福島第一原子力発電所

# 特定原子力施設に係る実施計画

平成２４年１２月

（平成２５年８月一部補正）

東京電力株式会社

目次

はじめに

Ⅰ　特定原子力施設の全体工程及びリスク評価
1　全体工程・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅰ-1-1
1.1　１～４号機の工程・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅰ-1-1-1
1.2　５・６号機の工程・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅰ-1-2-1
2　リスク評価
2.1　リスク評価の考え方・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅰ-2-1-1
2.2　特定原子力施設の敷地境界及び敷地外への影響評価・・・・・・・Ⅰ-2-2-1
2.3　特定原子力施設における主なリスク・・・・・・・・・・・・・・・Ⅰ-2-3-1
2.4　特定原子力施設の今後のリスク低減対策・・・・・・・・・・・・・Ⅰ-2-4-1

Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備
1　設計，設備について考慮する事項
1.1　原子炉等の監視・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-1-1-1
1.2　残留熱の除去・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-1-2-1
1.3　原子炉格納施設雰囲気の監視等・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-1-3-1
1.4　不活性雰囲気の維持・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-1-4-1
1.5　燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理・・・・・・・Ⅱ-1-5-1
1.6　電源の確保・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-1-6-1
1.7　電源喪失に対する設計上の考慮・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-1-7-1
1.8　放射性固体廃棄物の処理・保管・管理・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-1-8-1
1.9　放射性液体廃棄物の処理・保管・管理・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-1-9-1
1.10　放射性気体廃棄物の処理・管理・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-1-10-1
1.11　放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等・・・・Ⅱ-1-11-1
1.12　作業者の被ばく線量の管理等・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-1-12-1
1.13　緊急時対策・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-1-13-1
1.14　設計上の考慮・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-1-14-1
2　特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画
2.1　原子炉圧力容器・格納容器注水設備・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-1-1
2.2　原子炉格納容器内窒素封入設備・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-2-1
2.3　使用済燃料プール設備・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-3-1
2.4　原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備・・・・・・・・・Ⅱ-2-4-1
2.5　汚染水処理設備等・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-5-1

2.6　滞留水を貯留している（滞留している場合を含む）建屋・・・・ Ⅱ-2-6-1
2.7　電気系統設備・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ Ⅱ-2-7-1
2.8　原子炉格納容器ガス管理設備・・・・・・・・・・・・・・・・・ Ⅱ-2-8-1
2.9　原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器・・・・・・・ Ⅱ-2-9-1
2.10　放射性固体廃棄物等の管理施設・・・・・・・・・・・・・・・ Ⅱ-2-10-1
2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備・・・・・・・・・・ Ⅱ-2-11-1
2.12　使用済燃料共用プール設備・・・・・・・・・・・・・・・・・ Ⅱ-2-12-1
2.13　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備・・・・・・・・・・・・・ Ⅱ-2-13-1
2.14　監視室・制御室・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ Ⅱ-2-14-1
2.15　放射線管理関係設備等・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ Ⅱ-2-15-1
2.16　放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設・・・・・・・・・・・ Ⅱ-2-16-1
2.17　放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備）
・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ Ⅱ-2-17-1
2.18　５・６号機に関する共通事項・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-18-1
2.19　５・６号機　原子炉圧力容器・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-19-1
2.20　５・６号機　原子炉格納施設・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-20-1
2.21　５・６号機　制御棒及び制御棒駆動系・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-21-1
2.22　５・６号機　残留熱除去系・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-22-1
2.23　５・６号機　非常用炉心冷却系・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-23-1
2.24　５・６号機　復水補給水系・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-24-1
2.25　５・６号機　原子炉冷却材浄化系・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-25-1
2.26　５・６号機　原子炉建屋常用換気系・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-26-1
2.27　５・６号機　燃料プール冷却浄化系・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-27-1
2.28　５・６号機　燃料取扱系及び燃料貯蔵設備・・・・・・・・・・Ⅱ-2-28-1
2.29　５・６号機　非常用ガス処理系・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-29-1
2.30　５・６号機　中央制御室換気系・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-30-1
2.31　５・６号機　構内用輸送容器・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-31-1
2.32　５・６号機　電源系統設備・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-32-1
2.33　５・６号機　放射性液体廃棄物処理系・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-33-1
2.34　５・６号機　計測制御設備・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-34-1

Ⅲ　特定原子力施設の保安・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ Ⅲ-1
第１編　（１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉に係る保安措置）　・・・Ⅲ-1-1-1
第２編　（５号炉及び６号炉に係る保安措置）・・・・・・・・・・・・Ⅲ-2-1-1
第３編　（保安に係る補足説明）
1　運転管理に係る補足説明

1.1 巡視点検の考え方・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅲ-3-1-1-1
1.2 火災への対応・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅲ-3-1-2-1
1.3 地震及び津波への対応・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅲ-3-1-3-1
1.4 豪雨，台風，竜巻への対応・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅲ-3-1-4-1
1.5 ５・６号機　滞留水の影響を踏まえた設備の運転管理について・・Ⅲ-3-1-5-1
1.6 安全確保等の運転責任者について・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅲ-3-1-6-1
2　放射性廃棄物等の管理に係る補足説明
2.1 放射性廃棄物等の管理・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅲ-3-2-1-1-1
2.2 線量評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅲ-3-2-2-1-1
3　放射線管理に係る補足説明
3.1 放射線防護及び管理・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅲ-3-3-1-1
4　保守管理に係る補足説明
4.1 保全計画策定の考え方・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅲ-3-4-1-1
4.2 ５・６号機　滞留水の影響を踏まえた設備の保守管理について・・Ⅲ-3-4-2-1

Ⅳ　特定核燃料物質の防護・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ Ⅳ-1

Ⅴ　燃料デブリの取出し・廃炉・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ Ⅴ-1

Ⅵ　実施計画の実施に関する理解促進・・・・・・・・・・・・・・・・・ Ⅵ-1

Ⅶ　実施計画に係る検査の受検・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ Ⅶ-1

# はじめに

## (1)　特定原子力施設に係る実施計画作成に対する基本方針

本実施計画は，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第６４条の２第１項の規定に基づき，特定原子力施設に指定された東京電力株式会社福島第一原子力発電所に関して，同法第６４条の３第１項の規定に基づき，作成するものである。

本実施計画の作成にあたっては，原子力規制委員会より示された「措置を講ずべき事項」に対して，特定原子力施設に関する保安又は特定核燃料物質の防護ための措置を可能な限り具体化することを基本とした。

また，本実施計画については，その内容に固執するものではなく，現場の状況や今後の技術開発の状況を踏まえ，現場における作業に支障がないように迅速かつ柔軟に見直し等の対応を行うこととする。本実施計画の取組の実施に向けた基本原則を以下に示す。

① 地域の皆さまと作業員の安全確保を大前提に，廃止措置等に向けた中長期の取組を計画的に実施していく。

② 中長期の取組を実施していくにあたっては，透明性を確保し，地域及び国民の皆さまのご理解をいただきながら進めていく。

③ 実施計画は現場の状況や研究開発成果等を踏まえ，継続的に見直していく。

当社は，本実施計画で具体化された措置等を速やかに実施することで，特定原子力施設から敷地外への放射性物質の影響を極力低減させ，事故前のレベルとすることを目標とする。この目標の達成に向けて現状の大きなリスクは，溶融した燃料（燃料デブリ）及び使用済燃料の冷却不全，再臨界，水素爆発，汚染水の漏えい，自然災害等による放射性物質の放出であり，特に至近の課題解決として以下の内容を最優先事項とするとともに，特定原子力施設全体のリスクの低減や最適化を図っていく。

① 汚染水の発生量の低減と確実な処理による汚染水貯蔵量の低減

② 使用済燃料の使用済燃料プールからの早期取り出し

また，地震・津波等の基準の見直しが発生した場合には，必要に応じて実施計画へ適切に反映していく。さらに多くの作業がこれまでに経験のない技術的困難性を伴うものであることを認識した上で，海外の事故対応等に係る知見・経験を十分に活用し，廃止措置を安全かつ速やかに実施していくこととする。

## (2)　本実施計画に基づく取組に対する経営層の関与

福島における事故の教訓を踏まえ，原子力安全の確保は経営上の最重要課題であると認識し，原子力改革を進めるとともに，トップマネジメントを含む経営層自らが品質保証に深く関与していく。また本実施計画に基づく安全確保や信頼性向上の取組に対して，経営層自らが現場のリスクを強く認識した上で方針を明確にし，実施状況を確認するための仕組みを構築し，適切な資源配分を含めた実効性のある組織運営を実現していく。

また取組の基盤となる安全文化の醸成に対しても，これまで以上に関与を強め，協力企業を含めて組織の隅々まで安全文化が浸透し，醸成されるように努めていく。

# Ⅰ　特定原子力施設の全体工程及びリスク評価

1　全体工程

東京電力(株)福島第一原子力発電所については，事故発生後，政府及び東京電力は，「東京電力福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋　当面の取組ロードマップ」をとりまとめ，これに基づいて事故の早期収束に向けた取組を進めてきた。

2011 年 7 月には，上記ロードマップにおけるステップ 1 の目標である「放射線量が着実に減少傾向にある」状況の達成，同年 12 月には，ステップ 2 の目標である「放射性物質の放出が管理され，放射線量が大幅に抑えられている」状況を達成した。

中長期の取組については，2011 年 8 月の原子力委員会に設置された「東京電力(株)福島第一原子力発電所における中長期措置検討専門部会」により，福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置に係る技術課題や研究開発項目の整理が行われ，「燃料デブリ取り出し開始までの期間は 10 年以内を目標。廃止措置がすべて終了するまでは 30 年以上の期間を要するものと推定される。」との整理が行われた。2011 年 11 月には，経済産業大臣及び原発事故収束・再発防止担当大臣より，廃止措置等に向けた中長期ロードマップを策定するよう，東京電力，資源エネルギー庁及び原子力安全・保安院（当時）に対して指示が出され，2011 年 12 月 21 日に原子力災害本部政府・東京電力中長期対策会議において中長期ロードマップの初版を決定した。

その後，ステップ 2 完了以降も漏水などのトラブルが発生していた状況を受けて，東京電力は，原子力安全・保安院（当時）の指示を受け，中長期的な信頼性向上のために優先的に取り組むべき事項についての具体的な計画（以下「信頼性向上計画」という。）を策定し，2012 年 7 月 25 日には，原子力安全・保安院（当時）から評価結果が公表された。これを受け，2012 年 7 月 30 日，信頼性向上計画や，それまでの取組の進捗状況を反映して中長期ロードマップの改訂が行われた。

さらに，2013 年 2 月 8 日，原子力災害対策本部において，燃料デブリ取り出し等に向けた研究開発体制の強化を図るとともに，現場の作業と研究開発の進捗管理を一体的に進めていく体制を構築することを目的として，東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議（以下「廃炉対策推進会議」という。）が設置された（これに伴い，政府・東京電力中長期対策会議は廃止)。2013 年 3 月 7 日に，廃炉対策推進会議（第１回）が開催され，燃料デブリ取り出しのスケジュール前倒しなど検討を進め，同年 6 月中を目途に「改訂版ロードマップ」を取りまとめるよう，議長である茂木経済産業大臣から指示が出された。

これを受け，廃炉対策推進会議の事務局会議において，6 月 10 日に，改訂のための「検討のたたき台」を策定，公表し，福島県，地元自治体，有識者からの御意見を踏まえながら，中長期ロードマップの改訂版をとりまとめ，6 月 27 日に廃炉対策推進会議おいて決定された。

本実施計画において，１～４号機の廃止措置までの全体工程については，中長期ロードマップに沿った工程を 1.1 に示す。また５・６号機については，冷温停止の維持・継続等の工程を 1.2 に示す。

## 1.1　1～4号機の工程

### 1.1.1　中長期ロードマップの主要スケジュール

添付資料－1に福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップに沿った主要スケジュールを示す。

中長期ロードマップにおける工程・作業内容は今後の現場状況や研究開発成果等によって変わり得るものであり，これらを踏まえ，継続的に検証を加えながら見直していくこととする。以下の1.1.2から1.1.4では，中長期ロードマップからの抜粋を示す。

### 1.1.2　中長期ロードマップの期間区分の考え方

【第1期】ステップ2[1] 完了～初号機の使用済燃料プール内の燃料取り出し開始まで
（目標はステップ2完了から2年以内）

- 使用済燃料プール内の燃料取り出し開始のための準備作業を行うとともに，燃料デブリ取り出しに必要な研究開発を実施し，現場調査にも着手する等，廃止措置等に向けた集中準備期間となる。

【第2期】第1期終了～初号機の燃料デブリ取り出し開始まで
（目標はステップ2完了から10年以内）

- 当該期間中は，燃料デブリ取り出しに向けて多くの研究開発や原子炉格納容器の補修作業などが本格化する。
- また，当該期間中の進捗を判断するための目安として，（前），（中），（後）の3段階に区分。

【第3期】第2期終了～廃止措置終了まで
（目標はステップ2完了から30～40年後）

- 燃料デブリ取り出しから廃止措置終了までの実行期間。

現在，第1期の作業中であり，4号機使用済燃料プール内の燃料取り出しを2013年11月までに開始することにより，半年以内に第2期へ移行する予定である。第2期以降の各作業は技術的にも一層多くの課題があり，段階的に工程を進めていくことが必要となる。このため，次工程へ進む判断の重要なポイントにおいて，追加的に必要となる研究開発や，工程又は作業内容の見直しも含めて検討・判断することとしており，これを判断ポイント（HP[2]）として設定している。

---

[1] ステップ2：福島第一原子力発電所の事故収束の道筋として定められたステップの一つ。「放射性物質の放出が管理され，放射線量が大幅に抑えられている」状況を目標としたもの。

[2] 号機別の使用済み燃料プールからの燃料取り出し，燃料デブリ取り出しに向けたHPにおいては，次工程の候補が複数存在する場合に，直前工程の結果を踏まえ，どの工程を選択するかを確認・判断することとなる。

1.1.3　号機別の使用済燃料プールからの燃料取り出し，燃料デブリ取り出しの具体的計画と判断ポイント

今回の見直しにより，号機別の状況の違いを詳細に分析し，スケジュールの前倒しを検討した。号機別の使用済燃料プールからの燃料取り出し[3]，原子炉格納容器等からの燃料デブリ取り出し[4]に当たっては，複数のプランを用意し，プランの絞り込みや修正・変更を行う可能性が想定される時期的なポイントを，HP として設定・明示した（図１．１－１～図１．１－３）。

（１）１号機

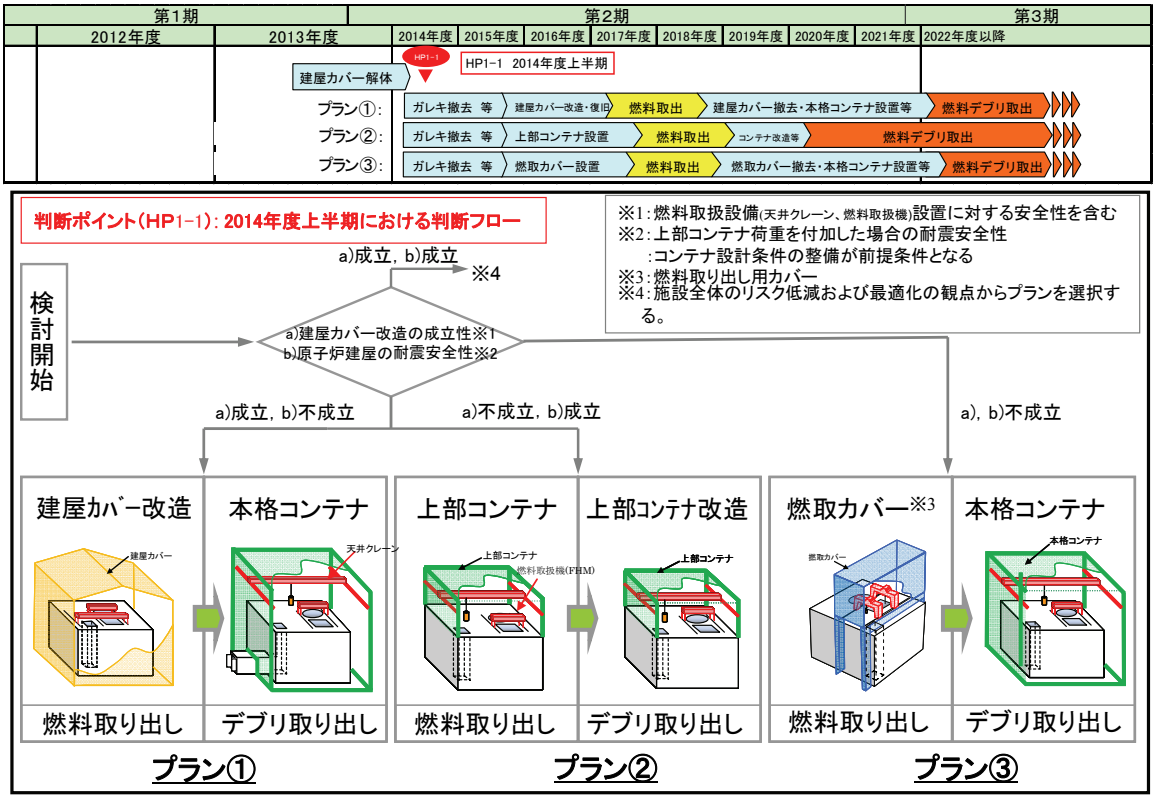



図１．１－１　１号機使用済燃料プールからの燃料取り出し・燃料デブリ取り出しの計画

１号機原子炉建屋は，水素爆発により原子炉建屋上部が破損したため，建屋からの放射性物質の飛散抑制を目的として 2011 年 10 月に建屋カバー[5]を設置した。その後，原子炉の安定冷却の継続により，放射性物質の放出量は減少した。今後，建屋カバーを解体し，オペレーティングフロア上部のガレキ撤去を実施する予定である。

[3] 1～4 号機の使用済燃料プールからの燃料の取り出し作業を「燃料取り出し」と呼ぶ。
[4] 1～3 号機の炉心損傷により生じた燃料デブリの取り出し作業を「燃料デブリ取り出し」と呼ぶ。
[5] 建屋カバーとは，原子炉建屋からの放射性物質の飛散抑制を目的として１号機に設置した構築物。

【プラン①】建屋カバーを改造し，オペレーティングフロア上に燃料取り出し作業のための燃料取扱設備を設置し燃料を取り出す計画。燃料デブリ取り出しは，建屋カバーを撤去後に本格コンテナ[6]を設置し実施する。

（目標工程）

・燃料取り出し開始（2017 年度上半期）

・燃料デブリ取り出し開始（2022 年度上半期）

（判断条件）

・既存建屋カバーが耐震性及び施工性の観点から改造可能であること

・既存原子炉建屋のオペレーティングフロアに燃料取扱い設備を設置できること

【プラン②】建屋カバーの改造が実施できない場合に，燃料取り出しに必要な機能を持たせた上部コンテナ を設置して燃料を取り出す計画。その後，上部コンテナを改造し，燃料デブリ取り出しに必要な機能を持たせた上で燃料デブリを取り出す。

（目標工程）

・燃料取り出し開始（2017 年度下半期）

・燃料デブリ取り出し開始（2020 年度上半期）

（判断条件）

・原子炉建屋の耐震安全性評価結果から上部コンテナを設置可能であること

・コンテナの設計条件の整備が完了していること

【プラン③】建屋カバーの改造の成立性，原子炉建屋の耐震安全性の評価結果及びコンテナの設計条件の整備において，プラン①とプラン②が成立しない場合の計画。

（目標工程）

・燃料取り出し開始（2017 年度下半期）

・燃料デブリ取り出し開始（2022 年度下半期）

＜プラン①～③を決める HP＞

**（HP1－1）燃料取り出し計画，燃料デブリ取り出し計画の選択（2014 年度上半期）**

燃料取り出し計画，燃料デブリ取り出し計画は，上部コンテナ及び本格コンテナを設計する上で必要となる条件の検討を進めるとともに，建屋カバー改造の成立性，原子炉建屋の耐震安全性の評価結果を踏まえ決定する。

＜燃料デブリ取り出し開始の時期を判断する HP＞

[6] コンテナとは，燃料デブリを取り出すための設備を設置し，作業に求められる環境を整備するための構築物を指し，原子炉建屋を覆うコンテナを本格コンテナと呼ぶ。

**（HP1－2）燃料デブリ取り出し方法の確定**

1号機の燃料デブリ取り出し設備設置が可能となるよう，燃料デブリ取り出し工法・装置の開発を行い，プラン①においては 2020 年度下半期，プラン②においては 2019 年度上半期，プラン③においては 2020 年度下半期までに取り出し方法を確定する。

（２） ２号機

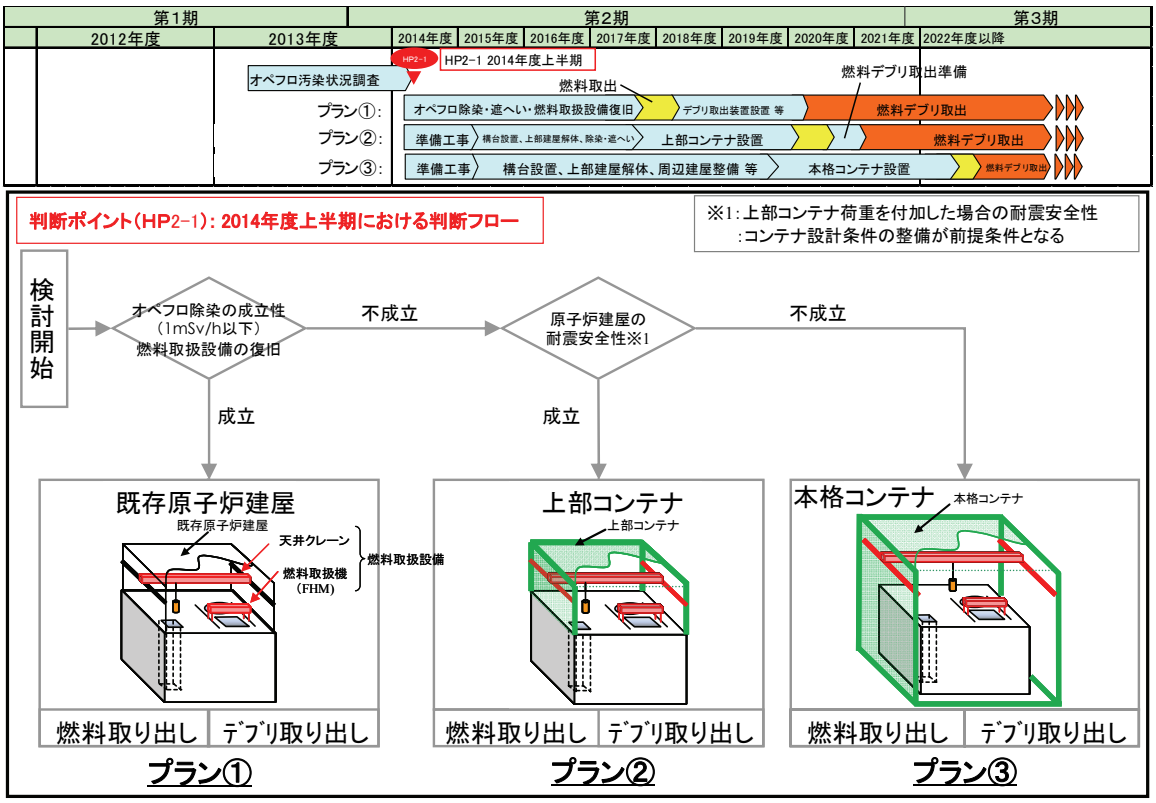



図１．１－２　２号機使用済燃料プールからの燃料取り出し・燃料デブリ取り出しの計画

２号機原子炉建屋は，水素爆発による損傷はないが，建屋内の線量が非常に高い状況である。今後，オペレーティングフロアの汚染状況調査を実施する予定。

【プラン①】除染・遮へいによりオペレーティングフロアの線量を低減した上で，既存の燃料取扱設備の復旧を行い，燃料デブリ取り出しは，原子炉建屋内に燃料デブリ取り出し装置を設置して行う計画。

（目標工程）

・燃料取り出し開始（2017 年度下半期）

・燃料デブリ取り出し開始（2020 年度上半期）

（判断条件）

・オペレーティングフロアの汚染状況の詳細調査を行い，線量を低減できること

・既存の燃料取扱設備の復旧が可能であること

【プラン②】オペレーティングフロアの除染と既存燃料取扱設備の復旧が成立しない場合に，燃料取り出しに必要な機能を持たせた上部コンテナを設置して燃料を取り出す計画。

（目標工程）
・燃料取り出し開始（2020 年度上半期）
・燃料デブリ取り出し開始（2021 年度上半期）
（判断条件）
・原子炉建屋の耐震安全性評価結果から上部コンテナを設置可能であること
・コンテナの設計条件の整備が完了していること

【プラン③】オペレーティングフロアの除染，既存の燃料取扱設備の復旧及び原子炉建屋の耐震安全性の評価結果及びコンテナの設計条件の整備において，プラン①とプラン②が成立しない場合の計画。
（目標工程）
・燃料取り出し開始（2023 年度上半期）
・燃料デブリ取り出し開始（2024 年度上半期）

＜プラン①～③を決める HP＞
**（HP2－1）燃料取り出し計画，燃料デブリ取り出し計画の選択（2014 年度上半期）**
燃料取り出し計画，燃料デブリ取り出し計画は，上部コンテナ及び本格コンテナ設計条件の整備を進めるとともに，オペレーティングフロアの汚染状況調査，燃料取扱設備の復旧可能性及び原子炉建屋の耐震安全性の評価結果を踏まえ決定する。

＜燃料デブリ取り出し開始の時期を判断する HP＞
**（HP2－2）燃料デブリ取り出し方法の確定**
2 号機の燃料デブリ取り出し設備設置が可能となるよう，燃料デブリ取り出し工法・装置の開発を行い，プラン①においては 2018 年度上半期，プラン②においては 2018 年度上半期，プラン③においては 2021 年度上半期までに取り出し方法を確定する。

（３） ３号機

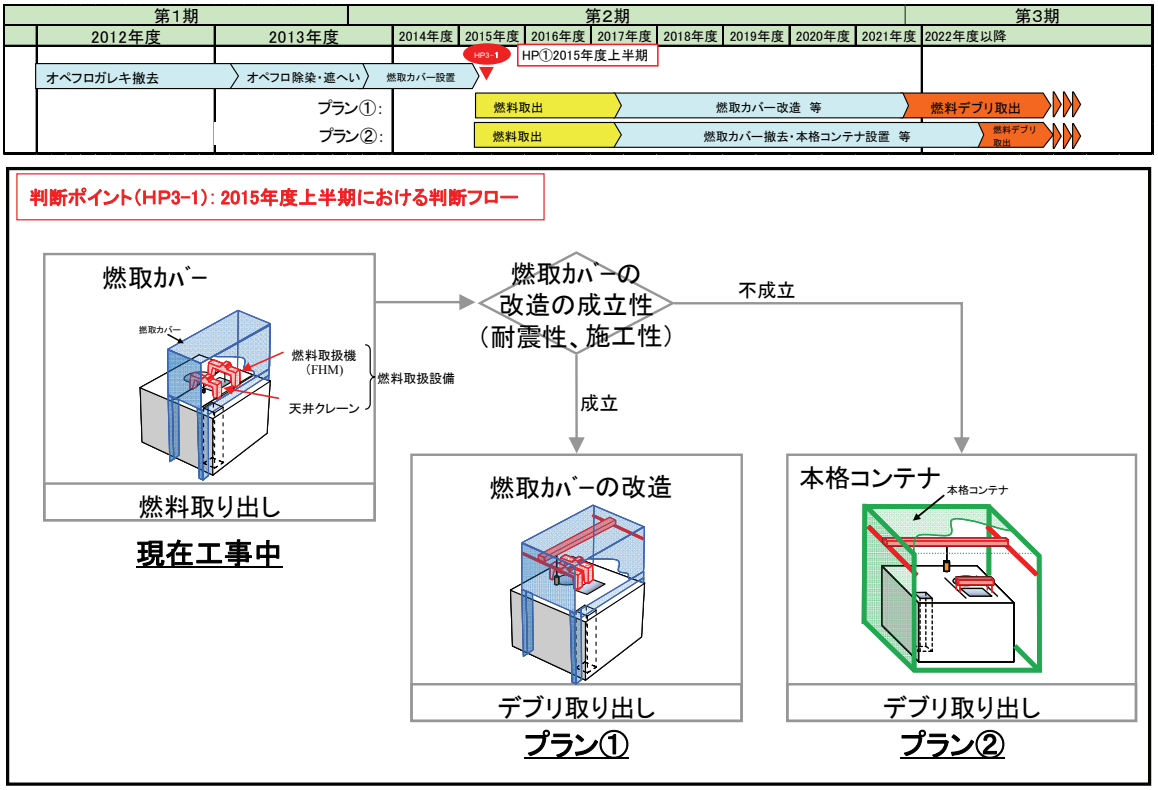



図１．１－３　３号機使用済燃料プールからの燃料取り出し・燃料デブリ取り出しの計画

３号機原子炉建屋は，オペレーティングフロア上部に，ガレキが複雑に積み重なっており，オペレーティングフロアの線量が非常に高い状況であった。現在，オペレーティングフロア上部や使用済燃料プール内のガレキ撤去を実施している。今後，燃料取り出し用カバー及び燃料取扱設備を設置する予定。

【プラン①】使用済燃料プール内の燃料を燃料取り出し用カバーに設置された燃料取扱設備を用いて取り出し，その後，当該カバーを改造し，燃料デブリを取り出す計画。

（目標工程）

・燃料取り出し開始（2015 年度上半期）

・燃料デブリ取り出し開始（2021 年度下半期）

（判断条件）

・耐震性，施工性の観点からの燃料取り出し用カバーの改造が可能であること

【プラン②】プラン①において，燃料取り出し用カバーの改造が耐震性，施工性の面で成立しない場合の計画。

（目標工程）

・燃料取り出し開始（2015 年度上半期）

・燃料デブリ取り出し開始（2023 年度下半期）

＜プラン①，②を決める HP＞

**（HP3－1）燃料デブリ取り出し計画の選択（2015 年度上半期）**

燃料デブリ取り出し計画は，耐震性，施工性の観点から燃料取り出し用カバーの改造の成立性を検討し，その結果を踏まえ決定する。

＜燃料デブリ取り出し開始の時期を判断する HP＞

**（HP3－2）燃料デブリ取り出し方法の確定**

3 号機の燃料デブリ取り出し設備設置が可能となるよう，燃料デブリ取り出し工法・装置の開発を行い，プラン①においては 2019 年度下半期，プラン②においては 2019 年度下半期までに取り出し方法を確定する。

（４） 4 号機

4 号機原子炉建屋のオペレーティングフロア上部におけるガレキ撤去は，2012 年 12 月に完了し，燃料取り出し用カバーの設置工事を実施している。現在，燃料取り出し用カバーの内部に燃料取り出し作業のための燃料取扱設備の設置工事中である。

使用済燃料プールからの燃料取り出し開始をステップ 2 完了（2011 年 12 月）後，2 年以内としていたが，燃料取り出し用カバーの鉄骨，外装，屋根工事の工程短縮や並行作業等を織り込むことにより，目標の前倒しを行い，2013 年 11 月からの燃料取り出し開始を目指す。

燃料取り出し作業は，作業環境下による効率低下，機器故障・トラブル対応等のリスクが想定されるものの，事前の新燃料取り出しの結果，燃料取扱いに影響しそうな変形，腐食が見られず，想定していたスケジュールに遅延が生じる可能性が低いことが確認されている。また，構内用輸送容器 2 基を用いた並行作業により，当初計画の取り出し期間を 2 年程度から 1 年程度へ短縮し，2014 年末頃の燃料取り出し作業の完了を目指す。

（目標工程）

・燃料取り出しの開始（2013 年 11 月）

・燃料取り出しの完了（2014 年末頃）

（５）共通設備・共通事項

①使用済燃料プールからの燃料取り出し関係

（使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る作業ステップは，添付資料－３を参照）

(a) 共用プール・乾式キャスク仮保管設備

使用済燃料プールから取り出した燃料を発電所内にある共用プールに移送し，安定的に貯蔵することを基本とする。燃料取り出しに当たっては，発生するリスクと対策を明確にしていく。（燃料取り出しに係る，各燃料の移動は図１．１－４を参照）。

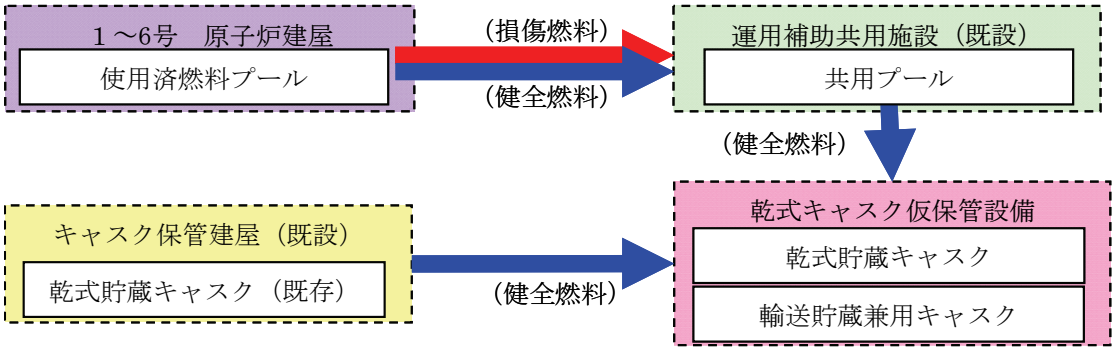



図１．１－４　福島第一原子力発電所における燃料取り出しに係る燃料の移動

共用プール内に事故前から貯蔵中の健全な使用済燃料は，新たに設置する乾式キャスク仮保管設備に搬出することとしている。この乾式キャスク仮保管設備（図１．１－５）は，津波により被災したキャスク保管建屋に保管していた 9 基の乾式貯蔵キャスクを仮保管するため，2013 年 4 月に受け入れ運用を開始している。1～4 号機の使用済燃料プールに保管中の全ての燃料を共用プールに受け入れるためには乾式キャスク仮保管設備の容量に不足が発生すること等から，乾式キャスク仮保管設備の増設を行う予定。また，乾式キャスクの確実な調達に取り組む。

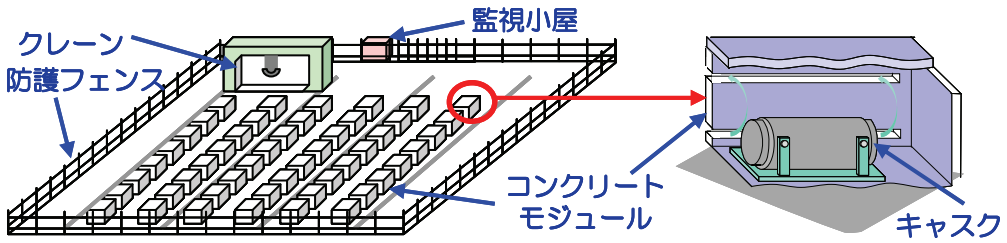



図１．１－５　乾式キャスク仮保管設備の概要図

【目標工程】

2013 年度上半期　共用プールに保管している使用済燃料を乾式キャスクに収納し，乾式キャスク仮保管設備に輸送開始

2014 年度上半期　共用プールにおける損傷燃料受入のためのラックの入れ替え

(b) 構内用輸送容器・収納缶

使用済燃料プールから共用プールへの健全な燃料の移送については，既存の構内用輸送容器を適用することの検討に加え，作業エリアの線量が高い号機では，遠隔操作可能な燃料取扱設備，構内用輸送容器を新規に製造する方針で対応する。

4 号機では，福島第一原子力発電所において構内輸送用として従来使用している輸送容器 2 基を使用する予定としている。

損傷燃料は，損傷形態に応じて放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とした上で，構内用輸送容器に収納し，移送する。

【目標工程】

2014 年度下半期　4 号機以降の燃料取り出しにおいて，損傷燃料が確認された場合に使用する可能性のある収納缶の調達

2014 年度下半期　3 号機の使用済燃料プールからの燃料取り出し等に使用する遠隔操作対応の輸送容器の開発・調達

(c) 取り出した後の燃料の取り扱い

使用済燃料プールから取り出した燃料は，当面の間，共用プールに保管する。これに並行して，海水の影響等も踏まえた長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を実施する。

【目標工程】

2017 年度頃　使用済燃料プールから取り出した燃料集合体の長期健全性評価終了

2017 年度頃　使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討終了

2020 年度頃　使用済燃料の処理・保管方法の決定（HP SF－1）

HP SF－1 では，使用済燃料プールから取り出した燃料の長期健全性の評価，処理に向けた検討結果を踏まえ，将来の処理・保管方法を決定する。

②燃料デブリ取り出し準備関係

＜基本方針＞

燃料デブリ取り出し開始時期は，号機別の状況の違いや現場作業工程等によって，号機別に複数想定している一方で，燃料デブリ取り出しに向けて必要となる研究開発は，各号機に共通したプロジェクトとして効率的に進め，初号機の燃料デブリ取り出し開始時期（2020 年度上半期）を踏まえたスケジュールにより進めていく必要がある。

現在，燃料デブリの位置・性状，原子炉格納容器・圧力容器の損傷箇所等の詳細状況は不明であるが，TMI-2[7]と同様に，燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法（以下「冠水工法」という。）が，作業被ばく低減等の観点から最も確実な方法であると考えられる。

水中で燃料デブリを取り出すためには，高線量・狭隘等の厳しい環境下において，原子

[7] 米国スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号機

炉格納容器水張りに向けた止水を行う必要がある。このため，原子炉格納容器の止水に向けた調査及び補修（止水）をするための技術・工法の開発を早急かつ着実に進めることが必要である。

また，燃料デブリを取り出すための工法及び機器・装置開発を並行して着実に進めることも必要であり，この開発に資するため，燃料デブリの位置・性状等を可能な限り把握するための研究開発を並行して進め，その成果を燃料デブリ取り出し工法や機器・装置開発に活かすことが求められている。

加えて，燃料デブリ取り出し工法や機器・装置の開発状況は，各号機に設置する予定の上部コンテナ又は本格コンテナ等の設計にも反映させる必要がある。

上記の条件を念頭に置き，冠水工法による作業ステップ（添付資料－４参照）に沿って，以下の具体的計画(a)～(k)に示す燃料デブリ取り出しに向けた準備を，研究開発や現場作業の進捗等を確認しながら段階的に進めていく。

なお，過酷な事故の影響を受けた原子炉格納容器の上部まで冠水させるための技術は，多段階で難しい課題を抱えており，原子炉格納容器上部まで冠水することが困難となる場合も想定される。このため，原子炉格納容器に水を張らずに燃料デブリを取り出す代替工法についても併せて検討を進めていく。

＜具体的計画＞

(a)原子炉建屋内線量低減

原子炉建屋内は依然として高線量な状態にあり，ガレキ・粉塵等が散在し，作業員のアクセスが困難であるため，原子炉建屋内の状況調査を行い，核種を踏まえて汚染状況を推定・評価し，適用可能な除染技術を整理するとともに，遠隔操作が可能な除染装置を開発し，原子炉建屋内の除染等を実施してアクセス性を確保する。

【目標工程】

2014 年度上半期　初号機として 2 号機の原子炉格納容器下部調査が可能となるよう除染等を完了

2015 年度上半期　初号機として 2 号機の原子炉格納容器上部調査が可能となるよう除染等を完了

2019 年度下半期　原子炉建屋内の線量低減完了

(b)原子炉格納容器の水張りに向けた調査・補修

燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法が作業被ばく低減等の観点から最も確実な方法であると考えられるため，原子炉格納容器の調査・補修（止水）装置を開発し，原子炉格納容器の水張りに向けた調査・補修を実施する。また，代替工法として，原子炉格納容器に水を張らずに燃料デブリを取り出す工法についても併せて検討を進めていく。

【目標工程】

2016 年度下半期　初号機として 2 号機の原子炉格納容器下部補修（止水）方法の確定（HP DE－1）

2017 年度上半期　原子炉格納容器下部補修（止水）に着手

2018 年度上半期　原子炉格納容器上部補修（止水）方法の確定（HP DE－3）

(c)原子炉格納容器の内部調査

燃料デブリの取り出しに当たっては，燃料デブリの位置を特定することが必要であるため，原子炉格納容器内の状況を調査する装置を開発し，燃料デブリの位置，分布，形状などの情報を取得する。その際，燃料デブリの状況が，国内外の関係機関にとっても貴重な情報であることを踏まえ，注意深く，情報を集め，分析し，記録を残す。

【目標工程】

2016 年度下半期　原子炉格納容器内調査方法の確定（HP DE―2）

2016 年度下半期　原子炉格納容器内部調査の開始

(d)原子炉圧力容器の内部調査

燃料デブリの取り出し前には，原子炉圧力容器内の状況（燃料デブリ，炉内の損傷・汚染機器の状況）把握に資する調査技術を開発することが必要であり，これらの対策を講じる。その際，前項と同様に，燃料デブリの状況が，国内外の関係機関にとっても貴重な情報であることを踏まえ，注意深く，情報を集め，分析し，記録を残す。

【目標工程】

2018 年度下半期　原子炉圧力容器内部調査方法の確定（HP DE－4）

2019 年度下半期　原子炉圧力容器内部調査の開始

(e)燃料デブリ取り出し技術の整備

燃料デブリ取り出しのための前提条件を整理し，原子炉開放や炉内構造物の取り出しも含めた燃料デブリの取り出し装置を開発する。

【目標工程】

2018 年度上半期　燃料デブリ・炉内構造物取り出し方法の確定（HP DE－5 の一部）

2020 年度上半期　初号機の燃料デブリ取り出しの開始（最速プランの場合）

(f)燃料デブリ収納・移送・保管

燃料デブリ収納・移送・保管に関する基本的な考え方は TMI-2 が参考となるが，福島第一原子力発電所事故により発生した燃料デブリの方が一層高い線量・発熱量であると推定されるため，炉内状況を把握した上で，燃料デブリ収納・移送・保管に関する技術開発を行う。

【目標工程】

2019 年度下半期　燃料デブリ収納缶の開発・準備完了（HP DE－5 の一部）

2020 年度上半期　初号機から取り出された燃料デブリの収納・移送・保管の開始（最速プランの場合）

(g)原子炉圧力容器・格納容器の健全性評価

海水等が注入された原子炉圧力容器・格納容器の構造材に対する腐食や，原子炉圧力容器を支える構造物（ペデスタル）の事故後の高温等による強度低下が懸念されるため，各機器に想定される腐食速度や材料強度データ等を取得し，燃料デブリ取り出しまでの期間の構造健全性評価を行う。

【目標工程】

2015 年度下半期　冠水までのプラント状態を考慮した健全性・寿命延長効果再評価

2016 年度下半期　原子炉格納容器下部補修（止水）方法の確定（HP DE－1）（再掲）

(h)燃料デブリの臨界管理

燃料デブリを取り出す過程において，注水，取り出し作業等を行うことに伴い，燃料デブリの形状や水量が変化した場合でも再臨界を防止する必要があることから，中性子吸収材の開発に加え，未臨界評価やモニタリング技術の開発を行う。

【目標工程】

2019 年度下半期　燃料デブリ臨界管理技術の開発

2020 年度上半期　初号機の燃料デブリ取り出しの開始（最速プランの場合）（再掲）

(i)事故進展解析技術の高度化による炉内状況の把握

カメラ等の物理的な観測が当面困難である中で，原子炉内の状況を推定・把握する手段の一つとして期待される事故進展解析技術に関しては，現状，得られる結果に大きな不確かさがある。サイトでの実作業から得られる情報を分析し，過酷事故解析コード（MAAP[8] 及び SAMPSON[9] ）の高度化を図りながら，炉内状況の把握に努め，内部調査や機器開発の準備に反映する。

【目標工程】

2013 年度上半期　MAAP 及び SAMPSON のモデルの追加・改良

2013 年度下半期　改良版 MAAP 及び 2013 年度上期までの改良を反映した SAMPSON による炉内状況の評価

[8] 事故進展評価をモジュール化した過酷事故解析コード（Modular Accident Analysis Program）

[9] 並列演算を活用した機構論的モデルによる原子力過酷事故解析コード（Severe Accident Analysis Code with Mechanistic Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear Field）

2016 年度下半期　格納容器内部調査の開始

(j)燃料デブリの性状把握，処理・処分準備

福島第一原子力発電所事故により発生した燃料デブリの特性を，模擬デブリや TMI-2 デブリ等を用いた分析試験により把握する。また，燃料デブリ取り出し後の処理・処分に向けて処理技術の検討を進める。

【目標工程】

2015 年度下半期　模擬デブリ性状データ取り纏め
2016 年度上半期　燃料デブリ取り出し工法・装置開発の本格化
2016 年度上半期　実デブリサンプルを用いた性状把握に向けた計画策定開始
2017 年度下半期　放射性物質分析・研究施設の運用開始
2019 年度下半期　実デブリサンプルの性状データの燃料デブリ処理・処分に向けた研究開発等への反映開始
第 3 期　燃料デブリの処理・処分方法の決定（HP DE－6）

(k)燃料デブリの計量管理

日・IAEA 保障措置協定等に基づき，国及び IAEA に対して，燃料デブリ中の核燃料物質量の申告や核燃料物質の実在庫の調査報告が必要となっている。燃料デブリについては，燃料集合体を 1 単位とする通常の計量管理手法を適用することができないため，今後，燃料デブリの取り出し・保管を行うまでに，透明性を確保し合理的に計量管理を実施できる手法を構築する。

【目標工程】

2013 年度下半期　燃料デブリ中の核燃料物質測定技術の適用性評価完了
2014 年度上半期　燃料デブリ中の核燃料物質測定技術及び計量管理手法の開発着手
2019 年度下半期　燃料デブリ中の核燃料物質測定器の運用開始及び燃料デブリの計量管理方策の構築完了

【判断ポイント】

上記 HP について，その考え方を整理すると，以下のとおりとなる。

HP DE－1：原子炉格納容器下部の補修（止水）装置の開発完了及び原子炉格納容器下部からの取水系統の構築完了等をもって，原子炉格納容器下部の補修（止水）工事の着手を判断する。

HP DE－2：原子炉格納容器内部の調査方法及び装置の開発の完了等をもって，原子炉格納容器内部調査の開始を判断する。

HP DE－3：原子炉格納容器上部の補修（止水）装置の開発完了等をもって，原子炉格納容器上部の補修（止水）工事の着手を判断する。

HP DE－4：原子炉格納容器の上部（原子炉圧力容器を含む）までの水張り完了後，原子炉圧力容器内部調査方法及び装置開発の完了等を確認し，原子炉圧力容器内部調査の開始を判断する。

HP DE－5：燃料デブリの性状，臨界管理，計量管理，取り出し工法及び取り出し後の長期保管や処理処分の各観点の条件・状況に対して合理的に対応可能な技術開発が完了していることを確認し，燃料デブリ取り出しへの着手を判断する。

HP DE－6：取り出した燃料デブリについて，関連する研究開発及び政府の政策との整合性等を踏まえ，燃料デブリの処理・処分方法を決定する。

1.1.4　中長期ロードマップの実現に必要な他の具体的計画と判断ポイント

（１）原子炉の冷温停止状態の継続監視及び冷却計画

1～3 号機の燃料デブリを適切に冷却し，原子炉の安定状態を維持していくため，注水冷却を継続し，温度等のパラメータを継続監視するとともに，保守管理等による信頼性の維持・向上を図る。また，使用済燃料プールに貯蔵している使用済燃料についても，適切に冷却を継続していくため，循環冷却を継続していく。加えて，将来の燃料デブリ取り出しに向け，原子炉格納容器を止水するまでに，原子炉注水冷却ラインの小循環ループ化（格納容器循環冷却）の構築を検討する（図１．１－６）。

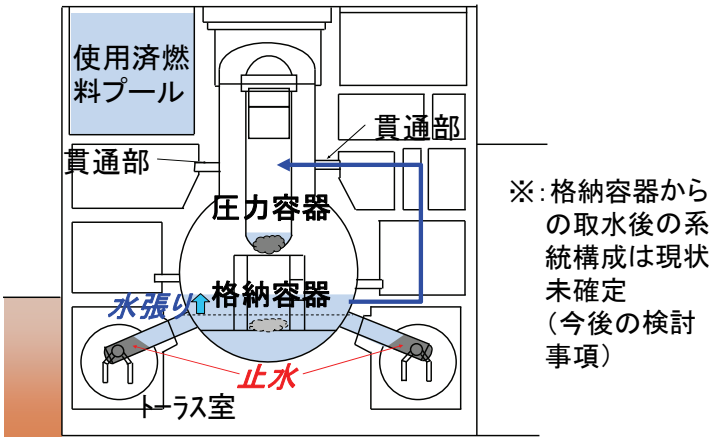



図１．１－６　原子炉冷却ラインの小循環（格納容器循環冷却）イメージ図

①原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の冷温停止状態の継続監視

＜基本方針＞

原子炉圧力容器の温度について，1 号機・3 号機は，保安規定の監視対象としている既設の温度計が概ね健全であることを確認しており，これらを用いた温度監視を継続している。2 号機は，保安規定の監視対象としている既設温度計が，故障によって，現在１個しか機能していないことから，交換可能な温度計１個を追加設置し，温度を監視している。温度監視が可能な箇所を選定し，各号機の温度監視のバックアップが保たれるようにする。

1 号機・2 号機の原子炉格納容器内の温度については，格納容器内部調査の際に，1 号機では常設監視計器（温度計・水位計）を設置し，監視を継続している。2 号機についても，今後，常設監視計器を設置する。3 号機については，線量が高いため作業環境改善を図った上で，今後，格納容器内部調査を行うとともに常設監視計器を設置する。

各号機の温度の継続監視に加えて，燃料デブリの臨界の兆候を監視するため，1～3 号機とも，格納容器ガス管理システムを用いて，放射性気体（キセノン 135）の濃度を確認している。仮に臨界の兆候が見られた際には，原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。これらの緊急時の対応方法を整えつつ，今後も，冷温停止状態の連続監視を行う。

＜具体的計画＞

原子炉圧力容器内温度計について，既設温度計の故障に備えて追加温度計を設置できるように，1 号機は追加の温度計設置に向け，2013 年度中期を目途に，配管改造工法（切断・接続方法）についてモックアップ試験を行い，工法を確立する。3 号機は，2014 年 3 月を目途に除染・遮へいによる環境改善を実施後，現場調査（線量調査・寸法測定等）を行い，追加温度計の設置に使用できる配管の候補系統を具体化する。2 号機は，原子炉内調査の早期実施に合わせ追加の温度計設置が望ましいことから，2013年9月を目標に，TIP[10]案内管 への内視鏡・温度計の挿入による温度計設置（原子炉内調査を含む）を目指す。

また，原子炉格納容器内温度計について，3 号機は 2013 年度末までに原子炉建屋の作業環境改善を行った上で，常設監視計器を設置する。2 号機は，原子炉格納容器下部を含め更なる調査に資する温度計設置を試みており，継続して検討を行う。

②水素爆発のリスク低減

１～３号機原子炉格納容器内で水の放射性分解により発生する可能性がある水素爆発を防止するため，原子炉圧力容器及び格納容器への窒素充填を継続している。窒素充填に当たっては，各号機の格納容器内の水素濃度が可燃限界濃度（4%）を上回らないように窒素封入量を監視するとともに，水素濃度を監視している。

これらの取組に加え，間欠的に水素濃度の上昇が確認された１号機について，サプレッ

[10] TIP（Traversing Incore Probe System）：移動式炉内計装計（炉内の上下方向の中性子の分布を測定する装置）

ションチェンバ上部に残留する事故初期の水素濃度の高い気体を窒素により置換する取組を実施し，水素に関するリスクの低減を図っている。２号機も，想定より若干大きい水素濃度の上昇が観測された実績があり，１号機同様，サプレッションチェンバ上部に事故初期の水素濃度の高い気体が残留している可能性も考えられることから，残留の有無を確認するため，サプレッションチェンバへの窒素の試験封入を実施している。３号機は，水素濃度の上昇は観測されておらず，サプレッションチェンバ内の閉空間は安定な状態と考えられることから，パラメータの推移を確認している。

今後もこれらの取組を継続し，水素爆発のリスク低減に努める。

③循環注水冷却設備の信頼性向上

＜基本方針＞

燃料デブリを継続して注水冷却するため，漏えい防止の対策を講じる必要がある。このため，循環注水ラインを信頼性の高い材質へ変更するとともに，複数のバックアップ系統を設置する。

配管にポリエチレン管を使用する場合については，経年劣化評価・火災対策の強化を確実に実施していく。

＜具体的計画＞

循環注水ラインの更なる信頼性向上のため，①炉注水ラインの縮小による注水喪失リスクの低減，②耐震性の向上，③タンク容量の増加等の観点から，2013 年 6 月までに，現在のバッファタンクから，より信頼性の高い復水貯蔵タンクに水源を変更する。さらに，配管のポリエチレン管化や屋外配管の簡易トレンチ設置，ポンプ起動や流動調整の遠隔操作化等を行い，耐震性，耐津波性の向上や被ばく低減対策を行う。

④循環ラインの縮小／小循環ループ化

＜基本方針＞

現状，循環注水ライン（大循環）（図１．１－７）により滞留水の処理及び注水を実施しており，循環注水ラインの信頼性向上を継続するとともに，燃料デブリ取り出し及び建屋内の滞留水処理の完了を見据え，建屋外での汚染水の漏えいリスクを低減するために，小循環ループの実現を図る。

＜具体的計画＞

建屋内の滞留水を，現在の汚染水処理設備を経由せずに原子炉へ注水する建屋内循環ループについて，建屋内の滞留水水質が改善される状況を踏まえつつ，2014 年度末までのループ構築完了を目標に取り組む。

循環注水冷却は，タービン建屋を取水源としているため，建屋間止水，原子炉格納容器

の止水や建屋内の滞留水処理等の動向を踏まえ，計画的に取水源を変更することが必要である。これらを考慮しつつ，最終的に原子炉注水ラインの小循環ループ化（格納容器循環冷却）を構築することについて検討していく（図１．１－８参照）。

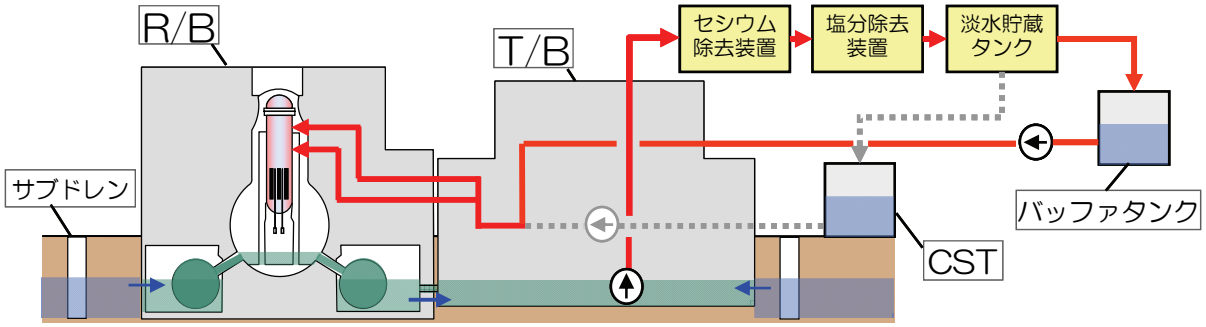
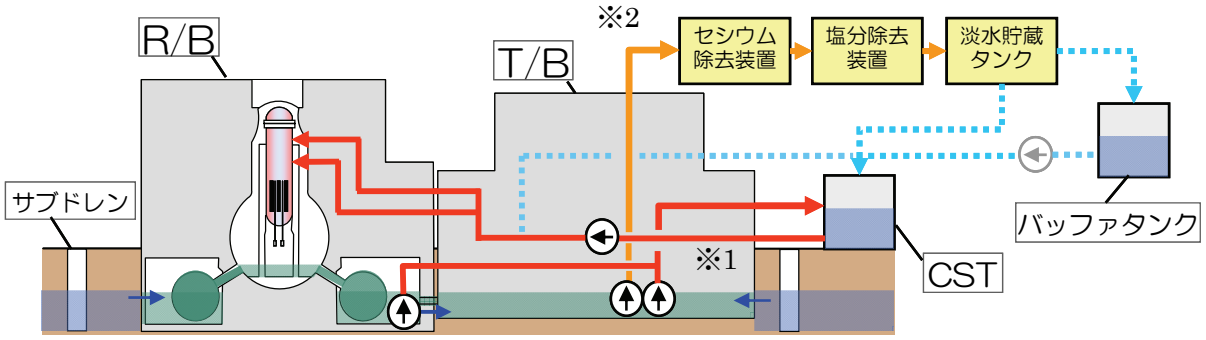



図１．１－７　循環注水ライン（大循環）　イメージ図




※1　取水位置等については，水質動向等を踏まえて継続検討中であり，検討結果に応じた系統構成とする予定

※2　建屋への地下水流入分の移送を意図しているが，汚染水対策等の状況に応じた系統構成とする予定

図１．１－８　建屋内循環ループ　イメージ図

【目標工程】

2014 年度下半期　建屋内循環ループの構築完了

2015 年度上半期　建屋内循環ループの開始

2016 年度中期～2017 年度中期
格納容器下部補修（止水）方法確定（HP CR－1）に向けた原子炉建屋及び格納容器下部からの取水設備設置完了

2018 年度中期　原子炉注水冷却ラインの小循環ループ化（格納容器循環冷却）の構築

⑤使用済燃料プールの循環冷却

＜基本方針＞

使用済燃料プールの循環冷却を継続することで，使用済燃料の健全性を確保する。また，使用済燃料プールの健全性に影響を与えうる，冷却水内の塩素イオン濃度は，2013 年 3 月までに制限値（100ppm）以下の濃度まで低減することを実現しており，今後，設備の信頼性向上により循環冷却の維持を図るとともに，温度等のパラメータ監視，塩素イオン濃度の維持を図る。

＜具体的計画＞

使用済燃料プール循環冷却を継続し，温度等のパラメータを継続監視するとともに，計画的な保守点検を行うことで，信頼性の維持・向上を図る。さらに，設備の予備品の確保及び対応手順を継続して整備する。

所内電源系の停電事故に対する対策としては，2013 年 3 月までに電源の多重化の工事を完了しており，今後，可搬式ディーゼル発電機（既存の可搬式ディーゼル発電機は共通設備として使用するが，使用済燃料プール用の可搬式のディーゼル発電機を追加する予定）の追加配備等の検討を進める。併せてコンクリートポンプ車を配備することで，使用済燃料プール冷却の多様化を図っており，この配置を継続する。

（２）汚染水処理計画

基本的な考え方として，汚染水の処理に当たっては，以下について必要な検討を行い，地元関係者の御理解を得ながら対策を実施することとし，汚染水の海への安易な放出は行わないものとする。（汚染水処理の全体像は図１．１－９を参照）

Ａ）増水の原因となる原子炉建屋等への地下水の流入に対する抜本的な対策
（地下水流入抑制対策）

Ｂ）水処理施設の除染能力の向上確保や故障時の代替施設も含めた安定的稼働の確保方策
（水処理システムの強化）

Ｃ）汚染水管理のための陸上施設等の更なる方策
（タンク増設計画）

なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

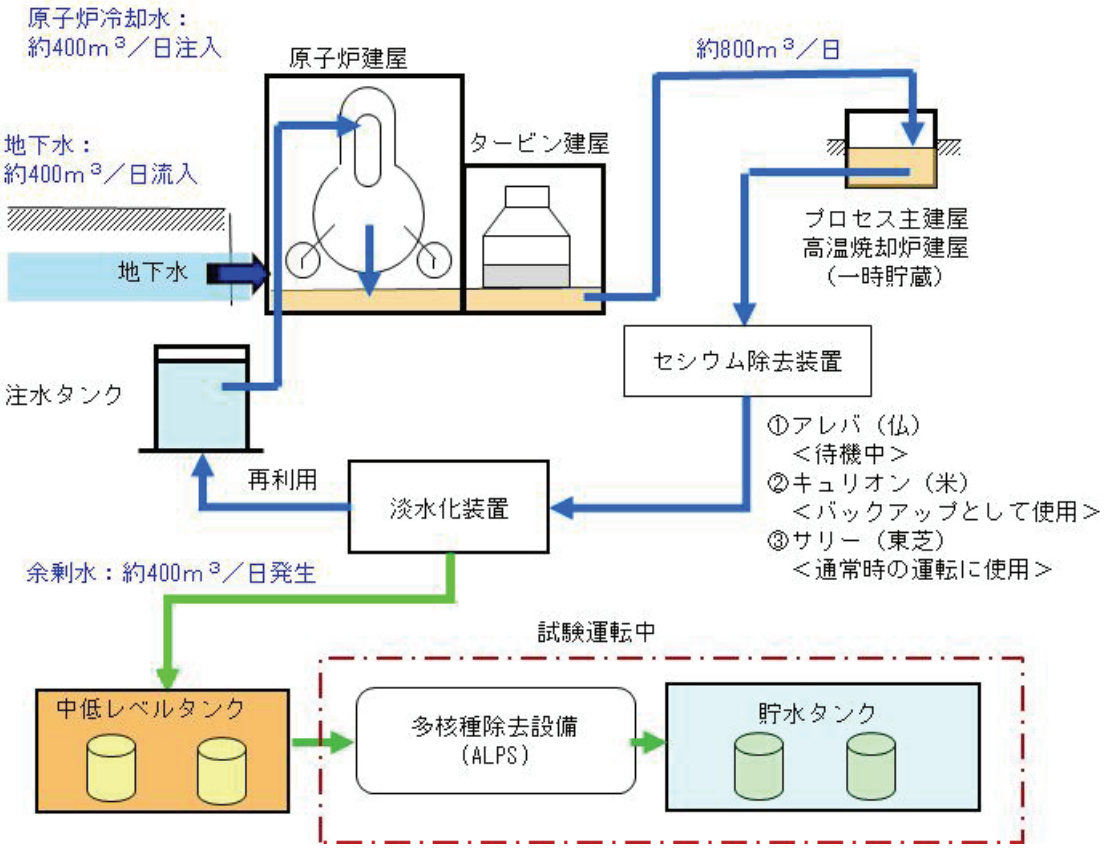



図１．１－９　汚染水処理の全体像

①地下水の流入抑制策

地下水の流入抑制のためには，取り組んでいる対策が十分に機能しないリスクに備えた重層的対策を講じ，信頼性の高い全体計画とすることが必要である。このため，これまでに取り組んできた地下水バイパス，サブドレンによる水位管理等に加えて，プラント全体を取り囲む陸側遮水壁を設置する。陸側遮水壁の施工方式は，遮水効果と施工性に優れる凍土方式として，早期の建設・運用を目指す。

(a)地下水バイパス

＜基本方針＞

山側から海側に対して流れている地下水を，建屋の上流で揚水し，地下水の流路を変更し，建屋周辺の地下水位を低下させ，建屋内への地下水の流入を抑制する地下水バイパスについて，準備を進めていく。その際，建屋内の汚染水の外部への流出を防ぐために，建屋周辺の地下水位の低下状況を評価しながら，段階的に揚水量を引き上げていく。

＜具体的計画＞

地下水バイパスについて，現在，くみ上げた地下水の水質確認を進めており，稼働開始

に向けて関係者の御理解を得るための取組を進めてきている。稼働後は，水質確認を継続的に行うことを前提として，建屋周辺の地下水位を把握し，建屋内の汚染水位との水位差を保ちながら，徐々に揚水量を増やしていく計画である。この対応策により，フル稼働時には，建屋への流入量を約 400 立米／日から，約 300 立米／日まで抑制することを目指す。

(b) サブドレンによる水位管理

＜基本方針＞

サブドレンは，建屋底部への地下水の流入の防止や，建屋に働く浮力の防止を目的として，ポンプにより地下水をくみ上げ，地下水位のバランスを取るために建屋近傍に設置されているものである。東日本大震災前には，1 号機から 4 号機のサブドレンにおいて約 850 立米／日の揚水を行っていた。今後は，東日本大震災の津波等の影響によって稼働することができなくなった井戸（サブドレンピット）の復旧作業を行っていくとともに，新たな井戸の掘削，サブドレンの浄化設備の設置を進めていく。建屋周囲の地下水位をより直接的に管理することが可能であり，サブドレンを復旧させて，建屋周辺の地下水をくみ上げることにより，建屋内への地下水の流入を抑制する。

＜具体的計画＞

この対応策により，建屋周囲の地下水位をコントロールしながら低下させることが可能となり，地下水の流入量が相当程度抑制されると考えられる。事故後に稼働できなくなった設備を復旧するという既存設備の活用であることに加え，新規に設置するものと併せ，建屋周辺の地下水位を効果的に管理できる唯一の方法であるなど，効果的な地下水の流入抑制策と考えられる。

しかしながら，周辺工事と干渉するサブドレンピットや，ガレキが混入しているサブドレンピットがあるため，短期間で全てのサブドレン設備を復旧することは困難である。

また，サブドレンピットには，事故により大気中に放出された放射性物質が降雨等を媒体として混入しており，建屋内に滞留している汚染水（以下「建屋滞留水」という。）に比べて濃度は低いものの，放射性物質が検出されているため，サブドレンピット内部の浄化試験を行っている。しかしながら，建屋滞留水漏えい防止の観点から，ピット内の水位が建屋滞留水の水位を下回らないように管理する必要があったため，ピット内部の十分な浄化は困難であるという結論に至った。

以上を踏まえ，2012 年度には，サブドレン浄化・復旧方法の検討，ピット内の浮遊物質除去及び新設ピット試験掘削を実施した。また，2013 年度以降は，サブドレンピットの新設，サブドレン浄化設備の設置を含めたサブドレン設備の復旧工事を実施していく。2014 年度半ばには，サブドレン設備を稼働させ，建屋周辺の地下水位と建屋滞留水の水位の差を減少させ，建屋への地下水流入量低減を図る予定である。

【目標工程】

| | |
|---|---|
| 2013 年度～ | サブドレンピットの新設，サブドレン浄化設備の設置を含めたサブドレンの復旧工事 |
| 2014 年度半ば | サブドレンの稼働を目指す |

（c）陸側遮水壁の設置

＜基本方針＞

陸側遮水壁は，1 号機～4 号機の汚染水が滞留している建屋を囲い込むように，遮水性の高い壁を設置するものである。これにより，山側を含めた外側から建屋に向かう地下水の流れを遮断し，建屋周辺の地下水位を低下させることができ，建屋内への地下水の流入を抑制するものである。この陸側遮水壁を設置し，可能な限り早期の建設・運用を行う。また，地下水の流入抑制を効果的に行うために，地下水観測網の整備，遮水壁で囲い込む範囲の地下水位の管理等を実施するとともに，フェーシング（地面をアスファルト等で覆うことで，雨水の地下への浸透を防止するなど）等の検討を進める。汚染水処理対策委員会[11]で，凍土方式による施工が適切と判断されていることを踏まえ，今後，概念設計等を進めていく中で，技術的な課題の解決状況を検証していく。

＜具体的計画＞

汚染水処理対策委員会での検討の結果，陸側遮水壁の施工方式は，以下の理由から凍土方式とすることが適切であると判断されている。

・遮水能力が高く，地下水の流入抑制効果が高いこと
・施工期間の短さ，施工可能性の高さから，遮水壁を囲い込む範囲を狭くできること
・このため，取り扱う地下水の総量が少なく，地下水位管理が比較的容易であること

汚染水処理対策委員会の下に設置される実務的なタスクフォースにおいて，凍土方式の陸側遮水壁の概念設計，施工計画の策定等の評価，進捗管理を行うことにより，速やかな陸側遮水壁の設置を図る。

具体的には，2013 年 12 月に技術的課題の解決状況を検証するとともに，2013 年度末までにフィージビリティー・スタディを実施し，その後準備が整い次第，速やかに建設工事着手，2015 年度上期を目途に運用開始する。

凍土方式による陸側遮水壁については，技術的課題が多く存在するため，今後取り組んでいく概念設計の中で，各種課題を検討し，2013 年 12 月に以下のような陸側遮水壁の技術的課題の解決状況を検証するとともに，実施工法の絞り込み，他工法との組み合わせなど実施に向けた最適方策の取りまとめを行う。(判断ポイント(HP IW-1))

①水位管理方法の確立（リチャージ等の成立性・信頼性）

[11] 2013 年 4 月に設置され，三回の開催の後，2013 年 5 月 30 日に中間報告を行っている。

②地下水の流入抑制効果の確認（シミュレーション等）
③施工性・効果の確認（試験施工，高流速下での施工等）
④津波対策を含めた凍土システムの長期的な信頼性の確保
⑤他プロジェクトとの干渉・波及を考慮し，かつ，特殊環境（高線量，地中埋設構造物の存在等）下での施工計画の策定
⑥高線量下かつ防護服着用を要する中での，必要な作業員の確保
⑦海水配管トレンチの建屋接続部止水方法　等

【目標工程】

| | |
|---|---|
| 2013 年 6 月～ | 概念設計，詳細設計，施工計画等の策定 |
| 2013 年上期 | 地下水観測網の拡充，早期の整備 |
| 2013 年 12 月 | 陸側遮水壁の施工性，効果，水位管理方法等の検証の実施（HP IW－1） |
| 2013 年度内 | 陸側遮水壁のフィージビリティ・スタディの実施 |
| 2015 年度上期 | 陸側遮水壁の運用開始 |

（d）建屋の貫通部等の止水

＜基本方針＞

1 号機から 4 号機の建屋には，合計で 880 箇所以上の外壁貫通部がある。このうち，地下水に水没し，かつ，外部とつながっている貫通部は建屋への地下水の流入経路となっている可能性が高く，この貫通部を地盤改良で止水することにより地下水の流入抑制を期待できる。また，トーラス室にグラウトを注入することで，貫通部等を止水できる可能性がある。これらの実施可能な止水対策を行うことにより，建屋への地下水の流入量を抑制する。

＜具体的計画＞

建屋の貫通部の止水について，これまでに 3 箇所の止水を実施しており，このうち，2 箇所については，止水前の流入量を合計約 56 立米としている。この止水により，建屋への流入総量は減少していると考えている。2013 年上半期までに流入経路の分析と止水対策の立案を進め，速やかに止水作業を開始する。

また，原子炉建屋等の周囲への流入抑制策が十分に機能しないリスクに備え，これまで検討を進めてきた地盤改良による建屋の貫通部の止水（特に，外部に面している貫通部の止水）に加えて，トーラス室へのグラウト充填による止水について，その実現に向けた概念設計と施工計画の策定に至急着手する。

こうした貫通部等の止水策は，流入量が多い箇所での止水方法の確立，高線量下での作業員の被ばく対策等，技術的に非常に難易度が高いが，陸側遮水壁の設置，サブドレンによる水位管理等の他の対応策が機能しない場合でも，建屋内への地下水の流入抑制の効果

を期待できるものである。したがって，貫通部等の止水策は，対応可能なものから速やかに着手し，他の対応策の実現性が明らかになってくるまで継続的に実施していく。

【目標工程】

＜建屋貫通部の止水＞

2013 年上半期　建屋貫通部の止水に関する分析・立案を進め，対応可能な箇所からの止水作業を開始

※他の対応策の実現性が明らかとなってくるまで継続的に止水を実施

＜トーラス室へのグラウト充填による止水＞

2013 年上期　　フィージビリティ・スタディの開始

2014 年度内　　フィージビリティ・スタディの結果を踏まえ，施工計画の策定を目指す

2017 年度　　止水の完了を目指す

②海水配管トレンチ内の汚染水の除去

＜基本方針＞

2 号機から 4 号機の海水配管トレンチ（図１．１－１０）には，高濃度の汚染水が滞留している。早期に海水配管トレンチ内の汚染水を処理するため，まず，汚染水の放射性物質の濃度を再計測し，建屋接続部の止水方法，トレンチ内の汚染水の移送方法，トレンチ内の充填方法等について直ちに具体化するとともに，その濃度の低減を図るなどの環境改善措置を行う。また，この対策は，建屋を囲い込む形で陸側遮水壁を運用開始する前に，完了させることを目指す。

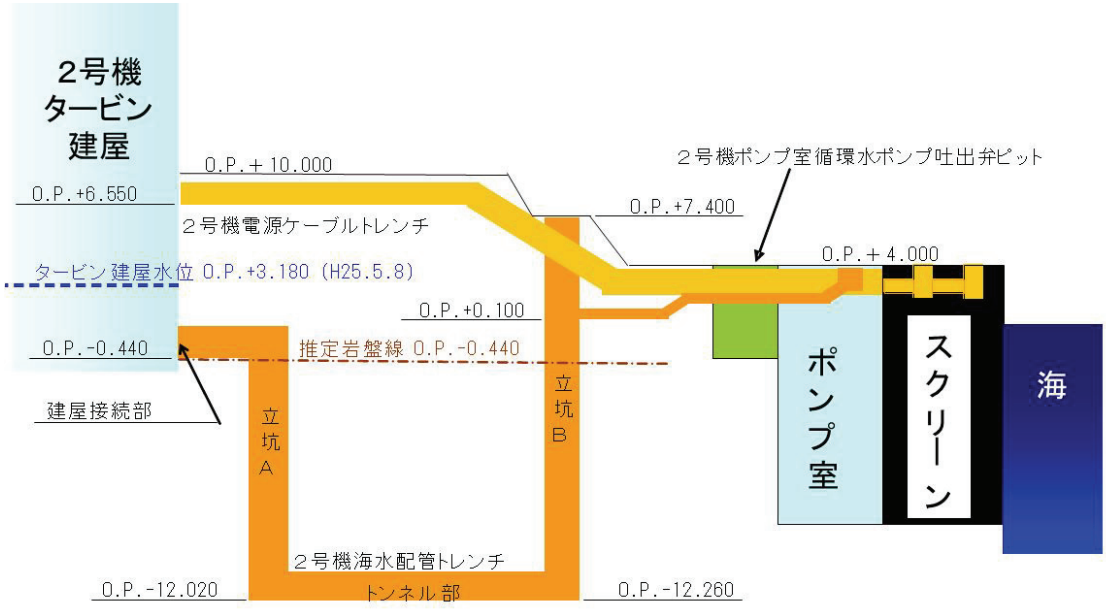



図１．１－１０　海水配管トレンチの構造図

＜具体的計画＞

海水配管トレンチに滞留する高濃度の汚染水が，大量に海洋に流出する万が一のリスクを未然に防止するため，2014 年度中の対策完了を目指し，凍結工法による建屋接続部の止水方法の成立性，海水配管トレンチ内の汚染水の移送方法，トレンチ部の充填方法について直ちに具体化するとともに，その濃度の低減を図るなどの環境改善措置を行う。なお，止水方法の成立性については，凍結時の配管等への影響評価，高線量下での作業員の被ばく低減策等の技術課題があることから，実証試験を実施し，2013 年 12 月までに評価する。

【目標工程】

2014 年度内　海水配管トレンチ内の汚染水の除去完了を目指す

③水処理システムの強化

＜基本方針＞

汚染水処理設備（多核種除去設備等）の処理水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）を，告示濃度限度を十分下回るように除去し，浄化した浄化水（以下「処理済み水」という。）と減容された廃棄物に分別し，汚染水処理設備の処理水貯蔵量を低減する。

＜具体的計画＞

多核種除去設備については，本計画に必要となる，廃棄物を移送・貯蔵する高性能容器（HIC[12]）について，追加の安全対策を実施したことにより，ホット試験を当初の目標の 2012 年 9 月から約半年遅れての 2013 年 3 月末より開始した。

今後，多核種除去設備の本格運転に向けて，ホット試験を確実に行うとともに，原子力規制委員会より示された本格運転に向けての要件の検討を行っていく。さらに，RO 濃縮水の量の早期低減に向けて，多核種除去設備の 3 系統運転についても検討していく。汚染水処理設備の信頼性向上として，処理水移送ラインの配管のポリエチレン管化工事，冷却水の移送ラインの短縮化等を実施する。

汚染水処理設備については，信頼性向上として，2012 年度に，①セシウム吸着装置のポンプスキッドの追設工事，②滞留水移送装置の滞留水移送ライン，淡水化装置廻りの処理水移送ライン等の主要な配管のポリエチレン管化工事などを実施した。

2013 年度上期までに，淡水化装置廻り等のポリエチレン管化を行うとともに，計画的に設備・機器の保全を行い，汚染水処理設備の信頼性を確保していく。

今後，更なる循環注水冷却システムの信頼性向上として，既存の汚染水処理設備を経由せずに建屋内の滞留水を原子炉へ注水する建屋内循環ループを 2014 年度下半期の運用開始を目標として検討を行う。

---

[12] 高性能容器（High Integrity Container）

なお，トリチウムについては，今後，汚染水処理対策委員会にて，その処理対策について検討する。

【目標工程】

2013 年度中頃　　多核種除去設備の一部系統の本格稼働開始

④タンク増設計画

＜基本方針＞

地下水の流入抑制策を取ったとしても一定程度増加する汚染水を十分に貯蔵できるよう，中長期で必要とされるタンク容量を見通して，増設計画を策定する。また，地下水流入抑制のための各対応策が機能しない場合に対応できるよう，対応策の進捗を見定めつつ，柔軟に増設計画を見直し，運用していく。

＜具体的計画＞

地下水の流入抑制のための対応策（地下水バイパス，サブドレンによる水位管理，陸側遮水壁の設置等）を重層的に実施する場合，汚染水処理対策委員会による簡易な試算の結果では，必要となる汚染水の貯蔵容量は，2014 年 4 月に約 45 万立米，2015 年 4 月に約 55 万立米，2016 年 4 月に約 63 万立米，2021 年 1 月に約 80 万立米となった後，横ばいとなる。

今後，貯蔵容量の増加が急遽必要となるリスクに備え，常に半年分の空き容量（約 1 万から 7 万立米）を確保していく。現在，2015 年中頃に 70 万立米としているタンク容量を，2016 年度中に 80 万立米に増設する計画の検討を進める。また，各対応策が機能しない場合に対応できるよう，対応策の進捗を見定めつつ，柔軟に増設計画を見直し，運用していく。

タンクの貯蔵容量の確保については，既設タンクのフランジ接合部の補修，溶接式タンクへの更新に加え，従来型のタンクで対応できない場合の方策（タンクの大型化等）についても実現可能性の評価を行う。

【目標工程】

2015 年中頃　タンク容量を 70 万立米に増設

2016 年度内　タンク容量を 80 万立米に増設（今後，具体的に検討）

⑤滞留水処理を完了させるまでの道筋

＜基本方針＞

第 1 期では，タービン建屋等の滞留水の水位が地下水位を上回らないように管理しつつ地下水位を下げていく方針で対応を実施している。特に，地下水の流入抑制策として，地下水バイパス，サブドレンによる水位管理，陸側遮水壁の設置を進めていく。

第 2 期（前）では，原子炉建屋に排水ポンプを設置し，原子炉建屋から汚染水を排出す

るとともに，必要に応じて，建屋周辺の地下水へのリチャージを行う等の地下水位管理の高度化により，地下水の流入量を抑制する。第 2 期（中）では，原子炉建屋とタービン建屋間の止水や原子炉格納容器の漏えい箇所の止水の実現状況を踏まえつつ，これに応じた循環ラインを構築する。また，第 2 期（後）では，原子炉格納容器の止水完了以降，原子炉建屋等の汚染水の水位，建屋周辺の地下水位を低下させ，建屋内の除染を行いながら滞留水処理を完了させる。

【目標工程】

2015 年上半期　原子炉建屋への排水ポンプの設置
2018 年内　　格納容器の止水完了
2020 年内　　建屋内の滞留水処理の完了

（３）発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画

①海洋汚染拡大防止

＜基本方針＞

港湾内の 1～4 号機取水路前の一部エリアにおいて，海水中の放射性物質濃度が線量限度等を定める告示（以下「告示」という。）に定める周辺監視区域外の濃度限度を下回らない状況にある。このため，海水中の放射性セシウムの除去を進めるとともに，除去が困難な放射性ストロンチウムについて除去技術の検討を進め，告示に定める濃度限度を下回ることを目指す（2015 年度以降目途）。また，1，2 号機タービン建屋東側の護岸付近の地下水において，放射性物質（トリチウム，ストロンチウム）が告示濃度限度を上回る高い濃度で検出されたことから，地下水を経由しての海洋汚染の拡大を防止する措置を早急に講じるとともに，汚染経路の調査を実施することとする。また，海洋汚染の拡大防止のための対策として着手している海側遮水壁の設置を進めるとともに，湾内の環境改善のために海底土砂に含まれる放射性物質の拡散防止を行う。

引き続き，地下水及び海水の放射性物質のモニタリングを強化することに加え，港湾内の魚類についてもモニタリングを継続するとともに，港湾外に移動しないための対策を講じる。

＜具体的計画＞

2013 年度末までに，1～4 号機取水路前面において，海水中の放射性セシウムの除去を目的とした繊維状吸着材浄化装置を設置し，その効果を検証する（図１．１－１１）。

海水中の放射性セシウムや放射性ストロンチウムの除去方法やその効果については，専門家の協力を得て検討を行う。

汚染水が地下水に漏えいした場合の海洋汚染拡大防止を目的として着手している海側遮水壁の設置工事については，既に 2012 年 4 月に本格着工し，2014 年度中期までに完成する

計画である（図１．１－１２）。港湾内の土砂について，港湾内の大型船航行に必要な水深を確保する浚渫において，その土砂を港内に集積して被覆等を行い，環境改善を目的として拡散防止を図る（2013 年度下期～工事開始予定）。

1～4 号機タービン建屋東側の護岸付近の地下水の放射性物質濃度上昇については，汚染経路の調査，地下水中の放射性物質の拡散評価等について専門家の協力を得て検討を進める。また，地下水中，海水中のセシウム，ストロンチウム，トリチウム等の放射性物質のモニタリングを強化するとともに，告示濃度限度を超える放射性物質の海域への流出防止のため，護岸付近の地盤改良等の対策を実施し，海洋への汚染拡大の防止を図る。また，高濃度汚染水が滞留する海側トレンチに対する漏えい防止対策等を早急に具体化し，前倒ししての実施を図る。（2013 年度～速やかに着手）特に，海水中におけるトリチウム濃度の上昇傾向が見られることから，可及的速やかに汚染水の海洋への漏えい拡大防止対策の実施・完了が必要。

また，港湾内の魚類についての定期的なモニタリング，刺し網の設置など港湾外に移動しないための対策を継続的に行う。

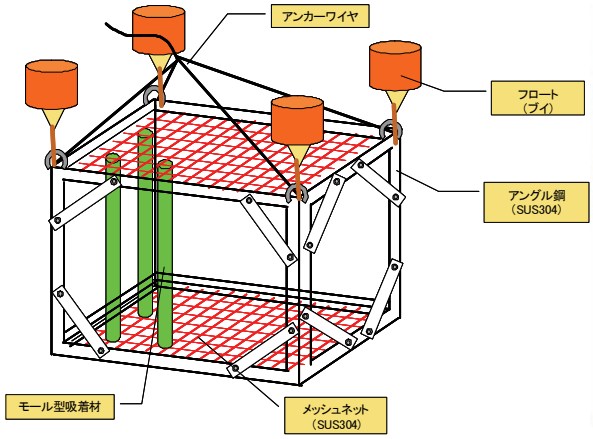



図１．１－１１　繊維状吸着浄化装置（概念図）

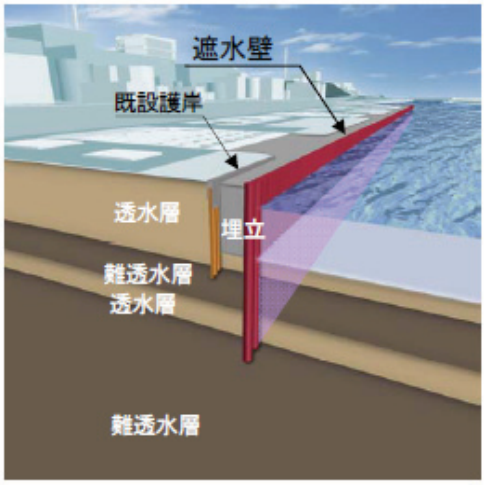



図１．１－１２　海側遮水壁（概念図）

②廃棄物管理及び敷地境界の放射線量低減

＜基本方針＞

気体廃棄物については，告示に定める濃度限度を超えないよう厳重な放出管理を行うとともに，合理的な手法に基づき，できる限り濃度の低減を図ることを目標として管理していく。なお，液体廃棄物の海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

敷地境界の放射線量低減については，発電所全体からの放射性物質の追加的放出及び敷地内に保管する事故後に発生したガレキ等や水処理二次廃棄物による放射線の影響を低減

し，これらによる敷地境界での放射線量低減を図っていく。

＜具体的計画＞

(a)気体廃棄物管理

気体状の放射性物質を内包する建屋等について，その気体の放出抑制，放出監視を行い，放出管理の精度向上を図っていく。具体的には，原子炉格納容器ガス管理設備により，環境中への放出量を抑制するとともに，排気設備出口や原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋等の開口部においてダストモニタリングを継続する。

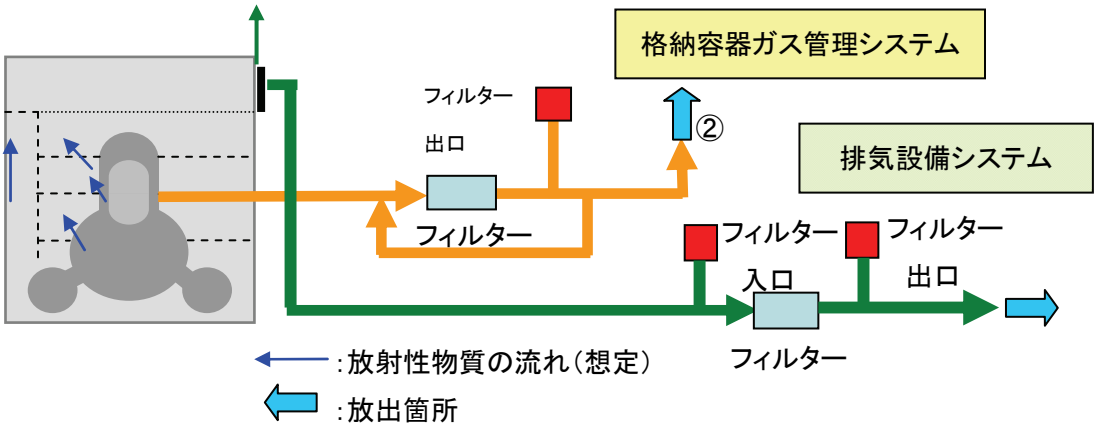
排気設備のない放出源である使用済セシウム吸着塔一時保管施設，貯留設備（タンク類，地下貯水槽）等については，基本的に気体として放出・拡散するものではないが，放射性物質の追加的放出が無いことをエリア周辺のモニタリングにより継続して確認していく。また，モニタリング方法の精度向上を図る（2013 年度中)。

敷地境界付近での空気中放射性物質濃度については，告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回っていることを引き続き確認していく（図１．１－１３)。

1, 2 号機については，HP1－1，HP2－1 として燃料取り出し方法を決定するものであるが，その過程で上記の対策を通じた気体廃棄物管理を行う。3，4 号機については，使用済燃料プールからの燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制のため，作業エリアを被うカバーを設置し，換気設備を設置していく（3 号機：2015 年度上半期取り出し開始予定，4 号機：2013 年 11 月取り出し開始予定)。

【目標工程】

| | |
|---|---|
| 2013 年度 | 排気設備出口や原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋等の開口部におけるダストモニタリングの継続 |
| 2013 年度 | 建屋外からの風の影響を排除する等，モニタリング方法の改善 |
| 2013 年度 11 月 | 4 号機の使用済燃料プールからの燃料取り出しに併せて，作業エリアを覆うカバー，換気設備を設置 |
| 2015 年度上半期 | 3 号機の使用済燃料プールからの燃料取り出しに併せて，作業エリアを覆うカバー，換気設備を設置 |




①排気設備等からの放出量

排気設備フィルタ出口のダスト濃度に排気設備流量を乗じたものと，排気設備フィルタ入口のダスト濃度にブローアウトパネル等からの漏えい量を乗じたものを積算して放出量を算出。

②原子炉格納容器ガス管理設備からの放出量

ガス管理設備フィルタ出口のダスト濃度に設備流量を乗じて，放出量を算出。

図１．１－１３　モニタリングの概要（2 号機原子炉建屋の例）

(b)液体廃棄物管理

滞留水等の液体廃棄物については，貯蔵又は水処理施設による放射性物質の浄化を実施している。浄化に伴う処理水は，タンクに貯蔵するとともに，淡水化した上で再利用を行う等，今後も適切に管理していく。また，具体的な取組については，1.1.4（2）汚染水処理計画に記載のとおりである。

(c)敷地境界の放射線量低減

発電所全体からの放射性物質の追加的放出及び敷地内に保管する事故後に発生したガレキ等や汚染水処理に伴い発生する水処理二次廃棄物からの放射線による敷地境界における実効線量を 2012 年度末において 1mSv／年未満とする目標を達成した。

しかしながら，2013 年 4 月に発生した地下貯水槽からの水漏れ事象を受け，地下貯水槽に貯留している汚染水を敷地南エリア等の地上タンクに移送しているが，この貯留水の影響による敷地境界の線量を最大地点で 7.8mSv/年と評価しており，目標値を超えることから，多核種除去設備等を用いた汚染水の浄化により，可能な限り速やかに線量低減を図ることとする。

今後，基本方針に基づき，放射性物質の保管，管理を継続することにより，敷地周辺の線量をできる限り低減する。加えて，陸域，海域において，引き続きモニタリングを実施する。

③敷地内除染

＜基本方針＞

敷地内の除染については，策定した「中長期実施方針」に基づき，作業員の立ち入りが多い箇所を優先し，対象箇所を選定後，目標線量率を設定し，具体的な計画を立てて段階的に進めていく。目標線量率は段階的に下げ，最終的には事故前の状態に近づけていくことを目指す（図１．１－１４）。

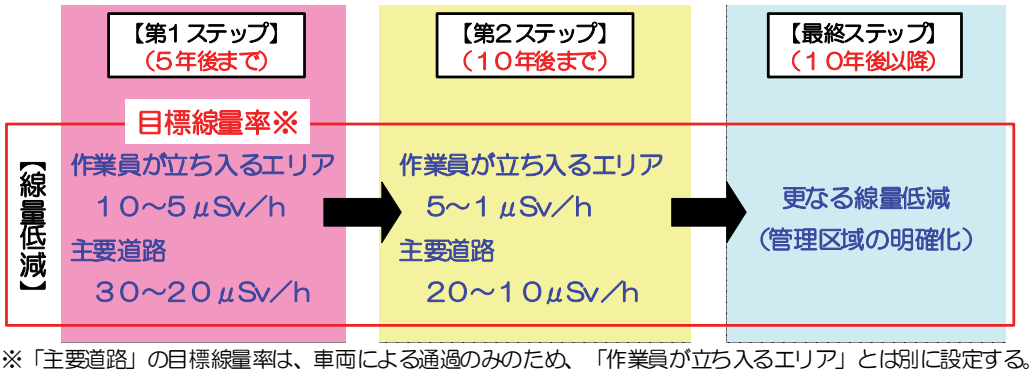



図１．１－１４　敷地内除染の中長期実施方針

＜具体的計画＞

これまで，免震重要棟周辺，正門周辺，入退域管理建屋建設エリアの線量低減を実施してきたが，2013 年度，2014 年度は，厚生棟・企業棟周辺や 5，6 号機周辺（目標線量率 10～5μSv/h），主要道路（目標線量率 30～20μSv/h）の除染を実施する。2015 年度以降については，現場状況を勘案して実施箇所を追加していく（図１．１－１５）。第 2 期以降は，敷地外の環境中の放射線量を踏まえつつ，敷地内全体の除染を継続し，最終的には事故前の状態に近づける。

【目標工程】

2013 年度　　厚生棟・企業棟周辺，主要道路の除染

2013 年度末　　構外飛散ガレキの調査

2014 年度　　厚生棟・企業棟周辺，5，6 号機周辺，主要道路の除染

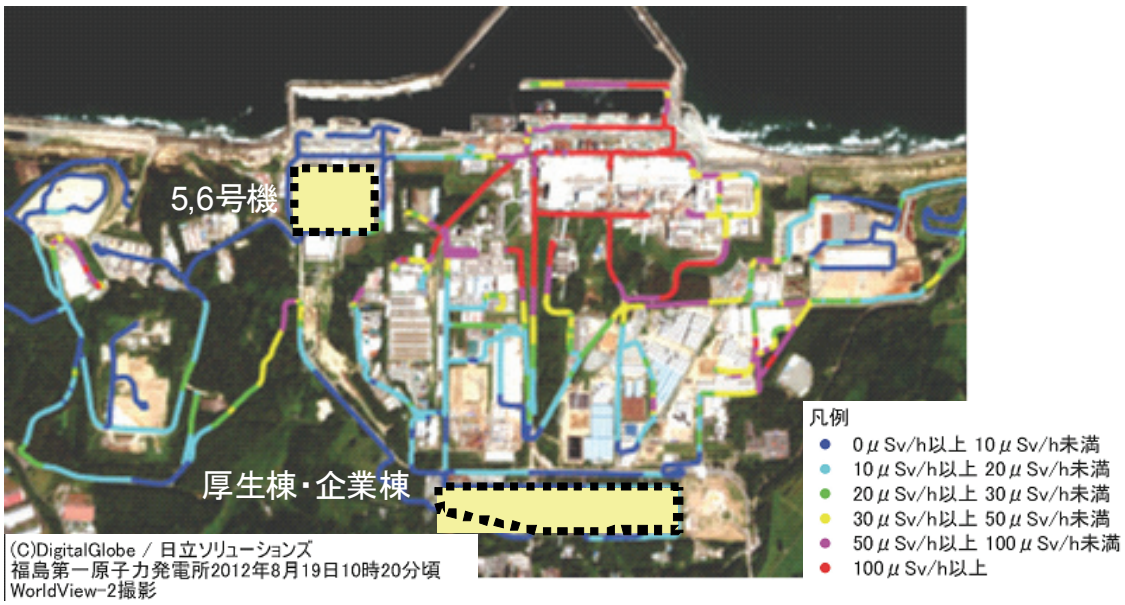



図１．１－１５　敷地内除染実施予定エリア（2013，2014 年度計画）

（４）固体廃棄物[13]の保管管理と処理・処分に向けた計画

＜基本方針＞

①保管管理

固体廃棄物の保管管理を行う上では，敷地内の有効利用，管理のしやすさ，処理・処分の負荷を低減する観点等から，発生量をできるだけ少なくすることが重要である。そのた

[13] 事故後に発生したガレキ等には，後述のとおり，敷地内での再利用等により廃棄物あるいは放射性廃棄物とされない可能性があるものもあるが，これら及び事故以前から福島第一原子力発電所に保管されていた放射性固体廃棄物を含めて，以下「固体廃棄物」という。

め，敷地内へ持ち込む梱包材や資機材等の持込抑制を最優先とし，「持込抑制＞発生最小化[14] ＞再使用（リユース）＞リサイクル」という優先順位に従った発生量低減対策により継続的に廃棄物発生量の低減を図っていく。

それでもなお発生する廃棄物に対しては，廃止措置に向けた取組を円滑に進めるため，一時保管エリアを確保し，安全を最優先としながら保管対策を継続する。さらに，適切な遮へい及び飛散抑制対策を施した恒久的な保管施設を計画的に導入し保管の適正化を図っていく。

発生量低減対策と保管対策は，保管管理計画として集約し，作業の進捗状況に応じて定期的に更新，具体化を図っていく。

②処理・処分

事故後に発生した固体廃棄物は，破損した燃料に由来した放射性物質等の付着，塩分の含有等，従来の原子力発電所で発生していた廃棄物と特徴が異なるため，将来的な処理・処分に向けては，技術的課題を有する。

固体廃棄物の性状把握や廃止措置作業の進展に伴い，必要な情報が十分に蓄積されると期待される 2021 年度頃を目処に，研究開発により，処理・処分の安全性に関する技術的見通しを得る。また，それと並行して制度的措置に必要な検討を行い，処理・処分に関する安全規制や技術基準を明確にする必要がある。これらの制度的な検討の結果を踏まえ，発電所内に処理設備を設置し，処分場に搬出する廃棄体[15]の製造に着手する。

また，研究開発に当たっては，現段階では固体廃棄物の処理方法や処分概念について幅広く検討・評価を行い，固体廃棄物の性状把握や廃止措置作業の進展等に伴う知見の蓄積に応じて処理・処分技術を絞り込んでいくこととする。また，今回の事故により発生した固体廃棄物の中には国内で処理・処分を行った実績がほとんどないものも含まれるため，広く国内外の関係する産業界，研究機関，学会や大学の協力を得ながら検討を進める。

廃棄物の性状把握に当たっては，現在，独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）東海研究開発センター等の既存施設において研究を進めているが，研究拠点の一つとして，2017 年度の運用開始を目指して整備する放射性物質分析・研究施設を最大限活用することにより研究開発の迅速化を図る必要がある。

＜具体的計画＞

①保管管理

固体廃棄物の発生量低減対策は，各対策の内容と優先順位を踏まえて進める。持込抑制については，2013 年度は車両整備場を新たに設置し，新規車両の持込抑制を図るとともに，

[14] 持ち込んだ物品の汚染管理や分別を適切に行うことにより，最終的に廃棄物となる物量をできるだけ少なくする考え方

[15] 廃棄物を容器の中に詰めてセメントで固型化するなどして処分に適した形態としたもの

梱包材や資機材等の持込抑制対策が発電所全体で機能する仕組みを検討する。再使用（リユース）やリサイクルについては，既に一部では工事に用いた重機類や資機材等の他の工事への転用等を進めているが，2013 年度は更に再使用やリサイクルが進む環境の整備等について検討する。減容処理については，2014 年度に焼却炉を設置し，使用済保護衣等の焼却可能なものの処理を開始する。この過程で発生する焼却灰はドラム缶に詰めて密閉し，固体廃棄物貯蔵庫などの遮へい機能を有する設備に保管する。

保管対策としては，作業員の被ばくや敷地境界線量の低減を念頭に，引き続き，線量率の高い固体廃棄物は，既存の固体廃棄物貯蔵庫や覆土式一時保管施設への保管，土嚢の設置等により遮へいを実施する。また，線量率が周辺環境に対し比較的高い伐採木（枝葉根）は，伐採木一時保管槽に保管していく。また，より適正な保管を行うため，至近では，ドラム缶を 23,000 本以上保管できる規模の恒久的な保管施設について，2015 年度の運用開始を目指し，2013 年度から施設の基本設計に着手する。以後の恒久的な保管施設等については，廃棄物の保管状況や発生予測を踏まえて 2013 年度から概念検討に着手する。

また，水処理二次廃棄物の保管については，発熱，ガス発生，容器の腐食など基礎研究の成果に基づく対策が必要となるため，2013 年度末に初期に導入した保管容器の長期的健全性について評価し，必要に応じて 2014 年度末に設備更新に関する方針を取りまとめる。

【目標工程】

2013 年度　車両整備場の設置，発電所全体での持ち込み抑制対策・再使用・リサイクルの検討，恒久的な保管施設等の概念検討着手，初期に導入した水処理二次廃棄物保管容器の長期健全性評価

2014 年度　使用済保護衣等の焼却処理開始，水処理二次廃棄物の設備更新に関する方針策定

2015 年度　ドラム缶 23,000 本以上が保管できる恒久的な保管施設の設置

②処理・処分

水処理二次廃棄物の長期的な保管や，その他全ての固体廃棄物の処理・処分のためにはその性状把握（含有する放射性核種，化学組成・物理性状の把握）が必要不可欠である。2013 年度は，引き続き，ガレキや水処理二次廃棄物等の固体廃棄物の性状把握，難測定核種等の分析手法の開発，データベースの構築等を進めるとともに，安全な処理・処分に向けた技術的な見通しの検討に必要な処理・処分概念，安全評価等に関する文献情報の収集・整理を実施する。また，廃棄物の処分を進める上では，放射能レベルが高く，長半減期のα核種等を含む燃料デブリについて技術的な見通しを得ることが重要であると考えられるため，燃料デブリの処分に向けた予備的な検討に 2013 年度から着手する。

廃棄物の性状把握等を継続して行い，廃棄物毎の核種組成や汚染レベルに関する特徴がある程度推定できるようになると思われる 2016 年度末を目標に，幅広く抽出した処理・処

分技術の適用性に関する検討を行うとともに，難測定核種等の分析手法やインベントリ評価技術の開発を行う。ただし，この時点においても廃棄物の性状等に関するデータは限定的であるので，以降も性状把握等を継続する。

2016 年度末までに得られた情報を踏まえ，2017 年度は「廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方」をとりまとめ，制度的な検討を開始するための HP とする。

2017 年度以降も，新たに整備する放射性物質分析・研究施設を活用し，固体廃棄物の性状把握，開発技術を活用した分析データの蓄積，インベントリ評価の精度向上を図る。

2021 年度頃までを目途に処理・処分における安全性に関する技術的な見通しを得ることと並行して，制度的措置に関する必要な検討を行い，併せて処理・処分に関する技術基準の整備や安全規制上の対応を行う必要がある。

これを踏まえ，2021 年度頃以降において発電所内に処理設備を設置し，廃棄体の製造に着手することとする。

【目標工程】

2013 年度　　廃棄体化技術調査の取りまとめ，データベース試運用開始
2014 年度　　既存処分概念調査・既存安全評価手法調査の取りまとめ
2015 年度　　廃棄体化技術基礎試験の取りまとめ

【判断ポイント】

固体廃棄物の保管管理と処理・処分に向けた計画における HP と，その考え方を整理すると，以下のとおりとなる。

HP SW－1：固体廃棄物の処理・処分に関する基本的な考え方の取りまとめ（2017 年度）

固体廃棄物の処理・処分に関する安全規制などの制度化に向けた検討の着手に資するため，基本的な考え方を取りまとめた報告書を作成する。なお，報告書には処分の安全性の観点から見た燃料デブリの処理の必要性についての評価を含める。

HP SW－2：固体廃棄物の処理・処分における安全性の見通し確認（2021 年度）

固体廃棄物の処理・処分に関して，技術的な成立性を踏まえた安全性の見通しを確認する。また，処理・処分に関する安全規制の枠組みを作るために必要な情報を整理する。なお，燃料デブリ取り出し等の廃止措置作業により性状が異なる廃棄物が発生する可能性があるため，必要に応じて研究開発を継続し，処理・処分の安全性の向上を図る。

HP SW－3：廃棄体仕様・製造方法の確定（第 3 期）

廃棄物の処理・処分に関する研究開発の結果を踏まえ，必要に応じて制度化を図り，処理・処分において必要な条件（廃棄体の仕様，処分場に必要な立地要件，処分場の設

計要件）を明らかにする必要がある。上記条件に基づき，最終的な廃棄体の仕様や製造方法を確定する。

HP SW－4：廃棄体製造設備の設置及び処分の見通し（第3期）

廃棄体を製造する製造設備の設置を完了し，処分の見通しを得た上で，廃棄体の製造を開始し，搬出する。

（5）原子炉施設の廃止措置計画

＜基本方針＞

福島第一原子力発電所1～4号機の燃料デブリ取り出し後の施設の解体など原子炉施設の廃止措置は，通常の原子炉施設と大きく異なるものとなることから，廃止措置が合理的に実施されるよう，あらかじめ様々なケースを想定した廃止措置に係るシナリオ（以下「廃止措置シナリオ」という。）の検討・策定を行い，使用済燃料プール内の燃料取り出し，建屋地下の滞留水処理及び炉心からの燃料デブリ取り出しが終了した後に，原子炉施設の廃止措置計画を策定する。

廃止措置シナリオは，想定される廃棄物の種類と量，環境への影響，作業員の被ばく，適用される工法や工程，更に廃棄物の処分の見通し等を踏まえた上で，策定する。

廃止措置シナリオの策定に向けては，建屋除染，原子炉圧力容器／原子炉格納容器の調査，建屋間止水，燃料デブリの取り出し作業等によって得られる建屋や機器の汚染状況，原子炉圧力容器／原子炉格納容器内の燃料デブリの残存量など，必要なデータの蓄積を図るとともに，遠隔解体技術，コンクリート・金属の除染，減容技術等の廃止措置技術の検討を実施していく。

＜具体的計画＞

事故の影響により残存設備の利用範囲や発生する廃棄物の種類や量が，通常の原子力施設の廃止措置と異なることから，最終的な形態を念頭に置いた廃止措置の安全確保の考え方については，広く国内外の事例を参考に整理し，合理的な廃止措置シナリオを検討・立案する。併せて，立案したシナリオを念頭に置いた安全規制上の対応のあり方と，今後必要となる制度化に向けた道筋についても論点を整理する。

廃止措置シナリオの検討に当たっては，学協会と共同し，国内有識者からなる検討会によるレビューを行う。

さらに，原子炉施設の廃止措置の着手に先立って，廃棄物を処分するための技術的な基準の整備や，処分の見通しを得ることも念頭に入れる。

【目標工程】

2013年度　国内外における廃止措置情報及び廃止措置に係る安全条件を収集・整理

2014 年度　廃止措置シナリオの検討・立案
遠隔解体技術，コンクリート・金属の除染，減容技術等の廃止措置技術の検討に着手

2015 年度　複数の廃止シナリオを立案し，IAEA や経済協力開発機構／原子力機関（OECD/NEA）などの国際専門機関や海外の廃止措置実施主体からも幅広いレビューを受けることで国際標準に照らしても妥当なシナリオを確立

2015 年度～　国内関係機関による議論を経て廃止措置シナリオに対するコンセンサスを得る。目標時期としては，廃止措置シナリオや廃棄物量に影響を及ぼす可能性がある原子炉建屋コンテナ等の設計に反映が可能な 2018 年頃までを目指す。

30～40 年後の廃止措置終了を目標とし，以下の判断ポイントを設定して進めて行く。その際，炉心に燃料デブリの無い 4 号機から廃止措置を開始することを念頭に，現場の状況等に合わせ，廃止措置シナリオを順次改訂・絞り込みを行っていく。

【判断ポイント】

HP ND－1：廃止措置シナリオの立案（2015 年度）
実現可能で合理的な廃止措置シナリオを複数立案し，海外レビューを経た上で 2015 年度中を目途に複数のオプションを提示。ここで，1～3 号機の燃料デブリ取り出しに関連した原子炉格納容器の止水方法や原子炉建屋コンテナなどの大型構築物の選択が廃止措置シナリオを大きく影響することも念頭に入れる。

HP ND－2：除染・機器解体工法の確定（第 3 期）
通常の原子力施設と比較し，廃棄物の種類や量が異なることが予想されるため，放射性物質の種類に応じた除染・機器解体など，必要な廃止措置技術の研究開発を取りまとめ，その成果に基づき必要な機器・設備の設計・製造に着手する。

HP ND－3：廃棄物処分の見通し・必要な研究開発の終了（第 3 期）
廃棄物の処分の見通しが得られていることを確認した上で，廃止措置工事に着手する。

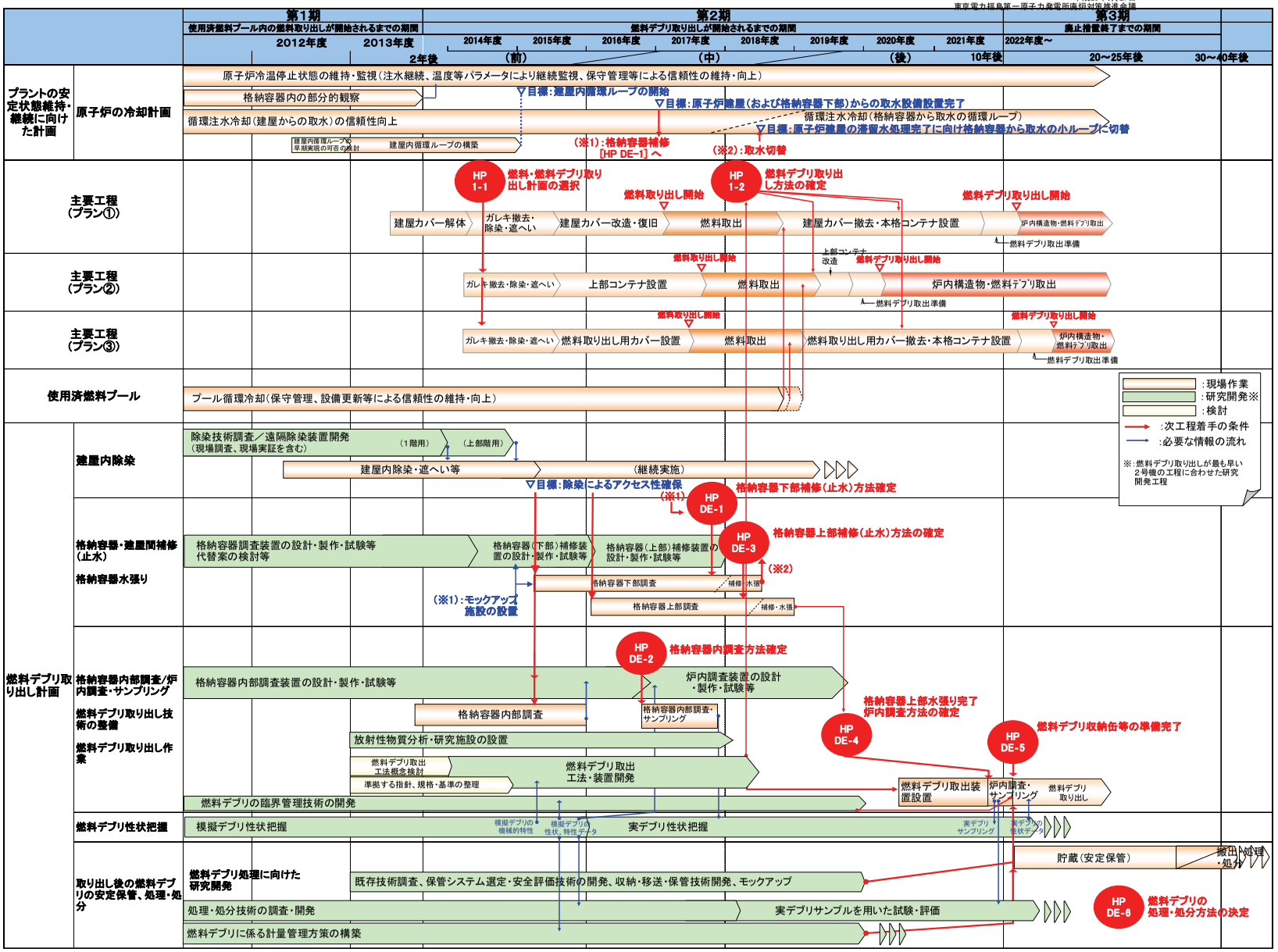
### 1.1.5　添付資料

添付資料－１　東京電力㈱福島第一原子力発電所１～４号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップの主要スケジュール
添付資料－２　廃止措置等にむけた中期スケジュール
添付資料－３　使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る作業ステップ

添付資料－４　燃料デブリ取り出しに係る作業ステップ

## 東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップの主要スケジュール（1号機）

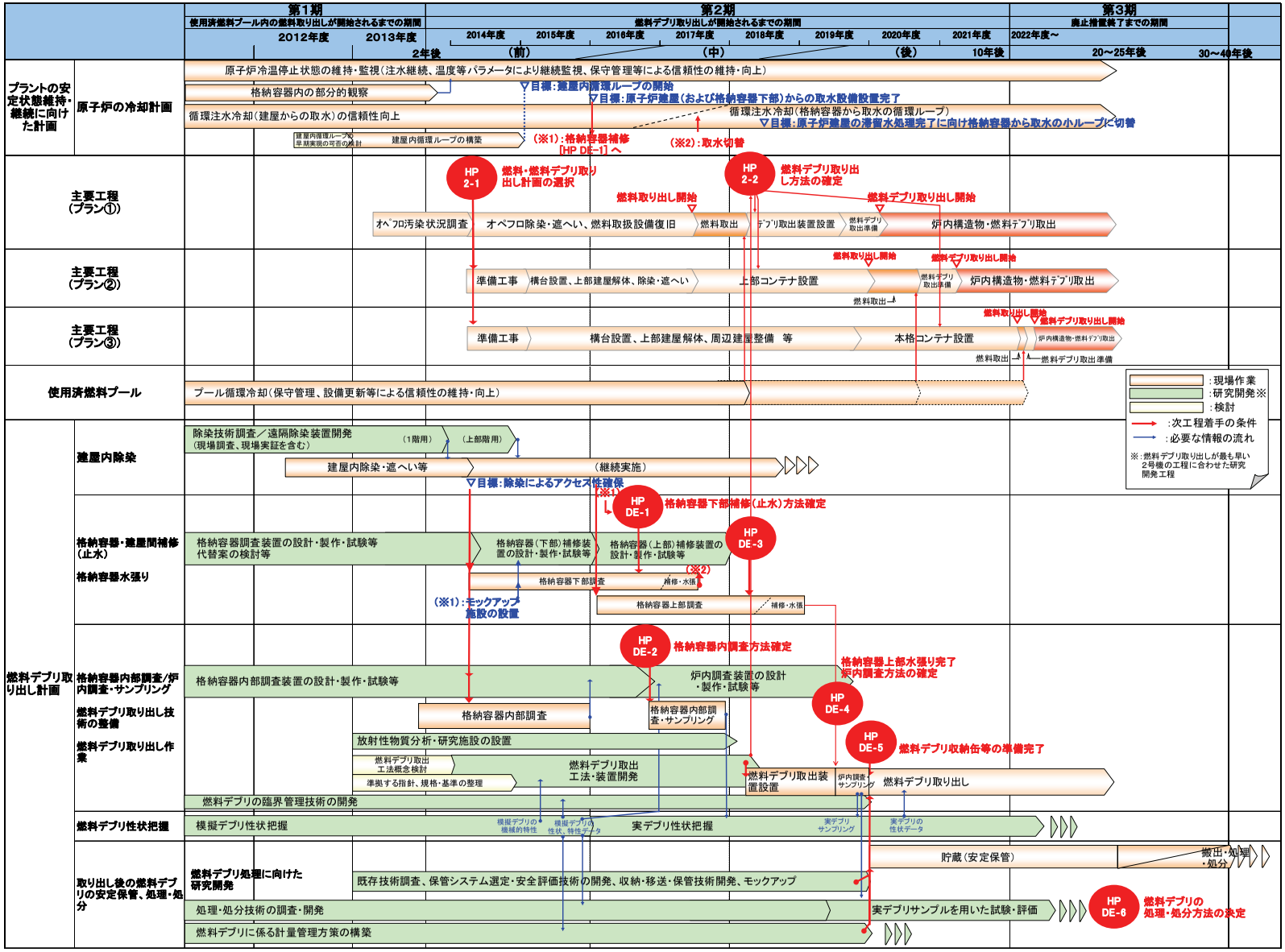
平成25年6月27日
東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議




*本ロードマップについては，研究開発及び現場状況を踏まえて，継続的に見直していく。

（注）ＨＰ：判断ポイント

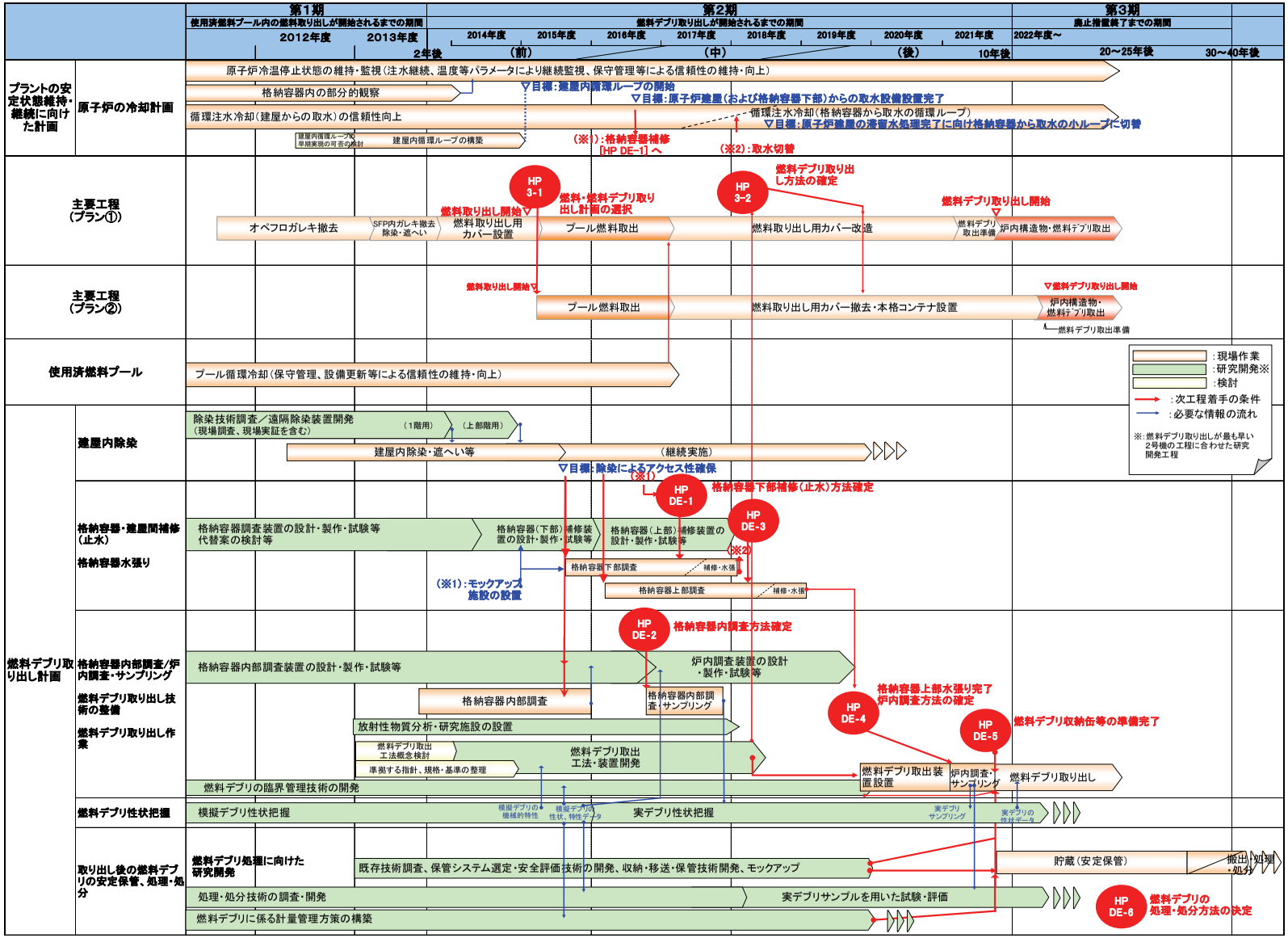
## 東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップの主要スケジュール（2号機）




＊本ロードマップについては，研究開発及び現場状況を踏まえて，継続的に見直していく。

（注）ＨＰ：判断ポイント

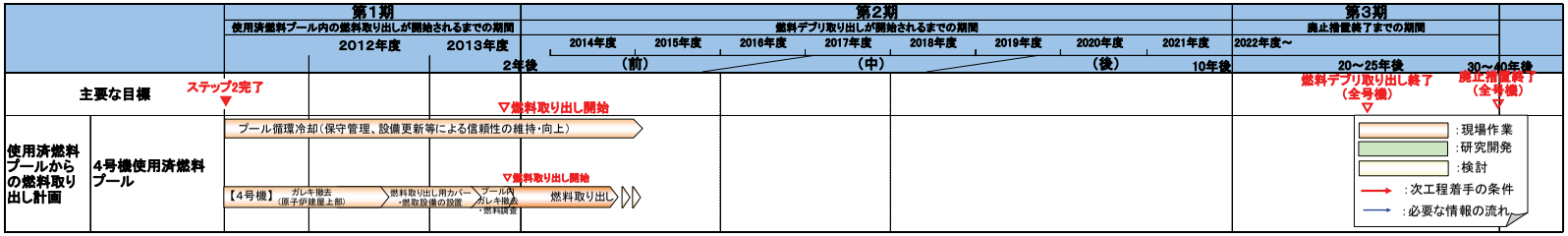
## 東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップの主要スケジュール（3号機）




*本ロードマップについては，研究開発及び現場状況を踏まえて，継続的に見直していく。

（注）ＨＰ：判断ポイント

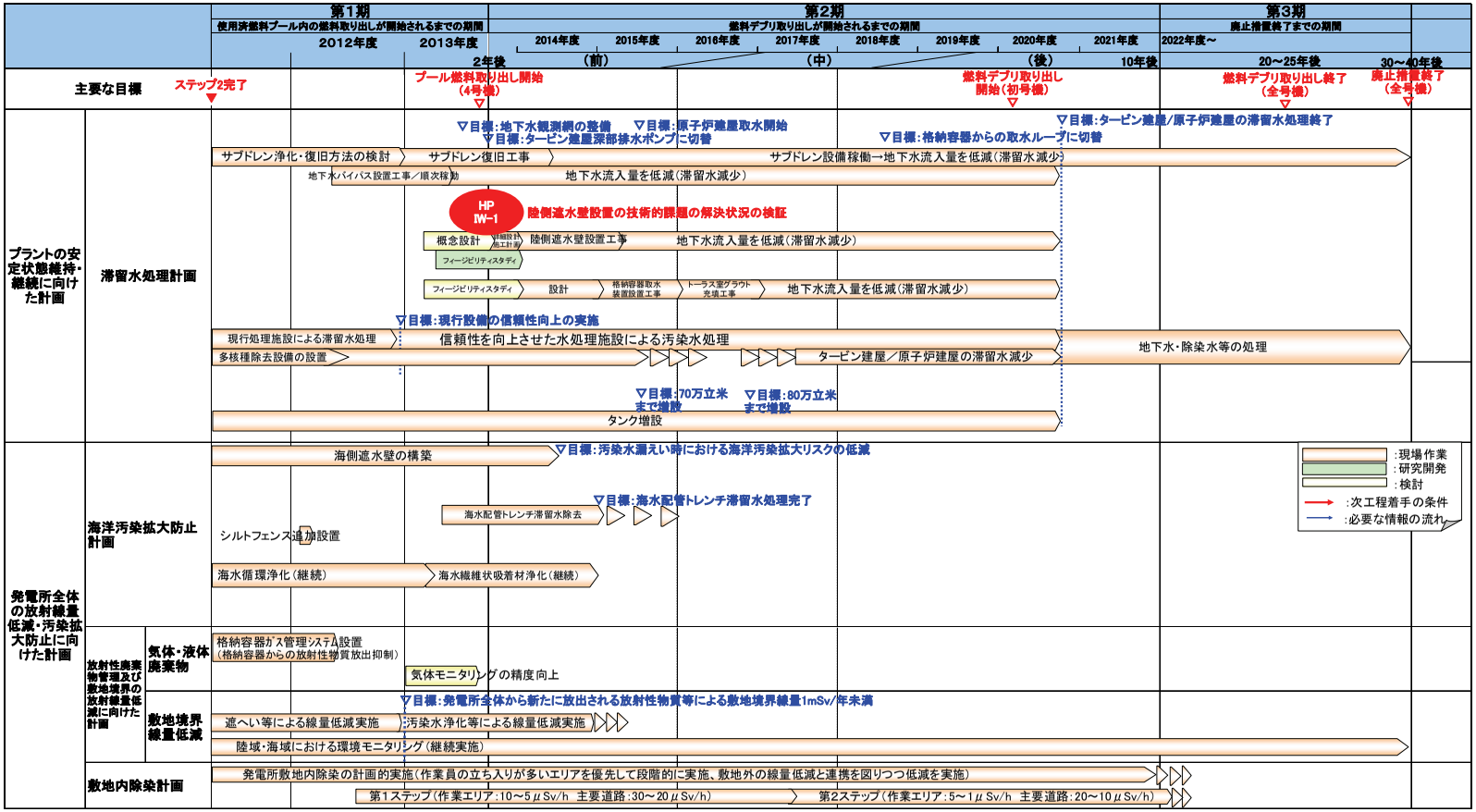
東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップの主要スケジュール（4号機）




＊本ロードマップについては，研究開発及び現場状況を踏まえて，継続的に見直していく。

（注）ＨＰ：判断ポイント

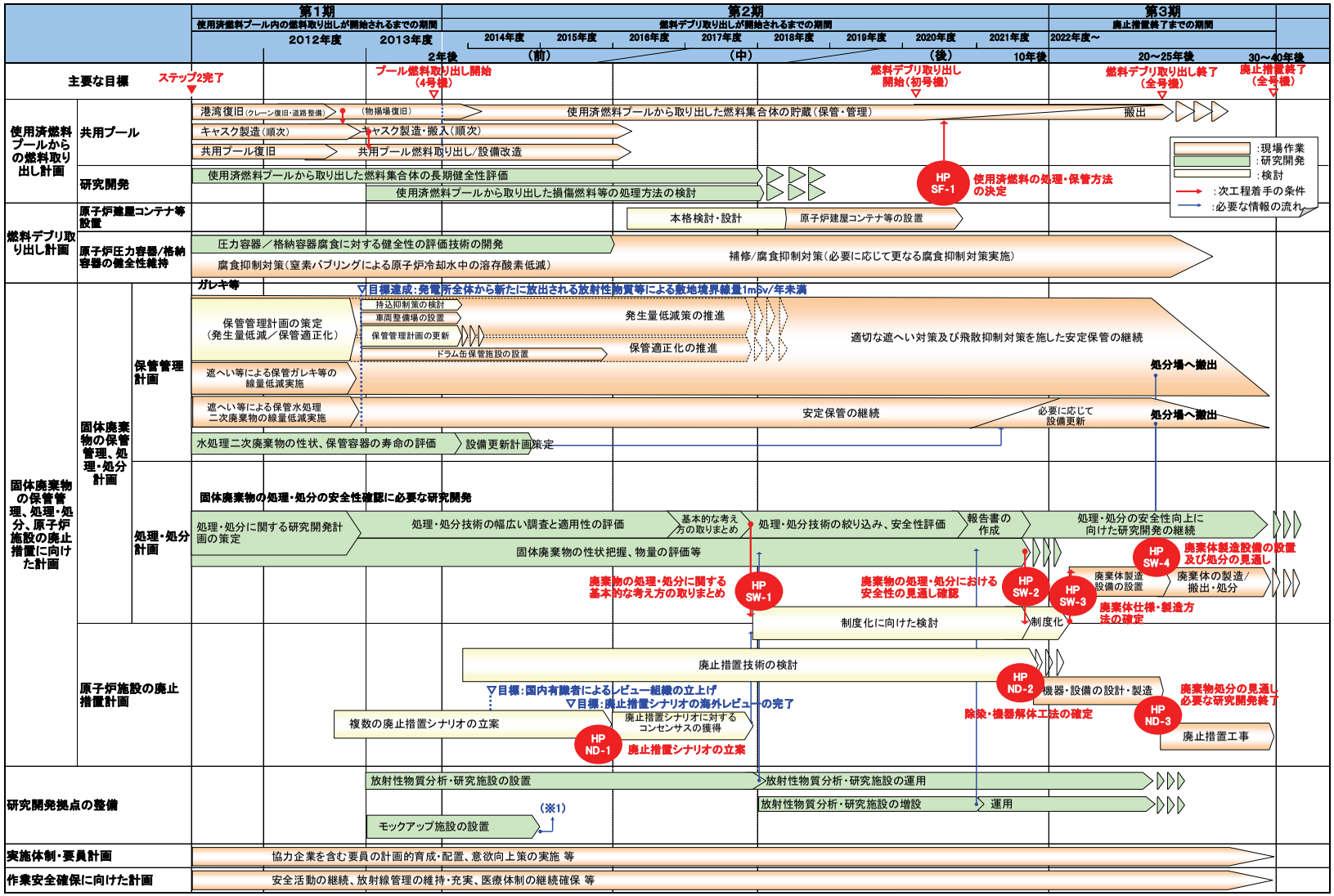
東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップの主要スケジュール（共通）




*本ロードマップについては，研究開発及び現場状況を踏まえて，継続的に見直していく。

（注）ＨＰ：判断ポイント

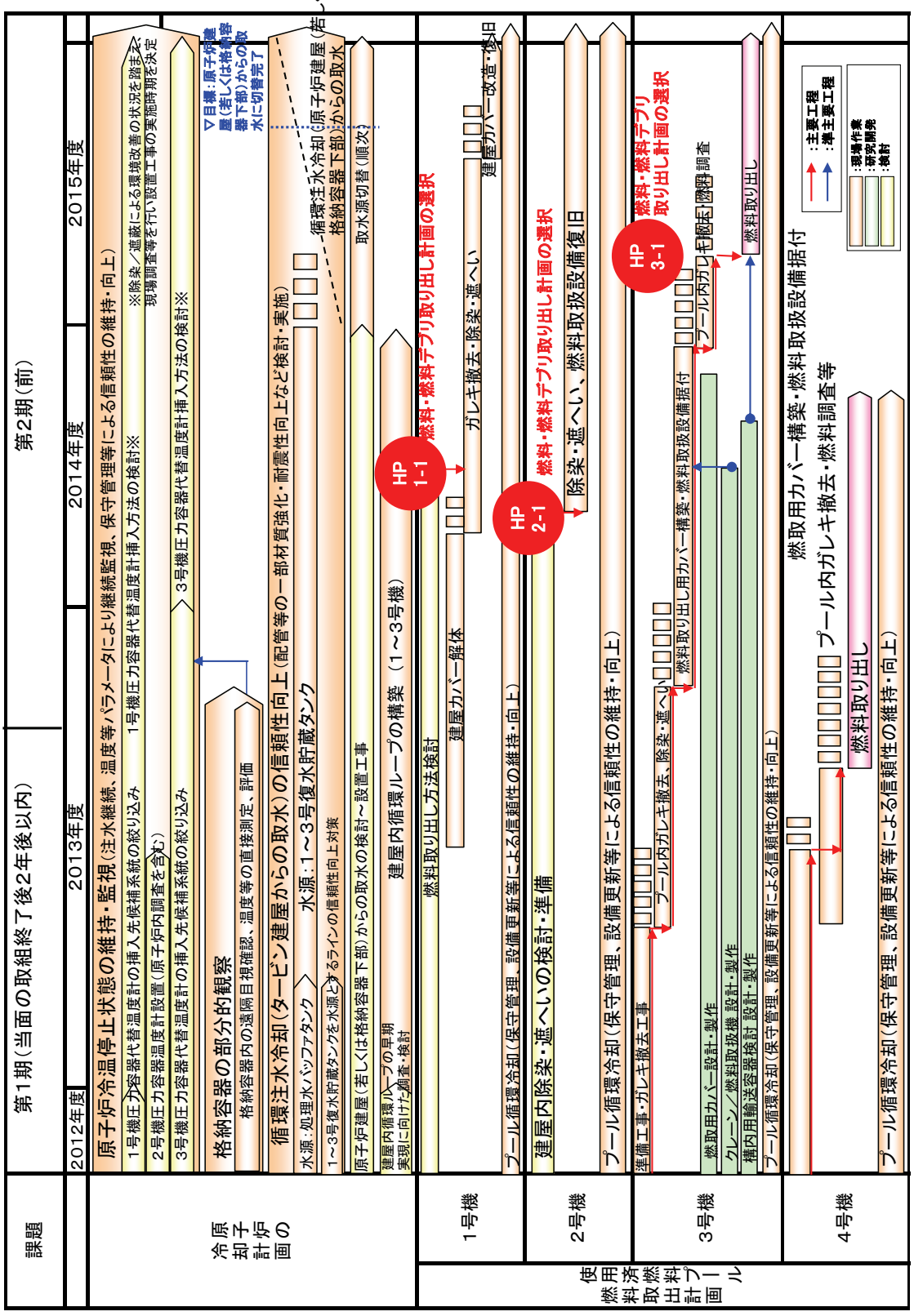
東京電力㈱福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップの主要スケジュール（共通）



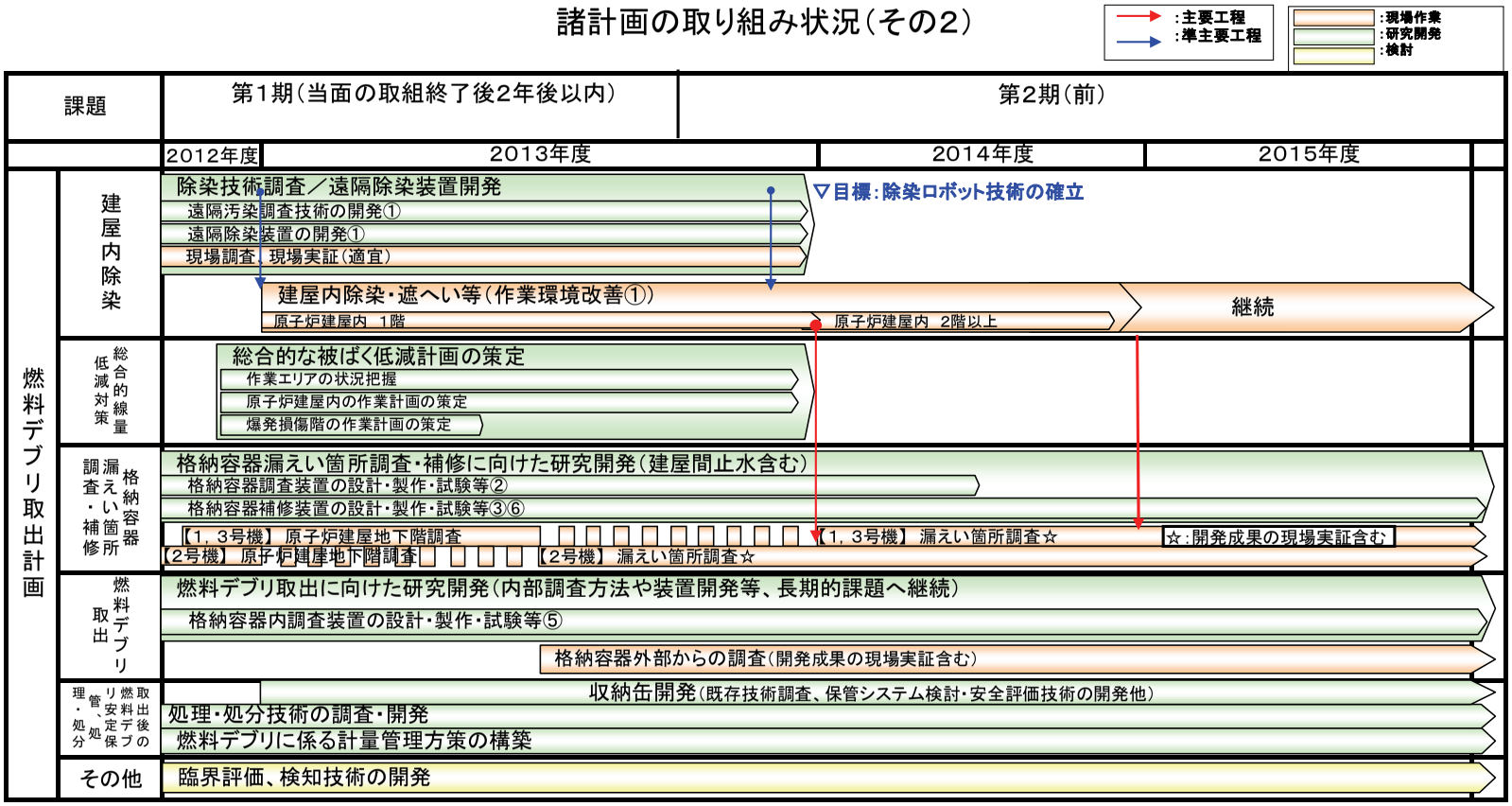

*本ロードマップについては，研究開発及び現場状況を踏まえて，継続的に見直していく。

（注）ＨＰ：判断ポイント

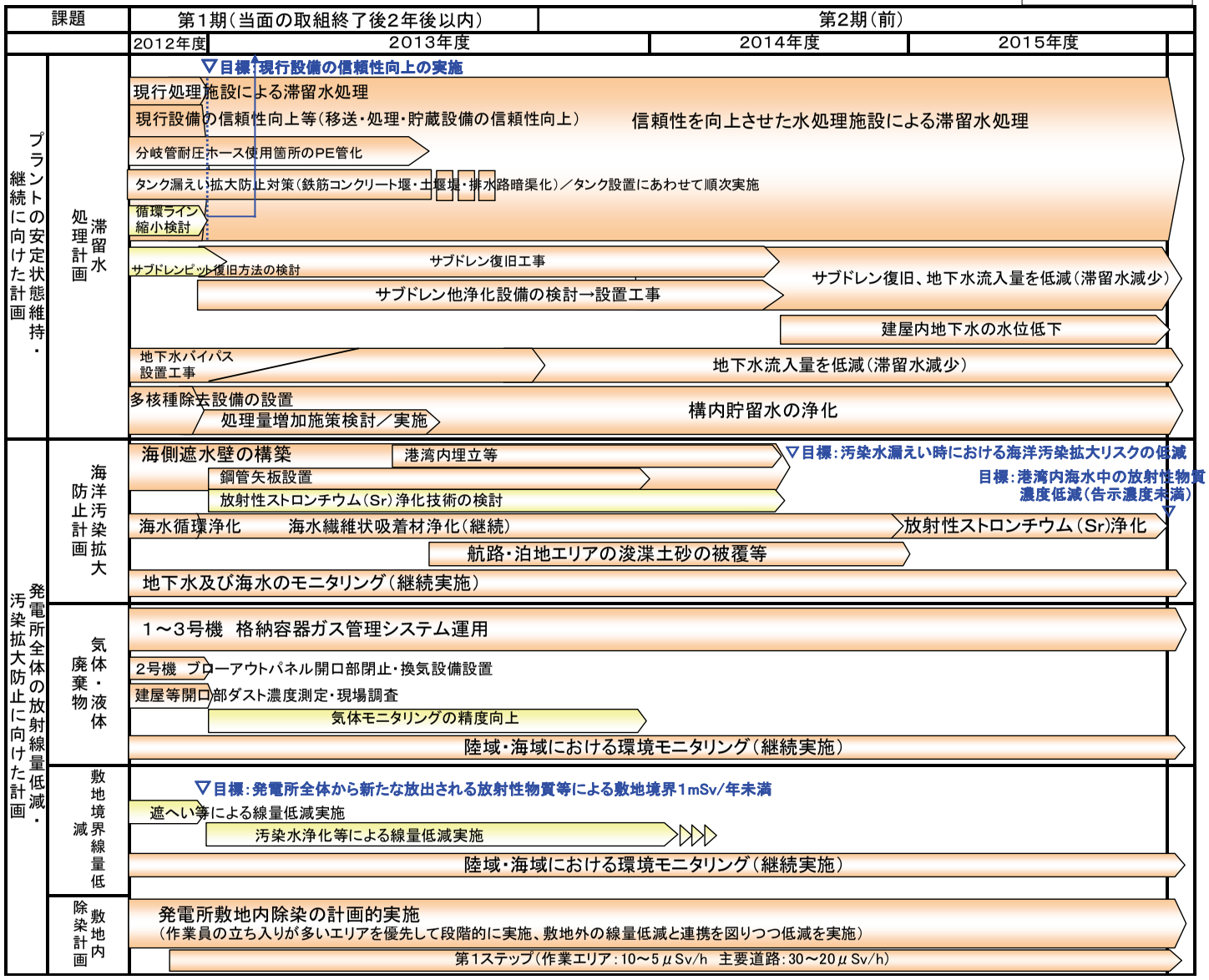
# 諸計画の取り組み状況（その１）



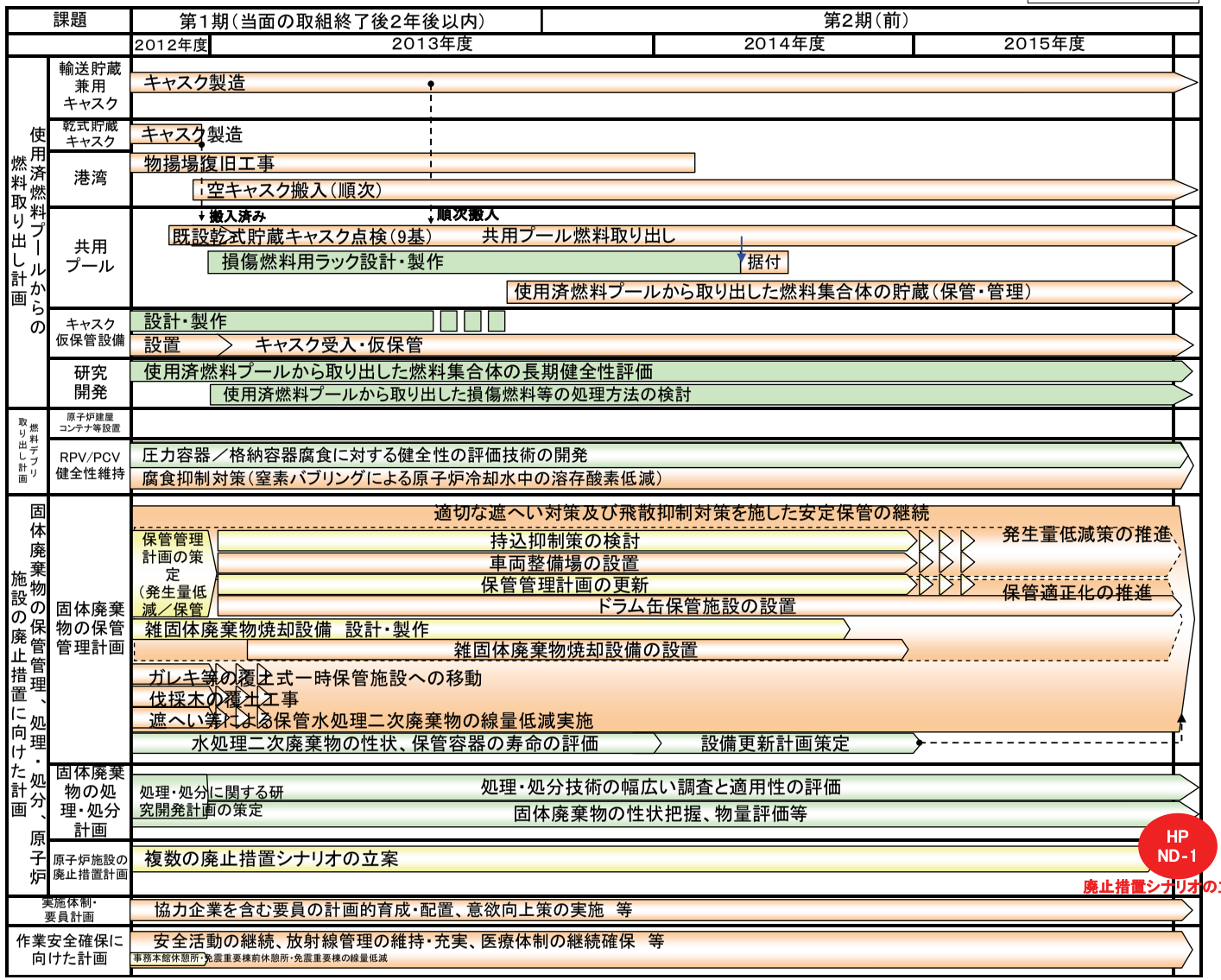
# 諸計画の取り組み状況（その2）



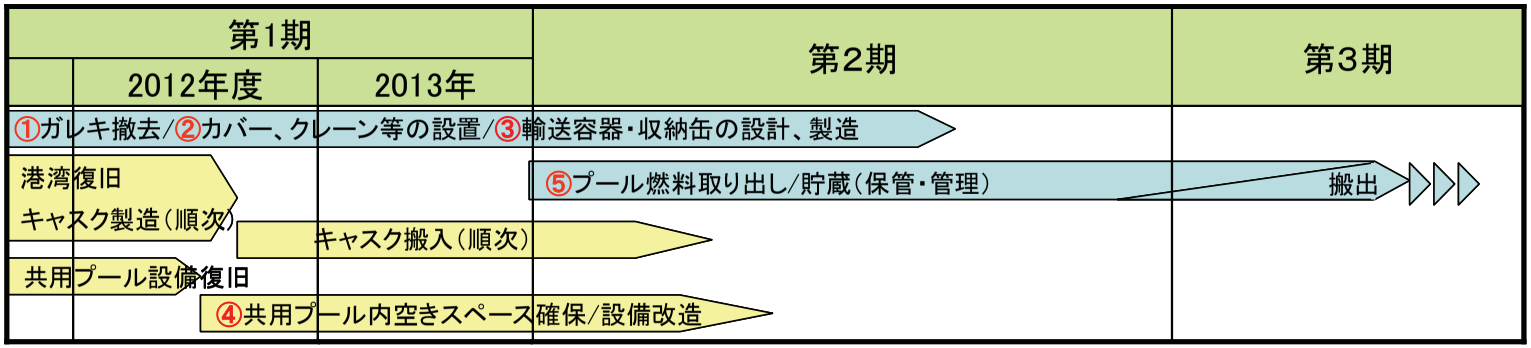
# 諸計画の取り組み状況（その３）

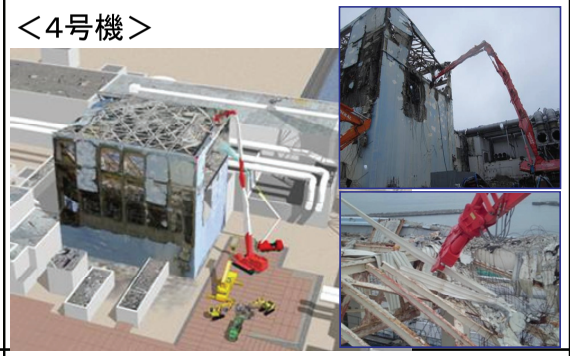
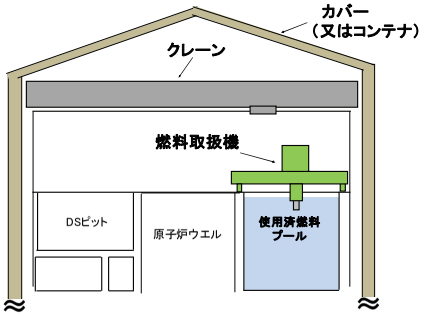


# 諸計画の取り組み状況（その4）

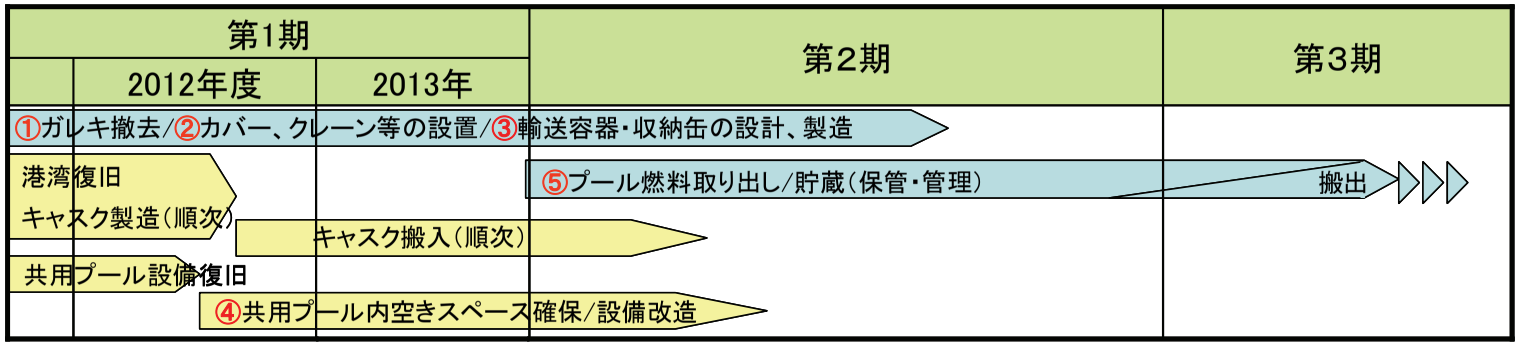


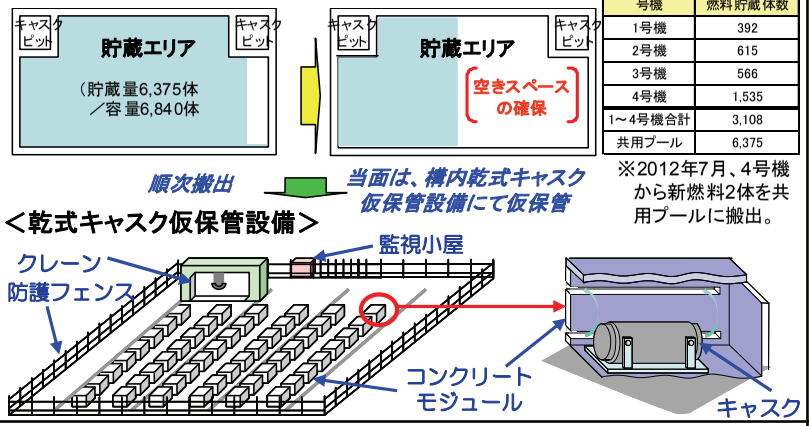
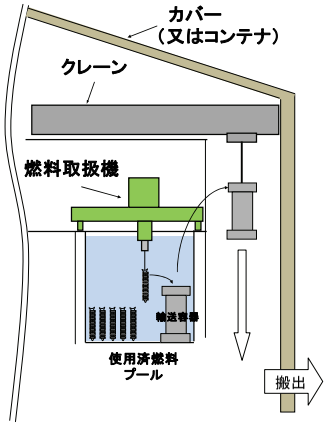
# 使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る作業ステップ（1／2）




| ステップ | ① 原子炉建屋上部ガレキ撤去<br>（4号機完了、3号機にて実施中） | ② カバー（又はコンテナ）／<br>クレーン等の設置 | ③ 取り出し用輸送容器・収納缶の設計、製造 |
|---|---|---|---|
| イメージ | ＜4号機＞<br>  |  | ＜輸送容器の例：NH-25＞<br>  <br>（メーカ資料より） |
| 内容 | 大型クレーンや重機を用いて原子炉建屋上部のガレキを撤去。 | 原子炉建屋を覆うカバー（又はコンテナ）を設置し、プール燃料取り出しに必要なクレーン、燃料取扱機を設置。 | プールから取り出した燃料を共用プールに移送するため、輸送容器・収納缶等を設計・製造。 |
| 技術開発における留意点と課題 | － | － | － |
| 安全確保に向けた主な留意点 | ・プール水の安定冷却の維持<br>・ガレキ撤去時の空気中への放射性物質拡散防止<br>・環境モニタリング<br>・作業員の被ばく低減（遠隔撤去等） | ・プール水の安定冷却の維持<br>・作業員の被ばく低減（雰囲気線量低減等） | － |

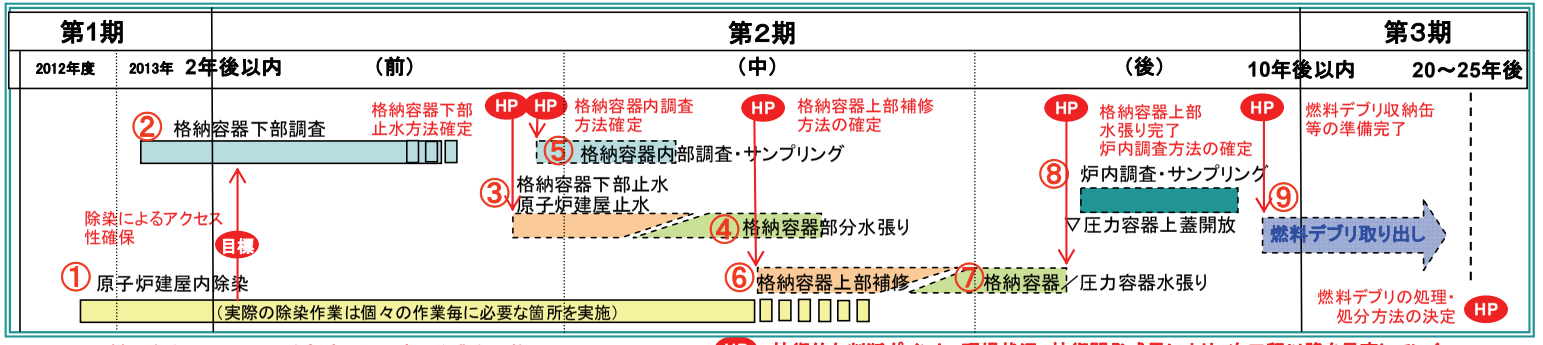
# 使用済燃料プールからの燃料取り出しに係る作業ステップ（2／2）




| ステップ | ④ 共用プール内空きスペース確保／改造 | ⑤ プール燃料取り出し |
|---|---|---|
| イメージ | ＜共用プール＞（震災時の貯蔵体数）<br>  <br>※2012年7月、4号機から新燃料2体を共用プールに搬出。 |  |
| 内容 | 共用プール内に既貯蔵中の燃料を乾式キャスク仮保管設備に順次搬出し、空きスペースを確保。その上で、受入れに必要な破損燃料用ラック等を設置。 | 燃料の健全性を確認し、損傷燃料は放射性物質の飛散・拡散を防止できる措置を講じた上で搬出。 |
| 技術開発における留意点と課題 | ・使用済燃料プールから取り出した燃料の長期健全性評価、処理方法の検討 | － |
| 安全確保に向けた主な留意点 | ・作業員の被ばく低減（平常管理） | ・プール水の安定冷却の維持<br>・燃料落下防止<br>・作業員の被ばく低減（遠隔化、雰囲気線量低減等） |

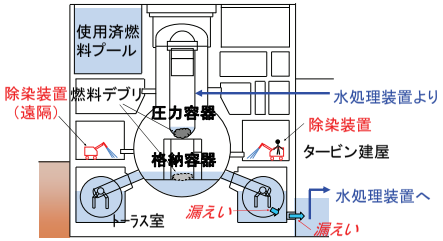
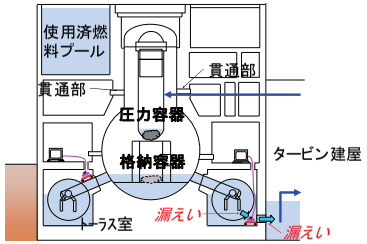
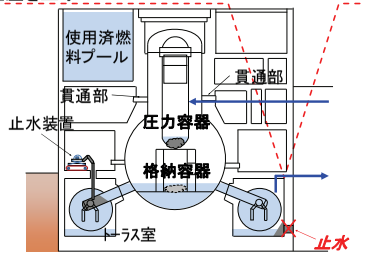
| 号機 | 燃料貯蔵体数 |
|---|---|
| 1号機 | 392 |
| 2号機 | 615 |
| 3号機 | 566 |
| 4号機 | 1,535 |
| 1～4号機合計 | 3,108 |
| 共用プール | 6,375 |

# 燃料デブリ取り出しに係る作業ステップ（1／3）

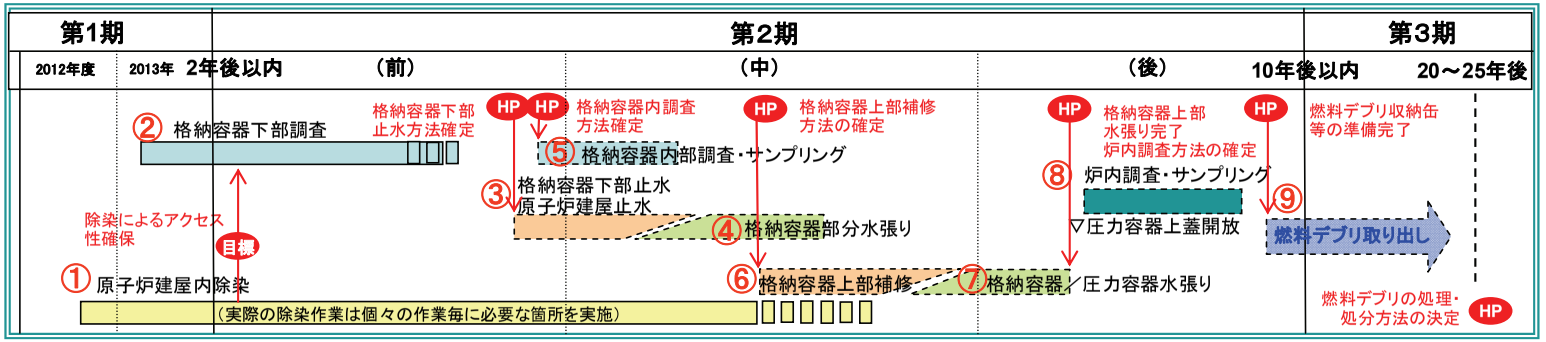



※ TMIと同様に水中での取り出しを想定した一連の作業を記載。

HP：技術的な判断ポイント。現場状況，技術開発成果により、次工程以降を見直していく。

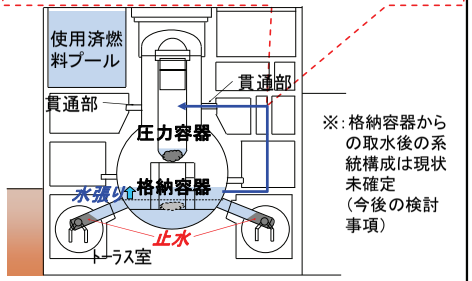
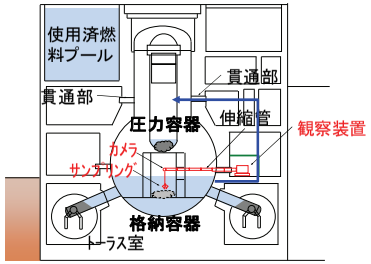
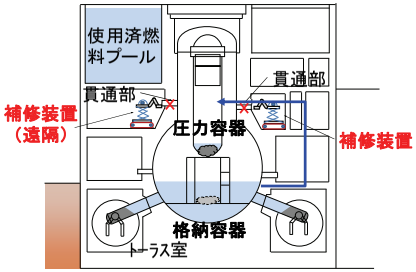
| ステップ | ① 原子炉建屋内除染<br>（②以降の作業毎に必要な箇所を順次実施する） | ② 原子炉格納容器下部調査 | ③ 原子炉格納容器下部止水<br>原子炉建屋止水 |
|---|---|---|---|
| イメージ |  |  | 循環注水冷却の取水設備を格納容器下部および原子炉建屋に設置した後、格納容器および原子炉建屋を止水<br>  |
| 内容 | 格納容器へのアクセス性を向上するため、高圧水、コーティング、表面はつり等により、作業エリアを除染。 | 格納容器下部及び原子炉建屋壁面を、遠隔のカメラ等で調査。 | 燃料デブリの取出しは、水中で実施することが放射線の遮へいの観点からも有利と考えられることから、格納容器のバウンダリを構築し止水。 |
| 技術開発における留意点と課題 | ◆高線量箇所（数100～1,000mSv/hレベル）の存在<br>◆建屋内ガレキによるアクセスが制限されていること<br>・上記を踏まえた遠隔除染方法の検討・確立が必要 | ◆調査対象が高線量エリア、汚染水中、狭隘部などにあること<br>・調査方策・装置の開発<br>・格納容器外部からの内部調査方策・装置の開発 | ◆炉心循環冷却のための注水を継続しながら、高線量下・流水状態で止水すること<br>・格納容器バウンダリ構築・止水技術・工法の開発<br>・代替方策の検討・開発 |
| 安全確保に向けた主な留意点 | ・炉心安定冷却の維持<br>・除染作業に伴う空気中への放射性物質拡散防止<br>・作業員の被ばく低減（遠隔化、遮へい等） | ・炉心安定冷却の維持<br>・作業員の被ばく低減（遠隔化、遮へい等） | ・炉心安定冷却の維持<br>・作業員の被ばく低減（遠隔化、遮へい等） |

# 燃料デブリ取り出しに係る作業ステップ（2／3）

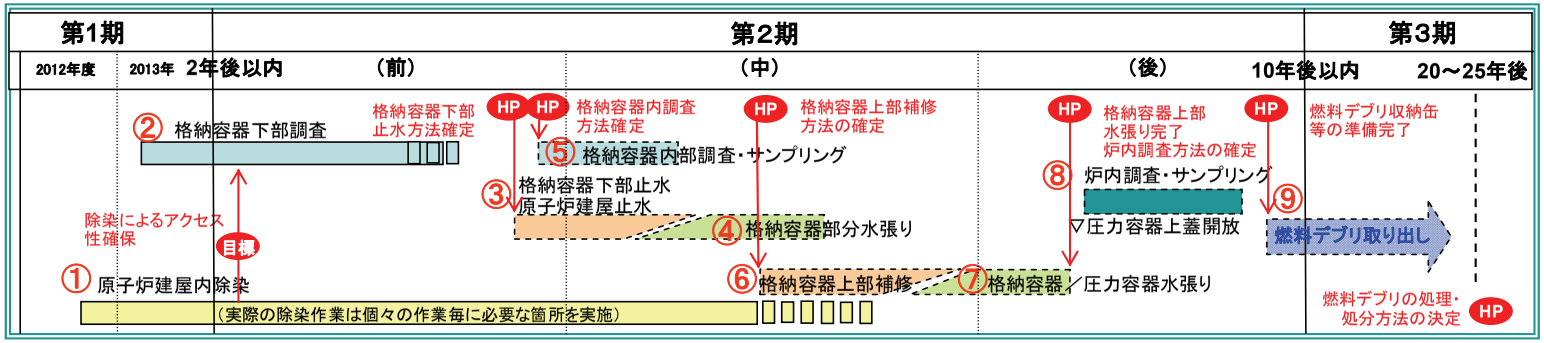



※ TMIと同様に水中での取り出しを想定した一連の作業を記載。

HP ：技術的な判断ポイント。現場状況，技術開発成果により、次工程以降を見直していく。

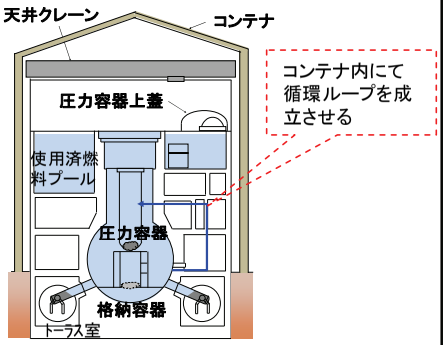
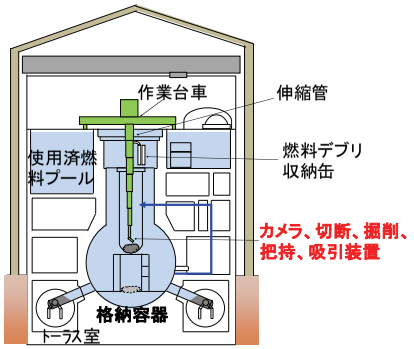
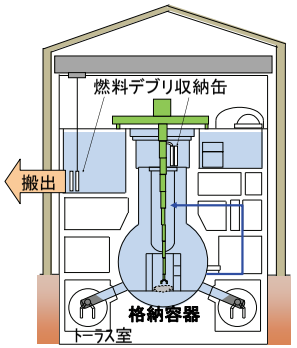
| ステップ | ④原子炉格納容器部分水張り | ⑤原子炉格納容器内部調査・ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ | ⑥ 原子炉格納容器上部補修 |
|---|---|---|---|
| イメージ | 格納容器下部のバウンダリ構築後、循環注水冷却の取水源を原子炉建屋から格納容器に変更※<br>  <br>※：格納容器からの取水後の系統構成は現状未確定（今後の検討事項） |  |  |
| 内容 | 格納容器下部に部分的な水張りを実施。 | 格納容器内を調査し、圧力容器から流れ出たと推定される燃料デブリの分布状況の把握、ｻﾝﾌﾟﾘﾝｸﾞ等を実施。 | 格納容器を満水まで水張りすべく、上部の漏えい箇所を、手動または遠隔にて補修。 |
| 技術開発における留意点と課題 | ◆③と同様 | ◆高線量によるアクセス性の制約、格納容器内部環境（内部水の濁り、燃料デブリの所在等）が不明<br>・上記を踏まえた遠隔調査方法及びサンプリング方法の開発 | ◆ ②と同様<br>・ 格納容器漏えい箇所の補修・止水技術・工法 の開発（③と同様） |
| 安全確保に向けた主な留意点 | ・炉心安定冷却の維持<br>・未臨界確認 | ・炉心安定冷却の維持<br>・未臨界確認<br>・格納容器内の放射性物質の拡散防止<br>・作業員の被ばく低減（遠隔化、遮へい等） | ・炉心安定冷却の維持<br>・作業員の被ばく低減（遠隔化、遮へい等） |

# 燃料デブリ取り出しに係る作業ステップ（3／3）




※ TMIと同様に水中での取り出しを想定した一連の作業を記載。

HP ：技術的な判断ポイント。現場状況，技術開発成果により、次工程以降を見直していく。

| ステップ | ⑦ 原子炉格納容器／圧力容器水張り ⇒ 圧力容器上蓋開放 | ⑧ 炉内調査・サンプリング | ⑨ 燃料デブリ取り出し |
|---|---|---|---|
| イメージ |  |  |  |
| 内容 | 十分遮へいが担保できる水位まで格納容器／圧力容器を水張り後、圧力容器上蓋を取り外し。 | 炉内を調査し、燃料デブリや炉内構造物の状態把握、サンプリング等を実施。 | 圧力容器／格納容器内のデブリの取り出しを実施。 |
| 技術開発における留意点と課題 | （⑥により格納容器バウンダリ構築が大前提） | ◆高線量によるアクセス性の制約、圧力容器内部環境（内部水の濁り、燃料デブリの所在等）が不明<br>・上記を踏まえた遠隔調査方法及びサンプリング方法の開発 | ◆燃料デブリの分布状況によっては技術開発範囲が拡大（特に格納容器内の燃料取出しはTMIでも経験なし）<br>・TMIに比べ、より高度な取り出し技術・工法の開発 |
| 安全確保に向けた主な留意点 | ・炉心安定冷却の維持<br>・未臨界確認<br>・格納容器内の放射性物質の拡散防止 | ・炉心安定冷却の維持<br>・未臨界確認<br>・燃料デブリの収納（閉じ込め等）<br>・作業員の被ばく低減（遠隔化、遮へい等） | ・炉心安定冷却の維持<br>・未臨界確認<br>・燃料デブリの収納（閉じ込め等）<br>・作業員の被ばく低減（遠隔化、遮へい等） |

## 1.2　５・６号機の工程

### 1.2.1　原子炉及び使用済燃料プールの冷却・滞留水処理

(1)原子炉及び使用済燃料プール内の燃料取出し終了までは，原子炉及び使用済燃料プールの冷却を継続し，冷温停止を安定的に維持する。

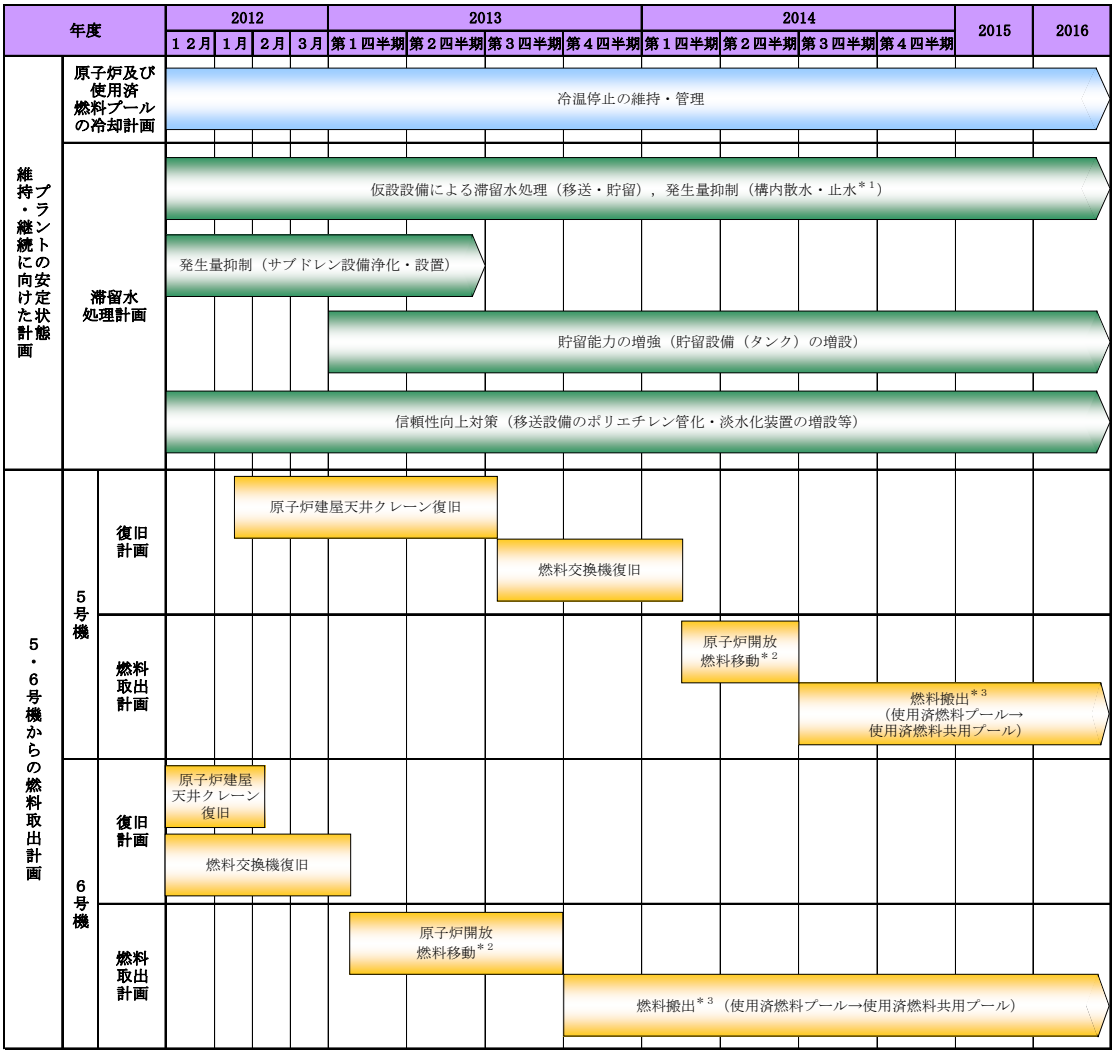
(2)５・６号機の滞留水は仮設設備による処理及び発生量抑制を継続する。また，更なる発生量抑制のため，サブドレン設備については設備の浄化及び設置を行い，その結果等を踏まえて，順次復旧を行っていく。
必要に応じて貯留能力の増強及び信頼性向上対策を進める。

### 1.2.2　５・６号機からの燃料取出計画

福島第一原子力発電所の使用済燃料の貯蔵は，各号機の使用済燃料プールと使用済燃料共用プールでの貯蔵を併用することにより，サイト全体としての融通性を持った運用としている。使用済燃料プールから使用済燃料共用プールへの燃料搬出は，１～４号機が優先されるものであるが，５・６号機については自然災害（地震，津波）により冷却機能が喪失し燃料損傷に至るリスクを低減するため，原子炉に装荷されている炉内燃料及び使用済燃料プールに貯蔵している使用済燃料を準備（燃料交換機等の復旧）が整い次第，原子炉開放及び燃料移動を行い，１～４号機の燃料搬出に影響を与えない範囲で，使用済燃料共用プールへ搬出する。（Ⅰ.2.3.4　参照）

### 1.2.3　添付資料

添付資料－１　５・６号機　中期スケジュール




＊１：適宜流入箇所の止水を実施する。
＊２：原子炉から使用済燃料プールへ燃料を移動する。
＊３：５・６号機は１～４号機の燃料搬出に影響を与えない範囲で，使用済燃料共用プールへ搬出する。
補足：本中期スケジュールについては，現場状況を踏まえて，継続的に見直していく。

図－１　５・６号機　中期スケジュール

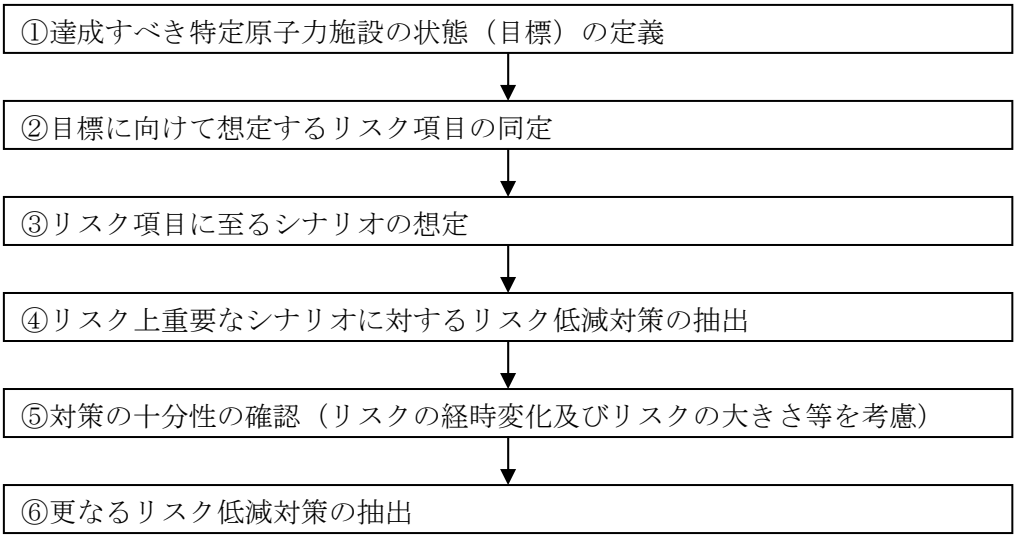
## 2　リスク評価

### 2.1　リスク評価の考え方

特定原子力施設のリスク評価は，通常の原子力発電施設とは異なり，特定原子力施設全体のリスクの低減及び最適化を図るために必要な措置を迅速かつ効率的に講じていくことを前提として実施する必要がある。以下にリスク評価の実施手順を以下に示す。

また，特定原子力施設におけるリスク評価に関して，現時点で想定される敷地外への影響評価を 2.2～2.3 に示す。2.2 においては，現時点における特定原子力施設の敷地境界及び敷地外への影響評価を示し，2.3 においては，リスク評価で想定したリスクに至るシナリオの中で最も影響の高い事象を中心に評価した結果を示す。

(1) リスク評価の手順




① 達成すべき特定原子力施設の状態（目標）の定義

特定原子力施設におけるリスク評価を実施するに際して，達成すべき状態（目標）を設定した上で目標に向けた活動に係るリスクを評価する必要がある。目標設定については，中長期的な観点で普遍的な目標を大目標及び中目標として設定した。小目標については個々の活動を実施する目的として設定されるものである。

【大目標】

| |
|---|
| 特定原子力施設から敷地外への放射性物質の影響を極力低減させ，事故前のレベルとする |

【大目標達成のための中目標】

| |
|---|
| 1）プラントの安定状態を維持しながら，廃止措置をできるだけ早期に完了させる |
| 2）敷地外の安全を図る（公衆への被ばく影響の低減） |
| 3）敷地内の安全を図る（作業員への被ばく影響の低減） |

② 目標に向けて想定するリスク項目の同定

上記①のうち『敷地外の安全を図る』及び『敷地内の安全を図る』が達成できない状態を現状の主たるリスクと考え，以下の具体的なリスク項目を同定した。

『敷地外の安全を図る（公衆への被ばく影響の低減)』に関連したリスク項目

ⅰ）大気への更なる放射性物質放出

ⅱ）海洋への更なる放射性物質放出

『敷地内の安全を図る（作業員への被ばく影響の低減)』に関連したリスク項目

ⅲ）作業員の過剰被ばく

③ リスク項目に至るシナリオの想定

リスク評価を行うにあたっては危険源の同定が必要であり，特定原子力施設においては，放射性物質の発生源をその危険源として考え，放射性物質の発生源毎にリスク項目に至るシナリオを想定する。

また，作業員の過剰被ばくについては，ICRP の放射線防護の３つの原則である「正当化の原則」,「線量限度の適用の原則」,「最適化の原則」に基づきリスク分析を実施する。

シナリオの想定については全体のリスクを理解しやすいようにするため，まずは特定原子力施設全体として現在の設備や運用でリスクを押さえ込んでいる状態がわかるように整理し，次に設備単位でリスクに至るシナリオを想定した。シナリオの想定にあたっては，設備故障やヒューマンエラーなどの内部事象の他に外部事象を考慮したシナリオを想定する。

④ リスク上重要なシナリオに対するリスク低減対策の抽出

想定したリスクのシナリオに対して現在できているリスク低減対策，今後実施するリスク低減対策を含めて抽出する。対策を抽出する際には，目標とすべき状態とそれを達成するための具体的な対策を検討する。

⑤ 対策の十分性の確認（リスクの経時変化及びリスクの大きさ等を考慮）

上記④で抽出した対策について，短期的，中長期的な視点を踏まえた対策の十分性を検討する。その際に④で抽出した対策を実施した結果として新たに発生するリスク等も抽出する。対策の十分性の確認に際しては，リスクの大きさやリスクの経時的な増減等を考慮

したものとする。

⑥ 更なるリスク低減対策の抽出

上記⑤で実施した対策の十分性の確認の結果，特定原子力施設全体のリスクをできるだけ早く低減させる観点から，既存の技術で達成可能で他のプライオリティの高い対策の進捗に影響しないものについては，精力的に対策を講じることを前提として更なるリスク低減対策を抽出する。

(2) リスク低減対策の適切性確認

上記(1)で抽出されたリスク低減対策について，個々の対策の優先度を多角的な視点で評価する必要がある。以下に示す考え方は，個々のリスク低減対策の必要性や工程等の適切性を確認し，対策の優先度を総合的に判断するため整理したものである。しかし，適切性確認の視点等は固定的なものではなく，今後の活動の中で柔軟に見直すことを前提としている。

a. 適切性確認の前提条件

①作業員の被ばく低減を含む安全の確保が最優先である。

②リスク低減対策の必要性の有無は，それぞれの対策について個別に確認することが，第一段階となる。(全体の適切性を確認するための基本)

③リスク低減対策の全体計画を構築する際には，多種多様なリスク低減対策について同じ評価項目で定量的に比較することが難しいことを認識し，効率性等も考慮して全体リスクが早く低減することを前提とする。

④個々のリスク低減対策の適切性確認を行う際には，組織全体として共有すべき共通的な考え方（視点）を明確にする。

⑤個々のリスク低減対策の適切性確認においては，実施するかしないかの判断の根拠となるように対比を明確にする。

b. 適切性確認の視点

①対策を実施しないリスク

対策を実施する目的に照らして，対策を実施しない又は適切な時期を逃すことにより発生，増大するリスクの有無及び他の対策等に与える影響を確認する。

②放射性物質の追加放出リスク

対策の対象となるリスクの大きさを確認するために，敷地外への放射性物質の追加放出の程度を確認するとともに，対策を実施することよるリスク低減効果の程度を確認する。

③外部事象に対するリスク

対策を実施した前後の状態において，地震，津波等の外部事象に対するリスクの有無及び他の対策等に与える影響を確認する。また，外部事象に対してより安定的なリスクの押さえ込みができる環境，方法が他にないかどうかも確認する。

④時間的なリスクの増減

対策を実施しなかった場合に，時間的にリスクが増減するかどうかを確認する。

（例えば設備の劣化，放射能インベントリの増加に伴うリスク増加）

⑤実施時期の妥当性

対策を開始，完了させる時期に対して，環境改善の必要性，技術開発の必要性，他の作業との干渉，全体リスクを速やかに低減させるための対策の順番を確認する。

⑥対策を実施するリスク

対策を実施する段階や実施した後に発生，増大するリスクの有無及び他の対策等に与える影響を確認する。また，対策を実施することで発生，増大するリスクには不測の事態においてマネジメントが機能しない可能性も確認する。

⑦対策を実施できないリスク

不測の事態等で対策を実施できない場合の計画への影響及び他に選択できる対策の有無を確認する。また，複数の選択肢を持った対策を検討する必要性があるかどうかを確認する。

(3) リスク評価時に考慮すべき事項

前述の手順に基づきリスク評価を実施する際には，以下の事項を考慮することにより，特定原子力施設におけるリスクを体系的に俯瞰できるように整理する。

a. 放射性物質の量や種類

放射性物質の発生源に着目し，放射性物質の量（インベントリ）や種類（デブリ，燃料集合体，汚染水等）を考慮したリスク評価を実施することにより，対策の必要性や緊急性を合理的に評価でき，適切かつ効率的なリスク低減のためのアプローチを行うことができる。

b. 内部事象と外部事象

リスクが顕在化する起因事象毎にリスク評価を実施することにより，起因事象からのシナリオに応じた適切な対応が行われているか整理することができ，全体を俯瞰したリスク低減対策の漏れ等を洗い出すことができる。

c. 発生可能性と影響範囲

起因事象からのリスクのシナリオにおける発生可能性や影響範囲を考慮することにより，合理的な対応や広がりを考慮した対応が取られているかを評価することができる。

d. 対策の有効性

現状行われている対策や実施予定の対策を多層的に整理し，それぞれの対策の有効性

を評価することにより，対策の十分性の確認をより的確に実施することができる。

## 2.2　特定原子力施設の敷地境界及び敷地外への影響評価

特定原子力施設の敷地境界及び敷地境界外への影響を評価した結果，平成 24 年 10 月での気体廃棄物の追加的放出量に起因する実効線量は，敷地境界において約 $3.0\times10^{-2}$mSv/年であり，特定原子力施設から 5km 地点では最大約 $2.5\times10^{-3}$mSv/年，10km 地点では最大約 $8.9\times10^{-4}$mSv/年であった。

また，敷地内各施設からの直接線・スカイシャイン線による実効線量は，敷地境界において約 9.4mSv/年であり，5km 地点では最大約 $1.4\times10^{-18}$mSv/年，10km 地点では最大約 $2.4\times10^{-36}$mSv/年であった。

一方，文部科学省において公表されている「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の 20km 圏内の空間線量率測定結果（平成 24 年 11 月 11 日～13 日）」によると，特定原子力施設から約 5km 地点の空間線量率は 5.2～17.8μSv/h（約 46～約 156mSv/年），約 10km 地点の空間線量率は 2.2～23.5μSv/h（約 20～約 206mSv/年）である。

これらの結果から，特定原子力施設の追加的放出量等から起因する実効線量は，5km 地点において空間線量率の約 18,000 分の１以下であり，10km 地点において空間線量率の約 21,000 分の１以下であるため，平常時において 5km 地点及び 10km 地点における特定原子力施設からの影響は極めて小さいと判断する。

## 2.3　特定原子力施設における主なリスク

### 2.3.1　はじめに

特定原子力施設の主なリスクは，特定原子力施設が放射能を内在することに起因すると考えられ，また，現在の特定原子力施設において放射能を内在するもの（使用済燃料等）は，以下のように整理できる。

(1) 原子炉圧力容器・格納容器内の溶融した燃料（燃料デブリ，１～３号機）
(2) 使用済燃料プールの燃料（１～４号機）
(3) ５・６号機の炉心及び使用済燃料プールの燃料
(4) 使用済燃料共用プールの燃料
(5) 使用済燃料乾式貯蔵キャスクの燃料
(6) 放射性廃棄物

ここでは，上記の放射能を内在するものについて，それぞれ個別に現在の状態におけるリスクを定量的もしくは定性的に評価することにより，現在の特定原子力施設のリスクについて評価する。

2.3.2　燃料デブリ（１～３号機）

燃料デブリに関するリスクとしては，原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下，原子炉注水系という）が機能喪失することにより原子炉注水が停止し，原子炉圧力容器及び格納容器内の燃料デブリ等の温度が上昇し，放射性物質が環境中に放出されるリスクが考えられる。原子炉の安定的な冷却状態を維持し，冷温停止状態を維持することは福島第一原子力発電所の最重要課題の一つであることから，このリスクに対しては，原子炉注水系の継続的な信頼性向上を図ってきており，水源・ポンプ・電源等について多重性及び多様性を有した十分信頼性の高い系統構成としている。

確率論的リスク評価による原子炉注水系のリスク評価では，炉心再損傷頻度が約 $5.9\times10^{-5}$／年と評価されており，「施設運営計画に係る報告書（その１）（改訂２）（平成２３年１２月）」で評価された約 $2.2\times10^{-4}$／年の炉心再損傷頻度からリスクが低減していることが確認できる。今後も，原子炉注水系の小ループ化等により信頼性の向上を図り，リスク低減に努めていく。

また，原子炉注水系の異常時の評価では，想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象（注水停止 12 時間）で３プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても，実効線量は敷地境界で年間約 $6.3\times10^{-5}$mSv，特定原子力施設から 5km 地点で約 $1.1\times10^{-5}$mSv，特定原子力施設から 10km 地点で約 $3.6\times10^{-6}$mSv であり，周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。「施設運営計画に係る報告書（その１）（改訂２）（平成２３年１２月）」では，シビアアクシデント相当事象で３プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合に敷地境界の実効線量が年間約 11.1mSv と評価されており，燃料デブリの崩壊熱減衰等によって，原子炉注水系の異常時における被ばくリスクが大きく低減していることが分かる。今後も，燃料デブリの崩壊熱は減衰していくため，原子炉注水系の異常時におけるリスクは低減する方向である。

燃料デブリに関するリスクとしては，水素爆発と臨界も挙げられる。

水素爆発に関するリスクとしては，水の放射線分解によって発生する水素が可燃限界を超えることが想定されるが，原子炉格納容器内窒素封入設備を用いて，原子炉圧力容器及び格納容器に窒素を連続的に封入することにより，その雰囲気中の水素濃度を可燃限界以下としている。原子炉圧力容器もしくは格納容器内で水の放射線分解により発生する水素が，窒素供給の停止から可燃限界の水素濃度に至るまでの時間余裕は 100 時間以上と評価されており，水素爆発のリスクは十分小さいものと考えられる。「施設運営計画に係る報告書（その１）（改訂２）（平成２３年１２月）」では，この時間余裕は約 30 時間と評価されており，燃料デブリの崩壊熱減衰によってリスクが低減していることが分かる。

臨界については，一般に，溶融した燃料デブリが臨界に至る可能性は極めて低いと考えられており，また，「施設運営計画に係る報告書（その１）（改訂２）（平成２３年１２月）」において燃料デブリ形状等について不確かさを考慮した評価がなされており，臨界の可能性は低いとされている。実際に，ガス放射線モニタにより短半減期核種の放射能濃度を連

続的に監視してきており，これまで臨界の兆候は確認されていない。これらを踏まえると，燃料デブリの形状等については十分に把握できていないものの，燃料デブリの配置変化等の現状の体系からの有意な変化が生じない限り，臨界となることはないと考えられる。当面，燃料デブリの移動を伴う作業は予定されていないことから，現在の臨界リスクは工学的に極めて小さいものと考えられる。なお，将来の燃料デブリ取り出し工程の際には燃料デブリ形状等が大きく変化する可能性があることから，十分に臨界管理を行いつつ，作業を進めていく必要がある。

2.3.3　使用済燃料プールの燃料（１～４号機）

使用済燃料プールの燃料に関するリスクとしては，使用済燃料プール冷却系が機能喪失し，使用済燃料プールの冷却が停止し，使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下するリスクが考えられる。このリスクに対しては，使用済燃料プール冷却系の機能喪失後，使用済燃料プール水位が有効燃料頂部＋２ｍに至るまでの時間余裕が最短で４号機において約 27 日程度と評価されており，リスクは十分小さいものと考えられる。「施設運営計画に係る報告書（その１）（改訂２）（平成２３年１２月）」では，この時間余裕は約 16 日程度と評価されており，燃料デブリの崩壊熱減衰によってリスクが低減していることが分かる。今後も，使用済燃料の崩壊熱減衰及び使用済燃料プール内の燃料取り出しによって，使用済燃料プール冷却系の異常時におけるリスクは低減する方向である。

2.3.4　５・６号機の炉内及び使用済燃料プールの燃料

５・６号機は，震災前と同等の設備により安定的な冷温停止を維持している状況であり，既設設備に関しては，震災前の設計条件を維持している。

この状況下において，放射性物質の系外放出に至るリスクとしては燃料損傷が挙げられ，燃料損傷に至るシナリオとして以下が考えられる。

(1)燃料取扱い時の燃料落下及び使用済燃料への重量物落下による損傷

燃料交換機によって燃料を移動している際，燃料交換機が故障して，その燃料が落下し，炉内の燃料に衝突して燃料が損傷するシナリオと，原子炉建屋天井クレーンから重量物が落下し，使用済燃料プール内の使用済燃料に衝突し損傷に至るシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては，燃料交換機・原子炉建屋天井クレーンは既設燃料取扱設備であり，燃料交換機は燃料取扱い中に動力源が喪失しても燃料を保持する機構となっていること，原子炉建屋天井クレーンはブレーキが安全側に動作する機構となっていること，吊り上げられた重量物が使用済燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できないインターロックがあることから，こうしたリスクは小さいものと考えられる。なお，燃料取扱事故の評価については，福島第一原子力発電所５・６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類十により確認している。

(2)仮設設備（滞留水貯留設備）停止による冷却機能喪失

滞留水貯留設備の移送ポンプが長期に停止した場合，地下水の流入により建屋内の水位が上昇し，冷温停止維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線の被水により電源が停止することで，冷却機能喪失による燃料損傷が考えられる。

このシナリオに対しては，滞留水貯留設備の移送ポンプ停止について評価されており，その期間内に設備が復旧できるため，こうしたリスクは小さいものと考えられる。（Ⅱ.2.33　参照）

(3)自然災害による冷却機能喪失

まず，地震により使用済燃料プールが損傷し使用済燃料プールの水位が低下するシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては，耐震安全性が確保されており，こうしたリスクは小さいものと考えられる。（Ⅱ.2.18，Ⅲ.3.1.3　参照）

次に，津波により炉内の燃料及び使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却機能が喪失し，冷却材ならびに使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に水位が低下するシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては，原子炉及び使用済燃料プールの水位が有効燃料頂部に至

るまでの時間的余裕が，13 日程度（６号機に比べ５号機が短い）と評価されており，仮設水中ポンプ（残留熱除去海水系）の設置*による，冷却機能の回復までに要する時間は十分確保されていることから，こうしたリスクは小さいものと考えられる。(表－１　参照)

今後，自然災害（地震，津波）により冷却機能が喪失し燃料損傷に至るシナリオに対する対策（リスク低減）として使用済燃料を使用済燃料共用プールに搬出する予定である。

そのため，準備が整い次第，原子炉から燃料を使用済燃料プールに移動及び使用済燃料プールから使用済燃料共用プールへ使用済燃料を搬出する予定である。

＊：仮設水中ポンプの設置（作業準備，仮設水中ポンプ・制御盤・ホース設置等）には，約 68 時間(2.8 日程度)掛かる見込み。

表－１　原子炉及び使用済燃料プールの崩壊熱による温度上昇率と水位が有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕

| 号機 | 場所 | 温度上昇率[℃/h] | 時間的余裕［日］ |
|---|---|---|---|
| 5 | 原子炉 | 0.91 | 13 |
| | 使用済燃料プール | 0.32 | 59 |
| 6 | 原子炉 | 0.76 | 16 |
| | 使用済燃料プール | 0.32 | 60 |

補足：平成 24 年 10 月 1 日時点での崩壊熱より算出。

2.3.5　使用済燃料共用プールの燃料

使用済燃料共用プールは，既設の設備を使用して貯蔵燃料の冷却の維持・継続をしている。

なお，使用済燃料共用プールの燃料に関するリスクとしては，使用済燃料プール冷却系が機能喪失し，使用済燃料プールの冷却が停止し，使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下するリスクが考えられる。このリスクに対しては，使用済燃料プール冷却系の機能喪失後，使用済燃料プール水位が有効燃料頂部＋2mに至るまでの時間余裕が約 20 日程度と評価されており，リスクは十分小さいものと考えられる。

2.3.6　使用済燃料乾式キャスクの燃料

使用済燃料乾式キャスクに装填した燃料の保管については，現在使用済燃料輸送容器保管建屋に保管されている 9 基を搬出し，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に保管することを計画している。また，現在使用済燃料共用プールに貯蔵中の使用済燃料の一部を使用済燃料乾式キャスクに装填し，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に保管することを計画している。

使用済燃料乾式キャスクについては，除熱，遮へい，密封，臨界防止の安全機能及び必要な構造強度が設計上考慮されている。

また，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において，使用済燃料乾式キャスクは支持架台に支持され基礎に固定された状態で保管する。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備は，この保管状況において基準地震動 Ss を考慮しても使用済燃料乾式キャスクの安全機能が維持される設計となっている。

使用済燃料乾式キャスクを取り扱うクレーンは，使用済燃料共用プール，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備共に，落下防止対策を施した設計となっている。使用済燃料輸送容器保管建屋から使用済燃料乾式キャスクを搬出する際は，移動式クレーンを使用して行うこととしており，使用済燃料共用プール等と同様の落下防止対策を講じることが出来ないため，万一の使用済燃料乾式キャスクの落下時にも周辺公衆及び放射線業務従事者に対して放射線被ばく上の影響は十分小さくなるように，使用済燃料乾式キャスクの吊り上げ高さを制限する手順を定めて運用する。また，極めて保守的な条件として万一使用済燃料乾式キャスクが落下し，ガス状核分裂生成物が放出されたと仮定しても，敷地境界線量は十分小さい値であることを確認している。

以上のことから，使用済燃料乾式キャスクにかかるリスクは非常に小さい。

2.3.7　放射性廃棄物

特定原子力施設内の放射性廃棄物について想定されるリスクとしては，汚染水等の放射性液体廃棄物の系外への漏えいが考えられるが，以下に示す様々な対策を行っているため，特定原子力施設の系外に放射性液体廃棄物が漏えいする可能性は十分低く抑えられている。なお，汚染水の水処理を継続することで放射性物質の濃度も低減していくため，万一設備から漏えいした場合においても，環境への影響度は継続的に低減される。

【設備等からの漏えいリスクを低減させる対策】

・耐圧ホースのポリエチレン管化

【漏えい拡大リスクを低減させる対策】

・タンク廻りの堰，土嚢の設置

・放水路の暗渠化

・漏えい検知器，監視カメラの設置

また，放射性気体廃棄物については，原子炉格納容器内の温度上昇時の放出がリスクとして考えられるが，これについては燃料デブリに関する注水停止のリスク評価に包含されている。放射性固体廃棄物等については，流動性，拡散性が低いため，Ⅰ.2.2 に示す敷地内各施設からの直接線・スカイシャイン線に関するリスク評価に包含されている。

## 2.4　特定原子力施設の今後のリスク低減対策

現状，特定原子力施設の追加的放出等に起因する，敷地外の実効線量は低く抑えられている（2.2 参照)。また，多くの放射性物質を含有する燃料デブリや使用済燃料等において異常時に発生する事象を想定したリスク評価においても，敷地外への影響は十分低いものであると評価している（2.3 参照)。

今後，短中期的に渡って取り組むべき，プラントの安定状態に向けた更なる取組，発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた取組，ならびに使用済燃料プールからの燃料取り出し等の項目に対し，表２．４－１に代表される様々なリスクが存在している。

表２．４－１は，各項目に対して考えられる代表的なリスク，リスク低減のために実施を計画している対策及び目標時期を纏めたものであり，2.1 で示したリスク低減対策の適切性確認の視点に基づき確認を行ったものである。

特定原子力施設全体のリスク低減のため，特に至近の課題として，

① 汚染水の発生量の低減と確実な処理による汚染水貯蔵量の低減

② 使用済燃料の使用済燃料プールからの早期取り出し

に最優先に取り組むとともに，同表に示す個々のリスクを低減していくため，設備の信頼性向上対策等の様々な対策を今後計画・実施していく。これらの個別の対策については，リスク低減対策の適切性確認の視点を基本とした確認を行い，期待されるリスクの低減ならびに安全性，被ばく及び環境影響等の観点から，その有効性や実施の要否，時期等を十分に検討し，最適化を図っていくとともに，必要に応じて本実施計画に反映していく。

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（１／８）

| ロードマップ関連項目 | | 想定されるリスク | リスク低減対策 | | 目的 | 目標時期 | 個々の対策に対する適切性 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| プラントの安定状態維持・継続に向けた計画 | 原子炉の冷却計画 | ・中長期的な温度計故障による原子炉冷温停止状態の監視不能リスク | 原子炉圧力容器代替温度計の新設 | | 原子炉圧力容器の既設温度計について，既設温度計の故障に備えて、追加温度計を設置できるように、温度監視が可能な箇所を選定し、各号機の温度監視のバックアップが保たれるようにする。 | 2 号機：平成 24 年 10 月<br>１箇所設置<br>1 号機：平成 25 年度中期を目途に配管改造工法についてモックアップ試験を行い，工法を確立<br>3 号機：平成 26 年 3 月を目途に環境改善を実施後、現場調査を行い、候補系統を具体化 | ①温度計がメンテナンスできないことにより故障し，使用可能な温度計がなくなった場合は冷却状態の監視ができなくなる。<br>②温度が監視できなくなるが，直接的に放射性物質の追加放出リスクに影響はない。<br>③新旧の温度計はともに建屋内に設置されているため外部事象に対するリスクは小さい。<br>④既設温度計は劣化により故障する可能性が増加する。<br>⑤２号機の温度計の故障が多いことから２号機を優先的に設置することが妥当である。１，３号機についても順次設置を検討していく予定である。<br>⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。<br>⑦既設の圧力容器温度計等の計器の劣化に備え，設置時期，箇所，方法について検討を実施する。 |
| | | | 格納容器内監視計器設置 | | 原子炉格納容器内の既設温度計については，故障した場合，メンテナンスや交換ができないことから，原子炉格納容器内部の冷温停止状態の直接監視のために，代替温度計を格納容器貫通部から挿入する。 | 1 号機：平成 24 年 10 月設置<br>2 号機：平成 24 年 9 月設置，追加設置について、実施時期調整中<br>3 号機：平成 26 年 3 月末までに設置予定 | ①温度計がメンテナンスできないことにより故障し，使用可能な温度計がなくなった場合は格納容器内の冷却状態の監視ができなくなる。<br>②温度が監視できなくなるが，直接的に放射性物質の追加放出リスクに影響はない。<br>③新旧の温度計はともに建屋内に設置されているため外部事象に対するリスクは小さい。<br>④既設温度計は劣化により故障する可能性が増加する。<br>⑤３号機の原子炉建屋内は線量が高いため，１，２号機の設置を優先させることは妥当である。３号機については，設置作業ができるよう環境改善後，速やかに設置する計画を立案する。<br>⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。<br>⑦既設の格納容器温度計等の計器の劣化に備え，設置時期，箇所，方法について検討を実施する。 |
| | | ・注水機能停止リスク<br><br>・放射性物質の系外放出リスク | 循環注水冷却水源の信頼性向上対策 | 復水貯蔵タンクへの運用変更と復水貯蔵タンク炉注水ポンプ配管のポリエチレン管化 | 原子炉注水設備について，水源を仮設バッファタンクから，既設の復水貯蔵タンクに変更することにより，水源保有水量の増加，水源の耐震性向上を図る。さらに配管距離の短縮，ポリエチレン管の新設配管設置により，注水機能喪失及び漏えいリスクの低減を図る。 | 平成 25 年 7 月運用開始 | ①炉注設備は既に多様性，多重性を備えており，一定の信頼性は確保されているが，期待される更なる信頼性向上が図れない。<br>②炉注機能が停止した場合の放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③水源を復水貯蔵タンクに変更することにより水源の耐震性が高くなるためリスクは低減する。<br>④現行設備でも適切な保全により長期間使用可能と考えており，時間的なリスクの変化は小さい。<br>⑤炉注設備の信頼性を向上させることはリスク低減に寄与するため可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。<br>⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。<br>⑦対策を実施できないリスクはない。 |
| | | | | 漏えい時の敷地外放出防止対策（堰や漏えい検出設備等の設置検討） | 原子炉注水設備の配管等に漏えいが発生した場合の敷地外放出防止・早期検知のために堰や漏えい検知設備を設置する。 | 平成 24 年 12 月末完了 | ①漏えい時における放射性物質の追加放出リスクが低減しない。<br>②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③漏えい拡大防止を目的としており，外部事象に対する設備破損リスクは変化しない。<br>④漏えい拡大防止を目的としており，時間的にリスクは変化しない。<br>⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。<br>⑥対策を実施するリスクは小さい。<br>⑦対策を実施できないリスクはない。 |
| | | | | 仮設ハウスの恒久化対策 | 原子炉注水設備のポンプ等を恒久化したハウス内等に配置することにより，台風，塩害，凍結等の外部事象による設備の故障防止を図る。 | 平成 24 年 12 月末完了 | ①凍結等の外部事象リスクが低減しない。<br>②炉注機能が停止した場合の放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③仮設ハウスを恒久化することで外部事象に対するリスクは低減する。<br>④仮設ハウスを恒久化するものであり，時間的なリスクは変化しない。<br>⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。<br>⑥対策を実施するリスクは小さい。<br>⑦対策を実施できないリスクはない。 |
| | | | 建屋内循環ループ構築 | | 水処理設備など建屋外に設置された設備を経由しない循環ループを形成し，系外への放出リスクを低減する。また，建屋内滞留水をそのまま冷却水として使用することにより，水処理設備等の処理量，あるいは原子炉格納容器からの漏えい水量に依存せずに，原子炉注水量を増加させるシステムが構築出来る。 | 平成 27 年 3 月末完了 | ①大循環ループからの漏えいリスクが低減しない。<br>②屋外に敷設されているループ長が縮小する分，漏えいリスクを低減する。<br>③建屋内に設置することで，気象等に関わる外部事象に対するリスクが低減する。<br>④現行設備でも適切な保全により長期間使用可能と考えており，時間的なリスクの変化は小さい。<br>⑤建屋内循環ループを構築する前段階として，滞留水水質，作業環境や格納容器止水作業等との干渉も含めて取水場所等を検討する必要があるため，目標時期までに対策できるよう，実施に向けての調査・検討を行っている。<br>⑥作業員の被ばくリスクに加え，建屋内が高線量となるリスクがある。<br>⑦滞留水水質の傾向監視，ライン構成の最適化，除染等の環境改善等を考慮し，効果的な対策となるよう検討していく必要がある。 |

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（２／８）

| ロードマップ関連項目 | | 想定されるリスク | リスク低減対策 | 目的 | 目標時期 | 個々の対策に対する適切性 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| プラントの安定状態維持・継続に向けた計画 | 原子炉の冷却計画 | ・原子炉圧力容器・格納容器内不活性雰囲気維持機能喪失リスク | 原子炉圧力容器・格納容器への窒素供給装置の増設 | 窒素供給装置は常用している２台の内１台の運転で，原子炉格納容器内の水素濃度を可燃濃度（４％）以下に維持するのに十分な性能を保持している。また運転号機が停止しても予備の装置を起動するまでの余裕時間も十分確保（100 時間以上）されていることから，常用１台の運転で問題はないが，更なる信頼性向上のため，常用の窒素ガス分離装置を１台増設する。 | 平成 25 年 3 月末完了 | ①原子炉格納容器内窒素封入設備は，非常用電源を装備した窒素供給装置の設置により多重性を確保しているものの，常用機器の長期間停止を伴う点検等を行う場合には，常用機器が単一状態となる。<br>②現状の設備設置状況でも機器の多重性を確保していること，運転号機が停止した場合の停止余裕時間も十分に確保（100 時間以上）されていることから，今回の更なる信頼性向上対策が無くとも，水素爆発の可能性は十分に低く抑えられていると考えている。<br>③高台に設置することにより，外部事象に対するリスクは低減する。<br>④設備の経年的な劣化により窒素供給設備が故障するリスクが増加するが，装置の増設により，より適切な保守管理が可能となる。<br>⑤窒素供給装置の信頼性を向上させることはリスク低減に寄与するため，早期に実施することが望ましく既に実施している。<br>⑥対策を実施するリスクは小さい。<br>⑦実施できないリスクはない。 |
| | | | 水素の滞留が確認された機器への窒素ガス封入 | サプレッションチェンバ(S/C)気相部等の高濃度の水素滞留が確認された機器について，窒素ガスの封入等により不活性状態にする。 | 1 号機 S/C：対応済（窒素封入方針を検討中）<br>2 号機 S/C：平成 25 年度上期より対応中<br>3 号機 S/C：S/C 内閉空間気相部の水素残留状況の調査を検討中 | ①今回確認されたサプレッションチェンバ内の高濃度の水素は，事故初期に発生したものの残留物であると考えられ，酸素濃度が低いことや現在まで閉空間内に安定して存在してきてきたことを鑑みると，水素爆発が発生する緊急性は低いと考えられる。しかしながら，水素パージを行わなければ，この状況が継続する。<br>②サプレッションチェンバは格納容器の一部であること，閉空間の容積によっては水素の残留量が大きい可能性があることから，万一水素爆発が発生した際に放射性物質が放出されるリスクがあるが，本対策により低減ができる。<br>③水素パージにより外部事象に対する水素爆発のリスクは低減する。<br>④事故後現在まで安定した状態を維持していることや水の放射線分解の寄与は小さいと考えられること，格納容器内については窒素封入により不活性状態は維持され，格納容器ガス管理設備により水素濃度を監視していることから，時間的リスクが急激に増加することはないと考えられる。<br>⑤サプレッションチェンバ補修工事等の関連工事や現場線量環境を考慮した上で，現場調査等を慎重に行い，高濃度の水素が確認された場合には，早期に対策を実施する必要がある。<br>⑥建屋内の高線量作業であるため，作業員の被ばくリスクに加え，水素濃度の挙動を確認しつつ作業を行う必要がある。<br>⑦現場の状況を踏まえて安全に水素パージができるように窒素封入方法を検討する必要がある。 |

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（３／８）

| ロードマップ関連項目 | | 想定されるリスク | リスク低減対策 | | 目的 | 目標時期 | 個々の対策に対する適切性 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| プラントの安定状態維持・継続に向けた計画 | 滞留水処理計画 | ・放射性物質の系外放出リスク | 滞留水処理設備の信頼性向上 | 滞留水移送・淡水化装置周りの耐圧ホースのポリエチレン管化 | 滞留水移送・処理設備において耐圧ホースを使用している箇所をより信頼性の高いポリエチレン管等に交換することにより，滞留水，処理水の漏えいリスク，漏えい水による他の設備損傷リスク，漏えい時の作業環境悪化リスクの低減を図る。 | 平成 25 年 9 月末完了 | ①滞留水移送ラインからの放射性物質の追加放出リスクが低減しない。<br>②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③ポリエチレン管等へ取替を行うことにより，地震等の外部事象に対するリスクは低減する。<br>④ポリエチレン管等へ取替を行うことにより，時間的な設備劣化損傷リスクは低減する。<br>⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。<br>⑥対策を実施するリスクは小さい。<br>⑦ポリエチレン管等の敷設が出来ない場合は，堰等により漏えいの拡大防止を図る。 |
| | | | | タンク増設，及びＲＯ濃縮水一時貯槽のリプレース | 滞留水または処理水の貯留場所確保のためにタンクを増設する。 | 半期毎に増設計画を報告 | ①日々増加し続ける滞留水・処理水の保管場所が無くなり，貯留できなくなるリスクがある。<br>②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③貯蔵量を確保することが目的であり，外部事象に対するリスクは変化しない。<br>④タンクの経年劣化により漏えいリスクは増加する。<br>⑤貯留場所確保のため，計画的に増設していく必要があり，既に実施している。<br>⑥滞留水・処理水貯蔵量の増加により，漏えいリスクは増加する。<br>⑦タンク設置場所には限界があるため，緩和措置として，地下水流入量低減対策を確実に実施する必要がある。 |
| | | | | タンクエリアへの堰等の設置 | タンクエリアに堰等を設置することにより，貯蔵タンクからの漏えいの早期発見と大規模漏えい時の系外への拡大防止 | タンク設置に合わせ順次実施 | ①漏えい時における放射性物質の追加放出リスクが低減しない。<br>②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③漏えい拡大防止を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。<br>④漏えい拡大防止を目的としており，時間的にリスクは変化しない。<br>⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。<br>⑥対策を実施するリスクは小さい。<br>⑦対策を実施できないリスクはない。 |
| | | | 多核種除去設備の設置 | | 本設備により，汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度まで除去することにより，汚染水貯蔵量の低減ならびにタンク貯留水の放射能濃度低減による漏えい時の環境影響の低減を図る。 | 平成 25 年 3 月よりＡ系ホット試験を開始 | ①大量の放射性物質を含んだ汚染水を保有し，漏えいするリスクが低減しない。<br>②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③汚染水の処理により外部事象に対するタンク等からの大量の放射性物質を含んだ汚染水が漏えいするリスクは低減できる。<br>④多核種除去設備の稼動が遅れることにより，汚染水貯留量が増加しタンク等からの大量の放射性物質を含んだ汚染水が漏えいするリスクは増加する。<br>⑤可能な限り早期に実施することが必要であり，ホット試験を実施中である。<br>⑥二次廃棄物の長期保管ならびに漏えいリスクが発生する。<br>⑦対策を実施できないリスクはないが，実施できない場合タンクを増設し汚染水を貯留する。 |
| | | | 可能なトレンチから順次，止水・回収の実施 | | トレンチ内の滞留水を回収し，系外への漏えい防止を図る。 | 平成 25 年 3 月末までに検討可能なトレンチ等から順次，止水・回収を実施<br><br>2,3 号機海水配管トレンチ：平成26年度内のトレンチ内汚染水除去完了 | ①津波の浸入等により滞留水が敷地外へ流出するリスクが低減しない。<br>②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③対策を実施することにより津波の浸入等による滞留水が敷地外へ流出するリスクは低減する。<br>④現在でも適切な管理を行っているが、高濃度滞留水のコンクリート健全部中の拡散を評価したところ、トレンチ部は 10～13 年で外表面に達するリスクがある。<br>⑤止水方法の成立性等を検討し，可能なトレンチから順次実施していくことが望ましく，また，並行して津波対策を実施予定。<br>⑥対策を実施するリスクは小さいが，トレンチ内滞留水の処理が必要となる。<br>⑦現場の状況を踏まえた止水方法等を検討する必要がある。 |
| | | | 建屋の津波対策（建屋開口部の閉鎖・水密化） | | 仮設防潮堤を超える津波が建屋開口部から浸入し，建屋地下に滞留している高濃度滞留水が系外へ漏えいしないよう建屋開口部の閉鎖・水密化等を行う。 | 平成 25 年 3 月末まで継続検討を実施。検討状況に応じて対策を実施 | ①津波の浸入等により滞留水が敷地外へ流出するリスクが低減しない。<br>②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③対策を実施することにより津波の浸入等による滞留水が敷地外へ流出するリスクは低減する。<br>④現在でも適切な管理を行っている上，水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるが，時間的なリスクの変化は小さい。<br>⑤現場状況を勘案し，対策の必要な箇所については，可能な限り早期に実施することが望ましい。<br>⑥対策を実施するリスクは小さい。<br>⑦現場の状況を踏まえた止水方法等を検討する必要がある。 |

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（４／８）

| ロードマップ関連項目 | | 想定されるリスク | リスク低減対策 | 目的 | 目標時期 | 個々の対策に対する適切性 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| プラントの安定状態維持・継続に向けた計画 | 滞留水処理計画 | ・滞留水の発生量の増加リスク | サブドレンの復旧 | 建屋周辺の地下水を汲み上げる設備（サブドレン）を復旧し，地下水位を下げることにより，建屋内への地下水流入量の低減を図る。 | 平成 25 年度以降：サブドレン復旧 | ①建屋への地下水流入量が減少しないため、汚染水の増加リスクは低減しない。<br>②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③地下水流入量低減を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。<br>④水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるものの，建屋への地下水の流入量を低減できないため，建屋内滞留水の漏えいリスクが増加する。<br>⑤可能な限り早期に実施していく必要があり，復旧計画を検討中。<br>⑥対策を実施するリスクは小さいが，サブドレン水の浄化が必要となる。<br>⑦他の地下水流入量低減対策として，地下水バイパスを早期に稼働することで地下水流入量抑制を図る。 |
| | | | 地下水バイパスの設置 | 建屋周辺の地下水は山側から海側に向かって流れていることから、建屋山側の高台で地下水を揚水し、その流路を変更して海にバイパスすることにより、建屋周辺の地下水位を段階的に低下させ、建屋への地下水流入量の低減を図る。 | 準備が整い次第，段階的に実施 | ①建屋への地下水流入量が減少しないため、汚染水の増加リスクは低減しない。<br>②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③地下水流入量低減を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。<br>④水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるものの，建屋への地下水の流入量を低減できないため，建屋内滞留水の漏えいリスクが増加する。<br>⑤干渉する作業などはないことから、可能な限り早期に実施することが望ましい。<br>⑥揚水井稼働により建屋の周辺地下水位が下がりすぎ、建屋の汚染水が流出するリスクやバイパスの揚水井に汚染した地下水を引き込み、海域へ放出されるリスクへの対応が必要である。<br>⑦揚水井を稼働しても建屋への地下水流入が想定どおり減少しない場合も考慮し、水処理・貯留場所の確保を行う必要がある。 |

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（５／８）

| ロードマップ関連項目 | | 想定されるリスク | リスク低減対策 | 目的 | 目標時期 | 個々の対策に対する適切性 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| プラントの安定状態維持・継続に向けた計画 | 電気系統設備の信頼性向上 | ・単一故障による電源停止リスク | タービン建屋内所内高圧母線設置及び重要負荷の供給元変更 | 1系統で供給していた重要負荷に対し，タービン建屋2階に設置する2系統の所内高圧母線から供給できるようにすることで信頼性を向上させる。 | タービン建屋内所内高圧母線設置：平成25年2月末完了<br>重要負荷の供給元変更：平成25年7月末完了 | ①1系統で電源供給している重要負荷については，電源喪失時は一部小型発電機にて機能維持ができるが，機能喪失に繋がるリスクは低減しない。<br>②重要度の高い原子炉注水設備の更なる信頼性向上に寄与するとともに，使用済燃料プール設備の一部の動的機器について，電源を２系統から供給できるようになるため，燃料の損傷による放射性物質の追加放出リスクを低減できる。<br>③タービン建屋２階に設置されている所内高圧母線から供給できることにより，津波に対する電源喪失リスクは低減する。<br>④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。<br>⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。<br>⑥対策を実施するリスクは小さい。<br>⑦対策を実施できないリスクはない |
| | | ・津波浸水による電源喪失リスク | 共用プール建屋の防水性向上 | 所内共通ディーゼル発電機A．Bが設置されている共用プール建屋に対して津波対策として防水性を向上させる。 | 平成25年9月末完了 | ①共用プール建屋内への津波の浸入による所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能喪失のリスクは低減しない。<br>②共用プール建屋内への津波の浸入を防止することで，所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能が維持できるため燃料の損傷による放射性物質の追加放出リスクは低減する。<br>③津波による所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能喪失のリスクを低減できる。<br>④時間的なリスクの変化はない。<br>⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，実施に向け検討を進めている。<br>⑥対策を実施するリスクは小さい。<br>⑦現場の状況を踏まえた方法を検討する必要がある。 |
| | | ・電源喪失時の復旧遅延リスク | 小型発電機・電源盤・ケーブル等の資材の確保 | 津波・地震による全交流電源喪失を伴う異常時に備えて，重要設備の復旧作業に必要な屋外照明等の資材を確保する。 | 平成25年3月末完了 | ①津波や地震により全交流電源喪失を伴う異常が発生した場合に，屋外照明等が無いことにより重要な設備の緊急復旧作業が遅延するリスクがある。<br>②放射性物質の追加放出リスクはないが，全交流電源喪失等の異常が発生した場合に，照明が無いことにより重要な設備の緊急復旧作業が遅延するリスクがある。<br>③復旧資材の確保に対して外部事象に対するリスクはない。<br>④時間的なリスクの変化はない。<br>⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。<br>⑥対策を実施するリスクは小さい。<br>⑦対策を実施できないリスクはない |
| | | | 所内高圧母線M/C（非常用D/G　M/Cを含む）の免震重要棟からの遠方監視・操作装置の新設 | 免震重要棟からの遠方監視・操作を可能とし，異常の早期検知を図る。 | 平成24年12月末完了 | ①電源喪失時に異常の検知等が遅れることで復旧作業が遅延するリスクがある。<br>②対策を実施することで原子炉注水設備等の重要負荷の電源供給機能の長期機能喪失を防止することができるため，燃料の損傷等による放射性物質の追加放出リスクは低減する。<br>③対策を実施することで外部事象に対する電源供給機能の長期喪失リスクは低減する。<br>④時間的なリスクの変化はない。<br>⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に完了している。<br>⑥対策を実施するリスクは小さい。<br>⑦対策を実施できないリスクはない。 |

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（６／８）

| ロードマップ関連項目 | | | 想定されるリスク | リスク低減対策 | 目的 | 目標時期 | 個々の対策に対する適切性 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画 | 海洋汚染拡大防止計画 | | ・放射性物質が地下水に流出した際の海洋への放出リスク | 遮水壁の設置 | 建屋内の汚染水が地下水に流出した場合，汚染された地下水が地下の透水層を経由して海洋に流出することを防止する | 平成 26 年度半ば完了 | ①汚染水が地下水に流出した場合の汚染水が海洋等へ流出するリスクが低減しない。<br>②汚染水が地下水に流出した場合，放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③敷地内の汚染水保管設備が破損した場合，遮水壁が汚染水流出の歯止めとなるため，外部事象に対するリスクは低減できる。<br>④汚染水流出の歯止めが目的であり，リスクの時間的な変化はない。<br>⑤干渉する作業などはないことから，早期に設置することが望ましく，既に実施している。<br>⑥地下水ドレンでくみ上げた水により構内の保管水量が増加する。<br>⑦対策を実施できないリスクはない。 |
| | | | ・港湾内の放射性物質の海洋への拡散リスク | 港湾内海底土の浚渫・被覆等 | 港湾内の環境改善のために海底の汚染土の除去と大型船舶の航路・泊地を確保することを目的に，港湾内海底土の浚渫・被覆等を実施する。<br>浚渫した土は航路・泊地エリア外に一時的に集積させることとし，集積した土については再拡散防止のため，被覆等を実施する。 | 平成 25 年度半ば以降着手 | ①港湾内の海底土が波浪等により再拡散し，港湾外に放出するリスクが低減しない。<br>②波浪等により海底土が再拡散した場合，放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③対策を実施することで外部事象により海底土が再拡散するリスクは低減する。<br>④海底土の拡散防止が目的であり，リスクの時間的な変化はない。<br>⑤港湾内の船舶航行及び海上作業の輻輳状況を把握した上で，実施時期を検討する。<br>⑥海底土が再拡散しない施工方法を選択することによりリスクは小さくなる。<br>⑦対策を実施できないリスクはない。 |
| | 放射性廃棄物管理及び敷地境界の放射線量低減に向けた計画 | ガレキ等 | ・敷地内被ばくリスク | 瓦礫類の覆土式一時保管施設の増設<br>または一時保管エリアＡの追加遮へい | 施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による敷地境界線量 1mSv/年未満を達成するため，瓦礫等の保管施設の増設等を実施する。また，これらの作業により，敷地内全体の雰囲気線量も低減され，作業環境の改善にもなる。 | 平成 25 年 3 月末完了 | ①「措置を講ずべき事項」に要求されており，対策を実施しない場合，平成 25 年 3 月末時点での敷地境界線量 1mSv/年未満の目標達成が困難となる。<br>②敷地境界線量の目標達成が目的であり，放射性物質の追加放出リスクは小さい。<br>③対策を実施することにより，竜巻等による瓦礫等の飛散するリスクは低減する。<br>④敷地境界線量の目標達成が目的であり，時間的なリスクの変化はない。<br>⑤平成 24 年度内に達成することを目標としており，作業としては既に実施している。<br>⑥対策を実施することで，作業員等への被ばくが発生する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。<br>⑦対策を実施できない場合，施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による平成 25 年 3 月末時点での敷地境界線量 1mSv/年未満が達成できなくなる。なお，代替策は時間的な制約から困難である。また，保管施設設置場所には限界があるため，放射性廃棄物の減容等を確実に実施する必要がある。 |
| | | | | 覆土式の伐採木一時保管槽の設置 | | 平成 25 年 3 月末完了 | |
| | | 水処理二次廃棄物 | ・敷地内被ばくリスク<br>・放射性物質の系外放出リスク | 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設，第四施設）の設置 | | 第三施設：平成 25 年 4 月着手<br>第四施設：着手済 | |
| | | | | 吸着塔保管施設の遮へい設置ならびに吸着塔の移動 | | 遮へい設置：<br>平成 25 年 3 月上旬完了<br>移動：平成 25 年 9 月末完了 | |
| | | 気体廃棄物 | ・放射性物質の系外放出リスク | ２号機ブローアウトパネルの閉止 | ２号機原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止することで，原子炉建屋から大気への放射性物質の放出を抑制する。 | 平成 25 年 3 月末完了 | ①対策を実施しない場合，原子炉建屋から放射性物質が放出する状態が継続する。<br>②原子炉の状態に変化がなければ，追加放出リスクに変化はない。<br>③対策を実施することにより暴風等の外部事象に対するリスクは低減する。<br>④時間的なリスクの変化はない。<br>⑤早期に実施する必要があるが，ブローアウトパネルを閉止することで，原子炉建屋内の作業環境悪化が懸念されることから，空調設備設置完了後に実施する。<br>⑥対策を実施することで原子炉建屋内の作業環境悪化が懸念されるため，これらを改善するための空調設備の設置が必要。<br>⑦現場の状況を踏まえた方法等を検討する必要がある。 |
| | | | | ３，４号機使用済燃料取出用カバーの設置，フィルタ付換気設備の設置・運転 | 使用済燃料プールから燃料を取り出すにあたって，作業時の放射性物質の舞い上がりによる大気への放射性物質放出を抑制するため，カバー並びに換気設備の設置を行う。 | 3 号機：平成 27 年度上半期取出開始<br>4 号機：平成 25 年 11 月取出開始 | ①対策を実施しない場合，使用済燃料取出し作業に伴う舞い上がりにより，放射性物質が放出するリスクが低減しない。<br>②使用済燃料取出し作業に伴う舞い上がりによる放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③カバーの設置により，風雨により作業性が悪化するリスクを低減できる。<br>④時間的なリスクの変化はない。<br>⑤早期に実施していく必要があり，既に工事を実施している。<br>⑥対策を実施することで，作業員等への被ばくが発生する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。<br>⑦現場の状況を踏まえた方法等を検討する必要があり，現場の状況により使用済燃料の取り出し作業が遅れるリスクがある。 |
| | 敷地内除染計画 | | ・敷地内被ばくリスク | 敷地内の除染計画の策定・実施 | 敷地内の雰囲気線量を低減させることにより，作業被ばくを低減させると伴に，ノーマスクエリア等を拡大し，作業員の作業負担軽減を図る。 | 段階的に計画・実施 | ①対策を実施しない場合，敷地内の雰囲気線量が低減しない。<br>②被ばく抑制が目的であり，放射性物質の追加放出リスクは小さい。<br>③外部事象に対するリスクは小さい。<br>④時間的なリスクの変化はない。<br>⑤対象範囲が広範囲であること，一部雰囲気線量が非常に高い所もあることから，段階を踏んで，計画的に実施していくことが必要。現在，その認識の基，比較的に効果が見込めるエリアを選定し，作業を実施している。<br>⑥対策を実施することで，作業員等の被ばくが増加する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。<br>⑦現場の線量に応じた除染方法を検討する必要がある。 |

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　⑤実施時期の妥当性　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（７／８）

| ロードマップ関連項目 | | 想定されるリスク | リスク低減対策 | | 目的 | 目標時期 | 個々の対策に対する適切性 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 使用済燃料プールからの燃料取出計画 | １～４号機使用済燃料プール | ・冷却機能喪失リスク | １～４号機使用済燃料プール循環冷却設備の信頼性向上対策 | 予備品の確保 | ＳＦＰ冷却については，震災後設置した冷却設備等により継続してプールの冷却・浄化等を実施している。昨年に設置した設備の故障等により，冷却機能が一時停止する事象が発生したため，これらの再発を防止するため予備品の確保並びに電源の多重化を行う。 | 平成 25 年 3 月末完了 | ①電源停止等により冷却機能が一時的に喪失するリスクが低減しない。<br>②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③外部事象に対するリスクは継続する。<br>④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。<br>⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。<br>⑥対策を実施するリスクは小さい。<br>⑦対策を実施できないリスクはない。 |
| | | | | 所内電源（M/C）多重化 | | 平成 25 年 3 月末完了 | |
| | | | １～４号使用済燃料プールから共用プールへの燃料移動 | | １～４号使用済燃料プールには約 3,000 体の燃料集合体が保管（1 号機：392 体，2 号機：615 体，3 号機：566 体，4 号機：1533 体）されており，これらの崩壊熱を除去するため，震災後に使用済燃料プール循環冷却系を設置している。これら冷却設備については，震災直後に設置した設備であるため，信頼性向上対策等を実施することで冷却機能が継続できるよう対策を講じているが，これら機能が長時間停止した場合，使用済燃料の崩壊熱により，最悪の場合，使用済燃料が溶融し，大気へ放射性物質を放出する可能性が考えられる。その為，使用済燃料をより信頼性の高い冷却機能を有し，雰囲気線量が低く管理しやすい，共用プールに移送し，保管・管理を実施する。 | 3 号機：平成 27 年度上半期取出開始<br>4 号機：平成 25 年 11 月取出開始<br><br>1,2 号機：判断ポイントにより，プランの絞り込みや修正・変更を行う<br>1 号機(最短)：平成 29 年度上半期取出開始<br>2 号機(最短)：平成 29 年度下半期取出開始 | ①使用済燃料の冷却機能が長時間停止した場合，使用済燃料の崩壊熱により，最悪の場合，使用済燃料が溶融し，大気へ放射性物質を放出するリスクは低減しない。<br>②冷却機能が長時間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③共用プールへ１～４号機使用済燃料プールの使用済燃料を受け入れることにより，使用済燃料プールでの地震，津波等の外部事象の影響による冷却機能喪失時のリスクが低減する。<br>④冷却設備の劣化より，リスクは経時的に増加する。一方，冷却機能を長期間継続することで使用済燃料の崩壊エネルギーが減少していき，仮に設備が停止しプールの水温が上昇しても管理値に達するまでの時間は長くなる。<br>⑤使用済燃料を取り出すには，原子炉建屋上部の瓦礫等の撤去，燃料取り出し用カバー，燃料取扱設備の設置等が必要であり，これらを事前に行う必要がある。これら準備が整い次第，早期に行うことが必要である。<br>⑥使用済燃料を共用プール等へ移送させるため，移送時の燃料落下防止対策等を講じる必要がある。また，高線量雰囲気であれば，除染等の作業等を行うことも検討する必要があり，作業員の被ばく管理等を適切に行う必要がある。<br>⑦瓦礫の影響や燃料ハンドルの変形等により取り出しが不可となった場合，後工程の燃料デブリ取り出し工程に影響を及ぼす可能性があることから，これらの取扱方法について検討している。 |
| | 共用プール | ・貯蔵容量の不足リスク | 共用プールから仮保管設備への燃料移動 | | 共用プールには保管容量６８４０本に対して，既に６３７７本保管している。今後，使用済燃料プールから使用済燃料を受け入れるため，十分に冷却が進んだ使用済燃料を乾式キャスクに移し，共用プールの燃料受入容量を確保する。 | 平成 25 年 6 月以降順次実施 | ①対策を実施しない場合，使用済燃料プールからの燃料移送が困難となり，使用済燃料プールでの冷却機能喪失時におけるリスク等が低減されない。<br>②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③乾式キャスクに移し，高台の仮保管施設に移動することにより津波に対するリスクが低減する。<br>④対策を実施しない場合，使用済燃料プールからの燃料移送が困難となり，使用済燃料プールでの冷却機能喪失時におけるリスク等が低減されない。<br>⑤使用済燃料取り出しのために空き容量確保のため，計画的に実施する必要がある。<br>⑥キャスク移送時の燃料落下防止対策等を講じる。<br>⑦従前より実績のある取扱作業であるが，共用プール内の燃料払い出し作業と受け入れ作業の輻輳による遅延が発生しないよう工程管理を検討する必要がある。 |
| | | ・被災したキャスクの腐食等のリスク | キャスク保管建屋から共用プールへのキャスク移動 | | キャスク保管建屋には，震災前から保管している乾式燃料キャスクがあり，震災の影響により海水等を被っており，腐食等の影響が懸念される。また，パトロール時の線量，温度測定で異常の無いことを確認しているものの，常用の監視系は使用できない状況である。その為，これらキャスクを共用プールに移送し，キャスク本体の健全性を確認する。 | 平成 25 年 5 月完了 | ①対策を実施しない場合，密封機能の健全性等，懸念材料が払拭されないこととなる。<br>②乾式燃料キャスク内には既に使用済燃料（キャスク９基内に合計４０８本）を保管しており，キャスクの密封機能等の健全性が確認・維持されなければ，保管した使用済燃料からの放射性物質放出の抑制機能が確認できない。<br>③再度津波等が発生した場合，キャスク保管建屋に海水等が浸水し，キャスクの密封機能等の健全性に影響を与える可能性がある。<br>④腐食等の進展によりキャスクの密封機能等の健全性が損なわれる可能性がある。<br>⑤キャスクをキャスク保管建屋から移送するための準備，受入側の共用プールの準備ができ次第，これら復旧作業を順次実施する計画である。<br>⑥キャスクを移送するにあたっては，移送時のキャスク落下防止対策等を講じる。<br>⑦監視について検討する必要がある。 |
| | | ・冷却機能喪失リスク | 共用プール M/C 設置 | | 共用プールの電源設備について，Ｍ／Ｃ（Ａ）（Ｂ）を復旧することで，信頼性を向上させ，冷却機能維持に努める。 | 平成 25 年 7 月末完了 | ①電源停止等により冷却機能が一時的に喪失するリスクが低減しない。<br>②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。<br>③外部事象に対するリスクは継続する。<br>④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。<br>⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。<br>⑥対策を実施するリスクは小さい。<br>⑦対策を実施できないリスクはない。 |

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（８／８）

| ロードマップ関連項目 | | 想定されるリスク | リスク低減対策 | 目的 | 目標時期 | 個々の対策に対する適切性 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| **原子炉施設の解体・放射性廃棄物処理・処分に向けた計画** | **放射性廃棄物処理・処分に向けた計画** | ・廃棄物保管容量の不足リスク | 雑固体廃棄物焼却設備の設置 | 敷地内で発生した放射性固体廃棄物等を焼却，減容するため焼却設備を設置する。 | 平成26年度下期設置完了 | ①対策を実施しない場合，保管する放射性固体廃棄物等が増加するとともに，保管・管理に係る業務が継続する。<br>②放射性固体廃棄物等が増加するが，放射性物質の追加放出リスクは小さい。<br>③保管物が火災等の外部事象によって，飛散する可能性がある。<br>④対策を実施しなかった場合，放射性固体廃棄物等の保管リスクは時間的に増加する。<br>⑤対策には建屋の建設から必要であり，長期に渡って時間を必要とする。現在既に設計に入っており，H26年度下期供用開始に向け，作業を進めている。<br>⑥放射性固体廃棄物等を焼却することから，大気へ放射性物質を放出する可能性がある。その為，適切な処理設備を設置するとともに，放出管理も併せて実施し，敷地外への影響がないことを確認する。<br>⑦対策を実施できない場合は継続的に保管エリアを確保する必要がある。 |
| **その他** | **火災対策** | ・発電所周辺・所内火災の延焼リスク | 防火帯の形成・維持<br><br>発電所内火災対策の策定・実施 | 発電所周辺大規模火災から発電所重要設備の防護のため，防火帯を形成するとともに，発電所内火災から重要設備の防護・延焼防止のため対策を策定・実施する。 | 平成25年3月末完了<br><br>平成25年12月 | ①発電所敷地内外で大規模火災が発生した場合に，設備の機能喪失ならびに放射性物質の舞い上がりが発生する可能性がある。<br>②大規模火災によって放射性物質の追加放出リスクがある。<br>③対策を実施することで大規模火災等の外部事象に対し，リスクを低減することができる。<br>④リスクは時間的に変化しない。<br>⑤計画的に実施していく必要がある。<br>⑥防火帯の形成のために新たな森林の伐採が必要となり，保管エリアの確保・伐採木の自然発火に対する対策が必要となる。<br>⑦現場の状況に応じた対策（カメラによる監視・火報の設置・巡視等）を検討・実施し，火災の早期検知に努めるとともに迅速な初期消火を行える体制を構築する必要がある。 |

適切性確認の視点　①対策を実施しないリスク　②放射性物質の追加放出リスク　③外部事象に対するリスク　④時間的なリスクの増減　　⑤実施時期の妥当性　　⑥対策を実施するリスク　⑦対策を実施できないリスク

# Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備

1　設計，設備について考慮する事項

1.1　原子炉等の監視

＜１～４号機＞

○　１～３号機の原子炉圧力容器内・格納容器内及び１～４号機の使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の冷却温度，未臨界状態など主要パラメータ及び運転状況を原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照），使用済燃料プール設備（Ⅱ.2.3 参照），使用済燃料共用プール設備（Ⅱ.2.12 参照），使用済燃料乾式キャスク仮保管設備（Ⅱ.2.13 参照）により監視を行う。監視箇所は監視室・制御室（Ⅱ.2.14 参照）などとする。特に，異常時の状態を把握し，対策を講じるために必要なパラメータ及び運転状況については記録を実施する。

○　緊急時に必要な対応手順を整備する。

＜５・６号機＞

○　炉心，原子炉冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを維持制御・監視する計測制御系統設備（Ⅱ.2.34 参照）を健全な状態に維持・管理する。

○　炉心を臨界未満に維持するために，燃料集合体が装荷されている状態においては，制御棒及び制御棒駆動系（Ⅱ.2.21 参照）を健全な状態に維持・管理するとともに，臨界未満に維持されていることを監視するための計測制御系統設備（Ⅱ.2.34 参照）を健全な状態に維持・管理する。

1.2　残留熱の除去

＜１～４号機＞

○　１～３号機原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の燃料デブリ等の残留熱を除去するため原子炉圧力容器・格納容器注水設備（Ⅱ.2.1 参照）により必要な注水量を注水し，残留熱を適切に除去する。また，１～４号機使用済燃料プール設備，使用済燃料共用プール設備，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備等の使用済燃料貯蔵設備内の燃料体の残留熱を適切に除去する。（Ⅱ.2.3，Ⅱ.2.12，Ⅱ.2.13 参照）

○　１～３号機原子炉圧力容器・格納容器注水設備（Ⅱ.2.1 参照）により必要な注水量を注水し，原子炉圧力容器底部の温度を 100℃未満に維持するとともに，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照）により冷却状態の監視を行う。

＜５・６号機＞

○　冷却材圧力バウンダリを構成する機器（Ⅱ.2.19 参照），残留熱除去系（Ⅱ.2.22 参照），非常用炉心冷却系（Ⅱ.2.23 参照）等の原子炉冷却系統設備及び補機冷却系等の冷却に必要な設備（Ⅱ.2.27 参照），復水補給水系（Ⅱ.2.24 参照）等冷却水を補給し，水質を管理するために必要な設備（Ⅱ.2.25 参照）ならびにこれらに関連する設備（Ⅱ.2.21 参照）を健全な状態に維持・管理することにより，冷温停止を維持・継続する。

1.3　原子炉格納施設雰囲気の監視等

＜１～４号機＞

○　１～３号機の原子炉格納容器内の気体を原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8 参照）にて抽気・ろ過等を行い，放射線管理関係設備（Ⅱ.2.15 参照）により放射性物質濃度及び量を監視するとともに，環境へ放出される放射性物質を達成できる限り低減する。

○　１～３号機の原子炉格納容器内の気体を原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8 参照）にて抽気し，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照）にて短半減期核種の放射能濃度を監視することで，未臨界状態の監視を行う。また，臨界の可能性は極めて低いと考えられるが，原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備（Ⅱ.2.4 参照）により臨界を防止する。

＜５・６号機＞

○　原子炉格納容器，原子炉格納容器バウンダリを構成する機器（Ⅱ.2.20 参照），格納施設雰囲気を制御する系統設備（Ⅱ.2.26，Ⅱ.2.29，Ⅱ.2.34 参照）を健全な状態に維持・管理する。

1.4　不活性雰囲気の維持

＜１～４号機＞

○　１～３号機の原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内に，原子炉格納容器内窒素封入設備（Ⅱ.2.2 参照）にて必要な量の窒素ガスを封入することで水素濃度を可燃限界以下に保ち，水素爆発を予防する。また，１～３号機の原子炉格納容器内の気体を原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8 参照）にて抽気し，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照）にて水素濃度を監視することで，原子炉格納容器内の不活性雰囲気状態の監視を行う。

1.5　燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理

＜１～４号機＞

○ 使用済燃料貯蔵設備からの燃料の取出しにあたっては，確実に臨界未満に維持し，落下防止，落下時の影響緩和措置及び適切な遮へいを行い，取り出した燃料は適切に冷却及び貯蔵する設計とする。（Ⅱ.2.11，Ⅱ.2.12，Ⅱ.2.13 参照）

＜５・６号機＞

○ 原子炉（Ⅱ.2.19 参照）及び使用済燃料プール（Ⅱ.2.28 参照）からの燃料の取出し（Ⅱ.2.20，Ⅱ.2.25，Ⅱ.2.26，Ⅱ.2.27，Ⅱ.2.28，Ⅱ.2.29，Ⅱ.2.30，Ⅱ.2.31 参照）にあたっては，確実に臨界未満に維持（Ⅱ.2.21，Ⅱ.2.34 参照）し，落下防止及び遮へい（Ⅱ.2.28 参照）を行い，適切に冷却及び貯蔵（Ⅱ.2.12，Ⅱ.2.27，Ⅱ.2.28 参照）を行うために必要な設備を健全な状態に維持・管理する。

1.6　電源の確保

○ 重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器に対し，外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力を供給でき，かつ，十分に高い信頼性を確保，維持しうる構成とする。（Ⅱ.2.7，Ⅱ.2.32 参照）

○ 外部電源，非常用所内電源，その他の関連する電気系統設備の故障によって，必要とされる電力の供給が喪失することがないよう，異常を検知し，異常箇所を切り離すことによりその拡大及び伝播を防止する。（Ⅱ.2.7，Ⅱ.2.32 参照）

1.7　電源喪失に対する設計上の考慮

○ 原子炉圧力容器・格納容器注水設備（Ⅱ.2.1 参照）は，代替電源として電源車（Ⅱ.2.7 参照）及び発電機を備えるとともに，代替給水設備として消防車を備え，全交流電源喪失に対して冷却を確保し，かつ復旧できる設計とする。

○ 使用済燃料プール設備（Ⅱ.2.3 参照）は，代替電源として発電機を備えるとともに，代替給水設備として消防車を備え，全交流電源喪失に対して冷却を確保し，かつ復旧できる設計とする。

○ 使用済燃料共用プール設備（Ⅱ.2.12 参照）は，代替電源として電源車（Ⅱ.2.7 参照）を備えるとともに，代替給水設備として消防車を備え，全交流電源喪失に対して冷却を確保し，かつ復旧できる設計とする。

○ ５・６号機については，冷温停止の維持・継続に必要な設備の代替電源として電源車(Ⅱ.2.32 参照)を備えるとともに，代替給水設備として消防車を備え，全交流電源喪失に対して冷却を確保し，かつ復旧できる設計とする。

1.8　放射性固体廃棄物の処理・保管・管理

○ 廃棄物の性状に応じた適切な処理

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については，必要に応じて減容等を行い，その性状により保管形態を分類して，管理施設外へ漏えいすることのないよう一時保管または貯蔵保管する。

○ 十分な保管容量の確保

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等については，これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し，既設の保管場所内での取り回しや追加の保管場所を設置することにより保管容量を確保する。

○ 遮蔽等の適切な管理

作業員への被ばく低減や敷地境界線量を低減するために，保管場所の設置位置を考慮し，遮蔽，飛散抑制対策，巡視等の保管管理を実施する。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記を実施し，継続的に改善することにより，放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等からの敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅱ.2.10，Ⅱ.2.17，Ⅲ.3.2.1

## 1.9　放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

＜１～４号機＞

○ 廃棄物の発生量の抑制及び放射性物質濃度低減のための適切な処理

多核種除去設備で処理した放射性液体廃棄物については，処理済水の貯蔵を行う。

また，施設内で発生する汚染水等については，汚染水処理設備により，吸着等の浄化処理を行い，放射性物質を低減する。浄化処理に伴い発生する処理済水は貯蔵を行い，淡水化した処理済水については原子炉の冷却用水等へ再利用し，新たな汚染水等の発生量を抑制する。

○ 十分な保管容量確保

タンクの増設や処理済水の低減により，保管容量を確保する。

○ 遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止

機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用し，遮へいや漏えい防止を行う。また，機器等は独立した区画内に設けるかあるいは周辺に堰等を設け，汚染拡大防止の対策を講じる。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記３項目を実施し，継続的に改善することにより，放射性液体廃棄物等の処理・貯蔵に伴う敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

○ 十分な遮へい能力を有し，漏えい及び汚染拡大し難い構造物（処理・貯蔵施設）

汚染水等を扱う処理・貯蔵施設に対して，人が近づく可能性のある箇所を対象に,作業員の線量低減の観点で遮へいを設置する等の対策を講じる。また，当該施設は独立した区画内に設けるかあるいは周辺に堰等を設け，漏えいの拡大の対策を講じることにより，万が一漏えいしても漏えい水が排水路等を通じて所外へ流出しないようにする。

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅱ.2.5，Ⅱ.2.6，Ⅱ.2.16，Ⅲ.3.2.1

＜５・６号機＞

○ 廃棄物の発生量の抑制及び放射性物質濃度低減のための適切な処理

地下水の流入により増加する低濃度の放射性物質を含む滞留水については，建屋内にて流入箇所の止水を行い，発生量を抑制する。建屋から移送設備により貯留設備に移送した滞留水については，浄化し放射能濃度を確認したうえで，構内散水で滞留水を低減する。

○ 十分な保管容量確保

貯留設備の増設や構内散水による滞留水の低減により，保管容量の確保に努める。

○ 遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止

遮へいについては，内包する滞留水の線量が低いため，設置は考慮しない。

機器等には設置環境や滞留水の性状に応じた適切な材料を使用し，漏えい防止を行う。また，タンク周辺に土嚢等を設置し，汚染拡大防止の対策を講じる。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記３項目を実施し，継続的に改善することにより，滞留水の貯留に伴う敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

○ 漏えい及び汚染拡大し難い構造物（処理・貯蔵施設）

タンク周辺に土嚢等を設置し，漏えいの拡大の防止対策を講じることにより，万が一漏えいしても漏えい水が排水路等を通じて所外へ流出しないようにする。

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅱ.2.33，Ⅲ.3.2.1

1.10 放射性気体廃棄物の処理・管理

＜１～４号機＞

○ 気体廃棄物の放出量の抑制

気体廃棄物については，放射性物質を内包する建屋等の閉じ込め機能を回復することを目指し，内包する放射性物質のレベルや想定される放出の程度に応じて，放出抑制を図る。

○ 適切な処理・管理

各建屋において原子炉格納容器ガス管理設備において処理を行い，放出される放射性物質の低減を図る。気体廃棄物の環境中への放出にあたっては各建屋で放出監視を行い，厳重に管理するが，更に発電所全体として異常がないことを確認するため，周辺監視区域境界及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記を実施し，継続的に改善することにより，放射性気体廃棄物からの敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅲ.3.2.1

＜５・６号機＞

○ 放射性気体廃棄物の放出量の抑制，適切な処理

５・６号機の原子炉建屋常用換気系は，建屋の給排気ケーシング内に設置された高性能フィルタにより放射性物質を除去すると共に，建屋の負圧を維持することで放射性物質の系外放出を防止する。

また，原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し，非常用ガス処理系が自動起動することで放射性物質を高性能フィルタ及びチャコールフィルタで除去する。

○ 適切な管理

放射性気体廃棄物の環境中への放出にあたっては主排気筒放射線モニタまたは非常用ガス処理系放射線モニタで放出監視を行い，厳重に管理するが，更に発電所全体として異常がないことを確認するため，周辺監視区域境界及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

上記を継続的に実施し，放射性気体廃棄物からの敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅱ.2.26，Ⅱ.2.29，Ⅲ.3.2.1

1.11　放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等

○　平成 25 年３月までに，追加的に放出される放射性物質及び事故後に発生した放射性廃棄物からの放射線による敷地境界における実効線量を１mSv/年未満とするため，下記の線量低減の基本的考え方に基づき，保管，管理を継続するとともに，遮へい等の対策を実施する。

また，線量低減の基本的考え方に基づき，放射性物質の保管，管理を継続することにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

敷地境界における線量評価は，プラントの安定性を確認するひとつの指標として，放射性物質の放出抑制に係る処理設備設計の妥当性の確認の観点と，施設配置及び遮蔽設計の妥当性の確認の観点から施設からの放射線に起因する実効線量の評価を行うものとする。

線量低減の基本的考え方

・瓦礫等や水処理廃棄物の発生に応じてエリアを確保し保管対策を継続するとともに，廃棄物に対し，追加の遮へい対策を施す，もしくは，遮へい機能を有した施設内に廃棄物を移動する等により，敷地境界での放射線量低減を図っていく。
・気体・液体廃棄物については，告示に定める濃度限度を超えないよう厳重な管理を行い放出するとともに，合理的に達成できる限り低減することを目標として管理していく。なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅲ.3.2.1，Ⅲ.3.2.2

1.12 作業者の被ばく線量の管理等

○ 現存被ばく状況における放射線防護の基本的な考え方

現存被ばく状況において放射線防護方策を計画する場合には，害よりも便益を大きくするという正当化の原則を満足するとともに，当該方策の実施によって達成される被ばく線量の低減について，達成できる限り低く保つという最適化を図る。

○ 所要の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置の範囲

「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」に基づいて定めた管理区域及び周辺監視区域に加え，周辺監視区域と同一な区域を管理対象区域として設定し，放射線業務に限らず業務上管理対象区域内に立ち入る作業者を放射線業務従事者として現存被ばく状況での放射線防護を行う。

○ 遮へい，機器の配置，遠隔操作，換気，除染等

放射線業務従事者が立ち入る場所では，外部放射線に係わる線量率を把握し，放射線業務従事者等の立入頻度，滞在時間等を考慮した遮へいの設置や換気，除染等を実施するようにする。なお，線量率が高い区域に設備を設置する場合は，遠隔操作可能な設備を設置するようにする。

○ 放射性物質の漏えい防止

放射性物質濃度が高い液体及び蒸気を内包する系統は，可能な限り系外に漏えいし難い対策を講じる。また，万一生じた漏えいを早期に発見し，汚染の拡大を防止する場合は，機器を独立した区域内に配置したり，周辺にせきを設ける等の対策を講じる。

○ 放射線被ばく管理

上記の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置を講じることにより，作業時における放射線業務従事者が受ける線量が労働安全衛生法及びその関連法令に定められた線量限度を超えないようにするとともに，現存被ばく状況で実施可能な遮へい，機器の配置，遠隔操作を行うことで，放射線業務従事者が立ち入る場所の線量及び作業に伴う被ばく線量を，達成できる限り低減するようにする。

さらに，放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置について，長期にわたり継続的に改善することにより，放射線業務従事者が立ち入る場所における線量を低減し，計画被ばく状況への移行を目指すこととする。

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅲ.3.3.1

## 1.13 緊急時対策

○ 基本的な考え方

緊急時対策については,『福島第一原子力発電所原子力事業者防災業務計画』(以下『防災業務計画』という）に従い実施する。

緊急時に実施すべき事項として,通報の実施,緊急時態勢の発令,情報の収集と提供,避難誘導，応急復旧等がある。

これらを実施するために原子力防災組織の設置・運営，原子力防災資機材の整備，原子力災害対策活動で使用する施設，設備の整備等について防災業務計画で定められている。

○ 緊急時において必要な施設及び資機材等の整備について

原子力防災管理者は，緊急時において必要な施設及び緊急時の資機材等の整備について防災業務計画に従い以下の対応を実施する。

- 緊急時対策所を平素から使用可能な状態に整備するとともに,換気浄化設備を定期的に点検し,地震等の自然災害が発生した場合においてもその機能が維持できる施設及び設備とする。また,外部電源喪失時においても専用の非常用発電機により緊急時対策所へ給電可能である。
- 退避場所又は避難集合場所を関係者に周知する。
- 瓦礫撤去用の重機及び操作要員を準備し,瓦礫が発生した場合の撤去対応が可能である。
- 原子力防災資機材・原子力防災資機材以外の資機材について，定期的に保守点検を行い，平素から使用可能な状態に整備する。また，資機材に不具合が認められた場合，速やかに修理するか，代替品を補充あるいは代替手段により必要数量又は必要な機能を確保する。

緊急時において必要な施設のうち安全避難経路については防災業務計画に明示されていないが，施設内においては誘導灯により避難場所・方向を示し，施設外においてはあらかじめ定めている避難場所・避難集合場所への避難を作業員等に周知することを基本として対応しているが，一部対応できていない事項，対応を強化する必要のある事項があるため，それらについては以下のとおり対応する。

（一部対応が出来ていない事項）

・電源がない等の理由により使用できない誘導灯（１～４号機建屋内）

作業にあたっては，緊急時の避難経路を考慮した安全避難経路を定め，この経路で退出することとしているが，今後使用するエリアを明確にして誘導灯の復旧を進める。

・現状の安全避難経路の作業員等への周知

免震重要棟ならびに付帯設備（休憩所・出入管理所）内の安全避難経路を作業員等へ周知する。

・免震重要棟における避難訓練

避難訓練の実施については，平成２５年上期中に計画し，同年度内に実施する。

（対応を強化する必要のある事項）

・非常口の適切な設定（免震重要棟ならびに付帯設備（休憩所・出入管理所））

施設の利用状況を考慮し，非常口の追加設定の計画を平成２５年１２月までに検討する。

○ 緊急時の避難指示

緊急時の避難指示については，防災業務計画では緊急放送等により施設内に周知することとなっているが，緊急放送等が聞こえないエリアが存在することを考慮し，以下の対応を実施することで，作業員等特定原子力施設内にいるすべての人に的確な指示を出す。

① 免震重要棟にて放射性物質の異常放出等のプラントの異常や地震・津波等の自然災害を検知。

② 原子力防災管理者は緊急放送装置により免震重要棟・高台等への避難を指示。

③ 緊急放送が聴こえないエリアで作業を実施している場合は，作業主管Ｇより携帯電話にて免震重要棟・高台等への避難を指示。

④ 緊急放送が聴こえないエリアでの作業者に対して上記③により連絡が付かない場合は，警備誘導班がスピーカー車により免震重要棟・高台等への避難を指示。

※ 建屋内等電波状況が悪く緊急放送等も入らないエリアにおいては，緊急放送が入るエリアに連絡要員を配置する，トランシーバ等による通信が可能な位置に連絡要員を配置する等通報連絡が可能となるような措置を実施する。

○ 通報，情報収集及び提供

緊急事態の発生及び応急措置の状況等の関係機関への通報連絡，事故状況の情報収集による応急復旧の実施のため，特定原子力施設内及び特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備を準備する。

特定原子力施設内の通信連絡設備として防災業務計画に定める以下を準備することで，多重性及び多様性を備える。

・ 緊急放送（１台）
・ ページング
・ 電力保安通信用電話設備（６０台）
・ 携帯電話（４０台）

※緊急放送・ページングについては，聴こえないエリア・使用できない場所があるが，場所を移動しての連絡や電力保安通信用電話設備・携帯電話の使用，その他トランシーバの使用等により対応する。

※電力保安通信用電話設備，携帯電話については防災業務計画に定める数量を示し

ているが，緊急時対応として必要により上記数量以外を使用する場合もある。

特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備として防災業務計画に定める以下を準備することで，多重性及び多様性を備える。

- ファクシミリ装置（１台）
- 電力保安通信用電話設備（６０台；上記「特定原子力施設内の通信連絡設備」の再掲）
- ＴＶ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰＦＡＸ（社外用；地上系は配備済み，衛星系は平成 25 年度接続予定）
- 携帯電話（４０台；上記「特定原子力施設内の通信連絡設備」の再掲）
- 衛星携帯電話（１台）

※電力保安通信用電話設備，携帯電話については防災業務計画に定める数量を示しているが，緊急時対応として必要により上記数量以外を使用する場合もある。

※ファクシミリ装置は福島第一原子力発電所内では一斉ファクシミリ機能が使用できないため，福島第二原子力発電所に設置。

※防災業務計画ではこの他に緊急時用電話回線があるが使用ができないため，電気通信事業者の有線電話，携帯電話，衛星携帯電話等の通信手段により通信連絡を行う。

※上記防災業務計画で定めるもの以外として，ＴＶ会議システム（社内用）についても通信連絡用に使用する。

○ 外部電源喪失時の通信手段・作業環境確保

外部電源喪失時に緊急時対策を実施する場合においては，防災業務計画に明示されていないが，以下の対応を実施する。

必要箇所との連絡手段を確保するため，ページング・電力保安通信用電話設備へ所内共通ディーゼル発電機等から給電可能とする。所内共通ディーゼル発電機等からの給電が途絶えた場合には，ページング（５／６号機用）・電力保安通信用電話設備（５／６号機用）へ電源車から給電可能とする。また，ページング（１～４号機用）には専用の小型発電機（１台）を，電力保安通信用電話設備にも専用の小型発電機（１／２号機用；１台，３／４号機用；１台，５／６号機用；１台）を準備する（受電元 M/C　ページング（１～４号機）：所内共通 M/C 3A，（５／６号機）：M/C 5A，電力保安通信用電話設備（１／２号機）：所内共通 M/C 3A，（３／４号機）：所内共通 M/C 4A，（５／６号機）：M/C 5A）。

また，夜間における外部電源喪失時にも復旧作業に支障がないよう，作業に緊急性を要する範囲の照明について専用の小型発電機（１６台）を準備する（受電元 M/C　所内共通 M/C 1A，1B，2A，2B，3B，4A，予備変 M/C 5B，6B，7A）。

1.14 設計上の考慮

○ 施設の設計については，安全上の重要度を考慮して以下について適切に考慮したものとする。

(1) 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，設計，材料の選定，製作及び検査について，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(2) 自然現象に対する設計上の考慮

- 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，それぞれ耐震設計審査指針のクラス区分を参考に適切と考えられる耐震性を確保する。また，確保できない場合は必要に応じて多様性を考慮した設計とする。
- 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，地震以外の想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）によって施設の安全性が損なわれないものとする。その際，必要に応じて多様性も考慮する。重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器は，予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件，又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮したものとする。

(3) 外部人為事象に対する設計上の考慮

- 想定される外部人為事象としては，航空機落下，ダムの崩壊及び爆発が挙げられる。本特定原子力施設への航空機の落下確率は，これまでの事故実績等をもとに，民間航空機，自衛隊機及び米軍機を対象として評価した（原管発管 21 第 270 号　実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の再評価結果について（平成 21 年 10 月 30 日））。その結果は約 $3.6\times10^{-8}$ 回／炉・年であり，$1.0\times10^{-7}$ 回／炉・年を下回る。したがって，航空機落下を考慮する必要はない。また，特定原子力施設の近くには，ダムの崩壊により特定原子力施設に影響を及ぼすような河川並びに爆発により特定原子力施設の安全性を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。
- 安全機能を有する構築物，系統及び機器に対する第三者の不法な接近，妨害破壊行為及び核物質の不法な移動を未然に防止するため，下記の措置を講ずる。
  ① 安全機能を有する構築物，系統及び機器を含む区域を設定し，それを取り囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて，これらの区域への接近管理，入退域管理を徹底する。
  ② 探知施設を設け，警報，映像監視等，集中監視する設計とする。
  ③ 外部との通信設備を設ける。

(4) 火災に対する設計上の考慮

火災により施設の安全性が損なわれることを防止するために火災発生防止，火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の方策を適切に組み合わせた措置を講じる。

(5) 環境条件に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，それぞれの場所に応じた圧力，温度，湿度，放射線等に関する環境条件を考慮し，必要に応じて換気空調系，保温，遮へい等で維持するとともに，そこに設置する安全機能を有する構築物，系統及び機器は，これらの環境条件下で期待されている安全機能が維持できるものとする。特に，事故や地震等により被災した構造物については，健全性評価を実施して対策を講じる。

(6) 共用に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物，系統及び機器が複数の施設間で共用される場合には，十分な多重性，バックアップを備え，施設の安全性を損なうことのないものとする。

(7) 運転員操作に対する設計上の考慮

運転員の誤操作を防止するため，盤の配置，操作器具等の操作性に留意するとともに，計器表示及び警報表示により施設の状態が正確，かつ，迅速に把握できるものとする。また，保守点検において誤りを生じにくいよう留意したものとする。

(8) 信頼性に対する設計上の考慮

- 安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器は，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得るものとする。
- 重要度の特に高い安全機能を有する系統については，その構造，動作原理，果たすべき安全機能の性質等を考慮し，原則として多重性又は多様性及び独立性を備えたものとする。

(9) 検査可能性に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，それらの健全性及び能力を確認するため，その安全機能の重要度に応じ，必要性及び施設に与える影響を考慮して適切な方法により，検査ができるものとする。

2　特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画

2.1　原子炉圧力容器・格納容器注水設備

2.1.1　基本設計

2.1.1.1　設置の目的

原子炉圧力容器・格納容器注水設備（以下，原子炉注水系という）は，建屋に滞留した汚染水から油分，塩分，放射能を除去した水（以下，処理水という）及びろ過水を水源とし，電動機駆動の注水ポンプにて原子炉への注水を行い，燃料の崩壊熱を除去することを目的とする。

2.1.1.2　要求される機能

(1)　原子炉圧力容器・格納容器内での崩壊熱を適切に除去できること。

(2)　原子炉圧力容器底部温度を概ね100℃未満に維持できる機能を有すること。

(3)　原子炉注水系は多重性または多様性及び独立性をそなえること。

(4)　異常時にも適切に対応できる機能を有すること。

(5)　常設の原子炉注水系が冷却機能を喪失した際は代替冷却機能を有すること。

2.1.1.3　設計方針

2.1.1.3.1　新設設備の設計方針

(1)　構造強度及び機能の維持

a.　原子炉注水系は，燃料の崩壊熱を除去し冷温停止状態に必要な冷却水を注入できる機能を有し，原子炉圧力容器底部温度を概ね100℃未満に維持できる設計とする。

b.　原子炉注水系は，系統の多重性及び独立性を備えた設計とする。また，定期的に機能確認が行える設計とする。

c.　原子炉注水系は，異なる送電系統で２回線以上の外部電源から受電するとともに，外部電源喪失の場合でも，所内の独立した電源設備から受電できる設計とする。

d.　原子炉注水系は，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格および基準によるものとする。

e.　原子炉注水系は，漏えいを防止できる設計とする。

f.　原子炉注水系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。

(2)　注水状態の監視

a.　原子炉注水系は，注水流量を監視し記録できる設計とする。

(3)　漏えい監視

a.　原子炉注水系は，設備に漏えいがあった場合に検出できるようにする。

b.　原子炉注水系は，漏えい箇所を隔離できるとともに注水を継続できる設計とする。

(4)　異常時への対応機能

a.　原子炉注水系は，外部電源が利用できない場合にも冷却機能を継続できる設計とする。

b.　原子炉注水系は，母線によって供給される全ての電源が喪失した場合においても，注水冷却をすみやかに再開可能とする電源を備えたものとする。

c.　原子炉注水系は，地震，津波等の発生を考慮しても冷却機能を確保できる設計とする。

(5)　火災防護

a.　早期検知に努めるとともに，消火設備を設けることで，初期消火を行い，火災により，安全性を損なうことのないようにする。

2.1.1.3.2　既設設備の設計方針

(1)　耐震性

原子炉注水系の既設設備は，基準地震動 Ss による地震力に対してその安全機能を確保できることを確認する。確保できない場合は，多様性を考慮した設計とする。

(2)　系統流量

原子炉等を適切に冷却するのに必要な冷却水の流量を確保できることを確認する。

2.1.1.4　供用期間中に確認する項目

(1)　崩壊熱相当注水量以上で原子炉へ注水できること。

(2)　原子炉圧力容器底部温度が 100℃未満であること。

2.1.1.5　主要な機器

(1)　設備概要（添付資料－１参照）

原子炉注水系は，処理水及びろ過水を水源とし，電動機駆動の注水ポンプにて建屋内の既設配管（１号機は給水系，炉心スプレイ系，２，３号機は給水系，炉心スプレイ系及び消火系）を介して原子炉への注水を行い，燃料の崩壊熱を除去する。

水源には，ろ過水タンク，処理水バッファタンク，純水タンク，復水貯蔵タンク（以下，ＣＳＴという）を備え，ポンプは常用高台炉注水ポンプ，非常用高台炉注水ポンプ，純水タンク脇炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ，ＣＳＴ炉注水ポンプにより構成する。また，原子炉への注水ラインは，処理水バッファタンクから常用高台炉注水ポンプまたは非常用高台炉注水ポンプを介する注水ライン，処理水バッファタンクからタービン建

屋内炉注水ポンプを介する注水ライン，純水タンクから純水タンク脇炉注水ポンプを介する注水ライン，各号機のＣＳＴからＣＳＴ炉注水ポンプまたはタービン建屋内炉注水ポンプを介するライン等で構成する。

系統の構成にあたっては，それぞれの設備で多重化を図り，機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成する。

(2)　注水ポンプ

原子炉注水系の常用系は，事務本館海側駐車場に設置された常用高台炉注水ポンプ３台（１～３号共用)，タービン建屋内に設置されたタービン建屋内炉注水ポンプ６台及びＣＳＴ炉注水ポンプ６台で構成する。

また予備としては電源喪失時の注水を確保するため，事務本館海側駐車場に設置され所内電源系統から独立した専用のディーゼル発電機（以下，Ｄ／Ｇという）から受電する非常用高台炉注水ポンプの３台（１～３号共用)，純水タンク脇に設置され所内電源及び専用のＤ／Ｇの双方からの受電が可能な純水タンク脇炉注水ポンプ３台（１～３号共用）の計６台で構成している。各ポンプの操作盤は各ポンプ近傍に設置されており，手動で起動・停止を行う。注水ポンプは，燃料の崩壊熱相当注水量を十分確保できる仕様とする（崩壊熱相当注水量の計算例を添付資料－３に示す)。

(3)　タンク

原子炉注水系の水源は，建屋に滞留した汚染水を水処理した処理水とろ過水の２種類がある。処理水を水源としているタンクは，処理水バッファタンク及びＣＳＴがあり，ろ過水を水源としているタンクはろ過水タンク，純水タンクがあり，水源に対し多様性を有している。

また，処理水バッファタンクは水源として処理水を主としているが，処理装置の不具合等により，処理水の供給がとぎれた場合に備え，ろ過水タンクから水の供給が可能である。なお，ろ過水タンクへのろ過水の供給量は，崩壊熱相当注水量に対して十分な供給能力がある。

これらタンクは１～３号機共用として運用するが，複数のタンクがあり，またタンクから原子炉までの注水ラインはそれぞれ独立しているため，十分な多様性及び独立性を有している。

(4)　原子炉注水ライン

常用，非常用高台炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ，純水タンク脇炉注水ポンプ及びＣＳＴ炉注水ポンプは，ポンプ吐出ラインをそれぞれ独立したラインで構成する他，常用，非常用高台炉注水ポンプは水源からポンプまでのラインも，処理水バッファタンクとろ過水タンクからの独立した系統構成とすることで，多様性を向上させ，系の漏え

い等に伴う系統を隔離しての補修作業や系統単独での作動確認が実施できる。

これらの系を構成するラインは，ポンプ定格流量にて注水した場合においても，有意な圧力損失及び流体振動等が発生しないよう考慮する。また，耐圧ホース及びフレキシブルチューブの敷設にあたっては，許容された半径を満足する様に配置するとともに，ホース類の敷設にあたっては，温度上昇による強度への影響を考慮し，道路脇の芝生上に敷設するなど可能な限りアスファルトを避けて敷設する。

(5)　電源

常用高台炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ及びＣＳＴ炉注水ポンプの電源は，異なる送電系統で２回線の外部電源から受電できる構成とする。

外部電源喪失の場合でも，所内共通ディーゼル発電機から電源を供給することで常用高台炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ及びＣＳＴ炉注水ポンプのいずれかの運転が可能な構成とする。

また，非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプはそれぞれ専用のＤ／Ｇを有し，外部電源の供給の有無に関わらず運転が可能な構成とする。

(6)　その他

複数の設備に損傷が生じた場合であっても，原子炉注水を維持するため，原子炉注水専用の消防車を３台配備する。水源については，上記のタンクの他，原水地下タンクを利用できる他，これらの水源が使用できない場合も，海水を水源とした消防車による注水が可能である。

原子炉注水系の腐食防止対策としては，注水する処理水の水質管理を行うと共に，窒素バブリングによる脱酸素等を実施する（添付資料－４参照)。

また，原子炉注水系の凍結防止対策としては，保温材の取り付け，水抜き，ハウス設置を実施する。

原子炉注水系の監視としては，現場，免震重要棟集中監視室等で原子炉の冷却状態及び注水状態を監視し，これらの変動により有意な漏えい検出も可能と考えている。

また，タンク，または配管等からの微少漏えいによる系外への放射性物質漏えいに関しては特に監視設備は設けていないが，漏えいリスクが低いＰＥ管への設備変更，土嚢による系外放出防止対策を実施すると共に，巡視点検を行うことにより監視している。

接触等による流量変動防止対策として，原子炉注水量調整弁近傍に注意喚起の表示，接触しやすい流量調整弁には接触防止カバーを取付ける。

2.1.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

原子炉注水系は，機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが，津波等

により万が一，複数設備の機能が同時に喪失した場合は，水源の損傷状況や現場状況に応じて，新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い，原子炉注水を再開する。

(2)　火災

原子炉注水系の非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプのＤ／Ｇ用燃料タンク内に危険物が存在するため，初期消火の対応ができるよう，近傍に消火器を設置する。

2.1.1.7　構造強度及び耐震性（添付資料－２参照）

(1)　構造強度

原子炉注水系は，技術基準上非常用炉心冷却設備に相当するクラス２機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（以下，設計・建設規格という)」で規定されるものであるが，設計・建設規格は，鋼材を基本とした要求事項を規定したものであり，耐圧ホース等の非金属材についての基準がない。従って，鋼材を使用している設備については，設計・建設規格のクラス２機器相当での評価を行い，非金属材料については，当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価をおこなう。この際，当該の設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や，試験等を実施した場合はその結果などを活用し，評価を行う。また，溶接部については，耐圧試験，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

また，構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から，原子力発電所での使用実績がない材料の設備を使用する場合は，他産業での使用実績等を活用しつつ，必要に応じて試験等をおこなうことで，経年劣化の影響についての評価を行う。なお，試験等の実施が困難な場合にあっては，巡視点検等による状態監視をおこなうことで，健全性を確保する。

(2)　耐震性

原子炉注水系は，耐震設計審査指針上のＳクラス相当の設備と位置づけられるが，新設設備については，短期間での設計，調達及び設置を行う必要があることから，耐震Ｓクラスの要求事項を完全に満足するものとはなっていないものの，今後も継続的に発生すると思われる地震に対して耐震性を確保する観点から，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力に対して耐震性が確保されることを確認する。

また，既設設備については，基準地震動 Ss による地震力に対してその安全機能を確保できることを確認する。確保できない場合は，多様性を考慮した設計とする。耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。支持部材がない等の理由によって，耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては，フレキシビリ

ティを有する材料を使用するなどし，可能な限り耐震性を確保する。

2.1.1.8　機器の故障への対応

2.1.1.8.1　機器の単一故障

(1)　ポンプ故障

常用系ポンプが故障した場合は，待機号機の起動もしくは非常用高台炉注水ポンプの起動を行うことで炉注水を再開する（注水再開の所要時間：３０分程度)。

(2)　電源喪失

常用系ポンプの電源が，外部電源喪失や全母線電源喪失により喪失した場合は，電源切替には数時間を要することから，非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び非常用高台炉注水ポンプの起動）及び予め待機している消防車による原子炉注水（系統構成及び消防車の起動）を並行して実施する（注水再開の所要時間：３０分程度)。

(3)　水源喪失

常用系ポンプは，主としてバッファタンクを水源としているが，タンク等が損傷し，保有水が漏えいする等，タンク機能が喪失した場合は，水源をろ過水タンクに切替える（注水再開の所要時間：３０分程度)。

なお，万が一バッファタンクに加え，ろ過水タンクの機能も喪失した場合（複数設備の機能喪失に該当）は，純水タンクへのろ過水の供給が無くなるため，原水地下タンクを水源とし，予め待機している消防車による注水を行う（注水再開の所要時間：６０分程度)。

(4)　原子炉注水ラインの損傷

常用系ポンプからの注水ラインが損傷した場合は，純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び純水タンク脇ポンプの起動）を行う（注水再開の所要時間：３０分程度)。

2.1.1.8.2　原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

原子炉注水系は，機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが，地震，津波等により万が一，複数の設備の機能が同時に喪失した場合は，水源の損傷状況や現場状況に応じて，新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い，原子炉注水を再開する。消防車は，事務本館海側駐車場（OP.35,000），ろ過水タンク脇（OP.40,800），厚生棟横（OP.23,000）にバックアップとして設置されている消防車を使用できる他，事務本館山側駐車場（OP.36,900）に配備されている消防車を使用でき

る。注水再開までの時間は，現場状況等により変動するものの，ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると，作業開始から３時間程度と想定しており，想定以上とならないよう定期的に訓練を実施している。

現行の崩壊熱においては，仮に注水停止が３時間を超える長時間にわたる場合を想定しても，１プラント当たり 10$m^3$/h の注水流量で冷却可能であると評価されており，現行の設備で冷却を行うことが十分可能である。流量を高めた注水を再開する場合には，蒸気が急速に凝縮する可能性があることから，窒素封入が行われていることを確認するとともに，温度や圧力等のパラメータを監視しつつ注水流量の調整を行う。

2.1.1.8.3　異常時の評価

原子炉注水系が異常事象により機能喪失し，原子炉注水が停止した場合について，評価を実施した（添付資料－５参照）。

敷地境界での年間の実効線量の評価結果は，過渡相当事象（注水停止１時間）で約 $9.3\times10^{-7}$ mSv，事故相当事象（注水停止７時間）で約 $4.3\times10^{-6}$ mSv であり，周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

想定を大きく超える，シビアアクシデント相当事象（注水停止 12 時間）における敷地境界での年間の実効線量は約 $2.1\times10^{-5}$mSv であり，３プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合では約 $6.3\times10^{-5}$ mSv である。また，特定原子力施設から 5km，10km 地点での年間の実効線量は，３プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合でそれぞれ約 $1.1\times10^{-5}$ mSv，約 $3.6\times10^{-6}$ mSv であり，周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

2.1.1.8.4　原子炉注水系の確率論的リスク評価

原子炉注水系に対して影響が大きい事象を選定し，その後の事象進展の確率を，設備構成や故障率を基に推定し，原子炉圧力容器内及び格納容器内の燃料（以下，炉心という）が再損傷に至る頻度を評価した（添付資料－６参照）。

評価の結果，炉心が再損傷する頻度（点推定値）の内的事象（ハザード発生箇所が発電所内）の合計値は，約 $3.2\times10^{-7}$/年，外部電源喪失（地震）は，約 $6.1\times10^{-9}$/年，大津波事象は，約 $5.8\times10^{-5}$/年となっている。評価結果の合計値は約 $5.9\times10^{-5}$/年であり，寄与割合は，大津波事象が約 99%となった。

2.1.2　基本仕様

2.1.2.1　主要仕様

(1)　常用高台炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）（OP:35,000）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 3 |
| 型　　式 | 多段渦巻ポンプ |
| 容　　量 | 20m$^3$/h（１台あたり） |
| 揚　　程 | 113m |

(2)　非常用高台炉注水ポンプ（完成品）（専用Ｄ／Ｇ電源）（OP:35,000）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 3 |
| 型　　式 | 多段渦巻ポンプ |
| 容　　量 | 20m$^3$/h（１台あたり） |
| 揚　　程 | 113m |

(3)　純水タンク脇炉注水ポンプ（完成品）（外部電源及び専用Ｄ／Ｇ電源）（OP:10,000）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 3 |
| 型　　式 | 多段渦巻ポンプ |
| 容　　量 | 37 m$^3$/h（１台あたり） |
| 揚　　程 | 93m |

(4)　タービン建屋内炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

１号機（OP:10,200）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 型　　式 | 多段渦巻ポンプ |
| 容　　量 | 12 m$^3$/h（１台あたり） |
| 揚　　程 | 70m |

２，３号機（OP:9,000）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | ２号機　2 |
| | ３号機　2 |
| 型　　式 | 多段渦巻ポンプ |
| 容　　量 | 10m$^3$/h（１台あたり） |
| 揚　　程 | 70m |

(5) ＣＳＴ炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | １号機　2（OP:10,200） |
| | ２号機　2（OP:9,000） |
| | ３号機　2（OP:9,000） |
| 型　　式 | 単段渦巻ポンプ |
| 容　　量 | 20m$^3$/h（１台あたり） |
| 揚　　程 | 70m |

(6) 非常用高台炉注水ポンプ用 D/G（完成品）（OP:35,000）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 125kVA 以上 |
| 力　　率 | 約 0.8（遅れ） |
| 電　　圧 | 約 200V |
| 周 波 数 | 50Hz |
| 燃料タンク容量，消費量 | 約 250l（参考値），約 26.1l/h（参考値） |

(7) 純水タンク脇炉注水ポンプ用 D/G（完成品）（OP:23,000）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 125kVA 以上 |
| 力　　率 | 約 0.8（遅れ） |
| 電　　圧 | 約 200V |
| 周 波 数 | 50Hz |
| 燃料タンク容量，消費量 | 約 250l（参考値），約 26.1l/h（参考値） |

(8) 処理水バッファタンク（完成品）（OP:35,000）

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 |
| 容　　量 | 1000m$^3$ |

(9) 復水貯蔵タンク（ＣＳＴ）

| | |
|---|---|
| 基　　数 | １号機　1（OP:10,300） |
| | ２号機　1（OP:10,400） |
| | ３号機　1（OP:10,400） |
| 容　　量 | １号機　　1893Kl |
| | ２／３号機　2448.5Kl |

(10)　ろ過水タンク（OP:40,800）

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 |
| 容　　量 | 8000 $m^3$ |

(11)　純水タンク（OP:10,000）

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 2 |
| 容　　量 | 2000 $m^3$（１基あたり） |

(12)原水地下タンク（OP:40,800）

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 |
| 容　　量 | 970$m^3$ |

(13)消防車

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 3 |
| 規格放水圧力 | 0.7MPa 以上 |
| 放水性能 | 60$m^3$/h 以上 |
| 高圧放水圧力 | 1.0MPa 以上 |
| 放水性能 | 36$m^3$/h 以上 |
| 燃料タンク容量、消費量 | 約 631（参考値），約 371/h（参考値） |

表２．１－１　主要配管仕様

| 名称 | 仕様 | |
|---|---|---|
| 【１～３号機高台炉注水ライン】<br>ポンプユニット<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A／Sch20S<br>65A／Sch20S<br>80A／Sch20S<br>SUS304TP<br>1.4MPa<br>50℃ |
| （フレキシブルチューブ） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 75A 相当<br>SUS316Ｌ<br>1.4MPa<br>50℃ |
| 【１～３号機高台炉注水ライン】<br>注水ライン<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A／Sch40<br>80A／Sch40<br>150A／Sch40<br>SUS304TP<br>0.98MPa<br>50℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 80A／Sch40<br>STPT370<br>0.98MPa<br>50℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A／Sch80<br>STPT370<br>0.98MPa<br>50℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 300A／Sch40<br>STPT410<br>0.98MPa<br>50℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A／Sch40<br>65A／Sch40<br>80A／Sch40<br>STPG370<br>0.98MPa<br>50℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A／Sch80<br>STPG370<br>0.98MPa<br>50℃ |
| （フレキシブルチューブ） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A 相当<br>SUS316L<br>0.98MPa<br>50℃ |
| （ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 75A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |

| 名称 | 仕様 | |
|---|---|---|
| （消防ホース） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力 | 65A 相当<br>ポリエステル<br>1.0MPa 以上 |
| 【１～３号機純水タンク脇炉注水ライン】<br>ポンプユニット<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A／Sch20S<br>65A／Sch20S<br>80A／Sch40<br>SUS304TP<br>1.4MPa<br>50℃ |
| 【１～３号機純水タンク脇炉注水ライン】<br>注水ライン<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 150A／Sch20<br>200A／Sch20<br>SGP<br>0.98MPa<br>50℃ |
| （耐圧ホース） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度<br>許容曲げ半径 | 75A 相当<br>ポリ塩化ビニル<br>0.98MPa<br>50℃<br>750mm |
| （消防ホース） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力 | 65A 相当<br>ポリエステル<br>1.0MPa 以上 |
| 【１～３号機タービン建屋内炉注水ライン】<br>ポンプユニット<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 65A／Sch40<br>STPT370<br>1.4MPa<br>50℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A／Sch80<br>STPT370<br>1.4MPa<br>50℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A／Sch80<br>SUS304TP<br>1.4MPa<br>50℃ |
| 【１～３号機タービン建屋内炉注水ライン】<br>注水ライン<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br><br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 65A／Sch40<br>80A／Sch40<br>100A／Sch40<br>150A／Sch40<br>STPT370<br>0.98MPa<br>50℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A／Sch160<br>STPT370<br>0.98MPa<br>50℃ |

| 名称 | 仕様 | |
|---|---|---|
| （鋼管） | 呼び径／厚さ | 80A／Sch40<br>150A／Sch40<br>300A／Sch40 |
| | 材質 | STPG370 |
| | 最高使用圧力 | 0.98MPa |
| | 最高使用温度 | 50℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ | 50A／Sch80 |
| | 材質 | STPG370 |
| | 最高使用圧力 | 0.98MPa |
| | 最高使用温度 | 50℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ | 50A／Sch80<br>65A／Sch40 |
| | 材質 | STPT410 |
| | 最高使用圧力 | 0.96MPa |
| | 最高使用温度 | 66℃ |
| （ポリエチレン管） | 呼び径 | 75A 相当/150A 相当 |
| | 材質 | ポリエチレン |
| | 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| | 最高使用温度 | 40℃ |
| 【１～３号機ＣＳＴ原子炉注水ライン】<br>ポンプユニット<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ | 25A／Sch80<br>50A／Sch80 |
| | 材質 | STPT410 |
| | 最高使用圧力 | 0.96MPa |
| | 最高使用温度 | 66℃ |
| | 呼び径／厚さ | 80A／Sch40 |
| | 材質 | STPT410 |
| | 最高使用圧力 | 0.96MPa |
| | 最高使用温度 | 66℃ |
| 【１～３号機ＣＳＴ原子炉注水ライン】<br>注水ライン<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ | 50A／Sch80<br>50A／Sch40<br>65A／Sch40<br>80A／Sch40<br>100A／Sch40<br>150A／Sch40 |
| | 材質 | STPT410 |
| | 最高使用圧力 | 0.96MPa |
| | 最高使用温度 | 66℃ |
| （ポリエチレン管） | 呼び径 | 50A 相当<br>75A 相当<br>100A 相当<br>150A 相当 |
| | 材質 | ポリエチレン |
| | 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| | 最高使用温度 | 40℃ |

2.1.3　添付資料

添付資料－１　　原子炉圧力容器・格納容器注水設備系統概略図

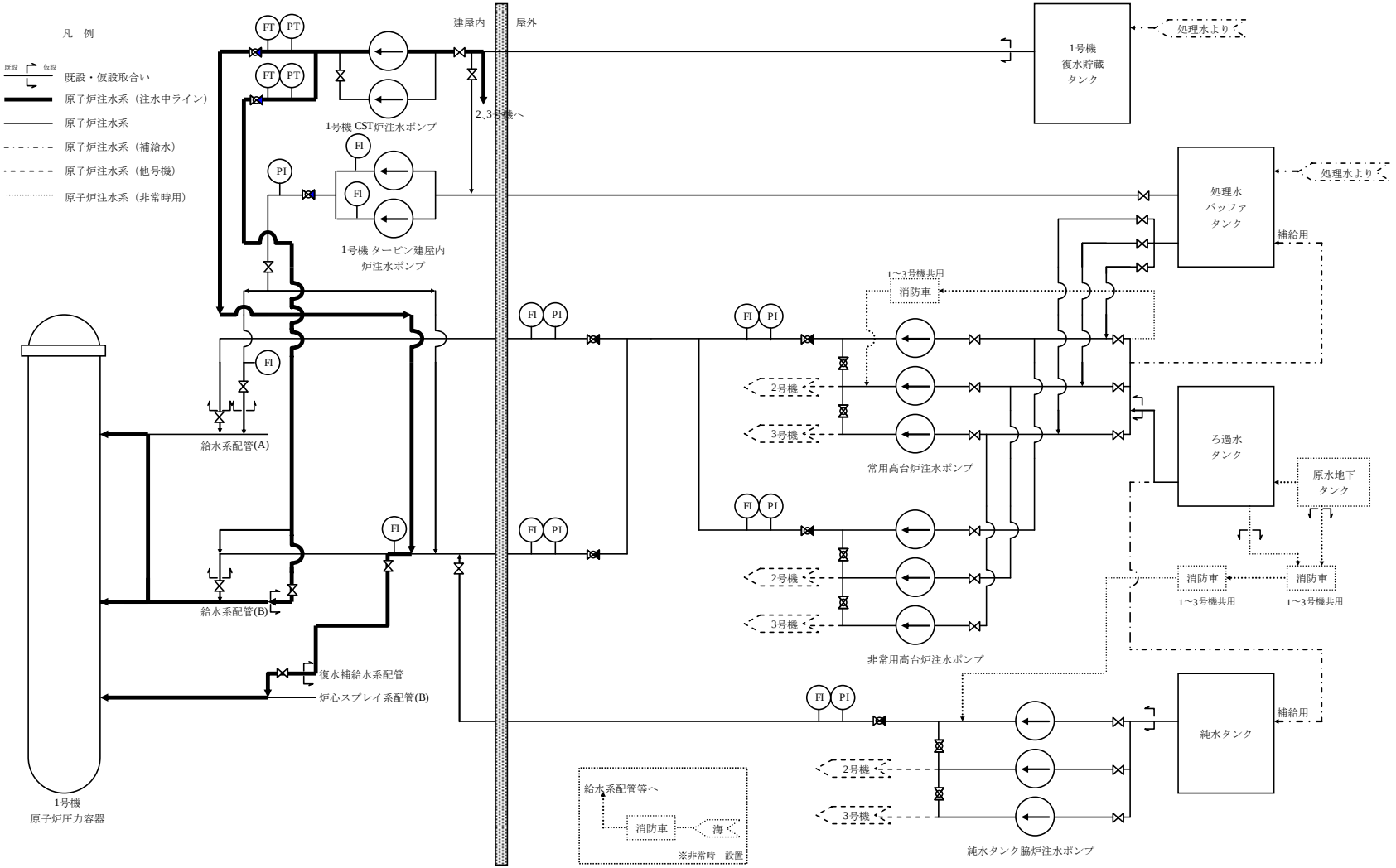
添付資料－２　　構造強度及び耐震性について

添付資料－３　　崩壊熱相当の注水量について

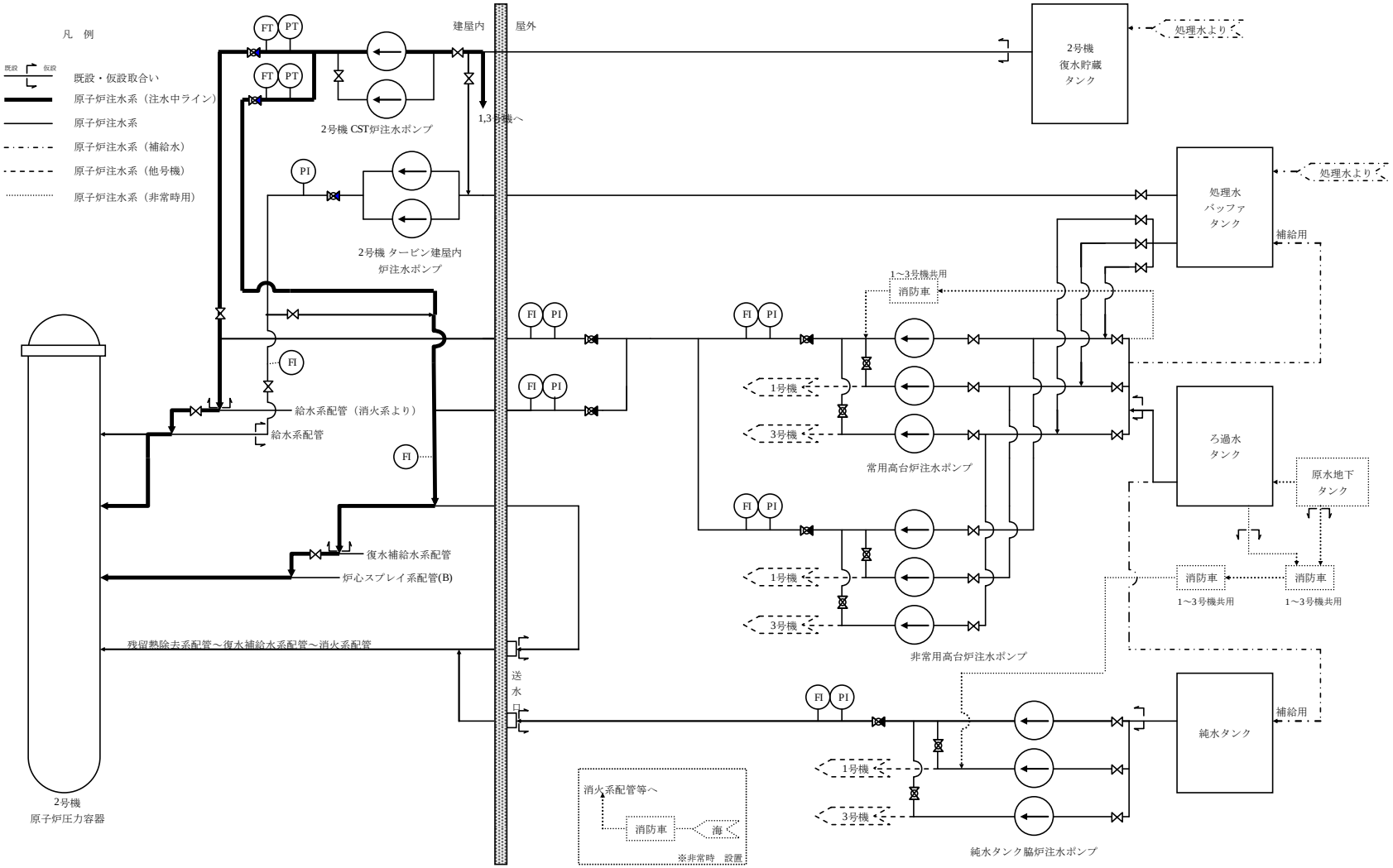
添付資料－４　　炉注入する処理水の水質目標値について

添付資料－５　　原子炉注水停止時評価の説明資料

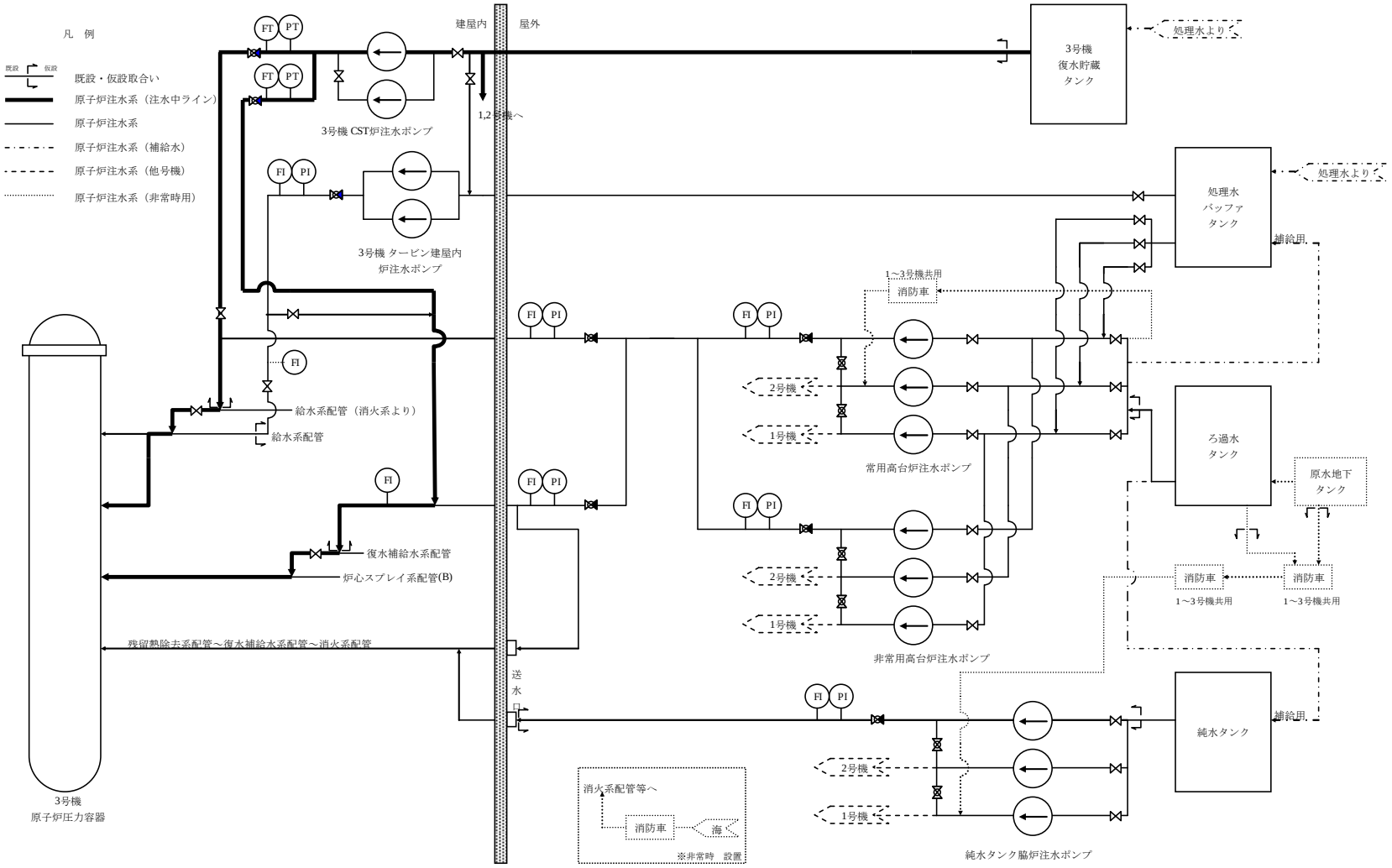
添付資料－６　　原子炉注水系に関する確率論的リスク評価




図－１　１号機原子炉圧力容器・格納容器注水設備系統概略図




図－２　２号機原子炉圧力容器・格納容器注水設備系統概略図




図－３　３号機原子炉圧力容器・格納容器注水設備系統概略図

# 構造強度及び耐震性について

## 1　新設設備の構造強度及び耐震性

### 1.1　ポンプ

#### 1.1.1　常用高台炉注水ポンプ及び非常用高台炉注水ポンプ

##### 1.1.1.1　構造強度

常用高台炉注水ポンプ及び非常用高台炉注水ポンプについては，ポンプの最高使用圧力を上回る試験圧力で耐圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認することから，ポンプの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

##### 1.1.1.2　耐震性

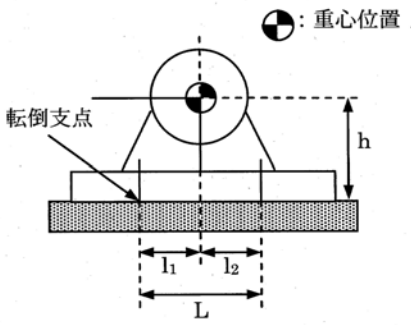
常用高台炉注水ポンプ及び非常用高台炉注水ポンプについては，ポンプユニットを，ダンパを有するトラックに搭載することにより耐震性を向上させるとともに，ボルト等で固定することで，転倒防止策を講じる。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されること，及びトラックが転倒しないことの評価を行った。なお，基準地震動 Ss に対する動的解析を行うことが困難であることから，耐震設計審査指針上の耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

(1)　ボルトの強度評価

原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)の横型ポンプの強度評価方法に準拠して評価を行った結果，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力に対してボルトの強度が確保されることを確認した。なお，耐震Ｓクラス設備に適用される静的地震力に対しても，ボルトの強度が確保されることを確認した（表－１，図－１参照)。

表－１　常用及び非常用高台炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

| | 耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力による評価 | | 耐震Ｓクラス設備に適用される静的地震力による評価 | |
|---|---|---|---|---|
| | 算出応力 [MPa] | 許容応力 [MPa] | 算出応力 [MPa] | 許容応力 [MPa] |
| 引張応力 | 作用しない | 158 | 5 | 190 |
| せん断応力 | 3 | 122 | 5 | 146 |




図－１　ボルトの強度評価モデル

| | |
|---|---|
| L | 支点としている基礎ボルトより最大引張応力がかかる基礎ボルトまでの距離 |
| m | 機器の運転時質量 |
| g | 重力加速度 |
| h | 据付面から重心までの距離 |
| $M_P$ | ポンプ回転により働くモーメント<br>※基礎ボルトに $M_P$ は作用しない |
| $l_1$ | 重心と基礎ボルト間の水平方向距離 |
| $n_f$ | 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数 |
| n | 基礎ボルトの本数 |
| $A_b$ | 基礎ボルトの軸断面積 |
| $C_H$ | 水平方向設計震度 |
| $C_V$ | 鉛直方向設計震度 |
| $C_P$ | ポンプ振動による震度 |

ボルトに作用する引張力：$F_b = \frac{1}{L}\{ mg(C_H+C_p)h+M_P-mg(1-C_V-C_p)l_1 \}$

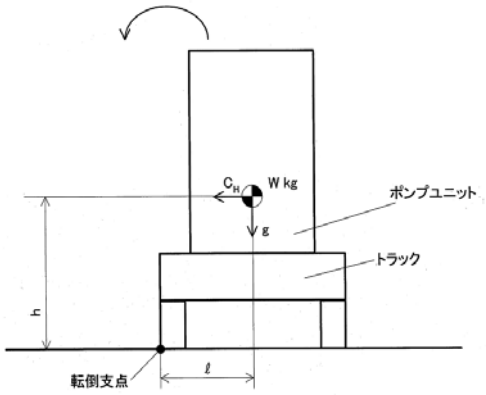
ボルトの引張応力：$\sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$

ボルトに作用するせん断力：$Q_b = mg(C_H+C_p)$

ボルトのせん断応力：$\tau b = \frac{Q_b}{nA_b}$

(2)　トラックの転倒評価

ポンプユニット，及びそれを搭載しているトラックについて，地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し，それらを比較することで転倒評価を行った（図－２参照)。ポンプユニット及びトラックが転倒するのは，地震によるモーメント＞自重によるモーメントとなる場合であるが，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力による評価の結果，地震によるモーメント＜自重によるモーメントとなることから，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力に対してポンプユニット及びトラックが転倒しないことを確認した。なお，耐震Ｓクラス設備に適用される静的地震力に対しても，トラックが転倒しないことを確認した。




| | |
|---|---|
| $C_H$ | 水平方向設計震度 |
| W | 機器重量 |
| g | 重力加速度 |
| h | 据付面から重心までの距離 |
| ℓ | 転倒支点から機器重心までの距離 |

図－２　トラックの転倒評価モデル

地震によるモーメント：$M_1 = W \times g \times C_H \times h$

自重によるモーメント：$M_2 = W \times g \times \ell$

1.1.2　純水タンク脇炉注水ポンプ

1.1.2.1　構造強度

純水タンク脇炉注水ポンプについては，ポンプの最高使用圧力を上回る試験圧力で耐圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認することから，ポンプの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

1.1.2.2　耐震性

純水タンク脇炉注水ポンプは，常用高台炉注水ポンプと同様の構造（ポンプユニットをトラックに搭載し，ボルト等で固定）であることから，耐震性についても同様に評価を行った。なお，基準地震動 Ss に対する動的解析を行うことが困難であることから，耐震設計審査指針上の耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

(1)　ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行った結果，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力に対してボルトの強度が確保されることを確認した。なお，耐震Ｓクラス設備に適用される静的地震力に対しても，ボルトの強度が確保されることを確認した（表－２参照）。

表－２　純水タンク脇炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

| | 耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力による評価 | | 耐震Ｓクラス設備に適用される静的地震力による評価 | |
|---|---|---|---|---|
| | 算出応力 [MPa] | 許容応力 [MPa] | 算出応力 [MPa] | 許容応力 [MPa] |
| 引張応力 | 作用しない | 158 | 6 | 190 |
| せん断応力 | 3 | 122 | 5 | 146 |

(2)　トラックの転倒評価

常用高台炉注水ポンプと同様に，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力による評価を行った結果，地震によるモーメント＜自重によるモーメントとなることから，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力に対して純水タンク脇ポンプのポンプユニット及びトラックが転倒しないことを確認した。

1.1.3　タービン建屋内炉注水ポンプ

1.1.3.1　構造強度

タービン建屋内炉注水ポンプについては，通常運転圧力を上回る試験圧力で耐圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認することから，ポンプの通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

1.1.3.2　耐震性

タービン建屋内炉注水ポンプは，基礎ボルトによりタービン建屋１階の床面に固定されていることを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されることの評価を行った。なお，基準地震動 Ss に対する動的解析を行うことが困難であることから，耐震設計審査指針上の耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

(1)　ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行った結果，ボルトの強度が確保されることを確認した。なお，耐震Ｓクラス設備に適用される静的地震力に対しても，ボルトの強度が確保されることを確認した（表－３参照)。

表－３　タービン建屋内炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

| 号機 | 応力分類 | 耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力による評価 | | 耐震Ｓクラス設備に適用される静的地震力による評価 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 算出応力 ［MPa］ | 許容応力 ［MPa］ | 算出応力 ［MPa］ | 許容応力 ［MPa］ |
| １Ｆ－１ | 引張応力 | 作用しない | 158 | 2 | 190 |
| | せん断応力 | 2 | 122 | 3 | 146 |
| １Ｆ－２／３ | 引張応力 | 作用しない | 180 | 3 | 207 |
| | せん断応力 | 3 | 139 | 4 | 159 |

1.1.4　ＣＳＴ炉注水ポンプ

1.1.4.1　構造強度

ＣＳＴ炉注水ポンプについては，通常運転圧力を上回る試験圧力で耐圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認することから，ポンプの通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

1.1.4.2　耐震性

ＣＳＴ炉注水ポンプは，基礎ボルトによりタービン建屋 1 階の床面に固定されていることを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されることの評

価を行う。なお，基準地震動 Ss に対する動的解析を行うことが困難であることから，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス設備に適用される静的地震力による評価を行う。

(1)　ボルトの強度評価

常用高台炉注水ポンプと同様の手法でボルトの評価を行い，ボルトの強度が確保されることを確認した。なお，耐震 S クラス設備に適用される静的地震力に対しても，ボルトの強度が確保されることを確認した（表－４参照)。

表－４　ＣＳＴ炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

| 号機 | 応力分類 | 耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力による評価 | | 耐震Ｓクラス設備に適用される静的地震力による評価 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 算出応力 [MPa] | 許容応力 [MPa] | 算出応力 [MPa] | 許容応力 [MPa] |
| １Ｆ－１／２／３ | 引張応力 | 作用しない | 180 | 2 | 207 |
| | せん断応力 | 3 | 139 | 4 | 159 |

## 1.2　タンクの構造強度及び耐震性

### 1.2.1　処理水バッファタンク

#### 1.2.1.1　構造強度

バッファタンクについては，オーバーフロー水位 9,800㎜ に対して，8,000㎜ まで水張り後に漏えい確認を行い，有意な変形や漏えいがないことを確認する。実際の運用にあたっては，7,000㎜ 以下で水位管理をすることから，原子炉注水系における使用条件に対し，十分耐えうる構造強度を有していると評価している。

#### 1.2.1.2　耐震性

処理水バッファタンクは，事務本館海側駐車場に設置されており，ボルトによる固定はされていないことを踏まえ，耐震性の評価として，タンクが転倒しないことの評価を行った。なお，基準地震動 Ss に対する動的解析を行うことが困難であることから，静的地震力を用いて，耐震設計審査指針上の耐震Ｂクラス相当の評価を行った。

(1)　処理水バッファタンクの転倒評価

タンクについて，地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し，それらを比較することで転倒評価を行った。タンクが転倒するのは，地震によるモーメント＞自重によるモーメントの場合であるが，評価の結果，地震によるモーメント＜自重によるモーメントであり，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力に対してタンクが転倒しないことを確認した。

1.3　管の構造強度及び耐震性

1.3.1　鋼管

1.3.1.1　構造強度

鋼管については，「設計・建設規格」におけるクラス２配管の規定に基づき，最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており，原子炉注水系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している（表－４参照)。

表－４　原子炉注水系における鋼管の構造強度評価結果

| | 公称肉厚<br>［mm］ | 必要最小厚さ<br>［mm］ |
|---|---|---|
| 【１～３号機高台炉注水ライン】<br>ポンプユニット | 3.5 | 0.33 |
| | 3.5 | 0.42 |
| | 4.0 | 0.49 |
| 【１～３号機高台炉注水ライン】 | 3.9 | 0.24 |
| | 5.5 | 0.35 |
| | 7.1 | 0.64 |
| | 5.5 | 3.0 |
| | 5.5 | 2.4 |
| | 10.3 | 3.8 |
| | 3.9 | 2.4 |
| | 5.2 | 2.7 |
| | 5.5 | 3.0 |
| | 5.5 | 2.4 |
| 【１～３号機純水タンク脇炉注水ライン】<br>ポンプユニット | 3.5 | 0.33 |
| | 3.5 | 0.42 |
| | 5.5 | 0.49 |
| 【１～３号機純水タンク脇炉注水ライン】 | 5.0 | 3.8 |
| | 5.8 | 3.8 |
| 【１～３号機タービン建屋内炉注水ライン】<br>ポンプユニット | 5.2 | 2.7 |
| | 5.5 | 2.4 |
| | 5.5 | 0.33 |
| 【１～３号機タービン建屋内炉注水ライン】 | 5.2 | 2.7 |
| | 5.5 | 3.0 |
| | 6.0 | 3.4 |
| | 7.1 | 3.8 |
| | 8.7 | 2.4 |

| | | |
|---|---|---|
| | 5.5 | 3.0 |
| | 7.1 | 3.8 |
| | 10.3 | 3.8 |
| | 5.5 | 2.4 |
| | 5.5 | 2.4 |
| | 5.2 | 2.7 |
| 【１～３号機ＣＳＴ炉注水ライン】<br>ポンプユニット | 4.5 | 1.7 |
| | 5.5 | 2.4 |
| | 5.5 | 3.0 |
| 【１～３号機ＣＳＴ炉注水ライン】 | 5.5 | 2.4 |
| | 3.9 | 2.4 |
| | 5.2 | 2.7 |
| | 5.5 | 3.0 |
| | 6.0 | 3.4 |
| | 7.1 | 3.8 |

■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは，(式 1-1) により計算した値及び表－５に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \qquad \text{(式 1-1)}$$

t：管の計算上必要な厚さ（mm）

P：最高使用圧力（MPa）

$D_0$：管の外径（mm）

S：最高使用温度における「設計・建設規格　付録材料図　表　Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力（MPa）

η：長手継手の効率で，「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

表－５　炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

| 管の外径（mm） | 管の厚さ（mm） |
|---|---|
| 25 未満 | 1.4 |
| 25 以上 38 未満 | 1.7 |
| 38 以上 45 未満 | 1.9 |
| 45 以上 57 未満 | 2.2 |
| 57 以上 64 未満 | 2.4 |
| 64 以上 82 未満 | 2.7 |
| 82 以上 101 未満 | 3.0 |
| 101 以上 127 未満 | 3.4 |
| 127 以上 | 3.8 |

1.3.1.2　耐震性

鋼管は分岐ヘッダ等の短い部分に使用するが，その前後はフレキシビリティを有したポリエチレン配管等と接続されており地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

1.3.2　フレキシブルチューブ

1.3.2.1　構造強度

フレキシブルチューブは設計・建設規格に記載がない機器であるが，通常運転状態における漏えい確認試験を行い，有意な変形や漏えいがないことを確認することから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

1.3.2.2　耐震性

フレキシブルチューブは，フレキシビリティを有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

1.3.3　ポリエチレン配管

1.3.3.1　構造強度

ポリエチレン管の材料である高密度ポリエチレンは非金属材であるため，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」による規定はなく，ISO TR9080 及び ISO 12162 により「PE100」として規定，分類される。ポリエチレン管の性能（引張降伏強さや引張による破断時の伸び等）や寸法については，日本水道協会規格（JWWA K 144 等）及び配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格（PTC K 03 等）に詳しく規定されている。

内圧に対する強度設計としては，設計内圧による発生応力が，材料（PE100）の５０年後クリープ強度 $\sigma_{50}$ に安全率を見込んだ値を上回らないような外径と管厚

の組み合わせを，JWWA K 144 等で規定している（下式)。この強度設計式において，設計内圧は 1.0MPa であり，常用高台炉注水ポンプ等の通常運転圧力（現在までの実績ベースで 1.0MPa 以下)を上回っていることから,ポリエチレン管の規格品は，原子炉注水系での内圧条件に対して十分な管厚を有する（表－６にポリエチレン管の寸法の例を示す)。

また，ポリエチレン管の耐圧性は温度依存性があるが，50℃の温度条件においても，原子炉注水系の最高使用圧力を上回る耐圧性能が確保できることを数値シミュレーションにより確認している。具体的には，①ポリエチレン管に加わる内圧による応力，②使用環境温度，及び③破壊時間に関する関係式を用いて，環境温度が 20℃～50℃のときに，1MPa の内圧が加わった場合の破壊時間を算出したところ，破壊時間が最も短くなる 50℃の場合でも，１０年以上の寿命が確保できることを確認した。

さらに，通常運転状態における漏えい確認を行い，有意な変形や漏えいがないことを確認している。以上のことから，ポリエチレン管は原子炉注水系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると判断する。

$$\frac{\sigma_{50}}{S_f} = \frac{P(D-t)}{2t}$$

$\sigma_{50}$　PE100 の５０年後クリープ強度(MPa)
$S_f$　安全率
P　設計内圧(MPa)
D　管外径(mm)
t　管厚(mm)

表－６　ポリエチレン管の寸法の例（JWWA K 144）

| 呼び径 | 外径：D<br>［mm］ | 管厚：ｔ<br>［mm］ |
|---|---|---|
| 50 | 63.0 | 5.8 |
| 75 | 90.0 | 8.2 |
| 100 | 125.0 | 11.4 |
| 150 | 180.0 | 16.4 |
| 200 | 250.0 | 22.7 |

1.3.3.2　耐震性

ポリエチレン管の耐震設計については，土中に埋設された状態における耐震計算が日本水道協会規格等で規定されているのみであり，福島第一原子力発電所のように地上に設置したポリエチレン管の耐震計算に関する規定はない。しかしながら，ポリエチレン管は，フレキシビリティを有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

1.3.4　耐圧ホース及び消防用ホース

1.3.4.1　構造強度

耐圧ホースは設計・建設規格に記載がない材料であるが，通常運転状態における漏えい確認試験を行い，有意な変形や漏えいがないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

消防用ホースも同様に設計・建設規格に記載がない材料であるが，消防法により規定される耐圧性能（1.6MPa）を満足していることから，原子炉注水系における使用条件（1.0MPa 以下）に対し，十分な構造強度を有していると判断する。

2　既設設備の耐震性

2.1　配管

2.1.1　耐震性評価

原子炉注水系のラインとしては，表－７の既設配管を使用することから，これらの耐震性について評価を行った。評価にあたっては，原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）に規定される許容応力状態$\mathrm{IV}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$に対する許容値を評価基準値として用いた。その結果，１～３号機の炉心スプレイ系配管に接続される復水補給水系配管については，算出応力が評価基準値を上回るものの，１号機，２号機及び３号機の給水系配管については，算出応力が評価基準値を満足することを確認した（表－８参照）。

また，既設配管の内，PCV 内等に敷設されている配管については，現時点で目視等による健全性確認は実施できていないが，現時点でも当該配管を用いた注水により，原子炉圧力容器等が冷却されていること等の状況から，原子炉冷却に必要な健全性は確保されているものと考えられる。

表－７　原子炉注水系で使用する既設配管

| 号機 | 原子炉注水配管 |
|---|---|
| １号機 | 給水系（Ａ系，Ｂ系） |
| | 復水補給水系～炉心スプレイ系（Ｂ系） |
| ２号機 | 給水系（Ｂ系） |
| | 復水補給水系～炉心スプレイ系（Ｂ系） |
| ３号機 | 給水系（Ｂ系） |
| | 復水補給水系～炉心スプレイ系（Ｂ系） |

表－８　基準地震動 Ss による地震力に対する既設配管の耐震性評価結果

| 号機 | 系統 | 耐震クラス | １次応力の算出値［MPa］ | 評価基準値［MPa］ |
|---|---|---|---|---|
| １号機 | 給水系（Ａ系，Ｂ系） | Ｂ | 204 | 369 |
| ２号機 | 給水系（Ｂ系） | Ｂ | 266 | 369 |
| ３号機 | 給水系（Ｂ系） | Ｂ | 229 | 432 |

2.1.2　配管支持構造物の点検結果（代表例を記載）

【１号機】

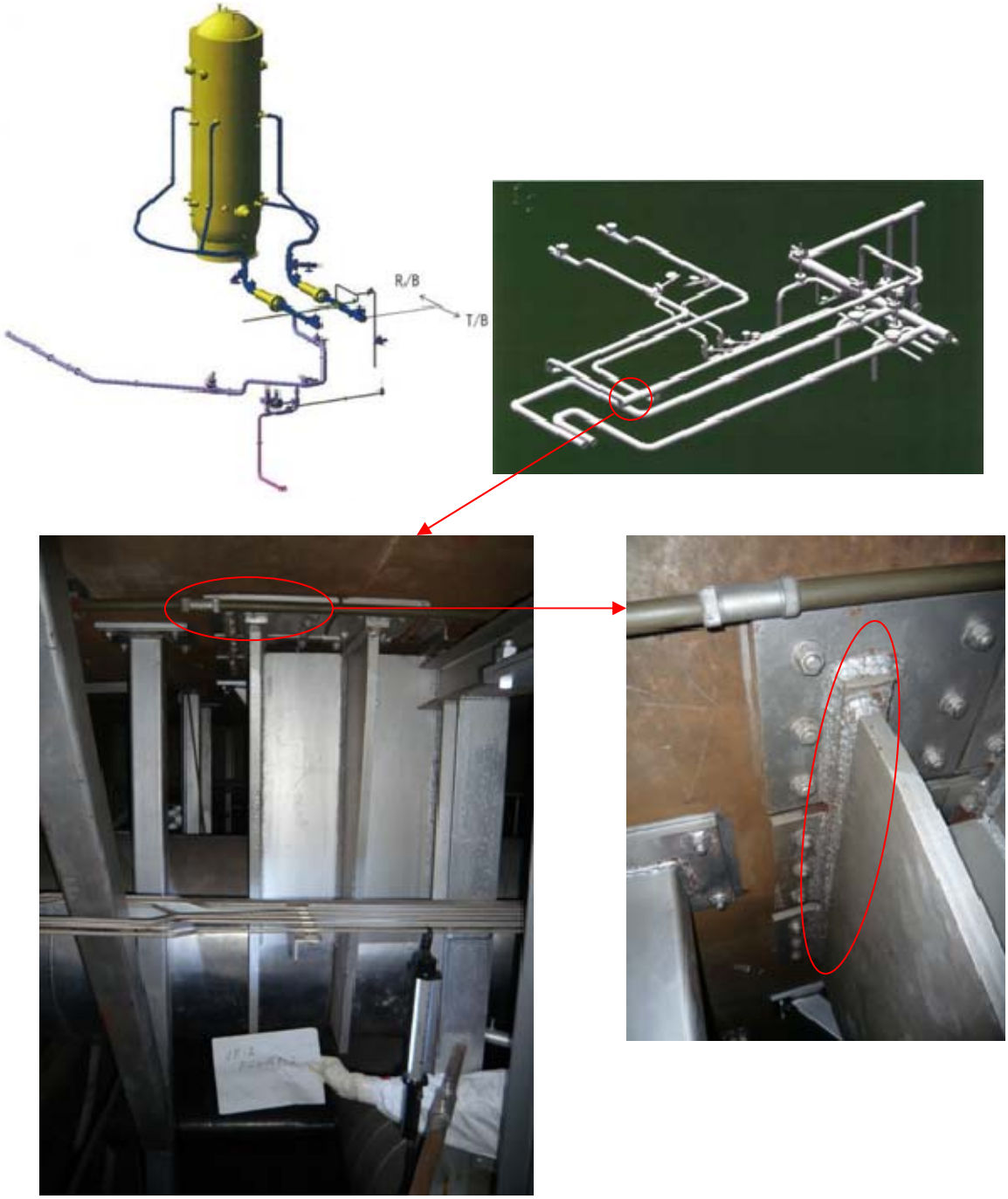
RE-FDW-16R




図－３　１号機の配管支持構造物の点検結果

【２号機】

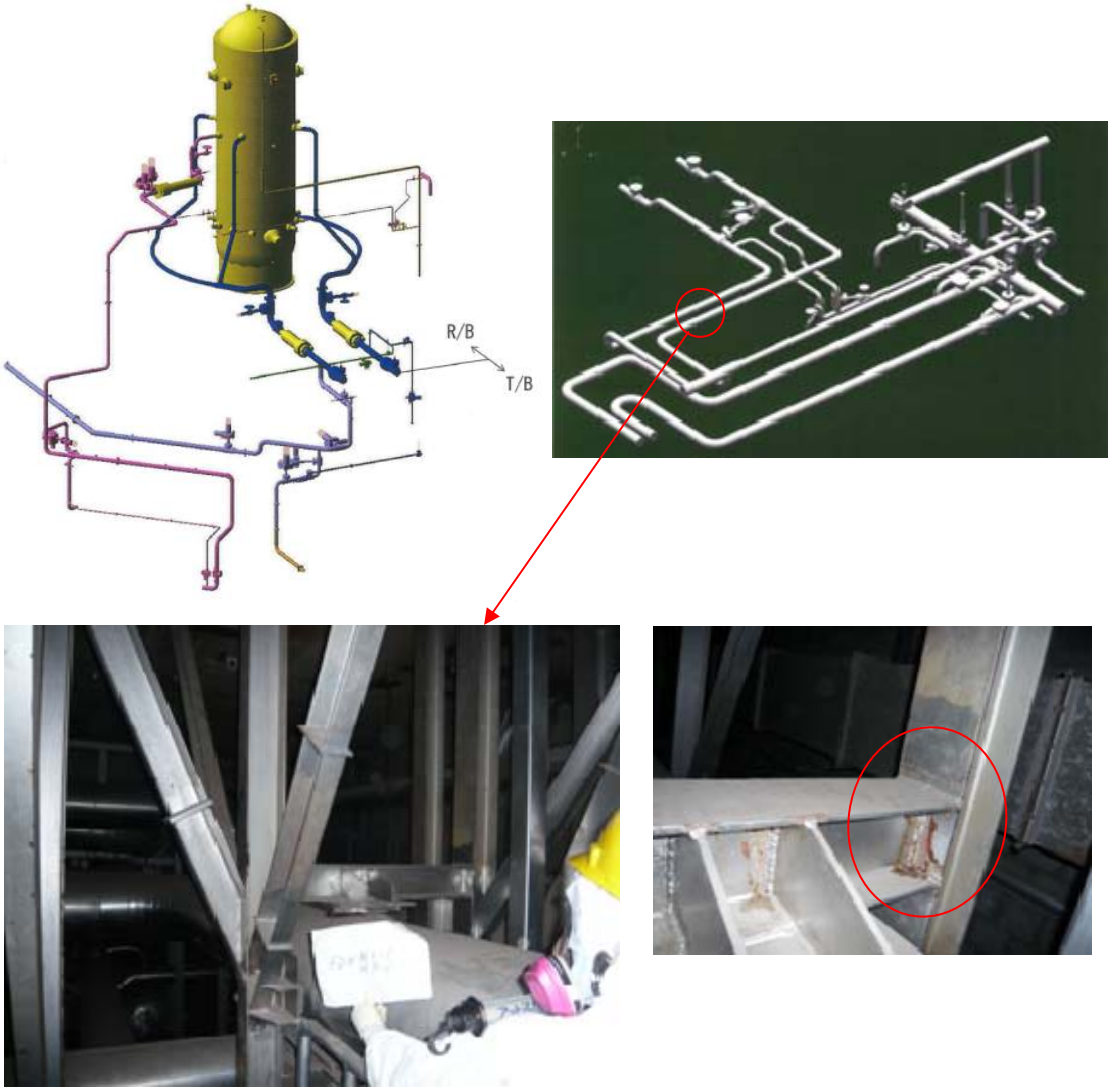
FDWR5-2




図－４　２号機の配管支持構造物の点検結果

【３号機】

FDWR6-1，FDWR7-1




図－５　３号機の配管支持構造物の点検結果

2.2　ろ過水タンク，純水タンク，原水地下タンク

ろ過水タンク，純水タンク，原水地下タンクは，本震で基準地震動 Ss 相当の地震力が加わったことで，純水タンク１基に漏えいが確認されたが，ろ過水タンク２基，純水タンク１基，原水地下タンクについては，機能は維持されていた。また，全てのタンクが機能喪失に至った場合でも注水ができるように，海水を水源とした消防車による注水を行えるようにする。

2.3　復水貯蔵タンク（ＣＳＴ）

ＣＳＴは，１号機は耐震Ｂクラス（工事計画認可　昭和４４年４月９日付け　４３公第１３８２０号）にて，２／３号機は耐震Ａクラス（２号機：工事計画認可　昭和４６年２月１０日付け　４５公第１１８９７号　　３号機：工事計画認可　昭和４６年１２月２２日付け　４６公第１６３５１号，工事計画軽微変更届出　昭和４８年１０月２３日付け　総官発８７１号）にて設計・製作されている。本震で基準地震動 Ss 相当の地震力が加わるとともに，スロッシングによる応力も加わったと想定されるが，ＣＳＴについては，有意な変形等もなく，機能は維持されていた。また，全てのタンクが機能喪失に至った場合でも注水ができるように，海水を水源とした消防車による注水を行えるようにする。

# 崩壊熱相当の注水量について

崩壊熱相当の注水量 W[$m^3$/h]は下式で計算されるものであり，$T_{in}$[℃]から $T_{out}$[℃]までの顕熱で崩壊熱を冷却可能な注水量である。

$W = Q \times \rho \times 1,000 \times 3,600 / (hw_{out} - hw_{in})$

Q　　：崩壊熱[kW]

$T_{in}$　　：注水温度[℃]

$T_{out}$　　：崩壊熱を除熱後の注水温度[℃]

$hw_{out}$　　：水（$T_{out}$℃）の比エンタルピー[J/kg]

$hw_{in}$　　：水（$T_{in}$℃）の比エンタルピー[J/kg]

$\rho$　　：水の比容積[$m^3$/kg]

なお，平成 24 年 12 月 7 日時点で，$T_{in}$ を 20℃，$T_{out}$ を 80℃とした場合の，各号機の崩壊熱と崩壊熱相当の注水量の計算例を以下にしめす。

| 号機 | 崩壊熱 | 崩壊熱相当の注水量 W |
|---|---|---|
| １号機 | 0.25 MW | 3.6 $m^3$/h |
| ２号機 | 0.33 MW | 4.8 $m^3$/h |
| ３号機 | 0.33 MW | 4.8 $m^3$/h |

以上

炉注入する処理水の水質目標値について

１．原子炉注水ラインや原子炉圧力容器（ＲＰＶ）及び原子炉格納容器（ＰＣＶ）の一部には塩化物イオンによる腐食への影響が認められている SUS304 材を使用していることから，念のため塩化物イオン濃度の目標値を 100ppm 以下とする。

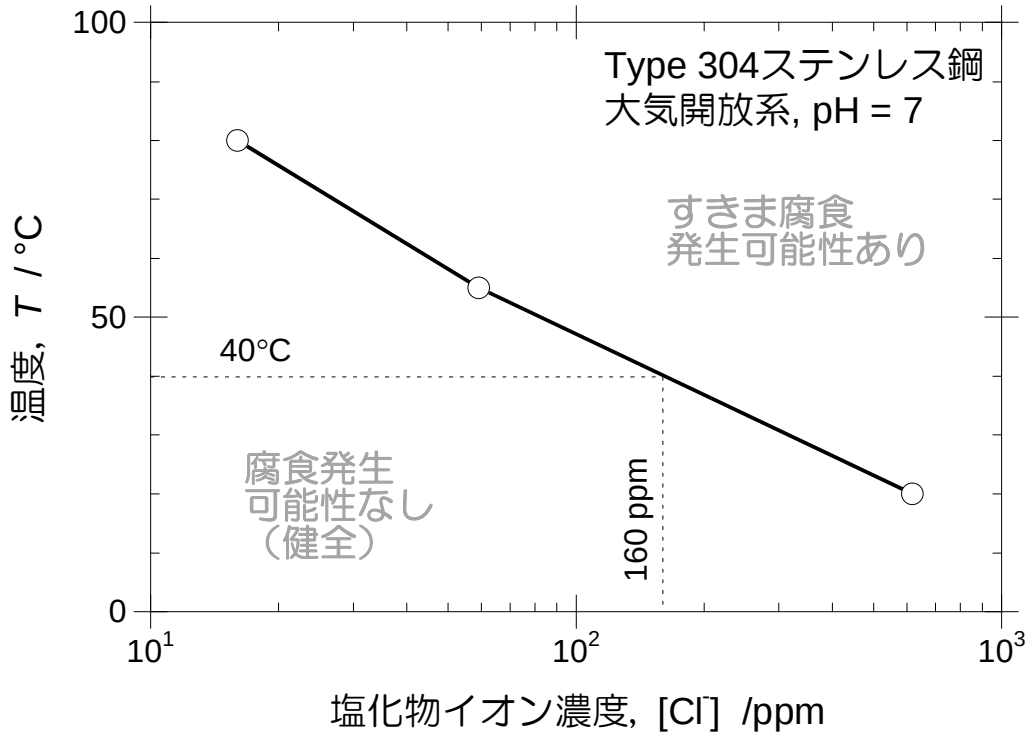
２．原子炉注水の水源である処理水バッファタンク水及び３号機復水貯蔵タンク水の塩化物イオン濃度を１回／３ヶ月の頻度で確認する。なお，確認は導電率測定によるものとし，塩化物イオン濃度 100ppm に相当する導電率 40mS/m[1),2)]を超える場合は，塩化物イオン濃度の測定を行う。

＜100ppm の根拠＞

塩化物イオンによるステンレス鋼の局部腐食発生限界を考慮。SUS304 と SUS316 が使用されているが塩化物イオンの腐食への影響がより大きい SUS304 の腐食抑制を検討。

①原子炉注水ライン

- 図－１中の曲線の下の領域が腐食の発生しない環境である。
- 原子炉注水ラインの温度は処理水バッファタンクまたは復水貯蔵タンクが水源であるから，大気温度を大きく超える可能性はなく，猛暑期を想定しても 40℃以下と考えられる。
- 40℃における局部腐食臨界電位に相当する塩化物イオン濃度を評価すると，図－１より 160ppm となる。



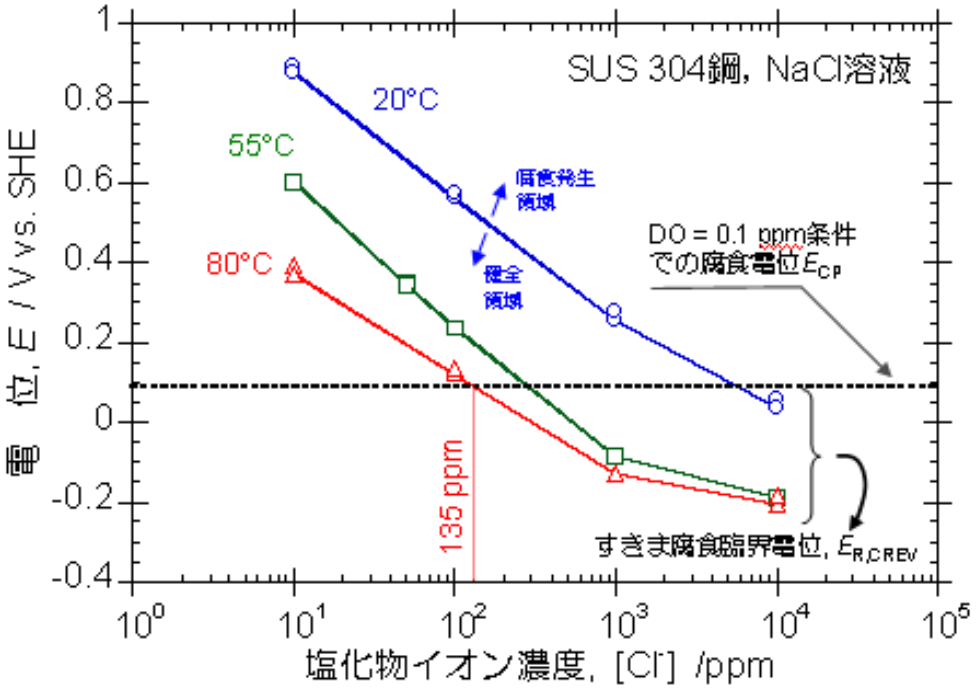

図－１　大気開放条件での 304 ステンレス鋼の腐食マップ [3),4)]

② 原子炉圧力容器（ＲＰＶ）内及び原子炉格納容器（ＰＣＶ）内

- ＲＰＶ及びＰＣＶ内の温度は 80℃程度と評価されているが，窒素ガスの封入が行われていることから水中の溶存酸素濃度は低減しているものと考えられる。
- 現在，溶存酸素濃度は測定できないものの，注入されている N2 濃度は 99.99%以上であるので，酸素濃度を 0.01%と仮定すると分圧から水中の溶存酸素濃度は 1ppb 程度で平衡するものと推定される。保守的に 100ppb (0.1ppm) と仮定すると，腐食電位は 100mV(SHE)以下と推定される。[5)]
- 図－２によれば，80℃，100mV（SHE）における局部腐食臨界電位に相当する塩化物イオン濃度は 135ppm と評価される。

③水質目標値の設定

以上より水質管理目標値を保守的に 100ppm とする。なお，今後ＲＰＶやＰＣＶ内の腐食環境に関する新たな情報が得られた時点で，根拠及び目標値を再評価してゆく。




図－２　SUS 304 鋼のすきま腐食臨界電位 $E_{R,CREV}$ と定常腐食電位 $E_{SP}$ との比較による対すきま腐食可使用条件評価 [3),6)]

---


1)日本化学会編: “化学便覧　基礎編　改訂 5 版,” 丸善, p. II-563 (2004).

2)日本学術振興会編: “金属防食技術便覧,” 日刊工業新聞社, p. 177 (1972).

3)M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda: CORROSION/98 Conf., NACE International, Paper No. 158 (1998).

4) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS’91, ANS, p. 201 (1991)

5) R. W. Staehle et al.: EPRI RP311-1, Final Summary Report (1977).

6) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS’91, ANS, p. 201 (1991)


.

# 原子炉注水停止時評価の説明資料

## 1. 評価方法

評価は，大きく分けて三段階で実施する。第一段階では時間依存のエネルギーバランス評価によって原子炉注水停止後及び注水再開時の燃料や炉内構造材の温度変化を評価し，第二段階では温度評価結果を入力として核分裂生成物の放出量を評価し，第三段階では放出される環境中への線量影響評価を実施する。

評価プラントについては，１～３号機のうち崩壊熱の評価結果が最大である２号機を代表として対象とする（平成 24 年 12 月 7 日時点の崩壊熱：１号機 0.25 MW，２号機 0.33 MW，３号機 0.33 MW）。

### 1.1 燃料温度評価

(1) 炉心燃料からの崩壊熱による発熱と，炉心燃料，上部構造材，シュラウド，原子炉圧力容器側部，原子炉圧力容器底部のそれぞれの間の輻射熱伝達を考慮する（図－１）。

(2) 各部の温度は一点近似とする。

(3) 原子炉注水停止時の原子炉圧力容器内の保有水量は保守的に 0 $m^3$ とし，原子炉注水停止と同時に全燃料が露出するものとする。

(4) 評価に用いる式を以下に示す（注水再開前）。

a. 炉心燃料のエネルギーバランスの式

$$M_1 Cp_1 \frac{dT_1}{dt} = Q_d - Q_1 - Q_5$$

$M_1$ ：炉心燃料質量[kg]
$Cp_1$ ：炉心燃料比熱[kJ/(kg-K)]
$T_1$ ：炉心燃料温度[K]
$Q_d$ ：炉心燃料崩壊熱[kW]
$Q_1$ ：炉心燃料（上面）における輻射伝熱量[kW]
$Q_5$ ：炉心燃料（下面）における輻射伝熱量[kW]

b. 上部構造材のエネルギーバランスの式

$$M_2 Cp_2 \frac{dT_2}{dt} = Q_2$$

$M_2$ ：上部構造材質量[kg]
$Cp_2$ ：上部構造材比熱[kJ/(kg-K)]
$T_2$ ：上部構造材温度[K]
$Q_2$ ：上部構造材における輻射伝熱量[kW]

c. シュラウドのエネルギーバランスの式

$$M_3 Cp_3 \frac{dT_3}{dt} = Q_3 - Q_4$$

$M_3$ ：シュラウド質量[kg]
$Cp_3$ ：シュラウド比熱[kJ/(kg-K)]
$T_3$ ：シュラウド温度[K]
$Q_3$ ：シュラウド（内面）における輻射伝熱量[kW]
$Q_4$ ：シュラウド（外面）における輻射伝熱量[kW]

d. 原子炉圧力容器側部のエネルギーバランスの式

$$M_4 Cp_4 \frac{dT_4}{dt} = Q_4$$

$M_4$ ：原子炉圧力容器側部質量[kg]
$Cp_4$ ：原子炉圧力容器側部比熱[kJ/(kg-K)]
$T_4$ ：原子炉圧力容器側部温度[K]

e. 原子炉圧力容器底部のエネルギーバランスの式

$$M_5 Cp_5 \frac{dT_5}{dt} = Q_5$$

$M_5$ ：原子炉圧力容器底部質量[kg]
$Cp_5$ ：原子炉圧力容器底部比熱[kJ/(kg-K)]
$T_5$ ：原子炉圧力容器底部温度[K]

(5) 注水再開後には注水による燃料冷却を考慮する。注水量の全てが炉心燃料の冷却に寄与するものとし，また，発生蒸気によって上部構造材が冷却されるものとする。飽和温度以下の水により燃料が冷却される場合には，水の顕熱により燃料の崩壊熱が除去されるものとする。

(6) 評価に用いる式を以下に示す（注水再開後）。

a. 炉心燃料のエネルギーバランスの式

$$M_1 Cp_1 \frac{dT_1}{dt} = Q_d - Q_1 - Q_5 - Q_c$$

ここで，$Q_c = W_g\left(H_g - H_f\right) + W_{in}\left(H_f - H_{in}\right)$

$Q_c$ ：注水による炉心燃料除熱量[kW]
$W_{in}$ ：注水流量[kg/s]

$W_g$　：発生蒸気量[kg/s]
$H_{in}$　：注水の比エンタルピ[kJ/kg]
$H_g$　：飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg]
$H_f$　：飽和水の比エンタルピ[kJ/kg]

b.　上部構造材のエネルギーバランスの式

$$M_2 Cp_2 \frac{dT_2}{dt} = -Q_2 - Q_{2g}$$

ここで，$Q_{2g} = h_{2g} A_{2g} \left(T_2 - T_g\right)$

$Q_{2g}$　：上部構造材から蒸気流への対流伝熱量[kW]
$T_g$　：飽和蒸気温度[K]
$h_{2g}$　：上部構造材の熱伝達率[kW/(m$^2$-K)]
$A_{2g}$　：上部構造材伝熱面積（蒸気への対流伝熱）[m$^2$]

1.2　核分裂生成物の放出量評価

(1) 上部構造材に付着しているセシウムが温度上昇に伴い飽和蒸気圧で蒸発し，環境中へ放出された場合の線量影響を評価する。セシウムの放出量は，上部構造材温度の時間変化にしたがって放出量を積分して評価する。
上部構造材としては，スタンドパイプと気水分離器を考慮しており，燃料からの輻射熱の影響を考慮し，燃料に近いこれらの部位に炉心燃料インベントリ全量のセシウムが付着しているという保守的な設定としている。

(2) 希ガスは既にほぼ完全に放出されていること，また，ヨウ素は減衰していることから，これらの被ばく評価上の影響は無視できるため，本評価では考慮しないこととする。

(3) 燃料残存の核分裂生成物（FP）については，平成 23 年 3 月の事故時に燃料温度は約 3,000℃近くの高温に達していると評価されており，揮発性の高いものは既に放出されているものと考えられる。よって，今回の評価結果の範囲である 500℃程度の燃料温度では，FP の有意な追加放出がないと考えられることから，これらについては本評価では考慮しないこととする。

(4) 対象とするセシウムの化学形態は水酸化セシウム（CsOH）とし，その飽和蒸気圧は熱力学データベース（MALT）による評価結果を引用するものとする（図－２）。

(5) CsOH のキャリアガスは，発生する蒸気量とする。また，炉心燃料が冷却するまで放出が継続するものとする。

(6) 評価に用いる式を以下に示す。

$$M_{CsOH} = P_{CsOH} V_g / \left(RT\right)$$
$$C_{CsOH} = M_{CsOH} / \left(V_g + \nu_{grav} A_{grav} + \nu_{dif} A_{dif}\right)$$

$$M_{leak} = C_{CsOH} V_g$$

$M_{CsOH}$ ：CsOH 発生量[mol/s]
$P_{CsOH}$ ：CsOH 飽和蒸気圧[N/m$^2$]
$V_g$ ：発生蒸気流量[m$^3$/s]
$R$ ：気体定数[J/(mol-K)]
$T$ ：上部構造材温度[K]
$C_{CsOH}$ ：CsOH 平衡濃度[mol/m$^3$]
$\nu_{grav}$ ：重力沈降速度[m/s]
$A_{grav}$ ：重力沈降面積[m$^2$]
$\nu_{dif}$ ：ブラウン拡散沈着速度[m/s]
$A_{dif}$ ：ブラウン拡散沈着面積[m$^2$]
$M_{leak}$ ：CsOH 放出量[mol/s]:

(7) 上記の原子炉格納容器での重力沈降とブラウン拡散沈着は考慮するが，その他の原子炉格納容器内や原子炉建屋での除染係数については，保守的に考慮しないこととする。

1.3 線量影響評価

(1) 大気中へ放出されるセシウムは，原子炉建屋から地上放散されるものとし，周辺の公衆に対する，放射線被ばくのリスクを年間の実効線量を用いて評価する。

(2) 評価対象核種はセシウム 134 とセシウム 137 とする。

(3) 実効線量は，以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては，放射性雲中のセシウムからの外部被ばくと内部被ばくと，地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。

(4) 放射性雲のセシウムからの γ 線の外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_\gamma = K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$$

$H_\gamma$ ：放射性雲のセシウムからの γ 線の外部被ばくによる実効線量[mSv]
$K$ ：空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy]
$E_\gamma$ ：γ 線の実効エネルギー[MeV]
$D/Q$ ：相対線量[Gy/Bq]
$Q_{Cs}$ ：事故期間中のセシウムの大気放出量[Bq]

(5) 放射性雲のセシウムからの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}$$

$H_{Cs}$ ：放射性雲のセシウムからの吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv]

$K_{in}$ ：内部被ばく線量換算係数[mSv/Bq]
$R_1$ ：呼吸率[$m^3/s$]
$\chi/Q$ ：相対濃度[$s/m^3$]

(6) 地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。１年間居住し続ける場合を考慮し，１年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi/Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$$

$G_{ex}$ ：地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる実効線量[mSv]
$K_{ex}$ ：外部被ばく線量換算係数[(Sv/s)/($Bq/m^2$)]
$V$ ：沈降速度[m/s]
$f$ ：残存割合[-]
$T$ ：被ばく時間[s]

(7) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。１年間居住し続ける場合を考慮し，１年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi/Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$$

$G_{in}$ ：地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv]
$R_2$ ：呼吸率[$m^3/s$]
$F$ ：再浮遊率[$m^{-1}$]

(8) 相対濃度と相対線量については，本事象では核分裂生成物は主排気筒より放出されないことから，地上放散を想定し，下表の値を用いる。

| | 敷地境界 | 5km 地点 | 10km 地点 |
|---|---|---|---|
| 相対濃度[$s/m^3$] | $2.6\times10^{-5}$ | $4.3\times10^{-6}$ | $1.5\times10^{-6}$ |
| 相対線量[Gy/Bq] | $3.0\times10^{-19}$ | $8.9\times10^{-20}$ | $3.8\times10^{-20}$ |

2. 評価条件

2.1 燃料位置

燃料の位置については，不確定性はあるものの，１～３号機のいずれについても原子炉圧力容器もしくは原子炉格納容器内に燃料は存在しているものと推定されており，本評価

では，実効線量の評価を厳しくする観点から，原子炉圧力容器内に燃料の全量があるという条件で評価している。

平成２３年３月の事故時の炉心損傷過程で放出されたセシウムの大部分は原子炉圧力容器内の上部構造材に付着していると考えられるため，本評価では，上部構造材に付着したセシウムの再蒸発による環境放出を前提とする。原子炉格納容器に燃料が落下している場合と比較して，原子炉圧力容器内に燃料を想定する場合の方が上部構造材の温度上昇を大きく見積もるため，保守的な結果を与えることとなる。

2.2　初期温度

現状の原子炉圧力容器や原子炉格納容器の各部位の温度推移から，原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内は十分に冷却されており（平成 24 年 12 月 7 日時点で概ね 50℃以下），露出した過熱部分が有意な割合で存在している状況ではないと推定される。よって，初期燃料温度については，100℃と設定することが妥当と考えられるが，燃料位置等の不確かさを考慮して，保守的に 150℃と設定する。原子炉圧力容器上部等の構造材については，初期温度を 100℃と設定する。

2.3　燃料の崩壊熱

燃料の崩壊熱については，平成 24 年 12 月 7 日時点の２号機の崩壊熱（0.33MW）を用いる。

2.4　注水停止時間

注水停止してから注水再開までの注水停止時間は以下の条件とする。

(1)　過渡相当

過渡相当事象としては，機器等の単一の故障を想定する。想定される原子炉注水系の単一の故障（ポンプ故障，電源喪失，水源喪失，原子炉注水ライン損傷）が発生した場合の注水再開までの所要時間は,以下に示すようにいずれも 30 分程度であるので,これに余裕をとり原子炉注水の停止時間は１時間とする。

a.　ポンプ故障

常用系ポンプが故障した場合は，待機号機の起動もしくは非常用高台炉注水ポンプの起動を行うことで，原子炉注水を再開する（注水再開の所要時間：30 分程度)。

b.　電源喪失

常用系ポンプの電源が，外部電源喪失や全母線電源喪失により喪失した場合は，電源切替に数時間を要することから，非常用高台炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び非常用高台炉注水ポンプの起動）及び予め待機している消防車による原子炉注水（系統構成及び消防車の起動）を並行して実施する（注水再開の所要時間：30 分程度)。

c. 水源喪失

常用系ポンプは，主としてバッファタンクを水源としているが，タンク等が損傷し，保有水が漏えいする等，タンク機能が喪失した場合は，水源をろ過水タンクに切替える（注水再開の所要時間：30 分程度）。

d. 原子炉注水ライン損傷

常用系ポンプからの注水ラインが損傷した場合は，純水タンク脇炉注水ポンプによる原子炉注水（系統構成及び純水タンク脇炉注水ポンプの起動）を行う（注水再開の所要時間：30 分程度）。

(2) 事故相当

原子炉注水の流量低下や注水ポンプの電源喪失を検知した際は，免震重要棟内で警報を発して異常時の対応を促す仕組みとしているが，事故相当事象としては，これらの警報では検知できない原子炉注水系の異常が生じた場合を想定する。この場合には，原子炉圧力容器周辺や原子炉格納容器周辺の温度計の指示上昇によって異常の兆候を検知することとなるが，仮に，このような事態が生じた場合には，各部位の温度計が全体的に顕著な上昇傾向を示すと考えられるため，異常の検知は可能であると考えられる。

温度上昇の幅としては，本評価では保守的に 30℃と設定する。また，対象とする温度については，異常時には全体的に顕著な温度上昇傾向が想定されるため，上述の評価方法によって求めた原子炉圧力容器底部の温度を代表として検知対象とする。原子炉圧力容器底部の温度変化を図－３に示すが，原子炉圧力容器底部の温度上昇幅が30℃を超過するのは注水停止からの経過時間が約 6 時間の時点である。これに注水再開に要する時間（注水再開の所要時間：30 分程度）を考慮し，事故相当での原子炉注水の停止時間は 7 時間とする。

事故相当事象としては，原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失した事象も想定される。このような事象が発生した場合には，水源の損傷状況や現場状況に応じて，新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い，原子炉注水を再開する。注水再開までの時間は，現場状況等により変動するものの，ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると，作業開始から 3 時間程度と想定しており，上述の炉注水関係の警報では検知できない異常事象に包絡される。

(3) シビアアクシデント相当

施設の安全性を評価する観点では，異常時の評価としては過渡相当事象と事故相当事象の評価をすることで十分と考えられるが，ここではより長期にわたる原子炉注水停止の影響評価を行うため，想定を大きく超えるシビアアクシデント相当事象についても評価を実施することとする。

シビアアクシデント相当としては，何らかの原因によって原子炉注水が長時間停止し，注水停止時間が事故相当事象を超える事象を想定する。

東北地方太平洋沖地震時の最長の原子炉注水停止時間は，１号機の実績で約 14 時間であり，この時間が１つの目安として考えられる。下表に１号機の当時の時系列を示しているが，全交流電源喪失から消防車による淡水注入開始までの約 14 時間を注水停止時間としている（非常用復水器の動作については不明な点があるものの，全交流電源喪失以降について機能が喪失しているものとしている)。

１号機　事象発生時の主要経緯（時系列）

(「福島第一原子力発電所　東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について（平成 23 年 9 月　東京電力株式会社)」からの抜粋)

| 日時 | 主要経緯 |
|---|---|
| 平成 23 年 3 月 11 日 | |
| 14:46 | 東北地方太平洋沖地震発生，原子炉スクラム。 |
| 15:37 | 全交流電源喪失。 |
| 17:12 | 発電所長（発電所緊急時対策本部長）は，アクシデントマネジメント策として設置した消火系（FP）ライン，及び消防車を使用した原子炉への注水方法の検討開始を指示。 |
| 17:30 | ディーゼル駆動消火ポンプ（DD-FP）起動（待機状態)。 |
| 平成 23 年 3 月 12 日 | |
| 1:48 | 不具合による DD-FP 停止を確認。消防車から FP ラインへの送水口につなぎこむことを検討開始。 |
| 5:46 | 原子炉内に FP ラインから消防車による淡水注入開始。 |

表に示すように，消防車から FP ラインへの送水口につなぎこむことの検討開始は，ディーゼル駆動消火ポンプ（DD-FP）の停止を確認した後に実施しており，原子炉注水途絶直後から消防車による注水のみに専念することを想定する場合には，DD-FP の起動から停止までの時間（約 7 時間）を短縮することが可能であると考えられる。また，当時と比較して，消防車の配備や手順書の整備がなされており，定期的な訓練も実施されていることから，消防車による原子炉注水についても事故当時と比較すると短期間で実施することが可能と考えられる。

これらを踏まえて，本評価では実績の約 14 時間を短縮した 12 時間をシビアアクシデント相当事象の注水停止時間として設定する。

2.5　注水再開時の注水流量と注水温度

注水再開時の注水流量は，事故相当事象とシビアアクシデント相当事象では 10 $m^3$/h と設定する。これは，平成 24 年 12 月 7 日時点の崩壊熱相当注水量（Ⅱ.2.1 添付資料－３）の約２倍の流量である。また，過渡相当事象では崩壊熱相当注水量と同程度の 5 $m^3$/h を注水再開時の注水流量として設定する。また，注水温度は 30℃とする。

3.　評価結果

3.1　過渡相当

炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－４に示す。原子炉注水停止から炉心燃料温度は上昇し，注水停止から１時間の注水再開の時点で約 170℃まで上昇するが，注水再開により速やかに冷却され，事象は収束する。また，事象期間を通じて上部構造材温度はほとんど上昇しない。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

| | |
|---|---|
| セシウム 134 放出量 | 約 $5.0\times10^{4}$ Bq |
| セシウム 137 放出量 | 約 $6.1\times10^{4}$ Bq |
| 年間の実効線量 | 約 $9.3\times10^{-7}$ mSv |

3.2　事故相当

炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－５に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し，注水停止から 7 時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約 260℃，上部構造材温度は約 110℃まで上昇するが，注水再開により速やかに冷却され，事象は収束する。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

| | |
|---|---|
| セシウム 134 放出量 | 約 $2.3\times10^{5}$ Bq |
| セシウム 137 放出量 | 約 $2.8\times10^{5}$ Bq |
| 年間の実効線量 | 約 $4.3\times10^{-6}$ mSv |

3.3　シビアアクシデント相当

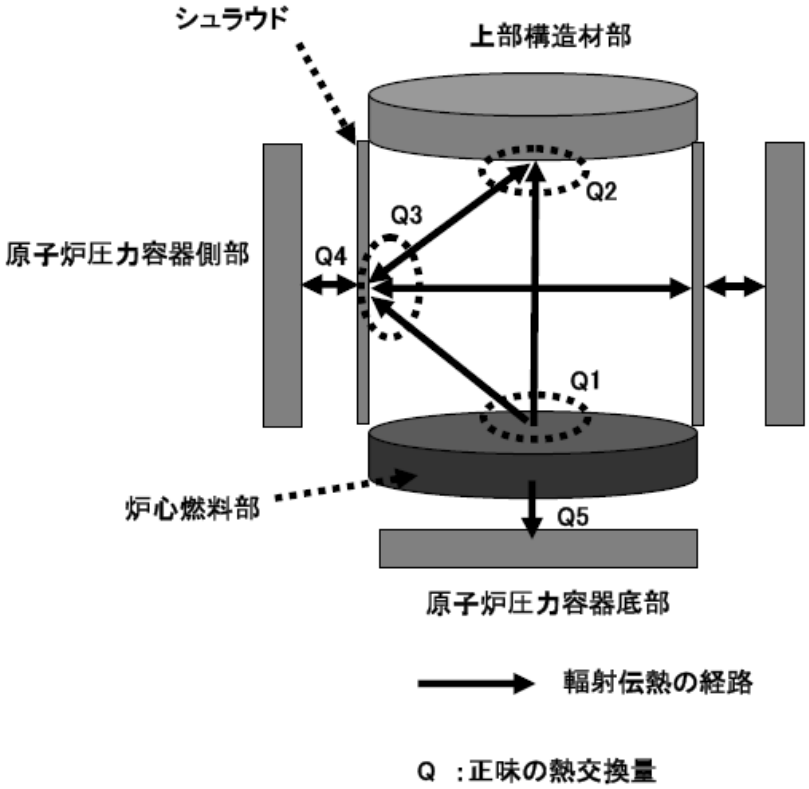
炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－６に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し，注水停止から 12 時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約 330℃，上部構造材温度は約 120℃まで上昇するが，注水再開により速やかに冷却され，事象は収束する。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

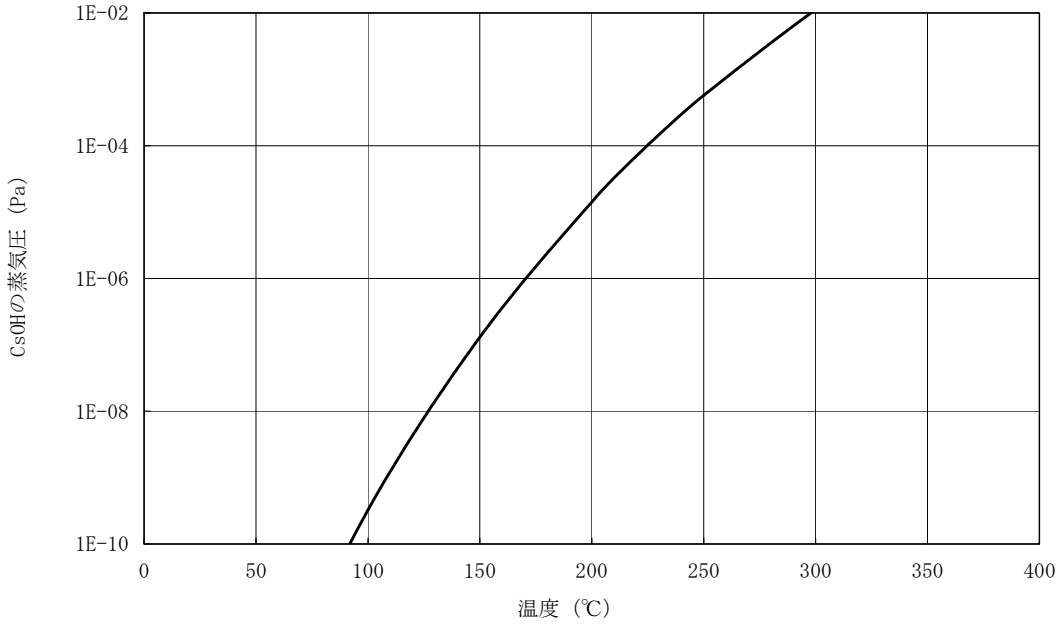
| | |
|---|---|
| セシウム 134 放出量 | 約 $1.1\times10^{6}$ Bq |
| セシウム 137 放出量 | 約 $1.4\times10^{6}$ Bq |
| 年間の実効線量 | 約 $2.1\times10^{-5}$ mSv |

また,特定原子力施設から 5km,10km 地点での年間の実効線量はそれぞれ約 $3.5\times10^{-6}$ mSv，約 $1.2\times10^{-6}$ mSv となる。3 プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても，敷地境界での年間の実効線量は約 $6.3\times10^{-5}$ mSv，特定原子力施設から 5km 地点で約 $1.1\times10^{-5}$ mSv，10km 地点で約 $3.6\times10^{-6}$ mSv となる。

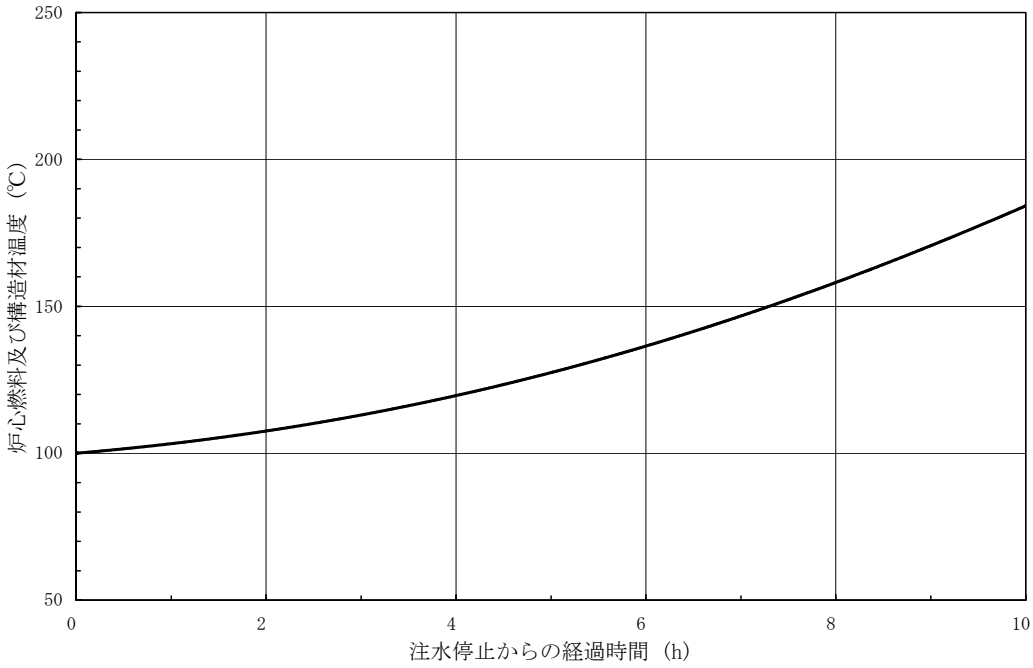
以下余白



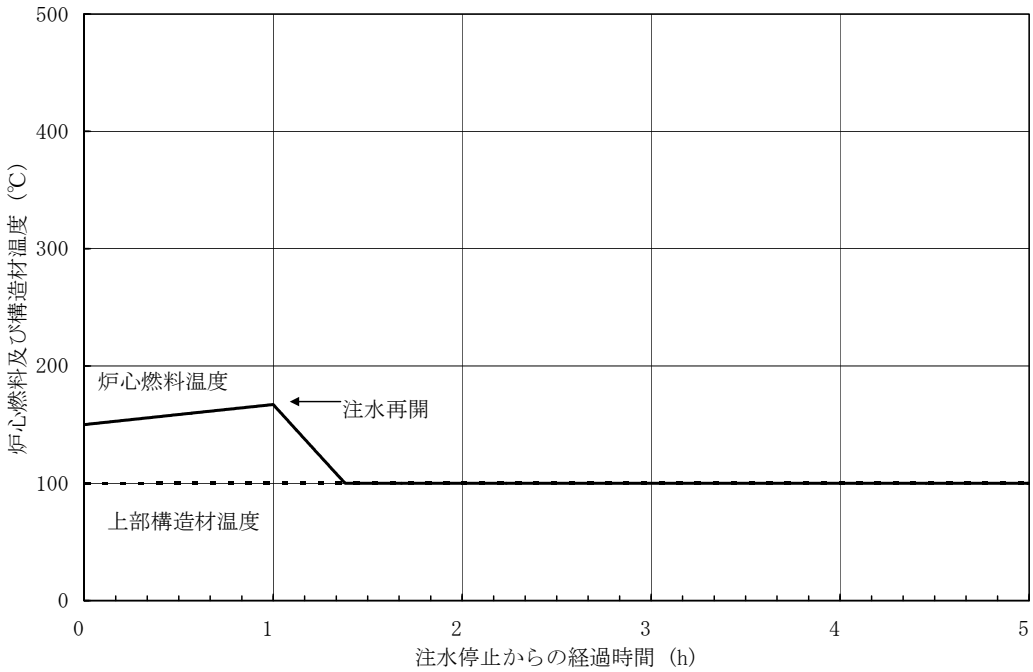

図－１　原子炉圧力容器輻射モデルの概要



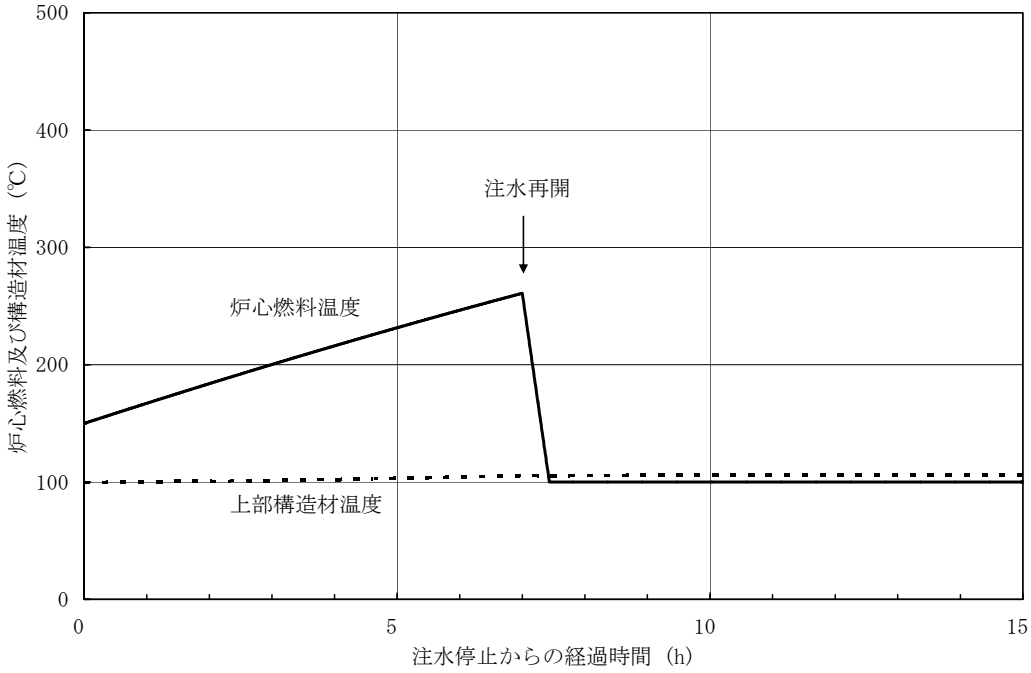

図－２　CsOH 蒸気圧の温度依存性



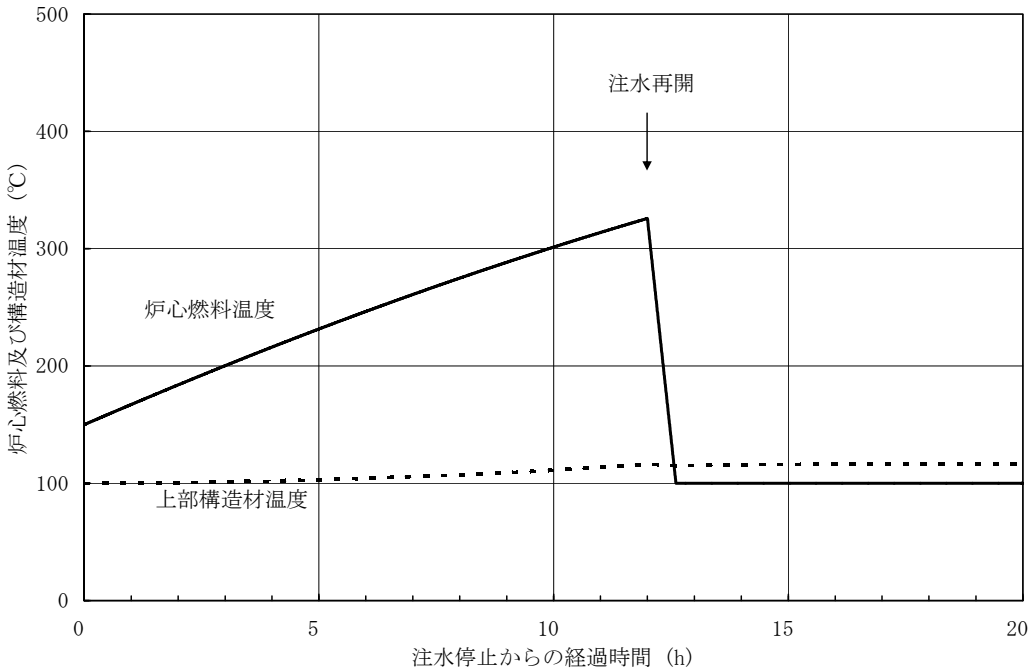

図－３　原子炉圧力容器底部の温度上昇の時間変化




図－４　炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（過渡相当）




図－５　炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（事故相当）




図－６　炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（シビアアクシデント相当）

# 原子炉注水系に関する確率論的リスク評価

## 1.1　目的

事故後の原子炉の状況において最も重要な原子炉を冷やす機能である原子炉注水系について，多重故障等の厳しい条件に基づき，原子炉注水系の機能が喪失した際の相対的な脆弱性を体系的に把握することは，安全性を向上させる上で有用な役割を果たすものである。

ここでは，原子炉注水系に対して影響が大きい事象を選定し，その後の事象進展の確率を，設備構成や故障率を基に推定し，原子炉圧力容器内及び格納容器内の燃料（以下，炉心という）が再損傷に至る頻度を評価する（別紙－１，２参照)。

## 1.2　方針

1 号機から 3 号機は，津波襲来後の数日の間にシビアアクシデントに至ったものとみられており，その間で一定量の放射性物質（FP）が環境に放出されたものと考えられる。このような状況を考慮し，ここでの評価方針としては，原子炉圧力容器内及び格納容器内に残存している FP の相当量が環境へ放出される事象を対象とする。

## 1.3　評価対象

本評価では，原子炉圧力容器内及び格納容器内に残存している FP の相当量が環境へ放出される事象として，炉心再露出及び炉心再損傷に至る頻度を評価対象とする。なお，原子炉注水系が一定時間停止すると，炉心再露出に至ることから，原子炉注水系が停止する事象を原子炉注水系機能喪失と呼ぶ。

また，格納容器の気密性を確保できていないと考えられることから，炉心の再損傷後から放出までの評価は炉心の再損傷頻度と同等として取り扱う。

評価対象とした原子炉注水系の構成を図－１に，原子炉注水系の電源構成を図－２に示す。

原子炉注水系機能喪失に至る起因事象は，安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内，所外のどちらに起因するかに分けて選定し，以下のとおりとした。

○ハザード発生箇所が発電所内の場合

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

(2) 注水ライン機能喪失

(3) 一次水源からの供給機能喪失

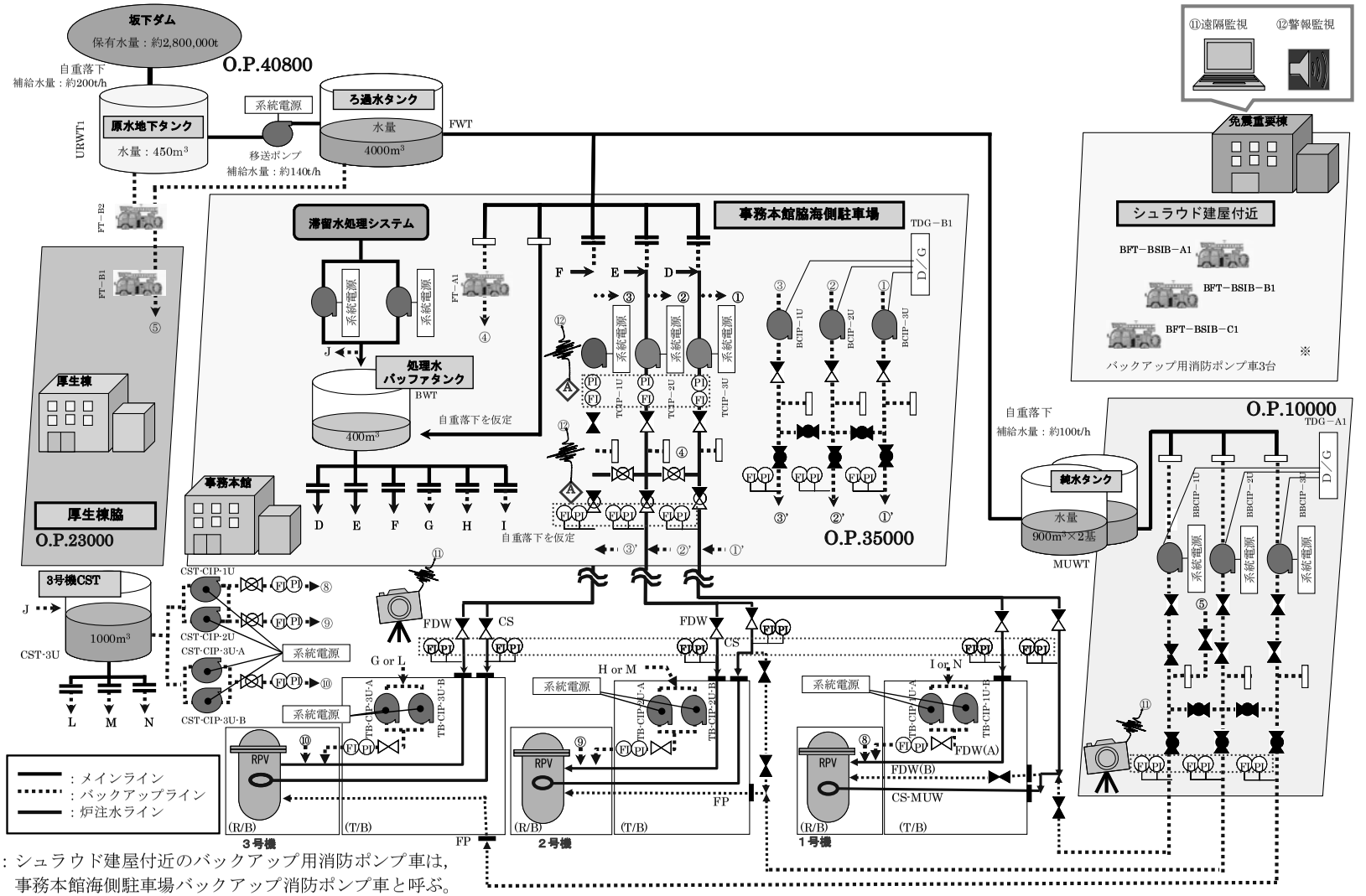
(4) 外部電源喪失（地震を除く）

(5) 所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災

○ハザード発生箇所が発電所外の場合

(6) 外部電源喪失（地震）

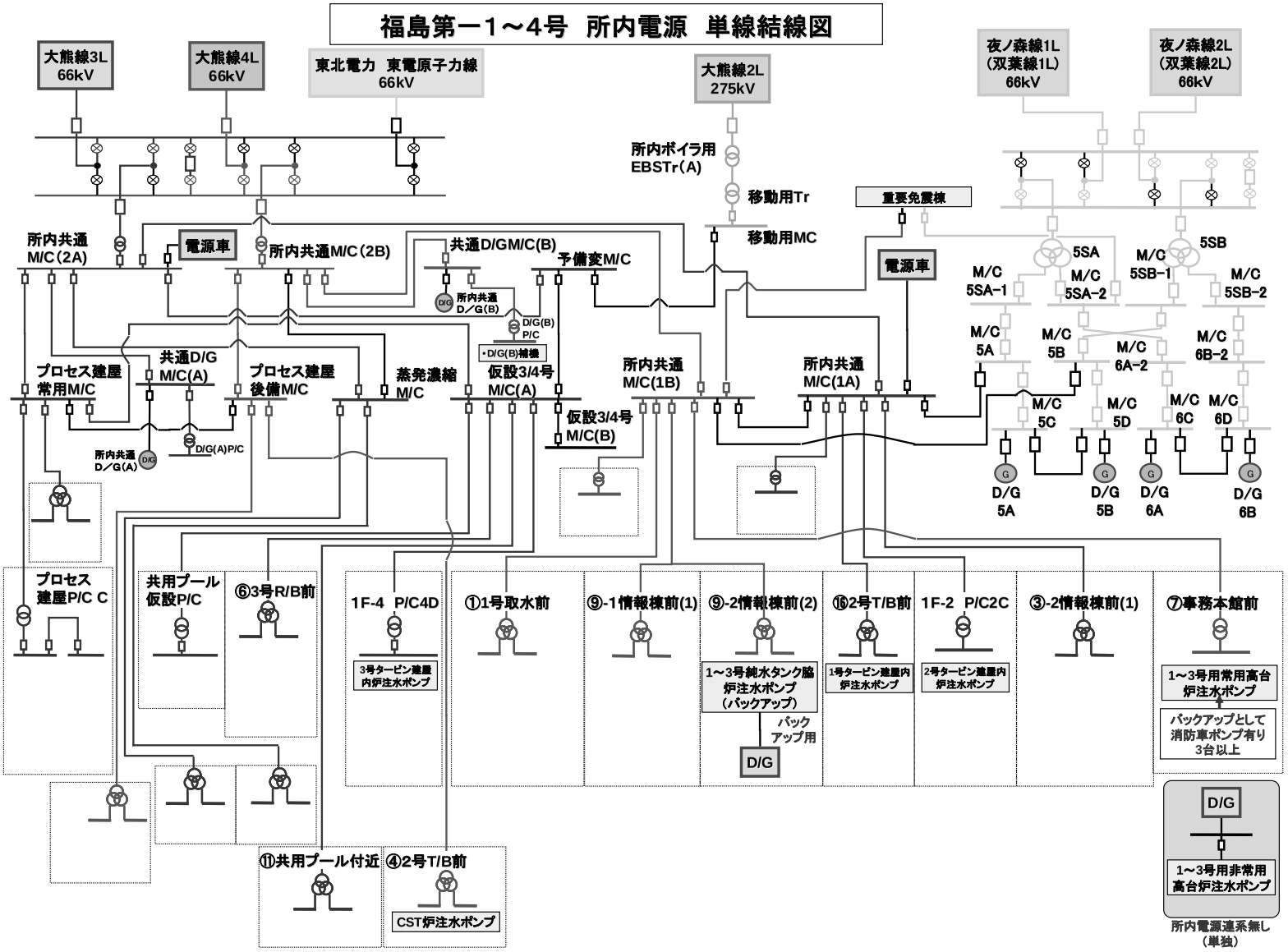
(7) 大津波事象




※：シュラウド建屋付近のバックアップ用消防ポンプ車は，
事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車と呼ぶ。

略語　TCIP-1/2/3U：1 号/2 号/3 号用常用高台炉注水ポンプ
BCIP-1/2/3U：1 号/2 号/3 号用非常用高台炉注水ポンプ
BBCIP-1/2/3U：1 号/2/号/3 号用純水タンク脇炉注水ポンプ
TBCIP-1/2/3U-A/B：1 号/2 号/3 号用タービン建屋内炉注水ポンプ
CST-CIP-1/2/3U：1 号/2/号/3 号用 CST 炉注水ポンプ
FT-A1：事務本館海側駐車場消防ポンプ
FT-B1：厚生棟脇消防ポンプ
FT-B2：ろ過水タンク脇消防ポンプ
BFT-BSIB-A1/B1/C1　事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車

図－１　原子炉注水系の構成




図－２　原子炉注水系の電源構成

1.4　原子炉注水系機能喪失の判定条件

これまで比較的安定して冷却してきた燃料が露出すると，燃料温度は上昇する。ただし，原子炉停止から時間が経過していることから，炉内の崩壊熱量は大幅に低減しており，燃料が露出しても直ちに燃料が溶融し，FP が環境に放出されることにはならない。

ここで，炉心再損傷の判定条件として，炉心の温度が上昇し，3 プラント同時に炉心損傷した際の敷地境界の線量が 5mSv 以下となることとした。添付資料－１の手法により原子炉注水系機能喪失からこの判定条件に至るまでの時間を評価した結果，原子炉注水系機能喪失から，34 時間後までに炉心への注水に成功すれば，炉心再損傷を防止できるものとし，34 時間以内に注水を復旧できない場合を炉心再損傷とした。

1.5　評価結果

起因事象発生から炉心再損傷に至るまでの頻度を評価した。

炉心再損傷が発生する頻度（点推定値）は表－１及び図－３に示すとおりであった。各起因事象の評価結果の概要について以下に示す。

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

常用高台炉注水ポンプの共通原因故障による 3 台の機能喪失により，ポンプトリップし，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(2) 注水ライン機能喪失

注水ラインの破損により炉注水が中断し，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(3) 一次水源からの供給機能喪失

一次水源（バッファタンク）への給水が途絶えること等で，一次水源が枯渇することにより炉注水が中断し，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(4) 外部電源喪失（地震を除く）

外部電源喪失（地震を除く）により外部電源の供給が途絶え，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(5) 所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災

所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災により，常用高台炉注水ポンプへの電源の供給が途絶え，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(6) 外部電源喪失（地震）

地震により外部電源の供給が途絶え，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再

損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

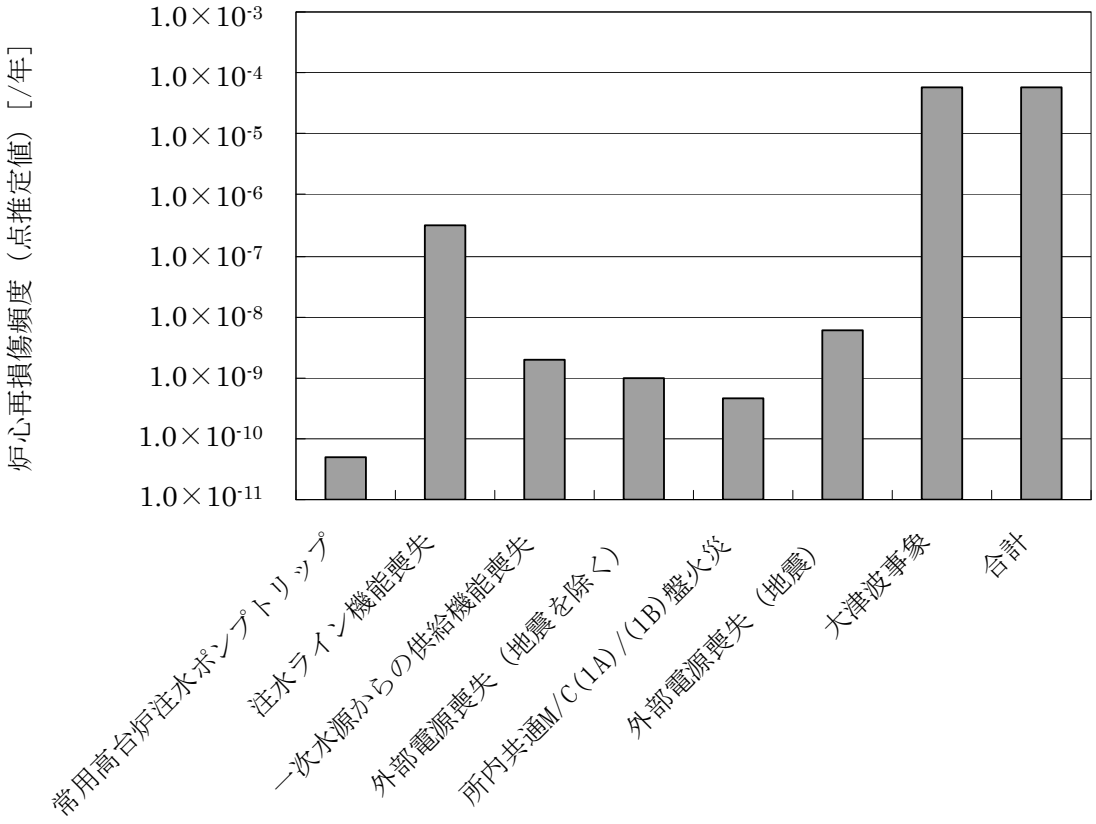
(7) 大津波事象

大津波が襲来したことにより，注水ラインが流され，炉注水が中断し，注水ラインの復旧に失敗し，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。大津波事象の発生頻度を 700 年に一回と見込んだこと，漂流物等により注水ラインが損傷した場合代替手段が少なくなること，及び，注水ライン損傷後の復旧作業が難航（漂流物による作業環境の悪化，滞留水の漏えいに伴う線量上昇による作業環境の悪化）することにより，注水ラインの復旧に失敗し，炉注水の再開に失敗する割合が大きくなるため，炉心再損傷頻度が大きくなる。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は約 99%である。

表－１　炉心再損傷頻度の評価結果

| ハザード発生箇所 | 起因事象 | 起因事象発生頻度（／年） | 炉心再損傷頻度（／年） | 寄与割合（%） |
|---|---|---|---|---|
| 発電所内 | 常用高台炉注水ポンプトリップ | $4.8\times10^{-3}$ | $4.8\times10^{-11}$ | 1%未満 |
| | 注水ライン機能喪失 | $1.2\times10^{-2}$ | $3.1\times10^{-7}$ | 1%未満 |
| | 一次水源からの供給機能喪失 | $2.0\times10^{-1}$ | $2.0\times10^{-9}$ | 1%未満 |
| | 外部電源喪失（地震を除く） | $1.0\times10^{-1}$ | $1.0\times10^{-9}$ | 1%未満 |
| | 所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災 | $4.5\times10^{-2}$ | $4.5\times10^{-10}$ | 1%未満 |
| 発電所外 | 外部電源喪失（地震） | $5.7\times10^{-1}$ | $6.1\times10^{-9}$ | 1%未満 |
| | 大津波事象 | $1.4\times10^{-3}$ | $5.8\times10^{-5}$ | 99% |
| － | 合計 | － | $5.9\times10^{-5}$ | 100% |




図－３　炉心再損傷頻度の評価結果

1.6　別紙

別紙－１　確率論的リスク評価手法

別紙－２　事故シーケンスの定量評価

# 確率論的リスク評価手法

## 1. 評価手法

評価手法ではまず，安定的な原子炉圧力容器及び格納容器への注水を阻害する起因事象の選定を行い，成功基準を決定し，事象の進展を考慮してイベントツリーを作成した。イベントツリーの各要素（以下，「ヘディング」という。）に対してフォールトツリー等によりシステムをモデル化し，従属故障及び人間信頼性の解析を行うとともに必要なデータベースを作成した後，事故シーケンスを定量化して炉心再損傷頻度を評価した（図－１参照)。

## 2. 起因事象の選定と成功基準の設定

### 2.1. 起因事象

炉心再損傷に至る要因は，燃料の冷却不良によるものであり，原子炉注水系の機能が喪失し，炉心に冷却水が供給されないことにより発生する。原子炉注水系の機能が喪失に至る起因事象及び起因事象発生頻度は，表－１のとおりとする。

なお，今回の評価では，設備の故障，人的過誤等により，システムの信頼性が損なわれることにより炉心が再損傷する事象を選定している。

選定にあたり，安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内，所外どちらに起因するかに分類した。ここで，発電所内に起因するものとしては，内的事象，内的溢水，内的火災のハザードグループが考えられ，一方，発電所外に起因するものとしては，地震，強風，外部溢水，その他の外的事象などのハザードグループが考えられる。

発電所内に起因するハザードグループのうち，内的事象としては，常用高台炉注水ポンプによる安定的な原子炉への注水を直接的に阻害する「常用高台炉注水ポンプトリップ」，「注水ライン機能喪失」，「一次水源からの供給機能喪失」，「外部電源喪失（地震を除く）[1]」を代表して選定することとした。なお，「内的溢水」については，発電所内の各機器（ポンプ，電源盤，タンクなど）の配置から，発生可能性が小さいと考え，評価対象外としている。また，「内的火災」として，常用高台炉注水ポンプを始め，比較的多くの炉注水ポンプが所内共通 M/C(1A)/(1B)盤より受電されているため，これを代表して選定することとした。

発電所外に起因するハザードグループのうち，実際に東北地方太平洋沖地震によって発生した外部電源喪失及び大津波事象を踏まえ，「外部電源喪失（地震)」，「大津波事象」を選定することとした。なお，上記以外のハザード及びハザード随伴事象は，地震による外部電源喪失及び大津波事象に比べれば無視しうるものとして，評価対象外とした。

[1] 発電所外での落雷，台風等のハザードによる発電所内への電源供給喪失も含まれる。

表－１　起因事象及び起因事象の発生頻度

| ハザード発生箇所 | 起因事象 | 要因 | 頻度（/年） | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 発電所内 | 常用高台炉注水ポンプトリップ | 共通原因故障による全台ポンプトリップ | $4.8\times10^{-3}$ | 仮設ポンプの時間故障率（実績と故障件数0.5件（仮定）から算出）と共通要因故障データから算出 |
| | 注水ライン機能喪失 | R/B内 | $9.0\times10^{-4}$ | EPRIのTechnical Report 1013141を参考に算出。 |
| | | T/B内 | $8.4\times10^{-4}$ | |
| | | 屋外 | $1.0\times10^{-2}$ | |
| | 一次水源からの供給機能喪失 | タンクの破損・損傷等による一次水源枯渇等 | $2.0\times10^{-1}$ | 仮設ポンプ（実績と故障件数0.5件(仮定)から算出），タンク破損及び閉塞の時間故障率（（社）日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」を参照）から算出 |
| | 外部電源喪失（地震を除く） | 発電所外での落雷，台風等 | $1.0\times10^{-1}$ | 停止時PSR-PSA（平成20年度実績）での$9.4\times10^{-3}$/年の10倍程度と仮定 |
| | 所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災 | 所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災 | $4.5\times10^{-2}$ | NUREG/CR-6850を参考に設定 |
| 発電所外 | 外部電源喪失（地震） | 地震 | $5.7\times10^{-1}$ | 外部電源喪失の実績から算出 |
| | 大津波事象 | 大津波 | $1.4\times10^{-3}$ | 「科学」2011年10月号（岩波書店）「東北地方太平洋沖地震の断層モデルと巨大地震発生のスーパーサイクル」（東京大学地震研究所：佐竹健治氏）による700年に1回を適用 |

2.2　成功基準

原子炉注水系の機能に発生した異常事象を収束させるために必要な安全機能を抽出し，各緩和系の成功基準を設定した。1～3 号機全ての炉心の崩壊熱を除去するために必要な注水を行うために必要な最小設備数は表－２，水源は表－３のとおりとしている。具体的には，平成 24 年 12 月 7 日時点での注水量 1 号機 4.5$m^3$/hr，2 号機 6$m^3$/hr，3 号機 6$m^3$/hr で十分に冷却できていることから，3 基共用のポンプは 20$m^3$/hr 1 台，1 基用のポンプは 10$m^3$/hr 1 台を成功基準としている。

表－２　各緩和系の成功基準

| 緩和系 | 成功基準 | 備考 |
|---|---|---|
| 常用高台炉注水ポンプ | 3 台中 1 台運転 | |
| タービン建屋内炉注水ポンプ | 2 台中 1 台運転 | 1 プラント当たり |
| CST 炉注水ポンプ | 2 台中 1 台運転 | 1・2 号機共用 |
| | 2 台中 1 台運転 | 3 号機用 |
| 非常用高台炉注水ポンプ | 3 台中 1 台運転 | |
| 事務本館海側駐車場消防ポンプ（FT-A1） | 1 台中 1 台運転 | |
| ろ過水タンク脇消防ポンプ（FT-B2）及び厚生棟脇消防ポンプ（FT-B1） | 2 台中 2 台運転（FT-B1，FT-B2） | |
| 純水タンク脇炉注水ポンプ | 3 台中 1 台運転 | |
| 事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ | 3 台中 1 台運転 | |

表－３　各緩和系とその水源の関連性

| 緩和系 | 水源 |
|---|---|
| 常用高台炉注水ポンプ | 処理水バッファタンク |
| | ろ過水タンク |
| タービン建屋内炉注水ポンプ | 処理水バッファタンク |
| | 3 号機 CST |
| CST 炉注水ポンプ | 3 号機 CST |
| 非常用高台炉注水ポンプ | 処理水バッファタンク |
| | ろ過水タンク |
| 事務本館海側駐車場消防ポンプ（FT-A1） | ろ過水タンク |
| ろ過水タンク脇消防ポンプ（FT-B2）及び厚生棟脇消防ポンプ（FT-B1） | 原水地下タンク |
| | ろ過水タンク |
| 純水タンク脇炉注水ポンプ | 純水タンク |
| 事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ | －（海水可） |

2.3.　イベントツリーの作成

炉心再損傷頻度の評価に際しては，選定した起因事象に対して各緩和系の作動や故障を考慮して，炉心再損傷に至る事象の進展をイベントツリーとして展開し，定量化する方法を採用した。

イベントツリー解析では，まず起因事象の発生から炉心再損傷に至るまでの設備の故障や緩和操作等をヘディングとして列挙した。次に，事象の進展を考慮し個々のヘディングにおける分岐の有無を決定し，さらに各ヘディングの分岐確率を設定した。ヘディングの分岐確率は，成功基準や時間余裕を考慮して実績データ及び後述するフォールトツリー解析を用いて評価した（図－２参照)。

2.4.　システムのモデル化

イベントツリーの定量化においては，各ヘディングに対して，対象となるシステムの非信頼度を得るために，フォールトツリー手法によりシステムのモデル化を行った。

フォールトツリーは，成功基準に基づき，頂上事象を明確にして系統の機能喪失に至る原因を展開し作成した。フォールトツリー解析では，系統や機器の運転状態や待機状態を考慮して各状態におけるシステムの非信頼度を評価した。

フォールトツリーの作成においては，機器の故障及びその復旧，従属故障，人的過誤等の構成要素を考慮した。

(1)　機器の故障及びその復旧

フォールトツリー解析において，主要な機器故障として待機中の機器の起動失敗，起動後の運転継続失敗を考慮した。

・起動失敗

デマンド故障確率を用いた。

・運転継続失敗

系統起動後も引き続き機能が必要な機器については，時間あたりの運転継続失敗率を考慮して，運転継続失敗確率 q’として，下記の式を用いた。

$$q' = \lambda' \times T_M$$

ここで，$T_M$は使命時間であり，24 時間を使用した。λ’は故障率である。

使命時間については，3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震・大津波において，原子炉注水系機能喪失後，24 時間以内に注水を再開できていることから，24 時間あれば，多重化等の新たな対応が可能と考え，24 時間を設定している。

・復旧

バックアップ操作や，故障の復旧が期待できる場合には，これらによる機能回復を考慮した。

(2)　従属故障の解析

システム信頼性評価で考慮すべき従属故障は，系統間の従属性と，機器間の従属性である。これらの従属性については，イベントツリー及びフォールトツリーの定量化の過程で考慮した。

なお，機器間従属性として共通原因故障を考慮しており，その評価対象は，仮設ポンプ等の 2 台又は 3 台起動失敗，2 台又は 3 台継続運転失敗，仮設 D/G 等の 2 台起動失敗，及び 2 台継続運転失敗等である。

(3)　人間信頼性解析

人間信頼性解析は，以下のように分類し，ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）の THERP 手法に基づき，作業環境を考慮に入れた工学的判断値を含めて失敗確率を算定した。なお，ここでは操作のための時間余裕等を考慮している。また，監視・復旧チームについては，福島第一原子力発電所免震棟にて，24 時間体制で十分な能力のあるメンバーが常駐している。

・事象発生後の人的過誤

事象発生後，操作員に対して要求される手動操作や，操作員が対応可能なバックアップ操作について，その操作失敗を考慮した。

2.5.　データベースの作成

(1)　起因事象の発生頻度

各起因事象の発生頻度は，原子炉注水系の実績及び文献値等を用いた（表－1 参照)。

(2)　機器故障率関連データ

機器故障率関連データに関しては，原子炉注水系の実績及び文献値等を基に設定した。

(3)　共通原因故障データ

共通原因故障の評価に用いた β ファクタ値等は，米国 LER に基づく分析結果等のデータソースを参考にした。

なお，βファクタ値等は，福島第一・1～3 号機の様な状況を想定したものでないことから，仮設ポンプ，仮設 D/G 等に設定したβファクタ値を一桁大きくして感度解析（点推定値）を実施した。その結果，各起因事象の中で，機器の多重故障による影響が比較的高かった常用高台炉注水ポンプトリップ，注水ライン機能喪失及び外部電源喪失（地震）時の炉心再損傷頻度に対する感度（常用高台炉注水ポンプトリップ時の炉心再損傷頻度は約 $4.8\times10^{-11}$/年から約 $9.6\times10^{-10}$/年，注水ライン機能喪失は約 $3.2\times10^{-7}$/年から約 $1.9\times10^{-6}$/年，外部電源喪失（地震）時の炉心再損傷頻度は約 $6.1\times10^{-9}$/年から約 $2.3\times10^{-8}$/年）が認められ，評価結果の合計値への感度（約 $5.9\times10^{-5}$/年から約 $6.1\times10^{-5}$/

年）も若干増加することから，データの不確実さとして認識しておく必要がある。

(4)　人的過誤確率データ

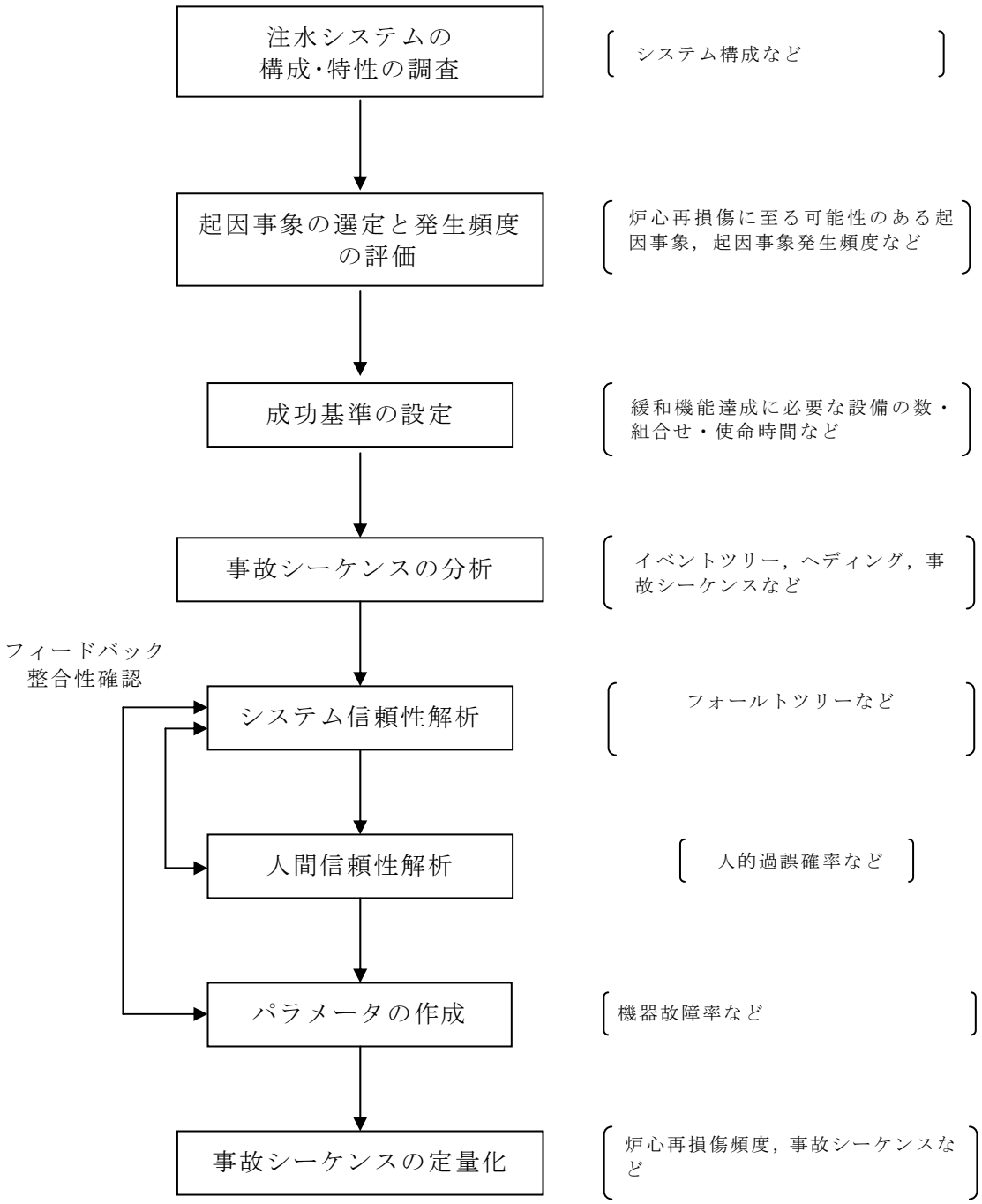
人的過誤の評価は，ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR- 1278）の THERP 手法を用いた。従ってこの評価に用いるデータも NUREG/CR-1278 の値，及び，炉注水停止後の時間余裕 34 時間を考慮した工学的判断値を用いた。

(5)　時間余裕データ

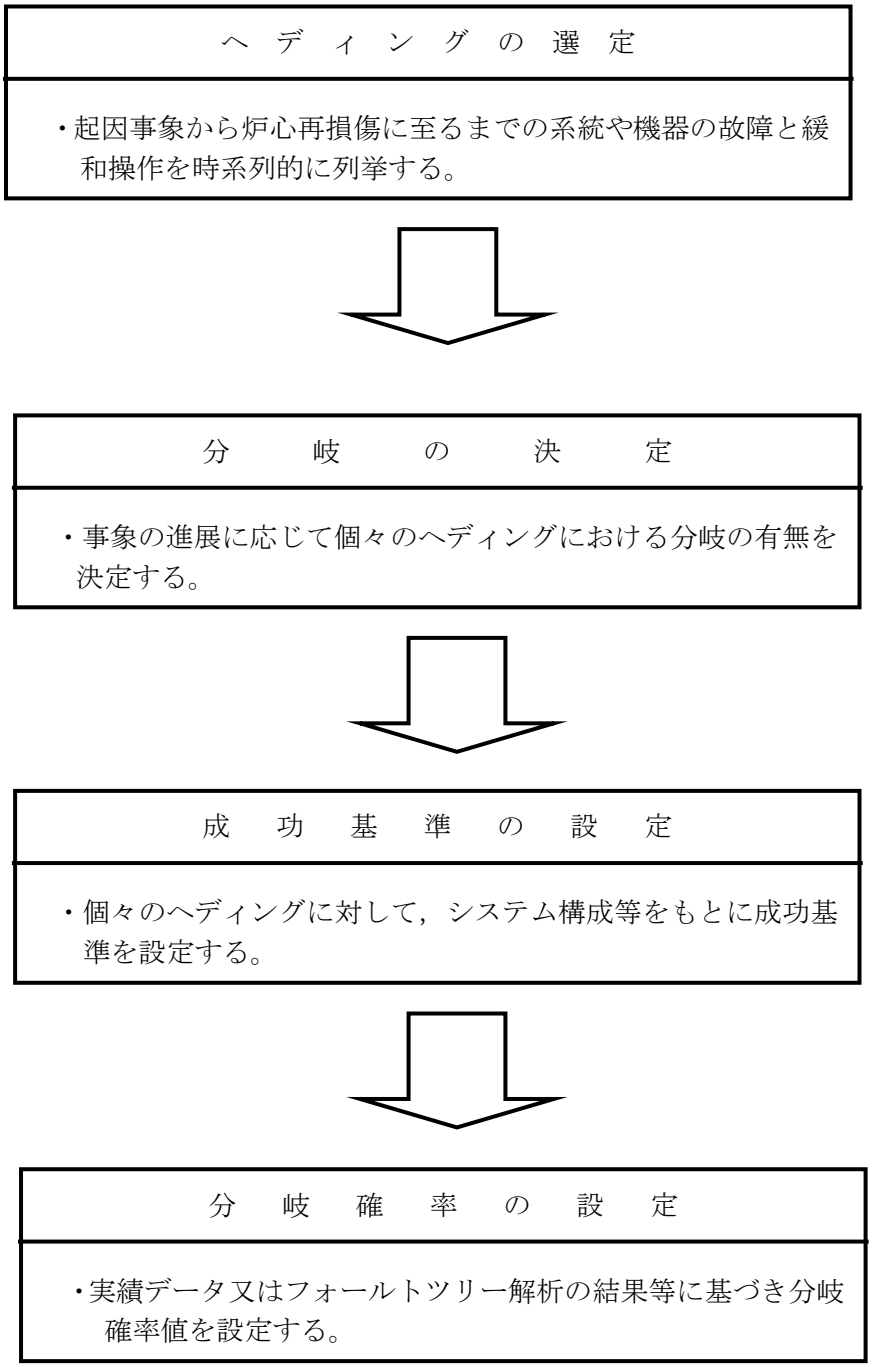
時間余裕は，燃料の崩壊熱の大きさから評価され，崩壊熱が小さいほど，時間余裕が大きくなる。

2.6.　イベントツリーの定量化

選定された起因事象ごとに作成したイベントツリーに，起因事象の発生頻度を設定し，イベントツリーの分岐にフォールトツリーを結合することにより，各事故シーケンスを定量化した（別紙－２参照)。


注水システムの
構成･特性の調査
システム構成など
起因事象の選定と発生頻度
の評価
炉心再損傷に至る可能性のある起
因事象，起因事象発生頻度など
成功基準の設定
緩和機能達成に必要な設備の数・
組合せ・使命時間など
事故シーケンスの分析
イベントツリー，ヘディング，事
故シーケンスなど
フィードバック
整合性確認
システム信頼性解析
フォールトツリーなど
人間信頼性解析
人的過誤確率など
パラメータの作成
機器故障率など
事故シーケンスの定量化
炉心再損傷頻度，事故シーケンスな
ど

図－１　作業フロー



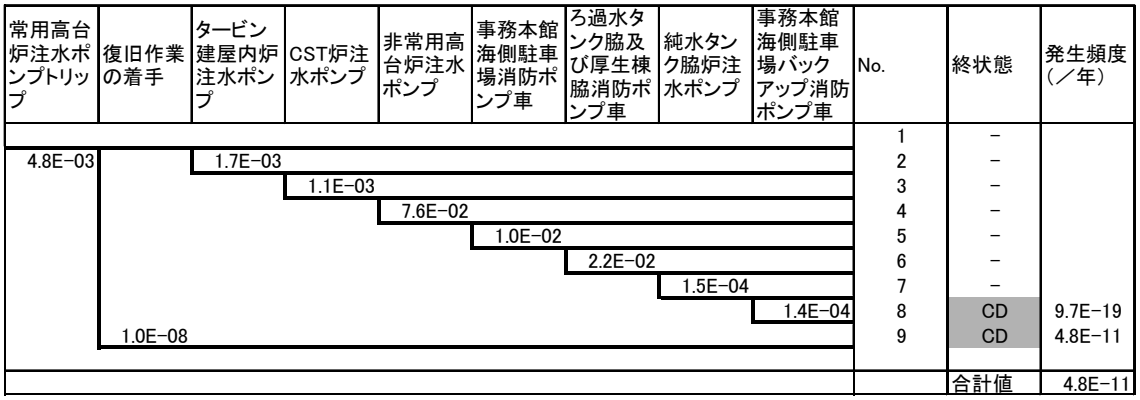

図－２　イベントツリー解析の流れ

事故シーケンスの定量評価

(1)　常用高台炉注水ポンプトリップ

常用高台炉注水ポンプトリップ時は，図－１に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方，図－１に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機している場合には，注水設備の多重性は十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。




図－１　常用高台炉注水ポンプトリップのイベントツリー

略語（以下，同様）

CD：炉心再損傷

(2)　注水ライン機能喪失

単一箇所の配管等の破損により，注水ラインが 3 プラントとも使用不能となる想定をしており，表－２－１に示すとおり，破損箇所は原子炉建屋内（R/B）内，タービン建屋内（T/B 内），屋外に場合分けしている。なお，給水系及び CS 系を併用して注水しているが，起因事象発生時には，どちらの系の注水も中断している保守的な仮定を置いている。

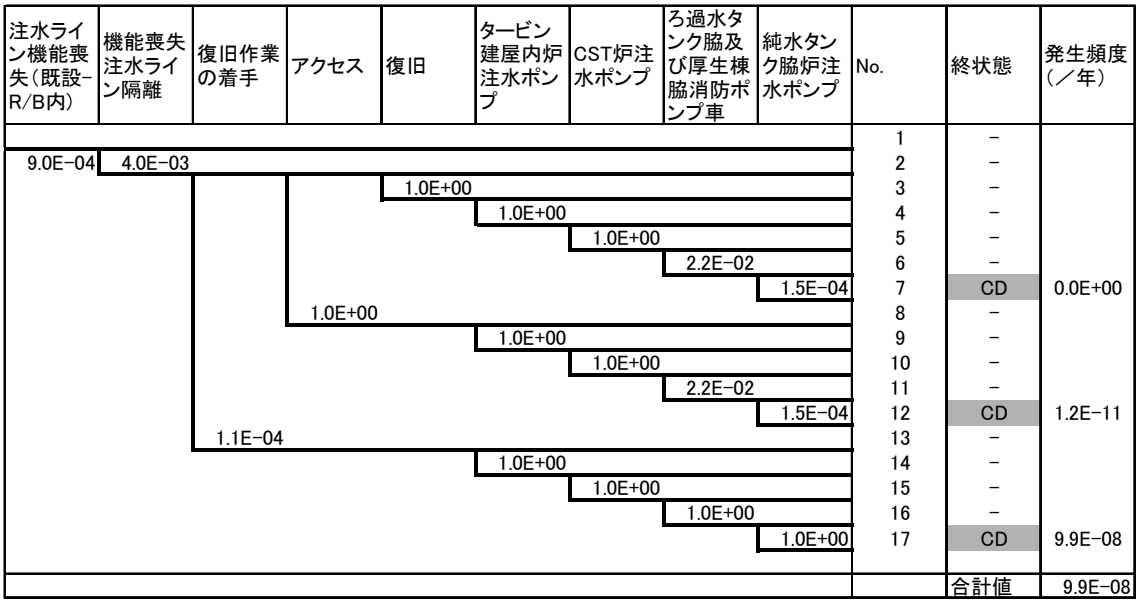
起因事象発生の検知など，復旧作業の着手に成功する場合には，図－２－１から図－２－３に示すとおり，注水ラインとは異なる複数の注水ラインが利用可能であるため，緩和設備の多重故障により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

一方，起因事象発生の検知に失敗するなど，復旧作業（機能喪失注水ライン隔離を含む）の着手に失敗した場合には，図－２－１から図－２－３に示すとおり，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

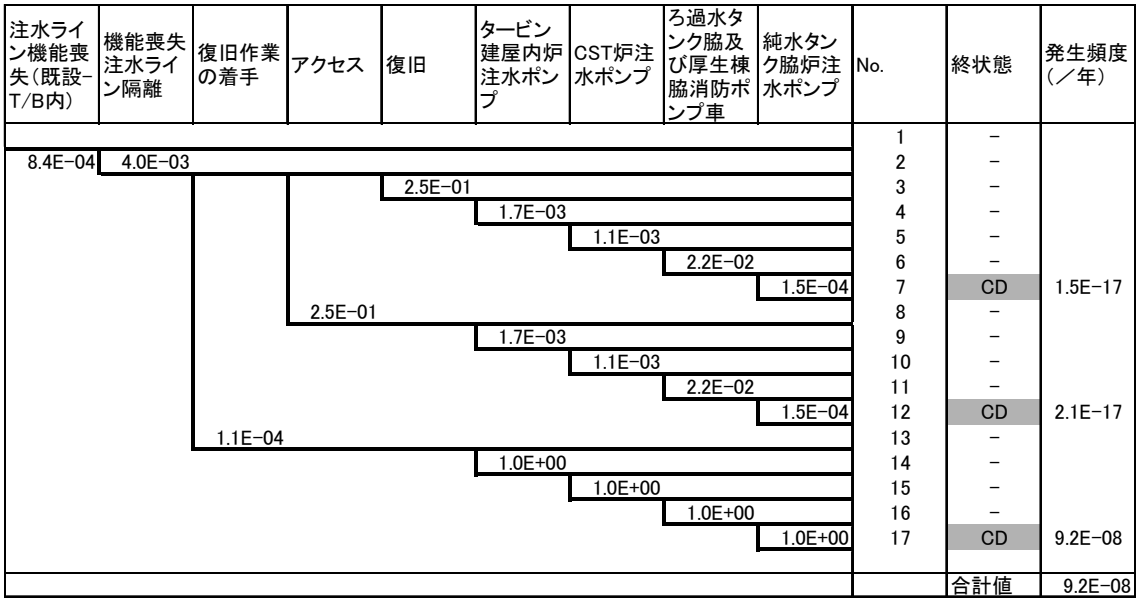
なお，タービン建屋内（T/B 内）及び原子炉建屋内（R/B 内）の注水ラインは，炉注水状態を監視する流量計（FI）や圧力計（PI）がなく，建屋内の注水ライン機能の喪失時には，原子炉圧力容器内及び格納容器内の温度・圧力の上昇により検知するため，屋外注水ラインより検知できる確率は相対的に小さく設定している。

表－２－１　注水ライン機能喪失の起因事象発生頻度

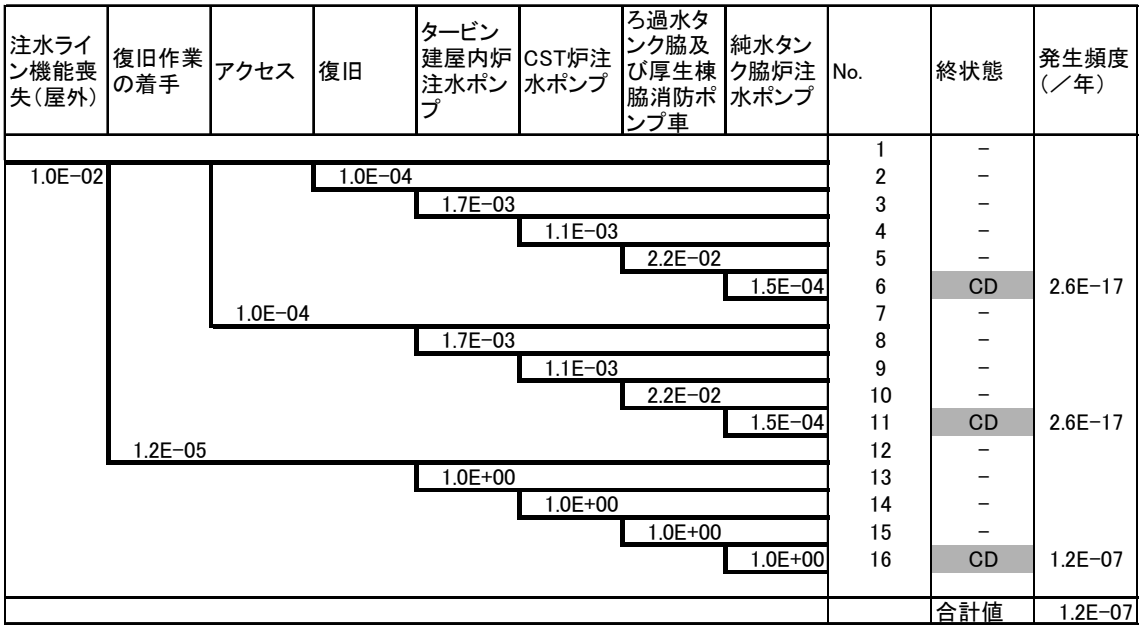
| 発生頻度［/年］ | 位置 | 配管割合［%］ | 最終的な<br>起因事象発生頻度［/年］ |
|---|---|---|---|
| 1.2E-02 | R/B | 8% | 9.0E-04 |
| | T/B | 7% | 8.4E-04 |
| | 屋外 | 85% | 1.0E-02 |




図－２－１　注水ライン機能喪失のイベントツリー（R/B 内）　（1／3）




図－２－２　注水ライン機能喪失のイベントツリー（T/B 内）　（2／3）

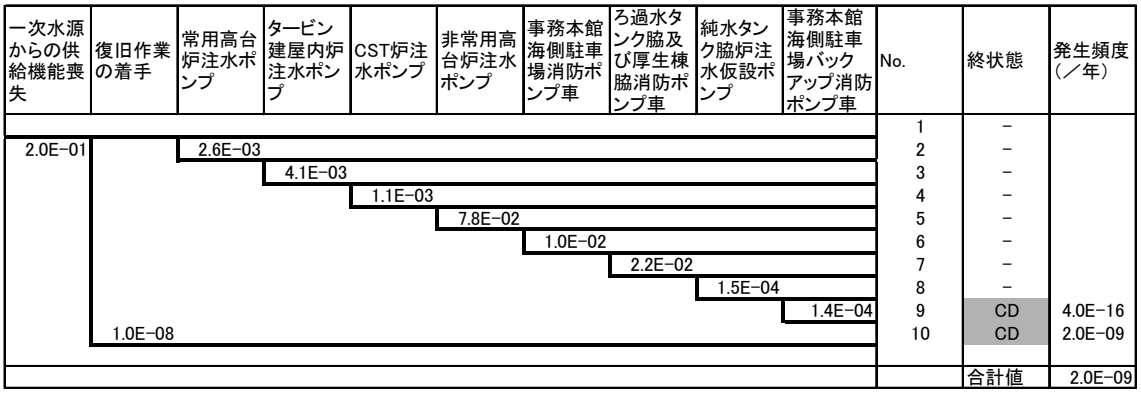



図－２－３　注水ライン機能喪失のイベントツリー（屋外）　（3／3）

(3)　一次水源からの供給機能喪失

一次水源からの供給機能喪失時は，図－３に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方，図－３に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機している場合には，水源の多重性は十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

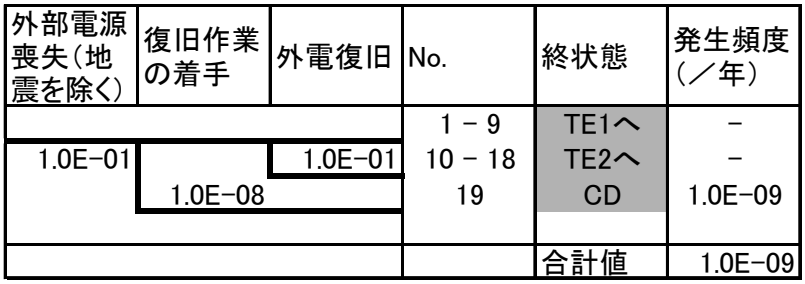



図－３　一次水源からの供給機能喪失のイベントツリー

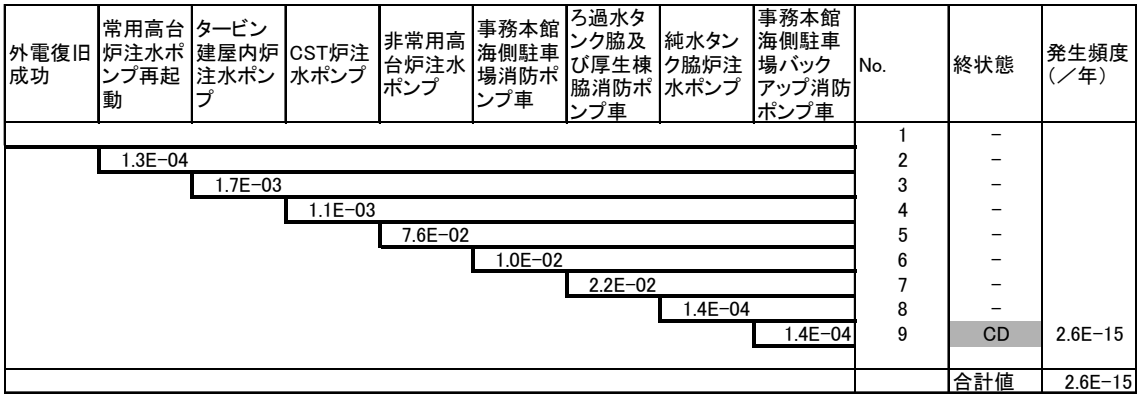
(4)　外部電源喪失（地震を除く）

外部電源喪失（地震を除く）時は，図－４－１に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

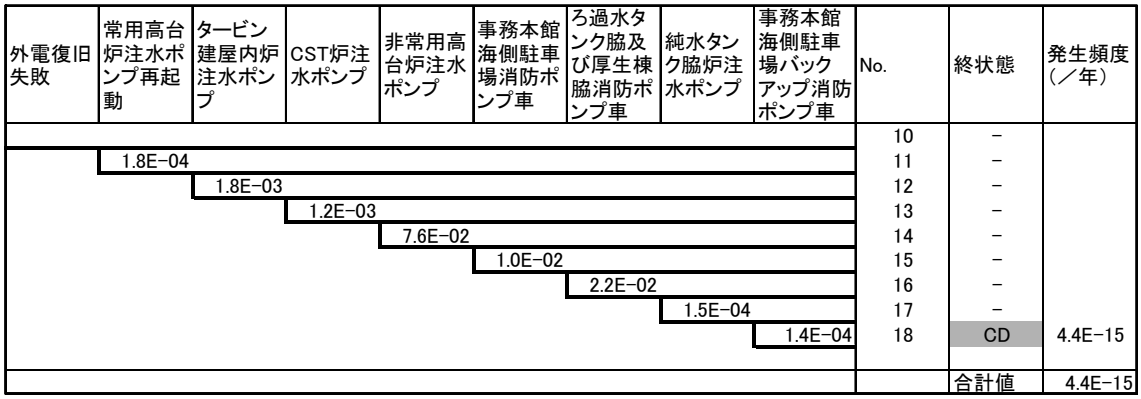
一方，図－４－２及び図－４－３に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機している場合には，非常用Ｄ／Ｇ，電源車及び消防車のように，代替電源の多重性及び多様性が十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。




図－４－１　外部電源喪失（地震を除く）時のイベンツツリー（1／3）




図－４－２　外部電源喪失（地震を除く）時のイベンツツリー（2／3）
（TE1：外電復旧成功時）

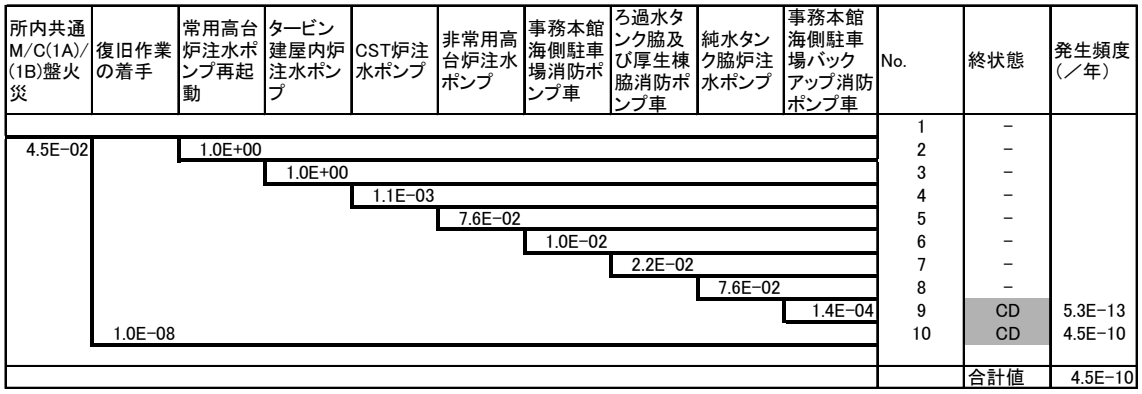



図－４－３　外部電源喪失（地震を除く）時のイベンツツリー（3／3）
（TE2：外電復旧失敗時）

(5)　所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災

所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災時には，図－５に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方，図－５に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機している場合には，非常用Ｄ／Ｇ，電源車及び消防車のように，代替電源の多重性及び多様性は十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。




図－５　所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災時のイベントツリー

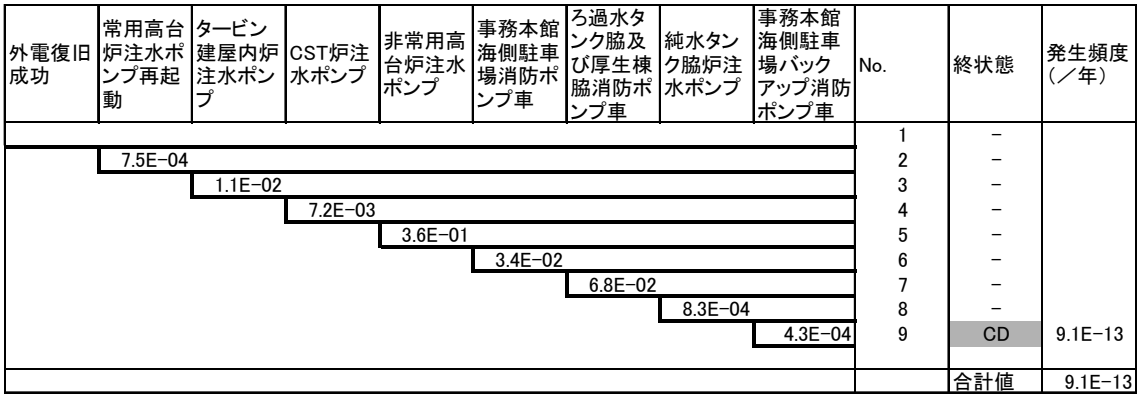
(6)　外部電源喪失（地震）

地震による外部電源喪失には，図－６－１に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。また，図－６－３に示すとおり，外電復旧が失敗した場合には，地震の影響により，注水設備の再起動が困難になっていることから，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

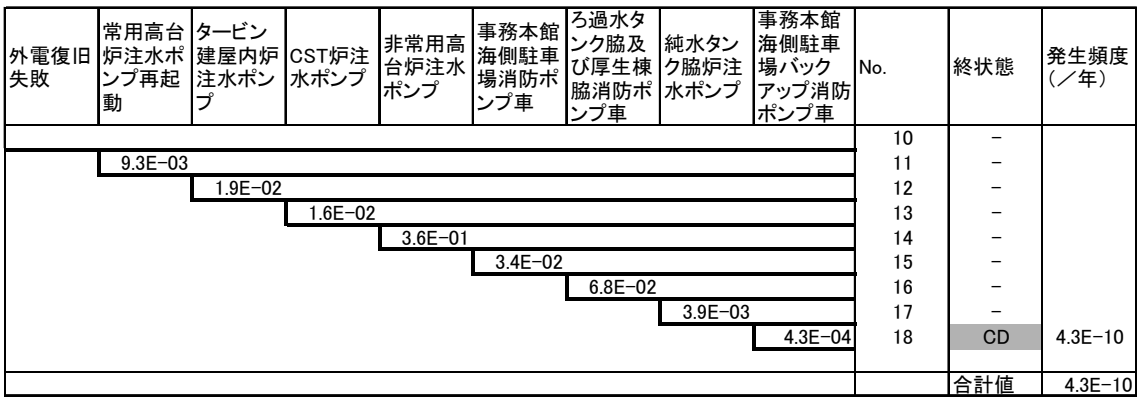
一方，図－６－２に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していることにより，外電復旧に成功する場合には，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。




図－６－１　外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（1／3）




図－６－２　外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（2／3）
（STE1：外電復旧成功時）



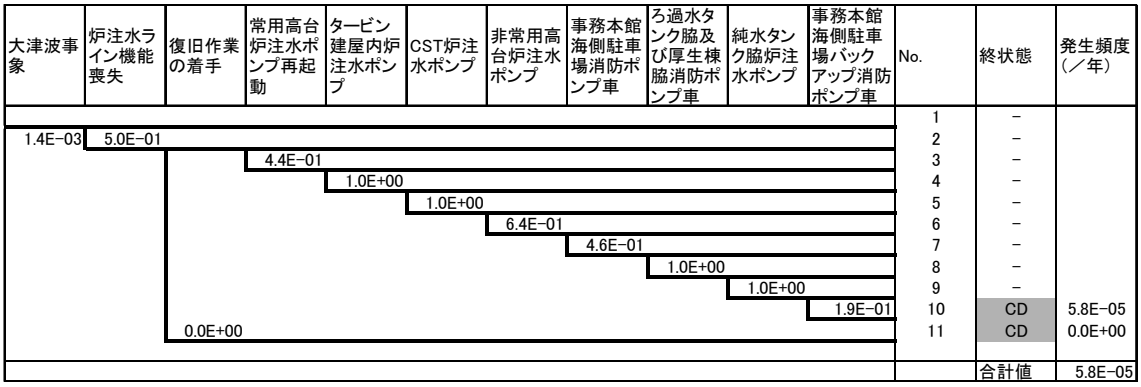

図－６－３　外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（3／3）
（STE2：外電復旧失敗時）

(7)　大津波事象

大津波（2011 年 3 月 11 日に発生した津波規模を想定）が襲来した際には，OP.10,000 の地上高付近に設置されている，タービン建屋内炉注水ポンプ，CST 炉注水ポンプ，純水タンク脇炉注水ポンプによる注水機能が失われているとした保守的な仮定を置いている。

図－７に示すとおり，津波対策により強化した OP.10,000 の地上高にある炉注水ラインに損傷がない場合には，高台に設置している注水設備による注水は継続可能である。

一方，図－７に示すとおり，注水ラインが損傷した場合には，原子炉圧力容器及び格納容器への注水が途絶え，津波被害（漂流物による作業環境の悪化，滞留水の漏えいに伴う線量上昇による作業環境の悪化）により現場にアクセスすることが困難になることが予想され，事務本館海側駐車場バックアップ消防車のための新しい注水ラインの確保に失敗すること，及び，並行で作業を進めると想定される常用高台炉注水ポンプ，非常用高台炉注水ポンプ，事務本館海側駐車場消防ポンプ及びろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプからの炉注水ラインの復旧にも失敗することにより，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。




図－７　大津波事象時のイベントツリー

## 2.2　原子炉格納容器内窒素封入設備

### 2.2.1　基本設計

#### 2.2.1.1 設置の目的

原子炉格納容器内窒素封入設備は，水素爆発を予防するために，原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内に窒素を封入することで不活性雰囲気を維持することを目的とする。

#### 2.2.1.2 要求される機能

(1) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の雰囲気を水素の可燃限界以下に維持できる機能を有すること。
(2) 動的機器は多重性または多様性及び独立性を備えること。
(3) 異常時にも適切に対応できる機能を有すること。

#### 2.2.1.3 設計方針

原子炉格納容器内窒素封入設備は，原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における水の放射線分解による水素と酸素の発生量に対して，水素可燃限界に至らないよう（水素濃度：４％以下）窒素を封入できる設計とする。

そのため，次の設計方針に基づいて設計する。

(1) 窒素ガス供給機能

原子炉格納容器内窒素封入設備は，原子炉圧力容器内雰囲気及び原子炉格納容器内雰囲気を可燃限界以下にするために必要な窒素濃度，窒素封入流量，窒素封入圧力を確保する設計とする。

(2) 逆流防止機能

原子炉格納容器内窒素封入設備は，窒素封入ラインから原子炉圧力容器内ガスや原子炉格納容器内ガスが逆流し，屋外に放出されない設計とする。

(3) 構造強度

原子炉格納容器内窒素封入設備は，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4) 多重性・多様性

原子炉格納容器内窒素封入設備のうち動的機器は多重性を備えた設計とし，定期的に機能確認が行える設計とする。また，原子炉格納容器内への窒素封入ラインは多様性を備えた設計とする。

(5) 異常時への対応機能

外部電源喪失の場合でも，所内の独立した電源設備から受電できる設計とする。

さらに，津波等により設備に破壊や損傷が生じた場合であっても，窒素供給が速やかに再開できる設計とする。

(6) 火災防護

火災の早期検知に努めるとともに，消火設備を設けることで初期消火を行い，火災により安全性を損なうことのないようにする。

2.2.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の雰囲気を水素可燃限界以下に保つために必要な封入量以上（添付資料－４）で窒素を封入できること。

(2) 原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界以下であること。

2.2.1.5 主要な機器

2.2.1.5.1 系統構成

原子炉格納容器内窒素封入設備は窒素ガス分離装置を３台設置（常用１台）し，ヘッダーを介して１～３号機へ窒素を供給しており，窒素ガス分離装置の単一故障によって窒素封入が長期間停止することを防止する。また窒素ガス分離装置の定期的な機能確認を単独で行えるようにするとともに，系統を隔離しての補修作業が可能となるようにする。更に，津波等による損傷対策として高台に非常用窒素ガス分離装置及び専用のディーゼル発電機（以下，Ｄ／Ｇという）を設置する。主要設備構成を以下に記載する。（添付資料－１）

(1) 窒素ガス分離装置

原子炉格納容器内窒素封入設備は，３台（常用１台）の窒素ガス分離装置をヘッダーを介して連結し，１～３号機の原子炉圧力容器及び原子炉格納容器へ窒素を供給できるように構成される。

また予備としては所内電源系統から独立した専用のＤ／Ｇから受電する非常用窒素ガス分離装置を配置する。

(2) 窒素封入ライン

原子炉格納容器内窒素封入設備は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の両方へ窒素を供給できるラインを設置する。（添付資料－３）

なお，窒素封入ラインは，ガスが逆流するのを防止するため，既設配管との取り合い部に近い位置に逆止弁を設置するとともに，ラインからの漏えいにより全体の圧力が低下し窒素の供給に支障が出ないよう，適宜コック弁を設け，漏えい部を適宜隔離できる構造と

する。また，原子炉格納容器への窒素の封入は，原子炉圧力容器へ封入した窒素が原子炉格納容器に流入することによっても封入されることから，多様性が確保される。

(3) 電源

常用の窒素ガス分離装置Ａと窒素ガス分離装置Ｂ及びＣは，異なる系統の所内高圧母線から受電できる構成とする。外部電源喪失の場合でも，非常用所内電源から電源を供給することで常用の窒素ガス分離装置のいずれか１台の運転が可能な構成とする。

また，高台に配置した非常用窒素ガス分離装置には専用のＤ／Ｇを有しており，全交流電源喪失の場合でも窒素の供給が可能となる設備とする。

(4) 監視装置

原子炉格納容器内窒素封入設備は，窒素ガス濃度，窒素ガス封入流量，窒素ガス封入圧力等のパラメータを監視し，原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内へ窒素が適切に封入されていることを確認できる構造とする。

これらのパラメータのうち，窒素ガス封入流量及び窒素ガス封入圧力については免震重要棟にて遠隔監視が可能な設備とする。

2.2.1.6 自然災害対策等

(1) 津波対策他

津波等により，原子炉格納容器内窒素封入設備に破壊や損傷が生じることを想定し，高台に非常用窒素ガス分離装置を設置し，ホースや取り付け治具についても予備品を準備し，速やかに窒素の供給が再開できるようにする。

(2) 火災防護

原子炉格納容器内窒素封入設備には潤滑油やＤ／Ｇ用燃料等の危険物が存在するため，初期消火の対応ができるよう，近傍に消火器を設置する。また，補給用潤滑油については施錠管理された危険物倉庫にて保管を行う。

2.2.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

窒素封入設備は，重要度分類指針上の不活性ガス系設備に相当するクラス３機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（以下，設計・建設規格という)」で規定されるものであるが，設計・建設規格は，鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり，耐圧ホース等の非金属材についての基準がない。従って，鋼材を使用している主要設備については，設計・建設規格のクラス３機器相当での評価を行い，非金属材料については，当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らな

いことをもって評価を行う。この際，当該の設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や，試験等を実施した場合はその結果などを活用し，評価を行う。また，溶接部については，耐圧試験，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。（添付資料－２）

(2) 耐震性

原子炉格納容器内窒素封入設備は耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス相当の設備と位置づけられることから，原則として一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

具体的には，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版)」を参考とし，静的震度（1.2Ci）に基づく主要機器の転倒評価を行い，窒素ガス分離装置について静的震度（1.2Ci）に対する評価で問題ないことを確認する。なお，非常用窒素ガス分離装置については，耐震Ｓクラス相当の静的震度（3.6Ci）に対する評価も行い，転倒しないことを確認する。

その他にも主要な設備への固縛の実施や，フレキシビリティを有する材料を使用するなどし，耐震性を確保する。また，フレキシビリティのない設備の取り合い部等については，地震後の設備点検にて異常のないことの確認を行う。（添付資料－２）

2.2.1.8 機器の故障への対応

2.2.1.8.1 機器の単一故障

(1) 窒素ガス分離装置故障

現在使用している窒素ガス分離装置が故障した場合は，現場にて待機状態となっている窒素ガス分離装置の起動を行い，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

（所要時間（目安）：２時間程度）※

(2) 電源喪失

窒素封入設備の電源は多重化されており，片側の電源が喪失した場合，予備機側に切り替えることで，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入を再開する。

（所要時間（目安）：２時間程度）※

変圧器や所内母線の故障など電源切換に長時間を要する場合は，予め待機している専用のＤ／Ｇを持つ非常用窒素ガス分離装置を起動することで，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

（所要時間（目安）：３時間程度）※

(3) 窒素供給ラインの損傷

窒素供給ホースが破損した場合は，予備品のホースと交換する。

（所要時間（目安）：８時間程度）※

※：所要時間（目安）とは復旧作業の着手から完了までの時間（目安）である。

2.2.1.8.2 複数の設備が同時に機能喪失した場合

津波により複数の設備が同時に機能喪失した場合は高台に用意しているディーゼル駆動の非常用窒素ガス分離装置と予備のホース及び取り付け治具を用いて原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素の供給が停止してから，これらの容器内の雰囲気が水素の可燃限界に至るまでは最短でも１００時間程度（添付資料－５）であることから，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の水素爆発を防止することは可能であると考えている。

2.2.1.8.3　水素の滞留が確認された機器への窒素ガス封入

高濃度の水素滞留が確認された機器については，不活性状態にするため窒素ガスの封入を行う。（添付資料－６）

2.2.2 基本仕様

(1) 窒素ガス分離装置Ａ（外部電源）（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 140$m^3$/h(Normal) |
| 窒素純度 | 99.0%以上 |
| 電気容量 | 121kVA |

(2) 窒素ガス分離装置Ｂ（外部電源）（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 120$m^3$/h(Normal) |
| 窒素純度 | 99.0%以上 |
| 電気容量 | 75.6kVA |

(3) 窒素ガス分離装置Ｃ（外部電源）（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 120$m^3$/h(Normal) |
| 窒素純度 | 99.0%以上 |
| 電気容量 | 111kVA |

(4) 非常用窒素ガス分離装置　（専用Ｄ／Ｇ電源）（完成品）

台　　数　　1

容　　量　　500m$^3$/h(Normal)

窒素純度　　99.0%以上

(5) 非常用窒素ガス分離装置用　専用Ｄ／Ｇ（完成品）

台　　数　　2

容　　量　　15kVA 以上

力　　率　　約 0.8（遅れ）

電　　圧　　約 200V

周波数　　50Hz

タンク容量　　50 l 以上

（発電機 75%負荷時における消費量　3.8 l/h（参考値））

表 2.2-1　主要ホース仕様

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 【窒素封入ライン】<br>（ホース） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力 | 50A 相当<br>合成ゴム<br>1.0MPa |
| （ホース） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力 | 25A 相当<br>合成ゴム<br>1.0MPa |

2.2.3　添付資料

添付資料－１　系統概略図

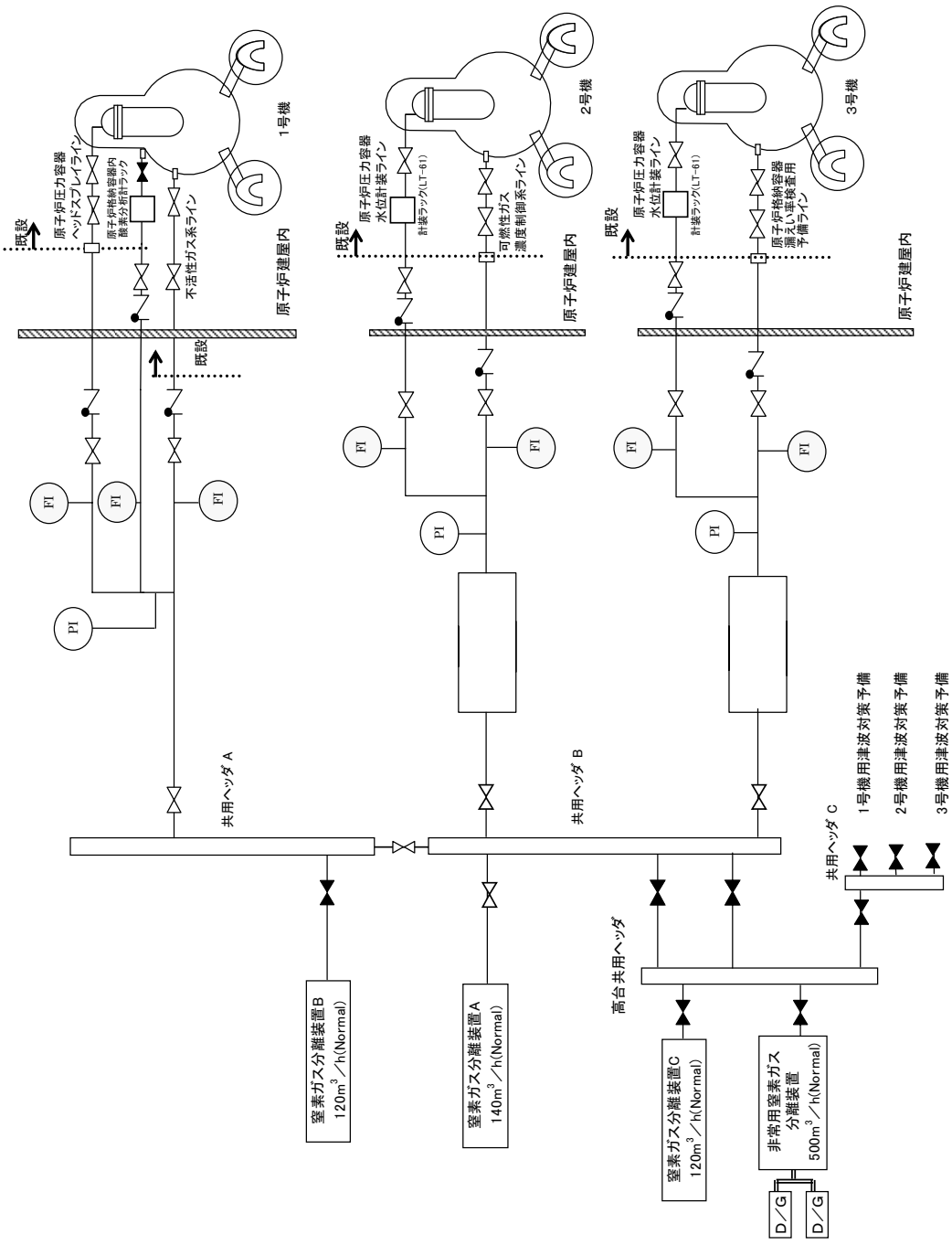
添付資料－２　構造強度及び耐震性について

添付資料－３　窒素封入ラインの構成

添付資料－４　水素発生量の評価について

添付資料－５　窒素封入停止時の時間余裕について

添付資料―６　サプレッションチェンバ内の不活性化について




図－1　原子炉格納容器内窒素封入設備　系統概略図

添付資料―２

構造強度及び耐震性について

１．　窒素ガス分離装置の構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

窒素ガス分離装置（A），（B），（C）及び非常用窒素ガス分離装置に用いる容器の一部については，圧力容器構造規格の第二種圧力容器構造規格を適用しており，JIS B 8265（圧力容器の構造－一般事項）の規格計算を行い，必要板厚を満足することを確認する。

表―１に板厚計算の結果を示す。当該機器は必要板厚を満足しており，原子炉格納容器内窒素封入設備の最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していることを確認した。

表―１　第二種圧力容器　板厚計算結果

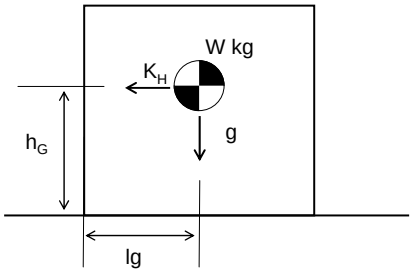
| 設備名 | | 部位 | 必要板厚（mm） | 使用板厚（mm） |
|---|---|---|---|---|
| 窒素ガス分離装置（A） | 吸着槽 | 胴板 | 5.56 | 9 |
| | | 皿形鏡板 | 5.86 | 9 |
| | | 半楕円形鏡板 | 4.17 | 12 |
| | | 平ふた板 | 21.93 | 26 |
| | 製品槽 | 胴板 | 5.21 | 6 |
| | | 皿形鏡板 | 5.49 | 6 |
| 窒素ガス分離装置（B） | 吸着槽 | 胴板 | 4.86 | 6 |
| | | 皿形鏡板 | 5.11 | 6 |
| | | 半楕円形鏡板 | 3.69 | 9 |
| | | 平ふた板 | 21.93 | 26 |
| | 製品槽 | 胴板 | 4.86 | 6 |
| | | 皿形鏡板 | 5.11 | 6 |
| 窒素ガス分離装置（C） | 活性炭槽 | 胴板 | 3.51 | 4.5 |
| | | 半楕円形鏡板 | 2.75 | 4.5 |
| | | 平ふた板 | 11.94 | 22 |
| | 空気槽 | 胴板 | 4.23 | 4.5 |
| | | 半楕円形鏡板 | 3.24 | 4.5 |
| | 吸着槽 | 胴板 | 4.23 | 4.5 |
| | | 半楕円形鏡板 | 3.24 | 4.5 |
| | | 平ふた板 | 17.67 | 24 |
| | 製品槽 | 胴板 | 4.23 | 4.5 |
| | | 半楕円形鏡板 | 3.24 | 4.5 |

| 設備名 | | 部位 | 必要板厚（mm） | 使用板厚（mm） |
|---|---|---|---|---|
| 非常用窒素ガス分離装置 | 活性炭槽 | 胴板 | 4.07 | 6 |
| | | 皿形鏡板 | 4.27 | 5 |
| | 吸着槽 | 胴板 | 4.39 | 6 |
| | | 半楕円形鏡板 | 4.19 | 5 |
| | 製品槽 | 胴板 | 3.77 | 6 |
| | | 皿形鏡板 | 3.94 | 5 |

(2) 耐震性

窒素ガス分離装置（A），（B），（C）及び非常用窒素ガス分離装置については，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を参考とし，静的地震力を用いて，耐震設計審査指針上の耐震Cクラス相当の地震力（ 1.2Ci = 0.24 ）にて設備が転倒しないことの評価を行う。

・設備の転倒評価




$K_H$　水平方向設計震度
W　機器重量
g　重力加速度
$h_G$　据付面から重心までの距離
$\ell_g$　転倒支点から機器重心までの距離

地震によるモーメント：$M_1 = W \times g \times K_H \times h_G$

自重によるモーメント：$M_2 = W \times g \times \ell_g$

表―２に転倒評価の結果を示す。当該機器は地震力に対して転倒せず，必要な耐震性を有していることを確認した。

表―２　窒素ガス分離装置　転倒評価結果（耐震Cクラス相当の静的震度）

| 設備名称 | 地震によるモーメント $M_1$［N･m］ | 自重によるモーメント $M_2$［N･m］ | 評価 |
|---|---|---|---|
| 窒素ガス分離装置（A） | 4920 | 14023 | 転倒しない |
| 窒素ガス分離装置（B） | 3602 | 9169 | 転倒しない |
| 窒素ガス分離装置（C） | 7259 | 15877 | 転倒しない |
| 非常用窒素ガス分離装置 | 24172 | 85219 | 転倒しない |

なお，非常用窒素ガス分離装置については，耐震Ｓクラス相当の静的震度（3.6Ci=0.72）での転倒評価も行い，転倒しないことを確認した。表―３に転倒評価の結果を示す。

表―３　非常用窒素ガス分離装置　転倒評価結果（耐震Ｓクラス相当の静的震度）

| 設備名称 | 地震によるモーメント $M_1$［N･m］ | 自重によるモーメント $M_2$［N･m］ | 評価 |
|---|---|---|---|
| 非常用窒素ガス分離装置 | 72515 | 85219 | 転倒しない |

２．　ゴムホース

(1) 構造強度

ゴムホースは設計・建設規格に記載がない材料であるが，通常運転状態における漏えい確認試験を行い，有意な変形や漏えいがないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

(2) 耐震性

ゴムホースは，フレキシビリティを有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

３．　既設設備の耐震性

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素の封入ライン（既設配管）の耐震性は以下の表－３の通り。

表－３　窒素封入ライン（既設配管）の耐震性

| | 原子炉圧力容器 | 原子炉格納容器 |
|---|---|---|
| １号機 | 原子炉圧力容器頂部冷却系<br>（耐震Ｓクラス） | 不活性ガス系<br>（耐震Ｃクラス） |
| ２号機 | 原子炉圧力容器水位計装ライン<br>（耐震Ｓクラス） | 可燃性ガス濃度制御系<br>（耐震Ｓクラス） |
| ３号機 | 原子炉圧力容器水位計装ライン<br>（耐震Ｓクラス） | 原子炉格納容器漏えい率検査用予備ライン<br>（耐震Ｓクラス） |

２／３号機については，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器とも耐震Ｓクラス配管より窒素が供給されており，耐震上問題はない。

１号機については原子炉格納容器への窒素の封入は耐震Ｃクラス設備である不活性ガス系より行われているため，大きな地震が発生した場合，既設配管の影響が懸念される。しかし，原子炉圧力容器への窒素封入ラインが耐震Ｓクラスであることから，原子炉圧

力容器へ封入した窒素が原子炉格納容器側に流入し窒素で満たされるため問題はない。これらの既設封入ラインは東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていたものである。

なお，既設設備の強度，耐震性等については以下の工事計画認可申請書等による。

・　１号機　原子炉圧力容器頂部冷却系
建設時第７回工事計画認可申請書（43 公第 13412 号　昭和 44 年 4 月 7 日認可）
建設時第４回工事計画軽微変更届出書（総官第 503 号　昭和 45 年 7 月 2 日届出）
工事計画認可申請書（53 資庁第 10621 号　昭和 53 年 9 月 25 日認可）
工事計画認可申請書（平成 20･08･26 原第 10 号　平成 20 年 9 月 10 日認可）

・　２号機　原子炉圧力容器水位計装ライン
建設時第１４回工事計画認可申請書（46 公第 11145 号　昭和 46 年 8 月 17 日認可）
建設時第３回工事計画軽微変更届出書（総官第 685 号　昭和 47 年 9 月 28 日届出）
工事計画認可申請書（53 資庁第 13643 号　昭和 54 年 1 月 5 日認可）

・　３号機　原子炉圧力容器水位計装ライン
建設時第１１回工事計画認可申請書（47 公第 8267 号　昭和 47 年 9 月 28 日認可）
建設時第２６回工事計画軽微変更届出書（総官第 459 号　昭和 49 年 7 月 11 日届出）

# 窒素封入ラインの構成

１．１号機

(1) 原子炉圧力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインのテストラインに接続しており，原子炉圧力容器の OP.34,000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の不活性ガス系配管の安全弁のフランジ部に接続しており，原子炉格納容器の OP.7,290 の位置より窒素を封入している。不活性ガス系配管には空気作動弁が使用されており，これに付随する電磁弁について，設置場所（トーラス室）における蒸気の影響により故障する可能性が否定できない。そのため，窒素供給の信頼性を向上させる事を目的に，既設の原子炉格納容器内酸素分析計ラックへの予備ラインを設置している。

２．２号機

(1) 原子炉圧力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉圧力容器水位計の計装ラインに接続しており，原子炉圧力容器の OP.36,000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の可燃性ガス濃度制御系 A 系の配管テストタップに接続しており，原子炉格納容器の OP.15,380 の位置より窒素を封入している。

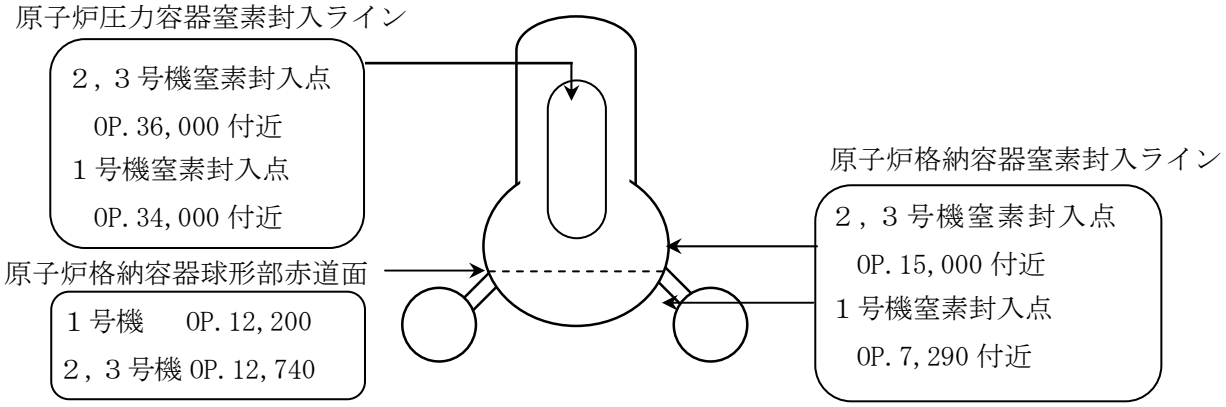
３．３号機

(1) 原子炉圧力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉圧力容器水位計の計装ラインに接続しており，原子炉圧力容器の OP.36,000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の格納容器漏えい率検査用予備ラインに接続しており，原子炉格納容器の OP.15,080 の位置より窒素を封入している。




図―１　窒素封入ライン概略図

添付資料―４

# 水素発生量の評価について

事故初期の水－ジルコニウム反応により発生した水素は既に原子炉格納容器から漏えいし，現状は水の放射線分解により発生している水素が滞留していると考えられることから，水の放射線分解により発生する水素発生量を下式により評価する。

M=P0×（Pt/P0）×E×G/100×換算係数

ここで，

M：可燃性ガス発生割合(lbmol/h)

P0：原子炉熱出力(MWt)

Pt：崩壊エネルギ(MWt)

Pt/P0：事故後の原子炉出力割合（崩壊エネルギ）(MWt/MWt)

E：エネルギ吸収率（γ 線，β 線）(－)

G：エネルギ 100eV あたりの水の分解量（G 値）(分子／100eV)

換算係数：82.2　(eV・lbmol/MW・h・分子) ※1

※1：1 lbmol=22.4/2.205 $m^3$(Normal)

評価に使用する核分裂生成物の存在位置，存在割合及びエネルギ吸収率は表－１のとおりとする。

表－１　核分裂生成物の存在位置，存在割合及びエネルギ吸収率

| 核分裂生成物 | 存在位置 | 存在割合 | エネルギ吸収率 |
|---|---|---|---|
| ハロゲン | 原子炉格納容器液相中 | 100% | 100% |
| | それ以外 | 0% | － |
| 固形分※2 | 原子炉格納容器液相中 | 10% | 100% |
| | それ以外 | 90% | 10% |

※2：原子炉格納容器液相中に存在する固形分は，CsI 等の水溶性の固形分とし，液相中に存在するデブリ等の固形分は，それ以外として扱う。

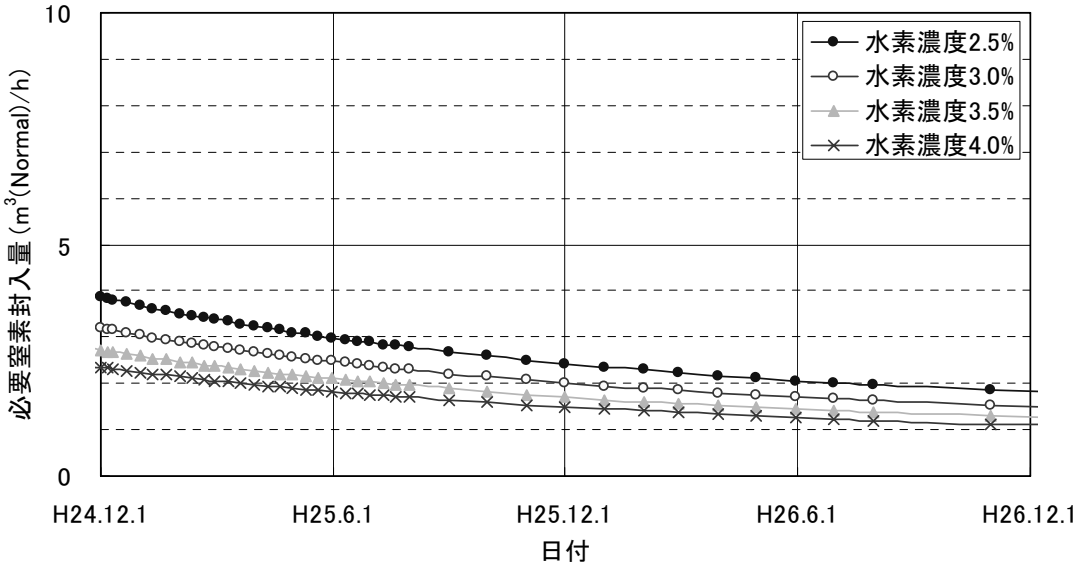
評価に使用するＧ値は，水中にう素が存在すると水素と酸素の再結合を阻害する効果があること，及び水素燃焼が懸念されるのは崩壊熱の減少により蒸気発生が停止する状態（非沸騰状態）であることを考慮して，保守的に水素のＧ値を 0.25 分子/100eV※3とする。

※3：原子炉設置変更許可申請書

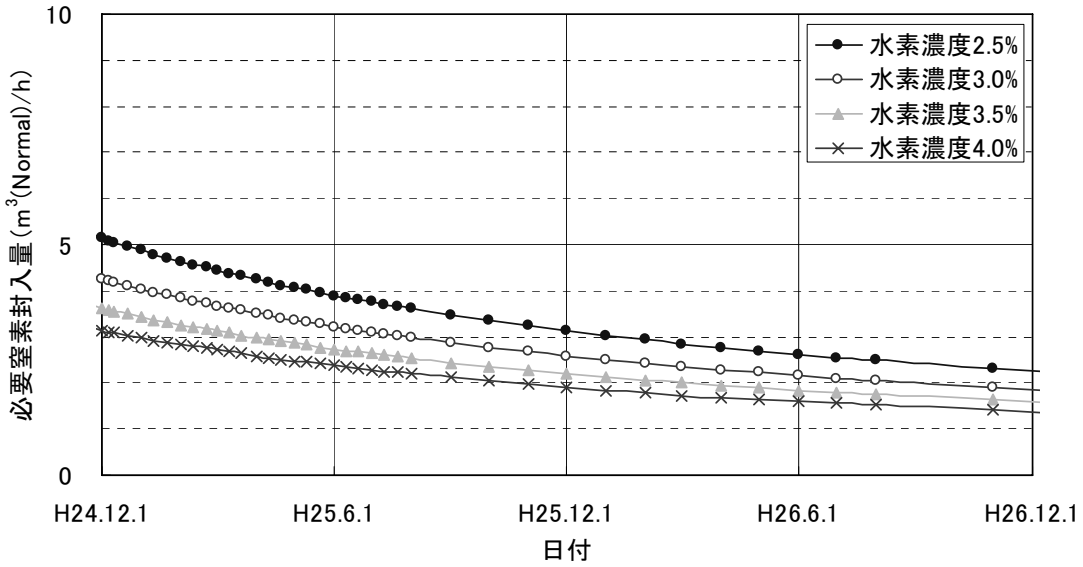
平成 24 年 12 月 7 日現在での水素濃度を 4%以下にするために必要な各号機の窒素封入量の評価結果を表－２及び図－１～図－３に示す。崩壊熱は，核種の生成・崩壊を計算できる汎用の計算コード ORIGEN を用いた評価である。

表－２　窒素封入量の評価結果

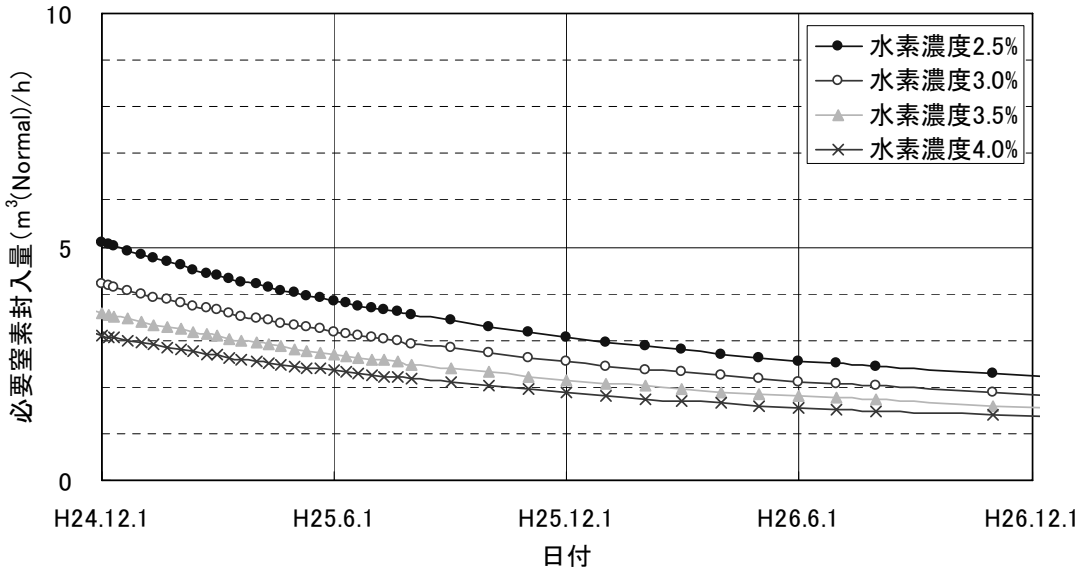
| | | 平成 24 年<br>12 月 7 日 | 平成 25 年<br>10 月 17 日 | 平成 26 年<br>10 月 17 日 |
|---|---|---|---|---|
| 1 号機 | 崩壊熱 (MW) | 約 0.3 | 約 0.2 | 約 0.1 |
| | 水素発生量($m^3$(Normal)/h) | 約 0.1 | 約 0.1 | 約 0.05 |
| | 必要窒素量($m^3$(Normal)/h) | 約 3 | 約 2 | 約 2 |
| 2 号機 | 崩壊熱 (MW) | 約 0.3 | 約 0.2 | 約 0.2 |
| | 水素発生量($m^3$(Normal)/h) | 約 0.1 | 約 0.1 | 約 0.06 |
| | 必要窒素量($m^3$(Normal)/h) | 約 4 | 約 3 | 約 2 |
| 3 号機 | 崩壊熱 (MW) | 約 0.3 | 約 0.2 | 約 0.2 |
| | 水素発生量($m^3$(Normal)/h) | 約 0.1 | 約 0.1 | 約 0.06 |
| | 必要窒素量($m^3$(Normal)/h) | 約 4 | 約 2 | 約 2 |




図－１　福島第一原子力発電所第1号機　必要窒素封入量の推移




図－２　福島第一原子力発電所第2号機　必要窒素封入量の推移




図－３　福島第一原子力発電所第3号機　必要窒素封入量の推移

添付資料－５

# 窒素封入停止時の時間余裕について

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器は，窒素封入により，不活性な雰囲気に保たれている。しかしながら，原子炉圧力容器または原子炉格納容器への窒素の供給が停止した場合，水の放射線分解により発生する水素により，原子炉格納容器内の雰囲気が水素の可燃限界に至ることが想定されることから，下式により，窒素の供給を復旧するまでの時間余裕を評価する。

$T = V \times (4\% - C_{H2}) \ / 100 / M_{H2}$

T：時間余裕（h）

V：原子炉格納容器気相部体積（$m^3$）または原子炉圧力容器気相部体積（$m^3$）

$C_{H2}$：原子炉格納容器内または原子炉圧力容器内の初期水素濃度（%）

$M_{H2}$：水の放射線分解による単位時間あたりの水素発生量（$m^3/h$）

水の放射線分解により単位時間当たりに発生する水素及び酸素，並びに，単位時間当たりに封入される窒素により，原子炉格納容器気相部または原子炉圧力容器気相部が平衡状態にあるとして，初期水素濃度を設定する。

また，評価に使用する原子炉格納容器体積及び原子炉圧力容器体積は，空間体積を小さく想定するほど厳しくなることから，評価結果が保守的になるよう表―１の通りとする。

表―１　原子炉格納容器及び原子炉圧力容器気相部体積について

| | 1 号機 | 2 号機 | 3 号機 |
|---|---|---|---|
| 原子炉格納容器気相部体積 | 約 1,900 | 約 2,600 | 約 2,600 |
| 原子炉圧力容器気相部体積<br>（燃料頂部－5m の体積） | 約 200 | 約 420 | 約 420 |

※ 原子炉格納容器の水位は，空間体積を小さく見積もるため，原子炉格納容器球部の赤道面にあることとしている。

また，1 号機は，注水量を変更した際の原子炉圧力容器付近の温度変化が小さく，原子炉格納容器雰囲気の温度と同等であったことから，燃料の大部分が原子炉格納容器に存在すると推定される。念のため，1 号機は，50%が原子炉圧力容器内に残っているとして評価を実施している。

2・3 号機は，注水量を変更した際の原子炉圧力容器付近の温度変化が大きく，燃料の大部分が原子炉圧力容器に残っていると推定されるため，100%が原子炉圧力容器内に残っているとして評価を実施している。

平成 24 年 12 月 7 日現在での原子炉格納容器への窒素の供給が停止した場合の時間余裕の評価結果を表―２に，原子炉圧力容器への窒素の供給が停止した場合の時間余裕の評価結果を，表―３に示す。なお，原子炉格納容器の初期水素濃度は，原子炉格納容器ガス管理設備で測定される水素濃度に相当するものであるが，実際の測定値は本評価より小さい値である。これは，水素発生量の本評価手法（G 値の設定等）が保守的であることを示している。

表―２　原子炉格納容器内での水素発生量と初期水素濃度と時間余裕について
（平成 24 年 12 月 7 日時点）

| | 1 号機 | 2 号機 | 3 号機 |
|---|---|---|---|
| 水素発生量 ($m^3$(Normal)/h) | 約 0.10 | 約 0.13 | 約 0.13 |
| 窒素封入量 ($m^3$(Normal)/h) | 34 | 16 | 17 |
| 初期水素濃度（%） | 約 0.3 | 約 0.8 | 約 0.8 |
| 時間余裕（日） | 約 29 | 約 26 | 約 26 |

表―３　原子炉圧力容器内での水素発生量と初期水素濃度と時間余裕について
（平成 24 年 12 月 7 日時点）

| | 1 号機 | 2 号機 | 3 号機 |
|---|---|---|---|
| 水素発生量 ($m^3$(Normal)/h) | 約 0.05 | 約 0.13 | 約 0.13 |
| 窒素封入量 ($m^3$(Normal)/h) | 13 | 16 | 17 |
| 初期水素濃度（%） | 約 0.4 | 約 0.8 | 約 0.8 |
| 時間余裕（時間） | 約 141 | 約 101 | 約 103 |

# サプレッションチェンバ内の不活性化について

## １．概要

１号機及び２号機において，サプレッションチェンバ圧力又はドライウェル圧力の変動に連動して，原子炉格納容器ガス管理設備で測定する水素濃度及び Kr-85 放射能濃度の上昇が観測されている。これを受けて，メカニズムの検証のため実施した１号機サプレッションチェンバ内への窒素封入によって，サプレッションチェンバ内上部の閉空間に残留していた水素及び Kr-85 が，ドライウェルに間欠的に放出されていたことを確認している。

サプレッションチェンバ内の雰囲気については，Kr-85 放射能濃度が高いことから事故初期の水ジルコニウム反応によって発生した水素が，当時サプレッションチェンバ内にも放出されたと考えられる。仮にサプレッションチェンバ内の気相部に漏えいがなく現在まで閉空間が形成されていれば，高濃度の水素を含む残留ガスが存在することとなる。この場合でも，１号機で確認されたとおり，事故初期の残留ガスであるため酸素濃度が低く，可燃領域にはないことから直ちに燃焼する可能性は小さいと考えられる。しかしながら，将来サプレッションチェンバにアクセスする際には，水素濃度を可燃限界以下にしておく必要があることから，高濃度の水素残留が確認された場合には，不活性状態にするため窒素ガスの封入を行うこととしている。

１号機及び２号機のサプレッションチェンバ内の窒素封入による不活性化については，１号機は平成２４年１２月に実施済み，２号機は平成２５年上期に実施計画中のものであるが，原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度を監視しながら，放出先の水素濃度が可燃限界を超えないような窒素封入量にて実施する。サプレッションチェンバへの窒素封入系統図を図１，図２に示す。

なお，３号機については，１，２号機のように原子炉格納容器ガス管理設備での水素濃度の上昇は観測されておらず，サプレッションチェンバ内上部の閉空間に気相部が存在することを確認出来ていないこと，また，仮に水素が残留していても，ドライウェル内の水位が高く，今後とも残留ガスはサプレッションチェンバ内の閉空間に安定的に封じられると考えられること，及び，事故初期の残留ガスであるため酸素濃度が低く可燃領域にはないことから直ちに燃焼する可能性は小さいと考えられる。そこで，３号機については，原子炉建屋内除染の進捗状況等を踏まえ，サプレッションチェンバ内の閉空間の気相部の水素残留状況について調査することを検討している。

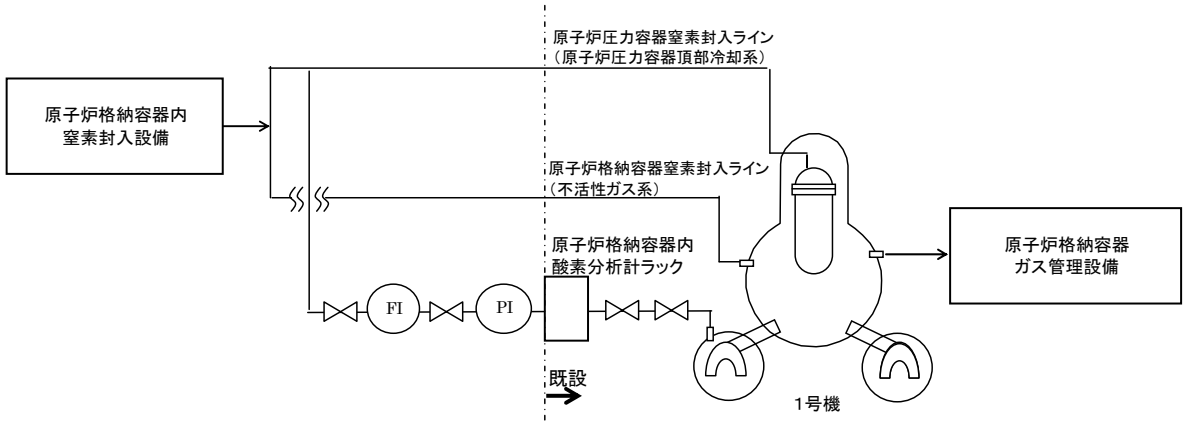



図１　１号機サプレッションチェンバへの窒素封入系統概要図

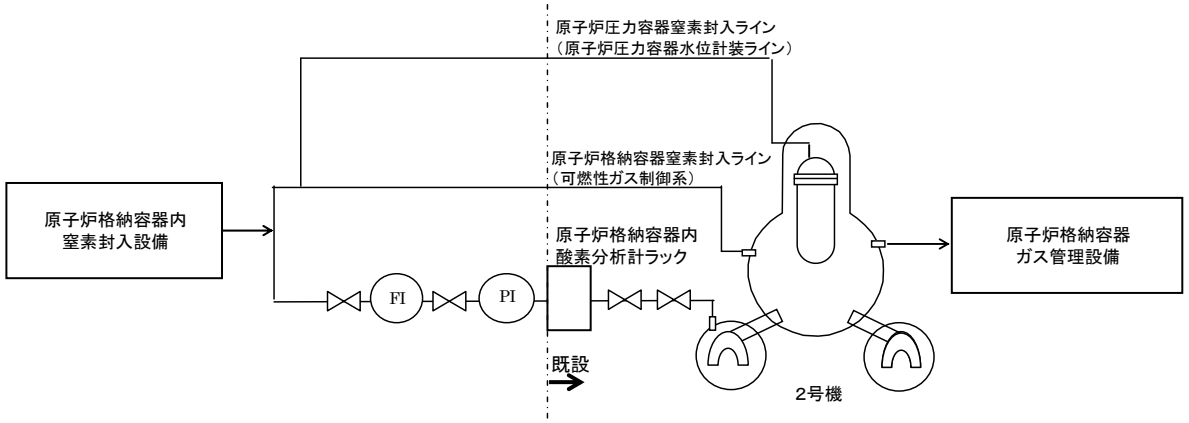



図２　２号機サプレッションチェンバへの窒素封入系統概要図

２．工程

| | 平成２５年度 | | | |
|---|---|---|---|---|
| | ４月 | ７月 | １０月 | １月 |
| ２号機<br>窒素封入作業 | | | | |

## 2.3　使用済燃料プール設備

### 2.3.1　基本設計

#### 2.3.1.1　設置の目的

##### 2.3.1.1.1　使用済燃料プール設置の目的

使用済燃料プールは原子炉建屋内にあって，使用済燃料及び放射化された機器等の貯蔵を目的に設置する。

##### 2.3.1.1.2　使用済燃料プール冷却系設置の目的

既設の燃料プール冷却浄化系（以下，ＦＰＣ系）については，その機能が失われており，復旧の見通しが立っていない状態であることから，使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を安定的に除去する必要がある。既設設備と新設設備とを組み合わせ，使用済燃料プールを冷却する系統である使用済燃料プール冷却系を構成し，使用済燃料プール水の冷却を行う。

#### 2.3.1.2　要求される機能

##### 2.3.1.2.1　使用済燃料プールの要求される機能

(1) 臨界が防止されていることを適切に確認し，臨界を防止できる機能を有すること。
(2) 使用済燃料プールからの漏えいを検出できること。
(3) 基準地震動Ssによる地震力に対して安全機能が確保できること。

##### 2.3.1.2.2　使用済燃料プール冷却系の要求される機能

(1) 使用済燃料からの崩壊熱を適切に除去できること。
(2) 使用済燃料プールに水を補給できること。
(3) 異常時においても適切に対応できる機能を有すること。
(4) 必要に応じて使用済燃料プールの浄化ができる機能を有すること。
(5) 建屋外への漏えいを防止できる機能を有すること。
(6) 使用済燃料プールの冷却状態を適切に監視できること。
(7) 動的機器，駆動電源について多重性を有すること。

#### 2.3.1.3　設計方針

##### 2.3.1.3.1　使用済燃料プールの設計方針

(1) 未臨界性

使用済燃料プールは，燃料集合体を貯蔵容量最大に収容した場合でも通常時はもちろん，想定されるいかなる場合でも，未臨界性を確保できる設計とすると共に，臨界が防止されていることを確認する。

(2) 漏えい監視

使用済燃料プール水の漏えいが検出可能であることを確認する。

(3) 構造強度

使用済燃料プールは，地震荷重等の適切な組み合わせを考慮しても強度上耐え得ることを確認する。

2.3.1.3.2 使用済燃料プール冷却系の設計方針

(1) 冷却機能

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱を熱交換器により連続的に除去し，使用済燃料プールの冷却を安定して継続できる設計とする。また，熱交換器で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ放出できる設計とする。

(2) 補給機能

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プールに水を補給できる設計とする。

(3) 非常用注水機能

非常用注水設備は，想定を超える地震や津波等による設備の破損・損傷，あるいは全電源の喪失により使用済燃料プール循環冷却系の冷却機能が喪失した場合であっても使用済燃料が露出しないように使用済燃料プールに注水できる設計とする。

(4) 浄化機能

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プール水の分析ができる設計とし，燃料被覆管あるいは使用済燃料プールライニングの腐食等による外部への放射性物質の漏えい及び使用済燃料プールの保有水の漏えい防止，使用済燃料プール水中の放射能濃度低減，微生物腐食防止の観点から，必要な場合には，使用済燃料プール水の浄化ができる設計とする。

(5) 漏えい防止機能

使用済燃料プール循環冷却系は，漏えいしがたい設計とし，万一，一次系（使用済燃料プール水が流れる系）から漏えいが発生しても建屋外への漏えいを防止できる機能を有する設計とする。

また，漏えいがあった場合に拡大を防止することができるように，漏えいの検出ができ，漏えい箇所を隔離できる設計とする。

(6) 構造強度

使用済燃料プール循環冷却系は，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(7) 監視機能

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プールの保有水量及び水温，並びに循環流量等の冷却状態の確認，使用済燃料プールからの放射性物質放出の抑制の程度及び漏えいの検知に必要な主要パラメータが監視できるとともに，記録が可能な機能を有する設計とする。

(8) 多重性・多様性

使用済燃料プール循環冷却系のうち動的機器及び駆動電源は，多重性を備えた設計とする。また，外部電源が喪失した場合にも冷却機能を確保できる設計とする。

(9) 火災防護

消火設備を設けることで，初期消火を行い，火災により，安全性を損なうことのないようにする。

2.3.1.4　供用期間中に確認する項目

(1) 使用済燃料プール水温が１号機において 60℃以下で，２～４号機において 65℃以下であること。
(2) 使用済燃料プールへ冷却水を補給できること。
(3) 使用済燃料プールがオーバーフロー水位付近にあること。

2.3.1.5　主要な機器

(1) 使用済燃料プール

使用済燃料プールは原子炉建屋内にあって，全炉心及び１回取替量以上の燃料及び制御棒の貯蔵が可能であり，さらに放射化された機器の取扱い及び貯蔵ができるスペースをもたせている。使用済燃料プールの壁の厚さ及び水深は遮へいを考慮して，十分厚くとり，内面はステンレス鋼でライニングされた構造となっている。

使用済燃料貯蔵ラックは，適切な燃料間距離をとることにより，使用済燃料プール水温，使用済燃料貯蔵ラック内燃料位置等について，想定されるいかなる場合でも実効増倍率を 0.95 以下に保ち，貯蔵燃料の臨界を防止するように設計している。

貯蔵燃料の未臨界性が確保されていることの確認として，使用済燃料プールの水温及び水位の監視やモニタリングポストの監視を行う。また，貯蔵燃料の異常な発熱状態においても未臨界性に影響する使用済燃料貯蔵ラック内の燃料位置が確保されていることの確認

は，使用済燃料プールの水質管理による使用済燃料プール内機器の腐食防止対策やオペフロ作業時におけるガレキ等の異物落下防止対策を講じることにより行う。

さらに，使用済燃料プール循環冷却系の損傷等による異常発生時にも，非常用注水設備を用いて使用済燃料プールに注水することにより，貯蔵燃料の露出による異常な発熱を防止する。

使用済燃料プール水の漏えいについては，現場の漏えい検出計又は使用済燃料プールがスキマ・サージ・タンクへオーバーフローし，スキマ・サージ・タンク水位が著しい低下傾向を示していないことにより監視する。

(2) 使用済燃料プール冷却系

a. 設備概要

使用済燃料プール冷却系は，既設設備と新設設備を組み合わせ，使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を除去し，使用済燃料プール水を冷却するとともに燃料の冠水を維持することを目的とし使用済燃料プール循環冷却系及び非常用注水設備で構成する。なお，使用済燃料プール循環冷却系はポンプ，熱交換器等，非常用注水設備は電動ポンプ，消防車等で構成する。

b. 使用済燃料プール循環冷却系

(ⅰ)使用済燃料プール循環冷却設備

使用済燃料プール循環冷却設備は，使用済燃料プール水を熱交換器を介して循環させる系（以下，一次系）及び冷却水を熱交換器，エアフィンクーラ又は冷却塔を介して循環させる系（以下，二次系）からなり，使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を一次系により除去し，二次系により大気へ放出することにより使用済燃料プールの冷却を行う。また，一次系は補給水ラインを持ち，使用済燃料プールに水を補給する。

使用済燃料プール循環冷却設備の冷却能力は，使用済燃料プール水温をコンクリートの温度制限値である 65℃以下に保つこととして設定する。ただし，１号機においては，使用済燃料プール循環冷却設備における最高使用温度である 60℃以下に保つこととして設定する。また，使用済燃料プール循環冷却設備のポンプ等の動的機器は，１系列 100%容量，１系列予備とすることで多重性を有する設計とする。

ⅰ）一次系

（１号機）

既設のＦＰＣ系を使用し，ＦＰＣ系のポンプ，熱交換器，配管，計測・制御機器等で構成され，使用済燃料プールスキマ・サージ・タンクより吸い込

んだ使用済燃料プール水をポンプにより循環させ，熱交換器を通した後に使用済燃料プールに戻すことにより，使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を熱交換器で除去する。また，使用済燃料プールへの補給水ラインを設ける。

（２～４号機）

新設のポンプ，熱交換器，計測・制御機器及び既設のＦＰＣ系の配管（一部新設を含む）等で構成され，使用済燃料プールスキマ・サージ・タンクより既設のＦＰＣ系の配管を通って吸い込んだ使用済燃料プール水をポンプにより循環させ，熱交換器を通した後に既設のＦＰＣ系の配管を通って使用済燃料プールに戻すことにより，使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を熱交換器で除去する。また，使用済燃料プールへの補給水ラインを設ける。

ⅱ）二次系

新設のポンプ，エアフィンクーラ又は冷却塔，サージタンク，配管，計測・制御機器等で構成され，一次系の熱交換器で除去した使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を，エアフィンクーラ又は冷却塔により大気に放出する。

（ⅱ）漏えい拡大防止設備

使用済燃料プール循環冷却系（２～４号機）は，新設の機器・配管を使用していることから，使用済燃料プール循環冷却設備の一次系系統水の系外及び建屋外への漏えいを最小限に留めるために，新設設備の損傷等による漏えいに対し，系統の自動停止のインターロックを設け，系統の出入口弁を自動閉とし，ポンプを自動停止できる設計とする。また，一次系の設備はすべて建屋内に設置し（１～４号機），建屋の破損等による建屋外への漏えい経路には堰を設けることにより，一次系系統水の建屋外への漏えいを防止する。

（ⅲ）監視設備

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プールの保有水量，冷却状態，漏えい等を監視できるとともに記録可能な監視設備を設ける。使用済燃料プールの保有水量については，スキマ・サージ・タンクへオーバーフローしていることをスキマ・サージ・タンク水位により監視する。スキマ・サージ・タンクの水位は，一次系ポンプ吸込側圧力又はスキマ・サージ・タンク水位計により監視し，一次系ポンプ吸込側圧力及びスキマ・サージ・タンク水位計は，それぞれ免震重要棟

内にある監視室のモニタで監視する。

使用済燃料プールの冷却状態については使用済燃料プール循環冷却設備一次系流量，一次系圧力及び熱交換器入口及び出口温度を免震重要棟内にある監視室のモニタで監視できるとともに，記録が可能な機能を有する設計とする。

また，使用済燃料プールから大気への放射性物質の移行の程度は，試験により確認された水温と大気への移行率の関係に基づく温度確認により把握できることから，使用済燃料プール水温を免震重要棟集中監視室のモニタで監視する。

使用済燃料プール循環冷却設備一次系からの漏えいについては，使用済燃料プールと同様，スキマ・サージ・タンク水位で監視する。２～４号機においては，一次系差流量を免震重要棟内にある監視室のモニタで監視する。また，４号機については床漏えい検知器により免震重要棟集中監視室の警報発生の有無を監視する。

また，一次系から二次系への漏えいについては，放射線モニタや一次系差流量により免震重要棟集中監視室のモニタで監視する。

漏えいを検知した場合や流量もしくは圧力の低下が発生した際は，免震重要棟内にある監視室内に警報が発報する。また，系統に異常が確認された際は，免震重要棟集中監視室の緊急停止ボタンにより手動停止を可能とする。

（ⅳ）電源

使用済燃料プール循環冷却系の電源は異なる送電系統で 2 回線の外部電源から受電できる構成とする。

外部電源喪失の場合でも，所内共通ディーゼル発電機又は専用のディーゼル発電機から電源を供給することで運転が可能な構成とする。

（ⅴ）浄化装置

（１号機）

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プール循環冷却設備一次系から使用済燃料プール水の水質測定をするためのサンプリングが可能であり，燃料被覆管あるいは使用済燃料プールライニングの腐食等による外部への放射性物質の漏えい及び使用済燃料プール保有水の漏えい防止，使用済燃料プール水中の放射能濃度低減，微生物腐食防止の観点から必要な場合には，使用済燃料プールへの薬液の注入等を行う。

（２～４号機）

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プール循環冷却設備一次系から使用済燃料プール水の水質測定をするためのサンプリングが可能であり，燃料被覆管あるいは使用済燃料プールライニングの腐食等による外部への放射性物質の漏

えい及び使用済燃料プール保有水の漏えい防止，使用済燃料プール水中の放射能濃度低減，微生物腐食防止の観点から必要な場合には，使用済燃料プールへの薬液の注入や使用済燃料プール水の浄化を行う。

c. 非常用注水設備

非常用注水設備は，発電所に配備している電動ポンプ，消防車，消防ホース等からなり，使用済燃料プール循環冷却系が設備の損傷等により冷却機能を喪失した場合に，使用済燃料プールに注水することで，使用済燃料が露出するのを防ぐことを目的とする。非常用注水設備による注水は，電動ポンプや消防車等により，ろ過水タンク，原水地下タンク，または海水を水源とし，既設のＦＰＣ系配管等にホース等を接続することにより行う。

2.3.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

津波等により，万が一，使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統や機器の機能が同時に喪失する場合は，使用済燃料プールの冷却を再開できるよう，消防車等を配備する。

(2)　火災

使用済燃料プール循環冷却系の現場制御室の制御盤等からの火災が考えられることから，初期消火の対応ができるよう，近傍に消火器を設置する。

2.3.1.7　構造強度及び耐震性

2.3.1.7.1　使用済燃料プールの構造強度及び耐震性

使用済燃料プールは鉄筋コンクリート構造であり，内側に鋼製ライナを設置して漏えい防止機能を確保する。使用済燃料プールは，原子炉建屋の３階から４階にかけて設置されており，原子炉建屋の壁や床と一体構造となっている。耐震性に関する検討については，現状の原子炉建屋の損傷状況を反映した解析モデルを作成し，基準地震動 Ss を入力地震動とした時刻歴応答解析などにより，評価を行う。

2.3.1.7.2　使用済燃料プール冷却系の構造強度及び耐震性

(1)　構造強度

使用済燃料プール循環冷却系は，技術基準上，燃料プール冷却浄化系及び原子炉補機冷却系に相当するクラス３機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（以下，設計・建設規格という)」で規定されるものであるが，設計・建設規格は，鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり，耐圧ホース等の非金属材についての基準がない。従って，鋼材を使用している設備については，設計・

建設規格のクラス３機器相当での評価を行い，非金属材料については，当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価を行う。この際，当該の設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や，試験等を実施した場合はその結果などを活用し，評価を行う。また，溶接部については，耐圧試験，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

なお，非常用注水設備は燃料プール水補給設備に相当するクラス２機器と位置付けられるが，消防車，消防ホース等は常設機器ではなく使用時にのみ設置するものであることから構造強度が求められるものではないが，１～３号機のホースの接続口については既設のＦＰＣ系配管であり，クラス３機器として設計されている。これについてはクラス２に対してグレードが劣るが，当該部は東北地方太平洋沖地震，その後の津波でも健全性が維持されていた。また，４号機のホース接続口は既設の原子炉圧力容器下部の核計装配管に新設配管を接続したものであり，クラス２機器ではないが，当該部は東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていた。

(2)　耐震性

使用済燃料プール冷却系のうち使用済燃料プール循環冷却系は耐震設計審査指針上の B クラスの設備と位置づけられることから，その主要設備については，静的震度（1.8Ci）に基づく構造強度評価及び共振の恐れがある場合は動的解析を行い，評価基準値を満足することを原則とする。

耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じてその他の適切と認められる指針や試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

なお，使用済燃料プール冷却系のうち非常用注水設備は燃料プール水補給設備に相当するものであり耐震設計審査指針上は S クラスと位置づけられるが，消防車，消防ホース等は常設機器ではなく使用時にのみ設置するものであることから耐震性は求められるものではない。一方，１～３号機のホースの接続口については既設のＦＰＣ系配管であり，耐震 B クラスとして設計されている。これについては S クラスに対してグレードが劣るが，当該部は東北地方太平洋沖地震，その後の津波でも健全性が維持されていた。また，４号機のホース接続口は既設の原子炉圧力容器下部の核計装配管に新設配管を接続したものであり，S クラスではないが，当該部は東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていた。

2.3.1.8　機器の故障への対応

2.3.1.8.1　燃料プール循環冷却系の機器の単一故障

(1)　一次系又は二次系ポンプ故障

一次系又は二次系ポンプが故障した場合は，現場に移動し，待機号機の起動を行い，使用済燃料プールの循環冷却を再開する。

(2)　電源喪失

使用済燃料プール循環冷却系の電源が外部電源喪失や所内電源喪失により喪失した場合，電源の切替に長時間を要しない場合（目安時間：約１日）は，電源の切替操作により使用済燃料プールの循環冷却を再開する。電源切替に長時間を要する場合（目安時間：約２日以上）は，非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより，使用済燃料プールの冷却を行う。

電源喪失に伴う非常用注水設備の電源喪失時は，予め免震重要棟付近（OP.36,900）に待機している電源車等を用いて非常用注水設備の電源を復旧し，使用済燃料プールへの注水を行う。

(3)　一次系循環ラインの損傷

使用済燃料プール循環冷却系の一次系循環ラインが損傷した場合は，循環ライン内の一次系統水が系外へ漏えいすることが考えられることから，系外へ漏えいした一次系系統水を建屋内に設置した堰により滞留させた後，漏えい水を建屋地下（２～３号機は廃棄物処理建屋地下，４号機は廃棄物処理建屋地下又は原子炉建屋地下）に移送する。

移送後，一次系循環ラインの復旧に長時間を要しない場合は，復旧後，使用済燃料プールの循環冷却を再開する。復旧に長時間を要する場合は，非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより，使用済燃料プールの冷却を行う。

2.3.1.8.2　使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統・機器の同時機能喪失

地震，津波等により，万が一，使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には，現場状況に応じて，予め免震重要棟西側（OP.36,900）に待機している消防車等の配備を行い，使用済燃料プールの冷却を再開する。使用済燃料プール循環冷却の機能が停止してから，燃料の露出を確実に防止でき且つ水遮へいが有効とされる使用済燃料の有効燃料頂部の上部２ｍに至るまでは最短でも４号機における約 27 日であることから，使用済燃料プールの冷却を確保することは可能である。

2.3.1.8.3　異常時の評価

使用済燃料プール循環冷却系の機能が喪失した事故時や非常用注水設備が機能喪失したシビアアクシデント相当を想定した場合においても，使用済燃料の冠水は確保され，使用済燃料から発生する崩壊熱を確実に除去することが可能である。

2.3.2　基本仕様

2.3.2.1　１号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1)　ＦＰＣポンプ（既設品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 91.92$m^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 91.5m |
| 最高使用圧力 | 1.03MPa |
| 最高使用温度 | 65.5℃ |
| 負荷容量 | 45kW（1 台あたり） |

(2)　ＦＰＣ熱交換器（既設品）

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 横形 U 字管式 |
| 基　　数 | 1（B 系利用） |
| 伝熱面積 | 25.6$m^2$（1 基あたり） |
| （交換熱量） | （0.32MW／基） |
| 最高使用圧力 | 一次側 1.38MPa，二次側 0.7MPa |
| 最高使用温度 | 一次側 60℃，二次側 60℃ |

(3)　二次系ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 50$m^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 50m |
| 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| 最高使用温度 | 70℃ |
| 負荷容量 | 15kW（1 台あたり） |

(4)　エアフィンクーラ（完成品）

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 密閉型 |
| 基　　数 | 2 |
| 交換熱量 | 0.32MW（1 基あたり） |
| 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| 最高使用温度 | 60℃ |
| 負荷容量 | 11kW（1 基あたり） |

(5) サージタンク（完成品）

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 密閉型 |
| 基　　数 | 1 |
| 容　　量 | 0.4 $m^3$ |
| 最高使用圧力 | 0.78MPa |
| 最高使用温度 | 95℃ |

(6) 温度計

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0℃～300℃ |
| 個　　数 | 1 |

(7) 消防車

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 |
| 規格放水圧力 | 0.7MPa 以上 |
| 放水性能 | 60$m^3$/h 以上 |
| 高圧放水圧力 | 1.0MPa 以上 |
| 放水性能 | 36$m^3$/h 以上 |

燃料タンク容量，消費量　約 63 l （参考値），約 37 l /h（参考値）

※１～４号機使用済燃料プール循環冷却設備および使用済燃料共用プール設備と共用

(8) 電動ポンプ(完成品)

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 72$m^3$/h |
| 揚　　程 | 85m |
| 負荷容量 | 37kW |

※１～４号機使用済燃料プール循環冷却設備と共用

(9) 使用済燃料プール循環冷却設備専用ディーゼル発電機（完成品）（一次系）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 270kVA 以上 |
| 力　　率 | 約 0.8（遅れ） |
| 電　　圧 | 約 200V 以上 |
| 周 波 数 | 50Hz |

燃料タンク容量，消費量　約 490 l （参考値），約 45.7 l /h（参考値）

(10)　使用済燃料プール循環冷却設備専用ディーゼル発電機（完成品）（二次系）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 125kVA 以上 |
| 力　　率 | 約 0.8（遅れ） |
| 電　　圧 | 約 200V 以上 |
| 周 波 数 | 50Hz |
| 燃料タンク容量，消費量 | 約 250 l （参考値），約 20 l /h（参考値） |

表２．３－１　主要配管仕様

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 一次系主要配管（既設） | 呼び径／厚さ | 150A／Sch.40<br>200A／Sch.40 |
| | 材質 | STPG410S／SUS304TP |
| | 最高使用圧力 | 1.38MPa／1.03MPa |
| | 最高使用温度 | 60℃ |
| 二次系主要配管 | 呼び径／厚さ | 50A／Sch.80<br>80A／Sch.40<br>100A／Sch.40<br>150A／Sch.40 |
| | 材質 | STPG370／STPT370 |
| | 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| | 最高使用温度 | 60℃ |
| 二次系フレキシブルチューブ | 呼び径 | 150A 相当 |
| | 材質 | SUS304 |
| | 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| | 最高使用温度 | 60℃ |
| 二次系ポリエチレン管 | 呼び径 | 100A，150A 相当 |
| | 材質 | ポリエチレン |
| | 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| | 最高使用温度 | 40℃ |

2.3.2.2　2号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1)　一次系ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 100m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 60m |
| 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| 最高使用温度 | 100℃ |
| 負荷容量 | 30kW（1 台あたり） |

(2)　熱交換器（完成品）

| | |
|---|---|
| 型　　式 | プレート式 |
| 基　　数 | 2 |
| 伝熱面積 | 32.86m$^2$（1 基あたり） |
| （交換熱量） | （1.17MW／基） |
| 最高使用圧力 | 一次側 1.0MPa，二次側 0.5MPa |
| 最高使用温度 | 一次側 100℃，二次側 100℃ |

(3)　二次系ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 200m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 30m |
| 最高使用圧力 | 0.5MPa |
| 最高使用温度 | 100℃ |
| 負荷容量 | 30kW（1 台あたり） |

(4)　冷却塔（完成品）

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 密閉型 |
| 基　　数 | 2 |
| 交換熱量 | 3MW（1 基あたり） |
| 最高使用圧力 | 0.5MPa |
| 最高使用温度 | 60℃ |
| 負荷容量 | 14kW（1 基あたり） |

(5) サージタンク（完成品）

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 大気開放型 |
| 基　　数 | 1 |
| 容　　量 | 2.7 $m^3$ |
| 最高使用圧力 | 静水頭 |
| 最高使用温度 | 100℃ |

(6) 温度計

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0℃～100℃ |
| 個　　数 | 1 |

(7) 消防車

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 |
| 規格放水圧力 | 0.7MPa 以上 |
| 放水性能 | 60$m^3$/h 以上 |
| 高圧放水圧力 | 1.0MPa 以上 |
| 放水性能 | 36$m^3$/h 以上 |
| 燃料タンク容量，消費量 | 約 63 l （参考値），約 37 l /h（参考値） |

※１～４号機使用済燃料プール循環冷却設備および使用済燃料共用プール設備と共用

(8) 電動ポンプ(完成品)

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 72$m^3$/h |
| 揚　　程 | 85m |
| 負荷容量 | 37kW |

※１～４号機使用済燃料プール循環冷却設備と共用

(9) 使用済燃料プール循環冷却設備専用ディーゼル発電機（完成品）（一次系/二次系共用）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 200kVA 以上 |
| 力　　率 | 約 0.8（遅れ） |
| 電　　圧 | 約 200V 以上 |
| 周 波 数 | 50Hz |
| 燃料タンク容量，消費量 | 約 380 l （参考値），約 33.1 l /h（参考値） |

表２．３－２　主要配管仕様

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 一次系主要配管 | 呼び径／厚さ | 100A／Sch.40<br>150A／Sch.40<br>200A／Sch.40 |
| | 材質 | STPG370 |
| | 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| | 最高使用温度 | 100℃ |
| 二次系主要配管 | 呼び径／厚さ | 125A／Sch.40<br>150A／Sch.40<br>200A／Sch.40 |
| | 材質 | STPG370 |
| | 最高使用圧力 | 0.5MPa |
| | 最高使用温度 | 100℃ |
| 二次系フレキシブルチューブ | 呼び径 | 150A,200A 相当 |
| | 材質 | SUS304 |
| | 最高使用圧力 | 0.5MPa |
| | 最高使用温度 | 100℃ |

2.3.2.3　3号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1)　一次系ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 100m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 60m |
| 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| 最高使用温度 | 100℃ |
| 負荷容量 | 30kW（1 台あたり） |

(2)　熱交換器（完成品）

| | |
|---|---|
| 型　　式 | プレート式 |
| 基　　数 | 2 |
| 伝熱面積 | 32.86m$^2$（1 基あたり） |
| （交換熱量） | （1.17MW／基） |
| 最高使用圧力 | 一次側 1.0MPa，二次側 0.5MPa |
| 最高使用温度 | 一次側 100℃，二次側 100℃ |

(3)　二次系ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 200m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 30m |
| 最高使用圧力 | 0.5MPa |
| 最高使用温度 | 100℃ |
| 負荷容量 | 30kW（1 台あたり） |

(4)　冷却塔（完成品）

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 密閉型 |
| 基　　数 | 2 |
| 交換熱量 | 3MW（1 基あたり） |
| 最高使用圧力 | 0.5MPa |
| 最高使用温度 | 60℃ |
| 負荷容量 | 14kW（1 基あたり） |

(5) サージタンク（完成品）

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 大気開放型 |
| 基　　数 | 1 |
| 容　　量 | 2.7 $m^3$ |
| 最高使用圧力 | 静水頭 |
| 最高使用温度 | 100℃ |

(6) 温度計

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0℃～100℃ |
| 個　　数 | 1 |

(7) 消防車

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 |
| 規格放水圧力 | 0.7MPa 以上 |
| 放水性能 | 60$m^3$/h 以上 |
| 高圧放水圧力 | 1.0MPa 以上 |
| 放水性能 | 36$m^3$/h 以上 |
| 燃料タンク容量，消費量 | 約 63 l （参考値），約 37 l /h（参考値） |

※１～４号機使用済燃料プール循環冷却設備および使用済燃料共用プール設備と共用

(8) 電動ポンプ(完成品)

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 72$m^3$/h |
| 揚　　程 | 85m |
| 負荷容量 | 37kW |

※１～４号機使用済燃料プール循環冷却設備と共用

(9) 使用済燃料プール循環冷却設備専用ディーゼル発電機（完成品）（一次系/二次系共用）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 270kVA 以上 |
| 力　　率 | 約 0.8（遅れ） |
| 電　　圧 | 約 200V 以上 |
| 周 波 数 | 50Hz |
| 燃料タンク容量，消費量 | 約 490 l （参考値），約 45.7 l /h（参考値） |

表２．３－３　主要配管仕様

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 一次系主要配管 | 呼び径／厚さ | 100A／Sch.40<br>150A／Sch.40<br>200A／Sch.40 |
| | 材質 | STPG370 |
| | 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| | 最高使用温度 | 100℃ |
| 二次系主要配管 | 呼び径／厚さ | 125A／Sch.40<br>150A／Sch.40<br>200A／Sch.40 |
| | 材質 | STPG370 |
| | 最高使用圧力 | 0.5MPa |
| | 最高使用温度 | 100℃ |
| 二次系フレキシブルチューブ | 呼び径 | 150A,200A 相当 |
| | 材質 | SUS304 |
| | 最高使用圧力 | 0.5MPa |
| | 最高使用温度 | 100℃ |

2.3.2.4　4号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1)　一次系ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 100m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 68m |
| 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| 最高使用温度 | 100℃ |
| 負荷容量 | 90kW（1 台あたり） |

(2) 熱交換器（完成品）

| | |
|---|---|
| 型　　式 | プレート式 |
| 基　　数 | 2 |
| 伝熱面積 | 55.18m$^2$（1 基あたり） |
| （交換熱量） | （1.9MW／基） |
| 最高使用圧力 | 一次側 1.0MPa，二次側 1.0MPa |
| 最高使用温度 | 一次側 100℃，二次側 100℃ |

(3) 二次系ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 200m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 50m |
| 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| 最高使用温度 | 70℃ |
| 負荷容量 | 45kW（1 台あたり） |

(4) エアフィンクーラ（完成品）

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 密閉型 |
| 基　　数 | 2 |
| 交換熱量 | 0.95MW 以上（1 基あたり） |
| 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| 最高使用温度 | 60℃ |
| 負荷容量 | 22kW 以上（1 基あたり） |

(5) サージタンク（完成品）

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 密閉型 |
| 基　　数 | 1 |
| 容　　量 | 0.4 $m^3$ |
| 最高使用圧力 | 0.78MPa |
| 最高使用温度 | 95℃ |

(6)　温度計

| | |
|---|---|
| 型　　式 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0℃～300℃ |
| 個　　数 | 1 |

(7)　消防車

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 |
| 規格放水圧力 | 0.7MPa 以上 |
| 放水性能 | 60$m^3$/h 以上 |
| 高圧放水圧力 | 1.0MPa 以上 |
| 放水性能 | 36$m^3$/h 以上 |

燃料タンク容量，消費量　約 63 l （参考値），約 37 l /h（参考値）

※１～４号機使用済燃料プール循環冷却設備および使用済燃料共用プール設備と共用

(8)　電動ポンプ(完成品)

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 72$m^3$/h |
| 揚　　程 | 85m |
| 負荷容量 | 37kW |

※１～４号機使用済燃料プール循環冷却設備と共用

(9)　使用済燃料プール循環冷却設備専用ディーゼル発電機（完成品）（一次系）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 450kVA 以上 |
| 力　　率 | 約 0.8（遅れ） |
| 電　　圧 | 約 200V 以上 |
| 周 波 数 | 50Hz |

燃料タンク容量，消費量　約 490 l （参考値），約 65.8 l /h（参考値）

(10)　使用済燃料プール循環冷却設備専用ディーゼル発電機（完成品）（二次系）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 200kVA 以上 |
| 力　　率 | 約 0.8（遅れ） |
| 電　　圧 | 約 200V 以上 |
| 周 波 数 | 50Hz |
| 燃料タンク容量，消費量 | 約 380 l （参考値），約 33.1 l /h（参考値） |

表２．３－４　主要配管仕様

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 一次系主要配管 | 呼び径／厚さ | 100A／Sch.40<br>150A／Sch.40 |
| | 材質 | STPT370,STPT410,SUS304TP |
| | 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| | 最高使用温度 | 100℃ |
| 一次系フレキシブルチューブ | 呼び径 | 100A,150A 相当 |
| | 材質 | SUS316L |
| | 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| | 最高使用温度 | 100℃ |
| 二次系主要配管 | 呼び径／厚さ | 100A／Sch.40<br>125A／Sch.40<br>150A／Sch.40<br>200A／Sch.40 |
| | 材質 | STPG370,STPT370 |
| | 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| | 最高使用温度 | 60℃ |
| 二次系フレキシブルチューブ | 呼び径 | 150A 相当 |
| | 材質 | SUS316L |
| | 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| | 最高使用温度 | 60℃ |
| 二次系ポリエチレン管 | 呼び径 | 50A, 150A 相当 |
| | 材質 | ポリエチレン |
| | 最高使用圧力 | 1.0MPa |
| | 最高使用温度 | 40℃ |

2.3.3　添付資料

添付資料－１　使用済燃料プール概要図
添付資料－２　使用済燃料プール冷却系系統概略図
添付資料－３　漏えい拡大防止設備概要図
添付資料－４　セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験
添付資料－５　使用済燃料プール保有水から大気への放射性物質の移行程度の評価
添付資料－６　使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度の目標値について
添付資料－７　使用済燃料プールの構造強度及び耐震性に関する説明書
添付資料－８　使用済燃料プール循環冷却系の新設設備の構造強度及び耐震性に係る説明書
添付資料－９　使用済燃料プール冷却系機能喪失評価
添付資料－１０　使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化
添付資料－１１　有効燃料頂部＋２ｍにおける線量評価

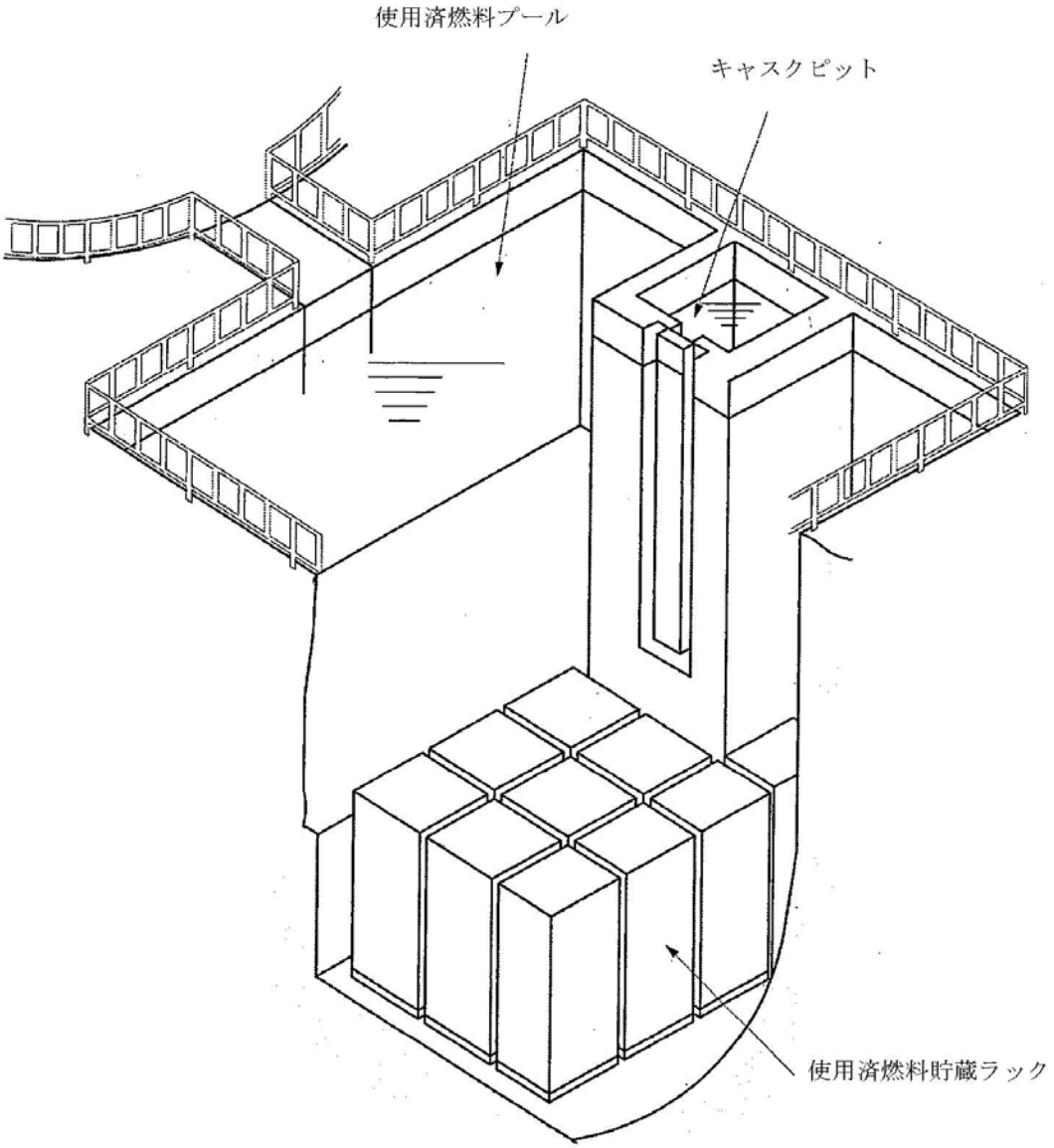



図１　使用済燃料プール概要図

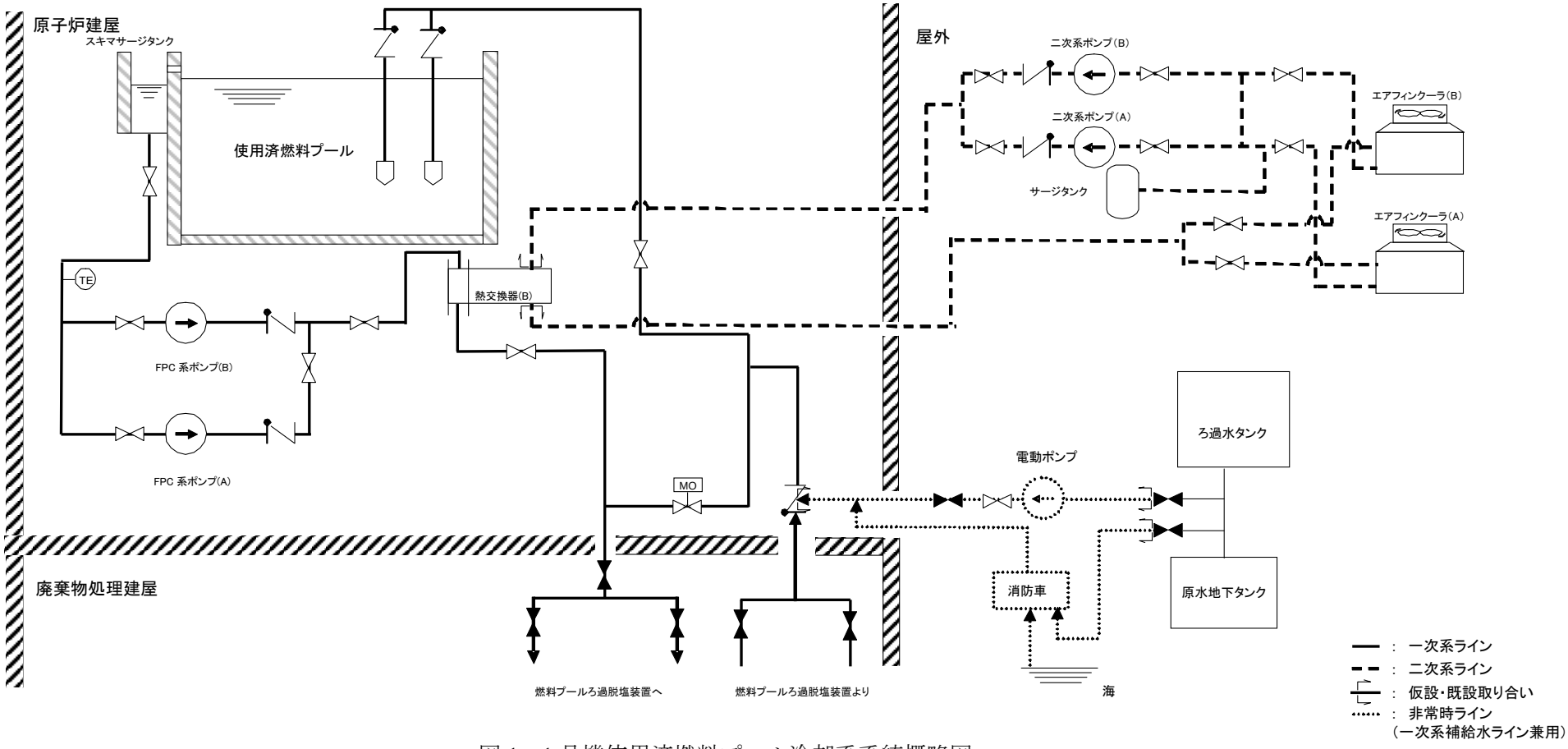



図１　１号機使用済燃料プール冷却系系統概略図

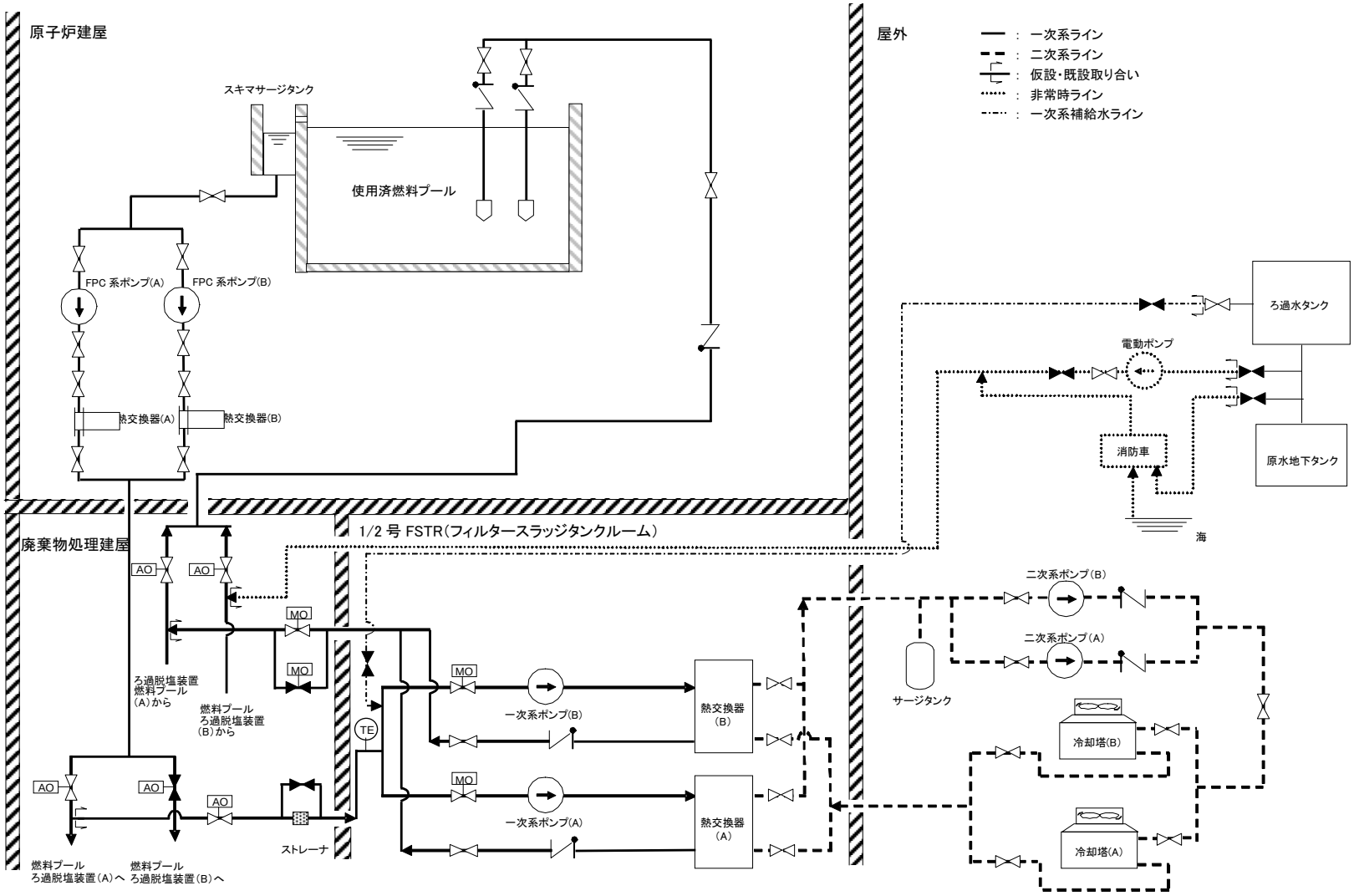



図 2　2 号機使用済燃料プール冷却系系統概略図

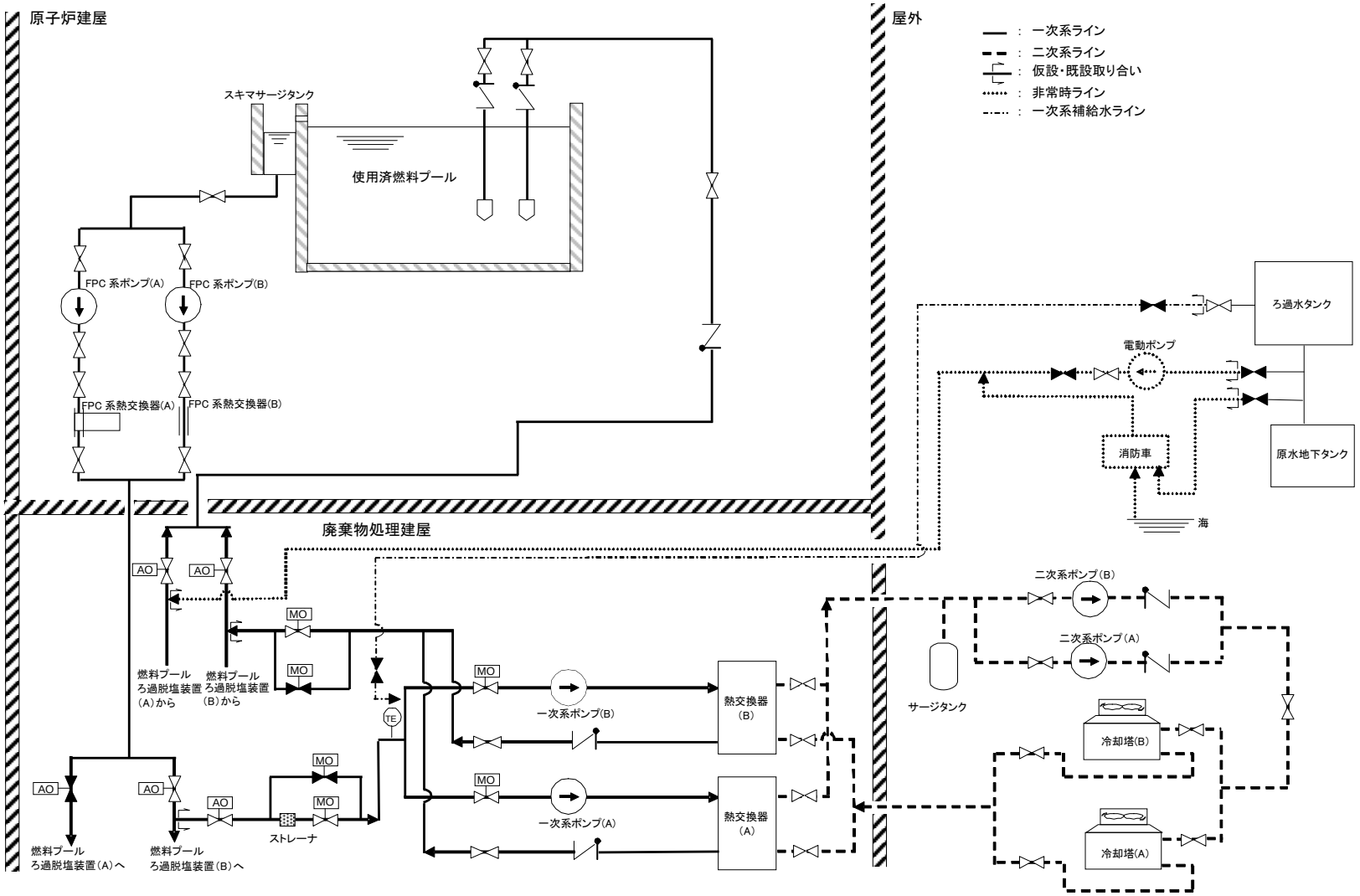



図 3　3 号機使用済燃料プール冷却系系統図

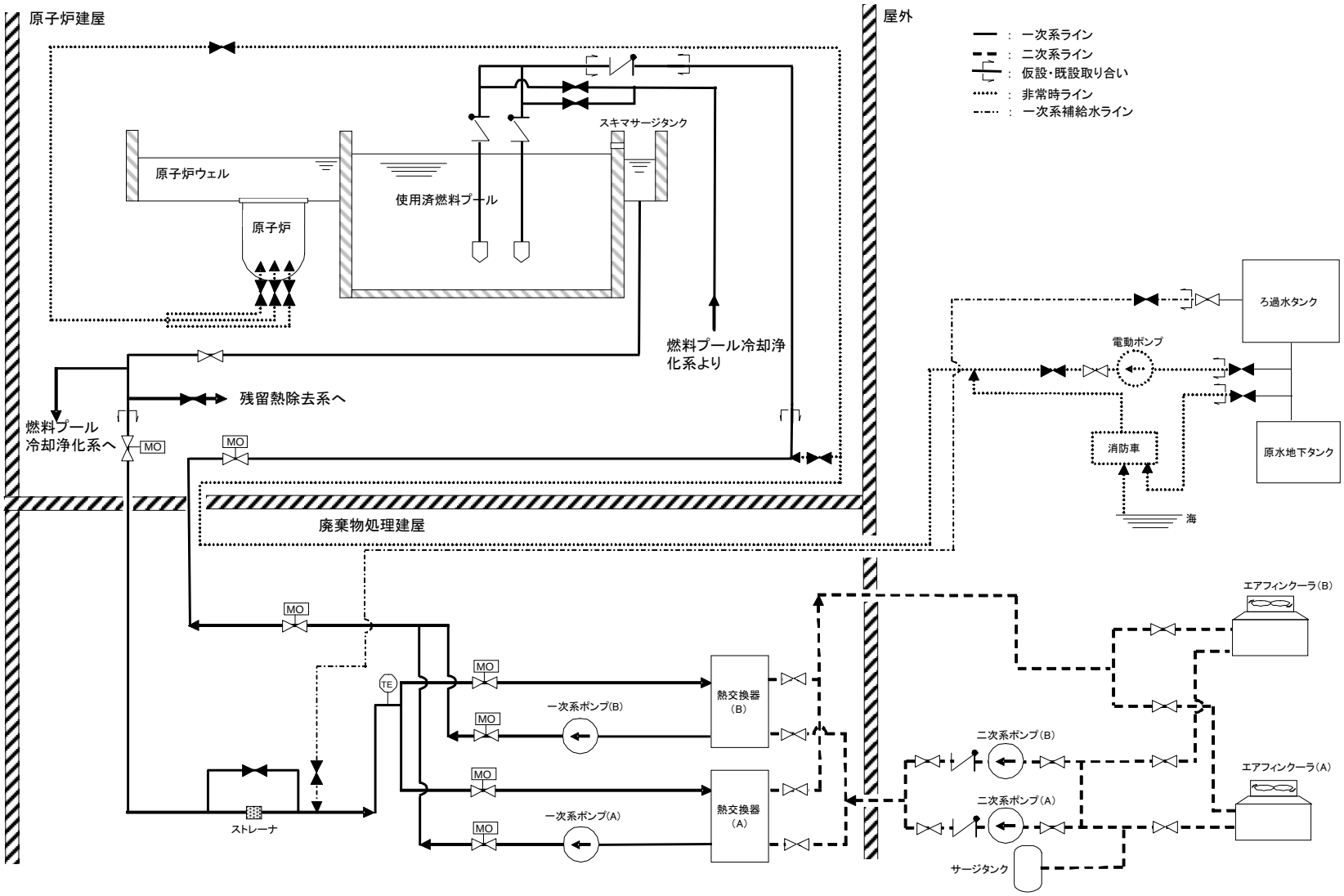



図４　４号機使用済燃料プール冷却系系統概略図

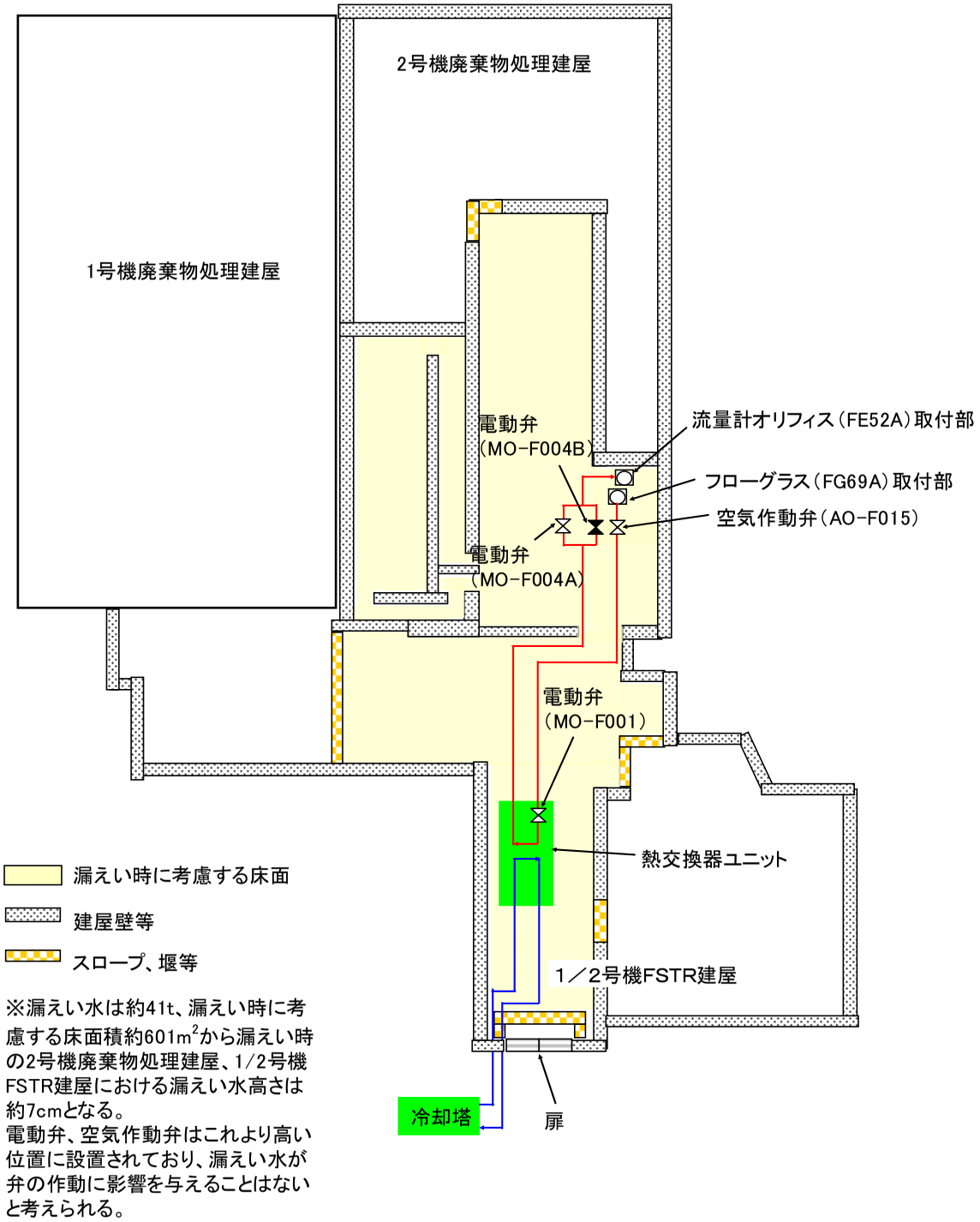



図１　２号機使用済燃料プール冷却系
漏えい拡大防止設備概要図（2 号機　廃棄物処理建屋 1FL）

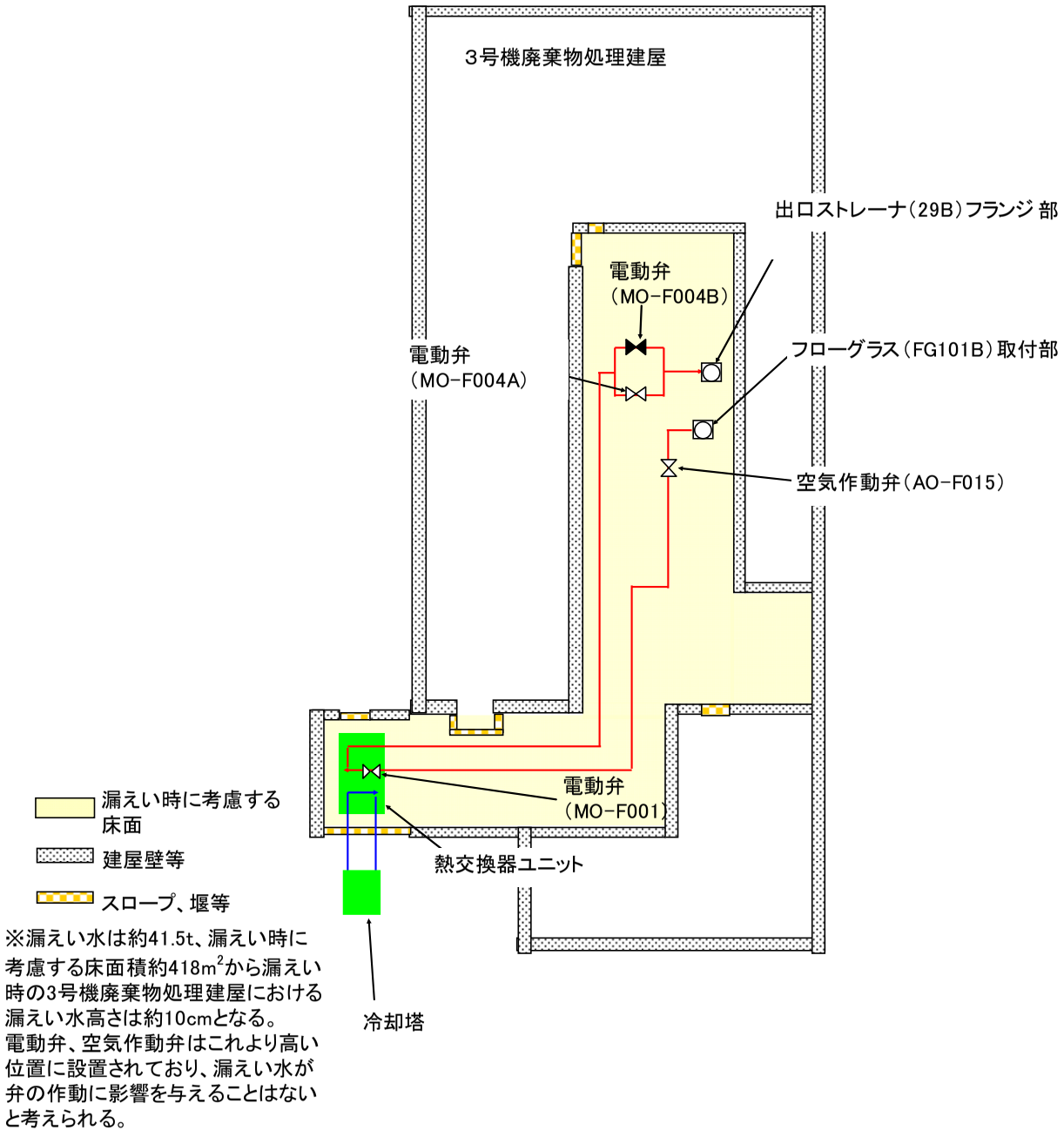



図２　３号機使用済燃料プール冷却系
漏えい拡大防止設備概要図（3 号機　廃棄物処理建屋 1FL）

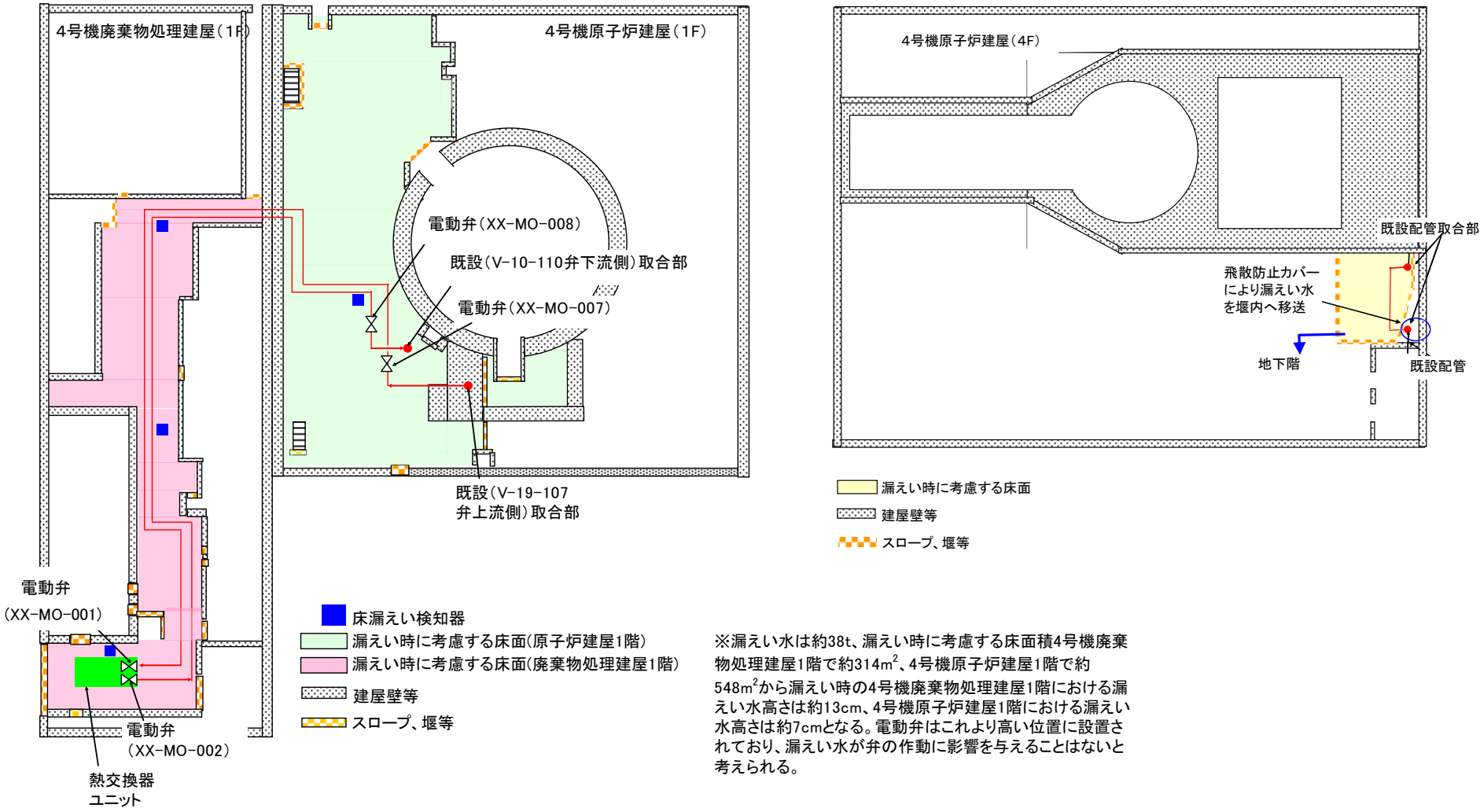



図３　４号機使用済燃料プール冷却系
漏えい拡大防止設備概要図（4 号機　廃棄物処理建屋 1FL, 原子炉建屋 1FL, 4FL）

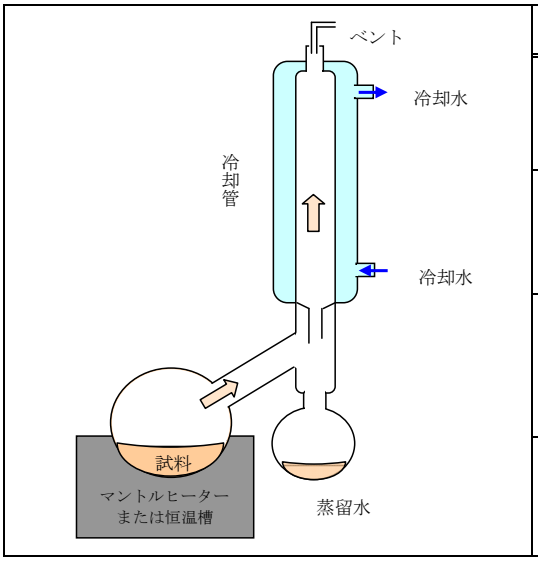
# セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験

使用済燃料プールからの放射性物質の放出が抑制されていることを把握する方法として，セシウム溶液から大気中へのセシウム移行率確認試験の結果を以下に示す。

## １．試験概要

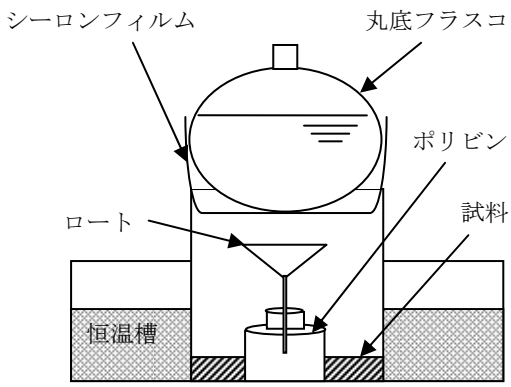
蒸留装置模式図及び蒸留条件を図 1，図 2 に示す。図 1 の試験では，純水及び海水に塩化セシウムの安定同位体[CsCl]を溶解した試料をヒーターにて熱し，沸騰温度にて蒸留を行った。また，図 2 の試験では，同様に純水及び海水に塩化セシウムの安定同位体[CsCl]を溶解した試料を恒温槽に入れ，ビーカー開口部をシーロンフィルムで覆い，冷却水を満たした丸底フラスコを設置した。

図 1 の試験では試料を沸騰（100［℃］）させ，また図 2 の試験では恒温槽を用いて試料温度を 30［℃］，50［℃］，70［℃］，85［℃］，100［℃］に調整し，ロートより回収した蒸留水（10ml 程度）の Cs 濃度を誘導結合プラズマ質量分析装置により測定した。なお，図 2 の試験での 100［℃］での温度調整において，試料を 100［℃］に調整することができないことから，92［℃］の温度条件にて蒸留した。




| 蒸留条件 | |
|---|---|
| 試料液面の面積[$cm^2$] | 約 20[$cm^2$] |
| 試料液量[ml] | 蒸留開始時：100[ml]<br>蒸留終了時：90[ml]以上 |
| 試料液面から凝縮面（冷却管）までの距離[cm] | 約 15[cm] |
| 凝縮面（冷却水）温度[℃] | 5～10[℃] |

図 1　蒸留装置模式図及び蒸留条件




| 蒸留条件 | |
|---|---|
| 試料液面の面積［$cm^2$］ | 75.3［$cm^2$］ |
| 試料液量［ml］ | 蒸留開始時：100［ml］<br>蒸留終了時：90［ml］以上 |
| 試料液面から凝縮面（丸底フラスコ）までの距離［cm］ | 10～12［cm］ |
| 凝縮面（丸底フラスコ水温）温度［℃］ | 20～40［℃］ |

図 2　蒸留装置模式図及び蒸留条件

２．試験結果

蒸留温度と大気中への Cs 移行率［%］（蒸留水の Cs 濃度／試料水の Cs 濃度実測値×100［%］）の関係を図 3 に示す。この結果より，100［℃］以下の海水もしくは純水に含まれる Cs の大気への移行率は概ね $1.0\times10^{-3}$～$1.0\times10^{-5}$［%］の範囲であることが判明した。

なお，30℃の試料(海水)については，同温度条件の他の結果と比較し 1000 倍以上大きい上に，全温度条件における結果と比較しても約 100 倍多い。また，低温度ほど移行率が大きいという傾向も見られない。以上より，何らかの原因により試料（塩化セシウムを含む海水）が蒸留水中に混入したため，蒸留後の塩化セシウム濃度が実際よりも大きくなり，それに伴い移行率が大きくなったもので，実験手順の間違いだったと考えられる。

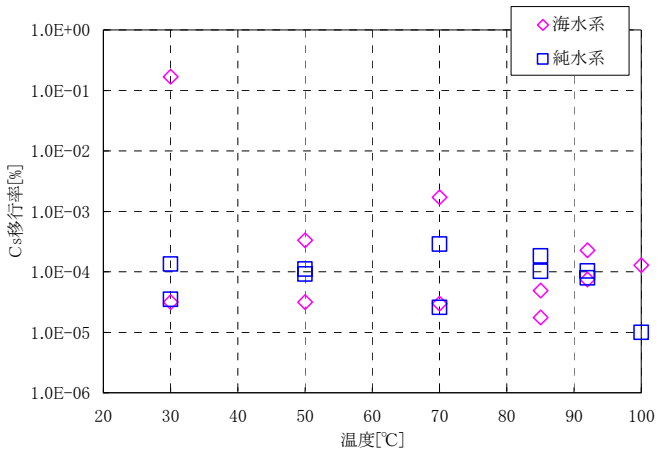



図 3　蒸留温度別の大気中への Cs の移行量

３．まとめ

以上より，100［℃］以下における Cs の大気へのおおよその放出量を把握することが可能となった。

# 使用済燃料プール保有水から大気への放射性物質の移行程度の評価

１～４号機使用済燃料プールは，使用済燃料プール循環冷却系により平成 23 年 5 月 31 日以降順次冷却されており，平成 24 年 11 月 25 日時点でおよそ 13～24[℃]となっている。しかしながら，使用済燃料プール保有水の自然蒸発に伴い，使用済燃料プール水中の放射性物質も空気中に拡散していると考えられる。

そこで，実験により得られた放射性物質の移行率（添付資料－4）より，使用済燃料プールから大気への放射性物質の移行の程度（蒸発した空気中に含まれる放射性物質濃度）を推定及び評価した。

## １．評価条件

使用済燃料プールから大気への移行の程度を推定するための条件を以下に示す。

### （１）放射性物質濃度

１～４号機使用済燃料プール保有水における放射性物質濃度を表１に示す。

表１　使用済燃料プール保有水における放射性物質濃度

| 放射性物質 | 使用済燃料プール保有水における放射性物質濃度 | | | |
|---|---|---|---|---|
| | １号機[Bq/cm$^3$] ※1 | ２号機[Bq/cm$^3$] ※2 | ３号機[Bq/cm$^3$] ※3 | ４号機[Bq/cm$^3$] ※4 |
| Cs134 | $7.7\times10^{3}$ | $4.2\times10^{1}$ | $2.1\times10^{3}$ | $2.6\times10^{-1}$ |
| Cs137 | $1.5\times10^{4}$ | $8.5\times10^{1}$ | $3.6\times10^{3}$ | $5.7\times10^{-1}$ |

※１　平成 24 年 11 月 21 日に 1 号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果
※２　平成 24 年 10 月 24 日に 2 号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果
※３　平成 24 年 11 月 12 日に 3 号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果
※４　平成 24 年 10 月 10 日に４号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果

### （２）使用済燃料プール水温

平成 24 年 11 月 25 日時点における１～４号機使用済燃料プール保有水の水温を以下に示す。

○　１号機：16.0℃
○　２号機：13.9℃
○　３号機：14.2℃
○　４号機：24.0℃

（３）放射性物質移行率

添付資料－4 の「セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験」の測定結果及び上記（２）の使用済燃料プール水温より，各号機のセシウムの大気への移行率を以下のように仮定する。

○　１～４号機：$1.0\times10^{-4}$[％]

２．使用済燃料プールから大気への放射性物質の移行の程度の推定及び評価

以上の条件から，使用済燃料プールから大気への移行の程度（蒸発した空気中に含まれる放射性物質濃度）を推定したものを表２に示す。

表２より，現状の各号機から放出される放射性物質濃度の推定合計量は Cs134 が $7.9\times10^{-6}$ [$Bq/cm^3$]，Cs137 が $1.5\times10^{-5}$[$Bq/cm^3$]であり，現状の敷地境界（発電所西門）での空気中の放射性物質濃度は検出限界以下と十分低い値となっている。なお，参考として，炉規則告示限度濃度（敷地境界での空気中の許容濃度）は，Cs134 が $2\times10^{-3}$[$Bq/cm^3$]，Cs137 が $3\times10^{-3}$[$Bq/cm^3$]である。浄化設備により２～４号機使用済燃料プール保有水の浄化を実施していること，また３／４号機に燃料取り出し用カバーを設置し，封じ込め機能を追加することから，大気への移行量はより小さい値となっていくと考えられる。

表２　使用済燃料プールから大気への移行の程度の推定値
及び敷地境界での大気中の放射性物質濃度

| 放射性物質 | 使用済燃料プールから大気への移行の程度※5 | | | | | 敷地境界における空気中の放射性物質濃度※6 [$Bq/cm^3$] | 炉規則告示限度濃度（敷地境界での空気中の許容濃度） [$Bq/cm^3$] |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | １号機 [$Bq/cm^3$] | ２号機 [$Bq/cm^3$] | ３号機 [$Bq/cm^3$] | ４号機 [$Bq/cm^3$] | 合計 [$Bq/cm^3$] | | |
| Cs134 | $6.2\times10^{-6}$ | $3.4\times10^{-8}$ | $1.7\times10^{-6}$ | $2.1\times10^{-10}$ | $7.9\times10^{-6}$ | ND※7 | $2\times10^{-3}$ |
| Cs137 | $1.2\times10^{-5}$ | $6.8\times10^{-8}$ | $2.9\times10^{-6}$ | $4.6\times10^{-10}$ | $1.5\times10^{-5}$ | ND※7 | $3\times10^{-3}$ |

※5　１～４号機の分析した使用済燃料プール保有水の放射性物質濃度及び平成 24 年 11 月 25 日時点での水温より評価。同温度における水から水蒸気への膨張は約 1244 倍。

※6　平成 24 年 11 月 25 日に発電所西門にて採取した揮発性または粒子状の Cs134 及び Cs137 の合計放射性物質濃度を示す。

※7　ND とは検出限界値以下を示す。揮発性 Cs134 及び Cs137 の検出限界値は $2\times10^{-7}$[$Bq/cm^3$]，粒子状 Cs134 及び Cs137 の検出限界値は $3\times10^{-7}$[$Bq/cm^3$]である。

使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度の目標値について

１．使用済燃料プールライナーには塩化物イオンによる腐食への影響が認められている SUS304 材を使用していることから，念のため塩化物イオン濃度の目標値を 100ppm 以下とする。

２．使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度は，1 回／3 ヶ月の頻度で確認を行う。なお，通常は導電率 40mS/m 以下にて確認を行い，これを超える場合は，塩化物イオン濃度の測定を行う。

＜100ppm の根拠＞

○ 塩化物イオンによる SUS304 の局部腐食発生限界を考慮。

- 図中曲線の下の領域が腐食が発生しない環境。
- 使用済燃料プール水の温度は実績として 40℃以下で管理されていることから，40℃における局部腐食臨界電位に相当する塩化物イオン濃度を評価すると，図 1 より 160ppm となる。
- 以上から，使用済燃料プール水質の目標値を保守的に 100 ppm と設定。
- なお，プール水温度が長期間 40℃を上回る場合には目標値を見直すこととする。

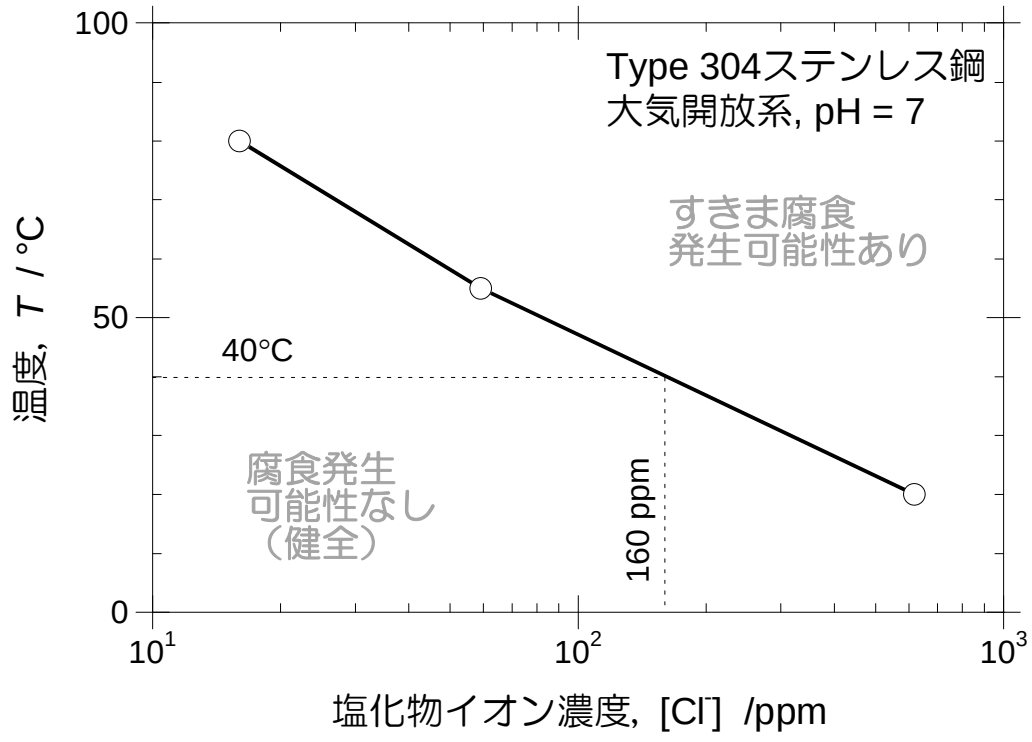



図１　大気開放条件での 304 ステンレス鋼の腐食マップ [1),2)]

---

1) M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda: CORROSION/98 Conf., NACE International, Paper No. 158 (1998).

2) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS'91, ANS, p. 201 (1991).

# 使用済燃料プールの構造強度及び耐震性に関する説明書

（１）１号機使用済燃料プール

１号機の原子炉建屋については，５階より上部が破損しており，これらの状態を反映した時刻歴応答解析結果によると，使用済燃料プールを含んでいる３階と４階のせん断ひずみの最大値は $0.06\times10^{-3}$（Ss-1H，EW 方向，３階）であり，耐震安全性は確保されるものと評価している。

（２）２号機使用済燃料プール

２号機の原子炉建屋については，ブローアウトパネルが落下している以外は目立った損傷がないので，これらの状態を反映した時刻歴応答解析結果によると，使用済燃料プールを含んでいる３階と４階のせん断ひずみの最大値は $0.09\times10^{-3}$（Ss-1H，EW 方向，３階）であり，耐震安全性は確保されるものと評価している。なお，炉心損傷の段階で格納容器内部が 300℃程度の状態が長時間継続した影響により，その外側のシェル壁の剛性が低下した可能性等が考えられるが，そのような条件を想定したパラメータスタディを行った結果においても解析結果に大きな差異は生じておらず，耐震安全性は確保されることを確認している。

（３）３号機使用済燃料プール

３号機の原子炉建屋については，５階以上の損傷が著しく，さらにその損傷は４階にも及んでおり，これらの状態を反映した時刻歴応答解析結果によると，使用済燃料プールを含んでいる３階と４階のせん断ひずみの最大値は $0.12\times10^{-3}$（Ss-2H，EW 方向，３階）であり，耐震安全性は確保されるものと評価している。さらに，５階から下部の損傷が不規則であることから，使用済燃料プールを含めた範囲を FEM 解析モデルに置換して，温度荷重などと地震荷重を組み合わせた応力解析を行った結果，使用済燃料プールの耐震安全性は確保されるものと評価している。

（４）４号機使用済燃料プール

４号機の原子炉建屋については反映した時刻歴応答解析結果によると，使用済燃料プールを含んでいる３階と４階のせん断ひずみの最大値は $0.12\times10^{-3}$（Ss-1H,EW 方向，３F）であり，耐震安全性は確保されることを評価している。さらに，５階から下部の損傷が不規則であることから，使用済燃料プールを含めた範囲を FEM 解析モデルに置換して，温度荷重などと地震荷重を組み合わせた応力解析を行った結果，使用済燃料プールの耐震安全性は確保されるものと評価している。

使用済燃料プール循環冷却系の新設設備の構造強度及び耐震性に係る説明書

1. ポンプ

1.1 １号機二次系ポンプ

（１）構造強度

１号機二次系ポンプについては,系統最高使用圧力 1.0MPa に対し,工場にて 1.14MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.68～0.7MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，１号機二次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

１号機二次系ポンプについては，サージタンクや配管，弁等と共にトレーラに搭載し，トレーラ含めてユニット化（二次系ユニット）し，ユニットとしての重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに，ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また，二次系ユニットについては，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されること及び二次系ユニットが転倒しないことの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて，ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については，供用状態 $C_s$ における許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とみなして，許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

| 部位 | 材料 | 応力種類 | 算出応力[MPa] | 許容応力[MPa] |
|---|---|---|---|---|
| 基礎ボルト | ＳＳ４００ | 引張 | 作用しない | 145 |
| | | せん断 | 2 | 112 |

ｂ．二次系ユニットの転倒評価

「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，敷鉄板との溶接等を考慮しない状態で、二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに，　$F_H$：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

$K_H$：設計用水平震度

W：機器重量

$h_G$：据付面より機器重心までの高さ

$F_V$：設計用鉛直地震力

$\ell_G$：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

$\ell$：検討する方向から見た評価点スパン

$n_t$：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

| 設備名称 | 機器に発生する垂直力[N] | 評価 |
|---|---|---|
| 1号機二次系ユニット | －1938 | 転倒しない |

1.2　２号機一次系ポンプ

（１）構造強度

２号機一次系ポンプについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.9MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，２号機一次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

２号機一次系ポンプについては，熱交換器，弁等と共にトレーラに搭載し，トレーラ含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで，耐震性を向上させるとともに，ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また，熱交換器ユニットについては，建屋の床面にアンカボルトにより固定することで，転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されること，熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて，ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については，供用状態 $C_s$ における許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とみなして，許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

| 部位 | 材料 | 応力種類 | 算出応力[MPa] | 許容応力[MPa] |
|---|---|---|---|---|
| 基礎ボルト | ＳＳ４００ | 引張 | 作用しない | 145 |
| | | せん断 | 3 | 112 |

ｂ．熱交換器ユニットの転倒評価

熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価は，後述の「3.2　2 号機熱交換器ユニット（１）耐震性」において，熱交換器ユニットは転倒しない及び固定しているアンカボルトの強度が確保されている評価となっている。

1.3　２号機二次系ポンプ

（１）構造強度

２号機二次系ポンプについては，系統最高使用圧力 0.5MPa に対し，工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.35MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。

以上のことから，２号機二次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

２号機二次系ポンプについては，屋外にハウスを設置し，ハウス内にボルトで固定することで転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて，ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については，供用状態 $C_s$ における許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とみなして，許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

| 部位 | 材料 | 応力種類 | 算出応力[MPa] | 許容応力[MPa] |
|---|---|---|---|---|
| 基礎ボルト | ＳＳ４００ | 引張 | 2 | 145 |
| | | せん断 | 3 | 112 |

1.4　３号機一次系ポンプ

（１）構造強度

３号機一次系ポンプについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.9MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。

以上のことから，３号機一次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

３号機一次系ポンプについては，熱交換器，弁等と共にトレーラに搭載し，トレーラ含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで，耐震性を向上させるとともに，ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また，熱交換器ユニットについては，建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されること，熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて，ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については，供用状態 $C_s$ における許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とみなして，許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

| 部位 | 材料 | 応力種類 | 算出応力[MPa] | 許容応力[MPa] |
|---|---|---|---|---|
| 基礎ボルト | ＳＳ４００ | 引張 | 作用しない | 145 |
| | | せん断 | 3 | 112 |

ｂ．熱交換器ユニットの転倒評価

熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価は，後述の「3.4　3 号機熱交換器ユニット（１）耐震性」において，熱交換器ユニットは転倒しない及び固定しているアンカボルトの強度が確保されている評価となっている。

1.5　３号機二次系ポンプ

（１）構造強度

３号機二次系ポンプについては，系統最高使用圧力 0.5MPa に対し，工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.353～0.355MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。

以上のことから，３号機二次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

３号機二次系ポンプについては，屋外にハウスを設置し，ハウス内にボルトで固定することで転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて，ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については，供用状態 $C_s$ における許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とみなして，許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

| 部位 | 材料 | 応力種類 | 算出応力[MPa] | 許容応力[MPa] |
|---|---|---|---|---|
| 基礎ボルト | ＳＳ４００ | 引張 | 2 | 145 |
| | | せん断 | 3 | 112 |

1.6　４号機一次系ポンプ

（１）構造強度

４号機一次系ポンプについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 2.15MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.95MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，４号機一次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

４号機一次系ポンプについては，熱交換器、弁等と共に架台に組み込み，架台含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで、耐震性を向上させるとともに，ボルト等に固定することで転倒防止策を講じている。また，熱交換器ユニットについては，建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されること，熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて，ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については，供用状態 $C_s$ における許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とみなして，許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

| 部位 | 材料 | 応力種類 | 算出応力[MPa] | 許容応力[MPa] |
|---|---|---|---|---|
| 基礎ボルト | ＳＳ４００相当 | 引張 | 作用しない | 145 |
| | | せん断 | 5 | 112 |

ｂ．熱交換器ユニットの転倒評価

熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価は，後述の「3.6　4 号機熱交換器ユニット（１）耐震性」において，熱交換器ユニットは転倒しない及び固定しているアンカボルトの強度が確保されている評価となっている。

1.7　４号機二次系ポンプ

（１）構造強度

４号機二次系ポンプについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 1.11MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.62MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，４号機二次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

４号機二次系ポンプについては，サージタンクや配管，弁等と共にトレーラに搭載し，トレーラ含めてユニット化（二次系ユニット）し，ユニットとしての重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに，ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また，二次系ユニットについては，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されること及び二次系ユニットが転倒しないことの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価

「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」の横型ポンプの強度評価方法に準じて，ポンプ基礎ボルトの評価を行った。基礎ボルトの許容応力については，供用状態 $C_s$ における許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とみなして，許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

| 部位 | 材料 | 応力種類 | 算出応力[MPa] | 許容応力[MPa] |
|---|---|---|---|---|
| 基礎ボルト | ＳＳ４００相当 | 引張 | 作用しない | 145 |
| | | せん断 | 2 | 112 |

ｂ．二次系ユニットの転倒評価

「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，敷鉄板と溶接等を考慮しない状態で機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665$$

ここに，　$F_H$：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

$K_H$：設計用水平震度

W：機器重量

$h_G$：据付面より機器重心までの高さ

$F_V$：設計用鉛直地震力

$\ell_G$：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

$\ell$：検討する方向から見た評価点スパン

$n_t$：機器転倒を考えた場合の評価点の数

転倒評価結果

| 設備名称 | 機器に発生する垂直力[N] | 評価 |
|---|---|---|
| ４号機二次系ポンプ | －1938 | 転倒しない |

2. タンク

2.1 １号機サージタンク

（１）構造強度

１号機サージタンクについては，タンク最高使用圧力 0.78MPa に対し，工場にて 1.17MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統試運転時に静水頭にて水張りを行い，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，１号機サージタンクについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

１号機サージタンクについては，二次系ポンプや配管，弁等と共にトレーラに搭載し，トレーラ含めてユニット化（二次系ユニット）とすることで，耐震性を向上させている。また，二次系ユニットについては，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価は前述の 1.1 の１号機二次系ポンプと併せて評価した。

1.1 の評価結果「ｂ．二次系ユニットの転倒評価」より，二次系ユニットに発生する垂直力は圧縮の方向に働いているため，本条件における転倒は発生しないといえる。

2.2　２号機サージタンク

（１）構造強度

２号機サージタンクについては，系統最高使用圧力が静水頭に対し，系統試運転時に静水頭にて水張りを行い，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，２号機サージタンクについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

２号機サージタンクについては，杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じているが，これら転倒防止策を考慮せず，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版)」を準用し，サージタンクに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665$$

ここに，　$F_H$：設計水平地震力（$K_H$・W）

$K_H$：設計用水平震度

W：機器重量

$h_G$：据付面より機器重心までの高さ

$F_V$：設計用鉛直地震力

$\ell_G$：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

$\ell$：検討する方向から見た評価点スパン

$n_t$：機器転倒を考えた場合の評価点の数

転倒評価結果

| 設備名称 | 機器に発生する垂直力[N] | 評価 |
|---|---|---|
| ２号機サージタンク | 293 | 転倒する |

なお，耐震 B クラス相当の評価（静的震度 0.36G）では転倒の恐れがあることから，杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じている。

2.3　３号機サージタンク

（１）構造強度

３号機サージタンクについては，系統最高使用圧力が静水頭に対し，系統試運転時に静水頭にて水張りを行い，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，３号機サージタンクについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

３号機サージタンクについては，杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じているが，これら転倒防止策を考慮せず，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版)」を準用し，サージタンクに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665$$

ここに，　$F_H$：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

$K_H$：設計用水平震度

W：機器重量

$h_G$：据付面より機器重心までの高さ

$F_V$：設計用鉛直地震力

$\ell_G$：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

$\ell$：検討する方向から見た評価点スパン

$n_t$：機器転倒を考えた場合の評価点の数

転倒評価結果

| 設備名称 | 機器に発生する垂直力[N] | 評価 |
|---|---|---|
| ３号機サージタンク | 293 | 転倒する |

なお，耐震 B クラス相当の評価（静的震度 0.36G）では転倒の恐れがあることから，杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じている。

2.4　４号機サージタンク

（１）構造強度

４号機サージタンクについては，タンク最高使用圧力 0.78MPa に対し，工場にて 1.17MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の以上がないことを確認している。また，系統試運転時に静水頭にて水張りを行い，漏えい等の以上がないことを確認している。以上のことから，４号機サージタンクについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

４号機サージタンクについては，二次系ポンプや配管，弁等と共にトレーラに搭載し，トレーラ含めてユニット化（二次系ユニット）とすることで，耐震性を向上させている。また，二次系ユニットについては，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，二次系ユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価は前述の 1.7 の４号機二次系ポンプと併せて評価した。

1.7 の評価結果「ｂ．二次系ユニットの転倒評価」より，二次系ユニットに発生する垂直力は圧縮の方向に働いているため，本条件における転倒は発生しないといえる。

3. 熱交換器

3.1 ２号機熱交換器

（１）構造強度

２号機プレート式熱交換器については，系統最高使用圧力 1.0MPa（一次側），0.5MPa（二次側）に対し，工場にてそれぞれ 1.10MPa（一次側），0.55MPa（二次側）の水圧試験を実施し，漏えい等の以上がないことを確認している。また，また，系統機能試験時に 0.9MPa（一次側），0.35MPa（二次側）で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，２号機プレート式熱交換器については，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

２号機プレート式熱交換器については，一次系ポンプ，配管，弁等と共にトレーラに搭載し，トレーラ含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで，耐震性を向上させるとともに，ボルト等で固定することで転倒防止を講じている。また，熱交換器ユニットについては，床面での転倒及び滑り防止のため，建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止対策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されること，熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G, 耐震 B クラス相当の評価では求められていないがメーカ基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし, 耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

また，許容応力については，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

ａ．ボルトの強度評価

許容応力との比較を以下に示す。発生する引張応力，せん断応力は，基礎ボルト許容応力を下回っており十分な強度を有している。

応力評価結果

| 部位 | 材料 | 応力種類 | 算出応力[MPa] | 許容応力[MPa] |
|---|---|---|---|---|
| 基礎ボルト | ＳＳ４００ | 引張 | 47 | 176 |
| | | せん断 | 11 | 101 |

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

「3.2　２号機熱交換器ユニット（１）耐震性」において、水平方向震度 0.36G で熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

3.2　２号機熱交換器ユニット

（１）耐震性

２号機熱交換器ユニットは，熱交換器，一次系ポンプ，配管及び弁等をトレーラ上に組み込んだものであり，トレーラ含めて重心が低い構造となっている。熱交換器ユニットは，床面での転倒及び滑り防止のため，建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止策を講じている。また，ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし，ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，熱交換器ユニットにたいして転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出するとともに，アンカボルトの評価を行った。

なお，アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。

ａ．転倒評価

熱交換器ユニット固定部に，転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出した結果，転倒しない水平力は，水平震度 0.71Ｇの地震時であり，耐震 B クラス相当の水平方向震度 0.36G に対して余裕があることを確認した。

ｂ．アンカボルト評価

a.転倒評価にて算出した水平力によるアンカボルトの評価結果を以下に示す。アンカボルトに発生する荷重は，許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

評価結果

| 部位 | 材料 | 荷重 | 算出荷重[N] | 許容荷重[N] |
|---|---|---|---|---|
| アンカボルト | ＳＵＳ３０４ | 引張 | 作用しない | 41000 |
| | | せん断 | 30114 | 58000 |

遮へい板は，熱交換器ユニットの側壁に設置しており，熱交換器ユニットの最大機器荷重に含み評価している。

3.3　３号機熱交換器

（１）構造強度

３号機プレート式熱交換器については，系統最高使用圧力 1.0MPa（一次側），0.5MPa（二次側）に対し，工場にてそれぞれ 1.10MPa（一次側），0.55MPa（二次側）の水圧試験を実施し，漏えい等の以上がないことを確認している。また，また，系統機能試験時に 0.9MPa（一次側），0.353～0.355MPa（二次側）で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，３号機プレート式熱交換器については，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

３号機プレート式熱交換器については，一次系ポンプ，配管，弁等と共にトレーラに搭載し，トレーラ含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで，耐震性を向上させるとともに，ボルト等で固定することで転倒防止を講じている。また，熱交換器ユニットについては，床面での転倒及び滑り防止のため，建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止対策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されること，熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G, 耐震 B クラス相当の評価では求められていないがメーカ基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし, 耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

また，許容応力については，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

ａ．ボルトの強度評価

許容応力との比較を以下に示す。発生する引張応力，せん断応力は，基礎ボルト許容応力を下回っており十分な強度を有している。

応力評価結果

| 部位 | 材料 | 応力種類 | 算出応力[MPa] | 許容応力[MPa] |
|---|---|---|---|---|
| 基礎ボルト | ＳＳ４００ | 引張 | 47 | 176 |
| | | せん断 | 11 | 101 |

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

後述の「3.4　3 号機熱交換器ユニット（１）耐震性」において、水平方向震度 0.36G で熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

3.4　３号機熱交換器ユニット

（１）耐震性

３号機熱交換器ユニットは，熱交換器，一次系ポンプ，配管及び弁等をトレーラ上に組み込んだものであり，トレーラ含めて重心が低い構造となっている。熱交換器ユニットは，床面での転倒及び滑り防止のため，建屋の床面にアンカボルトにより固定することで転倒防止策を講じている。また，ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし，ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，熱交換器ユニットにたいして転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出するとともに，アンカボルトの評価を行った。

なお，アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。

ａ．転倒評価

熱交換器ユニット固定部に，転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出した結果，転倒しない水平力は，水平震度 1.0Gの地震時であり，耐震 B クラス相当の水平方向震度 0.36G に対して余裕があることを確認した。

ｂ．アンカボルト評価

a.転倒評価にて算出した水平力によるアンカボルトの評価結果を以下に示す。アンカボルトに発生する荷重は，許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

評価結果

| 部位 | 材料 | 荷重 | 算出荷重 [N] | 許容荷重[N] |
|---|---|---|---|---|
| アンカボルト | ＳＵＳ３０４ | 引張 | 作用しない | 41000 |
| | | せん断 | 23782 | 58000 |

遮へい板は，熱交換器ユニットの側壁に設置しており，熱交換器ユニットの最大機器荷重に含み評価している。

3.5　４号機熱交換器

（１）構造強度

４号機プレート式熱交換器については，系統最高使用圧力 1.0MPa（一次側），1.0MPa（二次側）に対し，工場にてそれぞれ 1.5MPa（一次側），1.5MPa（二次側）の水圧試験を実施し，漏えい等の以上がないことを確認している。また，また，系統機能試験時に 0.95MPa（一次側），0.62MPa（二次側）で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，４号機プレート式熱交換器については，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

４号機プレート式熱交換器については，一次系ポンプや配管，弁等と共に架台に組み込み，架台含めてユニット化（熱交換器ユニット）することで耐震性を向上させるとともに，ボルト等で固定することで転倒防止策を講じている。また，熱交換器ユニットについては，床面での転倒及び滑り防止のため，建屋の床面にアンカボルトにより固定することで，転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されること，熱交換器ユニットが転倒しないこと及びアンカボルトの強度が確保されることの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G, 耐震 B クラス相当の評価では求められていないがメーカ基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし, 耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

また，許容応力については，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

ａ．ボルトの強度評価

許容応力との比較を以下に示す。発生する引張応力，せん断応力は，基礎ボルト許容応力を下回っており十分な強度を有している。

応力評価結果

| 部位 | 材料 | 応力種類 | 算出応力[MPa] | 許容応力[MPa] |
|---|---|---|---|---|
| 基礎ボルト | ＳＳ４００ | 引張 | 55 | 176 |
| | | せん断 | 13 | 101 |

b. 熱交換器ユニットの転倒評価及びアンカボルトの強度評価

後述の「3.6　4号機熱交換器ユニット（1）耐震性」において、水平方向震度 0.36G で熱交換器ユニットは転倒しない及び熱交換器ユニットを固定しているアンカボルトの強度が確保される評価となっている。

3.6　４号機熱交換器ユニット

（１）耐震性

４号機熱交換器ユニットは，熱交換器，一次系ポンプ，配管及び弁等を架台に組み込んだものであり，架台含めて重心が低い構造となっている。熱交換器ユニットは，床面での転倒及び滑り防止のため，建屋の床面にアンカボルトにより固定することで，転倒防止策を講じている。また，ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし，ユニット内における転倒防止策を講じている。

これを踏まえ，耐震性の評価として地震の水平荷重による転倒モーメントよりも自重による安定モーメントが大きいことを確認し，アンカボルトの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。

ａ．転倒評価

水平震度 0.36G に対し熱交換器ユニットが十分な強度を有し,転倒しないことを確認した。

ｂ．アンカボルト評価

アンカボルトの評価結果を以下に示す。水平震度 0.36G によりアンカボルトに発生する荷重は，許容荷重を下回っており，十分な強度を有している。

評価結果

| 部位 | 材料 | 荷重種類 | 算出荷重[N] | 許容荷重[N] |
|---|---|---|---|---|
| アンカボルト | ＳＳ４００相当 | 引張 | 作用しない | 381000 |
| | | せん断 | 28224 | 286000 |

4. 配管

4.1 1号機配管

（1）構造強度

1号機二次系鋼管については，「設計・建設規格（2007年追補版）」に基づき，系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており，使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また，系統機能試験時に0.68～0.7MPaで漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \qquad (4.1)$$

t：管の計算上必要な厚さ[mm]

P：最高使用圧力[MPa]

$D_0$：管の外径[mm]

S：最高使用温度における「設計・建設規格　付録材料図　表　Part5 表5」に規定する材料の許容引張応力[MPa]

η：長手継手の効率で，「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

1号機二次系鋼管の構造強度評価結果

| 名称 | 公称肉厚[mm] | 必要最小厚さ[mm] |
|---|---|---|
| 1号機<br>二次系ライン | 5.5 | 2.4 |
| | 5.5 | 3.0 |
| | 6.0 | 3.4 |
| | 7.1 | 3.8 |
| | 5.5 | 2.4 |
| | 7.1 | 3.8 |

（2）耐震性

二次系設備のうち，新設配管の耐震性についての評価結果を示す。

a．評価条件

配管は，基本的に，配管軸直角2方向拘束サポートを用いた，両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また，配管は水平方向主体のルートを想定し，管軸方向については，サポート設置フロアの水平方向震度を鉄と鉄の静止摩擦係数0.52[注)]よりも小さいものとし，地震により管軸方向は動かないものと仮定する。

水平方向震度は，耐震Bクラス相当の評価である0.36Gとする。

ｂ．評価方法

水平方向震度が静止摩擦係数よりも小さく，地震により管軸方向は動かないと考えられることから，水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。

管軸直角方向の地震による応力は，下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(4.2)式で表すことができる。

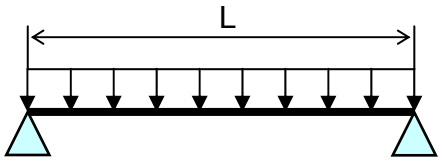
・ $Sw = \dfrac{wL^2}{8Z}$

Sw:自重による応力[MPa]

L:サポート支持間隔[mm]

Z：断面係数[$mm^3$]

w：等分布荷重[N/mm]




両端単純支持はりの等分布荷重より求まる自重による応力

・Ss=αSw (4.2)

Sw:自重による応力[MPa]　　Ss:地震による応力[MPa]

α:水平方向震度

注）日本機械学会編　機械工学便覧　α．基礎編　表 4-1 ，α2-27

また，崩壊制限に「JEAG4601（1984 年版)」のクラス 2 配管の供用状態 Ds の場合の一次応力制限を用いるとすると，地震評価としては(4.3)式で表すことができる。

・S=Sp+Sw+Ss=Sp+Sw+αSw= Sp+(1+α)Sw　≦ 0.9Su　　(4.3)

Sp:内圧による応力[MPa]　　Sw:自重による応力[MPa]

Ss:地震による応力[MPa]　　S:内圧，自重，地震による応力[MPa]

α:水平方向震度

従って，上記(4.3)式を満足するように，配管サポート配置を設定することにより，配管は十分な強度を有していると考えることができる。

ｃ．評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 Sw=40[MPa]の配管サポート配置を仮定する。

配管設置フロアの水平方向震度を前述の 0.36G，内圧による応力 Sp=10[MPa]，自重に

よる応力 Sw=40[MPa]，許容応力を STPT370[100℃]の 0.9Su=315[MPa]とし，(4.3)に代入すると以下となる。

・S=Sp+(1+α)Sw = 10+(1+0.36)×40= 64.4[MPa] ≦ 0.9Su = 315[MPa] (4.4)

また，継手がある場合には，応力係数も存在する。例えば応力係数を 3 とし，(4.4)式の自重による応力 Sw に 3 を乗じ，Sw=120[MPa]とすると以下となる。

・S=Sp+(1+α)Sw×3= 10+(1+0.36)×120= 173.2[MPa] ≦ 0.9Su = 315[MPa] (4.5)

以上のことから，両端単純支持はりで自重による応力 Sw を 40[MPa]程度の配管サポート配置とした場合，発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有する結果となった。

4.2　２号機配管

（１） 構造強度

２号機一次系／二次系鋼管については，「設計・建設規格（2007 年追補版）」に基づき，系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており，使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また，系統機能試験時に 0.9MPa（一次系），0.35MPa（二次系）で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

２号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果

| 名称 | 公称肉厚[mm] | 必要最小厚さ[mm] |
|---|---|---|
| ２号機<br>一次系ライン | 6.0 | 3.4 |
| | 7.1 | 3.8 |
| | 8.2 | 3.8 |
| ２号機<br>二次系ライン | 6.6 | 3.8 |
| | 7.1 | 3.8 |
| | 8.2 | 3.8 |

（２） 耐震性

一次系設備のうち，既設取合～熱交換器ユニット間の新設配管についての耐震性の評価結果を示す。

ａ．解析条件

・解析モデル：

既設 FG69A～熱交換器ユニット：KFPC-901

熱交換器ユニット～既設 FE52A：KFPC-902

・水平地震力：耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とした場合の新設配管の発生応力を確認する。

ｂ．評価結果

以下に配管の応力評価結果を示す。

応力評価結果

| | 一次応力[MPa] | 許容応力[MPa] |
|---|---|---|
| 既設 FG69A<br>～熱交換器ユニット | 77 | 189 |
| 熱交換器ユニット<br>～既設 FE52A | 46 | 189 |

4.3　３号機配管

（１） 構造強度

３号機一次系／二次系鋼管については，「設計・建設規格（2007 年追補版）」に基づき，系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており，使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また，系統機能試験時に 0.9MPa（一次系），0.353～0.355MPa（二次系）で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

３号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果

| 名称 | 公称肉厚[mm] | 必要最小厚さ[mm] |
|---|---|---|
| ３号機<br>一次系ライン | 6.0 | 3.4 |
| | 7.1 | 3.8 |
| | 8.2 | 3.8 |
| ３号機<br>二次系ライン | 6.6 | 3.8 |
| | 7.1 | 3.8 |
| | 8.2 | 3.8 |

（２） 耐震性

一次系設備のうち，既設取合～熱交換器ユニット間の新設配管についての耐震性の評価結果を示す。

ａ．解析条件

・解析モデル：

既設 FG101B～熱交換器ユニット：KFPC-901

熱交換器ユニット～既設ストレーナ 29B：KFPC-902

・水平地震力：耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とした場合の新設配管の発生応力を確認する。

ｂ．評価結果

以下に配管の応力評価結果を示す。

応力評価結果

| | 一次応力[MPa] | 許容応力[MPa] |
|---|---|---|
| 既設 FG101B<br>～熱交換器ユニット | 83 | 173 |
| 熱交換器ユニット<br>～既設ストレーナ 29B | 53 | 173 |

4.4　４号機配管

（１） 構造強度

４号機一次系／二次系鋼管については，「設計・建設規格（2007 年追補版）」に基づき，系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており，使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また，系統機能試験時に 0.95MPa（一次系），0.62MPa（二次系）で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

４号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果

| 名称 | 公称肉厚[mm] | 必要最小厚さ[mm] |
|---|---|---|
| ４号機<br>一次系ライン | 6.0 | 3.4 |
| | 7.1 | 3.8 |
| | 6.0 | 3.4 |
| | 7.1 | 3.8 |
| | 6.0 | 0.47 |
| ４号機<br>二次系ライン | 6.0 | 3.4 |
| | 6.6 | 3.8 |
| | 7.1 | 3.8 |
| | 8.2 | 3.8 |
| | 6.0 | 3.4 |
| | 8.2 | 3.8 |

（２） 耐震性

使用済燃料プール循環冷却システムの新設設備のうち，配管の耐震性についての評価結果を示す。

ａ．評価条件

配管は，基本的に，配管軸直角 2 方向拘束サポートを用いた，両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また，配管は水平方向主体のルートを想定し，管軸方向については，サポート設置フロアの水平方向震度を鉄と鉄の静止摩擦係数 0.52 [注)] よりも小さいものとし，地震により管軸方向は動かないものと仮定する。

水平方向震度は，耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とする。

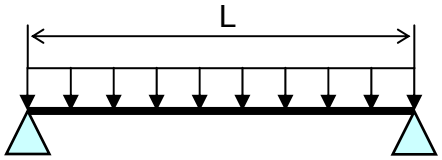
ｂ．評価方法

水平方向震度が静止摩擦係数よりも小さく，地震により管軸方向は動かないと考えられることから，水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。

管軸直角方向の地震による応力は，下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(4.6)式で表すことができる。

・ $Sw = \dfrac{wL^2}{8Z}$

Sw:自重による応力[MPa]
L:サポート支持間隔[mm]
Z：断面係数[$mm^3$]
w：等分布荷重[N/mm]




両端単純支持はりの等分布荷重より求まる自重による応力

・Ss=αSw (4.6)

Sw:自重による応力[MPa]　　Ss:地震による応力[MPa]
α:水平方向震度

注）日本機械学会編　機械工学便覧　α．基礎編　表 4-1 ，α2-27

また，崩壊制限に「JEAG4601（1984 年版)」のクラス 2 配管の供用状態 Ds の場合の一次応力制限を用いるとすると，地震評価としては(4.7)式で表すことができる。

・S=Sp+Sw+Ss=Sp+Sw+αSw= Sp+(1+α)Sw ≦ 0.9Su (4.7)

Sp:内圧による応力[MPa]　　Sw:自重による応力[MPa]
Ss:地震による応力[MPa]　　S:内圧，自重，地震による応力[MPa]
α:水平方向震度

従って，上記(4.7)式を満足するように，配管サポート配置を設定することにより，配管の崩壊は抑制できる。

c．評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 Sw=40[MPa]の配管サポート配置を仮定する。

配管設置フロアの水平方向震度を前述の 0.36G，内圧による応力 Sp=10[MPa]，自重による応力 Sw=40[MPa]，許容応力を STPT370[100℃]の 0.9Su=315[MPa]とし，(4.7)に代入すると以下となる。

・S=Sp+(1+α)Sw = 10+(1+0.36)×40= 64.4[MPa] ≦ 0.9Su = 315[MPa] (4.8)

また，継手がある場合には，応力係数も存在する。例えば応力係数を 3 とし，(4.8)式の自重による応力 Sw に 3 を乗じ，Sw=120[MPa]とすると以下となる。

・S=Sp+(1+α)Sw×3= 10+(1+0.36)×120= 173.2[MPa] ≦ 0.9Su = 315[MPa] (4.9)

以上のことから，両端単純支持はりで自重による応力 Sw を 40[MPa]程度の配管サポート配置とした場合，発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有する結果となった。

4.5　１～４号機フレキシブルチューブ

（１）構造強度

１～４号機フレキシブルチューブは，設計・建設規格に記載がない機器であるが，系統最高使用圧力 0.5MPa（２号機／３号機　二次系），1.0MPa（1 号機／４号機　二次系），1.0MPa（４号機　一次系）に対し，工場にて 0.5MPa（２号機／３号機　二次系）の気圧試験，1.25MPa（１号機／４号機　二次系，４号機　一次系）の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。

また，系統機能試験時に下表の圧力で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

各号機における系統機能試験圧力

| 号機 | 一次系<br>系統機能試験圧力[MPa] | 二次系<br>系統機能試験圧力[MPa] |
|---|---|---|
| １号機 | | 0.68～0.7 |
| ２号機 | 0.9 | 0.35 |
| ３号機 | 0.9 | 0.353～0.355 |
| ４号機 | 0.95 | 0.62 |

（２）耐震性

１～４号機フレキシブルチューブは，フレキシビリティを有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

4.6　1号機／4号機ポリエチレン管

（1）構造強度

ポリエチレン管の材料である高密度ポリエチレンは非金属材であるため，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」による規定はなく，ISO TR9080 及び ISO 12162 により「PE100」として規定，分類される。ポリエチレン管の性能（引張降伏強さや引張による破断時の伸び等）や寸法については，日本水道協会規格（JWWA K 144 等）及び配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格（PTC K 03 等）に規定されている。

内圧に対する強度設計としては，設計内圧による発生応力が，材料（PE100）の 50 年後クリープ強度 σ50 に安全率を見込んだ値を上回らないような外径と管厚の組み合わせを，JWWA K 144 等で規定している（下式）。この強度設計式において，設計内圧は 1.0MPa であり，二次系ポンプ等の通常運転圧力（現在までの実績ベースで 1.0MPa 以下）を上回っていることから，ポリエチレン管の規格品は，使用済燃料プール循環冷却設備二次系での内圧条件に対して十分な管厚を有する。

また，ポリエチレン管の耐圧性は温度依存性があるが，50℃の温度条件においても，使用済燃料プール循環冷却設備二次系の最高使用圧力を上回る耐圧性能が確保できることを数値シミュレーションにより確認している。具体的には，①ポリエチレン管に加わる内圧による応力，②使用環境温度，及び③破壊時間に関する関係式を用いて，環境温度が 20℃～50℃のときに，1MPa の内圧が加わった場合の破壊時間を算出したところ，破壊時間が最も短くなる 50℃の場合でも，10 年以上の寿命が確保できることを確認した。

以上のことから，ポリエチレン管は使用済燃料プール循環冷却設備二次系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると判断する。

$$\frac{\sigma_{50}}{S_f} = \frac{P(D-t)}{2t}$$

$\sigma_{50}$　PE100 の 50 年後クリープ強度(MPa)
$S_f$　安全率
P　設計内圧(MPa)
D　管外径(mm)
t　管厚(mm)

（2）耐震性

ポリエチレン管の耐震設計については，土中に埋設された状態における耐震計算が日本水道協会規格等で規定されているのみであり，福島第一原子力発電所のように地上に設置したポリエチレン管の耐震計算に関する規定はない。しかしながら，ポリエチレン管は，フレキシビリティを有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

5. エアフィンクーラ，冷却塔

5.1　１号機エアフィンクーラ

（１）構造強度

１号機エアフィンクーラについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 1.47MPa の気圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.68～0.7MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，１号エアフィンクーラについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

1 号機エアフィンクーラについては，弁，配管と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（エアフィンクーラユニット）することで，耐震性を向上させている。また，エアフィンクーラユニットについては，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版)」を準用し，敷鉄板との溶接を考慮しない状態で，エアフィンクーラユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに，　$F_H$：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

$K_H$：設計用水平震度

$W$：機器重量

$h_G$：据付面より機器重心までの高さ

$F_V$：設計用鉛直地震力

$\ell_G$：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

$\ell$：検討する方向から見た評価点スパン

$n_t$：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

| 設備名称 | 機器に発生する垂直力[N] | 評価 |
|---|---|---|
| １号機エアフィンクーラユニット | －2248 | 転倒しない |

5.2　2 号機冷却塔

（1）構造強度

２号機冷却塔については，系統最高使用圧力 0.5MPa に対し，工場にて 0.75MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.35MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，２号冷却塔については，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（2）耐震性

２号機冷却塔は，杭またはワイヤーロープ等を用いた転倒防止策を講じているが，これら転倒防止策を考慮せず，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版)」を準用し，冷却塔に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに，　$F_H$：設計水平地震力（$K_H$・W）

$K_H$：設計用水平震度

W：機器重量

$h_G$：据付面より機器重心までの高さ

$F_V$：設計用鉛直地震力

$\ell_G$：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

$\ell$：検討する方向から見た評価点スパン

$n_t$：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

| 設備名称 | 機器に発生する垂直力[N] | 評価 |
|---|---|---|
| ２号機冷却塔 | －680 | 転倒しない |

5.3　３号機冷却塔

（１）構造強度

３号機冷却塔については，系統最高使用圧力 0.5MPa に対し，工場にて 0.75MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統試機能試験時 0.353～0.355MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，３号冷却塔については，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

３号機冷却塔は，杭またはワイヤーロープ等を用いた転倒防止策を講じているが，これら転倒防止策を考慮せず，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版)」を準用し，冷却塔に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに，　$F_H$：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

$K_H$：設計用水平震度

$W$：機器重量

$h_G$：据付面より機器重心までの高さ

$F_V$：設計用鉛直地震力

$\ell_G$：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

$\ell$：検討する方向から見た評価点スパン

$n_t$：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

| 設備名称 | 機器に発生する垂直力[N] | 評価 |
|---|---|---|
| ３号機冷却塔 | －3587 | 転倒しない |

5.4　４号機エアフィンクーラ

（１）構造強度

４号機エアフィンクーラについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 1.47MPa の気圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統試運転圧 0.62MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，４号エアフィンクーラについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

エアフィンクーラについては，弁，配管と共にトレーラに搭載し、トレーラ含めてユニット化（エアフィンクーラユニット）することで耐震性を向上させている。また，エアフィンクーラユニットについては，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，敷鉄板との溶接を考慮しない状態で，エアフィンクーラユニットに発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

ａ．転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに，

$F_H$：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

$K_H$：設計用水平震度

$W$：機器重量

$h_G$：据付面より機器重心までの高さ

$F_V$：設計用鉛直地震力

$\ell_G$：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

$\ell$：検討する方向から見た評価点スパン

$n_t$：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

| 設備名称 | 機器に発生する垂直力[N] | 評価 |
|---|---|---|
| ４号機エアフィンクーラユニット | －2248 | 転倒しない |

# 使用済燃料プール冷却系機能喪失評価

(1)　原因

使用済燃料プール冷却中に，ポンプ故障や地震・津波等の原因により使用済燃料プール冷却系が機能喪失し，使用済燃料プールの冷却が停止し，使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下する。

(2)　対策及び保護機能

a. 一次系又は二次系ポンプが故障した場合は，現場に移動し，待機号機の起動を行い，使用済燃料プールの循環冷却を再開する。
(冷却再開の所要時間（目安）：約１時間程度）※

b. 使用済燃料プール循環冷却系の電源喪失時において，外部電源および所内電源の切替に長時間を要する場合（目安時間：約２日以上）は，非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより，使用済燃料プールの冷却を行う。
(冷却再開の所要時間（目安）：約３時間程度）※

c. 使用済燃料プール循環冷却系の一次系循環ラインが損傷した場合は，循環ライン内の一次系系統水が系外へ漏えいすることが考えられることから，系外へ漏えいした一次系系統水を建屋内に設置した堰により滞留させた後，漏えい水を建屋地下（２～３号機は原子炉建屋地下，４号機は廃棄物処理建屋地下又は原子炉建屋地下）に移送する。移送後，一次系循環ラインの復旧に長時間を要する場合は，非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより，使用済燃料プールの冷却を行う。
(冷却再開の所要時間（目安）：約６時間程度）※

d. 地震・津波等により使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には，現場状況に応じて，予め免震重要棟西側（OP.36,900）に待機している消防車等の配備を行い，使用済燃料プールの冷却を再開する。
(冷却再開の所要時間（目安）：約３時間程度）※

e. 地震・津波等により，非常用注水設備による使用済燃料プールの冷却が困難な場合は，ろ過水タンク西側（OP.40,800）に待機しているコンクリートポンプ車により使用済燃料プールの冷却を行う。
(冷却再開の所要時間（目安）：約６時間程度）※

※：所要時間（目安）とは復旧作業の着手から完了までの時間（目安）である。

(3)　評価条件及び評価結果

a. 評価条件

(a) 保守的に使用済燃料から発生する崩壊熱は全て使用済燃料プール水の温度上昇に寄与するものとし，外部への放熱は考慮しないものとする。

(b) 使用済燃料から発生する崩壊熱は，次に示す値とする。

1 号機：0.09MW　　2 号機：0.28MW　　3 号機：0.25MW　　4 号機：0.66MW

（H24 年 12 月 7 日時点の ORIGEN 評価値）

なお，平成 24 年 12 月 7 日時点及び 1～3 年後の各号機における使用済燃料プールから発生する崩壊熱は以下のとおりである。

| | 使用済燃料崩壊熱［MW］※ | | | |
|---|---|---|---|---|
| 号機 | H24 年 12 月 7 日時点 | H25 年 12 月 7 日時点(1 年後) | H26 年 12 月 7 日時点(2 年後) | H27 年 12 月 7 日時点(3 年後) |
| 1 号 | 0.09 | 0.08 | 0.07 | 0.07 |
| 2 号 | 0.28 | 0.23 | 0.20 | 0.18 |
| 3 号 | 0.25 | 0.21 | 0.18 | 0.16 |
| 4 号 | 0.66 | 0.50 | 0.42 | 0.37 |

※各燃料について，プラント停止時（平成 23 年 3 月 11 日時点）の各燃料の燃焼度（運転データ）を入力し，計算コード ORIGEN を用いて計算

(c) 保守的に使用済燃料プール水の初期温度は 65℃とする。

b. 評価結果

使用済燃料プール冷却系が機能喪失している間，使用済燃料プール水位が水遮へいが有効とされる有効燃料頂部＋２ｍに至るまでの期間は以下の通りとなる。

1 号機：約 138 日，　2 号機：約 63 日，　3 号機：約 72 日，　4 号機：約 27 日

(4)　判断基準への適合性の検討

本事象に対する判断基準は，「使用済燃料から発生する崩壊熱を確実に除去できること」である。

使用済燃料プール循環冷却系の機能喪失後，使用済燃料プール水位が有効燃料頂部＋２ｍに至るまでには，最短で 4 号機において約 27 日程度の時間的余裕がある。このことから，他に緊急度の高い復旧作業がある場合は，そちらを優先して実施することになるが，使用済燃料プールの冷却再開に関する復旧作業は事前の準備が整い次第，速やかに実施することで使用済燃料プールの冷却を再開する。なお，有効燃料頂部＋２ｍでの使用済燃料プール近くのオペフロや原子炉建屋周辺における線量率は十分低いと評価しており，使用済燃料プールの冷却再開に関する復旧作業は十分可能と考えられる。

以上により，使用済燃料プール冷却系の機能が喪失した場合でも，燃料の冠水は確保され，使用済燃料から発生する崩壊熱が確実に除去されることから，判断基準は満足される。

(5)　非常用注水設備の代替注水手段

地震・津波等により，非常用注水設備の使用が困難な場合，ろ過水タンク西側（OP.40,800）に待機しているコンクリートポンプ車等を用いて使用済燃料プールを冷却する。また，コンクリートポンプ車の使用が困難な２号機においては，消防ホースを使用済燃料プールまで敷設し，消防車による直接注水を行うことで，使用済燃料プールを冷却する。コンクリートポンプ車の仕様を以下に示す。

| | |
|---|---|
| コンクリートポンプ車 | |
| 台　　数 | 1 |
| アーム長さ | 62m 以上 |
| 容　　量 | 160$m^3$/h 以上 |
| 燃料タンク容量，消費量 | 約 500 l （参考値），約 20 l /h（参考値） |

使用済燃料プール（ＳＦＰ）水温及び水位変化

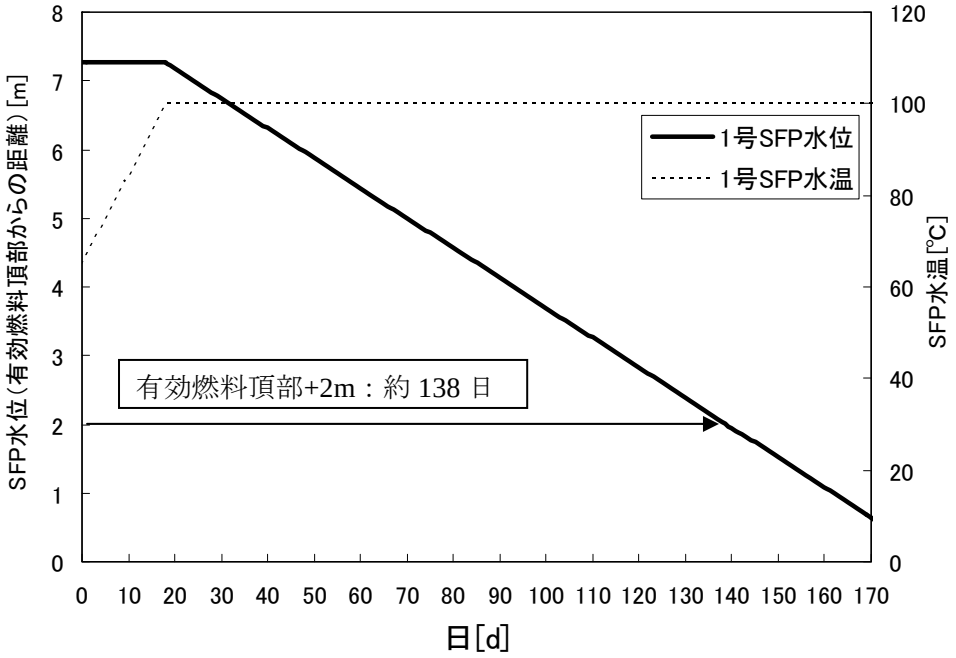



図１　１号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

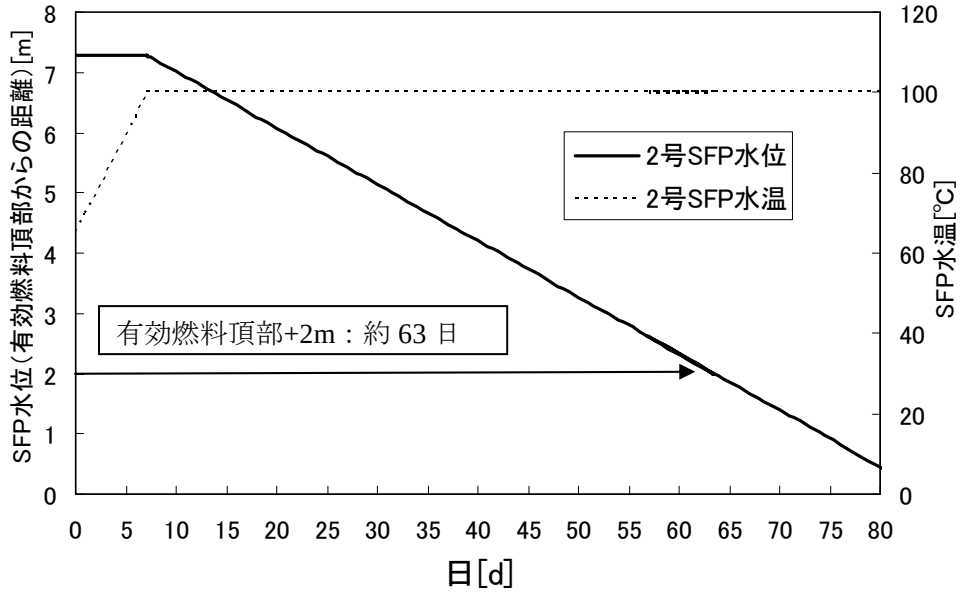



図２　２号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

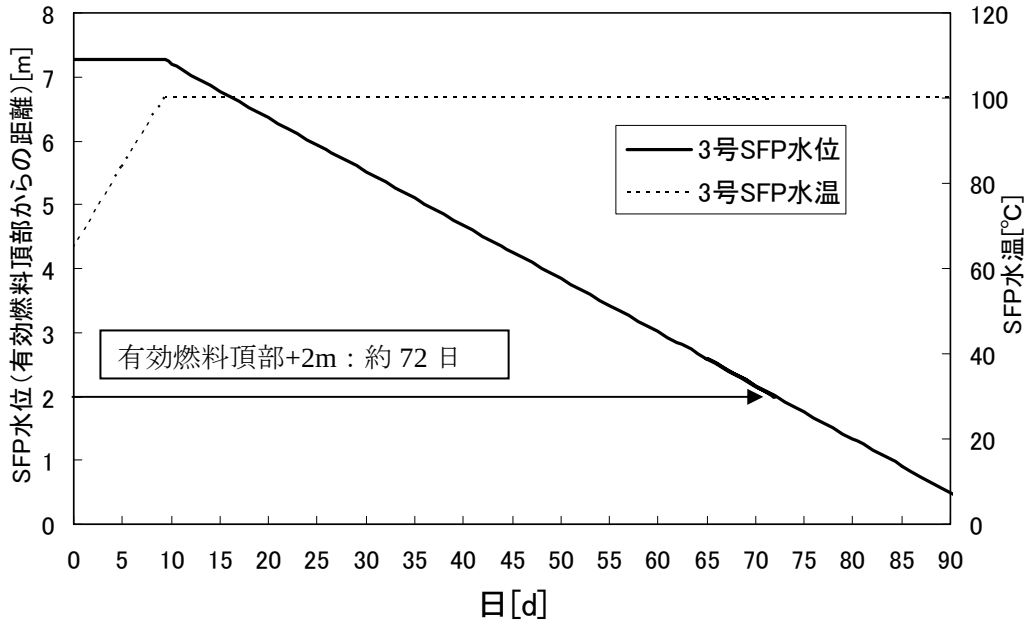



図３　３号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

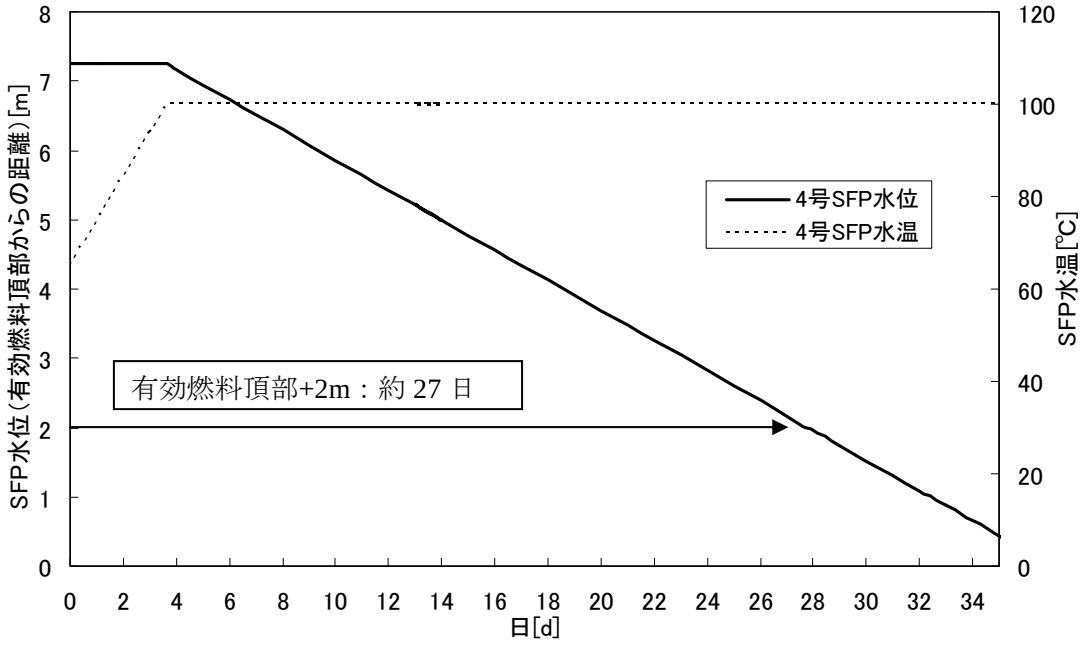



図４　４号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

# 有効燃料頂部＋２ｍにおける線量評価

使用済燃料プール循環冷却設備の機能が喪失した場合，非常用注水設備等を用いて使用済燃料プールの冷却を再開する必要がある。冷却再開にあたり，有効燃料頂部＋２ｍにおいても，使用済燃料プール近くのオペフロ及び原子炉建屋周辺での作業が可能な線量かどうかの評価を行った。

１．評価条件

評価条件は以下の通りである。

（１）冷却期間の短い使用済燃料体数が多い４号機使用済燃料プールについて評価。
（使用済燃料の照射期間及び冷却期間は燃料毎に考慮，評価日は H23.4.22 時点）

（２）ORIGEN2 により使用済燃料の線源強度を計算し，この線源強度を用い MCNP により線量率を計算。

（３）線量率の評価位置は，使用済燃料プール真上「オペフロ＋５m 高さ」。

２．評価結果

評価結果を下記表に示す。

| 有効燃料頂部からの水位（m） | 線量率（ｍＳｖ／ｈ） |
|---|---|
| 0 | $３\times１０^{4}$ |
| 1 | $８\times１０^{1}$ |
| 2 | $３\times１０^{-1}$ |

評価位置は使用済燃料プール真上「オペフロ＋５ｍ」であるが，面線源であることを考慮するとオペフロ高さにおいても同程度の評価結果になると考える。

以上の結果より，使用済燃料プール水位が有効燃料頂部から水深２ｍ確保されていれば，使用済燃料による線量率は十分低いことから，コンクリートポンプ車が使用できない場合の使用済燃料プール近くのオペフロ作業や非常用注水設備等を用いた冷却作業は十分可能と考える。

なお，現在及び今後は，さらに使用済燃料の冷却期間が経過しており，線量率はより小さくなる。

## 2.4　原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備

### 2.4.1　基本設計

#### 2.4.1.1　設置の目的

原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備（以下，ホウ酸水注入系という）は，原子炉圧力容器（以下，ＲＰＶという）内あるいは原子炉格納容器（以下，ＰＣＶという）内に存在する核燃料物質を含むデブリが臨界に至った場合，または臨界の可能性がある場合において，未臨界にするまたは臨界を防止するためにホウ酸水をＲＰＶ・ＰＣＶに注入することで，放射性物質の外部への大量放出を防ぐことを目的とする。

#### 2.4.1.2　要求される機能

(1)　原子炉圧力容器・格納容器内での臨界を防止できること。

#### 2.4.1.3　設計方針

##### 2.4.1.3.1　構造強度及び機能の維持

(1)　ホウ酸水注入系は，核燃料物質を含むデブリが臨界に至った場合，または臨界の可能性が認められた場合にホウ酸水を注入することにより核燃料物質を含むデブリを未臨界にできる，または臨界を防止する機能を有する設計とする。

(2)　ホウ酸水注入系の動的機器及び駆動電源は，多重性または多様性及び独立性を備えた設計とする。

(3)　ホウ酸水注入系は，設計，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4)　ホウ酸水注入系は，漏えいしがたい設計とする。

(5)　ホウ酸水注入系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。

##### 2.4.1.3.2　ホウ酸水注入系の監視

ホウ酸水タンクに貯蔵されたホウ酸量は，タンク水位，温度を定期的に確認することにより監視する。

##### 2.4.1.3.3　異常時への対応機能

(1)　ホウ酸水注入系は，外部電源が利用できない場合でも，臨界に至った場合，または臨界の可能性がある場合に，その状況に必要なホウ酸水を注入できる設計とする。

(2)　ホウ酸水注入系は，全母線電源喪失に対して，ホウ酸水注入機能を確保できる設計とする。

(3)　地震，津波等の発生を考慮してもホウ酸水注入機能を確保できる設計とする。

2.4.1.3.4　火災防護

消火設備を設けることで，初期消火を行い，火災により，安全性を損なうことのないようにする。

2.4.1.4　供用期間中に確認する項目

臨界を防止するためのホウ酸水が確保されていること。なお，ホウ酸水が注水されることについては，設備が共通の原子炉圧力容器・格納容器注水設備にて確認される。

2.4.1.5　主要な機器

(1)　設備概要（添付資料－１参照）

ホウ酸水注入系は原子炉注水系の水源をホウ酸水タンクに切り替えることにより原子炉注水系を介してホウ酸水を注入する。設備の大部分は原子炉注水系と共用であるため，ここではホウ酸水タンク，及びホウ酸水タンクと原子炉注水系を繋ぐラインを主要な機器とする。

また，ホウ酸水は，構造物への影響が少ない弱アルカリ性の五ホウ酸ナトリウムの水溶液として注入する。注入量は，ＲＰＶ内の保有水量を前提とし，臨界防止，または未臨界維持の観点から必要な量とする。ＲＰＶに注入したホウ酸水はＰＣＶへも漏えいするため，ＰＣＶ内の臨界防止または未臨界維持にも効果が期待できる（添付資料－３，４参照）。

(2)　ホウ酸水タンク

ホウ酸水タンクは２基設置し，２基の内１基について空運用とすることで，地震時における影響を低減する。なお，万が一タンクが２基同時に損傷してしまう場合に備え，仮設プールを配備する。

また，ホウ酸水タンクにヒータ及び攪拌機を設置することにより，冬場の温度低下によるホウ酸水タンク内保有水の凍結を防止する。

(3)　ホウ酸水注入ライン

ホウ酸水注入系は，原子炉注水系の常用高台炉注水ポンプの吸込み側に繋がれており，ホウ酸水は常用高台炉注水ポンプによって注入される。また，常用高台炉注水ポンプが使用不可能になった場合は，非常用高台炉注水ポンプの吸込み側のラインを用いて，非常用高台炉注水ポンプでも注入可能な構成となっている。この他，常用，非常用高台炉注水ポンプの注入ラインが破損した場合などに備え，消防車を用いることで純水タンク脇炉注水ポンプのラインも利用可能となっている。

これらの系を構成するラインは，原子炉注水系と同様にポリエチレン管，一部に鋼管及びフレキシブルチューブを採用している。

2.4.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

津波が発生した場合，原子炉までの注入ラインが損傷する可能性があるが，その際は，速やかに事務本館海側駐車場に移動し，消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を再開する。

(2)　火災

凍結防止用のヒータが存在するため，初期消火の対応ができるよう，近傍に消火器を設置する。

2.4.1.7　構造強度及び耐震性（添付資料－２参照）

(1)　構造強度

ホウ酸水注入系は，技術基準上原子炉停止設備に相当するクラス２機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（以下，設計・建設規格という)」で規定されるものであるが，設計・建設規格は，鋼材を基本とした要求事項を規定したものであり，耐圧ホース等の非金属材についての基準がない。したがって，鋼材を使用している設備については，設計・建設規格のクラス２機器相当での評価を行い，非金属材料については，当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価をおこなう。この際，当該の設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や試験等を実施した場合は，それを考慮できるものとして，評価を行う。また，溶接部については，耐圧試験等を行い，有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

(2)　耐震性

ホウ酸水注入系は耐震設計審査指針上のＳクラス相当の設備と位置づけられるが，仮設設備については，短期間での設計，調達及び設置を行う必要があることから，耐震Ｓクラスの要求事項を完全に満足するものとはなっていないものの，今後も継続的に発生すると思われる地震に対して耐震性を確保する観点から，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力に対して耐震性が確保されることを確認する。また，基準地震動 Ss 相当の地震により複数の仮設設備が同時に機能喪失した場合においても，消防車や仮設プールの配備により，ホウ酸水を注入できるようにする。

耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

支持部材がない等の理由によって，耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては，フレキシビリティを有する材料を使用するなどして，可能な限り耐震性を確保する。

2.4.1.8　機器の故障への対応

2.4.1.8.1　機器の単一故障

(1)　タンク損傷

ホウ酸水タンクは２基あるため，同時に使用不能になる可能性は低いが，地震の影響等により同時に損傷しないよう，１基はホウ酸水を入れず，耐震性を確保して管理する。なお，この際に，空のホウ酸水タンクの水張りから注入までの所要時間は，タンク水張り，タンクの切替，ホウ酸の注入までで約８時間を要し，臨界検知，判断等の時間を約２時間，また注入完了までの約４時間を加え，約１４時間を想定している。

(2)　原子炉注水系機器の単一故障

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入するため，原子炉注水系の単一故障がホウ酸水注入機能に影響を及ぼすため，その影響について評価した。

ホウ酸注入系のポンプ故障，外部電源喪失や全母線電源喪失による電源喪失については故障時の措置及びその復旧時間は原子炉注水系の異常時の措置と同様であり，非常用高台炉注水ポンプの起動のため３０分程度要することになる。また，原子炉注水系の注入ラインの損傷については以下のとおり対応する。

(3)　原子炉注水系の注入ラインの損傷

ホウ酸水注入時に高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷した場合は，消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を再開する（注入再開の所要時間：６０分程度)。

2.4.1.8.2　ホウ酸水注入系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

(1)　ホウ酸水タンクの２基機能喪失

ホウ酸水タンクが２基同時に機能喪失した場合は，仮設プールを設置し，ホウ酸水注入を行う。この場合の所要時間は，タンク１基の単一故障の場合の１４時間に加え，組立て式の仮設プールの設置時間約８時間（ホース敷設含む）が加わるため，約２２時間を想定している。

ここで，高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷している場合は，Ⅱ.2.4.1.8.1 (3)と同様に，消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を行うが，この場合でも仮設プールの設置時間約８時間に包絡される。

(2)　原子炉注水系の複数設備の機能喪失

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入する。原子炉注水系の複数設備が機能喪失した場合は，Ⅱ.2.1.1.8.2 の通り，注水再開までの時間は，現場状況等により変動するものの，ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると，作業

開始から３時間程度と想定している。従って，(1)ホウ酸水タンクの２基機能喪失時の所要時間約２２時間に包絡される。

なお，さらに長時間原子炉注水系の機能が喪失する場合については，炉水温度は上昇し，ボイドが発生することにより負の反応度が印加されることから，この間のホウ酸水注入は不要である。

2.4.1.8.3　臨界時の評価

(1)　概要

福島第一原子力発電所第１号機から第３号機のように事故の進展により損傷，溶融した炉心では，　臨界になるための体系から離れていると一般に考えられており，また，これまで臨界の兆候は確認されていないことからも，今後も臨界の可能性は工学的には極めて小さいと考えられる。

現状，未臨界状態が維持されていることの監視として，原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し，仮に臨界の兆候が見られた際には，原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ここでは，現状において仮に臨界が発生した場合の周辺の公衆に対する被ばく線量を評価し，臨界検知からホウ酸水注入までの対応を実施することにより，臨界により周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認する。

(2)　評価結果（添付資料－５参照）

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は，臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度 1Bq/$cm^3$ を設定している。ここでは，保守的にその 100 倍の 100Bq/$cm^3$ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し，臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して 1 日間臨界が継続した場合の，敷地境界における被ばく線量を評価する。その結果，敷地境界での被ばく量は約 $2.4\times10^{-2}$mSv となり，周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えられる。

2.4.2　基本仕様

2.4.2.1　主要仕様

(1)　ホウ酸水タンク（完成品）

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 2 |
| 容　　量 | 20 $m^3$（１基あたり） |
| 材　　料 | SUS329J4L および SUS444 |
| 型　　式 | パネルタンク |
| 寸　　法 | 2m×5m×高さ 2.5m |

(2)　仮設プール（完成品）

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 |
| 容　　量 | 10 $m^3$ |

表２．４－１　主要配管仕様

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| ホウ酸水タンクから<br>ホウ酸水タンク出口ヘッダまで<br>（フレキシブルチューブ） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 150A 相当<br>SUS304<br>1.0MPa<br>50℃ |
| ホウ酸水タンクから<br>ホウ酸水タンク出口ヘッダまで<br>（鋼管） | 呼び径<br><br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 65 A<br>80A<br>150A<br>SGP<br>1.0MPa<br>50℃ |
| ホウ酸水タンク出口ヘッダから<br>原子炉注水系まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 75A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |

2.4.3　添付資料

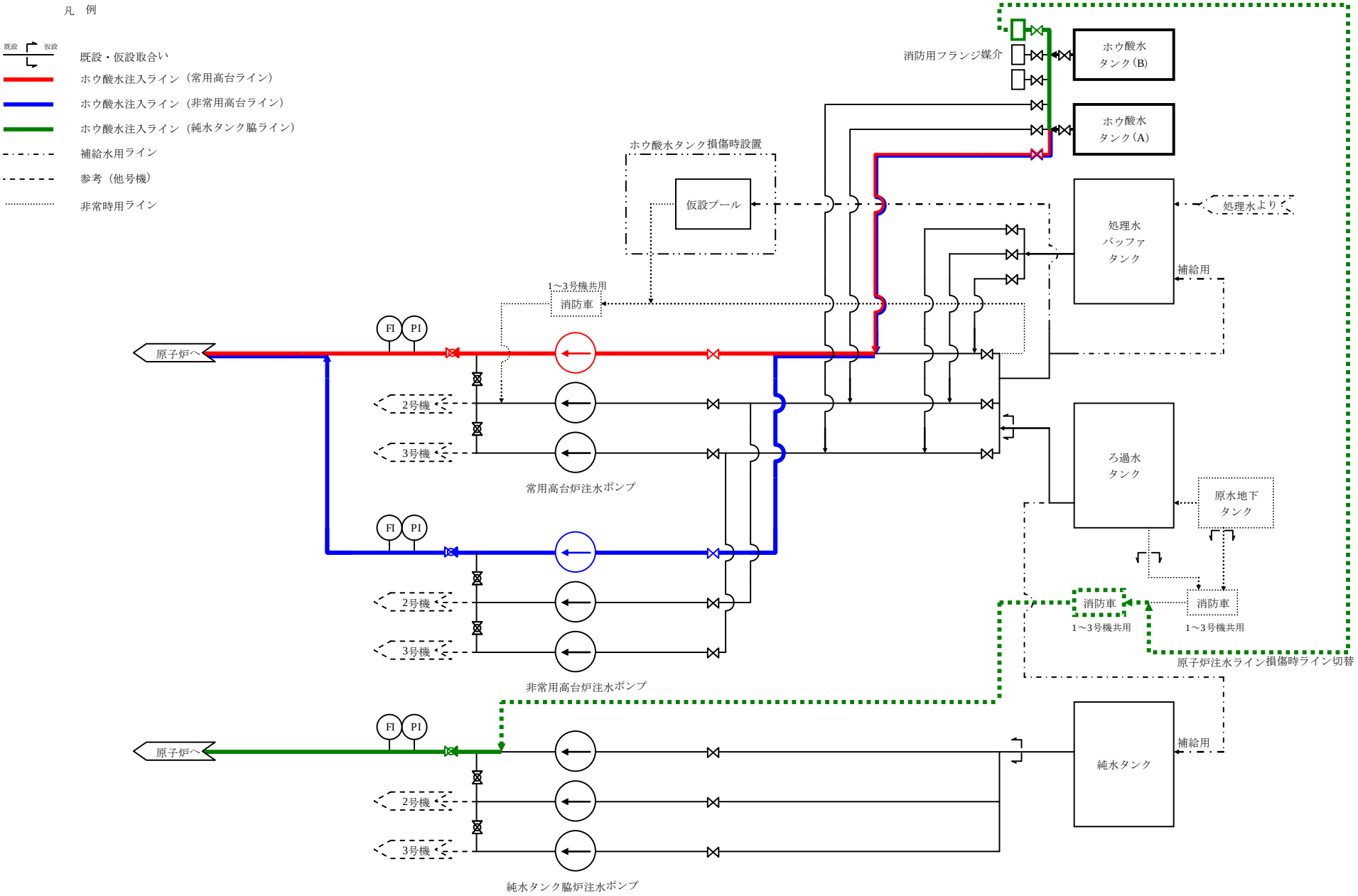
添付資料－１　原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備系統概略図

添付資料－２　構造強度及び耐震性

添付資料－３　五ホウ酸ナトリウムの必要量

添付資料－４　未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価

添付資料－５　臨界評価の説明資料




図－１　原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備系統概略図

# 構造強度及び耐震性

## 1　タンクの構造強度及び耐震性

### 1.1　ホウ酸水タンク

(1)　構造強度

ホウ酸水タンクについては，定格容量 20m³（水位 2m）における静水圧に対し，実験により確認した側板及び底板の許容水圧が大きいことを確認しており，ホウ酸水注入系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している。

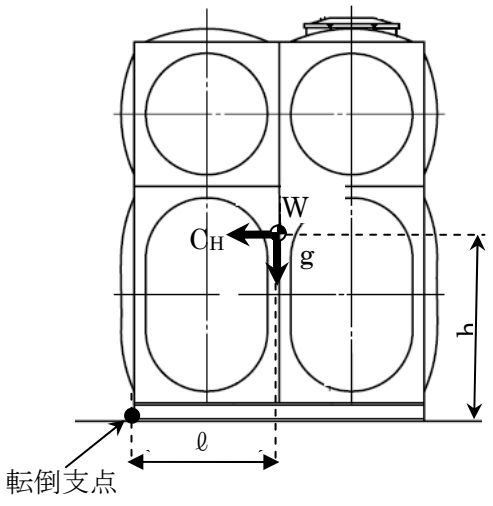
(2)　耐震性

ホウ酸水タンクは，事務本館脇海側駐車場に設置されており，ボルトにより固定されていないことを踏まえ，耐震性の評価として，タンクが転倒しないことの評価を行った。なお，基準地震動 Ss に対する動的解析を行うことが困難であることから，静的地震力を用いて，耐震設計審査指針上の耐震Ｂクラス相当の評価を行った。

a.　ホウ酸水タンクの転倒評価

タンクについて，地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し，それらを比較することで転倒評価を行った（図－１参照)。タンクが転倒するのは，地震によるモーメント＞自重によるモーメントの場合であるが，評価の結果，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力によるモーメント＜自重によるモーメントであり，タンクが転倒しないことを確認した。

なお，評価の結果，耐震Ｓクラス相当の静的地震力に対してもタンクが転倒しないことを確認した。




図－１　タンクの転倒評価モデル

$C_H$　：水平方向加速度
W　：機器重量
g　：重力加速度
h　：据付面から重心までの距離
ℓ　：転倒支点から機器重心までの距離

地震によるモーメント：$M_1 = W \times g \times C_H \times h$
自重によるモーメント：$M_2 = W \times g \times \ell$

1.2　管の構造強度及び耐震性

1.2.1　鋼管

(1)　構造強度

鋼管については，「設計・建設規格」におけるクラス２配管の規定に基づき，最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており，ホウ酸水注入系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している（表－１参照)。

表－１　ホウ酸水注入系における鋼管の構造強度評価結果

| | 公称肉厚<br>[mm] | 必要最小厚さ<br>[mm] |
|---|---|---|
| ホウ酸水タンクからホウ酸水タンク出口ヘッダまで | 4.2 | 2.7 |
| | 4.2 | 3.0 |
| | 5.0 | 3.8 |

■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは，(式 1-1) により計算した値及び表－２に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \qquad \text{(式 1-1)}$$

t：管の計算上必要な厚さ（mm）

P：最高使用圧力（MPa）

$D_0$：管の外径（mm）

S：最高使用温度における「設計・建設規格　付録材料図　表　Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力（MPa）

η：長手継手の効率で，「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

表－２　炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

| 管の外径（mm） | 管の厚さ（mm） |
|---|---|
| 25 未満 | 1.4 |
| 25 以上 38 未満 | 1.7 |
| 38 以上 45 未満 | 1.9 |
| 45 以上 57 未満 | 2.2 |
| 57 以上 64 未満 | 2.4 |
| 64 以上 82 未満 | 2.7 |
| 82 以上 101 未満 | 3.0 |
| 101 以上 127 未満 | 3.4 |
| 127 以上 | 3.8 |

(2)　耐震性

鋼管は分岐ヘッダ等の短い部分に使用しているが，その前後はフレキシビリティを有したポリエチレン管等と接続されており，地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

1.2.2　フレキシブルチューブ

(1)　構造強度

フレキシブルチューブは設計・建設規格に記載がない機器であるが，タンクヘッド圧（0.02MPa）における漏えい確認試験を行い，有意な変形や漏えいがないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

(2)　耐震性

フレキシブルチューブは，フレキシビリティを有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

1.2.3　ポリエチレン配管

(1)　構造強度

ポリエチレン管の材料である高密度ポリエチレンは非金属材であるため，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」による規定はなく，ISO TR9080 及び ISO 12162 により「PE100」として規定，分類される。ポリエチレン管の性能（引張降伏強さや引張による破断時の伸び等）や寸法については，日本水道協会規格（JWWA K 144 等）及び配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格（PTC K 03 等）に詳しく規定されている。

内圧に対する強度設計としては，設計内圧による発生応力が，材料（PE100）の５０年後クリープ強度 $\sigma_{50}$ に安全率を見込んだ値を上回らないような外径と管厚の組み合わせを，JWWA K 144 等で規定している（下式)。この強度設計式において，設計内圧は 1.0MPa であり，常用高台炉注水ポンプ等の通常運転圧力（現在までの実績ベースで 1.0MPa 以下）を上回っていることから，ポリエチレン管の規格品は，原子炉注水系での内圧条件に対して十分な管厚を有する。

また，ポリエチレン管の耐圧性は温度依存性があるが，50℃の温度条件においても，原子炉注水系の最高使用圧力を上回る耐圧性能が確保できることを数値シミュレーションにより確認している。具体的には，①ポリエチレン管に加わる内圧による応力，②使用環境温度，及び③破壊時間に関する関係式を用いて，環境温度が 20℃～50℃のときに，1MPa の内圧が加わった場合の破壊時間を算出したところ，破壊時間が最も短くなる 50℃の場合でも，１０年以上の寿命が確保できることを確認した。

さらに，通常運転状態における漏えい確認を行い，有意な変形や漏えいがないことを確認している。以上のことから，ポリエチレン管はホウ酸水注入系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると判断する。

$$\frac{\sigma_{50}}{S_f} = \frac{P(D-t)}{2t}$$

$\sigma_{50}$ PE100 の 50 年後クリープ強度(MPa)
$S_f$ 安全率
P 設計内圧(MPa)
D 管外径(mm)
t 管厚(mm)

(2) 耐震性

ポリエチレン管の耐震設計については，土中に埋設された状態における耐震計算が日本水道協会規格等で規定されているのみであり，福島第一原子力発電所のように地上に設置したポリエチレン管の耐震計算に関する規定はない。しかしながら，ポリエチレン管は，フレキシビリティを有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

# 五ホウ酸ナトリウムの必要量

## 1　五ホウ酸ナトリウムの必要量の考え方

ＲＰＶ内でホウ素濃度 510ppm（反応度 5%Δk に相当する濃度）にするために五ホウ酸ナトリウムの必要量を決める。ＰＣＶ内のデブリに対する五ホウ酸ナトリウム必要量に関しては，ＲＰＶからＰＣＶへ五ホウ酸ナトリウムが流入することから，ＲＰＶ内へ五ホウ酸ナトリウム必要量で連続注入を行う。連続で五ホウ酸ナトリウムを注入するとＰＣＶの五ホウ酸ナトリウム濃度は徐々に上昇し，ＰＣＶ内の未臨界に寄与する。このため，五ホウ酸ナトリウム注入後も引き続き，臨界が継続したと判断された場合，連続して五ホウ酸ナトリウムを注入する。なお，五ホウ酸ナトリウムが枯渇した場合は，海水を注入する。

## 2　五ホウ酸ナトリウムの必要量の算出

五ホウ酸ナトリウムはＲＰＶ内保有水で希釈されることから，その必要量はＲＰＶ保有水量と五ホウ酸ナトリウム中のホウ素成分比率を用いて次式で計算できる。

$$\text{五ホウ酸ナトリウム[kg]} = \frac{\text{RPV保有水量[kg]} \times \text{ホウ素濃度[ppm]} \times 10^{-6}}{\text{ホウ素の成分比率}}$$

現在，水位計がダウンスケールしているため，正確なＲＰＶ保有水量は不明である。一方，希釈を考えると保有水量が多い方が必要量を多く見積もり保守的となる。そこで，五ホウ酸ナトリウムの必要量の算出に当たっては，保守的に通常水位を用い，さらに各号機の中で最大の保有水量を採用した。表－1 に各号機の保有水量を示す。

表－１　各号機の通常保有水量

| | 保有水量 |
|---|---|
| １号機 | $194\times10^{3}$ kg |
| ２号機 | $340\times10^{3}$ kg |
| ３号機 | $340\times10^{3}$ kg |

## 3　評価条件

- ホウ素濃度：510ppm（反応度 5%Δk に相当する濃度）
  - ✓ 反応度 5%Δk 相当の $^{10}B$ 同位体天然組成ホウ素濃度として算出

➢ 五ホウ酸ナトリウム（$Na_2B_{10}O_{16}\cdot 10H_2O$）中のホウ素成分比率：下式のとおりである。

$$\text{ホウ素の成分比率}=\frac{B\times 10}{Na\times 2+B\times 10+O\times 16+(H\times 2+O\times 1)\times 10}\quad =\quad 0.183$$

ただし，各核種の原子量は下表を用いた（出典　理科年表）

| 核種 | H | B | O | Na |
|---|---|---|---|---|
| 原子量 | 1.008 | 10.811 | 15.999 | 22.990 |

4　評価式

➢ １～３号機の五ホウ酸ナトリウムの必要量

ＲＰＶ保有水量 340t を用いると

$$\text{五ホウ酸ナトリウム}=\frac{340\times 1000\times 510\times 10^{-6}}{0.183}\quad =\quad 948\ \text{kg}$$

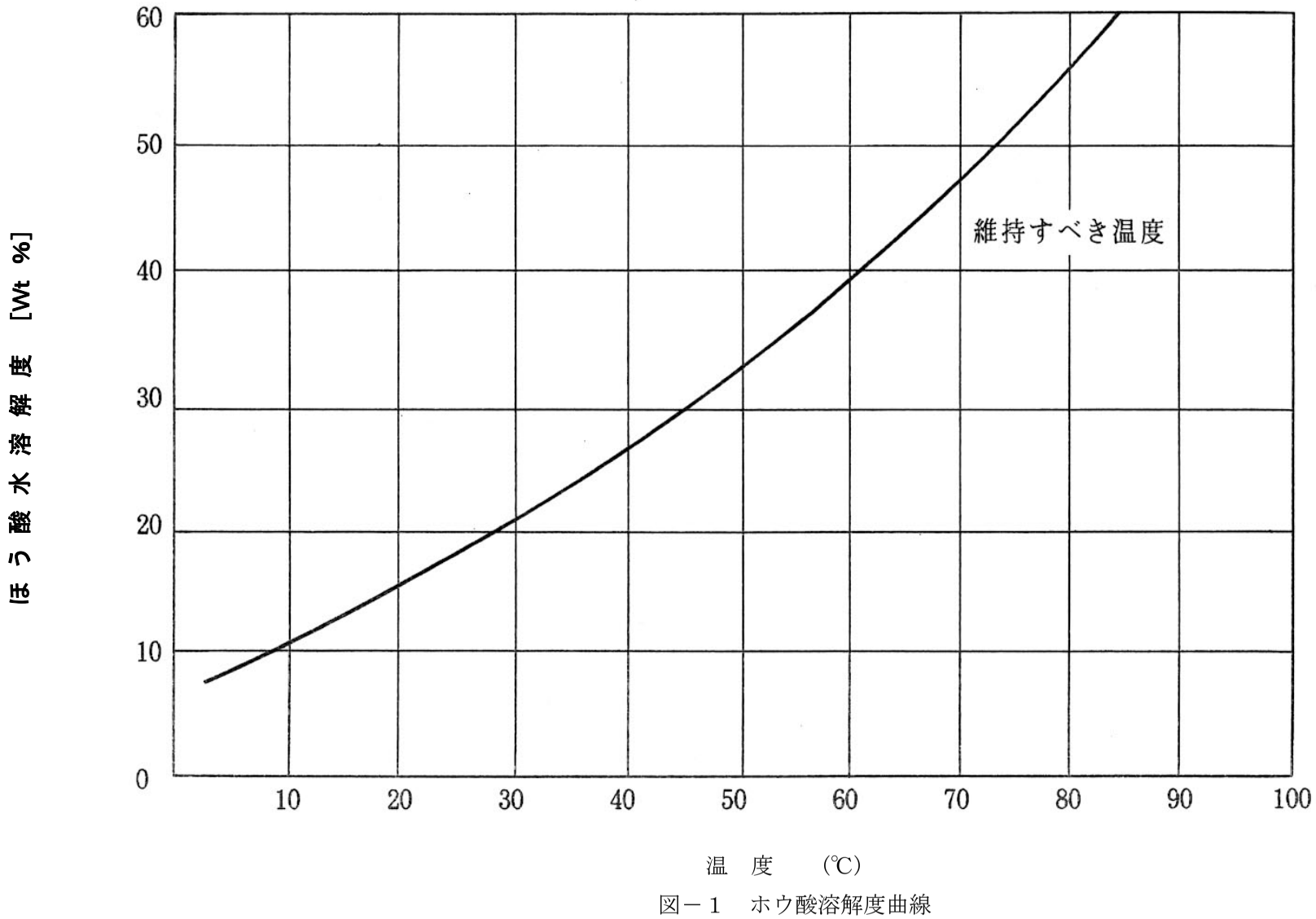
5　評価結果

| | １～３号機 |
|---|---|
| 五ホウ酸ナトリウムの必要量 | 948 kg |

五ホウ酸ナトリウムは保守的に 948kg を 960kg とし，全号機に同量 960kg を注入する。臨界継続が確認された場合，連続して五ホウ酸ナトリウムを注入し，五ホウ酸ナトリウムが枯渇した場合，海水を注入する。表－２に各号機毎に注入する保有水量に対する五ホウ酸ナトリウム濃度の対応表を示す。また，図－１に温度とホウ酸溶解度曲線を示す。

表2　五ホウ酸ナトリウム960kgに対する有効保有水量と五ホウ酸ナトリウム濃度(wt%)

| ホウ酸水タンク水位（m） | 吸込み残り高さ(m) | 有効水位(m) | 保有水量(t) | 有効保有水量(t) | 五ホウ酸ナトリウム濃度(wt%) |
|---|---|---|---|---|---|
| 1.0 | 0.5 | 0.5 | 10.0 | 5.0 | 17.7 |
| 1.1 | 0.5 | 0.6 | 11.0 | 6.0 | 14.9 |
| 1.2 | 0.5 | 0.7 | 12.0 | 7.0 | 12.9 |
| 1.3 | 0.5 | 0.8 | 13.0 | 8.0 | 11.4 |
| 1.4 | 0.5 | 0.9 | 14.0 | 9.0 | 10.2 |
| 1.5 | 0.5 | 1.0 | 15.0 | 10.0 | 9.2 |
| 1.6 | 0.5 | 1.1 | 16.0 | 11.0 | 8.4 |
| 1.7 | 0.5 | 1.2 | 17.0 | 12.0 | 7.7 |
| 1.8 | 0.5 | 1.3 | 18.0 | 13.0 | 7.1 |
| 1.9 | 0.5 | 1.4 | 19.0 | 14.0 | 6.7 |
| 2.0 | 0.5 | 1.5 | 20.0 | 15.0 | 6.2 |


ほう酸水溶解度 [Wt %]
60
50
40
30
20
10
0
10
20
30
40
50
60
70
80
90
100
維持すべき温度
温　度　(℃)

図－１　ホウ酸溶解度曲線

# 未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価

## 1　概要

現状，未臨界状態が維持されていることの監視として，原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガス（Xe-135）の放射能濃度を連続的に測定しているが，これまで臨界の兆候は確認されていない。

仮に臨界の兆候が見られた際には，原子炉圧力容器内でホウ素濃度 510ppm となる量の五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしているが，ここでは，未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度を評価する。

## 2　解析条件

### 2.1　解析における不確かさの考え方，及び条件

現時点では炉内状況の多くが不確かであり，評価条件を１つに特定することはできない。そこで，本評価では，現実的に起こりうる炉内状態の範囲を考え，感度解析を行う。臨界評価にあたっては，不確定要素として，デブリの組成，デブリの形状，堆積状態，構造材の組成及び混合量がある。

以下に各々の不確定要素における考え方，及び条件を示す。

#### (1)　デブリの組成

運転中の原子炉内には，さまざまな燃焼度の燃料が存在する。運転中に燃料の健全性を担保する為に，実炉心配置では，どの号機も出力分布が平坦になる様に，燃料の燃焼度の低いものと燃焼度の高いものが偏らないように配置されている。このため，複数の燃料が溶融する場合，特定の燃焼度の燃料領域のみが溶融することはない。また，溶融燃料の領域が形成されると，溶融の過程で溶融物は混在状態となる。したがって，溶融燃料の組成は溶融領域の大きさや量にあまり依存しないと考えられる。

燃焼が進んだ燃料中に含まれるウラン以上の質量数を持つ核種（以下重核という）の組成は，炉心平均燃焼度が低いと炉心中のウラン 235 が多いため，デブリの臨界性を保守的に（体系の固有値を高く）評価できることから，震災時(平成 23 年 3 月 11 日)において１号機～３号機の中で最も炉心平均燃焼度が低い３号機を代表組成とした。さらに，燃焼度が低い方が，反応度が高く，保守的な評価になる為，上記の代表組成を２月上旬の組成を用いた。(表－１参照)。

また，溶融前の燃料には，重核の他に核分裂生成物（以下ＦＰという）やガドリニアが含まれており，デブリにもこれらが存在する。臨界評価にあたっては，ＦＰについては JAERI-Tech2001-055「燃焼度クレジット導入ガイド原案」にて臨界評価において考慮を認めている核種（Rh103， Nd143， Sm149，Cs133，Tc99，Sm151，Sm152，Nd145，Eu153，Sm150， Mo95， Sm147）のみ存在するとした。また，中性子吸収体であるガド

リニアは，初期の反応度を抑制する為に新燃料に多く存在する。ガドリニアは燃焼が進むに従い減少する。ガドリニアは残存量が小さい方が臨界性を保守的に評価できる。実際は，１サイクル照射後でも，燃料にガドリニアは存在する。ここでは，保守的に当該サイルに装荷された新燃料にのみ残存していると考え，さらに，ガドリニア濃度は燃料の軸方向で異なるが，ガドリニア濃度が少ない燃料上部のみを対象にした。この考えに基づき，１～３号機で新燃料体数割合が一番小さい１号機のガドリニア量のみがデブリに存在するとし，平成 23 年 3 月 11 日時点のサイクル燃焼度を仮定してガドリニア残存量を算出した。残存ガドリニア量の推定値を表－２に示す。ここでも，保守的に１号機の 0.004(wt%)より少ない 0.003(wt%)を使用した。

現実には，減速材温度係数は負になると考えられるため，減速材温度 20℃を基準ケースとした。

表－１　燃料の組成に影響する炉心平均燃焼度

| | 1号機 | 2号機 | 3号機 | 組成データに用いた燃焼度 |
|---|---|---|---|---|
| 炉心平均燃焼度 [GWd/t] | 25.8 | 22.9 | 21.7 | 20.8 (3号機 平成23年2月上旬) |

表－２　１～３号機の残存ガドリニア推定値と評価に用いた値

| | 1号機 | 2号機 | 3号機 | 評価に用いた値 |
|---|---|---|---|---|
| Gd量(wt%) | 0.004 | 0.016 | 0.012 | 0.003 |

(2)　デブリの形状

デブリが溶岩状になっていると，デブリ中に空孔があっても減速材量（水）が少なく，最適な減速状態にはならず，未臨界となる。このため，臨界評価においては，デブリ形状を保守的に球形として評価した。

現実的なデブリは，粒径はさまざまで，小さいデブリが大きいデブリの隙間を埋めて密に詰まっていると考えられる。デブリが密に埋まっていると，溶岩状の場合と同じく減速材量が少ないため臨界にはなりにくいが，減速材が流入できる間隙がある方が臨界となり易い。そこで，臨界評価では粒径を一定値とし評価した。デブリの粒径を一定とすることで，デブリ間に減速材が流入でき，臨界となりやすい状態となる。

同一粒径の球の配置では，立方体の中心に１つ入ったものがならぶ場合に減速材領域が一番大きくなり（減速材体積割合 0.48），体心立方格子（減速材体積割合 0.32），面心立方格子（減速材体積割合 0.28）となるに従い減速材体積割合も小さくなるが，現実的には，部分でこれらの配置となっていると考えられる。

そこで，臨界評価では，図－１に示すように保守的に減速材領域の少ない面心立方

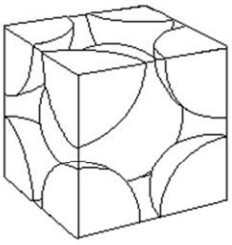
格子を除外した立方体に１つの場合と体心立方格子の場合を評価する。

さらに，TMI-2のデブリ（NUREG/CR-6195 Examination of Relocated Fuel Debris Adjacent to the Lower Head of the TMI-2 Reactor Vessel）にはデブリ中に空孔（空孔率平均0.2）があることから，デブリ中に同等の空孔が存在するケースも評価する。

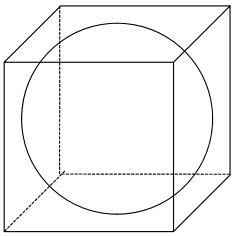
以上の条件下で，粒径を変化させて，最大の粒径半径を求めた。

以上より，臨界評価ケースとして，次の４ケースを設定した。

・体系①（減速材体積割合 32%）：デブリが体心立法格子状に存在し，デブリ中実
・体系②（減速材体積割合 46%）：デブリが体心立法格子状に存在し，デブリ中空
・体系③（減速材体積割合 48%）：デブリが立方体中に１つ存在し，デブリ中実
・体系④（減速材体積割合 58%）：デブリが立方体中に１つ存在し，デブリ中空



体心立方格子状に配列



立方体の中心に球１つ配列

図－１　体心立方格子，立方体における配列体系

(3)　デブリの堆積形状

デブリの堆積形状は，堆積場所の構造物の形状により，円錐，円柱，半球など様々な形状が考えられる。

様々な堆積形状の可能性があり，特定の形状で代表させることは難しい。また，有限体系の場合，様々な中性子の漏えいが考えられる。そこで，臨界評価上は保守的に無限体系で評価をする。

(4)　構造材の組成及び混合量

構造材のうち，被覆管やチャンネルボックスはジルカロイ，炉心部の制御棒の構造材や炉心支持板，支持金具及び下部タイプレートなどはステンレス鋼でできおり，燃料が溶融・移行する過程で，これらがデブリに混合すると考えられる。

臨界評価時のデブリ中の構造材の混合量としては，保守的に炉心外の構造材（制御棒案内管や原子炉圧力容器）は考慮せず，炉心域（炉心支持板下の構造物は考慮しない）に存在する構造材のみ混合を考慮する。燃料１体あたりの構成重量比は同じであることから，溶融燃料の割合によらず構造材の混合割合も一定とする。

震災直後にスクラムし全制御棒挿入が確認されていることから，燃料溶融時には炉心部には制御棒の構造材と中性子吸収体（B4C）が存在した。制御棒は燃料４体に囲まれる形で配置されており，燃料が溶融すれば，制御棒も溶融し，制御棒中の中性子吸収体（B4C）もデブリに混合すると考えられる。図－２に示すように，４×４燃料体系を考える。これらの燃料に隣接している制御棒は合計９体ある。燃料が溶融した場合，燃料に隣接している複数の制御棒の溶融が想定される。ここでは，制御棒溶融の割合は，１６体の燃料体に囲まれる最低１体の制御棒のみが溶融している状態が，他の制御棒が溶融していない分，現実上厳しい体系となる。実際はこの割合（制御棒１体／燃料集合体１６体）以上の制御棒が溶融していると考えられる。さらに保守的に全ての制御棒が溶融しない場合も想定した。

以上より，デブリ中の制御棒の混合量として次の３ケースを設定した。

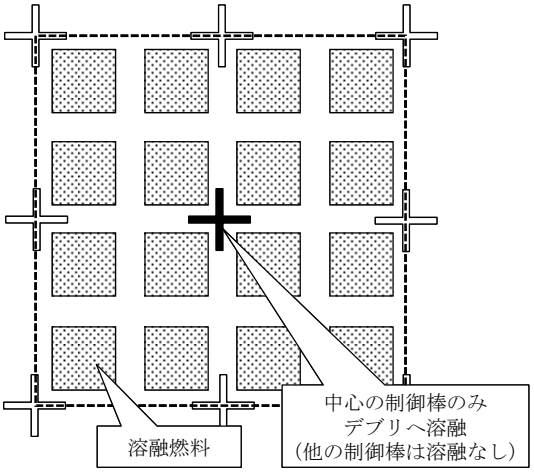
デブリ組成(A)　燃料＋構造材＋制御棒一部（制御棒１体／燃料集合体１６体）
デブリ組成(B)　燃料＋構造材（制御棒なし）
デブリ組成(C)　燃料＋構造材＋全制御棒

デブリに対する臨界評価において，想定した条件と考え方の記載箇所を表－３にまとめる。

表－３　原子炉格納容器における燃料デブリに関する不確かさに対する考え方

| 項目 | 想定した条件 | 考え方の記載箇所 |
|---|---|---|
| デブリ組成 | | |
| 燃料 | 重核，ＦＰ，残存 Gd がデブリに混合 | 1) |
| 構造材 | 被覆管，集合体壁，炉心支持板，支持金具，下部タイプレートがデブリに混合 | 4) |
| 制御棒 | 炉心有効長部分の制御棒がデブリ混合 | 4) |
| 形状 | | |
| デブリ（粒子）形状 | 球形（中実及び中空）<br>粒半径：　～10[cm] | 2) |
| 堆積（体系）形状 | 体心立方，立方体中央に１つの場合 | 2)，3) |
| （水領域の割合） | 水：デブリ 体積比　＝３３：６７～５８：４２ | 2) |

冷却材条件は 20℃とする。



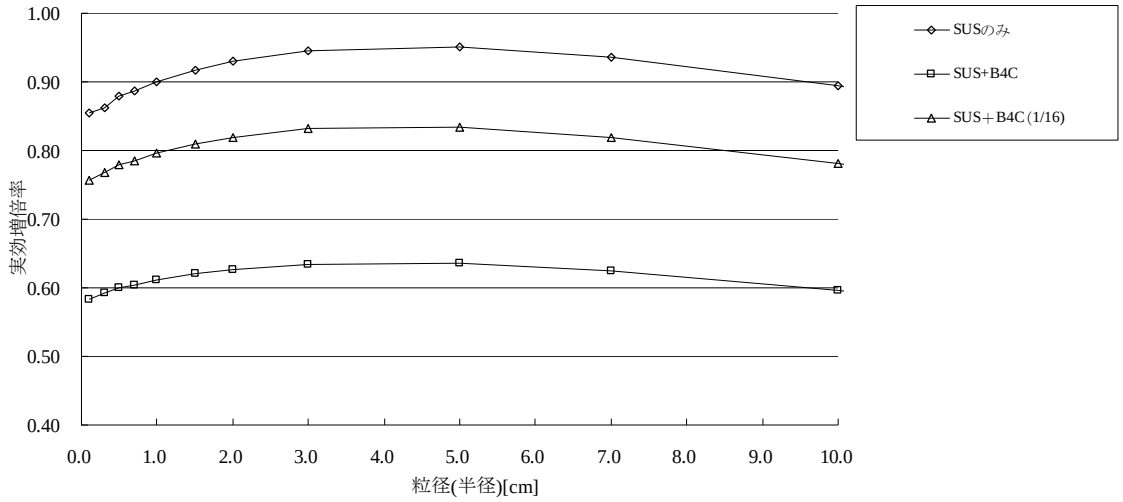

図－２　溶融燃料に対する制御棒の溶融割合に対する考え方

3　評価結果

評価結果として，デブリの未臨界性評価，ホウ素濃度 510ppm のホウ素価値，海水注入時の海水の負の反応度ならびに考えられる評価誤差を示す。

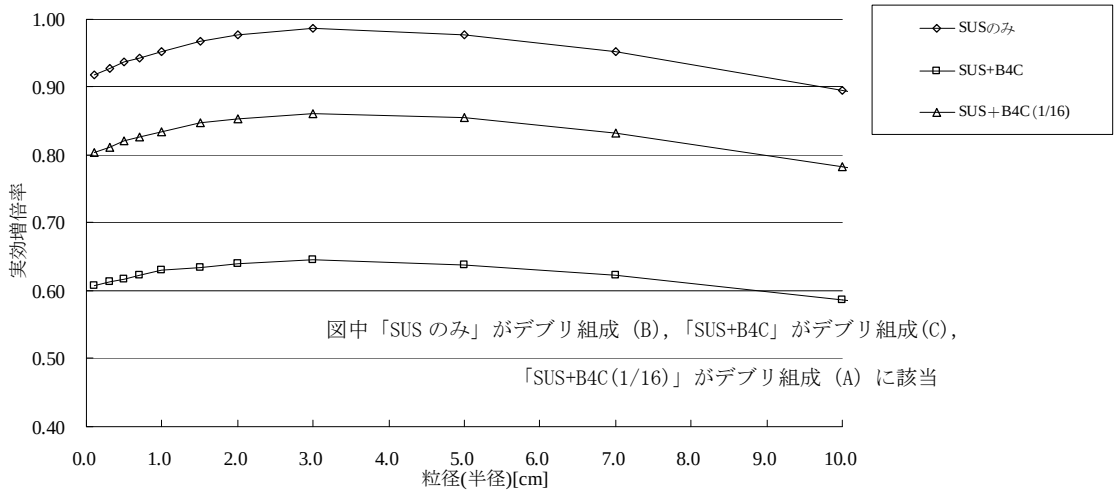
3.1　デブリの未臨界性評価

解析条件の整理に基づき，臨界計算のパラメータサーベイをモンテカルロコード MVP（JAERI-1348 MVP/GMVPⅡ；General purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods）で行った。結果は次のとおりとなる。①から④における体系で粒径の大きさによるサーベイの結果を以下に示す。



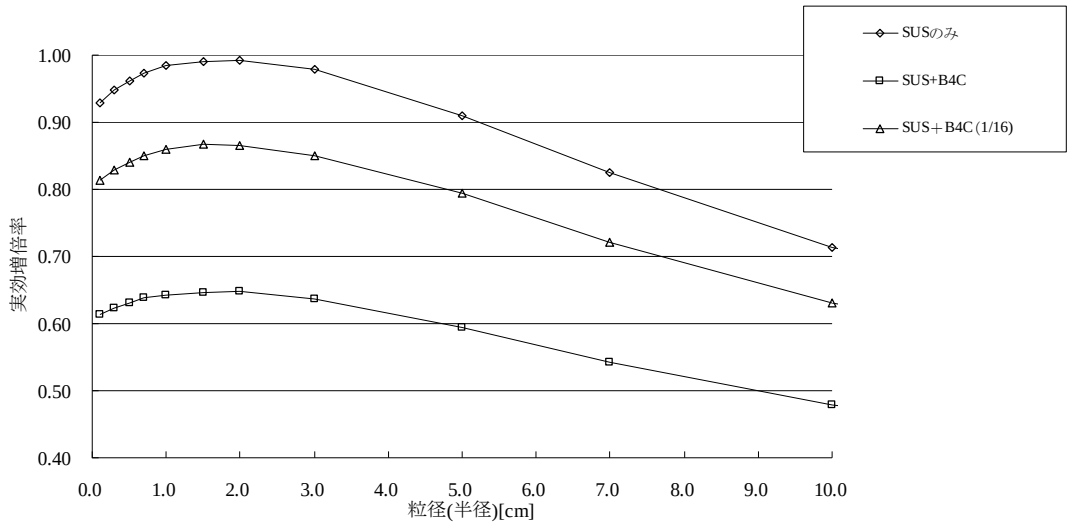

図中「SUS のみ」がデブリ組成（B),「SUS+B4C」がデブリ組成(C),
「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成（A）に該当

図－３　体系①（減速材体積割合 32%）における粒径変化における実効増倍率の変化




図中「SUS のみ」がデブリ組成（B),「SUS+B4C」がデブリ組成(C),
「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成（A）に該当

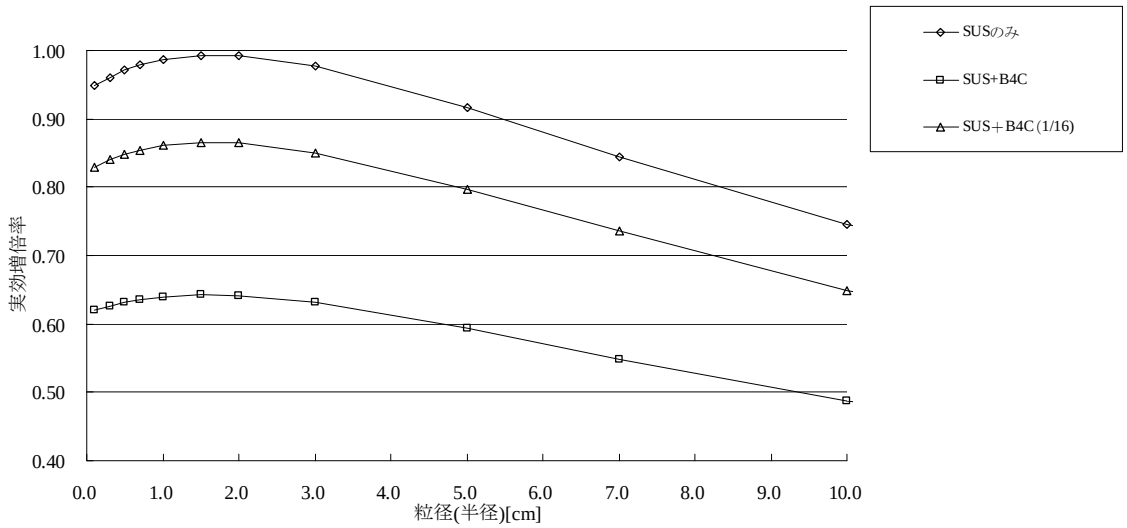
図－４　体系②（減速材体積割合 46%）における粒径変化における実効増倍率の変化




図中「SUS のみ」がデブリ組成（B),「SUS+B4C」がデブリ組成(C),

「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成（A）に該当

図－５　体系③（減速材体積割合 48%）における粒径変化における実効増倍率の変化




図中「SUS のみ」がデブリ組成（B),「SUS+B4C」がデブリ組成(C),

「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成（A）に該当

図－６　体系④（減速材体積割合 58%）における粒径変化における実効増倍率の変化

最大反応度を与える粒半径の最大値は以下のとおりとなった。

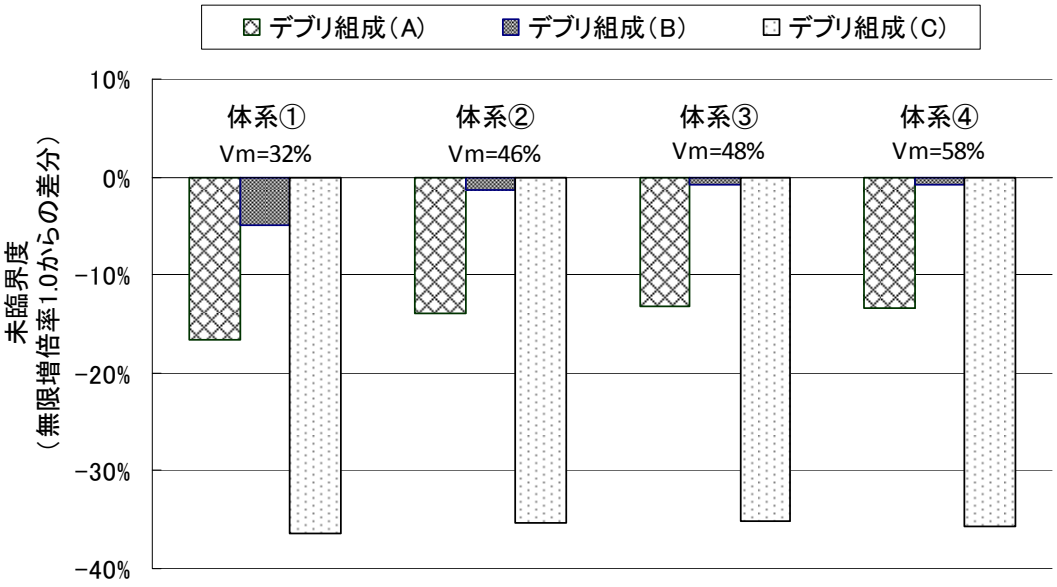
・体系①デブリが体心立法格子状に存在し，デブリ中実：粒半径 5cm

・体系②デブリが体心立法格子状に存在し，デブリ中空：粒半径 3cm

・体系③デブリが立方体中に１つ存在し，デブリ中実：粒半径 2cm

・体系④デブリが立方体中に１つ存在し，デブリ中空：粒半径 1.5cm

各々の最大反応度粒半径に対してのデブリ組成別(A)～(C)における解析結果を以下に示す。ケース別の無限増倍率の評価結果を図－７に示す。デブリ組成（C）は全制御棒が混入している為，十分な未臨界状態となる。デブリ組成（A）（燃料＋構造材＋制御棒一部（制御棒１体／燃料集合体１６体））であれば十分に未臨界であることが確認できた。制御棒成分を含まない保守的なデブリ組成（B）（燃料＋構造材（制御棒なし））でも，炉心内の一部の構造材がデブリ中にあれば評価上は未臨界の結果となった。現実的には，デブリ中に制御棒成分が全く含まれないとは考えにくく，現状のデブリの状態は，保守的に考えてもデブリ組成（A）（燃料＋構造材＋制御棒一部（制御棒１体／燃料集合体１６体））とデブリ組成（B）（燃料＋構造材（制御棒なし））の間に存在していると考えられる。以上より，デブリの状態で存在する場合，工学的には臨界になることは極めて低いと推測される。体系・デブリ組成などの不確かさを鑑み，注入するホウ素濃度は，保守的なデブリ組成（B)において 5%Δk の負の反応度を投入できる量とする。次節で必要量の評価結果を示す。



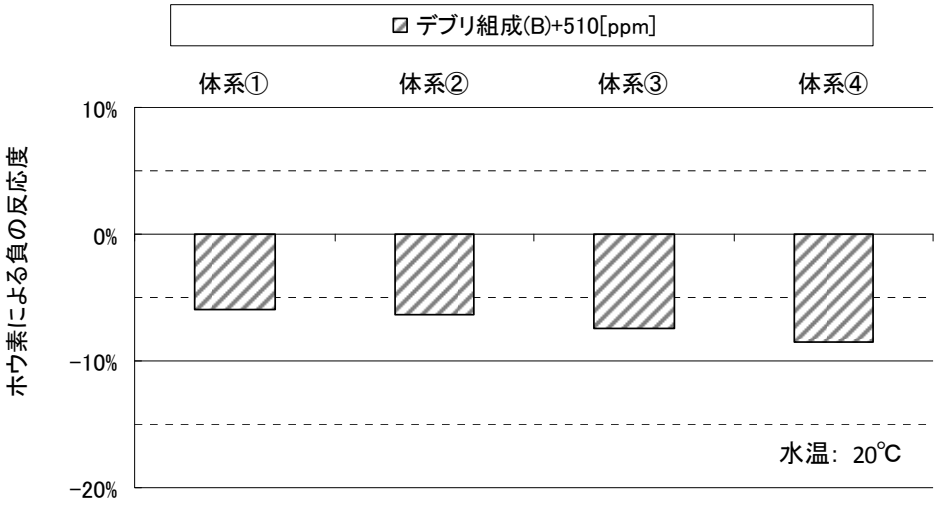

図－７　デブリ体系・組成における臨界評価

3.2　510ppm のホウ素価値

ホウ酸水注入方針では，臨界が継続された状態では，継続して五ホウ酸ナトリウムを注入する。臨界事象は緩やかな反応度変化のため，臨界が検知後に速やかに五ホウ酸ナトリウムを注入すると未臨界状態になると考えられる。未臨界達成後も反応度印

加が続くなどの理由で再び臨界となった場合や，臨界が継続する場合は，五ホウ酸ナトリウムを連続して注入する。

注入時に想定しているホウ素濃度を 510ppm における反応度低下量を図－８に示す。図－８からホウ酸濃度 510ppm によりで 5%Δk 以上の反応度低下を見込む。JAERI-1340 臨界安全ハンドブック第２版から，負の反応度 5%Δk は臨界管理としては妥当な値であるとされている。なお，この評価結果はデブリ組成に適用できる為，RPV，PCV 双方のデブリを未臨界にするホウ素濃度となる。




図－８　各体系におけるホウ素濃度 510ppm に対する結果

3.3　海水注入による反応度低下量

RPV，PCV に注入するホウ酸水が枯渇した場合，さらに，海水を注入する運用となっている。ホウ酸水の代わりに海水（塩分濃度 3.2wt%）を注入した時の解析結果を示す。海水は塩素を含んでおり，塩素が中性子吸収材になる為，ホウ酸水の代替となる。表－４にデブリ組成（B）での各体系における海水を注入したときの反応度低下量を示す。塩分濃度 3.2wt%で約 3%Δk の反応度低下が見込める。ホウ酸水が枯渇した場合でも，海水を注入することによって，対応が可能である。

表－４　各体系における海水注入時におけるによる増倍率低下量

| | 水温20℃ | 水温40℃ | 水温55℃ | 水温80℃ | 水温100℃ |
|---|---|---|---|---|---|
| 体系① | -3.29% | -3.21% | -3.18% | -3.05% | -2.88% |
| 体系② | -3.65% | -3.49% | -3.41% | -3.27% | -3.14% |
| 体系③ | -4.16% | -4.03% | -4.02% | -3.97% | -3.90% |
| 体系④ | -4.86% | -4.73% | -4.73% | -4.70% | -4.53% |

デブリ組成（B）（燃料＋構造材（制御棒なし））

以上

# 臨界評価の説明資料

## 1.　臨界時の線量評価

### 1.1　評価前提

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は，臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度 1Bq/cm$^3$ としている。(「別紙－１　臨界判定基準について」参照）ここでは，保守的にその 100 倍の 100Bq/cm$^3$ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し，臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して 1 日間臨界が継続した場合の，敷地境界における被ばく線量を評価する。

### 1.2　核分裂生成物の放出量の評価方法

核分裂生成物の生成量と移行，放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

(1) 臨界が発生した場合でも，デブリ周辺には水が存在しており（臨界発生には水が必要），冷温状態と考えられることから，評価対象核種は揮発性の高い核分裂生成物として希ガスとよう素とする。

(2) 臨界による核分裂生成物の生成量は，ガス放射線モニタで 100Bq/cm$^3$ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し，各核種の核分裂収率を用いて評価する。臨界時の出力レベルは，平均出力約 1kW 相当とする（「別紙－２　ガス放射線モニタによる臨界検知評価」参照）。

(3) 生成された核分裂生成物が格納容器内気相部へ移行する割合は，希ガスについては 100%，よう素については 10%とする。臨界が発生した場合でもデブリ周辺には水が存在しており，よう素については大部分が液相へ移行すると考えられるが，ここでは保守的な条件を設定する。

(4) 大気への放出量については，臨界で発生した核分裂生成物が直接格納容器に放出され，さらに飽和蒸気も含めて格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考え，以下のように求める。

格納容器内で瞬間的に発生した放射性物質 i が，格納容器から時定数 $\lambda_{PCV}$ で漏えいする場合の格納容器内の物質収支は，核種の崩壊を考慮して以下の式で表される。

$$dQ_i / dt = -\lambda_i Q_i - \lambda_{PCV} Q_i$$

ここで，放射性物質 i の崩壊定数を $\lambda_i$ とする。よって初期の発生量を $Q_{i0}$ とすると，

$$Q_i = Q_{i0} \exp(-(\lambda_i + \lambda_{PCV})t)$$

一方，格納容器からの漏えい量は$\lambda_{PCV}Q_i$であるから，無限時間までの積算漏えい量は，

$$\int_0^{\infty}\lambda_{PCV}Q_i dt = Q_{i0}\lambda_{PCV}/(\lambda_i+\lambda_{PCV})$$

となり，臨界で発生した放射性物質が，格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考えた場合，格納容器から漏えいする量は発生量に$\lambda_{PCV}/(\lambda_i+\lambda_{PCV})$を乗じた値となる。

ここで，時定数$\lambda_{PCV}$は，格納容器からの気体の漏えい量を窒素封入量と放出蒸気量の和として，以下の式により求める。ここで，放出蒸気量は保守的に冷温停止状態での温度として80℃相当の飽和蒸気圧分の蒸気が窒素とともに放出されるものとする。

$$\lambda_{PCV} = (F_{N2}+F_{H2O})/V_{PCV}$$

$F_{N2}$　：単位時間あたりの窒素封入量

$F_{H2O}$　：単位時間あたりの放出蒸気量（80℃相当の飽和蒸気圧分）

$V_{PCV}$　：格納容器気相部体積

また，格納容器気相部体積については，放出量の観点からは小さい方が保守的であるため，格納容器球部の赤道面に水位が形成されている場合の自由空間体積として１号機で1900m$^3$，２／３号機で2600m$^3$と設定する。単位時間当たりの窒素封入量については，放出量の観点からは大きい方が保守的であるため，運転実績から保守的に50m$^3$/hと設定する。

1.3　核分裂生成物の放出量の評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表－１の通りである。

表－１　核分裂生成物放出量

| 核分裂生成物 | 放出量（Bq） | |
|---|---|---|
| | １号機 | ２／３号機 |
| 希ガス<br>（γ線実効エネルギ0.5MeV換算値） | $3.6\times10^{13}$ | $2.7\times10^{13}$ |
| よう素<br>（I-131等価量－小児実効線量係数換算） | $5.0\times10^{10}$ | $4.4\times10^{10}$ |

1.4　線量の評価方法

敷地周辺における実効線量は，希ガスのγ線外部被ばくとよう素の内部被ばくによる実効線量の和として計算する。よう素の呼吸摂取による内部被ばく線量は，感受性の高い小児を対象に行う。また，相対線量，相対濃度については，地上放散を想定していることから，福島第一原子力発電所設置許可申請書添付六に記載の主蒸気管破断事故における値を用いる。ただし，２／３号機については，値の大きい３号機のものを用いる。

(1) 放射性雲からの希ガスのγ線による外部被ばく

$$H_\gamma = K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q$$

$H_\gamma$　：希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量（Sv）

$K$　：空気カーマから実効線量への換算係数（1.0Sv/Gy）

$E_\gamma$　：γ線の実効エネルギ（MeV）

$D/Q$：相対線量（１号機：$2.5\times10^{-19}$Sv/Bq，３号機：$3.0\times10^{-19}$Sv/Bq）

$Q$　：核分裂生成希ガスの大気放出量（Bq）

(2) 放射性雲からのよう素の吸入摂取による内部被ばく

$$H_I = K_{in} \cdot R \cdot \chi/Q \cdot Q_I$$

$H_I$　：よう素の内部被ばくによる実効線量（Sv）

$K_{in}$　：I-131 の吸入摂取による小児の実効線量係数（$1.6\times10^{-7}$Sv/Bq）

$R$　：小児の呼吸率（活動時：$8.61\times10^{-5}$m$^3$/s）

$\chi/Q$：相対濃度（１号機：$1.9\times10^{-5}$s/m$^3$，３号機：$2.6\times10^{-5}$s/m$^3$）

$Q_I$　：よう素の大気放出量（I-131 等価量）（Bq）

1.5　線量の評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界の実効線量を評価した結果は，１号機で約 $2.2\times10^{-2}$mSv，２／３号機で約 $2.4\times10^{-2}$mSv であり，周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えられる。

また，放出量が大きい１号機についての，特定原子力施設からの距離が 5km 及び 10km における評価結果は，それぞれ約 $6.2\times10^{-3}$mSv，約 $2.4\times10^{-3}$mSv となる。

2.　別紙

別紙－１　臨界判定基準について

別紙－２　ガス放射線モニタによる臨界検知評価

以上

# 臨界判定基準について

現状，未臨界状態が維持されていることの監視として，原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し，仮に臨界の兆候が見られた際には，原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ガス放射線モニタによる未臨界監視において指標とする短半減期希ガス核種は，仮に臨界になった場合の生成量とモニタ到達までの減衰を考慮し，検知しやすい代表核種としてXe-135を選定している。

ここで，以下の点を考慮し，臨界判定基準としてXe-135放射能濃度1Bq/cm$^3$を設定している。

(a) 周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは，十分小さいものであること。
(b) 放射線検出器の検出限界値の実績を考慮すること。
(c) 自発核分裂により常時放出されるXe-135と識別できること。

(a) に関して，「Ⅱ.2.4.1.8.3　臨界時の評価」の通り，100Bq/cm$^3$相当のXe-135が測定される出力レベルの臨界を想定した被ばく線量評価を実施している。これを検知する判定基準 1Bq/cm$^3$は臨界検知からホウ酸水注入までの対応時間を確保でき，周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは十分小さいものであると言える。

(b) に関して，ガス放射線モニタでは原子炉格納容器ガス管理設備にて抽気されたガスのガンマ線を連続的に計測し，マルチチャンネルアナライザにて得られたガンマ線スペクトルからXe-135の放射能濃度を算出しているが，現状の１～３号機の検出限界濃度は高々0.4Bq/cm$^3$であり，抽気ガス中のXe-135放射能濃度として1Bq/cm$^3$を検出することが可能である。

(c) に関して，「福島第一原子力発電所２号機の格納容器からのＸｅ１３５の検出について」（平成２３年１１月４日，東京電力株式会社）では，自発核分裂により常時放出されるXe-135として約$10^{-2}$Bq/cm$^3$と評価している。この値は，自発核分裂核種の存在量や実効増倍率，測定までの時遅れによって変わりうるものであることから，自発核分裂により常時放出されるレベルから確実に識別できる基準として 1Bq/cm$^3$は妥当であると考えられる。

なお，ガス放射線モニタが全て故障した場合，代替措置として原子炉圧力容器底部温度計，モニタリングポストにより，未臨界状態の監視を行う。原子炉圧力容器底部温度計は臨界後の出力上昇に伴う温度上昇を検知することにより，モニタリングポストは臨界後に放出される希ガスによる線量上昇を検知することにより，未臨界状態の監視を行うものである。ここでの監視の判定基準は，指示値の異常な上昇を判別する基準として，過去の実

績から設定する。

以上

# ガス放射線モニタによる臨界検知評価

## 1. 評価方法

### (1) 格納容器内短半減期希ガス濃度

原子炉圧力容器と格納容器を考慮した簡易的な体系を考え，臨界による原子炉圧力容器内での希ガス発生と，窒素封入，排気（置換）による以下のマスバランス計算から格納容器内濃度を求める。なお，臨界により生成された希ガスは発生源からは直ちに放出されると仮定する。

(RPV 内)　$$\frac{dC_{RPV}}{dt} = -\lambda C_{RPV} - \frac{F_{RPV}}{V_{RPV}} C_{RPV} + \frac{P}{V_{RPV}}$$　①

(PCV 内)　$$\frac{dC_{PCV}}{dt} = -\lambda C_{PCV} - \frac{F_{PCV}}{V_{PCV}} C_{PCV} + \frac{C_{RPV} F_{RPV}}{V_{PCV}}$$　②

ここで，

$C_{RPV}$：RPV 気相部内放射能濃度

$C_{PCV}$：PCV 気相部内放射能濃度

$V_{RPV}$：RPV 気相部体積

$V_{PCV}$：PCV 気相部体積

$F_{RPV}$：RPV 置換量=RPV 窒素封入量 $N_{RPV}$

$F_{PCV}$：PCV 置換量=RPV 窒素封入量 $N_{RPV}$＋PCV 窒素封入量 $N_{PCV}$

$\lambda$　：核種の崩壊定数

P　：臨界による単位時間あたりの核種生成量

式①，②を初期条件 $C_{RPV}(t=0)=0$，$C_{PCV}(t=0)=0$ で解く。また，P については，ある平均出力が一定時間継続するものとして，核分裂収率を用いて以下の式にて求める。ここで，１回の核分裂で約 200MeV のエネルギが発生することから，出力 1kW は毎秒 $3.1\times10^{13}$ の核分裂に相当するものとする。

$$P = 3.1\times10^{13}\times Pc\times Y\times \lambda$$

ここで，

Pc：平均出力

Y：核種の収率

また，原子炉圧力容器気相部体積，格納容器気相部体積については，臨界検知の観点からは大きい方が保守的であるため，２／３号機の保有水を考慮しない空間体積を入力条件

として，それぞれ 520m$^3$，3770m$^3$ と設定する。原子炉圧力容器及び格納容器への単位時間当たりの窒素封入量については，臨界検知の観点からは小さい方が保守的であるため，至近の運転実績から保守的にそれぞれ，10m$^3$/h，0m$^3$/h と設定する。

(2) 格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

原子炉格納容器ガス管理設備のガス放射線モニタは，排気の再循環ラインに設置されたフィルタユニットの下流側から抽気したガスを測定している。

格納容器内濃度がステップ状に変化した場合の，ガス放射線モニタ内濃度の時間応答については，吸込配管部の通過にかかる時間と再循環容積部の置換にかかる時間を考慮し，１時間程度の時間遅れを見込むこととする。

すなわち，(1)で求めた格納容器内希ガス濃度に，測定までの時遅れによる減衰を考慮したガス放射線モニタ内放射能濃度を，以下の式で求める。

（ガス放射線モニタ内） $C_{Monitor}(t+\Delta t) = C_{PCV}(t)\exp(-\lambda \Delta t)$ ③

ここで，

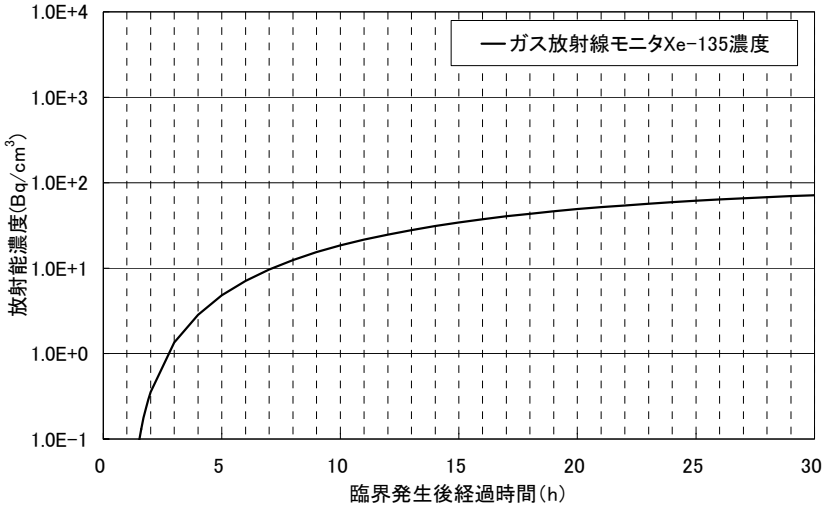
$C_{Monitor}$：ガス放射線モニタ内放射能濃度

$\Delta t$：格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

2. 評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した，ガス放射線モニタで平衡濃度 100Bq/cm$^3$ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界は，平均出力約 1.0kW 相当となる。

また，この時のガス放射線モニタ内 Xe-135 濃度の時間変化を図－１に示す。




図－１　臨界発生後の Xe-135 濃度の時間変化

以上

## 2.5　汚染水処理設備等

### 2.5.1　基本設計

#### 2.5.1.1　設置の目的

タービン建屋等には，東北地方太平洋沖地震による津波，炉心冷却水の流入，雨水の浸入，地下水の浸透等により海水成分を含んだ高レベルの放射性汚染水が滞留している（以下，「滞留水」という）。

このため，汚染水処理設備等では，滞留水を安全な箇所に移送すること，滞留水に含まれる主要な放射性物質を除去し環境中に移行し難い性状とすること，除去した放射性物質を一時的に貯蔵すること，滞留水の発生量を抑制するため塩分を除去し原子炉への注水に再利用する循環冷却を構築することを目的とする。

#### 2.5.1.2　要求される機能

(1) 発生する高レベル放射性汚染水量（地下水及び雨水の流入による増量分を含む）を上回る処理能力を有すること

(2) 高レベル放射性汚染水中の放射性物質等の濃度及び量を適切な値に低減する能力を有すること

(3) 汚染水処理設備が停止した場合に備え，複数系統及び十分な貯留設備を有すること

(4) 汚染水処理設備等は漏えいを防止できること

(5) 万一，高レベル放射性汚染水の漏えいがあった場合，高レベル放射性汚染水の散逸を抑制する機能を有すること

(6) 高レベル放射性汚染水を処理する過程で発生する気体状の放射性物質及び可燃性ガスの検出，管理及び処理が適切に行える機能を有すること

#### 2.5.1.3　設計方針

##### 2.5.1.3.1 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）の設計方針

(1) 処理能力

a. 汚染水処理設備及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）は，原子炉への注水，雨水の浸入，地下水の浸透等により 1 号～4 号機のタービン建屋等に発生する滞留水に対して十分対処できる処理容量とする。

b. 汚染水処理設備の除染能力及び塩素除去能力は，処理済水の発電所内再使用を可能とするのに十分な性能を有するものとする。

(2) 汚染水処理設備等の長期停止に対する考慮

a. 主要核種の除去を行う処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）は，単独もしくは組み合わせでの運転が可能な設計とする。また，第二セシウム

吸着装置の所内電源系統は，セシウム吸着装置，除染装置と分離する。

b. 汚染水処理設備及び関連設備（移送ポンプ等）の動的機器は，その故障により滞留水の移送・処理が長期間停止することがないように原則として多重化する。

c. 汚染水処理設備が長期間停止した場合を想定し，滞留水がタービン建屋等から系外に漏れ出ないように，タービン建屋等の水位を管理するとともに，貯留用のタンクを設ける。

d. 汚染水処理設備，貯留設備及び関連設備（移送ポンプ等）は，所内高圧母線から受電できる設計とする。

e. 汚染水処理設備，貯留設備及び関連設備（移送ポンプ等）は，外部電源喪失の場合においても，非常用所内電源から必要に応じて受電できる設計とする。

(3) 規格・基準等

汚染水処理設備，貯留設備及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）の機器等は，設計，材料の選定，製作及び検査について，原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

汚染水処理設備，貯留設備及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）は，液体状の放射性物質の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため，次の各項を考慮した設計とする。

a. 漏えいの発生を防止するため，機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用するとともに，タンク水位の検出器等を設ける。

b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は，漏えいの早期検出を可能にするとともに，漏えいを停止するのに適切な措置をとれるようにする。また，汚染水処理設備，貯留設備においては漏えい水の拡大を抑制するための堰等を設ける。

c. タンク水位，漏えい検知等の警報については，シールド中央制御室（シールド中操）に表示し，異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

(5) 放射線遮へいに対する考慮

汚染水処理設備，貯留設備及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）は，放射線業務従事者等の線量を低減する観点から，放射線を適切に遮へいする設計とする。

(6) 崩壊熱除去に対する考慮

汚染水処理設備は，放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し，必要に応じて崩壊熱を除去できる設計とする。

(7) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

汚染水処理設備は，水の放射線分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できる設計とする。

(8) 気体廃棄物の放出に対する考慮

汚染水処理設備は，放出する可燃性ガス等の気体に放射性物質が含まれる可能性がある場合には，排気設備にフィルタ等を設け捕獲する設計とする。

(9) 健全性に対する考慮

汚染水処理設備，貯留設備及び関連設備は，機器の重要度に応じた有効な保全ができるものとする。

2.5.1.3.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設の設計方針

(1) 貯蔵能力

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設は，汚染水処理設備，多核種除去設備で発生する放射性廃棄物を貯蔵できる容量とする。また，必要に応じて増設する。

(2) 多重性等

廃スラッジ貯蔵施設の動的機器は，故障により設備が長期間停止することがないように，原則として多重化する。

(3) 規格・基準等

使用済セシウム吸着塔保管施設，廃スラッジ貯蔵施設の機器等は，設計，材料の選定，製作及び検査について，原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

廃スラッジ貯蔵施設の機器等は，液体状の放射性物質の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため，次の各項を考慮した設計とする。

a. 漏えいの発生を防止するため，機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用するとともに，タンク水位の検出器等を設ける。
b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は，漏えいの早期検出を可能にするとともに，漏えい液体の除去・回収を行えるようにする。
c. タンク水位，漏えい検知等の警報については，シールド中央制御室（シールド中操）に表示し，異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

なお，セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔，多核種除去設備

の使用済みの吸着材を収容した高性能容器及び処理カラムは，内部の水を抜いた状態で貯蔵するため，漏えいの可能性はない。

(5) 放射線遮へいに対する考慮

使用済セシウム吸着塔保管施設，廃スラッジ貯蔵施設は，放射線業務従事者の線量を低減する観点から，放射線を適切に遮へいする設計とする。

(6) 崩壊熱除去に対する考慮

a. 吸着塔，高性能容器及び処理カラムは，崩壊熱を大気に逃す設計とする。

b. 廃スラッジ貯蔵施設は，放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し，必要に応じて熱を除去できる設計とする。

(7) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

吸着塔，高性能容器，処理カラム及び廃スラッジ貯蔵施設は，水の放射線分解により発生する可燃性ガスの滞留を防止でき，必要に応じて適切に排出できる設計とする。

(8) 気体廃棄物の放出に対する考慮

廃スラッジ貯蔵施設は，放出する可燃性ガス等の気体に放射性物質を含む可能性がある場合は，排気設備にフィルタ等を設け捕獲収集する設計とする。また，気体廃棄物の放出を監視するためのモニタ等を設ける。

(9) 健全性に対する考慮

使用済セシウム吸着塔保管施設，廃スラッジ貯蔵施設は，機器の重要度に応じた有効な保全ができるものとする。

2.5.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 汚染水処理設備は，滞留水の放射性物質の濃度を原子炉注水に再利用可能な濃度まで低減できる能力を有すること。

(2) 汚染水処理設備は，滞留水の塩化物イオン濃度を原子炉注水に再利用可能な濃度まで低減できる能力を有すること。

2.5.1.5 主要な機器

2.5.1.5.1 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）

汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）は，滞留水移送装置，油分分離装置，処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置），淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置），高濃度滞留水受タンク，中低濃

度タンク，地下貯水槽等で構成する。

使用済セシウム吸着塔保管施設，廃スラッジ貯蔵施設及び関連施設（移送配管，移送ポンプ等）は，使用済セシウム吸着塔仮保管施設，使用済セシウム吸着塔一時保管施設，造粒固化体貯槽(D)，廃スラッジ一時保管施設等で構成する。

1 号～4 号機のタービン建屋等の滞留水は，滞留水移送装置によりプロセス主建屋，高温焼却炉建屋へ移送した後，必要に応じて油分を除去し，処理装置，淡水化装置により主要核種や塩分を除去する。また，各装置間には処理済水，廃水を保管するための中低濃度タンク，地下貯水槽を設置する。

二次廃棄物となる使用済みの吸着材を収容したセシウム吸着塔，多核種除去設備の使用済みの吸着材を収容した高性能容器及び処理カラムは使用済セシウム吸着塔仮保管施設，もしくは使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に貯蔵する。また，二次廃棄物の廃スラッジは造粒固化体貯槽(D)，廃スラッジ一時保管施設で一時的に貯蔵する。

汚染水処理設備，貯留設備及び関連設備の主要な機器は，シールド中央制御室（シールド中操）から遠隔操作及び運転状況の監視を行う。

(1) 滞留水移送装置

滞留水移送装置は，タービン建屋等にある滞留水を汚染水処理設備のあるプロセス主建屋，高温焼却炉建屋へ移送することを目的に，移送ポンプ，移送ライン等で構成する。

移送ポンプは，1 号機タービン建屋に 4 台，2 号機タービン建屋に 3 台，3 号機のタービン建屋に３台，4 号機タービン建屋に 4 台設置し，原子炉への注水，雨水の浸入，地下水の浸透等により 1 号～4 号機のタービン建屋等に発生する滞留水に対して十分対処可能な設備容量を確保する。滞留水の移送は，移送元のタービン建屋等の水位や移送先となるプロセス主建屋，高温焼却炉建屋の水位の状況に応じて，ポンプの起動台数，移送元，移送先を適宜選定して実施する。

移送ラインは，設備故障及び損傷を考慮し複数の移送ラインを準備する。また，使用環境を考慮した材料を選定し，必要に応じて遮へい，保温材等を設置するとともに,屋外敷設箇所は移送ラインの線量当量率等を監視し漏えいの有無を確認する。

(2) 油分分離装置

油分分離装置は，油分がセシウム吸着装置の吸着性能を低下させるため，その上流側に設置し，滞留水に含まれる油分を自然浮上分離により除去する。油分分離装置は，プロセス主建屋内に 3 台設置する。

(3) 処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）

セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置は，吸着塔内部に充填された吸着材のイオン交換作用により，滞留水に含まれるセシウム等の核種を除去する。除染装置は，滞留水に

セシウム等の核種を吸着する薬品を注入し凝集・沈殿させ，上澄液とスラッジに分離することで，滞留水に含まれるセシウム等の核種を除去する。また，各装置は装置の処理能力を確認するための試料を採取できる設備とする。

処理装置は，複数の装置により多様性を確保するとともに，各装置の組み合わせもしくは単独により運転が可能な系統構成とする。

a. セシウム吸着装置

セシウム吸着装置は，焼却工作建屋内に 4 系列配置しており，各系列で多段の吸着塔によりセシウム等の核種を除去する。吸着塔は，二重の円筒形容器で，内側は内部に吸着材を充填したステンレス製の容器，外側は炭素鋼製の遮へい容器からなる構造とする。

使用済みの吸着塔は一月あたり６本程度発生し，使用済セシウム吸着塔仮保管施設にて内部の水抜きを行い，使用済セシウム吸着塔仮保管施設及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

b. 第二セシウム吸着装置

第二セシウム吸着装置は，高温焼却炉建屋内に 2 系列配置し，各系列で多段の吸着塔によりセシウム等の核種を除去する。吸着塔は，二重の円筒形容器で，内側は内部にゼオライトを充填したステンレス製の容器，外側は炭素鋼製の遮へい容器からなる構造とする。また，遮へい容器は，二重管構造とし，内部に鉛等を装填する。

使用済みの吸着塔は一月あたり４本程度発生し，本装置において内部の水抜きを行い，使用済セシウム吸着塔仮保管施設及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

c. 除染装置

除染装置は，プロセス主建屋に 1 系列設置し，滞留水に含まれる懸濁物質や浮遊物質を除去する加圧浮上分離装置，薬液注入装置から吸着剤を注入し放射性物質の吸着を促す反応槽，薬液注入装置から凝集剤を注入し放射性物質を凝集・沈殿させ上澄液とスラッジに分離する凝集沈殿装置，懸濁物質の流出を防止するディスクフィルター，吸着材を注入する薬品注入装置で構成する。反応槽及び凝集沈殿装置は，１組の装置を２段設置することにより放射能除去性能を高める設計とするが，1 段のみでも運転可能な設計とする。スラッジは造粒固化体貯槽(D)に排出する。

(4) 淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）

淡水化装置は，滞留水を原子炉注水に再使用するため，滞留水に含まれる塩分を除去することを目的に，逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置で構成する。

逆浸透膜装置は，3 系列４台で構成し，水を通しイオンや塩類などの不純物は透過しない逆浸透膜の性質を利用して滞留水に含まれる塩分を除去し，処理済水と塩分が濃縮された廃水に分離する。蒸発濃縮装置は 3 系列 8 台で構成し，逆浸透膜装置により塩分が濃縮された廃水を蒸気により蒸発濃縮（蒸留）する。また，各装置は装置の処理能力を確認するための試料を採取できる設備とする。

淡水化装置は，複数の装置及び系統により多重性及び多様性を確保する。

(5) 高濃度滞留水受タンク

高濃度滞留水受タンクは，万一タービン建屋等の滞留水の水位が所外放出レベルに達した場合に，プロセス主建屋に貯留している滞留水の一部を受け入れ，タービン建屋等の滞留水の貯留先を確保するために設置する。また高濃度滞留水受タンクは，貯留する滞留水が高線量であるため，遮へいのために屋外の地中に埋設する。なお，所外放出のリスクが低下した場合には，高濃度滞留水受タンクの滞留水をプロセス主建屋に移送する。

(6) 中低濃度タンク

中低濃度タンクは，処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）により主要核種が除去された水等を貯留する目的で主に屋外に設置する。

中低濃度タンクは，貯留する水の性状により分類し，処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）により主要核種を除去された水等を貯留するサプレッション・プール水サージタンク及び廃液 RO 供給タンク，逆浸透膜装置の廃水を貯留する RO 後濃縮塩水受タンク※1，蒸発濃縮装置の廃水を貯留する濃縮廃液貯槽，逆浸透膜装置の処理済水及び蒸発濃縮装置の処理済水を貯留する RO 及び蒸発濃縮装置後淡水受タンク※2，多核種除去設備の処理済水を貯留する多核種処理水タンク※3で構成する。多核種処理水タンクは，主に多核種除去設備の処理済水を貯留するが，タンクの運用状況に応じては淡水化装置の処理済水や逆浸透膜装置の廃水を貯留する。

サプレッション･プール水サージタンクは，液体廃棄物処理系の設備として既に設置されていた設備を使用し，工事計画認可申請書（57 資庁第 2974 号　昭和 57 年 4 月 20 日認可）において確認を実施している。RO 及び蒸発濃縮装置後淡水受タンクの貯留水は，処理済水として原子炉への注水に再利用する。

なお，各タンクは定期的に必要量を確認し※4，必要に応じて増設する。

※１：ＲＯ濃縮水貯槽，濃縮水受タンク，地下貯水槽（ＲＯ後濃縮塩水用分）にて構成。

※２：ＲＯ処理水一時貯槽，ＲＯ処理水貯槽，濃縮処理水タンク，蒸発濃縮処理水貯槽，中低濃度滞留水受タンクにて構成。

※３：多核種処理水貯槽で構成。

※４：「福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について」及び「福島第一原子力発電所１～４号機における滞留水貯留タンク増設計画について」にて確認を実施。

(7) 地下貯水槽

地下貯水槽は，発電所構内の敷地を有効活用する観点で地面を掘削して地中に設置する。また，止水のための 3 重シート（2 重の遮水シート及びベントナイトシート），その内部に地面からの荷重を受けるためのプラスチック製枠材を配置した構造とする。

地下貯水槽には，逆浸透膜装置の廃水等を貯留する。

なお，地下貯水槽からの漏えいが認められたことから，別のタンクへの貯留水の移送が完了次第，使用しないこととする。

(8) ろ過水タンク

ろ過水タンクは，既に屋外に設置されていたもので，放射性物質を含まない水を貯留するタンクであるが，地下貯水槽に貯留した逆浸透膜装置の廃水の貯留用として一時的に使用する。ろ過水タンクは，放射性流体を貯留するための設備ではないため，逆浸透膜装置の廃水を貯留する場合の適合性評価を行う。また，ろ過水タンク周囲に設置した線量計で雰囲気線量を確認する等により漏えいの有無を確認する。なお，貯留期間は貯留開始後１年以内を目途とし，ろ過水タンクに貯留した逆浸透膜装置の廃水を別のタンクに移送する。

(9) 電源設備

電源は，所内高圧母線から受電でき，非常用所内電源とも接続できる構成とする。セシウム吸着装置及び除染装置と第二セシウム吸着装置は，それぞれ異なる系統の所内高圧母線から受電する構成とし，所内高圧母線の点検等による電源停止においても，何れかの処理装置により，滞留水の処理が可能な設計とする。また，汚染水処理設備等は，外部電源喪失の場合は，タービン建屋等の水位の状況や汚染水処理設備以外の設備負荷を考慮しながら復旧する。

(10) モバイル式処理設備

モバイル式処理設備は，２号機及び３号機の海水配管トレンチに滞留している高濃度の汚染水に含まれる放射性物質濃度を低減する。早期にこれらトレンチ内の汚染水を処理するため，モバイル式の処理装置及び汚染水処理設備へ汚染水を移送する配管を設置する。なお，モバイル式処理装置は使用済燃料プールの浄化に使用していたものと，さらに新たに１基を導入し，海水配管トレンチ水の処理期間を考慮した設計とする。

2.5.1.5.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

使用済セシウム吸着塔保管施設は，使用済セシウム吸着塔仮保管施設，使用済セシウム吸着塔一時保管施設で構成する。廃スラッジ貯蔵施設は造粒固化体貯槽(D)，廃スラッジ一時保管施設で構成する。

廃スラッジ貯蔵施設の主要な機器は，シールド中央制御室（シールド中操）から遠隔操

作及び運転状況の監視を行う。

(1) 使用済セシウム吸着塔保管施設

a. 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

使用済セシウム吸着塔仮保管施設は，セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置で発生する吸着塔を使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送するまでの間貯蔵するために設けた施設であり，吸着塔を取り扱うための門型クレーン，セシウム吸着装置吸着塔のろ過水による洗浄・水抜きを実施する装置，遮へい機能を有するコンクリート製ボックスカルバート等にて構成する。

b. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

使用済セシウム吸着塔一時保管施設は，セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置にて発生する吸着塔，多核種除去設備にて発生する二次廃棄物を収容する高性能容器及び処理カラムの処理施設等が設置されるまでの間一時的に貯蔵を行う施設であり，吸着塔，高性能容器及び処理カラムを取り扱うための門型クレーン，遮へい機能を有するコンクリート製ボックスカルバート等により構成する。

なお，使用済セシウム吸着塔一時保管施設は必要に応じて増設する。

(2) 廃スラッジ貯蔵施設

a. 造粒固化体貯槽(D)

造粒固化体貯槽(D)は，除染装置の凝集沈殿装置で発生したスラッジを廃スラッジ一時保管施設へ移送するまでの間，貯蔵する設備であり，固体廃棄物処理系の設備として既にプロセス主建屋に設置していた設備を改造して使用する。なお，造粒固化体貯槽（D）はプロセス主建屋と一体構造であるため，「2.6 滞留水を貯留している（滞留している場合を含む）建屋」において確認している。

b. 廃スラッジ一時保管施設

廃スラッジ一時保管施設は，廃スラッジを処理施設等へ移送するまでの間一時貯蔵する設備として設置する。廃スラッジ一時保管施設は，スラッジ貯槽，セル及びオフガス処理系等を収容するスラッジ棟，圧縮空気系の機器等を収容する設備棟で構成する。

廃スラッジ一時保管施設の動的機器は，故障により設備が長期間停止することがないよう，原則として多重化する。

また，廃スラッジ一時保管施設の電源は，所内高圧母線から受電でき，非常用所内電源とも接続できる構成とする。また，外部電源喪失の場合は，タービン建屋等の水

位の状況や汚染水処理設備以外の設備負荷を考慮しながら復旧する。

2.5.1.6　自然災害対策等

(1) 津波

滞留水移送装置，処理装置等一部の設備を除き，アウターライズ津波が到達しないと考えられる O.P.30m 以上の場所に設置する。

滞留水移送装置，処理装置等，津波が到達した O.P.10m のエリアに設置する設備については，アウターライズ津波による浸水を防止するため仮設防潮堤内に設置する。また，アウターライズ津波を上回る津波の襲来に備え，大津波警報が出た際は滞留水移送装置，処理装置を停止し，処理装置については隔離弁を閉めることにより滞留水の流出を防止する。

(2) 台風（強風）

汚染水処理設備等のうち，処理装置は台風（強風）による設備損傷の可能性が低い鉄筋コンクリート造の建屋内に設置する。淡水化装置は，蛇腹ハウスやテントハウス内に設置しているため，台風（強風）によりハウスの一部が破損する可能性はあるが，ハウス破損に伴い，淡水化装置に損傷を与える可能性がある場合は，淡水化装置の停止等の操作を行い，装置損傷による汚染水の漏えい防止を図る。

(3) 火災

初期消火の対応ができるよう，近傍に消火器を設置する。

2.5.1.7　構造強度及び耐震性

2.5.1.7.1 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）

(1) 構造強度

汚染水処理設備，貯留設備及び関連設備を構成する機器は，「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において，廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」（以下，「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが，設計・建設規格は，鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり，ポリエチレン管等の非金属材についての基準がない。

従って，鋼材を使用している設備については，設計・建設規格のクラス 3 機器相当での評価を行い，非金属材料（耐圧ホース，ポリエチレン管等）については，当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価を行う。この際，JIS や日本水道協会規格，製品の試験データ等を活用できるものとし，評価を行う。また，溶接部については，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

なお，構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から，原子力発電所での使用実績がない材料を使用する場合は，他産業での使用実績等を活用しつつ，必要に応じて試

験等を行うことで，経年劣化の影響についての評価を行う。なお，試験等の実施が困難な場合にあっては，巡視点検等による状態監視を行うことで，健全性を確保する。

(2) 耐震性

汚染水処理設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。耐震性を評価するにあたっては，「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが，評価手法，評価基準について実態にあわせたものを採用する。B クラス施設に要求される水平震度に対して耐震性を確保できない場合は，その影響について評価を行う。支持部材がない等の理由によって，耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては，可撓性を有する材料を使用するなどし，耐震性を確保する。

また，各機器は必要な耐震性を確保するために，原則として以下の方針に基づき設計する。

- 倒れ難い構造（機器等の重心を低くする，基礎幅や支柱幅を大きくとる）
- 動き難い構造，外れ難い構造（機器をアンカ，溶接等で固定する）
- 座屈が起こり難い構造
- 変位による破壊を防止する構造（定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定,配管等に可撓性のある材料を使用）

2.5.1.7.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 構造強度

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器のうち放射性物質を内包する機器は，「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」で定めるクラス 3 機器と位置づけられ，原則としてクラス 3 機器に要求される基準を満足するように設計する。万一適合しないものがある場合においても，温度，圧力，使用環境等を考慮し，一般民間規格に従う産業品を使用するとともに，機器の設計，製作，設置，検査等の各段階において，適切なものとなっていることを確認し，クラス 3 機器と同等以上の構造強度を持たせる。また，溶接部については，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

(2) 耐震性

使用済セシウム吸着塔保管施設，廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。

使用済セシウム吸着塔保管施設，廃スラッジ貯蔵施設の耐震性に関する評価にあたっては，「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」に準拠することを基本とするが，必要に応じて現実的な評価を行う。また，配管に関しては，変位による破壊を防止するため，定ピ

ッチスパン法による配管サポート間隔の設定や，可撓性のある材料を使用する。

2.5.1.8　機器の故障への対応

2.5.1.8.1 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連施設（移送配管，移送ポンプ等）

(1) 機器の単一故障

a. 動的機器の単一故障

汚染水処理設備は，機器の単一故障により滞留水の処理機能が喪失するのを防止するため動的機器や外部電源を多重化しているが，汚染水処理設備の動的機器が故障した場合は，待機設備へ切替を行い，滞留水の処理を再開する。

(2) 主要機器の複数同時故障

a. 処理装置の除染能力が目標性能以下

汚染水処理設備は，セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置による処理装置全体で多重化が確立されており，各装置の組み合わせもしくは単独による運転が可能である。そのため，一つの処理装置が故障しても性能回復は短時間で行えるが，万一，所定の除染能力が得られず下流側の逆浸透膜装置の受け入れ条件（$10^2$Bq/cm$^3$オーダ）を満足しない場合は，以下の対応を行う。

逆浸透膜装置及び蒸発濃縮装置後淡水受タンクでの希釈効果等を踏まえながら，必要に応じて処理装置出口の処理済水を再度セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置に水を戻す「再循環処理」を実施する（手動操作）。なお，再循環処理を実施する場合，稼働率が 50%以下となるため，タービン建屋等からの滞留水の移送量を調整し，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋の水位上昇を監視する。

b. 滞留水の処理機能喪失

汚染水処理設備は，セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置のそれぞれで単独運転が可能である。また，第二セシウム吸着装置はセシウム吸着装置，除染装置と異なる所内高圧母線から受電する構成としている。さらに，セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置は，建屋により分離して設置している。以上のことから，共通要因によりすべての処理装置が機能喪失する可能性は十分低いと想定するが，全装置が長期間停止する場合は，以下の対応を行う。

(a) 処理装置が長期間停止する場合，炉注水量を調整し，滞留水の発生量を抑制する。

(b) セシウム吸着装置もしくは第二セシウム吸着装置の吸着塔の予備品を用意し，短期間（1ヶ月程度）で新たな処理が可能なように準備する。

(c) タービン建屋等の水位が所外放出レベル近くに達した場合，滞留水を高濃度滞留水受タンク（容量約 2,800 m$^3$），タービン建屋の復水器に移送することで，放射

性物質の所外放出を防止する。

(d) 滞留水の系外への漏えいを防止するために，集中廃棄物処理建屋のサイトバンカ建屋，焼却工作室建屋等への移送準備を行い，滞留水受け入れ容量を確保する。

(3) その他の事象

a. 降水量が多い場合の対応

降水量が多い場合には，滞留水の移送量，処理量を増加させる等の措置をとる。また，大量の降雨が予想される場合には，事前に滞留水をプロセス主建屋等へ移送し，タービン建屋等の水位を低下させる措置をとる。

さらに，タービン建屋の水位が上昇すれば，炉注水量の低下措置等の対応を図る。

(4) 異常時の評価

a. 滞留水の処理機能喪失時の評価

処理装置が長期に機能喪失した場合でも，タービン建屋等の水位は OP.3,000 程度で管理しているため所外放出レベルの OP.4,000 に達するまでの貯留容量として約 23,000$m^3$ を確保している。さらに高濃度滞留水受タンク（容量約 2,800 $m^3$），タービン建屋の復水器等へ滞留水を移送することにより，これまでの運転実績から，原子炉への注水量を約 400$m^3$/日，地下水の浸透，雨水の浸入により追加発生する滞留水量を約 400$m^3$/日と想定した場合においても，1 ヶ月分（約 24,000$m^3$）以上の貯留が可能である。

b. 降水量が多い場合の評価

月降水量の最大値は，気象庁の観測データにおいて福島県浪江町で 634mm（2006 年 10 月），富岡町で 615mm（1998 年 8 月）である。また，タービン建屋等の水位は，降水量に対し 85%の水位上昇を示したことがあるため 1 ヶ月あたりタービン建屋の水位を 540mm（634mm×0.85%）上昇させる可能性がある。

その他，建屋水位を上昇させるものとして，①地下水流入と②原子炉への注水があり，各々約 400$m^3$/日が想定される。1 号～4 号機の滞留水が存在している建屋面積の合計は約 23,000$m^2$ となるため，降雨，地下水流入，及び原子炉への注水により 1 ヶ月に発生する滞留水量の合計は 36,420$m^3$ となる。そのため，各建屋の水位を維持するためには，約 1,220$m^3$/日の滞留水移送・処理が必要となる。一方，移送装置は移送ポンプが 1 台あたり 20$m^3$/h の運転実績があるため 1,920$m^3$/日の滞留水移送が可能であり，処理装置も実績として 1,680$m^3$/日で処理を実施したことがある。

したがって，月降水量 1,000mm 以上の場合でも，現状の移送装置，処理装置の能力でタービン建屋等の水位を維持することが可能である。

2.5.1.8.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 機器の単一故障

a. 動的機器の単一故障

廃スラッジ一時保管施設は，機器の単一故障により安全機能が喪失するのを防止するため，動的機器を多重化しているが，動的機器が故障した場合は，待機設備へ切替を行い，安全機能を回復する。

b. 外部電源喪失時

使用済セシウム吸着塔仮保管施設，使用済セシウム吸着塔一時保管施設は，使用済みのセシウム吸着塔等を静的に保管する施設であり，外部電源喪失した場合でも，安全機能に影響を及ぼすことはない。

造粒固化体貯槽(D)は排気用の仮設電源を設けており，外部電源喪失により貯槽内気相部の排気が不可能となった場合は，必要に応じ電源切替を操作することで可燃性ガスを放出する。

廃スラッジ一時保管施設は，外部電源喪失により貯槽内気相部の排気が不可能となるが，以下を考慮しており，短時間のうちに安全機能の回復が可能である。

・電源車の接続口を設置
・仮設送風機（エンジン付きコンプレッサ）の接続が可能なように取合口を設置
・窒素ボンベによる掃気が可能なようにボンベを設置
・手動弁を操作することで，可燃性ガスを放出（ベント）できるラインを設置

2.5.2　基本仕様

2.5.2.1 主要仕様

2.5.2.1.1 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）

(1) 1 号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 12m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 30m |

(2) 2 号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 3 |
| 容　　量 | 12m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 30m |

(3) 3 号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 3 |
| 容　　量 | 12m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 30m |

(4) 4 号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 3 |
| 容　　量 | 12m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 30m |

(5) サイトバンカ排水ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 |
| 容　　量 | 12 m$^3$/h |
| 揚　　程 | 30 m |

(6) プロセス主建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2　（高濃度滞留水受タンク移送ポンプと共用） |
| 容　　量 | 50 m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 38.5～63m |

(7) 高温焼却炉建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 38.5m |

(8) 油分分離装置処理水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 65m |

(9) ブースターポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 108m |

(10) セシウム吸着処理水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 41m |

(11) 除染装置処理水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 20m |

(12) ＳＰＴ廃液抜出ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 30m |

(13) ＳＰＴ受入水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 75m |

(14) 廃液ＲＯ供給ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 70m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 30m |

(15) ＲＯ処理水供給ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 75m |

(16) ＲＯ処理水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 8 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 75m |

(17) ＲＯ濃縮水供給ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 75m |

(18) ＲＯ濃縮水貯槽移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 4 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 75m |

(19) ＲＯ濃縮水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 16 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 50～75m |

(20) 濃縮水供給ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 50m |

(21) 蒸留水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 40m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 75m |

(22) 濃縮処理水供給ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 40m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 50m |

(23) 濃縮処理水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 50m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 75m |

(24) 濃縮水移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 40m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 50m |

(25) 高濃度滞留水受タンク移送ポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 |
| 容　　量 | 30m$^3$/h（1 台あたり） |
| 揚　　程 | 65m |

(26) 高濃度滞留水受タンク（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 2,800 m$^3$ |
| 基　　数 | 28 基 |
| 容量（単基） | 100m$^3$／基 |

(27) 油分分離装置処理水タンク（完成品）※

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 37.5 m$^3$ |
| 基　　数 | 3 基 |
| 容量（単基） | 12.5 m$^3$／基 |

※1　公称容量であり，運用上の容量は公称容量とは異なる。

(28) セシウム吸着処理水タンク（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 37.5 $m^3$ |
| 基　　数 | 3 基 |
| 容量（単基） | 12.5 $m^3$／基 |

(29) 除染装置処理水タンク（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 37.5 $m^3$ |
| 基　　数 | 3 基 |
| 容量（単基） | 12.5 $m^3$／基 |

(30) サプレッションプール水サージタンク（既設品）

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 2 基 |
| 容　　量 | 3,500 $m^3$／基 |

(31) ＳＰＴ受入水タンク（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 基 |
| 容　　量 | 85 $m^3$ |

(32) 廃液ＲＯ供給タンク（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 1,200$m^3$ |
| 基　　数 | 34 基 |
| 容量（単基） | 35～110 $m^3$／基 |

(33) ＲＯ処理水受タンク（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 基 |
| 容　　量 | 85 $m^3$ |

(34) ＲＯ処理水一時貯槽（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 5,000$m^3$ |
| 基　　数 | 139 基 |
| 容量（単基） | 16～42 $m^3$／基 |

※1　公称容量であり，運用上の容量は公称容量とは異なる。

(35) ＲＯ処理水貯槽 ※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 13,750m$^3$ |
| 基　　数 | 27 基 |
| 容量（単基） | 300 m$^3$以上，450 m$^3$以上，1,000 m$^3$以上／基※2 |
| 材　　料 | SS400 |
| 板厚（側板） | 9mm（300m$^3$），9～12mm（450m$^3$），12mm（1,000m$^3$） |

(36) 中低濃度滞留水受タンク（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 7,200 m$^3$ |
| 基　　数 | 72 基 |
| 容量（単基） | 100 m$^3$／基 |

(37) ＲＯ濃縮水受タンク（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 基 |
| 容　　量 | 85 m$^3$ |

(38) ＲＯ濃縮水貯槽（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 20,000m$^3$ |
| 基　　数 | 170 基 |
| 容量（単基） | 120 m$^3$／基 |

(39) ＲＯ濃縮水貯槽 ※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 268,000m$^3$ |
| 基　　数 | 297 基 |
| 容量（単基） | 500 m$^3$以上，1,000 m$^3$以上／基※2 |
| 材　　料 | SS400 |
| 板厚（側板） | 9～12mm（500m$^3$），12mm（1,000m$^3$） |

(40) 濃縮水受タンク（完成品）※

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 800m$^3$ |
| 基　　数 | 26 基 |
| 容量（単基） | 40 m$^3$／基 |

※1　公称容量であり，運用上の容量は公称容量とは異なる。
※2　運用上の容量は，水位計 100%までの容量とする。

(41) 蒸留水タンク（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 94m$^3$ |
| 基　　数 | 3 基 |
| 容量（単基） | 40 m$^3$／基 |

(42) 濃縮処理水タンク（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 1,600m$^3$ |
| 基　　数 | 52 基 |
| 容量（単基） | 40m$^3$／基 |

(43) 蒸発濃縮処理水貯槽 ※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 5,000m$^3$ |
| 基　　数 | 5 基 |
| 容量（単基） | 1,000m$^3$以上／基※2 |
| 材　　料 | SS400 |
| 板厚（側板） | 12mm |

(44) 濃縮水タンク（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 150m$^3$ |
| 基　　数 | 5 基 |
| 容量（単基） | 40m$^3$／基 |

(45) 濃縮廃液貯槽（完成品）※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 10,000m$^3$ |
| 基　　数 | 100 基 |
| 容量（単基） | 100m$^3$／基 |

(46) 多核種処理水貯槽 ※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 390,000m$^3$　（必要に応じ増設） |
| 基　　数 | 390 基　（必要に応じ増設） |
| 容量（単基） | 1,000m$^3$以上／基※2 |
| 材　　料 | SS400 |
| 板厚（側板） | 12mm |

※1　公称容量であり，運用上の容量は公称容量とは異なる。
※2　運用上の容量は，水位計 100%までの容量とする。

(47) 地下貯水槽 ※1

| | |
|---|---|
| 合計容量（公称） | 58,000 $m^3$ |
| 基　　数 | 7 基 |
| 容　　量 | 2,000～14,000$m^3$ |
| 材　　料 | ポリエチレン，ベントナイト |
| 厚　　さ | 1.5mm（ポリエチレン），6.4mm（ベントナイト） |

(48) ろ過水タンク（既設品）

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 基 |
| 容　　量 | 8,000 $m^3$ |

(49) 油分分離装置（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 3 |
| 容　　量 | 1,200 $m^3$／日（1 台で 100%容量） |
| 性　　能 | 出口にて浮遊油 100ppm 以下（目標値） |

(50) セシウム吸着装置

| | |
|---|---|
| 系 列 数 | 4 |
| 処 理 量 | 1,200 $m^3$/日 |
| 除染係数（設計目標値） | $10^3$～$10^5$程度 |

(51) 第二セシウム吸着装置

| | |
|---|---|
| 系 列 数 | 2 |
| 処 理 量 | 1,200 $m^3$/日 |
| 除染係数（設計目標値） | $10^4$～$10^6$程度 |

(52) 除染装置（凝集沈殿法）

| | |
|---|---|
| 系 列 数 | 1 |
| 処 理 量 | 1,200 $m^3$／日 |
| 除染係数（設計目標値） | $10^3$程度 |

※1　公称容量であり，運用上の容量は公称容量とは異なる。

(53) 淡水化装置（逆浸透膜装置）（完成品）

| | | |
|---|---|---|
| (RO-1A) | 処 理 量 | 270 $m^3$／日 |
| | 淡水化率 | 約 40% |
| (RO-1B) | 処 理 量 | 300 $m^3$／日 |
| | 淡水化率 | 約 40% |
| (RO-2) | 処 理 量 | 1,200 $m^3$／日 |
| | 淡水化率 | 約 40% |
| (RO-3) | 処 理 量 | 1,200 $m^3$／日 |
| | 淡水化率 | 約 40% |

(54) 淡水化装置（蒸発濃縮装置）（完成品）

| | | |
|---|---|---|
| (蒸発濃縮-1A) | 処 理 量 | 12.7 $m^3$／日 |
| | 淡水化率 | 約 30% |
| (蒸発濃縮-1B) | 処 理 量 | 27 $m^3$／日 |
| | 淡水化率 | 約 30% |
| (蒸発濃縮-1C) | 処 理 量 | 52 $m^3$／日 |
| | 淡水化率 | 約 30% |
| (蒸発濃縮-2A/2B) | 処 理 量 | 80 $m^3$／日 |
| | 淡水化率 | 約 30% |
| (蒸発濃縮-3A/3B/3C) | 処 理 量 | 250 $m^3$／日 |
| | 淡水化率 | 約 70% |

表２．５－１　汚染水処理設備等の主要配管仕様（１／５）

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| １号機タービン建屋から<br>１号機廃棄物処理建屋まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 80A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| ２号機タービン建屋から<br>３号機タービン建屋まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 80A 相当，100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| ２号機タービン建屋から<br>４号機弁ユニットまで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 80A 相当，100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| ３号機タービン建屋から<br>４号機弁ユニットまで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 80A 相当，100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| ３号機タービン建屋から<br>４号機タービン建屋まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 80A 相当，100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| ４号機タービン建屋から<br>４号弁ユニットまで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 80A 相当，100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| ４号弁ユニットから<br>プロセス主建屋，高温焼却炉建屋まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| サイトバンカ建屋から<br>プロセス主建屋まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 80A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| プロセス主建屋３階取り合いから<br>油分分離装置入口ヘッダーまで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A／Sch.80<br>STPG370,STPT370<br>1.37MPa<br>66℃ |
| 油分分離装置入口ヘッダーから<br>油分分離装置処理水タンクまで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 200A／Sch.80<br>STPG370,STPT370<br>1.37MPa<br>66℃ |

表２．５－１　汚染水処理設備等の主要配管仕様（２／５）

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 油分分離装置処理水タンクから<br>セシウム吸着装置入口まで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A／Sch.80<br>STPG370,STPT370<br>1.37MPa<br>66℃ |
| 油分分離装置処理水タンクから<br>第二セシウム吸着装置入口まで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A／Sch.80<br>STPG370,STPT370<br>1.37MPa<br>66℃ |
| セシウム吸着装置入口から<br>セシウム吸着装置出口まで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A,80A／Sch.40<br>SUS316L<br>0.97MPa<br>66℃ |
| セシウム吸着装置出口から<br>セシウム吸着処理水タンクまで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A／Sch.80<br>STPG370,STPT370<br>1.37MPa<br>66℃ |
| セシウム吸着処理水タンクから<br>除染装置入口まで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A／Sch.80<br>STPG370,STPT370<br>1.37MPa<br>66℃ |
| 除染装置入口から<br>除染装置出口まで<br>（鋼管） | 呼び径<br>／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A,80A,100A,150A,200A<br>／Sch.20S<br>SUS316L<br>0.3MPa<br>50℃ |
| 除染装置出口から<br>除染装置処理水タンクまで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A／Sch.80<br>STPG370,STPT370<br>1.37MPa<br>66℃ |
| セシウム吸着処理水タンクから<br>ＳＰＴ建屋取り合いまで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A／Sch.80<br>STPG370,STPT370<br>1.37MPa<br>66℃ |
| 除染装置処理水タンクから<br>ＳＰＴ建屋取り合いまで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A／Sch.80<br>STPG370,STPT370<br>1.37MPa<br>66℃ |
| ＳＰＴ建屋取り合いから<br>ＳＰＴ（Ｂ）まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |

表２．５－１　汚染水処理設備等の主要配管仕様（３／５）

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 高温焼却炉建屋１階ハッチから<br>高温焼却炉建屋１階取り合いまで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| 高温焼却炉建屋１階取り合いから<br>第二セシウム吸着装置入口まで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A／Sch.80<br>STPG370,STPT370<br>1.37MPa<br>66℃ |
| 第二セシウム吸着装置入口から<br>第二セシウム吸着装置出口まで<br>（鋼管） | 呼び径<br>／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A,80A,100A,150A／<br>Sch.80<br>STPG370,STPT370<br>1.37MPa<br>66℃ |
| 第二セシウム吸着装置入口から<br>第二セシウム吸着装置出口まで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A，80A／Sch.40<br>SUS316L<br>1.37MPa<br>66℃ |
| 第二セシウム吸着装置出口から<br>ＳＰＴ（Ｂ）まで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 150A／Sch.80<br>STPG370,STPT370<br>1.37MPa<br>66℃ |
| ＳＰＴ（Ｂ）から<br>淡水化装置（ＲＯ）まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A 相当，100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| 淡水化装置（ＲＯ）から<br>ＲＯ処理水一時貯槽まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A 相当，80A 相当，<br>100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| ＲＯ処理水一時貯槽から<br>処理水バッファタンク及びＣＳＴまで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 75A 相当，100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| ＲＯ処理水供給ポンプ配管分岐部から<br>ＲＯ処理水貯槽まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| ＲＯ処理水貯槽から<br>蒸発濃縮処理水貯槽配管まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |

表２．５－１　汚染水処理設備等の主要配管仕様（４／５）

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 淡水化装置（ＲＯ）から<br>ＲＯ濃縮水貯槽まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A 相当，65A 相当，<br>80A 相当，100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| ＲＯ濃縮水貯槽から<br>蒸発濃縮装置まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A 相当，100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| ＲＯ濃縮水貯槽移送ポンプ配管分岐部<br>から廃液ＲＯ供給タンクまで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| 蒸発濃縮装置から<br>蒸留水タンクまで<br>（耐圧ホース） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A 相当，100A 相当<br>EPDM 合成ゴム<br>0.98MPa<br>74℃ |
| 蒸発濃縮装置から<br>濃縮水タンクまで<br>（耐圧ホース） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A 相当，100A 相当<br>EPDM 合成ゴム<br>0.98MPa<br>74℃ |
| 蒸留水タンクから<br>処理水バッファタンク及びＣＳＴまで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 75A 相当，100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| 濃縮水タンクから<br>濃縮廃液貯槽まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| 水中ポンプ出口<br>（耐圧ホース） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A 相当，80A 相当,100A 相当<br>ポリ塩化ビニル<br>0.98MPa<br>50℃ |
| プロセス主建屋内取り合いから<br>プロセス主建屋出口取り合いまで<br>（戻り系統含む）<br>（鋼管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 25A，50A，80A，100A／<br>Sch80<br>STPG370<br>0.5MPa<br>66℃ |
| プロセス主建屋出口取り合いから<br>高濃度滞留水受タンクエリア入口まで<br>（戻り系統含む）<br>（二重管ホース） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A 相当<br>EPDM<br>0.5MPa<br>66℃ |

表２．５－１　汚染水処理設備等の主要配管仕様（５／５）

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 高濃度滞留水受タンクエリア入口から<br>高濃度滞留水受タンク<br>（戻り系統含む）<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 25A，50A，80A，100A／<br>Sch80<br>STPG370<br>0.5MPa<br>66℃ |

表２．５－２　放射線監視装置仕様

| 項目 | 仕様 | |
|---|---|---|
| 名称 | 放射線モニタ | エリア放射線モニタ |
| 基数 | 5 基 | 3 基 |
| 種類 | 半導体検出器 | 半導体検出器 |
| 取付箇所 | 滞留水移送ライン<br>屋外敷設箇所 | ろ過水タンク周辺 |
| 計測範囲 | 0.01mSv/h～100mSv/h | 0.001mSv/h～99.99mSv/h |

2.5.2.1.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

吸着塔保管体数　　308 体（セシウム吸着装置）
　　34 体（第二セシウム吸着装置）

(2) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）

吸着塔保管体数　　604 体（セシウム吸着装置）
　　142 体（第二セシウム吸着装置，処理カラム）

（吸着塔貯蔵体数は，「Ⅲ　第三編　2.2　線量評価」に基づき制限する。）

(3) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第二施設）

吸着塔保管体数　　736 体（セシウム吸着装置，高性能容器）

(4) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）

吸着塔保管体数　　約 2,000 体（高性能容器，今後増容量予定）

（貯蔵体数は現状の計画であり，今後の詳細設計により決定する。）

(5) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第四施設）

吸着塔保管体数　　680 体（セシウム吸着装置）
212 体（第二セシウム吸着装置，処理カラム）

(6) 造粒固化体貯槽(D)　（既設品）

スラッジ保管容量　　700m$^3$

(7) 廃スラッジ一時保管施設

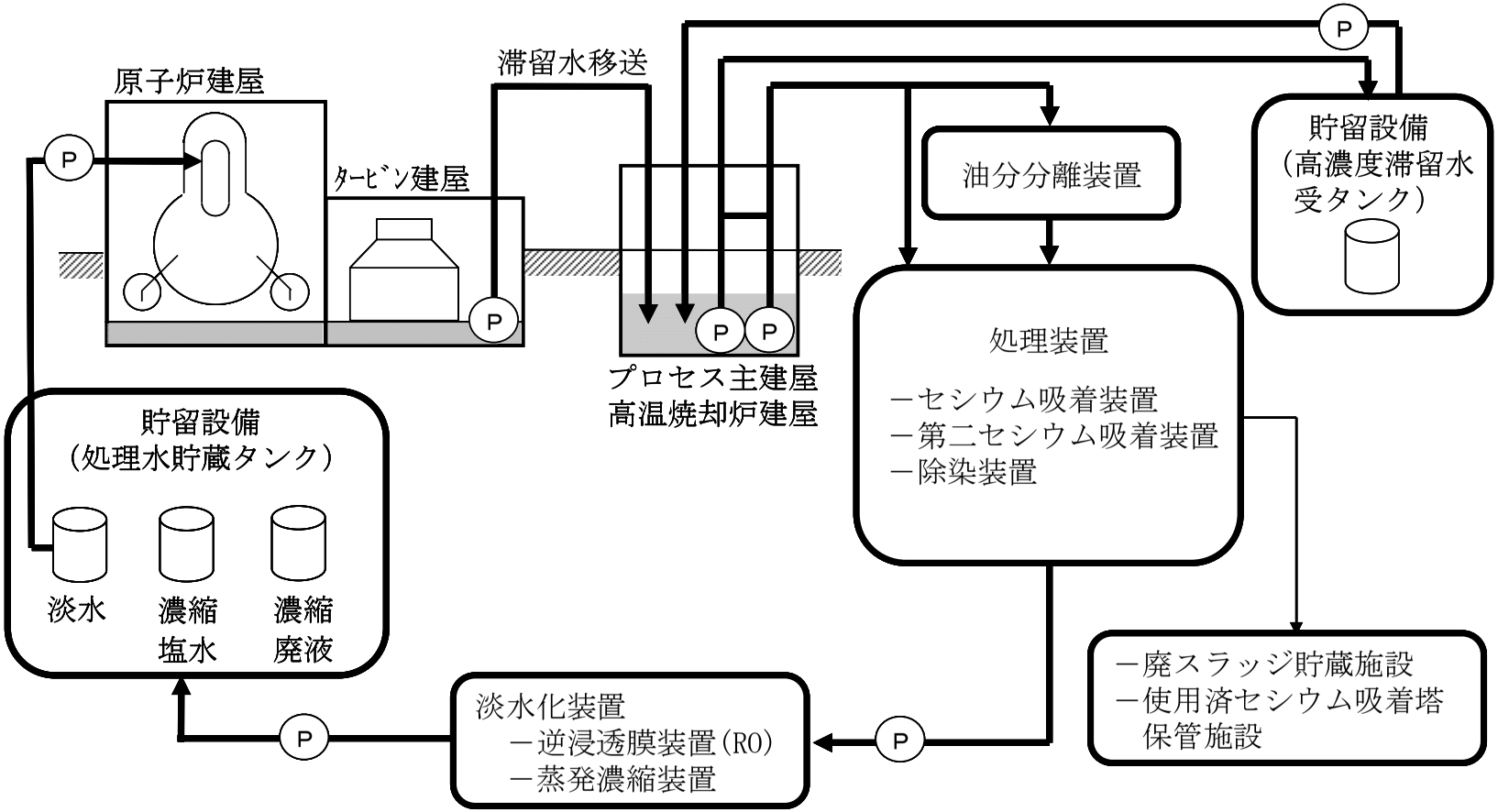
スラッジ保管容量　　720m$^3$（予備機含む）
スラッジ貯層基数　　8 基
スラッジ貯層容量　　90m$^3$/基

表２．５－３　廃スラッジ貯蔵施設の主要配管仕様

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 除染装置から<br>造粒固化体貯槽（D）<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A，80A / Sch20S<br>SUS316L<br>0.3MPa<br>50℃ |
| 造粒固化体貯槽（D）から<br>プロセス主建屋壁面取合まで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A，80A / Sch20S<br>SUS316L<br>0.98MPa<br>50℃ |
| プロセス主建屋壁面取合から<br>廃スラッジ一時保管施設取合まで<br>（二重管ホース） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A 相当<br>EPDM<br>0.72MPa<br>82.2℃ |
| 廃スラッジ一時保管施設取合から<br>スラッジ貯槽まで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 80A，50A / Sch40<br>SUS316L<br>0.98MPa<br>50℃ |
| 廃スラッジ一時保管施設内<br>上澄み移送ライン<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 125A，100A，80A /Sch40<br>SUS329J4L<br>0.98MPa<br>50℃ |
| 廃スラッジ一時保管施設内<br>スラッジ移送ライン<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A，80A，50A / Sch40<br>SUS316L<br>0.98MPa<br>50℃ |

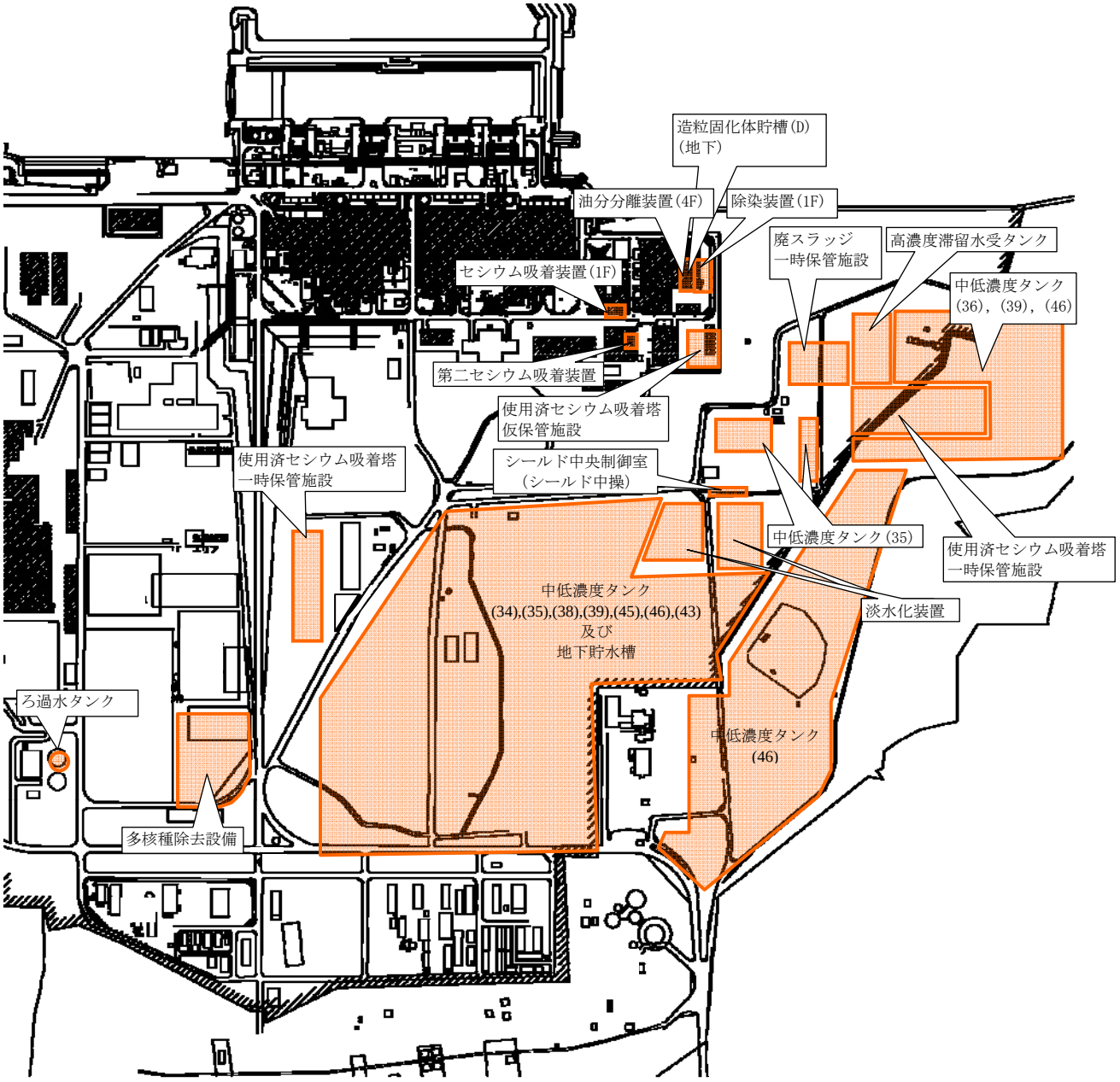
2.5.3　添付資料

添付資料－１　　系統概要図
添付資料－２　　主要設備概要図
添付資料－３　　汚染水処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果
添付資料－４　　廃スラッジ一時保管施設の耐震性に関する検討結果
添付資料－５　　汚染水処理設備等の具体的な安全確保策について
添付資料－６　　セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の吸着塔の温度評価
添付資料－７　　廃スラッジ一時保管施設の崩壊熱評価
添付資料－８　　廃スラッジ一時保管施設の遮へい設計
添付資料－９　　汚染水処理設備等の工事計画及び工程について
添付資料－１０　No.1 ろ過水タンクへの逆浸透膜装置廃水の貯留について
添付資料－１１　２号機及び３号機の海水配管トレンチにおける高濃度汚染水の処理設備



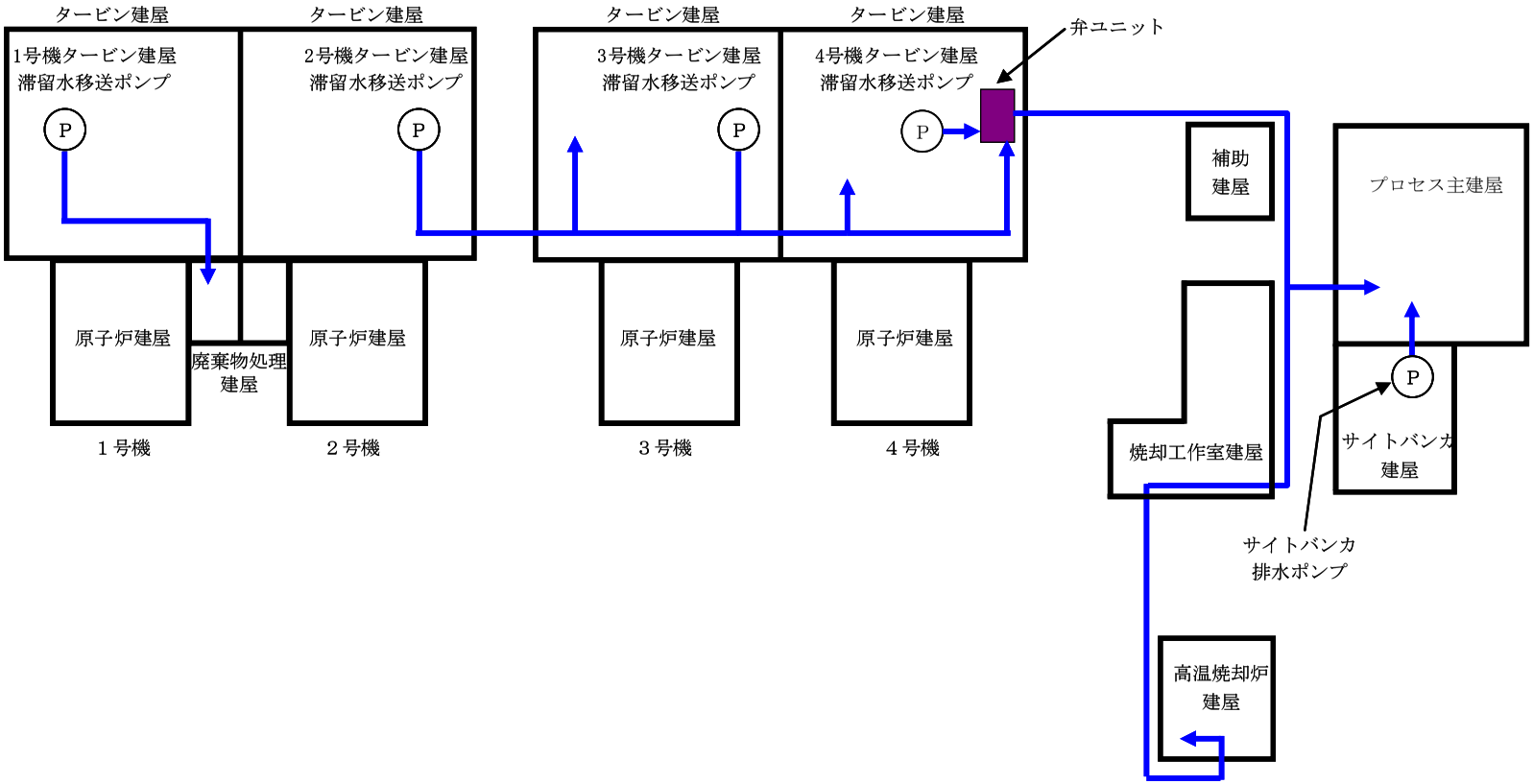

(a)　系統概要

図－１　汚染水処理設備等の全体概要図（１／２）



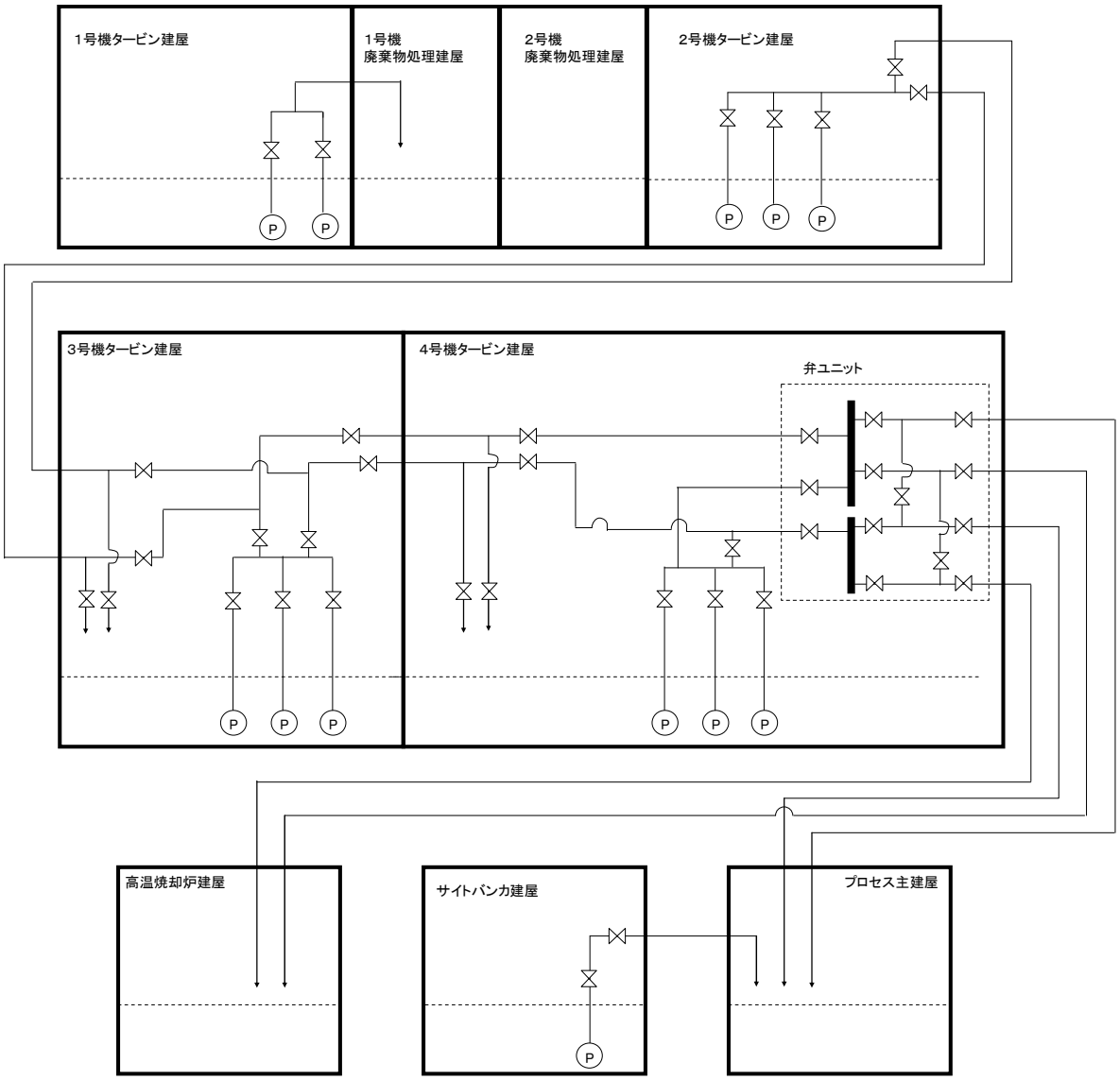

(b)　配置概要

図－１　汚染水処理設備等の全体概要図（２／２）



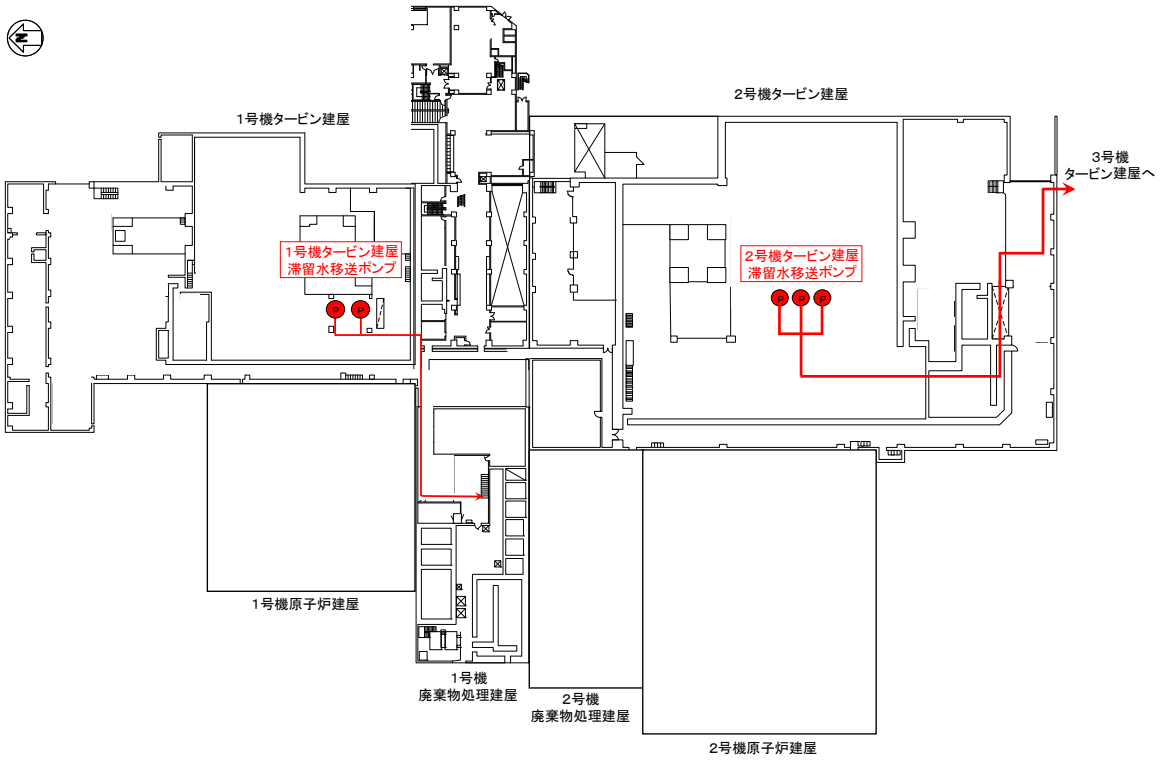

(a)　移送装置全体系統図

図－２　滞留水移送装置の系統構成図（１／３）

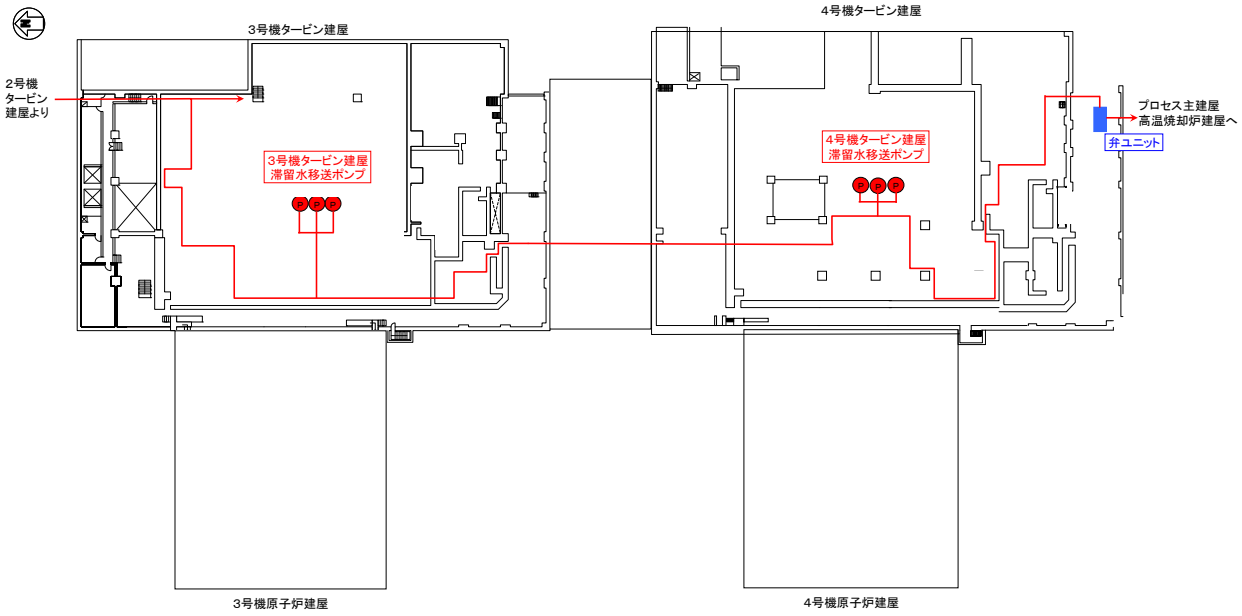



(b)　移送装置系統図概略図

図－２　滞留水移送装置の系統構成図（２／３）



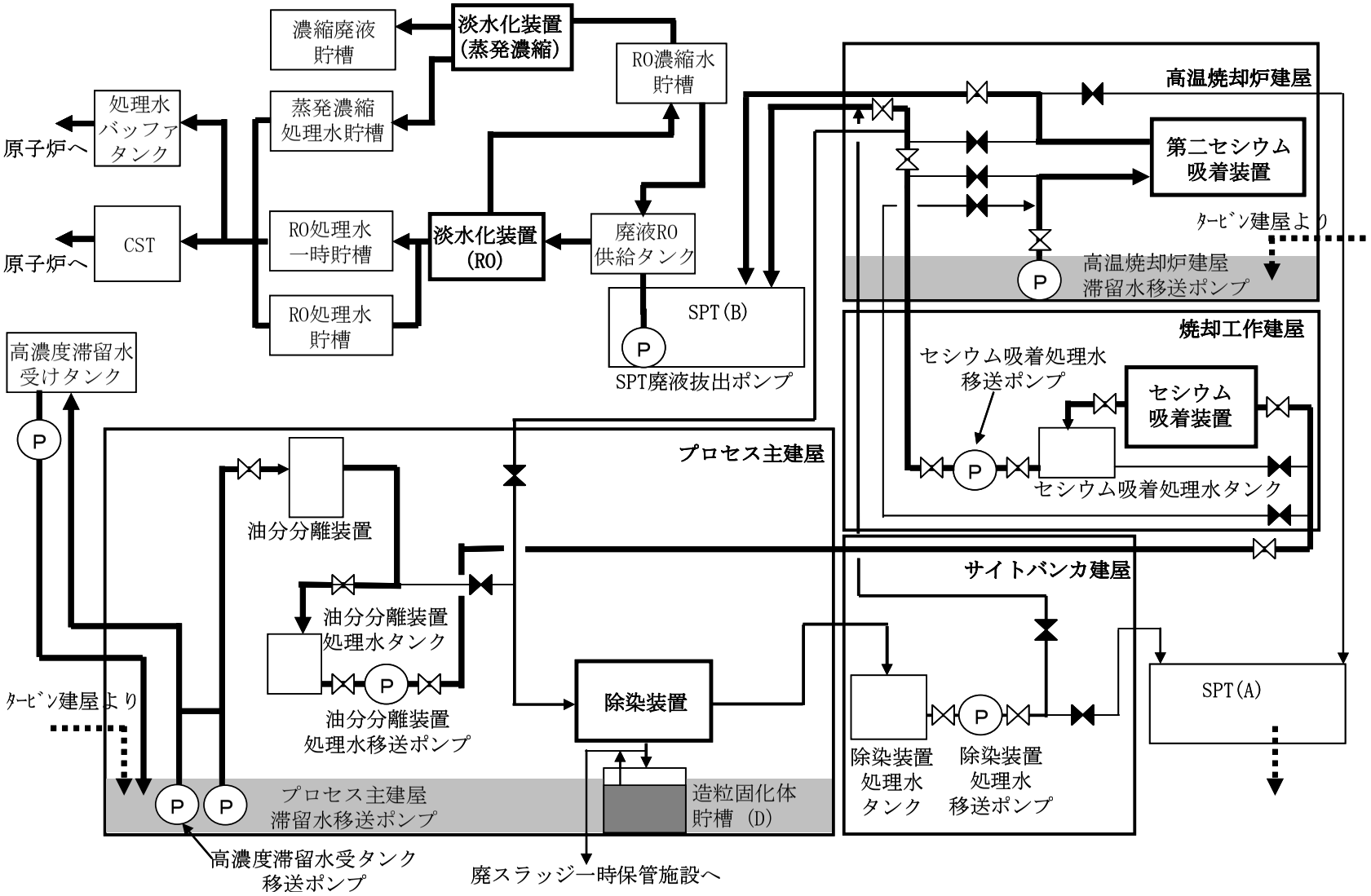

1，２号機滞留水移送系統（各建屋１階）



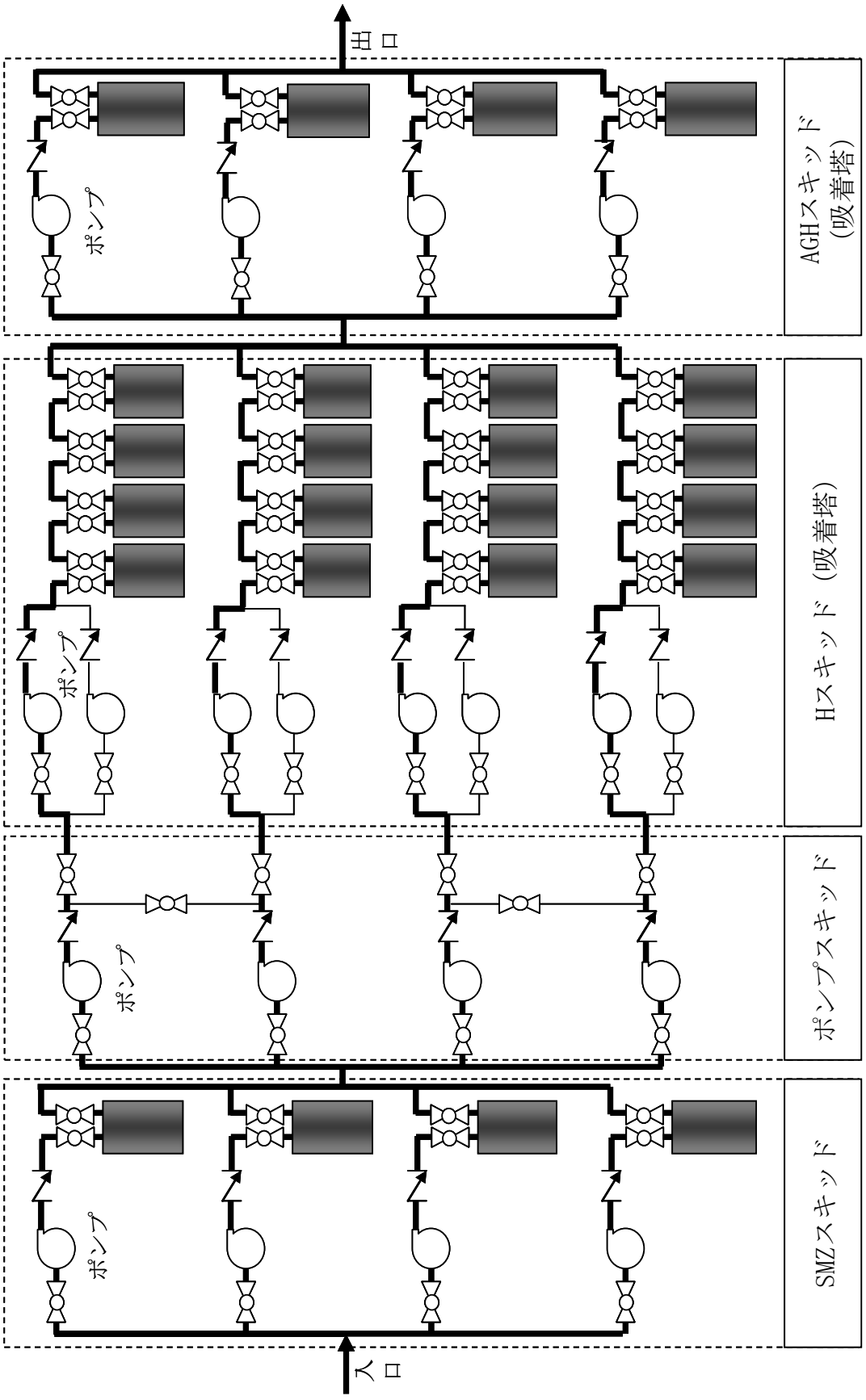

３，４号機滞留水移送系統（各建屋１階）

(b)　移送装置　配管ルート図

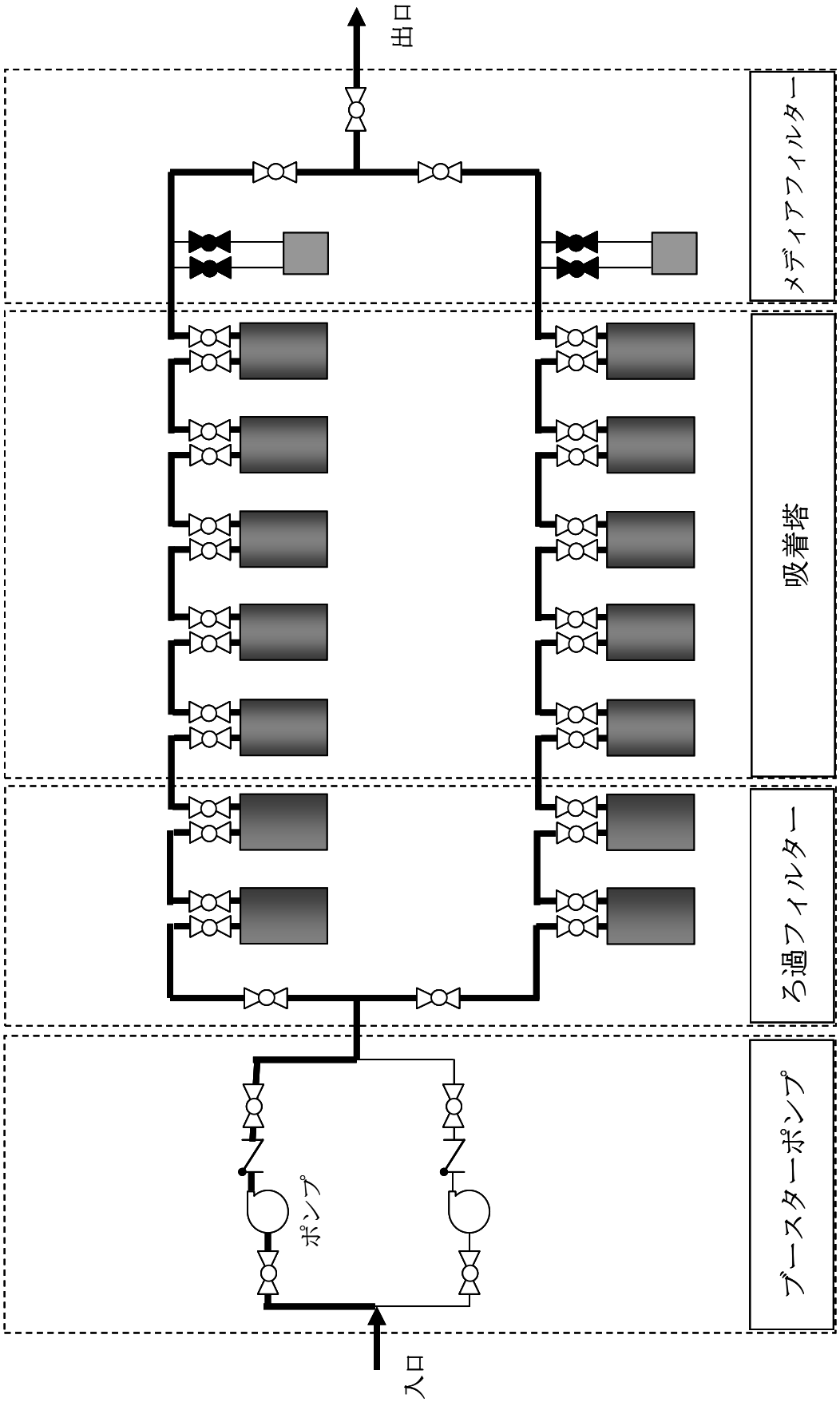
図－２　滞留水移送装置の系統構成図（３／３）



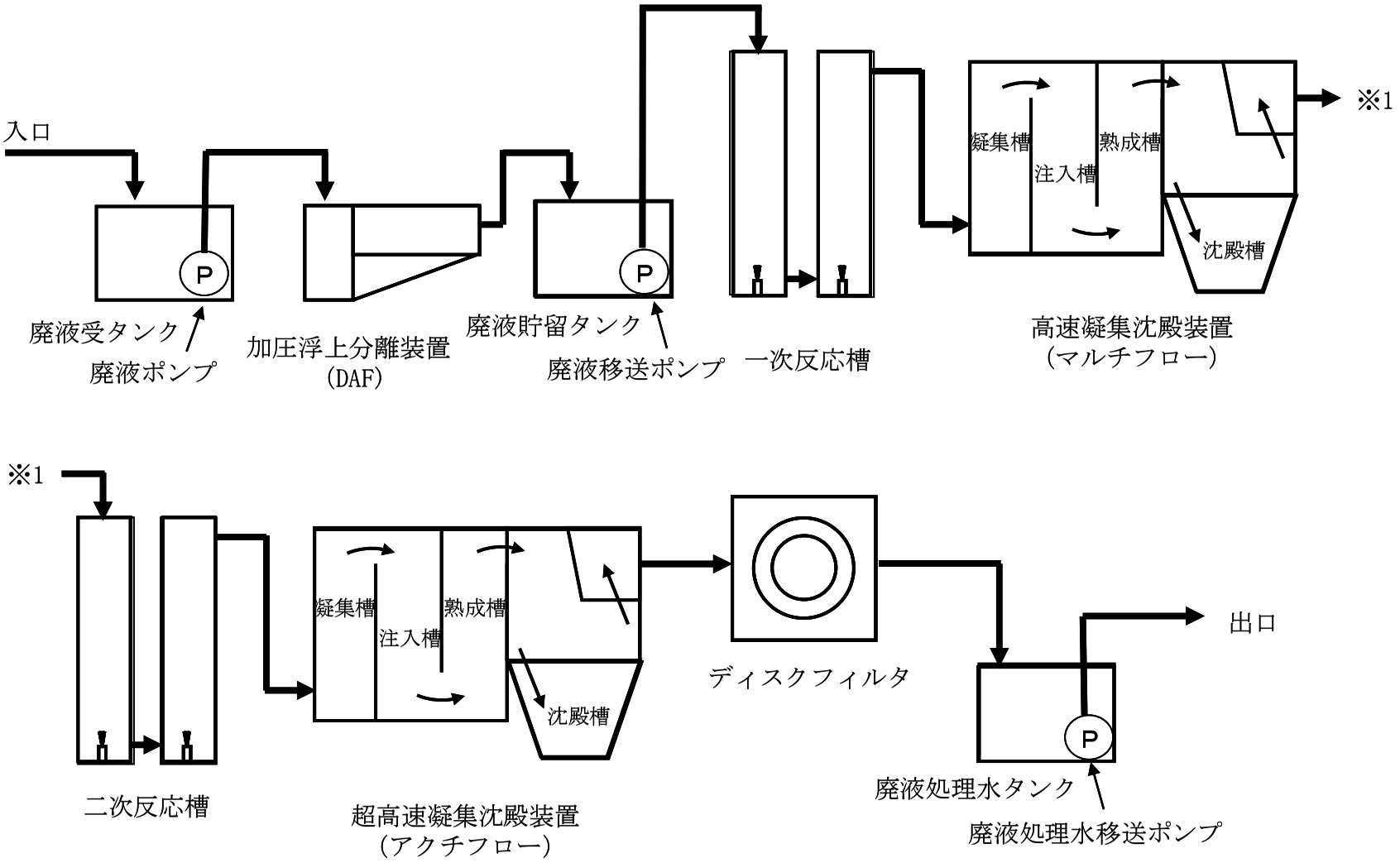

図－３　処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）の系統構成図



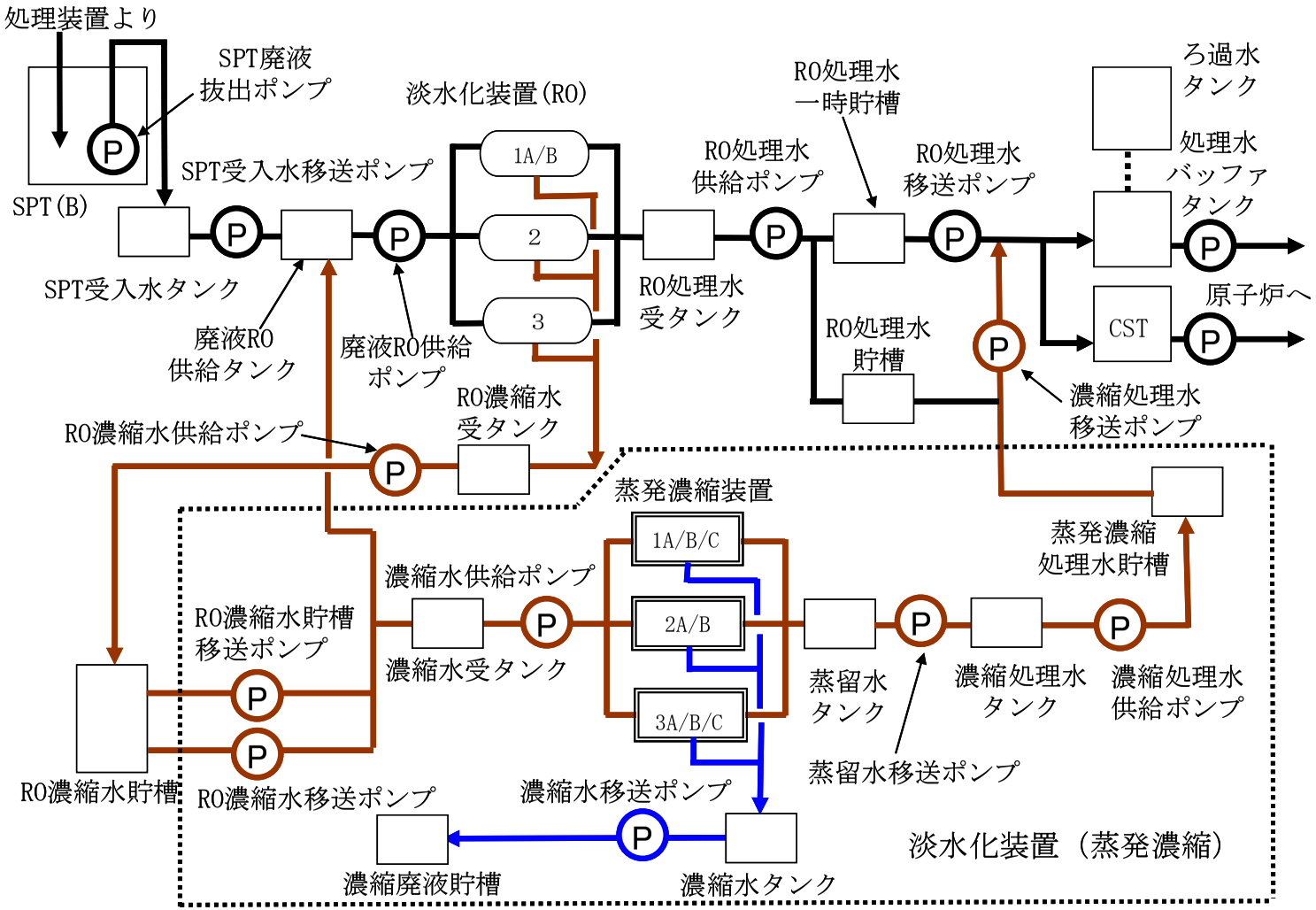

図－４　セシウム吸着装置の系統構成図



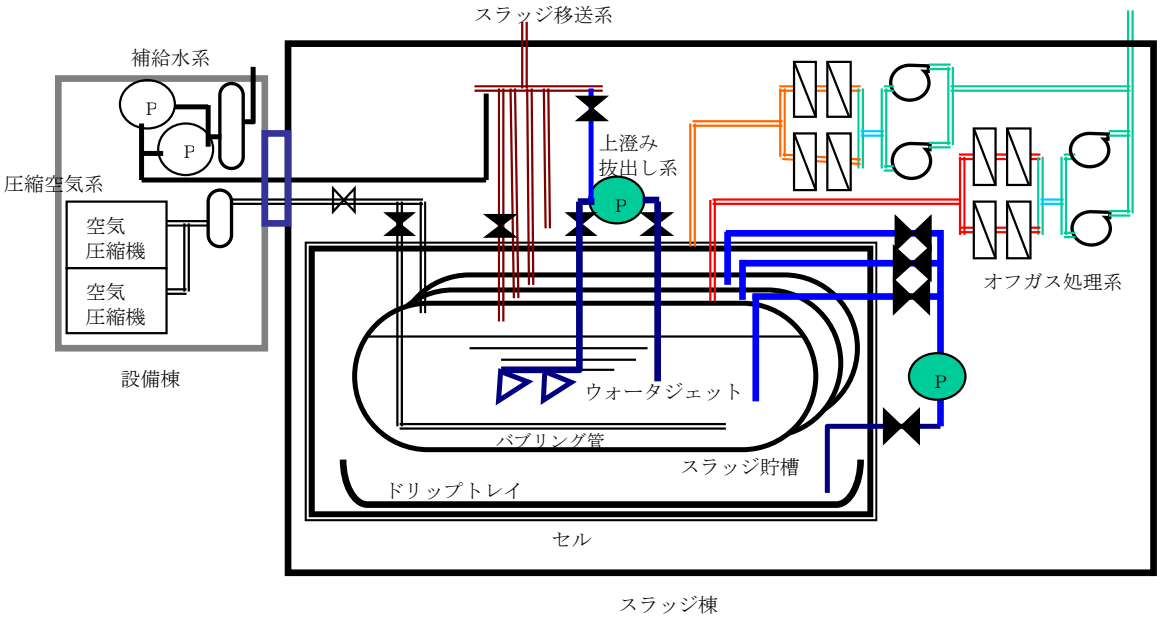

図－５　第二セシウム吸着装置の系統構成図




図－６　除染装置の系統構成図

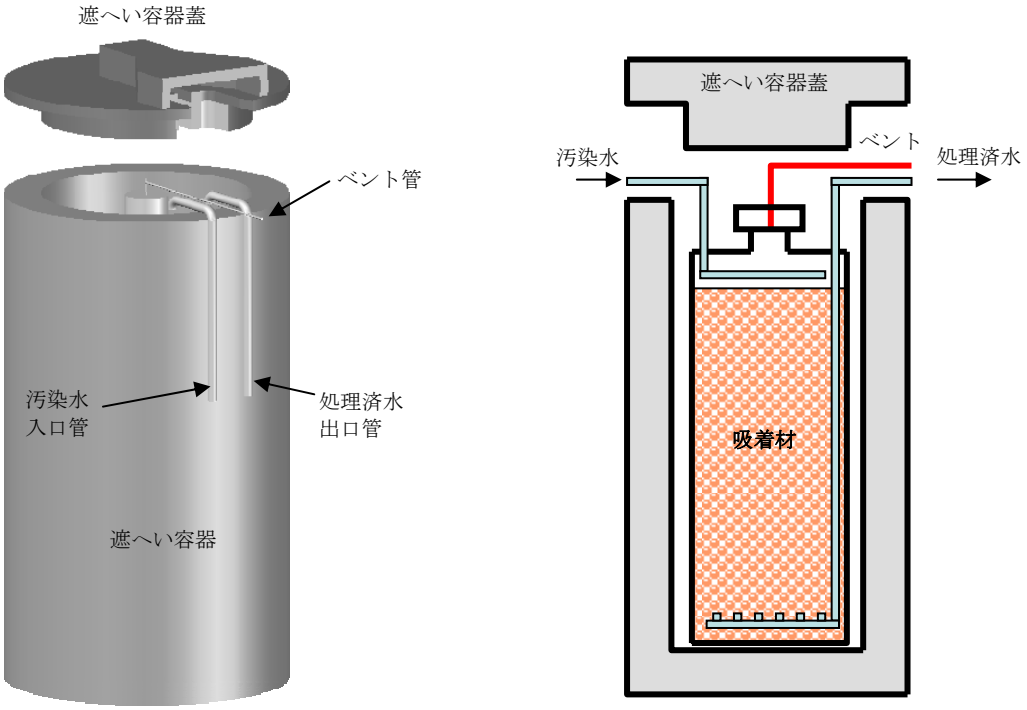



図－７　淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）の系統構成図

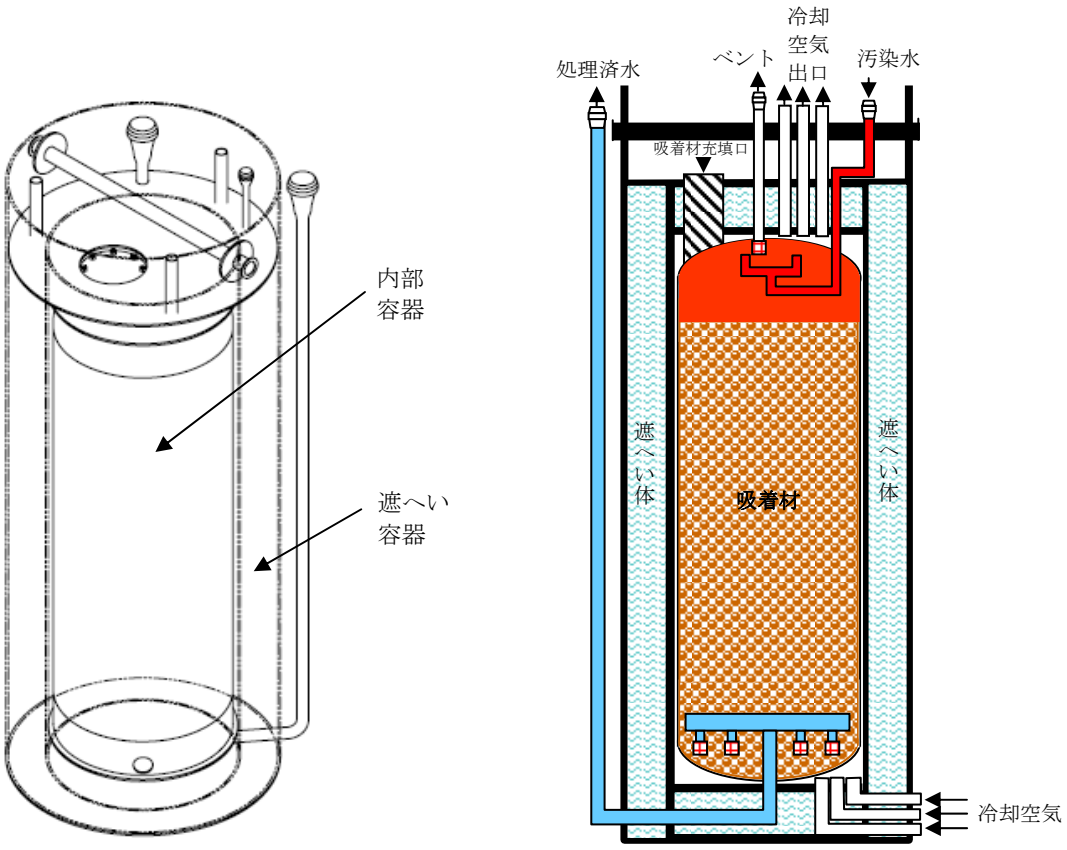



図－８　廃スラッジ一時保管施設概要図

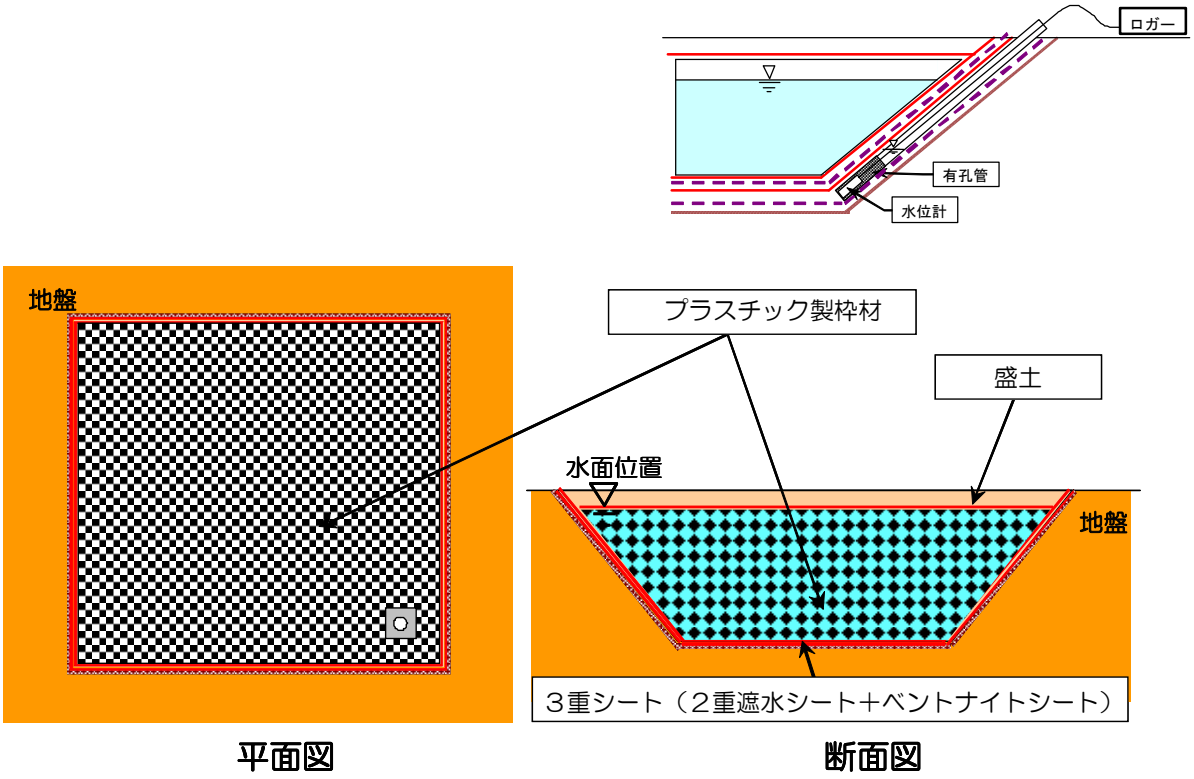
主要設備概要図



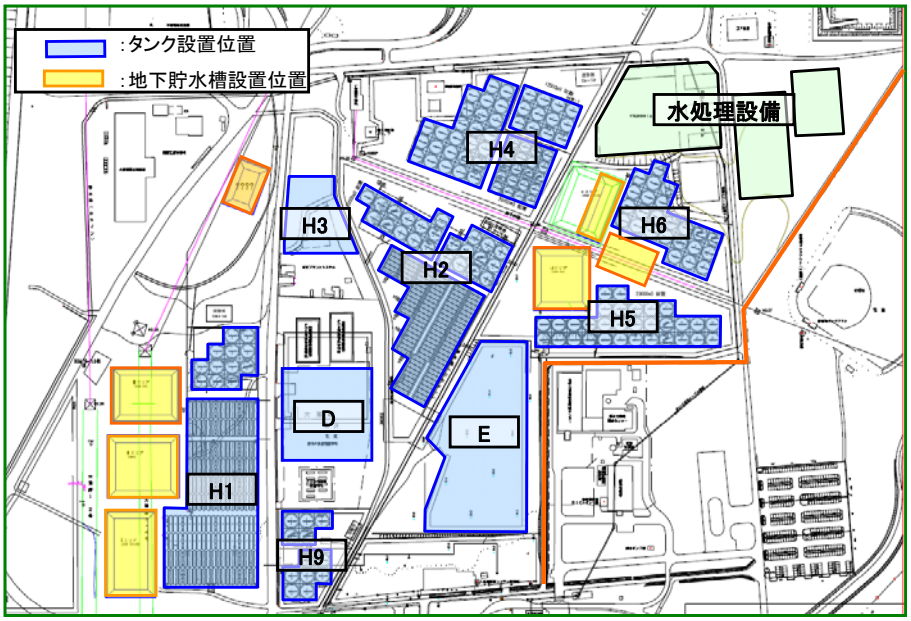

図－１　セシウム吸着装置の吸着塔外形図及び概要図




図－２　第二セシウム吸着装置の吸着塔外形図及び概要図

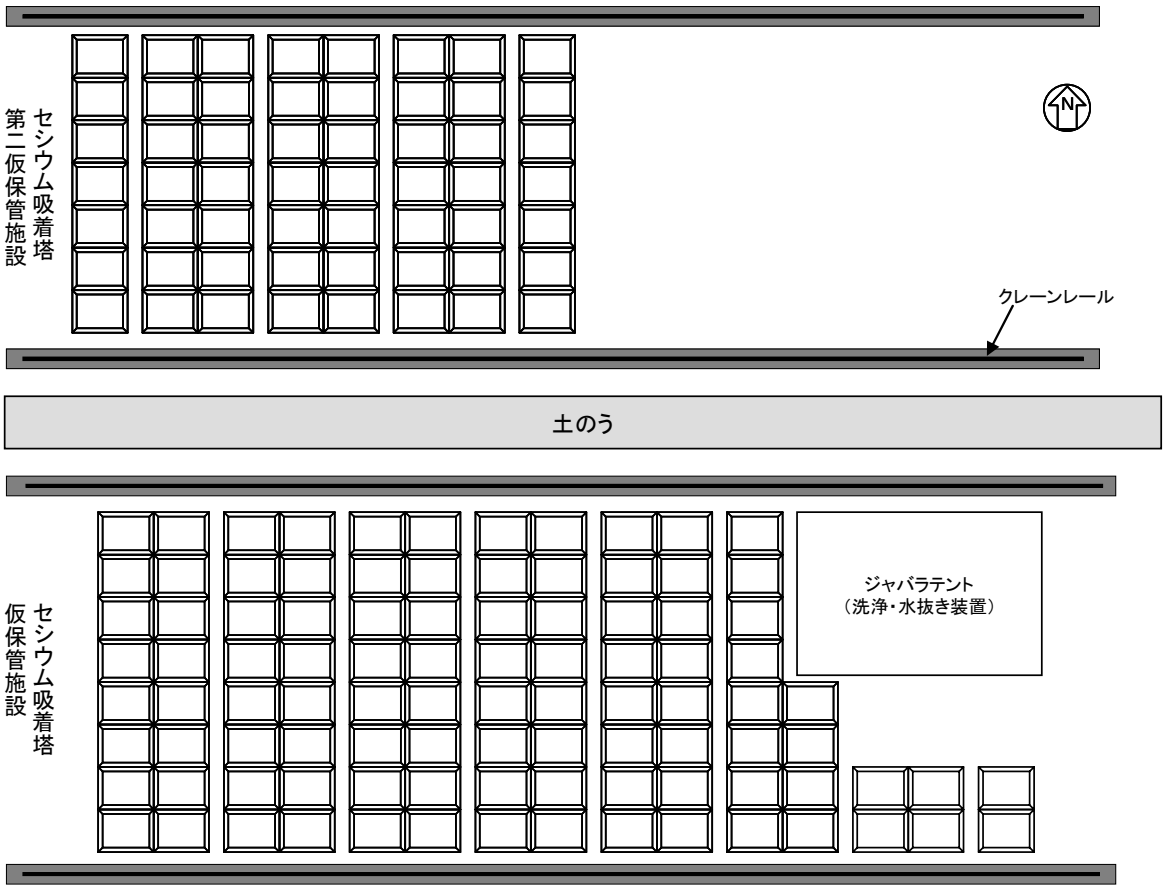



(a) 地下貯水槽概要

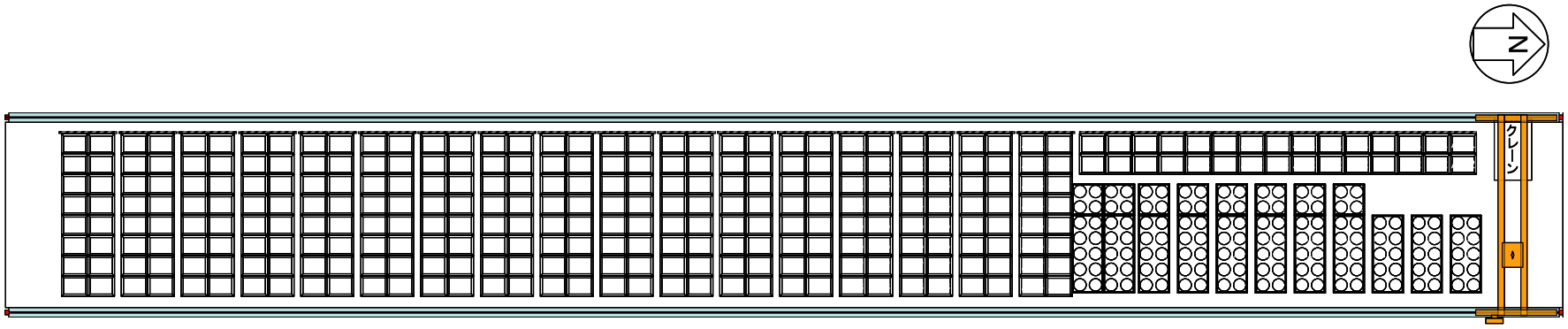



(b) 設置位置

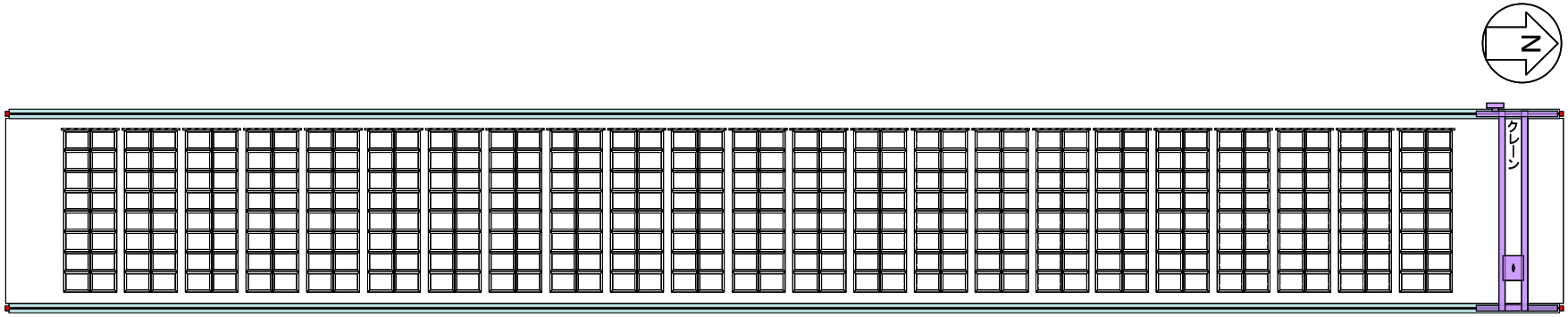
図－３　地下貯水槽概要及び設置位置




図－４　使用済セシウム吸着塔仮保管施設

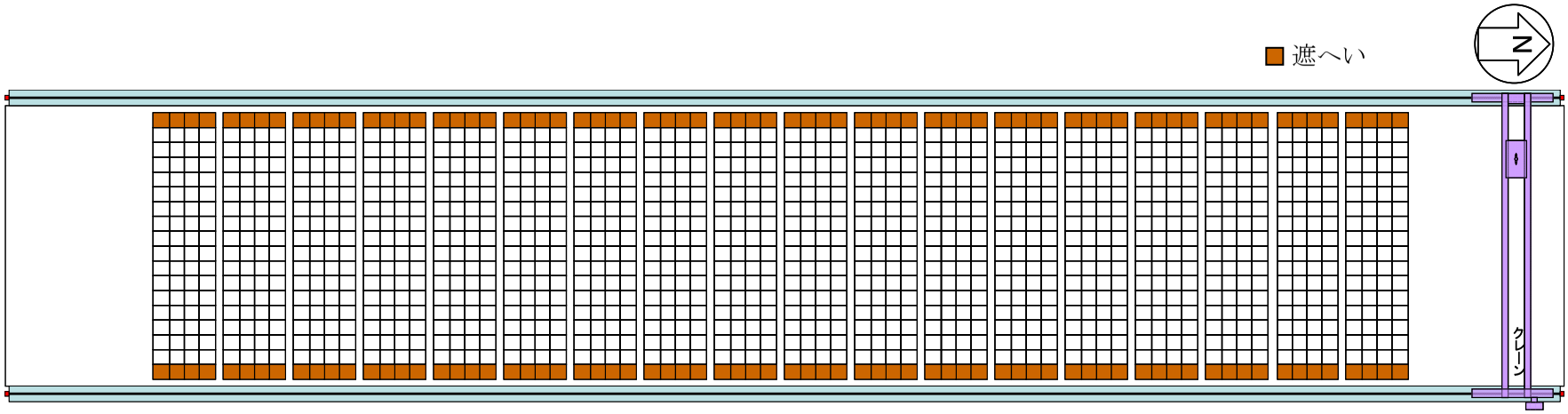



(a)　第一施設

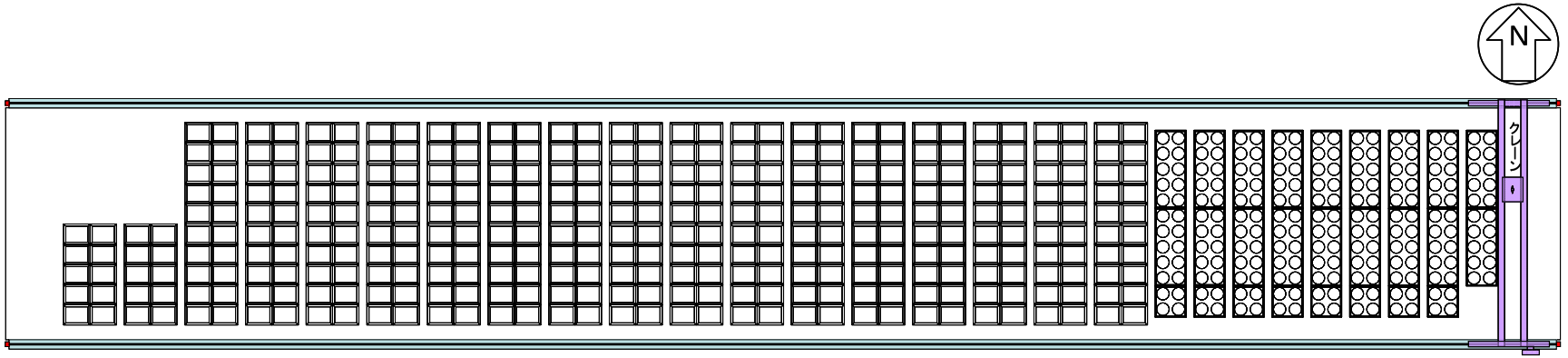



(b)　第二施設

図－５　使用済セシウム吸着塔一時保管施設概要図（１／２）




(c)　第三施設
（計画段階であり，今後の詳細設計により決定）




(d)　第四施設

図－５　使用済セシウム吸着塔一時保管施設概要図　（２／２）

# 汚染水処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

汚染水処理設備等を構成する設備について,構造強度評価の基本方針及び耐震性評価の基本方針に基づき構造強度及び耐震性等の評価を行う。

## 1. 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）

### 1.1. 基本方針

#### 1.1.1. 構造強度評価の基本方針

汚染水処理設備，貯留設備及び関連設備を構成する機器は,「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において，廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器と位置付けられる。この適用規格は,「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」（以下,「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが，設計・建設規格は，鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり，ポリエチレン管等の非金属材についての基準がない。

従って，鋼材を使用している設備については，設計・建設規格のクラス 3 機器相当での評価を行い，非金属材料（耐圧ホース，ポリエチレン管等）については，当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価を行う。この際，JIS や日本水道協会規格，製品の試験データ等を活用できるものとし，評価を行う。また，溶接部については，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

なお，構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から，原子力発電所での使用実績がない材料を使用する場合は，他産業での使用実績等を活用しつつ，必要に応じて試験等を行うことで，経年劣化の影響についての評価を行う。なお，試験等の実施が困難な場合にあっては，巡視点検等による状態監視を行うことで，健全性を確保する。

#### 1.1.2. 耐震性評価の基本方針

汚染水処理設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは,「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。耐震性を評価するにあたっては,「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」（以下,「耐震設計技術規程」という。）等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが，評価手法，評価基準について実態にあわせたものを採用する。B クラス施設に要求される水平震度に対して耐震性を確保できない場合は，その影響について評価を行う。支持部材がない等の理由によって，耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合におい

ては，可撓性を有する材料を使用するなどし，耐震性を確保する。

なお，汚染水処理設備等のうち高濃度の滞留水を扱う設備等については，参考としてＳクラス相当の評価を行う。

1.2. 評価結果

1.2.1. 滞留水移送装置

(1)構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。従って，滞留水移送装置は必要な構造強度を有すると評価した。

(2)耐震性評価

移送ポンプは，水中ポンプのため地震により有意な応力は発生しない。

1.2.2. 油分分離装置

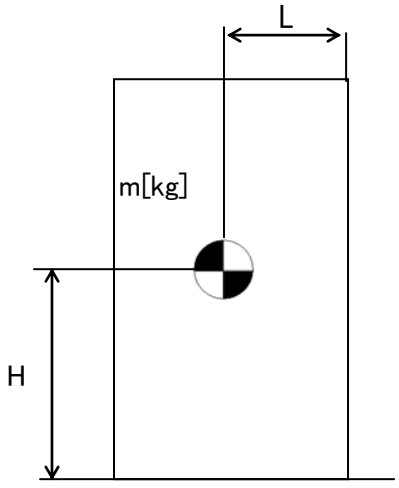
(1)構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。従って，油分分離装置は必要な構造強度を有すると評価した。

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから，転倒しないことを確認した（表－１）。



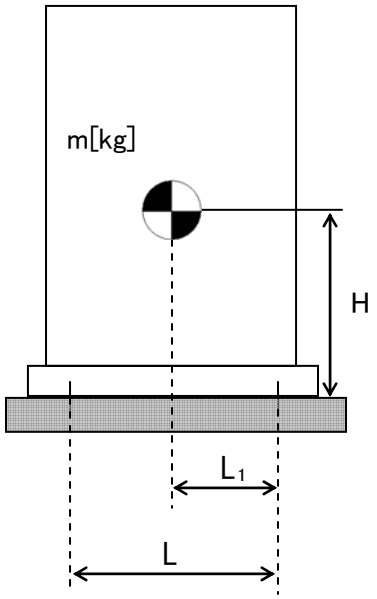

m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 転倒支点から機器重心までの距離
$C_H$ ： 水平方向設計震度

地震による転倒モーメント：$M_1$[N・m]=m×g×$C_H$×H

自重による安定モーメント：$M_2$[N・m]=m×g×L

b. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－１）。




m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 基礎ボルト間の水平方向距離
$L_1$ ： 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
$n_f$ ： 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
n ： 基礎ボルトの本数
$A_b$ ： 基礎ボルトの軸断面積
$C_H$ ： 水平方向設計震度
$C_V$ ： 鉛直方向設計震度

基礎ボルトに作用する引張力：$F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

基礎ボルトの引張応力：$\sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$

基礎ボルトのせん断応力：$\tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$

表－１　油分分離装置耐震評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 油分分離装置 | 本体 | 転倒 | 0.36 | 50 | 83 | kN･m |
| | | | 0.57 | 79 | | |
| | 基礎ボルト | せん断 | 0.36 | 24 | 129 | MPa |
| | | | 0.57 | 37 | | |
| | | 引張 | 0.36 | <0 | － | MPa |
| | | | 0.57 | <0 | | |

1.2.3. 処理装置（セシウム吸着装置）

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。

また，吸着塔の円筒型容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，内圧に耐えられることを確認した（表－２）。

$$t = \frac{PDi}{2S\eta - 1.2P}$$

t ： 胴の計算上必要な厚さ
Di ： 胴の内径
P ： 最高使用圧力
S ： 最高使用温度における材料の許容引張応力
$\eta$ ： 長手継手の効率

ただし， t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t =3[mm]以上，その他の金属の場合は t=1.5[mm]以上とする。

表－２　セシウム吸着装置構造強度結果

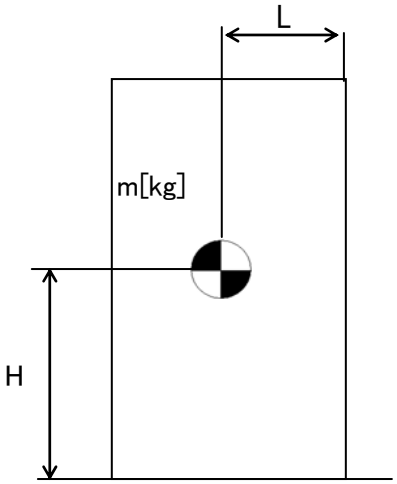
| 機器名称 | 評価部位 | 必要肉厚[mm] | 実厚[mm] |
|---|---|---|---|
| セシウム吸着装置 吸着塔 | 板厚 | 6.8 | 9.5※ |

※　最小値

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから，転倒しないことを確認した（表－３）。




m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 転倒支点から機器重心までの距離
$C_H$ ： 水平方向設計震度

地震による転倒モーメント：$M_1$[N・m]=m×g×$C_H$×H
自重による安定モーメント：$M_2$[N・m]=m×g×L

b. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより，滑動評価を実施した。評価の結果,地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから,滑動しないことを確認した（表－３）。なお，S クラス相当の評価では，セシウム吸着塔において地震時の水平荷重によるすべり力が接地面の摩擦力より大きくなったことから，FEM によるによるトラニオンとピンガイドの強度評価を行った。

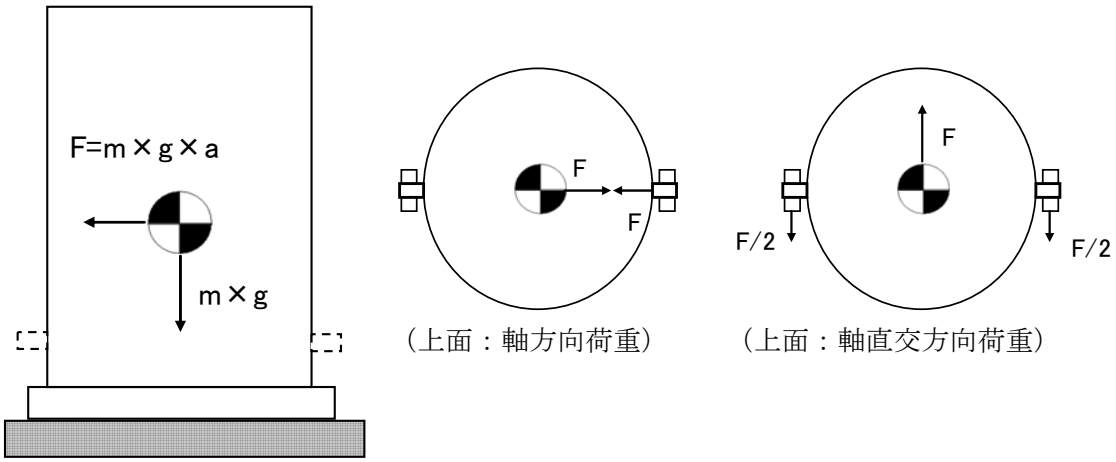
地震時の水平荷重によるすべり力：$F_L$＝$C_H$×m×g
接地面の摩擦力：$F_\mu$＝$\mu$ ×m×g

m ： 機器質量
g ： 重力加速度
$C_H$ ： 水平方向設計震度
$\mu$ ： 摩擦係数

c.　FEM によるトラニオンとピンガイドの強度評価

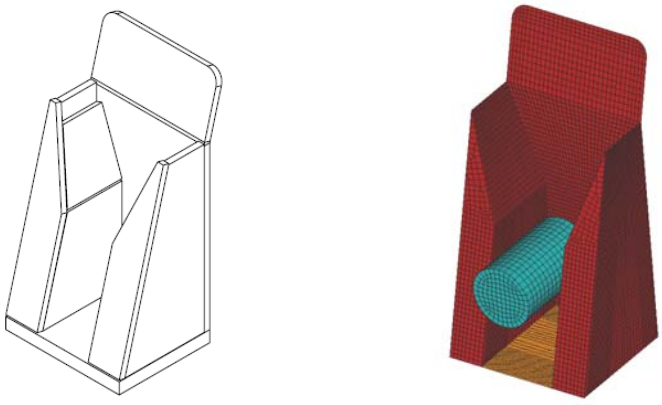
セシウム吸着塔は，本体下部に位置決めのためのトラニオンが施工されており，スキッド側ピンガイドと取合構造となっている（図－１参照）。

b. 滑動評価において，地震時の水平荷重によるすべり力が接地面の摩擦力より大きくなったことから，軸方向荷重及び軸直交方向荷重を想定し，トラニオンとピンガイドの強度を FEM により確認する。なお，FEM モデルは，ピンガイドについては各部材の中立面にシェル要素で，トラニオンはソリッド要素で作成した（図－２参照）。FEM による強度評価の結果ピンガイドは破断せず吸着塔を支持することを確認した（表－３）。




（側面）　（上面：軸方向荷重）　（上面：軸直交方向荷重）

図－１　トラニオン～ピンガイド概要

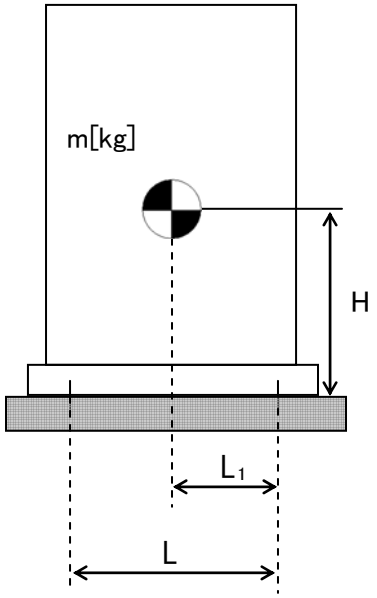


（図面）　（FEM モデル）

図－２　FEM モデル形状

d. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－３）。




m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 基礎ボルト間の水平方向距離
$L_1$ ： 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
$n_f$ ： 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
n ： 基礎ボルトの本数
$A_b$ ： 基礎ボルトの軸断面積
$C_H$ ： 水平方向設計震度
$C_V$ ： 鉛直方向設計震度

基礎ボルトに作用する引張力： $F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

基礎ボルトの引張応力： $\sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$

基礎ボルトのせん断応力： $\tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$

表－３　セシウム吸着装置耐震評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| セシウム吸着塔 | 本体 | 転倒 | 0.36 | 90 | 130 | kN･m |
| | | | 0.51 | 128 | | |
| | | 滑動 | 0.36 | 0.36 | 0.52 | － |
| | | | 0.57 | 0.57 | | |
| | ピンガイド | 相当応力 | 0.57 | 182 | Sy=159<br>Su=459 | MPa |
| スキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | 513 | 881 | kN･m |
| | | | 0.57 | 811 | | |
| | 基礎 | 転倒 | 0.36 | 616 | 958 | kN･m |
| | | | 0.57 | 975 | | |
| | 基礎ボルト | せん断 | 0.36 | 33 | 129 | MPa |
| | | | 0.57 | 52 | | |
| | | 引張 | 0.36 | <0 | ― | MPa |
| | | | 0.57 | 2 | 152 | |
| セシウム吸着処理水タンク | 本体 | 転倒 | 0.36 | 144 | 175 | kN･m |
| | | | 0.57 | 227 | | |
| | 基礎ボルト | せん断 | 0.36 | 19 | 129 | MPa |
| | | | 0.57 | 30 | | |
| | | 引張 | 0.36 | <0 | － | MPa |
| | | | 0.57 | 23 | 168 | |
| セシウム吸着処理水移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 2.1 | 7.2 | kN･m |
| | | | 0.57 | 3.4 | | |
| | 基礎ボルト | せん断 | 0.36 | 6 | 129 | MPa |
| | | | 0.57 | 9 | | |
| | | 引張 | 0.36 | <0 | － | MPa |
| | | | 0.57 | <0 | | |

1.2.4. 処理装置（第二セシウム吸着装置）

(1) 構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。

また，吸着塔の円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，内圧に耐えられることを確認した（表－４）。

$$t = \frac{PDi}{2S\eta - 1.2P}$$

t ： 胴の計算上必要な厚さ
Di ： 胴の内径
P ： 最高使用圧力
S ： 最高使用温度における材料の許容引張応力
$\eta$ ： 長手継手の効率

ただし， t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t =3[mm]以上，その他の金属の場合は t=1.5[mm]以上とする。

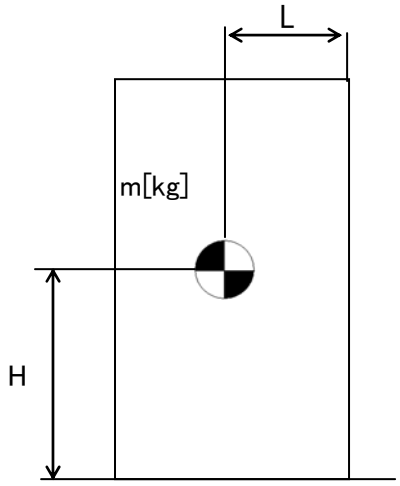
表－４　第二セシウム吸着装置構造強度結果

| 機器名称 | 評価部位 | 必要肉厚[mm] | 実厚[mm] |
|---|---|---|---|
| 第二セシウム吸着装置 吸着塔 | 板厚 | 9.6 | 12 |

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから，転倒しないことを確認した（表－５）。

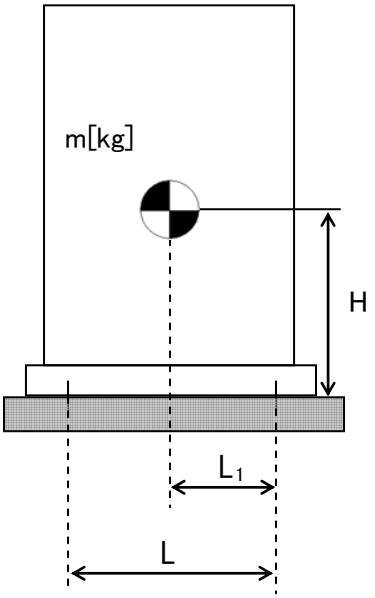



m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 転倒支点から機器重心までの距離
$C_H$ ： 水平方向設計震度

地震による転倒モーメント：$M_1$[N・m]=m×g×$C_H$×H
自重による安定モーメント：$M_2$[N・m]=m×g×L

b. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－５）。




m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 基礎ボルト間の水平方向距離
$L_1$ ： 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
$n_f$ ： 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
n ： 基礎ボルトの本数
$A_b$ ： 基礎ボルトの軸断面積
$C_H$ ： 水平方向設計震度
$C_V$ ： 鉛直方向設計震度

基礎ボルトに作用する引張力： $F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

基礎ボルトの引張応力： $\sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$

基礎ボルトのせん断応力： $\tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$

表－５　第二セシウム吸着装置耐震評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 第二セシウム吸着塔 | 本体 | 転倒 | 0.36 | 144 | 169 | kN･m |
| | | | 0.42 | 168 | | |
| | 基礎ボルト | せん断 | 0.36 | 71 | 133 | MPa |
| | | | 0.55 | 108 | | |
| | | 引張 | 0.36 | <0 | 69 | MPa |
| | | | 0.55 | 68 | | |
| ポンプスキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | 3.9 | 6.9 | kN･m |
| | | | 0.60 | 6.4 | | |
| | 基礎ボルト | せん断 | 0.36 | 4 | 133 | MPa |
| | | | 0.60 | 7 | | |
| | | 引張 | 0.36 | <0 | － | MPa |
| | | | 0.60 | <0 | | |

1.2.5. 処理装置（除染装置）

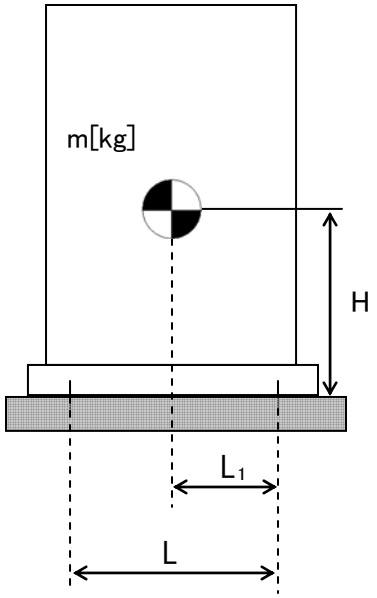
(1) 構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。従って，除染装置は必要な構造強度を有すると評価した。

(2) 耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－６）。




m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 基礎ボルト間の水平方向距離
$L_1$ ： 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
$n_f$ ： 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
n ： 基礎ボルトの本数
$A_b$ ： 基礎ボルトの軸断面積
$C_H$ ： 水平方向設計震度
$C_V$ ： 鉛直方向設計震度

基礎ボルトに作用する引張力： $F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

基礎ボルトの引張応力： $\sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$

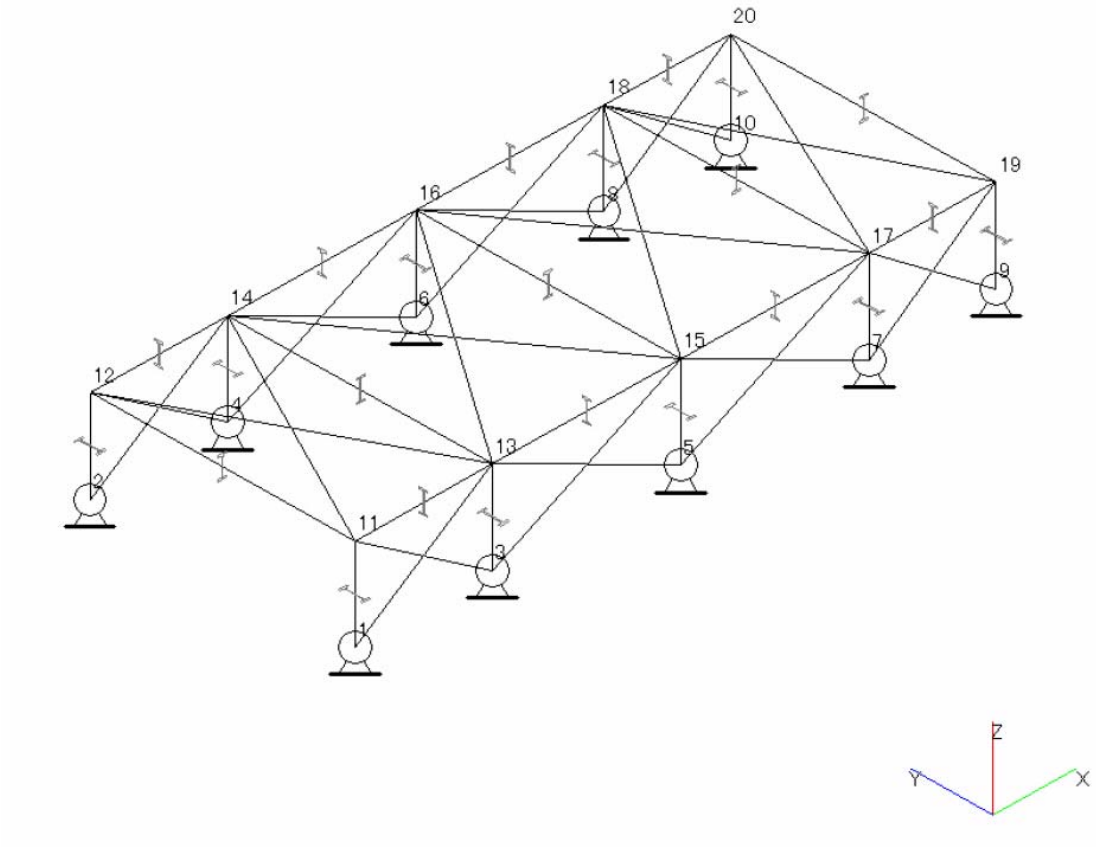
基礎ボルトのせん断応力： $\tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$

b. 有限要素法によるフレーム構造解析を用いた基礎ボルト強度評価

主要設備についてはコンクリートにアンカーを打った上で架台にて強固に据え付けられていることから，加圧浮上分離装置（ＤＡＦ），凝集沈殿装置（アクチフロー），ディスクフィルタについて有限要素法によるフレーム構造解析を用いて基礎ボルトの強度評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度に問題がないことを確認した（表－６）。

① 加圧浮上分離装置（DAF）

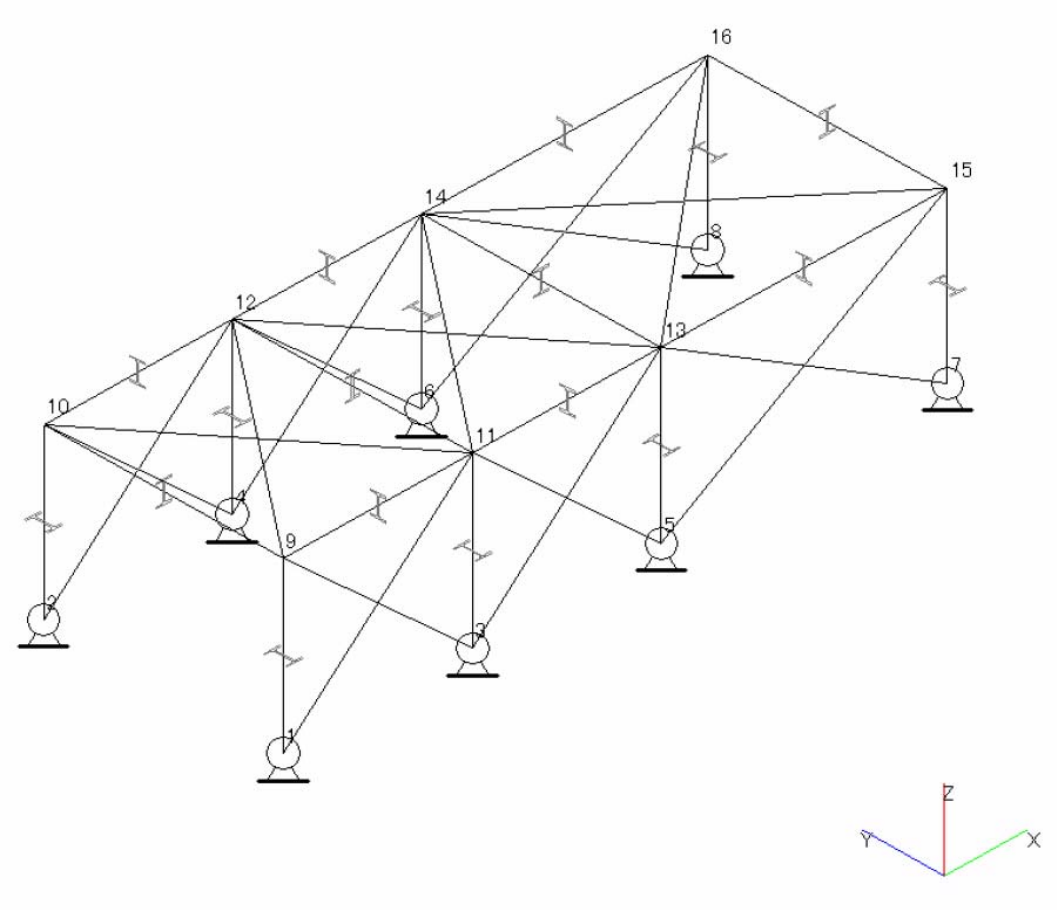
設計用水平震度：0.6G




図－３　加圧浮上分離装置（DAF）解析モデル

② 凝集沈殿装置（アクチフロー）

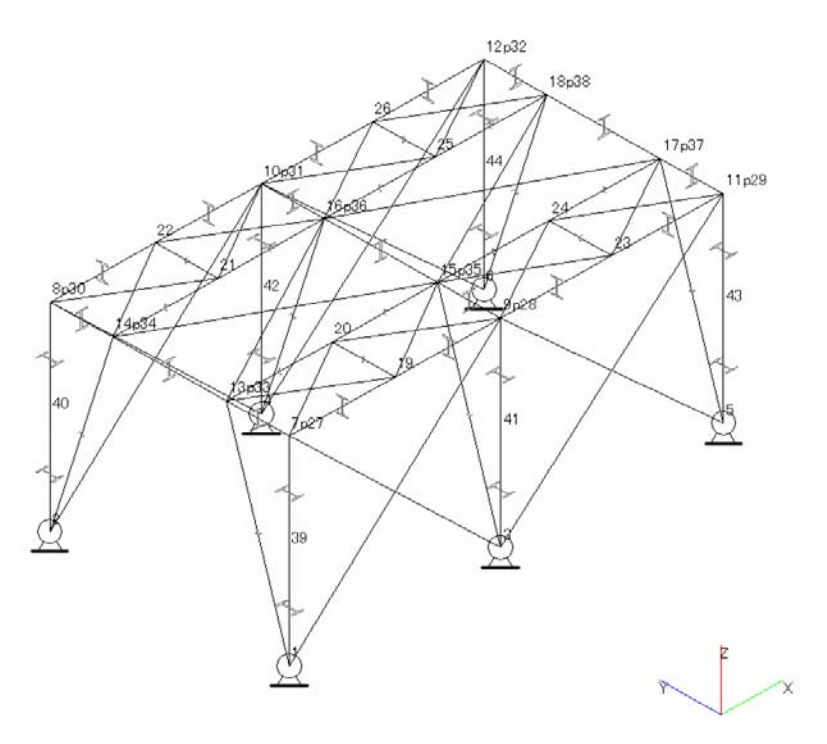
設計用水平震度：0.6G




図－４　凝集沈殿装置（アクチフロー）解析モデル

③ ディスクフィルタ

設計用水平震度：0.6G




図－５　ディスクフィルタ解析モデル

c．架台強度評価

加圧浮上分離装置（ＤＡＦ），凝集沈殿装置（マルチフロー），凝集沈殿装置（アクチフロー），ディスクフィルタについて有限要素法によるフレーム構造解析を用いて各部材に発生するたわみ量の評価を実施した。評価の結果，架台強度に問題がないことを確認した（表－６）。

表－６　除染装置耐震評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 加圧浮上分離装置<br>(DAF) | 架台（柱脚） | 変位 | 0.60 | 1/290 | 1/120 | 変位量 |
| | 基礎<br>ボルト | せん断 | 0.60 | 27 | 118 | MPa |
| | | 引張 | 0.60 | 6 | 153 | MPa |
| 反応槽 | 基礎<br>ボルト | せん断 | 0.36 | 49 | 118 | MPa |
| | | | 0.50 | 68 | | |
| | | 引張 | 0.36 | 17 | 135 | MPa |
| | | | 0.50 | 76 | 105 | |
| 凝集沈殿装置<br>(マルチフロー) | 本体（壁パネル） | 変位 | 0.60 | 1/515 | 1/120 | 変位量 |
| | 基礎<br>ボルト | せん断 | 0.36 | 71 | 135 | MPa |
| | | | 0.60 | 119 | | |
| | | 引張 | 0.36 | <0 | － | MPa |
| | | | 0.60 | 7 | 56 | |
| 凝集沈殿装置<br>(アクチフロー) | 架台（柱脚） | 変位 | 0.6 | 1/936 | 1/120 | 変位量 |
| | 基礎<br>ボルト | せん断 | 0.60 | 38 | 118 | MPa |
| | | 引張 | 0.60 | 51 | 153 | MPa |
| ディスク<br>フィルタ | 架台（柱脚） | 変位 | 0.6 | 1/527 | 1/120 | 変位量 |
| | 基礎<br>ルト | せん断 | 0.60 | 44 | 118 | MPa |
| | | 引張 | 0.60 | 19 | 143 | MPa |

1.2.6. 淡水化装置

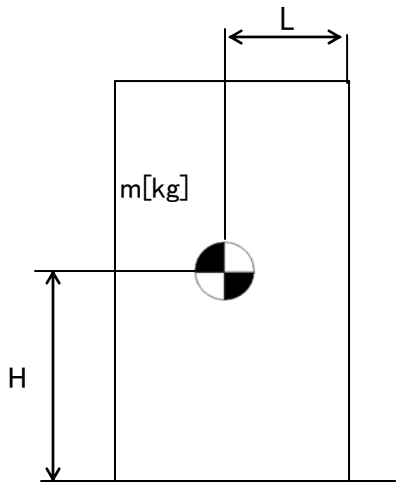
(1)構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。従って，淡水化装置は必要な構造強度を有すると評価した。

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから，転倒しないことを確認した（表－７）。

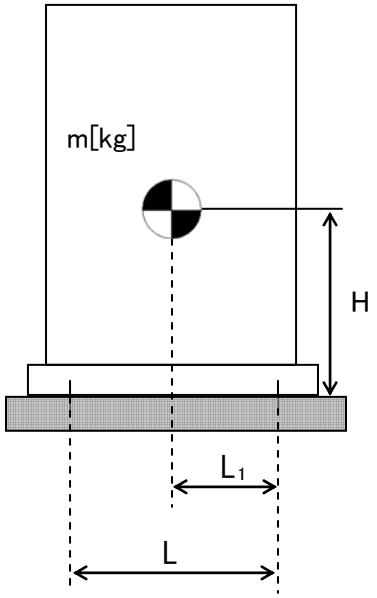



m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 転倒支点から機器重心までの距離
$C_H$ ： 水平方向設計震度

地震による転倒モーメント：$M_1$[N・m]=m×g×$C_H$×H
自重による安定モーメント：$M_2$[N・m]=m×g×L

b. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－７）。




m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 基礎ボルト間の水平方向距離
$L_1$ ： 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
$n_f$ ： 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
n ： 基礎ボルトの本数
$A_b$ ： 基礎ボルトの軸断面積
$C_H$ ： 水平方向設計震度
$C_V$ ： 鉛直方向設計震度

基礎ボルトに作用する引張力： $F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

基礎ボルトの引張応力： $\sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$

基礎ボルトのせん断応力： $\tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$

c. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより，滑動評価を実施した。評価の結果，地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから，滑動しないことを確認した（表－７）。

地震時の水平荷重によるすべり力：$F_L = C_H \times m \times g$
接地面の摩擦力：$F_\mu = \mu \times m \times g$

m ： 機器質量
g ： 重力加速度
$C_H$ ： 水平方向設計震度
$\mu$ ： 摩擦係数

表－７　淡水化装置耐震評価結果（1/2）

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| SPT 受入水移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.21 | 0.77 | m |
| 廃液 RO 供給ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.21 | 0.92 | m |
| RO 処理水供給ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.21 | 0.77 | m |
| RO 処理水移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.47 | 0.77 | m |
| RO 濃縮水供給ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.21 | 0.77 | m |
| RO 濃縮水貯槽移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.36 | 0.77 | m |
| RO 濃縮水移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.35 | 0.71 | m |
| 濃縮水供給ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.20 | 0.78 | m |
| 蒸留水移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.21 | 0.86 | m |
| 濃縮処理水供給ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.20 | 0.78 | m |
| 濃縮処理水移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.35 | 0.71 | m |
| 濃縮水移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.20 | 0.77 | m |
| 配管・弁モジュール | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.19 | 0.28 | m |
| 逆浸透膜装置 (RO-1A) | 基礎ボルト | せん断 | 0.36 | 1,148 | 23,419 | N |
| | | 引張 | 0.36 | <0 | － | N |
| 逆浸透膜装置 (RO-1B) | 基礎ボルト | せん断 | 0.36 | 1,060 | 23,419 | N |
| | | 引張 | 0.36 | <0 | － | N |
| 逆浸透膜装置 (RO-2) | 本体 | 転倒 | 0.36 | 19.1 | 20.8 | kN・m |
| | | 滑動 | 0.36 | 0.36 | 0.40 | ― |
| 逆浸透膜装置 (RO-3) | 本体 | 転倒 | 0.36 | 1.70 | 1.80 | kN・m |

表－７　淡水化装置耐震評価結果（2/2）

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 蒸発濃縮装置 | 基礎 | せん断 | 0.36 | 30 | 131 | MPa |
| (蒸発濃縮-1A) | ボルト | 引張 | 0.36 | <0 | － | MPa |
| 蒸発濃縮装置 | 基礎 | せん断 | 0.36 | 39 | 131 | MPa |
| (蒸発濃縮-1B) | ボルト | 引張 | 0.36 | <0 | － | MPa |
| 蒸発濃縮装置 | 基礎 | せん断 | 0.36 | 36 | 131 | MPa |
| (蒸発濃縮-1C) | ボルト | 引張 | 0.36 | <0 | － | MPa |
| 蒸発濃縮装置 | 本体 | 転倒 | 0.36 | <0 | － | kN |
| (蒸発濃縮-2A,B) | 基礎 | せん断 | 0.36 | 88 | 108 | MPa |
| (濃縮装置) | ボルト | 引張 | 0.36 | <0 | － | MPa |
| 蒸発濃縮装置 | 本体 | 転倒 | 0.36 | <0 | － | kN |
| (蒸発濃縮-3A,B,C) | 基礎 | せん断 | 0.36 | 98 | 108 | MPa |
| (濃縮装置) | ボルト | 引張 | 0.36 | <0 | － | MPa |

1.2.7. 高濃度滞留水受タンク

(1)構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，気密試験等を行い，漏えいがないことを確認した。

また，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施し，内圧に耐えられることを確認した（表－８）。

$$t = \frac{PDi}{2S\eta - 1.2P}$$

t ： 胴の計算上必要な厚さ
Di ： 胴の内径
P ： 最高使用圧力
S ： 最高使用温度における材料の許容引張応力
$\eta$ ： 長手継手の効率

ただし， t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t =3[mm]以上，その他の金属の場合は t=1.5[mm]以上とする。

表－８　円筒型タンク（横置き）板厚評価結果

| 機器名称 | | 評価部位 | 必要肉厚[mm] | 実厚[mm] |
|---|---|---|---|---|
| 高濃度滞留水受タンク | 100m³容量<br>円筒型（横置き） | タンク板厚 | 5.4 | 9.0 |

(2)耐震性評価

当該タンクは地中に埋設され，タンク内部に高濃度滞留水を保管するものであり，設備全体としては耐震クラス B に相当することから，地中構造物の耐震 B クラスに要求される水平地震力 Kh=0.3 に対する静的解析により，その耐震安全性を評価した。その結果，B クラスに要求される強度を有するものと評価した（表－９）。詳細は別添－１に示す。

表－９　円筒型タンク（横置き）耐震評価結果

| 機器名称 | | 評価項目 | 作用震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 高濃度滞留水受タンク | 100m³容量<br>円筒型<br>（横置き） | 曲げ | B クラス | 21.9 | 210 | N/mm² |
| | | | S クラス | 60.0 | 245 | |
| | | せん断 | B クラス | 0.019 | 120 | N/mm² |
| | | | S クラス | 0.311 | 141 | |

1.2.8. 中低濃度タンク

(1)構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，水頭圧による漏えい試験を行い，有意な変形や漏えいがないことを確認した。また，タンクは全て大気開放のため，水頭圧以上の内圧が作用することは無い。

以上のことから，中低濃度タンクは必要な構造強度を有していると評価できる。

また，円筒型タンクについては，主要仕様から必要肉厚を評価し，十分な肉厚を有していることを確認した。

なお，サプレッションプール水サージタンクは，工事計画認可申請書（57 資庁第 2974 号　昭和 57 年 4 月 20 日認可）において確認を実施している。

a. 円筒型タンク

円筒型タンクについては，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧に耐えられることを確認した（表－１０）。

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

t　：　胴の計算上必要な厚さ
Di　：　胴の内径
H　：　水頭
$\rho$　：　液体の比重
S　：　最高使用温度における材料の許容引張応力
$\eta$　：　長手継手の効率

ただし，ｔの値は炭素鋼，低合金鋼の場合はｔ=3[㎜]以上，その他の金属の場合はt=1.5[㎜]以上とする。また，内径の区分に応じた必要厚さを考慮する。

表－１０　円筒型タンク板厚評価結果

| 機器名称 | | 評価部位 | 必要肉厚[mm] | 実厚[mm] |
|---|---|---|---|---|
| RO 処理水貯槽 | 300m³容量 | タンク板厚 | 4.5 | 9.0 |
| | 450m³容量 | タンク板厚 | 4.5 | 9.0※ |
| RO 濃縮水貯槽 | 500m³容量 | タンク板厚 | 4.5 | 9.0※ |
| RO 処理水貯槽<br>RO 濃縮水貯槽<br>蒸発濃縮処理水貯槽<br>多核種処理水貯槽 | 1000m³容量 | タンク板厚 | 5.7 | 12.0 |
| RO 濃縮水貯槽<br>多核種処理水貯槽 | 1000m³容量（溶接） | タンク板厚 | 8.8 | 12.0 |
| 濃縮廃液貯槽 | 100m³容量<br>（円筒型（横置き） | タンク板厚 | 3.0 | 9.0 |
| RO 濃縮水貯槽 | 120m³容量<br>（円筒型（横置き） | タンク板厚 | 3.0 | 9.0 |

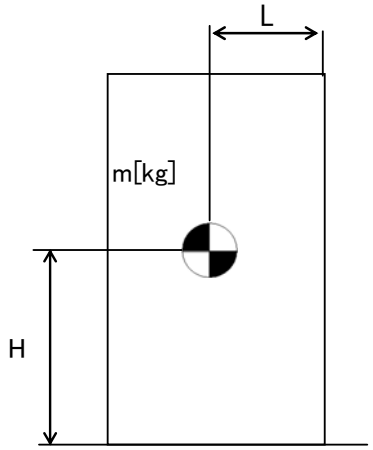
※　最小値

(2)耐震性評価

サプレッションプール水サージタンクは,工事計画認可申請書(57 資庁第 2974 号　昭和 57 年 4 月 20 日認可）において確認を実施している。その他の中低濃度タンクに関する耐震性評価を以下に示す。

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから，転倒しないことを確認した（表－１１）。




m　：　機器質量
g　：　重力加速度
H　：　据付面からの重心までの距離
L　：　転倒支点から機器重心までの距離
$C_H$：　水平方向設計震度

地震による転倒モーメント：$M_1$[N・m]=m×g×$C_H$×H
自重による安定モーメント：$M_2$[N・m]=m×g×L

表－１１　タンク・槽類の転倒評価結果

| 機器名称 | | 評価部位 | 評価項目 | 水平地震動 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| SPT 受入水タンク | | 本体 | 転倒 | 0.36 | $5.8\times10^{2}$ | $2.9\times10^{3}$ | kN･m |
| 廃液 RO 供給タンク | $35m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.8\times10^{2}$ | $4.2\times10^{2}$ | kN･m |
| | $40m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.3\times10^{2}$ | $5.4\times10^{2}$ | kN･m |
| | $42m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.0\times10^{2}$ | $5.5\times10^{2}$ | kN･m |
| | $110m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $5.8\times10^{2}$ | $2.9\times10^{3}$ | kN･m |
| RO 処理水受タンク | | 本体 | 転倒 | 0.36 | $5.8\times10^{2}$ | $2.9\times10^{3}$ | kN･m |
| RO 処理水一時貯槽 | $16m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $6.9\times10^{1}$ | $1.7\times10^{2}$ | kN･m |
| | $35m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.6\times10^{2}$ | $3.8\times10^{2}$ | kN･m |
| | $42m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.9\times10^{2}$ | $5.3\times10^{2}$ | kN･m |
| RO 処理水貯槽 | $300m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $5.3\times10^{3}$ | $1.1\times10^{4}$ | kN･m |
| | $450m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $6.7\times10^{3}$ | $2.2\times10^{4}$ | kN･m |
| | $1000m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.1\times10^{4}$ | $7.0\times10^{4}$ | kN･m |
| RO 濃縮水受タンク | | 本体 | 転倒 | 0.36 | $5.8\times10^{2}$ | $2.9\times10^{3}$ | kN･m |
| RO 濃縮水貯槽 | $120m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.4\times10^{3}$ | $3.2\times10^{3}$ | kN･m |
| | $500m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $9.0\times10^{3}$ | $2.5\times10^{4}$ | kN･m |
| | $1100m^3$ 容量 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.0\times10^{4}$ | $6.9\times10^{4}$ | kN･m |
| 多核種処理水貯槽 | | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.0\times10^{4}$ | $6.9\times10^{4}$ | kN･m |
| 濃縮水受タンク | | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.1\times10^{2}$ | $5.4\times10^{2}$ | kN･m |
| 蒸留水タンク | | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.1\times10^{2}$ | $5.4\times10^{2}$ | kN･m |
| 濃縮処理水タンク | | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.1\times10^{2}$ | $5.4\times10^{2}$ | kN･m |
| 蒸発濃縮処理水貯槽 | | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.1\times10^{4}$ | $7.0\times10^{4}$ | kN･m |
| 濃縮水タンク | | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.1\times10^{2}$ | $5.4\times10^{2}$ | kN･m |
| 濃縮廃液貯槽 | | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.1\times10^{3}$ | $2.3\times10^{3}$ | kN･m |

b. 基準地震動Ｓｓに対する評価

円筒型タンクに対し，基準地震動Ｓｓによる地震力にて発生する応力等を算出し許容値と比較することにより，タンクの貯水機能維持について評価を実施した。評価の結果，基準地震動による地震力に対して発生する応力等は許容値よりも小さく，機能が維持されることを確認した（表－１２）。

表－１２　円筒型タンクの基準地震動Ｓｓに対する評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|
| RO 処理水貯槽<br>RO 濃縮水貯槽<br>蒸発濃縮処理水貯槽 | 側板 | 膜応力 | 246 | 360 | MPa |
| | | 座屈 | 0.66 | 1 | - |
| | 接続ボルト（水平方向） | 引張 | 355 | 525 | MPa |
| | 接続ボルト（鉛直方向） | 引張 | 506 | 525 | MPa |

1.2.9. 地下貯水槽

(1)構造強度評価

設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，社団法人雨水貯留浸透技術協会「プラスチック製地下貯留浸透施設技術指針」に準じたプラスチック製枠材及び日本遮水工協会により製品認定を受けている遮水シートを使用することで，高い信頼性を確保する。

(2)耐震性評価

(2)-1.1. 評価の項目・目的

地下貯水槽の耐震性評価は次の 2 項目について実施する。

① 地下貯水槽の地震発生時の止水シートの強度（止水性）の確認

② 地下貯水槽に地震が作用した場合の貯水槽内部の貯水枠材の強度の確認

a) 地表面載荷荷重として 10kN/m$^2$ を考慮した場合

b) 地下貯水槽の上盤に車両が載った場合

表－１３に，それぞれの評価項目の目的及び内容についてまとめたものを示す。このうち，最も重要なのは①にあげた地震発生時の止水性の確認であり，貯水枠材の強度に関しては，仮に貯水枠材が破壊に至っても不具合事象としては上盤の陥没等が発生する程度と想定され，最も重要な貯水槽の性能である止水性に悪影響はないと考えられる。

表－１３　評価項目毎の目的・内容

| 評価項目 | 目的・内容 | 想定不具合事象 |
|---|---|---|
| ①止水シート強度 | ○ 地震力が作用した場合の止水シートの発生ひずみ量を解析し，シートが破断しないか，即ち漏えい事象が発生しないかを確認する。 | ○ 止水シートが破断すると，地中に貯水が漏えい拡散するリスクが生じる。 |
| ②貯水枠材強度<br>a) 地表面載荷荷重 10kN/m$^2$ | ○ 貯水枠材に地震力が作用した場合の貯水枠材応力度を検討して枠材の強度を確認する。 | ○ 貯水枠材が破壊すると，枠材が崩れて貯水槽の上盤が陥没する。それにより，上盤に敷設しているPEシートが破断する可能性があるが，このシートは雨水混入防止用のものであり，漏えいには直接関係ない。 |
| ②貯水枠材強度<br>b) 車両荷重 | ○ 貯水槽の上盤に車両が載った場合(自動車荷重を考慮した場合)の貯水枠材の強度を確認する。 | |

(2)-1.2. 計算条件

各評価項目の作用荷重等の与条件の概要を表－１４に示す。

表－１４　評価項目毎の与条件

| 評価項目 | 作用震度 | 作用荷重 |
|---|---|---|
| ①止水シート強度 | Bクラス：水平震度 0.3<br>Sクラス：水平震度 0.6 | 各自重 |
| ②貯水枠材強度<br>a) 地表面載荷荷重<br>10kN/m$^2$ | Bクラス：水平震度 0.3<br>Sクラス：水平震度 0.6<br>鉛直震度 0.3 | 地表載荷荷重<br>覆土荷重<br>貯水枠材荷重<br>地震時水平土圧 |
| ②貯水枠材強度<br>b) 車両荷重 | 鉛直震度 0.3 | 自動車荷重（T-25）<br>覆土荷重 |

(2)-1.3. 照査結果

照査結果を表－１５に示す。また各項目の検討の詳細は表－１５に示す別添資料に示す。

表－１５　評価項目毎の照査結果

| 評価項目 | 照査対象 | 作用震度 | 計算結果 | 許容値 | 詳細 |
|---|---|---|---|---|---|
| ①止水シート強度 | 止水シートのひずみ量 | Bクラス | 0.148% | 560% | 別添－２ |
| | | Sクラス | 0.206% | 560% | |
| ②貯水枠材強度<br>a) 地表面載荷荷重<br>10kN/m$^2$ | 貯水枠材の水平・鉛直強度 | Bクラス | 水平：23.0kN/m$^2$ | 30.0kN/m$^2$ | 別添－３ |
| | | Sクラス | 水平：46.8kN/m$^2$<br>垂直：33.7kN/m$^2$ | 52.5kN/m$^2$<br>102.1kN/m$^2$ | |
| ②貯水枠材強度<br>b) 車両荷重 | 貯水枠材の鉛直強度 | － | 77.3kN/m$^2$ | 102.1kN/m$^2$ | 別添－４ |

(3)スロッシングに対する評価

地下貯水槽の場合，プラスチック製枠材で構築される水室の中で最も大きなものの寸法は幅 25cm 以下と小規模であり，スロッシングのような長周期問題は顕在化しないと考えられる。なお，検討の詳細については別添－５に示す。

(4)地下貯水槽を設置する地盤の評価

地下貯水槽は地盤を掘削して設置するため，掘削完了時の地盤は加圧密状態となっている。また設置するプラスチック製枠材と貯留する水の重量は，掘削した土砂（地盤）よりも小さいことから，地下貯水槽が掘削完了後の地盤上に設置されても，地盤が強度破壊等の不具合を発生することはないと考えられる。しかしながら，念のため，表層 0.5m の部分にはセメント系改良材による地盤改良を施し，地盤を補強する。

1.2.10. ポンプ

(1)構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。従って，ポンプは必要な構造強度を有すると評価した。

なお，海外製の一部ポンプを除き，JIS 規格に準用したポンプを使用している。

1.2.11. 配管等

(1)構造強度評価

a. 配管（鋼製）

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。従って，配管は必要な構造強度を有すると評価した。

また，配管の主要仕様から設計・建設規格に基づき板厚評価を実施した。評価の結果，最高使用圧力に耐えられることを確認した（表－１６）。

$$t = \frac{PDo}{2S\eta + 0.8P}$$

t ： 管の計算上必要な厚さ

$D_0$ ： 管の外径

P ： 最高使用圧力[MPa]

S ： 最高使用温度における材料の許容引張応力[MPa]

$\eta$ ： 長手継手の効率

表－１６　配管構造強度評価結果

| 評価機器 | 口径 | Sch. | 材質 | 最高使用圧力（MPa） | 最高使用温度（℃） | 必要肉厚（mm） | 肉厚（mm） |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 配管① | 100A | 80 | STPG370<br>STPT370 | 1.37 | 66 | 0.84 | 8.6 |
| 配管② | 200A | 80 | STPG370<br>STPT370 | 1.37 | 66 | 1.6 | 12.7 |
| 配管③ | 50A | 40 | SUS316L | 1.37 | 66 | 0.39 | 3.9 |
| 配管④ | 80A | 40 | SUS316L | 1.37 | 66 | 0.57 | 5.5 |
| 配管⑤ | 50A | 20S | SUS316L | 0.3 | 50 | 0.14 | 3.5 |
| 配管⑥ | 80A | 20S | SUS316L | 0.3 | 50 | 0.21 | 4.0 |
| 配管⑦ | 100A | 20S | SUS316L | 0.3 | 50 | 0.26 | 4.0 |
| 配管⑧ | 150A | 20S | SUS316L | 0.3 | 50 | 0.38 | 5.0 |
| 配管⑨ | 200A | 20S | SUS316L | 0.3 | 50 | 0.50 | 6.5 |
| 配管⑩ | 50A | 80 | STPG370<br>STPT370 | 1.37 | 66 | 0.45 | 5.5 |
| 配管⑪ | 80A | 80 | STPG370<br>STPT370 | 1.37 | 66 | 0.66 | 7.6 |
| 配管⑫ | 150A | 80 | STPG370<br>STPT370 | 1.37 | 66 | 1.3 | 11.0 |
| 配管⑬ | 25A | 80 | STPG370 | 0.5 | 66 | 0.10 | 4.5 |
| 配管⑭ | 50A | 80 | STPG370 | 0.5 | 66 | 0.17 | 5.5 |
| 配管⑮ | 80A | 80 | STPG370 | 0.5 | 66 | 0.24 | 7.6 |
| 配管⑯ | 100A | 80 | STPG370 | 0.5 | 66 | 0.31 | 8.6 |
| 配管⑰ | 50A | 40 | SUS316L | 0.97 | 66 | 0.28 | 3.9 |
| 配管⑱ | 80A | 40 | SUS316L | 0.97 | 66 | 0.40 | 5.5 |
| 配管⑲ | 50A | 40 | SUS316L | 1.37 | 66 | 0.64 | 3.9 |
| 配管⑳ | 80A | 40 | SUS316L | 1.37 | 66 | 0.94 | 5.5 |

b. 耐圧ホース（樹脂製）

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが，系統の温度，圧力を考慮して仕様を選定した上で，漏えい試験等を行い，漏えい，運転状態に異常がないことを確認する。従って，耐圧ホースは，必要な構造強度を有していると評価した。

c. ポリエチレン管

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが，系統の温度，圧力を考慮して仕様を選定している。また，ポリエチレン管は，一般に耐食性，電気特性（耐電気腐食），耐薬品性を有しているとともに以下により信頼性を確保している。

- 日本水道協会規格等に適合したポリエチレン管を採用。
- 継手は可能な限り融着構造とする。
- 敷設時に漏えい試験等を行い，運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことから，ポリエチレン管は，必要な構造強度を有するものと評価した。

2. 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

2.1. 基本方針

2.1.1. 構造強度評価の基本方針

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器のうち放射性物質を内包する機器は，「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」で定めるクラス 3 機器と位置づけられ，原則としてクラス 3 機器に要求される基準を満足するように設計する。万一適合しないものがある場合においても，温度，圧力，使用環境等を考慮し，一般民間規格に従う産業品を使用するとともに，機器の設計，製作，設置，検査等の各段階において，適切なものとなっていることを確認し，クラス 3 機器と同等以上の構造強度を持たせる。また，溶接部については，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

2.1.2. 耐震性評価の基本方針

使用済セシウム吸着塔保管施設，廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のＢクラス相当の設備と位置づけられる。

使用済セシウム吸着塔保管施設，廃スラッジ貯蔵施設の耐震性に関する評価にあたっては，「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」に準拠することを基本とするが，必要に応じて現実的な評価を行う。

また，配管に関しては，変位による破壊を防止するため，定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定や，可撓性のある材料を使用する。

なお，廃スラッジ一時保管施設等は，高濃度の放射性物質を貯蔵することから参考としてＳクラス相当の評価を行う。

2.2. 評価結果

2.2.1. 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

(1)構造強度評価

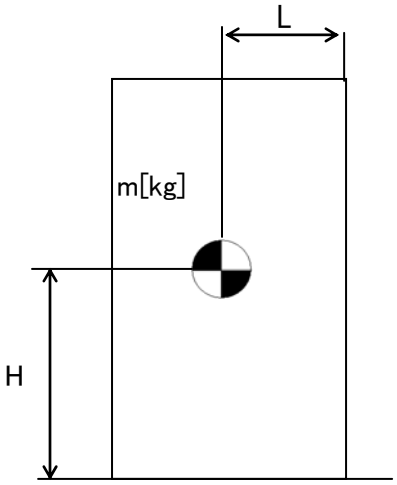
材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。また，吸着塔の主要仕様から必要肉厚を評価し十分な肉厚を有していることを確認した。

以上のことから，吸着塔は必要な構造強度を有すると評価した。

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくなることから，転倒しないことを確認した（表－１８）。




m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 転倒支点から機器重心までの距離
$C_H$ ： 水平方向設計震度

地震による転倒モーメント：$M_1$[N・m]=m×g×$C_H$×H
自重による安定モーメント：$M_2$[N・m]=m×g×L

b. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより，滑動評価を実施した。評価の結果,地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから,滑動しないことを確認した（表－１７）。

表－１７　使用済セシウム吸着塔仮保管施設耐震評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| ボックス<br>カルバート | 本体 | 転倒 | 0.30 | $1.4\times10^2$ | $2.9\times10^2$ | kN･m |
| | | 滑動 | 0.30 | 0.30 | 0.40 | － |
| セシウム吸着装置<br>吸着塔 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $8.2\times10^1$ | $1.2\times10^2$ | kN･m |
| | | 滑動 | 0.36 | 0.36 | 0.52 | － |
| 第二セシウム<br>吸着装置吸着塔 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.9\times10^2$ | $4.2\times10^2$ | kN･m |
| | | | 0.60 | $3.1\times10^2$ | | |
| | | 滑動 | 0.36 | 0.36 | 0.52 | － |
| | | | 0.52 | 0.52 | | |

2.2.2. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

(1)構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。また，吸着塔の主要仕様から必要肉厚を評価し十分な肉厚を有していることを確認した。

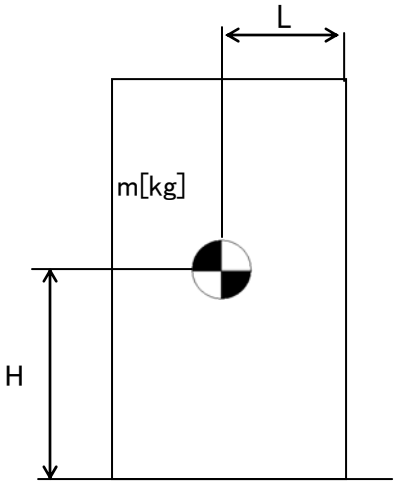
以上のことから，吸着塔は必要な構造強度を有すると評価した。

(2)耐震性評価

a．転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を行った。なお，セシウム吸着装置吸着塔はそれを格納するボックスカルバートと合わせて吸着塔 32 塔と蓋付ボックスカルバート 16 基での評価，第二セシウム吸着装置吸着塔はそれを格納する架台と合わせて吸着塔 10 塔と架台 2 台（一組）で評価を実施した。

評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくなることから，転倒しないことを確認した（表－１８）。




m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 転倒支点から機器重心までの距離
$C_H$ ： 水平方向設計震度

地震による転倒モーメント：$M_1$[N・m]=m×g×$C_H$×H

自重による安定モーメント：$M_2$[N・m]=m×g×L

b．滑動評価

セシウム吸着装置吸着塔については，ボックスカルバートとあわせ地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより，滑動評価を実施した。評価の結果，地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから，滑動しないことを確認した（表－１８）。なお，S クラス相当の評価では，地震時の水平荷重によるすべり力が設置面の摩擦力より大きくなり，滑動する結果となったことから，別途すべり量の評価を実施した。

第二セシウム吸着装置吸着塔については，基礎ボルトにて固定していることから基礎ボルトに作用するせん断荷重と許容せん断荷重を比較することより滑動評価を実施した。基礎ボルトの許容せん断荷重は「日本建築学会：各種合成構造設計指針・同解説」に基づき次式を用いた。評価の結果，基礎ボルトの破断による滑動が生じないことを確認した（表－１８）。

$$q = mg\left(C_H - \alpha\right) \div n$$

$$q_a = 0.75 \cdot \phi_{S3}\left(0.5 \cdot_{SC} a \cdot \sqrt{F_c \cdot E_c}\right)$$

q　：　アンカーボルト一本に作用するせん断荷重

$q_a$　：　アンカーボルト一本当たりの許容せん断荷重

$C_H$　：　水平方向設計震度

m　：　機器重量

g　：　重力加速度

$\alpha$　：　機器と床版の摩擦係数

n　：　機器あたりのアンカーボルト本数

$\phi_{S3}$：短期荷重に対する低減係数

$_{SC}a$：　アンカーボルトの定着部の断面積

$F_c$　：　コンクリート設計基準強度

$E_c$　：　コンクリートのヤング率

c．すべり量評価

吸着塔と架台等の地震時におけるすべり量は，剛体の地震時変形量評価手法である Newmark 法を用いて算出する。評価の結果すべり量が架台間の許容値を超えないことを確認した（表－１９）。

表－１８　使用済セシウム吸着塔一時保管施設耐震評価結果

| 機器名称 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|
| 吸着塔＋ｶﾙﾊﾞｰﾄ<br>（セシウム吸着装置<br>吸着塔 32 塔と<br>ﾎﾞｯｸﾙｶﾙﾊﾞｰﾄ 16 基） | 転倒 | 0.36 | $7.9\times10^{3}$ | $1.8\times10^{4}$ | kN･m |
| | | 0.60 | $1.4\times10^{4}$ | | |
| | 滑動 | 0.36 | 0.36 | 0.40 | － |
| | | 0.60 | 0.60 | | |
| 吸着塔＋架台<br>（第二セシウム吸着装置<br>吸着塔 10 本と架台 2 台） | 転倒 | 0.36 | $1.7\times10^{3}$ | $3.7\times10^{3}$ | kN･m |
| | | 0.6 | $2.9\times10^{3}$ | | |
| | 滑動<br>（ボルトせん断） | 0.36 | <0 | 77 | kN |
| | | 0.6 | 8 | | |
| 高性能容器 | 転倒 | 0.36 | $2.1\times10^{1}$ | $4.5\times10^{1}$ | kN･m |
| | | 0.60 | $3.4\times10^{1}$ | | |
| | 滑動 | 0.36 | 0.36 | 0.40 | － |
| | | 0.60 | 0.60 | | |

表－１９　使用済セシウム吸着塔一時保管施設すべり量評価結果

| 機器名称 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|
| 吸着塔＋ｶﾙﾊﾞｰﾄ<br>（セシウム吸着装置<br>吸着塔 32 塔と<br>ﾎﾞｯｸﾙｶﾙﾊﾞｰﾄ 16 基） | すべり量 | 0.60 | 93.3 | 494 | mm |

2.2.3. 廃スラッジ一時保管施設

(1)構造強度評価

スラッジ貯槽について，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した（表－２０）。

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

t ： 胴の計算上必要な厚さ[mm]
Di ： 胴の内径[m]
H ： 水頭[m]
$\rho$ ： 液体の比重
S ： 最高使用温度における
材料の許容引張応力[MPa]
$\eta$ ： 長手継手の効率

ただし， t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t =3[㎜]以上，その他の金属の場合は t=1.5[㎜]以上とする。また，内径の区分に応じた必要厚さを考慮する。

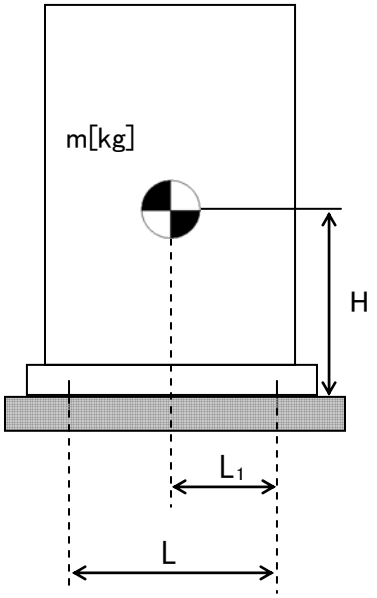
表－２０　スラッジ貯槽板厚評価結果

| 機器名称 | | 評価部位 | 必要肉厚[㎜] | 実厚[㎜] |
|---|---|---|---|---|
| スラッジ貯槽 | 円筒型（横置き） | タンク板厚 | 3.0 | 25.0 |

(2)耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程に準拠して評価を行った結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－２１）。




m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 基礎ボルト間の水平方向距離
$L_1$ ： 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
$n_f$ ： 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
n ： 基礎ボルトの本数
$A_b$ ： 基礎ボルトの軸断面積
$C_H$ ： 水平方向設計震度
$C_V$ ： 鉛直方向設計震度

基礎ボルトに作用する引張力： $F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

基礎ボルトの引張応力： $\sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$

基礎ボルトのせん断応力： $\tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$

表－２１　スラッジ貯槽の基礎ボルトの強度評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| スラッジ貯槽 | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | 11 | 439 | MPa |
| | | | 0.94 | 131 | | |
| | | せん断 | 0.36 | 42 | 337 | MPa |
| | | | 0.94 | 122 | | |

2.2.4. 配管等

(1) 構造強度評価

a. 配管（鋼製）

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。従って，配管は必要な構造強度を有すると評価した。

また，配管の主要仕様から設計・建設規格に基づき板厚評価を実施した。評価の結果，最高使用圧力に耐えられることを確認した（表－２２）。

$$t = \frac{PDo}{2S\eta + 0.8P}$$

t ： 管の計算上必要な厚さ

$D_0$ ： 管の外径

P ： 最高使用圧力[MPa]

S ： 最高使用温度における材料の許容引張応力[MPa]

$\eta$ ： 長手継手の効率

表－２２　配管構造強度評価結果

| 評価機器 | 口径 | Sch. | 材質 | 最高使用圧力（MPa） | 最高使用温度（℃） | 必要肉厚（mm） | 肉厚（mm） |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 配管① | 50A | 20S | SUS316L | 0.3 | 50 | 0.09 | 3.5 |
| 配管② | 80A | 20S | SUS316L | 0.3 | 50 | 0.13 | 4.0 |
| 配管③ | 50A | 20S | SUS316L | 0.98 | 50 | 0.27 | 3.5 |
| 配管④ | 80A | 20S | SUS316L | 0.98 | 50 | 0.40 | 4.0 |
| 配管⑤ | 50A | 40 | SUS316L | 0.98 | 50 | 0.27 | 3.9 |
| 配管⑥ | 80A | 40 | SUS316L | 0.98 | 50 | 0.40 | 5.5 |
| 配管⑦ | 80A | 40 | SUS329J4L | 0.98 | 50 | 0.40 | 5.5 |
| 配管⑧ | 100A | 40 | SUS329J4L | 0.98 | 50 | 0.51 | 6.0 |
| 配管⑨ | 125A | 40 | SUS329J4L | 0.98 | 50 | 0.63 | 6.6 |
| 配管⑩ | 100A | 40 | SUS316L | 0.98 | 50 | 0.51 | 6.0 |

b. 耐圧ホース（樹脂製）

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが，系統の温度，圧力を考慮して仕様を選定した上で，漏えい試験等を行い，漏えい，運転状態に異常がないことを確認する。従って，耐圧ホースは，必要な構造強度を有していると評価した。

以上

# 高濃度滞留水受タンクの耐震性評価

## 1.耐震性評価方針

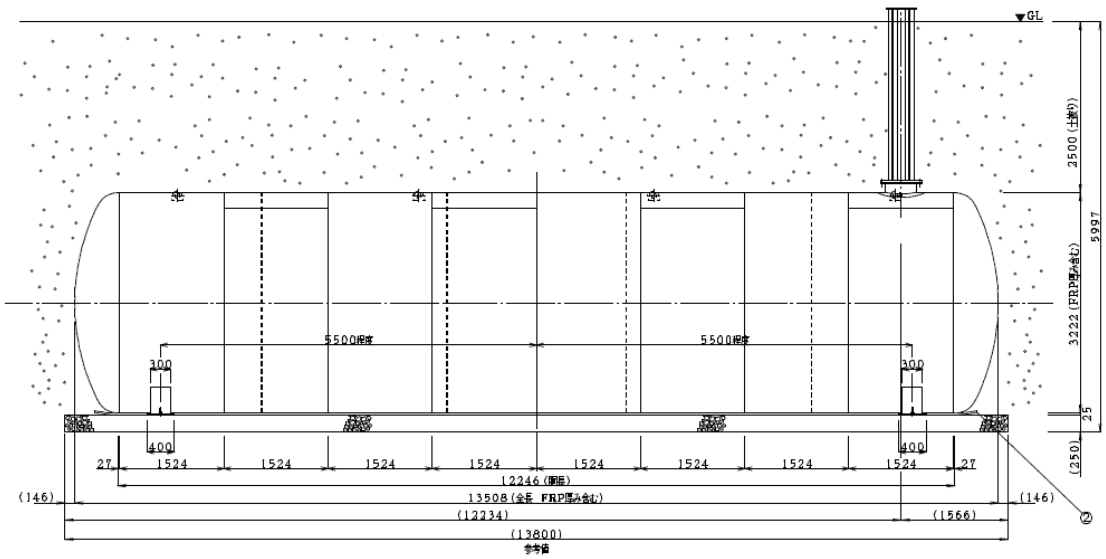
当該タンクは地中に埋設され，タンク内部に高濃度滞留水を保管するものであり，設備全体としては耐震Bクラスに相当することから，地中構造物の耐震Bクラスに要求される水平地震力Kh=0.3に対する静的解析により，その耐震安全性を評価する。

また，当該タンクは高濃度滞留水を保管するものであることから，万一，大きな地震が発生してもタンクが損傷しないことを確認するため，参考評価として基準地震動Ss（Ss-1[水平最大加速度450Gal,鉛直最大加速度300Gal],Ss-2[水平最大加速度600Gal,鉛直最大加速度400Gal]，Ss-3［水平最大加速度450Gal，鉛直最大加速度300Gal］の3波）による地震応答解析についても併せて実施し，その耐震安全性を評価することとする。

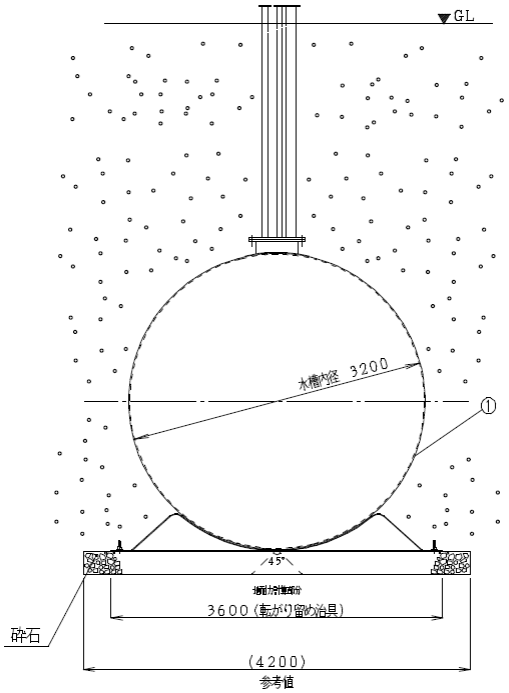
## 2.タンクの概要

タンクの内径はφ3,200mm，外形寸法はφ3,222mm×W13,508mm（容量100m$^3$），材質はSS400,肉厚は9mmであり,内外面ともにFRP塗装によって防錆処理されている(内面1.0mm,外面2.0mm)。タンク本体の概要図を図－１に，タンクの配置図を図－２に示す。なお，タンクは表層地盤を掘削して基礎砕石上に設置し，盛土によって2.5mの土被り厚を確保する。

縦断図

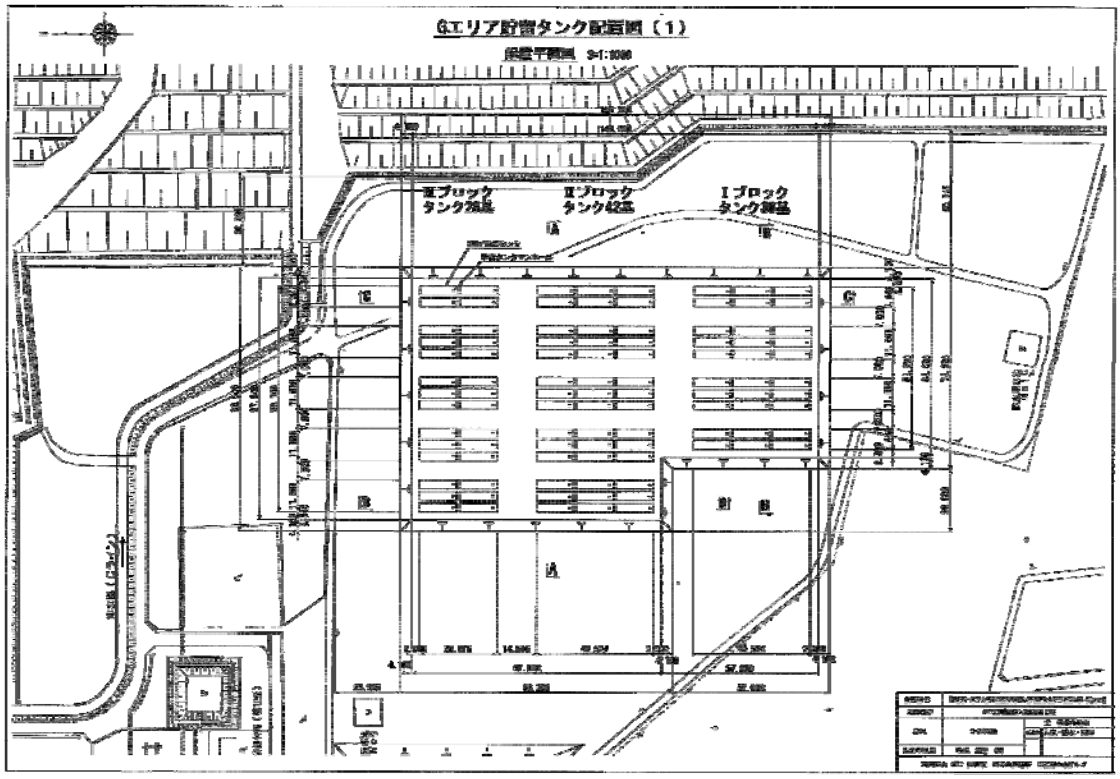



断面図

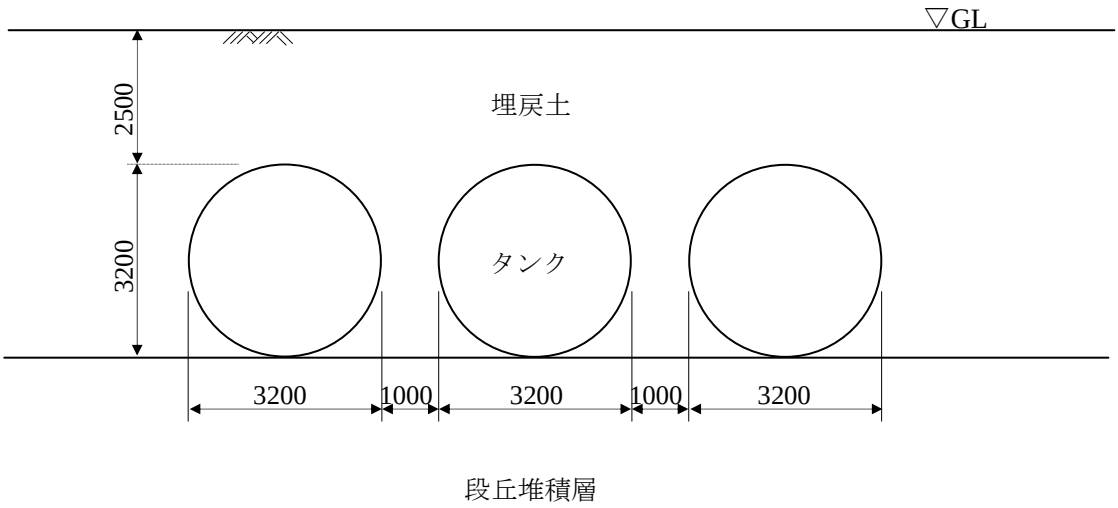



図－１　タンク概要図

タンク配置平面図




タンク配置概略断面図

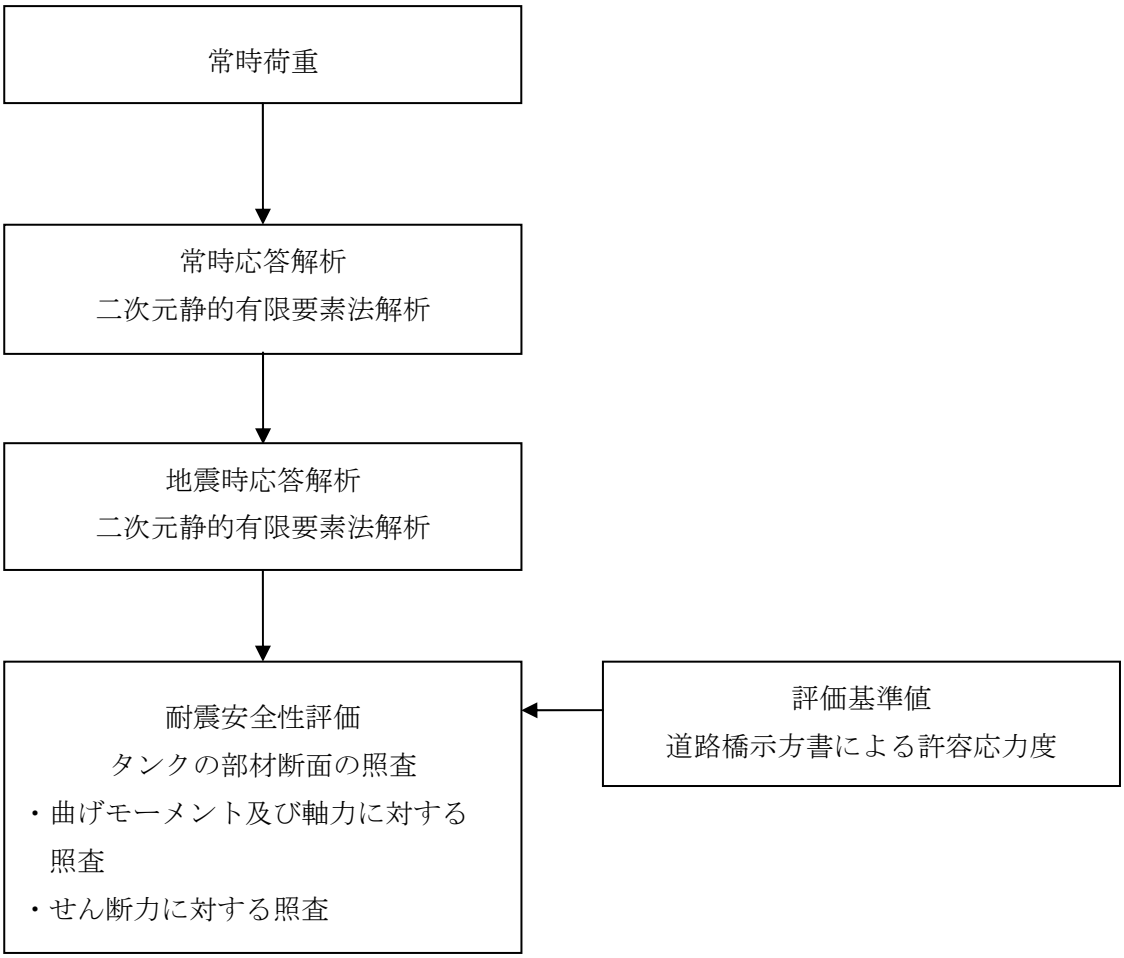



図－２　タンク配置図

3. 耐震 B クラスに対する耐震安全性評価

3.1. 評価手順

耐震 B クラスに対するタンクの耐震安全性評価手順を図－３に示す。




図－３　耐震安全性評価手順（耐震 B クラス評価）

3.2.評価条件

解析に必要な地盤及びタンクの諸定数，並びに考慮する荷重は以下の通りとする。

3.2.1.タンクの材料物性値

タンクの使用材料及び材料物性値を表－１に示す。

3.2.2.地盤の物性値

タンク設置エリアでの既存のボーリングデータに基づいて決定した解析用地層構成を表－２に示す。またボーリング位置を図－４に示す。当該設置位置での地層構成は，表層に段丘堆積層が堆積し，その下位は富岡層 T3 部層（砂岩，泥質部，互層部），富岡層 T2 部層，富岡層 T1 部層となり，解放基盤面（先富岡層（b 層））に至る。

耐震 B クラスに対する解析で用いる地盤物性値を表－３に示す。

地下水位は，上記ボーリングデータの孔内水位を参考に O.P.+6.77m（富岡層 T3 部層内）と設定しており，タンク本体に地下水圧は作用しない。

3.2.3.荷重

ａ）常時荷重

常時荷重として，タンク自重，内水圧，土被り荷重，静止土圧を考慮する。

ｂ）設計用地震力

設計用地震力は水平地震力 Kh=0.3 のみを考慮する。

表－１　タンクの材料物性値

| 材料 | 単位体積重量 ($kN/m^3$) | ヤング係数 ($kN/mm^2$) | 降伏強度 ($N/mm^2$) | ポアソン比 |
|---|---|---|---|---|
| タンク<br>SS400<br>t=9mm | 77 | 200 | 245 | 0.3 |

表－２　解析用地層構成

| | 標　高<br>O.P.(m) | | | 層厚<br>(m) |
|---|---|---|---|---|
| 段丘堆積層 | 35.77 | ～ | 25.32 | 10.45 |
| 富岡層 T3 部層 砂岩 | 25.32 | ～ | 7.09 | 18.23 |
| 富岡層 T3 部層 泥質部 | 7.09 | ～ | 2.33 | 4.76 |
| 富岡層 T3 部層 互層部 | 2.33 | ～ | -7.38 | 9.71 |
| 富岡層 T3 部層 泥質部 | -7.38 | ～ | -11.06 | 3.68 |
| 富岡層 T3 部層 砂岩 | -11.06 | ～ | -13.21 | 2.15 |
| 富岡層 T3 部層 泥質部 | -13.21 | ～ | -37.13 | 23.92 |
| 富岡層 T2 部層 | -37.13 | ～ | -143.08 | 105.95 |
| 富岡層 T1 部層 | -143.08 | ～ | -185.23 | 42.15 |
| 先富岡層（b 層） | -185.23 | ～ | | |




図－４　　ボーリング位置図

表－３　解析用物性値（耐震Ｂクラス評価）

| | | 埋戻土 | 段丘堆積層 | 富岡層 | | | | | 先富岡層 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | T3部層 砂岩 | T3部層 泥質部 | T3部層 互層部 | T2部層 *3) | T1部層 | |
| 物理特性 | $\rho_t$(g/cm$^3$) | 1.80 | 1.59 | 1.84 | 1.71 | 1.76 | 1.75-0.000417Z | 1.79 | 1.88 |
| 静的変形特性 | $E_0$(N/mm$^2$) | 17.7 | 23.5 | 124P+94.4 *1) | 506 | 等価変形係数 *2) | 120-5.42Z | 675 | 931 |
| | $\nu$ | 0.33 | 0.21 | 0.48 | 0.47 | 等価ポアソン比 *2) | 0.47 | 0.47 | 0.45 |
| 動的変形特性 | $G_0$(N/mm$^2$) | 72.6 | 158 | 210 | 427 | 302 | 254-3.22Z | 667 | 954 |
| | $\nu_d$ | 0.35 | 0.48 | 0.48 | 0.45 | 0.46 | 0.467+0.000222Z | 0.44 | 0.42 |

*1) Pは，地下水位を考慮した圧密圧力（N/mm2）を示す。
*2) T3部層 互層部の砂岩と泥質部の層厚比（4：6）から等価物性値を設定する。
*3) Z：標高(m)

3.3.静的 FEM 解析

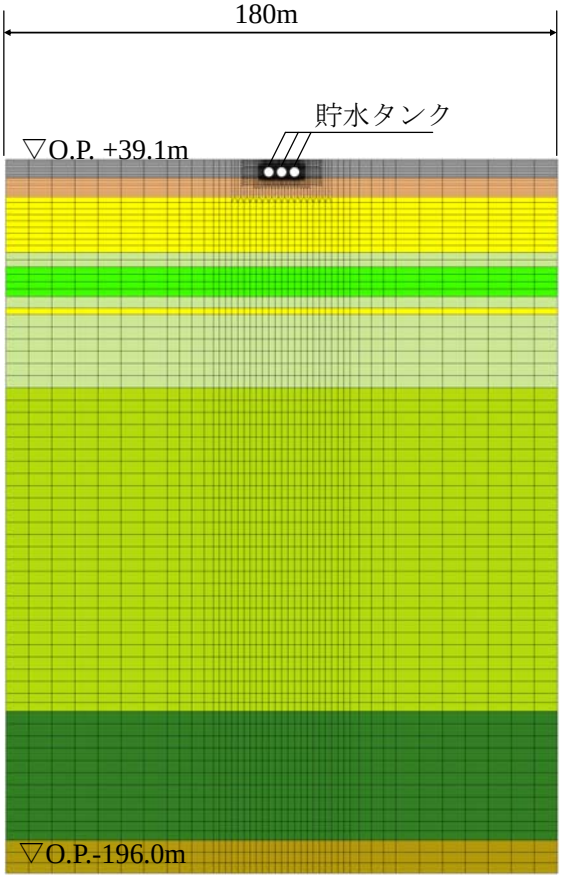
3.3.1.解析手法

解析手法は，二次元有限要素法解析を用いる。解析では水平地震力 Kh=0.3 を作用させた。

3.3.2.解析モデル

タンクの解析モデルを図－５に示す。解析モデルでは，タンクを線形の線材要素（梁要素），地盤を平面要素でモデル化した。タンクは 2 基ないしは 3 基をセットとして配置するため，モデルでは 3 基を並べて配置している。

モデルの領域は，底部を解放基盤面（O.P.-196m）までとし，幅を 180m とした。タンク設置レベルより上位は埋戻土とし，設置計画の条件に合わせて，土被り厚を 2.5m としている。




底面：固定境界
側面：鉛直ローラー（常時応答解析）
　　水平ローラー（地震時応答解析）

図－５　解析モデル（耐震 B クラス評価）

3.3.3.耐震安全性評価手法

耐震安全性評価では，曲げ及びせん断について評価を行うものとし，水平地震力 Kh=0.3 を用いた静的 FEM 解析に基づいた応答値が，評価基準値を満足することを確認する。

照査用応答値は，曲げによる評価では，タンクの部材に発生する曲げモーメント及び軸力による応力度とし，せん断による評価では，タンクの部材に発生するせん断応力度とする。このとき考慮する断面力は，二次元 FEM 解析から求められた断面力（常時断面力＋地震時増分断面力）である。

評価基準値は，「社団法人日本道路協会（2002）：道路橋示方書・同解説Ⅰ共通編，Ⅳ下部構造編」に基づく許容応力度とする。

3.3.4.耐震安全性評価結果

曲げに対する照査結果を表－４に，せん断に対する照査結果を表－５に示す。これらの結果より，曲げ，せん断ともに，照査用応答値が評価基準値（許容応力度）を十分に下回っていることが確認できることから，当該タンクは耐震 B クラス相当以上の耐震性を有するものと評価した。

表－４　曲げに対する照査結果（耐震 B クラス評価）

| | 照査用応答値 ($N/mm^2$) | 評価基準値 ($N/mm^2$) | 照査用応答値／評価基準値 |
|---|---|---|---|
| 左タンク | 21.9 | 210 | 0.10 |
| 中央タンク | 21.7 | 210 | 0.10 |
| 右タンク | 20.7 | 210 | 0.10 |

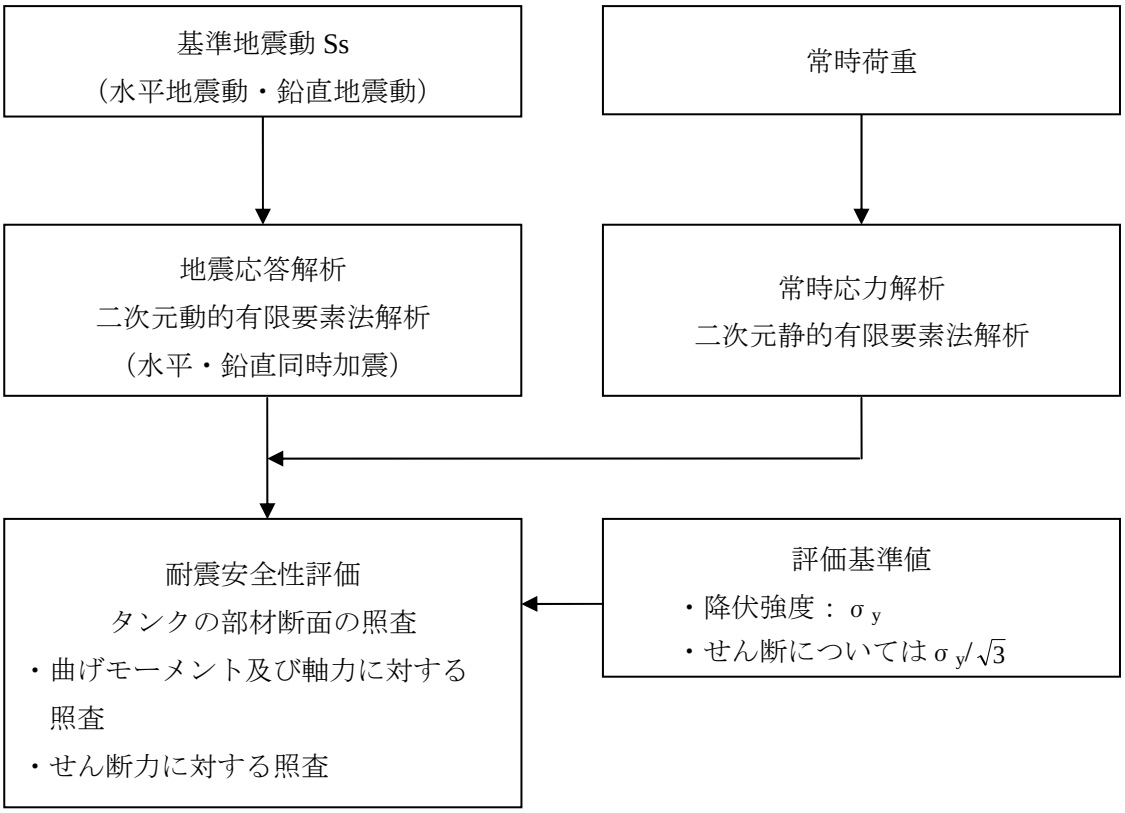
表－５　せん断に対する照査結果（耐震 B クラス評価）

| | 照査用応答値 ($N/mm^2$) | 評価基準値 ($N/mm^2$) | 照査用応答値／評価基準値 |
|---|---|---|---|
| 左タンク | 0.018 | 120 | 0.00015 |
| 中央タンク | 0.019 | 120 | 0.00016 |
| 右タンク | 0.019 | 120 | 0.00016 |

4. 基準地震動 Ss に対する耐震安全性評価

4.1. 評価手順

基準地震動 Ss に対するタンクの耐震安全性評価手順を図－６に示す。




図－６　耐震安全性評価手順（基準地震動 Ss 評価）

4.2.評価条件

地盤応答解析に必要な地盤及びタンクの諸定数，並びに考慮する荷重は以下の通りとする。

4.2.1.タンクの材料物性値

タンクの使用材料及び材料物性値は表－１に示した通りであり，耐震Ｂクラスに対する評価で用いたものと同じである。

4.2.2.地盤の物性値

解析用地層構成は表－２に示した通りであり，耐震Ｂクラスに対する評価で用いたものと同じである。

基準地震動Ssに対する解析で用いる地盤物性値を表－６に示す。

地下水位は，上記ボーリングデータの孔内水位を参考にO.P.+6.77m（富岡層T3部層内）と設定しており，タンク本体に地下水圧は作用しない。

4.2.3.荷重

ａ）常時荷重

常時荷重として，タンク自重，内水圧，土被り荷重，静止土圧を考慮する。

ｂ）地震時荷重

地震時荷重として，基準地震動Ss（Ss-1～Ss-3の3波）による地震応答解析により求まる荷重を考慮する。

# 表－６　解析用物性値（基準地震動 Ss 評価）

| | | 埋戻土 | 段丘堆積層 | 富岡層 | | | | | 先富岡層（b層） |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | T3部層 砂岩 | T3部層 泥質部 | T3部層 互層部 | T2部層 *3) | T1部層 | |
| 物理特性 | $\rho_t$(g/cm$^3$) | 1.80 | 1.59 | 1.84 | 1.71 | 1.76 | 1.75-0.000417Z | 1.79 | 1.88 |
| 静的変形特性 | $E_0$(N/mm$^2$) | 17.7 | 23.5 | 124P+94.4 *1) | 506 | 等価変形係数　*2) | 120-5.42Z | 675 | 931 |
| | $\nu$ | 0.33 | 0.21 | 0.48 | 0.47 | 等価ポアソン比　*2) | 0.47 | 0.47 | 0.45 |
| 動的変形特性 | $G/G_0$～$\gamma$（$\gamma$：%） | $\frac{1}{1+10.65\gamma^{0.778}}$ | $\frac{1}{1+6.872\gamma^{0.614}}$ | $\frac{1}{1+3.009\gamma^{0.604}}$ | $\frac{1}{1+3.600\gamma^{0.962}}$ | $\frac{1}{1+3.257\gamma^{0.688}}$ | $\frac{1}{1+2.845\gamma^{0.918}}$ | $\frac{1}{1+2.586\gamma^{0.722}}$ | $\frac{1}{1+2.714\gamma^{0.920}}$ |
| | $\nu_d$ | 0.35 | 0.48 | 0.48 | 0.45 | 0.46 | 0.467+0.000222Z | 0.44 | 0.42 |
| | h～$\gamma$（h，$\gamma$：%） | $22.97\gamma^{0.289}$ | $\frac{14.79}{1+0.036/\gamma}$ | $\frac{21.80}{1+0.122/\gamma}$ | $11.90\gamma^{1.086}+1.617$ | $\frac{17.57}{1+0.084/\gamma}$ | $10.54\gamma^{0.865}+0.903$ | $15.04\gamma^{0.517}$ | $14.69\gamma^{0.583}$ |

*1）P:有効上載圧（N/mm$^2$）
*2）T3部層 砂岩とT3部層 泥質部の層厚比（4:6とする）から等価物性値を設定する。
*3）Z：標高（m）

4.3. 地震応答解析

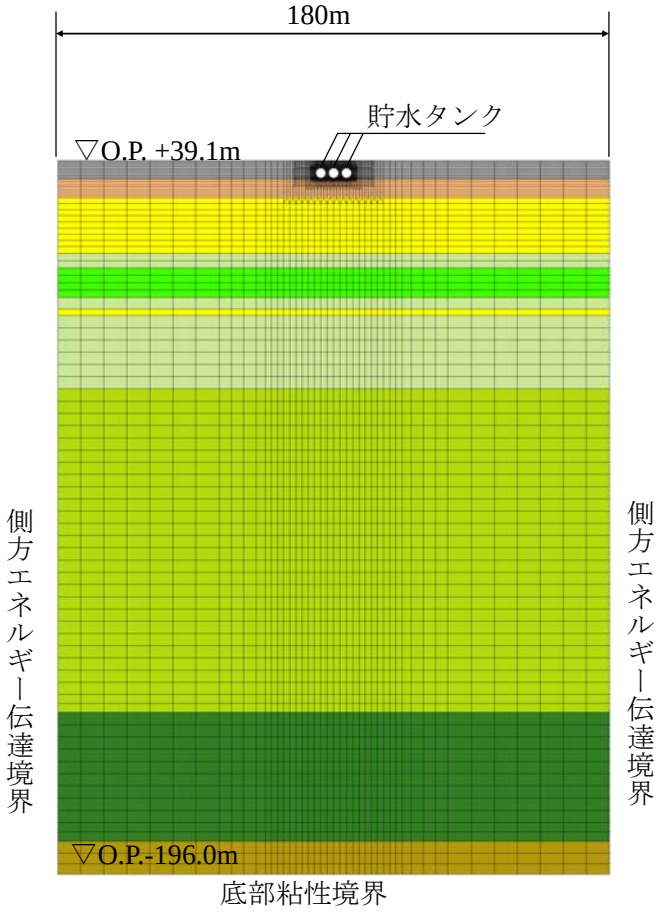
4.3.1. 解析手法

地震応答解析手法は，構造物と地盤の動的相互作用を考慮できる二次元動的有限要素法解析を用いることとし，解析では水平地震動と鉛直地震動を同時入力する。

4.3.2. 解析モデル

タンクの地震応答解析モデルを図－7に示す。地震応答解析モデルでは，タンクを線形の線材要素（梁要素），地盤を平面要素でモデル化し，等価線形化法によって地盤の非線形性を考慮した。タンクは 2 基ないしは 3 基をセットとして配置するため，モデルでは 3 基を並べて配置している。

モデルの領域は，底部を解放基盤面（O.P.-196m）までとし，幅を 180m とした。タンク設置レベルより上位は埋戻土とし，設置計画の条件に合わせて，土被り厚を 2.5m としている。モデルの側方はエネルギー伝達境界，底面は粘性境界とし，基準地震動 Ss-1，Ss-2，Ss-3 の 3 波を入力する。




図－7　解析モデル（基準地震動 Ss 評価）

4.3.3. 耐震安全性評価手法

耐震安全性評価では，曲げ及びせん断について評価を行うものとし，基準地震動 Ss を用いた地震応答解析に基づいた応答値が，評価基準値を満足することを確認する。

照査用応答値は，曲げによる評価では，タンクの部材に発生する曲げモーメント及び軸力による応力度とし，せん断による評価では，タンクの部材に発生するせん断応力度とする。このとき考慮する地震時発生断面力（常時断面力＋地震時増分断面力）は，評価基準値に対する照査用応答値の比（照査用応答値／評価基準値）が最も大きくなる時刻の断面力である。

評価基準値は，曲げによる評価ではタンクの部材の降伏強度とし，せん断による照査では降伏強度の $1/\sqrt{3}$ とする。

4.3.4 耐震安全性評価結果

曲げに対する照査結果を表－７に，せん断に対する照査結果を表－８に示す。これらの結果より，曲げ，せん断ともに，照査用応答値が評価基準値を下回っていることが確認できることから，当該タンクは基準地震動 Ss に対して貯水機能を保持できるものと評価した。

表－７　曲げに対する照査結果（基準地震動 Ss 評価）

| | | 照査用応答値 ($N/mm^2$) | 評価基準値 ($N/mm^2$) | 照査用応答値／評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| Ss-1 | 左タンク | 56.3 | 245 | 0.23 |
| | 中央タンク | 59.3 | 245 | 0.24 |
| | 右タンク | 59.5 | 245 | 0.24 |
| Ss-2 | 左タンク | 60.0 | 245 | 0.24 |
| | 中央タンク | 59.8 | 245 | 0.24 |
| | 右タンク | 57.2 | 245 | 0.23 |
| Ss-3 | 左タンク | 42.2 | 245 | 0.17 |
| | 中央タンク | 43.6 | 245 | 0.18 |
| | 右タンク | 41.1 | 245 | 0.17 |

表－８　せん断に対する照査結果（基準地震動 Ss 評価）

| | | 照査用応答値 ($N/mm^2$) | 評価基準値 ($N/mm^2$) | 照査用応答値／評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| Ss-1 | 左タンク | 0.301 | 141 | 0.0021 |
| | 中央タンク | 0.295 | 141 | 0.0021 |
| | 右タンク | 0.300 | 141 | 0.0021 |
| Ss-2 | 左タンク | 0.311 | 141 | 0.0022 |
| | 中央タンク | 0.304 | 141 | 0.0022 |
| | 右タンク | 0.308 | 141 | 0.0022 |
| Ss-3 | 左タンク | 0.228 | 141 | 0.0016 |
| | 中央タンク | 0.222 | 141 | 0.0016 |
| | 右タンク | 0.226 | 141 | 0.0016 |

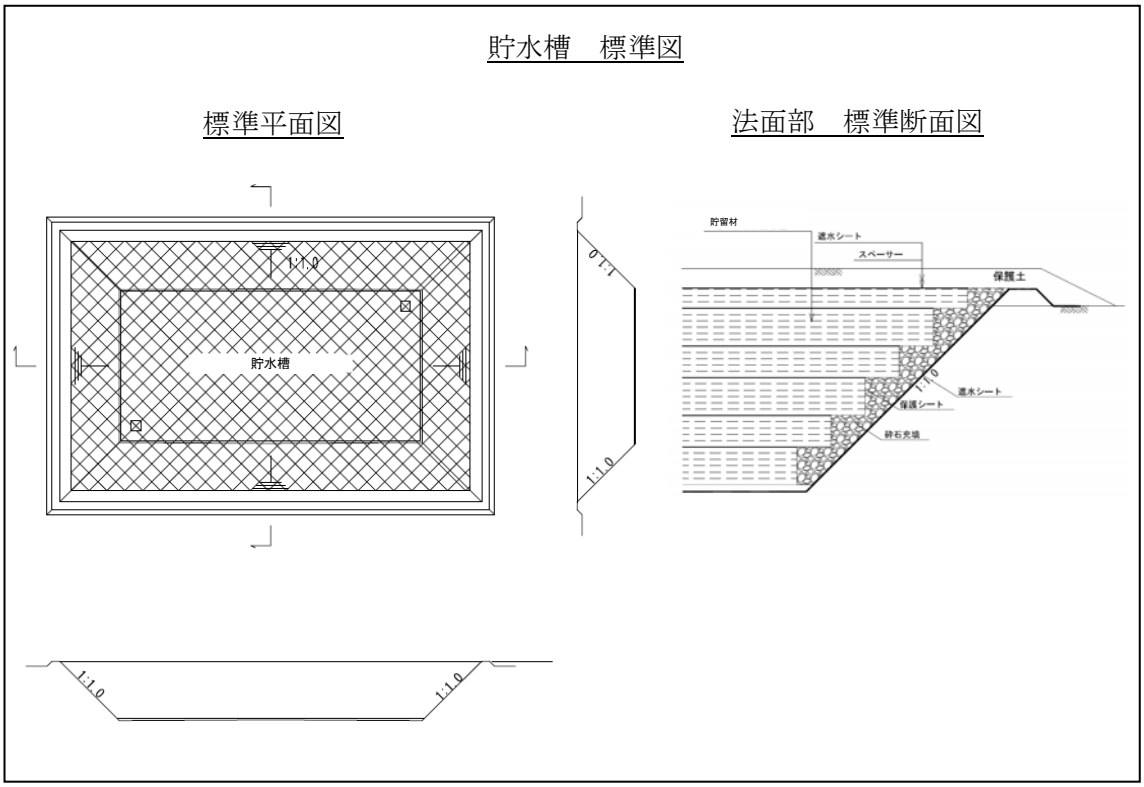
以上

# 地下貯水槽の遮水シートの耐震性評価

プラスチック製地下貯水槽（以下，「貯水槽」という）の耐震安全性を二次元静的 FEM 解析に基づいて評価し，貯水機能が保持されることを確認する。

(1)　対象とする貯水槽

対象とする貯水槽は，プラスチック製の貯留材（以下，「貯留材」という）と遮水シートで構築される。貯水槽の概要を図－１に示す。貯水槽は段丘堆積層を掘削して設置し，盛土によって 0.7m の土被り厚を確保する。

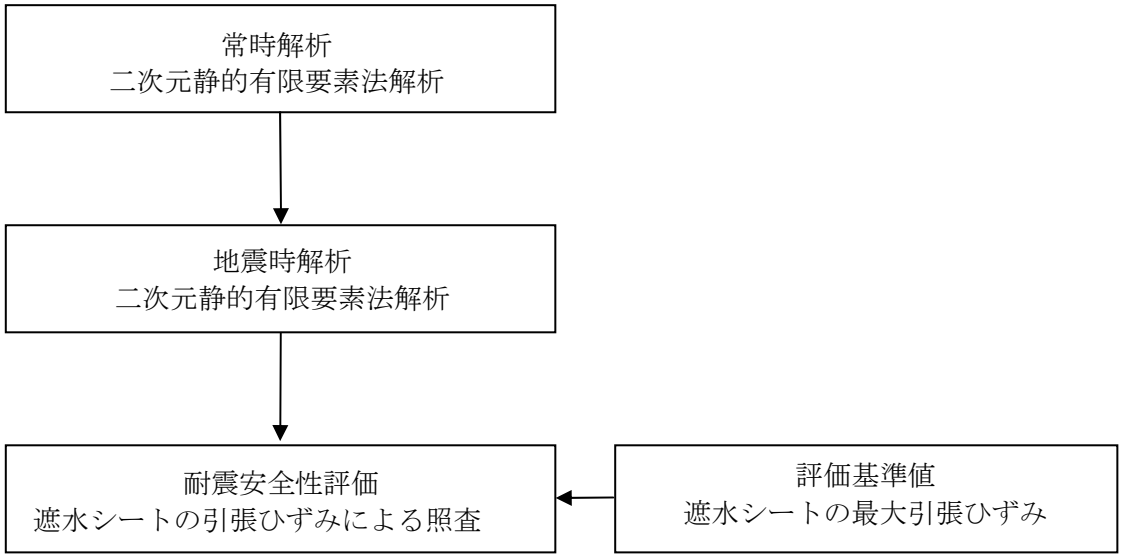



図－１　貯水槽の概要

(2)　耐震安全性評価

a.　評価手順

貯水槽の耐震安全性評価では，地震力によって生じる遮水シートの引張ひずみ（照査用応答値）が遮水シートの最大引張ひずみ（評価基準値）以下であることを確認する。評価フローを図－２に示す。




図－２　貯水槽の耐震評価フロー

b.　評価条件

解析に用いる地盤の物性値，並びに考慮する荷重は以下のとおりとする。

ⅰ．　地盤の物性値

貯水槽は，段丘堆積層内に設置される。段丘堆積層の地盤物性値を表－１に示す。なお，盛土による荷重は上載荷重として扱い，解析では節点力としてモデルに作用させている。

表－１　地盤の物性値

| | | 段丘体積層 |
|---|---|---|
| 物理特性 | $\rho_t$ (g/cm$^3$) | 1.59 |
| 静的変形特性 | $E_0$ (N/mm$^2$) | 23.5 |
| | $\nu$ | 0.21 |
| 動的変形特性 | $G_0$ (N/mm$^2$) | 158 |
| | $\nu_d$ | 0.48 |

ⅱ．　設計用地震力

設計用地震力は水平地震力のみ考慮することとし，B クラス相当として水平震度 $K_H$＝0.3 及び S クラス相当として水平震度 $K_H$＝0.6 とする。

(3) 評価結果

a. 評価方法

耐震安全性評価では，水平地震力（$K_H$=0.3 及び$K_H$=0.6）を用いた静的 FEM 解析に基づいた応答値が，評価基準値を下回ることを確認する。

照査用応答値は，遮水シート設置位置における節点変位による引張ひずみとする。評価基準値は，日本遮水工協会基準に基づく最大引張ひずみとする。

b. 照査結果

照査結果を表－２に示す。照査用応答値は，評価基準値 560%を下回ることを確認した。

表－２　照査結果

| | 照査用応答値<br>$\varepsilon_d$（%） | 評価基準値<br>$\varepsilon_u$（%） | 照　査<br>（$\varepsilon_d$／$\varepsilon_u$） |
|---|---|---|---|
| $K_H$=0.3 の場合 | 0.148 | 560 | 0.00026 |
| $K_H$=0.6 の場合 | 0.206 | 560 | 0.00037 |

c. 評価結果

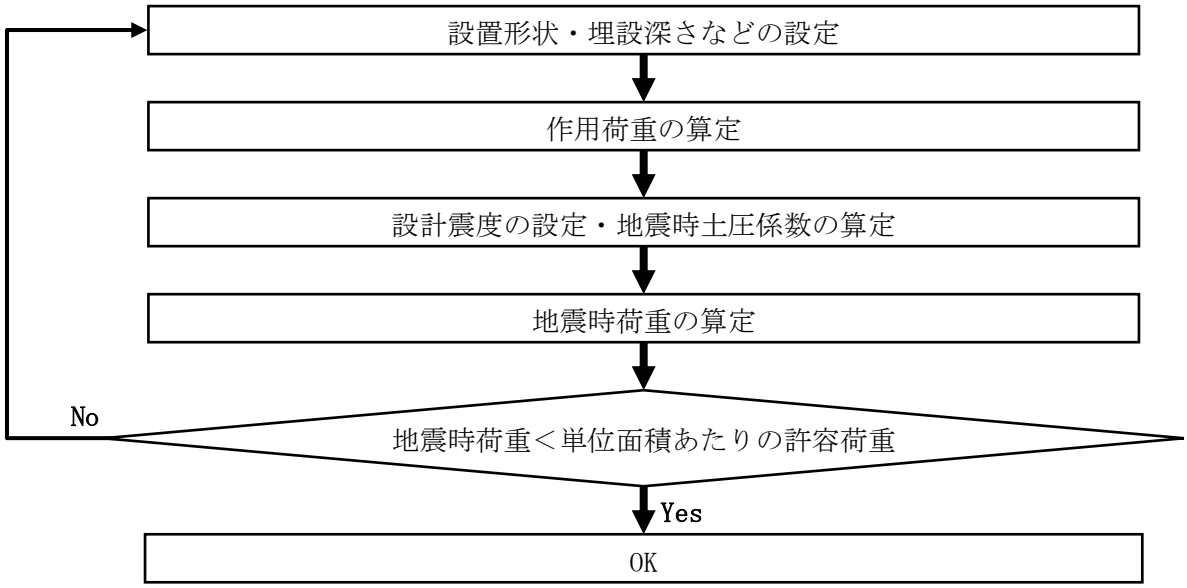
遮水シートの照査用応答値は，評価基準値を下回るとともに十分な裕度を有していることから，貯水機能が保持されるものと評価した。

以上

地下貯水槽のプラスチック製貯水枠材の耐震性評価

(1) 評価手順

プラスチック製貯水枠材の耐震評価のフローを図－１に示す。




図－１　プラスチック製貯水枠材の耐震評価フロー

(2) 耐震評価（B クラス）

a. 作用荷重の算定

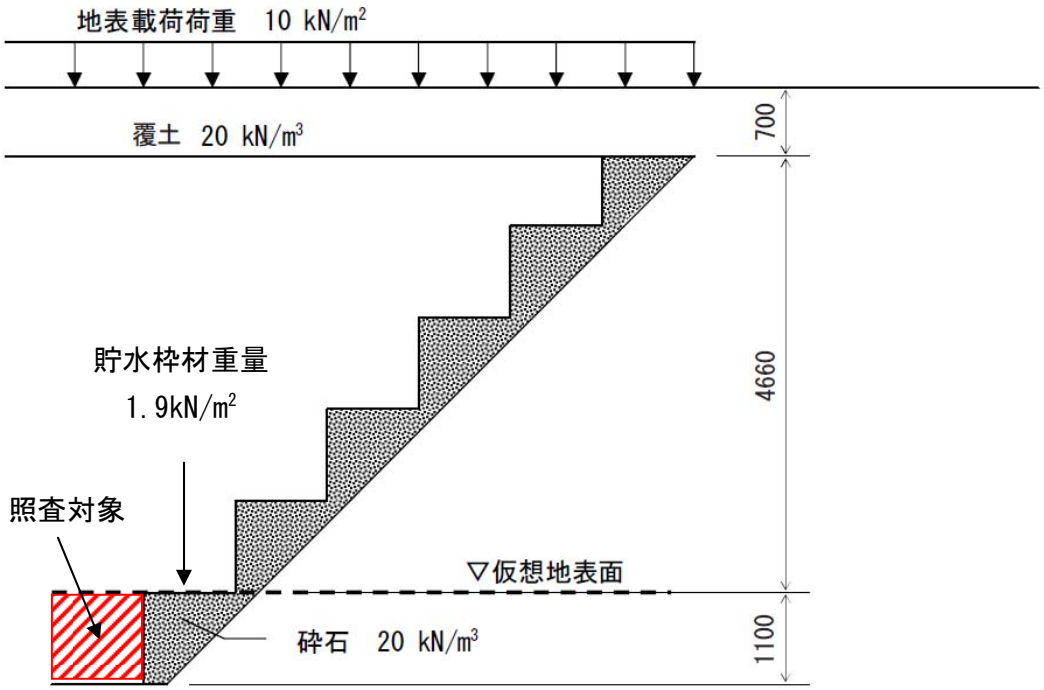
（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルにしたがって，地表載荷荷重 10kN/m$^2$ を考慮し，貯水枠材の最下部における鉛直方向荷重を求める。覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）を表-1 に，照査対象と作用荷重を図－２に示す。

なお，覆土材料は砂質土と砂礫の複合材であるが，安全をとって重量の大きい砂礫の単位体積重量を使用することとする。

表－１　覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

| 材料名 | 単位体積重量（kN/m$^3$） |
|---|---|
| 盛土（砂及び砂礫） | 20.0 |
| 盛土（砂質土） | 19.0 |

出典：「道路橋示方書・同解説　Ⅰ共通編」社団法人日本道路協会




図－２　照査対象と作用荷重

貯水枠材を階段状に積み上げたとき，最下部（仮想地表面）の上面に作用する鉛直方向荷重は，仮想地表面より上部の地表載荷荷重・覆土重量・貯水枠材重量の合計荷重 V1 となる。

また最下部の側面に作用する水平方向荷重は，V1 と仮想地表面より下部の砕石重量 V2 に地震時水平土圧をかけた値となる。

ここで，

V1＝10＋20×0.7＋1.9＝25.9（kN/m²）

V2＝20×1.1＝22.0（kN/m²）

b. 設計水平震度の設定と地震時水平土圧の算定

B クラス評価の場合には，設計水平震度 Kh を 0.3 とする。地震時土圧係数 Kea は，道路などの設計で一般的に用いられている「道路橋標準示方書・同解説（Ⅴ 耐震設計編）」（社団法人日本道路協会）にしたがい 0.48 とする。

c. 地震時荷重（水平方向）の算定

貯水枠材最下部の側面に作用する水平方向荷重 Ph は，

Ph＝Kea×（V1＋V2）＝0.48×（25.9＋22.0）＝23.0（kN/m²）

d. 耐震評価

今回使用する貯水枠材のうち，最も水平方向の単位面積あたりの許容荷重（許容応力）(注1) が小さいものは次の通りである。

水平方向の単位面積あたりの許容荷重（許容応力） σha：30.0kN/m$^2$

（注1） 貯水枠材の許容荷重は，材料の安全率 1.3 を考慮した許容応力とし，その値は（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルによる。

よって，

σha＝30.0＞Ph＝23.0

となり，貯水枠材の強度は十分であると評価できる。

(3) 耐震評価（S クラス）

a. 作用荷重の算定

（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルにしたがって，地表載荷荷重 10kN/m$^2$ を考慮し，貯水枠材の最下部における鉛直方向荷重を求める。覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）を表－２に，照査対象と作用荷重を図－３に示す。

なお，覆土材料は砂質土と砂礫の複合材であるが，安全をとって重量の大きい砂礫の単位体積重量を使用することとする。

表－２　覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

| 材料名 | 単位体積重量（kN/m$^3$） |
|---|---|
| 盛土（砂及び砂礫） | 20.0 |
| 盛土（砂質土） | 19.0 |

出典：「道路橋示方書・同解説　Ⅰ共通編」社団法人日本道路協会

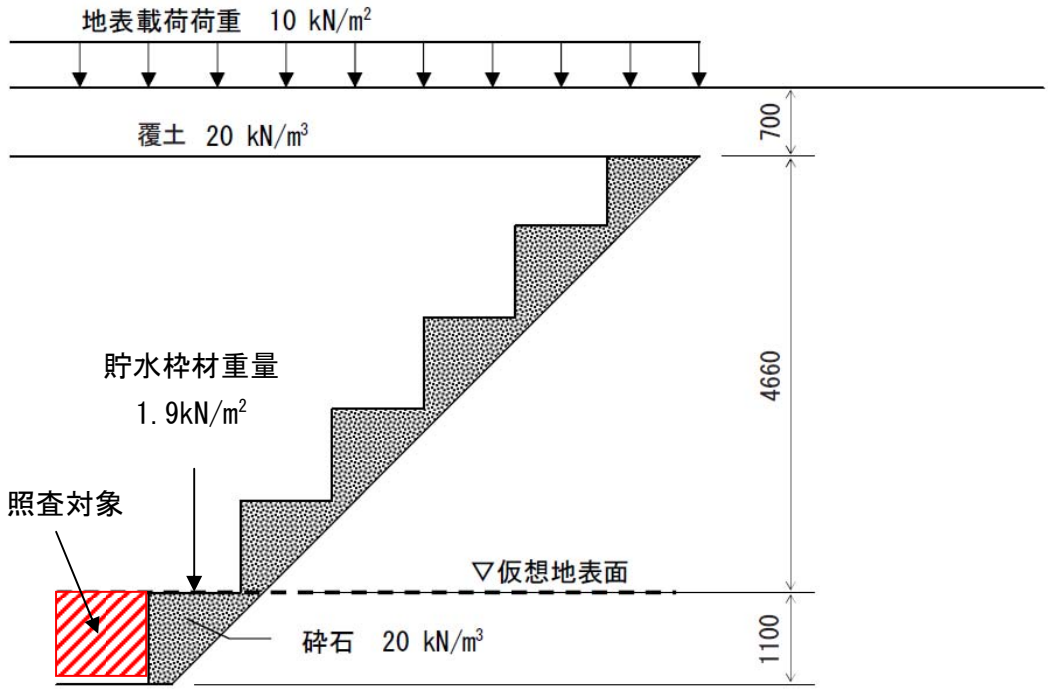
貯水枠材を階段状に積み上げたとき，最下部（仮想地表面）の上面に作用する鉛直方向荷重は，仮想地表面より上部の地表載荷荷重・覆土重量・貯水枠材重量の合計荷重 V1 となる。

また最下部の側面に作用する水平方向荷重は，V1 と仮想地表面より下部の砕石重量 V2 に地震時水平土圧をかけた値となる。

ここで，

V1＝10＋20×0.7＋1.9＝25.9（kN/m$^2$）

V2＝20×1.1＝22.0（kN/m$^2$）




図－３　照査対象と作用荷重

b. 設計水平震度・設計鉛直震度の設定と地震時水平土圧の算定

S クラス評価の場合には，設計水平震度 Kh を 0.6，設計鉛直震度 Kv を 0.3 として，水平方向・鉛直方向地震の組み合わせを考慮する。地震時土圧係数 Kea は，道路などの設計で一般的に用いられている「道路橋標準示方書・同解説（Ⅴ 耐震設計編）」（社団法人日本道路協会）にしたがい 0.75 とする。

c. 地震時荷重（鉛直方向）の算定

貯水枠材最下部の上面に作用する鉛直方向荷重 Pv は，

$Pv = (1+Kv) \times V1 = (1+0.3) \times 25.9 = 33.7\ (kN/m^2)$

d. 地震時荷重（水平方向）の算定

貯水枠材最下部の側面に作用する水平方向荷重 Ph は，

$Ph = Kea \times (1+Kv) \times (V1+V2) = 0.75 \times (1+0.3) \times (25.9+22.0) = 46.8\ (kN/m^2)$

e. 耐震評価

S クラス評価は比例限界応力 (注 2) に基づいて評価を実施する。今回使用する貯水枠材のうち，最も比例限界応力が小さいものは次の通りである。

水平方向の比例限界応力 $\sigma hc$ ：52.5kN/m²

鉛直方向の比例限界応力 $\sigma vc$ ：102.1kN/m²

（注2）　Sクラス評価の場合には求められる性能が機能維持であることから，貯水枠材の許容荷重は材料の安全率を 1.0 とした比例限界応力を用いることとし，その値は（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルによる。

よって，

$\sigma hc = 52.5 > Ph = 46.8$

$\sigma vc = 102.1 > Pv = 33.7$

となり，貯水枠材の強度機能の維持は可能と評価できる。

(4) 載荷荷重について

上述の強度照査により，貯水枠材の強度は地下貯水槽上に 10kN/m$^2$ の荷重を載荷した場合でも十分であることが評価できる。

ただし，地下貯水槽上に物資を搬入する場合には，設計上載荷重との関係を個別に評価する。

以上

（参考）貯水枠材の強度に関する試験方法

（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルでは，貯水枠材の圧縮強度に関する試験方法を以下のように定めている。

**構造部材の圧縮試験方法（Arsit A-1:2008）**

圧縮試験は，貯留枠材の鉛直方向及び水平方向の耐力を求める重要な試験である。

JIS の試験方法は，材料試験を目的とした試験で，角柱，円柱，管形状の供試体としているが，貯水枠材として必要な強度は構造体としての性能であることに留意すべきである。

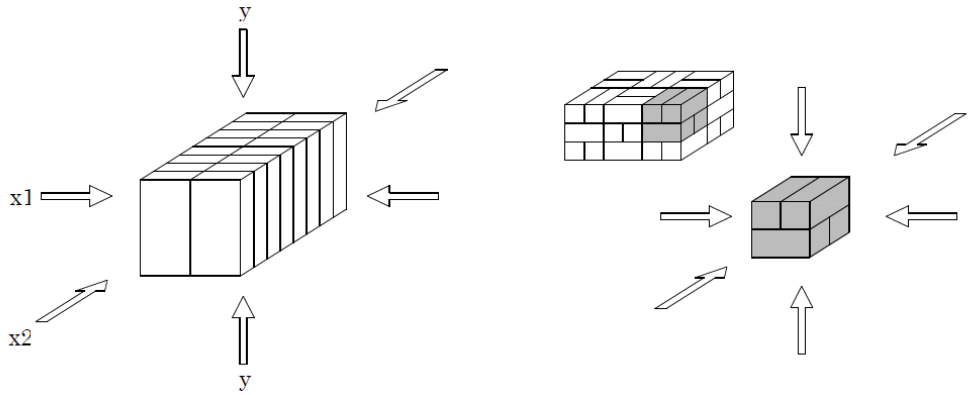
1）引用規格

プラスチック－圧縮特性の試験方法　JIS K 7181，JIS Z 0212

2）供試体

部材には異方性があり，使用状態で鉛直方向と水平方向（2 方向）の強度が異なると考えられる場合には，3 方向あるいは 2 方向で試験を行う（図－４ (a)）。また，図－４(b)のように異方性の部材を組み合わせて各方向の強度の均等化を図っている場合は，最小構成単位（図－４(b)の場合は 4 個）の単位部材とみなして試験を行うことが望ましい。しかし，試験が大掛かりになる場合は，構成要素の方向別強度を平均するなどの簡略化をしても良い。

鉛直方向の載荷試験では，最小構成単位（1 段）から始めて，2 段，3 段・・・と積み上げる段数を増やして，各載荷試験での最大応力値が収束することを確認する。水平方向の載荷試験では，鉛直方向で求めた収束段数と同数の積み上げ段数のみの試験で良い。供試体を載荷装置に設置する際や載荷試験時に，供試体が不安定になるなどの理由で外枠あるいは紐状の材料で安定させる場合は，試験結果に悪影響を及ぼさないように配慮する。




(a) 3 方向で強度が異なる場合　　(b) 単体の組み合わせで強度が決まる場合

図－４　圧縮強度の異方性

3）試験方法

載荷は，1 分当り 10mm 程度の一定速度で行う。

供試体は，試験前に載荷方向の長さを 2 箇所以上で測定しておく。試験時は，0.1mm 以上の精度を持つ測定器で，供試体の載荷方向の長さ変化を測定する。

4）温度

試験は，23±2℃一定の条件で実施することを原則とする。この条件での試験が難しい場合は，供試体を 24 時間以上 23±2℃の条件に置いた後，速やかに試験を実施する。

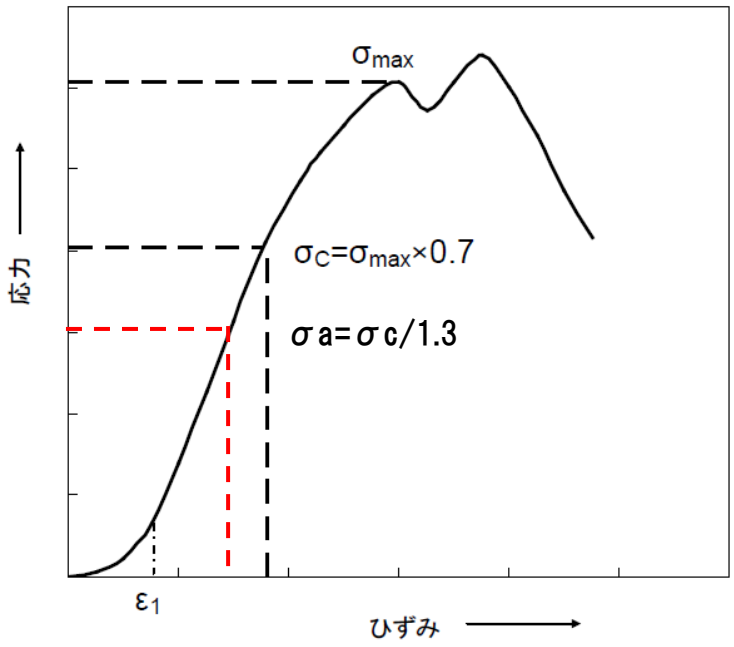
5）試験結果の整理

試験で得られた供試体の載荷方向のひずみと応力関係（SS カーブ）の例を，図－５に示す。

ひずみがゼロからε1 までの勾配の小さい区間は，供試体の初期不整やたわみなどが原因で生じる。その後，ひずみと応力の関係がほぼ一定で推移する区間があり，さらに応力の山が 2 つ以上現れる場合があるが，最初に応力の低下を示す前の最大応力（圧縮強さ）をσmax とする。

最大応力（圧縮強さ）σmax の 70%を「比例限界応力σc」とすることができる。ただし，その値が SS カーブの直線上にない場合は，直線上にある最も近い値を「比例限界応力σc」とする。

また，「比例限界応力σc」に安全率 1.3 を考慮し，σc を材料の安全率（一般的に 1.3）で割った値を「許容応力σa」とする。



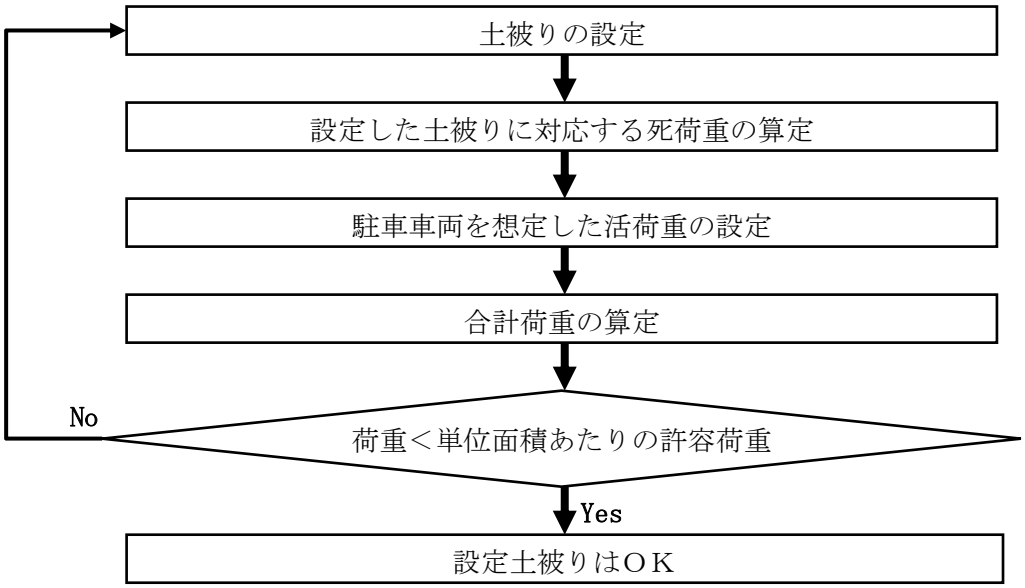

図－５　ひずみと応力の関係例

以上

駐車車両を想定した場合のプラスチック製貯水枠材の強度照査

(1) 評価手順

駐車車両を想定した場合の貯水枠材の強度照査のフローを図－１に示す。




図－１　駐車車両を想定した場合の貯水枠材の強度照査フロー

(2) 荷重条件

a. 死荷重

死荷重としては覆土を 0.7m まで施した場合を想定する。覆土材料は砂質土と砂礫の複合材であるが，安全をとって重量の大きい砂礫の単位体積重量を使用することとする。表－１に覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）を示す。

表－１　覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

| 材料名 | 単位体積重量（$kN/m^3$） |
|---|---|
| 盛土（砂及び砂礫） | 20.0 |
| 盛土（砂質土） | 19.0 |

出典：「道路橋示方書・同解説　Ⅰ共通編」社団法人日本道路協会

死荷重は，

BL＝γ×h1

ここに，

BL：覆土の上載荷重（kN/m$^2$）

γ：覆土材料の単位体積重量（kN/m$^3$）

h1：覆土厚さ（m）

b. 活荷重

活荷重としては，高速自動車国道，一般国道に用いられている T-25 荷重（ただし，駐車スペースなので衝撃なし）を用いる。これは総重量 25 トンの大型トラックの荷重を想定したものである。

貯水槽上面に作用する自動車荷重は道路横断方向に際限なく載荷させるものとして，単位長さ当たりの荷重は次式により求める。

$$P1=\frac{2T1}{B}(1+i) \qquad P2=\frac{2T2}{B}(1+i)$$

ここに，

P1：後輪荷重による横方向単位長さあたりの荷重（kN/m）

P2：前輪荷重による横方向単位長さあたりの荷重（kN/m）

T1：自動車の 1 後輪荷重

T2：自動車の 1 前輪荷重

B：自動車占有幅（2.75m）

i：衝撃係数（0）

また，T-25 荷重の諸元を表－２に示す。

表－２　T-25 荷重の諸元

| 自動車荷重 | 総荷重（kN） | T1:後輪荷重（kN） | T2:前輪荷重（kN） | 接地幅（m） | 前後車輪間隔（m） |
|---|---|---|---|---|---|
| T-25 | 250 | 100 | 25 | 0.2 | 4.0 |

なお，輪荷重による活荷重は図－２のように地表面より接地幅 0.2m で車両進行方向に 45°の角度をもって地中に分散するものとする。

したがって，貯水槽上面に作用する自動車荷重は次のようになる。

$$q1=\frac{P1}{2h1+0.2} \qquad q2=\frac{P2}{2h1+0.2}$$

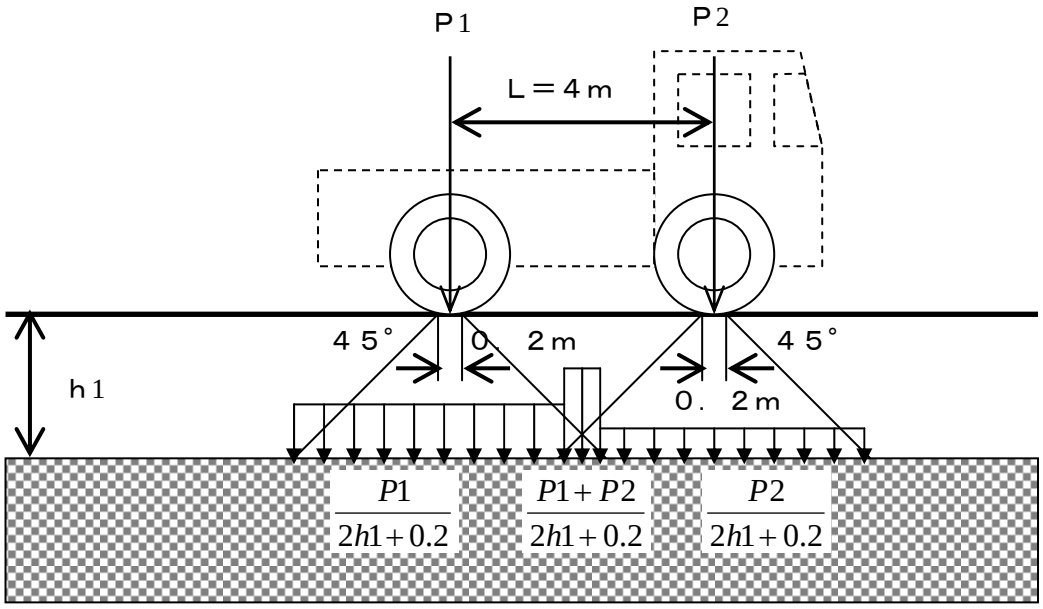
ここに，

q1：後輪の分布荷重（kN/m$^2$）

q2：前輪の分布荷重（kN/m$^2$）

h1：覆土厚さ（m）

L：前輪と後輪の中心距離（軸距 4.0m）




図－２　輪荷重による活荷重

図－２から明らかなように，自動車荷重の最大値は次のようになる。

L＞2h1＋0.2 の場合は，後輪荷重のみの　q=q1

L≦2h1＋0.2 の場合は，後輪荷重と前輪荷重を考慮した　q＝q1＋q2

今回の場合，L＝4.0m，2h1+0.2＝1.6m なので，前者に当たり，自動車荷重としては q1 のみを考慮することとなる。

(3) 設計震度と許容荷重

検討に用いた設計震度と照査に用いた許容荷重 (注) を表－３に示す。

（注）　求められる性能を機能維持とし，貯水枠材の許容荷重としては材料の安全率を 1.0 とした「比例限界応力」を用いることとし，その値は（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルによる。

表－３　設計震度と許容荷重

| 設計震度（鉛直） | 許容荷重（比例限界応力） |
|---|---|
| 0.3 | 102.1kN/m$^2$ |

(4) 合計荷重の算定

上述の計算手順にしたがい，算定した合計荷重を表－４に示す。

表－４　合計荷重の計算結果

| 荷重 | 条件・計算結果 | 算定式 |
|---|---|---|
| 【死荷重】 | | |
| γ：覆土単位体積重量 | 20kN/m$^3$ | |
| h1：覆土厚さ | 0.7m | |
| BL：死荷重 | 14kN/m$^2$ | γ×h1 |
| 【活荷重】 | | |
| T1：後輪荷重 | 100kN | |
| B：自動車占有幅 | 2.75m | |
| P1：後輪単位幅荷重 | 72.8kN/m$^2$ | 2×T1×(1+i)/B |
| h1：覆土厚さ | 0.7m | |
| q1：活荷重 | 45.5kN/m$^2$ | P1/(2×h1+0.2) |
| 【合計荷重：常時】：σ | ***59.5kN/m$^2$*** | BL＋q1 |

| | 計算結果 | 算定式 |
|---|---|---|
| 【合計荷重：地震時】：σt | ***77.3kN/m$^2$*** | σ×(1+0.3) |

(5) 強度照査

今回使用する貯水枠材のうち，最も単位面積あたりの許容荷重が小さいものは表－３に示した通りである。それに基づき強度照査を実施した結果を表－５に示す。この結果より，貯水枠材の強度は十分であると評価できる。

表－５　強度照査結果

| 計算結果 | 許容荷重（比例限界応力） |
|---|---|
| 77.3kN/m$^2$ | 102.1kN/m$^2$ |

(6) 載荷荷重について

上述の強度照査により，貯水枠材の強度は地下貯水槽上に T-25 荷重を載荷した場合でも十分であることが評価できる。

ただし，地下貯水槽上に物資を搬入する場合には，設計上載荷荷重との関係を個別に評価する。

以上

# 地下貯水槽のスロッシング評価

(1) 評価方法

スロッシングはタンク内包水が地震により揺れる現象をいい，地震波の中でもやや長周期のものが，比較的直径の大きなタンクの形状に影響して発生すると考えられている。

地下貯水槽の場合，プラスチック製枠材で構築される水室の中で最も大きなものの寸法は幅 30cm 以下と小規模であり，スロッシングの様な長周期問題は顕在化しないと考えられるが，確認のためスロッシングによる液位上昇量を計算して溢水等が発生しないか確認を行う。

評価方法は容器構造設計指針（日本建築学会）に従うこととする。

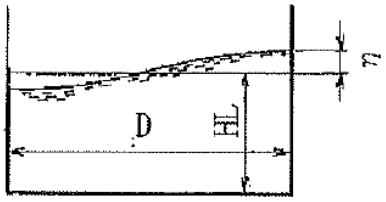
【スロッシング計算法】

スロッシング波高の算定は以下の式にて算出する。

$$\eta = 0.802 \times Zs \times I \times Sv1 \times \sqrt{(D/g \times \tanh(\frac{3.682 \times HL}{D})}$$

水面動揺の振動周期は以下の式にて算出する。

$$Ts = \frac{2\pi\sqrt{D}}{\sqrt{(3.68 \times g \times \tanh(3.68 \times HL/D)}}$$




ここに、HL： 静水時の水位
D： 配水池の内径
g： 重力加速度　　9.800 m/s²
Zs： 地震地域係数で、Zs＝1.0とする。
I： 用途係数で、表.2-1により耐震設計区分はⅢとする

表.2-1 用途係数I

| 耐震設計区分 | 対　　象 | 用途係数 I |
|---|---|---|
| Ⅰ | 小規模で危険物を収容しない容器構造物 | 0.6以上 |
| Ⅱ | 大または中規模で危険物を収納せず災害の波及効果の少ないもの | 0.8以上 |
| Ⅲ | 地震災害の重大性が一般建築物と同等の容器構造物 | 1.0以上 |
| Ⅳ | 危険物を収納し、2次災害の要因となり得るもの | 1.2以上 |

$T_G$： 地盤の臨界周期で、表.2-2により地盤種別は２種とする

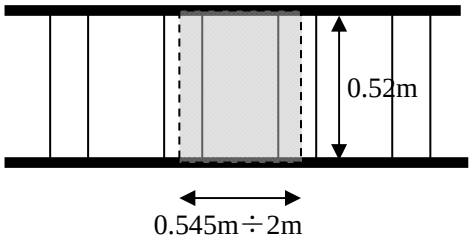
表.2-2 臨界周期$T_G$

| 地盤種別 | 地　盤　条　件 | $T_G$(s) |
|---|---|---|
| 1 種 | 1) 第3紀以前の地盤（以下岩盤と称する）<br>2) 洪積層<br>3) 岩盤までの沖積層の厚さが10m未満 | 0.64 |
| 2 種 | 沖積層の厚さが25m未満でかつ軟弱層の厚さが5m未満 | 0.96 |
| 3 種 | 1) 上記以外の地盤<br>2) 地盤の特性が不明なもの | 1.28 |

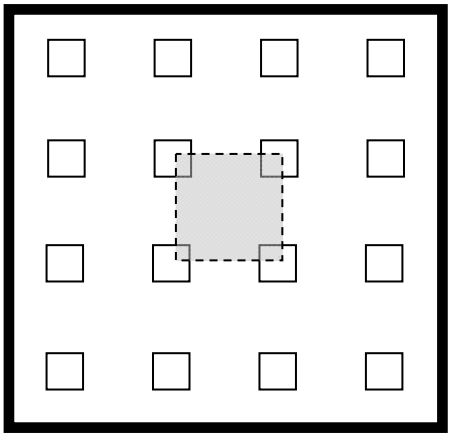
Sv1： スロッシング1次固有周期に対する設計速度応答スペクトル値で以下による
$T_j < T_G$のとき――――　$Sv_j =$　156 ×Ts　cm/s
$Ts \geq T_G$のとき――――　$Sv_j =$　156 ×$T_G$　cm/s

(2) 評価条件

対象とする水室の形状は次図のものを想定した。スロッシングは共振問題に近いため，鏡面構造をとると考えられることから，支柱で区切られる 1 ブロックを水室と仮定した。スロッシングは寸法が大きいものの方が，発生する液位上昇がより高くなることが知られているので，使用する貯水枠材の中でも最も大きな水室を構成する枠材を検討対象とした。




図－１　貯水槽断面図



図－２　貯水槽平面図

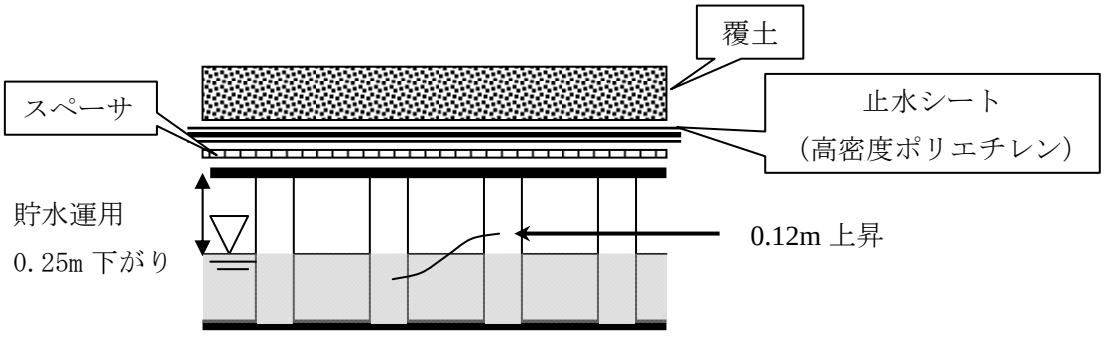
HL：静水時の水位　0.52m
　　（実運用の水位 0.27m）
D：水室の内径　0.545÷2m

(3) 評価結果

計算の結果は次の通り。

$\eta$ ：液位上昇量　＝　*0.12m*　（実運用水位も同値）

地下貯水槽は貯水枠上面より 0.25m 下がりで運用する計画であるので，0.12m の液位上昇があっても貯水槽外に溢水することはない。仮に液位が貯水枠上面を超えても止水シートが敷設されているので，溢水は防げるものと評価できる。




図－３　スロッシング時の水面変化

以上

# 円筒型タンク（1000m³容量）の基準地震動Ｓｓに対する耐震性評価結果

円筒型タンク（1000m³容量）は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のＢクラス相当の設備と位置づけられるが，当該タンクは大容量であり，設置数量も多く，且つ貯留している逆浸透膜装置の廃水は高濃度のストロンチウムが含まれているため，参考としてＳクラス相当の評価として，基準地震動に対する耐震性評価を実施する。

## １．解析方針

基準地震動Ｓｓによる地震力に対し，円筒型タンクの側板の座屈，側板及び接続ボルトの損傷の有無を評価することにより貯留機能が保持されることを確認する。解析には，汎用非線形構造解析システム　FINAS V20.1を使用し，タンクと内包水の弾塑性・大変形動的応答解析を実施する。解析モデルはタンク寸法を基に天板，側板，底板を４節点四辺形シェル要素でモデル化する。タンクの概略図を図－１，解析モデルを図－２，３に示す。

なお，応力等の算出及び評価は原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2008）を準用し，側板の座屈は座屈評価式を満足していること，側板は側板で発生する最大ミーゼス応力が許容値を満足していること，接続ボルトは接続ボルトで発生する最大引張応力が許容応力を満足していることを確認する。

## ２．解析に用いる入力地震動

円筒型タンクへの入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官19第603号　平成20年3月31日付け）にて作成した開放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ss-1，Ss-2，Ss-3を用いることとする。なお，評価に当たっては，これらの基準地震動のうち，タンクの固有周期で卓越する基準地震動Ss-1を使用する。

## ３．評価結果

評価結果を表－１，２に示す。また，側板に最大応力が発生した時の応力分布を図－４に示す。評価の結果，各評価部位の算出値は評価基準値以下となり，タンクの保持機能が確保されていることを確認した。

以上

表－１ タンク各部位の評価結果

（Ss-1による評価）

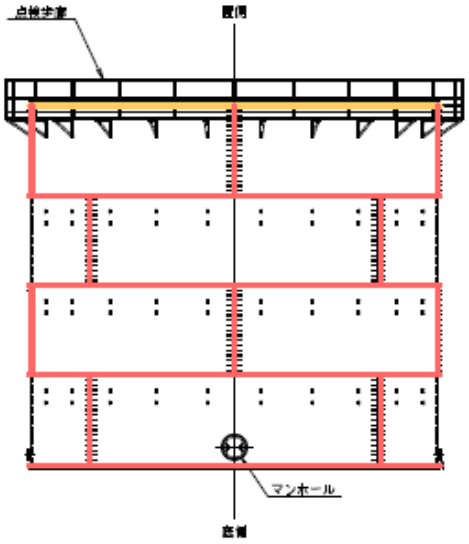
| 評価対象・部位 | 応力分類 | 評価結果 | | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| | | 算定値 | 評価基準値 | |
| 側板 | 膜応力 | 246MPa | 360 MPa | 図－４ |
| | 座屈 | 0.66 | 1 | 表－２ |
| 側板間連結ボルト（水平方向） | 引張 | 355MPa | 525 MPa | 最下端位置 |
| 側板間連結ボルト（鉛直方向） | 引張 | 506MPa | 525 MPa | 最下端位置 |

表－２ タンク側板の座屈評価結果

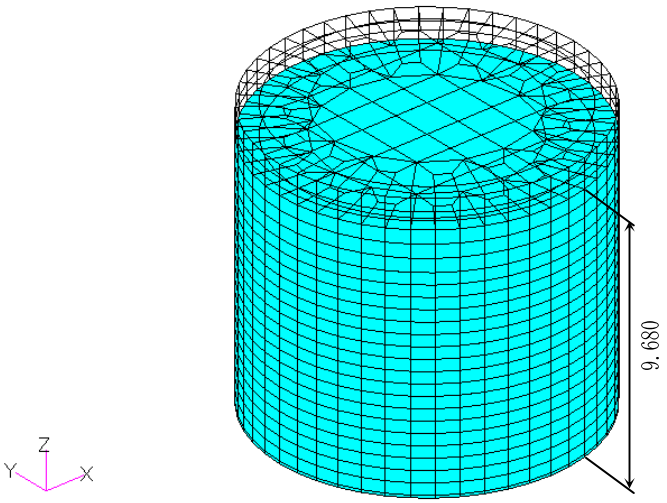
（Ss-1による評価）

| 発生最大平均軸圧縮応力 | 発生最大平均曲げ応力 | 軸圧縮に対する座屈応力 | 曲げモーメントに対する座屈応力 | 安全率 | 座屈評価値 |
|---|---|---|---|---|---|
| P/A［MPa］ | M/Z［MPa］ | fc［MPa］ | fb［MPa］ | $\alpha_B$ | （※） |
| 2.19 | 44.8 | 78.3 | 109 | 1.5 | 0.66 |

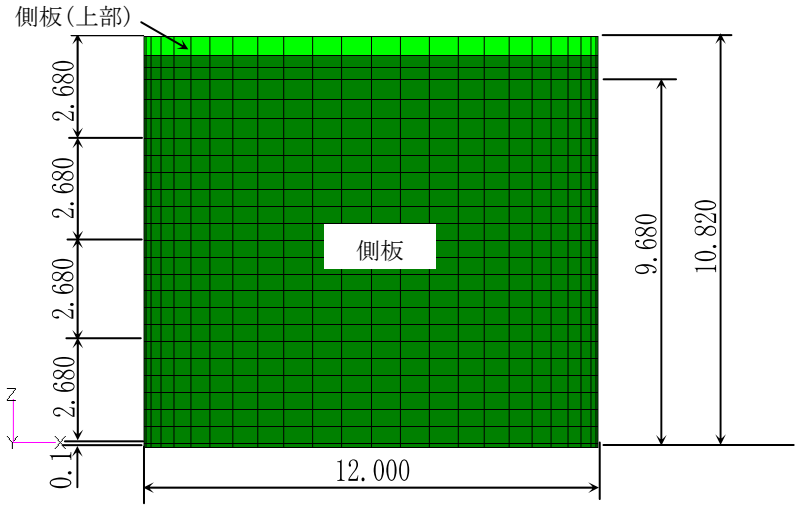
※JEAC4601-2008 より，座屈評価値 $\frac{\alpha_B(P/A)}{f_c}+\frac{\alpha_B(M/Z)}{f_b}$ が１を超えないことを確認する。



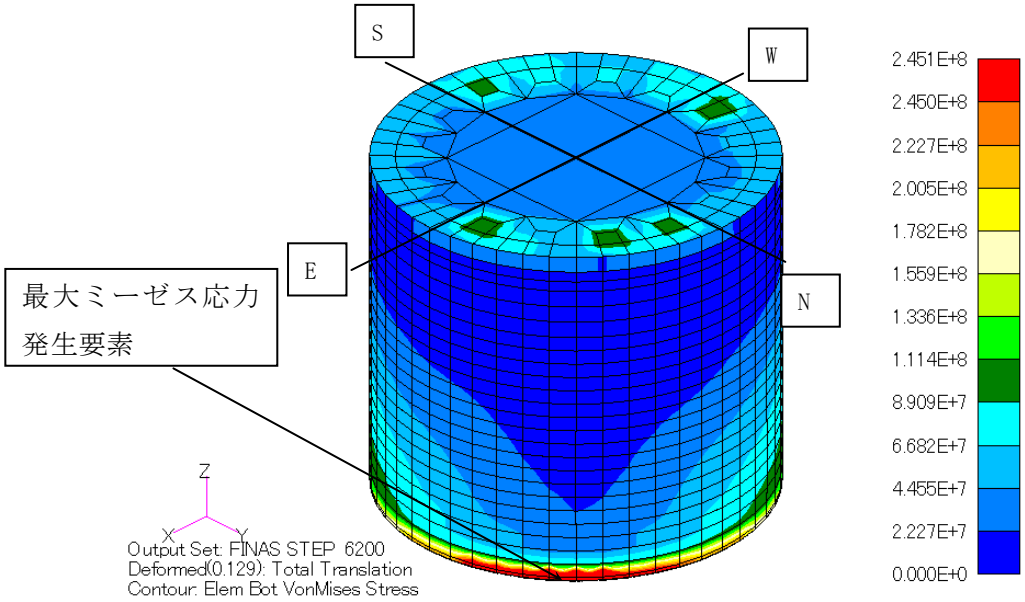

図－１　タンク概略図




図－２　解析モデル(鳥瞰図)　単位:m




図－３　解析モデル(側面図)　単位:m




図－４　ミーゼス応力分布（鳥瞰図）
(Ss-1　内面：31.00 秒時　単位:Pa)

添付資料－４

# 廃スラッジ一時保管施設の耐震性に関する検討結果

廃スラッジ一時保管施設を構成するスラッジ棟及び設備棟は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の建物と位置づけられるため，耐震 B クラスとしての評価を実施した。なお，参考として，廃スラッジ一時保管施設等は，高濃度の放射性物質を貯蔵することから参考としてＳクラス相当の評価を行う。

## 1. スラッジ棟の耐震性評価

### 1.1 スラッジ棟の耐震Ｂクラスに対する評価

#### 1.1.1. 評価方針

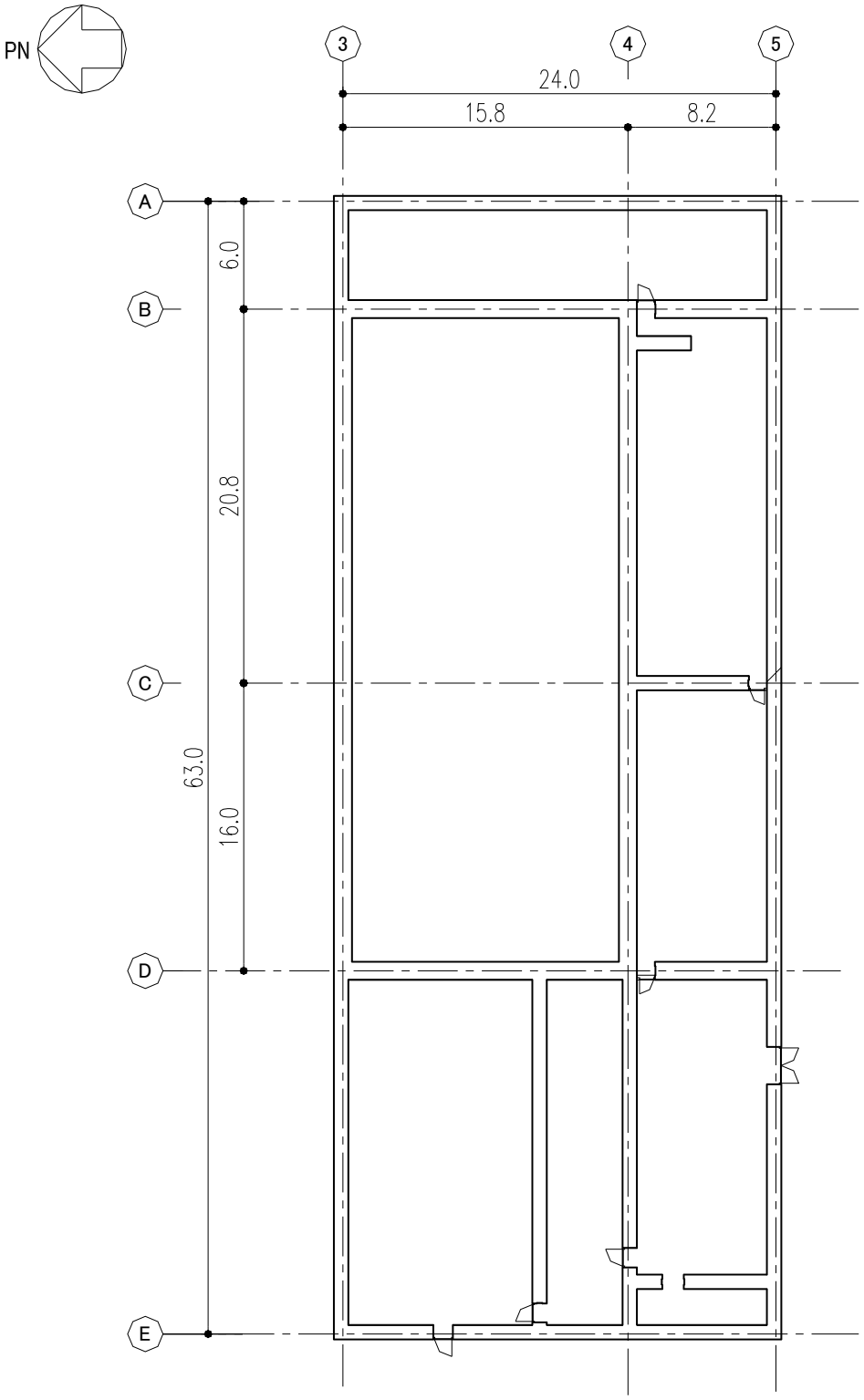
スラッジ棟は，地上１階建で平面が 24.8m（NS）×63.6m（EW）の鉄筋コンクリート造の建物である。基礎底面からの高さは 12.39mであり，地上高さは 11.09mである。

基礎スラブは厚さ 1.5mのべた基礎である。基礎スラブは，厚さ 2.8m～3.8mの改良地盤を介して，N 値 20 以上の地盤に支持させる。スラッジ棟の平面図及び断面図を図－１～図－４に示す。

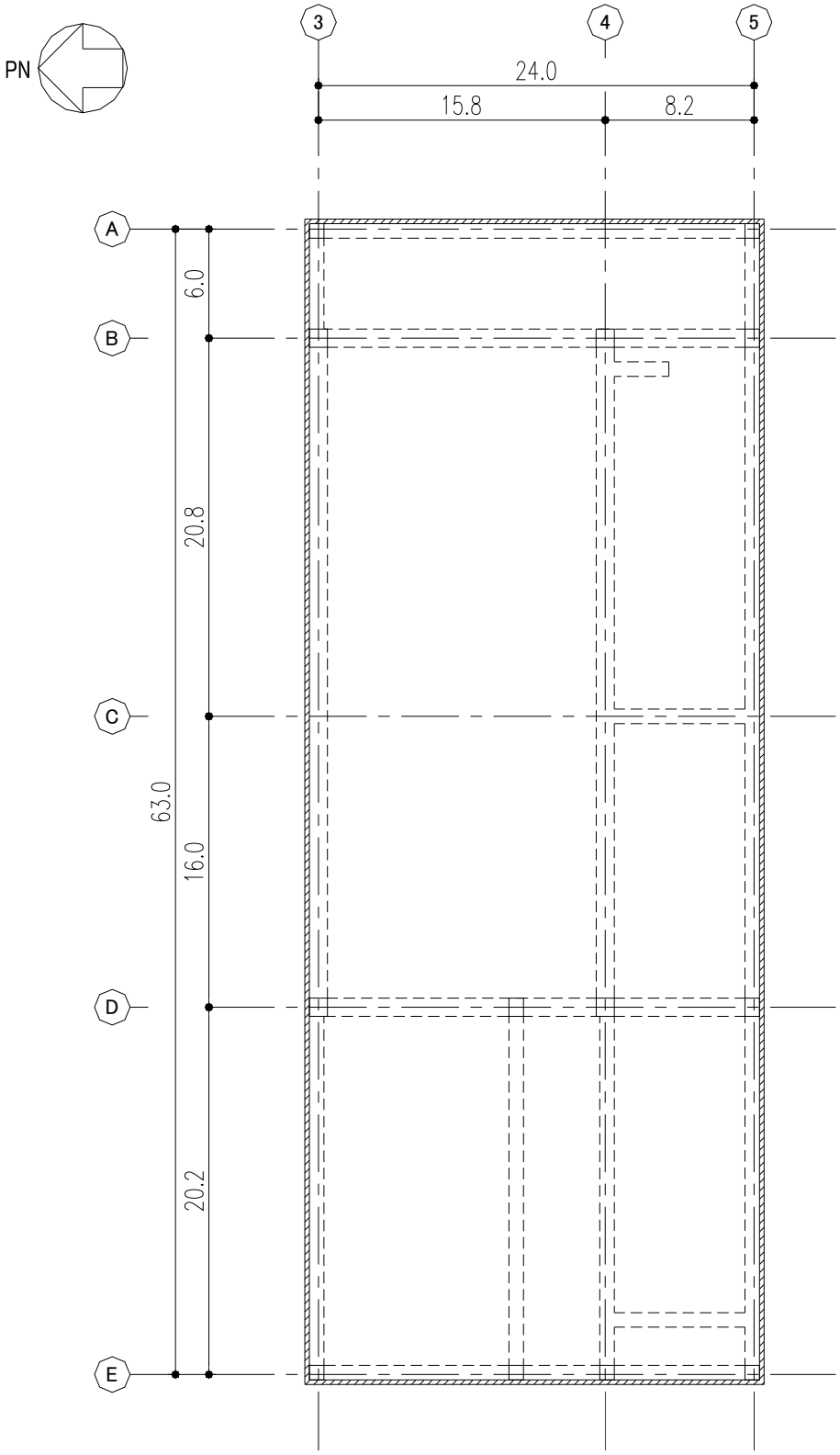
建屋の地震時の水平力は，耐震壁で負担する。なお，建屋内壁には開口が多いため外壁のみを耐震上有効な耐震壁とみなす。

耐震壁の評価は，地上 1 階の層せん断力係数として 0.3 を採用した場合の該当部位のせん断応力に対して行う。但し，耐震壁の設計用せん断力は，本建物の構造計算を NS，EW 方向ともに平成 19 年国土交通省告示第 593 号の構造計算（ルート 1）とするため，層せん断力係数 0.3 に相当する地震力に，耐力壁せん断力の割増し率 2.0（同告示による）を乗じて求める。耐震性の評価は，耐震壁の応力度を短期許容せん断応力度と比較することによって行うこととする。その際，地震時のせん断力はすべて鉄筋が負担するものとする。

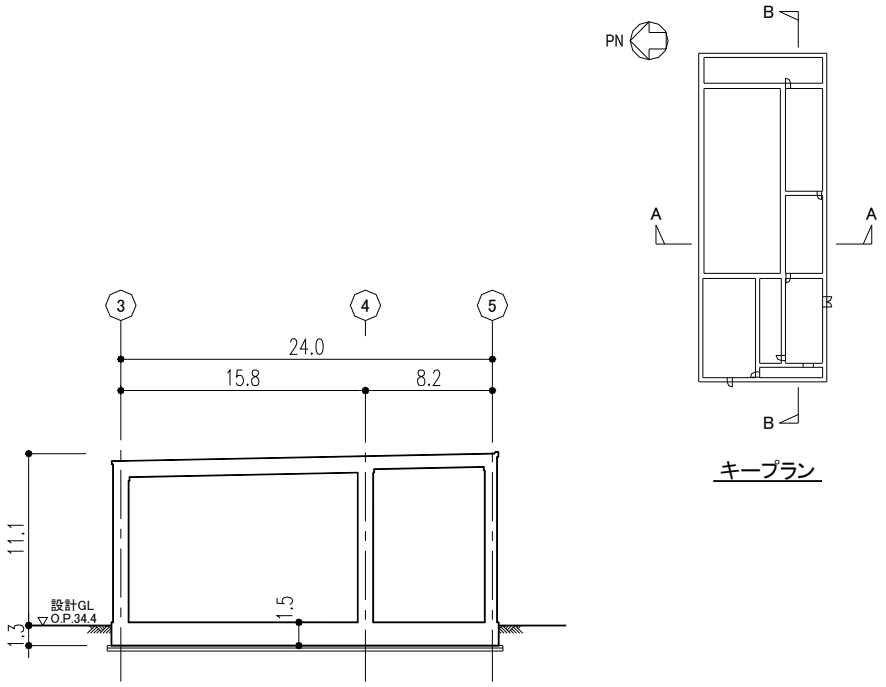
スラッジ棟の評価手順を図－５に示す。



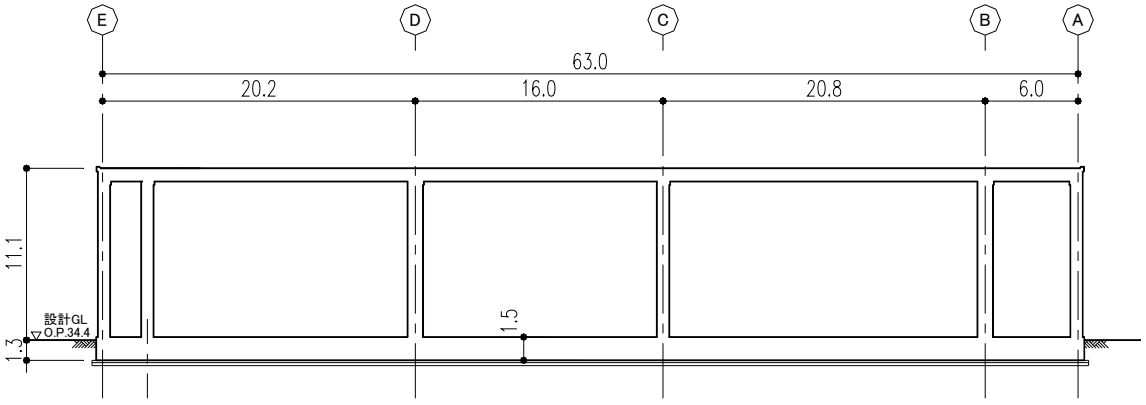

図－１　スラッジ棟　建屋平面図（0.P.34.6）（単位：m）



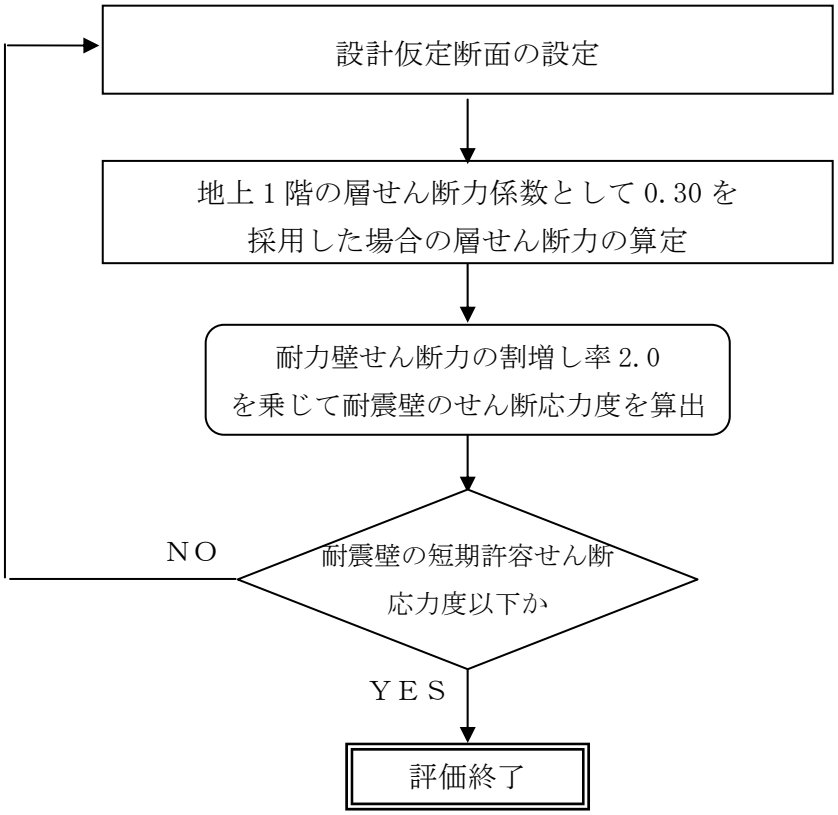

図－２　スラッジ棟　屋根平面図（O.P.45.5）（単位：m）




図－３　スラッジ棟　Ａ－Ａ断面図（NS 方向）（単位：m）




図－４　スラッジ棟　Ｂ－Ｂ断面図（EW 方向）（単位：m）




図－５　建屋の耐震安全性評価手順

1.1.2. 評価条件（検討に用いる層せん断力の設定）

層せん断力係数を 0.3 とした場合の層せん断力係数一覧を表－１に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表－２及び表－３に示す。

表－１　層せん断力係数一覧

| 0.P.<br>（m） | $W_i$<br>(kN) | 地震層せん断力係数<br>1.5・$C_i$（K） | | 設計用地震力（$S_B$）<br>（$\times 10^4$ kN） | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | NS | EW | NS | EW |
| 45.49～34.6 | 74,904 | 0.30 | | 2.25 | |

表－２　評価に用いるコンクリートの許容応力度

（単位：$N/mm^2$）

| 設計基準強度 | 短　　期 | | |
|---|---|---|---|
| | 圧　縮 | 引張り | せん断 |
| $F_c$＝30 | 20 | － | 1.18 |

表－３　評価に用いる鉄筋の許容応力度

（単位：$N/mm^2$）

| 鉄筋種類 | 短　　期 | |
|---|---|---|
| | 引張り及び圧縮 | せん断補強 |
| SD345 | 345 | 345 |

1.1.3. 評価結果

NS 方向と EW 方向は設計用地震力が同じであり，壁量の少ない NS 方向について検討する。

検討により求められた耐震壁のせん断応力度をもとに，地震時のせん断力をすべて鉄筋が負担するものとして求めた鉄筋の応力度を，鉄筋の短期許容せん断応力度と比較して表－４に示す。

表－４　耐震壁のせん断による鉄筋応力度

| 方向 | 耐震壁のせん断応力度(N/mm$^2$) | 鉄筋のせん断応力度(N/mm$^2$) | 鉄筋の短期許容せん断応力度(N/mm$^2$) |
|---|---|---|---|
| NS 方向 | 1.16 | 323 | 345 |

これより，耐震壁の鉄筋に生じるせん断応力度は，短期許容応力度以下となっており，耐震安全性は確保されている。

1.2 スラッジ棟の基準地震動 Ss に対する評価

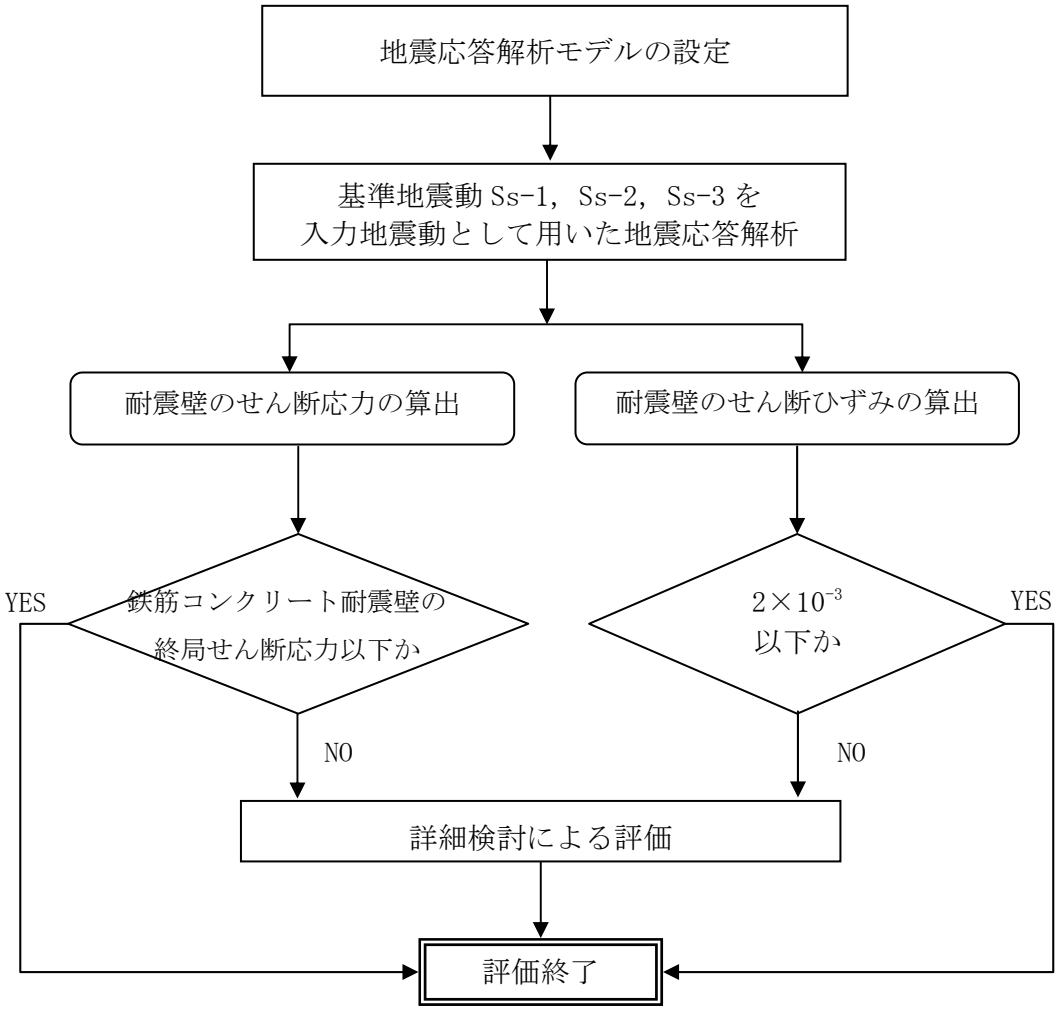
1.2.1. 解析評価方針

スラッジ棟について，基準地震動 Ss による地震力に対し，崩壊しないことを確認する。

解析モデルは，基礎及び地上階について機器を含む建屋全域を NS 方向，EW 方向とも１軸質点系モデルとする。

耐震壁の評価は，地震応答解析により得られた該当部位のせん断応力に対して，鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断応力と比較することによって行う。また，地震応答解析により得られたせん断ひずみについても確認を行うこととする。

スラッジ棟の地震応答解析の評価手順を，図－６に示す。

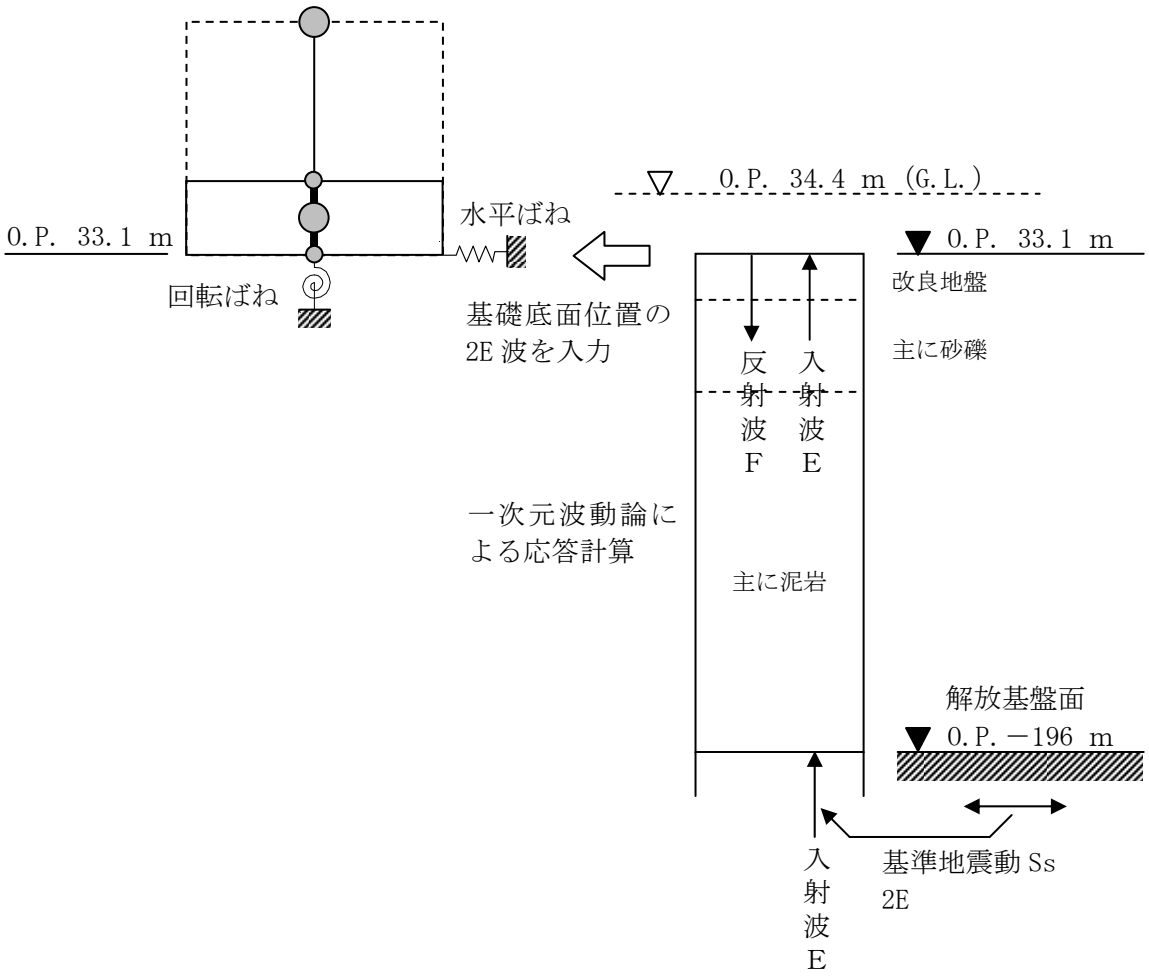



図－６　スラッジ棟の地震応答解析の評価手順

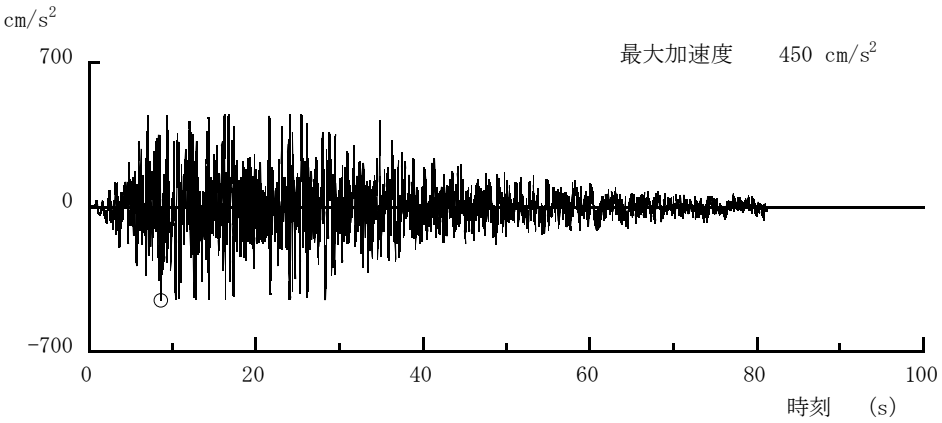
1.2.2. 解析に用いる入力地震動

スラッジ棟への入力地震動は,「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官 19 第 603 号　平成 20 年 3 月 31 日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 を用いることとする。

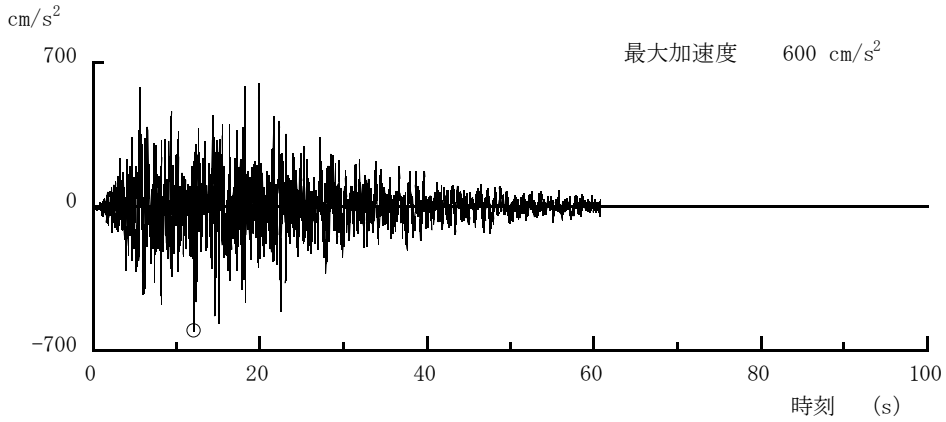
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図－7 に示す。このスラッジ棟の解析モデルは建屋－地盤相互作用を考慮したスウェイ・ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。このうち,解放基盤表面位置(0.P. -196.0m)における基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 の加速度波形について，図－8 に示す。



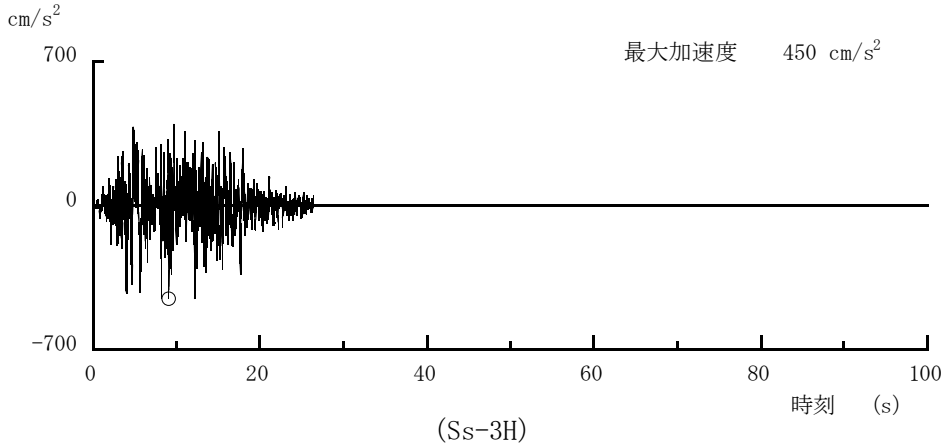

図－7　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図－８　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

1.2.3. 地震応答解析モデル

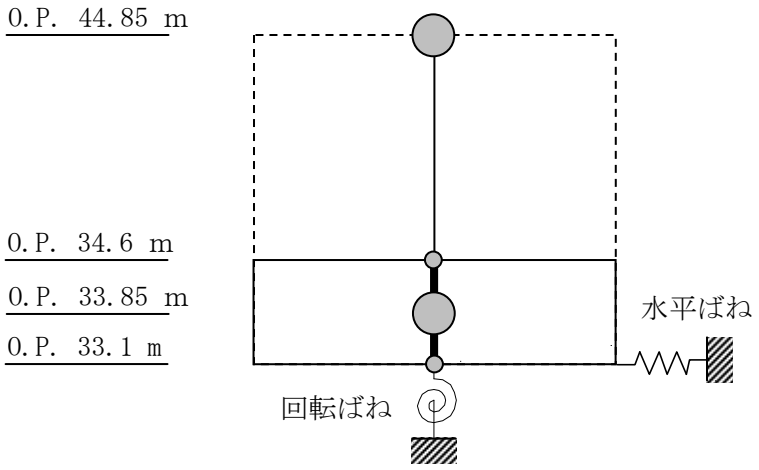
基準地震動 Ss に対するスラッジ棟建屋の地震応答解析は，「1.2.2.　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは，図－９に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねによって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表－５に，建屋解析モデルの諸元を表－６及び表－７に示す。

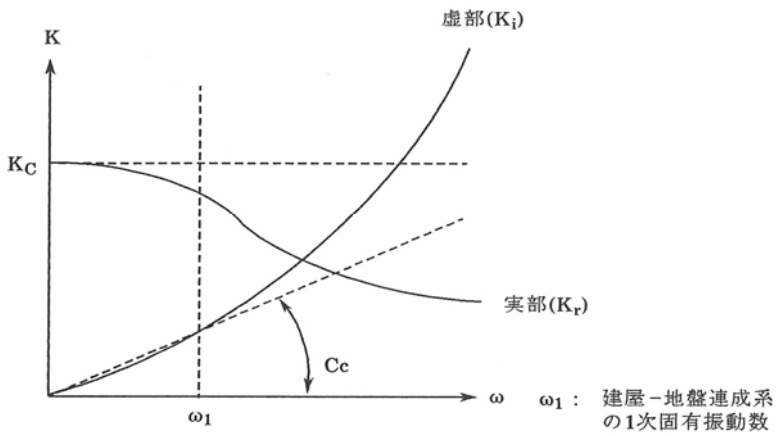
地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表－８～表－１０に示す。

水平方向の解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規定（以下，「耐震設計技術規定」という。）に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図－１０に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。




図－９　スラッジ棟建屋　地震応答解析モデル（NS 方向・EW 方向）




図－１０　地盤ばねの近似

表－５　地震応答解析に用いるコンクリートの物性値

| 材料 | 設計基準強度<br>Ｆｃ（N/mm$^2$） | ヤング係数<br>Ｅ（N/mm$^2$） | せん断弾性係数<br>Ｇ（N/mm$^2$） | 減衰定数<br>ｈ（％） |
|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 30 | $2.44\times10^4$ | $1.02\times10^4$ | 5 |

表－６　質点重量及び回転慣性重量

| | 重量（kN） | 回転慣性重量（$\times10^6$ kN･m$^2$） | |
|---|---|---|---|
| | | NS 方向 | EW 方向 |
| 0.P. 44.85 m | 74904 | 3.85 | 25.3 |
| 0.P. 33.85 m | 108739 | 5.59 | 36.7 |

表－７　せん断断面積及び断面二次モーメント

| | せん断断面積（m$^2$） | | 断面二次モーメント（m$^4$） | |
|---|---|---|---|---|
| | NS 方向 | EW 方向 | NS 方向 | EW 方向 |
| 0.P. 44.85 m～<br>0.P. 34.6 m | 38.8 | 105.5 | 4285 | 53300 |

表－８　地盤定数（Ss-1$_H$地震時）

| 標高<br>0.P.<br>（m） | 地層 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | P波速度<br>Vp<br>(m/s) | 密度<br>$\gamma$<br>(g/cm$^3$) | ポアソン<br>比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(N/mm$^2$) | 初期<br>減衰定数<br>$h_0$（%） | Ss-1$_H$地震時 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | | 剛性<br>低下率<br>$G/G_0$ | せん断<br>弾性係数<br>G (N/mm$^2$) | 減衰<br>定数<br>h （%） |
| 33.1 | 改良地盤 | 315 | 1606 | 1.59 | 0.480 | 158 | 3 | 0.55 | 87 | 7 |
| 30.3 | 段丘堆積物 | 315 | 1606 | 1.59 | 0.480 | 158 | 3 | 0.55 | 87 | 7 |
| 24.1 | 砂岩 | 380 | 1679 | 1.82 | 0.473 | 262 | 3 | 0.63 | 165 | 8 |
| 1.9 | 泥岩 | 450 | 1736 | 1.68 | 0.464 | 341 | 3 | 0.77 | 263 | 3 |
| －10.0 | 泥岩 | 500 | 1740 | 1.74 | 0.455 | 436 | 3 | 0.77 | 336 | 3 |
| －80.0 | 泥岩 | 560 | 1794 | 1.79 | 0.446 | 563 | 3 | 0.77 | 434 | 3 |
| －108.0 | 泥岩 | 600 | 1861 | 1.82 | 0.442 | 653 | 3 | 0.75 | 490 | 3 |
| －196.0 | 基盤 | 700 | 1895 | 1.89 | 0.421 | 924 | － | － | 924 | － |

表－９　地盤定数（$Ss-2_H$地震時）

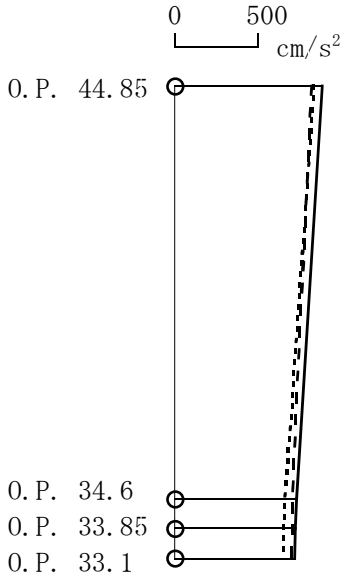
| 標高<br>0.P.<br>（m） | 地層 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | P波速度<br>Vp<br>(m/s) | 密度<br>$\gamma$<br>(g/cm$^3$) | ポアソン<br>比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(N/mm$^2$) | 初期<br>減衰定数<br>$h_0$（%） | $Ss-2_H$地震時 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | | 剛性<br>低下率<br>$G/G_0$ | せん断<br>弾性係数<br>G (N/mm$^2$) | 減衰<br>定数<br>h （%） |
| 33.1 | 改良地盤 | 315 | 1606 | 1.59 | 0.480 | 158 | 3 | 0.54 | 85 | 7 |
| 30.3 | 段丘堆積物 | 315 | 1606 | 1.59 | 0.480 | 158 | 3 | 0.54 | 85 | 7 |
| 24.1 | 砂岩 | 380 | 1679 | 1.82 | 0.473 | 262 | 3 | 0.64 | 168 | 8 |
| 1.9 | 泥岩 | 450 | 1736 | 1.68 | 0.464 | 341 | 3 | 0.79 | 269 | 3 |
| －10.0 | 泥岩 | 500 | 1740 | 1.74 | 0.455 | 436 | 3 | 0.78 | 340 | 3 |
| －80.0 | 泥岩 | 560 | 1794 | 1.79 | 0.446 | 563 | 3 | 0.81 | 456 | 3 |
| －108.0 | 泥岩 | 600 | 1861 | 1.82 | 0.442 | 653 | 3 | 0.81 | 529 | 3 |
| －196.0 | 基盤 | 700 | 1895 | 1.89 | 0.421 | 924 | － | － | 924 | － |

表－１０　地盤定数（$Ss-3_H$地震時）

| 標高<br>0.P.<br>（m） | 地層 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | P波速度<br>Vp<br>(m/s) | 密度<br>$\gamma$<br>($g/cm^3$) | ポアソン<br>比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>($N/mm^2$) | 初期<br>減衰定数<br>$h_0$（%） | $Ss-3_H$地震時 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | | 剛性<br>低下率<br>$G/G_0$ | せん断<br>弾性係数<br>G ($N/mm^2$) | 減衰<br>定数<br>h （%） |
| 33.1 | 改良地盤 | 315 | 1606 | 1.59 | 0.480 | 158 | 3 | 0.56 | 88 | 7 |
| 30.3 | 段丘堆積物 | 315 | 1606 | 1.59 | 0.480 | 158 | 3 | 0.56 | 88 | 7 |
| 24.1 | 砂岩 | 380 | 1679 | 1.82 | 0.473 | 262 | 3 | 0.66 | 173 | 7 |
| 1.9 | 泥岩 | 450 | 1736 | 1.68 | 0.464 | 341 | 3 | 0.79 | 269 | 3 |
| －10.0 | 泥岩 | 500 | 1740 | 1.74 | 0.455 | 436 | 3 | 0.77 | 336 | 3 |
| －80.0 | 泥岩 | 560 | 1794 | 1.79 | 0.446 | 563 | 3 | 0.73 | 411 | 3 |
| －108.0 | 泥岩 | 600 | 1861 | 1.82 | 0.442 | 653 | 3 | 0.77 | 503 | 3 |
| －196.0 | 基盤 | 700 | 1895 | 1.89 | 0.421 | 924 | － | － | 924 | － |

1.2.4. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を図－１１及び図－１２に示す。

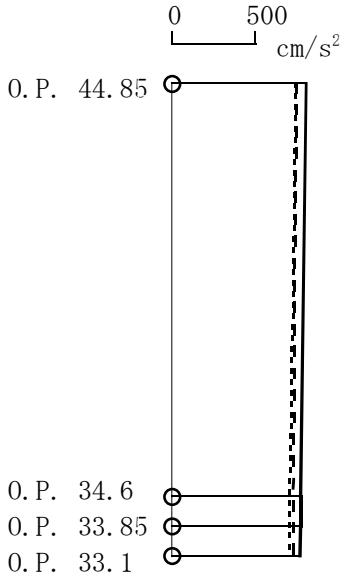



Ss－1H
Ss－2H
Ss－3H

(単位：cm/s²)

| | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H |
|---|---|---|---|
| 0.P. 44.85 | 882 | 820 | 832 |
| 0.P. 34.6 | 728 | 704 | 659 |
| 0.P. 33.85 | 722 | 700 | 653 |
| 0.P. 33.1 | 716 | 697 | 646 |

図－１１　最大応答加速度（NS方向）




Ss－1H
Ss－2H
Ss－3H

(単位：cm/s²)

| | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H |
|---|---|---|---|
| 0.P. 44.85 | 802 | 746 | 742 |
| 0.P. 34.6 | 770 | 727 | 702 |
| 0.P. 33.85 | 769 | 726 | 701 |
| 0.P. 33.1 | 768 | 726 | 700 |

図－１２　最大応答加速度（EW方向）

1.2.5. 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られたせん断応力を，鉄筋コンクリート壁の終局せん断応力と併せて表－１１に示す。これより，地震応答解析による応答せん断応力は鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断応力を下回っている。

また，地震応答解析により得られたせん断ひずみを，壁のひずみの許容限界目安値と併せて表－１２に示す。せん断ひずみは耐震設計技術規程に基づく許容限界の目安値（$\gamma=2.0\times10^{-3}$）に対して十分な安全裕度を有している。

以上のことから，Ss 地震に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

表－１１　せん断応力

| | NS 方向 | | EW 方向 | |
|---|---|---|---|---|
| | せん断応力*1 ($N/mm^2$) | 終局せん断応力*2 ($N/mm^2$) | せん断応力*1 ($N/mm^2$) | 終局せん断応力*2 ($N/mm^2$) |
| 0.P. 44.85 ～0.P. 34.6 | 1.74 | 4.42 | 0.58 | 4.27 |

注記*1：　$Ss\text{-}1_H$，$Ss\text{-}2_H$，$Ss\text{-}3_H$の応答の最大値を示す。

注記*2：　耐震設計技術規程に基づき，鉄筋コンクリート耐震壁のスケルトンカーブの終局時せん断応力 $\tau_u$を示す。

表－１２　せん断ひずみ度

| | NS 方向*1 ($\times10^{-3}$) | EW 方向*1 ($\times10^{-3}$) | 許容限界の目安値（$\times10^{-3}$） |
|---|---|---|---|
| 0.P. 44.85 ～0.P. 34.6 | 0.171 | 0.057 | 2.0 |

注記＊１：　$Ss\text{-}1_H$，$Ss\text{-}2_H$，$Ss\text{-}3_H$の応答の最大値を示す。

2. 設備棟の耐震性評価

2.1 設備棟の耐震Bクラスに対する評価

2.1.1. 評価方針

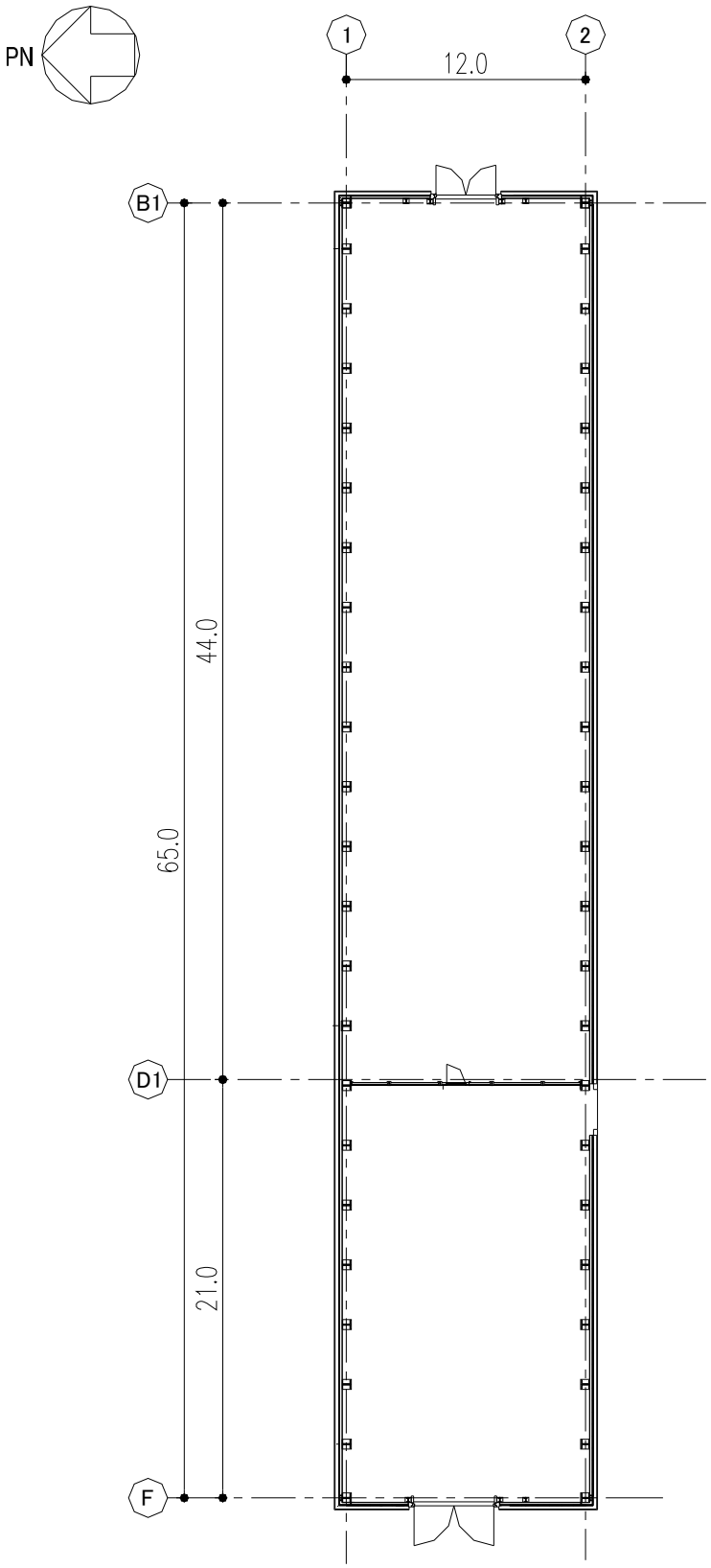
設備棟は，地上１階建で平面が 12.0m×65.0mの鉄骨造の建物である。基礎底面からの高さは7.4mであり，地上高さは6.6mである。

基礎スラブは厚さ1.0mのべた基礎である。基礎スラブは，厚さ3.3mの改良地盤を介して，N値20以上の地盤に支持させる。設備棟の平面図及び断面図を図－１３～図－１６に示す。

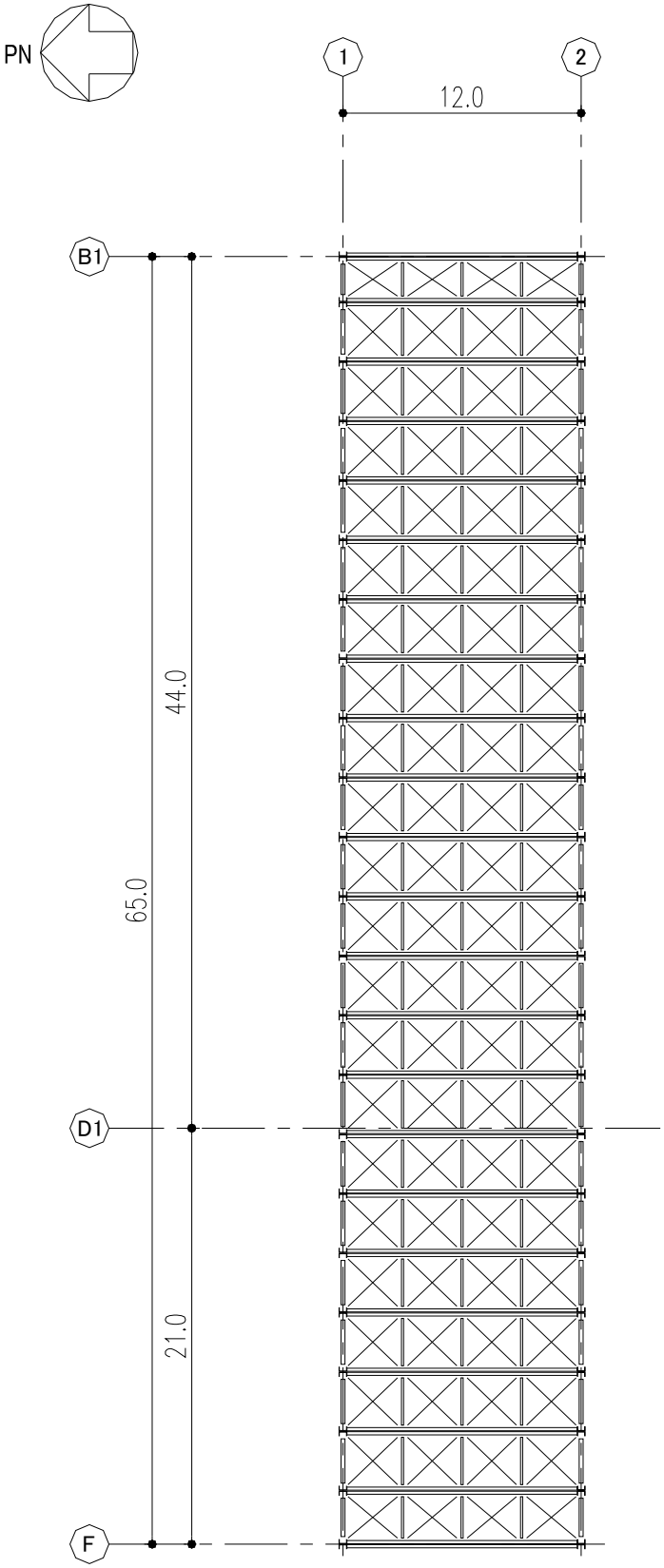
建屋の地震時の水平力に対して，NS方向は純ラーメン構造，EW方向はブレース構造とする。

耐震性の評価は，地上1階の層せん断力係数として0.3を採用した場合の該当部位の応力に対して行う。但し，断面算定に用いる地震荷重時応力は，余裕を見て設計用地震力に対する応力の1.0/0.3倍とする。（層せん断力係数1.0に相当）

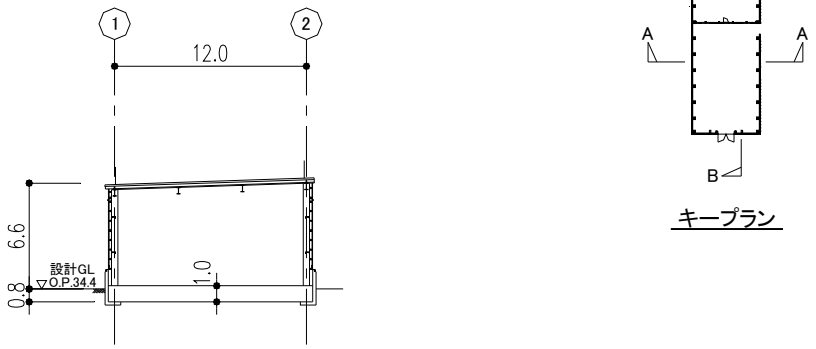
設備棟の評価手順を図－１７に示す。



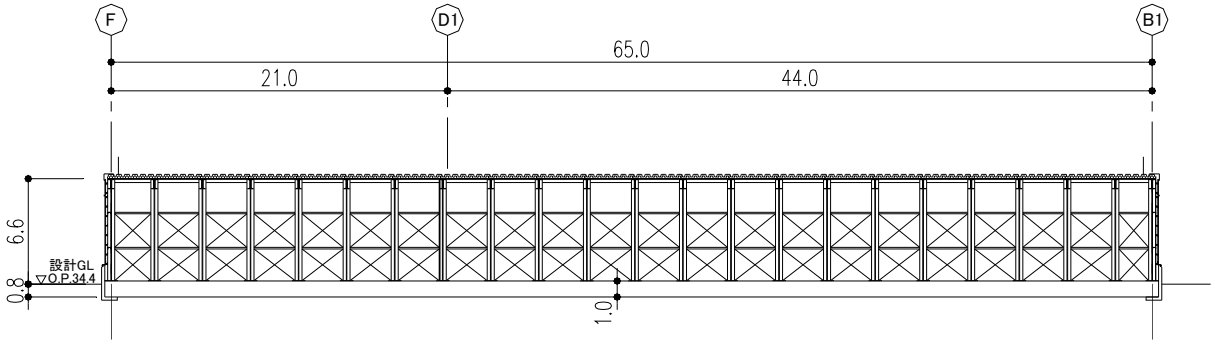

図－１３　設備棟　建屋平面図（0.P.34.6）（単位：m）



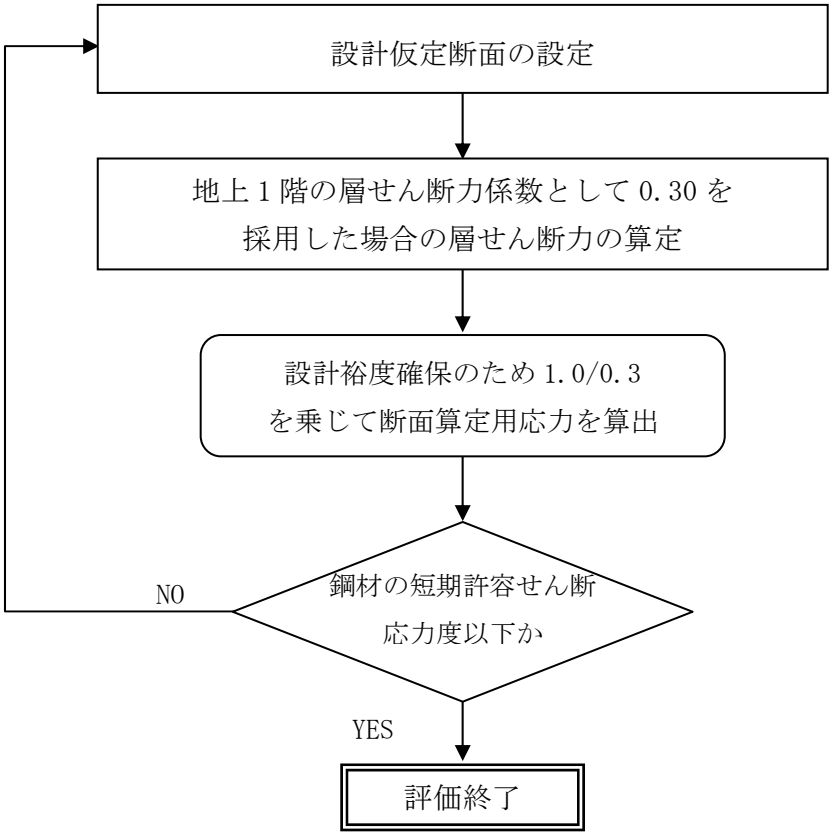

図－１４　設備棟　屋根平面図（0.P.41.0）（単位：m）




図－１５　設備棟　Ａ－Ａ断面図（NS 方向）（単位：m）




図－１６　設備棟　Ｂ－Ｂ断面図（EW 方向）（単位：m）




図－１７　建屋の耐震安全性評価手順

2.1.2. 評価条件（検討に用いる層せん断力の設定）

層せん断力係数を 0.3 とした場合の層せん断力係数一覧を表－１３に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表－１４に示す。

表－１３　層せん断力係数一覧

| 0.P.<br>（m） | $W_i$<br>(kN) | 地震層せん断力係数<br>1.5・$C_i$（K） | | 設計用地震力（$S_B$）<br>（$\times 10^2$ kN） | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | NS | EW | NS | EW |
| 41.0～34.6 | 2,560 | 0.30 | | 7.68 | |

表－１４　構造用鋼材の許容応力度

（単位：$N/mm^2$）

| | 板厚 | 材料 | 基準強度<br>F | 許容応力度 |
|---|---|---|---|---|
| 構造用鋼材 | t ≦40 mm | SS400 | 235 | 「鋼構造設計規準」に従って左記Ｆの値により求める。 |
| | t ≦40 mm | SM490A<br>SN490B | 325 | |

2.1.3. 評価結果

NS 方向については，スパン方向の大梁及び柱を線材置換し，柱脚部にはその固定度を考慮した回転ばねを付したモデルにより部材応力を評価する。

EW 方向については，桁行方向の大梁，柱及びブレースを線材置換し，柱脚をピンとしたモデルにより部材応力を評価する。なお，ブレースは引張力に対してのみ有効とする。

検討により求められた鉄骨部材の応力を，短期許容応力度と比較して表－１５に示す。

表－１５　鉄骨部材の応力と短期許容応力度

| 部　材 | 方向 | 応力 ($N/mm^2$) | 短期許容応力度 ($N/mm^2$) | 応力/許容応力度比 |
|---|---|---|---|---|
| 大梁 | NS | 55.5<br>(曲げ) | 250<br>(曲げ) | 0.22 |
| 柱 | NS | 69.8<br>(曲げ) | 214<br>(曲げ) | 0.34<br>(軸力と曲げの組み合わせ) |
| | | 3.85<br>(軸力（圧縮)) | 292<br>(軸力（圧縮)) | |
| | EW | 105.2<br>(曲げ) | 325<br>(曲げ) | 0.36<br>(軸力と曲げの組み合わせ) |
| | | 11.7<br>(軸力（圧縮)) | 292<br>(軸力（圧縮)) | |
| ブレース | EW | 149<br>(引張) | 235<br>(引張) | 0.64 |

これより，鉄骨部材に生じる応力は，短期許容応力度以下となっており，耐震安全性は確保されている。

2.2 設備棟の基準地震動 Ss に対する評価

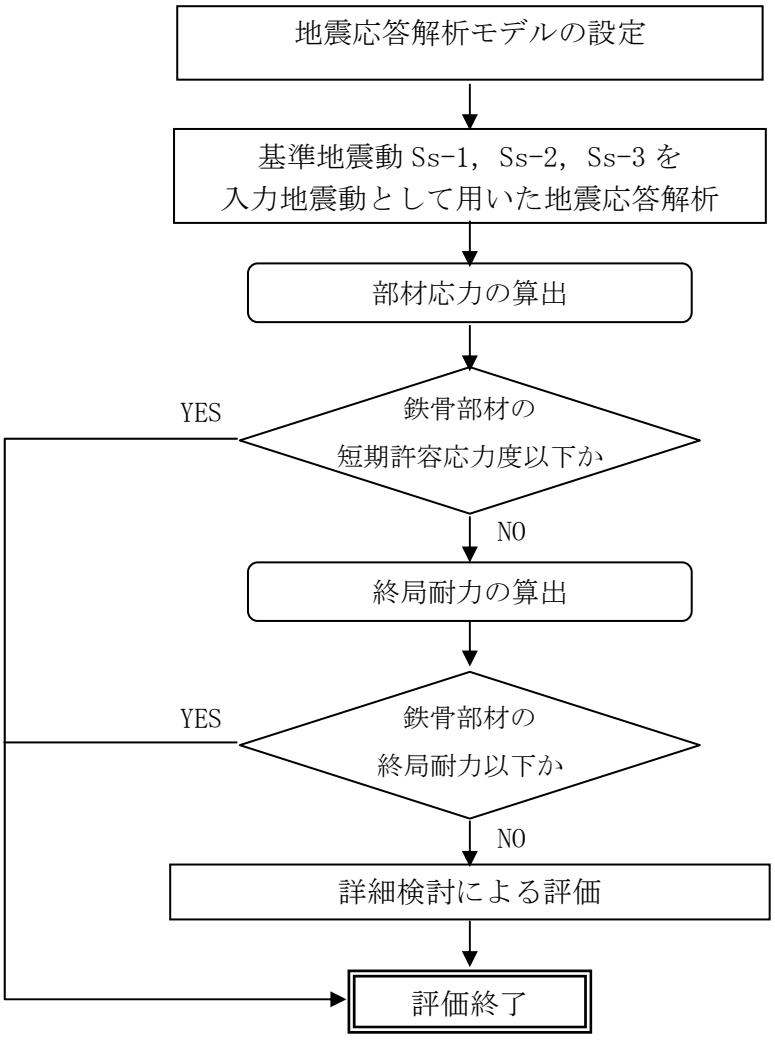
2.2.1. 解析評価方針

設備棟について，基準地震動 Ss による地震力に対し，崩壊しないことを確認する。

解析モデルは，基礎及び地上階について機器を含む建屋全域を NS 方向，EW 方向とも１軸質点系モデルとする。

鉄骨部材の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の応力に対して，鉄骨部材の終局耐力と比較することによって行う。終局耐力は，地震応答解析により得られた層間変形角も考慮して算定することとする。但し，部材応力が鋼材の短期許容応力度以下である場合は，終局耐力との比較を省略する。

設備棟の地震応答解析の評価手順を，図－１８に示す。

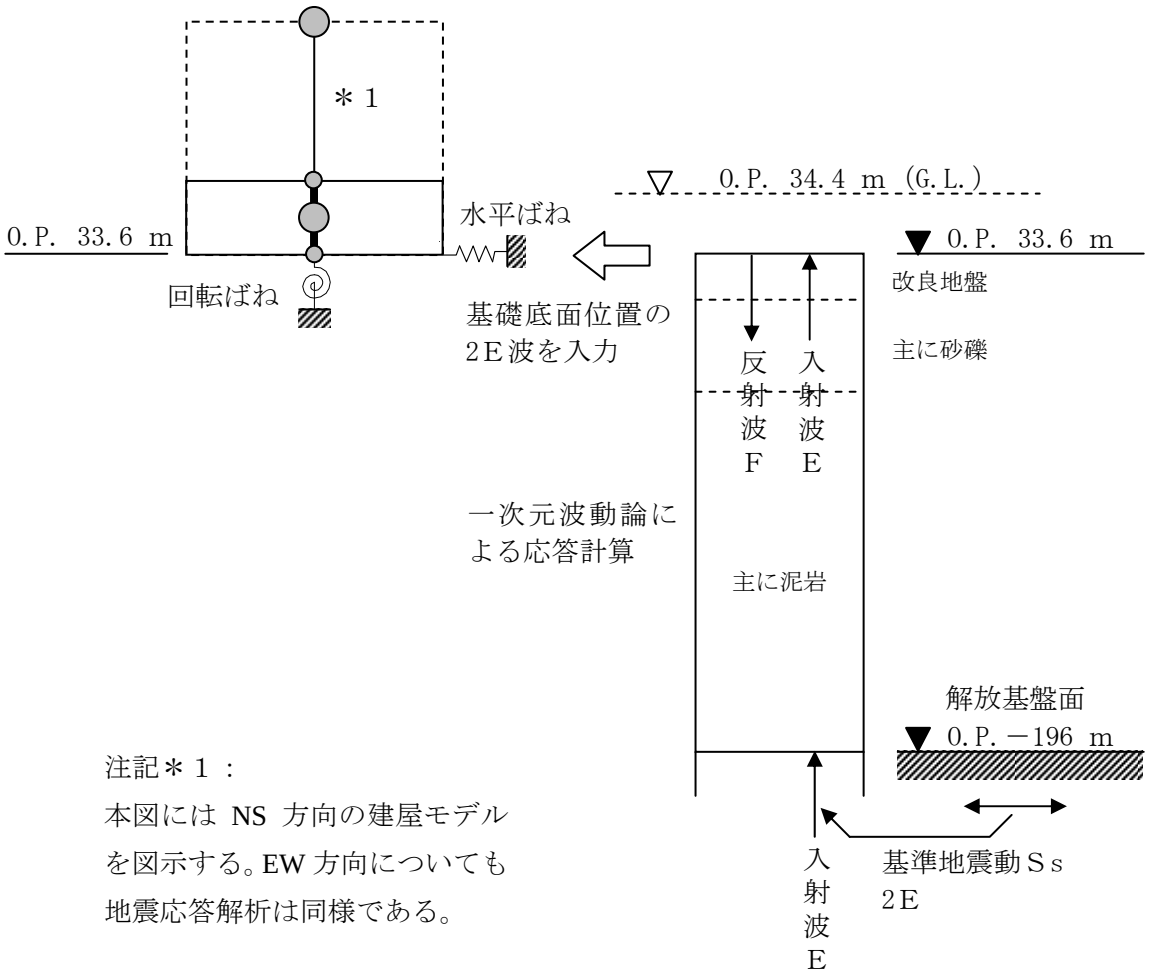



図－１８　設備棟建屋の地震応答解析の評価手順

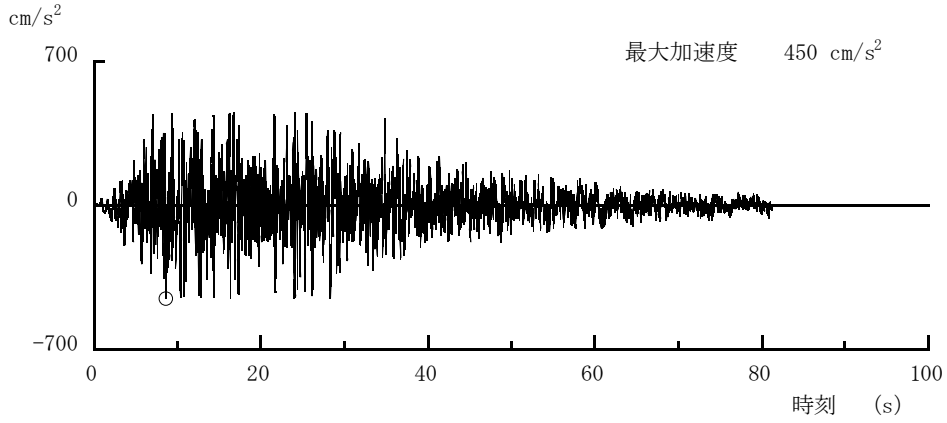
2.2.2. 解析に用いる入力地震動

設備棟建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官 19 第 603 号　平成 20 年 3 月 31 日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 を用いることとする。

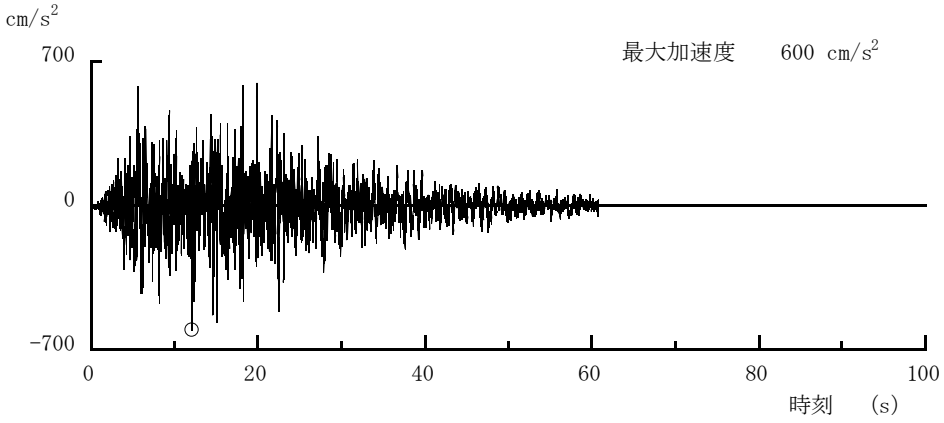
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図－１９に示す。この設備棟建屋の解析モデルは建屋－地盤相互作用を考慮したスウェイ･ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。このうち，解放基盤表面位置（0.P. -196.0m）における基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 の加速度波形について，図－２０に示す。



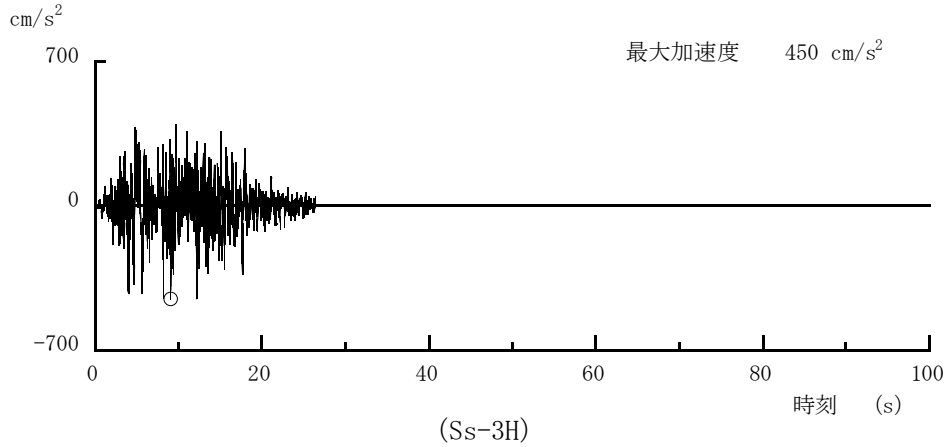

図－１９　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図－２０　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.2.3. 地震応答解析モデル

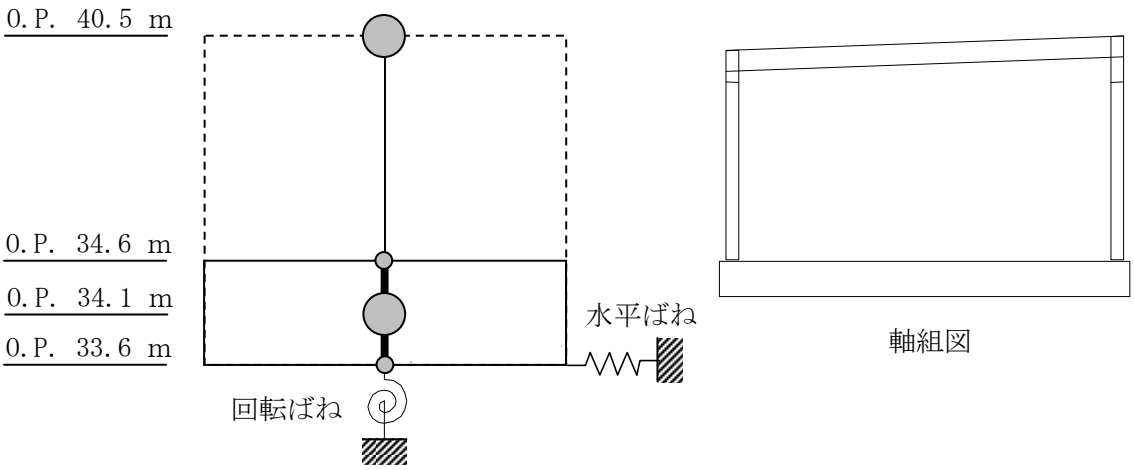
基準地震動 Ss に対する設備棟建屋の地震応答解析は，「2.2.2. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは，図－２１及び図－２２に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねによって評価される。解析に用いる鋼材の物性値を表－１６に，建屋解析モデルの諸元を表－１７～表－２０に示す。

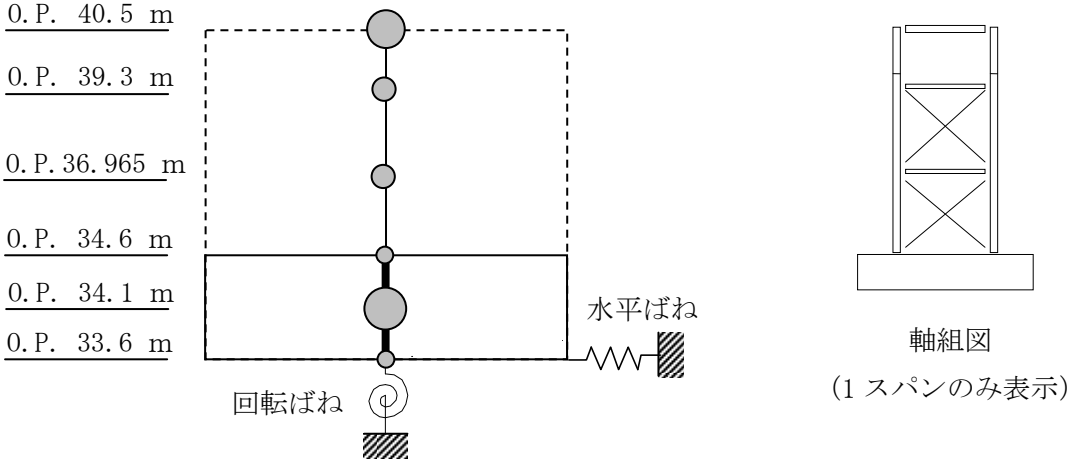
地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表－２１～表－２３に示す。

水平方向の解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，耐震設計技術規程に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

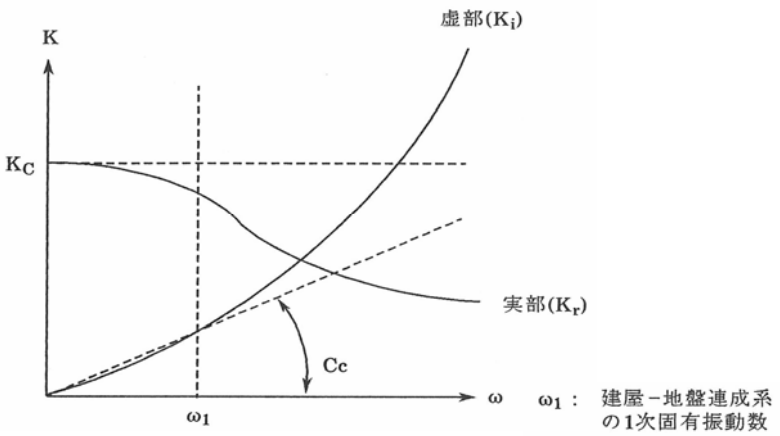
地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図－２３に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。




図－２１　設備棟建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）




図－２２　設備棟建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）




図－２３　地盤ばねの近似

表－１６　地震応答解析に用いる鋼材の物性値

| 材料 | 基準強度<br>F （N/mm$^2$） | ヤング係数<br>E （N/mm$^2$） | せん断弾性係数<br>G （N/mm$^2$） | 減衰定数<br>h （%） |
|---|---|---|---|---|
| 構造用鋼材 | 325 | $2.05\times10^5$ | $7.90\times10^4$ | 2 |

表－１７　質点重量及び回転慣性重量（NS 方向）

| | 重量（kN） | 回転慣性重量（$\times10^4$ kN･m$^2$） |
|---|---|---|
| 0.P. 40.5 m | 2560 | 3.08 |
| 0.P. 34.1 m | 25360 | 34.8 |

表－１８　質点重量及び回転慣性重量（EW 方向）

| | 重量（kN） | 回転慣性重量（$\times10^4$ kN･m$^2$） |
|---|---|---|
| 0.P. 40.5 m | 2170 | 76.4 |
| 0.P. 39.3 m | 313 | 14.5 |
| 0.P.36.965 m | 414 | 19.1 |
| 0.P. 34.1 m | 25023 | 903.0 |

表－１９　せん断断面積及び断面二次モーメント（NS 方向）

| | せん断断面積[*3]（$\times 10^{-2}m^2$） |
|---|---|
| 0.P. 40.5 m～0.P. 34.6 m | 0.94 |

注記*3：　建屋と水平剛性が等価な鋼材のせん断断面積。

表－２０　せん断断面積及び断面二次モーメント（EW 方向）

| | せん断断面積[*4]（$\times 10^{-2}m^2$） |
|---|---|
| 0.P. 40.5 m ～ 0.P. 39.3 m | 5.48 |
| 0.P. 39.3 m ～ 0.P.36.965 m | 5.29 |
| 0.P.36.965 m ～ 0.P. 34.6 m | 5.29 |

注記*4：　建屋と水平剛性が等価な鋼材のせん断断面積。

表－２１　地盤定数（$Ss-1_H$地震時）

| 標高 0.P.（m） | 地層 | S波速度 Vs（m/s） | P波速度 Vp（m/s） | 密度 γ（g/cm$^3$） | ポアソン比 ν | 初期せん断弾性係数 $G_0$（N/mm$^2$） | 初期減衰定数 $h_0$（%） | $Ss-1_H$地震時 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | | 剛性低下率 $G/G_0$ | せん断弾性係数 G（N/mm$^2$） | 減衰定数 h（%） |
| 33.6 | 改良地盤 | 315 | 1606 | 1.59 | 0.480 | 158 | 3 | 0.55 | 87 | 7 |
| 30.3 | 段丘堆積物 | 315 | 1606 | 1.59 | 0.480 | 158 | 3 | 0.55 | 87 | 7 |
| 24.1 | 砂岩 | 380 | 1679 | 1.82 | 0.473 | 262 | 3 | 0.63 | 165 | 8 |
| 1.9 | 泥岩 | 450 | 1736 | 1.68 | 0.464 | 341 | 3 | 0.77 | 263 | 3 |
| －10.0 | 泥岩 | 500 | 1740 | 1.74 | 0.455 | 436 | 3 | 0.77 | 336 | 3 |
| －80.0 | 泥岩 | 560 | 1794 | 1.79 | 0.446 | 563 | 3 | 0.77 | 434 | 3 |
| －108.0 | 泥岩 | 600 | 1861 | 1.82 | 0.442 | 653 | 3 | 0.75 | 490 | 3 |
| －196.0 | 基盤 | 700 | 1895 | 1.89 | 0.421 | 924 | － | － | 924 | － |

表－２２　地盤定数（$Ss-2_H$地震時）

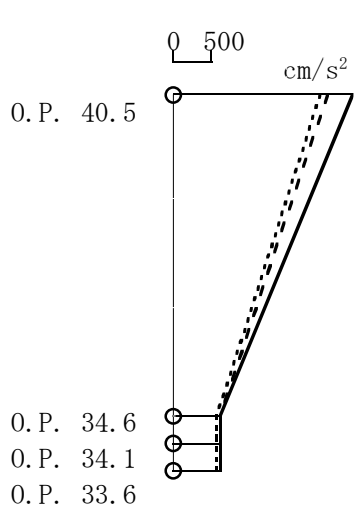
| 標高 0.P.（m） | 地層 | S波速度 Vs（m/s） | P波速度 Vp（m/s） | 密度 γ（g/cm$^3$） | ポアソン比 ν | 初期せん断弾性係数 $G_0$（N/mm$^2$） | 初期減衰定数 $h_0$（%） | $Ss-2_H$地震時 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | | 剛性低下率 $G/G_0$ | せん断弾性係数 G（N/mm$^2$） | 減衰定数 h（%） |
| 33.6 | 改良地盤 | 315 | 1606 | 1.59 | 0.480 | 158 | 3 | 0.54 | 85 | 7 |
| 30.3 | 段丘堆積物 | 315 | 1606 | 1.59 | 0.480 | 158 | 3 | 0.54 | 85 | 7 |
| 24.1 | 砂岩 | 380 | 1679 | 1.82 | 0.473 | 262 | 3 | 0.64 | 168 | 8 |
| 1.9 | 泥岩 | 450 | 1736 | 1.68 | 0.464 | 341 | 3 | 0.79 | 269 | 3 |
| －10.0 | 泥岩 | 500 | 1740 | 1.74 | 0.455 | 436 | 3 | 0.78 | 340 | 3 |
| －80.0 | 泥岩 | 560 | 1794 | 1.79 | 0.446 | 563 | 3 | 0.81 | 456 | 3 |
| －108.0 | 泥岩 | 600 | 1861 | 1.82 | 0.442 | 653 | 3 | 0.81 | 529 | 3 |
| －196.0 | 基盤 | 700 | 1895 | 1.89 | 0.421 | 924 | － | － | 924 | － |

表－２３　地盤定数（$Ss-3_H$地震時）

| 標高 0.P.（m） | 地層 | S波速度 Vs（m/s） | P波速度 Vp（m/s） | 密度 γ（g/cm³） | ポアソン比 ν | 初期せん断弾性係数 $G_0$（N/mm²） | 初期減衰定数 $h_0$（%） | $Ss-3_H$地震時 剛性低下率 $G/G_0$ | $Ss-3_H$地震時 せん断弾性係数 G（N/mm²） | $Ss-3_H$地震時 減衰定数 h（%） |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 33.6 | 改良地盤 | 315 | 1606 | 1.59 | 0.480 | 158 | 3 | 0.56 | 88 | 7 |
| 30.3 | 段丘堆積物 | 315 | 1606 | 1.59 | 0.480 | 158 | 3 | 0.56 | 88 | 7 |
| 24.1 | 砂岩 | 380 | 1679 | 1.82 | 0.473 | 262 | 3 | 0.66 | 173 | 7 |
| 1.9 | 泥岩 | 450 | 1736 | 1.68 | 0.464 | 341 | 3 | 0.79 | 269 | 3 |
| －10.0 | 泥岩 | 500 | 1740 | 1.74 | 0.455 | 436 | 3 | 0.77 | 336 | 3 |
| －80.0 | 泥岩 | 560 | 1794 | 1.79 | 0.446 | 563 | 3 | 0.73 | 411 | 3 |
| －108.0 | 泥岩 | 600 | 1861 | 1.82 | 0.442 | 653 | 3 | 0.77 | 503 | 3 |
| －196.0 | 基盤 | 700 | 1895 | 1.89 | 0.421 | 924 | － | － | 924 | － |

2.2.4. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を図－２４及び図－２５に示す。

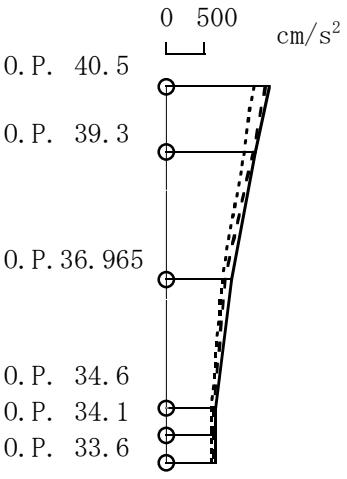



Ss－1H
Ss－2H
Ss－3H

(単位：cm/s²)

| | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H |
|---|---|---|---|
| 0.P. 40.5 | 2382 | 2052 | 1950 |
| 0.P. 34.6 | 619 | 620 | 569 |
| 0.P. 34.1 | 619 | 620 | 569 |
| 0.P. 33.6 | 619 | 620 | 570 |

図－２４　最大応答加速度（NS方向）




Ss－1H
Ss－2H
Ss－3H

(単位：cm/s²)

| | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H |
|---|---|---|---|
| 0.P. 40.5 | 1364 | 1314 | 1167 |
| 0.P. 39.3 | 1177 | 1150 | 1035 |
| 0.P.36.965 | 867 | 780 | 737 |
| 0.P. 34.6 | 651 | 629 | 595 |
| 0.P. 34.1 | 651 | 629 | 595 |
| 0.P. 33.6 | 651 | 629 | 595 |

図-２５　最大応答加速度（EW方向）

2.2.5. 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた部材応力を，鋼材の短期許容せん断応力度と併せて表－２４に示す。これより，地震応答解析による応力は短期許容応力度を下回っている。

以上のことから，Ss 地震に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

表－２４　鉄骨部材の応力と短期許容応力度

| 部　位 | 方向 | 応力 ($N/mm^2$) | 短期許容応力度 ($N/mm^2$) | 応力/許容応力度比 |
|---|---|---|---|---|
| 大梁 | NS | 120<br>(曲げ) | 250<br>(曲げ) | 0.48 |
| 柱 | NS | 151<br>(曲げ) | 214<br>(曲げ) | 0.73<br>(軸力と曲げの組み合わせ) |
| | | 6.31<br>(軸力（圧縮)) | 292<br>(軸力（圧縮)) | |
| | EW | 146<br>(曲げ) | 325<br>(曲げ) | 0.50<br>(軸力と曲げの組み合わせ) |
| | | 16.0<br>(軸力（圧縮)) | 292<br>(軸力（圧縮)) | |
| ブレース | EW | 208<br>(引張) | 235<br>(引張) | 0.88 |

以上

# 汚染水処理設備等の具体的な安全確保策について

高レベル汚染水処理設備，貯留設備，使用済セシウム吸着塔保管施設，及び廃スラッジ貯蔵施設等は，高レベルの放射性物質を扱うため，漏えい防止対策，放射線遮へい・崩壊熱除去，可燃性ガス滞留防止，環境条件対策について具体的に安全確保策を以下の通り定め，実施する。

## 1. 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）

### 1.1. 放射性物質漏えい防止等に対する考慮

(1) 漏えい発生防止

a. 滞留水移送装置は，耐食性を有するポリエチレン管の使用を基本とする。なお，耐圧ホースを使用する箇所は継手部にカムロック構造を採用し，継手部を番線で固縛すること等により，継手が外れない処置を実施する。また，屋外敷設箇所のうち重機による作業や車両の通行がある箇所は，滞留水移送装置を損傷させないための措置を実施する。

b. セシウム吸着装置吸着塔，及び第二セシウム吸着装置吸着塔の容器は，腐食による漏えい発生を防止するために，耐腐食性，耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材の使用を基本とする。

c. 除染装置のうち炭素鋼製の槽類の接液部は，腐食による漏えいを防止するために塗装による防錆処理を実施する。また，薬品注入装置のうち強酸性又は強アルカリ性の薬品を扱う箇所は，腐食等を防止するため塩化ビニル系やステンレス系の材料を用いる。さらに，凝集沈殿装置内の水は，強酸性や強アルカリ性とならないように管理する。

d. 淡水化装置は，耐食性を有するポリエチレン管の使用を基本とする。なお，耐圧ホースを使用する箇所は継手部にフランジ構造を採用し，継手部を番線で固縛すること等により，継手が外れない処置を実施する。

e. 高濃度滞留水受タンクは，漏えいし難いタンクを適用することとし，防災タンクとして使用され過去に漏えい実績の無いタイプのタンクを使用するとともに，タンク上部（気相部）のみに接続口を構造とする。また，十分な腐食代を確保し，タンク内外面に繊維強化プラスチック（ＦＲＰ）塗装による防錆処理を実施する。ＦＲＰ塗装の健全性は，工場での塗装膜厚測定，ピンホール検査，並びに据付後に外観目視点検を実施する。

f. 中低濃度タンクの内，フランジボルトによる接合により組み立てている円筒型タンクは，漏えいの発生する可能性が高い接合部に対して，毎年冬季の前にフランジボルトのトルク確認を実施する。また，漏えいが発生する可能性が高い接合部に対し，補修

塗装等による長期健全性を確認していく。

g. 地下貯水槽は，2重の遮水シートとベントナイトシートの3重のシートにより止水を実施する。

h. タンク・槽類には必要に応じて水位検出器を設け，オーバーフローを防止する。

i. ポンプ（水中ポンプを除く）の軸封部は，漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

a. 滞留水移送装置のうち屋外敷設箇所は，線量当量率の監視，巡視点検，並びに移送先の水位を監視することにより系外への漏えいの有無を確認する。また，一部屋外配管は U 字溝内に設置し，屋内敷設箇所は堰等によりエリア分けを実施することにより漏えい水の拡大を防止する。

b. セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置は，スキッド内部もしくは床面に漏えい検知器を設置する。漏えい発生時はシールド中央制御室（シールド中操）に警報を発し，運転員が停止操作等の必要な措置を講ずる。また，巡視点検等で漏えいがないことを確認する。また，漏えいが発生した場合でも系外に放出させないため装置は建屋内に設置する。

c. 除染装置は，周囲が高雰囲気線量下となり巡視点検が困難なことから，シールド中央制御室（シールド中操）等から監視カメラにより漏えい監視を実施する。また，漏えいが発生した場合でも系外に放出させないため装置は建屋内に設置する。

d. 淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）は，漏えいの早期検知のために床面に漏えい検知器を設置するとともに，漏えい発生時はシールド中央制御室（シールド中操）に警報を発し，運転員が停止操作等の必要な措置を講ずる。合わせて，巡視点検を実施し，漏えいがないことを確認する。また，淡水化装置を設置する仮設ハウス内には漏えい水の拡大防止のための堰を設置し，漏水防水機能を持たせるための塗装を行う。

e. 高濃度滞留水受タンクは，難透水性の粘土層地盤に設置し，その周囲を遮へいのために盛土を実施する。漏えい発生時，タンクからの漏えい水は，粘土層と盛土の透水性の違いから粘土層界面を広がると想定されることから，高濃度滞留水受タンク周囲の粘土層に，タンクからの漏えい水を貯留，観測するための観測側溝を設置する。また，観測側溝を区切ることにより，漏えいタンクの選定及び汚染範囲を確認できる設計とする。タンクへ貯留後は観測側溝内の水を分析することにより漏えいの有無を確認するとともに，シールド中央制御室（シールド中操）にて各タンクに設置するレベルスイッチの水位低下警報の監視を行う。

f. 中低濃度タンクは，タンクからの漏えいを早期検知するためにタンク設置エリアに設置するカメラにて監視するとともに，巡視点検にて漏えいの有無を確認する。また，漏えいの拡大を防止するために，タンク設置エリアに鉄筋コンクリート堰，もしくは

土堰堤等を設置する。円筒型タンクについてはコンクリート基礎部に鉄筋コンクリート堰，タンク設置エリア外周部に土堰堤等を設置するとともに，貯留中はタンク間にある連結弁を閉じる運用とする。地表に直接設置されている鋼製の横置き円筒タンクは，地表への漏えい水の浸透を防止するため，耐圧ホース及び接続フランジ下部にトレー，シート等による拡大防止対策について検討する。なお，堰等を越える漏えいが発生した場合は，土のう等による拡大防止を実施するとともに，汚染土壌の回収を実施する。

g. 地下貯水槽は，３重シート間に漏えい検知器を設けるとともに，地下貯水槽に水位検出器を設け，漏えいの有無を監視する。また漏えいの拡大を防ぐため，３層目のシートに水分を吸収・膨潤することにより難透水性を示すベントナイトのシートを設置する。

1.2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

(1) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

a. 滞留水移送装置は，放射線業務従事者が接近する必要がある箇所は，鉛毛マット等による遮へいを設置する。

b. 処理装置のうち，滞留水もしくは高濃度の廃水を扱う処理装置の配管は，直接，放射線業務従事者が近づく可能性のある箇所を対象に空間線量当量率が数 mSv/h 以下となるように遮へいを設置する。

c. 淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）の廃水には，ストロンチウムなどのβ線核種が集約されるため，廃水を直接扱う場合には適切なβ線防護策を実施する。

d. 高濃度滞留水受タンクは，地中に埋設することにより満水保管時の地表面での線量を低減させる。

(2) 崩壊熱除去

a. セシウム吸着装置吸着塔，及び第二セシウム吸着装置吸着塔内のゼオライトに吸着した放射性物質の崩壊熱は，処理水を通水することにより除熱する。なお，通水がない状態でも崩壊熱による温度上昇は１時間当たり約１℃である。

b. 除染装置内の滞留水に含まれる放射性物質の崩壊熱は，通水により熱除去する。なお，通水がない状態でも，セシウム吸着塔，及び第二セシウム吸着塔内のゼオライトに吸着した放射性物質の崩壊熱による温度上昇未満である。

1.3. 可燃性ガスの滞留防止

a. セシウム吸着装置では，吸着塔内で水の放射線分解により発生する可能性のある可燃性ガスは，通水時は処理水とともに排出される。通水停止時は可燃性ガスが滞留する可能性があるため，吸着塔にベントを設け，ベント弁を手動で開操作して通気により

排出する。なお，水の放射線分解により発生する可燃性ガスはわずかであり，ベント弁を開操作するまでに時間的余裕があることから，手動で実施する。排出された可燃性ガスは，建屋天井・床に設けた開口より建屋外へ排気する。

b. セシウム吸着装置にて発生する使用済みの吸着塔は，可燃性ガスの発生抑制のため，使用済セシウム吸着塔仮保管施設において内部の水抜きを実施する。なお，吸着塔の内部水は，滞留水を貯留している高温焼却炉建屋の地下階に排出する。

c. 第二セシウム吸着装置では，吸着塔内で水の放射線分解により発生する可能性のある可燃性ガスは，通水時は処理水とともに排出される。通水停止後は，吸着塔上部に設けたオートベント弁・ベント管を介して可燃性ガスを屋外に排出する。

d. 第二セシウム吸着装置にて発生する使用済みの吸着塔は，可燃性ガスの発生抑制のため，内部の水抜きを実施する。なお，吸着塔の内部水は，滞留水を貯留している高温焼却炉建屋の地下階に排出する。

e. 除染装置の塔槽類の気相部は，可燃性ガスが滞留する可能性があることから，排風機により大気へ放出する。排風機のラインには，高性能粒子フィルタ，ヨウ素吸着フィルタを設けており，気相に含まれている放射性物質を捕獲する。さらに，ダストサンプラ等により，必要に応じて放射性物質濃度を測定する。

f. 高濃度滞留水受タンクでは，タンク内で水の放射線分解により発生する可燃性ガスの滞留を防止するためにベントラインを設置し，フィルタを介してベントラインから排出する。

1.4.環境条件対策

(1) 腐食

海水による炭素鋼の腐食速度は，「材料環境学入門」（腐食防食協会編，丸善株式会社）より，0.1mm/年程度と評価される。一方，炭素鋼を使用している配管・機器は，必要肉厚に対して十分な肉厚があり腐食代を有していることを確認している。

セシウム吸着装置吸着塔，及び第二セシウム吸着装置吸着塔は，耐腐食，耐応力腐食割れを有する SUS316L 材を用いている。

なお，高濃度の滞留水を扱う機器は，建屋内に設置しており，腐食により万一漏えいが生じたとしても所外に放出するようなことはない。

(2) 熱による劣化

滞留水の温度は，ほぼ常温のため，金属材料の劣化の懸念はない。

(3) 凍結

滞留水を移送している過程では，水が流れているため凍結の恐れはない。

滞留水の移送を停止した場合，屋外に敷設されているポリエチレン管等は，凍結に

よる破損が懸念される。そのため，高濃度の滞留水を移送している屋外敷設のポリエチレン管等に保温材等を取り付ける。

(4) 生物汚染

滞留水移送装置の移送ポンプの取水口には，メッシュを設けており，大きな藻等がポンプ内に浸入して機器を損傷させるようなことはない。

また，滞留水を移送している上では有意な微生物腐食等は発生しないと考えられる。ただし，異常な速度で腐食が進み漏えいが生じた場合において，微生物腐食が原因であると判明すれば，生物汚染を考慮した対策を講じる。

(5) 耐放射線性

耐圧ホースの構造部材であるポリ塩化ビニルの放射線照射による影響は，$10^5$～$10^6$Gy の集積線量において，破断時の伸びの減少等が確認されている。過去の測定において,2 号機タービン建屋の滞留水表面上の線量当量率が 1Sv/h であったことから，耐圧ホースの照射線量率を 1Gy/h と仮定すると，集積線量が $10^5$Gy に到達する時間は $10^5$ 時間（11.4 年）と評価される。そのため，耐圧ホースは数年程度の使用では放射線照射の影響により大きく劣化することはないと考えられる。

ポリエチレンは，集積線量が $2\times10^5$Gy に達すると，引張強度は低下しないが，破断時の伸びが減少する傾向を示すが，上記と同様にポリエチレン管の照射線量率を 1Gy/h と仮定すると，$2\times10^5$Gy に到達する時間は $2\times10^5$ 時間（22.8 年）と評価される。そのため，ポリエチレン管は数年程度の使用では放射線照射の影響を受けることはないと考えられる。なお，ポリエチレンの耐放射線性に関する長期健全性は，現在行っている劣化試験を通じて，今後も検討していく。

(6) 紫外線

屋外敷設箇所のポリエチレン管には，紫外線による劣化を防止するための保温材，フィルム等で覆う処置を実施する。

2. 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

2.1. 放射性物質漏えい防止等に対する考慮

(1) 漏えい発生防止

a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔及び第二セシウム吸着装置吸着塔は，吸着塔内の水を抜いた状態で貯蔵することにより，漏えいの発生を防止する。また，セシウム等の主要核種は，吸着塔内のゼオライトに化学的に吸着させ，吸着塔内の放射性物質が漏えいし難い構造とする。さらに，吸着塔の容器は，耐腐食性，耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を採用する。

b. 使用済みの吸着材を収容する高性能容器は，脱水装置により脱水し，水を抜いた状態で貯蔵することにより，漏えいの発生を防止する。さらに高性能容器は，水に耐性を有するポリエチレン製を使用する。

c. 沈殿処理生成物を収容する高性能容器は，水分を抜かずに貯蔵するが，耐腐食性，耐久性，耐放射線性，耐薬品性を有するポリエチレン製の容器とし，腐食による放射性物質の漏えいを予防する。

d. 使用済みの吸着材を収容する処理カラムは，内部の水を抜いた状態で貯蔵することにより，漏えいの発生を防止する。さらに，処理カラムの容器は，耐腐食性，耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を使用する。

e. 造粒固化体貯槽(D)は，プロセス主建屋と一体のピット構造となっているため，建屋外への漏えいの可能性は低いが，念のため漏えい防止策としてコンクリート保護材を塗布し，漏えいの発生を予防する。

f. 廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は，貯留水の塩分による腐食を考慮し，十分な肉厚を有する貯槽を使用し漏えいの発生を予防する。

g. 造粒固化体貯槽(D)，廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽には水位検出器を設け，オーバーフローを防止する。

h. 廃スラッジ一時保管施設のポンプ（水中ポンプを除く）軸封部は，漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

a. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設のうち高性能容器を保管するボックスカルバートは，床との設置面をモルタルにて閉塞し，ボックスカルバート底部の水抜き穴も閉塞することにより，漏えい水がボックスカルバート外に拡大することを防止する。

b. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設のうち高性能容器を保管する部分の外周部には堰を設置し，漏えい発生時には排水用の堰の隙間を土のうで塞ぐことにより，外部への漏えいの拡大を防止する。

c. 造粒固化体貯槽(D)は，液位をシールド中央制御室（シールド中操）にて監視することで貯蔵しているスラッジの漏えいの有無を監視する。

d. 廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は，スラッジ貯槽下部にドリップトレイ及び漏えい検知器を設け，漏えいを検知するとともに，スラッジ貯槽の液位をシールド中央制御室（シールド中操）で監視する。また，スラッジ貯槽は漏えいの拡大を防止するためにコンクリート製の囲い（セル）の中に設置する。なお，漏えいが発生した場合は漏えいしたスラッジ貯槽内のスラッジは予備のスラッジ貯槽に移送する。

2.2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

(1) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔は，炭素鋼製の遮へい容器及びコンクリート製ボックスカルバートにより放射線を遮へいする。

b. 使用済みの第二セシウム吸着装置吸着塔は，鉛等を充填した炭素鋼製の遮へい容器により放射線を遮へいする。

c. 多核種除去設備から発生する使用済みの高性能容器は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設にてコンクリート製ボックスカルバートにより放射線を遮へいする。

d. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設ではスカイシャイン対策としてコンクリート製の蓋を被せる。

e. 廃スラッジ一時保管施設はスラッジ貯槽からの放射線を遮へいし，建屋外壁での線量当量率が 1mSv/h となるように，スラッジ貯槽を囲うコンクリート厚さ，及び建屋のコンクリート厚さを設定する。

(2) 崩壊熱除去

a. セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済み吸着塔は，吸着塔内の放射性物質による崩壊熱を，対流，輻射，伝導により大気へ放出する設計とする。

b. セシウム吸着装置吸着塔の崩壊熱による温度上昇は，コンクリート製ボックスカルバートに納入しない場合，保管時における定常状態での吸着塔中心部の温度は約 360℃となる。また，コンクリート製ボックスカルバートの保温性を考慮した場合，吸着塔中心部の温度は 377℃，炭素鋼製遮へい容器の温度は約 62℃となるが，ゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉄の遮へい性能に影響を与えるものではない。

c. 第二セシウム吸着装置吸着塔の崩壊熱による温度上昇は，保管時における定常状態での吸着塔中心部の温度は 450℃となるが，ゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉛等の遮へい性能に影響を与えるものではない。

d. 高性能容器及び処理カラムは，容器内の放射性物質による崩壊熱を，対流，輻射，伝導により大気へ放出する設計とする。

e. 造粒固化体貯槽(D)は，貯槽内部に設置した熱交換器と屋外に設置した空冷チラーによりスラッジに含まれる放射性物質の崩壊熱を除去することで，貯槽内温度を 25℃程度に管理する設計とする。

f. 廃スラッジ一時保管施設では，造粒固化体貯槽(D)での運用実績からスラッジから発生する崩壊熱を自然放熱により除去する設計とする。また，バブリング管もしくはウォータジェットによりスラッジを攪拌することにより，崩壊熱の集中化を防止する。

2.3.可燃性ガスの滞留防止

a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔，第二セシウム吸着装置吸着塔，及び処理カラムは，可燃性ガスの発生を抑制するために，内部の水抜きを行い保管する。水抜き完了後はベントを空けた状態で保管することにより，可燃性ガスを大気に放出する設計とする。

b. 使用済みの高性能容器は，可燃性ガスの滞留を防止するために圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設け，可燃性ガスを大気に放出する。

c. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔及び高性能容器を収容するコンクリート製ボックスカルバートの蓋には，内部で可燃性ガスが滞留しないように通気口を設ける。

d. 造粒固化体貯槽(D)では，貯蔵水の放射線分解により発生する可燃性ガスは，除染装置に設置されている排風機により大気へ放出する。

e. 廃スラッジ一時保管施設では，貯蔵水の放射線分解により発生するガスは貯槽内に圧縮空気を供給することにより，オフガス処理系を介して大気に放出する。

2.4.環境条件対策

(1) 腐食

使用済セシウム吸着塔保管施設で貯蔵するセシウム吸着装置吸着塔，第二セシウム吸着装置吸着塔，多核種除去設備の処理カラムは，内部の水を抜いた状態で保管し，容器に耐腐食性，耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を用いている。また，高性能容器は，耐久性，耐薬品性に優れたポリエチレン材を用いている。

スラッジ貯槽は，想定される腐食速度 0.25㎜/年に対して肉厚 25㎜ を有しており，十分な腐食代を有している。

(2) 熱による劣化

吸着塔中心温度が高い第二セシウム吸着装置吸着塔においても，容器外周部の最大温度は約 160℃であり，金属材料に有意な特性変化は生じない。

(3) 凍結

造粒固化体貯槽(D)は，万一凍結したとしても，気相部を有しているため膨張が問題となることはない。

また，廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は，スラッジ棟の換気設備により暖房されるため凍結することはない。

(4) 生物汚染

使用済セシウム吸着塔保管施設で貯蔵するセシウム吸着装置吸着塔，第二セシウム吸着装置吸着塔，多核種除去設備の処理カラムは，内部の水を抜いた状態で保管する

ため，生物汚染が問題となることはない。

造粒固化体貯槽(D)は内面にコンクリート保護材を塗布しており，微生物腐食は発生しない。

スラッジ貯槽は高線量下なので微生物の影響はないと考えられる。ただし，異常な速度で腐食が進み漏えいが生じた場合において，微生物腐食が原因であると判明すれば，生物汚染を考慮した対策を講じる。

(5) 紫外線

使用済セシウム吸着塔保管施設にて貯蔵する高性能容器は，ポリエチレン製であり，紫外線による劣化が懸念される。そのため，保管施設に収容後はコンクリート製の蓋を設置する。

以上

添付資料－６

# セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の吸着塔の温度評価

## 1. 概要

滞留水の処理に伴い，セシウム吸着装置と第二セシウム吸着装置からは使用済セシウム吸着塔，多核種除去設備からは使用済みの高性能容器及び処理カラムが発生する。これらは使用済セシウム吸着塔仮保管施設，及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に保管するが，高濃度の放射性物質を内包していることから崩壊熱による温度上昇を評価し，その吸着塔の機能への影響について確認を行う。

## 2. セシウム吸着装置吸着塔の温度評価

### 2.1 評価方法

使用済セシウム吸着塔一時保管施設で保管する際の吸着塔中心温度及び遮へい体の最高温度について評価を行う。

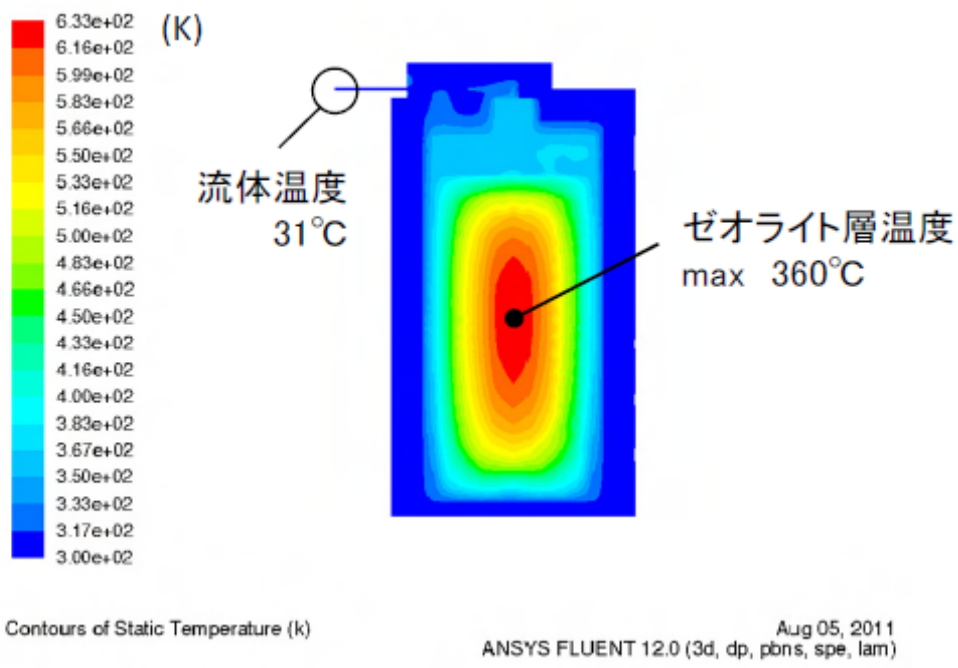
大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は，解析コード FLUENT Ver.12 を用いて三次元定常解析により計算する。なお評価条件は，発熱量をスキッド表面線量率の上限である 4mSv/h の際のセシウム吸着（$2\times10^{15}$Bq/塔）による発熱量に相当する 583W とし，遮へい表面温度を 40℃とする。

また，一時保管施設では，コンクリート製ボックスカルバート内に保管されるため，コンクリートによる保温により吸着塔温度が上昇する可能性があるため，上記と同様に解析コード FLUENT Ver.12 を用いて三次元定常解析により計算する。

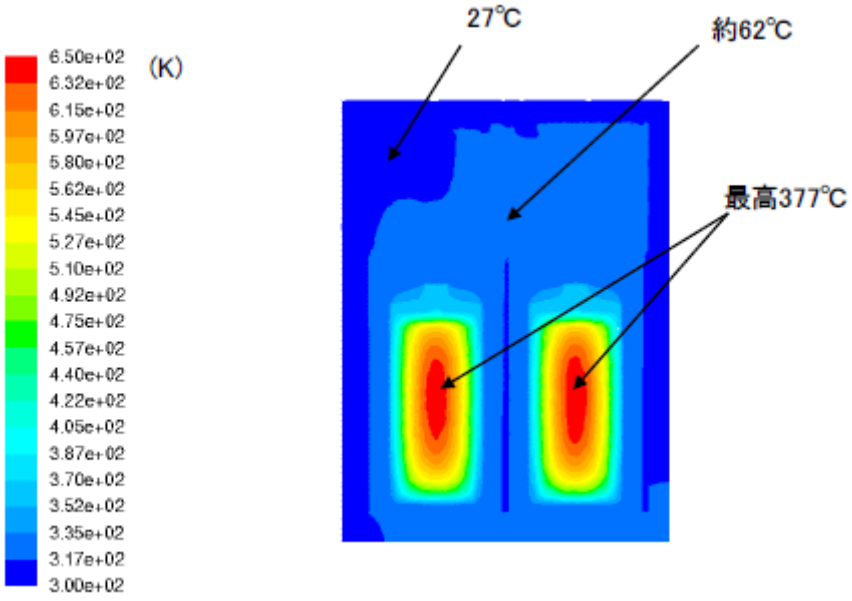
### 2.2 評価結果

大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は，360℃と評価された。計算による温度分布を図－１に示す。また，ボックスカルバートにより保温された場合の吸着塔の温度は，外気温度を 27℃とすると，塔あたりの発熱量が 583W の場合，吸着塔中心温度は 377℃，遮へい体の最高温度は約 62℃と評価された。計算結果を図－２に示す。

そのため，吸着塔内での発熱はゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉄の遮へい性能に影響を与えるものではない。




図－１　3 次元解析計算によるセシウム吸着装置吸着塔の温度分布




図－２　ボックスカルバート内のセシウム吸着装置吸着塔の温度分布

3. 第二セシウム吸着装置吸着塔の温度評価

3.1 評価方法

使用済セシウム吸着塔一時保管施設で保管する際の吸着塔中心温度の最高温度について評価を行う。

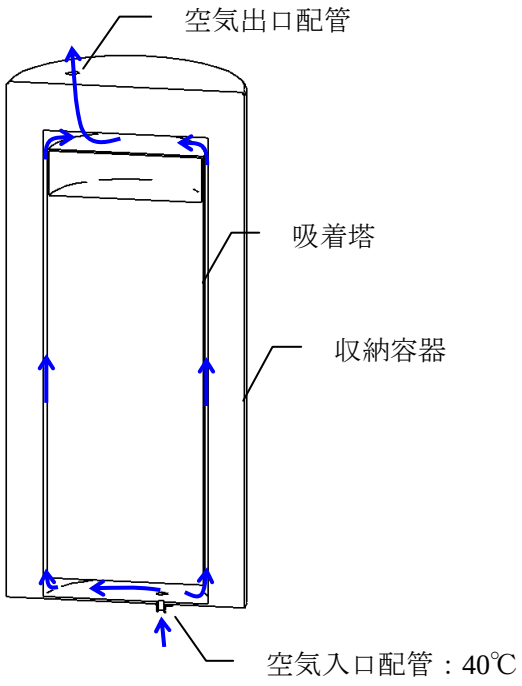
第二セシウム吸着装置の吸着塔は使用済セシウム吸着塔一時保管施設では図－３に示すように鉛遮へい体を含む収納容器内に保管される。収納容器上下には配管があり，内部空気温度が上昇して対流が発生することで外気が入口配管から流入し，吸着塔側面で上昇流となり，出口配管から流出する。これにより吸着塔は空気の自然通風で除熱される。また，収納容器外表面は空気の自然対流で除熱される。

吸着塔の温度は，セシウム吸着（$6\times10^{15}$Bq/塔）による発熱量，外気温度を 40℃と仮定し，STAR-CD Ver4.08 を用いて三次元解析により求めた。

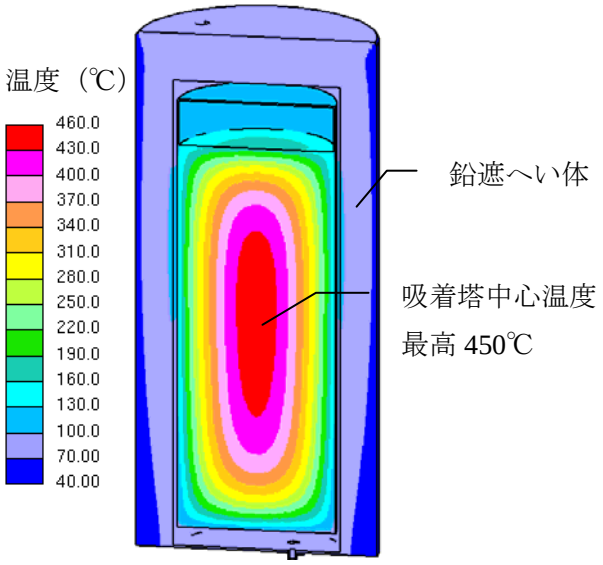
3.2 評価結果

大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は 450℃と評価された。計算による温度分布を図－４に示す。

そのため，吸着塔内での発熱はゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉛の遮へい性能に影響を与えるものではない。




図－３　吸着塔と収納容器隙間の自然通風空気の流れ




図－４　三次元解析による第二セシウム吸着装置吸着塔の温度分布

添付資料－７

# 廃スラッジ一時保管施設の崩壊熱評価

廃スラッジ貯蔵施設に貯蔵されるスラッジの崩壊熱については，これまでの水処理設備の運転実績を踏まえて，セシウム吸着装置－凝集沈殿除染装置の順列での処理を想定して評価を行った。

別添に示す評価フローに基づいて評価した結果，廃スラッジの発熱密度は表－１の通りと評価された。

表－１　廃スラッジの発熱密度の評価結果

| 評価項目 | 評価結果 | 備考 |
|---|---|---|
| 廃スラッジ量 | 90（$m^3$） | 廃スラッジ貯蔵施設内に設置される貯槽 1 基あたりの容量 |
| 放射能濃度 | $3.4\times10^{8}$（Bq/mL） | |
| 発熱密度 | $3.8\times10^{-5}$（W/mL） | |

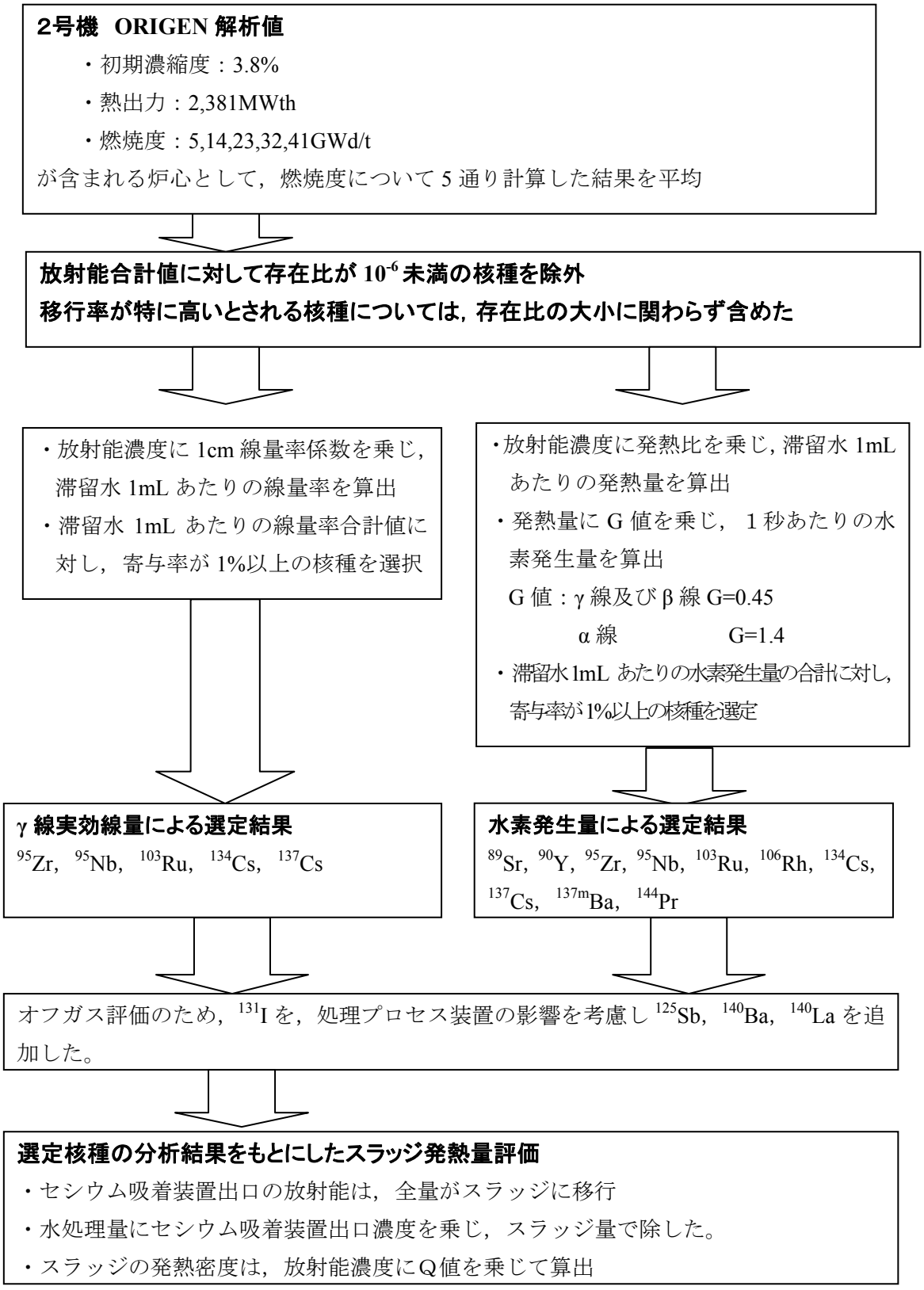
この発熱密度を踏まえて崩壊熱量を算出し，貯槽表面からの放熱及びふく射による除熱量と崩壊熱量が平衡に達する温度を評価した。その結果を表－２に示す。

表－２　崩壊熱量と放熱量が平衡となる貯槽温度の評価結果（貯槽１基あたり）

| 評価項目 | 評価結果 | 備考 |
|---|---|---|
| 発熱密度 | $3.8\times10^{-5}$（W/mL） | |
| 貯槽容量 | 90（$m^3$） | |
| 崩壊熱量 | 3.42（kW） | |
| 放熱面積 | 100（$m^2$） | |
| 熱伝達係数 | 5.46（W/ $m^2$K） | 自然対流による熱伝達とふく射による熱伝達から算出 |
| 雰囲気温度 | 40（℃） | 機器発熱等を考慮した夏季のセル給気温度に対応するセル排気温度より設定 |
| 崩壊熱量と除熱量が平衡となる貯槽温度 | 46.3（℃） | |

以上の結果から，崩壊熱量と除熱量が平衡となる貯槽温度は雰囲気温度より数℃程度の上昇で平衡になると評価され，廃スラッジから発生する崩壊熱は自然放熱（貯槽表面からの放熱及びふく射による除熱）で除去することができるものと確認された。

以　上




図－１　スラッジ崩壊熱算定の流れ

添付資料－８

# 廃スラッジ一時保管施設の遮へい設計

廃スラッジ一時保管施設に保管される廃スラッジから放出される放射線について建屋外表面で 1mSv/h 以下となるよう建屋要求壁厚を評価する。

## １．評価条件

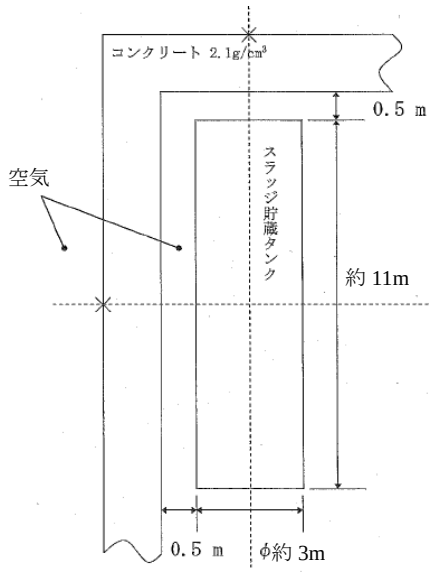
評価にあっては，発生する廃スラッジの元となる廃水に対して，ORIGEN 計算値をもとに想定される組成を求め，核種ごとにγ線実効線量率に対する比率を算出し，寄与率の高いものを評価対象核種として選定した。選定された核種及び放射能濃度，線源強度は表－１に示す通り。遮へい体はコンクリートであり，その密度は 2.1g/cm$^3$ とした。

評価モデルは，90m$^3$ のスラッジ貯槽を円柱で模擬し，線源となるスラッジ貯槽と建屋壁との距離を保守的に 50cm とした（図－１）。

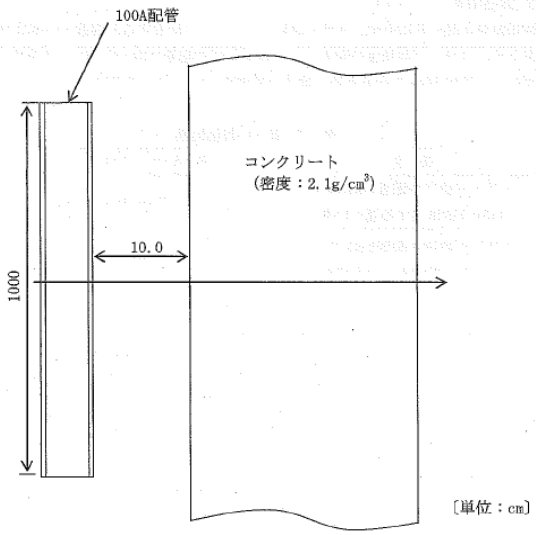
また，スラッジ貯槽のほかにスラッジが内包される機器として移送配管が建屋内にあるため，その配管を対象とした評価も行う。建屋内の配管の口径はいくつかの種類があることから，線源として保守的になるよう 100A 配管で 1m 長さとし，配管と建屋壁との距離を保守的に 10cm とした（図－２）。

表－１　選定された核種及び放射能濃度，線源強度

| | |
|---|---|
| 核種 | $^{89}$Sr，$^{90}$Y，$^{95}$Zr，$^{95}$Nb，$^{103}$Ru，$^{106}$Rh，$^{125}$Sb，$^{131}$I，$^{134}$Cs，$^{137}$Cs，$^{137m}$Ba，$^{140}$Ba，$^{140}$La，$^{144}$Pr |
| 上澄液放射能濃度（合計） | $5.4\times10^{4}$ (Bq/cm$^3$) |
| スラッジ放射能濃度（合計） | $1.1\times10^{9}$ (Bq/cm$^3$) |
| 上澄液線源強度（合計） | $1.2\times10^{4}$ (MeV/sec) |
| スラッジ線源強度（合計） | $7.0\times10^{8}$ (MeV/sec) |




図－１　廃スラッジ一時保管施設 建屋外壁評価モデル

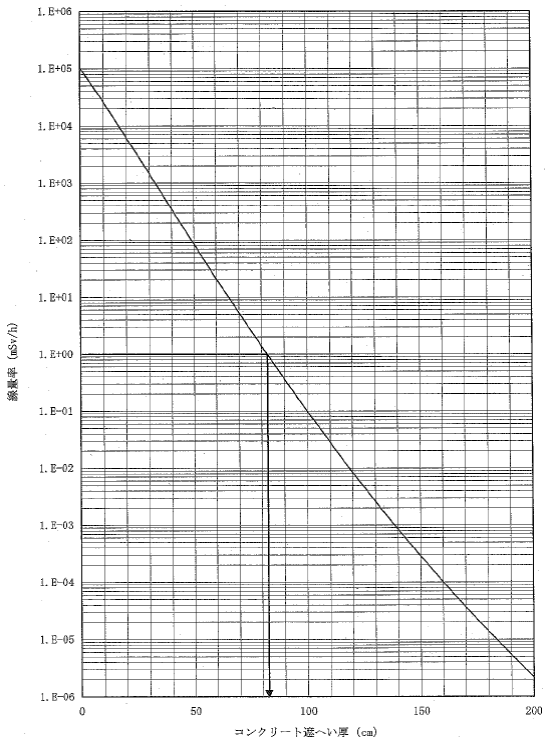



図－２　配管遮へい評価モデル

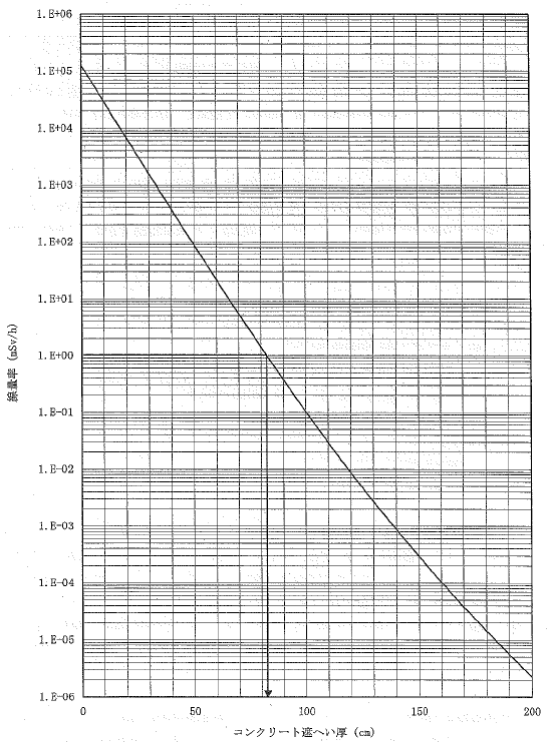
２．評価結果

上記の条件を踏まえて評価した結果，貯槽 1 基に対して壁外表面の線量率が 1.0mSv/h 以下を満足する壁厚は径方向・軸方向ともに 85cm であるが，実際には複数の貯槽が並ぶことから，余裕を考慮して必要な壁厚を 100cm と評価した。遮へい厚さと壁外表面の線量率の関係を図－３，－４に示す。

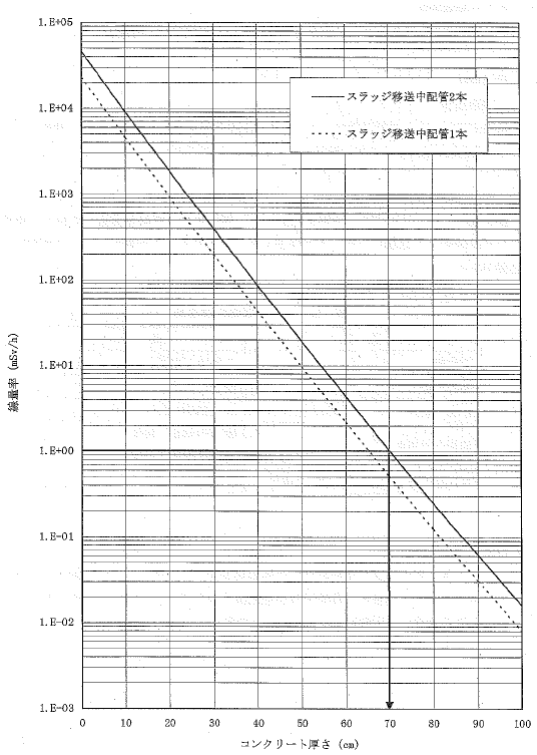
また，配管に対する遮へいについては，壁外表面の線量率が 1.0mSv/h 以下を満足する壁厚は 70cm であるが，保守的な評価として複数の移送配管内にスラッジが移送されることを考慮して必要な壁厚を 80cm と評価した。遮へい厚さと壁外表面の線量率の関係を図－５に示す。




図－３　スラッジ貯槽周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係（径方向）




図－４　スラッジ貯槽周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係（軸方向）




図－５　配管周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係

以　上

# 汚染水処理設備等の工事計画及び工程について

高レベル汚染水処理設備，貯留設備，使用済セシウム吸着塔保管施設，及び廃スラッジ貯蔵施設等は，高レベルの放射性物質を扱うため設備の信頼性向上及び敷地境界線量の低減を目的とした以下の工事について計画し，実施する。

## 1　設備の現状及び工事の概要

### 1.1　淡水化装置移送ラインのポリエチレン管化

淡水化装置移送ラインの信頼性向上のため，移送ラインを耐圧ホースからポリエチレン管に取替を行う。現状，主要系統の配管については耐圧ホースからポリエチレン管へ取替済みであり，今後淡水化装置及びポンプ等の機器周り耐圧ホースについて，ポリエチレン管等の信頼性の高い設備への取替を行う。

### 1.2　タンク増設

汚染水処理設備，多核種除去設備の稼動に合せ，淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）からの淡水，廃水，並びに多核種除去設備の処理済水を貯蔵する中低濃度タンクの設置を行う。今後は必要となる容量を確認しながら逆浸透膜装置の廃水を貯留するRO濃縮水貯槽及び多核種除去設備の処理済水を貯留する多核種処理水貯槽について追加設置する。貯蔵容量は地下水の流入抑制策を取ったとしても一定程度増加する汚染水を十分に貯蔵できるよう，平成25年10月を目途に約44万$m^3$，平成27年中頃に70万$m^3$，平成28年度中に80万$m^3$（今後，具体的に検討）に増設する。なお増設計画は地下水流入状況を見定めつつ，柔軟に見直し，運用していく。設置にあたっては寸法（肉厚）確認※1，及び耐圧・漏えい確認※2を実施し，構造強度の確認を行う。

※1　肉厚が，構造強度評価にて評価した必要肉厚以上であることを確認する。

※2　タンク満水まで水張った状態で24時間以上保持し，変形及び各部からの漏えいが無いことを確認する。

### 1.3　使用済セシウム吸着塔一時保管施設増設，及び使用済吸着塔の移動

汚染水処理設備の稼動に合せ，放射性物質を吸着させた使用済みの吸着塔を保管する一時保管施設の設置を行う。現状，セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔を貯蔵する第一施設，セシウム吸着装置の使用済み吸着塔及び多核種除去設備の高性能容器を貯蔵する第二施設，セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済み吸着塔及び多核種除去設備の使用済み処理カラムを貯蔵する第四施設が設置済みである。

今後，多核種除去設備の稼動に伴い，多数発生する二次廃棄物を収納する高性能容

器を貯蔵するため第三施設を増設する。また，敷地境界線量の低減のため，敷地中央付近の第四施設に，敷地境界付近の第一施設にあるセシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔を順次移動する。

2　工程



# No.1 ろ過水タンクへの逆浸透膜装置廃水の貯留について

## 1. はじめに

平成 25 年 4 月 5 日に確認された地下貯水槽に貯留している逆浸透膜装置の廃水の漏えいを踏まえ，今後，地下貯水槽は使用しない方針とし，地下貯水槽に貯留している逆浸透膜装置の廃水を地上に設置している鋼製タンクへ移送・貯留する。ただし，逐次設置している逆浸透膜装置の廃水用タンクで地下貯水槽に貯留していた逆浸透膜装置の廃水全てを直ちに受け入れる事は出来ないため，地下貯水槽（No.1）の一部を No.1 ろ過水タンクで貯留する。

No.1 ろ過水タンクは，既設設備だが汚染水を貯留するための設備でないため，1 年以内を目途に別の容器に移送することを前提とし，逆浸透膜装置の廃水を貯留する場合の適合性を評価した結果を以下に示す。

## 2. ろ過水タンクの仕様等

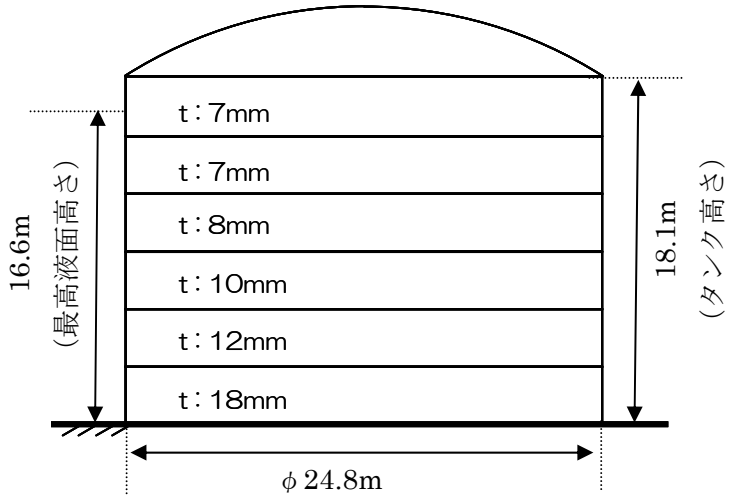
容量：8,000m³/基

基数：2 基

寸法：タンク内径φ24.8m×タンク高さ 18.1m（最高液面高さ 16.6m）

肉厚：7mm（最上段）～18mm（最下段）

材料：SS400 等（内面塗装有り）




図－１　ろ過水タンク概要（１／２）




図－１　ろ過水タンク概要（２／２）

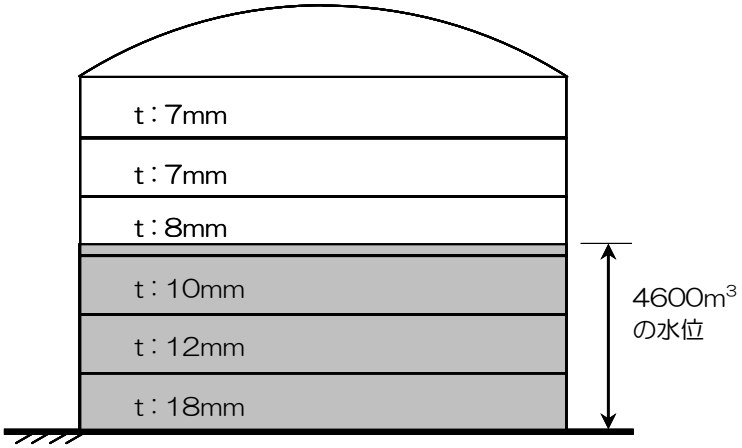
3.　逆浸透膜装置の廃水を貯留する場合の適合性評価等

(1)　逆浸透膜装置の廃水の貯留量

ろ過水タンクは，炉注水の非常用水源であり保安規定において，No.1 ろ過水タンク，No.2 ろ過水タンクいずれか１基の保有水量として 916m³以上を要求している。

そのため，逆浸透膜装置の廃水の貯留は No.1 ろ過水タンクのみとする（No.2 ろ過水タンクは炉注水の非常用水源として継続使用)。

また，東北地方太平洋沖地震の際，当該タンクに破損，漏えいは発生していないが，側板の一部に変形が認められたため，座屈強度の低下を考慮し 70%貯水制限（5,600m³）を設けてタンクを使用してきた（別添－１参照)。そのため，逆浸透膜装置の廃水を貯留する場合にも当該貯水制限を適用し，下記(2)を踏まえ，貯留する逆浸透膜装置の廃水の量を 4,600m³とする。




図－２　貯留水位イメージ

(2) 構造強度・耐震性

a. 板厚評価

ろ過水タンクは，本来ろ過水を貯留するため，発電用原子力設備規格 設計・建設規格に準拠して設計されていない。

今回，逆浸透膜装置の廃水を貯留することから，設計・建設規格への適合性を評価するため，設計・建設規格での胴の板厚評価を実施した。

その結果，設計・建設規格の要求に適合していることを確認した（表－１参照)。

$$t = \frac{D_i H \rho}{0.204 S \eta}$$

t：胴の計算上必要な厚さ　Di：胴の内径　H：水頭　$\rho$：比重

S：最高使用温度における材料の許容引張応力　$\eta$：長手継手の効率

表－１　No.1 ろ過水タンク　板厚評価結果

| 評価部位 | 必要肉厚［mm］ | 実厚［mm］ |
|---|---|---|
| 板厚（最下段） | 17 | 18 |
| 板厚（下から 4 段目） | 6※1 | 8 |

※1　上式の計算結果に比べて，胴の内径の区分(m)（16 を超え 35 以下）に対する胴の必要厚さ 6mm の方が大きいため

b. 耐震性評価

逆浸透膜装置の廃水を貯留するため，B クラス機器を想定して転倒評価を実施した。

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを比較した結果，転倒しないことを確認した（表－２参照)。なお，S クラスに適用する水平震度 0.72 においても転倒は発生しない。

地震による転倒モーメント：$M_1$［N･m］$=m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント：$M_2$［N･m］$=m \times g \times L$

m：機器質量
H：据付面から重心までの距離
L：転倒支点から重心までの距離
$C_H$：水平震度

表－２　No.1 ろ過水タンク　転倒評価結果

| 水平震度 | 転倒モーメント　$M_1$［kN･m］ | 安定モーメント　$M_2$［kN･m］ |
|---|---|---|
| 0.36 | $9.4 \times 10^4$ | $6.1 \times 10^5$ |

また，逆浸透膜装置の廃水を貯留することを考慮し，地震発生時のタンク内包水のスロッシング評価を実施した。

容器構造設計指針（日本建築学会）を参考にスロッシング波高の評価を行った結果，スロッシング時のタンク内の液位はろ過水タンク高さ以下であることを確認した（表－３参照)。

表－３　No.1 ろ過水タンク　スロッシング評価

| スロッシング波高［m］ | スロッシング時液位［m］ | タンク高さ［m］ |
|---|---|---|
| 3.1 | 12.7※1 | 18.1 |

※1　4600m³ 貯留時の液位 9.6m にスロッシング波高を加えたもの

(3)　No.1 ろ過水タンクの点検結果及び処置・対策等

a.　No.1 ろ過水タンクの点検結果

No.1 ろ過水タンクの水抜きを行い，内部点検を実施した。その結果を別添－２に示す。

底板，側板に塗装の剥離，浮きが確認され，底板には変形が認められた。また，予備ノズルフランジには腐食が確認された。

b.　処置・対策

No.1 ろ過水タンクの内部点検結果を踏まえ，ろ過水タンクへの逆浸透膜装置の廃水の受け入れにあたり，以下の対応を実施する。

- 塗装の損傷箇所（底板及び側板の一部）は，塗装の除去，手入れを行い，鉄粉が配合されたエポキシ系の金属用補修剤を塗布する。実施結果を別添－３に示す。なお，側板の高所に存在する塗装剥離部は現状維持とするが，c.に示す当該部の肉厚測定評価より問題ない。
- フランジの補修箇所は，フランジ面の手入れを行い，漏えい確認を実施した後，金属用補修剤による漏えい防止措置を施す。
- 底板の変形が材料強度に及ぼす影響について評価した結果，ひずみ量は僅かであり問題ないことを確認した（別添－４参照）。

c.　貯留時の腐食に対する評価

金属の腐食の腐食形態は，一般的に下記の８種類に分類される。

① 全面腐食
② 孔食
③ すき間腐食
④ 粒界腐食
⑤ 応力腐食割れ
⑥ 電位差腐食（ガルバニック腐食）
⑦ 流動腐食
⑧ 酸化及び高温腐食

上記のうち，今回のろ過水タンク内の構造・環境を考慮した場合，発生する腐食として主として考えられるのは，孔食及びすき間腐食である。

ここで，全面腐食であれば，環境等からおおよその腐食速度を想定できるのであるが，孔食等の場合は，腐食面積が小さく，深さ方向に速く腐食が進むため，腐食速度を想定するのが難しい。

そこで，今回実施したろ過水タンク内面補修時の除去深さデータから想定される腐食速度は，別添－５に示すように，0.32mm／年となり，側板を貫通するまで最短で 18 年となる。底板の場合には 0.37mm／年となり，貫通するまで 18 年となる。この腐食速度の想定は，全面腐食の場合，海水と淡水の腐食速度に有意な差が見られないことに基づいている。

一方，No.1 ろ過水タンクで貯留した逆浸透膜装置の廃水は１年以内を目途に別の容器に移送することを計画しており，腐食により No.1 ろ過水タンクからの逆浸透膜装置の廃水の漏えいが発生する可能性は極めて少ないと考えている。

(4) その他考慮事項

a. 漏えい発生防止，検知・監視及び漏えい発生時の評価

(a) 漏えい発生防止

ろ過水タンクの腐食対策は，管台部分も含めて，全面に防食塗装（タールエポキシ）を施し，孔食及びすき間腐食を防止する。また，フランジ部は，閉止板の面積相当の全面ガスケットとし，シール面にシール剤（ガスケットペースト）を塗布することにより，漏えい及びすき間腐食を防止する。

また，床面やフランジ補修等に用いた金属用補修剤は，鉄粉が配合されたエポキシ系の補修剤で一般に金属材質設備機器の肉盛り，穴埋め等に使用されるものである。

上記に加え，更なる漏えいの発生防止のため，取水用の取り出し口に閉止フランジを取り付けるとともに，漏えいがないことを確認した後，フランジ部に金属用補修剤を塗布する。

(b) 漏えいの検知・監視

ろ過水タンクは溶接構造であり漏えいの可能性は低いが，万一の漏えいを考慮し，ろ過水タンク周囲の堰等を設置する（図－３，表－４参照）。

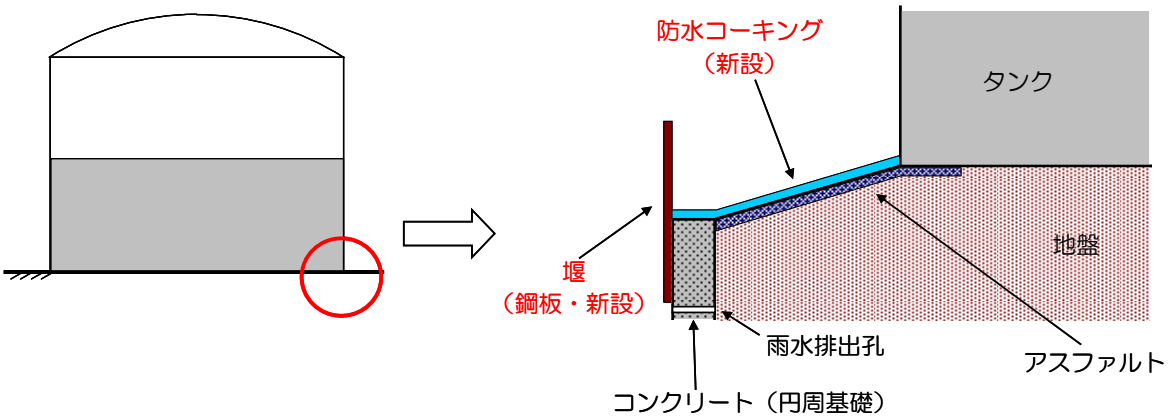
堰は，雨水の排水を考慮して排水弁を設置し，常時開とする運用とするが，漏えいが確認された場合に閉じる運用とする。

漏えいの検知方法は，水位計の計器精度が 0.5%程度であることから，水位計による水位の常時監視に加えて，ろ過水タンク外周面近傍に約 120° 間隔で 3 台の監視カメラを設置し，また 3 台の線量計を設置し，監視カメラによるタンク基礎部の確認及び線量計による雰囲気線量の変化を重要免震棟及びシールド中央操作室にて連続監視することにより，漏えいの有無を監視するとともに，１日に１回以上の巡視点検を実施する。また，円周基礎部に設置された雨水排水孔（円周４方向：計４箇所）のドレン水について，ドレン水の発生状況を考慮し，適宜サンプリングを実施し，塩分，全$\beta$の濃度を測定する。

水位計及び線量計に有意な変化が確認された場合は，現場にて$\beta$線等を直接測定し，事前に測定した逆浸透膜装置の廃水の線量値と比較することにより，漏えいの判断を行う。線量計の有意な変化等を確認後，現場での直接確認，漏えいの判断までに要する時間は最大でも 30 分程度と想定している。

また，雨水排水孔ドレン水の分析結果において，塩分，全$\beta$の有意な検出がされた場合も，事前に測定した逆浸透膜装置の廃水の線量値と比較することにより，漏えいの判断を行う。

上記の漏えいの検知方法，判断までの想定時間及び，堰による漏えい拡大防止と合わせて，大量の汚染水漏えい発生防止に万全を尽くすこととする。




図－３　No.1 ろ過水タンク廻り堰構造概要

表－４　No.1 ろ過水タンク廻り堰　主要仕様

| 高さ［m］ | 容量［$m^3$］ |
|---|---|
| 0.3 | 38 |

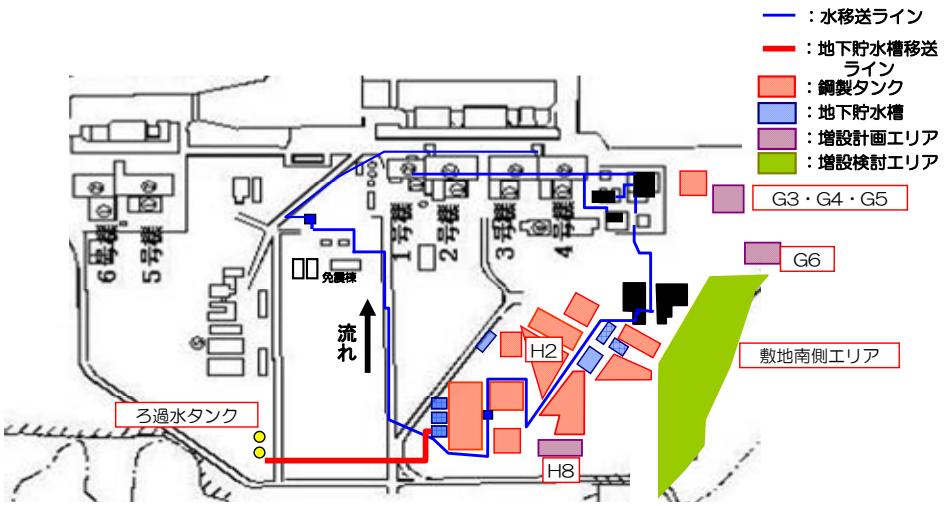
(c) 漏えい発生時の対応

漏えい発生防止や監視・検知に万全を尽くすが，万一漏えいが発生した場合に備え，緊急で補修できる様に鉄粉が配合されたエポキシ系の金属用補修剤等を確保し，板当て補修等を行い，漏えいを防止する。

また，漏えい水の回収は，少量の漏えいであれば吸水材による回収等を行う。一方，多量の漏えいに対しては，堰内にポンプ，吸引車等を設置して漏えい水を回収し，ろ過水タンクに漏えい水を戻すことで漏えい拡大防止を図る。

b.　地下貯水槽から No.1 ろ過水タンクへの移送時の配慮

地下貯水槽から No.1 ろ過水タンクへの移送ラインは図－４であり，移送にあたってはこれまでの不具合等を鑑みフランジ部の抜け防止，吸水材による養生，移送ホース設置時の注意喚起，ならびに排水路への流出防止（土のう設置）等の対策を行う。また，No.1 ろ過水タンク移送時には現場で常時監視を行う。




図－４　　No.1 ろ過水タンクへの移送ライン概略図

c.　No.1 ろ過水タンクへの逆浸透膜装置廃水貯留に伴う被ばく線量への影響

(a) 放射線業務従事者等への被ばくの影響

逆浸透膜装置の廃水を貯留している鋼製タンクの表面線量当量率は，主にストロンチウム 90 の濃度に依存し，30μSv/h～170μSv/h となっている（高さ約 1m，タンク表面からの距離約 5cm の位置に測定器を近づけて測定）。

ろ過水タンクに逆浸透膜装置の廃水を貯留した場合でも，タンク表面の線量当量率は鋼製タンクと同様に 100μSv/h 程度であり，ろ過水タンク周辺で作業する放射線業務従事者等へ過度の放射線被ばくのリスクを及ぼすものではない。なお，不要な被ばくを避けるため，区画及びタンク表面に線量表示を行う。

(b) 敷地境界線量評価への影響

ろ過水タンクに逆浸透膜装置の廃水を貯留した場合の敷地境界線量への影響は，「Ⅲ-3.2.2　線量評価」にて確認する。

(c) 漏えい発生時の対応作業に関する線量評価

漏えい発生時の対応作業による被ばく線量を，過去の漏えい事象発生時の実績から評価する。高濃度汚染水の漏えい事象として，代表的な事例を表－５に示す。

2012 年の事象における被ばく線量が 2011 年の事象における被ばく線量と比較して低いのは，作業体制の整備が進み，漏えいに対して速やかに対応が取れたこと，及び無駄な被ばくがないよう計画的に作業を実施出来たことによる。

No.1 ろ過水タンクへの水移送に際しても，現場で常時監視を行うなど漏えいの早期検知に万全を尽くす。このため万が一漏えいが発生した場合の漏えい水量，作業員の被ばく線量は上述の 2012 年の漏えい事象に比べて同等以下になると考えられる。

表－５　高濃度汚染水の漏えい事象例

| 過去の漏えい事象 | 発生日 | 回収量 | 回収方法 | 作業員被ばく線量（最大値） |
|---|---|---|---|---|
| 蒸発濃縮缶装置からの漏えい | 2011/12/4 | 約 14m$^3$ | 水中ポンプ | $\gamma$ ：0.78mSv<br>$\beta$ ：5.3mSv |
| 逆浸透膜装置移送ホースからの漏えい | 2012/3/26 | 約 10m$^3$ | 吸引車 | $\gamma$ ：0.14mSv<br>$\beta$ ：0.9mSv |

4.　添付資料

別添－１：No.1 ろ過水タンクの座屈変形評価

別添－２：No.1 ろ過水タンク内部点検結果

別添－３：No.1 ろ過水タンク内部補修結果

別添－４：ろ過水タンク底板の変形が材料強度に及ぼす影響について

別添－５：No.1 ろ過水タンク補修未実施箇所の肉厚評価

以　上

# No.1 ろ過水タンクの座屈変形評価

No.1 ろ過水タンクは，僅かな象足座屈変形（45mm 程度の膨らみ）があることを確認している。本件に対し，当該タンクの健全性を既往の知見等から以下の通り評価し，貯留量約 5,800m3（水位約 12m）において本震の ZPA 相当加速度 0.7G で座屈を生じない結果となった。

≪既往の知見等≫

- 座屈強度（≦タンク崩壊強度）において，おおよそ直径の 1%の変形で，元の強度の 90%程度に低下
- 消防法の設計基準を満足するタンクであれば，基準地震動 Ss においても機能維持
- 本震における福島第一原子力発電所の敷地内地表面部の最大加速度（ZPA）は 0.7G 程度

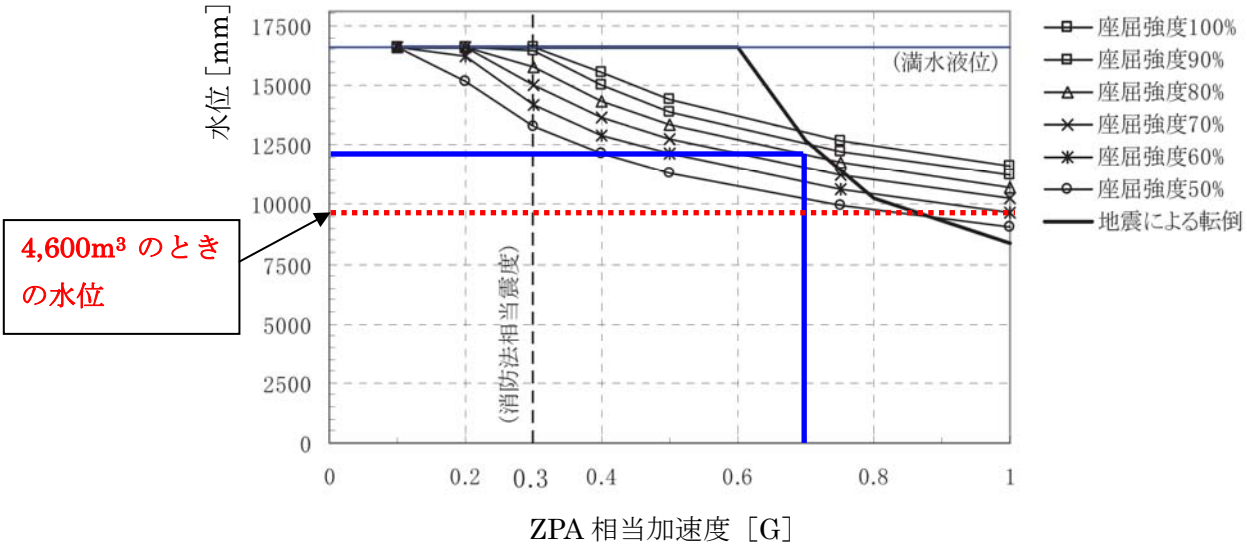
≪評価概要≫

- 消防法設計加速度により，タンクが健全な状態において，座屈が生じない水位を評価（水位をパラメータとし，設計加速度による側板の圧縮応力=許容座屈応力となる水位を算出）
- 上記評価結果に基づき，座屈等による強度低下（許容座屈応力を 10%刻みで低下）と加速度をパラメータとして座屈が生じない水位を評価
- 使用可能水位を評価する場合，座屈強度の低下量，想定する地震の加速度を設定して，上述で算出された使用可能水位を読み取り

≪評価結果≫

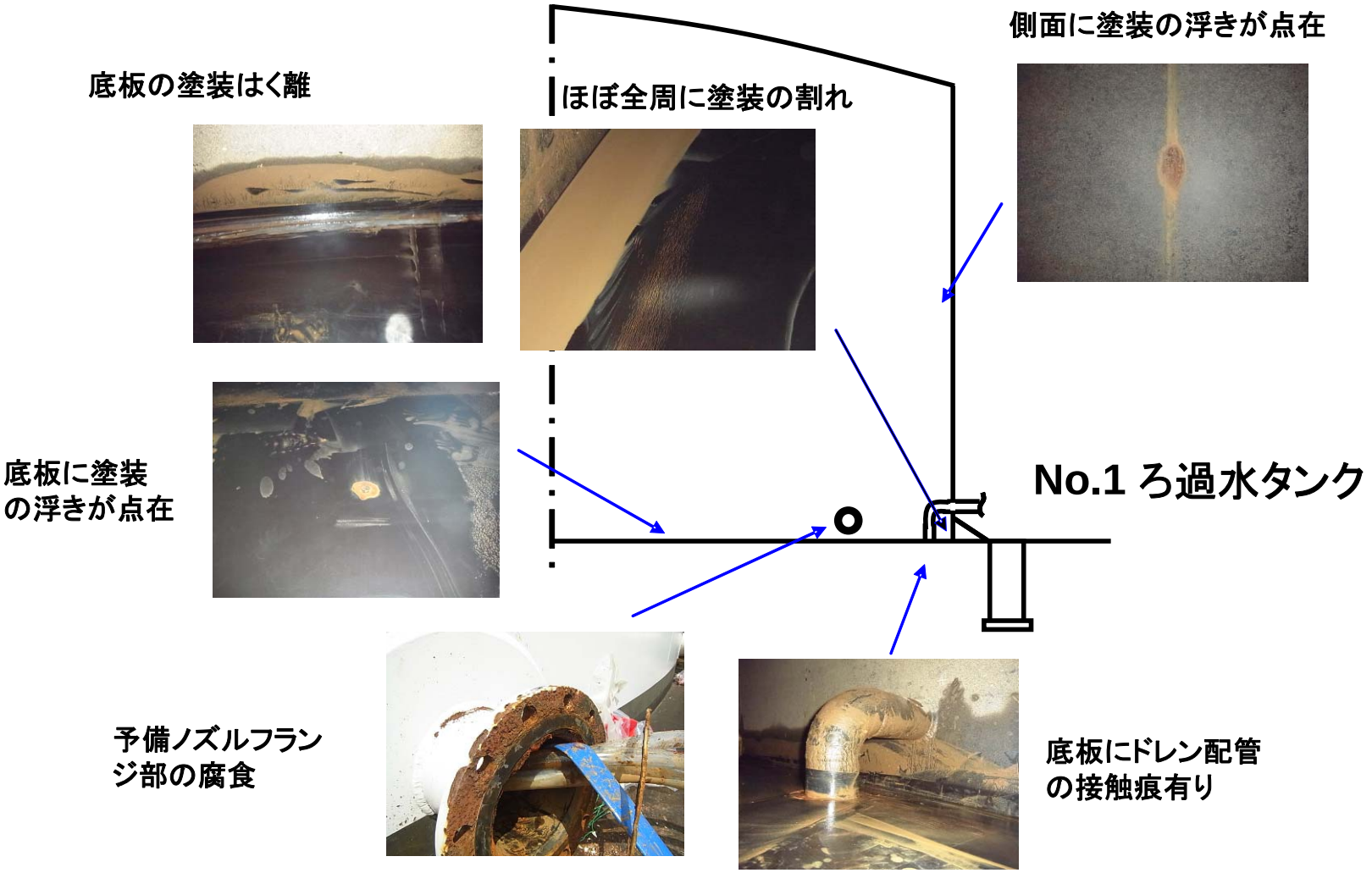
- 評価条件
  - ZPA 相当震度：0.7G
  - 座屈等による強度低下：座屈によるタンク直径の変化量は 1%よりも十分低いが，20%の強度が低下している（座屈強度 80%）と想定

- 評価結果（下図参照）
  - 消防法設計加速度（ZPA 相当加速度：0.3G）では，タンクが健全な状態においては満水でも座屈を生じない
  - 地震発生時の水位（ほぼ満水状態）では，本震の ZPA 相当加速度 0.7G において，座屈を生じる恐れ有り
  - 座屈により 20%の強度が低下している場合（座屈強度 80%）においても，貯留量約 5,800m$^3$（水位約 12m）であれば本震の ZPA 相当加速度 0.7G で座屈を生じない。


水位［mm］
17500
15000
12500
10000
7500
5000
2500
0
0
0.2
0.3
0.4
0.6
0.8
1
(満水液位)
(消防法相当震度)
4,600m³ のとき
の水位
座屈強度100%
座屈強度90%
座屈強度80%
座屈強度70%
座屈強度60%
座屈強度50%
地震による転倒
ZPA 相当加速度［G］

以　上

No.1 ろ過水タンク内部点検結果



No.１ ろ過水タンク内部補修結果



底板



底板



側板



底板ドレン配管近傍

ろ過水タンク底板の変形が材料強度に及ぼす影響について

1. ろ過水タンク底板鉛直方向変位の測定

図１に示すろ過水タンク底板の半径方向の経路上で，基準点（タンク中心）に対する鉛直方向変位の測定を実施した結果を図２に示す。

タンク底板は，図２中に赤の破線で示すような，中心から外周に向かって 1/120 の下り勾配を持つ基礎の上に設置されているが，実測結果は，中心から約 11m の範囲は概ね水平であり，11m 以上外周側の範囲で，基準点からの鉛直方向変位が拡大するという傾向が，いずれの方角に対しても確認された。

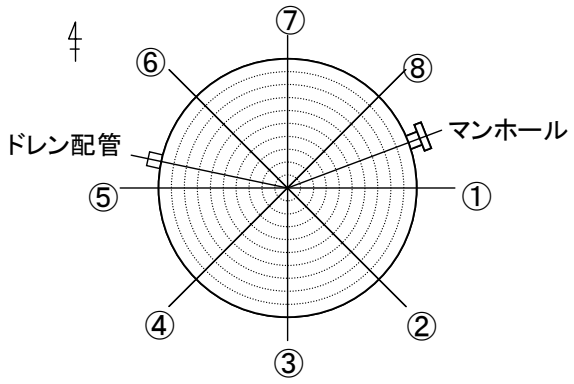



図１ ろ過水タンク底板鉛直方向変位の測定経路

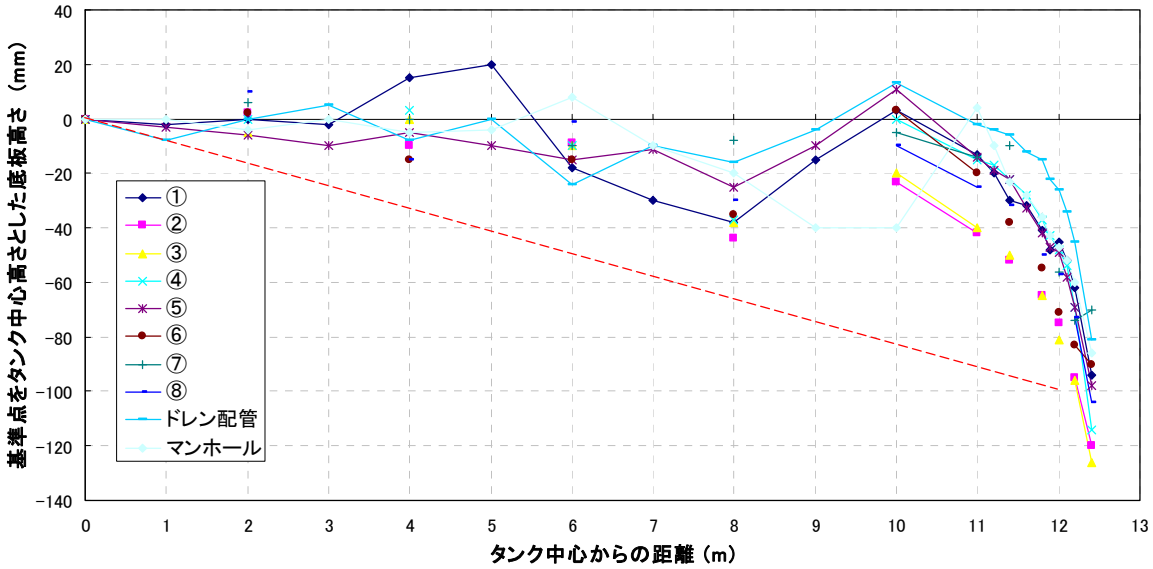


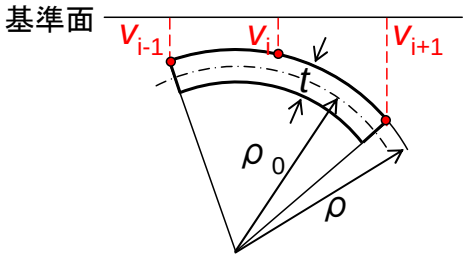

図２ ろ過水タンク底板鉛直方向変位の測定結果

2. ろ過水タンク底板の残留ひずみの評価

図２の測定結果に基づき，底板上面での残留ひずみの評価を実施した。残留ひずみは，図３に示すように，基準点からの鉛直方向距離の隣り合う３点での測定値 $v_{i-1}$，$v_i$，$v_{i+1}$ を通る円弧

の曲率半径 $\rho$ から式 1 を用いて算出した。ここで，タンク底板の板厚には，全域に対してアニュラ板の 12mm を用いた。

$$\text{残留ひずみ: } \varepsilon = \frac{\rho - \rho_0}{\rho} \quad \cdots(1)$$




vi :底板各点の基準面からの垂直方向距離測定値
$\rho$ :底板上面の曲率半径
（隣り合う3測定点を通る円弧の曲率）
$\rho_0$:曲げの中立軸の曲率半径（$\rho_0 = \rho - t$）
※ 板厚$t$には，アニュラ板の値12mmを用いた

図 3 ろ過水タンク底板鉛直方向変位に基づくひずみの評価方法

ひずみ評価値の半径方向分布を図 4 に，各半径方向における最大のひずみ評価値を図 5 に示す。いずれの方向においても外周部（中心からの距離が 11m 以上の範囲）でひずみが高くなる傾向を示した。

評価されたひずみは，ドレン配管方向の最外周近傍で最大 0.8%，①および④方向の最外周近傍で 0.6%，0.7%を示したが，それ以外では概ね 0.5%以下となった。

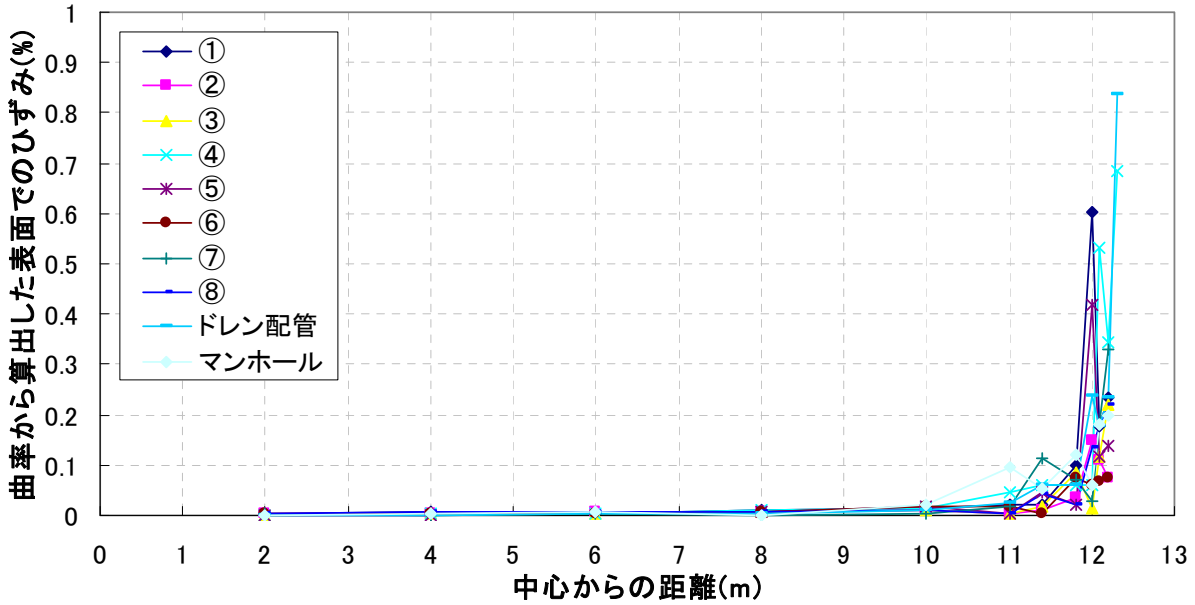



図 4 ろ過水タンク底板上面のひずみの評価結果

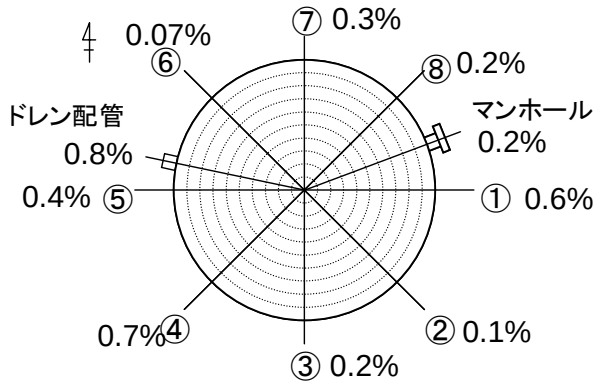



図 4 ろ過水タンク底板上面のひずみの評価結果の各評価経路内の最大値

3. 残留ひずみ評価値に基づくタンク材料特性への影響評価

炭素鋼の強度特性に及ぼすひずみの影響を評価した過去の知見から，±8%の繰返し予ひずみや，10%程度の静的予ひずみを付与した場合，引張強さの増加と，極わずかな破断延性の低下が生じること，また疲労強度については，ほとんどの影響が認められないことが知られている。

以上のことから，ろ過水今回タンク底板に発生した 1%程度のひずみであれば，材料強度に及ぼす影響はほとんどないと判断され，設計時と同様な手法・データに基づく健全性評価の適用が妥当であると判断される。

以 上

No.1 ろ過水タンク補修未実施箇所の肉厚評価

1 段目の欠陥箇所のうち，床面から補修可能な部位（59 箇所）の腐食の除去深さを実測したところ，最大で 1.88mm となった。

前回の内面点検（平成 18 年度）後，平成 19 年 4 月から腐食が始まり，平成 25 年 4 月までの約 6 年間で腐食が進行したものと仮定すると，**腐食速度は 1.88mm／6 年≒0.32mm／年となる。**

側板厚さ設計値から既に 2mm の腐食があると仮定し，さらに 0.32mm/年で腐食した場合の側板が貫通するまでの期間を評価した結果，下表に示すとおり最短で 18 年となる。

| 場所 | 側板厚さ設計値（mm） | 側板厚さ評価値（mm） | 貫通までの期間（年） |
|---|---|---|---|
| 4 段目 | 8 | 6 | 18 |
| 3 段目 | 10 | 8 | 25 |
| 2 段目 | 12 | 10 | 31 |
| 1 段目 | 18 | 16 | 50 |

なお，底板の腐食部については補修を実施しているが，21 箇所について腐食の除去深さを実測したところ，最大で 2.18mm となった。

上述と同様に約 6 年間で腐食が進行したものと仮定すると，**腐食速度は 2.18mm／6 年≒0.37mm／年となる。**

底板厚さ設計値から既に 2.2mm の腐食があると仮定し，さらに 0.37mm／年で腐食した場合の底板が貫通するまでの期間を評価した結果，下表に示すとおり 18 年となる。

| 場所 | 底板厚さ設計値（mm） | 底板厚さ評価値（mm） | 貫通までの期間（年） |
|---|---|---|---|
| 底板 | 9 | 6.8 | 18 |

添付資料－１１

# ２号機及び３号機の海水配管トレンチにおける高濃度汚染水の処理設備

## １．はじめに

１，２号機タービン建屋東側の護岸付近の地下水において，放射性物質が告示濃度限度（海水中の放射性物質濃度が線量限度等を定める告示に定める周辺監視区域外の濃度限度）を上回る高い濃度で検出されており，港湾内海水中の放射性物質濃度が減少しておらず，地下水の水位等のデータ分析結果から，汚染された地下水が海水に漏えいしているものと推定している。

そのため，高濃度の汚染水（以下，「滞留水」という。）が滞留している２号機及び３号機の海水配管トレンチについて，モバイル式の処理装置及び汚染水処理設備へ滞留水を移送する配管等を設置し，滞留水に含まれる放射性物質濃度の低減を図る。

## ２．基本設計

### ２．１　設置の目的

２号機及び３号機の海水配管トレンチには，高濃度の汚染水が滞留していることが確認されている。早期に海水配管トレンチ内の滞留水に含まれる放射性物質濃度を低減するため，使用済燃料プールの浄化に用いたモバイル式の処理装置（以下，「モバイル式処理装置」という。）を導入することに加え，汚染水処理設備へ滞留水を移送するための配管等を設置する。

### ２．２　設計方針

モバイル式処理装置は，使用済燃料プールの浄化に使用していたもの 1 基と同仕様のものを新たに 1 基導入することとしており，海水配管トレンチの処理期間を考慮した設計とする。

#### （１）放射性物質の漏えい及び管理されない放出の防止

モバイル式処理設備は，液体状の放射性物質の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため，次の各項を考慮した設計とする。

ａ．漏えいの発生を防止するため，機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用する。

ｂ．液体状の放射性物質が漏えい防止として，屋外には基本的にポリエチレン管を使用し，設置箇所の状況に応じて耐圧ホースを使用する。

ｃ．モバイル式処理装置は，漏えい受けパンを設置する。また，漏えい検知器を設置し，一括警報を設置する。

（２）放射線遮へいに対する考慮

モバイル式処理設備は，放射線業務従事者等の線量を低減する観点から，放射線を適切に遮へいする設計とする。

（３）崩壊熱除去に対する考慮

モバイル式処理装置は，放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し，必要に応じて崩壊熱を除去できる設計とする。

（４）可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

モバイル式処理装置は，水の放射性分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できる設計とする。

２．３　主要な機器

モバイル式処理設備は，２号機，３号機のそれぞれに設置し，海側トレンチ立坑から汲み上げた滞留水を処理し，山側トレンチ立坑へ移送する。また，２号機タービン建屋に設置されている滞留水移送装置へ接続する配管を設け，海水配管トレンチ内の滞留水をプロセス主建屋，高温焼却炉建屋等への移送を可能とする。

モバイル式処理装置は，１塔の吸着塔により，滞留水に含まれる核種を除去する。吸着材は，除去する核種に応じて変更する場合がある。

また，吸着塔は適切な遮へいを有するものとする。交換した吸着塔は，内部の水抜きを行い，使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

なお，モバイル式処理設備は，現在詳細設計中であり確定次第，実施計画へ反映する。

３．１　主要仕様

モバイル式処理設備は，２号機，３号機それぞれに同様の機器を設置する。

（１）吸着塔

| | |
|---|---|
| 系列数 | １（系列／号機） |

（２）トレンチ水移送ポンプ

| | |
|---|---|
| 台数 | １（台／号機） |

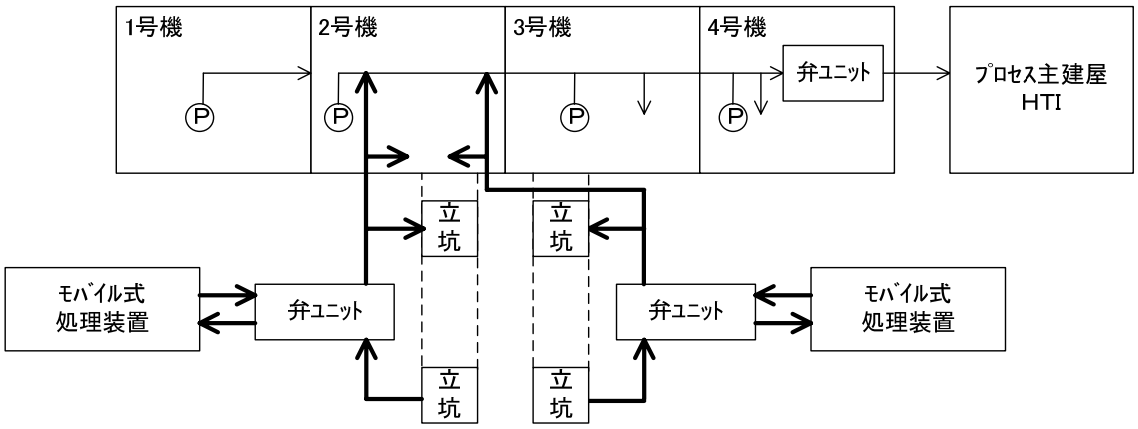



図１　モバイル式処理設備の系統概略図

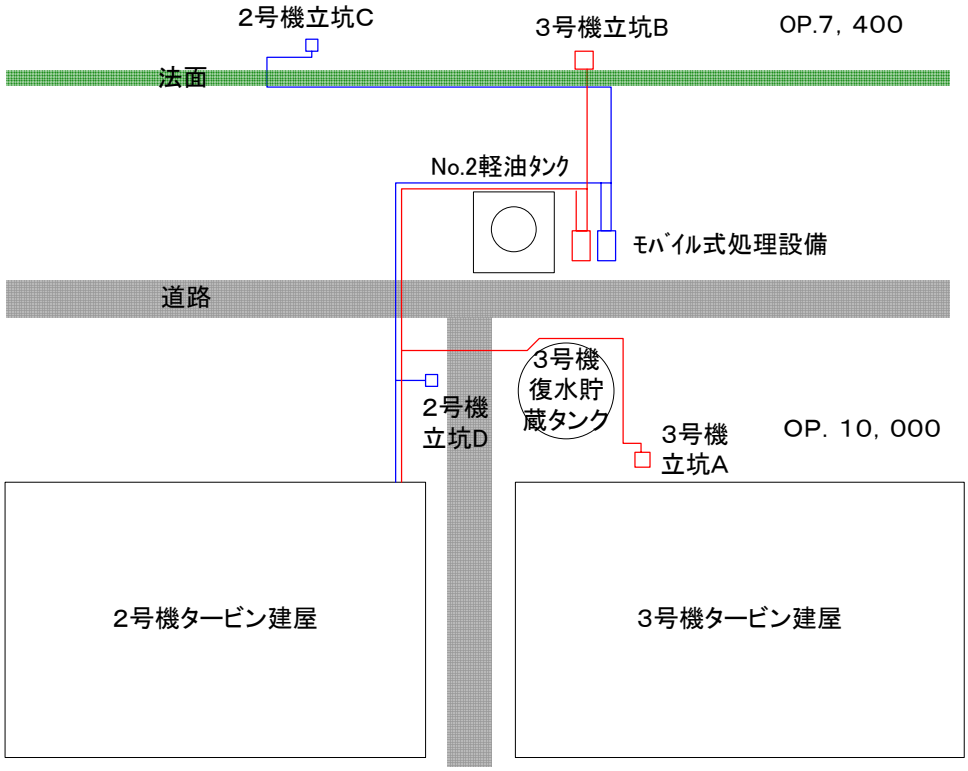



図２　配置概要図

## 2.6　滞留水を貯留している（滞留している場合を含む）建屋

### 2.6.1　基本設計

#### 2.6.1.1 設置の目的

既設１～４号機の原子炉建屋，タービン建屋（コントロール建屋及び，２，３号機海水配管トレンチ・立坑※1を含む），廃棄物処理建屋には，高レベル放射性汚染水（以下，「滞留水」という。）が滞留している。また，集中廃棄物処理建屋のうち，プロセス主建屋，雑固体廃棄物減容処理建屋（以下，「高温焼却炉建屋」という。）は，１～４号機のタービン建屋の滞留水を移送するための受け入れ先とするものであることから，各建屋の滞留水の状況を適切に監視し，放射性物質の建屋外への漏えいを防止するための機能を満足する設備とする。

※１：立坑とは，規模の大きな地中構造物のうち，比較的深い（１０m 程度）「縦の坑道」をいう。

#### 2.6.1.2 要求される機能

(1) 建屋等に滞留する滞留水の状況を監視できる機能を有し，建屋等の外への漏えいを防止できる機能を有すること。

(2) 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合にも，建屋等の外への漏えいを防止できるよう水位を管理できること。

(3) 滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出を抑制・管理できる機能を有すること。

(4) 建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能を有すること。

#### 2.6.1.3 設計方針

(1) 建屋等の滞留水の状況を監視できる機能を有し，建屋等の外への漏えいを防止できる機能を有する設計とする。

具体的には，建屋等の滞留水の状況を監視できる機能として，水位計を設置する。また，各建屋からの滞留水の漏えいを防止するために，建屋に滞留する滞留水の水位が地下水の水位よりも低くなるように管理する必要があること，地下水の水位は，サブドレン水※2の水位により確認していることから，建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

※２：サブドレン水とは，建屋周辺の地下水をいう。

(2) 汚染水処理設備の長期間の停止，豪雨等があった場合にも，建屋等の外への漏えいが防止できるよう水位を管理する。

具体的には，汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持することにより管理する。また，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋については，受け入れを停止すれば問題とならない。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

(3) 滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出を抑制・管理できる機能を有する設計とする。

具体的には，滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，可能な限り地下開口部の閉塞を行い，必要に応じて各建屋についてダストサンプリングを実施する。

(4) 建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能を有する設計とする。

具体的には，サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し，定期的に測定する。

(5) 必要に応じて，貯留または滞留している滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理が適切に行える機能を有する設計とする。

具体的には，滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し水素の滞留のないことを確認する。また，念のため，必要に応じて換気口を設けるなど水素の滞留を抑制する。

(6) 環境条件に対する設計上の考慮は，次の通りとする。

海水による影響については，「Ⅲ.3.1.3.1.2(5) １～４号機原子炉建屋の点検について及び，同 添付資料-6 コメント回答③」に記載している。

(7) 電源停止に対する設計上の考慮は，次の通りとする。

全電源喪失による水位の遠隔監視機能が喪失の場合でも，これまでの実績から地下水の流入及び原子炉注水による水位の上昇は緩慢なものであり，水位のシミュレーションも可能である。また，交流電源を使用しない別の水位計により電源復旧までの間，手動での水位計測も可能である。以上のことから，漏えい防止の水位監視機能は喪失しないことから，安全上の問題は生じない。

(8) 信頼性に対する設計上の考慮は，次の通りとする。

建屋等の外への漏えいを防止できる機能については，多重性を持たないが，滞留水を

貯留する機能については，１～４号機各建屋の滞留水をプロセス主建屋，高温焼却炉建屋に移送することができ，更に，高濃度滞留水受けタンクにも移送が可能であり，それぞれ独立した設備であることから多重性，独立性を有している。

(9) 検査可能性に対する設計上の考慮は，次の通りとする。

建屋そのものの構造・強度の健全性については，直接的には，水没部が高線量であり確認することは出来ないが，類似箇所からの類推評価や解析により健全性を評価することが可能である。

また，建屋の滞留水を貯留する能力については，滞留水の水位制御により担保されていることから，水位が規定の値に制御されていることにより能力が保たれていることを確認することが可能である。また，建屋周囲のサブドレン水の放射能濃度を計測することにより，漏えいがないことを確認でき，滞留水の地下水への漏えいのないことを確認可能である。

(10) 建屋等内に滞留する滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減にかかる方針は，次の通りとする。

滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減を図るためには，今後，地下水位を管理し地下水の流入を抑制し滞留水の水位を下げタービン建屋，原子炉建屋，廃棄物処理建屋内にある滞留水を処理する必要がある。このため，地下水バイパス，トレンチ止水等の方策を検討する。

2.6.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 建屋等の外への滞留水の漏えいを防止できる機能を有すること

2.6.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

滞留水を貯留している建屋等は，集中廃棄物処理建屋のうち，滞留水を貯留するプロセス主建屋，高温焼却炉建屋と，滞留水が滞留する１～４号機の原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋で構成する。

各号機の建屋等について設計内容を目標ごとに以下に記載する。

(2) プロセス主建屋

プロセス主建屋に貯留する滞留水は，２号機，３号機及び４号機から滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）で移送され，汚染水処理設備で処理されることにより水位調整を行う。移送については，移送元の１～４号機の水位や移送先となる集中廃棄物処理建屋の水位の状況を考慮し実施する。

プロセス主建屋について，以下のとおり設計する。

a．滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，水位計を設置し，建屋内水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 貫通部の止水

漏えいの経路となり得る当該建屋の系外への貫通部に適切な止水を実施する。

(b) 外壁，床面等の亀裂からの漏えい対策

亀裂等からの漏えい対策として，外壁，床面等の亀裂や浸潤などにひび割れ補修を実施する。

(c) 建屋に貯留する滞留水の水位管理

建屋に貯留する滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため，建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

(d) コンクリート壁中における放射性物質の拡散について

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため，拡散評価を行う。

(e) サイトバンカ建屋における滞留水の対応について

プロセス主建屋に隣接するサイトバンカ建屋においては，地下に滞留している水に放射能が検出されていることから，プロセス主建屋に貯留する滞留水が両建屋間を繋ぐ階段室を介し流入した可能性は否定できない。

このため，サイトバンカ建屋の滞留水は適宜プロセス主建屋へ移送する。

また，サイトバンカ建屋近傍のサブドレン水の水位及び放射能濃度を監視する。

b．汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，受け入れ元であるタービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持する。このことから，プロセス主建屋への受け入れを停止すれば問題とならない。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c．気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，可能な限り地下開口部の閉塞を行う。また，必要に応じてプロセス主建屋についてもダストサンプリングを実施する。

なお，水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として設置する局所排風機は，チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタを通して排気するものと

する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し，定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し，水素の滞留のないことを確認する。また念のため，水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として，建屋上部より吸気して排気する局所排風機を設置する。

なお，滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞する部位については，可燃性ガスが滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

(3) 高温焼却炉建屋

高温焼却炉建屋に貯留する滞留水は，２号機，３号機及び４号機から滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）で移送することにより受け入れ，汚染水処理設備により処理することにより水位調整を行う。移送については，移送元の１～４号機の水位や移送先となる集中廃棄物処理建屋の水位の状況を考慮し実施する。

高温焼却炉建屋について，以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，水位計を設置し，建屋内水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 貫通部の止水

漏えいの経路となり得る当該建屋の系外への貫通部に適切な止水工事を実施する。

(b) 外壁，床面等の亀裂からの漏えい対策

亀裂等からの漏えい対策として，外壁，床面等の亀裂や浸潤などにひび割れ補修を実施する。

(c) 建屋に貯留する滞留水の水位管理

建屋に貯留する滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理する。そのため，建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

(d) コンクリート壁中における放射性物質の拡散について

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため，

拡散評価を行う。

(e) 隣接する地下通路への滞留水の漏えい対応について

高温焼却炉建屋の滞留水は，隣接する地下通路に漏えいしていることが確認されたが地下通路部の水位の方が高いことから漏えいは抑制されていると考える。念のため，高温焼却炉建屋近傍のサブドレン水の水位及び放射能濃度を監視する。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，受け入れ元であるタービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持する。このことから，高温焼却炉建屋への受け入れを停止すれば問題とならない。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，可能な限り地下開口部の閉塞を行う。また，必要に応じてプロセス主建屋についてもダストサンプリングを実施する。

なお，水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として設置する局所排風機は，チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタを通して排気するものとする。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水のサンプリングの監視箇所を適切に設定し，定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し，水素の滞留のないことを確認する。また念のため，水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として，建屋上部より吸気して排気する局所排風機を設置する。

なお，滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞する部位については，可燃性ガスが滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

(4) １号機

１号機の滞留水については，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に滞留して

おり，原子炉建屋から主に廃棄物処理建屋を通って２号機廃棄物処理建屋へ流出するとともに，タービン建屋にも流出する場合があると考えられる。１号機タービン建屋の滞留水については，水位状況に応じて１号機廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）を通じて移送することにより２号機タービン建屋に移送する。１号機の各建屋について，以下のとおり設計する。

a．滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また，地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

さらに，地下水による海洋汚染拡大防止を図るため１～４号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置した場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため，拡散評価を行う。

b．汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，１号機の滞留水が流入する２号機タービン建屋等の水位を，余裕のある水位に維持する。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c．気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，タービン建屋及び廃棄物処理建屋について，可能な限り地下開口部の閉塞を行い，原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋，廃棄物処理建屋についてダストサンプリングを実施する。

なお，原子炉からの放射性物質の飛散抑制の応急措置的対策のため，原子炉建屋にカバーを設置する。本カバーの設置とともに排気設備を設置し，チャコールフィルタ及び高性能粒子フィルタを通して排気することにより，滞留水に起因する気体

状の放射性物質の環境への放出の低減を図る。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し，定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後，滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

(5) ２号機

２号機の滞留水については，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に滞留しており，各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動があり，２号機タービン建屋から３号機タービン建屋または集中廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）を通じて移送することにより水位調整を行う。移送については，移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。２号機の各建屋について，以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また，地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

ＯＰ．４０００に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに，地下水による海洋汚染拡大防止を図るため１～４号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため，拡散評価を行う。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を，余裕のある水位に維持し，滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まるＯＰ．４０００ までの余裕を確保する。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，タービン建屋及び廃棄物処理建屋について，可能な限り地下開口部の閉塞を行い，原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋，廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し，定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後，滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

(6) ３号機

３号機の滞留水については，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に滞留しており，３／４号機の各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動がある。また，２号機から滞留水移送装置で移送された滞留水が流入する。これらの滞留水は３号機タービン建屋から４号機タービン建屋，３号機または４号機タービン建屋から集中廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）で移送することにより水位調整を行う。移送については，移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。３号機の各建屋について，以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また，地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

ＯＰ．４０００に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに，地下水による海洋汚染拡大防止を図るため１～４号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため，拡散評価を行う。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を，余裕のある水位に維持し，滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まるＯＰ．４０００までの余裕を確保する。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，タービン建屋及び廃棄物処理建屋について，可能な限り地下開口部の閉塞を行い，原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋，廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後，滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

(7) ４号機

４号機の滞留水については，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に滞留しており，３／４号機の各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動があり，３号機タービン建屋または４号機タービン建屋から滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）で集中廃棄物処理建屋へ移送することにより水位調整を行う。移送については，移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。４号機の各建屋について，以下のとおり設計する。

a．滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また，地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

ＯＰ．４０００に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに，地下水による海洋汚染拡大防止を図るため１～４号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため拡散評価を実施する。

b．汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を，余裕のある水位に維持し，滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まるＯＰ．４０００までの余裕を確保する。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c．気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，タービン建屋及び廃棄物処理建屋について，可能な限り地下開口部の閉塞を行い，必要に応じて

原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し，定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後，滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

2.6.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波対策は，「Ⅲ.3.1.3.2　津波への対応 」に記載している。

(2) 豪雨・台風

豪雨・台風対策は，「Ⅲ.3.1.4.1 台風・豪雨について」に記載している。

(3) 竜巻

竜巻対策は，「Ⅲ.3.1.4.2 竜巻について」に記載している。

(4) 火災

建屋内の各設備においては，設備毎に必要な火災対策を実施している。また，滞留水を貯留・滞留している建屋地下エリアは，火気作業が無いため火災が発生するリスクが低く，仮に火災が発生したとしても，滞留水の貯留機能に影響はないことから，追加の火災対策は不要である。

2.6.1.7 構造強度及び耐震性

(1) プロセス主建屋

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析，点検による確認

プロセス主建屋は耐震Ｂクラスであり，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの，弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが，構造物としての健全性が維持されていることについて，地震応答解析，点検により確認を行う。

b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し，参考に基準地震動Ｓｓに対して，構造強度を満足することを確認する。

(2) 高温焼却炉建屋

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析，点検による確認

高温焼却炉建屋は耐震Ｂクラスであり，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの，弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが，構造物としての健全性が維持されていることについて，地震応答解析，点検により確認を行う。

b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し，参考に基準地震動Ｓｓ対して，構造強度を満足することを確認する。

(3) １～４号機

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析

原子炉建屋は耐震Ｓクラス，タービン建屋，廃棄物処理建屋は耐震Ｂクラスであり，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの，弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが，原子炉建屋とタービン建屋は構造物としての健全性が維持されていることについて，地震応答解析により確認を行う。

b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し，原子炉建屋について，基準地震動Ｓｓに対して，構造強度を満足することを確認する。

また，参考に，タービン建屋，廃棄物処理建屋について，基準地震動Ｓｓに対して，構造強度を満足することを確認する。

2.6.2 添付資料

添付資料－１　系統概略図
添付資料－２　構造強度及び耐震性
添付資料－３　地下水バイパスによる地下水流入量の低減
添付資料－４　プロセス主建屋の貫通部の止水措置
添付資料－５　プロセス主建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策
添付資料－６　プロセス主建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価
添付資料－７　高温焼却炉建屋の貫通部の止水措置

添付資料－８　　高温焼却炉建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策
添付資料－９　　高温焼却炉建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価
添付資料－１０　１～４号機の各建屋外への放射性物質移行量の評価
添付資料－１１　建屋等内に滞留する滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減にかかる方針
添付資料－１２　汚染水処理対策委員会で議論された汚染水処理問題の抜本対策
添付資料－１３　汚染された地下水の港湾への流出抑制策等について

系統概略図

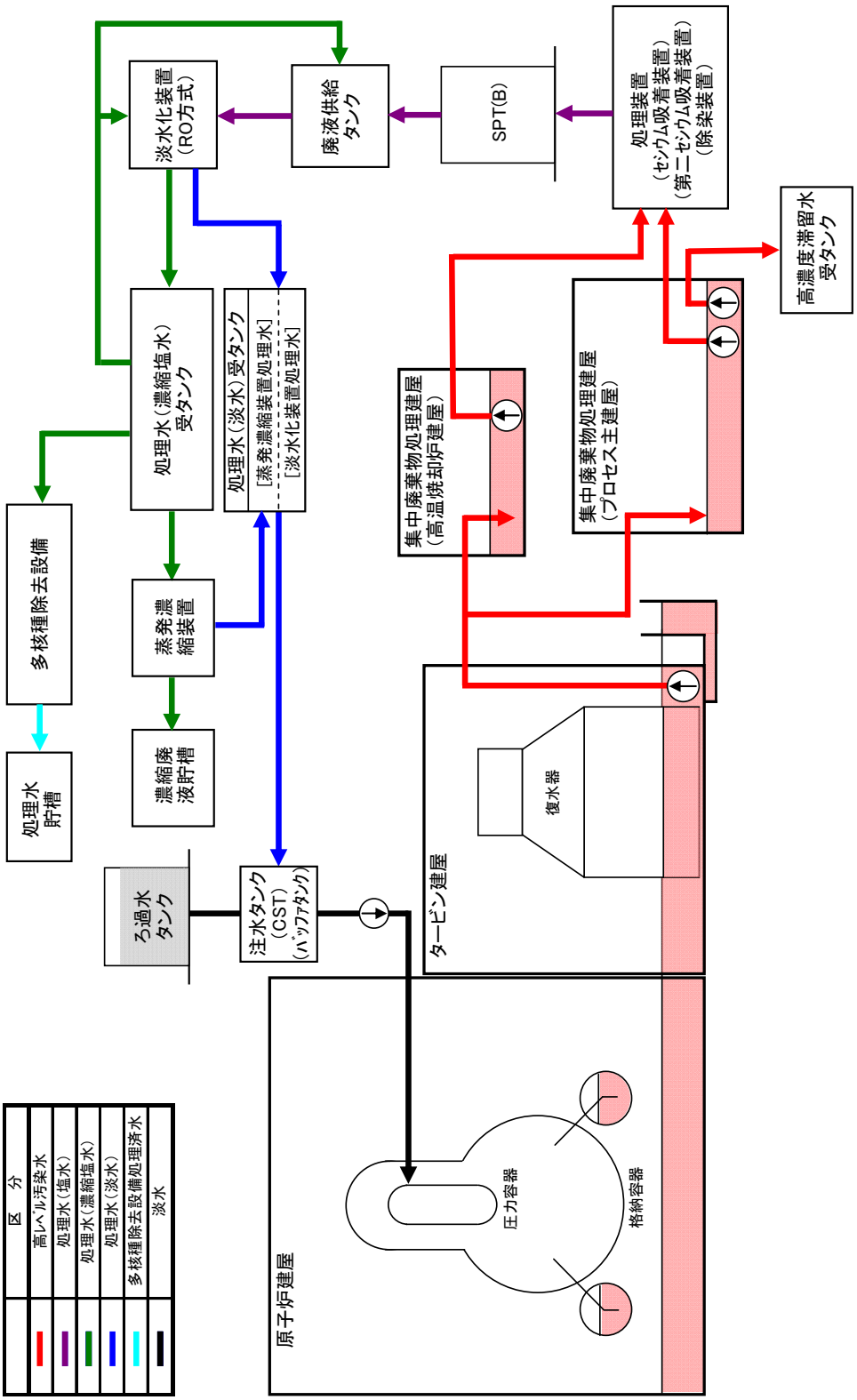
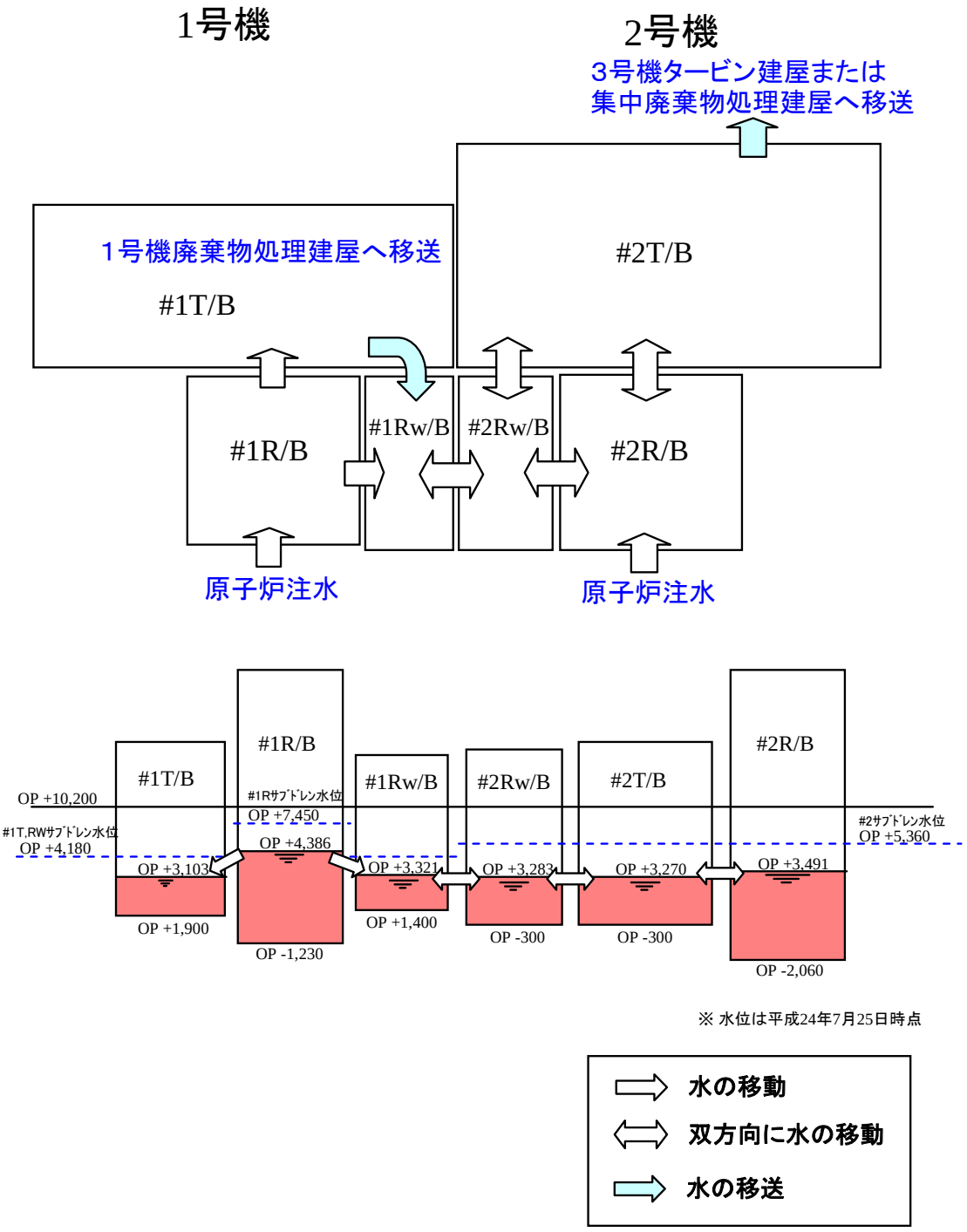
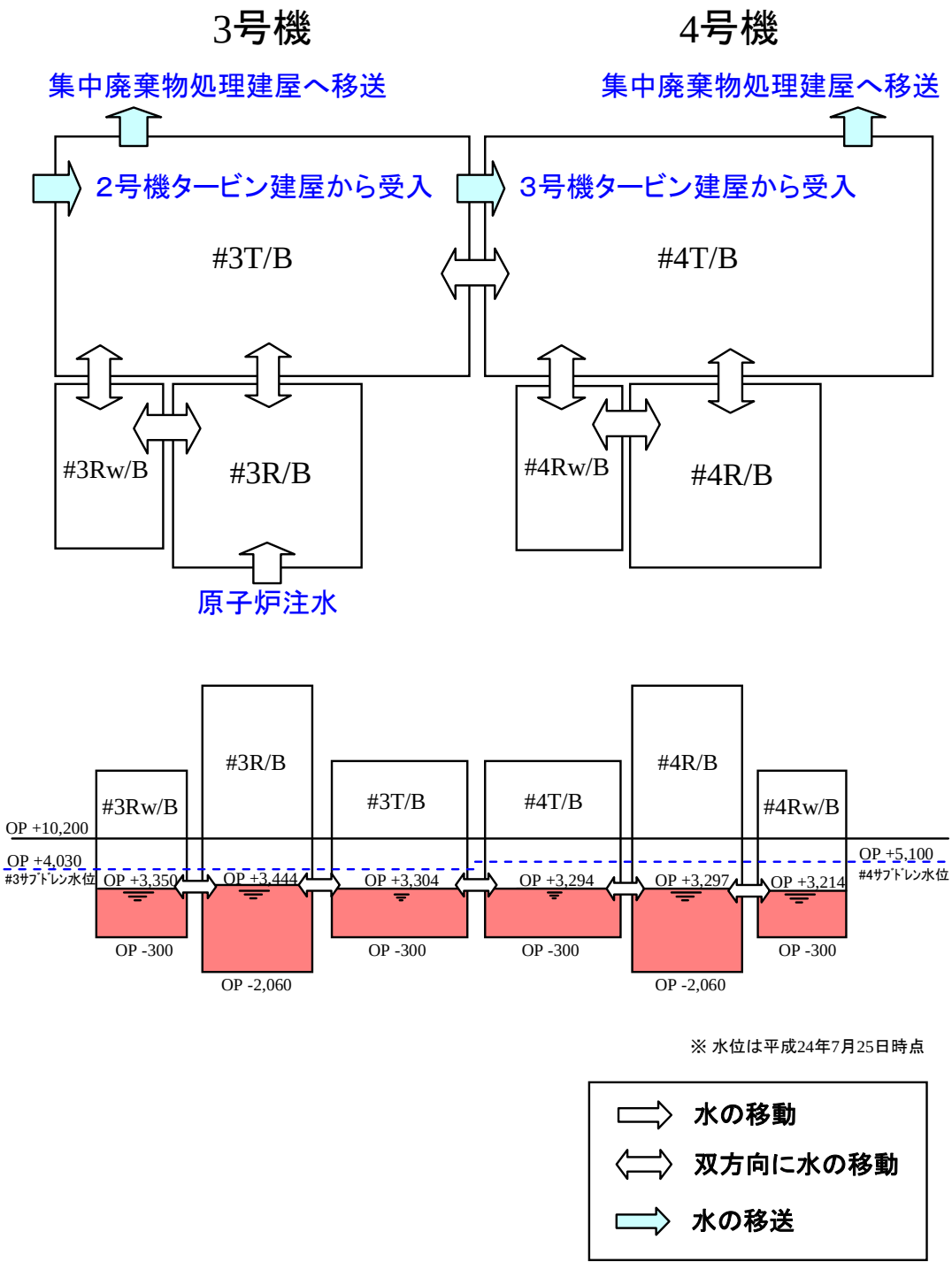



図１　滞留水移送概念図




注　#n：n 号機，R/B：原子炉建屋，T/B：タービン建屋，Rw/B：廃棄物処理建屋

図２　１／２号機建屋間における滞留水の流れのイメージ




注　#n：n 号機，R/B：原子炉建屋，T/B：タービン建屋，Rw/B：廃棄物処理建屋

図３　３／４号機建屋間における滞留水の流れのイメージ

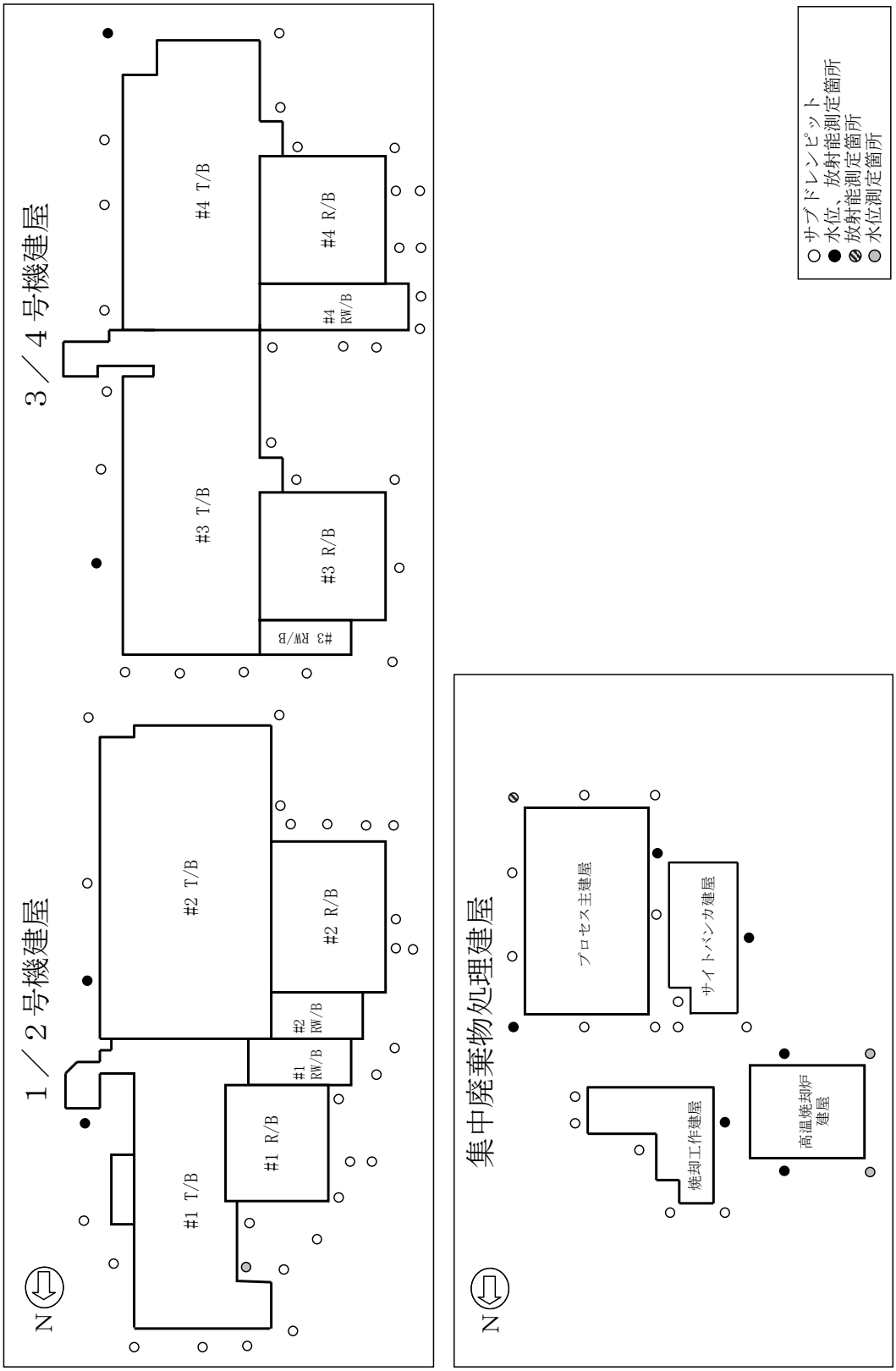



図４　サブドレンピット概略配置図

# 構造強度及び耐震性
## （地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価）

１　はじめに

地下に滞留水を貯留する１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋及び１～４号機コントロール建屋について，地下階に滞留水があることを考慮し，基準地震動 Ss に対し，地下外壁が崩壊しないことを確認する。なお，判定は地下階の耐震壁が終局限界に至らないことを確認する。

１～４号機原子炉建屋について，基準地震動 Ss に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁の耐震安全性を評価する。（４号機原子炉建屋については，Ⅲ.3.1.3 添付資料 3 を参照）

また，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋及び１～４号機コントロール建屋について，それぞれ代表号機を選定した上で，基準地震動 Ss に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁の耐震安全性を評価する。なお，代表号機以外については，代表号機の耐震安全性評価結果を踏まえ，建屋の類似性等を考慮して，耐震安全性を評価する。ここで，代表号機は滞留水の容量が最大の号機とする。

2　原子炉建屋

2.1　１号機原子炉建屋

2.1.1　解析評価方針

１号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は，基準地震動 Ss を用いた地震応答解析によることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

解析モデルは，地下１階から地上５階に設置された機器を含む建屋全域を NS，EW 方向とも１軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し，固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）を超えないことを確認することとする。

１号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を，図 2.1.1-1 に示す。

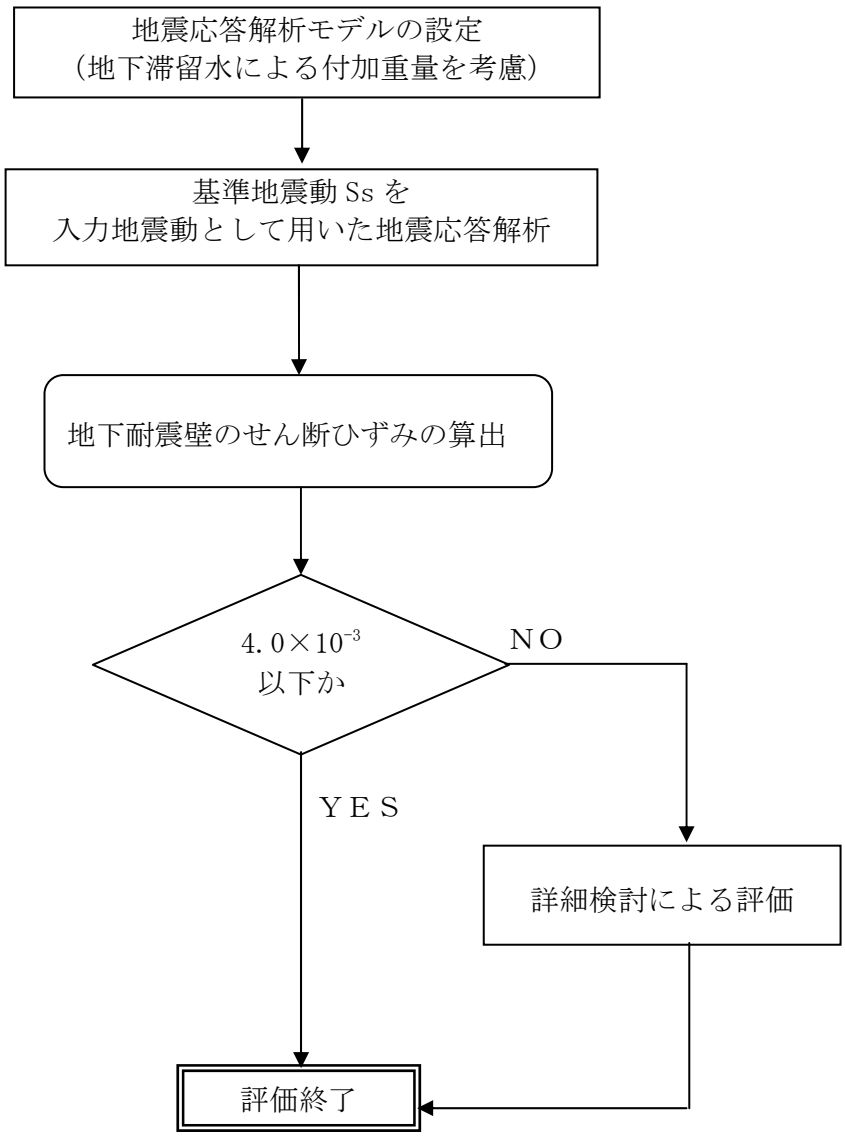



図 2.1.1-1　１号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.1.2　1号機原子炉建屋の水位及び地下滞留水量

1号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表2.1.2-1に示す。

表2.1.2-1　1号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

| | 1号機 |
|---|---|
| 水位 | O.P. 7,000 |
| 貯水量 | 5,600m$^3$ |

2.1.3　解析に用いる入力地震動

１号機原子炉建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官１９第６０３号　平成２０年３月３１日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.1.3-1 に示す。この１号機原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 Ss の加速度波形について，図 2.1.3-2 に示す。

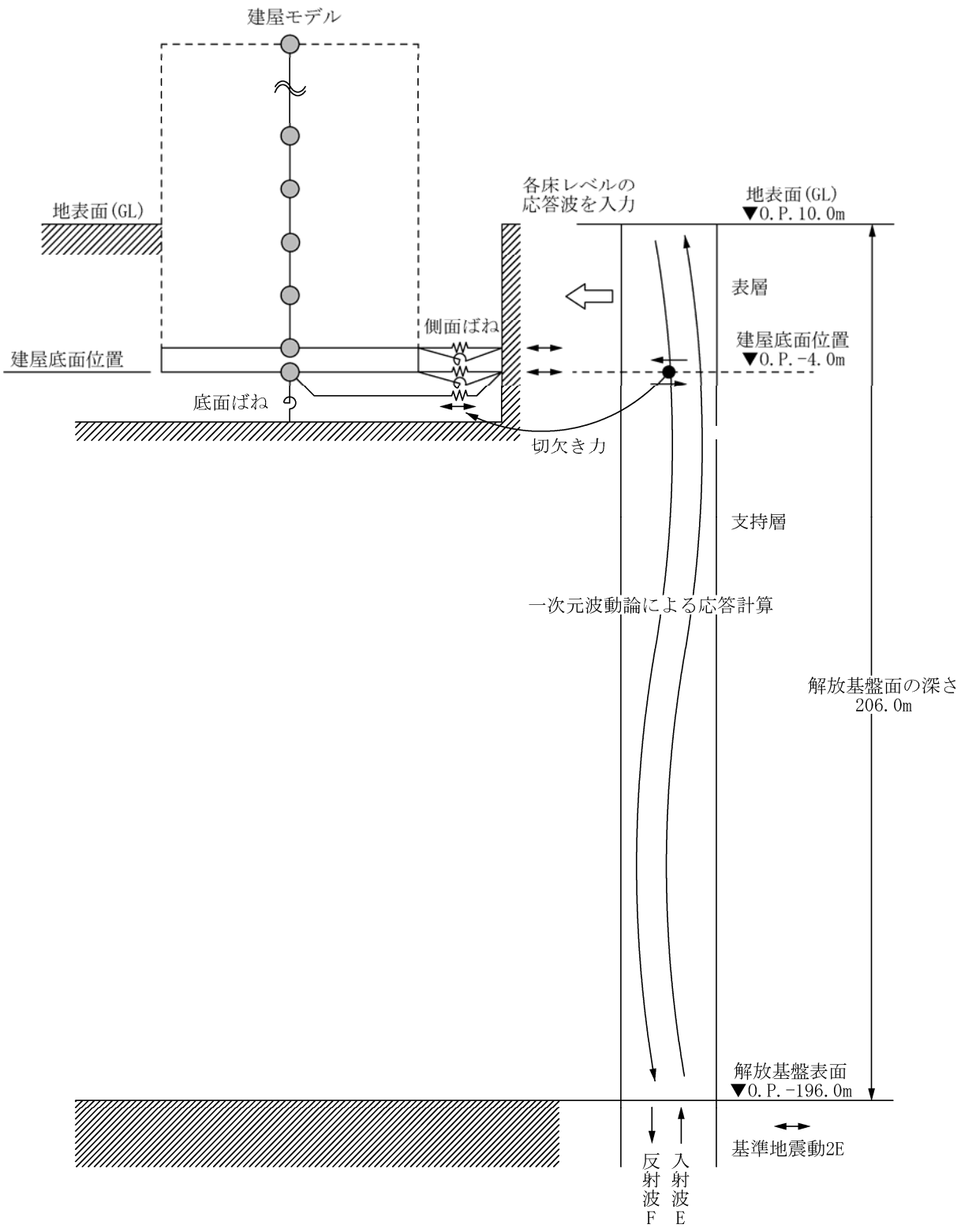
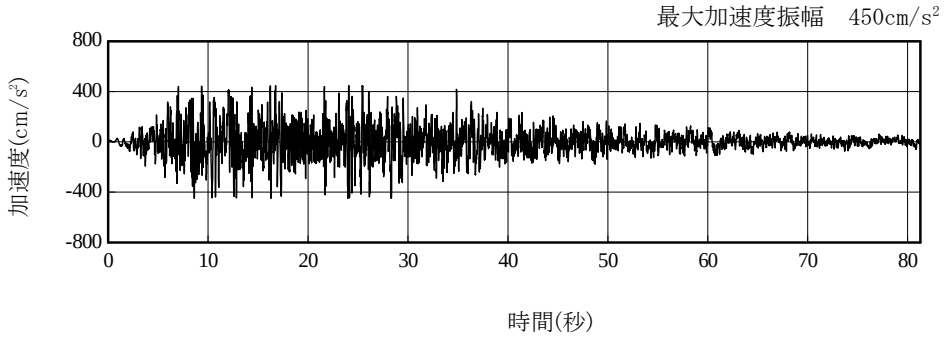
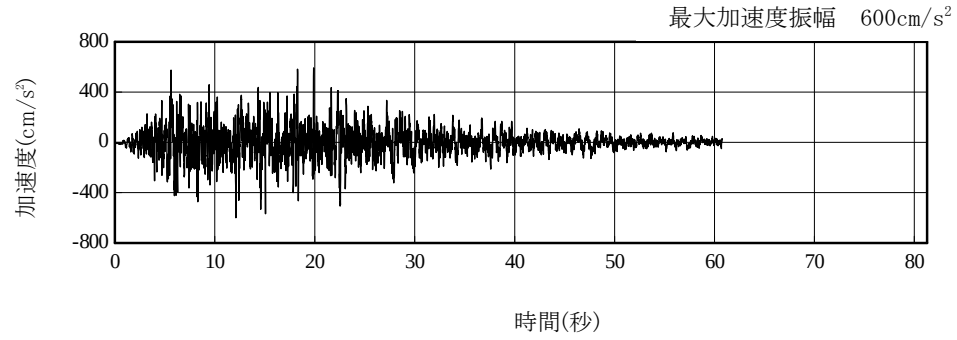


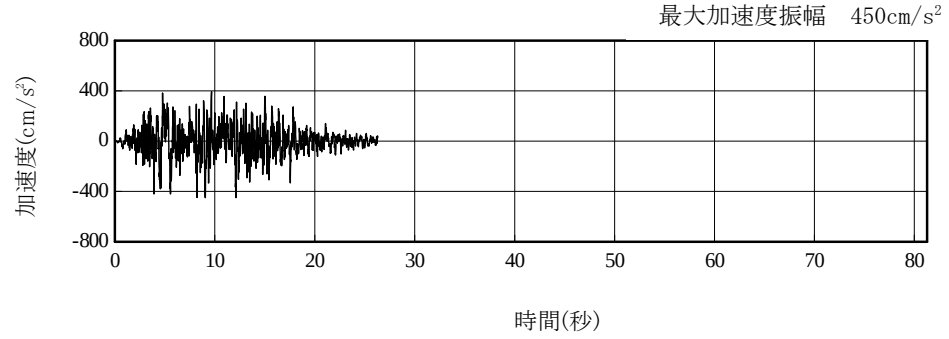

図 2.1.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図 2.1.3-2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.1.4　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する 1 号機原子炉建屋の地震応答解析は，「2.1.3　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは，図 2.1.4-1 及び図 2.1.4-2 に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 2.1.4-1 に，建屋解析モデルの諸元を表 2.1.4-2 に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 2.1.4-3 に示す。

解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。また，埋込部分の建屋側面地盤ばねについては，建屋側面位置の地盤定数を用いて，水平及び回転ばねを「JEAG4601-1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図 2.1.4-3 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

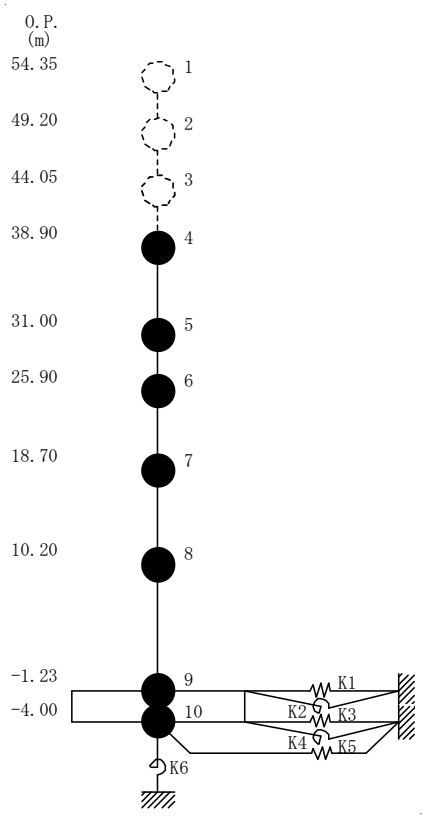



図 2.1.4-1　1 号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

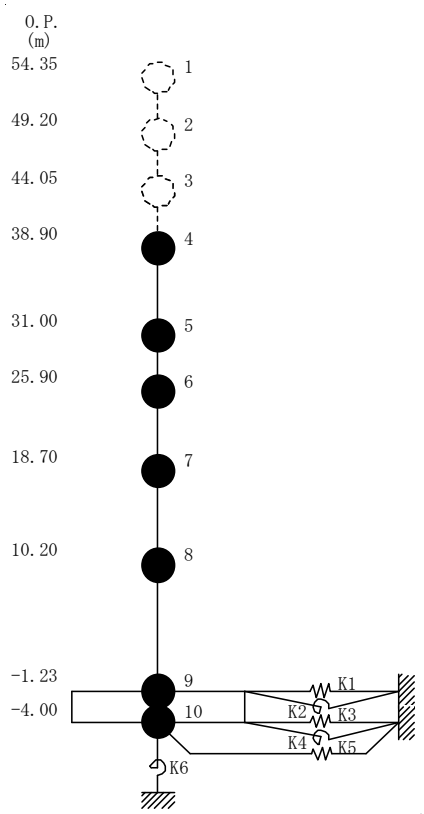



図 2.1.4-2　1 号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

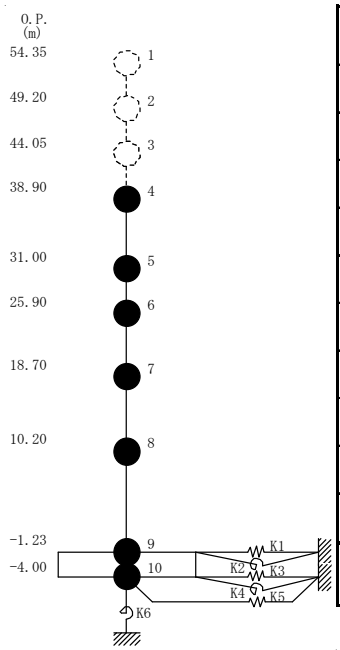
表 2.1.4-1　地震応答解析に用いる物性値

| | 強度＊1<br>Ｆｃ<br>（N/mm$^2$） | ヤング係数*2<br>E<br>（N/mm$^2$） | せん断弾性係数*2<br>G<br>（N/mm$^2$） | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量*3<br>$\gamma$<br>（kN/m$^3$） |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当<br>(SD35) | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 2.1.4-2　建屋解析モデルの諸元

NS 方向

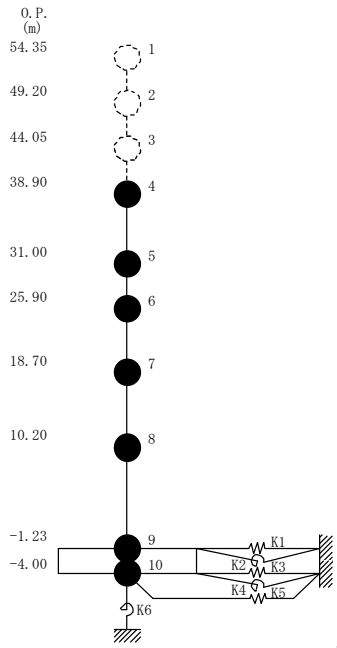



| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 回転慣性重量 $I_G$(×10$^5$kN･m$^2$) | せん断断面積 $A_S$(m$^2$) | 断面2次モーメント I(m$^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| 2 | — | — | — | — |
| 3 | — | — | — | — |
| 4 | 58,690 | 84.43 | — | — |
| 5 | 67,910 | 97.77 | 135.0 | 16,012 |
| 6 | 77,220 | 111.11 | 160.8 | 21,727 |
| 7 | 88,440<br>[1,240] | 127.32<br>[1.79] | 132.8 | 24,274 |
| 8 | 162,800<br>(16,780) | 234.31<br>(24.15) | 155.6 | 36,481 |
| 9 | 185,210<br>(38,140) | 266.64<br>(54.91) | 294.0 | 52,858 |
| 10 | 62,400 | 89.83 | 1,914.3 | 275,530 |
| 合計 | 702,670 | | | |

注　(　　)内は滞留水による付加分を示す。
　　[　　]内はカバリング工事による付加分を示す。

| | |
|---|---|
| ヤング係数 Ec | 2.57×10$^7$(kN/m$^2$) |
| せん断弾性係数 G | 1.07×10$^7$(kN/m$^2$) |
| ポアソン比 ν | 0.20 |
| 減衰 h | 5% |
| 基礎形状 | 41.56m(NS 方向)×43.56m(EW 方向) |

EW 方向




| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 回転慣性重量 $I_G$(×10$^5$kN･m$^2$) | せん断断面積 $A_S$(m$^2$) | 断面2次モーメント I(m$^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| 2 | — | — | — | — |
| 3 | — | — | — | — |
| 4 | 58,690 | 48.34 | — | — |
| 5 | 67,910 | 55.90 | 102.7 | 9,702 |
| 6 | 77,220 | 63.55 | 163.9 | 13,576 |
| 7 | 88,440<br>[1,240] | 127.32<br>[1.79] | 131.6 | 14,559 |
| 8 | 162,800<br>(16,780) | 234.31<br>(24.15) | 197.8 | 36,427 |
| 9 | 185,210<br>(38,140) | 327.39<br>(67.42) | 294.0 | 52,858 |
| 10 | 62,400 | 110.32 | 1,914.3 | 338,428 |
| 合計 | 702,670 | | | |

注　(　　)内は滞留水による付加分を示す。
　　[　　]内はカバリング工事による付加分を示す。

| | |
|---|---|
| ヤング係数 Ec | 2.57×10$^7$(kN/m$^2$) |
| せん断弾性係数 G | 1.07×10$^7$(kN/m$^2$) |
| ポアソン比 ν | 0.20 |
| 減衰 h | 5% |
| 基礎形状 | 41.56m(NS 方向)×43.56m(EW 方向) |

表 2.1.4-3 (1)　地盤定数

(Ss-1)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| -10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -80.0 | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -108.0 | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -196.0 | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 2.1.4-3 (2)　地盤定数

(Ss-2)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| -10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.76 | 3.41 | 0.81 | 8.08 | 3 | 11.9 |
| -80.0 | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.53 | 4.36 | 0.81 | 10.27 | 3 | 70.0 |
| -108.0 | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.56 | 5.63 | 0.81 | 13.19 | 3 | 28.0 |
| -196.0 | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.29 | 6.53 | 0.81 | 15.26 | 3 | 88.0 |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 2.1.4-3 (3)　地盤定数

(Ss-3)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.25 | 2.62 | 0.86 | 6.63 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

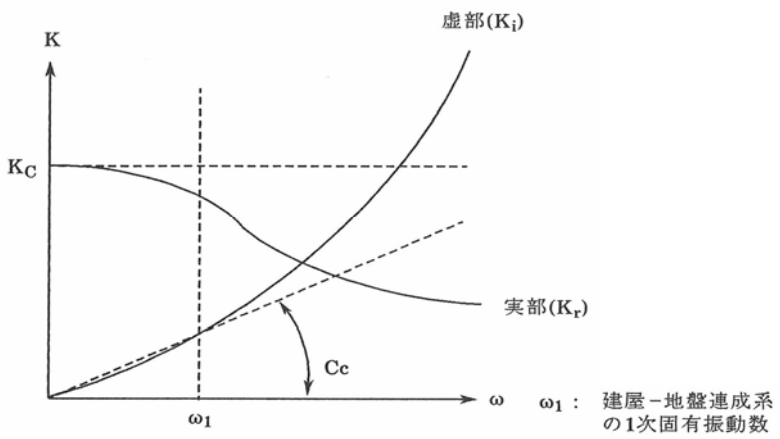



図 2.1.4-3　地盤ばねの近似

2.1.5　地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を，滞留水を未考慮の場合と比較して*注，図2.1.5-1～図2.1.5-6に示す。

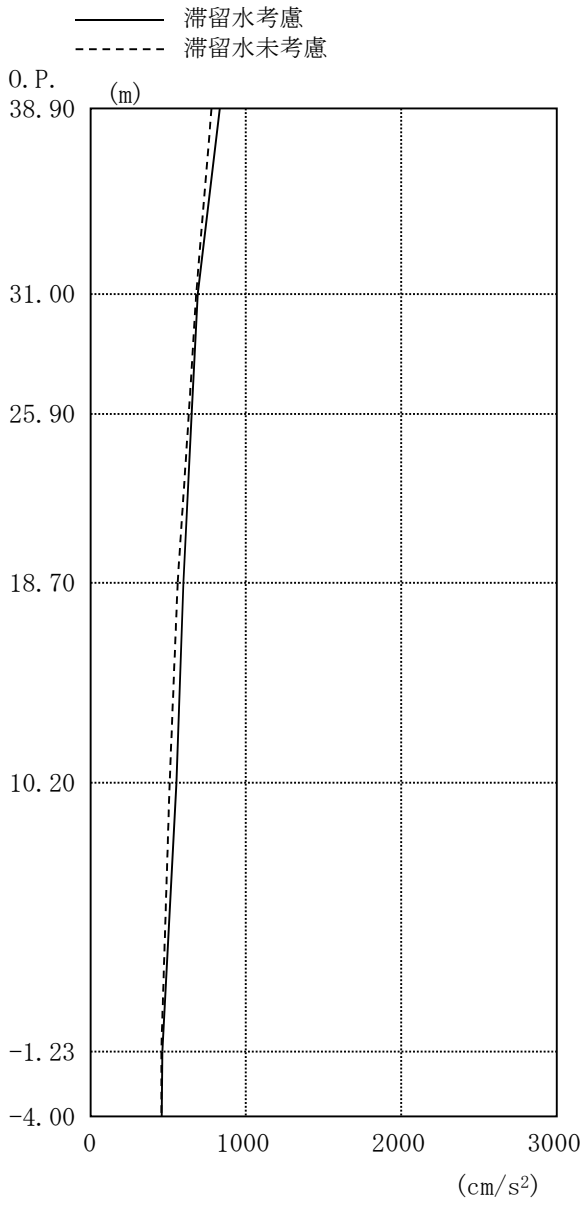



図2.1.5-1　最大応答加速度（NS方向・Ss-1H）

*注：滞留水考慮：本検討における結果であり，滞留水の重量の他，原子炉建屋カバーの重量を考慮したもの。
滞留水未考慮：損傷前の「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂版）」（原管発官21第110号　平成21年6月19日付け）の結果。

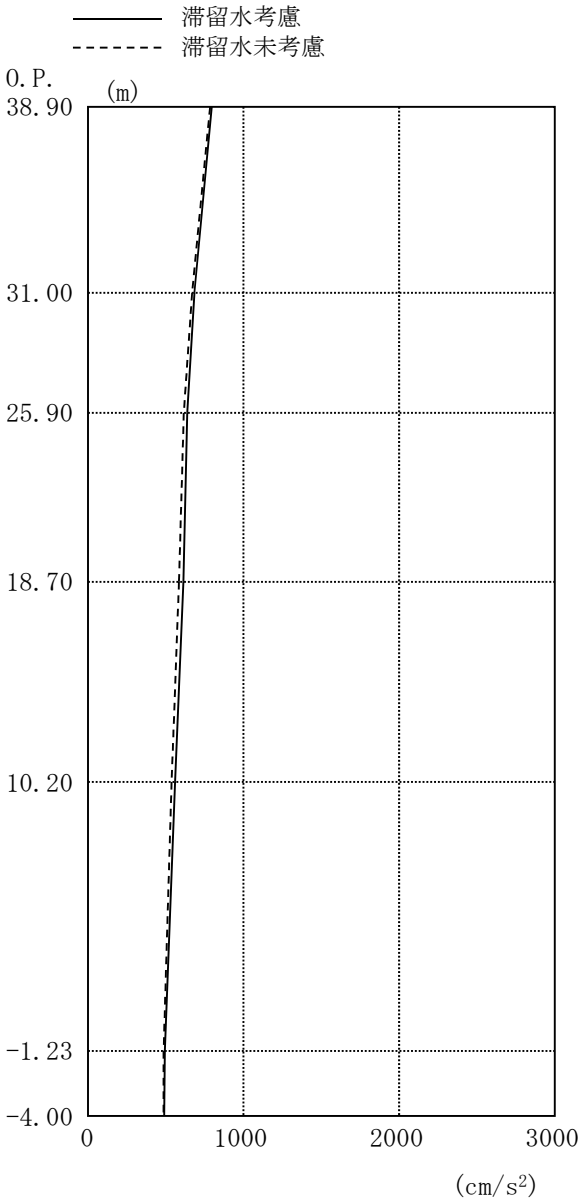



図 2.1.5-2　最大応答加速度（NS 方向・Ss-2H）

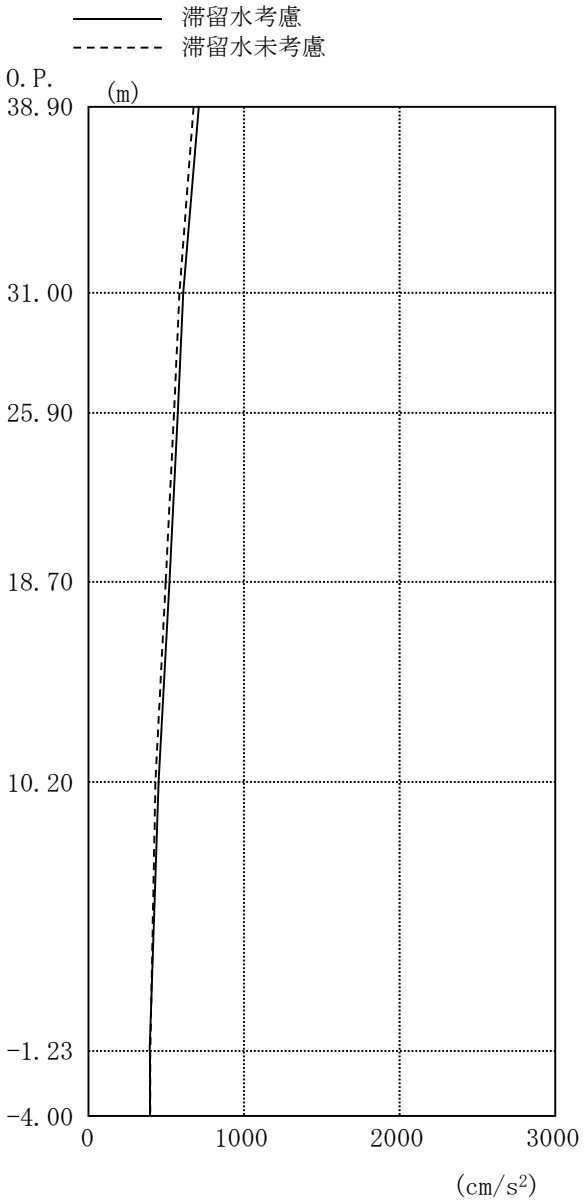



図 2.1.5-3　最大応答加速度（NS 方向・Ss-3H）

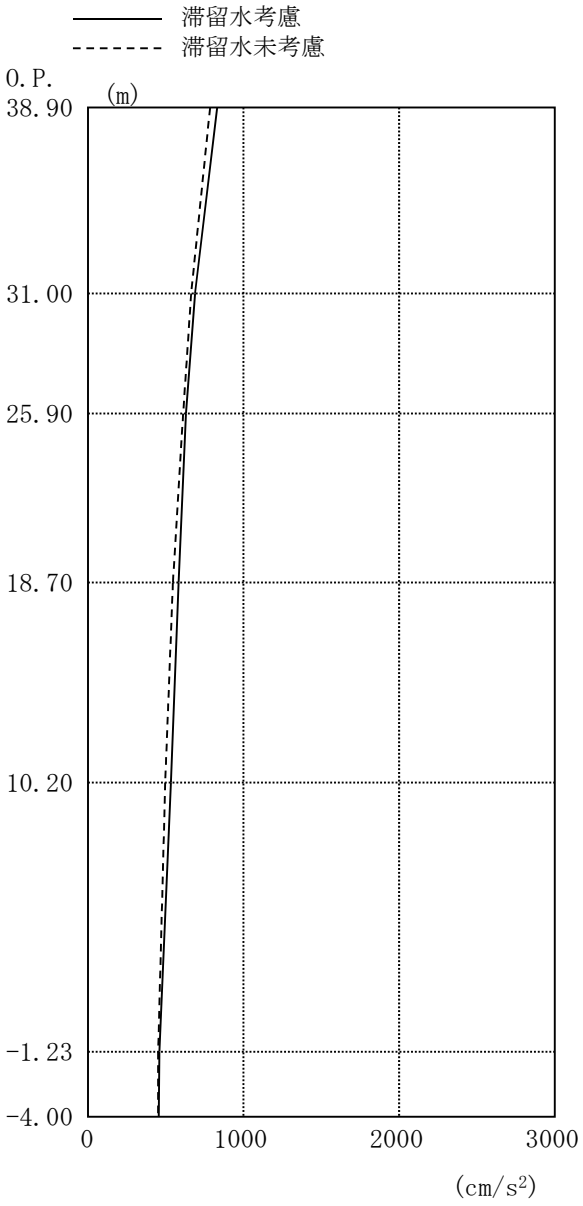



図 2.1.5-4　最大応答加速度（EW 方向・Ss-1H）

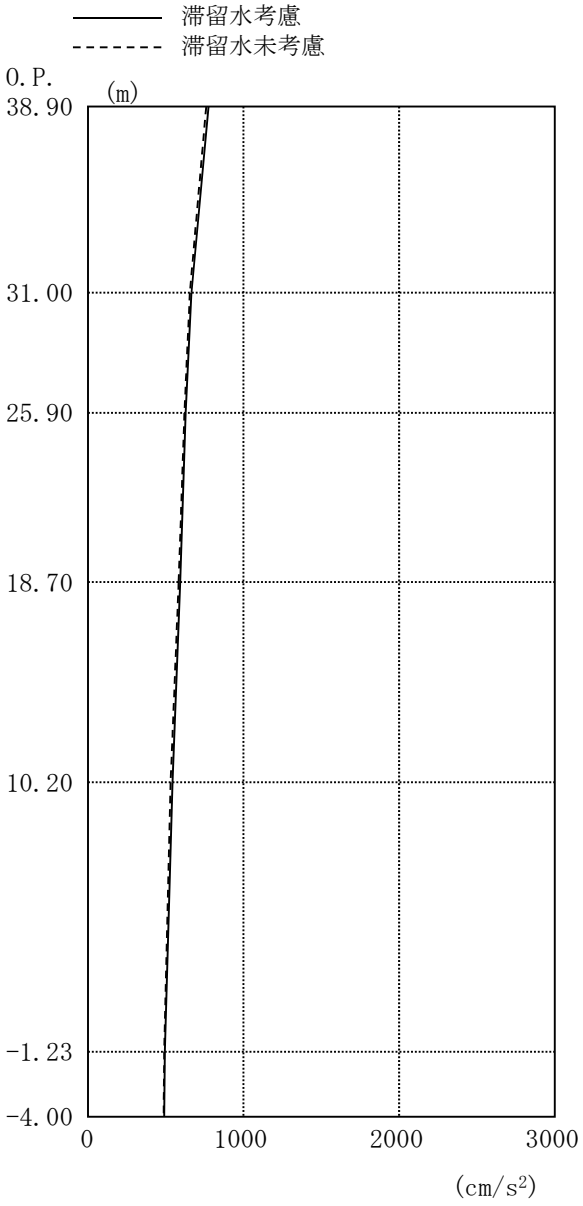



図 2.1.5-5　最大応答加速度（EW 方向・Ss-2H）

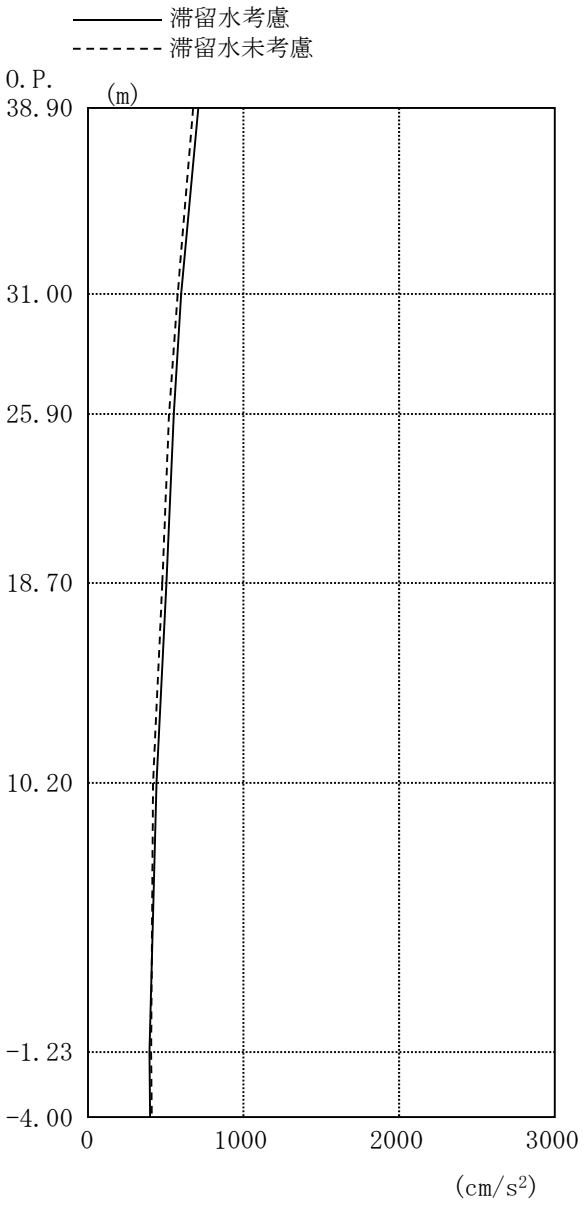



図 2.1.5-6　最大応答加速度（EW 方向・Ss-3H）

2.1.6　耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を，滞留水を未考慮の場合と比較して，表 2.1.6-1 及び表 2.1.6-2 に示す。また，図 2.1.6-1 及び図 2.1.6-2 に基準地震動 Ss に対する最大応答値を，滞留水を未考慮の場合と比較して，耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，滞留水を考慮した場合でも，最大で $0.09\times10^{-3}$ であり，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。なお，スケルトン曲線は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから，１号機原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 2.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

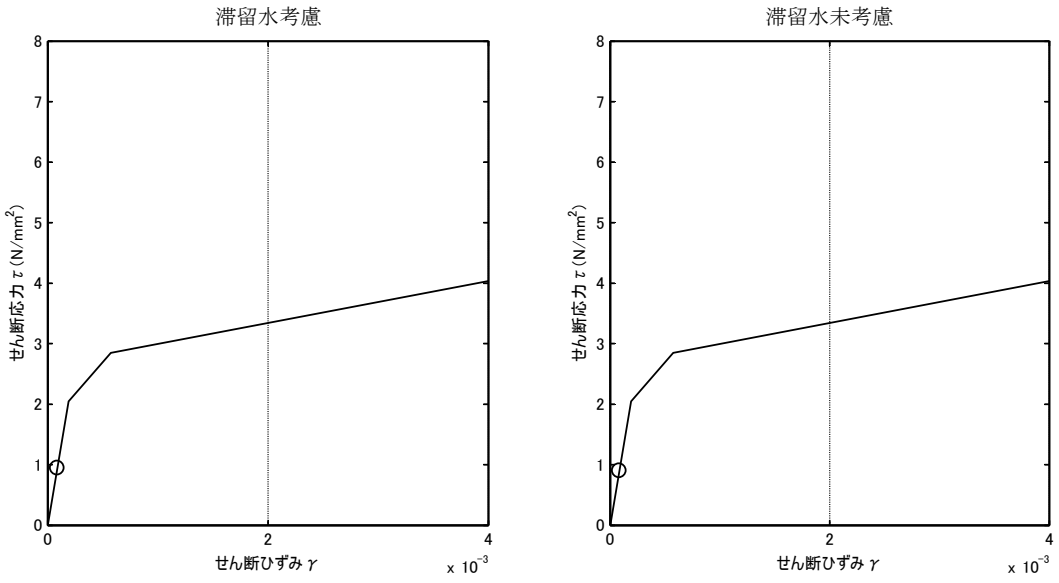
（単位：$\times10^{-3}$）

| 階 | O.P. | 滞留水 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| B1F | 10.20～<br>-1.23 | 考慮 | 0.09 | 0.09 | 0.08 | 4.0 以下 |
| | | 未考慮 | 0.08 | 0.09 | 0.07 | |

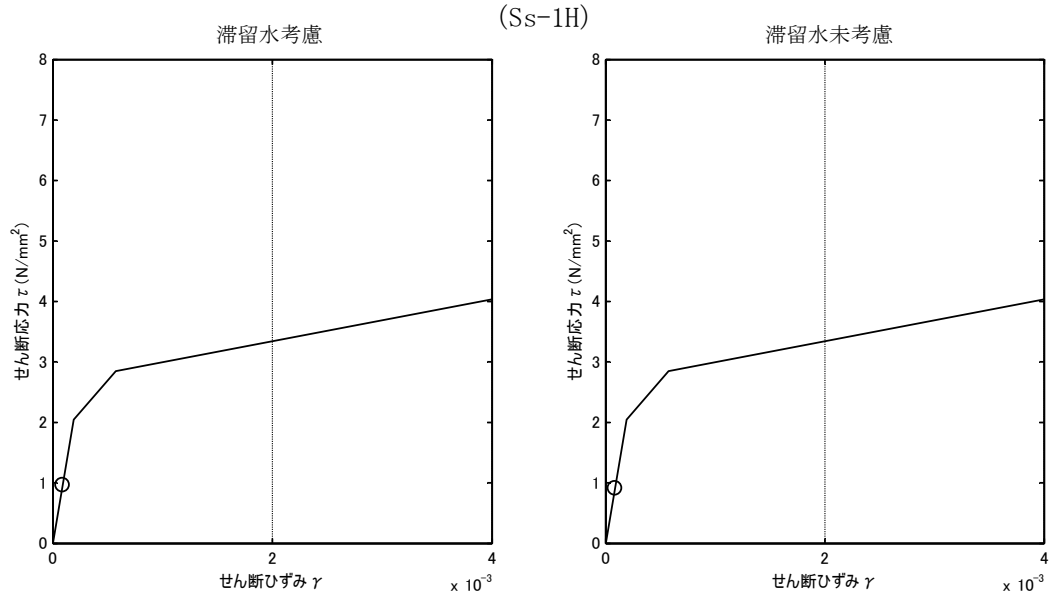
表 2.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（単位：$\times10^{-3}$）

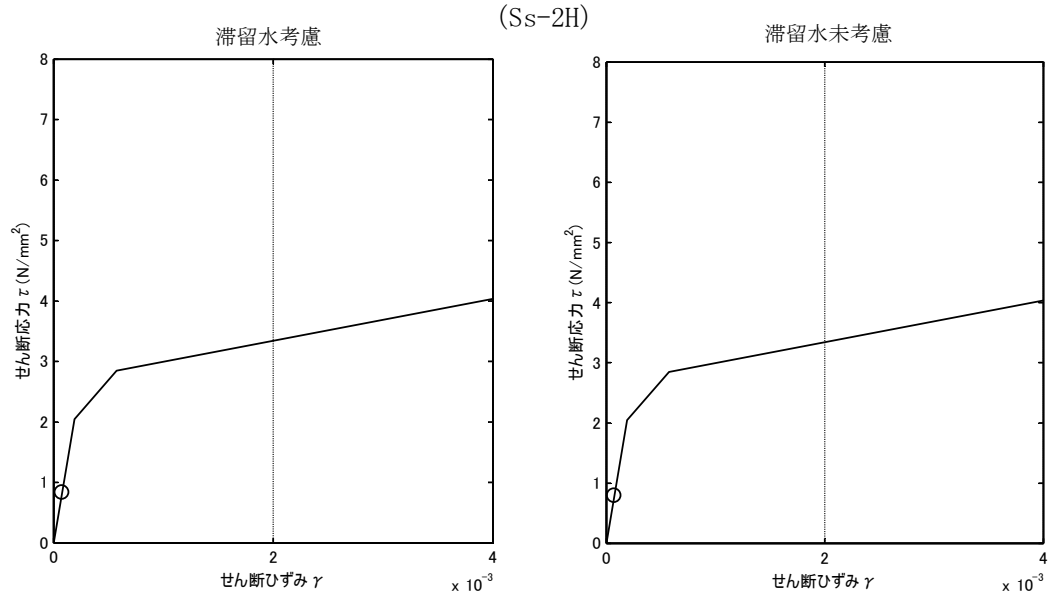
| 階 | O.P. | 滞留水 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| B1F | 10.20～<br>-1.23 | 考慮 | 0.09 | 0.09 | 0.08 | 4.0 以下 |
| | | 未考慮 | 0.08 | 0.09 | 0.07 | |




(Ss-1H)

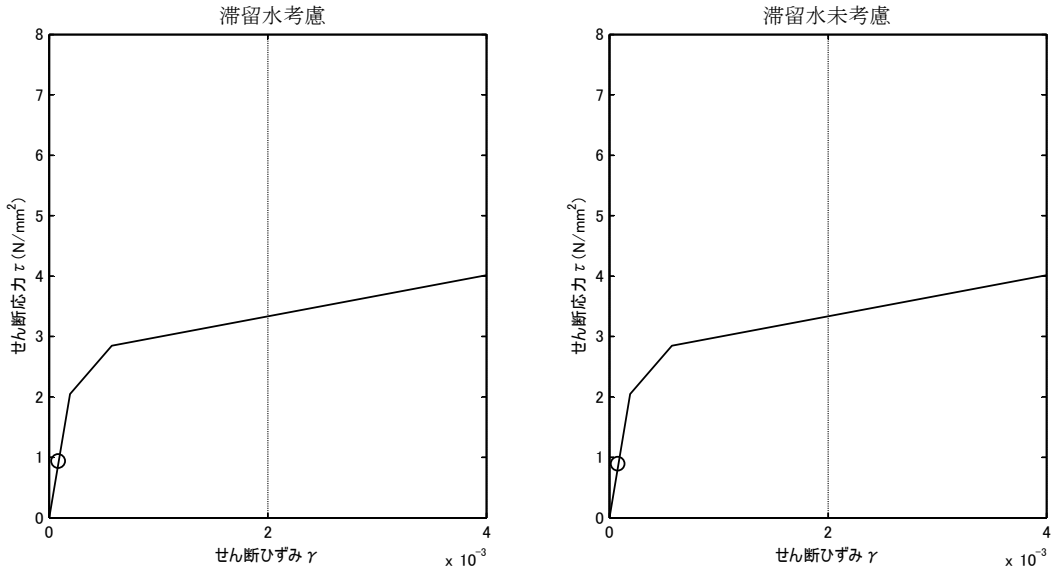



(Ss-2H)

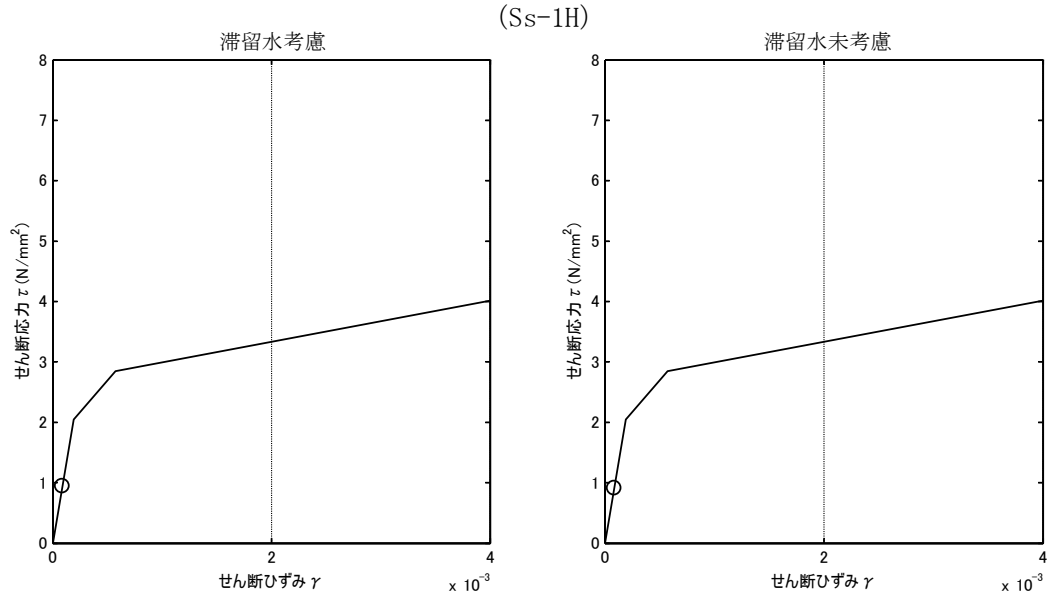



(Ss-3H)

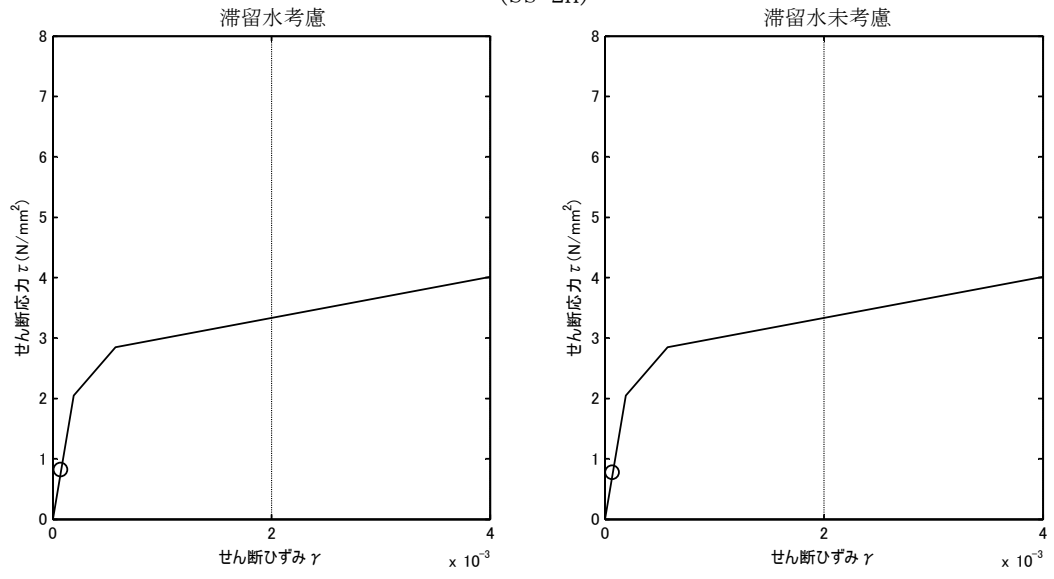
図 2.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ（NS 方向）




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図 2.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ（EW 方向）

## 2.2 ２号機原子炉建屋

### 2.2.1 解析評価方針

２号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は，基準地震動 Ss を用いた地震応答解析によることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

解析モデルは，地下１階から地上 5 階に設置された機器を含む建屋全域を NS，EW 方向とも１軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し，固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）を超えないことを確認することとする。

２号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を，図 2.2.1-1 に示す。

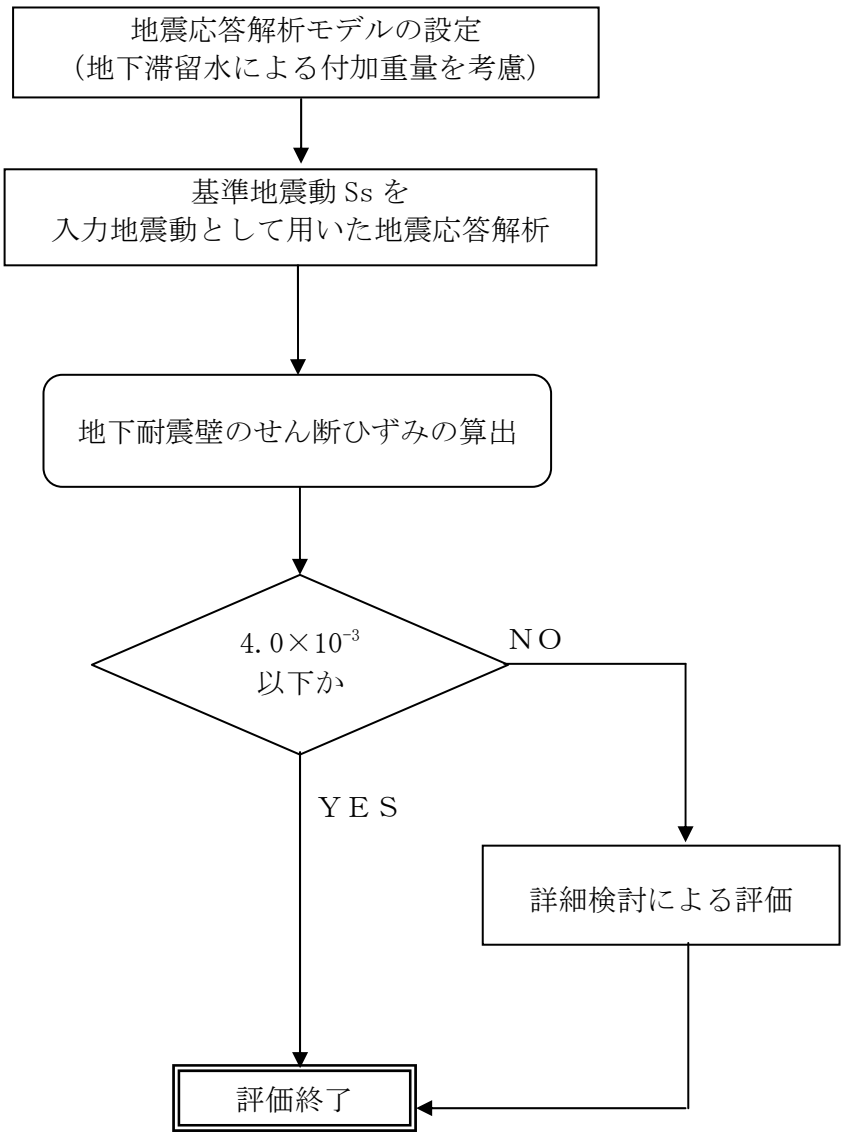



図 2.2.1-1　２号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.2.2　２号機原子炉建屋の水位及び地下滞留水量

２号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 2.2.2-1 に示す。

表 2.2.2-1　２号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

| | ２号機 |
|---|---|
| 水位 | O.P. 4,000 |
| 貯水量 | 6,500m$^3$ |

2.2.3　解析に用いる入力地震動

２号機原子炉建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官１９第６０３号　平成２０年３月３１日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.2.3-1 に示す。この２号機原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 Ss の加速度波形について，図 2.2.3-2 に示す。

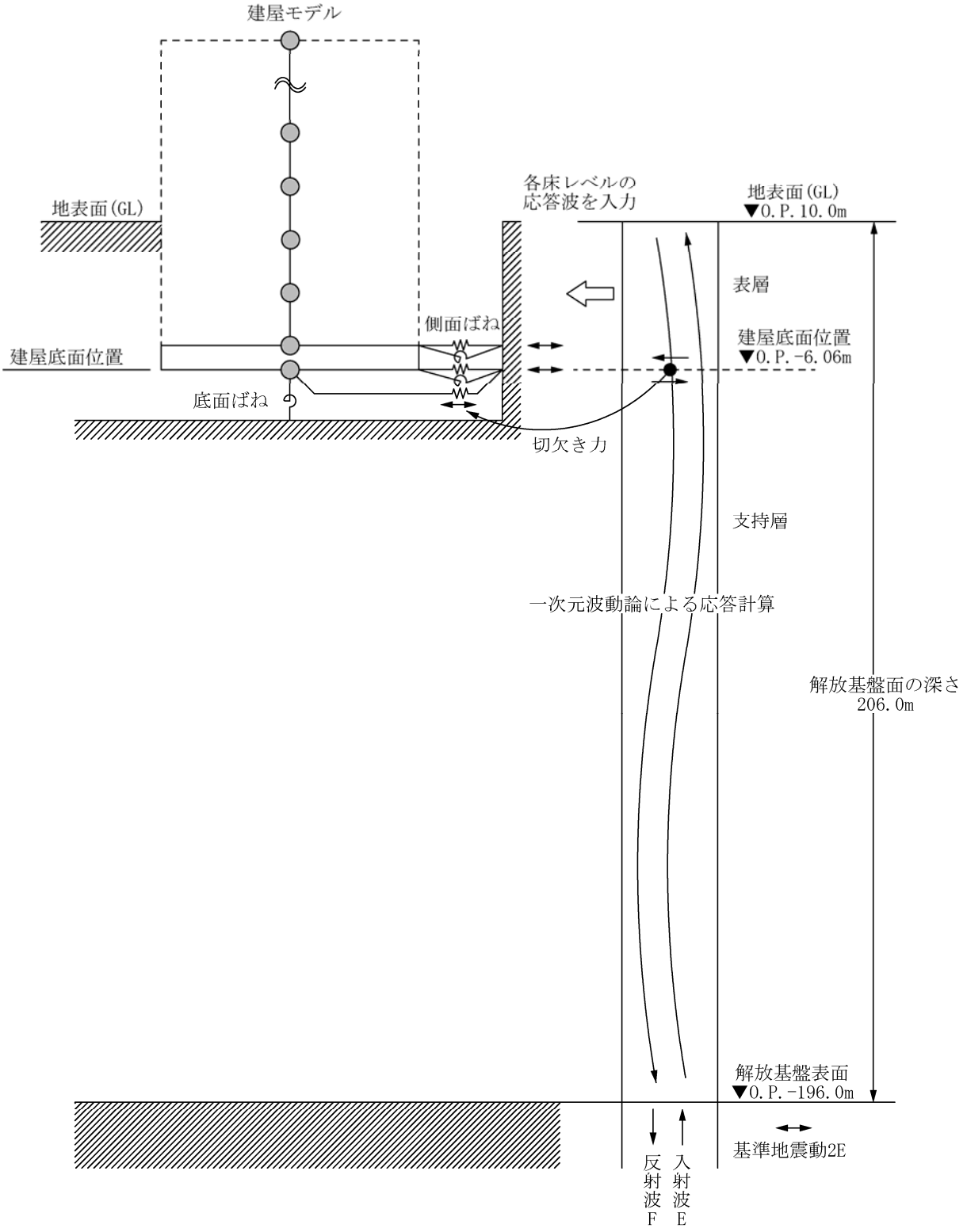
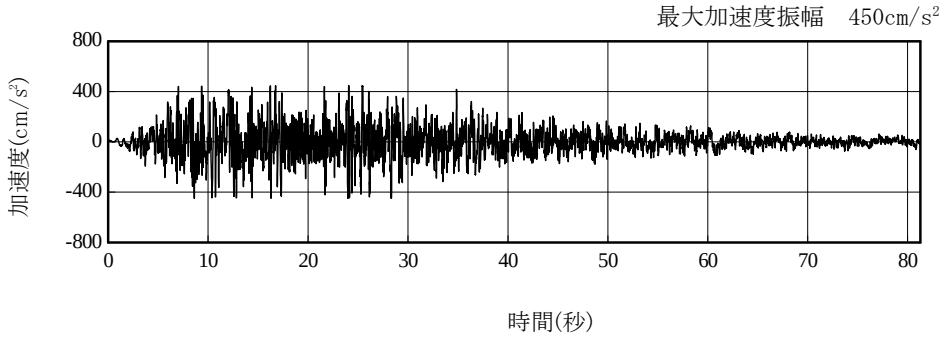
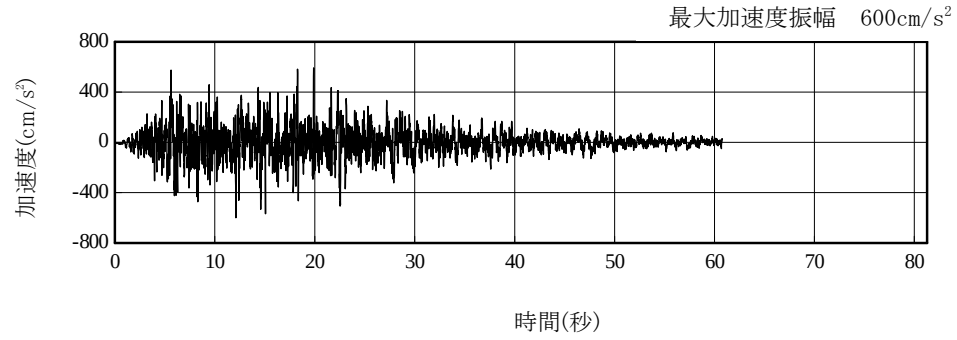


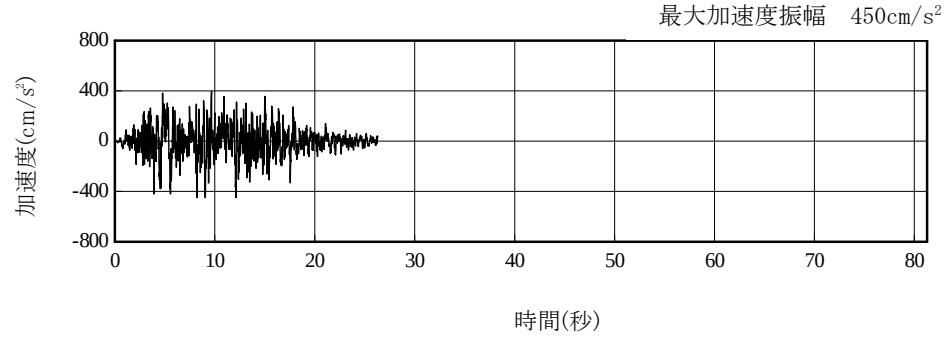

図 2.2.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図 2.2.3-2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.2.4　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する２号機原子炉建屋の地震応答解析は，「2.2.3　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは，図 2.2.4-1 に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 2.2.4-1 に，建屋解析モデルの諸元を表 2.2.4-2 に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 2.2.4-3 に示す。

解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。また，埋込部分の建屋側面地盤ばねについては，建屋側面位置の地盤定数を用いて，水平及び回転ばねを「JEAG4601-1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図 2.2.4-2 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

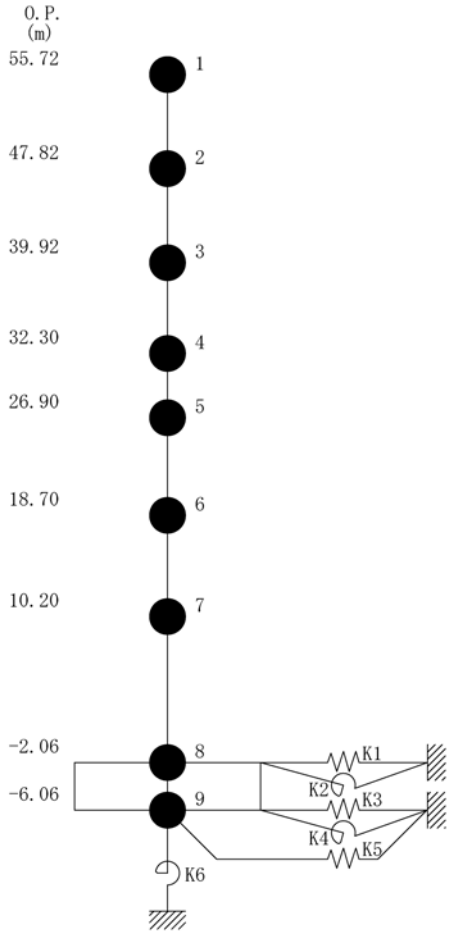



図 2.2.4-1　２号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS・EW 方向）

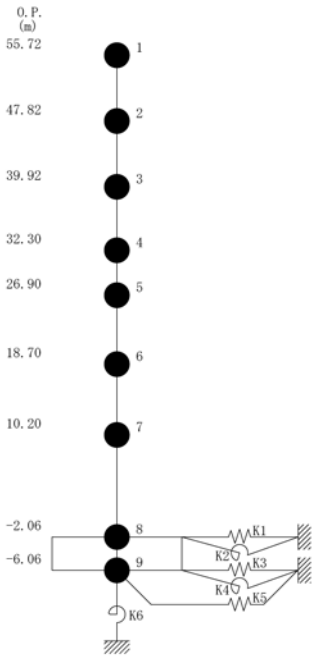
表 2.2.4-1　地震応答解析に用いる物性値

| | 強度＊1<br>Ｆｃ<br>（N/mm$^2$） | ヤング係数*2<br>E<br>（N/mm$^2$） | せん断弾性係数*2<br>G<br>（N/mm$^2$） | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量*3<br>$\gamma$<br>（kN/m$^3$） |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当<br>(SD35) | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 2.2.4-2　建屋解析モデルの諸元

NS 方向

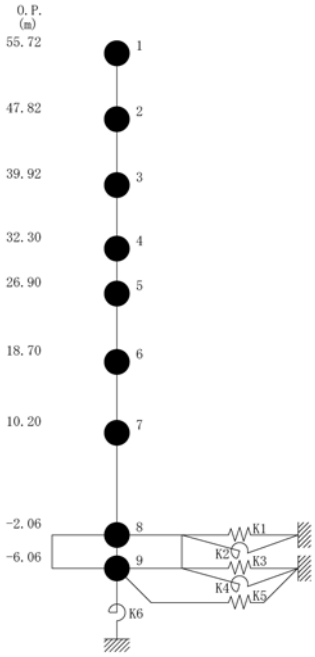



| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 回転慣性重量 $I_G$(×$10^5$kN･$m^2$) | せん断断面積 $A_S$($m^2$) | 断面2次モーメント I($m^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | 14,380 | 25.99 | | |
| 2 | 10,220 | 18.53 | 18.6 | 10,154 |
| 3 | 58,470 | 105.81 | 18.6 | 10,675 |
| 4 | 70,440 | 127.49 | 184.3 | 22,551 |
| 5 | 107,720 | 194.96 | 166.8 | 24,629 |
| 6 | 116,670 | 211.14 | 249.3 | 44,401 |
| 7 | 199,190 | 360.49 | 157.1 | 40,661 |
| 8 | 341,290<br>(63,750) | 617.55<br>(115.35) | 456.8 | 110,444 |
| 9 | 125,030 | 226.24 | 2,656.2 | 480,675 |
| 合計 | 1,043,410 | | | |

注　(　　)内は滞留水による付加分を示す。

| | |
|---|---|
| ヤング係数 Ec | 2.57×$10^7$(kN/$m^2$) |
| せん断弾性係数 G | 1.07×$10^7$(kN/$m^2$) |
| ポアソン比 ν | 0.20 |
| 減衰 h | 5% |
| 基礎形状 | 46.60m(NS 方向)×57.00m(EW 方向) |

EW 方向




| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 回転慣性重量 $I_G$(×$10^5$kN･$m^2$) | せん断断面積 $A_S$($m^2$) | 断面2次モーメント I($m^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | 14,380 | 14.71 | | |
| 2 | 10,220 | 10.40 | 14.0 | 5,941 |
| 3 | 58,470 | 59.72 | 14.0 | 6,307 |
| 4 | 70,440 | 71.88 | 108.2 | 11,927 |
| 5 | 107,720 | 194.96 | 117.3 | 14,199 |
| 6 | 116,670 | 211.14 | 185.7 | 33,796 |
| 7 | 199,190 | 539.37 | 173.1 | 41,960 |
| 8 | 341,290<br>(63,750) | 923.98<br>(172.59) | 418.1 | 132,121 |
| 9 | 125,030 | 338.53 | 2,656.2 | 719,166 |
| 合計 | 1,043,410 | | | |

注　(　　)内は滞留水による付加分を示す。

| | |
|---|---|
| ヤング係数 Ec | 2.57×$10^7$(kN/$m^2$) |
| せん断弾性係数 G | 1.07×$10^7$(kN/$m^2$) |
| ポアソン比 ν | 0.20 |
| 減衰 h | 5% |
| 基礎形状 | 46.60m(NS 方向)×57.00m(EW 方向) |

表 2.2.4-3 (1)　地盤定数

(Ss-1)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>($kN/m^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 2.2.4-3 (2)　地盤定数

(Ss-2)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>($kN/m^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.76 | 3.41 | 0.81 | 8.08 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.53 | 4.36 | 0.81 | 10.27 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.56 | 5.63 | 0.81 | 13.19 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.29 | 6.53 | 0.81 | 15.26 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 2.2.4-3 (3)　地盤定数

(Ss-3)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.25 | 2.62 | 0.86 | 6.63 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

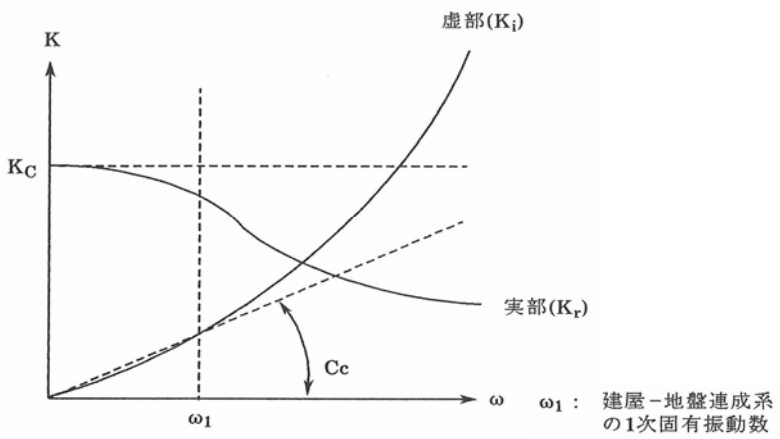



図 2.2.4-2　地盤ばねの近似

2.2.5　地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を，滞留水を未考慮の場合と比較して，図2.2.5-1～図2.2.5-6に示す。

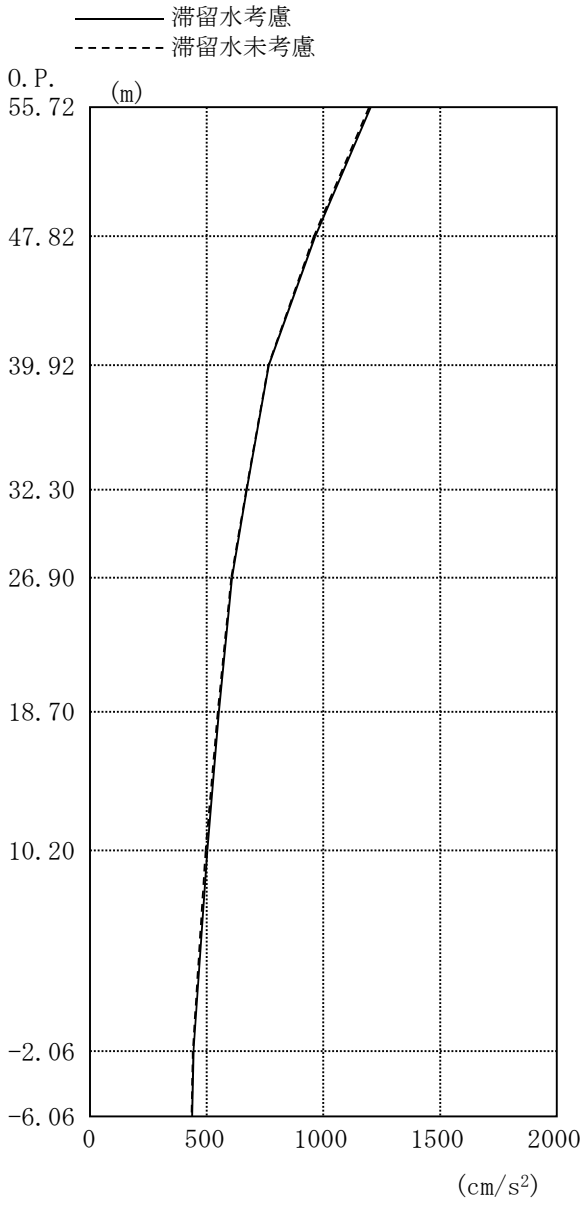



図2.2.5-1　最大応答加速度（NS方向・Ss-1H）

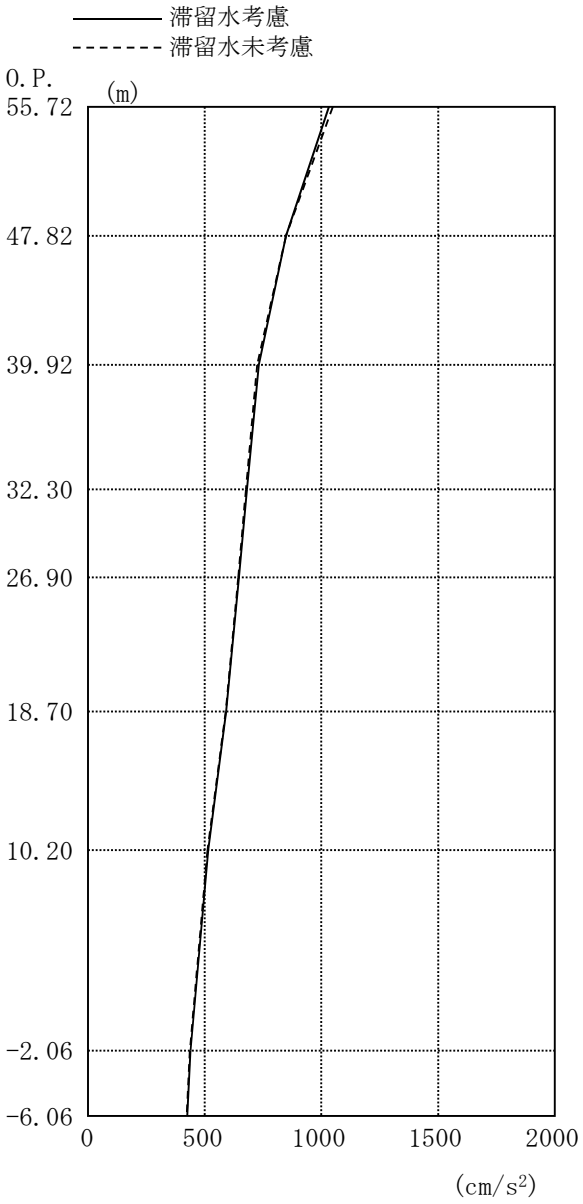



図 2.2.5-2　最大応答加速度（NS 方向・Ss-2H）

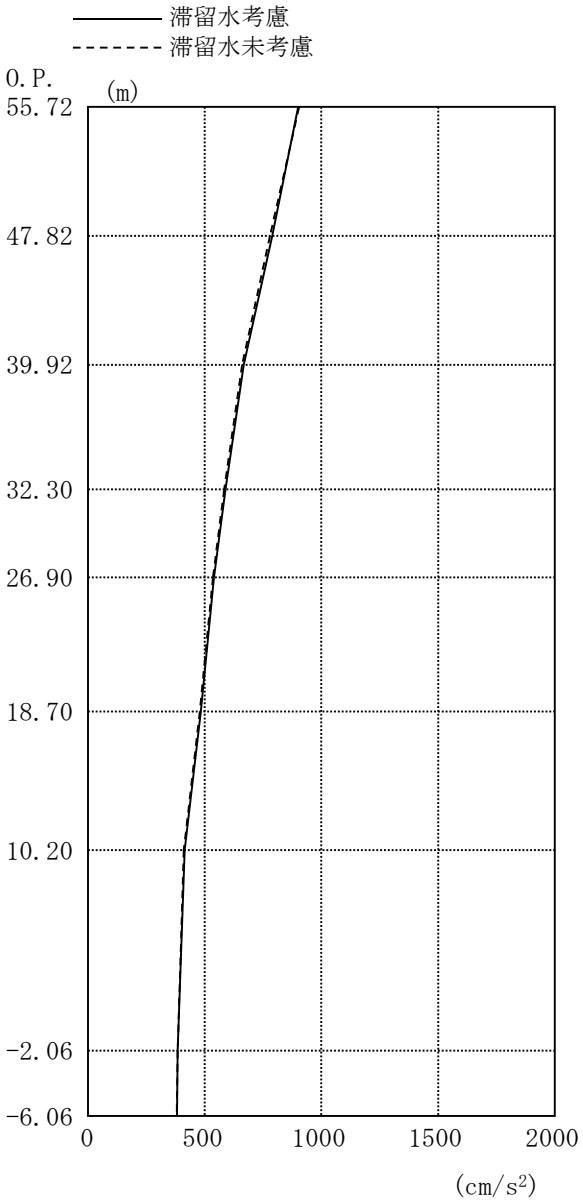



図 2.2.5-3　最大応答加速度（NS 方向・Ss-3H）

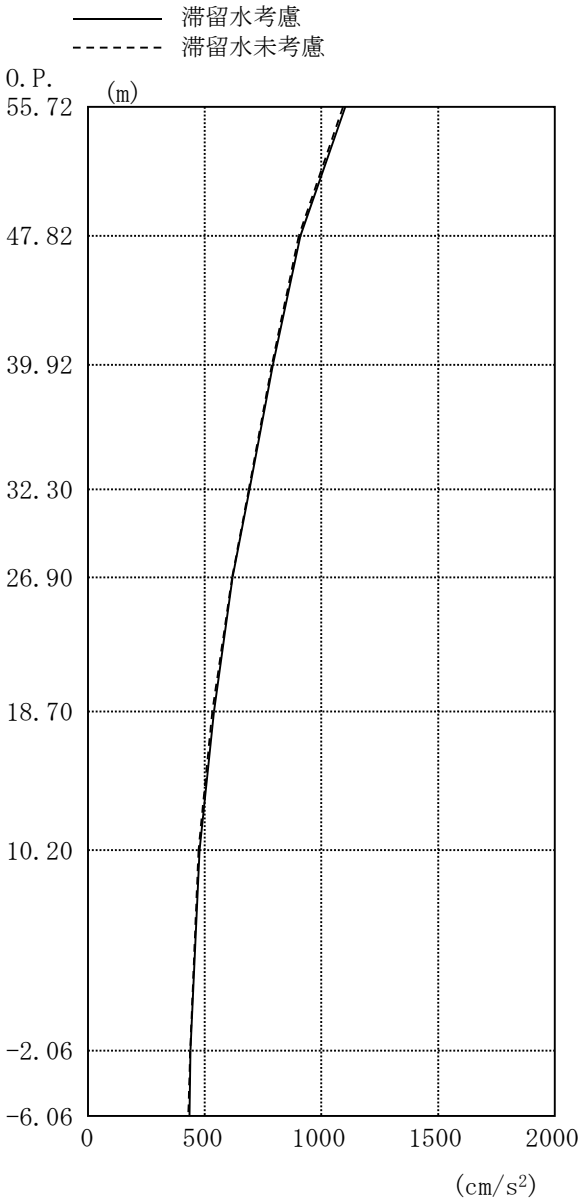



図 2.2.5-4　最大応答加速度（EW 方向・Ss-1H）

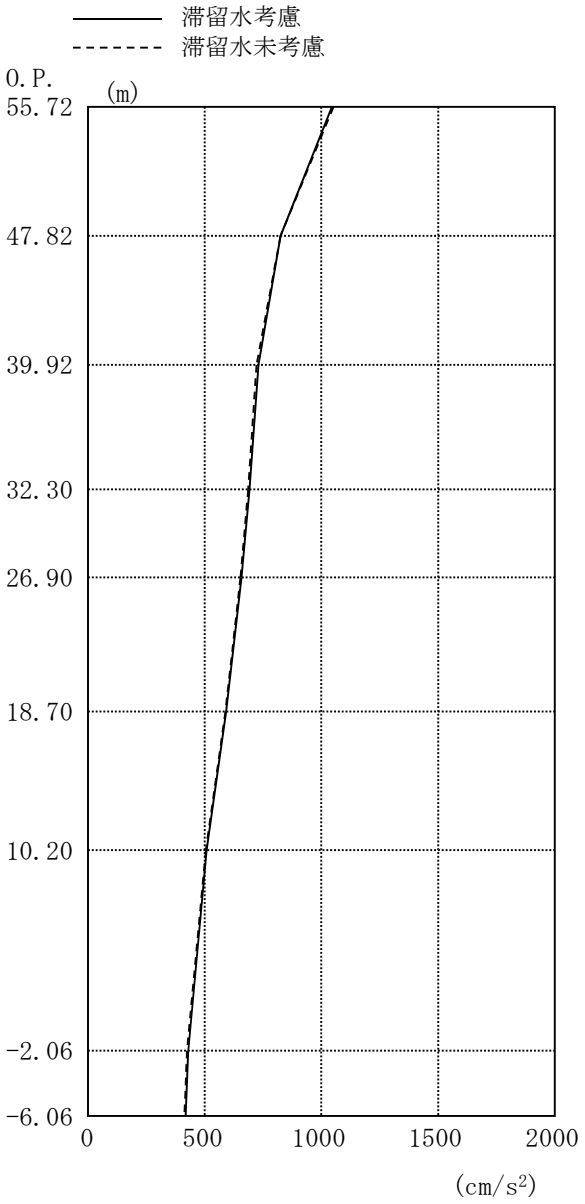



図 2.2.5-5　最大応答加速度（EW 方向・Ss-2H）

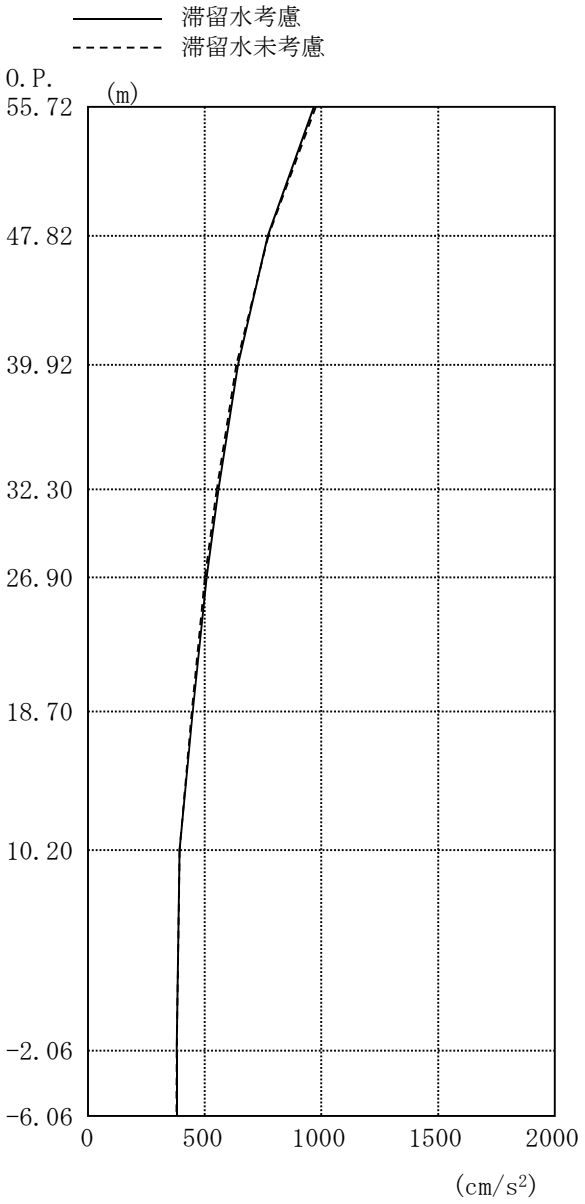



図 2.2.5-6　最大応答加速度（EW 方向・Ss-3H）

2.2.6　耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を，滞留水を未考慮の場合と比較して，表 2.2.6-1 及び表 2.2.6-2 に示す。また，図 2.2.6-1 及び図 2.2.6-2 に基準地震動 Ss に対する最大応答値を，滞留水を未考慮の場合と比較して，耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，滞留水を考慮した場合でも，最大で $0.08\times10^{-3}$ であり，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。なお，スケルトン曲線は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから，２号機原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 2.2.6-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

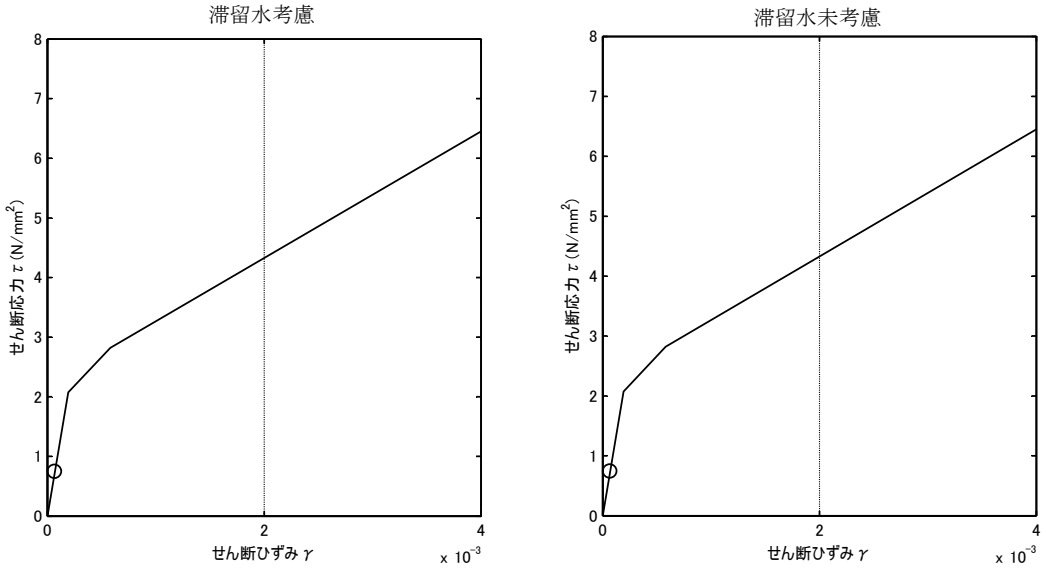
（単位：$\times10^{-3}$）

| 階 | O.P. | 滞留水 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| B1F | 10.20～-2.06 | 考慮 | 0.07 | 0.08 | 0.07 | 4.0 以下 |
| | | 未考慮 | 0.07 | 0.07 | 0.06 | |

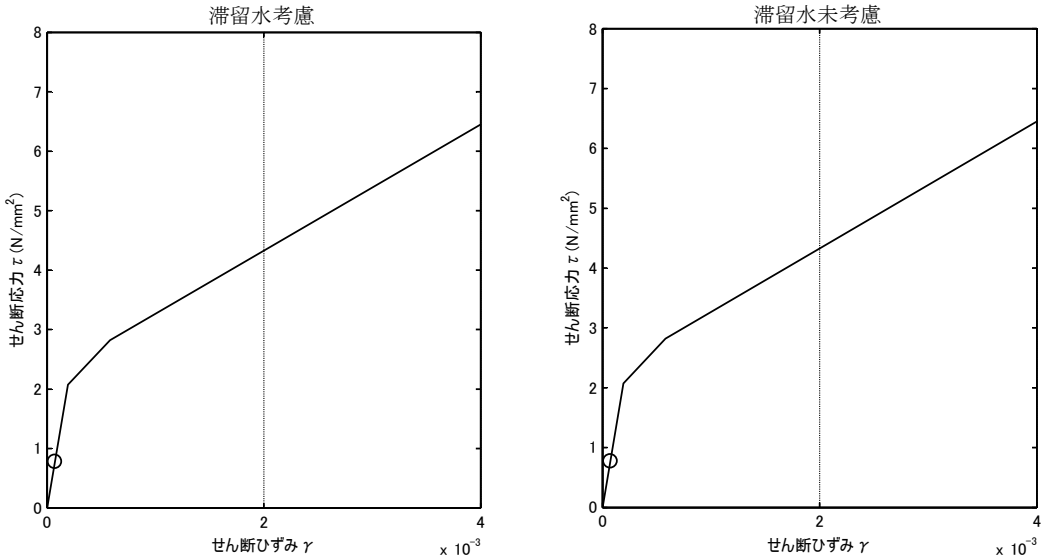
表 2.2.6-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（単位：$\times10^{-3}$）

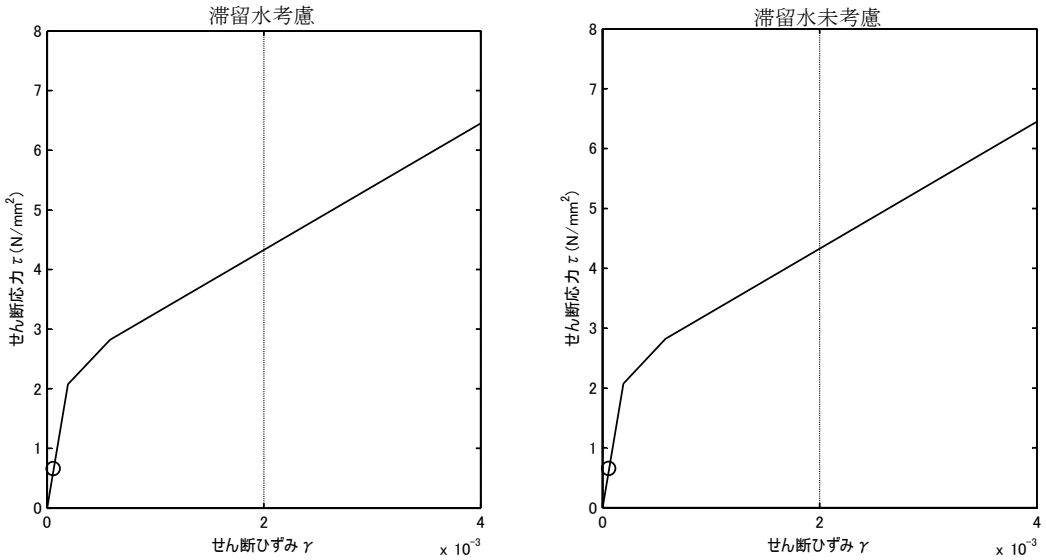
| 階 | O.P. | 滞留水 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| B1F | 10.20～-2.06 | 考慮 | 0.08 | 0.08 | 0.07 | 4.0 以下 |
| | | 未考慮 | 0.07 | 0.08 | 0.06 | |




(Ss-1H)

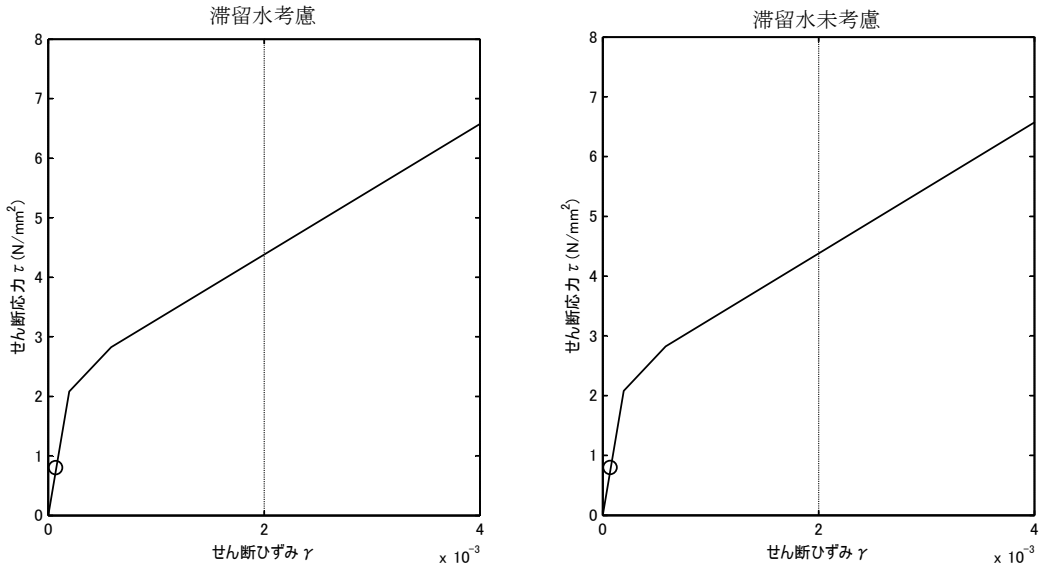



(Ss-2H)

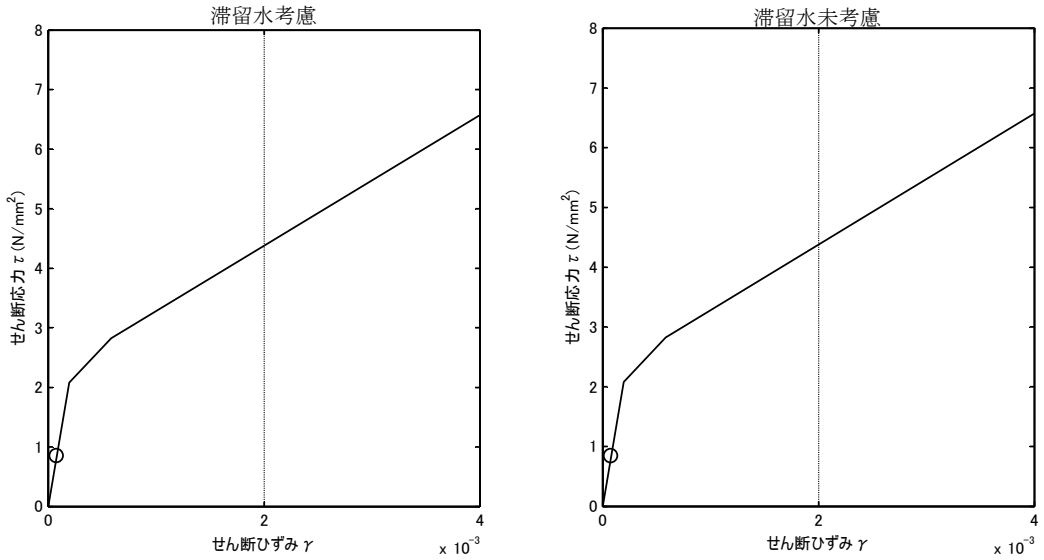



(Ss-3H)

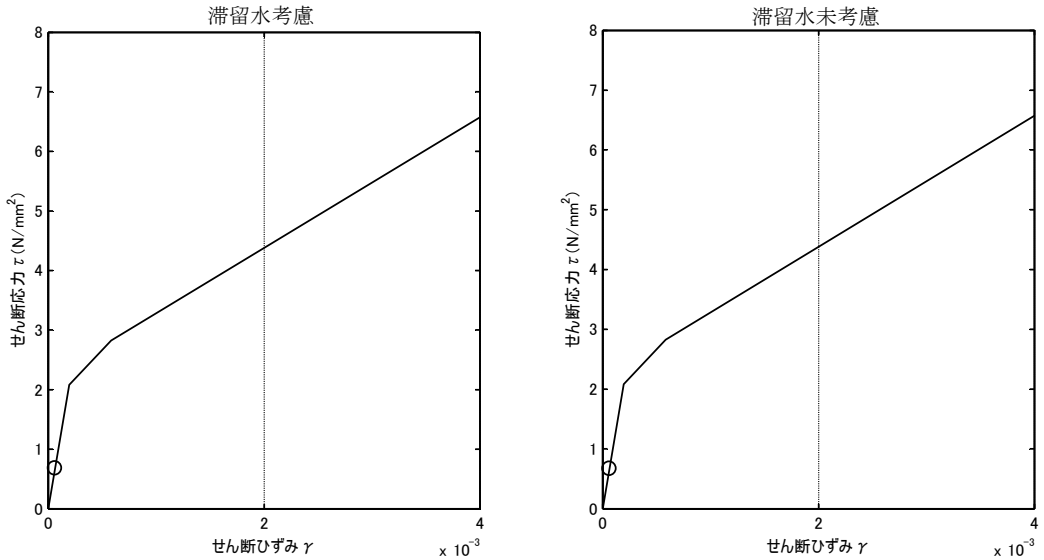
図 2.2.6-1　耐震壁のせん断ひずみ（NS 方向）




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図 2.2.6-2　耐震壁のせん断ひずみ（EW 方向）

## 2.3　３号機原子炉建屋

### 2.3.1　解析評価方針

３号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は，基準地震動 Ss を用いた地震応答解析によることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

解析モデルは，地下１階から地上５階に設置された機器を含む建屋全域を NS，EW 方向とも１軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し，固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）を超えないことを確認することとする。

３号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を，図 2.3.1-1 に示す。

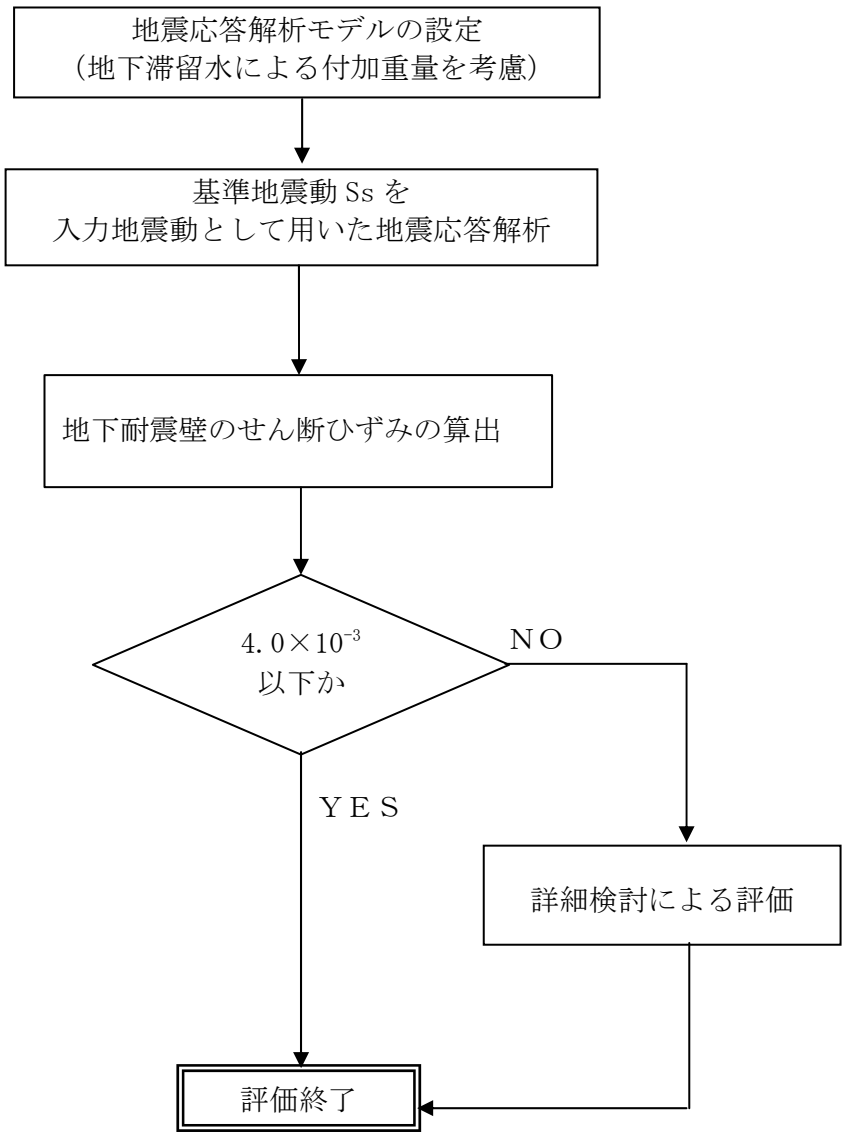



図 2.3.1-1　３号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.3.2　３号機原子炉建屋の水位及び地下滞留水量

３号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 2.3.1-1 に示す。

表 2.3.2-1　３号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

| | ３号機 |
|---|---|
| 水位 | O.P.　4,000 |
| 貯水量 | 6,800m$^3$ |

2.3.3　解析に用いる入力地震動

３号機原子炉建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官１９第６０３号　平成２０年３月３１日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.3.3-1 に示す。この３号機原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 Ss の加速度波形について，図 2.3.3-2 に示す。

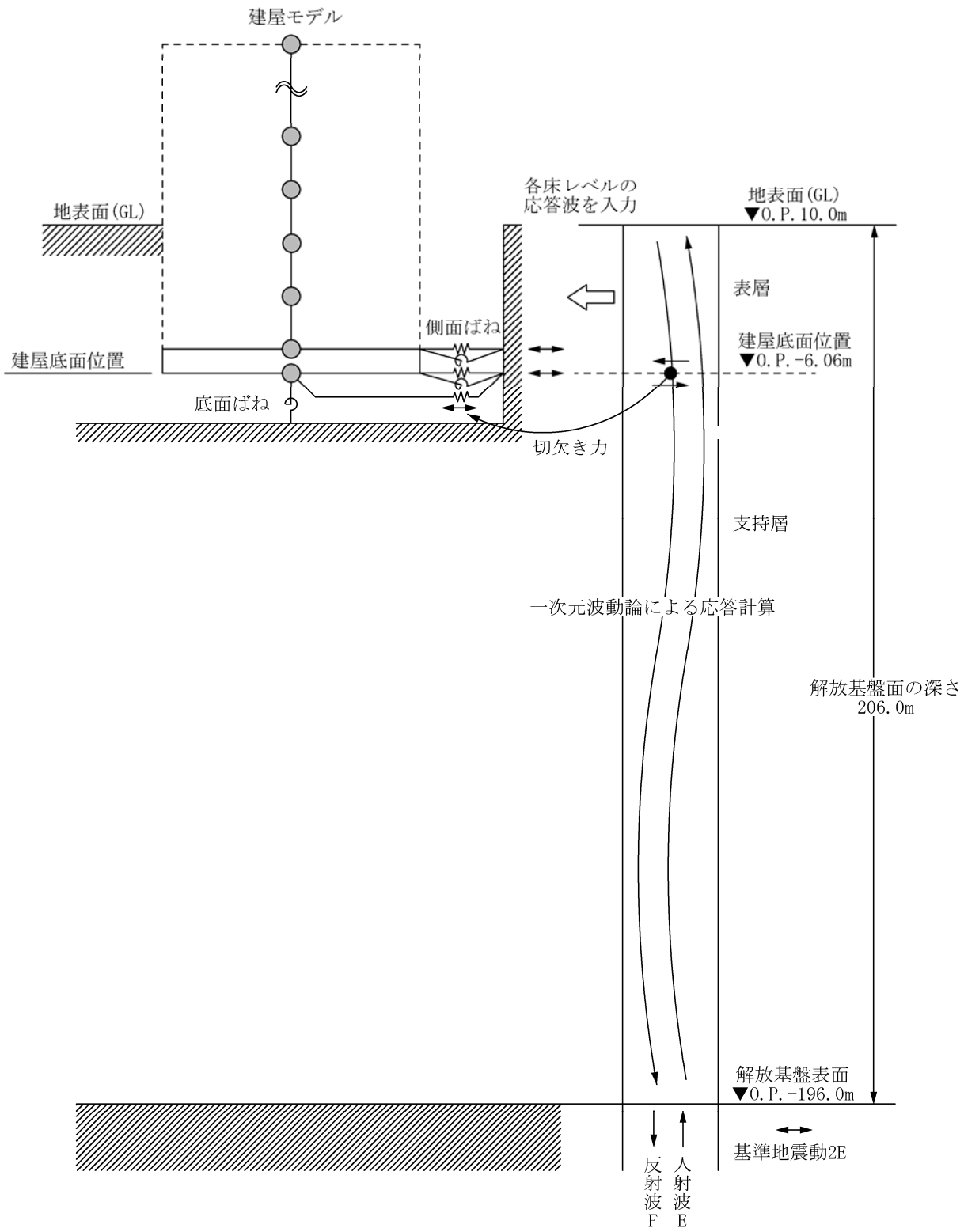
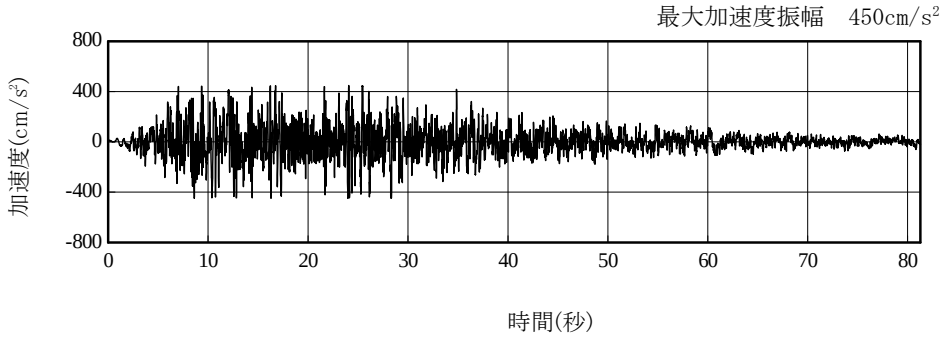
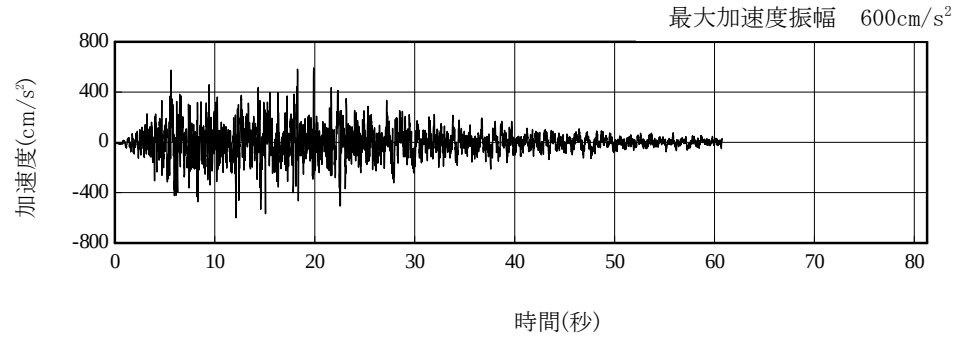


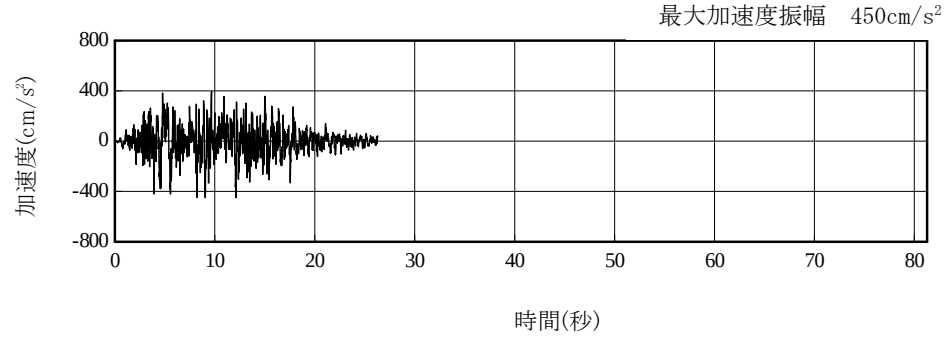

図 2.3.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図 2.3.3-2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.3.4　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する３号機原子炉建屋の地震応答解析は，「2.3.3　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは，図 2.3.4-1 及び図 2.3.4-2 に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 2.3.4-1 に，建屋解析モデルの諸元*注を表 2.3.4-2 に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 2.3.4-3 に示す。

解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。また，埋込部分の建屋側面地盤ばねについては，建屋側面位置の地盤定数を用いて，水平及び回転ばねを「JEAG4601-1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図 2.3.4-3 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

*注：建屋に係る部分の諸元については，「Ⅱ-2-11 添付資料-4-2　3. 第３号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について」において原子炉建屋の耐震安全性評価に用いたモデルに，滞留水による重量増分を付加したものである。

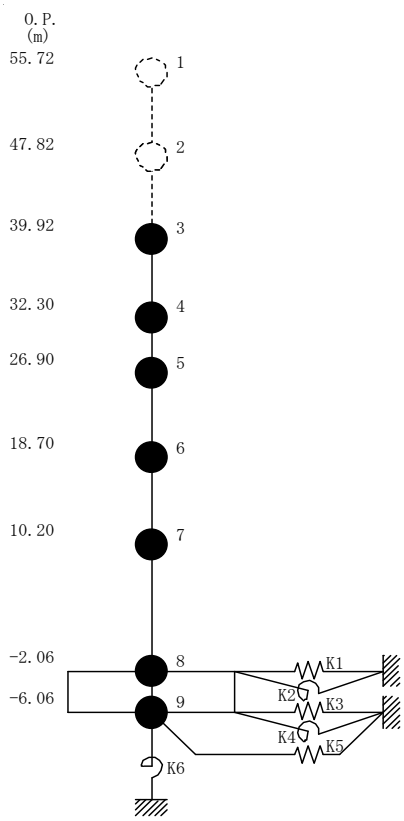



図 2.3.4-1　３号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

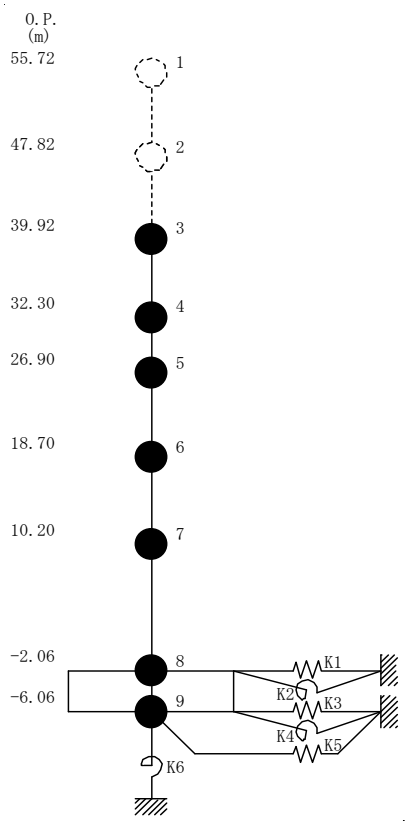



図 2.3.4-2　３号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

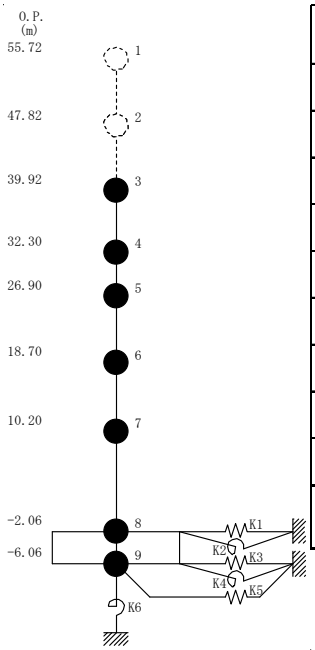
表 2.3.4-1　地震応答解析に用いる物性値

| | 強度＊1<br>Ｆｃ<br>（N/mm$^2$） | ヤング係数*2<br>E<br>（N/mm$^2$） | せん断弾性係数*2<br>G<br>（N/mm$^2$） | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量*3<br>$\gamma$<br>（kN/m$^3$） |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当<br>(SD35) | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 2.3.4-2　建屋解析モデルの諸元

NS 方向




| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 回転慣性重量<br>$I_G$(×$10^5$kN·$m^2$) | せん断断面積<br>$A_S$($m^2$) | 断面2次モーメント<br>I($m^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| 2 | — | — | — | — |
| 3 | 87,590 | 92.34 | — | — |
| 4 | 119,490 | 238.33 | 145.3 | 9,598 |
| 5 | 111,340 | 204.95 | 146.1 | 29,271 |
| 6 | 130,160 | 239.58 | 237.3 | 56,230 |
| 7 | 253,710 | 467.09 | 208.6 | 60,144 |
| 8 | 367,710<br>(66,690) | 676.94<br>(122.77) | 458.7 | 112,978 |
| 9 | 127,000 | 233.79 | 2,697.8 | 496,620 |
| 合計 | 1,197,000 | | | |

柱：（ ）内は滞留水による付加分を示す

ヤング係数$E_C$　2.57×$10^7$ (kN/$m^2$)

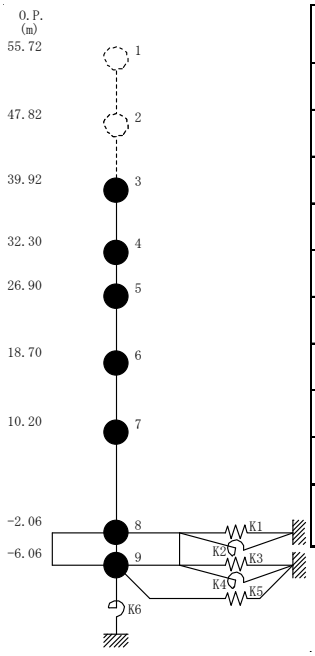
せん断弾性係数$G$　1.07×$10^7$ (kN/$m^2$)

ポアソン比$\nu$　0.20

減衰$h$　5%

基礎形状　47.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

EW 方向




| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 回転慣性重量<br>$I_G$(×$10^5$kN·$m^2$) | せん断断面積<br>$A_S$($m^2$) | 断面2次モーメント<br>I($m^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| 2 | — | — | — | — |
| 3 | 87,590 | 67.32 | — | — |
| 4 | 119,490 | 124.49 | 61.9 | 5,665 |
| 5 | 111,340 | 204.95 | 123.4 | 12,460 |
| 6 | 130,160 | 239.58 | 204.1 | 41,352 |
| 7 | 253,710 | 696.62 | 226.6 | 61,084 |
| 8 | 367,710<br>(66,690) | 1,009.61<br>(183.11) | 431.3 | 135,128 |
| 9 | 127,000 | 348.72 | 2,697.8 | 740,717 |
| 合計 | 1,197,000 | | | |

柱：（ ）内は滞留水による付加分を示す

ヤング係数$E_C$　2.57×$10^7$ (kN/$m^2$)

せん断弾性係数$G$　1.07×$10^7$ (kN/$m^2$)

ポアソン比$\nu$　0.20

減衰$h$　5%

基礎形状　47.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

表 2.3.4-3 (1)　地盤定数

(Ss-1)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| -10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -80.0 | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -108.0 | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -196.0 | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 2.3.4-3 (2)　地盤定数

(Ss-2)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| -10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.76 | 3.41 | 0.81 | 8.08 | 3 | 11.9 |
| -80.0 | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.53 | 4.36 | 0.81 | 10.27 | 3 | 70.0 |
| -108.0 | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.56 | 5.63 | 0.81 | 13.19 | 3 | 28.0 |
| -196.0 | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.29 | 6.53 | 0.81 | 15.26 | 3 | 88.0 |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 2.3.4-3 (3)　地盤定数

(Ss-3)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.25 | 2.62 | 0.86 | 6.63 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

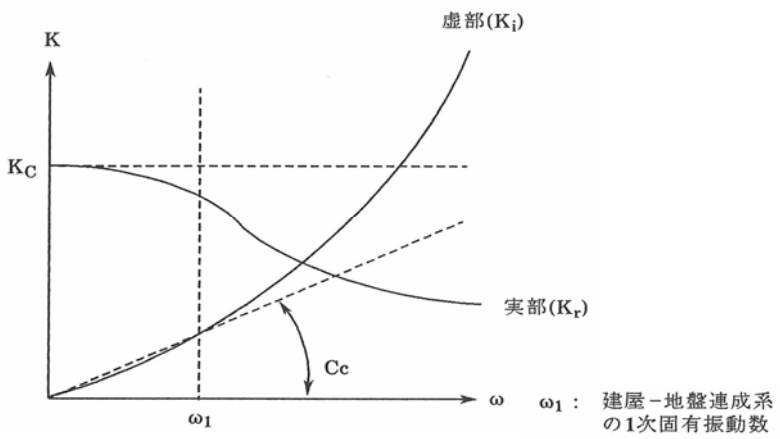



図 2.3.4-3　地盤ばねの近似

2.3.5　地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を，滞留水を未考慮の場合と比較して*注，図2.3.5-1～図2.3.5-6に示す。

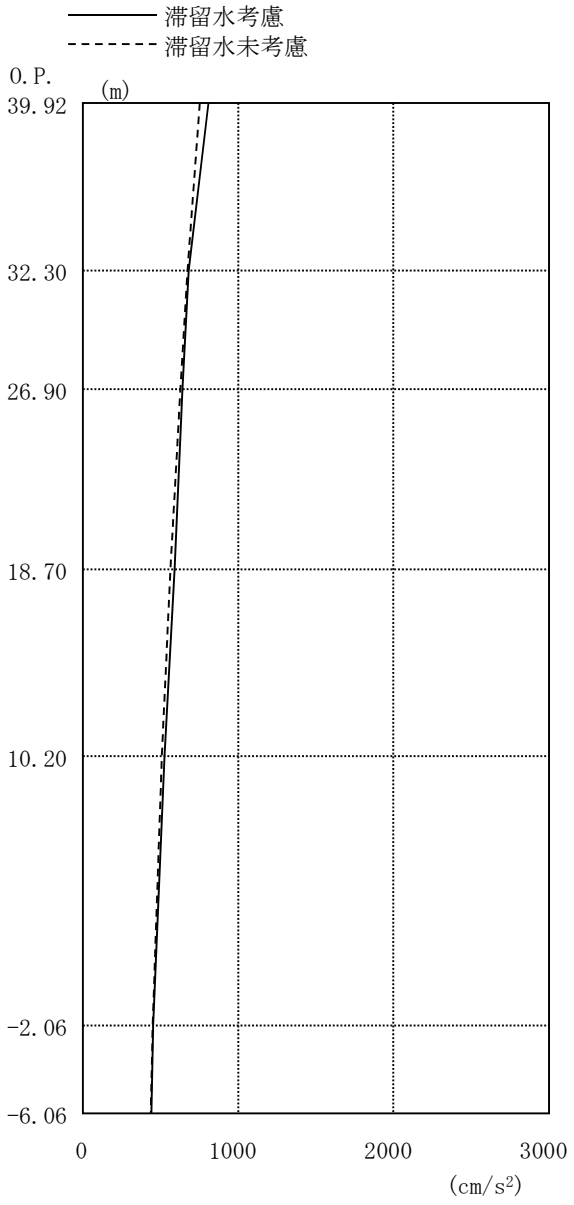



図2.3.5-1　最大応答加速度（NS方向・Ss-1H）

*注：滞留水考慮：本検討における結果であり，滞留水の重量の他，瓦礫撤去等による重量増減や燃料取り出し用カバーの重量を考慮したもの。

滞留水未考慮：損傷前の「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂版）」（原管発官21第110号　平成21年6月19日付け）の結果。

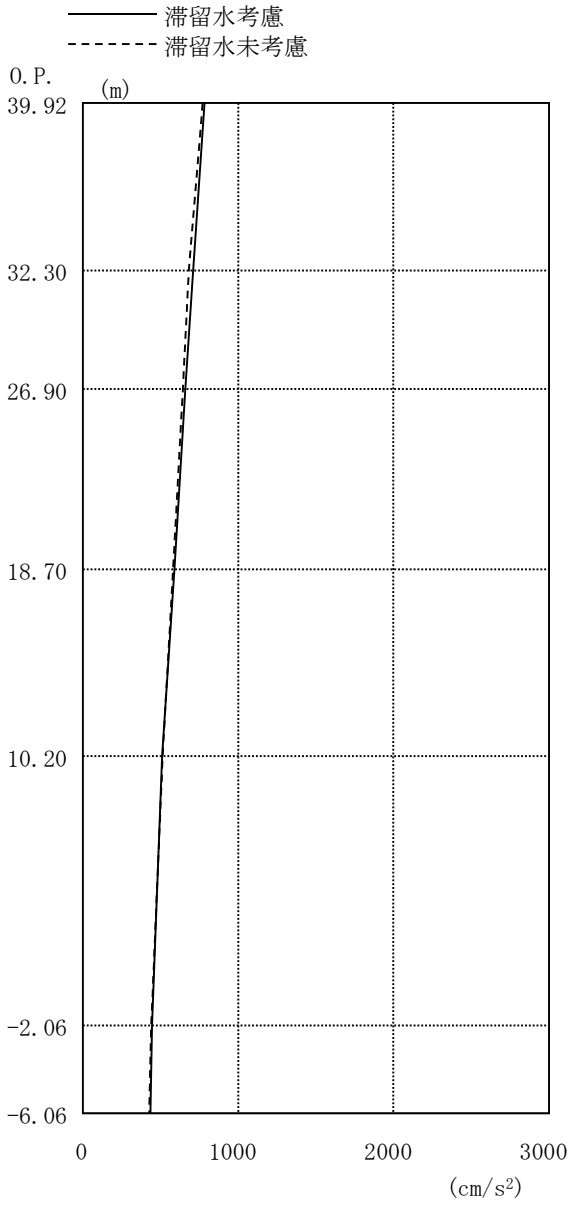



図 2.3.5-2　最大応答加速度（NS 方向・Ss-2H）

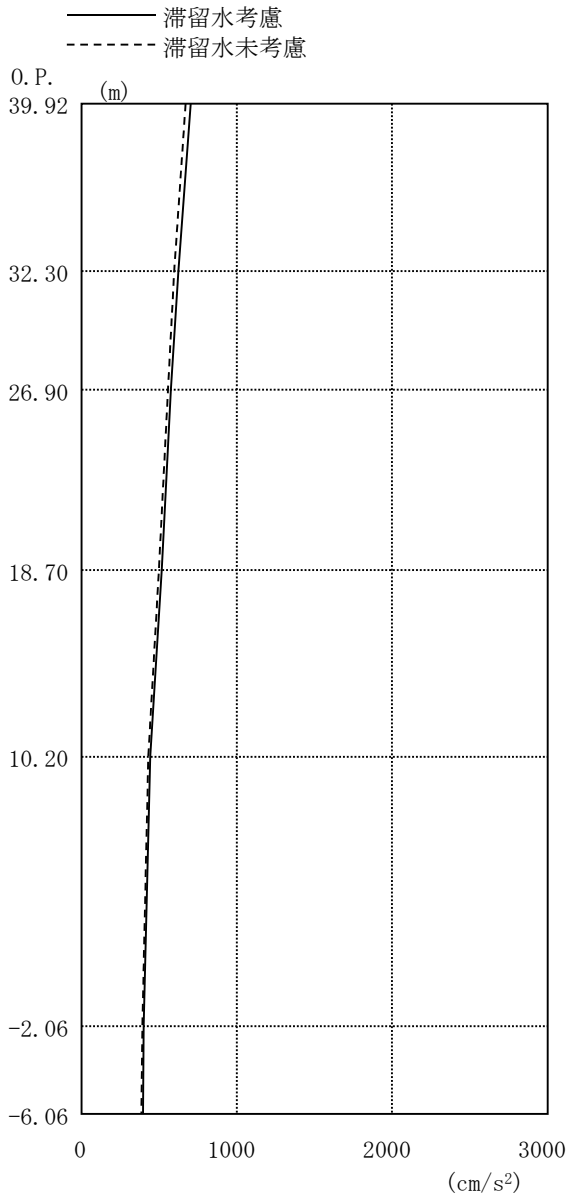



図 2.3.5-3　最大応答加速度（NS 方向・Ss-3H）

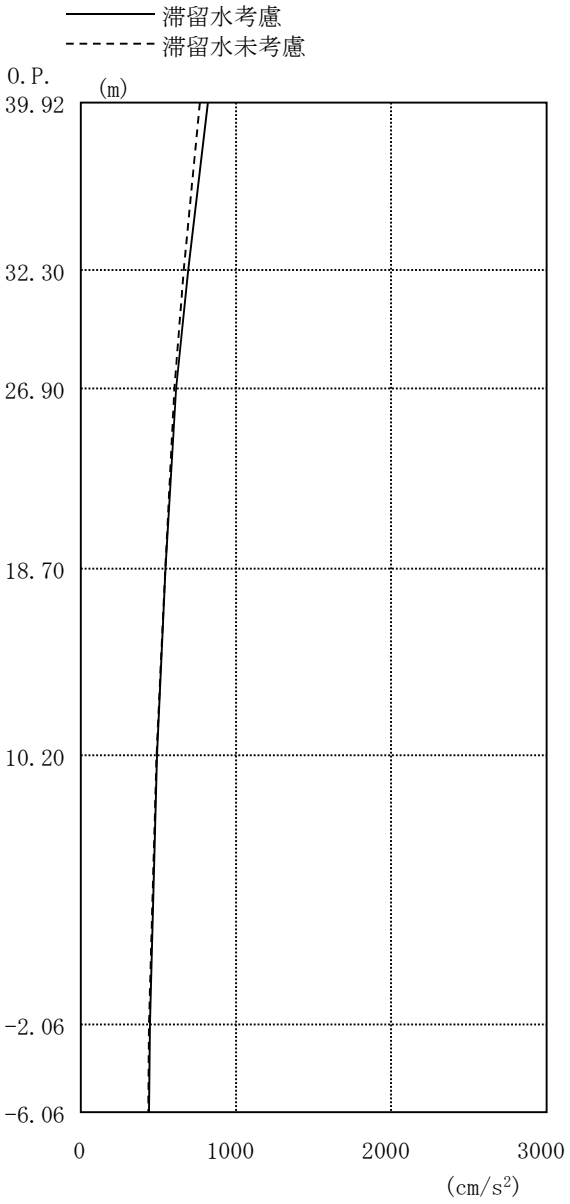



図 2.3.5-4　最大応答加速度（EW 方向・Ss-1H）

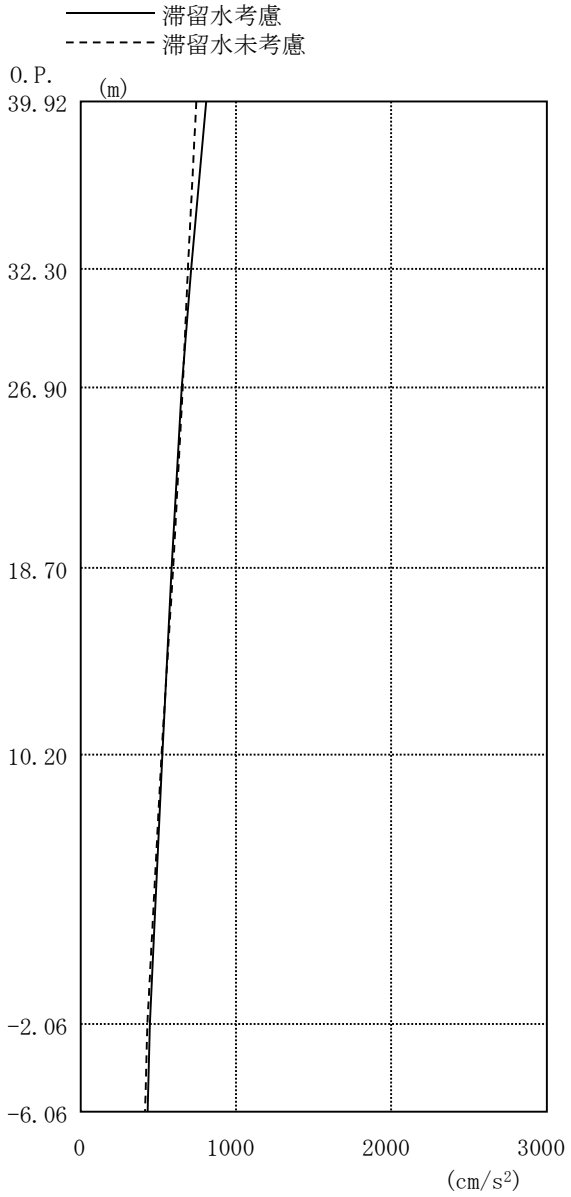



図 2.3.5-5　最大応答加速度（EW 方向・Ss-2H）

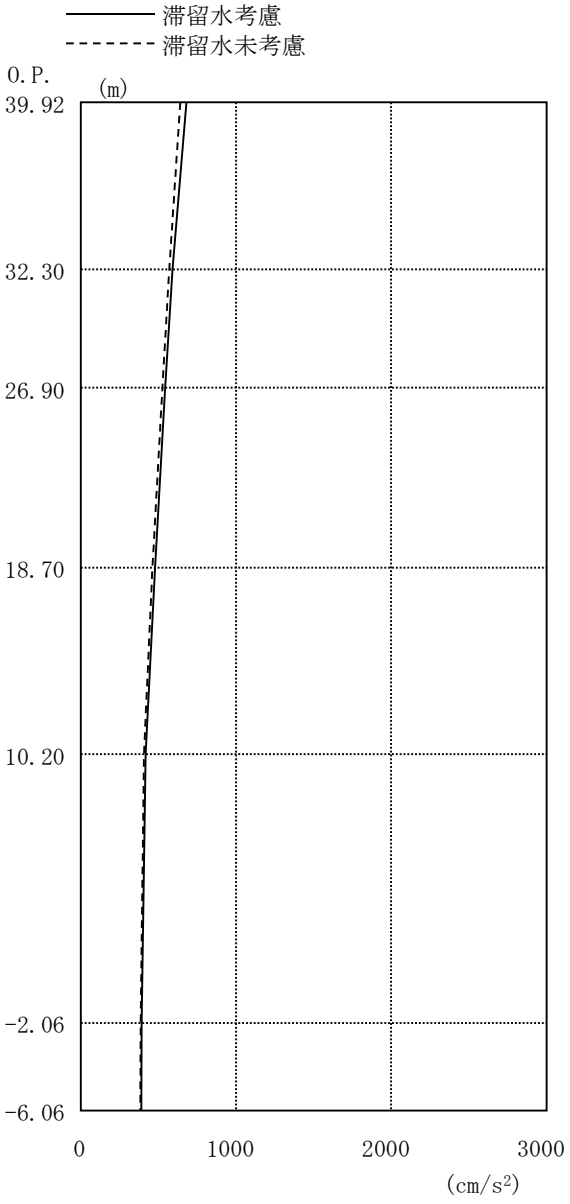



図 2.3.5-6　最大応答加速度（EW 方向・Ss-3H）

2.3.6　耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を，滞留水を未考慮の場合と比較して，表 2.3.6-1 及び表 2.3.6-2 に示す。また，図 2.3.6-1 及び図 2.3.6-2 に基準地震動 Ss に対する最大応答値を，滞留水を未考慮の場合と比較して，耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，滞留水を考慮した場合でも，最大で $0.10\times10^{-3}$ であり，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。なお，スケルトン曲線は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから，３号機原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 2.3.6-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

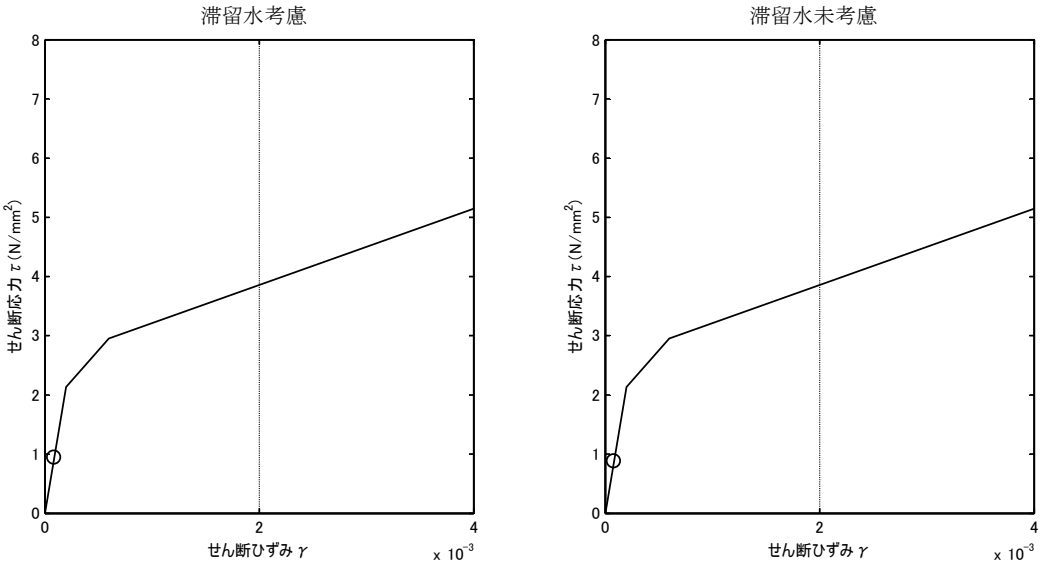
（単位：$\times10^{-3}$）

| 階 | O.P. | 滞留水 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| B1F | 10.20～<br>-2.06 | 考慮 | 0.09 | 0.09 | 0.08 | 4.0 以下 |
| | | 未考慮 | 0.08 | 0.08 | 0.07 | |

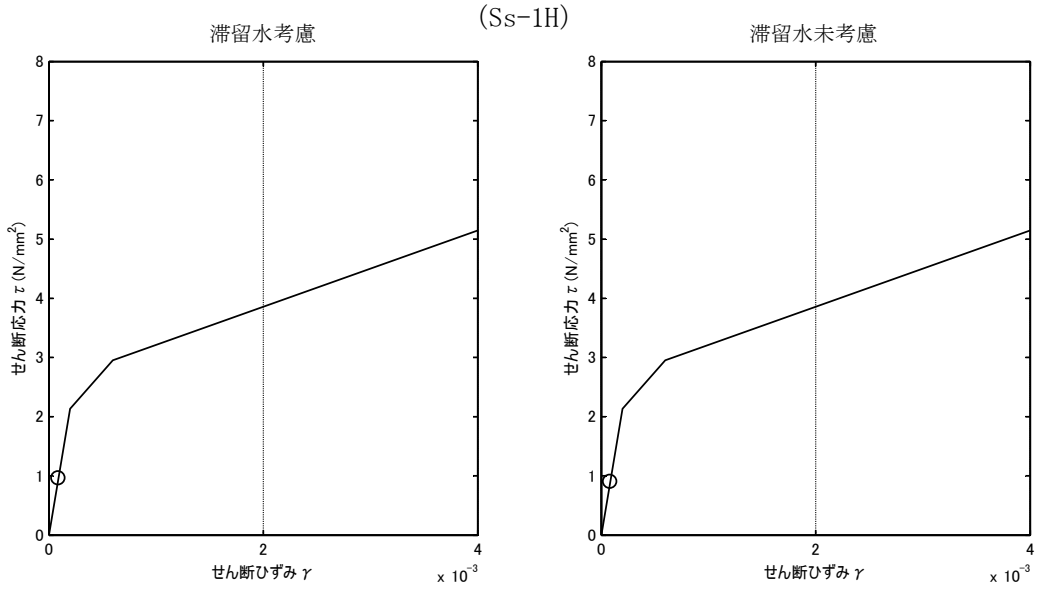
表 2.3.6-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（単位：$\times10^{-3}$）

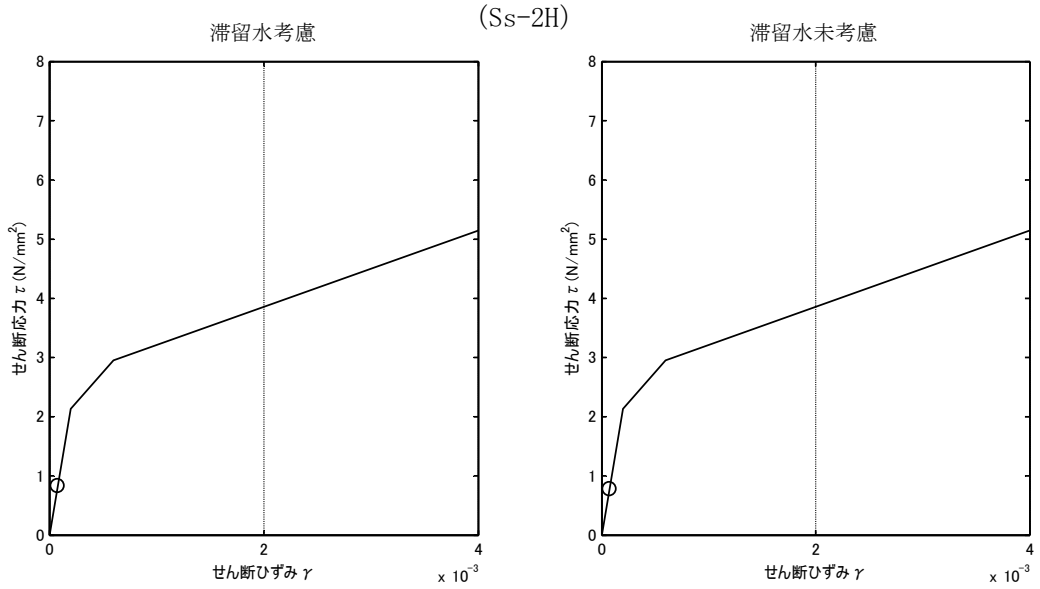
| 階 | O.P. | 滞留水 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| B1F | 10.20～<br>-2.06 | 考慮 | 0.09 | 0.10 | 0.08 | 4.0 以下 |
| | | 未考慮 | 0.08 | 0.09 | 0.07 | |




(Ss-1H)

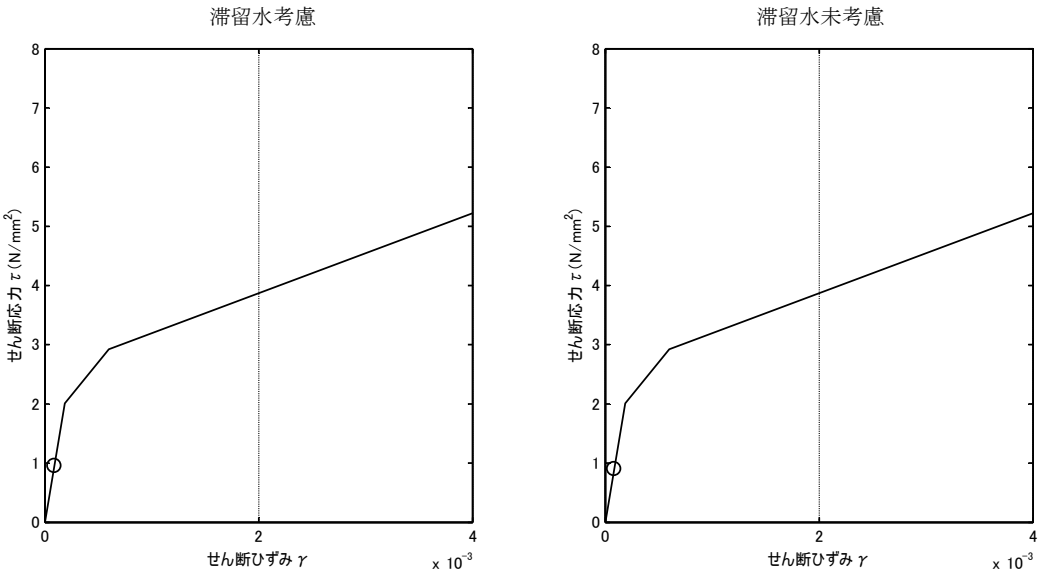



(Ss-2H)

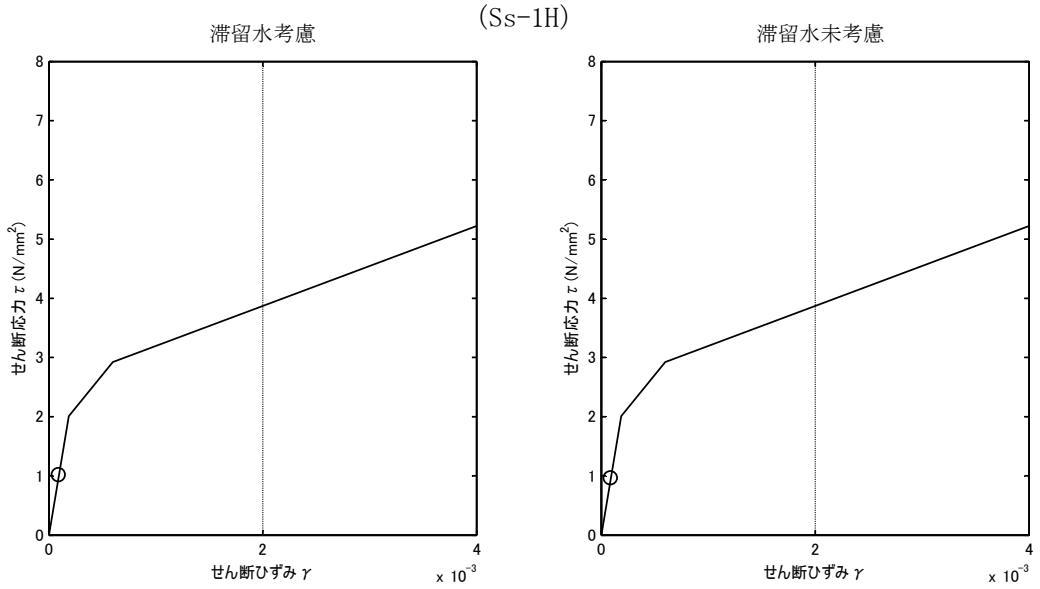



(Ss-3H)

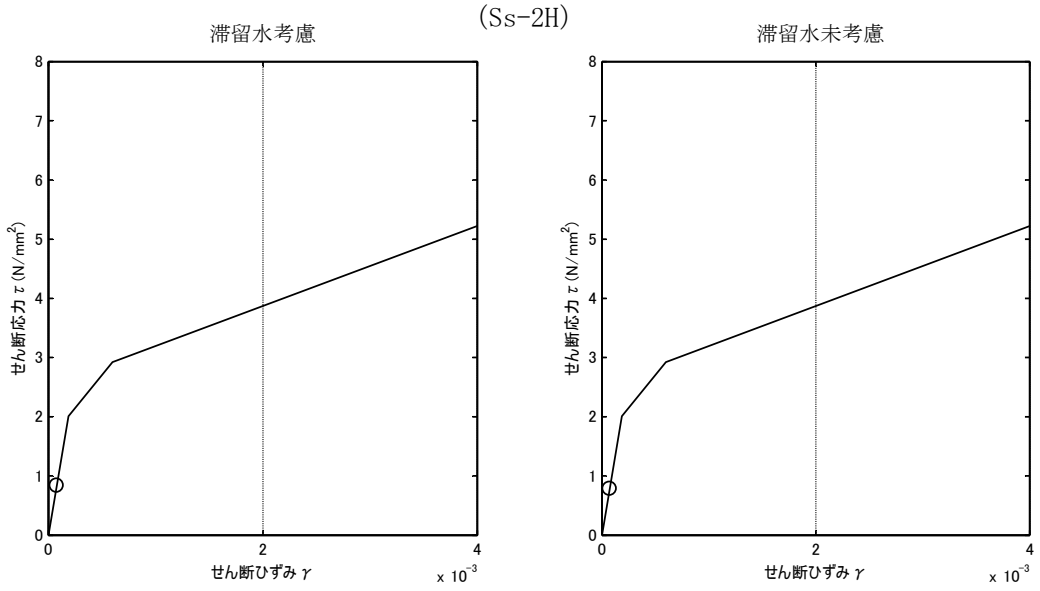
図 2.3.6-1　耐震壁のせん断ひずみ（NS 方向）




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図 2.3.6-2　耐震壁のせん断ひずみ（EW 方向）

3　タービン建屋

3.1　３号機タービン建屋（代表号機）

3.1.1　解析評価方針

タービン建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全評価は，基準地震動 Ss を用いた地震応答解析によることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

タービン建屋については地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは，地下１階から地上３階に設置された機器を含む建屋全域を NS，EW 方向とも多軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し，固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）を超えないことを確認することとする。

タービン建屋の地震応答解析の評価手順例を，図-3.1.1 に示す。

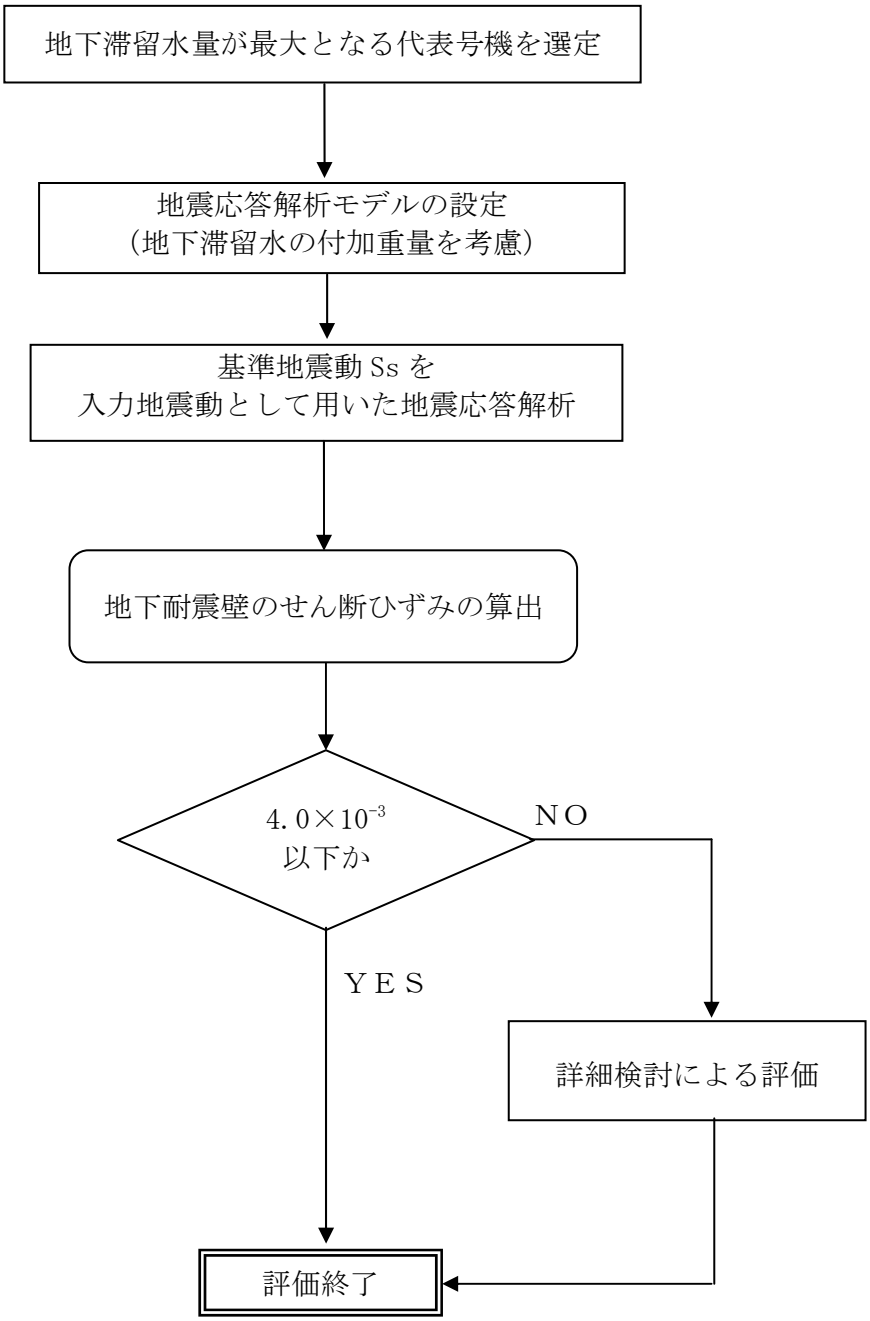



図 3.1.1-1　タービン建屋の地震応答解析の評価手順例

3.1.2　代表号機の選定

タービン建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 3.1.2-1 に示す。表 3.1.2-1 より，貯水量の最も多い３号機を代表号機と選定する。

表 3.1.2-1　タービン建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

| | １号機 | ２号機 | ３号機 | ４号機 |
|---|---|---|---|---|
| 水位 | O.P.　5,300 | O.P.　4,000 | O.P.　4,000 | O.P.　4,000 |
| 貯水量 | 9,600$m^3$ | 13,500$m^3$ | 16,400$m^3$ | 12,800$m^3$ |

3.1.3　解析に用いる入力地震動

３号機タービン建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官１９第６０３号　平成２０年３月３１日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 3.1.3-1 に示す。この３号機タービン建屋の解析モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（0.P. -196.0m）における基準地震動 Ss の加速度波形について，図 3.1.3-2 に示す。

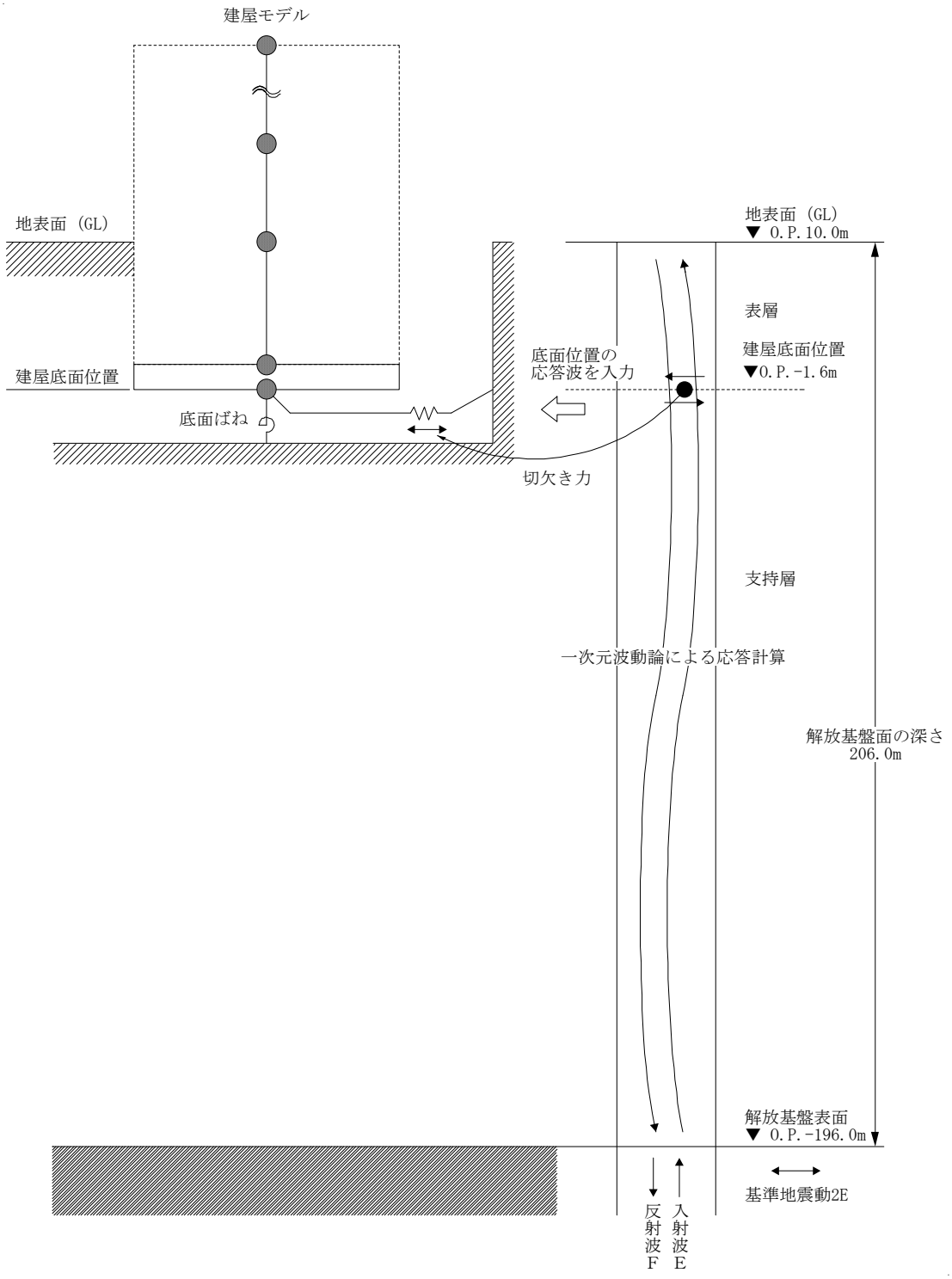
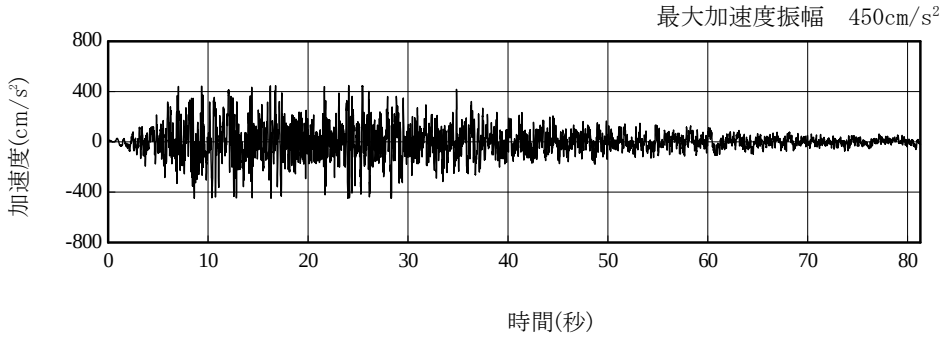
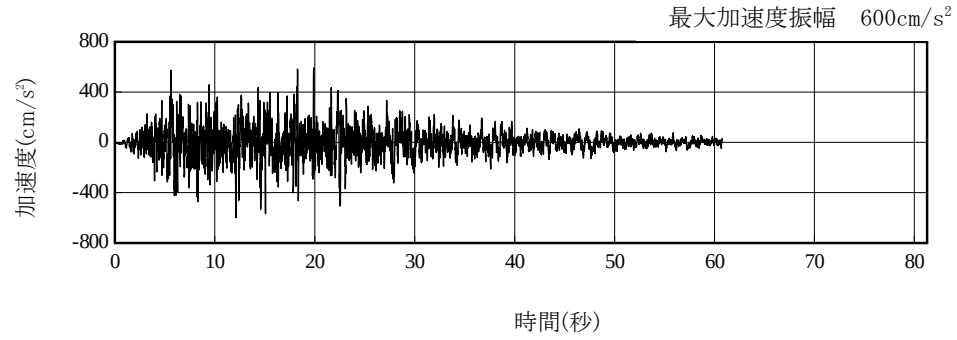


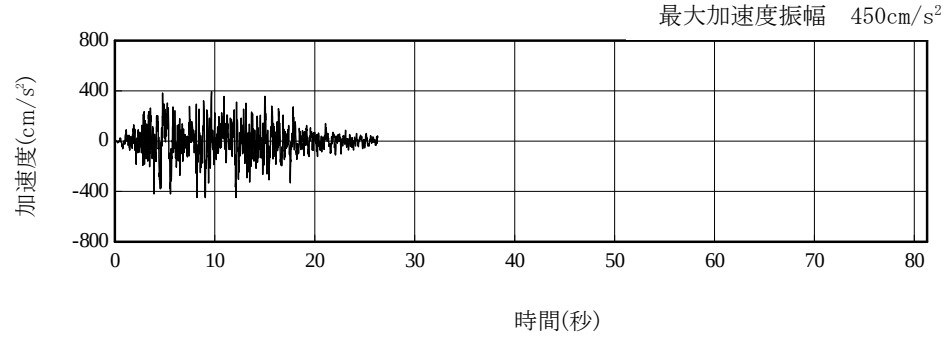

図 3.1.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図 3.1.3-2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

3.1.4　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する３号機タービン建屋の地震応答解析は，「3.1.3.　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは，図 3.1.4-1 及び図 3.1.4-2 に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 3.1.4-1 に，建屋解析モデルの諸元を図 3.1.4-3～図 3.1.4-6 に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 3.1.4-2 に示す。

解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図 3.1.4-7 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

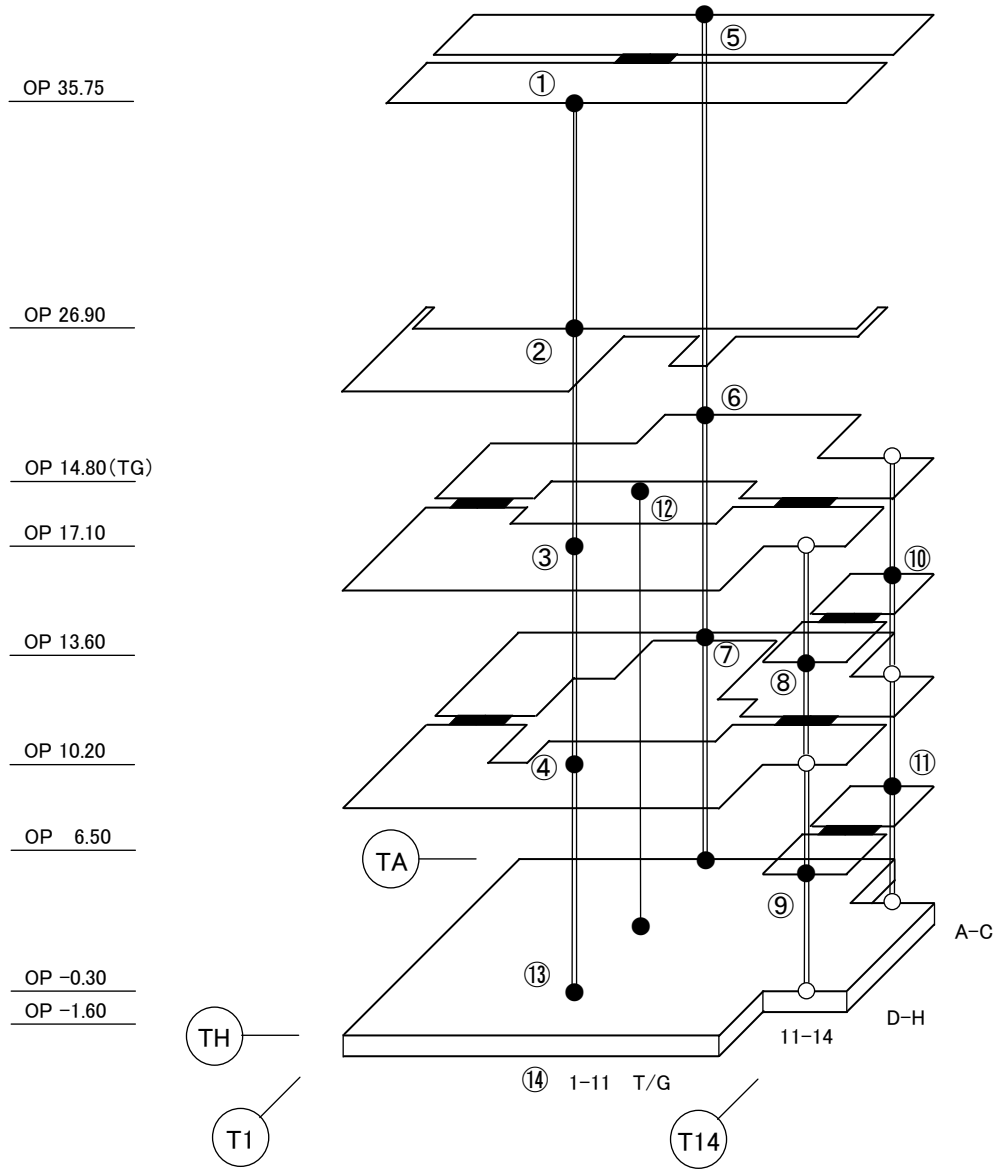



図 3.1.4-1　３号機タービン建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

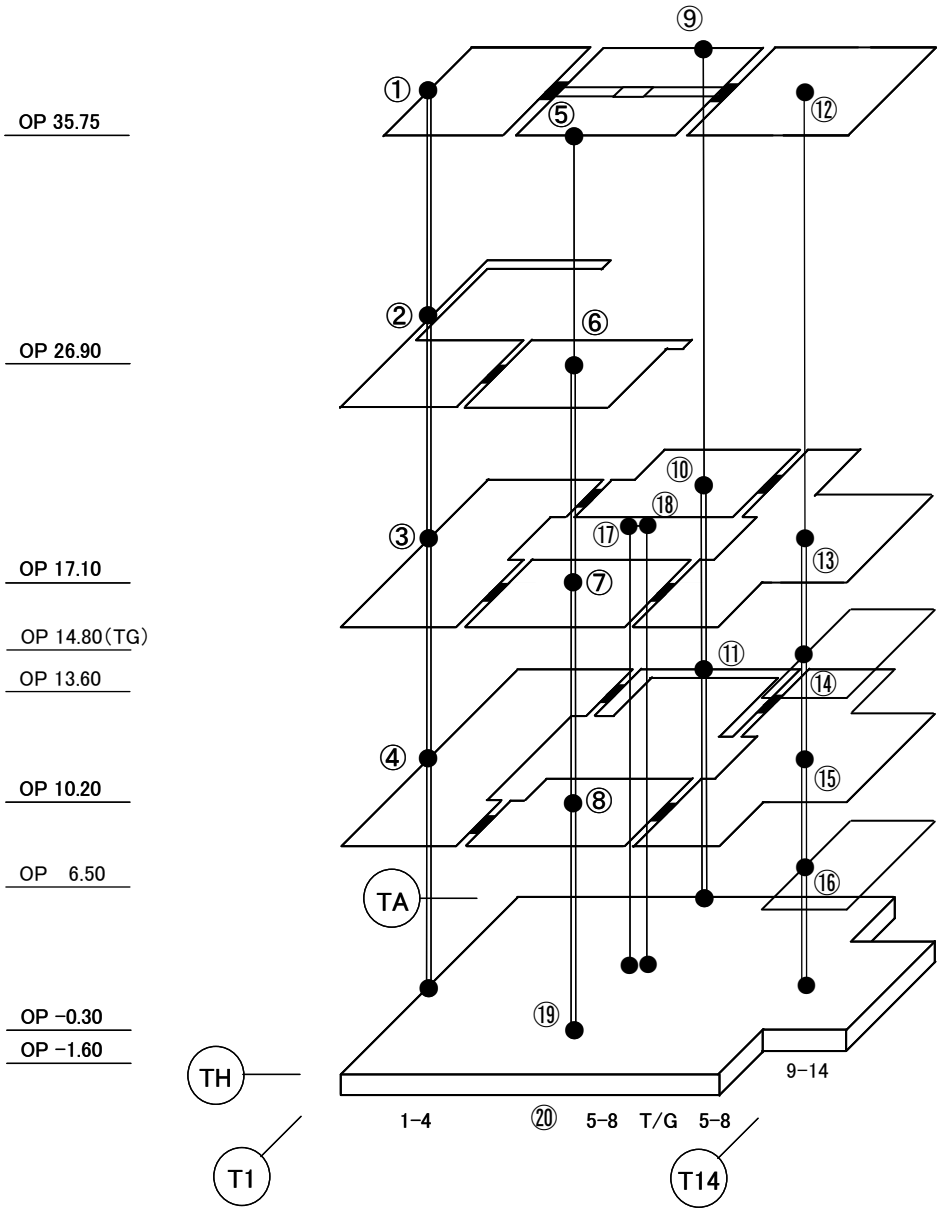



図 3.1.4-2　３号機タービン建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

表 3.1.4-1　地震応答解析に用いる物性値

| | 強度＊1<br>Ｆｃ<br>（N/mm$^2$） | ヤング係数*2<br>E<br>（N/mm$^2$） | せん断弾性係数*2<br>G<br>（N/mm$^2$） | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量*3<br>$\gamma$<br>（kN/m$^3$） |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当<br>（SD35） | | | | |
| 鋼材 | SS400相当<br>（SS41） | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

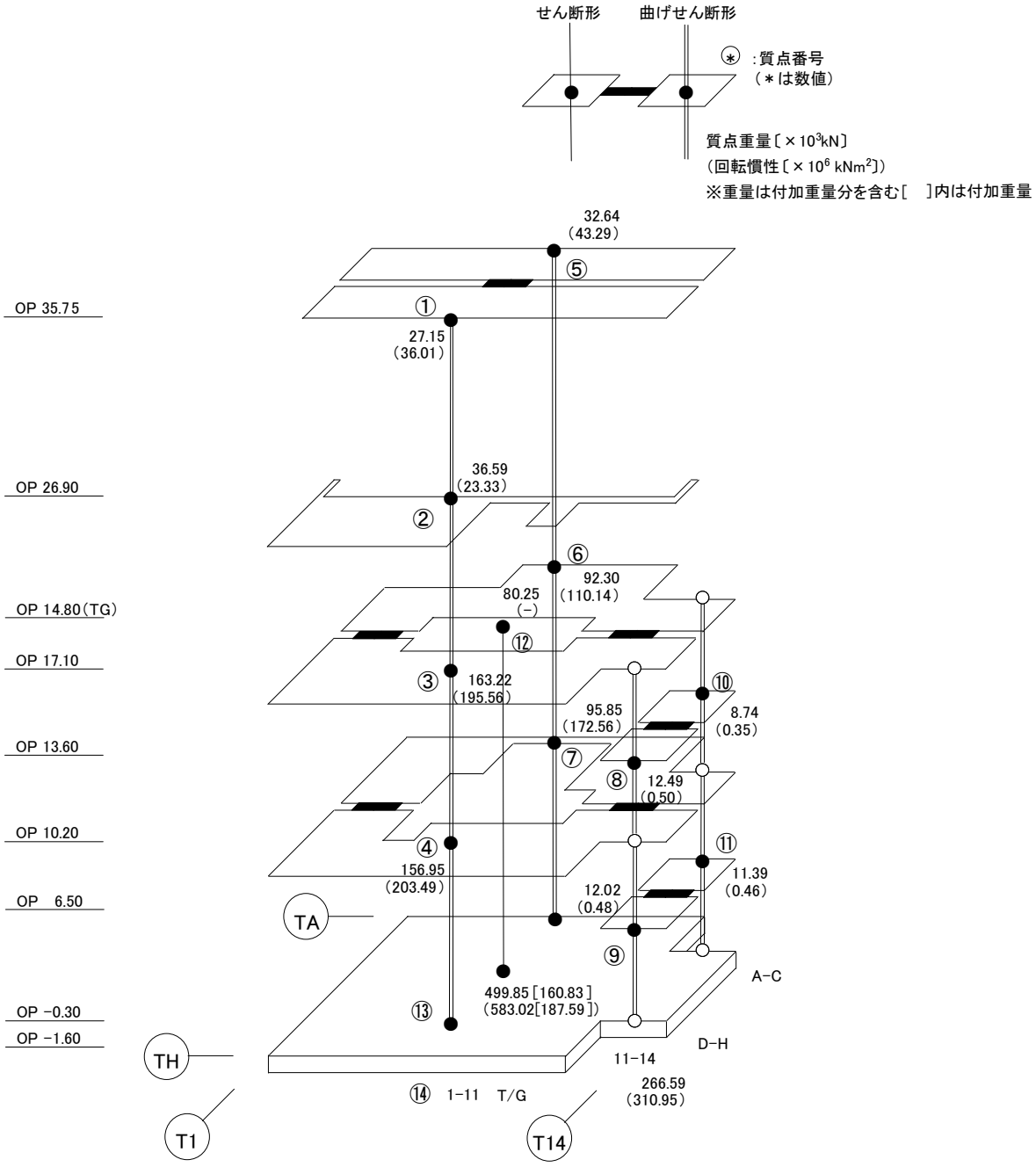
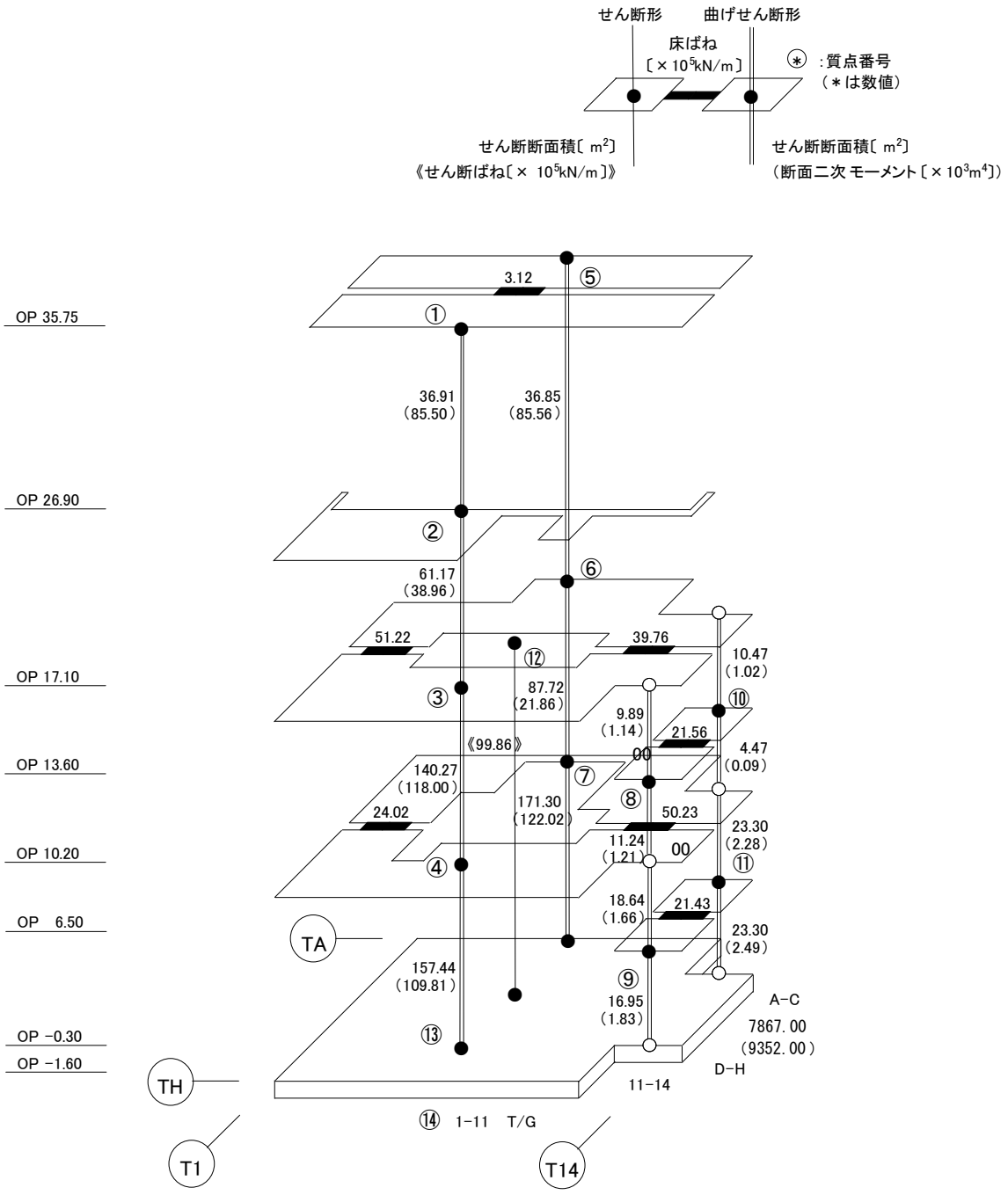



図 3.1.4-3　建屋解析モデルの諸元（重量・回転慣性）（NS 方向）



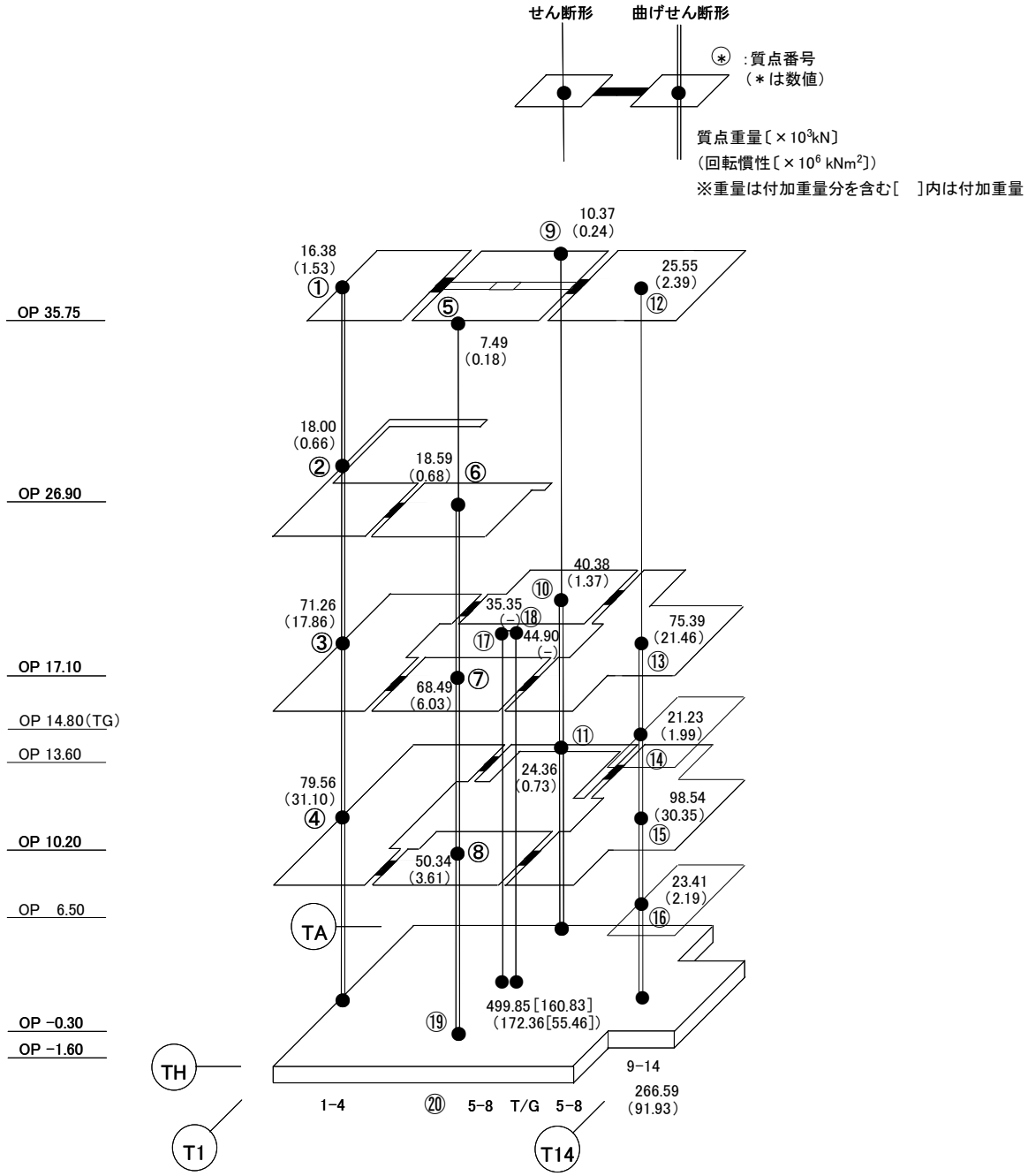

**建屋の物性値**

**ヤング係数　　：E = 2.57×10⁷〔kN/m²〕コンクリートの物性**

**せん断弾性係数　：G = 10.7×10⁶〔kN/m²〕コンクリートの物性**

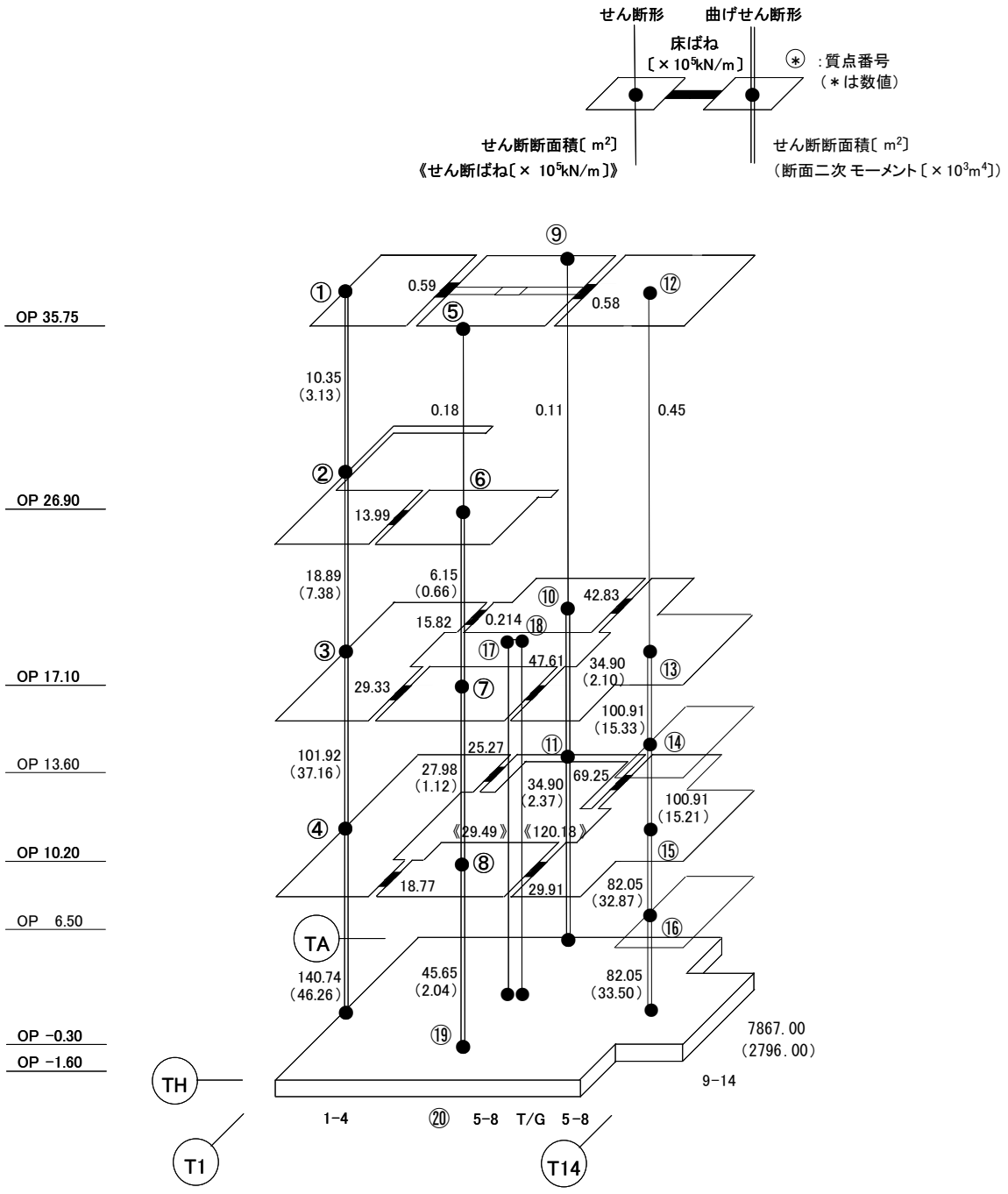
**基礎形状　116.38m（NS 方向）x67.60m（EW 方向）**

図 3.1.4-4　建屋解析モデルの諸元（剛性）（NS 方向）




総重量：1,496,030 kN

図 3.1.4-5　建屋解析モデルの諸元（重量・回転慣性）（EW 方向）




建屋の物性値

ヤング係数　　：E = 2.57×10⁷〔kN/m²〕コンクリートの物性

せん断弾性係数　：G = 10.7×10⁶〔kN/m²〕コンクリートの物性

基礎形状　116.38m（NS 方向）x67.60m（EW 方向）

図 3.1.4-6　建屋解析モデルの諸元（剛性）（EW 方向）

表 3.1.4-2 (1)　地盤定数

(Ss-1)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| -10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -80.0 | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -108.0 | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -196.0 | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 3.1.4-2 (2)　地盤定数

(Ss-2)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| -10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.76 | 3.41 | 0.81 | 8.08 | 3 | 11.9 |
| -80.0 | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.53 | 4.36 | 0.81 | 10.27 | 3 | 70.0 |
| -108.0 | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.56 | 5.63 | 0.81 | 13.19 | 3 | 28.0 |
| -196.0 | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.29 | 6.53 | 0.81 | 15.26 | 3 | 88.0 |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 3.1.4-2 (3)　地盤定数

(Ss-3)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.25 | 2.62 | 0.86 | 6.63 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

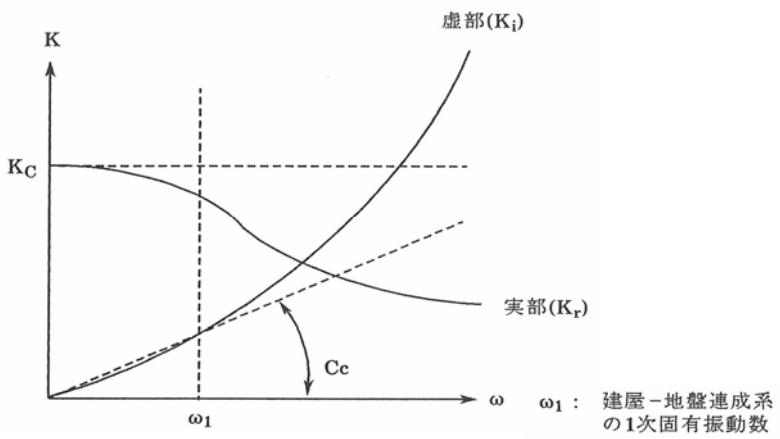



図 3.1.4-7　地盤ばねの近似

### 3.1.5　地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を，滞留水を未考慮の場合と比較して，図3.1.5-1～図3.1.5-6に示す。

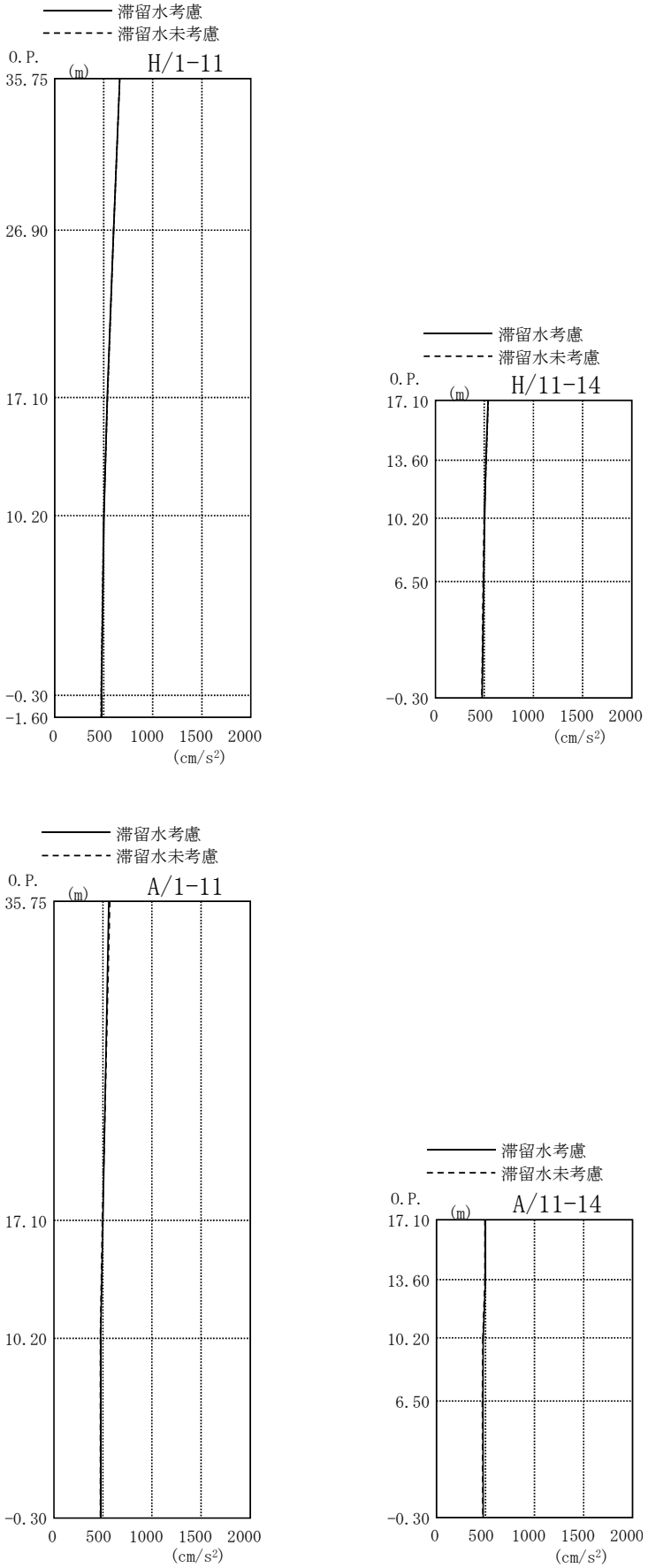



図 3.1.5-1　最大応答加速度（NS 方向・Ss-1H）

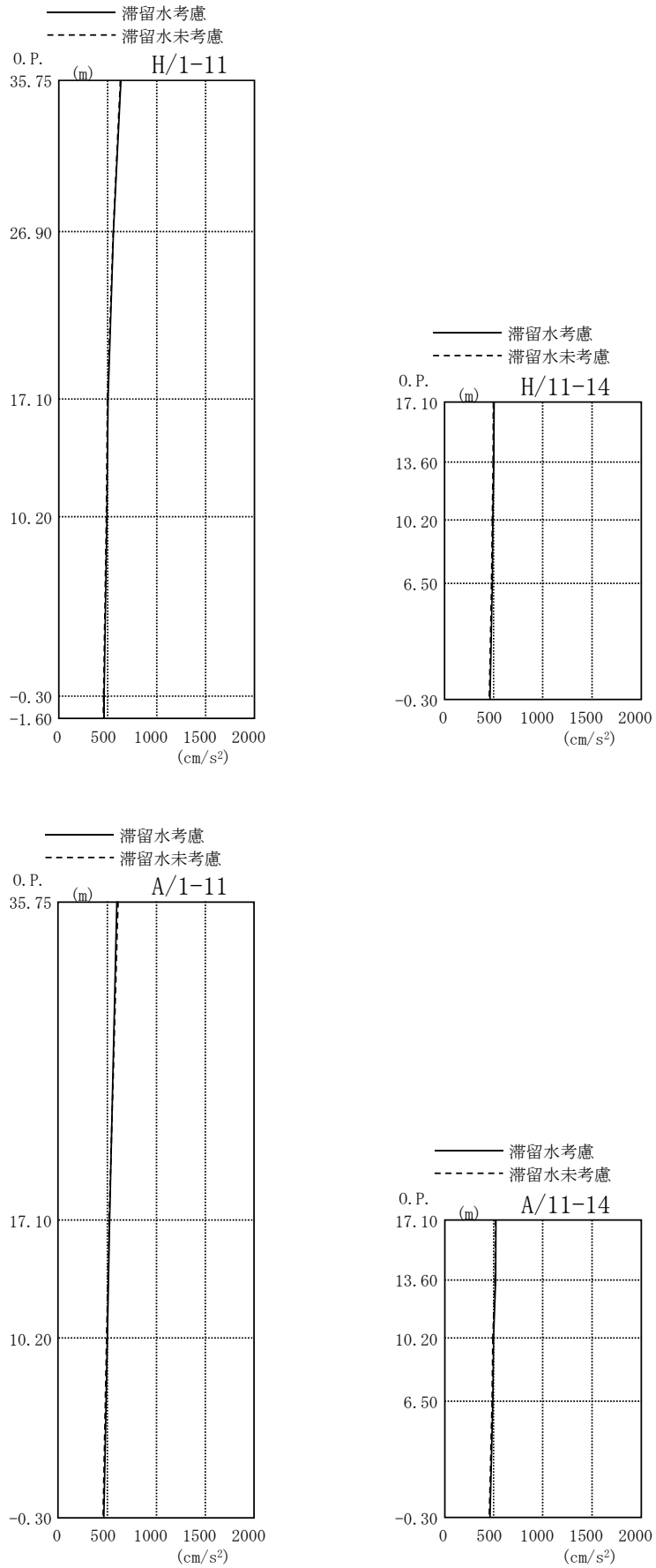



図 3.1.5-2　最大応答加速度（NS 方向・Ss-2H）

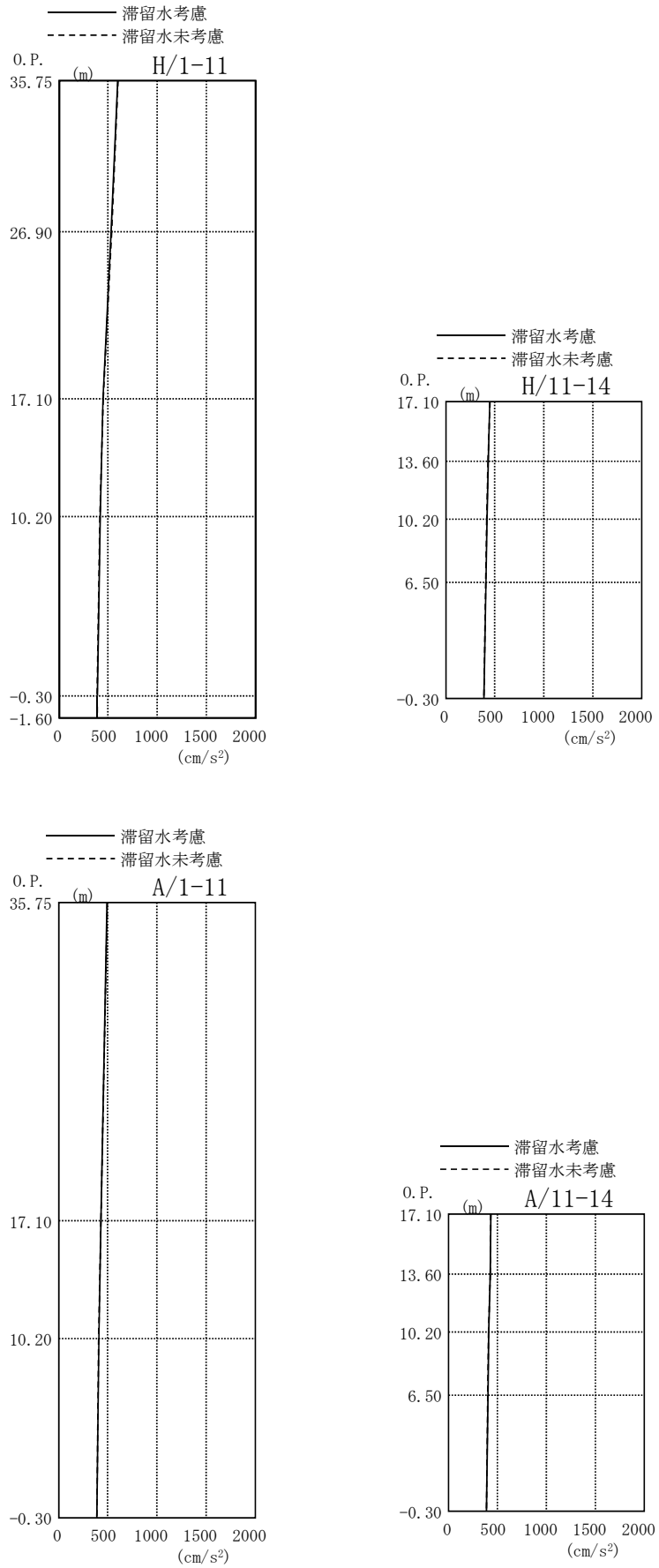



図 3.1.5-3　最大応答加速度（NS 方向・Ss-3H）

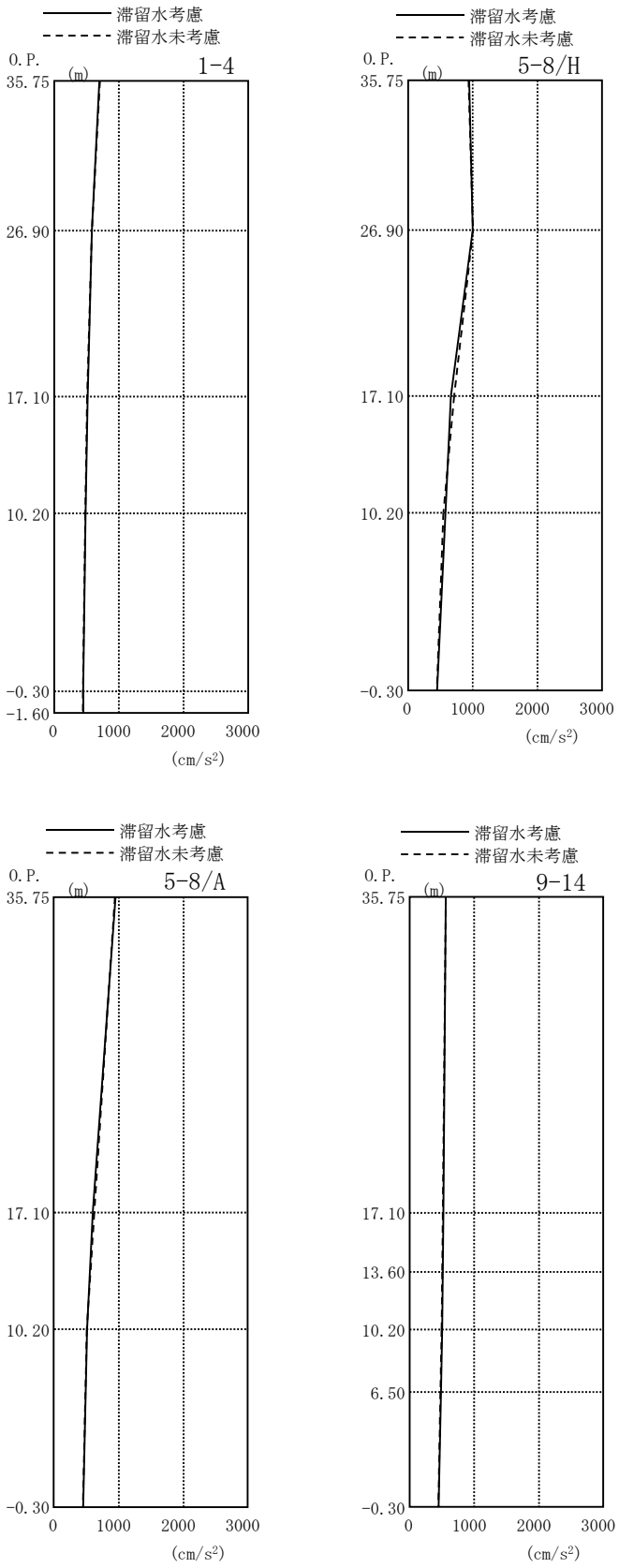



図 3.1.5-4　最大応答加速度（EW 方向・Ss-1H）

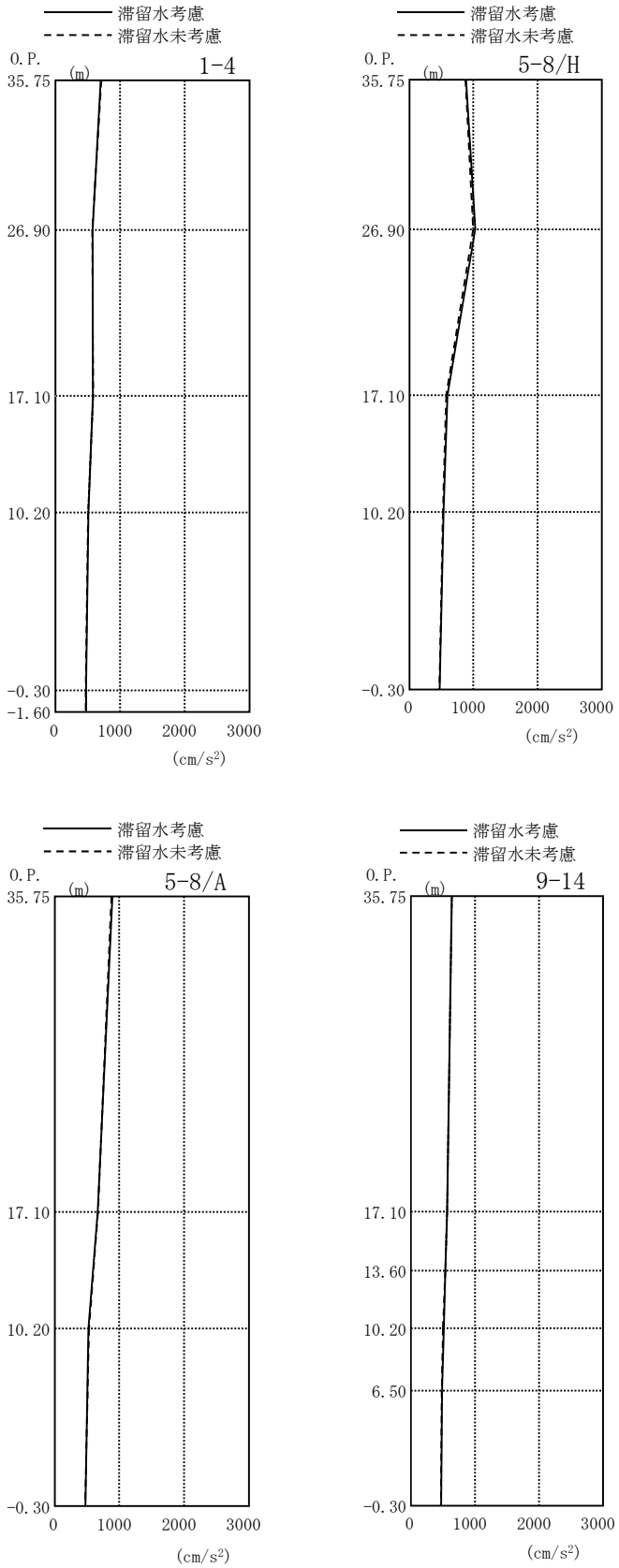



図 3.1.5-5　最大応答加速度（EW 方向・Ss-2H）

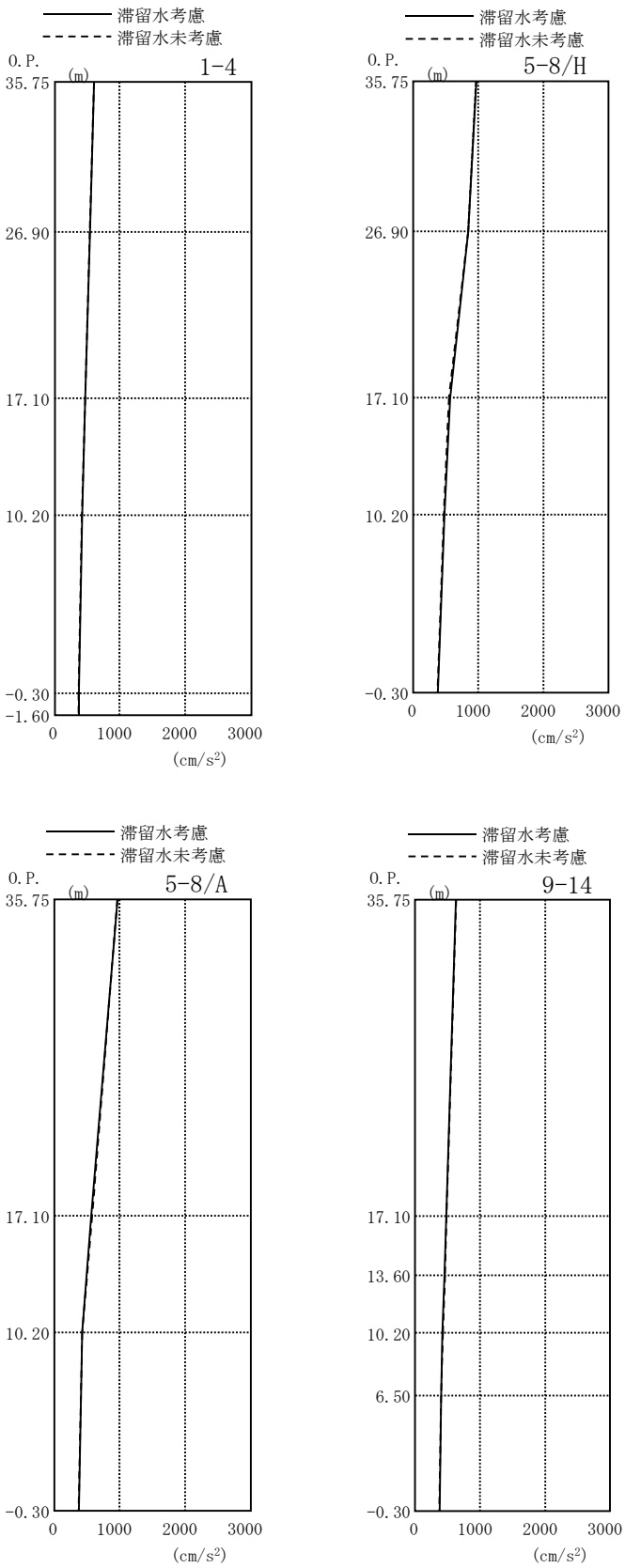



図 3.1.5-6　最大応答加速度（EW 方向・Ss-3H）

3.1.6　耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を，滞留水を未考慮の場合と比較して，表 3.1.6-1 及び表 3.1.6-2 に示す。また，図 3.1.6-1 及び図 3.1.6-2 に基準地震動 Ss に対する最大応答値を，滞留水を未考慮の場合と比較して，耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，滞留水を考慮した場合でも，最大で $0.15\times10^{-3}$ であり，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。なお，スケルトン曲線は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから，３号機タービン建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 3.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

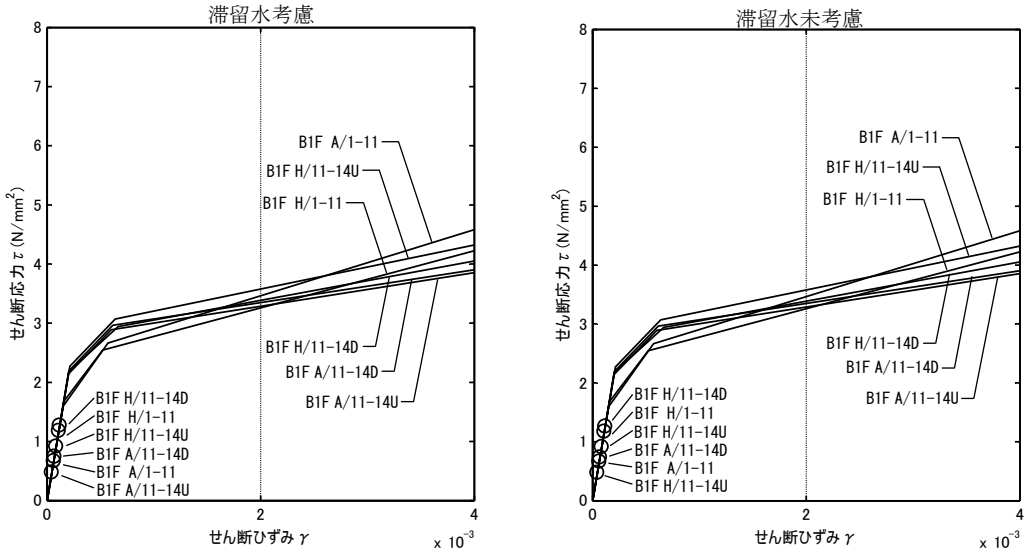
（単位：$\times10^{-3}$）

| 階 | 通り | | O.P. | Ss-1H | | Ss-2H | | Ss-3H | | 評価基準 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | 滞留水 | | 滞留水 | | 滞留水 | | |
| | | | | 考慮 | 未考慮 | 考慮 | 未考慮 | 考慮 | 未考慮 | |
| B1F | H/1-11 | | 10.20～-0.30 | 0.11 | 0.11 | 0.11 | 0.11 | 0.10 | 0.10 | 4.0 以下 |
| | H/11-14 | U | 10.20～6.50 | 0.09 | 0.09 | 0.08 | 0.08 | 0.08 | 0.08 | |
| | | D | 6.50～-0.30 | 0.12 | 0.12 | 0.12 | 0.12 | 0.11 | 0.11 | |
| | A/1-11 | | 10.20～-0.30 | 0.07 | 0.07 | 0.07 | 0.07 | 0.06 | 0.06 | |
| | A/11-14 | U | 10.20～6.50 | 0.05 | 0.05 | 0.05 | 0.05 | 0.04 | 0.04 | |
| | | D | 6.50～-0.30 | 0.07 | 0.07 | 0.08 | 0.07 | 0.06 | 0.06 | |

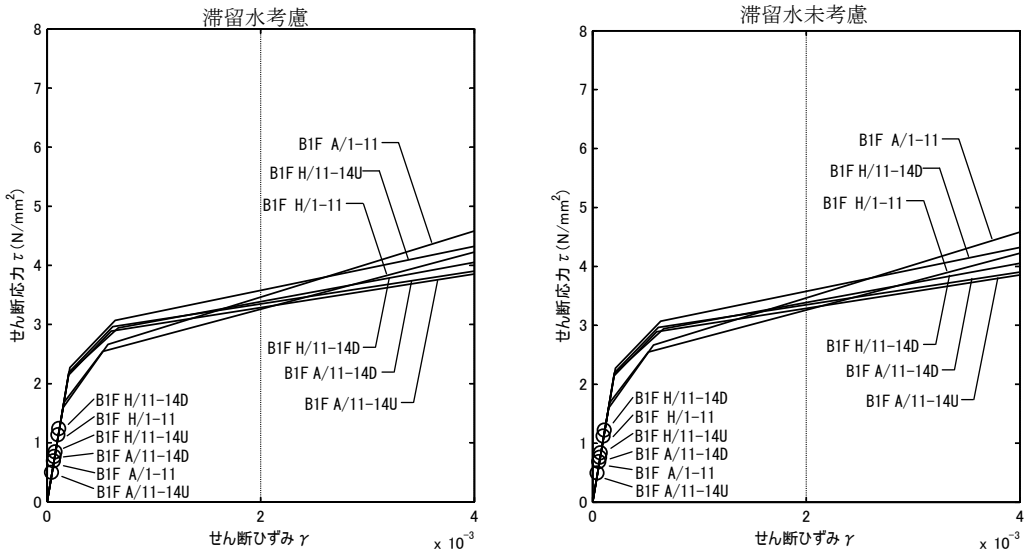
表 3.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（単位：$\times10^{-3}$）

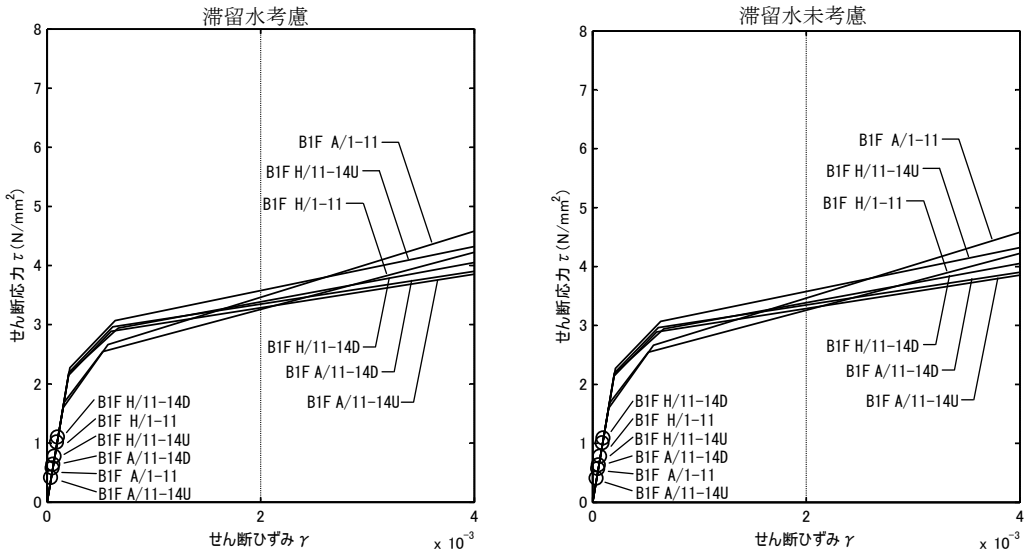
| 階 | 通り | | O.P. | Ss-1H | | Ss-2H | | Ss-3H | | 評価基準 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | 滞留水 | | 滞留水 | | 滞留水 | | |
| | | | | 考慮 | 未考慮 | 考慮 | 未考慮 | 考慮 | 未考慮 | |
| B1F | 1-4 | | 10.20～-0.30 | 0.09 | 0.09 | 0.08 | 0.08 | 0.08 | 0.07 | 4.0 以下 |
| | 5-8/H | | 10.20～-0.30 | 0.09 | 0.10 | 0.09 | 0.09 | 0.08 | 0.08 | |
| | 5-8/A | | 10.20～-0.30 | 0.09 | 0.09 | 0.10 | 0.10 | 0.08 | 0.08 | |
| | 9-14 | U | 10.20～6.50 | 0.13 | 0.13 | 0.14 | 0.13 | 0.11 | 0.11 | |
| | | D | 6.50～-0.30 | 0.14 | 0.14 | 0.15 | 0.15 | 0.12 | 0.12 | |




(Ss-1H)

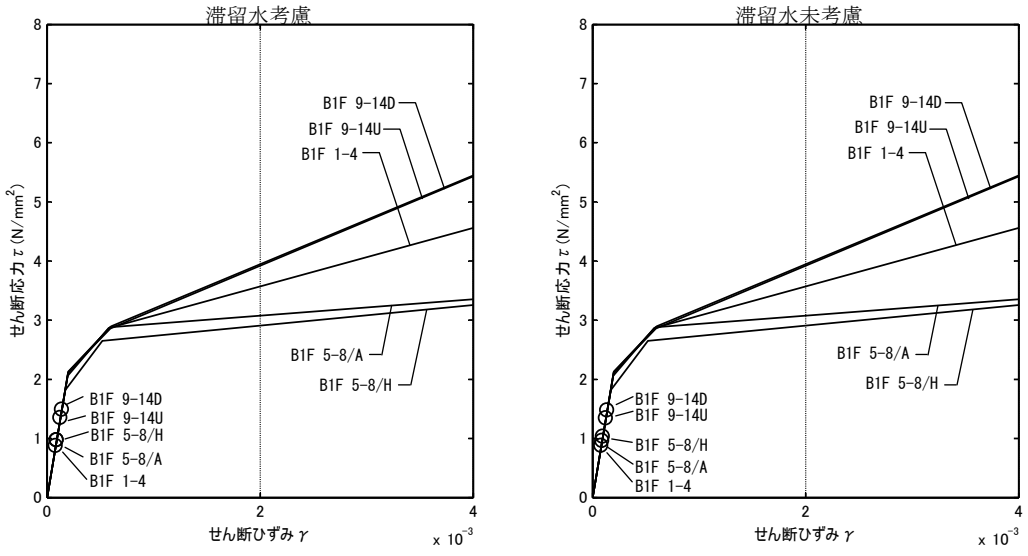



(Ss-2H)

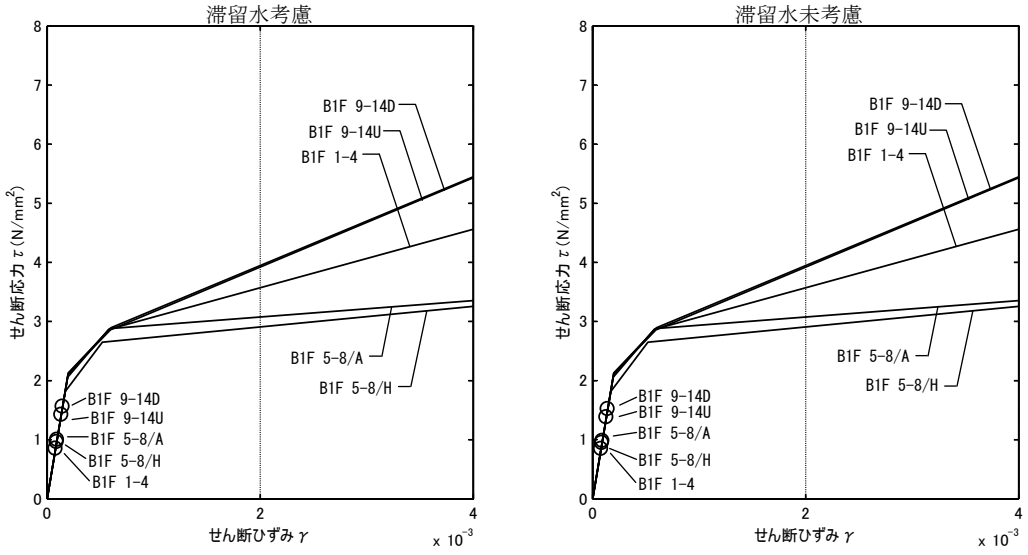



(Ss-3H)

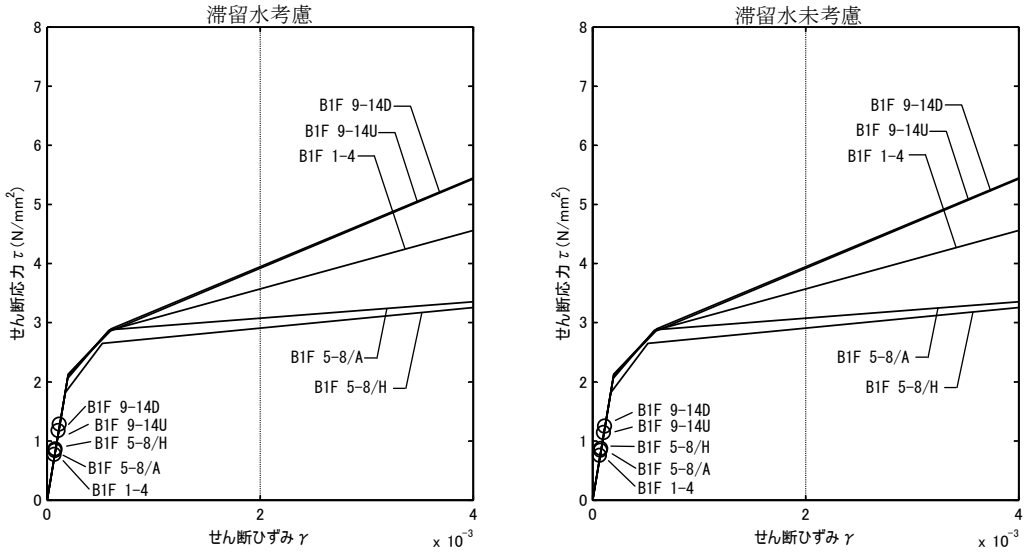
図 3.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ（NS 方向）




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

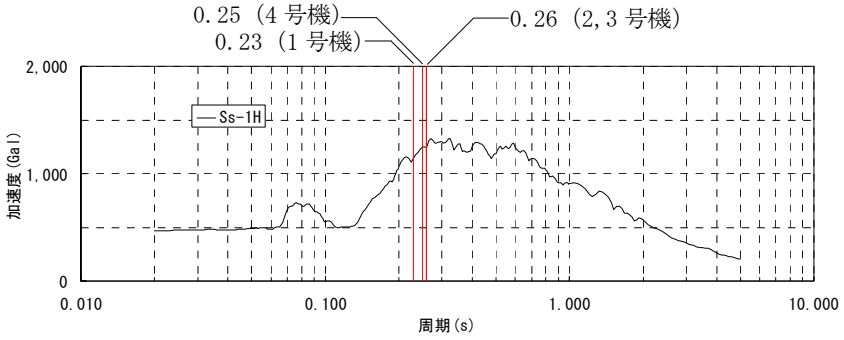
図 3.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ（EW 方向）

3.2　代表号機以外の検討

滞留水による影響を確認するため,滞留水量が最大であり重量変動が最も大きくなる３号機タービン建屋を代表号機として耐震安全性評価を行った結果,滞留水を考慮しても地下外壁の耐震安全性については十分余裕があることを確認している。

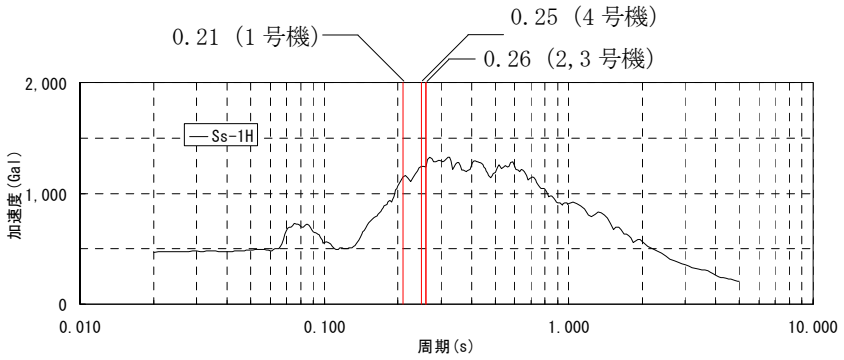
また，タービン建屋は，各号機の機能は同じであることから，構造形式および形状は各号機で同様となっている。各号機のタービン建屋の固有周期を比較した場合，一次固有周期はNS方向で0.23～0.26秒，EW方向で0.21～0.26秒となり，各号機の振動性状に顕著な差はみられない。

代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルに各建屋の一次固有周期を重ね描きしたもの、および代表号機の地下外壁の最大応答せん断ひずみに，代表号機の入力動の応答スペクトルにおける代表号機の一次固有周期の応答加速度$\alpha_{T1}$と各号機の一次固有周期の応答加速度$\alpha_{T1}$の比$\alpha_{amp}$を乗じた$\gamma_{resp}$を図3.2-1～図3.2-3に示す。$\gamma_{resp}$は各号機ともに評価基準値$4\times10^{-3}$に対して十分に小さいことから，代表号機以外についても地下外壁の耐震安全性は確保されているといえる。




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.23 | 1,139 | 0.92 | 0.11 |
| #2 | 0.26 | 1,238 | 1.00 | 0.12 |
| #3 | 0.26 | 1,238 | — | 0.12 |
| #4 | 0.25 | 1,247 | 1.01 | 0.13 |

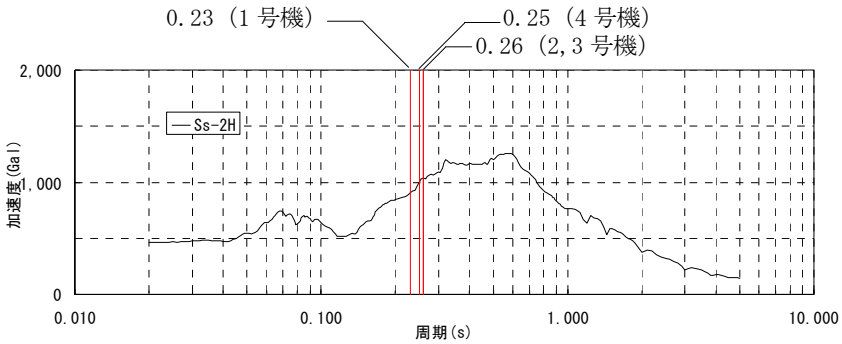
（タービン建屋NS方向）




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.21 | 1,150 | 0.93 | 0.13 |
| #2 | 0.26 | 1,238 | 1.00 | 0.14 |
| #3 | 0.26 | 1,238 | — | 0.14 |
| #4 | 0.25 | 1,247 | 1.01 | 0.15 |

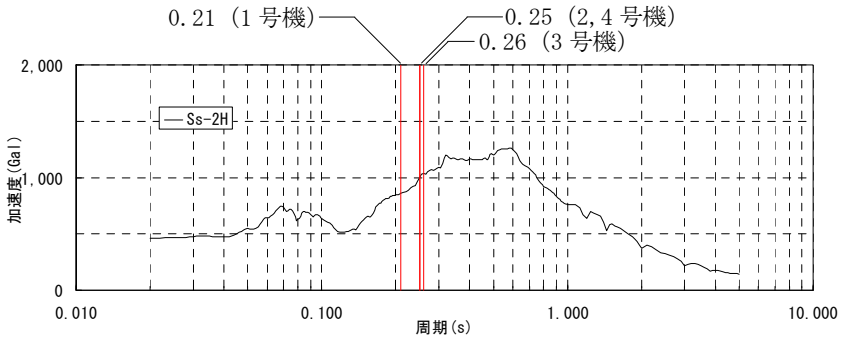
（タービン建屋EW方向）

図3.2-1　代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期（Ss-1H）




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.23 | 909 | 0.88 | 0.11 |
| #2 | 0.26 | 1,038 | 1.00 | 0.12 |
| #3 | 0.26 | 1,038 | — | 0.12 |
| #4 | 0.25 | 1,000 | 0.96 | 0.12 |

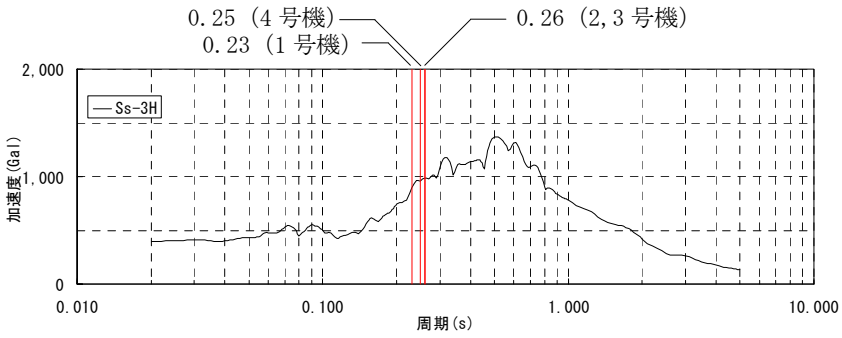
（タービン建屋 NS 方向）




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.21 | 860 | 0.83 | 0.13 |
| #2 | 0.25 | 1,000 | 0.96 | 0.15 |
| #3 | 0.26 | 1,038 | — | 0.15 |
| #4 | 0.25 | 1,000 | 0.96 | 0.15 |

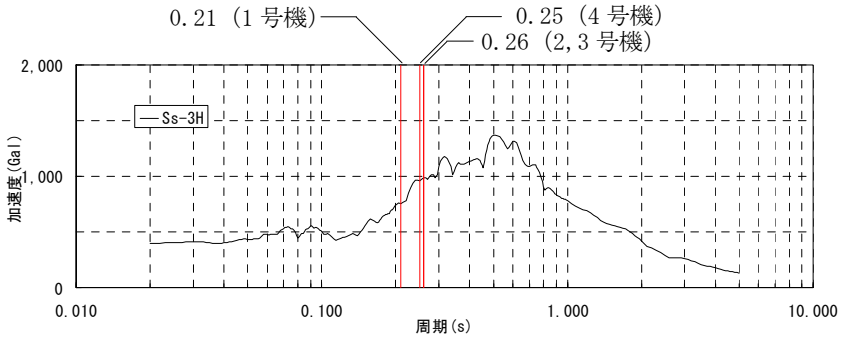
（タービン建屋 EW 方向）

図 3.2-2　代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期（Ss-2H）




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.23 | 898 | 0.91 | 0.10 |
| #2 | 0.26 | 984 | 1.00 | 0.11 |
| #3 | 0.26 | 984 | — | 0.11 |
| #4 | 0.25 | 959 | 0.97 | 0.11 |

（タービン建屋 NS 方向）

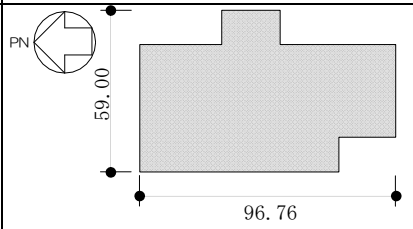
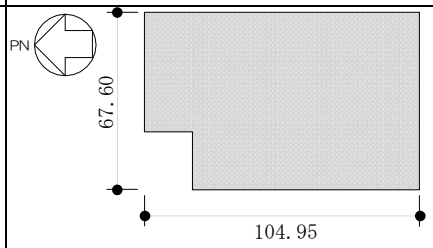
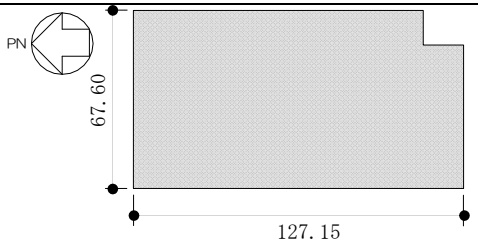
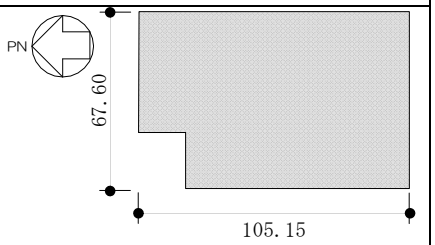
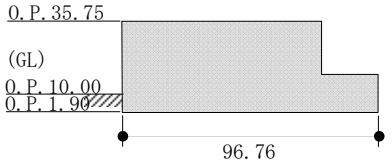
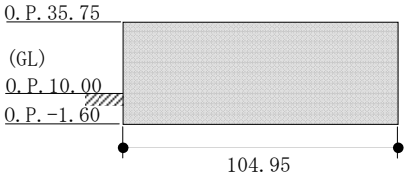
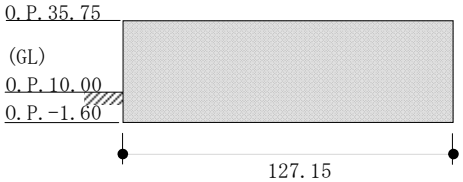
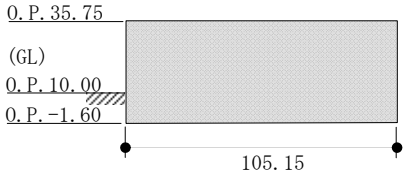
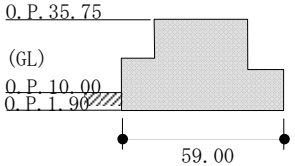
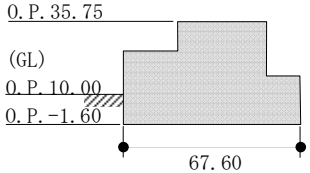
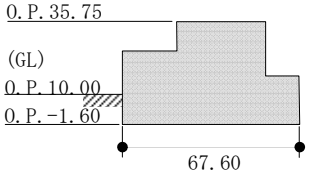
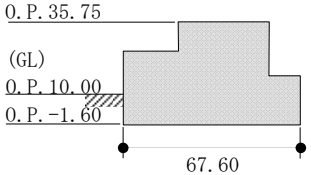



| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.21 | 757 | 0.77 | 0.10 |
| #2 | 0.26 | 984 | 1.00 | 0.12 |
| #3 | 0.26 | 984 | — | 0.12 |
| #4 | 0.25 | 959 | 0.97 | 0.12 |

（タービン建屋 EW 方向）

図 3.2-3　代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期（Ss-3H）

表 3.2-1　タービン建屋の形状・一次固有周期・滞留水量の比較

| | | | 1号機タービン建屋 | 2号機タービン建屋 | 3号機タービン建屋（代表号機） | 4号機タービン建屋 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 平面図 | | |  |  |  |  |
| NS方向断面 | | |  |  |  |  |
| EW方向断面 | | |  |  |  |  |
| 一次固有周期(s) | NS | Ss-1H | 0.23 | 0.26 | 0.26 | 0.25 |
| | | Ss-2H | 0.23 | 0.26 | 0.26 | 0.25 |
| | | Ss-3H | 0.23 | 0.26 | 0.26 | 0.25 |
| | EW | Ss-1H | 0.21 | 0.26 | 0.26 | 0.25 |
| | | Ss-2H | 0.21 | 0.25 | 0.26 | 0.25 |
| | | Ss-3H | 0.21 | 0.26 | 0.26 | 0.25 |
| 滞留水量($m^3$) | | | 9,600 | 13,500 | 16,400 | 12,800 |
| 同一レベルの貯留比率※ | | | B1F:0.330 | B1F:0.313 | B1F:0.370 | B1F:0.285 |

※同一レベルの滞留水重量と質点重量の比率

4　廃棄物処理建屋

4.1　4号機廃棄物処理建屋（代表号機）

4.1.1　解析評価方針

廃棄物処理建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は，基準地震動 Ss を用いた地震応答解析によることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

廃棄物処理建屋については地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは，地下１階から地上３階に設置された機器を含む建屋全域を NS，EW 方向とも多軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し，保守的にその全てを固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）を超えないことを確認することとする。

廃棄物処理建屋の地震応答解析の評価手順例を，図 4.1.1-1 に示す。

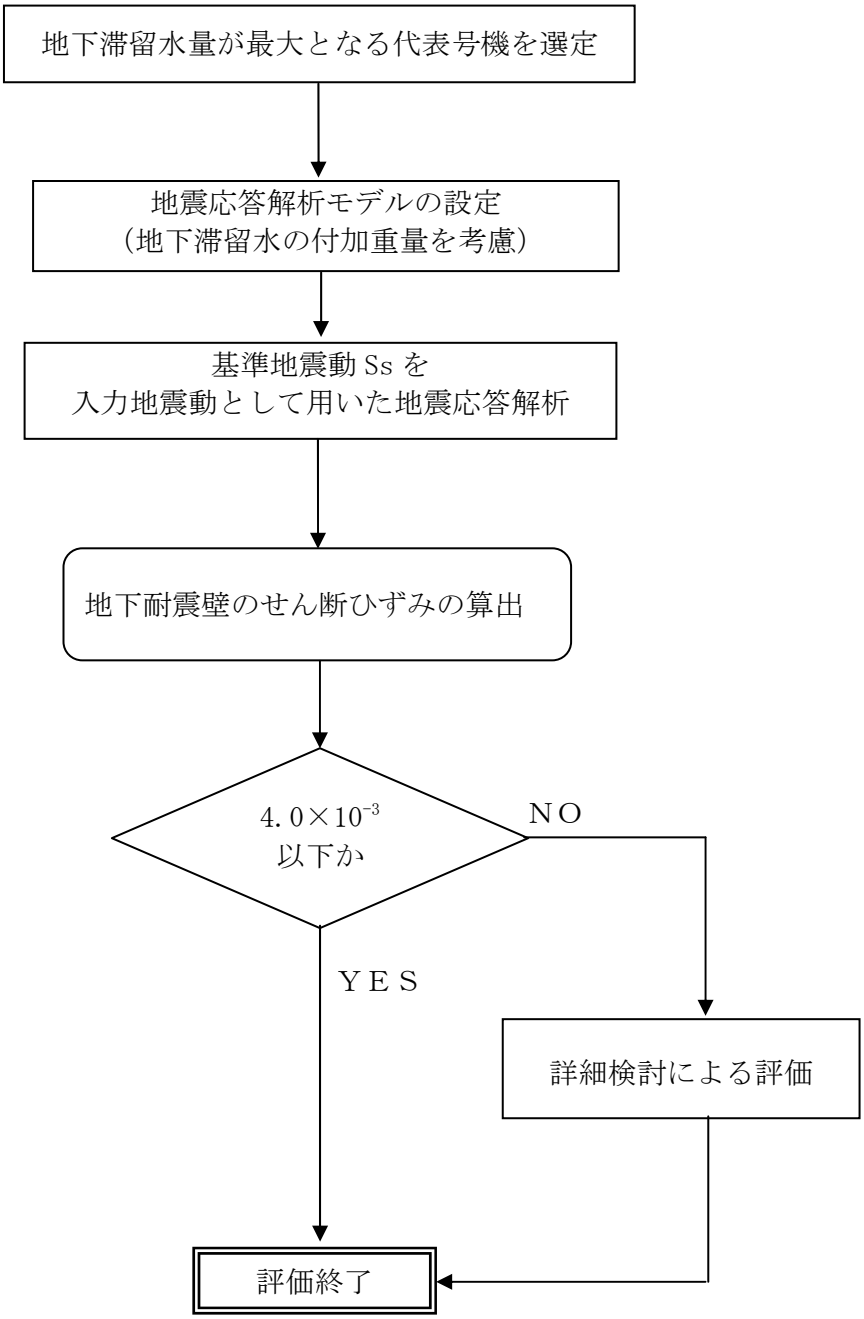



図 4.1.1-1　廃棄物処理建屋の地震応答解析の評価手順例

4.1.2　代表号機の選定

廃棄物処理建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 4.1.2-1 に示す。表 4.1.2-1 より，貯水量の最も多い４号機を代表号機と選定する。

表 4.1.2-1　廃棄物処理建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

| | １号機 | ２号機 | ３号機 | ４号機 |
|---|---|---|---|---|
| 水位 | O.P.　4,000 | O.P.　4,000 | O.P.　4,000 | O.P.　4,000 |
| 貯水量 | 1,400$m^3$ | 2,600$m^3$ | 2,600$m^3$ | 4,500$m^3$ |

4.1.3　解析に用いる入力地震動

４号機廃棄物処理建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官１９第６０３号　平成２０年３月３１日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 4.1.3-1 に示す。この廃棄物処理建屋の解析モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 Ss の加速度波形について，図 4.1.3-2 に示す。

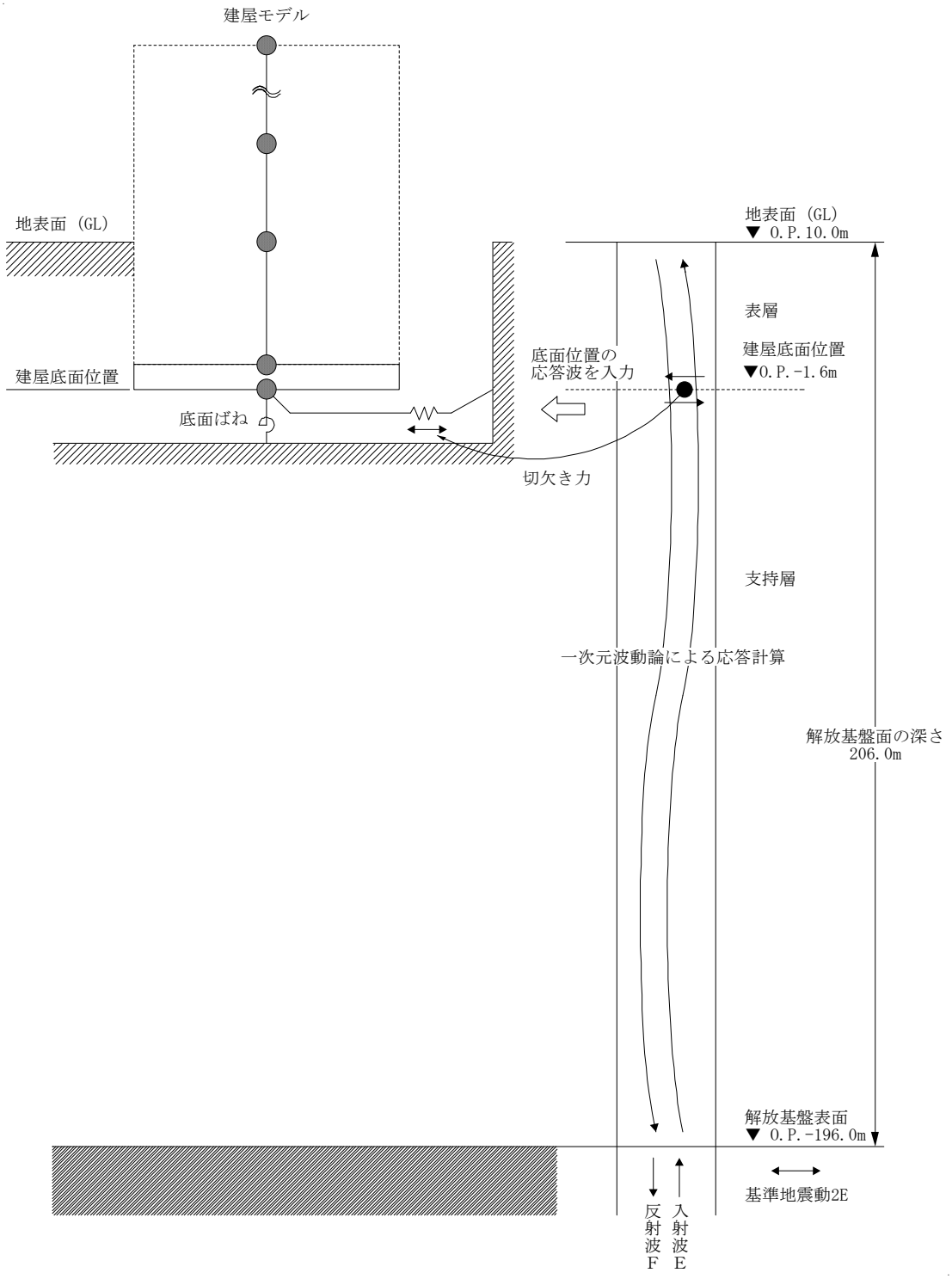
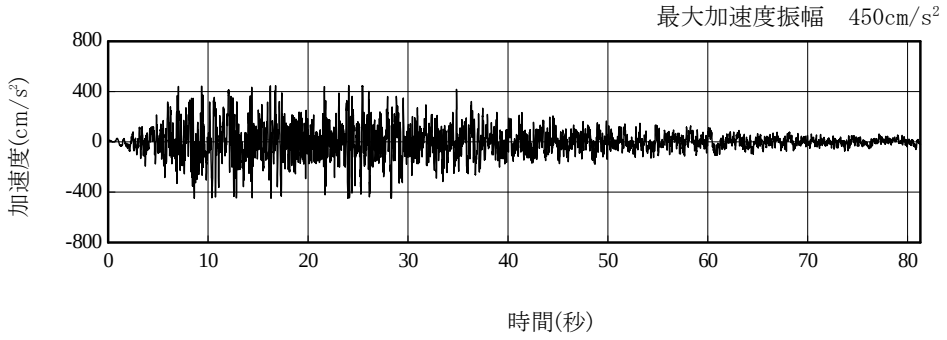
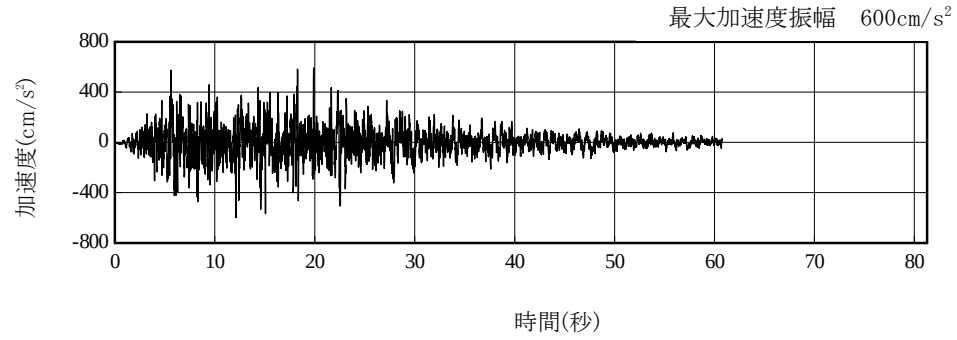


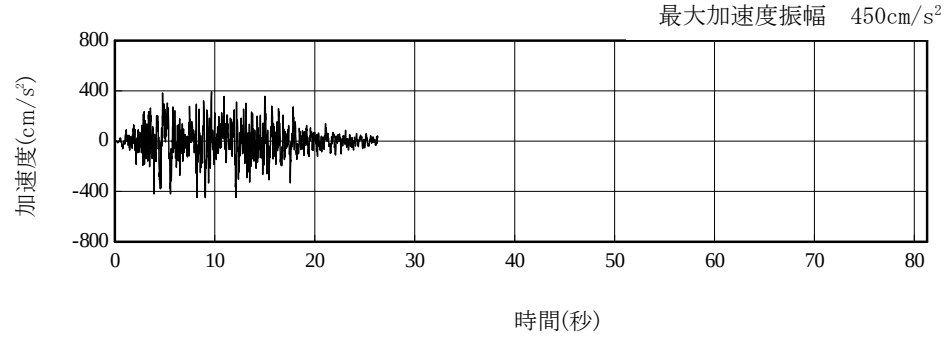

図 4.1.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図 4.1.3-2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

4.1.4　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する 4 号機廃棄物処理建屋の地震応答解析は,「4.1.3.　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは，図 4.1.4-1 及び図 4.1.4-2 に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 4.1.4-1 に，建屋解析モデルの諸元を表 4.1.4-2 に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 4.1.4-3 に示す。

解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては,「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図-1.4.3 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

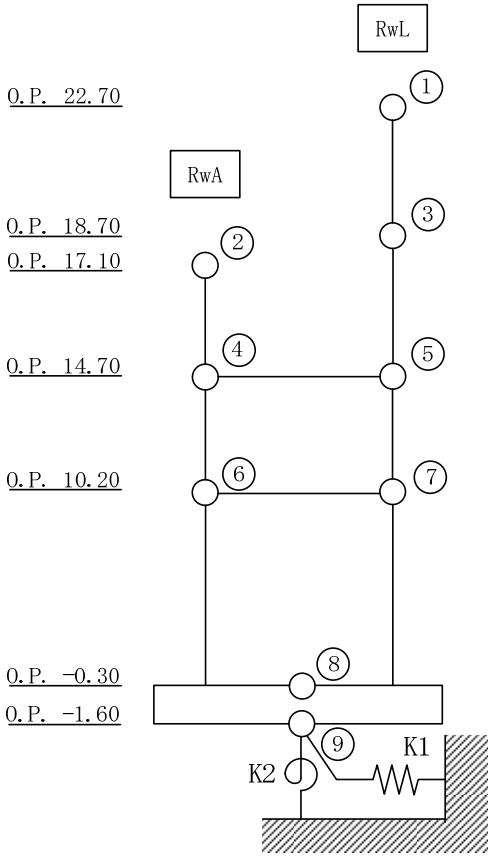



図 4.1.4-1　４号機廃棄物処理建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

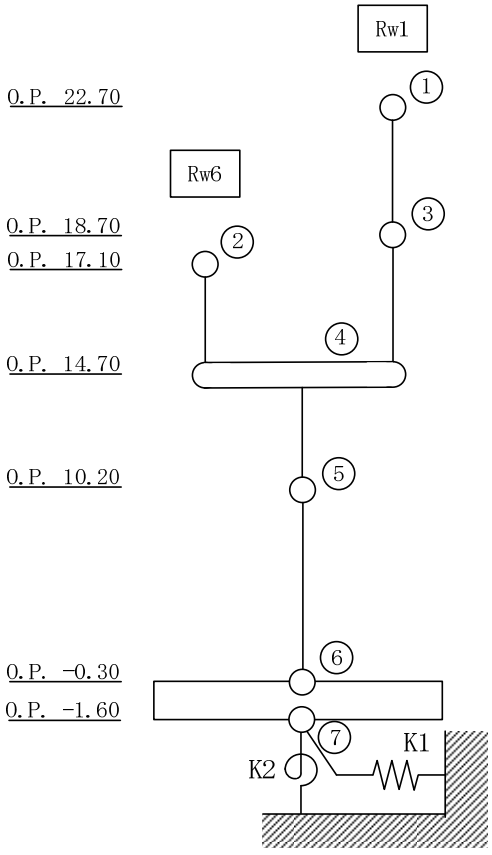



図 4.1.4-2　４号機廃棄物処理建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

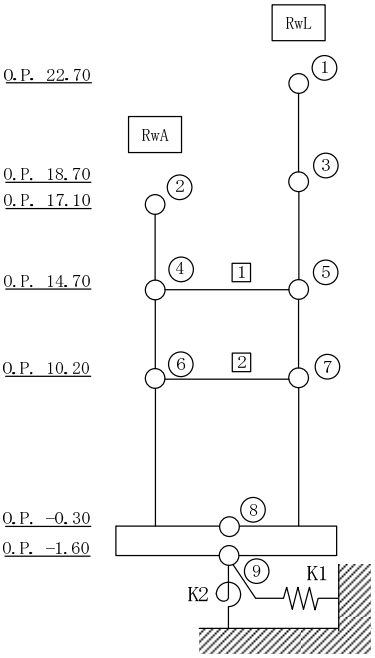
表 4.1.4-1　地震応答解析に用いる物性値

| | 強度＊1<br>Ｆｃ<br>（N/mm$^2$） | ヤング係数*2<br>E<br>（N/mm$^2$） | せん断弾性係数*2<br>G<br>（N/mm$^2$） | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量*3<br>$\gamma$<br>（kN/m$^3$） |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当<br>（SD35） | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 4.1.4-2　建屋解析モデルの諸元

## NS 方向



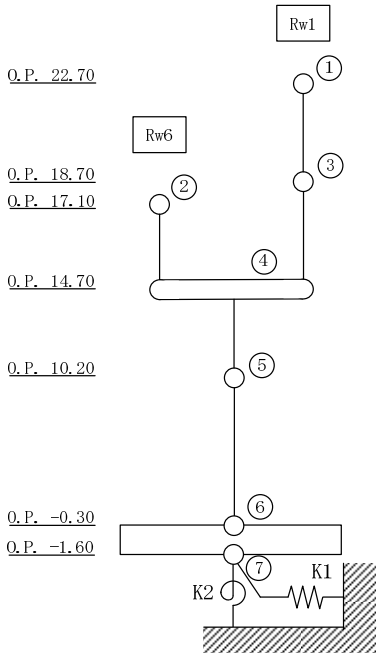

| 質点番号 | 質点位置 O.P.（m） | 質点重量 W（kN） | 回転慣性 $I_R$（×10⁵ kN/m²） | せん断断面積 As（m²） | 断面2次モーメント $I_B$（m⁴） |
|---|---|---|---|---|---|
| ② | 17.1 | 1,920 | 0.65 | 16.0 | 987 |
| ④ | 14.7 | 13,110 | 5.48 | 34.3 | 4,408 |
| ⑥ | 10.2 | 35,150 | 14.70 | 44.1 | 6,208 |
| ⑧ | -0.3 | 129,370 (44,130) | 91.69 (31.28) | 1,832.6 | 129,874 |
| ⑨ | -1.6 | 28,040 | 19.87 | | |
| 合計 | | 323,700 | | | |

| 質点番号 | 質点位置 O.P.（m） | 質点重量 W（kN） | 回転慣性 $I_R$（×10⁵ kN/m²） | せん断断面積 As（m²） | 断面2次モーメント $I_B$（m⁴） |
|---|---|---|---|---|---|
| ① | 22.7 | 4,050 | 0.69 | 13.2 | 271 |
| ③ | 18.7 | 11,790 | 2.33 | 30.6 | 1,186 |
| ⑤ | 14.7 | 24,610 | 10.29 | 50.9 | 6,138 |
| ⑦ | 10.2 | 75,660 | 63.32 | 125.7 | 25,167 |

注（ ）内は滞留水による付加分を示す。

| | |
|---|---|
| ヤング係数 Ec | $2.57\times10^{7}$(kN/m²) |
| せん断弾性係数 G | $1.07\times10^{7}$(kN/m²) |
| ポアソン比 ν | 0.20 |
| 減衰 h | 5% |
| 基礎形状 | 25.22m(NS 方向)×72.65m(EW 方向) |
| 床のせん断ばね定数 Ks | 1：$44.48\times10^{5}$(kN/m)　2：$45.21\times10^{5}$(kN/m) |

## EW 方向




| 質点番号 | 質点位置 O.P.（m） | 質点重量 W（kN） | 回転慣性 $I_R$（×10⁵ kN/m²） | せん断断面積 As（m²） | 断面2次モーメント $I_B$（m⁴） |
|---|---|---|---|---|---|
| ② | 17.1 | 1,920 | 0.08 | 5.4 | 30 |
| ④ | 14.7 | 37,730 | 127.38 | 151.8 | 30,007 |
| ⑤ | 10.2 | 110,800 | 526.07 | 176.5 | 66,926 |
| ⑥ | -0.3 | 129,370 (44,130) | 614.23 (209.52) | 1,832.6 | 870,078 |
| ⑦ | -1.6 | 28,040 | 133.13 | | |
| 合計 | | 323,700 | | | |

| 質点番号 | 質点位置 O.P.（m） | 質点重量 W（kN） | 回転慣性 $I_R$（×10⁵ kN/m²） | せん断断面積 As（m²） | 断面2次モーメント $I_B$（m⁴） |
|---|---|---|---|---|---|
| ① | 22.7 | 4,050 | 0.52 | 21.2 | 280 |
| ③ | 18.7 | 11,790 | 5.15 | 45.2 | 1,824 |

注（ ）は滞留水による付加分を示す。

| | |
|---|---|
| ヤング係数 Ec | $2.57\times10^{7}$(kN/m²) |
| せん断弾性係数 G | $1.07\times10^{7}$(kN/m²) |
| ポアソン比 ν | 0.20 |
| 減衰 h | 5% |
| 基礎形状 | 25.22m(NS 方向)×72.65m(EW 方向) |

表 4.1.4-3(1)　地盤定数

(Ss-1)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>($kN/m^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 4.1.4-3 (2)　地盤定数

(Ss-2)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>($kN/m^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.76 | 3.41 | 0.81 | 8.08 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.53 | 4.36 | 0.81 | 10.27 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.56 | 5.63 | 0.81 | 13.19 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.29 | 6.53 | 0.81 | 15.26 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 4.1.4-3 (3)　地盤定数

(Ss-3)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波<br>速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma$<br>($kN/m^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断<br>弾性係数<br>G<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 剛性<br>低下率<br>$G/G_0$ | ヤング<br>係数<br>E<br>($\times 10^5 kN/m^2$) | 減衰<br>定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.25 | 2.62 | 0.86 | 6.63 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

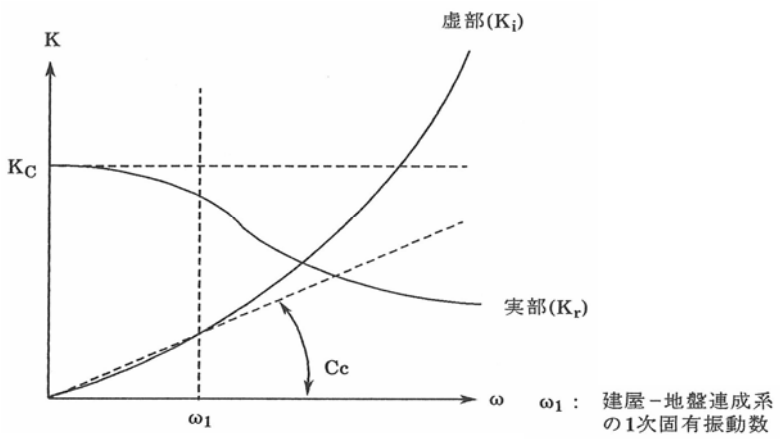



図 4.1.4-3　地盤ばねの近似

4.1.5　地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を，滞留水を未考慮の場合と比較して，図4.1.5-1～図4.1.5-6に示す。

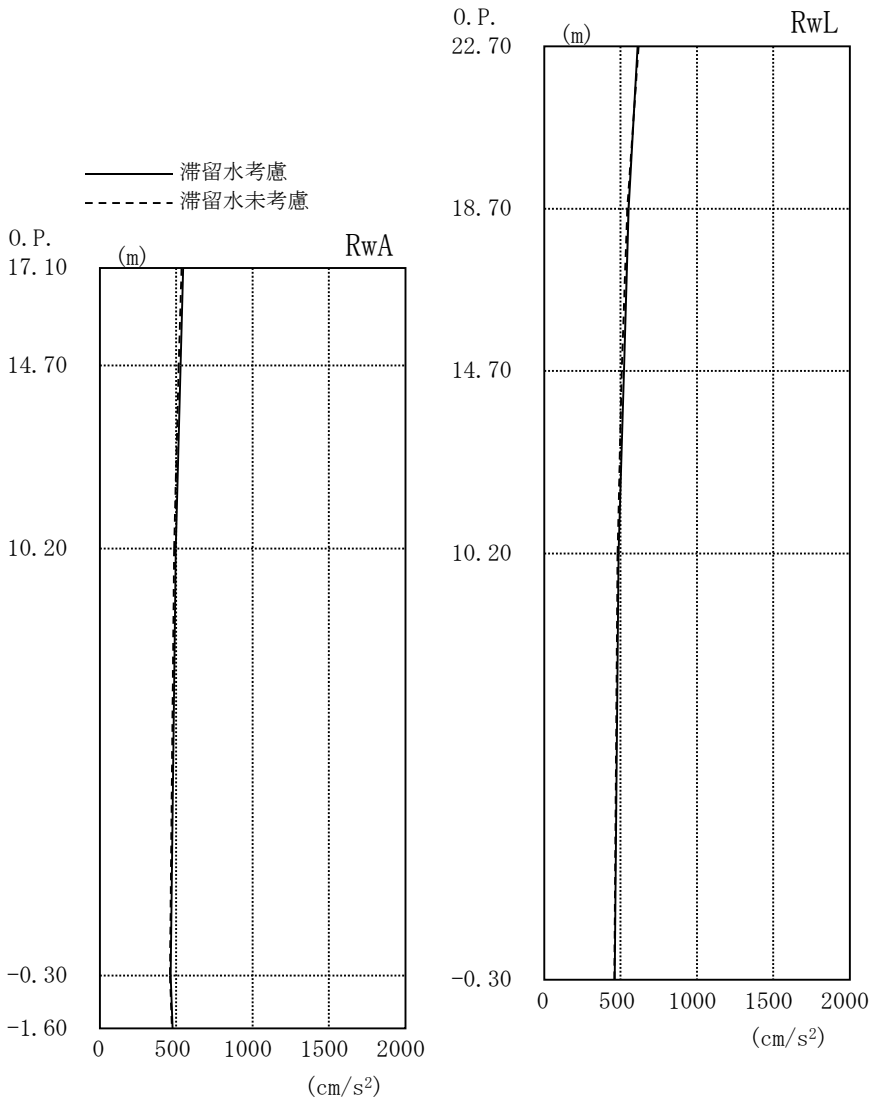



図 4.1.5-1　最大応答加速度（NS 方向・Ss-1H）

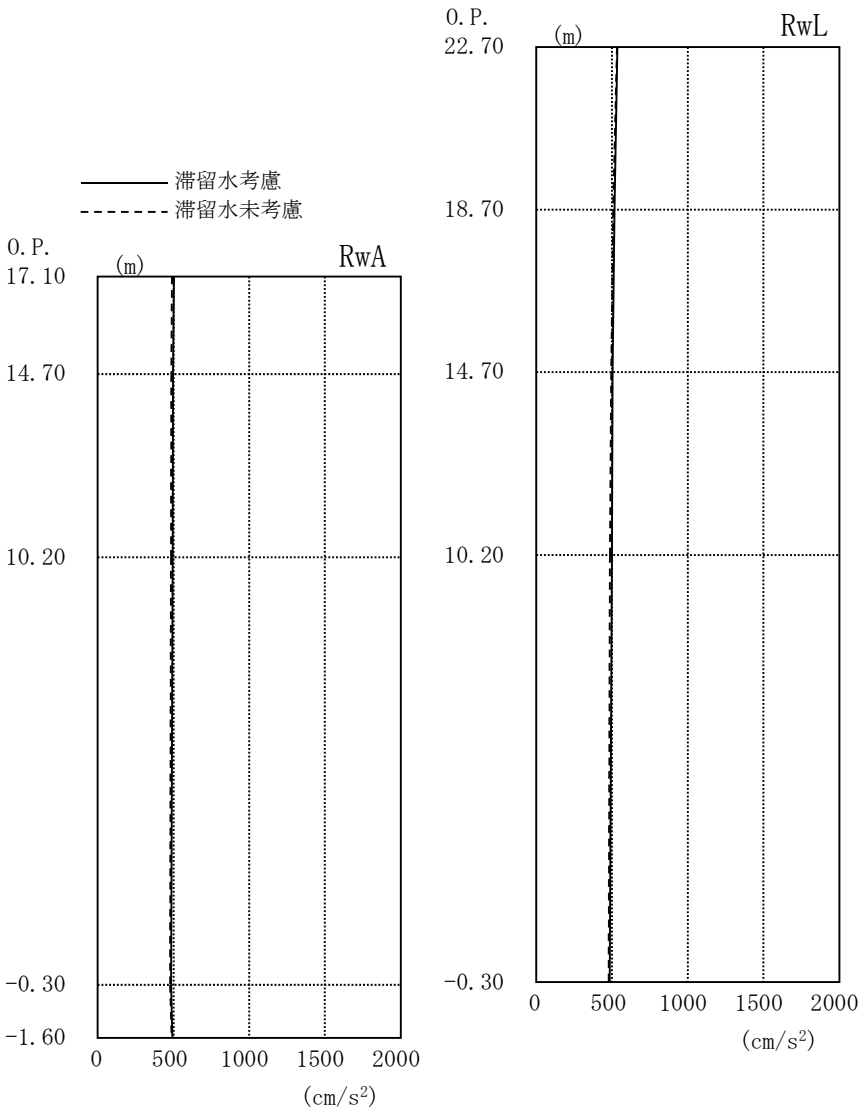



図 4.1.5-2　最大応答加速度（NS 方向・Ss-2H）

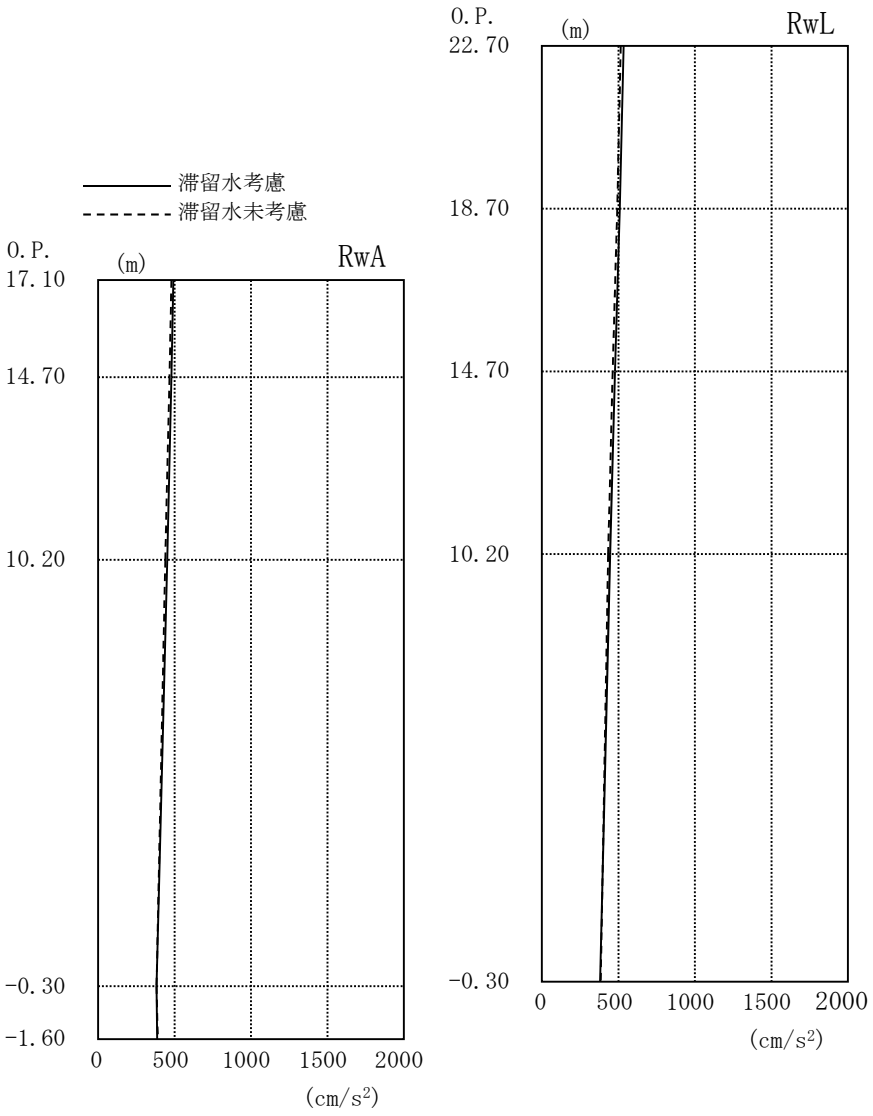



図 4.1.5-3　最大応答加速度（NS 方向・Ss-3H）

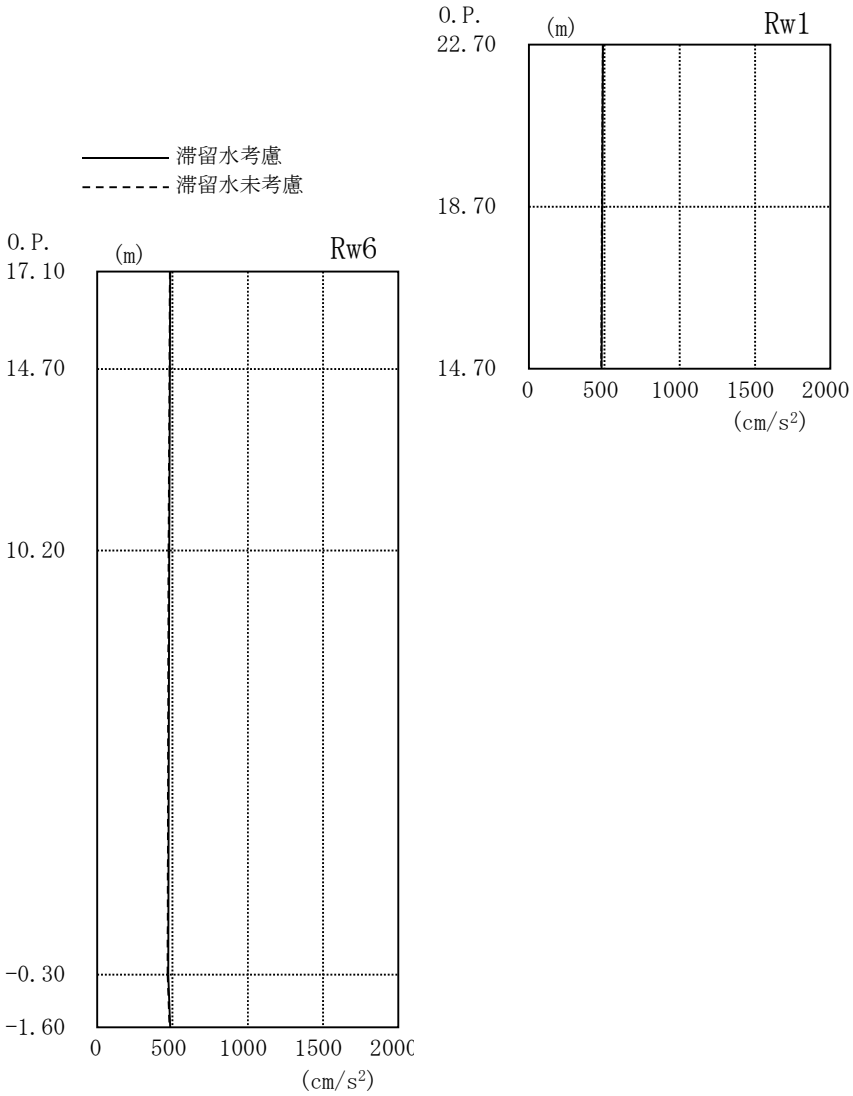



図 4.1.5-4　最大応答加速度（EW 方向・Ss-1H）

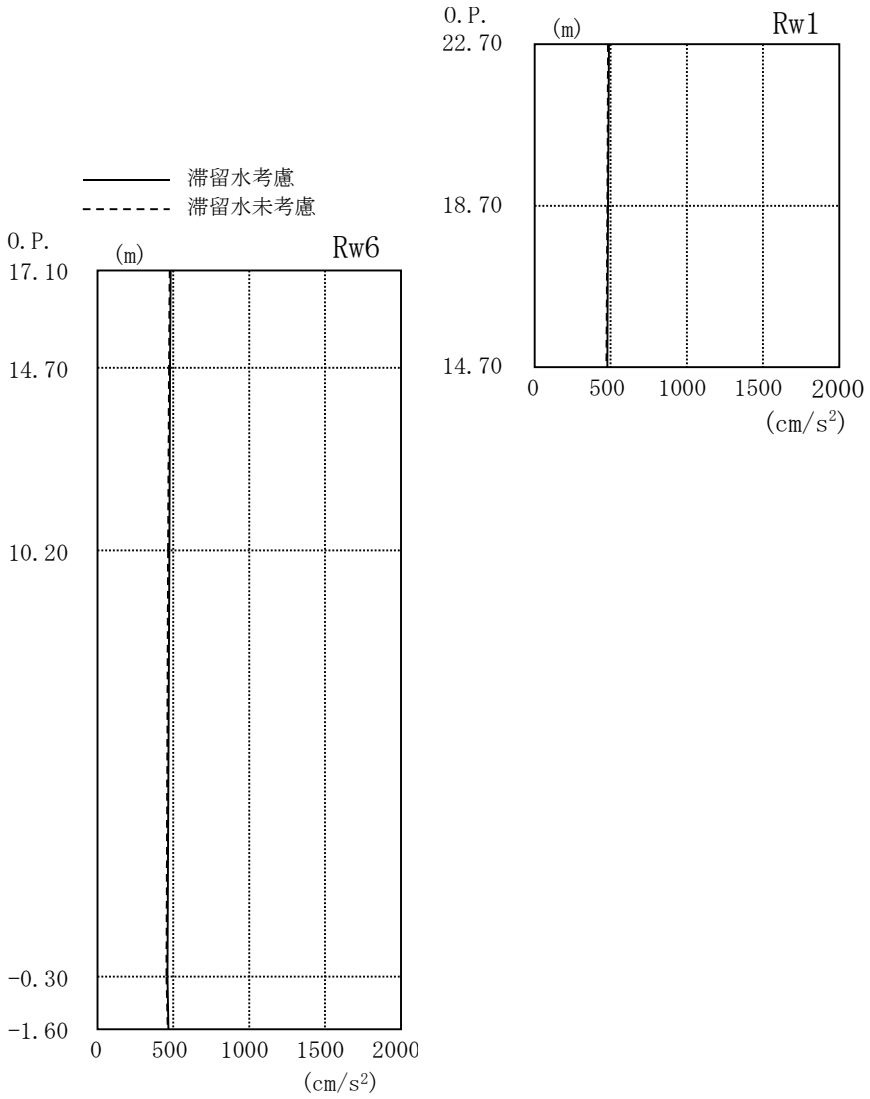



図 4.1.5-5　最大応答加速度（EW 方向・Ss-2H）

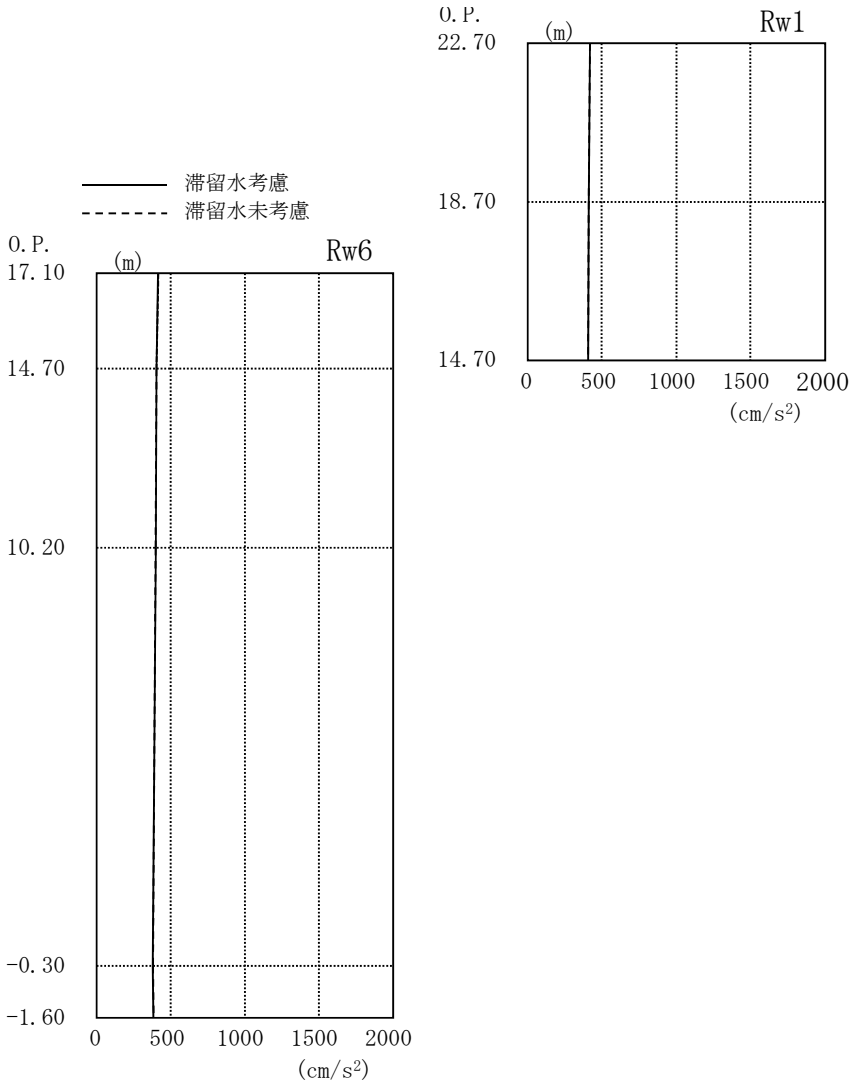



図 4.1.5-6　最大応答加速度（EW 方向・Ss-3H）

4.1.6　耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を，滞留水を未考慮の場合と比較して，表 4.1.6-1 及び表 4.1.6-2 に示す。また，図 4.1.6-1 及び図 4.1.6-2 に基準地震動 Ss に対する最大応答値を，滞留水を未考慮の場合と比較して，耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，滞留水を考慮した場合でも，最大で $0.06\times10^{-3}$ であり，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。なお，スケルトン曲線は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから，４号機廃棄物処理建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 4.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

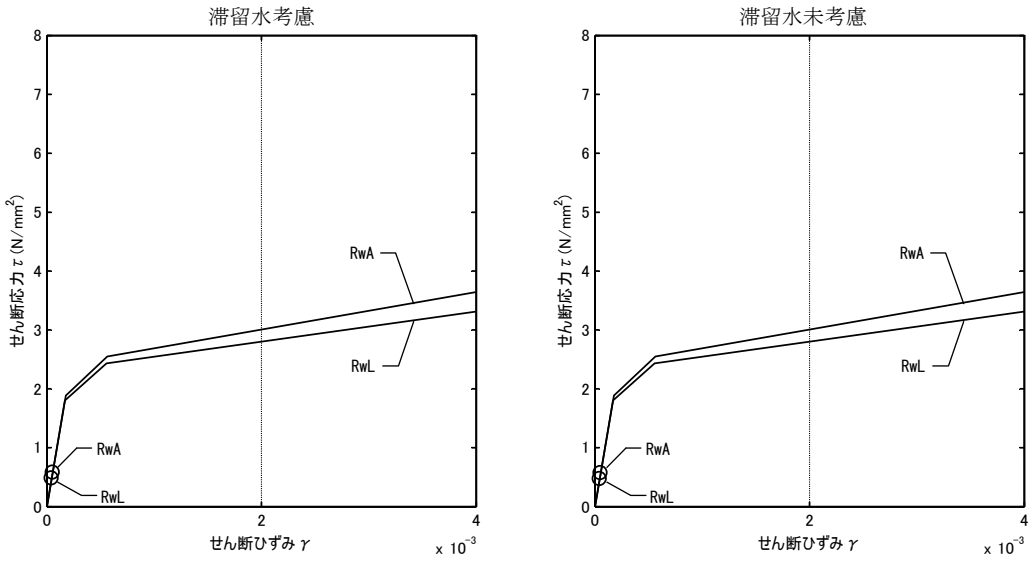
（単位：$\times10^{-3}$）

| 階 | 通り | O.P. | 滞留水 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| B1F | RwA | 10.20～-0.30 | 考慮 | 0.06 | 0.06 | 0.05 | 4.0 以下 |
| | | | 未考慮 | 0.06 | 0.06 | 0.05 | |
| | RwL | 10.20～-0.30 | 考慮 | 0.05 | 0.05 | 0.05 | |
| | | | 未考慮 | 0.05 | 0.05 | 0.04 | |

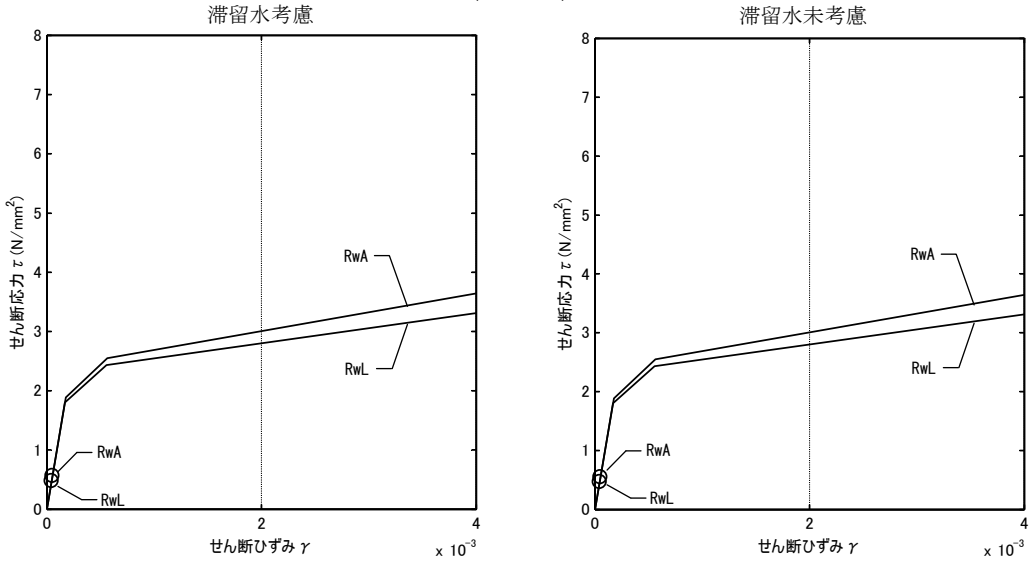
表 4.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（単位：$\times10^{-3}$）

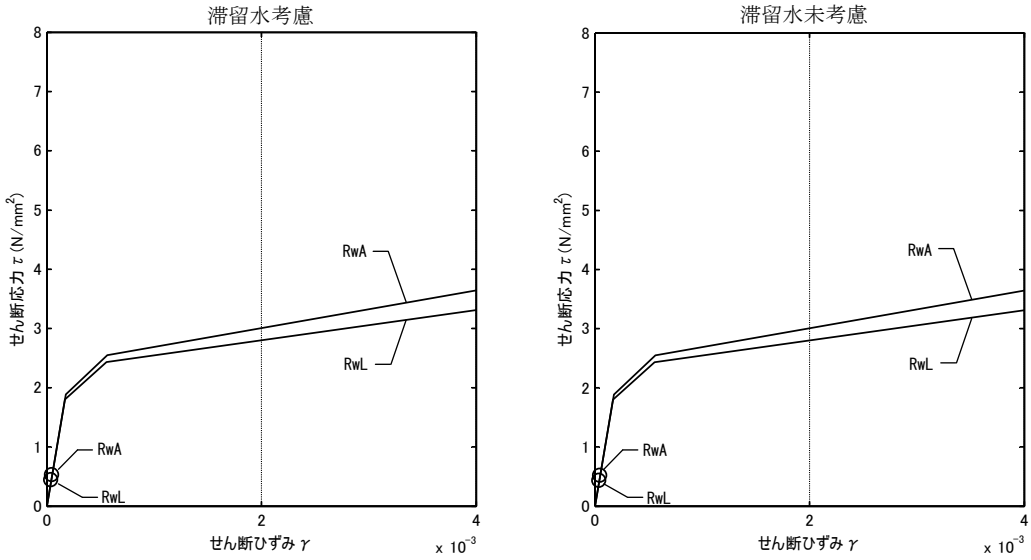
| 階 | O.P. | 滞留水 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| B1F | 10.20～-0.30 | 考慮 | 0.05 | 0.05 | 0.04 | 4.0 以下 |
| | | 未考慮 | 0.05 | 0.05 | 0.04 | |




(Ss-1H)

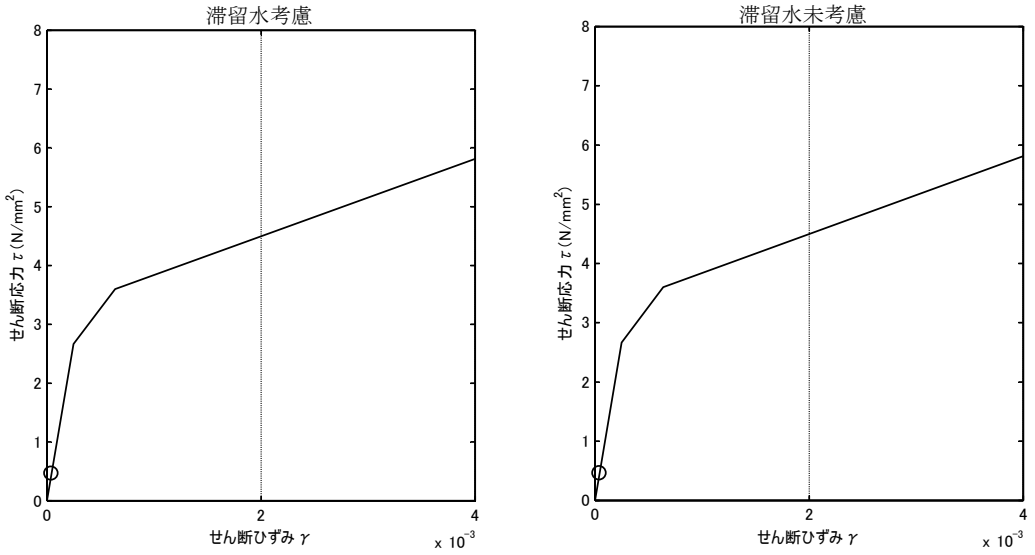



(Ss-2H)

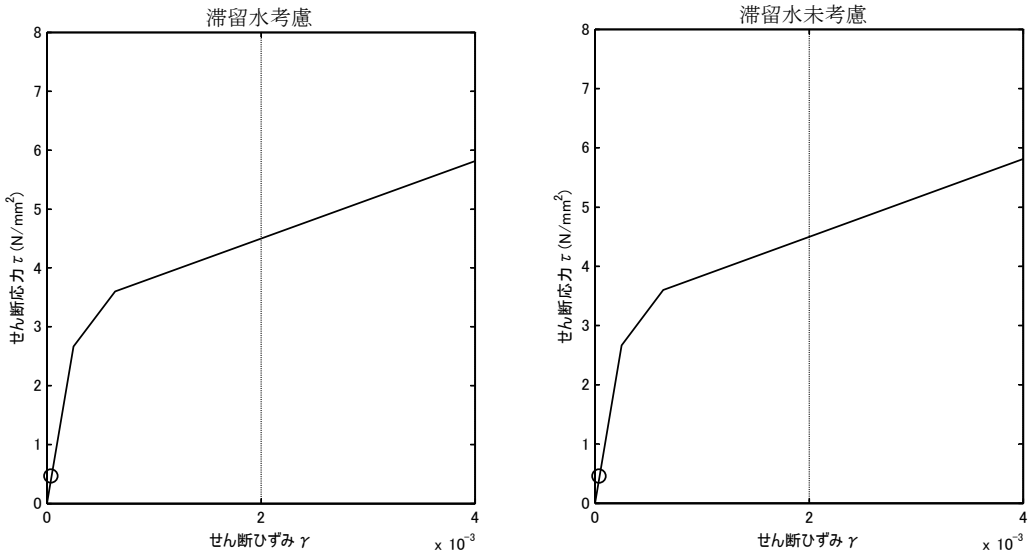



(Ss-3H)

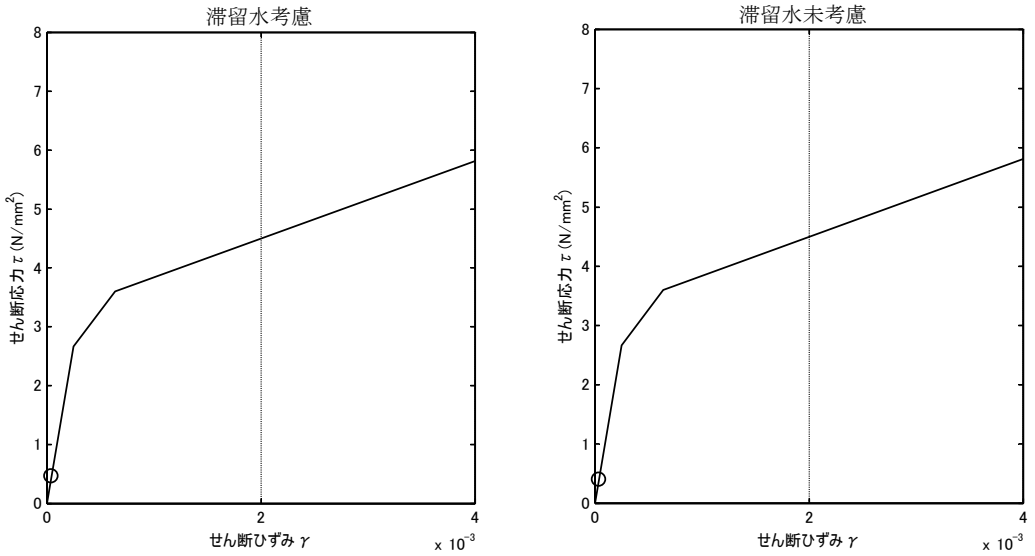
図 4.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ（NS 方向）




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

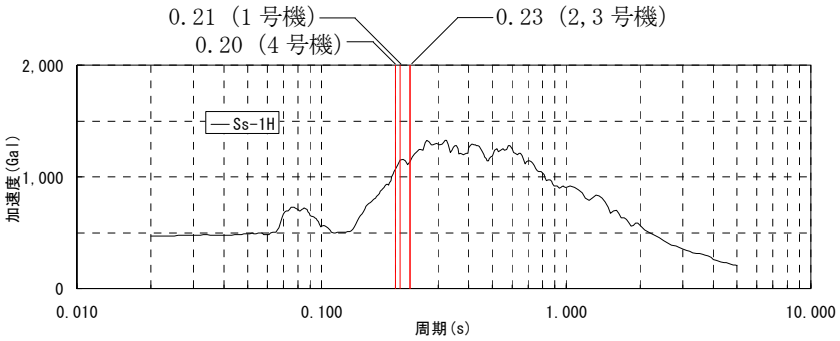
図 4.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ（EW 方向）

4.2　代表号機以外の検討

滞留水による影響を確認するため，滞留水量が最大であり重量変動が最も大きくなる４号機廃棄物処理建屋を代表号機として耐震安全性評価を行った結果，滞留水を考慮しても地下外壁の耐震安全性については十分余裕があることを確認している。

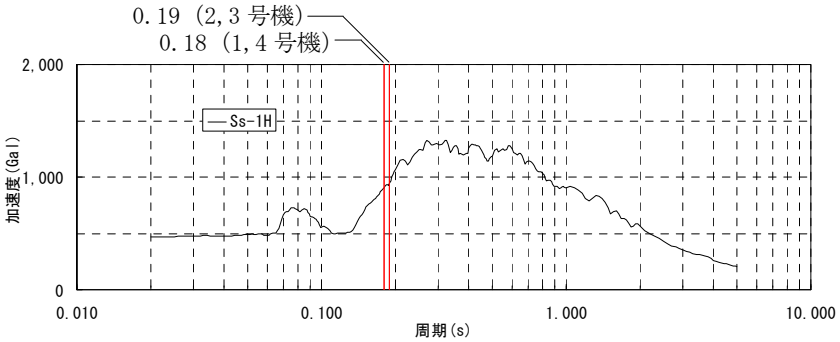
また，廃棄物処理建屋は，各号機の機能は同じであることから，構造形式および形状は各号機で同様となっている。各号機の廃棄物処理建屋の固有周期を比較した場合，一次固有周期はNS方向で0.21～0.23秒，EW方向で0.18～0.19秒となり，各号機の振動性状に顕著な差はみられない。

代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルに各建屋の一次固有周期を重ね描きしたもの、および代表号機の地下外壁の最大応答せん断ひずみに，代表号機の入力動の応答スペクトルにおける代表号機の一次固有周期の応答加速度$\alpha_{T1}$と各号機の一次固有周期の応答加速度$\alpha_{T1}$の比$\alpha_{amp}$を乗じた$\gamma_{resp}$を図4.2-1～図4.2-3に示す。$\gamma_{resp}$は各号機ともに評価基準値$4\times10^{-3}$に対して十分に小さいことから，代表号機以外についても地下外壁の耐震安全性は確保されているといえる。




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.21 | 1,150 | 1.08 | 0.07 |
| #2 | 0.23 | 1,139 | 1.07 | 0.07 |
| #3 | 0.23 | 1,139 | 1.07 | 0.07 |
| #4 | 0.20 | 1,067 | － | 0.06 |

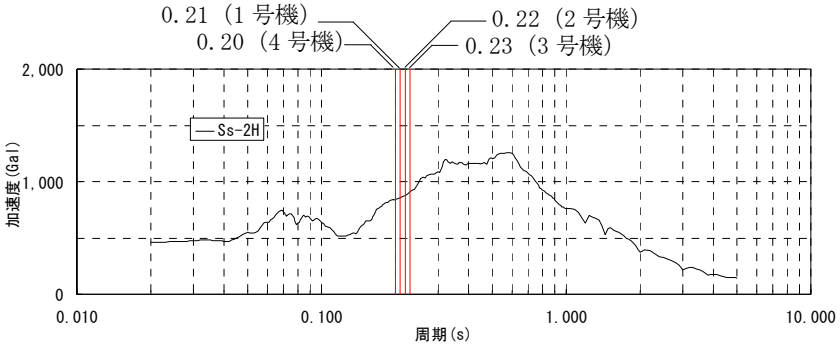
（廃棄物処理建屋NS方向）




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.18 | 903 | 1.00 | 0.05 |
| #2 | 0.19 | 944 | 1.05 | 0.06 |
| #3 | 0.19 | 944 | 1.05 | 0.06 |
| #4 | 0.18 | 903 | － | 0.05 |

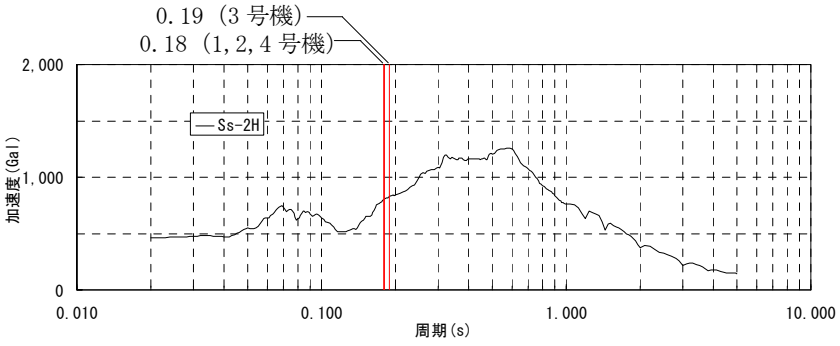
（廃棄物処理建屋EW方向）

図4.2-1　代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期（Ss-1H）




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.21 | 860 | 1.02 | 0.07 |
| #2 | 0.22 | 877 | 1.04 | 0.07 |
| #3 | 0.23 | 909 | 1.07 | 0.07 |
| #4 | 0.20 | 847 | — | 0.06 |

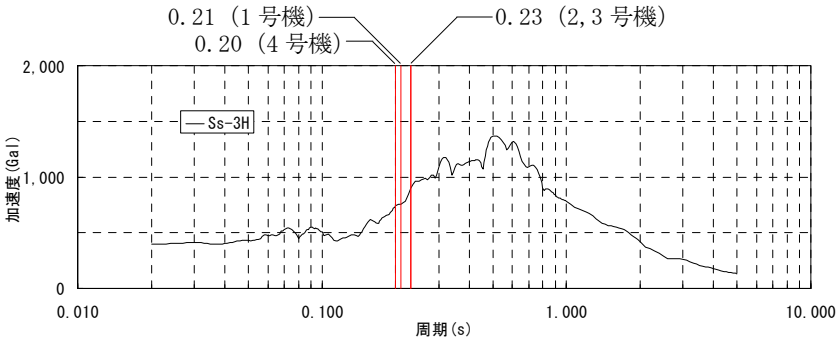
（廃棄物処理建屋 NS 方向）




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.18 | 805 | 1.00 | 0.05 |
| #2 | 0.18 | 805 | 1.00 | 0.05 |
| #3 | 0.19 | 832 | 1.03 | 0.06 |
| #4 | 0.18 | 805 | — | 0.05 |

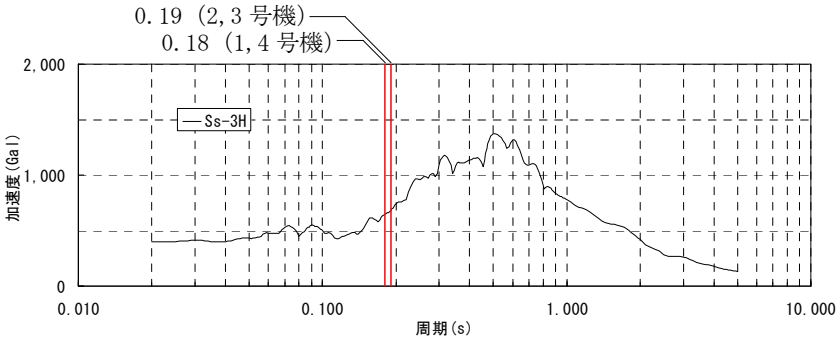
（廃棄物処理建屋 EW 方向）

図 4.2-2　代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期（Ss-2H）




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.21 | 757 | 1.02 | 0.06 |
| #2 | 0.23 | 898 | 1.21 | 0.07 |
| #3 | 0.23 | 898 | 1.21 | 0.07 |
| #4 | 0.20 | 742 | — | 0.05 |

（廃棄物処理建屋 NS 方向）

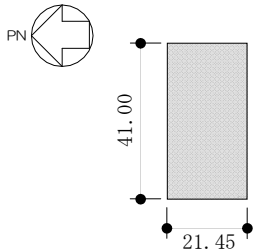
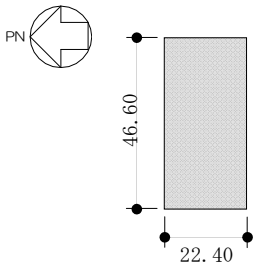
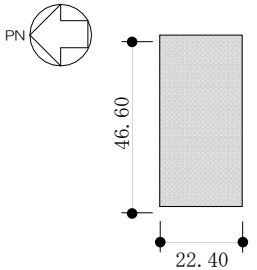
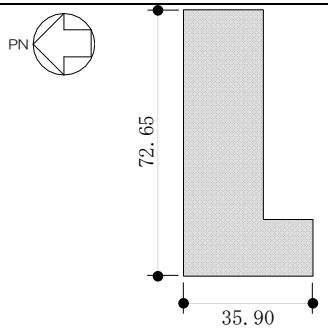
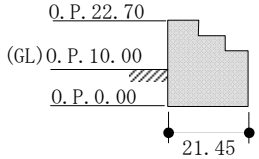
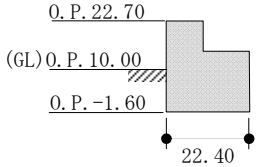
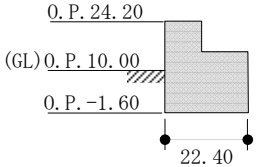
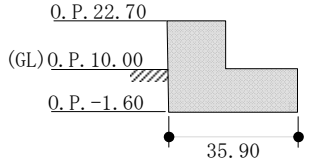
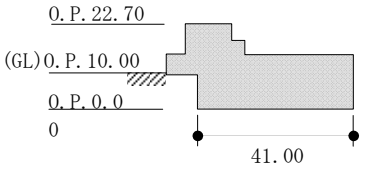
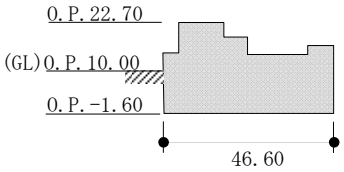
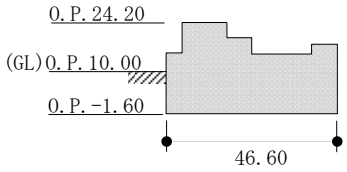
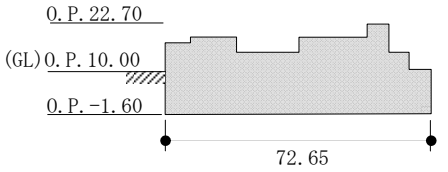



| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.18 | 647 | 1.00 | 0.04 |
| #2 | 0.19 | 683 | 1.06 | 0.05 |
| #3 | 0.19 | 683 | 1.06 | 0.05 |
| #4 | 0.18 | 647 | — | 0.04 |

（廃棄物処理建屋 EW 方向）

図 4.2-3　代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期（Ss-3H）

表 4.2-1　廃棄物処理建屋の形状・一次固有周期・滞留水量の比較

| | | | 1号機廃棄物処理建屋 | 2号機廃棄物処理建屋 | 3号機廃棄物処理建屋 | 4号機廃棄物処理建屋 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 平面図 | | |  |  |  |  |
| NS方向断面 | | |  |  |  |  |
| EW方向断面 | | |  |  |  |  |
| 一次固有周期(s) | NS | Ss-1H | 0.21 | 0.23 | 0.23 | 0.20 |
| | | Ss-2H | 0.21 | 0.22 | 0.23 | 0.20 |
| | | Ss-3H | 0.21 | 0.23 | 0.23 | 0.20 |
| | EW | Ss-1H | 0.18 | 0.19 | 0.19 | 0.18 |
| | | Ss-2H | 0.18 | 0.18 | 0.19 | 0.18 |
| | | Ss-3H | 0.18 | 0.19 | 0.19 | 0.18 |
| 滞留水量($m^3$) | | | 1,400 | 2,600 | 2,600 | 4,500 |
| 同一レベルの貯留比率※ | | | B1F:0.286 | B1F:0.495 | B1F:0.512 | B1F:0.518 |

※同一レベルの滞留水重量と質点重量の比率

5　コントロール建屋

5.1　３号機コントロール建屋（代表号機）

5.1.1　解析評価方針

コントロール建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は，基準地震動 Ss を用いた地震応答解析によることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

コントロール建屋については，地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは，地下２階から地上２階に設置された機器を含む建屋全域を NS，EW 方向とも１軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し，固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）を超えないことを確認することとする。

コントロール建屋の地震応答解析の評価手順例を，図 5.1.1-1 に示す。

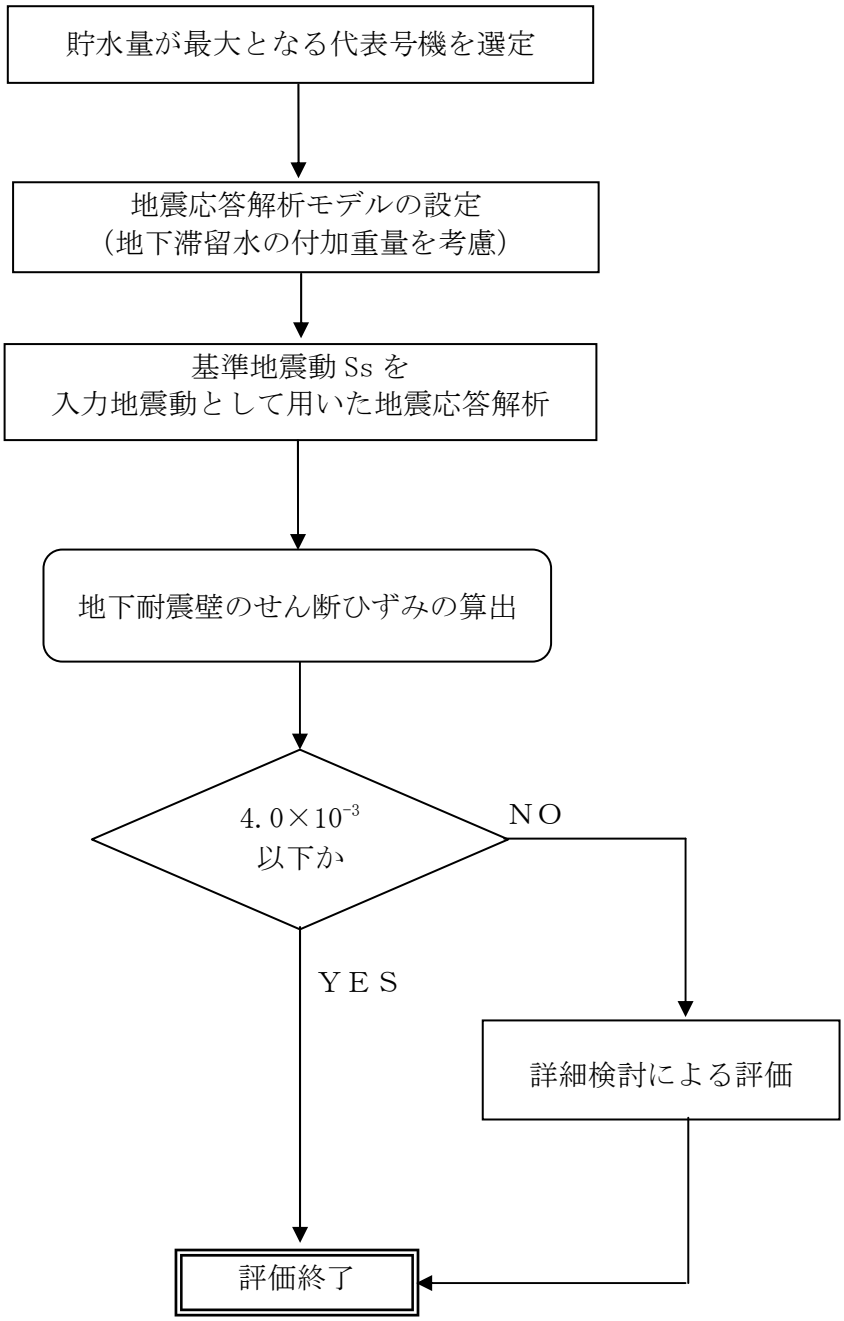



図 5.1.1-1　コントロール建屋の地震応答解析の評価手順例

5.1.2　代表号機の選定

コントロール建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 5.1.2-1 に示す。表 5.1.2-1 より，貯水量の最も多い３号機を代表号機と選定する。

表 5.1.2-1　コントロール建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

| | １号機 | ２号機 | ３号機 | ４号機 |
|---|---|---|---|---|
| 水位 | O.P.　5,300 | O.P.　4,000 | O.P.　4,000 | O.P.　4,000 |
| 貯水量 | 700m$^3$ | 1,600m$^3$ | 1,900m$^3$ | 1,600m$^3$ |

5.1.3　解析に用いる入力地震動

３号機コントロール建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官１９第６０３号　平成２０年３月３１日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 5.1.3-1 に示す。このコントロール建屋の解析モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 Ss の加速度波形について，図 5.1.3-2 に示す。

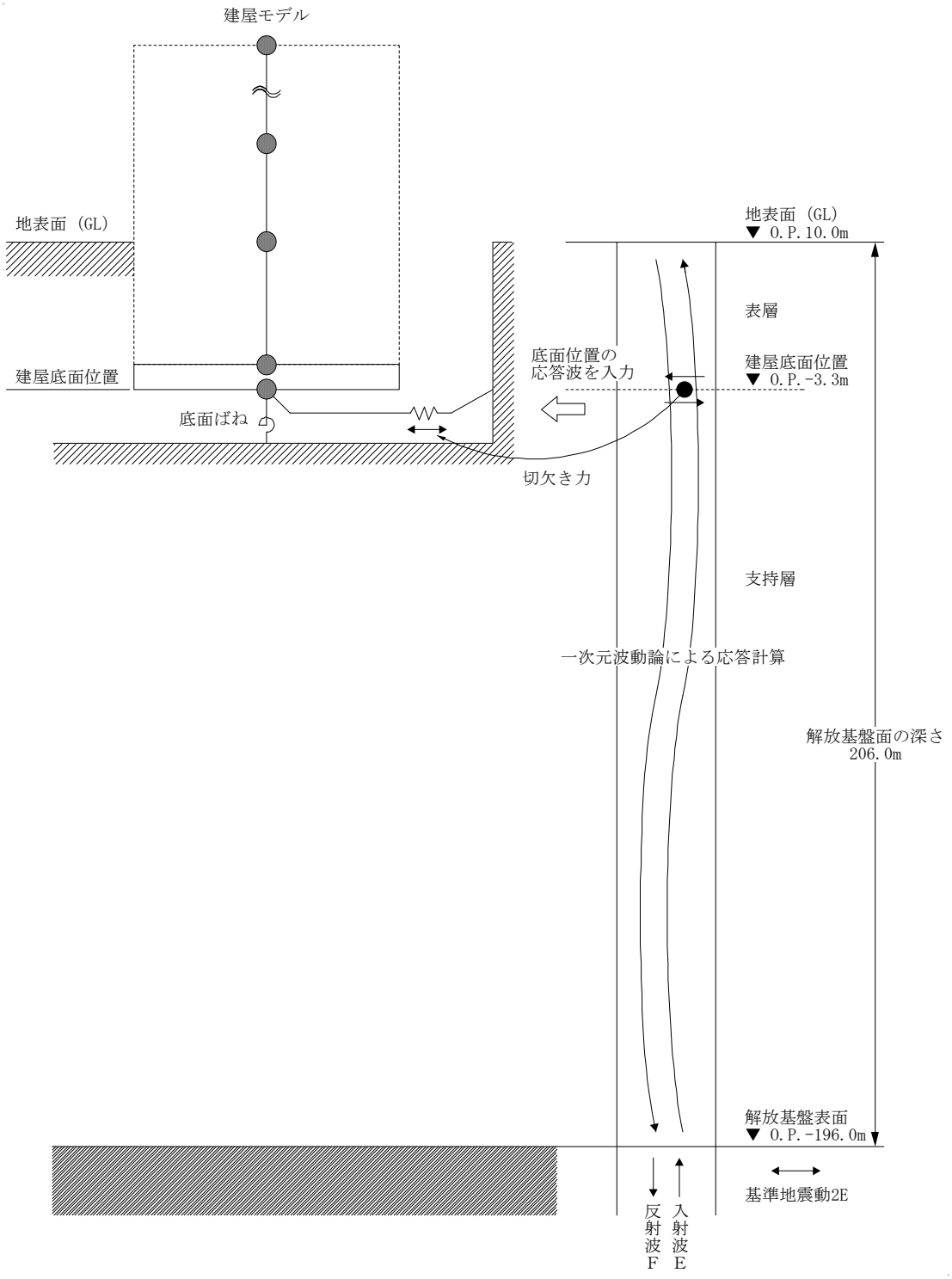
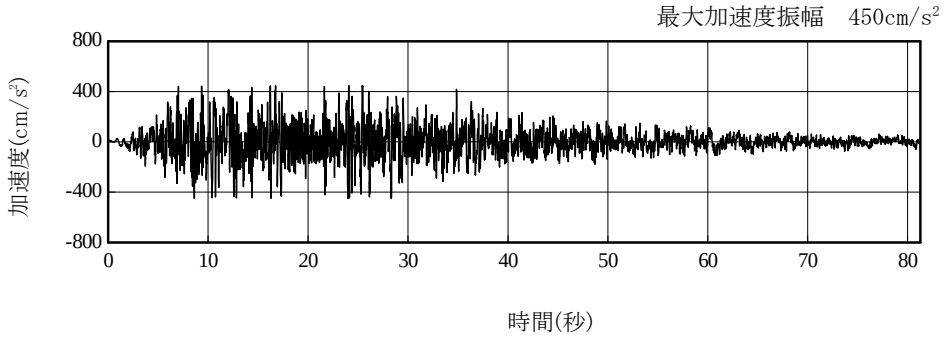
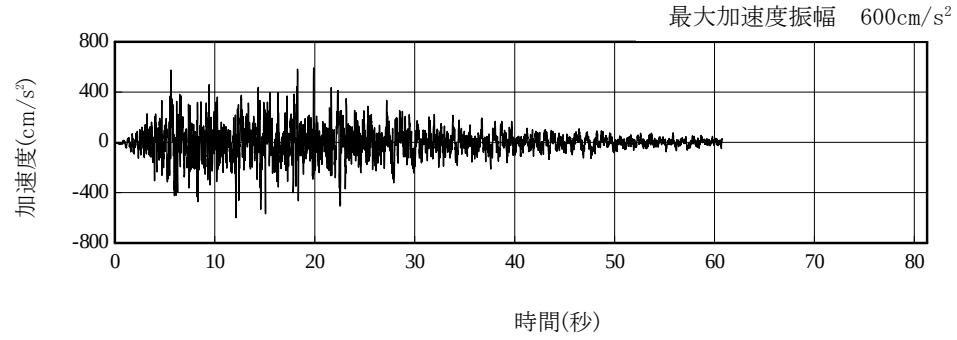


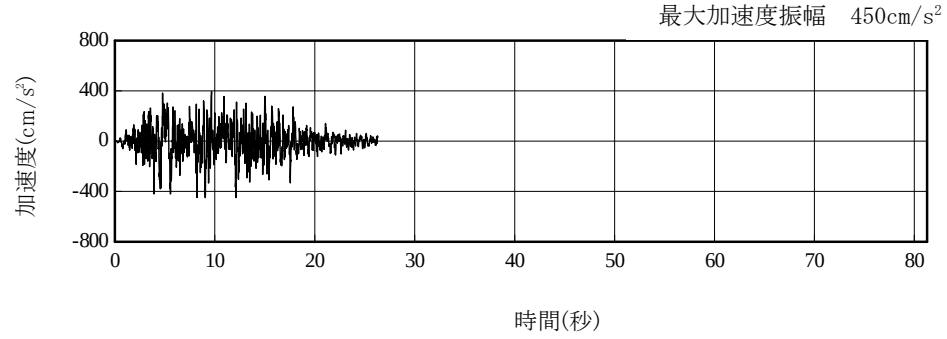

図 5.1.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図 5.1.3-2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

5.1.4　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する３号機コントロール建屋の地震応答解析は,「5.1.3.　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは，図 5.1.4-1 及び図 5.1.4-2 に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 5.1.4-1 に，建屋解析モデルの諸元を表 5.1.4-2 に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 5.1.4-3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図 5.1.4-3 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

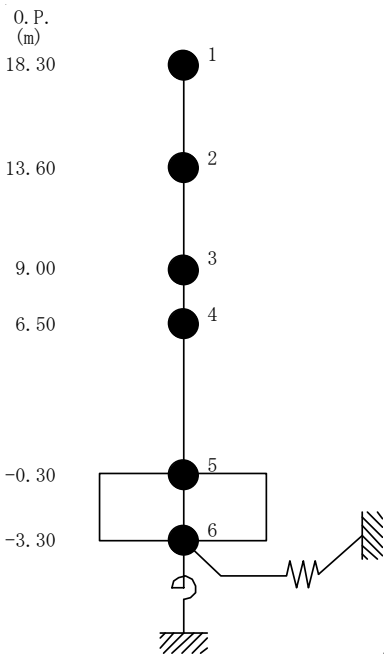



図 5.1.4-1　３号機コントロール建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

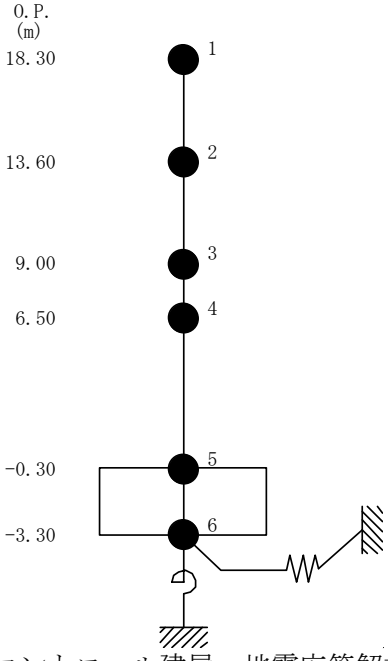



図 5.1.4-2　３号機コントロール建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

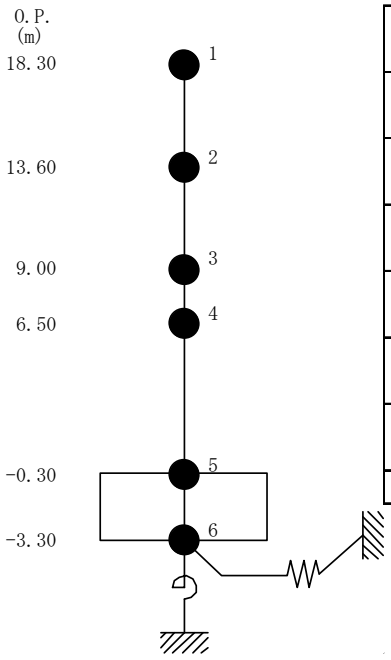
表 5.1.4-1　地震応答解析に用いる物性値

| | 強度＊1<br>Ｆｃ<br>（N/mm$^2$） | ヤング係数*2<br>E<br>（N/mm$^2$） | せん断弾性係数*2<br>G<br>（N/mm$^2$） | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量*3<br>$\gamma$<br>（kN/m$^3$） |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当<br>(SD35) | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 5.1.4-2　建屋解析モデルの諸元

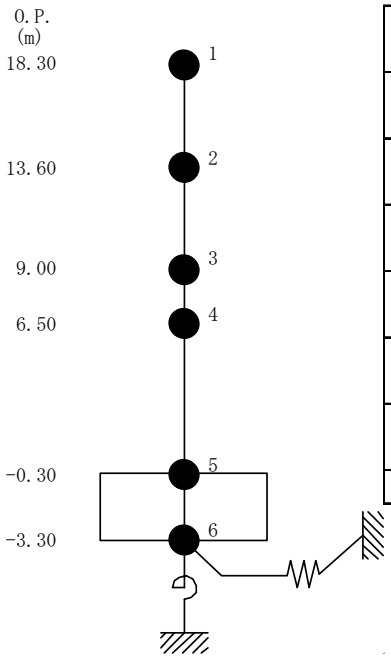
NS 方向




| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 回転慣性重量 $I_G$(×$10^3$kN·$m^2$) | せん断断面積 As($m^2$) | 断面2次ﾓｰﾒﾝﾄ I($m^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | 13,620 | 547 | | |
| | | | 21.5 | 2,658 |
| 2 | 9,160 | 368 | | |
| | | | 21.5 | 3,177 |
| 3 | 8,290 | 333 | | |
| | | | 33.8 | 5,271 |
| 4 | 15,110<br>(3,900) | 607<br>(157) | | |
| | | | 33.8 | 5,271 |
| 5 | 36,680<br>(14,740) | 1,473<br>(592) | | |
| | | | 459.9 | 18,463 |
| 6 | 16,230 | 652 | | |
| | | | | |
| 合計 | 99,090 | 注　(　　)内は滞留水による付加分を示す。 | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数 Ec | 2.57×$10^7$(kN/$m^2$) |
| せん断弾性係数 G | 1.07×$10^7$(kN/$m^2$) |
| ポアソン比 ν | 0.20 |
| 減衰 h | 5% |
| 基礎形状 | 21.95m(NS 方向)×20.95m(EW 方向) |

EW 方向




| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 回転慣性重量 $I_G$(×$10^3$kN·$m^2$) | せん断断面積 As($m^2$) | 断面2次ﾓｰﾒﾝﾄ I($m^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | 13,620 | 498 | | |
| | | | 16.0 | 2,855 |
| 2 | 9,160 | 335 | | |
| | | | 20.5 | 2,957 |
| 3 | 8,290 | 303 | | |
| | | | 32.2 | 4,654 |
| 4 | 15,110<br>(3,900) | 553<br>(143) | | |
| | | | 32.2 | 4,654 |
| 5 | 36,680<br>(14,740) | 1,342<br>(539) | | |
| | | | 459.9 | 16,819 |
| 6 | 16,230 | 594 | | |
| | | | | |
| 合計 | 99,090 | 注　(　　)内は滞留水による付加分を示す。 | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数 Ec | 2.57×$10^7$(kN/$m^2$) |
| せん断弾性係数 G | 1.07×$10^7$(kN/$m^2$) |
| ポアソン比 ν | 0.20 |
| 減衰 h | 5% |
| 基礎形状 | 21.95m(NS 方向)×20.95m(EW 方向) |

表 5.1.4-3(1)　地盤定数

(Ss-1)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波<br>速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | せん断<br>弾性係数<br>G<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 剛性<br>低下率<br>$G/G_0$ | ヤング<br>係数<br>E<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 減衰<br>定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 5.1.4-3 (2)　地盤定数

(Ss-2)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波<br>速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | せん断<br>弾性係数<br>G<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 剛性<br>低下率<br>$G/G_0$ | ヤング<br>係数<br>E<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 減衰<br>定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.76 | 3.41 | 0.81 | 8.08 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.53 | 4.36 | 0.81 | 10.27 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.56 | 5.63 | 0.81 | 13.19 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.29 | 6.53 | 0.81 | 15.26 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 5.1.4-3 (3)　地盤定数

(Ss-3)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.25 | 2.62 | 0.86 | 6.63 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

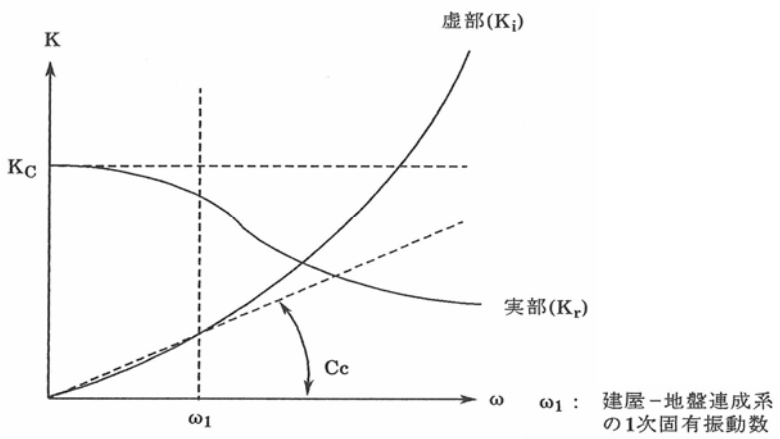
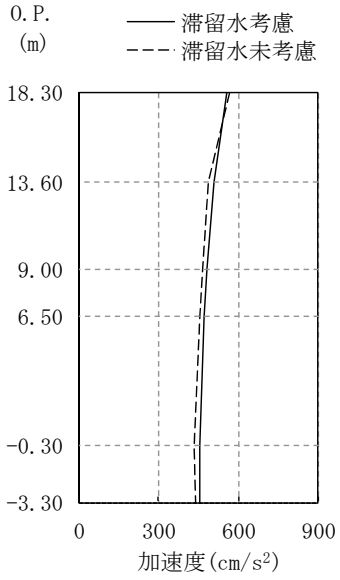


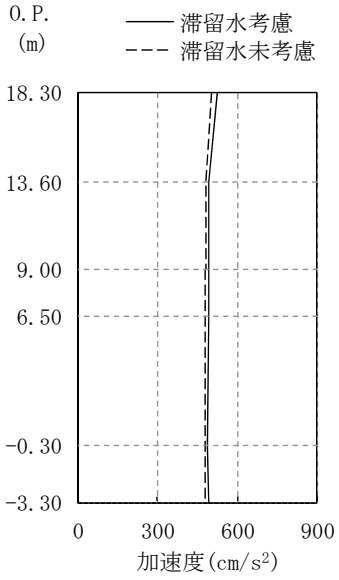

図 5.1.4-3　地盤ばねの近似

5.1.5　地震応答解析結果

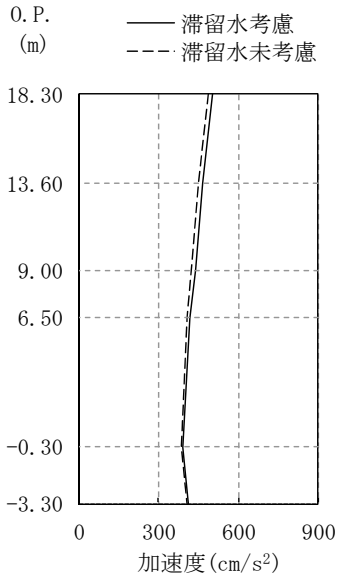
地震応答解析により求められたNS方向,EW方向の最大応答加速度を図5.1.5-1及び図5.1.5-2に,地下滞留水の影響を考慮しない場合と併せて示す。




(Ss-1H)

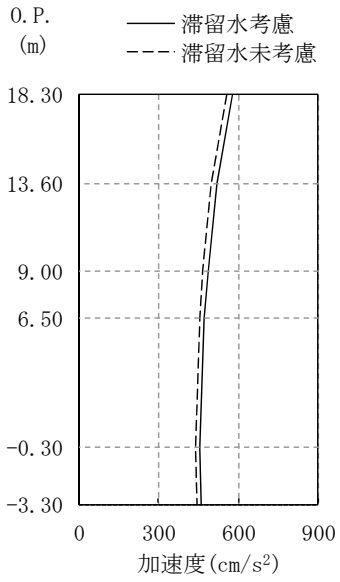



(Ss-2H)

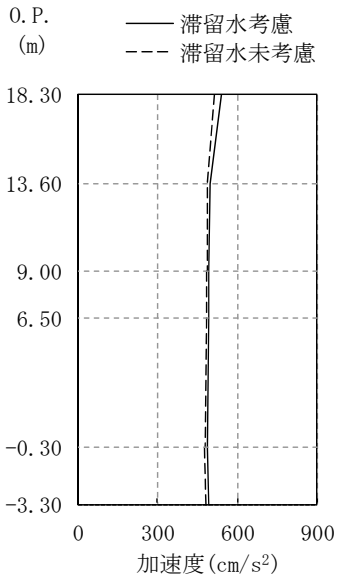



(Ss-3H)

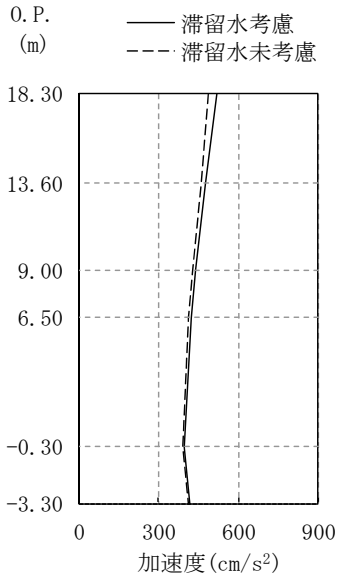
図 5.1.5-1　最大応答加速度（NS 方向）




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図 5.1.5-2　最大応答加速度（EW 方向）

5.1.6　耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を，表 5.1.6-1 及び表 5.1.6-2 に示す。また，図 5.1.6-1 及び図 5.1.6-2 に基準地震動 Ss に対する最大応答値を耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，最大で $0.07\times10^{-3}$ であり，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。なお，スケルトン曲線は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから，３号機コントロール建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 5.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

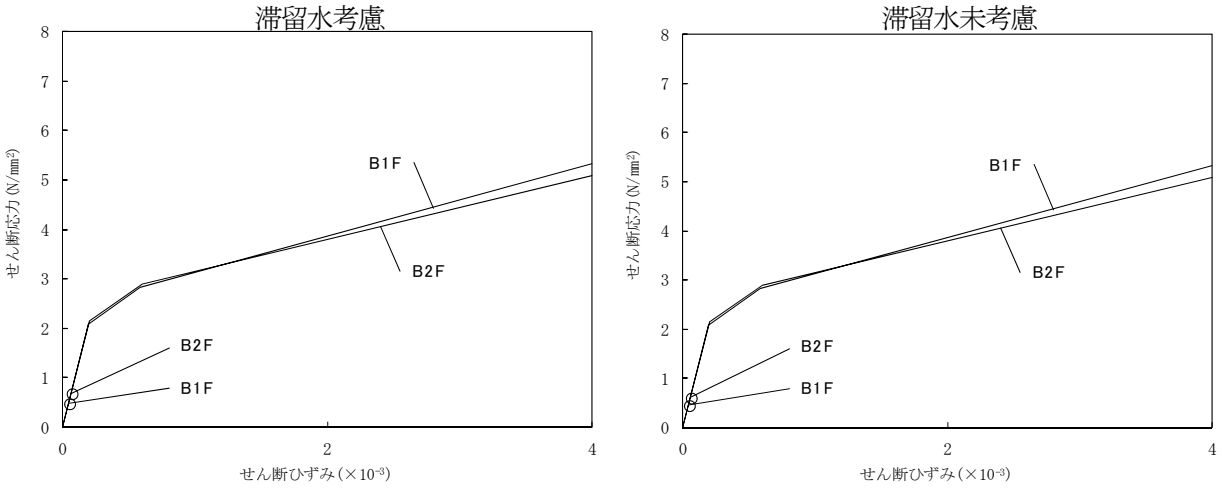
（単位：$\times10^{-3}$）

| 階 | O.P. | 地下滞留水 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| B1F | 9.00～6.50 | 考慮 | 0.05 | 0.05 | 0.05 | 4.0 以下 |
| | | 未考慮 | 0.05 | 0.05 | 0.04 | |
| B2F | 6.50～-0.30 | 考慮 | 0.07 | 0.07 | 0.06 | |
| | | 未考慮 | 0.06 | 0.06 | 0.06 | |

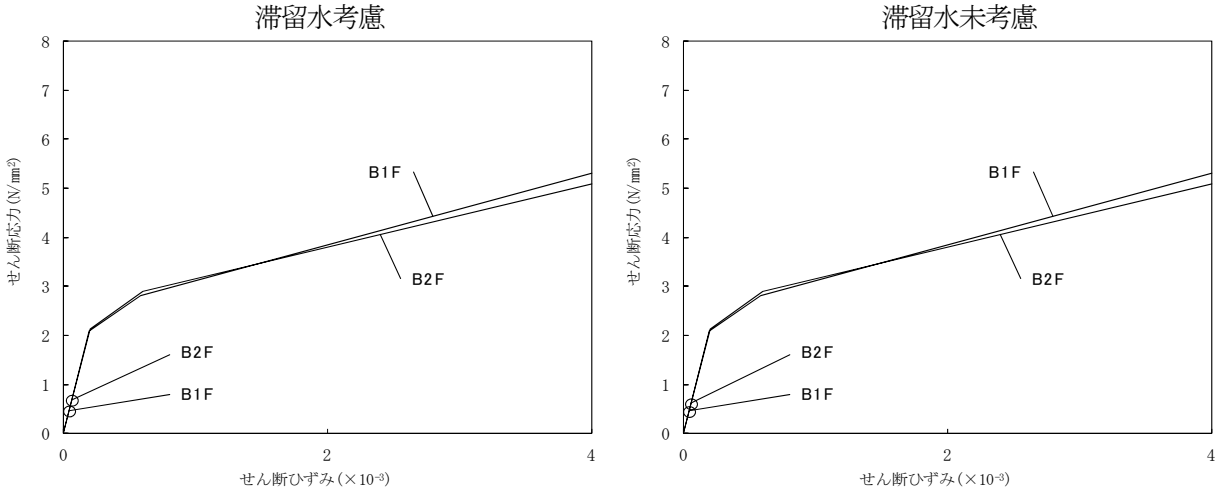
表 5.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（単位：$\times10^{-3}$）

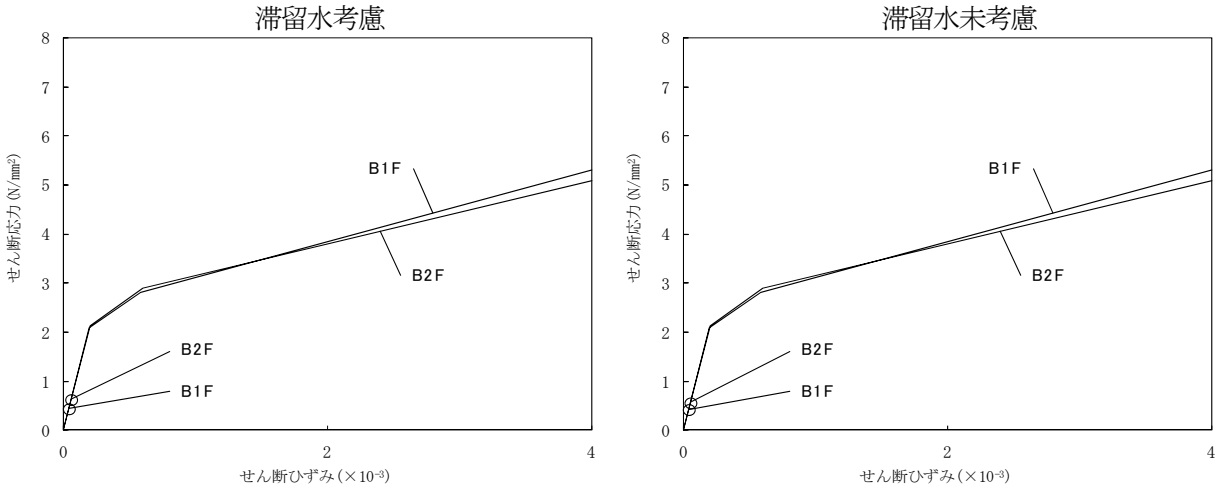
| 階 | O.P. | 地下滞留水 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| B1F | 9.00～6.50 | 考慮 | 0.05 | 0.05 | 0.05 | 4.0 以下 |
| | | 未考慮 | 0.05 | 0.05 | 0.05 | |
| B2F | 6.50～-0.30 | 考慮 | 0.07 | 0.07 | 0.07 | |
| | | 未考慮 | 0.06 | 0.06 | 0.06 | |




(Ss-1H)

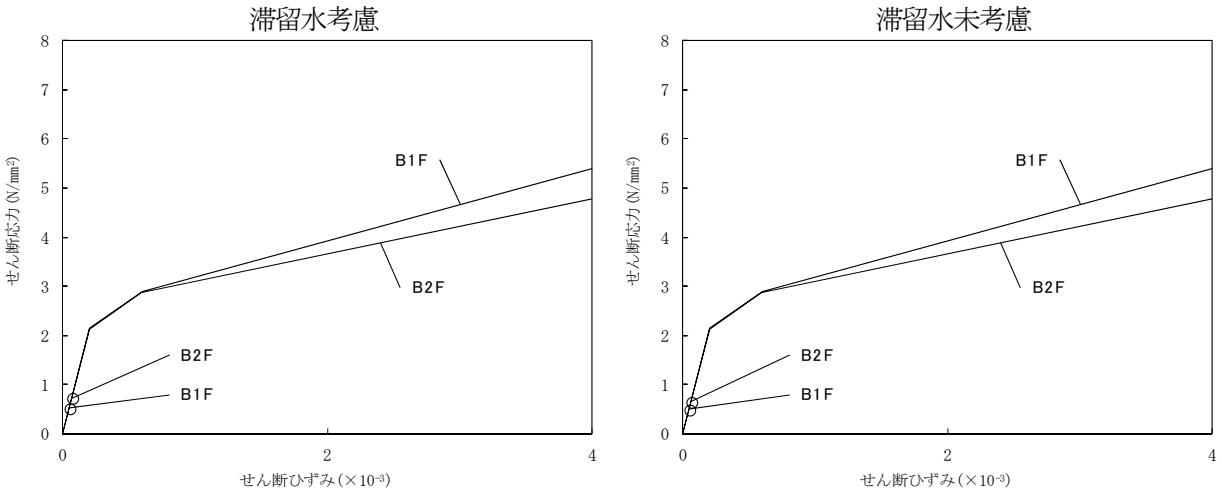



(Ss-2H)

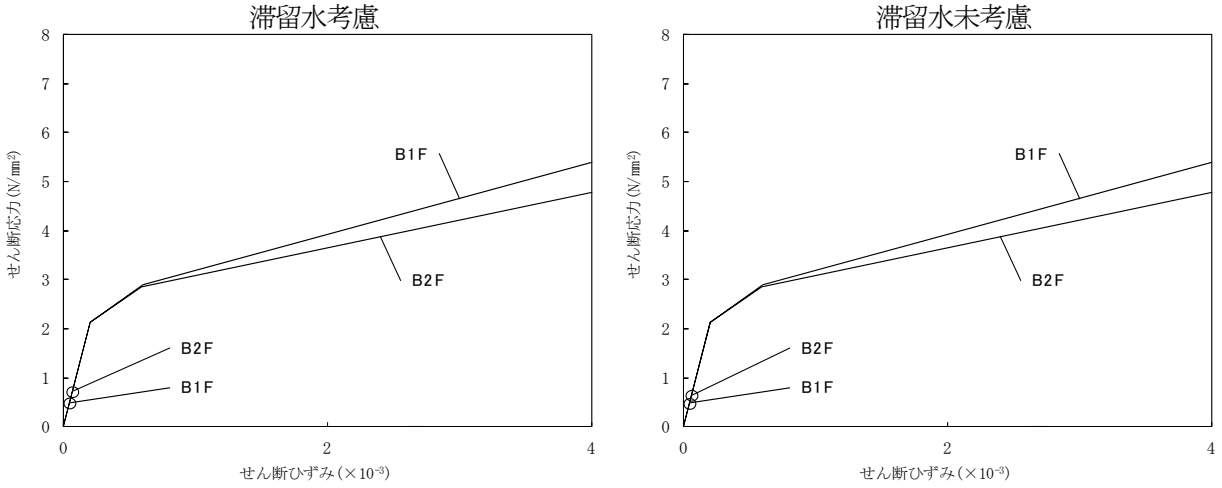



(Ss-3H)

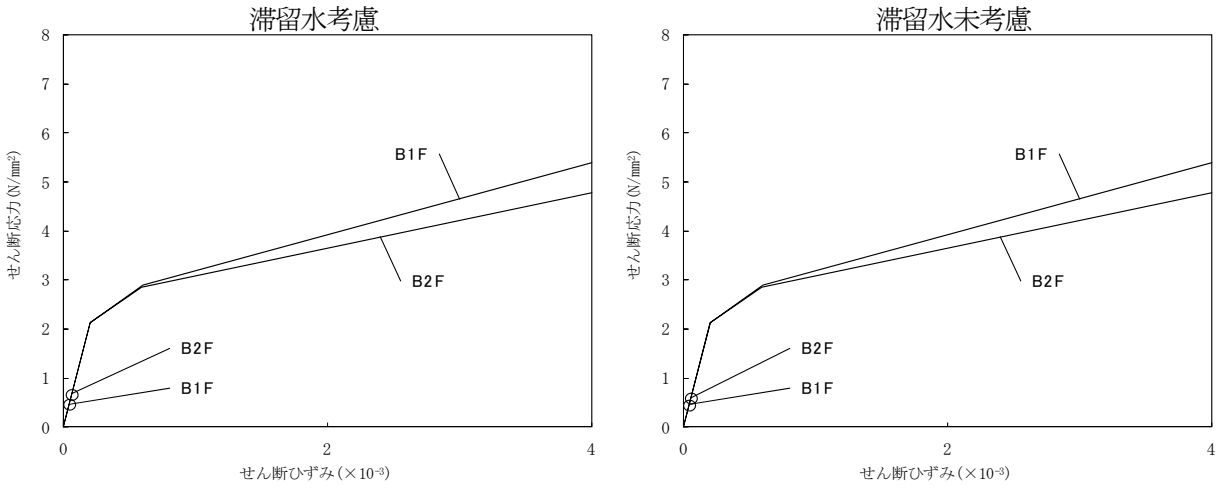
図 5.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ（NS 方向）




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

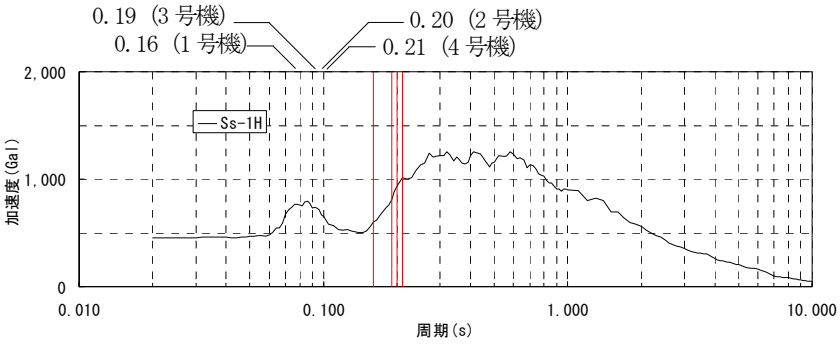
図 5.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ（EW 方向）

5.2　代表号機以外の検討

滞留水による影響を確認するため，滞留水量が最大であり重量変動が最も大きくなる３号機コントロール建屋を代表号機として耐震安全性評価を行った結果，滞留水を考慮しても地下外壁の耐震安全性については十分余裕があることを確認している。

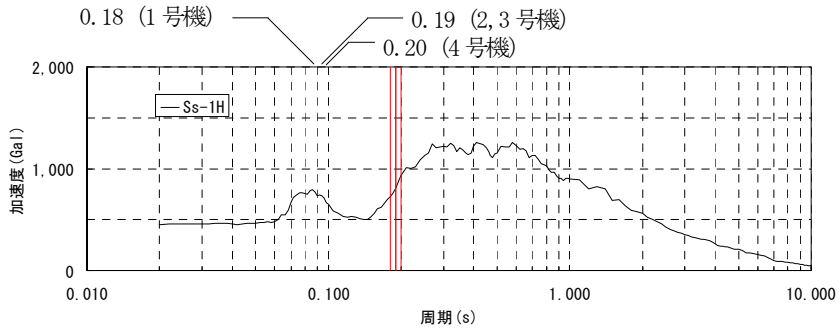
また，コントロール建屋は，各号機の機能は同じであることから，構造形式および形状は各号機で同様となっている。各号機のコントロール建屋の固有周期を比較した場合，一次固有周期は NS 方向で 0.16～0.21 秒，EW 方向で 0.18～0.20 秒となり，各号機の振動性状に顕著な差はみられない。

代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルに各建屋の一次固有周期を重ね描きしたもの、および代表号機の地下外壁の最大応答せん断ひずみに，代表号機の入力動の応答スペクトルにおける代表号機の一次固有周期の応答加速度 $\alpha_{T1}$ と各号機の一次固有周期の応答加速度 $\alpha_{T1}$ の比 $\alpha_{amp}$ を乗じた $\gamma_{resp}$ を図5.2-1～図5.2-3に示す。$\gamma_{resp}$ は各号機ともに評価基準値 $4\times10^{-3}$ に対して十分に小さいことから，代表号機以外についても地下外壁の耐震安全性は確保されているといえる。




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.16 | 606 | 0.75 | 0.06 |
| #2 | 0.20 | 934 | 1.16 | 0.09 |
| #3 | 0.19 | 807 | － | 0.07 |
| #4 | 0.21 | 1,012 | 1.25 | 0.09 |

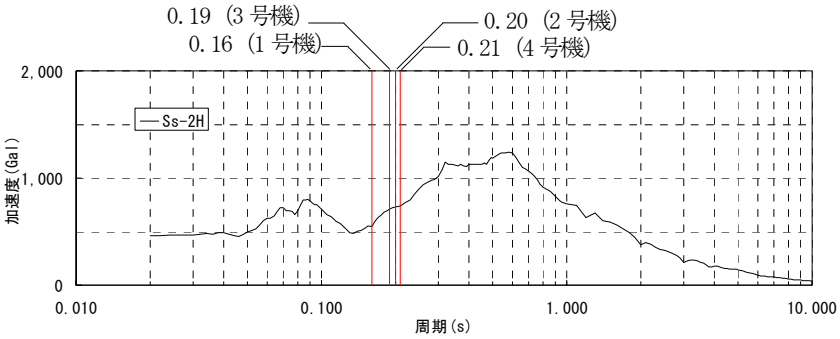
（コントロール建屋 NS 方向）




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.18 | 728 | 0.90 | 0.07 |
| #2 | 0.19 | 807 | 1.00 | 0.07 |
| #3 | 0.19 | 807 | － | 0.07 |
| #4 | 0.20 | 934 | 1.16 | 0.09 |

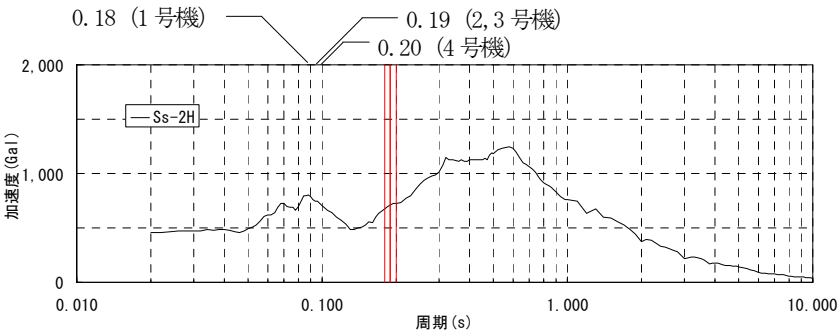
（コントロール建屋 EW 方向）

図 5.2-1　代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期（Ss-1H）




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.16 | 549 | 0.78 | 0.06 |
| #2 | 0.20 | 728 | 1.03 | 0.08 |
| #3 | 0.19 | 708 | — | 0.07 |
| #4 | 0.21 | 734 | 1.04 | 0.08 |

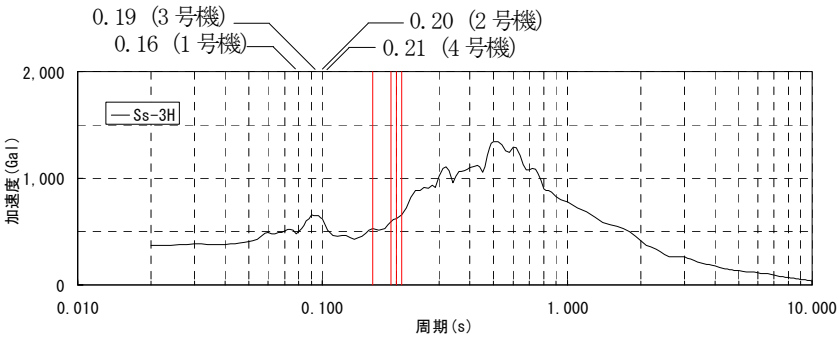
(コントロール建屋 NS 方向)




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.18 | 678 | 0.96 | 0.07 |
| #2 | 0.19 | 708 | 1.00 | 0.07 |
| #3 | 0.19 | 708 | — | 0.07 |
| #4 | 0.20 | 728 | 1.03 | 0.08 |

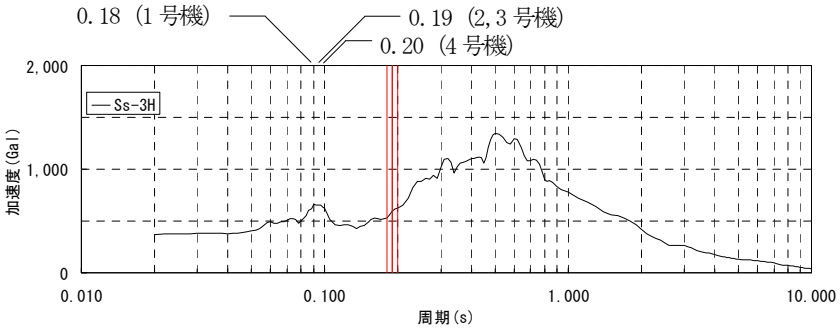
(コントロール建屋 EW 方向)

図 5.2-2　代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期 (Ss-2H)




| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.16 | 528 | 0.89 | 0.06 |
| #2 | 0.20 | 625 | 1.05 | 0.07 |
| #3 | 0.19 | 594 | — | 0.06 |
| #4 | 0.21 | 655 | 1.10 | 0.07 |

(コントロール建屋 NS 方向)

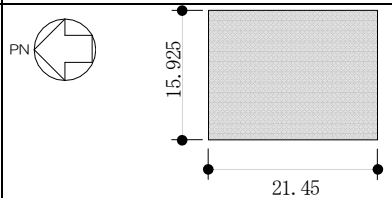
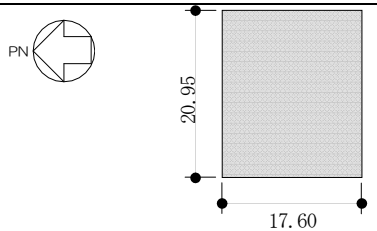
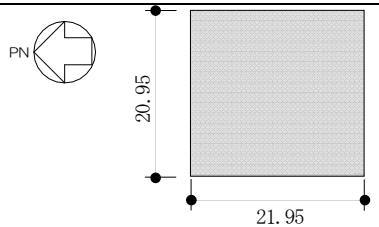
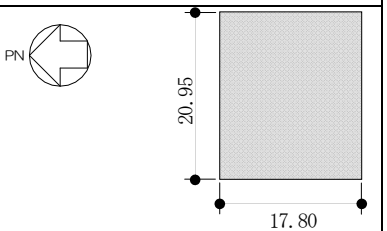
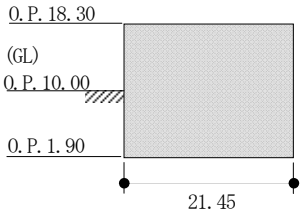
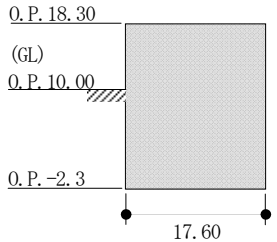
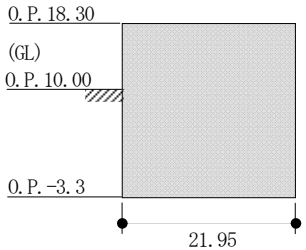
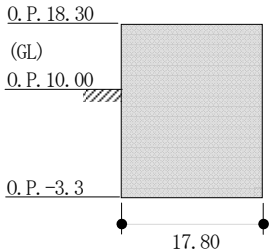
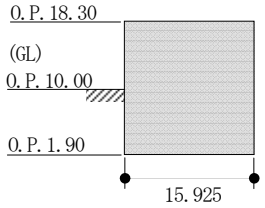
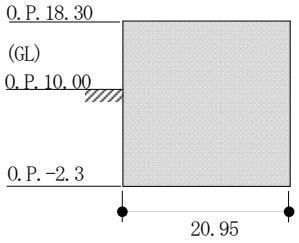
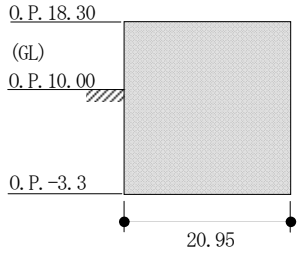
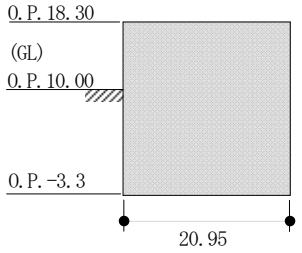



| 号機 | 一次固有周期 T1 (sec) | 応答加速度 $\alpha_{T1}$ (Gal) | 応答加速度比 $\alpha_{amp}$ | $\gamma_{resp}$ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| #1 | 0.18 | 532 | 0.90 | 0.07 |
| #2 | 0.19 | 594 | 1.00 | 0.07 |
| #3 | 0.19 | 594 | — | 0.07 |
| #4 | 0.20 | 625 | 1.05 | 0.08 |

(コントロール建屋 EW 方向)

図 5.2-3　代表号機の基礎下の入力動の応答スペクトルと各建屋の一次固有周期 (Ss-3H)

表5.2-1　コントロール建屋の形状・一次固有周期・滞留水量の比較

| | | | 1号機コントロール建屋 | 2号機コントロール建屋 | 3号機コントロール建屋 | 4号機コントロール建屋 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 平面図 | | |  |  |  |  |
| NS方向断面 | | |  |  |  |  |
| EW方向断面 | | |  |  |  |  |
| 一次固有周期(s) | NS | Ss-1H | 0.16 | 0.20 | 0.19 | 0.21 |
| | | Ss-2H | 0.16 | 0.20 | 0.19 | 0.21 |
| | | Ss-3H | 0.16 | 0.20 | 0.19 | 0.21 |
| | EW | Ss-1H | 0.18 | 0.19 | 0.19 | 0.20 |
| | | Ss-2H | 0.18 | 0.19 | 0.19 | 0.20 |
| | | Ss-3H | 0.18 | 0.19 | 0.19 | 0.20 |
| 滞留水量($m^3$) | | | 700 | 1,600 | 1,900 | 1,600 |
| 同一レベルの貯留比率※ | | | B1F:0.342 | B1F:0.623 | B1F:0.348 | B1F:0.487 |
| | | | | B2F:0.273 | B2F:0.672 | |

※同一レベルの滞留水重量と質点重量の比率

# 地下水バイパスによる地下水流入量の低減

## 1 概要

建屋周辺の地下水は，山側から海側に向かって流れていることから，建屋山側の高台で地下水を揚水し，その流路を変更して海にバイパスすることにより，建屋周辺の地下水位を段階的に低下させ，建屋への地下水流入量の低減を図っていく（図１）。

地下水バイパスの設備は，建屋山側で地下水を汲み上げる揚水井及びポンプ，汲み上げた地下水を一時的に貯留して水質を確認するタンク，地下水を移送するための配管等からなる（図２）。

## 2 地下水バイパスによる地下水の建屋流入抑制効果

建屋周辺の地下水位は，浸透流解析により検討した結果，地下水バイパスの実施に伴い，現況より原子炉建屋山側で３ｍ程度（Ｏ．Ｐ．＋９ｍ→Ｏ．Ｐ．＋６ｍ），タービン建屋海側で１ｍ程度（Ｏ．Ｐ．＋４ｍ→Ｏ．Ｐ．＋３ｍ）低下するものと想定され（図３～５），これにより，建屋内への地下水流入量は現況の半分程度に低減されるものと考えられる。

## 3 滞留水の建屋外漏えい防止対策への影響

地下水バイパスの実施にあたっては，地下水低下状況及び水質等をモニタリングし，浸透流解析結果の検証を行いつつ，段階的に地下水位を低下させることで（図６），建屋内滞留水が建屋外に漏れ出さないように慎重な水位管理を実施していく。

モニタリングにあたっては，原子炉建屋山側のサブドレンを活用するとともに，原子炉建屋と揚水井の間に観測孔を新設する（図７）。

なお，豪雨等の発生による直接的な雨水の流入及び地下水位上昇による地下水流入量の増加時には，地下水位と建屋内滞留水の水位を注意深く監視し，必要に応じて，集中廃棄物処理建屋への移送量を増加すること等により，建屋内滞留水の水位上昇を抑制する。

## 4 地下水の汲み上げによる地盤沈下

地下水バイパスの実施に伴い地下水を汲み上げるが，Ｏ．Ｐ．＋１０ｍ盤の原子炉建屋，タービン建屋，運用補助共用施設（共用プール）などの建屋については，直接岩盤に支持されていることから沈下の恐れはないと考えられる。また，建屋周辺の地下水位は，東北地方太平洋沖地震前にはサブドレンが稼働し十分に低下していたことから，地下水バイパスの実施に伴い現況から地下水位が低下しても，建屋周辺の地盤沈下の恐れはないと考えられる。

Ｏ．Ｐ．＋３５ｍ盤のタンクエリア等の一部については，地下水位が若干低下する

が，その量は２m程度以下と少なく，また，揚水する地下水は不圧地下水であり，現況の地下水位よりも下の地層は地質年代が古く（新第三紀），十分圧密されていることから，地下水位の低下に伴う沈下の恐れはないと考えられる。

5 汲み上げた地下水の管理

地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水は，念のため放射性物質を有意に含んでいないことを確認するが，東北地方太平洋沖地震前における放射線管理区域内からの排水と同じ管理を行い，免震重要棟等から生じる生活排水と同様に一般排水として扱う。発電所敷地内の観測井における地下水の水質（放射性物質濃度）は，発電所周辺の河川で検出された濃度より低く，告示濃度の数百分の１程度である。

汲み上げた地下水を汚染させない管理については，以下のとおりである。

- 水質確認のための一時貯留タンク（新設）とバイパス用の専用配管を通して移送する。
- 一時貯留タンクエリア周辺の空気は，事故発災後の測定において，管理区域設定基準を超えておらず，現在は基準値の２桁程度低い濃度で安定に推移しているが，万一の空気中放射性物質混入を防止する対策として，一時貯留タンクの吸気管口を汚染のおそれのない管理対象区域に設ける。
- 放水前には一時貯留タンクから採水し，水質を確認する。
- 水質確認の結果，放射性物質の有意な混入が確認された場合には，稼働を停止し，一時貯留タンク内の地下水を浄化処理する。

6 計画工程

地下水バイパスの計画工程を（図８）に示す。

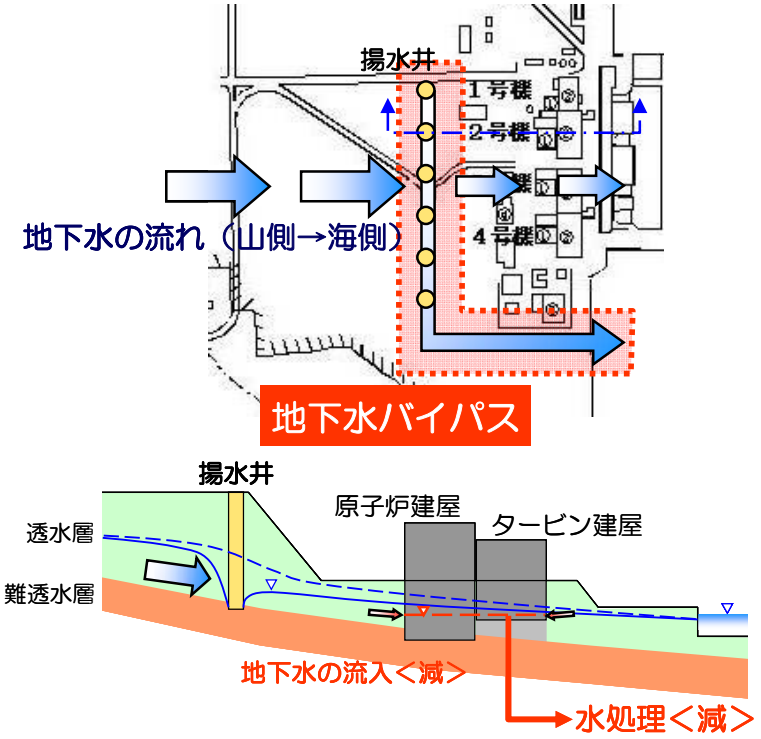



図１　地下水バイパス（イメージ）

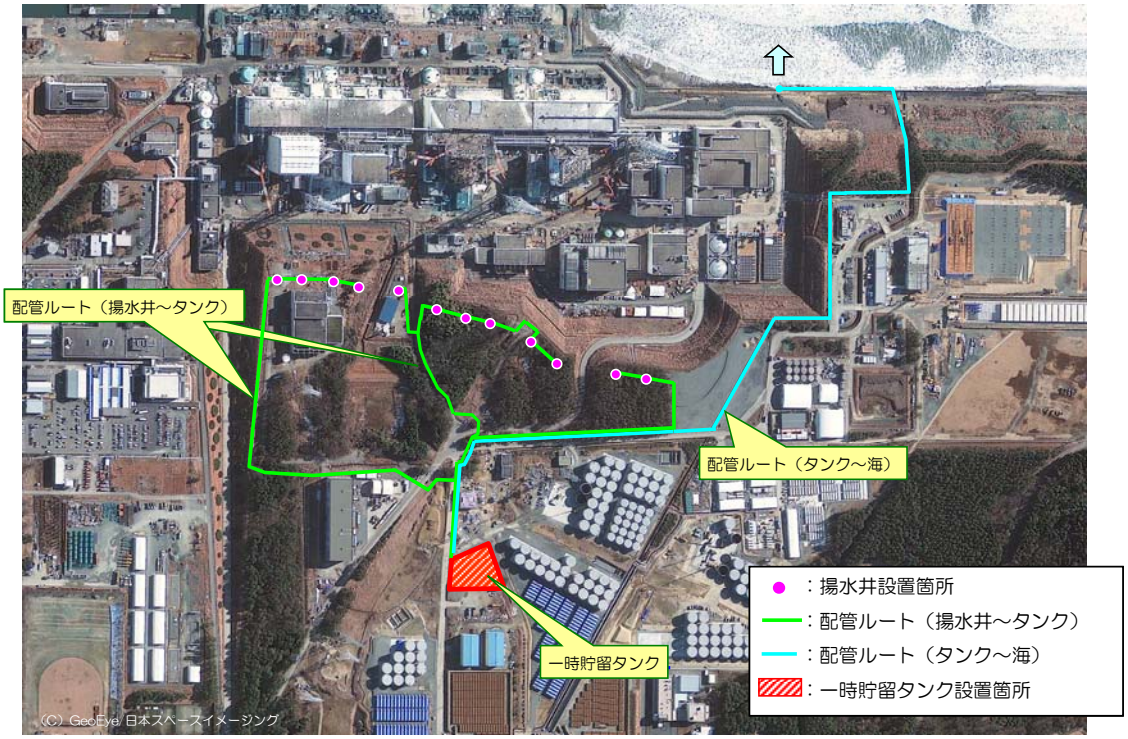



図２　地下水バイパスの設備

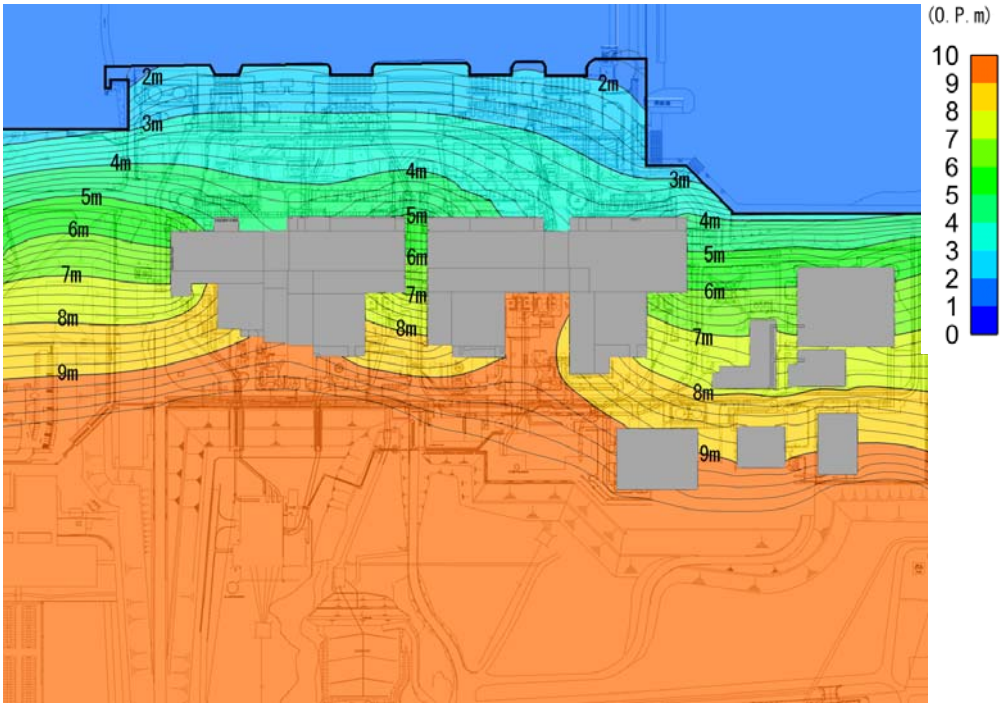



図３　建屋周りの地下水位（現況）

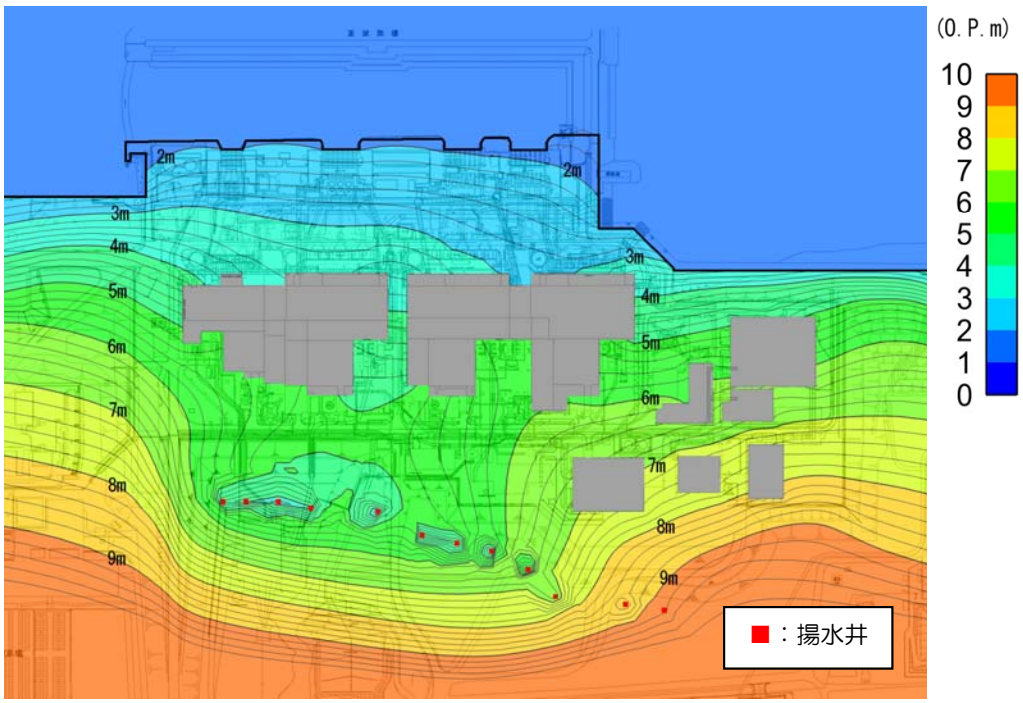



図４　建屋周りの地下水位（地下水バイパス実施後）

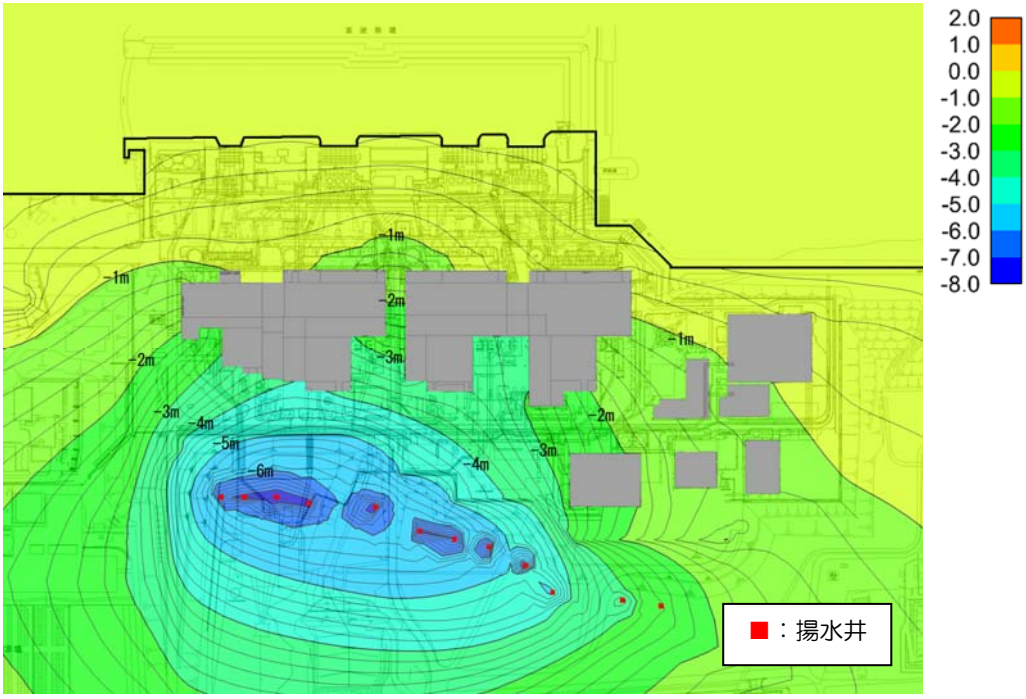



図５　建屋周りの地下水位の低下量（現況と地下水バイパス実施後の差分）

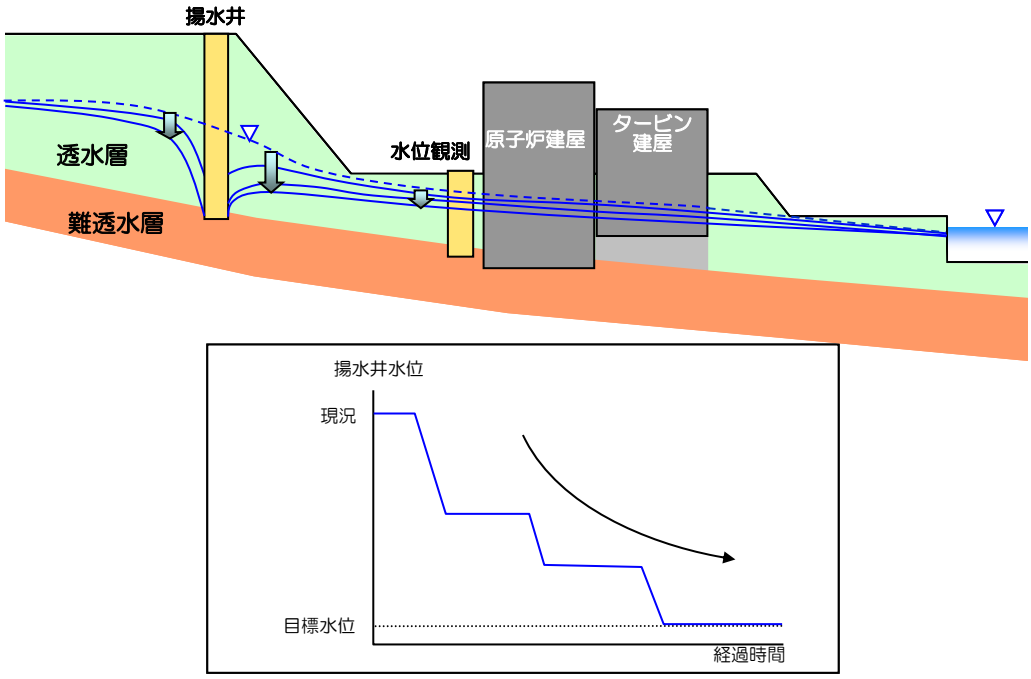



図６　段階的な地下水位低下のイメージ

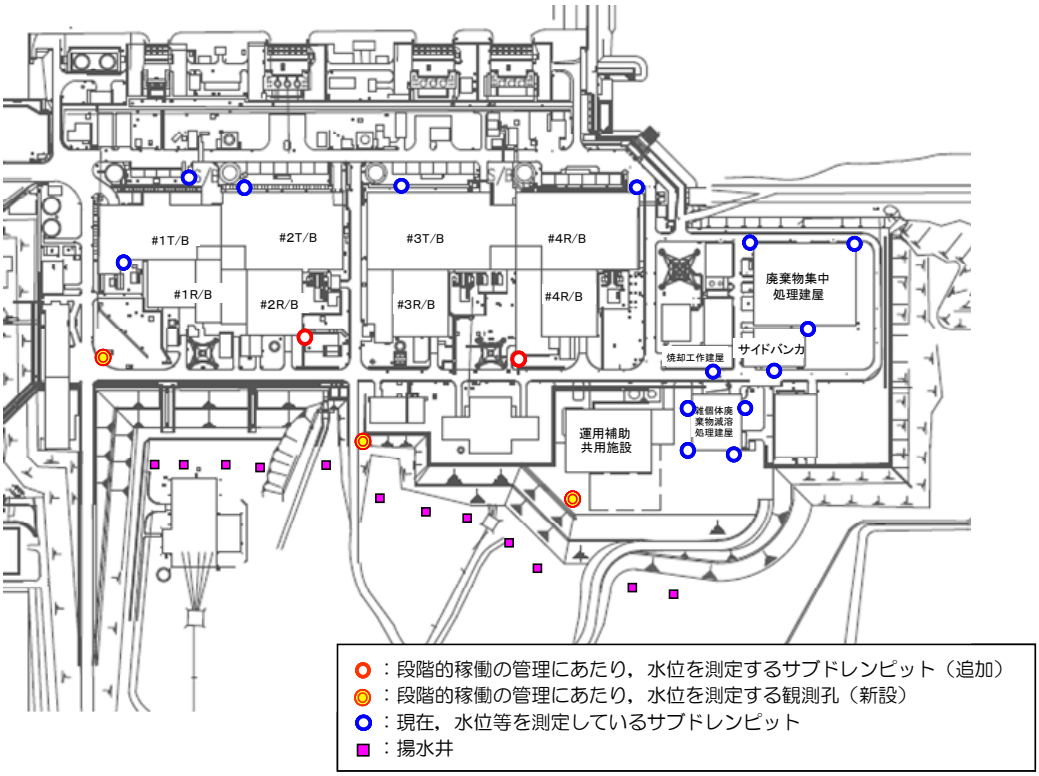
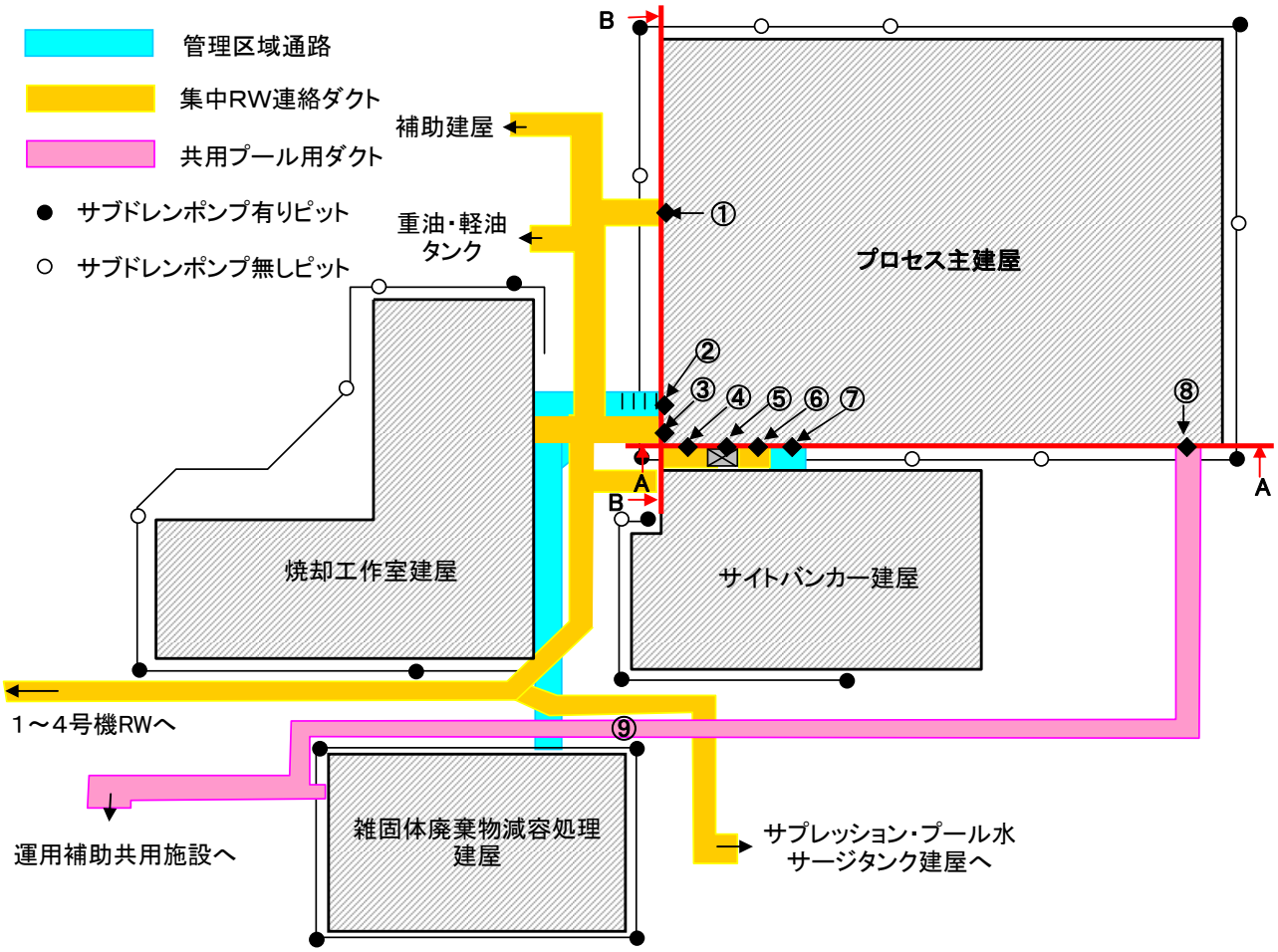


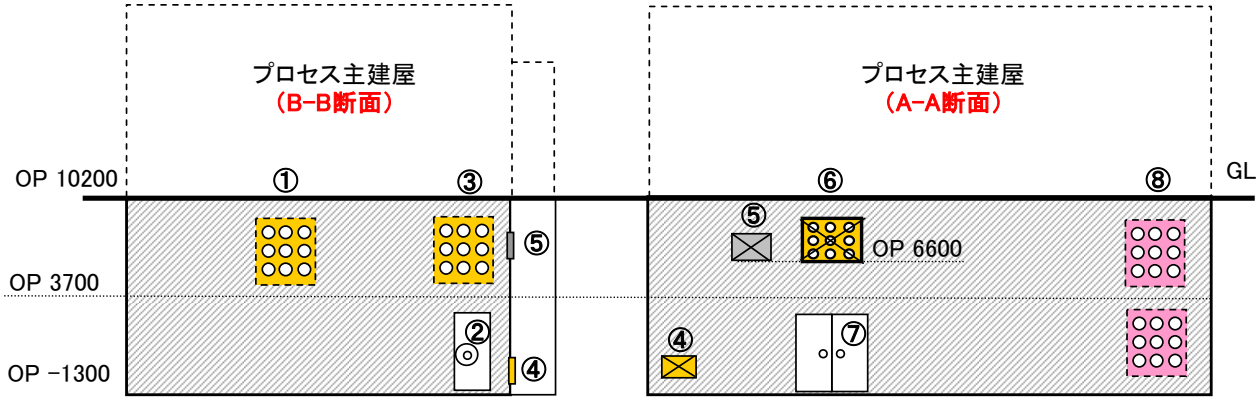

図７　モニタリング計画

| | 平成 25 年 | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 |
| 地下水バイパスの設置 | | | | 現地工事 | | | | | | 試運転、水質確認 | | |

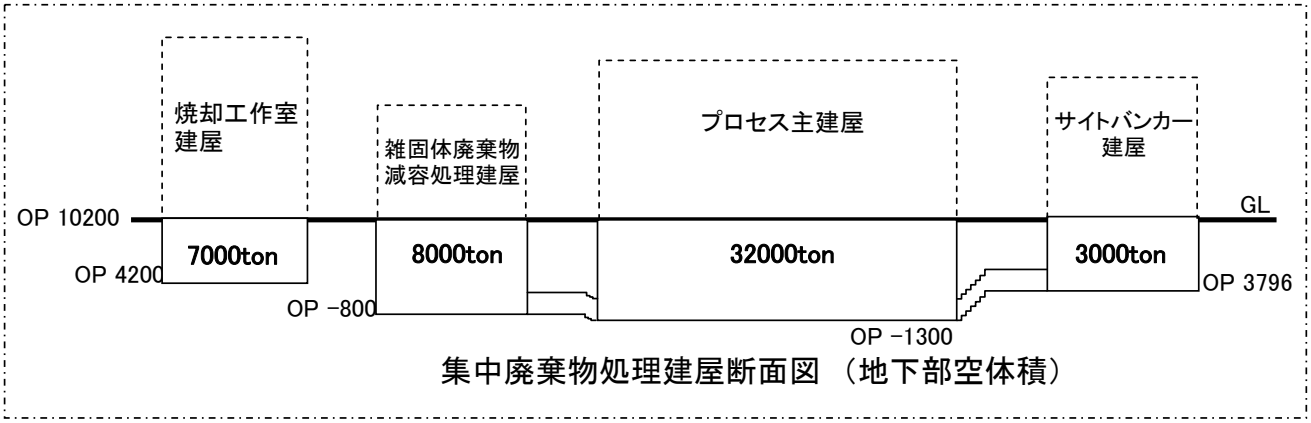
図８　計画工程

# プロセス主建屋の貫通部の止水措置



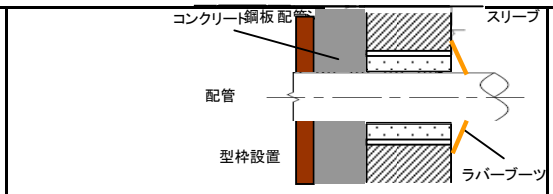
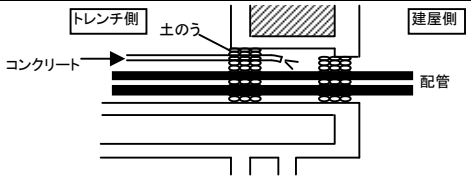
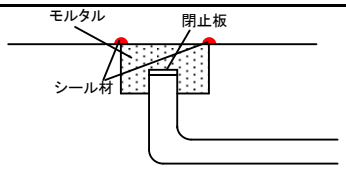
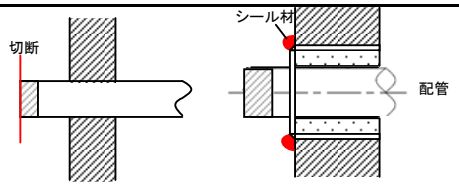
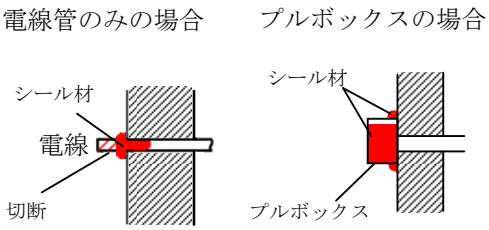
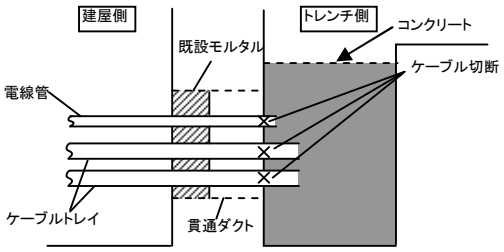



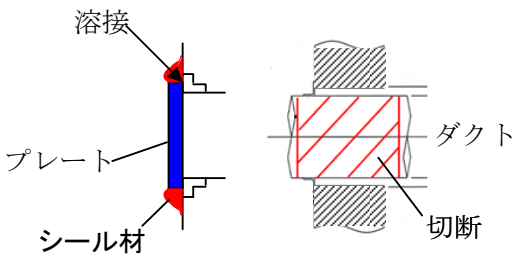
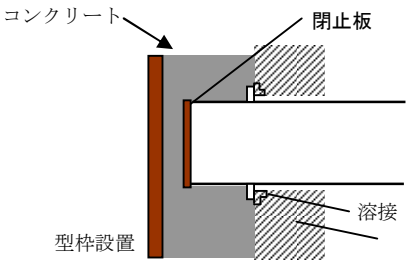
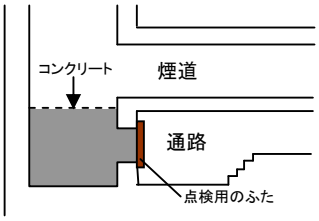
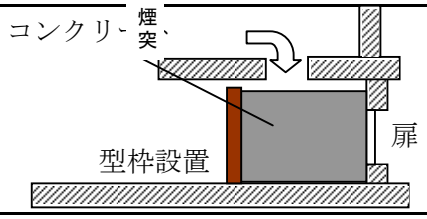
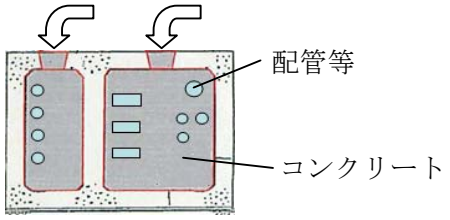
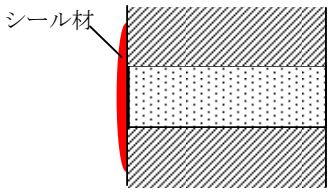

プロセス主建屋位置関係図




集中廃棄物処理建屋断面図（地下部空体積）

貫通部止水工事　施工方法について

| | | | |
|---|---|---|---|
| | 型枠を設置してコンクリートを充填する。 |  | B |
| | 開口部の両端に土のうを積み開口内部にコンクリートを充填する。 |  | C |
| | ファンネル流入口に閉止板を設置し、モルタルをファンネル内に充填した後、床面と充填したモルタルの境界表面にシール材を塗布する。 |  | D |
| | 配管を切断し，閉止板を溶接にて取り付けることにより閉塞する。 |  <br>例：A+E | E |
| 電線管 | 電線管切断後，シール材を充填する。 |  | F |
| | トレンチ側の電線を切断し、コンクリートで充填する。 |  | G |

| 設備 | 処置方法 | 概要図 | 記号 |
|---|---|---|---|
| ダクト | ダクトを切断し、プレートを溶接にて取り付けて閉止した後、溶接箇所にシール材を塗布する。 |  | H1 |
| | ダクトに閉止板を設置し，型枠との隙間にコンクリートを充填する。 |  | H2 |
| 煙道 | 煙道出口に閉止板を設置した後，<br>コンクリートを充填して閉塞する。 | ごと<br>  | I |
| 扉 | 型枠を設置した後、コンクリートを充填することで閉塞する。 |  | J |
| トレンチ | 地上との貫通部よりコンクリートを充填する。 | g<br>  | K |
| 予備スリーブ | 予備スリーブの加工箇所の壁面、モルタル充填部表面にシール材を塗布 |  | L |

# プロセス主建屋の健全性　ひび割れ等の漏えい対策

## 1 はじめに

プロセス主建屋の地下躯体部分の水密性を確保する観点から，ひび割れ点検を行うとともに，ひび割れ箇所の補修を行った。

## 2 現場確認方法

プロセス主建屋のひび割れ点検は，日常点検における記録を基に地震後に新たに生じたと考えられるひび割れについて目視点検を行った。

## 3 点検結果及び評価

点検では，新たに地震により生じたひび割れは確認されなかった。今回の地震前から存在していたと思われるひび割れは確認されたが，縦方向のひび割れであることから，経年によるコンクリートの乾燥収縮によって生じたひび割れと判断した。

その他のひび割れについても，ひび割れ部分にはエフロレッセンス（白華現象）等の変化が見られないことから，通常時には漏水等の問題はなかったものと考えられる。

また，プロセス主建屋は，不透水層である富岡層（泥岩）に基礎マットが設置されていること，地下外壁面周囲にアスファルト防水が施工されていることから，止水性は確保されているものと考えられるが，地下外壁のひび割れ部の補修を行い，水密性を高めるものとする。

## 4 ひび割れ補修

### 4.1 補修範囲

ひび割れの補修は，プロセス主建屋の日常点検により記録されたひび割れのほか，目視で確認できる全てのひび割れについて実施した。プロセス主建屋のひび割れの補修本数を表-1 に示す。

表-1　ひび割れ補修本数

| | 部　位 | 実施本数<br>(0.3㎜ 以上のひび割れ) |
|---|---|---|
| プロセス主建屋 | 地下１階 | 59 |
| | 地下２階 | 249 |

### 4.2 補修方法

- 目視で確認できるひび割れを全て補修する。
- 使用材料：ポリマーセメント系塗膜防水材

5 まとめ

対象となるひび割れについて全て補修を実施し，当社は適切に補修されたことを確認した。

6 ひび割れ調査図（壁展開図・ひび割れ幅 0.3㎜ 以上のものを記録）

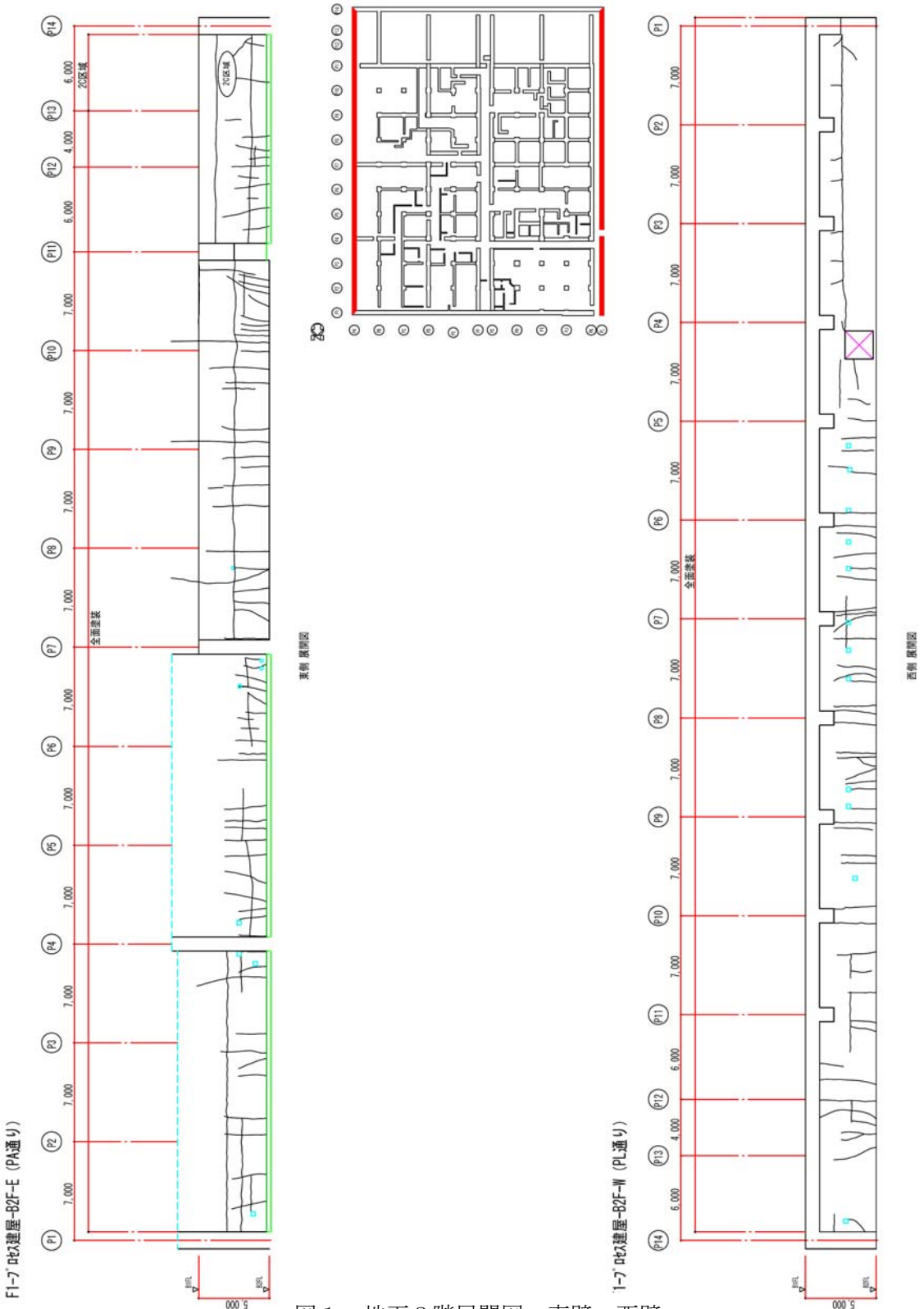



図１　地下２階展開図　東壁，西壁

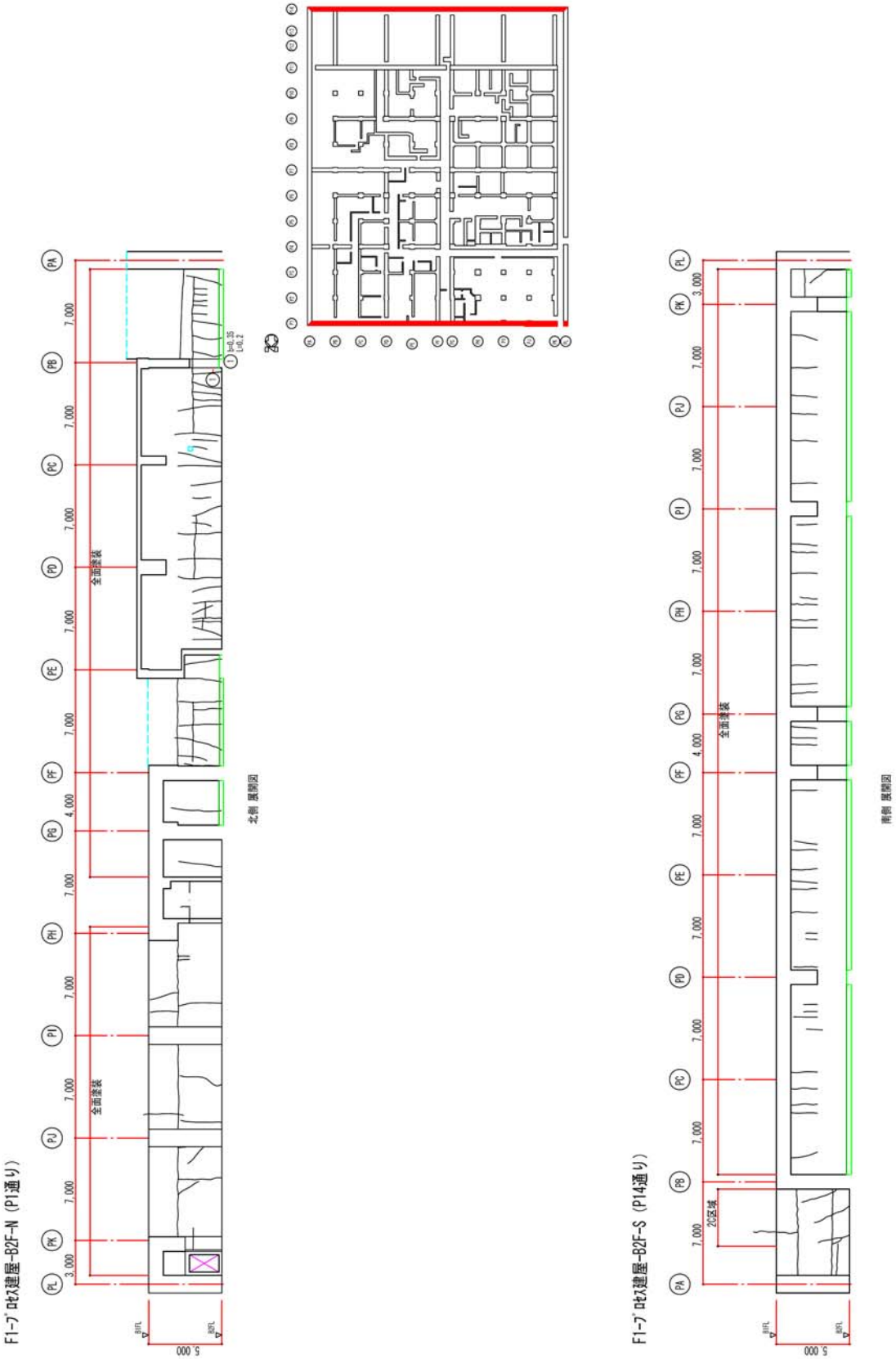



図２　地下２階展開図　北壁，南壁

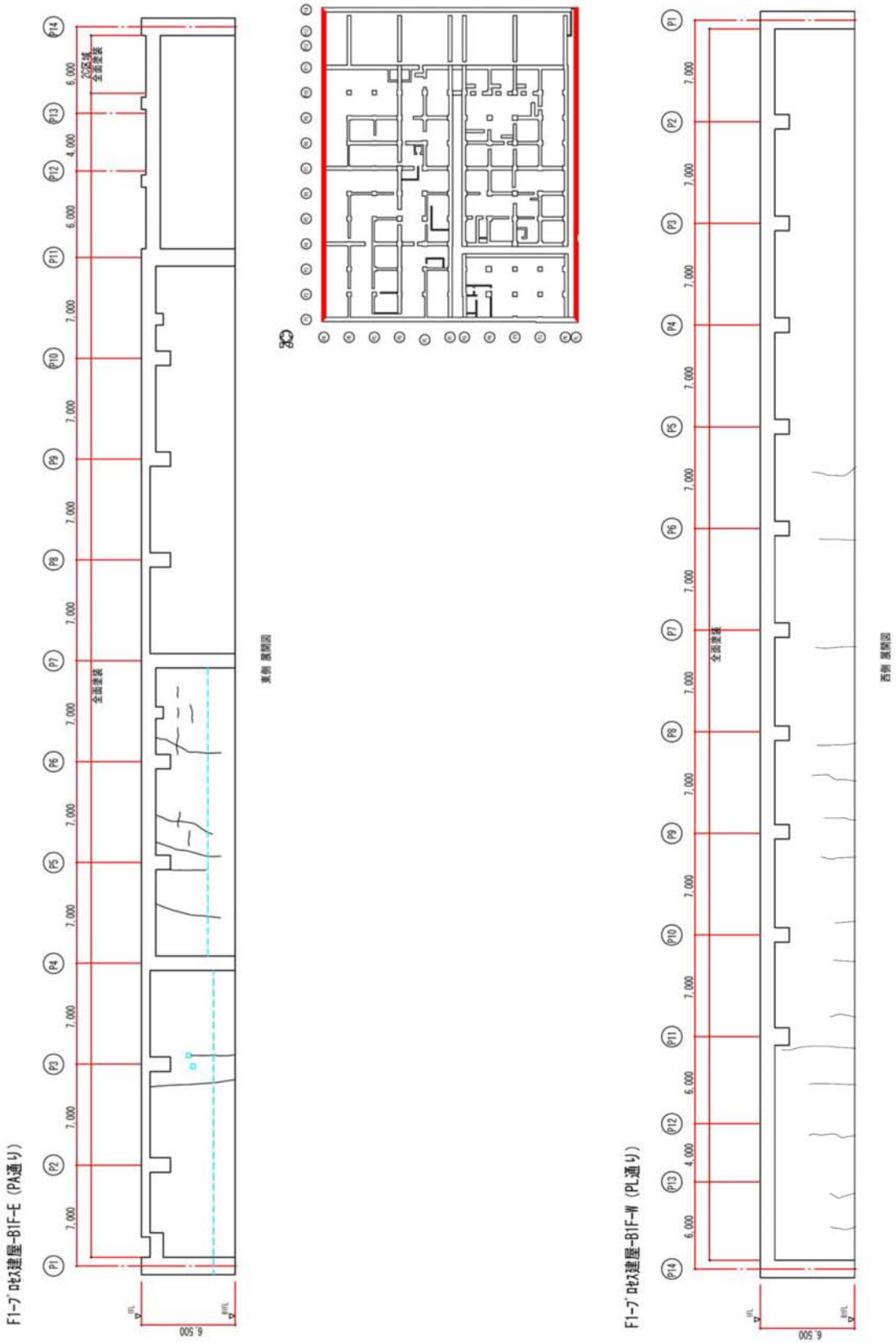



図３　地下１階展開図　東壁，西壁

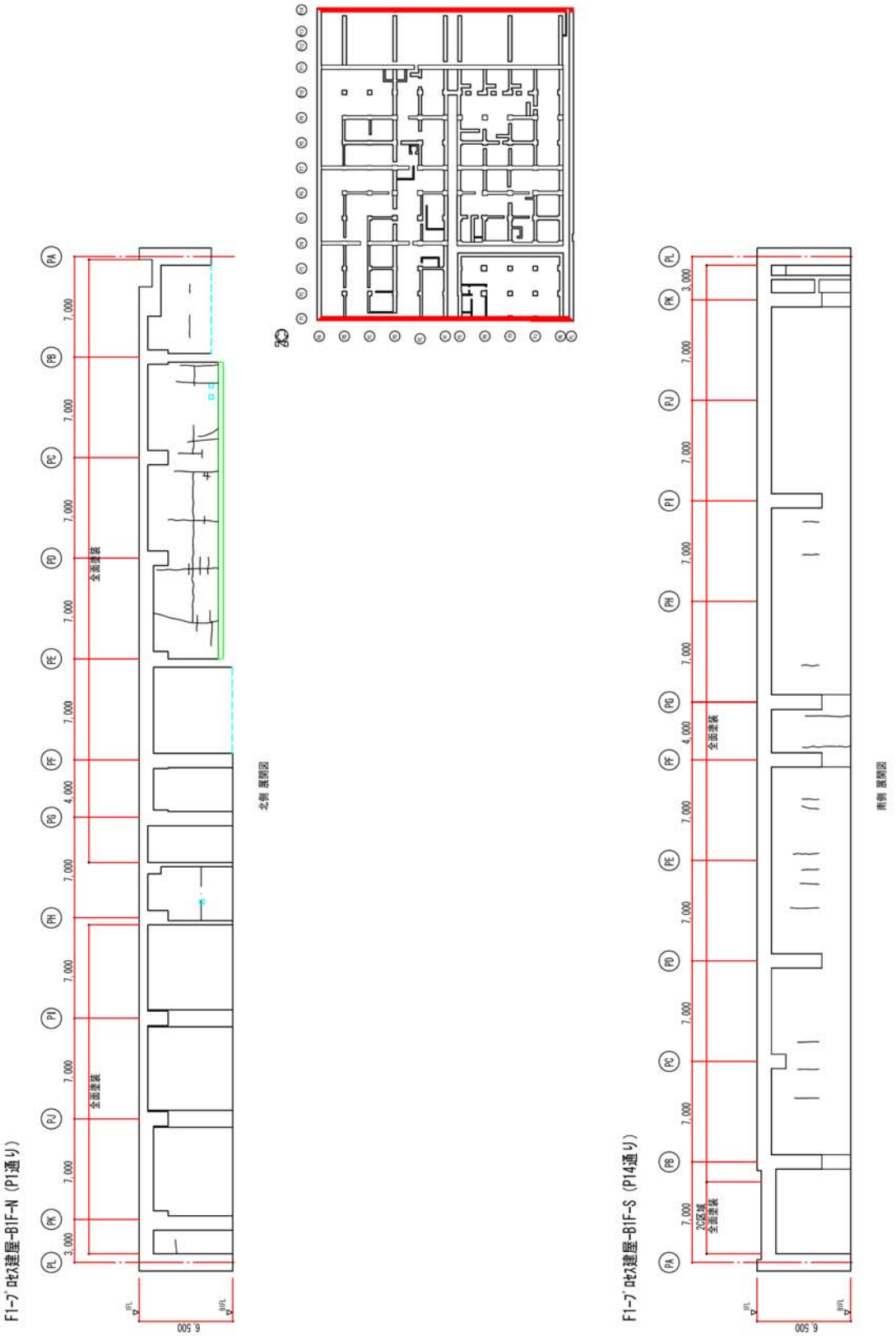
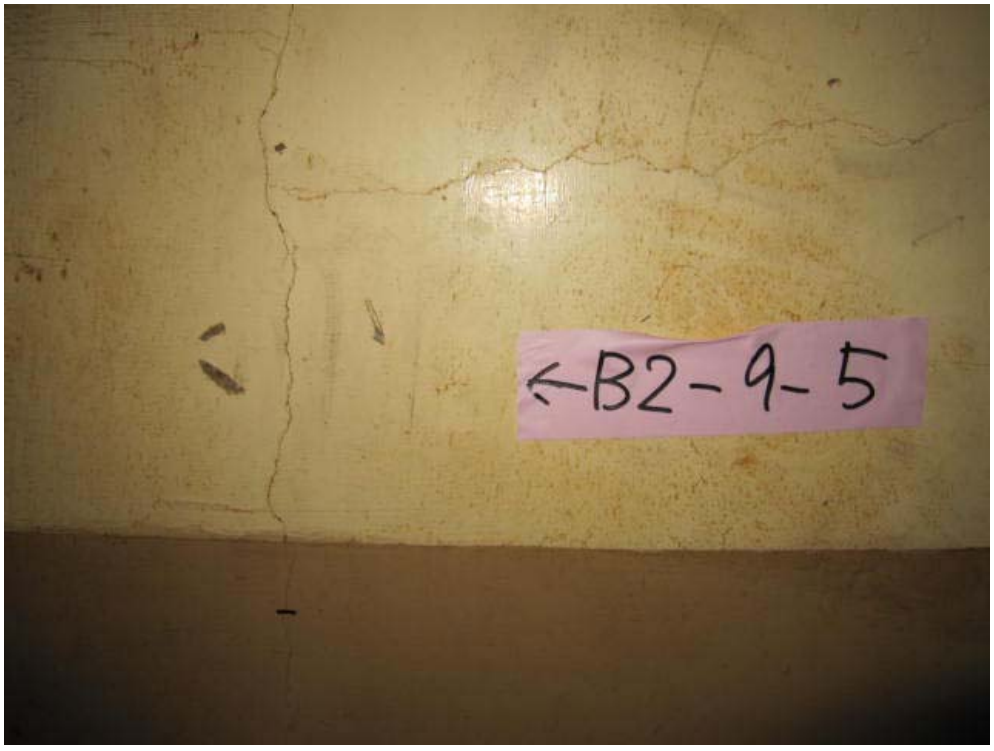
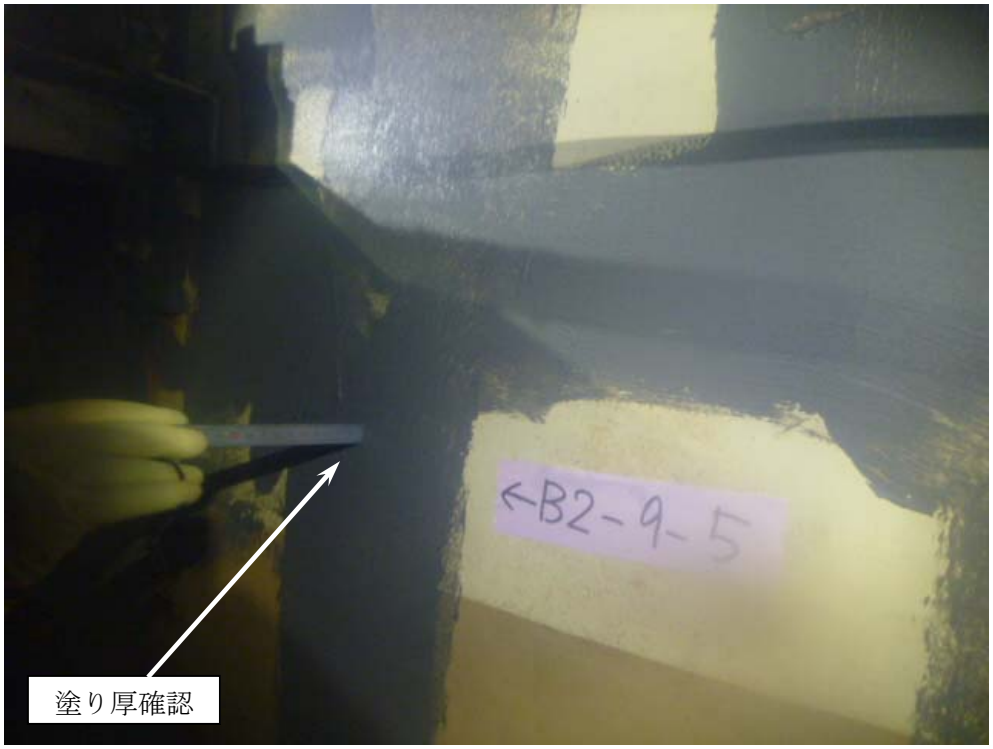



図４　地下１階展開図　北壁，南壁

7 幅 0.3㎜ 以上のひび割れ補修状況



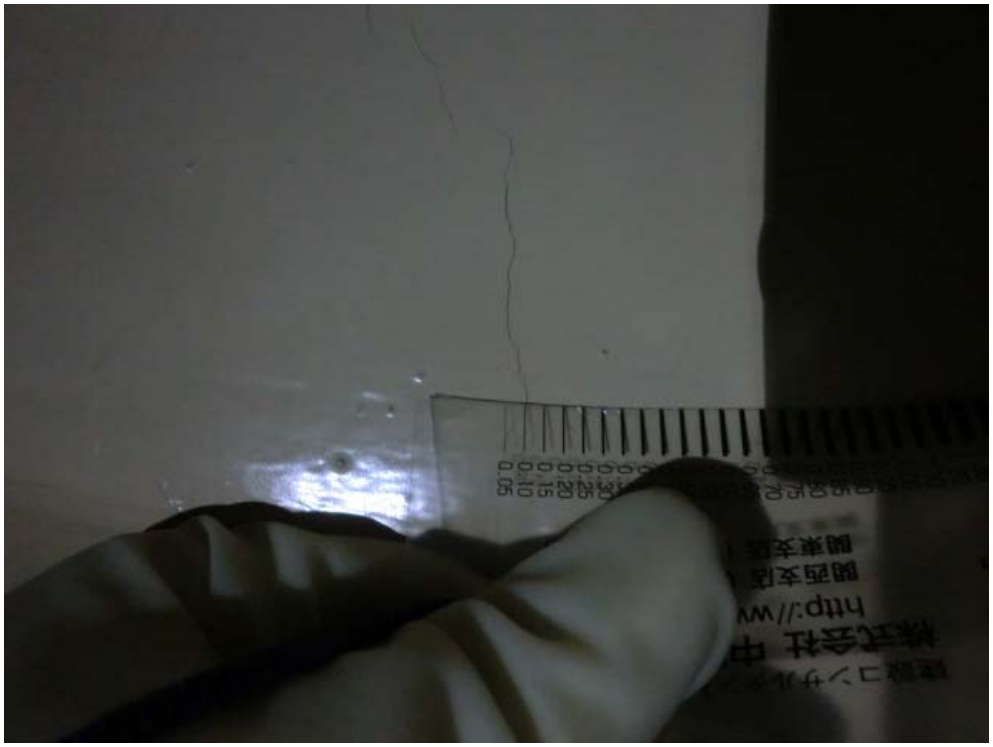

補修前




補修後

図５　幅 0.3㎜ 以上のひび割れ補修状況

8 幅 0.3㎜ 未満のひび割れ補修状況



補修前



補修後

図６　幅 0.3㎜ 未満のひび割れ補修状況

# プロセス主建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価

## 1 建屋外への放射性物質の移行

放射性廃液を建屋の地下に貯蔵した場合には，建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高い場合には圧力差による放射性廃液の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが，その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので，ここでは，その移行量を評価する。

## 2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

廃液を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には，周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので，内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では，１ｍｍ程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので，一定の水位差があれば，健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図１に示す。

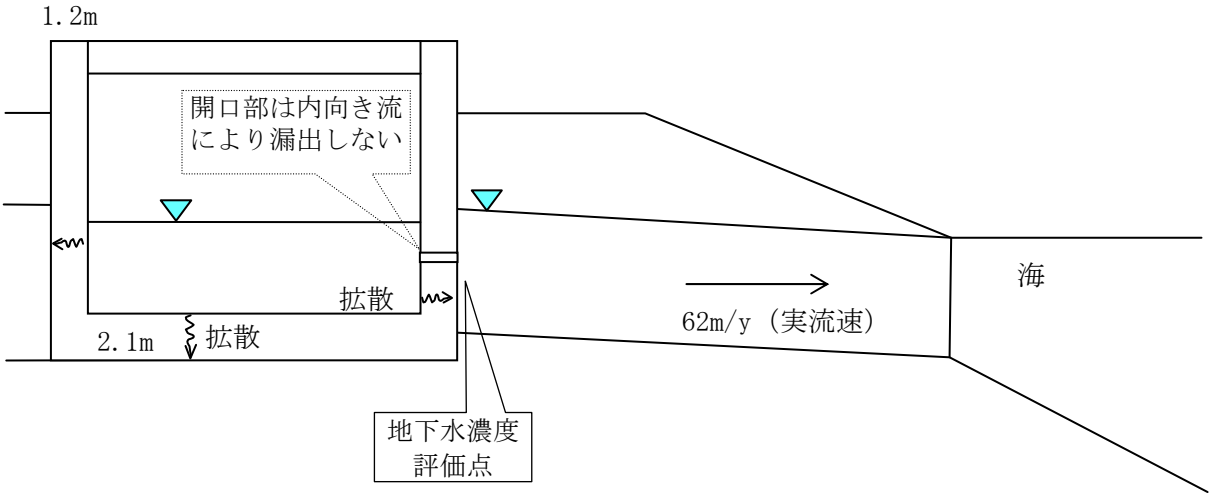



図１　建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図１の場合には，建屋からの放射性物質の漏出について，地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので，健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \bullet Dec \bullet \left.\frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z}\right|_{z=L} \quad \cdots\cdots (1)$$

$$\varepsilon c \bullet Rfc \bullet \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \bullet \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \bullet \varepsilon c \bullet Rfc \bullet Cc(z,t) \quad \cdots\cdots (2)$$

$$\begin{aligned} &Cc(0,t) = Cw = Cw0 \bullet e^{-\lambda \bullet t} \\ &Cc(L,t) = 0 \\ &Cc(z,0) = 0 \\ &Cc(0,t) = 0, \quad (t > Tc) \end{aligned} \quad \cdots\cdots (3)$$

$R$ ： 放射性物質の漏出量（Bq/s）
$Cw$ ： 廃液中の放射性物質の濃度（Bq/m$^3$）
$Cw0$ ： 廃液中の放射性物質の初期濃度（Bq/m$^3$）
$Sc$ ： 建屋コンクリートの底面積または側面積（m$^2$）
$Dec$ ： コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数（m$^2$/s）
$Cc(z, t)$： コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度（Bq/m$^3$）
・ ： 崩壊定数（1/s）
$L$ ： コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ（m）
$Rfc$ ： 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数（-）$=1+\frac{1-\varepsilon c}{\varepsilon c} \bullet \rho c \bullet Kdc$
・$c$ ： コンクリートの間隙率（-）
・$c$ ： コンクリートの粒子密度（kg/m$^3$）
$Kdc$ ： コンクリートの分配係数（m$^3$/kg）
$Tc$ ： 廃液貯蔵終了時間（s）

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表１に示す。

表１　評価に用いたパラメータ一覧

| パラメータ | 設定値 | 備考 |
|---|---|---|
| 廃液中の放射性物質の濃度（Bq/m$^3$） | I-131 ： 1.3E+13<br>Cs-134 ： 3.1E+12<br>Cs-137 ： 3.0E+12 | 2011/3/27 採水 _2 号機ﾀｰﾋﾞﾝ建屋滞留水の分析結果に基づく |
| 建屋コンクリートの内面積（m$^2$） | 底面積 ： 5834.24<br>側面積: 1751.04 | 底面積 ： 84.8W×68.8L<br>側面積：84.8W, 68.8L, 5.7H の 4 側面 |
| コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数（m$^2$/s） | 1E-11 | 土木学会技術資料より |
| コンクリートの間隙率（-） | 0.2 | |
| コンクリートの粒子密度（kg/m$^3$） | 2700 | 単位体積重量 2.15 t/m$^3$と間隙率 0.2 より, 2.15/0.8=2.7（t/m$^3$） |
| コンクリートの分配係数（m$^3$/kg） | I ： 0<br>Cs ： 0.001 | JAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまるめた。 |
| コンクリート健全部のダルシー流速（m/s） | 0 | 健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。 |

| パラメータ | 設定値 | 備考 |
|---|---|---|
| 開口部面積（$m^2$） | 実質 0 | 逆向き流れになるので，拡散に寄与しない。 |
| 建屋からの漏出継続期間（y） | 0.25～10<br>継続 | 3 ヶ月から 10 年の範囲で検討 |
| 帯水層のダルシー流速（m/y） | 25.42 | 実流速 62 m/y(2E-5m/s×0.04／0.41)<br>ダルシー流速 = 実流速×0.41 |
| 帯水層の厚さ（m） | 7 | 底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定 |

4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図２及び図３に示す。継続期間を３ヶ月～１０年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では，１００年以内に建屋を解体撤去することにより，建屋外への移行は，環境試料の放射能濃度分析におけるCs-137の検出限界である$8\times10^{-6}$ Bq/$cm^3$を下回る値となる。

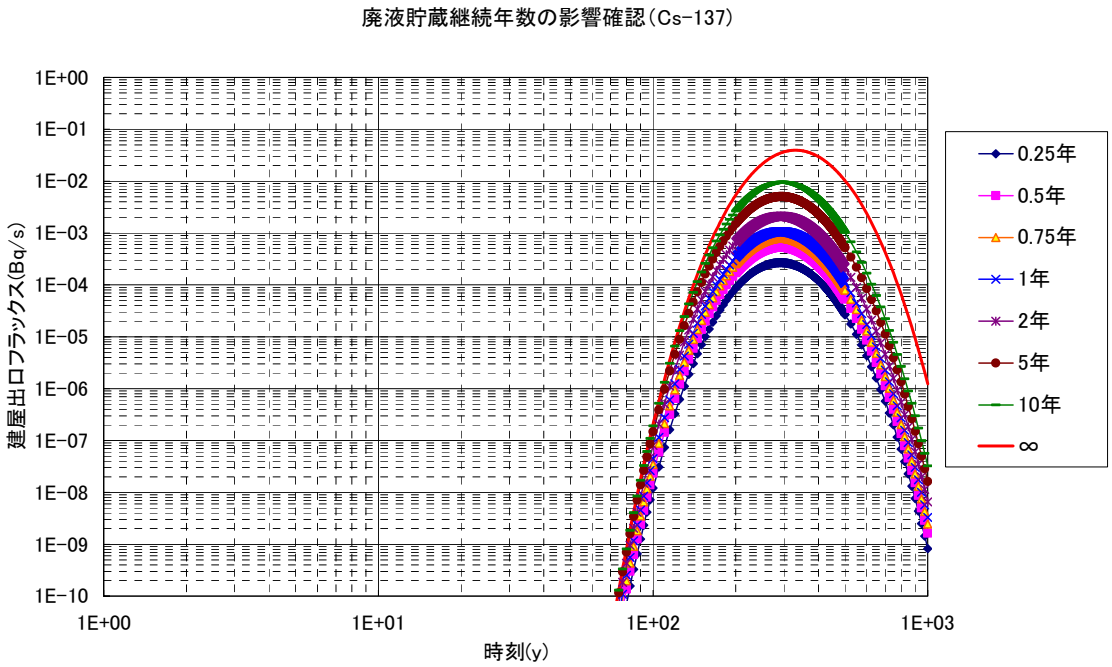
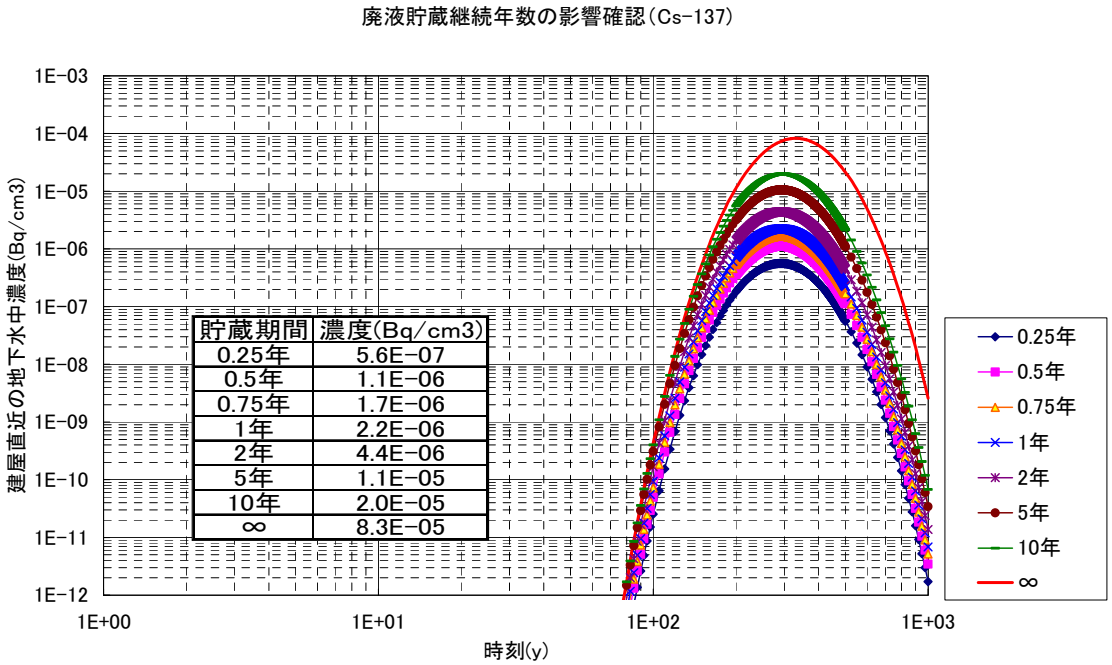


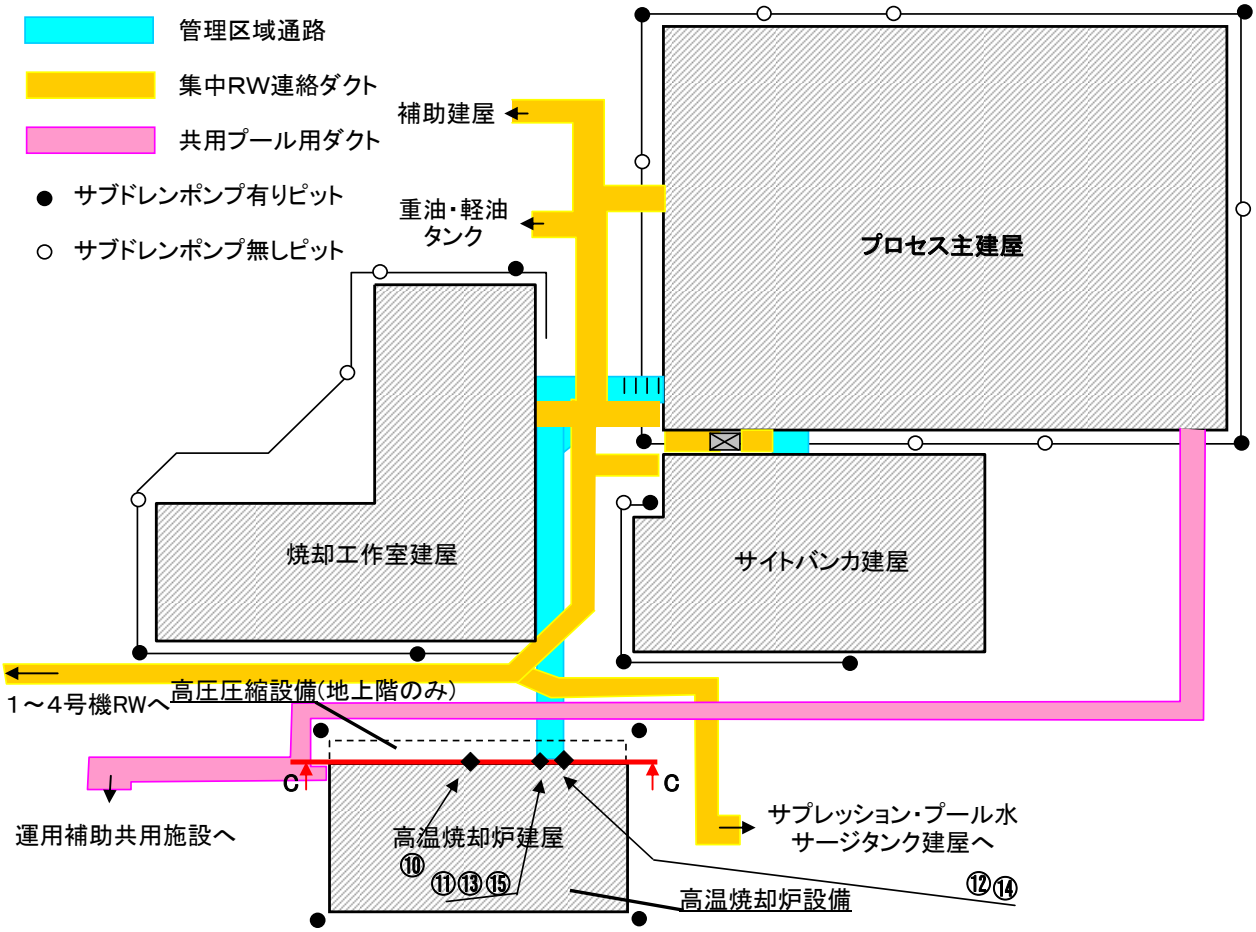

図２　建屋からの流出フラックス
（プロセス主建屋　側壁　１．２ｍ）

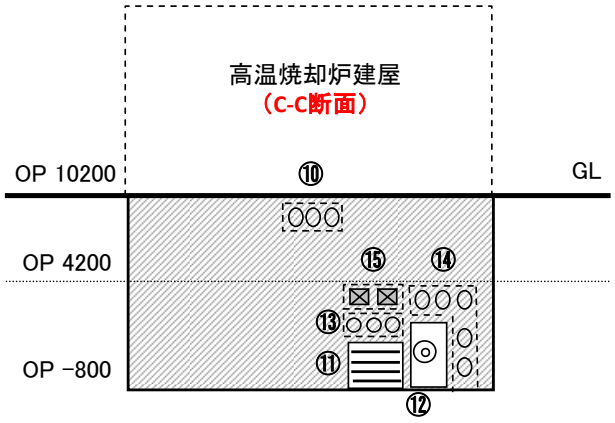



| 貯蔵期間 | 濃度(Bq/cm3) |
|---|---|
| 0.25年 | 5.6E-07 |
| 0.5年 | 1.1E-06 |
| 0.75年 | 1.7E-06 |
| 1年 | 2.2E-06 |
| 2年 | 4.4E-06 |
| 5年 | 1.1E-05 |
| 10年 | 2.0E-05 |
| ∞ | 8.3E-05 |

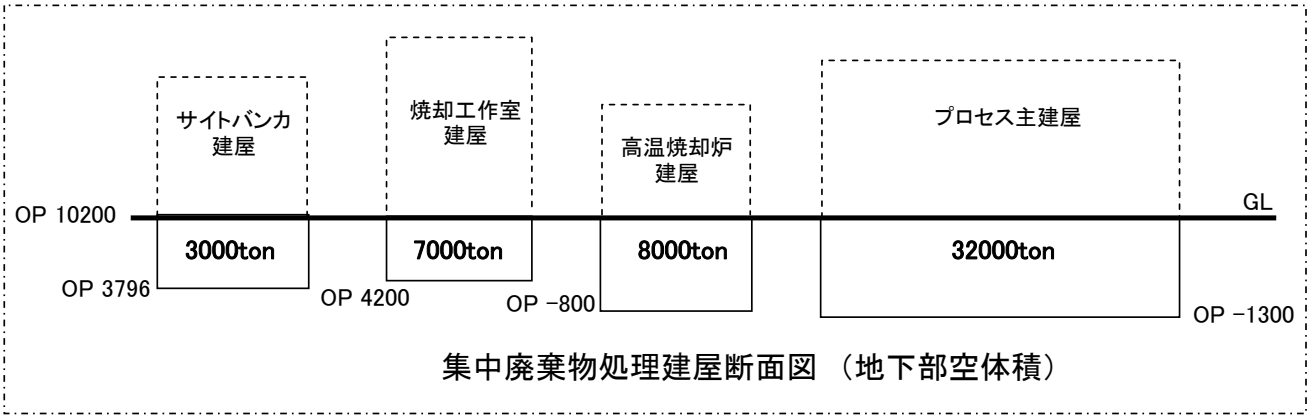
図３　建屋直近の放射性物質の濃度
（プロセス主建屋　側壁　１．２ｍ）

# 高温焼却炉建屋の貫通部の止水措置




高温焼却炉建屋位置関係図




集中廃棄物処理建屋断面図 （地下部空体積）

# 高温焼却炉建屋の健全性　ひび割れ等の漏えい対策

## 1 はじめに

高温焼却炉建屋の地下躯体部分の水密性を確保する観点から，ひび割れ点検を行うとともに，ひび割れ箇所の補修を行った。

## 2 現場確認方法

高温焼却炉建屋のひび割れ点検は，地下外壁を対象とし，日常点検における記録を基に地震後に新たに生じたと考えられるひび割れについて目視点検を行った。

## 3 点検結果及び評価

点検では，新たに地震により生じたひび割れは確認されなかった。今回の地震前から存在していたと思われるひび割れは確認されたが，縦方向のひび割れであることから，経年によるコンクリートの乾燥収縮によって生じたひび割れと判断した。

また，その他のひび割れについても，ひび割れ部分にはエフロレッセンス（白華現象）等の変化が見られないことから，通常時には漏水等の問題はなかったものと考えられる。

また，高温焼却炉建屋は，不透水層である富岡層（泥岩）に基礎マットが設置されていること，地下外壁面周囲にアスファルト防水が施工されていることから，止水性は確保されているものと考えられるが，地下外壁のひび割れ部の補修を行い，水密性を高めるものとする。

## 4 ひび割れ補修

### 4.1 補修範囲

ひび割れの補修は，高温焼却炉建屋の日常点検により記録されたひび割れのほか，目視で確認できる全てのひび割れについて実施した。高温焼却炉建屋のひび割れの補修本数を表-1 に示す。

表-1　ひび割れ補修本数

| | 部　位 | 実施本数<br>(0.3㎜ 以上のひび割れ) |
|---|---|---|
| 高温焼却炉建屋 | 地下１階 | 42 |
| | 地下２階 | 48 |

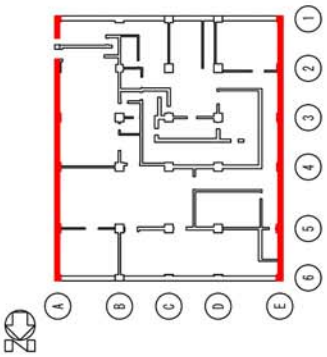
### 4.2 補修方法

- 目視で確認できるひび割れを全て補修する。
- 使用材料：ポリマーセメント系塗膜防水材

5 まとめ

対象となるひび割れについて全て補修を実施し，当社は適切に補修されたことを確認した。

6 ひび割れ調査図（壁展開図・ひび割れ幅 0.3mm 以上のものを記録）



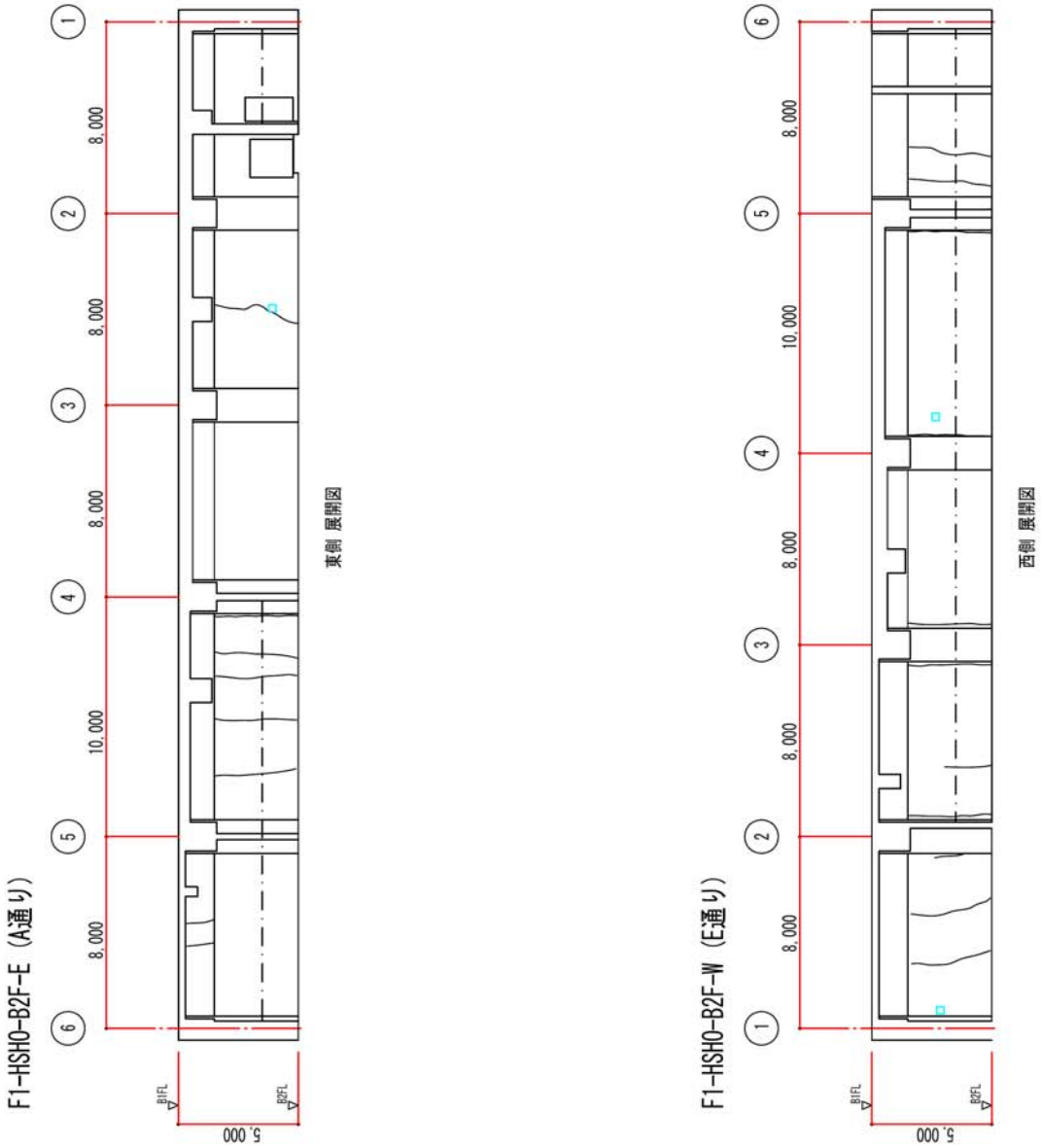
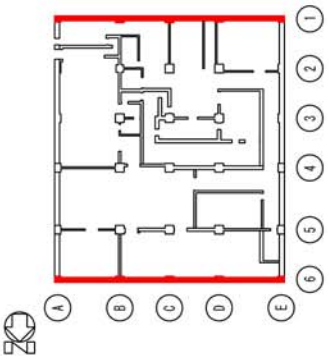
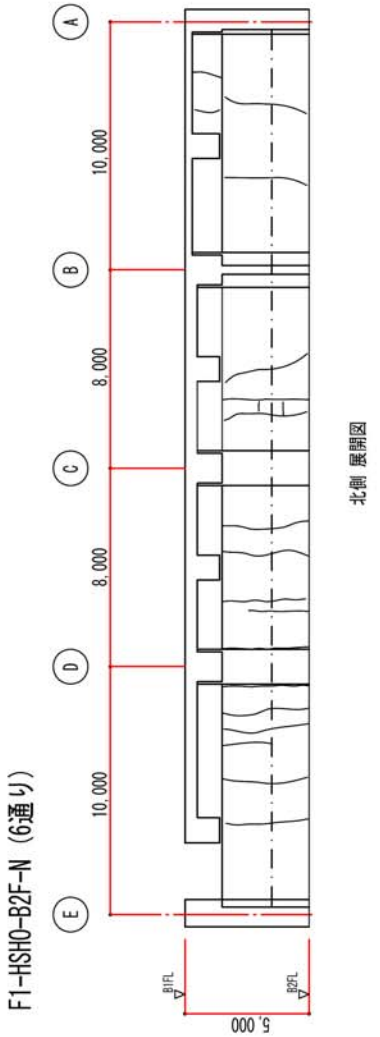




図１　地下２階展開図　東壁，西壁





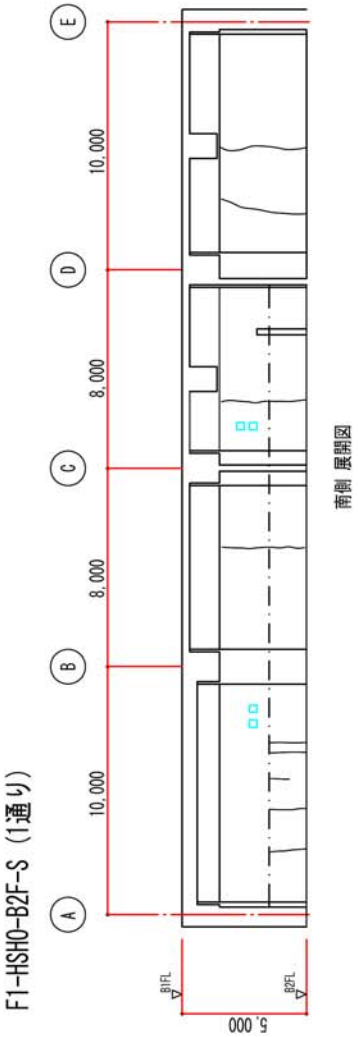




図２　地下２階展開図　北壁，南壁

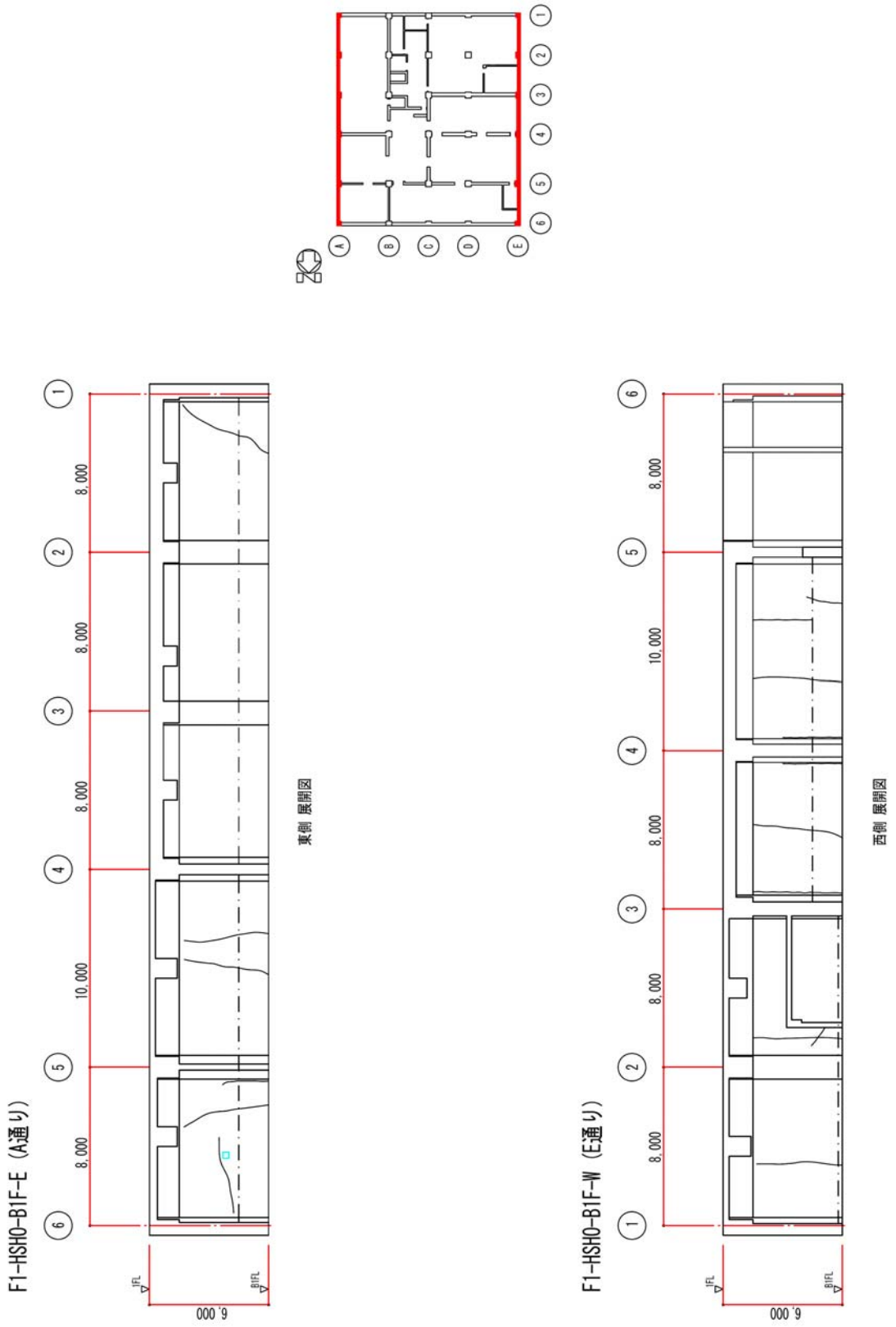



図３　地下１階展開図　東壁，西壁

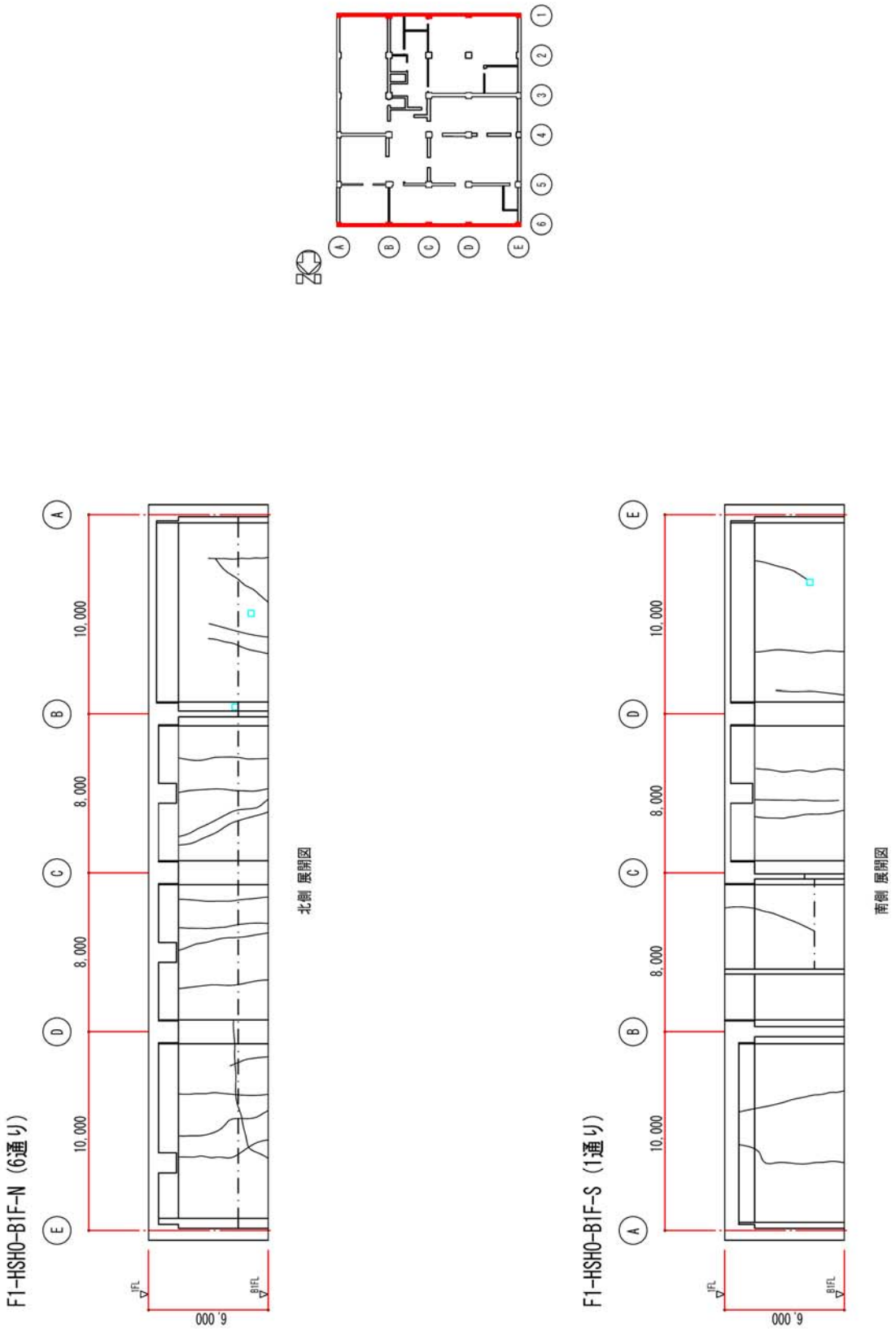
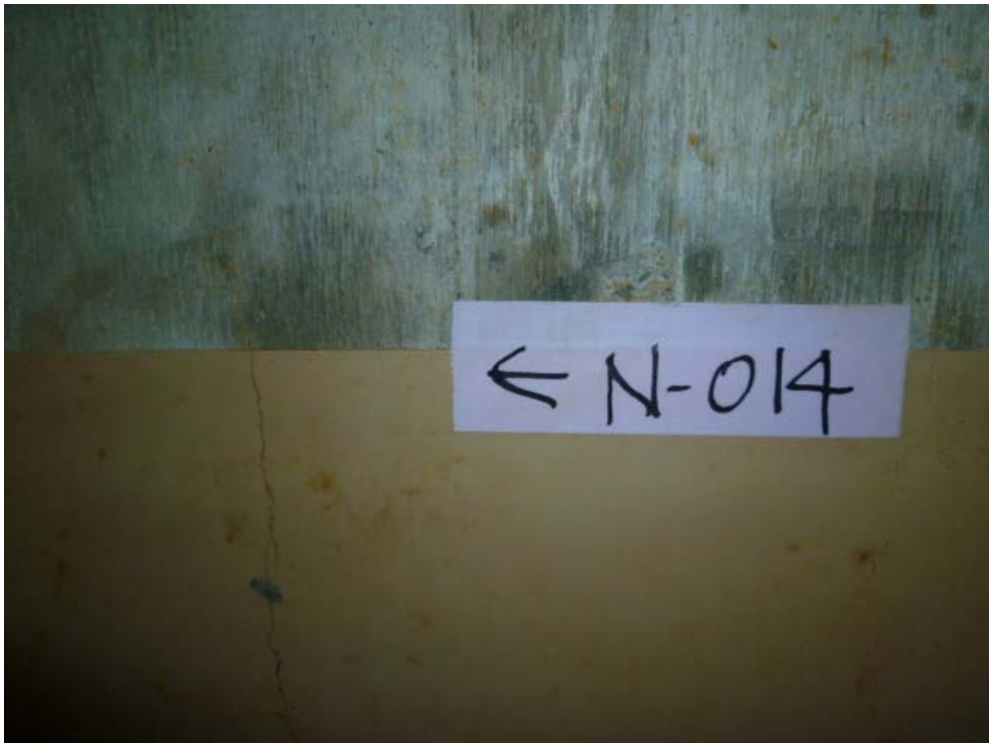
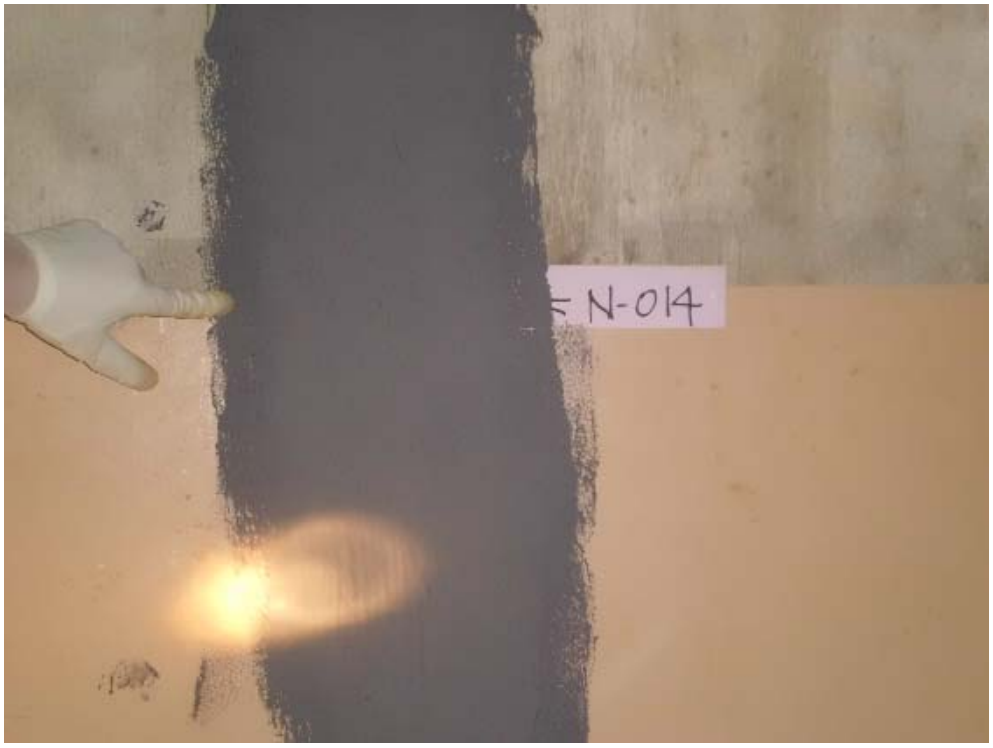



図４　地下１階展開図　北壁，南壁

7 ひび割れ補修状況（幅 0.3㎜ 以上のひび割れ）




補修前




補修後

図５　ひび割れ補修状況（幅 0.3㎜ 以上のひび割れ）

# 高温焼却炉建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価

## 1 屋外への放射性物質の移行

放射性廃液を建屋の地下に貯蔵した場合には，建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高い場合には圧力差による放射性廃液の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが，その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので，ここでは，その移行量を評価する。

## 2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

廃液を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には，周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので，内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では，１ｍｍ程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので，一定の水位差があれば，健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図１に示す。

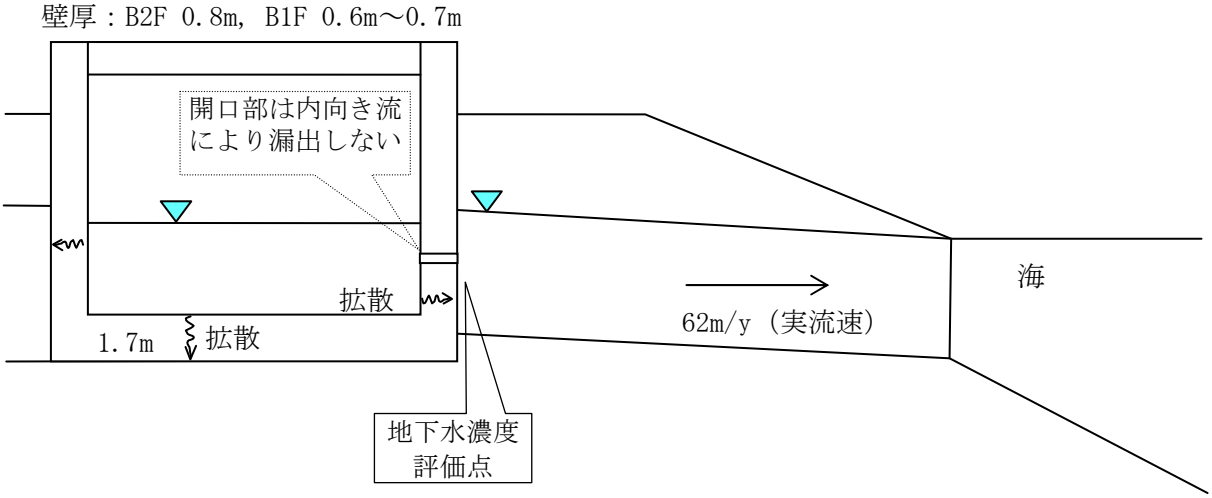



図１　建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図１の場合には，建屋からの放射性物質の漏出について，地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので，健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \bullet Dec \bullet \left.\frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z}\right|_{z=L} \quad \cdots\cdots (1)$$

$$\varepsilon c \bullet Rfc \bullet \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \bullet \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \bullet \varepsilon c \bullet Rfc \bullet Cc(z,t) \quad \cdots\cdots (2)$$

$$\begin{aligned} &Cc(0,t) = Cw = Cw0 \bullet e^{-\lambda \bullet t} \\ &Cc(L,t) = 0 \\ &Cc(z,0) = 0 \\ &Cc(0,t) = 0, \quad (t > Tc) \end{aligned} \quad \cdots\cdots (3)$$

$R$ ： 放射性物質の漏出量（Bq/s）
$Cw$ ： 廃液中の放射性物質の濃度（Bq/m$^3$）
$Cw0$ ： 廃液中の放射性物質の初期濃度（Bq/m$^3$）
$Sc$ ： 建屋コンクリートの底面積または側面積（m$^2$）
$Dec$ ： コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数（m$^2$/s）
$Cc(z, t)$： コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度（Bq/m$^3$）
・ ： 崩壊定数（1/s）
$L$ ： コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ（m）
$Rfc$ ： 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数（-）$=1+\frac{1-\varepsilon c}{\varepsilon c} \bullet \rho c \bullet Kdc$
・$c$ ： コンクリートの間隙率（-）
・$c$ ： コンクリートの粒子密度（kg/m$^3$）
$Kdc$ ： コンクリートの分配係数（m$^3$/kg）
$Tc$ ： 廃液貯蔵終了時間（s）

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表１に示す。

表１　評価に用いたパラメータ一覧

| パラメータ | 設定値 | 備考 |
|---|---|---|
| 廃液中の放射性物質の濃度（Bq/m$^3$） | I-131 ： 1.3E+13<br>Cs-134 ： 3.1E+12<br>Cs-137 ： 3.0E+12 | 2011/3/27 採水 _2 号機ﾀｰﾋﾞﾝ建屋滞留水の分析結果に基づく |
| 建屋コンクリートの内面積（m$^2$） | 底面積 ： 1465.56<br>側面積:<br>B2F(壁厚 0.8m)　768.0<br>B1F(壁厚 0.6m) 414.96<br>B1F(壁厚 0.7m) 174.42 | 底面積 ： 41.4W×35.4L<br>側面積：<br>B2F 41.4W, 35.4L, 5.0H の 4 側面<br>B1F(壁厚 0.6m) 壁厚 0.6m, 0.65m 部分の長さ 109.2×3.8H<br>B1F(壁厚 0.7m) 壁厚 0.7m 部分の長さ 45.9×3.8H |
| コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数（m$^2$/s） | 1E-11 | 土木学会技術資料より |
| コンクリートの間隙率（-） | 0.2 | |
| コンクリートの粒子密度（kg/m$^3$） | 2700 | 単位体積重量 2.15 t/m$^3$と間隙率 0.2 より，2.15/0.8=2.7（t/m$^3$） |

| パラメータ | 設定値 | 備考 |
|---|---|---|
| コンクリートの分配係数 ($m^3/kg$) | I ： 0<br>Cs ： 0.001 | JAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまるめた。 |
| コンクリート健全部のダルシー流速 (m/s) | 0 | 健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。 |
| 開口部面積 ($m^2$) | 実質 0 | 逆向き流れになるので，拡散に寄与しない。 |
| 建屋からの漏出継続期間 (y) | 0.25～10<br>継続 | 3 ヶ月から 10 年の範囲で検討 |
| 帯水層のダルシー流速 (m/y) | 25.42 | 実流速 62 m/y(2E-5m/s×0.04／0.41)<br>ダルシー流速 = 実流速×0.41 |
| 帯水層の厚さ (m) | 7 | 底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定 |

4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図２及び図３に示す。継続期間を３ヶ月～１０年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では，３０年以内に建屋を解体撤去することにより，建屋外への移行は，環境試料の放射能濃度分析におけるCs-137の検出限界である$8\times10^{-6}$ Bq/$cm^3$を下回る値となる。

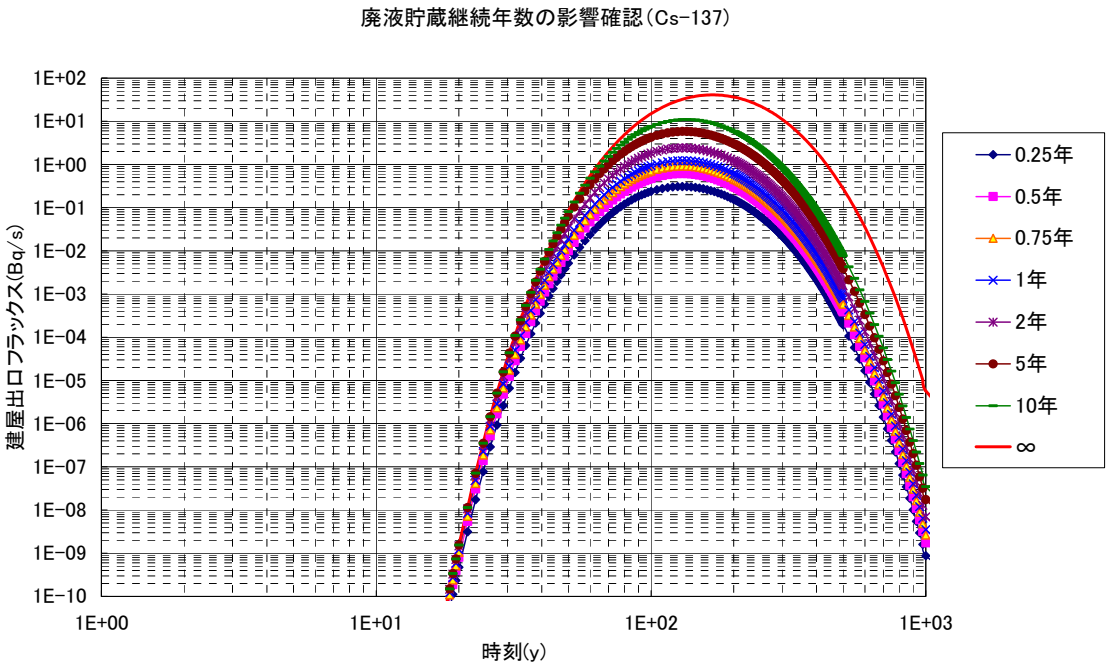
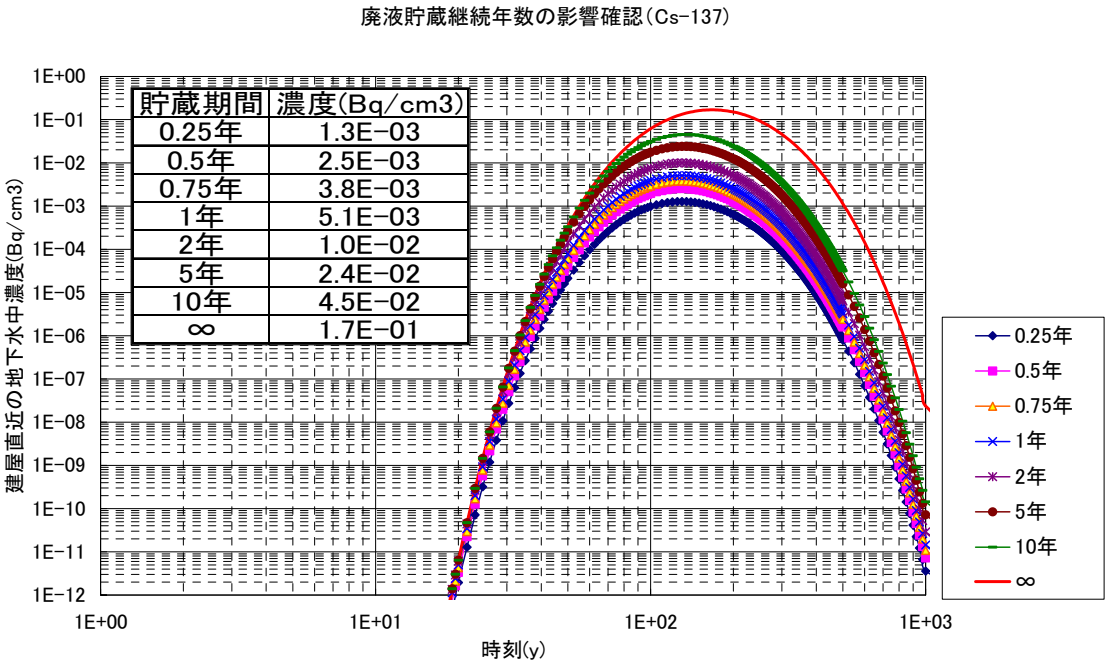



図２　建屋からの流出フラックス
（高温焼却炉建屋）




| 貯蔵期間 | 濃度(Bq/cm3) |
|---|---|
| 0.25年 | 1.3E-03 |
| 0.5年 | 2.5E-03 |
| 0.75年 | 3.8E-03 |
| 1年 | 5.1E-03 |
| 2年 | 1.0E-02 |
| 5年 | 2.4E-02 |
| 10年 | 4.5E-02 |
| ∞ | 1.7E-01 |

図３　建屋直近の放射性物質の濃度
（高温焼却炉建屋）

# １～４号機の各建屋外への放射性物質移行量の評価

## 1 建屋外への放射性物質の移行

高レベル放射性汚染水（以下，「滞留水」という。）が建屋の地下に滞留した場合，建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高くなったときに圧力差による滞留水の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが，その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので，ここでは，その移行量を評価する。

## 2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

滞留水を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には，周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので，内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では，１ｍｍ程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので，一定の水位差があれば，健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図１に示す。

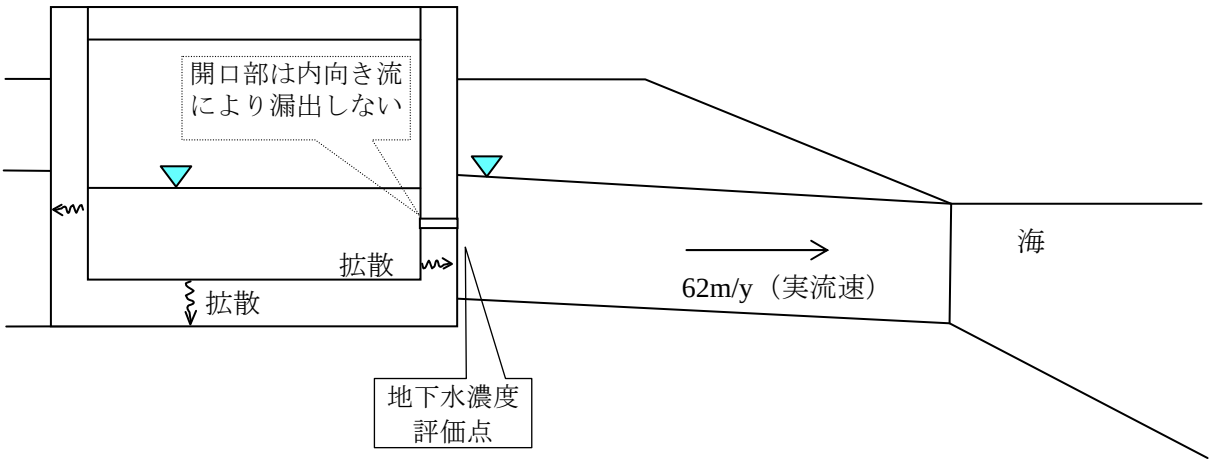



図１　建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図１の場合には，建屋からの放射性物質の漏出について，地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので，健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \bullet Dec \bullet \left.\frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z}\right|_{z=L} \quad \cdots\cdots(1)$$

$$\varepsilon c \bullet Rfc \bullet \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \bullet \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \bullet \varepsilon c \bullet Rfc \bullet Cc(z,t) \quad \cdots\cdots(2)$$

$$\begin{aligned} &Cc(0,t) = Cw = Cw0 \bullet e^{-\lambda \bullet t} \\ &Cc(L,t) = 0 \\ &Cc(z,0) = 0 \\ &Cc(0,t) = 0, \quad (t > Tc) \end{aligned} \quad \cdots\cdots(3)$$

| | | |
|---|---|---|
| $R$ | ： | 放射性物質の漏出量 (Bq/s) |
| $Cw$ | ： | 滞留水中の放射性物質の濃度 (Bq/m$^3$) |
| $Cw0$ | ： | 滞留水中の放射性物質の初期濃度 (Bq/m$^3$) |
| $Sc$ | ： | 建屋コンクリートの底面積または側面積 (m$^2$) |
| $Dec$ | ： | コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m$^2$/s) |
| $Cc(z,t)$ | ： | コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度 (Bq/m$^3$) |
| $\lambda$ | ： | 崩壊定数 (1/s) |
| $L$ | ： | コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ (m) |
| $Rfc$ | ： | 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数 (-) $=1+\frac{1-\varepsilon c}{\varepsilon c} \bullet \rho c \bullet Kdc$ |
| $\varepsilon c$ | ： | コンクリートの間隙率 (-) |
| $\rho c$ | ： | コンクリートの粒子密度 (kg/m$^3$) |
| $Kdc$ | ： | コンクリートの分配係数 (m$^3$/kg) |
| $Tc$ | ： | 滞留水貯蔵終了時間 (s) |

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表１に示す。

表１　評価に用いたパラメータ一覧

| パラメータ | 設定値 | 備考 |
|---|---|---|
| 滞留水中の放射性物質の濃度 (Bq/m$^3$) | Cs-137 : 1.5E+12 | 2011/7/17 採水_２号機ﾀｰﾋﾞﾝ建屋滞留水の分析結果に基づく |
| 建屋コンクリートの内面積 (m$^2$) | － | 表２（滞留水に接する表面積）参照 |
| コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m$^2$/s) | 1E-11 | 土木学会技術資料より |
| コンクリートの間隙率 (-) | 0.2 | |
| コンクリートの粒子密度 (kg/m$^3$) | 2700 | 単位体積重量 2.15 t/m$^3$と間隙率 0.2 より，2.15/0.8=2.7 (t/m$^3$) |
| コンクリートの分配係数 (m$^3$/kg) | I : 0<br>Cs : 0.001 | JAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまるめた。 |
| コンクリート健全部のダルシー流速 (m/s) | 0 | 健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。 |

| パラメータ | 設定値 | 備考 |
|---|---|---|
| 開口部面積 ($m^2$) | 実質 0 | 逆向き流れになるので，拡散に寄与しない。 |
| 建屋からの漏出継続期間 (y) | 0.25～10<br>継続 | 3 ヶ月から 10 年，継続の範囲で検討 |
| 帯水層のダルシー流速 (m/y) | 25.42 | 実流速 62m/y（2E-5m/s×0.04／0.41)<br>ダルシー流速 = 実流速×0.41 |
| 帯水層の厚さ (m) | 7 | 底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定 |

4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図２及び表２に示す。継続期間を 3 ヶ月～10 年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では，今後３年間程度に１～４号機の各建屋のコンクリート壁中から放射性物質が拡散により建屋外への漏えいする可能性は低いと考える。

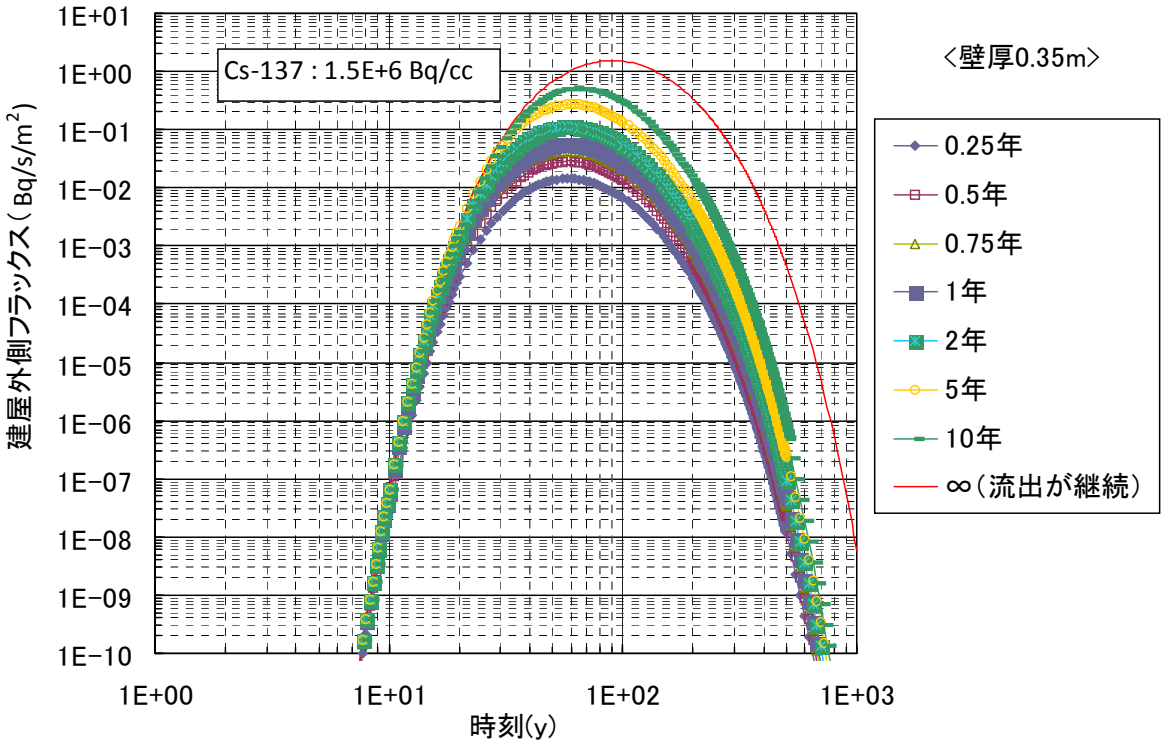



図２（１）　建屋からの流出フラックス
（側壁 0.35m）

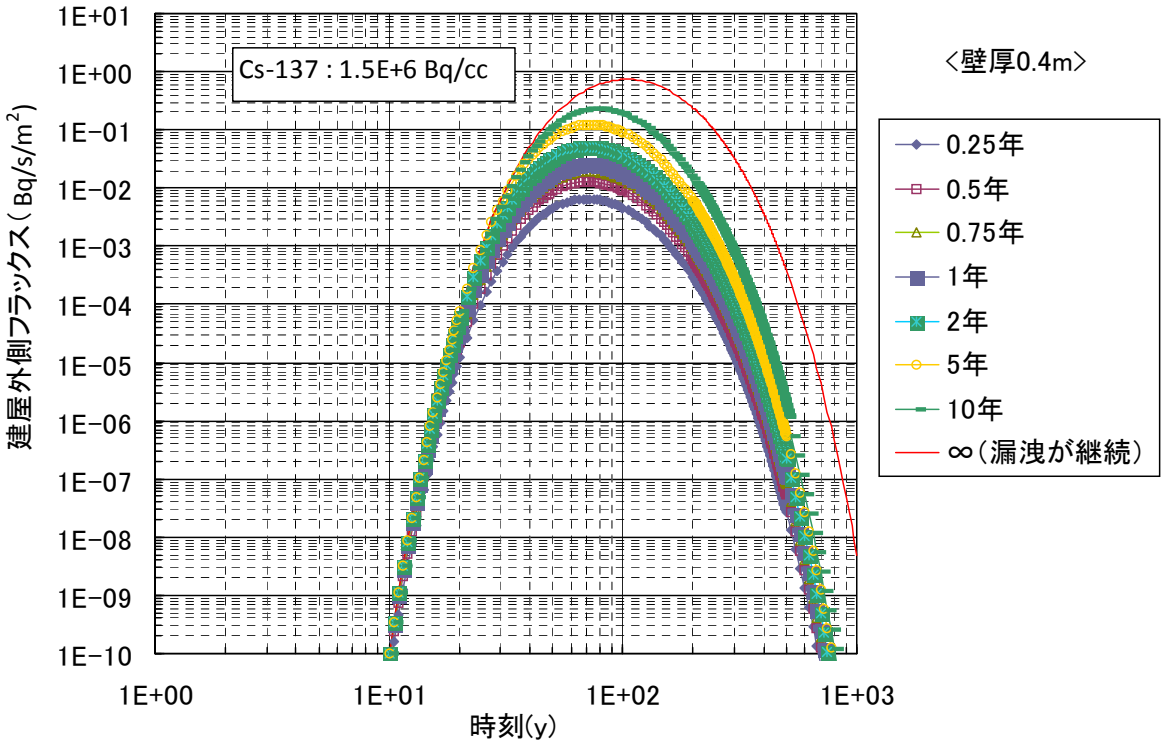



図２（２）　建屋からの流出フラックス
（側壁 0.4m）

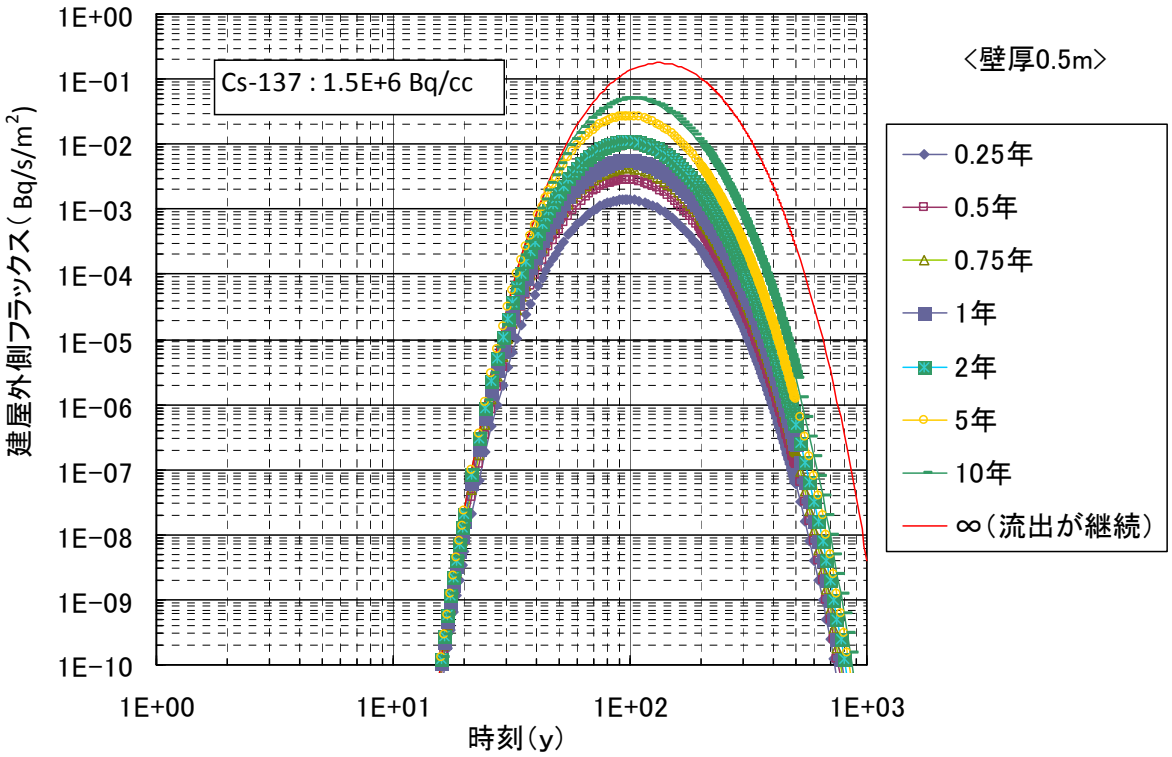



図２（３）　建屋からの流出フラックス
（側壁 0.5m）

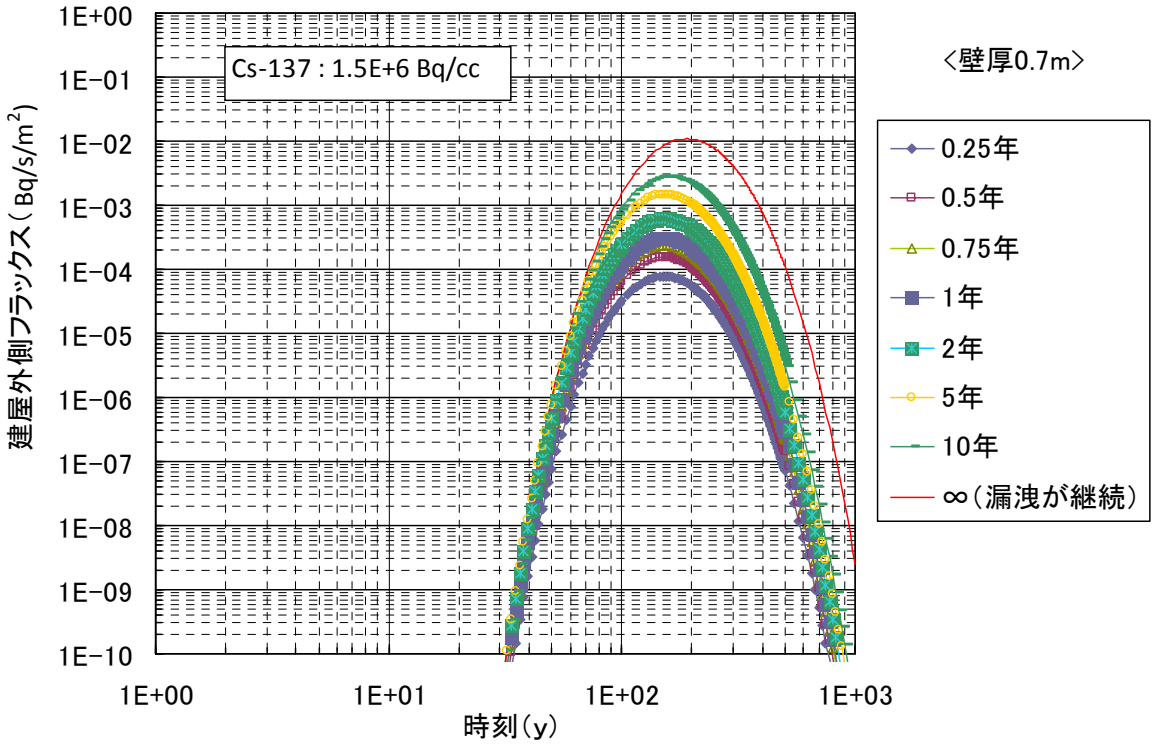



図２（４）　建屋からの流出フラックス
（側壁 0.7m）

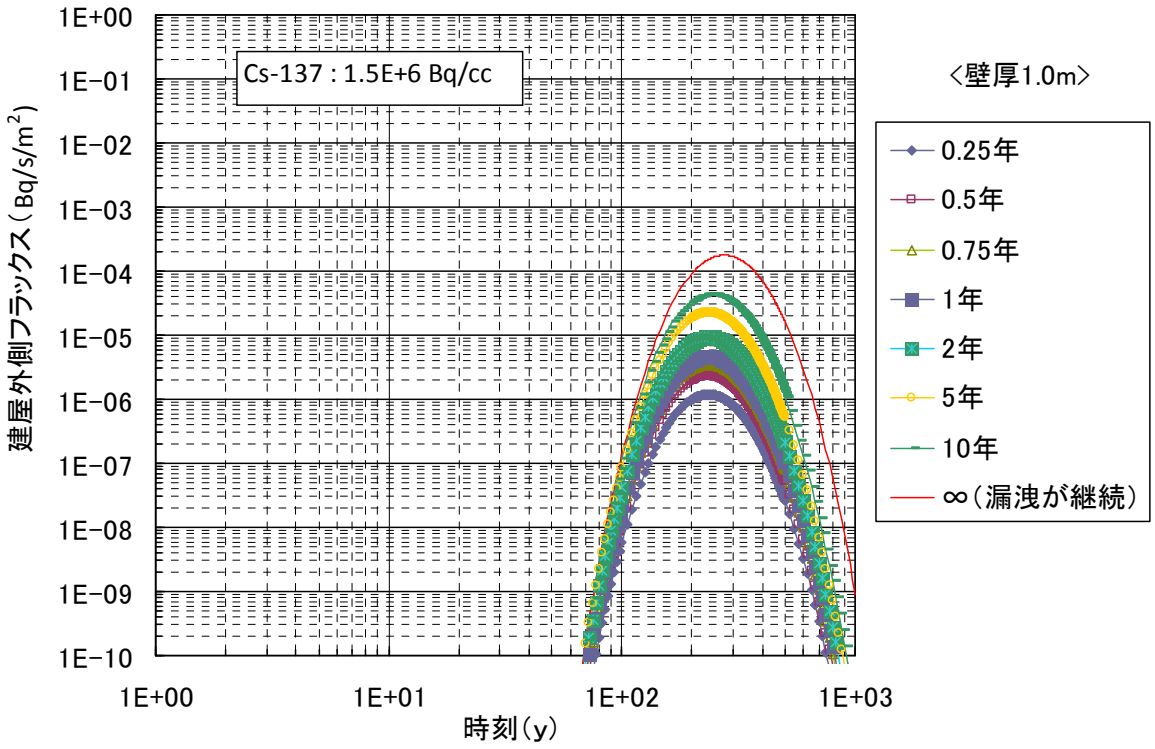



図２（５）　建屋からの流出フラックス
（側壁 1.0m）

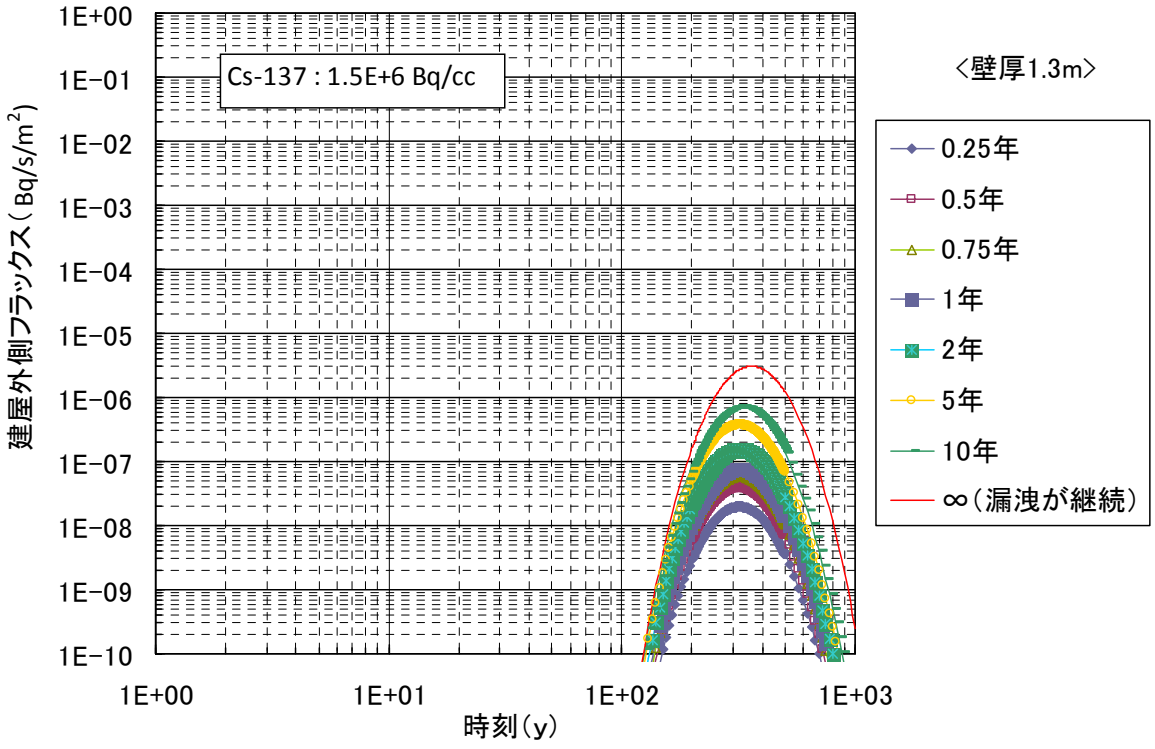



図２（６）　建屋からの流出フラックス
（側壁 1.3m）

表２　建屋外への放射性物質移行量の評価

| 1号炉 | 壁厚(m) | 滞留水に接する表面積($m^2$) | 建屋の南北長(m) | 8E-6Bq/$cm^3$となる経過年 |
|---|---|---|---|---|
| R/B | 1.3 | 3040 | 42 | 200 |
| T/B | 0.5 | 6250 | 97 | 20 |
| RW/B | 0.5 | 1080 | 22 | 20 |

| 2号炉 | 壁厚(m) | 滞留水に接する表面積($m^2$) | 建屋の南北長(m) | 8E-6Bq/$cm^3$となる経過年 |
|---|---|---|---|---|
| R/B | 1.5 | 3760 | 47 | 200*1 |
| T/B | 0.55 | 8530 | 105 | 20*2 |
| RW/B | 0.7 | 1510 | 23 | 40 |

| 3号炉 | 壁厚(m) | 滞留水に接する表面積($m^2$) | 建屋の南北長(m) | 8E-6Bq/$cm^3$となる経過年 |
|---|---|---|---|---|
| R/B | 1.5 | 3840 | 47 | 200*1 |
| T/B | 0.7 | 9800 | 128 | 40 |
| RW/B | 0.7 | 2050 | 23 | 40 |

| 4号炉 | 壁厚(m) | 滞留水に接する表面積($m^2$) | 建屋の南北長(m) | 8E-6Bq/$cm^3$となる経過年 |
|---|---|---|---|---|
| R/B | 1.5 | 3840 | 47 | 200*1 |
| T/B | 0.5 | 8410 | 106 | 20*1 |
| RW/B | 0.7 | 2760 | 36 | 40 |

| | 壁厚(m) | 滞留水に接する表面積($m^2$) | トレンチの南北長(m) | 8E-6Bq/$cm^3$となる経過年 |
|---|---|---|---|---|
| 2号炉トレンチ | 0.4 | 1380 | 7 | 13 |
| 3号炉トレンチ | 0.4 | 1180 | 6 | 13 |
| 4号炉トレンチ | 0.35 | 1090 | 5 | 10 |

*1：壁厚1.3mで評価
*2：壁厚0.5mで評価

# 建屋等内に滞留する滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減にかかる方針

## 1 現状及び中期的見通し

現状，１～４号機の滞留水については，建屋内水位を地下水水位よりも低く管理し滞留水の系外流出を防止している。

滞留水の増加抑制及び拡散リスク低減を図るためには，今後，地下水位を管理し地下水の流入を抑制し滞留水の水位を下げタービン建屋，原子炉建屋，廃棄物処理建屋内にある滞留水を処理する必要がある。このため，地下水バイパス，トレンチ止水等の方策を検討する。

## 2 基本的対応方針及び中期的計画

滞留水の水位を維持するとともに，下記の基本的考え方に基づき，処理を継続していく。将来的には，水位低下に必要となる技術，工法の研究開発を進め，滞留水の減少を図っていく。

滞留水処理の基本的考え方

- 現行水処理設備について，引き続き一部機器の設備改善などを行い，更なる信頼性向上を図るとともに，運転継続・延命化を行い，安定運転を維持する。
- タービン建屋等の滞留水の水位が建屋周囲に設けられたサブドレン水位を上回らないように管理しつつ，サブドレン水位を低下させ，地下水流入量の抑制を図る。
- 今後実施する研究開発成果に基づき滞留水量を減少させていくとともに，これに応じた循環ラインの段階的な縮小化等を検討していく。

中期的には，現行水処理設備の信頼性向上による運転継続，サブドレン水位の低下方法の検討・水位低下を進める。

今後の検討と対策

(1) 建屋等からの漏えい防止

１～４号機建屋内に滞留している高濃度放射性汚染水については，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋に移送し，さらに，汚染水処理設備により放射性核種のセシウム及び塩分を除去して淡水を生成し，原子炉への注水に再使用している（循環注水冷却）。ただし，１～４号機の建屋内には地下水が流入しているため，高濃度放射性汚染水が系外に放出しないよう適切に建屋内水位を管理する必要がある。

建屋内の水位については，引き続き管理を継続していく。また，万一，水位がＯＰ．４０００ に到達するようなことになれば，高濃度放射性汚染水を高濃度滞留水

受タンク等に移送する措置を施す。さらに，滞留水の地下水への流出を防止するため，建屋内の水位をサブドレン水位より低く管理している。

万一，建屋内の水位がサブドレン水位より高くなった場合は，サブドレン水の放射能濃度を確認し，建屋内からサブドレンへの滞留水の流出の有無を確認する。また，当該建屋からプロセス主建屋，高温焼却炉建屋，高濃度滞留水受タンク等へ滞留水を移送することにより，当該建屋内の水位を早期に下げることとする。

今後，地下水の流入量を低減させるため，建屋山側の高台で地下水を揚水し，建屋周辺の地下水の水位を段階的に低下させる計画である（地下水バイパス）。

地下水バイパスの設備は，建屋山側で地下水を汲み上げる揚水井及びポンプ，汲み上げた地下水を一時的に貯留して水質を確認するタンク，地下水を移送するための配管等からなる。地下水バイパスの稼働にあたっては，段階的な稼働とモニタリングにより，水質及び地下水低下状況等を確認し，建屋内滞留水が建屋外に漏れ出さないように慎重な水位管理を実施していく。

(2) 止水・回収方法

①建屋に滞留する汚染水の止水・回収

汚染水の上流側に位置する原子炉建屋（格納容器下部を含む）を止水するためには，漏えい箇所を特定し，漏えい状況に応じた補修（止水）工法や装置を検討する必要があり，現在，漏えい箇所を調査・補修（止水）するための工法と遠隔操作装置を研究開発しているところである。今後，開発成果を活用して漏えい箇所の特定や漏えい状況の確認を行うとともに，補修（止水）工法や装置の開発成果をもって原子炉建屋（格納容器下部を含む）を補修（止水）する予定である。建屋内に滞留する汚染水については，水処理状況を踏まえつつ，原子炉建屋やタービン建屋等への地下水の流入を抑制するため建屋周辺の地下水位を低下させながら回収する。

地下水位を低下させるには，建屋周辺のサブドレン水を汲み上げる方法が有力であるが，一部のサブドレンピット内の水に僅かな汚染が確認されていることから，サブドレンピット内の溜まり水の浄化を行った後にサブドレン設備の復旧を順次実施する。

また，漏えい箇所の調査や止水のための工法・装置開発を進めつつ，建屋間の配管貫通部を対象とした止水工法・材料の検討も行っている。建屋間の配管貫通部からの漏水を模擬した大型試験装置を製作し，基礎試験で選定した止水材料を用いて止水試験を行い，効果を確認している。

なお，建屋内に滞留する汚染水を回収するまでの間，２，３号機立坑，プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の滞留水の水位を制限値以下に維持し，原子炉建屋及びタービン建屋等の滞留水の水位についても周辺のサブドレン水の水位以下に維持するとともにサブドレン水の放射性物質濃度を監視していく。

②トレンチ等に滞留する汚染水の止水・回収

建屋内と同レベルの高濃度の汚染水が滞留していると想定される２号機，３号機並

びに４号機海水配管トレンチ等については，タービン建屋内の汚染水の水位よりもトレンチの接続高さが低いことから，トレンチ内の汚染水を回収しても，継続的にタービン建屋から汚染水が流入するため，現時点では，汚染水の回収は困難である。

このため，タービン建屋内の汚染水が回収され，海水配管トレンチ等への汚染水の再流入が無い状態になってから，海水配管トレンチ等の汚染水を回収することとしていたが，系外への流出リスクの低減の観点から，海水配管トレンチ等の汚染水の回収をできるだけ早期に実施できるように，タービン建屋と海水配管トレンチの接続部における止水の可能性について検討を進めるとともに，水処理状況等を踏まえ，可能なトレンチ等から順次，止水・回収を実施する予定である。

なお，海水配管トレンチ等から海へ汚染水が流出しないように，ピットの閉塞等の措置は既に実施しており，２，３号機立坑，プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の滞留水の水位を制限値以下に維持し，原子炉建屋及びタービン建屋等の滞留水の水位についても周辺のサブドレン水の水位以下に維持するとともにサブドレン水の放射性物質濃度を監視していく。

# 汚染水処理対策委員会で議論された汚染水処理問題の抜本対策

## 1　陸側遮水壁の設置

【基本方針】

陸側遮水壁は，１号機～４号機の汚染水が滞留している建屋を囲い込むように，遮水性の高い壁を設置するものである。これにより，山側から建屋に向かう地下水の流れを遮断し，建屋周辺の地下水位を低下させることができ，建屋内への地下水の流入を抑制するものである。この陸側遮水壁を設置し，可能な限り早期の建設・運用を行う。また，地下水の流入抑制を効果的に行うために，地下水観測網の整備，遮水壁で囲い込む範囲の地下水位の管理等を実施するとともに，フェーシング（地面をアスファルト等で覆うことで，雨水の地下への浸透を防止するなど）等の検討を進める。汚染水処理対策委員会で，凍土方式による施工が適切と判断されていることを踏まえ，今後，概念設計等を進めていく中で，技術的な課題の解決状況を検証していく。

また，建屋周辺の地下水と建屋内の汚染水の水位のバランスを十分に制御することも重要な技術課題である。

【目標工程】

| | |
|---|---|
| ２０１３年６月～ | 概念設計，詳細設計，施工計画等の策定 |
| ２０１３年上期 | 地下水観測網の拡充，早期の整備 |
| ２０１３年１２月 | 陸側遮水壁の施工性，効果，水位管理方法等の検証の実施 |
| ２０１３年度内 | 陸側遮水壁のフィージビリティ・スタディの実施 |
| ２０１５年度上期 | 陸側遮水壁の運用開始 |

## 2　海水配管トレンチ内の汚染水の除去

【基本方針】

２号機及び３号機の海水配管トレンチ※1 には，高濃度な汚染水が滞留している。早期に海水配管トレンチ内の汚染水を処理するため，まず，汚染水の放射性物質の濃度を再計測し，建屋接続部の止水方法，トレンチ内の汚染水の移送方法，トレンチ内の充填方法等について直ちに具体化するとともに，その濃度の低減を図るなどの環境改善措置を行う。また，この対策は，建屋を囲い込む形で陸側遮水壁を運用開始する前に，完了させることを目指す。

【目標工程】

２０１４年度内　海水配管トレンチ内の汚染水の除去完了を目指す

※1「地下水の流入抑制のための対策」汚染水処理対策委員会（平成 25 年 5 月 30 日）には，高濃度の汚染水が滞留する海水配管トレンチを２号機から４号機としたが，その後の調査結果により２／３号機とされた。

## 陸側遮水壁の設置

- 1号機～4号機の汚染水が滞留している建屋を囲い込むように、遮水性の高い壁を設置することで、山側から建屋に向かう地下水の流れを遮断し、建屋内への地下水の流入を抑制する。
- 汚染水処理対策委員会で、凍土方式による施工が適切と判断されており、今後、凍土方式による陸側遮水壁について、概念設計等を進め、2013年内を目途に技術的課題の解決状況を検証する。
- 2013年度末までにフィージビリティ・スタディを実施し、その後準備が整い次第速やかに建設工事着手、2015年度上期を目途に運用開始する。



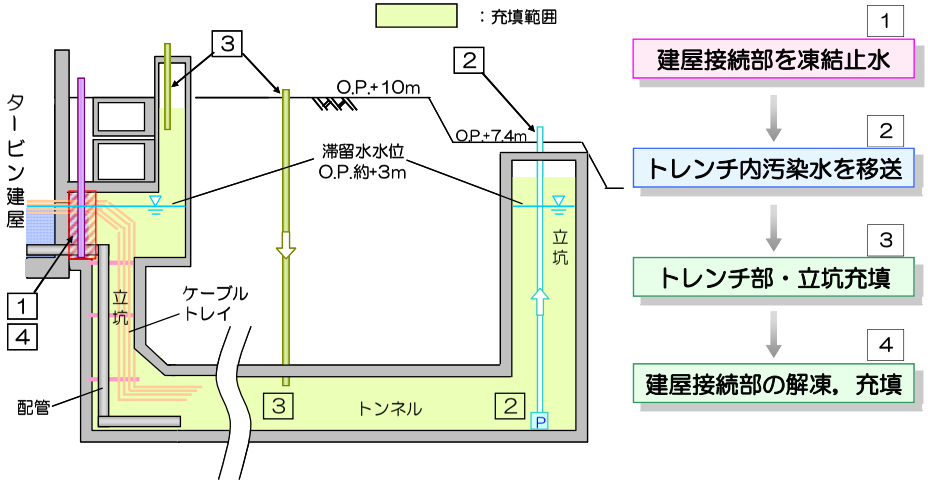

［平面図（図の上方が東側）］

［凍土による陸側遮水壁の配置イメージ（図の上方が東側）］

## 海水配管トレンチ内の汚染水の除去

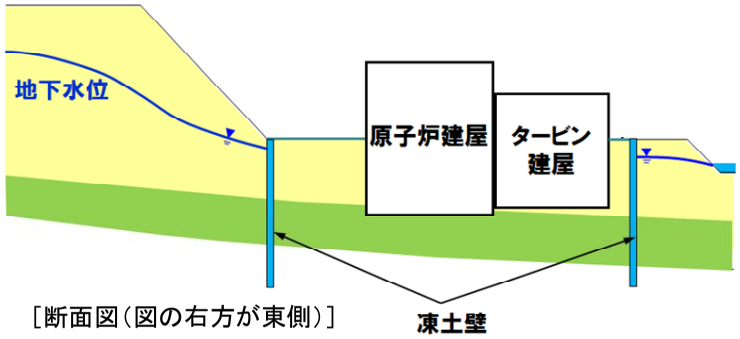
- 2号機から4号機の海水配管トレンチに滞留している、高濃度な汚染水について、2014年度中の除去完了を目指す。

■2号機施工案










［断面図（図の右方が東側）］

［断面イメージ（図の右方が東側）］

添付資料－１３

# 汚染された地下水の港湾への流出抑制策等について

## 1　現状及び基本的対応方針について

１，２号機タービン建屋東側の護岸付近の地下水において，放射性物質が告示濃度限度（海水中の放射性物質濃度が線量限度等を定める告示に定める周辺監視区域外の濃度限度）を上回る高い濃度で検出されており，港湾内海水中の放射性物質濃度が減少しておらず，地下水の水位等のデータ分析結果から，汚染された地下水が海水に漏えいしているものと推定した。

このため，地下水を経由しての海洋汚染の拡大を抑制する措置を早急に講じるとともに，地下水のモニタリング等により汚染経路の調査を実施する。

また，高濃度の汚染水が滞留している２号機及び３号機の海水配管トレンチ等については，トレンチ内の汚染水の処理，移送，止水を検討，実施していく。

さらに，地下水及び港湾内の海水についてモニタリングを強化する。

また，海洋汚染の拡大防止のための対策として着手している海側遮水壁の設置を進めていく。

なお，本流出抑制策等については，可能な限り早期に着手・実施していくとともに，新たな対策についても継続して検討していく。

## 2　具体的計画について

### (1) 護岸付近の地盤改良

告示濃度限度を超える放射性物質の海域への流出を抑制するため，護岸付近の地盤改良や地下水の移送等の対策を実施する。特に，海水中におけるトリチウム濃度の上昇傾向が見られることから，１－２号機間，２－３号機間，３－４号機間の護岸付近において，地盤改良による汚染範囲の囲い込みを実施することなど，可及的速やかに汚染水の海洋への漏えい拡大抑制対策の実施・完了を目指す（図１，図２）。

### (2) トレンチ内汚染水処理・排水及び閉塞

２号機及び３号機の主トレンチ（図３，図４），２号機の分岐トレンチ（図５）には，高濃度の汚染水が滞留していることが確認されている。早期にこれらトレンチ内の汚染水を処理するため，トレンチ毎（電源ケーブル管路を含む）に汚染水の滞留状況を調査する。その後，調査結果に基づき，分岐トレンチについては，汚染水の排水及び当該トレンチの閉塞を実施する。主トレンチについては，建屋接続部の止水方法，トレンチ内の汚染水の移送方法，トレンチ内の充填方法等について具体化するとともに，その濃度の低減を図るなどの環境改善措置を行う。

主トレンチ内の放射性物質濃度の低減策としては，モバイル式の処理装置を導入する

ことに加え（図６），汚染水の処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）へ汚染水を移送するための配管を設置する（図７）。なお，止水方法の成立性については，凍結時の配管等への影響評価，高線量下での作業員の被ばく低減策等の技術課題があることから，実証試験を実施し，評価する。

(3) 海側遮水壁

汚染した地下水からの海洋汚染拡大防止を目的として着手している海側遮水壁の設置工事については，既に２０１２年４月に本格着工し，２０１４年９月の完成を目指している（図８）。なお，海側遮水壁の構築に伴いせき止められる地下水は汲上げた後，適切に処理する。具体的な処理方法について検討し，平成２５年度末までに実施計画へ反映する。

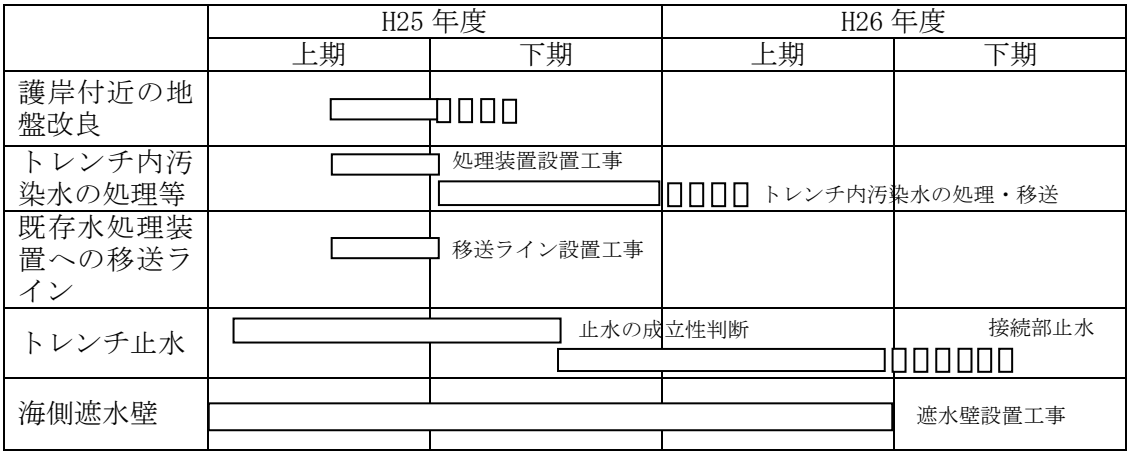
(4) 繊維状吸着材浄化装置

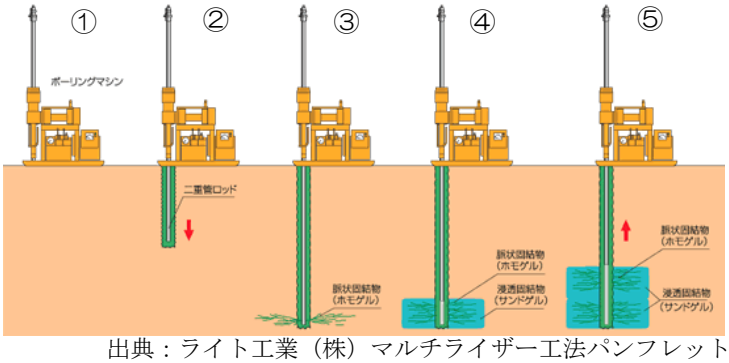
1～4 号機取水路前面において，海水中の放射性セシウムの除去を目的とした繊維状吸着材浄化装置を設置し，その効果を検証する。

(5) モニタリングの強化等

地下水及び港湾内の海水について放射性物質のモニタリングを強化する（詳細は，「Ⅲ特定原子力施設の保安　第３編　３．１．４　港湾内の海水，海底土及び地下水の放射性物質の低減」を参照）。

3　工程について






出典：ライト工業（株）マルチライザー工法パンフレット

図１　薬液注入による地盤改良（概念図）

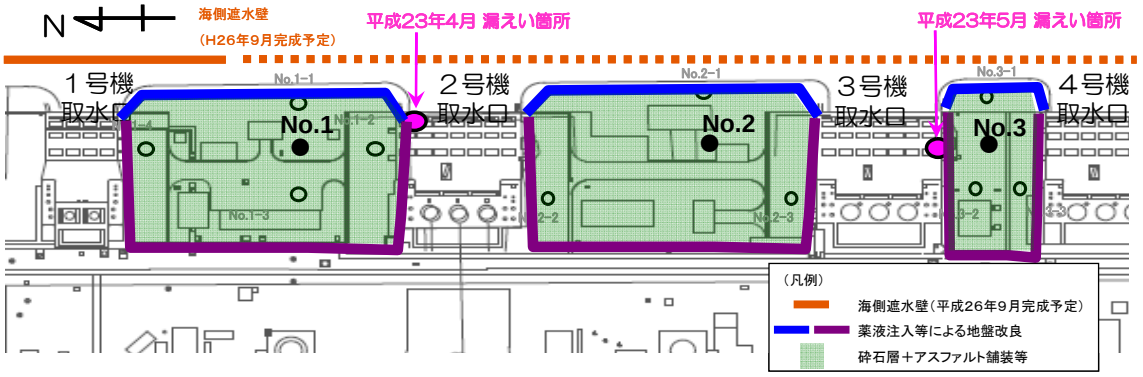



図２　地盤改良等の範囲（イメージ）

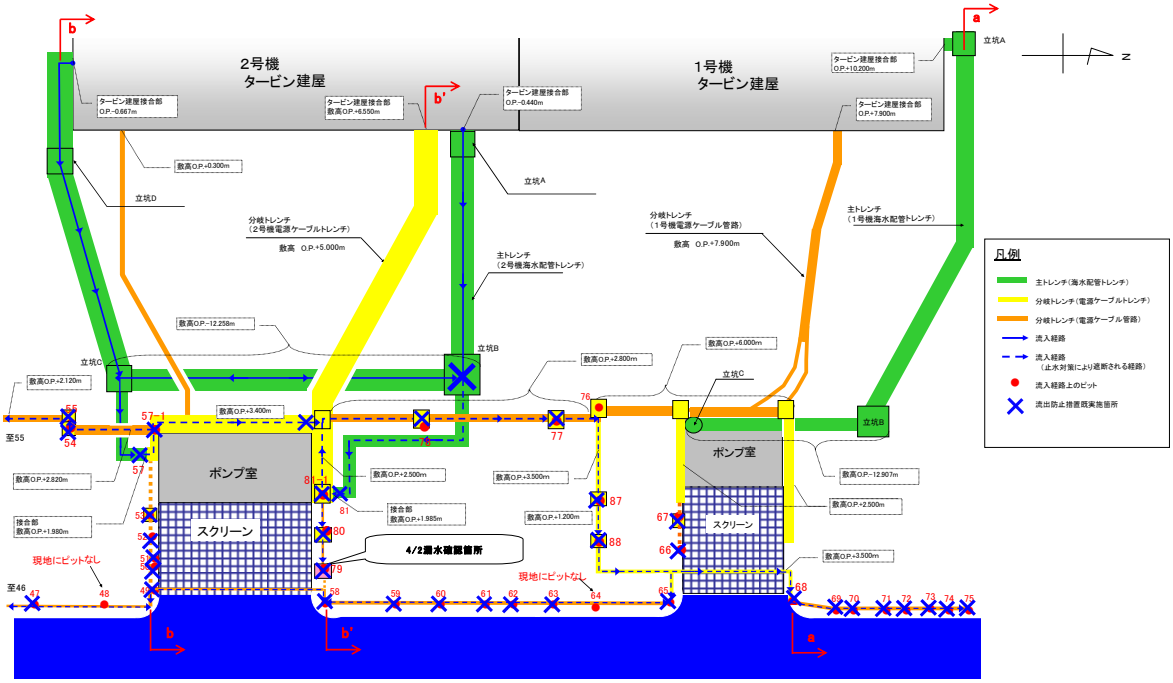



図３　１／２号機海側トレンチ平面図

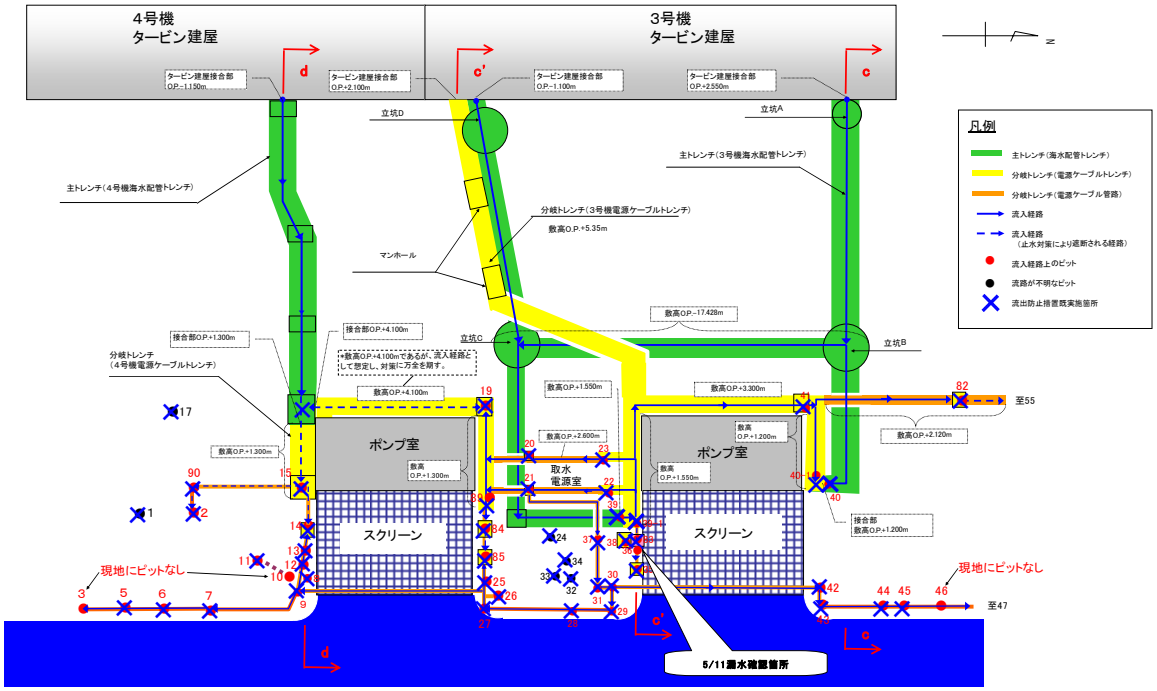
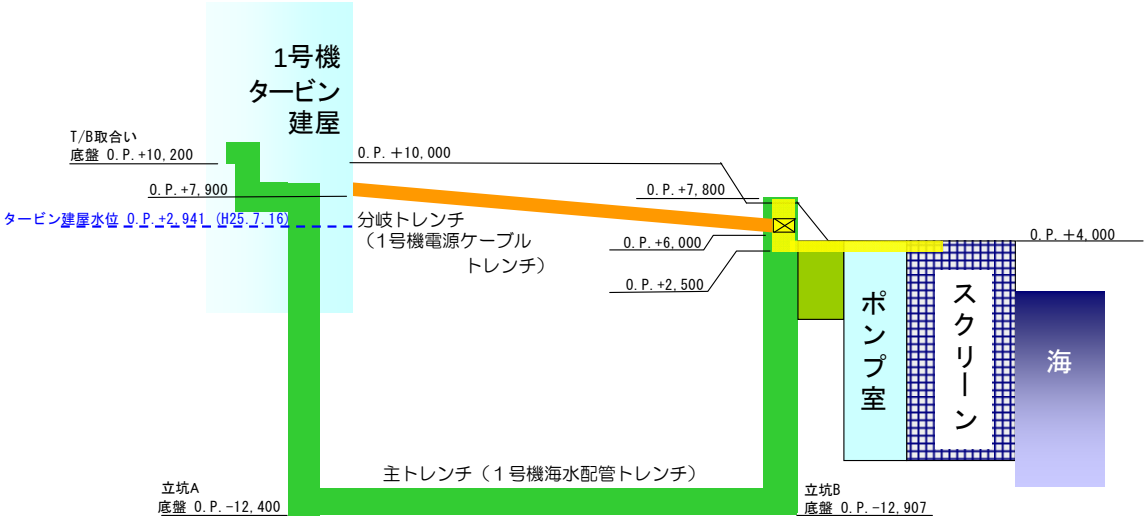
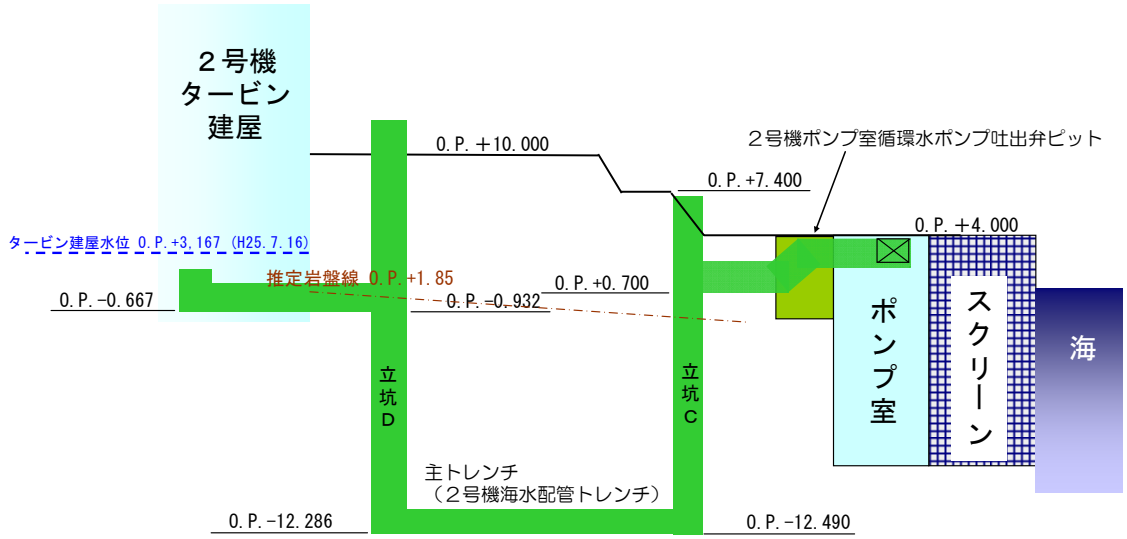


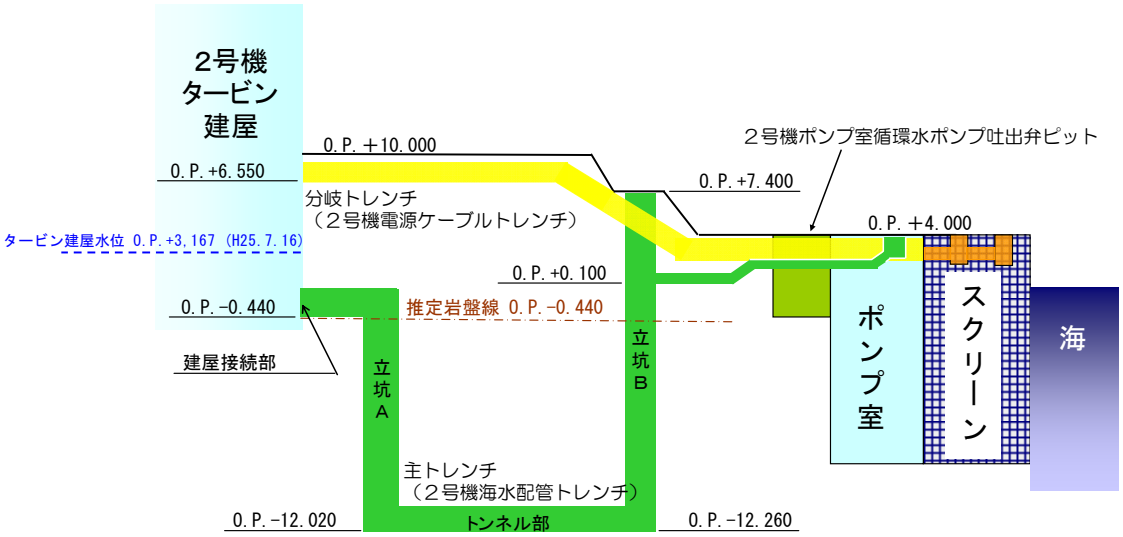

図４　３／４号機海側トレンチ平面図



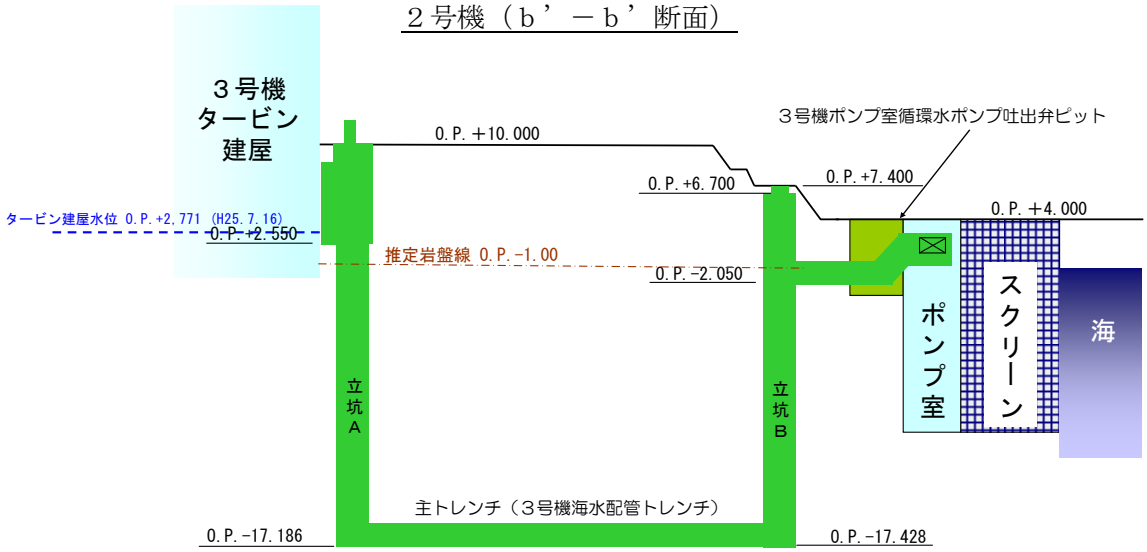

１号機（ａ－ａ断面）



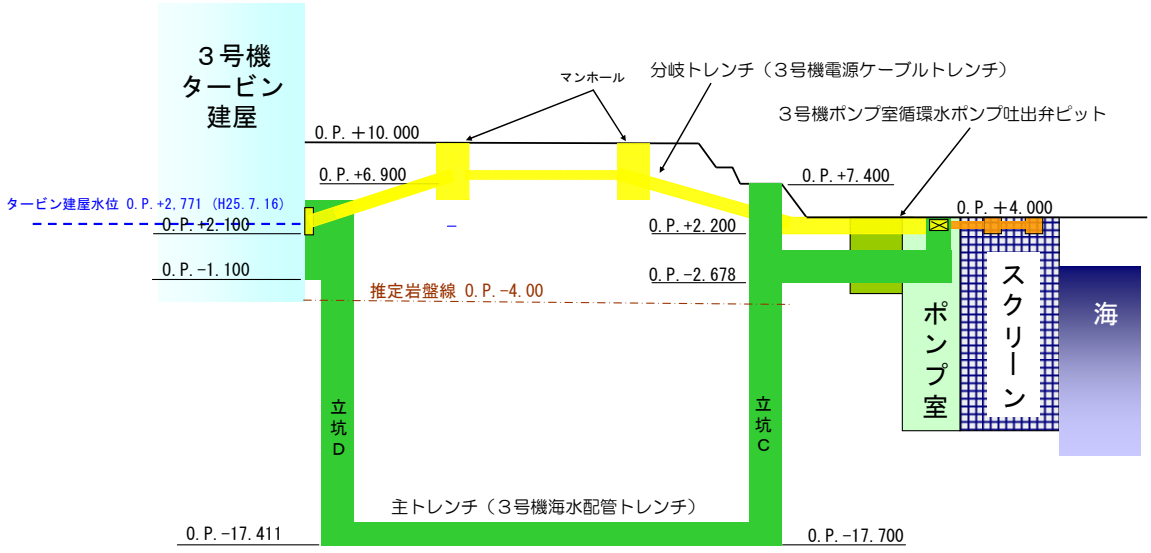

２号機（ｂ－ｂ断面）



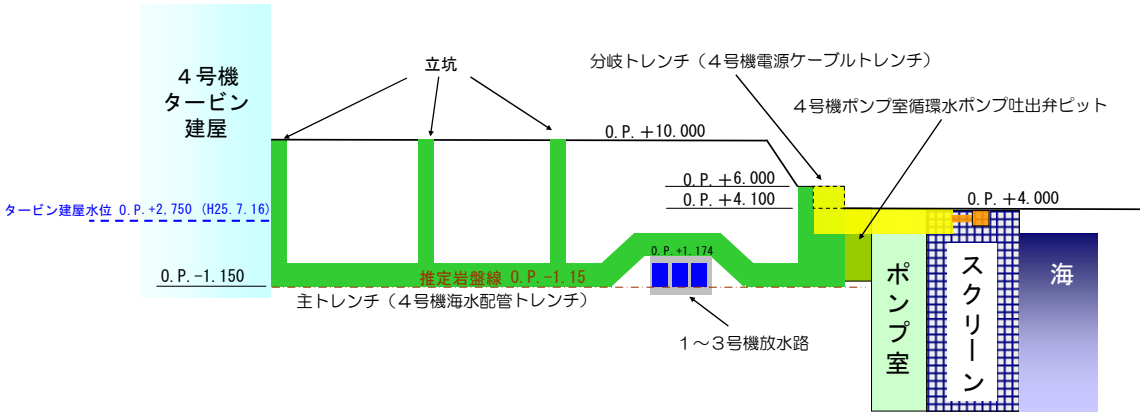

２号機（ｂ’－ｂ’断面）




３号機（ｃ－ｃ断面）

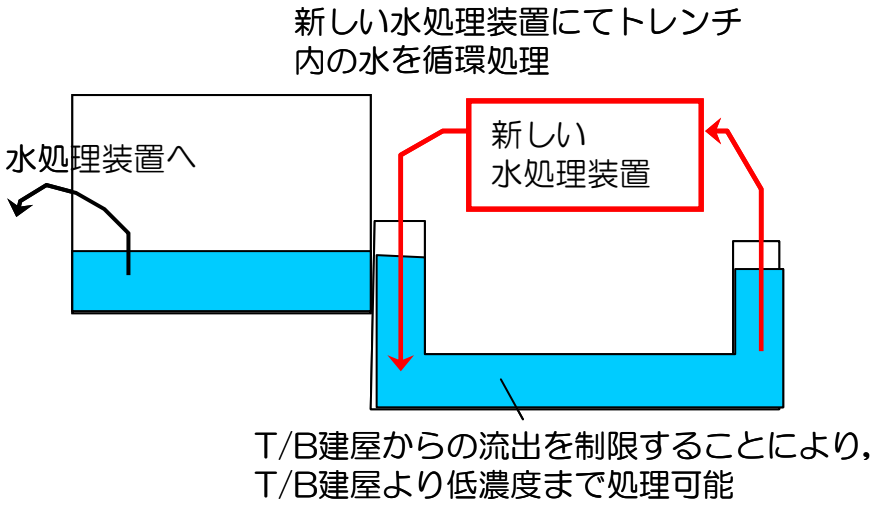



３号機（ｃ’－ｃ’断面）




４号機（ｄ－ｄ断面）

図５　１～４号機トレンチの構造図




トレンチ内水処理装置の追設

図６　処理装置設置のイメージ

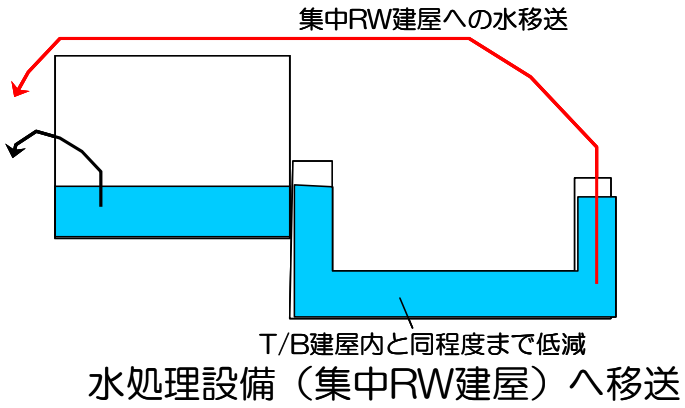



図７　既存水処理設備への移送のイメージ

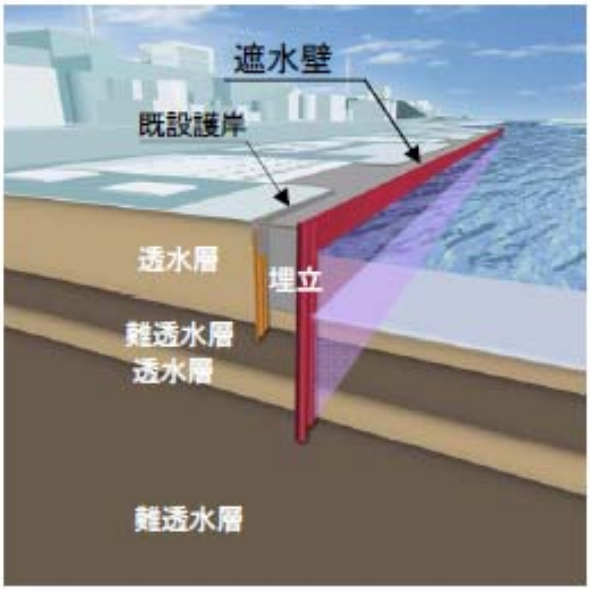



図８　海側遮水壁（概念図）

## 2.7　電気系統設備

### 2.7.1　基本設計

#### 2.7.1.1 設置の目的

特定原子力施設に対して，必要な外部電源及び非常用所内電源を確保し，特定原子力施設の機能を達成するために必要とする電力を供給できる電気系統設備を設置する。

#### 2.7.1.2 要求される機能

(1) 特定原子力施設のうち重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器に対し，外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられること。

(2) 外部電源は，異なる送電系統で２回線以上であること。

(3) 非常用所内電源が使用できない場合は，電源車などの代替機能を有すること。

#### 2.7.1.3 設計方針

特定原子力施設のうち電気系統設備の設計方針は次のとおりとする。

(1) 電源の確保

特定原子力施設に対して必要な電源を確保できる設計とする。

重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器が，その機能を達成するために電力を必要とする場合においては，外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられる設計とする。

(2) 外部電源

外部電源は，異なるルートで２回線以上の送電線により電力系統に接続できる設計とする。

(3) 非常用所内電源

非常用所内電源は，多重性又は多様性を備え，かつ，独立性を備えた設計とする。

(4) 検査可能性

安全機能に関連する電気系統設備は，その機能の重要度に応じて，その重要な部分の健全性及び能力を確認するために，適切な方法によりその機能を検査できる設計とする。

(5) 火災防護

所内ケーブル，電源盤等の材料は，不燃性又は難燃性のものを使用することを基本とする。

(6) 耐雷対策

設備の重要度等に応じて，新たな接地網の布設や既設の接地網との連接等による接地抵抗の低減等の対策を行う。

(7) 小動物侵入防止対策

電源盤内への小動物の侵入による短絡・地絡事故を防止するため，小動物の侵入する恐れのある電源盤については，貫通孔等の侵入路の閉塞を行う。

2.7.1.4 供用期間中に確認する項目

所内共通ディーゼル発電機は，定期的に負荷をかけての運転状況を確認する。

2.7.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

福島第一原子力発電所１～４号機の特定原子力施設に電力供給する送電線は，66kV 送電線５回線（大熊線３号，４号，東北電力（株）東電原子力線，双葉線１号，２号）で構成する。

通常時には，所内電力は，大熊線３号及び４号から南側 66kV 開閉所及び 66kV 受電用変圧器を経由して供給する。また，双葉線１号及び２号から５号機及び６号機の起動用開閉所，起動変圧器及び所内高圧母線を通じて供給することもできる。さらに南側 66kV 開閉所は，東北電力（株）東電原子力線からも受電できる。

外部電源がすべて喪失した場合には，所内共通ディーゼル発電機２台から所内電力を供給できる。また，所内高圧母線は５号機又は６号機の非常用ディーゼル発電機からも受電できる。

(2) 送電線

外部電源は，以下の４回線の 66kV 送電線により当社の電力系統から受電する。

大熊線３号
大熊線４号
双葉線１号（５号機及び６号機の起動用開閉所で受電）
双葉線２号（５号機及び６号機の起動用開閉所で受電）

これら 66kV 送電線は，１回線で特定原子力施設の必要電力を送電し得る容量を有する。また，上記の 66kV 送電線が全て停止するような場合，東北電力（株）東電原子力線から受電する。

(3) 開閉所

南側 66kV 開閉所は，66kV 送電線と 66kV 受電用変圧器を連系する遮断器，66kV 母線等で

構成する。

(4) 変圧器

66kV 受電用変圧器は，送電線電圧 66kV を所内高圧母線電圧 6.9kV に降圧する変圧器で構成し，特定原子力施設の必要電力を供給する。

(5) 所内高圧母線

所内高圧母線はメタルクラッド開閉装置で構成し，所内高圧母線間を連系することにより，特定原子力施設の各設備へ電力を振り分ける。

所内高圧母線は，接続される特定原子力施設の重要度等に応じて，単一の所内高圧母線の故障があっても設備の全機能が喪失しないよう，設備を２母線以上に分割接続，又は双方の母線から受電できる構成とする。

なお，今後，使用済燃料共用プール設備への電力供給のため共用プールM／Ｃを２系列復旧する。

(6) ケーブル及び電線路

特定原子力施設の設備の容量に応じたケーブルで接続する。

(7) 非常用所内電源とその代替機能

所内共通ディーゼル発電機は，外部電源が喪失した場合に，1 台にて特定原子力施設のうち重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器がその機能を達成するために必要となる電力を供給できる。

所内共通ディーゼル発電機は２台を備え，多重性を有した設備となっており，各々専用の所内高圧母線に接続する。

また，所内共通ディーゼル発電機全台が使用できない場合においても，５号機又は６号機の非常用ディーゼル発電機（５Ａ，５Ｂ，６Ａ，６Ｂ）から電力を供給できる。また，免震重要棟については，ガスタービン発電機から電力を供給できる。

外部電源及び非常用所内電源が使用できない場合は，代替電源の電源車(500kVA 以上×２台)を所内高圧母線の所内共通M／Ｃ１Ａ及び２Ａの各々に接続することにより，原子炉圧力容器・原子炉格納容器注水設備等の必要な負荷に対して電力を供給できる構成とする。

(8) 監視装置等

免震重要棟から以下を監視可能とする装置を備える。

- 送電線電圧
- 所内高圧母線電圧

また，電気系統設備の故障が発生した場合には，異常を検知し，その拡大及び伝播を防

止するため異常箇所を自動的に切り離す保護装置を備える。

2.7.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

a. 開閉設備，変圧器

開閉設備，変圧器については，津波により影響がないと想定される高台（O.P.30m 以上）へ設置する。

b. 所内高圧母線

所内高圧母線は，津波による影響がないと想定される建屋内（防水性向上対策を実施した建屋又は建屋の高所階（O.P.17m 以上））又は高台（O.P.30m 以上）へ設置する。

なお，運用補助共用施設共用プール棟については，地下階の防水性向上対策を完了しており，今後，地上階の防水性向上対策を実施する。

c. 所内共通ディーゼル発電機

所内共通ディーゼル発電機については，津波による影響がないと想定される建屋内に設置する。

なお，運用補助共用施設共用プール棟については，地下階の防水性向上対策を完了しており，今後，地上階の防水性向上対策を実施する。

d. 電源車

電源車については，津波による影響がないと想定される高台へ配備する。（O.P.30m 以上）

(2) 火災

所内ケーブル，電源盤等の材料は，不燃性又は難燃性のものを使用することを基本とする。

2.7.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 外部電源受変電設備

外部電源からの受変電設備については，耐震設計審査指針上の C クラス設備と位置づけられており，C クラス設備として設計する。

(2) メタルクラッド開閉装置

メタルクラッド開閉装置については，床面に後打ちアンカにより固定し耐震性を確保する設計とする。

(3) 所内共通ディーゼル発電機

所内共通ディーゼル発電機については，耐震設計指針上の S クラスの設備として設計する。

(4) ケーブル及び電線路

ケーブル及び電線路についてはフレキシビリティを持たせた構造を基本とする。

2.7.1.8 機器の故障への対応

常時は 66kV２回線（大熊線３号，４号）から所内電力を供給するが，いずれかの回線の停電時には他方の回線で電力を供給する。新福島変電所からの全ての回線（大熊線３号，４号，双葉線１号及び２号）が停止している場合には，東北電力（株）東電原子力線 66kV １回線から供給する。これら全ての外部電源が停電している場合には，非常用所内電源から必要な設備の電力を供給する。更に，非常用所内電源からの電力供給ができない場合は，電源車２台から必要な設備の電力を供給する。これらの切替における 6.9kV 所内高圧母線の連系については，連系用遮断器を手動にて投入する操作を実施する。

(1) 機器の単一故障

送電線における故障の場合は，送電線の故障箇所の特定や切り離しを行うが，南側 66kV 開閉所は二重母線構成のため，大熊線３号，４号のいずれかが停止となっても，所内共通変圧器２台への電力供給は他方の送電線により維持される。一方，変圧器，所内高圧母線等の故障等により停電した場合には，故障箇所を特定した上で所内電源機器の損傷状況や現場状況に加えて負荷の損傷状況等を把握し，電源切り替えや非常用所内電源からの受電を行い，電力供給を再開する。

(2) 複数の設備が同時に機能喪失した場合

電気系統は，機器の故障等による機能喪失を防止するよう配慮した構成としているが，複数の設備の機能が同時に喪失した場合は，故障箇所を特定した上で，送電線，変圧器，所内高圧母線等の損傷状況や現場状況に加えて負荷の損傷状況等を把握し，電源切り替えや非常用所内電源の受電や電源車の配備を行い，電力供給を再開する。

2.7.2　基本仕様

2.7.2.1 変圧器主要仕様

(1) 66kV 受電用変圧器

台　数　　２

容　量　　30,000kVA（1 台あたり）

電　圧　　約 66kV／6.9kV
相　数　　3
周波数　　50Hz

2.7.2.2 非常用ディーゼル発電機主要仕様（既設）

(1) 所内共通ディーゼル発電機（A）（非常用ディーゼル発電機 4B）

台　数　　1
容　量　　8,250kVA
電　圧　　6.9kV
力　率　　0.8
周波数　　50Hz
補機冷却系（冷却方式）　空気冷却

(2) 所内共通ディーゼル発電機（B）（非常用ディーゼル発電機 2B）

台　数　　1
容　量　　8,250kVA
電　圧　　6.9kV
力　率　　0.8
周波数　　50Hz
補機冷却系（冷却方式）　空気冷却

(3) 免震重要棟ガスタービン発電機

台　数　　1
容　量　　1,000kVA
電　圧　　6.9kV
力　率　　0.8
周波数　　50Hz

2.7.2.3 電源車

台　数　　2 台以上
容　量　　500kVA 以上
電　圧　　6.6kV（使用電圧 6.9kV）
相　数　　3
周波数　　50Hz
タンク容量／燃料消費率　2 時間以上

2.7.3　添付資料

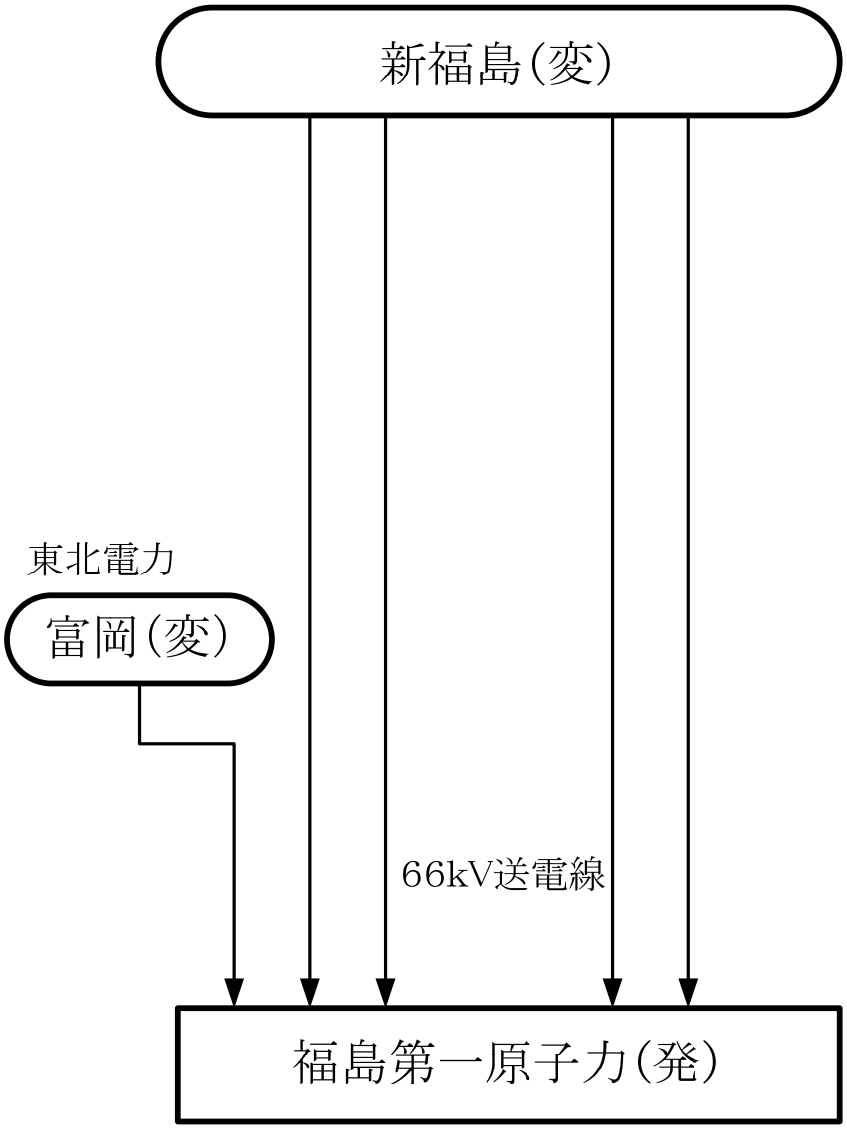
添付資料－１　送電系統一覧図

添付資料－２　所内単線結線図

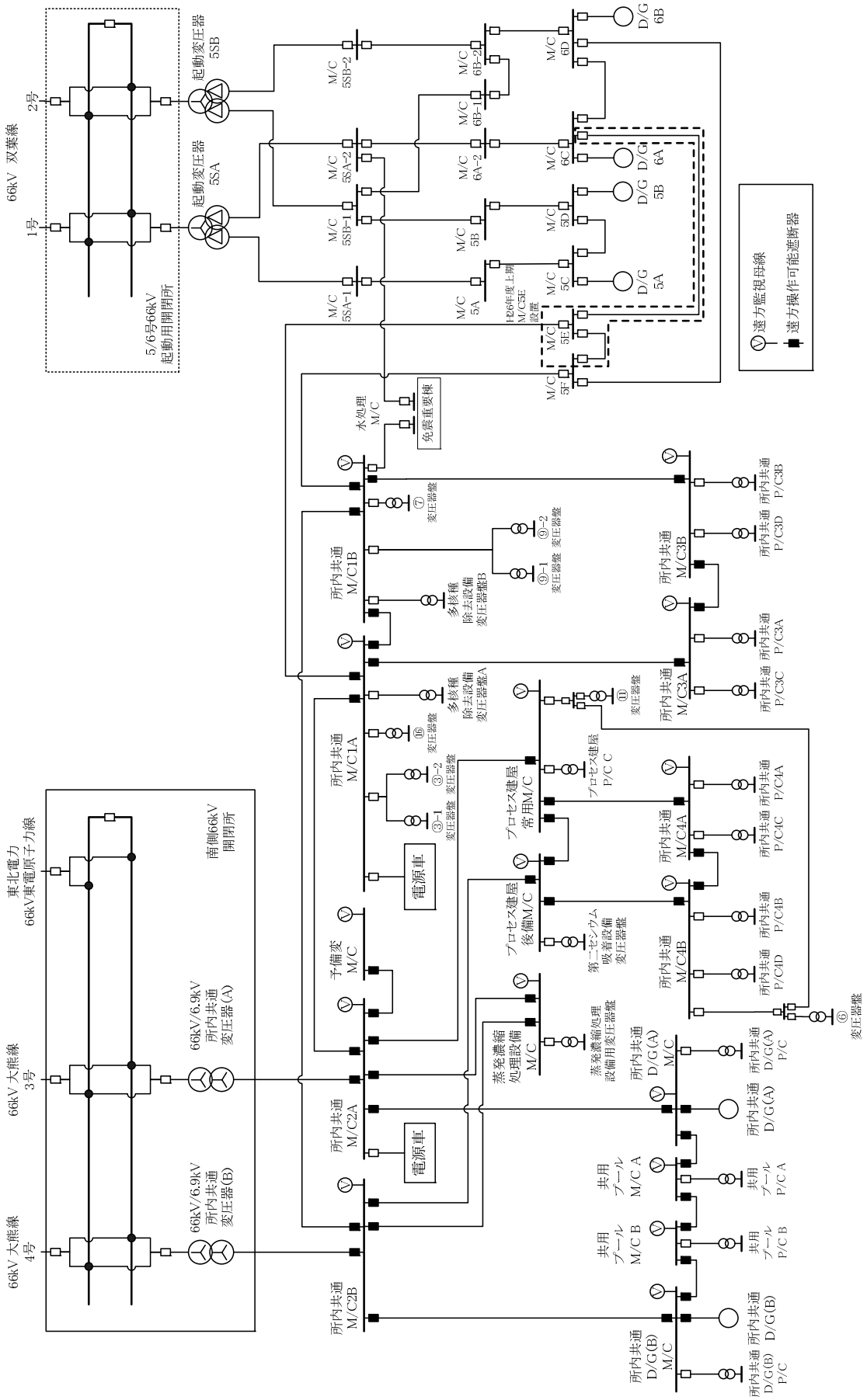
添付資料－３　所内高圧母線に接続する主な負荷

添付資料－４　電源車からの電力供給負荷について

添付資料－５　構造強度及び耐震性について




図－１．送電系統一覧図


66kV 双葉線
1号
2号
5/6号66kV
起動用開閉所
起動変圧器
5SA
起動変圧器
5SB
M/C
5SA-1
M/C
5SB-1
M/C
5SA-2
M/C
5SB-2
M/C
5A
M/C
5B
M/C
6A-2
M/C
6B-1
M/C
6B-2
M/C
5C
M/C
5D
M/C
6C
M/C
6D
D/G
5A
D/G
5B
D/G
6A
D/G
6B
M/C
5E
M/C
5F
H26年度上期
M/C5E
設置
遠方監視母線
遠方操作可能遮断器
水処理
M/C
免震重要棟
所内共通
M/C1B
所内共通
M/C1A
所内共通
M/C2A
所内共通
M/C2B
所内共通
M/C3B
所内共通
M/C3A
所内共通
M/C4A
所内共通
M/C4B
所内共通
D/G(A)
M/C
所内共通
D/G(B)
M/C
⑦
変圧器盤
⑨-1
⑨-2
変圧器盤
多核種
除去設備
変圧器盤B
⑯
変圧器盤
③-1
③-2
変圧器盤
多核種
除去設備
変圧器盤A
⑪
変圧器盤
⑥
変圧器盤
所内共通
P/C3B
所内共通
P/C3D
所内共通
P/C3A
所内共通
P/C3C
所内共通
P/C4A
所内共通
P/C4C
所内共通
P/C4B
所内共通
P/C4D
所内共通
D/G(A)
P/C
所内共通
D/G(B)
P/C
電源車
電源車
予備変
M/C
プロセス建屋
常用M/C
プロセス建屋
後備M/C
プロセス建屋
P/C C
第二セシウム
吸着設備
変圧器盤
蒸発濃縮
処理設備
M/C
蒸発濃縮処理
設備用変圧器盤
共用
プール
M/C A
共用
プール
M/C B
共用
プール
P/C A
共用
プール
P/C B
東北電力
66kV東電原子力線
南側66kV
開閉所
66kV 大熊線
4号
66kV 大熊線
3号
66kV/6.9kV
所内共通
変圧器(B)
66kV/6.9kV
所内共通
変圧器(A)

図－1．所内単線結線図

# 表－１．所内高圧母線に接続する主な負荷

| 所内高圧母線 | | 所内共通P/C<br>又は<br>主な変圧器盤 | 接続する主な負荷 | | 供給対象 | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | 所内共通D/G供給 | 電源車供給 |
| 所内共通M／C２A | 所内共通<br>M/C1A | ⑯変圧器盤 | 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 | 1号機 タービン建屋内炉注水ポンプ | ◎ | ◎ |
| | | ③-2<br>変圧器盤 | 原子炉格納容器内窒素封入設備 | 窒素ガス分離装置 A | ○ | － |
| | | | 使用済燃料プール設備 | 2号機 使用済燃料プール冷却系 | ○ | － |
| | | | | 非常用注水設備(電動ポンプ) | ○ | ○ |
| | | ③-1<br>変圧器盤 | | 1号機 使用済燃料プール冷却系(予備系) | ○ | － |
| | | ⑯変圧器盤 | 汚染水処理設備等 | T／B滞留水移送装置 | ○ | － |
| | | 多核種除去設備<br>変圧器盤A | 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設 | 多核種除去設備 A系，C系/共通系 | － | － |
| | 所内共通<br>M/C3A | 所内共通P/C3C | 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 | 2号機 タービン建屋内炉注水ポンプ | ◎ | ◎ |
| | | | | 1/2号機 CST炉注水ポンプ A | ◎ | ◎ |
| | | | 原子炉格納容器ガス管理設備 | 1/2号機 原子炉格納容器ガス管理設備 A | ○ | － |
| | | | 1/2号機 計測用電源(監視計測器通信設備含む) | | ◎ | ◎ |
| | | 所内共通P/C3A，3C | 1/2号機 建屋内照明 | | | |
| | プロセス建屋<br>常用M/C | ⑪変圧器盤 | 使用済燃料プール設備 | 4号機 使用済燃料プール冷却系<br>(二次系) | ○ | － |
| | | プロセス建屋P/C C<br>ほか | 汚染水処理設備等 | 除染装置，セシウム吸着装置，使用済セシウム吸着塔保管施設，造粒固化体貯槽 | ○ | － |
| | 所内共通<br>M/C4A | 所内共通P/C4C | 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 | 3号機 タービン建屋内炉注水ポンプ | ◎ | ◎ |
| | | | | 3号機 CST炉注水ポンプ A | ◎ | ◎ |
| | | 所内共通P/C4A | 使用済燃料プール設備 | 4号機 使用済燃料プール冷却系<br>(一次系) | ○ | － |
| | | 所内共通P/C4C | 原子炉格納容器ガス管理設備 | 3号機 原子炉格納容器ガス管理設備 A | ○ | － |
| | | 4号機 燃料取扱設備<br>受電設備 | 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 | 4号機 燃料取り出し用 カバー A | － | － |
| | | | | 4号機 燃料取扱設備 | － | － |
| | | 所内共通P/C4C | 3/4号機 計測用電源(監視計測器通信設備含む) | | ◎ | ◎ |
| | | 所内共通P/C4A，4C | 3/4号機 建屋内照明 | | | |
| | 所内共通<br>D/G(A)M/C | 所内共通DG(A)P/C | 所内共通D/G(A)補機 | | ○ | － |
| | 共用プール<br>M/C A | 共用プールP/C A | 使用済燃料共用プール設備 | 共用プール補給水系 | ○ | ○ |
| | | | | 共用プール冷却浄化系 | ○ | － |
| | 予備変M/C | | 構内配電線(モニタリングポスト等) | | ○ | － |
| 所内共通M／C２B | 所内共通<br>M/C1B | ⑦変圧器盤 | 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 | 常用高台炉注水ポンプ | ◎ | ◎ |
| | | ⑨-2変圧器盤 | | 純水タンク脇炉注水ポンプ | ◎ | ◎ |
| | | ⑦変圧器盤 | 原子炉格納容器内窒素封入設備 | 窒素ガス分離装置 C | ○ | － |
| | | ⑨-2変圧器盤 | | 窒素ガス分離装置 B | ○ | － |
| | | ⑨-1変圧器盤 | 使用済燃料プール設備 | 1号機 使用済燃料プール冷却系 | ○ | － |
| | | | | 2号機 使用済燃料プール冷却系(予備系) | ○ | － |
| | | 多核種除去設備<br>変圧器盤B | 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設 | 多核種除去設備 B系，C系/共通系 | － | － |
| | | 免震重要棟受電設備 | 監視室・制御室 | 免震重要棟 | ○ | － |
| | 所内共通<br>M/C3B | 所内共通P/C3D | 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 | 1/2号機 CST炉注水ポンプ B | ◎ | ◎ |
| | | | 原子炉格納容器ガス管理設備 | 1/2号機 原子炉格納容器ガス管理設備 B | ○ | － |
| | | | 1/2号機 計測用電源(監視計測器通信設備含む) | | ◎ | ◎ |
| | | 所内共通P/C3B | 1/2号機 建屋内照明 | | | |
| | プロセス建屋<br>後備M/C | 第二セシウム吸着設備<br>変圧器盤 | 汚染水処理設備等 | 第二セシウム吸着装置 | ○ | － |
| | 所内共通<br>M/C4B | 所内共通P/C4D | 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 | 3号機 CST炉注水ポンプ B | ◎ | ◎ |
| | | ⑥変圧器盤 | 使用済燃料プール設備 | 3号機 使用済燃料プール冷却系 | ○ | － |
| | | 所内共通P/C4B | | 4号機 使用済燃料プール冷却系<br>(一次系)(予備系) | ○ | － |
| | | 所内共通P/C4D | 原子炉格納容器ガス管理設備 | 3号機 原子炉格納容器ガス管理設備 B | ○ | － |
| | | | 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 | 4号機 燃料取り出し用カバー B | － | － |
| | | | 3/4号機 計測用電源(監視計測器通信設備含む) | | ◎ | ◎ |
| | | 所内共通P/C4B | 3/4号機 建屋内照明 | | | |
| | 所内共通<br>D/G(B)M/C | 所内共通D/G(B)P/C | 所内共通D/G(B)補機 | | ○ | － |
| | 共用プール<br>M/C B | 共用プールP/C B | 使用済燃料共用プール設備 | 共用プール補給水系 | ○ | ○ |
| | | | | 共用プール冷却浄化系 | ○ | － |
| | 蒸発濃縮処理設備<br>M/C | 蒸発濃縮処理設備用<br>変圧器盤<br>ほか | 汚染水処理設備等 | 蒸発濃縮装置，逆浸透膜装置，廃スラッジ一時保管施設，シールド中操 | ○ | － |

（注）
・H25.6時点の計画におけるH25.9月末設備の主要な負荷を記載。
・◎は重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する設備として供給するもの，○は◎以外で供給する設備。
・各設備のうち運転が必要な系統や機器に対して供給するため，◎又は○はすべての機器に同時に供給するものではない。
・D/G供給時，電源車供給時は一部負荷を制限する。

# 電源車からの電力供給負荷について

所内共通M／Ｃ１Ａ接続の電源車及び所内共通M／Ｃ２Ａ接続の電源車（各々500kVA 以上）からの電力供給は，以下の重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する設備等に対して計画している。

表１　所内共通M／Ｃ１Ａ接続の電源車からの電力供給負荷

| 所内共通M/C1A接続の電源車からの電力供給負荷 | | 負荷容量 | 最大 |
|---|---|---|---|
| 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 | 常用高台炉注水ポンプ | 約45kVA | 約70kVA |
| | 純水タンク脇炉注水ポンプ | 約70kVA | |
| | 1号機　CST炉注水ポンプ A又はB | 約19kVA | |
| | 2号機　CST炉注水ポンプ A又はB | 約19kVA | |
| | 1号機　タービン建屋内炉注水ポンプ | 約14kVA | |
| | 2号機　タービン建屋内炉注水ポンプ | 約14kVA | |
| 1/2号機　計測用電源及び建屋内照明 | | 約130kVA | 約130kVA |
| 使用済燃料プール設備 | 非常用注水設備（電動ポンプ） | 約47kVA | 約47kVA |
| 合計 | | | 約247kVA |

表２　所内共通M／Ｃ２Ａ接続の電源車からの電力供給負荷

| 所内共通M/C2A接続の電源車からの電力供給負荷 | | 負荷容量 | 最大 |
|---|---|---|---|
| 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 | 3号機　CST炉注水ポンプ A又はB | 約19kVA | 約19kVA |
| | 3号機　タービン建屋内炉注水ポンプ | 約14kVA | |
| 3／4号機　計測用電源及び建屋内照明 | | 約130kVA | 約130kVA |
| 使用済燃料共用プール設備 | 共用プール補給水系 | 約38kVA | 約38kVA |
| 合計 | | | 約187kVA |

# 構造強度及び耐震性について

(1) 外部電源からの受変電設備については，耐震設計審査指針上のＣクラス設備と位置づけられており，Ｃクラス設備として設計している（JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」）。新設した大熊線３号，４号，東北電力(株)東電原子力線が連系する南側 66kV 開閉所の開閉設備には地震に強いガス絶縁開閉装置（GIS）を採用するとともに，所内共通変圧器の基礎ボルト本数を従来に比べて増やし耐震性を高めている。

(2) メタルクラッド開閉装置については，床面に後打ちアンカにより固定し耐震性を確保している。

(3) 所内共通ディーゼル発電機については，従来同様，耐震Ｓクラス設計の電源盤を採用しており，高い信頼性を確保している。また，構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認された設備を復旧して使用している。

所内共通ディーゼル発電機（Ａ）（既設　非常用ディーゼル発電機　４Ｂ）
工事計画届出書(総文発官 5 第 1222 号　平成 6 年 4 月 25 日届出)
建設時第１１回工事計画認可申請書(49 資庁第 18004 号　昭和 49 年 11 月 14 日認可)
建設時第１９回工事計画軽微届出書(総官第 989 号　昭和 51 年 12 月 3 日届出)
建設時第２１回工事計画軽微届出書(総官第 1341 号　昭和 52 年 2 月 15 日届出)

所内共通ディーゼル発電機（Ｂ）（既設　非常用ディーゼル発電機　２Ｂ）
工事計画届出書(総文発官 5 第 1220 号　平成 6 年 4 月 25 日届出)
建設時第１４回工事計画認可申請書(46 公第 11145 号　昭和 46 年 8 月 17 日認可)

(4) ケーブル及び電線路についてはフレキシビリティを持たせた構造を基本としており，ケーブル本体は可とう管路材に収納することで損傷防止策を講じている。

(5) 仮設として設置されている輸送用車両に搭載されたメタルクラッド開閉装置は，フレキシビリティを有したものとなっており，車両に機器をボルトや溶接により固定される構造であり，車両上での転倒防止策を講じている。

## 2.8　原子炉格納容器ガス管理設備

### 2.8.1　基本設計

#### 2.8.1.1 設置の目的

原子炉格納容器ガス管理設備は，原子炉格納容器内気体の抽気・ろ過等によって，環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減することを目的とする。また，未臨界状態，水素濃度等の監視のため，原子炉格納容器内のガスを抽気することを目的とする。

#### 2.8.1.2 要求される機能

(1) 環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減できること。

(2) 未臨界状態,水素濃度等の監視のため,原子炉格納容器内のガスの抽気ができること。

(3) 当該設備内及び放出口近傍において，不活性雰囲気を維持できること。

※：未臨界状態，水素濃度等の監視については，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器（Ⅱ.2.9 参照）に，放射性物質濃度及び量の監視については放射線管理関係設備（Ⅱ.2.15 参照）に各々記載。

#### 2.8.1.3 設計方針

(1) 放射性物質の放出抑制及び管理機能

原子炉格納容器の隔離機能または抽気機能によって，想定される事象に対して，環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減できる設計とする。

(2) 不活性雰囲気の維持機能

原子炉格納容器ガス管理設備は，当該設備内及び放出口近傍において，不活性雰囲気を維持できる機能を有する設計とする。

(3) 構造強度

原子炉格納容器ガス管理設備は，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4) 多重性又は多様性及び独立性

原子炉格納容器ガス管理設備のうち動的機器，フィルタ及び駆動電源は，多重性又は多様性及び独立性を備え，定期的に機能確認が行える設計とする。

(5) 異常時の対応機能

外部電源が利用できない場合においても放射性物質の放出抑制機能を継続できる設計とする。また，地震，津波等の発生を考慮しても，放射性物質の放出抑制機能

が再開可能である設計とする。

(6) 原子炉格納容器に接続する配管に対する考慮

原子炉格納容器に接続する原子炉格納容器ガス管理設備の配管は，水素爆発により，原子炉格納容器に影響を与えないよう，適切に対応するものとする。

(7) 火災防護

火災の早期検知に努めるとともに，消火設備を設けることで初期消火を行い，火災により安全性を損なうことのないようにする。

2.8.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 排気ファンが運転しており，原子炉格納容器内のガスが抽気されていること。

(2) フィルタユニットの前後差圧に異常がないこと。

2.8.1.5 主要な機器

(1) 原子炉格納容器ガス管理設備

原子炉格納容器ガス管理設備は，排気ファン，除湿機（１号機：空調機，２・３号機：放熱器)，電気ヒータ，フィルタユニット及び流量計等で構成され，原子炉格納容器よりガスを抽気し，フィルタユニットにより放射性物質を除去した後に，一部のガスをタービン建屋脇より大気へ放出する。残りの大部分のガスは，再循環し，再びフィルタユニットを通る。フィルタの湿分対策として，除湿機等により抽出ガス中の水蒸気を凝縮・分離させ，電気ヒータにより相対湿度を低下させる。

原子炉格納容器ガス管理設備によるガス抽出がない場合は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入量分は原子炉格納容器から漏えいしている。一方，原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射能量は，ガス抽出量に比例する。したがって，原子炉格納容器ガス管理設備は，窒素封入量と同程度のガスを抽気することで原子炉格納容器からの大気へ放射性物質の直接の漏えいを抑制するとともに，抽出したガスの放射性物質濃度を 1/100 以下にして放出することで，環境に放出される放射性物質の濃度及び量を低減させることができる。

原子炉格納容器ガス管理設備の動的機器及びフィルタユニットは，１系列 100％容量を２系列とすることで，多重性を有する設計とする。

(2) 電源

動的機器及びフィルタユニットは２系統を有し，各々異なる系統の所内高圧母線から受電することとする。また，外部電源喪失の場合でも，非常用所内電源から電源を供給することでいずれかの系統が運転可能な構成とする。

(3) 放射性物質除去設備

放射性物質除去設備は，フィルタユニットに取り付けられた高性能粒子フィルタ（HEPA フィルタ）により，セシウム等の粒子状の放射性物質を捕獲する。なお，気体状の放射性物質（希ガス）は，セシウム等の粒子状物質と比べて影響が小さいため，放射能の減衰設備は設けていない。

また，弁開閉操作により，フィルタユニット廻りの再循環量を変更することにより，大気へ放出する放射性物質の濃度を低減できるものとする。

(4) その他

原子炉格納容器ガス管理設備は，窒素を注入できる構成とし，水素濃度が２．５％以上となった場合には，窒素の封入，設備の停止，隔離等の適切な対応をとることとする。原子炉格納容器ガス管理設備の配管等の枝管は，「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第３版)」（一般社団法人 日本原子力技術協会）を参考に，水平下り勾配とする等，水素の滞留を防止する。

また，当該設備内に予備座を設けることにより，気体の採取ができる構成とする。

2.8.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波により，万が一，原子炉格納容器ガス管理設備の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には，当該設備の停止，隔離，巡視点検を行い，速やかに機器等の復旧を行う。原子炉格納容器ガス管理設備は，設備停止後は速やかに対応し運転を再開させる。

(2) 火災

現場盤等からの火災が考えられることから，初期消火の対応ができるよう近傍に消火器を設置することとする。

2.8.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

a. 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備は，既設設備に該当する系統は無いが，その用途から，換気空調系に類似すると考える。当該設備は，技術基準に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が 37mBq/cm$^3$ 以上に該当することから，排気ファン等の機器についてはクラス３機器相当，配管・ダクト等については放射線管理設備に属する

ダクトとしてクラス４配管相当と位置付けられる。

クラス３機器及びクラス４配管の構造・強度は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（以下，設計・建設規格という）」で規定されるものであるが，設計・建設規格は，鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり，非金属材についての基準がない。従って，鋼材を使用している主要設備については，設計・建設規格のクラス３機器相当やクラス４配管相当での評価を行い，非金属材等については，当該設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や，試験等を実施した場合はその結果などを活用できるものとし，評価を行う。また，溶接部については，耐圧試験，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行う。

b.　主要設備の構造強度

(a) 排気ファン

排気ファンは，材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス３機器相当の要求を満足するものではないが，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認することで，必要な構造強度を有するものと評価する。

(b) フィルタユニット

フィルタユニットは，材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス３機器相当の要求を満足するものではないが，耐圧試験，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認することで，必要な構造強度を有するものと評価する。

(c) 除湿機

除湿機は，原子炉格納容器ガス管理設備内ガスを通気する放熱器について評価する。放熱器は，材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス３機器相当の要求を満足するものではないが，耐圧試験，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認することで，必要な構造強度を有するものと評価する。

(d) 配管類（鋼管，鋼板ダクト，ダクトホース，フレキシブルホース）

配管類は，材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス４配管相当の要求を満足するものではないが，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認することで，必要な構造強度を有するものと評価する。

(2) 耐震性

a. 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備は，既設設備に該当する系統が無いが，その用途から，換気空調系であるＣクラス相当と位置付けられることから，一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

b. 主要設備の耐震構造

「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」等を準用し，静的震度（1.2Ci）に基づく主要機器の転倒等の評価を行い，Ｃクラス相当の耐震性を有するものと評価する。この他，フレキシビリティを有する材料を用いるなどして耐震性を確保する。

2.8.1.8 機器の故障への対応

2.8.1.8.1 機器の単一故障

(1) 排気ファン，フィルタユニット等の故障

排気ファン，フィルタユニット等の機器が故障した場合は，予備機への切替を行う。

(2) 電源喪失

原子炉格納容器ガス管理設備の電源は多重化されており，受電中の電源が喪失した場合には他系統の電源に切替えを行う。

(3) 配管類の損傷

配管類が損傷した場合については，排気ファンの上流は負圧であること及びフィルタユニットが排気ファンの上流側に設置されていることから，放射性物質の濃度の高いガスの系統外への漏えいの可能性は低い。

配管類の損傷が大きく復旧が困難な場合は，原子炉格納容器ガス管理設備を停止し，速やかに配管類の取替を行う。

2.8.1.8.2 複数の設備が同時に機能喪失した場合

地震，津波により，万が一，原子炉格納容器ガス管理設備の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には，当該設備の停止，隔離，巡視点検を行い，速やかに機器等の復旧を行う。原子炉格納容器ガス管理設備は，設備停止後は速やかに対応し運転を再開させる。

2.8.2　基本仕様

2.8.2.1　1号機　主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 遠心式 |
| 容　　量 | 250 $m^3$/h（1台あたり） |
| 台　　数 | 2 |
| 負荷容量 | 3.7 kW（1台あたり） |

(2) フィルタユニット

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 高性能粒子フィルタ |
| 効　　率 | 単体　99.97%（粒径0.3μm）以上 |
| | 総合　99.9%（粒径0.3μm）以上 |
| 基　　数 | 4 |

(3) 凝縮配管室空調機

| | |
|---|---|
| 冷却能力 | 28 kW（1台あたり） |
| 台　　数 | 4 |
| 負荷容量 | 15.8 kW（1台あたり） |

(4) 電気ヒータ

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 電気式 |
| 容　　量 | 約4 kW（1台あたり） |
| 台　　数 | 2 |
| 負荷容量 | 4 kW（1台あたり） |

(5) 流量計

| | |
|---|---|
| 種　　類 | オリフィス式 |
| 計測範囲 | 0～40 $m^3$/h |
| 台　　数 | 1 |

表２．８－１　１号機　主要配管仕様

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 【１号機　原子炉格納容器ガス管理設備】<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ | 150A／Sch.40<br>100A／Sch.40<br>80A／Sch.40<br>50A／Sch.80<br>25A／Sch.80 |
| | 材質 | STPT370 |
| | 最高使用圧力 | 0.35 MPa |
| | 最高使用温度 | 100 ℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ | 150A／Sch.40 |
| | 材質 | STPT410 |
| | 最高使用圧力 | 0.35 MPa |
| | 最高使用温度 | 100 ℃ |

2.8.2.2　２号機　主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 遠心式 |
| 容　　量 | 1000 $m^3$/h（1 台あたり） |
| 台　　数 | 2 |
| 負荷容量 | 5.5 kW（1 台あたり） |

(2) フィルタユニット

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 高性能粒子フィルタ，活性炭フィルタ |
| 効　　率 | 単体（HEPA）99.97%（粒径 0.3μm）以上，<br>（活性炭）99%（$I_2$ガス）以上<br>総合 99%（粒径 0.3μm）以上 |
| 基　　数 | 2 |

(3) 放熱器

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 空冷式 |
| 容　　量 | 24.94 kW（1 基あたり） |
| 材　　料 | 銅チューブ（C1220T）、アルミフィン |
| 基　　数 | 4 |
| 負荷容量 | 0.4 kW（1 基あたり） |

(4) 電気ヒータ

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 電気式 |
| 容　　量 | 1.95 kW/h（1 台あたり） |
| 台　　数 | 2 |
| 負荷容量 | 2 kW（1 台あたり） |

(5) 流量計

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 超音波式 |
| 計測範囲 | 2.5～150 $m^3$/h |
| 台　　数 | 2 |
| 負荷容量 | 電池式 |

表２．８－２　２号機　主要配管仕様

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 【２号機　原子炉格納容器ガス管理設備】<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br><br><br><br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 250A／Sch.20S<br>250A／Sch.10S<br>200A／Sch.20S<br>125A／Sch.20S<br>125A／Sch.10S<br>50A／Sch.20S<br>SUS304TP<br>1.0 MPa<br>180 ℃ |
| （鋼管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 125Su<br>SUS304TPD<br>1.0 MPa<br>180 ℃ |
| （鋼管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A，20A<br>SGP<br>1.0 MPa<br>180 ℃ |
| （ダクト） | 外径<br>肉厚<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 260.0 mm 角<br>5.0 mm<br>SUS304<br>5.8 kPa<br>180 ℃ |
| （ダクト） | 外径<br>肉厚<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 257.8 mm 角<br>1.4 mm<br>合成ゴム<br>5.2 kPa<br>100 ℃ |

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| (フレキシブルチューブ) | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 250A 相当<br>SUS304<br>1.0 MPa<br>60 ℃※ |
| (フレキシブルチューブ) | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 125A 相当<br>SUS304<br>1.0 MPa<br>95 ℃ |
| (ダクトホース) | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 250A 相当<br>合成ゴム<br>5.2 kPa<br>80 ℃※ |
| (ダクトホース) | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 250A 相当<br>合成ゴム<br>5.2 kPa<br>100 ℃ |
| (ダクトホース) | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 60A 相当<br>テフロン<br>5.2 kPa(100℃において)<br>100 ℃ |

※　除湿機より下流部のみ

2.8.2.3　３号機　主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 遠心式 |
| 容　　量 | 1000 $m^3$/h（1 台あたり） |
| 台　　数 | 2 |
| 負荷容量 | 5.5 kW（1 台あたり） |

(2) フィルタユニット

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 高性能粒子フィルタ，活性炭フィルタ |
| 効　　率 | 単体（HEPA）99.97%（粒径 0.3μm）以上，<br>（活性炭）99%（$I_2$ガス）以上<br>総合 99%（粒径 0.3μm）以上 |
| 基　　数 | 2 |

(3) 放熱器

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 空冷式 |
| 容　　量 | 24.94 kW（1 基あたり） |
| 材　　料 | 銅チューブ（C1220T）、アルミフィン |
| 基　　数 | 4 |
| 負荷容量 | 0.4 kW（1 基あたり） |

(4) 電気ヒータ

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 電気式 |
| 容　　量 | 1.95 kW/h（1 台あたり） |
| 台　　数 | 2 |
| 負荷容量 | 2 kW（1 台あたり） |

(5) 流量計

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 超音波式 |
| 計測範囲 | 2.5～150 $m^3$/h |
| 台　　数 | 2 |
| 負荷容量 | 電池式 |

表２．８－３　３号機　主要配管仕様

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 【３号機　原子炉格納容器ガス管理設備】<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br><br><br><br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 250A／Sch.20S<br>250A／Sch.10S<br>200A／Sch.20S<br>125A／Sch.20S<br>125A／Sch.10S<br>50A／Sch.20S<br>SUS304TP<br>1.0 MPa<br>180 ℃ |
| （鋼管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 125Su<br>SUS304TPD<br>1.0 MPa<br>180 ℃ |
| （鋼管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A，20A<br>SGP<br>1.0 MPa<br>180 ℃ |
| （ダクト） | 外径<br>肉厚<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 260.0 mm 角<br>5.0 mm<br>SUS304<br>5.8 kPa<br>180 ℃ |
| （ダクト） | 外径<br>肉厚<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 257.8 mm 角<br>1.4 mm<br>合成ゴム<br>5.2 kPa<br>100 ℃ |

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| (フレキシブルチューブ) | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 250A 相当<br>SUS304<br>1.0 MPa<br>60 ℃※ |
| (フレキシブルチューブ) | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 125A 相当<br>SUS304<br>1.0 MPa<br>95 ℃ |
| (ダクトホース) | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 250A 相当<br>合成ゴム<br>5.2 kPa<br>100 ℃ |
| (ダクトホース) | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 250A 相当<br>合成ゴム<br>5.2 kPa<br>80 ℃※ |
| (ダクトホース) | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 140A 相当<br>テフロン<br>5.2 kPa(100℃において)<br>100 ℃ |
| (ダクトホース) | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 60A 相当<br>テフロン<br>5.2 kPa(100℃において)<br>100 ℃ |

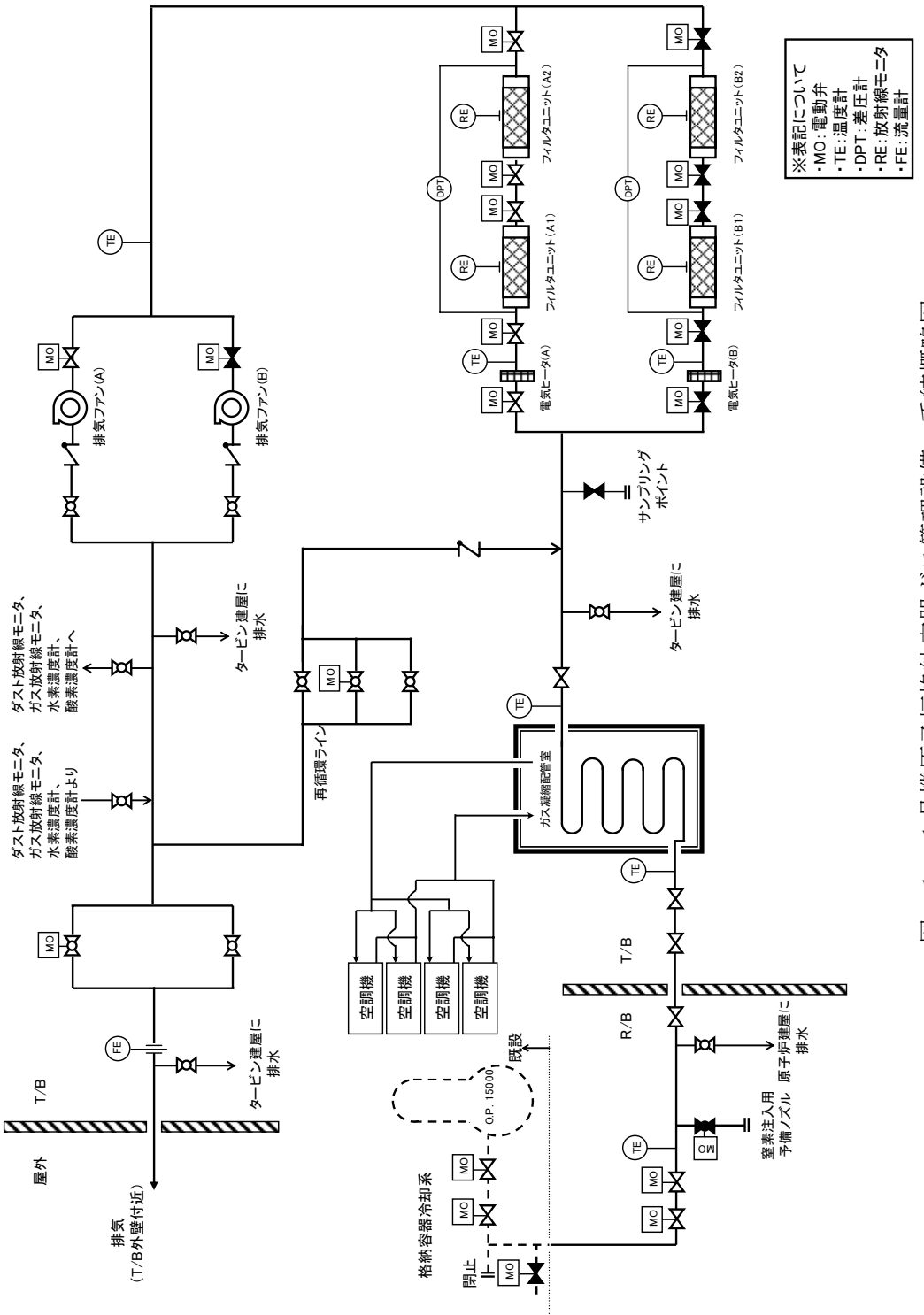
※　除湿機より下流部のみ

2.8.3　添付資料

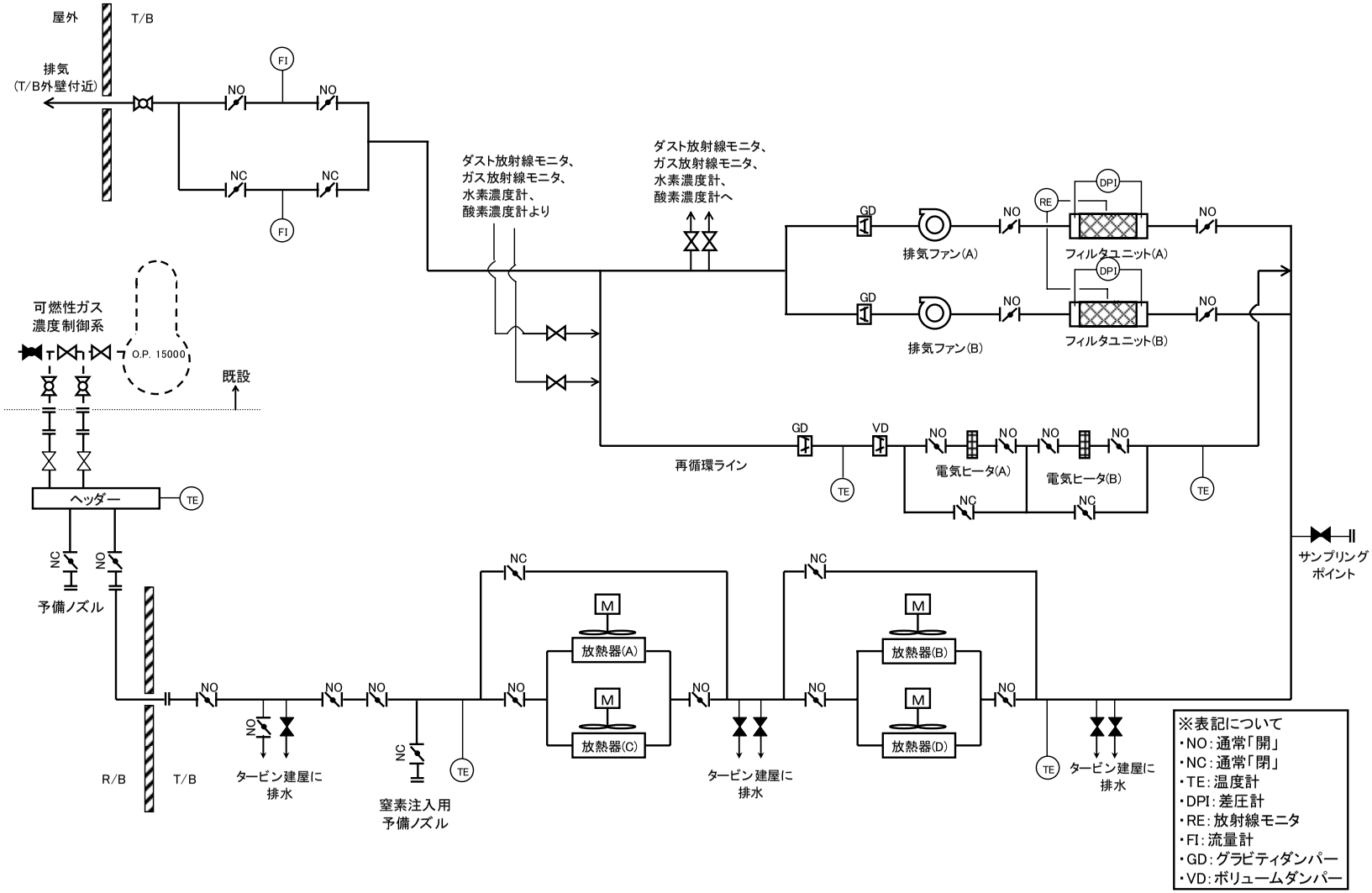
添付資料―１　系統概略図

添付資料―２　構造強度及び耐震性について

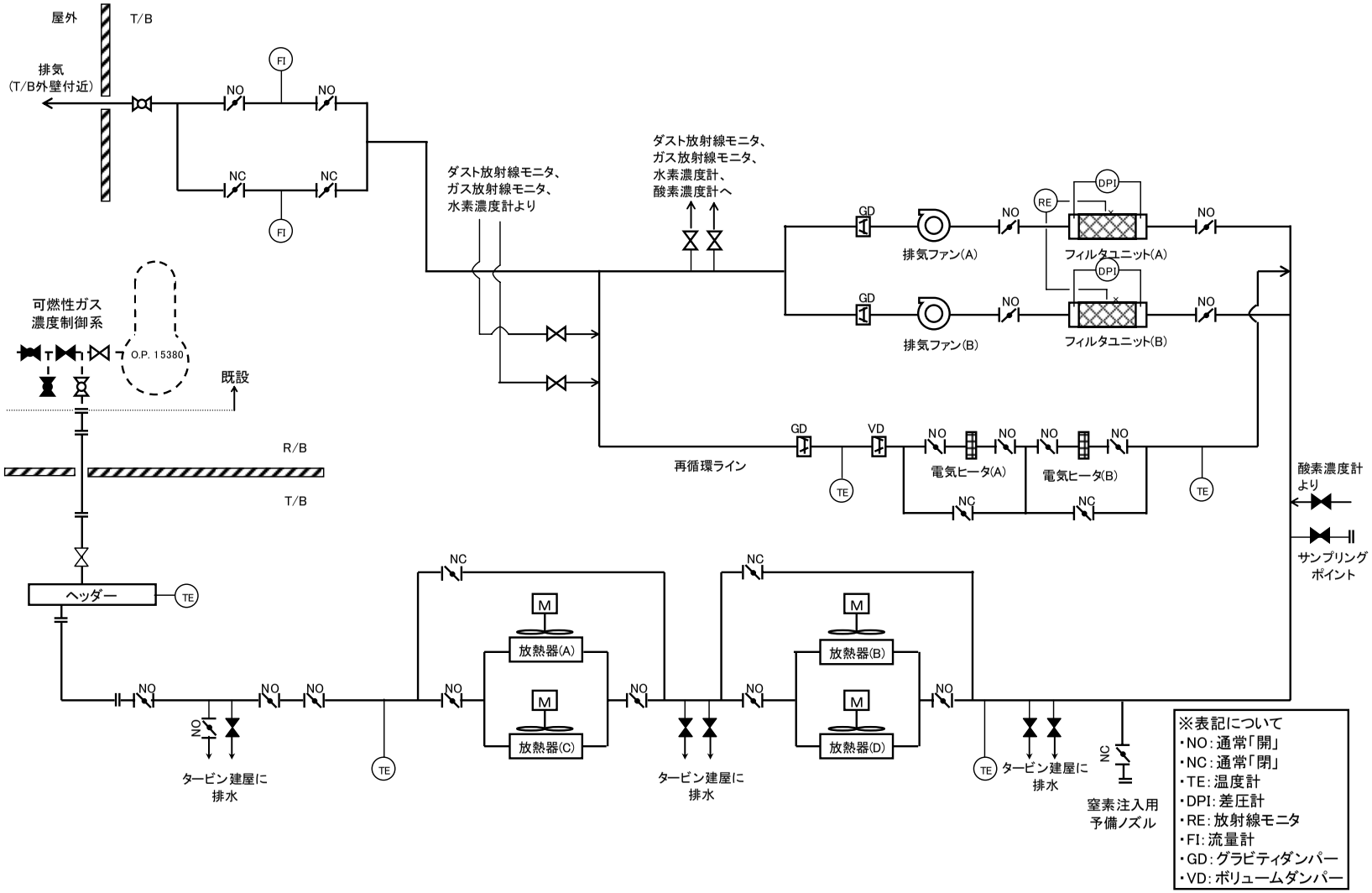
添付資料―３　原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射能量について




図－１　１号機原子炉格納容器ガス管理設備　系統概略図




図－２　２号機原子炉格納容器ガス管理設備　系統概略図




図－３　３号機原子炉格納容器ガス管理設備　系統概略図

# 構造強度及び耐震性について

## １．１号機

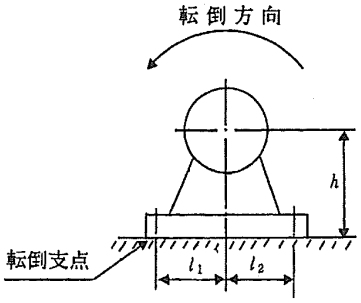
### （１）排気ファンの構造強度及び耐震性

#### （ａ）構造強度

排気ファンについては，工場試験にて締切運転（約 6kPa）を実施し，異常がないことを確認しており，排気ファンの運転にあたり十分な構造強度を有していると評価する。

#### （ｂ）耐震性

排気ファンの耐震性評価として，「JEAG4601(1987 年度)」を準用し，ファン基礎ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力（1 号機：0.21G）を採用した。基礎ボルトの許容応力については，供用状態 D における許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とした。ボルト１本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果，ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり，ボルトの強度が確保されることを確認した（表-1 参照)。




$C_H$： 水平方向設計震度
$C_p$： ファン振動による震度
$M_P$：ファン回転により働くモーメント
$l_1$ ： 軸心と基礎ボルト間の距離
$l_2$ ： 軸心と基礎ボルト間の距離($l_1 \leq l_2$)
d ： 基礎ボルトの呼び径
n ： 基礎ボルトの本数
$n_f$ ： 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
h ： 据付面から重心までの距離
W： 据付面に作用する重量
$A_b$： 基礎ボルトの軸断面積

ボルトに作用する引張力 ： $$F_b = \frac{W(C_H + C_P)\cdot h + M_P - W(1 - C_P)\cdot l_1}{1/2 \cdot n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

ボルトの引張応力 ： $$\sigma_b = \frac{F_b}{A_b}$$

ボルトに作用するせん断力 ： $$Q_b = W(C_H + C_P)$$

ボルトのせん断応力 ： $$\tau_b = \frac{Q_b}{n \cdot A_b}$$

表-1　排気ファンの基礎ボルトの強度評価結果

| 号機 | 系統 | 応力種類 | 耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力による評価 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 発生荷重[MPa] | 許容荷重[MPa] |
| 1 | A，B | 引張 | 5 | 174 |
| | | せん断 | 2 | 133 |

（２）フィルタユニットの構造強度及び耐震性

（ａ）構造強度

フィルタユニットについては，最高使用圧力 0.35MPa に対し，工場にて 0.5MPa の耐圧試験を実施し，破損等の異常がないことを確認している。以上のことから，フィルタユニットについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（ｂ）耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601(1987 年度)」を準用し，１．（１）（ｂ）と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力（1 号機：0.21G）を採用した。基礎ボルトの許容応力については，供用状態Ｄにおける許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とした。ボルト１本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果，ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり，ボルトの強度が確保されることを確認した（表-2 参照)。

表-2　フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

| 号機 | 系統 | 応力種類 | 耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力による評価 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 発生荷重[MPa] | 許容荷重[MPa] |
| 1 | A，B | 引張 | 作用しない | 174 |
| | | せん断 | 10 | 133 |

（３）凝縮配管室空調機ユニットの構造強度及び耐震性

（ａ）構造強度

凝縮配管室空調機については，凝縮配管室内の空気を冷却するものであり原子炉格納容器から抽気したガスを通気するものではなく，一般的な汎用機器を使用している。

（ｂ）耐震性

凝縮配管室空調機ユニットの耐震性評価として,「JEAG4601(1987 年度)」を準用し，１．（１）（ｂ）と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力（1 号機：0.21G）を採用した。基礎ボルトの許容応力については，保守的に供用状態Ｄにおける許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とした。ボルト１本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果，ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり，ボルトの強度が確保されることを確認した（表-3 参照)。

表-3　凝縮配管室空調機ユニットの基礎ボルトの強度評価結果

| 号機 | 系統 | 応力種類 | 耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力による評価 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 発生荷重[MPa] | 許容荷重[MPa] |
| 1 | A，B | 引張 | 作用しない | 174 |
| | | せん断 | 8 | 133 |

（４）管の構造強度及び耐震性

（ａ）構造強度

配管については,「設計・建設規格(2005 年版)」に基づき，クラス４配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており，十分な構造強度を有していると評価している（表-4 参照)。

表-4　配管強度確認結果

| 型式 | 公称肉厚 [mm] | 設計・建設規格上の必要最小厚さ[mm] |
|---|---|---|
| 円型 | 4.5 | 0.5 |
| | 5.5 | 0.5 |
| | 6.0 | 0.5 |
| | 7.1 | 0.5 |

（ｂ）耐震性

ａ．評価条件

配管は，配管軸直角 2 方向拘束サポートを用いた両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また，配管は水平方向主体のルートを想定し，管軸

方向については地震により管軸方向は動かないものとし，水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。水平方向震度は，0.21G とする。

b. 評価方法

管軸直角方向の地震による応力は，下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(1)式で表すことができる。

$$Ss = \alpha Sw \qquad (1)$$

Ss:地震による応力

$\alpha$:水平方向震度

Sw:自重による応力

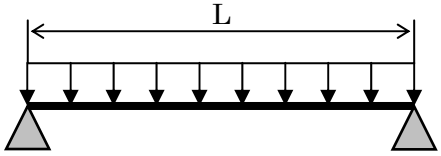
ここで，$Sw = \dfrac{wL^2}{8Z}$

Sw:自重による応力

L:サポート支持間隔

Z：断面係数

w：等分布荷重




両端単純支持はりの等分布荷重より
求まる自重による応力

また，崩壊制限に「JEAG4601（1984 年度)」を準用し，供用状態 D の場合の一次応力制限を用いるとすると，地震評価としては(2)式で表すことができる。

$$S = Sp+Sw+Ss = Sp+Sw+\alpha Sw = Sp+(1+\alpha)Sw \leqq 0.9Su \qquad (2)$$

Sp:内圧による応力　　Sw:自重による応力

Ss:地震による応力　　S :内圧，自重，地震による応力

$\alpha$:水平方向震度

従って，上記(2)式を満足するように，配管サポート配置を設定することにより，配管の崩壊は抑制できる。

c. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 Sw が 40 MPa 程度の配管サポート配置とした場合，発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有すると評価した。

・内圧による応力 Sp=10 MPa，許容応力を STPT370(100℃)の 0.9Su=315 MPa とし，(2)式に代入すると以下となる。

$$S = 59\ \text{MPa} \leqq 0.9Su = 315\ \text{MPa} \qquad (3)$$

・継手がある場合には，応力係数も存在する。応力係数を 3 とし，以下となる。

$$S = Sp+(1+\alpha)Sw\times 3 = 156\ \text{MPa} \leqq 0.9Su = 315\ \text{MPa} \qquad (4)$$

２．２／３号機

（１）　排気ファンユニットの構造強度及び耐震性

（ａ）構造強度

排気ファンについては，系統最高使用圧力 5.2kPa に対し，工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認していることから，ファンの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（ｂ）耐震性

ファンを鋼材と共にユニット化し，支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し，ストッパをボルト（２号：鋲アンカ，３号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されること及びキャスタがストッパを乗り上げないことの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力（2，3 号機：0.21G）による評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては，JEAC4601-2008 を準用し，ボルト１本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果，ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり，ボルトの強度が確保されることを確認した（表-5 参照）。

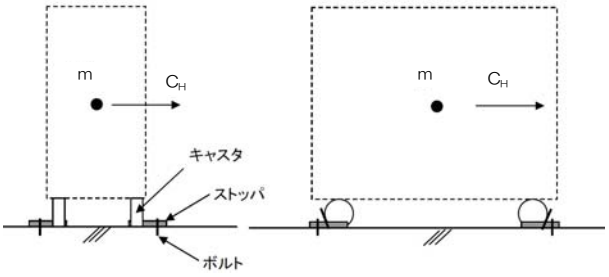
表-5　排気ファンユニットの基礎ボルトの強度評価結果

| 号機 | 系統 | 応力種類 | 耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力による評価 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 発生荷重[N] | 許容荷重[N] |
| 2 | A | 引張 | 作用しない | 200 |
| | | せん断 | 158 | 200 |
| | B | 引張 | 作用しない | 200 |
| | | せん断 | 167 | 200 |
| 3 | A | 引張 | 作用しない | 2843 |
| | | せん断 | 474 | 1725 |
| | B | 引張 | 作用しない | 2843 |
| | | せん断 | 502 | 1725 |

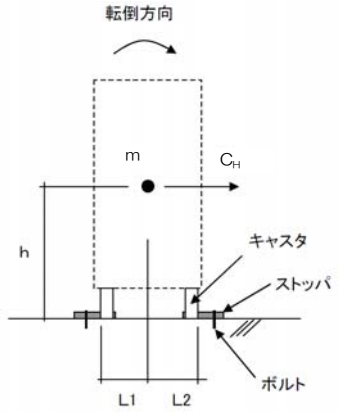
ボルトに作用するせん断力： $Q=\dfrac{C_H \cdot m \cdot g}{n}$

ボルトに作用する引張力　： $F=\dfrac{C_H \cdot m \cdot g \cdot h - m \cdot g \cdot L_1}{n_f \cdot (L_1+L_2)}$

$C_H$：水平方向設計震度
m：機器の運転時質量
h：重心高さ
L1，L2：重心とボルト間の水平距離(L1≦L2)
nf　　：評価上引張力を受けるボルト本数
n：評価上せん断力を受けるボルト本数
g：重力加速度



せん断評価



引張評価

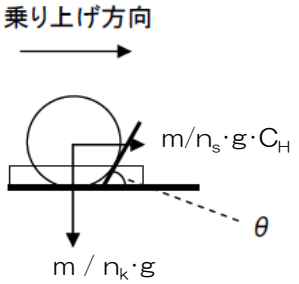
b．キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し，地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り上げないことを力の釣り合いにより確認した。その結果，乗り上げ最大角度は約 23° と計算され，実際の据え付け角度 60° より小さいことから，キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-6 参照)。

表-6　排気ファンユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

| 号機 | 系統 | ストッパ角度 | 乗り上げ最大角度 |
|---|---|---|---|
| 2，3 | A，B | 60° | 約 23° |

乗り上げないためのストッパ角度： $\theta \geq \tan^{-1}\left(\dfrac{\dfrac{m}{n_s}\cdot g \cdot C_H}{\dfrac{m}{n_k}\cdot g}\right)=\tan^{-1}\left(\dfrac{C_H \cdot n_k}{n_s}\right)$




$C_H$：水平方向設計震度
$n_k$：キャスタ数量
$n_s$：乗り上げ荷重を受け止めるストッパの最小数量

キャスタ乗り上げ評価

（２）フィルタユニットの構造強度及び耐震性

（ａ）構造強度

フィルタユニットについては，系統最高使用圧力 5.2kPa に対し，工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，フィルタユニットについては，系統の最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（ｂ）耐震性

フィルタを鋼材と共にユニット化し，支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し，ストッパをボルト（２号：鋲アンカ，３号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ，耐震性の評価として，２.（１）（ｂ）と同様，ボルトの強度が確保されること及びキャスタがストッパを乗り上げないことの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力（2，3 号機：0.21G）による評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては，JEAC4601-2008 を準用し，ボルト１本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果，ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり，ボルトの強度が確保されることを確認した（表-7 参照）。

表-7　フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

| 号機 | 系統 | 応力種類 | 耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力による評価 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 発生荷重[N] | 許容荷重[N] |
| 2 | —※ | 引張 | 作用しない | 200 |
| | | せん断 | 169 | 200 |
| 3 | —※ | 引張 | 作用しない | 2843 |
| | | せん断 | 506 | 1725 |

※ フィルタは２つ（２系統）で１つのユニットとなっている。

ｂ．キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し，地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り上げないことを力の釣り合いにより確認した。その結果，乗り上げ最大角度は約 23°と計算され，実際の据え付け角度 60°より小さいことから，キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-8 参照)。

表-8　フィルタユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

| 号機 | 系統 | ストッパ角度 | 乗り上げ最大角度 |
|---|---|---|---|
| ２，３ | －※ | 60° | 約 23° |

※ フィルタは２つ(２系統)で１つのユニットとなっている。

（３）放熱器ユニットの構造強度及び耐震性

（ａ）構造強度

放熱器ユニットについては，系統最高使用圧力 5.2kPa に対し，工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，放熱器ユニットについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（ｂ）耐震性

放熱器を鋼材と共にユニット化し，支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し，ストッパをボルト（２号：鋲アンカ，３号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ，耐震性の評価として，２.（１）（ｂ）同様，ボルトの強度が確保されること，及びキャスタがストッパを乗り上げないことの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力(2，3 号機：0.21G)による評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては，JEAC4601-2008 を準用し，ボルト１本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果，ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり，ボルトの強度が確保されることを確認した(表-9 参照)。

表-9　放熱器ユニットの基礎ボルトの強度評価結果

| 号機 | 系統 | 応力種類 | 耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力による評価 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 発生荷重[N] | 許容荷重[N] |
| 2 | A，B | 引張 | 作用しない | 200 |
| | | せん断 | 149 | 200 |
| 3 | A，B | 引張 | 作用しない | 2843 |
| | | せん断 | 447 | 1725 |

ｂ．キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し，地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り上げないことを力の釣り合いにより確認した。その結果，乗り上げ最大角度は約 37°と計算され，実際の据え付け角度 60°より小さいことから，キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-10 参照)。

表-10　放熱器ユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

| 号機 | 系統 | ストッパ角度 | 乗り上げ最大角度 |
|---|---|---|---|
| 2，3 | A，B | 60° | 約 37° |

（４）管の構造強度及び耐震性

（４）－１　鋼管及び鋼板ダクト

（ａ）構造強度

鋼管及び鋼板ダクトについては，「設計・建設規格(2005 年版)」を準用し，クラス４配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており，原子炉格納容器ガス管理設備における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると判断する（表-11 参照)。

表-11　配管強度確認結果

| 型式 | 公称肉厚<br>[mm] | 設計・建設規格上の<br>必要最小厚さ[mm] |
|---|---|---|
| 円型 | 2.0 | 0.5 |
| | 2.8 | 0.5 |
| | 3.4 | 0.5 |
| | 3.5 | 0.5 |
| | 3.8 | 0.5 |
| | 4.0 | 0.6 |
| | 5.0 | 0.5 |
| | 6.5 | 0.6 |
| 角型 | 5.0 | 0.8 |

（b）耐震性

鋼管及び鋼板ダクトは分岐ヘッダ等の短い部分に使用しているが，その前後はフレキシビリティを有したフレキシブルチューブ（SUS 製）・ダクトホース（シリコン製）・防振継手と接続されており地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

（4）－2　ダクトホース

（a）構造強度

ダクトホースは設計・建設規格に記載がない機器であるが，通常運転状態における漏えい確認試験を行い，有意な変形や漏えいがないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

（b）耐震性

ダクトホースは，フレキシビリティを有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

（4）－3　フレキシブルホース

（a）構造強度

フレキシブルホースは設計・建設規格に記載がない機器であるが，通常運転状態における漏えい確認試験を行い，有意な変形や漏えいがないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

（b）耐震性

フレキシブルホースは，フレキシビリティを有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

# 原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射能量について

## １．概要

原子炉格納容器ガス管理設備は，原子炉格納容器内のガスを抽出し，放射性物質を除去してから放出することで，環境へ放出される放射能量を低減させる設備である。ここでは，当該設備を用いた場合に放出される放射性物質の量及び濃度ならびに当該設備全体の効率※１を評価※２した。

その結果，１～３号機合計で，放出する放射性物質の量は抽出した放射性物質の量の３千分の一以下に低減する能力を有すると評価した。

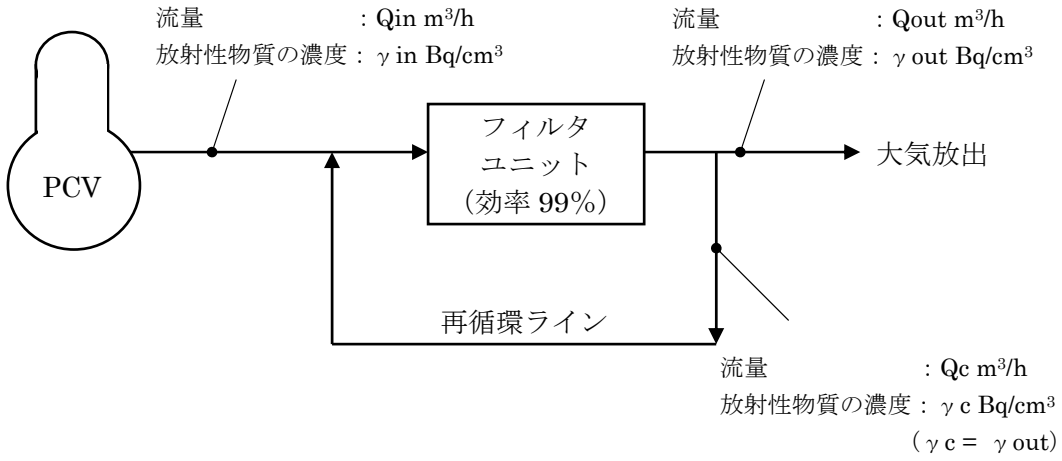
※１　フィルタユニット単体の除去効率に抽出したガスの再循環による放射性物質の除去を考慮したシステム全体としての放射性物質の除去効率

※２　検出されている粒子状放射性物質 Cs-134 及び Cs-137 について評価

## ２．評価条件

### （１） 評価モデル

原子炉格納容器ガス管理設備が運転し平衡状態に達すると，図―１に示すモデルとなる。なお，原子炉格納容器より抽出したガスは，除湿機により，ガス中に含まれる水蒸気を凝縮・分離させるが，ここでは保守的に，放射性物質は水蒸気側に移行せず全量ガス中に残留しているものとした。




図―１　評価モデル

図―１より，フィルタ前後の放射能量の釣り合いは，下式となる。

$$\left(Q_{in}\cdot\gamma_{in}+Q_c\cdot\gamma_c\right)\cdot\frac{100-99}{100}=Q_{out}\cdot\gamma_{out}+Q_c\cdot\gamma_c \qquad \cdots\cdots\text{式（１）}$$

図―１より $\gamma c=\gamma out$ とし，上式を大気放出側の放射性物質の濃度 $\gamma out$ についてまとめると，下記で示される。

$$\gamma_{out}=\frac{1}{100\cdot Q_{out}+99\cdot Q_c}\cdot Q_{in}\cdot\gamma_{in} \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{式（２）}$$

（２） 評価条件

評価条件を表―１に示す。抽出側のガス流量Qinは，流量が大きいほど，評価上厳しくなる。また，原子炉格納容器内の雰囲気温度に比例して，原子炉格納容器内の水蒸気量も増加することから，抽出側のガス流量Qinは，抽出ガス温度が高いほど増加する。したがって，流量Qinは，運転範囲を考慮し高温の 95℃とした。原子炉格納容器内ガスの放射性物質の濃度 $\gamma in$については，高濃度の 100 Bq/cm$^3$とした。放出側の流量Qoutについては,放出時のガス温度が低いほど気体の密度が高くなると，放出時の放射性物質の濃度も高くなることから，保守的な条件として，放出ガス温度は冬場に 5℃に低下するとした。

３．評価結果

上述の評価条件に基づく評価結果を表―２に示す。原子炉格納容器ガス管理設備は，１～３号機合計で，抽出する放射能量 $3.83\times10^{10}$ Bq/hを，$1.2\times10^{7}$ Bq/h（３千分の一以下）に低減して放出すると評価した。放射性物質の濃度は，原子炉格納容器ガス管理設備全体の効率から，１号機で 1/200 程度，２・３号機で 1/750 程度になるものと評価した。この１号機と２・３号機の違いは，排気ファンの仕様の違いによるものであり，排気ファンの容量に比例して再循環量（流量Qc）が増加することから，放射性物質が除去され放射性物質の濃度が低減した再循環ガスによる抽出ガス（流量Qin）の希釈割合が大きくなるためである。

４．参考（１～３号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績）

１号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績（平成 24 年 1 月 12 日）は，放出放射能量 $4.0\times10^{2}$ Bq/h，当該設備全体の効率 99.998％以上であり，表―２の評価結果を十分に上回っている。（フィルタ入口側濃度 約 1.1 Bq/cm$^{3※3}$，フィルタ出口側濃度 約 $1.3\times10^{-5}$ Bq/cm$^3$未満$^{※3}$）

２号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績（平成 23 年 11 月 14 日）は，放出放射能量 $1.2\times10^{3}$ Bq/h，当該設備全体の効率 99.995％であり，表―２の評価結果を十分に上回っている。（フィルタ入口側濃度 約 1.2 Bq/cm$^{3※3}$，フィルタ出口側濃度 約 $5.0\times10^{-5}$ Bq/cm$^{3※3}$）

３号機原子炉格納容器ガス管理設備については，試運転中の実績（平成 24 年 2 月 24 日）として，放出放射能量 $3.7\times10^{3}$ Bq/h，当該設備全体の効率 99.98％以下であり，

表―２の評価結果を上回るものと考える。（フィルタ入口側濃度 約 $6.7\times10^{-1}$ Bq/cm$^3$未満※３，フィルタ出口側濃度 約 $1.2\times10^{-4}$ Bq/cm$^3$※３）

※３ Cs-134 と Cs-137 の合計値。検出限界未満の場合は，検出限界値として考慮。なお，フィルタ入口側についてはバイアル瓶によるガス採取であり，フィルタ出口側については粒子フィルタ及びチャコールフィルタによる採取。

表―１ 評価条件

| | １号機 | ２号機 | ３号機 | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 流量 Qin | 123 m$^3$/h (15m$^3$/h (Normal)) | 130 m$^3$/h (16 m$^3$/h (Normal)) | 同左 | 抽出ガス温度 95℃条件 |
| 放射性物質の濃度 γin | 100 Bq/cm$^3$ | 100 Bq/cm$^3$ | 同左 | |
| 流量 Qout | 15.3 m$^3$/h (15 m$^3$/h (Normal)) | 16.4 m$^3$/h (16 m$^3$/h (Normal)) | 同左 | 運用開始時における想定流量（大気放出ガス温度は 5℃で換算） |
| 流量 Qc | 234.7 m$^3$/h | 983.6 m$^3$/h | 同左 | 排気ファン流量による（１号機 250m$^3$/h，２，３号機 1,000m$^3$/h） |
| （参考） 抽出する放射性物質の量 Qin×γin | $1.23\times10^{10}$ Bq/h | $1.30\times10^{10}$ Bq/h | 同左 | １～３号機合計 $3.83\times10^{10}$ Bq/h |

表―２ 評価結果

| | １号機 | ２号機 | ３号機 | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 原子炉格納容器ガス管理設備から放出される放射性物質の濃度 γout | 0.497 Bq/cm$^3$ | 0.132 Bq/cm$^3$ | 同左 | － |
| 原子炉格納容器ガス管理設備から放出される放射性物質の量 Qout・γout | $7.6\times10^{6}$ Bq/h | $2.2\times10^{6}$ Bq/h | 同左 | １～３号機合計 $1.2\times10^{7}$ Bq/h |
| 原子炉格納容器ガス管理設備全体の効率 $\left\{\left(1-\frac{\gamma_{out}}{\gamma_{in}}\right)\cdot100\right\}$ | 99.503 % | 99.868 % | 同左 | － |

## 2.9　原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器

### 2.9.1　　基本設計

#### 2.9.1.1　設置の目的

福島第一原子力発電所１～３号機の原子炉圧力容器内･原子炉格納容器内の冷却状態，未臨界状態，不活性雰囲気状態を適切に監視するため，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器を設置する。

#### 2.9.1.2　要求される機能

(1) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態を適切に監視できるとともに，記録が可能な機能を有すること。

(2) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態を適切に監視できるとともに，記録が可能な機能を有すること。

(3) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の不活性雰囲気状態を適切に監視できるとともに，記録が可能な機能を有すること。

#### 2.9.1.3　設計方針

(1) 冷却状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態が監視できるとともに，記録が可能な機能を有する設計とする。

(2) 未臨界状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態が監視できるとともに，記録が可能な機能を有する設計とする。

(3) 不活性雰囲気状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の水素濃度が監視できるとともに，記録が可能な機能を有する設計とする。

#### 2.9.1.4　供用期間中に確認する項目

(1) 冷却状態の監視のための計測器が監視に使用できる状態であること。

(2) 未臨界状態の監視のための計測器が監視に使用できる状態であること。

(3) 不活性雰囲気状態の監視のための計測器が監視に使用できる状態であること。

#### 2.9.1.5　主要な機器

(1) 設備概要

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器は，冷却状態の監視のための計測器として原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計，未臨界状態の監視のための計測器としてガス放射線モニタ，不活性雰囲気状態の監視のための計測器として水素濃度

計で構成される。

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計は，原子炉圧力容器・原子炉格納容器内に設置し，免震重要棟集中監視室で遠隔監視可能な設備とする。免震重要棟集中監視室までの伝送設備については，多重化，無停電電源装置の設置，プラント監視計測器専用に設置している電源（プラント計測器用エンジン発電機）の確保等により十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設備とする。

ガス放射線モニタ，水素濃度計は原子炉格納容器ガス管理設備に設置し，免震重要棟集中監視室で遠隔監視可能な設備とする。また，酸素濃度計も，原子炉格納容器ガス管理設備に設置する。

なお，今後の廃炉作業に向け，原子炉格納容器の漏洩孔位置に関する情報を得ることを目的として，原子炉格納容器水位計の設置を検討・実施することとしているが，冷却状態の補助的な監視としても使用する。

(2) 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内の周方向，高さ方向に温度検出器を複数設置する。また，温度計の指示値を記録可能な設備とする。ただし，故障と判断されたものについては除外する。なお，故障に伴い監視に使用できる温度計が減少することから新たな温度計の設置を検討・実施する。

既設の原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計については，事故後の過酷条件下で，一定の影響を受けているものの，事故後の状態変化に対し相当の挙動を示していること，また，その信頼性は冷温停止状態での監視に影響を及ぼす程度ではないことを確認している。既設の原子炉圧力容器温度計による冷却状態の監視においては，温度計の不確かさ（20℃以内）を踏まえても原子炉圧力容器底部の温度を概ね 100℃以下に維持できるように，約 80℃以下に維持することを目標に管理していく。さらに，燃料の一部が原子炉格納容器に移行している可能性を考慮し，原子炉格納容器内温度についても併せて確認していくこととし，原子炉格納容器内温度に全体的に著しい温度上昇傾向がないように管理していく。また，継続して既設温度計の信頼性評価を実施する。

(3) ガス放射線モニタ

ガス放射線モニタは 2 チャンネル設置し，指示値を記録可能な設備とする。

未臨界状態の監視においては，ガス放射線モニタで短半減期核種である Xe-135 を監視する。

(4) 水素濃度計

水素濃度計は 2 チャンネル設置し，指示値を記録可能な設備とする。

(5) 酸素濃度計

酸素濃度計は，原子炉格納容器ガス管理設備に設置する。

(6) 電源構成

電源は異なる系統の所内高圧母線から受電できる構成とし，外部電源喪失の場合でも，非常用所内電源から受電できる構成とする。

2.9.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器については，仮設防潮堤を設置したことでアウターライズ津波の影響がないと想定される O.P.10m 以上のエリアに設置する。

(2) 火災

現場盤等からの火災が考えられることから，初期消火の対応ができるよう近傍に消火器を設置する。

2.9.1.7 構造強度及び耐震性

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器については，一般産業施設と同等以上の安全性を保持するものとして設計する。

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計については，集中監視室までの伝送設備の多重化，プラント監視計測器専用に設置している電源の確保等により十分に高い信頼性を確保しているものの，地震等で機能が喪失した場合には，他の関連計器の監視や，地震や津波が収まった後，各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室の計測機器の監視を行うとともに，復旧に努める。

2.9.1.8 機器の故障への対応

2.9.1.8.1 機器の単一故障

(1) 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計の故障

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計は複数有り，故障時には故障した温度計を除外し，他の温度計で原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態の監視を行うとともに，必要に応じて復旧に努める。

(2) ガス放射線モニタの故障

ガス放射線モニタは，２チャンネルの連続運転であり，１チャンネル故障時には他の１チャンネルのガス放射線モニタで原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態の監視を行う。

(3) 水素濃度計の故障

水素濃度計は，２チャンネルの連続運転であり，１チャンネル故障時には他の１チャンネルの水素濃度計で原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の不活性雰囲気状態の監視を行う。

(4) 伝送設備等の故障

伝送設備等は，多重化しており，単一故障時には他の伝送設備等を使用している計測器を用いて，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態，未臨界状態，不活性雰囲気状態の監視を行う。

(5) 電源喪失

１系統の電源喪失においては，他の電源より供給されている計測器により，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態，未臨界状態，不活性雰囲気状態の監視を行う。

2.9.1.8.2 複数の設備の同時機能喪失

(1) 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計の故障

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計は複数有り，故障時には故障した温度計を除外し，他の温度計で監視を行う。全ての温度計が故障により機能喪失した場合には，他の関連計器を監視することにより原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態の監視を行うとともに，復旧に努める。

(2) ガス放射線モニタの故障

ガス放射線モニタが全て故障した場合，ガス放射線モニタを復旧させる措置を行うとともに，代替措置として原子炉圧力容器底部温度計，モニタリングポストにより，未臨界状態の監視を行う。

(3) 水素濃度計の故障

水素濃度計が全て故障した場合，速やかに復旧させる措置を行うとともに，代替措置として，必要な窒素封入量が確保されていることの確認を行う。

(4) 伝送設備等の故障

伝送設備等の故障により遠隔監視に支障が生じた場合には，故障機器の交換等を行い速やかに復旧することを原則とするが，復旧までに時間を要する場合においては，関連するパラメータの監視や，必要に応じて各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室の計測機器を監視する等により，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却

状態，未臨界状態，不活性雰囲気状態の監視を行う。

(5) 電源喪失

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

2系統の電源喪失においては，非常用所内電源から受電する。

非常用所内電源からの受電が困難となった場合は，無停電電源装置，プラント監視計測器専用に設置している電源（プラント計測器用エンジン発電機）から必要な電源を供給する。

b. ガス放射線モニタ，水素濃度計

2系統の電源喪失においては，非常用所内電源から受電する。

非常用電源からの受電が困難となった場合は，速やかに復旧させる措置を行うとともに，他の関連計測器の確認を行うなどの代替措置を行う。

2.9.1.8.3 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視機能喪失事象に対する評価

監視機能喪失により，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態把握が困難となるが，監視機能であり，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態に直接的な影響を与えるものではない。また，原子炉への注水量の減少操作や，窒素封入量の減少操作といった原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態を変化させる操作を実施しないこと，必要な注水量や窒素封入量が確保されていることを確認することにより，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態を把握することが可能である。

2.9.2 基本仕様

2.9.2.1 主要仕様

(1) 1号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

（原子炉圧力容器温度）（既設）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0～約300 ℃ |
| 個数 | 42（添付資料－1　図－1．　No.1～42） |

（原子炉格納容器内温度）（既設）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0～約300 ℃ |
| 個数 | 7（添付資料－1　図－1．　No.43～49） |

（原子炉格納容器内温度）（既設）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0～約 200 ℃ |
| 個数 | 15（添付資料－１　図－１．　No.50～64） |

（原子炉格納容器内温度）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱電対 |
| 計測範囲 | -40～約 300 ℃ |
| 個数 | 7（添付資料－１　図－１．　No.65～71） |

b. ガス放射線モニタ

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 半導体検出器 |
| 計測範囲 | 0～$1.4\times10^{4}$ $s^{-1}$ |
| チャンネル数 | 2 |

c. 水素濃度計

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱伝導度式水素濃度検出器 |
| 計測範囲 | 0～5 vol% |
| チャンネル数 | 2 |

d．酸素濃度計

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 隔膜ガルバニ電池式酸素濃度検出器 |
| 計測範囲 | 0～25 vol% |
| チャンネル数 | 2 |

(2) 2 号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

（原子炉圧力容器温度）（既設）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0～約 300 ℃ |
| 個数 | 41（添付資料－１　図－２．　No.1～41） |

（原子炉圧力容器温度）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0～約 300 ℃ |
| 個数 | 1（添付資料－１　図－２．　No.78） |

（原子炉格納容器内温度）（既設）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0～約 300 ℃ |
| 個数 | 11（添付資料－１　図－２．　No.42～52） |

（原子炉格納容器内温度）（既設）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0～約 200 ℃ |
| 個数 | 25（添付資料－１　図－２．　No.53～77） |

（原子炉格納容器内温度）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0～約 300 ℃ |
| 個数 | 8（添付資料－１　図－２．　No.80～87） |

b. ガス放射線モニタ

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | シンチレーション検出器 |
| 計測範囲 | 1～$10^5$ $s^{-1}$ |
| チャンネル数 | 2 |

c. 水素濃度計

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱伝導度式水素濃度検出器 |
| 計測範囲 | 0～5 vol% |
| チャンネル数 | 2 |

d．酸素濃度計（可搬式）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 隔膜ガルバニ電池式酸素濃度検出器 |
| 計測範囲 | 0～25 vol% |
| 個数 | 1 |

(3) 3 号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

（原子炉圧力容器温度）（既設）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0～約 300 ℃ |
| 個数 | 42（添付資料－１　図－３．　No.1～42） |

（原子炉格納容器内温度）（既設）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0～約 300 ℃ |
| 個数 | 11（添付資料－１　図－３．　No.43～53） |

（原子炉格納容器内温度）（既設）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱電対 |
| 計測範囲 | 0～約 200 ℃ |
| 個数 | 25（添付資料－１　図－３．　No54～78） |

b. ガス放射線モニタ

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | シンチレーション検出器 |
| 計測範囲 | 1～$10^5$ $s^{-1}$ |
| チャンネル数 | 2 |

c. 水素濃度計

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 熱伝導度式水素濃度検出器 |
| 計測範囲 | 0～5 vol% |
| チャンネル数 | 2 |

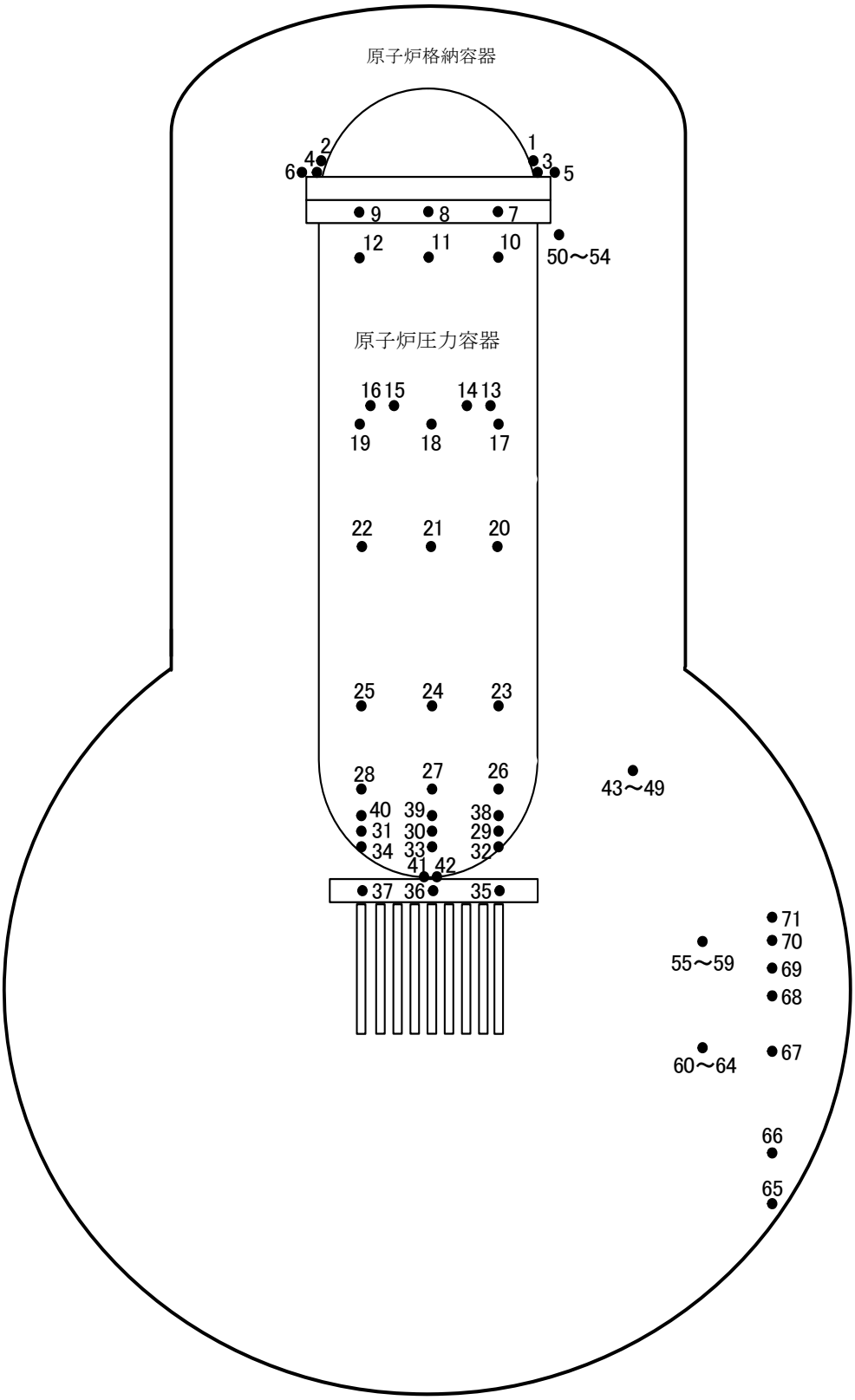
d．酸素濃度計（可搬式）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | 隔膜ガルバニ電池式酸素濃度検出器 |
| 計測範囲 | 0～25 vol% |
| 個数 | 1 |

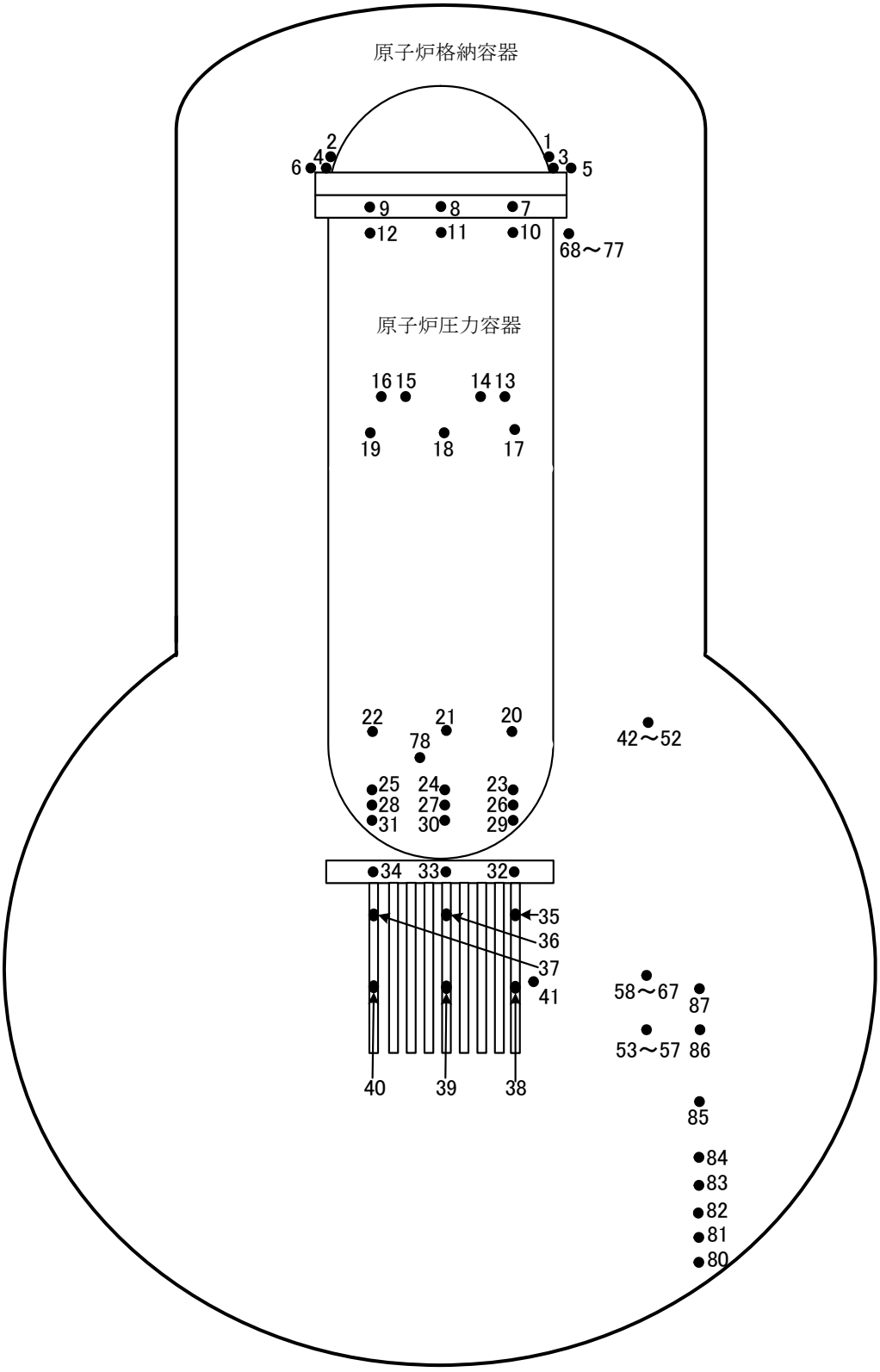
2.9.3　添付資料

添付資料－１　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器　配置図

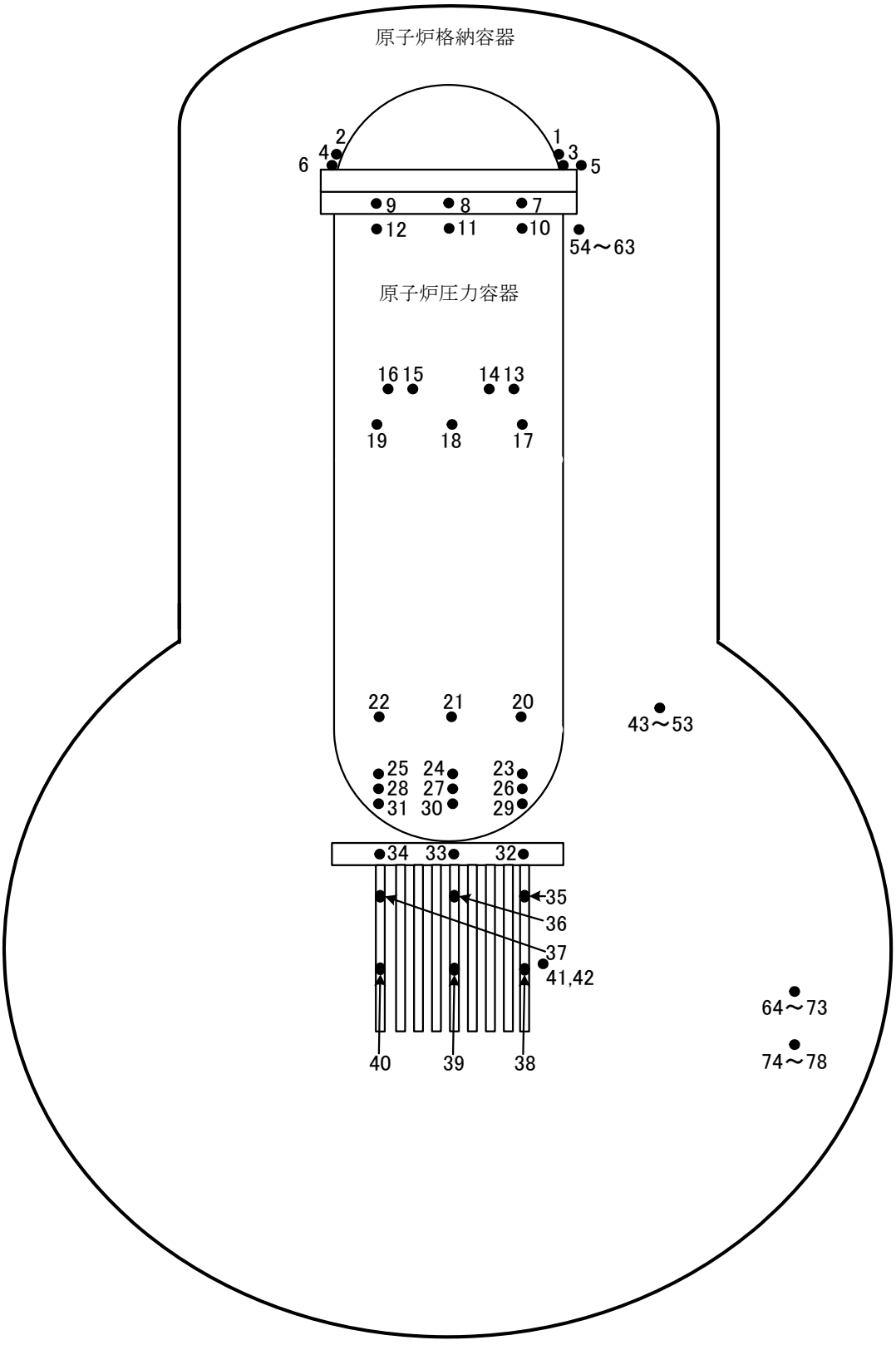
添付資料－２　ガス放射線モニタ，水素濃度計　系統概略図



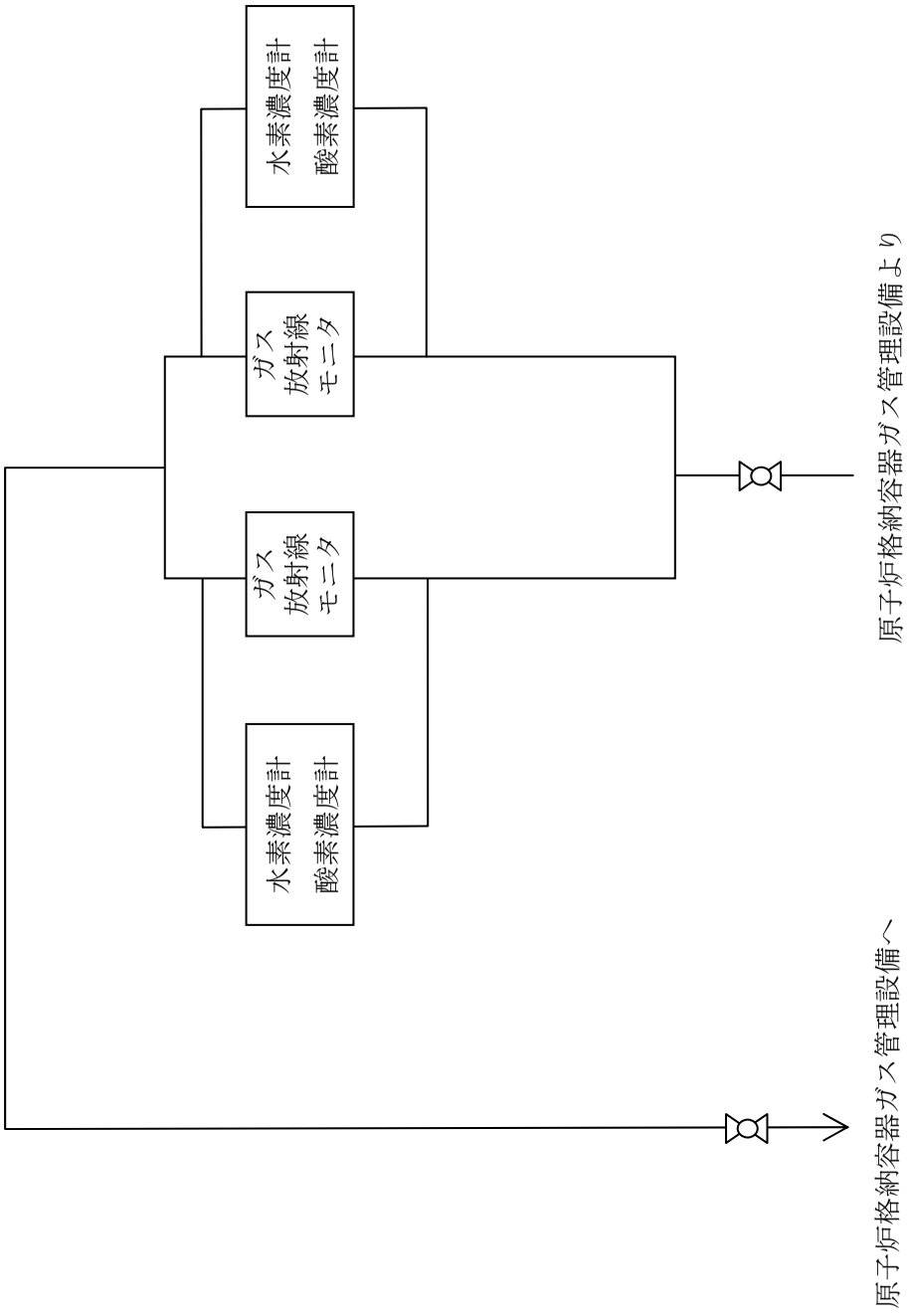

図－１．　１号機　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器　配置図



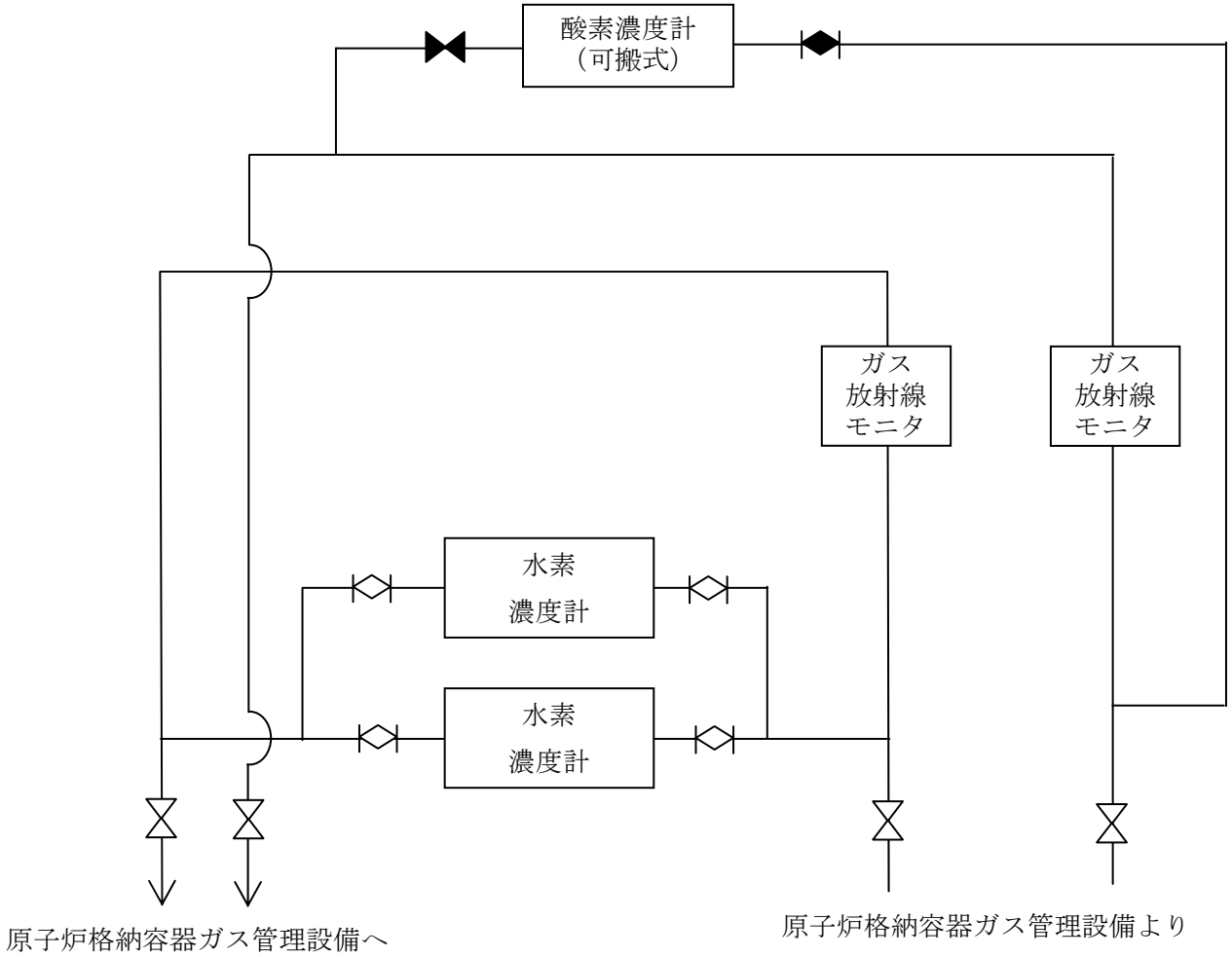

図－２．　２号機　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器　配置図



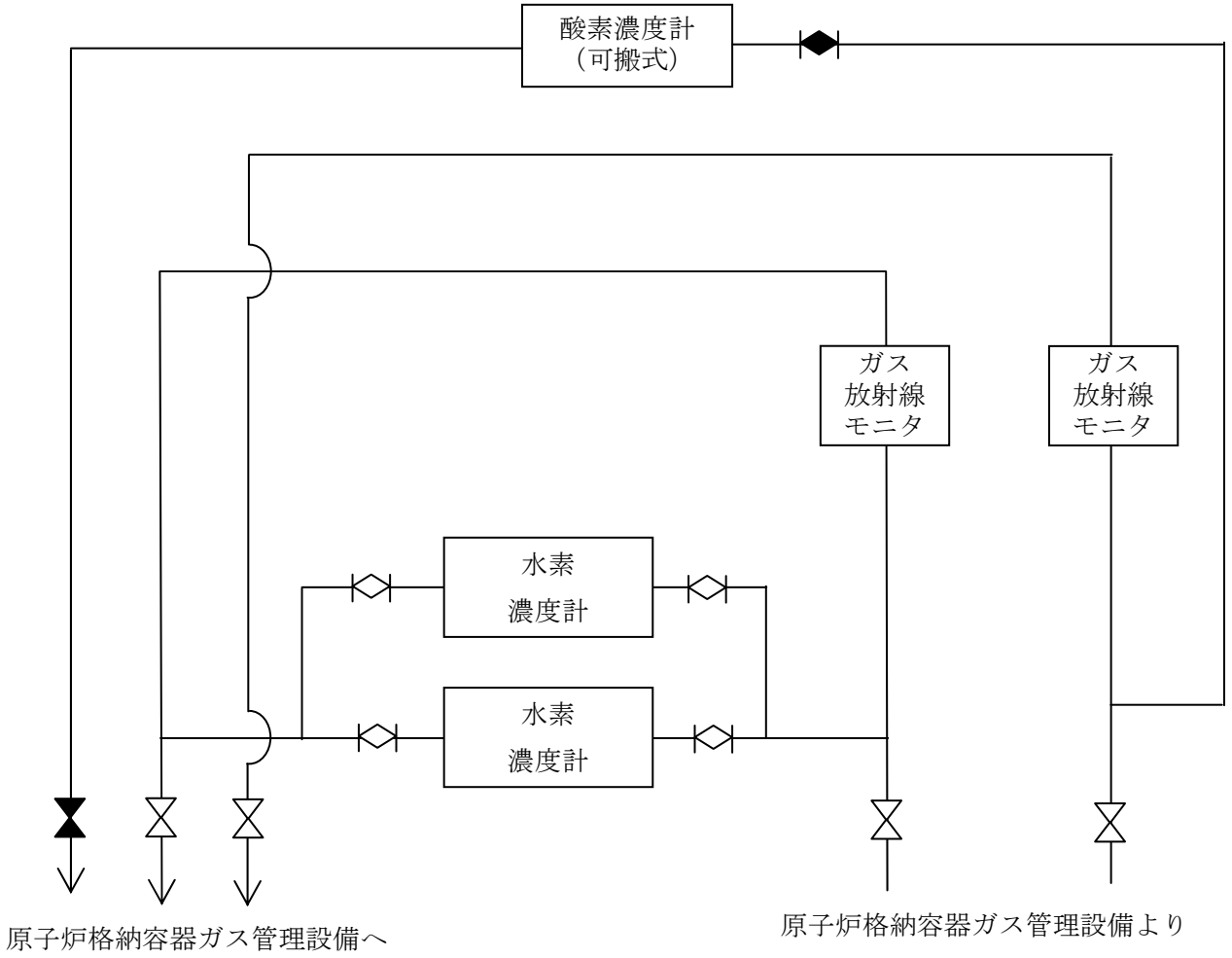

図－３．　３号機　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器　配置図




図－１．　１号機　ガス放射線モニタ，水素濃度計　系統概略図




図－２．　２号機　ガス放射線モニタ，水素濃度計　系統概略図




図－３．　３号機　ガス放射線モニタ，水素濃度計　系統概略図

## 2.10　放射性固体廃棄物等の管理施設

### 2.10.1　基本設計

#### 2.10.1.1　設置の目的

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等の管理施設は，作業員の被ばく低減，公衆被ばくの低減及び安定化作業の安全確保のために，放射性固体廃棄物等を適切に管理することを目的として設置する。

#### 2.10.1.2　要求される機能

放射性固体廃棄物等の処理・貯蔵にあたっては，その廃棄物の性状に応じて，適切に処理し，十分な保管容量を確保し，遮蔽等の適切な管理を行うことにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

#### 2.10.1.3　設計方針

(1)　貯蔵設備

放射性固体廃棄物は，固体廃棄物貯蔵庫，ドラム缶等仮設保管設備，サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク，造粒固化体貯槽等に貯蔵，または保管する設計とする。

発電所敷地内において，今回の地震，津波，水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材，除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は，固体廃棄物貯蔵庫，仮設保管設備，屋外等の一時保管エリアを設定し，一時保管する。

伐採木は，屋外の一時保管エリアに一時保管する。

使用済保護衣等は，固体廃棄物貯蔵庫，仮設保管設備，屋外の一時保管エリアに一時保管する。

(2)　被ばく低減

放射性固体廃棄物の管理施設は，作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるように，必要に応じて十分な遮蔽を行う設計とする。

瓦礫等の管理施設については，保管物の線量に応じた適切な遮蔽や設置場所を考慮することにより，被ばく低減を図る設計とする。

(3)　飛散等の防止

放射性固体廃棄物の管理施設は，処理過程における放射性物質の散逸等を防止する設計とする。

瓦礫等の管理施設については，発電所敷地内の空間線量率を踏まえ，周囲への汚染拡大の影響の恐れのある場合には，容器，仮設保管設備，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設に収納，またはシートによる養生等を実施する。

(4)　貯蔵能力

固体廃棄物貯蔵庫は，200ℓドラム缶約 284,500 本相当，ドラム缶等仮設保管設備は，200ℓドラム缶約 23,000 本相当を貯蔵保管する能力を有し，平成 25 年 3 月現在の保管量は固体廃棄物貯蔵庫で 175,730 本相当，ドラム缶等仮設保管設備で 10,231 本相当である。

なお，固体廃棄物貯蔵庫の地下階に高線量瓦礫を保管するエリアとして最大約 15,000$m^3$（ドラム缶約 6 万本相当）を準備する可能性があるが，その分のドラム缶保管場所の容量はあるものと考えている。

サイトバンカは，原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等を約 4,300$m^3$保管する能力を有し，平成 25 年 3 月現在の保管量は，制御棒約 61$m^3$，チャンネルボックス等約 265$m^3$，その他約 186$m^3$である。

瓦礫等の一時保管エリアの保管容量は，約 375,000$m^3$であり，平成 25 年 3 月現在の保管量は約 96,000$m^3$ である。また，瓦礫等の想定保管量は，平成 28 年 3 月において約 278,000$m^3$と見込んでおり，平成 27 年度末までの保管容量は総量として確保されるものと考える。

ただし，瓦礫類については，線量区分毎に保管管理しており，線量区分での推移をみると一部の線量区分では，平成 27 年度に逼迫するおそれがあることから，今後の瓦礫等の発生状況等を踏まえて一時保管エリアを追設していくが，他の線量区分のエリアに一時保管することも可能である。

なお，瓦礫等の想定保管量については，計画された工事において発生する瓦礫等の物量は，建屋図面の読み取り，現場調査，伐採するエリアの面積等から算出しており，発生する瓦礫等の線量は，これまでの実績を参考にして求めている。

また，想定保管量については，工事量の変動等により大きく変動する可能性があるため，保管量の増加により容量不足が見込まれる場合には，一時保管エリアを追設する。

(5)　津波への対応

アウターライズ津波の最大到達高さ O.P.+約 14m（敷地南側：仮設防潮堤設置後）に対して，固体廃棄物貯蔵庫，ドラム缶等仮設保管設備，瓦礫等一時保管エリア（１ヵ所除く）は，標高の高い場所に設置されている。また，敷地北側の標高の低い１ヵ所（O.P.+約 12m)の一時保管エリアについてもアウターライズ津波が遡上しないことを確認している。

サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク，造粒固化体貯槽等の貯蔵設備についても仮設防潮堤によりアウターライズ津波が遡上しないことを確認している（Ⅲ.3.1.3 参照)。

(6)　外部人為事象への対応

外部人為事象に対する設計上の考慮については，発電所全体の外部人為事象の対応に従う（Ⅱ.1.14 参照)。

(7)　火災への対応

火災に対する設計上の考慮については，発電所全体の火災への対応に従う（Ⅲ.3.1.2 参照)。

2.10.1.4　主要な設備

(1)　固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫は，原子炉設置許可申請書，工事計画認可申請書に基づく設備であり，１～６号機で発生したドラム缶に収納された放射性固体廃棄物，ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物，開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等の他，使用済保護衣等や原子炉設置許可申請書，工事計画認可申請書にて許可されていない瓦礫類を一時保管する。

瓦礫類は，材質により可能な限り分別し，容器に収納して一時保管エリアとしての固体廃棄物貯蔵庫内に一時保管する。また，容器に収納できない大型瓦礫類は，飛散抑制対策を講じて一時保管する。

固体廃棄物貯蔵庫は，第１棟～第８棟の８つの棟からなり，第６棟～第８棟については，地上１階，地下２階で構成している。固体廃棄物貯蔵庫に一時保管する瓦礫類のうち，目安線量として表面 30mSv/h を超える高線量の瓦礫類は地下階に保管する。地下階に高線量の瓦礫類を保管した場合には，コンクリート製の１階の床及び天井や壁による遮蔽効果により固体廃棄物貯蔵庫表面またはエリア境界の線量は十分低減されるが，この場合には，固体廃棄物貯蔵庫表面またはエリア境界において法令で定められた管理区域の設定基準線量（1.3mSv/3ヶ月（2.6μSv/h）以下）を満足するよう運用管理を実施する。ただし，バックグラウンド線量の影響を除く。なお，最大線量と想定している表面線量率 10Sv/h の瓦礫類を地下２階一面に収納したと仮定した場合でも，固体廃棄物貯蔵庫建屋表面線量率は約 $4\times10^{-7}$ μSv/h となり，法令で定められた管理区域の設定基準線量を満足することを評価し，確認している。

震災後の固体廃棄物貯蔵庫の建物調査の結果，第１棟については屋根や壁，柱の一部，第２棟については柱の一部に破損があり，第３棟と第４棟については，床の一部に亀裂がみられるため，平成 25 年度に第１棟，第３棟を，平成 26 年度に第２棟，第４棟を工事計画認可申請書記載の機能を満足するよう復旧し使用していく。第５棟～第８棟については，大きな損傷はみられない。

また，固体廃棄物貯蔵庫の第１棟～第８棟のうち，第４棟～第８棟については遮蔽機能，第５棟～第８棟については耐震性を以下の工事計画認可申請書により確認している。

第１棟　建設時第１７回工事計画認可申請書（45 公第 3715 号　昭和 45 年 5 月 11 日認可）

第２棟　建設時第１９回工事計画認可申請書（47 公第 577 号　昭和 47 年 2 月 28 日認可）

第３棟　建設時第１５回工事計画認可申請書（48 資庁第 1626 号　昭和 48 年 10 月 22 日認可）

第４棟　建設時第１４回工事計画認可申請書（50 資庁第 12545 号　昭和 51 年 1 月 31 日認可）

建設時第２１回工事計画軽微変更届出書（総官第 860 号　昭和 51 年 11 月 4 日届出）

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書（総官第 1293 号　昭和 52 年 2 月 7 日届出）

第５棟　工事計画認可申請書（平成 11･09･06 資第 11 号　平成 11 年 10 月 6 日認可）

建設時第１４回工事計画認可申請書（51 資庁第 11247 号　昭和 51 年 10 月 22 日認可）

建設時第２１回工事計画軽微変更届出書（総官第 1341 号　昭和 52 年 2 月 15 日届出）

第６棟　建設時第１４回工事計画認可申請書（52 資庁第 2942 号　昭和 52 年 4 月 12 日認可）

第７棟　工事計画認可申請書（55 資庁第 9548 号　昭和 55 年 8 月 28 日認可）

工事計画軽微変更届出書（総文発官 56 第 430 号　昭和 56 年 6 月 26 日届出）

第８棟　工事計画認可申請書（56 資庁第 14021 号　昭和 56 年 11 月 30 日認可）

(2)　ドラム缶等仮設保管設備

固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備には，ドラム缶等の一部を仮置きする。

ドラム缶等仮設保管設備は，建築基準法に従い設計しており，法令で定められた風圧力や地震力の外力に耐えられる設計であり，鋼材フレームに防炎性膜材を張ったテント状の設備で，床面はコンクリートである。

また，ドラム缶等仮設保管設備からの放射線による作業員への被ばくを低減する観点から，仮置きするドラム缶の線量制限を表面線量率 0.1mSv/h 以下とし，保管エリアを区画するとともに，線量率の測定結果を表示し作業員に注意喚起する。

なお，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶の仮置き期間は，平成 24 年 12 月から約３年間とし，仮置き後は今後検討する恒久的な設備へ移動する。

(3)　サイトバンカ

サイトバンカは，原子炉設置許可申請書，工事計画認可申請書に基づく設備であり，１～６号機で発生した原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等を保管する。ただし，サイトバンカに保管する前段階において，原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は使用済燃料プールに貯蔵するか，原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は運用補助共用施設内の使用済燃料共用プールに貯蔵する。

また，構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認して

いる。

工事計画認可申請書（53 資庁第 7311 号　昭和 53 年 8 月 18 日認可）

工事計画軽微変更届出書（総文発官 53 第 994 号　昭和 53 年 11 月 4 日届出）

(4)　使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備

使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備は，原子炉設置許可申請書，工事計画認可申請書に基づく設備であり，１～５号機廃棄物処理建屋（廃棄物地下貯蔵設備建屋を含む），６号機原子炉建屋付属棟，廃棄物集中処理建屋，運用補助共用施設内にある使用済樹脂貯蔵タンク，地下使用済樹脂貯蔵タンク，機器ドレン廃樹脂タンク，廃スラッジ貯蔵タンク，地下廃スラッジ貯蔵タンク，沈降分離タンク，造粒固化体貯槽等である。

現状において１～４号機廃棄物処理建屋及び廃棄物集中処理建屋設置分については，水没や汚染水処理設備の設置等により高線量となっており貯蔵設備へアクセスできないが，仮に放射性廃液等が漏えいしたとしても滞留水に対する措置により系外へ漏えいする可能性は十分低く抑えられている（Ⅰ.2.3.7，Ⅱ.2.6 参照）。

なお，点検が可能な液体廃棄物処理系または５，６号機のタンク等について，定期に外観点検または肉厚測定等を行い，漏えいのないことを確認することにより，当該貯蔵設備の状態を間接的に把握する。

今後，滞留水の処理状況が進み，環境が改善されれば確認を実施していく。

６号機原子炉建屋付属棟の地下を除いた５号機廃棄物処理建屋，６号機原子炉建屋付属棟及び運用補助共用施設の貯蔵設備については，大きな損傷がないこと並びに工事計画認可申請書等により構造強度，耐震性及び建屋内壁による遮へい機能を確認している。

６号機原子炉建屋付属棟の地下は，滞留水により没水しアクセスできないことから，貯蔵設備に対する滞留水の影響について確認しており（Ⅱ.2.33　添付資料－３参照），今後，滞留水の処理状況が進み，環境が改善されれば確認を実施していく。

主要な設備・機器について以下に示す。

a. ５号機

(a)廃棄物地下貯蔵設備使用済樹脂貯蔵タンク

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(b)廃棄物地下貯蔵設備廃スラッジ貯蔵タンク

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(c)液体・固体廃棄物処理系浄化系スラッジ放出混合ポンプ

建設時第３回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第９回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

建設時第２３回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）

(d)液体・固体廃棄物処理系浄化系スラッジブースタポンプ

建設時第３回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第９回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
建設時第２３回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）

(e)液体・固体廃棄物処理系床ドレン系廃スラッジサージポンプ

建設時第３回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第９回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
建設時第２３回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）
建設時第２８回工事計画軽微変更届出書（総官第303号 昭和52年5月30日届出）

(f)液体・固体廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵タンク

建設時第３回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第９回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(g)液体・固体廃棄物処理系濃縮廃液貯蔵タンク

建設時第３回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第８回工事計画軽微変更届出書（総官第534号 昭和49年7月29日届出）
建設時第９回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
建設時第２３回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）

(h)液体・固体廃棄物処理系機器ドレン系廃スラッジサージタンク

建設時第３回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第４回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）
建設時第９回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(i)液体・固体廃棄物処理系床ドレン系廃スラッジサージタンク

建設時第３回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第４回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）
建設時第９回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(j)液体・固体廃棄物処理系原子炉冷却材浄化系廃樹脂貯蔵タンク

建設時第３回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第４回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）
建設時第９回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(k)液体・固体廃棄物処理系廃スラッジ貯蔵タンク

建設時第３回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第９回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(l)液体・固体廃棄物処理系フェイズセパレータ

建設時第３回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）
建設時第４回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）
建設時第９回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(m)廃棄物地下貯蔵設備建屋

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(n)廃棄物処理建屋内壁

建設時第３０回工事計画軽微変更届出書（総官第961号 昭和52年10月8日届出）

b. 6 号機

(a)液体固体廃棄物処理系原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク

建設時第４回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(b)液体固体廃棄物処理系機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク

建設時第４回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(c)液体固体廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵タンク

建設時第４回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(d)液体固体廃棄物処理系濃縮廃液貯蔵タンク

建設時第４回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

建設時第７回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

(e)廃棄物処理建屋内壁

建設時第１６回工事計画認可申請書（53資庁第5742号 昭和53年6月27日認可）

(5) 覆土式一時保管施設

一時保管エリアの中に設置する覆土式一時保管施設には，瓦礫類を一時保管することができる。

覆土式一時保管施設は，線量低減対策として覆土による遮蔽機能を有する一時保管施設である。

覆土式一時保管施設は，地面を掘り下げ，底部にベントナイトシート，遮水シート，保護土を設置し，瓦礫類を収納して上から保護シート，緩衝材，遮水シート，土で覆う構造である。遮水シートにより雨水等の浸入を防止し，飛散，地下水汚染を防止する。また，保管施設内に溜まった水をくみ上げる設備を設ける。

なお，覆土式一時保管施設に用いる遮水シートは，覆土の変形並びに地盤変状に追従できるよう，引張伸び率が大きいものを使用する。

覆土による遮蔽機能が万が一損傷した場合には，損傷の程度に応じて，遮蔽の追加，施設の修復や瓦礫類の取り出しを行う。

(6) 伐採木一時保管槽

一時保管エリアの中に設置する伐採木一時保管槽には，伐採木を一時保管することができる。

伐採木一時保管槽は，防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽である。火災に対しては，双葉地方広域市町村圏組合火災予防条例を考慮している。

伐採木一時保管槽は，擁壁または築堤等にて保管槽を設置し，収納効率を上げるために伐採木（枝葉根）を減容し保管槽に収納して，保護シート，土，遮水シートで覆う構造である。また，伐採木（枝葉根）は，保管中の腐食による沈下を考慮する。

なお，伐採木一時保管槽に用いる遮水シートは，覆土の変形に追従できるよう，引張伸び率が大きいものを使用する。

覆土による遮蔽機能が万が一損傷した場合には，損傷の程度に応じて，遮蔽の追加，保管槽の修復や伐採木の取り出しを行う。

2.10.2　基本仕様

2.10.2.1　主要仕様

(1)　固体廃棄物貯蔵庫（1～6 号機共用）

棟数：8

容量：約 284,500 本（ドラム缶相当）

(2)　ドラム缶等仮設保管設備

大きさ：幅約 13m×奥行約 39m

高さ　：約 6m

設置個数：10

(3)　サイトバンカ（1～6 号機共用）

基数：1

容量：約 4,300$m^3$

(4)　仮設保管設備

ａ．一時保管エリアＡ１（テント）

大きさ：幅約 33m×奥行約 51m

高さ　：約 16m

設置個数：1

ｂ．一時保管エリアＡ２（テント）

大きさ：幅約 51m×奥行約 51m

高さ　：約 16m

設置個数：1

(5)　覆土式一時保管施設

大きさ：約 80m×約 20m

高さ　：約 5m（最大）

設置個数：4

保管容量：約 4000$m^3$/箇所

上部　：覆土（厚さ 1m 以上），遮水シート，緩衝材，保護シート

底部，法面部：保護土，遮水シート，ベントナイトシート

(6)　伐採木一時保管槽

大きさ：１槽あたり，200m$^2$以内

高さ　：約 3m

保管容量：１槽あたり，約 600m$^3$以内

上部　：遮水シート，覆土（厚さ 0.5m 以上），保護シート

槽間の離隔距離：2m 以上

2.10.3　添付資料

添付資料－１　今後３年間の想定発生量と保管容量の比較

添付資料－２　覆土式一時保管施設の主要仕様

添付資料－３　覆土式一時保管施設の仕様と安全管理

添付資料－４　伐採木一時保管槽の主要仕様

添付資料－５　伐採木一時保管槽の仕様と安全管理

添付資料－６　放射性固体廃棄物等の管理施設設置工程

添付資料－７　放射性固体廃棄物等の管理施設に係る確認項目

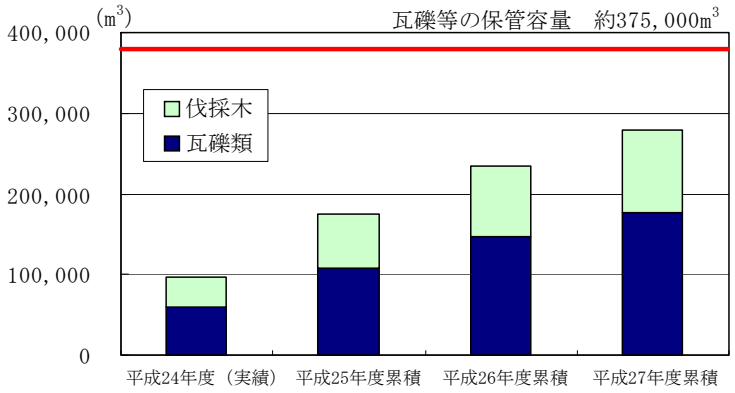
表２．１０－１　一時保管エリア一覧

| エリア名称 | 保管物 |
|---|---|
| 固体廃棄物貯蔵庫 | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＡ１ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＡ２ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＢ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＣ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＤ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＥ１ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＥ２ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＦ１ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＦ２ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＧ | 伐採木（枝葉根） |
| 一時保管エリアＨ | 伐採木（枝葉根・幹根） |
| 一時保管エリアＩ | 伐採木（幹根） |
| 一時保管エリアＪ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアL | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＭ | 伐採木（幹根） |
| 一時保管エリアＮ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＯ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＰ１ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＰ２ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＱ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＲ | 伐採木（枝葉根） |
| 一時保管エリアＳ | 伐採木（枝葉根） |
| 一時保管エリアＴ | 伐採木（枝葉根） |
| 一時保管エリアＵ | 瓦礫類 |
| 一時保管エリアＶ | 伐採木（枝葉根・幹根） |
| 一時保管エリアＷ | 瓦礫類 |

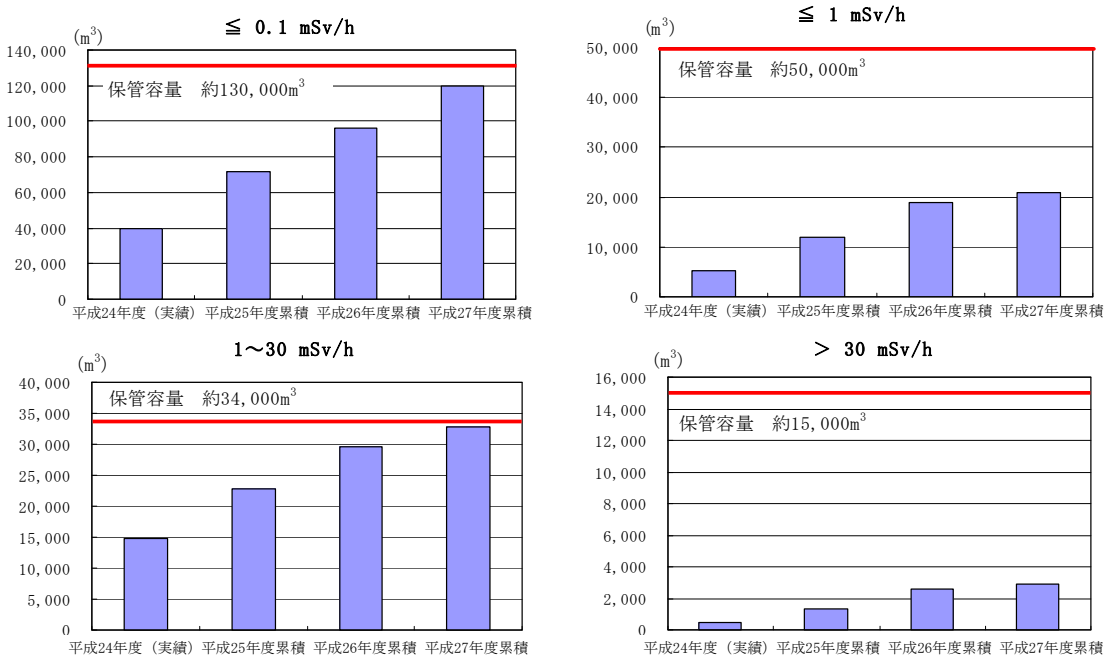



図２．１０－１　一時保管エリア配置図

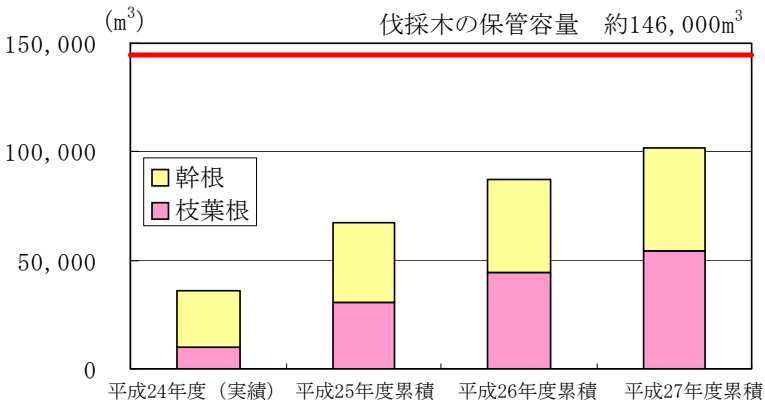
今後３年間の想定発生量と保管容量の比較




図－１　瓦礫等の想定発生量と保管容量の比較




図－２　瓦礫類の線量区分毎の想定発生量と保管容量の比較




図－３　伐採木の想定発生量と保管容量の比較

表－１　想定発生量の内訳（瓦礫等）

| | 瓦礫類 | 伐採木 | 合　計 |
|---|---|---|---|
| 平成24年度（実績） | 60,006 | 36,000 | 96,006 |
| 平成25年度累積 | 107,651 | 67,322 | 174,973 |
| 平成26年度累積 | 146,848 | 87,546 | 234,394 |
| 平成27年度累積 | 176,655 | 101,818 | 278,473 |
| 保管容量（$m^3$） | 228,200 | 146,400 | 374,600 |

表－２　想定発生量の内訳（瓦礫類線量区分）

| 線量区分（mSv/h） | ≦ 0.1 | ≦ 1 | 1 ～ 30 | ＞ 30 | 合　計 |
|---|---|---|---|---|---|
| 平成24年度（実績） | 39,660 | 5,113 | 14,763 | 470 | 60,006 |
| 平成25年度累積 | 71,740 | 11,867 | 22,713 | 1,331 | 107,651 |
| 平成26年度累積 | 95,880 | 18,835 | 29,534 | 2,599 | 146,848 |
| 平成27年度累積 | 120,020 | 20,929 | 32,818 | 2,888 | 176,655 |
| 保管容量（$m^3$） | 129,650 | 49,900 | 33,650 | 15,000 | 228,200 |

覆土式一時保管施設の主要仕様

大きさ：約 80m×約 20m

高さ　：約 5m（最大）

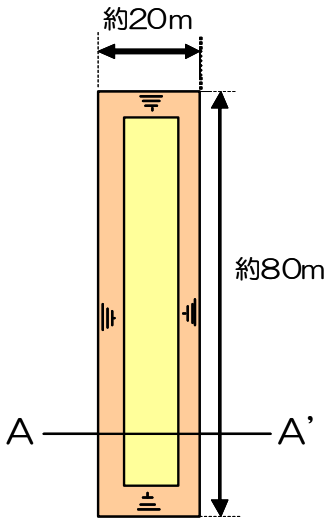
設置個数：4

保管容量：約 4,000$m^3$/箇所

上　　部：覆土（厚さ 1m 以上），遮水シート，緩衝材，保護シート

底部，法面部：保護土，遮水シート，ベントナイトシート

平面図




A-A’ 断面図

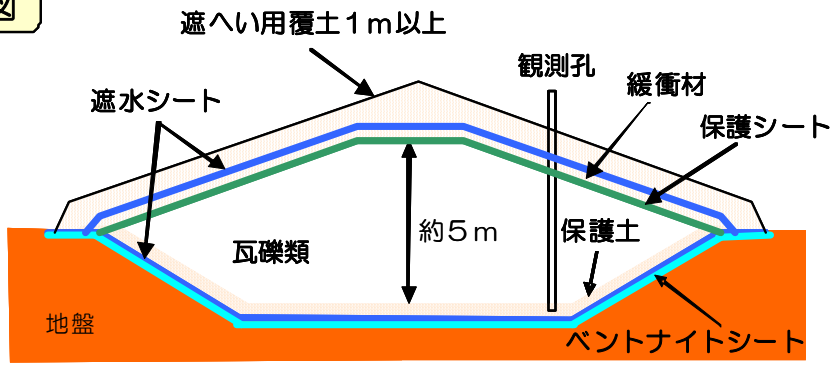



図　覆土式一時保管施設概略図

添付資料－３

覆土式一時保管施設の仕様と安全管理

<table>
<tr><th></th><th>瓦礫類搬入時</th><th>瓦礫類搬入後<br>保管状態</th></tr>
<tr><td>飛散抑制対策</td><td>・搬入した瓦礫類は，仮設テントで覆い飛散を抑制する。</td><td>・瓦礫類の搬入が全て終了した後は，上に遮水シート※1を敷設し，さらに覆土し飛散を抑制する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">雨水等の浸入防止，地下水汚染防止対策</td><td colspan="2">・底部にベントナイトシート，遮水シート※1を敷設し，その上に遮水シート※1を保護するための土を敷く。<br>・底面には，縦断勾配を設ける。槽内の最も低い位置には観測孔を設け，孔の底部には釜場を設置する。<br>・雨水や地下水が槽内に浸入した場合には，観測孔から水を回収し，保管または処理を実施する。</td></tr>
<tr><td>・瓦礫類の搬入時は，仮設テントで覆いをして，瓦礫類に雨がかからないようにする。</td><td>・瓦礫類の搬入が全て終了した後は，上に遮水シート※1を敷設し，さらに覆土し雨水等の流入を防止する。</td></tr>
<tr><td>遮蔽対策</td><td>・瓦礫類を搬入した後，覆土する。</td><td>・瓦礫類の搬入が全て終了した後は，覆土する。覆土の厚さは搬入時とあわせて 1m 以上とする。</td></tr>
<tr><td>保管管理</td><td colspan="2">・観測孔を用いて定期的に槽内の水位計測を行い，槽内に雨水や地下水が浸入していないことを確認する。<br>・施設の周辺の空間線量率，空気中放射性物質濃度を定期的に測定し，線量率測定結果を表示する。<br>・地下水の放射能濃度を定期的に測定する。<br>・外観確認により，覆土の状態など施設に異常がないことを確認する。<br>・施設の保管量を確認する。<br>・一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，関係者以外の立ち入りを制限する。</td></tr>
<tr><td>異常時の措置</td><td colspan="2">・地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮蔽機能の低下など施設の保管状態に異常が認められた場合には，損傷の程度に応じて遮蔽の追加，施設の修復や瓦礫類の取り出しを行う。</td></tr>
</table>

※1：遮水シート

(1)耐久性

遮水シートの耐久性に関して，最も影響が大きい因子は紫外線の暴露であるが，本施設では覆土により直接紫外線を受けない環境下にあることから，長期の耐久性を期待できる。

本施設で使用する HDPE シート（高密度ポリエチレン）は，耐候性試験 5000 時間（自然暴露で約 15 年に相当）で 80%以上の強度を持つことが規定されている[1)]。

また，ポリエチレンの耐放射線性については，$10^5$Gy 程度までは良好な耐放射線性を有すると報告されている[2)]。今回，一時保管する瓦礫類の放射線量率は最大 30mSv/h 程度（約 30mGy/h）であることから，十分長い期間について，放射線による遮水シートの劣化が表れることはないと考えられる。

遮水シートの耐久性については，熱安定性，耐薬品性等についても品質上の規定が設けられており[1)]，いずれの項目についても基準を満足することを確認した。

(2)施工時の品質確認

シート施工の際，以下に示す試験によりシートの品質確認を行う。

a.加圧試験（シート自動溶着部の水密性の確認）

シートの自動溶着部全数に対して，加圧試験を実施し，漏気がなく，圧力低下率が 20%以下であることを確認する。

b.負圧試験（シート手溶着部の水密性の確認）

シートの手溶着部全数に対して，負圧試験を実施し，気泡が発生しないことを確認する。

c.スパーク試験（シート母材の水密性の確認）

シート全面に対して，スパーク試験を実施し，スパークが発生しないことを確認する。

---

1)出典：日本遮水工協会ホームページ（遮水シート日本遮水工協会自主基準）

2)出典：先端材料シリーズ　照射効果と材料　日本材料学会編　（図 3.12　種々の高分子材料における耐放射線性の比較）

伐採木一時保管槽の主要仕様

大きさ：１槽あたり，200m$^2$ 以内
高　さ：約 3m
保管容量：１槽あたり，約 600m$^3$ 以内
上　　部：遮水シート，覆土（厚さ 0.5m 以上），保護シート
槽間の離隔距離：2m 以上

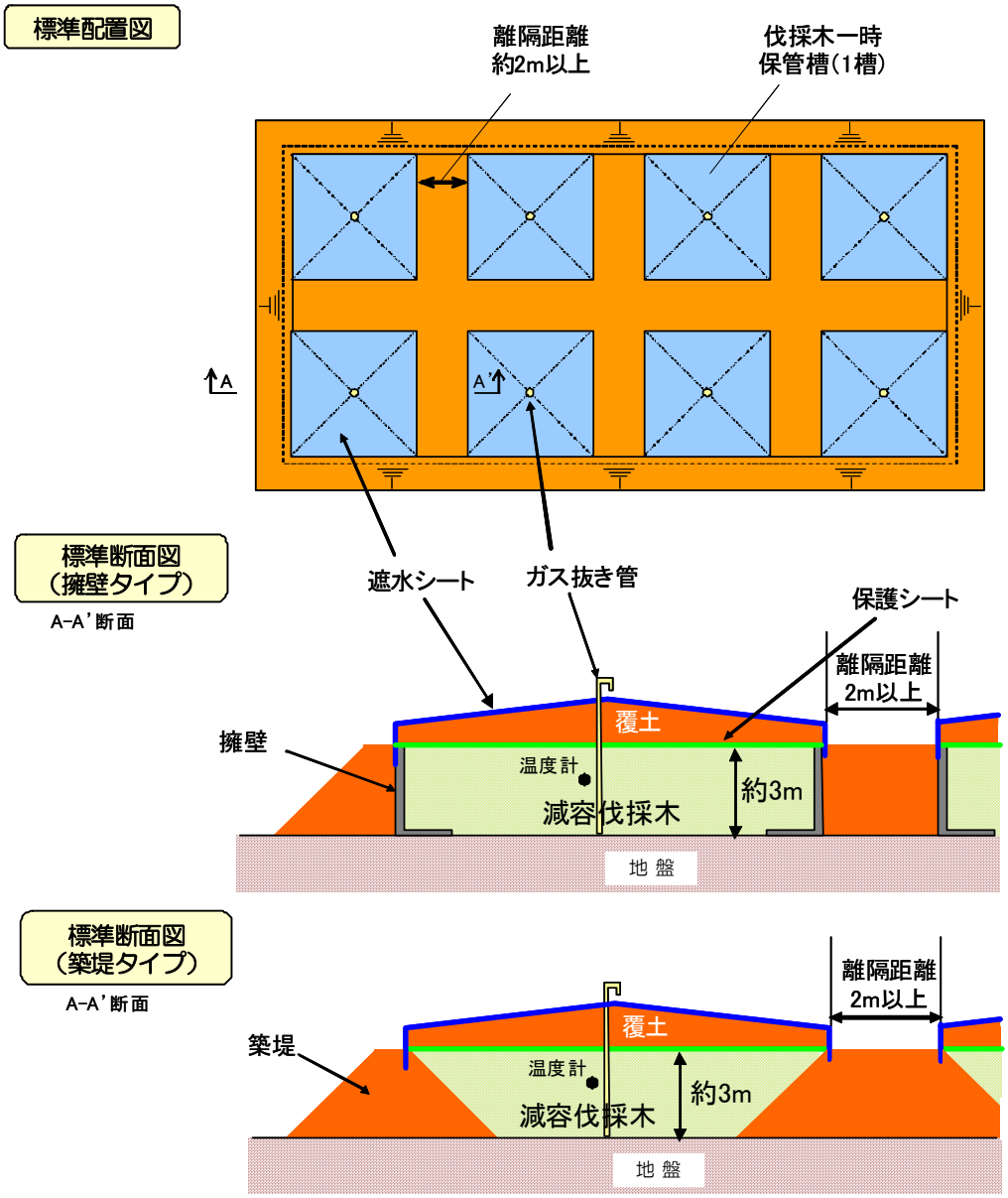



図　伐採木一時保管槽概略図

なお，保管槽の配置および形状は，現地の地形状況に応じて可能な限り効率的に配置する計画としているため，概略図通りとならない場合がある。

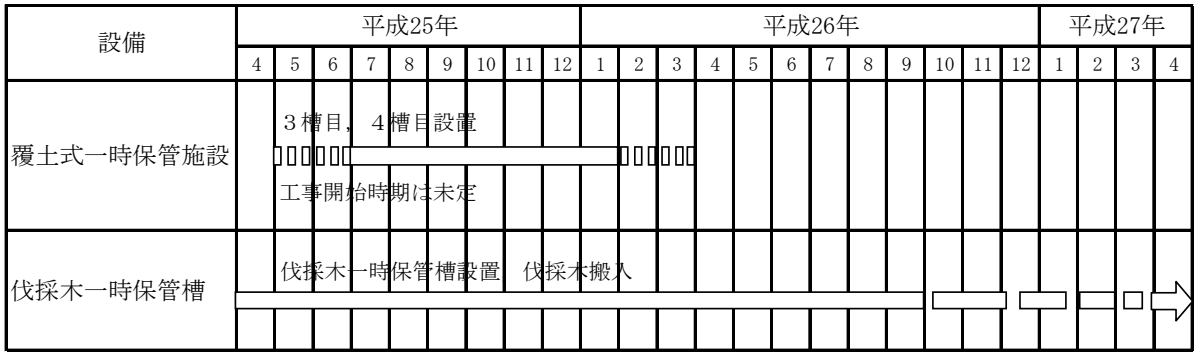
添付資料－５

伐採木一時保管槽の仕様と安全管理

| | |
|---|---|
| 飛散抑制対策 | ・ 減容した伐採木に覆土し，飛散を抑制する。 |
| 防火対策 | ・ 減容した伐採木に覆土後，遮水シート※1を敷設することにより，雨水等の流入の防止，空気中の酸素供給を抑制し，減容した伐採木の発酵発熱を抑制する。<br>・ 1槽あたりの設置面積を200㎡以内とし，各保管槽との間に2m以上の離隔距離をとることにより，火災時の延焼を防止する。<br>・ 覆土することによって，もらい火，不審火を防ぐ構造とする。<br>・ 温度測定により保管槽内の状態を監視する。 |
| 遮蔽対策 | ・ 減容した伐採木を覆土する。 |
| 保管管理 | ・ 保管槽の周辺の空間線量率，空気中放射性物質濃度を定期的に測定し，線量率測定結果を表示する。<br>・ 外観確認により，遮水シートに破損や覆土の異常な沈下がないことを確認する。<br>・ 保管槽の保管量を確認する。<br>・ 一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，関係者以外の立ち入りを制限する。<br>・ 温度測定により保管槽内の状態を監視する。 |
| 異常時の措置 | ・ 地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮蔽機能の低下など保管槽に異常が認められた場合には，異常の程度に応じて，保管槽の修復を行う。<br>・ 保管槽内において異常な温度上昇が認められた場合には，冷却等の措置を行う。 |

※1：遮水シートは，瓦礫類の覆土式一時保管施設と同等の品質である。

# 放射性固体廃棄物等の管理施設設置工程



放射性固体廃棄物等の管理施設に係る確認項目

放射性固体廃棄物等の管理施設の工事に係る主要な確認項目を表－１，表－２に示す。

表－１　覆土式一時保管施設の工事に係る確認項目

| 確認事項 | 確認項目 | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|
| 遮へい機能 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている覆土の厚さを確認する。 | 覆土厚さ 1m 以上であること。 |
| 遮水機能 | 材料確認 | 実施計画に記載されている遮水シートの材料を確認する。 | 実施計画のとおりであること。 |
| | 施工確認 | 実施計画に記載されている遮水シートの施工状態を確認する。 | 実施計画のとおりであること。 |
| 保管容量 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている保管容量であることを確認する。 | 約4,000m$^3$／箇所であること。 |
| 性能 | 外観確認 | 実施計画に記載されている覆土の状態など施設に異常がないことを確認する。 | 覆土表面に亀裂や陥没がなく平滑であること。 |

表－２　伐採木一時保管槽の工事に係る確認項目

| 確認事項 | 確認項目 | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|
| 遮へい機能 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている覆土の厚さを確認する。 | 覆土厚さ 0.5m または 0.7m 以上であること。 |
| 防火対策 | 材料確認 | 実施計画に記載されている遮水シートを確認する。 | 実施計画のとおりであること。 |
| | 施工確認 | 実施計画に記載されている遮水シートの施工状態を確認する。 | 実施計画のとおりであること。 |
| | 寸法確認 | 実施計画に記載されている保管槽の面積と高さ，離隔距離を確認する。 | ・１槽あたり，200m$^2$以内<br>・高さ約3m<br>・槽間の離隔距離2m以上 |
| | 外観確認 | 実施計画に記載されている防火対策設備（ガス抜き管，温度計）が設置されていることを確認する。 | ガス抜き管，温度計が設置されていること。 |
| 保管容量 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている保管容量であることを確認する。 | １槽あたり，約600m$^3$以内であること。 |
| 性能 | 外観確認 | 実施計画に記載されている遮水シートに破損や覆土の異常な沈下がないことを確認する。 | 遮水シートに破損がなく，覆土表面に亀裂や陥没がなく平滑であること。 |

## 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

### 2.11.1 基本設計

#### 2.11.1.1 設置の目的

使用済燃料プールからの燃料取り出しは，燃料取り出し用カバー（又はコンテナ）の設置による作業環境の整備，燃料等を取り扱う燃料取扱設備の設置を行い，燃料を使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックから取り出し原子炉建屋から搬出することを目的とする。

使用済燃料プールからの燃料取り出し設備は，燃料取扱設備，構内用輸送容器，燃料取り出し用カバーで構成される。燃料取扱設備は，燃料取扱機，クレーンで構成され，燃料取り出し用カバーにより支持される。なお，燃料の原子炉建屋外への搬出には，構内用輸送容器を使用する。

#### 2.11.1.2 要求される機能

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，二重のワイヤなどにより落下防止を図る他，駆動源喪失時にも燃料集合体を落下させない設計とする。

また，遮へい，臨界防止を考慮した設計とする。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，除熱，密封，遮へい，臨界防止を考慮した設計とする。また，破損燃料集合体を収納して輸送する容器については,燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，燃料取扱設備の支持，作業環境の整備及び放射性物質の飛散・拡散防止ができる設計とする。

#### 2.11.1.3 設計方針

(1) 燃料取扱設備

a. 落下防止

(a) 使用済燃料貯蔵ラック上には，重量物を吊ったクレーンを通過できないようにインターロックを設け，貯蔵燃料への重量物の落下を防止できる設計とする。

(b) 燃料取扱機の燃料把握機は，二重のワイヤや種々のインターロックを設け，また，クレーンの主要要素は，二重化を施すことなどにより，燃料移送操作中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

b. 遮へい

燃料取扱設備は，使用済燃料プールから構内用輸送容器への燃料集合体の収容操作を，燃料の遮へいに必要な水深を確保した状態で，水中で行うことができる設計と

するか，放射線防護のための適切な遮へいを設けて行う設計とする。

c. 臨界防止

燃料取扱設備は，燃料集合体を一体ずつ取り扱う構造とすることにより，燃料の臨界を防止する設計とする。

d. 放射線モニタリング

燃料取扱エリアの放射線モニタリングのため，放射線モニタを設け放射線レベルを測定し，これを免震重要棟集中監視室に表示すると共に，過度の放射線レベルを検出した場合には警報を発し，放射線業務従事者に伝える設計とする。

e. 単一故障

(a) 燃料取扱機の燃料把握機は，二重のワイヤや燃料集合体を確実につかんでいない場合には吊上げができない等のインターロックを設け，圧縮空気等の駆動源が喪失した場合にも，フックから燃料集合体が外れない設計とする。

(b) 燃料取扱機の安全運転に係わるインターロックは電源喪失，ケーブル断線で安全側になる設計とする。

(c) クレーンの主要要素は，二重化を施すことなどにより，移送操作中の構内用輸送容器等の落下を防止できる設計とする。

f. 試験検査

燃料取扱設備のうち安全機能を有する機器は，適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

また，破損燃料を取り扱う場合，燃料取扱設備は，破損形態に応じた適切な取扱手法により，移送中の放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(2) 構内用輸送容器

a. 除熱

使用済燃料の健全性及び構内用輸送容器構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。

b. 密封

周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

c. 遮へい

内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。

d. 臨界防止

想定されるいかなる場合にも，燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

また，破損燃料集合体を収納して輸送する容器は燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

a. 燃料取り出し作業環境の整備

燃料取り出し用カバーは，燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう，風雨を遮る設計とする。

また，必要に応じ燃料取り出し用カバー内にローカル空調機を設置し，カバー内の作業環境の改善を図るものとする。

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

燃料取り出し用カバーは，隙間を低減するとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することにより,カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる設計とする。

2.11.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，動力源がなくなった場合においても吊り荷を保持し続けること。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，除熱，密封，遮へい，臨界防止の安全機能が維持されていること。

(3)燃料取り出し用カバー

対象外とする。

2.11.1.5 主要な機器

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，燃料取扱機，クレーンで構成する。

a. 燃料取扱機

燃料取扱機は,使用済燃料プール及びキャスクピット上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。

b. クレーン

クレーンは,オペレーティングフロア上部を水平に移動するガーダ及びその上を移動するトロリで構成する。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，容器本体，蓋，バスケット等で構成する。

(3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，使用済燃料プールを覆う構造としており，必要により，燃料取扱機支持用架構及びクレーン支持用架構を有する。

また，燃料取り出し用カバーは換気設備及びフィルタユニットを有する。

なお，換気設備の運転状態やフィルタユニット出入口で監視する放射性物質濃度等の監視状態は現場制御盤及び免震重要棟集中監視室に表示され，異常時は警報を発するなどの管理を行う。

2.11.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

燃料取扱設備は，原子炉建屋オペレーティングフロア上（地上からの高さ約 30m）に設置されていることから，津波により燃料取り出し設備に影響を与えることはない。

燃料取り出し用カバーは鉄骨構造と鋼製の外装材により構成されているが，閉空間になっておらず，津波襲来時には，水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込み，津波による波圧は生じにくい。

(2)台風，竜巻

燃料取り出し用カバーは，建築基準法施行令に準拠した風圧力に対し設計している。

(3)外部人為事象

外部人為事象に対する設計事象の考慮については，Ⅱ.1.14　参照。

(4)火災

火災の発生が考えられる箇所について，火災の早期検知に努めるとともに，消火器を設置することで初期消火を可能にし，火災により安全性を損なうことのないようにする。

(5)環境条件

燃料取扱設備については，燃料取り出し用カバーに換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することとしている。

燃料取り出し用カバーの外部にさらされている鉄骨部は，劣化防止を目的に，塗装を施す。

2.11.1.7 運用

(1) 燃料集合体の健全性確認

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について，移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。

(2) 破損燃料の取り扱い

燃料集合体の機械的健全性確認において，破損が確認された燃料集合体を移送する場合には，破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により，放射性物質の飛散・拡散を防止する。

2.11.1.8 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

a. 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，設計，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準による。

燃料取扱設備は，地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

b. 構内用輸送容器

構内用輸送容器は取扱中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。

構内用輸送容器は，設計，材料の選定，製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。

c. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，設計，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準を原則とするが，特殊な環境下での設置となるため，必要に応じ解析や試験等を用いた評価により確認する。

燃料取り出し用カバーは，燃料取扱設備を支持するために必要な構造強度を有する設計とする。

(2) 耐震性

a. 燃料取扱設備

(a) 燃料取扱機

燃料取扱機は，使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮することとし，検討用地震動として基準地震動 Ss により使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

(b) クレーン

クレーンは，使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮する。クレーンは，「JEAG4601・補-1984 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」に基づき，通常時は使用済燃料プール上にはなく，基準地震動 Ss が発生して使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックを損傷させる可能性は少ないため，検討用地震動として弾性設計用地震動 Sd により使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

b. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，その損傷による原子炉建屋，使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮することとし，基準地震動 Ss により確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

2.11.2 基本仕様

2.11.2.1 主要仕様

(1) 燃料取扱設備

（第４号機を除く）

a. 燃料取扱機

| | |
|---|---|
| 個数 | 1 式 |

b. クレーン

| | |
|---|---|
| 個数 | 1 式 |

（第４号機）

a. 燃料取扱機

| | | |
|---|---|---|
| 型式 | 燃料把握機付移床式 | |
| 基数 | 1 基 | |
| 定格荷重 | 燃料把握機 | ：450kg |
| | 補助ホイスト | ：450kg |

b. クレーン

| | | |
|---|---|---|
| 型式 | 天井走行式 | |
| 基数 | 1 基 | |
| 定格荷重 | 主巻 | ：100t |
| | 補巻 | ：5t |
| | ホイスト | ：10t |

(2) 構内用輸送容器

（第４号機を除く）

| | |
|---|---|
| 個数 | 1 式 |

（第４号機）

| | |
|---|---|
| 型式 | NFT-22B 型 |
| 収納体数 | 22 体 |
| 個数 | 2 基 |

(3) 燃料取り出し用カバー（換気設備含む）

（第３号機及び第４号機を除く）

| | |
|---|---|
| 個数 | 1 式 |

（第４号機）

a.　燃料取り出し用カバー

| | |
|---|---|
| 種類 | 鉄骨造 |
| 寸法 | 約 69m（南北）×約 31m（東西）×約 53m（地上高）<br>（作業環境整備区画）<br>約 55m（南北）×約 31m（東西）×約 23m（オペレーティングフロア上部高さ） |
| 個数 | 1 個 |

b.　送風機（給気フィルタユニット）

| | |
|---|---|
| 種類 | 遠心式 |
| 容量 | 25,000$m^3$/h |
| 台数 | 3 台 |

c.　プレフィルタ（給気フィルタユニット）

| | |
|---|---|
| 種類 | 中性能フィルタ（袋型） |
| 容量 | 25,000$m^3$/h |
| 台数 | 3 台 |

d.　高性能粒子フィルタ（給気フィルタユニット）

| | |
|---|---|
| 種類 | 高性能粒子フィルタ |
| 容量 | 25,000$m^3$/h |
| 効率 | 97%（粒径 0.3$\mu$m）以上 |
| 台数 | 3 台 |

e.　排風機（排気フィルタユニット）

| | |
|---|---|
| 種類 | 遠心式 |
| 容量 | 25,000$m^3$/h |
| 台数 | 3 台 |

f.　プレフィルタ（排気フィルタユニット）

| | |
|---|---|
| 種類 | 中性能フィルタ（袋型） |
| 容量 | 25,000$m^3$/h |
| 台数 | 3 台 |

g.　高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

| | |
|---|---|
| 種類 | 高性能粒子フィルタ |
| 容量 | 25,000$m^3$/h |
| 効率 | 97%（粒径 0.3$\mu$m）以上 |
| 台数 | 3 台 |

h.　放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | シンチレーション検出器 |
| 計測範囲 | $10^{-0}$～$10^{4}s^{-1}$ |
| 台数 | 排気フィルタユニット入口　1 台<br>排気フィルタユニット出口　2 台 |

i.　ダクト

(a)カバー内ダクト

| | |
|---|---|
| 種類 | 長方形はぜ折りダクト／鋼板ダクト |
| 材質 | 溶融亜鉛めっき鋼板（SGCC 又は SGHC）／SS400 |

(b)屋外ダクト

| | |
|---|---|
| 種類 | 長方形はぜ折りダクト／鋼板ダクト |
| 材質 | 溶融亜鉛めっき鋼板（SGCC 又は SGHC，ガルバニウム付着）／SS400 |

(c)柱架構ダクト

| | |
|---|---|
| 種類 | 柱架構 |
| 材質 | 鋼材 |

（第３号機）

a.　燃料取り出し用カバー

| | |
|---|---|
| 種類 | 鉄骨造 |
| 寸法 | 約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高）<br>（作業環境整備区画）<br>約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 24m（オペレーティングフロア上部高さ） |
| 個数 | 1 個 |

b.　排風機

| | |
|---|---|
| 種類 | 遠心式 |
| 容量 | 30,000$m^3$/h |
| 台数 | 2 台 |

c.　プレフィルタ（排気フィルタユニット）

| | |
|---|---|
| 種類 | 中性能フィルタ |
| 容量 | 10,000$m^3$/h |
| 台数 | 4 台 |

d.　高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

| | |
|---|---|
| 種類 | 高性能粒子フィルタ |
| 容量 | 10,000$m^3$/h |
| 効率 | 97%（粒径 0.3$\mu$m）以上 |
| 台数 | 4 台 |

e.　放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | シンチレーション検出器 |
| 計測範囲 | $10^{-1}$～$10^{5}s^{-1}$ |
| 台数 | 排気フィルタユニット入口　1 台 |
| | 排気フィルタユニット出口　2 台 |

f.　ダクト

| | |
|---|---|
| 種類 | はぜ折りダクト／鋼板ダクト |
| 材質 | ガルバリウム鋼板／SS400 |

2.11.3 添付資料

添付資料－１　燃料取扱設備の設計等に関する説明書

添付資料－１－１　燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書※2

添付資料－１－２　放射線モニタリングに関する説明書※2

添付資料－１－３　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書※1

添付資料－２　構内用輸送容器の設計等に関する説明書

添付資料－２－１　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※2

添付資料－２－２　破損燃料用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※1

添付資料－２－３　構内輸送時の措置に関する説明書※2

添付資料－３　燃料取り出し用カバーの設計等に関する説明書

添付資料－３－１　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書※3

添付資料－３－２　がれき撤去等の手順に関する説明書

添付資料－３－３　移送操作中の燃料集合体の落下※3

添付資料－４　構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－４－１　燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書※2

添付資料－４－２　燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書※3

添付資料－４－３　燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書※3

添付資料－５　使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表※3

添付資料－６　福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバーに関する説明書

添付資料－７　福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバー解体について

※1，※2（第４号機を除く）及び※3（第３号機及び第４号機を除く）の説明書については，現地工事開始前までに報告を行い，確認を受けることとする。

# 燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書

## 1.　4 号機燃料取り扱いに関する概要

### 1.1　概要

燃料取扱設備は，燃料取扱機及びクレーンで構成し，新燃料及び使用済燃料を使用済燃料貯蔵プールから取り出し，燃料取り出し用カバーから搬出するまでの取り扱いを行うものである。

なお，燃料の搬出には構内用輸送容器を使用する。

また，燃料取扱機は燃料集合体を 1 体ずつ取り扱う構造とすることにより，燃料の臨界を防止できる設計とし，燃料集合体の構内用輸送容器への収容操作が使用済燃料の遮へいに必要な水深を確保した状態で，水中で行うことができる設計とする。

さらに，燃料取扱設備は地震荷重等の適切な組み合わせを考慮しても強度上耐え得る設計とするとともに，燃料取扱機は二重のワイヤロープや種々のインターロック等を設け，クレーンの主要要素は種々の二重化を行うこと等により，移送操作中の燃料集合体の落下を防止する設計とする。

また，燃料取扱設備はその機能の健全性を確認するため，定期的に試験及び検査を行う。

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンの概要を以下に示す。

(1)　4 号機　燃料取扱機

燃料取扱機は使用済燃料貯蔵プール，キャスクピット上を走行し，ブリッジ，トロリ，燃料把握機，補助ホイストで構成されている。

トロリには運転台及び 1 体の燃料集合体をつかむ燃料把握機があり，燃料集合体を使用済燃料貯蔵プール内の適当な位置に移送することができる。

燃料把握機のフックは空気作動式であり，燃料集合体をつかんだ状態で空気源が喪失しても，フックが開とならないようにする機械的機構を有しているため，燃料集合体を確実に保持できる。また，燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造である。さらに燃料取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するため，燃料把握機にインターロックを設ける。

本装置は走行，横行，昇降を安全かつ確実に行うため，各装置にインターロックを設ける。

また，地震時にも転倒することがない構造であり，走行部はレールを抱え込む構造である。

なお，燃料取扱機は崩壊熱により燃料が溶融しないよう，使用済燃料を使用済燃料貯蔵プール水中で取り扱う設計とする。

(2)　4 号機　クレーン

クレーンは，燃料取り出し用カバー内及びオペレーションフロア上で構内用輸送容器の移送を行うものである。

本クレーンは，地震時にも落下することがない構造であり，構内用輸送容器の移送中において駆動源が喪失しても確実に保持できる。

また重量物を移送する主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造である。

フックは玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設ける。

さらに，重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設ける。

1.2.　4 号機　燃料落下防止対策

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンは，以下に示す落下防止対策により燃料集合体を安全かつ確実に取り扱うことができる設計とする。

燃料集合体の落下防止対策を表 1 に示す。

表 1　燃料集合体の落下防止対策

| 機器名称 | 落下防止対策 |
|---|---|
| 燃料取扱機 | (1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造<br>(2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造<br>(3)　燃料把握機の機械的インターロック<br>(4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック<br>(5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造 |
| クレーン | (1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造<br>(2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造<br>(3)　フックは外れ止め装置を有する構造 |

上記の落下防止対策の概要を次紙以降に示す

## 1.3. 4 号機　燃料取扱設備の未臨界性

燃料取扱機は，燃料集合体を 1 体ずつ取り扱う構造とすることにより，未臨界性は確保される。

また，クレーンは未臨界性について評価されている構内用輸送容器に燃料集合体を収納して取り扱う。

| 機器名称 | 落下防止対策 |
|---|---|
| 燃料取扱機 | (1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造<br>(2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造<br>(3)　燃料把握機の機械的インターロック<br>(4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック<br>(5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造 |
| クレーン | (1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機で保持する構造<br>(2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造<br>(3)　フックは外れ止め装置を有する構造 |

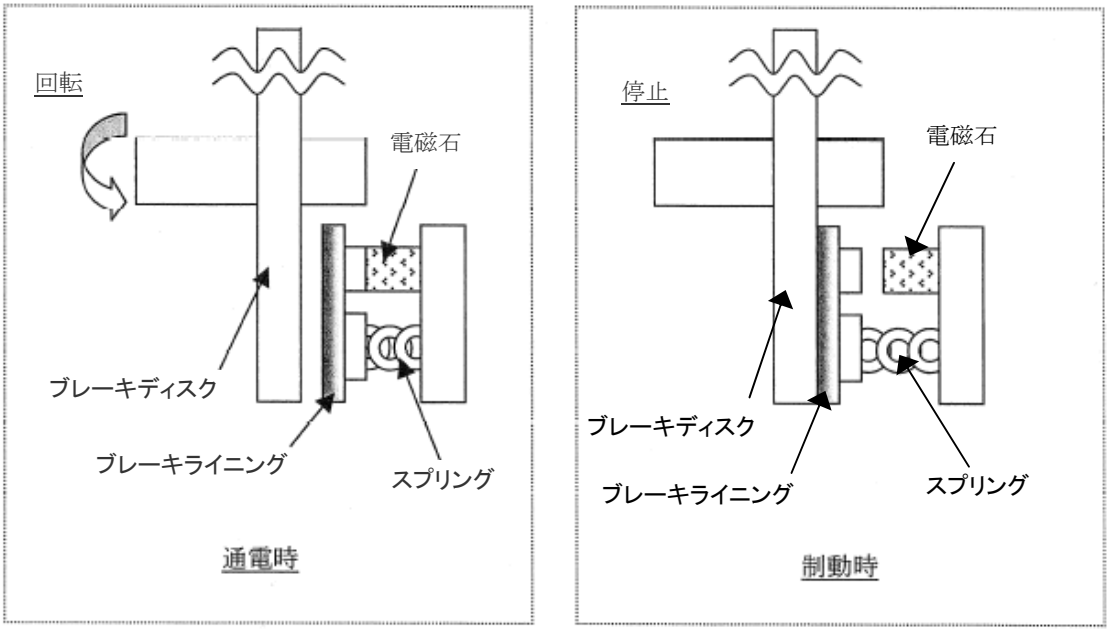
電磁ブレーキは，電源断時にバネによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○電磁ブレーキ（電磁ディスクブレーキ）の動作原理

電磁ディスクブレーキは，スプリング力によってブレーキライニングをブレーキディスクに押しつけて電動機の回転を制動している。電動機に通電すると，電磁コイルに電流が流れ，電磁石がスプリングの力に逆らってブレーキを解放する。

電動機を停止させると，再びスプリング力によってブレーキライニングがブレーキディスクを押しつけて制動する。電磁ディスクブレーキは，ホイストの巻上装置等に使用されている。

以下に通電（回転）時と，制動時の模式図を示す。



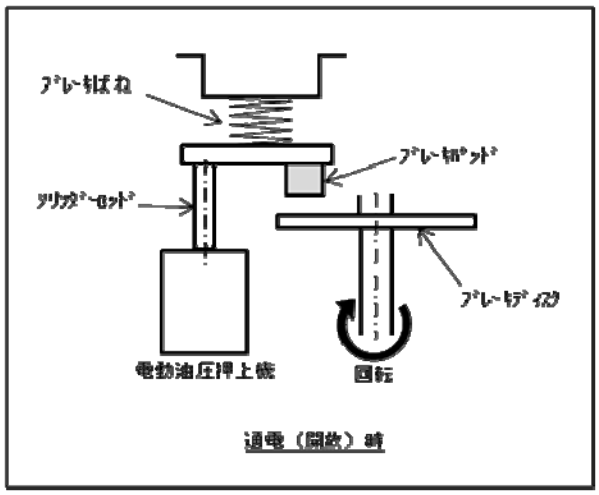
電動油圧押上機ブレーキは，電源断時にブレーキばねによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

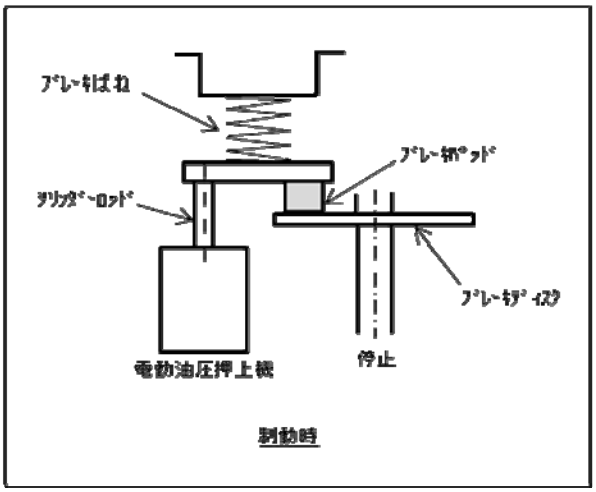
○電動油圧押上機ブレーキ（電動油圧押上機ディスクブレーキ）の動作原理

電動油圧押上機ブレーキは，ブレーキばねの力によってブレーキパッドをブレーキディスクに押しつけて電動機の回転を制動している。巻上モータに通電すると，同時に電動油圧押上機にも通電され，内蔵モータにより油圧が発生し，シリンダーロッドを押上げ，ブレーキばねを縮めることによりブレーキを開放する。

巻上モータを停止させると，電動油圧押上機も停止するため，再びブレーキばねの力によってブレーキパッドがブレーキディスクを押しつけて制動する。

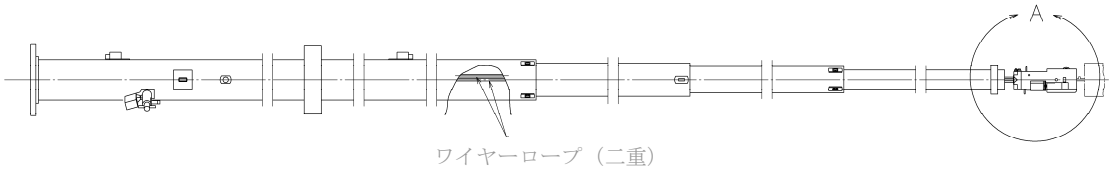
以下に通電(開放)時と，制動時の模式図を示す。

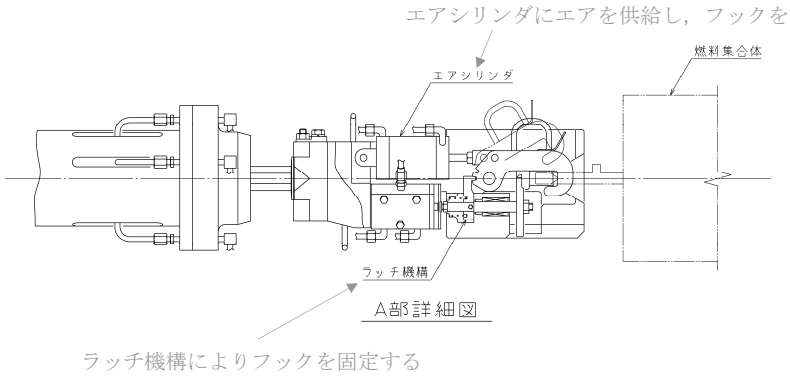


| 機器名称 | 落下防止対策 |
|---|---|
| 燃料取扱機 | (1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造<br>(2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造<br>(3)　燃料把握機の機械的インターロック<br>(4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック<br>(5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造 |
| クレーン | (1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造<br>(2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造<br>(3)　フックは外れ止め装置を有する構造 |

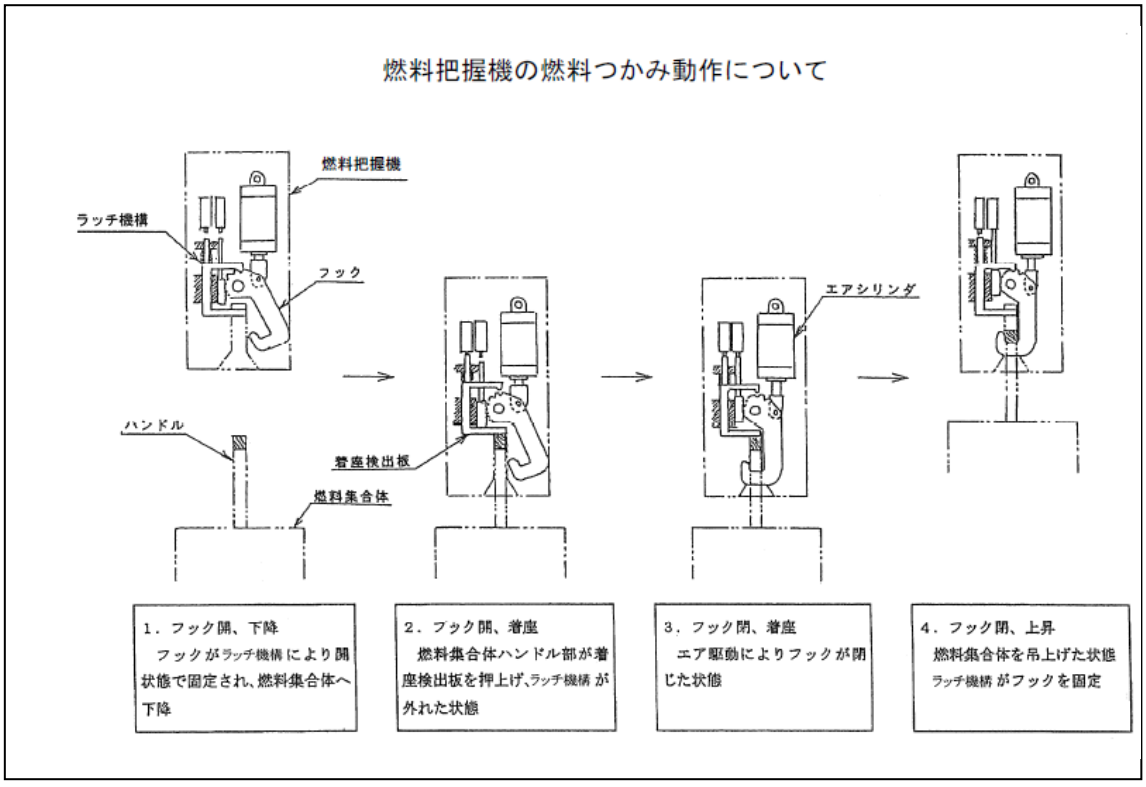
燃料把握機は，フックの駆動に用いる空気源が喪失しても，ラッチ機構によりフックが開かないような設計としている。



| 機器名称 | 落下防止対策 |
|---|---|
| 燃料取扱機 | (1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造<br>(2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造<br>(3)　燃料把握機の機械的インターロック<br>(4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック<br>(5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造 |
| クレーン | (1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造<br>(2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造<br>(3)　フックは外れ止め装置を有する構造 |

燃料集合体を吊った状態においては，燃料把握機はラッチ機構により固定されフックを開くことができない。また，燃料把握時には燃料集合体ハンドル部が着座検出板を押し上げるとラッチ機構が外れる機械的インターロックを備えている。

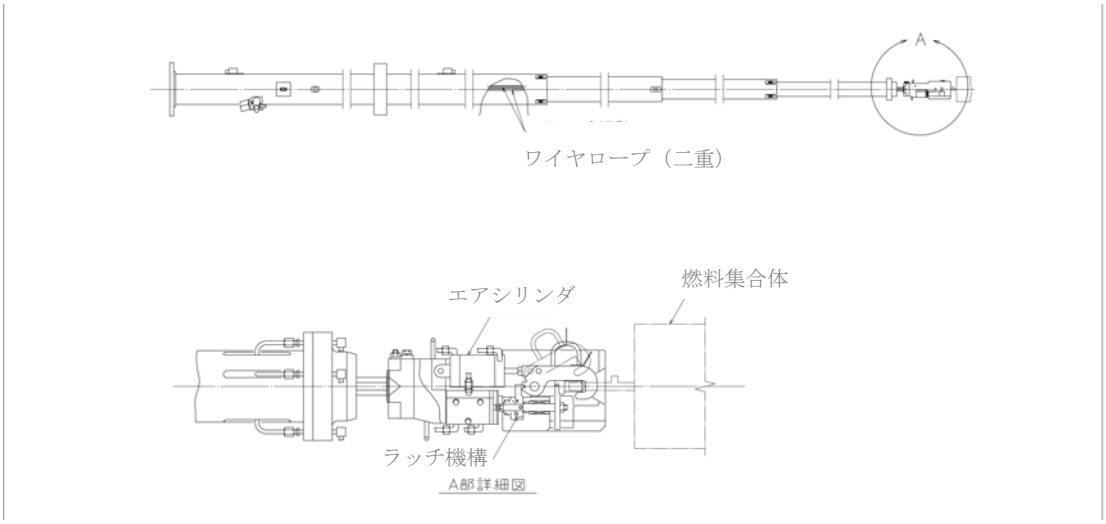


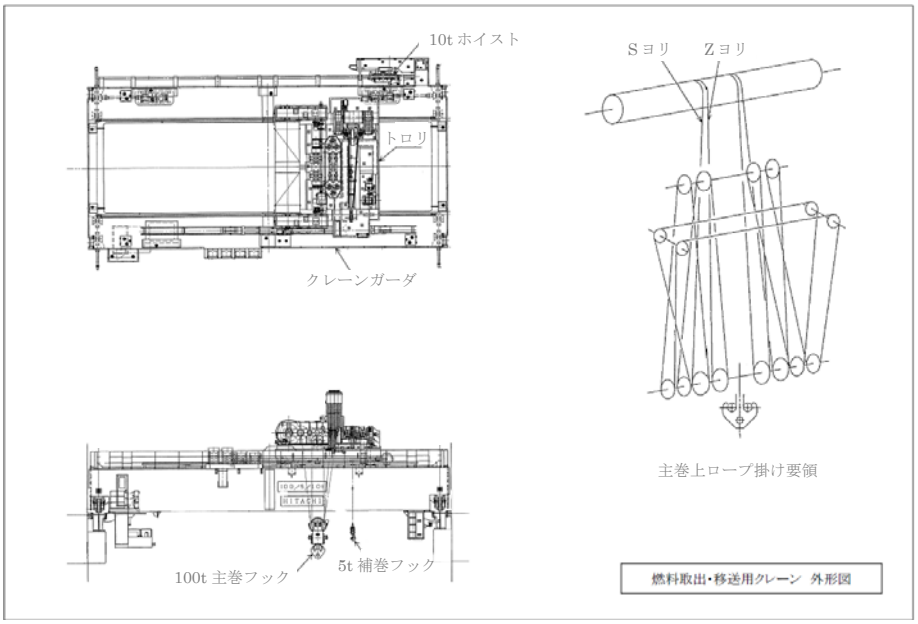
| 機器名称 | 落下防止対策 |
|---|---|
| 燃料取扱機 | (1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造<br>(2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造<br>(3)　燃料把握機の機械的インターロック<br>(4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック<br>(5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造 |
| クレーン | (1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造<br>(2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造<br>(3)　フックは外れ止め装置を有する構造 |

燃料把握機のワイヤロープに必要以上の張力が加わらないように，必要以上の荷重を検出した場合に，燃料把握機を上昇することができないインターロックを備えている。

| 機器名称 | 落下防止対策 |
|---|---|
| 燃料取扱機 | (1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造<br>(2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造<br>(3)　燃料把握機の機械的インターロック<br>(4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック<br>(5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造 |
| クレーン | (1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造<br>(2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造<br>(3)　フックは外れ止め装置を有する構造 |

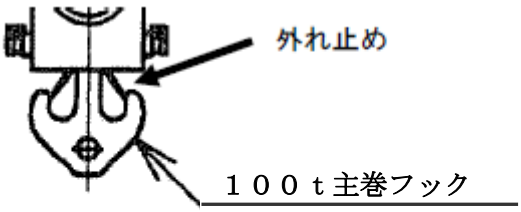
燃料把握機及びクレーンの主巻フックは，ワイヤロープを二重化し，万一ワイヤロープが１本切断したとしても落下を防止できる設計としている。



| 機器名称 | 落下防止対策 |
|---|---|
| 燃料取扱機 | (1)　ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造<br>(2)　燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造<br>(3)　燃料把握機の機械的インターロック<br>(4)　燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック<br>(5)　燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造 |
| クレーン | (1)　巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造<br>(2)　主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造<br>(3)　フックは外れ止め装置を有する構造 |

主巻フックは，両釣形フックとし，外れ止めを有する。




2.　別添

別添－１　４号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

# ４号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項

４号機燃料取扱設備の機能に係る主要な確認事項を表－１及び表－２に示す。

表－１　４号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（燃料取扱機）

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 落下防止 | 機能確認 | | 単一故障において燃料集合体を落下させないことを確認する。 | 動力源が喪失した場合においても燃料集合体を保持し続ける構造であること。<br>動力源断時に電磁ブレーキで保持する構造であること。 |
| | | | | 空気喪失時にフックが開かない構造であること。 |
| | | | | ラッチ機構により固定されフックを開くことができない構造であること。 |
| | | | | 過荷重時に上昇を阻止すること。 |
| | | | | 二重のワイヤロープで保持する構造であること。 |
| 臨界防止 | 機能確認 | | 燃料集合体取り扱い時の臨界防止機能について確認する。 | 燃料集合体を１体ずつ取り扱う構造であること。 |
| 遮へい | 機能確認 | | 燃料集合体取り扱い時の遮へい機能について確認する。 | 遮へい水深を確保した状態で取り扱えること。 |
| 性能 | 機能確認 | 容量確認 | 容量及び所定の動作について確認する。 | 実施計画通りの荷重が吊り上げ可能なこと。<br>横行，走行，巻き上げ，巻き下げが可能なこと。 |

表－２　４号機燃料取扱設備の機能に係る確認事項（クレーン）

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 落下防止 | 機能確認 | | 単一故障において構内用輸送容器を落下させないことを確認する。 | 動力源が喪失した場合においても構内用輸送容器を保持し続ける構造であること。<br>動力源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造であること。 |
| | | | | 重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過させない構造であること。 |
| | | | | 二重のワイヤロープで保持する構造であること。 |
| | | | | フックは外れ防止装置を有する構造であること。 |
| 性能 | 機能確認 | 容量確認 | 容量及び所定の動作について確認する。 | 実施計画通りの荷重が吊り上げ可能なこと。<br>横行，走行，巻き上げ，巻き下げが可能なこと。 |

添付資料－１－２

# 放射線モニタリングに関する説明書

## 1. 概要

本説明書は，放射線管理用計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

## 2. 4号機放射線モニタリング

### 2.1. 4号機放射線モニタリングの基本方針

燃料取扱時及び燃料取扱時の異常な過渡変化時並びに事故時において，エリア放射線モニタは使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を連続計測する目的で設置する。その計測結果を計装監視設備の現場盤に集約し，現場盤のデータはネットワーク回線経由で免震重要棟内PCに集約し，集中監視する。

なお，エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

エリア放射線モニタは，瞬停後に自動的に停電前の状態に復帰可能とするため，制御装置はモニタ専用の無停電電源装置を設置し，制御回路は電源復帰後に自動で再起動できる対策を行う。

(1) 使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測する装置

本計測装置は，使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測して，その計測結果を現場盤にて指示及び記録するとともに，免震棟で指示値を確認できるものとする。また，放射線基準設定レベルを超えた時には免震棟及び現場設置箇所にて警報を発信する。

| 名称 | 検出器の種類 | 計測範囲 | 警報動作範囲 | 取付箇所 | 個数 |
|---|---|---|---|---|---|
| 使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ | 半導体検出器 | $10^{-3}$～10mSv/h | 計測範囲内で可変 | 4号機　原子炉建屋5FL<br>(燃料取り出し用カバーオペフロ階) | 2 |

(2) 計測範囲の設定に関する考え方

測定下限値はバックグラウンドレベルが測定でき、測定上限値は設定すべき警報動作値を包含する範囲とする。

(3)　警報動作範囲の設定に関する考え方

警報動作値は，異常を検知する観点からバックグラウンドと有意な差を持たせると同時に，作業安全を考慮した適切な値とする。

2.2.　4 号機エリア放射線モニタの構成

使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を現場盤にて指示及び記録するとともに，免震棟にて指示値を表示する。

また，演算装置にて警報設定値との比較を行い，線量当量率が警報設定値に達した場合には，免震棟内に警報音とともに一括警報及び個別警報表示を行う。

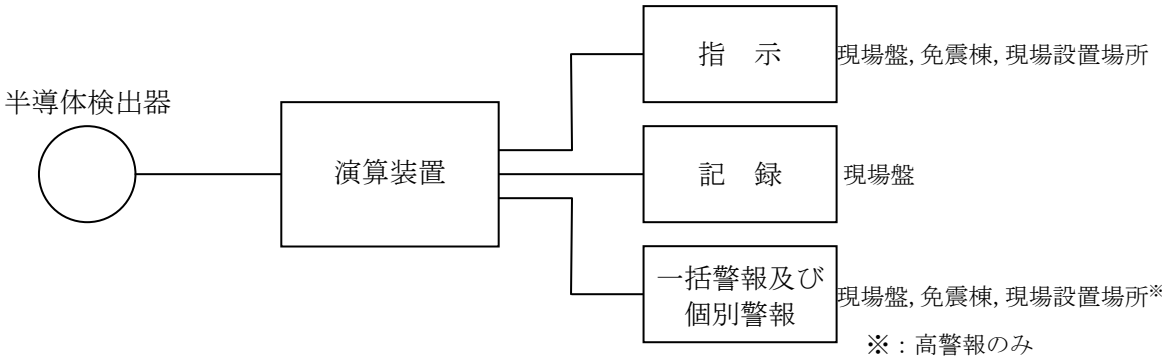



図 1　4 号機燃料取り出しエリアのエリア放射線モニタ概略構成図

2.3.　4 号機燃料取り出しエリアのエリア放射線モニタの配置

4 号機使用済燃料キャスクの移動ルート（SFP 近傍／搬出入口近傍）の 2 箇所に設置する（図 2 参照）。

検出器のボトムが床から 1500mm となるよう壁または柱に設置する。

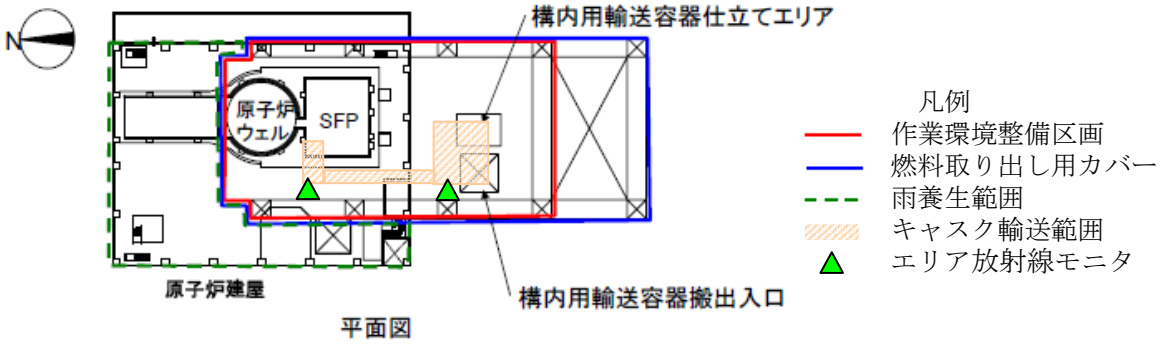



図 2　4 号機燃料取り出しエリアのエリア放射線モニタ配置図

# 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機）

## 1.　構内用輸送容器の概要

構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所第４号機使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料及び新燃料（以下「燃料」という。）を共用プールへ構内輸送する際に使用する。

構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され，これまで第３号機から第６号機の使用済燃料を共用プールへ構内輸送する際に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）である。

使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）は，使用済燃料を再処理工場へ輸送するために設計された容器であり，容器の安全機能は核燃料輸送物設計承認書により確認されている。

## 1.1.　構内用輸送容器の構成

構内用輸送容器は，容器本体，蓋，バスケット及びトラニオンにより構成される。なお，構外輸送においては容器本体の前後に緩衝体を装着するが，構内輸送においては，作業時間を短縮して放射線業務従事者の放射線被ばくを可能な限り低減するために，緩衝体を装着しない運用とする。

構内輸送においては，従来と同様に輸送車両への構内用輸送容器の固縛，輸送車両の徐行等の措置を講じて，輸送車両からの構内用輸送容器の落下防止を図る。

1.2.　設備仕様

1.2.1.　構内用輸送容器の仕様

構内用輸送容器の仕様を表1-1に，鳥瞰図を図1-1に示す。

表 1-1　構内用輸送容器の仕様

| 項　　目 | 数　値　等 |
|---|---|
| 重量（ｔ）<br>(燃料を含む) | 約 91 |
| 全長（m） | 約 5.5 |
| 外径（m） | 約 2.1 |
| 収納体数（体） | 22 以下 |
| 基数（基） | 2 |

1.2.2.　燃料仕様

構内用輸送容器の収納可能な燃料の仕様を表 1-2 に示す。

表 1-2　構内用輸送容器 1 基に収納可能な燃料の仕様

| 項目 | 燃料仕様 |
|---|---|
| 燃料の種類 | 7×7 燃料　　(燃焼度 31,500MWd/t 以下)<br>8×8 燃料　　(燃焼度 38,000MWd/t 以下)<br>新型 8×8 燃料<br>(燃焼度 40,000MWd/t 以下)<br>新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料<br>(燃焼度 40,000MWd/t 以下)<br>高燃焼度 8×8 燃料<br>(燃焼度 50,000MWd/t 以下)<br>9×9 燃料　　(燃焼度 55,000MWd/t 以下) |
| 収納体数 | 22 体以下 |
| 崩壊熱量 | 25kW 以下 |
| 放射能強度 | $2.04\times10^{17}$ Bq 以下 |

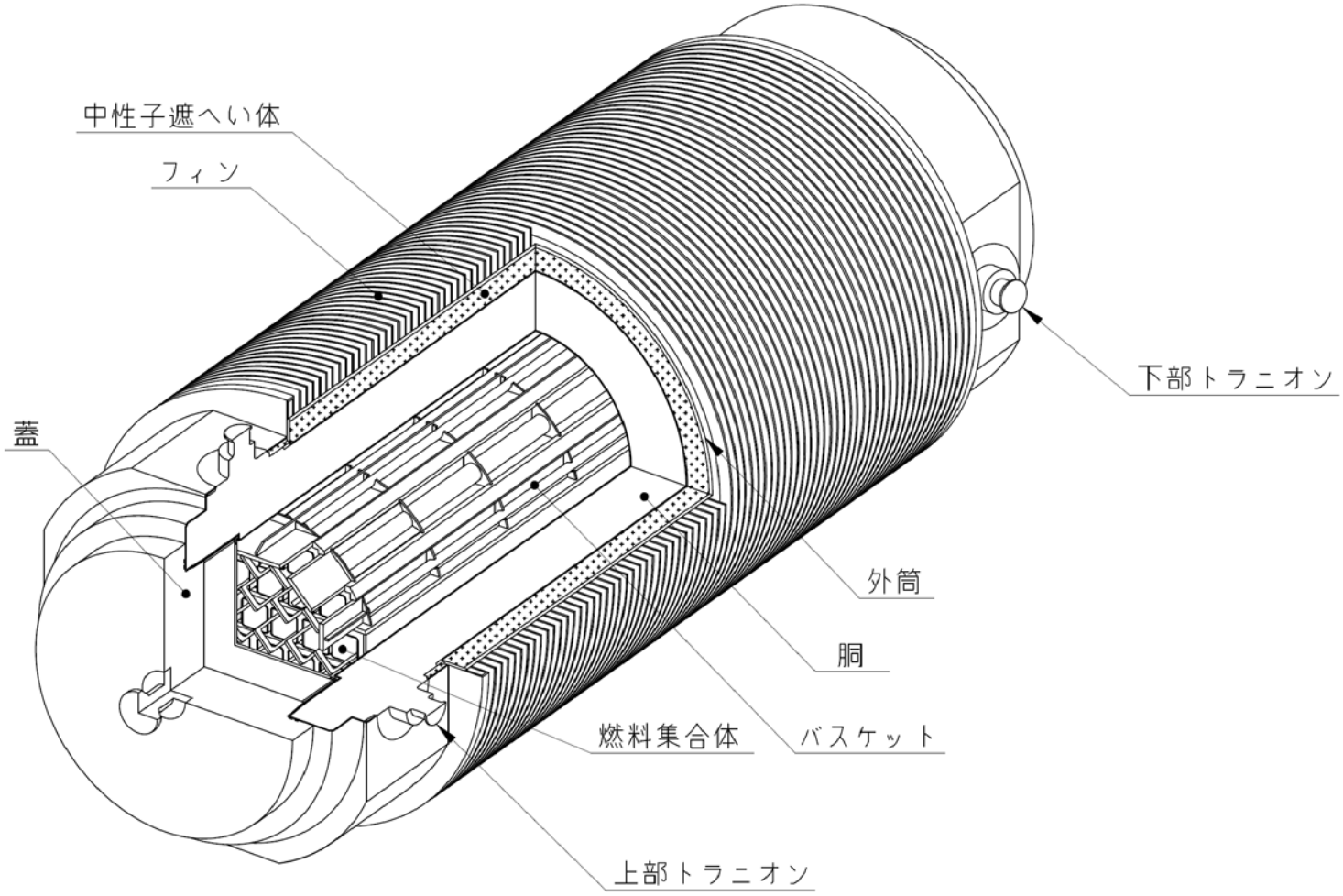



図1-1　　構内用輸送容器全体図（鳥瞰図）

2.　評価の基本方針

2.1.　設計方針

2.1.1. 基本的安全機能

構内用輸送容器は，これまで同発電所における使用済燃料の構内輸送に使用していた使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）であり，本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱，密封，遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに，本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

2.1.2. 構内用輸送容器の安全機能について

使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）の安全機能は，以下の書類にて評価されている。既存評価は緩衝体を装着した状態を評価しているが，構内輸送では緩衝体を装着しない運用とすることから，既存評価を引用可能な項目は引用し，新規評価が必要な項目は新規評価を実施することとする。

・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

なお，構内用輸送容器は同発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され，以下の書類において安全機能は評価されている。しかし，４号機使用済燃料プールに貯蔵されている 9×9 燃料の輸送については評価していないことから，既存評価として引用しない。

・福島第一原子力発電所 第 1 号機使用済燃料輸送容器（第 1～第 6 号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 19 年 2 月 21 日申請，東京電力株式会社)

2.2.　安全設計・評価方針

表 2-1 に評価すべき各安全機能に関する既存評価内容と構内用輸送容器での安全設計・評価の方針を示す。

なお，４号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料については，平均燃焼度が既存評価に用いた平均燃焼度を僅かに上回るものがある。表 2-2 に第４号機の使用済燃料プールに貯蔵中の燃料の種類ごとの性状と既存評価に用いられた燃料仕様との比較を示す。これらの燃料は冷却期間が十分に長いため崩壊熱量及び放射能強度が既存評価を超えることはなく，既存評価に包絡されている。

また，構内用輸送容器に収納する燃料の健全性については，「添付資料－１－３　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書」で説明する。

表2-1　構内用輸送容器安全評価の基本方針

| 項目 | 中期安全確保の考え方 | 評価対象 | 既存評価を引用 | 新評価実施 | 評価方針 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 除熱機能 | 使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。 | 燃料被覆管 | ○ | － | 収納する燃料の崩壊熱量が25kW以下となることをもって評価条件が既存評価と同等であると言えるため，既存評価を引用して評価を行う。 | 緩衝体がない状態では，緩衝体がある状態と比較して各部の温度は低くなる。 |
| | | 構内用輸送容器 | ○ | － | | |
| 密封機能 | 周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。 | 構内用輸送容器 | ○ | － | 構造強度及び除熱機能の評価結果から，設計事象において，容器の密封部が健全性を維持することを確認する。 | 構造強度の評価にて密封部の構造健全性を説明する。 |
| 遮へい機能 | 内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。 | 構内用輸送容器 | － | ○ | 線源強度は既存評価に包絡されるが，緩衝体を装着しないため，緩衝体がない状態での遮へい評価を実施する。なお，線源強度は安全側に既存評価の値を用いる。 | |
| 臨界防止機能 | 想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。 | 構内用輸送容器 | ○ | － | 収納する燃料の初期濃縮度が4.19wt％以下となることをもって評価条件が既存評価と同等であると言え，既存評価においては容器配列，バスケット内の燃料配置等最も厳しい状態を想定し評価しており，構内輸送での条件と比較して，十分安全側であることから，既存評価を引用して評価を行う。 | |
| 構造強度 | 構内用輸送容器は取扱中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。<br>構内用輸送容器は，設計，材料の選定，製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。 | 構内用輸送容器 | ○ | － | 容器本体，蓋，バスケット及びトラニオンにおける設計事象の荷重条件が既存評価における荷重条件に包絡されることをもって評価条件が既存評価に包絡されることを確認した上で，既存評価を引用して評価を行う。 | |

表 2-2　貯蔵中の燃料仕様と既存評価の燃料仕様との比較

| 燃料の種類 | 項目 | 4 号機貯蔵中の燃料の性状 | 既存評価の燃料仕様 |
|---|---|---|---|
| 9×9 燃料 | 最高燃焼度（MWd/t） | 50,600 *1 | 55,000 |
| | 平均燃焼度（MWd/t） | 49,700 *2 | 50,000 |
| | 初期濃縮度（wt%） | 約 3.8 | 4.19 |
| | 冷却期間（日） | 1,035 *3 | 820 |
| | 崩壊熱量（kW） | 19 *4 | 24 |
| | 放射能強度（Bq） | $1.63\times10^{17}$ *4 | $2.04\times10^{17}$ |
| 高燃焼度 8×8 燃料 | 最高燃焼度（MWd/t） | 45,400 *1 | 50,000 |
| | 平均燃焼度（MWd/t） | 45,200 *2 | 44,000 |
| | 初期濃縮度（wt%） | 約 3.6 | 3.67 |
| | 冷却期間（日） | 2,012 *3 | 780 |
| | 崩壊熱量（kW） | 10 *4 | 22 |
| | 放射能強度（Bq） | $9.40\times10^{16}$ *4 | $1.92\times10^{17}$ |
| 新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ 燃料 | 最高燃焼度（MWd/t） | 34,000 *1 | 40,000 |
| | 平均燃焼度（MWd/t） | 32,300 *2 | 38,000 |
| | 初期濃縮度（wt%） | 約 3.0 | 3.3 |
| | 冷却期間（日） | 4,884 *3 | 690 |
| | 崩壊熱量（kW） | 4 *4 | 22 |
| | 放射能強度（Bq） | $4.70\times10^{16}$ *4 | $1.98\times10^{17}$ |
| 8×8 燃料 | 最高燃焼度（MWd/t） | 37,400 *1 | 38,000 |
| | 平均燃焼度（MWd/t） | 36,700 *5 | 36,000 |
| | 初期濃縮度（wt%） | 約 2.7 | 2.9 |
| | 冷却期間（日） | 9,890 *3 | 1,440 |
| | 崩壊熱量（kW） | 4 *6 | 11 |
| | 放射能強度（Bq） | $3.76\times10^{16}$ *6 | $1.08\times10^{17}$ |

*1 最高燃焼度は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の最高値

*2 平均燃焼度は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料のうち上位 22 体の平均値

*3 冷却期間は 2013 年 9 月 30 日における 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の最短の冷却期間

*4 崩壊熱量及び放射能強度は平均燃焼度及び冷却期間から ORIGEN2 コードにより求めた容器 1 基あたり（燃料 22 体あたり）の値

*5 8×8 燃料は 4 体しか貯蔵されていないため，平均燃焼度は 4 体の平均値

*6 8×8 燃料は 4 体しか貯蔵されていないため，崩壊熱量及び放射能強度は平均値の 22 倍の値

3.　安全評価

3.1.　構造強度

(1)　基本的な考え方

構内用輸送容器の構造強度については，既存評価の結果を基に，構内用輸送容器の構造強度が想定すべき事象（設計事象）において設計基準に適合していることを確認する。

評価部位は，安全上重要な部位として容器本体，蓋，バスケット並びに支持機能を有するトラニオンとする。また，設計基準は，構外用輸送容器としての安全評価に用いられている基準を適用する。

(2)　設計事象の抽出

JSME S FA1-2007 金属キャスク構造規格の考え方に基づいて，構内用輸送容器の設計事象として以下を抽出した。

なお，設計事象の抽出にあたっては，図 3.1-1 に示すハンドリングフローに基づき，構内用輸送容器の取扱い及び共用プールまでの輸送において想定される起因事象に着目し，発生防止対策を考慮して事象の発生の可能性を検討した。設計事象の抽出結果を表 3.1-1 に示す。

なお，従来と同様の構内用輸送容器の取扱いが可能となるよう，４号機は燃料取り出し用カバー及びクレーンを設置し，共用プールは震災前の状態に復旧する計画である。

1）設計事象Ⅰ

容器本体及び蓋には，収納する燃料の発熱により内圧及び熱による応力が発生する。また，取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

トラニオンには取扱い時の吊上げ等による応力，及び構内輸送時における固縛荷重による応力が発生する。

2）設計事象Ⅱ

容器本体及び蓋には，輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモードNo.2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモードNo.6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取扱いモードNo.8）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモードNo.9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモードNo.2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモードNo.6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取扱いモードNo.8）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモードNo.9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

トラニオンには，輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモードNo.2）及び構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモードNo.6）の加速度における荷重がかかり，応力が発生する。

3）設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

構内用輸送容器を取扱う設備及び運用においては，クレーンワイヤの二重化，始業前の機器の点検を実施することから，ハンドリングフローから抽出される事象のうち，構内用輸送容器の安全機能を著しく損なう事象であって，一般公衆の放射線被ばくの観点からみて重要と考えられる事象はない。

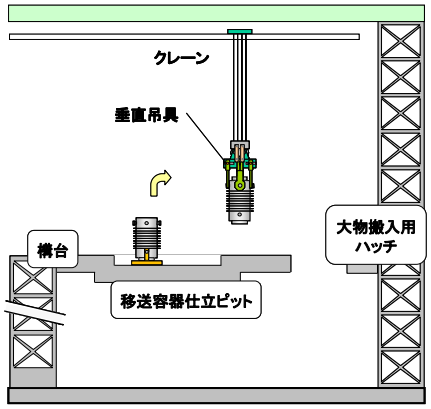
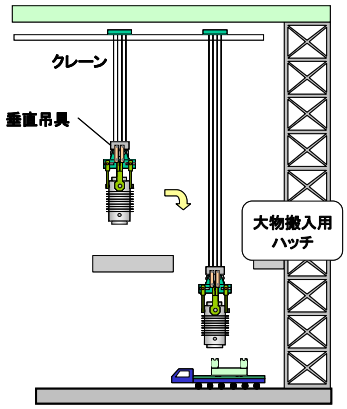
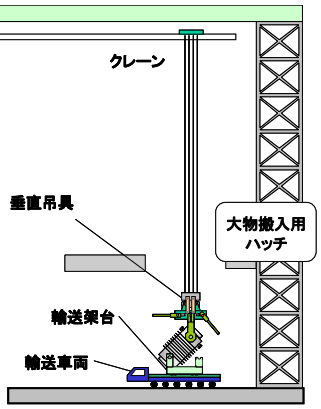
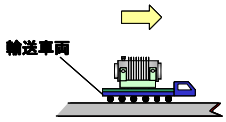
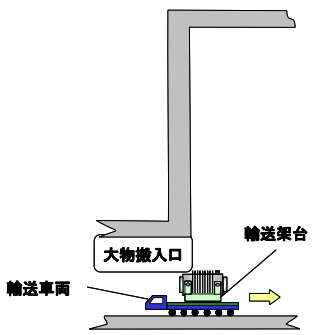
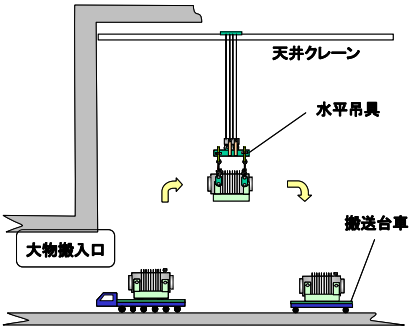
| No. | 取扱いモード | No. | 取扱いモード |
|---|---|---|---|
| 1 | 輸送容器の搬出<br>  | 2 | 輸送容器の吊下ろし<br>  |
| 3 | 輸送車両への積載<br>  | 4 | 構内輸送（徐行）<br>  |
| 5 | 共用プール建屋への搬入<br>  | 6 | 搬送台車への積載<br>  |

図 3.1-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（1/2）

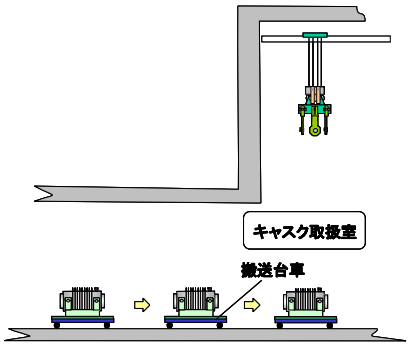
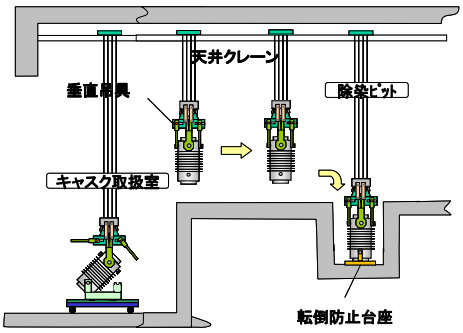
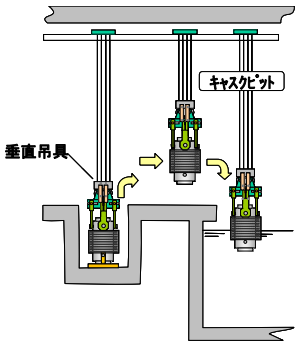
| No. | 取扱いモード | No. | 取扱いモード |
|---|---|---|---|
| 7 | キャスク取扱室への移動<br>  | 8 | 除染ピットへの移動<br>  |
| 9 | キャスクピットへ移動<br>  | | |

図 3.1-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（2/2）

表 3.1-1　設計事象の抽出

| 起因事象（ハンドリングフローNo.） | | 原因 | 発生の可能性 | 発生の有無 | 想定シナリオ | 抽出の要否 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 構内用輸送容器の落下 | 輸送車両取扱い時の落下（No.4） | 固定ボルトの取付け不良 | 構内用輸送容器は，輸送車両に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また，構内用輸送容器は輸送車両で徐行して輸送すること，輸送経路は輸送に関係する人及び車両以外の立入を制限することから，落下しない。 | × | | × |
| | 搬送台車取扱い時の落下（No.7） | 固定ボルトの取付け不良 | 構内用輸送容器は，搬送台車に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また，搬送台車はレール上を走行し，走行範囲インターロック及び障害物検知装置を有していることから他の構築物等に衝突はしないため，落下しない。 | × | | × |
| | クレーン取扱時の落下（No.1,2,3,6,8,9） | 吊具の取付け不良 | 吊具の二重化，始業前の吊具点検，取付け後の外れ止めを施すため，構内用輸送容器は落下しない。 | × | | × |
| | | ワイヤーロープの切断 | ワイヤーロープの二重化，始業前のワイヤーロープ点検を行うため，構内用輸送容器は落下しない。 | × | | × |
| 構内用輸送容器の衝突 | クレーン移動時（走行，横行）の衝突（No.1,2,3,6,8,9） | ブレーキの故障 | 移動前に移動経路に障害物がないことを確認し，構内用輸送容器と移動経路の芯あわせを行い，走行及び横行それぞれにインバータによる停止機能に加えてブレーキによる停止機能により二重化しているため，構内用輸送容器は他の構築物等へ衝突しない。 | × | | × |
| | | 操作員の誤操作 | クレーンの横行走行範囲に制限機能を設ける。また，移動前に移動経路に障害物がないことの確認，構内用輸送容器と移動経路の芯あわせを行うため，構内用輸送容器は他の構築物等へ衝突しない。 | × | | × |
| | クレーン吊下げ時の衝突（垂直吊り）（異常着床）（No.2,8,9） | ブレーキの故障 | 巻上げ装置ブレーキを二重化しているため，構内用輸送容器は輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットへ衝突（異常着床）しない。 | × | | × |
| | | 操作員の誤操作 | 吊下げ時の誤操作により，構内用輸送容器は巻下げ速度で輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットに異常着床する可能性がある。 | ○ | クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/s で，構内用輸送容器が輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットに異常着床する場合を，設計事象として抽出。 | ○ |
| | クレーン吊下げ時の衝突（水平吊り）（異常着床）（No.6） | ブレーキの故障 | 巻上げ装置ブレーキを二重化しているため，構内用輸送容器は搬送台車へ衝突（異常着床）しない。 | × | | × |
| | | 操作員の誤操作 | 吊下げ時の誤操作により，輸送架台に積載された状態で構内用輸送容器は巻下げ速度で搬送台車に異常着床する可能性がある。 | ○ | クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/s で，輸送架台に積載された状態で構内用輸送容器が搬送台車に異常着床する場合を，設計事象として抽出。 | ○ |

(3)　設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について，構内用輸送容器に発生する加速度を導出し，荷重条件が既存評価条件に包絡されることを確認する。

1）設計事象の加速度の導出

事象発生時に構内用輸送容器が有する運動エネルギーを被衝突物（輸送架台，転倒防止台座，キャスクピット床面）の弾性により吸収するとして，発生する衝撃加速度を計算した。衝撃加速度の計算方法と結果を以下に示す。

①輸送架台への衝突（垂直姿勢：取扱いモードNo.2）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

垂直姿勢で，構内用輸送容器の下部トラニオンが輸送架台のトラニオン受けにクレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台後部支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

$$\alpha = 1 + \sqrt{1 + \frac{K \cdot V^2}{m \cdot g^2}} \qquad (1)$$

ただし，$\alpha$：衝撃加速度（G）

$K$：輸送架台後部支持脚の圧縮変形バネ定数（$3.01 \times 10^{10}$N/m）

$V$：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

$m$：構内用輸送容器の質量（$9.1 \times 10^{4}$kg）

$g$：重力加速度（9.8m/s$^2$）

発生する衝撃加速度は2.78Gとなり，余裕をみて3.0Gを評価加速度とする。

②構内用輸送容器を載せた輸送架台の搬送台車への衝突（水平姿勢：取扱いモードNo.6）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

構内用輸送容器を載せた輸送架台を搬送台車に積載する際に，輸送架台が搬送台車に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

搬送台車を剛体として，構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，$K$：輸送架台前後部支持脚の圧縮変形バネ定数（$6.16 \times 10^{10}$N/m）

$V$：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は3.32Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

③転倒防止台座への衝突（垂直姿勢：取扱いモードNo.8）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

垂直姿勢で構内用輸送容器が転倒防止台座に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

床面を剛体として，構内用輸送容器の有する運動エネルギーを転倒防止台座のひずみエネルギーで吸収するとして，（1）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，K：転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（$8.81\times10^{11}$N/m）

V：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は9.00Gとなり，余裕をみて10.0Gを評価加速度とする。

④キャスクピット床面への衝突（垂直姿勢：取扱いモードNo.9）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

垂直姿勢で構内用輸送容器がキャスクピット床面に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーをキャスクピット床面のひずみエネルギーで吸収するとして，（1）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，K：キャスクピット床面のバネ定数（$5.43\times10^{10}$N/m）

V：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は3.21Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

2）評価結果

構内用輸送容器の設計事象における荷重条件と既存評価の荷重条件の比較を表 3.1-2～表 3.1-4 に示す。なお，構内用輸送容器の設計事象及び荷重条件については，抽出された事象のうち最大の荷重が作用する場合について示す。

表 3.1-2～表 3.1-4 に示すとおり，設計事象における「容器本体及び蓋」，「バスケット」及び「トラニオン」に作用する荷重条件は既存評価の荷重条件に包絡されており，評価条件は既存評価に包絡される。

表 3.1-2　荷重条件の比較（容器本体及び蓋）

| 構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件 | | | | 既存評価の事象及び荷重条件 | |
|---|---|---|---|---|---|
| 設計事象 | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 事象 | 荷重条件 |
| Ⅰ | 構内輸送時 | － | 容器内圧力：0.9 MPa<br>ボルト初期締付け力<br>構内輸送時荷重<br>上方向[*1]：2.0G<br>下方向[*1]：3.0G<br>（自重を考慮）<br>前後方向：2.0G<br>左右方向：1.0G<br>熱荷重 | 一般の試験条件 0.3m 頭部垂直落下 | 容器内圧力：0.9MPa<br>ボルト初期締付け力<br>落下時荷重：52.4G<br>熱荷重 |
| | | | | 一般の試験条件 0.3m 底部垂直落下 | 容器内圧力：0.9MPa<br>ボルト初期締付け力<br>落下時荷重：55.5G<br>熱荷重 |
| | | | | 一般の試験条件 0.3m 水平落下 | 容器内圧力：0.9MPa<br>ボルト初期締付け力<br>落下時荷重：27.6G<br>熱荷重 |
| | 容器の吊上げ吊下げ，移動 | － | 容器内圧力：0.9 MPa<br>ボルト初期締付け力<br>吊上げ荷重<br>下方向[*2]：3.0G<br>（自重を考慮）<br>熱荷重 | 一般の試験条件 0.3m 底部垂直落下 | 容器内圧力：0.9MPa<br>ボルト初期締付け力<br>落下時荷重：55.5G<br>熱荷重 |
| Ⅱ | 輸送架台の搬送台車への衝突<br>（取扱いモードNo.6） | － | 容器内圧力：0.9 MPa<br>ボルト初期締付け力<br>輸送架台の搬送台車への衝突時荷重<br>下方向[*1]：4.0G<br>（自重を考慮）<br>熱荷重 | 一般の試験条件 0.3m 水平落下 | 容器内圧力：0.9MPa<br>ボルト初期締付け力<br>落下時荷重：27.6G<br>熱荷重 |
| | 転倒防止台座への衝突<br>（取扱いモードNo.8） | 輸送架台へのトラニオン衝突<br>（取扱いモードNo.2）<br>キャスクピットへの衝突<br>（取扱いモードNo.9） | 容器内圧力：0.9 MPa<br>ボルト初期締付け力<br>転倒防止台座への衝突時荷重<br>下方向[*2]：10.0G<br>（自重を考慮）<br>熱荷重 | 一般の試験条件 0.3m 底部垂直落下 | 容器内圧力：0.9MPa<br>ボルト初期締付け力<br>落下時荷重：55.5G<br>熱荷重 |

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-3　荷重条件の比較（バスケット）

| 構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件 | | | | 既存評価の事象及び荷重条件 | |
|---|---|---|---|---|---|
| 設計事象 | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 事象 | 荷重条件 |
| Ⅰ | 構内輸送時 | － | 構内輸送時荷重<br>上方向[*1]：2.0G<br>下方向[*1]：3.0G<br>（自重を考慮）<br>前後方向：2.0G<br>左右方向：1.0G | 特別の試験条件<br>9m 頭部垂直落下 | 落下時荷重：<br>89.3G |
| | | | | 特別の試験条件<br>9m 底部垂直落下 | 落下時荷重：<br>95.5G |
| | | | | 特別の試験条件<br>9m 水平落下 | 落下時荷重：<br>98.8G |
| | 容器の吊上げ吊下げ，移動 | － | 吊上げ荷重<br>下方向[*2]：3.0G<br>（自重を考慮） | 特別の試験条件<br>9m 底部垂直落下 | 落下時荷重：<br>95.5G |
| Ⅱ | 輸送架台の搬送台車への衝突<br>（取扱いモードNo.6） | － | 輸送架台の搬送台車への衝突時荷重<br>下方向[*1]：4.0G<br>（自重を考慮） | 特別の試験条件<br>9m 水平落下 | 落下時荷重：<br>98.8G |
| | 転倒防止台座への衝突<br>（取扱いモードNo.8） | 輸送架台へのトラニオン衝突<br>（取扱いモードNo.2）<br>キャスクピットへの衝突<br>（取扱いモードNo.9） | 転倒防止台座への衝突時荷重<br>下方向[*2]：10.0G<br>（自重を考慮） | 特別の試験条件<br>9m 底部垂直落下 | 落下時荷重：<br>95.5G |

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向
*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-4　荷重条件の比較（トラニオン）

| 構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件 | | | | 既存評価の事象及び荷重条件 | |
|---|---|---|---|---|---|
| 設計事象 | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 事象 | 荷重条件 |
| Ⅰ | 構内輸送時 | — | 構内輸送時荷重<br>上方向[*1]：2.0G<br>下方向[*1]：3.0G<br>（自重を考慮）<br>前後方向：2.0G<br>左右方向：1.0G | 通常の輸送条件<br>（固縛装置） | 構内輸送時荷重<br>上方向[*1]：2.0G<br>下方向[*1]：3.0G<br>（自重を考慮）<br>前後方向：2.0G<br>左右方向：1.0G |
| | 容器の吊上げ吊下げ，移動 | — | 吊上げ荷重<br>下方向[*2]：3.0G<br>（自重を考慮） | 通常の輸送条件<br>（吊上装置） | 吊上げ荷重<br>下方向[*2]：3.0G<br>（自重を考慮） |
| Ⅱ | 輸送架台へのトラニオン衝突<br>（取扱いモードNo.2） | 輸送架台の搬送台車への衝突<br>（取扱いモードNo.6）[*3] | 輸送架台へのトラニオン衝突時荷重<br>下方向[*2]：3.0G<br>（自重を考慮） | 通常の輸送条件<br>（吊上装置） | 吊上げ荷重<br>下方向[*2]：3.0G<br>（自重を考慮） |

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

*3 輸送架台への衝突（取扱いモードNo.2）は垂直姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は２本であるのに対して，輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモードNo.6）では水平姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は４本である。このため，構内用輸送容器への荷重は取扱いモード No.6 の方が大きいものの，トラニオンあたりに作用する荷重は取扱いモード No.2 の方が大きくなる。以上から，設計事象としては取扱いモードNo.2が抽出される。

(4)　設計基準

既存評価に用いられている設計基準を表 3.1-5 に示す。

表 3.1-5　設計基準

| 評価条件等 | 評価部位 | 設計基準 | 設計基準の考え方 |
|---|---|---|---|
| 一般の試験条件 | 容器本体（胴）<br>容器本体（底板）<br>蓋 | ・発生応力を分類し，各応力強さが以下の基準値以下であること。<br>Ｐｍ≦Ｓｍ<br>ＰＬ≦１．５Ｓｍ<br>ＰＬ＋Ｐｂ≦１．５Ｓｍ<br>ＰＬ＋Ｐｂ＋Ｑ≦３Ｓｍ<br>ここで，Ｐｍ：一次一般膜応力強さ<br>ＰＬ：一次局部膜応力強さ<br>Ｐｂ：一次曲げ応力強さ<br>Ｑ　：二次応力強さ<br>Ｓｍ：設計・建設規格付録材料図表　Part５表１に示される設計応力強さ | 旧通産省告示第501号による |
| | 蓋ボルト | ・以下の基準値以下であること。<br>σｍ≦２Ｓｍ<br>σｍ＋σｂ≦３Ｓｍ<br>ここで，σｍ：平均引張応力<br>σｂ：曲げ応力<br>Ｓｍ：設計・建設規格付録材料図表　Part５　表２に示される設計応力強さ | |
| 特別の試験条件 | バスケット | ・膜応力強さが降伏応力，（膜＋曲げ）応力強さが降伏応力の1.5倍以下であること。 | 臨界評価上影響のある塑性変形が生じない |
| 通常の輸送条件 | トラニオン | ・応力強さが降伏応力以下であること。ここで，応力強さとは主応力の差の絶対値をいう。 | 旧科技庁 核燃料輸送物設計承認申請書記載要綱（第２版）による |

(5)　評価条件及び評価方法

既存評価の評価条件及び評価方法の内容を以下に示す。

1）容器本体（胴），容器本体（底板），蓋及び蓋ボルト

構内用輸送容器の容器本体及び蓋部の構造強度評価は，想定される圧力荷重，機械的荷重，熱荷重を基に，容器の実形状をモデル化し，構造解析コードABAQUS を用いて容器本体（胴），容器本体（底板），蓋及び蓋ボルトの応力評価を行う。

主な構造部材の応力評価箇所を図 3.1-2 に示す。荷重条件は表 3.1-2 に示したとおりである。

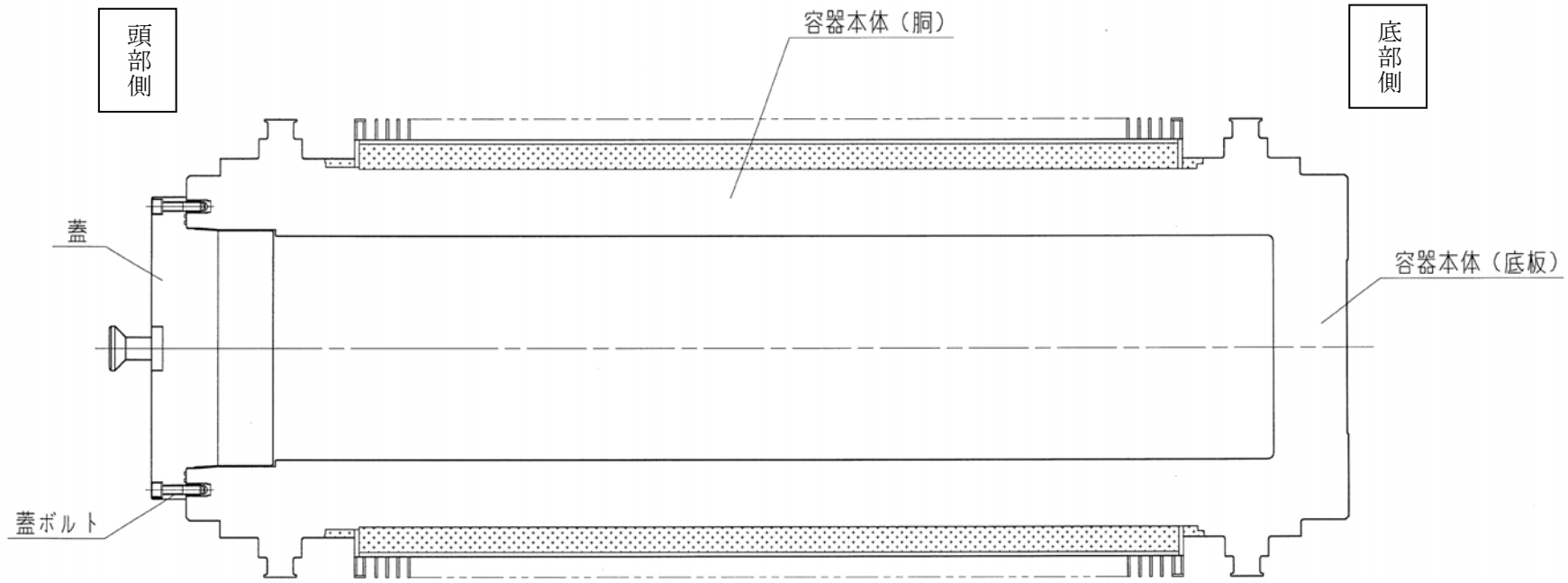



図 3.1-2　容器本体（胴），容器本体（底板），蓋及び蓋ボルトの応力評価箇所

2)　バスケット

バスケットの構造強度評価は，想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。頭部垂直落下時及び底部垂直落下時には上下部のスペーサに慣性力による圧縮応力が生じる。また，水平落下時に，チャンネルの横板には，慣性力により曲げ応力が生じ，チャンネルの縦板には圧縮応力が生じる。これらの応力評価箇所を図 3.1-3 に示す。荷重条件は表 3.1-3 に示したとおりである。

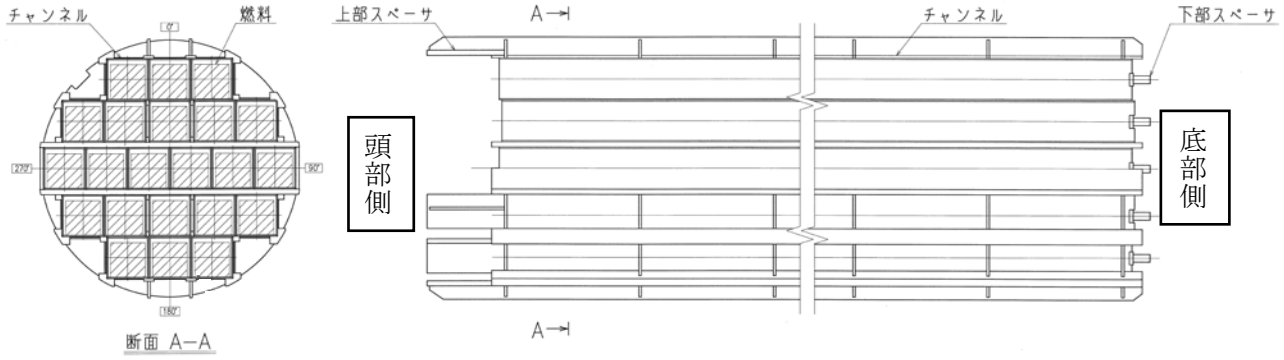



図 3.1-3　バスケットの応力評価箇所

3) トラニオン

トラニオンの構造強度評価は，吊上げ時及び固縛時に想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。吊上げ時及び固縛時のトラニオンへの荷重点を図 3.1-4 に示す。荷重条件は表 3.1-4 に示したとおりである。

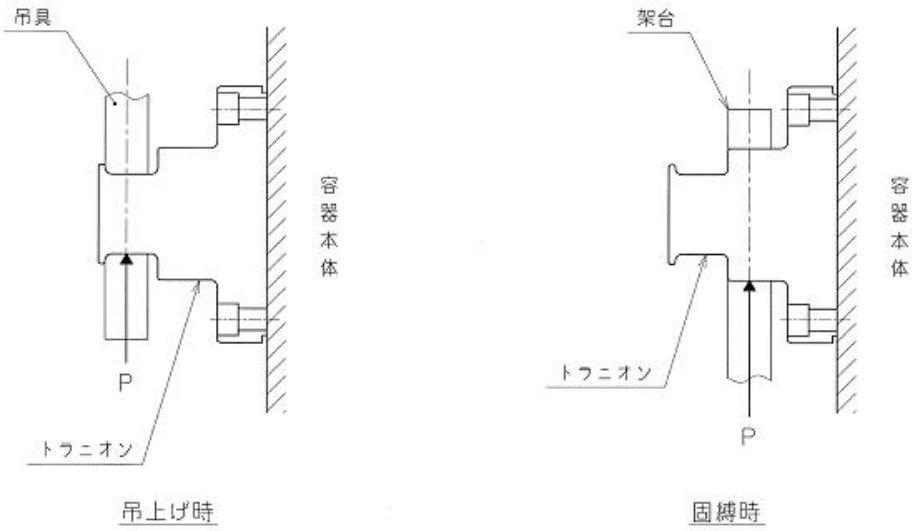



図3.1-4　トラニオンへの荷重点

(6) 評価結果

評価結果を表3.1-6～表3.1-8に示す。いずれも，解析基準値に対して十分に余裕がある。このため，構内用輸送容器の構造健全性は維持される。

表3.1-6 容器本体及び蓋の構造強度評価結果

| 部位 | 材料 | 事象 | 応力分類 | 解析基準 *1 | 解析基準値 (MPa) *2 | 解析結果 (MPa) |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 容器本体（胴） | 炭素鋼 | 頭部垂直落下 | 一次応力（Pm） | Sm | 124 | 15.7 |
| | | | 一次応力（PL） | 1.5 Sm | 185 | 25.9 |
| | | | (一次＋二次)応力 | 3 Sm | 371 | 66.6 |
| | | 底部垂直落下 | 一次応力（Pm） | Sm | 124 | 16.9 |
| | | | 一次応力（PL） | 1.5 Sm | 185 | 35.8 |
| | | | (一次＋二次)応力 | 3 Sm | 371 | 39.3 |
| | | 水平落下 | 一次応力（Pm） | Sm | 124 | 31.1 |
| | | | 一次応力（PL） | 1.5 Sm | 185 | 89.5 |
| | | | (一次＋二次)応力 | 3 Sm | 371 | 133 |
| 容器本体（底板） | 炭素鋼 | 頭部垂直落下 | 一次応力（PL＋Pb） | 1.5 Sm | 187 | 2.90 |
| | | | (一次＋二次)応力 | 3 Sm | 373 | 11.8 |
| | | 底部垂直落下 | 一次応力（PL＋Pb） | 1.5 Sm | 187 | 39.2 |
| | | | (一次＋二次)応力 | 3 Sm | 373 | 43.6 |
| | | 水平落下 | 一次応力（PL＋Pb） | 1.5 Sm | 187 | 25.6 |
| | | | (一次＋二次)応力 | 3 Sm | 373 | 66.0 |
| 蓋 | ステンレス鋼 | 頭部垂直落下 | 一次応力（PL＋Pb） | 1.5 Sm | 206 | 67.4 |
| | | | (一次＋二次)応力 | 3 Sm | 411 | 105 |
| | | 底部垂直落下 | 一次応力（PL＋Pb） | 1.5 Sm | 206 | 2.56 |
| | | | (一次＋二次)応力 | 3 Sm | 411 | 16.0 |
| | | 水平落下 | 一次応力（PL＋Pb） | 1.5 Sm | 206 | 21.4 |
| | | | (一次＋二次)応力 | 3 Sm | 411 | 89.8 |
| 蓋ボルト | ニッケルクロムモリブデン鋼 | 頭部垂直落下 | 平均引張応力 | 2 Sm | 562 | 74.3 |
| | | | 平均引張応力＋曲げ応力 | 3 Sm | 844 | 126 |
| | | 底部垂直落下 | 平均引張応力 | 2 Sm | 562 | 127 |
| | | | 平均引張応力＋曲げ応力 | 3 Sm | 844 | 214 |
| | | 水平落下 | 平均引張応力 | 2 Sm | 562 | 135 |
| | | | 平均引張応力＋曲げ応力 | 3 Sm | 844 | 357 |

*1 旧通産省告示第501号による

*2 設計・建設規格より引用

表 3.1-7 バスケットの構造強度評価結果

| 部位 | 材料 | 事象 | 応力分類 | 解析基準 *1 | 解析基準値 (MPa) | 解析結果 (MPa) |
|---|---|---|---|---|---|---|
| バスケット 上部スペーサ | ステンレス鋼 | 頭部 垂直落下 | 膜応力 | Sy | 158 *2 | 127 |
| バスケット 下部スペーサ | ステンレス鋼 | 底部 垂直落下 | 膜応力 | Sy | 158 *2 | 109 |
| バスケット チャンネル | ボロン入りステンレス鋼 | 水平落下 | (膜＋曲げ)応力 | 1.5σy | 356 *3 | 290 |
| | | | 膜応力 | σy | 237 *3 | 59.9 |

*1 臨界評価上影響のある塑性変形が生じない

*2 設計・建設規格より引用

*3 既存評価の材料試験データ

表 3.1-8　トラニオンの構造強度評価結果

| 部位 | 材料 | 事象 | 応力分類 | 解析基準 *1 | 解析基準値 (MPa) *2 | 解析結果 (MPa) |
|---|---|---|---|---|---|---|
| トラニオン | 析出硬化型ステンレス鋼 | 吊上げ | (膜＋曲げ)応力 | Sy | 650 | 444 |
| | | 固縛 | (膜＋曲げ)応力 | Sy | 650 | 175 |

*1 旧科技庁 核燃料輸送物設計承認申請書記載要綱（第２版）による

*2 設計・建設規格より引用

参考資料

# 構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

## （１）概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt,Karlsson&Sorensen,Ins.(HKS 社)で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の応力解析等に広く利用されている。

## （２）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，弾塑性のいずれの解も得ることができる。

② 材料特性として時間依存，歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。

③ モデルの形状は一次元～三次元，又は連続体についても取り扱うことができる。

④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。

⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また，これらの条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

## （３）解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3.1-5 に示す。

## （４）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

## （５）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

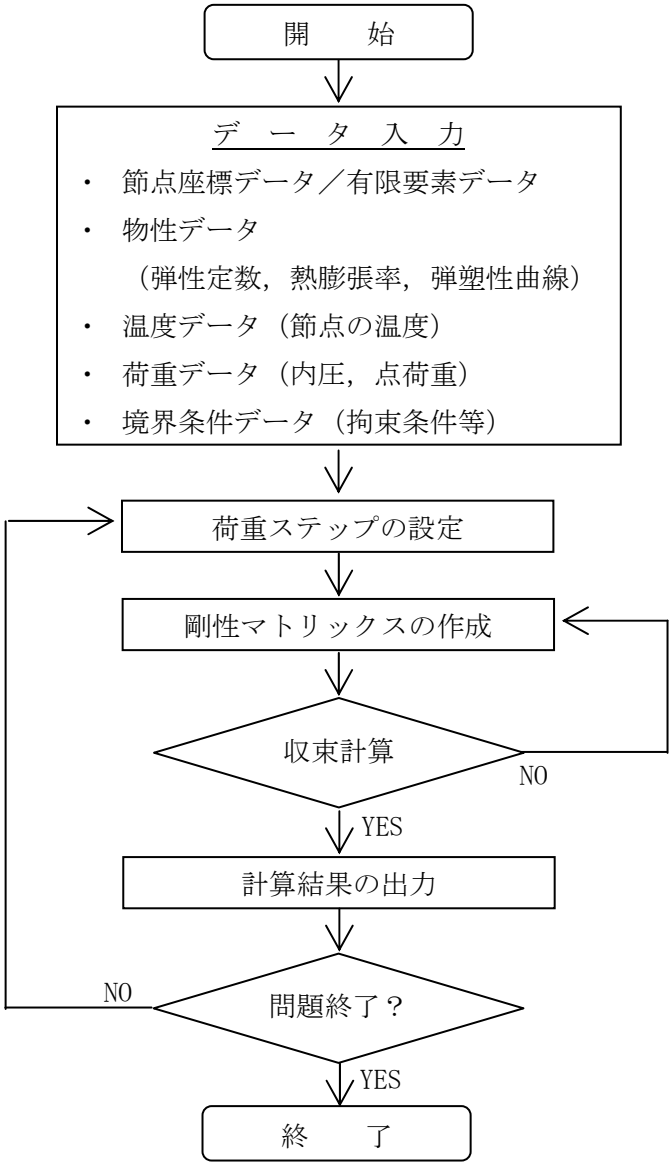



図 3.1-5 ABAQUS コードの応力解析フロー図

3.2.　除熱機能

(1)　基本的な考え方

除熱設計にあたっては，燃料の健全性及び構内用輸送容器の安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう，以下のとおり設計する。

a.　収納された使用済燃料より発生する崩壊熱は，胴内に充填した水及び空気の自然対流及び伝導により容器本体胴に伝える。
b.　容器本体胴に伝えられた熱は主として中性子遮へい部のレジン中に設けた伝熱フィンにより外筒に伝える。
c.　外筒に伝えられた熱は外筒及び外筒に設置したフィンにより大気に放散する。

除熱機能の評価においては，収納する使用済燃料の最大崩壊熱量を考慮し，環境条件には構外用輸送容器としての安全評価に用いられている条件を用い，自然冷却により冷却されるものとして各部の温度を求め，各部材料の制限温度を超えないことを評価する。

構内輸送では緩衝体を装着しない運用とするが，除熱設計において緩衝体は断熱の効果を有していることから，緩衝体を装着しない運用は除熱性能が向上し，容器本体の温度は既存評価における各部温度に比べて低くなる。また，表 2-2 に示したように，構内用輸送容器に収納する燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されており，既存評価に比べて使用済燃料の崩壊熱量は十分低いものとなっている。このため，評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

設計基準を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 設計基準

| 対象部位 | 材質 | 設計基準 | 設計基準温度（℃） | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 構内用輸送容器 | レジン | 使用可能温度 | 149 | 中性子遮へい材 |
| | ふっ素ゴム | 使用可能温度 | 300 | Oリング |
| | 炭素鋼 | 構造強度が確保される制限温度 | 375 | 胴 |
| | ステンレス鋼 | 構造強度が確保される制限温度 | 425 | 蓋 |
| | ボロン入りステンレス鋼 | 構造強度が確保される制限温度 | 200 | バスケット |
| 燃料被覆管 | ジルカロイ－2 | 照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度 *1, *2 | 200 | 8×8 燃料 |
| | | | 300 | 新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料，高燃焼度 8×8 燃料，9×9 燃料 |

*1 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終報告書）（06 基炉報-0006，独立行政法人原子力安全基盤機構）

*2 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書）（07 基炉報-0004，独立行政法人原子力安全基盤機構）

(3)　燃料仕様

既存評価では最大崩壊熱量（25kW）で評価を実施しており，本構内輸送で収納を予定している燃料の崩壊熱量(最大 19kW)を包絡している。

(4)　評価条件

既存評価の内容を以下に示す。

構内用輸送容器の除熱評価は以下の２種類の解析モデルを用いて行う。

a. 半径方向輪切り軸方向フィン半ピッチモデル
（以下「輪切り半ピッチモデル」という。）

b. 軸方向二次元軸対称全体モデル
（以下「全体モデル」という。）

輪切り半ピッチモデル形状図を図 3.2-1 に，全体モデル形状図を図 3.2-2 に示す。
また，評価条件を表 3.2-2 に示す。

表 3.2-2　評価条件

| 項目 | | 評価条件 |
|---|---|---|
| 収納体数　（体） | | 22 |
| 崩壊熱量　（kW） | | 25 |
| 周囲温度　（℃） | | 38 |
| 太陽熱放射 ($W/m^2$) | 垂直に輸送される表面及び水平に輸送されない下向きの表面 | 200 |
| | その他の表面（曲面） | 400 |

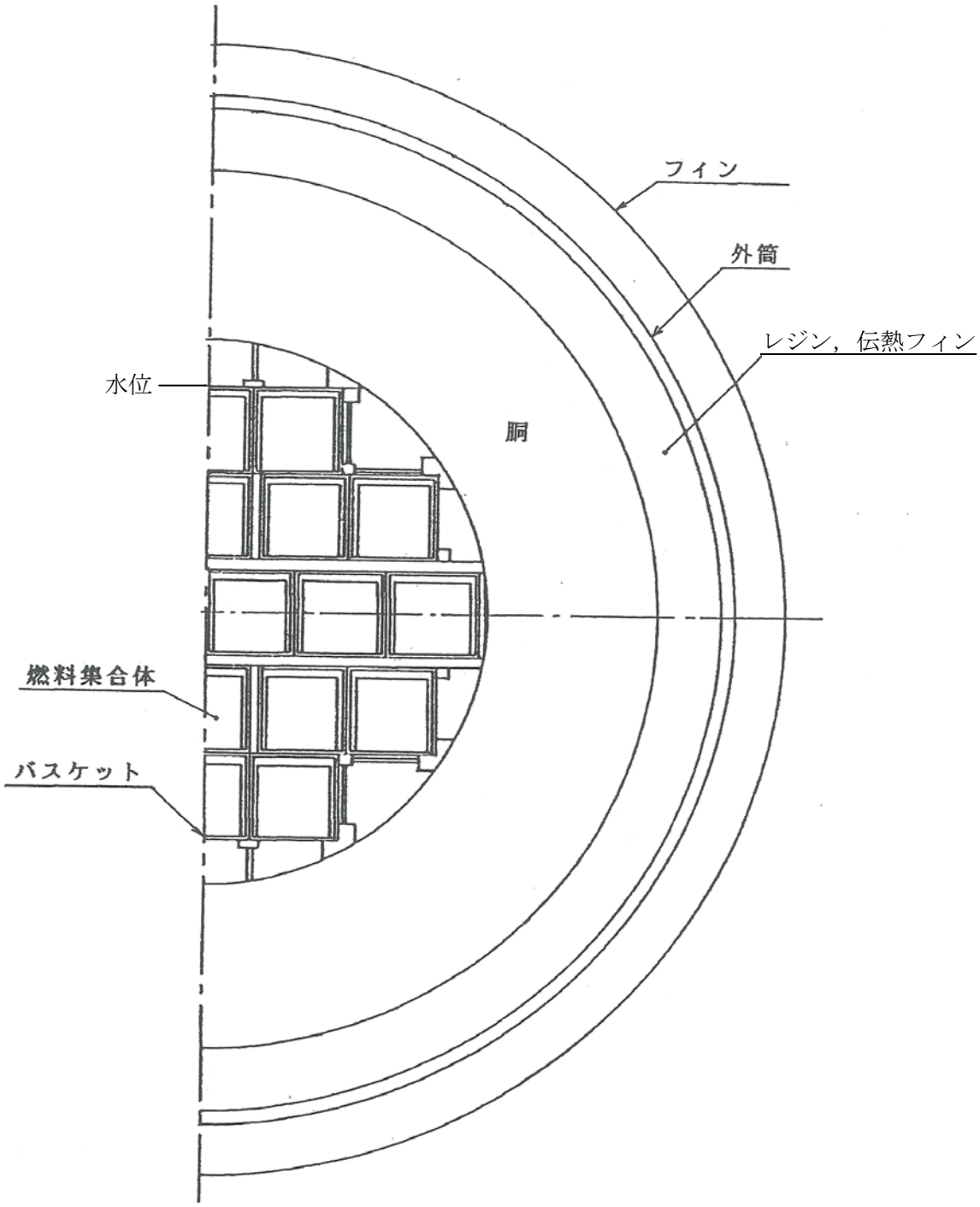
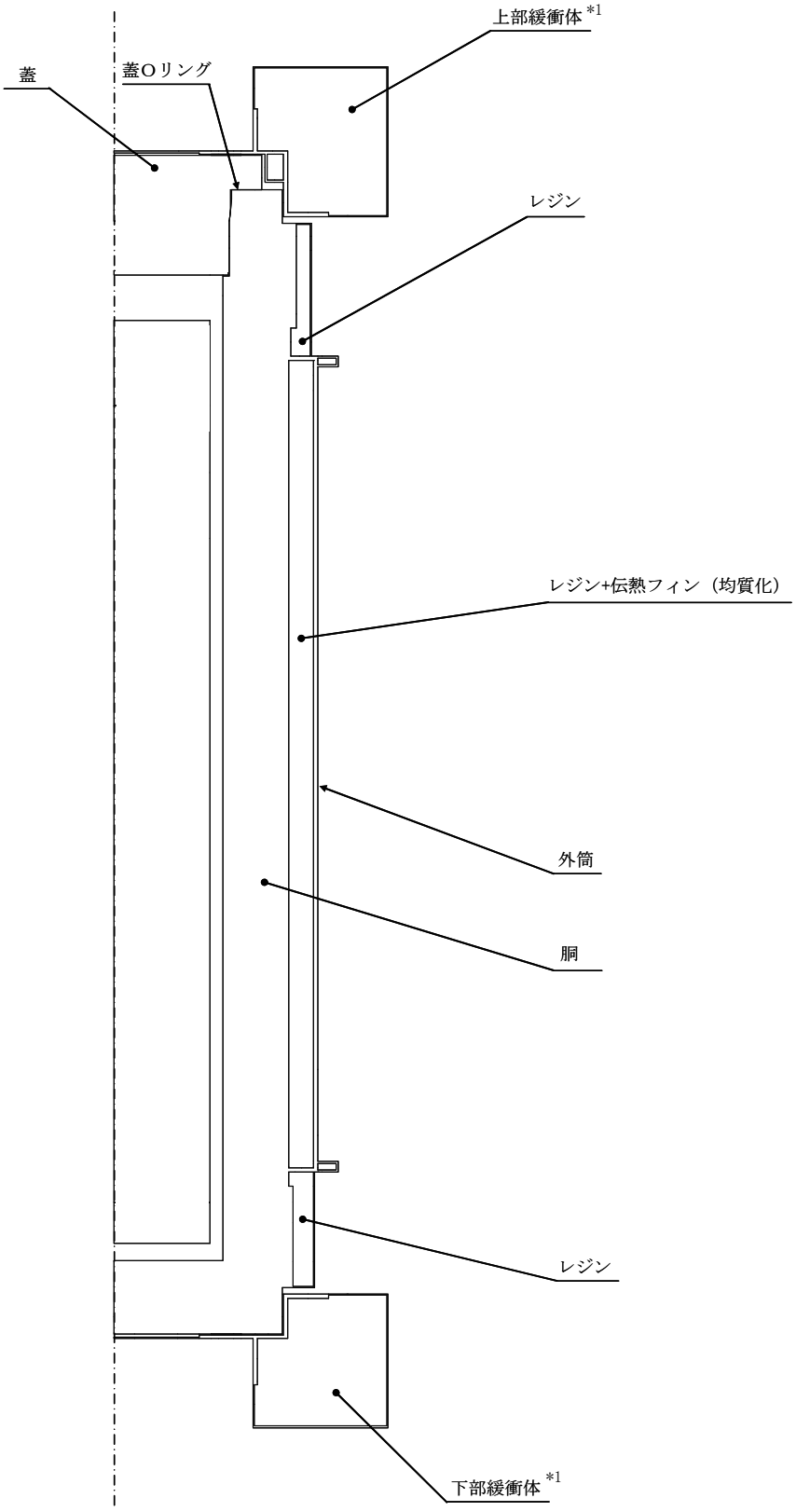



図 3.2-1　輪切り半ピッチモデル形状図




*1 構内輸送では，上部緩衝体及び下部緩衝体は装着しない。

図 3.2-2　全体モデル形状図

(5)　評価方法

軸方向を断熱とした輪切り半ピッチモデルで構内用輸送容器中央部断面の各部温度を評価する。輪切り半ピッチモデルで評価できない部位については，軸方向の温度分布が求められる全体モデルで評価する。

解析にはABAQUSコードを用いる。

(6)　評価結果

評価結果を表3.2-3に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

また，燃料被覆管の温度は134℃であり，水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており，燃料の健全性は維持される。

表3.2-3 評価結果（各部温度）

| 対象部位 | 材質 | 評価結果（℃） | 設計基準温度（℃） | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 構内用輸送容器 | レジン | 112 | 149 | 中性子遮へい材 |
| | ふっ素ゴム | 115 | 300 | Oリング |
| | 炭素鋼 | 127 | 375 | 胴 |
| | ステンレス鋼 | 119 | 425 | 蓋 |
| | ボロン入りステンレス鋼 | 132 | 200 | バスケット |
| 燃料被覆管 | ジルカロイ－２ | 134 | 200 | 8×8燃料 |
| | | | 300 | 新型8×8ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度8×8燃料，9×9燃料 |

参考資料

# 除熱解析に用いるコード（ABAQUS）について

## （１） 概要

ABAQUS コードは，米国 Hibbitt，Karlsson & Sorensen，Inc.（HKS 社）で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の伝熱解析などに広く利用されている。

## （２） 機能

ABAQUS コードは，伝熱解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常のいずれの解も得ることができる。
② 一次元～三次元の任意形状の構造に対して解くことが可能である。
③ 初期条件（温度）は要素ごとに変化させることができ，計算ステップの自動決定も可能である。
④ 境界条件として，時間に依存する熱流束，温度，伝導，対流及び放射が考慮できる。
⑤ 構成物質の相変態が考慮できる。

## （３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3.2-3 に示す。

## （４） 使用実績

ABAQUS コードは，多くの伝熱解析に使用された実績がある。

## （５） 検証方法

貯蔵容器の定常伝熱試験に対して ABAQUS コードによる解析結果と試験結果を比較・検討し，本コードの妥当性が検証されている[*1]。

*1 山川秀次，五味義雄，尾崎幸男，尾崎明朗「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立―キャスクの伝熱特性評価―」，電中研報告書，U92038，(1993)

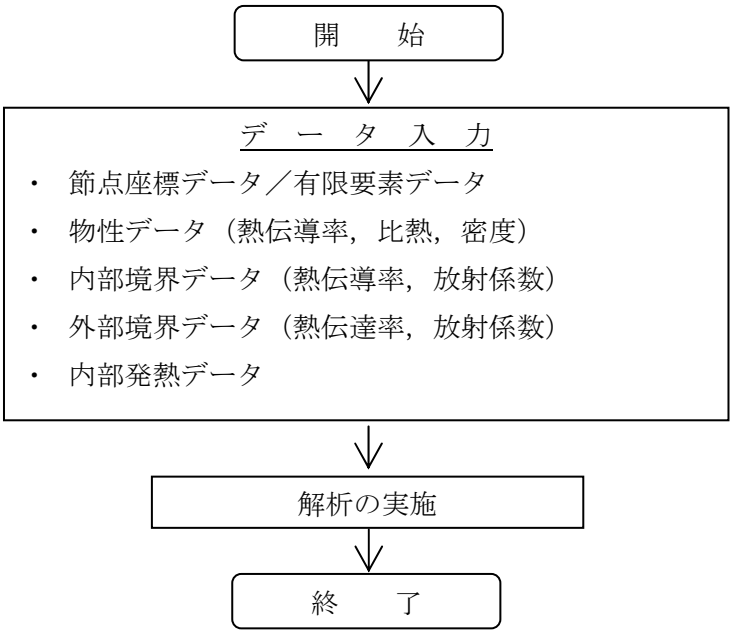



図 3.2-3　ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

# 除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

## （１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の崩壊熱計算等に広く利用されている。

## （２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

## （３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.2-4 に示す。

## （４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[*1]。

## （５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2] が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL,“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”,CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

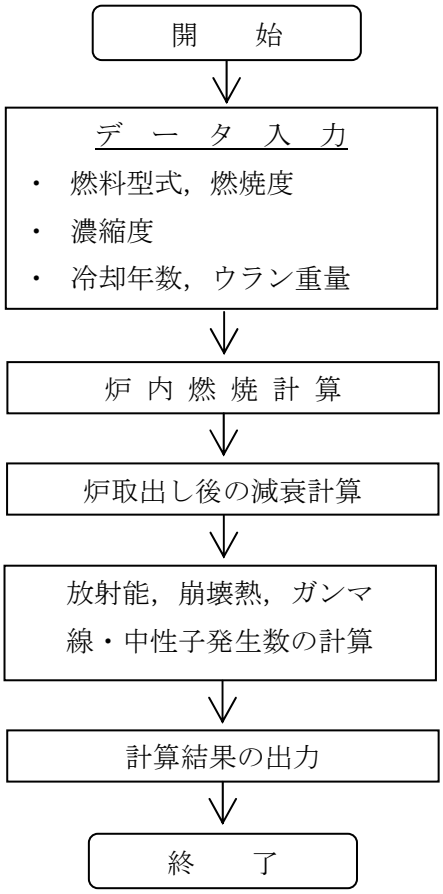



図 3.2-4　ORIGEN2 コードの計算フロー図

3.3. 密封機能

(1) 基本的な考え方

構内用輸送容器の密封装置は容器本体及び蓋より構成される密封容器とこれに付属するバルブから構成される。容器本体と蓋の間，及びバルブのガスケットにはOリングが使用されている。構内用輸送容器の密封境界を図 3.3-1 に示す。

密封機能の評価にあたっては，構造強度評価及び除熱機能評価の結果から，構内用輸送容器の密封性能が維持されることを確認する。

(2) 評価結果

3.1 項に示したとおり，構造強度評価から蓋，蓋ボルト，胴及び底板は構内輸送における荷重条件に対して十分な強度を有しており，密封装置の構造健全性に問題がないことが確認されている。

また，3.2 項に示したとおり，除熱機能評価から構内輸送時のOリングの温度は 115℃以下であり，設計基準温度である 300℃を大きく下回ることから，熱的健全性に問題ないことが確認されている。

以上から，構内用輸送容器の密封性能は維持される。

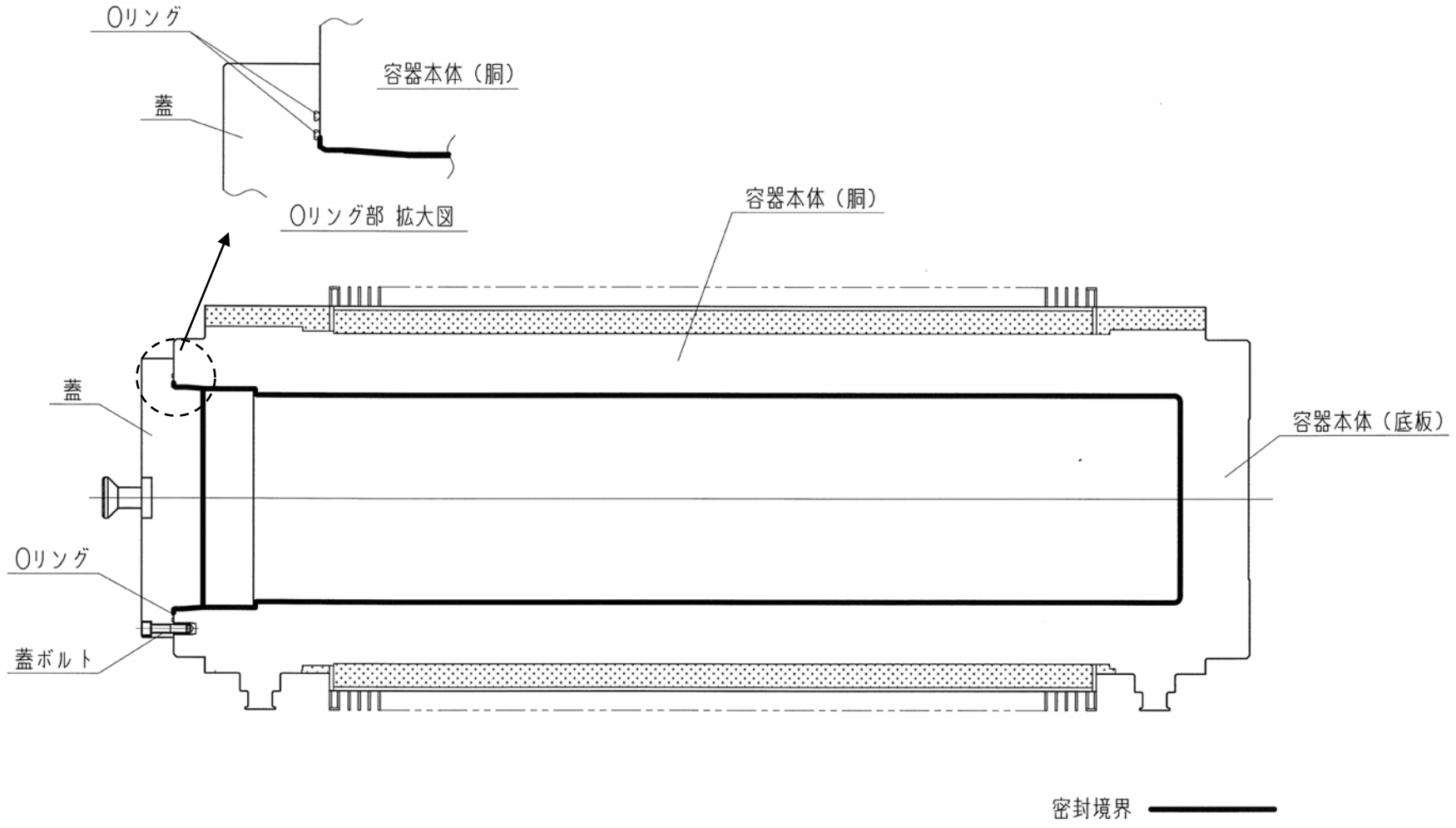



図 3.3-1 密封境界

3.4. 遮へい機能

(1) 基本的な考え方

遮へい設計にあたっては，周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

a. 構内用輸送容器はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。

b. 主要なガンマ線遮へい材は，胴，底板及び外筒の炭素鋼と蓋のステンレス鋼である。

c. 主要な中性子遮へい材は，胴内水及び胴と外筒間のレジンである。

遮へい機能の評価においては，収納する使用済燃料の線源強度を考慮し，構外用輸送容器としての安全評価に用いられている評価手法を用い，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍにおける線量当量率が制限値を超えないことを評価する。

なお，表 2-2 に示したように，構内用輸送容器に収納する燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されるが，構内輸送では緩衝体がない状態で運用することから，再評価を実施する。ただし，緩衝体がない解析モデルである事以外は既存評価と同じとし，既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

設計基準を表 3.4-1 に示す。

表 3.4-1 設計基準

（単位：μSv/h）

| | 設計基準 |
|---|---|
| 構内用輸送容器　表面 | 2000 以下 |
| 構内用輸送容器　表面から１ｍ | 100 以下 |

(3) 評価条件

1) 遮へい厚さ

構内用輸送容器の遮へい厚さを表 3.4-2 に示す。

表 3.4-2 遮へい厚さ

（単位：mm）

| | 炭素鋼 | ステンレス鋼 | レジン |
|---|---|---|---|
| 側部 方向 | 307 | — | 115 |
| 頭部軸方向 | — | 305 | — |
| 底部軸方向 | 338 | — | — |

2) 線源条件

表 2-2 に示すように，構内輸送においては 9×9 燃料を収納する場合が，最も放射能強度が大きく，遮へい上厳しい線源条件となる。なお，遮へい機能の評価においては，既存評価の燃料の線源条件で評価する。

構内用輸送容器の収納物の線源条件を表 3.4-3 に示す。

表 3.4-3 線源条件

| 項目 | | 線源条件 |
|---|---|---|
| 平均燃焼度 | (MWd/t) | 50,000 |
| 冷却期間 | (日) | 820 |
| 収納体数 | (体) | 22 |
| 放射能強度 | (Bq) | $2.04\times10^{17}$ |

3) 線源強度及びエネルギー

a. ガンマ線源強度

燃料有効部のガンマ線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られたガンマ線源強度を表 3.4-4 に示す。また，構造材の放射化によるガンマ線源強度は次式で計算する。構造材の放射化によるガンマ線源強度を表 3.4-5 に示す。

$$A = N_0 \cdot \sigma \cdot \phi \cdot \{1 - \exp(-\lambda \cdot T_1)\} \cdot \exp(-\lambda \cdot T_2)$$

ここで，A ：放射化核種（$^{60}$Co）の放射能(Bq)

$N_0$ ：ターゲット核種（$^{59}$Co）の個数(atoms)

$\sigma$ ：2200m/s の中性子による（$^{59}$Co）の(n, $\gamma$)反応断面積($cm^2$)

$\phi$ ：炉内照射熱中性子束(n/($cm^2$・s))

$\lambda$ ：$^{60}$Co の崩壊定数（/日）

$T_1$ ：照射期間（日）

$T_2$ ：冷却期間（日）

表3.4-4　ガンマ線源強度

（輸送容器１基あたり）

| エネルギー群　数 | 平均エネルギー (MeV) | 線源強度 (photons/s) |
|---|---|---|
| 1 | 0.01 | $5.449\times10^{16}$ |
| 2 | 0.025 | $1.247\times10^{16}$ |
| 3 | 0.0375 | $1.258\times10^{16}$ |
| 4 | 0.0575 | $1.118\times10^{16}$ |
| 5 | 0.085 | $7.725\times10^{15}$ |
| 6 | 0.125 | $8.303\times10^{15}$ |
| 7 | 0.225 | $6.758\times10^{15}$ |
| 8 | 0.375 | $3.839\times10^{15}$ |
| 9 | 0.575 | $6.581\times10^{16}$ |
| 10 | 0.85 | $2.387\times10^{16}$ |
| 11 | 1.25 | $3.830\times10^{15}$ |
| 12 | 1.75 | $2.132\times10^{14}$ |
| 13 | 2.25 | $1.937\times10^{14}$ |
| 14 | 2.75 | $5.750\times10^{12}$ |
| 15 | 3.5 | $7.341\times10^{11}$ |
| 16 | 5.0 | $5.153\times10^{8}$ |
| 17 | 7.0 | $5.943\times10^{7}$ |
| 18 | 9.5 | $6.828\times10^{6}$ |
| 合　計 | | $2.113\times10^{17}$ |

表 3.4-5　構造材の放射化によるガンマ線源強度

（輸送容器１基あたり）

| | $^{60}$Co 線源強度(Bq) |
|---|---|
| ハンドル部 | $3.52\times10^{12}$ |
| 上部グリッド部 | $4.70\times10^{13}$ |
| 上部プレナム部 | $2.62\times10^{14}$ |
| 下部タイプレート部 | $9.59\times10^{13}$ |

b. 中性子線源強度

中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を表 3.4-6 に示す。また，評価に用いる中性子エネルギースペクトルを表 3.4-7 に示す。

表 3.4-6　中性子線源強度　（輸送容器１基あたり）

| | | 中性子線源強度(n/s) |
|---|---|---|
| １次中性子源 | 自発核分裂によるもの | $1.177\times10^{10}$ |
| | （α，n）反応によるもの | $1.489\times10^{8}$ |
| | 合計 | $1.192\times10^{10}$ |
| 増倍効果を考慮した全中性子線源強度 | | $2.785\times10^{10}$ |

表3.4-7　中性子線源スペクトル

| エネルギー群数 | 上限エネルギー（eV） | スペクトル |
|---|---|---|
| 1 | $1.492\times10^{7}$ | $5.72\times10^{-4}$ |
| 2 | $1.220\times10^{7}$ | $2.02\times10^{-3}$ |
| 3 | $1.000\times10^{7}$ | $6.07\times10^{-3}$ |
| 4 | $8.180\times10^{6}$ | $2.00\times10^{-2}$ |
| 5 | $6.360\times10^{6}$ | $4.12\times10^{-2}$ |
| 6 | $4.960\times10^{6}$ | $5.27\times10^{-2}$ |
| 7 | $4.060\times10^{6}$ | $1.10\times10^{-1}$ |
| 8 | $3.010\times10^{6}$ | $8.74\times10^{-2}$ |
| 9 | $2.460\times10^{6}$ | $2.28\times10^{-2}$ |
| 10 | $2.350\times10^{6}$ | $1.15\times10^{-1}$ |
| 11 | $1.830\times10^{6}$ | $2.07\times10^{-1}$ |
| 12 | $1.110\times10^{6}$ | $1.89\times10^{-1}$ |
| 13 | $5.500\times10^{5}$ | $1.31\times10^{-1}$ |
| 14 | $1.110\times10^{5}$ | $1.59\times10^{-2}$ |
| 15 | $3.350\times10^{3}$ | $8.12\times10^{-5}$ |
| 16 | $5.830\times10^{2}$ | $5.89\times10^{-6}$ |
| 17 | $1.010\times10^{2}$ | $3.89\times10^{-7}$ |
| 18 | $2.900\times10^{1}$ | $5.53\times10^{-8}$ |
| 19 | $1.070\times10^{1}$ | $1.33\times10^{-8}$ |
| 20 | $3.060\times10^{0}$ | $1.88\times10^{-9}$ |
| 21 | $1.120\times10^{0}$ | $4.19\times10^{-10}$ |
| 22 | $4.140\times10^{-1}$ | $1.20\times10^{-10}$ |

(4)　評価方法

遮へい計算は，ガンマ線，中性子共にDOT3.5コードを用いて計算し，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍの線量当量率を求める。

遮へい解析モデルを図3.4-1～図3.4-3に示す。解析モデルは，構内用輸送容器の実形状を考慮した上で，構内用輸送容器の底部トラニオン周辺について中性子遮へい材の遮へい厚さが水位方向とトラニオン方向で異なることから，頭部方向，底部水位方向及び底部トラニオン方向に分けてモデル化する。

ライブラリとしては，DLC-23/CASKデータを用い，線量当量率への変換はICRP Publ.74に従う。

解析モデルでは既存評価と同様に以下の条件を考慮する。

・ 胴内での燃料の軸方向の移動を考慮し,安全側に頭部方向評価モデルでは蓋方向に,底部方向評価モデルでは底方向に移動したモデルとする。
・胴内水温度は，収納物の崩壊熱量25kWにおける水温（127℃）より高い150℃に設定する。
・胴内水位は，安全側に水の膨張を考慮しない場合の水位とする。
・バスケットの最外周部は，遮へい体として考慮し，他の部分については，水没部は燃料領域に均質化し，非水没部はボイドに置換え，均質化領域から除外する。
・フィンは，空気に置換え，距離のみ考慮する。
・チャンネルボックスはボイドに置換え，均質化領域から除外する。
・各部寸法はすべてノミナル値とし，公差は密度係数として考慮する。

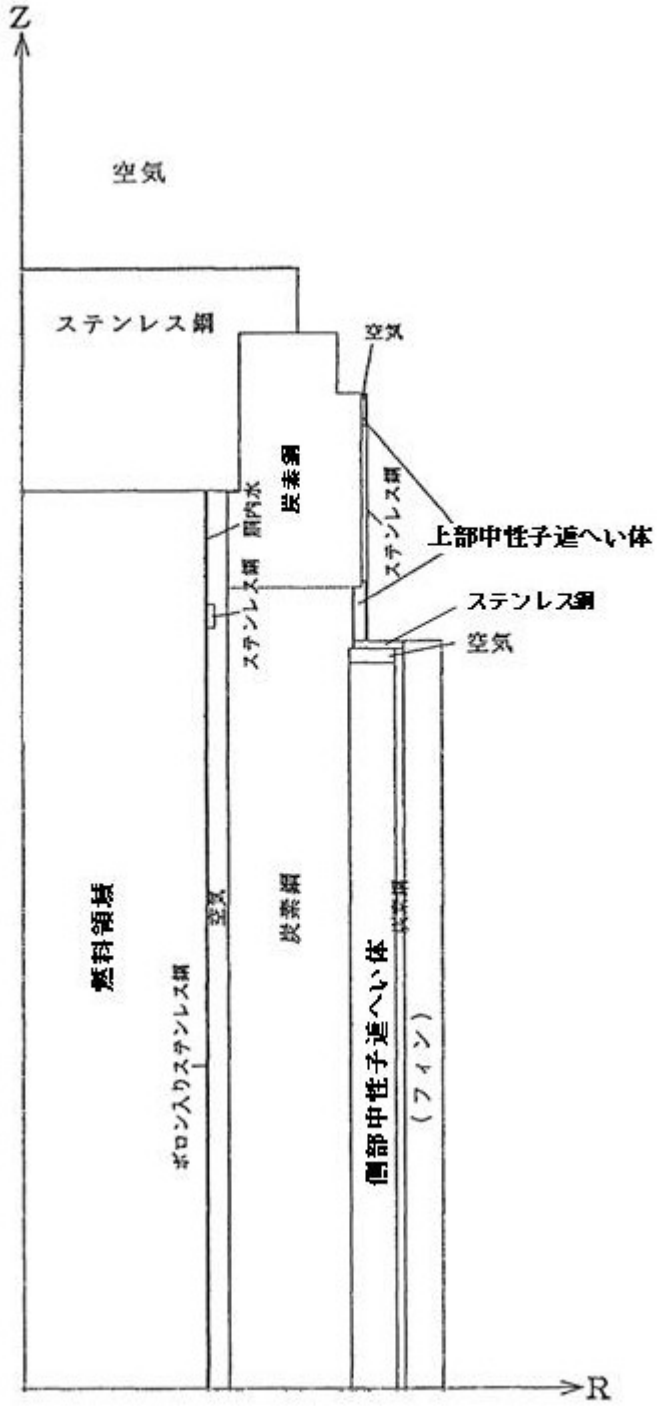



図 3.4-1 遮へい解析モデル（頭部方向）

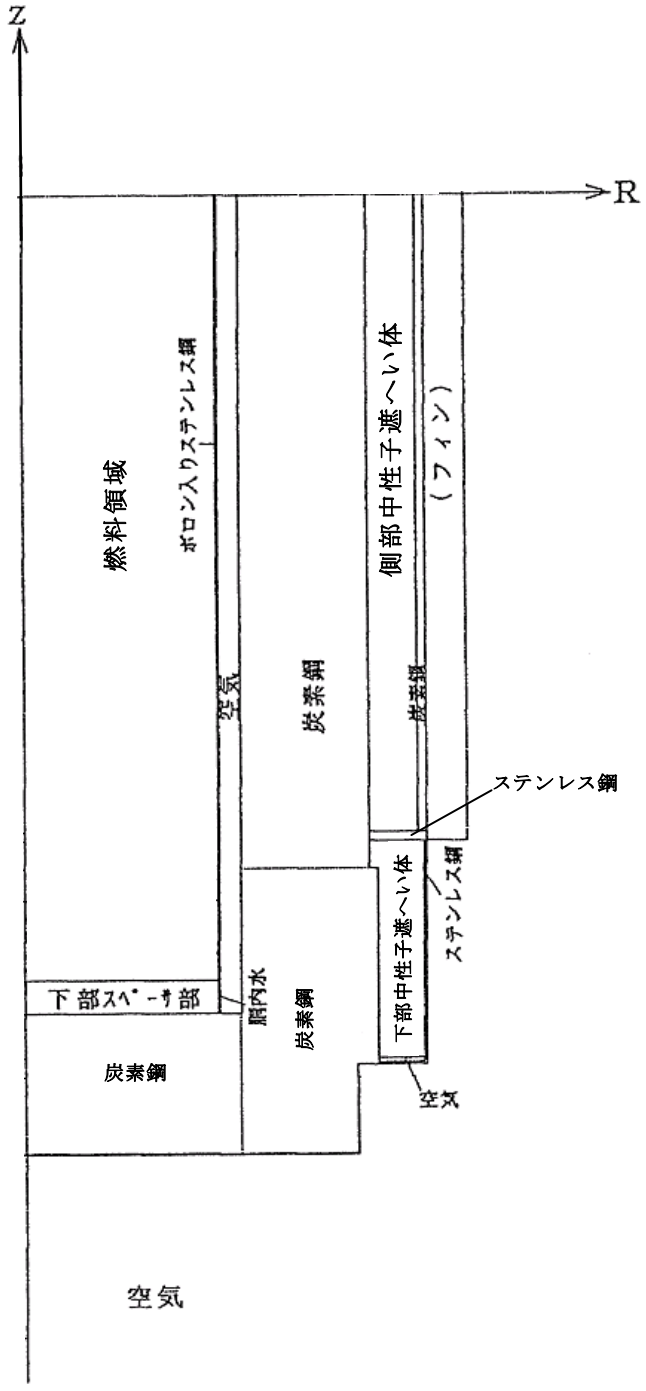



図 3.4-2 遮へい解析モデル（底部水位方向）

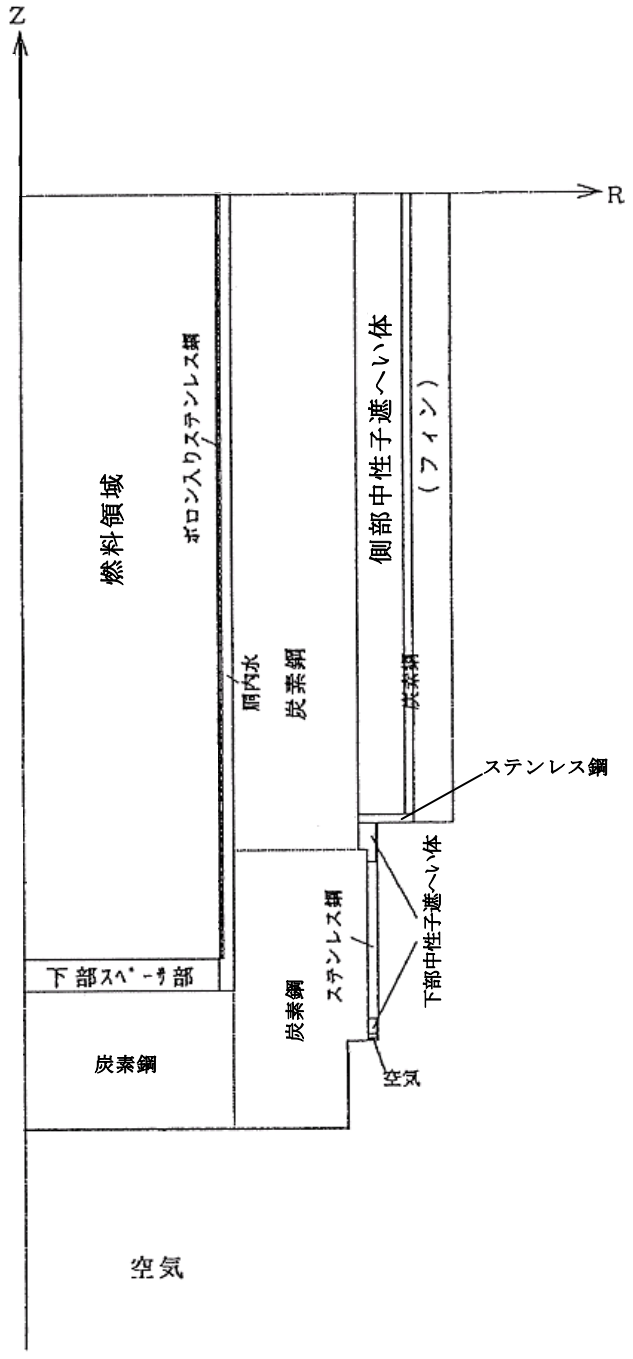



図 3.4-3 遮へい解析モデル（底部トラニオン方向）

(5)　評価結果

構内用輸送容器の線量当量率評価位置を図 3.4-4 に，評価結果を表 3.4-8 に示す。なお，評価結果は頭部軸方向，頭部径方向，側部，底部径方向，底部軸方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり，構内用輸送容器は設計基準値を満足している。

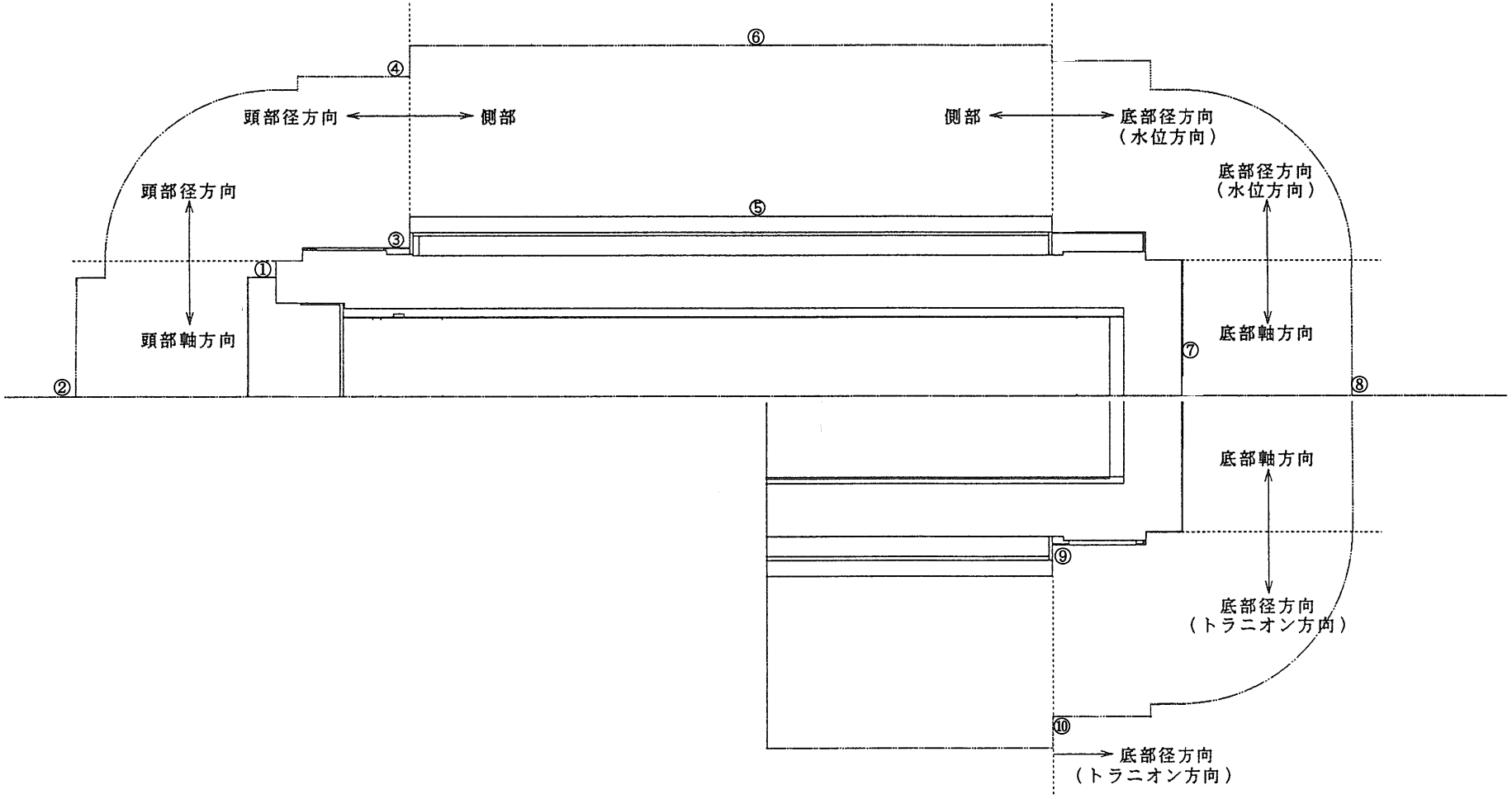



図3.4-4　　線量当量率評価位置

表3.4-8　最大線量当量率の計算結果

（単位：μSv/h）

| | | 頭部 | | 側 部 | 底部 | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 軸方向 | 径方向 | | 軸方向 | 径方向 |
| 評価点 | | ① | ③ | ⑤ | ⑦ | ⑨ |
| 表面 | 計算結果 | 1628.2 | 416.3 | 225.0 | 137.2 | 631.2 |
| | 設計基準値 | 2000 | | | | |
| 評価点 | | ② | ④ | ⑥ | ⑧ | ⑩ |
| 表面から１ｍ | 計算結果 | 72.1 | 45.1 | 84.2 | 39.8 | 50.1 |
| | 設計基準値 | 100 | | | | |

参考資料

# 遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

## （１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の放射線源強度計算等に広く利用されている。

## （２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

## （３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.4-5 に示す。

## （４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の放射線源強度計算に広く使用されている[*1]。

## （５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2] が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL，“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”，CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”，1989 年 8 月

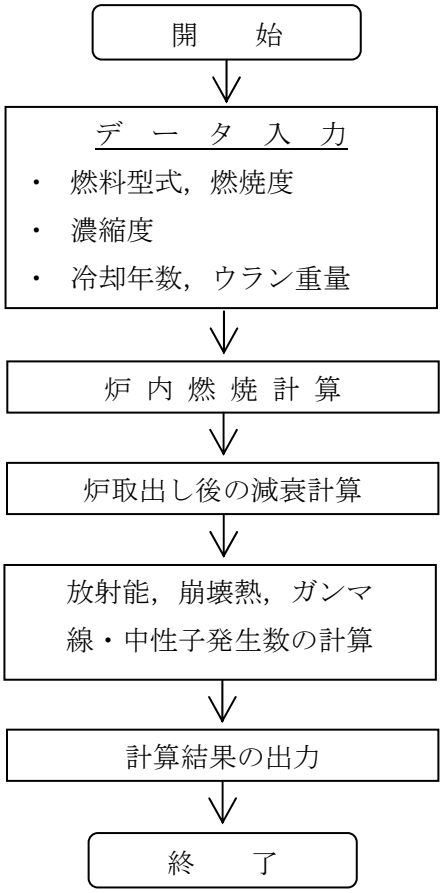



図 3.4-5　ORIGEN2 コードの計算フロー図

# 遮へい解析に用いるコード（DOT3.5 コード）について

## （１）概要

DOT3.5 コード（以下「DOT コード」という。）は二次元輸送コードであり，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された汎用解析コードである。

## （２）機能

DOT コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

① ガンマ線や中性子線に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり，放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。

② DOT コードは，二次元の体系を扱うことができる。

## （３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図 3.4-6 に示す。

## （４）使用実績

DOT コードは，原子力施設の遮へい計算に広く用いられており，輸送容器の遮へい解析に豊富な実績がある。

## （５）検証

汎用コードの導入評価[*1]が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2]が実施されていることが確認されている。

*1 W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”, CCC-276,1978 年 10 月

*2 (社)日本原子力学会“中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月

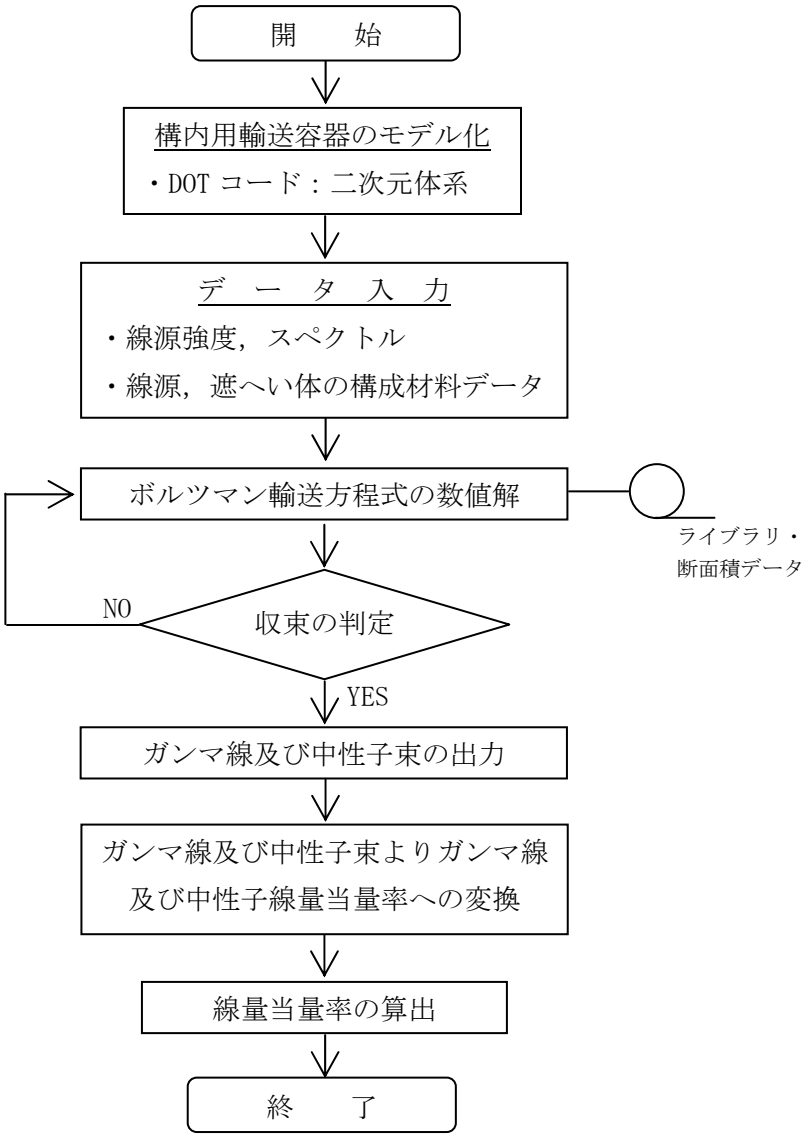



図 3.4-6　DOT コードの解析フロー図

3.5.　臨界防止機能

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては,想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

a.　燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

b.　バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお，臨界防止機能の評価においては，表 2-2 に示したとおり，構内用輸送容器に収納する燃料の初期濃縮度（約 3.8wt%）は既存評価に用いている初期濃縮度（4.19wt%）に包絡されるため，評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2)　設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3)　評価条件

既存評価の内容を以下に示す。また，臨界解析モデルを図 3.5-1 及び図 3.5-2 に示す。

・評価は初期濃縮度の高い 9×9 燃料について行う。

・燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値(初期濃縮度)とする。

・燃料集合体には可燃性毒物としてガドリニウムを添加した燃料棒が含まれるが，中性子吸収断面積の大きいガドリニウムの存在を無視し，安全側にガドリニウムを添加していない燃料棒に置換える。

・燃料が構内用輸送容器の中心寄りに配置された状態とする。また，燃料集合体の変形を考慮し，臨界評価上安全側の仮定となるように収納される全燃料について一部領域の燃料棒ピッチを変化させた配列とする。

・バスケット材料のボロン入りステンレス鋼材中の $^{10}$B 含有量は，製造下限値とする。

・チャンネルボックスを水に置換える。

・胴内における燃料として実在する部分は燃料有効長に相当する部分のみとし，上・下部タイプレート部などを水に置換える。

・胴内の燃料有効長の範囲外の構造物は水に置換える。

・中性子遮へい体及びフィンは無いものとする。

・輸送容器外部の雰囲気は安全側に真空とする。

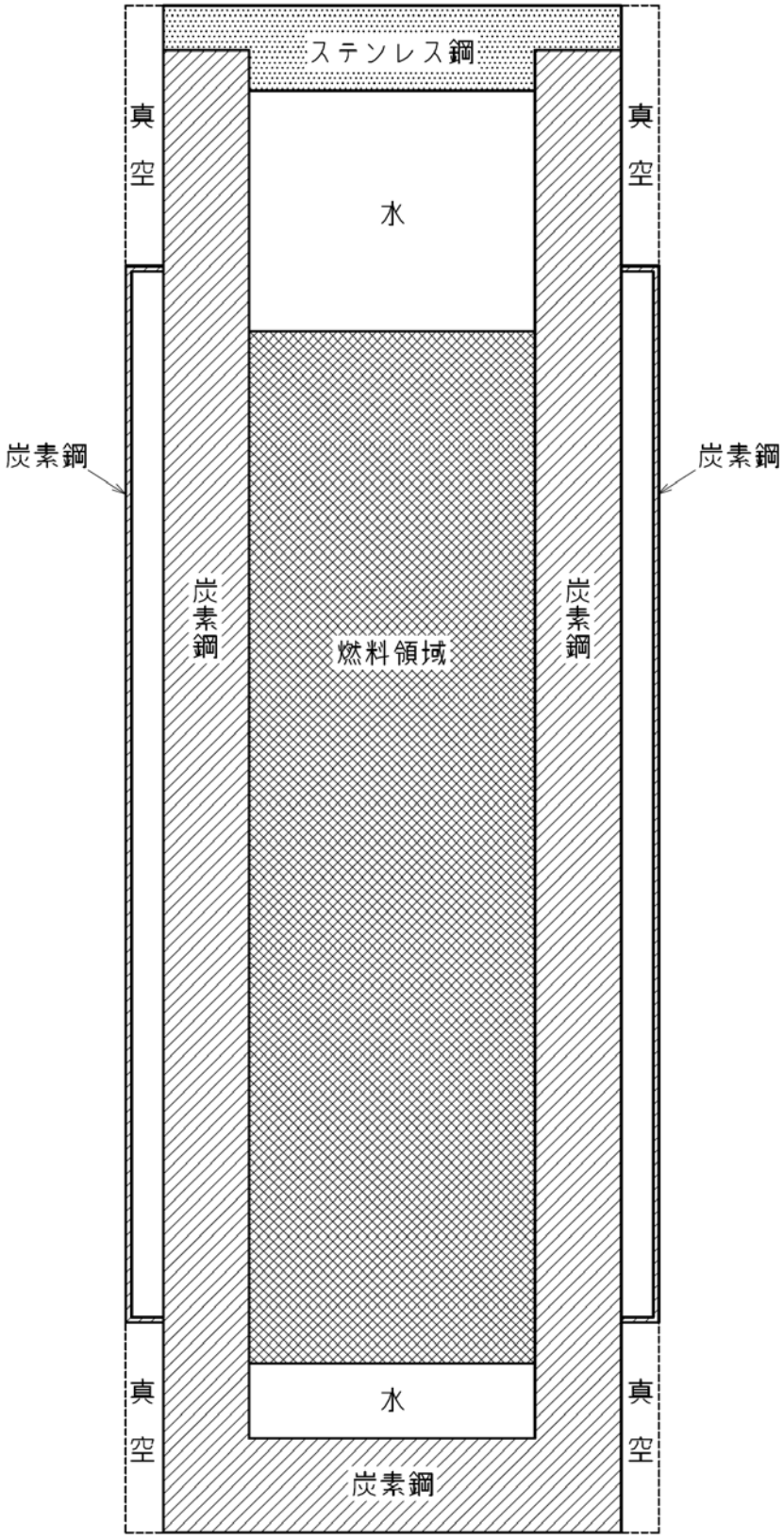
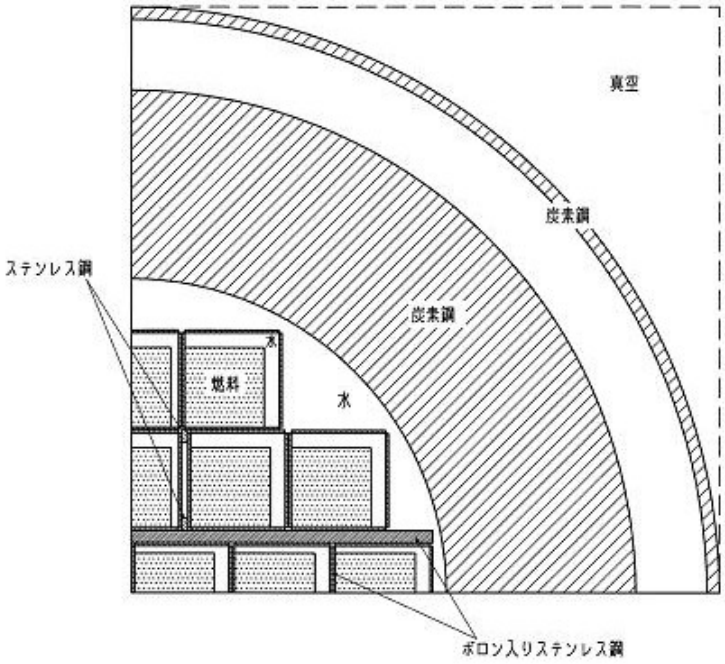
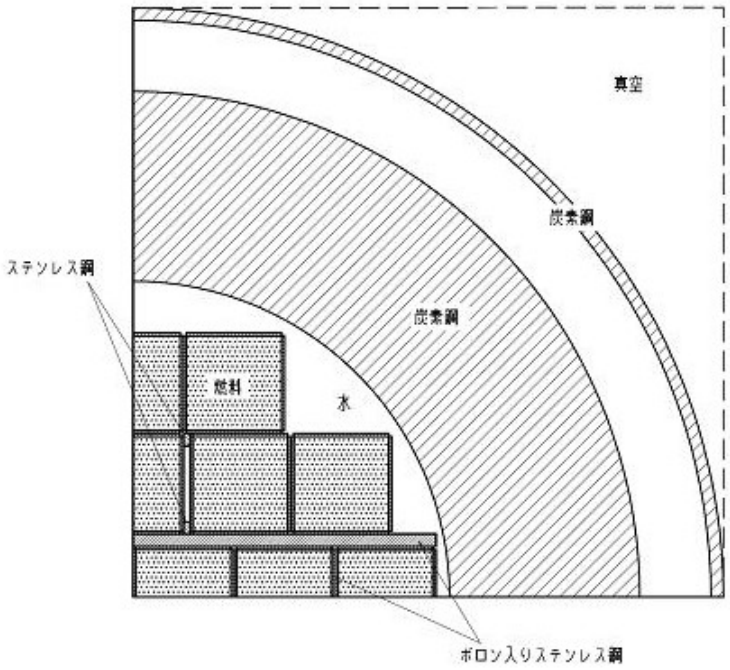



図 3.5-1　臨界解析モデル（縦断面図）




燃料棒ピッチの変化のない領域




燃料棒ピッチの変化のある領域

図 3.5-2　臨界解析モデル（燃料領域部横断面図）

(4)　評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は,燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で，構内用輸送容器の実形状をモデル化し，臨界解析コード KENO-Ⅴ.a を使用して求める。

(5)　評価結果

評価結果を表 3.5-1 に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 3.5-1 評価結果

| 評価対象 | 実効増倍率 | 設計基準 |
|---|---|---|
| 構内用輸送容器 | 0.91*1 | 0.95 |

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

参考資料

# 臨界解析に用いるコード（KENO-Ⅴ.a）について

## （１） 概要

KENO-Ⅴ.a コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり，輸送容器の臨界解析などに利用されている。

## （２） 機能

KENO-Ⅴ.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

## （３） 解析フロー

KENO-Ⅴ.a コードの解析フローを図 3.5-3 に示す。

## （４） 使用実績

KENO-Ⅴ.a コードは，国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

## （５） 検証

米国のバッテル研究所（パシフィック　ノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験*1 の中から 16 種類の臨界体系をベンチマーク試験*2 として選び，検証を行った。

*1 S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% $^{235}U$ Enriched $UO_2$ Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784(PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1981.

*2 “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments”, LEU-COMP-THERM-010, LEU-COMP-THERM-013, LEU-COMP-THERM-017, LEU-COMP-THERM-042, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2009.

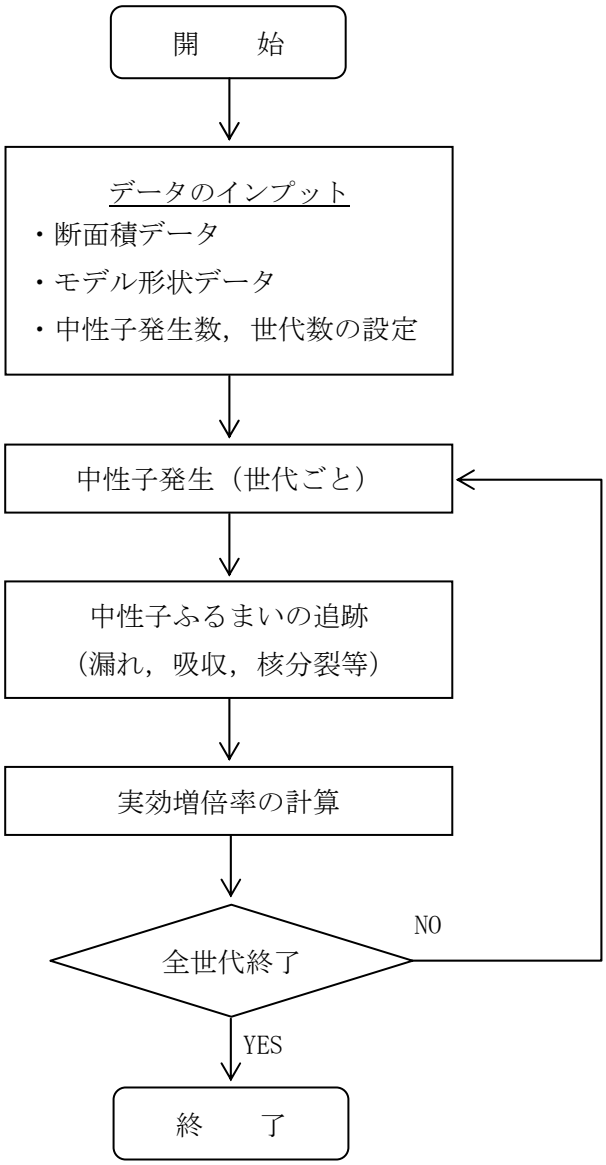



図 3.5-3　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

## 4.　構内用輸送容器の落下

### 4.1.　原因

構内用輸送容器の取り扱い中に，何らかの原因で構内用輸送容器が落下して密封境界が破損し，放射性物質が環境に放出される。

### 4.2.　発生防止対策

構内用輸送容器の落下を防止するために，次のような設計及び運転上の対策を講じる。

（１）クレーン主巻フックは二重のワイヤーロープで保持する構造とする。
（２）クレーン巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造とする。
（３）クレーン主巻フックと吊具，吊具と構内用輸送容器の取付けを二重化する。
（４）取付け作業後の取付け状態を確認し，外れ止めを取り付ける。
（５）作業開始前にクレーン及び吊具の事前点検を実施する。
（６）作業手順書を整備し，作業員への教育周知を行う。
（７）有資格者による設備操作，作業管理を行う体制とする。

### 4.3.　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

#### 4.3.1.　核分裂生成物の放出量

(1)　破損燃料棒の評価

破損する燃料棒の本数の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a. 構内用輸送容器の取り扱い作業に際し，構内用輸送容器が落下して，構内用輸送容器に収納された燃料集合体が破損するものと仮定する。

b. 落下による燃料集合体の破損体数は，構内用輸送容器の収納体数 22 体とする。

(2)　評価条件

核分裂生成物の移行と放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は，表 2-2 に記載のとおり燃焼度 50,000MWd/t の 9×9 燃料集合体について行う。

b. 燃料集合体の冷却期間は表 2-2 に記載のとおり 820 日とする。
なお，表 2-2 に記載のとおり，第４号機に貯蔵中の燃料集合体の冷却期間は最短で 1035 日である。

c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が構内用輸送容器内に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については，半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて，破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びよう素（I-129）それぞれ 30％とする。

d. 放出された希ガスは，全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとする。

e. 放出されたよう素は，全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとし，構内

用輸送容器に内包する水による除去は無いものとする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 4.1 の通りである。

表 4.1 核分裂生成物の大気中への放出量

| 核分裂生成物 | 放出量 |
|---|---|
| 希ガス | 約 $4.5\times10^{14}$Bq |
| よう素 | 約 $2.0\times10^{9}$Bq |

4.3.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は，地上放出されるものとし，これによる実効線量の計算は，次の仮定に基づいて行う。

a. 敷地境界外の地表空気中濃度は，設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

なお，相対濃度（$\chi$／Q）は設置許可申請書記載の主蒸気管破断（地上放出）の値 $3.4\times10^{-5}$s/m$^3$ を適用する。

b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は，設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお，相対線量（D／Q）は設置許可申請書記載の主蒸気管破断（地上放出）の値 $3.4\times10^{-19}$Gy/Bq を適用する。

(2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は，次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量$H_I$（Sv）は，(4.1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (4.1)$$

ここで，

R ：呼吸率（m$^3$/s）「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。
（小児：0.31m$^3$/h，成人：1.2m$^3$/h）

H ：よう素(Ｉ-129)を 1Bq 吸入した場合の実効線量は ICRP Publ.72 の値を用いる。
（小児：$2.0\times10^{-7}$Sv/Bq，成人：$9.6\times10^{-8}$Sv/Bq）

$\chi$／Q　　：相対濃度（s/m$^3$）
$Q_I$　　：よう素の大気放出量（Bq）

希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量$H_\gamma$（Sv）は，(4.2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdots\cdots (4.2)$$

ここで，

K　　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（1Sv/Gy）
D／Q　　：相対線量（Gy/Bq）
$Q_K$　　：希ガスの大気放出量（Bq）
$E_\gamma$　　：γ線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.0022MeV)

また，希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量$H_\beta$（Sv）は，(4.3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2\times10^{-14} \cdot \chi/Q \cdot Q_K \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots\cdots (4.3)$$

ここで，

$\chi$／Q　　：相対濃度（s/m$^3$）
$Q_K$　　：希ガスの大気放出量（Bq）
$E_\beta$　　：β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV)
$W_{TS}$　　：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ.60 の値を用いる。(0.01)

(3)　評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 4.2 の通りである。

表 4.2　構内用輸送容器の落下時の実効線量

| | 小児 | 成人 |
|---|---|---|
| よう素のγ線による実効線量 | 約 $1.2\times10^{-3}$mSv | 約 $2.2\times10^{-3}$mSv |
| 希ガスのγ線による実効線量 | 約 $6.7\times10^{-4}$mSv | 約 $6.7\times10^{-4}$mSv |
| 希ガスのβ線による実効線量 | 約 $2.4\times10^{-3}$mSv | 約 $2.4\times10^{-3}$mSv |
| 実効線量（合計） | 約 $4.3\times10^{-3}$mSv | 約 $5.3\times10^{-3}$mSv |

上記の値から判断して，本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

添付資料－２－３

# 構内輸送時の措置に関する説明書（４号機）

## １．構内輸送の概要

第４号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料は，使用済燃料プールで燃料取扱機を使用して構内用輸送容器に装填する。燃料を装填した構内用輸送容器はクレーンを使用して燃料取り出し用カバーから吊り下ろし，輸送車両に積載し，共用プールに向けて構内輸送する。構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所に使用済燃料運搬用容器として設置され，これまで第４号機から共用プールへの使用済燃料の構内輸送に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）を用いる。

## ２．構内輸送時に講じる措置

「Ⅱ.3.3.1　放射線防護及び管理」において，管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており，保安規定により４号機から共用プールへの輸送経路も管理対象区域に設定されている。

構内輸送時に講じる措置は，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の第 13 条（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施するが，周辺の雰囲気線量や汚染密度が高いことから，周辺環境によっては運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては法令に適合していることを確認できない可能性がある。

このため，運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては，作業実施時の最新の保安規定，社内マニュアル等に基づき管理する。

# 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

## 1. 本説明書の記載範囲

本説明書は，第３号機及び第４号機燃料取り出し用カバーの放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について記載するものである。

## 2. 第４号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

### 2.1 燃料取り出し用カバーについて

#### 2.1.1 概要

燃料取り出し用カバーは，作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし，風雨を遮る構造とする。また，使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり，燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため，燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また，現在，発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから，フィルタユニットは，発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134,137）の大気への放出が低減できる設計とする。

#### 2.1.2 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは，約 69m（南北）×約 31m（東西）×約 53m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，壁面及び屋根面は風雨を遮る外装材で覆う計画である。屋根面及び壁面上部には勾配を設けて，雨水の浸入を防止する構造とする。（図 2-1 燃料取り出し用カバー概略図参照）

#### 2.1.3 換気設備

##### 2.1.3.1 系統構成

換気設備は，燃料取り出し用カバー内気体を吸引し，排気ダクトを経由して燃料取り出し用カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ，排風機等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは，換気風量約 25,000$m^3$/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 50,000$m^3$/h の換気風量で運転する。

また，燃料取り出し用カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため，放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 2-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図，図 2-3

燃料取り出し用カバー換気設備配置図，図 2-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は，異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 2-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照）

なお，第４号機での燃料取り出し作業は，有人での作業を計画していることから，燃料取り出し用カバー内の放射性物質濃度の低減のため，給気フィルタユニットを有する構造とする。給気フィルタユニットは，プレフィルタ，送風機，高性能粒子フィルタ等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を燃料取り出し用カバー内へ放出する。

給気フィルタユニットは，換気風量約 25,000$m^3$/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 50,000$m^3$/h の換気風量で運転する。

表 2-1　換気設備構成

| 設備名 | 構成・配置等 |
|---|---|
| 給気フィルタユニット | 配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列（うち予備 1 系列）設置<br>構成：プレフィルタ<br>送風機<br>高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上）<br>フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置）<br>フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置） |
| 給気吹出口 | 配置：カバー内の側部に設置 |
| 排気吸込口 | 配置：カバー内の天井部に設置 |
| 排気フィルタユニット | 配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列（うち予備 1 系列）設置<br>構成：プレフィルタ<br>高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上）<br>排風機<br>フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置）<br>フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置） |
| 吹上用排気ダクト | 配置：排気フィルタユニットの下流側に設置 |

| 設備名 | 構成・配置等 |
|---|---|
| 放射性物質濃度測定器 | 測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度<br>仕様　　：検出器種類　シンチレーション検出器<br>計測範囲　$10^{0}$～$10^{4}s^{-1}$<br>台数　排気フィルタユニット入口　1台<br>排気フィルタユニット出口　2台 |

2.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は，燃料取扱機，クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。また，カバー内での燃料取り出し作業は，有人による作業を計画していることから，作業エリアには，局所的にローカル空調機を設け夏期及び冬期の作業環境の向上を図るものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められ約 50,000$m^3$/h となる。

$Q=q/(Cp\cdot\rho\cdot(t1-t2)\cdot1/3600)$

Q：換気（排気）風量（$m^3$/h）

q：設計用熱負荷，約 143（kW）（機器発熱）※1

Cp：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

$\rho$：密度，1.2（kg/$m^3$）

t1：カバー内温度，40（℃）

t2：設計用外気温度，31.5（℃）※2

※1　10%の余裕を含む

※2　28.5℃（小名浜気象台で観測された 1971 年～1975 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度）+約 3℃（送風機のヒートアップによる温度上昇）

2.1.3.3 運転管理および保守管理

(1) 運転管理

送風機・排風機の起動/停止操作は，屋外地上部に設置した現場制御盤で行うものとし，故障等により送風機・排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，送風機・排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合には，警報を発する。また，免震重要棟でも同様に，送風機・排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの情報に異常を検知した場合は，警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し，燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

2.1.3.4 異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても，セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，$1\times10^{-3}$～$1\times10^{-5}$%程度であり，第４号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから，放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また，第４号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は，Cs-134：$4.5\times10^{0}$Bq/cm$^3$，Cs-137：$6.6\times10^{0}$Bq/cm$^3$（平成 24 年 1 月 30 日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお，燃料取り出し用カバー換気設備は，機器の単一故障が発生した場合を想定して，送風機，排風機及び電源の多重化を実施しており，切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，２台の連続運転とし，１台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

2.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

2.2.1 排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は，高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm)以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，$1\times10^{-3}$～$1\times10^{-5}$%程度であり，第４号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表 2-2 に発電所敷地内で測定された放射性物質濃度を示す。仮に，燃料取り出し用カバー内が表 2-2 に示す放射性物質濃度のうち，濃度の高い第４号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 2-3 の通りとなる。

表 2-2　発電所敷地内の放射性物質濃度　　($Bq/cm^3$)

| 核種 | 第４号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の濃度（平成 23 年 6 月 18 日測定） | 福島第一原子力発電所西門の濃度（平成 23 年 6 月 18 日測定）※ |
|---|---|---|
| Cs-134 | 約 $1.2\times10^{-4}$ | 約 $5.4\times10^{-6}$ |
| Cs-137 | 約 $1.1\times10^{-4}$ | 約 $6.2\times10^{-6}$ |

※現在は，検出限界値以下であるが，第４号機オペレーティングフロア上の測定値との比較のため，平成 23 年 6 月 18 日の測定値とした。

$Q=C\cdot(1-f)$

Q　：フィルタ通過後の放射性物質濃度（$Bq/cm^3$）

C　：カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度（$Bq/cm^3$）（表 2-2 参照）

f　：フィルタ効率（高性能粒子フィルタ　97%）

表 2-3　フィルタ通過後の放射性物質濃度

| 核種 | 濃度（$Bq/cm^3$） |
|---|---|
| Cs-134 | 約 $3.6\times10^{-6}$ |
| Cs-137 | 約 $3.3\times10^{-6}$ |

以上の結果，表 2-2 及び表 2-3 より，フィルタ通過後の放射性物質濃度は西門での放射性物質濃度よりも低いレベルとなる。

2.2.2　敷地境界線量

2.2.2.1 評価条件

(1) 燃料取り出し用カバー内が，表 2-2 に示す第４号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

(2) 減衰は考慮しない。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である５年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。

(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は，福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同じ気象データを使用する。

2.2.2.2 評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は，以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

(1) 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

(2) 吸入摂取による実効線量

(3) 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

2.2.2.3 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性物質のγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性雲からのγ線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点（x，y，0）における空気カーマ率は，次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z')\, dx'\, dy'\, dz' \quad \cdots \quad 2\text{-}1$$

ここで，　D　：計算地点(x，y，0)における空気カーマ率（μGy/y)

$K_1$　：空気カーマ率への換算係数（$4.46\times10^{-4}\ \mathrm{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy / MeV\cdot Bq\cdot h}$）

E　：γ線の実効エネルギ（0.5MeV/dis)

$\mu_{en}$　：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数（$m^{-1}$）

$\mu$　：空気に対するγ線の線減衰係数（$m^{-1}$）

r　：放射性雲中の点$(x', y', z')$から計算地点（x，y，0）までの距離（m)

$B(\mu r)$：空気に対するγ線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし，$\mu_{en}$，$\mu$，$\alpha$，$\beta$，$\gamma$については，0.5MeV のγ線に対する値を用い，以下のとおりとする。

$\mu_{en}=3.84\times10^{-3}(m^{-1})$，　$\mu=1.05\times10^{-2}(m^{-1})$

$\alpha=1.000$，　$\beta=0.4492$，　$\gamma=0.0038$

$\chi(x', y', z')$　：放射性雲中の点$(x', y', z')$における濃度（$Bq/m^3$）

なお，$\chi(x', y', z')$は，次式により計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z' - H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z' + H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \quad \cdot \quad 2\text{-}2$$

ここで，　Q　：放射性物質の放出率（Bq/s)

U　：放出源高さを代表する風速（m/s)

H　：放出源の有効高さ（m）

$\sigma_y$　：濃度分布のy’方向の拡がりのパラメータ（m）

$\sigma_z$　：濃度分布のz’方向の拡がりのパラメータ（m）

このとき，有効高さと同じ高度（z’=H）の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上（z’= 0）であるため，地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は，計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲のγ線からの空気カーマを合計して，次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot (\overline{D}_L + \overline{D}_{L-1} + \overline{D}_{L+1}) \quad \cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}3$$

ここで，　$H_\gamma$　：放射性物質のγ線に起因する年間の実効線量（$\mu$Sv/y）

$K_2$　：空気カーマから実効線量への換算係数（0.8$\mu$Sv/$\mu$Gy）

$f_h$　：家屋の遮へい係数（1.0）

$f_0$　：居住係数（1.0）

$(\overline{D}_L+\overline{D}_{L-1}+\overline{D}_{L+1})$　：計算地点を含む方位(L)及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均のγ線による空気カーマ($\mu$Gy/y)。これらは2-1式から得られる空気カーマ率Dを放出モード，大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。

2.2.2.4 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度$\overline{\chi}$は，2-2 式を用い，隣接方位からの寄与も考慮して，次式により計算する。

$$\overline{\chi} = \sum_j \overline{\chi}_{jL} + \sum_j \overline{\chi}_{jL-1} + \sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}4$$

ここで，　j　：大気安定度（A～F）

L　：計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は，次式により計算する。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}6$$

ここで，　$H_I$　：吸入摂取による年間の実効線量（$\mu$Sv/y）

365　：年間日数への換算係数（d/y）

$K_{Ii}$　：核種ｉの吸入摂取による成人実効線量換算係数（$\mu$Sv/Bq）

$A_{Ii}$　：核種ｉの吸入による摂取率（Bq/d）

$M_a$　：人間の呼吸率（$m^3$/d）

（成人の１日平均の呼吸率：22.2$m^3$/d を使用）

$\overline{\chi}_i$　：核種ｉの年平均地表空気中濃度（Bq/$m^3$）

表 2-4　吸入摂取による成人の実効線量換算係数（$\mu$Sv/Bq）

| 核種 | Cs-134 | Cs-137 |
|---|---|---|
| $K_{Ii}$ | $2.0\times10^{-2}$ | $3.9\times10^{-2}$ |

2.2.2.5 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し，放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空気中濃度の計算

計算地点における年平均地上空気中濃度$\overline{\chi}$は，2-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量は，次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{Oi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}7$$

$$S_{Oi} = \overline{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i \cdot T_O}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}8$$

ここで，　$H_G$　：地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する年間の実効線量（$\mu$Sv/y）

$K_{Gi}$　：核種ｉの地表沈着による外部被ばく線量換算係数（$\frac{\mu Sv/y}{Bq/m^2}$）

$S_{0i}$　：核種ｉの地表濃度（Bq/$m^2$）

$\overline{\chi}_i$　：核種ｉの年平均地表空気中濃度（Bq/$m^3$）

$V_g$　：沈着速度（0.01m/s）

$\lambda_i$　：核種ｉの物理的減衰係数（$s^{-1}$）

$T_o$　：放射性物質の放出期間（s）（カバー供用期間の５年を想定）

$f_1$　：沈着した放射性物質のうち残存する割合（保守的に 1 を用いる）

表 2-5　放射性物質濃度から実効線量への換算係数（(Sv/s)/(Bq/m$^2$)）

| 核種 | Cs-134 | Cs-137 |
|---|---|---|
| $K_{Gi}$ | $1.5\times10^{-15}$ | $5.8\times10^{-16}$ |

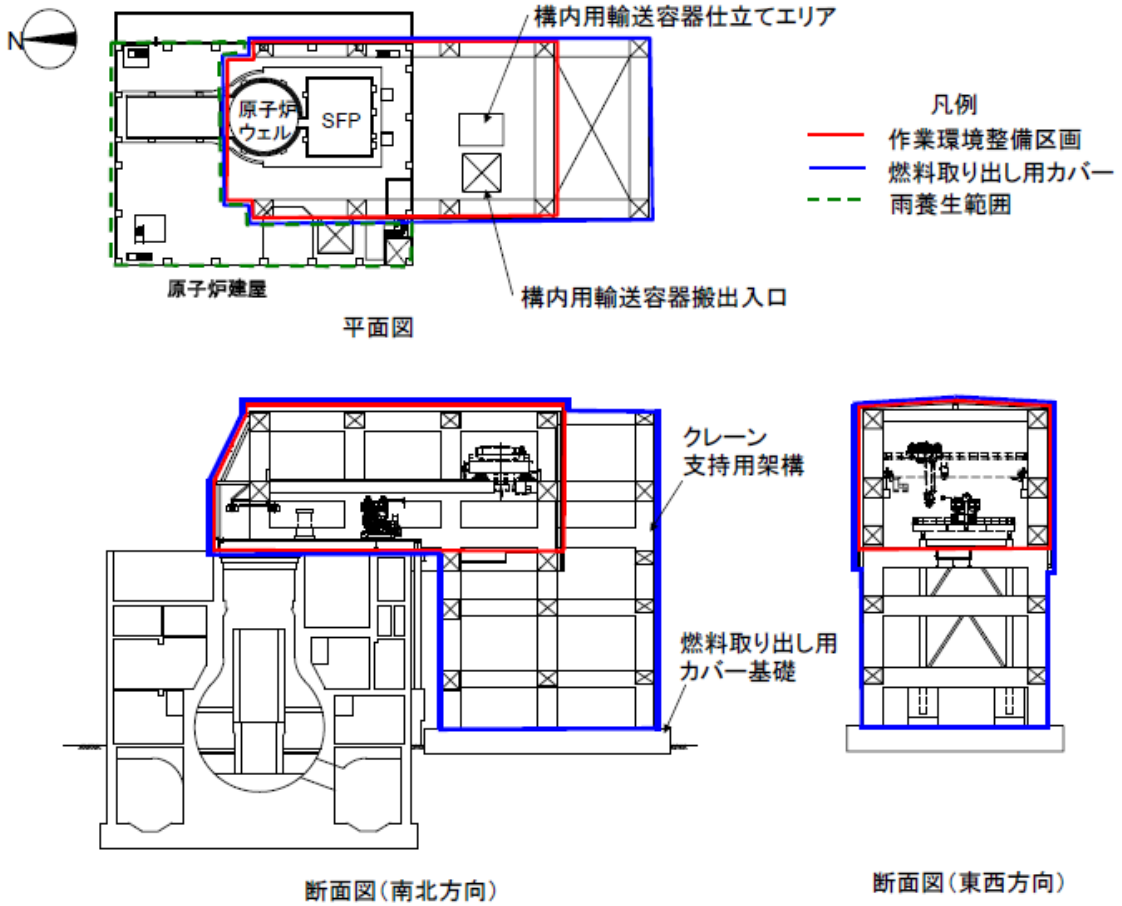
2.2.2.6 評価結果

表 2-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間（想定）続くと仮定して算出した結果，年間被ばく線量は敷地境界で約 0.008mSv／年であり，法令の線量限度 1mSv／年に比べても十分低いと評価される。（表 2-6 参照）

また，「Ⅲ.3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても十分に低いと評価される。

表 2-6　燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

| 評価項目 | | | 合計 |
|---|---|---|---|
| 放射性雲 | 吸入摂取 | 地表沈着 | |
| 約 $1.3\times10^{-7}$ | 約 $5.4\times10^{-5}$ | 約 $7.4\times10^{-3}$ | 約 $7.5\times10^{-3}$ |




【燃料取り出し用カバー】

- 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- 燃料取り出し用カバーのうち，作業環境整備区画は外装材等により区画し，換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- 換気対象範囲外とする。

図 2-1　燃料取り出し用カバー概略図

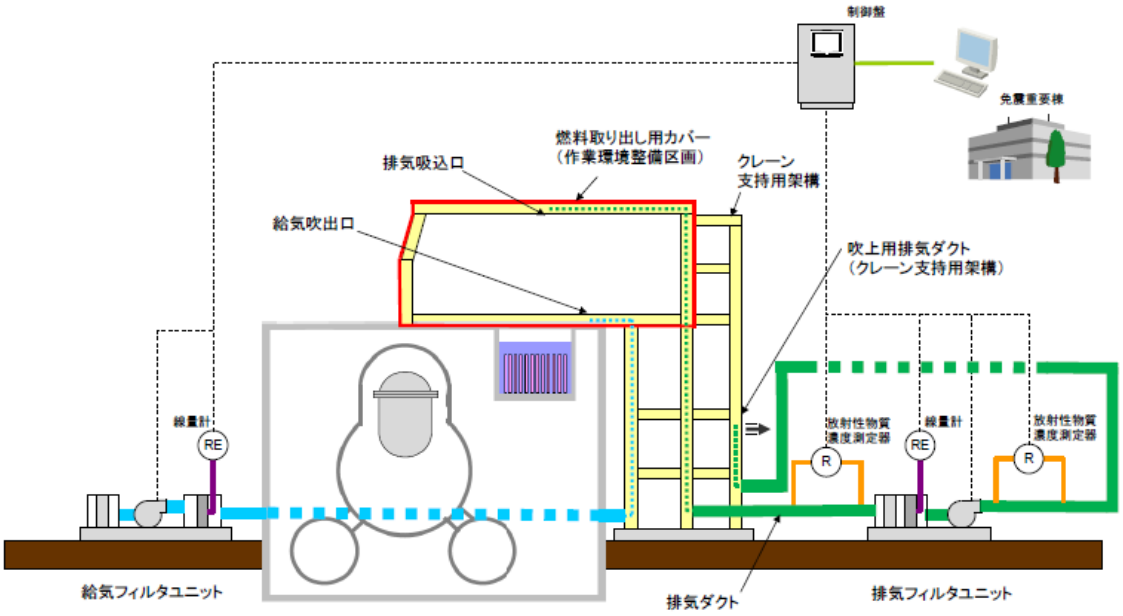



図 2-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

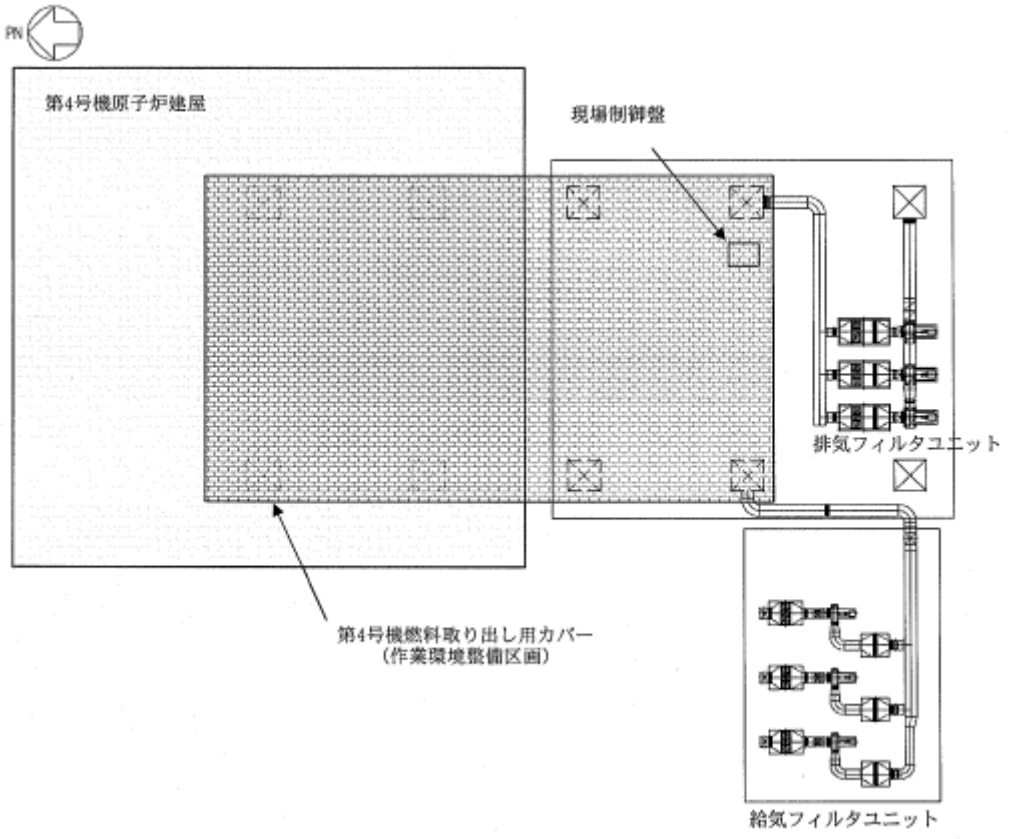



図 2-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

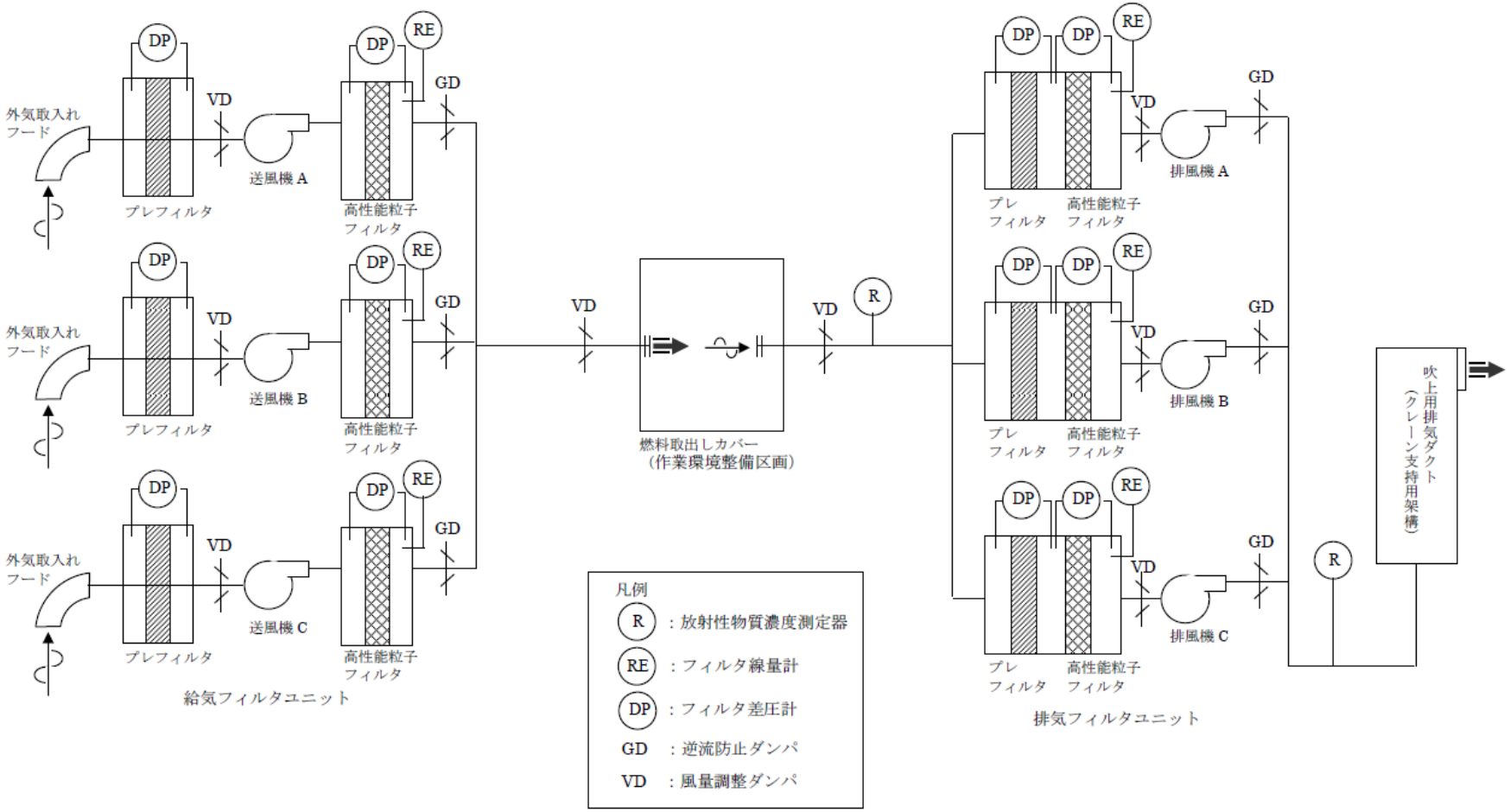
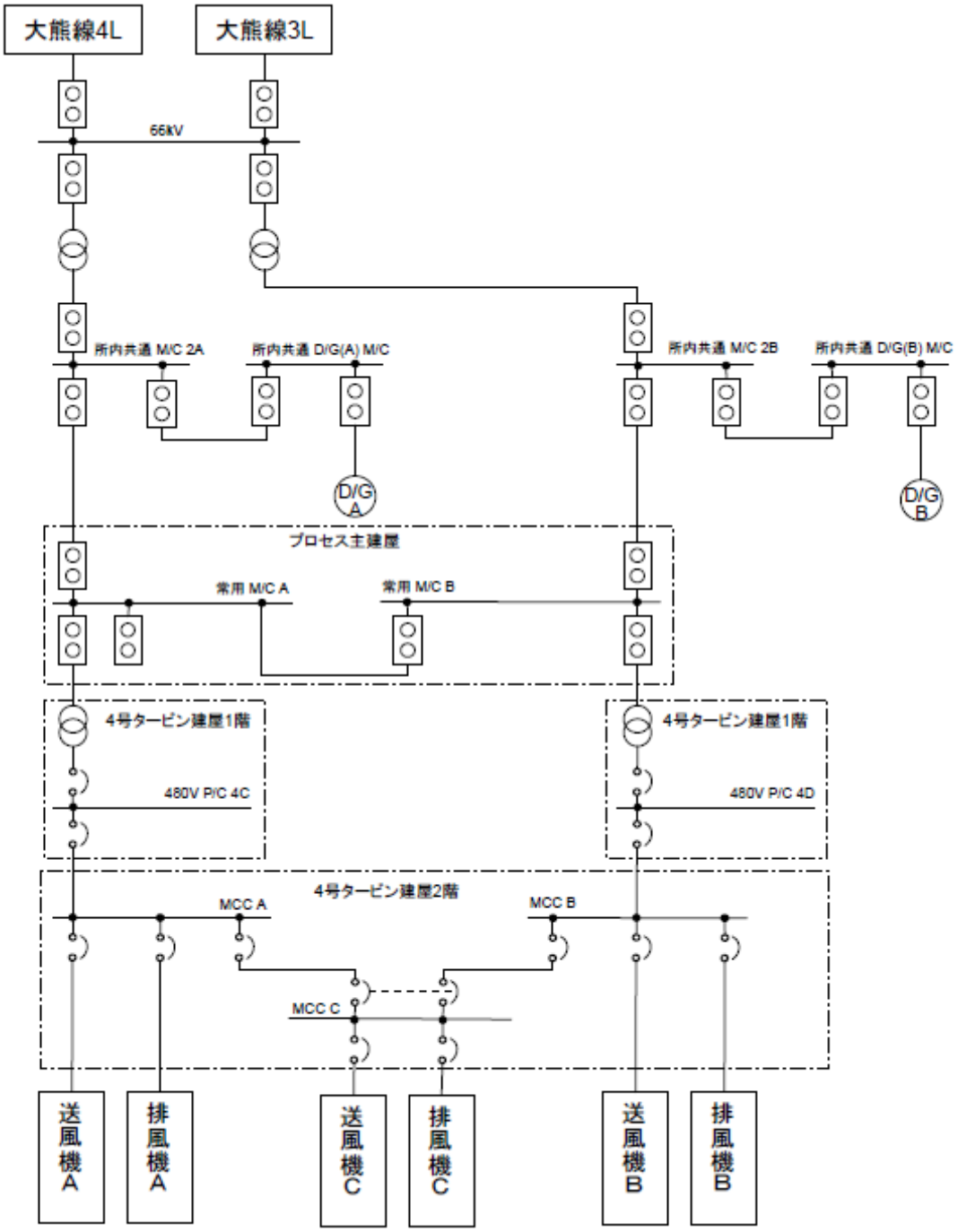



図 2-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図




※今後の設計の進捗により変更の可能性有り。

図 2-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

3.　第３号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

3.1 燃料取り出し用カバーについて

3.1.1　概要

燃料取り出し用カバーは，作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし，風雨を遮る構造とする。また，使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり，燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため，燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また，現在，発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから，フィルタユニットは，発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134,137）の大気への放出が低減できる設計とする。

3.1.2　燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは，約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，ドーム状の屋根を外装材で覆い，風雨を遮る構造とする。（図 3-1　燃料取り出し用カバー概略図参照）

3.1.3　換気設備

3.1.3.1 系統構成

換気設備は，燃料取り出し用カバー内気体を吸引し，排気ダクトを経由して燃料取り出し用カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは，約 10,000$m^3$/h のユニットを 4 系列（うち 1 系列は予備），排風機は，換気風量約 30,000$m^3$/h のユニットを 2 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 30,000$m^3$/h の 換気風量で運転する。

また，燃料取り出し用カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため，放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図 3-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図，図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図，図 3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は，異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図 3-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照）

表 3-1　換気設備構成

| 設備名 | 構成・配置等 |
|---|---|
| 排気吸込口 | 配置：カバー内の天井部に設置 |
| 排気フィルタユニット | 配置：原子炉建屋西側の屋外に 4 系列（うち予備 1 系列）設置<br>構成：プレフィルタ<br>高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm）以上）<br>フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置）<br>フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置） |
| 排風機 | 配置：原子炉建屋西側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置 |
| 吹上用排気ダクト | 配置：排気フィルタユニットの下流側に設置 |
| 放射性物質濃度測定器 | 測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度<br>仕様　：検出器種類　シンチレーション検出器<br>計測範囲　$10^{-1}$～$10^{5}s^{-1}$<br>台数　排気フィルタユニット入口　1 台<br>排気フィルタユニット出口　2 台 |

3.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は，燃料取扱機，クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は，下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m³/h とする。

$Q=q/(Cp\cdot\rho\cdot(t1-t2)\cdot 1/3600)$

Q：換気（排気）風量（m³/h）

q：設計用熱負荷，約 60（kW）

（機器発熱，日射，使用済燃料プールからの熱，原子炉からの熱）※1

Cp：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ：密度，1.2（kg/m³）

t1：カバー内温度，40（℃）

t2：設計用外気温度，28.5（℃）※2

※1　約 10%の余裕を含む

※2　小名浜気象台で観測された 1972 年～1976 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

3.1.3.3 運転管理および保守管理

(1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は，屋外地上部に設置したコンテナハウス内の現場制御盤で行うものとし，故障等により排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合には，警報を発する。また，免震重要棟でも同様に，排風機の運転状態（起動停止状態），放射性物質濃度が表示され，それらの情報に異常を検知した場合は，警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し，燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

(2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

3.1.3.4 異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても，セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は，$1\times10^{-3}$～$1\times10^{-5}$%程度であり，第３号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから，放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また，第３号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は，Cs-134：$2.4\times10^{3}$Bq/cm$^3$，Cs-137：$3.9\times10^{3}$Bq/cm$^3$（平成 24 年 9 月 24 日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお，燃料取り出し用カバー換気設備は，機器の単一故障が発生した場合を想定して，送風機，排風機及び電源の多重化を実施しており，切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，２台の連続運転とし，１台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

3.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

3.2.1 排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は，高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm)以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は,$1\times10^{-3}$～$1\times10^{-5}$%程度であり，第３号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表 3-2 に第３号機原子炉建屋上部で測定された放射性物質濃度を示す。仮に，燃料取り出し用カバー内が表 3-2 に示す放射性物質濃度であった場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 3-3 の通りとなる。

表 3-2　第３号機原子炉建屋上部の放射性物質濃度（Bq/cm$^3$）

| 核種 | 原子炉上北東側（横方向）※ |
|---|---|
| Cs-134 | 約 $5.2\times10^{-4}$ |
| Cs-137 | 約 $8.0\times10^{-4}$ |

※平成 24 年 9 月 6 日測定

$Q=C\cdot(1-f)$

Q　：フィルタ通過後の放射性物質濃度（Bq/cm$^3$）

C　：カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度（Bq/cm$^3$）（表 3-2 参照）

f　：フィルタ効率（高性能粒子フィルタ　97%）

表 3-3　フィルタ通過後の放射性物質濃度

| 核種 | 濃度（Bq/cm$^3$） |
|---|---|
| Cs-134 | 約 $1.6\times10^{-5}$ |
| Cs-137 | 約 $2.4\times10^{-5}$ |

以上の結果，表 3-2 及び表 3-3 より，フィルタ通過後の放射性物質濃度は約 1/30 となる。

3.2.2 敷地境界線量

3.2.2.1 評価条件

(1) 燃料取り出し用カバー内が，表 3-2 に示す第３号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

(2) 減衰は考慮しない。
(3) 地上放出と仮定する。
(4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である5年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。
(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は，福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同じ気象データを使用する。

3.2.2.2 評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は，以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

(1)放射性雲からのγ線に起因する実効線量
(2)吸入摂取による実効線量
(3)地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

3.2.2.3 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性物質のγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性雲からのγ線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点（x，y，0）における空気カーマ率は，次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z')\, dx'\, dy'\, dz' \quad \cdots \quad 3\text{-}1$$

ここで，　D　：計算地点(x，y，0)における空気カーマ率（μGy/h)

$K_1$　：空気カーマ率への換算係数（$4.46\times10^{-4}\ \frac{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}$）

E　：γ線の実効エネルギ（0.5MeV/dis）

$\mu_{en}$　：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数（$m^{-1}$）

μ　：空気に対するγ線の線減衰係数（$m^{-1}$）

r　：放射性雲中の点$(x', y', z')$から計算地点（x，y，0）までの距離（m）

B(μr)：空気に対するγ線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし，$\mu_{en}$，μ，α，β，γについては，0.5MeV のγ線に対する値を用い，以下のとおりとする。

$\mu_{en}=3.84\times10^{-3}(m^{-1})$，　$\mu=1.05\times10^{-2}(m^{-1})$

$\alpha=1.000$，　$\beta=0.4492$，　$\gamma=0.0038$

$\chi(x',y',z')$：放射性雲中の点$(x',y',z')$における濃度（Bq/m$^3$）

なお，$\chi(x',y',z')$は，次式により計算する。

$$\chi(x',y',z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \quad \cdots 3\text{-}2$$

ここで，　Q　：放射性物質の放出率（Bq/s）

U　：放出源高さを代表する風速（m/s）

H　：放出源の有効高さ（m）

$\sigma_y$　：濃度分布のy’方向の拡がりのパラメータ（m）

$\sigma_z$　：濃度分布のz’方向の拡がりのパラメータ（m）

このとき，有効高さと同じ高度（z’=H）の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上（z’= 0）であるため，地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は，計算地点を含む方位に向かう放射性雲のγ線からの空気カーマを合計して，次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \overline{D}_L \quad \cdots\cdots\cdots 3\text{-}3$$

ここで，　$H_\gamma$　：放射性物質のγ線に起因する年間の実効線量（μSv/y）

$K_2$　：空気カーマから実効線量への換算係数（0.8μSv/μGy）

$f_h$　：家屋の遮へい係数（1.0）

$f_0$　：居住係数（1.0）

$\overline{D}_L$　：計算地点を含む方位(L)に向かう放射性雲による年間平均のγ線による空気カーマ(μGy/y)。

3.2.2.4 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度$\overline{\chi}$は，3-2 式を用い，隣接方位からの寄与も考慮して，次式により計算する。

$$\overline{\chi} = \sum_j \overline{\chi}_{jL} + \sum_j \overline{\chi}_{jL-1} + \sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots 3\text{-}4$$

ここで,　　j　：大気安定度（A～F）

L　：計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は，次式により計算する。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}6$$

ここで,　$H_I$　：吸入摂取による年間の実効線量（$\mu$Sv/y）

365　：年間日数への換算係数（d/y）

$K_{Ii}$　：核種ｉの吸入摂取による成人実効線量換算係数（$\mu$Sv/Bq）

$A_{Ii}$　：核種ｉの吸入による摂取率（Bq/d）

$M_a$　：人間の呼吸率（$m^3$/d）

（成人の１日平均の呼吸率：22.2$m^3$/d を使用）

$\overline{\chi}_i$　：核種ｉの年平均地表空気中濃度（Bq/$m^3$）

表 3-4　吸入摂取による成人の実効線量換算係数（$\mu$Sv/Bq）

| 核種 | Cs-134 | Cs-137 |
|---|---|---|
| $K_{Ii}$ | $2.0\times10^{-2}$ | $3.9\times10^{-2}$ |

3.2.2.5 地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し，放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空気中濃度の計算

計算地点における年平均地上空気中濃度$\overline{\chi}$は，3-4 式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量は，次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{Oi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}7$$

$$S_{Oi} = \overline{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i \cdot T_O}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}8$$

ここで,　$H_G$　：地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する

年間の実効線量（$\mu$Sv/y）

$K_{Gi}$　：核種ｉの地表沈着による外部被ばく線量換算係数（$\frac{\mu Sv/y}{Bq/m^2}$）

$S_{0i}$　：核種ｉの地表濃度（$Bq/m^2$）

$\overline{\chi}_i$　：核種ｉの年平均地表空気中濃度（$Bq/m^3$）

$V_g$　：沈着速度（0.01m/s）

$\lambda_i$　：核種ｉの物理的減衰係数（$s^{-1}$）

$T_o$　：放射性物質の放出期間（s）（カバー供用期間の５年を想定）

$f_1$　：沈着した放射性物質のうち残存する割合（保守的に１を用いる）

表 3-5　放射性物質濃度から実効線量への換算係数（$(Sv/s)/(Bq/m^2)$）

| 核種 | Cs-134 | Cs-137 |
|---|---|---|
| $K_{Gi}$ | $1.5\times10^{-15}$ | $5.8\times10^{-16}$ |

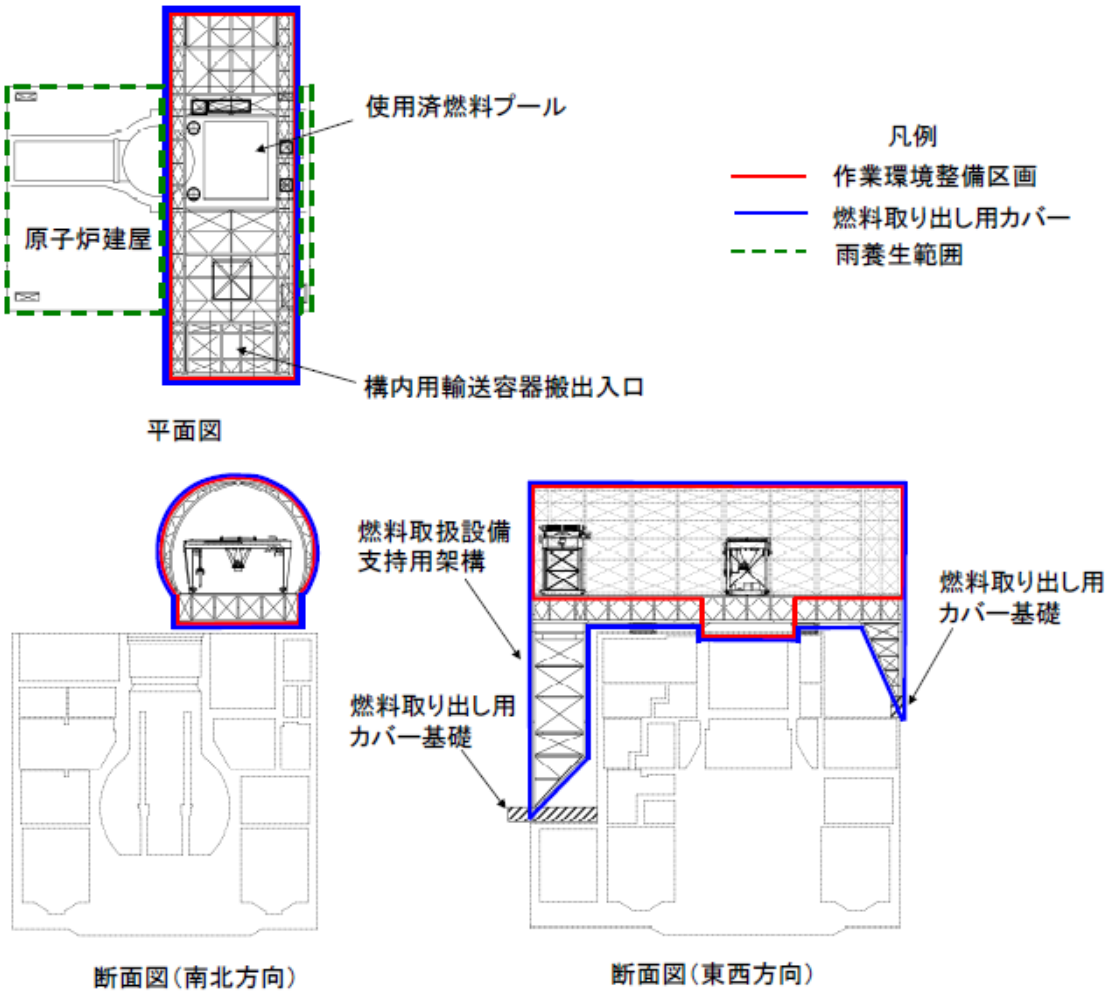
3.2.2.6 評価結果

表 3-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である５年間（想定）続くと仮定して算出した結果，年間被ばく線量は敷地境界で約 0.015mSv／年であり，法令の濃度限度 1mSv／年に比べても十分低いと評価される。（表 3-6 参照）

また，「Ⅲ.3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 3-6　燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

| 評価項目 | | | 合計 |
|---|---|---|---|
| 放射性雲 | 吸入摂取 | 地表沈着 | |
| 約 $4.5\times10^{-7}$ | 約 $1.3\times10^{-4}$ | 約 $1.5\times10^{-2}$ | 約 $1.5\times10^{-2}$ |




【燃料取り出し用カバー】

- 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- 燃料取り出し用カバーのうち，作業環境整備区画は外装材等により区画し，換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- 換気対象範囲外とする。

図 3-1　燃料取り出し用カバー概略図

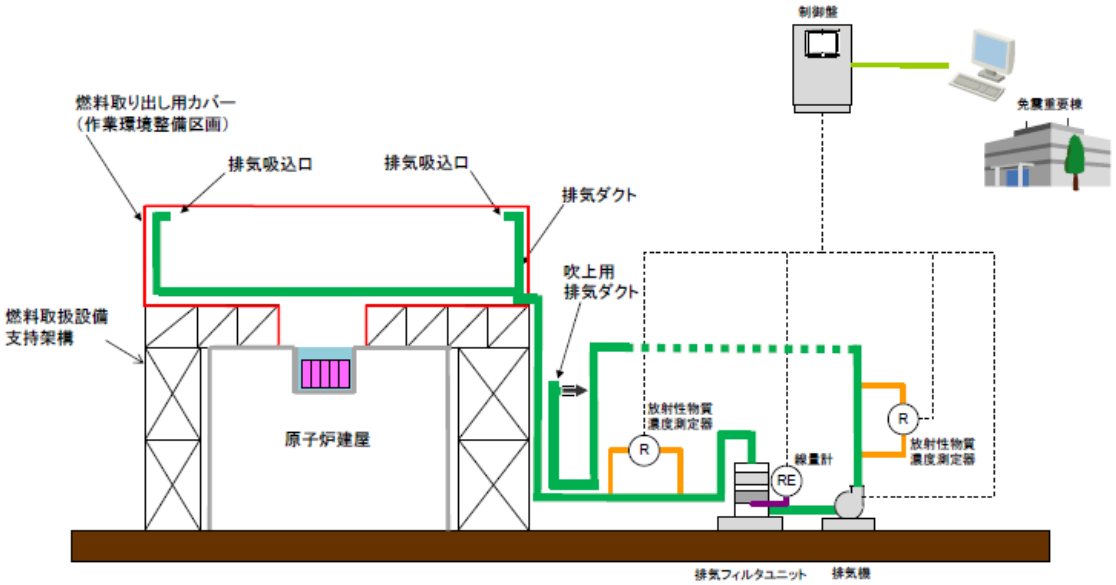



図 3-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

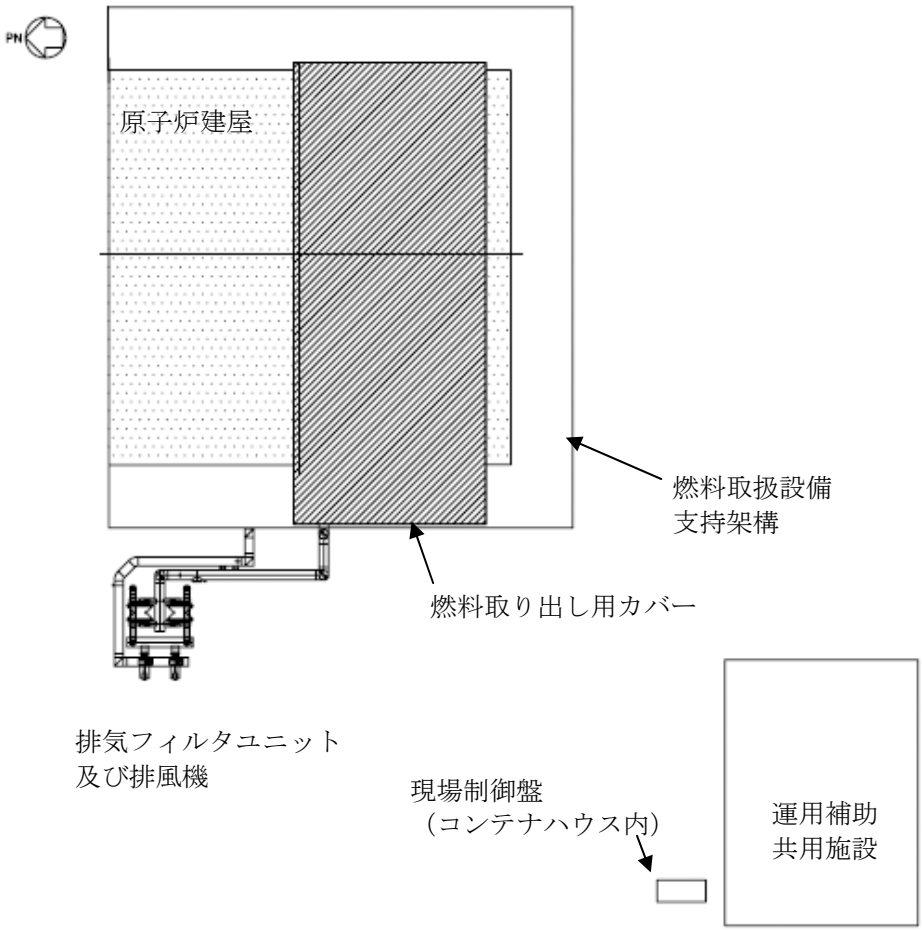



図 3-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

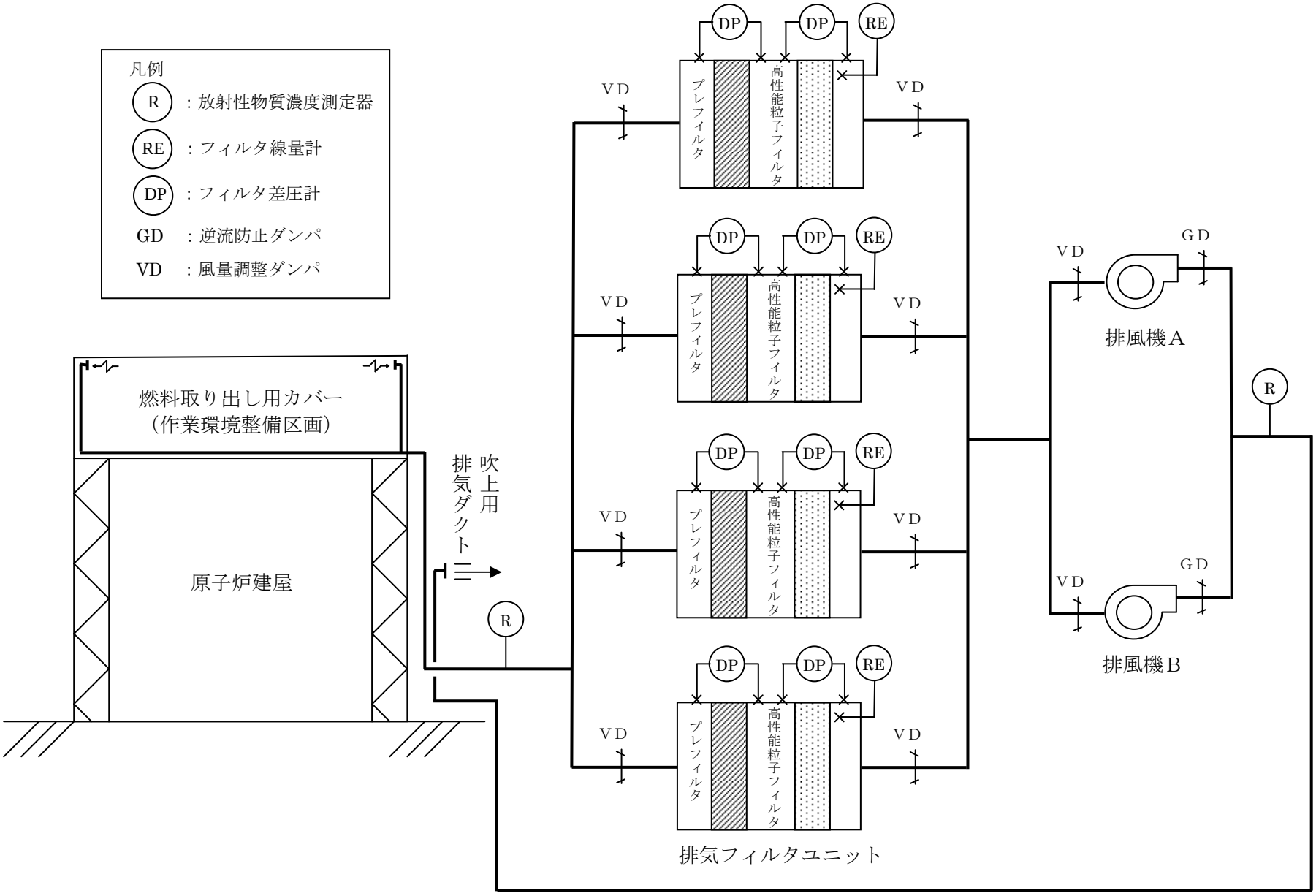
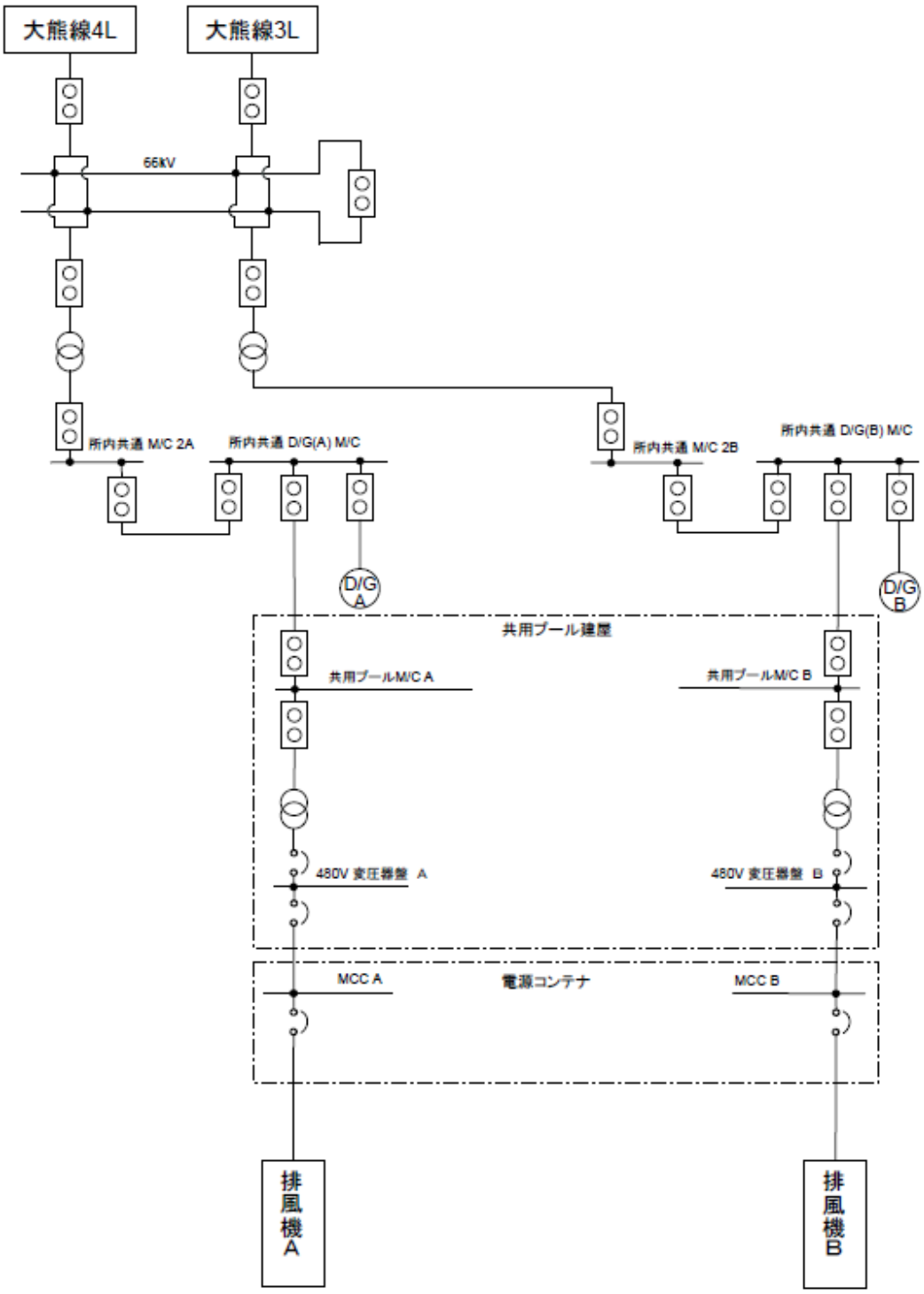



図 3-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図




※今後の設計の進捗により変更の可能性有り。

図 3-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

4.　別添

別添－１　４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

# ４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１　４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 放出抑制 | 機能確認 | 風量確認 | 送風機・排風機の換気風量を確認する。 | 送風機・排風機が１台当たり25,000$m^3$/h以上であること。 |
| | | | | 送風機・排風機が定格運転（２台運転１台予備）において，50,000$m^3$/h以上であること。 |
| | | フィルタ性能確認 | フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。 | 放射性物質の除去効率が97%以上であること。 |
| | 構造確認 | 据付確認 | 放射性物質濃度の測定箇所を確認する。 | 放射性物質濃度測定箇所が実施計画通りであること。 |
| 監視 | 機能確認 | 監視機能確認 | 監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。 | 送風機・排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。 |

添付資料－３－２

# がれき撤去等の手順に関する説明書

## 1　現状と今後の作業

福島第一原子力発電所第１，第３，第４号機は天井や外壁が損傷して建屋上部に積み重なっている状況にある。第２号機は東側外壁のブローアウトパネルが開放されているものの外見上の大きな損傷は確認されていない。

第１～第４号機において，使用済燃料プール内燃料の取り出しを計画しているが，第１，第３，第４号機については使用済燃料プール内燃料の取り出しに先立ち，原子炉建屋上部において，がれき撤去等が必要である。

がれき撤去等の作業においては，がれき等を使用済燃料プールに落下させ波及的影響を与えないよう対策を講じる必要がある。本説明書は原子炉建屋上部のがれき撤去等の手順を示すものである。

## 2　がれき撤去等の監理体制

協力会社ががれき撤去等の計画を立案し，当社がその計画の確認を行う。また，放射線管理に関わる計画は，協力会社が立案し，当社がその計画の確認を行う。確認された計画に基づき協力会社が作業を行い，当社が監理を行う。なお，不測事態が発生した場合，協力会社から当社監理員に連絡を行い，当社および協力会社を交え計画の再検討等今後の対応について協議する。

## 3　がれき撤去等の手順

### (1) がれき撤去フロー

オペレーティングフロア上のがれきを安全に撤去するために，図 1 に示すがれき撤去フローに従い，作業計画を立案する。なお，オペレーティングフロア上のがれき撤去は，作業状況について常時監視した状況で実施する。監視にあたり以下の点に注意し，異常があった場合は直ちに作業を中止し，関係者へ報告する。

・使用済燃料プールに異常が無いか
・重機による作業区画内に人がいないか
・飛散物，落下物，建屋の異常等はないか

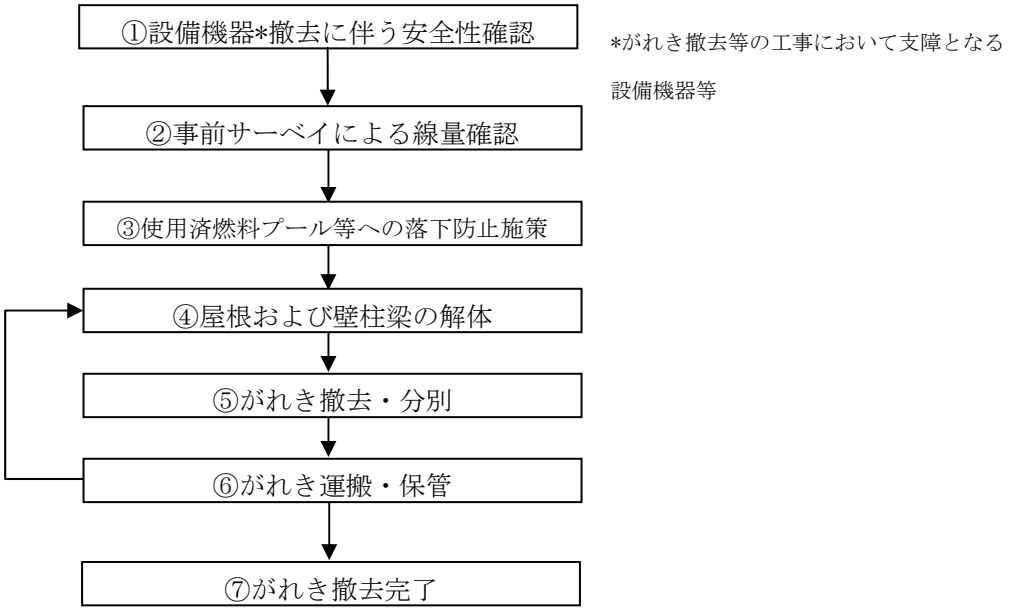



図 1　がれき撤去フロー

また，がれき撤去フローにおける①設備機器撤去に伴う安全性確認，③使用済燃料プール等への落下防止施策については，次に具体的な内容を示す。

a. ①設備機器撤去に伴う安全性確認

がれき撤去工程においては，設備機器の撤去作業を伴うが，安全性確保の為，当社および協力会社において十分な調査・計画立案が必要である。設備機器の撤去に関するフローを図 2 に示す。

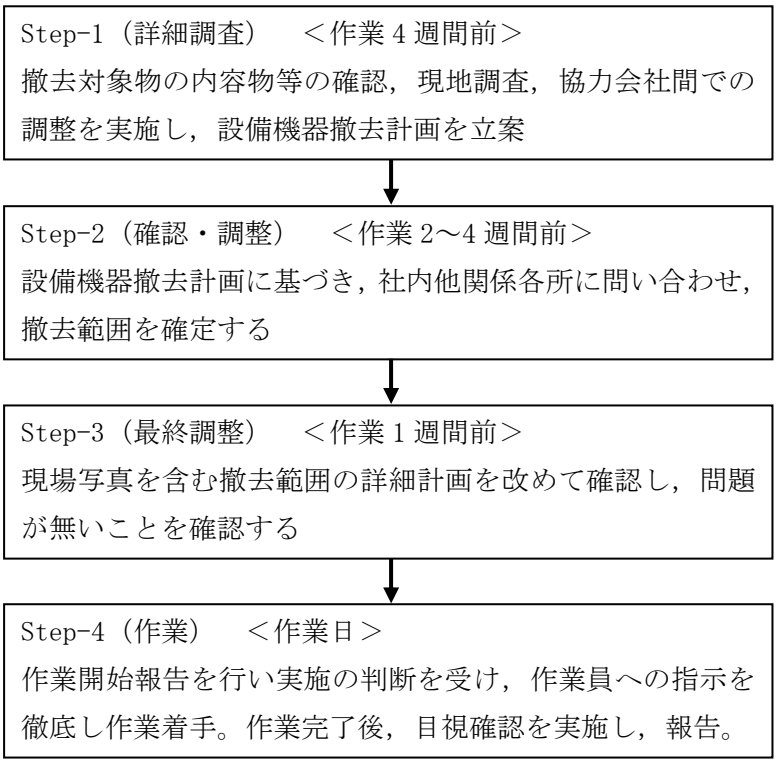



図 2　設備機器撤去に伴う詳細調査・確認・調整業務フロー

b．③使用済燃料プール等への落下防止施策

使用済燃料プールにがれきが落下し，使用済燃料貯蔵ラックや使用済燃料プールが損傷することを防止するため，がれき撤去に先立ち，がれきの状況を写真の分析や模型等により把握し作業手順を検討する。

がれき解体用重機には，下部へのがれき落下防止策を施した吊り治具等を使用し，使用済燃料プール外のがれき撤去を行う際には，使用済燃料プール上を通過しないように手順を策定する。また，使用済燃料プール内のがれき撤去を行う際には，使用済燃料貯蔵ラック上を通過しないように手順を策定し，使用済燃料プール内であって使用済燃料貯蔵ラック上に位置するがれきについては，極力使用済燃料貯蔵ラック上の移動距離が短くなるように手順を策定する。

プール内のがれき撤去にあたっては，事前に燃料，ラックとがれきとの干渉について確認する。干渉が想定される場合は，燃料及びラックの健全性並びに作業員の安全を確保するためのがれき撤去の方法について検討し，必要に応じモックアップ等により安全性の確認を実施する。

燃料取扱機，燃料取り出し用カバーの設置等のオペレーティングフロア上で行う作業にあたっては，極力使用済燃料プール上で作業を行わないように手順を策定する。

なお，必要に応じて使用済燃料プールの表面養生等の対策を施す。

(2) がれき撤去等における留意事項

a．重機によるがれき撤去

① 安全対策：作業範囲周辺の安全性に配慮し，がれきの落下防止及びがれき落下に伴う設備機器・重機損傷の防止を図る。

② がれき撤去：使用済燃料プールへがれきを落下させないよう十分に注意し，作業を行う。万一がれきが使用済燃料プールに落下した場合には，作業を一時中断し，異常のないことを確認した後，作業を再開する。

③ がれきの分別：がれきは，解体重機でダンプに積み込める大きさに小割し，分別する。

④ がれきの運搬：原子炉建屋周辺ヤードで，遮蔽措置を施したダンプ等へがれき類を積み替え，指定された集積場所へ運搬する。

b．がれきの仮置き及び分別

がれきは，原子炉建屋周辺ヤード内に仮置き場所を設置し，分別集積する。仮置きしたがれきは線量を計測し，高線量の場合は作業員が近寄らないように区画及び表示を行う。

がれきには粉塵などの飛散防止を目的とした飛散防止剤の散布等を行い，ダンプにて搬出する。なお，搬出するがれきについては，放射線量に応じて分別し構内に一時保管する。

c．作業員の安全対策

作業開始前は，事前サーベイによる線量確認を実施し，高線量箇所の注意喚起を行うなど作業員の被ばく量低減に努める。また，事前サーベイによる線量確認状況に応じエリアモニタを設置し，線量の目視確認が可能な状況とする。なお，緊急時（津波警報発生時の避難等）にはサイレン等により警報を発報し，作業員に避難情報を提供する。

d．既存建屋への影響評価

がれき撤去に伴い既存建屋に作用する荷重は低下傾向を示すが，がれきの飛散防止のための養生材や解体重機の積載などの影響により作用荷重が増加する場合も考えられる。がれき撤去により大幅な荷重増減が生じる場合には，既存建屋が局部的に荷重を負担することのないよう，配慮して計画を行う。

なお，がれき撤去が進むに伴い建屋の損傷状況が確認できた場合には，必要に応じて既存建屋への影響を再度評価することとする。

e．燃料取扱設備，燃料取り出し用カバー等の設置

① 安全対策：作業範囲周辺の安全性に配慮し，設置設備の落下防止及び設備落下に伴う設備機器・重機損傷の防止を図る。

② 設備設置：設備設置は極力使用済燃料プール上で行わないこととする。やむを得ず使用済燃料プール上での作業を行う場合は，使用済燃料プールへ設置設備を落下させないよう十分に注意し，作業を行う。

# 移送操作中の燃料集合体の落下

## 1. 原因

第３号機及び第４号機使用済燃料プール内における燃料の移送操作中に，何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し，放射性物質が環境に放出される。

## 2. 事故防止対策

燃料集合体の落下を防止するため，次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

(1) 燃料取扱機は，燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐えることのできる強度に設計する。

(2) 燃料把握機のワイヤを二重化する。

(3) 燃料把握機は，圧縮空気等の駆動源が喪失した場合，燃料集合体が外れないフェイル・セイフ設計とする。

(4) 燃料把握機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には，吊上げができないようなインターロックを設ける。

(5) 運転要領を十分整備し，よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱作業を行う運転管理体制をとる。

(6) 使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について，移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。

(7) 燃料集合体の機械的健全性確認において，破損が確認された燃料集合体を移送する場合には，破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により，放射性物質の飛散・拡散を防止する。

## 3. 第４号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

### 3.1. 核分裂生成物の放出量

(1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は，次の仮定に基づいて評価する。

a. 燃料取り出し作業に際し，使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体 1 体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。

b. 落下による燃料集合体の破損体数は，炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の 2.3 体とする。

なお，炉心での落下高さ 10m に対し，使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に 1m 以下であり，装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸

送容器の方が低いため，使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が，炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は，原子炉が定格出力の約 105%（熱出力 2,483MW）で十分長時間（2,000 日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。

b. 燃料取り出し作業は，原子炉停止後 365 日冷却された後に行われるものとし，原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。

なお，第 4 号機の発電停止は 2010 年 11 月 30 日であり，使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ 2 終了から 2 年以内の 2013 年 11 月頃の開始を目標としている。この場合の冷却日数は約 1100 日となる。

c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については，半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて，破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ 30%とする。

d. 放出された希ガスは，全量が水中から燃料取り出し用カバーの空気中へ移行するものとする。

e. 燃料取り出し作業開始時には，燃料及び冷却材温度は低下しているので，放出されたよう素のうち 1%は有機状とし，すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。

f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 3.1 の通りである。

表 3.1 核分裂生成物の大気中への放出量

| 核分裂生成物 | 放出量 |
|---|---|
| 希ガス(γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値)<br>大気放出量 | 約 $5.0\times10^{11}$Bq |
| よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量 | 約 $3.3\times10^{6}$Bq |
| よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量 | 約 $1.3\times10^{7}$Bq |

3.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は，地上放出されるものとし，これによる実効線量の計算は，次の仮定に基づいて行う。

a.　敷地境界外の地表空気中濃度は，設置許可申請書添付書類六の「5.5　安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

なお，相対濃度（$\chi$／Q）は設置許可申請書記載の主蒸気管破断（地上放出）の値 $3.4\times10^{-5}s/m^3$ を適用する。

b.　敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は，設置許可申請書添付書類六の「5.5　安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお，相対線量（D／Q）は設置許可申請書記載の主蒸気管破断（地上放出）の値 $3.4\times10^{-19}Gy/Bq$ を適用する。

(2)　評価方法

敷地境界外における実効線量は，次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばく（γ線及びβ線）による実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量$H_I$（Sv）は，(3.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots (3.2\text{-}1)$$

ここで，

R　：呼吸率（$m^3/s$）
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率（小児：$0.31m^3/h$，成人：$1.2m^3/h$）を秒当たりに換算して用いる。

$H_\infty$　：よう素（Ｉ-131）を 1Bq 吸入した場合の実効線量
（I-131，小児：$1.6\times10^{-7}Sv/Bq$，成人：$2.0\times10^{-8}Sv/Bq$）

$\chi$／Q　：相対濃度（$s/m^3$）

$Q_I$　：事故期間中のよう素の大気放出量（Bq）（Ｉ-131 等価量）

希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量$H_\gamma$（Sv）は，(3.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma \cdots\cdots (3.2\text{-}2)$$

ここで，

K　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（K＝1Sv/Gy）

D／Q　：相対線量（Gy/Bq）

$Q_\gamma$　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）
（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）

希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量$H_\beta$（Sv）は，(3.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2\times10^{-14} \cdot \chi/Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots\cdots (3.2\text{-}3)$$

ここで，

$\chi$／Q　：相対濃度（$s/m^3$）

$Q_\beta$　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）

$E_{\beta}$　　：$\beta$線のエネルギ（MeV）（0.251MeV　Kr-85 実効エネルギ）

$W_{TS}$　　：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication.60 の値を用いる。（0.01）

(3)　評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 3.2 の通りである。

表 3.2　燃料集合体の落下時の実効線量

| 実効線量（小児） | 実効線量（成人） |
|---|---|
| 約 $7.8\times10^{-4}$mSv | 約 $7.8\times10^{-4}$mSv |

上記の値から判断して，本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価（$6.8\times10^{-2}$mSv）と比較して 2 桁以上減少しているが，その原因は，設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが，今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの，冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

3.3.　判断基準への適合性の検討

3.1，3.2 に示した通り，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

4.　第３号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

4.1.　核分裂生成物の放出量

(1)　破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は，次の仮定に基づいて評価する。

a.　燃料取り出し作業に際し，使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体 1 体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。

b.　落下による燃料集合体の破損体数は，炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の 2.3 体とする。

なお，炉心での落下高さ 10m に対し，使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に 1m 以下であり，装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸送容器の方が低いため，使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が，炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2)　評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a.　燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は，原子炉が定格出力の約 105%（熱出力 2,483MW）で十分長時間（2,000 日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。

b.　燃料取り出し作業は，原子炉停止後 365 日冷却された後に行われるものとし，原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。

なお，第３号機の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料は 2010 年 6 月 18 日に発電停止したものであり，使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ 2 終了から 3 年程度後の 2014 年末の開始を目標としている。この間の冷却日数は約 1600 日となる。

c.　破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については，半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて，破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ 30%とする。

d.　放出された希ガスは，全量が水中から燃料取り出し用カバーの空気中へ移行するものとする。

e.　燃料取り出し作業開始時には，燃料及び冷却材温度は低下しているので，放出されたよう素のうち 1%は有機状とし，すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。

f.　水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。

(3)　評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 4.1 の通

りである。

表 4.1　核分裂生成物の大気中への放出量

| 核分裂生成物 | 放出量 |
|---|---|
| 希ガス(γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値)<br>大気放出量 | 約 $5.0\times10^{11}$Bq |
| よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量 | 約 $3.3\times10^{6}$Bq |
| よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量 | 約 $1.3\times10^{7}$Bq |

4.2.　線量当量の評価

(1)　評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は，地上放出されるものとし，これによる実効線量の計算は，次の仮定に基づいて行う。

a.　敷地境界外の地表空気中濃度は，設置許可申請書添付書類六の「5.5　安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

なお，相対濃度（$\chi$／Q）は設置許可申請書記載の主蒸気管破断（地上放出）の値 $2.6\times10^{-5}$s/m$^3$ を適用する。

b.　敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は，設置許可申請書添付書類六の「5.5　安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお，相対線量（D／Q）は設置許可申請書記載の主蒸気管破断（地上放出）の値 $3.0\times10^{-19}$Gy/Bq を適用する。

(2)　評価方法

敷地境界外における実効線量は，次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばく（γ線及びβ線）による実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量$H_I$（Sv）は，(4.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (4.2\text{-}1)$$

ここで，

R　：呼吸率（m$^3$/s）
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率（小児：0.31m$^3$/h，成人：1.2m$^3$/h）を秒当たりに換算して用いる。

$H_\infty$　：よう素（I-131）を 1Bq 吸入した場合の小児の実効線量
（I-131，小児：$1.6\times10^{-7}$Sv/Bq，成人：$2.0\times10^{-8}$Sv/Bq）

$\chi$／Q　：相対濃度（s/m$^3$）

$Q_I$　：事故期間中のよう素の大気放出量（Bq）（I-131 等価量）

希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量$H_{\gamma}$（Sv）は，(4.2-2)式で計算する。

$$H_{\gamma}=K\cdot D/Q\cdot Q_{\gamma} \cdots\cdots (4.2\text{-}2)$$

ここで，

K　　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（K＝1Sv/Gy）

D／Q　　：相対線量（Gy/Bq）

$Q_{\gamma}$　　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）
（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）

希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量$H_{\beta}$（Sv）は，(4.2-3)式で計算する。

$$H_{\beta}=6.2\times10^{-14}\cdot \chi/Q\cdot Q_{\beta}\cdot E_{\beta}\cdot W_{TS} \cdots\cdots (4.2\text{-}3)$$

ここで，

$\chi$／Q　　：相対濃度（$s/m^3$）

$Q_{\beta}$　　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）

$E_{\beta}$　　：β線のエネルギ（MeV）（0.251MeV　Kr-85 実効エネルギ）

$W_{TS}$　　：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication.60 の値を用いる。
（0.01）

(3)　評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 4.2 の通りである。

表 4.2　燃料集合体の落下時の実効線量

| 実効線量（小児） | 実効線量（成人） |
|---|---|
| 約 $6.2\times10^{-4}$mSv | 約 $6.2\times10^{-4}$mSv |

上記の値から判断して，本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価（$6.8\times10^{-2}$mSv）と比較して 2 桁以上減少しているが，その原因は，設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが，今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの，冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

4.3.　判断基準への適合性の検討

4.1，4.2 に示した通り，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

# 燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

## 1. 本説明書の記載範囲

本説明書は，第４号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について記載するものである。

## 2. 第４号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について

### 2.1. 概要

#### 2.1.1. 一般事項

第４号機燃料取扱設備は，燃料取扱機とクレーンを有し，それぞれについて構造強度及び耐震性について検討を行う。燃料取扱設備は使用済燃料プールを覆う燃料取り出し用カバーに設置される。

燃料取扱機の構造強度及び耐震性は，検討用地震動として基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し，燃料取扱機が使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は燃料取扱機が落下に至らないことを確認する。

クレーンの構造強度及び耐震性は，検討用地震動として弾性設計用地震動 Sd に対する地震応答解析を実施し，クレーンが使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，クレーンが落下に至らないことを確認する。

弾性設計用地震動 Sd は，基準地震動 Ss の１／２として評価する。

なお，キャスクの縦揺れについては，キャスクの荷重に対して，クレーンのワイヤが切断しない（キャスクが落下しない）ことを確認している。また，キャスクの横揺れについては，クレーンの水平方向固有周期と比較し，ワイヤロープで吊り下げられたキャスクの固有周期は十分に長いことから，クレーン自体の振動には影響されないことを確認している。

燃料取扱設備の検討は，原則として下記に準拠して行う。

(1) 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601・補-1984）
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）
(4) 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（JSME S NC1-2005）
(5) 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（2007 年追補版）（JSME S NC1-2007）

2.1.2.　燃料取扱機

燃料取扱機は，燃料取扱機支持用架構（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので，東西方向を長手方向として 2 本のガーダが配置され，南北方向に走行する。このガーダ上にトロリが設置され，東西方向に走行する。燃料取扱機フレームは，ガーダ，サドル，トロリで構成される。燃料取扱機の概要を図 2.1.2-1 に示す。

ブリッジ及びトロリは，各々走行レール及び横行レール上に乗っているので地震時，走行方向に対しては，最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ブリッジ及びトロリの車輪は各々4 個であり，そのうち各々2 個は摩擦を受ける駆動輪であり，他の 2 個は従動輪である。ゆえに，最大静止摩擦係数を$\mu$=0.3 とすれば，水平力は鉛直方向荷重×$\mu$×2/4＝鉛直方向荷重×0.15 である。

ブリッジ及びトロリは，走行方向に直角な方向に対しては，脱線防止ラグによって荷重を支持する。

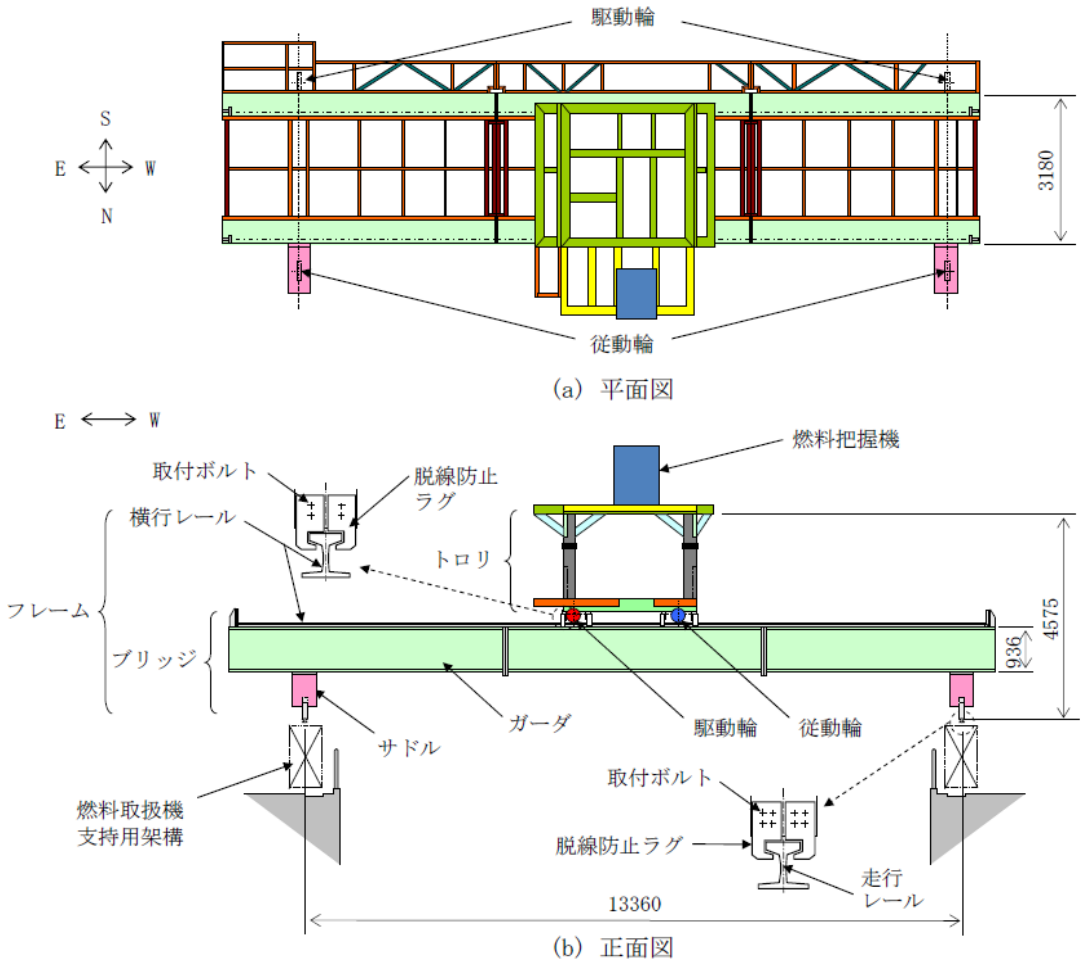



図 2.1.2-1　燃料取扱機の概要

2.1.3.　クレーン

クレーンは，クレーン支持用架構（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので，南北方向に 2 本のガーダが配置され，南北方向に走行する。このガーダ上にトロリが設置され，東西方向に走行する。クレーンは，ガーダ，サドル，トロリで構成される。クレーンの概要を図 2.1.3-1 に示す。

クレーンは，各々走行レール及び横行レール上に乗っているので地震時，走行方向及び横行方向に対しては，最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ガーダの車輪は 8 個であり，そのうち 2 個は摩擦を受ける駆動輪であり，他の 6 個は従動輪である。ゆえに，最大静止摩擦係数を$\mu$＝0.3 とすれば，水平力は鉛直方向荷重×$\mu$×2/8＝鉛直方向荷重×0.075 である。

トロリの車輪は 4 個であり，そのうち 2 個は摩擦を受ける駆動輪であり，他の 2 個は従動輪である。ゆえに，最大静止摩擦係数を$\mu$＝0.3 とすれば，水平力は鉛直方向荷重×$\mu$×2/4＝鉛直方向荷重×0.15 である。

ガーダ及びトロリは，走行方向に直角な方向に対しては，脱線防止ラグ，トロリストッパによって荷重を支持する。

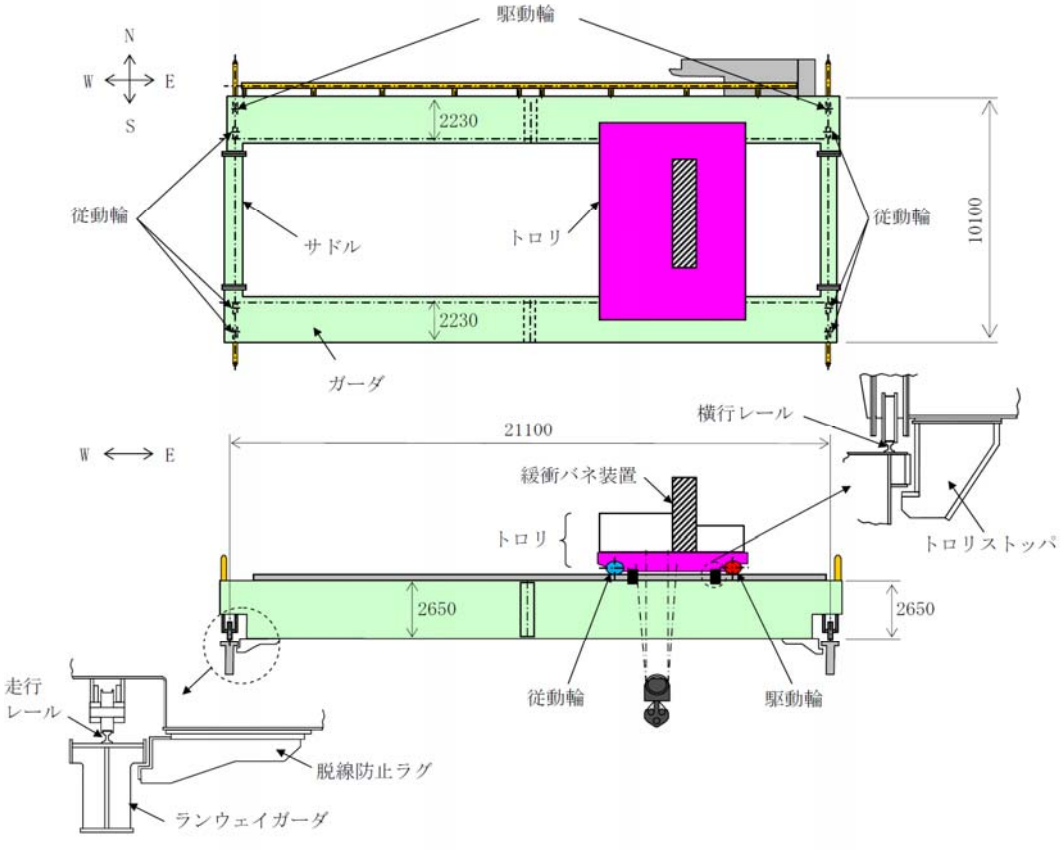



図 2.1.3-1　クレーンの概要

2.2. 燃料取扱機の構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

燃料取扱機について，地震応答解析を実施し，応力評価を行う。

1) 使用材料及び許容応力

燃料取扱機の物性値及び許容応力を表 2.2-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度（40℃）に余裕を見込んだ 50℃とする。落下防止の観点から，曲げと組合せは設計引張強さＳｕを許容応力とする。せん断応力は，JEAG 4601・補-1984 に従い引張応力から換算して，設計引張強さＳｕを 1/√3 倍して用いる。

表 2.2-1 物性値及び許容応力

材料定数

| 部位 | 使用材料 | 縦弾性係数（MPa） | ポアソン比 | 温度（℃） |
|---|---|---|---|---|
| 燃料取扱機構造物フレーム | SS400<br>STKR400 | 201,000 | 0.3 | 50 |

許容応力

| 部位 | | 使用材料 | 応力の種類 | 許容応力（MPa） |
|---|---|---|---|---|
| 燃料取扱機構造物フレーム | | SS400<br>STKR400 | 曲げ | 394 |
| | | | せん断 | 227 |
| | | | 組合せ | 394 |
| ブリッジ | 脱線防止ラグ | SS400 | 曲げ | 394 |
| | | | せん断 | 227 |
| | | | 組合せ | 394 |
| | 取付ボルト | SCM435 | せん断 | 523 |
| トロリ | 脱線防止ラグ | SS400 | 曲げ | 394 |
| | | | せん断 | 227 |
| | | | 組合せ | 394 |
| | 取付ボルト | SCM435 | せん断 | 523 |
| 走行レール | | レール鋼<br>（CR 73K-DHH） | 曲げ | 1080 |
| | | | せん断 | 623 |
| | | | 組合せ | 1080 |
| 横行レール | | レール鋼<br>（1 類　AR 30A） | 曲げ | 690 |
| | | | せん断 | 398 |
| | | | 組合せ | 690 |

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含む燃料取扱機自身の質量による荷重である。

地震荷重は基準地震動 Ss による荷重であり，水平 2 方向それぞれの地震荷重に鉛直方向地震荷重を加算する。具体的には次の通りである。

- 死荷重＋水平地震（NS 方向）＋鉛直地震
- 死荷重＋水平地震（EW 方向）＋鉛直地震

| | |
|---|---|
| ブリッジ質量 | 42,000(kg) |
| トロリ質量※ | 17,000(kg) |

※吊り荷質量（450(kg)含む）

(2)　燃料取扱機の地震応答解析

解析は，地震応答解析モデルにより計算機コード「SAP－Ⅳ」を用いたモーダル解析による応答スペクトル法により行う。

1)　解析に用いる入力地震動

燃料取扱機への入力地震動は，基準地震動 Ss を入力したときの燃料取扱機支持用架構位置 O.P.40.77m（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）の床応答スペクトルを用いる。床応答スペクトルを図 2.2-1 に示す。

この床応答スペクトルは，燃料取扱機の走行範囲で想定される床応答スペクトルを包絡したものである。

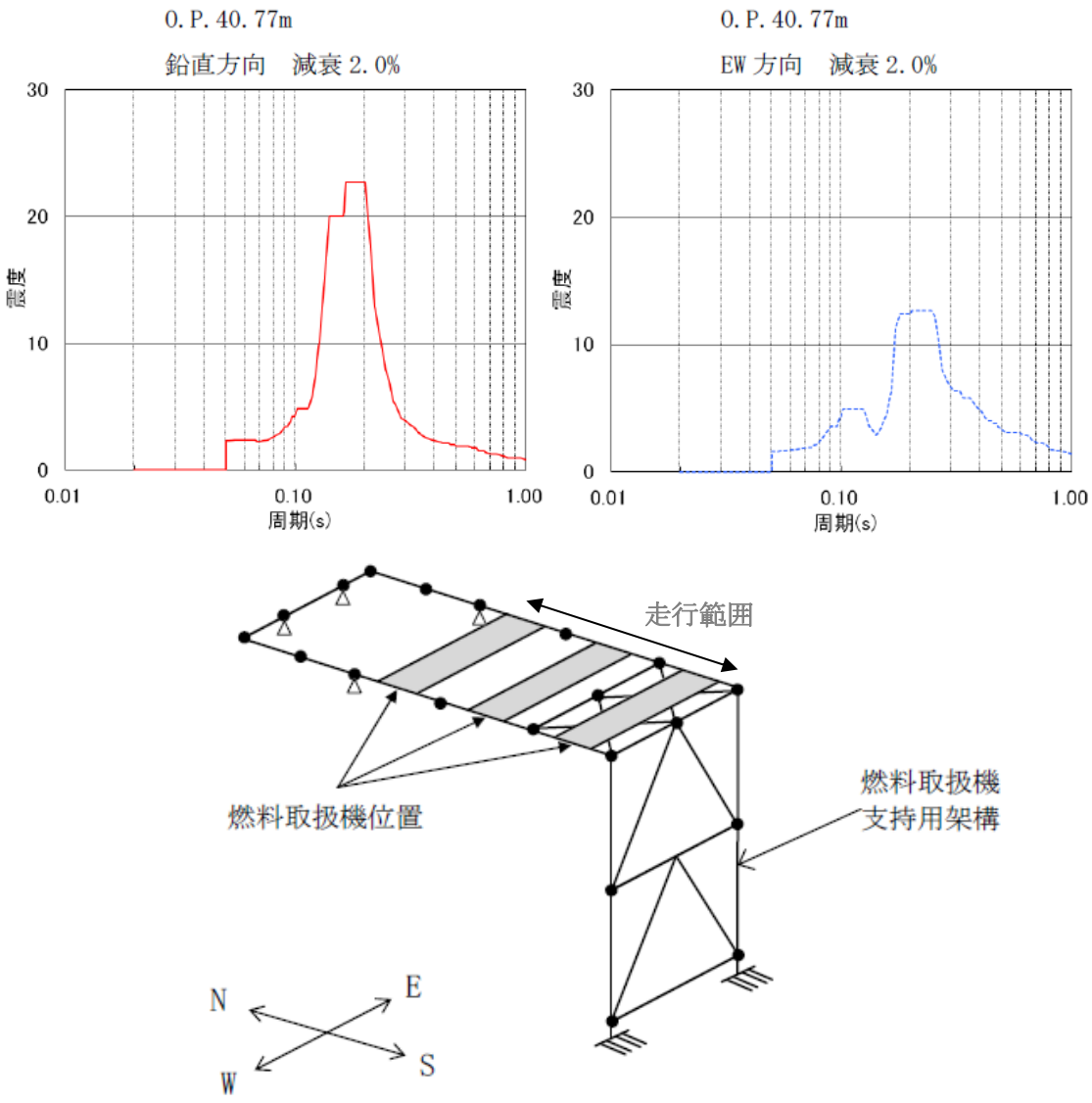



図 2.2-1　床応答スペクトル

2)　地震応答解析モデル

燃料取扱機の地震応答解析モデルを図 2.2-2 に示す。

解析モデルはビームでモデル化しており，ブリッジ脱線防止ラグ下端が架構側との取り合い点であり，脱線防止ラグにより浮上りを押さえる構造としているため，そこを拘束点とする。

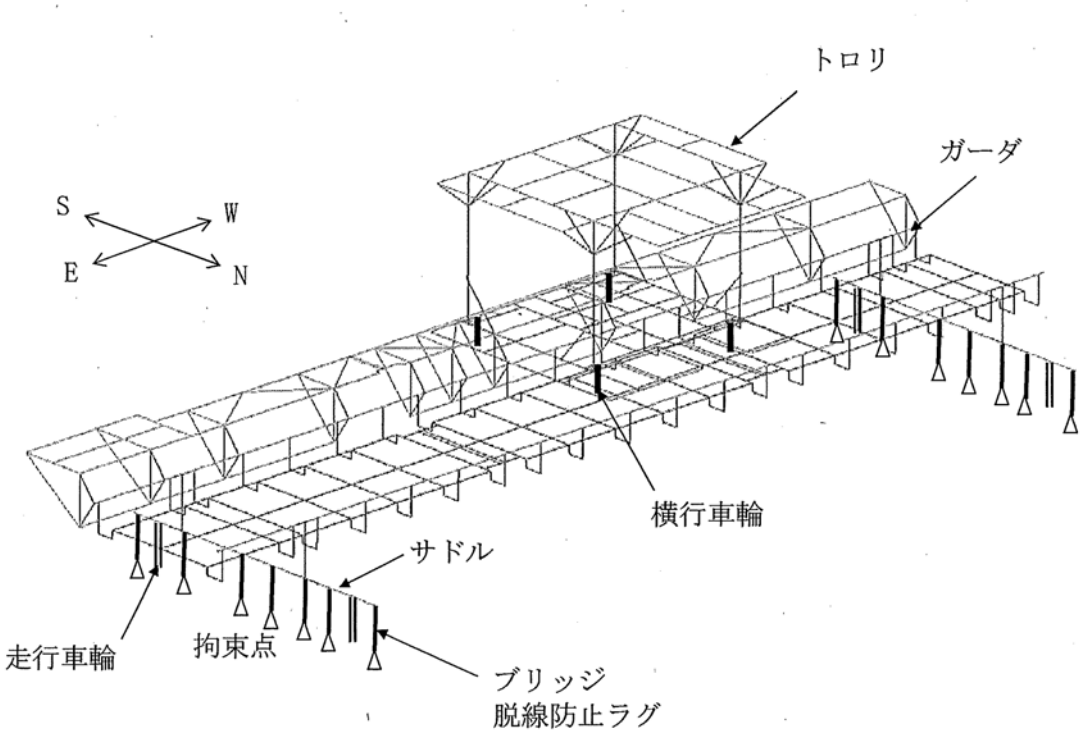



図 2.2-2　地震応答解析モデル

3) 設計震度

・死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

・地震荷重は，図 2.2-1 に示す床応答スペクトルを入力する。ただし，レールと車輪の走行方向のすべりを考慮し，ブリッジの NS 方向及びトロリの NS，EW 方向については，2.1.2 項で述べた最大静止摩擦係数より求めた値を水平方向設計震度とする。

| | | | 固有周期（s） | 設計震度 |
|---|---|---|---|---|
| 水平方向 | ブリッジ | NS 方向 | － | 0.15※ |
| | | EW 方向 | 0.034 | 1.76 |
| | トロリ | NS 方向 | － | 0.15※ |
| | | EW 方向 | － | 0.15※ |
| 鉛直方向 | | | 0.065 | 2.34 |

注記※：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度

4)　地震応答解析結果

燃料取扱機の地震応答解析結果を図 2.2-3 に示す。

これは死荷重，水平地震及び鉛直地震の荷重を加算して，各部材毎に応力を求めて表示したものである。

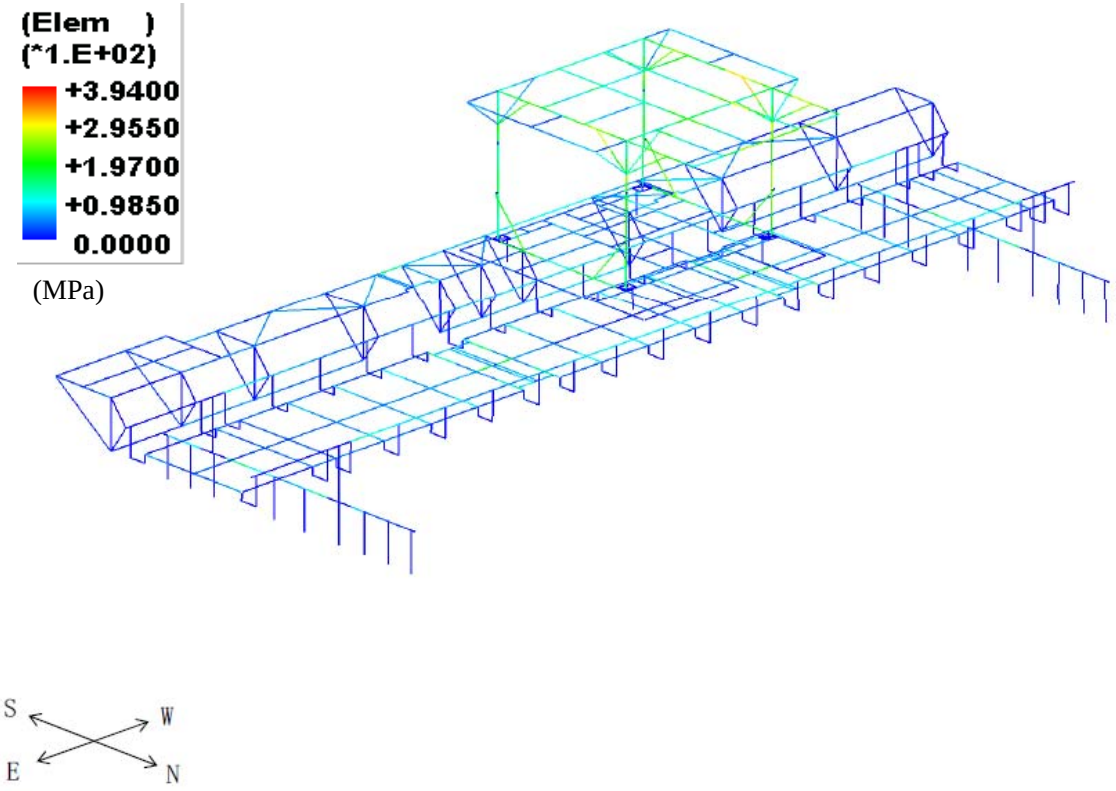



図 2.3-3　地震応答解析結果

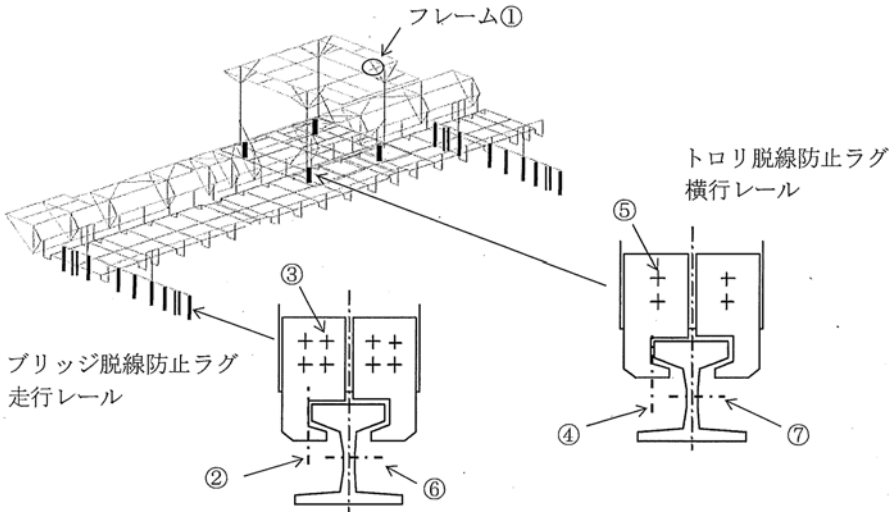
(3)　燃料取扱機の構造強度評価結果

燃料取扱機の応力評価結果を表 2.2-2 に示す。算出応力は許容応力以下であるので，燃料取扱機は基準地震動 Ss に対して落下に至らないことを確認した。

表 2.2-2　応力評価結果纏め

（単位：MPa）

| 部位 | | 使用材料 | 応力の種類 | 算出応力 | 許容応力 |
|---|---|---|---|---|---|
| 燃料取扱機構造物フレーム① | | SS400<br>STKR400 | 曲げ | 316 | 394 |
| | | | せん断 | 13 | 227 |
| | | | 組合せ | 316 | 394 |
| ブリッジ | 脱線防止ラグ② | SS400 | 曲げ | 125 | 394 |
| | | | せん断 | 38 | 227 |
| | | | 組合せ | 140 | 394 |
| | 取付ボルト③ | SCM435 | せん断 | 66 | 523 |
| トロリ | 脱線防止ラグ④ | SS400 | 曲げ | 90 | 394 |
| | | | せん断 | 35 | 227 |
| | | | 組合せ | 107 | 394 |
| | 取付ボルト⑤ | SCM435 | せん断 | 139 | 523 |
| 走行レール⑥ | | レール鋼<br>（CR 73K-DHH） | 曲げ | 531 | 1080 |
| | | | せん断 | 42 | 623 |
| | | | 組合せ | 535 | 1080 |
| 横行レール⑦ | | レール鋼<br>（1 類　AR 30A） | 曲げ | 568 | 690 |
| | | | せん断 | 24 | 398 |
| | | | 組合せ | 569 | 690 |



2.3. クレーンの構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

クレーンについて，地震応答解析を実施し，応力評価を行う。

1) 使用材料及び許容応力

クレーンの物性値及び許容応力を表 2.3-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度（40℃）に余裕を見込んだ 50℃とする。落下防止の観点から，曲げと組合せは設計引張強さＳｕを許容応力とする。せん断応力は JEAG4601・補-1984 に従い引張応力から換算して，設計引張強さＳｕを 1/√3 倍して用いる。

表 2.3-1 物性値及び許容応力

材料定数

| 部位 | 使用材料 | 縦弾性係数（MPa） | ポアソン比 | 温度（℃） |
|---|---|---|---|---|
| クレーン本体<br>ガーダ | SM490A | 201,000 | 0.3 | 50 |

許容応力

| 部位 | | 使用材料 | 応力の種類 | 許容応力（MPa） |
|---|---|---|---|---|
| クレーン本体<br>ガーダ | 中央 | SM490A | 曲げ | 480 |
| | 端部 | SM490A | せん断 | 277 |
| 脱線防止ラグ | | SS400 | 曲げ | 394 |
| | | | せん断 | 227 |
| | | | 組合せ | 394 |
| トロリストッパ | | SS400 | 曲げ | 394 |
| | | | せん断 | 227 |
| | | | 組合せ | 394 |

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含むクレーン自身の質量による荷重である。

地震荷重は弾性設計用地震動 Sd による荷重であり，水平 2 方向の地震荷重に鉛直方向地震荷重を加算する。具体的には次の通りである。

・　死荷重＋水平地震（NS，EW 方向）＋鉛直地震

| | |
|---|---|
| クレーン本体ガーダ質量 | 170,000(kg) |
| トロリ質量 | 103,000(kg) |
| 吊り荷質量 | 100,000(kg) |

(2)　クレーンの地震応答解析

解析は，地震応答解析モデルにより計算機コード「ABAQUS」を用いた直接積分法による時刻歴解析により行う

1)　解析に用いる入力地震動

クレーンの入力地震動は，弾性設計用地震動 Sd を入力した時のクレーン支持用架構の地震応答計算から得られる O.P.50.22m（添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）の時刻歴加速度波を用いる。時刻歴加速度波形を図 2.3-1 に示す。なお，死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

この時刻歴加速度波はクレーンの走行範囲で想定される時刻歴加速度波のうち，クレーンに対し最も影響を与えるものである。

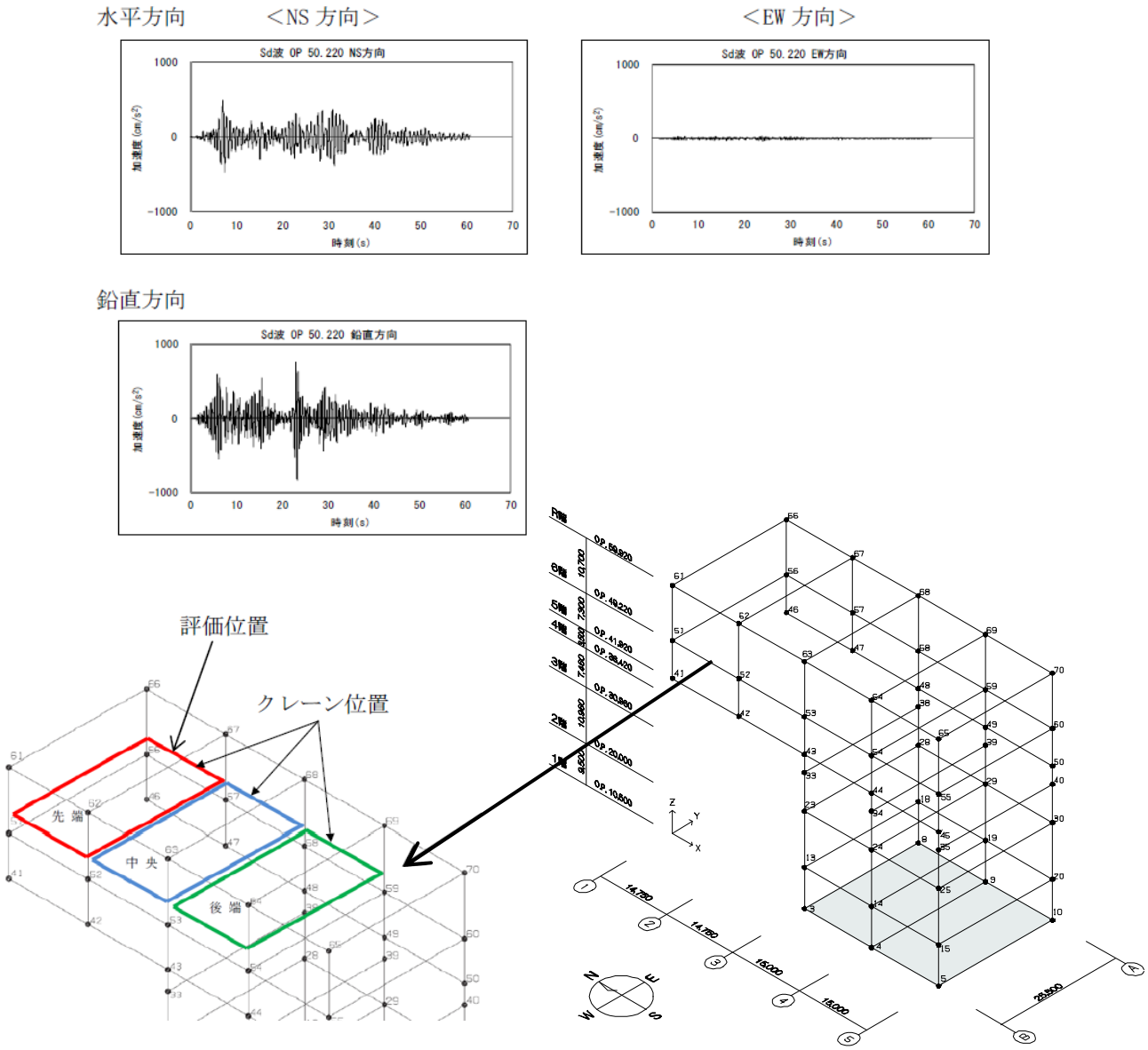



図 2.3-1　時刻歴加速度波形

2)　地震応答解析モデル

クレーンの地震応答解析モデルを図 2.3-2 に示す。

解析モデルは，ビーム及び非線形要素でモデル化しており，走行車輪部下端がクレーン支持用架構側との取り合い点であるため，それを拘束点とする。

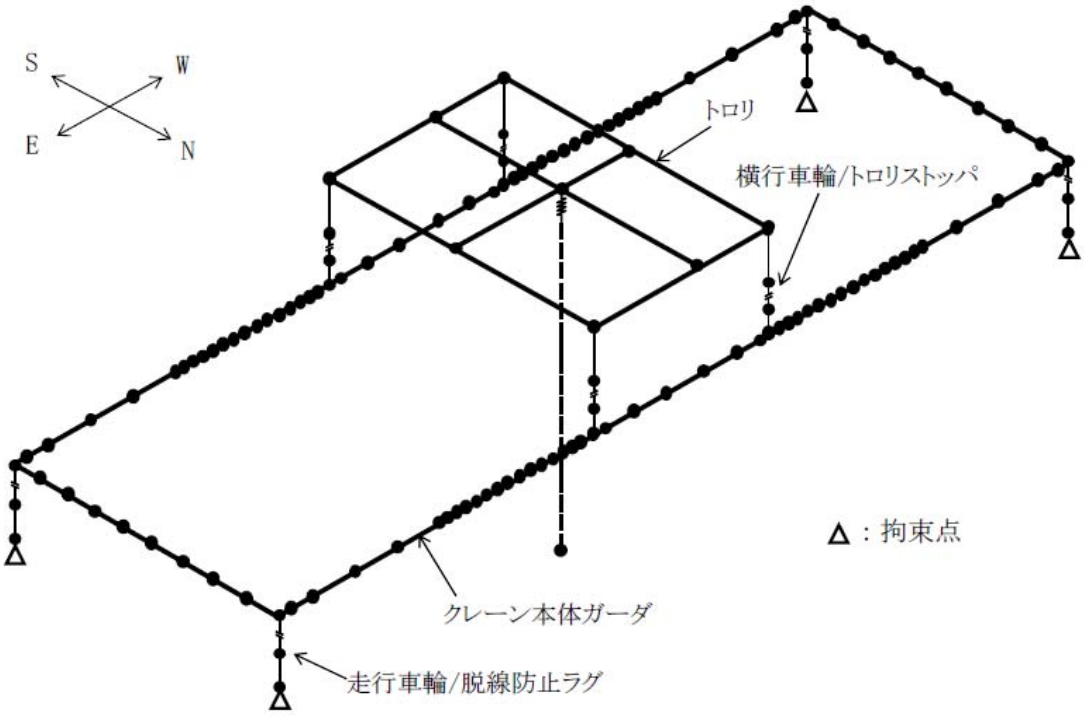



図 2.3-2　地震応答解析モデル

3)　設計地震

脱線防止ラグ及びトロリストッパの評価において，設計震度は以下とする。

| | 固有周期（s） | 設計震度 |
|---|---|---|
| 走行方向（NS 方向） | － | 0.075※ |
| 横行方向（EW 方向） | 0.020 | 0.89 |

注記※：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度

4)　地震動の入力方法の考え方

クレーンに入力される時刻歴波は，クレーン周囲のクレーン支持用架構の節部分からランウェイガーダ／走行レールを経由してクレーン車輪部に入力されることとなるが，クレーンの位置により時刻歴波が異なることから，クレーン重心位置に応じて平均化した時刻歴波を入力地震動とする。

5)　地震応答解析結果

クレーンの地震応答解析結果を表 2.3-2 に示す。

地震応答解析結果は時刻歴応答結果の最大値を用いる。

表 2.3-2　クレーンの地震応答解析結果

| 部位 | | 荷重の種類 | 荷重の方向 | 荷重値 |
|---|---|---|---|---|
| クレーン本体ガーダ | 中央 | 曲げモーメント (N･mm) | 鉛直 | $1.707\times10^{10}$ |
| | | | 水平 | $8.429\times10^{8}$ |
| | 端部 | せん断力(N) | 鉛直 | $2.372\times10^{6}$ |
| 脱線防止ラグ | | 圧縮力(N) | 鉛直 | $2.779\times10^{5}$ |
| トロリストッパ | | | 鉛直 | $1.877\times10^{5}$ |

注：絶対値にて表示している。

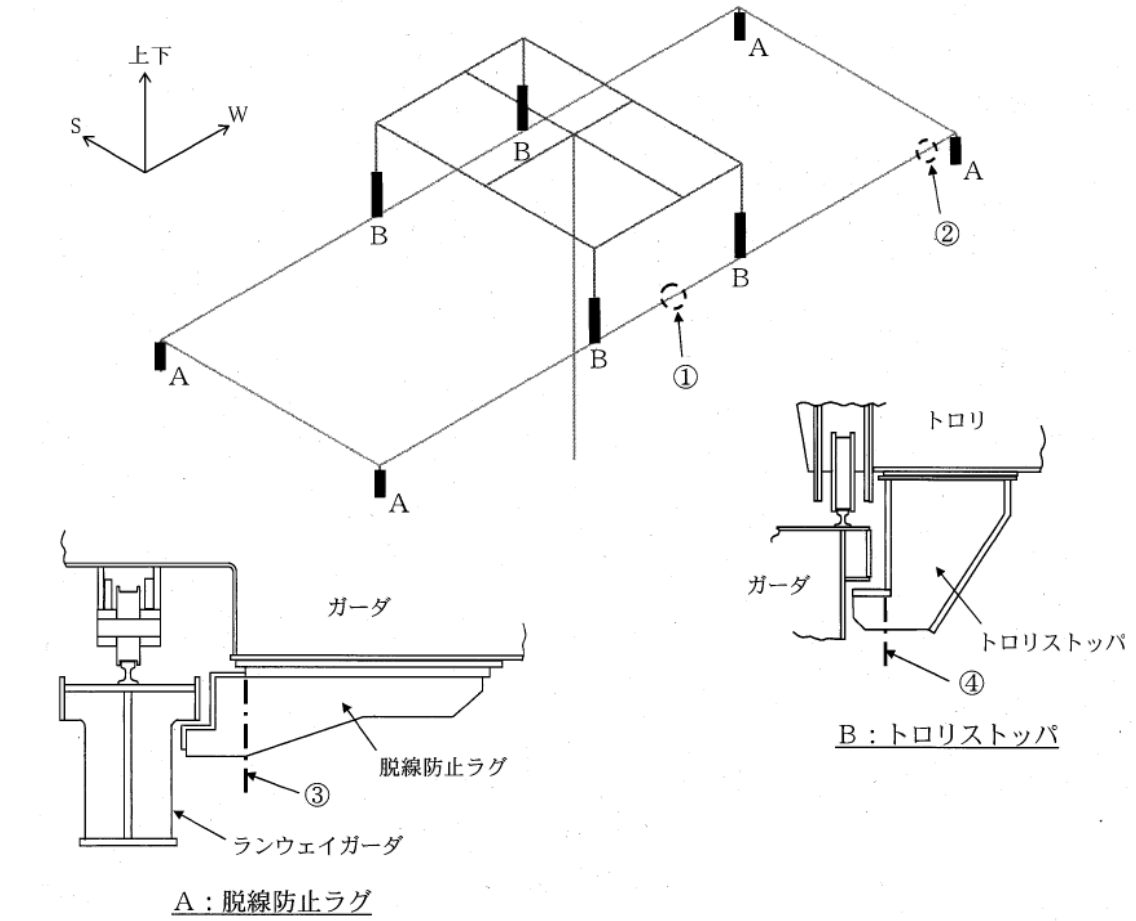
(3)　クレーンの構造強度評価結果

クレーンの構造強度評価結果を表 2.3-3 に示す。算出応力は許容応力以下であるので，クレーンは弾性設計用地震動 Sd に対して落下に至らないことを確認した。

表 2.3-3　応力評価結果纏め

（単位：MPa）

| 部位 | | 使用材料 | 応力の種類 | 算出応力 | 許容応力 |
|---|---|---|---|---|---|
| クレーン本体ガーダ | 中央① | SM490A | 曲げ | 140 | 480 |
| | 端部② | SM490A | せん断 | 60 | 277 |
| 脱線防止ラグ③ | | SS400 | 曲げ | 87 | 394 |
| | | | せん断 | 12 | 227 |
| | | | 組合せ | 89 | 394 |
| トロリストッパ④ | | SS400 | 曲げ | 30 | 394 |
| | | | せん断 | 9 | 227 |
| | | | 組合せ | 34 | 394 |



参考資料

耐震解析に用いるコード（SAP－Ⅳ）について

| コード名 / 項目 | SAP－Ⅳ |
|---|---|
| 開発機関 | 米国カリフォルニア大学 |
| 使用したバージョン | 導入時バージョンのまま |
| 開発時期 | 1973 年 |
| 計算機コードの概要 | 本計算機コードは，有限要素法による静的・動的解析汎用プログラムである。<br>1970 年に SAP の初版が発表された後，SOLID SAP（SAP－Ⅱ），SAP－Ⅲを経て，全面的改訂を加えられ 1973 年に SAP－Ⅳとして公開された。<br>以下に示す構造に対し，4 種類の解析を行うことができる。<br>＜構造＞<br>１．トラス構造問題<br>２．ラーメン構造問題<br>３．平面応力／平面ひずみ問題，軸対象固体問題<br>４．固体問題<br>５．厚肉殻<br>６．板曲げ及び薄肉殻問題<br>７．配管系問題<br>＜解析＞<br>１．静的解析<br>２．固有値解析<br>３．動的応答解析<br>４．スペクトル解析 |
| 検証方法 | ・別計算機コード「構造解析用計算機コード（NASTRAN 2005.0.0 による検証が実施されていることを確認した。<br>・理論解による検証が実施されていることを確認した。（詳細は添付 1 参照） |

添付 1　解析及び計算機コードの検証

1.　解析の検証

1.1　解析フローチャート

本資料において使用した計算機コード「SAP－Ⅳ」を用いて得られた計算結果の妥当性を確認し，本計算機コードの検証を行うものである。また，本計算機コードを用いた計算のフローを図 1-1 に示す。

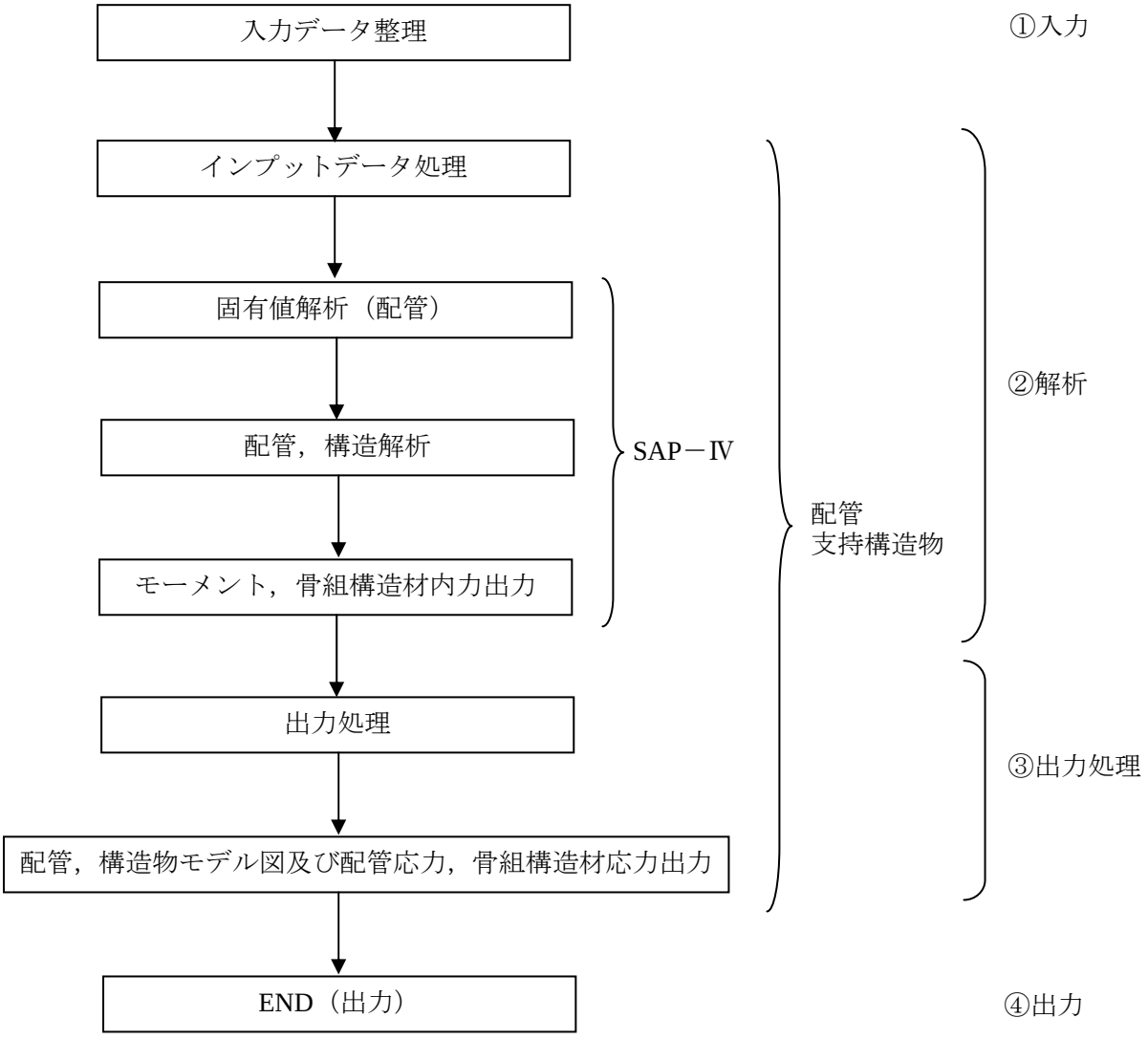



図 1-1　計算フロー

## 1.2　解析の検証

図 1-1 に示した各フローにおける検証方法を以下に示す。

・「①入力」

材料，弁質量及び骨組材断面性能等の解析条件の入力に対し，正しく条件が入力されていることの確認を行った。

・「②解析」

配管については，別の構造解析用計算機コードを用いて，代表的な配管検証用モデルに対する計算を行い，比較を行うことによって，計算結果の妥当性の確認を行った（2.1　配管参照）。

支持構造物については，材料力学に基づく手計算手法を用いて，代表的な簡易骨組モデルに対する計算を行い，比較を行うことによって計算結果の妥当性の確認を行った（2.2　支持構造物参照）。

・「①入力」＋「②解析」＋「③出力処理」＋「④出力」

「SAP－Ⅳ」により出力されたモーメントは応力に変換され，正しく出力されていることを確認した。これらの処理は，手計算によりその妥当性について確認を行った。

## 1.3　結論

以上より，解析結果の検証を行い，手順①～④の妥当性を確認した。

2. 計算機コードの検証

2.1 配管

(1) 検証の概要

計算機コード「SAP－Ⅳ」による計算結果の検証用に用いた構造解析用計算機コード「NASTRAN」は NASA で開発されたプログラムであり，1965 年開発後，これまで約 40 年の使用実績があり，世界的に使用実績及びクライアント数の多いプログラムの一つである。「SAP－Ⅳ」と「NASTRAN」を用いて代表的な配管検証用モデルを対象に解析を行い，得られた結果を比較することにより，検証を行った。

(2) 検証解析

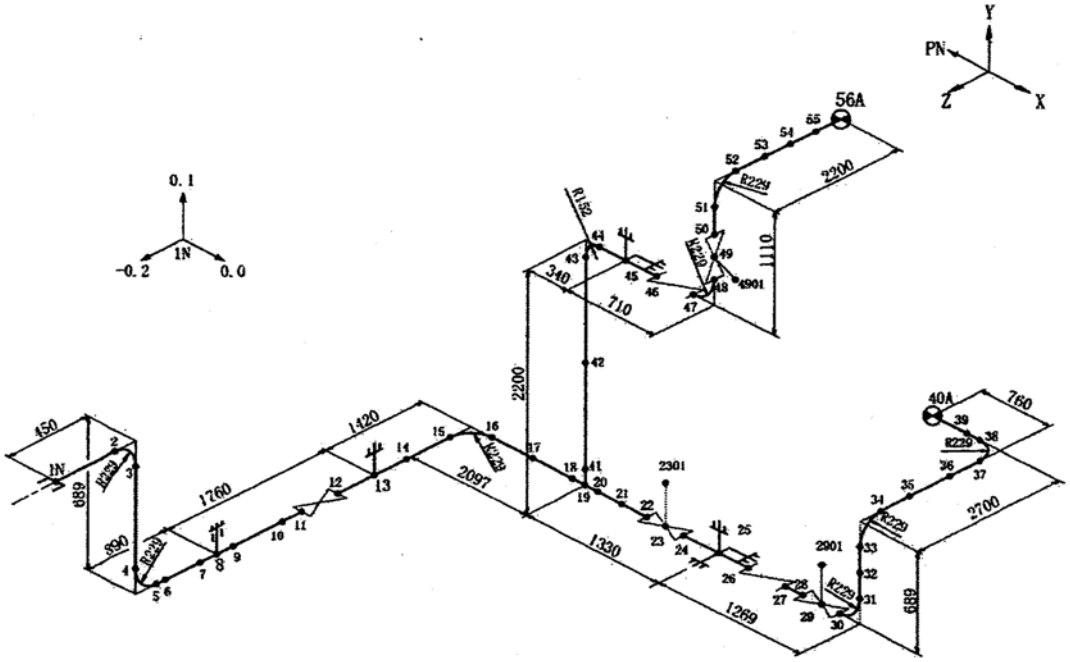
代表的な配管検証用モデルについて，「SAP－Ⅳ」及び「NASTRAN」を用いて解析し，両者の解析結果を比較評価する。以下に解析内容及び検証項目を示す。

| 解析内容 | 検証項目 |
|---|---|
| 静的解析（自重・熱膨張） | 拘束点反力 |

(3) 解析条件

以下に解析モデル及び設計条件を示す。

・解析モデル




鳥瞰図記号凡例

| 記　　号 | 内　　容 |
|---|---|
| ● | 質　　点 |
| ⊗ | ア　ン　カ |
| | レストレイント |
| | リジットハンガ |
| Y(mm)<br>Z(mm)　X(mm) | 主要機器取合点等の移動量 |
| | 注：鳥瞰図中の寸法の単位はmmである。 |

弁部の質量

| 質量 | 対応する評価点 | 質量 | 対応する評価点 |
|---|---|---|---|
| 278.4kg/m | 11～12 | 59.9kg | 22～23 |
| 59.9kg | 23～24 | 185.4kg/m | 26～27 |
| 59.7kg | 28～29 | 127.4kg | 29～30 |
| 185.4kg/m | 46～47 | 127.9kg | 48～49 |
| 59.9 | 49～50 | 119.9kg | 2301 |
| 119.4kg | 2901 | 119.9kg | 4901 |

・設計条件

以下に示す荷重条件のもとで，配管系の静的な解析を行った。

a. 自重

b. 熱膨張

| 解析範囲 | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 管番号 | 対応する評価点 | 最高使用圧力 (MPa) | 最高資料温度 (℃) | 運転温度 (℃) | 外径 (mm) | 厚さ (mm) | 材料 | 縦弾性係数* (MPa) | 熱膨張係数* ($\times 10^{-6}$mm/mm℃) |
| 1 | 1N～11,12～22<br>24～26,27～28<br>19～43,44～46<br>47～48 | 1.04 | 93 | 40 | 165.2 | 7.1 | STPT410 | 201667 | 10.3 |
| 2 | 30～40A | 0.43 | 93 | 40 | 165.2 | 7.1 | STPT410 | 201667 | 10.3 |
| 3 | 43～44 | 1.04 | 93 | 40 | 165.2 | 7.1 | STPT410 | 201667 | 10.3 |
| 4 | 50～56A | 1.04 | 93 | 40 | 165.2 | 7.1 | SUS304TP | 193667 | 15.4 |

注記*：運転温度における縦弾性係数及び熱膨張係数を示す。

(4)解析結果の比較

表 2-1　拘束点反力（「SAP－Ⅳ」と「NASTRAN」の比較）

自重　（単位：N）

| 節点 | SAP－Ⅳ | | | NASTRAN | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Fx | Fy | Fz | Fx | Fy | Fz |
| 1N | 10 | 442 | -99 | 20 | 452 | -99 |
| 8 | 0 | 1001 | 0 | 0 | 981 | 0 |
| 13 | 0 | 1991 | 0 | 0 | 2021 | 0 |
| 25 | 599 | 7365 | 344 | 618 | 7385 | 344 |
| 40A | -89 | 1226 | -89 | -89 | 1226 | -99 |
| 45 | 275 | 4649 | 0 | 246 | 4629 | 0 |
| 56A | -795 | 1373 | -148 | -785 | 1354 | -148 |

熱膨張　（単位：N）

| 節点 | SAP－Ⅳ | | | NASTRAN | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Fx | Fy | Fz | Fx | Fy | Fz |
| 1N | 99 | -138 | -148 | 99 | -138 | -148 |
| 8 | 0 | 50 | 0 | 0 | 50 | 0 |
| 13 | 0 | 383 | 0 | 0 | 383 | 0 |
| 25 | -89 | 1030 | -246 | -89 | 1030 | -246 |
| 40A | -89 | -148 | 246 | -89 | -148 | 246 |
| 45 | 363 | -991 | 0 | 363 | -991 | 0 |
| 56A | -295 | -187 | 148 | --295 | -197 | 148 |

(5)　検証結果

表 2-1 における自重及び熱膨張による拘束点反力の比較結果のとおり，両者でよく一致している。

以上の結果から，代表的な配管検証用モデルを用いた両者の解析結果はほぼ同等であり，「SAP－Ⅳ」の妥当性が確認された。

2.2　支持構造物

(1)　検証の概要

材料力学に基づく手計算手法を用いて，代表的な簡易骨組構造モデルに対する計算を行い，得られた結果を比較することにより検証を行った。

(2)　検証解析

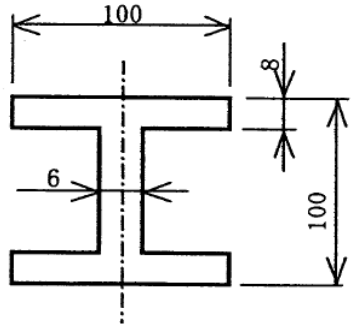
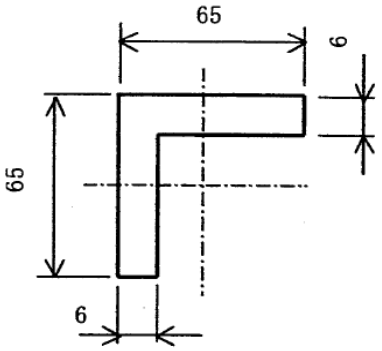
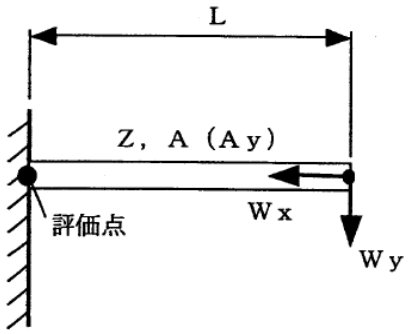
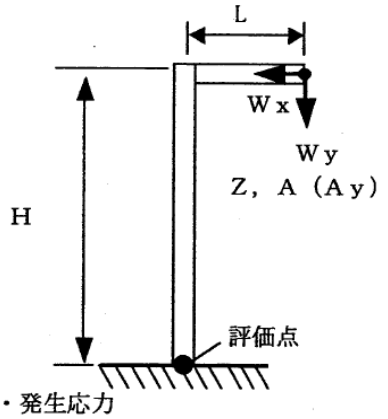
代表的な支持構造物検証用モデル「H 形鋼材」及び「L 形鋼材」について，「SAP－Ⅳ」及び「手計算手法」を用いて，両者の比較評価をする。

以下に，計算内容及び検証項目を示す。

| 計算内容 | 検証項目 |
|---|---|
| 圧縮応力，曲げ応力，せん断応力 | 発生応力 |

(3) 解析条件

・解析モデル （単位：mm）

| 評価 1　H 形鋼材片持ち梁構造 | 評価 2　L 形鋼材 L 型構造 |
|---|---|
|  <br>H鋼断面 |  <br>L鋼断面 |
|  <br>・発生応力<br>圧縮応力：Wx*g/A<br>曲げ応力：Wy*g*L/Z<br>せん断応力：Wy*g/Ay |  <br>・発生応力<br>圧縮応力：Wy*g/A<br>曲げ応力：(Wy*g*L-Wx*g*H)/Z<br>せん断応力：Wx*g/Ay |

・設計条件

| | | | 評価 1 | 評価 2 |
|---|---|---|---|---|
| 付加質量 | Wx | kg | 0 | 0 |
| | Wy | kg | 61 | 36 |
| 梁長さ | L | mm | 300 | 67.5 |
| 柱高さ | H | mm | － | 292.5 |
| 重力加速度 | g | m/s2 | 9.80665 | 9.80665 |
| 断面係数 | Z | mm3 | 67800 | 6270 |
| 断面積 | A | mm2 | 2190 | 752.7 |
| 有効断面積<br>（せん断面積） | Ay | mm2 | 504 | 354 |

(4)　評価結果の比較

表 2-2　発生応力（「SAP－Ⅳ」と「手計算手法」の比較）

H 形鋼材

| | SAP－Ⅳ | | | 手計算手法 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 圧縮応力 | 曲げ応力 | せん断応力 | 圧縮応力 | 曲げ応力 | せん断応力 |
| 発生応力 (MPa) | 0 | 3 | 2 | 0 | 2.7 | 1.2 |

L 形鋼材

| | SAP－Ⅳ | | | 手計算手法 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 圧縮応力 | 曲げ応力 | せん断応力 | 圧縮応力 | 曲げ応力 | せん断応力 |
| 発生応力 (MPa) | 1 | 4 | 0 | 0.5 | 3.9 | 0 |

(5)　検証結果

表 2-2 における H 形鋼材及び L 形鋼材による発生応力の比較結果のとおり，両者でよく一致している。

以上の結果から，代表的な簡易骨組構造モデルを用いた両者の計算結果はほぼ同等であり，「SAP－Ⅳ」の妥当性が確認された。

耐震解析に用いるコード（ABAQUS）について

| コード名 / 項目 | ABAQUS |
|---|---|
| 開発機関 | ABAQUS 社 |
| 使用したバージョン | Version 6.5.4 |
| 開発時期 | 2005 年（初版開発時期　1978 年） |
| 計算機コードの概要 | 本計算機コードは，有限要素法による線形／非線形の静的・動的解析汎用プログラムである。以下に示す解析機能及び要素を有している。<br>＜解析機能＞<br>１．線形・非線形静的応力／変位解析<br>２．動的／変位解析<br>３．非定常の動的／変位解析<br>４．定常・非定常の伝熱解析<br>５．弾塑性解析<br>６．大変形解析<br>＜要素＞<br>１．軸対象<br>２．平面ひずみ／平面応力<br>３．三次元ソリッド<br>４．三次元シェル<br>５．トラス<br>６．はり |
| 検証方法 | ・ 振動試験結果とコードによる地震応答計算結果を比較して検証*が実施されていることを確認した。 |

注記：以下の文献を確認し，検証されたコードであることを確認した。

＊：平成 19 年度　原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査
動的上下動耐震試験（クレーン類）に係る報告書
（平成 21 年 1 月　独立行政法人　原子力安全基盤機構）

3. 別添

別添－１　４号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項

# ４号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項

４号機燃料取扱設備の耐震性に係る主要な確認事項を表－１及び表－２に示す。

表－１　４号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項（燃料取扱機）

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 材料確認 | | 実施計画に記載されている主要部材の材質を確認する。 | 実施計画通りの材料を使用していること。 |
| | 構造確認 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている主要寸法を確認する。 | 寸法が許容範囲内であること。 |
| | | 外観確認 | 組み立てた状態における外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| | | 据付確認 | 組み立てた状態における据付状態を確認する。 | 実施計画の通りに施工・据付がなされていること。 |

表－２　４号機燃料取扱設備の耐震性に係る確認事項（クレーン）

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 材料確認 | | 実施計画に記載されている主要部材の材質を確認する。 | 実施計画通りの材料を使用していること。 |
| | 構造確認 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている主要寸法を確認する。 | 寸法が許容範囲内であること。 |
| | | 外観確認 | 組み立てた状態における外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| | | 据付確認 | 組み立てた状態における据付状態を確認する。 | 実施計画の通りに施工・据付がなされていること。 |

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書

1.　本説明書の記載範囲

本説明書は，第３号機及び第４号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について記載するものである。なお，第３号機及び第４号機以外については，現地工事開始前までに報告を行い，確認を受けることとする。

2.　第４号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

2.1　概要

2.1.1　一般事項

第 4 号機燃料取り出し用カバーは，使用済燃料プールを覆う構造としており，クレーン支持用架構と燃料取扱機支持用架構を有し，それぞれについて構造強度と耐震性について検討を行う。なお，耐震設計上の重要度分類は，燃料取扱設備の間接支持構造物としてＢクラス相当とする。

燃料取り出し用カバーの構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し，耐震性は基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し，燃料取り出し用カバーの損傷が原子炉建屋，使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，架構が崩壊機構に至らないことを確認する。図 2.1.1-1 に燃料取り出し用カバーのイメージを示す。

なお，一部損壊した原子炉建屋に接合される燃料取扱機支持用架構の施工前において，本説明書で想定しているように，原子炉建屋の接合部が施工に十分な状態かどうか確認した点検結果を別途報告するとともに，不具合が見つかった場合には，適切に補修等を実施する。

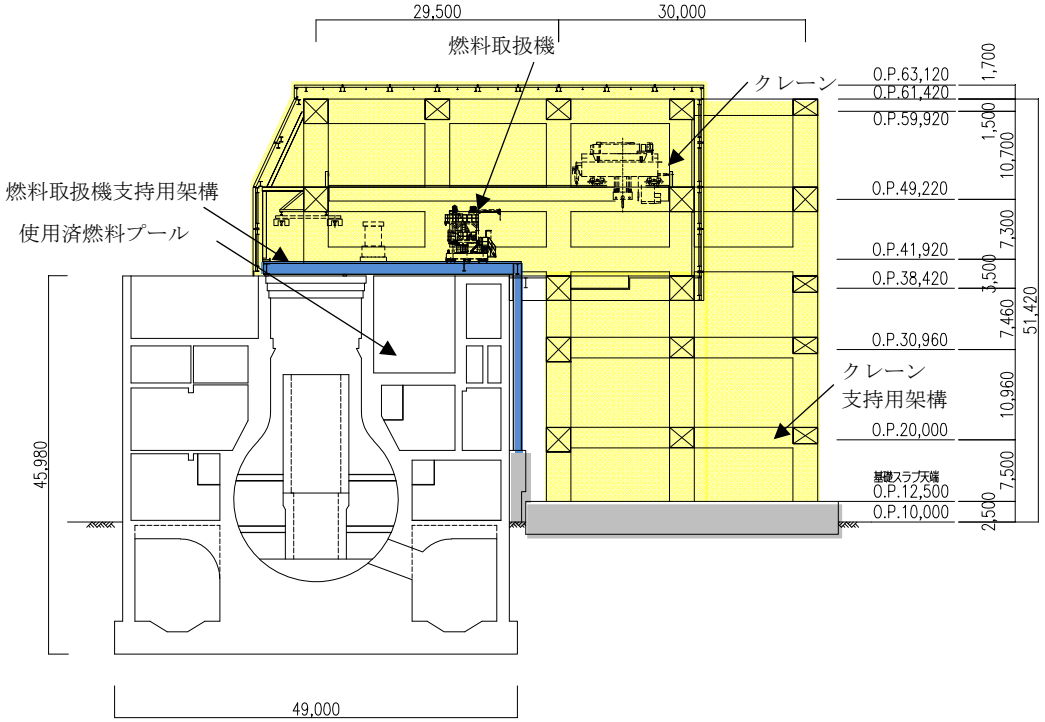



図 2.1.1-1　燃料取り出し用カバーのイメージ

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

(1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
(2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
(3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
(4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
(5) 建築基礎構造設計指針（日本建築学会，2001 改定）
(6) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課･国土交通省 国土技術政策総合研究所･独立行政法人建築研究所･日本建築行政会議，2007 刊行)
(7) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，1975 発行）
(8) 建築工事標準仕様書・同解説 JASS14 カーテンウォール工事（日本建築学会，1996 改定）
(9) 各種合成構造設計指針・同解説（日本建築学会，2010 改定）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

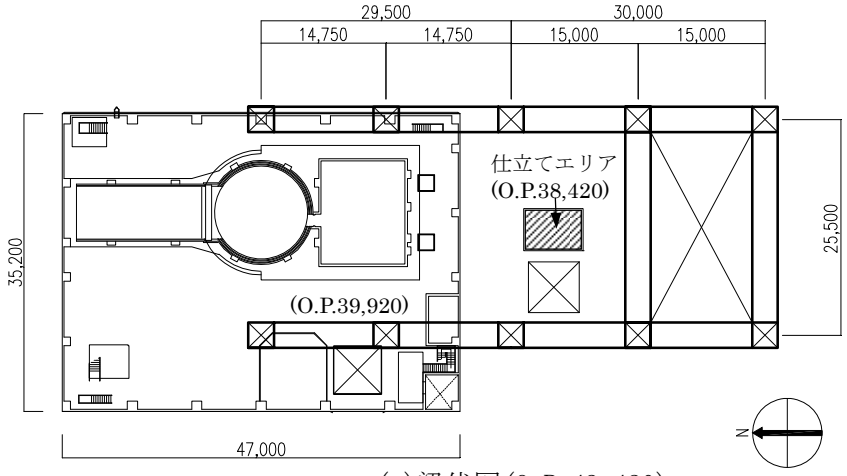
(1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)(日本電気協会 電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂)
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊)
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 20 年 12 月 改定)
(4) 乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程（JEAC 4616-2009)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 21 年 12 月 制定)

2.1.2　クレーン支持用架構

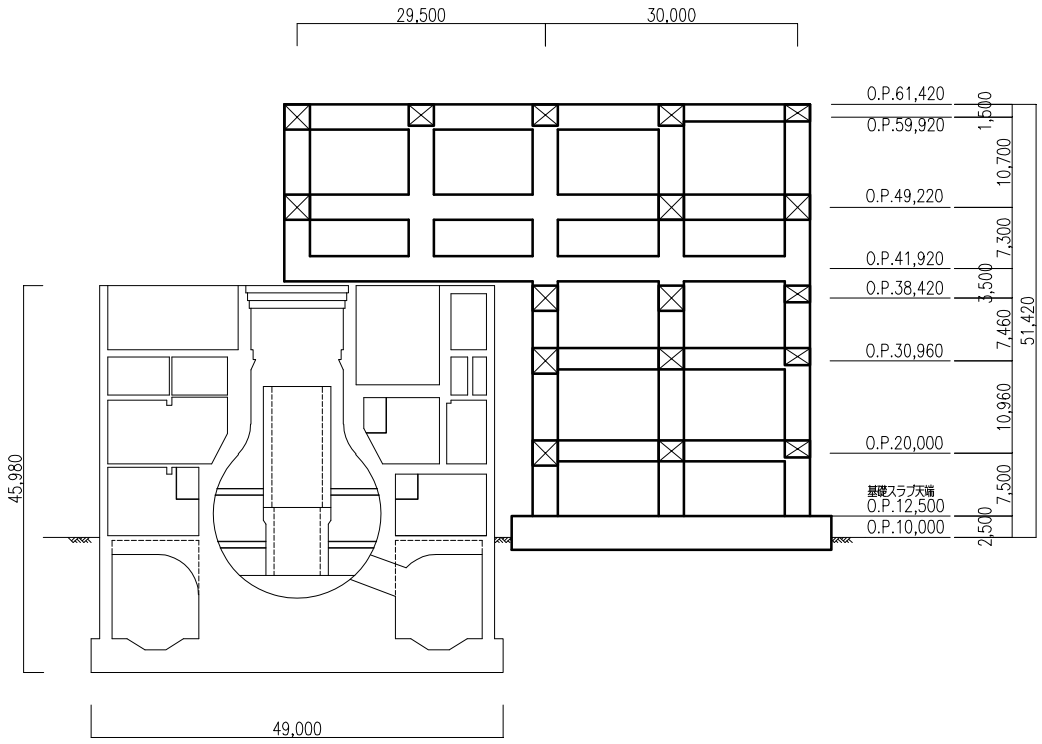
クレーン支持用架構はキャスク搬出入用の天井クレーンを支持する架構で，南北方向に 30.00m，東西方向に 25.50m，地盤面からの高さが 51.42m の柱部分と，北方向に 29.50m 跳ね出した片持ち梁部分からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で，構造種別は鉄骨造である。柱，大梁には，箱型断面部材を用いる。

基礎形式は基礎スラブによる直接基礎とし，地震時の基礎の転倒防止対策として地盤アンカーを用い，基礎スラブを支持する地盤は地盤改良により強固な支持地盤を形成する。改良地盤は既存の原子炉建屋と同様に泥岩に着底している。

クレーン支持用架構の概要を図 2.1.2-1 に，基礎スラブ及び改良地盤の概要を図 2.1.2-2 に示す。

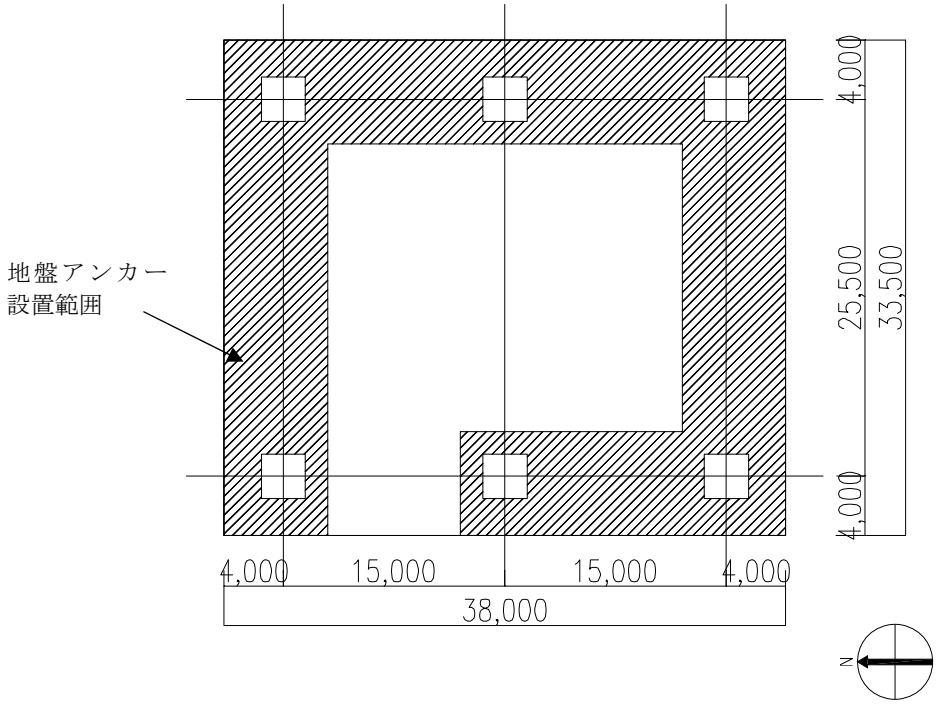



(a)梁伏図(0. P. 43, 420)

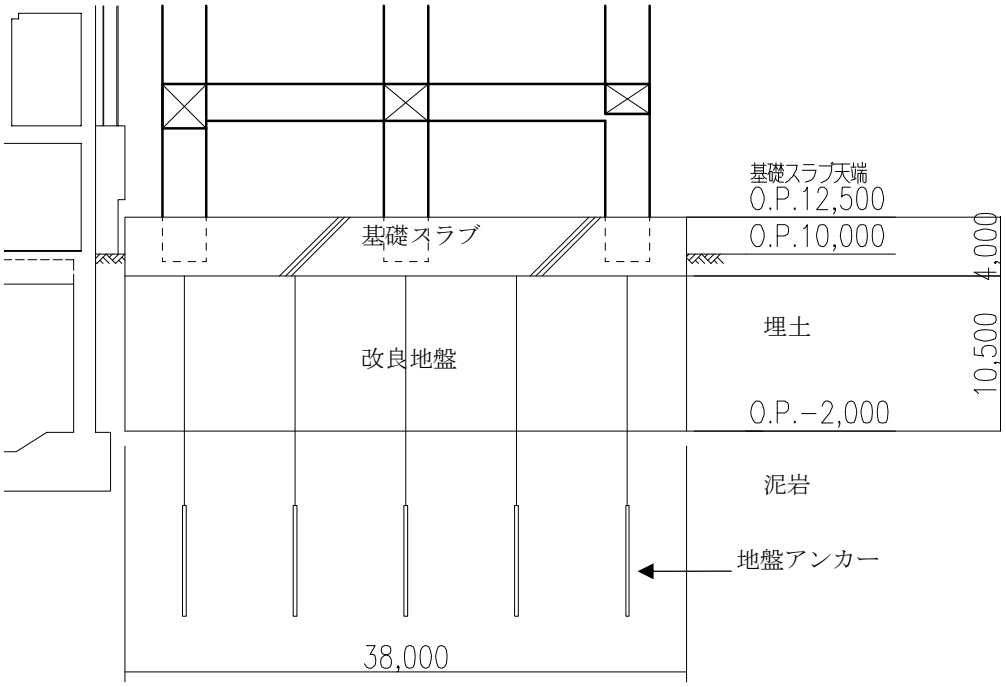



(b) 軸組図

図 2.1.2-1　クレーン支持用架構の概要（単位：mm）




(a) 基礎伏図




(b) 基礎断面図

図 2.1.2-2　基礎スラブ及び改良地盤の概要（単位：mm）

2.1.3　燃料取扱機支持用架構

燃料取扱機支持用架構は燃料取扱機を支持する架構で，南北方向に 30.50m，東西方向に 13.36m，地盤面からの高さが 30.77m の柱及び梁からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で，構造種別は鉄骨造である。

支持形式は，原子炉建屋シェル壁上端及び 1 階から 2 階の南側外壁に支持する構造である。燃料取扱機支持用架構の概要を図 2.1.3-1(1)及び図 2.1.3-1(2)に示す。

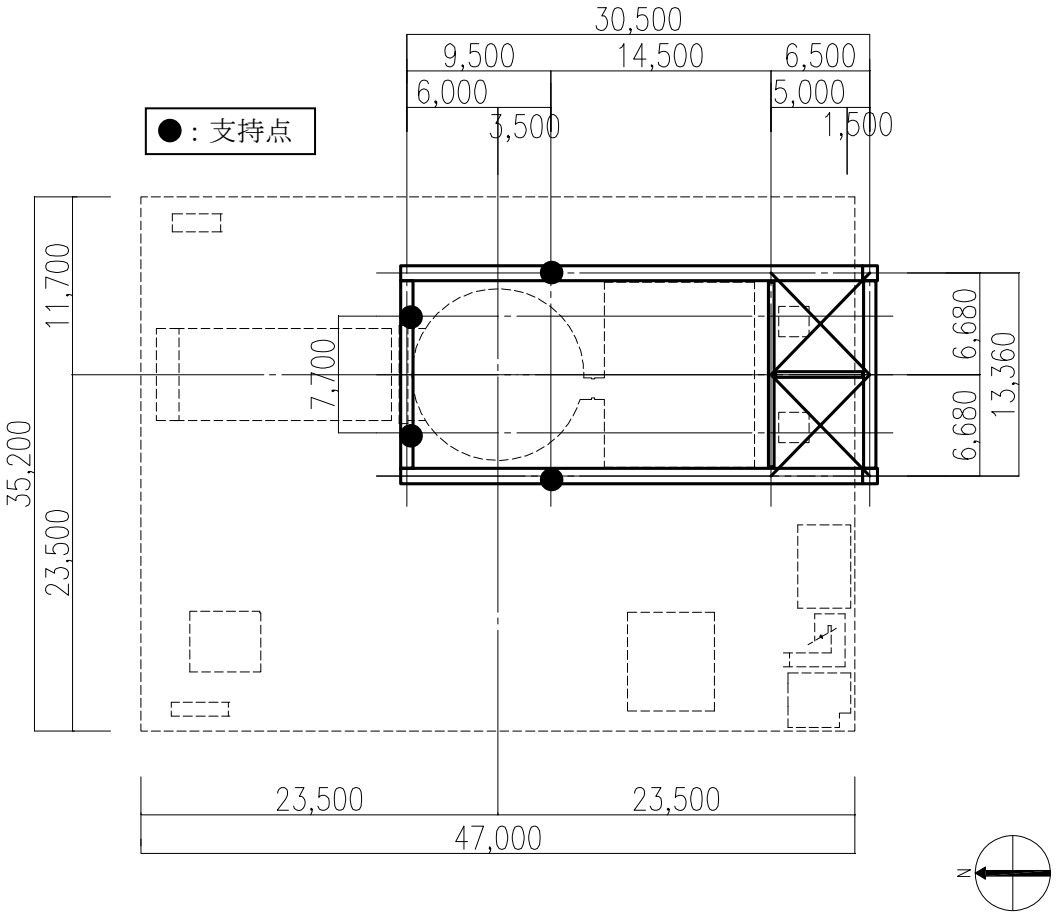
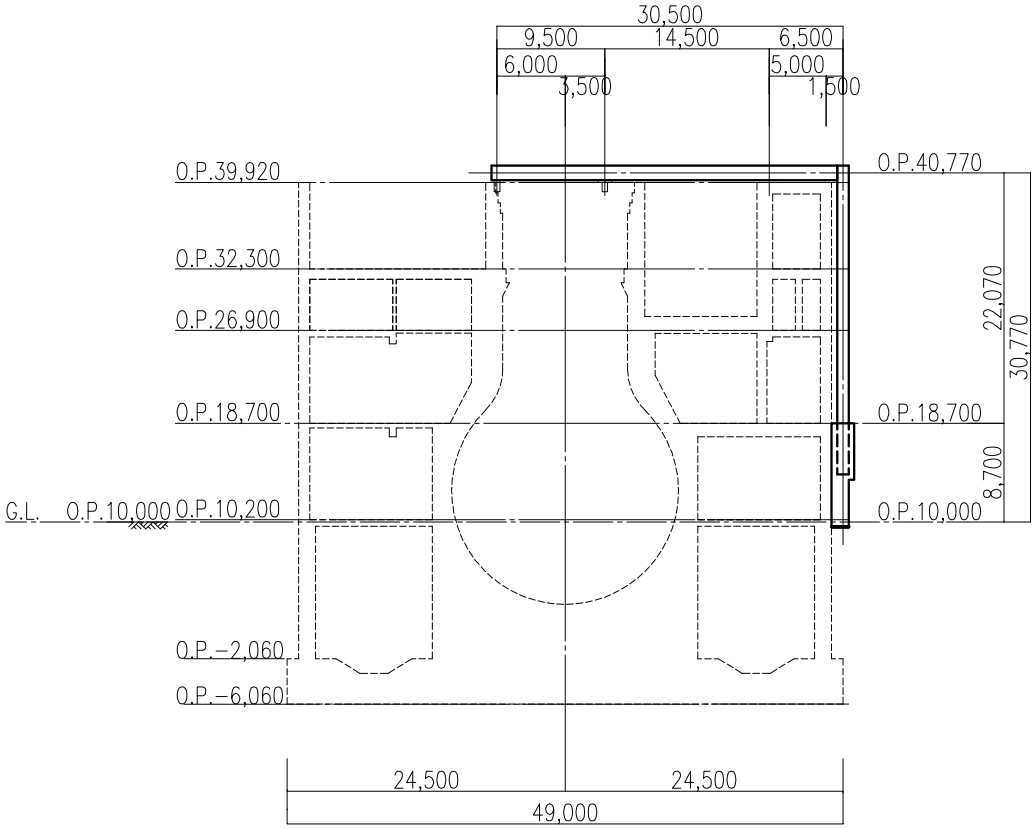
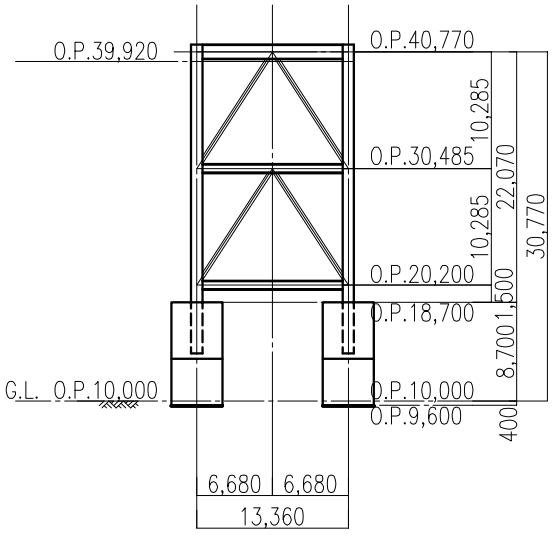



図 2.1.3-1(1)　燃料取扱機支持用架構の概要(梁伏図（0.P.41,420）)（単位：mm）




(a)断面図




(b)立面図

図 2.1.3-1(2)　燃料取扱機支持用架構の概要（単位：mm）

2.2　クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性について

クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.2-1 に示す。

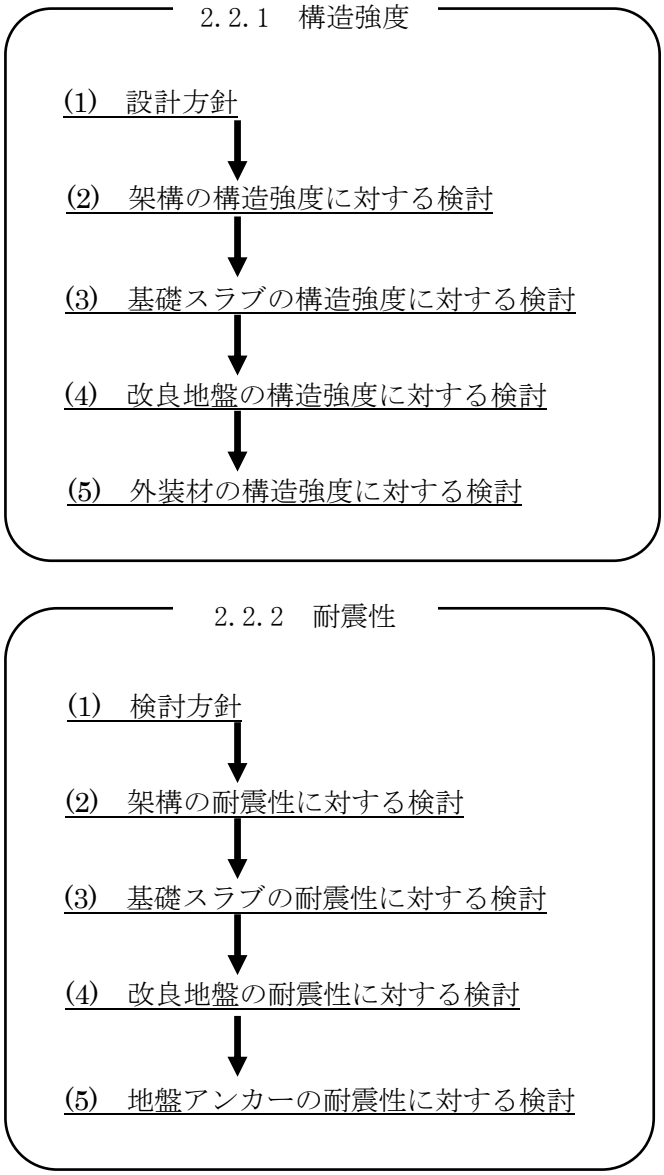



図 2.2-1　クレーン支持用架構の検討フロー

2.2.1　構造強度

(1)　設計方針

構造強度の検討は，クレーン支持用架構，基礎スラブ，改良地盤及び外装材について許容応力度設計を実施する。

1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 2.2.1-1(1)及び表 2.2.1-1(2)に示す。

表 2.2.1-1(1)　クレーン支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

| 部位 | 材料 | ヤング係数<br>E（N/mm²） | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量<br>$\gamma$（kN/m³） |
|---|---|---|---|---|
| 架　　構 | 鉄骨 | $2.05\times10^5$ | 0.3 | 77.0 |
| 基礎スラブ | コンクリート | $2.44\times10^4$ | 0.2 | 24.0 |

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm²）

| | 長期 | | | 短期 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計基準強度＝30 | 圧縮 | 引張 | せん断 | 圧縮 | 引張 | せん断 |
| | 10.0 | － | 0.790 | 20.0 | － | 1.185 |

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm²）

| 記号 | 鉄筋径 | 長期 | | 短期 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 引張及び圧縮 | せん断補強 | 引張及び圧縮 | せん断補強 |
| SD345 | D29 未満 | 215 | 195 | 345 | 345 |
| | D29 以上 | 195 | | | |
| SD390 | D29 未満 | 215 | 195 | 390 | 390 |
| | D29 以上 | 195 | | | |

構造用鋼材の許容応力度　（単位：N/mm²）

| 板厚 | 材料 | 基準強度 F | 許容応力度 |
|---|---|---|---|
| T≦40mm | SS400，SN400B | 235 | 「鋼構造設計規準」に従い，左記 F の値より求める |
| T＞40mm | SN400B | 215 | |
| T≦40mm | SM490A，SN490B | 325 | |
| T≦40mm | SM520B | 355 | |

表 2.2.1-1(2)　改良地盤，支持地盤の物性値及び許容応力度

改良地盤の許容応力度　（単位：kN/m²）

| 設計基準強度=2300[*1] | 長期 | | | 短期 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 圧縮 | 引張 | せん断 | 圧縮 | 引張 | せん断 |
| 改良地盤 | 766 | － | 153 | 1533 | － | 306 |
| 断面欠損を考慮[*2] | 750 | － | 114 | 1502 | － | 229 |

*1：施工結果を反映した

*2：「JEAC4616-2009」に準拠し，断面欠損を鉛直方向に 2%，せん断方向に 25%考慮した

支持地盤の許容支持力度　（単位：kN/m²）

| 種別 | 長期[*1] | 短期[*1] |
|---|---|---|
| 泥岩（岩盤） | 1960 | 3920 |

*1：「福島第一原子力発電所第 4 号機工事計画認可申請書」による

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

クレーン支持用架構に作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重，積載荷重及び地盤アンカーの効果を考慮した荷重とする。

・クレーン荷重（CL）

天井クレーンによる荷重を表 2.2.1-2 に示す。

表 2.2.1-2　クレーン荷重一覧表

| | |
|---|---|
| クレーン自重 | 1666 kN |
| トロリ自重 | 1010 kN |
| 吊荷 | 980 kN |

・積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m²/cm

・風圧力（WL）

風圧力は建築基準法施行令に準拠し，基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 2.2.1-3 に示す。

表 2.2.1-3　速度圧の算定結果

| 建物高さ* H (m) | 平均風速の鉛直分布係数 Er | ガスト影響係数 Gf | 建物高さと粗度区分による係数 E | 基準風速 Vo (m/s) | 速度圧 q (N/m²) |
|---|---|---|---|---|---|
| 52.73 | 1.28 | 2.00 | 3.28 | 30 | 1769 |

＊：　建物高さは，軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

・地震荷重（K）

水平地震力は 0.P.10.0m を基準面として，下式により算定し，算定結果を表 2.2.1-4 に示す。

$$Qi=n \cdot Ci \cdot Wi$$
$$Ci=Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi ：水平地震力（kN）

n ：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

Ci ：地震層せん断力係数

Wi：当該部分が支える重量（kN）

Z ：地震地域係数（Z=1.0）

Rt ：振動特性係数（Rt=1.0）

Ai ：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，クレーン支持用架構の固有値を用いたモーダル法（二乗和平方根法）により求める。

$C_0$ ：標準せん断力係数（$C_0$=0.2）

表 2.2.1-4　水平地震力の算定結果

| 階 | 標 高 O.P.(m) | 各階重量 (kN) | Wi (kN) | Ai | | n・Ci | | Qi (kN) | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | NS 方向 | EW 方向 | NS 方向 | EW 方向 | NS 方向 | EW 方向 |
| R | 61.42 | 10569 | － | － | － | － | － | － | － |
| 6 | 50.72～61.42 | 13780 | 10569 | 1.443 | 1.477 | 0.433 | 0.443 | 4576 | 4683 |
| 5 | 43.42～50.72 | 5195 | 24349 | 1.302 | 1.328 | 0.391 | 0.398 | 9514 | 9702 |
| 4 | 39.92～43.46 | 9019 | 29544 | 1.254 | 1.272 | 0.376 | 0.382 | 11118 | 11271 |
| 3 | 32.46～39.92 | 5782 | 38563 | 1.183 | 1.187 | 0.355 | 0.356 | 13685 | 13730 |
| 2 | 21.50～32.46 | 6390 | 44345 | 1.113 | 1.114 | 0.334 | 0.334 | 14807 | 14818 |
| 1 | 12.50～21.50 | － | 50735 | 1.000 | 1.000 | 0.300 | 0.300 | 15221 | 15221 |

・荷重組合せ

設計で考慮するクレーンの位置を図 2.2.1-1 に，荷重組合せを表 2.2.1-5 に示す。

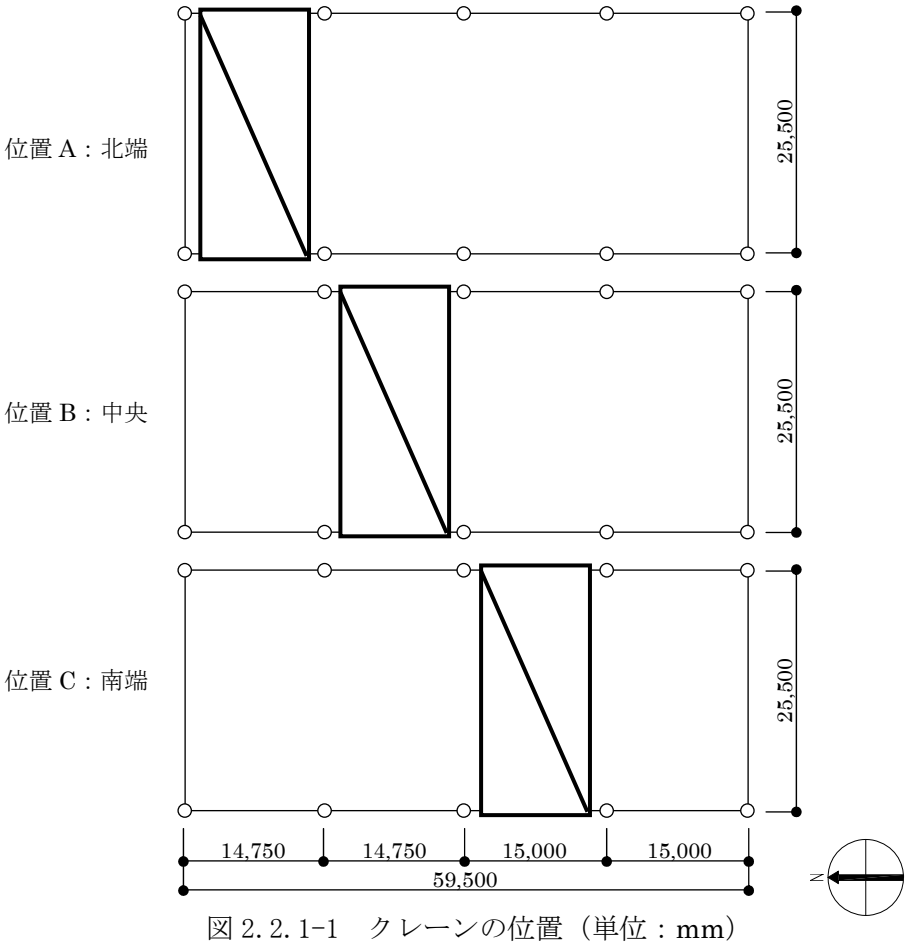



図 2.2.1-1　クレーンの位置（単位：mm）

表 2.2.1-5　クレーン支持用架構の荷重組合せ

| 想定する状態 | 荷重ケース | 荷重組合せ内容 | 許容応力度 |
|---|---|---|---|
| 常時 | C | VL+CL*1 | 長期 |
| 積雪時*3 | S | VL+CL*1+SL | 短期 |
| 暴風時*3 | W | VL+CL*1+WL | |
| 地震時 | E1 | VL+CL*1+K(＋NS)*2 | |
| | E2 | VL+CL*1+K(－NS)*2 | |
| | E3 | VL+CL*1+K(＋EW)*2 | |
| | E4 | VL+CL*1+K(－EW)*2 | |

*1：　吊荷重量は，常時，積雪時及び暴風時はクレーン位置，地震時は仕立てエリアにて考慮する。

*2：　地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

*3：　短期事象では地震時が支配的であることから，積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし，外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお，地震時と暴風時のクレーン支持用架構の層せん断力について，風荷重の受圧面積が最大になる EW 方向で比較した結果を図 2.2.1-2 に示す。図 2.2.1-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

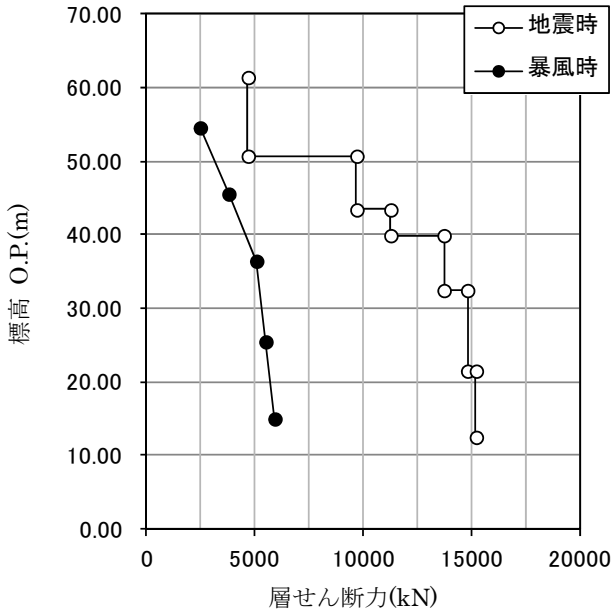



図 2.2.1-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2)　架構の構造強度に対する検討

1)　解析モデル

クレーン支持用架構の解析モデルは，基礎スラブ厚中央（O.P.10.5m）より上部を立体架構モデルとし，柱及び梁の部材端部の条件は剛接，柱脚部は基礎下でピン支持とする。解析モデル，部材寸法及び応力検討箇所を図 2.2.1-3 に示す。ここに，使用する材質は SM490A とする。

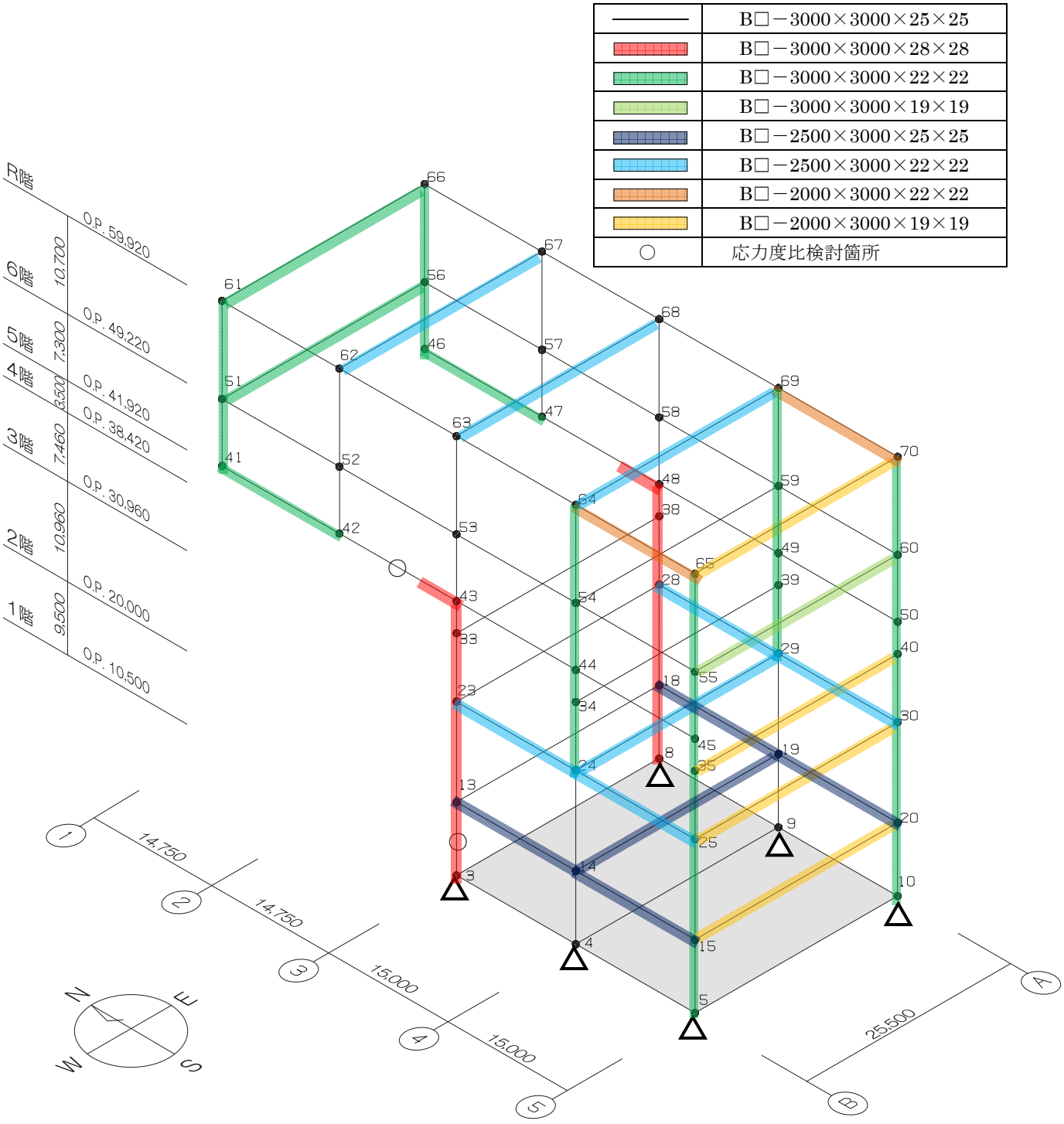
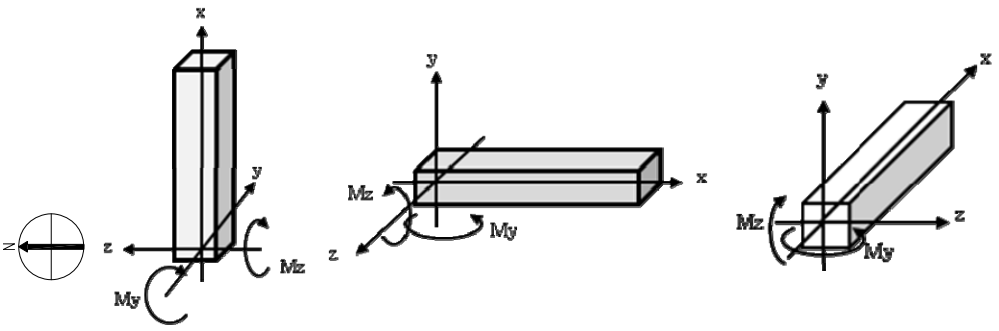



図 2.2.1-3　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

応力解析結果を用い，断面検討は二方向の曲げを図 2.2.1-4 に示すように考慮する。




柱要素　　NS 方向梁要素　　EW 方向梁要素

図 2.2.1-4　曲げモーメントの方向

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，軸力及び曲げモーメントに対する検討は下式にて行う。

・軸圧縮の場合　　$\dfrac{\sigma_c}{f_c}+\dfrac{\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_b}\leqq 1$

・軸引張の場合　　$\dfrac{\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_t}\leqq 1$

ここで，

$\sigma_c$：軸応力度（=N／A）

N：軸力，A：断面積

$\sigma_{bz}$：部材 z 軸方向曲げ応力度（＝$M_z$／$Z_z$）

$M_z$，$Z_z$：部材 z 軸回りモーメント及び断面係数

$\sigma_{by}$：部材 y 軸方向曲げ応力度（＝$M_y$／$Z_y$）

$M_y$，$Z_y$：部材 y 軸回りモーメント及び断面係数

$f_c$：許容圧縮応力度

$f_b$：許容曲げ応力度

$f_t$：許容引張応力度

また，せん断力に対する検討は下式にて行う。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_z^{\,2}}}{f_t}\leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_y^{\,2}}}{f_t}\leqq 1$$

ここで，

$\tau_z$：部材 z 軸方向せん断応力度（＝$Q_z$／$A_{wz}$）

$Q_z$，$A_{wz}$：部材 z 軸方向せん断力及びせん断断面積

$\tau_y$：部材 y 軸方向せん断応力度（＝$Q_y$／$A_{wy}$）

$Q_y$，$A_{wy}$：部材 y 軸方向せん断力及びせん断断面積

表 2.2.1-6 及び表 2.2.1-7 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。
断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.2.1-6　断面検討結果（常時）

| 部位 | 検討箇所 | 部材形状 (mm) | 荷重ケース (位置)*1 | 作用応力度 (N/mm²) | | 許容応力度 (N/mm²) | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 柱 | 1 階<br>3-B | B□-3000×3000<br>×28×28 | C<br>(A) | 曲げ Mz | 37.3 | 216.7 | 0.52 | OK |
| | | | | 曲げ My | 8.4 | 216.7 | | |
| | | | | 圧縮 N | 65.1 | 213.6 | | |
| | | | | せん断 Qz | 0.8 | 125.1 | | |
| | | | | せん断 Qy | 8.9 | 125.1 | | |
| 梁 | 5 階<br>2-3/B | B□-3000×3000<br>×28×28 | C<br>(A) | 曲げ Mz | 93.0 | 216.7 | 0.55 | OK |
| | | | | 曲げ My | 0.4 | 216.7 | | |
| | | | | 圧縮 N | 19.2 | 214.1 | | |
| | | | | せん断 Qz | 0.4 | 125.1 | | |
| | | | | せん断 Qy | 20.1 | 125.1 | | |

*1：クレーンの位置を示す

表 2.2.1-7　断面検討結果（地震時）

| 部位 | 検討箇所 | 部材形状 (mm) | 荷重ケース (位置)*1 | 作用応力度 (N/mm²) | | 許容応力度 (N/mm²) | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 柱 | 1 階<br>3-B | B□-3000×3000<br>×28×28 | E3<br>(A) | 曲げ Mz | 160.6 | 325.0 | 0.86 | OK |
| | | | | 曲げ My | 31.9 | 325.0 | | |
| | | | | 圧縮 N | 79.5 | 320.4 | | |
| | | | | せん断 Qz | 7.9 | 187.6 | | |
| | | | | せん断 Qy | 37.1 | 187.6 | | |
| 梁 | 5 階<br>2-3/B | B□-3000×3000<br>×28×28 | E3<br>(A) | 曲げ Mz | 93.1 | 325.0 | 0.55 | OK |
| | | | | 曲げ My | 58.9 | 325.0 | | |
| | | | | 圧縮 N | 20.0 | 321.1 | | |
| | | | | せん断 Qz | 8.3 | 187.6 | | |
| | | | | せん断 Qy | 20.5 | 187.6 | | |

*1：クレーンの位置を示す

(3)　基礎スラブの構造強度に対する検討

1)　解析モデル

基礎スラブの応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行い，解析モデルは図 2.2.1-5 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

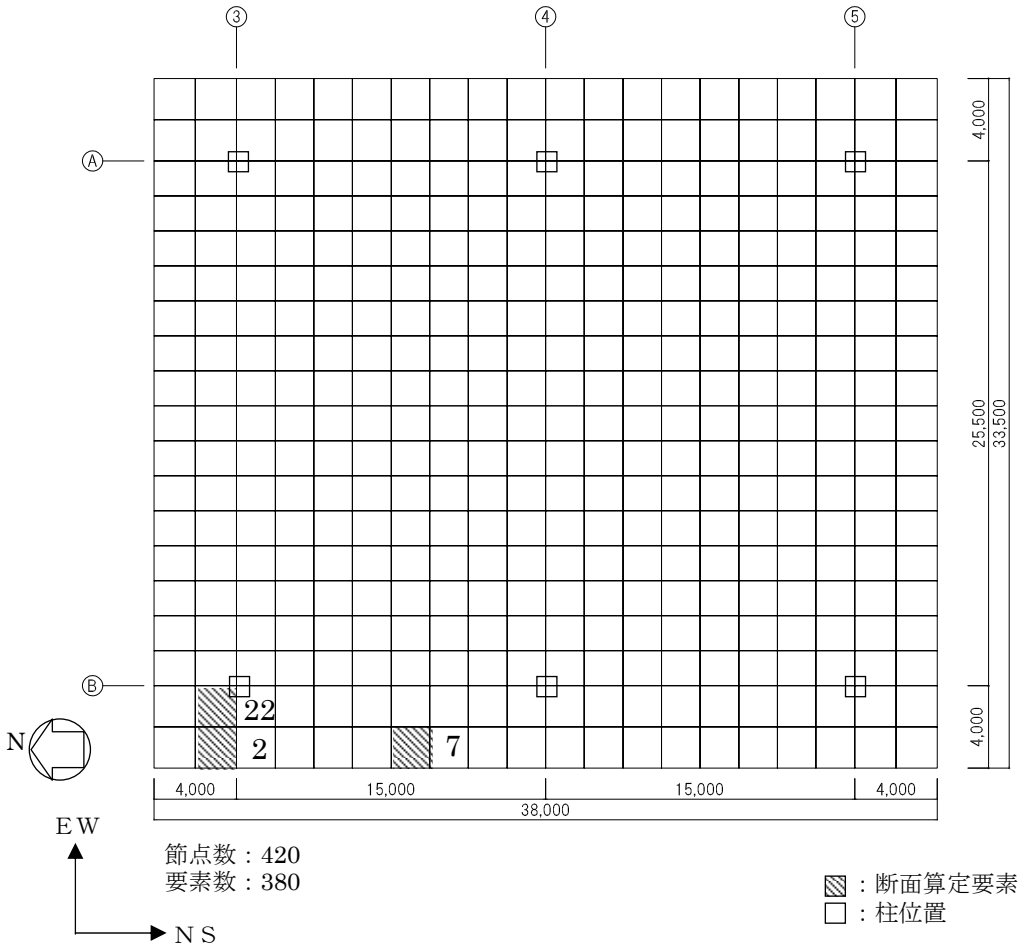



図 2.2.1-5　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

組合せた応力より，各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」より求め，設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。必要鉄筋比が最大となる要素と設計面外せん断力と許容せん断力との比が最大になる要素の断面検討結果を表 2.2.1-8 に示し，必要鉄筋比が最大となる要素を含む EW 方向の配筋図を図 2.2.1-6 に示す。

断面検討の結果，設計配筋は必要鉄筋比を上回り，また面外せん断力は許容せん断力以下であることを確認した。

表 2.2.1-8　基礎スラブの断面算定表

| 要素番号 | 方向 | 荷重ケース(位置)*1 | 設計応力 N*2 (kN/m) | 設計応力 M (kN・m/m) | N/(b・D) *2 (×10$^{-2}$N/mm$^2$) | M/(b・D$^2$) (×10$^{-2}$N/mm$^2$) | $P_t$ (%) | $a_t$ (mm$^2$/m) | 設計配筋 上段：上端筋 ［断面積 mm$^2$/m］ (pt:%) 下段：下端筋 ［断面積 mm$^2$/m］ (pt:%) | 荷重ケース(位置)*1 | 設計面外せん断力 Q (kN/m) | 許容せん断力 $f_s$・b・j (kN/m) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 2 | NS | C(A) | -53 | 2397 | -1.4 | 15.0 | 0.09 | 3600 | D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21) | C(C) | 126 | 2627 | OK |
| | | E3(A) | -264 | 2643 | -6.6 | 16.6 | 0.06 | 2400 | D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21) | E1(C) | 215 | 3940 | OK |
| | EW | C(A) | 16 | 1589 | 0.4 | 10.0 | 0.06 | 2400 | 3-D38@200 ［17100］ (0.43) | C(A) | 1583 | 2627 | OK |
| | | E3(A) | 110 | 2111 | 2.8 | 13.2 | 0.03 | 1200 | 2-D38@200 ［11400］ (0.29) | E3(A) | 1925 | 3940 | OK |
| 7 | NS | C(A) | 47 | 3678 | 1.2 | 23.0 | 0.13 | 5200 | D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21) | C(C) | 245 | 2627 | OK |
| | | E2(A) | 29 | 3932 | 0.8 | 24.6 | 0.07 | 2800 | 1-D38@200 ［5700］ (0.14) | E2(C) | 396 | 3940 | OK |
| | EW | C(C) | -2 | 40 | -0.1 | 0.3 | 0.00 | 0 | 1-D38@200 ［5700］ (0.14) | C(B) | 135 | 2627 | OK |
| | | E4(A) | -26 | 112 | -0.7 | 0.7 | 0.00 | 0 | 1-D38@200 ［5700］ (0.14) | E2(A) | 154 | 3940 | OK |
| 22 | NS | C(A) | 13 | 2582 | 0.4 | 16.2 | 0.09 | 3600 | D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21) | C(C) | 104 | 2627 | OK |
| | | E2(A) | 239 | 4038 | 6.0 | 25.3 | 0.06 | 2400 | D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21) | E1(C) | 541 | 3940 | OK |
| | EW | C(A) | 77 | 2818 | 2.0 | 17.7 | 0.10 | 4000 | 3-D38@200 ［17100］ (0.43) | C(C) | 575 | 2627 | OK |
| | | E3(A) | 470 | 4754 | 11.8 | 29.8 | 0.07 | 2800 | 2-D38@200 ［11400］ (0.29) | E4(A) | 1227 | 3940 | OK |

＊1： クレーンの位置を示す
＊2： 圧縮を正とする

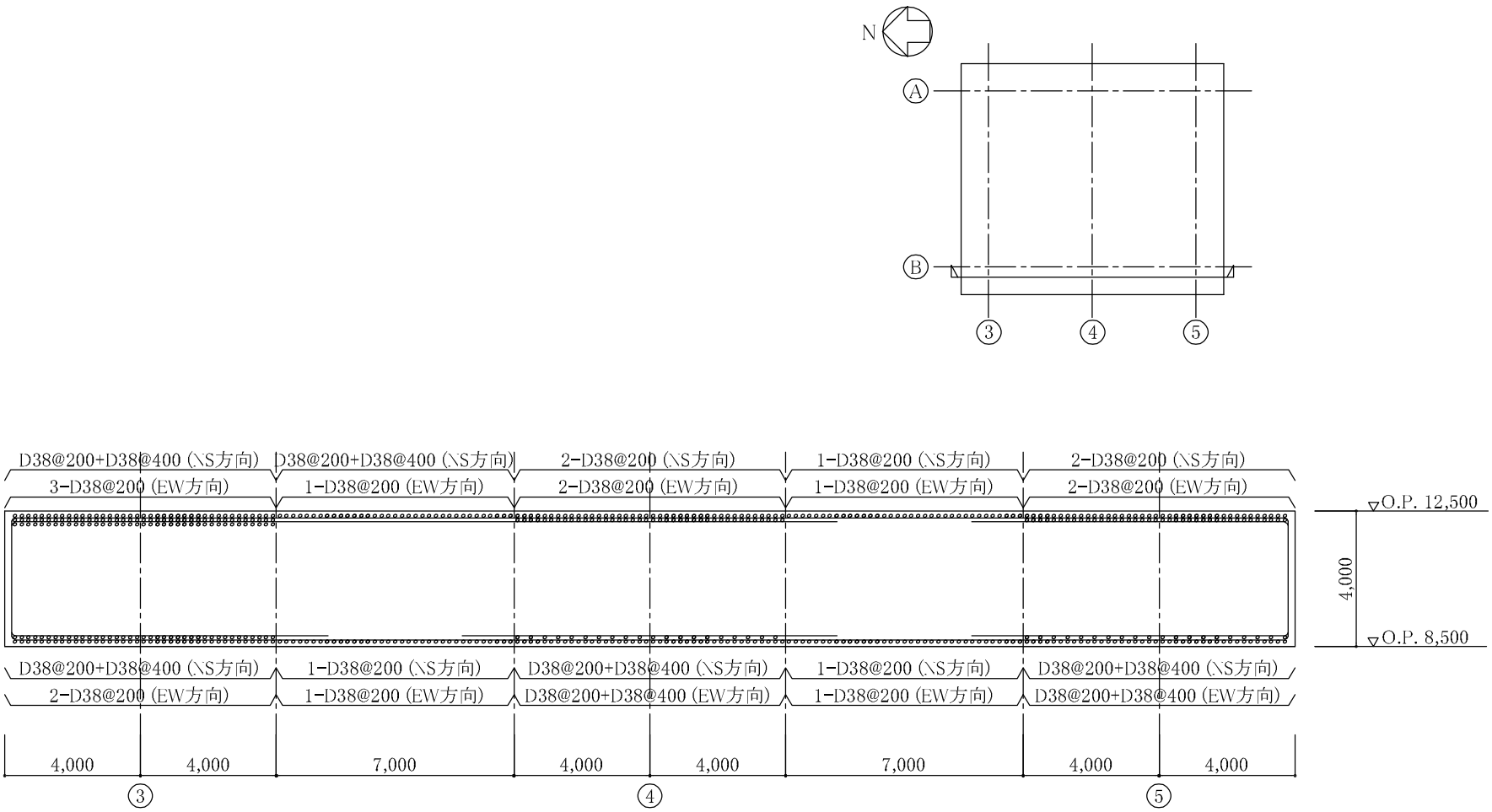



図 2.2.1-6　基礎スラブの配筋図（B 通り）（単位：mm）

(4)　改良地盤の構造強度に対する検討

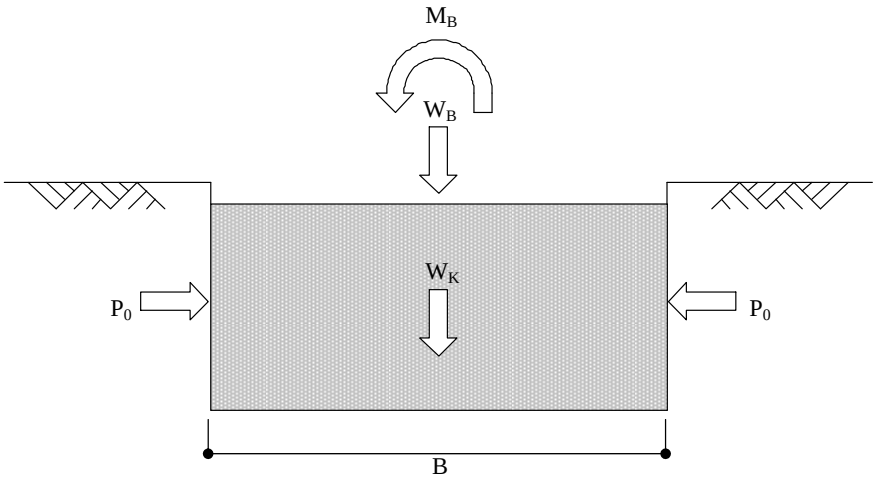
1)　設計方針

クレーン支持用架構を支持する改良地盤は，基礎スラブ直下の地盤を南北方向に 38.0m，東西方向に 33.5m，改良厚さ 10.5m とし，0.P.-2.0m の泥岩に支持する。検討は「JEAC4616-2009」に準拠し，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。さらに，改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

2)　常時に対する検討

・改良地盤の検討

常時において，改良地盤底面に生じる最大接地圧が改良地盤の長期許容圧縮応力度以下であることを確認する。図 2.2.1-7 に作用荷重を示す。




$W_B$：架構荷重＋基礎スラブ荷重＋地盤アンカー荷重

$W_K$：改良地盤の自重

$M_B$：架構の偏心による転倒モーメント

$P_o$：長期設計用土圧

B：改良幅

図 2.2.1-7　作用荷重（常時）

改良地盤の荷重負担範囲は，面積 A=1273m$^2$，断面係数 Z=8062m$^3$ となり，改良地盤底面に生じる最大接地圧は下式にて求める。

鉛直力の合計　　$\Sigma W=W_B+W_K=607373kN$

転倒モーメントの合計　　$\Sigma M=M_B=666480kNm$

改良地盤の最大接地圧　　$q_r=\Sigma W/A+\Sigma M/Z=560kN/m^2$

改良地盤に生じる最大接地圧（$q_r$）は，改良地盤の長期許容圧縮応力度（$_Lf_{sc}$）以下であることを確認した。

$q_r=560kN/m^2 \leqq {}_Lf_{SC}=750kN/m^2$

・支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧（$q_r$）が，改良地盤直下の支持地盤の長期許容支持力度（$_Lq_a$）以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧　　$q_r=560kN/m^2$

支持地盤の長期許容支持力度　$_Lq_a=1960\ kN/m^2$

$q_r=560kN/m^2 \leqq {}_Lq_a=1960\ kN/m^2$

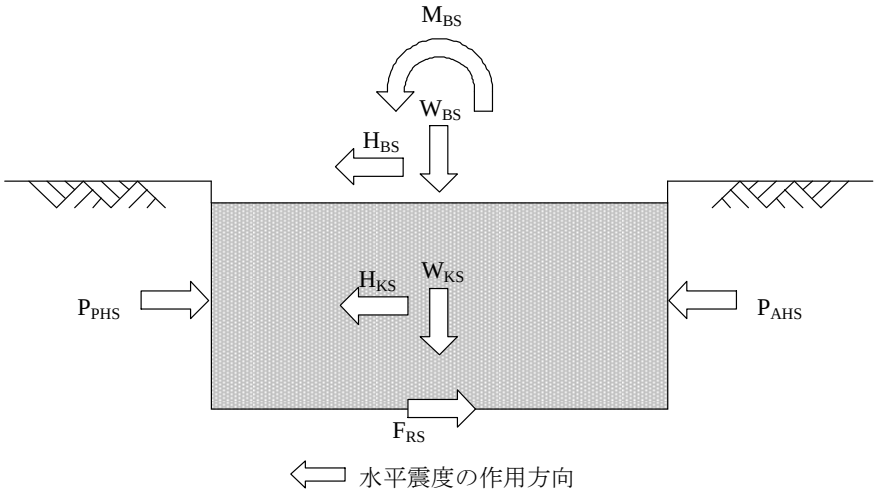
・沈下の検討

支持地盤は泥岩（岩盤）であるため，沈下の検討は不要である。

3)　地震時に対する検討

・改良地盤の検討

地震時において，改良地盤底面の最大接地圧及びせん断応力が，改良地盤の短期許容応力度以下であることを確認する。図 2.2.1-8 に作用荷重を示す。




$W_{BS}$：架構荷重＋基礎スラブ荷重＋地盤アンカー荷重

$W_{KS}$：改良地盤の自重

$H_{BS}$：架構による水平力＋基礎スラブによる水平力

$M_{BS}$：架構と基礎スラブによる改良地盤底面における転倒モーメント

$H_{KS}$：改良地盤の慣性力（地中震度 0.15）

$P_{AHS}$：地震時主働土圧による水平力

$P_{PHS}$：地震時受働土圧による水平力

$F_{RS}$：支持地盤のせん断抵抗力

図 2.2.1-8　作用荷重（地震時）

改良地盤の荷重負担範囲は，面積 A=1273m$^2$，断面係数 Z=8062m$^3$ となり，改良地盤底面の最大接地圧（$q_{1S}$）及び最大せん断応力（$\tau_{max}$）は下式にて求める。

鉛直力の合計　$\Sigma W=W_{BS}+W_{KS}=607373kN$

水平力の合計　$\Sigma H= H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS}=94687kN$

転倒モーメントの合計　$\Sigma M=M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS}=1944139kNm$

ここに，　$M_{KS}$ ：改良地盤の転倒モーメント

$M_{AHS}$：地震時主働土圧による転倒モーメント

$M_{PHS}$：地震時受働土圧による転倒モーメント

改良地盤底面の最大接地圧　$q_{1S}=\Sigma W/A+\Sigma M/Z=719kN/m^2$

改良地盤底面の最大せん断応力　$\tau_{max}=1.2\times\Sigma H/A=90kN/m^2$

改良地盤底面の最大接地圧（$q_{1S}$）及び最大せん断応力（$\tau_{max}$）は短期許容応力度（$_sf_{sc}$ 及び $_sf_{ss}$）以下であることを確認した。

$q_{1S}=719kN/m^2 \leqq {}_sf_{SC}=1502\ kN/m^2$

$\tau_{max}=90kN/m^2 \leqq {}_sf_{SS}=229\ kN/m^2$

・支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧（$q_{1S}$）が，改良地盤直下の支持地盤の短期許容支持力度（$_sq_a$）以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧　$q_{1S}=719kN/m^2$

支持地盤の短期許容支持力度　$_sq_a=3920\ kN/m^2$

$q_{1S}=719kN/m^2 \leqq {}_sq_a=3920\ kN/m^2$

(5)　外装材の構造強度に対する検討

1)　設計方針

クレーン支持用架構の屋根面及び側面を覆う外装材は，鋼板パネルを用いる。設計荷重は暴風時の影響が支配的であることから積雪時及び地震時の検討は省略し，暴風時の応力が短期許容応力度以下になることを確認する。なお，許容応力度は製造メーカの推奨値を，屋根面のたわみは「鋼板製屋根構法標準（SSR2007)」(社団法人日本金属屋根協会，2007)，壁面のたわみは「建築工事標準仕様書・同解説　JASS14　カーテンウォール工事」に準じて設定した。

2)　設計用荷重

設計用風圧力は,平均速度圧にピーク風力係数を乗じて算出する。速度圧の算定結果を表 2.2.1-9 に，ピーク風力係数を表 2.2.1-10 に示し，風力係数の算定箇所のイメージを図 2.2.1-9 に示す。

表 2.2.1-9　速度圧の算定結果

| 建物高さ* H (m) | 平均風速の鉛直分布係数 Er | 基準風速 Vo (m/s) | 平均速度圧 $\bar{q}$ (N/m²) |
|---|---|---|---|
| 52.73 | 1.28 | 30 | 885 |

＊：　建物高さは，軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

表 2.2.1-10　ピーク風力係数

| 建物高さ* H (m) | 屋根面 | | | 壁面 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | 一般部 | 周縁部 | 隅角部 | 一般部 | 隅角部 |
| 52.73 | -2.5 | -3.2 | -4.3 | -2.11 | -2.62 |

＊：　建物高さは，軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

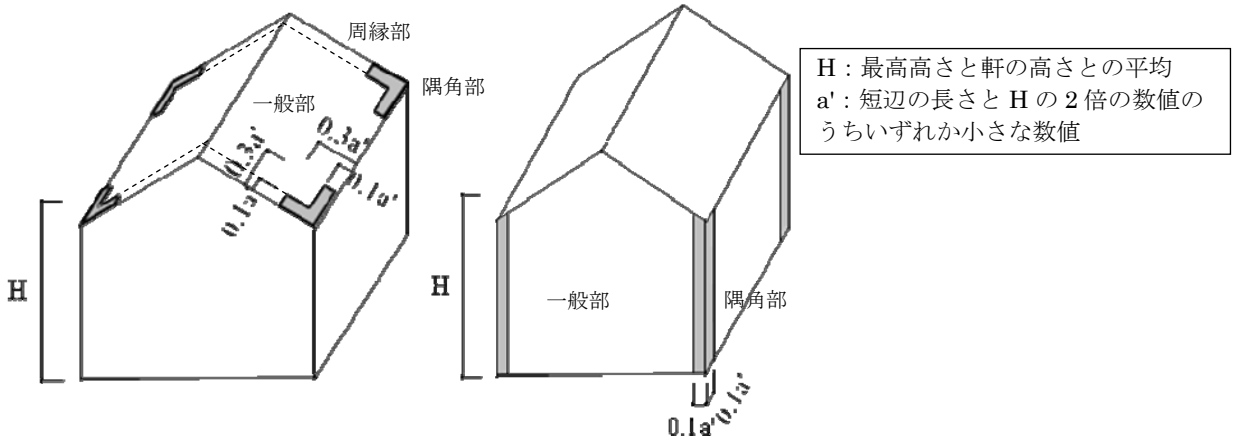



図 2.2.1-9　風力係数の算定箇所のイメージ

3)　外装材の強度検討

検討は応力が厳しくなる図 2.2.1-9 に示す隅角部について行う。ここでは，鋼板パネルの自重は考慮しないものとする。

a. 屋根材

鋼板パネルは下地材の間隔が 1.8m で連続支持されているものとし，暴風時の応力度とたわみに対して検討を行う。屋根材の材料諸元を表 2.2.1-11 に示す。

表 2.2.1-11　屋根材の材料諸元

| 表面材 | | | | | | 芯材 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| ヤング係数 E (N/mm²) | せん断弾性係数 G (N/mm²) | せん断断面積 As (mm²) | 形状係数 | 許容応力度 $f_b$ (N/mm²) | 断面係数 Z (mm³) | せん断弾性係数 G (N/mm²) | 断面積 A (mm²) | 形状係数 |
| $2.06\times10^5$ | $7.92\times10^4$ | 210.7 | 0.022 | 59.8 | $26.3\times10^3$ | 3.92 | $4.40\times10^4$ | 1.2 |

・応力度に対する検討

$$M = w\times L^2/8=(0.885\times4.3)\times1.8^2/8 = 1.542\ \text{kNm}$$

$$\sigma_b = M/Z=1.542\times10^6/26.3\times10^3 = 58.7\ \text{N/mm}^2$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b}=\frac{58.7}{59.8}=0.982\leqq1.0 \quad \cdots\cdots\text{OK}$$

・たわみの検討

たわみ量は曲げ変形成分（$\delta_M$）とせん断変形成分（$\delta_Q$）の和で評価し，屋根材の短期許容変形（1/300）*以下であることを確認する。

＊:「鋼板製屋根構法標準（SSR2007）」（社団法人日本金属屋根協会，2007）による

$$\delta = \delta_M+\delta_Q = 0.220 + 0.302 = 0.522\ \text{cm}$$

$$\frac{\delta}{L}=\frac{0.522}{180}=\frac{1}{344}\leqq\frac{1}{300} \quad \cdots\cdots\text{OK}$$

検討の結果，作用応力は屋根材の短期許容応力度以下であり，たわみは屋根材の短期許容変形以下であることを確認した。

b.　壁材

鋼板パネルは下地材の間隔が 1.2m で連続支持されているものとし，暴風時の応力とたわみに対して検討を行う。壁材の材料諸元を表 2.2.1-12 に示す。

表 2.2.1-12　壁材の材料諸元

| 表面材 | | | | 芯材 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| ヤング係数 E ($N/mm^2$) | せん断弾性係数 G ($N/mm^2$) | 許容応力度 $f_b$ ($N/mm^2$) | 断面係数 Z ($mm^3$) | せん断弾性係数 G ($N/mm^2$) | 断面積 A ($mm^2$) | 形状係数 |
| $2.06\times10^5$ | $7.92\times10^4$ | 58.8 | $17.0\times10^3$ | 4.90 | 35000 | 1.2 |

・応力度に対する検討

$$M = w\times L^2 / 8 = (0.885\times2.62)\times1.2^2 / 8 = 0.418\ \mathrm{kNm}$$

$$\sigma_b = M / Z = 0.418\times10^6 / 17.0\times10^3 = 24.6\ \mathrm{N/mm^2}$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b} = \frac{24.6}{58.8} = 0.419 \leqq 1.0 \quad \cdots\cdots \mathrm{OK}$$

・たわみの検討

たわみ量は曲げ変形成分（$\delta_M$）とせん断変形成分（$\delta_Q$）の和で評価し，壁材の短期許容変形（1/300）*以下であることを確認する。

＊:「建築工事標準仕様書・同解説　JASS14　カーテンウォール工事」による

$$\delta = \delta_M + \delta_Q = 0.075 + 0.293 = 0.368\ \mathrm{cm}$$

$$\frac{\delta}{L} = \frac{0.368}{120} = \frac{1}{326} \leqq \frac{1}{300} \quad \cdots\cdots \mathrm{OK}$$

検討の結果，作用応力は壁材の短期許容応力度以下であり，たわみは壁材の短期許容変形以下であることを確認した。

2.2.2　耐震性

(1)　検討方針

耐震性の検討は，クレーン支持用架構，基礎スラブ，改良地盤及び地盤アンカーについて行い，基準地震動 Ss に対して，クレーン支持用架構，基礎スラブ，改良地盤及び周辺地盤の応答性状を適切に表現できる地震応答解析モデルを設定して実施する。

(2)　架構の耐震性に対する検討

1)　解析に用いる入力地震動

検討用地震動は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.2.2-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（0.P.-196.0m）における基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 の加速度時刻歴波形を図 2.2.2-2(1)及び図 2.2.2-2(2)に示す。

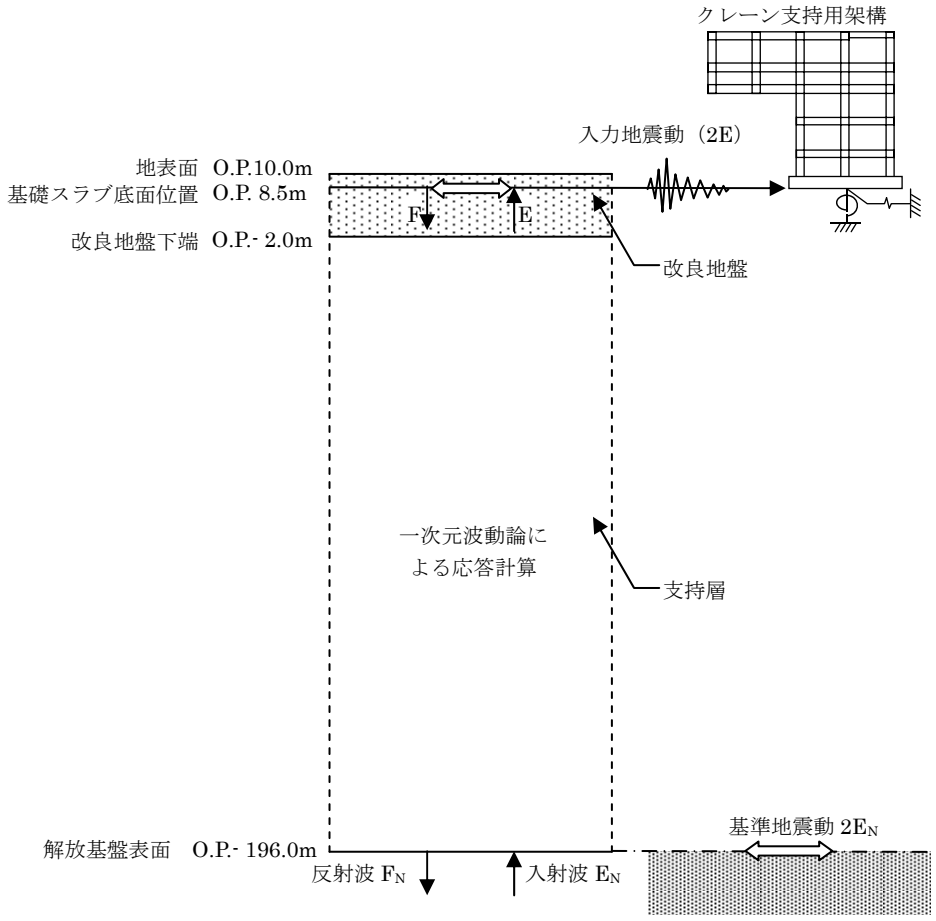
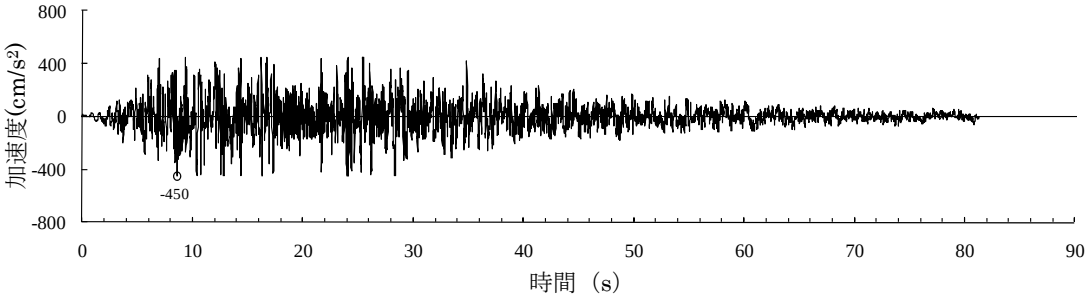
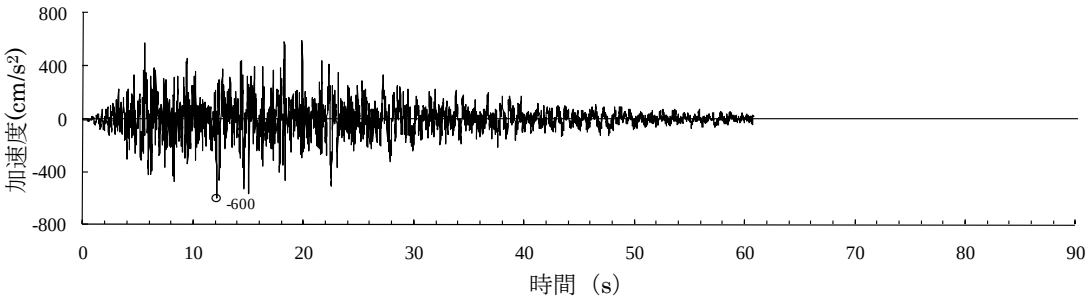


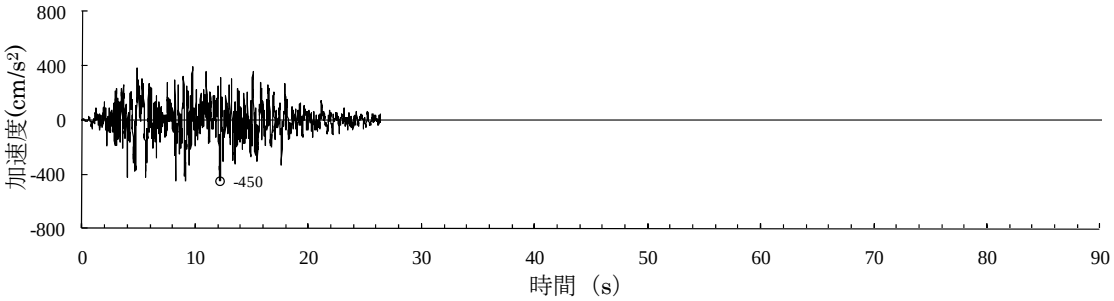

図 2.2.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図




(Ss-1H)




(Ss-2H)

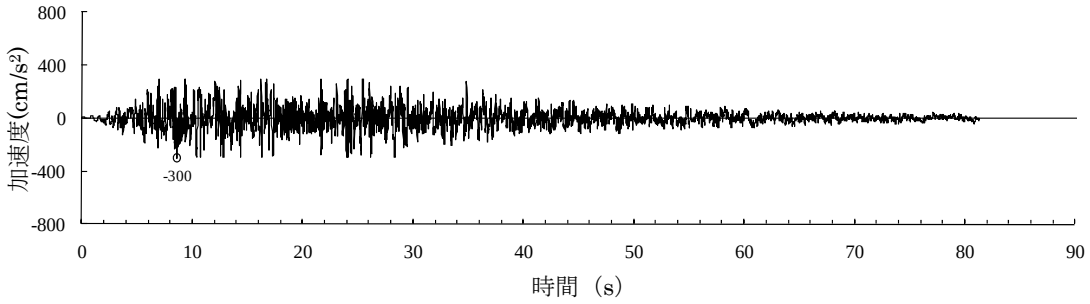



(Ss-3H)

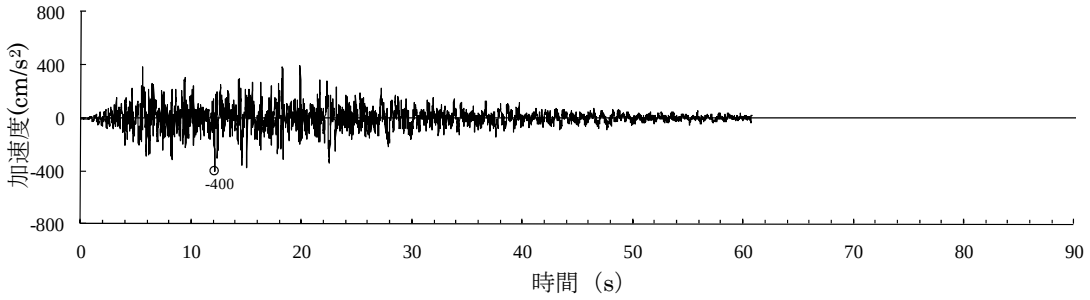
○印は最大値を示す

図 2.2.2-2(1)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形

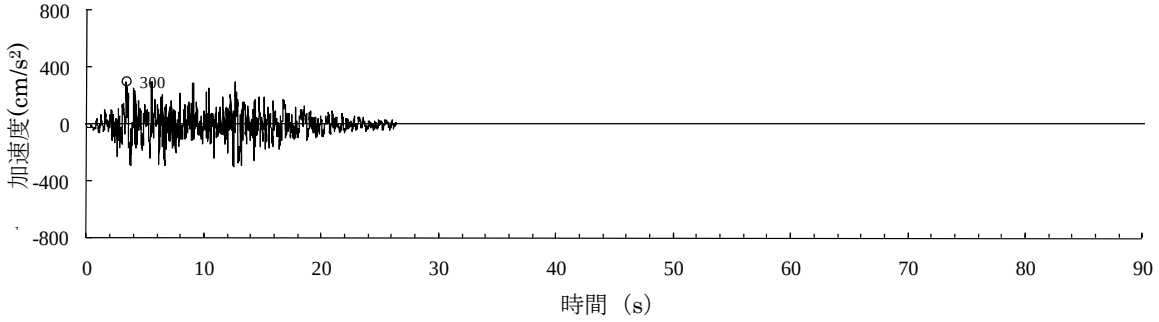
(水平方向)




(Ss-1V)




(Ss-2V)




(Ss-3V)

○印は最大値を示す

図 2.2.2-2(2)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
(鉛直方向)

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは,図 2.2.2-3 に示す柱及び梁を立体的にモデル化した立体架構モデルとし,地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析に用いる物性値を表 2.2.2-1 に，層間変形角が最大となるクレーンを北端に設置した場合の地震応答解析モデルの質点重量を表 2.2.2-2 に，クレーン支持用架構の復元力特性の設定を図 2.2.2-4 に示す。復元力特性の設定は「鋼構造塑性設計指針」に準じた。

地震応答解析に用いる地盤定数は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）を参考に，水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。改良地盤の諸元を表 2.2.2-3 に，地盤のひずみ依存性を図 2.2.2-5 に，地盤定数の設定結果を表 2.2.2-4 に示す。基礎底面の地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論により評価した。

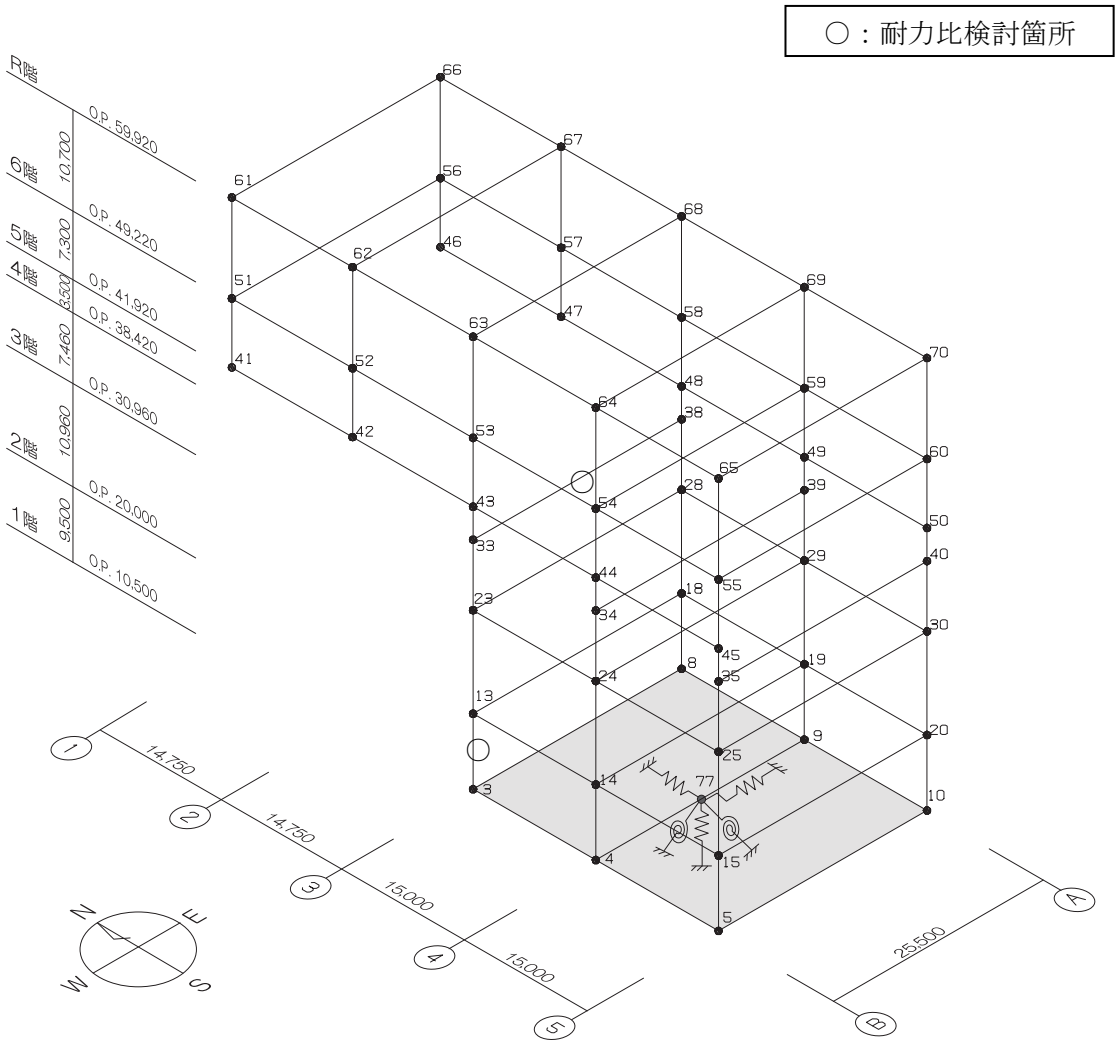


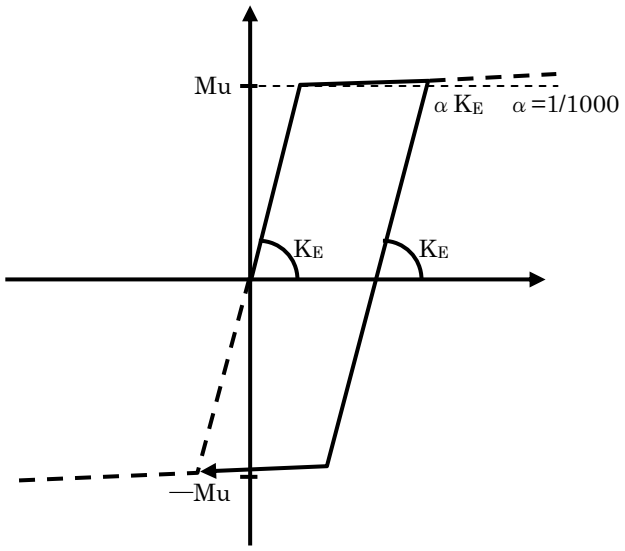

図 2.2.2-3　クレーン支持用架構の地震応答解析モデル（単位：mm）

表 2.2.2-1　地震応答解析に用いる物性値

| 部位 | 材料 | ヤング係数<br>E(N/mm²) | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量<br>$\gamma$ (kN/m³) | 減衰定数<br>h(%) | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| クレーン支持用架構 | 鉄骨 | $2.05\times10^5$ | 0.3 | 77.0 | 2 | SM490A |
| 基礎スラブ | ｺﾝｸﾘｰﾄ | $2.44\times10^4$ | 0.2 | 24.0 | 5 | 設計基準強度<br>30(N/mm²) |

表 2.2.2-2　地震応答解析モデルにおける質点重量

| 階 | 節点番号 | 重量(kN) |
|---|---|---|
| R | 61 | 1129 |
| | 62 | 1221 |
| | 63 | 1225 |
| | 64 | 1200 |
| | 65 | 502 |
| | 66 | 1132 |
| | 67 | 1225 |
| | 68 | 1229 |
| | 69 | 1202 |
| | 70 | 503 |
| 6 | 51 | 2152 |
| | 52 | 1894 |
| | 53 | 1094 |
| | 54 | 1567 |
| | 55 | 718 |
| | 56 | 1629 |
| | 57 | 1538 |
| | 58 | 1094 |
| | 59 | 1375 |
| | 60 | 718 |
| 5 | 41 | 393 |
| | 42 | 600 |
| | 43 | 657 |
| | 44 | 598 |
| | 45 | 321 |
| | 46 | 377 |
| | 47 | 605 |
| | 48 | 700 |
| | 49 | 622 |
| | 50 | 321 |
| 4 | 33 | 2235 |
| | 34 | 2135 |
| | 35 | 374 |
| | 38 | 2176 |
| | 39 | 1726 |
| | 40 | 374 |
| 3 | 23 | 897 |
| | 24 | 1647 |
| | 25 | 635 |
| | 28 | 819 |
| | 29 | 1178 |
| | 30 | 607 |
| 2 | 13 | 1044 |
| | 14 | 1722 |
| | 15 | 700 |
| | 18 | 920 |
| | 19 | 1315 |
| | 20 | 689 |
| 1 | 3 | 26894 |
| | 4 | 41540 |
| | 5 | 21558 |
| | 8 | 26896 |
| | 9 | 41034 |
| | 10 | 21268 |
| | 77 | 0 |
| 合　計 | | 229924 |




ここに，

Mu：全塑性モーメント

$$M_{uy}=\left\{A_{fy}(b-t_1)\sigma_y+\frac{1}{4}A_{wy}(b-2t_1)\sigma_y\right\} \qquad M_{uz}=\left\{A_{fz}(d-t_2)\sigma_y+\frac{1}{4}A_{wz}(d-2t_2)\sigma_y\right\}$$

$A_{fy}=d\cdot t_1$　　$A_{fz}=b\cdot t_2$

$A_{wy}=2\cdot(b-2\cdot t_1)\cdot t_2$　　$A_{wz}=2\cdot(d-2\cdot t_2)\cdot t_1$

$A=b\cdot d-(b-2\cdot t_1)\cdot(d-2\cdot t_2)$　　$\sigma_y$：降伏強度

なお，せん断耐力は下式とする。

Qu：せん断耐力

$$Q_{uy}=\frac{1}{\sqrt{3}}A_{wz}\cdot\sigma_y \qquad Q_{uz}=\frac{1}{\sqrt{3}}A_{wy}\cdot\sigma_y$$

$A_{fy}=d\cdot t_1$　　$A_{fz}=b\cdot t_2$

$A_{wy}=2\cdot(b-2\cdot t_1)\cdot t_2$　　$A_{wz}=2\cdot(d-2\cdot t_2)\cdot t_1$

$A=b\cdot d-(b-2\cdot t_1)\cdot(d-2\cdot t_2)$　　$\sigma_y$：降伏強度

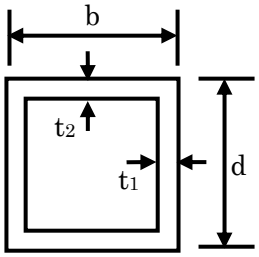



図 2.2.2-4　クレーン支持用架構の復元力特性の設定

表 2.2.2-3　改良地盤の諸元

| せん断波速度* Vs (m/s) | 単位体積重量 γ (kN/m³) | ポアソン比* ν | 初期せん断弾性係数 $G_0$ ($\times 10^5$kN/m²) |
|---|---|---|---|
| 800 | 17.7 | 0.31 | 11.52 |

＊:『柏崎刈羽原子力発電所 1 号機　建物・構築物の耐震安全性評価について(指摘事項に関する回答)』(平成 22 年 2 月 19 日　東京電力株式会社)，総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG（第 46 回）会合資料

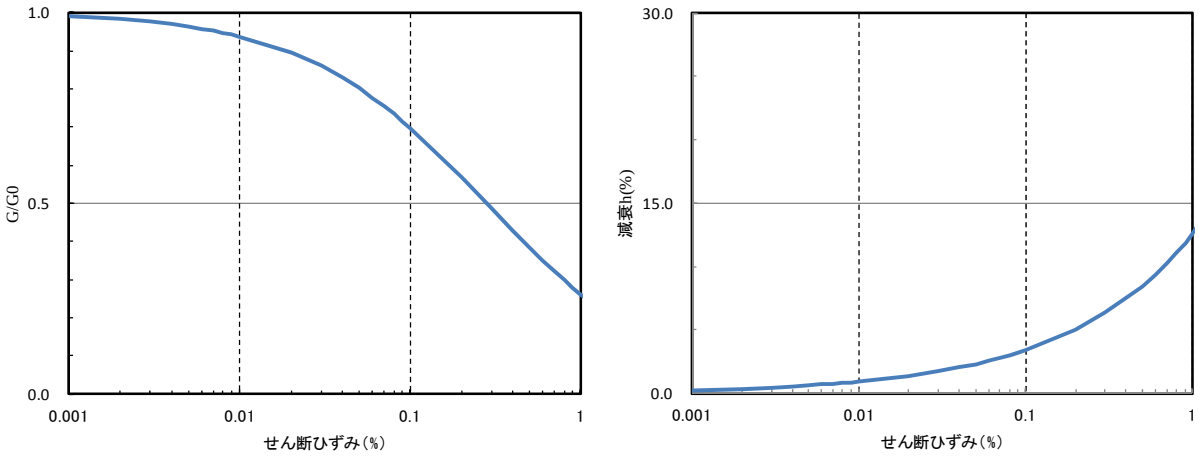



図 2.2.2-5　地盤のひずみ依存性(泥岩)*

＊:『福島第一原子力発電所 3 号機「新耐震指針に照らした耐震安全性評価（中間報告)」に関する補足説明資料（コメント回答資料）－建物・構築物－』(平成 22 年 6 月 29 日　東京電力株式会社)，総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG（第 26 回）A サブグループ会合資料

表 2.2.2-4　地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

| 標高 O.P. (m) | 地質 | せん断波速度 Vs (m/s) | 単位体積重量 γ (kN/m³) | ポアソン比 ν | せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²) | 初期せん断弾性係数 $G_0$ (×10⁵kN/m²) | 剛性低下率 $G/G_0$ | ヤング係数 E (×10⁵kN/m²) | 減衰定数 h (%) | 層厚 H (m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 改良地盤 | 800 | 17.7 | 0.310 | 11.43 | 11.52 | 0.99 | 29.94 | 2 | 12.0 |
| -2.0 | | | | | | | | | | |
| | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.97 | 3.41 | 0.87 | 8.70 | 3 | 8.0 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.59 | 4.36 | 0.82 | 10.44 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.60 | 5.63 | 0.82 | 13.31 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.29 | 6.53 | 0.81 | 15.25 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

(b) Ss-2

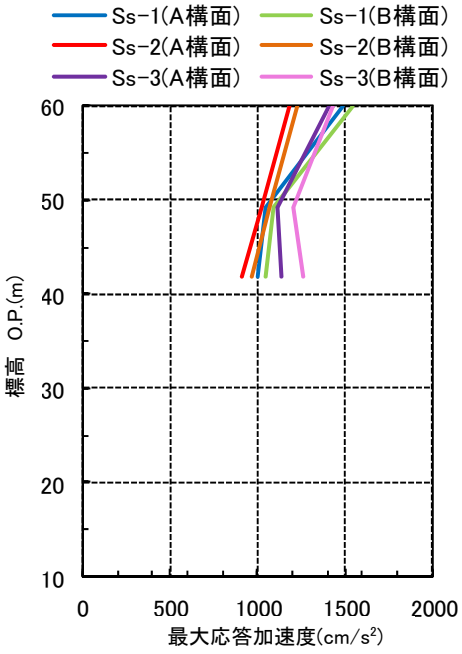
| 標高 O.P. (m) | 地質 | せん断波速度 Vs (m/s) | 単位体積重量 γ (kN/m³) | ポアソン比 ν | せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²) | 初期せん断弾性係数 $G_0$ (×10⁵kN/m²) | 剛性低下率 $G/G_0$ | ヤング係数 E (×10⁵kN/m²) | 減衰定数 h (%) | 層厚 H (m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 改良地盤 | 800 | 17.7 | 0.310 | 11.43 | 11.52 | 0.99 | 29.94 | 2 | 12.0 |
| -2.0 | | | | | | | | | | |
| | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.98 | 3.41 | 0.87 | 8.72 | 3 | 8.0 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.59 | 4.36 | 0.82 | 10.45 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.62 | 5.63 | 0.82 | 13.36 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.50 | 6.53 | 0.84 | 15.85 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

(c) Ss-3

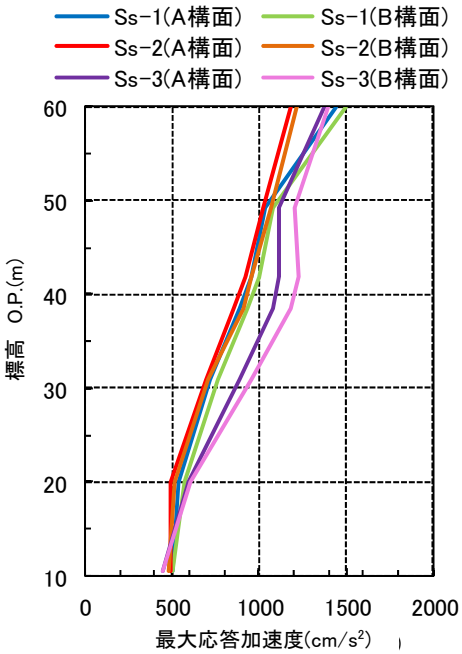
| 標高 O.P. (m) | 地質 | せん断波速度 Vs (m/s) | 単位体積重量 γ (kN/m³) | ポアソン比 ν | せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²) | 初期せん断弾性係数 $G_0$ (×10⁵kN/m²) | 剛性低下率 $G/G_0$ | ヤング係数 E (×10⁵kN/m²) | 減衰定数 h (%) | 層厚 H (m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 改良地盤 | 800 | 17.7 | 0.310 | 11.44 | 11.52 | 0.99 | 29.98 | 2 | 12.0 |
| -2.0 | | | | | | | | | | |
| | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 3.00 | 3.41 | 0.88 | 8.79 | 3 | 8.0 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.53 | 4.36 | 0.81 | 10.27 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.52 | 5.63 | 0.80 | 13.07 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 4.97 | 6.53 | 0.76 | 14.34 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

3)地震応答解析結果

地震応答解析は水平方向と鉛直方向を同時入力した。最大応答加速度を図 2.2.2-6 及び図 2.2.2-7 に示す。

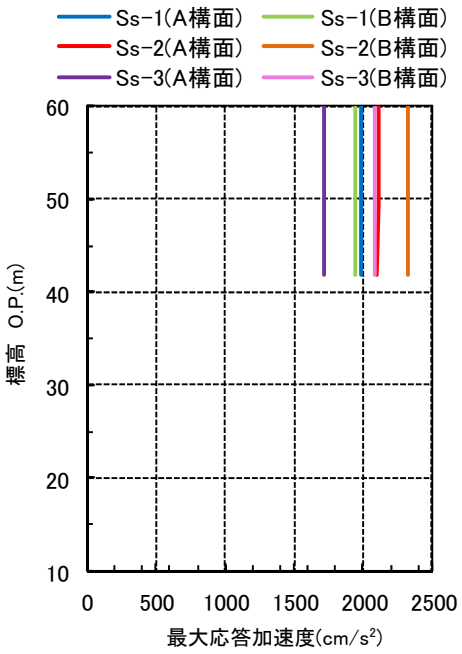



（１通り）

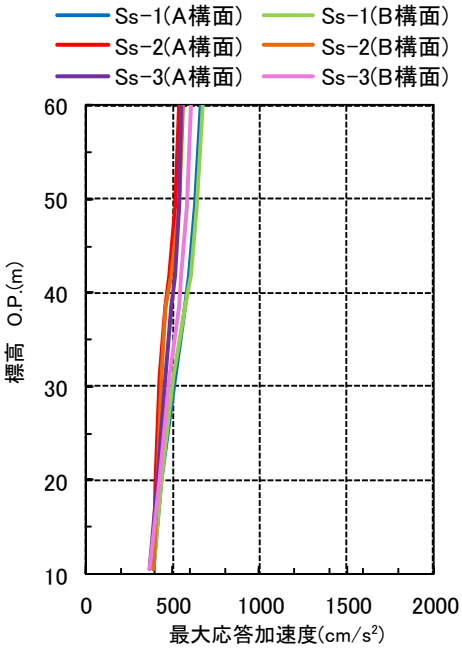



（３通り）

(a)最大応答加速度（水平(NS)成分）



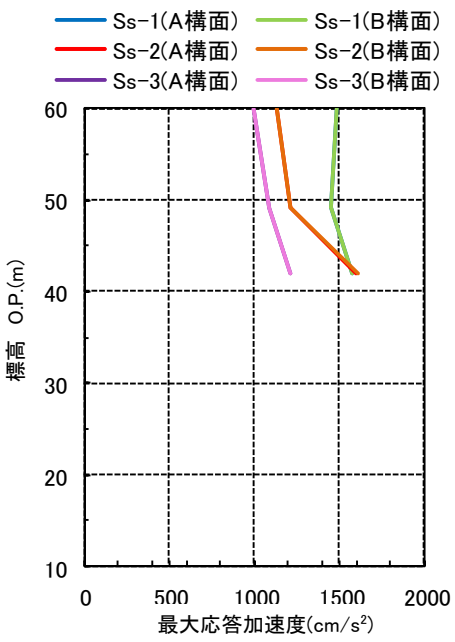

（１通り）



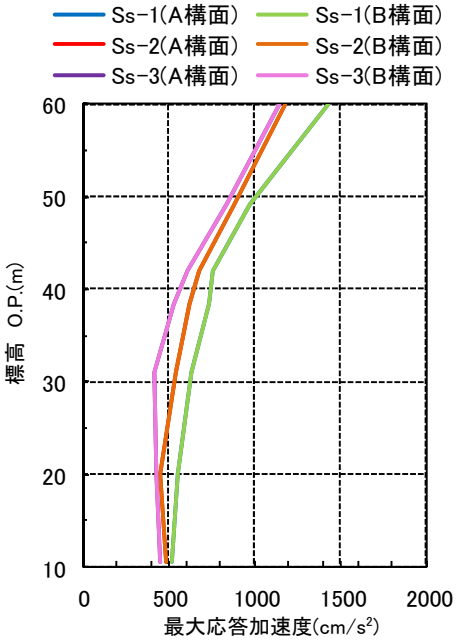

（３通り）

(b)最大応答加速度（鉛直成分）

図 2.2.2-6　最大応答加速度（NS 方向入力時）

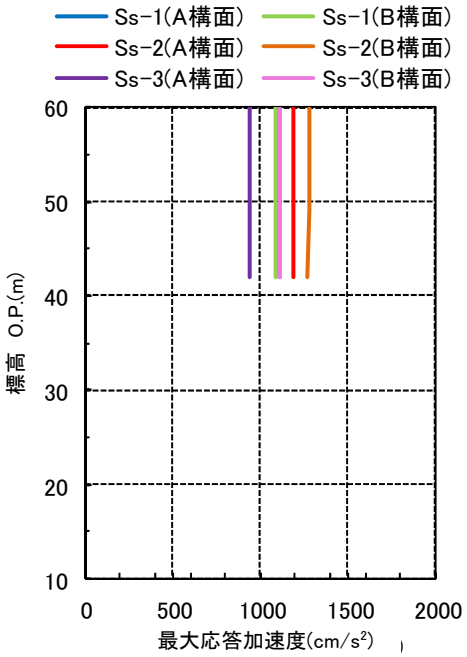



（１通り）

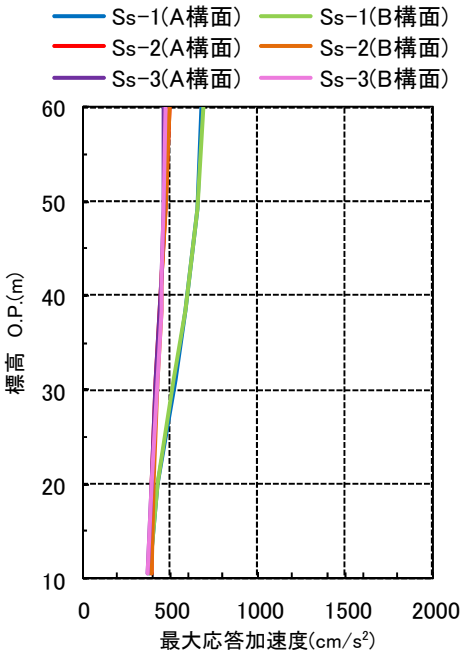



（３通り）

(a) 最大応答加速度（水平(EW)成分）




（１通り）




（３通り）

(b) 最大応答加速度（鉛直成分）

図 2.2.2-7　最大応答加速度（EW 方向入力時）

4)波及的影響の評価

地震応答解析結果が，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」[*1] 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

層間変形の評価はクレーン支持用架構の剛心位置で評価し，表 2.2.2-5 に検討結果を示す。

検討の結果，層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.2.2-5　層間変形角の検討結果

| 検討箇所 | 最大応答値 | | | | | | ｸﾗｲﾃﾘｱ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | NS 方向入力時 | | | EW 方向入力時 | | | | |
| | Ss-1 | Ss-2 | Ss-3 | Ss-1 | Ss-2 | Ss-3 | | |
| 6 階 | 1/256 | 1/278 | 1/229 | 1/298 | 1/356 | 1/352 | 1/75 | OK |
| 5 階 | 1/240 | 1/266 | 1/220 | 1/239 | 1/295 | 1/288 | 1/75 | OK |
| 4 階 | 1/228 | 1/249 | 1/225 | 1/207 | 1/243 | 1/252 | 1/75 | OK |
| 3 階 | 1/194 | 1/205 | 1/199 | 1/196 | 1/233 | 1/237 | 1/75 | OK |
| 2 階 | 1/206 | 1/211 | 1/194 | 1/187 | 1/224 | 1/229 | 1/75 | OK |
| 1 階 | 1/357 | 1/359 | 1/317 | 1/329 | 1/397 | 1/409 | 1/75 | OK |

・塑性率の検討

部材の塑性率は，最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は 1 以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し，表 2.2.2-6 に検討結果を示す。

表 2.2.2-6 より曲げモーメント及びせん断力については，全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 2.2.2-6　耐力比の検討結果

| 部位 | 検討箇所 | 部材形状 (mm) | 地震波 | 入力方向 | 耐力比 | | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 柱 | 1 階<br>3-B | B□-3000×3000<br>×28×28 | Ss-1 | EW | $M_z/M_{uz}$ | 0.85 | OK |
| | | | Ss-3 | NS | $M_y/M_{uy}$ | 0.86 | |
| | | | Ss-3 | NS | $Q_z/Q_{uz}$ | 0.27 | |
| | | | Ss-1 | EW | $Q_y/Q_{uy}$ | 0.37 | |
| 梁 | 4 階<br>3/A-B | B□-3000×3000<br>×25×25 | Ss-1 | EW | $M_z/M_{uz}$ | 0.80 | OK |
| | | | | | $M_y/M_{uy}$ | 0.01 | |
| | | | | | $Q_z/Q_{uz}$ | 0.00 | |
| | | | | | $Q_y/Q_{uy}$ | 0.32 | |

$M_z$：部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値　　$M_{uz}$：部材 z 軸回りの全塑性モーメント

$M_y$：部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値　　$M_{uy}$：部材 y 軸回りの全塑性モーメント

$Q_z$：部材 z 方向のせん断力の最大値　　$Q_{uz}$：　部材 z 軸方向のせん断耐力

$Q_y$：部材 y 方向のせん断力の最大値　　$Q_{uy}$：　部材 y 軸方向のせん断耐力

(3)　基礎スラブの耐震性に対する検討

1)解析モデル

基礎スラブの応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは，図 2.2.2-8 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

検討は組合せ係数法にて行い，荷重組合せケースを表 2.2.2-7 に示す。

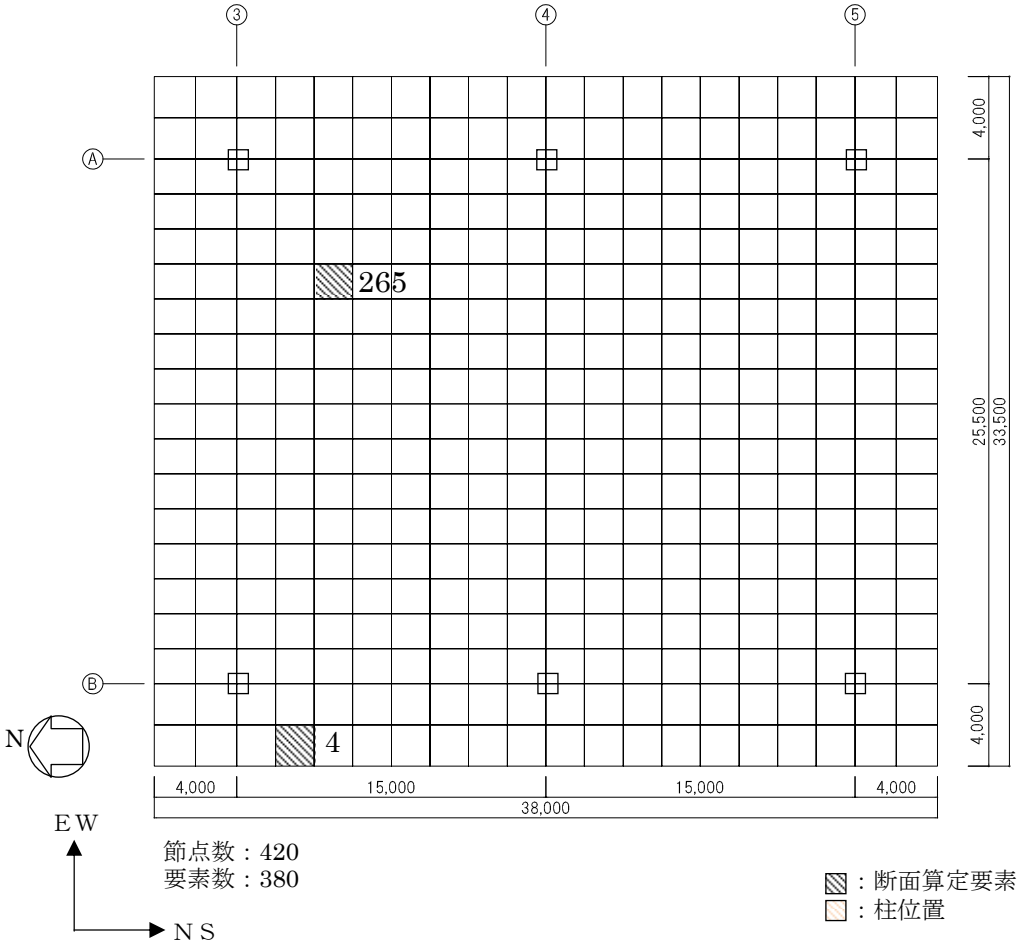



図 2.2.2-8　解析モデル図（単位：mm）

表 2.2.2-7　荷重組合せケース一覧表

| 荷重ケース | 地震力の作用方向 | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 鉛直方向 | | 水平方向 | | | |
| | 上向き | 下向き | N→S | S→N | E→W | W→E |
| Dn | | ○ | ○ | | | |
| Ds | | ○ | | ○ | | |
| De | | ○ | | | ○ | |
| Dw | | ○ | | | | ○ |
| Un | ○ | | ○ | | | |
| Us | ○ | | | ○ | | |
| Ue | ○ | | | | ○ | |
| Uw | ○ | | | | | ○ |

2)　断面検討

各要素に対して，検討用応力が部材の終局耐力を下回ることを確認する。曲げ終局強度及びせん断終局強度の算定は，「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による柱の終局強度算定式に準拠する。なお，鉄筋の引張強度は，平成 12 年建設省告示第 2464 号に定められた基準強度の 1.1 倍を用いる。検討用曲げモーメントを曲げ終局強度で除した値が最大となる箇所及び検討用せん断力をせん断終局強度で除した値が最大となる箇所の基礎スラブの断面検討結果を表 2.2.2-8 に示す。

断面検討の結果，検討用曲げモーメントは曲げ終局強度を下回り，検討用せん断力はせん断終局強度を下回ることを確認した。

表 2.2.2-8　基礎スラブの断面検討結果

| 要素番号 | 方向 | 荷重ケース | 検討用応力 | | | 設計配筋<br>上段：上端筋［断面積 mm²/m］(pt:%)<br>下段：下端筋［断面積 mm²/m］(pt:%) | 部材の終局強度 | | M/Mu | Q/Qu | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | N*1<br>(kN/m) | M<br>(kN･m/m) | Q<br>(kN/m) | | Mu<br>(kN･m/m) | Qu<br>(kN/m) | | | |
| 4 | NS | De | 129 | 1317 | 3958 | D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21)<br>D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21) | 11995 | 6778 | 0.11 | 0.59 | OK |
| | EW | De | 61 | 1415 | 1507 | 3-D38@200 ［17100］ (0.43)<br>2-D38@200 ［11400］ (0.29) | 15772 | 7294 | 0.09 | 0.21 | OK |
| 265 | NS | Ds | 24 | 3316 | 52 | 1-D38@200 ［5700］ (0.14)<br>1-D38@200 ［5700］ (0.14) | 7873 | 2215 | 0.43 | 0.03 | OK |
| | EW | Dw | -349 | 4927 | 76 | 1-D38@200 ［5700］ (0.14)<br>1-D38@200 ［5700］ (0.14) | 7267 | 2184 | 0.68 | 0.04 | OK |

＊1：圧縮を正とする

(4)　改良地盤の耐震性に対する検討

1)　検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し，基準地震動 Ss により発生する荷重に対して許容限界を満足することを確認する。改良地盤の許容限界は，改良地盤の設計圧縮強度，せん断抵抗に対する安全率に基づき設定する。支持地盤の許容限界は，支持地盤の極限支持力に対する安全率に基づき設定する。

2)　地震応答解析モデル

応力算定用の地震応答解析モデルを図 2.2.2-9 に示す。改良地盤及び支持地盤の物性は表 2.2.2-4 を用いた。

周辺地盤の物性は，一次元波動論であらかじめ実施した等価線形解析結果をもとに改良地盤及び周辺地盤のひずみレベルに応じた等価なせん断剛性，減衰を設定した。

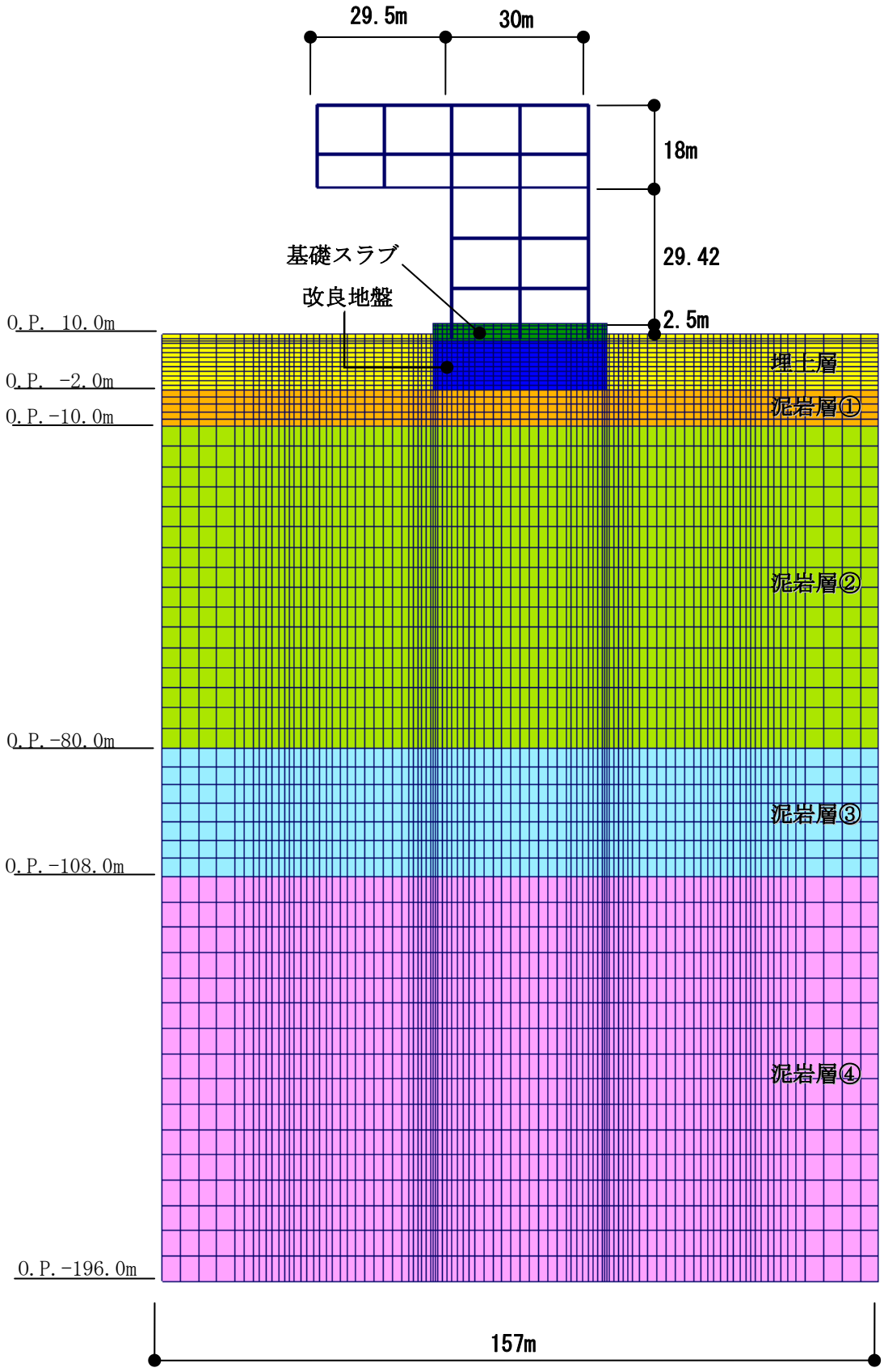



図 2.2.2-9　応力算定用地震応答解析モデル

3)　波及的影響の評価

改良地盤の評価は，「JEAC 4616-2009」に準じ，改良地盤に発生する最大応力が許容値に対して1.5以上の安全率を有していることを確認する。

・改良地盤に生じる鉛直応力に対する検討

改良地盤に作用する鉛直応力に対し改良地盤の圧縮強度の安全率が1.5以上であることを下式により確認する。

$$\frac{{}_{ss}f_{sc}}{\sigma_{ymax}} \geqq 1.5$$

ここで，　　${}_{ss}f_{sc}$　：改良地盤の圧縮強度

$\sigma_{ymax}$　：有限要素解析による各要素の鉛直応力の最大値

改良地盤の圧縮強度（${}_{ss}f_{sc}$）は，「JEAC 4616-2009」により改良地盤の圧縮強度の平均値である設計圧縮強度4498kN/m²（断面欠損2%を考慮する）を改良地盤の圧縮強度として検討を行う。

安全率の検討結果を表2.2.2-9に示す。検討結果より改良地盤の圧縮強度は改良地盤の基礎スラブ直下における最大鉛直応力の1.5以上の安全率を有していることを確認した。

表2.2.2-9　改良地盤の鉛直応力に対する検討結果

（改良地盤底部）

| 地震波 | 最大鉛直応力 $\sigma_{y\,max}$(kN/m²) | 圧縮強度 ${}_{ss}f_{sc}$(kN/m²) | 安全率 | ｸﾗｲﾃﾘｱ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| Ss-1 | 1809 | 4498 | 2.48 | 1.50 | OK |
| Ss-2 | 1453 | 4498 | 3.09 | 1.50 | OK |
| Ss-3 | 1821 | 4498 | 2.47 | 1.50 | OK |

・改良地盤に作用するせん断力に対する検討

検討は，改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端のせん断力について行う。改良地盤上端及び下端にせん断面を想定し，各時刻（t）における改良地盤に作用する水平方向せん断力 $F_H(t)$と改良地盤の水平抵抗力 $F_R(t)$を評価し，そのせん断に対する安全率 $F_S(t)$が 1.5 以上であることを下式により確認する。

$$F_S(t) = \frac{F_R(t)}{F_H(t)} \geqq 1.5$$

$$F_R(t) = \sum_i F_R(t) = \sum \tau_{Ri}(t) \cdot l_i$$

$$F_H(t) = \sum_i F_H(t) = \sum \tau_{Si}(t) \cdot l_i$$

ここで，　$F_S(t)$　：せん断に対する安全率

$F_R(t)$　：せん断面上の地盤の水平抵抗力（kN）

$F_H(t)$　：せん断面上の地盤のせん断力（kN）

$\tau_{Ri}(t)$　：せん断面の解析モデル要素 i のせん断抵抗力（kN/m²）

$\tau_{Ri}(t)$は上載圧による強度増加は無視して設定し，せん断強度 $ssf_{SS}$ を用いる。なお，せん断破壊及び鉛直方向応力が引張状態になった地盤要素は評価しない

$\tau_{Si}(t)$　：せん断面の解析モデル要素 i に作用するせん断応力（kN/m²）

$l_i$　：解析モデル要素 i を横切るせん断面の長さ（要素 i の長さ）（m）

$ssf_{SS}$　：改良地盤のせん断強度（kN/m²）

改良地盤のせん断強度（$ssf_{SS}$）は下式より設定する。

$$ssf_{SS} = \frac{1}{5} ssf_{SC}$$

ここで，　$ssf_{SS}$　：688kN/m²　（断面欠損 25%を考慮する）

安全率の検討結果を表 2.2.2-10 及び表 2.2.2-11 に示す。

検討結果より改良地盤の水平抵抗力は，改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端の最大せん断力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。なお，解析は二次元でモデル化しているため，単位長さ当りのせん断力及び水平抵抗力で検討する。

表 2.2.2-10　改良地盤のせん断力に対する検討

（基礎スラブ下端）

| 地震波 | 最大せん断力 $F_H$ (kN/m) | 水平抵抗力 $F_R$ (kN/m) | 安全率 $F_S$ | ｸﾗｲﾃﾘｱ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| Ss-1 | 3635 | 21156 | 5.82 | 1.50 | OK |
| Ss-2 | 3052 | 22188 | 7.26 | 1.50 | OK |
| Ss-3 | 3548 | 20640 | 5.81 | 1.50 | OK |

表 2.2.2-11　改良地盤のせん断力に対する検討

（改良地盤底部）

| 地震波 | 最大せん断力 $F_H$ (kN/m) | 水平抵抗力 $F_R$ (kN/m) | 安全率 $F_S$ | ｸﾗｲﾃﾘｱ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| Ss-1 | 7741 | 24080 | 3.11 | 1.50 | OK |
| Ss-2 | 7481 | 24424 | 3.26 | 1.50 | OK |
| Ss-3 | 6494 | 24080 | 3.70 | 1.50 | OK |

4)　支持力の検討

支持力の評価は，改良地盤底部における最大鉛直応力が支持地盤の極限支持力度に対して 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{R_u}{V} \geqq 1.5$$

ここで，　$R_u$　：極限鉛直支持力度

$V$　：地震応答解析から得られる最大鉛直応力

検討の結果，支持地盤の極限支持力度（6860kN/m²）*は改良地盤底部における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

＊：「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書（４号炉増設）」による

$$6860\text{kN/m}^2 \ / \ 1821\ \text{kN/m}^2 \ = \ 3.76 \ \geqq \ 1.50 \ \cdots\cdot\text{OK}$$

(5)　地盤アンカーの耐震性に対する検討

1)　検討方針

地盤アンカーは，図 2.2.2-10 に示すように基礎スラブ上端を緊張端とし，泥岩層 O.P.-7.0m 以深を定着長部としている。地盤アンカーの検討は基準地震動 Ss 時に自由長部に発生する応力が規格降伏耐力以下及び定着長部の設計定着長が必要定着長以上であることを確認する。検討は，旧建築基準法第 38 条の規定に基づく認定工法「STK 永久アンカー工法」（建設省阪住指発第 353 号，平成 8 年 10 月 16 日）における設計マニュアルに基づき実施する。

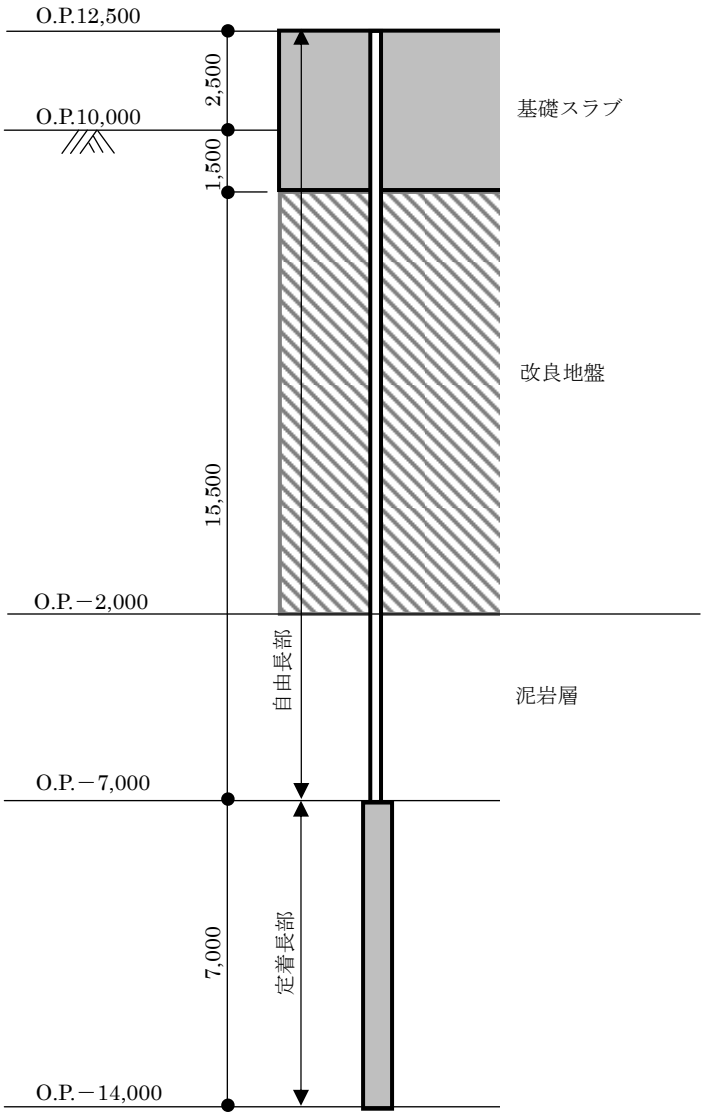



図 2.2.2-10　地盤アンカー設置計画（単位：mm）

2)　地盤アンカーの検討

・自由長部の検討

地盤アンカーに発生する応力と規格降伏耐力を比較した結果を表 2.2.2-12 に示す。地盤アンカーは STK-200 (SWPR19 4-φ21.8)を用いる。

検討の結果，耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 2.2.2-12　自由長部の検討結果

| 発生応力<br>$T_{max}$<br>(kN/本) | 規格降伏耐力<br>$T_{ys}$<br>(kN/本) | 耐力比<br>$T_{max}／T_{ys}$ | 判定 |
|---|---|---|---|
| 1590 | 1981 | 0.81 | OK |

・定着長部の検討

定着長部の検討は，地盤アンカーの規格降伏耐力と地盤の極限摩擦抵抗力から求める必要定着長が，設計定着長を下回ることを確認する。結果を表 2.2.2-13 に示す。

検討の結果，検定比が 1 以下になることを確認した。

$$L_a = \frac{T_{ys} \times F}{\tau_u \times \pi \times D_d}$$

ここで，

La　：必要定着長（cm）

$T_{ys}$　：地盤アンカーの規格降伏耐力（1981kN）

F　：安全率（=1.0）

$\tau_u$　：地盤の極限摩擦抵抗力（N/cm²）（137N/cm²）*

＊：旧建築基準法第 38 条の規定に基づく認定工法「STK 永久アンカー工法」（建設省阪住指発第 353 号，平成 8 年 10 月 16 日），設計マニュアルより N 値 50 以上の泥岩の値

$D_d$　：地盤アンカー体の設計径（17cm）

表 2.2.2-13　定着長の検討結果

| 必要定着長<br>$L_a$<br>(cm) | 設計定着長<br>$L_d$<br>(cm) | 検定比<br>$L_a／L_d$ | 判定 |
|---|---|---|---|
| 271 | 700 | 0.39 | OK |

2.3　燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性について

燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.3-1 に示す。

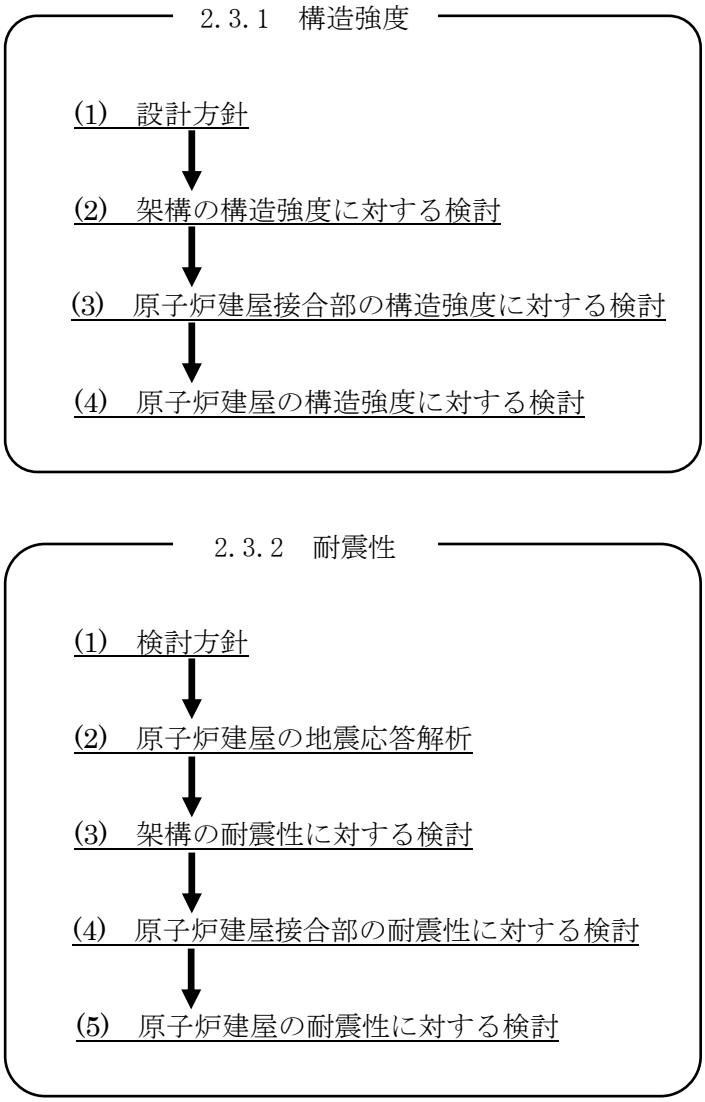



図 2.3-1　燃料取扱機支持用架構の検討フロー

2.3.1　構造強度

(1)　設計方針

構造強度の検討は，燃料取扱機支持用架構，原子炉建屋接合部及び架構反力が作用する原子炉建屋について許容応力度設計を実施する。

1)　使用材料及び許容応力度

燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度を表 2.3.1-1 に示す。

表 2.3.1-1　燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

| 部位 | 材料 | ヤング係数<br>E（N/mm²） | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量<br>$\gamma$（kN/m³） |
|---|---|---|---|---|
| 架　　構 | 鉄骨 | $2.05\times10^5$ | 0.3 | 77.0 |
| 基礎構造 | コンクリート | $2.44\times10^4$ | 0.2 | 24.0 |

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm²）

| | 長期 | | | 短期 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計基準強度= 30 | 圧縮 | 引張 | せん断 | 圧縮 | 引張 | せん断 |
| | 10.0 | － | 0.790 | 20.0 | － | 1.185 |

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm²）

| 記号 | 鉄筋径 | 長期 | | 短期 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 引張及び圧縮 | せん断補強 | 引張及び圧縮 | せん断補強 |
| SD345 | D29 未満 | 215 | 195 | 345 | 345 |
| | D29 以上 | 195 | | | |

構造用鋼材の許容応力度　（単位：N/mm²）

| 板厚 | 材料 | 基準強度 F | 許容応力度 |
|---|---|---|---|
| T≦40 mm | SS400 | 235 | 「鋼構造設計規準」に従い，左記 F の値より求める |
| T≦40 mm | SM490A | 325 | |
| T＞40 mm | TMCP325B*，TMCP325C* | 325 | |
| － | BCP325 | 325 | |
| － | BCR295 | 295 | |
| － | SNR490B | 325 | |

＊：国土交通大臣指定書（国住指第 326-2，平成 14 年 5 月 7 日）による

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

燃料取扱機支持用架構に作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・クレーン荷重（CL）

吊荷荷重を含む燃料取扱機による荷重を表 2.3.1-2 に示す。

表 2.3.1-2　クレーン荷重一覧表

| | |
|---|---|
| 燃料取扱機 | 735 kN |
| 作業台車 | 196 kN |

・地震荷重（K）

燃料取扱機支持用架構に作用させる地震荷重は，O.P.-2.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果より設定する。原子炉建屋の地震層せん断力係数は下式より算定し，算定結果を表 2.3.1-4 に示す。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi：水平地震力（kN）

n　：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

Ci：地震層せん断力係数

Wi：当該部分が支える重量（kN）

ここに，燃料取扱機支持用架構の設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は，瓦礫撤去の効果と燃料取扱機支持用架構を新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表 2.3.1-3 に示す。

表 2.3.1-3　原子炉建屋の全体重量(kN)

| | |
|---|---|
| 原子炉建屋全体重量*1 | 1078100 |
| 瓦礫撤去による軽減重量 | -39810 |
| 燃料取扱機支持用架構の付加重量 | +6490 |
| 燃料取扱機支持用架構設計用原子炉建屋全体重量 | 1044780 |

*1　「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（平成 23 年 5 月 28 日　東京電力株式会社）にて用いた原子炉建屋重量(1069320kN)に使用済燃料プール底部の支持構造物の設置工事による重量(8780kN)を加算したもの

Z　：地震地域係数（Z=1.0）

Rt　：振動特性係数（Rt=0.8）

Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，燃料取扱機支持用架構の固有値を用いたモーダル法（二乗和平方根法）により求める。

$C_0$　：標準せん断力係数（$C_0$=0.2）

表 2.3.1-4　原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果

| 階 | 標高<br>O.P. (m) | 各階重量<br>(kN) | Wi<br>(kN) | Ai | | n･Ci | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | NS 方向 | EW 方向 | NS 方向 | EW 方向 |
| 5 | 39.92 | 77700 | － | － | － | － | － |
| 4 | 39.92～32.30 | 88770 | 77700 | 2.070 | 2.218 | 0.497 | 0.533 |
| 3 | 32.30～26.90 | 122210 | 166470 | 1.787 | 1.831 | 0.429 | 0.440 |
| 2 | 26.90～18.70 | 127700 | 288680 | 1.520 | 1.549 | 0.365 | 0.372 |
| 1 | 18.70～10.20 | 208960 | 416380 | 1.309 | 1.315 | 0.314 | 0.316 |
| B1 | 10.20～-2.06 | － | 625340 | 1.000 | 1.000 | 0.240 | 0.240 |

燃料取扱機支持用架構に作用させる水平震度は，原子炉建屋 4 階の NS 方向地震層せん断力係数(n・Ci=0.497)及び EW 方向地震層せん断力係数(n・Ci=0.533)より，水平震度を Ki=n・Ci として水平地震力を設定する。表 2.3.1-5 に燃料取扱機支持用架構に作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 2.3.1-5　水平地震力の算定結果

| 標高<br>O.P. (m) | 各階重量<br>(kN) | NS 方向 | | EW 方向 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 水平震度<br>Ki | 水平地震力<br>Pi　(kN) | 水平震度<br>Ki | 水平地震力<br>Pi　(kN) |
| 40.77 | 2487 | 0.497 | 1236 | 0.533 | 1326 |
| 30.485 | 298 | 0.497 | 148 | 0.533 | 159 |
| 20.20 | 188 | 0.497 | 93 | 0.533 | 100 |

ここに，燃料取扱機支持用架構は鉄骨造で剛性が小さく，原子炉建屋は壁式鉄筋コンクリート造で剛性が非常に高いことから，燃料取扱機支持用架構の変形量に対して原子炉建屋の変形量は非常に小さく，地震時の原子炉建屋の変形が燃料取扱機支持用架構に及ぼす影響は考慮しないものとした。

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機の位置を図 2.3.1-1 に，荷重組合せを表 2.3.1-6 に示す。なお，燃料取扱機支持用架構はクレーン支持用架構に覆われているため，積雪時及び暴風時は考慮しないものとした。

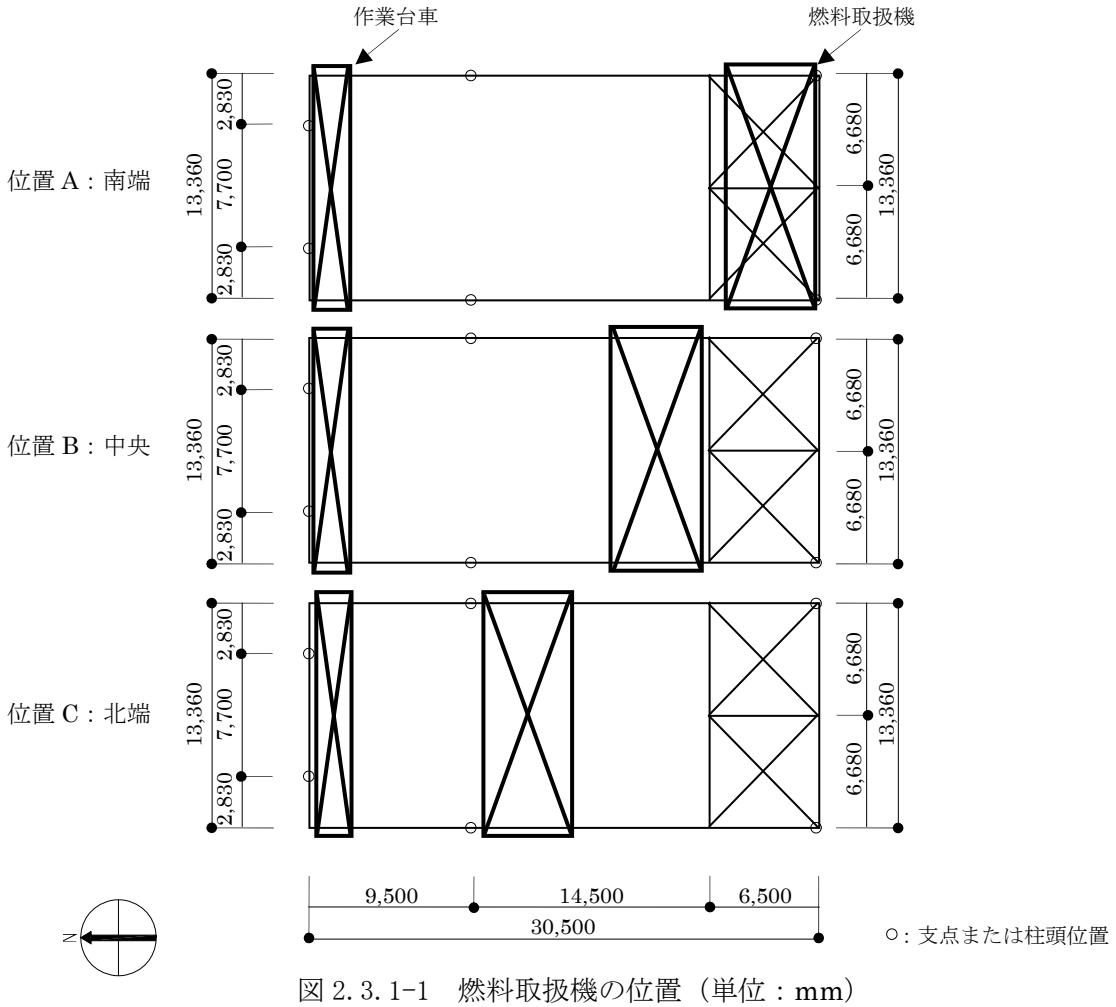



図 2.3.1-1　燃料取扱機の位置（単位：mm）

表 2.3.1-6　燃料取扱機支持用架構の荷重組合せ

| 想定する状態 | 荷重ケース | 荷重組合せ内容 | 許容応力度 |
|---|---|---|---|
| 常時 | C | VL＋CL | 長期 |
| 地震時 | E1 | VL＋CL＋K(＋NS)*1 | 短期 |
| | E2 | VL＋CL＋K(－NS)*1 | |
| | E3 | VL＋CL＋K(＋EW)*1 | |
| | E4 | VL＋CL＋K(－EW)*1 | |

*1：地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する

(2)　架構の構造強度に対する検討

1)　解析モデル

燃料取扱機支持用架構の解析モデルは，O.P. 18.70m より上部を立体架構モデルとし，柱及び梁端部の境界条件は剛接，原子炉建屋シェル壁上端はピン及び原子炉建屋南側外壁の柱脚部は固定とする。解析モデル，部材寸法及び応力検討箇所を図 2. 3. 1-2 に示す。

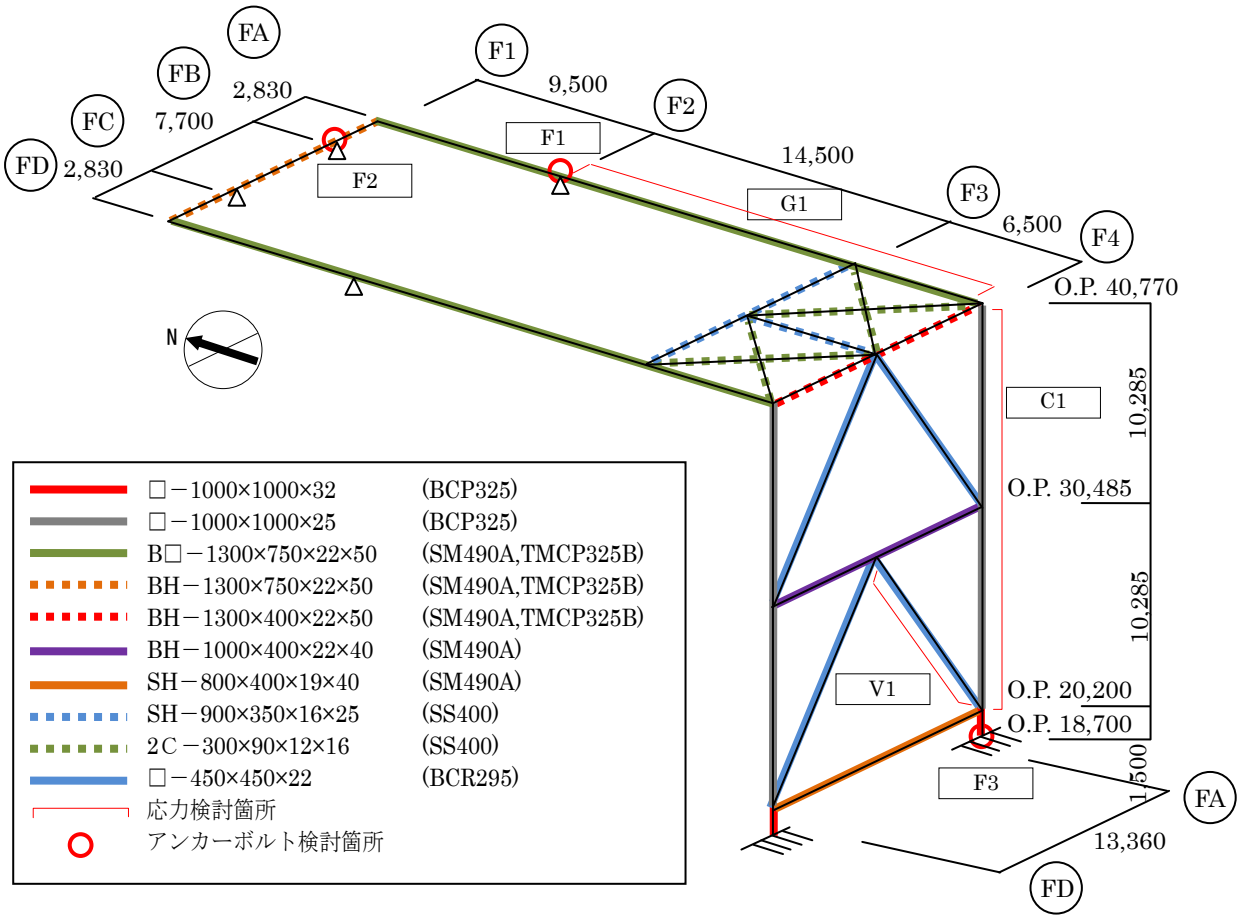
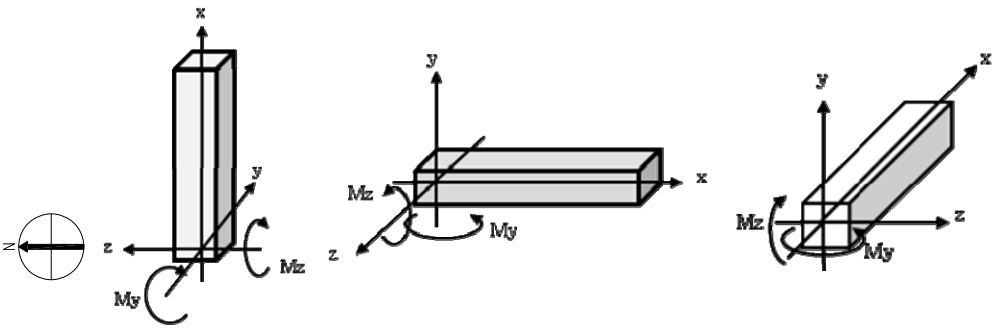



図 2. 3. 1-2　解析モデル図（単位：mm）

2) 断面検討

応力解析結果を用い，断面検討は二方向の曲げを図 2.3.1-3 に示すように考慮する。




柱要素　　NS 方向梁要素　　EW 方向梁要素

図 2.3.1-3　曲げモーメントの方向

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，軸力及び曲げモーメントに対する検討は下式にて行う。

・軸圧縮の場合　　$\dfrac{\sigma_c}{f_c}+\dfrac{\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_b}\leqq 1$

・軸引張の場合　　$\dfrac{\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_t}\leqq 1$

ここで，

$\sigma_c$：軸応力度（=N／A）

N：軸力，A：断面積

$\sigma_{bz}$：部材 z 軸方向曲げ応力度（＝$M_z$／$Z_z$）

$M_z$，$Z_z$：部材 z 軸回りモーメント及び断面係数

$\sigma_{by}$：部材 y 軸方向曲げ応力度（＝$M_y$／$Z_y$）

$M_y$，$Z_y$：部材 y 軸回りモーメント及び断面係数

$f_c$：許容圧縮応力度

$f_b$：許容曲げ応力度

$f_t$：許容引張応力度

また，せん断力に対する検討は，下式にて行う。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_z^{\,2}}}{f_t}\leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_y^{\,2}}}{f_t}\leqq 1$$

ここで，

$\tau_z$：部材 z 軸方向せん断応力度（＝$Q_z$／$A_{wz}$）

$Q_z$，$A_{wz}$：部材 z 軸方向せん断力及びせん断断面積

$\tau_y$：部材 y 軸方向せん断応力度（＝$Q_y$／$A_{wy}$）

$Q_y$，$A_{wy}$：部材 y 軸方向せん断力及びせん断断面積

表 2.3.1-7 及び表 2.3.1-8 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.1-7　断面検討結果（常時）

| 部位 | 検討箇所 | 部材形状 (mm) | 荷重ケース (位置)*1 | 作用 応力度 ($N/mm^2$) | | 許容 応力度 ($N/mm^2$) | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 柱 | C1 | □-1000×1000 ×25×25 | C (B) | 曲げ Mz | 0.3 | 216.7 | 0.13 | OK |
| | | | | 曲げ My | 20.0 | 216.7 | | |
| | | | | 圧縮 N | 4.2 | 150.1 | | |
| | | | | せん断 Qz | 0.9 | 125.1 | | |
| | | | | せん断 Qy | 0.0 | 125.1 | | |
| 梁 | G1 | B□-1300×750 ×22×50 | C (B) | 曲げ Mz | 36.6 | 216.7 | 0.18 | OK |
| | | | | 曲げ My | 1.2 | 216.7 | | |
| | | | | 圧縮 N | 0.4 | 134.0 | | |
| | | | | せん断 Qz | 0.2 | 125.1 | | |
| | | | | せん断 Qy | 0.5 | 125.1 | | |
| ブレース | V1 | □-450×450 ×22 | C (B) | 曲げ Mz | 0.0 | 196.7 | 0.02 | OK |
| | | | | 曲げ My | 1.5 | 196.7 | | |
| | | | | 圧縮 N | 1.5 | 135.1 | | |
| | | | | せん断 Qz | 0.1 | 113.5 | | |
| | | | | せん断 Qy | 0.0 | 113.5 | | |

*1：燃料取扱機の位置を示す

表 2.3.1-8　断面検討結果（地震時）

| 部位 | 検討箇所 | 部材形状 (mm) | 荷重ケース (位置)*1 | 作用 応力度 ($N/mm^2$) | | 許容 応力度 ($N/mm^2$) | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 柱 | C1 | □-1000×1000 ×25×25 | E2 (B) | 曲げ Mz | 0.2 | 325.0 | 0.10 | OK |
| | | | | 曲げ My | 25.1 | 325.0 | | |
| | | | | 圧縮 N | 4.3 | 225.2 | | |
| | | | | せん断 Qz | 1.7 | 187.6 | | |
| | | | | せん断 Qy | 0.0 | 187.6 | | |
| 梁 | G1 | B□-1300×750 ×22×50 | E3 (C) | 曲げ Mz | 34.2 | 325.0 | 0.21 | OK |
| | | | | 曲げ My | 28.5 | 325.0 | | |
| | | | | 圧縮 N | 1.2 | 201.0 | | |
| | | | | せん断 Qz | 3.4 | 187.6 | | |
| | | | | せん断 Qy | 10.2 | 187.6 | | |
| ブレース | V1 | □-450×450 ×22 | E3 (A) | 曲げ Mz | 2.8 | 295.0 | 0.13 | OK |
| | | | | 曲げ My | 0.0 | 295.0 | | |
| | | | | 圧縮 N | 23.9 | 202.7 | | |
| | | | | せん断 Qz | 0.0 | 170.3 | | |
| | | | | せん断 Qy | 0.2 | 170.3 | | |

*1：燃料取扱機の位置を示す

(3)　原子炉建屋接合部の構造強度に対する検討

1)　許容耐力の算定

燃料取扱機支持用架構の原子炉建屋上の支点は接着系アンカーボルトを用いて一体化が図られる。接着系アンカーボルトの許容耐力は「各種合成構造設計指針・同解説」に従い，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて下式によって求め，計算結果を表 2.3.1-9 に示す。

$$p_a = \min( p_{a1},\ p_{a3})$$
$$q_a = \min( q_{a1},\ q_{a2},\ q_{a3})$$

ここで，

$p_a$　：接着系アンカーボルトの許容引張力

$p_{a1}$　：アンカーボルトの降伏により決まる許容引張力

$p_{a3}$　：付着力により決まる許容引張力

$q_a$　：接着系アンカーボルトの許容せん断力

$q_{a1}$　：アンカーボルトのせん断強度により決まる許容せん断力

$q_{a2}$　：躯体の支圧強度により決まる許容せん断力

$q_{a3}$　：躯体のコーン破壊により決まる許容せん断力

表 2.3.1-9　接着系アンカーボルトの許容耐力

| 箇所 | | | シェル壁上端（F1，F2） | 南側外壁(F3) |
|---|---|---|---|---|
| 標高 | | m | O.P.39.92 | O.P. 9.60～O.P.18.70 |
| 鋼材種類 | | | M27 | D25 |
| | | | SNR490B | SD345 |
| 埋め込み長さ | | mm | 700 | 450 |
| アンカーボルトの間隔 | | mm | 300 | 400 |
| 長期 | 許容引張力($p_{aL}$) | kN/本 | 58 | 51 |
| | 許容せん断力($q_{aL}$) | kN/本 | 53 | 58 |
| 短期 | 許容引張力($p_{aS}$) | kN/本 | 116 | 102 |
| | 許容せん断力($q_{aS}$) | kN/本 | 104 | 116 |

2)　シェル壁上端位置の検討

燃料取扱機支持用架構とシェル壁との接合部の概要を図 2.3.1-4 に，作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.1-10 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

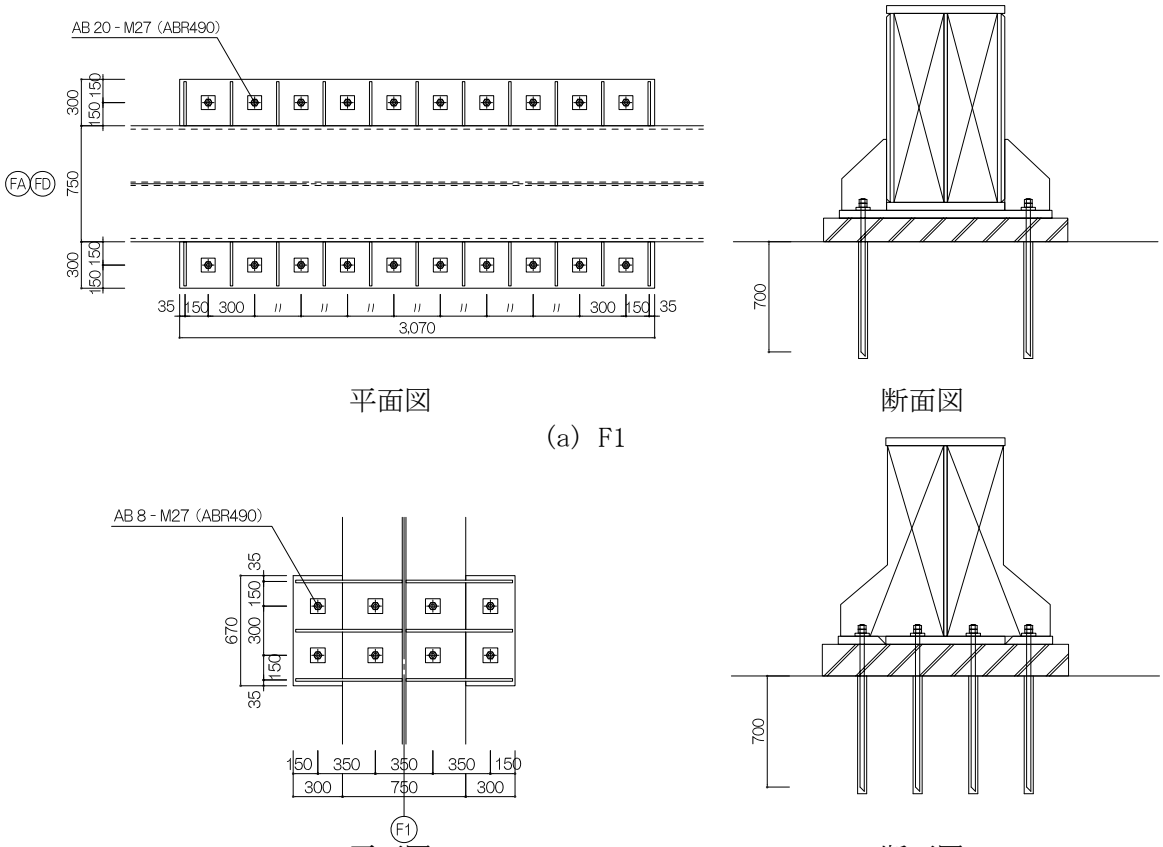



図 2.3.1-4　シェル壁上端位置の接合部概要（単位：mm）

表 2.3.1-10　　シェル壁上端位置の検討結果

| 検討箇所<br>(ｱﾝｶｰ本数) *1 | 荷重ケース<br>(位置) *2 | 作用応力 | | 許容耐力 | | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 引抜力<br>P<br>(kN) | せん断力<br>Q<br>(kN) | 許容引張力<br>$p_a$<br>(kN) | 許容せん断力<br>$q_a$<br>(kN) | | |
| F1<br>(20) | C<br>(B) | 0 | 41 | 1160 | 1060 | 0.04 | OK |
| | E2<br>(B) | 0 | 669 | 2320 | 2080 | 0.33 | OK |
| F2<br>(8) | C<br>(A) | 0 | 10 | 464 | 424 | 0.03 | OK |
| | E3<br>(A) | 0 | 94 | 928 | 832 | 0.12 | OK |

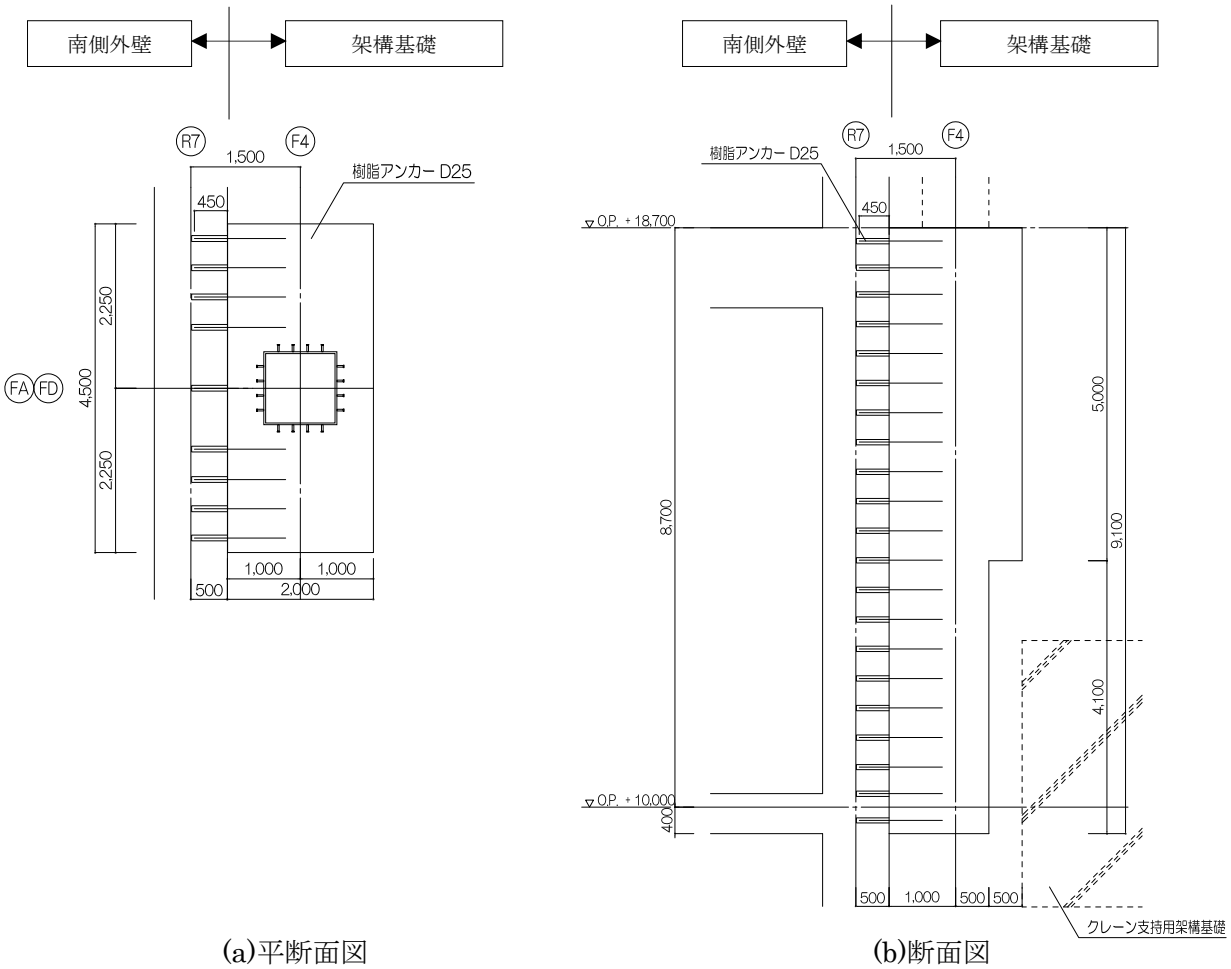
*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数

*2：燃料取扱機の位置を示す

3)　南側外壁位置の検討

燃料取扱機支持用架構と南側外壁との接合部の概要を図 2.3.1-5 に，作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.1-11 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。




(a)平断面図　　(b)断面図

図 2.3.1-5　南側外壁位置の接合部概要（単位：mm）

表 2.3.1-11　南側外壁位置の検討結果

| 検討箇所<br>方向<br>(ｱﾝｶｰ本数)*1 | 荷重ケース<br>(位置)*2 | 作用応力 | | 許容耐力 | | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 引抜力<br>P<br>(kN) | せん断力<br>Q<br>(kN) | 許容引張力<br>$p_a$<br>(kN) | 許容せん断力<br>$q_a$<br>(kN) | | |
| F3<br>NS 方向<br>(引張 24)<br>(せん断 99) | C<br>(A) | 552 | 2622 | 1224 | 5742 | 0.46 | OK |
| | E1<br>(A) | 951 | 2613 | 2448 | 11484 | 0.39 | OK |
| F3<br>EW 方向<br>(引張 15)<br>(せん断 99) | C<br>(A) | 24 | 2622 | 765 | 5742 | 0.46 | OK |
| | E3<br>(A) | 412 | 4049 | 1530 | 11484 | 0.36 | OK |

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数。アンカーボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した

*2：燃料取扱機の位置を示す

(4)　原子炉建屋の構造強度に対する検討

1)　検討方針

原子炉建屋の構造強度の検討では，当該躯体建設時の設計用応力*1に架構反力により生じる応力を重ね合わせた応力が，許容応力度以下になることを確認する。ここで，燃料取扱機支持用架構の重量が原子炉建屋に比較して十分に小さいことから，検討は地震時についてのみ実施する。検討対象部位は，架構反力を受けるシェル壁と南側外壁とする。なお，シェル壁については O.P. 18.70m より上部を検討対象とする。検討対象部位を図 2.3.1-6 に示す。

*1：原子炉建屋全体重量は，瓦礫撤去の効果（－39810kN）及び燃料取扱機支持用架構の新設（＋6490kN）を考慮すると軽減傾向にあり，地震時応力は低減されるが，安全側の評価として建設時の設計用応力を用いる

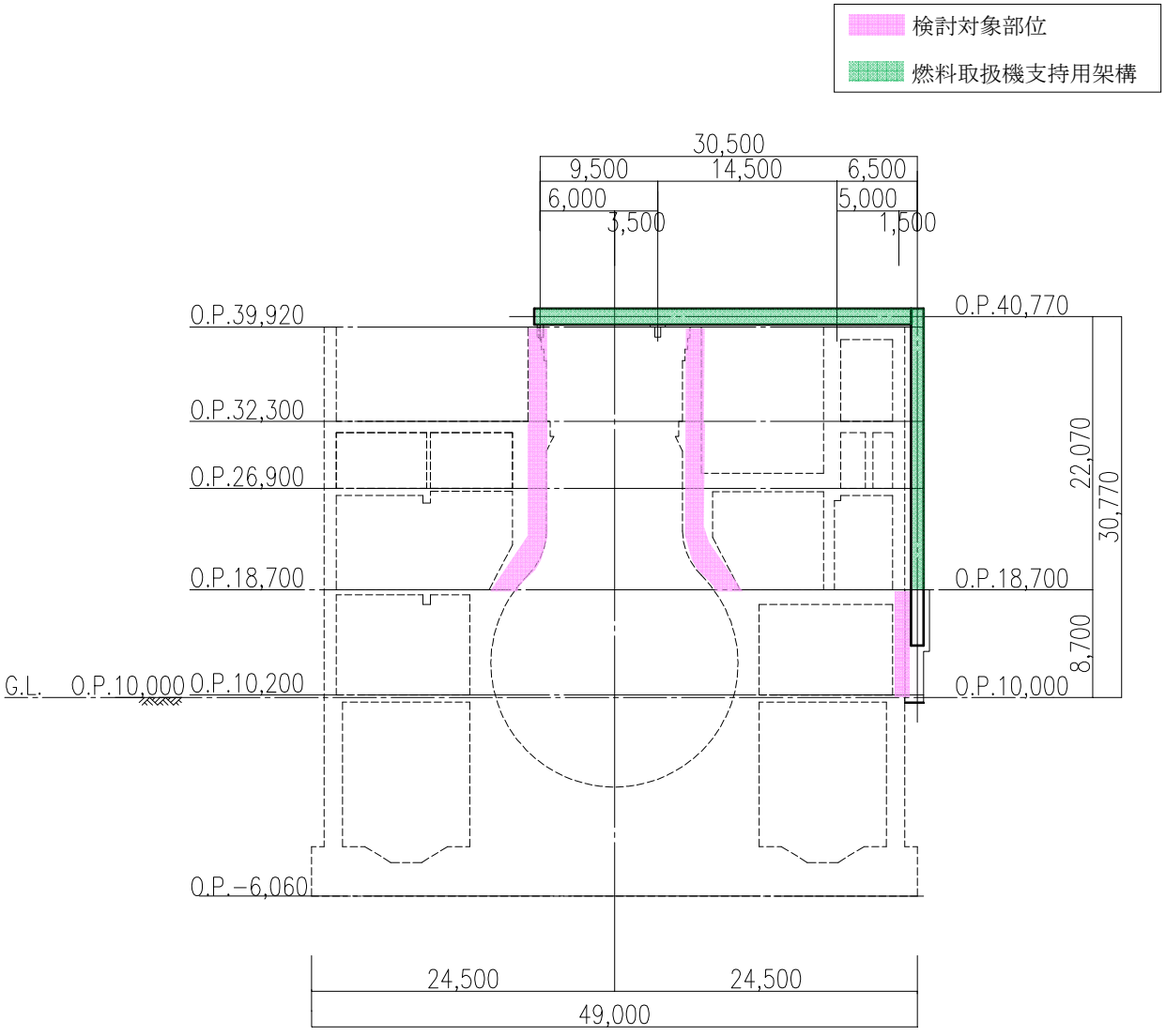



図 2.3.1-6　既存躯体の検討対象部位（単位：mm）

2)　断面検討

軸力及び曲げモーメントに対する断面検討とせん断に対する断面検討は，「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」に従い，設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて行う。

シェル壁の軸力及び曲げモーメントに対する検討結果を表 2.3.1-12 に，せん断力に対する断面検討結果を表 2.3.1-13 に示す。南側外壁の面内方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-14 に，面外方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-15 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。また，燃料取扱機支持用架構の反力により生じる応力は，建設時の設計用応力の 10%以下であることを確認した。

表 2.3.1-12　シェル壁の断面検討結果(1)
(軸力及び曲げモーメントに対する検討)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | コア壁厚<br>t<br>(m) | 配筋<br>タテ筋<br>$a_t$(cm²/m)<br>$P_g$(%) | 鉄筋の<br>最大引張応力度<br>$\sigma_t$<br>(N/mm²) | コンクリートの<br>最大圧縮応力度<br>$\sigma_c$<br>(N/mm²) | 応力度比<br>$\sigma_t / f_t$ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 39.92～32.30 | 1.50 | $a_t$=87.7<br>$P_g$=1.16 | 58.1 | 2.0 | 0.17 | OK |
| 32.30～26.90 | 1.85 | $a_t$=87.7<br>$P_g$=0.94 | 80.1 | 3.4 | 0.24 | OK |
| 26.90～18.70 | 2.08 | $a_t$=171.0<br>$P_g$=1.64 | 64.3 | 3.7 | 0.19 | OK |

表 2.3.1-13　シェル壁の断面検討結果(2)
(せん断に対する検討)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | コア壁厚<br>t<br>(m) | 配筋<br>上段:タテ筋<br>下段:ヨコ筋<br>$a_t$(cm²/m)<br>$P_g$(%) | 鉄筋の<br>最大引張応力度<br>$\sigma_t$<br>(N/mm²) | 応力度比<br>$\sigma_t / f_t$ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| 39.92～32.30 | 1.50 | $a_t$ =87.7<br>$P_g$ =1.16 | 86.3 | 0.26 | OK |
| | | $a_t$ =76.0<br>$P_g$ =1.01 | 99.1 | 0.29 | OK |
| 32.30～26.90 | 1.85 | $a_t$ =87.7<br>$P_g$ =0.94 | 117.1 | 0.34 | OK |
| | | $a_t$ =76.0<br>$P_g$ =0.82 | 134.2 | 0.39 | OK |
| 26.90～18.70 | 2.08 | $a_t$ =171.0<br>$P_g$ =1.64 | 125.0 | 0.37 | OK |
| | | $a_t$ =171.0<br>$P_g$ = 1.64 | 125.0 | 0.37 | OK |

表 2.3.1-14　南側外壁の断面検討結果(1)
(面内方向)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 壁厚<br>t<br>(m) | 配筋<br>上段:タテ筋<br>下段:ヨコ筋<br>$P_g$<br>(%) | せん断<br>鉄筋の<br>最大引張応力度<br>$\sigma_t$<br>(N/mm²) | 曲げモーメント<br>鉄筋の<br>最大引張応力度<br>$\sigma_t$<br>(N/mm²) | 曲げモーメント<br>コンクリートの<br>最大圧縮応力度<br>$\sigma_c$<br>(N/mm²) | 応力度比<br>$\sigma_t / f_t$ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 18.70<br>～<br>10.20 | 1.00 | 2-D32@200<br>$P_g$=0.79<br>2-D32@200<br>$P_g$=0.79 | 278.5 | 0.0 | 2.0 | 0.81 | OK |

表 2.3.1-15　南側外壁の断面検討結果(2)
(面外方向)

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 壁厚<br>t<br>(m) | 配筋<br>タテ筋<br>$P_g$<br>(%) | せん断<br>ｺﾝｸﾘｰﾄの最大<br>せん断応力度<br>$\tau_s$<br>(N/mm²) | せん断<br>応力<br>度比<br>$\tau_s / f_s$ | せん断<br>判定 | 曲げモーメント<br>鉄筋の最大<br>引張応力度<br>$\sigma_t$<br>(N/mm²) | 曲げモーメント<br>ｺﾝｸﾘｰﾄの最大<br>圧縮応力度<br>$\sigma_c$<br>(N/mm²) | 曲げモーメント<br>応力<br>度比<br>$\sigma_t / f_t$ | 曲げモーメント<br>判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 18.70<br>～<br>10.20 | 1.00 | 2-D32@200<br>$P_g$ =0.79 | 0.1 | 0.10 | OK | 110.8 | 2.1 | 0.33 | OK |

2.3.2　耐震性

(1)　検討方針

耐震性の検討は，燃料取扱機支持用架構，原子炉建屋接合部及び原子炉建屋の健全性について行い，基準地震動 Ss に対して燃料取扱機支持用架構及び原子炉建屋の応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。

(2)　原子炉建屋の地震応答解析

1)　解析に用いる入力地震動

検討用地震動は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面に定義される基準地震動 Ss（図 2.2.2-2(1)及び図 2.2.2-2(2)参照）を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.3.2-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面に定義される基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。

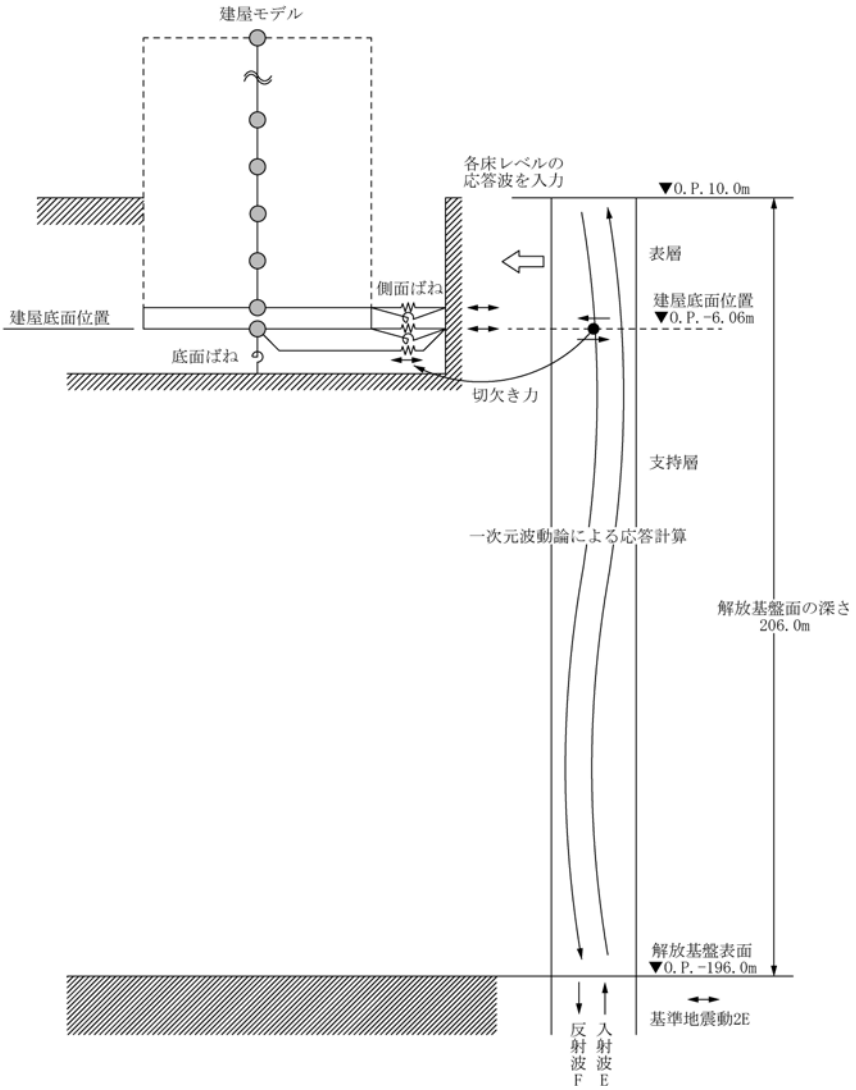



図 2.3.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

2)　地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，図 2.3.2-2 に示すように質点系でモデル化し，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（平成 23 年 5 月 28 日　東京電力株式会社）に示される内容に，使用済燃料プール底部の支持構造物の設置工事，瓦礫撤去及び新規に設置する燃料取扱機支持用架構の重量を考慮した。解析諸元を表 2.3.2-1(1)及び表 2.3.2-1(2)に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。地盤定数の設定結果を表 2.3.2-2 に示す。基礎底面の地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを評価した。

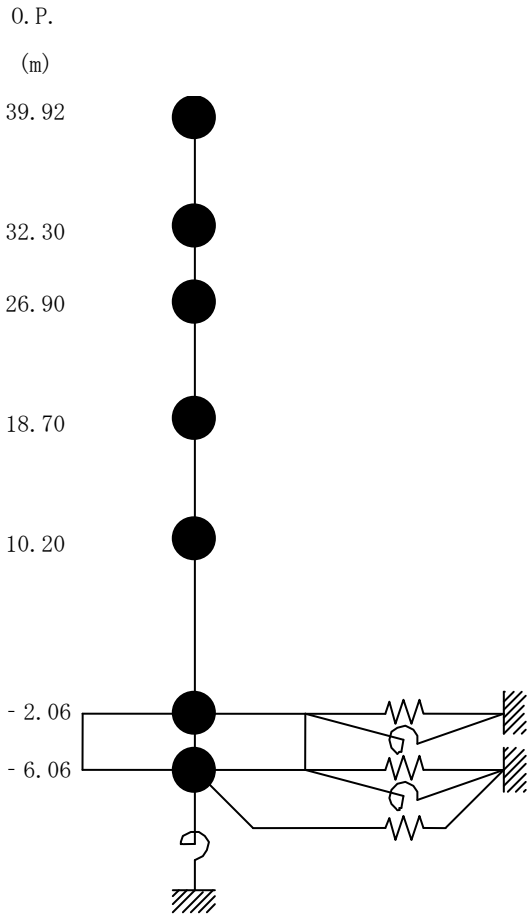



図 2.3.2-2　原子炉建屋の地震応答解析モデル

表 2.3.2-1(1)　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

| 標高<br>O.P.(m) | 質点重量<br>W（kN） | 回転慣性重量<br>$I_G$（$\times 10^5$ kN･m$^2$） | せん断断面積<br>As（m$^2$） | 断面二次モーメント<br>I（m$^4$） |
|---|---|---|---|---|
| 39.92 | 77700 | 141.73 | | |
| | | | 150.8 | 13068 |
| 32.30 | 88770 | 163.44 | | |
| | | | 103.4 | 15942 |
| 26.90 | 122210 | 224.92 | | |
| | | | 223.4 | 45026 |
| 18.70 | 127700 | 244.14 | | |
| | | | 175.4 | 46774 |
| 10.20 | 208960 | 391.33 | | |
| | | | 460.4 | 114194 |
| -2.06 | 287050 | 574.38 | | |
| | | | 2812.6 | 562754 |
| -6.06 | 132390 | 264.88 | | |
| 合計 | 1044780 | | | |

ヤング係数 Ec　$2.57\times10^7$(kN/m$^2$)
せん断弾性係数 G　$1.07\times10^7$(kN/m$^2$)
ポアソン比 $\nu$　0.20
減衰 h　5%

(b)水平（EW）方向

| 標高<br>O.P.(m) | 質点重量<br>W（kN） | 回転慣性重量<br>$I_G$（$\times 10^5$ kN･m$^2$） | せん断断面積<br>As（m$^2$） | 断面二次モーメント<br>I（m$^4$） |
|---|---|---|---|---|
| 39.92 | 77700 | 78.78 | | |
| | | | 90.4 | 6491 |
| 32.30 | 88770 | 91.66 | | |
| | | | 105.8 | 6388 |
| 26.90 | 122210 | 224.92 | | |
| | | | 167.5 | 32815 |
| 18.70 | 127700 | 232.88 | | |
| | | | 166.4 | 46303 |
| 10.20 | 208960 | 570.57 | | |
| | | | 424.5 | 136323 |
| -2.06 | 287050 | 828.96 | | |
| | | | 2812.6 | 772237 |
| -6.06 | 132390 | 346.27 | | |
| 合計 | 1044780 | | | |

ヤング係数 Ec　$2.57\times10^7$(kN/m$^2$)
せん断弾性係数 G　$1.07\times10^7$(kN/m$^2$)
ポアソン比 $\nu$　0.20
減衰 h　5%

表 2.3.2-1(2)　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

（鉛直方向）

| 標高<br>O.P.（m） | 質点重量<br>W（kN） | 軸断面積<br>$A_N$（$m^2$） | 軸ばね剛性<br>$K_A$（$\times 10^8$ kN /$m^2$） |
|---|---|---|---|
| 39.92 | 77700 | | |
| | | 222.6 | 7.41 |
| 32.30 | 88770 | | |
| | | 218.1 | 10.58 |
| 26.90 | 122210 | | |
| | | 380.4 | 11.92 |
| 18.70 | 127700 | | |
| | | 340.6 | 10.30 |
| 10.20 | 208960 | | |
| | | 654.7 | 13.72 |
| -2.06 | 287050 | | |
| | | 2812.6 | 180.71 |
| -6.06 | 132390 | | |
| 合計 | 1044780 | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数 Ec | $2.57\times10^7$(kN/$m^2$) |
| せん断弾性係数 G | $1.07\times10^7$(kN/$m^2$) |
| ポアソン比 $\nu$ | 0.20 |
| 減衰 h | 5% |

表 2.3.2-2　地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

| 標高 O.P. (m) | 地質 | せん断波速度 Vs (m/s) | 単位体積重量 γ (kN/m³) | ポアソン比 ν | せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²) | 初期せん断弾性係数 $G_0$ (×10⁵kN/m²) | 剛性低下率 $G/G_0$ | ヤング係数 E (×10⁵kN/m²) | 減衰定数 h (%) | 層厚 H (m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

(b) Ss-2

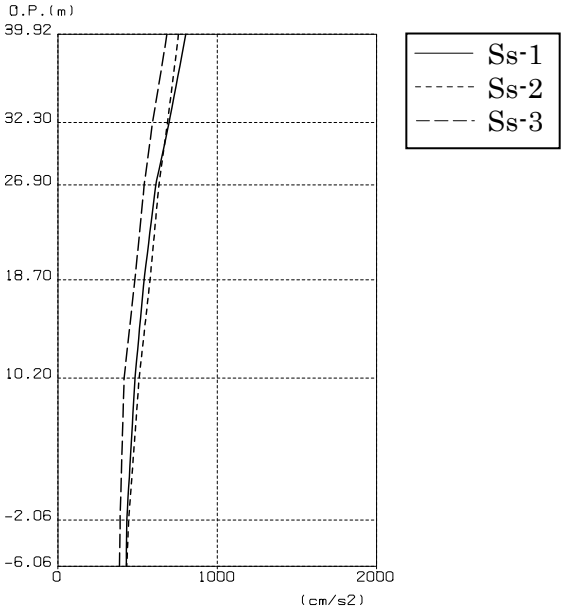
| 標高 O.P. (m) | 地質 | せん断波速度 Vs (m/s) | 単位体積重量 γ (kN/m³) | ポアソン比 ν | せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²) | 初期せん断弾性係数 $G_0$ (×10⁵kN/m²) | 剛性低下率 $G/G_0$ | ヤング係数 E (×10⁵kN/m²) | 減衰定数 h (%) | 層厚 H (m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.76 | 3.41 | 0.81 | 8.08 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.53 | 4.36 | 0.81 | 10.27 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.56 | 5.63 | 0.81 | 13.19 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.29 | 6.53 | 0.81 | 15.26 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

(c) Ss-3

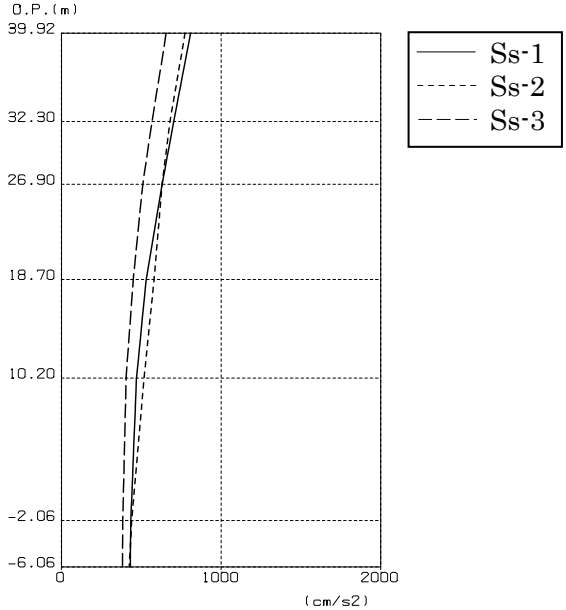
| 標高 O.P. (m) | 地質 | せん断波速度 Vs (m/s) | 単位体積重量 γ (kN/m³) | ポアソン比 ν | せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²) | 初期せん断弾性係数 $G_0$ (×10⁵kN/m²) | 剛性低下率 $G/G_0$ | ヤング係数 E (×10⁵kN/m²) | 減衰定数 h (%) | 層厚 H (m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.25 | 2.62 | 0.86 | 6.63 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

3)　地震応答解析結果

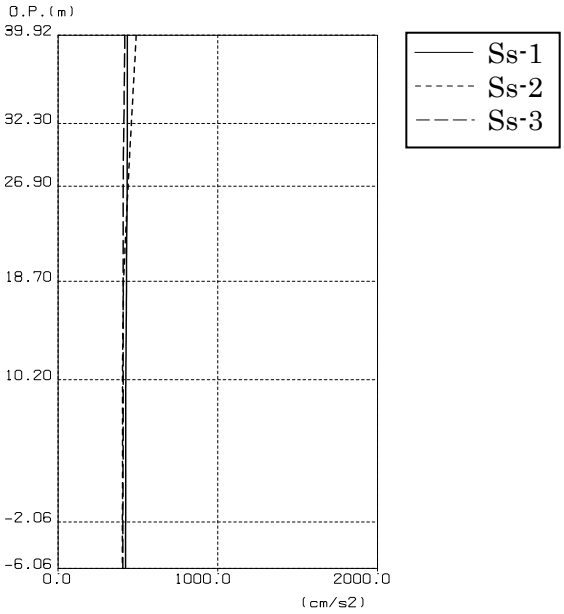
地震応答解析は水平方向と鉛直方向を別々に入力した。最大応答加速度分布を図 2.3.2-3 に示す。




(a)水平（NS）方向




(b)水平（EW）方向




(c)鉛直方向

図 2.3.2-3　原子炉建屋の最大応答加速度分布

(3)　架構の耐震性に対する検討

1)　解析に用いる入力地震動

燃料取扱機支持用架構への入力地震動は，基準地震動 Ss を入力したときの原子炉建屋 0.P.39.92m と 0.P.18.70m の時刻歴応答変位を用い，水平方向と鉛直方向の同時入力とする。

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる入力地震動の概念と燃料取扱機支持用架構の解析モデルを図 2.3.2-4 に，層間変形角が最大となる燃料取扱機を南端に設置した場合の地震応答解析モデルにおける質点重量を表 2.3.2-3 に示す。

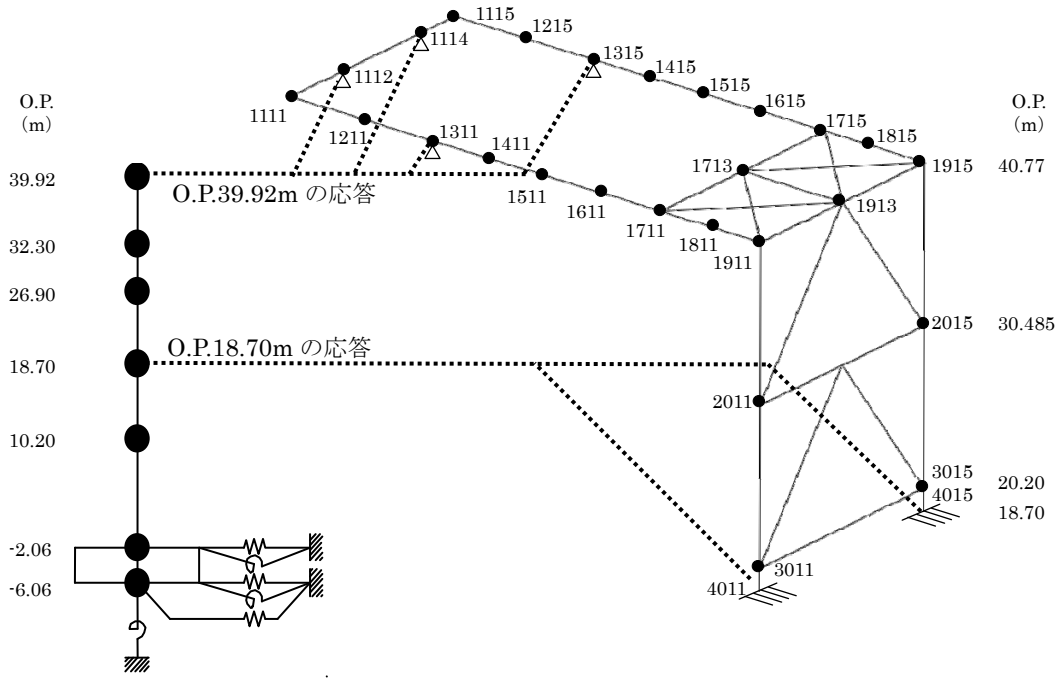



図 2.3.2-4　燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデル

表 2.3.2-3　燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデルにおける質点重量

| 標高<br>O.P.(m) | 節点番号 | 質点重量<br>(kN) |
|---|---|---|
| 40.77 | 1111 | 57 |
| | 1211 | 89 |
| | 1311 | 79 |
| | 1411 | 68 |
| | 1511 | 68 |
| | 1611 | 68 |
| | 1711 | 78 |
| | 1811 | 62 |
| | 1911 | 97 |
| | 1115 | 57 |
| | 1215 | 89 |
| | 1315 | 79 |
| | 1415 | 68 |
| | 1515 | 68 |
| | 1615 | 68 |
| | 1715 | 78 |
| | 1815 | 62 |
| | 1915 | 97 |
| | 1112 | 46 |
| | 1114 | 46 |
| | 1713 | 37 |
| | 1913 | 94 |
| | 9001 | 49 |
| | 9002 | 49 |
| | 9003 | 49 |
| | 9004 | 49 |
| | 9501 | 184 |
| | 9502 | 184 |
| | 9601 | 184 |
| | 9602 | 184 |
| 30.485 | 2011 | 149 |
| | 2015 | 149 |
| 20.20 | 3011 | 94 |
| | 3015 | 94 |
| 合　計 | | 2973 |

3)　波及的影響の評価

地震応答解析結果が，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」[*1] 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

燃料取扱機支持用架構の層間変形角を表 2.3.2-4 に示す。

検討の結果，層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-4　層間変形角の検討結果

| 標高 O.P. (m) | 最大応答値 | | | | | | ｸﾗｲﾃﾘｱ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | NS 方向入力時 | | | EW 方向入力時 | | | | |
| | Ss-1 | Ss-2 | Ss-3 | Ss-1 | Ss-2 | Ss-3 | | |
| 30.485～40.77 | 1/10285 | 1/10285 | 1/34283 | 1/1686 | 1/2057 | 1/2706 | 1/75 | OK |
| 18.70～30.485 | 1/1061 | 1/1309 | 1/1419 | 1/1733 | 1/2104 | 1/2805 | | |

・塑性率の検討

部材の塑性率は，最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は 1 以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し，表 2.3.2-5 に検討結果を示す。

表 2.3.2-5 より曲げモーメント及びせん断力については，全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-5　耐力比の検討結果

| 部位 | 検討箇所 | 部材形状 (mm) | 地震波 | 入力方向 | 耐力比 | | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 柱 | C1 | □-1000×1000×25×25 | Ss-1 | NS | Mz/Muz | 0.01 | OK |
| | | | | | My/Muy | 0.10 | |
| | | | | | Qz/Quz | 0.03 | |
| | | | | | Qy/Quy | 0.01 | |
| 梁 | G1 | B□-1300×750×22×50 | Ss-1 | EW | Mz/Muz | 0.12 | OK |
| | | | | | My/Muy | 0.06 | |
| | | | | | Qz/Quz | 0.02 | |
| | | | | | Qy/Quy | 0.09 | |
| ブレース | V1 | □-450×450×22 | Ss-1 | EW | Mz/Muz | 0.02 | OK |
| | | | | | My/Muy | 0.02 | |
| | | | | | Qz/Quz | 0.01 | |
| | | | | | Qy/Quy | 0.01 | |

$M_z$：部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値　$M_{uz}$：部材 z 軸回りの全塑性モーメント

$M_y$：部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値　$M_{uy}$：部材 y 軸回りの全塑性モーメント

$Q_z$：部材 z 方向のせん断力の最大値　$Q_{uz}$：部材 z 軸方向のせん断耐力

$Q_y$：部材 y 方向のせん断力の最大値　$Q_{uy}$：部材 y 軸方向のせん断耐力

(4) 原子炉建屋接合部の耐震性に対する検討

接着系アンカーボルトの耐震性の検討は，短期許容引張力及び短期許容せん断力を許容耐力とし，応力度比が 1 以下になることを確認する。

1) シェル壁上端位置の検討

作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.2-6 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.2-6 シェル壁上端位置の検討結果

| 検討箇所<br>(ｱﾝｶｰ本数)*1 | 地震波 | 入力<br>方向 | 作用応力 | | 許容耐力 | | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 引抜力<br>P<br>(kN) | せん断力<br>Q<br>(kN) | 短期<br>許容引張力<br>$p_a$<br>(kN) | 短期<br>許容せん断力<br>$q_a$<br>(kN) | | |
| F1<br>(20) | Ss-1 | NS | 0 | 1105 | 2320 | 2080 | 0.54 | OK |
| F2<br>(8) | Ss-1 | EW | 104 | 168 | 928 | 832 | 0.21 | OK |

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数

2) 南側外壁位置の検討

作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.2-7 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.2-7 南側外壁位置の検討結果

| 検討箇所<br>方向<br>(ｱﾝｶｰ本数)*1 | 地震波 | 入力<br>方向 | 作用応力 | | 許容耐力 | | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 引抜力<br>P<br>(kN) | せん断力<br>Q<br>(kN) | 短期<br>許容引張力<br>$p_a$<br>(kN) | 短期<br>許容せん断力<br>$q_a$<br>(kN) | | |
| F3<br>NS 方向<br>(引張 24)<br>(せん断 99) | Ss-1 | NS | 1568 | 3214 | 2448 | 11484 | 0.65 | OK |
| F3<br>EW 方向<br>(引張 15)<br>(せん断 99) | Ss-1 | EW | 863 | 5793 | 1530 | 11484 | 0.57 | OK |

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数。アンカーボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した

(5)　原子炉建屋の耐震性に対する検討

1）検討方針

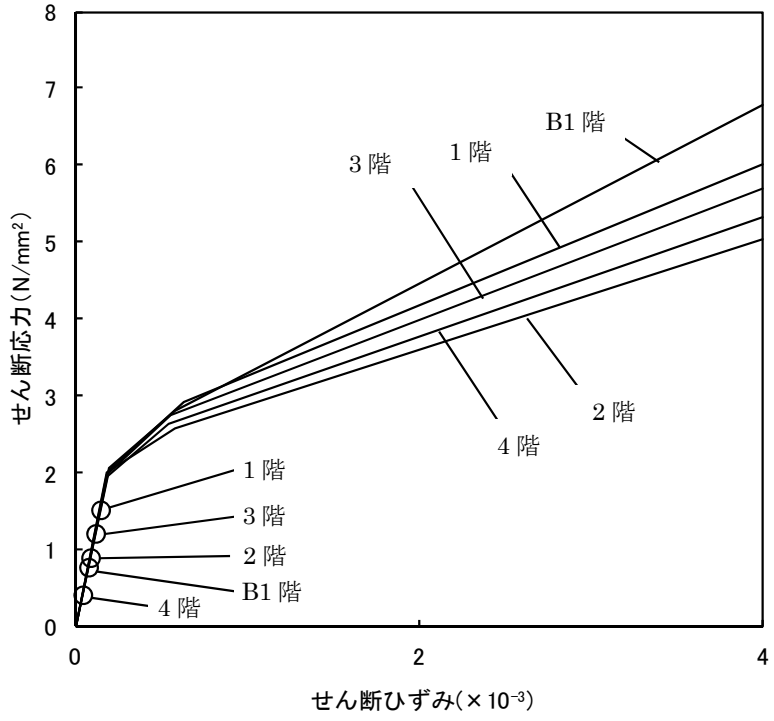
燃料取扱機支持用架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）以下になることを確認する。

ここで，耐震壁のせん断ひずみは，「(2)原子炉建屋の地震応答解析」で実施した地震応答解析結果の値とする。

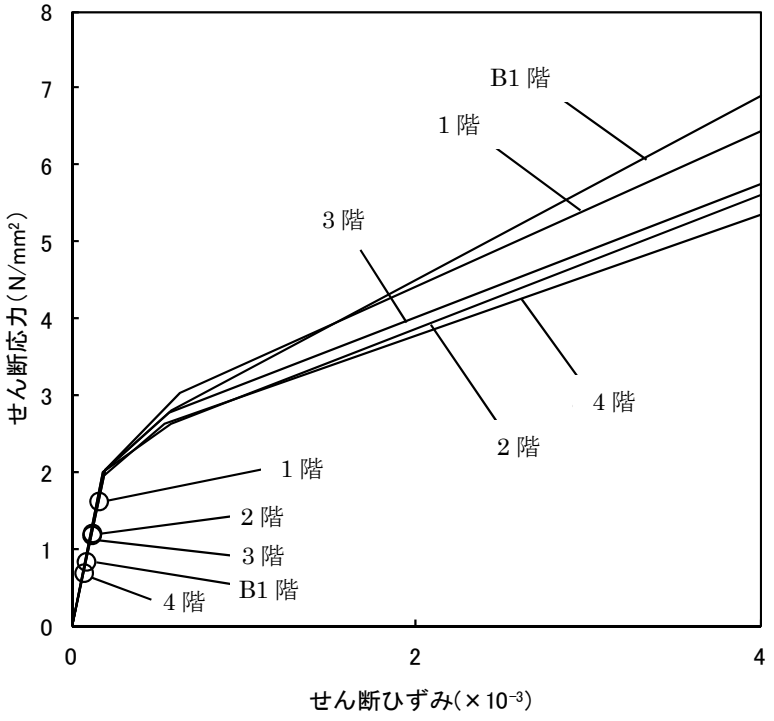
2）検討結果

基準地震動 Ss に対する最大応答値を，「JEAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を，図 2.3.2-5 から図 2.3.2-7 に示す。

検討の結果，地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分に余裕があることを確認した。

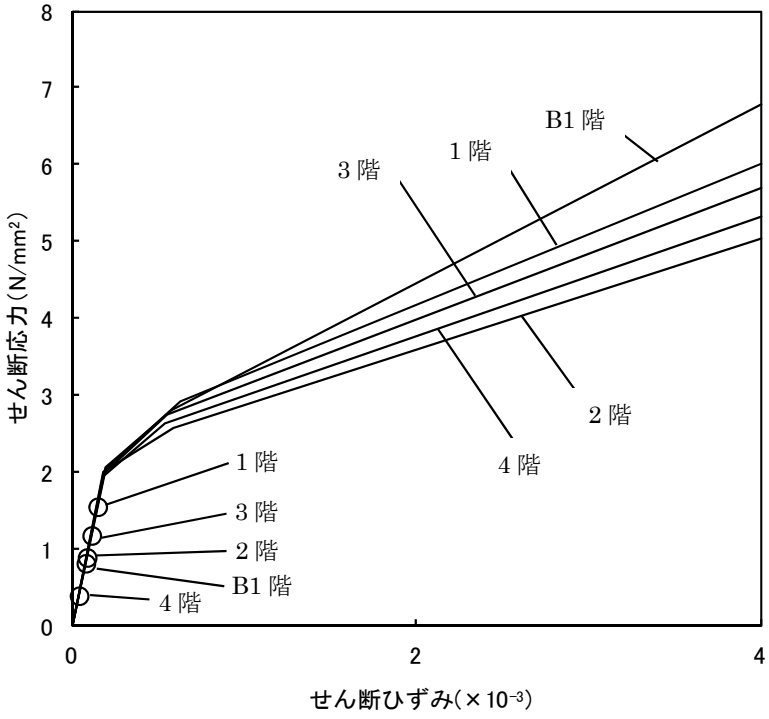



(a)NS 方向

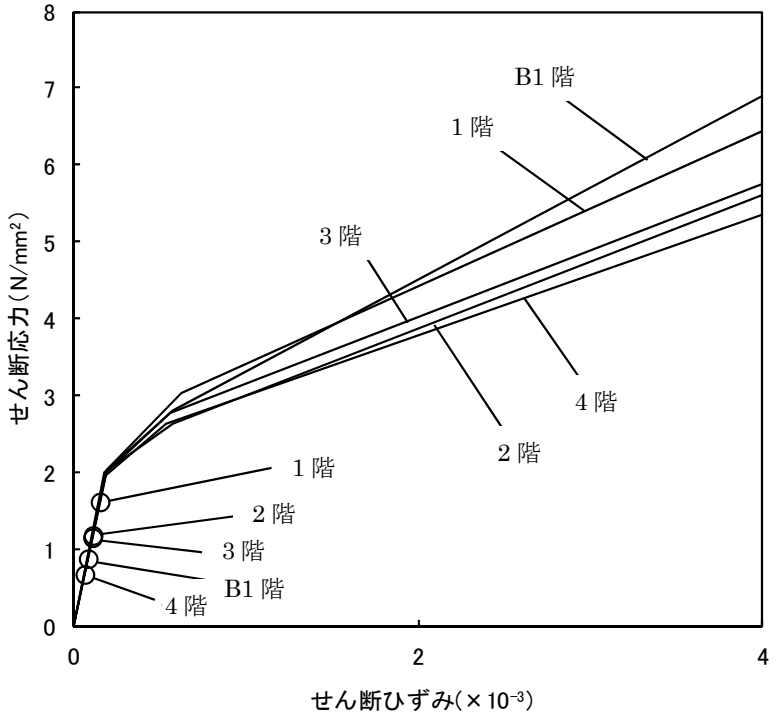



(b)EW 方向

図 2.3.2-5　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

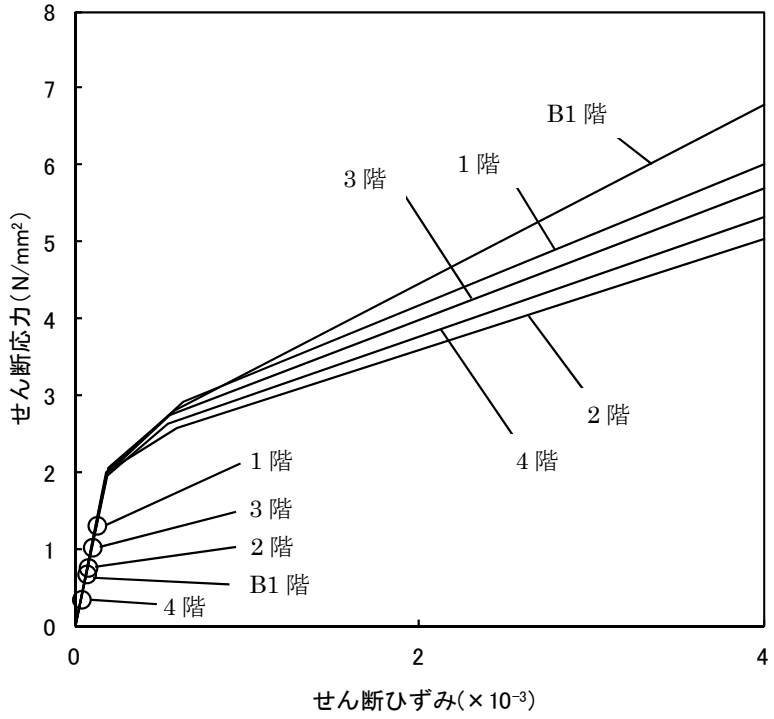



(a)NS 方向

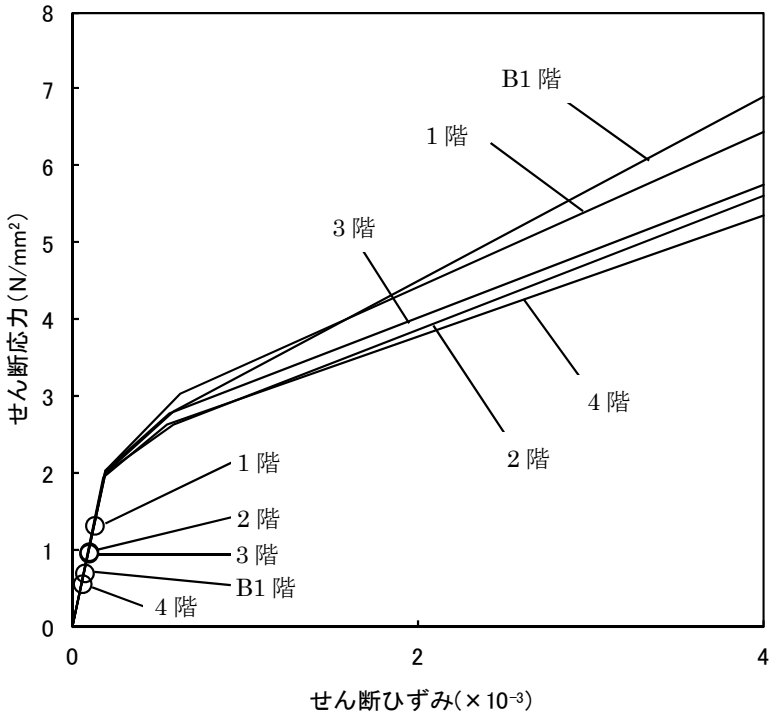



(b)EW 方向

図 2.3.2-6　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）




(a)NS 方向




(b)EW 方向

図 2.3.2-7　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）

3.　第 3 号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

3.1　概要

3.1.1　一般事項

第 3 号機燃料取り出し用カバーは，使用済燃料プールを覆う構造としており，燃料取扱設備（燃料取扱機及びクレーン）を支持するドーム状の屋根を有した門型架構であり，構造強度と耐震性について検討を行う。なお，耐震設計上の重要度分類は，燃料取扱設備の間接支持構造物としてＢクラス相当とする。

架構の構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し，耐震性は基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し，架構の損傷が原子炉建屋，使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，架構が崩壊機構に至らないことを確認する。図 3.1.1-1 に燃料取り出し用カバーのイメージを示す。

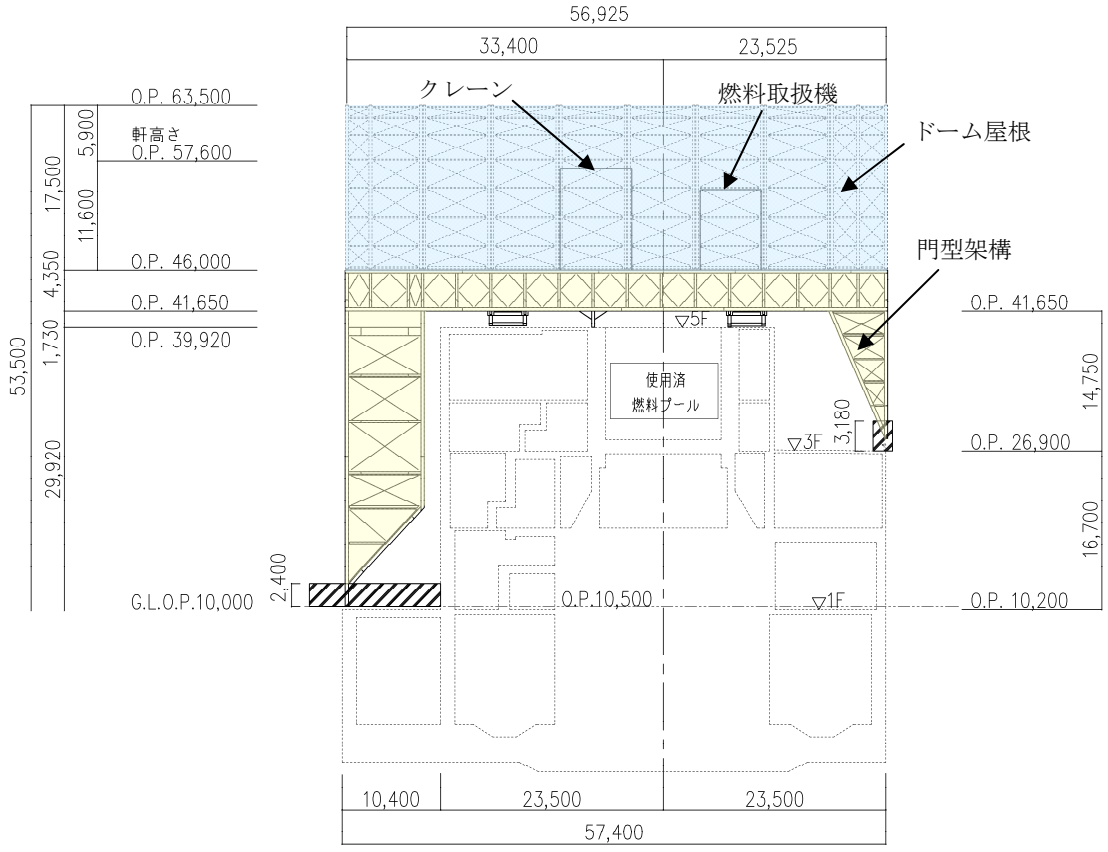



図 3.1.1-1　燃料取り出し用カバーのイメージ（単位：mm）

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

(1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
(2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
(3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
(4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
(5) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課･国土交通省 国土技術政策総合研究所･独立行政法人建築研究所･日本建築行政会議，2007 刊行)
(6) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，2010 改定）
(7) 現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002) (日本建築学会，2002 制定)
(8) プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説（日本建築学会，1998 改定）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

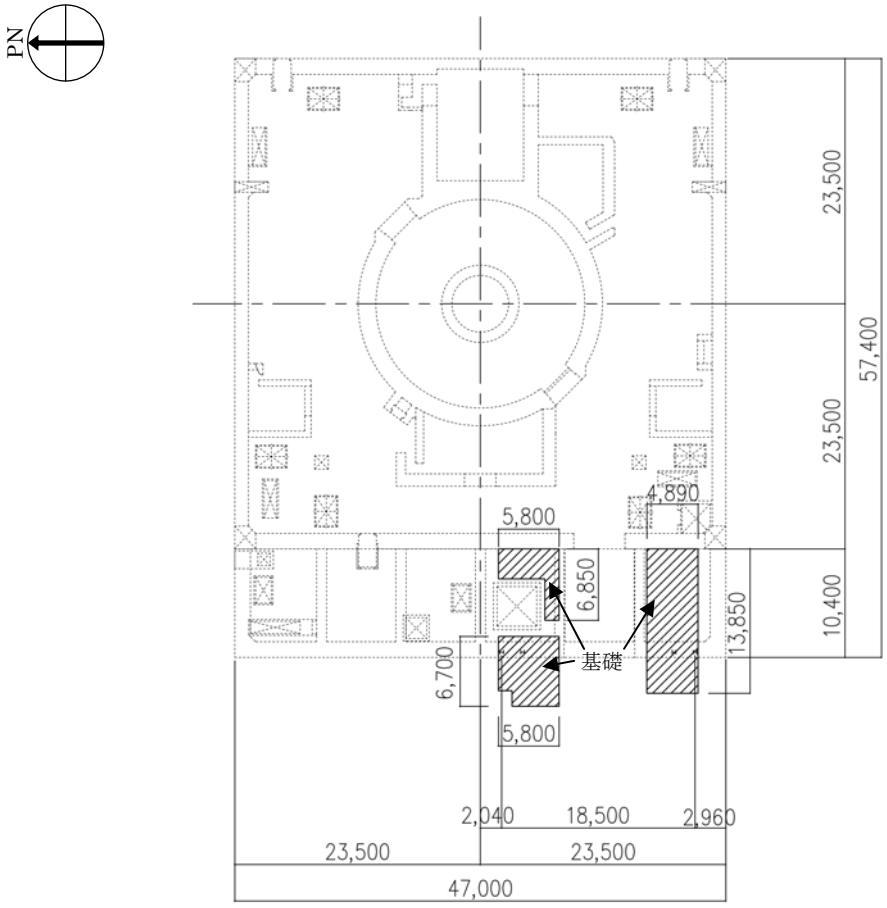
(1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)(日本電気協会　電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂)
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会　電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊)
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会　原子力規格委員会，平成 20 年 12 月 改定)

3.1.2　構造概要

燃料取り出し用カバーは燃料取扱設備を支持する架構で,南北方向に18.50m,東西方向に56.925m,地盤面からの高さが53.50mのドーム状屋根を設けた門型の架構である。構造形式はトラス構造で,構造種別は鉄骨造である。

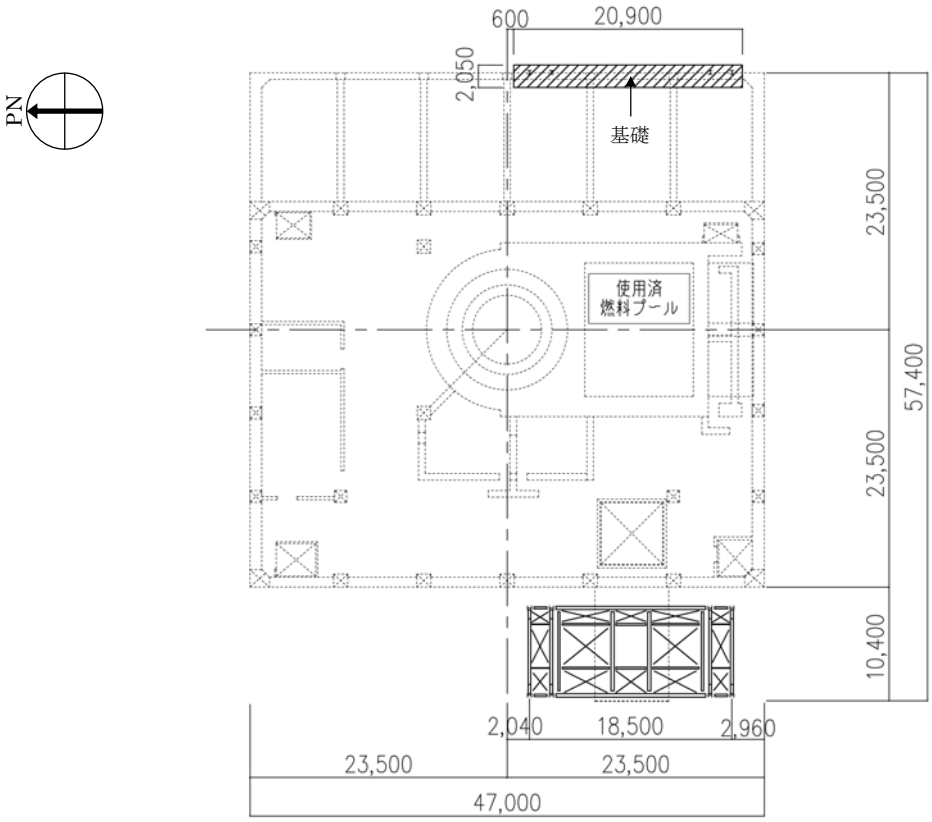
燃料取り出し用カバーは，原子炉建屋の 1 階，3 階及び 5 階に支持される構造である。なお，5 階の原子炉建屋躯体支持点においては，水平振れ止め装置（ストッパ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）を用いる。

燃料取り出し用カバーの概要を図 3.1.2-1～図 3.1.2-5 に示す。

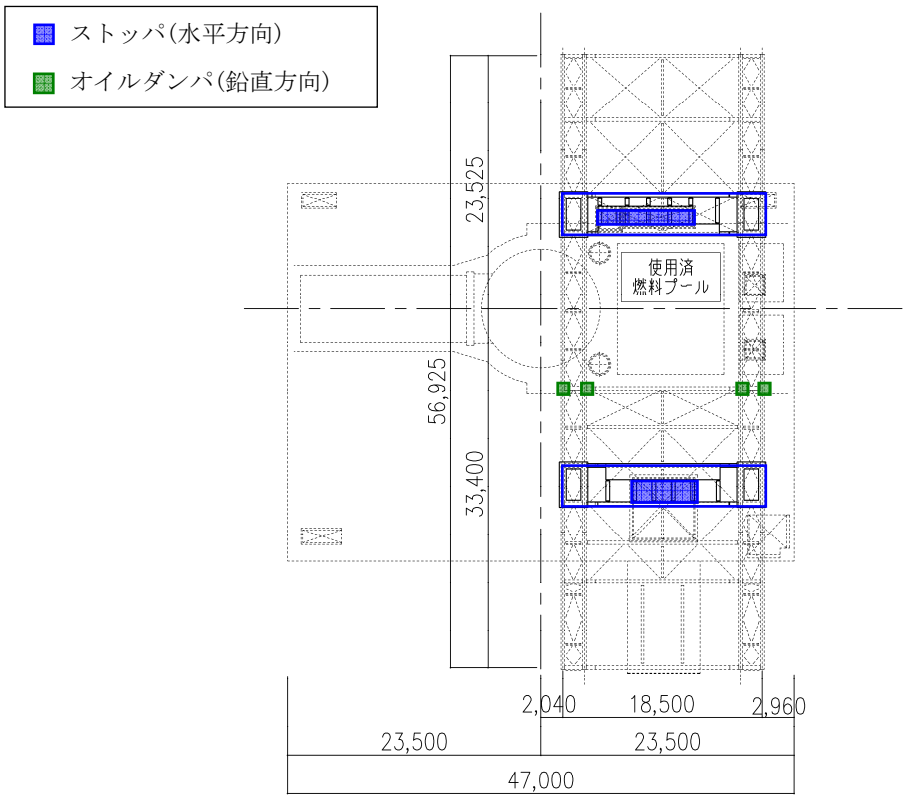



（a）基礎伏図（0.P.10,500　原子炉建屋 1 階レベル+300mm）

図 3.1.2-1　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

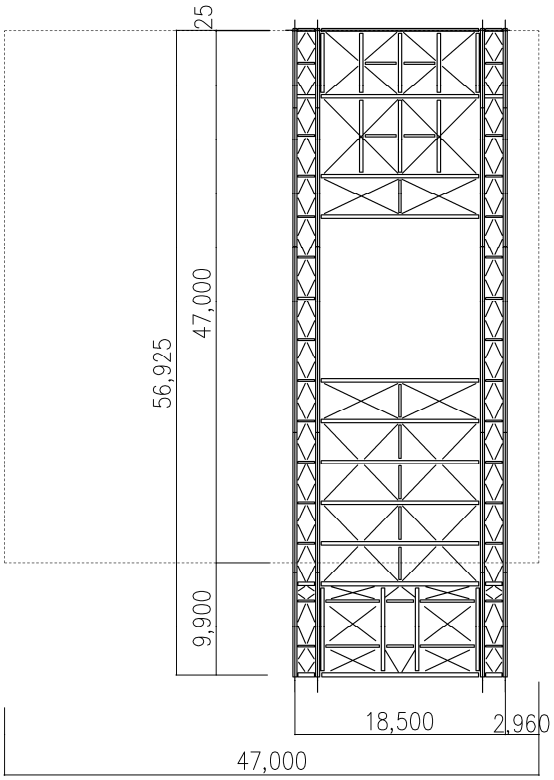



(a) 基礎伏図 (0. P. 26, 900　原子炉建屋 3 階)

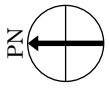


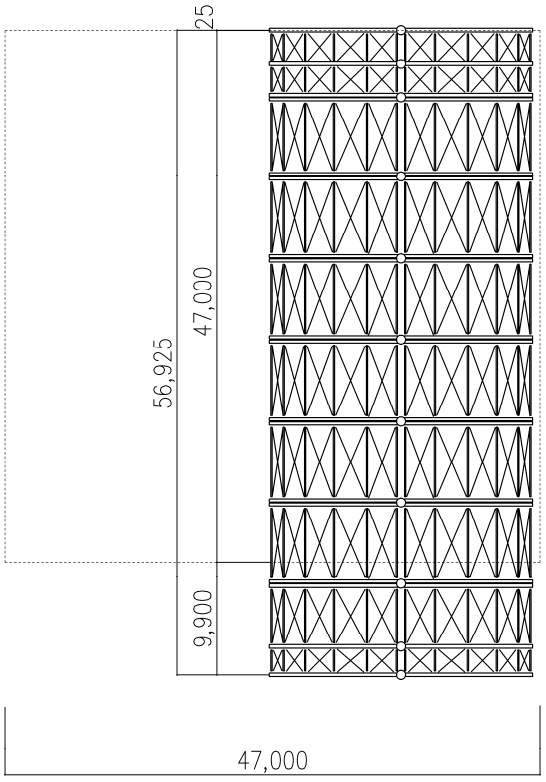

(b) 梁伏図 (0. P. 39, 920　原子炉建屋 5 階)

図 3. 1. 2-2　燃料取り出し用カバーの概要 (単位：mm)



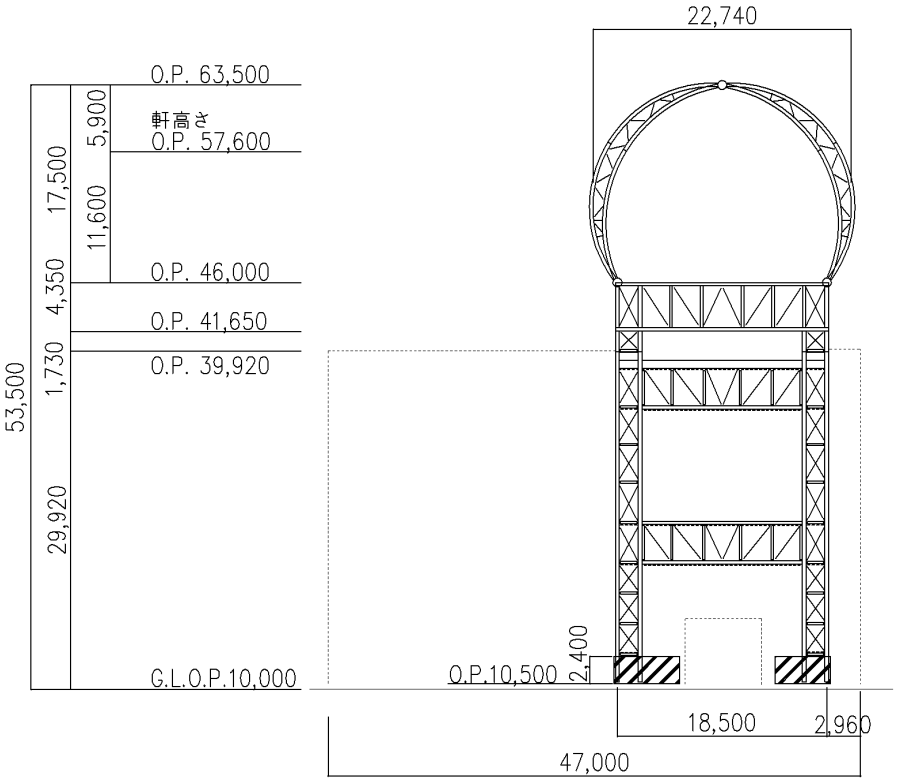

(a)架構ガーダー部平面図(0.P.46,000)



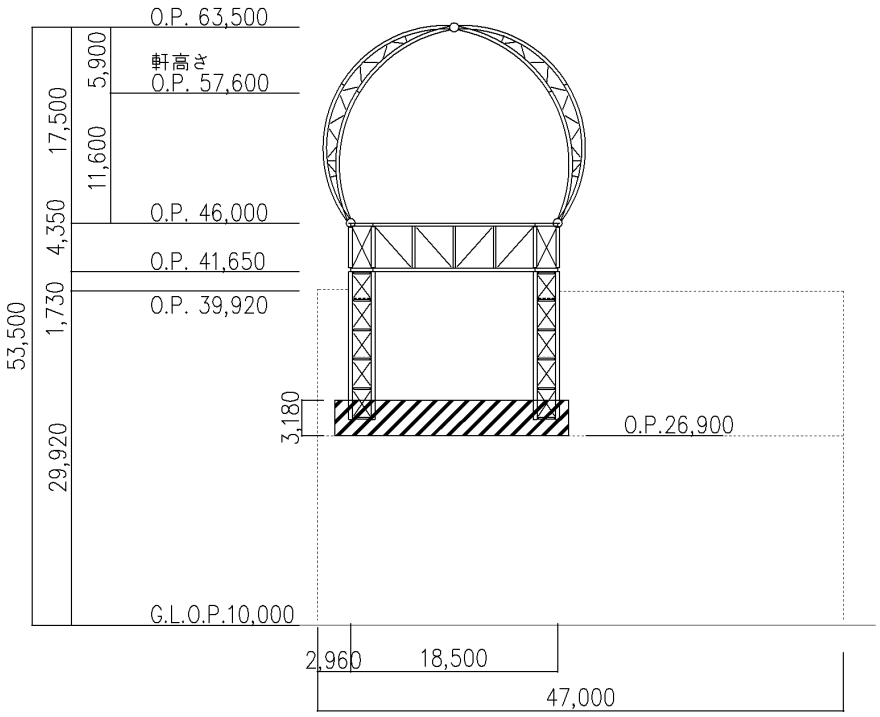




(b)屋根伏図

図 3.1.2-3　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

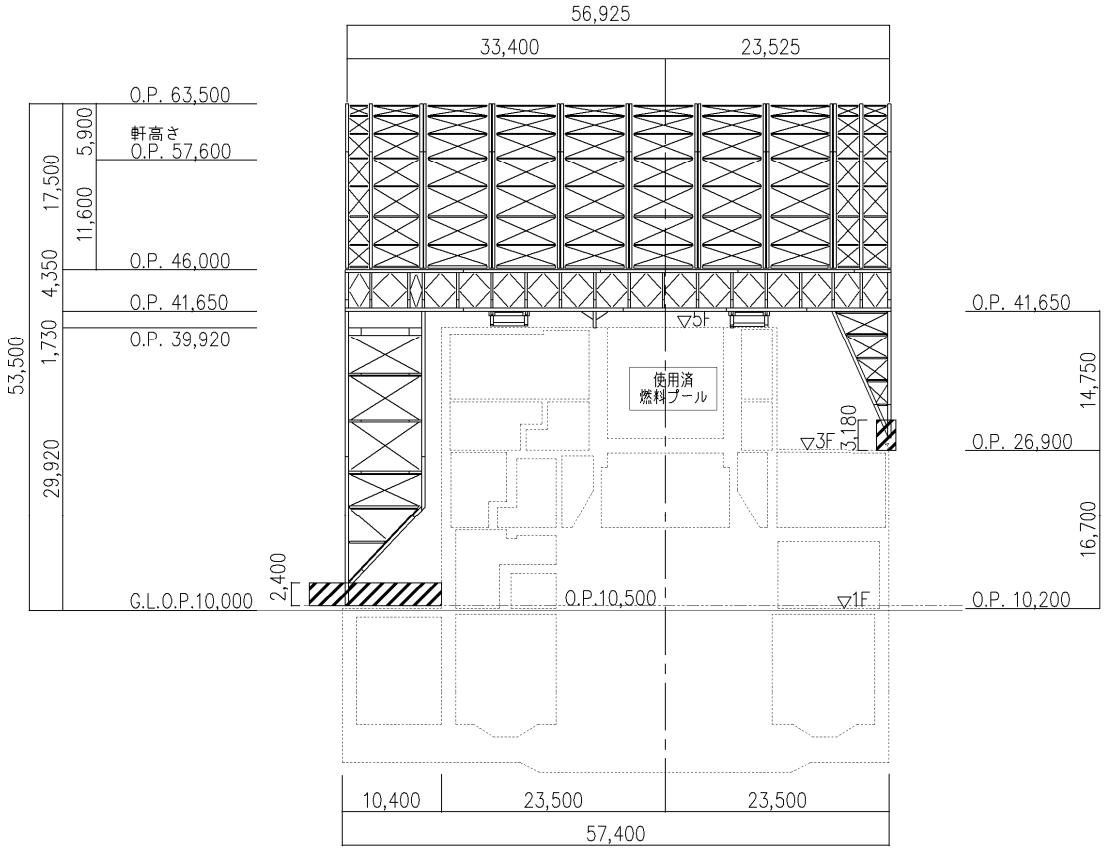



(a) 西軸組図




(b) 東軸組図

図 3.1.2-4　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）




(a)南軸組図

図 3.1.2-5　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

3.1.3　検討フロー

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性の検討フローを図 3.1.3-1 に示す。

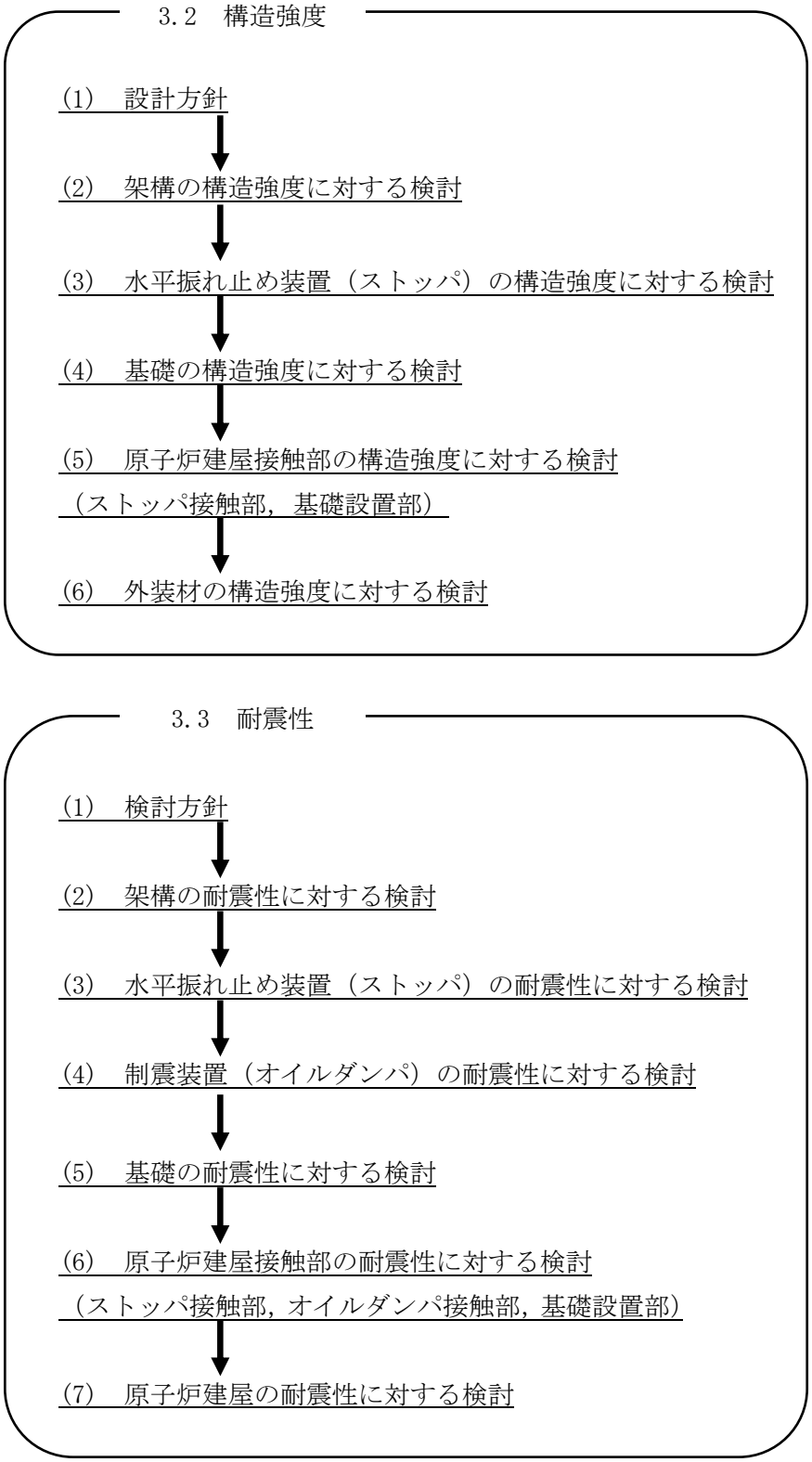



図 3.1.3-1　燃料取り出し用カバーの検討フロー

3.2　構造強度

(1)　設計方針

構造強度の検討は，門型架構及びドーム屋根，水平振れ止め装置（ストッパ），基礎及び外装材について許容応力度設計を実施する。

1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1　使用材料の物性値及び許容応力度

材料定数

| 部位 | 材料 | ヤング係数<br>E (N/mm$^2$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量<br>$\gamma$ (kN/m$^3$) |
|---|---|---|---|---|
| 架　　構 | 鉄骨 | $2.05\times10^5$ | 0.3 | 77.0 |
| 基　　礎 | コンクリート | $2.27\times10^4$ | 0.2 | 24.0 |

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm$^2$）

| | 長期 | | | 短期 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計基準強度＝24 | 圧縮 | 引張 | せん断 | 圧縮 | 引張 | せん断 |
| | 8.0 | － | 0.73 | 16.0 | － | 1.095 |

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm$^2$）

| 記号 | 鉄筋径 | 長期 | | 短期 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 引張及び圧縮 | せん断補強 | 引張及び圧縮 | せん断補強 |
| SD345 | D29 未満 | 215 | 195 | 345 | 345 |
| | D29 以上 | 195 | | | |

構造用鋼材の許容応力度　（単位：N/mm$^2$）

| 板厚 | 材料 | 基準強度 F | 許容応力度 |
|---|---|---|---|
| T≦40mm | SS400，SN400B | 235 | 「鋼構造設計規準」に従い，左記 F の値より求める |
| T＞40mm | SN400B | 215 | |
| T≦40mm | SM490A，SN490B，STK490 | 325 | |
| － | STKT590 | 440* | |

＊：　「JIS G 3474-2008」による

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

燃料取り出し用カバーに作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重（CL）

燃料取扱設備による荷重を表 3.2-2 に示す。

表 3.2-2　燃料取扱設備荷重一覧表

| | |
|---|---|
| 燃料取扱機 | 788 kN |
| クレーン | 755 kN |
| 吊荷 | 461 kN |

・積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m$^2$/cm

・風圧力（WL）

風圧力は建築基準法施行令第 87 条に基づき，基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 3.2-3 に示す。

表 3.2-3　速度圧の算定結果

| 建物高さ*<br>H<br>(m) | 平均風速の<br>鉛直分布係数<br>Er | ガスト<br>影響係数<br>Gf | 建物高さと粗度<br>区分による係数<br>E | 基準風速<br>Vo<br>(m/s) | 速度圧<br>q<br>(N/m$^2$) |
|---|---|---|---|---|---|
| 50.55 | 1.27 | 2.00 | 3.23 | 30 | 1750 |

＊：　建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

・地震荷重（K）

燃料取り出し用カバーに作用させる地震荷重は，O.P.-2.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定し，算定結果を表 3.2-5 及び表 3.2-6 に示す。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi ：水平地震力（kN）

n ：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

Ci ：地震層せん断力係数

Wi ：当該部分が支える重量（kN）

ここに，燃料取り出し用カバーの設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は，瓦礫撤去の効果と遮へい体及び燃料取り出し用カバーを新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表 3.2-4 に示す。

表 3.2-4　原子炉建屋の全体重量(kN)

| | |
|---|---|
| 原子炉建屋全体重量* | 1092200 |
| 瓦礫撤去による軽減重量 | -24640 |
| 遮へい体設置による付加重量 | +18000 |
| 燃料取り出し用カバー等の付加重量 | +44750 |
| 燃料取り出し用カバー設計用原子炉建屋全体重量 | 1130310 |

＊：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量の総計

Z ：地震地域係数（Z=1.0）

Rt ：振動特性係数（Rt=0.8）

Ai ：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法（二乗和平方根法）により求める。

$C_0$ ：標準せん断力係数（$C_0$=0.2）

i 層の水平震度 ki は，下式によって算定する。

$Pi=Q_i-Q_{i-1}$

ki=Pi/wi

ここで，

Pi：当該階とその直下階の水平地震力の差（kN）

wi：各階重量（kN）

表 3.2-5　原子炉建屋の水平震度の算定結果（NS 方向）

| 階 | 標 高<br>O.P.(m) | 各階重量<br>wi(kN) | Wi<br>(kN) | Ai | n・Ci | Qi<br>(kN) | Pi<br>(kN) | 水平震度<br>ki |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 5 | 39.92 | 87590 | — | — | — | — | 43010 | 0.492 |
| 4 | 39.92～32.30 | 119490 | 87590 | 2.046 | 0.491 | 43010 | 42720 | 0.358 |
| 3 | 32.30～26.90 | 111340 | 207080 | 1.728 | 0.414 | 85730 | 31770 | 0.286 |
| 2 | 26.90～18.70 | 130160 | 318420 | 1.537 | 0.369 | 117500 | 26050 | 0.201 |
| 1 | 18.70～10.20 | 253710 | 448580 | 1.331 | 0.320 | 143550 | 25000 | 0.099 |
| B1 | 10.20～-2.06 | — | 702290 | 1.000 | 0.240 | 168550 | — | — |

表 3.2-6　原子炉建屋の水平震度の算定結果（EW 方向）

| 階 | 標 高<br>O.P.(m) | 各階重量<br>wi(kN) | Wi<br>(kN) | Ai | n・Ci | Qi<br>(kN) | Pi<br>(kN) | 水平震度<br>ki |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 5 | 39.92 | 87590 | — | — | — | — | 48610 | 0.555 |
| 4 | 39.92～32.30 | 119490 | 87590 | 2.311 | 0.555 | 48610 | 39610 | 0.332 |
| 3 | 32.30～26.90 | 111340 | 207080 | 1.775 | 0.426 | 88220 | 30230 | 0.272 |
| 2 | 26.90～18.70 | 130160 | 318420 | 1.552 | 0.372 | 118450 | 24200 | 0.186 |
| 1 | 18.70～10.20 | 253710 | 448580 | 1.323 | 0.318 | 142650 | 25900 | 0.103 |
| B1 | 10.20～-2.06 | — | 702290 | 1.000 | 0.240 | 168550 | — | — |

架構に作用させる水平震度は，原子炉建屋 1 階，3 階及び 5 階の水平震度を用いるものとし，水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平震度は，建設省告示第 1389 号に基づく 1.0 に 1.5 を乗じて用いる。表 3.2-7 に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 3.2-7　水平地震力の算定結果

| 標高<br>O.P.(m) | 各階重量<br>wi(kN) | NS 方向 | | EW 方向 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 水平震度<br>ki | 水平地震力<br>Pi　(kN) | 水平震度<br>ki | 水平地震力<br>Pi　(kN) |
| 63.50 | 3200 | 1.500 | 4800 | 1.500 | 4800 |
| 46.00 | 11400 | 0.492 | 5609 | 0.555 | 6327 |
| 26.90 | 200 | 0.286 | 57 | 0.272 | 54 |
| 10.20 | 1200 | 0.099 | 119 | 0.103 | 124 |

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機及びクレーンの位置を図 3.2-1 に，荷重組合せを表 3.2-8 に示す。

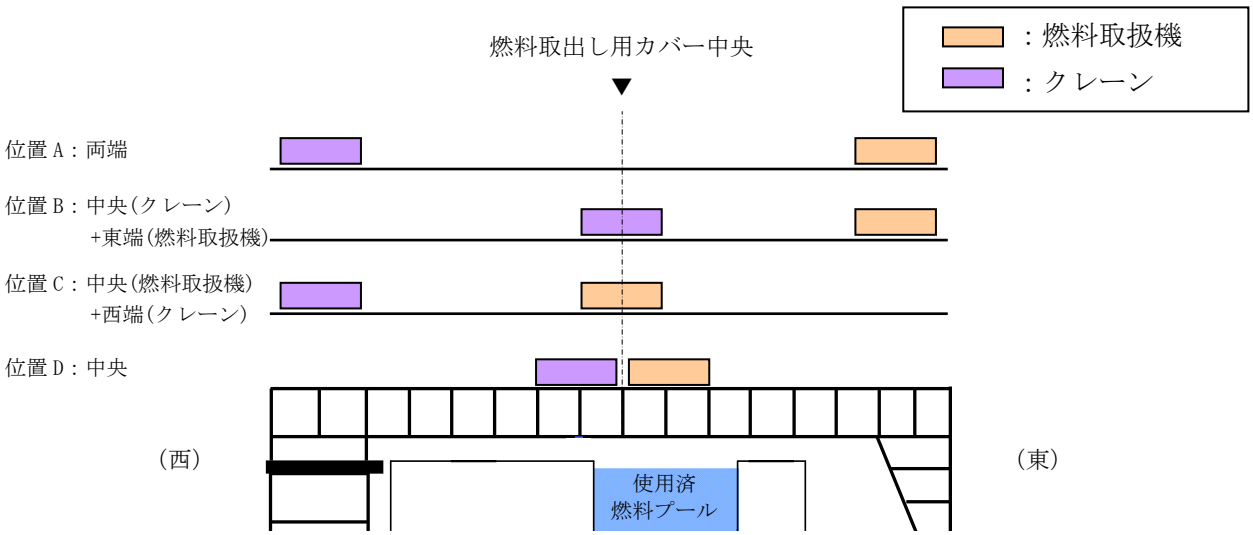



図 3.2-1　燃料取扱設備の位置

表 3.2-8　燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

| 想定する状態 | 荷重ケース | 荷重組合せ内容 | 許容応力度 |
|---|---|---|---|
| 常時 | C | VL+CL*1 | 長期 |
| 積雪時*3 | S | VL+CL*1+SL | 短期 |
| 暴風時*3 | W | VL+CL*1+WL | |
| 地震時 | E1 | VL+CL*1+K(+NS) *2 | |
| | E2 | VL+CL*1+K(-NS) *2 | |
| | E3 | VL+CL*1+K(+EW) *2 | |
| | E4 | VL+CL*1+K(-EW) *2 | |

＊1：吊荷荷重は，常時，積雪時及び暴風時は図 3.2-1 に示すクレーンの位置，地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。

＊2：地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

＊3：短期事象では地震時が支配的であることから，積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし，外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお，地震時と暴風時の架構の層せん断力について，風荷重の受圧面積が最大になる NS 方向で比較した結果を図 3.2-2 に示す。図 3.2-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

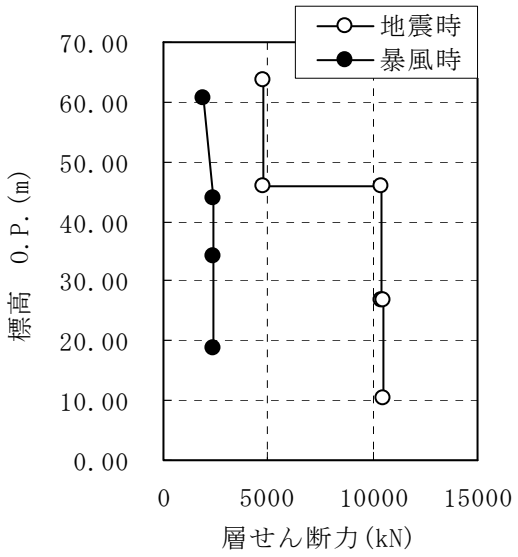



図 3.2-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2)　架構の構造強度に対する検討

1)　解析モデル

架構の解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。図 3.2-3 に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持，ストッパ取り付き部は水平方向のみピン支持とする。

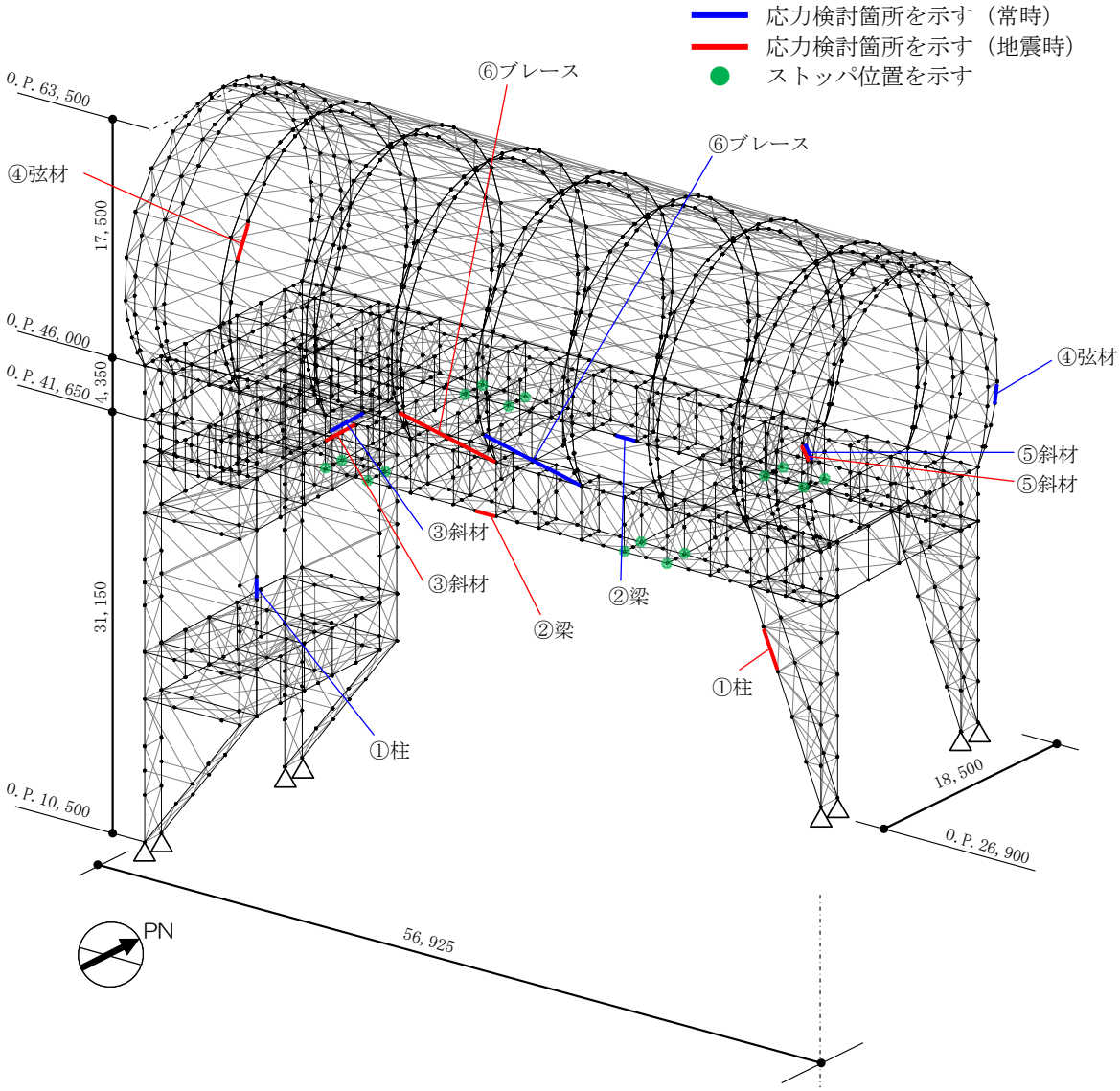



図 3.2-3　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，軸力に対して下式にて検討を行う。

・軸圧縮の場合　　$\frac{\sigma_c}{f_c} \leqq 1$

・軸引張の場合　　$\frac{\sigma_t}{f_t} \leqq 1$

ここで，　　$\sigma_c$，$\sigma_t$：圧縮応力度（N/A）及び引張応力度（T/A）(N/mm$^2$)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm$^2$)

$f_c$：許容圧縮応力度(N/mm$^2$)

$f_t$：許容引張応力度(N/mm$^2$)

表 3.2-9 及び表 3.2-10 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 3.2-9　断面検討結果（常時）

| 部　位*1 | | | 部材形状<br>(mm)<br>〈使用材料〉 | 荷重ケース<br>(位置)*2 | 作用<br>応力度<br>(N/mm$^2$) | | 許容<br>応力度<br>(N/mm$^2$) | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 門型<br>架構 | ① | 柱 | H-350×350<br>×12×19<br>〈SM490〉 | C<br>(D) | 圧縮 | 77.4 | 164 | 0.48 | O.K. |
| | ② | 梁 | H-350×350<br>×12×19<br>〈SM490〉 | C<br>(D) | 引張 | 91.4 | 216 | 0.43 | O.K. |
| | ③ | 斜材 | 2[s-150×75<br>×6.5×10<br>〈SM490〉 | C<br>(D) | 圧縮 | 103.0 | 120 | 0.86 | O.K. |
| ドーム<br>屋根 | ④ | 弦材 | φ-318.5×6.9<br>〈STKT590〉 | C<br>(B) | 引張 | 33.5 | 293 | 0.12 | O.K. |
| | ⑤ | 斜材 | φ-139.8×4.5<br>〈STK490〉 | C<br>(B) | 圧縮 | 43.4 | 203 | 0.22 | O.K. |
| | ⑥ | ブレース | φ-114.3×4.5<br>〈STK490〉 | C<br>(D) | 圧縮 | 19.4 | 92 | 0.22 | O.K. |

＊1：①～⑥の符号は図 3.2-3 の応力検討箇所を示す

＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

表 3.2-10　断面検討結果（地震時）

| 部　位*1 | | | 部材形状<br>(mm)<br>〈使用材料〉 | 荷重ケース<br>(位置)*2 | 作用<br>応力度<br>(N/mm$^2$) | | 許容<br>応力度<br>(N/mm$^2$) | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 門型<br>架構 | ① | 柱 | H-350×350<br>×12×19<br>〈SM490〉 | E1<br>(D) | 圧縮 | 138.9 | 289 | 0.49 | O.K. |
| | ② | 梁 | H-350×350<br>×12×19<br>〈SM490〉 | E1<br>(D) | 引張 | 108.3 | 324 | 0.34 | O.K. |
| | ③ | 斜材 | 2[s-150×75<br>×6.5×10<br>〈SM490〉 | E1<br>(D) | 圧縮 | 164.5 | 180 | 0.92 | O.K. |
| ドーム<br>屋根 | ④ | 弦材 | φ-267.4×6.6<br>〈STKT590〉 | E1<br>(D) | 圧縮 | 155.2 | 396 | 0.40 | O.K. |
| | ⑤ | 斜材 | φ-139.8×4.5<br>〈STK490〉 | E3<br>(A) | 圧縮 | 165.8 | 304 | 0.55 | O.K. |
| | ⑥ | ブレース | φ-114.3×4.5<br>〈STK490〉 | E3<br>(D) | 圧縮 | 80.6 | 138 | 0.59 | O.K. |

＊1：①～⑥の符号は図 3.2-3 の応力検討箇所を示す

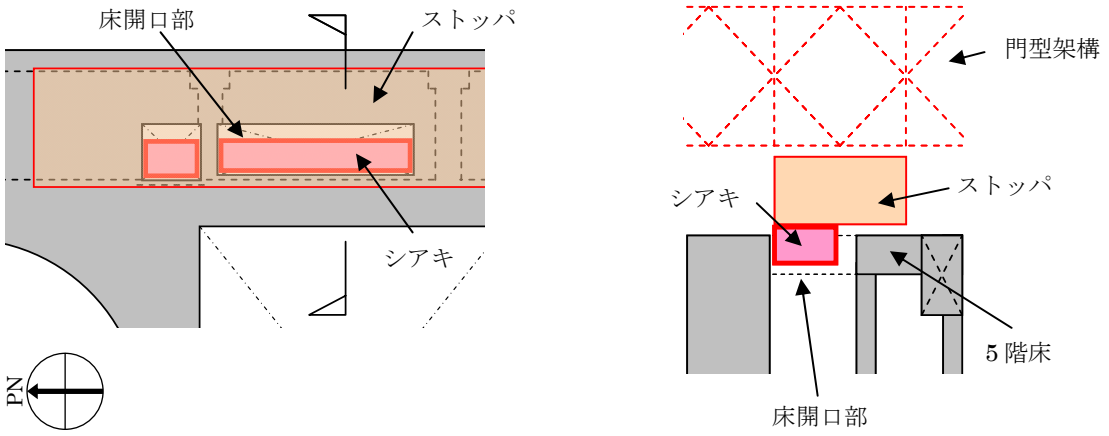
＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(3)　水平振れ止め装置（ストッパ）の構造強度に対する検討

原子炉建屋の 5 階床上面 2 か所に鋼製のストッパを設置し，架構に発生する水平力を，ストッパを介して原子炉建屋に支持させる。原子炉建屋へは，5 階床の床開口部に突出させた強固なシアキにより水平力を伝達させる。図 3.2-4 にストッパ概要図を示す。

ストッパについては，架構と原子炉建屋を結んだバネ材に発生する水平力の最大値が，床開口に差し込むシアキの短期許容せん断力以下であることを確認する。

なお，原子炉建屋と水平振れ止め装置（ストッパ）の接触部については，設置前において，本説明書で想定しているように，施工に十分な状況かどうか，雰囲気線量等の作業安全性を鑑みながら，可能な範囲で確認した点検結果を別途報告するとともに，不具合が見つかった場合には適切に補修等を実施する。




(a)伏図　　(b)断面図

図 3.2-4　ストッパ概要図

シアキの許容せん断力は下式より算定し，表 3.2-11 に応力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全てのストッパに対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$$Q_a = A \cdot f_s$$

ここに，

Qa：短期許容せん断力(kN)

A：シアキの断面積（$mm^2$）

$f_s$：短期許容せん断応力度($N/mm^2$)（SM490A）

表 3.2-11　ストッパ（シアキ）の断面検討結果

| 部位 | 荷重ケース（位置）* | ストッパ反力 Q(kN) | 短期許容せん断力 Qa(kN) | 応力比 Q/Qa | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| 東側ストッパ | E4 (A) | 2560 | 8620 | 0.30 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(4)　基礎の構造強度に対する検討

架構の基礎は独立フーチング基礎とし，西側柱脚部は原子炉建屋の地下 1 階壁の直上に設置し，東側柱脚部は原子炉建屋2階壁の直上に設置して基礎反力が原子炉建屋を介して地盤に伝わるようにする。ここでは，基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が 0 以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が許容摩擦力以下であることを確認する。

なお，基礎底面の摩擦係数は「現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に準じて，特に先打ちコンクリート表面に処理をしない場合の後打ちコンクリートとの境界面で設定する 0.6(普通コンクリートの場合)とする。

表 3.2-12 に基礎反力が最小となる部位の基礎浮き上がりの検討結果を示す。

基礎浮き上がりの検討の結果，全ての基礎の最小圧縮力が 0 以上であることを確認した。

表 3.2-12　基礎浮き上がりの検討結果

| 部位 | 荷重ケース<br>（位置）＊ | 最小圧縮力<br>N(kN) | 判定 |
|---|---|---|---|
| 東側柱脚<br>（北側） | E1<br>(C) | 1990 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

許容摩擦力は下式より算定し，表 3.2-13 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

基礎すべりの検討の結果，全ての基礎に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$$V_a = \mu(N + R)$$

ここに，

Va：許容摩擦力(kN)

$\mu$ ：摩擦係数（$\mu$=0.6）

N：基礎重量(kN)

R：基礎上端の架構の鉛直反力(kN)

表 3.2-13　基礎すべりの検討結果

| 部位 | 荷重ケース<br>（位置）＊ | 水平力<br>Q(kN) | 許容摩擦力<br>Va(kN) | 応力比<br>Q/Va | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| 東側柱脚 | C (D) | 2410 | 5270 | 0.46 | O.K. |
| | E4 (D) | 2430 | 4580 | 0.54 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(5)　原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

1)　ストッパ接触部

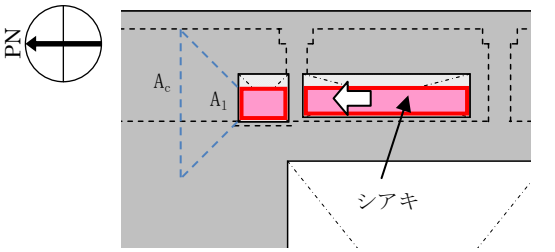
ストッパ接触部の構造強度の検討では，ストッパ水平反力が，既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお，許容支圧応力度は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm$^2$)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

短期許容支圧力 Na は下式より算定し，表 3.2-14 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全てのストッパ接触部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_a = f_n \cdot A_l$$

$$f_n = f_{na}\sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \quad \text{ただし，} \quad \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \leq 2.0$$




ここに，

$f_n$ ：短期許容支圧応力度(N/mm$^2$)

$f_{na}$ ：$F_{ci}$/1.25 または 0.6$F_c$ のうち小さいほうの値(N/mm$^2$)

$F_{ci}$ ：コンクリート強度，特に定めのない場合には 20N/mm$^2$　($F_{ci}$=22.1N/mm$^2$)

$A_c$ ：支圧端から離れて応力が一様分布となったところのコンクリートの支承面積(mm$^2$)

$A_1$ ：局部圧縮を受ける支圧面積(mm$^2$)

表 3.2-14　ストッパ接触部の検討結果

| 部位 | 荷重ケース（位置）＊ | ストッパ水平反力 N(kN) | 短期許容支圧力 Na(kN) | 応力比 N/Na | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| 東側ストッパ | E2 (B) | 3980 | 10300 | 0.39 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2)　基礎設置部

架構の西側脚部は原子炉建屋 1 階レベル（O.P.10.2m）で支持し，東側脚部は原子炉建屋 3 階レベル（O.P.26.9m）で支持している。基礎設置部については，柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。

許容軸力 Na は下式より算定し，表 3.2-15 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全ての基礎設置部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$${}_L N_a = {}_L f_c \cdot A_1 \quad , \quad {}_S N_a = {}_S f_c \cdot A_1$$

ここに，

${}_L f_c$ ：長期許容圧縮応力度(N/mm$^2$)　(${}_L f_c$=22.1×1/3=7.4)

${}_S f_c$ ：短期許容圧縮応力度(N/mm$^2$)　(${}_S f_c$=22.1×2/3=14.7)

$A_1$ ： 柱脚部支配面積($mm^2$)

表 3.2-15　壁の圧縮力の検討結果

| 部位 | 荷重ケース（位置）＊ | 軸力 N(kN) | 許容軸力 Na(kN) | 応力比 N/Na | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| 東側柱脚（南側） | C (B) | 4280 | 12900 | 0.34 | O.K. |
| | E1 (B) | 6540 | 25900 | 0.26 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6)　外装材の構造強度に対する検討

1)　検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は，折板を用いる。強度検討は，壁材，屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。なお，短期事象においては，暴風時の影響が支配的であることから，積雪時及び地震時の検討は省略する。検討箇所を図 3.2-5 に示す。

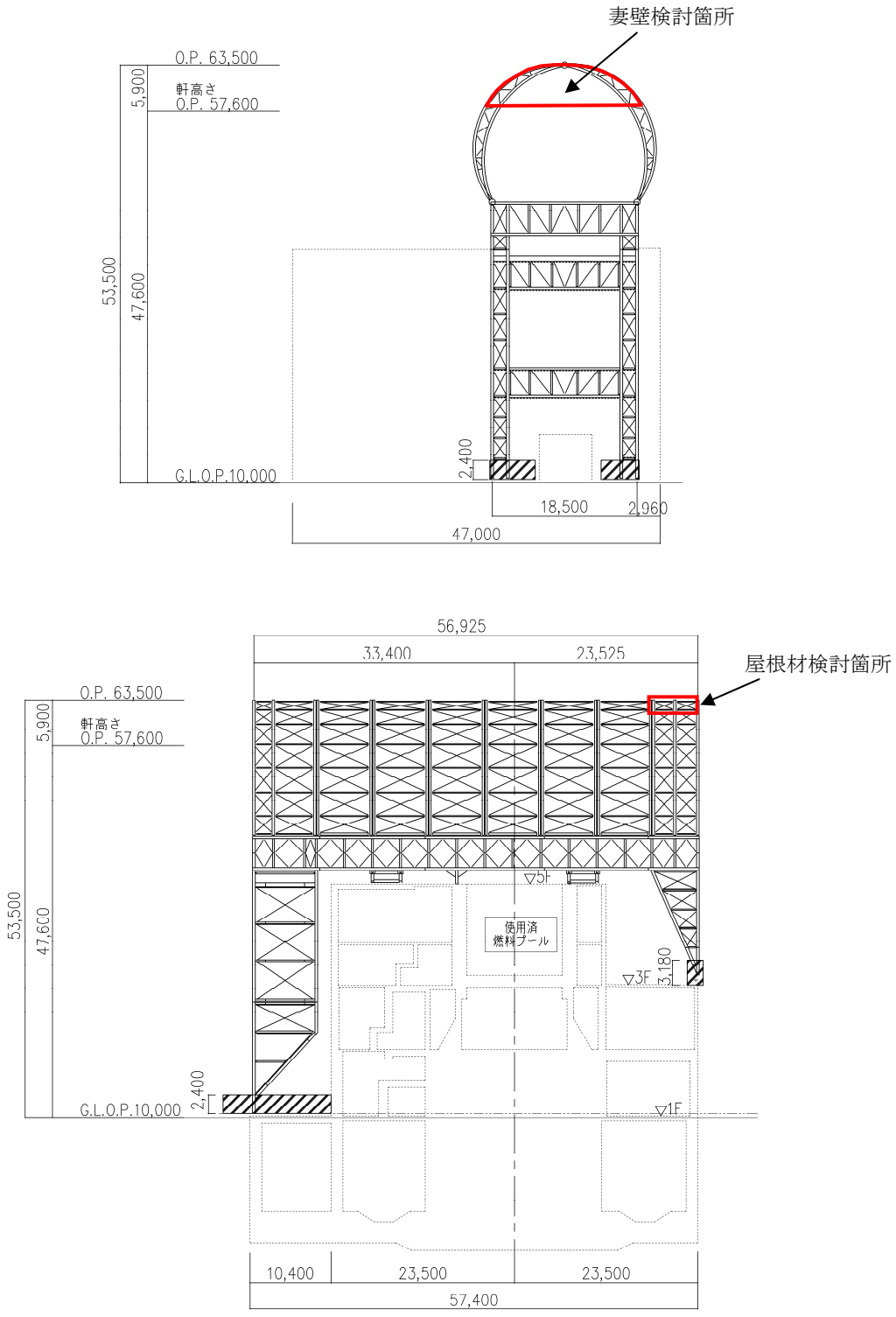



図 3.2-5　外装材検討箇所（単位：mm）

2)　設計用荷重の算定

設計用風圧力は，建築基準法施行令第 82 条の 4 に準拠し，基準風速 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 3.2-16 に，ピーク風力係数を表 3.2-17 に，風力係数の算定箇所を図 3.2-6 に示す。

表 3.2-16　速度圧の算定結果

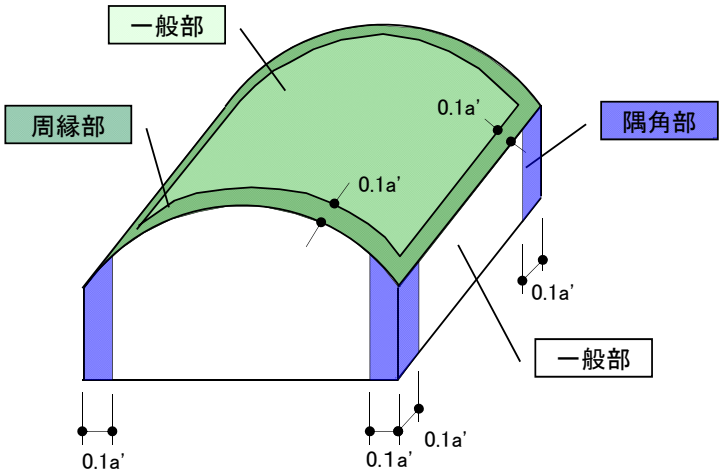
| 建物高さ*<br>H<br>(m) | 平均風速の高さ方向の分布を表す係数<br>$E_r$ | 基準風速<br>$V_0$<br>(m/s) | 平均速度圧<br>q<br>($N/m^2$) |
|---|---|---|---|
| 50.55 | 1.27 | 30 | 871 |

*：建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

表 3.2-17　ピーク風力係数

| 建物高さ*<br>H<br>(m) | 屋根面 | | 妻壁面 | |
|---|---|---|---|---|
| | 一般部 | 周縁部 | 一般部 | 隅角部 |
| 50.55 | -2.5 | -3.2 | -2.02 | -2.5 |

*：建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした




a'は平面の短辺の長さと H の 2 倍の数値のうちいずれか小さな数値（30 を超えるときは，30 とする）（単位：m）

図 3.2-6　風力係数の算定箇所

3)　外装材の強度検討

検討は，応力が厳しくなる部位について行う。ここでは，折板の自重は考慮しないものとする。折板の間隔はドーム屋根が 3.4m で連続支持，妻壁が 4.0m で単純支持されているものと仮定する。

屋根材及び壁材の材料諸元を表 3.2-18 に示す。また，検討結果を表 3.2-19 に示す。

断面検討の結果，全ての外装材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 3.2-18　屋根材及び壁材の材料諸元

| 板厚 | 自重 | 正曲げ方向 | | 負曲げ方向 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 断面 2 次モーメント | 断面係数 | 断面 2 次モーメント | 断面係数 |
| t (mm) | G ($N/m^2$) | $I_x$ ($cm^4/m$) | $Z_x$ ($cm^3/m$) | $I_x$ ($cm^4/m$) | $Z_x$ ($cm^3/m$) |
| 0.8 | 118 | 360 | 43.6 (13.1*) | 347 | 40.6 (12.2*) |

＊：括弧内の数値は折曲加工部を示す

表 3.2-19　応力度に対する検討結果

| 部位 | 作用応力度 ($N/mm^2$) | 許容応力度 ($N/mm^2$) | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| ドーム屋根 | 189 | 205* | 0.93 | O.K. |
| 妻壁 | 109 | 205* | 0.54 | O.K. |

＊：「JIS G 3321-2010」による

・応力度に対する検討

①ドーム屋根

$w = 871 \times (-3.20) = -2790 (N/m^2)$

$M = (9/128) \times w \times L^2 = (9/128) \times (-2790) \times 3.4^2 \times 10^{-3} = -2.3 (kNm/m)$

$\sigma_b = M/Z = 2.3 \times 10^6 / (12.2 \times 10^3) = 189 (N/mm^2)$

$\sigma_b / f_b = 189/205 = 0.93 \leqq 1.0$　　OK

②妻壁

$w = 871 \times (-2.50) = -2180 (N/m^2)$

$M = (1/8) \times w \times L^2 = (1/8) \times (-2180) \times 4.0^2 \times 10^{-3} = -4.4 (kNm/m)$

$\sigma_b = M/Z = 4.4 \times 10^6 / (40.6 \times 10^3) = 109 (N/mm^2)$

$\sigma_b / f_b = 109/205 = 0.54 \leqq 1.0$　　OK

3.3　耐震性

(1)　検討方針

耐震性の検討は，架構，水平振れ止め装置（ストッパ），制震装置（オイルダンパ），基礎，原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い，基準地震動 Ss に対して，これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。なお，地震応答解析は水平方向及び鉛直方向を同時に入力する。

(2)　架構の耐震性に対する検討

1)　解析に用いる入力地震動

検討用地震動は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 3.3-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（0.P.-196.0m）における基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 の加速度時刻歴波形を図 3.3-2(1)及び図 3.3-2(2)に示す。

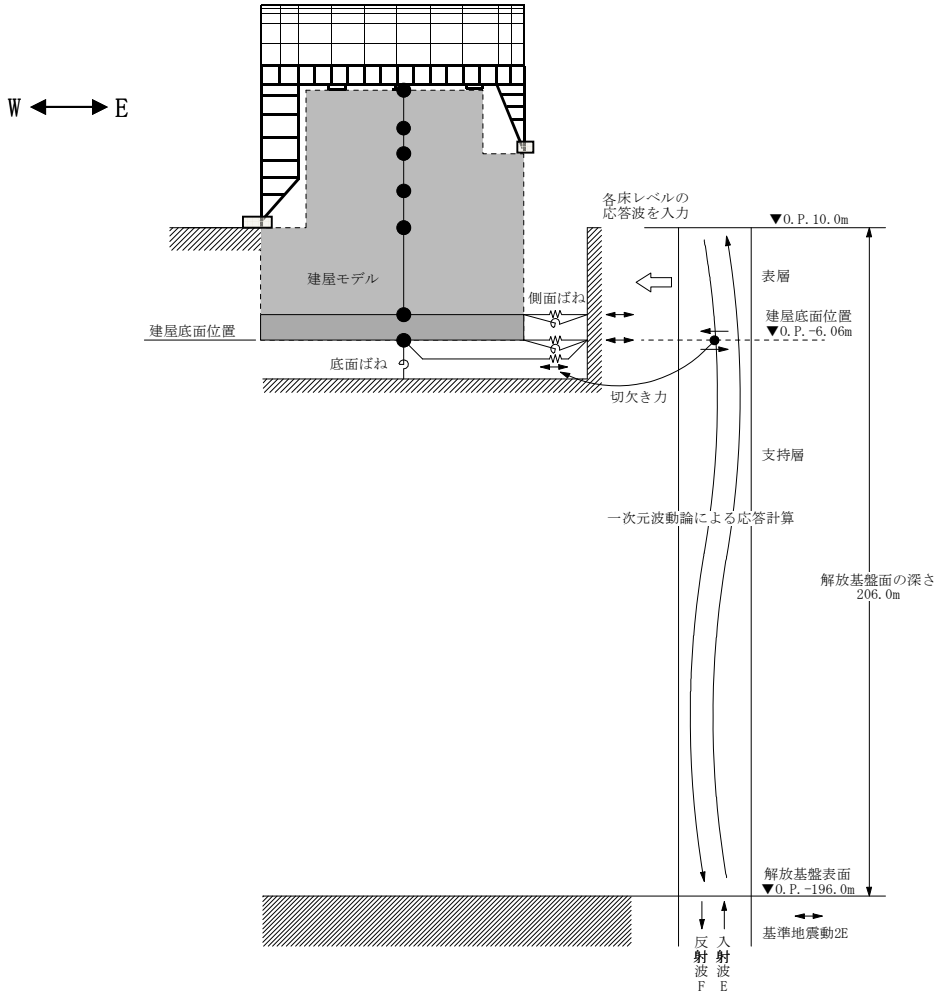
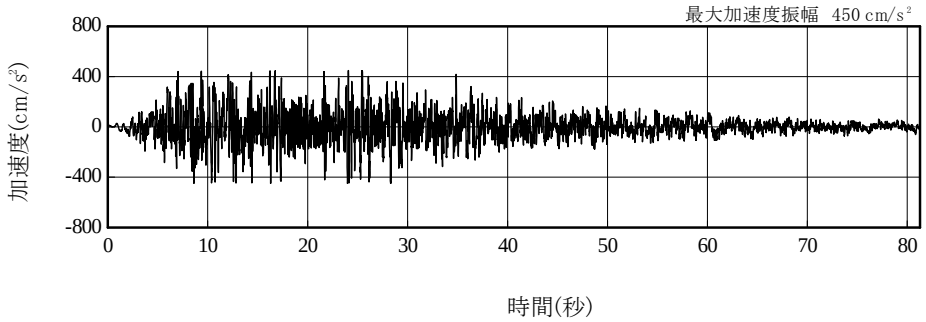
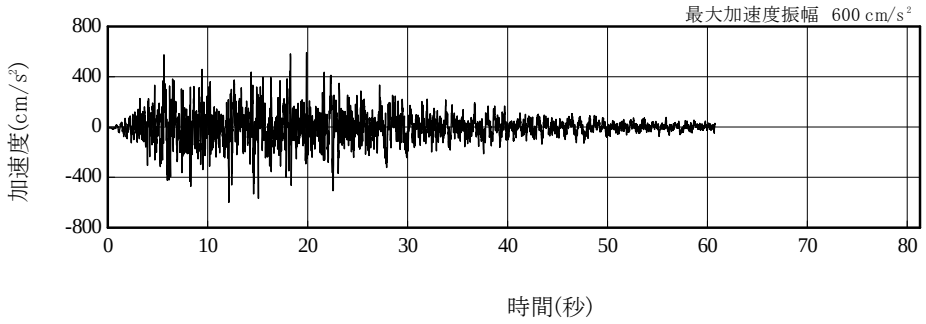


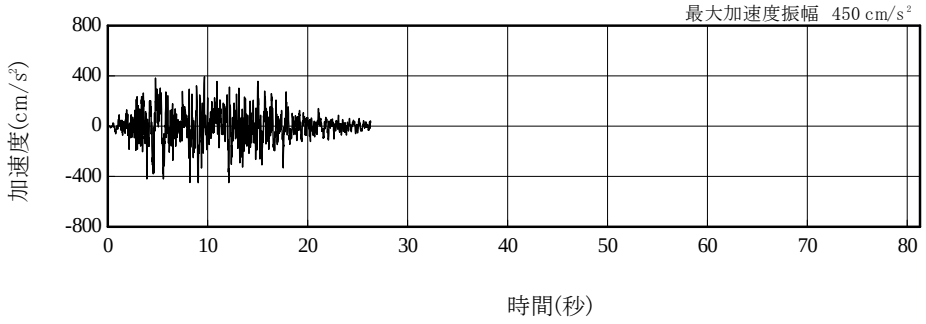

図 3.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図




(Ss-1H)

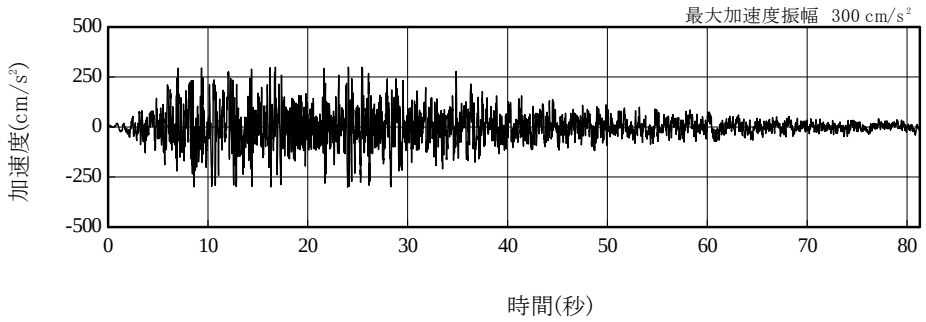



(Ss-2H)

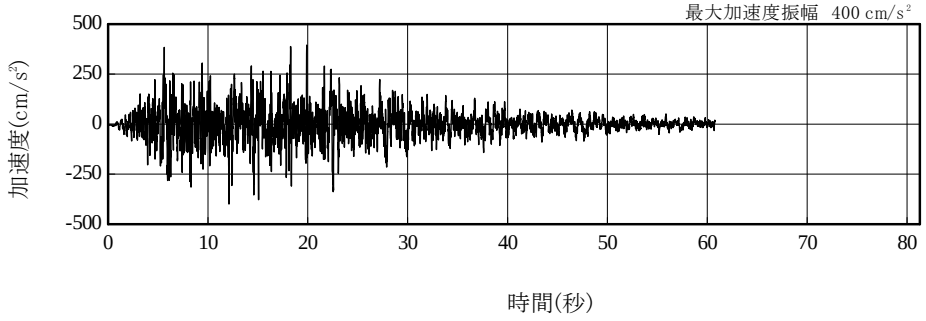



(Ss-3H)

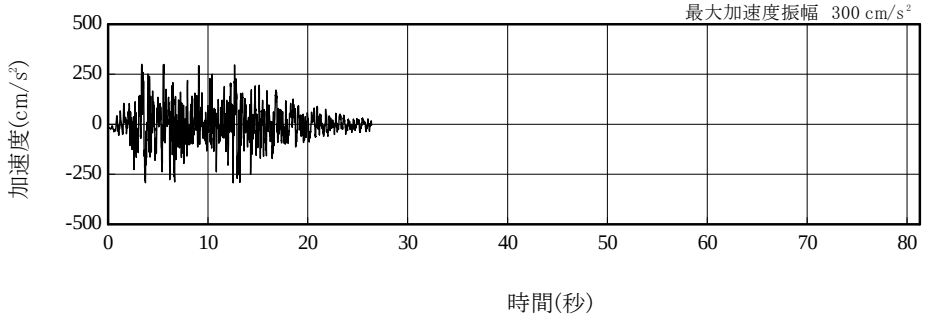
図 3.3-2(1) 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)




(Ss-1V)




(Ss-2V)




(Ss-3V)

図 3.3-2(2)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
(鉛直方向)

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した図 3.3-3 に示すモデルとし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。ストッパ取り付き部は原子炉建屋 5 階質点（O.P.39.92 m）と水平方向同一変位条件とし，鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）は原子炉建屋の 5 階床上面 4 箇所に門型架構と 5 階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。

地震応答解析に用いる物性値を表 3.3-1 に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上げ材等を考慮した重量とし，原子炉建屋の質点は瓦礫撤去の重量等を反映した表 3.3-2 に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の弦材は弾性部材とし，その他ブレース等は「鉄骨 X 型ブレース架構の復元力特性に関する研究」（日本建築学会構造工学論文集 37B 号　1991 年 3 月）に示されている修正若林モデルによる。また，原子炉建屋は，曲げとせん断に「JEAG 4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地盤定数は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）と同様とし，その結果を表 3.3-3 に示す。原子炉建屋の地盤ばねは，「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤を Novak の方法により建屋側面ばねを評価した。

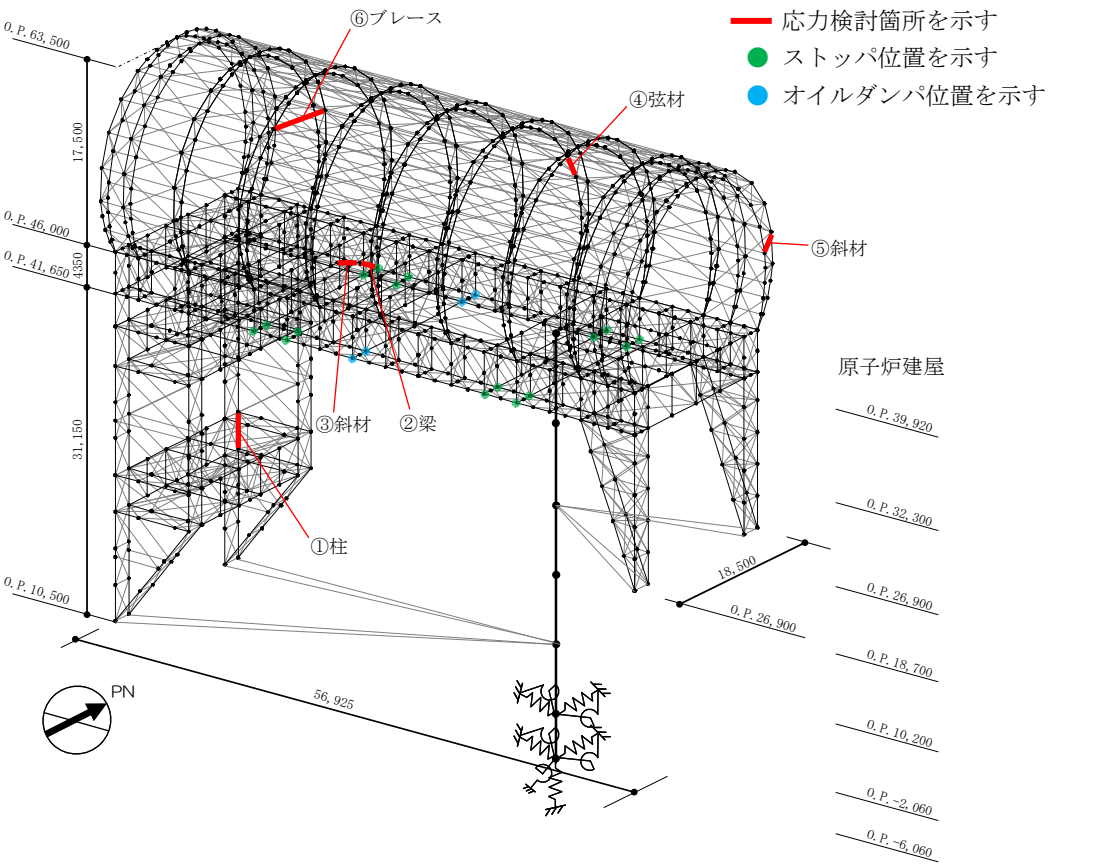



図 3.3-3　地震応答解析モデル（単位：mm）

表 3.3-1　地震応答解析に用いる物性値

| 部位 | 材料 | ヤング係数<br>E(N/mm$^2$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量<br>$\gamma$ (kN/m$^3$) | 減衰定数<br>h(%) | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 架構 | 鉄骨 | $2.05\times10^5$ | 0.3 | 77.0 | 2 | SS400, SM490A<br>STK490, STKT590 |

表 3.3-2　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

| 標高<br>O.P.（m） | 質点重量*<br>W（kN） | 回転慣性重量<br>$I_G$（$\times10^5$ kN･m$^2$） | せん断断面積<br>As（m$^2$） | 断面二次モーメント<br>I（m$^4$） |
|---|---|---|---|---|
| 39.92 | 72990 | 76.95 | | |
| 32.3 | 119490 | 238.33 | 145.3 | 9598 |
| 26.9 | 111140 | 204.58 | 146.1 | 29271 |
| 18.7 | 130160 | 239.58 | 237.3 | 56230 |
| 10.2 | 252510 | 464.88 | 208.6 | 60144 |
| -2.06 | 301020 | 554.17 | 458.7 | 112978 |
| -6.06 | 127000 | 233.79 | 2697.8 | 496620 |
| | | | | |
| 合計 | 1114310 | | | |

ヤング係数 Ec　$2.57\times10^7$(kN/m$^2$)
せん断弾性係数 G　$1.07\times10^7$(kN/m$^2$)
ポアソン比 $\nu$　0.20
減衰 h　5%

＊：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない）

表 3.3-2　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(b)水平（EW）方向

| 標高<br>O.P.（m） | 質点重量*<br>W（kN） | 回転慣性重量<br>$I_G$（$\times 10^5$ kN･m$^2$） | せん断断面積<br>As（m$^2$） | 断面二次モーメント<br>I（m$^4$） |
|---|---|---|---|---|
| 39.92 | 72990 | 56.10 | | |
| | | | 61.9 | 5665 |
| 32.3 | 119490 | 124.49 | | |
| | | | 123.4 | 12460 |
| 26.9 | 111140 | 204.58 | | |
| | | | 204.1 | 41352 |
| 18.7 | 130160 | 239.58 | | |
| | | | 226.6 | 61084 |
| 10.2 | 252510 | 693.32 | | |
| | | | 431.3 | 135128 |
| -2.06 | 301020 | 826.50 | | |
| | | | 2697.8 | 740717 |
| -6.06 | 127000 | 348.72 | | |
| | | | | |
| 合計 | 1114310 | | | |

ヤング係数 Ec　$2.57\times10^7$ (kN/m$^2$)
せん断弾性係数 G　$1.07\times10^7$ (kN/m$^2$)
ポアソン比 $\nu$　0.20
減衰 h　5%

(c)鉛直方向

| 標高<br>O.P.（m） | 質点重量*<br>W（kN） | 軸断面積<br>$A_N$（m$^2$） | 軸ばね剛性<br>$K_A$（$\times 10^8$ kN/m） |
|---|---|---|---|
| 39.92 | 72990 | | |
| | | 192.0 | 6.48 |
| 32.3 | 119490 | | |
| | | 266.3 | 12.67 |
| 26.9 | 111140 | | |
| | | 431.7 | 13.53 |
| 18.7 | 130160 | | |
| | | 423.0 | 12.79 |
| 10.2 | 252510 | | |
| | | 691.2 | 14.49 |
| -2.06 | 301020 | | |
| | | 2697.8 | 173.33 |
| -6.06 | 127000 | | |
| | | | |
| 合計 | 1114310 | | |

ヤング係数 Ec　$2.57\times10^7$ (kN/m$^2$)
せん断弾性係数 G　$1.07\times10^7$ (kN/m$^2$)
ポアソン比 $\nu$　0.20
減衰 h　5%

＊：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない）

表 3.3-3　地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波<br>速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ<br>比<br>$\nu$ | せん断<br>弾性係数<br>G<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 剛性<br>低下率<br>$G/G_0$ | ヤング<br>係数<br>E<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 減衰<br>定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

(b) Ss-2

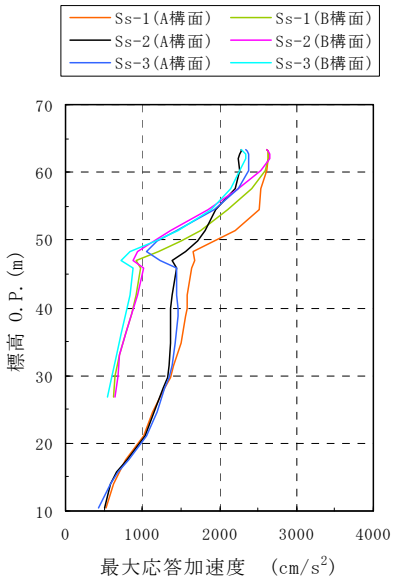
| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波<br>速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ<br>比<br>$\nu$ | せん断<br>弾性係数<br>G<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 剛性<br>低下率<br>$G/G_0$ | ヤング<br>係数<br>E<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 減衰<br>定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.23 | 2.62 | 0.85 | 6.57 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.76 | 3.41 | 0.81 | 8.08 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.53 | 4.36 | 0.81 | 10.27 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.56 | 5.63 | 0.81 | 13.19 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.29 | 6.53 | 0.81 | 15.26 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

(c) Ss-3

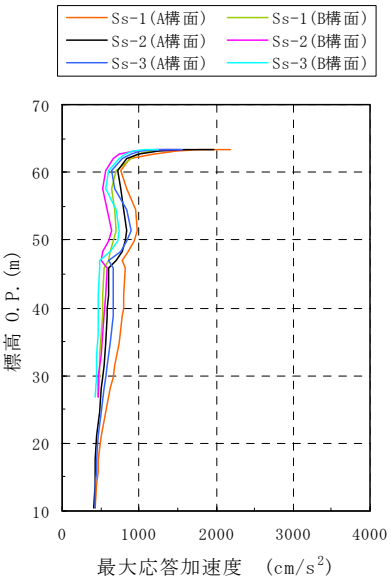
| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波<br>速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ<br>比<br>$\nu$ | せん断<br>弾性係数<br>G<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 剛性<br>低下率<br>$G/G_0$ | ヤング<br>係数<br>E<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 減衰<br>定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.25 | 2.62 | 0.86 | 6.63 | 3 | 8.1 |
| 1.9 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 11.9 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

3)　地震応答解析結果

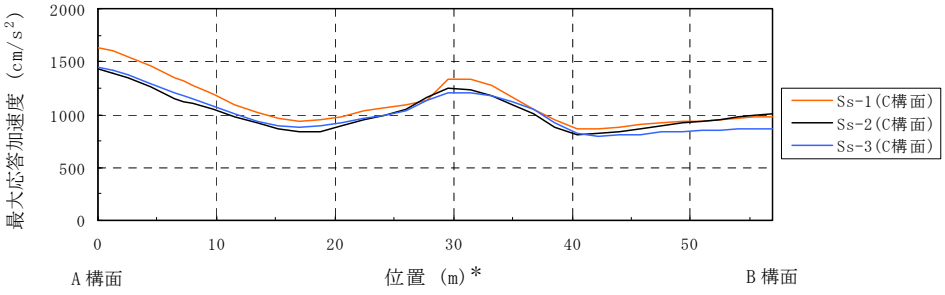
最大応答加速度分布を図 3.3-4(1)及び図 3.3-4(2)に示す。



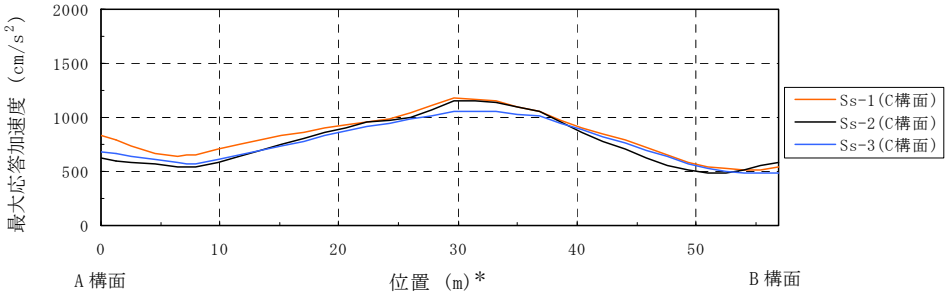

水平(NS)成分（A 構面，B 構面）




鉛直成分（A 構面，B 構面）

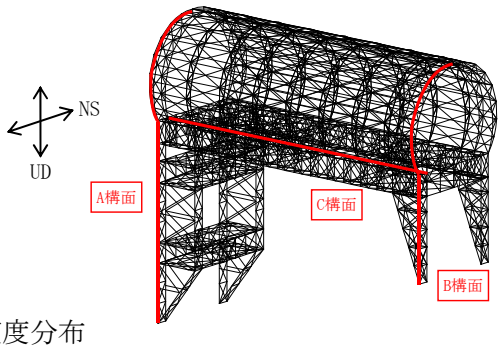



水平(NS)成分（C 構面）




鉛直成分（C 構面）

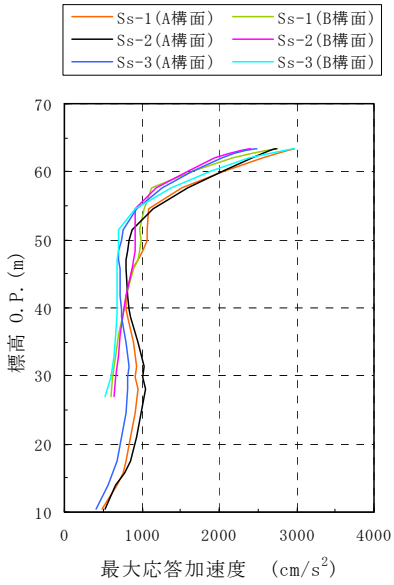
（NS 方向）



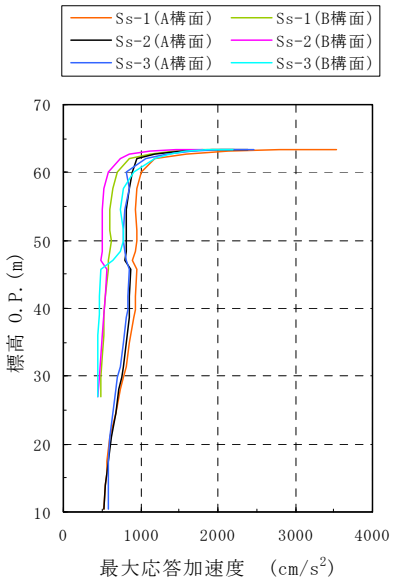

注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
（図 3.2-1 の位置 D）を示す

＊：位置は A 構面側からの距離を示す

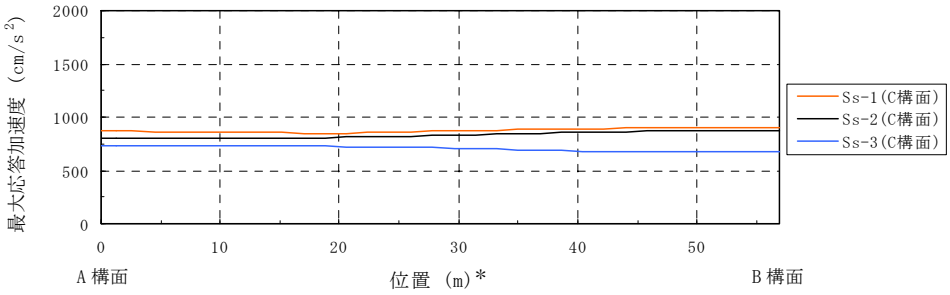
図 3.3-4(1)　最大応答加速度分布



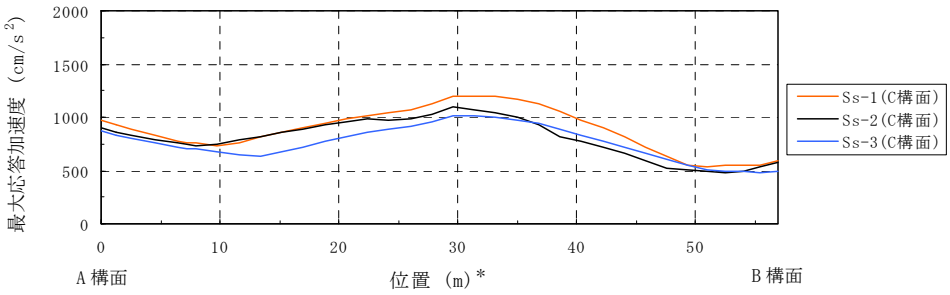

水平(EW)成分 (A 構面，B 構面)




鉛直成分 (A 構面，B 構面)

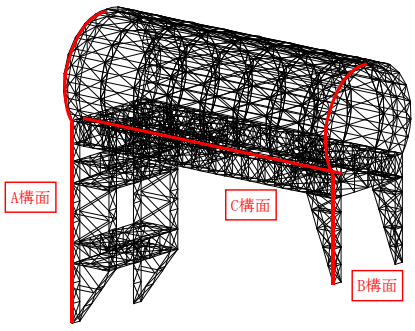



水平(EW)成分 (C 構面)




鉛直成分 (C 構面)

(EW 方向)




注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
(図 3.2-1 の位置 D) を示す

＊：位置は A 構面側からの距離を示す

図 3.3-4(2)　最大応答加速度分布

4)　波及的影響の評価

門型架構は，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*）を満足することを確認する。ドーム屋根は，柱・梁によるフレームを構成しないため，JSCA 性能メニューのうち部材の塑性率のクライテリアを満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

＊：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

門型架構の最大応答層間変形角を表 3.3-4 に示す。

検討の結果，最大応答層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 3.3-4　最大応答層間変形角の検討結果

| 検討箇所 | 地震波 | 入力方向（位置）* | 最大応答値 | ｸﾗｲﾃﾘｱ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| 東側<br>0.P.46.00(m)<br>～0.P.26.90(m) | Ss-1 | NS（A） | 1/820 | 1/75 | O.K. |
| | | EW（B） | 1/990 | 1/75 | O.K. |
| | Ss-2 | NS（B） | 1/990 | 1/75 | O.K. |
| | | EW（B） | 1/1000 | 1/75 | O.K. |
| | Ss-3 | NS（B） | 1/990 | 1/75 | O.K. |
| | | EW（B） | 1/1000 | 1/75 | O.K. |
| 西側<br>0.P.46.00(m)<br>～0.P.10.50(m) | Ss-1 | NS（A） | 1/720 | 1/75 | O.K. |
| | | EW（B） | 1/1600 | 1/75 | O.K. |
| | Ss-2 | NS（C） | 1/860 | 1/75 | O.K. |
| | | EW（B） | 1/1600 | 1/75 | O.K. |
| | Ss-3 | NS（C） | 1/800 | 1/75 | O.K. |
| | | EW（B） | 1/1800 | 1/75 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

・塑性率の検討

部材の塑性率は，引張及び圧縮に対して最大軸力時のひずみを引張耐力または座屈耐力時のひずみで除した値で表される。最大軸力時のひずみが引張耐力または座屈耐力時のひずみ未満の場合は弾性であり塑性率は 1 未満となる。最大応答軸力を引張耐力または座屈耐力で除した値を耐力比と定義し，表 3.3-5 に検討結果を示す。なお，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度（STKT590 材を除く）は「平成 19 年国土交通省告示第 625 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

表 3.3-5 より全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 未満となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 3.3-5　耐力比の検討結果

| 部位*1 | | | 部材形状 (mm) | 地震波 | 入力方向 (位置)*2 | 耐力比 | | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 門型架構 | ① | 柱 | H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉 | Ss-2 | NS (C) | C/Cu | 0.50 | OK |
| | ② | 梁 | H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉 | Ss-1 | NS (C) | C/Cu | 0.45 | OK |
| | ③ | 斜材 | 2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490A〉 | Ss-1 | NS (C) | C/Cu | 0.75 | OK |
| ドーム屋根 | ④ | 弦材 | φ-267.4×6.6 〈STKT590〉 | Ss-1 | NS (D) | C/Cu | 0.63 | OK |
| | ⑤ | 斜材 | φ-139.8×4.5 〈STK490〉 | Ss-1 | EW (D) | C/Cu | 0.90 | OK |
| | ⑥ | ブレース | φ-114.3×4.5 〈STK490〉 | Ss-2 | EW (C) | C/Cu | 0.45 | OK |

＊1：①～⑥の符号は図 3.3-3 の応力検討箇所を示す

＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

C ：部材軸方向の圧縮力の最大値

Cu：座屈耐力

T ：部材軸方向の引張力の最大値

Tu：引張耐力

(3)　水平振れ止め装置（ストッパ）の耐震性に対する検討

ストッパ（鋼製）の耐震性に対する検討は，材料強度を基準強度 F 値の 1.1 倍としたせん断耐力とし，耐力比が 1 以下になることを確認する。図 3.3-5 にストッパ概要図を示す。

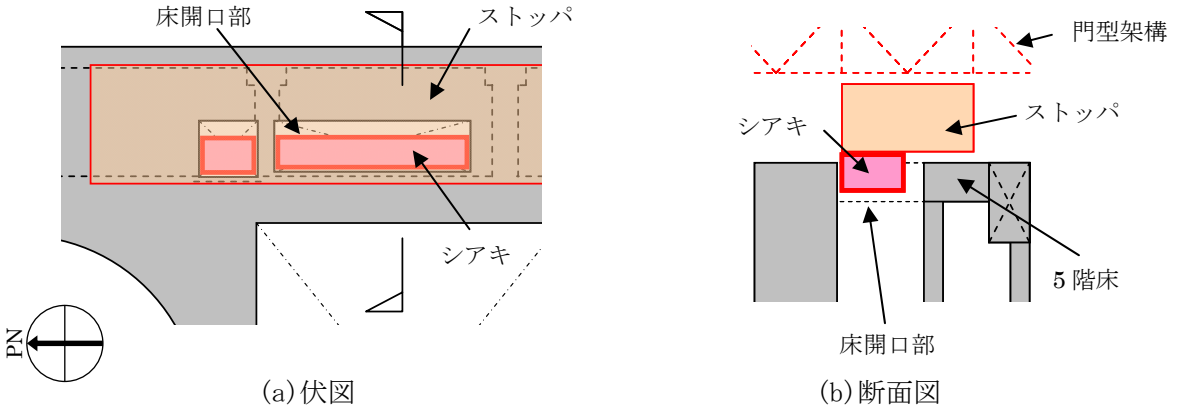
表 3.3-6 に耐力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全てのストッパに対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-6　ストッパ（シアキ）の断面検討結果

| 部位 | 地震波 | 入力方向<br>（位置）* | 最大応答<br>ストッパ反力<br>Q(kN) | せん断耐力<br>Qu(kN) | 耐力比<br>Q/Qu | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 東側ストッパ | Ss-1 | EW (D) | 3970 | 9480 | 0.42 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す




(a)伏図　　(b)断面図

図 3.3-5　ストッパ概要図

(4)　制震装置（オイルダンパ）の耐震性に対する検討

原子炉建屋の 5 階床上面 4 箇所に設置するオイルダンパ概念図を図 3.3-6 に示す。

オイルダンパの耐震性に対する検討は，架構と原子炉建屋 5 階床がオイルダンパを介して各々変形する時の相対的な応答値がオイルダンパの許容値以下であることを確認する。

表 3.3-7 に最大応答値と許容値を比較した結果を示す。

検討の結果，全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。

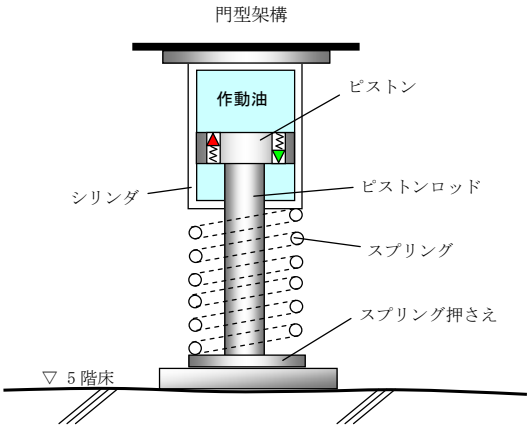



図 3.3-6　オイルダンパ概念図

表 3.3-7　オイルダンパの検討結果

| 検討 | 地震波 | 入力方向<br>(位置)* | 最大応答値 | 許容値 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| オイルダンパ変位 (mm) | Ss-3 | NS (D) | 72 | ±100 | O.K. |
| オイルダンパ速度(m/s) | Ss-1 | NS (D) | 0.48 | 1.00 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(5)　基礎の耐震性に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が 0 以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が摩擦耐力以下であることを確認する。

1)　基礎浮き上がりの検討

表 3.3-8 に基礎反力が最小となる部位の基礎浮き上がりの検討結果を示す。

検討の結果，全ての基礎の最小圧縮力が 0 以上になることを確認した。

表 3.3-8　基礎浮き上がりの検討結果

| 部位 | 地震波 | 入力方向<br>(位置)* | 最小圧縮力<br>N(kN) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| 東側柱脚<br>(北側) | Ss-3 | NS<br>(C) | 227 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2)　基礎すべりの検討

表 3.3-9 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全ての耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-9　基礎すべりの検討結果

| 部位 | 地震波 | 入力方向<br>(位置)* | 最大水平力<br>Q(kN) | 摩擦耐力<br>Vu(kN) | 耐力比<br>Q/Vu | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 東側柱脚 | Ss-1 | EW (D) | 2810 | 4780 | 0.59 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6)　原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

1)　ストッパ接触部

ストッパ接触部の耐震性の検討では，最大ストッパ水平反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm$^2$)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

表 3.3-10 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全てのストッパ接触部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-10　ストッパ接触部の検討結果

| 部位 | 地震波 | 入力方向<br>(位置)* | 最大ストッパ<br>水平反力<br>N(kN) | 支圧耐力<br>Nu(kN) | 耐力比<br>N/Nu | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 西側ストッパ | Ss-1 | NS (C) | 10400 | 19600 | 0.54 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2)　オイルダンパ接触部

オイルダンパ接触部の耐震性の検討では，最大オイルダンパ鉛直反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm$^2$)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

表 3.3-11 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全てのオイルダンパ接触部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_u = f_n \cdot A_l$$

$$f_n = f_{na}\sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \quad \text{ただし，} \quad \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \leq 2.0$$

ここに，

$f_n$ ：短期許容支圧応力度(N/mm$^2$)

$f_{na}$ ：$F_{ci}/1.25$ または $0.6F_c$ のうち小さいほうの値(N/mm$^2$)

$F_{ci}$ ：コンクリート強度，特に定めのない場合には 20N/mm$^2$　($F_{ci}$=22.1N/mm$^2$)

$A_c$ ：支圧端から離れて応力が一様分布となったところのコンクリートの支承面積(mm$^2$)

$A_l$ ：局部圧縮を受ける支圧面積(mm$^2$)

(500×500=2.50×10$^5$mm$^2$)

表 3.3-11　オイルダンパ接触部の検討結果

| 部位 | 地震波 | 入力方向<br>(位置)* | 最大オイルダンパ<br>鉛直反力<br>N(kN) | 支圧耐力<br>Nu(kN) | 耐力比<br>N/Nu | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 南側端部 | Ss-1 | NS (D) | 1250 | 6620 | 0.19 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

3)　基礎設置部

基礎設置部の耐震性の検討では，柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の最大軸力が壁の軸耐力以下であることを確認する。

表 3.3-12 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全ての基礎設置部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_u = {}_S f_c \cdot A_1$$

ここに，

${}_S f_c$：短期許容圧縮応力度(N/mm$^2$)（${}_S f_c$=22.1×2/3=14.7）

$A_1$：柱脚部支配面積(mm$^2$)

表 3.3-12　壁の圧縮力の検討結果

| 部位 | 地震波 | 入力方向<br>(位置)* | 最大軸力<br>N(kN) | 軸耐力<br>Nu(kN) | 耐力比<br>N/Nu | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 東側柱脚<br>(南側) | Ss-3 | NS<br>(B) | 7430 | 25900 | 0.29 | O.K. |

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(7)　原子炉建屋の耐震性に対する検討

1)　検討方針

架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）以下になることを確認する。

2)　原子炉建屋の地震応答解析

・解析に用いる入力地震動

検討用地震動は，「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した基準地震動 Ss を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図は図 3.3-1 と同様であり，モデルに入力する地震動は「(2) 架構の耐震性に対する検討」に示したものと同一である。

・地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，図 3.3-7 に示すように質点系でモデル化し，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その 2)」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）に示される内容に，瓦礫撤去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。地震応答解析モデルの諸元のうち表 3.3-2 から変更した質点重量及び回転慣性重量を表 3.3-13 に示す。

地盤定数は，「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した地盤定数と同一である。

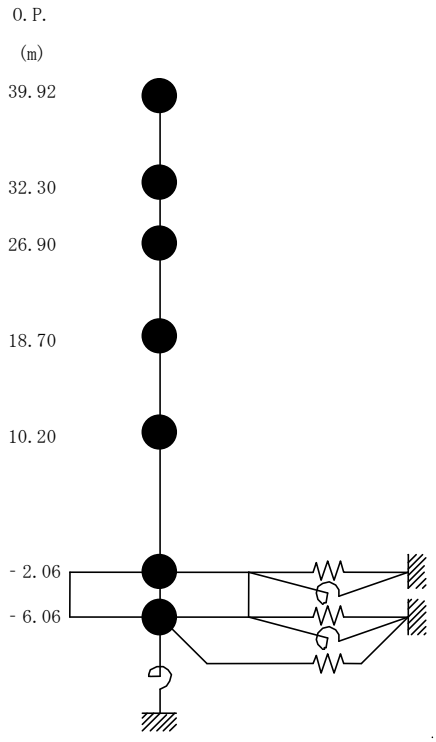



図 3.3-7　原子炉建屋の地震応答解析モデル

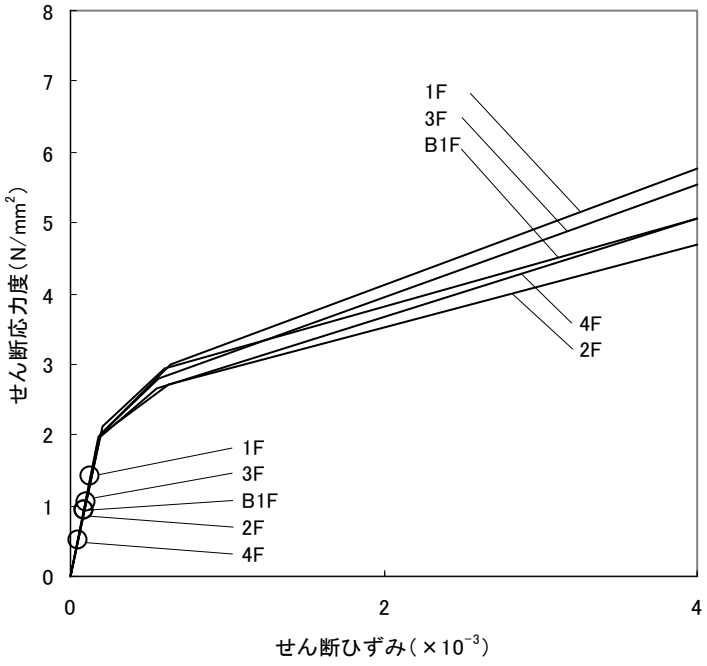
表 3.3-13　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

| 標高<br>O.P. (m) | 質点重量<br>W (kN) | 回転慣性重量<br>$I_G$ ($\times 10^5$ kN·m$^2$) | |
|---|---|---|---|
| | | 水平(NS)方向 | 水平(EW 方向) |
| 39.92 | 87590 | 92.34 | 67.32 |
| 32.3 | 119490 | 238.33 | 124.49 |
| 26.9 | 111340 | 204.95 | 204.95 |
| 18.7 | 130160 | 239.58 | 239.58 |
| 10.2 | 253710 | 467.09 | 696.62 |
| -2.06 | 301020 | 554.17 | 826.50 |
| -6.06 | 127000 | 233.79 | 348.72 |
| 合計 | 1130310 | | |

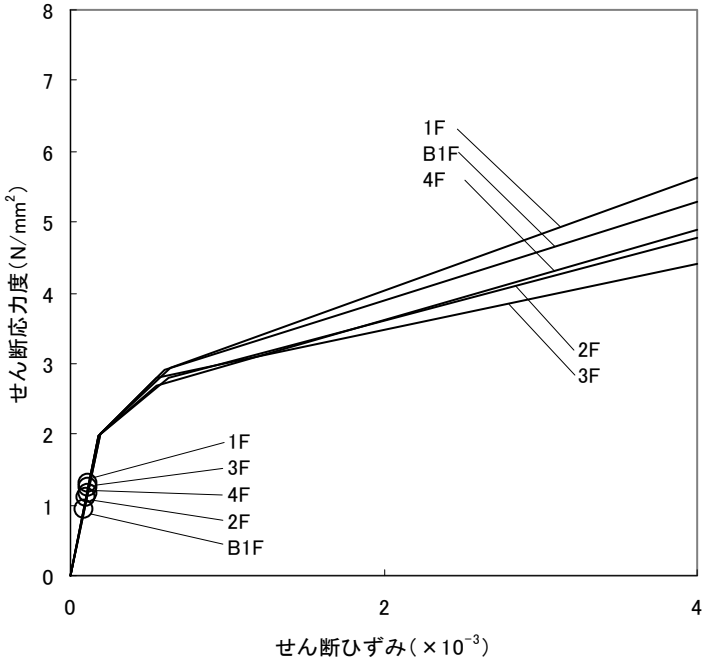
3) 検討結果

基準地震動 Ss に対する最大応答値を，「JEAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を，図 3.3-8 から図 3.3-10 に示す。

検討の結果，地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分に余裕があることを確認した。

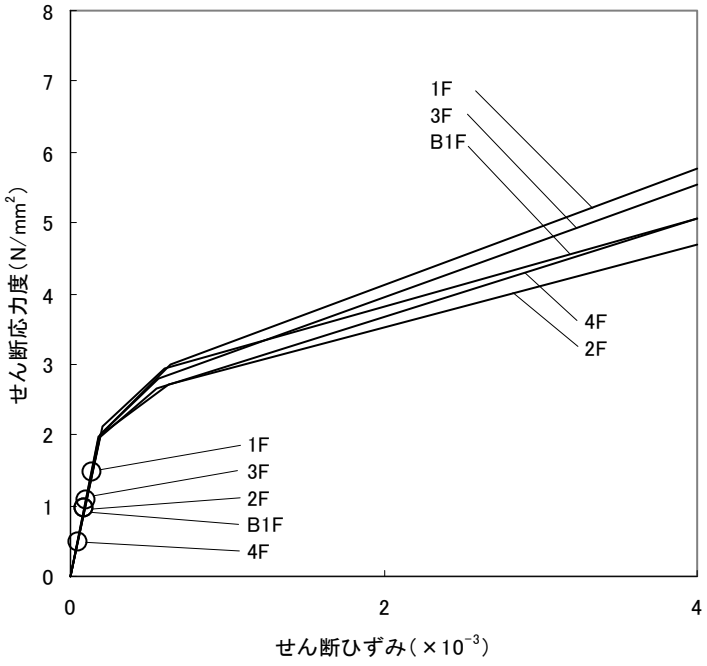



(a) NS 方向

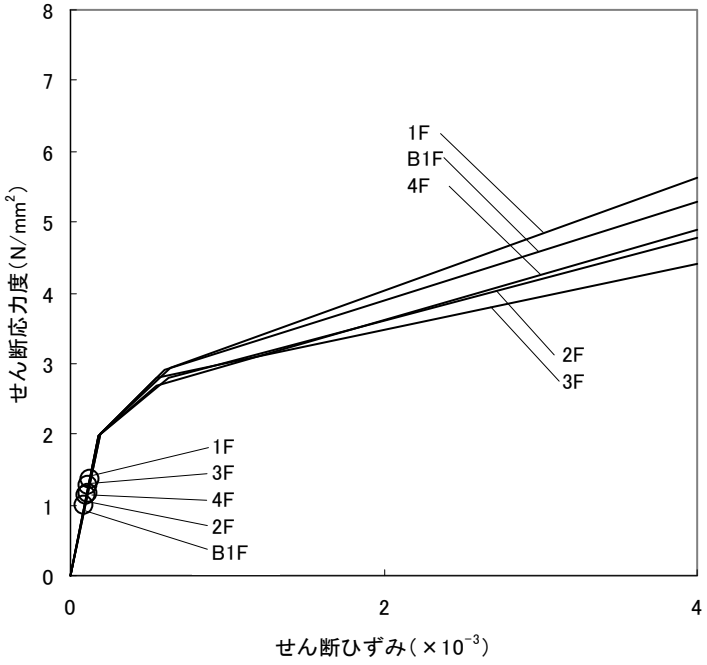



(b) EW 方向

図 3.3-8　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

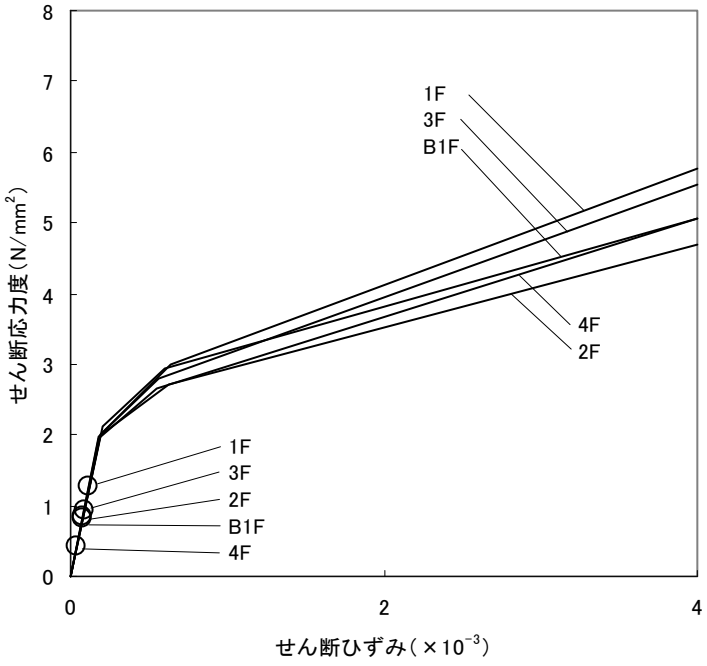



(a) NS 方向

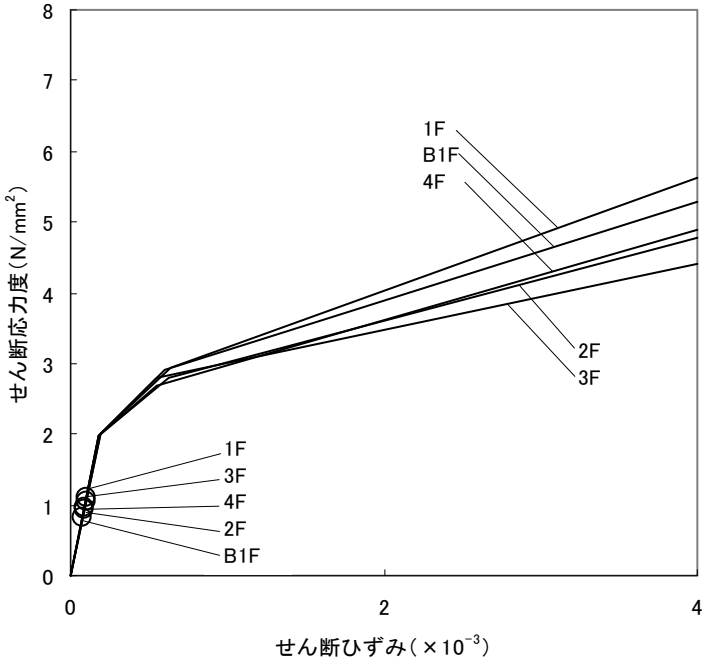



(b) EW 方向

図 3.3-9　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）




(a) NS 方向




(b) EW 方向

図 3.3-10　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）

4. 別添

別添－１　福島第一原子力発電所　３号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について（東京電力株式会社，平成２５年２月２１日，特定原子力施設監視・評価検討会（第４回）資料４）

別添－２　福島第一原子力発電所　３号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について（コメント回答）（東京電力株式会社，平成２５年３月８日，特定原子力施設監視・評価検討会（第６回）資料５）

別添－３　４号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

別添－４　３号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

特定原子力施設監視・
評価検討会（第４回）
資料4
（第3回資料4を一部改定）

# 福島第一原子力発電所
# ３号機燃料取り出し用カバーの
# 構造強度及び耐震性について

平成２５年2月21日
東京電力株式会社

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

１．施設概要と要求機能

２．構造概要

３．設計概要

４．解析モデル

５．耐震性に対する検討結果

６．建屋損傷の反映状況と今後の対応

・　コメント回答

・　参考資料

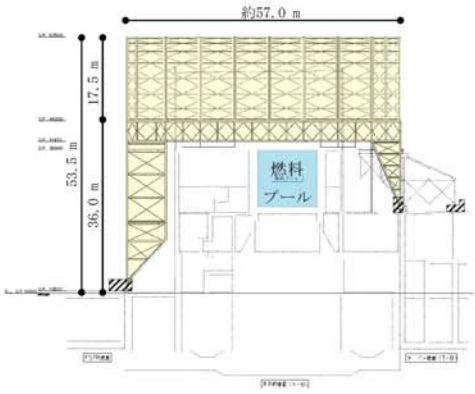
東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

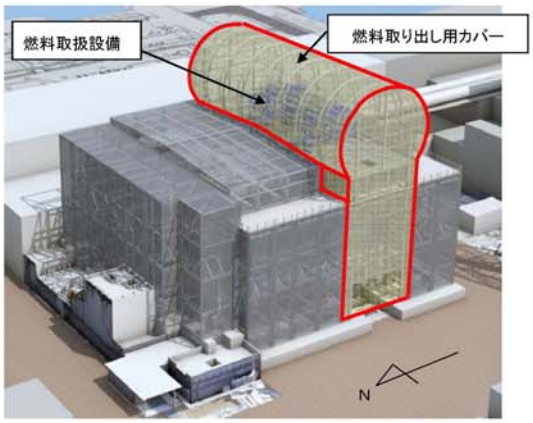
# 1．施設概要と要求機能

## （1）施設概要

- 燃料取り出し用カバーは、プール内燃料の取り出しと燃料取り出し中の作業環境保持のために設置する。
- 東西約57.0m、南北約22.8m、高さ53.5m の鉄骨構造物で、周囲を鋼製の折板で覆う。



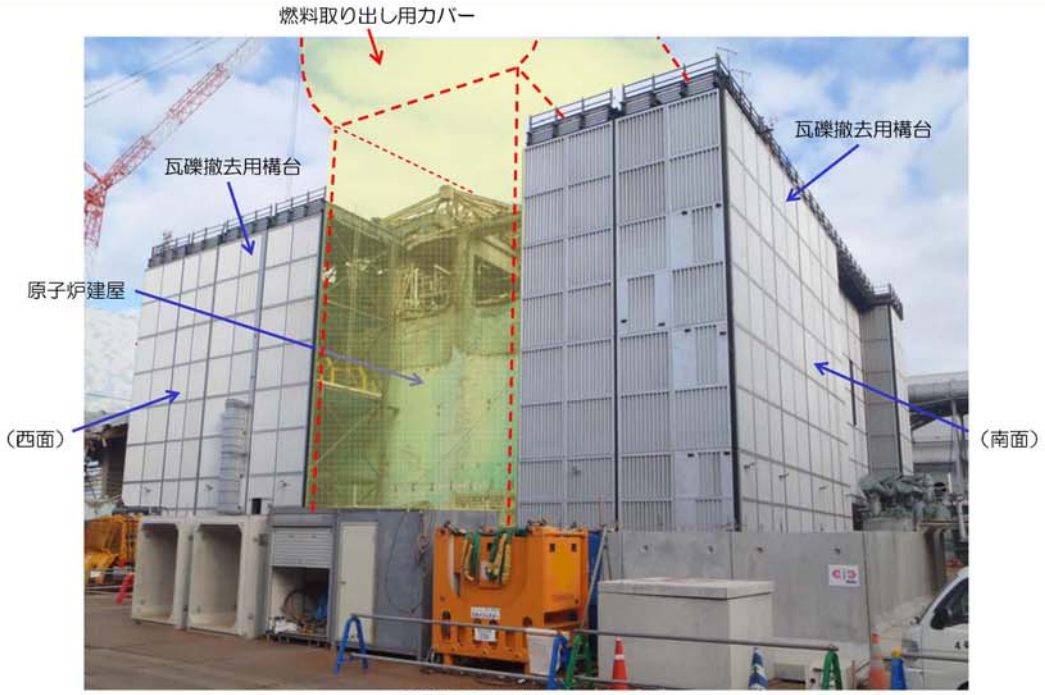

東西断面図




完成イメージ図（北西側外観）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 1．施設概要と要求機能




3号機原子炉建屋の現況写真
（南西面、2013年1月8日撮影）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 1．施設概要と要求機能

## （2）要求機能

1．作業環境保持

燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう、風雨を遮る構造とする。

2．飛散・拡散抑制

外周覆いの隙間を低減し、排気設備によりカバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる構造とする。

3．燃料取扱設備の支持

燃料取扱設備を支持できる構造とする。

## （3）使用期間

ロードマップに示した燃料取り出し作業に支障がない期間とする。

ロードマップ（2012年7月）





無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 2．構造概要

## （1）構造概要

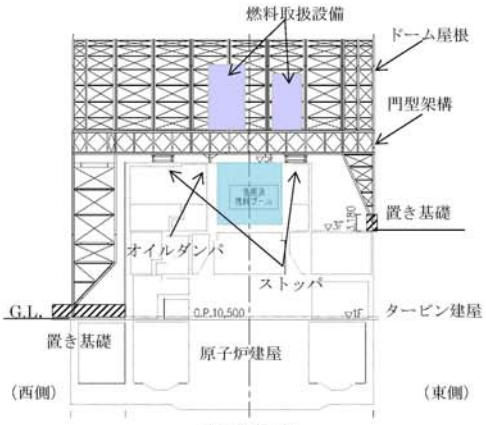
① 高線量下での建設となるため、作業員の被ばくを最小限とする構造とする。

- 軽量の鉄骨トラス構造を採用し、建屋上部に予め大組みした鉄骨ブロックをクレーンで吊り込むことで、現地作業の低減をはかる。
- 建屋との取り合い部は、アンカー等による固縛が不要な構造とし、現地作業の低減をはかる。

② 建屋１、３階部にコンクリート造の置き基礎を設け、燃料取扱い設備を支持する門型架構を構築する。

③ 門型架構の中央部にはストッパおよびオイルダンパを配置し、地震時の建屋との一体挙動を確保する。

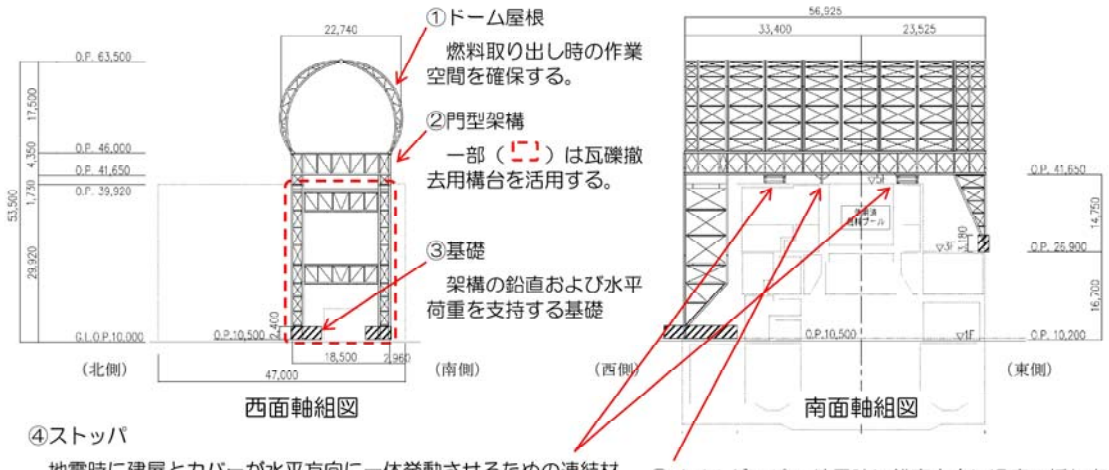
④ 門型架構の上部に、軽量のドーム屋根を取り付けて、燃料取り出し時の作業空間を確保する。



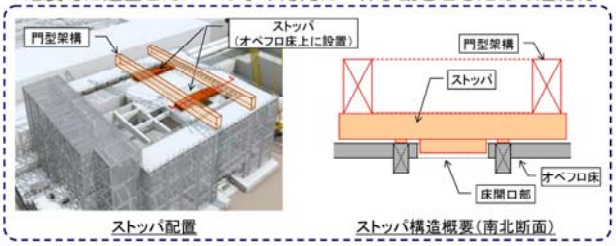

東西断面図


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 2. 構造概要

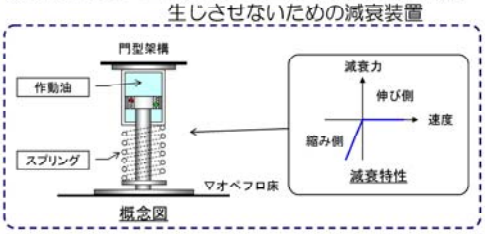



④ストッパ
地震時に建屋とカバーが水平方向に一体挙動させるための連結材




ストッパ配置　　ストッパ構造概要（南北断面）

⑤オイルダンパ： 地震時に鉛直方向に過度の揺れを生じさせないための減衰装置




概念図

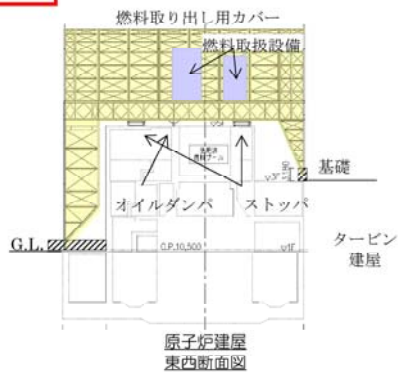
東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

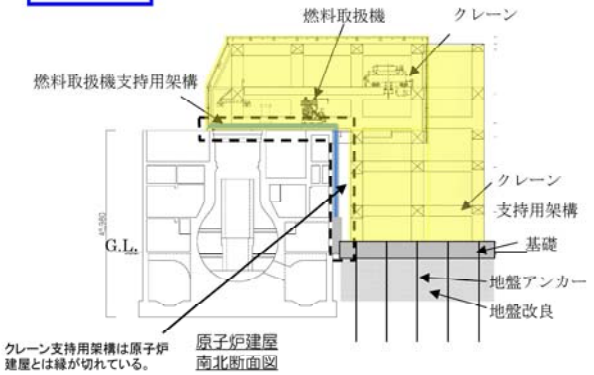


# 2. 構造概要　（2）４号機との比較

**3号機**




**4号機**




| | | |
|---|---|---|
| 放射線量の高い作業環境（数m～数百mSv/h） | ⇔ | 放射線量の比較的低い作業環境（1.0mSv/h程度） |
| 軽量の鉄骨トラス構造物とし、建屋上部に設置 | ⇔ | 大型の鉄骨柱・梁構造物とし、建屋と分離設置 |
| 小型の基礎、ストッパ等を介し建屋と一体化 | ⇔ | 地盤改良等による独立基礎で支持 |
| | | 建屋と一体の燃料取扱機支持用架構を別途設置 |

⇩

現地作業を低減し作業員の被ばくを最小限とする

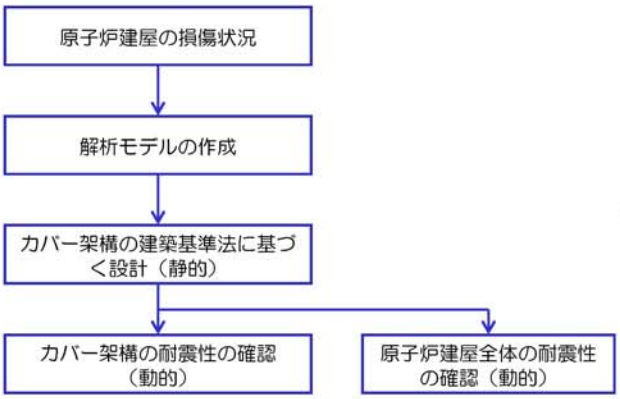
東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 3. 設計概要

## 設計方針

- 耐震クラスは、燃料取り出し用カバーは安全機能を有しないため定めない。
- 設計は、建築基準法（地震*1、風圧力*2、積雪）に基づく。
- 基準地震動Ssに対して耐震性*3を確認する。




*1：建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

*2：基準風速30m/s（10分間平均風速、最大瞬間風速50m/s相当）

*3：原子炉建屋、使用済み燃料プールおよび使用済み燃料貯蔵ラックに波及的影響を与えないこと。

（注記）その他の荷重に対する考え方

津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。

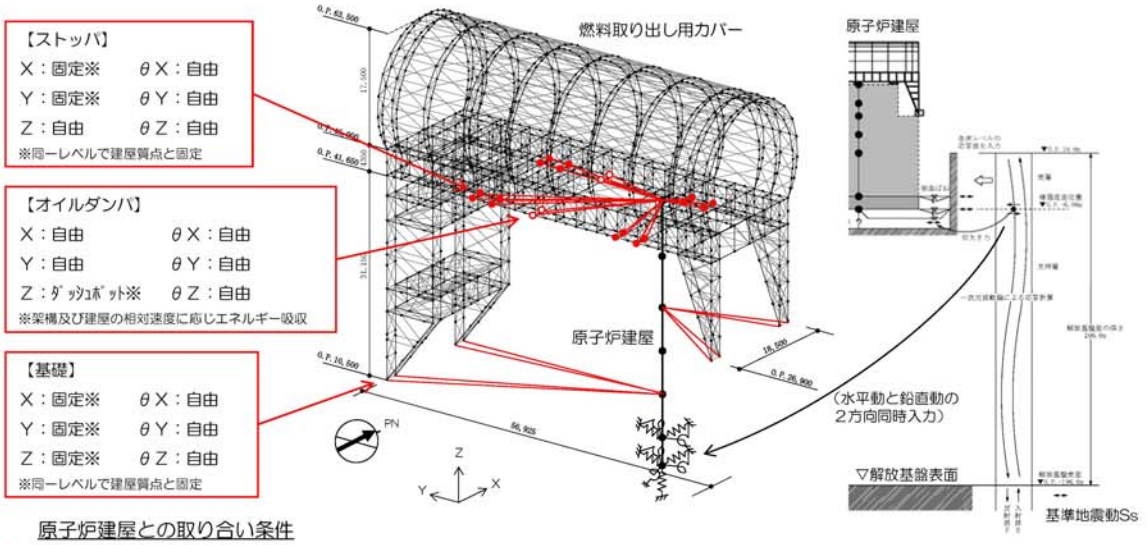
暴風：外装材は、設計風圧力の約4倍の耐力を有することを確認している。


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 4. 解析モデル

## 基準地震動Ssに対する耐震性評価モデル

- 立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続したモデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。




原子炉建屋との取り合い条件　　解析モデル　　入力動の概念図


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 5. 耐震性に対する検討結果

いずれも評価クライテリア以下であることを確認した。

（1）架構の耐震性

| 部位 | 評価項目 | 検定比、最大応答値 | 評価クライテリア | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| 門型架構 | 層間変形角 | 1/720 | 1/75以下 | OK |
| 門型架構 | 塑性率 | 0.75 | 5以下 | OK |
| ドーム屋根 | 塑性率 | 0.90 | 5以下 | OK |
| オイルダンパ | 相対変位 | 72 mm | 100 mm以下 | OK |
| | 相対速度 | 0.48 m/s | 1.0 m/s以下 | OK |
| ストッパ | せん断耐力比 | 0.42 | 1.0以下 | OK |
| 基礎 | 浮き上がりの有無 | 生じない | 生じないこと | OK |
| | すべり摩擦抵抗比 | 0.59 | 1.0以下 | OK |

（2）原子炉建屋の耐震性

| 部位 | 評価項目 | 検定比、最大応答値 | 評価クライテリア | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| ストッパ接触部 | 支圧耐力比 | 0.54 | 1.0以下 | OK |
| オイルダンパ接触部 | 支圧耐力比 | 0.19 | 1.0以下 | OK |
| 基礎設置部 | 圧縮耐力比 | 0.29 | 1.0以下 | OK |
| 原子炉建屋 | せん断ひずみ | $0.14\times10^{-3}$ | $4.0\times10^{-3}$以下 | OK |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

## （1）建屋損傷の反映状況

・外壁　：損傷状況を解析モデルに反映

・基礎設置部：目視調査により損傷が無いことを確認

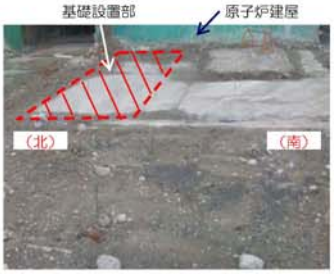


①西面



②東面

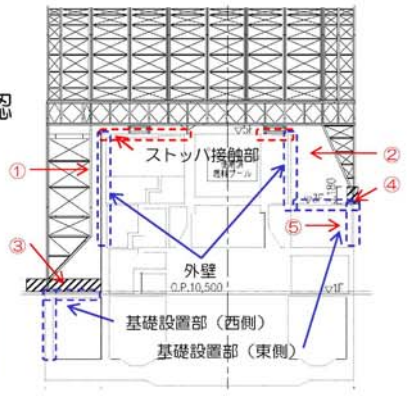
外壁




③基礎設置部（西側）




④基礎設置部（東側、外部）







⑤基礎設置部（東側、内部）

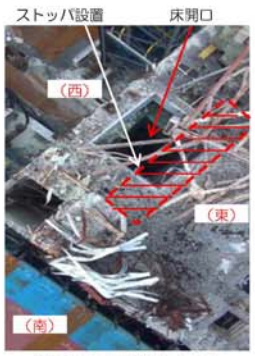

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

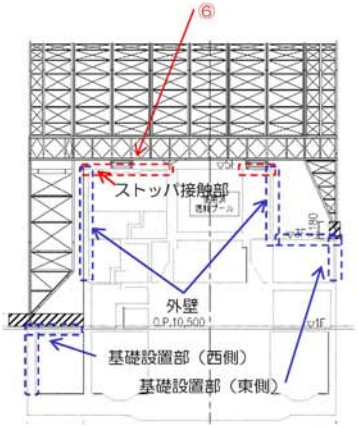
・ストッパ接触部：瓦礫撤去後にカメラ等による無人調査を予定

## （2）今後の予定

今後、燃料取出し開始前に、瓦礫撤去後予定する建屋オペフロ床の調査結果を基に、安全性の再確認を実施する。



⑥ストッパ接触部（南西部）








無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# コメント回答①

①使用期間と設計のクライテリアは密接に関係することから、３号機燃料取り出し用カバーの使用期間を明確に記載すること。仮に、燃料取り出し後も継続使用するのであれば、竜巻、あるいは地震・津波に関わる新安全設計基準にどのように対応するつもりなのかを明確にすること。

## 使用期間

３号機燃料取り出し用カバーの使用期間は、ロードマップに示した「使用済み燃料」取り出し作業に支障がない期間（2017年度頃まで）としている。

その後に計画している「デブリ燃料」取り出し作業に関しては、別の構造体を構築することを想定している。当該構造体については、別途申請する予定である。

ロードマップ（2012年7月）





無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# コメント回答②

②ＪＳＣＡのクライテリア（層間変形角１／７５、層の塑性率４以下、部材の塑性率５以下を満足すること）については、一般の建築物に採用するクライテリアであるため、使用期間及び耐震安全性の観点から、リスク評価の観点から検討し、燃料取り出し用カバーの設計に適用して支障ないことを説明すること。特に、①とも関係し、ドーム屋根の塑性率に対する検定比が0.90となっていることは、仮に損傷を受けた場合に、補修方法も含めて問題がないか説明すること。

１．評価には、ＪＳＣＡ及び日本建築センター両者のクライテリアを用いている。

日本建築センターのクライテリアは、層間変形角１／１００以下、層の塑性率２以下、部材の塑性率４以下とされており、これを越える場合には、水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し、安全性を確認するものとされている。

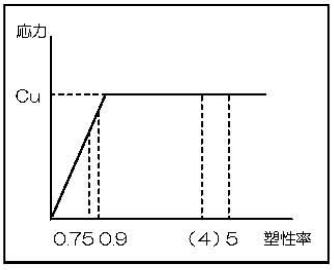

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# コメント回答②

２．評価結果は、ＪＳＣＡ及び日本建築センター両者のクライテリアに対し十分余裕がある結果となっており、十分な耐震安全性を確保している。

| 部位 | 評価項目 | 最大応答値 | 評価クライテリア | 耐震余裕 |
|---|---|---|---|---|
| 門型架構 | 層間変形角 | 1/720 | 1/75以下<br>（1/100以下） | 9.6倍<br>（7.2倍） |
| 門型架構 | 塑性率 | 0.75 | 5以下<br>（4以下） | 6.6倍<br>（5.3倍） |
| ドーム屋根 | 塑性率 | 0.90 | 5以下<br>（4以下） | 5.5倍<br>（4.4倍） |

（注）（ ）は、日本建築センター「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」の判定基準に基づく値を示す。




門型架構、ドーム屋根の最大塑性率

（注）Cuは、建築学会鋼構造設計規準、建築基準法告示を基に算定した座屈荷重

３．本構造物の使用期間は、前述の通り一般の建築物に比べ短い。

⇨ 2つのクライテリアを用いること、両者のクライテリアに対し十分余裕があること、使用期間が一般の建築物に比べ短いことから、３号機燃料取り出し用カバーの耐震性評価に適用して支障がないと考えている。


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

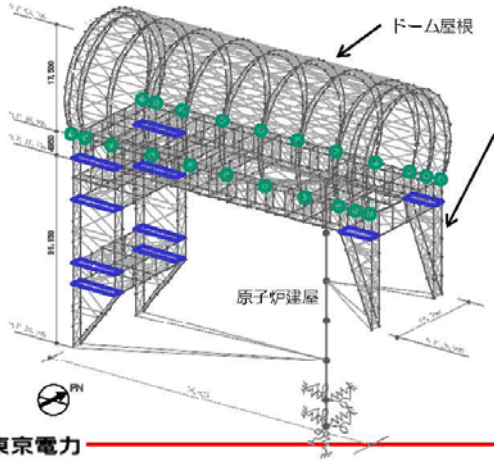
# コメント回答③

③鋼構造において接合部等の詳細設計は耐震安全性を判断する上で重要な審査項目であるので、接合部等の詳細設計結果を追加報告すること。

1．接合部の設計方針

・原則として、保有耐力接合（接合部で破断させない設計）とする。

・高線量下での作業となる一部の現地接合部については、発生応力に対する強度設計を行う。（強度余裕確保）




| 現地接合箇所 | | 接合部設計方針 |
|---|---|---|
| ：門型架構現地接合部（柱部） | ] | 発生応力に対する強度設計 |
| ：ドーム屋根現地接合部（脚部） | ] | |
| 無印：その他の接合箇所 | ⇨ | 保有耐力接合 |

（注）「保有耐力接合」：母材の耐力が十分に発揮されるように「接合部破断耐力>母材耐力」となるように破断の検討を行うこと


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# コメント回答③

2．基準地震動Ssに対する接合部の検討結果

| 架構 | 検討部位 | 設計 | 検定比（最大箇所） | 耐震余裕 |
|---|---|---|---|---|
| 門型架構 | 現地接合部（柱部） | 発生応力に対する強度設計 | 0.60≦1.0（フランジプレート） | 1.6倍 |
| ドーム屋根 | 現地接合部（脚部） | 発生応力に対する強度設計 | 0.36≦1.0（スプライスプレート） | 2.7倍 |
| 門型架構<br>ドーム屋根 | その他の接合部 | 保有耐力接合 | 接合部では破断しない | |

（注）検定比＝発生応力／接合部破断耐力

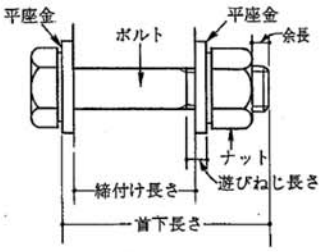

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# コメント回答④

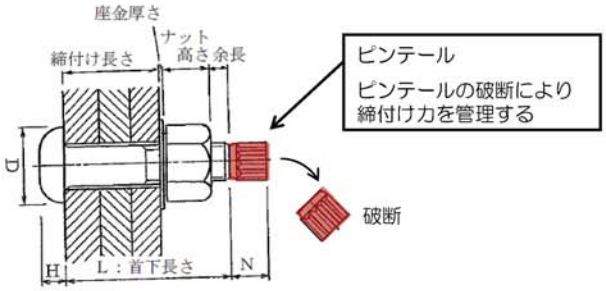
④立ち入りが難しい場所で施工管理（特に接合部）の計画について説明すること。

1．有人にて現地作業が行えるよう、除染、遮へいにより作業環境を確保する。

2．ボルト接合部については、短時間の現地作業によって安定した品質確保及び品質管理が可能なトルシア型の高力ボルト接合工法を採用する。




一般的なボルトの例




今回採用を予定しているトルシア型高力ボルト

3．施工品質の管理は、作業完了後に、施工会社（協力会社）が現場環境を考慮し、全数確認（遠隔操作室からのカメラまたはその他のカメラ、あるいは目視）を実施し、東京電力は抜き取りで確認を実施する。

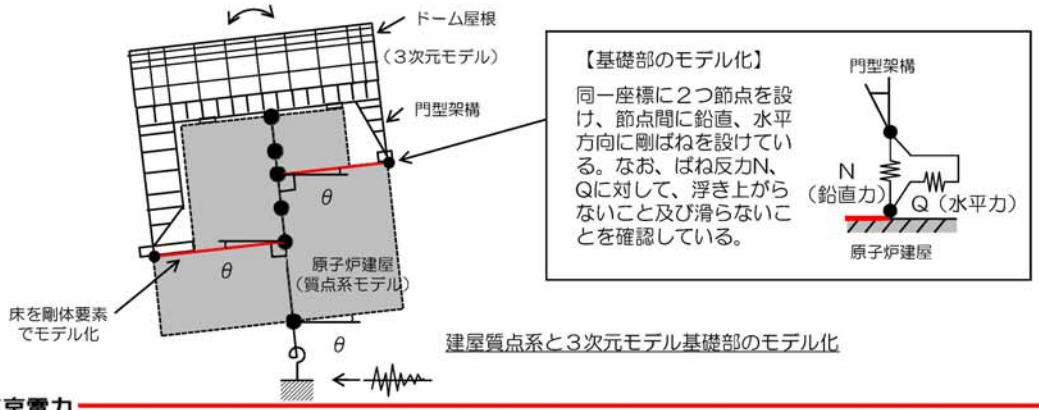

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# コメント回答⑤

⑤燃料取り出し用カバーの３次元モデルと原子炉建屋の質点系モデルを連成した地震応答解析モデルにおいて、原子炉建屋の剛体的なロッキング運動による燃料取り出し用カバーへの影響（架構基礎部からの鉛直動入力及び柱脚基礎部の相対変位）を反映されていることについて説明すること。

・建屋のロッキング運動による影響を摸擬するため、距離効果を表現できる剛体要素で建屋質点系モデルと３次元モデルの基礎部を連結する。

・さらに、基礎との連結部には鉛直と水平方向に剛ばねを設け、建屋から架構基礎への入力伝達が表現できる境界条件となっている。




建屋質点系と３次元モデル基礎部のモデル化

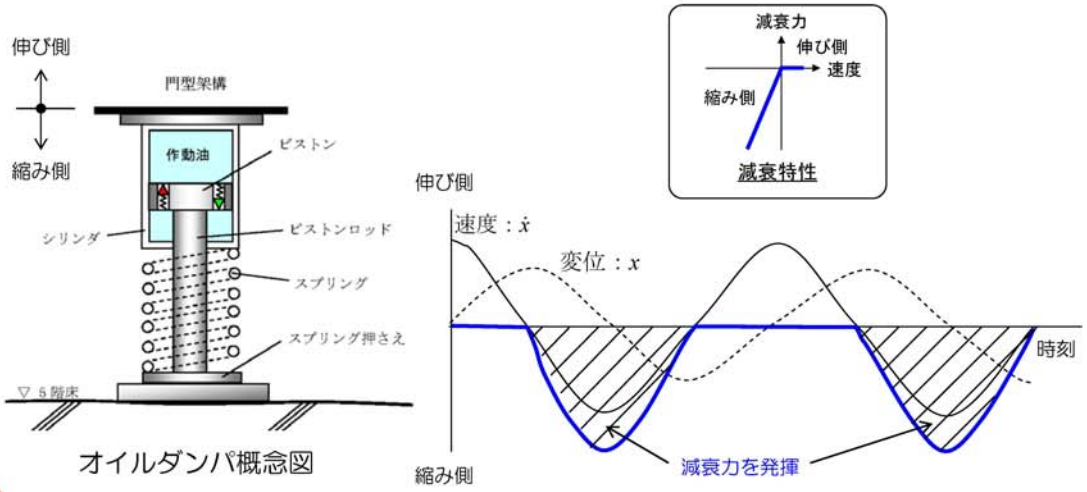

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# コメント回答⑥

⑥オイルダンパーの機構が分かりにくいので確認したい。資料に示された復元力特性は、横軸が速度で良いかについて確認したい。

オイルダンパの減衰特性の横軸は速度を示している。

オイルダンパは、地震時に上下方向の縮み側に変形する場合に減衰力が発生し、伸び側に変形する場合にフリーとなる機構を有している。




オイルダンパ概念図

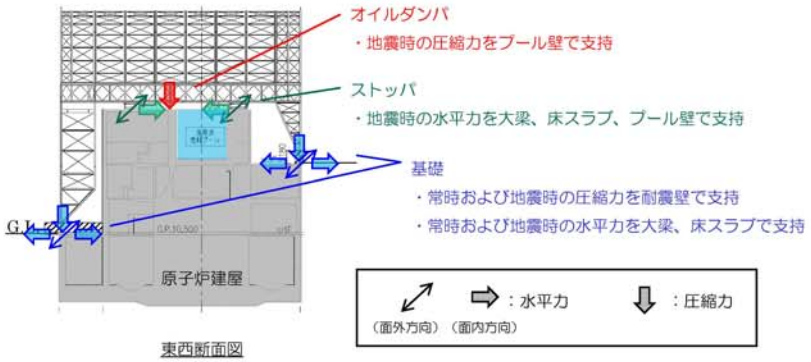

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# コメント回答⑦

⑦今回設置する構造物の荷重が原子炉建屋にどのようにかかるのか。建屋カバー（燃料取り出し用カバー）を考慮した場合と考慮しない場合の建屋の耐震上の余裕の変化を主要な部分についてまとめて示して欲しい。

・燃料取り出し用カバーからの荷重は、ストッパ接触部、オイルダンパ接触部、基礎設置部から原子炉建屋に作用する。

・接触部の原子炉建屋躯体については、耐震安全性を確認している。（構造強度p.43、耐震性p.67）




東西断面図

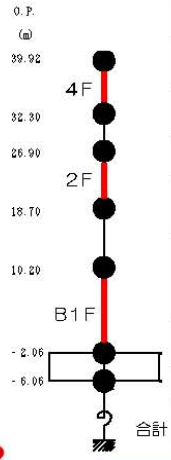

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# コメント回答⑦

・カバー設置前後の、原子炉建屋重量および、建屋の主要な耐震安全指標として、基準地震動Ssによる耐震壁の評価結果を以下に示す。

・原子炉建屋に対して、カバー設置による影響はほとんど見られない。

原子炉建屋質点重量の比較




| 質点重量 W（kN） | | 設置後 |
|---|---|---|
| カバー設置前 | カバー設置後 | 設置前 |
| 78,130 | 87,590 | 1.12 |
| 119,490 | 119,490 | 1.00 |
| 109,640 | 111,340 | 1.02 |
| 130,160 | 130,160 | 1.00 |
| 226,760 | 253,710 | 1.12 |
| 301,020 | 301,020 | 1.00 |
| 127,000 | 127,000 | 1.00 |
| 1,092,200 | 1,130,310 | 1.03 |

耐震壁の耐震安全性評価結果（単位：$\times 10^{-3}$）

| 部位 | 最大応答せん断ひずみ | | 評価クライテリア |
|---|---|---|---|
| | カバー設置前 | カバー設置後 | |
| 4F | 0.10<br>(40.0) | 0.11<br>(36.3) | 4.0 |
| 2F | 0.10<br>(40.0) | 0.11<br>(36.3) | 4.0 |
| B1F | 0.09<br>(44.4) | 0.10<br>(40.0) | 4.0 |

注）（ ）内は裕度（評価クライテリア／最大応答値）を示す。

（出典）カバー設置前の数値は、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社、平成23年7月13日による。


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# コメント回答⑧

⑧燃料取り出し用カバー東側の２つの支点を支える置き基礎の直下、あるいはダンパの直下の既存コンクリート接触部の鉛直耐力は局所的な損傷等を考慮し十分な余裕を見ているか。あるいは補強などは行わないのか。

・燃料取り出し用カバーの基礎およびオイルダンパの支点は、直下に強固な耐震壁（オイルダンパ部はプール壁）のある部分に設定している。

・Ｓｓ地震時の評価結果は、以下に示す通り３倍以上の余裕のある結果となっている。

原子炉建屋接触部の耐震安全性評価結果

| 部位 | 検討用応力（kN） | 耐力（kN） | 耐力比 | 裕度 |
|---|---|---|---|---|
| 東側基礎 | 7430 | 25900 | 0.29 | 3.4 |
| オイルダンパ | 1250 | 6620 | 0.19 | 5.2 |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# コメント回答⑨

⑨東側置き基礎の滑り摩擦抵抗は直下に接する既存コンクリート部の損傷、凹凸など考慮したものになっているか。

・基礎は現地で既存コンクリート上部にコンクリートを流し込む方法で構築している。従って、凹凸などに対し密着性を確保している。

・日本建築学会「現場打ち同等型プレキャストコンクリート構造設計指針(案)・同解説（2002）」に様々な条件下での摩擦係数が規定されている。今回の基礎底面の摩擦抵抗は凹凸などは考慮せず、コンクリートーコンクリート間に相当すると考え、摩擦係数として0.6を採用している。

| 境界面の状態 | 摩擦係数 |
|---|---|
| コンクリートーコンクリート間 | 0.6 |
| 目荒ししたコンクリートーコンクリート間 | 1.0 |
| 一体で打設したコンクリートーコンクリート間 | 1.4 |

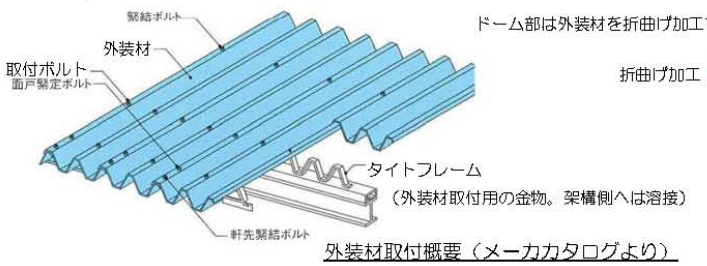
・なお、米国規準（ＡＣＩ 318）でも、日本建築学会と同様、0.6の摩擦係数が規定されている。


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# コメント回答⑩

⑩燃料取り出し用カバーの外装材の耐震性は大丈夫か（地震時の層間変形に対して安全な構法か、特に東西面の円形部分）。

・外装材は下図に示す通り、ボルトを用いてタイトフレームを介して直接架構に取付ける納まりとなっている。




外装材取付概要（メーカカタログより）

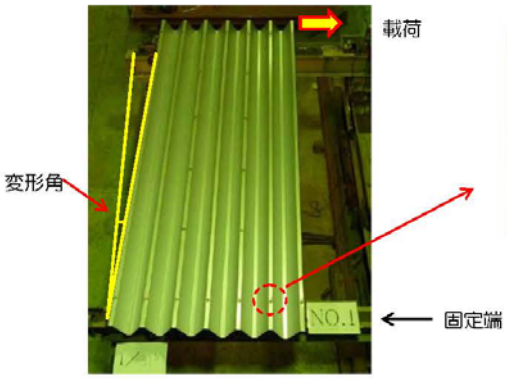



ドーム部外装材　加工試作


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# コメント回答⑩

・変形に対する外装材の追従性の確認試験を行い、外装材の変形角1/30でも外装材は外れず、地震時の変形に対して追従性があることを確認している。




外装材せん断試験結果（変形角1/30）



（損傷なし）

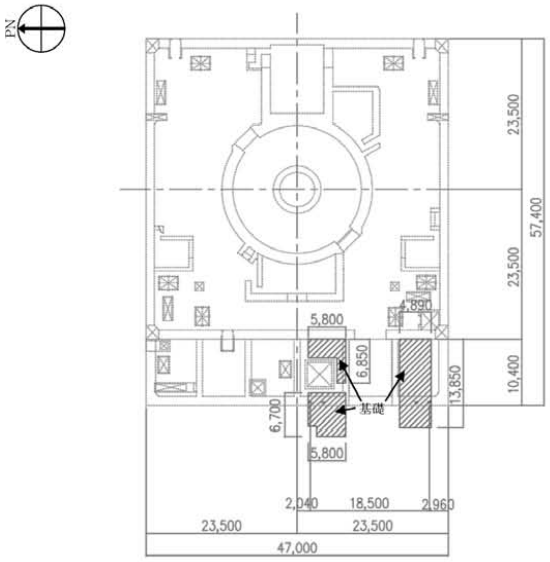
取付け部詳細


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


【参考資料】


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考１　構造概要

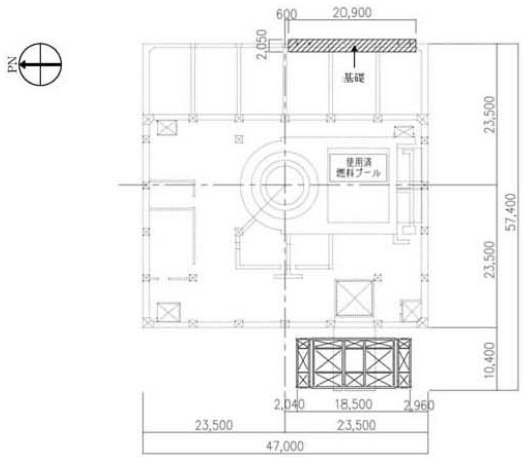


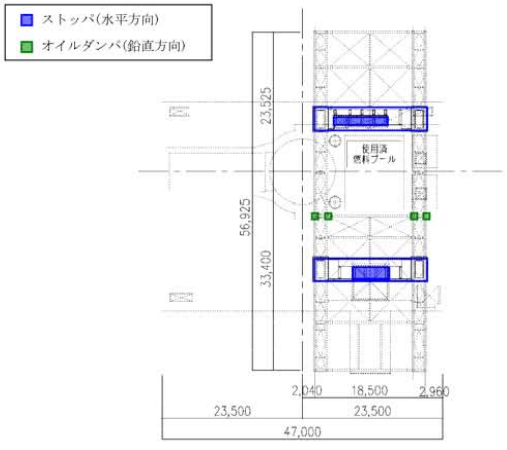

（a）　基礎伏図（O.P.10,500 原子炉建屋１階レベル+300mm）

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考１　構造概要



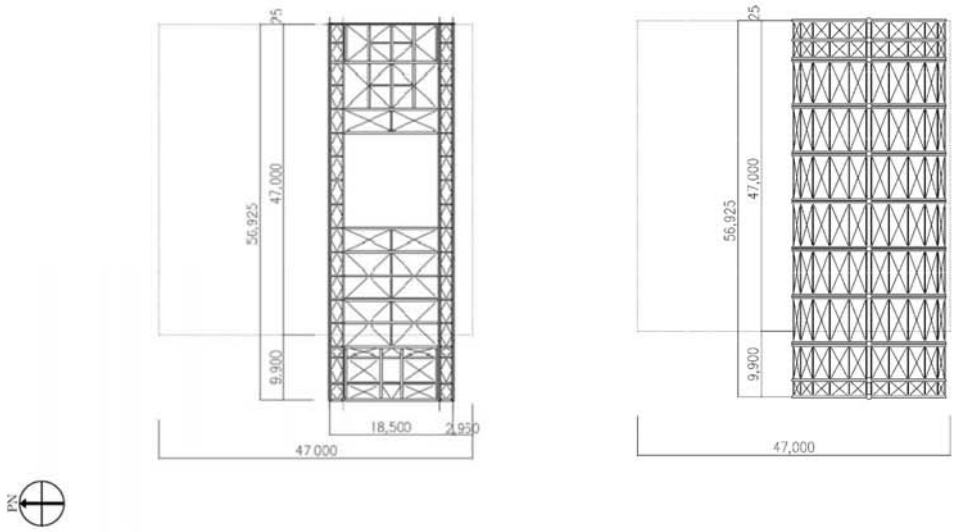




（a）　基礎伏図（O.P.26,900　原子炉建屋３階）　　（b）　梁伏図（O.P.26,900　原子炉建屋５階）

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考１　構造概要

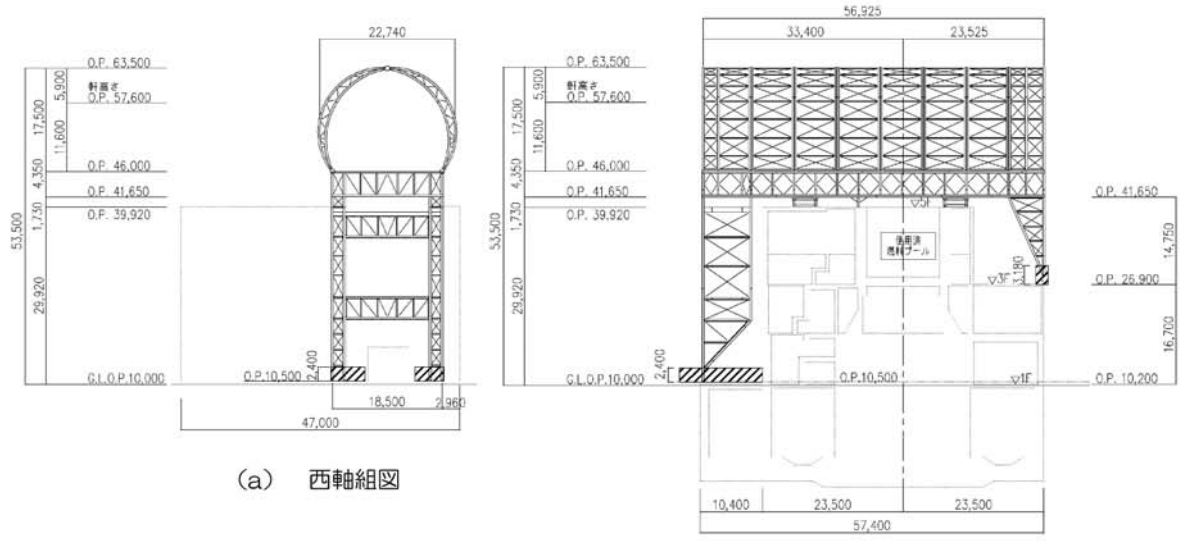



（a）　架構ガーダー部平面図（O.P.46,000 ）　　（b）　屋根伏図

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考１　構造概要

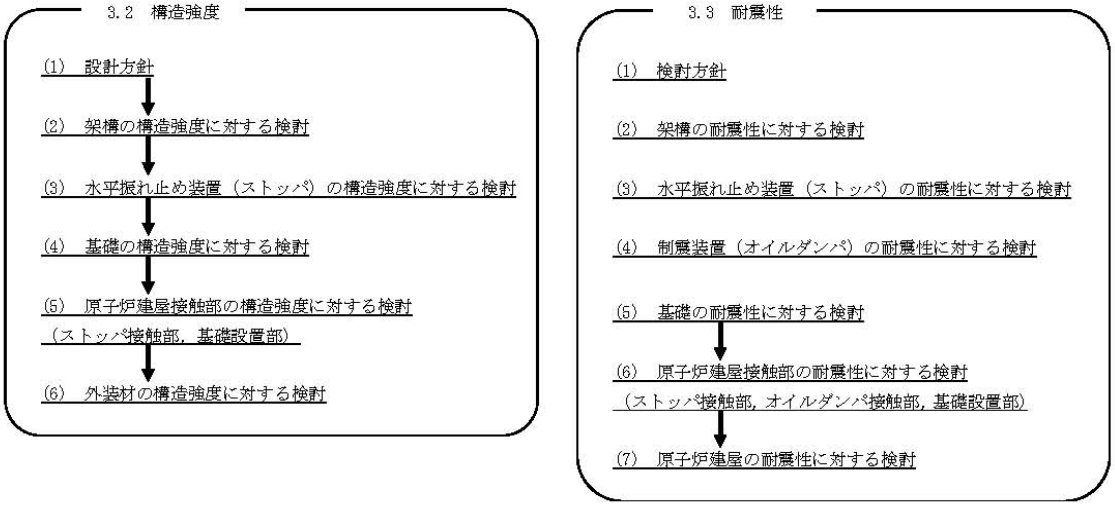



（a）　西軸組図　　（b）　南軸組図

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考２　検討フロー





無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考３　構造強度

## （1） 設計方針

### 1）使用材料及び許容応力度

材料定数

| 部位 | 材料 | ヤング係数 E (N/mm$^2$) | ポアソン比 $\nu$ | 単位体積重量 $\gamma$ (kN/m$^3$) |
|---|---|---|---|---|
| 架　構 | 鉄骨 | $2.05\times10^5$ | 0.3 | 77.0 |
| 基　礎 | コンクリート | $2.27\times10^4$ | 0.2 | 24.0 |

コンクリートの許容応力度　(単位：N/mm$^2$)

| | 長期 | | | 短期 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計基準強度＝24 | 圧縮 | 引張 | せん断 | 圧縮 | 引張 | せん断 |
| | 8.0 | － | 0.73 | 16.0 | － | 1.095 |

鉄筋の許容応力度　(単位：N/mm$^2$)

| 記号 | 鉄筋径 | 長期 | | 短期 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 引張及び圧縮 | せん断補強 | 引張及び圧縮 | せん断補強 |
| SD345 | D29未満 | 215 | 195 | 345 | 345 |
| | D29以上 | 195 | | | |

構造用鋼材の許容応力度　(単位：N/mm$^2$)

| 板厚 | 材料 | 基準強度F | 許容応力度 |
|---|---|---|---|
| T≦40mm | SS400，SN400B | 235 | 「鋼構造設計規準」に従い，左記Fの値より求める |
| T＞40mm | SN400B | 215 | |
| T≦40mm | SM490A，SN490B，STK490 | 325 | |
| － | STKT590 | 440* | |

＊「JIS G 3474-2008」による


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

・鉛直荷重（VL）

燃料取り出し用カバーに作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重（CL）

| | |
|---|---|
| 燃料取扱機 | 788 kN |
| クレーン | 755 kN |
| 吊荷 | 461 kN |

・積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m$^2$/cm

・風圧力（WL）

建築基準法施行令第87条に基づき，基準風速を30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。

| 建物高さ* H (m) | 平均風速の鉛直分布係数 Er | ガスト影響係数 Gf | 建物高さと粗度区分による係数 E | 基準風速 Vo (m/s) | 速度圧 q (N/m$^2$) |
|---|---|---|---|---|---|
| 50.55 | 1.27 | 2.00 | 3.23 | 30 | 1750 |

※：建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

・地震荷重（K）

燃料取り出し用カバーに作用させる地震荷重は，O.P.-2.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定する。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

Qi　：水平地震力（kN）
n　：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）
　　建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。
Ci　：地震層せん断力係数
Z　：地震地域係数（Z=1.0）
Rt　：振動特性係数（Rt=1.0）
Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、
　　原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法（二乗和平方根法）より求める。
$C_o$　：標準せん断力係数（$C_o$=0.2）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考３　構造強度

## （１） 設計方針

### 2）荷重及び荷重組合せ

・地震荷重（K）

i層の水平震度は下式より算定する。

$$Pi = Q_i - Q_{i-1}$$

$$ki = Pi / wi$$

Pi　：当該階とその直下の水平地震力の差（kN）
wi　：各階重量（kN）

架構に作用させる水平震度は、原子炉建屋1階、3階及び5階の水平震度を用いるものとし、水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平震度は、建設省告示第1389号に基づく1.0に1.5を乗じて用いる。表3.2-7に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

水平地震力の算定結果

| 標高 O.P.(m) | 各階重量 wi(kN) | NS方向 | | EW方向 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 水平震度 ki | 水平地震力 Pi (kN) | 水平震度 ki | 水平地震力 Pi (kN) |
| 63.50 | 3200 | 1.500 | 4800 | 1.500 | 4800 |
| 46.00 | 11400 | 0.492 | 5609 | 0.555 | 6327 |
| 26.90 | 200 | 0.286 | 57 | 0.272 | 54 |
| 10.20 | 1200 | 0.099 | 119 | 0.103 | 124 |

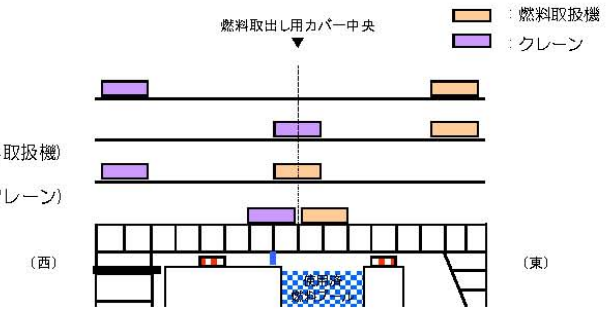

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考３　構造強度

## （１） 設計方針

### 2）荷重及び荷重組合せ

位置A：両端
位置B：中央(クレーン)+東端(燃料取扱機)
位置C：中央(燃料取扱機)+西端(クレーン)
位置D：中央




燃料取扱設備の位置

燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

| 想定する状態 | 荷重ケース | 荷重組合せ内容 | 許容応力度 |
|---|---|---|---|
| 常時 | C | VL+CL*1 | 長期 |
| 積雪時*3 | S | VL+CL*1+SL | 短期 |
| 暴風時*3 | W | VL+CL*1+WL | |
| 地震時 | E1 | VL+CL*1+K(+NS) *2 | |
| | E2 | VL+CL*1+K(-NS) *2 | |
| | E3 | VL+CL*1+K(+EW) *2 | |
| | E4 | VL+CL*1+K(-EW) *2 | |

＊1：吊荷荷重は、常時、積雪時及び暴風時は上図に示すクレーンの位置、地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。
＊2：地震荷重はNS方向及びEW方向を考慮する。
＊3：短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時及び暴風時の検討は省略する。
　　ただし、外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

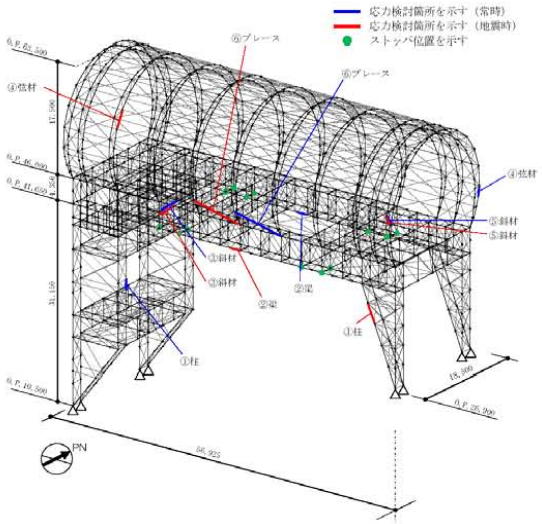

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考３　構造強度

## （２） 架構の強度設計構造強度に対する検討

### １）解析モデル

架構の解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。下図に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持，ストッパ取り付き部は水平方向のみピン支持とする。




解析モデル図（単位：mm）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考３　構造強度

## （２） 架構の強度設計構造強度に対する検討

### ２）断面検討

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，検討を行う。

全ての部材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

断面検討結果（常時）

| 部　位*1 | | | 部材形状 (mm) 〈使用材料〉 | 荷重ケース 〈位置〉 *2 | 作用応力度 (N/mm²) | | 許容応力度 (N/mm²) | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 門型架構 | ① | 柱 | H-350×350 ×12×19 〈SM490〉 | C (D) | 圧縮 | 77.4 | 164 | 0.48 | O.K. |
| | ② | 梁 | H-350×350 ×12×19 〈SM490〉 | C (D) | 引張 | 91.4 | 216 | 0.43 | O.K. |
| | ③ | 斜材 | 2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉 | C (D) | 圧縮 | 103.0 | 120 | 0.86 | O.K. |
| ドーム屋根 | ④ | 弦材 | φ-318.5×6.9 〈STKT590〉 | C (B) | 引張 | 33.5 | 293 | 0.12 | O.K. |
| | ⑤ | 斜材 | φ-139.8×4.5 〈STK490〉 | C (B) | 圧縮 | 43.4 | 203 | 0.22 | O.K. |
| | ⑥ | ブレース | φ-114.3×4.5 〈STK490〉 | C (D) | 圧縮 | 19.4 | 92 | 0.22 | O.K. |

*1：①～⑥の符号はP24の応力検討箇所を示す

*2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考３　構造強度

## （２） 架構の強度設計構造強度に対する検討

### ２）断面検討

断面検討結果（地震時）

| 部　位*1 | | | 部材形状 (mm) 〈使用材料〉 | 荷重ケース （位置）*2 | 作用応力度 (N/mm²) | | 許容応力度 (N/mm²) | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 門型架構 | ① | 柱 | H-350×350 ×12×19 〈SM490〉 | E1 (D) | 圧縮 | 138.9 | 289 | 0.49 | O.K. |
| | ② | 梁 | H-350×350 ×12×19 〈SM490〉 | E1 (D) | 引張 | 108.3 | 324 | 0.34 | O.K. |
| | ③ | 斜材 | 2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉 | E1 (D) | 圧縮 | 164.5 | 180 | 0.92 | O.K. |
| ドーム屋根 | ④ | 弦材 | φ-267.4×6.6 〈STKT590〉 | E1 (D) | 圧縮 | 155.2 | 396 | 0.40 | O.K. |
| | ⑤ | 斜材 | φ-139.8×4.5 〈STK490〉 | E3 (A) | 圧縮 | 165.8 | 304 | 0.55 | O.K. |
| | ⑥ | ブレース | φ-114.3×4.5 〈STK490〉 | E3 (D) | 圧縮 | 80.6 | 138 | 0.59 | O.K. |

＊1：①～⑥の符号はP24の応力検討箇所を示す

＊2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

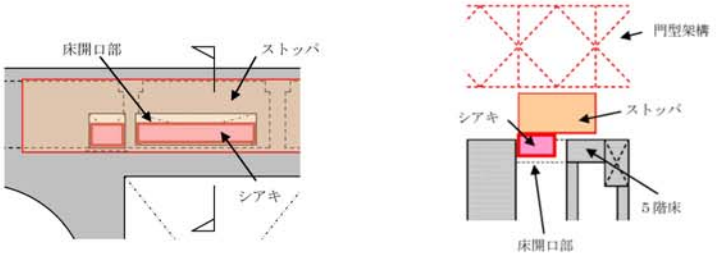

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考３　構造強度

## （３） 水平振れ止め装置（ストッパ）の構造強度に対する検討

架構と原子炉建屋を結んだバネ材に発生する水平力の最大値が，床開口に差し込むシアキの短期許容せん断力以下であることを確認する。全ての部材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

なお，原子炉建屋と水平振れ止め装置（ストッパ）の接触部については，設置前において，本説明書で想定しているように，施工に十分な状況かどうか，雰囲気線量等の作業安全性を鑑みながら，可能な範囲で確認した点検結果を別途報告するとともに，不具合が見つかった場合には適切に補修等を実施する。




（a）　伏図　　（b）　断面図

ストッパ概要図

全てのストッパに対する応力比が1以下になることを確認した。

断面検討結果（常時）

| 部位 | 荷重ケース (位置)* | ストッパ反力 Q(kN) | 短期許容せん断力 Qa(kN) | 応力比 Q/Qa | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| 東側ストッパ | E4 (A) | 2560 | 8620 | 0.30 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考３　構造強度

## （４）基礎の構造強度に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が0以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が許容摩擦力以下であることを確認する。
なお，基礎底面の摩擦係数は「現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に準じて，0.6とする。
基礎浮き上がりの検討の結果，全ての基礎の最小圧縮力が0以上であることを確認した。

基礎浮き上がりの検討結果

| 部位 | 荷重ケース（位置）＊ | 最小圧縮力 N(kN) | 判定 |
|---|---|---|---|
| 東側柱脚（北側） | E1（C） | 1990 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

基礎すべりの検討の結果，全ての基礎に対する応力比が1以下になることを確認した。

基礎すべりの検討結果

| 部位 | 荷重ケース（位置）＊ | 水平力 Q(kN) | 許容摩擦力 Va(kN) | 応力比 Q/Va | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| 東側柱脚 | C（D） | 2410 | 5270 | 0.46 | O.K. |
| | E4（D） | 2430 | 4580 | 0.54 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

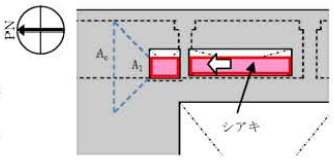

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考３　構造強度

## （５）原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

### １）ストッパ接触部

ストッパ接触部の構造強度の検討では，ストッパ水平反力が，既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお，許容支圧応力度は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。
全てのストッパ接触部に対する応力比が1以下になることを確認した。




ストッパ接触部の検討結果

| 部位 | 荷重ケース（位置）＊ | ストッパ水平反力 N(kN) | 短期許容支圧力 Na(kN) | 応力比 N/Na | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| 東側ストッパ | E2（B） | 3980 | 10300 | 0.39 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

### ２）基礎設置部

柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。
全ての基礎設置部に対する応力比が1以下になることを確認した。

壁の圧縮力の検討結果

| 部位 | 荷重ケース（位置）＊ | 軸力 N(kN) | 許容軸力 Na(kN) | 応力比 N/Na | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| 東側柱脚（南側） | C（B） | 4280 | 12900 | 0.34 | O.K. |
| | E1（B） | 6540 | 25900 | 0.26 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

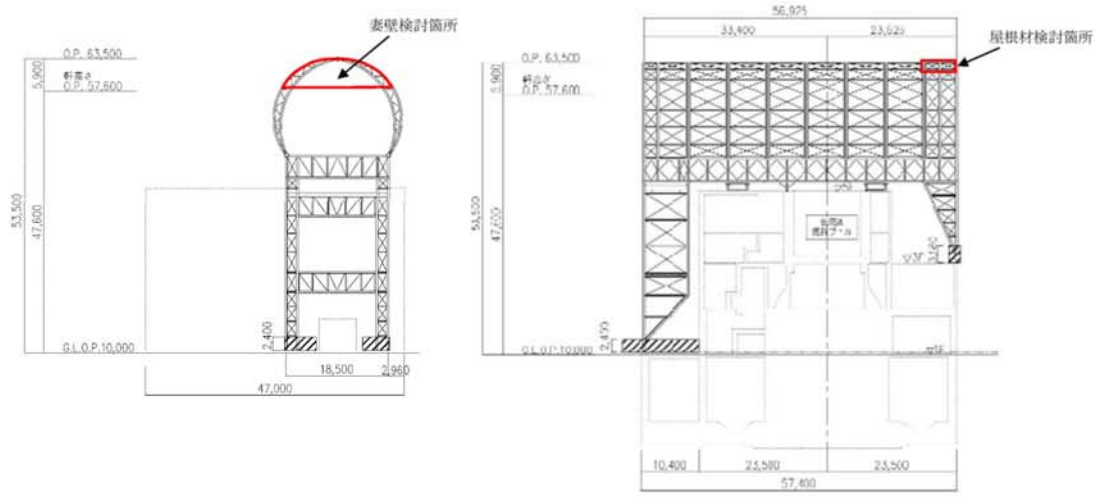

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考３　構造強度

## （６）外装材の構造強度に対する検討

### １）検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は，折板を用いる。強度検討は，壁材，屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。




外装材検討箇所（単位：mm）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考３　構造強度

## （６）外装材の構造強度に対する検討

### ３）外装材の強度検討

全ての外装材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

屋根材及び壁材の材料諸元

| 板厚 | 自重 | 正曲げ方向 | | 負曲げ方向 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 断面2次モーメント | 断面係数 | 断面2次モーメント | 断面係数 |
| t (mm) | G (N/m²) | $I_x$ (cm⁴/m) | $Z_x$ (cm³/m) | $I_x$ (cm⁴/m) | $Z_x$ (cm³/m) |
| 0.8 | 118 | 360 | 43.6（13.1*） | 347 | 40.6（12.2*） |

*：括弧内の数値は折曲加工部を示す

応力度に対する検討結果

| 部位 | 作用応力度 (N/mm²) | 許容応力度 (N/mm²) | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| ドーム屋根 | 189 | 205* | 0.93 | O.K. |
| 妻壁 | 109 | 205* | 0.54 | O.K. |

*：「JIS G 3321-2010」による

（注）ドーム屋根外装材については、設計風圧力の約４倍の耐力を有することを試験により確認している。


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考４　耐震性

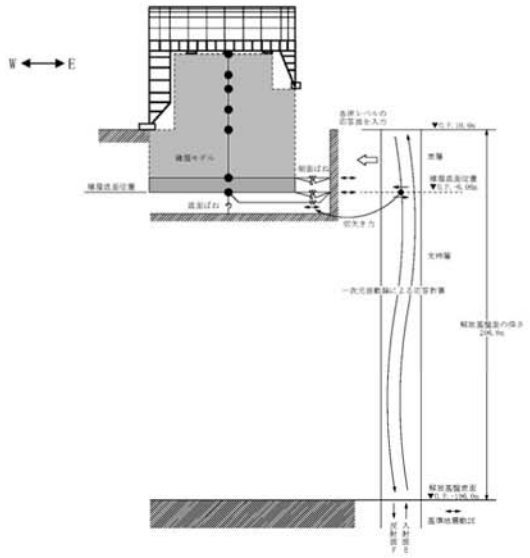
## （１）検討方針

耐震性の検討は，架構，水平振れ止め装置（ストッパ），制震装置（オイルダンパ），基礎，原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い，基準地震動Ssに対して，これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。なお，地震応答解析は水平方向及び鉛直方向を同時に入力する。

## （２）架構の耐震性に対する検討

### １）解析に用いる入力地震動

検討用地震動は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成20年3月31日）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動Ssを用いる。



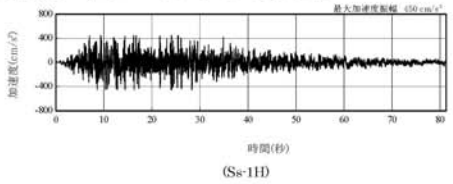

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

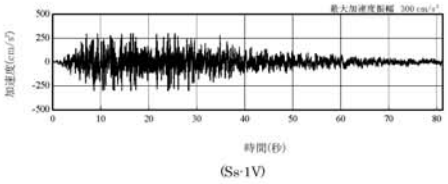

# 参考４　耐震性

## （２）架構の耐震性に対する検討

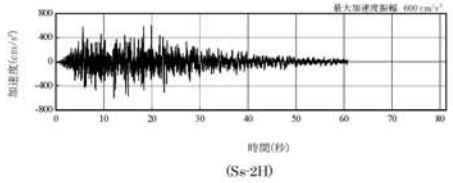
### １）解析に用いる入力地震動



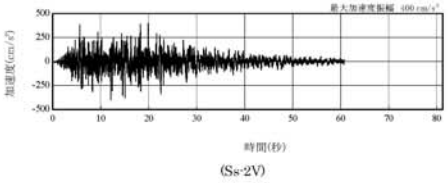

(Ss-1H)



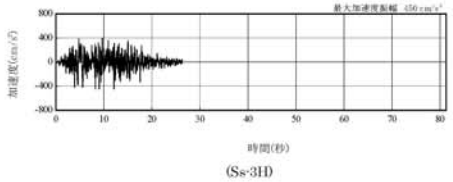

(Ss-1V)




(Ss-2H)

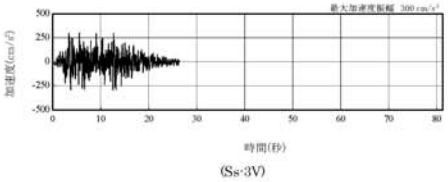



(Ss-2V)




(Ss-3H)

解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)




(Ss-3V)

解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(鉛直方向)


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

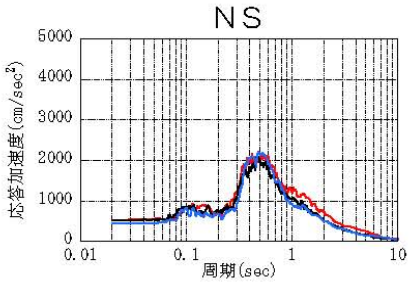
# 参考４　耐震性

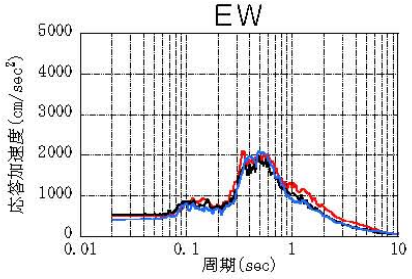
（２）架構の耐震性に対する検討

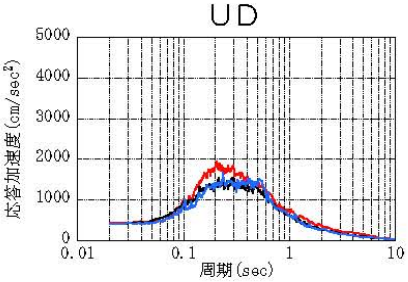
１）解析に用いる入力地震動

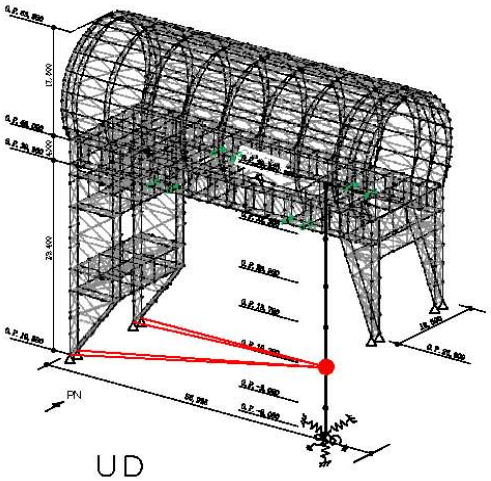
建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

1F



(h=2%)
Ss-1
Ss-2
Ss-3


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

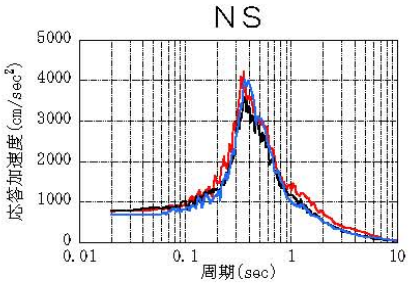

# 参考４　耐震性

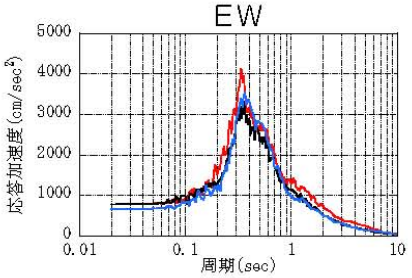
（２）架構の耐震性に対する検討

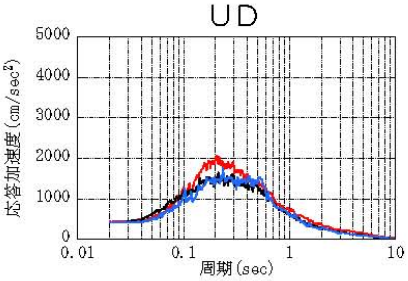
１）解析に用いる入力地震動

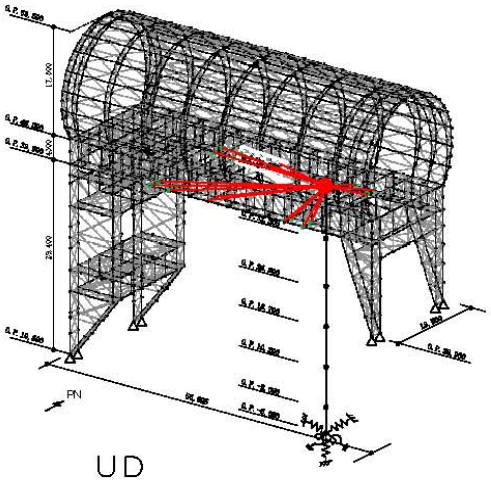
建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

5F



(h=2%)
Ss-1
Ss-2
Ss-3

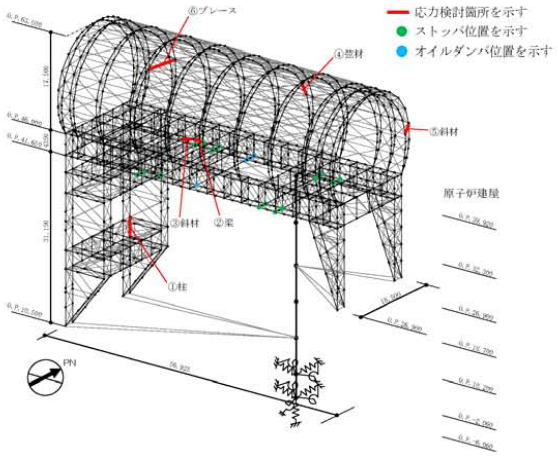
東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考４　耐震性

## （２）架構の耐震性に対する検討

### ２）地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した下図に示すモデルとし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。ストッパ取り付き部は原子炉建屋5階質点（O.P.39.92 m）と水平方向同一変位条件とし，鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）は原子炉建屋の5階床上面4箇所に門型架構と5階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。




地震応答解析モデル（単位：mm）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考４　耐震性

## （２）架構の耐震性に対する検討

### ２）地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる物性値を下表に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上げ材等を考慮した重量とし，原子炉建屋の質点は瓦礫撤去の重量等を反映したP38に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の弦材は弾性部材とし，その他ブレース等は「鉄骨X型ブレース架構の復元力特性に関する研究」（日本建築学会構造工学論文集37B号　1991年3月）に示されている修正若林モデルによる。また，原子炉建屋は，曲げとせん断に「JEAG 4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地震応答解析に用いる物性値

| 部位 | 材料 | ヤング係数 $E(N/mm^2)$ | ポアソン比 $\nu$ | 単位体積重量 $\gamma(kN/m^3)$ | 減衰定数 $h(\%)$ | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 架構 | 鉄骨 | $2.05\times10^5$ | 0.3 | 77.0 | 2 | SS400,SM490A<br>STK490,STKT590 |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

２）地震応答解析モデル

地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

| 標高<br>O.P. (m) | 質点重量*<br>W (kN) | 回転慣性重量<br>$I_G$ ($\times 10^5$ kN·m$^2$) | せん断断面積<br>As (m$^2$) | 断面二次モーメント<br>I (m$^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 39.92 | 72990 | 7.695 | | |
| 32.3 | 119490 | 23.833 | 145.3 | 9598 |
| 26.9 | 111140 | 20.458 | 146.1 | 29271 |
| 18.7 | 130160 | 23.958 | 237.3 | 56230 |
| 10.2 | 252510 | 46.488 | 208.6 | 60144 |
| -2.06 | 301020 | 55.417 | 458.7 | 112978 |
| -6.06 | 127000 | 23.379 | 2697.8 | 496620 |
| 合計 | 1114310 | | | |

ヤング係数Ec　$2.57\times10^7$(kN/m$^2$)
せん断弾性係数G　$1.07\times10^7$(kN/m$^2$)
ポアソン比ν　0.20
減衰h　5%

＊　「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成23年7月13日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量12800kN及びドーム屋根重量3200kNは含まない）

地盤定数は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成20年3月31日）と同様とする。原子炉建屋の地盤ばねは，「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤をNovakの方法により建屋側面ばねを評価した。


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

２）地震応答解析モデル

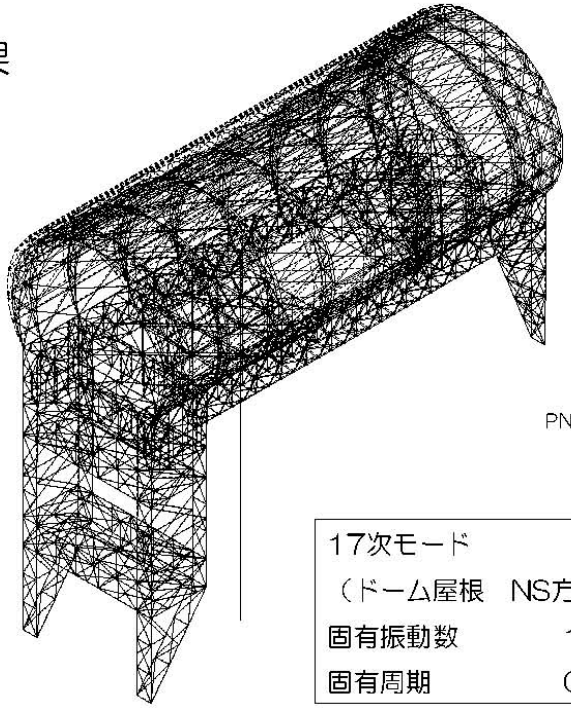
固有値解析結果

| 次数 | 固有振動数<br>(Hz) | 固有周期<br>(秒) | 刺激係数<br>NS方向<br>(X方向) | 刺激係数<br>EW方向<br>(Y方向) | 刺激係数<br>UD方向<br>(Z方向) | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 17 | 1.35 | 0.742 | 3.034 | -0.001 | -0.019 | ドーム屋根NS方向1次 |
| 25 | 1.78 | 0.561 | -0.056 | 2.478 | 0.422 | ドーム屋根EW方向1次 |
| 33 | 2.53 | 0.396 | 2.914 | -0.031 | -0.045 | 門型架構・原子炉建屋NS方向1次 |
| 34 | 2.65 | 0.377 | -0.111 | -7.751 | -0.073 | 門型架構・原子炉建屋EW方向1次 |
| 35 | 2.94 | 0.340 | 2.165 | -0.950 | 4.500 | 門型架構UD方向1次 |
| 54 | 4.30 | 0.233 | -0.428 | 0.038 | -40.498 | 原子炉建屋UD方向1次 |

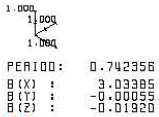

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考４　耐震性

固有値解析結果




| 17次モード | |
|---|---|
| （ドーム屋根　NS方向　1次） | |
| 固有振動数 | 1.35　Hz |
| 固有周期 | 0.742 秒 |



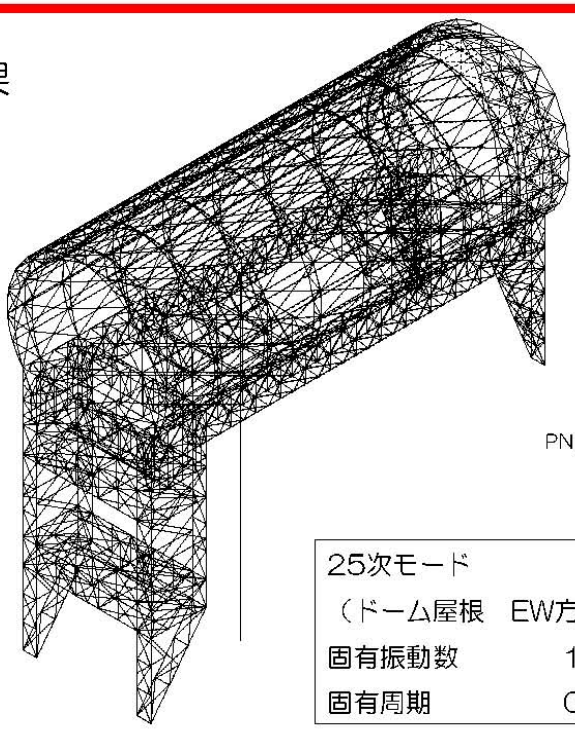

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

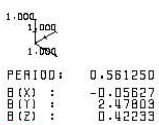


# 参考４　耐震性

固有値解析結果




| 25次モード | |
|---|---|
| （ドーム屋根　EW方向　1次） | |
| 固有振動数 | 1.78　Hz |
| 固有周期 | 0.561 秒 |

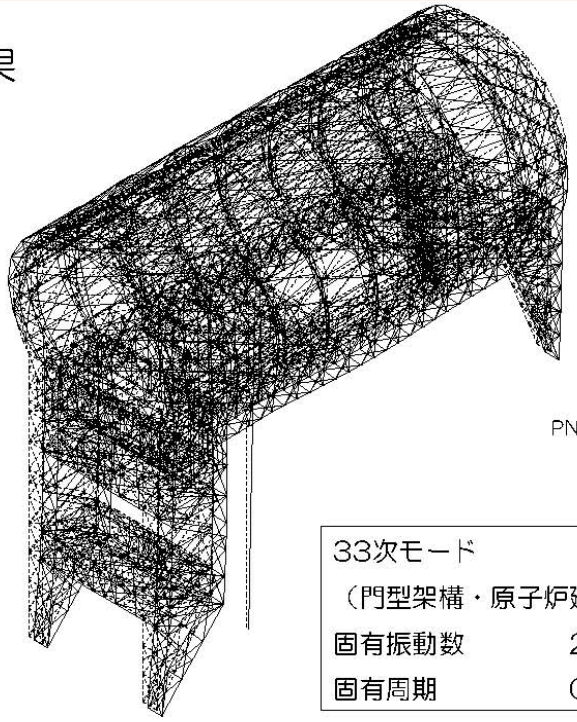



東京電力 TEPCO

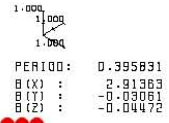
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考４　耐震性

固有値解析結果




33次モード
（門型架構・原子炉建屋NS方向1次）
固有振動数　2.53　Hz
固有周期　0.396 秒

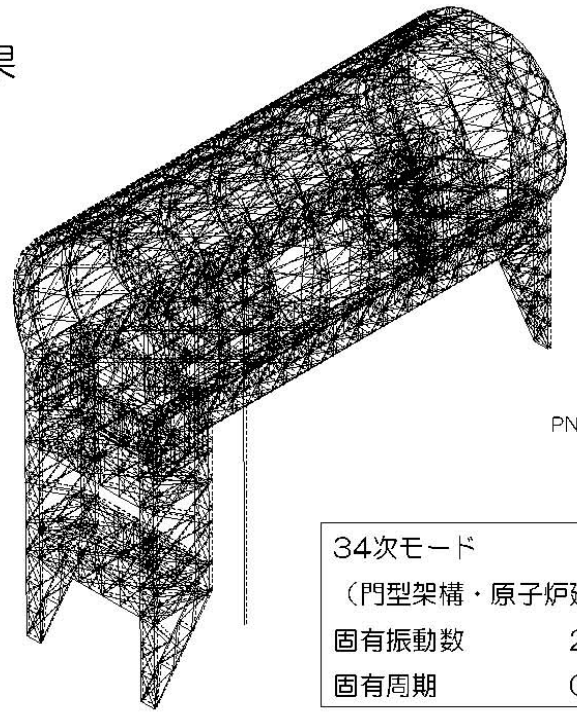



東京電力 TEPCO

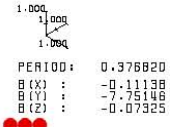
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考４　耐震性

固有値解析結果




34次モード
（門型架構・原子炉建屋EW方向1次）
固有振動数　2.65　Hz
固有周期　0.377 秒

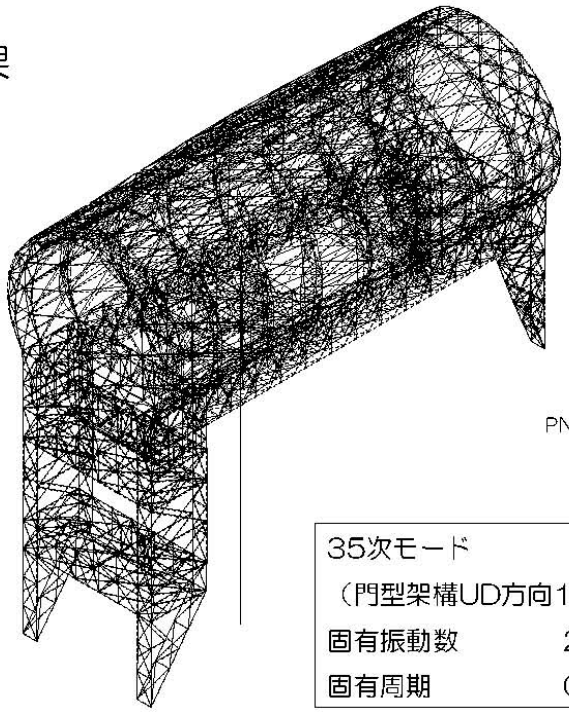



東京電力 TEPCO

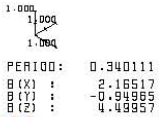
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考４　耐震性

## 固有値解析結果




35次モード
（門型架構UD方向1次）
固有振動数　2.94　Hz
固有周期　0.340 秒

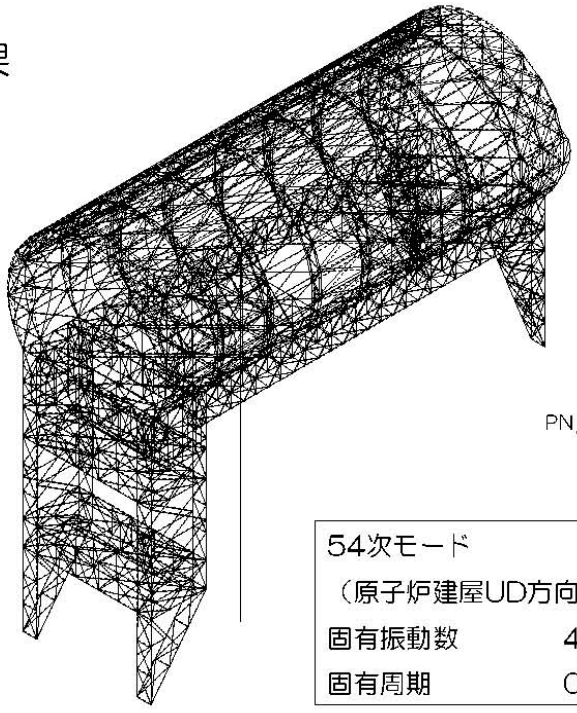



東京電力 TEPCO

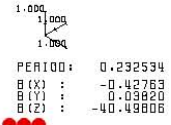
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考４　耐震性

## 固有値解析結果




54次モード
（原子炉建屋UD方向1次）
固有振動数　4.30　Hz
固有周期　0.233 秒



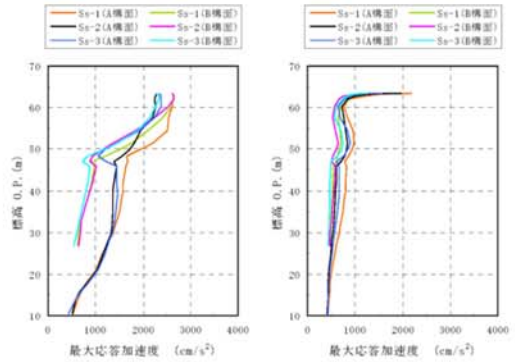

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

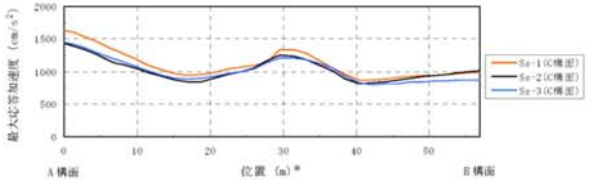
# 参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

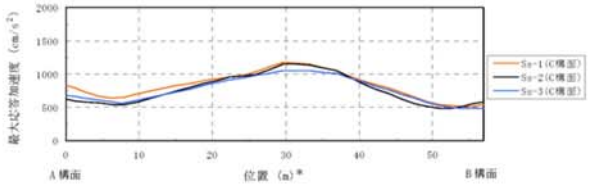
３）地震応答解析結果




水平(NS)成分（A 構面，B 構面）　　鉛直成分（A 構面，B 構面）

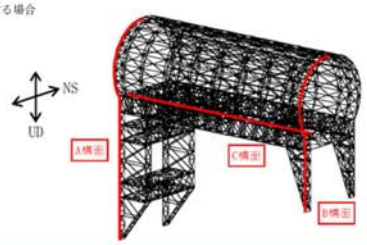



水平(NS)成分（C 構面）




鉛直成分（C 構面）

注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
（図 3.2-1 の位置 D）を示す
＊：位置は A 構面側からの距離を示す




最大応答加速度分布


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

４）波及的影響の評価

門型架構は，JSCA性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は1/75以下，層の塑性率は4以下，部材の塑性率は5以下」＊）を満足することを確認する。ドーム屋根は，柱・梁によるフレームを構成しないため，JSCA性能メニューのうち部材の塑性率のクライテリアを満足することを確認する。
なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成19年7月20日）に示されるクライテリア（層間変形角は1/100以下，層の塑性率は2以下，部材の塑性率は4以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

＊：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第604号，2006年6月


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

４）波及的影響の評価

・層間変形角の検討

最大応答層間変形角は1/75以下となりクライテリアを満足することを確認した。

最大応答層間変形角の検討結果

| 検討箇所 | 地震波 | 入力方向（位置）＊ | 最大応答値 | ｸﾗｲﾃﾘｱ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| 東側 O.P.46.00(m) ～O.P.26.90(m) | Ss-1 | NS（A） | 1/820 | 1/75 | O.K. |
| | | EW（B） | 1/990 | 1/75 | O.K. |
| | Ss-2 | NS（B） | 1/990 | 1/75 | O.K. |
| | | EW（B） | 1/1000 | 1/75 | O.K. |
| | Ss-3 | NS（B） | 1/990 | 1/75 | O.K. |
| | | EW（B） | 1/1000 | 1/75 | O.K. |
| 西側 O.P.46.00(m) ～O.P.10.50(m) | Ss-1 | NS（A） | 1/720 | 1/75 | O.K. |
| | | EW（B） | 1/1600 | 1/75 | O.K. |
| | Ss-2 | NS（C） | 1/860 | 1/75 | O.K. |
| | | EW（B） | 1/1600 | 1/75 | O.K. |
| | Ss-3 | NS（C） | 1/800 | 1/75 | O.K. |
| | | EW（B） | 1/1800 | 1/75 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

４）波及的影響の評価

・塑性率の検討

全てのケースで耐力比が1を下回ることから塑性率は1未満となり，クライテリアを満足することを確認した。

耐力比の検討結果

| 部位＊1 | | | 部材形状 (mm) | 地震波 | 入力方向（位置）＊2 | 耐力比 | | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 門型架構 | ① | 柱 | H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉 | Ss-2 | NS (C) | C/Cu | 0.50 | OK |
| | ② | 梁 | H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉 | Ss-1 | NS (C) | C/Cu | 0.45 | OK |
| | ③ | 斜材 | 2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490A〉 | Ss-1 | NS (C) | C/Cu | 0.75 | OK |
| ドーム屋根 | ④ | 弦材 | φ-267.4×6.6 〈STKT590〉 | Ss-1 | NS (D) | C/Cu | 0.63 | OK |
| | ⑤ | 斜材 | φ-139.8×4.5 〈STK490〉 | Ss-1 | EW (D) | C/Cu | 0.90 | OK |
| | ⑥ | ブレース | φ-114.3×4.5 〈STK490〉 | Ss-2 | EW (C) | C/Cu | 0.45 | OK |

＊1：①～⑥の符号はP36の応力検討箇所を示す
＊2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

C　：部材軸方向の圧縮力の最大値
Cu：座屈耐力
T　：部材軸方向の引張力の最大値
Tu：引張耐力


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考４　耐震性

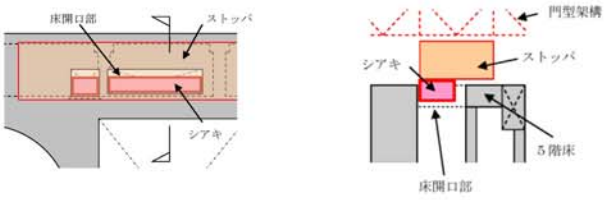
## （３）水平振れ止め装置（ストッパ）の耐震性に対する検討

全てのストッパに対する耐力比が1以下になることを確認した。

ストッパ（シアキ）の断面検討結果

| 部位 | 地震波 | 入力方向（位置） | 最大応答ストッパ反力 Q(kN) | せん断耐力 Qu(kN) | 耐力比 Q/Qu | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 東側ストッパ | Ss-1 | EW（D） | 3970 | 9480 | 0.42 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す




(a)伏図　(b)断面図

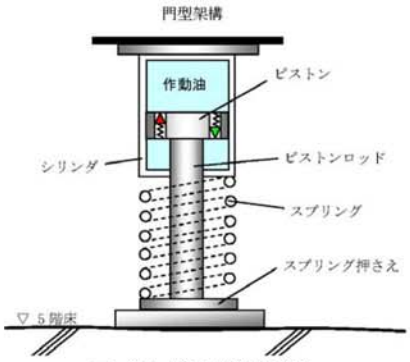
ストッパ概要図


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考４　耐震性

## （４）制震装置（オイルダンパ）の耐震性に対する検討

全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。




オイルダンパ概念図

オイルダンパの検討結果

| 検討 | 地震波 | 入力方向（位置）＊ | 最大応答値 | 許容値 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| オイルダンパ変位（mm） | Ss-3 | NS（D） | 72 | ±100 | O.K. |
| オイルダンパ速度（m/s） | Ss-1 | NS（D） | 0.48 | 1.00 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考４　耐震性

## （５）基礎の耐震性に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が摩擦耐力以下であることを確認した。

### １）基礎浮き上がりの検討

基礎浮き上がりの検討結果

| 部位 | 地震波 | 入力方向（位置）＊ | 最小圧縮力 N(kN) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| 東側柱脚（北側） | Ss-3 | NS（C） | 227 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

### ２）基礎すべりの検討

基礎すべりの検討結果

| 部位 | 地震波 | 入力方向（位置）＊ | 最大水平力 Q(kN) | 摩擦耐力 Vu(kN) | 耐力比 Q/Vu | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 東側柱脚 | Ss-1 | EW（D） | 2810 | 4780 | 0.59 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考４　耐震性

## （６）原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

### １）ストッパ接触部

最大ストッパ水平反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm$^2$)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

ストッパ接触部の検討結果

| 部位 | 地震波 | 入力方向（位置）＊ | 最大ストッパ水平反力 N(kN) | 支圧耐力 Nu(kN) | 耐力比 N/Nu | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 西側ストッパ | Ss-1 | NS（C） | 10400 | 19600 | 0.54 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

### ２）オイルダンパ接触部

最大オイルダンパ鉛直反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm$^2$)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

オイルダンパ接触部の検討結果

| 部位 | 地震波 | 入力方向（位置）＊ | 最大水平力 Q(kN) | 摩擦耐力 Vu(kN) | 耐力比 Q/Vu | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 東側柱脚 | Ss-1 | EW（D） | 2810 | 4780 | 0.59 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

### ３）基礎設置部

柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の最大軸力が壁の軸耐力以下であることを確認する。

壁の圧縮力の検討結果

| 部位 | 地震波 | 入力方向（位置）＊ | 最大軸力 N(kN) | 軸耐力 Nu(kN) | 耐力比 N/Nu | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 東側柱脚（南側） | Ss-3 | NS（B） | 7430 | 25900 | 0.29 | O.K. |

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考４　耐震性

## （７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

### １）検討方針

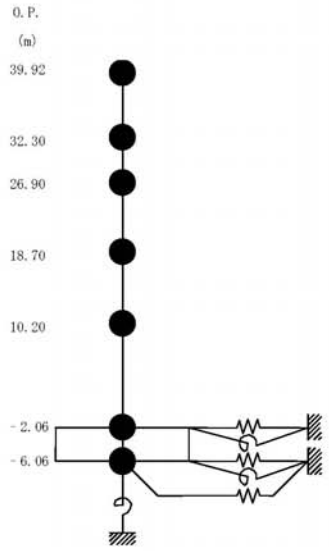
架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）以下になることを確認する。

### ２）原子炉建屋の地震応答解析

・入力地震動　基準地震動Ss

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，右図に示すように質点系でモデル化し，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社，平成23年7月13日）に示される内容に，瓦礫撤去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。




原子炉建屋の地震応答解析モデル


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考４　耐震性

## （７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

### ２）原子炉建屋の地震応答解析

原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

| 標高 O.P. (m) | 質点重量 W (kN) | 回転慣性重量 $I_G$ ($\times10^5$ kN·m²) | |
|---|---|---|---|
| | | 水平(NS)方向 | 水平(EW)方向 |
| 39.92 | 87590 | 92.34 | 67.32 |
| 32.3 | 119490 | 238.33 | 124.49 |
| 26.9 | 111340 | 204.95 | 204.95 |
| 18.7 | 130160 | 239.58 | 239.58 |
| 10.2 | 253710 | 467.09 | 696.62 |
| -2.06 | 301020 | 554.17 | 826.50 |
| -6.06 | 127000 | 233.79 | 348.72 |
| 合計 | 1130310 | | |

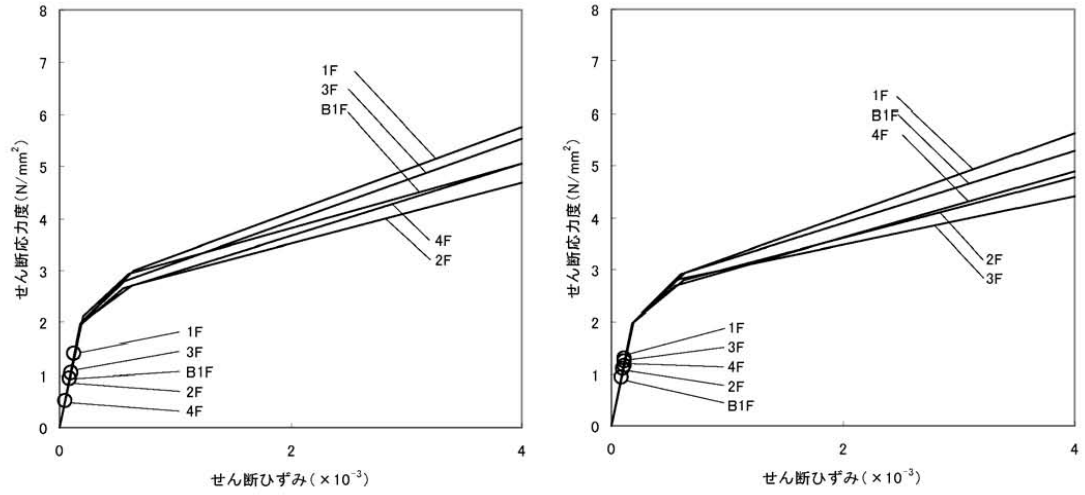

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考４　耐震性

## （７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

### ３）検討結果

地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（4.0×10$^{-3}$）に対して十分に余裕があることを確認した。




(a) NS方向　　(b) EW方向

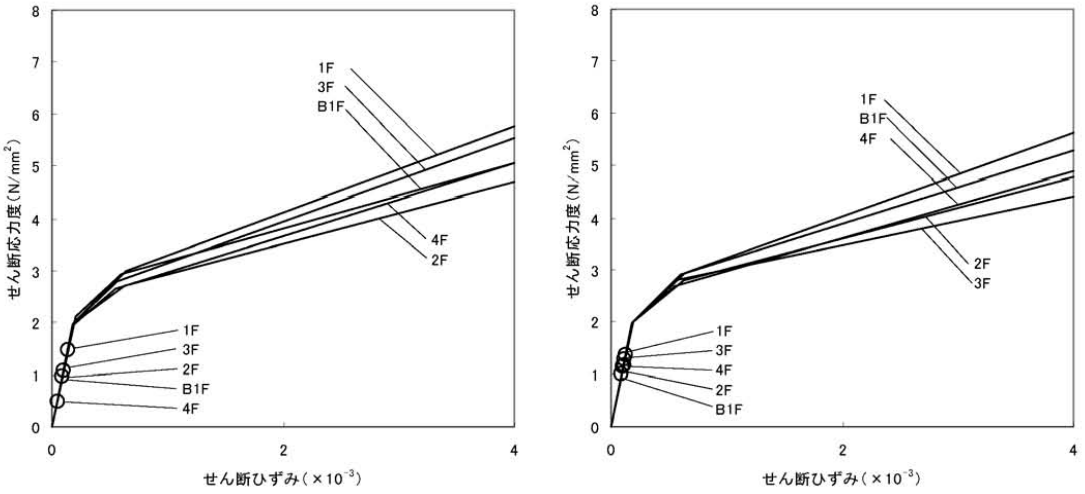
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考４　耐震性

## （７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

### ３）検討結果




(a) NS方向　　(b) EW方向

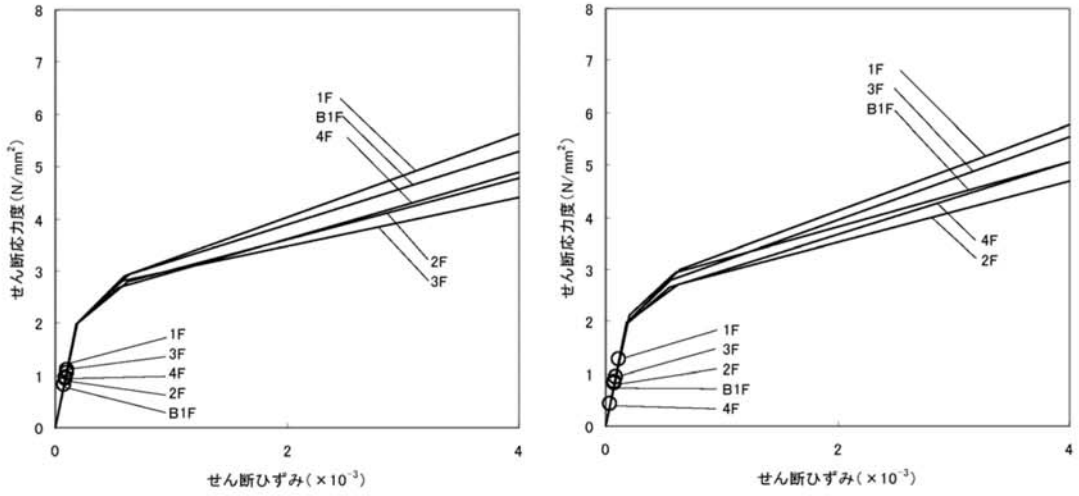
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

３）検討結果




(a) NS方向　　(b) EW方向

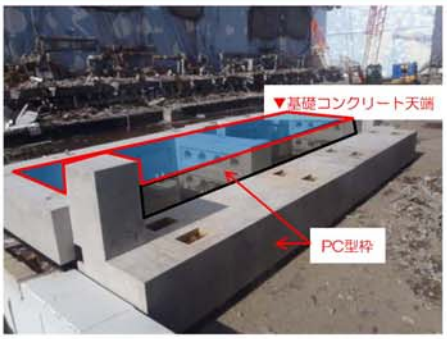
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考５　瓦礫撤去用構台基礎の施工状況




瓦礫撤去用構台西側基礎部　PC型枠設置




瓦礫撤去用構台東側基礎部　PC型枠設置




瓦礫撤去用構台西側基礎部　コンクリート打設




瓦礫撤去用構台東側基礎部　コンクリート打設


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

特定原子力施設監視・
評価検討会（第6回）
資料5

# 福島第一原子力発電所
# ３号機燃料取り出し用カバーの
# 構造強度及び耐震性について
# （コメント回答）

東京電力株式会社

平成２５年３月8日

東京電力

## 目次

・コメント回答①　地震・津波・竜巻等への対応について　・・・P.2
・コメント回答②　耐震性の検討結果（表）の記載について　・・・P.4
・コメント回答③　作業環境の確保について　・・・P.6
・コメント回答④　オイルダンパの機構および損傷時の対応について・・・P.7

東京電力

# コメント回答①

①３号機燃料取り出し用カバーの使用期間が短いとしても、地震・津波に関わる新安全設計基準への対応あるいは竜巻などの想定外事象に対する安全性や修復性は確保しなくてよいのか、既にされているのかを説明すること。（林教授）

・現在、国により策定中の新安全設計基準への対応については今後となるが、以下を念頭に計画している。

・地震：各部の検討において、可能な限り余裕を確保した計画*1としている。また、脆性的な破壊を生じないよう、原則として保有耐力接合*2 *3としている。

・津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。

*1　5ページ参照。例えば、ドーム屋根は基準地震動Ssに対し、約５倍の裕度がある。

*2　母材の耐力が十分に発揮されるように「接合部の破断耐力＞母材耐力」となるように破断の検討を行うこと 。

*3　特定原子力施設監視・評価検討会（第4回）資料4 16ﾍﾟｰｼﾞ 参照



# コメント回答①

・竜巻：ドーム屋根の外装材は、設計風圧力の約４倍以上の耐力を有することを確認しており、最大瞬間風速100m/s程度の暴風に対しても飛散しない計画となっている。

・修復性については、除染・遮へい対策を施す計画（コメント回答③参照）であり、現地へのアクセスは可能であると考えている。また、オペレーティングフロア上のガレキ撤去に用いたクレーン等により、遠隔操作による作業も可能であると考えている。

# コメント回答②

②特定原子力施設監視・評価検討会（第４回）資料４の10ページの耐震性の検討結果の表は、検定比なのか、最大応答値なのかを区別できるように明確にすること。（林教授）

・評価項目欄が、「耐力比」もしくは「抵抗比」となっている項目が「検定比」で評価している項目であり、その他が「最大応答値」で評価している項目である。

・「検定比」か「最大応答値」かが分かるように、結果欄に追記した。

（次ページ参照）



# 5. 耐震性に対する検討結果

いずれも評価クライテリア以下であることを確認した。

（１）架構の耐震性

| 部位 | 評価項目 | 検定比、最大応答値 | | 評価クライテリア | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| 門型架構 | 層間変形角 | 最大応答値 | 1/720 | 1/75以下 | OK |
| 門型架構 | 塑性率 | 最大応答値 | 0.75 | 5以下 | OK |
| ドーム屋根 | 塑性率 | 最大応答値 | 0.90 | 5以下 | OK |
| オイルダンパ | 相対変位 | 最大応答値 | 72 mm | 100 mm以下 | OK |
| | 相対速度 | 最大応答値 | 0.48 m/s | 1.0 m/s以下 | OK |
| ストッパ | せん断耐力比 | 検定比 | 0.42 | 1.0以下 | OK |
| 基礎 | 浮き上がりの有無 | 最大応答値 | 生じない | 生じないこと | OK |
| | すべり摩擦抵抗比 | 検定比 | 0.59 | 1.0以下 | OK |

（２）原子炉建屋の耐震性

| 部位 | 評価項目 | 検定比、最大応答値 | | 評価クライテリア | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| ストッパ接触部 | 支圧耐力比 | 検定比 | 0.54 | 1.0以下 | OK |
| オイルダンパ接触部 | 支圧耐力比 | 検定比 | 0.19 | 1.0以下 | OK |
| 基礎設置部 | 圧縮耐力比 | 検定比 | 0.29 | 1.0以下 | OK |
| 原子炉建屋 | せん断ひずみ | 最大応答値 | $0.14\times10^{-3}$ | $4.0\times10^{-3}$以下 | OK |

# コメント回答③

③立ち入りが難しい場所で有人にて接合部などの現地作業が行えるように、作業環境をどのように確保するのかについて説明すること。（林教授）

・線量的に、立入りが最も厳しい箇所はオペレーティングフロア上部と考えている。当該部における有人作業ができるように、有人作業が発生するまでに、線量低減対策として、遠隔操作重機による下記３段階の作業を計画している。

１．瓦礫撤去作業（現在実施中）
オペレーティングフロア上部に残存する瓦礫（鉄骨、コンクリート、機械設備等）を撤去する。

２．除染作業
オペレーティングフロア上部の瓦礫撤去後に、床面はつり装置や吸引装置等を使用し、除染作業を実施する。

３．遮へい体設置作業
除染作業後にオペレーティングフロア上部に遮へい体（鉄板等）を設置する。

なお、作業中は適宜、雰囲気線量を計測し、慎重に作業を実施する。



# コメント回答④

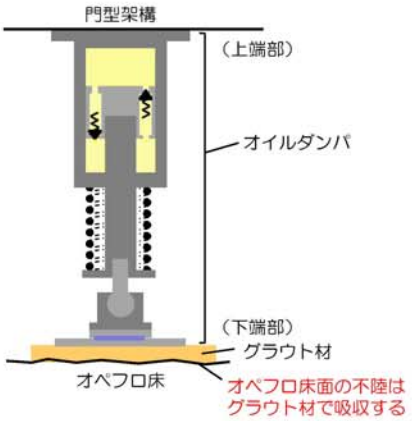
④オイルダンパについては、５階床面の不陸や門型架構の変形などにより、５階床と門型架構が平行でなくなり、スプリング押さえ等の損傷が生じないかについて説明すること。また、スプリング押さえ等の損傷により、システム上の問題が発生しないのかについて確認したい。（林教授）

・５階床面は躯体の不陸が想定される。

・オイルダンパは上端部を架構側に接合し、下端部とオペフロ床とのＧＡＰ部にグラウト材を充填し、床面の不陸を吸収する計画としている。

・オイルダンパが故障や損傷した場合は、修理・取替をする計画としている。

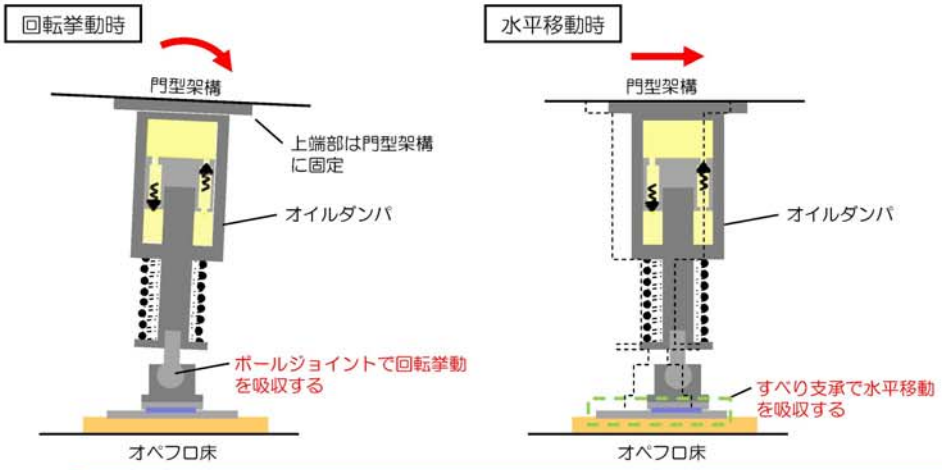
・グラウト材は既存躯体コンクリートの強度よりも高強度のものを使用している。



# コメント回答④

・門型架構とオペフロ床間の挙動が平行ではなくなった場合に備え、オイルダンパ下端部にはボールジョイントとすべり支承を取り付けている。

・ボールジョイントとすべり支承により、オイルダンパの機構損傷が生じないようにしている。




東京電力

別添－３

# ４号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

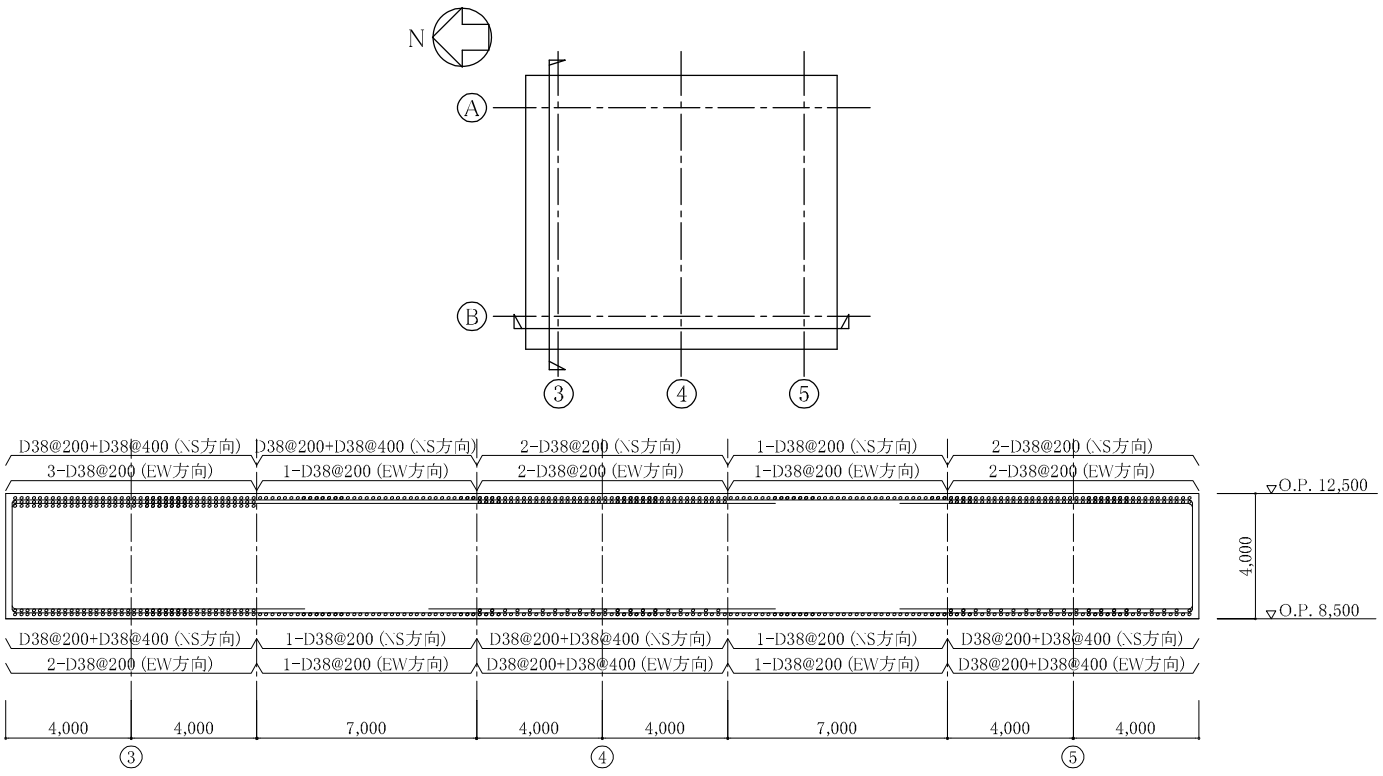
４号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－１および表－２に示す。

表－１　４号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（クレーン支持用架構）

| 確認事項 | 確認項目 | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|
| 構造強度及び耐震性 | 材料確認 | 地盤改良土の一軸圧縮強さを確認する。 | 地盤改良土の一軸圧縮強さが、実施計画に記されている設計基準強度に対して JEAC4616-2009 の基準を満足すること。 |
| | | 構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。 | 構造体コンクリート強度が，実施計画に記載されている設計基準強度に対して，JASS 5N の基準を満足すること。 |
| | | 鉄筋の材質，強度，化学成分を確認する。 | JIS G 3112 に適合すること。 |
| | | 地盤アンカーの材質，強度，化学成分を確認する。 | JIS G 3536　JIS G 3502 に適合すること。 |
| | | 鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。 | JIS G 3106 又は建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定に適合すること。 |
| | | 高力ボルトの締め付け張力を確認する。 | 特殊ボルト（ワンサイドボルト）について、導入張力試験を JASS 6 に準じて実施し、所定の張力が得られること。 |
| | | 外装材の仕様を確認する。 | 実施計画に記載されている材料諸元に適合することを，検査証明書，出荷証明書及びメーカー技術資料により確認する。 |
| | 寸法確認 | 地盤アンカー長を確認する。 | 地盤アンカー長が 26.75m 以上であること。 |
| | 据付確認 | 地盤改良範囲（深さ）を確認する。 | 支持層に着底していること。 |
| | | 鉄筋の径，間隔（図－1 参照）を確認する。 | 鉄筋の径が実施計画に記載されている通りであること。鉄筋の間隔が実施計画に記載しているピッチにほぼ均等に分布していること。 |
| | | 接合部（図－２～４参照）の施工状況を確認する。 | 高力ボルトが所定の本数・種類であること。 |
| | | 外装材の施工状況を確認する。 | 外装材の設置範囲が，図－７～９の通りであること。 |

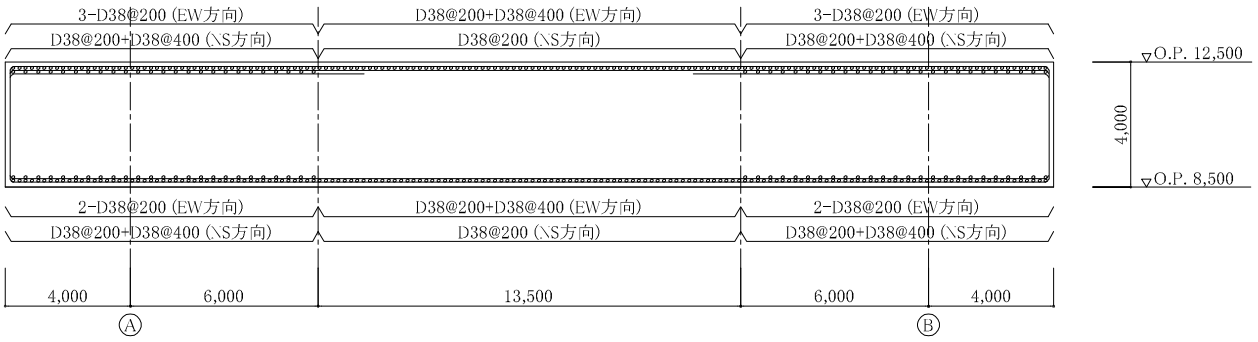
表－２　４号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（燃料取扱機支持用架構）

| 確認事項 | 確認項目 | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|
| 構造強度及び耐震性 | 材料確認 | 構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。 | 構造体コンクリート強度が，実施計画に記載されている設計基準強度に対して，JASS 5N の基準を満足すること。 |
| | | 鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。 | JIS G 3106 又は建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定に適合すること。 |
| | | アンカーボルトの材質，強度，化学成分（床面）を確認する。 | JIS G 3138 に適合すること。 |
| | | アンカーボルトの材質，強度，化学成分（壁面）を確認する。 | JIS G 3112 に適合すること。 |
| | 寸法確認 | アンカーボルト埋め込み長さ（床面）を確認する。 | 有効埋め込み長さが700㎜以上かつボルトの余長はナット面から突き出た長さが3山以上であること。 |
| | | アンカーボルト埋め込み長さ（壁面）を確認する。 | 有効埋め込み長さが 450㎜ 以上であること。 |
| | 据付確認 | 接合部（図－５，６参照）の施工状況を確認する。 | 高力ボルトが所定の本数・種類であること。 |




かぶり厚さ 7cm 以上

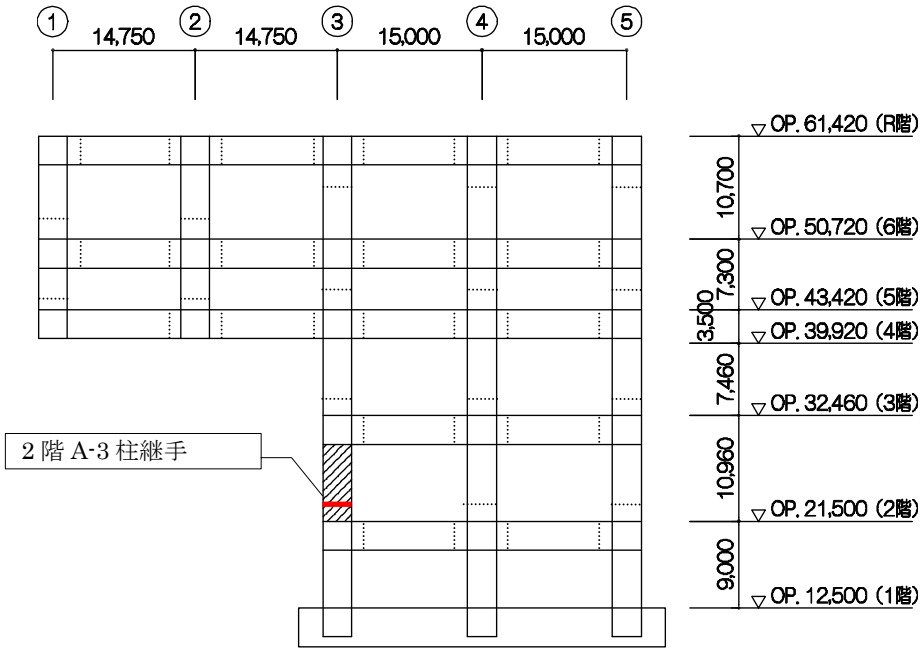
クレーン支持用架構　基礎配筋図(B 通り)



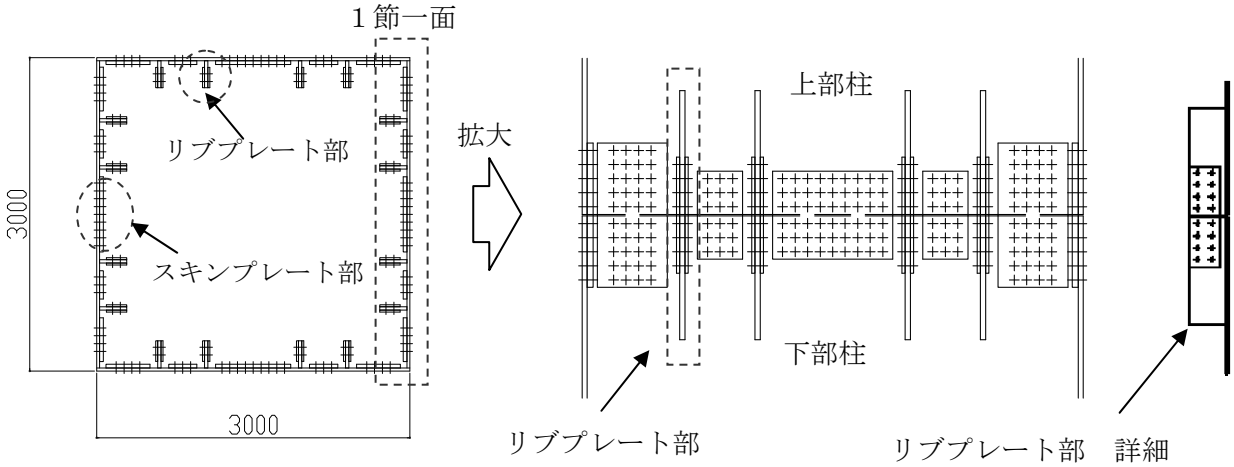

かぶり厚さ 7cm 以上

クレーン支持用架構　基礎配筋図(3 通り)

図－1　クレーン支持用架構　基礎配筋図




（１）接合部位置（Ａ通り軸組図）

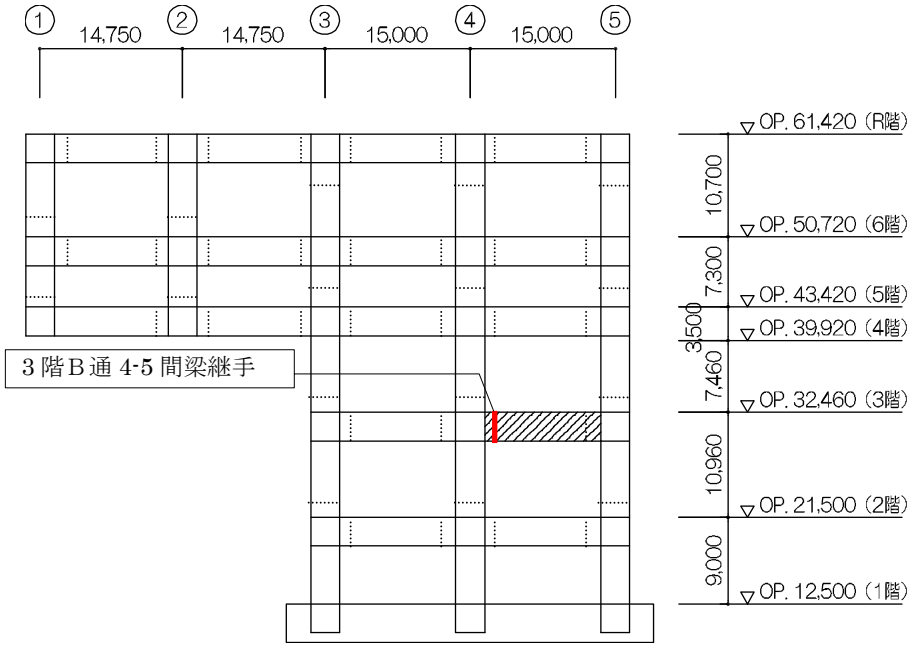



【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：85 本×2（1 面あたり）

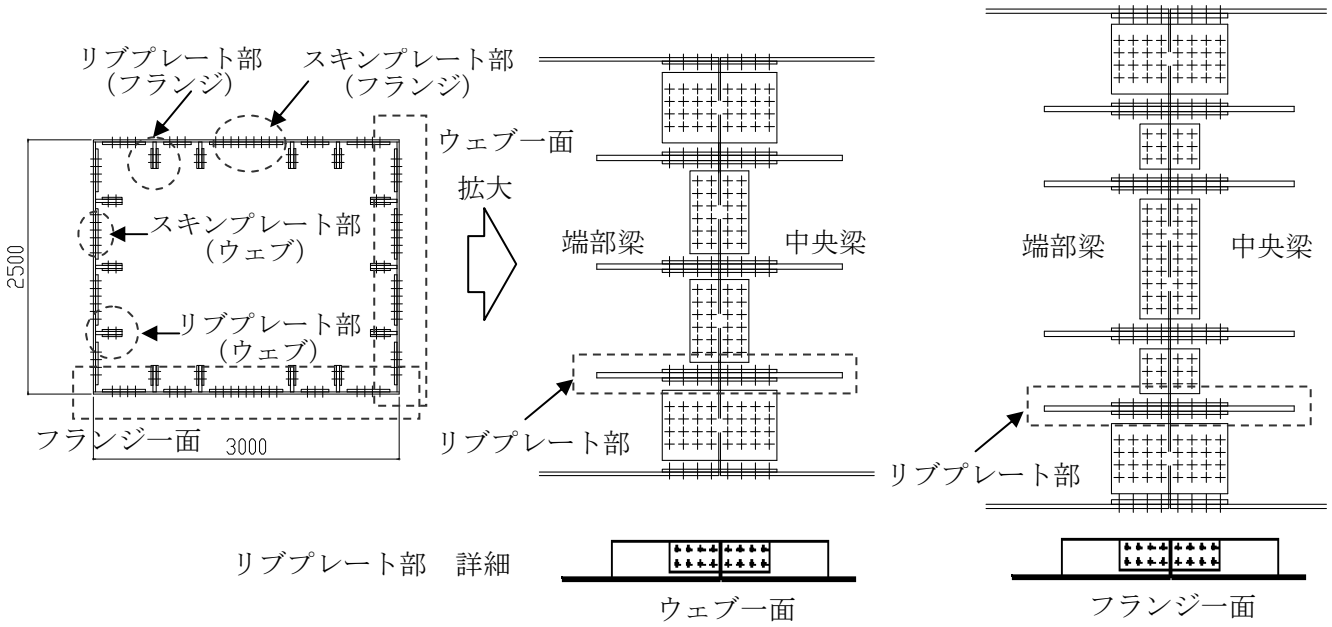
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（２）クレーン支持用架構　接合部詳細

図－２　クレーン支持用架構　接合部①




（１）　クレーン支持用架構　接合部位置（Ｂ通り軸組図）

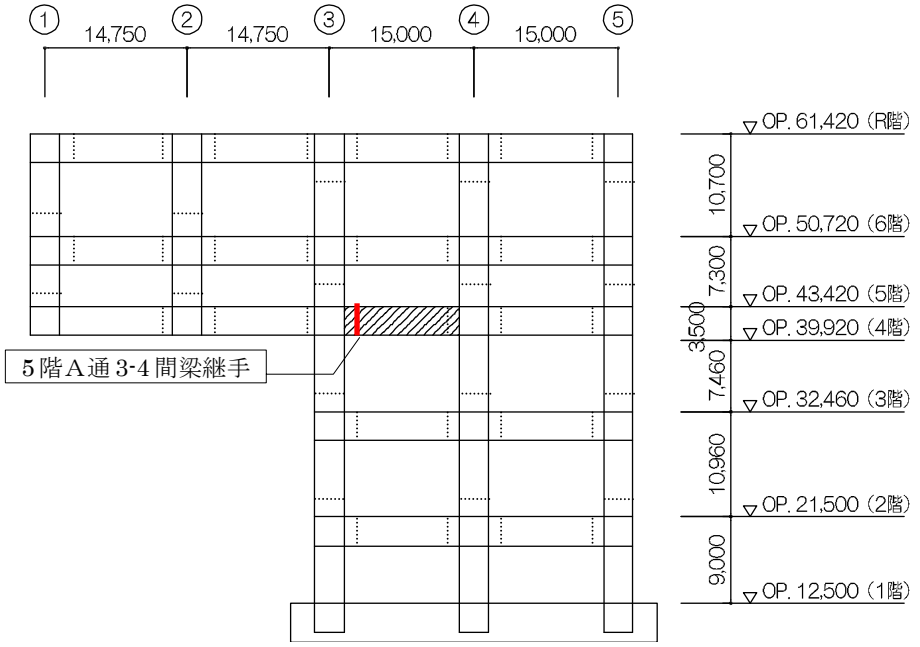



【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：62 本×2（フランジ 1 面あたり）
本数：56 本×2（ウェブ 1 面あたり）

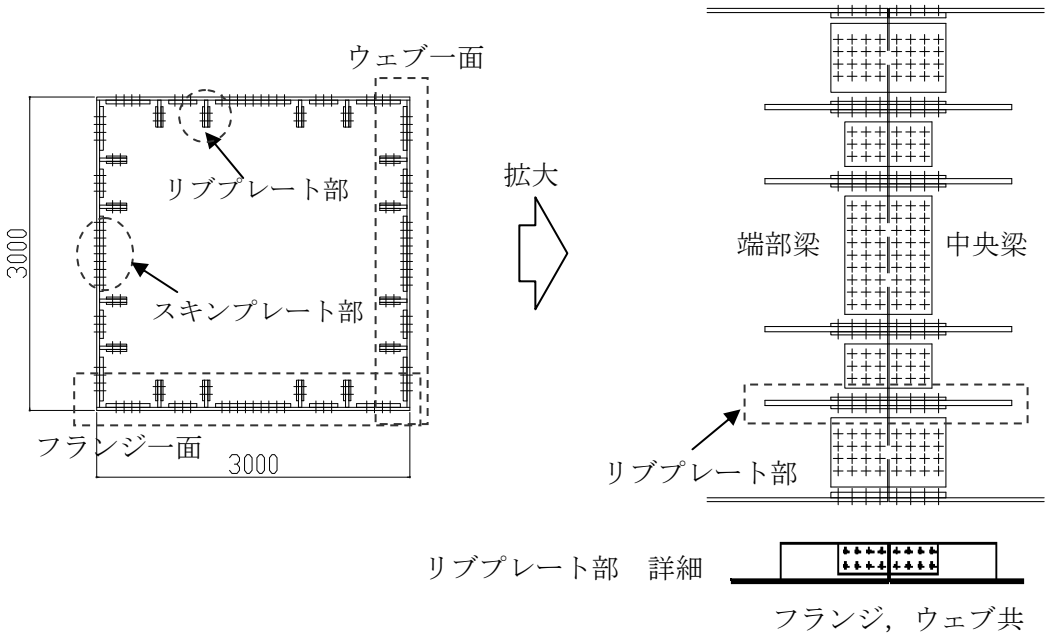
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（２）　接合部詳細(3 階Ｂ通 4-5 間梁)

図－３　クレーン支持用架構　接合部②




（１）接合部位置（Ａ通り軸組図）

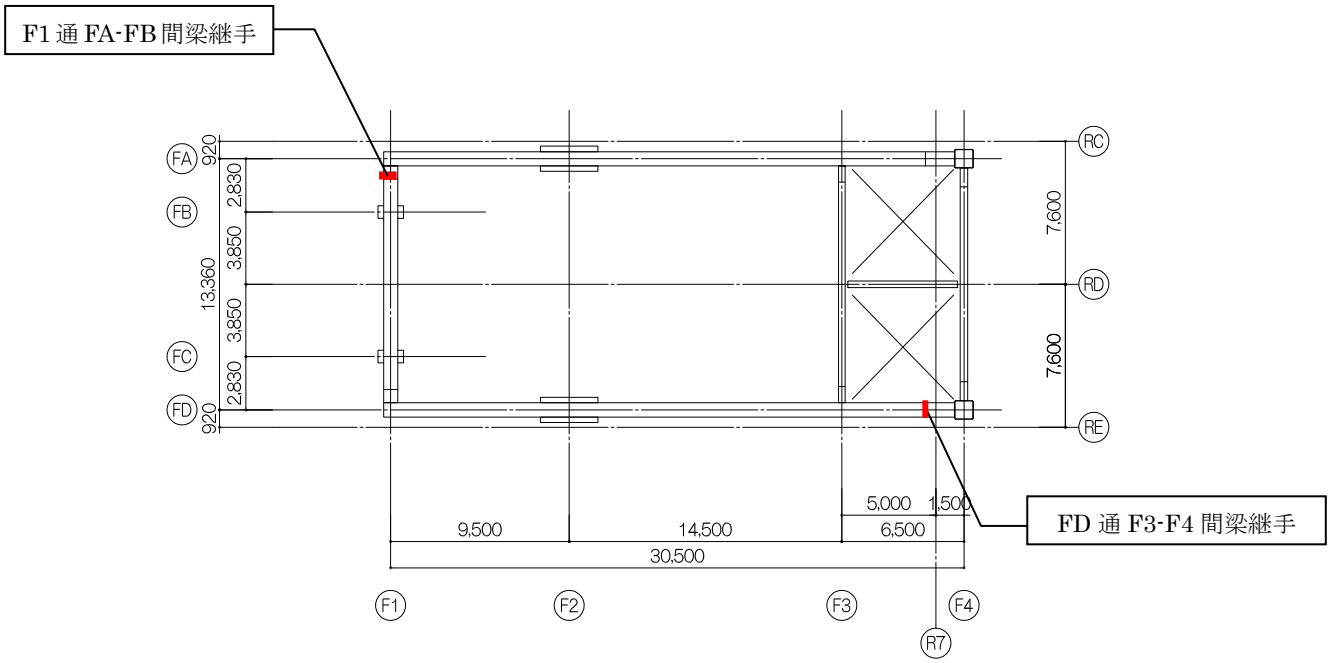



【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：77 本×2（フランジ，ウェブ共 1 面あたり）

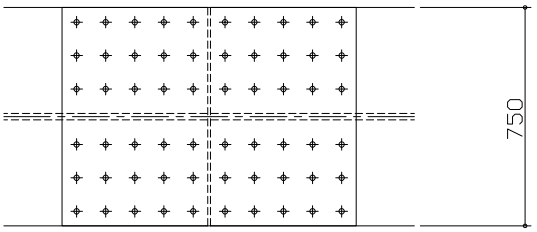
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（２）接合部詳細(5 階Ａ通 3-4 間梁)

図－４　クレーン支持用架構　接合部③

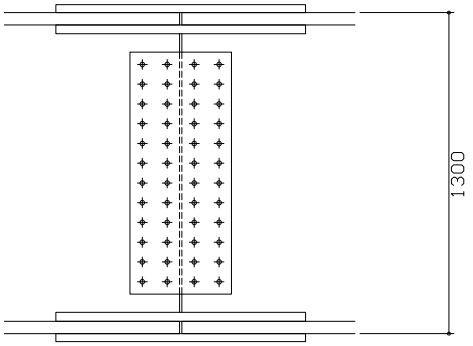



（１）接合部位置




(a)フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト本数：30 本×2

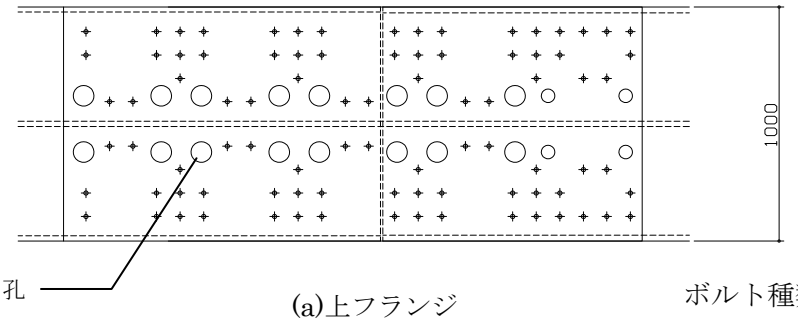



(b)ウェブ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：24 本×2

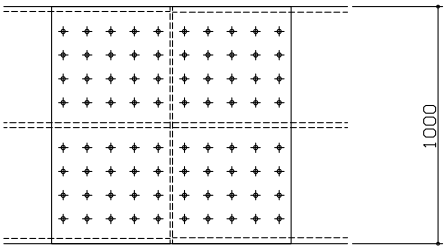
（２）接合部詳細図（F1 通 FA-FB 間梁継手）

図－５　燃料取扱機支持用架構　接合部図①



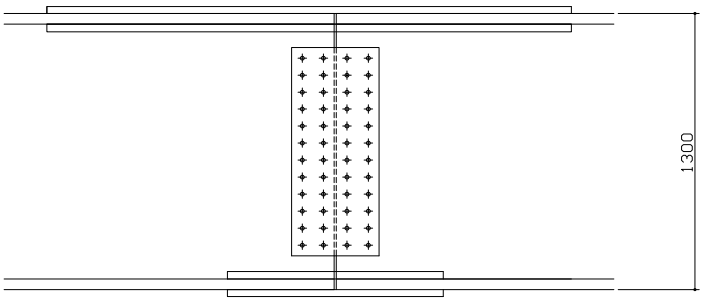

(a)上フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：44 本×2



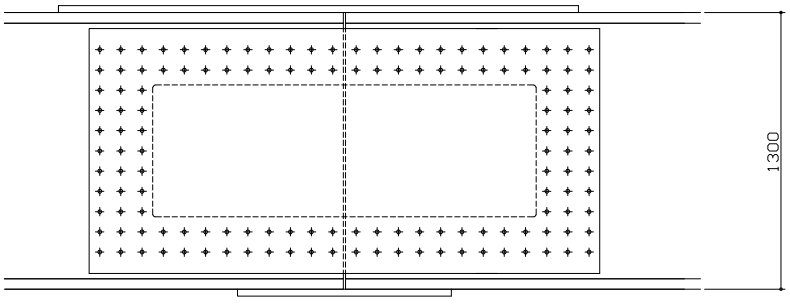

(b)下フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：40 本×2




(c)ウェブ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：24 本×2

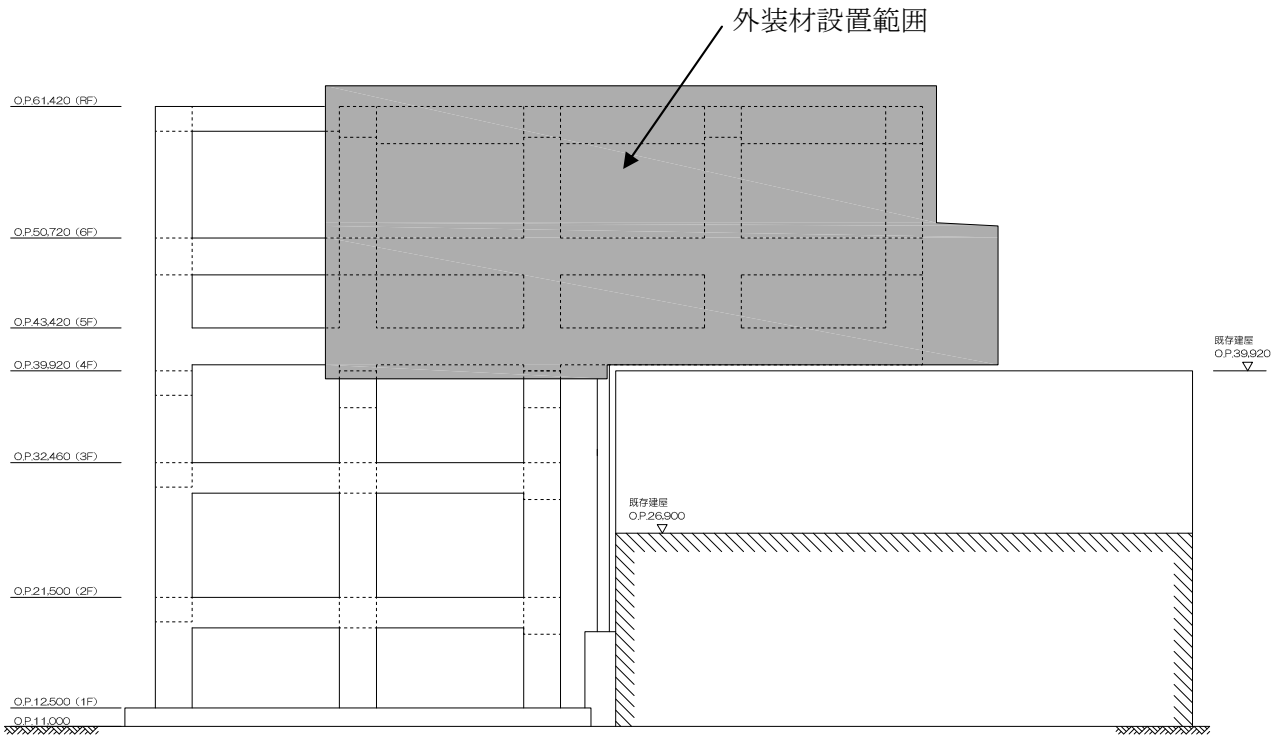



(d)側面プレート

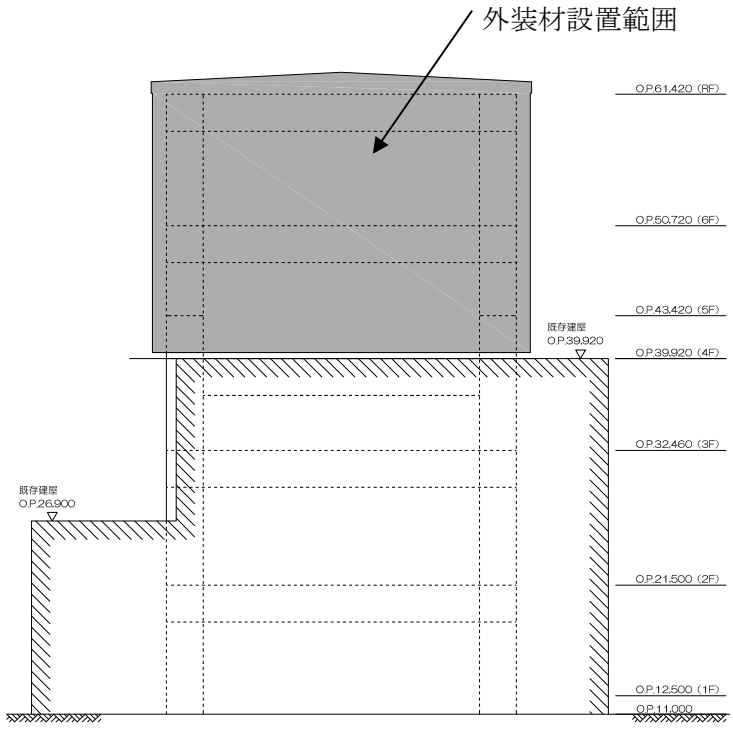
ボルト種類：MUTF27
ボルト数：69 本×2

接合部詳細図（FD 通 F3-F4 間梁継手）（接合部位置は図―５参照）

図－６　燃料取扱機支持用架構　接合部図②

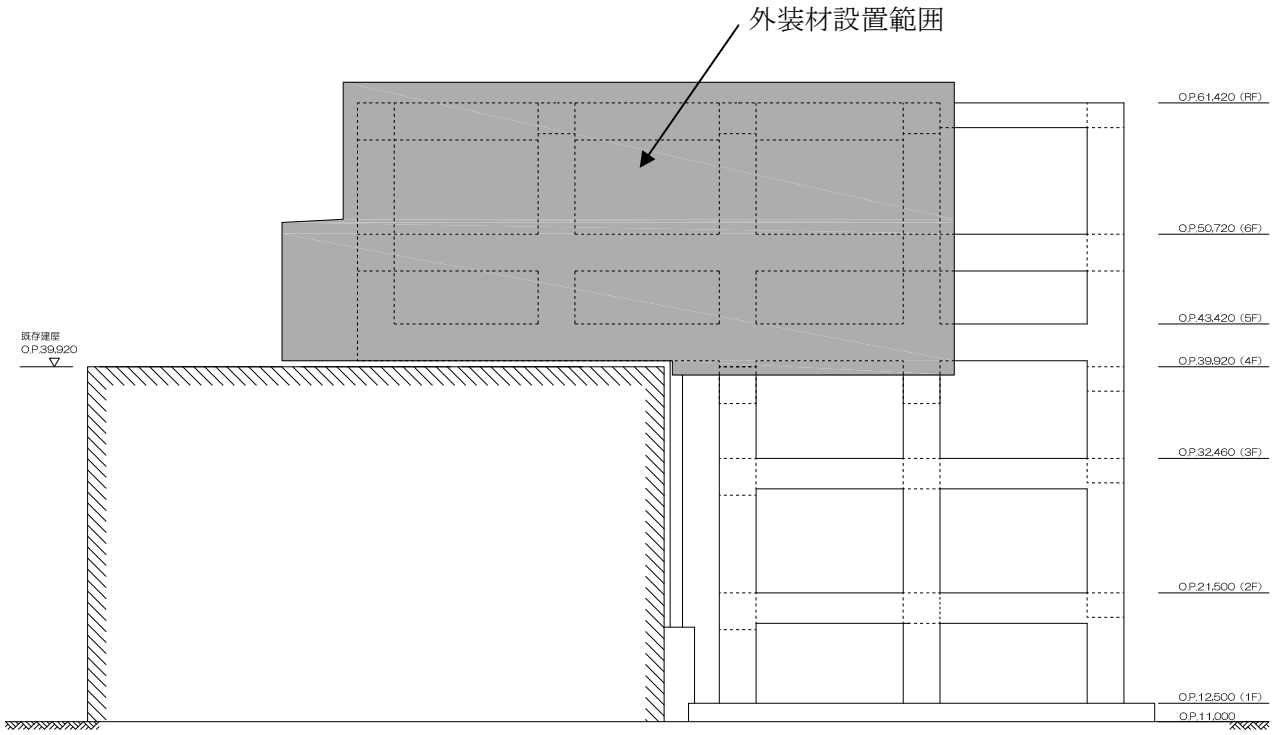



東側立面図

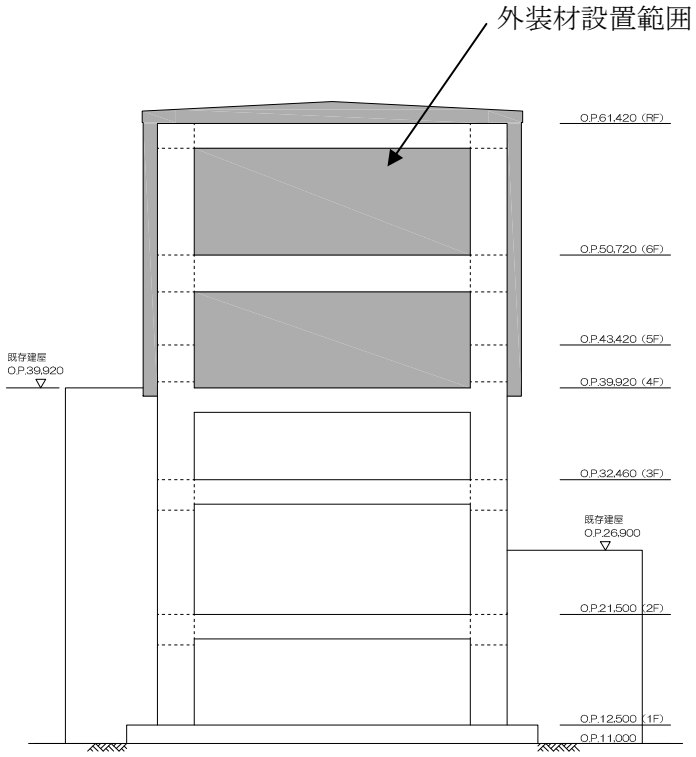



北側立面図

図－７　外装材設置範囲図①

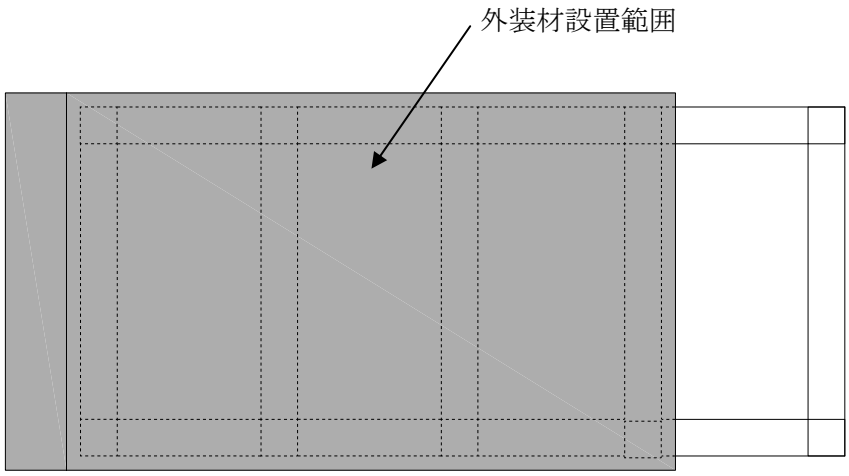



西側立面図




南側立面図

図－８　外装材設置範囲図②




屋根伏図

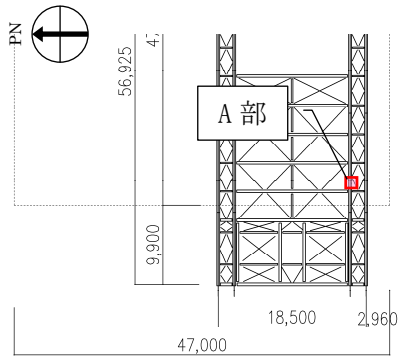
図－９　外装材設置範囲図③

# ３号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

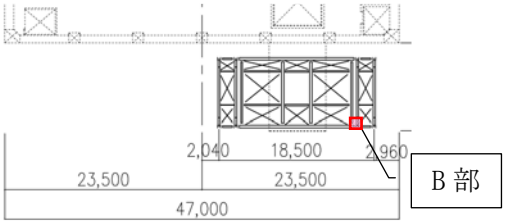
３号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－１に示す。

表－１　３号機燃料取り出し用カバーの工事に係る確認項目

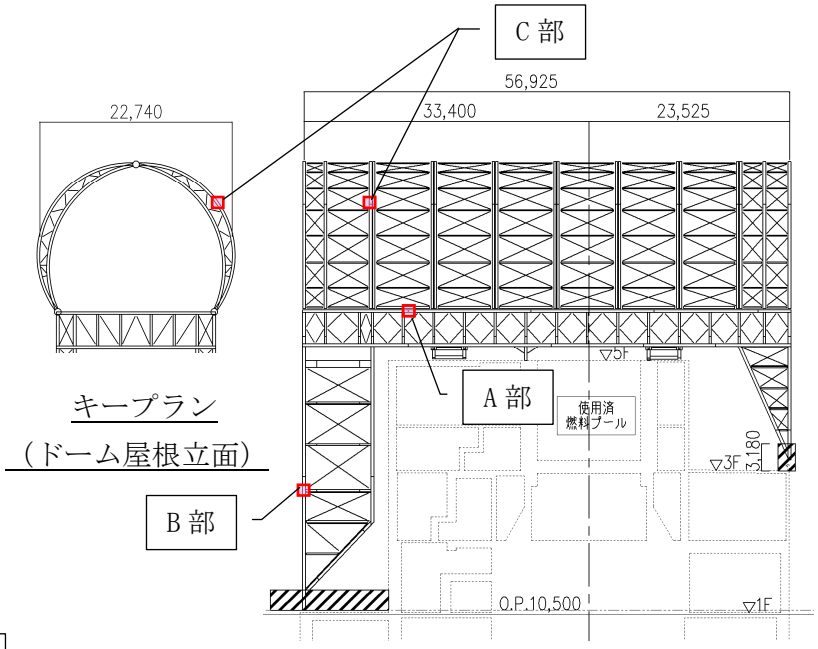
| 確認事項 | 確認項目 | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|
| 構造強度及び耐震性 | 材料確認 | 鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。 | JIS G 3136，JIS G 3101，JIS G 3106，JIS G 3444，JIS G 3474 に適合すること。 |
| | | 制震装置（オイルダンパ）の減衰係数を確認する。 | 減衰係数（$C_1$=50×$10^5$ N・s/m，$C_2$= 3.95×$10^5$ N・s/m）が±10%以内であること。 |
| | 据付確認 | 接合部（図－１参照）の施工状況を確認する。 | 高力ボルトが所定の本数・種類であること。 |
| | 外観確認 | 制震装置（オイルダンパ）の外観を確認する。 | 有害な欠陥がないこと。 |




キープラン（0.P.46.000 伏図）

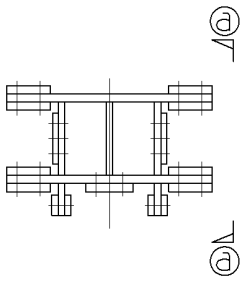



キープラン（0.P.26.900 伏図）

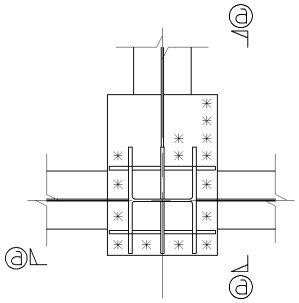



キープラン
（ドーム屋根立面）

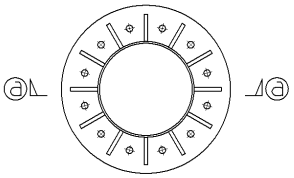
キープラン（東西断面図）



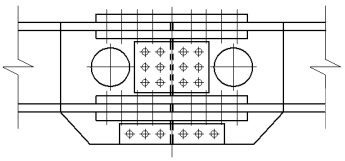

断面図



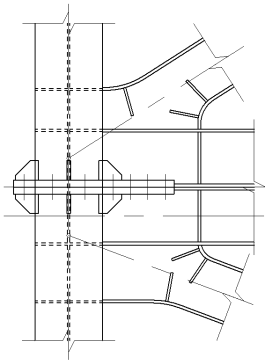

伏図



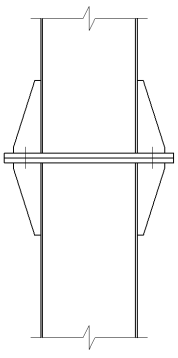

断面図



ⓐ-ⓐ断面図



ⓐ-ⓐ断面図



ⓐ-ⓐ断面図

| ボルト種類 ： SHTB M24<br>本数 58×2 | ボルト種類 ： SHTB M24<br>本数 15 | ボルト種類 ： SHTB M22<br>本数 12 |
|---|---|---|
| (a) ガーダ上弦材（A 部） | (b) 柱材（B 部） | (c) 弦材（C 部） |

図－１　接合部詳細

# 燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

## 1. 構造強度

燃料取り出し用カバー換気設備は，その用途から換気空調設備に類似すると考える。当該設備は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が 37mBq/cm³未満であることから適用除外の設備と位置付けられるが，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認することで，必要な構造強度を有するものと評価する。

## 2. 耐震性

### 2.1 基本方針

燃料取り出し用カバーの換気設備は，換気空調系であるＣクラス相当と位置付けられることから，一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

### 2.2 主要設備の耐震構造

「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」等を準用し，静的震度（1.2Ci）に基づく主要機器の転倒等の評価を行い，Ｃクラス相当の耐震性を有するものと評価する。

### 2.3 第４号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

#### 2.3.1　送風機・排風機の耐震性

送風機・排風機の耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，送風機・排風機基礎の溶接部の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部の許容応力については，供用状態Ｄにおける許容応力を適用し，溶接部の評価温度は 50℃とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果，基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり，基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表 2.3-1 参照）。

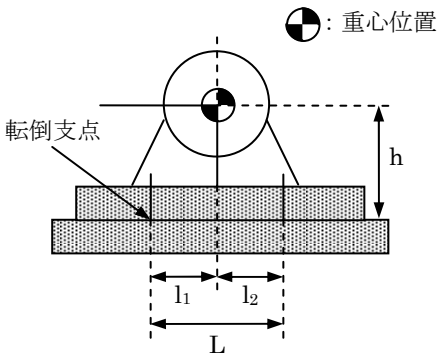



図 2.3-1　送風機・排風機の耐震評価モデル

・評価部位：基礎の溶接部

・考慮する荷重：地震荷重 / 送風機・排風機振動による荷重

・計算に用いる数式

鉛直方向のせん断力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{\dfrac{1}{2} n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

鉛直方向のせん断応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_W}$

水平方向のせん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$

水平方向のせん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_W}$

$W$　：据付面に作用する重量

$g$　：重力加速度(=9.80665)

$h$　：据付面から重心までの距離

$M_P$　：送風機・排風機回転により働くモーメント

※基礎溶接部に $M_P$ は作用しない

$l_1$　：送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離

$l_2$　：送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

$n_f$　：鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

$n$　：基礎の溶接部の箇所数

$A_W$　：基礎の溶接部の断面積

$C_H$　：水平方向設計震度

$C_P$　：送風機・排風機振動による震度

表 2.3-1　送風機・排風機基礎の溶接部の強度評価

| 評価対象機器 | 部位 | 材料 | 応力種類 | 算出応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) |
|---|---|---|---|---|---|
| 送風機 | 基礎の溶接部 | SS400 相当 | せん断 | 13 | 65 |
| 排風機 | 基礎の溶接部 | SS400 相当 | せん断 | 23 | 65 |

2.3.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，2.3.1 項と同様の方法で基礎の溶接部の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部の許容応力については，供用状態Ｄにおける許容応力を適用し，溶接部の評価温度は 50℃とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果，基礎の溶接部に生

じるせん断応力は許容応力以下であり，基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表2.3-2 参照）。

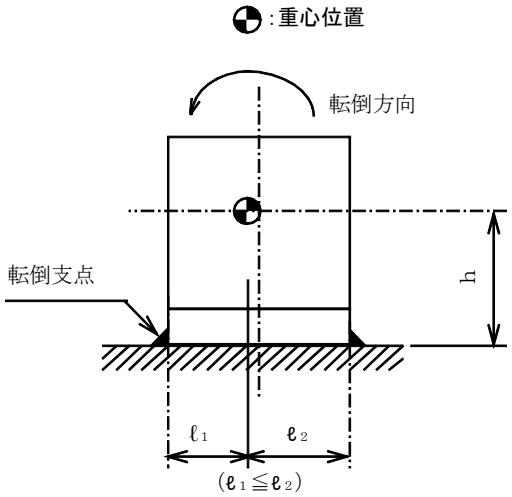



図 2.3-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・評価部位：基礎の溶接部

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

鉛直方向せん断力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

鉛直方向せん断応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_w}$

水平方向せん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot C_H$

水平方向せん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_w}$

W　：据付面に作用する重量

g　：重力加速度(=9.80665)

h　：据付面から重心までの距離

$l_1$　：フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離

$l_2$　：フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

$n_f$　：鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

n　：基礎の溶接部の箇所数

$A_w$　：基礎の溶接部の断面積

$C_H$　：水平方向設計震度

$C_V$　：鉛直方向設計震度

表 2.3-2　フィルタユニット基礎の溶接部の強度評価

| 評価対象機器 | 部位 | 材料 | 応力種類 | 算出応力 (MPa) | 許容応力 (MPa) |
|---|---|---|---|---|---|
| 給気フィルタユニット（プレフィルタ） | 基礎の溶接部 | SS400 相当 | せん断 | 11 | 65 |
| 給気フィルタユニット（高性能粒子フィルタ） | 基礎の溶接部 | SS400 相当 | せん断 | 9 | 65 |
| 排気フィルタユニット | 基礎の溶接部 | SS400 相当 | せん断 | 11 | 65 |

2.3.3　ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として，許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 2.3-3）よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお，燃料取り出し用カバー内のダクトは，燃料取り出し用カバーのクレーン支持用架構を利用している（添付資料－３－１　図 2.2 参照)。クレーン支持用架構は，添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」で，基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し崩壊しないことを確認していることから，使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

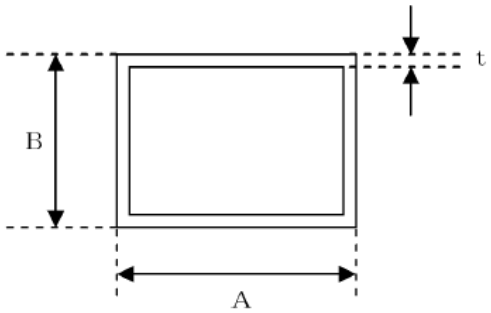



図 2.3-3　角ダクトの評価モデル

・評価部位：角ダクト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_X\cdot 1000}{W\cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_Y\cdot 1000}{W\cdot g}\cdot\frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}}=\frac{M_Y}{M_{Ya}}=1$$

上記式を解くと

基準支持間隔　$$L=\frac{1}{\sqrt{\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Xa}}+C_H\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Ya}}}}$$

$L$　：基準支持間隔
$M_x$　：水平方向座屈曲げモーメント
$M_{xa}$　：水平方向許容座屈曲げげモーメント
$M_Y$　：鉛直方向座屈曲げモーメント
$M_{Ya}$　：鉛直方向許容座屈曲げげモーメント
$W$　：ダクト単位長さ当たり質量
$g$　：重力加速度（＝9.80665）
$C_H$　：水平方向設計震度

表 2.3-3　角ダクトの評価

| 評価対象ダクト | 材料 | 基準支持間隔<br>(mm) |
|---|---|---|
| 1100×1100×1.0t | 溶融亜鉛めっき鋼板 | 10998 |
| 850×850×1.0t | 溶融亜鉛めっき鋼板 | 13703 |

2.4 第３号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

2.4.1 排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，排風機の基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については，評価温度 50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重・応力は許容値以下であり，基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.4-1,2.4-2 参照)。

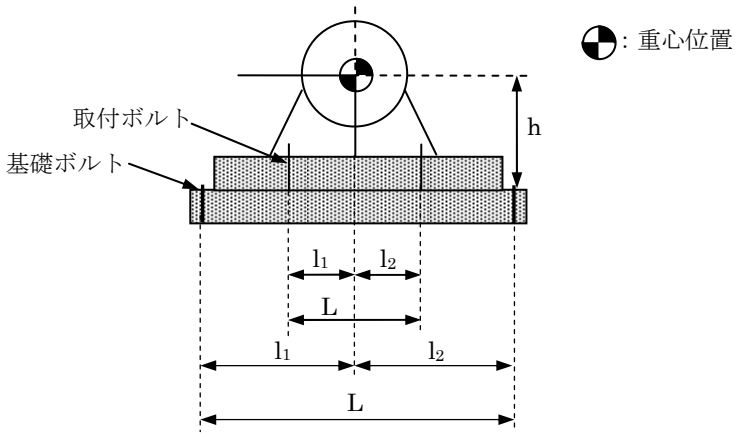



図 2.4-1 排風機の耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト

・考慮する荷重：地震荷重 /排風機振動による荷重

・計算に用いる数式

引張力 $$Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

引張応力 $$\tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

せん断力 $$Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$$

せん断応力 $$\tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b}$$

W ：据付面に作用する重量

g ：重力加速度(=9.80665)

h ：据付面から重心までの距離

$M_P$ ：排風機回転により働くモーメント

※基礎ボルト・取付ボルト部に $M_P$ は作用しない

$l_1$ ：排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

$l_2$ ：排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

$n_f$ ：評価上引張を受けるボルト本数

n ：全ボルト本数

$A_b$　：基礎ボルト・取付ボルトの断面積

$C_H$　：水平方向設計震度

$C_P$　：排風機振動による震度

表 2.4-1　排風機の基礎ボルトの強度評価

| 評価対象機器 | 部位※ | 材料 | 評価項目 | 算出荷重(N)/本 | | 許容荷重(N)/本※ | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | せん断 | 引張 | せん断 | 引張 |
| 排風機 | 基礎ボルト | SS400 | 荷重 | 2449 | 作用しない | 3900 | 4900 |

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は，ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-2　排風機の取付ボルトの強度評価

| 評価対象機器 | 部位 | 材料 | 評価項目 | 算出応力(MPa) | | 許容応力(MPa) | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | せん断 | 引張 | せん断 | 引張 |
| 排風機 | 取付ボルト | SS400 | 応力 | 4 | 作用しない | 159 | 207 |

2.4.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，2.4.1 項と同様の方法で基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については，評価温度 50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重及び応力は許容値以下であり，基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.4-3,2.4-4 参照）。

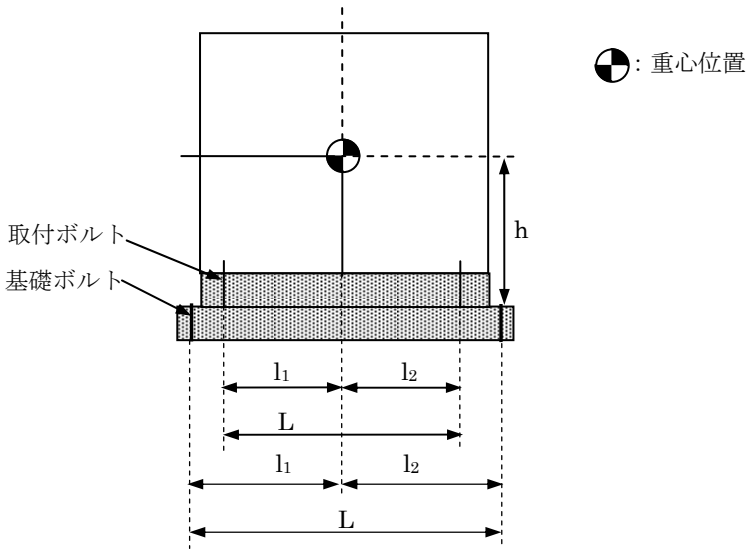



図 2.4-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

引張力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

引張応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_b}$

せん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot C_H$

せん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_b}$

$W$　：据付面に作用する重量

$g$　：重力加速度(=9.80665)

$h$　：据付面から重心までの距離

$l_1$　：フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

$l_2$　：フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

$(l_1 \leqq l_2)$

$n_f$　：評価上引張を受けるボルト本数

$n$　：全ボルト本数

$A_b$　：基礎ボルト・取付ボルトの断面積

$C_H$　：水平方向設計震度

$C_V$　：鉛直方向設計震度

表 2.4-3　フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

| 評価対象機器 | 部位※ | 材料 | 評価項目 | 算出荷重(N)/本 | | 許容荷重(N)/本※ | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | せん断 | 引張 | せん断 | 引張 |
| 排気フィルタユニット | 基礎ボルト | SS400 | 荷重 | 2158 | 作用しない | 3900 | 4900 |

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は，ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-4　フィルタユニットの取付ボルトの強度評価

| 評価対象機器 | 部位 | 材料 | 評価項目 | 算出応力(MPa) | | 許容応力(MPa) | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | せん断 | 引張 | せん断 | 引張 |
| 排気フィルタユニット | 取付ボルト | SS400 | 応力 | 5 | 3 | 159 | 207 |

2.4.3　ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として，許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 2.4-5,2.4-6 参照）よ

りも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお，燃料取り出し用カバー内のダクトは，使用済燃料プール上に配置しないことから，使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

(1)角ダクトの耐震計算

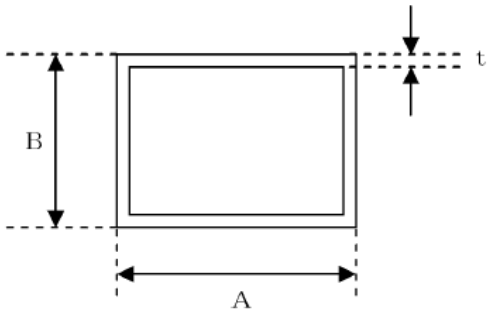



図 2.4-3　角ダクトの評価モデル

・評価部位：角ダクト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_X\cdot 1000}{W\cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_Y\cdot 1000}{W\cdot g}\cdot\frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}}=\frac{M_Y}{M_{Ya}}=1$$

上記式を解くと

基準支持間隔　$$L=\frac{1}{\sqrt{\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Xa}}+C_H\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Ya}}}}$$

| | |
|---|---|
| $L$ | ：基準支持間隔 |
| $M_x$ | ：水平方向座屈曲げモーメント |
| $M_{xa}$ | ：水平方向許容座屈曲げげモーメント |
| $M_Y$ | ：鉛直方向座屈曲げモーメント |
| $M_{Ya}$ | ：鉛直方向許容座屈曲げげモーメント |
| $W$ | ：ダクト単位長さ当たり質量 |
| $g$ | ：重力加速度（＝9.80665） |
| $C_H$ | ：水平方向設計震度 |

表 2.4-5　角ダクトの評価

| 評価対象ダクト | 材料 | 基準支持間隔<br>(mm) |
|---|---|---|
| 1100×1100×3.2t | ガルバニウム鋼板 | 37633 |
| 900×900×3.2t | ガルバニウム鋼板 | 40671 |
| 650×500×3.2t | ガルバニウム鋼板 | 43643 |
| 1100×1100×2.3t | ガルバニウム鋼板 | 26033 |
| 1300×1300×1.2t | ガルバニウム鋼板 | 9740 |
| 1300×1000×1.2t | ガルバニウム鋼板 | 10334 |
| 1100×1100×1.2t | ガルバニウム鋼板 | 11589 |
| 900×900×1.2t | ガルバニウム鋼板 | 13882 |
| 700×700×1.2t | ガルバニウム鋼板 | 15364 |

(2)丸ダクトの耐震計算

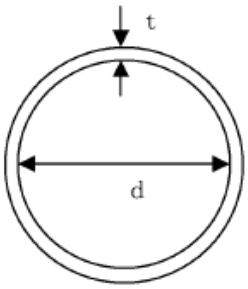



図 2.4-4　丸ダクトの評価モデル

・評価部位：丸ダクト
・考慮する荷重：地震荷重
・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M = \sqrt{1^2 + C_H{}^2} \cdot \frac{W \cdot g}{1000} \cdot \frac{L^2}{8}$$

$$\frac{M}{M_a} = 1$$

上記式を解くと

基準支持間隔　　$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1000}\sqrt{(1 + C_H{}^2)}}}$$

L　　：基準支持間隔
M　　：座屈曲げモーメント

$M_a$　：許容座屈曲げげモーメント
W　：ダクト単位長さ当たり質量
g　：重力加速度（＝9.80665）
$C_H$　：水平方向設計震度

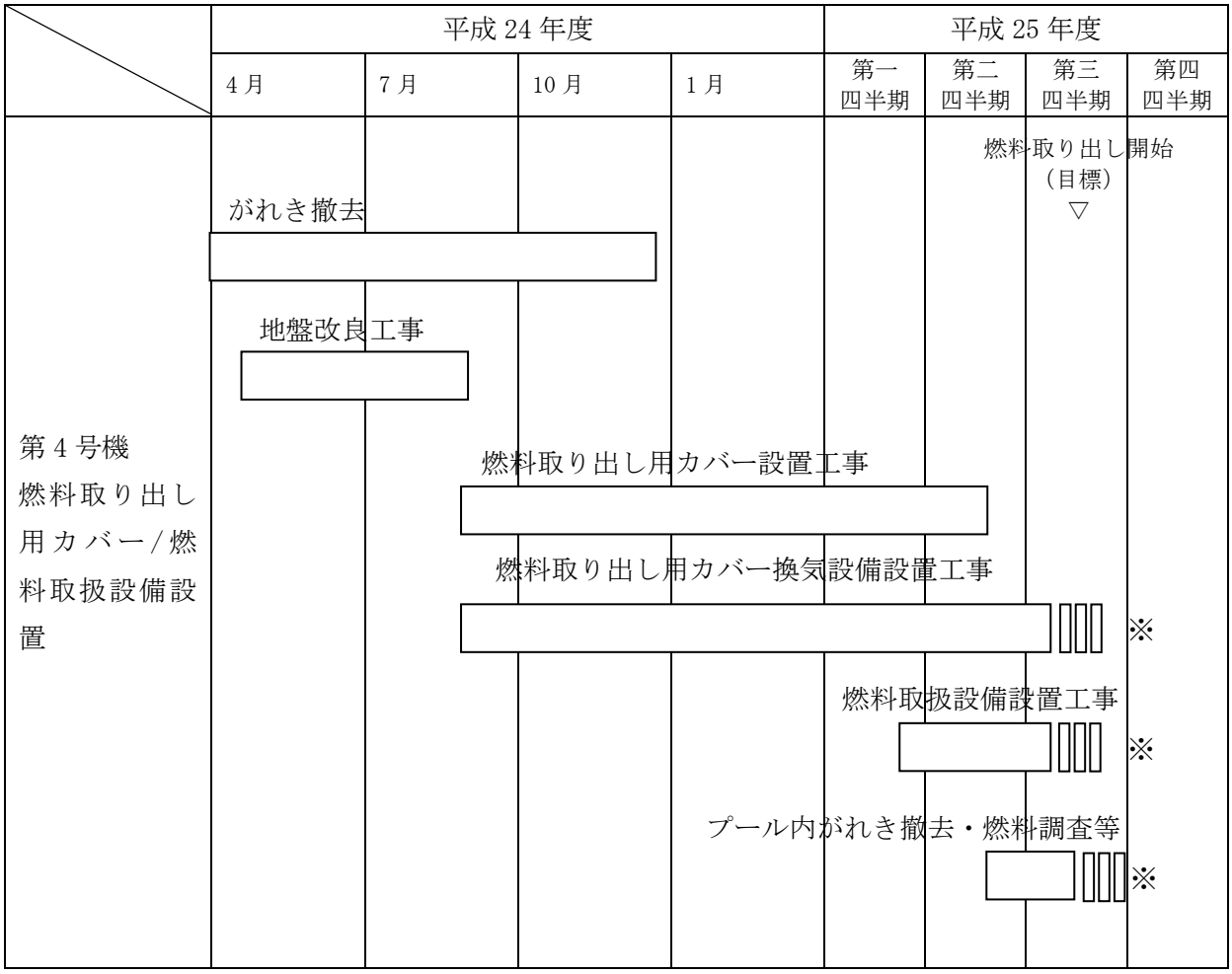
表 2.4-6　丸ダクトの評価

| 評価対象ダクト | 材料 | 基準支持間隔<br>(mm) |
|---|---|---|
| 1200φ×3.2t | 鋼板 | 42685 |
| 700φ×3.2t | 鋼板 | 42674 |

添付資料－５

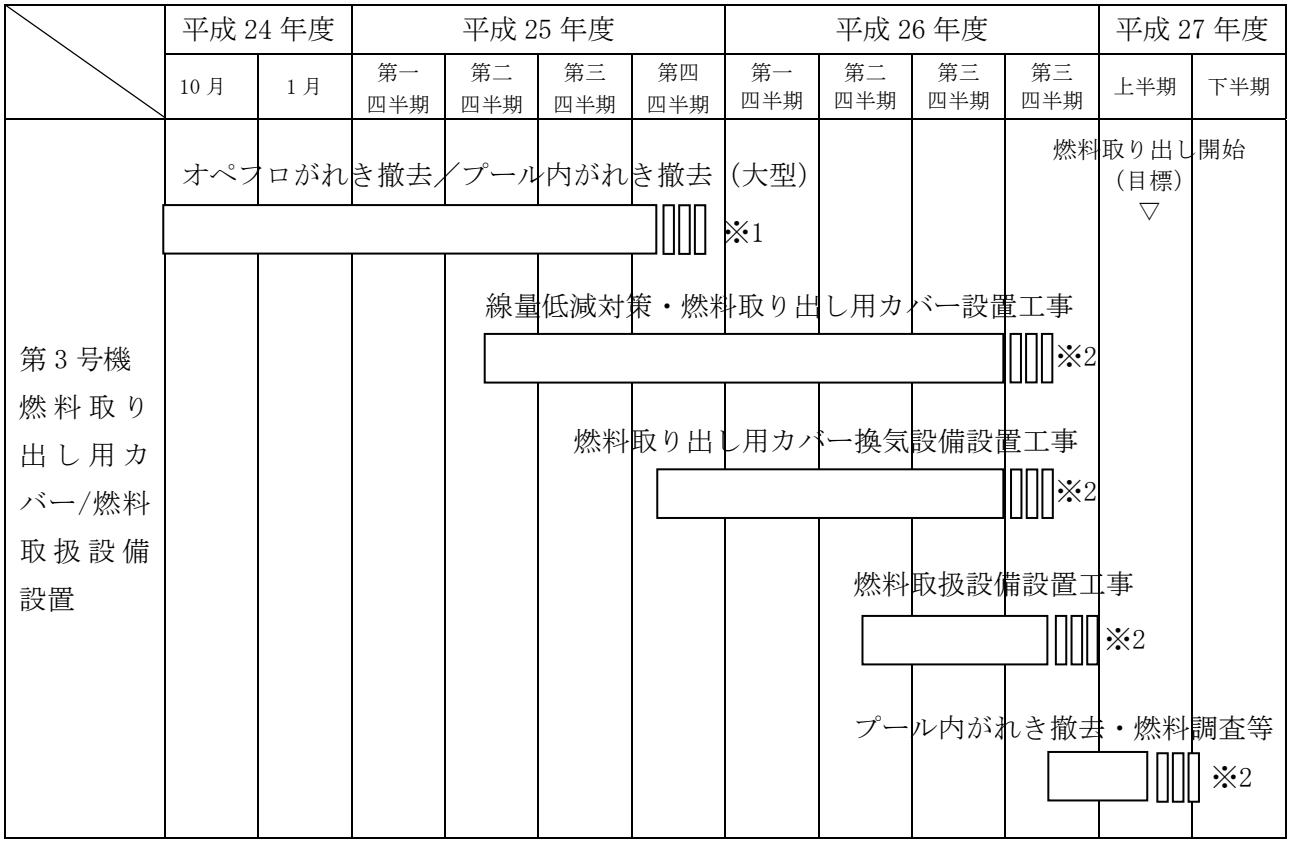
使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表

第４号機使用済燃料プールからの燃料取り出し　工程表




※：燃料取扱設備設置工事/プール内がれき撤去の進捗によって工程に影響を与える可能性有

第 3 号機使用済燃料プールからの燃料取り出し　工程表




※1：がれきの状況により終了時期が変動する可能性有
※2：がれき撤去の進捗によっては、燃料取り出し用カバー/燃料取扱設備設置工事工程等に影響を与える可能性有

# 福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバーに関する説明書

## 1. 適用範囲

本書は，第１号機原子炉建屋カバー排気設備停止前までの機能について記載するものである。

なお，原子炉建屋カバー排気設備停止以降については，添付資料-7「福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバー解体について」を参照。

## 2. 原子炉建屋カバーの位置づけ

福島第一原子力発電所第１号機は，原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）より上部が開放された状態であり，放射性物質を含む水蒸気の蒸散や瓦礫・粉塵の風雨による飛散が懸念される。一方，放射性物質の閉じ込め機能および放射線の遮へい機能を有する構造物を設置するまでには，その要求性能を踏まえた建屋構造とし，かつ諸設備を設ける必要があり，短期的に完工できるものではない。このため応急措置的対策（２年程度の供用期間を想定）として，放射性物質の飛散を抑制する原子炉建屋カバーの設置している。

## 3. 原子炉建屋カバーの設置効果

原子炉建屋カバー（附属設備を含む）を設置することにより以下の効果が期待できる。

① 原子炉建屋から大気中へ放出される放射性物質が抑制されること。

② 原子炉建屋への雨水等の浸入が防止されること。

③ 原子炉建屋からカバー内に放出される放射性物質濃度を把握できること。

## 4. 原子炉建屋カバーの設計方針

### 4.1 建物概要

原子炉建屋カバーは放射性物質の飛散抑制のために極力気密性のよい素材を選定するが，応急措置的対策であることから，可能な限り早く設置できる設計・施工方法とする。

平面寸法は約 47m（NS 方向）×約 42m（EW 方向）の長方形で，高さは地上から約 54m である。主体構造は鉄骨造，壁面および屋根面は防水性のある膜材で覆う計画であり，屋根面および壁面上部には勾配を設けて，雨水の浸入を防止する構造とする。また，原子炉建屋カバー下部の膜材端部には，台風時の風の吹き込みや巻き上げを防ぐための重りを取り付ける。

### 4.2 構造概要

原子炉建屋カバーは原子炉建屋周囲への放射性物質の飛散を抑制する覆いであるが，原子炉施設への影響を考慮し，建築基準法に準じて設計する。

4.2.1　設計荷重について

常時，積雪時，暴風時，地震時における構造強度および構造安全性の評価における外力条件は下記のとおりである。

①積雪荷重；積雪深 30cm，単位荷重 20N/m²/cm

②風圧力　；基準風速 25m/s

③地震荷重；水平震度 0.2

なお，風圧力の算定には応急措置として供用期間が 2 年程度であることを考慮し，10 年再現期間で低減した風速を採用しているが，当該地点近傍において過去 35 年の間に観測された最大風速（17m/s）を上回る値となっている。

地震荷重および積雪荷重の設定は建築基準法施行令に準じている。なお，地震荷重の設定に用いる水平震度 0.2 は原子力発電所耐震設計技術指針に定めるＣクラスの地震力に相当する。また，短期事象において，暴風時，地震時の影響が支配的であることから，積雪荷重の検討は省略している。

4.2.2　架構の強度検討

荷重の組み合わせによる応力解析には３次元フレームモデルを使用する。柱，梁，火打材の剛性は，はり要素として集約し，屋根部分および膜材については非構造部材として重量のみ考慮し，剛性は考慮しない。応力解析は，長期の常時荷重，短期の風圧力および地震力について実施し，柱及び梁部材の断面検討の結果，許容値以下の応力度となる。

4.2.3　基礎の検討

原子炉建屋カバーの基礎は地盤面または既設建屋（コントロール建屋，廃棄物処理建屋）の屋根スラブ上面に置かれているため，水平荷重が作用した場合のすべりに対する検討を実施し，柱脚部に作用するせん断力に対し，すべり抵抗は十分に余裕があることを確認した。

また，南面の柱脚部は既設建屋の屋根スラブ上面に架台組した基礎で支持されることから，既設建屋のパンチングシア（押し抜きせん断力）に対する検討を実施し，柱の支持力が十分に確保されていることを確認した。

4.2.4　膜材の検討

屋根面および壁面に使用する膜材の材質は，塩化ビニル樹脂コーティングポリエステル繊維織物とする。膜材の強度検討は，風圧力に対して行う。風圧力により膜材に生じる応力度は，許容応力度以下であり，基準風速に対して十分な余裕があることを確認した。

4.3 附属設備

原子炉建屋から放出される放射性物質の大気放出を抑制するため，原子炉建屋カバーとともに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー天井部から内部気体を吸引し，排気ダクトを経由して原子炉建屋カバーの外部に設置したフィルタユニットへ導く。フィルタユニットは，プレフィルタ，加熱コイル，高性能粒子フィルタ，よう素用チャコールフィルタ，排風機等で構成し，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹き上げ用排気ダクトから大気放出する。排気風量約 10,000$m^3$/h のフィルタユニットを 6 系列（うち 2 系列は予備）設置し，合計約 40,000$m^3$/h の排気風量で運転する。

現在，使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われており，これが停止した場合の代替手段として，使用済燃料プールの上部からコンクリートポンプ車による注水を行うこととしている。原子炉建屋カバー設置後は，原子炉建屋カバーの天井部に注水ノズル（方向調整機能付）を取り付け，配管・ホースで原子炉建屋カバー外部の給水系統に接続することで代替注水を可能とする。

また，原子炉建屋カバー内の温度を測定するための温度計や使用済燃料プールへの注水状況などを確認するためのカメラを設置する。原子炉建屋カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するための装置と原子炉建屋カバー内の水素濃度を測定するための装置を設置する。

4.4 その他

4.4.1 津波への配慮

津波については，原子炉建屋カバー工事完了までに設置予定の防潮堤により対処する。

4.4.2 火災への配慮

オペレーティングフロア上には元来，火災の原因となる火気は無いため，原子炉建屋カバー内で火災が発生する可能性は小さい。仮に火災が生じた場合においても原子炉建屋カバーが延焼し，原子炉建屋へ波及的影響を与えないよう，JIS A 1322-1966「建築用薄物材料の難燃性試験方法」に基づく「防炎 2 級」以上の性能を有する塩化ビニル樹脂コーティングポリエステル繊維織物を壁パネル・屋根パネルに張って使用する。なお，万一オペレーティングフロアで火災が発生した場合には，カバー屋根又はシャッターを開放して内部に放水する。

4.4.3 放射性物質の飛散抑制

仮に原子炉建屋カバーの膜が一部破損・崩壊することがあっても放射性物質の飛散範囲が拡大することのないよう，原子炉建屋の外壁および原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）には事前に飛散防止剤を散布する。

4.4.4　水素の影響

原子炉及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により水素が発生するが，排気風量 40,000m³/h に比べて発生量が十分に少ないこと，カバー内気体と混合されること，排気設備の吸引口を天井部に設けていることからカバー内に水素が滞留する可能性は極めて低い。万一，水素濃度が可燃限界濃度に達した場合には，カバー屋根又はシャッターを開放し，カバー外へ放出する。

5.　原子炉建屋カバーの設置によるリスク

5.1 設置によるリスク

原子炉建屋カバーを設置することにより下記のリスクが想定される。

(1) 設計荷重以上の外力（地震力または風圧力）により，原子炉建屋カバーが損傷し，原子炉建屋へ波及的影響を及ぼすこと

(2) 原子炉建屋カバー内の熱や水蒸気により，原子炉建屋内の環境（温度，湿度）が悪化すること

(3) 事故の収束に向けた他工程との干渉により，相互の工程遅延が生じること

(4) 事故の収束に向けた後工程の計画に影響を及ぼすこと

これらリスクへの対応策をそれぞれ十分に考慮した上で，原子炉建屋カバーの設置計画を行う。

5.1.1　原子炉建屋カバーの損傷による原子炉建屋への波及的影響について

応急措置としての原子炉建屋カバーは２年程度の供用期間を考慮した上で，設計条件を決定し，建築基準法に準じた構造検討を実施しているが，設計荷重以上の外力が作用した場合の崩壊メカニズムについても検討を行い，原子炉建屋に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

漸増載荷解析の結果から，風荷重，地震荷重いずれにおいても，原子炉建屋カバーの架構が崩壊形を形成する前に柱脚がすべり，架構の崩壊には至らない。また，すべり量が増加した場合に備え，原子炉建屋カバーに変形抑制のためのストッパーを O.P.28.9m の位置（原子炉建屋の健全性が確認されている壁面高さ）に設置し，原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。このストッパーにより原子炉建屋カバーの滑動及び架構の倒壊を防ぎ，放射性物質の飛散抑制効果に大きな影響を及ぼさない。この場合，原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが，原子炉建屋重量に比べて原子炉建屋カバー重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%），振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方，基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で $0.12\times10^{-3}$ であり，評価基準値

（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。

なお，架構がすべりを生じるまでの滑動抵抗力は，設計風荷重に対し約 1.8 倍，設計地震荷重に対し 3.0 倍の余裕度があり，地震および暴風に対し十分な安全性を有している。

以上より，原子炉建屋カバーに設計荷重以上（地震時，暴風時）の外力が作用した場合に，原子炉建屋が原子炉建屋カバーの荷重を負担することになるが，波及的影響は極めて小さい。

5.1.2　原子炉建屋内の環境への影響について

原子炉からの熱，使用済燃料プールからの熱，外気温及び日射熱を考慮すると，原子炉建屋カバー内の温度は上昇し，原子炉建屋内の温度が最大 10℃程度上昇する場合がある。一方で，原子炉建屋カバーに附属する排気設備では，原子炉建屋カバーのすき間から外気を取り込み，原子炉建屋の外側を外壁に沿って上昇することを想定している。このため，原子炉建屋内においては，スポットクーラー等を設置することで局所的に作業エリアの環境改善を図り，また，状況によっては作業時間を限定するなどの対策をとる。

使用済燃料プール水および原子炉内燃料の崩壊熱により発生した蒸気により原子炉建屋カバー内が加湿されるが，原子炉建屋内の湿度が著しく高くなることはない。

5.1.3　事故の収束に向けた他工程への干渉について

原子炉建屋カバーの設置工事が原子炉および使用済燃料プールの安定的冷却のための他工程へ干渉が生じることがないよう，工程調整・ヤード調整を行い，計画を進める。現在，使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われているため，原子炉建屋カバーと注水作業が干渉することはない。しかし，原子炉建屋の内部配管を経由して行われる注水作業が中断した場合の代替注水手段であるコンクリートポンプ車による注水作業の代わりとして，原子炉建屋カバーに注水ノズルと注水管・ホースを設置するとともに，注水ノズルによる注水状況やオペレーティングフロア上の状況は原子炉建屋カバー内に設置したカメラを通じて，免震重要棟で確認する。

5.1.4　事故の収束に向けた後工程への影響について

使用済燃料の取り出し，放射線の遮へい機能を有するコンテナ設置等の後工程に対しては，原子炉建屋カバーの一部あるいは全面解体することを前提に，柱・梁に鉄骨材，壁・屋根に膜材を使用し，解体撤去が可能な構造を採用する。なお，原子炉建屋カバーの一部あるいは全面解体を実施する場合は，周辺環境への影響を考慮した上で実施する。

6.　運転管理および保守管理

6.1 運転管理

フィルタユニット内の排風機の起動/停止操作は，フィルタユニットの傍に設置した現場制御盤で行うものとし，故障等により排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，排風機の運転状態（起動停止状態），カバー内温度，水素濃度，放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合は，警報を発する。免震重要棟に設置するモニタには，制御盤の情報が送られ，カメラによるカバー内状況とともに確認することができる。また，免震重要棟でも同様に，それらの情報に異常を検知した場合は，警報を発するシステムとなっている。

また，放射性物質は，原子炉圧力容器から原子炉格納容器，原子炉建屋内，オペレーティングフロアの開口部（機器ハッチ等）を経てカバー内に放出されるものと，使用済燃料プールの水中からプール上空に移行するものが想定される。このため，機器ハッチ開口部近傍に 1 箇所及び使用済燃料プール上方部に 1 箇所から各々吸引できるよう放射性物質濃度測定用のサンプリング配管を設置する。また，カバー内上部空間及び大気放出前（フィルタ通過後）の放射性物質濃度測定用の配管を排気ダクトに設置する。さらに念のため，オペレーティングフロア面のコーナー部近傍に 3 箇所設置し，各々のサンプリング配管を放射性物質濃度測定器に接続し，原子炉建屋から放出される放射性物質濃度を測定し，１号機原子炉建屋の周辺環境への影響を評価する。

6.2 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

7.　別添

別添－１　原子炉建屋カバーの設計方針，構内建屋配置図，立面図・アイソメ図

別添－２　構造計算書，伏図・軸組図

別添－３　供用期間を考慮した風荷重の設定

別添－４　設計荷重以上の外力に対する検討

別添－５　原子炉建屋カバー附属設備について

# 1.　原子炉建屋カバーの設計方針

## 1.1　設計概要

### 1.1.1　原子炉建屋カバーを設置する位置づけ

福島第一原子力発電所第１号機は，原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）より上部が開放された状態であり，放射性物質を含む水蒸気の蒸散や瓦礫・粉塵が風雨による飛散が懸念される。一方，放射性物質の閉じ込め機能および放射線の遮へい機能を有する構造物を設置するまでには，その要求性能を踏まえた建屋構造とし，かつ諸設備を設ける必要があり，短期的に完工できるものではない。このため応急措置的対策として，放射性物質の飛散を抑制する原子炉建屋カバーの設置が必要である。

この原子炉建屋カバーの設置は，平成 23 年４月 17 日に示した「福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋」において「Ⅱ．抑制（４）大気・土壌での放射性物質の抑制」の課題への対策として位置づけているものである。

### 1.1.2　原子炉建屋カバーの要求性能

原子炉建屋カバーの設計にあたり，要求する性能は下記のとおりとする。

(1) 遮へい性：考慮しない

(2) 気密性：

以下に示す放射性物質の飛散抑制のため，極力気密性のよい素材を選定する。

① 原子炉から放出される放射性物質

② 使用済燃料プール水からの水蒸気に含まれる放射性物質

③ 放射性物質が付着した瓦礫・粉塵等

(3) 構造安全性：後述

### 1.1.3　設計条件

原子炉建屋カバーの設計にあたり，留意するべき条件は下記のとおりとする。

(1) 出来るだけ早く設置できる設計・施工工法であること

(2) 原子炉建屋カバーの損傷により原子炉建屋に波及的影響を及ぼさないこと

(3) 事故の収束に向けた他工程との干渉により相互の工程に遅延を生じさせないこと

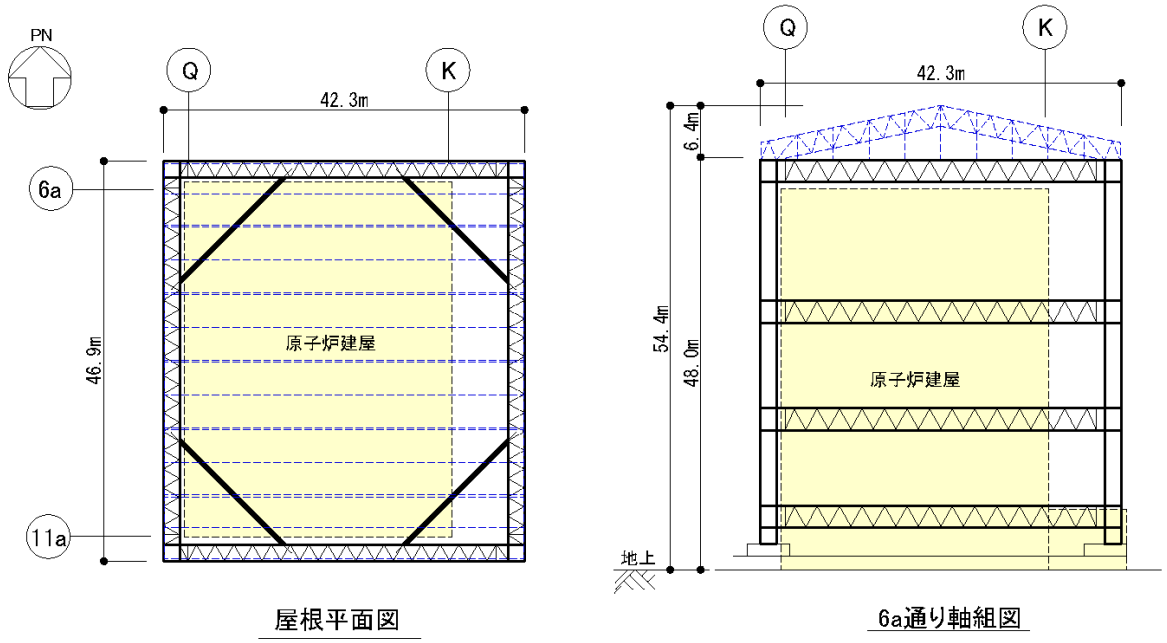
(4) 事故の収束に向けた後工程の計画に影響を及ぼさないこと

1.2　建物概要

1.2.1　構造概要

1.2.1.1 構造種別：

主体構造は鉄骨造であり，壁面および屋根面は膜材で覆う。



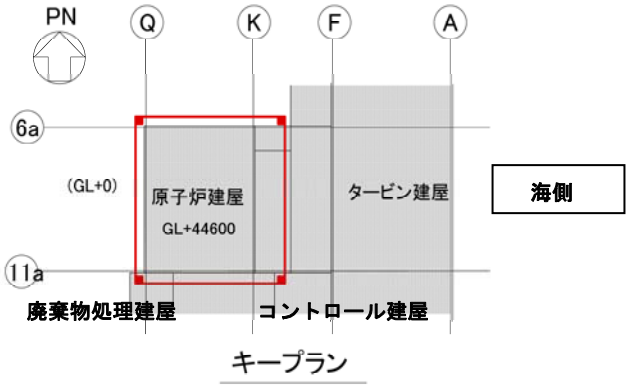




図 1-1　1 号機原子炉建屋カバー概要図

1.2.2　構造安全性

1.2.2.1 設計基規準

・関係諸法規等

建築基準法・施行令および関連告示等

・規準規格類

日本建築学会「建築物荷重指針・同解説」1993 年版

日本建築学会「鋼構造設計規準」2005 年版

1.2.2.2 使用材料と材料強度

・鋼材

表 1-1　鋼材の材料強度

| 種類 | 基準強度 F (N/mm²) |
|---|---|
| SS400, SN400, STK400, STKR400 | 235 |
| SN490, SM490 | 325 |

・膜材：塩化ビニル樹脂コーティング ポリエステル繊維織物

引張強さ 400 N/cm 以上

1.2.2.3 外力

表 1-2　外力の設定条件

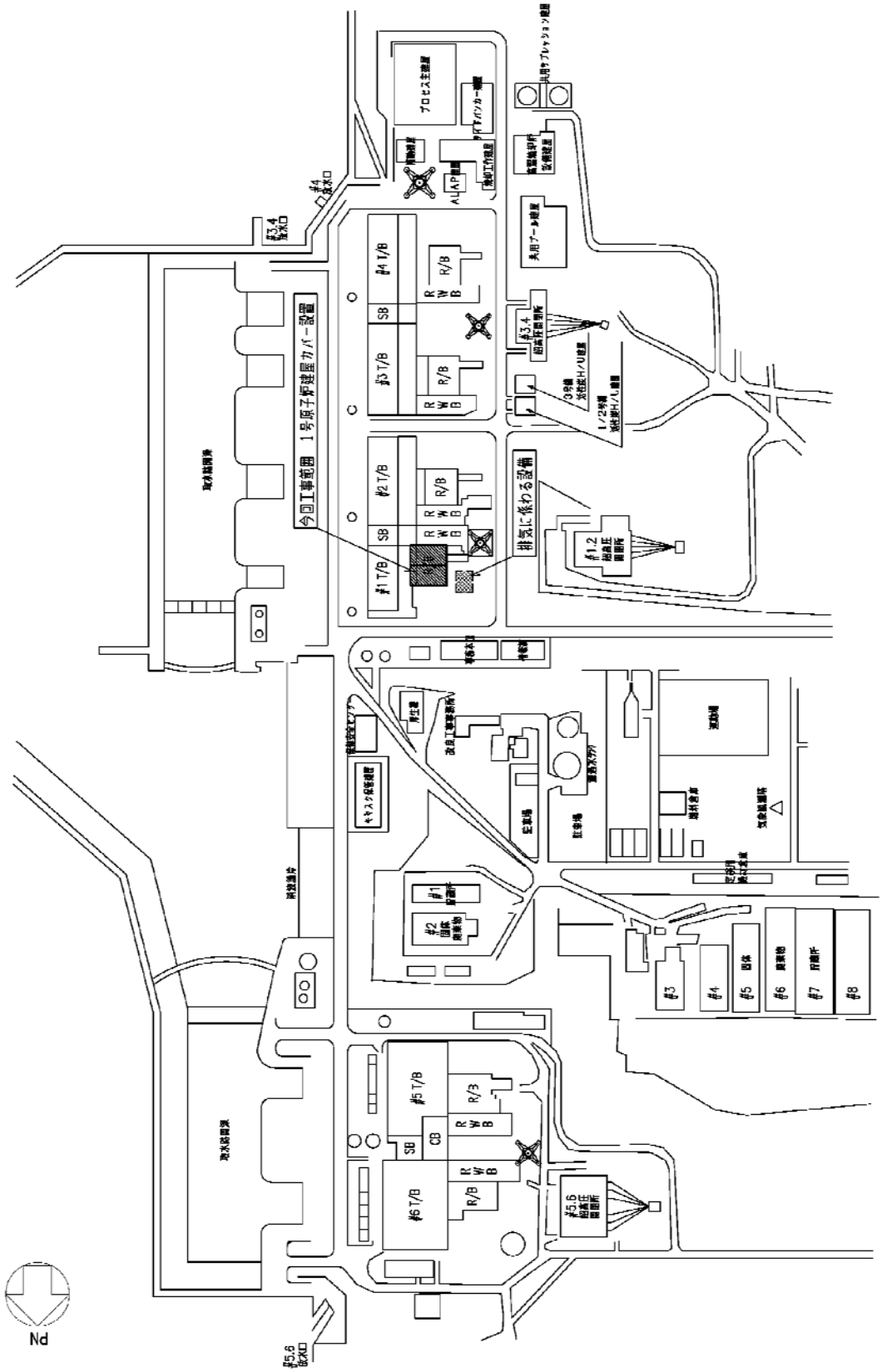
| 種類 | 条件 | 備考 |
|---|---|---|
| 積雪荷重 | 積雪深 30cm<br>単位荷重 20N/m²/cm | 建築基準法施行令・福島県施行細則に準拠 |
| 風圧力 | 基準風速 25m/sec | 建築基準法施行令の基準風速（30m/sec：50 年再現期間）に対し，使用期間を考慮し日本建築学会「建築物荷重指針」（1993 年版）に示される評価式に基づき 10 年再現期間で低減した値とする。なお，サイト近傍（広野町，浪江町）での過去 35 年の最大風速は 17m／sec 程度である。 |
| 地震荷重 | 水平震度 0.2 | 建築基準法施行令に準拠 |

1.2.2.4 荷重の組合せ

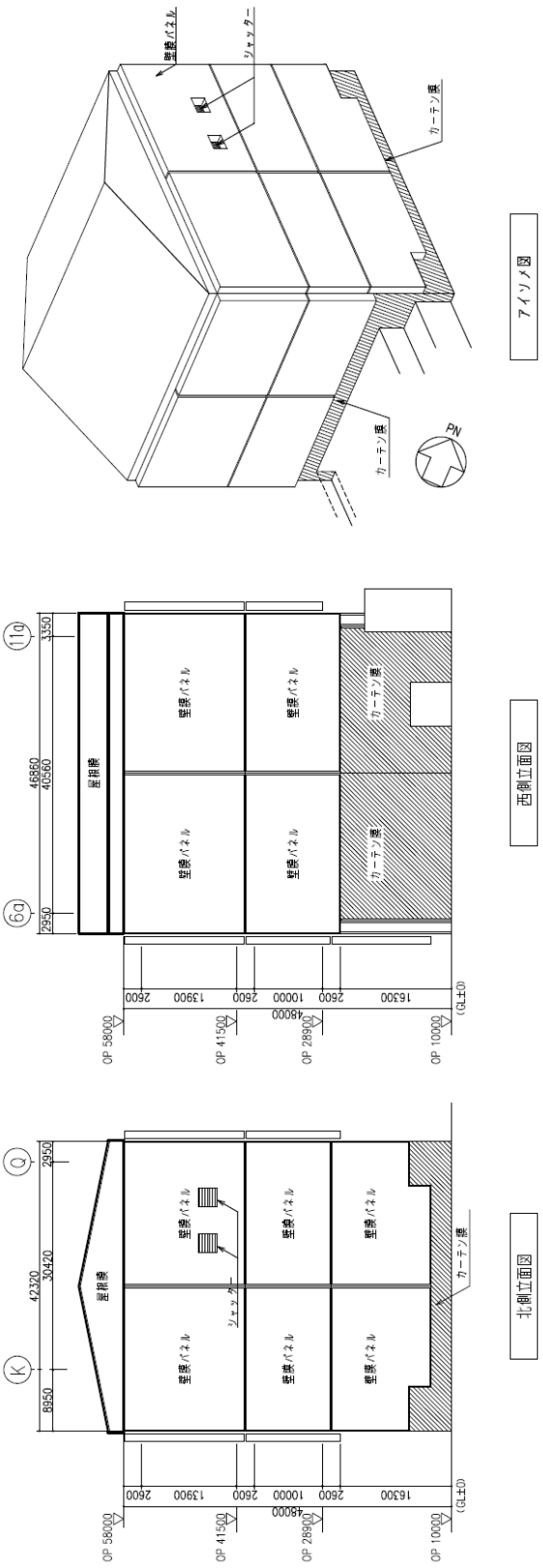
表 1-3　荷重組み合わせ一覧（基準法施行令による）

| 想定する状態 | 鉛直荷重 | 水平荷重 | 許容応力度 |
|---|---|---|---|
| 常時 | G+P | | 長期 |
| 積雪時 | G+P+S | | 短期 |
| 暴風時 | G+P | W | |
| 地震時 | G+P | K | |

G：固定荷重，P：積載荷重，S：積雪荷重，W：風圧力，K：地震荷重


今回工事範囲　1号原子炉建屋カバー設置
排気に係わる設備
#1 T/B
#2 T/B
#3 T/B
#4 T/B
#5 T/B
#6 T/B
#1.2
#3.4
#5.6
#3
#4
#5
#6
#7
#8
SB
CB
R/B
R W B
プロセス主建屋
共用ブール建屋
ALAP建屋
Nd

構内建屋配置図


アイソメ図
西側立面図
北側立面図
壁膜パネル
シャッター
カーテン膜
屋根膜
PN
(GL±0)
OP 58000
OP 41500
OP 28900
OP 10000
46860
40560
3350
2950
42320
30420
8950
2600
13900
10000
16300
48000

立面図・アイソメ図

構造計算書

1　　構造計画

原子炉建屋カバーは，福島第一原子力発電所 1 号機原子炉建屋において，原子炉建屋を覆う構造物である。

原子炉建屋カバーの寸法は，図 2-1 に示すように，平面寸法は約 47m（NS 方向）×約 42m（EW 方向）の長方形で，高さは地上から約 54m である。主体構造は鉄骨造であり，壁面及び屋根面は膜材で覆う計画である。

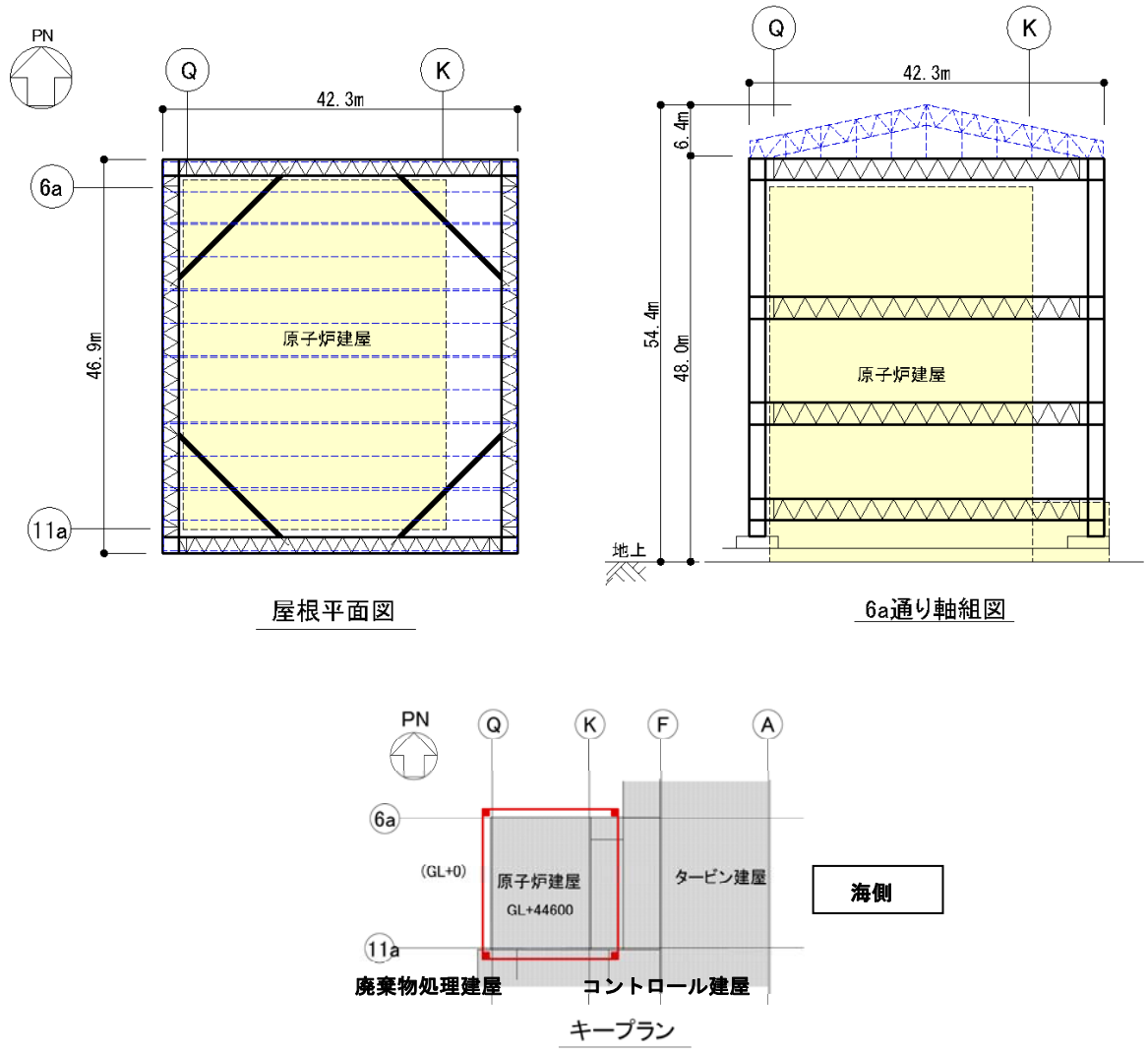



図 2-1　1 号機　原子炉建屋カバー概要図

主要構造部材である柱，梁及び補助材である火打材は，弦材と斜材による組立材で構成する。構造検討に用いる応力は，３次元フレームモデルを用いて算定する。図 2-2 に解析モデル及び部材形状の概要を示す。

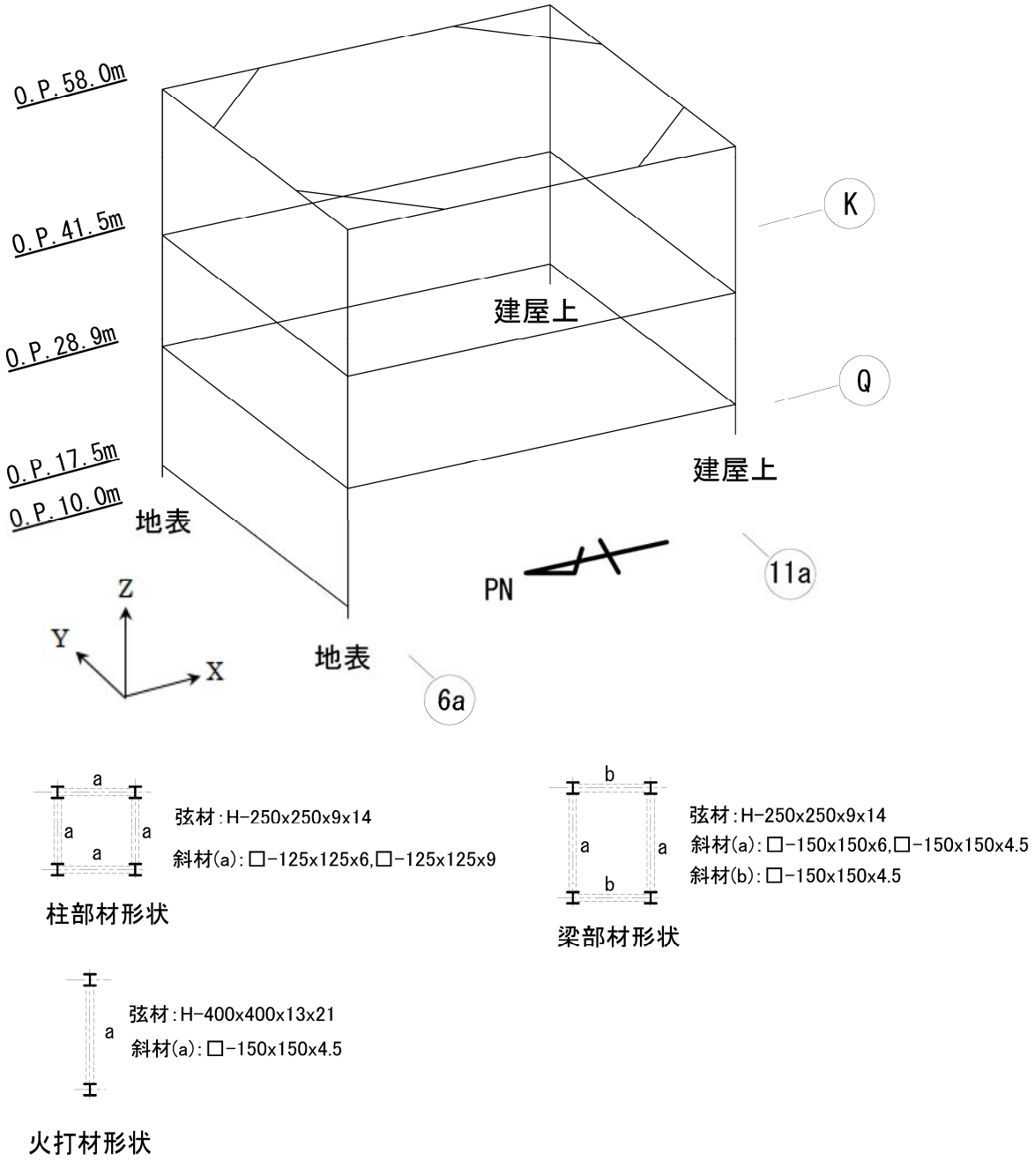



図 2-2　解析モデル及び部材形状の概要

## 2　全体架構の設計

### 2.1　使用材料及び材料の許容応力度

鋼材は SS400，SN400，STK400，STKR400，SN490，SM490 のいずれかを使用する。

鋼材の材料定数及び許容応力度を表 2-1～表 2-2 に示す。

表 2-1　材料の定数

| 材　　料 | ヤング係数 E<br>($N/mm^2$) | ポアソン比<br>v | 単位体積重量<br>($kN/m^3$) |
|---|---|---|---|
| 鉄　　骨 | $2.05\times10^5$ | 0.3 | 77 *1 |

注）*1：鉄骨の単位体積重量は質量密度 $7.85t/m^3$ に換算係数 9.80665 を乗じた。

表 2-2　鋼材の基準強度及び許容応力度　　（単位：$N/mm^2$）

| | 材料 | 板厚 | 基準強度<br>F | 許容応力度 |
|---|---|---|---|---|
| 構造用鋼材 | SS400,SN400<br>STK400,STKR400 | t≦40mm | 235 | 日本建築学会「鋼構造設計規準」に従って左記 F の値により求める。 |
| | | t＞40mm | 215 | |
| | SN490,SM490 | t≦40mm | 325 | |
| | | t＞40mm | 295 | |

## 2.2　荷重及び荷重の組合せ

### (1)　荷重

設計に当たっては，以下の荷重を考慮する。

#### a.　鉛直荷重

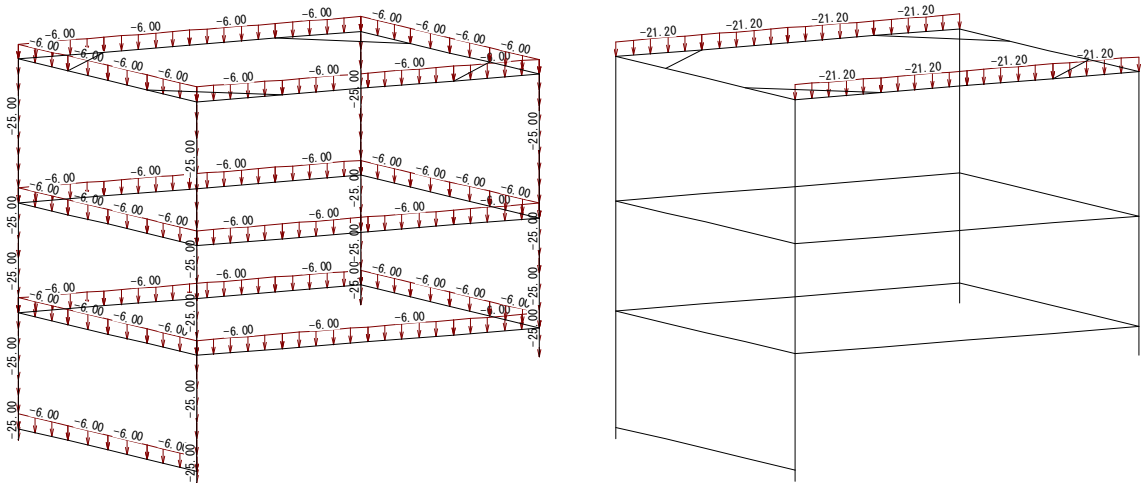
構造物に対して鉛直方向に作用する荷重で，以下の値とする。

| | |
|---|---|
| 鉄骨 | 77 kN/m$^3$ |
| 膜材自重 | 0.01 kN/m$^2$ |

上記より，部材に作用する単位荷重を以下のとおり設定する。

| | |
|---|---|
| 柱 | 25.0 kN/m |
| 梁 | 6.0 kN/m |
| 屋根 | 1.00 kN/m$^2$ |
| 火打材 | 17.0 kN/箇所 |
| 壁膜（パネル部） | 0.45 kN/m$^2$ |
| 壁膜（カーテン部） | 0.4 kN/m |

応力解析モデルに考慮する鉛直荷重の概要を図 2-3 に示す。




(a) 柱梁重量　　(b)屋根重量

図 2-3　鉛直荷重の概要

b.　積雪荷重

建築基準法施行令及び福島県施行細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量　　30 cm

単位荷重　　20 N/m²/cm

$W_{SNL}=30\times20\times10^{-3}=0.60$ kN/m²

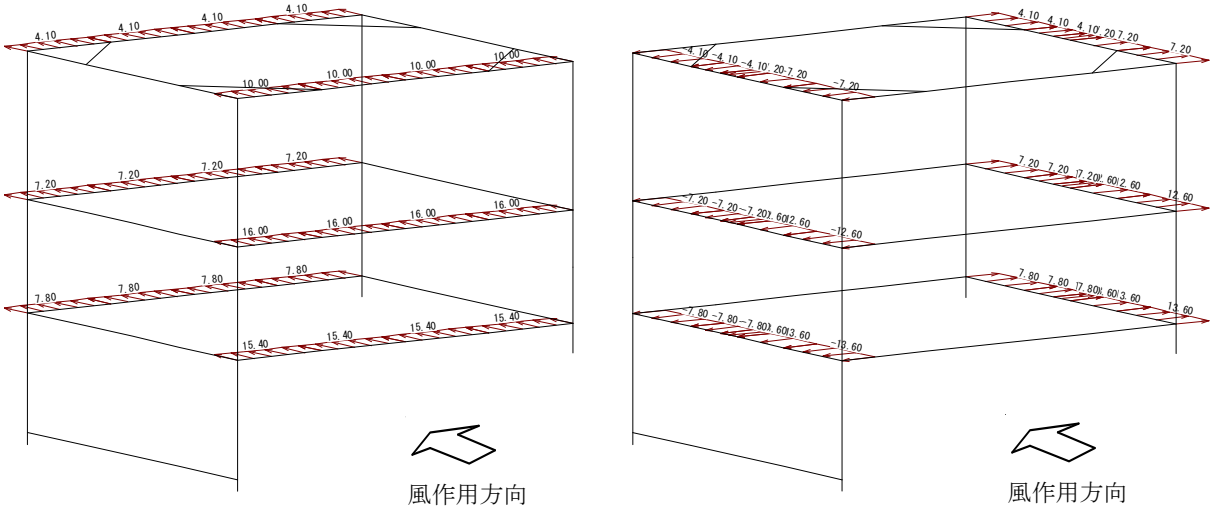
c.　風圧力

基準風速は建築基準法施行令第 87 条及び日本建築学会「建築物荷重指針」(1993 年版)に示される評価式に基づく条件とする。

風圧力は建築基準法施行令第 87 条に準拠して算定する。速度圧の算定結果を表 2-3 に，また，西風による風圧力の概要を図 2-4 に示す。

表 2-3　速度圧の算定

| 標高 O.P. (m) | 軒高さ (m) | 最高高さ (m) | 平均高さ H (m) | 平均風速の高さ方向の分布を表す係数 $E_r$ | ガスト影響係数 $G_f$ | 建築物の高さと地表面粗度に応じた係数 E | 基準風速 $V_O$ (m/s) | 速度圧 q ($N/m^2$) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 58.0 | 50.17 | 54.37 | 52.27 | 1.28 | 2.00 | 3.28 | 25 | 1230 |




(a) 風上及び風下壁面（風作用方向）　　(b) 側壁面（風直交方向）

図 2-4　風圧力の概要（西風）

d. 地震力

地震力は地表面（O.P.+10.0m）を基準として，下式により算定する。

$Qi = Ci \cdot Wi$

$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot C_0$

ここで，

Qi　：地震力（kN）

Ci　：地震層せん断力係数

Wi　：当該層以上の重量（kN）

Z　：地震地域係数（Z＝1.0）

Rt　：振動特性係数（Rt＝1.0）

Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数

$C_0$　：標準せん断力係数（$C_0$＝0.2）

地震力は，構造物を 1 層構造とみなし，建屋重量による慣性力が建屋頂部に作用するものとして算定する。

地震力の算定結果を表 2-4 に示す。

表 2-4　地震力の算定結果

| 標高<br>O.P.<br>（m） | 重量<br>Wi<br>（kN） | ΣWi<br>（kN） | Ai | Ci | 地震力<br>Q<br>（kN） |
|---|---|---|---|---|---|
| 58.0 | 8336 | 8336 | 1.0 | 0.2 | 1668 |

(2) 荷重の組合せ

建築基準法施行令により，以下の荷重の組合せを考慮する。

表 2-5 荷重の組合せ

| 想定する状態 | 鉛直荷重 | 水平荷重 | 許容応力度 |
|---|---|---|---|
| 常時 | G+P | － | 長期 |
| 積雪時 | G+P+S | － | 短期 |
| 暴風時 | G+P | W | |
| 地震時 | G+P | K | |

ここで，

G ：固定荷重

P ：積載荷重

S ：積雪荷重

W ：風圧力

K ：地震力

なお，短期事象においては，暴風時及び地震時の影響が支配的であることから，積雪時の検討は省略する。

## 2.3　全体架構の強度検討

### (1)　解析モデル

解析モデルは，図 2-5 に示すとおり，柱，梁，火打材の剛性をはり要素として集約して評価した 3 次元フレームモデルとする。屋根部分については，重量は考慮するが，屋根自体の剛性は考慮しない。また，膜材についても同様に，重量は考慮するが，膜材自体の剛性は考慮しない。

解析モデルにおける柱，梁の部材端条件は剛接を基本とする。なお，柱脚部はピン支持とする。

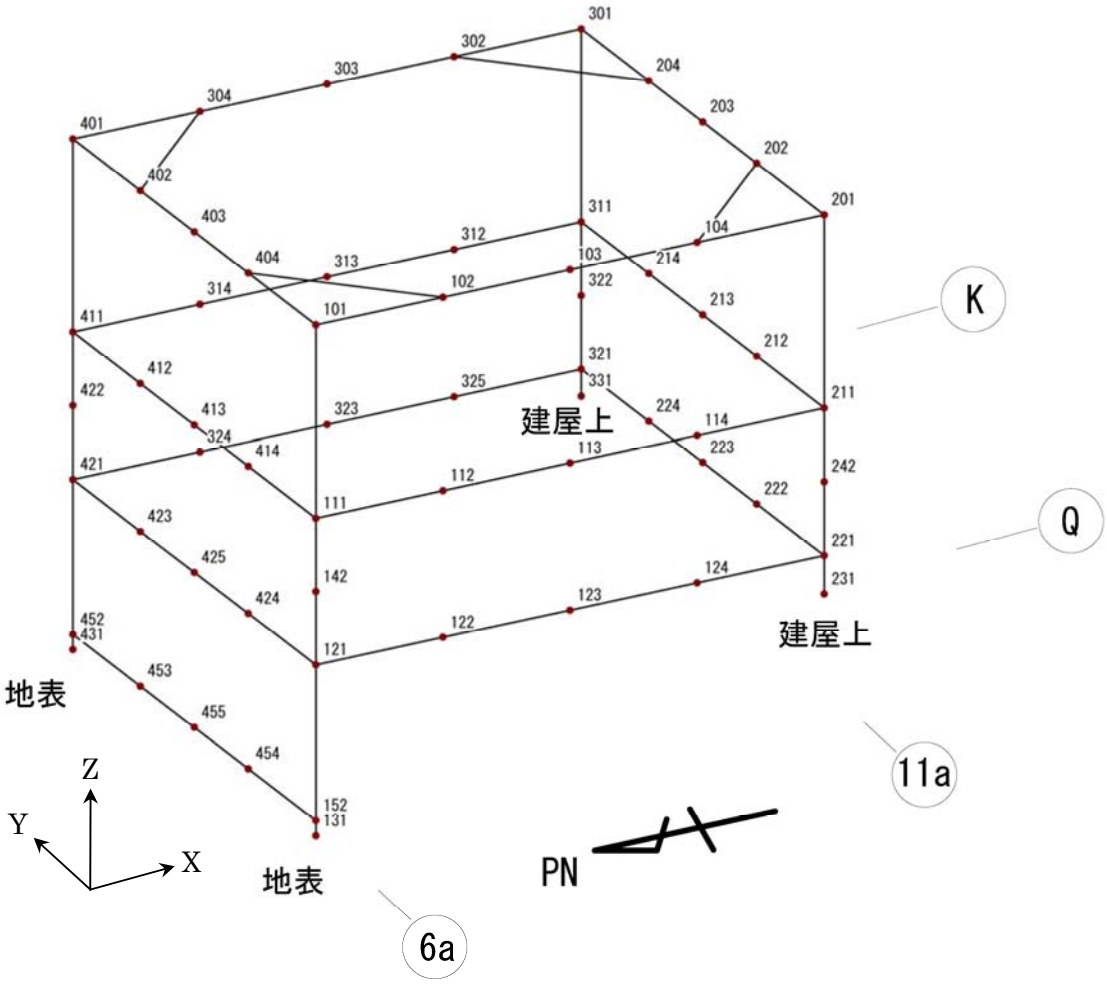



図 2-5　解析モデル

(2) 応力解析

応力解析は以下の 9 ケースについて実施する。

表 2-6　応力解析ケース

| ケース No. | 荷重 | 許容応力度 |
|---|---|---|
| 1 | 常時荷重（固定＋積載） | 長期 |
| 2 | 風圧力（東→西） | 短期 |
| 3 | 風圧力（西→東） | 短期 |
| 4 | 風圧力（南→北） | 短期 |
| 5 | 風圧力（北→南） | 短期 |
| 6 | 地震力（東→西） | 短期 |
| 7 | 地震力（西→東） | 短期 |
| 8 | 地震力（南→北） | 短期 |
| 9 | 地震力（北→南） | 短期 |

注) : 架構が非対称となるため，風圧力及び地震力は 4 方向からの荷重を考慮する。

(3) 部材の断面検討

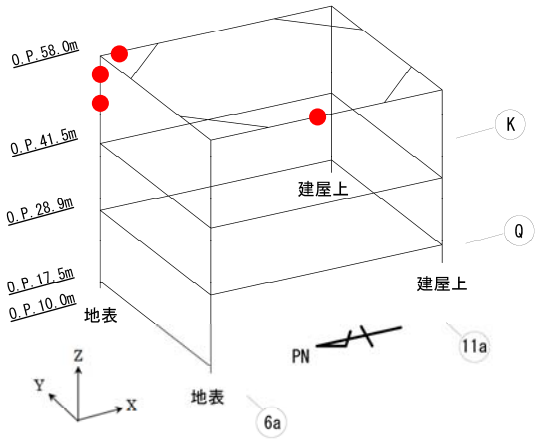
応力解析で得られた各荷重を組み合わせ，柱及び梁部材の断面検討を行う。表 2-7 に常時（固定＋積載），表 2-8 に暴風時（固定＋積載＋風圧力），表 2-9 に地震時（固定＋積載＋地震力）における断面検討結果を示す。各表には，軸力及び曲げモーメントとせん断力に対する断面検討結果から各々の応力度比が最も厳しくなる部位の結果を示している。

全ての荷重組合せ状態について，柱及び梁部材の応力度は許容値以下となることを確認した。

表 2-7　柱及び梁部材の断面検討結果（常時）

| 部材 | | 使用部材 | | 応力度 ($N/mm^2$) | | 許容応力度 ($N/mm^2$) | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 弦材 | 斜材 | | | | | |
| 柱（北東） | O.P.58.0m ～ O.P.41.5m | H-250*250*9*14 | □-125*125*6 | 軸力 | 31.3 | 201 | 0.64 | OK |
| | | | | 曲げ | 102.8 | 216 | | |
| | | | | せん断 | 27.3 | 142 | 0.20 | OK |
| | | | | | 70.5 | 142 | 0.50 | OK |

| 部材 | | 使用部材 | | 応力度 ($N/mm^2$) | | 許容応力度 ($N/mm^2$) | 応力度比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 弦材 | 斜材 | | | | | |
| 梁（西面） | O.P.58.0m | H-250*250*9*14 | □-150*150*6 | 軸力 | 9.0 | 186 | 0.60 | OK |
| | | | | 曲げ | 119.0 | 216 | | |
| | | | | せん断 | 119.7 | 137 | 0.88 | OK |
| 梁（東面） | O.P.58.0m | H-250*250*9*14 | □-150*150*6 | 軸力 | 9.2 | 186 | 0.60 | OK |
| | | | | 曲げ | 118.8 | 216 | | |
| | | | | せん断 | 119.8 | 137 | 0.88 | OK |



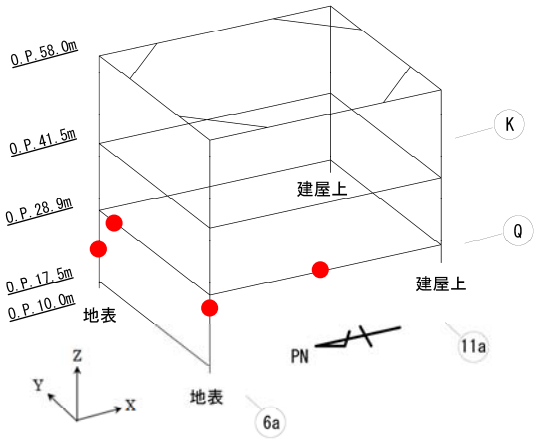

●は最大応力発生位置を示す

図 2-6

表 2-8　柱及び梁部材の断面検討結果（暴風時）

| 部材 | | 使用部材 | | 応力度 | | 許容応力度 | 応力度比 | 決定ケース | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 弦材 | 斜材 | | (N/mm$^2$) | (N/mm$^2$) | | | |
| 柱（北西） | O.P.28.9m ～ O.P.15.6m | H-250*250*9*14 | □-125*125*9 | 軸力 | 88.8 | 301 | 0.69 | 東→西 | OK |
| | | | | 曲げ | 127.8 | 325 | | | |
| | | | | せん断 | 105.0 | 213 | 0.50 | 東→西 | OK |
| | | | | | 20.0 | 213 | 0.10 | 南→北 | OK |
| 柱（北東） | O.P.28.9m ～ O.P.15.6m | H-250*250*9*14 | □-125*125*9 | 軸力 | 77.4 | 301 | 0.57 | 西→東 | OK |
| | | | | 曲げ | 99.0 | 325 | | | |
| | | | | せん断 | 106.0 | 213 | 0.50 | 西→東 | OK |
| | | | | | 5.9 | 213 | 0.03 | 北→南 | OK |

| 部材 | | 使用部材 | | 応力度 | | 許容応力度 | 応力度比 | 決定ケース | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 弦材 | 斜材 | | (N/mm$^2$) | (N/mm$^2$) | | | |
| 梁（西面） | O.P.28.9m | H-250*250*9*14 | □-150*150*6 | 軸力 | 11.3 | 279 | 0.68 | 西→東 | OK |
| | | | | 曲げ | 205.2 | 325 | | | |
| | | | | せん断 | 109.4 | 206 | 0.54 | 西→東 | OK |
| 梁（北面） | O.P.28.9m | H-250*250*9*14 | □-150*150*6 | 軸力 | 7.9 | 279 | 0.53 | 北→南 | OK |
| | | | | 曲げ | 162.5 | 325 | | | |
| | | | | せん断 | 116.9 | 207 | 0.57 | 西→東 | OK |



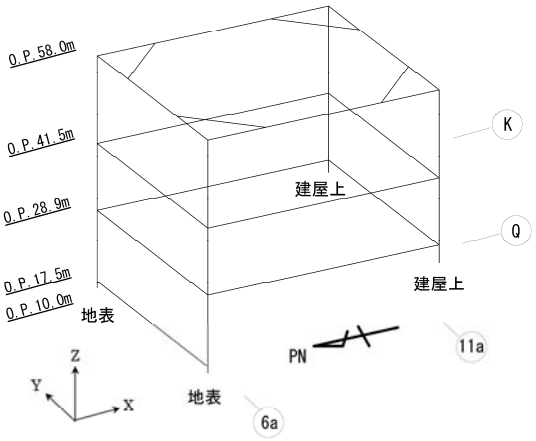

●は最大応力発生位置を示す

図 2-7

表 2-9　柱及び梁部材の断面検討結果（地震時）

| 部材 | | 使用部材 | | 応力度 ($N/mm^2$) | | 許容応力度 ($N/mm^2$) | 応力度比 | 決定ケース | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 弦材 | 斜材 | | | | | | |
| 柱（南西） | O.P.58.0m ～ O.P.41.5m | H-250*250*9*14 | □-125*125*6 | 軸力 | 37.1 | 301 | 0.69 | 東→西 | OK |
| | | | | 曲げ | 184.2 | 325 | | | |
| | | | | せん断 | 120.7 | 214 | 0.57 | 東→西 | OK |
| | | | | | 154.8 | 214 | 0.73 | 北→南 | OK |
| 柱（北東） | O.P.58.0m ～ O.P.41.5m | H-250*250*9*14 | □-125*125*6 | 軸力 | 36.1 | 301 | 0.67 | 南→北 | OK |
| | | | | 曲げ | 177.2 | 325 | | | |
| | | | | せん断 | 109.2 | 214 | 0.52 | 西→東 | OK |
| | | | | | 158.6 | 214 | 0.75 | 南→北 | OK |

| 部材 | | 使用部材 | | 応力度 ($N/mm^2$) | | 許容応力度 ($N/mm^2$) | 応力度比 | 決定ケース | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 弦材 | 斜材 | | | | | | |
| 梁（東面） | O.P.58.0m | H-250*250*9*14 | □-150*150*6 | 軸力 | 16.8 | 279 | 0.63 | 南→北 | OK |
| | | | | 曲げ | 183.7 | 325 | | | |
| | | | | せん断 | 168.6 | 206 | 0.82 | 南→北 | OK |




●は最大応力発生位置を示す

図 2-8

## 2.4　基礎の検討

### (1)　すべりに対する検討

原子炉建屋カバーは，基礎となる柱脚部分が地盤面または既設建屋の屋根スラブ上面に設置されているため，水平荷重が作用した場合のすべりの検討を行う。

表 2-10 にすべりに対する検討結果を示す。

水平荷重時（暴風時及び地震時）の柱脚部のせん断力はすべり抵抗以下となる。

表 2-10　すべりに対する検討結果

（単位：kN）

| 部位 | せん断力 | | | すべり抵抗 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| | 暴風時 | | 地震時 | | |
| | 東・西 | 南・北 | | | |
| 柱脚 | 2720 | 2445 | 1668 | 5024 | OK |

注)：すべり抵抗は，「鋼構造設計規準　17 章　柱脚」に基づき，摩擦係数 0.4 を用いて算定した。

(2) 柱支持力に対する検討

原子炉建屋カバーの柱のうち南面の柱は，図 2-9 に示すとおり既設建屋の屋根スラブ上面に設置する架台で支持されるため，常時及び水平荷重時（暴風時及び地震時）について柱支持力に対する検討を行う。

表 2-11 に柱支持力に対する検討結果を示す。

各々の柱に作用する軸力は既設建屋のパンチングシアに対する許容せん断力以下であり，柱の支持力は十分に確保されている。

表 2-11　柱支持力に対する検討結果

（単位：kN）

| 部位 | 作用荷重 | | | パンチングシアに対する許容せん断力 | | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 長期 | 短期 | | | | |
| | 常時 | 暴風時 | 地震時 | 長期 | 短期 | |
| 南東柱 | 1442 | 1549 | 1808 | 4719 | 7046 | OK |
| 南西柱 | 973 | 1118 | 1211 | 3513 | 5245 | OK |

注)：パンチングシアに対する許容せん断力は，「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説　20 条　基礎」に基づき算定した。

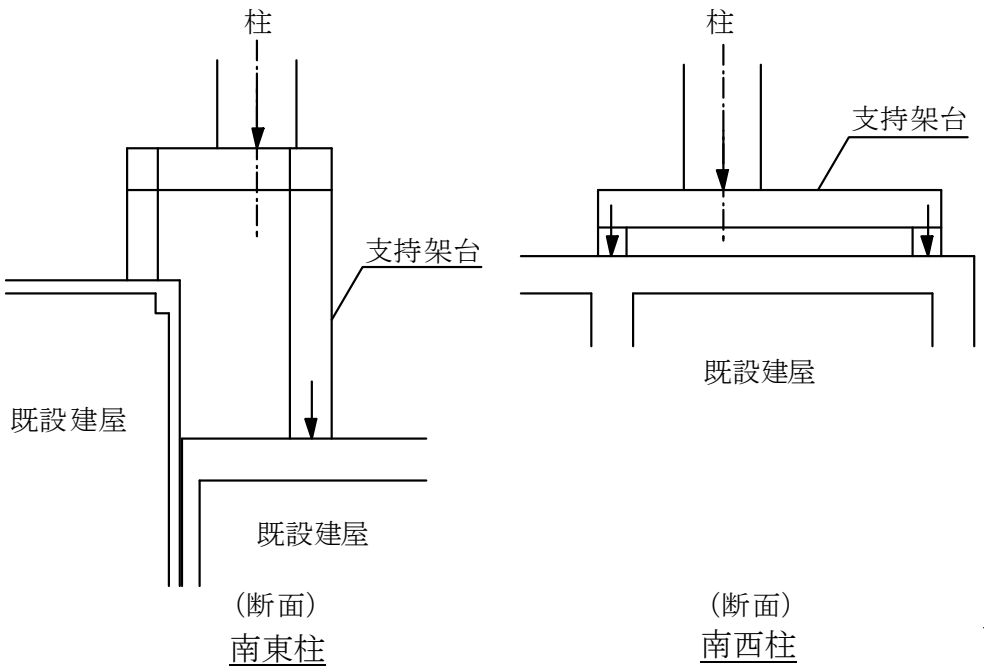



図 2-9　支持架台

3　膜材の設計

3.1　使用材料及び材料の許容応力度

膜材としては塩化ビニル樹脂コーティング ポリエステル繊維織物を用いる。

膜材の許容応力度を表 2-12 に示す。

表 2-12(a)　膜材の許容応力度（壁パネル）

| 膜厚さ t(mm) | 繊維方向 | 基準強度*1 Fm(N/cm) | 許容引張応力度*2 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 長期 $_{L}ft(N/mm^2)$ | 短期 $_{s}ft(N/mm^2)$ |
| 0.52 | タテ糸方向 | 457 | 14.64 | 29.29 |
| | ヨコ糸方向 | 408 | 13.07 | 26.15 |

注記 *1：　基準強度は JIS L 1096「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ（建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの）

*2：　ft=Fm/t/v　：v は安全率（平成 14 年国土交通省告示第 667 号「テント倉庫建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第 3 項第一号に従い，長期は 6，短期は 3 とする）

表 2-12(b)　膜材の許容応力度（屋根）

| 膜厚さ t(mm) | 繊維方向 | 基準強度*1 Fm(N/cm) | 許容引張応力度*2 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 長期 $_{L}ft(N/mm^2)$ | 短期 $_{s}ft(N/mm^2)$ |
| 0.63 | タテ糸方向 | 654 | 12.97 | 25.95 |
| | ヨコ糸方向 | 654 | 12.97 | 25.95 |

注記 *1：　基準強度は JIS L 1096「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ（建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの）

*2：　ft=Fm/t/v　：v は安全率（平成 14 年国土交通省告示第 666 号「膜構造の建築物又は建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第一号に従い，長期は 8，短期は 4 とする）

3.2　設計用荷重

膜材の強度検討は，風圧力に対して行う。

(1)　風圧力

全体架構の設計と同様に，設計における基準風速は 25 m/sec とする。

風圧力の算定結果を表 2-13 に示す。

表 2-13　速度圧及び風力係数の算定

(a)速度圧(q)の算定

| 標高 O.P. (m) | 軒高さ (m) | 最高高さ (m) | 平均高さ H (m) | 平均風速の高さ方向の分布を表す係数 $E_r$ | ガスト影響係数 $G_f$ | 建築物の高さと地表面粗度に応じた係数 E | 基準風速 $V_O$ (m/s) | 速度圧 q ($N/m^2$) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 58.0 | 50.17 | 54.37 | 52.27 | 1.28 | 2.00 | 3.28 | 25 | 1230 |

(b)風力係数($C_f$)の算定

| 標高 O.P. (m) | 地上高さ Z(m) | $k_Z$ | 壁面:正圧時 | | | 壁面:負圧時 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 外圧係数 | 内圧係数 | 風力係数 | 外圧係数 | 内圧係数 | 風力係数 |
| | | | Cpe | Cpi | Cf | Cpe | Cpi | Cf |
| 58.0 | 38.5 | 0.912 | 0.73 | -0.20 | 0.93 | -0.70 | 0 | -0.70 |

設計用風圧力は，以下のとおりとなる。

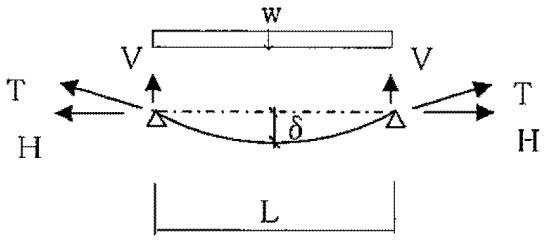
壁パネル膜材：　（正圧時）w=0.93×1230=1144　→　1150N/m²

（負圧時）w=0.70×1230= 861　→　870N/m²

屋根膜材：　（負圧時）w=1.0×1230=1230　→　1230N/m²

3.3　膜材の強度検討

風圧力 w により膜材に生じる応力度 T'は以下の式により算定する。




$V = w \cdot L / 2$ （N/m）

$H = \sqrt[3]{\left(w^2 \cdot L^2 \cdot Et\right) / 24} + T_0$ （N/m）　　（$T_0 = 1000$ N/m）

$T = \sqrt{V^2 + H^2}$ （N/m）

$T' = T / t / 1000$ （N/mm²）

ここで,

$L$ ：支持スパン（m）

$Et$ ：引張剛性（壁パネル膜材：タテ糸方向 230000N/m，ヨコ糸方向 160000N/m）

（屋根膜材：タテ糸方向 418400N/m，ヨコ糸方向 367600N/m）

$T_0$ ：初期張力（=1000 N/m）

$t$ ：膜厚さ（mm）

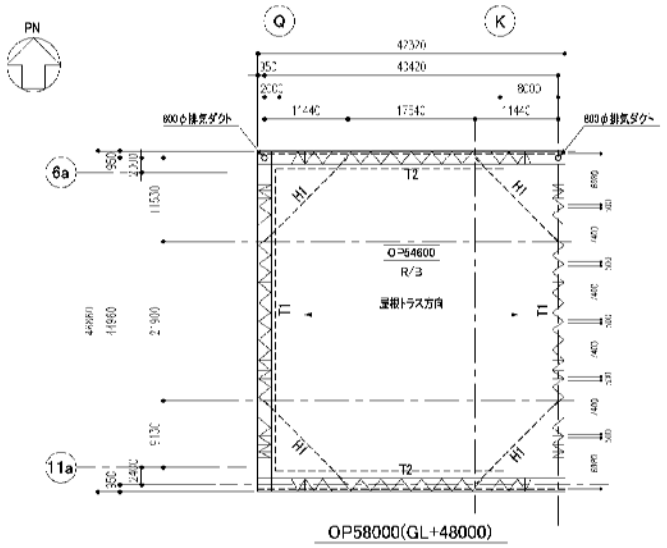
壁パネル膜材及び屋根膜材の強度検討結果を表 2-14 に示す。

風圧力により膜材に生じる応力度は，表 2-12 に示す許容応力度以下であり，基準風速に対して約 2 倍の余裕度がある。

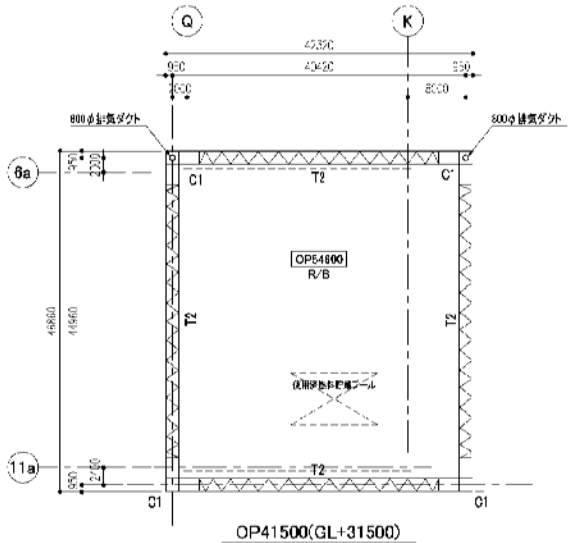
表 2-14　膜材の強度検討結果

| | (壁パネル膜材) | | (屋根膜材) | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | （正圧時） | （負圧時） | （屋根面） | （側面） | （妻面） |
| | (Cf=0.93) 短期 | (Cf=－0.7) 短期 | (Cf=－1.0) 短期 | (Cf=1.0) 短期 | (Cf=1.0) 短期 |
| 風圧力　w (N/m²) | 1150 | 870 | 1230 | 1230 | 1230 |
| 糸方向 | ヨコ | ヨコ | ヨコ | ヨコ | ヨコ |
| 支持スパン　L (m) | 2.31 | 2.31 | 1.85 | 1.85 | 2.53 |
| 応力度　T' (N/mm²) | 9.23 | 7.93 | 8.60 | 8.60 | 10.29 |
| 許容応力度　ft (N/mm²) | 26.15 | 26.15 | 25.95 | 25.95 | 25.95 |
| 応力度比　T'/ft | 0.35 | 0.30 | 0.33 | 0.33 | 0.40 |
| 判定 | OK | OK | OK | OK | OK |

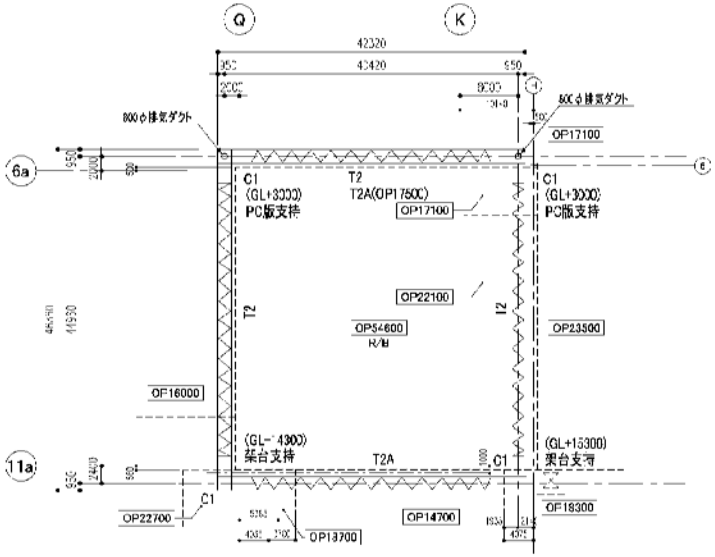
参考文献：国土交通省国土技術政策総合研究所　他監修「膜構造の建築物・膜材料等の技術基準及び同解説」，平成 15 年 8 月



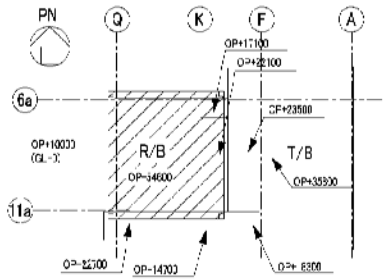

OP58000(GL+48000)



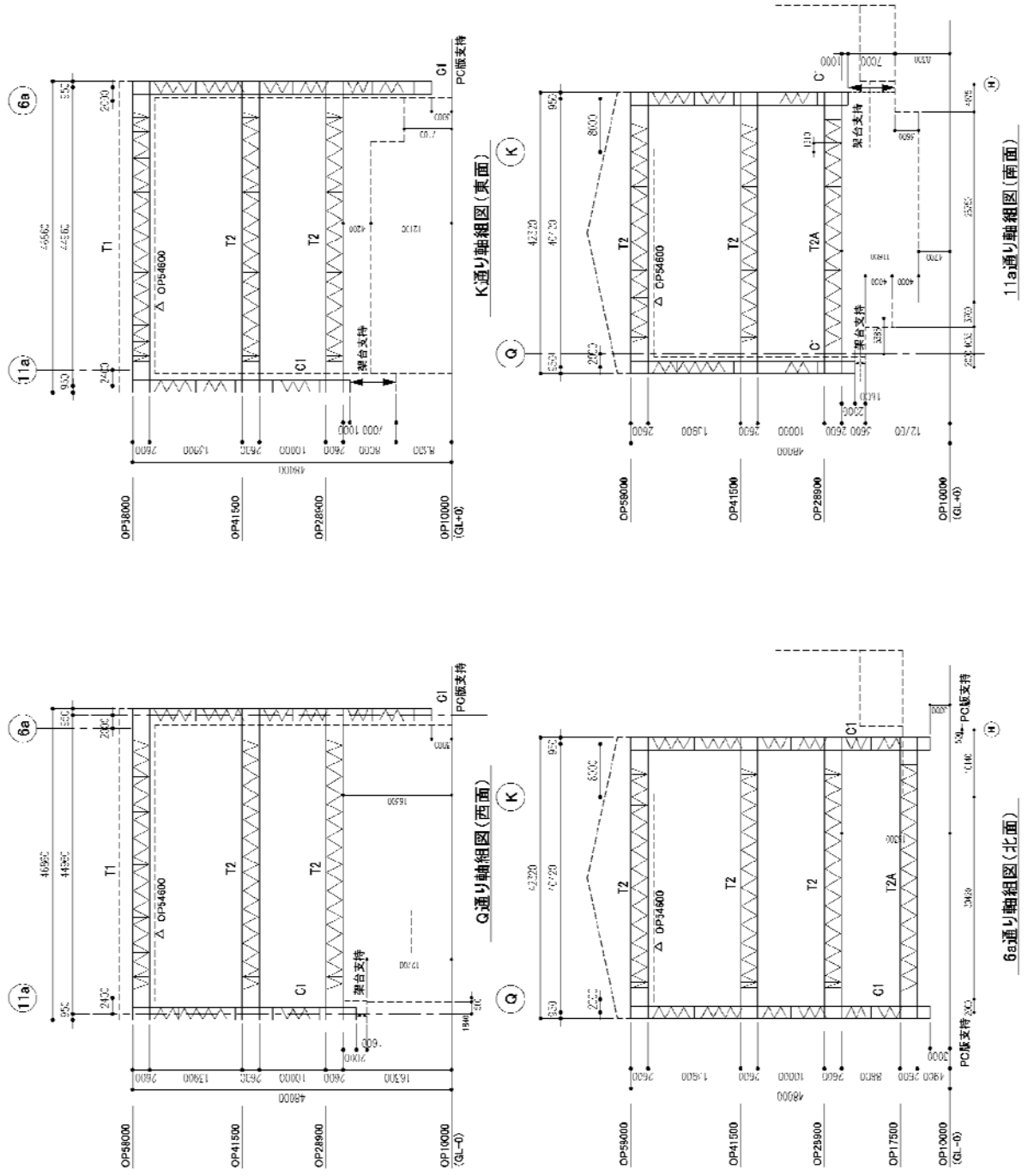

OP41500(GL+31500)




OP28900(GL+18900)




キープラン




1号機原子炉建屋カバー　軸組図

# 供用期間を考慮した風荷重の設定
## －　風荷重の設定方針について　－

## 1　　原子炉建屋カバーの供用期間を考慮した風荷重の算定について

原子炉建屋カバーは恒久的対策実施までの短期的対策として，約 2 年間の使用を考えているが，建築基準法で定められる基準風速は建築物の供用期間を考慮し，再現期間を概ね 50 年として設定されている。しかし，原子炉建屋カバーについては供用期間が短期であることを考慮し，日本建築学会「建築物荷重指針（1993 年版）」に基づき，10 年再現期間で低減した風速による風荷重を採用することとする。

## 2　　日本建築学会「建築物荷重指針（1993 年版）」の適用について

日本建築学会「建築物荷重指針」は統計的データや確率・統計的分析により得られた知見をもとに，1993 年に荷重全般について改定され，その後，2004 年に見直しが行われている。

「建築物荷重指針（2004 年版）」では建築物の長期使用を見込み，設計風速の算定に用いる再現期間換算係数は，再現期間 500 年の年最大風速$U_{500}$に基づいた近似式となっている。そのため，再現期間が 100 年から 500 年の範囲から外れるに従って，推定誤差は大きくなる（※1）。

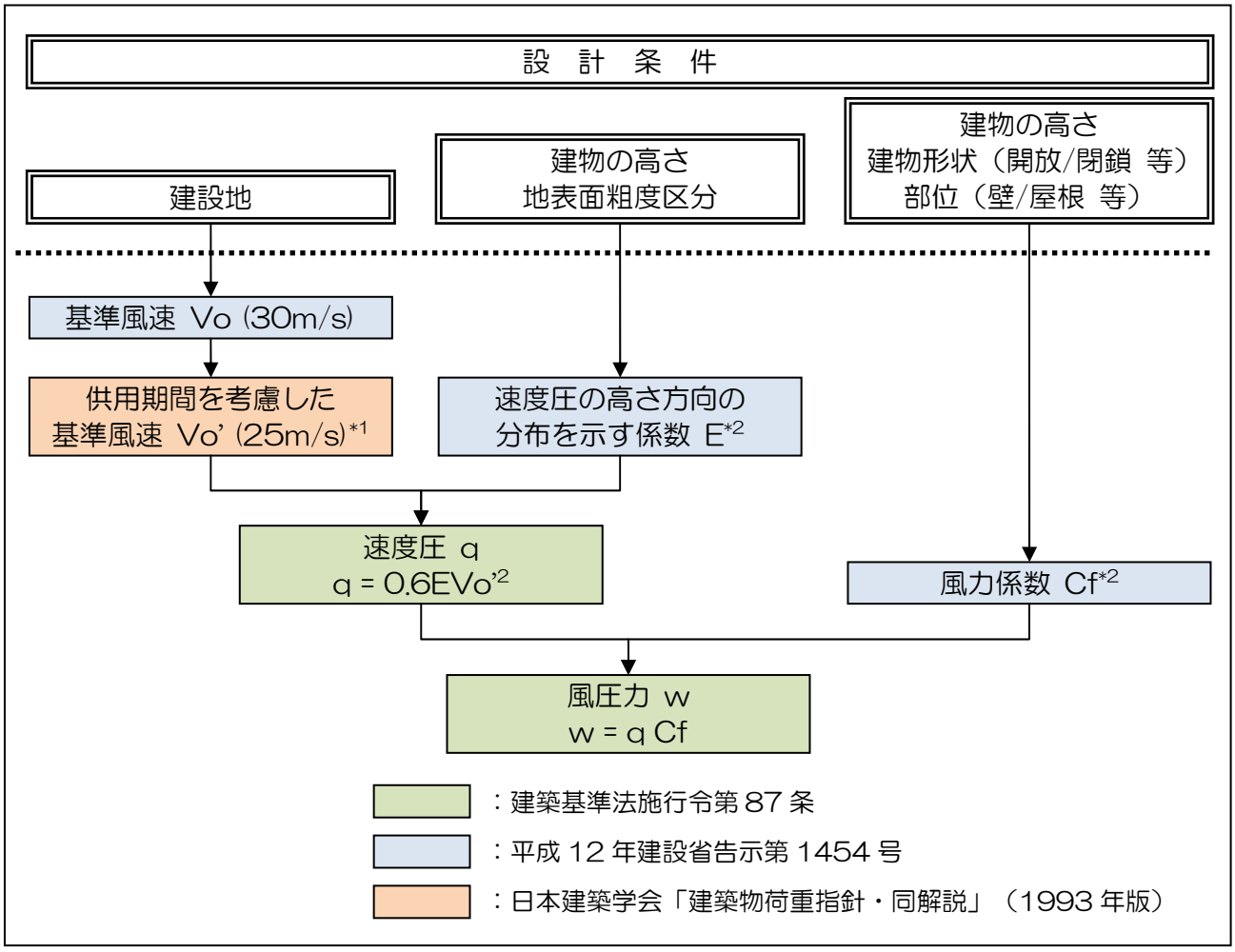
一方，「建築物荷重指針（1993 年版）」は，100 年再現期間の風速に対する再現期待値として定義しており，短期使用の構造物への適用には誤差が少ない算定式と考えられる（※2）。

（※1）建築物荷重指針（2004 年版）の再現期間 20 年とした場合の誤差は約 9%
（※2）建築物荷重指針（1993 年版）の再現期間 5 年とした場合の誤差は 0.6%

以上より，原子炉建屋カバーに作用する風荷重は「建築物荷重指針（1993 年版）」を用いて算定する。

3　　風荷重の算定フロー

設計に用いる風荷重（風圧力）は，以下のフローに従い算定する。




*1:　風速の再現期間換算係数 R は，設計用再現期間 r（年）に応じて，下式により算定される。

$$R = 0.54 + 0.1 \ln(r)$$

50年再現期間に相当する基準風速 Vo=30m/s を10年再現期間に換算すると以下のとおりとなる。

$$Vo' = Vo \times (0.54 + 0.1 \ln(10))/(0.54 + 0.1 \ln(50))$$

$$= 30 \times 0.77/0.93 = 24.8 \rightarrow 25 \text{ m/s}$$

*2:　E および Cf は，告示第 1454 号中に示される数式や図表に示される係数により算定される。

# 設計荷重以上の外力に対する検討

## 1　架構がすべる場合の検討

架構の総重量は，約 12,560 kN であり，すべり摩擦係数を 0.4 とすると，
架構のすべり抵抗は，Qa＝0.4×12,560=5,024 kN となる。

風荷重，地震荷重について漸増載荷解析を実施した結果を図 4-2 及び図 4-3 に示す。崩壊形を形成する場合の最下層のせん断力（保有水平耐力）は，架構のすべり抵抗以上の値となる。

（風荷重時）　Qu=約 7,450kN
（地震荷重時）　Qu=約 6,330kN

すなわち，風荷重時，地震荷重時のいずれにおいても，（Qa＜Qu となるため）架構は崩壊形を形成する前にすべると想定される。柱脚部にすべりが生じた場合，架構にはそれ以上の荷重は作用しないことになるため，架構の崩壊には至らないと考えられる。

また，すべり量が増加した場合，最終的には原子炉建屋カバーは原子炉建屋に接触して変位は拘束され，それ以上の荷重は原子炉建屋が受けることになる。なお，原子炉建屋カバーの OP28,900 レベルの梁の原子炉建屋側に変位抑制のためのストッパーを設置し，万一すべりが生じた場合でも，原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。

この場合，原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが，動的解析に用いられる原子炉建屋の質点重量に比べて原子炉建屋カバーの重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%），振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方，基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で $0.12\times10^{-3}$ であり，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある（※）。これより，原子炉建屋カバーが原子炉建屋に接触しても原子炉建屋の健全性に与える影響は軽微であると言える。

※「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係わる報告書（その１）」参照

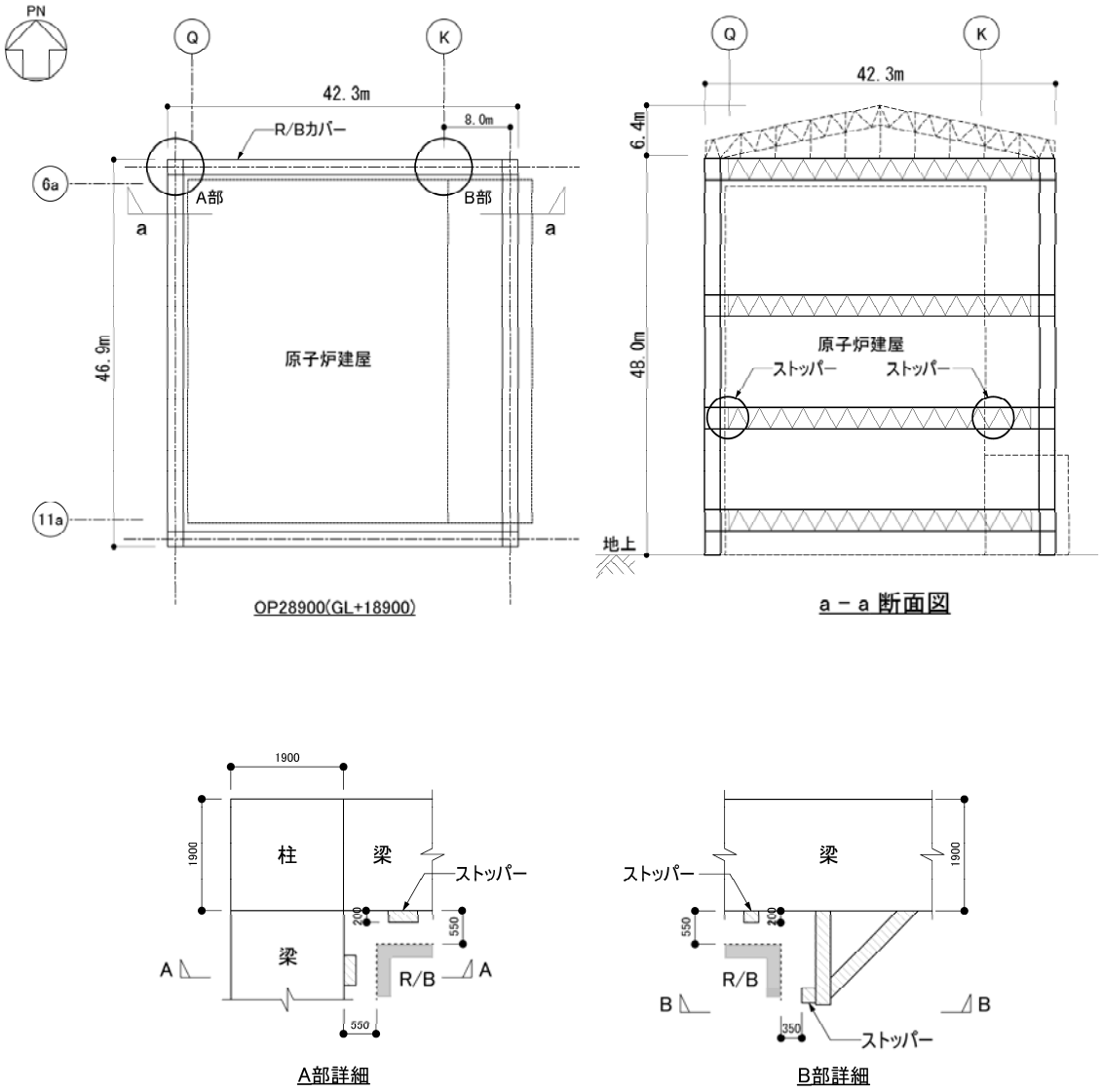
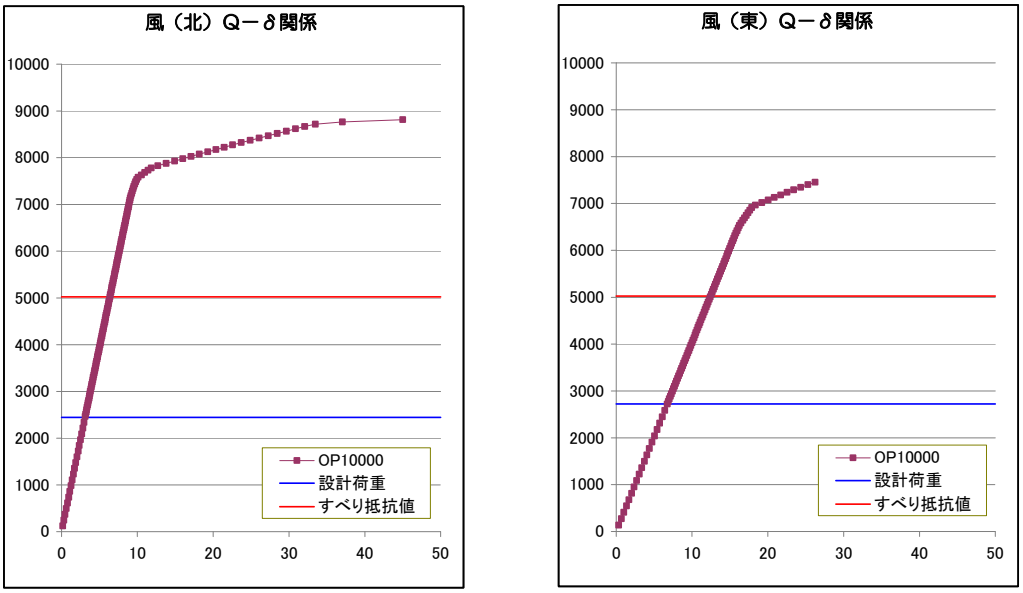


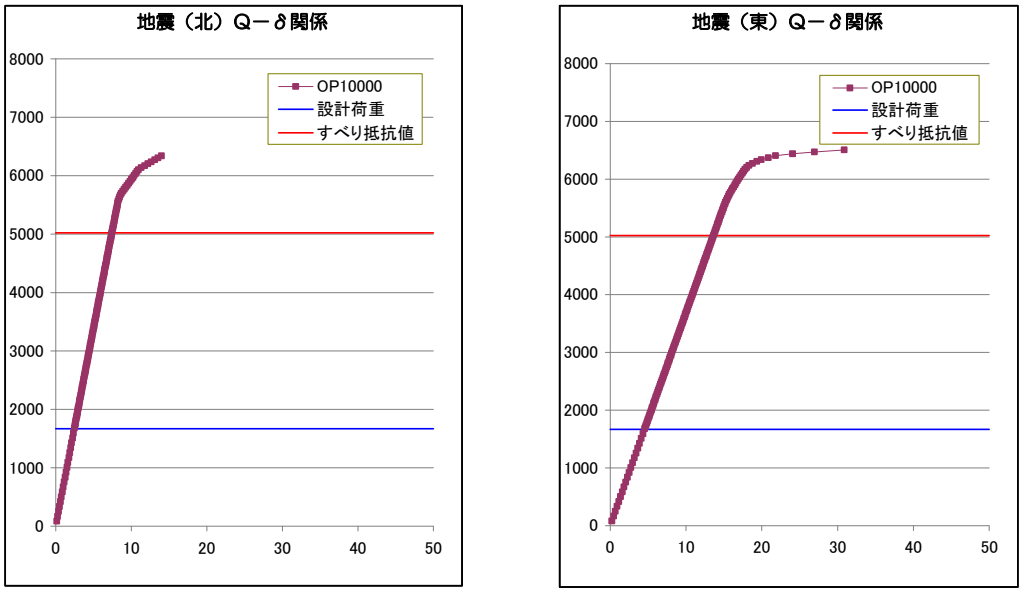

図 4-1　ストッパーの概要

設計荷重に対するすべり抵抗値を比較すると，風荷重時は約 1.8 倍（基準風速に対し約 1.3 倍），地震荷重時は約 3.0 倍の余裕度がある。




単位：横軸（cm），縦軸（kN）

図 4-2　荷重-変形関係：風荷重時




単位：横軸（cm），縦軸（kN）

図 4-3　荷重-変形関係：地震荷重時

なお，設計荷重に対する架構の保有耐力は，風荷重時は約 2.7 倍（基準風速に対し約 1.6 倍），地震荷重時で約 3.7 倍の余裕度がある。

# 原子炉建屋カバー附属設備について

## 1.　設備概要

### 1.1　系統構成

放射性物質の外部流出を抑制するため，原子炉建屋カバーに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー内の天井部に吸込口を設け，排気ダクトを経由してカバー外に設置したフィルタユニットへ導く。高性能粒子フィルタ（効率97%），よう素用チャコールフィルタ（効率90%），加熱コイル，排風機等から構成されたフィルタユニットを6 系列（うち予備2 系列）設置する。各フィルタユニットの排気風量は，約10,000$m^3$/hとし，総排気風量約40,000$m^3$/h（4 系列）で運転する。原子炉建屋カバー下部は仕切板により区画されており，オペレーティングフロアより上のカバー空間は，約45,000$m^3$（図5-2参照）であることから，1 回/h 程度の換気頻度となる。

また，カバー内の状況や温度，放射性物質の濃度等を確認できる装置を設置する。

表5-1 排気設備及び計測設備等

| 設備名 | 構成・配置等 |
|---|---|
| 吸込口 | 配置：カバー内の北側天井部に設置 |
| フィルタユニット | 配置：原子炉建屋西側の屋外に6 系列（うち予備2 系列）設置<br>構成：プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ（効率90%），<br>高性能粒子フィルタ（効率97%），加熱コイル，排風機，<br>フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置），<br>フィルタ差圧計（プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタに設置） |
| 排気管<br>（吹上用排気ダクト） | 配置：フィルタユニットの下流側に設置<br>（直径：約 1m，高さ：約 4m） |
| カメラ | 配置：オペレーティングフロア上部外周に6 台（うち予備3 台）<br>対象：プールへの注水状況及びカバー内状況 |
| 温度計 | 配置：天井部に2 個（うち予備1 個），<br>オペレーティングフロア高さに2 個（うち予備1 個） |
| 放射性物質濃度測定器 | 測定対象：オペレーティングフロアコーナー部近傍（3 箇所），<br>機器ハッチ開口部近傍，使用済燃料プール上方，<br>カバー内上部空間及び大気放出前の放射性物質の濃度 |
| 水素濃度計 | 測定対象：カバー内上部空間の水素濃度<br>配置　：フィルタユニットの下流側に2 台（うち予備1 台） |

1.2 計測設備構成

原子炉建屋カバー内の各種状態を監視できるよう以下の計測設備を設置する（図5-1参照）。

1.2.1 カメラ

カバー天井部に設置した使用済燃料プール注水用の注水ノズル（1.3項参照）から注水する場合の注入状況，及びカバー内の全体状況を監視するため，オペレーティングフロアより約18m 上のカバー内の外周に沿ってカメラを6 台（うち予備3 台）設置する。設置場所は，オペレーティングフロアを対角線に監視できるよう北面の東側，西面の南側に各2 台（うち予備2台）と使用済燃料プールをより確実に監視できるよう使用済燃料プールの西側に2 台（うち予備1 台）とする。

1.2.2 温度計

使用済燃料プール上方（オペレーティングフロアより約23m）に2 個（うち予備1 個）及びオペレーティングフロアとほぼ同じ高さの北側と西側外周部に各1 個（うち予備1個）の温度計を設置する。

1.2.3 放射性物質濃度測定器

放射性物質は，原子炉圧力容器から原子炉格納容器，原子炉建屋内，オペレーティングフロアの開口部（機器ハッチ等）を経てカバー内に放出されるものと，使用済燃料プールの水中からプール上空に移行するものが想定される。このため，機器ハッチ開口部近傍（オペレーティングフロアより約1m 上，機器ハッチ端部より約2m 西側）と，使用済燃料プール上方（オペレーティングフロアより約25m）から各々吸引できるよう放射性物質濃度測定用のサンプリング配管を設置する。また，カバー内上部空間（オペレーティングフロアより約25m 上）及び大気放出前（フィルタ通過後）の放射性物質濃度測定用の配管を排気ダクトに設置する。さらに念のため，オペレーティングフロア面の北東，北西，南西コーナー部近傍（オペレーティングフロアより約1m 上，原子炉建屋端部より約1m）に各1 箇所設置し（南東コーナー部近傍の１箇所は環境改善を行うなど設置が可能となるよう工夫した後，設置），各々のサンプリング配管は放射性物質濃度測定器に接続する。（図5-2 参照）

1.2.4 フィルタ線量計

Cs-134（半減期2 年）及びCs-137（半減期30 年）は，I-131（半減期8 日）に比べ半減期が長く，セシウムを捕集する高性能粒子フィルタのフィルタ線量が短期間で上昇する可能性があるため，適切な時期にフィルタ交換ができるよう，高性能粒子フィルタにγ線線量計を設置する。

1.2.5 フィルタ差圧計

カバー内の粉塵等を捕集することにより，フィルタ差圧が上昇することが想定されるため，プレフィルタ，高性能粒子フィルタ，よう素用チャコールフィルタに差圧計を設置する。

1.2.6 水素濃度計

3.3項に記載の通り，原子炉及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により水素が発生する。水素の発生量は，排気風量に比べ十分に少ないことや，カバー内気体と混合されること，天井から排気することから，カバー内に水素濃度が滞留する可能性は極めて低いが，念のため水素濃度計を排気ダクトに2 台（うち予備1 台）設置する。

1.3 使用済燃料プール注水設備

現在，使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われており，これが停止した場合の代替手段として，使用済燃料プールの上部からコンクリートポンプ車による注水を行うこととしている。原子炉建屋カバー設置後は，原子炉建屋カバーの天井部に注水ノズル（方向調整機能付）を取り付け，配管・ホースで原子炉建屋カバー外部の給水系統に接続することで代替注水を可能とする。注水管は予備1 本を含め2 本設置し，注水管の先端に接続する注水ノズルの向きはコンテナに格納された現場制御盤において遠隔で操作が可能である。

1.4 電源構成

原子炉建屋カバー排気設備及び附属設備の電源は，構内設置の降圧変圧器盤から供給される。降圧変圧器盤は，高圧電源盤に接続されており，高圧電源盤は多重化された外部から給電される構成としている。

1.5 配置

原子炉建屋カバー排気設備，コンテナに格納された現場制御盤及び排気管は，原子炉建屋の西側の屋外に設置する（図5-3 参照）。

1.6 運転管理

原子炉建屋カバーの排気設備については，フィルタユニットの近傍に設置した現場制御盤で操作し，排気設備の故障等により停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，排風機の運転状態（起動停止状態），カバー内温度，水素濃度，放射性物質濃度が表示され，それらの異常を検知した場合は，警報を発する。免震重要棟に設置するモニタには，制御盤の情報が送られ，カメラによるカバー内状況とと

もに確認することができる。また，免震重要棟でも同様に，それらの情報に異常を検知した場合は，警報を発するシステムとなっている。

1.7 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。なお，排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については，外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し，機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また，フィルタについては，差圧計（プレフィルタ，よう素用チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

2. 放出抑制効果について

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて外部へ放出される放射性物質は，高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm)以上）により低減される。

なお，原子炉建屋カバー設置後の敷地境界における年間実効線量については，「Ⅲ.3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」の評価を参照。

3. 原子炉建屋カバー設置による影響について

3.1 温度の影響について

外気28.5℃（夏季設計用温度），原子炉からの熱（10 月1 日時点），使用済燃料プールからの熱（10 月1 日時点）及び日射（秋），排気風量40,000$m^3$/h と仮定した場合におけるカバー内の温度について，気流解析により評価した結果，オペレーティングフロア上約1.5m の温度が約40℃となった。また，原子炉建屋カバーに附属する排気システムは，原子炉建屋カバーのすき間から外気を取り込むことを前提とした構成であり，原子炉建屋内の気体を排気することは想定していない。そこで，原子炉建屋内温度について以下の計算方法で評価した結果，約10℃上昇して約39℃となった。原子炉建屋内で作業を行う場合には，必要に応じてスポットクーラー等を設置し，作業エリアの環境改善を図り，また状況によっては，作業時間を限定するなどの対策をとる。

＜計算方法＞

① 下式により，カバー設置前の原子炉建屋内温度を 28.5℃と仮定した場合の駆体負荷 Q（W）を求める。

② ①で求めた駆体負荷 Q（W）と同程度となるカバー内温度（気流解析結果）と原子炉建屋内温度の温度差Δt（℃）を逆算し，カバー設置後の原子炉建屋内温度を

求める。

$Q=KA\Delta t$

Q：駆体負荷（W）

K：熱通過率（$W/m^2\cdot℃$）

A：伝熱面積（$m^2$）

$\Delta t$：室内外温度差（℃）

$T=t-\Delta t$

T：原子炉建屋内温度（℃）

t：カバー内温度（℃）

3.2 湿度の影響について

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱全てがプール水の蒸発に使用されと仮定した場合の蒸発量は約231kg/h，原子炉内燃料の崩壊熱により発生した蒸気が格納容器から漏出したと仮定した場合の蒸発量は180kg/h となる。また，排気風量 40,000$m^3$/h で，カバー設置前の温度／相対湿度を28.5℃/75%と仮定した場合，カバー設置後のカバー内温度が約40℃の時の相対湿度を以下の計算方法で評価した結果，カバー内湿度は約58%となった。

原子炉建屋内の湿度については，カバーを設置することにより原子炉建屋内温度が約40℃となることから（2.1項参照），カバー内の湿度と同等の約58%になるものと考える。

＜計算方法＞

① 下式により，カバー設置後の絶対湿度 X（kg/kg’）を求める。

② ①で求めた絶対湿度 X（kg/kg’）とカバー内温度の 40℃から，湿り空気 h-x 線図より相対湿度を求める。

$X=X1+\{(LS+LR)/(W\gamma)\}$

X：カバー設置後の絶対湿度（kg/kg’）

X1：カバー設置前の絶対湿度（0.0186kg/kg’）

LS：使用済燃料プールからの蒸発量（231kg/h）

LR：原子炉からの蒸発量（180kg/h）

W：カバー排気風量（40,000$m^3$/h）

$\gamma$：空気密度（1.2kg/$m^3$）

3.3 水素発生に対する影響について

原子炉圧力容器内燃料及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により発生する水素の量について評価した（表5-2 参照）。

評価の結果，水素の発生量は，カバー内の容積及び排気風量に比べ十分に少ないこと，カバー内気体と混合されやすいこと，カバー内の空気を天井から排気することから，カバー内の水素濃度が上昇する可能性は極めて低い。万一，水素濃度が可燃限界濃度に達した場合には，カバー屋根又はシャッターを開放し，カバー外へ放出する。なお，オペレーティングフロアより上のカバー内容積45,000$m^3$/h に対しての水素濃度は，約0.01%となる。

表5-2 水素発生量

| 発 生 箇 所 | 発生量*（$Nm^3$/h） | 40℃の場合（$m^3$/h） |
|---|---|---|
| 原子炉圧力容器内燃料 | 約3.17 | 約3.65 |
| 使用済燃料貯蔵プール内燃料 | 約0.56 | 約0.64 |
| 合 計 | 約3.73 | 約4.29 |

*原子炉内の燃料,使用済燃料貯蔵プール内の燃料ともに100%破損を仮定

○ 原子炉圧力容器内燃料の水素発生量は，3.4kmol/日
体積に換算すると，3.4kmol/日×22.4$Nm^3$/kmol=76.2$Nm^3$/日=3.17$Nm^3$/h

○ 使用済燃料貯蔵プール内燃料の水素発生量は，5.98E-01kmol/日
体積に換算すると，5.98E-01kmol/日×22.4$Nm^3$/kmol=13.4$Nm^3$/日=0.56$Nm^3$/h
（安全側に7 月末時点（原子炉停止後135 日）での評価とした）

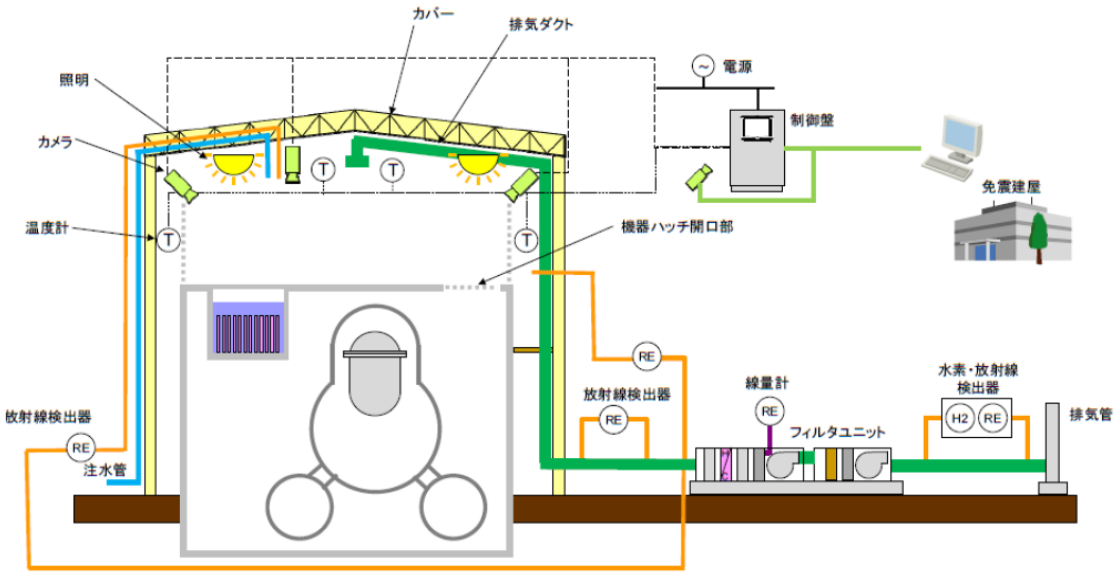



図5-1　原子炉建屋カバー排気設備及びモニタリング設備概略構成図

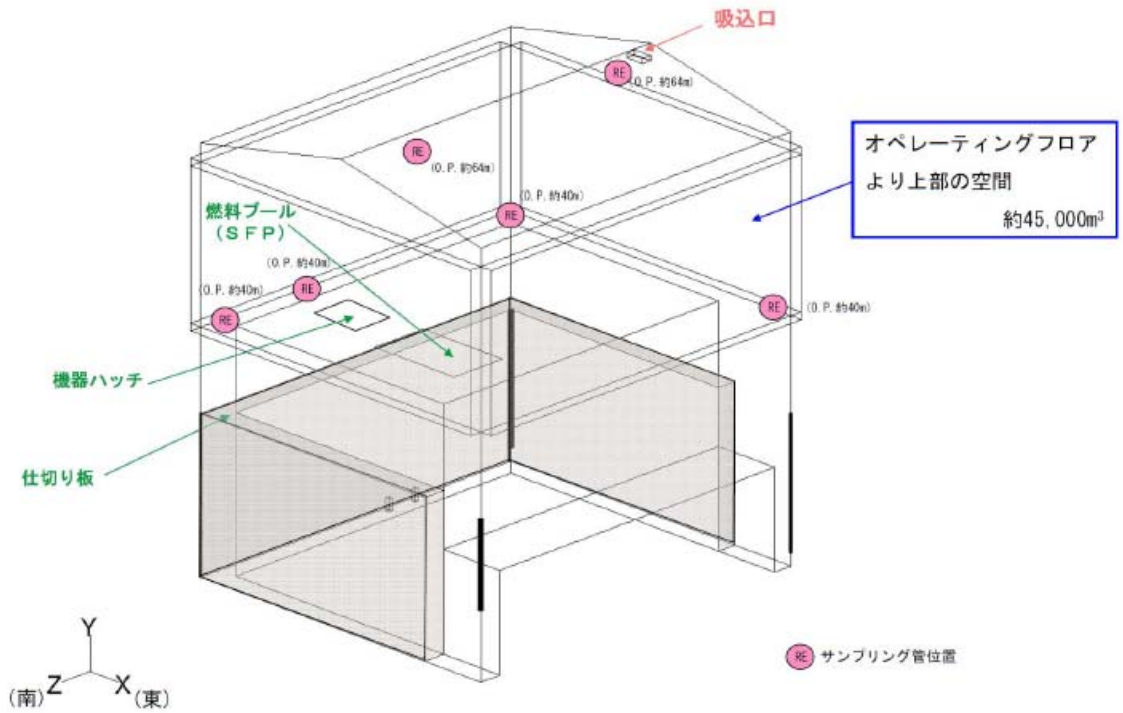



図5-2　原子炉建屋カバー放射性物質濃度サンプリング位置図

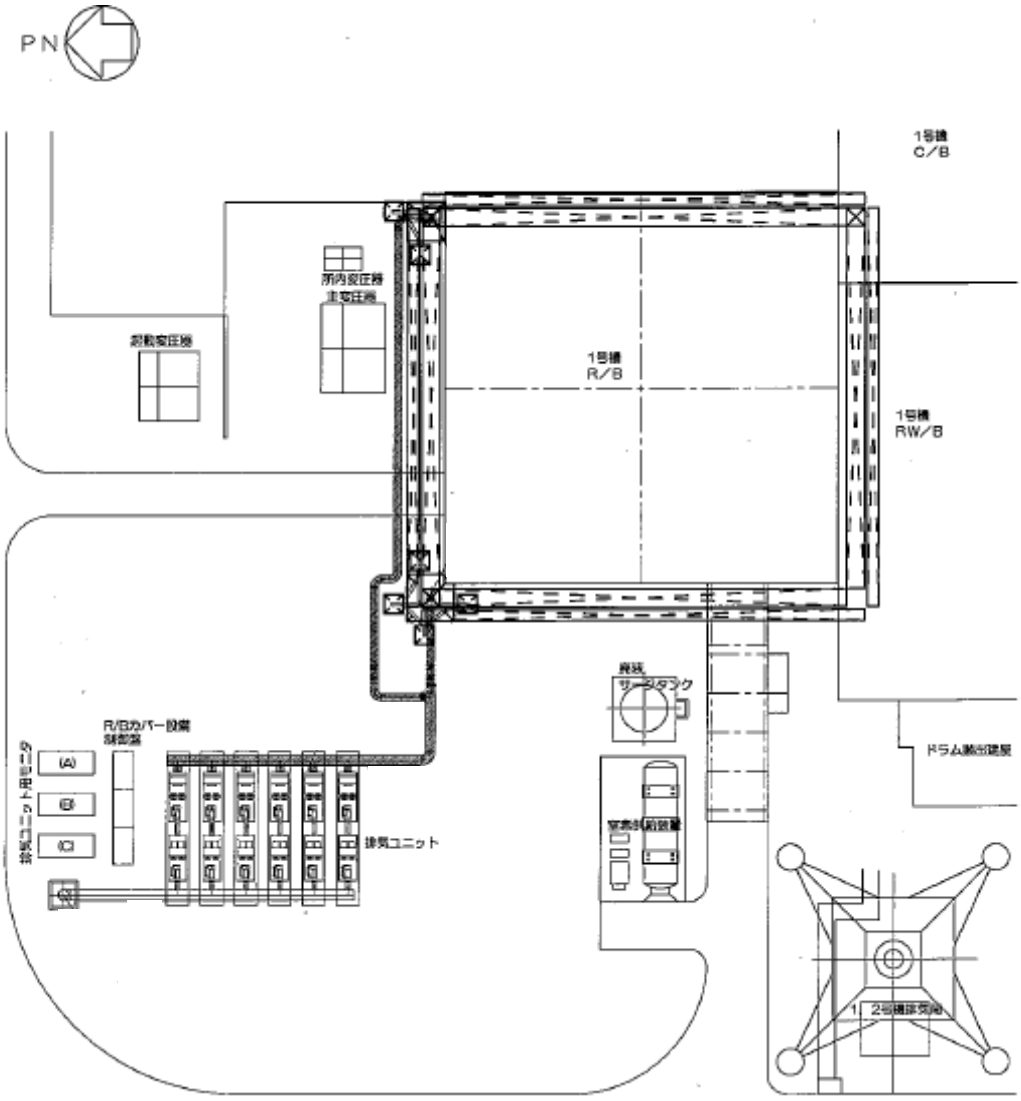



図5-3　原子炉建屋カバー排気設備配置図

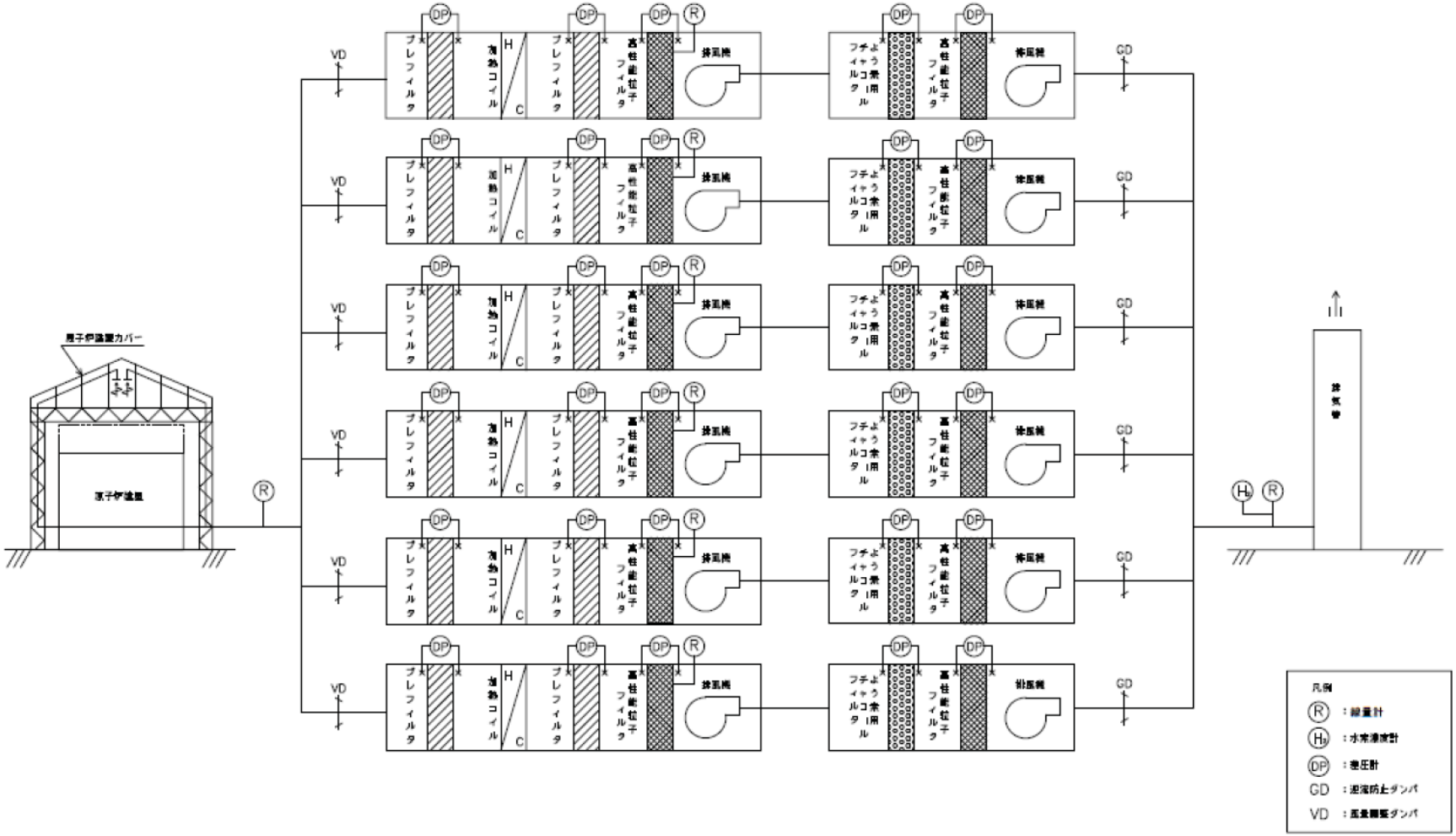



図5-4　原子炉建屋カバー排気設備系統図

添付資料－７

# 福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバー解体について

## 1.　適用範囲

本書は，第１号機原子炉建屋カバー解体に伴う影響評価，原子炉建屋カバーの排気設備停止以降の放射性物質濃度の監視方法について記載するものである。

## 2.　福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋からの燃料取り出し目標

東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議）を2013年6月27日に改訂した。

今回の改訂では，号機毎の状況を踏まえたスケジュールを検討するとともに，現場の状況に応じて柔軟に対応できるよう複数のプランを号機毎に示している。このうち，１号機の使用済燃料プールからの燃料取り出しは，2017年度前半～同後半の開始を目標としている。

さらに，「特定原子力施設に係る実施計画作成に対する基本方針」において，至近の課題解決として「使用済燃料の使用済燃料プールからの早期取り出し」を最優先事項のひとつに位置づけている。

## 3.　使用済燃料プールからの燃料取り出しの作業ステップ

現在検討中の使用済燃料プールからの燃料取り出しの作業ステップは以下の通りである。

① 原子炉建屋カバー(以下　建屋カバー)の排気設備停止・撤去
② 既存の放射性物質濃度測定器の移設
③ 建屋カバー解体
④ オペレーティングフロア上のガレキ撤去・除染・遮へい
⑤ 燃料取扱設備等の設置，建屋カバー改造・復旧※
⑥ 燃料取り出し開始

また，先行号機の工事実績を踏まえ，建屋カバーの排気設備停止からプール燃料取り出し開始までには４年程度を要すると想定している。建屋カバー解体工程表については表１に示す。

※　燃料取り出し計画は，複数のプラン(建屋カバー改造・復旧，上部コンテナ，燃料取り出し用カバー)の中から，2014年度上半期に決定する。

4.　建屋カバー解体に伴う影響評価

建屋カバーは2011年10月に原子炉建屋上部からの放射性物質の飛散抑制を目的に設置した。その後，原子炉の安定冷却の継続により放射性物質の発生量は減少している。

燃料取り出しに向け建屋カバーを解体した場合，放射性物質を含む水蒸気の蒸散やガレキ・粉塵の飛散が懸念されるため，放射性物質の放出量について評価を行った結果，敷地境界における被ばく評価への影響は少ないと評価している。（詳細は，別添１参照。）

なお，建屋カバーを覆う大規模構造物を構築した後，その中で建屋カバーの解体とオペレーティングフロア上のガレキ撤去を進める方法も考えられるが，この方法の場合には，建屋カバーの解体により放射性物質の放出量が増加する可能性は低いものの，以下の課題がある。

① 大規模構造物の設置により燃料取り出し開始時期が，燃料取り出し開始目標よりも５年以上の後ろ倒しとなる。
② 使用済燃料プールへのガレキ落下リスクが長期化する。
③ 建屋カバーを覆う大規模構造物の高さが90m程度となるため，耐震性の確保や高線量下での作業などの技術面，施工面での課題がある。

以上より，敷地境界・敷地外に与える影響が少ないこと，燃料取り出しに早期に着手できること，速やかな燃料の取り出し完了につながることから，建屋カバーを解体し，オペレーティングフロア上のガレキ撤去を進めることとする。また，建屋カバーの解体に伴う放出量を抑制するため，開口部の閉鎖など十分な放出抑制対策を実施する。

5.　建屋カバー排気設備停止に伴う滞留水素の評価

建屋カバー排気設備停止から建屋カバー解体までの間は，排気機能がなく，建屋カバー内に水素が滞留する可能性があると考えられるため水素の影響について評価した。

「第Ⅱ編 2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備」において，第１号機原子炉格納容器内での水素発生量が評価されている。保守的に原子炉格納容器内で発生した水素の全量が建屋カバー内に放出されたものとして評価した結果，建屋カバー内の水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの期間は約２年と評価される。建屋カバー解体着手は，建屋カバー排気設備停止の約3～5ヶ月後と想定しているため，水素濃度が可燃限界濃度に達することをないと評価される。このため，この期間中の水素濃度測定は必要ないと考える。なお，建屋カバー運用開始以降，排気設備に設置されている水素濃度計にて水素は検出されていない。

水素の影響についての評価を以下の条件で評価した。

水素発生量：0.1(m$^3$/h)

建屋カバー内容積：約 45,000(m$^3$)

可燃限界濃度 4%となるために必要な水素量

約 45,000×0.04＝約 1,800(m$^3$)

水素が約 1,800m$^3$ 発生する時間

約 1,800/0.1/24＝約 750(日)　⇒　約 2 年

6. 建屋カバーの排気設備停止以降の放射性物質濃度の監視

6.1 設備構成

排気設備停止以降においてもオペレーティングフロア付近の放射性物質濃度を測定・監視するため，既存の放射性物質濃度測定器を移設する。排気設備停止から建屋カバー解体までの監視設備構成を図 1 に，建屋カバー解体以降の監視設備構成を図 2 に，設備仕様を表 2 に示す。

6.2 運転管理および保守管理

(1)運転管理

放射性物質濃度測定器は，現場制御盤及び免震重要棟に表示され，異常を検知した場合には警報を発するシステムとなっている。

(2)保守管理

放射性物質濃度測定器については安全上重要な設備ではなく，運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から，異常の兆候が確認された場合に対応する。

7.放射性固体廃棄物等の管理

撤去したオペレーティングフロア上のガレキは，先行号機と同様に一時保管エリアにて保管する。(「第Ⅲ編 3 補足事項 2.1.1 放射性固体廃棄物等の管理」参照)

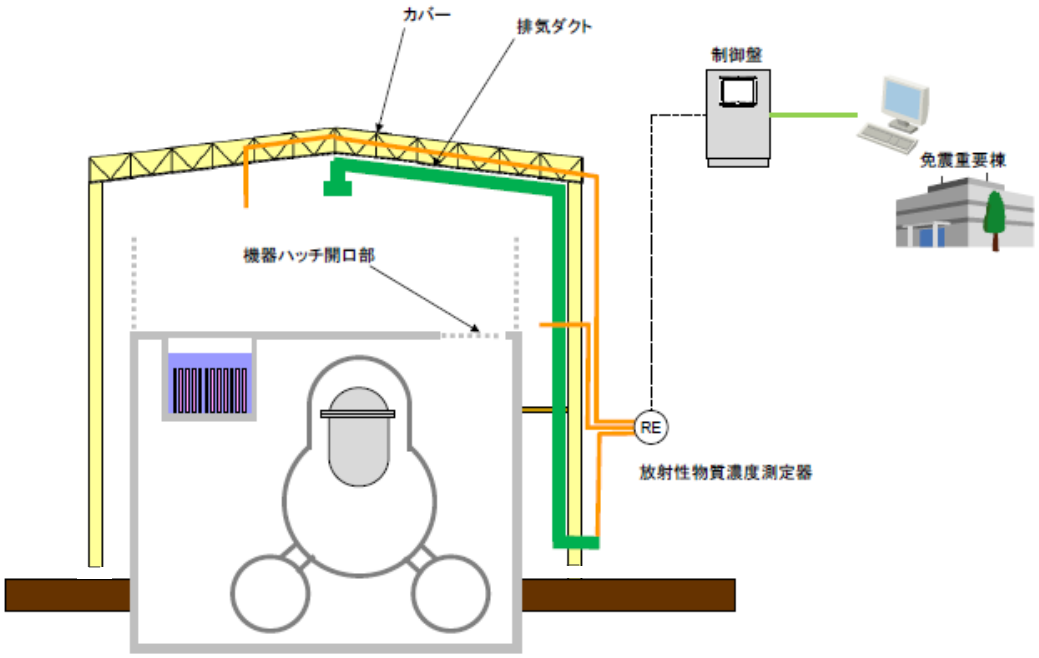



図１　排気設備停止から建屋カバー解体までの監視設備概略構成図

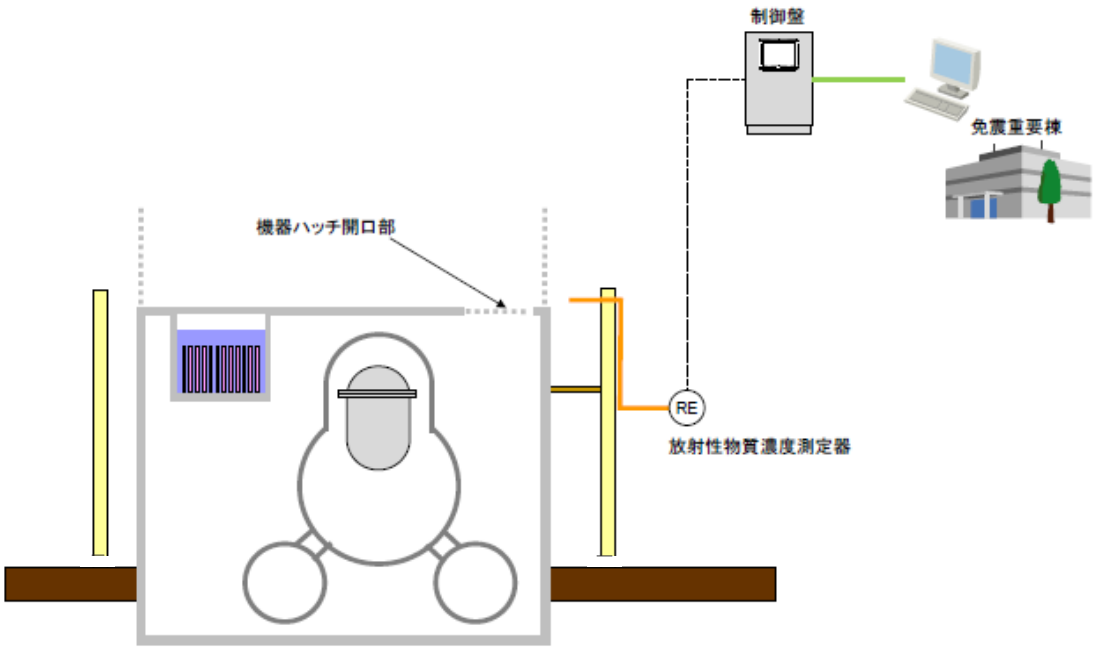



図２　建屋カバー解体以降の監視設備概略構成図

表１　建屋カバー解体工程表

| | 2013 年度 | | | | 2014 年度 | 2015 年度 | 2016 年度 | 2017 年度 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | １Ｑ | ２Ｑ | ３Ｑ | ４Ｑ | | | | |
| 排気設備<br>停止・撤去 | | | | | | | | |
| 既存の放射性物質濃度測定器の移設 | | | ※ | | | | | |
| 建屋周辺<br>整備等 | | | | | | | | |
| 建屋カバーの<br>解体 | | | | | | | | |
| 燃料取り出し計画は検討中のため，以下　参考工程 | | | | | | | | |
| ガレキ<br>撤去等 | | | | | | | | |
| カバー改造・<br>復旧等 | | | | | | | | |

※ 既存の放射性濃度測定器の移設期間は，オペレーティングフロア上部の放射性物質濃度の連続監視はできないが，定期的及び必要な都度ダストサンプラで採集し，放射性物質濃度を測定・評価する。

表２　設備仕様

| 設　備　名 | 仕　　様 |
|---|---|
| 放射性物質濃度測定器 | 検出器種類：シンチレーション検出器<br>計測範囲　：$10^{0}$～$10^{4}s^{-1}$<br>台数　　：１台 |

8. 別添

別添－1　第１号機原子炉建屋カバー解体後の放射性物質の放出量評価

# 第１号機原子炉建屋カバー解体後の放射性物質の放出量評価

## 1. 放出量評価方法の考え方

建屋カバー解体後は，燃料取り出し用カバー設置に向け工事中の第３号機と同様の放出箇所となることから，原子炉直上部・機器ハッチ開口部・原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において放出量評価を行った。

本評価は，建屋カバーが掛かっていない状態での評価となるため，保守的に建屋カバー設置直前の平成 23 月 10 月時点での放出量評価に使用したダスト濃度を評価に適用した。

## 2. 放出量評価

原子炉直上部･機器ハッチ開口部･原子炉格納容器ガス管理設備の各放出箇所において，下記の通りの評価を行った。

① 原子炉直上部

原子炉直上部からの放出量

＝原子炉直上部のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）× 流量

$＝9.9\times10^{-4}$ Bq/cm$^3$ × $3.6\times10^{2}$ m$^3$/h × $10^{6}$ cm$^3$ /m$^3$

＝約 $3.6\times10^{5}$ Bq/h ＝約 $3.6\times10^{-3}$ 億 Bq/h

※計算に引用した数値

・原子炉直上部のダスト濃度

評価には，原子炉直上部のダスト濃度が必要であるが，現状，建屋カバーが設置されており，測定が不可能である。

このため，建屋カバーが設置される直前の平成 23 年 10 月時点の原子炉建屋上部の放出量評価に使用したダスト濃度（$9.9\times10^{-4}$ Bq/cm$^3$）を適用した。

・流量

建屋カバー解体を予定している平成 26 年 1 月における第１号機の蒸気発生量 $3.6\times10^{2}$ m$^3$/h（平成 26 年 1 月 1 日現在）を流量として適用した。

② 機器ハッチ開口部

機器ハッチに関しては，外部の風によって流量の変動幅が大きいため，変動幅を考慮して評価を行った。

機器ハッチ開口部からの放出量（最大）

＝機器ハッチ開口部のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）× 流量
＝$2.6\times10^{-4}$ Bq/cm$^3$ × $5.2\times10^{3}$ m$^3$/h × $10^{6}$ cm$^3$ /m$^3$
＝約 $1.4\times10^{6}$ Bq/h ＝約 $1.4\times10^{-2}$ 億 Bq/h

機器ハッチ開口部からの放出量（最小）
＝機器ハッチ開口部のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）× 流量
＝$2.6\times10^{-4}$ Bq/cm$^3$ × $1.0\times10^{3}$ m$^3$/h × $10^{6}$ cm$^3$ /m$^3$
＝約 $2.6\times10^{5}$ Bq/h ＝約 $2.6\times10^{-3}$ 億 Bq/h

※計算に引用した数値

・機器ハッチ開口部のダスト濃度

現状，建屋カバー排気設備にて，機器ハッチ開口部付近のダスト濃度測定を行っている。しかし，建屋カバー解体後は排気設備による風の流れが無くなるため，現状より濃い濃度となる可能性が否定できないことから，建屋カバーが設置される直前の平成 23 年 10 月時点の機器ハッチ上部の放出量評価に使用したダスト濃度（$2.6\times10^{-4}$ Bq/cm$^3$）を適用した。

・流量

外部の風による運動エネルギーにより建物風上側と風下側に圧力差が発生し，圧力差により建屋開口部から空気の流出入が発生する。この圧力差による建屋開口部からの流出入量をベルヌーイの定理を用いて流量を評価した。各前提については，以下の通り。

機器ハッチの開口部の前提

機器ハッチの開口部面積を 90%※，二重扉を 80%※縮小した場合を想定。

※開口部を貫通している配管，ケーブル等による閉止不可範囲（想定）を除いた面積

風速

昭和 54 年 4 月から昭和 55 年 3 月までの 1 年間における福島第一原子力発電所の露場の平均風速（3.1m/s）を適用した。（原子炉設置変更許可申請書添付書類 6）

上記の風速を入力条件として 16 方位毎に機器ハッチ開口部からの流量を評価し，最大と最小の流量をそれぞれ以下の通り評価した。

最大の場合の流量は，約 5200m$^3$/h。

最小の場合の流量は，約 1000$m^3$/h。

③　原子炉格納容器ガス管理設備

原子炉格納容器ガス管理設備からの放出量

＝原子炉格納容器ガス管理設備出口のダスト濃度（Cs-134+Cs-137）× 流量

＝$6.2\times10^{-6}$ Bq/$cm^3$　×　$2.8\times10^{1}$ $m^3$/h　×　$10^{6}$ $cm^3$ /$m^3$

＝約 $1.7\times10^{2}$ Bq/h　＝約 $1.7\times10^{-6}$ 億 Bq/h

※計算に引用した数値

原子炉格納容器ガス管理設備出口のダスト濃度・流量については，平成 24 年度の平均値を適用した。

上記 3 箇所の放出箇所からの放出量の評価を受けて，建屋カバー解体後の 1 号機からの放出量合計値は以下の通り。

建屋カバー解体後の放出量評価（最大）

=約 $3.6\times10^{-3}$ 億 Bq/h　＋　約 $1.4\times10^{-2}$ 億 Bq/h　＋　約 $1.7\times10^{-6}$ 億 Bq/h

=約 0.017 億 Bq/h　=約 0.02 億 Bq/h

建屋カバー解体後の放出量評価（最小）

=約 $3.6\times10^{-3}$ 億 Bq/h　＋　約 $2.6\times10^{-3}$ 億 Bq/h　＋　約 $1.7\times10^{-6}$ 億 Bq/h

=約 0.0062 億 Bq/h　=約 0.01 億 Bq/h

よって，建屋カバー解体後の放出量評価は，約 0.01～0.02 億 Bq/h

なお，建屋カバーが設置されている状態の 1 号機の平成 24 年度平均の放出量は，約 0.0024 億 Bq/h である。このため，約 3～7 倍程度放出量が増えることとなる。

3. 被ばく評価

以下の計算条件で，建屋カバーが解体された場合の放出量による被ばく評価を行った。

①気象条件

被ばく評価に用いる気象条件は，昭和 54 年 4 月から昭和 55 年 3 月までの 1 年間における風向，風速，日射量，放射収支量の観測データを統計処理して用い，統計処理は「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて行った。

②実効線量の計算方法

放射性セシウムによる実効線量の計算は,「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価」を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量は，原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし，外部被ばくについては放射性雲からのγ線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からのγ線による実効線量を考慮する。

具体的な計算方法等については，Ⅲ第 3 編（保安に係る補足事項）2.2 線量評価に準じる。

③計算地点

計算地点は，１．２号機共用排気筒を中心として 16 方位に分割した陸側 9 方位の敷地境界外について行う。

上記の評価方法で，評価した結果は，以下の通り。

敷地境界における被ばく量は年間約 0.002～0.004mSv

4. 評価

第1号機建屋カバー解体後の放出量評価は，約 0.01～0.02 億 Bq/h であり，建屋カバーが設置されている状態（平成 24 年度平均の放出量）と比較すると約 3～7 倍程度放出量が増えることとなる。これによる敷地境界における被ばく量は，年間約 0.002～0.004mSv となる。

建屋カバー解体前の第1～3号機における気体廃棄物の推定放出量は，平成 24 年度平均で合計約 0.1 億 Bq/h である。敷地境界における被ばく線量は，最大で年間約 0.03mSv と評価している。

建屋カバー解体前の第1～3号機における気体廃棄物の推定放出量と第1号機建屋カバー解体後の第1～3号機における推定放出量を比較すると，同等であることを確認した。（下表参照）

| 放出量<br>［単位：億 Bq/h］ | 第1号機カバー解体前 | 第1号機カバー解体後<br>（評価値） |
|---|---|---|
| 第1号機 | 約 0.0024※1 | 約 0.01～0.02<br>（0.0062～0.017）※2 |
| 第2号機 | 約 0.022※1 | |
| 第3号機 | 約 0.010※1 | |
| 合計 | 約 0.1<br>（0.034）※1 | 約 0.1<br>（0.038～0.049）※2 |
| 敷地境界線量<br>［単位：mSv/y］ | 約 0.03 | 約 0.03 |

※1 第1・2・3号機の放出量については，平成 24 年度の平均値を用いている。

※2 評価値

## 2.12　使用済燃料共用プール設備

### 2.12.1　基本設計

#### 2.12.1.1　設置の目的

使用済燃料共用プール設備は，燃料の適切な貯蔵を目的として運用補助共用施設内に設け，燃料貯蔵設備と燃料取扱設備等で構成する。

燃料貯蔵設備は，使用済燃料共用プール（以下，「共用プール」という。），共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系，共用プール補給水系等で構成する。

共用プール冷却浄化系は，ポンプ，熱交換器，ろ過脱塩装置，補助機器等で構成する。

燃料取扱設備は，燃料取扱装置及び共用プールで取り扱う構内用輸送容器，使用済燃料乾式貯蔵容器（以下，「乾式貯蔵キャスク」という。）及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器（以下，「輸送貯蔵兼用キャスク」という。）で構成する。なお，これら容器については，「Ⅱ.2.11」，「Ⅱ.2.13」及び「Ⅱ.2.31」に記載する。

その他設備として天井クレーン，使用済燃料輸送容器除染設備等がある。

また，共用プールに，1～4 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料，5,6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料を除く炉内燃料（合計 5,936 体※）の受け入れを計画している。震災時に何らかの損傷を受けている燃料が含まれている可能性があるため，そのような燃料を受け入れても未臨界等の安全機能が維持できる設備の設置を予定している（詳細は今後報告する予定）。

なお，5,6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料を除く炉内燃料の共用プールへの受け入れ計画を踏まえて，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備（「Ⅱ.2.13」に記載）の増設を計画している。

※　設置許可対象外の使用済燃料（7×7 燃料）が含まれているため，受け入れ前に未臨界評価結果を報告する予定

#### 2.12.1.2　要求される機能

原則，「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」指針 49 から 51 に適合すること。

#### 2.12.1.3　設計方針

(1) 未臨界性

共用プールは，容量いっぱいに燃料集合体を収容した場合でも，通常時はもちろん，予想される外的条件が加わっても未臨界性を確保できる設計とする。

(2) 冷却及び浄化能力

共用プール冷却浄化系は，共用プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去でき，かつ共用プール水の不純物を除去できる能力を持つ設計とする。

使用済燃料の崩壊熱は，共用プール冷却浄化系の熱交換器によって，共用プール補機冷却系へ伝えられ，同系の空気冷却器によって大気に伝えられる設計とする。

(3) 非常用補給能力

津波等により外部電源が喪失した場合にも，共用プール補給水系を用いて共用プール水の補給ができる設計とする。

(4) 貯蔵容量

炉心全装荷量（1～6 号機炉心全装荷量の合計）の約 200%貯蔵できる容量を超えない容量とする。

(5) 遮へい

共用プール及びキャスク・ピット内の壁面及び底部はコンクリート壁による遮へいを施すとともに，使用済燃料の上部には十分な水深を保つことにより，遮へい効果を有する設計とする。

燃料取扱装置は，構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスクまたは輸送貯蔵兼用キャスクと共用プール間の使用済燃料の移送操作及び収容操作が，使用済燃料の遮へい及び熱除去を考慮して，水面下で行うことができる設計とする。

(6) 漏えい防止及び漏えい検知

共用プール水の漏えいを防止するため，共用プール及びキャスク・ピットには排水口を設けない設計としている。また，共用プールに接続された配管が破損しても，共用プール水が流出しない設計としている。

また，万一の共用プール・ライニングの想定される破損による漏えいを検知するため漏えい水検出計及び水位警報装置を設ける。

(7) 構造強度

燃料取扱装置及び貯蔵設備は，地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得るように設計する。

また，共用プールのライニングは，万一の燃料集合体の落下時にも共用プールの機能を失うような損傷を生じない設計とする。

(8) 落下防止

使用済燃料貯蔵ラック上には，重量物を吊った天井クレーンは通過させないようにし，重量物の貯蔵燃料への落下を防止できる設計とする。

燃料取扱装置の燃料つかみ機は，二重のワイヤや種々のインター・ロックを設け，また天井クレーンの主要要素は種々の二重化を施すことにより移送中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

(9) 除染

構内用輸送容器等の除染ができるようにする。

(10) 被ばく低減

燃料取扱装置及び燃料貯蔵設備は，放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成できる限り低くするため，運用補助共用施設の建屋内に設置し，換気空調設備を有する設計とする。

(11)　燃料取扱場所のモニタリング

燃料取扱場所は，崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルを検出できるとともに，これを適切に放射線業務従事者に伝える設計とする。

(12)　格納及び空気浄化

貯蔵設備は運用補助共用施設の建屋内に設置し，換気空調設備を有する設計とする。

(13)　試験可能性

燃料取扱装置及び燃料貯蔵設備のうち安全機能を有する構築物，系統及び機器は，定期的に試験及び検査ができる設計とする。

(14)　火災防護

共用プール施設は，火災により共用プール施設の安全性が損なわれないようにする。

2.12.1.4　供用期間中に確認する項目

(1)　共用プール水温が 65℃以下であること。

(2)　共用プールへ冷却水を補給できること。

(3)　共用プールがオーバーフロー水位付近にあること。

2.12.1.5　主要な機器

運用補助共用施設平面図を図２．１２－１～５に，共用プール概要図を図２．１２－６に示す。

(1)　共用プール

a. 共用プールは，鉄筋コンクリート造の設備で運用補助共用施設内にあり，1～6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールまたは炉内で 19 ヶ月以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料，炉内燃料（8×8 燃料，新型 8×8 燃料，新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度 8×8 燃料及び 9×9 燃料）及び新燃料（9×9 燃料※）を貯蔵し，貯蔵容量は炉心全装荷量（1～6 号機炉心全装荷量の合計）の約 200%である。なお，乾式貯蔵キャスク仕立て時に発生するチャンネルボックス等も共用プールに貯蔵する。

※　使用済 9×9 燃料を共用プール内の燃料貯蔵ラックに貯蔵した場合の未臨界性は既存の設置許可において確認されている。使用済 9×9 燃料の未臨界評価においては，燃料未照射状態から燃料寿命末期において最も反応度が高い状態を包絡するような評価を行っていることから，新燃料を燃料貯蔵ラックに貯蔵した場合でも臨界にはならない。

b. 使用済燃料貯蔵ラックは，ステンレス鋼を使用するとともに，適切な燃料間距離を保持することにより，容量いっぱいに燃料を収容し，共用プール水温及びラック内燃料貯蔵位置等について想定される厳しい状態を仮定しても実効増倍率が 0.95 以下となる設計としている。

c. 共用プール，キャスク・ピット壁の厚さ及び水深は遮へいを考慮して十分確保し，内面はステンレス鋼でライニングするとともに排水口を設けないことにより漏えいを防

止している。また，万一の共用プール・ライニング及びキャスク・ピット・ライニングの想定される破損による漏えいを検知するため，漏えい水検出計及び水位警報装置を設ける。

d. 燃料取扱場所においてガンマ線レベルを連続的に監視し，線量率が設定値を超えた場合には燃料取扱場所に警報を発するエリア放射線モニタを設ける。

e. キャスク・ピットは，共用プールの横に別個に設け，万一のキャスクの落下事故の場合にも，共用プールの機能を喪失しない設計としている。また，万一の燃料集合体の落下時にも共用プールのライニングは機能を喪失しない設計としている。

(2)　共用プール冷却浄化系

共用プール冷却浄化系は，使用済燃料からの崩壊熱を共用プール補機冷却系により熱交換器で除去して共用プール水を冷却するとともに，ろ過脱塩装置で共用プール水をろ過脱塩して，共用プール及びキャスク・ピット水の純度及び透明度を維持する。

共用プール冷却浄化系は，1～6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールまたは炉内に 19 ヶ月以上冷却された使用済燃料及び炉内燃料を年間 900 体ずつ貯蔵容量いっぱいまで受入れた場合の使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負荷を，この系の熱交換器で除去し，1 系列で共用プール水温がコンクリートの制限温度 65℃を超えない，また 2 系列で共用プール水温が現場作業環境を考慮した温度 52℃を超えない設計としている。

共用プールからスキマせきを越えてスキマ･サージ･タンクに流出する共用プール水は，ポンプで昇圧し，ろ過脱塩装置，熱交換器を通した後，共用プールのディフューザから吐出する設計としている。

共用プールに入る配管には逆止弁を設け，サイフォン効果により共用プール水が流出しない設計としている。

共用プール冷却浄化系は，スキマせきを越えてスキマ・サージ・タンクに流出する水をポンプで循環させるので，この系の破損時にも燃料プール水位はスキマせきより低下することはない。

なお，ろ過脱塩装置より発生する使用済イオン交換樹脂は，運用補助共用施設内の本設の沈降分離タンク（共用プールの設備寿命を 40 年として，発生する使用済イオン交換樹脂を収容できる容量として設計されている）で保管する。

また，本系統の電源は，外部電源喪失時に非常用所内電源からの受電が可能となっている。

(3)　共用プール補機冷却系

共用プール補機冷却系は，共用プールで発生する崩壊熱等を共用プール冷却浄化系の熱交換器等によって冷却除去するとともに，この系の空気冷却器によって大気へ伝える。

また，本系統の電源は，外部電源喪失時に非常用所内電源からの受電が可能となってい

る。

(4)　共用プール補給水系

共用プール補給水系は，通常時及び異常時に共用プール補給水貯蔵槽から共用プール補給水ポンプで昇圧し，共用プール水を補給する。

外部電源が喪失した場合にも，共用プール補給水系を用いて，共用プールへ水の補給ができる。また，長期停止した場合も消防車により共用プールへ水の補給が可能である。

なお，消防車については，ろ過水タンク等（ろ過水タンク： OP.41,000，純水タンク:OP.10,000）の真水を水源とする。

(5)　燃料取扱装置

燃料取扱装置は，共用プール及びキャスク・ピットの上に設けるレール上を水平に移動するブリッジと，その上を移動するトロリで構成する。

また，燃料つかみ機は，二重のワイヤや種々のインター・ロックを設ける。燃料取扱作業による放射線業務従事者の被ばくを低減するため，燃料取扱装置は，遠隔自動で運転できるようにしている。

(6)　天井クレーン

天井クレーンは，構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスクまたは輸送貯蔵兼用キャスクの運搬等に使用する。

また，天井クレーンの主要要素は，種々の二重化（主巻装置のワイヤーロープ，ドラム等）を施しており，使用済燃料貯蔵ラック上には，重量物を通過させないように，天井クレーンにインター・ロックが設けられている。

(7)　使用済燃料輸送容器除染設備

使用済燃料輸送容器除染設備は，構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスクまたは輸送貯蔵兼用キャスクの除染を行うため，共用プールに隣接して設けている。

(8)　燃料貯蔵区域換気空調系

燃料貯蔵区域換気空調系は，送・排風機，フィルタ等で構成する。共用プールの管理区域に供給された空気は，フィルタを通した後，排風機により排気口から大気に放出する。

(9)　使用済燃料輸送容器保管エリア

使用済燃料装填前あるいは装填後の構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスク及び輸送貯蔵兼用キャスクを必要に応じて一時保管するため，運用補助共用施設内に使用済燃料輸送容器保管エリアを設けている。

(10)　電源

使用済燃料共用プール設備の電源は所内高圧母線から受電できる構成とする。また，外部電源喪失の場合でも，非常用所内電源からの供給が可能な構成とする。

なお，全交流電源喪失の場合でも電源車（「Ⅱ.2.7」に記載）により，使用済燃料共用プール注水機能を維持する機器に対して電源を供給できる構成とする。

2.12.1.6　自然災害対策等

(1) 津波

東北地方太平洋沖地震では，共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系及び共用プール補給水系について，地下階に設置されていた電源設備以外のポンプ等の設備は床面より高い位置に設置されていたことにより被害は生じなかったが，同様に地下階に設置されていた電源盤等が浸水による被害を生じたため冷却機能を喪失した。

このため，余震により想定される津波対策としての仮設防潮堤の設置に加え，建屋の防水性向上対策等を行う。

現在は共用プール設備と同じく運用補助共用施設内に設置されている先行復旧予定の非常用ディーゼル発電機（4B）の復旧に合わせ，先ずは地下階の防水性向上対策としてトレンチ開口部の閉塞を実施し，地下階の電源盤等の浸水による電源喪失リスクを低減させることで，冷却機能喪失リスクを低減している。また，建屋の浸水を抑えるために床・壁等の開口部の防水性向上対策を実施する。

(2) 火災

復旧した火災報知設備及び消火設備により，火災の早期検知，消火活動の円滑化を図る。

(3) 台風・竜巻

使用済燃料共用プール設備は，屋内に設置してあるため，台風・竜巻の影響を受けない。

(4) 環境条件

使用済燃料共用プール設備は基本的に東北地方太平洋沖地震において被災した設備を復旧する計画としている。復旧後は以下の保守管理を実施し，設備の維持を図る。

・燃料取扱装置，天井クレーンについては使用前の点検及び定期的な点検を実施する。
・共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系，共用プール補給水系，建屋躯体等については，当面は，定期的な巡視点検において状態を監視し，異常の兆候が確認された場合に対応を行うこととしている。

2.12.1.7　構造強度及び耐震性

使用済燃料共用プール設備の構造強度及び耐震性は以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可）
工事計画届出書（総文発官 5 第 1218 号　平成 6 年 4 月 13 日届出）

運用補助共用施設共用プール棟の耐震壁および使用済燃料共用プール躯体について，基準地震動 Ss による耐震安全性評価を実施し，問題のないことを確認している。

2.12.1.8　機器の故障への対応

(1) 共用プール冷却浄化系の機器の単一故障

a. 共用プール冷却浄化系又は共用プール補機冷却系ポンプ故障

共用プール冷却浄化系又は共用プール補機冷却系ポンプが故障した場合は，現場に移動し，待機ポンプの起動を行い，使用済燃料共用プールの循環冷却を再開する。

b. 電源喪失

共用プール冷却浄化系の電源が外部電源喪失や所内電源喪失により喪失した場合，電源の復旧に長時間を要しない場合は，電源の復旧により使用済燃料共用プールの循環冷却を再開する。

共用プール冷却浄化系ポンプ及び共用プール補給水ポンプの電源の復旧に長時間を要する場合は，予め免震重要棟付近（OP.36,900）に待機している電源車を用いて共用プール補給水系の電源を復旧し，使用済燃料共用プールへの注水を行うと共に，必要に応じて予め免震重要棟西側(OP.36,900)に待機している消防車の配備を行い，直接プールに注水を行うことにより，プール水位の異常な低下を防止する。

(2) 共用プール冷却浄化系の複数の系統・機器の同時機能喪失

地震，津波等により，万が一，共用プール冷却機能の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には，現場状況に応じて，予め免震重要棟西側(OP.36,900)に待機している消防車の配備を行い，プール水位の異常な低下を防止する。共用プール冷却機能が停止してから，燃料の露出を確実に防止でき且つ水遮へいが有効とされる使用済燃料の有効燃料頂部の上部 2m に至るまでは最短でも約 20 日であることから，使用済燃料プールの冷却を確保することは可能である。

(3) 冷却機能喪失事象に対する評価

共用プール冷却機能の喪失評価を添付資料―６に示す。

(4) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下評価を添付資料―７に示す。

2.12.2　基本仕様

2.12.2.1　要求仕様

以下に要求仕様を示す。なお，福島第一原子力発電所　原子炉設置許可申請書に機器仕様を記載されているものは機器名称に※を記載する。

(1) 使用済燃料共用プール

容　　量　　6840 体

（使用済燃料共用プールについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

(2) 使用済燃料貯蔵ラック

容　　量　　90 体

個　　数　　76

（使用済燃料貯蔵ラックについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

(3) 共用プール冷却浄化系

a. ポンプ※

台　　数　　3（うち 1 台は予備）

容　　量　　約 500$m^3$/h/台

（ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

b. 熱交換器※

基　　数　　2

交換熱量　　約 3.3MW/基（約 $2.8\times10^6$kcal/h/基）

（熱交換器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

c. ろ過脱塩装置※

形　　式　　圧力プリコート形

基　　数　　2

容　　量　　約 200$m^3$/h/基

（ろ過脱塩装置については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

表２．１２－１　共用プール冷却浄化系　主要配管仕様

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| スキマ・サージ・タンクから共用プール冷却浄化系ポンプまで | 外径／厚さ（mm）<br>材質<br>最高使用圧力（kg/cm$^2$）<br>最高使用温度（℃） | 267.4／9.3<br>SUS304TP／STS42<br>静水頭／14.0<br>66 |
| 共用プール冷却浄化系ポンプから共用プール冷却浄化系熱交換器まで | 外径／厚さ（mm）<br><br><br>材質<br>最高使用圧力（kg/cm$^2$）<br>最高使用温度（℃） | 165.2／7.1<br>216.3／8.2<br>267.4／9.3<br>SUS304 TP／STS42<br>14.0<br>66 |
| 共用プール冷却浄化系熱交換器から使用済燃料共用プールへ | 外径／厚さ（mm）<br>材質<br>最高使用圧力（kg/cm$^2$）<br>最高使用温度（℃） | 267.4／9.3<br>SUS304 TP<br>14.0<br>66 |
| ポンプ出口配管から共用プール冷却浄化系ろ過脱塩器まで | 外径／厚さ（mm）<br>材質<br>最高使用圧力（kg/cm$^2$）<br>最高使用温度（℃） | 165.2／7.1<br>SUS304TP／STS42／STPT38<br>14.0<br>66 |
| 共用プール冷却浄化系ろ過脱塩器からポンプ出口配管まで | 外径／厚さ（mm）<br><br>材質<br>最高使用圧力（kg/cm$^2$）<br>最高使用温度（℃） | 139.8／6.6<br>165.2／7.1<br>SUS304TP<br>14.0<br>66 |

（主要配管については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

(4) 共用プール補給水系

a. 共用プール補給水貯蔵槽※

基　　数　　1

容　　量　　約430m$^3$

主要部材質　　ステンレス鋼ライニング

b. ポンプ※

台　　数　　2

容　　量　　約30m$^3$/h/台

(5) 共用プール補機冷却系

a. ポンプ※

台　　数　　3（うち1台は予備）

容　　量　　約650m$^3$/h/台

（ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

b. 空気冷却器※

基　　数　　2

交換熱量　　約3.3MW/基（約2.9×10$^6$kcal/h/基）

（空気冷却器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

表２．１２－２　共用プール補機冷却系　主要配管仕様

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 共用プール補機冷却ポンプから共用プール冷却浄化系熱交換器まで | 外径／厚さ（mm） | 216.3／8.2<br>267.4／9.3<br>318.5／10.3 |
| | 材質 | STS42 |
| | 最高使用圧力（kg/cm$^2$） | 12.0 |
| | 最高使用温度（℃） | 70 |
| 共用プール冷却浄化系熱交換器から共用プール補機冷却系空気冷却器まで | 外径／厚さ（mm） | 114.3／6.0<br>165.2／7.1<br>267.4／9.3<br>318.5／10.3 |
| | 材質 | STS42 |
| | 最高使用圧力（kg/cm$^2$） | 12.0 |
| | 最高使用温度（℃） | 70 |
| 共用プール補機冷却系空気冷却器から共用プール補機冷却系ポンプまで | 外径／厚さ（mm） | 114.3／6.0<br>165.2／7.1<br>318.5／10.3 |
| | 材質 | STS42 |
| | 最高使用圧力（kg/cm$^2$） | 12.0 |
| | 最高使用温度（℃） | 70 |

（主要配管については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

(6) 燃料取扱装置

型　式　　燃料把握機付移床式

基　数　　1

定格荷重　　燃料把握機　460kg　補助ホイスト　460kg

（燃料取扱装置については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書（総文発官5第1218号　平成6年4月13日届出））

(7) 天井クレーン

a. 共用プールエリア天井クレーン

型　式　　天井走行式

基　数　　1

定格荷重　　主巻　125t　補巻　5t

（共用プールエリア天井クレーンについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書（総文発官5第1218号　平成6年4月13日届出））

b. キャスク搬出入エリア天井クレーン

型　式　　天井走行式

基　数　　1

定格荷重　　主巻　140t　補巻　5t

（キャスク搬出入エリア天井クレーンについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書（総文発官5第1218号　平成6年4月13日届出））

(8) 燃料貯蔵区域換気空調系

a. 共用プールエリア送風機

台　数　　2（うち1台は予備）

容　量　　約93,000$m^3$/h/台

形　式　　遠心式

静　圧　　180mmAq

（共用プールエリア送風機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

b. 共用プールエリア排風機

台　　数　　2（うち 1 台は予備）
容　　量　　約 93,000$m^3$/h/台
形　　式　　遠心式
静　　圧　　250mmAq

（共用プールエリア排風機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

(9) 温度計

形　　式　　熱電対
計測範囲　　0～100℃
個　　数　　1

(10) エリア放射線モニタ

| 検出器の種類 | 計測範囲 | 取付箇所 |
|---|---|---|
| 半導体式 | $10^{-4}$～1mSv/h | ・3F　1 チャンネル<br>・2F　1 チャンネル<br>・1F　3 チャンネル<br>・B1F　1 チャンネル<br>（合計 6 チャンネル） |
| | 1～$10^{4}$mSv/h | ・3F　1 チャンネル<br>（合計 1 チャンネル） |

（エリア放射線モニタについては，以下の工事計画届出書により確認している。
工事計画届出書（総文発官 5 第 1218 号　平成 6 年 4 月 13 日届出））

(11) 使用済燃料輸送容器保管エリア

保管容量（構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスク，輸送貯蔵兼用キャスクの合計）
10 基

(12) 消防車

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1※ |
| 規格放水圧力 | 0.7MPa 以上 |
| 放水性能 | 60m$^3$/h 以上 |
| 高圧放水圧力 | 1.0MPa 以上 |
| 放水性能 | 36m$^3$/h 以上 |
| 燃料タンク容量，消費量 | 約 63 l （参考値），約 37 l /h （参考値） |

※使用済燃料プール設備と共用

(13) ろ過水タンク等

a. ろ過水タンク

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 |
| 容　　量 | 約 8,000m$^3$/基 |

b. 純水タンク

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 2 |
| 容　　量 | 約 2,000m$^3$/基 |

2.12.3　添付資料

添付資料―１　系統概略図

添付資料―２　現在の設備状況

添付資料―３　有効燃料頂部+2m での線量率評価

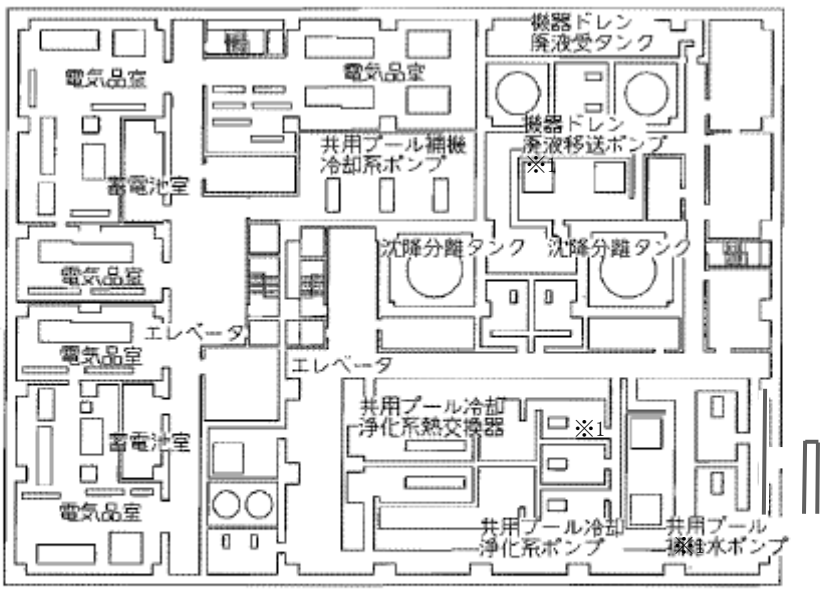
添付資料―４　「共用プール冷却浄化系及び共用プール補機冷却系」1 系列運転時の共用プール水温度評価

添付資料―５　運用補助共用施設共用プール棟の耐震安全評価について

添付資料―６　共用プール冷却機能の喪失評価

添付資料―７　燃料集合体の落下評価

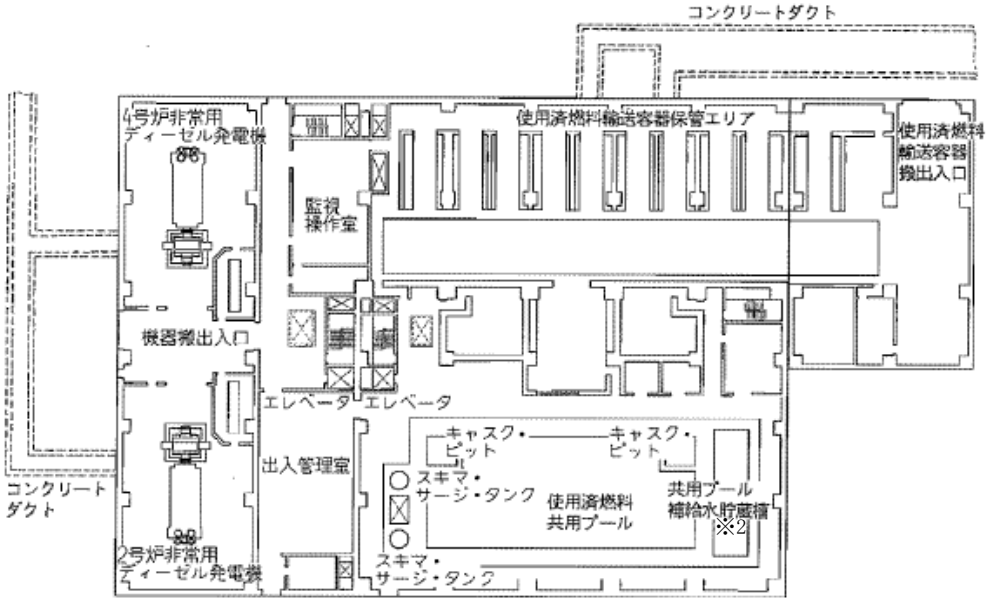
添付資料―８　使用済燃料共用プール設備の耐震安全性について




※1：共用プール冷却浄化系ポンプ，共用プール補機冷却系ポンプ，共用プール補給水ポンプ，共用プール冷却浄化系熱交換器は，床面から高い位置に設置。

O.P.+2700mm

図２．１２－１　運用補助共用施設平面図（その 1）




※2：共用プール補給水貯蔵槽は，共用プール同様，鉄筋コンクリート造の設備。

O.P.+10200mm

図２．１２－２　運用補助共用施設平面図（その 2）

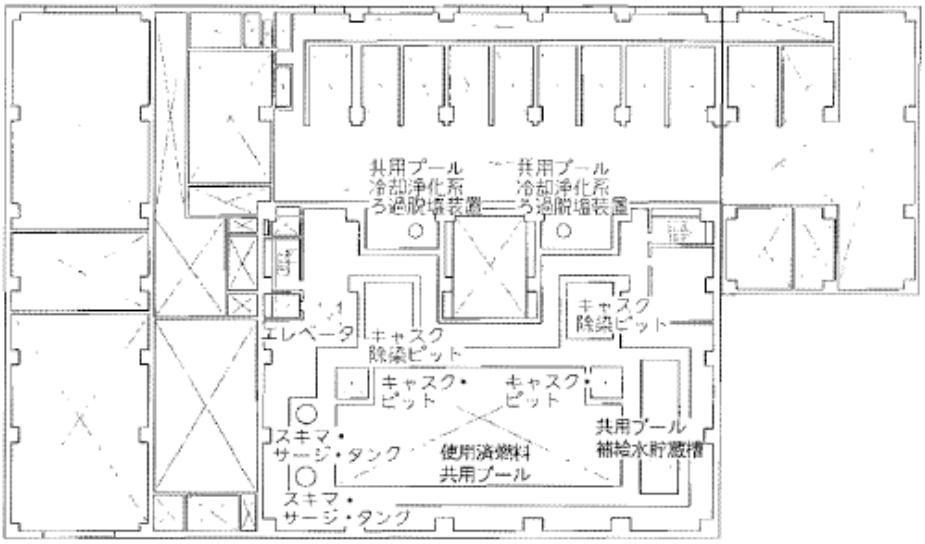



図２．１２－３　運用補助共用施設平面図（その 3)

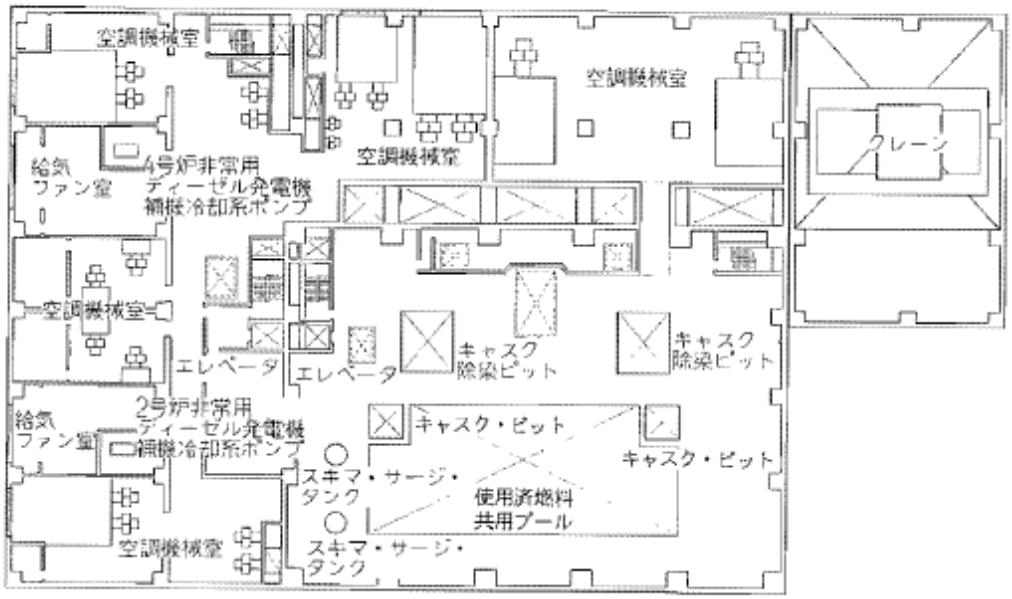
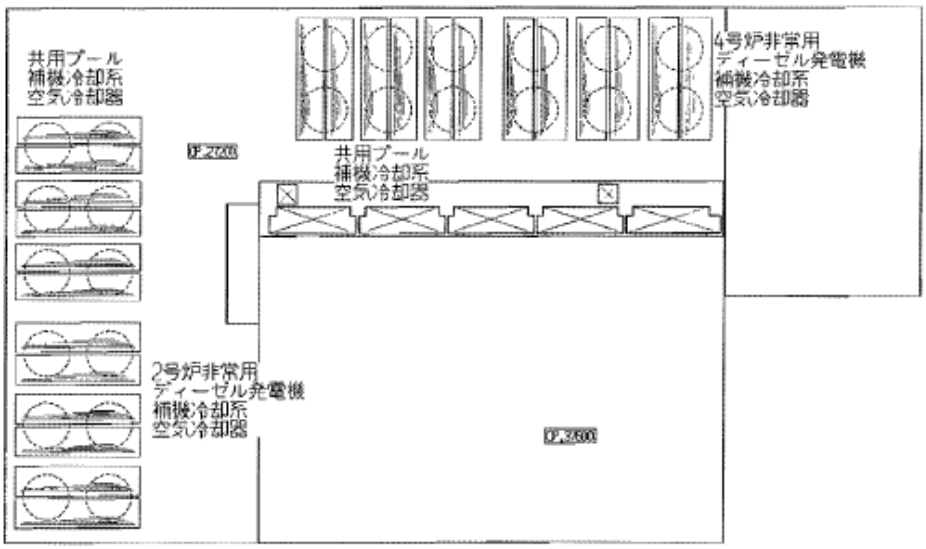



図２．１２－４　運用補助共用施設平面図（その 4)




O.P.+27200mm,O.P.+37600mm

図２．１２－５　運用補助共用施設平面図（その 5)

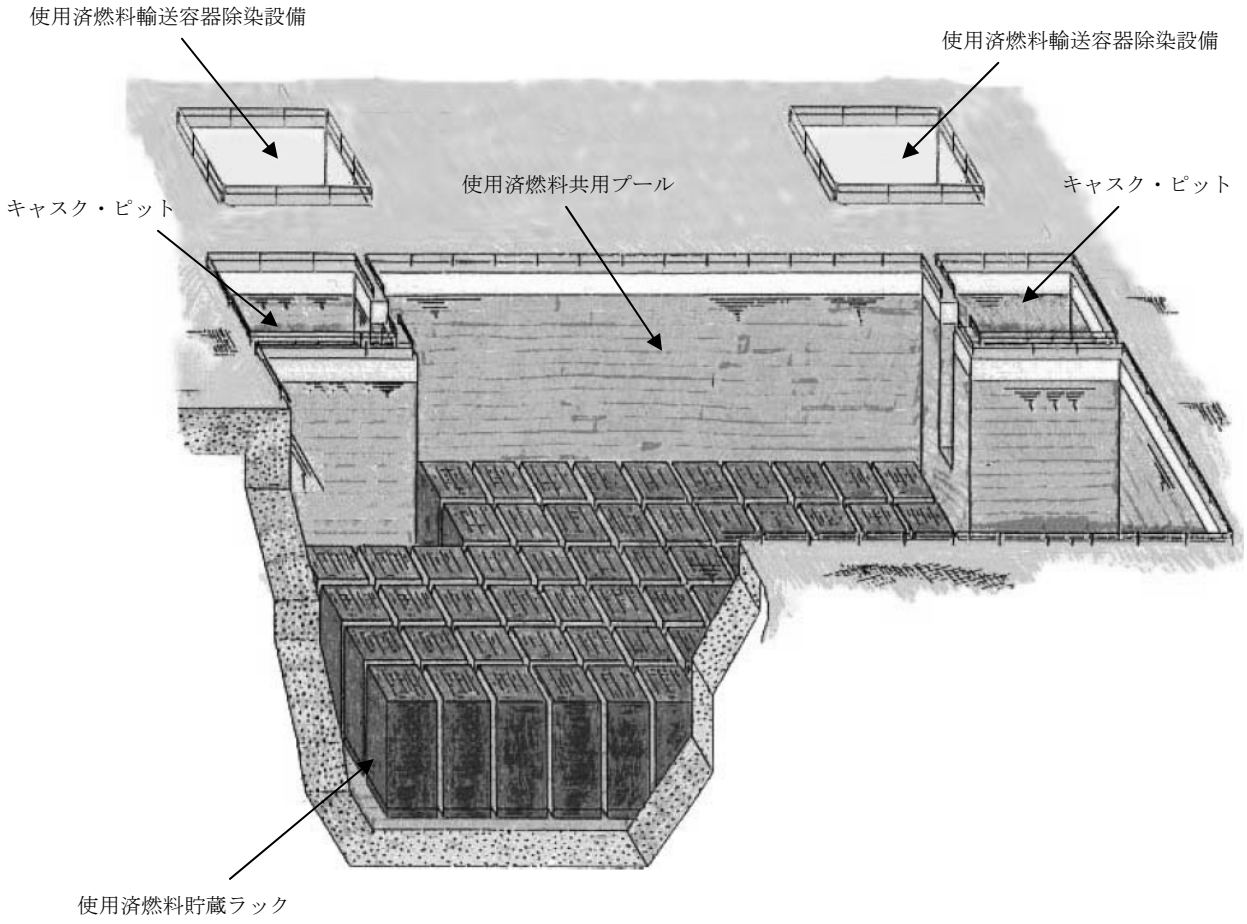



図２．１２－６　共用プール概要図

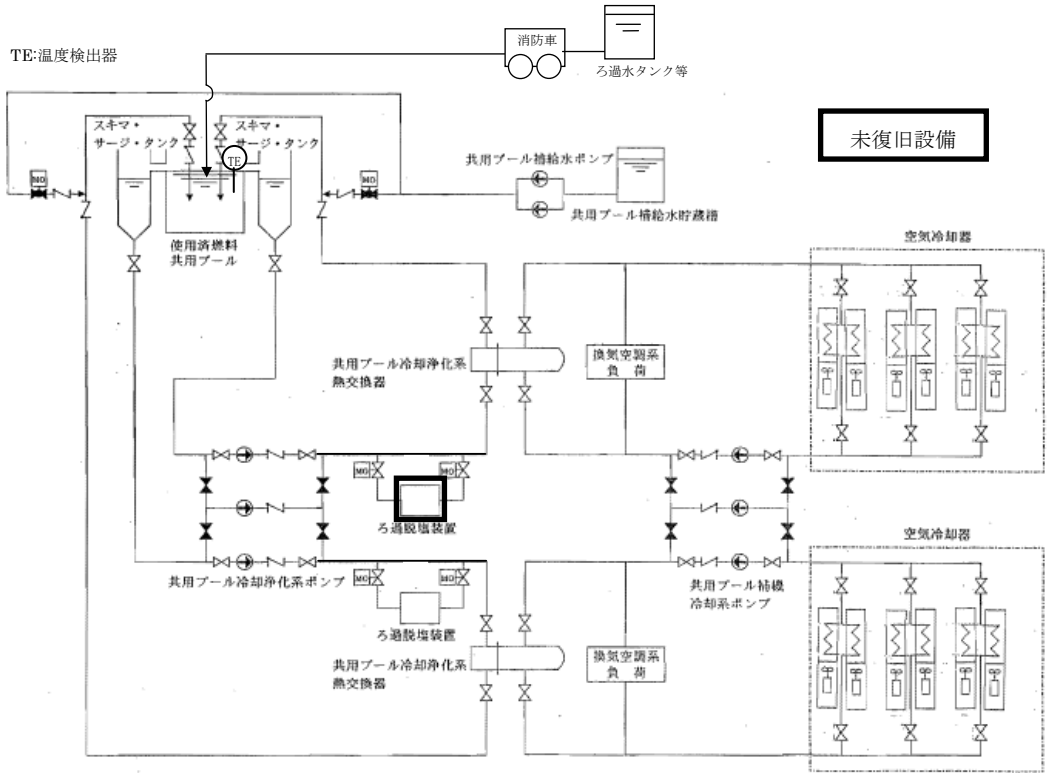



図１－１　共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系
及び共用プール補給水系概略系統図（現状：平成 25 年 7 月）

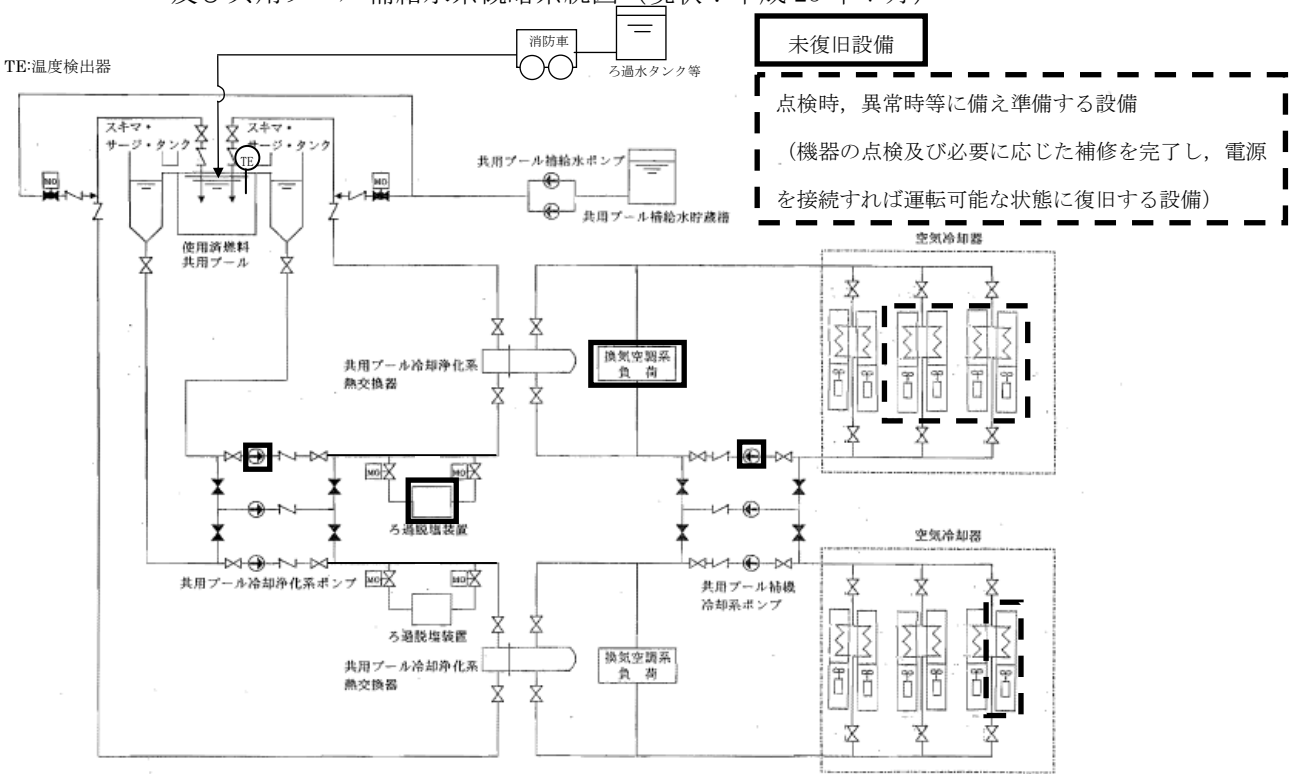



図１－２　共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系
及び共用プール補給水系概略系統図（共用プールからの燃料取出開始時に必要な状況）

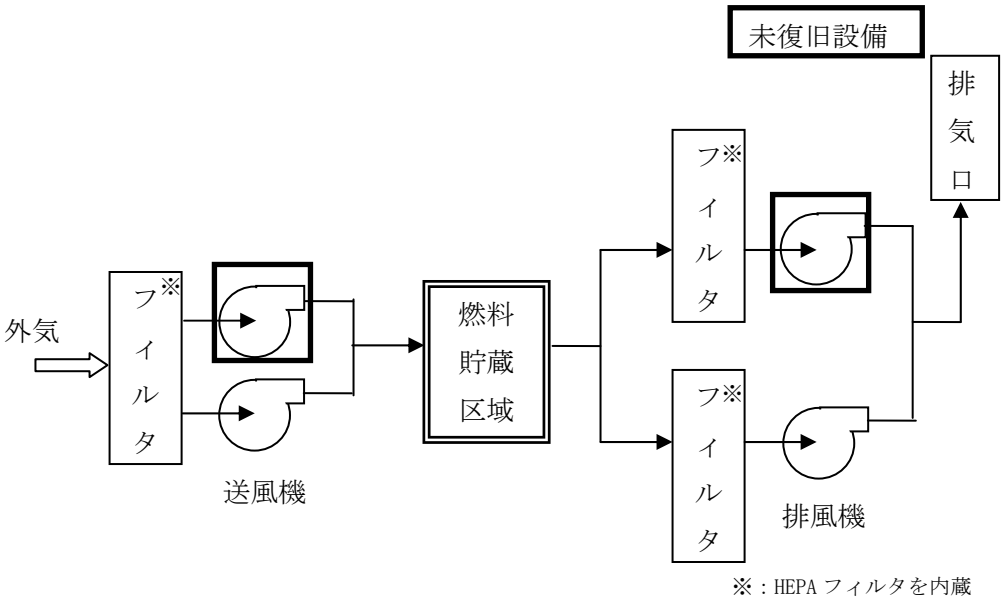



図１－３　燃料貯蔵区域換気空調系概略系

# 現在の設備状況

東北地方太平洋沖地震に伴い発生した津波により，運用補助共用施設の非管理区域地下１階に設置された電源設備は 70～120㎝ 程度浸水し，運用補助共用施設は全ての電源が喪失した。電源喪失により共用プール冷却浄化系の機能は喪失したが，共用プール水位については，使用済燃料頂部より高い水位が十分確保されていた。なお，共用プール水温度は一時的に 73℃程度まで上昇したが，仮設電源の設置と共用プール冷却浄化系の一部復旧により水温は低下し，現在は概ね 15～35℃程度を維持している。

現在の設備状況を添付資料―１に，設備の点検・復旧の概略工程計画を表１に示す。

今後，設備信頼性，運用面の改善，津波，1～6 号機使用済燃料プール及び炉内の燃料受け入れの観点から，設備の復旧，改造または設置等を必要に応じて実施していく計画としている。

## 1.1　燃料貯蔵設備

### 1.1.1　共用プール

漏えい水検出計は平成 24 年 6 月，水位警報装置は平成 25 年 3 月に復旧している。スキマ・サージ・タンク水位計の指示は巡視点検で確認しており，ウェブカメラにより免震重要棟でも確認することができる。使用済燃料貯蔵ラックは，平成 25 年 1 月に代表ラック 2 個に対して外観点検を実施し，問題がないことを確認している。

### 1.1.2　共用プール冷却浄化系

3 台ある共用プール冷却浄化系ポンプのうち 1 台目を平成 23 年 3 月に復旧し，早期に 2 系統ある冷却浄化系のうち 1 系統での共用プール水の冷却を可能としており，平成 25 年 3 月には 2 台目，平成 25 年 7 月には 3 台目も復旧し，冷却に関しては多重性を確保している。ろ過脱塩装置は，平成 24 年 4 月に 2 基のうち 1 基を復旧している。なお，ろ過脱塩装置の 2 基目は，平成 25 年 10 月末に復旧予定である。

添付資料―４に示すとおり，熱交換器 1 基で今後の 1～6 号機の燃料の受入れを考慮しても共用プール水温を 52℃以下に冷却することが可能であるが，残りの 1 系列についても点検時，異常時等に備えて熱交換器が使用できるように，平成 25 年 5 月に熱交換器を復旧している。

また，巡視点検において，共用プール水温度，ポンプの運転状態等を確認し，冷却状態を確認している。なお，共用プール水温度計の指示は，ウェブカメラにより免震重要棟でも確認することができる。

1.1.3　共用プール補機冷却系

3 台ある共用プール補機冷却系ポンプのうち 1 台目を平成 23 年 3 月に復旧し，早期に 2 系統ある冷却浄化系のうち 1 系統での共用プール冷却浄化系の冷却を可能としており，平成 25 年 3 月には 2 台目，平成 25 年 7 月には 3 台目も復旧し，多重性を確保している。また，12 台あるエアフィンクーラーは平成 25 年 7 月までに全数復旧している。

なお，空気冷却器は 3 ベイで 1 基（共用プール補機冷却系片系統に 1 基）を構成しており，1 ベイあたり 2 台のエアフィンクーラーが配置されている。

添付資料―４に示すとおり，空気冷却器 1 基で今後の 1～6 号機の燃料の受入れを考慮しても共用プール水温を 52℃以下に冷却することが可能であるが，残りの 1 系列の空気冷却器についても点検時，異常時等に備えて使用できるよう復旧している。なお，エアフィンクーラーについては，プール水温度を確認しながら運転台数の調整を行う。

また，巡視点検において，ポンプの運転状態等系を確認し，冷却状態を確認している。

1.1.4　共用プール補給水系

2 台ある共用プール補給水ポンプのうち 1 台目を平成 23 年 3 月に復旧し，早期に共用プール補給水貯蔵槽からプールへ共用プール水を補給することを可能としており，平成 25 年 3 月には 2 台目も復旧し，多重性を確保している。

1.2　燃料取扱装置

平成 24 年 9 月に点検は終了しており，定期事業者検査相当の健全性確認を社内自主で実施し，機能上の問題がないことを確認している。

1.3　使用済燃料輸送容器

キャスク保管エリアで保管されていた使用済燃料輸送容器は，外観上異常はない。

また，震災時に使用済燃料輸送容器除染設備で点検していた使用済燃料輸送容器については，平成 24 年 3 月に点検を終了し問題ないことを確認している。

## 1.4　その他設備

### 1.4.1　天井クレーン

平成 24 年 2 月に点検は終了しており，定期事業者検査相当の健全性確認を社内自主で実施し，機能上の問題がないことを確認している。

### 1.4.2　使用済燃料輸送容器除染設備

外観上異常はない。

### 1.4.3　燃料貯蔵区域換気空調系

燃料貯蔵区域換気空調系については，2 台ある共用プールエリア送風機のうち 1 台を平成 23 年 3 月に復旧している。また，2 台ある共用プールエリア排風機のうち 1 台を平成 23 年 3 月に運転可能としているが，現状停止している。

停止の間の燃料取扱作業時は，共用プールオペフロ階において，空気中の放射性物質をダストサンプラーで採取し，放射性物質濃度の測定を行う。

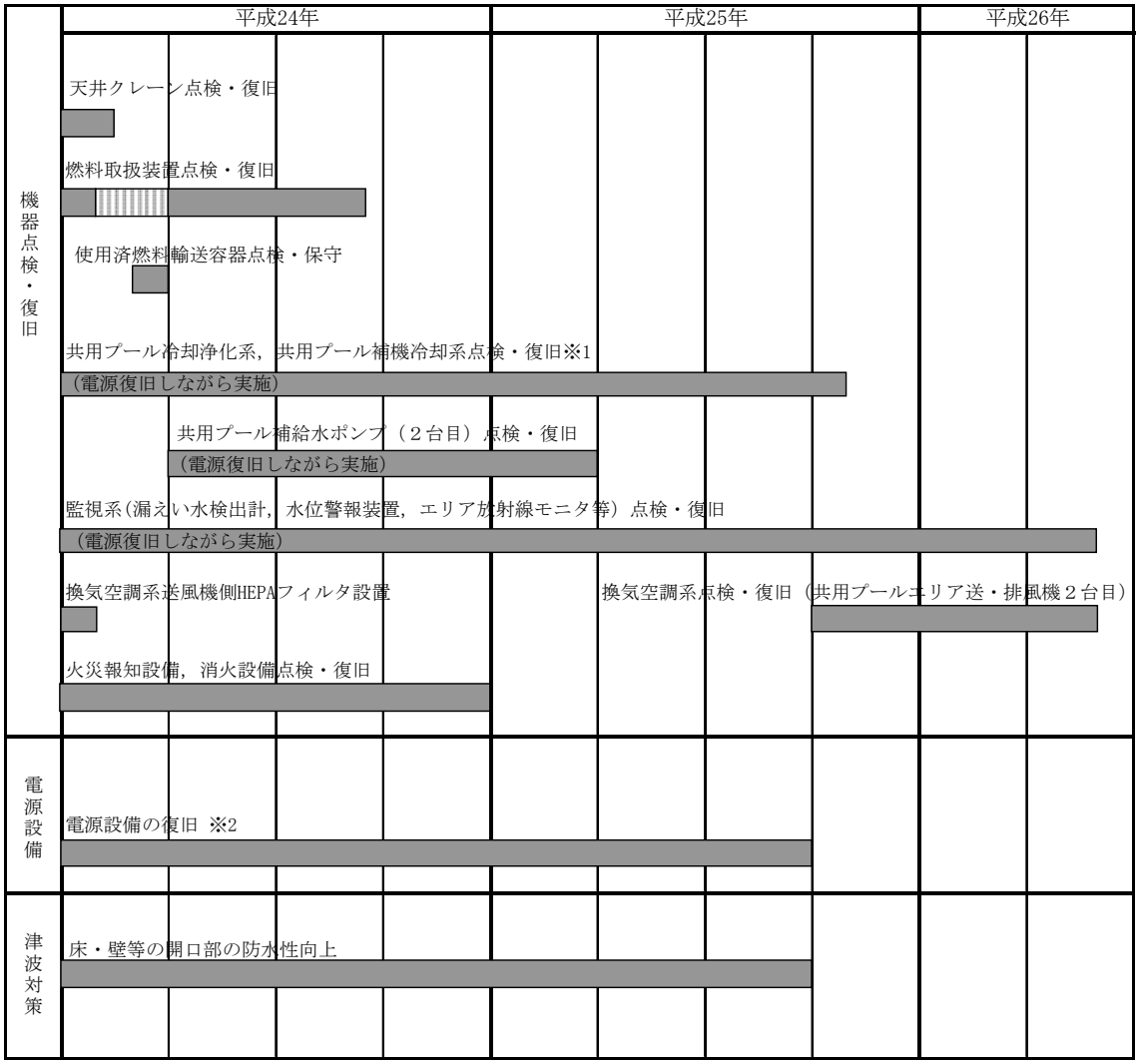
なお，2 台ある共用プールエリア送・排風機のうち，1 台は予備機であることから，当面は送・排風機については各 1 台で運用する。共用プールエリア送・排風機の 2 台目については平成 26 年 5 月末に復旧予定である。

### 1.4.4　エリア放射線モニタ

現在，点検復旧中である。

復旧までの間の燃料取扱作業時は，可搬式放射線モニタ等を用いて監視する。

表１　共用プール設備の点検・復旧工程（案）




※1：1～4 号機使用済燃料プールからの燃料受け入れ開始前までには，片系でエアフィンクーラー6 台を復旧する。

※2：電源設備とは「Ⅱ.2.7 添付資料 2　図-1.所内単線結線図」で示されている共用プール M/C 等を示している。

# 有効燃料頂部+2m での線量率評価

共用プールの冷却浄化系及び補給水系の機能が喪失した場合，消防車を用いて共用プールの冷却を再開する必要がある。冷却再開にあたり，共用プール水位が有効燃料頂部+2m において共用プール３階フロアでの作業が可能な線量率であることの確認を行った。

## 1. 評価条件

評価条件は以下の通りである。

(1) 使用済燃料の体数はプール容量一杯の 6,840 体とする。

(2) 使用済燃料の燃焼度は保守的に全燃料 9×9 燃料の最高燃焼度 55GWd/t とする。

(3) 冷却期間については，共用プールに移送される使用済燃料として冷却期間の最も短い 5 号機使用済燃料プール及び炉心燃料の使用済燃料を考慮する。具体的な冷却期間は，5 号機停止（平成 23/1/3）から平成 25/1/1（5 号機使用済燃料移送開始）とする。

(4) ORIGEN2 により使用済燃料の線源強度を計算し，この線源強度を用い MCNP により線量率を計算する。

(5) 共用プール中心及び共用プール縁について，フロア高さの線量率を評価する。

## 2. 評価結果

下表に線量率の評価結果を示す。共用プール水位を有効燃料頂部+2m 確保することで，共用プール 3 階フロアにおける線量率を低く抑えることができる。したがって，作業員が共用プール３階フロアで消防車等による注水作業を行うことは可能である。

| 場所 | 線量率(mSv/h) |
|---|---|
| 共用プール中心 | 1.3 |
| 共用プール縁 | 0.7 |

評価にあたっては使用済燃料の燃焼度及び冷却期間に十分な保守性を持たせていることから，線量率は更に小さくなると考える。

「共用プール冷却浄化系及び共用プール補機冷却系」1系列運転時の共用プール水温度評価

1～4 号機の使用済燃料プール及び 5 号機，6 号機炉心及び使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の受入れを考慮した崩壊熱の最大値『約 2.6MW※1』に対して，1 系列運転（共用プール冷却浄化系熱交換器 1 基，共用プール冷却浄化系ポンプ 1 台，共用プール補機冷却系空気冷却器 1 基[エアフィンクーラー6 台]，共用プール補機冷却系ポンプ 1 台）時に，共用プール水温度が 52℃以下になることの確認を行った。

※1：「添付資料―６」を参照。

1. 評価条件

評価条件は以下の通りである。

(1) 崩壊熱 ：約 2.6MW

(2) 共用プール冷却浄化系管側（プール側）流量 ：500$m^3$/h

共用プール冷却浄化系胴側（補機冷却系側）流量 ：500$m^3$/h

(3) 共用プール補機冷却系空気冷却器ファン側大気温度：29.1℃

共用プール補機冷却系空気冷却器管側出口水温度 ：38℃

共用プール補機冷却系管側流量 ：650$m^3$/h

(4) 換気空調系負荷 ：約 1.3MW

2. 評価結果

図 1 に評価結果を示す。共用プール水温度は 51.4℃であり，1～4 号機の使用済燃料プール，5 号機，6 号機使用済燃料プール及び炉心に貯蔵されている使用済燃料の受入れを考慮した崩壊熱に対して，1 系列運転時に共用プール水温度を 52℃以下とすることが可能である。

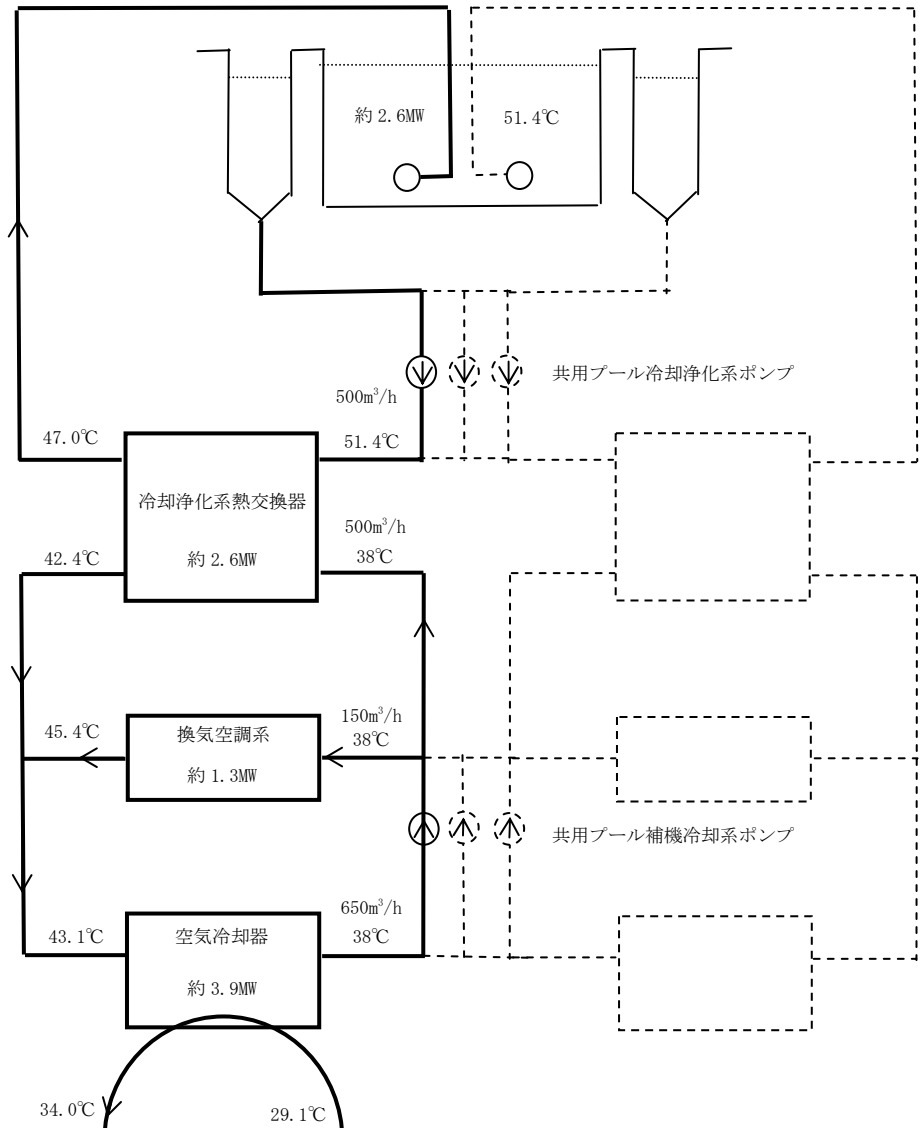



図１　１系列運転時熱バランス

# 運用補助共用施設共用プール棟の耐震安全性評価について

## 1. 耐震壁の耐震安全性評価

### 1.1 評価方針

運用補助共用施設共用プール棟（以下，PL/Bという）の耐震安全性評価は，基準地震動Ssを用いた地震応答解析によることとし，建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

### 1.2 地震応答解析

(1) PL/Bの概要

PL/Bは，地上3階，地下1階の鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造）の建物である。概略平面図（基礎版レベル）及び概略断面図を，図1.1～図1.3に，物性値を表1.1に示す。

PL/Bは，基礎底面からの高さが37.6m，地上部が27.6m，地下部が10.0mであり，平面が72.5m(NS方向)×54.5m(EW方向)で，厚さ2.7mの鉄筋コンクリート造の基礎版を介して富岡層(O.P. 0.0m)上に支持されている。

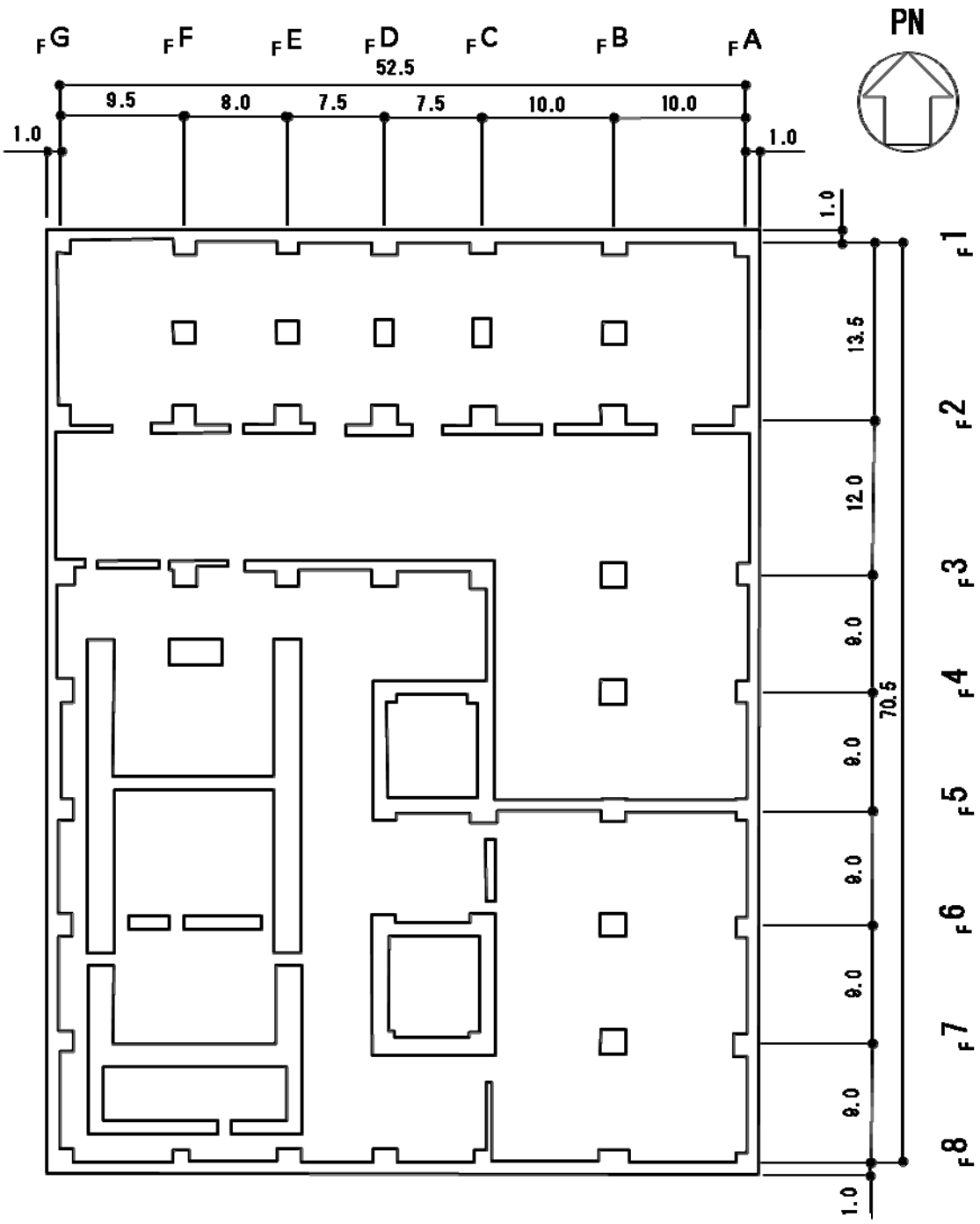



図1.1　PL/B　基礎版レベル平面図(O.P.2.7m)　（単位：m）

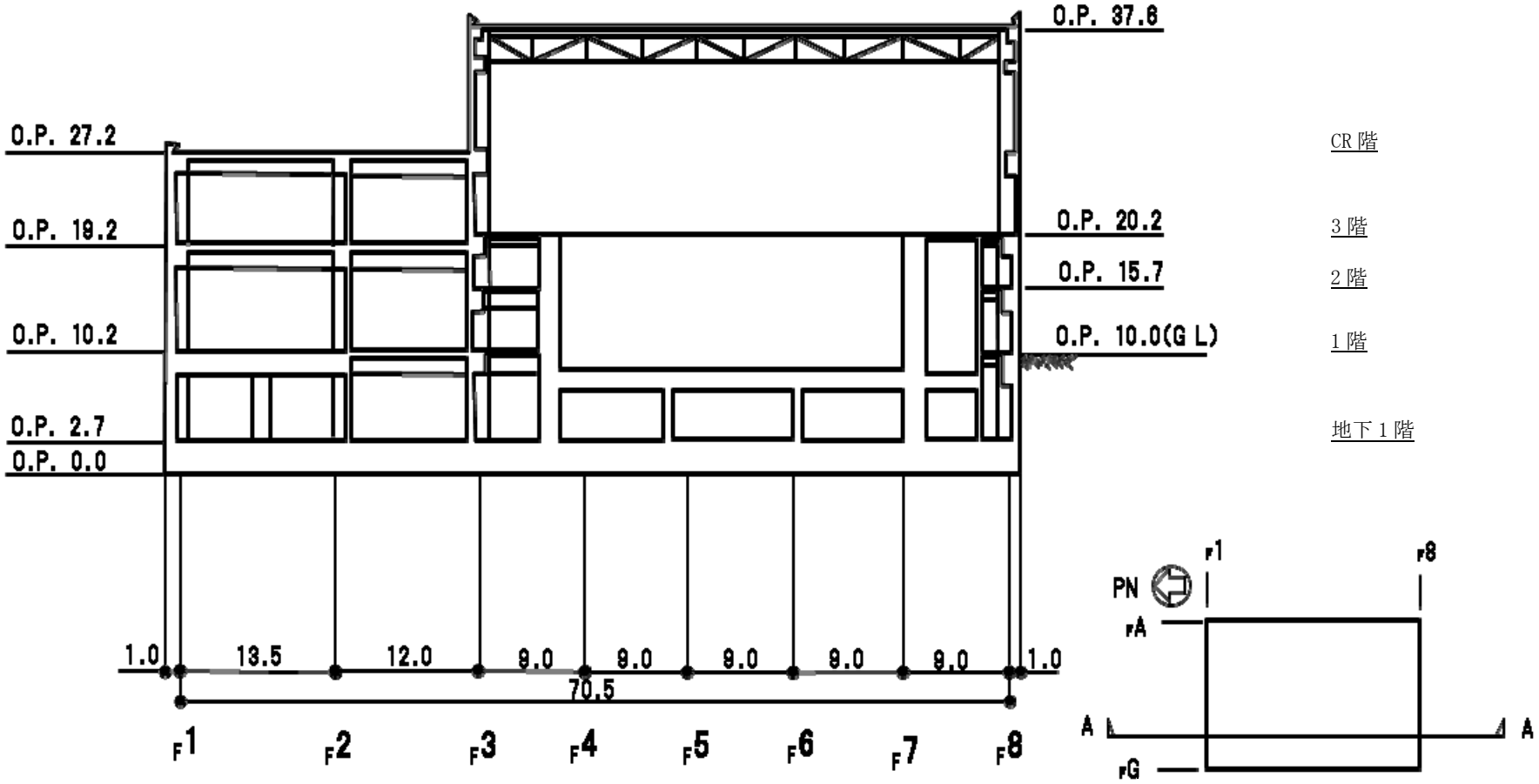



図1.2　PL/B　NS方向断面図　　(単位：m)

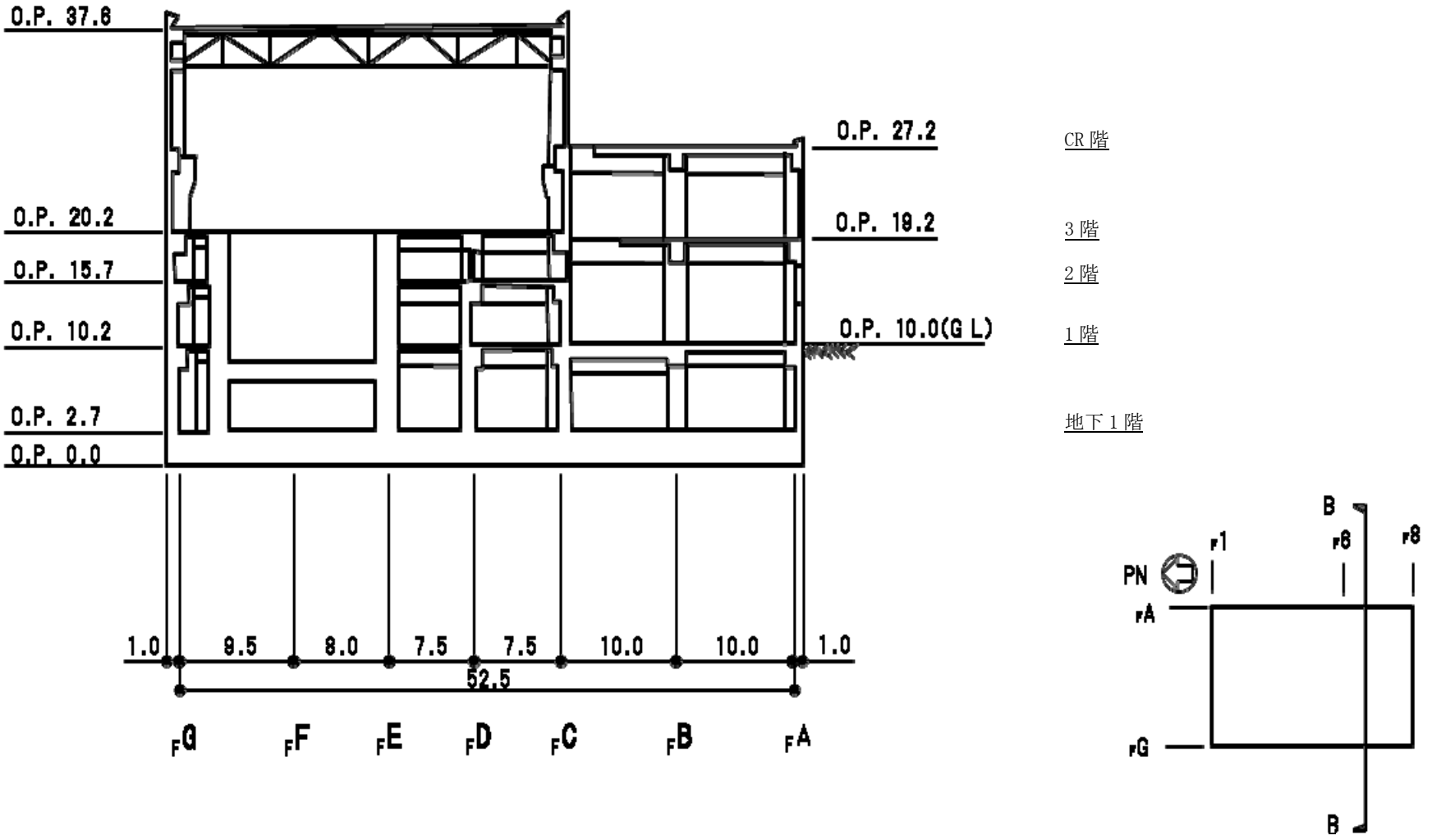



図1.3　PL/B　EW方向断面図　（単位：m）

表 1.1　PL/B の物性値

| | 強度[*1]<br>Ｆｃ<br>（N/mm$^2$） | ヤング係数[*2]<br>Ｅ<br>（N/mm$^2$） | せん断弾性係数[*2]<br>Ｇ<br>（N/mm$^2$） | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量[*3]<br>$\gamma$<br>（kN/m$^3$） |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 40.0 | $2.81\times10^4$ | $1.17\times10^4$ | 0.2 | 24.5 |
| 鉄筋 | SD345相当<br>（SD35） | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下，「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

(2) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，地盤との相互作用を考慮した，曲げ及びせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。解析モデルの諸元を図 1.4 及び図 1.5 に示す。

地盤は，地盤調査に基づき水平成層地盤とし，基礎底面地盤ばねについては，「原子力発電所耐震設計技術指針　追補版　JEAG 4601－1991」（以下，「JEAG 4601－1991」という。）により，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似法により評価する。基礎底面地盤ばねには，基礎浮き上がりによる幾何学的非線形性を考慮する。図 1.6 に回転ばねの曲げモーメントと回転角の関係を示す。

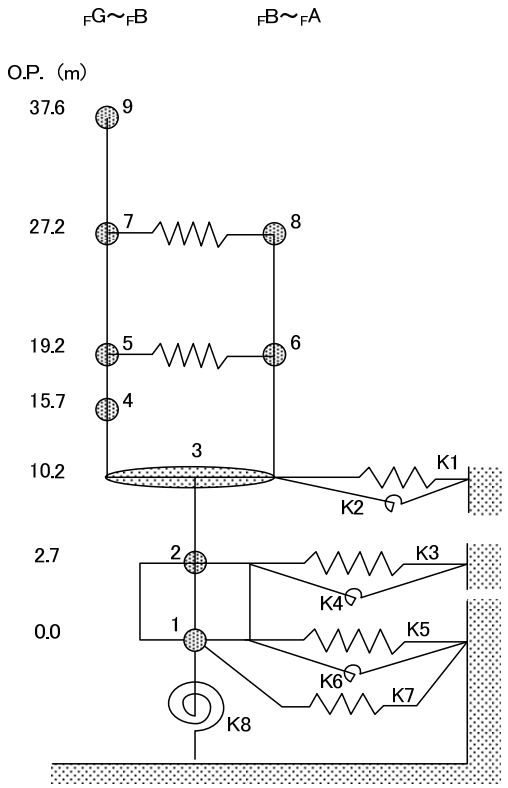
また，埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては，建屋側面位置の地盤定数を用いて，水平及び回転ばねを「JEAG 4601－1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

なお，表 1.2 に地盤調査に基づく地盤定数を示す。

復元力特性は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG 4601－1991」に基づいて設定する。

地震応答解析は，上記復元力特性を用いた弾塑性時刻歴応答解析とする。

入力地震動は，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss を用いることとする。なお，埋め込みを考慮した解析モデルであるため，モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ssに対する地盤の応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力（以下「切欠き力」という。）を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。図1.7に，地震応答解析モデルに入力する地震動の概念図を，図1.8に解放基盤表面位置（O.P.-196.0m）における基準地震動Ss-1，Ss-2及びSs-3の加速度時刻歴波形（水平方向）を示す。




ヤング係数：E=28.1 （kN/mm²）
ポアソン比 ：ν=0.2
減衰定数 ：h=5%

はり部材
（耐震壁）

| | | | |
|---|---|---|---|
| 9 | 41,840 | | |
| | 11.06 | | |
| 45.40 | | | |
| 18.09 | | | |
| 7 | 100,530 | 8 | 39,680 |
| | 50.38 | | 18.59 |
| 81.90 | | 42.10 | |
| 48.48 | | 31.68 | |
| 5 | 137,540 | 6 | 45,030 |
| | 70.36 | | 21.61 |
| 249.00 | | 47.20 | |
| 68.20 | | 36.68 | |
| 4 | 98,480 | | |
| | 20.04 | | |
| 247.70 | | | |
| 84.82 | | | |
| 3 | | 360,400 | |
| | | 152.05 | |
| 333.40 | | | |
| 157.87 | | | |
| 2 | 237,620 | | |
| | 105.00 | | |
| 3951.00 | | | |
| 1730.70 | | | |
| 1 | 125,540 | | |
| | 55.02 | | |

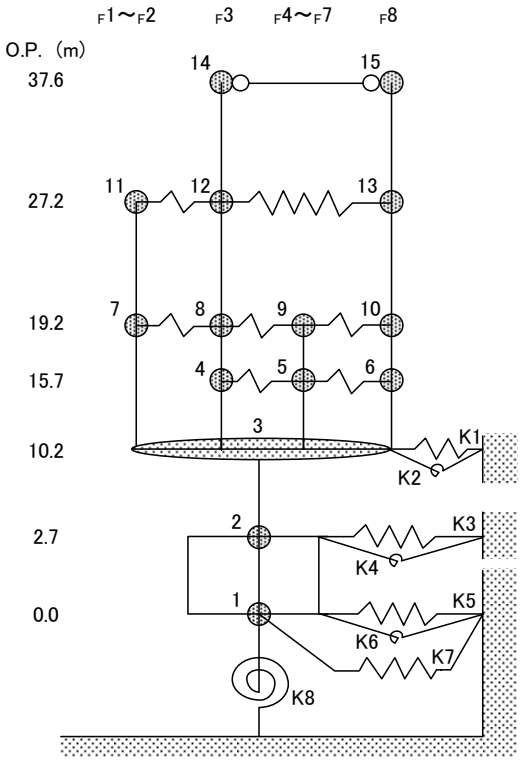
凡 例

| | |
|---|---|
| 質点番号 | 重量 （kN） |
| | 回転慣性（×10⁶kNm²） |
| せん断断面積（m²） | |
| 断面2次モーメント（×10³ m⁴） | |

床せん断ばね （単位：×10⁶ kN/m）

| | | |
|---|---|---|
| 7 | 28.75 | 8 |
| 5 | 18.23 | 6 |

図1.4 PL/B 建屋の振動諸元(NS方向)




はり部材
（耐震壁）

| | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 14 | 20,900 | | | 15 | 20,940 |
| | | | 4.50 | | | | 4.50 |
| | | 19.70 | | | | 19.70 | |
| | | 3.94 | | | | 3.94 | |
| 11 | 56,470 | 12 | 49,430 | | | 13 | 34,310 |
| | 10.37 | | 14.05 | | | | 10.15 |
| 64.00 | | 22.40 | | | | 35.90 | |
| 28.96 | | 5.77 | | | | 12.58 | |
| 7 | 59,770 | 8 | 28,060 | 9 | 76,270 | 10 | 18,470 |
| | 16.94 | | 8.12 | | 24.09 | | 4.99 |
| 81.70 | | 25.80 | | 87.4 | | 46.00 | |
| 36.95 | | 7.08 | | 4.27 | | 19.51 | |
| | | 4 | 8,180 | 5 | 79,250 | 6 | 11,050 |
| | | | 1.16 | | 9.13 | | 1.35 |
| | | 25.00 | | 108.6 | | 41.00 | |
| | | 7.70 | | 4.43 | | 18.23 | |
| 3 | | | | | | | 360,400 |
| | | | | | | | 101.79 |
| | | 308.10 | | | | | |
| | | 95.52 | | | | | |
| | | 2 | 237,620 | | | | |
| | | | 62.97 | | | | |
| | | 3951.00 | | | | | |
| | | 978.00 | | | | | |
| | | 1 | 125,540 | | | | |
| | | | 31.10 | | | | |

凡 例

| | |
|---|---|
| 質点番号 | 重量 (kN) |
| | 回転慣性(×10⁶kNm²) |
| せん断断面積(m²) | |
| 断面2次モーメント (×10³ m⁴) | |

床せん断ばね
（単位:×10⁶ kN/m）

| | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 14 | ∞ (剛ばねとした) | | | 15 |
| 11 | 19.32 | 12 | 3.56 | | | 13 |
| 7 | 15.71 | 8 | 10.08 | 9 | 10.75 | 10 |
| | | 4 | 5.14 | 5 | 5.09 | 6 |

図1.5 PL/B 建屋の振動諸元(EW方向)

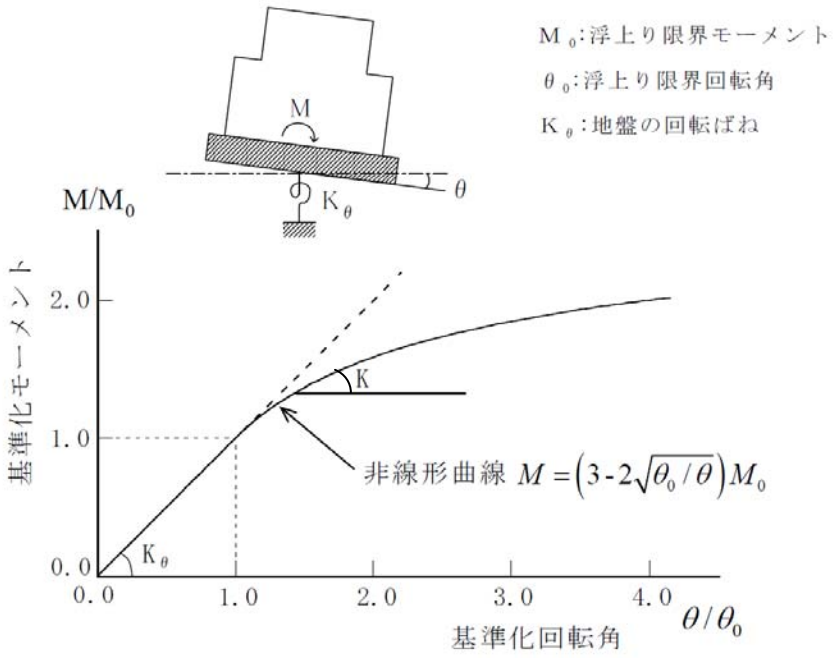



図 1.6　回転ばねの曲げモーメントと回転角の関係

表 1.2(1)　PL/B　地盤定数（Ss-1H）

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.25 | 2.62 | 0.86 | 6.63 | 3 | 7.3 |
| 2.7 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.69 | 3.41 | 0.79 | 7.88 | 3 | 12.7 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.44 | 4.36 | 0.79 | 10.01 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.45 | 5.63 | 0.79 | 12.87 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.16 | 6.53 | 0.79 | 14.88 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 1.2(2)　PL/B　地盤定数（Ss-2H）

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断弾性係数<br>G<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 初期せん断弾性係数<br>$G_0$<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | ヤング係数<br>E<br>(×10$^5$kN/m$^2$) | 減衰定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.25 | 2.62 | 0.86 | 6.63 | 3 | 7.3 |
| 2.7 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.76 | 3.41 | 0.81 | 8.08 | 3 | 12.7 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.53 | 4.36 | 0.81 | 10.27 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.56 | 5.63 | 0.81 | 13.19 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.29 | 6.53 | 0.81 | 15.26 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

表 1.2(3)　PL/B　地盤定数（Ss-3H）

| 標高<br>O.P.<br>(m) | 地質 | せん断波<br>速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma$<br>(kN/m$^3$) | ﾎﾟｱｿﾝ比<br>$\nu$ | せん断<br>弾性係数<br>G<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 剛性<br>低下率<br>$G/G_0$ | ヤング<br>係数<br>E<br>($\times 10^5$kN/m$^2$) | 減衰<br>定数<br>h<br>(%) | 層厚<br>H<br>(m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | | |
| | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.28 | 2.62 | 0.87 | 6.72 | 3 | 7.3 |
| 2.7 | | | | | | | | | | |
| | | 450 | 16.5 | 0.464 | 2.66 | 3.41 | 0.78 | 7.79 | 3 | 12.7 |
| -10.0 | | | | | | | | | | |
| | | 500 | 17.1 | 0.455 | 3.40 | 4.36 | 0.78 | 9.89 | 3 | 70.0 |
| -80.0 | 泥岩 | | | | | | | | | |
| | | 560 | 17.6 | 0.446 | 4.39 | 5.63 | 0.78 | 12.70 | 3 | 28.0 |
| -108.0 | | | | | | | | | | |
| | | 600 | 17.8 | 0.442 | 5.09 | 6.53 | 0.78 | 14.68 | 3 | 88.0 |
| -196.0 | | | | | | | | | | |
| | （解放基盤） | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 9.24 | 1.00 | 26.26 | - | - |

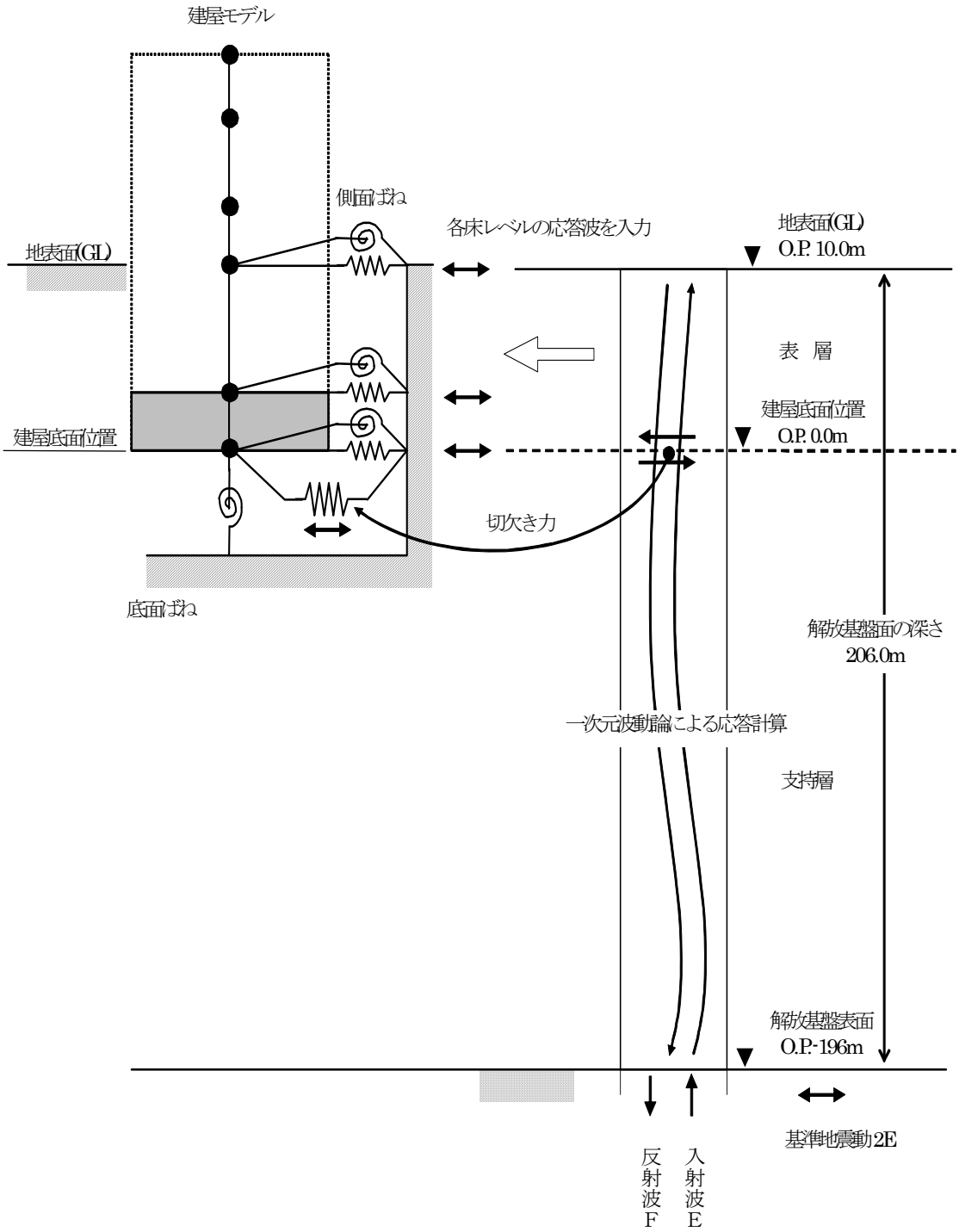
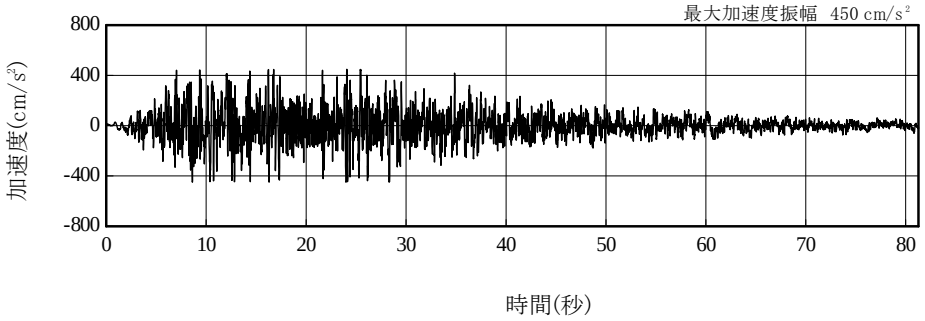
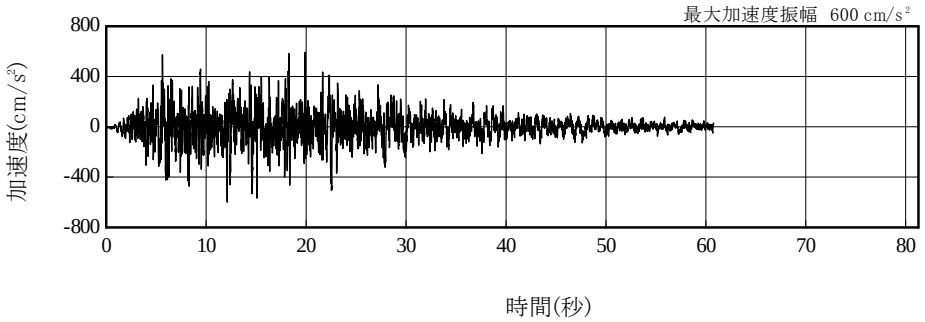


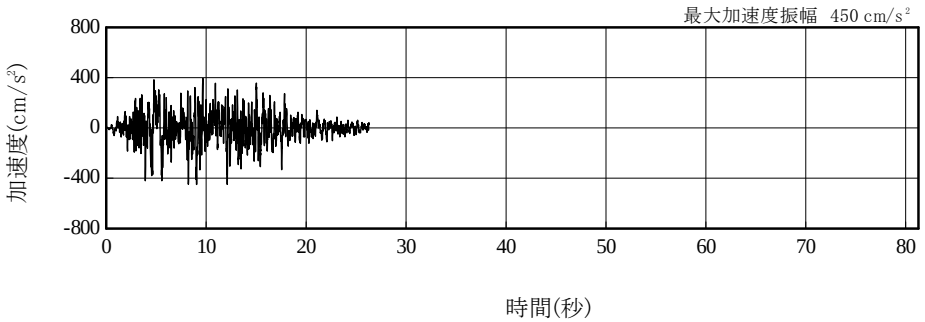

図1.7　PL/B　建屋－地盤連成系地震応答解析モデルの概要




(Ss-1H)




(Ss-2H)




(Ss-3H)

図1.8 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)

(3) 地震応答解析結果

基準地震動Ssによる最大応答加速度を，図1.9及び図1.10に示す。

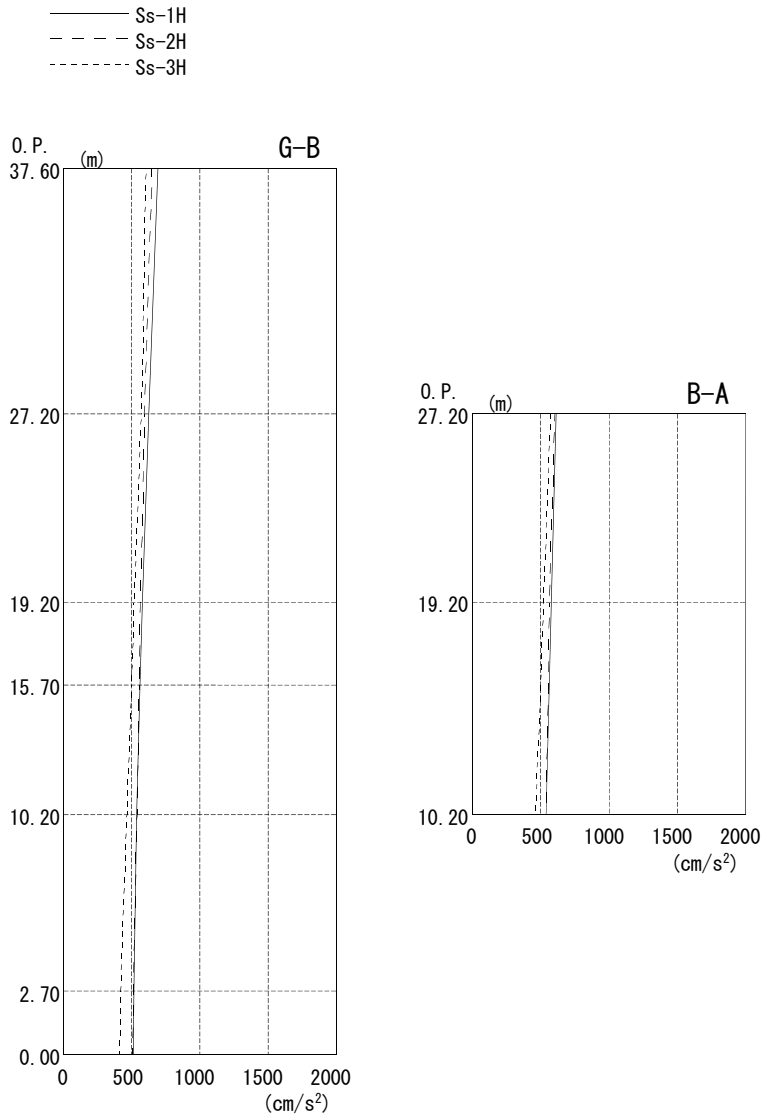



図1.9　PL/B　最大応答加速度(NS方向)

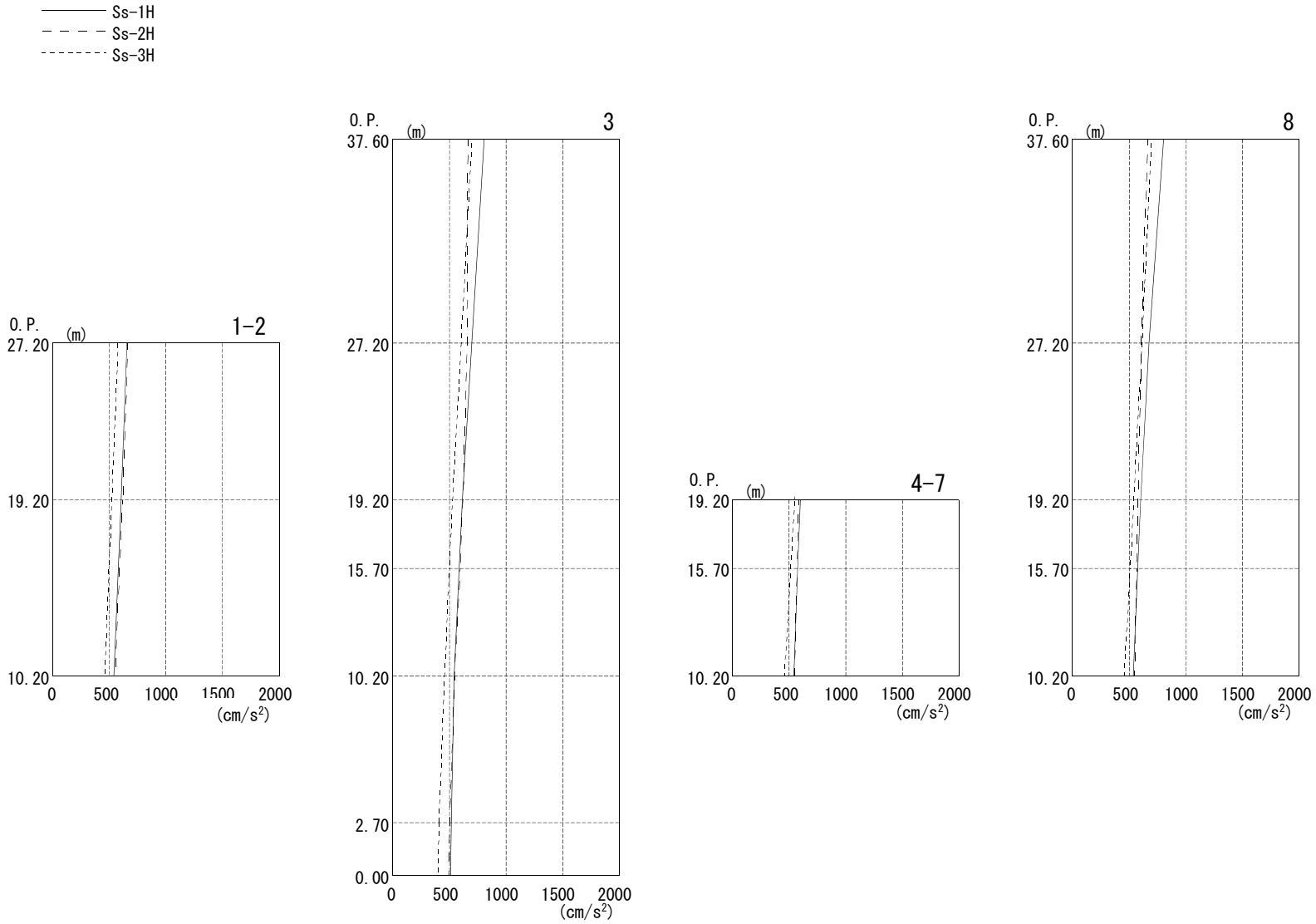



図1.10　PL/B　最大応答加速度(EW方向)

1.3 耐震壁の耐震安全性評価

表1.3及び表1.4に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。また，図1.11及び図1.12に基準地震動Ssに対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。耐震壁のせん断ひずみは，最大で$0.14\times10^{-3}$であり，耐震壁の評価基準値（$2.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。

表 1.3　PL/B　耐震壁のせん断ひずみ一覧（ＮＳ方向）

（$\times10^{-3}$）

| 階 | Ss-1 | Ss-2 | Ss-3 | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| CR階 | 0.06 | 0.06 | 0.05 | 2.0<br>以下 |
| 3階 | 0.10 | 0.09 | 0.09 | |
| 2階 | 0.10 | 0.09 | 0.09 | |
| 1階 | 0.10 | 0.09 | 0.09 | |
| 地下1階 | 0.11 | 0.11 | 0.10 | |

表 1.4　PL/B　耐震壁のせん断ひずみ一覧（ＥＷ方向）

（$\times10^{-3}$）

| 階 | Ss-1 | Ss-2 | Ss-3 | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| CR階 | 0.10 | 0.09 | 0.09 | 2.0<br>以下 |
| 3階 | 0.12 | 0.11 | 0.10 | |
| 2階 | 0.12 | 0.12 | 0.11 | |
| 1階 | 0.14 | 0.14 | 0.12 | |
| 地下1階 | 0.12 | 0.13 | 0.11 | |

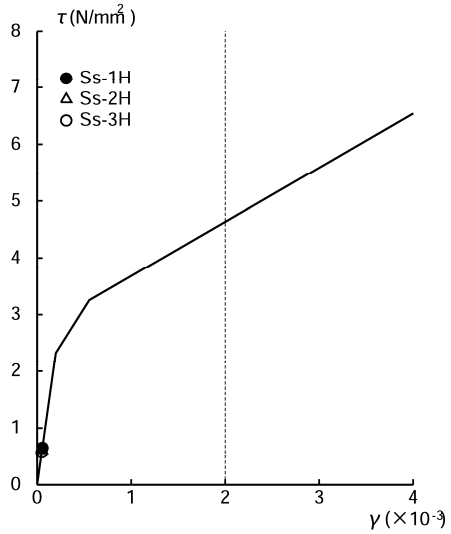
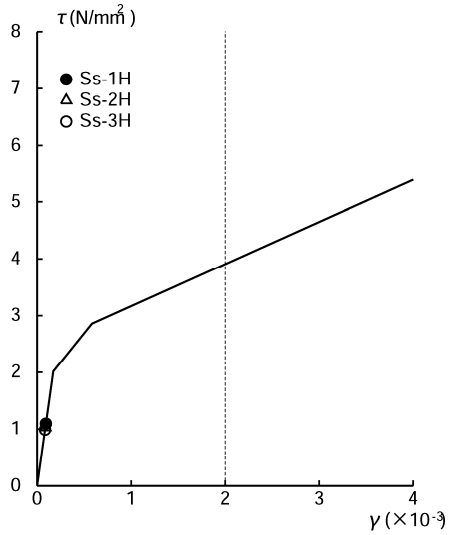
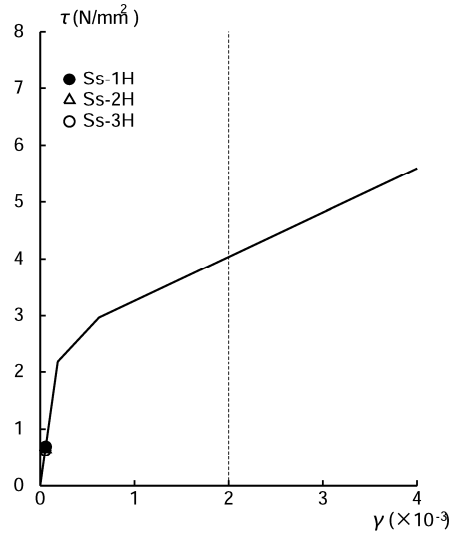
| O.P. | FG 通り～FB 通り | FB 通り～FA 通り |
|---|---|---|
| 37.6<br>～<br>27.2 |  | — |
| 27.2<br>～<br>19.2 |  |  |

図 1.11(1)　PL/B　せん断スケルトン曲線上の最大応答値　NS 方向

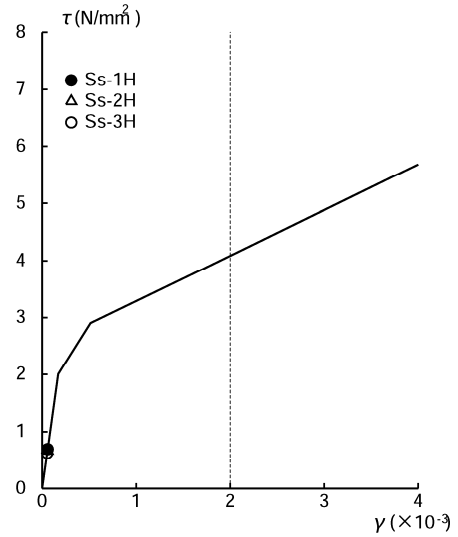
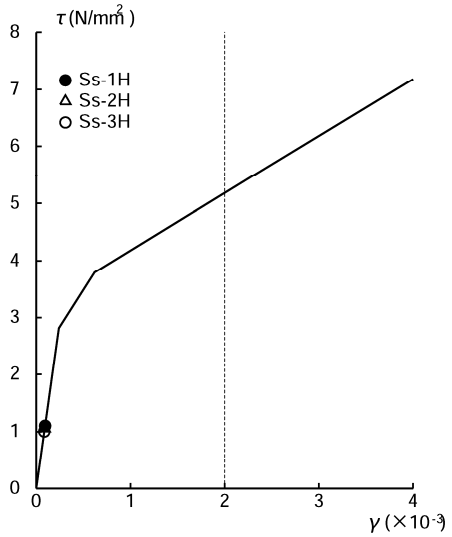
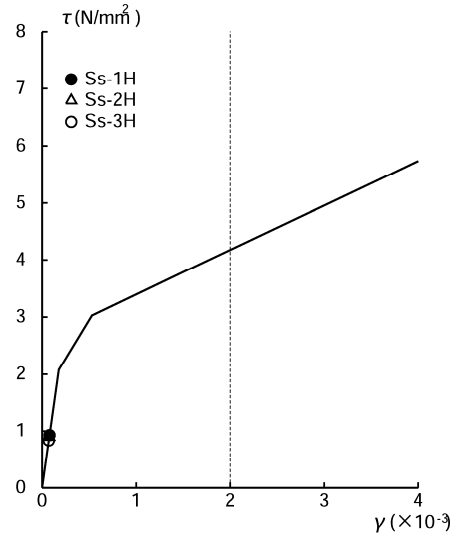
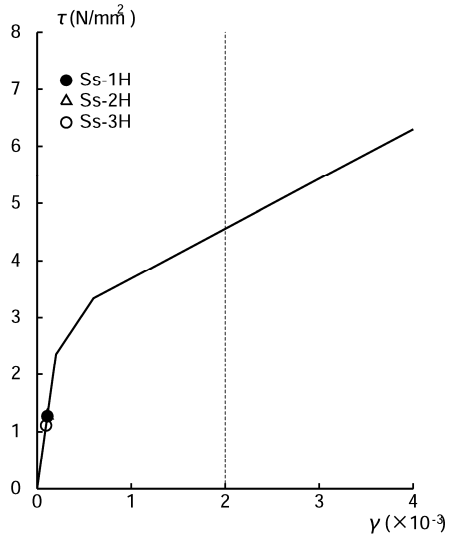
| O.P. | FG 通り～FB 通り | FB 通り～FA 通り |
|---|---|---|
| 19.2<br>～<br>15.7 |  |  |
| 15.7<br>～<br>10.2 |  | |
| 10.2<br>～<br>2.7 |  | |

図 1.11(2)　PL/B　せん断スケルトン曲線上の最大応答値　NS 方向

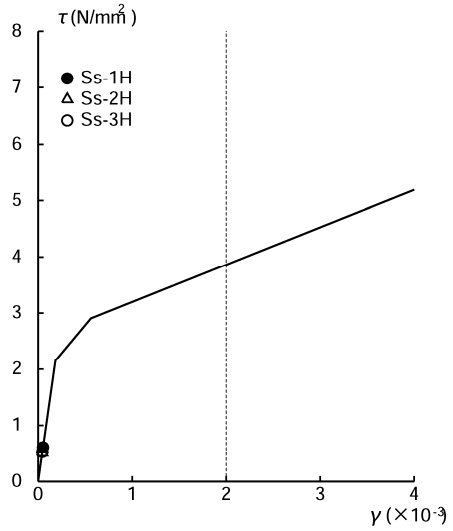
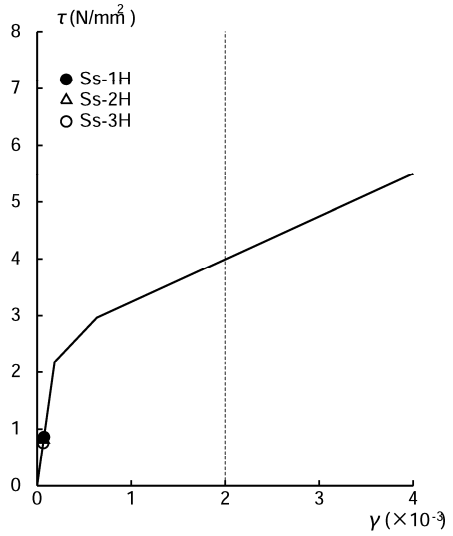
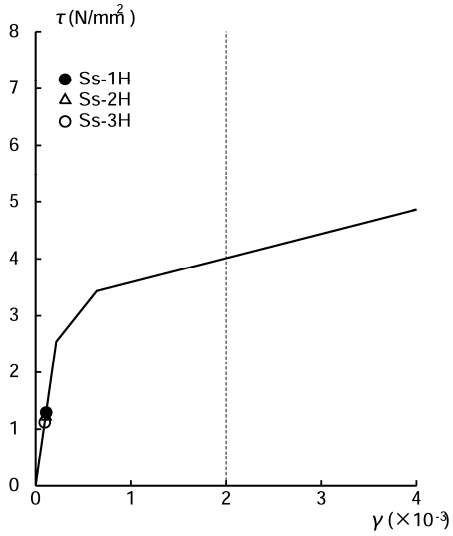
| O.P. | $_{F}$1 通り～$_{F}$2 通り | $_{F}$3 通り |
|---|---|---|
| 37.6～<br>27.2 | — |  |
| 27.2～<br>19.2 |  |  |

図 1.12(1)　PL/B　せん断スケルトン曲線上の最大応答値　EW 方向

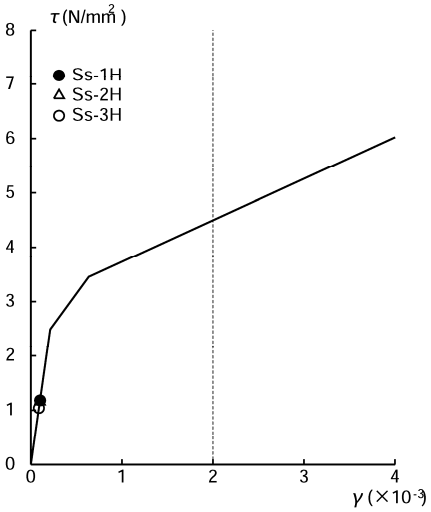
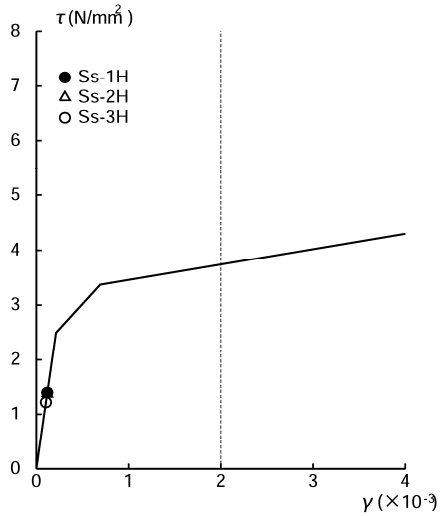
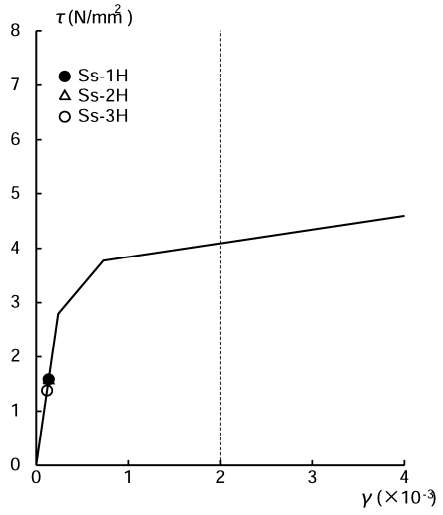
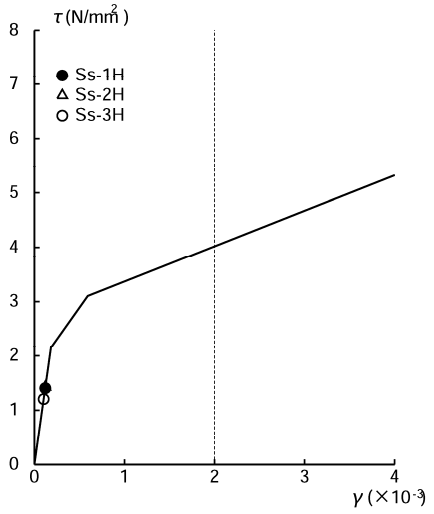
| O.P. | $_{F}$1 通り～$_{F}$2 通り | $_{F}$3 通り |
|---|---|---|
| 19.2～15.7 |  |  |
| 15.7～10.2 | |  |
| 10.2～2.7 |  | |

図 1.12(2)　PL/B　せん断スケルトン曲線上の最大応答値　EW 方向

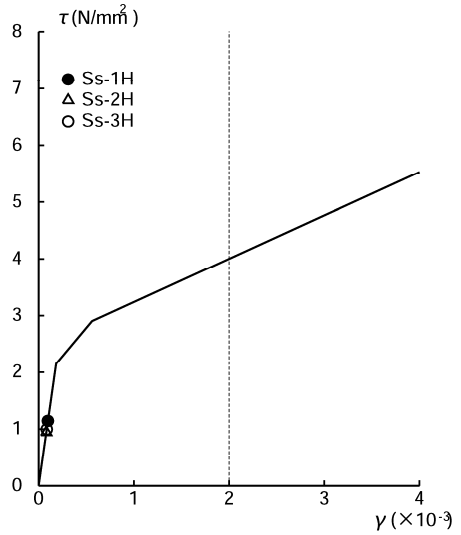
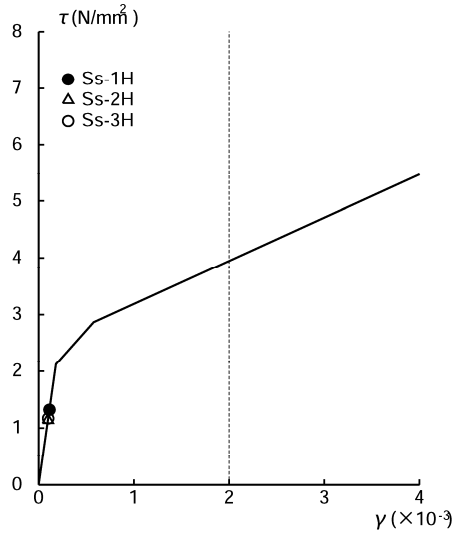
| O.P. | $_{F}$4 通り～$_{F}$7 通り | $_{F}$8 通り |
|---|---|---|
| 37.6～<br>27.2 | |  |
| 27.2～<br>19.2 | — |  |

図 1.12 (3)　PL/B　せん断スケルトン曲線上の最大応答値　EW 方向

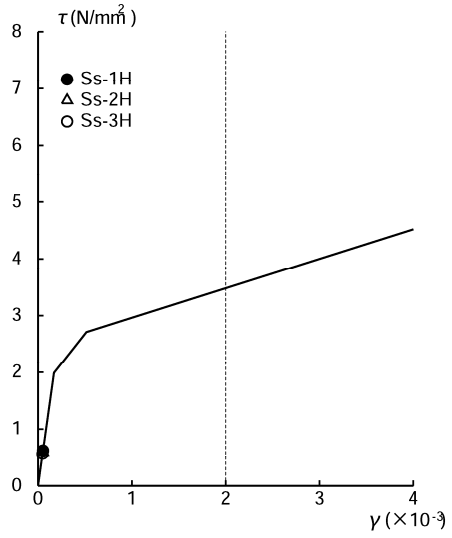
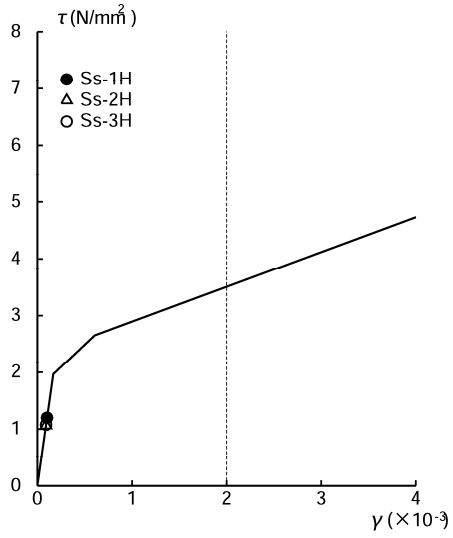
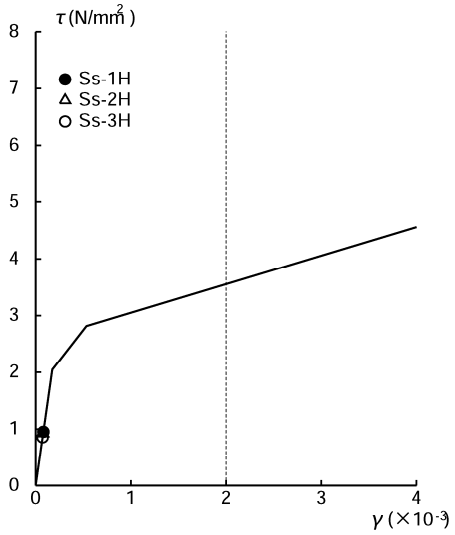
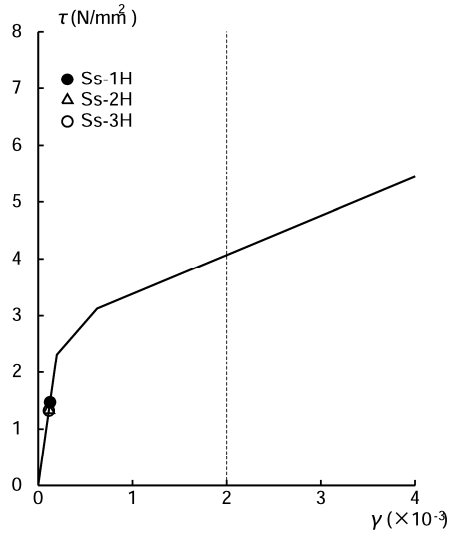
| O.P. | $_{F}$4 通り～$_{F}$7 通り | $_{F}$8 通り |
|---|---|---|
| 19.2<br>～<br>15.7 |  |  |
| 15.7<br>～<br>10.2 |  |  |
| 10.2<br>～<br>2.7 | — | |

図1.12（4） PL/B せん断スケルトン曲線上の最大応答値 EW方向

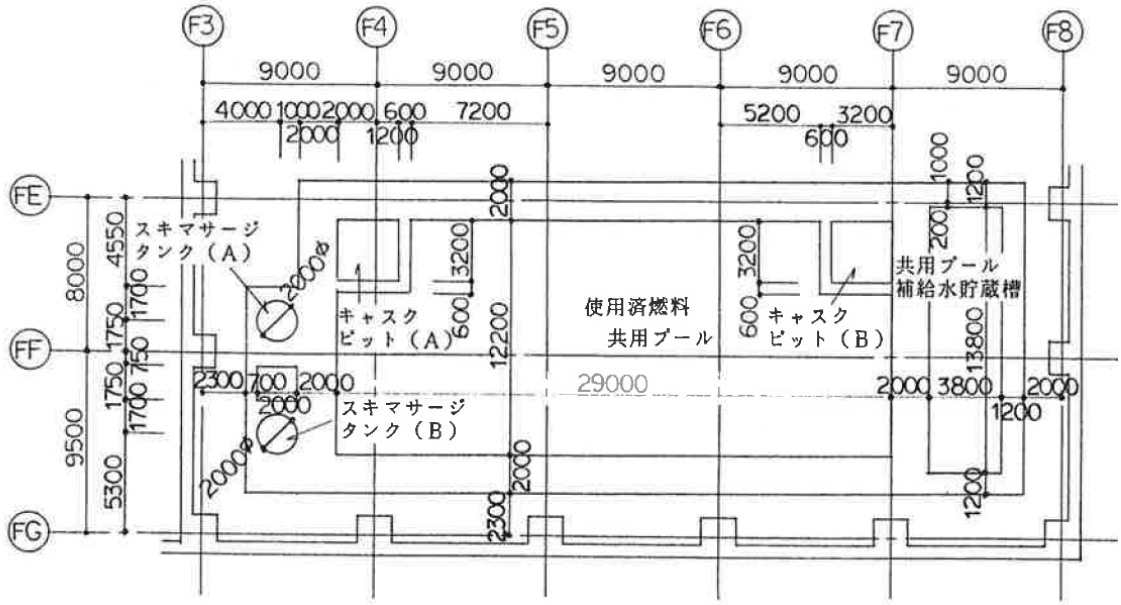
2. 使用済燃料共用プール躯体の耐震安全性評価

2.1 解析評価方針

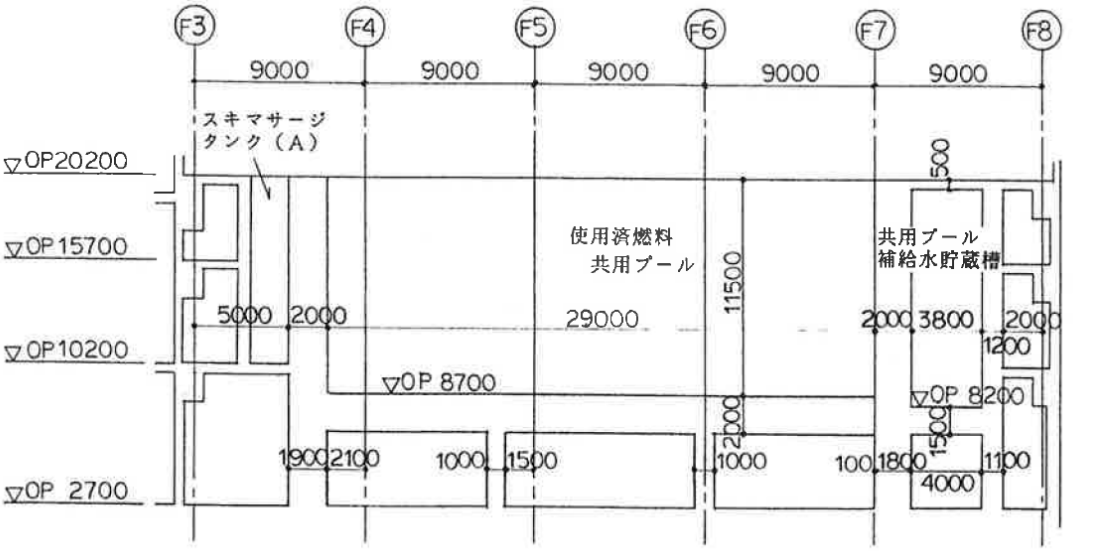
本検討では，使用済燃料共用プール躯体（以下，共用プール）の耐震安全性を３次元FEMモデルによって評価する。

共用プールの構造概要を図2.1に示す。

耐震安全性評価は，図2.2のフローに示すように以下の手順で行う。




（平面）




（断面）

（単位：mm）

図2.1　共用プール概要図

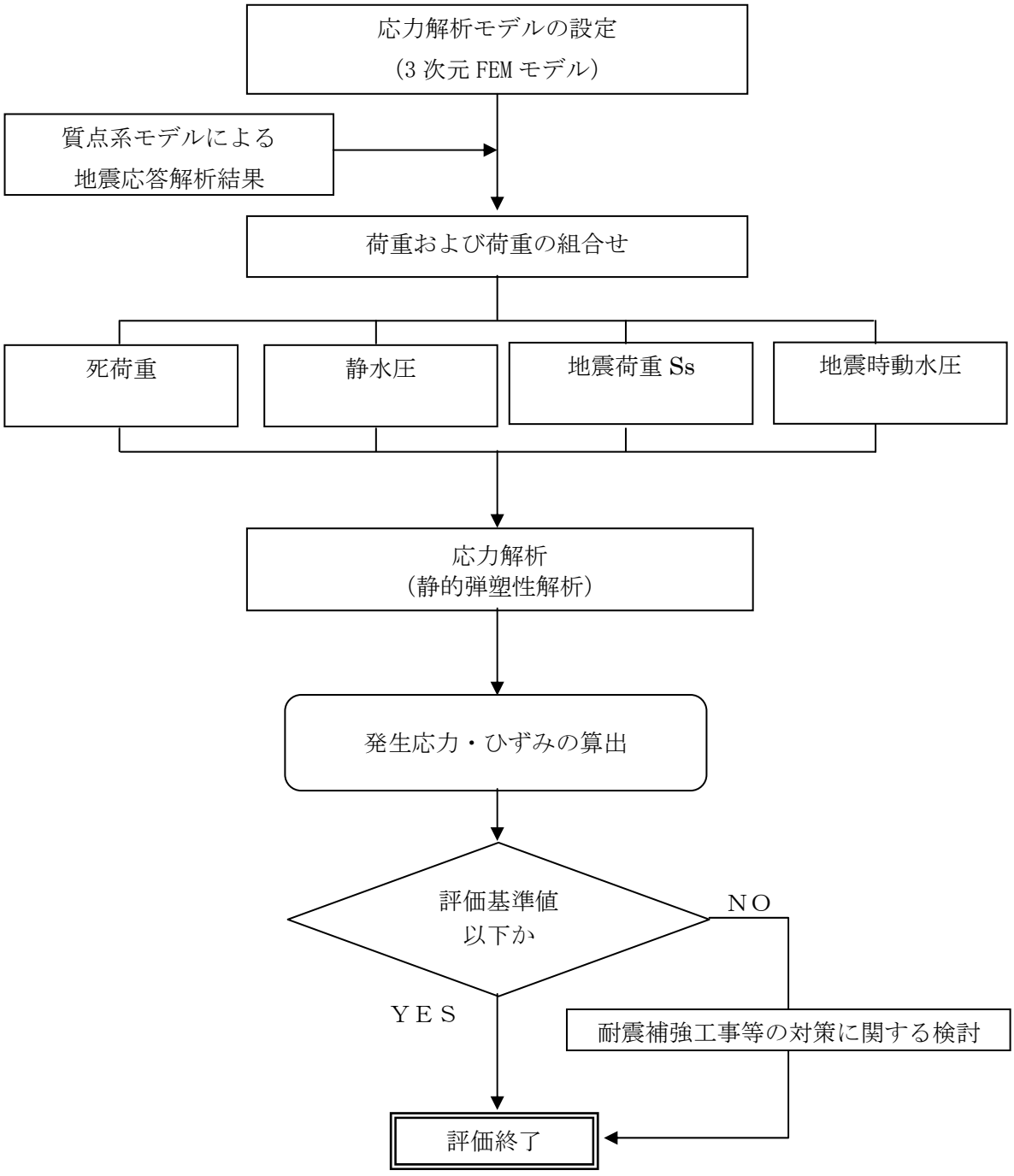


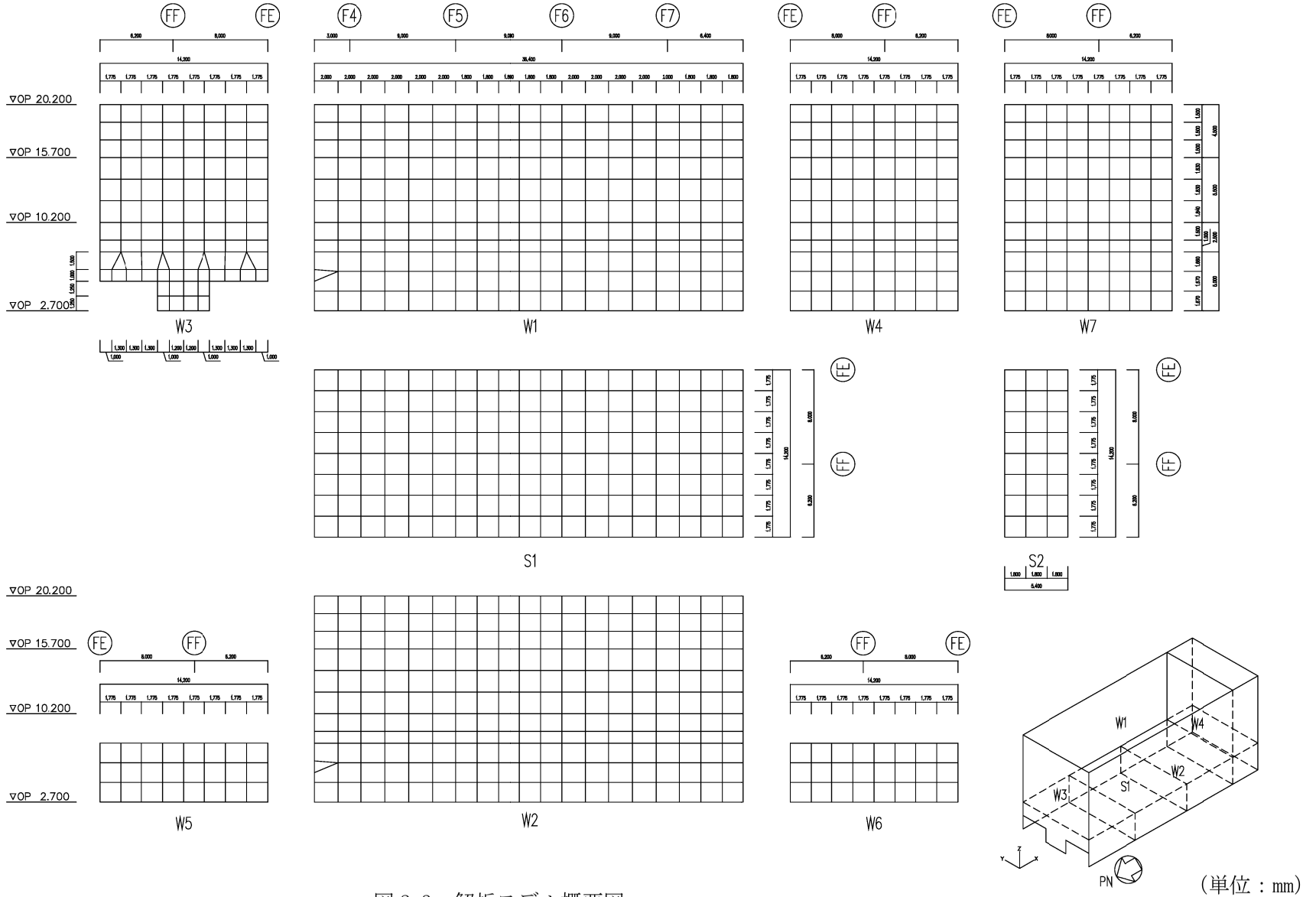

図 2.2　共用プールの耐震安全性評価フロー

2.2 応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した静的弾塑性解析を実施し，共用プール部に発生する応力およびひずみを算定する。解析モデルは，共用プール部分を切り出した 3 次元 FEM モデルとする。

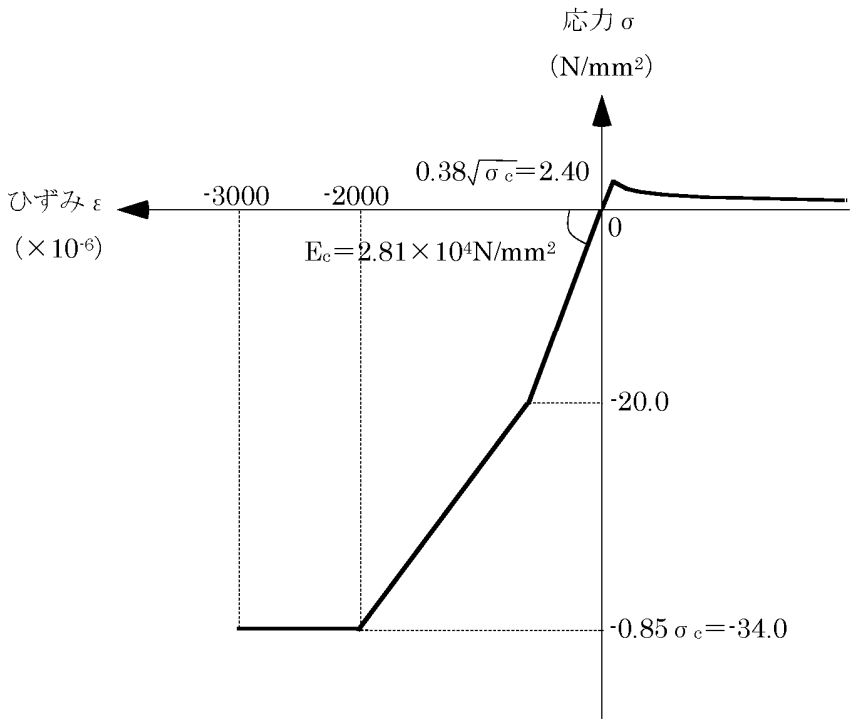
解析モデルに使用する板要素は，鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素を用いた。各要素には，板の軸力と曲げ応力を同時に考えるが，板の曲げには面外せん断変形の影響も考慮した。使用計算機コードは「ABAQUS」である。

図 2.3 に解析モデル概要図を，図 2.4 にコンクリートと鉄筋の構成則を，図 2.5 に解析モデルの境界条件を示す。

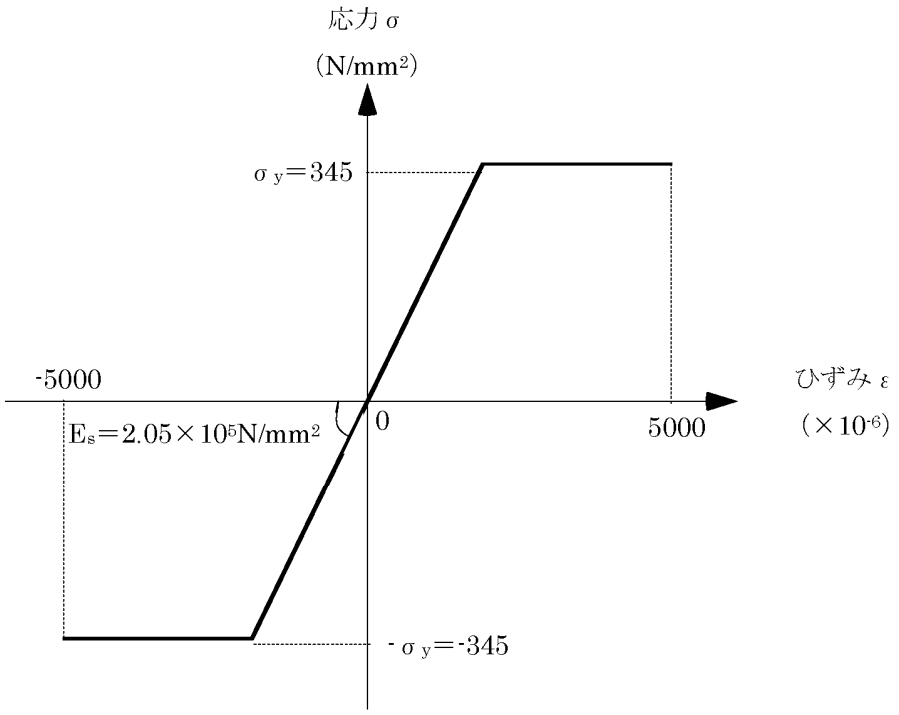



（単位：mm）

図 2.3　解析モデル概要図




(a)　コンクリートの応力－ひずみ関係（コンクリート強度 σc=40N/mm²）




(b)　鉄筋の応力－ひずみ関係（鉄筋降伏点 σy=345N/mm²）

図 2.4　コンクリートと鉄筋の構成則

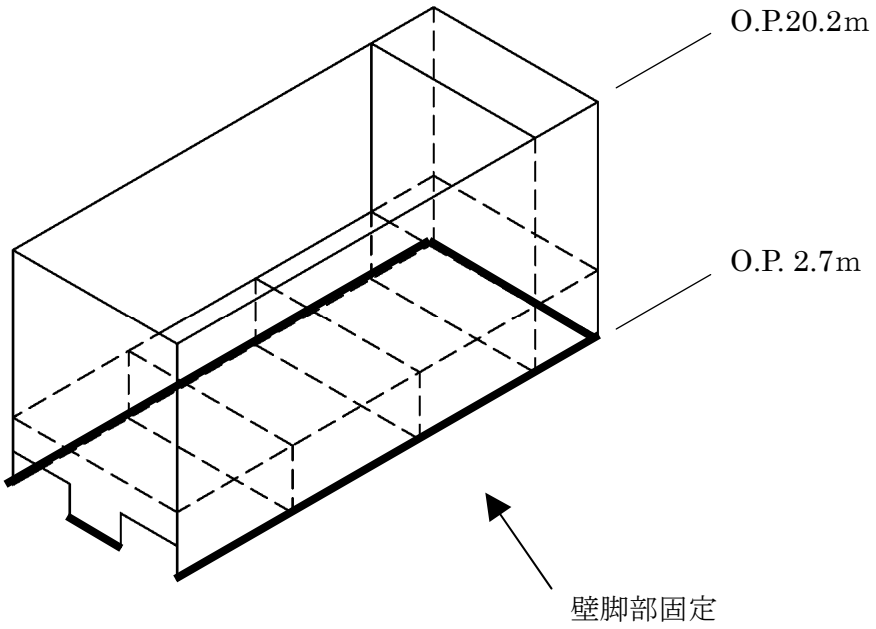



図 2.5　解析モデルの境界条件

## 2.3 荷重および荷重の組合せ

(1) 死荷重

解析モデルに付与する死荷重は，モデル化範囲の建屋躯体の自重に加え，機器・配管・その他の共用プールに直接取りつく大梁，小梁，床スラブ，間仕切壁の自重も考慮する。

(2) 静水圧

共用プールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮する。

(3) 地震荷重

「1. 耐震壁の耐震安全性評価」の質点系モデルによる基準地震動 Ss に対する地震応答解析結果に基づき，水平方向および鉛直方向の地震荷重を設定する。

(4) 地震時動水圧

共用プールが満水状態にあると仮定した場合の動水圧を考慮する。

(5) 荷重の組合せ

表 2.1 に荷重の組合せを示す。なお，水平方向および鉛直方向の地震の組合せは，組合せ係数法（組合せ係数 0.4）により評価する。

表 2.1　荷重の組合せ

| 荷重時名称 | 荷重の組合せ |
|---|---|
| Ss 地震時 | DL + H + K + KH |

ここに，　DL：死荷重，　H：静水圧，　K：地震荷重（基準地震動 Ss），
KH：地震時動水圧

2.4 評価結果

配筋諸元等に基づき共用プールの構造検討を行い，耐震安全性を評価する。評価においては，応力解析より求まる発生応力およびひずみが，評価基準値を超えないことを確認する。評価基準値は，日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（2011）」等に基づき設定する。表 2.2 に評価対象毎に定められた評価基準値を示す。

評価基準値に対する発生ひずみ，発生応力の比（検定比）を図 2.6～図 2.11 に示す。また、各評価項目について検定比が最大になる要素について発生値、評価基準値、及び検定比を図中に示す。

いずれの箇所においても発生応力およびひずみは評価基準値を下回り（検定比が１以下），共用プールは基準地震動Ｓｓに対する耐震安全性が確保されている。

図 2.6～図 2.11 に用いる記号の説明

$\varepsilon_x$，$\varepsilon_y$：各方向のひずみ（コンクリート：圧縮，鉄筋：圧縮及び引張）

$\varepsilon_a$：ひずみの評価基準値

※ひずみは全て引張側を正として表記

$Q_x$，$Q_y$：各方向の面外せん断力

$Q_a$：面外せん断力の評価基準値

表 2.2　評価対象毎に定められた評価基準値

| 評価対象 | 評価基準値 |
|---|---|
| コンクリートのひずみ | $-3000\times10^{-6}$ |
| 鉄筋のひずみ | $\pm5000\times10^{-6}$ |
| 壁部および床部の面外せん断力 | 上述の規格に基づく許容面外せん断力 |

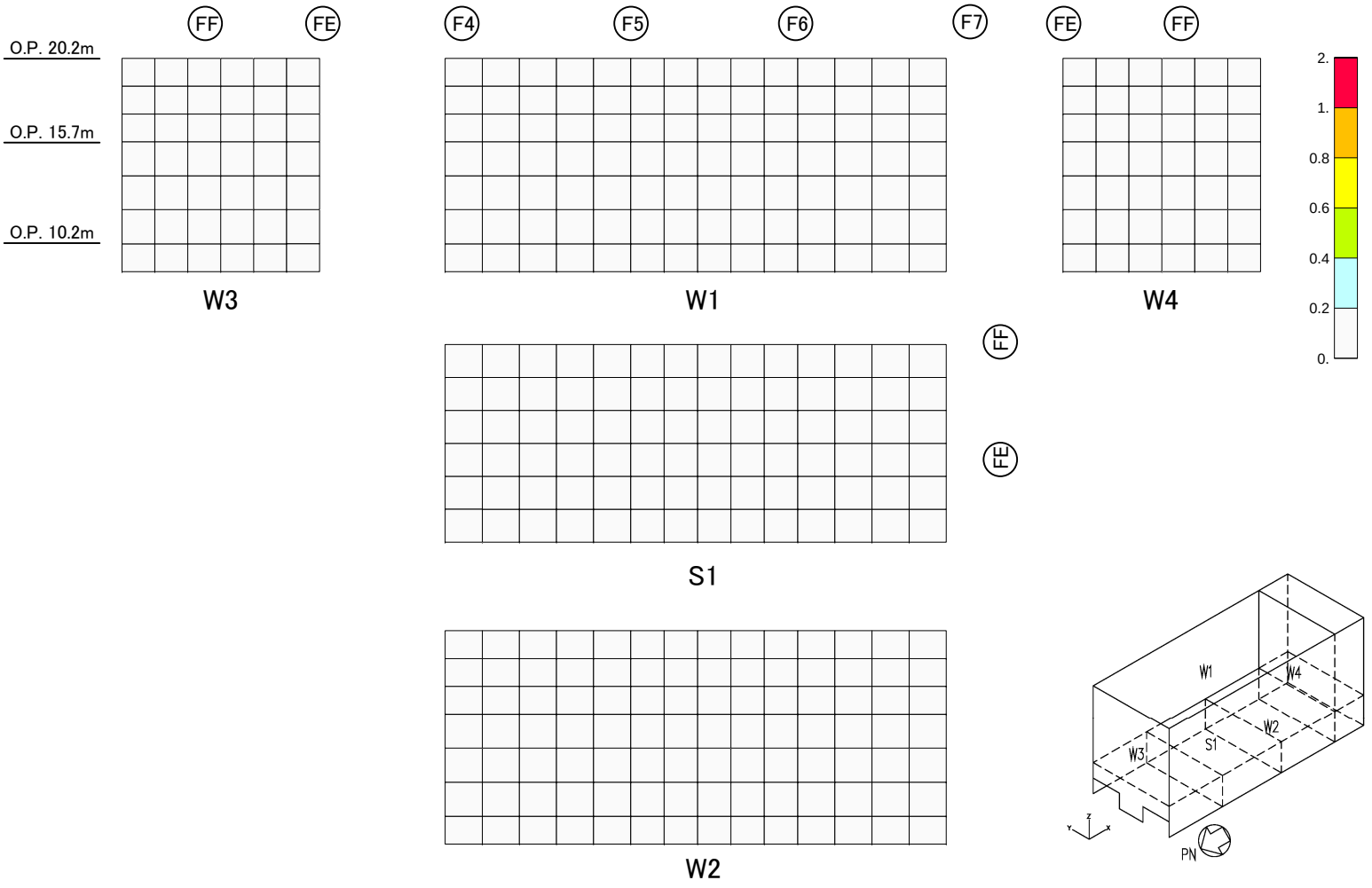



図 2.6　断面算定結果　コンクリートのひずみ　検定比コンター図　εx/εa　（壁：水平方向，床：南北方向）

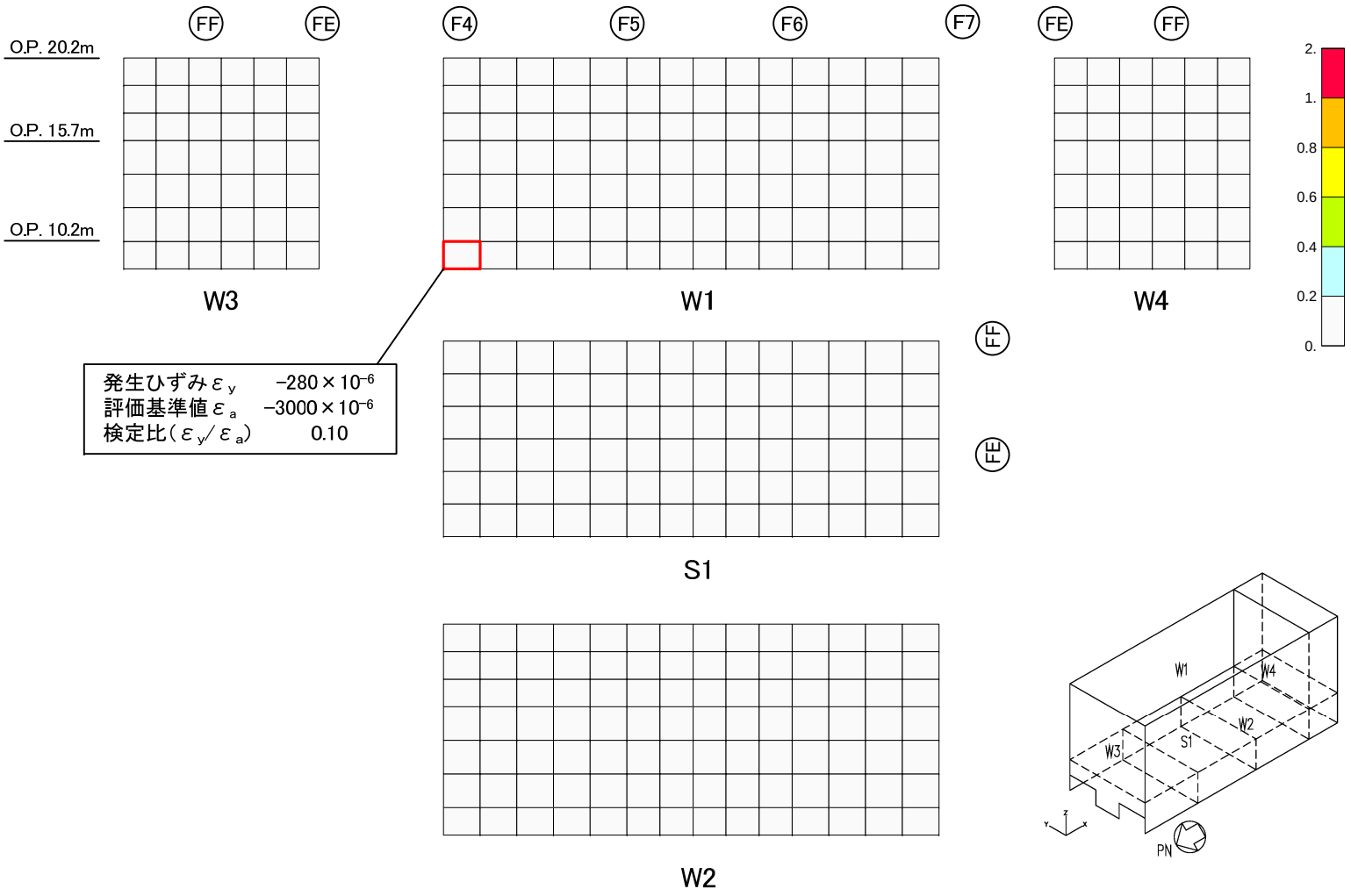



図 2.7　断面算定結果　コンクリートのひずみ　検定比コンター図 εy/εa（壁：鉛直方向，床：東西方向）

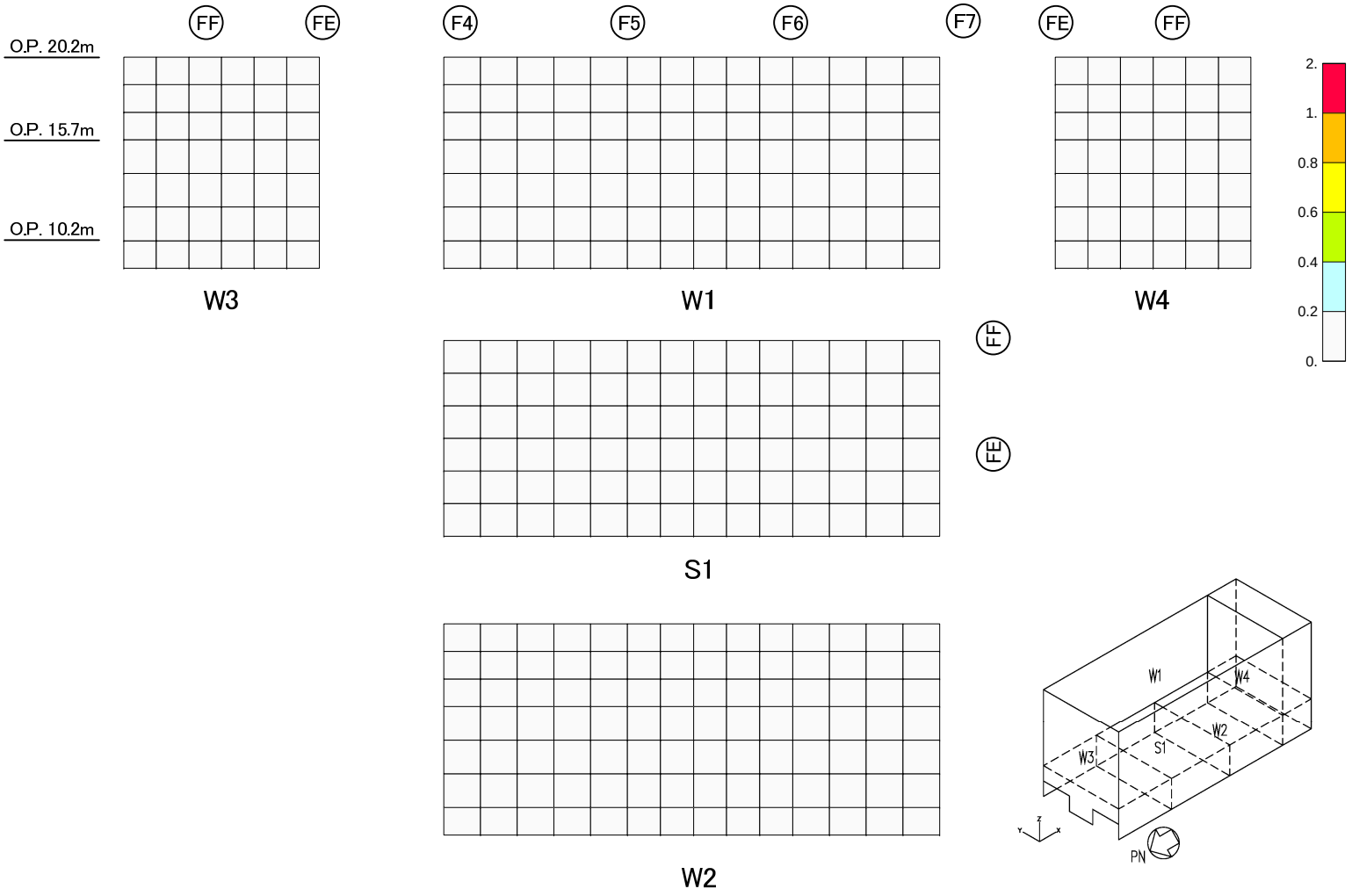



図 2.8　断面算定結果　鉄筋のひずみ　検定比コンター図　εx/εa（壁：水平方向，床：南北方向）

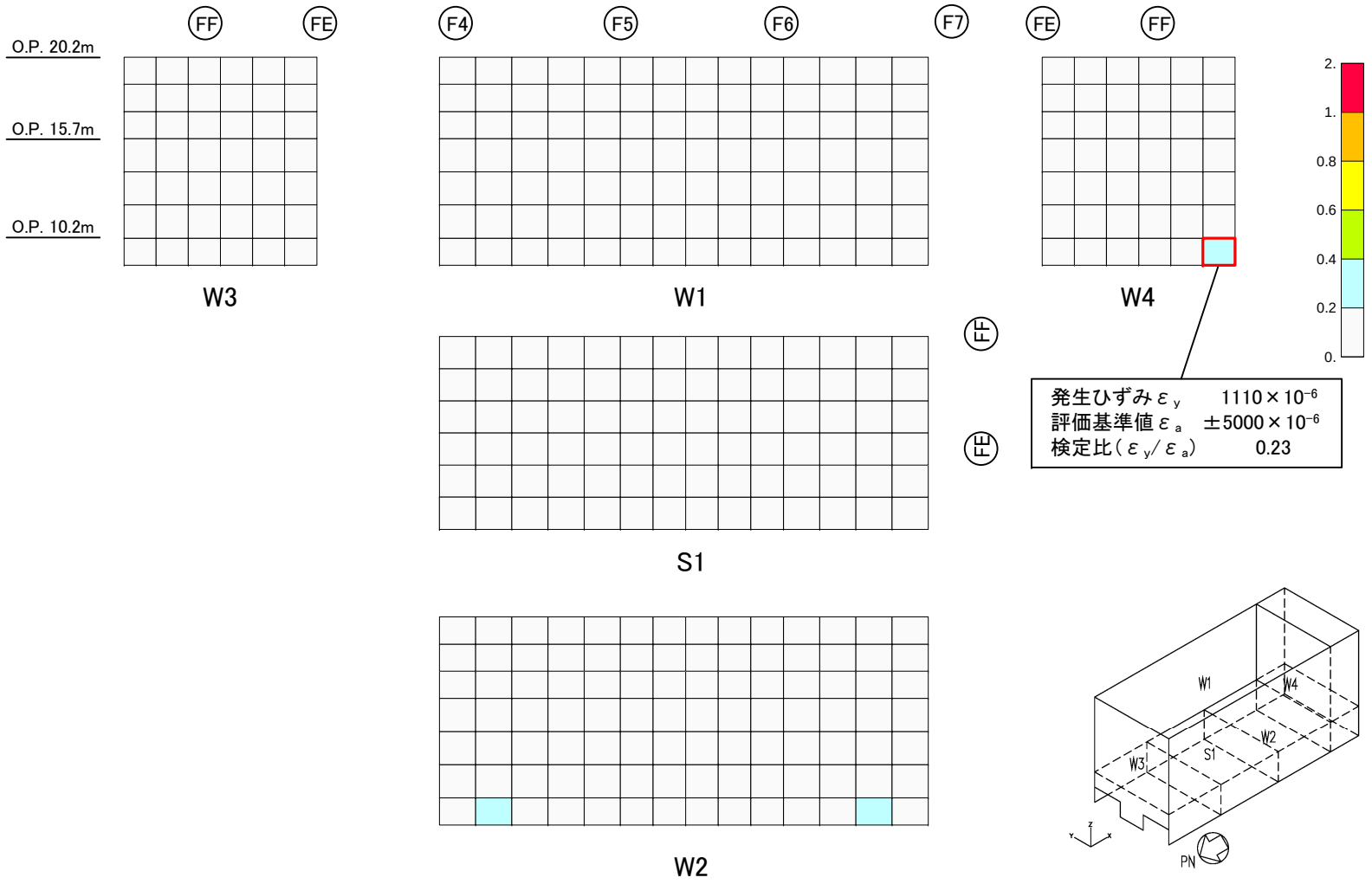



図 2.9　断面算定結果　鉄筋のひずみ　検定比コンター図　ε y/ ε a（壁：鉛直方向，床東西方向）

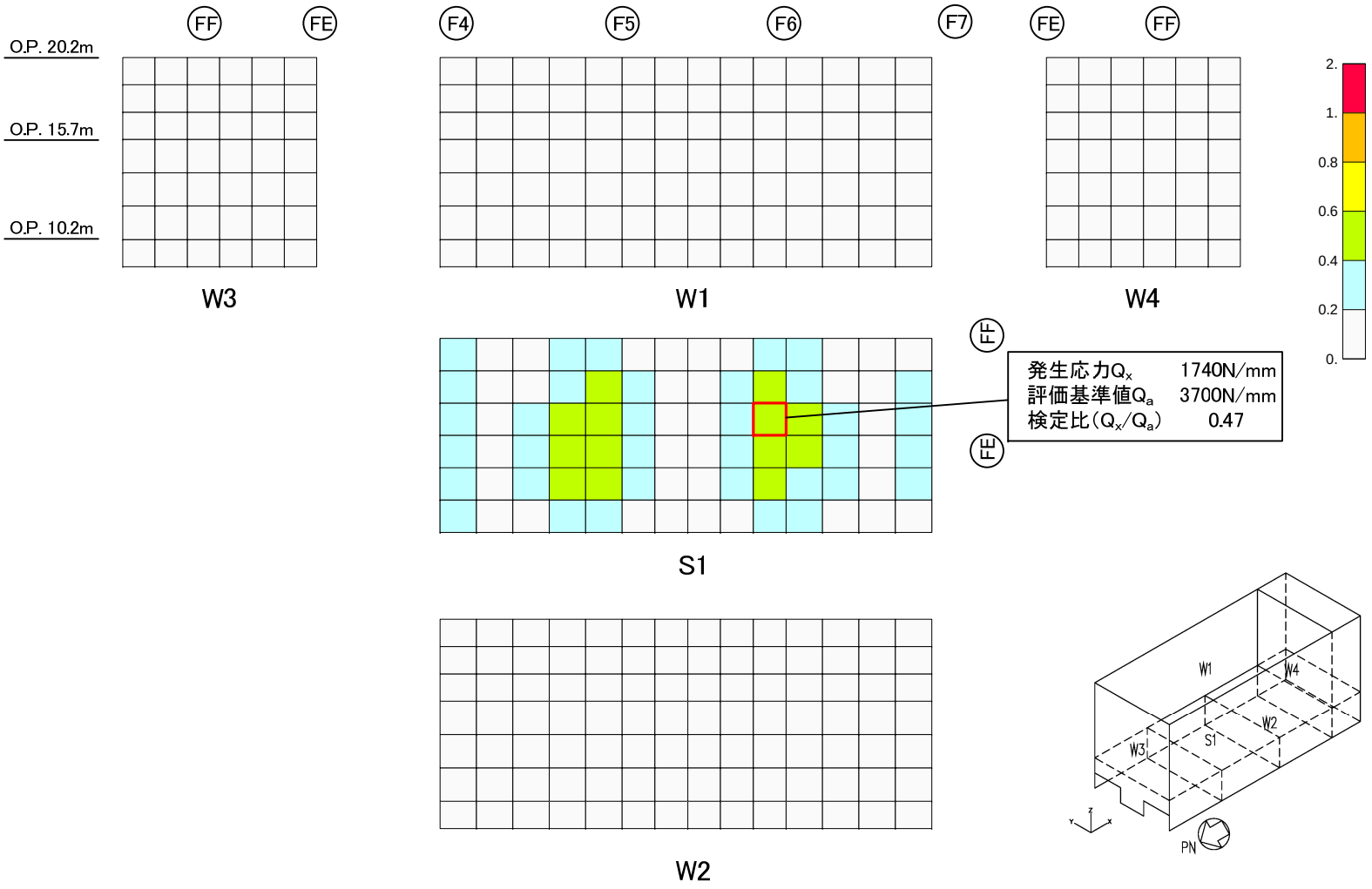



図 2.10　断面算定結果　面外せん断力　検定比コンター図 Qx/Qa（壁：水平方向，床：南北方向）

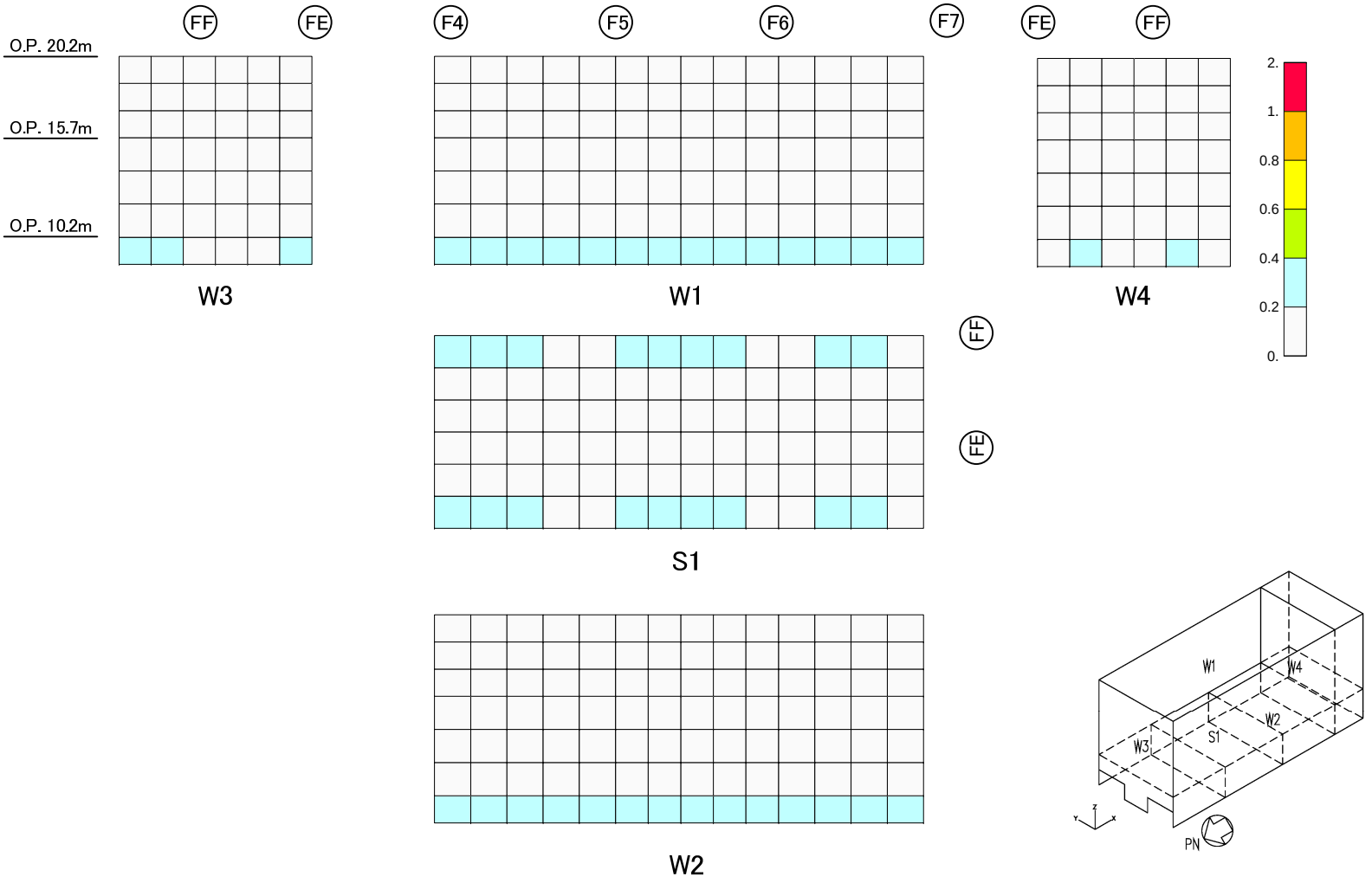



図 2.11　断面算定結果　面外せん断力　検定比コンター図 Qy/Qa（壁：鉛直方向，床：東西方向）

3. 別添

別添－１　福島第一原子力発電所 運用補助共用施設共用プール棟 耐震壁の耐震安全性評価について（東京電力株式会社，平成２５年２月２１日，特定原子力施設監視・評価検討会（第４回）資料３－２）

特定原子力施設監視・
評価検討会（第４回）
資料３－２
（第3回資料３－2を再配布）

# 福島第一原子力発電所
# 運用補助共用施設共用プール棟
# 耐震壁の耐震安全性評価について

平成25年2月21日
東京電力株式会社

東京電力
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

１．評価方針

２．地震応答解析

３．耐震壁の耐震安全性評価

４．コメント回答

・参考資料

東京電力
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 1. 評価方針

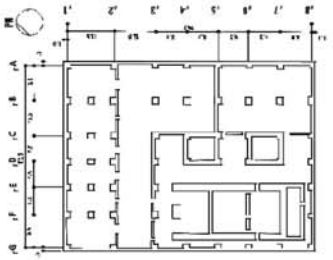
運用補助共用施設共用プール棟（以下，PL/Bという）は、Sクラス設備（使用済燃料共用プール、キャスクピット、使用済燃料貯蔵ラック）の間接支持構造物として機能保持させることとする。

PL/Bの耐震壁は、機能保持限界における許容限界ひずみ$2\times10^{-3}$を評価基準値とする。

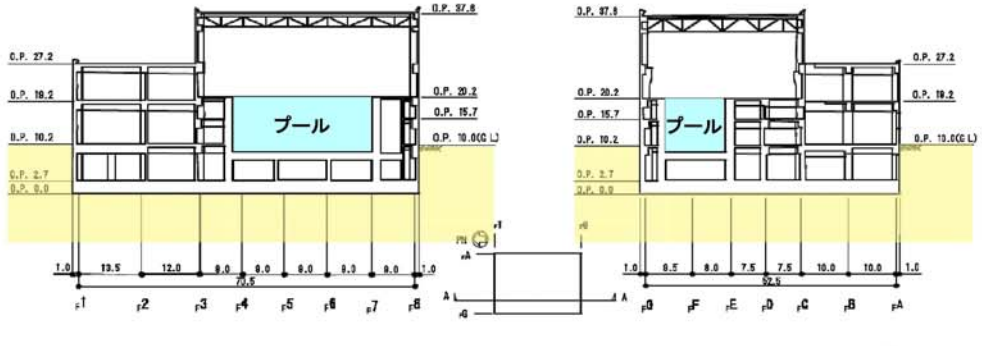

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 2. 地震応答解析　(1)PL/Bの概要

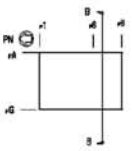
構　　造：鉄筋コンクリート造
　　（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造）
階　　数：地上３階，地下１階
基　　礎：厚さ2.7mのべた基礎で，泥岩盤上に設置
平面形状：72.5m（NS方向）×54.5m（EW方向）
高　　さ：基礎版底面から37.6m（地上高さ27.6m）



平面図

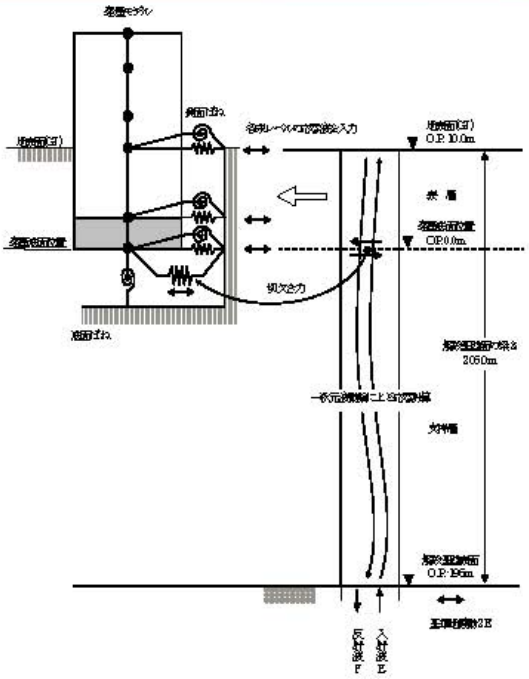



断面図（NS方向）　　断面図（EW方向）




無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

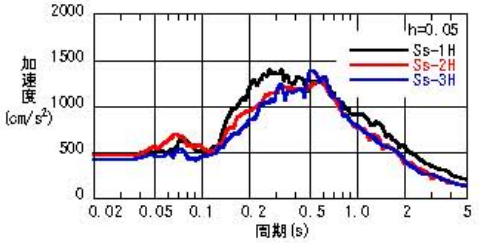
# 2. 地震応答解析　(2)入力地震動の算定




入力地震動の概念図（水平方向）

PL/Bの水平方向の入力地震動については，解放基盤表面で定義される基準地震動Ssを入力として，解放基盤表面から地表面までの速度構造を成層と仮定した地盤モデルを用いた一次元波動論による地震応答解析を行い，PL/B基礎底面位置及び側面ばね位置での地震動を入力地震動とした。

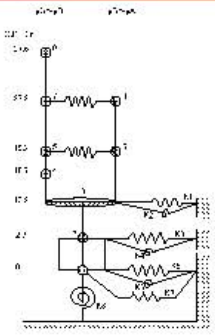
建屋基礎底面位置におけるせん断力（切欠き力）を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮した。



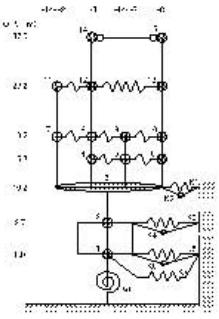

入力地震動の応答スペクトル（基礎底面E+F）



# 2. 地震応答解析　(3)地震応答解析モデル



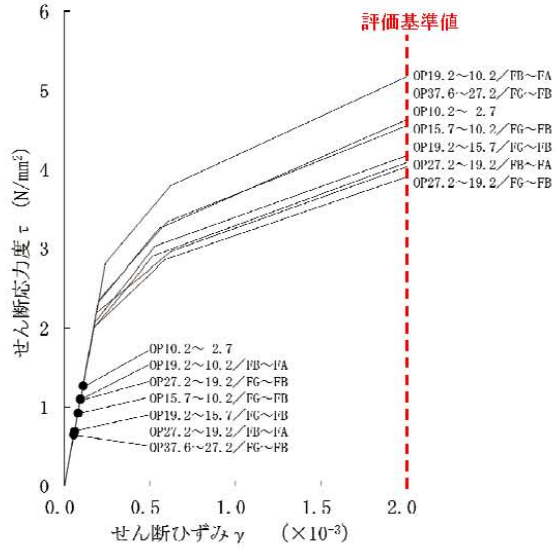
地震応答解析モデル（NS方向）



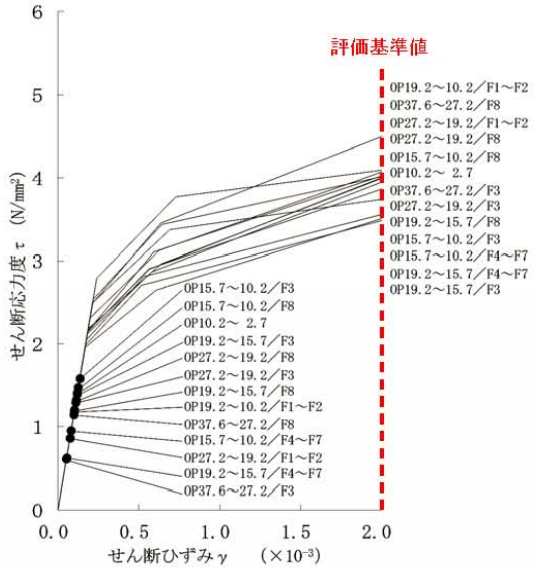
地震応答解析モデル（EW方向）

- 多質点系モデル
  - 建屋と底面・側面地盤との相互作用を考慮
  - 耐震壁のせん断剛性と曲げ剛性を考慮
- 地盤ばね
  - 建屋底面地盤ばね（水平・回転）は，JEAG4601-1991による振動アドミッタンス理論に基づく近似ばね
  - 建屋側面地盤ばね（水平・回転）は，JEAG4601-1991によるNOVAKの手法に基づく近似ばね
- 建屋耐震壁のモデル化
  - せん断および曲げとも非線形性を考慮
- 材料特性
  - コンクリート実強度（40N/mm²）を採用
- 建屋の減衰
  - 5%（コンクリート部）
- 固有周期（Ss-1）
  - NS方向（1次：0.289s　2次：0.154s）
  - EW方向（1次：0.298s　2次：0.155s）

# 3.耐震壁の耐震安全性評価




せん断スケルトン曲線上の最大応答値
（Ｓｓ－１　ＮＳ方向）




せん断スケルトン曲線上の最大応答値
（Ｓｓ－１　ＥＷ方向）

耐震壁の最大応答せん断ひずみは，最大で0.14×10$^{-3}$（Ss－１，ＥＷ方向，１階）であり，評価基準値（ 2.0×10$^{-3}$ ）を満たすことを確認した。

東京電力

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社



# 4．コメント回答

## ①地震応答解析モデル及び耐震安全性評価への、平成23年3月11日以降の地震、津波等による影響について



3階（オペフロ）（撮影日：平成24年12月9日）



2階（撮影日：平成24年12月9日）



1階（撮影日：平成24年12月9日）



地下1階（撮影日：平成24年12月9日）

⇨ 目視点検（実施期間：平成23年12月5日～平成24年4月26日）の結果*、プール壁には、平成21年度調査後に発生したひび割れは見られず、一般壁で最大幅0.5㎜、一般床で最大幅0.9㎜のひび割れが新たに確認されたものの、躯体の健全性を損なうひび割れは見られなかった。

*：点検はマニュアルに基づき目視可能な範囲において、幅0.3㎜以上のひび割れを記録し、1㎜以上のひび割れを要補修としている。

東京電力

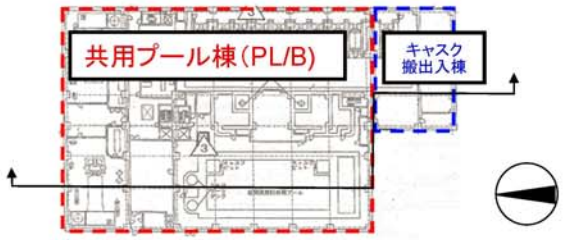
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 4．コメント回答

## ②地震応答解析モデルへの地盤による埋め込み効果の適用性について




共用プール棟（PL/B)・キャスク搬出入棟 NS方向断面図




共用プール棟（PL/B)・キャスク搬出入棟 平面図

⇨ JEAC4601-2008では、地下部分の大部分（3面または面積で75%以上）が周辺地盤と接している場合には全面埋込みと同様な埋込み効果が期待できるものとしている。
よって、上図に示すようにPL/Bにおいては地下部分の3面以上が周辺地盤と接しており、埋め込み効果が期待できるものとして、NOVAKの方法による側面ばねを考慮している。


無断複製・転載禁止 東京電力株式会社


# 4．コメント回答

## ③地震応答解析モデルへの基準地震動Ssに対する建屋の接地率について

接地率

単位(%)

| | Ss-1 | Ss-2 | Ss-3 |
|---|---|---|---|
| NS方向 | 100 | 100 | 100 |
| EW方向 | 100 | 100 | 100 |

⇨基礎浮上り非線形性を考慮した地震応答解析の適用条件とされている「接地率65%以上」をいずれも満足する。


無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

# 4．コメント回答

## ④コンクリートの実強度の適用性について

**鉄筋コンクリートの物性値**

| | 強度*1 Fc (N/mm²) | ヤング係数 E (N/mm²) | せん断弾性係数 G (N/mm²) | ポアソン比 $\nu$ | 単位体積重量*2 $\gamma$ (kN/m³) |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 40.0 | $2.81\times10^4$ | $1.17\times10^4$ | 0.2 | 24.5 |
| 鉄筋 | SD345相当 (SD35) | | | | |

PL/Bの圧縮強度試験データ分析結果

| | | |
|---|---|---|
| 設計基準強度 | | 23.5 N/mm2 |
| 平均圧縮強度*1 (調査年：平成17年) | 1階外壁 | 53.6 N/mm2 (3供試体の平均) |
| | 1階内壁 | 46.9 N/mm2 (3供試体の平均) |
| 解析採用値 | | 40.0 N/mm² |

*1 福島第一原子力発電所第４号機　高経年化技術評価報告書（平成19年10月、東京電力株式会社）

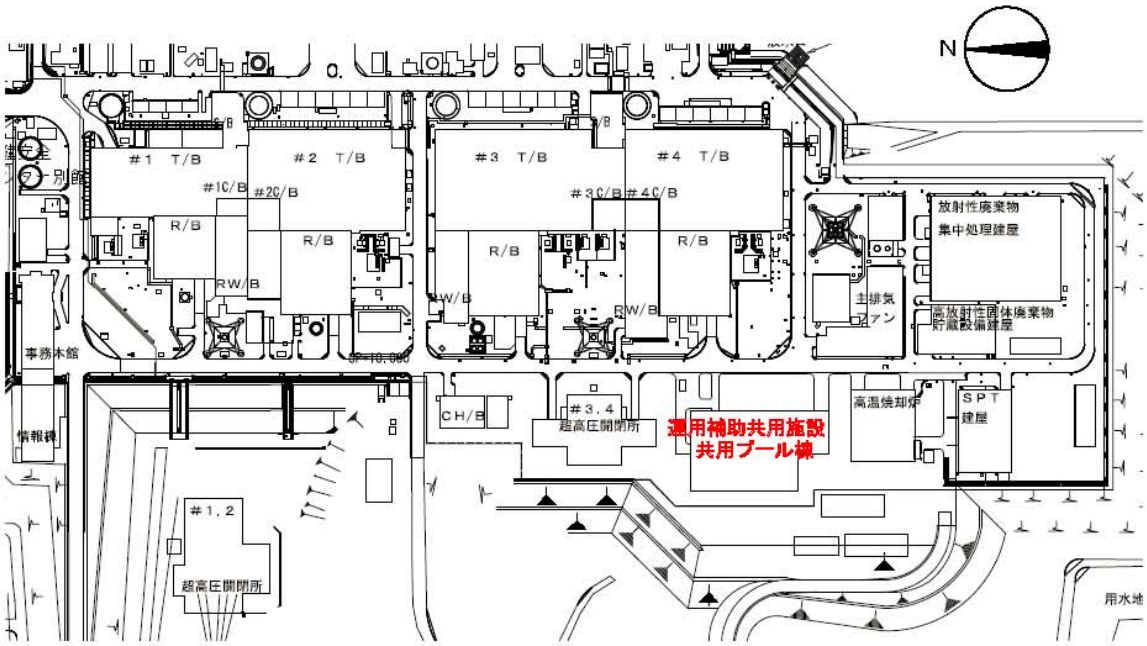
＊1：RC造部の剛性を評価する際に用いるコンクリート強度は，PL/Bの圧縮強度試験の平均値を小さめに丸めた値を設定した。

＊2：鉄筋コンクリートの値を示す。



# 【参考資料】

# PL/Bの配置




福島第一原子力発電所　配置図



東京電力
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社



# 地盤定数

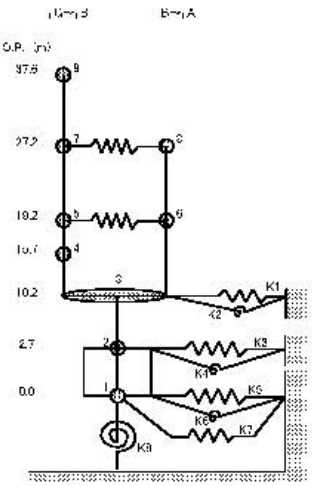
地盤モデル及び物性値については，PL/B付近の地盤の調査結果に基づき，せん断弾性係数及び減衰定数のひずみ依存性を考慮した等価線形解析により，基準地震動Ss-1，Ss-2及びSs-3のそれぞれについて個別に設定した。

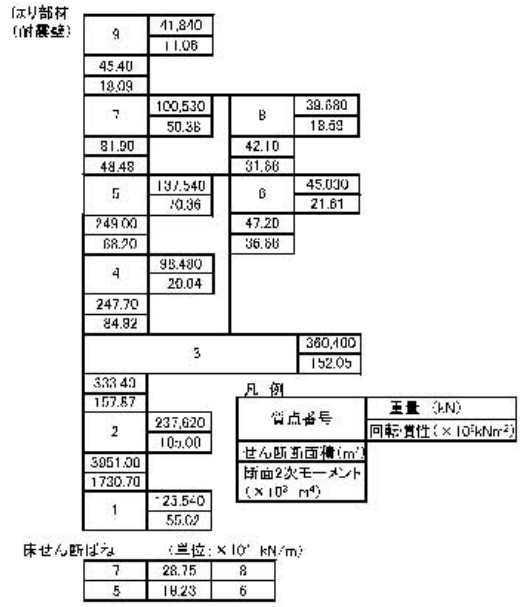
**地盤定数**

| 標高 O.P. (m) | 地質 | せん断波速度 Vs (m/s) | 単位体積重量 γ (kN/m³) | ポアソン比 ν | 初期せん断弾性係数 $G_0$ (×10⁶kN/m²) | 剛性低下率 G/G₀ | | | せん断弾性係数 G (×10⁶kN/m²) | | | ヤング係数 E (×10⁶kN/m²) | | | 減衰定数 h (%) | | | 層厚 H (m) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | Ss-1 | Ss-2 | Ss-3 | Ss-1 | Ss-2 | Ss-3 | Ss-1 | Ss-2 | Ss-3 | Ss-1 | Ss-2 | Ss-3 | |
| 10.0 | | | | | | | | | | | | | | | | | | |
| 2.7 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 2.62 | 0.86 | 0.86 | 0.87 | 2.25 | 2.25 | 2.28 | 6.53 | 6.53 | 6.72 | 3 | 3 | 3 | 7.3 |
| -10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 3.41 | 0.79 | 0.81 | 0.78 | 2.69 | 2.76 | 2.65 | 7.88 | 8.08 | 7.79 | 3 | 3 | 3 | 12.7 |
| -80.0 | | 500 | 17.1 | 0.455 | 4.36 | | | | 3.44 | 3.53 | 3.40 | 10.01 | 10.27 | 9.89 | | | | 70.0 |
| -108.0 | | 550 | 17.6 | 0.446 | 5.53 | | | | 4.45 | 4.56 | 4.39 | 12.87 | 13.19 | 12.70 | | | | 28.0 |
| -196.0 | | 600 | 17.8 | 0.442 | 6.53 | | | | 5.15 | 5.29 | 5.09 | 14.88 | 15.26 | 14.68 | | | | 88.0 |
| | (解放基盤) | 700 | 18.5 | 0.421 | 9.24 | 1.00 | 1.00 | 1.00 | 9.24 | 9.24 | 9.24 | 25.25 | 25.25 | 25.25 | - | - | - | - |

東京電力
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 地震応答解析モデル

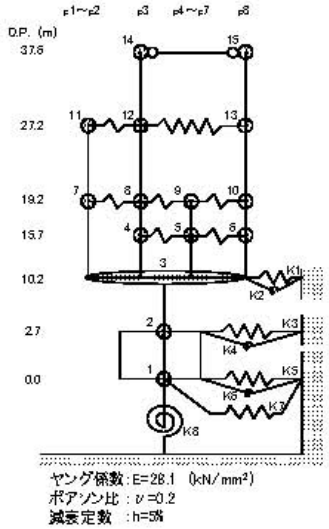


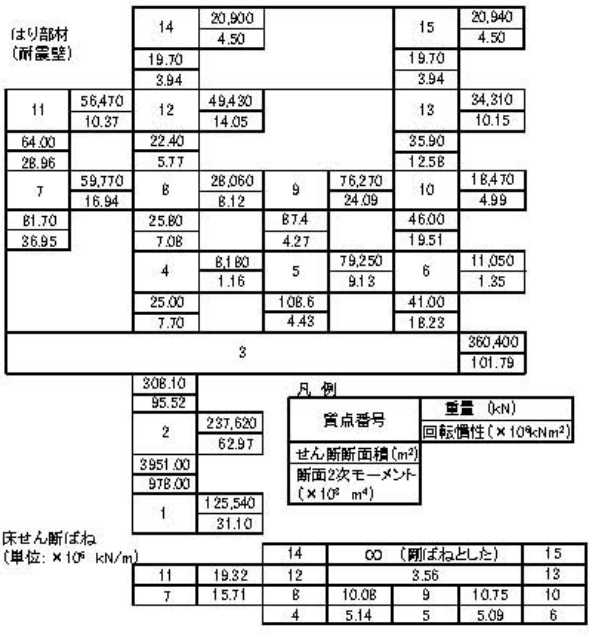




解析モデルの諸元 （NS方向）



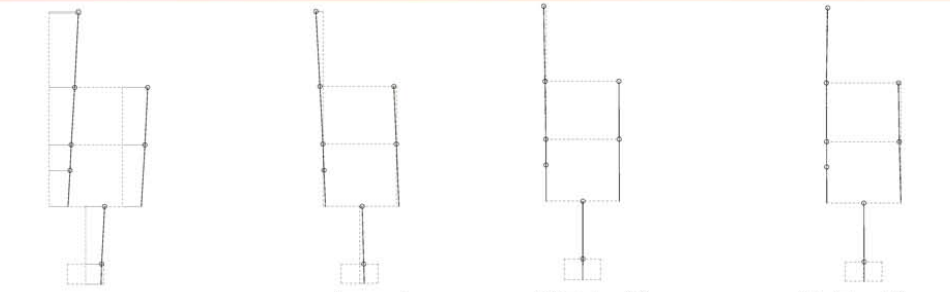
# 地震応答解析モデル




解析モデルの諸元 （EW方向）

# 固有値解析結果



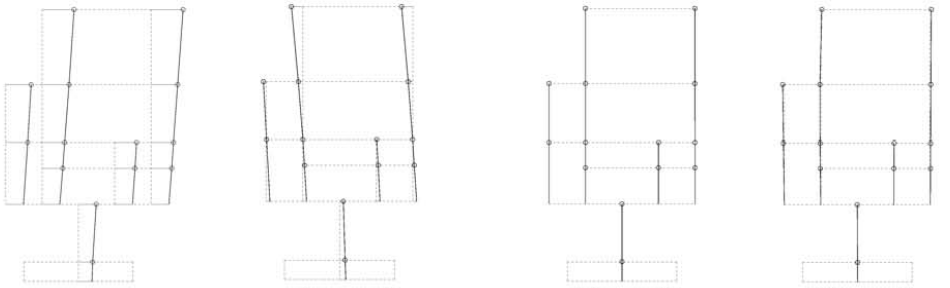
1次モード
固有周期0.289s

2次モード
固有周期0.154s

3次モード
固有周期0.073s

4次モード
固有周期0.060s

モード図 NS方向（Ｓｓ－１Ｈ）



1次モード
固有周期0.298s

2次モード
固有周期0.155s

3次モード
固有周期0.098s

4次モード
固有周期0.080s

モード図 EW方向（Ｓｓ－１Ｈ）



# 固有値解析結果

固有値（固有周期，固有振動数）
および刺激係数（水平方向，NS方向）

(Ss-1H)

| 次数 | 固有周期 (sec) | 固有振動数 (Hz) | 刺激係数 | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 1 | 0.289 | 3.45 | 1.367 | 建屋－地盤連成系１次 |
| 2 | 0.154 | 6.50 | -0.323 | |
| 3 | 0.073 | 13.64 | -0.104 | |
| 4 | 0.060 | 16.74 | -0.108 | |
| 5 | 0.050 | 19.81 | 0.047 | |

(Ss-2H)

| 次数 | 固有周期 (sec) | 固有振動数 (Hz) | 刺激係数 | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 1 | 0.286 | 3.49 | 1.371 | 建屋－地盤連成系１次 |
| 2 | 0.152 | 6.56 | -0.327 | |
| 3 | 0.073 | 13.65 | -0.105 | |
| 4 | 0.060 | 16.74 | -0.111 | |
| 5 | 0.050 | 19.82 | 0.048 | |

(Ss-3H)

| 次数 | 固有周期 (sec) | 固有振動数 (Hz) | 刺激係数 | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 1 | 0.291 | 3.44 | 1.366 | 建屋－地盤連成系１次 |
| 2 | 0.155 | 6.47 | -0.322 | |
| 3 | 0.073 | 13.63 | -0.103 | |
| 4 | 0.060 | 16.74 | -0.107 | |
| 5 | 0.050 | 19.81 | 0.047 | |

固有値（固有周期，固有振動数）
および刺激係数（水平方向，EW方向）

(Ss-1H)

| 次数 | 固有周期 (sec) | 固有振動数 (Hz) | 刺激係数 | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 1 | 0.298 | 3.36 | 1.498 | 建屋－地盤連成系１次 |
| 2 | 0.155 | 6.44 | -0.525 | |
| 3 | 0.098 | 10.16 | -0.004 | |
| 4 | 0.080 | 12.44 | -0.075 | |
| 5 | 0.076 | 13.13 | -0.031 | |

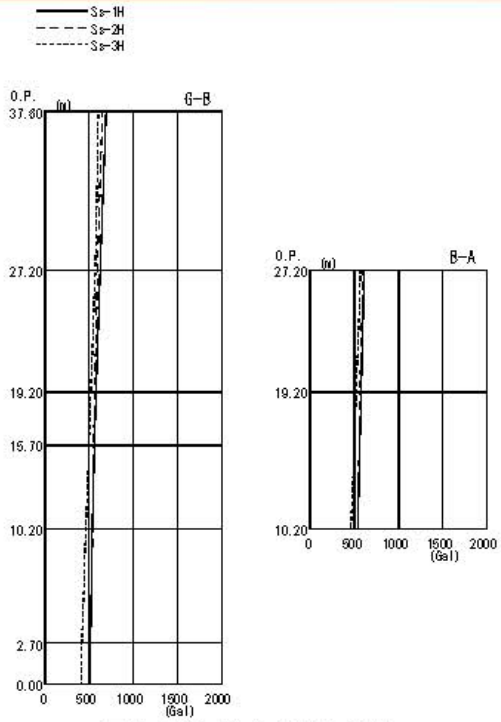
(Ss-2H)

| 次数 | 固有周期 (sec) | 固有振動数 (Hz) | 刺激係数 | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 1 | 0.295 | 3.39 | 1.503 | 建屋－地盤連成系１次 |
| 2 | 0.154 | 6.50 | -0.532 | |
| 3 | 0.098 | 10.17 | -0.003 | |
| 4 | 0.080 | 12.45 | -0.078 | |
| 5 | 0.076 | 13.14 | -0.031 | |

(Ss-3H)

| 次数 | 固有周期 (sec) | 固有振動数 (Hz) | 刺激係数 | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 1 | 0.299 | 3.34 | 1.497 | 建屋－地盤連成系１次 |
| 2 | 0.156 | 6.42 | -0.522 | |
| 3 | 0.098 | 10.16 | -0.004 | |
| 4 | 0.080 | 12.43 | -0.074 | |
| 5 | 0.076 | 13.13 | -0.031 | |

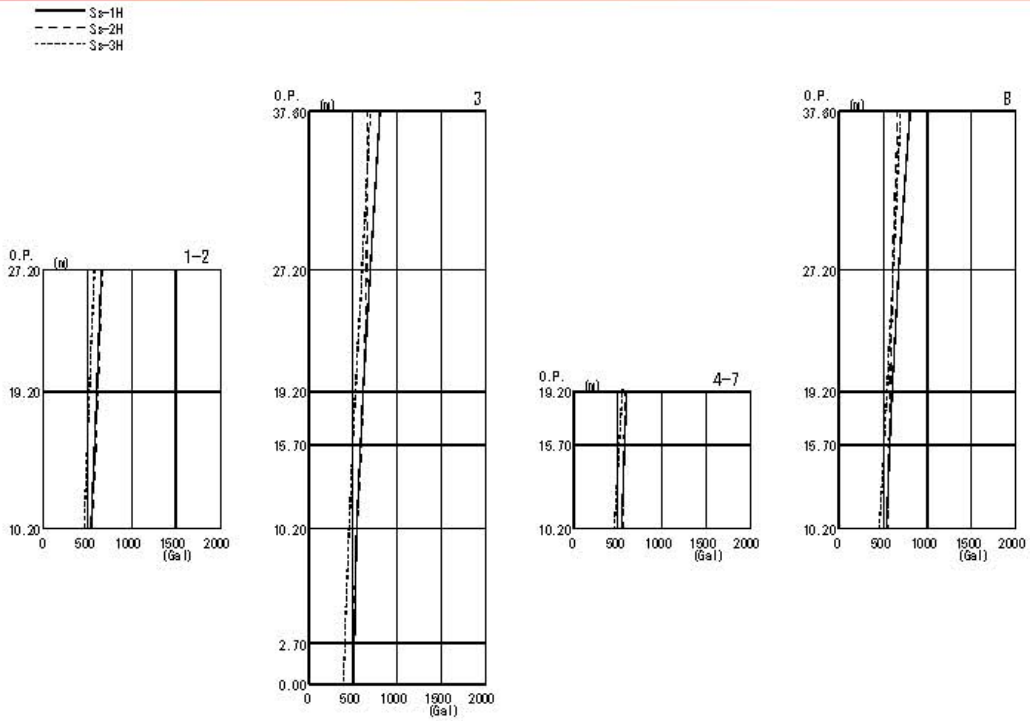
# 地震応答解析結果




最大応答加速度（ＮＳ方向）



# 地震応答解析結果




最大応答加速度（ＥＷ方向）

# 耐震壁の耐震安全性評価

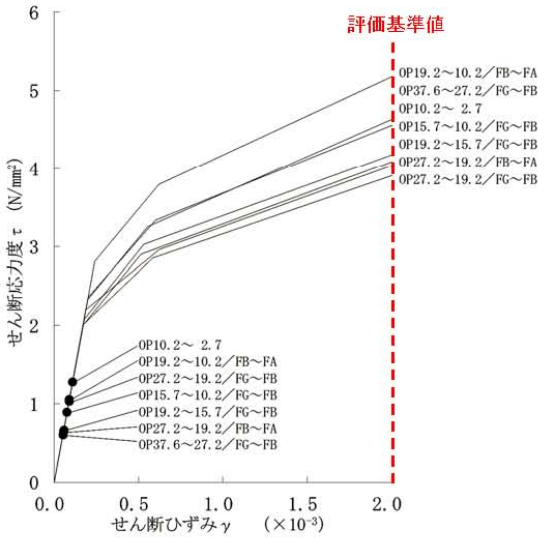
耐震安全性の評価は，基準地震動Ssによる各層の鉄筋コンクリート耐震壁の最大応答せん断ひずみが評価基準値（ $2.0\times10^{-3}$ ）を超えないことを確認する。
地震応答解析から得られる最大せん断応答ひずみを示す。

**耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧**

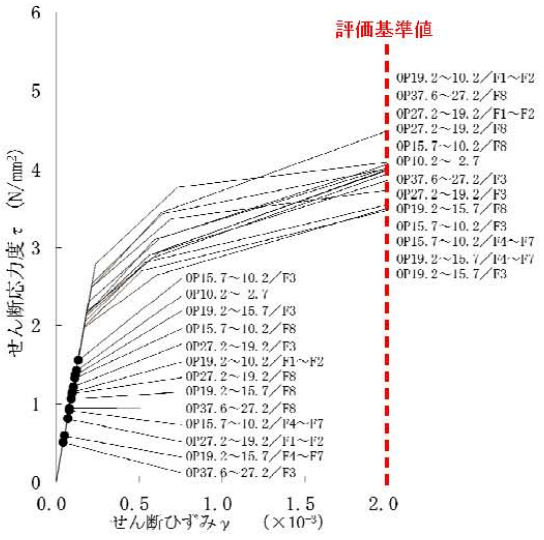
| 基準地震動Ss | NS方向 | | EW方向 | |
|---|---|---|---|---|
| | 最大応答せん断ひずみ | 部位 | 最大応答せん断ひずみ | 部位 |
| Ss－1 | $0.11\times10^{-3}$ | 地下1階 | $0.14\times10^{-3}$ | 1階 |
| Ss－2 | $0.11\times10^{-3}$ | 地下1階 | $0.14\times10^{-3}$ | 1階 |
| Ss－3 | $0.10\times10^{-3}$ | 地下1階 | $0.12\times10^{-3}$ | 1階 |


無断複製・転載禁止 東京電力株式会社


# 耐震壁の耐震安全性評価



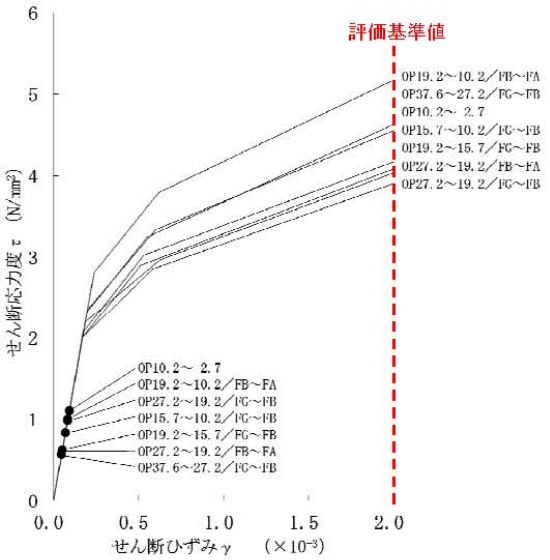

せん断スケルトン曲線上の最大応答値
（Ｓｓ－２　ＮＳ方向）



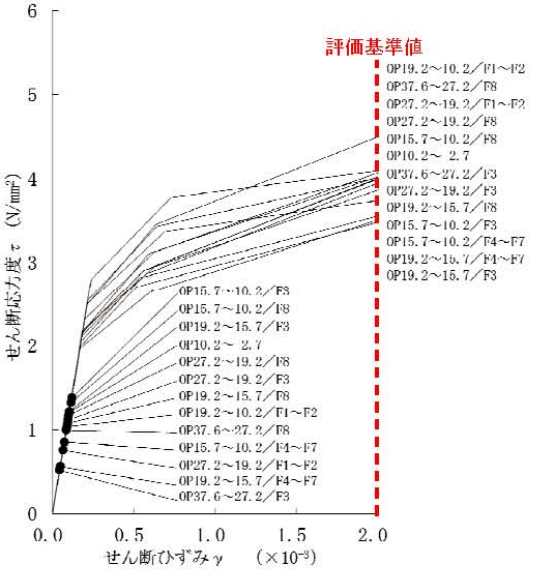

せん断スケルトン曲線上の最大応答値
（Ｓｓ－２　ＥＷ方向）


無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

# 耐震壁の耐震安全性評価




せん断スケルトン曲線上の最大応答値
（Ｓｓ－３　ＮＳ方向）




せん断スケルトン曲線上の最大応答値
（Ｓｓ－３　ＥＷ方向）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 共用プール冷却機能の喪失評価

## 1. 原因

共用プール冷却中に，ポンプの故障や地震・津波等の原因により共用プールの冷却機能が喪失し，共用プール水の温度が上昇すると共に共用プール水位が低下する。

## 2. 対策及び保護機能

(1) 待機ポンプ（今後，待機ポンプを 1 台復旧する）を起動させる。

(2) 冷却機能喪失後，共用プールの冷却機能の復旧に長時間を要する場合は，共用プール補給水系により共用プール水の補給を行い，プール水位の異常な低下を防止する。

(3) 地震・津波等により電源喪失が発生し，共用プールの冷却機能が停止し，電源喪失の復旧に長時間を要する場合は，予め免震重要棟西側(OP.36,900)に待機している消防車の配備を行い，直接プールに注水を行うことにより，プール水位の異常な低下を防止する。

## 3. 評価条件及び評価結果

(1) 評価条件

- 保守的に，使用済燃料から発生する崩壊熱は全て共用プール水の温度上昇及び共用プール水の蒸発に寄与するものとし，外部への放熱は考慮しないものとする。
- 共用プール水の初期温度は 52℃とする。
- 共用プール初期水位はオーバーフロー水位付近(有効燃料頂部＋約 7.2m)とする。
- 共用プールに貯蔵されている使用済燃料は,1～6 号機の使用済燃料プール燃料及び5,6号機の炉心燃料の受け入れに必要な体数を取り出す予定であるが,ORIGEN2を用いた崩壊熱の評価に当たっては，保守的に共用プールからの燃料取出しによる崩壊熱の減少は考慮しない。
- 平成 25 年 1 月に 5,6 号機使用済燃料プールの燃料取り出し，同年 4 月に 5,6 号機炉心燃料の取り出し，同年 11 月に 4 号機使用済燃料プールの燃料取り出し，平成 27 年 1 月に 3 号機使用済燃料プールの燃料取り出し，平成 28 年 1 月に 1,2 号使用済燃料プールの燃料取り出しが開始され，即時全ての燃料が共用プールに移送されると仮定して，使用済燃料から発生する崩壊熱を評価した。評価結果を表 1 に示す。（実際の取り出し時期は確定していないため，取り出し時期が早まり，評価条件を超える場合は再評価を行う）

表１　使用済燃料から発生する崩壊熱

| 評価時期 | (1) 共用プール既存燃料の崩壊熱 (MW) | (2)1,2 号機 SFP※燃料の崩壊熱 (MW) | (3)3 号機 SFP※燃料の崩壊熱 (MW) | (3)4 号機 SFP※燃料の崩壊熱 (MW) | (4)5,6 号機 SFP※燃料の崩壊熱 (MW) | (5)5,6 号機炉心燃料の崩壊熱 (MW) | 共用プールで考慮する発熱量 (MW) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 平成 24 年 12 月 | 1.06 | － | － | － | － | － | 1.06 |
| 平成 25 年 1 月 | 1.06 | － | － | － | 0.80 | － | 1.86 |
| 平成 25 年 4 月 | 1.05 | － | － | － | 0.76 | 0.50 | 2.31 |
| 平成 25 年 11 月 | 1.03 | － | － | 0.51 | 0.69 | 0.40 | 2.62 |
| 平成 27 年 1 月 | 1.00 | － | 0.18 | 0.41 | 0.59 | 0.29 | 2.47 |
| 平成 28 年 1 月 | 0.98 | 0.25 | 0.16 | 0.36 | 0.54 | 0.24 | 2.53 |

(※SFP:使用済燃料プール)

(2) 評価結果

共用プール水位が有効燃料頂部+2m に至るまで：約 20 日

4. 判断基準への適合性の検討

本事象に対する判断基準は，「使用済燃料から発生する崩壊熱を確実に除去できること」である。

共用プールの冷却機能が喪失した後，共用プール水位が，水遮へいが有効とされる有効燃料頂部+2m に至るまでには，最短でも約 20 日の時間的余裕がある。なお，水遮へいの効果については「Ⅱ.2.12 添付資料―３」に示すとおりである。このことから，他に緊急度の高い復旧作業がある場合は，そちらを優先して実施することになるが，共用プールの冷却機能の復旧作業を，事前準備が整い次第，速やかに実施することで，共用プール冷却を再開する。また，共用プールの冷却機能の復旧作業に長時間を要する場合にも，共用プール補給水系または消防車※により共用プール水位を保つことは十分可能である。

以上より，共用プールの冷却機能が喪失した場合でも，使用済燃料の冠水は確保され，使用済燃料から発生する崩壊熱が確実に除去されることから，判断基準は満足される。

※：消防車による注水開始までの所要時間（目安）は，作業開始から約 3 時間。

# 燃料集合体の落下評価

1. 原因

共用プール内における使用済燃料の取扱い中に，何らかの原因で燃料集合体が落下し，放射性物質が放出される。

2. 対策及び保護機能

燃料集合体の落下を防止するため，次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

(1) 燃料取扱装置は，燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐えることのできる強度に設計している。

(2) 燃料つかみ機のワイヤを二重化している。

(3) 燃料つかみ機は，圧縮空気が喪失した場合，燃料集合体が外れないフェイル・セイフ設計としている。

(4) 燃料つかみ機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には，吊り上げが出来ないようなインター・ロックを設けている。

(5) 運転要領を十分整備し，よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取り扱い作業を行う運転管理体制とする。

3. 評価条件及び評価結果

設置許可申請書において，「共用プールにおける燃料集合体落下事象」は，「炉心上への燃料集合体の落下事象」と比較して，敷地境界外の実効線量は小さく，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと評価されている。

下表に，「炉心上への燃料集合体の落下事象」と「共用プールにおける燃料集合体落下事象」の評価条件と評価結果を示す。共用プールで取扱う使用済燃料は 19 ヶ月以上冷却された燃料であり，「炉心上への燃料集合体の落下事象」における冷却期間 1 日と比べて長いことからよう素及び希ガスは半減期に応じて減衰しており，また燃料集合体の落下高さの違いから破損燃料も少ない。したがって，大気中に放出される核分裂生成物の量は少なく，これによる敷地境界外の実効線量は，「炉心上への燃料集合体の落下事象」より小さい。

| | 原子炉建屋※ | 共用プール |
|---|---|---|
| 燃料種類 | 9×9 燃料 | 9×9 燃料 |
| 落下場所 | 炉心 | 共用プール燃料ラック上 |
| 破損燃料体数 | 2.3 体 | 2 体 |
| 冷却期間 | 1 日 | 19 ヵ月 |
| 放出経路 | スタック経由 | 地上放出 |
| よう素（I－131 等価量）大気放出量 | $4.7\times10^{11}$Bq | $1.3\times10^{7}$Bq |
| 希ガス（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）大気放出量 | $3.2\times10^{14}$Bq | $4.2\times10^{11}$Bq |
| 敷地境界での被ばく量 | 0.068mSv | 0.068mSv 以下 |

※：2～5 号機について記載。

4. 判断基準への適合性の検討

3.に示したとおり，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

# 使用済燃料共用プール設備の耐震安全性について

## 1. 概要

使用済燃料共用プール設備の耐震性については,建設時の工事計画認可申請時に確認しているが，当該工事計画認可申請は，発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針の改定（平成１８年）以前におこなったものである。本項では，同指針に基づき策定された基準地震動Ｓｓに対して，使用済燃料共用プール設備の耐震性を検討した結果を示す。検討対象設備は耐震Ｓクラス設備である使用済燃料貯蔵ラック,耐震Ｓクラス設備に対する波及的影響を考慮すべき設備である燃料取扱装置，天井クレーンである。

## 2. 準拠基準等

本検討は，原則として下記に準拠して行う。

原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601・補-1984）
原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）
原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1991 追補版）
原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）
発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）

また，本検討に用いる設計時の図書は以下のとおり。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号 平成6年4月27日認可）
工事計画届出書（総文発官5 第1218 号 平成6 年4 月13 日届出）

## 3. 使用済燃料貯蔵ラックに対する検討

使用済燃料共用プールに存在する３種類のラック各々に対して，設計時において評価に用いたＳ$_2$地震動の震度と基準地震動Ｓｓの震度との応答比を算出し，設計時におけるＳ$_2$地震動での応力評価値に乗じることにより，簡易評価を行う（応答倍率法）。応答倍率法の結果，評価が厳しい場合は詳細評価を実施する。

### 3.1 応答倍率法による検討

#### 3.1.1 検討方法

表１に，各ラック１次モードの固有周期，Ｓ$_2$震度及び基準地震動Ｓｓの震度を示す。図１に，使用済燃料貯蔵ラックの評価床に対応するOP10.2mでの基準地震動Ｓｓの水平方向の床応答スペクトル図を示す。なお，設計時は使用済燃料貯蔵ラックは１％の減衰定数での床応答スペクトルを用いているが,ここでは過去に当社で実施した類似構造ラックの加振試験の結果を踏まえ，７％の減衰定数の床応答スペクトルを評価に用いた。また，鉛直方向はラック評価床OP10.2mでの基準地震動Ｓｓによる最大加速度の1.2倍（1.2ZPA）を用いた。

表１より，応答比は最も震度の差異の大きい鉛直方向の比を採用することとし，基準地震動Ｓｓの鉛直震度0.49を設計時の鉛直震度0.23で除することにより,2.13と設定した。

表１　使用済燃料貯蔵ラックの固有周期及び震度

| 機器 | | 固有周期（秒） | 設計時の震度（G） | Ｓｓ震度（G） | 応答比 |
|---|---|---|---|---|---|
| 使用済燃料貯蔵ラック | その１ | 水平：0.097<br>鉛直：－ | 水平：0.82<br>鉛直：0.23 | 水平：0.68<br>鉛直：0.49 | 水平：0.83<br>鉛直：2.13 |
| | その２ | 水平：0.090<br>鉛直：－ | 水平：0.73<br>鉛直：0.23 | 水平：0.68<br>鉛直：0.49 | 水平：0.94<br>鉛直：2.13 |
| | その３ | 水平：0.110<br>鉛直：－ | 水平：1.23<br>鉛直：0.23 | 水平：0.70<br>鉛直：0.49 | 水平：0.57<br>鉛直：2.13 |

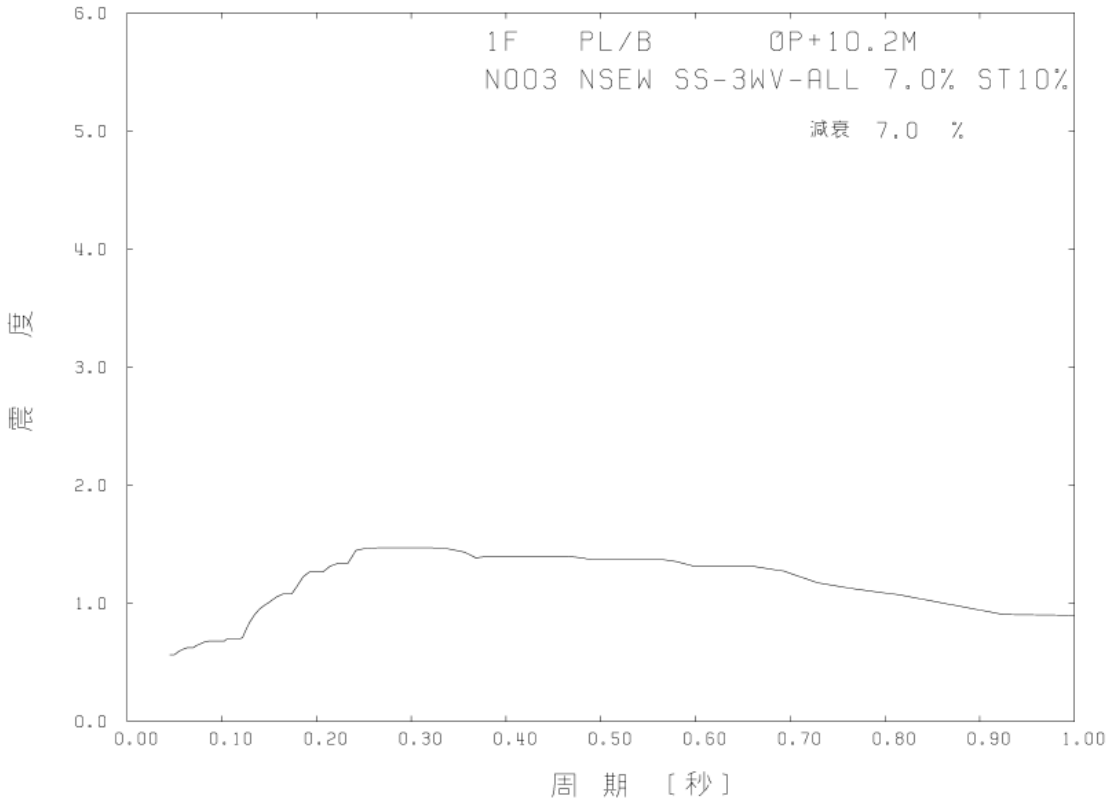



図１　共用プールOP10.2mでの床応答スペクトル（水平方向）

3.1.2 検討結果

3.1.1で求めた応答比（2.13）を設計時の応力評価値に乗じた結果を表２に示す。表２より，その１ラック及びその２ラックについては許容応力を満足する結果となった。なお，許容応力は設計・建設規格（JSME S NC1-2005）に基づき設計時から見直しを行った。

表２　使用済燃料貯蔵ラックの応答倍率法による検討結果

（単位：MPa）

| ラック | 部位 | 応力の種類 | 設計時計算値 | Ss 計算値 | 許容応力 |
|---|---|---|---|---|---|
| その１ | 角管 | 組合わせ | 39 | 84 | 246 |
| | 補強板 | 組合わせ | 67 | 143 | 246 |
| | ボルト | 引張 | 97 | 207 | 488 |
| | | せん断 | 36 | 77 | 375 |
| その２ | 角管 | 組合わせ | 36 | 77 | 246 |
| | 補強板 | 組合わせ | 58 | 124 | 246 |
| | ボルト | 引張 | 47 | 101 | 488 |
| | | せん断 | 21 | 45 | 375 |

3.2 解析モデルによる検討

3.2.1 検討方法

応答倍率法による検討の結果,その３ラックについては補強板の応力が許容応力を超過する結果となったため，その３ラックについて解析モデルを作成し，耐震性の検討を行った。解析コードとしてNASTRANを用いた。図２にその３ラックの解析モデル，表３に重量を示す。検討に用いる水平方向の床応答スペクトルは図１と同様であり，鉛直方向はラック評価床OP10.2mでの基準地震動Ｓｓによる最大加速度の1.2倍（1.2ZPA）を用いた。

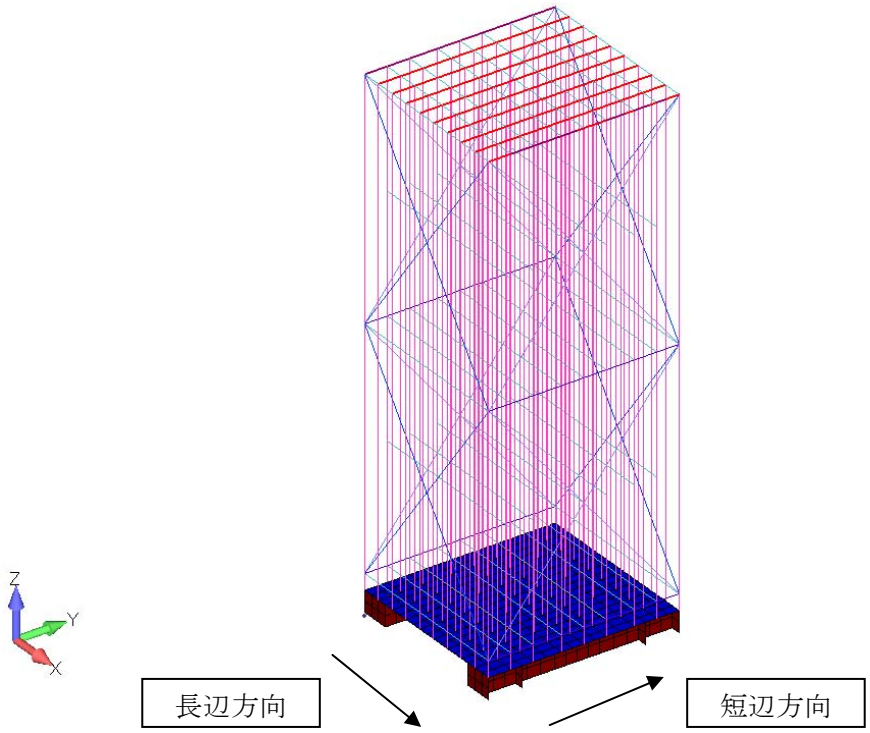



図２　使用済燃料貯蔵ラック（その３）の解析モデル

表３　使用済燃料貯蔵ラック（その３）の重量

（単位：ton）

| 使用済燃料貯蔵時のラック全重量 W※1 | 使用済燃料の重量 $W_F$ | ラックの重量 $W_R$ | ラックに含まれる水の重量 $W_W$ |
|---|---|---|---|
| 47.84 | 28.44 | 14.0 | 5.4 |

※1　$W=W_F+W_R+W_W$

3.2.2 検討結果

表４に使用済燃料貯蔵ラック（その３）のスペクトル応答解析の検討結果を示す。発生応力は許容応力を満足する結果となった。

表４　使用済燃料貯蔵ラック（その３）スペクトル応答解析の検討結果

（単位：MPa）

| 部材 | 応力の種類 | Ss 計算値 | 許容応力 |
|---|---|---|---|
| 角管 | 組合わせ | 33 | 246 |
| 補強板 | 組合わせ | 78 | 246 |
| 基礎ボルト | 引張 | 12 | 488 |
| | せん断 | 14 | 375 |

4. 燃料取扱装置に対する検討

4.1 検討方法

設計時において評価に用いたＳ$_2$地震動の震度と基準地震動Ｓｓの震度との応答比を算出し，設計時におけるＳ$_2$地震動での応力評価値に乗じることにより，簡易評価を行う（応答倍率法）。応答倍率法の結果，評価が厳しい場合は以下の式に示すように設計時の水平震度による組合わせ応力,設計時の鉛直震度による組合わせ応力それぞれに応答比を乗じることで検討を行う。表５に，設計時のＳ$_2$震度，基準地震動Ｓｓの震度及び応答比を示す。図３に，燃料取扱装置の評価床であるOP27.2mでの基準地震動Ｓｓの水平方向の床応答スペクトル図を示す。また，図４に，鉛直方向の床応答スペクトルを示す。設計時において燃料取扱装置は複数の次数の固有周期および震度を用いて評価しているが,本検討では保守的に設計時の震度と基準地震動Ｓｓでの震度の比がもっとも大きいものを応答比として用いた。表５より，応答倍率法に用いる応答比は水平・鉛直のうちより値の大きい鉛直の応答比である7.79を用いた。また，応答比を水平・鉛直それぞれ検討に用いる場合，水平：1.95，鉛直：7.79を用いた。

$$\text{発生応力：}\ \sigma=\sqrt{\left(\beta_H\cdot\sigma_H\right)^2+\left(\beta_V\cdot\sigma_V\right)^2}+\sigma_0$$

$\beta_H$：水平方向の応答比

$\beta_V$：鉛直方向の応答比

$\sigma_H$：設計時のＳ$_2$地震動における水平震度による組合わせ応力

$\sigma_V$：設計時のＳ$_2$地震動における鉛直震度による組合わせ応力

$\sigma_0$：設計時のＳ$_2$地震動における地震以外の応力（自重）

表５　燃料取扱装置の評価に用いる震度及び応答比

| 機器 | 設計時の震度（Ｇ） | Ｓｓ震度（Ｇ） | 応答比 |
|---|---|---|---|
| 燃料取扱装置 | 水平：0.76<br>鉛直：0.23 | 水平：1.48<br>鉛直：1.79 | 水平：1.95<br>鉛直：7.79 |

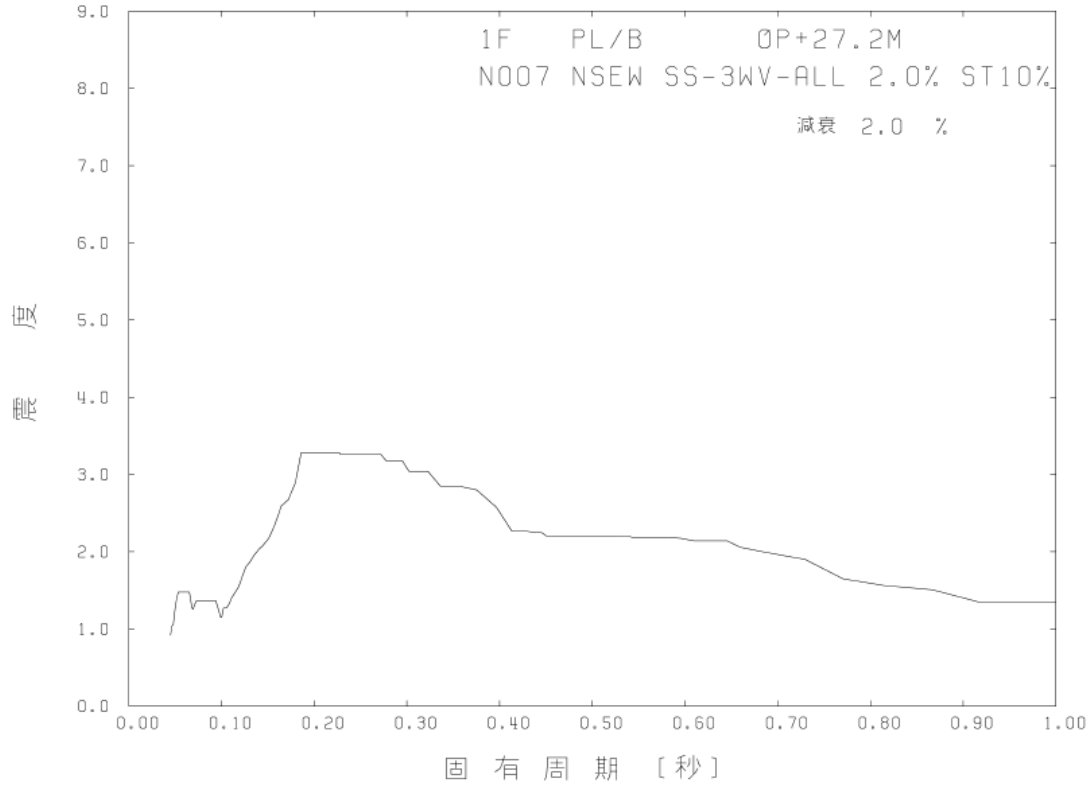



図３　共用プールOP27.2mでの床応答スペクトル（水平方向）

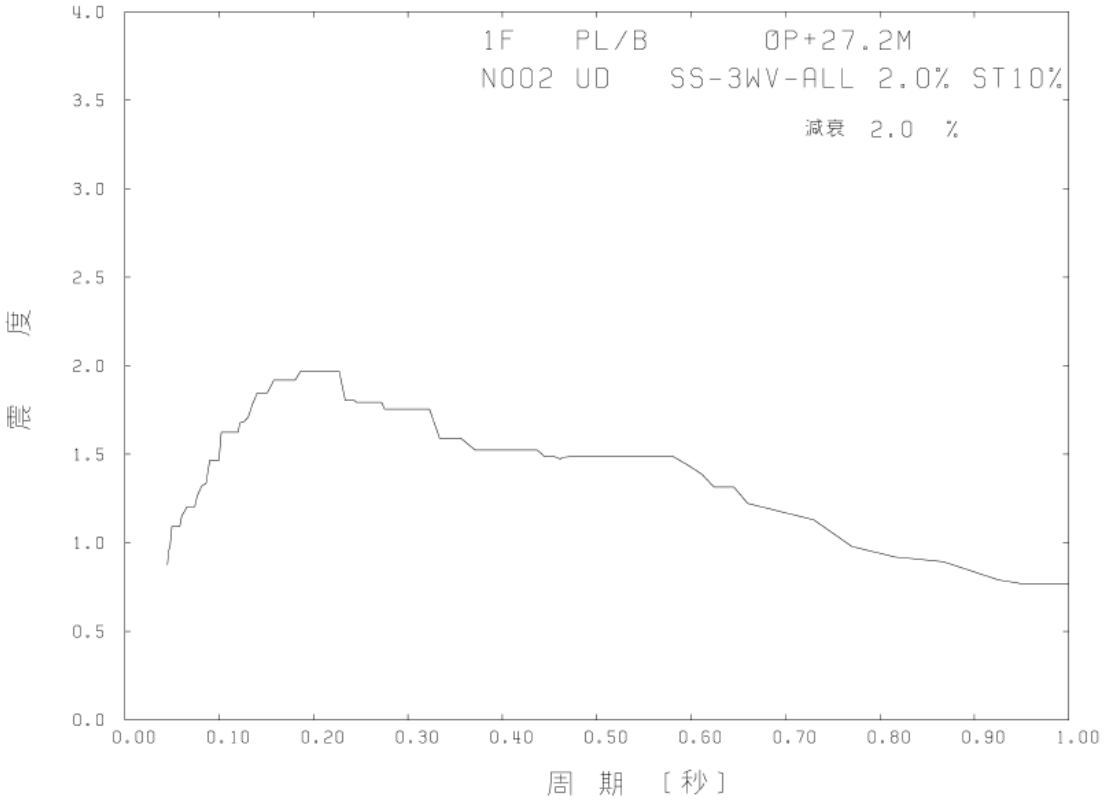



図４　共用プールOP27.2mでの床応答スペクトル（鉛直方向）

4.2 検討結果

応答比（7.79）を用いた応答倍率法による検討，または設計時の水平震度による組合わせ応力，鉛直震度による組合わせ応力それぞれに応答比（水平：1.95，鉛直：7.79）を乗じることで検討を行った結果を表６に示す。表６より，基準地震動Ｓｓによる計算値は許容応力を満足する結果となった。なお，燃料取扱装置は図５に示すように脱線防止ラグを有しており，レールからの脱落を防止する構造になっている。

表６　燃料取扱装置に対する検討結果

（単位：MPa）

| 部位 | | | 応力の種類 | 評価方法※ | 設計時計算値 | Ｓｓ計算値 | 許容応力 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 構造物フレーム | | | 組合わせ | B | 136 | 222 | 276 |
| ブリッジ | 脱線防止ラグ | 本体 | 組合わせ | A | 4 | 32 | 253 |
| | | 取付ボルト | 引張 | A | 7 | 55 | 350 |
| | | | せん断 | A | 5 | 39 | 269 |
| | ブリッジガイドフレーム | 本体 | 組合わせ | A | 24 | 187 | 253 |
| | | 取付ボルト | 引張 | A | 5 | 39 | 350 |
| | | | せん断 | A | 13 | 102 | 269 |
| トロリ | トロリ脱線防止ラグ | 本体 | 組合わせ | A | 3 | 24 | 253 |
| | | 取付ボルト | 引張 | A | 1 | 8 | 350 |
| | | | せん断 | A | 2 | 16 | 269 |
| 走行レール | | | 組合わせ | A | 26 | 203 | 548 |

※　A：応答倍率法による評価（応答比：7.79）

B：設計時の水平・鉛直震度による組合わせ応力それぞれに応答比を乗じた評価（水平：1.95，鉛直：7.79）

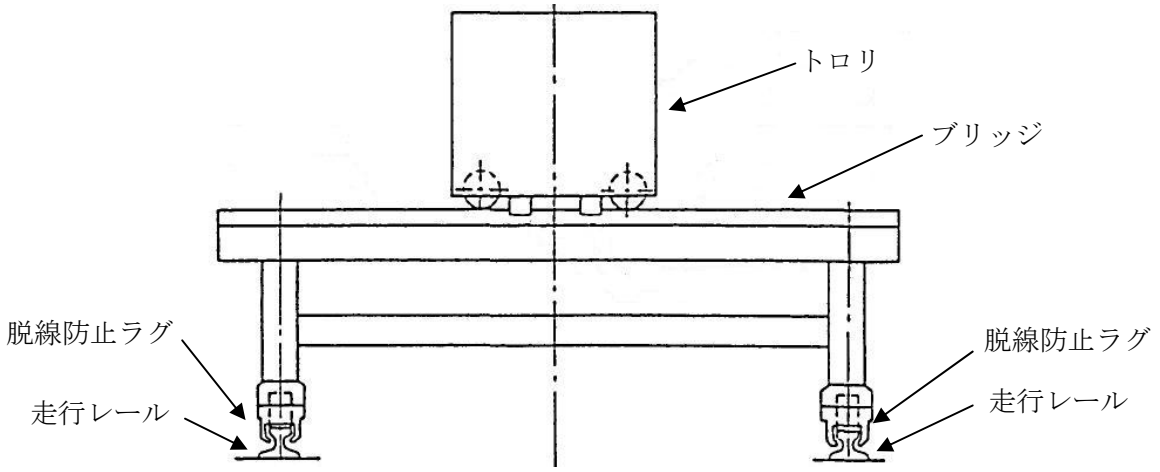



図５　燃料取扱装置概念図

5. 天井クレーンに対する検討

5.1 検討方法

天井クレーンは基準地震動Ｓｓにより Ｓクラス設備への波及的影響を及ぼさないことが要求される。本検討では，基準地震動Ｓｓにおいて天井クレーンがランウェイガーダから脱落し落下する事のないことを,時刻歴応答解析を用いることにより天井クレーンの浮き上がり量を評価することで確認する。また，あわせて天井クレーンに発生する応力を検討する。

天井クレーンは共用プールエリア及びキャスク搬出入エリアの２台が存在するため,本検討では両者について確認を行う。図６及び図７に，検討に用いる解析モデル，図８及び図９に入力値である基準地震動Ｓｓの時刻歴波形を示す。検討に用いる時刻歴波形は，各天井クレーンの鉛直方向固有周期における応答スペクトル値が最も大きいSs-1を用いた。検討には解析コードとしてNASTRANを用いた。

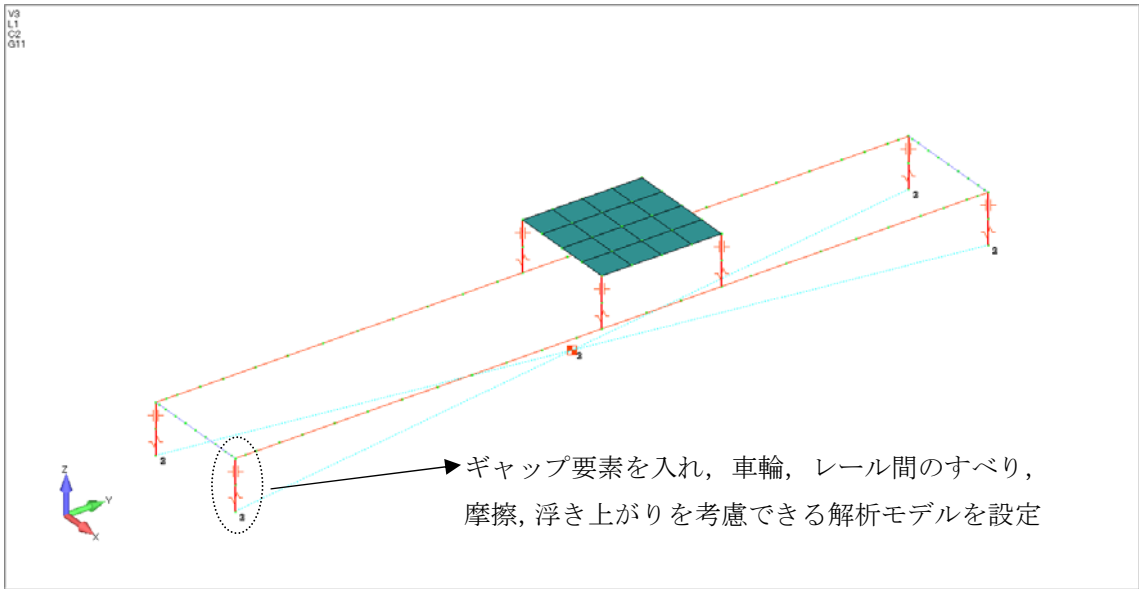



図６　共用プールエリア天井クレーンの解析モデル

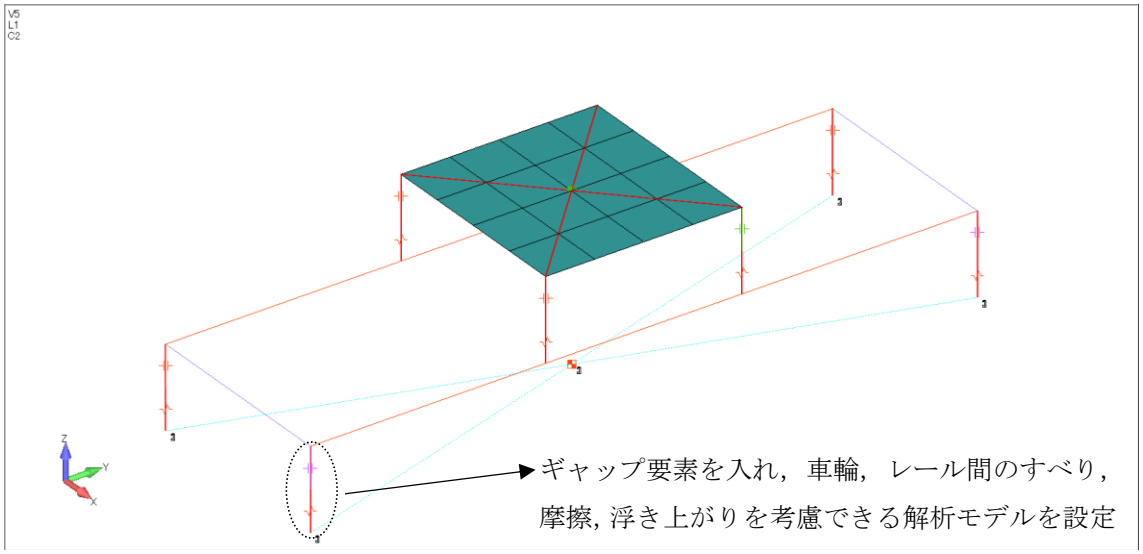
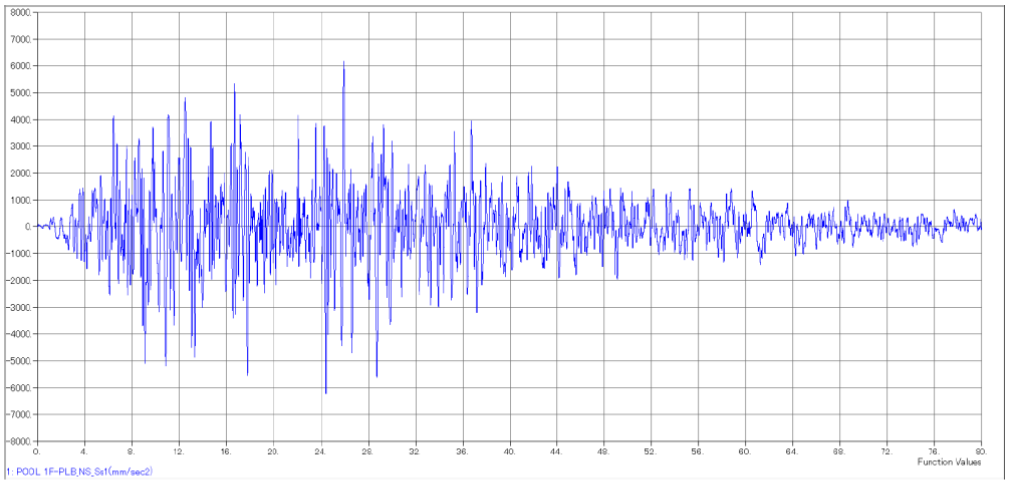
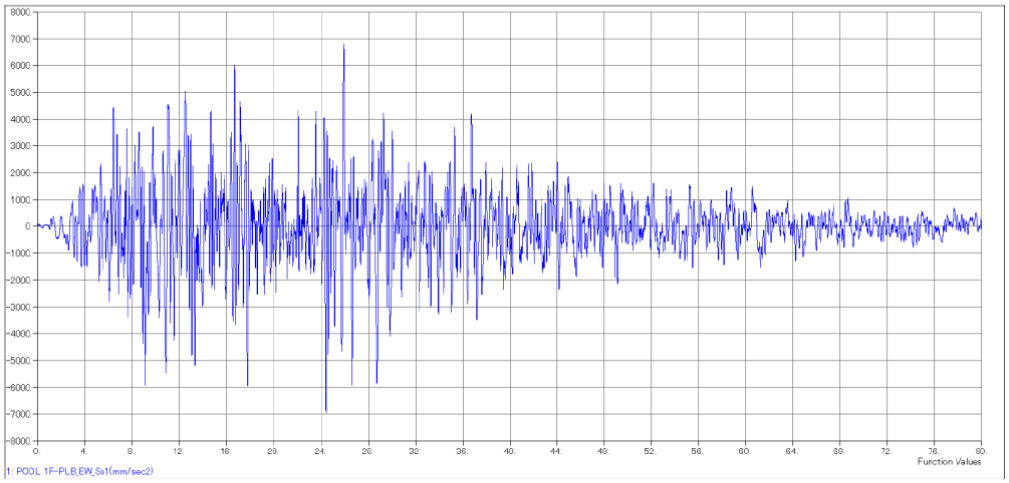


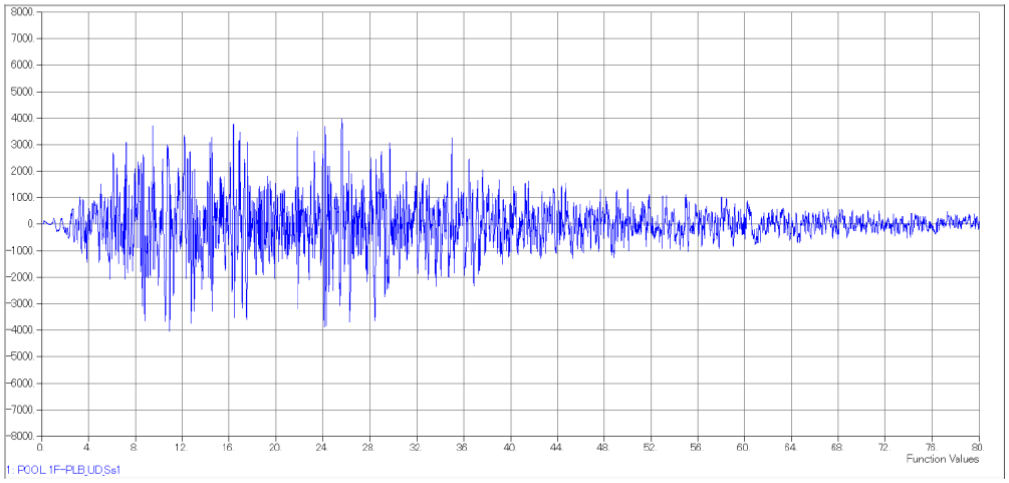

図７　キャスク搬出入エリア天井クレーンの解析モデル




(1)NS 加振（1F-PLB_NS）

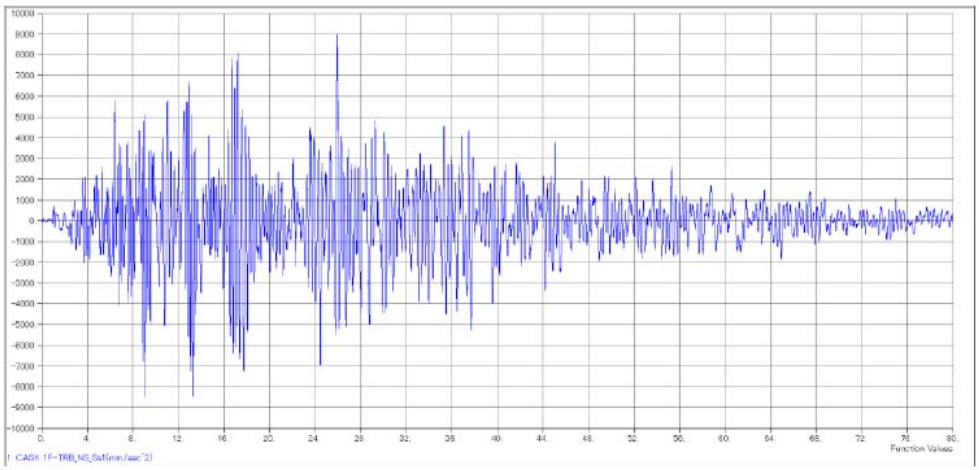



(1)EW 加振（1F-PLB_EW）

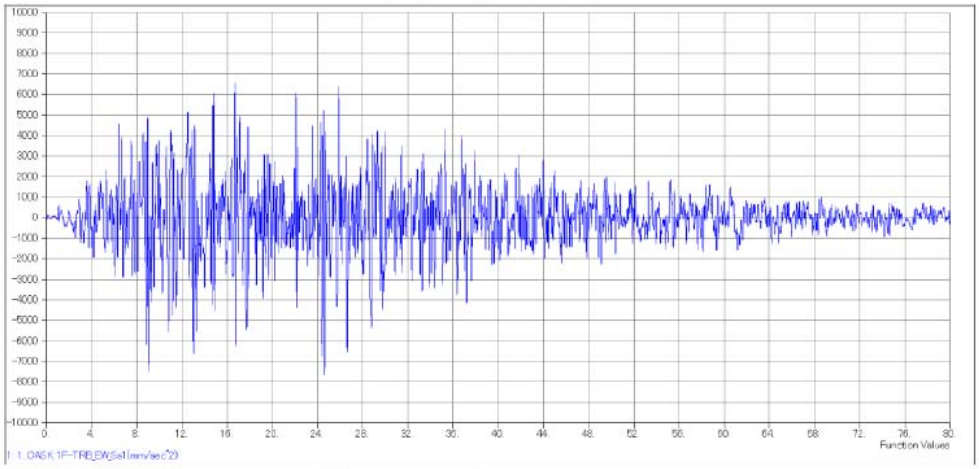



(1)UD 加振（1F-PLB_UD）

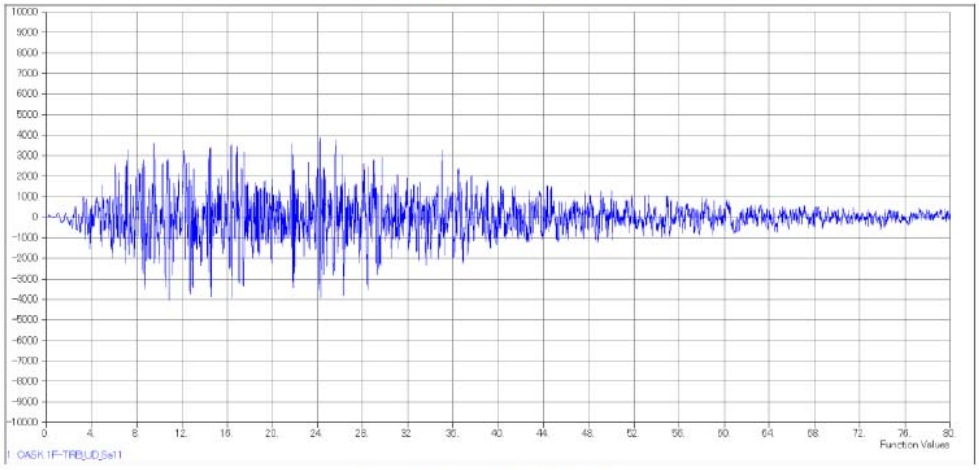
図８　基準地震動Ｓｓの時刻歴波形（共用プールエリア天井クレーン）



(1)NS 加振（1F-TRB_NS）



(1)EW 加振（1F-TRB_EW）



(1)UD 加振（1F-TRB_UD）

図９　基準地震動Ｓｓの時刻歴波形（キャスク搬出入エリア天井クレーン）

5.2 検討結果

時刻歴応答解析により評価した各天井クレーンの浮き上がり量を表７に示す。また，各天井クレーンの応力を表８に示す。基準地震動Ｓｓによる応力を試算した結果，評価値は許容応力に対して裕度を有している。また，浮き上がり量は各天井クレーンの脱線防止ラグとランウェイガーダのクリアランス以下であり，接触しないため(図１０参照)，ランウェイガーダ及び脱線防止ラグが損傷することはなく，天井クレーンは落下しないことが確認できた。

表７　各天井クレーンの浮き上がり量

（単位：mm）

| 種類 | 部位 | 浮き上がり量 | 脱線防止ラグとランウェイガーダとのクリアランス |
|---|---|---|---|
| 共用プールエリア | ガーダ | 8.1 | 65 |
| キャスク搬出入エリア | ガーダ | 8.2 | 65 |

表８　各天井クレーンの応力検討結果

（単位：MPa）

| 種類 | 部位 | 評価値 | 許容応力 |
|---|---|---|---|
| 共用プールエリア | ガーダ | 185 | 392 |
| キャスク搬出入エリア | ガーダ | 99 | 336 |

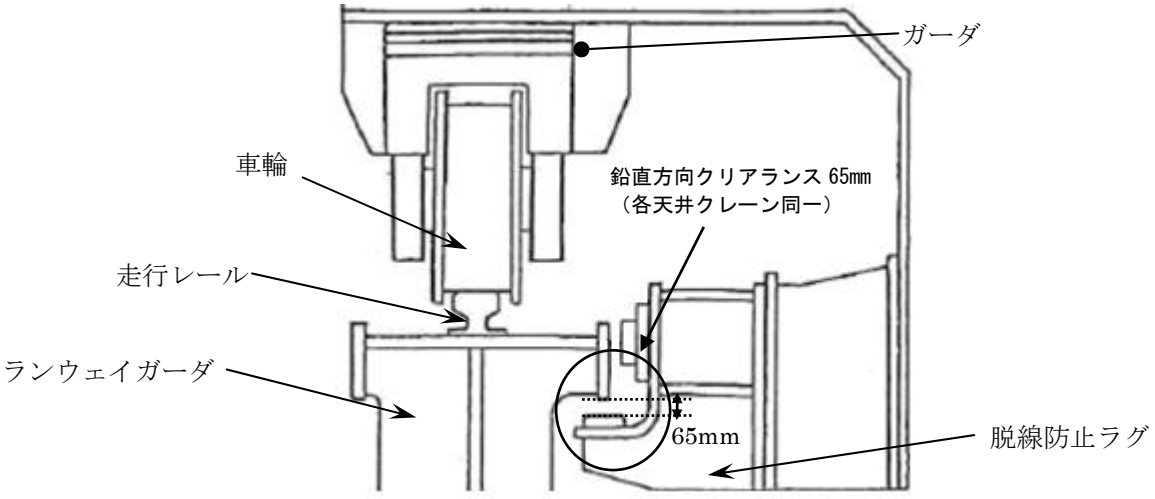



図１０　天井クレーン脱線防止ラグ周り概念図

6. まとめ

使用済燃料貯蔵ラック，燃料取扱装置及び天井クレーンについて，基準地震動Ｓｓに対する耐震安全性評価を実施したところ，いずれも評価基準値に対して裕度を有していることを確認した。

以上

## 2.13　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

### 2.13.1　基本設計

#### 2.13.1.1　設置の目的

使用済燃料輸送容器保管建屋（以下,「キャスク保管建屋」という。）には現在（平成24年12月時点）9基（中型4基，大型5基）の使用済燃料乾式貯蔵容器（以下,「乾式貯蔵キャスク」という。）にて408体の使用済燃料を貯蔵している。しかしながら，キャスク保管建屋は継続して使用することが困難な状況にあることから，9基の乾式貯蔵キャスクをキャスク保管建屋から搬出し，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備（以下,「キャスク仮保管設備」という。）に保管することを目的とする。

また，使用済燃料共用プール（以下,「共用プール」という。）に，1～4 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料，5,6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料を除く炉内燃料（合計 5,936 体)の受け入れを計画している。この受け入れ準備として共用プールの空き容量を確保するため,共用プールに貯蔵中で健全性が確認された使用済燃料を乾式貯蔵キャスク及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器（以下,「輸送貯蔵兼用キャスク」という。また，乾式貯蔵キャスクと輸送貯蔵兼用キャスクを総じて「乾式キャスク」という。）に装填し，キャスク仮保管設備に保管することを目的とする。

#### 2.13.1.2　要求される機能

(1)　原則,「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」指針 49 から 50 に適合すること。

(2)　「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について」を参照すること。

(3)　適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計であること。

(4)　乾式貯蔵キャスクの落下防止対策，乾式貯蔵キャスク相互の衝突防止等の適切な対策が講じられていること。

(5)　被災した既設乾式貯蔵キャスク（９基）については，乾式貯蔵キャスクとして必要な機能（除熱，密封，遮へい，臨界防止機能及び構造強度）が確保されていることを確認するとともに，収納されている使用済燃料の健全性を確認すること。

#### 2.13.1.3　設計方針

キャスク仮保管設備は，乾式キャスク及びこれを収納するキャスク仮保管構築物，揚重機，監視装置，障壁等で構成し，使用済燃料が核分裂性物質及び核分裂生成物等を内包し，放射線を発生し，崩壊熱を伴うことを考慮し，周辺公衆及び放射線業務従事者の安全を守る観点から，以下に示すとおり，除熱，遮へい，密封及び臨界防止の安全機能を有する設計とするとともに，必要な構造強度を有する設計とする。

(1)　除熱機能

乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，使用済燃料の健全性及び安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。

(2) 密封機能

乾式キャスクについて，周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

(3) 遮へい機能

乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。

(4) 臨界防止機能

乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，想定されるいかなる場合にも，使用済燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

(5) 構造強度

乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，除熱機能，密封機能，遮へい機能，臨界防止機能を維持するために必要な構造強度を有する設計とする。

(6) 落下防止対策

キャスク仮保管設備は，乾式キャスクの落下防止及び乾式キャスク相互の衝突防止等の適切な対策を講ずる。

(7) 耐震性

キャスク仮保管設備は，基準地震動 Ss を考慮しても，(1)～(4)に示す安全機能が維持される設計とする。

2.13.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 乾式キャスクの表面温度に異常がないこと

(2) 乾式キャスクの蓋間圧力に異常がないこと

2.13.1.5 主要な機器

(1) 乾式キャスク

キャスク仮保管設備において，乾式キャスクは既存設計のものを使用する。乾式キャスクは，貯蔵容器本体，蓋部，バスケット等で構成され，これらの部材は，設計貯蔵期間※における放射線照射影響，腐食，クリープ，疲労，応力腐食割れ等の経年変化に対して十分信頼性を有する材料を選定し，その必要とされる強度，性能を維持し，必要な安全機能を失うことのないように設計されている。

また，乾式キャスクには，使用済燃料プールまたは共用プールで所定の期間以上冷却

され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料を使用済燃料プール内あるいは共用プール内で装填し，排水後内部にはヘリウムガスを封入する。ヘリウムガスは，冷却媒体であるとともに燃料被覆管の腐食を防止する。

※：設計貯蔵期間は，乾式貯蔵キャスク：40 年，輸送貯蔵兼用キャスク：50 年である。

(2) コンクリートモジュール

仮保管する乾式キャスク１基毎にこれを覆うコンクリートモジュールを設置する。壁面下部に給気口を，上部に排気口を設けることで，乾式キャスクからコンクリートモジュール内空気に伝達された使用済燃料の崩壊熱をモジュール内の自然対流により大気へ拡散する。

(3) 監視装置

キャスク仮保管設備には，乾式キャスクの一次蓋，二次蓋間の圧力を監視することにより密封機能を監視する密封監視装置と，乾式貯蔵キャスク表面の温度を監視することにより乾式貯蔵キャスクの除熱機能を監視する表面温度監視装置を設置する。
又，過度の放射線レベル上昇が確認できるエリア放射線モニタを設置する。

(4) クレーン

キャスク仮保管設備内で乾式キャスク及びコンクリートモジュールの据付ができるクレーンを設置する。乾式キャスクの落下防止対策として，ワイヤーロープ，ブレーキを２重化し，電源喪失時には直ちにブレーキが作動し，ドラムの空転による荷の落下を防止する設計とする。

(5) 電源

キャスク仮保管設備の電源は，所内共通Ｍ／Ｃ１Ａ及び１Ｂからそれぞれ受電している多核種除去設備変圧器盤（Ａ）及び（Ｂ）の２系統より受電しており，いずれからも受電可能な構成である。

2.13.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

キャスク仮保管設備は，発電所構内の高台（約 OP.39.7m）に位置するグラウンドに設置することから，津波の影響を受けることはない。

(2) 火災

火災の発生が考えられる箇所について，火災の早期検知につとめるとともに，消火器を設置することで初期消火を可能にし，火災により安全性を損なうことのないよう

にする。

(3) 台風・竜巻

乾式キャスクは基礎に据え付けられ，コンクリートモジュールの中に保管されているため，台風・竜巻の影響を受けない。

(4) 環境条件

乾式キャスクの除熱機能，密封機能，遮へい機能，臨界防止機能及びコンクリートモジュールの除熱機能については，保守的な環境条件にて設計を行っている。またその他の経年的な影響についても，監視や定期的な巡視点検等を行うことで劣化等の早期発見に努め，機能維持を図る。

また，キャスク仮保管設備に保管する乾式貯蔵キャスクのうち，津波により一時的に水没したとみられるキャスク保管建屋に保管している既設９基については，必要な点検や消耗品の交換を行ったうえで，キャスク仮保管設備に搬入し，他の乾式キャスクと同様に管理する。

2.13.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

ａ．乾式キャスク及び支持架台

乾式キャスク及び支持架台については，JSME 設計・建設規格の分類に基づく設計とする。

ｂ．コンクリートモジュール

コンクリートモジュールについては，建築基準法に基づく設計とする。

ｃ．クレーン

クレーンについては，クレーン構造規格に基づく設計とする。

ｄ．コンクリート基礎

キャスク支持架台に作用する力を支持するとともに，これを固定する固定ボルトの引抜き力が許容引抜き力を下回り，基礎の傾斜が許容傾斜量を下回る設計とする。

(2) 耐震性

ａ．乾式キャスク及び支持架台

乾式キャスクについては，基準地震動 Ss に対し，乾式キャスクの安全機能を維持するために必要な構造強度を有する設計とする。

支持架台については，基準地震動 Ss に対し，乾式キャスクを落下・転倒させない設計とする。

ｂ．コンクリートモジュール

基準地震動 Ss に対し，建築基準法及び国土交通省告示に基づくとともに，倒壊等により，乾式貯蔵キャスクの安全機能に波及的影響を与えない設計とする。

ｃ．クレーン

基準地震動 Ss に対し，JSME 設計・建設規格に基づくとともに，転倒・倒壊・逸走等により，乾式キャスクの安全機能に波及的影響を与えない設計とする。

ｄ．コンクリート基礎

キャスク支持架台に作用する力を支持するとともに，これを固定する固定ボルトの引抜きに抵抗すること，基礎の傾斜によりクレーンの転倒，倒壊などが生じない設計とする。

2.13.1.8　異常時の措置

乾式キャスクの蓋間圧力及び温度は免震重要棟にて監視でき，万一，蓋間圧力が設定値まで低下した場合や表面温度が設定値まで上昇した場合には免震重要棟に設置した監視装置にて警報が確認できる。

警報確認後に現場確認を行い状況に応じた対処を行う。また，必要に応じ乾式キャスクを共用プールまで運搬し，共用プールにて必要な措置を行う。

2.13.2　基本仕様

2.13.2.1　主要仕様

(1)乾式キャスク仮保管設備

表２．１３－１　乾式キャスク仮保管設備仕様

| 項目 | 仕様 | |
|---|---|---|
| エリア | 約 96m×約 80m | |
| 保管対象物 | 乾式貯蔵キャスク | 輸送貯蔵兼用キャスク |
| 保管容量 | 20 基 | 30 基 |

(2)乾式キャスク

表２．１３－２　乾式貯蔵キャスク仕様

| 項目 | 乾式貯蔵キャスク（中型） | 乾式貯蔵キャスク（大型） |
|---|---|---|
| 重量（ｔ）<br>(燃料を含む) | 約 96 | 約 115 |
| 全長（m） | 約 5.6 | 約 5.6 |
| 外径（m） | 約 2.2 | 約 2.4 |
| 収納体数（体） | 37 | 52 |
| 基数（基） | 4（既設）<br>8（増設） | 5（既設）<br>3（増設） |
| 収納可能燃料 | 8×8 燃料（燃焼度 30,000MWd/t 以下）<br>新型 8×8 燃料（燃焼度 33,500MWd/t 以下）<br>新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（燃焼度 36,500MWd/t 以下）<br>冷却期間 4 年以上（既設 9 基）※<br>冷却期間 13 年以上（増設 11 基） | |

※既設 9 基の乾式貯蔵キャスク内に収納している使用済燃料を取り出し，共用プールで貯蔵している使用済燃料と入れ替える場合，冷却期間 13 年以上の燃料を収納する。

表２．１３－３　輸送貯蔵兼用キャスク仕様

| 項目 | 輸送貯蔵兼用キャスクＡ | 輸送貯蔵兼用キャスクＢ |
|---|---|---|
| 重量（ｔ）<br>(燃料を含む) | 約 119 | 約 119 |
| 全長（m） | 約 5.4 | 約 5.3 |
| 外径（m） | 約 2.5 | 約 2.5 |
| 収納体数（体） | 69 | 69 |
| 基数（基）※1 | 22 | 8 |
| 収納可能燃料※2 | 8×8 燃料<br>平均燃焼度 26,000MWd/t 以下<br>最高燃焼度 29,000MWd/t 以下<br>冷却期間 18 年以上<br><br>新型 8×8 燃料，<br>新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料<br>平均燃焼度 34,000MWd/t 以下<br>最高燃焼度 40,000MWd/t 以下<br>冷却期間 18 年以上 | 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料<br>平均燃焼度 34,000MWd/t 以下<br>最高燃焼度 40,000MWd/t 以下<br>冷却期間 18 年以上 |

※1 製造工程やキャスクへの使用済燃料の装填工程等に応じて配分が変わることがある

※2 燃焼度や燃料タイプに応じて，以下の図書に基づき収納物の配置制限を行う

・輸送貯蔵兼用キャスク A：核燃料輸送物設計承認申請書(NEO-2569CB 型)
（平成 22 年 8 月 23 日申請　東京電力株式会社）

・輸送貯蔵兼用キャスク B：核燃料輸送物設計承認申請書(HDP-69B 型)
（平成 22 年 8 月 23 日申請　東京電力株式会社）

(3)コンクリートモジュール

表２．１３－４　コンクリートモジュール仕様

| 項目 | | 仕様 | |
|---|---|---|---|
| 名称 | | コンクリートモジュール | |
| 保管対象物 | | 乾式貯蔵キャスク | 輸送貯蔵兼用キャスク |
| 数量 | | 20 基 | 30 基 |
| 主要寸法 | 長手 | 約 7300mm | 約 7100mm |
| | 短手 | 約 4680mm | 約 4680mm |
| | 高さ | 約 4000mm | 約 4000mm |
| | 板厚 | 約 200mm | 約 200mm |
| 構造 | | 鉄筋コンクリート構造 | |

(4)クレーン

表２．１３－５ クレーン仕様

| 項目 | 仕様 |
|---|---|
| 型式 | 門型クレーン |
| 数量 | 1 基 |
| 定格荷重 | 主巻　150t 補巻　20t |
| 揚程 | 主巻　9.0m 補巻　11.3m |

(5)監視装置

表２．１３－６　圧力・温度監視装置仕様

| 項目 | 仕様 | |
|---|---|---|
| 名称 | 蓋間圧力検出器 | 温度検出器 |
| 検出器の個数 | 2 個/基 | 1 個/基 |
| 計測対象 | 蓋間圧力 | 外筒表面温度 |
| 取付箇所 | 二次蓋 | 外筒表面 |
| 計測範囲 | 50～500kPa abs. | -20～160℃ |

表２．１３－７　放射線監視装置仕様

| 項目 | 仕様 |
|---|---|
| 名称 | エリア放射線モニタ |
| 基数 | 4 基[注 1)注 2)] |
| 種類 | 半導体検出器 |
| 取付箇所 | 設備敷地内 |
| 検出高さ | 基礎から 600㎜以上 1800㎜以下 |
| 計測範囲 | $10^{-1}$ μSv/h～$10^{5}$ μSv/h |

注 1)　4 基の内 1 基は将来増設予定。

注 2)　監視可能とする基数は乾式キャスクの保管状況による。

2.13.3　添付資料

添付資料－１　設備概略図

添付資料－２　評価の基本方針

添付資料－３　構造強度及び耐震性について

添付資料－４　安全評価について

添付資料－５　安全対策について

添付資料－６　管理・運用について

添付資料－７　工事工程表

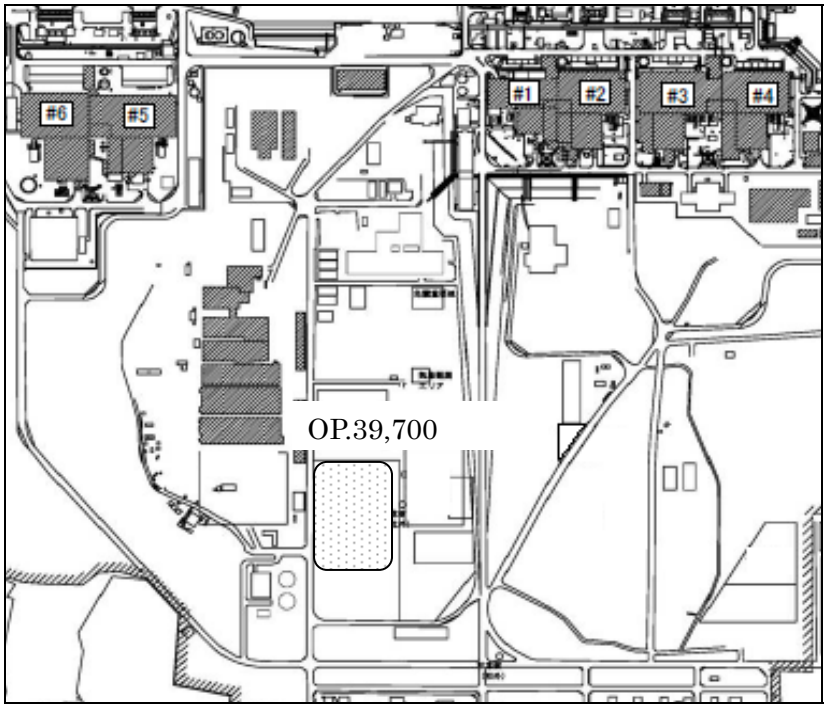
添付資料－８　キャスク保管建屋及び既設 9 基乾式貯蔵キャスクの現在の設備状況並びに既設 9 基乾式貯蔵キャスクの健全性について

添付資料－９　既設 9 基乾式貯蔵キャスクのキャスク保管建屋からの搬出について

添付資料－１０　キャスク仮保管設備クレーンレーン間移動時の転倒について

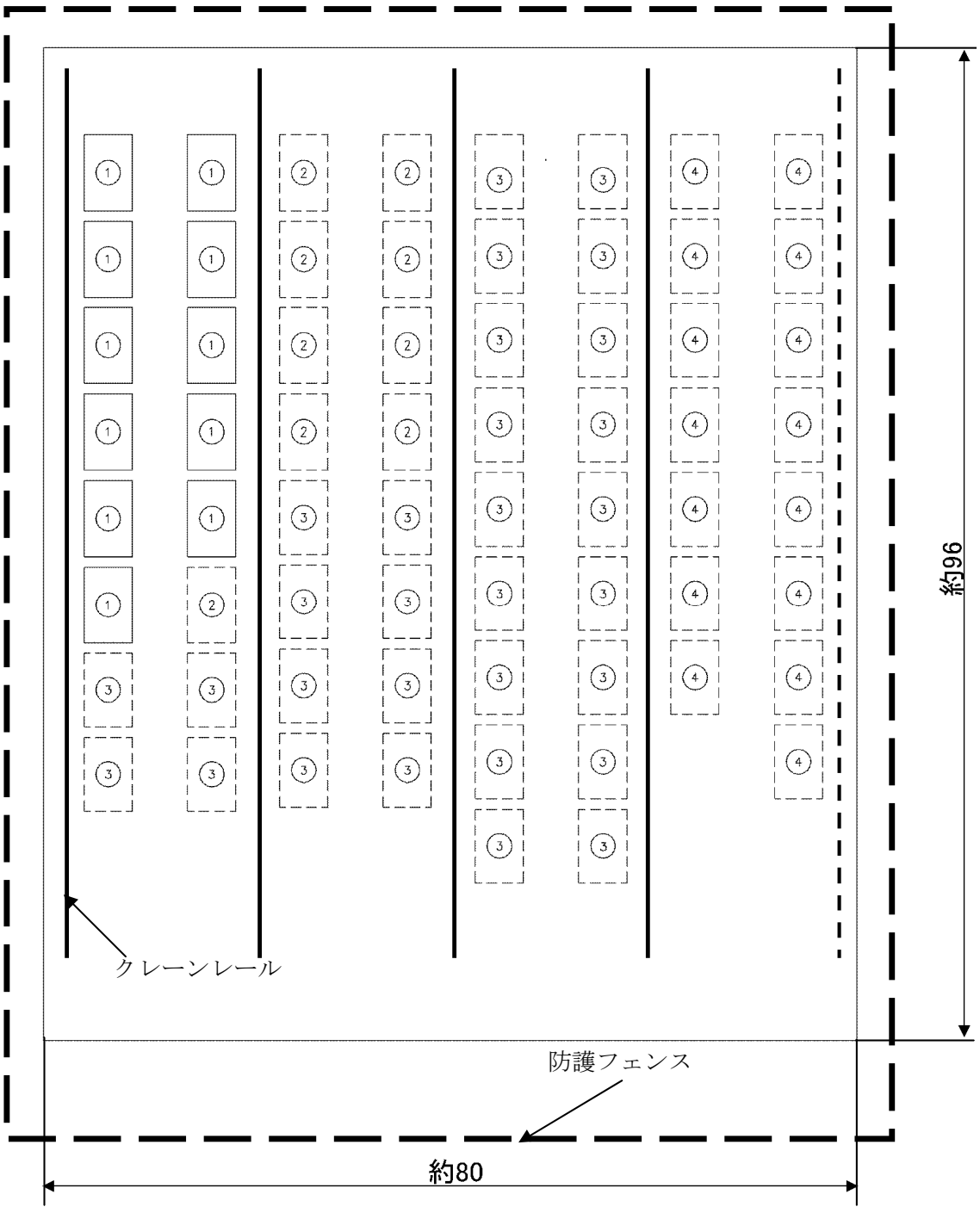
添付資料－１１　キャスク仮保管設備に係る確認事項について

設備概略図




：キャスク仮保管設備

図 1-1　キャスク仮保管設備の構内位置




| | | |
|---|---|---|
| ①② | 乾式貯蔵キャスク | 20 基 |
| ③ | 輸送貯蔵兼用キャスク | 30 基 |
| ④ | 輸送貯蔵兼用キャスク（将来設置） | 15 基 |

図 1-2　キャスク仮保管設備配置概略図（単位：m）

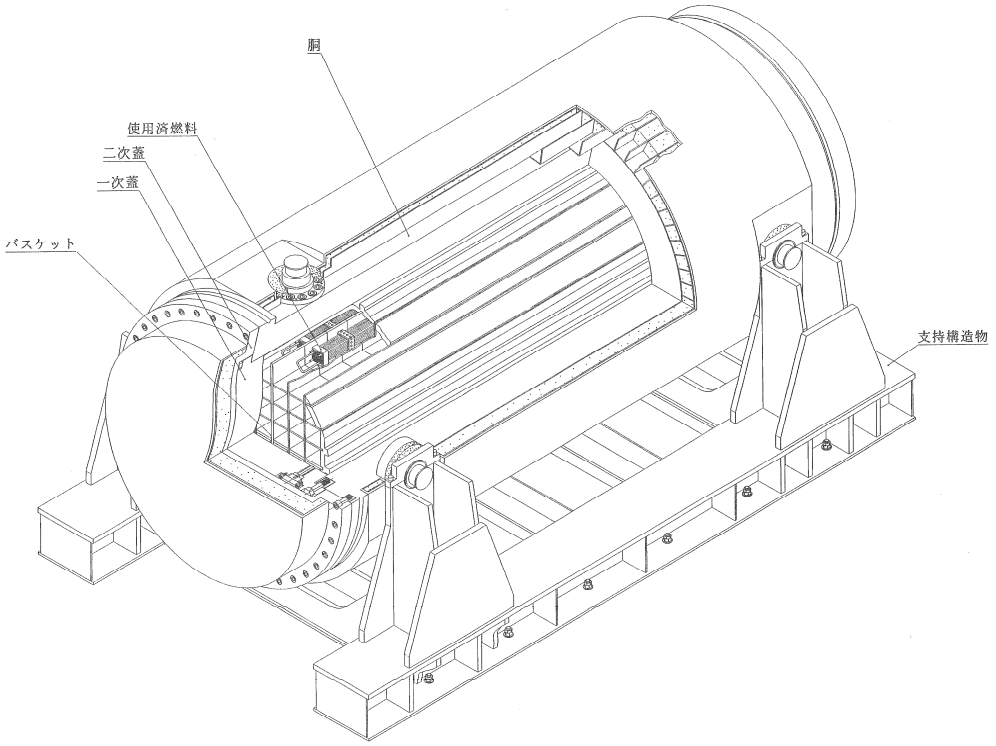



図 1-3　乾式貯蔵キャスクの構造図例
（大型）

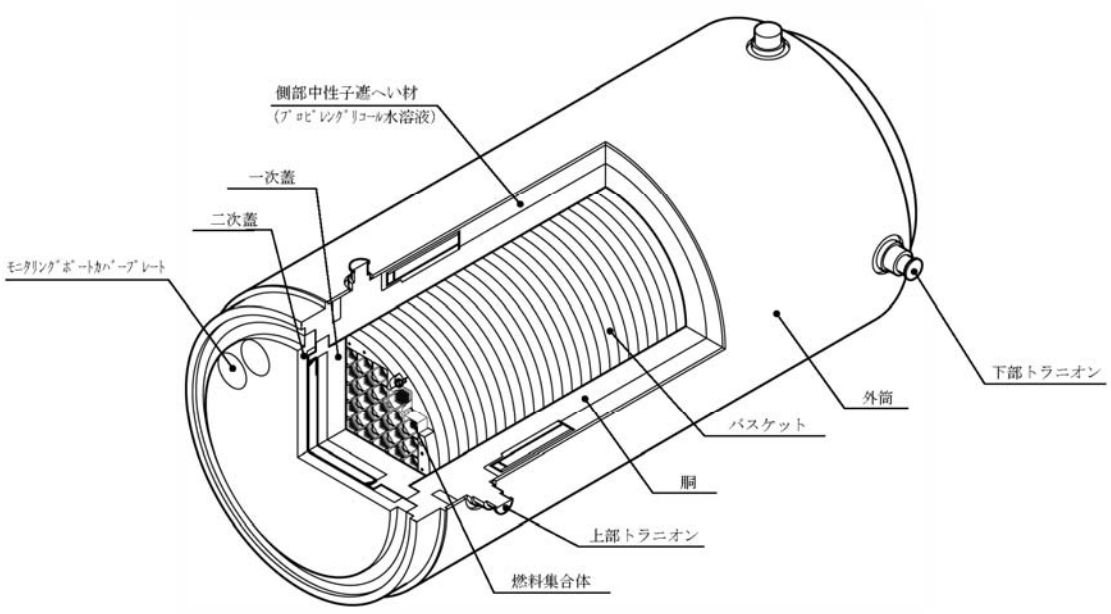



図 1-4　輸送貯蔵兼用キャスクの構造図例
（輸送貯蔵兼用キャスクＡ）

# 評価の基本方針

## 1　設計方針

### 1.1 基本的安全機能

本設備は，乾式キャスク及びこれを収納するコンクリートモジュール，支持架台，クレーン，監視装置等で構成され，本文の設計方針に示される除熱，遮へい，密封及び臨界防止の安全機能を設計とするとともに，必要な構造強度を有する設計であることを確認する。

### 1.2 乾式キャスクの安全機能について

本設備で保管する乾式キャスクは，既存設計のものを使用する。乾式キャスクの安全機能に関しては，以下の図書にて評価されている。

(1) 乾式貯蔵キャスク

① 沸騰水型原子力発電所　使用済燃料の乾式キャスク貯蔵施設について(平成 5 年 7 月株式会社東芝　TLR-053 改訂 1)

② 沸騰水型原子力発電所　使用済燃料の乾式キャスク貯蔵施設の安全設計で使用する解析コードについて(平成 5 年 4 月 株式会社東芝　TLR-054)

③ 福島第一原子力発電所　第 4 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 6 年 3 月 14 日申請,東京電力株式会社)

④ 福島第一原子力発電所　第 6 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 6 年 3 月 14 日申請,東京電力株式会社)

⑤ 福島第一原子力発電所　第 4 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 22 年 10 月 22 日申請,東京電力株式会社)

⑥ 福島第一原子力発電所　第 5 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 22 年 10 月 22 日申請,東京電力株式会社)

⑦ 福島第一原子力発電所　第 6 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 22 年 10 月 22 日申請,東京電力株式会社)

(2)輸送貯蔵兼用キャスク

① 使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクについて（NEO-2569CB 型）
（平成 21 年 5 月　株式会社オー・シー・エル　OCL-TR-001-改 1）

② 使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクについて（HDP-69B 型）
（平成 21 年 5 月　日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社　HLR-110 訂 1）

③ 核燃料輸送物設計承認申請書(NEO-2569CB 型)
（平成 22 年 8 月 23 日申請　東京電力株式会社）

④ 核燃料輸送物設計承認申請書(HDP-69B 型)
（平成 22 年 8 月 23 日申請　東京電力株式会社）
⑤ 使用済燃料貯蔵施設に関する設計及び工事の方法の認可申請書　本文及び添付資料の一部補正（平成 22 年 8 月 リサイクル燃料貯蔵株式会社　）
⑥ 使用済燃料貯蔵施設に関する設計及び工事の方法の認可申請書　本文及び添付資料の一部補正（平成 22 年 12 月 リサイクル燃料貯蔵株式会社　）

2 安全設計・評価方針

表 2-1 に評価すべき各安全機能に関する既存の評価内容と本設備での安全設計・評価の方針を示す。

表2-1　キャスク仮保管設備安全評価の基本方針

| 項目 | 中期安全確保の考え方 | 評価対象 | 乾式貯蔵キャスク | | | 輸送貯蔵兼用キャスク | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 既存評価を引用 | 新評価実施 | 評価方針 | 既存評価を引用 | 新評価実施 | 評価方針 |
| 除熱機能 | 乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について使用済燃料の健全性及び安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。 | 燃料被覆管 | ○ | － | 以下の確認をもって評価条件が既存評価と同等であると言える為，既存評価を引用して評価を行う。<br>・保管中のコンクリートモジュール内の温度が45℃以下となること。 | － | ○ | 既存評価における評価条件は以下事項に相違がある為，改めて解析評価を実施する。<br>・保管中の姿勢が異なる。（既存評価での乾式キャスクの姿勢は縦置きであるが，キャスク仮保管設備では横置きの姿勢となる） |
| | | 乾式キャスク | ○ | － | 以下の確認をもって評価条件が既存評価と同等であると言える為，既存評価を引用して評価を行う。<br>・保管中のコンクリートモジュール内の温度が45℃以下となること。 | － | ○ | 既存評価における評価条件は以下事項に相違がある為，改めて解析評価を実施する。<br>・保管中の姿勢が異なる。（既存評価での乾式キャスクの姿勢は縦置きであるが，キャスク仮保管設備では横置きの姿勢となる） |
| | | コンクリートモジュール<br>（キャスク仮保管構築物） | － | ○ | 既存評価における評価条件は以下事項に相違がある為，改めて解析評価を実施する。<br>・保管中の乾式キャスク周辺環境温度が異なる。（既存評価ではキャスク保管建屋内の評価）<br><br>なお，評価は設計発熱量の大きい大型キャスクを代表キャスクとする。 | － | ○ | 既存評価における評価条件は以下事項に相違がある為，改めて解析評価を実施する。<br>・保管中の乾式キャスク周辺環境が異なる。（既存評価ではキャスク保管建屋内の評価） |
| 密封機能 | 乾式キャスクについて，周辺公衆及び放射線従事者に対し，放射線上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。 | 乾式キャスク | ○ | － | 既存評価における評価条件と同等であると言える為，既存評価を引用して評価を行う。 | ○ | － | 既存評価における評価条件は以下事項に相違があるが，本設備の設計条件が既存評価の評価条件に包絡されることを確認し，既存評価を引用して評価を行う。<br><br>・キャスク内部温度及びシール部温度 |
| 遮へい機能 | 乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，周辺公衆及び放射線従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。 | 乾式キャスク | ○ | － | 既存評価における評価条件と同等であると言える為，既存評価を引用して評価を行う。 | ○ | － | 既存評価における評価条件と同等であると言える為，既存評価を引用して評価を行う。 |
| 臨界防止機能 | 乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，想定されるいかなる場合にも使用済燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。 | 乾式キャスク | ○ | － | 既存評価においてはキャスク配列，バスケット内の燃料配置等最も厳しい状態を想定し評価しており，本設備での条件と比較して，十分安全側であることから，既存評価を引用して評価を行う。 | ○ | － | 既存評価においてはキャスク配列，バスケット内の燃料配置等最も厳しい状態を想定し評価おり，本設備での条件と比較して，十分安全側であることから，既存評価を引用して評価を行う。 |

| 項目 | 中期安全確保の考え方 | 評価対象 | 乾式貯蔵キャスク | | | 輸送貯蔵兼用キャスク | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 既存評価を引用 | 新評価実施 | 評価方針 | 既存評価を引用 | 新評価実施 | 評価方針 |
| 構造強度 | 乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，除熱機能，密封機能，遮へい機能，臨界防止機能を維持するために必要な構造強度を有する設計とする。 | 乾式キャスク | ○ | － | 以下の確認をもって評価条件が既存評価と同等であると言える為，既存評価を引用して評価を行う。<br>・本設備における設計事象の荷重条件が既存評価における設計事象の荷重条件に包絡すること。 | ○ | ○ | 評価条件が既存評価の評価条件と同一のものは既存評価を引用して評価を行い，評価条件が既存評価の評価条件と異なるものは新たに評価を実施する。 |
| 耐震性 | キャスク仮保管設備は，基準地震動 Ss を考慮しても，5.2.1～5.2.4 に示す安全機能が維持されていることを確認する。 | 乾式キャスク | － | ○ | 本設置場所における設計用地震力と既存評価で用いた設計用地震力の比率が，既存評価の余裕率より小さいことを確認する。 | － | ○ | 本設置場所における設計用地震力により評価を実施する。 |
| | | 支持架台 | － | ○ | 本設置場所における設計用地震力により評価を実施する。 | － | ○ | 本設置場所における設計用地震力により評価を実施する。 |
| | | 支持架台固定具 | － | ○ | 本設置場所における設計用地震力により評価を実施する。 | － | ○ | 本設置場所における設計用地震力により評価を実施する。 |
| | | コンクリートモジュール | － | ○ | 本設置場所における設計用地震力により評価を実施する。 | － | ○ | 本設置場所における設計用地震力により評価を実施する。 |
| | | クレーン | － | ○ | 本設置場所における設計用地震力により評価を実施する。 | － | － | （乾式貯蔵キャスクと共用） |
| 異常時の評価 | 安全評価において想定すべき異常事象として今後抽出される各事象を考慮しても 5.2.1～5.2.4 に示す安全機能が維持されていることを確認する。 | 乾式キャスク | － | ○ | 本設備の異常事象の抽出を行い，評価を実施する。 | － | ○ | 本設備の異常事象の抽出を行い，評価を実施する。 |

3 耐震設計方針

(1) 耐震設計の基本方針

キャスク仮保管設備は，本文「設計方針」に基づき，基準地震動 Ss に対し，設備の設計方針に示される除熱機能，密封機能，遮へい機能，臨界防止機能等の安全機能が維持されていることを確認する。

(2) 対象設備と構造計画

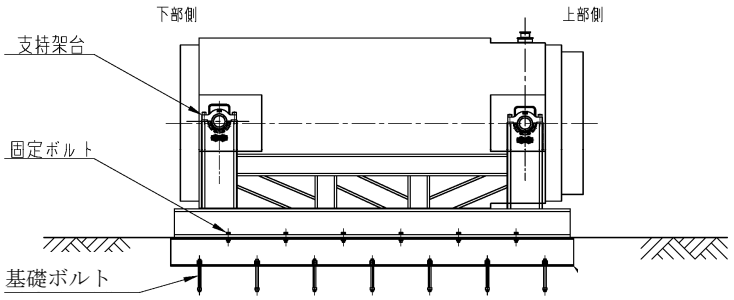
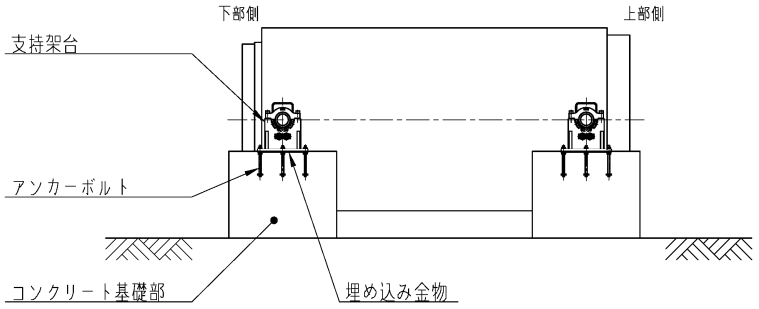
キャスク仮保管設備は，乾式キャスク，支持架台，コンクリートモジュール，クレーン，並びにコンクリート基礎から構成される。

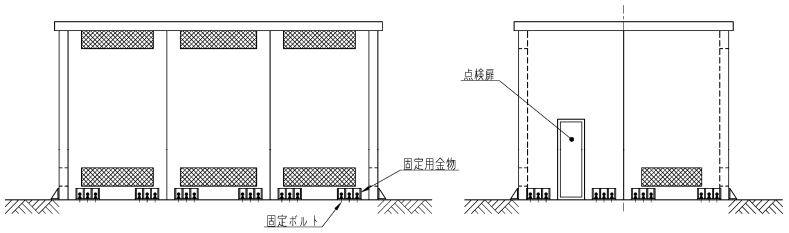
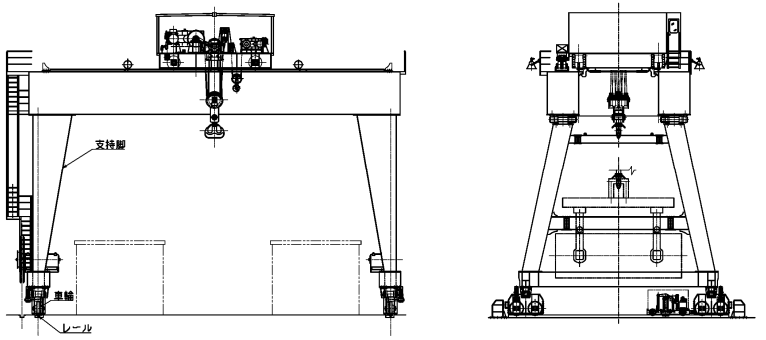
これらの設備のうち，乾式キャスクは，使用済燃料を収納し，除熱，密封，遮へい，臨界防止等の基本的安全機能を有する。このことから基準地震動 Ss に対する評価は，乾式キャスクの健全性維持の観点から，次の設備を対象に実施する。

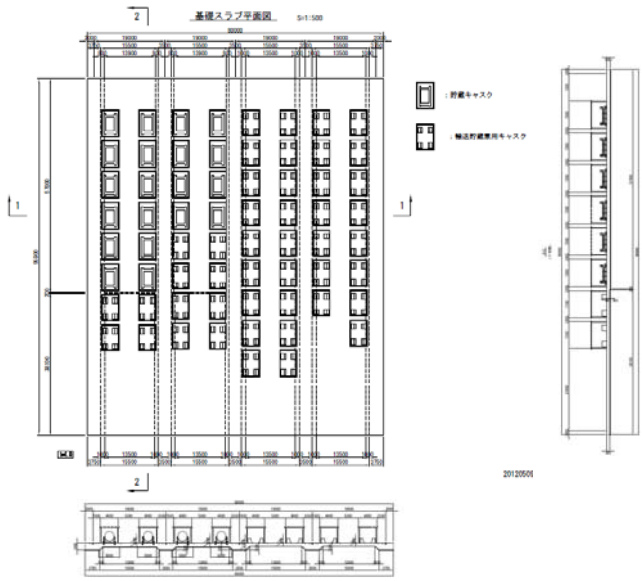
① 乾式貯蔵キャスク及び支持架台
② 輸送貯蔵兼用キャスク及び支持架台
③ コンクリートモジュール
④ クレーン
⑤ コンクリート基礎

表 3-1 に各設備の構造計画の概要と概略図を示す。

表 3-1　主要設備の構造計画

| 主要設備 | 構造計画の概要 | 概略構造図 |
|---|---|---|
| ①乾式貯蔵キャスク及び支持架台 | 乾式貯蔵キャスクは横置きで，トラニオンを介し４つの支持脚柱を持つ支持架台で支持され，支持架台は固定ボルトと基礎ボルトで基礎に固定される。 |  |
| ②輸送貯蔵兼用キャスク及び支持架台 | 輸送貯蔵兼用キャスクは横置きで，トラニオンを介し鋼製の支持架台で支持され，支持架台は，アンカーボルトで埋め込み金物に固定される。埋め込み金物は，アンカーボルトで基礎から立ち上げたコンクリート基礎部に固定される。 |  |

| 主要設備 | 構造計画の概要 | 概略構造図 |
| --- | --- | --- |
| ③コンクリートモジュール | コンクリートモジュールの平面寸法は，約7.3m×約4.7m又は約7.1m×約4.7mであり，高さは約4mある。コンクリートモジュールは，厚さ200㎜の鉄筋コンクリート製パネルで構成され，各パネルは金物にて連結され，基礎とは固定用金物を介して固定ボルトで固定される。 |  |
| ④クレーン | クレーンはスパン約 19mの門型クレーンで，定格荷重は約150 トンである。<br>クレーンは，４つの支持脚，車輪を介して，レール上を走行する。 |  |

| 主要設備 | 構造計画の概要 | 概略構造図 |
| --- | --- | --- |
| ⑤コンクリート基礎 | 基礎は，N-S 方向 80m，E-W 方向約 96m，厚さ 0.8m(一部 1.0m，1.8m)の鉄筋コンクリート基礎である。<br>基礎は，埋め込まれる固定ボルトや固定金具を介して，①乾式キャスク及び支持架台並びに，②コンクリートモジュールを固定する。また，③クレーンのレールを固定する。 |  |

(3)設計用地震力

各機器の耐震設計に用いる設計用地震力は，以下より算定する。

| 項目 | 機器等 | 摘要 |
|---|---|---|
| (1) 基準地震動 | Ss | |
| (2)設計用地震動 | 基準地震動 Ss-1：<br>(水平)最大加速度振幅 450gal,約 81 秒間<br>(鉛直)最大加速度振幅 300gal,約 81 秒間<br>基準地震動 Ss-2：<br>(水平)最大加速度振幅 600gal,約 60 秒間<br>(鉛直)最大加速度振幅 400gal,約 60 秒間<br>基準地震動 Ss-3：<br>(水平)最大加速度振幅 450gal,約 26 秒間<br>(鉛直)最大加速度振幅 300gal,約 26 秒間 | O.P.-196m の基盤(Vs＝約 700m/s)を解放基盤表面として定義する。 |
| (3)動的解析の方法 | 時刻歴応答解析法<br>応答スペクトル法 | |

(4)運転状態と地震動の組合せに対する供用状態

運転状態と地震動の組合せに対応する供用状態は以下とする。

| 運転状態と地震動の組合せ | 供用状態 |
|---|---|
| Ⅰ[注1)]+Ss | D(ⅣAS)[注2)] |

注 1)「運転状態Ⅰ」とは，通常運転の運転状態をいい，乾式キャスクの場合は，取り扱い時及び本設備での機器の通常の保管時の状態で「設計事象Ⅰ」に読み替える。

注 2)「原子力発電所耐震設計技術指針」において規定される許容応力状態（「設計・建設規格」の許容状態 D 相当）

基準地震動 Ss による荷重を運転状態 I により生じる荷重と組み合わせた状態で，保管を行っている使用済燃料に過大な影響が生じないよう許容応力を定めるものとするが，本設備の乾式キャスクに対する機能維持の基本的な考え方は以下とする。

| 設備区分 | 基準地震動 Ss に対する機能維持 |
|---|---|
| 乾式キャスク | 乾式キャスクの安全機能を維持するために必要な構造強度を有すること。 |
| 支持架台 | 基準地震動 Ss に対し，乾式キャスクを落下・転倒させないこと。 |
| コンクリートモジュール | 基準地震動 Ss に対し，コンクリートモジュールの倒壊等により，乾式キャスクの安全機能に影響を与えないこと。 |
| クレーン | クレーンの倒壊，転倒等により，乾式キャスクの安全機能に影響を与えないこと。 |
| コンクリート基礎 | 支持架台に作用する力を支持するとともに，これを固定する固定ボルトの引き抜きに抵抗すること。<br>基礎の傾斜により，クレーンの転倒，倒壊などが生じないこと。 |

(5)地盤の応答解析による設計用地震力の算定

1)解析概要

本検討では基礎－地盤連成系の２次元ＦＥＭ応答解析を行い，基礎上面での応答波の応答スペクトルの作成,設計用地震力の算定を行う。解析プログラムは Super-FLUSH/2D を用いる。

2)解析に用いる検討用地震動

検討用地震動は,「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関わる耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日　東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss を用いる。解放基盤表面位置（O.P.-196.0m）における基準地震動 Ss-1，Ss-2，Ss-3 の加速度時刻歴波形を図 3-1～3 に示す。

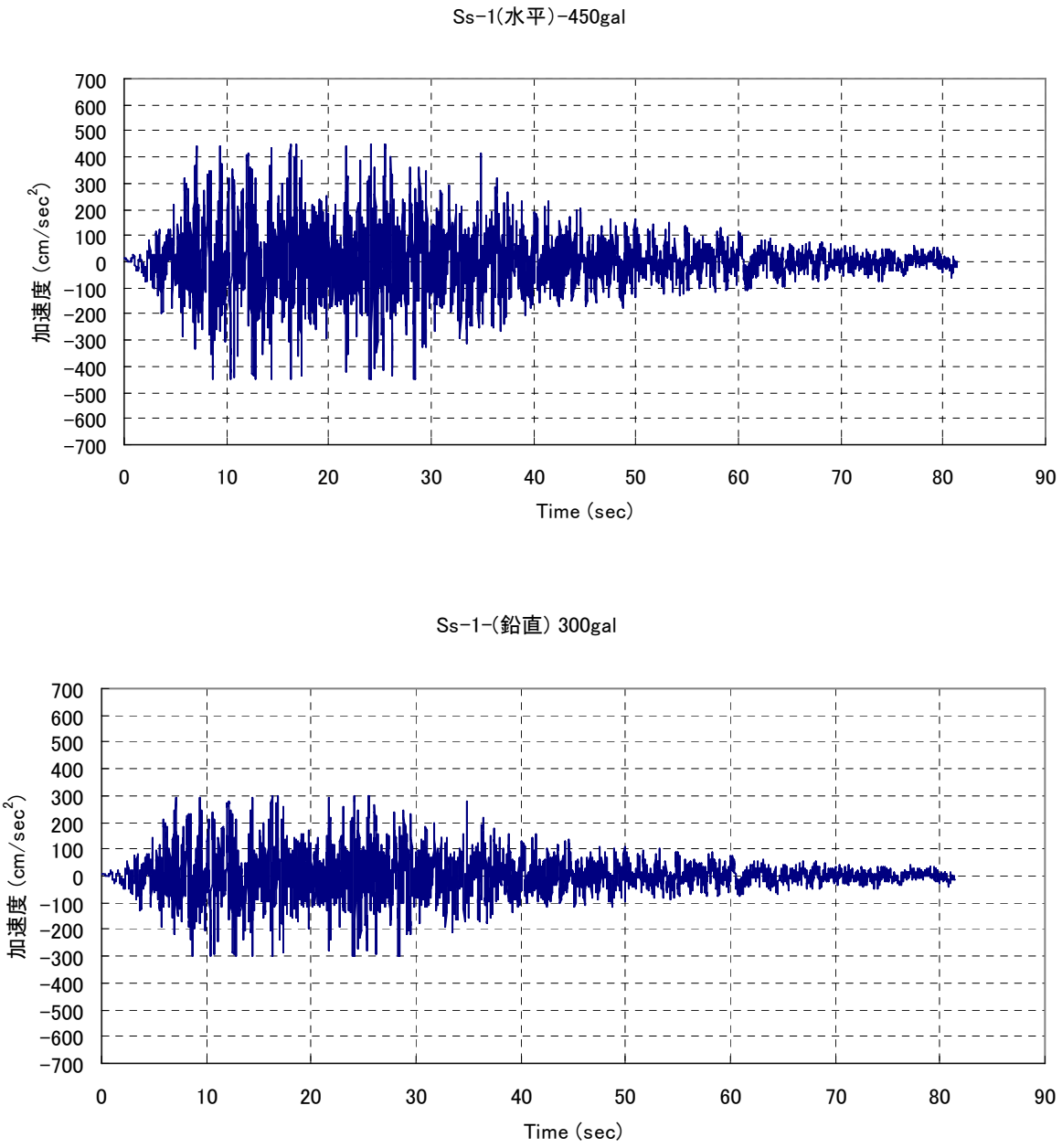



図 3-1　基準地震動加速度時刻歴波形（Ss-1）

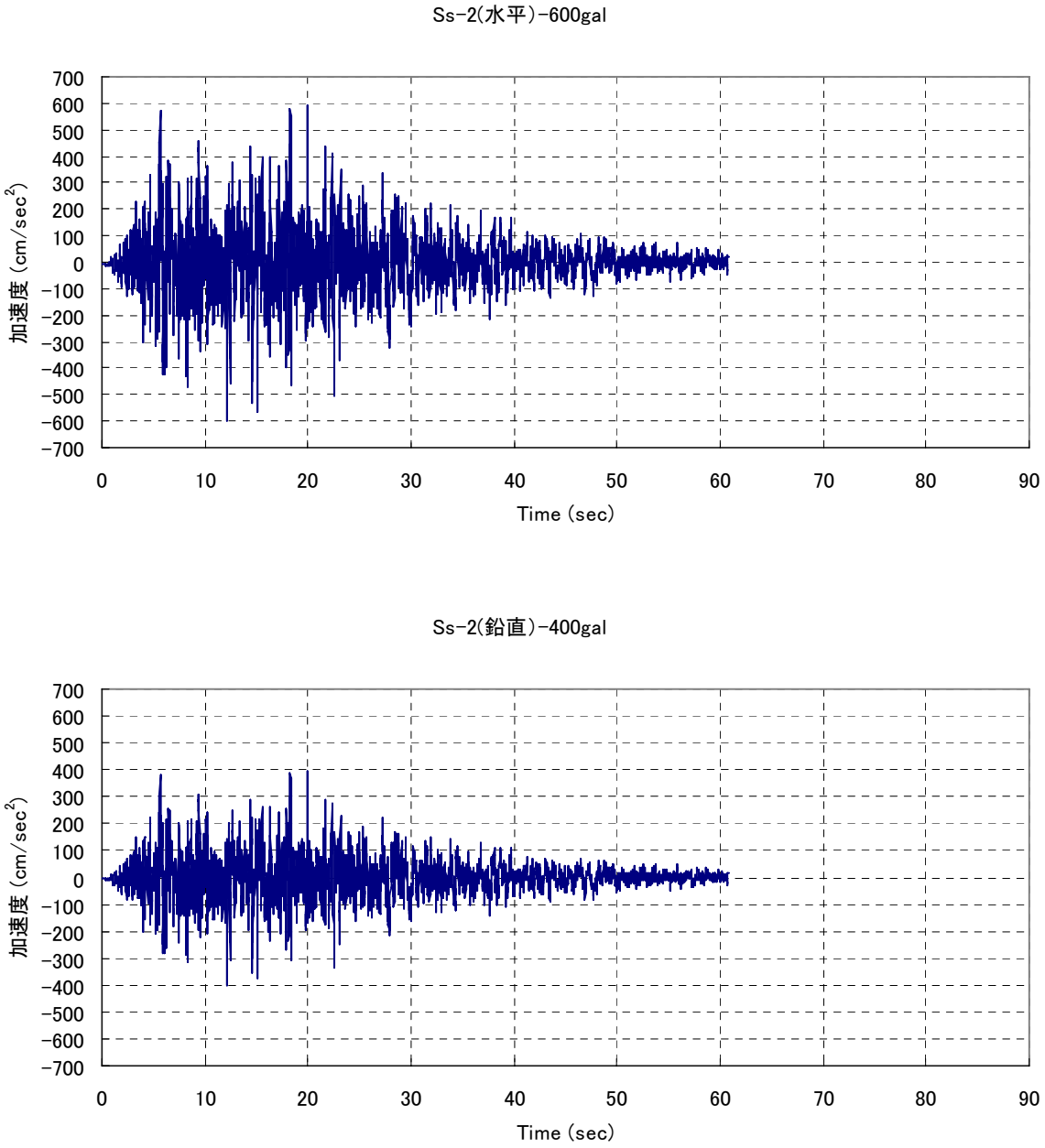
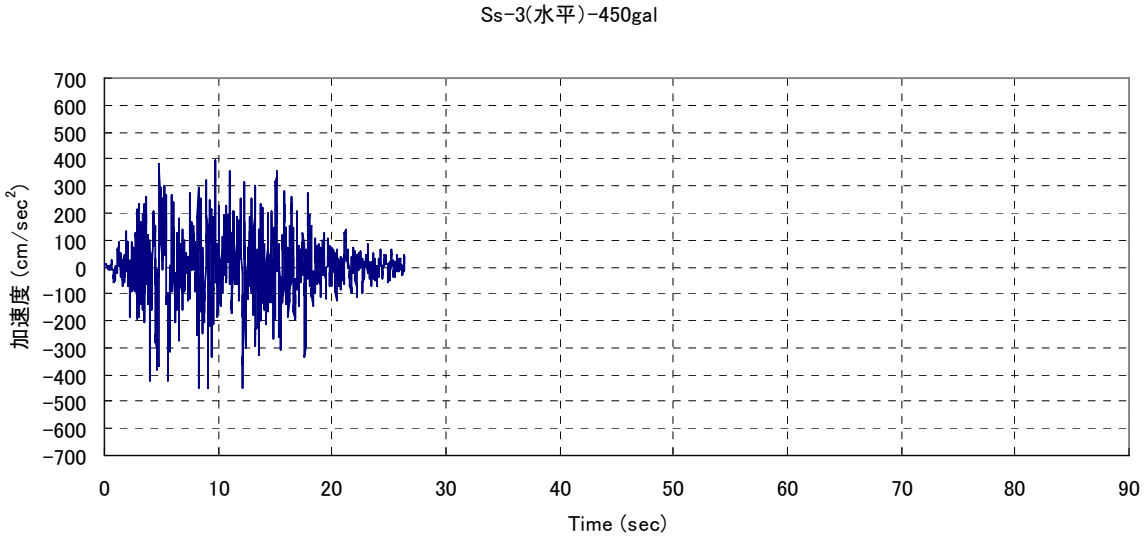



図 3-2　基準地震動加速度時刻歴波形（Ss-2）



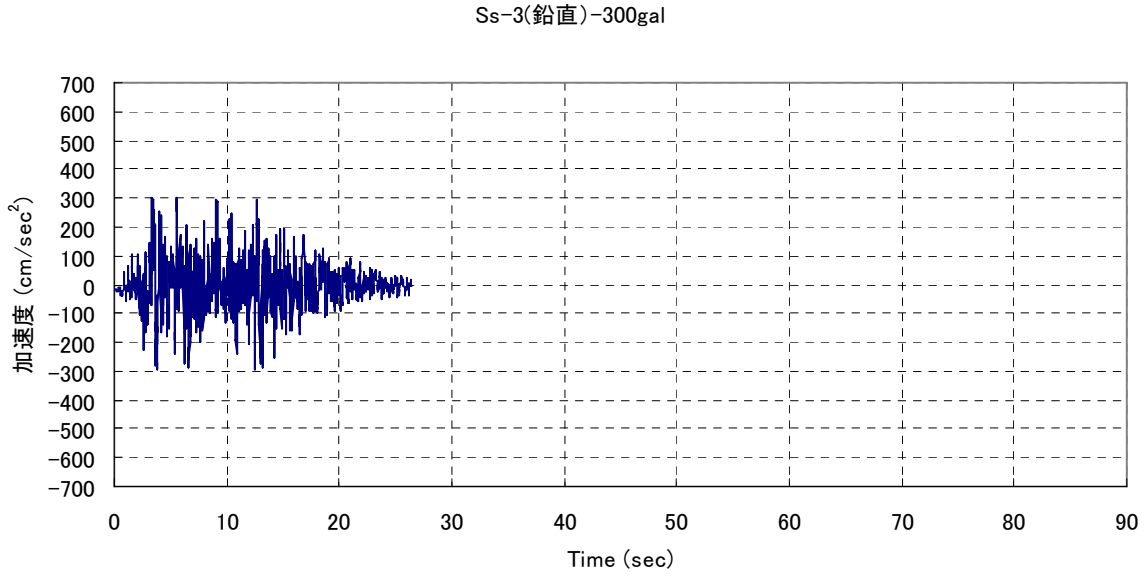




図 3-3　基準地震動加速度時刻歴波形（Ss-3）

3) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは図 3-4，5 のように，基礎-地盤連成系モデルとする。地盤応答解析に用いる地盤定数の設定結果を表 3-2 に示す。また，コンクリート基礎を除く各層のモデル化においては，地盤の非線形性を考慮する。図 3-6 に各層の動的変形特性を示す。

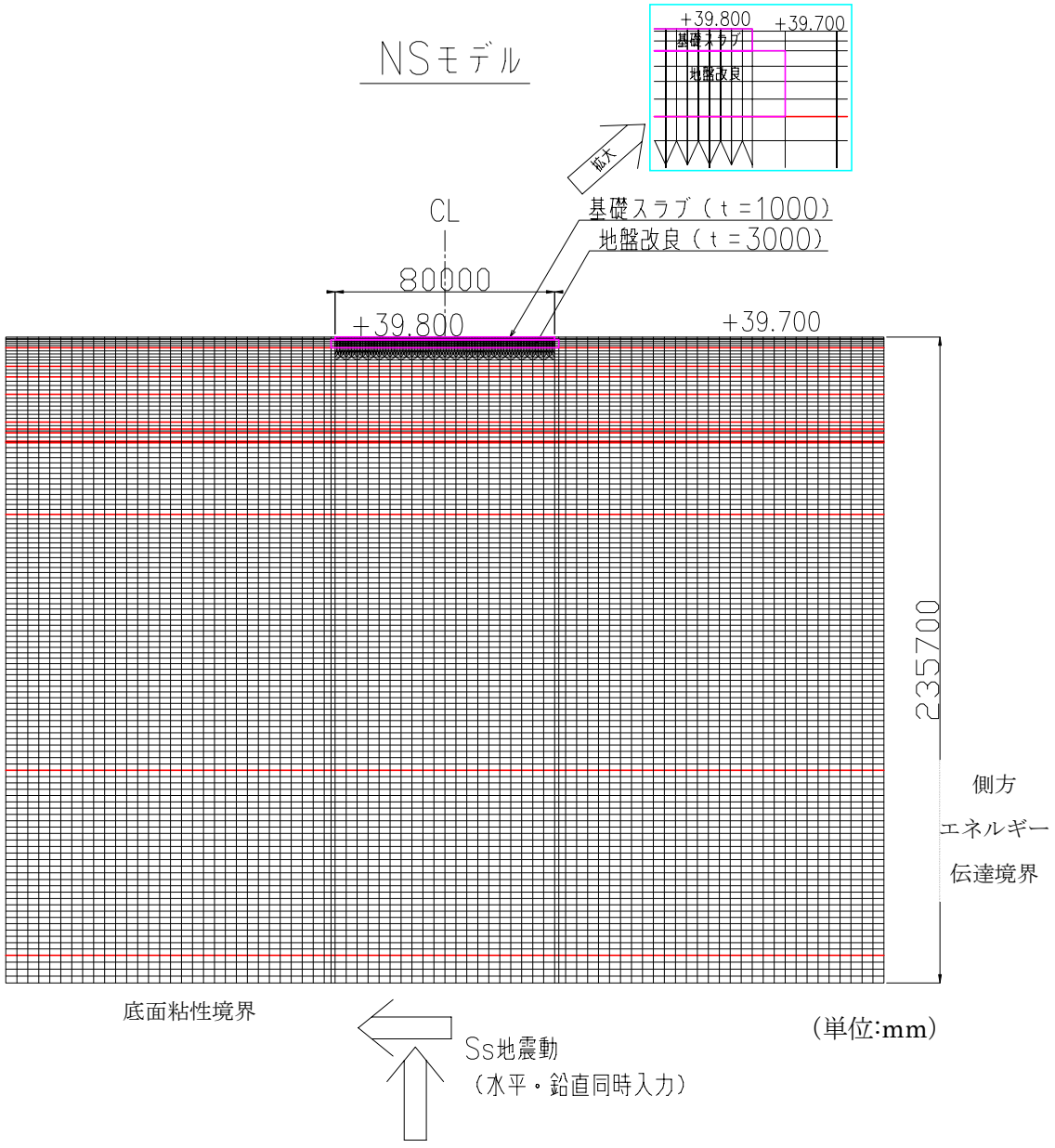



図 3-4　解析モデルの概要（N-S 方向）

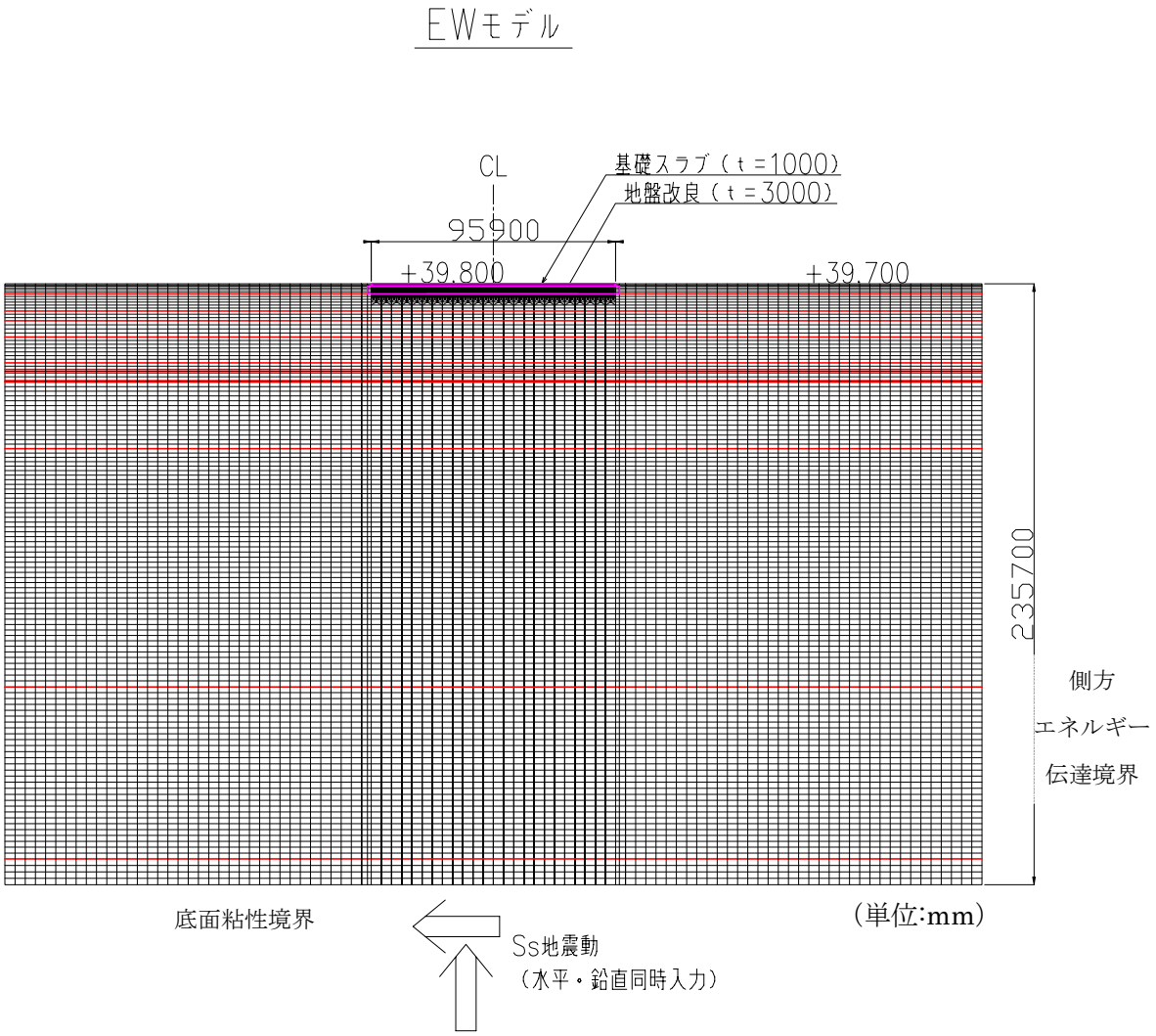



図 3-5　解析モデルの概要（E-W 方向）

表 3-2　解析用地盤定数

| 地層名 | 層標高 | | 各地層厚 | 湿潤密度 $\rho$ | せん断弾性係数 $G_0$ | せん断波速度 Vs | 強度特性 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | C | $\phi$ |
| | 上端 | 下端 | (m) | (t/m³) | (kN/m²) | (m/sec) | (N/mm²) | (°) |
| | OP(m) | OP(m) | | | | | | |
| コンクリート基礎 | 39.800 | 38.800 | 1.000 | 2.679 | 10,420,000 | 1972 | - | - |
| 埋戻し土 | 39.700 | 35.800 | 3.900 | 1.8 | 72,600 | 201 | 0 | 30 |
| 改良地盤 | 38.800 | 35.800 | 3.000 | 1.8 | 380,000 | 459 | - | - |
| 段丘堆積物 | 35.800 | 29.026 | 6.774 | 1.59 | 158,000 | 315 | 0.039 | 24.7 |
| T3 部層　中粒砂岩層 | 29.026 | 25.215 | 3.811 | 1.84 | 210,000 | 338 | 0.098 | 38.6 |
| T3 部層　泥質部 | 25.215 | 18.837 | 6.378 | 1.71 | 427,000 | 500 | 1.5 | 0 |
| T3 部層　互層部 | 18.837 | 8.694 | 10.143 | 1.76 | 302,000 | 414 | 0.098 | 38.6 |
| T3 部層　泥質部 | 8.694 | 6.109 | 2.585 | 1.71 | 427,000 | 500 | 1.5 | 0 |
| T3 部層　中粒砂岩層 | 6.109 | 4.754 | 1.355 | 1.84 | 210,000 | 338 | 0.098 | 38.6 |
| T3 部層　泥質部 | 4.754 | 1.693 | 3.061 | 1.71 | 427,000 | 500 | 1.5 | 0 |
| T3 部層　粗粒砂岩層 | 1.693 | 1.128 | 0.565 | 1.84 | 210,000 | 338 | 0.098 | 38.6 |
| T3 部層　泥質部 | 1.128 | -24.980 | 26.108 | 1.71 | 427,000 | 500 | 1.5 | 0 |
| T2 部層 | -24.980 | -118.400 | 93.420 | 深度依存<br>1.76～<br>1.80 | 深度依存<br>334,000～<br>635,000 | 深度依存<br>436～594 | 深度依存<br>1.131～<br>1.839 | 0 |
| T1 部層 | -118.400 | -185.880 | 67.480 | 1.79 | 667,000 | 610 | 1.62 | 0 |
| 先富岡層 | -185.880 | -196.000 | 10.120 | 1.88 | 954,000 | 712 | 1.8 | 0 |
| 解放基盤面 | -196.000 | - | - | 1.88 | 954,000 | 712 | 1.8 | 0 |

出典：「福島第一原子力発電所　原子炉設置変更許可申請書」（平成５年４月）等

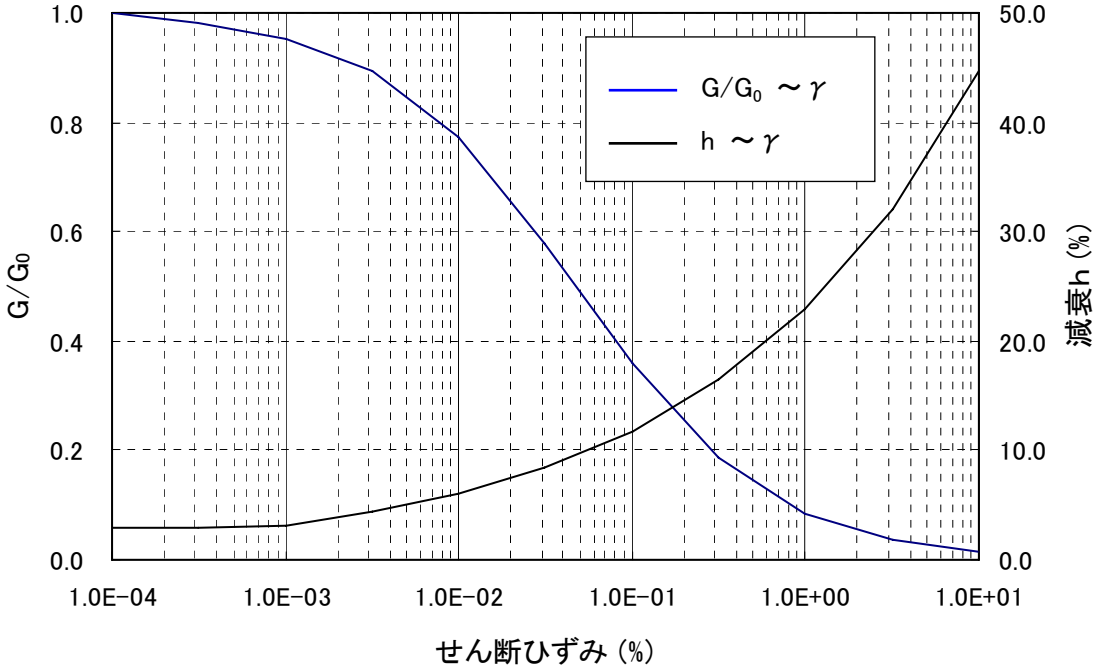



図 3-6 (1)　埋戻土層の動的変形特性

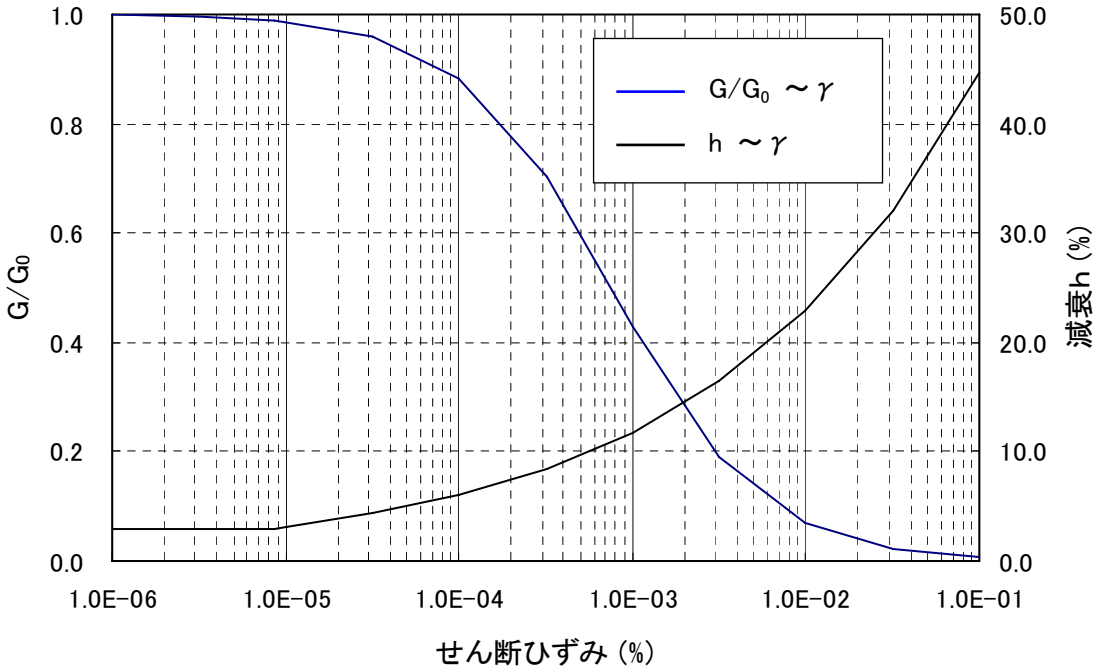



図 3-6 (2)　改良地盤の動的変形特性

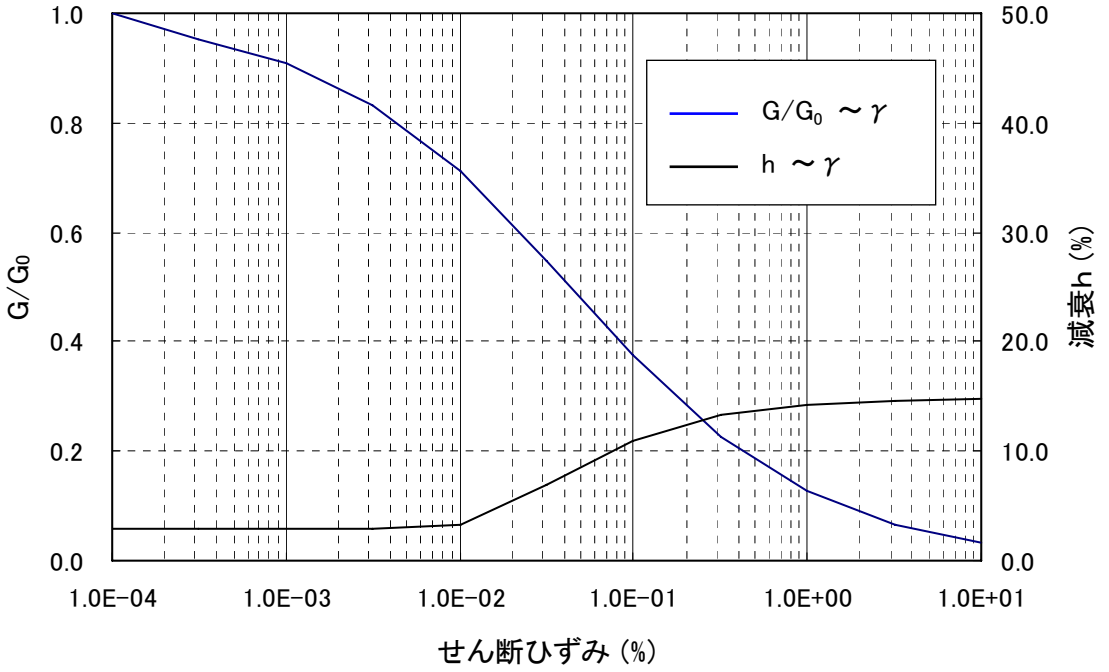



図 3-6 (3)　段丘堆積物の動的変形特性

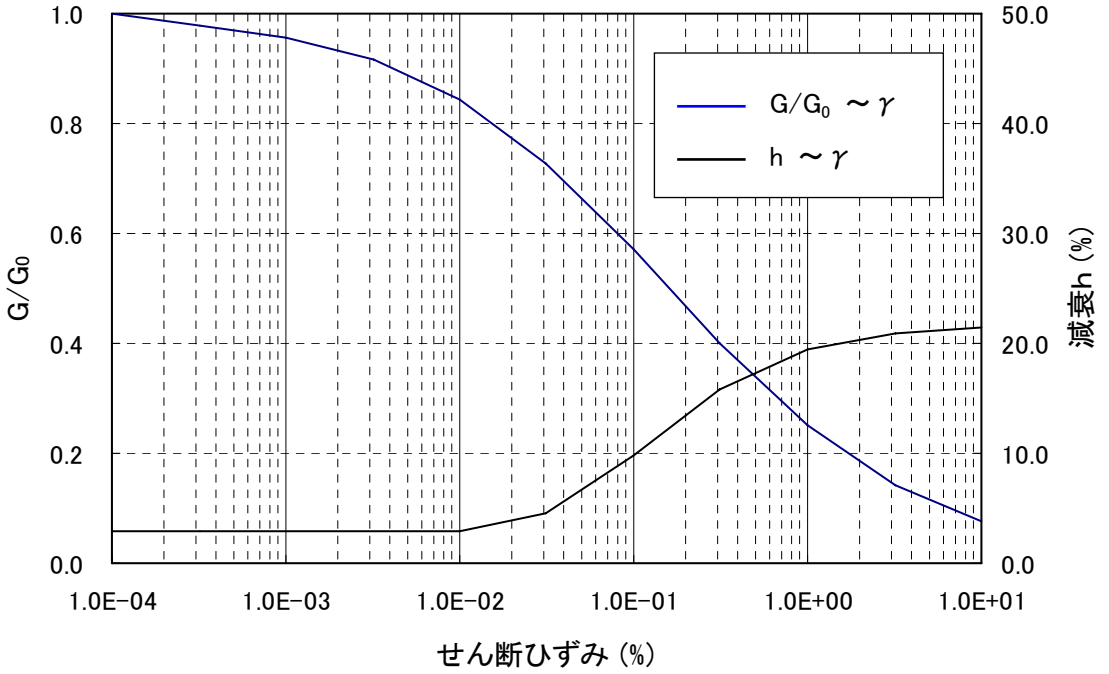



図 3-6 (4)　T3 部層中粒砂岩層の動的変形特性

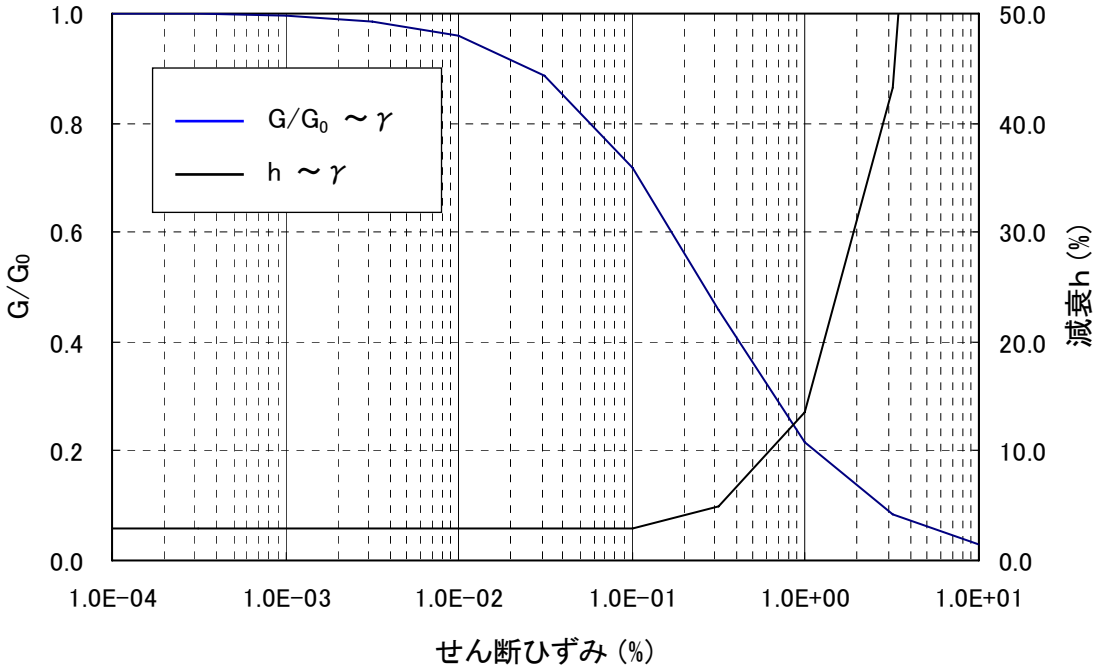



図 3-6 (5)　T3 部層泥質部の動的変形特性

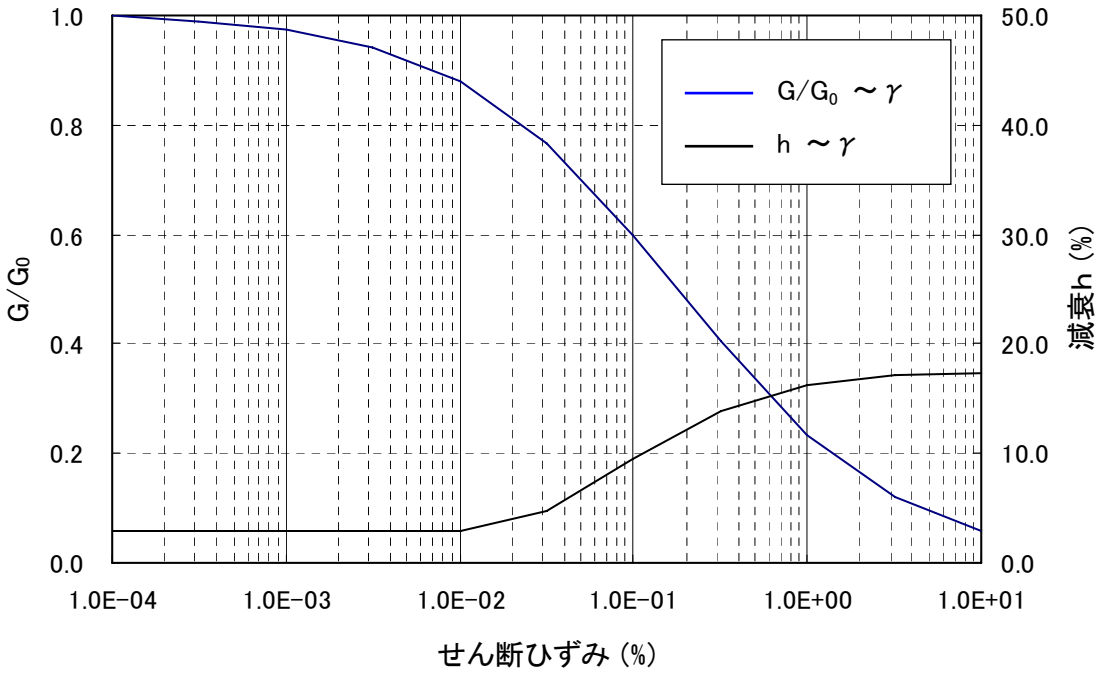



図 3-6 (6)　T3 部層互層部の動的変形特性

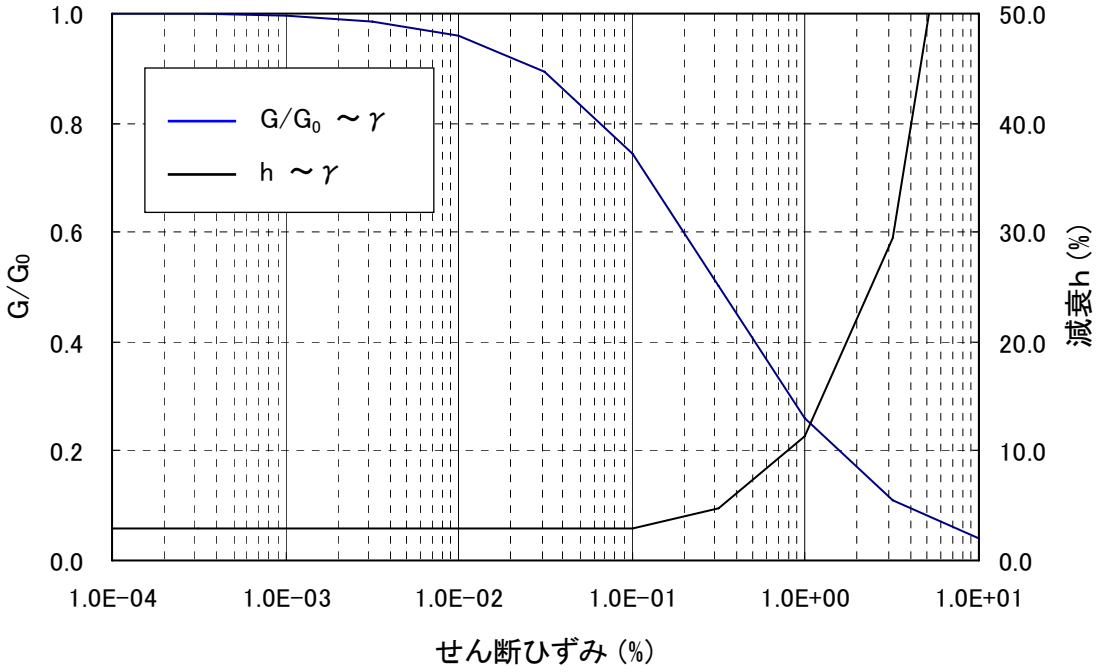



図 3-6 (7)　T2 部層の動的変形特性

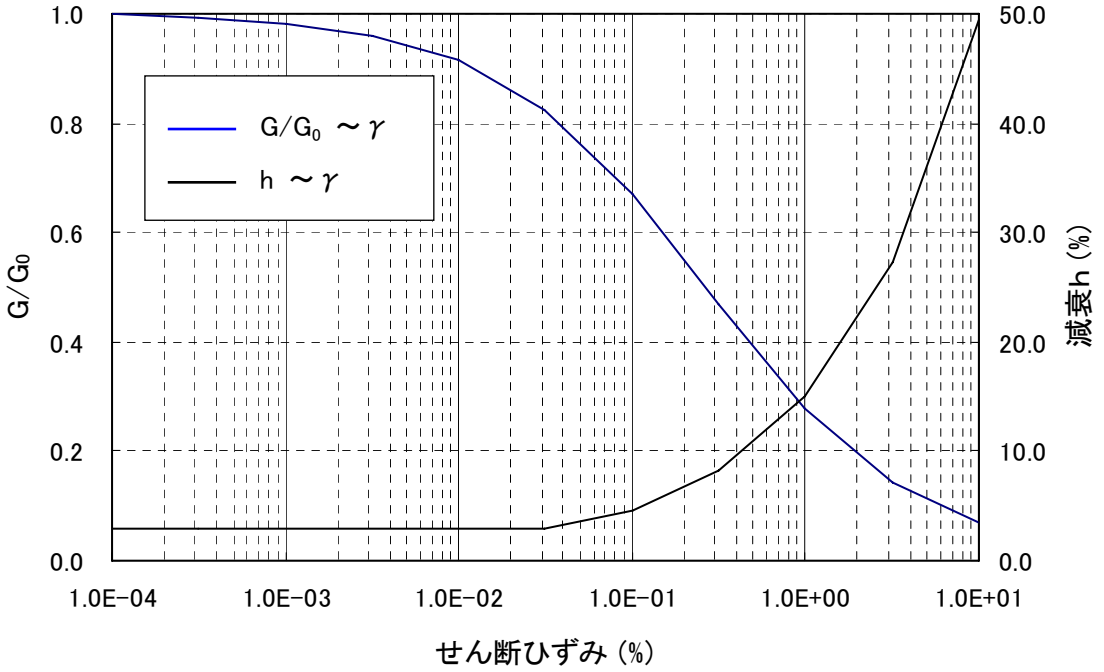



図 3-6 (8)　T1 部層の動的変形特性

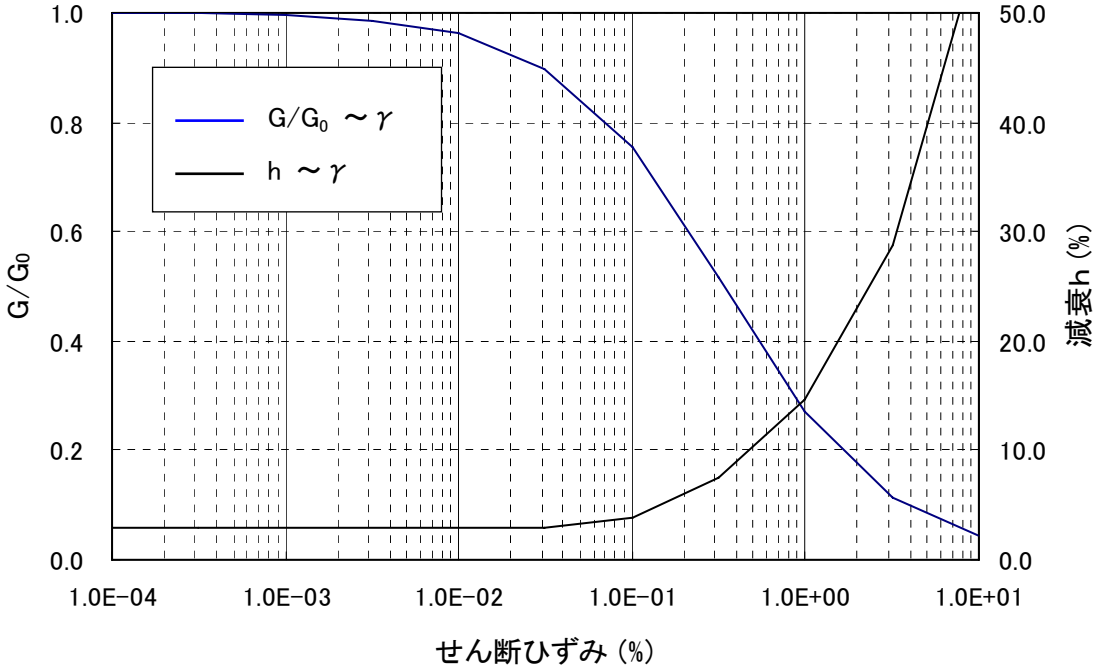



図 3-6 (9)　先富岡層の動的変形特性

4)設計用地震力の算定

地盤表面における地震波の加速度応答の包絡スペクトル（Ss-1～Ss-3）を図 3-7～15 に示す。設計用地震力は，床応答スペクトルを周期軸方向に±10%拡幅したスペクトルを用いて算定する。

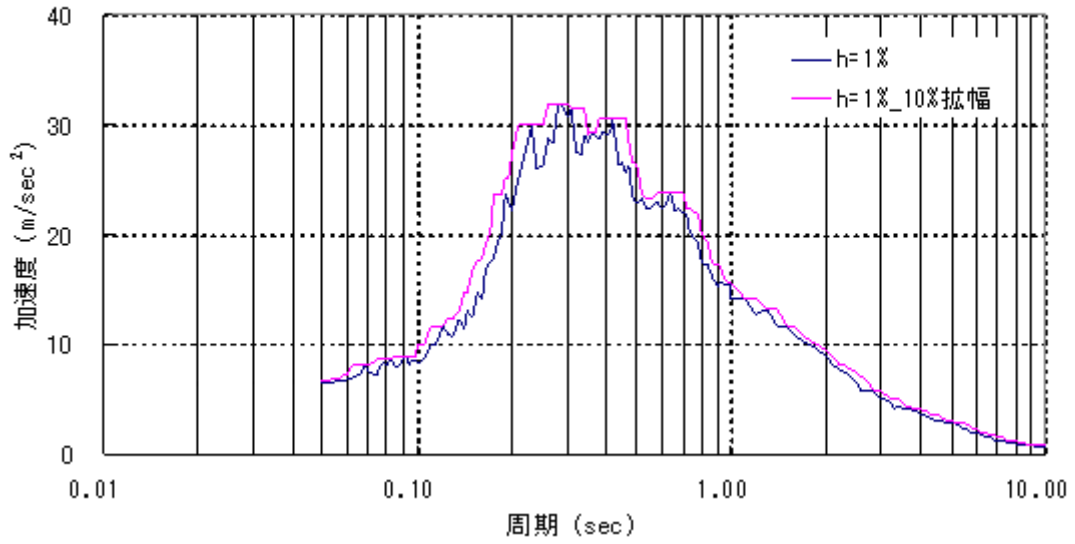



図 3-7　加速度応答包絡スペクトル　Ss-H（水平 NS）（h=1%）

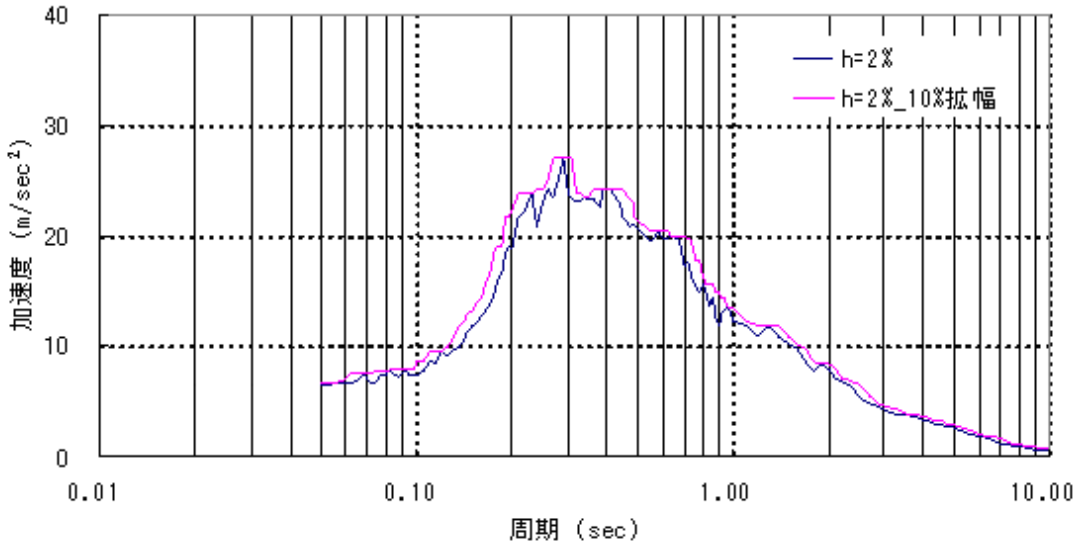



図 3-8　加速度応答包絡スペクトル　Ss-H（水平 NS）（h=2%）

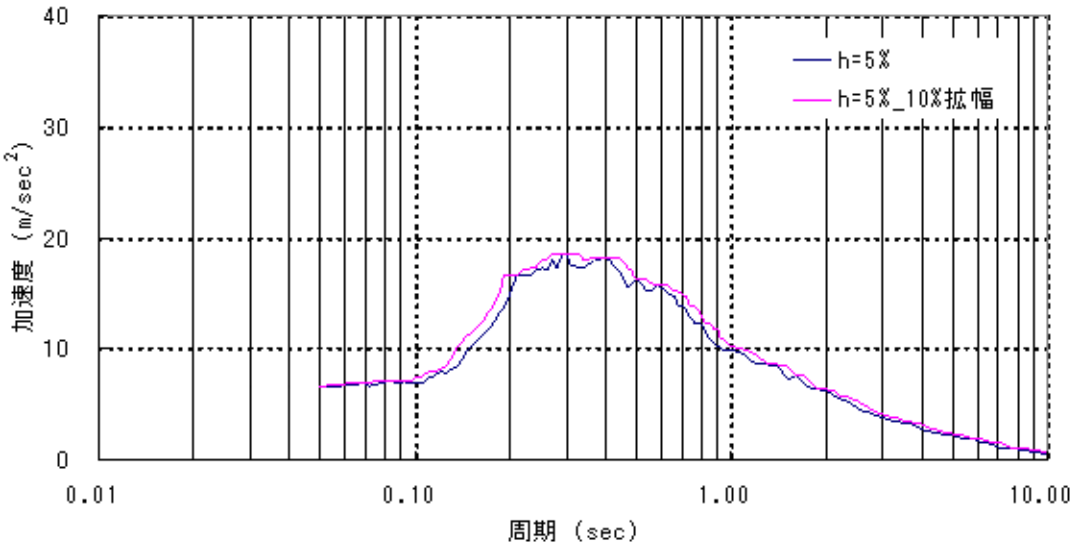



図 3-9　加速度応答包絡スペクトル　Ss-H（水平 NS）（h=5%）

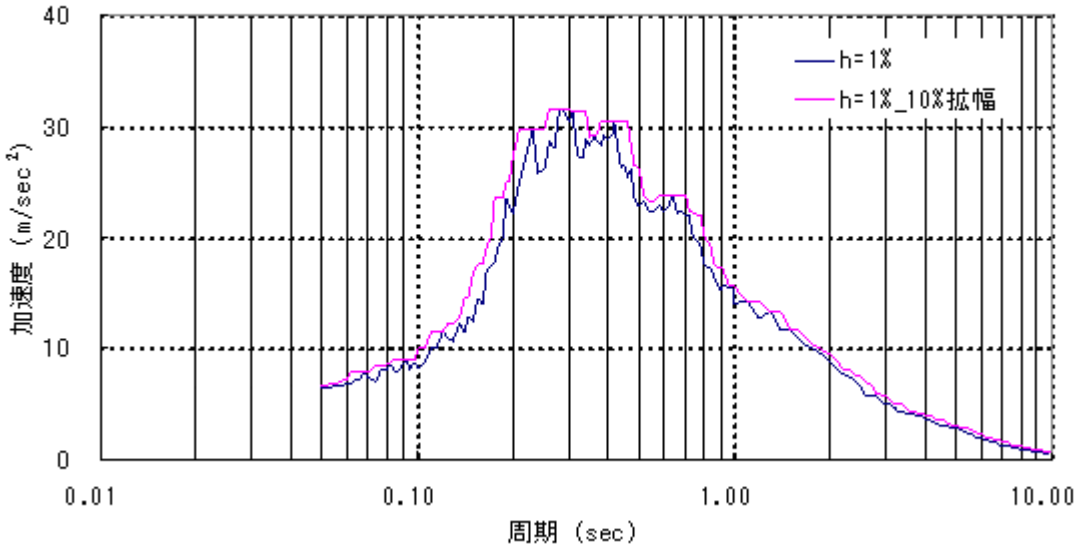



図 3-10　加速度応答包絡スペクトル　Ss-H（水平 EW）（h=1%）

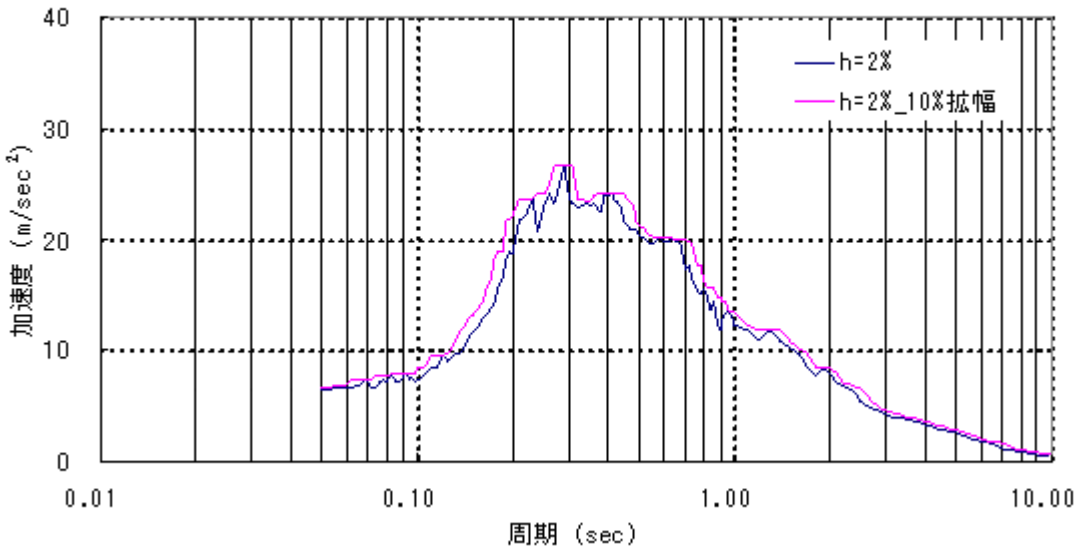



図 3-11　加速度応答包絡スペクトル　Ss-H（水平 EW）（h=2%）

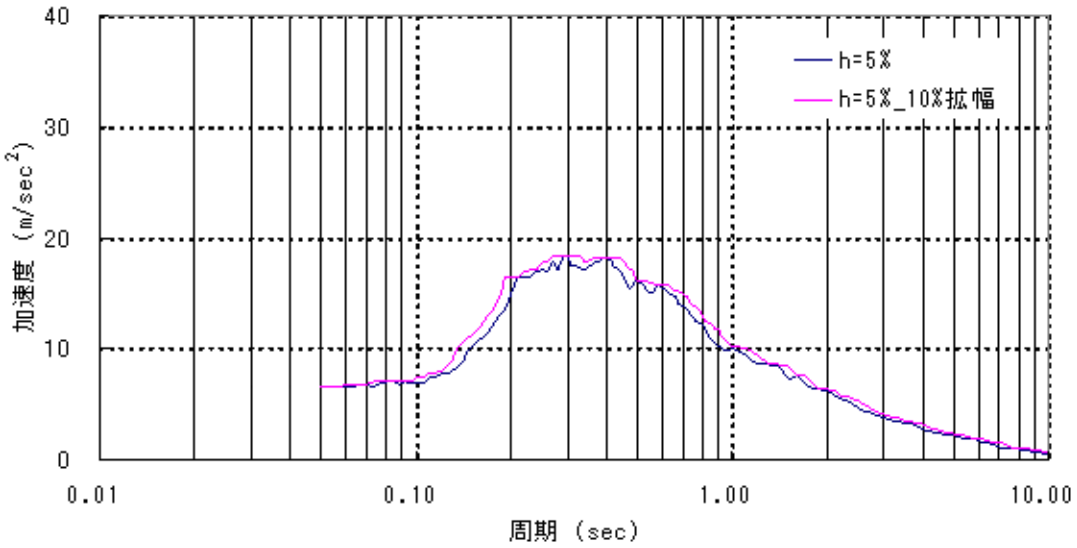



図 3-12　加速度応答包絡スペクトル　Ss-H（水平 EW）（h=5%）

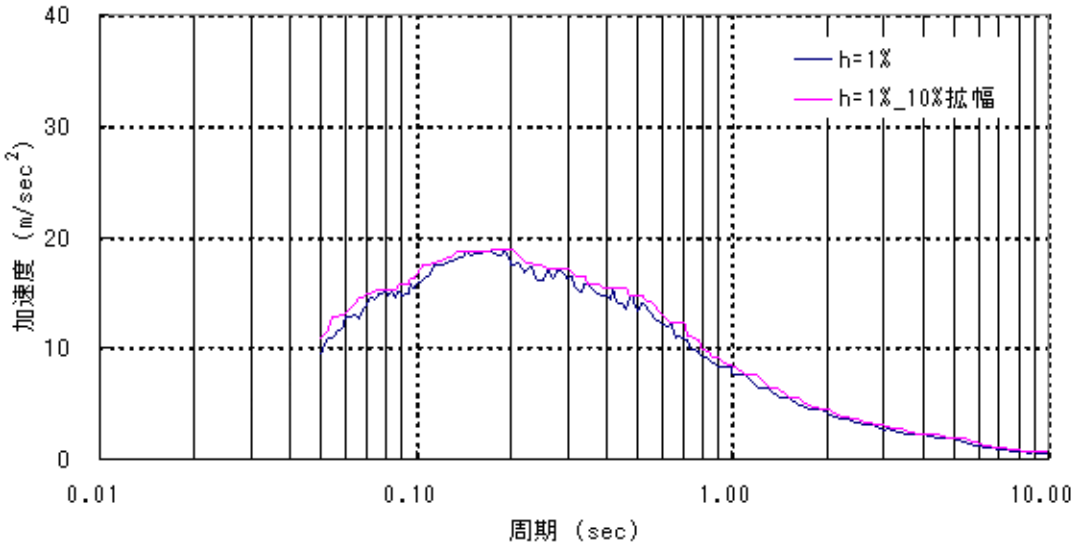



図 3-13　加速度応答包絡スペクトル　Ss-V（鉛直）（h=1%）

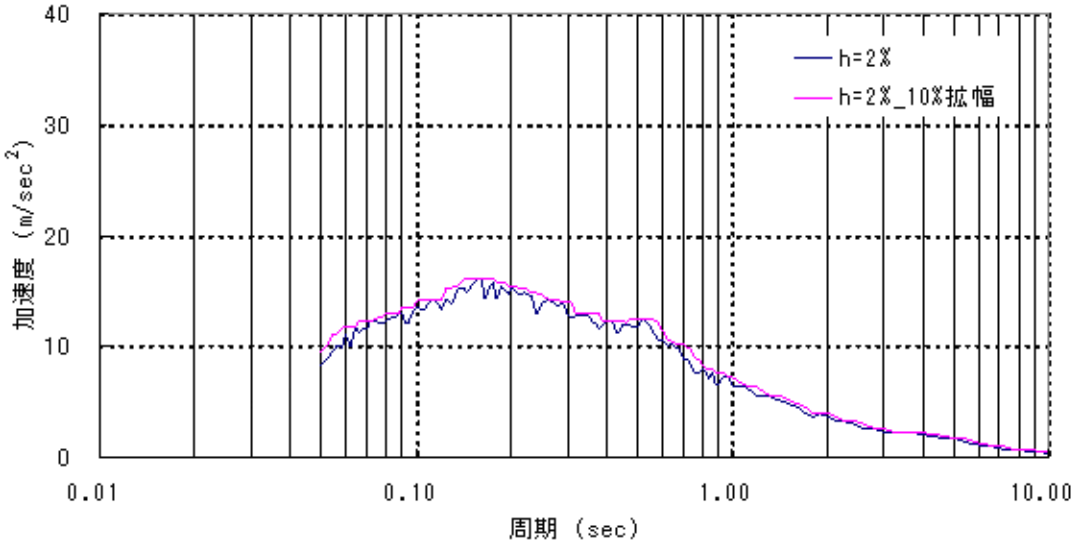



図 3-14　加速度応答包絡スペクトル　Ss-V（鉛直）（h=2%）

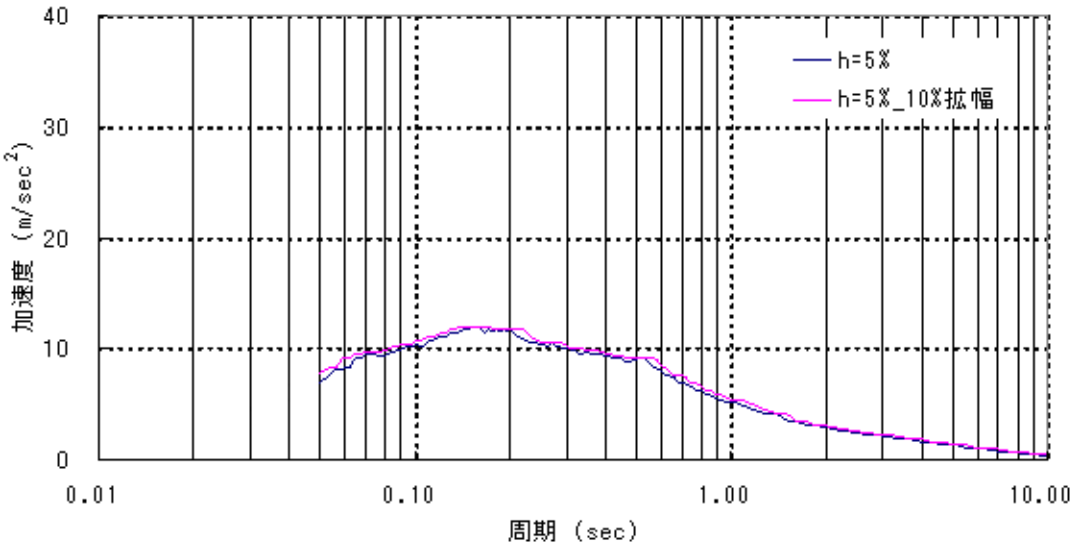



図 3-15　加速度応答包絡スペクトル　Ss-V（鉛直）（h=5%）

設計用地震力の算定に用いるコード（Super-FLUSH/2D）について　参考資料

（１）概要

Super-FLUSH/2D は，主に地盤－構造物連成系の相互作用解析を行う二次元有限要素プログラムである。

（２）機能

Super-FLUSH/2D は，解析に際して以下の機能を有している。

①面外方面へのエネルギの逸散を考慮した疑似三次元解析を行うことができる。

②側方の十分な拡がりを持った成層構造の地盤を表せる。

③歪依存による土の非線形特性を考慮できる。

（３）使用実績

原子力発電環境整備機構の「地層処分施設の耐震性評価」にて用いられている。

参考資料

# 耐震安全性解析に用いるコード（NASTRAN）について

## （１） 概要

NASTRAN コードは 1968 年アメリカ航空宇宙局(NASA)で開発され，1971 年に米国 MacNeal-Schwendler Corporation(MSC 社)から発売された有限要素法に基づく構造解析等の汎用解析コード(MSCNastran)であり，航空宇宙，自動車，造船，重機械，原子力機器，土木・建設など重工業を中心に広く受け入れられている。輸送キャスクでは固有振動解析に利用されている。

## （２） 機能

NASTRAN コードは固有振動解析に際して以下の機能を有している。

①ある固有振動範囲の設定，あるいは必要固有値個数を設定すればその範囲の多くの固有振動及び必要固有値個数に対応する固有振動を求めることができる。

②各振動モードに対する刺激係数，有効質量を算出できる。

③引張等の初期応力があれば，この初期応力を考慮した固有振動解析ができる。

④スペクトルモード解析の入力データとして固有振動解析結果をそのまま利用できる。

⑤使用要素は一次元～三次元の多くの要素が適用できる。

⑥質量は集中質量，分布質量が適用できる。

## （３） 解析フロー

NASTRAN コードの固有振動解析フローを図 3-16 に示す。

## （４） 使用実績

NASTRAN コードは，これまで多くの固有振動解析に対し使用実績がある。

## （５） 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認。

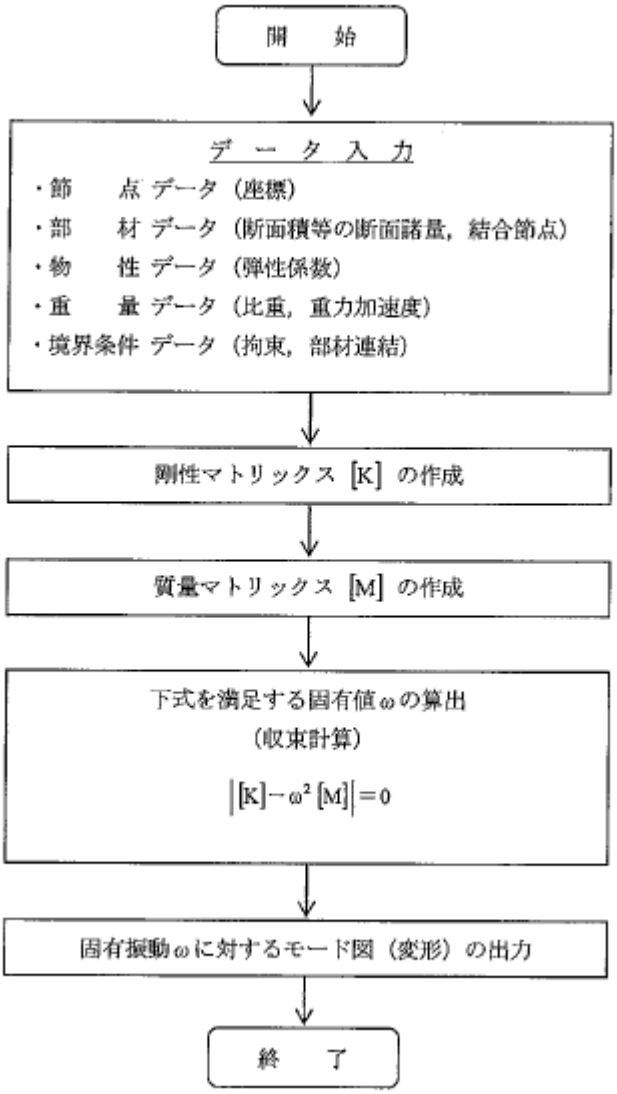



図 3-16 NASTRAN コードの固有振動解析フロー図

参考資料

# 耐震安全性解析に用いるコード（ABAQUS）について

## （１） 概要

ABAQUS コードは米国Hibbitt,Karlsson&Sorensen,Inc(KHS 社)で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり，輸送キャスクの応力解析等に広く利用されている。

## （２） 機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

①定常・非定常の弾性・弾塑性のいずれの解も得ることができる。

②材料特性として時間依存，歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。

③モデルの形状は一次元～三次元，また連続体についても取り扱うことができる。

④伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。

⑤荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力，コリオリ力等が取り扱える。また，これら条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

## （３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3-17 に示す。

## （４） 使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの固有振動解析に対し使用実績がある。

## （５） 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認。

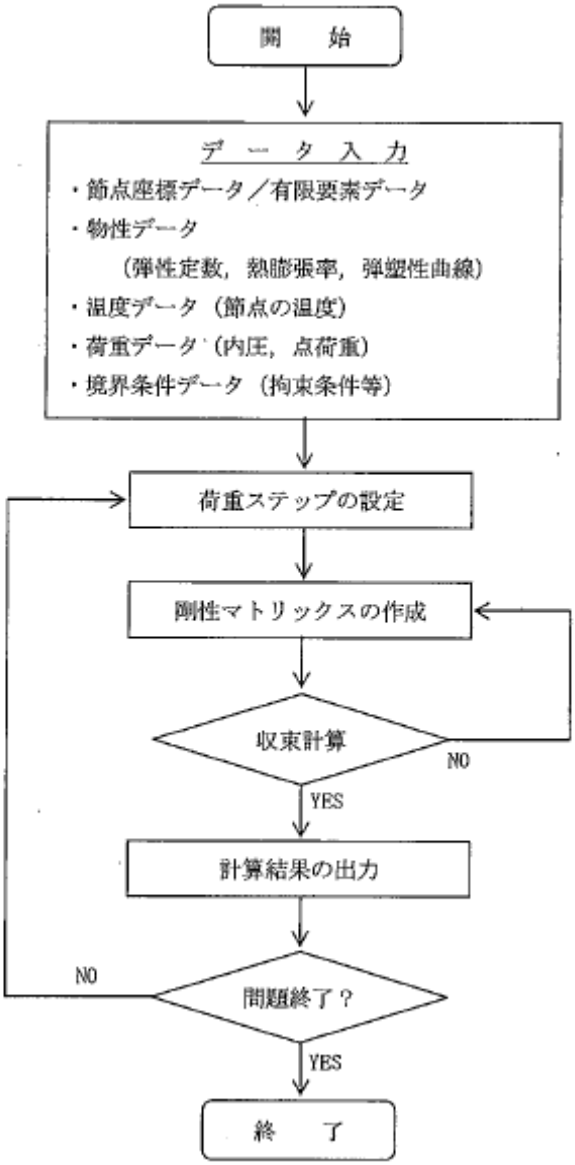



図 3-17 ABAQUS コードの解析フロー図

# 構造強度及び耐震性について

## 1 構造強度

### 1.1 乾式キャスクの構造強度

#### (1) 乾式貯蔵キャスク

1) 評価方針

本設備で保管する乾式貯蔵キャスク及び支持架台は，既存設計のものを使用し，乾式貯蔵キャスクの安全機能に関しては，添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書にて評価されている。

乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造強度については，既存評価の結果を基に，乾式貯蔵キャスクの構造強度が本設置場所での保管に適合していることを確認する。

2) 主な構成部材と適用基準

① 主な構成部材

乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造強度設計は，要求される安全機能を維持するため，次の構造部材について評価する。

Ａ．キャスク容器

乾式貯蔵キャスクのうち，放射性物質を閉じ込めるための圧力バウンダリを構成するものであって，胴板，底板，一次蓋，一次蓋締付けボルト，貫通孔蓋板及び貫通孔蓋板締付けボルトをいう。

Ｂ．バスケット

乾式貯蔵キャスクの容器内に配置され，使用済燃料を収納し，かつ燃料間距離を保つことにより，燃料の支持機能及び臨界防止機能を併せ持つものであって，バスケットプレート，バスケットサポート及びバスケットサポート取付けボルトをいう。

Ｃ．トラニオン

乾式貯蔵キャスクの取扱い時及び仮保管時の支持のため，吊上げ及び固定に使用されるものであって，トラニオン及びトラニオン締付けボルトをいう。

Ｄ．二次蓋

乾式貯蔵キャスクの密封監視のために圧力空間を保持するための部材である。

Ｅ．支持架台

乾式貯蔵キャスクの仮保管時にトラニオンを支持する構造であり，乾式貯蔵キャスク全体を支持するものであって，支持架台，固定ボルト及び基礎ボルトをいう。なお，基礎ボルトについては，本設備において新たに設置するため，本評価から除き，耐震性についての説明書に記載する。

② 適用基準と規格

乾式貯蔵キャスクの構造強度設計における適用基準と規格を構造部材ごとに表 1.1-1

に示す。

表 1.1-1　乾式貯蔵キャスクの構造強度に係る適用基準・規格

| 機器 | 設計・建設規格<br>機器区分 | 構造強度<br>評価方法 | 考え方 |
|---|---|---|---|
| キャスク容器 | クラス 3 容器 | クラス 1 容器の<br>規定を準用 | 放射性物質を貯蔵する観点から,使用済燃料プールや使用済樹脂貯蔵タンク等と同様に JSME 設計・建設規格の区分の定義からクラス 3 容器に区分されるものと考える。しかしながら，構造強度評価方法については，熱荷重や取扱い時の衝撃荷重等の各種の荷重の作用が想定されることから応力解析により発生応力を求めて評価することが必要であり，構造強度評価手法は「解析による設計」の考え方が採用されている JSME 設計・建設規格のクラス 1 容器に準じることとする。 |
| バスケット | ノンクラス | 炉心支持構造物の規定を準用 | バスケットは，使用済燃料ラックと同様に JSME 設計・建設規格の区分の定義に当てはまらないと考える。しかしながら,使用済燃料を直接支持する部材であるため，構造強度評価手法は JSME 設計・建設規格の炉心支持構造物に準じることとする。なお,バスケット材料として使用するアルミニウム合金(A6061P)及びボロン添加アルミニウム合金(B-Aℓ)は,「使用済燃料貯蔵施設規格　金属キャスク構造規格(2007 年版) JSME S FA1-2007」の規定に準じてバスケット材料として A6061P 及び B-Aℓを使用すると共に，材料と強度評価手法の整合の観点から，バスケットは構造規格に準じた評価手法による強度評価も行う。 |
| トラニオン | クラス 3 支持構造物 | クラス 1 支持構造物の規定を準用 | トラニオンはキャスク容器を支持することから，JSME 設計・建設規格の区分の定義からクラス 3 支持構造物に区分されるものと考える。しかしながら，乾式貯蔵キャスク全体を支持するため，キャスク容器との整合をとり，構造強度評価手法は JSME 設計・建設規格のクラス 1 支持構造物に準じることとする。 |
| 二次蓋 | ノンクラス | クラス 3 容器の<br>規定を準用 | JSME 設計・建設規格に該当する機器区分はないものと考える。しかしながら，乾式貯蔵キャスクの貯蔵時の密封監視のために圧力空間を保持するための部材であり，二次蓋及び一次蓋の蓋間内が正圧となる。したがって，構造強度評価手法はクラス 3 容器の規定に準じることとする。 |
| 支持架台 | クラス 3 支持構造物 | クラス 1 支持構造物の規定を準用 | 支持架台は，トラニオンと同様にキャスク容器を支持することから，JSME 設計・建設規格の区分の定義からクラス 3 支持構造物に区分されるものと考えられる。しかしながら，保管時にトラニオンを支持するため，トラニオンとの整合をとり，構造強度評価手法は JSME 設計･建設規格のクラス 1 支持構造物に準じることとする。 |

3) 既存評価書における構造強度評価方法

① 設計条件

乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造評価に当たっての荷重を以下に示す。

Ａ．圧力による荷重

乾式貯蔵キャスク各部の内面及び外面が受ける最高使用圧力，取り扱い時及び貯蔵時に受ける圧力並びに試験圧力による荷重をいう。

既存評価における乾式貯蔵キャスクの最高使用圧力を以下に示す。

キャスク容器：1.6 MPa

二次蓋：0.4 MPa

Ｂ．機械的荷重

自重，衝撃荷重及びその他の付加荷重をいう。機械的荷重の主なものは以下の通りである。

a. 自重による荷重

b. ボルト締付け力

c. 運搬時荷重

d. 吊上げ荷重

e. 衝撃荷重

Ｃ．熱荷重

乾式貯蔵キャスクに生じる温度変化，温度こう配による荷重であって，熱解析の結果から得られるものをいう。

既存評価において用いる各構造部材の最高使用温度を以下に示す。

キャスク容器：170℃

バスケット　：225℃

トラニオン　：170℃

支持架台　　：50℃

② 評価方法

乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造解析フローを図 1.1-1 に，主な構造部材の応力評価箇所を図 1.1-2(1)～(4)に示す。

Ａ．キャスク容器

キャスク容器の胴，底板及び蓋部等の構造強度は，想定される圧力荷重，機械的荷重，熱荷重をもとに，キャスク容器の実形状をモデル化し，構造解析コード ABAQUS を用いて胴，底板，一次蓋，一次蓋締付けボルト等の応力評価を行う。

ABAQUS による解析は，圧力荷重，機械的荷重及び熱荷重によって生じる形状の不連続の効果を含む応力の解析及び温度分布計算に使用する。

Ｂ．バスケット

バスケットの構造強度評価は，想定される機械的荷重，熱荷重をもとにバスケットの

実形状をモデル化し，構造解析コードABAQUS及び応力評価式を用いて応力評価を行う。

ABAQUSによる解析は，荷重によって生じる形状の不連続の効果を含む応力の解析及び温度分布計算に使用する。

C．トラニオン

トラニオンの構造強度評価は想定される機械的荷重及び熱荷重を基に，応力評価式を用いて行う。

D．二次蓋

二次蓋の構造強度評価は想定される機械的荷重及び熱荷重を基に，応力評価式を用いて行う。

E．支持架台

支持架台の構造強度評価は想定される機械的荷重及び熱荷重を基に，応力評価式を用いて行う。

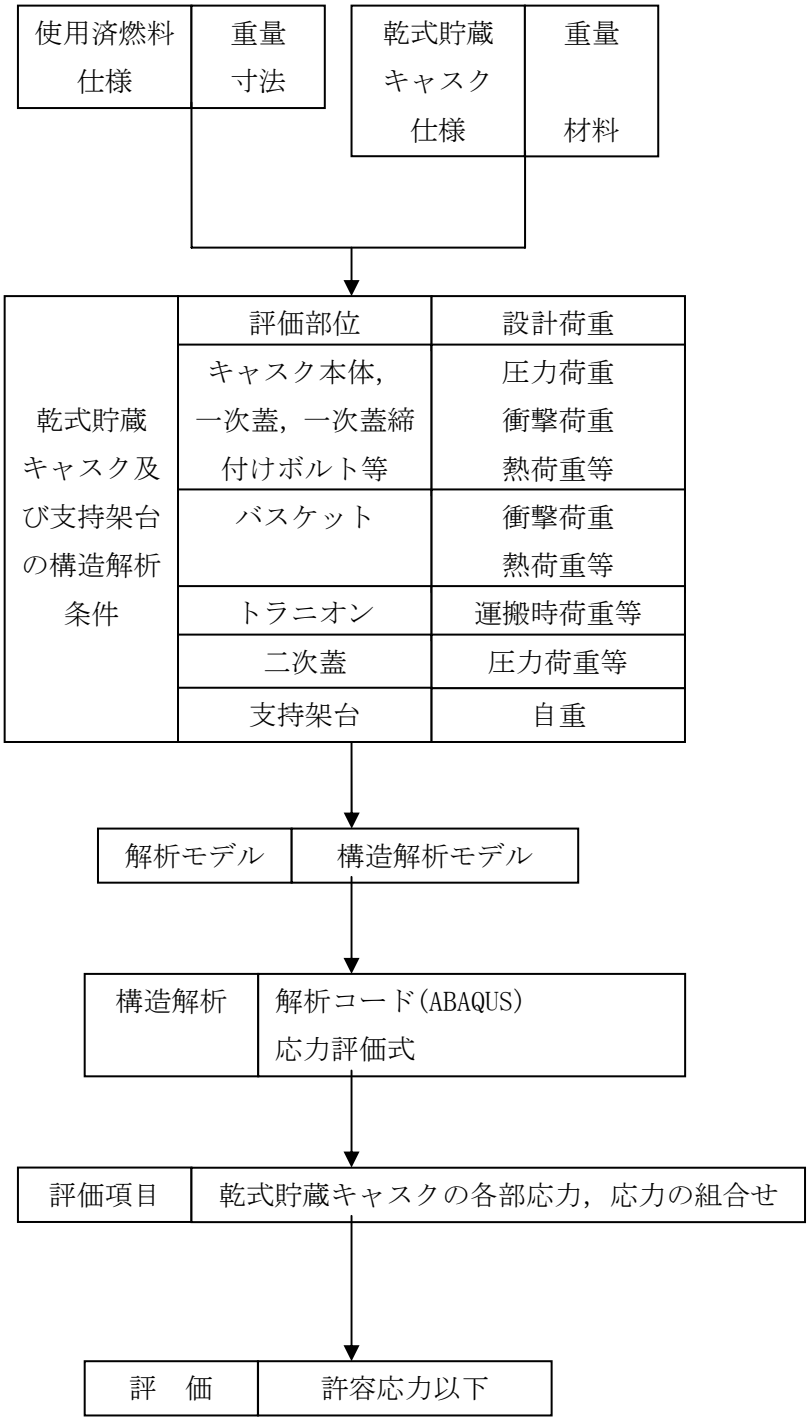



図 1.1-1　乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造強度評価フロー

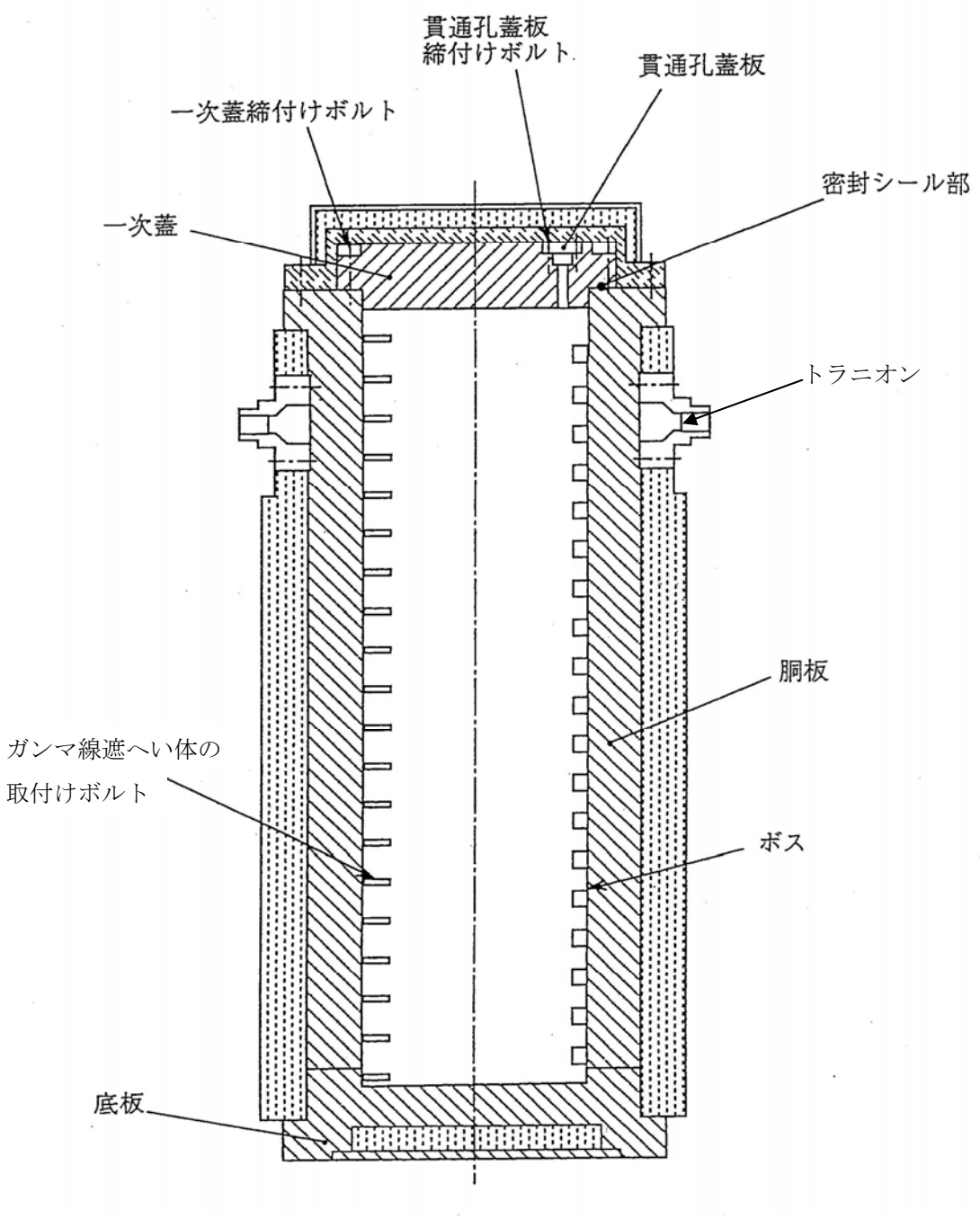



図 1.1-2（1） キャスク容器の応力評価箇所（全体断面図）

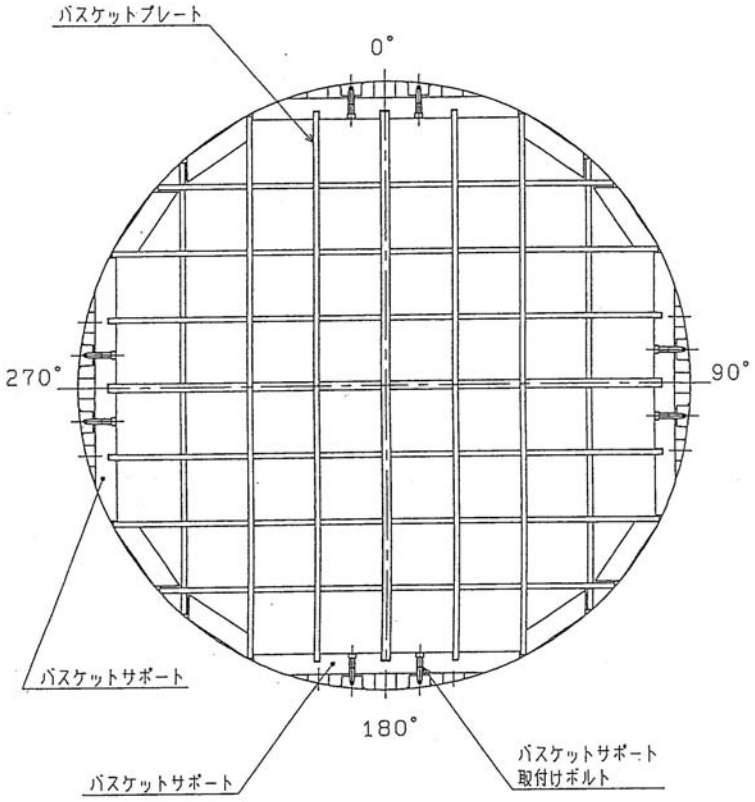



図 1.1-2 (2)　バスケットの応力評価箇所

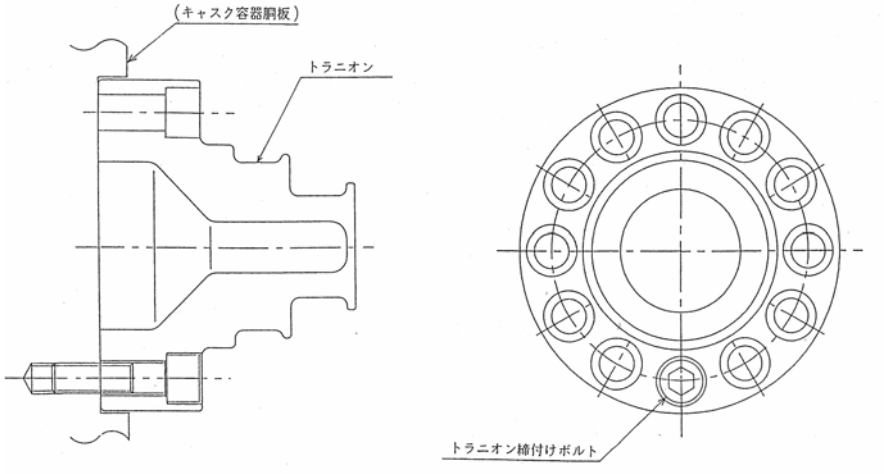
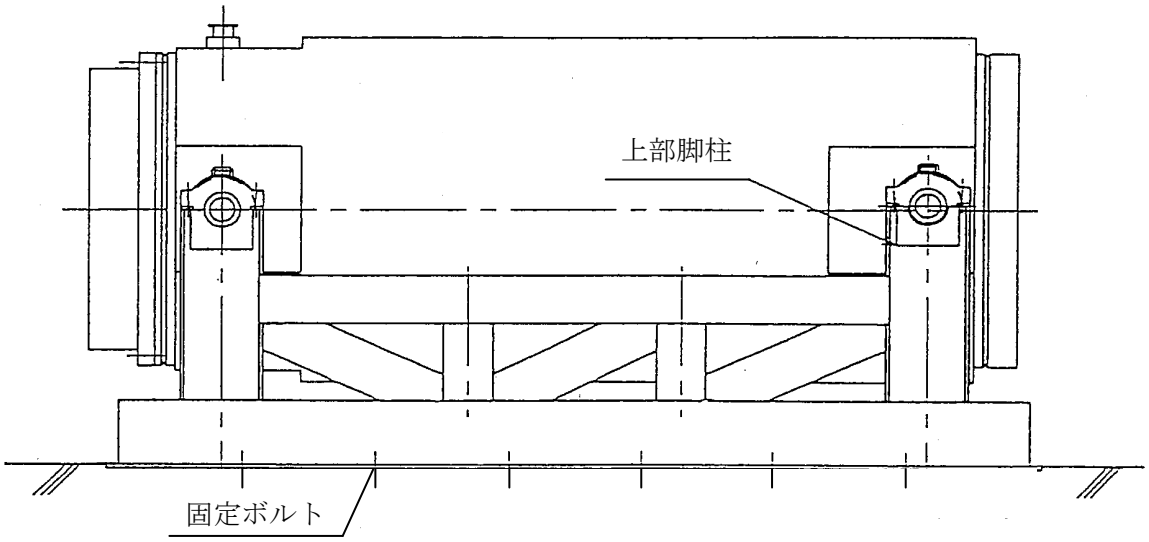
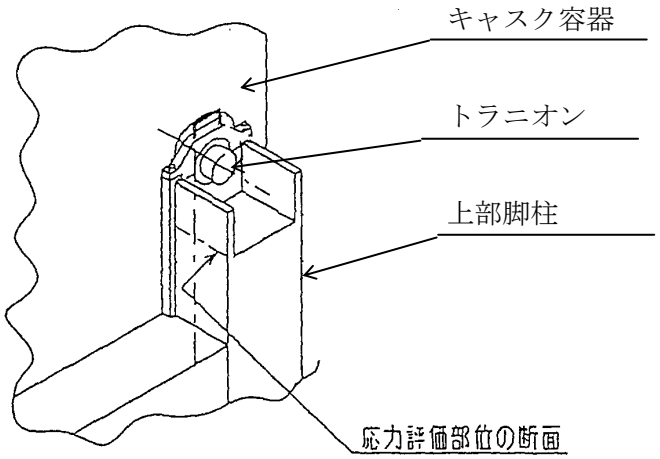



図 1.1-2 (3)　トラニオンの応力評価箇所




a) 支持架台の応力評価箇所




b) 上部脚柱詳細

図 1.1-2 (4)　支持架台の応力評価箇所

③ 設計事象と荷重の組み合わせ

乾式貯蔵キャスクの構造強度評価において考慮する設計事象を表 1.1-2 に示す。

既存評価における選定事象は以下の通りである。

［設計事象Ⅰ］

・貯蔵
・乾式貯蔵キャスクの吊上げ，吊下げ，移動
・事業所内運搬

［設計事象Ⅱ］

・コンクリート基礎への支持架台付きでの衝突

また，各設計事象においてキャスク容器，バスケット，トラニオン，二次蓋及び支持架台の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せを表 1.1-3(1)～(5)に示す。（地震時を除く）

表 1.1-2　乾式貯蔵キャスクの設計事象

| 設計事象 | 定　義 | 解　　説 | 既存評価における選定事象 |
|---|---|---|---|
| Ⅰ | 乾式貯蔵キャスクの通常の取扱い時及び貯蔵時の状態をいう。 | 貯蔵状態及び計画的な取扱い状態。 | ・貯蔵<br>・乾式貯蔵キャスクの吊上げ，吊下げ，移動<br>・事業所内運搬 |
| Ⅱ | 設計事象Ⅰ，設計事象Ⅲ，設計事象Ⅳ及び試験状態以外の状態をいう。 | 乾式貯蔵キャスクの寿命程度の期間中に予想される取扱い機器の単一故障，単一誤動作等の事象によって，乾式貯蔵キャスクが通常貯蔵状態あるいは通常取扱い状態から外れるような状態をいう。 | ・乾式貯蔵キャスクの異常着床<br>・乾式貯蔵キャスクのキャスク支持架台への衝突 |
| Ⅲ | 乾式貯蔵キャスク又はその取扱い機器等の故障，異常な作動等により，貯蔵又は計画された取扱いの停止が緊急に必要とされる状態をいう。 | 発生頻度が十分低い事象によって引き起こされる状態をいう。すなわち，設計事象Ⅱでいう機器の単一故障，運転員の単一誤操作等によって引き起こされるもののうち，その発生頻度が十分に低いと考えられるものを分類する。 | |
| Ⅳ | 乾式貯蔵キャスクの安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。 | 発生頻度が極めて低く，乾式貯蔵キャスクの寿命中に起こるとは考えられない事象によって引き起こされる状態をいうが，万一発生した場合の設計の妥当性を確保するために特に設けたものをいう。 | |
| 試験状態 | 耐圧試験によりキャスク容器に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。 | | ・耐圧試験<br>（製造時） |

（JSME S FA1-2007 使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格による）

表 1.1-3（1） キャスク容器の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

| 設計事象＼荷重時＼荷重 | | 圧力による荷重 | 自重による荷重 | ボルト初期締付け力 | 運搬時荷重 | 吊上げ荷重 | 衝撃荷重（基礎コンクリートへの衝突） | 熱荷重 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計条件 | 設計時 | ○[1)] | ○ | ○ | ○[2)] | ○[2)] | ○[2)] | | |
| Ⅰ | 貯蔵時 | ○ | ○ | ○ | | | | ○ | |
| | 運搬時 | ○ | [3)] | ○ | ○ | | | ○ | |
| | 吊上げ時 | ○ | [3)] | ○ | | ○ | | ○ | |
| | 搬出前作業及び燃料取出し作業時 | ○ | ○ | ○ | | | | ○ | |
| Ⅱ | 衝撃荷重作用時 | ○ | [3)] | ○ | | | ○ | ○ | |
| 試験状態 | 試験時 | ○[4)] | ○ | ○ | | | | | |

注 1)最高使用圧力

注 2)運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重は同時に作用しないので，最大荷重を用いて評価する。

注 3)本状態での自重による荷重は，運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重に含まれる。

注 4)最高使用圧力の 1.5 倍の圧力

表 1.1-3（2） バスケットの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

| 設計事象＼荷重時＼荷重 | | 自重による荷重 | 運搬時荷重 | 吊上げ荷重 | 衝撃荷重（基礎コンクリートへの衝突） | 熱荷重 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計条件 | 設計時 | ○ | ○[1)] | ○[1)] | ○[1)] | | |
| Ⅰ | 貯蔵時 | ○ | | | | ○ | |
| | 運搬時 | [2)] | ○ | | | ○ | |
| | 吊上げ時 | [2)] | | ○ | | ○ | |
| Ⅱ | 衝撃荷重作用時 | [2)] | | | ○ | ○ | |

注 1）運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重は同時に作用しないので，最大荷重を用いて評価する。

注 2）本状態での自重による荷重は，運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重に含まれる。

表 1.1-3（3） トラニオンの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

| 設計事象＼荷重時＼荷重 | | 自重による荷重 | 運搬時荷重 | 吊上げ荷重 | 衝撃荷重（基礎コンクリートへの衝突） | 熱荷重[1)] | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Ⅰ | 貯蔵時 | ○ | | | | ○ | |
| | 運搬時 | [2)] | ○ | | | ○ | |
| | 吊上げ時 | [2)] | | ○ | | ○ | |
| Ⅱ | 衝撃荷重作用時 | [2)] | | | ○ | ○ | |

注 1）乾式貯蔵キャスクにおける温度変化により生じる荷重をいう。ただし，キャスク容器の熱膨張により生じる荷重に限る。

注 2）本状態での自重による荷重は，運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重に含まれる。

表 1.1-3（4） 二次蓋の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

| 設計事象＼荷重時＼荷重 | | 圧力による荷重 | ガスケットからの荷重 | 自重による荷重 | 運搬時荷重 | 吊上げ荷重 | 衝撃荷重（基礎コンクリートへの衝突） | 熱荷重 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Ⅰ | 貯蔵時 | ○ | ○ | ○ | | | | | |

表 1.1-3（5） 支持架台の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

| 荷重 / 荷重時 / 設計事象 | | 自重による荷重 | 運搬時荷重 | 吊上げ荷重 | 衝撃荷重（基礎コンクリートへの衝突） | 熱荷重[1)] | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Ⅰ | 貯蔵時 | ○ | | | | ○ | |

注 1）乾式貯蔵キャスクにおける温度変化により生じる荷重をいう。ただし，キャスク容器の熱膨張により生じる荷重に限る。

④ 評価結果

既存評価の評価結果から規定を満足していることが確認されている。評価結果については参考資料に示す。

4) 本設備での評価

表 1.1-4(1)～(4)に本仮保管設備での荷重条件と既存評価との比較を示す。

なお，二次蓋については圧力による荷重等により評価されるが，既存評価と本仮置設備での評価でこれらの荷重条件に変更がないため，既存評価と差異はない。

以上から，本仮保管設備での荷重条件は既存評価における荷重条件に包絡されることから，本仮保管設備の乾式貯蔵キャスクの構造強度は規定を満たす。

表 1.1-4(1)　既存評価との荷重条件の比較（キャスク容器）

| | キャスク仮保管設備 | | | | 既存評価（１Ｆキャスク工認） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計事象 | 代表事象[注1)] | 包絡される事象 | 荷重条件 | 評価結果 | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 備考 |
| 設計条件 | 設計時 | — | 運搬時と同じ | 既存評価と同じ荷重条件 | 設計時 | — | 運搬時と同じ | 設計時のうち，運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重の中で荷重条件が最も厳しいのは運搬時荷重 |
| Ⅰ | 貯蔵時 | — | 圧力，自重，ボルト，熱 | 既存評価と同じ荷重条件 | 貯蔵時 | — | 圧力，自重，ボルト，熱 | 設計事象Ⅰのうち大半の期間を占める代表的事象 |
| | 運搬時 | ・仮保管設備内での吊上げ | 圧力，ボルト，運搬[注2)]，熱 | 既存評価と同じ荷重条件 | 運搬時 | ・取扱い時（原子炉建屋内での吊上げ）<br>・真空乾燥時<br>・取扱い時（保管建屋内での吊上げ） | 圧力，ボルト，運搬[注2)]，熱 | 荷重条件が最も厳しいため，代表事象は運搬時 |
| Ⅱ | 基礎コンクリートへの架台付き衝突 | — | 圧力，ボルト，衝撃，熱 | 「3.2 異常事象の評価」の結果から，運搬時の荷重条件に包絡[注3)] | 異常着床 | — | 圧力，ボルト，熱，衝撃[注4)] | — |
| | | | | | キャスク支持架台への衝突（保管建屋内） | キャスク支持架台への衝突（原子炉建屋内） | 圧力，ボルト，熱，衝撃[注4)] | 板厚の薄い胴板が衝突する保管建屋内での事象が代表事象 |
| 試験状態 | 試験時 | — | 圧力[注5)]，自重，ボルト | 既存評価と同じ荷重条件 | 試験時 | — | 圧力[注5)]，自重，ボルト | — |

注1)　本事象について応力解析を行う。
注2)　運搬時の荷重は上方向 2G，下方向 3G(自重を考慮)，前後方向 2G，左右方向 1G
注3)　「3.2 異常事象の評価」の結果より衝撃荷重は中型乾式貯蔵キャスクで 2.75G，大型乾式貯蔵キャスクで 2.63G となり，運搬時の下方向荷重 3G に包絡される。
注4)　衝撃荷重は 2G であり，自重を含む。
注5)　クラス３容器の試験圧力である最高使用圧力の 1.5 倍の圧力

表 1.1-4(2)既存評価との荷重条件の比較（バスケット）

| | キャスク仮保管設備 | | | | 既存評価（１Ｆキャスク工認） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計事象 | 代表事象[注1)] | 包絡される事象 | 荷重条件 | 評価結果 | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 備考 |
| 設計条件 | 設計時 | — | 運搬時と同じ | 既存評価と同じ荷重条件 | 設計時 | — | 運搬時と同じ | 設計時のうち，運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重の中で荷重条件が最も厳しいのは運搬時荷重 |
| Ⅰ | 貯蔵時 | — | 自重，熱 | 既存評価と同じ荷重条件 | 貯蔵時 | — | 自重，熱 | 設計事象Ⅰのうち大半の期間を占める代表的事象 |
| | 運搬時 | ・仮保管設備内での吊上げ | 運搬[注2)]，熱 | 既存評価と同じ荷重条件 | 運搬時 | ・取扱い時（原子炉建屋内での吊上げ）<br>・真空乾燥時<br>・取扱い時（保管建屋内での吊上げ） | 運搬[注2)]，熱 | 荷重条件が最も厳しいため，代表事象は運搬時 |
| Ⅱ | 基礎コンクリートへの架台付き衝突 | — | 熱，衝撃 | 「3.2 異常事象の評価」の結果から，運搬時の荷重条件に包絡[注3)] | 異常着床 | — | 熱，衝撃[注4)] | — |
| | | | | | キャスク支持架台への衝突（保管建屋内） | キャスク支持架台への衝突（原子炉建屋内） | 熱，衝撃[注4)] | 板厚の薄い胴板が衝突する保管建屋内での事象が代表事象 |

注1)　本事象について応力解析を行う。
注2)　運搬時の荷重は上方向 2G，下方向 3G(自重を考慮)，前後方向 2G，左右方向 1G
注3)　「3.2 異常事象の評価」の結果より衝撃荷重は大型乾式貯蔵キャスクで 2.63G，中型乾式貯蔵キャスクで 2.75G となり，運搬時の下方向荷重 3G に包絡される。
注4)　衝撃荷重は 2G であり，自重を含む。

表 1.1-4(3)　既存評価との荷重条件の比較（トラニオン）

| | キャスク仮保管設備 | | | | 既存評価（１Ｆキャスク工認） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計事象 | 代表事象[注1)] | 包絡される事象 | 荷重条件 | 評価結果 | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 備考 |
| Ⅰ | 貯蔵時 | ― | 自重，熱 | 既存評価と同じ荷重条件 | 貯蔵時 | ― | 自重，熱 | 設計事象Ⅰのうち大半の期間を占める代表的事象 |
| | 運搬時 | ― | 運搬[注2)]，熱 | 既存評価と同じ荷重条件 | 運搬時 | ・取扱い時（原子炉建屋内での吊上げ）<br>・真空乾燥時<br>・取扱い時（保管建屋内での吊上げ） | 運搬[注2)]，熱 | 荷重条件が最も厳しい事象 |
| | 吊上げ時 | ― | 熱，吊上げ[注3)] | 既存評価と同じ荷重条件 | 吊上げ時 | ― | 熱，吊上げ[注3)] | ― |
| Ⅱ | 基礎コンクリートへの架台付き衝突 | ― | 熱，衝撃 | 「3.2 異常事象の評価」の結果から，運搬時の荷重条件に包絡[注4)] | 異常着床 | ― | ― | トラニオンに支持機能が働かない状態 |
| | | | | | キャスク支持架台への衝突（保管建屋内） | ― | ― | この荷重条件は運搬時に包絡 |

注1)　本事象について応力解析を行う。

注2)　運搬時の荷重は上方向 2G，下方向 3G(自重を考慮)，前後方向 2G，左右方向 1G

注3)　吊上げ荷重は 1.32G であり，自重を含む。

注4)　「3.2 異常事象の評価」の結果より衝撃荷重は中型乾式貯蔵キャスクで 2.75G，大型乾式貯蔵キャスクで 2.63G となり，運搬時の下方向荷重 3G に包絡される。

表 1.1-4(4)　既存評価との荷重条件の比較（支持架台）

| | キャスク仮保管設備 | | | | 既存評価（１Ｆキャスク工認） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計事象 | 代表事象[注1)] | 包絡される事象 | 荷重条件 | 評価結果 | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 備考 |
| Ⅰ | 貯蔵時 | ― | 自重，熱 | 既存評価と同じ荷重条件 | 貯蔵時 | ― | 自重，熱 | 設計事象Ⅰのうち大半の期間を占める代表的事象 |

注1)　本事象について応力解析を行う。

# 参考資料

福島第一原子力発電所第 6 号機　工事計画認可申請書本文及び添付資料
福島第一原子力発電所第 4 号機　工事計画認可申請書本文及び添付資料
における応力計算結果の抜粋（地震時を除く）

## 1. 乾式貯蔵キャスク(大型)　(出典:福島第一原子力発電所第6号機 工事計画認可申請書本文及び添付資料 Ⅳ-3-2 使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算書)

### 1.1 キャスク容器(1/2)

(応力値の単位:N/mm$^2$)

| 部　位 | 材　料 | 設計事象 | 一次一般膜応力強さ | | 一次局部膜応力強さ | | 一次膜＋一次曲げ応力強さ | | 一次＋二次応力強さ | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| 胴　板 | GLF1相当 | 設計時 | 7 | 120 | 17 | 181 | 19 | 181 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 42 | 362 |
| | | 試験時 | 8 | 162 | 5 | 244 | 11 | 244 | — | — |
| 一次蓋 | GLF1相当 | 設計時 | 1 | 120 | 15 | 181 | 29 | 181 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 29 | 362 |
| | | 試験時 | 1 | 162 | 20 | 244 | 37 | 244 | — | — |
| 底　板 | GLF1相当 | 設計時 | 3 | 120 | 8 | 181 | 9 | 181 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 17 | 362 |
| | | 試験時 | 3 | 162 | 6 | 244 | 12 | 244 | — | — |
| 貫通孔蓋板 | SUS304 | 設計時 | 7 | 133 | 33 | 200 | 49 | 200 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 58 | 401 |
| | | 試験時 | 8 | 135 | 33 | 203 | 49 | 203 | — | — |
| 密封シール部 | GLF1相当 | 設計時 | 16 | 120 | — | — | 17 | 181 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 15 | 181 |
| | | 試験時 | 10 | 162 | — | — | 10 | 181 | 10 | 181 |
| ボス溶接部 | SUS304L | 設計時 | 19 | 56 | — | — | 19 | 84 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 54 | 168 |
| | | 試験時 | 1 | 57 | — | — | 1 | 85 | — | — |
| ガンマ線遮へい体取付けボルト溶接部 | SUS304 | 設計時 | 9 | 60 | — | — | 9 | 90 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 99 | 181 |
| | | 試験時 | 3 | 67 | — | — | 3 | 101 | — | — |

### キャスク容器 (2/2)

(応力値の単位:N/mm$^2$)

| 部　位 | 材 料 | 設計事象 | 平均引張応力 | | 平均引張応力＋曲げ応力 | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| 一次蓋締付けボルト | GBL1 | 設計時 | 89 | 216 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | 93 | 433 | 123 | 650 |
| 貫通孔蓋板締付けボルト | GBL1 | 設計時 | 199 | 216 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | 234 | 433 | 306 | 650 |

許容応力は設計・建設規格による。

1.2 バスケット(1/2)

（応力値の単位：N/mm$^2$）

| 部 位 | 材 料 | 設計事象 | 一次一般膜応力強さ | | | 一次膜＋一次曲げ応力強さ | | | 一次＋二次応力強さ | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力[1)] | | 計算値 | 許容応力[1)] | | 計算値 | 許容応力[1)] | |
| バスケットプレート | A6061P及びB-Aℓ | 設計時 | 5 | 33 | 33 | 8 | 49 | 49 | — | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 11 | 99 | — |
| | | | | | | | | | 9 [2)] | — | 49 [2)] |
| バスケットサポート | SUS304 | 設計時 | 6 | 126 | 126 | 6 | 189 | 189 | — | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 6 | 378 | 378 |

バスケット(2/2)

（応力値の単位：N/mm$^2$）

| 部 位 | 材料 | 設計事象 | 一次一般膜応力強さ | | | 一次膜＋一次曲げ応力強さ | | | 一次膜＋二次膜応力強さ | | | （一次＋二次）膜応力＋曲げ応力強さ | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力[1)] | | 計算値 | 許容応力[1)] | | 計算値 | 許容応力[1)] | | 計算値 | 許容応力[1)] | |
| バスケットサポート取付けボルト | SUS304 | 設計時 | 72 | 126 | 126 | — | — | — | — | — | — | — | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 77 | 125 | 125 | 77 | 166 | 166 |

注1）設計・建設規格に基づく許容応力値を左側に，構造規格に基づく許容応力値を右側に示す。

注2）応力強さのサイクルにおける応力の最大値を評価。

1.3 トラニオン(1/3)

（応力値の単位：N/mm$^2$）

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次応力 | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 引張応力 | | 圧縮応力 | | せん断応力 | | 曲げ応力 | | 支圧応力 | | 組合せ応力 | |
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| トラニオン | SUS630 | Ⅰ | 10 | 390 | 10 | 389 | 88 | 225 | 188 | 390 | 37 | 732 | 242 | 390 |

トラニオン(2/3)

（応力値の単位：N/mm$^2$）

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次＋二次応力 | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 引張・圧縮応力 | | せん断応力 | | 曲げ応力 | | 支圧応力 | |
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| トラニオン | SUS630 | Ⅰ | 20 | 1172 | 99 | 676 | 188 | 1172 | 37 | 1098 |

トラニオン(3/3)

（応力値の単位：N/mm$^2$）

| 部 位 | 材 料 | 設計事象 | 一次応力 | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 引張応力 | | せん断応力 | | 組合せ応力 | |
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| トラニオン締付けボルト | GBL1 | Ⅰ | 233 | 324 | 85 | 249 | 275 | 324 |

許容応力は設計・建設規格による。

### 1.4 二次蓋

（厚さの単位：mm）

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 設計厚さ | 必要厚さ |
|---|---|---|---|---|
| 平板 | SUSF304 | I | 90.00 | 71.81 |
| 胴 | SUSF304 | I | 57.00 | 3.05 |

許容応力は設計・建設規格による。

### 1.5 支持架台

（応力値の単位：N/mm$^2$）

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次応力[1)] | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 |
| 支持架台 | 炭素鋼<br>(SS400) | I | 11 | 141 |

許容応力は設計・建設規格による。

注 1）圧縮，曲げ，せん断による組合せ応力

## 2. 乾式貯蔵キャスク(中型)　(出典:福島第一原子力発電所第4号機 工事計画認可申請書本文及び添付資料 Ⅳ-3-2 使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算書)

### 2.1 キャスク容器(1/2)

(応力値の単位:N/mm$^2$)

| 部　位 | 材　料 | 設計事象 | 一次一般膜応力強さ | | 一次局部膜応力強さ | | 一次膜＋一次曲げ応力強さ | | 一次＋二次応力強さ | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| 胴　板 | GLF1相当 | 設計時 | 6 | 120 | 10 | 181 | 13 | 181 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 36 | 362 |
| | | 試験時 | 7 | 162 | 4 | 244 | 10 | 244 | — | — |
| 一次蓋 | GLF1相当 | 設計時 | 1 | 120 | 13 | 181 | 24 | 181 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 24 | 362 |
| | | 試験時 | 1 | 162 | 17 | 244 | 28 | 244 | — | — |
| 底　板 | GLF1相当 | 設計時 | 2 | 120 | 12 | 181 | 14 | 181 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 16 | 362 |
| | | 試験時 | 3 | 162 | 5 | 244 | 9 | 244 | — | — |
| 貫通孔蓋板 | SUS304 | 設計時 | 9 | 133 | 33 | 200 | 50 | 200 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 58 | 401 |
| | | 試験時 | 10 | 135 | 33 | 203 | 50 | 203 | — | — |
| 密封シール部 | GLF1相当 | 設計時 | 16 | 120 | — | — | 17 | 181 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 15 | 181 |
| | | 試験時 | 9 | 162 | — | — | 9 | 181 | 9 | 181 |
| バスケットサポート取付けボルト溶接部 | SUS304 | 設計時 | 60 | 60 | — | — | 60 | 90 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 142 | 181 |
| | | 試験時 | 4 | 67 | — | — | 4 | 101 | — | — |
| ガンマ線遮へい体取付けボルト溶接部 | SUS304 | 設計時 | 9 | 60 | — | — | 9 | 90 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 97 | 181 |
| | | 試験時 | 3 | 67 | — | — | 3 | 101 | — | — |

### キャスク容器(2/2)

(応力値の単位:N/mm$^2$)

| 部　位 | 材　料 | 設計事象 | 平均引張応力 | | 平均引張応力＋曲げ応力 | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| 一次蓋締付けボルト | GBL1 | 設計時 | 84 | 216 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | 88 | 433 | 113 | 650 |
| 貫通孔蓋板締付けボルト | GBL1 | 設計時 | 198 | 216 | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | 230 | 433 | 299 | 650 |

許容応力は設計・建設規格による。

2.2 バスケット(1/2)

（応力値の単位：N/mm$^2$）

| 部 位 | 材 料 | 設計事象 | 一次一般膜応力強さ | | | 一次膜＋一次曲げ応力強さ | | | 一次＋二次応力強さ | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力[1)] | | 計算値 | 許容応力[1)] | | 計算値 | 許容応力[1)] | |
| バスケットプレート | A6061P及びB-Aℓ | 設計時 | 5 | 33 | 33 | 9 | 49 | 49 | — | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 9 | 99 | — |
| | | | | | | | | | 8 [2)] | — | 49 [2)] |
| バスケットサポート | SUS304 | 設計時 | 6 | 126 | 126 | 6 | 189 | 189 | — | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 6 | 378 | 378 |

バスケット(2/2)

（応力値の単位：N/mm$^2$）

| 部 位 | 材料 | 設計事象 | 一次一般膜応力強さ | | | 一次膜＋一次曲げ応力強さ | | | 一次膜＋二次膜応力強さ | | | （一次＋二次）膜応力＋曲げ応力強さ | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力[1)] | | 計算値 | 許容応力[1)] | | 計算値 | 許容応力[1)] | | 計算値 | 許容応力[1)] | |
| バスケットサポート取付けボルト | SUS304 | 設計時 | 85 | 126 | 126 | — | — | — | — | — | — | — | — | — |
| | | Ⅰ，Ⅱ | — | — | — | — | — | — | 89 | 125 | 125 | 89 | 166 | 166 |

注1）設計・建設規格に基づく許容応力値を左側に，構造規格に基づく許容応力値を右側に示す。

注2）応力強さのサイクルにおける応力の最大値を評価。

2.3 トラニオン(1/3)

（応力値の単位：N/mm$^2$）

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次応力 | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 引張応力 | | 圧縮応力 | | せん断応力 | | 曲げ応力 | | 支圧応力 | | 組合せ応力 | |
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| トラニオン | SUS630 | Ⅰ | 9 | 390 | 9 | 389 | 74 | 225 | 157 | 390 | 37 | 732 | 202 | 390 |

トラニオン(2/3)

（応力値の単位：N/mm$^2$）

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次＋二次応力 | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 引張・圧縮応力 | | せん断応力 | | 曲げ応力 | | 支圧応力 | |
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| トラニオン | SUS630 | Ⅰ | 17 | 1172 | 83 | 676 | 157 | 1172 | 37 | 1098 |

トラニオン(3/3)

（応力値の単位：N/mm$^2$）

| 部 位 | 材 料 | 設計事象 | 一次応力 | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 引張応力 | | せん断応力 | | 組合せ応力 | |
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| トラニオン締付けボルト | GBL1 | Ⅰ | 194 | 324 | 71 | 249 | 230 | 324 |

許容応力は設計・建設規格による。

## 2.4 二次蓋

(厚さの単位:mm)

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 設計厚さ | 必要厚さ |
|---|---|---|---|---|
| 平板 | SUSF304 | I | 90.00 | 64.18 |
| 胴 | SUSF304 | I | 57.00 | 3.00 |

許容応力は設計・建設規格による。

## 2.5 支持架台

(応力値の単位:N/mm$^2$)

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次応力[1)] | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 |
| 支持架台 | 炭素鋼<br>(SS400) | I | 9 | 141 |

許容応力は設計・建設規格による。

注1)圧縮，曲げ，せん断による組合せ応力

構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

（1）概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt,Karlsson&Sorensen,Ins.(HKS 社)で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり，輸送キャスクの応力解析等に広く利用されている。

（2）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，非弾性のいずれの解も得ることができる。
② 材料特性として時間依存，歪の履歴依存及びに等方性・異方性等を考慮することができる。
③ モデルの形状は一次元～三次元，又は連続体についても取り扱うことができる。
④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。
⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また，これらの条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

（3）解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1.1-3 に示す。

（4）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

（5）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

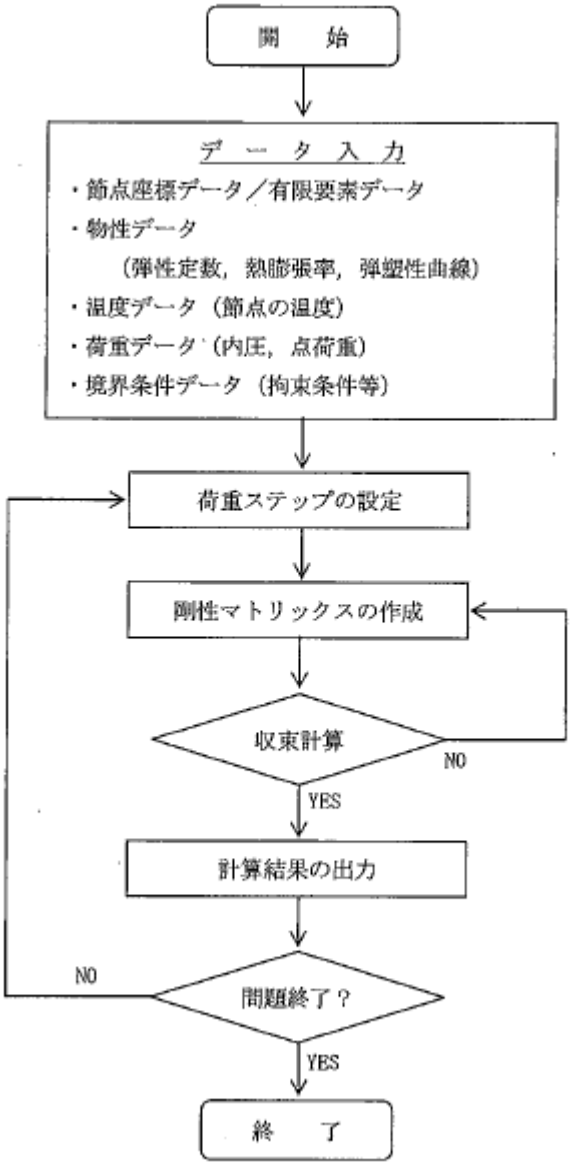



図 1.1-3 ABAQUS コードの応力解析フロー図

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク A

輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

(3) 輸送貯蔵兼用キャスクB

1) 評価方針

本設備で保管する輸送貯蔵兼用キャスクBは，既存設計のものを使用する。従って，輸送貯蔵兼用キャスクBの構造評価は，基本的に既存評価の結果を基に評価し，既存評価の結果を参考とできない内容については新たに評価を実施し，本設置場所での保管に適合していることを確認する。

2) 主な構成部材と適用基準

① 主な構成部材

輸送貯蔵兼用キャスクの構造強度設計は，要求される安全機能を維持するため，次の構造部材について評価する。

A. キャスク容器

輸送貯蔵兼用キャスクBのうち，放射性物質を閉じ込めるための圧力バウンダリを構成するものであって，胴，底板，一次蓋，一次蓋締付けボルト，カバープレート及びカバープレート締付けボルトをいう。

B. バスケット

輸送貯蔵兼用キャスクBの容器内に配置され，使用済燃料を収納し，かつ燃料間距離を保つことにより，燃料の支持機能及び臨界防止機能を併せ持つものであって，バスケットプレートをいう。

バスケットの応力解析は，バスケットプレートについて行っている。

C. トラニオン

輸送貯蔵兼用キャスクBの取扱い及び仮保管時の支持のため，吊上げ及び固定に使用されるものであって，トラニオンをいう。

トラニオンについて応力解析を行っている。

D. 二次蓋

輸送貯蔵兼用キャスクBの密封監視のための圧力空間を保持するための部材であると同時に，一次蓋と二次蓋で多重の閉じ込め構造を形成し，一次蓋と同等の閉じ込め性能を要求される部材である。

② 適用基準と規格

輸送貯蔵兼用キャスクBの構造強度設計には「使用済燃料貯蔵施設規格金属キャスク構造規格(JSME S FA1-2007)」を適用する。

3) 既存設計における構造強度評価方法

輸送貯蔵兼用キャスクBの強度評価にあたり，既存設計における評価方法を示す。

① 設計条件

輸送貯蔵兼用キャスクBの構造評価にあたっての荷重を以下に示す。

A.圧力による荷重

輸送貯蔵兼用キャスクB各部の内面及び外面が受ける最高使用圧力，取扱い時及び貯蔵時に受ける圧力並びに試験圧力による荷重をいう。

既存評価における輸送貯蔵兼用キャスクBの最高使用圧力を以下に示す。

キャスク容器：1.0 MPa

二次蓋　：0.4 MPa

B.機械的荷重

自重，衝撃荷重及びその他の付加荷重をいう。機械的荷重の主なものは以下の通りである。

a.自重による荷重

b.ボルト締付け力

c.吊上げ荷重

d.衝撃荷重

C.熱荷重

輸送貯蔵兼用キャスクBに生じる温度変化，温度こう配による荷重であって，熱解析の結果から得られるものをいう。

既存評価書における各構造部材の最高使用温度を以下に示す。

キャスク容器：150℃

バスケット　：260℃

トラニオン　：130℃

二次蓋　　：110℃

② 評価方法

輸送貯蔵兼用キャスクBの構造解析フローを図1.1-4に，主な構造部材の応力評価箇所を図1.1-5(1)，(2)に示す。

A.キャスク容器

キャスク容器の胴，底板及び蓋部等の構造強度は，想定される圧力荷重，機械的荷重，熱荷重をもとに，キャスク容器及び二次蓋の実形状をモデル化し，構造解析コードABAQUSを用いて，胴，底板，一次蓋及び一次蓋締付けボルト等の応力評価を行う。

ABAQUSによる解析は，圧力荷重，機械的荷重及び熱荷重によって生じる形状の不連続の効果を含む応力の解析及び温度分布計算に使用する。

B.バスケット

バスケットの構造強度評価は，想定される機械的荷重，熱荷重をもとに応力評価式を用いて応力評価を行う。

C.トラニオン

トラニオンの構造強度評価は想定される機械的荷重及び熱荷重を基に，応力評価式を用いて評価を行う。

D.二次蓋

二次蓋の構造強度評価は，キャスク容器の構造強度評価と同時に構造解析コードABAQUSにより計算し，二次蓋及び二次蓋締付けボルトの応力評価を行う。

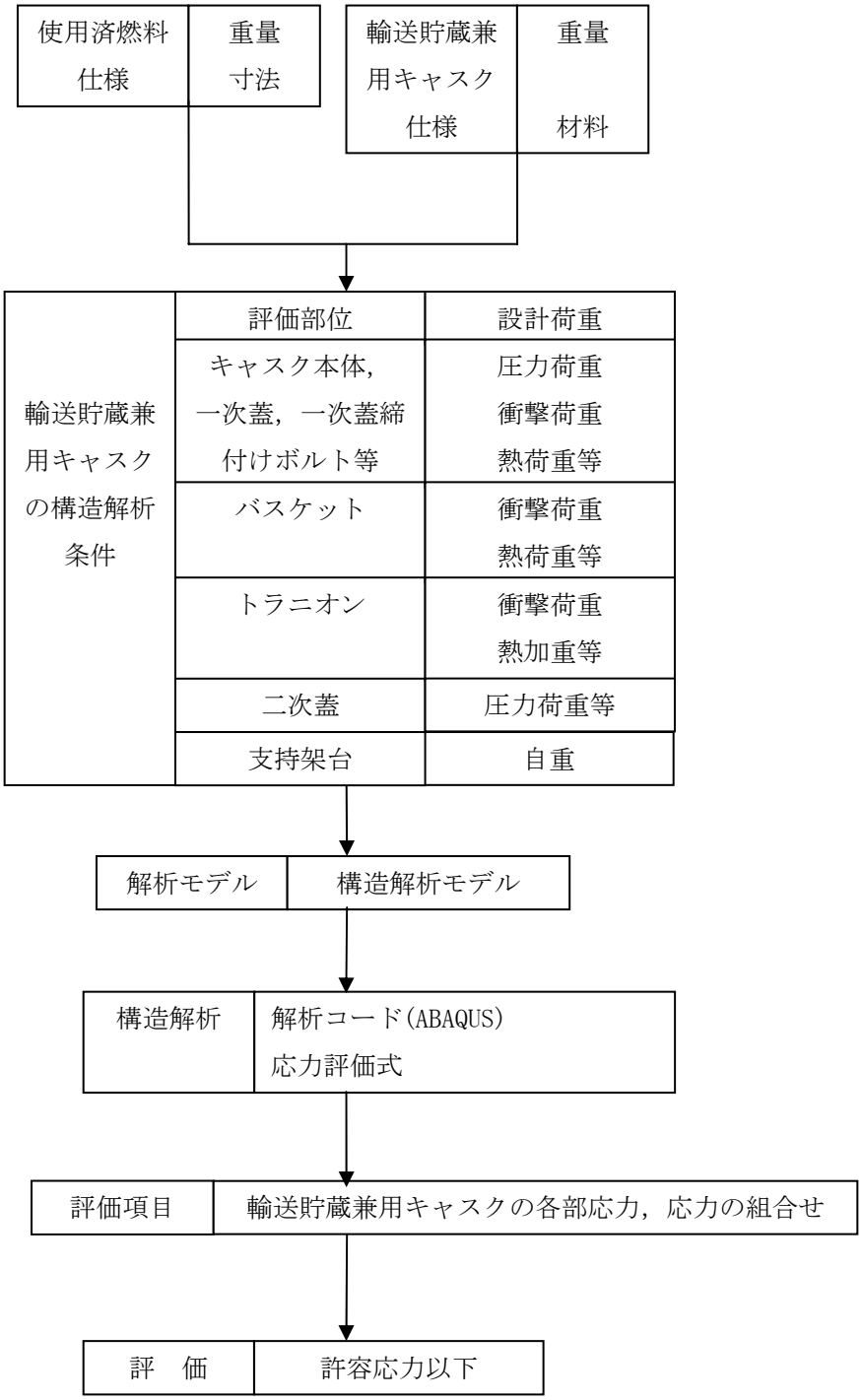



図 1.1-4　輸送貯蔵兼用キャスク B の構造強度評価フロー

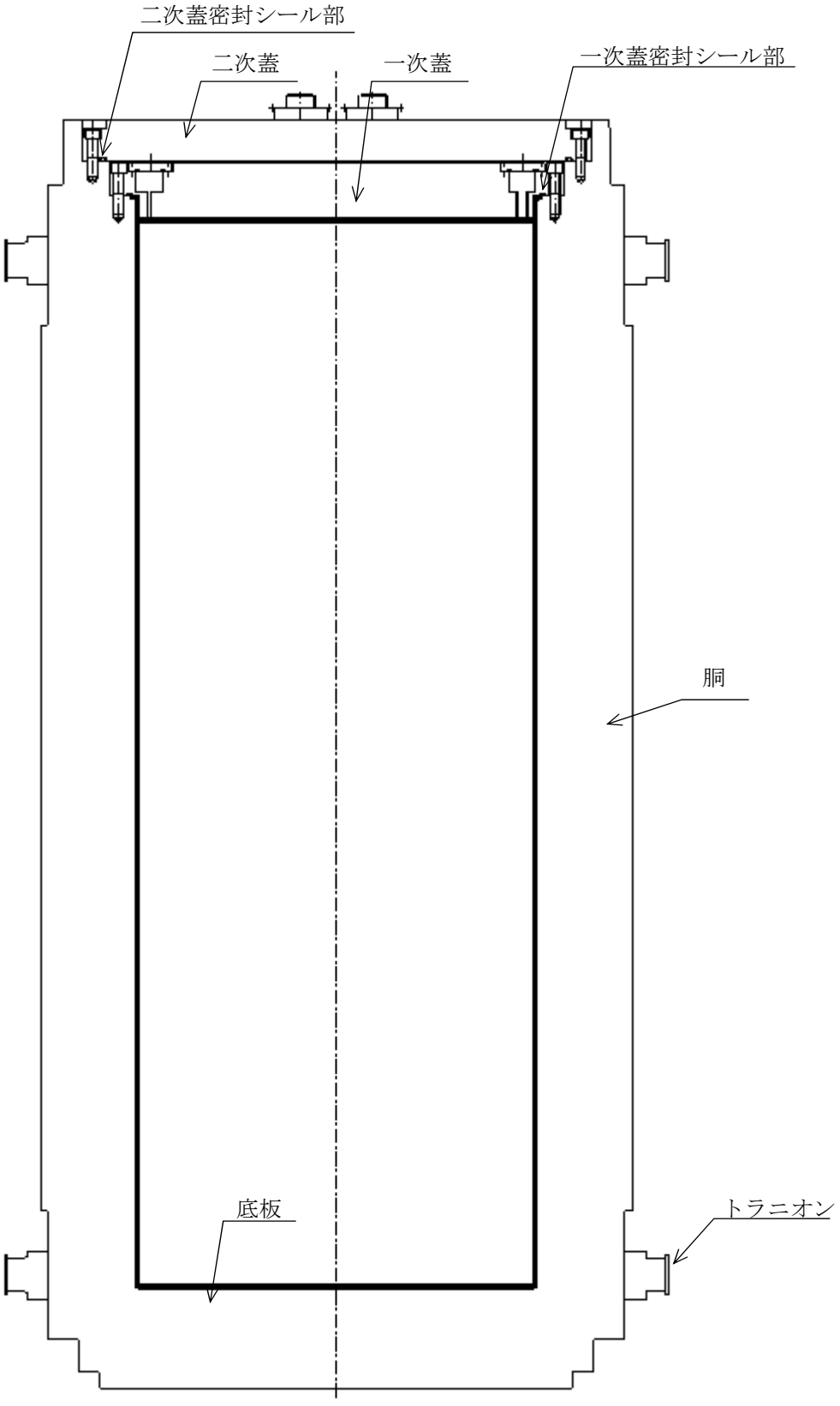



図 1.1-5(1) キャスク容器の応力評価箇所（全体断面図）

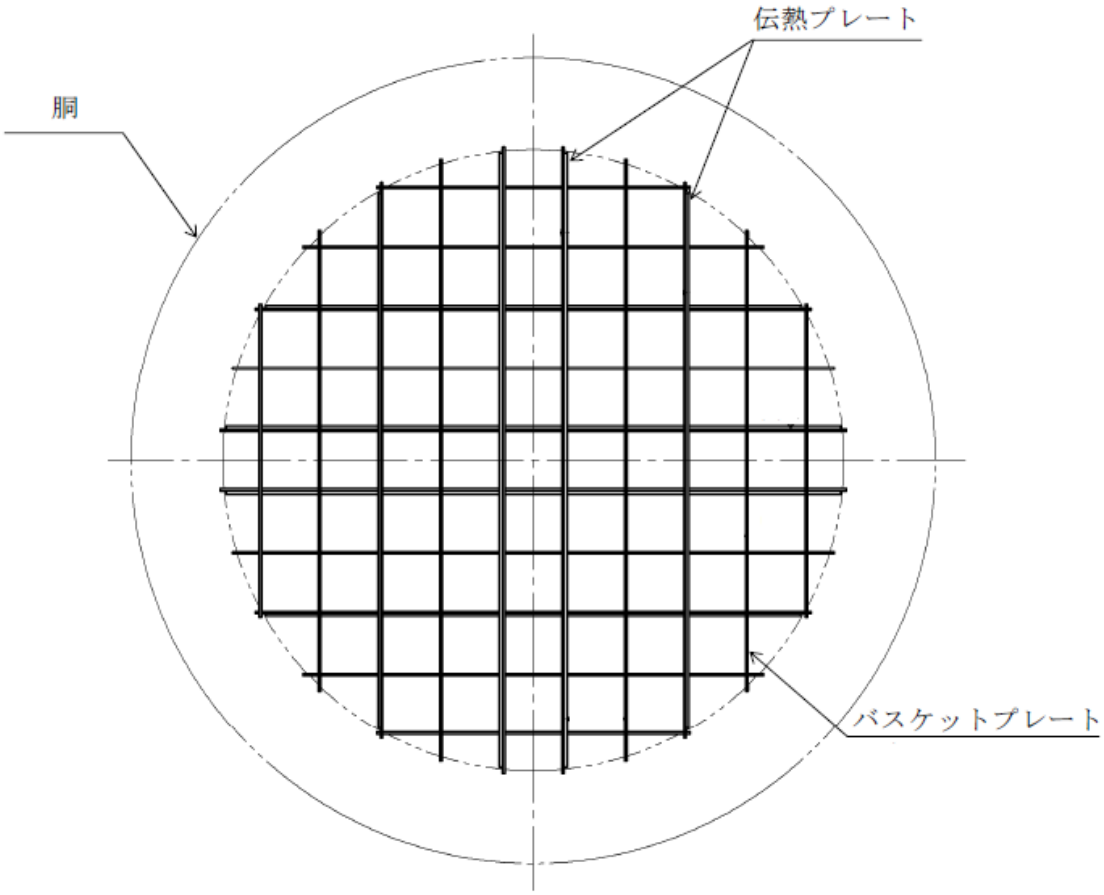



図 1.1-5(2) バスケットの応力評価箇所

③ 設計事象と荷重の組合せ

既存評価書における輸送貯蔵兼用キャスクBの設計事象と選定事象を表1.1-5に示す。

設計事象Ⅰ及びⅡにおける選定事象は以下のとおりである。

［設計事象Ⅰ］

・貯蔵時

・吊上げ，吊下げ，移動

［設計事象Ⅱ］

・支持脚への衝突

・貯蔵架台への衝突

また，各設計事象においてキャスク容器及び二次蓋，バスケット，トラニオンの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せを表1.1-6(1)～(3)に示す。（地震時を除く）

表 1.1-5　既存評価書における輸送貯蔵兼用キャスク B の設計事象

| 設計事象 | 定義 | 解説 | 選定事象 |
|---|---|---|---|
| Ⅰ | 輸送貯蔵兼用キャスクの通常の取扱い時及び運搬時の状態をいう。 | 輸送貯蔵兼用キャスクの計画的な取扱い状態。 | ・貯蔵<br>・吊上げ，吊下げ，移動 |
| Ⅱ | 設計事象Ⅰ，設計事象Ⅲ，設計事象Ⅳ及び試験状態以外の状態をいう。 | 輸送貯蔵兼用キャスクの寿命程度の期間中に予想される取扱い機器の単一故障，単一誤動作等の事象によって，輸送貯蔵兼用キャスクが通常取扱い状態から外れるような状態をいう。 | ・支持脚への衝突<br>・貯蔵架台への衝突 |
| Ⅲ | 輸送貯蔵兼用キャスク又はその取扱い機器等の故障，異常な作動等により，計画された取扱いの停止が緊急に必要とされる状態をいう。 | 発生頻度が十分低い事象によって引き起こされる状態をいう。すなわち，設計事象Ⅱでいう機器の単一故障，運転員の単一誤操作等によって引き起こされるもののうち，その発生頻度が十分に低いと考えられるものを分類する。 | |
| Ⅳ | 輸送貯蔵兼用キャスクの安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。 | 発生頻度が極めて低く，輸送貯蔵兼用キャスクの寿命中に起こるとは考えられない事象によって引き起こされる状態をいうが，万一発生した場合の設計の妥当性を確保するために特に設けたものをいう。 | |
| 試験状態 | 耐圧試験により，キャスク容器に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。 | | ・耐圧試験<br>（製造時） |

表 1.1-6(1)　キャスク容器及び二次蓋の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

| 設計事象 | 供用状態 | 荷重 / 評価事象 | 圧力による荷重 | 自重による荷重 | ボルト初期締付け力 | 吊上げ荷重 | 衝撃荷重 | 熱荷重 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計条件 | 設計条件 | 設計時[注1)] | ○ | －[注4)] | ○ | ○ | ○ | － |
| Ⅰ | A[注2)] | 通常貯蔵時 | ○ | ○ | ○ | － | － | ○ |
| | | 吊上げ時 | ○ | －[注4)] | ○ | ○ | － | ○ |
| Ⅱ | B[注2)] | 衝撃荷重作用時 | ○ | －[注4)] | ○ | － | ○ | ○ |
| 試験状態 | 試験状態 | 試験時 | ○[注3)] | ○ | ○ | － | － | － |

注１）　最高使用圧力に対する評価条件で，供用状態Ａ及びＢの一次応力評価を代表する事象

注２）　評価事象の中で，他の評価事象に包絡される事象や荷重条件については評価を省略する。

注３）　耐圧試験圧力（最高使用圧力により定められる圧力）とする。

注４）　本状態での自重による荷重は，衝撃荷重又は吊上げ荷重の慣性力による荷重に含まれる。

表 1.1-6(2)　バスケットの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

| 設計事象 | 供用状態 | 評価事象＼荷重 | 自重による荷重 | 吊上げ荷重 | 衝撃荷重 | 熱荷重 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計条件 | 設計条件 | 設計時[注1)] | —[注2)] | ○ | ○ | — |
| Ⅰ | A | 貯蔵時 | ○ | — | — | ○ |
| | | 吊上げ時 | —[注2)] | ○ | — | ○ |
| Ⅱ | B | 衝撃荷重作用時 | —[注2)] | — | ○ | ○ |

注１）　供用状態Ａ及びＢの一次応力評価を代表する事象

注２）　本状態での自重による荷重は，衝撃荷重又は吊上げ荷重の慣性力による荷重に含まれる。

表 1.1-6(3)　トラニオンの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

| 設計事象 | 供用状態 | 評価事象＼荷重 | 自重による荷重 | 固縛荷重 | 吊上げ荷重 | 衝撃荷重 | 熱荷重[注1)] |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Ⅰ | A | 貯蔵時 | ○ | ○ | — | — | ○ |
| | | 吊上げ時 | —[注2)] | — | ○ | — | ○ |
| Ⅱ | B | 衝撃荷重作用時 | —[注2)] | — | — | ○ | ○ |

注１）　キャスク容器の熱膨張により生じる応力に限る。

注２）　本状態での自重による荷重は，衝撃荷重又は吊上げ荷重の慣性力による荷重に含まれる。

④ 評価結果

既存評価の評価結果から規定を満足していることが確認されている。

4) 本設備での構造評価

表 1.1-7(1)～(3)に本仮保管設備での荷重条件と既存評価との比較を示す。このことから以下のことが言える。

①キャスク容器（二次蓋含む）の設計条件，運搬時（設計事象Ⅰ），搬送台車架台への衝突時（設計事象Ⅱ）の評価加速度は既存評価書で包絡される。吊上げ時（設計事象Ⅰ）の評価加速度は後述の 5)で行う「支持架台への衝突時（設計事象Ⅱ）」の解析で用いる加速度に包絡される。

②バスケットの設計条件，運搬時（設計事象Ⅰ），搬送台車架台への衝突時（設計事象Ⅱ）の評価加速度は既存評価書で包絡される。吊上げ時（設計事象Ⅰ）の評価加速度は後述の 5)で行う「支持架台への衝突時（設計事象Ⅱ）」の解析で用いる加速度に包絡される。

③トラニオンの運搬時（設計事象Ⅰ），搬送台車架台への衝突時（設計事象Ⅱ）の評価加速度は既存評価書で包絡される。吊上げ時(設計事象Ⅰ)の評価加速度は後述の 5)で行う「支持架台への衝突時（設計事象Ⅱ）」の解析で用いる加速度に包絡される。

以上の包絡性の説明及び本設備において最も厳しい荷重条件として，「支持架台への衝突（設計事象Ⅱ）」について応力解析を実施する。評価対象は，キャスク容器，二次蓋，バスケット及びトラニオンの各部とする。

なお，キャスク容器（二次蓋含む）の設計条件（最高使用圧力），試験状態及びトラニオンの吊り上げ時の荷重条件は既存評価書により包絡する。

表 1.1-7(1)　既存評価との比較と評価方法（キャスク容器及び二次蓋）

| 設計事象 | キャスク仮保管設備 | | | | 参考（既存評価書） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 本設備での評価方法（包絡性含む） | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 備考 |
| 設計条件 | 設計条件 | － | 圧力[注1)]，ボルト，衝撃[注2)] | ・最高使用圧力における縦姿勢における衝撃荷重負荷時の評価は既存評価書で包絡する。<br>○（既存評価書で包絡） | 設計時 | － | 圧力[注1)]，ボルト，衝撃[注3)] | 設計事象Ⅰ及びⅡの中で荷重条件が最も厳しいのは貯蔵架台への衝突時 |
| Ⅰ | 吊上げ時 | 貯蔵時 | 圧力，ボルト，吊上げ[注4)]，熱 | 荷重条件，支持条件が同じ「キャスク支持架台への衝突（設計事象Ⅱ）」の評価で包絡する。<br>○（設計事象Ⅱで包絡） | 貯蔵時 | － | 圧力，ボルト，自重，熱 | 設計事象Ⅰのうち大半の期間を占める代表的事象 |
| | | | | | 吊上げ時 | － | 圧力，ボルト，吊上げ[注5)]，熱 | 荷重条件が最も厳しいのは吊上げ時 |
| | 運搬時 | － | 圧力，ボルト，熱，運搬[注6)] | 核燃料輸送物設計承認申請書のうち，一般の試験条件 0.3m 落下に包絡する。<br>○（既存評価書で包絡） | 一般の試験条件 0.3m 頭部垂直落下 | － | 圧力，ボルト，熱，落下時荷重[注7)] | － |
| | | | | | 一般の試験条件 0.3m 底部垂直落下 | － | 圧力，ボルト，熱，落下時荷重[注7)] | － |
| | | | | | 一般の試験条件 0.3m 水平落下 | － | 圧力，ボルト，熱，落下時荷重[注7)] | － |

表 1.1-7(1)　既存評価との比較と評価方法（キャスク容器及び二次蓋）

| 設計事象 | キャスク仮保管設備 | | | | 参考（既存評価書） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 本設備での評価方法（包絡性含む） | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 備考 |
| Ⅱ | 支持架台への衝突時 | 輸送架台への衝突時 | 圧力，ボルト，衝撃[注8)]，熱 | 他事象の包絡及び本設備の設計事象Ⅰ及びⅡにおける最も厳しい荷重条件として解析評価する。<br>◎（応力解析を実施） | － | － | － | － |
| | 搬送台車架台への衝突時 | － | 圧力，ボルト，衝撃[注2)]，熱 | 既存評価における「支持脚への衝突時」と同じ荷重条件<br>○（既存評価書で包絡） | 支持脚への衝突時 | － | 圧力，ボルト，衝撃[注9)]，熱 | － |
| | | | | | 貯蔵架台への衝突時 | － | 圧力，ボルト，衝撃[注3)]，熱 | 荷重条件が最も厳しいのは，貯蔵架台への衝突時 |
| 試験状態 | 試験時 | － | 圧力[注9)]，自重，ボルト | 既存評価と同じ荷重条件<br>○（既存評価書で包絡） | 試験時 | － | 圧力[注10)]，自重，ボルト | － |

◎：解析を実施。　○：既存評価又は他の評価事象で包絡

注 1)　キャスク容器内圧は最高使用圧力。
注 2)　衝撃荷重は縦姿勢下方向 2.33G であり，自重を含む。
注 3)　衝撃荷重は縦姿勢下方向 5G であり，自重を含む。
注 4)　吊上げ荷重は横姿勢下方向 1.32G であり，自重を含む。
注 5)　吊上げ荷重は縦姿勢下方向 1.3G であり，自重を含む。
注 6)　運搬時荷重は上方向 2G，下方向 3G(自重を含む)，前後方向 2G，左右方向 1G である。
注 7)　頭部垂直落下荷重は 30.0G，底部垂直落下荷重は 30.0G，水平落下荷重は 20.0G である。
注 8)　衝撃荷重は横姿勢下方向 3G であり，自重を含む。
注 9)　衝撃荷重は縦姿勢下方向 2.5G であり，自重を含む。
注 10）最高使用圧力の 1.25 倍の圧力。

表 1.1-7(2)既存評価の比較と評価方法　（バスケット）

| 設計事象 | キャスク仮保管設備 | | | | 参考（既存評価書） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 本設備での評価方法（包絡性含む） | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 備考 |
| 設計条件 | 設計条件 | － | 衝撃[注1)] | ・縦姿勢における衝撃荷重負荷時の一次応力に対する評価は既存評価書の「貯蔵架台への衝突時（設計事象Ⅱ）」で包絡する。<br>○（既存評価書で包絡） | 設計時 | － | 衝撃[注2)] | － |
| Ⅰ | 吊上げ時 | 貯蔵時 | 吊上げ[注3)]，熱 | 荷重条件，支持条件が同じ「キャスク支持架台への衝突（設計事象Ⅱ）」の評価で包絡する。<br>○（設計事象Ⅱで包絡） | 貯蔵架台への衝突時 | ・貯蔵時<br>・吊上げ時 | 衝撃[注2)]，熱 | 設計事象Ⅱの条件に包絡される |
| | 運搬時 | － | 圧力，ボルト，熱，運搬[注4)] | 核燃料輸送物設計承認申請書のうち，一般の試験条件 0.3m 落下に包絡する。<br>○（既存評価書で包絡） | 一般の試験条件0.3m頭部垂直落下 | － | 圧力，ボルト，熱，落下時荷重[注5)] | － |
| | | | | | 一般の試験条件0.3m底部垂直落下 | － | 圧力，ボルト，熱，落下時荷重[注5)] | － |
| | | | | | 一般の試験条件 0.3m 水平落下 | － | 圧力，ボルト，熱，落下時荷重[注5)] | － |

表 1.1-7(2)既存評価の比較と評価方法　(バスケット)

| 設計事象 | キャスク仮保管設備 | | | | 参考（既存評価書） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 本設備での評価方法（包絡性含む） | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 備考 |
| Ⅱ | 支持架台への衝突時[注6)] | 輸送架台への衝突時 | 衝撃[注7)]，熱 | 他事象の包絡及び本設備の設計事象Ⅰ及びⅡにおける最も厳しい荷重条件として評価する。<br>◎（応力解析を実施） | － | － | － | － |
| | 搬送台車架台への衝突時 | － | 衝撃[注1)]，熱 | 既存評価と同じ荷重条件<br>○（既存評価書で包絡） | 貯蔵架台への衝突時 | ・支持脚への衝突時 | 衝撃[注2)]，熱 | － |

◎：解析を実施。　○：既存評価又は他の評価事象で包絡

注 1)　衝撃荷重は縦姿勢下方向 2.33G であり，自重を含む。

注 2)　衝撃荷重は縦姿勢下方向 5G であり，自重を含む。

注 3)　吊上げ荷重は横姿勢下方向 1.32G であり，自重を含む。

注 4)　運搬時荷重は上方向 2G，下方向 3G(自重を含む)，前後方向 2G，左右方向 1G である。

注 5)　頭部垂直落下荷重は 30.0G，底部垂直落下荷重は 30.0G，水平落下荷重は 20.0G である。

注 6)　長期荷重(自重)に対する評価を含む。

注 7)　衝撃荷重は横姿勢下方向 3G であり，自重を含む。

表 1.1-7(3)　既存評価の比較と評価方法（トラニオン）

| 設計事象 | キャスク仮保管設備 | | | | 参考（既存評価書） | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 本設備での評価方法(包絡性含む) | 代表事象 | 包絡される事象 | 荷重条件 | 備考 |
| Ⅰ | 吊上げ時 | 貯蔵時 | 吊上げ[注1)]，熱 | 荷重条件，支持条件が同じ「キャスク支持架台への衝突（設計事象Ⅱ）」の評価で包絡する。<br>○（設計事象Ⅱで包絡） | 貯蔵時 | － | 自重，ボルト，熱 | － |
| | | | | | 吊上げ時 | － | 吊上げ[注2)]，熱 | 荷重条件が最も厳しいため，代表事象を吊上げ時とする。 |
| | 運搬時 | － | 運搬[注3)]，熱 | 核燃料輸送物設計承認申請書のうち，通常の輸送条件に包絡される。<br>○（既存評価書で包絡） | 運搬時 | － | 運搬[注3)]，熱 | － |
| Ⅱ | 支持架台への衝突時 | 輸送架台への衝突時 | 衝撃[注4)]，熱 | 本設備の設計事象Ⅱにおける最も厳しい荷重条件として評価する。<br>◎（応力解析を実施） | － | － | － | － |
| | 搬送台車架台への衝突時 | － | 衝撃[注5)]，熱 | 既存評価と同じ荷重条件<br>○（既存評価書で包絡） | 支持脚への衝突時 | ・貯蔵架台への衝突 | 衝撃[注6)]，熱 | 荷重条件が最も厳しいため，代表事象を支持脚への衝突時とする。 |

◎：解析を実施。　○：既存評価又は他の評価事象で包絡

注 1)　吊上げ荷重は横姿勢下方向 1.32G であり，自重を含む

注 2)　縦姿勢下方向 1.3G であり，自重を含む。

注 3)　運搬時荷重は上方向 2G，下方向 3G(自重を含む)，前後方向 2G，左右方向 1G である。

注 4)　横姿勢下方向 3G であり，自重を含む。

注 5)　衝撃荷重は縦姿勢下方向 2.33G であり，自重を含む。

注 6)　衝撃荷重は縦姿勢下方向 2.5G であり，自重を含む。

5) 支持架台への衝突時の評価（設計事象Ⅱ）

以下に支持架台への衝突時の応力解析結果を示す。

① 計算条件

A. 解析事象

「支持架台の衝突時」

キャスクの支持架台への設置に作業員の誤操作によりクレーンの下降速度でトラニオンがトラニオン受台に着床する事象をいう。着床時の衝突荷重（加速度：自重を含む）は，「3.2 異常事象の評価」での評価に余裕をみて 3G とする。

B. 最高使用温度

各機器の最高使用圧力及び最高使用温度は添付資料－4「1.1. 乾式キャスクの除熱機能 (3) 輸送貯蔵兼用キャスク B の除熱機能」の解析結果に基づき，以下とする。

表 1.1-8　最高使用圧力及び最高使用温度

| | | |
|---|---|---|
| キャスク容器 | 最高使用圧力 | 1.0 MPa |
| | 最高使用温度 | 150 ℃ |
| 二次蓋 | 最高使用圧力 | 0.4 MPa |
| | 最高使用温度 | 110 ℃ |
| バスケット | 最高使用温度 | 260 ℃ |
| トラニオン | 最高使用温度 | 130 ℃ |

② 解析方法

A. 解析手順概要

a. キャスク容器及び二次蓋

キャスク容器の応力解析は，想定される圧力荷重，機械的荷重及び熱荷重を基に，キャスク容器の実形状をモデル化し，解析コードである ABAQUS を用いて行う。

なお，二次蓋についてもキャスク容器と同様に評価を行う。

b. バスケット

バスケットの応力解析は，想定される機械的荷重及び熱荷重を基に，応力評価式を用いて行う。

c. トラニオン

トラニオンの応力解析は，想定される機械的荷重及び熱荷重を基に応力評価式を用いて行う。

B．応力評価式による応力評価

a.バスケット

(イ)一次一般膜応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート端部である。鉛直方向加速度により発生する一次一般膜応力($\sigma_x$)は，次式で計算する。

$$\sigma_X = \frac{m_A \cdot G_1}{A_1} \cdots\cdots\cdots (1)$$

ここで，$m_A$　:評価対象バスケットプレートとこれに接する使用済燃料等の合計質量(kg)

$G_1$　:鉛直方向加速度(G)

$A_1$　:バスケットプレートの断面積(mm$^2$)

(ロ)一次一般膜＋一次曲げ応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート格子端部である。鉛直方向加速度により発生する一次曲げ応力($\sigma_y$)は，次式で計算する。

$$\left.\begin{aligned} \sigma_y &= \frac{M}{Z} \\ M &= \frac{m_B \cdot G_1 \cdot l_P}{12 \cdot \frac{l_W}{2}} \end{aligned}\right\} \cdots\cdots\cdots (2)$$

ここで，M　：バスケットプレート格子端部の単位幅当たりの曲げモーメント(N･mm/mm)

Z　:バスケットプレートの単位幅当たりの断面係数(mm$^3$/mm)

$m_B$　:評価対象バスケットプレートとこれに接する伝熱プレート，使用済燃料等の合計質量(kg)

$l_P$　:バスケットプレート内のり(mm)

$l_w$　:バスケットプレートのキャスク容器軸方向長さ(mm)

$G_1$　:鉛直方向加速度(G)

鉛直方向加速度により発生するバスケットプレートの格子端部に発生する平均せん断応力($\tau_{xy}$)は次式で計算する。

$$\tau_{xy} = \frac{m_B \cdot G_1}{2 \cdot \frac{A_1}{2}} \cdots\cdots\cdots (3)$$

ここで，$G_1$　:鉛直方向加速度(G)

$A_1$　:バスケットプレートの断面積(mm$^2$)

(ハ)一次+二次応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート格子端部である。支持架台への衝突により発せする一次+二次応力は(1)～(3)式で計算する。

(ニ)平均せん断応力

バスケットプレート格子端部に発生する平均せん断応力($\sigma_S$)は(3)式で計算する。

(ホ)平均支圧応力

バスケットプレート端部に発生する平均支圧応力($\sigma_p$)は(1)式で計算する。

(ヘ)圧縮応力

バスケットプレート端部に発生する圧縮応力($\sigma_c$)は(1)式で計算する。

b.トラニオン

イ．一次応力

(イ) せん断応力

最大応力が発生する箇所は図 1.1-5(1)に示す下部トラニオンである。衝撃荷重により発生するせん断応力（$\tau$）は，次式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\tau &= \frac{F_m}{A} \\ F_m &= \frac{m}{4}\cdot G_2\end{aligned}\right\} \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (1)$$

ここで，$F_m$　：支持架台への衝突時においてトラニオンに作用する荷重（N）

$m$　：金属キャスクの質量（kg）

$A$　：評価点の断面積（$mm^2$）

$G_2$　：鉛直方向加速度（G）

(ロ) 曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図 1.1-5(1)に示す下部トラニオンである。衝撃荷重により発生する曲げ応力（$\sigma_b$）は，次式で計算する。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_b &= \frac{M}{Z} \\ M &= F_m \cdot L\end{aligned}\right\} \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2)$$

ここで，$M$　：曲げモーメント（N･mm）

$Z$　：評価点の断面係数（$mm^3$）

L　　：評価点と荷重作用位置との距離（mm）

$F_m$　：(1) 式と同じ

(ハ) 組合せ応力

最大応力が発生する箇所は図 1.1-5(1)に示す下部トラニオンである。

せん断応力（$\tau$）と曲げ応力（$\sigma_b$）との組合せ応力（$\sigma_T$）は，次式で計算する。

$$\sigma_T=\sqrt{\sigma_b{}^2+3\cdot\tau^2} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3)$$

ここで，$\tau$　：(1) 式と同じ

$\sigma_b$　：(2) 式と同じ

ただし，Z　：評価点の断面係数（$mm^3$）

L　：評価点と荷重作用位置との距離(mm)

ロ．一次＋二次応力

キャスク容器の熱膨張による応力は無視できるので，トラニオンに発生する一次＋二次応力は，イ.と同様である。

C.解析結果

表 1.1-9 に支持架台への衝突時の主な応力評価結果を示す。

支持架台への衝突時において輸送貯蔵兼用キャスク B は金属キャスク構造規格に定められた許容応力を満足している。

表 1.1-9　支持架台の衝突時の応力評価結果

（単位：MPa）

| 評価部位 | 部位 | 計算値 | 許容応力 |
|---|---|---|---|
| キャスク容器 | 胴 | 34 | 366 |
| | 底板 | 38 | 366 |
| | 一次蓋 | 56 | 366 |
| | 一次蓋密封シール部 | 58 | 183 |
| | 一次蓋締付けボルト | 336 | 831 |
| 二次蓋 | 二次蓋 | 34 | 474 |
| | 二次蓋密封シール部 | 37 | 183 |
| | 二次蓋締付けボルト | 279 | 847 |
| バスケット | バスケットプレート | 12 | 219 |
| トラニオン | トラニオン | 133 | 394 |

6) 評価結果

5)に示したとおり，「支持架台への衝突時」（設計事象Ⅱ）において輸送貯蔵兼用キャスクBの各評価部位（キャスク容器，二次蓋，バスケット，トラニオン）は金属キャスク構造規格に定められた許容応力を満足する。

従って，表1.1-7に示す「支持架台の衝突時」で包絡する各設計事象は，いずれも輸送貯蔵兼用キャスクの構造強度の規定を満足し，輸送貯蔵兼用キャスクBは，本設備で要求される構造強度を有している。

(4) 輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台

1) 評価方針

本設備で使用する輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の構造評価について記載する。

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台は新設計であるため，新たに評価を実施し，本設置場所での保管に適合していることを確認する。なお，輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

2) 主な構成部材と適用基準

① 主な構成部材

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台は鋼製支持架台，埋め込み金物，基礎ボルト，コンクリート支持架台により構成される。

② 適用基準

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台は原子力発電所耐震設計技術規程[JEAC4601-2008]及び，発電用原子力設備規格　設計・建設規格 2005 年版(2007 年追補版含む)[JSME S NC1-2005/2007]を適用する。

3) 構造強度の評価方法

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の強度評価における評価方法を示す。

① 設計条件

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の構造評価に当っての機械荷重を以下に示す。

Ａ．自重による荷重

Ｂ．キャスクによる荷重

② 評価方法

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の構造解析フローを図1.1-6に，主な構造部材の応力評価箇所を図1.1-7に示す。

鋼製支持架台，基礎ボルト，コンクリート支持架台について想定される機械荷重を基に，応力評価式を用いて応力評価を行う。

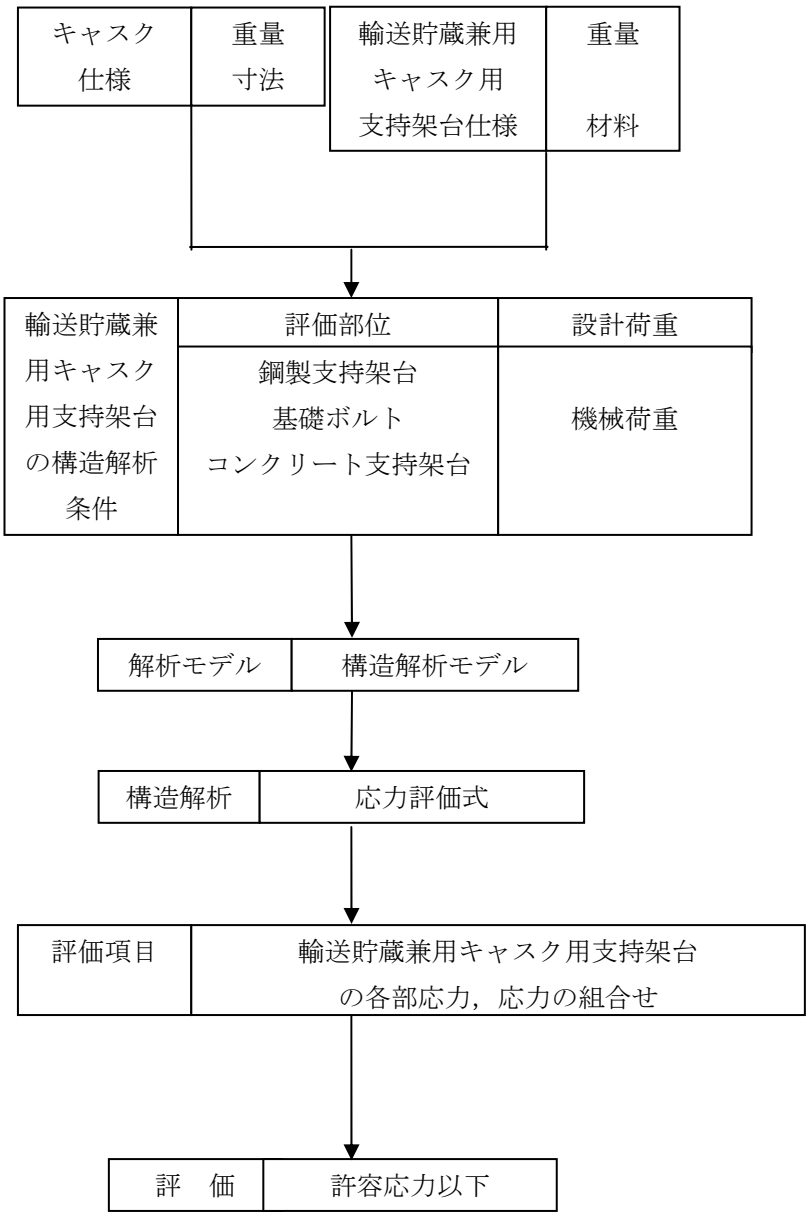



図 1.1-6　輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の構造強度評価フロー

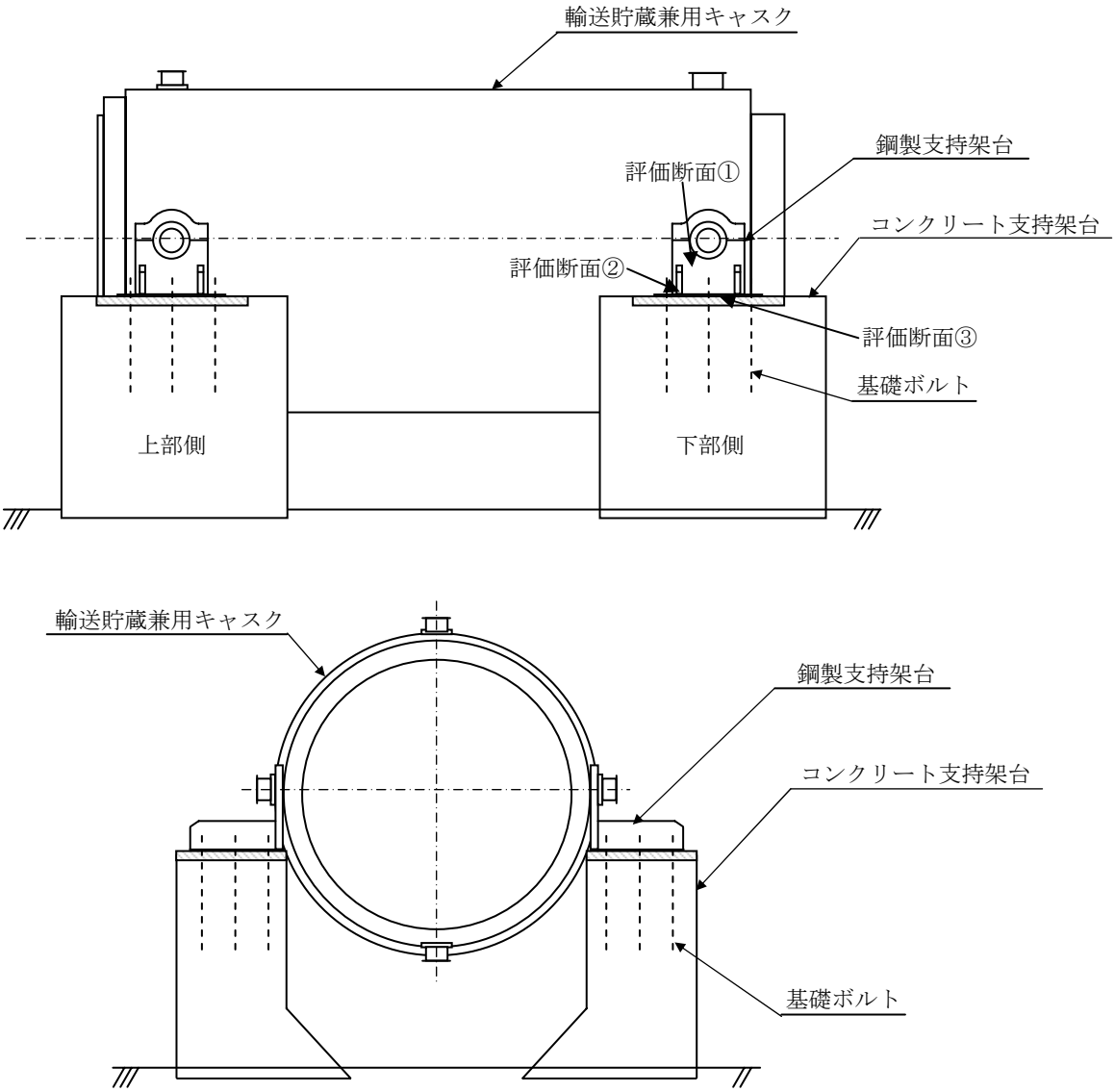



図 1.1-7　輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力評価箇所

③ 設計事象と荷重の組合せ

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の設計事象と選定事象は以下の通りである。

［設計事象Ⅰ］

・貯蔵時

4) 輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の貯蔵時の評価（設計事象Ⅰ）

以下に貯蔵時の輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力評価結果を示す。

① 計算条件

A. 解析事象

「貯蔵時」

キャスクが支持架台に設置されている計画的な取り扱い状態をいう。

② 解析方法

A. 解析手順概要

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力解析は，想定される機械荷重を基に，応力評価式を用いて行う。

B. 荷重計算

図 1.1-8 に示す鋼製支持架台１脚に作用するキャスク自重（$F_{WU}$，$F_{WL}$）は次式で表される。

$$F_{WU}=\frac{P_W}{2}\cdot\frac{b}{(a+b)}$$

$$F_{WL}=\frac{P_W}{2}\cdot\frac{a}{(a+b)}$$

$$P_W=W\cdot g$$

ここで，

$F_{WU}$：鋼製支持架台１脚（上部側）に作用するキャスク自重（N）

$F_{WL}$：鋼製支持架台１脚（下部側）に作用するキャスク自重（N）

$P_W$ ：キャスク自重（N）

a　：キャスク重心から上部トラニオン軸心までの距離（mm）

b　：キャスク重心から下部トラニオン軸心までの距離（mm）

W ：キャスク設計質量（kg）

g　：重力加速度（$m/s^2$）

C. 応力評価

a. 鋼製支持架台（評価断面①）

図 1.1-9 において自重により鋼製支持架台（評価断面①）に発生する圧縮応力（$\sigma_c$）は次

式で表される。

$$\sigma_c = \frac{F_W}{B \cdot t}$$

ここで，

$F_W$ ：図 1.1-8 に示す自重の設計用値（N）

B ：図 1.1-9 に示す評価断面の幅（mm）

t ：図 1.1-9 に示すトラニオン受部の板厚（mm）

b．鋼製支持架台（評価断面②）

図 1.1-10 において自重により鋼製支持架台（評価断面②）に発生する圧縮応力（$\sigma_c$）は次式で表される。

$$\sigma_c = \frac{F_W}{B_1 \cdot t_1 + 2 \cdot B_2 \cdot t_2}$$

図 1.1-10 において自重により鋼製支持架台（評価断面②）に発生する最大曲げ応力（$\sigma_{b1}$，$\sigma_{b2}$）は次式で表される。

$$\sigma_{b1} = \frac{F_W \cdot (L_1 - t_1/2)}{I} \cdot L_1 \quad （トラニオン受側）$$

$$\sigma_{b2} = \frac{F_W \cdot (L_1 - t_1/2)}{I} \cdot L_2 \quad （リブ側）$$

図 1.1-10 において自重により鋼製支持架台（評価断面②）に発生する組合せ応力（$\sigma_{T1}$，$\sigma_{T2}$）は次式で表される。

$\sigma_{T1} = \sigma_c + \sigma_{b1}$ （トラニオン受側）

$\sigma_{T2} = \sigma_c - \sigma_{b2}$ （リブ側）

ここで，

$F_W$ ：図 1.1-8 に示す自重（$F_{WU}$，$F_{WL}$）の設計用値（N）

$B_1$ ：図 1.1-10 に示すトラニオン受部の幅（mm）

$B_2$ ：図 1.1-10 に示すリブの幅（mm）

$t_1$ ：図 1.1-10 に示すトラニオン受部の板厚（mm）

$t_2$ ：図 1.1-10 に示すリブの板厚（mm）

$L_1$ ：図 1.1-10 に示す中立軸からトラニオン受け端部までの距離（mm）

$L_2$ ：図 1.1-10 に示す中立軸からリブ端部までの距離（mm）

I ：図 1.1-10 に示す断面の中立軸に関する断面二次モーメント（$mm^4$）

c．鋼製支持架台（評価断面③）

図 1.1-11 において自重により基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力

（$\sigma_{bb}$），コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する曲げ応力（$\sigma_{bc}$）は次式で表される。

$$\sigma_{bb}=\frac{T\cdot L_1}{B\cdot t^2/6}$$

$$\sigma_{bc}=\frac{\sigma_{cc}\cdot L_2^2/2}{t^2/6}$$

$$T=\sigma_{tb}\cdot A_m$$

ここで，

$\sigma_{tb}$：図 1.1-11 に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張応力（N/mm$^2$）

$\sigma_{cc}$：図 1.1-11 に示すコンクリートに発生する本荷重条件下における圧縮応力（N/mm$^2$）

T　：図 1.1-11 に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張力（N）

t　：図 1.1-11 に示す鋼製支持架台底板の板厚（mm）

B　：図 1.1-11 に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力の評価断面幅（mm）

$L_1$：図 1.1-11 に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げモーメントのモーメントアーム長さ（mm）

$L_2$：図 1.1-11 に示すコンクリートから圧縮力を受ける長さ（mm）

$A_m$：基礎ボルト呼び径断面積（mm$^2$）

図 1.1-11 において自重により，基礎ボルトから引張力を受けて発生するせん断応力（$\tau_b$），コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生するせん断応力（$\tau_c$）は次式で表される。

$$\tau_b=\frac{T}{B\cdot t}$$

$$\tau_c=\frac{\sigma_{cc}\cdot L_2}{t}$$

ここで，各記号は上記と同様である。

図 1.1-11 において自重により，基礎ボルトから引張力を受けて発生する組合せ応力（$\sigma_{Tb}$），コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する曲げ応力（$\sigma_{Tc}$）は次式で表される。

$$\sigma_{Tb}=\sqrt{\sigma_{bb}^2+3\cdot\tau_b^2}$$

$$\sigma_{Tc}=\sqrt{\sigma_{bc}^2+3\cdot\tau_c^2}$$

d．基礎ボルト

図 1.1-12 において自重により基礎ボルトに発生する引張応力（$\sigma_t$）は，鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_t=\sigma_{cc}\cdot n\cdot\frac{(D-d_t-X_n)}{X_n}\cdot\frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc}=N\cdot X_n/S_n$$

$$S_n=[X_{n1}^2/2-n\cdot P_t\cdot(1-d_{t1}-X_{n1})]\cdot b\cdot D^2$$

$$I_n = [X_{n1}^3 / 3 + n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})^2] \cdot b \cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n / D$$

$$d_{t1} = d_t / D$$

$$P_t = a_t / (b \cdot D)$$

$$a_t = A_b \cdot N_b$$

ここで，

$\sigma_{cc}$：図 1.1-12 に示すコンクリートの最大圧縮応力（N/mm$^2$）

n　：ヤング係数比（＝15）

D　：図 1.1-12 に示す断面高さ（mm）

b　：図 1.1-12 に示す断面幅（mm）

$d_t$　：図 1.1-12 に示す引張側ボルトに関する距離（mm）

$d_{t1}$　：引張側ボルトに関する係数（-）

$X_n$　：図 1.1-12 に示す中立軸距離を表し，次式を満足する値（mm）

$$X_n - D/2 + e = I_n / S_n$$

ただし，e：図 1.1-12 に示す鉛直力偏心距離（mm）

$X_{n1}$　：中立軸比（-）

N　：図 1.1-12 に示す鉛直力であり，自重の設計用値（N）

$a_t$　：有効ボルト総断面積（mm$^2$）

$P_t$　：引張鉄筋比（-）

$A_b$　：基礎ボルト有効断面積（mm$^2$）

$A_m$　：基礎ボルト呼び径断面積（mm$^2$）

$N_b$　：有効引張側ボルト本数（本）

$S_n$　：有効等価断面一次モーメント（mm$^3$）

$I_n$　：有効等価断面二次モーメント（mm$^4$）

e. コンクリート支持架台

コンクリート支持架台の下端に発生する荷重は表 1.1-10 の通りである。これらの荷重を用いて後述する 1.4 コンクリート基礎の構造強度と同様に評価を行う。

表 1.1-10 コンクリート支持架台下端における荷重

| | | NS方向 | | | EW方向 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 鉛直力 | 水平力 | モーメント | 鉛直力 | 水平力 | モーメント |
| | | (kN) | (kN) | (kN・m) | (kN) | (kN) | (kN・m) |
| 長期 | キャスク | 320.00 | 0.00 | 105.00 | 320.00 | 0.00 | 0.00 |
| | | — | — | — | — | — | — |
| | ペデスタル | 35.22 | 0.00 | 0.00 | 35.22 | 0.00 | 0.00 |
| | 合計 | 355.22 | 0.00 | 105.00 | 355.22 | 0.00 | 0.00 |
| 短期 | キャスク | 320.00 | 154.00 | 105.00 | 320.00 | 148.00 | 68.90 |
| | | — | — | 182.49 | — | — | 175.38 |
| | ペデスタル | 35.22 | 10.56 | 5.68 | 35.22 | 10.56 | 5.68 |
| | 合計 | 355.22 | 164.56 | 293.17 | 355.22 | 158.56 | 249.96 |

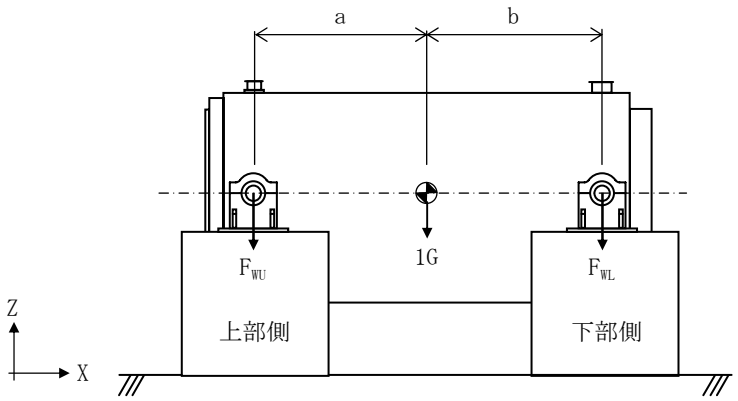
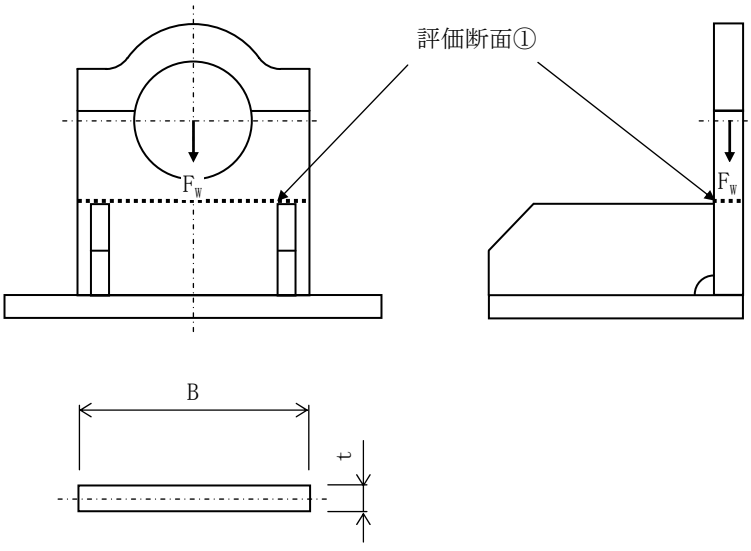



図 1.1-8 鋼製支持架台に作用する荷重




評価断面図

図 1.1-9 計算モデル図（設計事象Ⅰ，評価断面①）

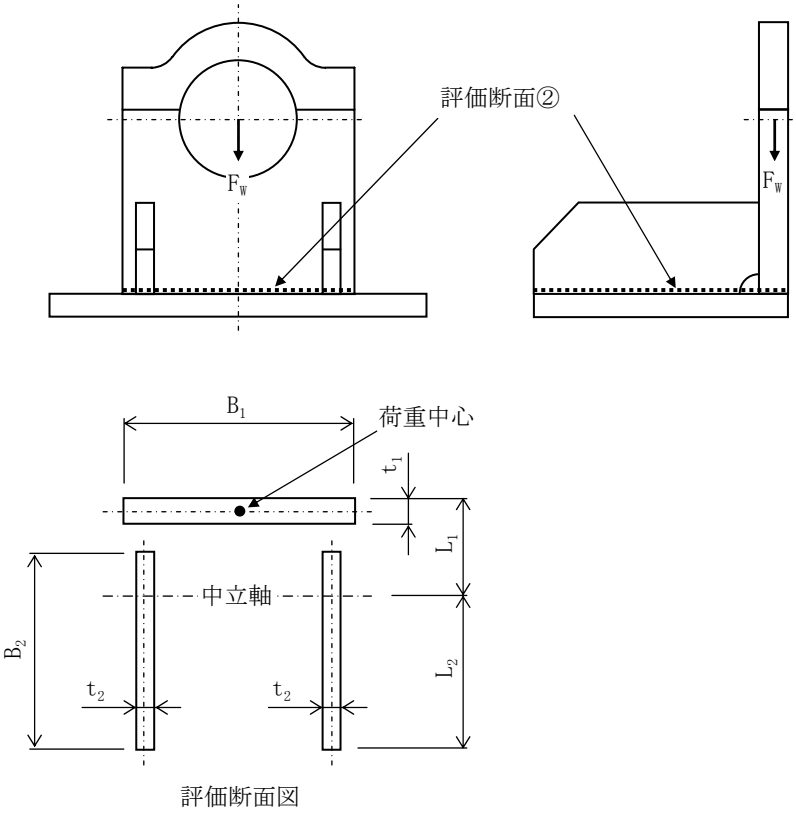



図 1.1-10 計算モデル図（設計事象Ⅰ，評価断面②）

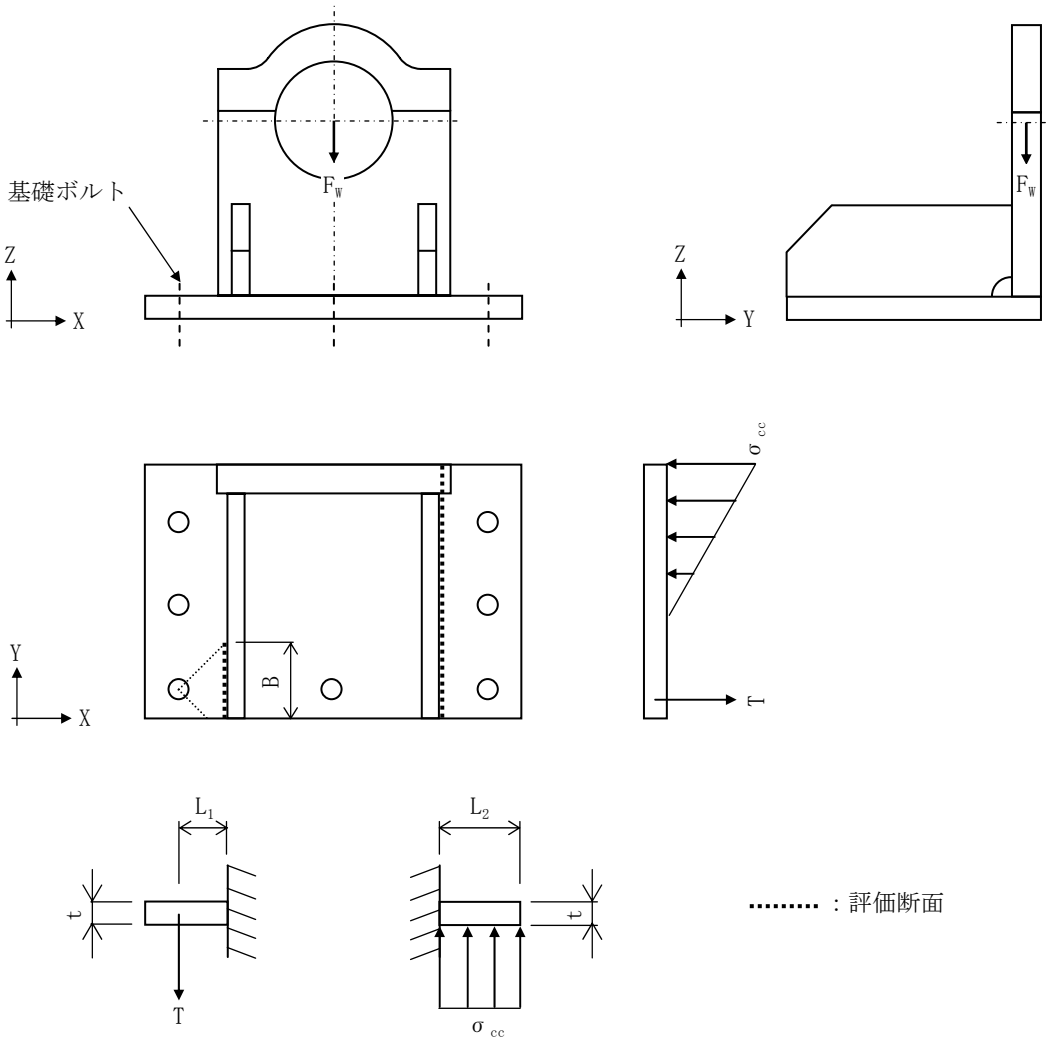



図 1.1-11 計算モデル図（設計事象Ⅰ，評価断面③）

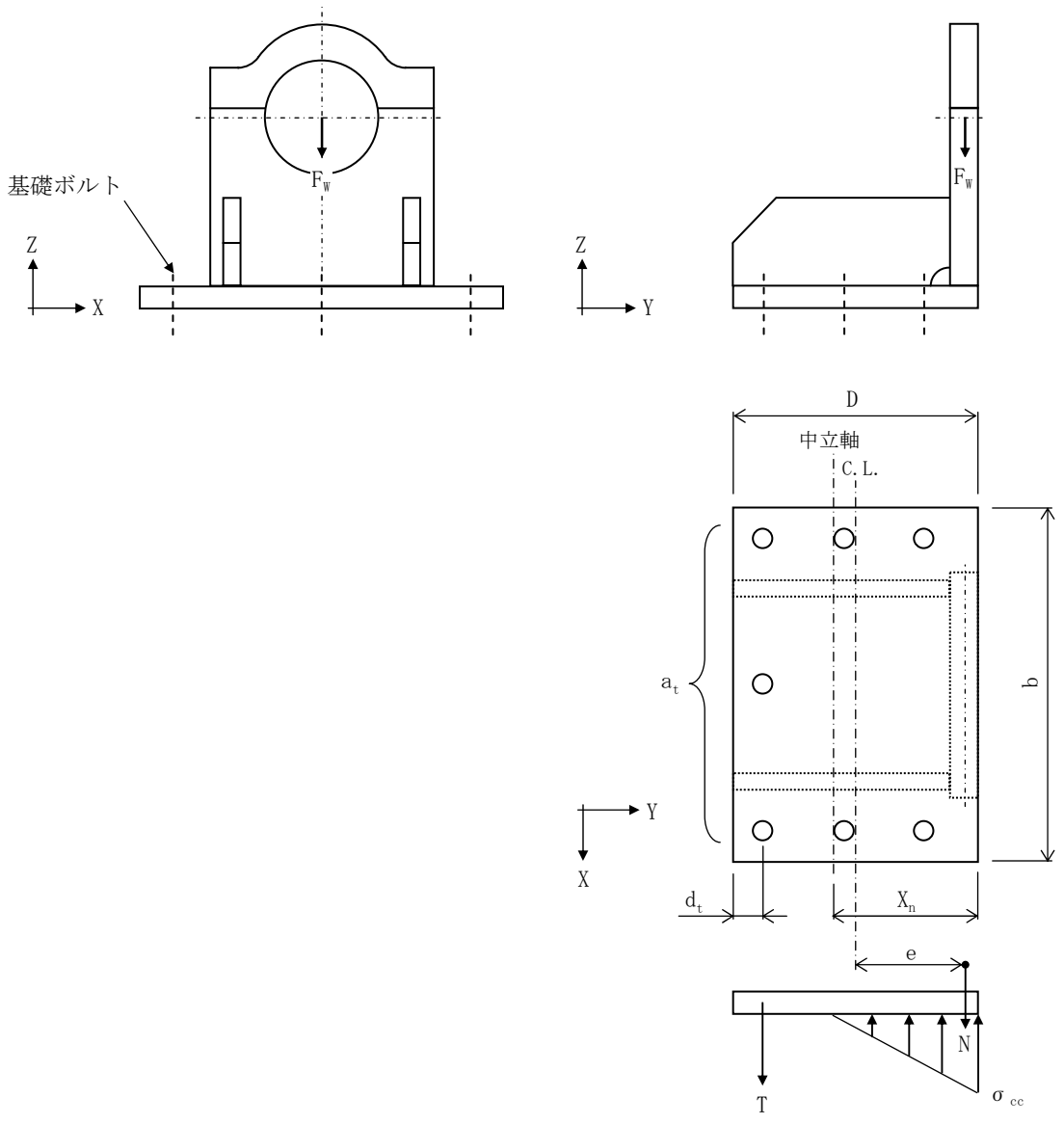



図 1.1-12 計算モデル図（設計事象Ⅰ，基礎ボルト）

③ 解析結果

表 1.1-11 に貯蔵時の評価結果を示す。

貯蔵時の輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台は許容応力を満足している。

表 1.1-11(1)　鋼製支持架台の評価（タイプＢ）

| 部　位 | | 応力の種類 | 計算値 | 許容応力 |
|---|---|---|---|---|
| 鋼製支持架台 | 評価断面① | 圧縮 | 10 N/mm$^2$ | 186 N/mm$^2$ |
| | 評価断面② | 圧縮 | 5 N/mm$^2$ | 187 N/mm$^2$ |
| | | 曲げ | 8 N/mm$^2$ | 188 N/mm$^2$ |
| | | 組合せ | 9 N/mm$^2$ | 188 N/mm$^2$ |
| | 評価断面③ | 曲げ | 68 N/mm$^2$ | 188 N/mm$^2$ |
| | | せん断 | 8 N/mm$^2$ | 108 N/mm$^2$ |
| | | 組合せ | 69 N/mm$^2$ | 188 N/mm$^2$ |
| 基礎ボルト | | 引張 | 20 N/mm$^2$ | 226 N/mm$^2$ |

表 1.1-11(2)　コンクリート支持架台の評価

| 項目 | | | 記号 | 単位 | ペデスタル | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | 長期 | | 短期 | |
| | | | | | NS方向 | EW方向 | NS方向 | EW方向 |
| 断面力 | 曲げモーメント | | Md | (kN･m) | 105 | 0 | 293 | 250 |
| | 軸力 | | Nd | (kN) | 355 | 355 | 355 | 355 |
| | せん断力 | | Vd | (kN) | 0 | 0 | 165 | 159 |
| 応力度 | コンクリート | 圧縮応力度 | σc | (N／mm$^2$) | 1.24 | 0.29 | 3.68 | 1.52 |
| | | 許容曲げ圧縮応力度 | σca | (N／mm$^2$) | 9.00 | 9.00 | 13.50 | 13.50 |
| | | σc／σca ≦ 1.0 | | | 0.14 | 0.03 | 0.27 | 0.11 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK |
| | 鉄筋 | 引張応力度 | σs | (N／mm$^2$) | 14 | 4 | 93 | 24 |
| | | 許容引張応力度 | σsa | (N／mm$^2$) | 196 | 196 | 294 | 294 |
| | | σs／σsa ≦ 1.0 | | | 0.07 | 0.02 | 0.32 | 0.08 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK |
| | せん断 | せん断応力度 | τ | (N／mm$^2$) | 0.000 | 0.000 | 0.202 | 0.180 |
| | | 許容せん断応力度 | τa | (N／mm$^2$) | 0.450 | 0.450 | 0.675 | 0.675 |
| | | τ／τa ≦ 1.0 | | | 0.00 | 0.00 | 0.30 | 0.27 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK |

1.2　コンクリートモジュールの構造強度

(1)　乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュール

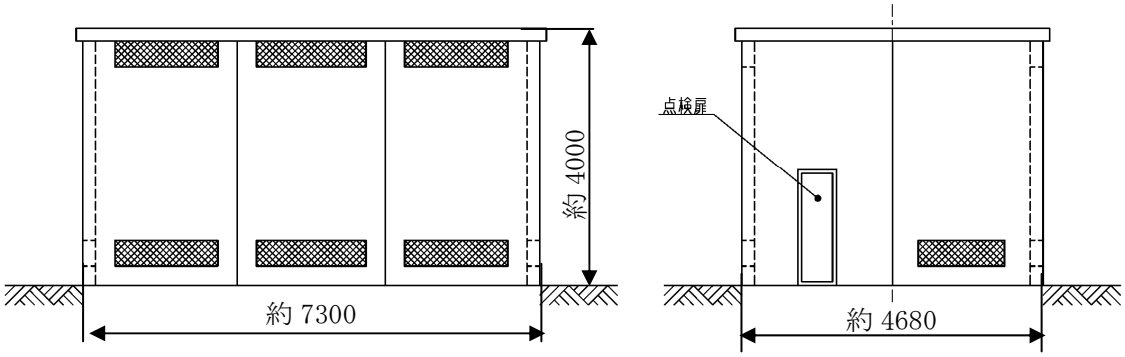
1)　評価方針

本設備で使用する乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールが，建築基準法に基づく規定を満たしていることを確認する。

2)　乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールの構成

コンクリートモジュールの概略図を図 1.2-1 に示す。

コンクリートモジュールは長辺側板 3 枚，短辺側板 2 枚，天板 3 枚のコンクリート製パネルで構成されている。それぞれのパネルは金物とボルトにより連結されている。




(単位:mm)

図 1.2-1　コンクリートモジュール概略図

3)　解析モデル

許容応力度設計及び各荷重に対する検討には 3 次元 FEM モデルを採用し，解析コードとして NASTRAN を用いる。

FEM モデルとして，コンクリートモジュールの PC 板（側板及び天板）及び接合部の金物は板厚一様な平板要素でモデル化する。PC 板と金物の接合部はボルト位置で同一変位とし，基礎とベースプレートの接合部はアンカーボルト位置で拘束する。解析モデルを図 1.2-2 に示す。

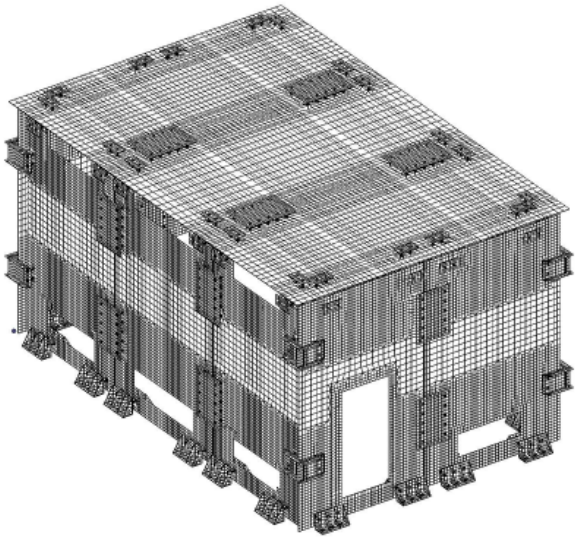


図 1.2-2　コンクリートモジュールの解析モデル

4)　許容応力度

許容応力度を以下のように定める。材料の許容応力度は建築基準法・同施行令に定める値とし，表 1.2-1 に示す。

表 1.2-1 鉄筋の許容応力度（N/mm²）

| 種類 | 長期 | | 短期 | |
|---|---|---|---|---|
| | 引張及び圧縮 | せん断補強 | 引張及び圧縮 | せん断補強 |
| SD295A 及び B | 195 | 195 | 295 | 295 |

5)　応力計算

①　応力評価点

応力評価点は SRSS 法により求められる各部材応力の中から最大応力となる部材を抽出して評価を行う。評価箇所は図 1.2-3 に示す箇所とする。

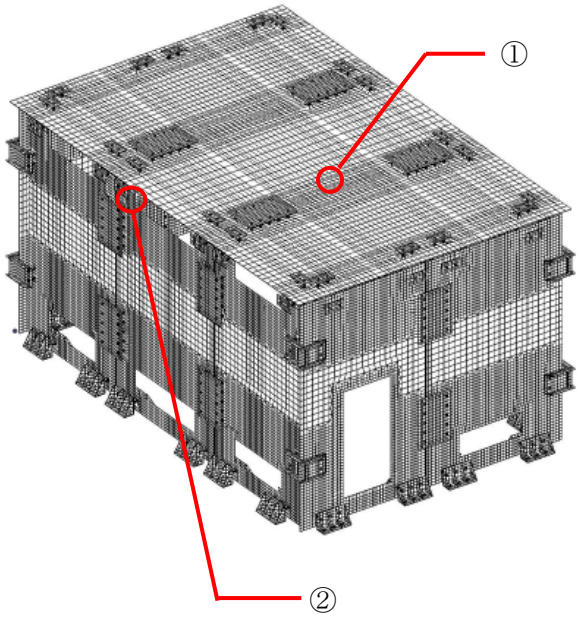



図 1.2-3 応力評価箇所

応力評価箇所名称

①　天板パネル

②　側板パネル

② 荷重条件

コンクリートモジュールの強度評価においては建築基準法施行令第 82 条より表 1.2-2 の荷重組合せに基づき評価を行う。なお，地震時の荷重に関しては 2.3(1)にて別途評価を行っており，基準地震動 Ss において倒壊しないことを確認している。また，積雪時，暴風時の荷重は地震時の荷重に包絡されることから，ここでは常時の荷重のみ評価する。

A．固定荷重

固定荷重は，鉄筋コンクリートで 24kN/m$^3$，鋼材で 77kN/m$^3$ とし算定する。また，コンクリートの厚さは 200mm とする。仕上げは 0N/m$^2$ とする。

B．積載荷重

積載荷重は 0 N/m$^2$ とする。

C．積雪荷重

建築基準法施行令第 86 条，平成 12 年建設省告示第 1455 号，福島県建築基準法施行細則より設定する。

D．風圧力

コンクリートモジュールに作用する風圧力は，建築基準法施行令第 87 条及び平成 12 年建設省告示第 1454 号により算定する。

表 1.2-2 荷重組合せ

| 力の種類 | 荷重及び外力について想定する状態 | 本設計 |
|---|---|---|
| 長期に生ずる力 | 常時 | G + P |
| 短期に生ずる力 | 積雪時※1 | G + P + S |
| | 暴風時※1 | G + P + W |
| | 地震時※2 | G + P + K |

ただし，G：固定荷重，P：積載荷重，S：積雪荷重，W：風圧力によって生ずる力，K：地震力

※1 積雪荷重と風圧力の荷重の組合せに関する構造強度の評価は，2.3(1)の耐震性の評価に包絡される。

※2 地震時の荷重の組合せに関する評価は，2.3(1)の耐震性の評価にて行う。

③　応力評価

A．天板パネル(①)　(図 1.2-4 参照)

天板 PC 板　t = 200，鉄筋：SD295A（L σ t = 195 N/mm$^2$）

D10@200（長辺方向 上筋，短辺方向 上下筋）D10：断面積 A = 71 mm$^2$

D13@200（長辺方向 下筋）　　D13：断面積 A = 127 mm$^2$

d = 150mm，j = 131mm

長期許容曲げモーメント（鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より）

$M_a = a_t \cdot f_t \cdot j$

$\Rightarrow \quad f_t = \dfrac{M_a}{a_t \cdot j}$　　$f_t$ を σ t，$M_a$ を $M_d$ に置き換え，鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 8270 Nmm/mm　→　1m 辺りに換算すると Md = 8.27kNm

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{8.27 \times 10^6}{127 \times 5 \times 131} = 99.5 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$f_t$ / $\sigma_t$ = 195 / 99.5 = 1.96　＞　1.0・・・OK

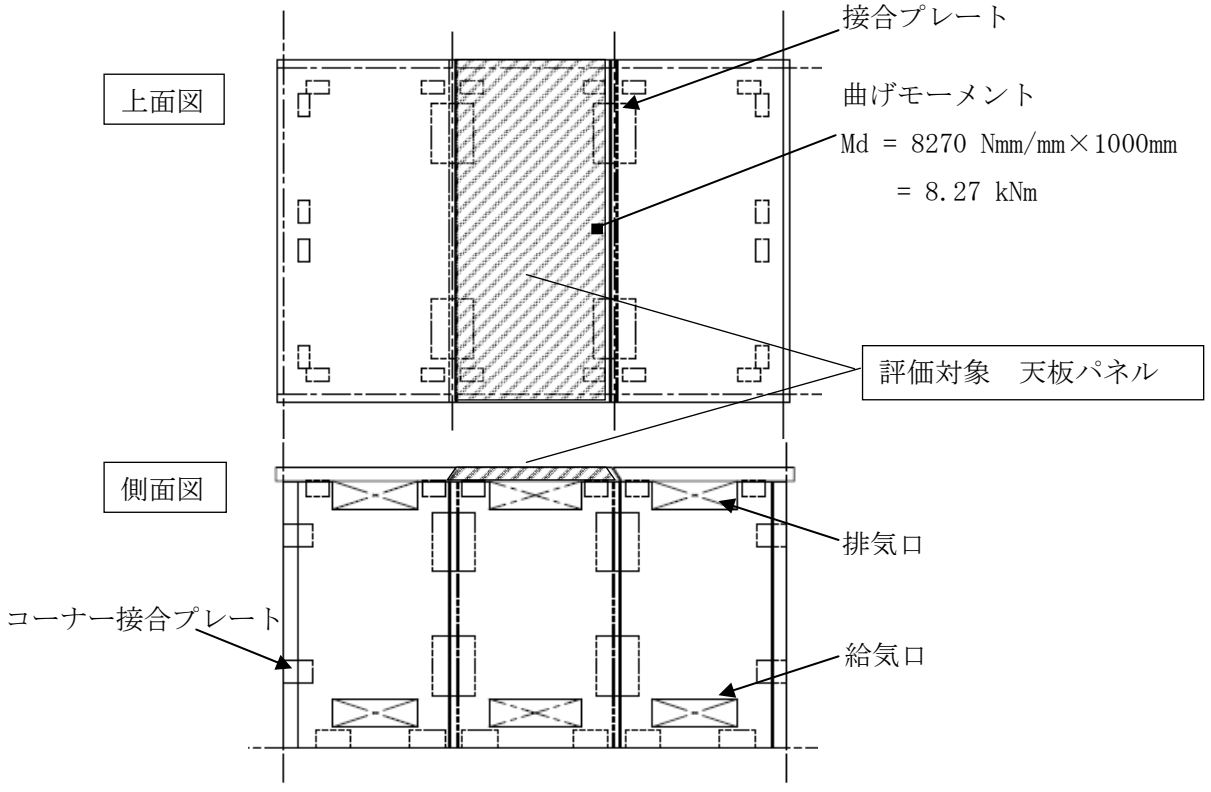



図 1.2-4　天板パネル

B．側板パネル(②) （図 1.2-5 参照）

側板 PC 版　t = 200，鉄筋：SD295A（L σ t = 195 N/mm$^2$）

D10@200（縦筋・横筋，内外共）D10：断面積 A = 71 mm$^2$

D13（開口部及び外周部の補強筋）D13：断面積 A = 127 mm$^2$

d = 150mm，j = 131mm

長期許容曲げモーメント（鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より）

$M_a = a_t \cdot f_t \cdot j$

⇒　$f_t = \dfrac{M_a}{a_t \cdot j}$　$f_t$ を σ t，$M_a$ を $M_d$ に置き換え，鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 7374 Nmm/mm　→　500mm 辺りに換算すると Md = 3.69 kNm

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{3.69 \times 10^6}{(127+71+127) \times 131} = 86.7 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$f_t$ / $\sigma_t$ = 195 / 86.7 = 2.25　＞　1.0・・・OK

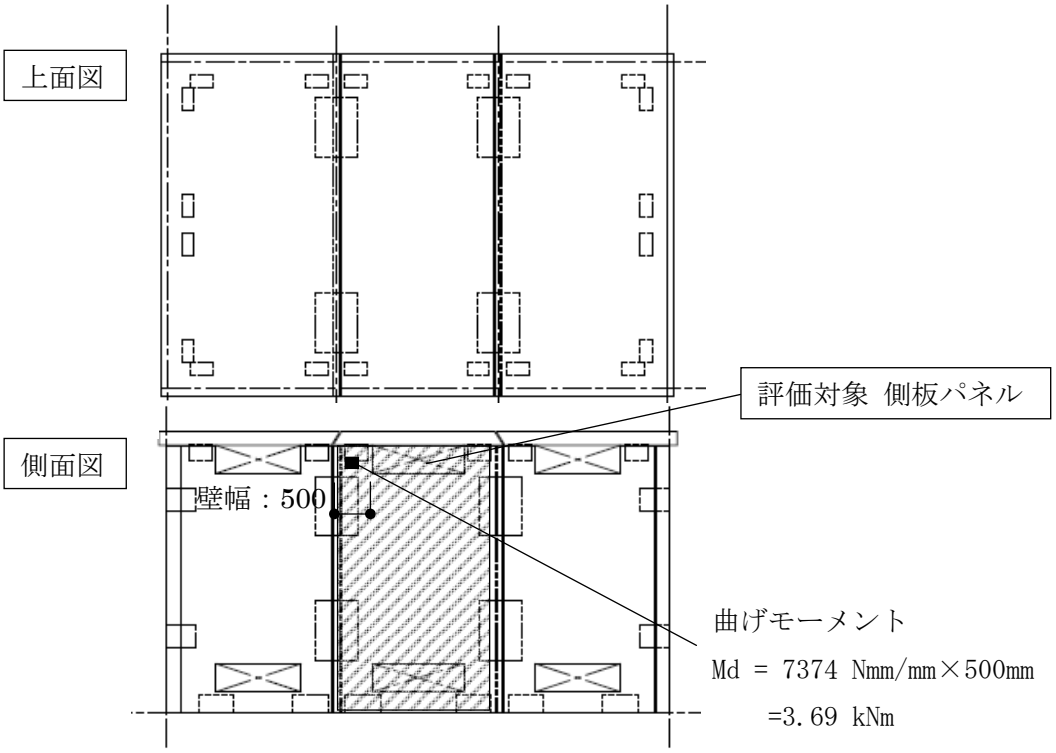



図 1.2-5　側板パネル

④ 評価結果

評価結果を表 1.2-3 に示す。

表 1.2-3 評価結果(N/mm²)

| | 項目 | 計算値 | 許容値 | 評価結果 |
|---|---|---|---|---|
| ① | 天板パネル | 99.5 | 195 | ＯＫ |
| ② | 側板パネル | 86.7 | 195 | ＯＫ |

以上よりコンクリートモジュールは建築基準法に基づく規定を満たしている。

(2)　輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュール

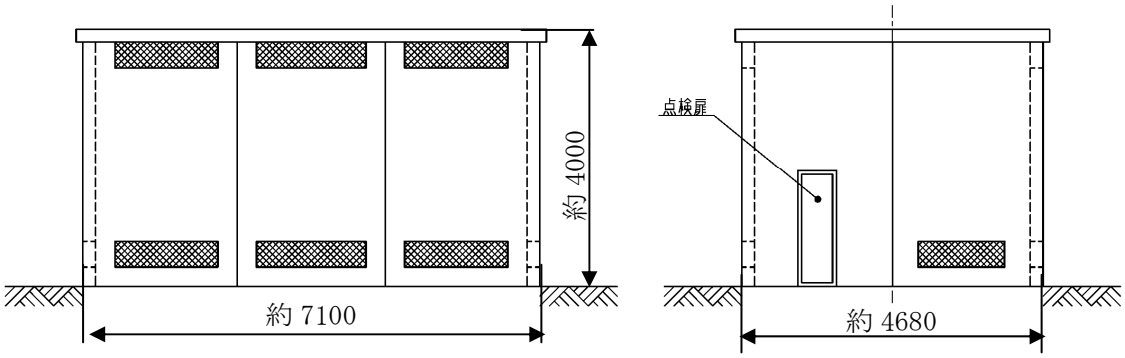
1)　評価方針

本設備で使用する輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュールが，建築基準法に基づく規定を満たしていることを確認する。

2)　輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュールの構成

コンクリートモジュールの概略図を図 1.2-6 に示す。

コンクリートモジュールは長辺側板 3 枚，短辺側板 2 枚，天板 3 枚のコンクリート製パネルで構成されている。それぞれのパネルは金物とボルトにより連結されている。




(単位:mm)

図 1.2-6　コンクリートモジュール概略図

3)　解析モデル

許容応力度設計及び各荷重に対する検討には 3 次元 FEM モデルを採用し，解析コードとして NASTRAN を用いる。

FEM モデルとして，コンクリートモジュールの PC 板（側板及び天板）及び接合部の金物は板厚一様な平板要素でモデル化する。PC 板と金物の接合部はボルト位置で同一変位とし，基礎とベースプレートの接合部はアンカーボルト位置で拘束する。解析モデルを図 1.2-7 に示す。

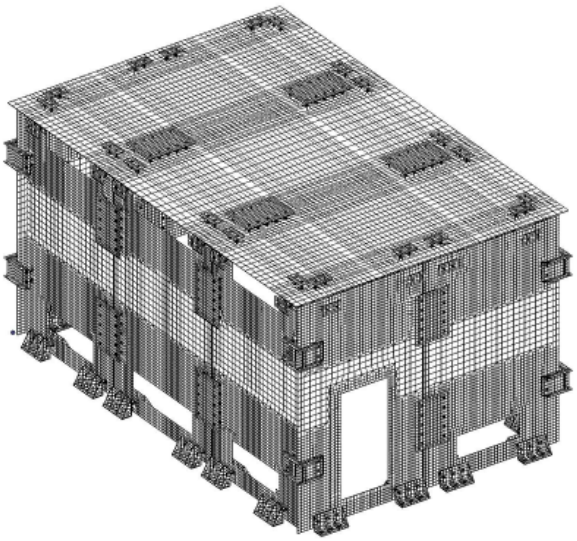


図 1.2-7　コンクリートモジュールの解析モデル

4)　許容応力度

許容応力度を以下のように定める。材料の許容応力度は建築基準法・同施行令に定める値とし，表 1.2-4 に示す。

表 1.2-4 鉄筋の許容応力度（N/mm²）

| 種類 | 長期 | | 短期 | |
|---|---|---|---|---|
| | 引張及び圧縮 | せん断補強 | 引張及び圧縮 | せん断補強 |
| SD295A 及び B | 195 | 195 | 295 | 295 |

5)　応力計算

①　応力評価点

応力評価点は SRSS 法により求められる各部材応力の中から最大応力となる部材を抽出して評価を行う。評価箇所は図 1.2-8 に示す箇所とする。

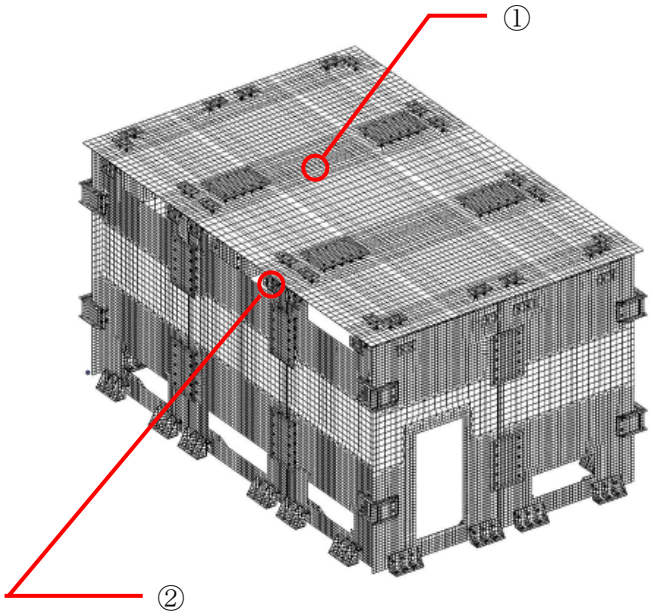



図 1.2-8 応力評価箇所

応力評価箇所名称

①　天板パネル

②　側板パネル

② 荷重条件

コンクリートモジュールの強度評価においては建築基準法施行令第 82 条より表 1.2-5 の荷重組合せに基づき評価を行う。なお，地震時の荷重に関しては 2.3 (2)にて別途評価を行っており，基準地震動 Ss において倒壊しないことを確認している。また，積雪時，暴風時の荷重は地震時の荷重に包絡されることから，ここでは常時の荷重のみ評価する。

A．固定荷重

固定荷重は，鉄筋コンクリートで 24kN/m$^3$，鋼材で 77kN/m$^3$ とし算定する。また，コンクリートの厚さは 200mm とする。仕上げは 0N/m$^2$ とする。

B．積載荷重

積載荷重は 0 N/m$^2$ とする。

C．積雪荷重

建築基準法施行令第 86 条，平成 12 年建設省告示第 1455 号，福島県建築基準法施行細則より設定する。

D．風圧力

コンクリートモジュールに作用する風圧力は，建築基準法施行令第 87 条及び平成 12 年建設省告示第 1454 号により算定する。

表 1.2-5 荷重組合せ

| 力の種類 | 荷重及び外力について想定する状態 | 本設計 |
|---|---|---|
| 長期に生ずる力 | 常時 | G + P |
| 短期に生ずる力 | 積雪時※1 | G + P + S |
| | 暴風時※1 | G + P + W |
| | 地震時※2 | G + P + K |

ただし，G：固定荷重，P：積載荷重，S：積雪荷重，W：風圧力によって生ずる力，K：地震力

※1 積雪荷重と風圧力の荷重の組合せに関する構造強度の評価は，2.3(2)の耐震性の評価に包絡される。

※2 地震時の荷重の組合せに関する評価は，2.3(2)の耐震性の評価にて行う。

③　応力評価

A．天板パネル(①)　(図 1.2-9 参照)

天板 PC 板　t = 200，鉄筋：SD295A（Lσt = 195 N/mm²）

D10@200（長辺方向 上筋，短辺方向 上下筋）D10：断面積 A = 71 mm²

D13@200（長辺方向 下筋）　　D13：断面積 A = 127 mm²

d = 150mm，j = 131mm

長期許容曲げモーメント（鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より）

$M_a = a_t \cdot f_t \cdot j$

$\Rightarrow \quad f_t = \dfrac{M_a}{a_t \cdot j}$　　$f_t$ をσt，$M_a$ を $M_d$ に置き換え，鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 8118Nmm/mm　→　1m 辺りに換算すると Md = 8.12kNm

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{8.12 \times 10^6}{127 \times 5 \times 131} = 97.7 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$f_t$ / $\sigma_t$ = 195 / 97.7 = 2.00　＞　1.0・・・OK

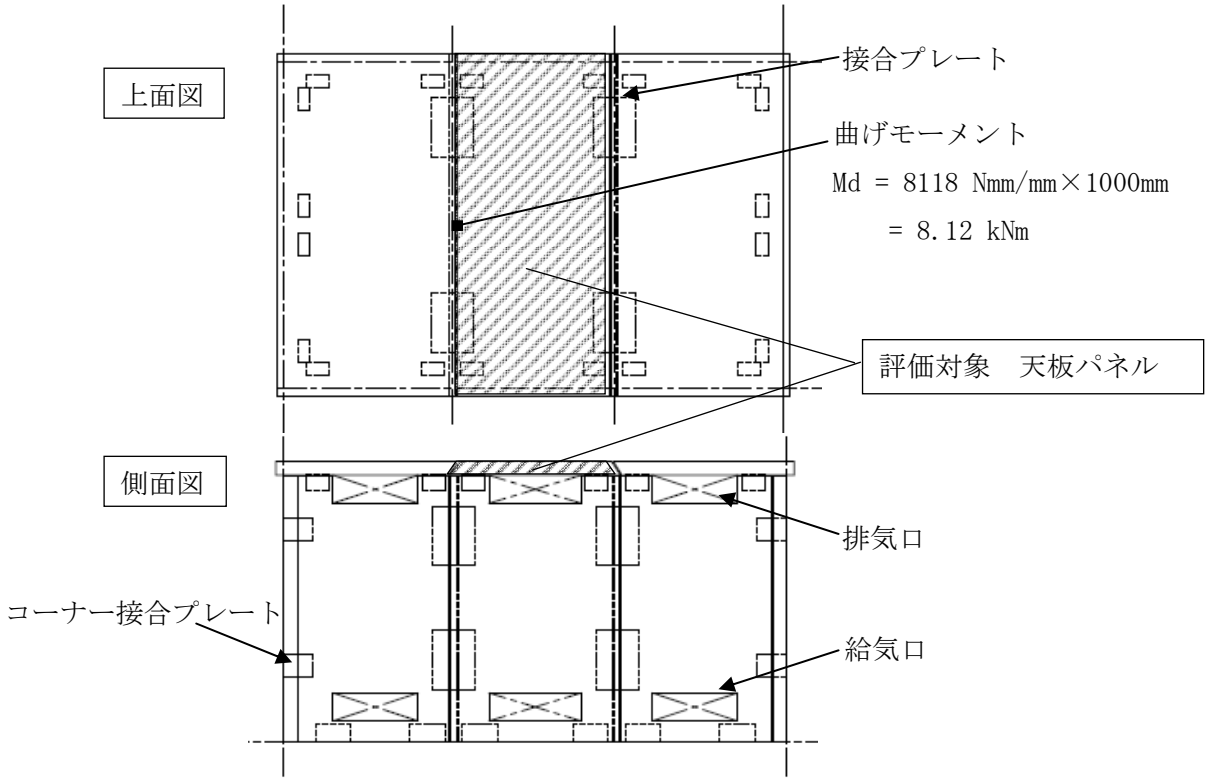



図 1.2-9　天板パネル

B．側板パネル(②) （図 1.2-10 参照）

側板 PC 版　t = 200，鉄筋：SD295A（Lσt = 195 N/mm$^2$）

D10@200（縦筋・横筋，内外共）D10：断面積 A = 71 mm$^2$

D13（開口部及び外周部の補強筋）D13：断面積 A = 127 mm$^2$

d = 150mm，j = 131mm

長期許容曲げモーメント（鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より）

$M_a = a_t \cdot f_t \cdot j$

$\Rightarrow \quad f_t = \dfrac{M_a}{a_t \cdot j}$　　$f_t$ をσt，$M_a$ を $M_d$ に置き換え，鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 7151 Nmm/mm　→　500mm 辺りに換算すると Md = 3.58 kNm

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{3.58 \times 10^6}{(127+71+127) \times 131} = 84.1 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$f_t$ / $\sigma_t$ = 195 / 84.1 = 2.32　＞　1.0・・・OK

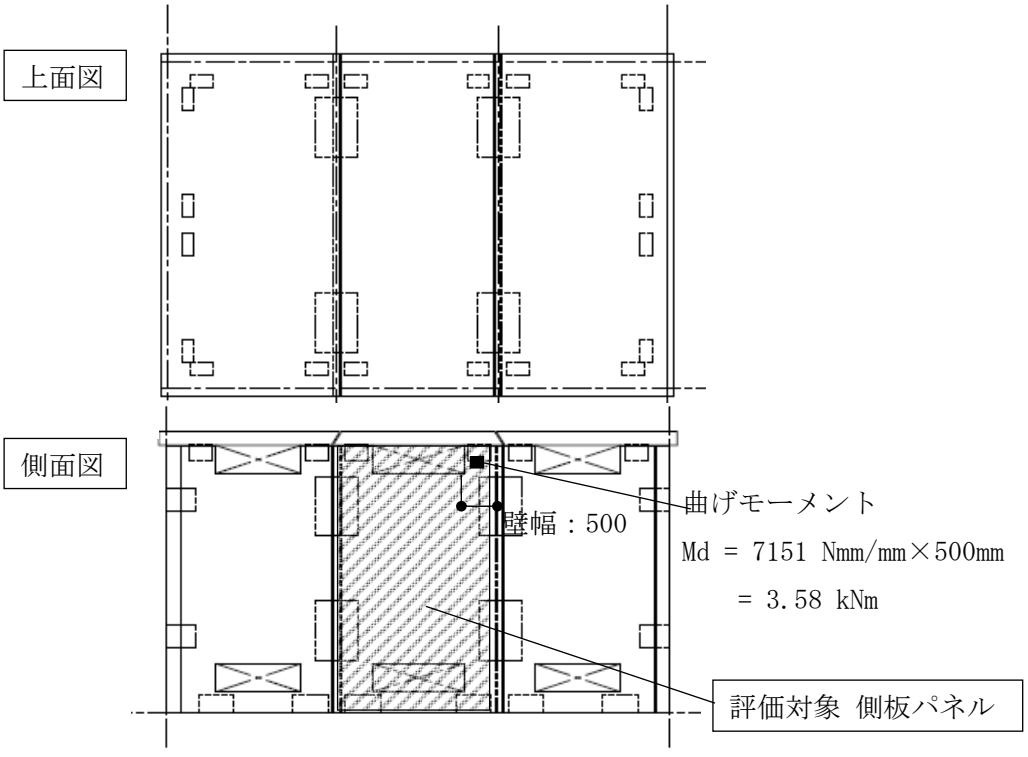



図 1.2-10　側板パネル

④ 評価結果

評価結果を表 1.2-6 に示す。

表 1.2-6 評価結果(N/mm²)

| | 項目 | 計算値 | 許容値 | 評価結果 |
|---|---|---|---|---|
| ① | 天板パネル | 97.7 | 195 | ＯＫ |
| ② | 側板パネル | 84.1 | 195 | ＯＫ |

以上よりコンクリートモジュールは建築基準法に基づく規定を満たしている。

1.3　クレーンの構造強度

(1) 評価方針

本設備で使用するクレーンの構造強度がクレーン構造規格(平成7年12月26日　労働省告示第134号)に基づく規定を満たしていることを確認する。

(2) 構造強度評価の概要

評価対象とするクレーンの主要仕様を表 1.3-1 に，概要図を図 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 クレーンの仕様

| 項　目 | 仕様 |
|---|---|
| 型　式 | 門形クレーン |
| 主巻定格 | 150ton |
| 補巻定格 | 20ton |
| スパン | 19m |

構造強度評価においては以下の荷重に関して考慮する。

垂直動荷重:定格荷重に吊具の質量を加えた荷重がクレーンに作用することによって生じる力。

垂直静荷重:クレーンを構成する部分のうち，垂直動荷重に含まれない部分の質量によって生じる力。

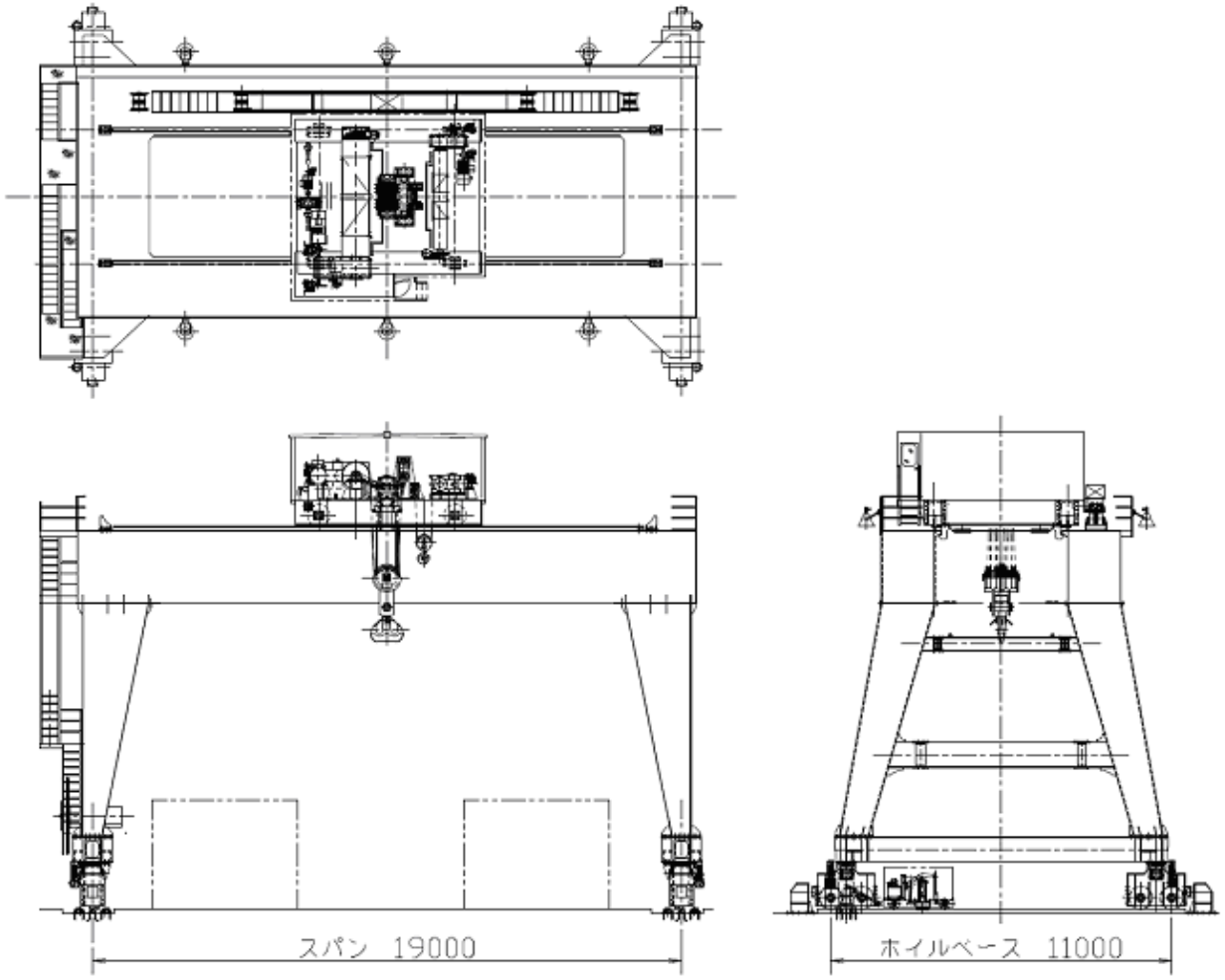
水平動荷重:クレーンの走行，横行，若しくは旋回に伴う慣性力，又は遠心力によって生じる力。

熱荷重:温度変化により部材の伸縮が妨げられることによって生ずる力。当該クレーンは熱伸縮を拘束する構造でないため，熱荷重は生じない。

風荷重:クレーンが風を受けることにより生ずる力。

地震荷重:垂直静荷重の二十パーセントに相当する水平荷重。

衝突荷重:クレーンが緩衝装置に衝突したときに生ずる力。




（単位：mm）

図 1.3-1 クレーン全体図

(3) クレーン各部の応力評価

1) 評価対象部位の形状

評価対象箇所を図 1.3-2 に示す。また評価対象部位の形状を図 1.3-3，4 に示す。

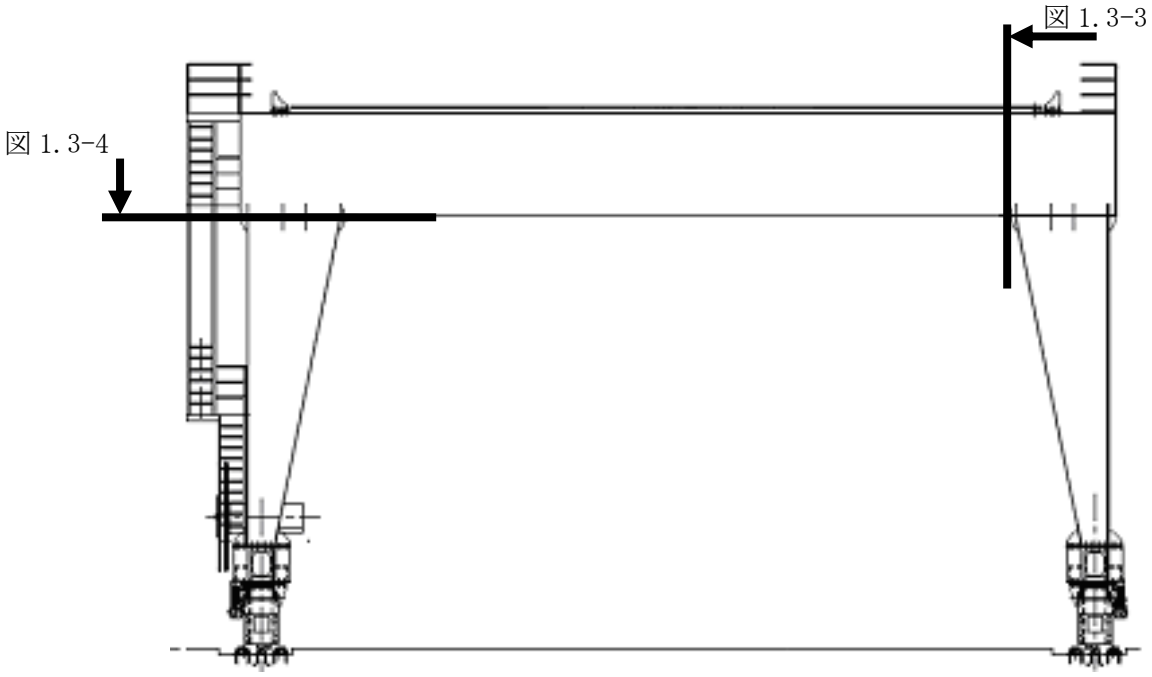
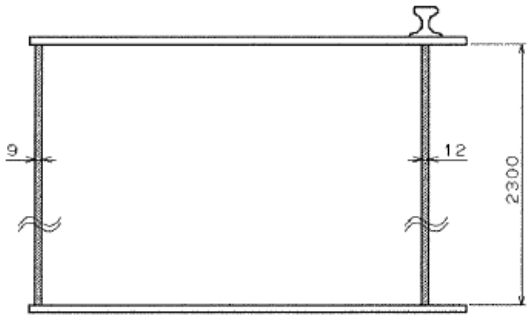
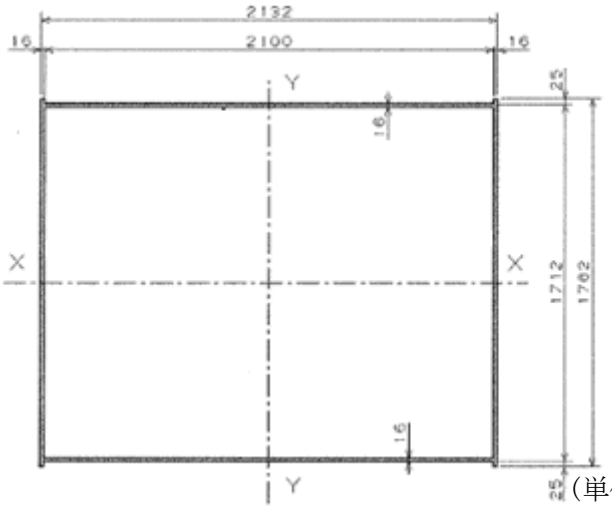



図 1.3-2 応力評価対象箇所




(単位:mm)

図 1.3-3 本体ガーダ端部




(単位:mm)

図 1.3-4 剛脚上部

2) 発生応力と許容応力

クレーン構造規格に基づき算出したクレーン各部に発生する応力と許容応力の比較を表1.3-2に示す。

表1.3-2 クレーン各部応力の評価結果

| | 材料 | 応力の組合せ[注1)] | 算出応力 ($N/mm^2$) | 許容応力 ($N/mm^2$) | 評価結果 |
|---|---|---|---|---|---|
| 本体ガーダ下部 | SM490A | 構造規格第11条1項第1号 | 69 | 182 | O.K. |
| | | 構造規格第11条1項第2号 | 70 | 209 | O.K. |
| | | 構造規格第11条1項第3号 | 62 | 236 | O.K. |
| | | 構造規格第11条1項第4号 | 58 | 236 | O.K. |
| | | 構造規格第11条1項第5号 | 28 | 236 | O.K. |
| 本体ガーダ上部 | SM490A | 構造規格第11条1項第1号 | 66 | 158 | O.K. |
| | | 構造規格第11条1項第2号 | 67 | 181 | O.K. |
| | | 構造規格第11条1項第3号 | 59 | 205 | O.K. |
| | | 構造規格第11条1項第4号 | 55 | 205 | O.K. |
| | | 構造規格第11条1項第5号 | 27 | 205 | O.K. |
| 剛脚 | SS400 | 構造規格第11条1項第1号 | 15 | 127 | O.K. |
| | | 構造規格第11条1項第2号 | 16 | 146 | O.K. |
| | | 構造規格第11条1項第3号 | 14 | 165 | O.K. |
| | | 構造規格第11条1項第4号 | 11 | 165 | O.K. |
| | | 構造規格第11条1項第5号 | 12 | 165 | O.K. |

注1:構造規格における応力の組合せは以下の通り。

第1号:衝撃係数及び作業係数を乗じた垂直動荷重，作業係数を乗じた垂直静荷重，作業係数を乗じた水平動荷重並びに熱荷重の組合せ

第2号:衝撃係数及び作業係数を乗じた垂直動荷重，作業係数を乗じた垂直静荷重，作業係数を乗じた水平動荷重，熱荷重並びにクレーンの作動時における風荷重の組合せ

第3号:垂直動荷重，垂直静荷重，熱荷重及び地震荷重の組合せ

第4号:垂直動荷重，垂直静荷重，熱荷重及び衝突荷重の組合せ

第5号:垂直静荷重，熱荷重及びクレーンの停止時における風荷重の組合せ

(4) 評価結果

以上から当該クレーンの構造強度はクレーン構造規格に基づく規定を満たしている。

## 1.4　コンクリート基礎の構造強度

### (1) 評価方針

長期及び短期荷重時のコンクリート基礎に対する要求性能は，キャスク支持架台に作用する力を支持するとともに，これを固定する固定ボルトの引抜き力が許容引抜き力を下回ること，及び，基礎の傾斜が許容傾斜量を下回ることである。ここでは，コンクリート基礎の構造強度評価を行い，基礎が要求性能を有していることを確認する。

評価の方法は，長期及び短期荷重時に対する梁モデルによる構造計算を行い，コンクリート基礎の応力度の照査，地盤改良体強度の照査，地盤の支持力度の照査を行うこととする。

(2)　評価方法の概要

1)　構造図面

図 1.4-1～図 1.4-4 にキャスク配置図，基礎構造図及び地盤改良断面図を示す。

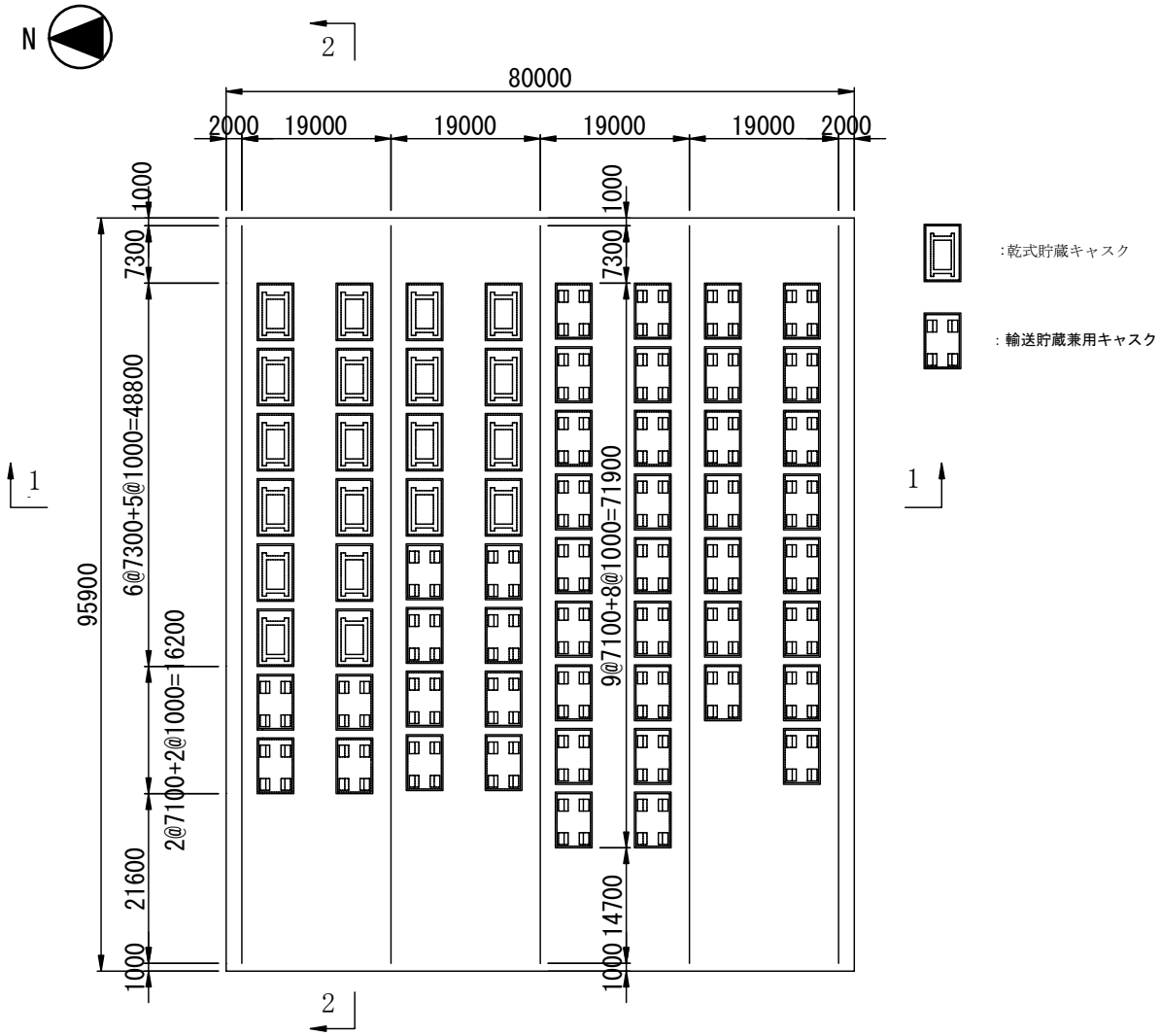



図 1.4-1　キャスク配置図（単位：mm）

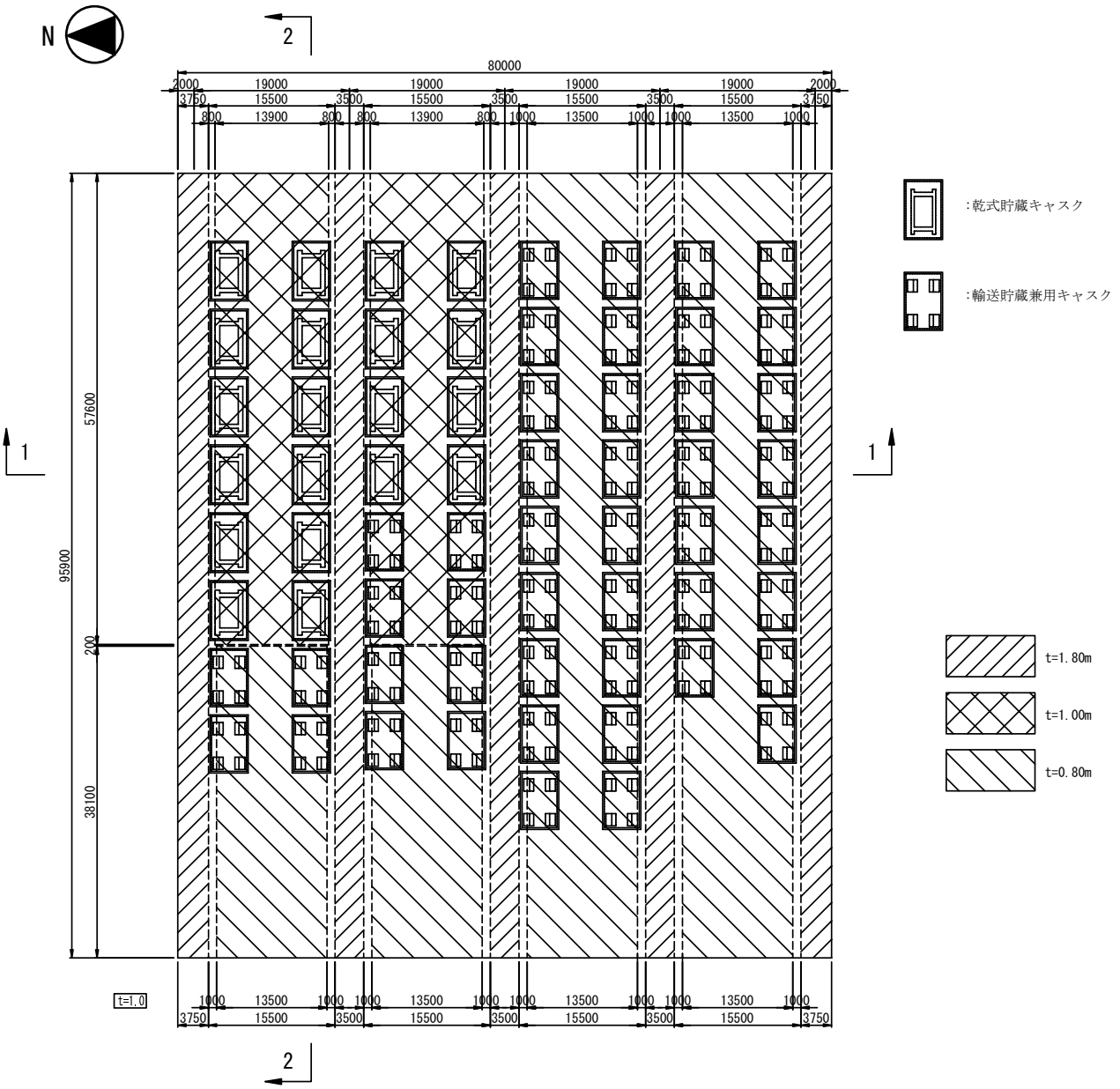
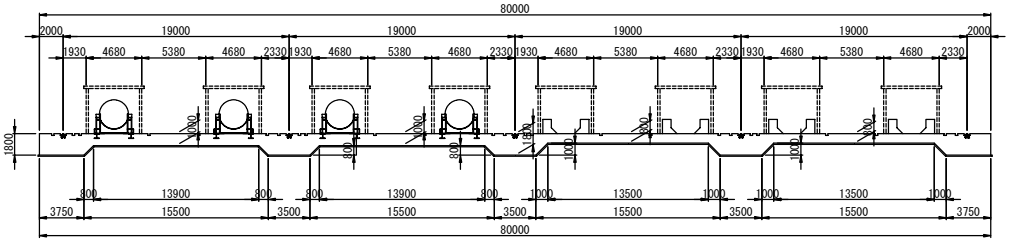



図 1.4-2　基礎平面図（単位：mm）

1-1 断面　(NS 方向)




2-2 断面　(EW 方向)

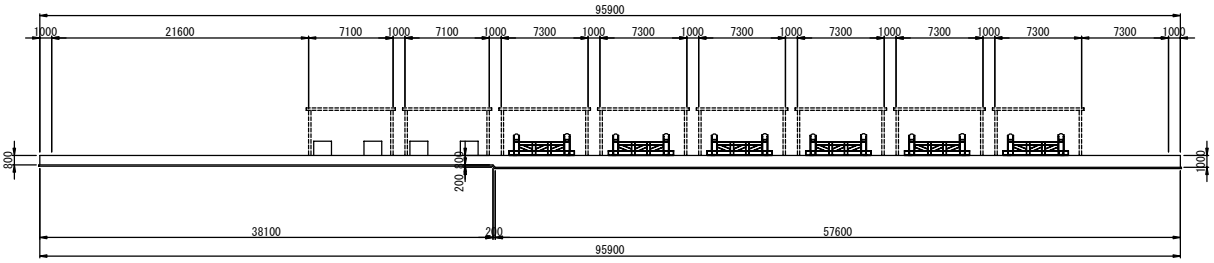
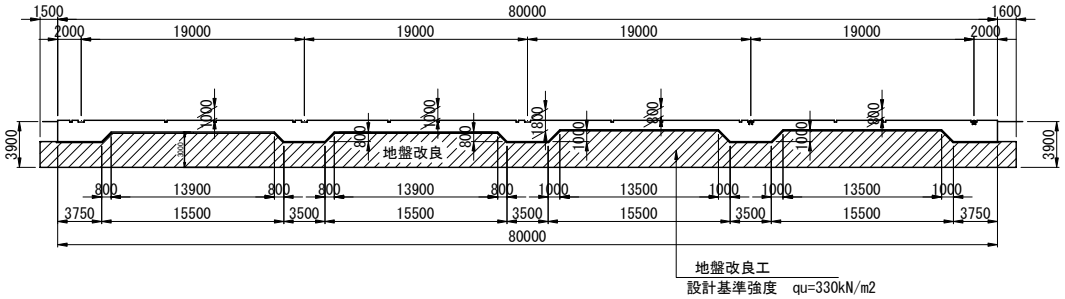



図 1.4-3　基礎断面図（単位：mm）

1-1 断面　(NS 方向)




2-2 断面　(EW 方向)

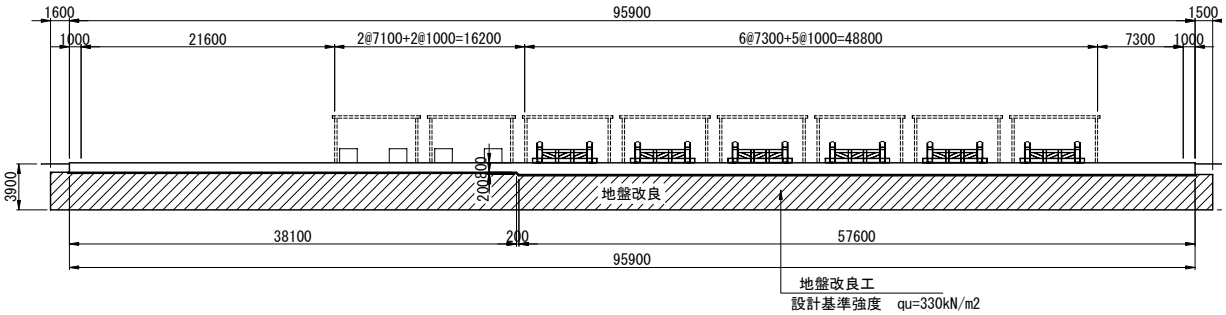



図 1.4-4　地盤改良断面図（単位：mm）

2)　検討フロー

コンクリート基礎の構造強度の検討フローを図 1.4-5 に示す。

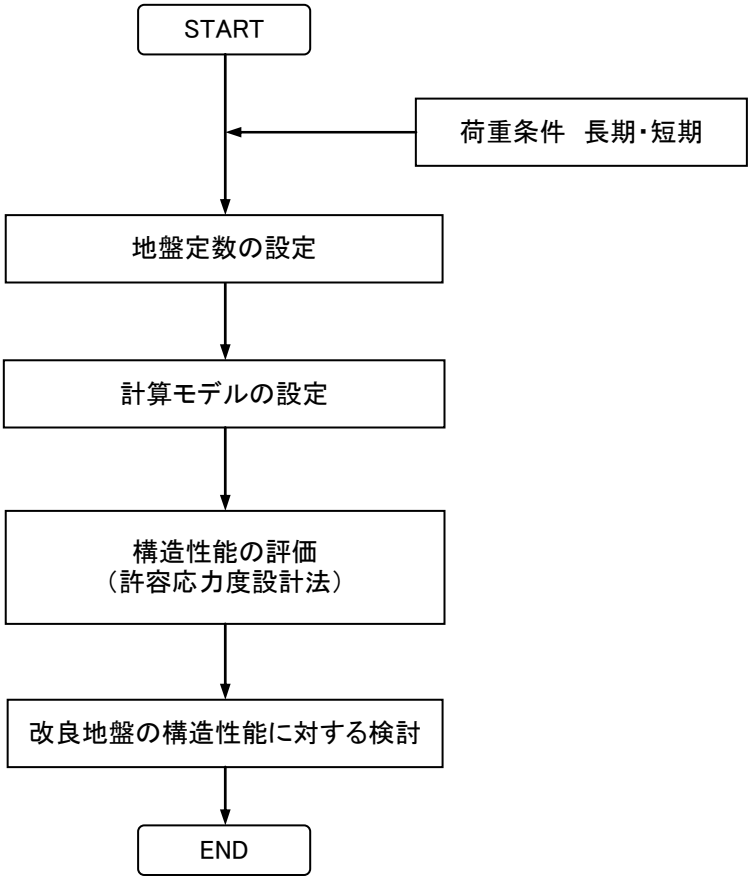



図 1.4-5　キャスク仮保管設備コンクリート基礎の構造強度の検討フロー

3)　準拠規準

コンクリート基礎の検討は，以下の法規及び規準類に準拠して行う。

① 原子力発電所耐震設計技術規程　JEAC4601-2008　（社）日本電気協会

② 乾式キャスクを用いる使用済み燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程
JEAC4616-2009　（社）日本電気協会

③ コンクリート標準示方書　設計編（2007）　（社）土木学会

④ コンクリート標準示方書　構造性能照査編（2002）　（社）土木学会

⑤ 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震設計に関する安全性照査マニュアル（1992）
（社）土木学会

⑥ 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（2005）
（社）土木学会

⑦ 道路橋示方書・同解説　Ⅰ共通編　Ⅳ下部構造編　（社）日本道路協会（平成 14 年）

⑧ 道路橋示方書・同解説　Ⅰ共通編　Ⅴ耐震設計編　（社）日本道路協会（平成 14 年）

4)　評価方法

構造強度の評価方法を表 1.4-1 に示す。

表 1.4 -1　構造強度の評価方法

| 評価対象 | 評価方法 | 準拠規準 |
|---|---|---|
| **鉄筋コンクリート** | コンクリート及び鉄筋の発生応力度が許容応力度を下回ることを確認する。 | ④ |
| **改良地盤** | 改良地盤に作用する地盤反力度，せん断応力度が，改良地盤の許容圧縮応力度，許容せん断応力度を下回ることを確認する。 | ② |
| **支持地盤** | 改良体下面に作用する地盤反力度が，許容地盤反力度を下回ることを確認する。 | ②及び⑦ |
| **基礎の沈下** | クレーンレール部基礎の沈下に伴うレールの傾斜が許容値を下回ることを確認する。 | － |

5)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び設計強度を表 1.4-2 及び表 1.4-3 に示す。

表 1.4-2　コンクリートの材料定数，許容応力度及び鉄筋の許容応力度

コンクリートの材料定数

| | 記号 | 単位 | |
|---|---|---|---|
| ヤング係数 | E | (N／mm$^2$) | 2.50×10$^4$ |
| 単位体積重量 | $\gamma$ | (kN／m$^3$) | 24.0 |

コンクリートの許容応力度

| | 記号 | 単位 | 長期 | 短期 |
|---|---|---|---|---|
| 設計基準強度 | $\sigma$ ck | (N／mm$^2$) | 24.00 | |
| 許容圧縮応力度 | $\sigma$ ca | (N／mm$^2$) | 9.00 | 13.50 |
| 許容せん断応力度 | $\tau$ a1 | (N／mm$^2$) | 0.450 | 0.675 |

鉄筋の許容応力度

| | 記号 | 単位 | 長期 | 短期 |
|---|---|---|---|---|
| 鋼材の種類 | | | SD345 | |
| 許容引張応力度 | $\sigma$ sa | (N／mm$^2$) | 196 | 294 |
| 鉄筋径 | | | D13～D32 | |

表 1.4-3　改良地盤，支持地盤の物性値，許容応力度並びにクレーンレールの許容傾斜量

改良地盤の物性値、許容応力度

| | 記号 | 単位 | 長期 | 短期 |
|---|---|---|---|---|
| 変形係数 | E | (kN／m$^2$) | 32900 | |
| 許容圧縮応力度 | fsc | (kN／m$^2$) | 110 | 220 |
| 許容せん断応力度 | fss | (kN／m$^2$) | 22 | 44 |

支持地盤の許容支持力度

| | 記号 | 単位 | 長期 | 短期 |
|---|---|---|---|---|
| 許容支持力度 | qa | (kN／m$^2$) | 666 | 531 |

クレーンの許容傾斜量

| | 記号 | 単位 | 長期 | 短期 |
|---|---|---|---|---|
| 許容傾斜量 | i | － | 1／800 | － |

※「鋼構造設計規準－許容応力度設計法－，2005 改定，(社) 日本建築学会」より

(3)本設備の設計荷重とコンクリート基礎のモデル化

1)　設計荷重

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

コンクリート基礎自重による鉛直方向の荷重で，基礎及びペデスタルの鉛直荷重を対象とする。表 1.4-4 に鉛直荷重を示す。

表 1.4-4　鉛直荷重

| | | 奥行き方向幅 (m) | 部材高 (m) | 鉛直荷重 (kN／m) |
|---|---|---|---|---|
| レール支持梁(EW方向) | レール部スラブ | 3.50 | 1.80 | 151 |
| NS方向スラブ | レール部スラブ | 8.30 | 1.80 | 359 |
| | キャスク部スラブ | 8.30 | 1.00 | 199 |
| | キャスク部スラブ | 8.30 | 0.80 | 159 |
| | ペデスタル | 1.50×0.72×1.185 | | 70 |
| EW方向スラブ | キャスク部スラブ | 5.17 | 1.00 | 132 |
| | キャスク部スラブ | 5.17 | 0.80 | 111 |
| | ペデスタル | 1.50×0.72×1.185 | | 70 |

注)ペデスタルの鉛直荷重は2脚当りを示す。

・クレーン荷重(CL)

クレーンによる荷重を表 1.4-5 に示す。

表 1.4-5　クレーン荷重

（1輪当り）

| | 状態 | フック寄り | 走行車輪荷重 | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 走行給電側 | | | 反走行給電側 | | |
| | | | 鉛直方向 (UD方向) (kN) | 横行方向 (NS方向) (kN) | 走行方向 (EW方向) (kN) | 鉛直方向 (UD方向) (kN) | 横行方向 (NS方向) (kN) | 走行方向 (EW方向) (kN) |
| 長期 | 定格荷重(150t) | 走行給電側 | 622 | 62 | 93 | 262 | 26 | 39 |
| 短期 | 定格荷重(150t) | 走行給電側 | 743 | 86 | 86 | 142 | 17 | 17 |

注)基礎天端の荷重を示す。

・キャスク荷重(CAL)

キャスクによる荷重を表 1.4-6 に示す。

表 1.4-6　キャスク荷重

貯蔵キャスク　　1基当たり

| | 項目 | 単位 | 長期 | 短期 |
|---|---|---|---|---|
| NS方向 | 鉛直力 | (kN) | 1280 | 1280 |
| | 水平力 | (kN) | 0 | 307 |
| | モーメント | (kN･m) | 0 | 453 |
| EW方向 | 鉛直力 | (kN) | 1280 | 1280 |
| | 水平力 | (kN) | 0 | 307 |
| | モーメント | (kN･m) | 88 | 540 |

輸送貯蔵兼用キャスク　　1脚当たり

| | | | 長期 | 短期 |
|---|---|---|---|---|
| NS方向 | 鉛直力 | (kN) | 320 | 320 |
| | 水平力 | (kN) | 0 | 154 |
| | モーメント | (kN･m) | 105 | 105 |
| EW方向 | 鉛直力 | (kN) | 320 | 320 |
| | 水平力 | (kN) | 0 | 148 |
| | モーメント | (kN･m) | 0 | 69 |

・モジュール荷重(MJL)

モジュールによる荷重を表 1.4-7 に示す。

表 1.4-7　モジュール荷重

貯蔵キャスク　　1基当たり

| | 記号 | 単位 | NS方向 | EW方向 |
|---|---|---|---|---|
| 長期 | V | (kN) | 576 | 576 |
| | H | (kN) | 0 | 0 |
| 短期 | V | (kN) | 576 | 576 |
| | H | (kN) | −138 | 138 |

輸送貯蔵兼用キャスク　　1基当たり

| | 記号 | 単位 | NS方向 | EW方向 |
|---|---|---|---|---|
| 長期 | V | (kN) | 565 | 566 |
| | H | (kN) | 0 | 0 |
| 短期 | V | (kN) | 565 | 565 |
| | H | (kN) | −136 | 136 |

・地震荷重(K)

コンクリート基礎の短期荷重における設計震度は，一般産業施設（原子力施設の耐震設計上の重要度分類におけるＣクラス相当）として，準拠規準①より以下の値とする。

$K_H = 0.3$

なお，鉛直震度は考慮しない。

〔参考〕準拠規準①より抜粋

**5.3.1 設計用地震力**

屋外重要土木構造物に用いる設計用地震力は，以下に示す２つの地震力とする。

① 構造物の基本設計に用いる静的地震力

屋外重要土木構造物の基本設計に用いる静的水平地震力は，以下に示す設計水平震度（$K_H$）によることを原則とする。

**表 5.3.1-1 設計震度**

| 地　盤　の　種　類 | $K_H$ |
|---|---|
| 原子炉建屋基礎地盤とほぼ同等の地盤 | 0.2 |
| 原子炉建屋基礎地盤より軟質で震度の増幅が予想される地盤 | 0.3 |

② 構造物の詳細設計に用いる地震動

屋外重要土木構造物の詳細設計に用いる地震動は，基準地震動Ｓs（水平方向地震動及び鉛直方向地震動）に基づくものとする。

・風荷重(WL)

コンクリート基礎に対しては，風荷重は考慮しない（コンクリート基礎が扁平な形状であり大部分が地中構造物のため)。

・積雪荷重（SL)

短期事象では地震時が支配的であることから，積雪時の検討は省略する。

2)　コンクリート基礎のモデル化

コンクリート基礎は梁バネモデルにより解析する。検討モデルは荷重と基礎形状の特性により，表 1.4-8 に示す３タイプについてモデル化する。

表 1.4-8　検討タイプ

| 検討タイプ | 考慮する設備荷重 | 形状特性 |
|---|---|---|
| レール支持梁(EW方向) | クレーン | 幅3.5m，厚1.8mの一定形状 |
| NS方向基礎 | キャスク、クレーン、モジュール | 厚1.8m，1.0m，0.8m |
| EW方向基礎 | キャスク、モジュール | 厚1.0m，0.8m |

３タイプの検討位置を図 1.4-6 に，解析モデルを表 1.4-9 に示す。

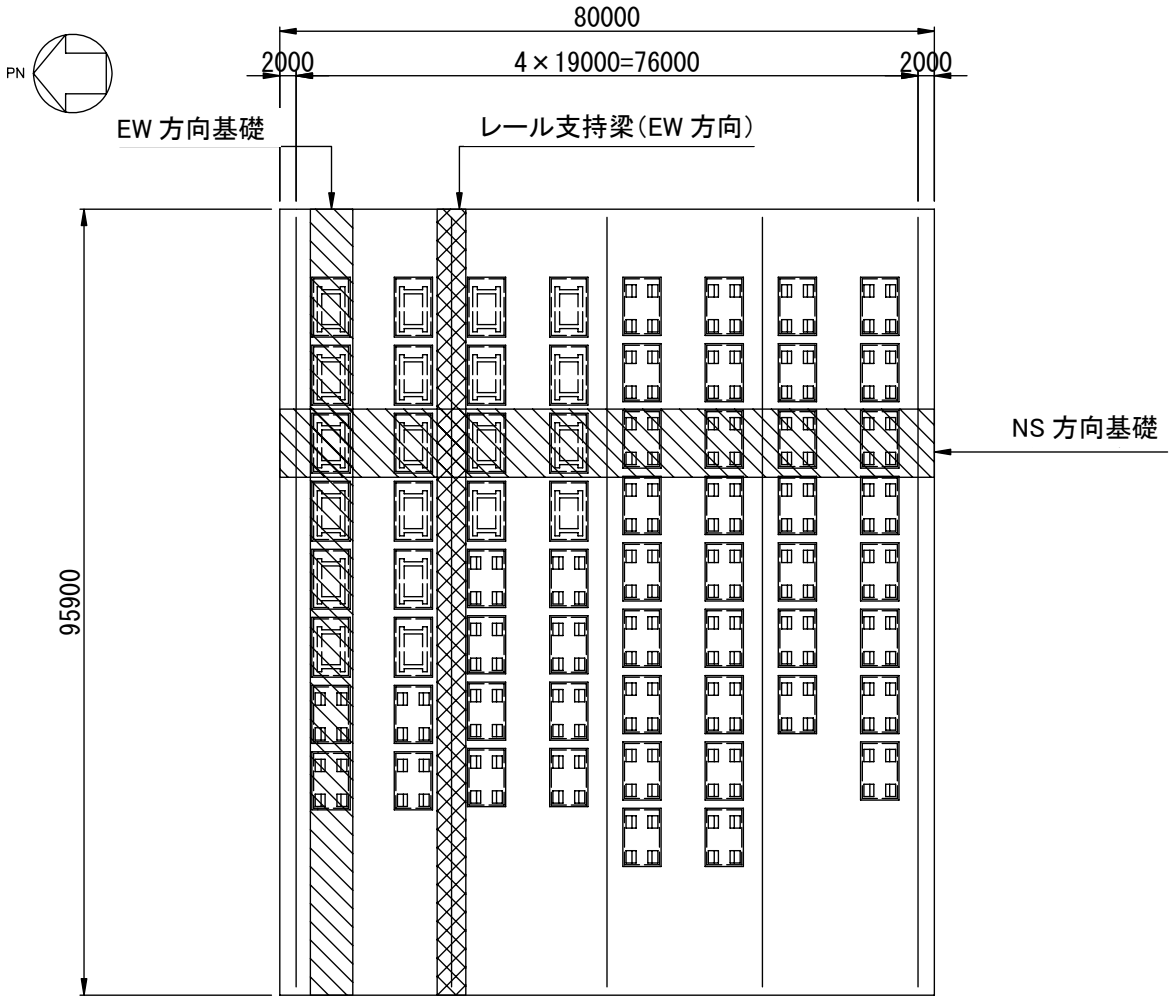
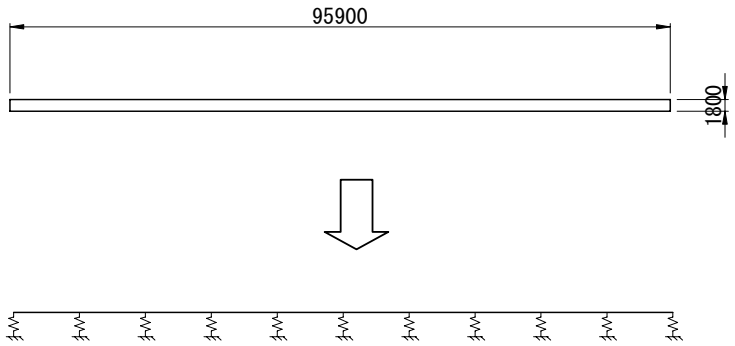
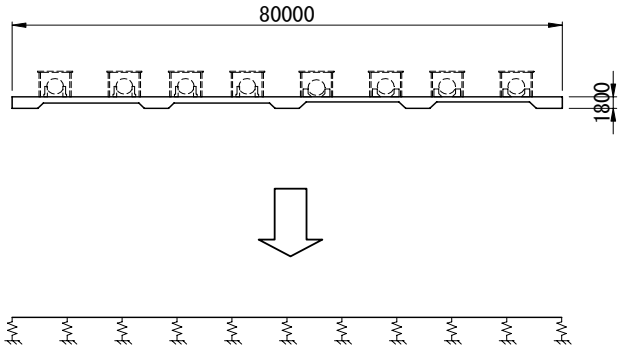
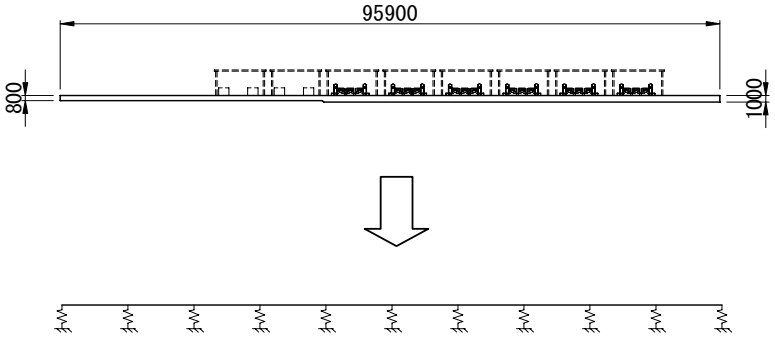



図 1.4-6　検討モデル（単位：mm）

表 1.4-9　検討タイプの形状とモデル図

| | |
|---|---|
| レール支持梁 |  |
| NS方向基礎 |  |
| EW方向基礎 |  |

(単位:mm)

3) 荷重の組合せ

荷重組合せを表 1.4-10 に示す。

表 1.4-10　コンクリート基礎の荷重組合せ

レール支持梁(EW方向)

| 想定する状態 | 許容応力度 | 荷重組合せ内容 |
|---|---|---|
| 常時 | 長期 | VL＋CL |
| 地震時 | 短期 | VL＋CL＋K(EW) |

NS方向基礎

| 想定する状態 | 許容応力度 | 荷重組合せ内容 |
|---|---|---|
| 常時 | 長期 | VL＋CL＋CAL＋MJL |
| 地震時 | 短期 | VL＋CL＋CAL＋MJL＋K(NS) |

EW方向基礎

| 想定する状態 | 許容応力度 | 荷重組合せ内容 |
|---|---|---|
| 常時 | 長期 | VL＋CAL＋MJL |
| 地震時 | 短期 | VL＋CAL＋MJL＋K(EW) |

4) クレーン及びキャスク・モジュールの載荷ケース

載荷ケース別のクレーン及びキャスク･モジュールの載荷位置を表 1.4-11～1.4-14 に示す。

表 1.4-11　クレーンの載荷位置　（レール支持梁（EW 方向））

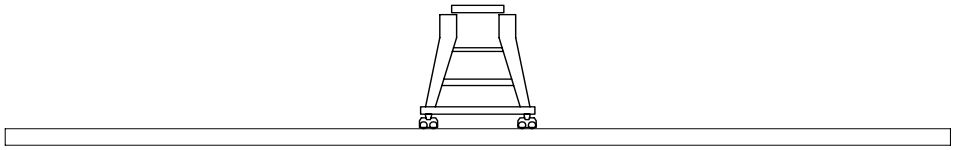
| | |
|---|---|
| クレーン 1 |  |
| クレーン 2 |  |
| クレーン 3 |  |
| クレーン 4 |  |
| クレーン 5 |  |

表 1.4-12　クレーンの載荷位置　(NS 方向基礎)

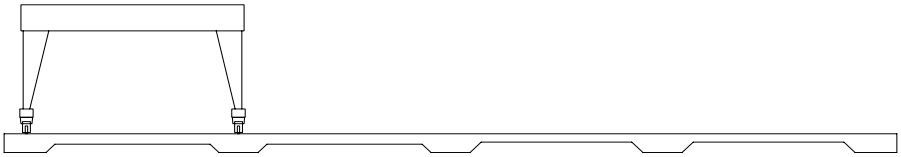
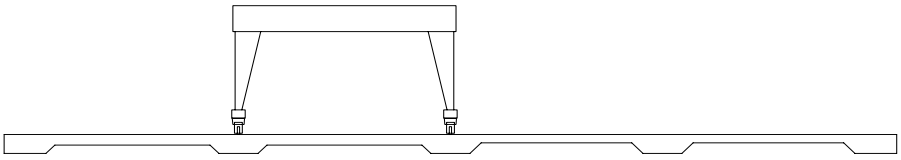
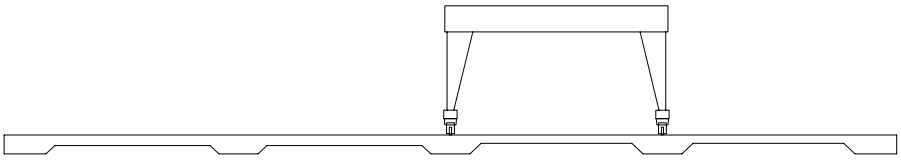
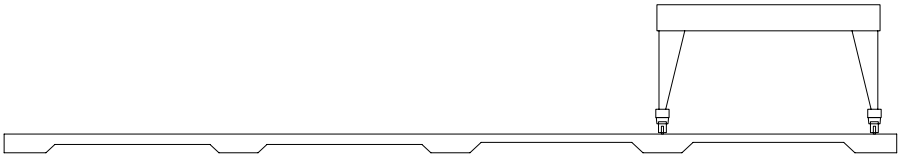
| | |
|---|---|
| クレーン 1 |  |
| クレーン 2 |  |
| クレーン 3 |  |
| クレーン 4 |  |

表 1.4-13　キャスク及びモジュールの載荷位置　(NS 方向基礎)

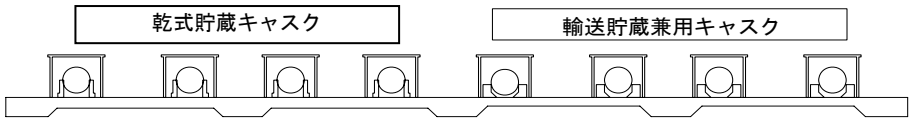
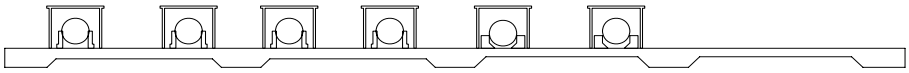
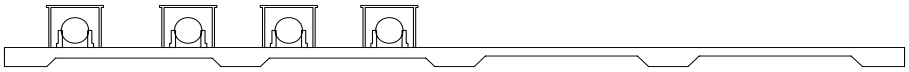
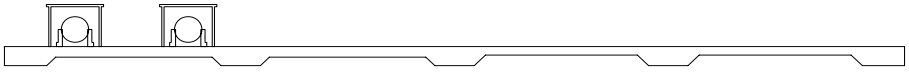
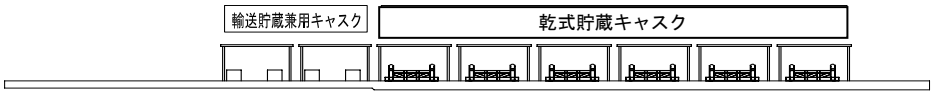
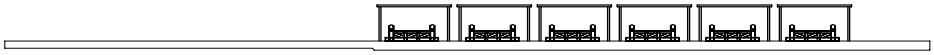
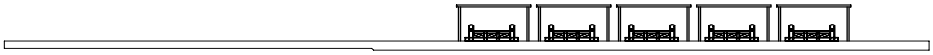
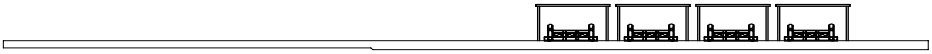
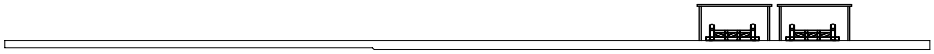
| | |
|---|---|
| キャスク・モジュール 1 |  |
| キャスク・モジュール 2 |  |
| キャスク・モジュール 3 |  |
| キャスク・モジュール 4 |  |
| キャスク・モジュール 5 |  |

表 1.4-14　キャスク及びモジュールの載荷位置　(EW 方向基礎)

| | |
|---|---|
| キャスク<br>モジュール1 |  |
| キャスク<br>モジュール2 |  |
| キャスク<br>モジュール3 |  |
| キャスク<br>モジュール4 |  |
| キャスク<br>モジュール5 |  |
| キャスク<br>モジュール6 |  |
| キャスク<br>モジュール7 |  |

5) 載荷ケースの組合せ

クレーン及びキャスク・モジュールの載荷ケースの組合せを表 1.4-15～表 1.4-17 に示す。

表 1.4-15 載荷ケースの組合せ（レール支持梁（EW 方向））

| | 組合せケース | クレーン | キャスク・モジュール |
|---|---|---|---|
| 長期 | ケース 1 | クレーン 1 | － |
| | ケース 2 | クレーン 2 | － |
| | ケース 3 | クレーン 3 | － |
| | ケース 4 | クレーン 4 | － |
| | ケース 5 | クレーン 5 | － |
| 短期 | ケース 6 | クレーン 1 | － |
| | ケース 7 | クレーン 2 | － |
| | ケース 8 | クレーン 3 | － |
| | ケース 9 | クレーン 4 | － |
| | ケース 10 | クレーン 5 | － |

表 1.4-16 載荷ケースの組合せ（NS 方向基礎）

| | 組合せケース | クレーン | キャスク・モジュール | |
|---|---|---|---|---|
| 長期 | ケース 1 | クレーン 1 | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基 |
| | ケース 2 | | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| | ケース 3 | | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| | ケース 4 | | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| | ケース 5 | | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスクなし |
| | ケース 6 | クレーン 2 | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基 |
| | ケース 7 | | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| | ケース 8 | | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| | ケース 9 | | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| | ケース 10 | | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスクなし |
| | ケース 11 | クレーン 3 | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基 |
| | ケース 12 | | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| | ケース 13 | | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| | ケース 14 | | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| | ケース 15 | | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスクなし |
| | ケース 16 | クレーン 4 | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基 |
| | ケース 17 | | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| | ケース 18 | | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| | ケース 19 | | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| | ケース 20 | | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスクなし |
| 短期 | ケース 21 | クレーン 1 | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基 |
| | ケース 22 | | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| | ケース 23 | | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| | ケース 24 | | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| | ケース 25 | | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスクなし |
| | ケース 26 | クレーン 2 | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基 |
| | ケース 27 | | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| | ケース 28 | | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| | ケース 29 | | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| | ケース 30 | | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスクなし |
| | ケース 31 | クレーン 3 | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基 |
| | ケース 32 | | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| | ケース 33 | | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| | ケース 34 | | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| | ケース 35 | | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスクなし |
| | ケース 36 | クレーン 4 | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基 |
| | ケース 37 | | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| | ケース 38 | | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| | ケース 39 | | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| | ケース 40 | | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスクなし |

表 1.4-17　載荷ケースの組合せ（EW 方向基礎）

| | 組合せケース | クレーン | キャスク・モジュール | |
|---|---|---|---|---|
| 長期 | ケース 1 | － | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 6 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| | ケース 2 | － | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 6 基 |
| | ケース 3 | － | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 5 基 |
| | ケース 4 | － | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| | ケース 5 | － | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスク 3 基 |
| | ケース 6 | － | キャスク・モジュール 6 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| | ケース 7 | － | キャスク・モジュール 7 | 乾式貯蔵キャスク 1 基 |
| 短期 | ケース 8 | － | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 6 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| | ケース 9 | － | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 6 基 |
| | ケース 10 | － | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 5 基 |
| | ケース 11 | － | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| | ケース 12 | － | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスク 3 基 |
| | ケース 13 | － | キャスク・モジュール 6 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| | ケース 14 | － | キャスク・モジュール 7 | 乾式貯蔵キャスク 1 基 |

6)　設計断面力

検討タイプ別に，全ての組合せケースの最大値（負の値は最小値）を抽出し，設計断面力とする。

7)　荷重図

代表例として，検討タイプ別に下側鉄筋の決定ケースとなった組合せケースの荷重図を図 1.4-7～図 1.4-9 に示す。

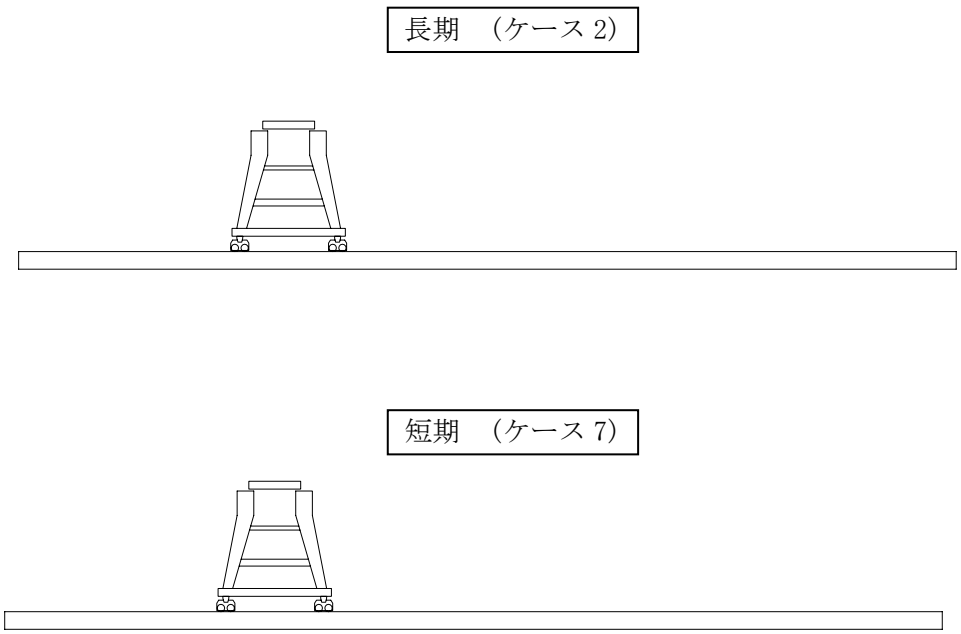
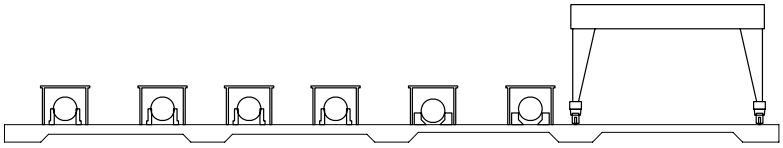



図 1.4-7　荷重図　（レール支持梁（EW 方向））

長期　（ケース 17）



短期　（ケース 37）

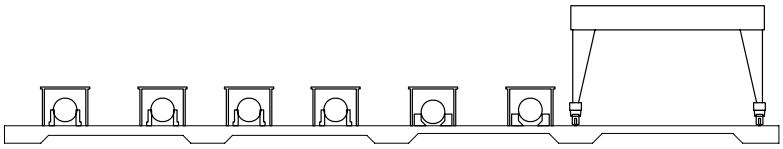
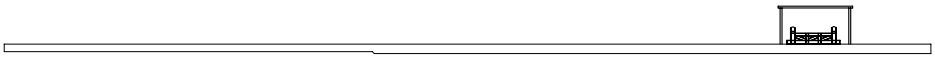


図 1.4-8　荷重図　　(NS 方向基礎)

長期　（ケース 7）



短期　（ケース 8）

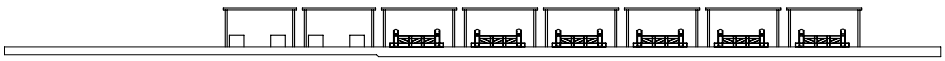


図 1.4-9　荷重図　　(EW 方向基礎)

(4)　構造強度の評価

構造強度の評価は次式に示すように応力度が許容応力度を下回ることを確認する。

曲げ応力度の照査

$$\sigma c \leqq \sigma ca$$
$$\sigma s \leqq \sigma sa$$

ここに，

$\sigma c$：　コンクリートの曲げ圧縮応力度　$(N/mm^2)$

$\sigma ca$：　コンクリートの許容曲げ圧縮応力度　$(N/mm^2)$

$\sigma s$：　鉄筋の引張応力度　$(N/mm^2)$

$\sigma sa$：　鉄筋の許容引張応力度　$(N/mm^2)$

せん断応力度の照査

$$\tau \leqq \tau a$$

ここに，

$\tau$：　コンクリートのせん断応力度　$(N/mm^2)$

$\tau a$：　コンクリートの許容せん断応力度　$(N/mm^2)$

断面検討結果を表 1.4-18～表 1.4-20 に示す。

断面検討の結果，応力度が許容応力度以下であることを確認した。

表 1.4-18　断面検討結果（レール支持梁（EW 方向））

| 項目 | | | 記号 | 単位 | レール支持梁 |
|---|---|---|---|---|---|
| 部材 | 部材幅 | | b | (mm) | 3500 |
| | 部材高 | | h | (mm) | 1800 |
| 鉄筋 | 1段目 | 位置 | d | (mm) | 525 |
| | | 鉄筋 | | | D25 |
| | | 本数 | | (本) | 24.00 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 121.61 |
| | 2段目 | 位置 | d | (mm) | 866 |
| | | 鉄筋 | | | D25 |
| | | 本数 | | (本) | 6.00 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 30.40 |
| | 3段目 | 位置 | d | (mm) | 1658 |
| | | 鉄筋 | | | D32 |
| | | 本数 | | (本) | 24.00 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 190.61 |
| | せん断 | 鉄筋 | | | D22 |
| | | ピッチ | | (mm) | ー |
| | | 鉄筋本数 | | (本) | 4.000 |
| | | 配置間隔 | $S_S$ | (mm) | 450 |

| | 引張鉄筋 | 項目 | 記号 | 単位 | 長期 | 短期 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計断面力 | 上側 | 決定ケース | | | ケース5 | ケース10 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN･m) | −1838 | −1409 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | −142 | −131 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 7 | 9 |
| | 下側 | 決定ケース | | | ケース2 | ケース7 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN･m) | 3175 | 2777 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | 47 | 43 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 169 | 162 |
| | せん断力最大 | 決定ケース | | | ケース2 | ケース8 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 748 | 814 |

| 引張鉄筋 | 項目 | | 記号 | 単位 | 長期 | 短期 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 上側 | コンクリート | 圧縮応力度 | σc | ($N/mm^2$) | 2.43 | 1.87 |
| | | 許容曲げ圧縮応力度 | σca | ($N/mm^2$) | 9.00 | 13.50 |
| | | σc／σca ≦ 1.0 | | | 0.27 | 0.14 |
| | | 判定 | | | OK | OK |
| | 鉄筋 | 引張応力度 | σs | ($N/mm^2$) | 123 | 95 |
| | | 許容引張応力度 | σsa | ($N/mm^2$) | 196 | 294 |
| | | σs／σsa ≦ 1.0 | | | 0.63 | 0.32 |
| | | 判定 | | | OK | OK |
| 下側 | コンクリート | 圧縮応力度 | σc | ($N/mm^2$) | 3.10 | 2.71 |
| | | 許容曲げ圧縮応力度 | σca | ($N/mm^2$) | 9.00 | 13.50 |
| | | σc／σca ≦ 1.0 | | | 0.34 | 0.20 |
| | | 判定 | | | OK | OK |
| | 鉄筋 | 引張応力度 | σs | ($N/mm^2$) | 109 | 95 |
| | | 許容引張応力度 | σsa | ($N/mm^2$) | 196 | 294 |
| | | σs／σsa ≦ 1.0 | | | 0.56 | 0.32 |
| | | 判定 | | | OK | OK |
| せん断 | | 引張応力度 | τ | ($N/mm^2$) | 0.147 | 0.160 |
| | | 許容引張応力度 | τa | ($N/mm^2$) | 0.450 | 0.675 |
| | | τ／τa ≦ 1.0 | | | 0.33 | 0.24 |
| | | 判定 | | | OK | OK |

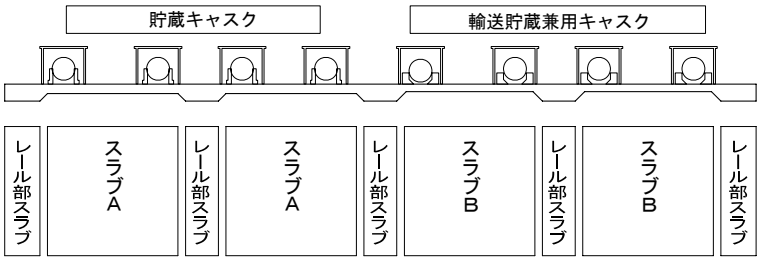



図 1.4-10　NS 方向基礎検討位置図

表 1.4-19　断面検討結果（NS 方向基礎）

| 項目 | | | 記号 | 単位 | レール部スラブ | スラブA | スラブB |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 部材 | 部材幅 | | b | (mm) | 4380 | 7280 | 5760 |
| | 部材高 | | h | (mm) | 1650 | 850 | 650 |
| 鉄筋 | 1段目 ※ | 位置 | d | (mm) | 350 | 350 | 100 |
| | | 鉄筋 | | | D25 | D25 | D25 |
| | | 本数 | | (本) | 58.000 | 48.000 | 38.000 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 293.89 | 243.22 | 192.55 |
| | 2段目 | 位置 | d | (mm) | 1540 | 740 | 540 |
| | | 鉄筋 | | | D32 | D25 | D32 |
| | | 本数 | | (本) | 29.000 | 48.000 | 38.000 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 230.32 | 243.22 | 301.80 |
| | せん断 | 鉄筋 | | | D16 | D16 | D16 |
| | | ピッチ | | (mm) | 600 | 600 | 600 |
| | | 鉄筋本数 | | (本) | 13.833 | 13.833 | 13.833 |
| | | 配置間隔 | $S_s$ | (mm) | 900 | 600 | 600 |

| | 引張鉄筋 | 項目 | 記号 | 単位 | 長期 | | | 短期 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | レール部スラブ | スラブA | スラブB | レール部スラブ | スラブA | スラブB |
| 設計断面力 | 上側 | 決定ケース | | | ケース 5 | ケース 7 | ケース11 | ケース34 | ケース27 | ケース31 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN･m) | -934 | -1501 | -1338 | -187 | -1388 | -1070 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | -116 | -56 | -16 | -695 | -466 | -117 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 643 | 45 | 28 | 268 | 74 | 78 |
| | 下側 | 決定ケース | | | ケース18 | ケース13 | ケース17 | ケース34 | ケース33 | ケース37 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN･m) | 3570 | 2622 | 2471 | 3573 | 2216 | 1931 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | 128 | 80 | 119 | -391 | -516 | -486 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 633 | 406 | 988 | 752 | 1151 | 1016 |
| | せん断力最大 | 決定ケース | | | ケース 9 | ケース 7 | ケース16 | ケース31 | ケース33 | ケース36 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 913 | 1167 | 1047 | 926 | 1151 | 1053 |

| 引張鉄筋位置 | 項目 | | 記号 | 単位 | 長期 | | | 短期 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | レール部スラブ | スラブA | スラブB | レール部スラブ | スラブA | スラブB |
| 上側 | コンクリート | 圧縮応力度 | σc | ($N/mm^2$) | 0.73 | 4.74 | 4.30 | 0.00 | 4.50 | 3.43 |
| | | 許容曲げ圧縮応力度 | σca | ($N/mm^2$) | 9.00 | 9.00 | 9.00 | 13.50 | 13.50 | 13.50 |
| | | σc／σca ≦ 1.0 | | | 0.08 | 0.53 | 0.48 | 0.00 | 0.33 | 0.25 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK | OK | OK |
| | 鉄筋 | 引張応力度 | σs | ($N/mm^2$) | 29 | 144 | 145 | 39 | 146 | 119 |
| | | 許容引張応力度 | σsa | ($N/mm^2$) | 196 | 196 | 196 | 294 | 294 | 294 |
| | | σs／σsa ≦ 1.0 | | | 0.15 | 0.73 | 0.74 | 0.13 | 0.50 | 0.40 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK | OK | OK |
| 下側 | コンクリート | 圧縮応力度 | σc | ($N/mm^2$) | 2.86 | 4.98 | 7.21 | 2.68 | 4.17 | 5.53 |
| | | 許容曲げ圧縮応力度 | σca | ($N/mm^2$) | 9.00 | 9.00 | 9.00 | 13.50 | 13.50 | 13.50 |
| | | σc／σca ≦ 1.0 | | | 0.32 | 0.55 | 0.80 | 0.20 | 0.31 | 0.41 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK | OK | OK |
| | 鉄筋 | 引張応力度 | σs | ($N/mm^2$) | 106 | 149 | 174 | 119 | 136 | 146 |
| | | 許容引張応力度 | σsa | ($N/mm^2$) | 196 | 196 | 196 | 294 | 294 | 294 |
| | | σs／σsa ≦ 1.0 | | | 0.54 | 0.76 | 0.89 | 0.40 | 0.46 | 0.50 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK | OK | OK |
| せん断 | | せん断応力度 | τ | ($N/mm^2$) | 0.082 | 0.217 | 0.267 | 0.083 | 0.214 | 0.268 |
| | | 許容せん断応力度 | τa | ($N/mm^2$) | 0.450 | 0.450 | 0.450 | 0.675 | 0.675 | 0.675 |
| | | τ／τa ≦ 1.0 | | | 0.18 | 0.48 | 0.59 | 0.12 | 0.32 | 0.40 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK | OK | OK |

※　1段目の鉄筋量は長期上引張が最も厳しくなる部材における値を示す。

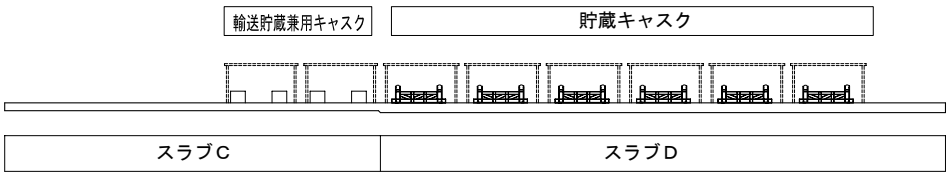



図 1.4-11　EW 方向基礎検討位置図

表 1.4-20　断面検討結果（EW 方向基礎）

| 項目 | | | 記号 | 単位 | スラブC | スラブD |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 部材 | 部材幅 | | b | (mm) | 4.003 | 4.504 |
| | 部材高 | | h | (mm) | 800 | 1000 |
| 鉄筋 | 1段目 | 位置 | d | (mm) | 275 | 525 |
| | | 鉄筋 | | | D25 | D25 |
| | | 本数 | | (本) | 24.000 | 30.000 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 121.61 | 152.01 |
| | 2段目 | 位置 | d | (mm) | 661 | 866 |
| | | 鉄筋 | | | D25 | D22 |
| | | 本数 | | (本) | 26.000 | 30.000 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 131.74 | 116.13 |
| | せん断 | 鉄筋 | | | D16 | D16 |
| | | ピッチ | | (mm) | 600 | 600 |
| | | 鉄筋本数 | | (本) | 8.617 | 8.617 |
| | | 配置間隔 | $S_S$ | (mm) | 600 | 600 |

| | 引張鉄筋 | 項目 | 記号 | 単位 | 長期 | | 短期 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | スラブC | スラブD | スラブC | スラブD |
| 設計断面力 | 上側 | 決定ケース | | | ケース 1 | ケース 5 | ケース9 | ケース11 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN･m) | −730 | −1000 | −453 | −674 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | 0 | 0 | −979 | −947 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 5 | 2 | 13 | 4 |
| | 下側 | 決定ケース | | | ケース 1 | ケース 7 | ケース8 | ケース14 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN･m) | 907 | 1930 | 927 | 1524 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | 3 | 2 | −562 | −100 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 468 | 39 | 450 | 5 |
| | せん断力最大 | 決定ケース | | | ケース 1 | ケース 7 | ケース8 | ケース14 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 619 | 564 | 685 | 474 |

| 引張鉄筋位置 | 項目 | | 記号 | 単位 | 長期 | | 短期 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | スラブC | スラブD | スラブC | スラブD |
| 上側 | コンクリート | 圧縮応力度 | σc | ($N/mm^2$) | 4.19 | 5.85 | 2.88 | 4.92 |
| | | 許容曲げ圧縮応力度 | σca | ($N/mm^2$) | 9.00 | 9.00 | 13.50 | 13.50 |
| | | σc／σca ≦ 1.0 | | | 0.47 | 0.65 | 0.21 | 0.36 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK |
| | 鉄筋 | 引張応力度 | σs | ($N/mm^2$) | 130 | 160 | 136 | 171 |
| | | 許容引張応力度 | σsa | ($N/mm^2$) | 196 | 196 | 294 | 294 |
| | | σs／σsa ≦ 1.0 | | | 0.66 | 0.82 | 0.46 | 0.58 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK |
| 下側 | コンクリート | 圧縮応力度 | σc | ($N/mm^2$) | 3.75 | 4.88 | 3.79 | 3.85 |
| | | 許容曲げ圧縮応力度 | σca | ($N/mm^2$) | 9.00 | 9.00 | 13.50 | 13.50 |
| | | σc／σca ≦ 1.0 | | | 0.42 | 0.54 | 0.28 | 0.29 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK |
| | 鉄筋 | 引張応力度 | σs | ($N/mm^2$) | 113 | 163 | 135 | 131 |
| | | 許容引張応力度 | σsa | ($N/mm^2$) | 196 | 196 | 294 | 294 |
| | | σs／σsa ≦ 1.0 | | | 0.58 | 0.83 | 0.46 | 0.45 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK |
| せん断 | | せん断応力度 | τ | ($N/mm^2$) | 0.207 | 0.144 | 0.229 | 0.121 |
| | | 許容せん断応力度 | τa | ($N/mm^2$) | 0.450 | 0.450 | 0.675 | 0.675 |
| | | τ／τa ≦ 1.0 | | | 0.46 | 0.32 | 0.34 | 0.18 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK | OK |

(5)　改良地盤の構造強度に対する検討

1)　検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し，長期及び短期荷重により発生する荷重に対して許容応力度を満足することを確認する。

改良地盤の許容応力度は，改良地盤の設計圧縮強度，圧縮応力度及びせん応力度に対する安全率に基づき設定する。

支持地盤の許容支持力度は，支持地盤の極限支持力度に対する安全率に基づき設定する。

2)検討モデル

改良地盤の範囲は，コンクリート基礎下面から 0.P.+35.80ｍまでである。図 1.4-12 に地盤改良平面図，図 1.4-13 に１－１断面を示す。

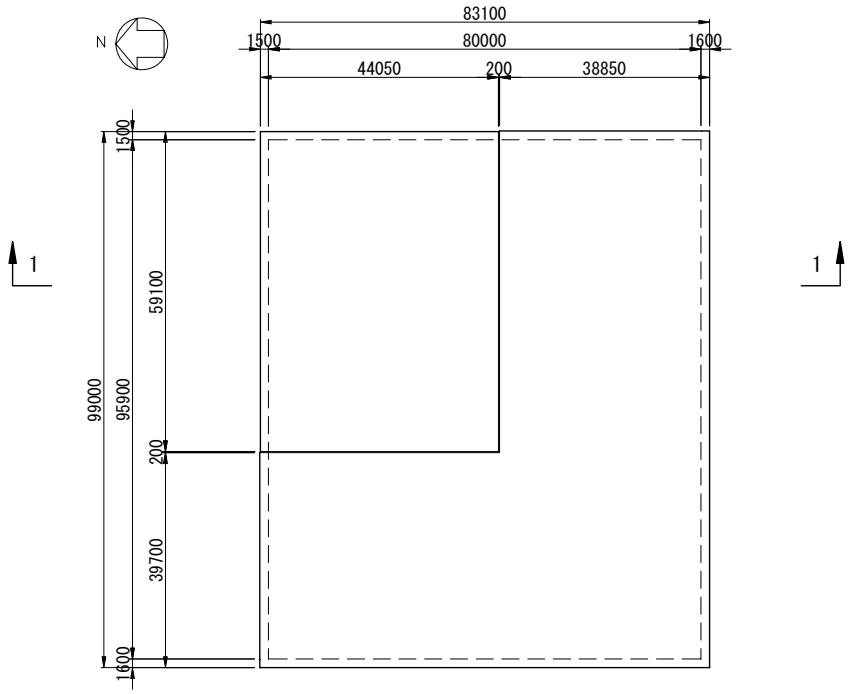



図 1.4-12　地盤改良平面図（単位：mm）

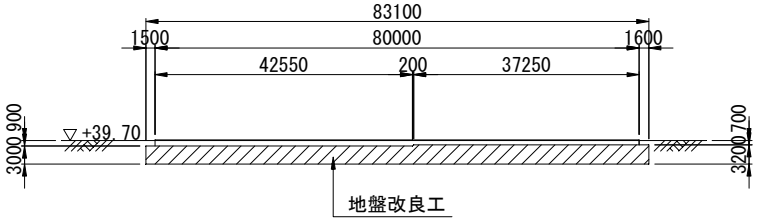



図 1.4-13　１－１断面（単位：mm）

3)　改良地盤に生じる地盤反力度に対する検討

改良地盤に生じる地盤反力度に対する検討は，改良地盤に発生する最大地盤反力度（梁バネモデルにより算出するバネ反力度）が改良地盤の許容圧縮応力度を下回ることを確認する。

$$qmax \leqq f_{sc}$$

ここに，

qmax：　最大地盤反力度　（kN/m$^2$）

$f_{sc}$：　改良地盤の許容圧縮応力度　（kN/m$^2$）

長期　$_{L}f_{sc}$＝110（kN/m$^2$）

短期　$_{S}f_{sc}$＝220（kN/m$^2$）

安全率の検討結果を表 1.4-21 に示す。検討結果より改良地盤に発生する最大地盤反力度が改良地盤の許容圧縮応力度を下回ることを確認した。

表 1.4-21　改良地盤の地盤反力度に対する検討結果
（基礎下面）

| | | 最大地盤反力度 | 改良地盤の許容圧縮応力度 | 検定値 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| | | qmax | $_{L}f_{SC}$，$_{S}f_{SC}$ | qmax／$f_{SC}$≦1.0 | |
| | | (kN／m$^2$) | (kN／m$^2$) | | |
| レール支持梁 | 長期 | 104 | 110 | 0.95　＜　1.0 | OK |
| | 短期 | 119 | 220 | 0.54　＜　1.0 | OK |
| NS方向スラブ | 長期 | 84 | 110 | 0.76　＜　1.0 | OK |
| | 短期 | 97 | 220 | 0.44　＜　1.0 | OK |
| EW方向スラブ | 長期 | 72 | 110 | 0.65　＜　1.0 | OK |
| | 短期 | 72 | 220 | 0.33　＜　1.0 | OK |

4)　改良地盤に生じるせん断応力に対する検討

改良地盤に生じるせん断応力に対する検討は，改良地盤に発生する最大せん断応力度が許容せん断応力度を下回ることを確認する。

$$\tau_{max} \leqq f_{SS}$$

$$\tau_{max} = \kappa \cdot \tau$$

$$f_{SS} = 1/5 \cdot f_{SC}$$

ここに，

$\tau_{max}$：　最大せん断応力度　（kN/m$^2$）

$f_{SS}$：　改良地盤の許容せん断応力度　（kN/m$^2$）

$\kappa$：　形状係数　（$\kappa$＝1.2）

$\tau$：　平均せん断応力度　（kN/m$^2$）

$f_{SC}$：　改良地盤の許容圧縮応力度　（kN/m$^2$）

長期　$_{L}f_{sc}$＝110（kN/m$^2$）

短期　$_{S}f_{sc}$＝220（kN/m$^2$）

$_{L}f_{SS}$＝　1/5･110＝22（kN/m$^2$）

$_{S}f_{SS}$＝　1/5･220＝44（kN/m$^2$）

長期　　$\tau$＝0.046（kN/m$^2$）　　$\tau_{max}$＝0.046×1.2＝0.055（kN/m$^2$）

短期　　$\tau$＝12.1　（kN/m$^2$）　　$\tau_{max}$＝12.1　×1.2＝14.5（kN/m$^2$）

せん断応力度の検討結果を表 1.4-22 に示す。検討結果より改良地盤に発生する最大せん断応力度が許容せん断応力度を下回ることを確認した。

表 1.4-22　改良地盤のせん断応力度に対する検討結果

| | 最大せん断応力度 $\tau_{max}$ | 許容せん断応力度 $_{L}f_{SS}$，$_{S}f_{SS}$ | 検定値 | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| | (kN／m$^2$) | (kN／m$^2$) | $\tau$ max／$f_{SS}$≦1.0 | |
| 長期 | 0.055 | 22 | 0.003　＜　1.0 | OK |
| 短期 | 14.5 | 44 | 0.33　＜　1.0 | OK |

5)　支持力の検討

改良地盤直下の支持地盤については，改良体下面に作用する設計地盤反力度が許容支持力度を下回ることを確認する。

$$qmax \leqq qa$$

ここに，

qmax：　最大地盤反力度（$kN/m^2$）　　長期　qmax＝ 96.7（$kN/m^2$）
短期　qmax＝102.1（$kN/m^2$）

qa：　支持地盤の許容支持力度（$kN/m^2$）　長期　qa＝666（$kN/m^2$）
短期　qa＝531（$kN/m^2$）

支持力の検討結果を表 1.4-23 に示す。検討結果より改良体下面に作用する設計地盤反力度が許容支持力度を下回ることを確認した。

表 1.4-23　支持力に対する検討結果

| | 設計地盤反力度 qmax | 支持地盤の許容支持力度 qa | 検定値 | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| | (kN) | (kN) | qmax／qa≦1.0 | |
| 長期 | 96.7 | 666 | 0.15　＜　1.0 | OK |
| 短期 | 102.1 | 531 | 0.19　＜　1.0 | OK |

6)　基礎の沈下に対する検討

レール支持梁において，梁の傾斜量が許容値を下回ることを確認する。傾斜量は梁モデルの隣接格点の沈下差を要素長で除して求める。基礎の沈下の検討結果を表 1.4-24 に示す。検討結果より梁の傾斜量が許容値を下回ることを確認した。

表 1.4-24　基礎の沈下に対する検討結果

| | 傾斜量 | 許容傾斜量 | 判定 |
|---|---|---|---|
| 長期 | 1／1031 | 1／800 | OK |

2 耐震性

2.1 乾式キャスクの耐震性

(1) 乾式貯蔵キャスク

1) 評価方針

本設備で使用する乾式貯蔵キャスクは，添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書で確認した設計で製作するもので，既存評価書にてキャスク保管建屋における基準地震動$S_2$に対する耐震性が確認されている。

本設備での保管にあたっては設置場所が異なることから，本設置場所における基準地震動 Ss による地震動に対し，既存評価の結果を用いて余裕率の範囲にあることを確認する。

2)　評価方法

既存評価に基づく乾式貯蔵キャスクの耐震性の評価手順を図 2.1-1 に示す。

評価は既存設計からの耐震安全性評価で用いている応答倍率法を参考に，既存評価書の設計震度と本設置場所での設計震度の応答比を求め，余裕率と比較することで耐震安全性評価を行う。

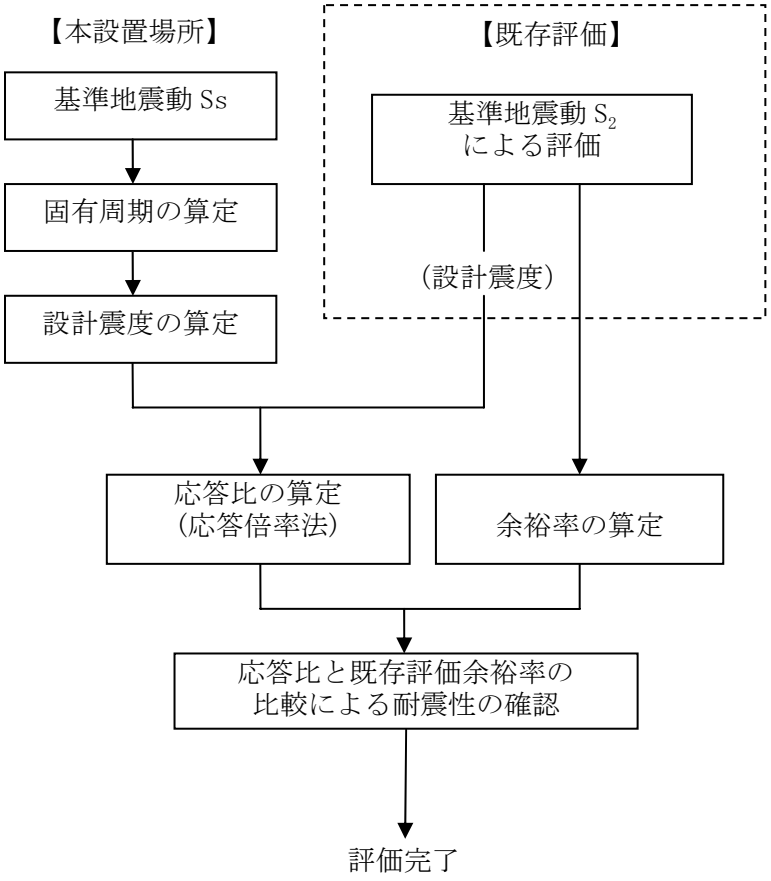



図 2.1-1　乾式貯蔵キャスクの耐震性評価フロー

3)　固有周期の算定

支持架台に設置された乾式貯蔵キャスクの固有周期の算定モデルは，既存評価と同様である。以下に乾式貯蔵キャスクの固有周期についての計算方法及び計算結果を示す。

①　固有周期の計算条件

Ａ．乾式貯蔵キャスクは，横置きで支持される。

Ｂ．乾式貯蔵キャスクの自重（内部を含む）は，4 個のトラニオンを介してキャスク支持架台に固定される。

Ｃ．二次蓋は二次蓋締付けボルトでキャスク容器に固定される。

Ｄ．キャスク支持架台は固定ボルトで固定具に固定される。固定具は基礎ボルトで基礎に固定される。

概略構造図を図 2.1-2 に示す。なおキャスク容器とは，胴板，底板，一次蓋，一次蓋締付けボルト，貫通孔蓋板及び貫通孔蓋板締付けボルトで構成される。

②　固有周期の計算方法

Ａ．設定条件

ａ．自重及び鉛直方向地震力に対しては，キャスク支持架台の 4 本の脚柱で支える。

ｂ．キャスク容器軸方向水平地震力に対しては，キャスク支持架台の 2 本の脚柱で支える。

ｃ．キャスク容器軸直角方向水平地震力に対しては，キャスク支持架台の 4 本の脚柱で支える。

Ｂ．計算モデル及び計算方法

ａ．キャスク容器及びキャスク支持架台をはりでモデル化する。

ｂ．キャスク容器のはりは，その質量（内部のバスケット，使用済燃料等を含む）と等価質量となるはり要素を用いる。

ｃ．キャスク支持架台の脚柱下部を固定端とする。

ｄ．計算コードとして NASTRAN を用いる。

ｅ．計算モデルは図 2.1-3 とする。なお，計算モデルは既存評価と同様である。

③　固有周期

固有周期の算定結果を表 2.1-1 に示す。

表 2.1-1　保管時の乾式貯蔵キャスクの固有周期

大型キャスク（単位：s）

| 方 向 | 固有周期 |
|---|---|
| キャスク容器軸方向 | 0.048 |
| キャスク容器軸直角方向 | 0.045 |
| キャスク容器鉛直方向 | 0.013 |

中型キャスク（単位：s）

| 方 向 | 固有周期 |
|---|---|
| キャスク容器軸方向 | 0.043 |
| キャスク容器軸直角方向 | 0.035 |
| キャスク容器鉛直方向 | 0.012 |

計算モデル及び乾式貯蔵キャスク，支持架台の仕様が既存評価書と同じことから，固有周期は，既存評価と同様である。

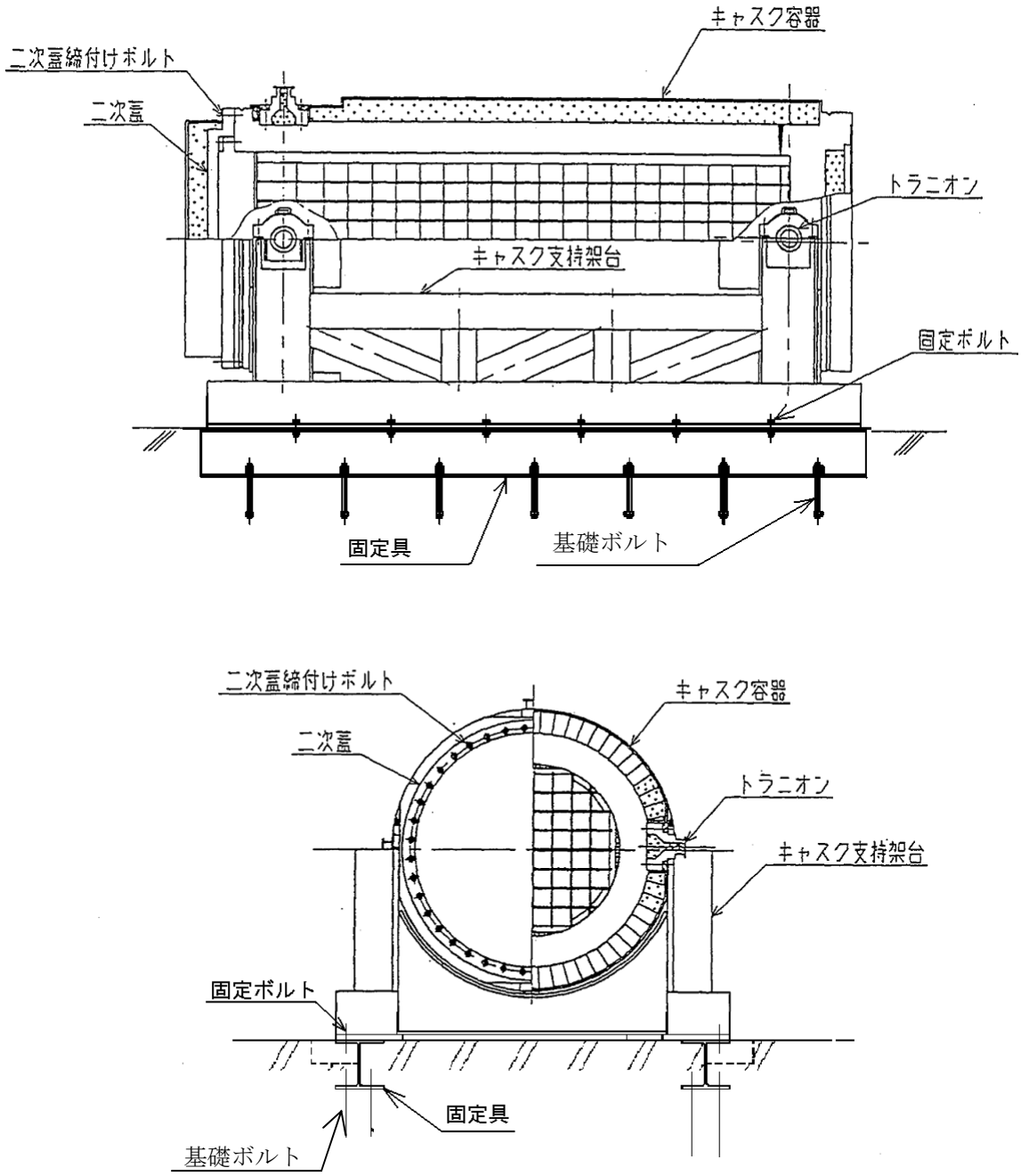
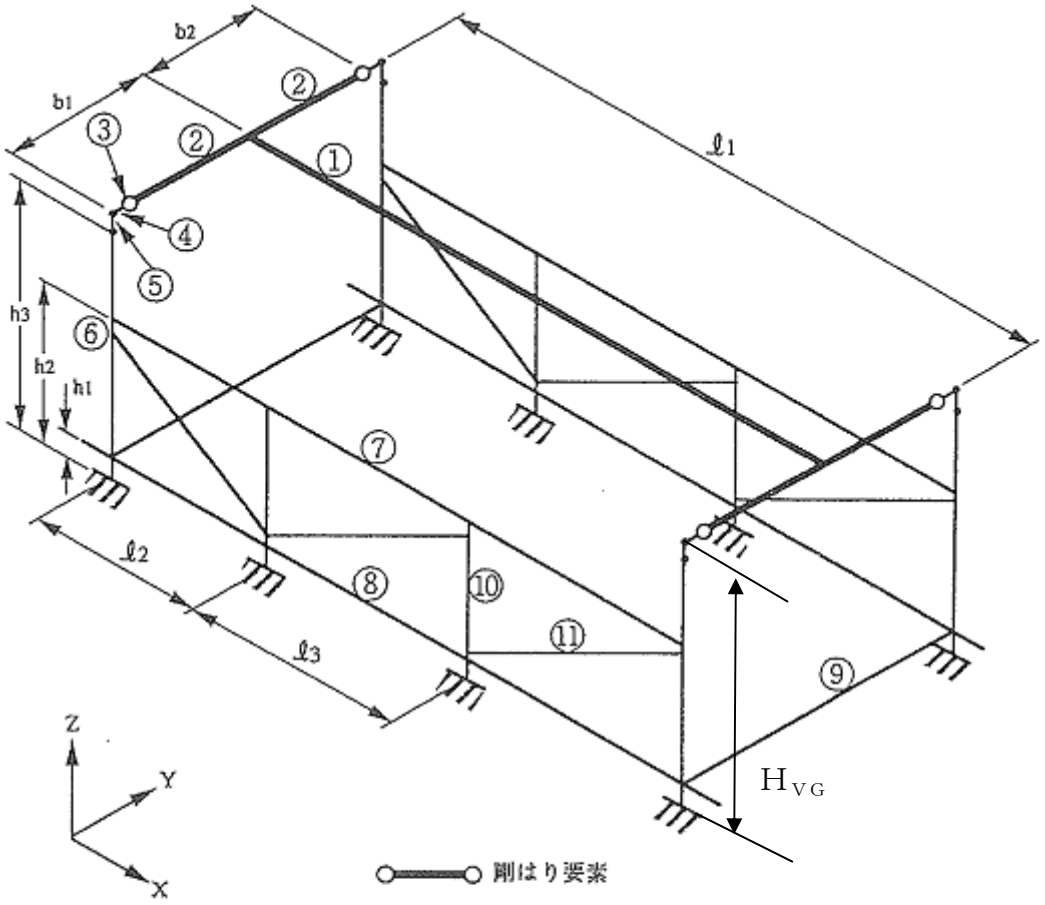



図 2.1-2　乾式貯蔵キャスクの概略構造図




| | 部材名称 | | 部材名称 |
|---|---|---|---|
| ① | キャスク容器本体<br>(等価質量の剛はり要素) | ⑥ | 下部脚柱 |
| ② | キャスク容器本体<br>(剛はり要素，質量なし) | ⑦ | 上部軸方向水平はり |
| | | ⑧ | 下部軸方向水平はり |
| ③ | トラニオン取付部 | ⑨ | 軸直角方向水平はり |
| ④ | トラニオン | ⑩ | 脚柱補強垂直材 |
| ⑤ | 上部脚柱 | ⑪ | 脚柱補強斜材 |

(単位:mm)

| | $h_1$ | $h_2$ | $h_3$ | $b_1$ | $b_2$ | $\ell_1$ | $\ell_2$ | $\ell_3$ | $H_{VG}$ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 大型 | 200 | 1000 | 1380 | 1301 | 1007 | 4250 | 1480 | 1290 | 1600 |
| 中型 | 200 | 1030 | 1380 | 1218 | 902 | 4250 | 1480 | 1290 | 1600 |

図 2.1-3　固有周期解析モデル

4)　本設備での設計震度

「3)　固有周期の算定」で求めた固有周期から，乾式貯蔵キャスクの耐震性の評価に用いる設計用地震力を定める。

乾式貯蔵キャスクの固有周期は全て 0.05sec 以下であることから，乾式貯蔵キャスクは剛体と見なすことができる。従って設計用地震力は 1.2ZPA とする。表 2.1-2 に Ss の 1.2ZPA を示す。

表 2.1-2　Ss の 1.2ZPA

| | 1.2ZPA(水平) | 1.2ZPA(鉛直) |
|---|---|---|
| Ss | 0.79G | 0.49G |

5)　耐震性評価

①　設計震度の比較

「4)　本設備での設計震度」で算出した本設置場所の設計水平及び鉛直震度と既存評価における設計水平及び鉛直震度を表 2.1-3 に示す。

表 2.1-3　既存評価との設計震度の比較

| 項目 | 既存評価 | 本設置場所 |
|---|---|---|
| 基準地震動 | $S_2$ | Ss |
| 水平震度 Ch | 0.55G | 0.79G |
| 鉛直震度 Cv | 0.23G | 0.49G |

②　耐震性の評価

前項で示した設計震度の比較から，応答倍率法により本設置場所における乾式貯蔵キャスクの耐震性を評価する。

また応答比の算出方法は種々あるが，ここではより安全側の評価となるように応答比 $\beta$ を以下のように定める。

$$\beta = \max\left(\frac{C_{H1}}{C_{H0}}, \frac{C_{V1}}{C_{V0}}\right)$$

$C_{H0}$：既存の評価で用いた水平震度

$C_{H1}$：新たな評価で用いる水平震度

$C_{V0}$：既存の評価で用いた鉛直震度

$C_{V1}$：新たな評価で用いる鉛直震度

既存評価書で用いている設計震度と本評価で用いる設計震度の値から上式で算定した応答比は 2.130 である。

参考資料より既設評価における余裕率は全ての部位で 2.130 を上回っており，本設置場所においても耐震安全性を確保できる。

1 基準地震動 $S_2$

1-1 乾式貯蔵キャスク　大型（6 号機）

| 基準地震動 $S_2$ | |
|---|---|
| 水平方向<br>設計加速度 | 鉛直方向<br>設計加速度 |
| $C_H$=0.55G | $C_V$=0.23G |

出典　福島第一原子力発電所　第 6 号機工事計画認可申請書及び添付資料
（平成 22 年 10 月 22 申請，東京電力株式会社）
Ⅳ-3-2　使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算

(1)キャスク容器

（単位:N/mm$^2$）

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次一般膜応力強さ | | 余裕率 | 一次膜＋<br>一次曲げ応力強さ | | 余裕率 | 一次＋二次応力 | | 余裕率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| 胴板 | GLF1[1)] | Ⅰ+$S_2$ | 6 | 251 | 41.8 | 8 | 377 | 47.1 | 12 | 362 | 30.2 |
| 一次蓋 | GLF1[1)] | Ⅰ+$S_2$ | 1 | 251 | 251.0 | 27 | 377 | 14.0 | 2 | 362 | 181.0 |
| 底板 | GLF1[1)] | Ⅰ+$S_2$ | 2 | 251 | 125.5 | 7 | 377 | 53.9 | 4 | 362 | 90.5 |
| 貫通孔蓋板 | SUS304 | Ⅰ+$S_2$ | 7 | 276 | 39.4 | 49 | 414 | 8.4 | 2 | 401 | 200.5 |
| 密封シール部 | GLF1[1)] | Ⅰ+$S_2$ | 11 | 181 | 16.5 | 11 | 181 | 16.5 | 5 | 181 | 36.2 |
| ボス溶接部 | SUS304L | Ⅰ+$S_2$ | 5 | 125 | 25.0 | 5 | 188 | 37.6 | 9 | 168 | 18.7 |
| ガンマ線遮へい体<br>取付ボルト<br>溶接部 | SUS304 | Ⅰ+$S_2$ | 3 | 125 | 41.7 | 3 | 188 | 62.7 | 7 | 181 | 25.9 |

注 1)GLF1 相当材は GLF1 として表記する。

(キャスク容器)

(単位:N/mm$^2$)

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 平均引張応力 | | 余裕率 | 平均引張応力<br>+曲げ応力 | | 余裕率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| 一次蓋<br>締付けボルト | GBL1 | I +$S_2$ | 81 | 649 | 8.0 | 106 | 649 | 6.1 |
| 貫通孔蓋板<br>締付ボルト | GBL1 | I +$S_2$ | 199 | 649 | 3.3 | 265 | 649 | 2.4 |

(2)バスケット

(単位:N/mm$^2$)

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次一般膜応力強さ | | | 余裕率 | 一次膜+一次曲げ応力強さ | | | 余裕率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 1) | | | 計算値 | 許容応力 1) | | |
| バスケット<br>プレート | A6061P<br>及びB-Al | I +$S_2$ | 2 | 65 | 65 | 32.5 | 3 | 98 | 98 | 32.7 |
| バスケット<br>サポート | SUS304 | I +$S_2$ | 2 | 266 | 266 | 133.0 | 2 | 400 | 400 | 200.0 |
| バスケット<br>サポート<br>取付ボルト | SUS304 | I +$S_2$ | 18 | 266 | 266 | 14.8 | 18 | 400 | 400 | 22.2 |

注 1)設計・建設規格に基づく許容応力値を左側に，構造規格に基づく許容応力値を右側に示す。

(3)トラニオン

(単位:N/mm$^2$)

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次応力 | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 引張応力 | | 余裕率 | 圧縮応力 | | 余裕率 | せん断応力 | | 余裕率 |
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| トラニオン | SUS630 | Ⅰ+$S_2$ | 6 | 586 | 97.7 | 6 | 583 | 97.2 | 17 | 338 | 19.9 |

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次応力 | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 曲げ応力 | | 余裕率 | 支圧応力 | | 余裕率 | 組合せ応力 | | 余裕率 |
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| トラニオン | SUS630 | Ⅰ+$S_2$ | 21 | 586 | 27.9 | 37 | 1098 | 29.7 | 35 | 586 | 16.7 |

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次+二次応力 | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 引張・圧縮応力 | | 余裕率 | せん断応力 | | 余裕率 | 曲げ応力 | | 余裕率 |
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| トラニオン | SUS630 | Ⅰ+$S_2$ | 22 | 1172 | 53.3 | 23 | 676 | 29.4 | 29 | 1172 | 40.4 |

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 引張応力 | | 余裕率 | せん断応力 | | 余裕率 | 組合せ応力 | | 余裕率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| トラニオン締付ボルト | GBL1 | Ⅰ+$S_2$ | 71 | 584 | 8.2 | 28 | 449 | 16.0 | 86 | 584 | 6.8 |

(4) 二次蓋

(単位:N/mm$^2$)

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次膜+一次曲げ応力強さ | | 余裕率 | 一次+二次応力 | | 余裕率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| 二次蓋 | SUSF304 | Ⅰ+$S_2$ | 25 | 372 | 14.9 | 8 | 301 | 37.6 |

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 平均引張応力 | | 余裕率 |
|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 1) | 許容応力 | |
| 二次蓋締付ボルト | GBL1 | Ⅰ+$S_2$ | 157 | 346 | 2.2 |

注 1) 曲げ応力を含んだ計算値

1-2 乾式貯蔵キャスク　中型（4，5 号機）

| 基準地震動 $S_2$ | |
|---|---|
| 水平方向<br>設計加速度 | 鉛直方向<br>設計加速度 |
| $C_H$=0.55G | $C_V$=0.23G |

出典　福島第一原子力発電所　第 4 号機工事計画認可申請書及び添付資料
（平成 22 年 10 月 22 申請，東京電力株式会社）
Ⅳ-3-2　使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算

(1)キャスク容器

（単位:N/mm$^2$）

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次一般膜応力強さ | | 余裕率 | 一次膜＋一次曲げ応力強さ | | 余裕率 | 一次＋二次応力 | | 余裕率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| 胴板 | GLF1[1)] | Ⅰ+$S_2$ | 5 | 251 | 50.2 | 7 | 377 | 53.9 | 10 | 362 | 36.2 |
| 一次蓋 | GLF1[1)] | Ⅰ+$S_2$ | 1 | 251 | 251.0 | 22 | 377 | 17.1 | 2 | 362 | 181.0 |
| 底板 | GLF1[1)] | Ⅰ+$S_2$ | 2 | 251 | 125.5 | 6 | 377 | 62.8 | 4 | 362 | 90.5 |
| 貫通孔蓋板 | SUS304 | Ⅰ+$S_2$ | 9 | 276 | 30.7 | 50 | 414 | 8.3 | 2 | 401 | 200.5 |
| 密封シール部 | GLF1[1)] | Ⅰ+$S_2$ | 12 | 181 | 15.1 | 14 | 181 | 12.9 | 5 | 181 | 36.2 |
| バスケットサポート取付ボルト溶接部 | SUS304L | Ⅰ+$S_2$ | 15 | 125 | 8.3 | 15 | 188 | 12.5 | 30 | 181 | 6.0 |
| ガンマ線遮へい体取付ボルト溶接部 | SUS304 | Ⅰ+$S_2$ | 3 | 125 | 41.7 | 3 | 188 | 62.7 | 6 | 181 | 30.2 |

注 1)GLF1 相当材は GLF1 として表記する。

(キャスク容器)

(単位:N/mm$^2$)

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 平均引張応力 | | 余裕率 | 平均引張応力<br>+曲げ応力 | | 余裕率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| 一次蓋<br>締付けボルト | GBL1 | I +$S_2$ | 78 | 649 | 8.3 | 99 | 649 | 6.6 |
| 貫通孔蓋板<br>締付ボルト | GBL1 | I +$S_2$ | 198 | 649 | 3.3 | 263 | 649 | 2.5 |

(2)バスケット

(単位:N/mm$^2$)

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次一般膜応力強さ | | | 余裕率 | 一次膜+一次曲げ応力強さ | | | 余裕率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 1) | | | 計算値 | 許容応力 1) | | |
| バスケット<br>プレート | A6061P<br>及びB-Al | I +$S_2$ | 2 | 65 | 65 | 32.5 | 3 | 98 | 98 | 32.7 |
| バスケット<br>サポート | SUS304 | I +$S_2$ | 2 | 266 | 266 | 133.0 | 2 | 400 | 400 | 200 |
| バスケット<br>サポート<br>取付ボルト | SUS304 | I +$S_2$ | 21 | 266 | 266 | 12.7 | 21 | 400 | 400 | 19.0 |

注 1)設計・建設規格に基づく許容応力値を左側に，構造規格に基づく許容応力値を右側に示す。

(3)トラニオン

(単位:N/mm$^2$)

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次応力 | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 引張応力 | | 余裕率 | 圧縮応力 | | 余裕率 | せん断応力 | | 余裕率 |
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| トラニオン | SUS630 | Ⅰ+$S_2$ | 5 | 586 | 117.2 | 5 | 583 | 116.6 | 14 | 338 | 24.1 |

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次応力 | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 曲げ応力 | | 余裕率 | 支圧応力 | | 余裕率 | 組合せ応力 | | 余裕率 |
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| トラニオン | SUS630 | Ⅰ+$S_2$ | 18 | 586 | 32.6 | 37 | 1098 | 29.7 | 30 | 586 | 19.5 |

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次+二次応力 | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 引張・圧縮応力 | | 余裕率 | せん断応力 | | 余裕率 | 曲げ応力 | | 余裕率 |
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| トラニオン | SUS630 | Ⅰ+$S_2$ | 19 | 1172 | 61.7 | 19 | 676 | 35.6 | 24 | 1172 | 48.8 |

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 引張応力 | | 余裕率 | せん断応力 | | 余裕率 | 組合せ応力 | | 余裕率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| トラニオン締付ボルト | GBL1 | Ⅰ+$S_2$ | 60 | 584 | 9.7 | 24 | 449 | 18.7 | 72 | 584 | 8.1 |

(4) 二次蓋

(単位:N/mm$^2$)

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 一次膜+一次曲げ応力強さ | | 余裕率 | 一次+二次応力 | | 余裕率 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | | 計算値 | 許容応力 | |
| 二次蓋 | SUSF304 | Ⅰ+$S_2$ | 19 | 372 | 19.6 | 7 | 301 | 43.0 |

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 平均引張応力 | | 余裕率 |
|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 1) | 許容応力 | |
| 二次蓋締付ボルト | GBL1 | Ⅰ+$S_2$ | 151 | 346 | 2.3 |

注 1) 曲げ応力を含んだ計算値

(2)　輸送貯蔵兼用キャスク A
輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

(3) 輸送貯蔵兼用キャスクB

1) 評価方針

キャスク仮保管設備における輸送貯蔵兼用キャスクBの基準地震動Ssに対する耐震強度を確認する。

2) 固有周期の算定

以下に輸送貯蔵兼用キャスクBの固有周期について計算方法及び計算結果を示す。

① 固有周期の計算条件

A．輸送貯蔵兼用キャスクBは，横置きで支持される。

B．輸送貯蔵兼用キャスクBの自重（内部を含む）は，4個のトラニオンを介してキャスク支持架台に固定される。

C．二次蓋は二次蓋締付けボルトでキャスク容器に固定される。

D．鋼製支持架台は基礎ボルトでコンクリート支持架台に固定され，コンクリート支持架台は基礎と一体の構造となっている。概略構造図を図2.1-4に示す。

② 固有周期の計算方法

A．設定条件

a．自重及び鉛直方向地震力に対して，キャスク支持架台の4本の脚柱で支える。

b．キャスク容器軸方向水平地震力に対して，キャスク支持架台の2本の脚柱で支える。

c．キャスク容器軸直角方向水平地震力に対して，キャスク支持架台の4本の脚柱で支える。

B．計算モデル及び計算方法

a．キャスク容器及びキャスク支持架台をはりでモデル化する。

b．キャスク容器のはりは，その質量（内部のバスケット，使用済燃料等を含む）と等価質量となるはり要素を用いる。

c．コンクリート支持架台の下部を固定端とする。

d．計算コードとしてNASTRANを用いる。

e．計算モデルは図2.1-5とする。

③ 固有周期

固有周期の算定結果を表2.1-4に示す。

表 2.1-4　保管時の輸送貯蔵兼用キャスク B の固有周期

（単位：s）

| 方 向 | 固有周期 |
|---|---|
| キャスク容器軸方向 | 0.047 |
| キャスク容器軸直角方向 | 0.041 |
| キャスク容器鉛直方向 | 0.020 |

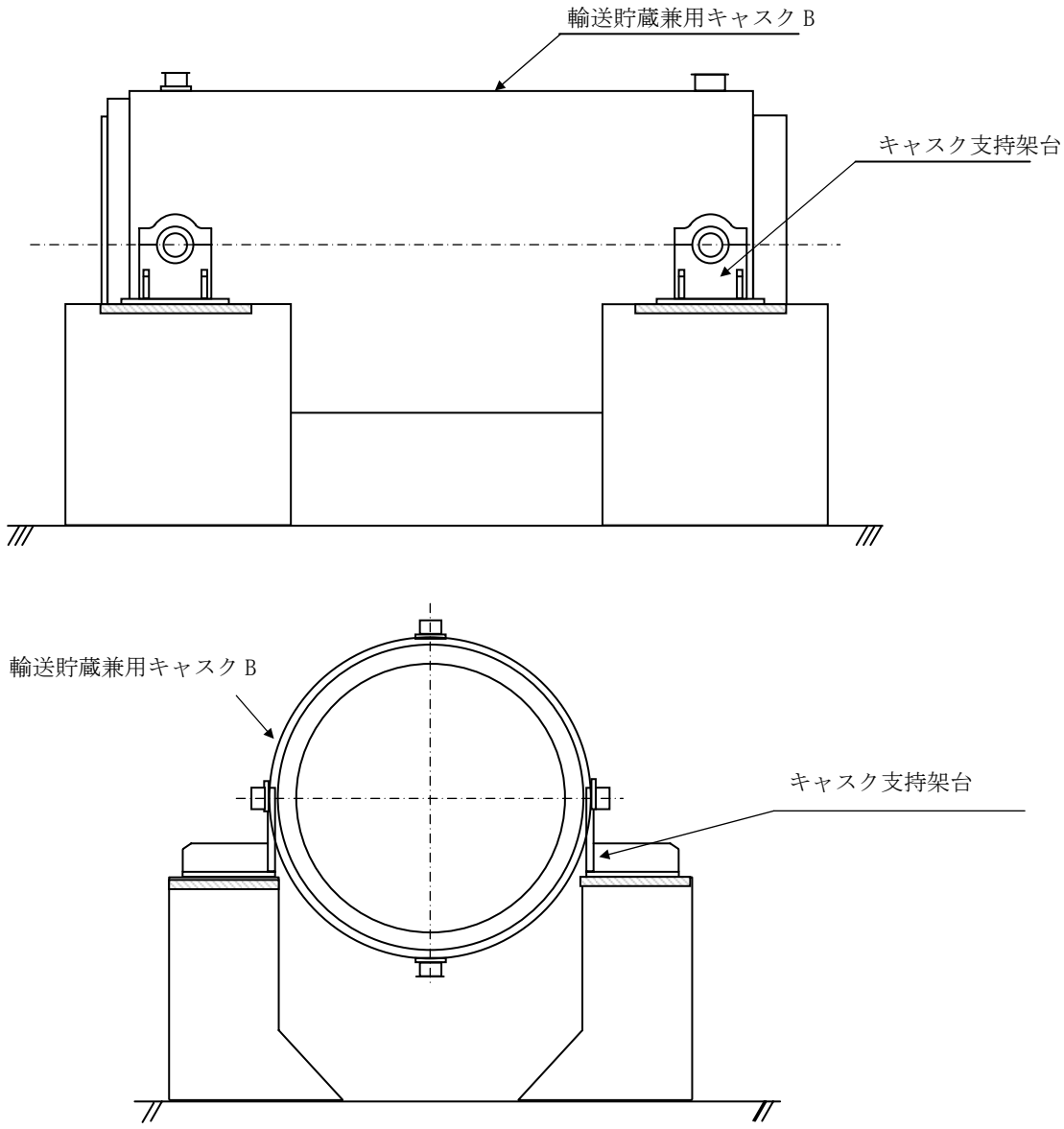
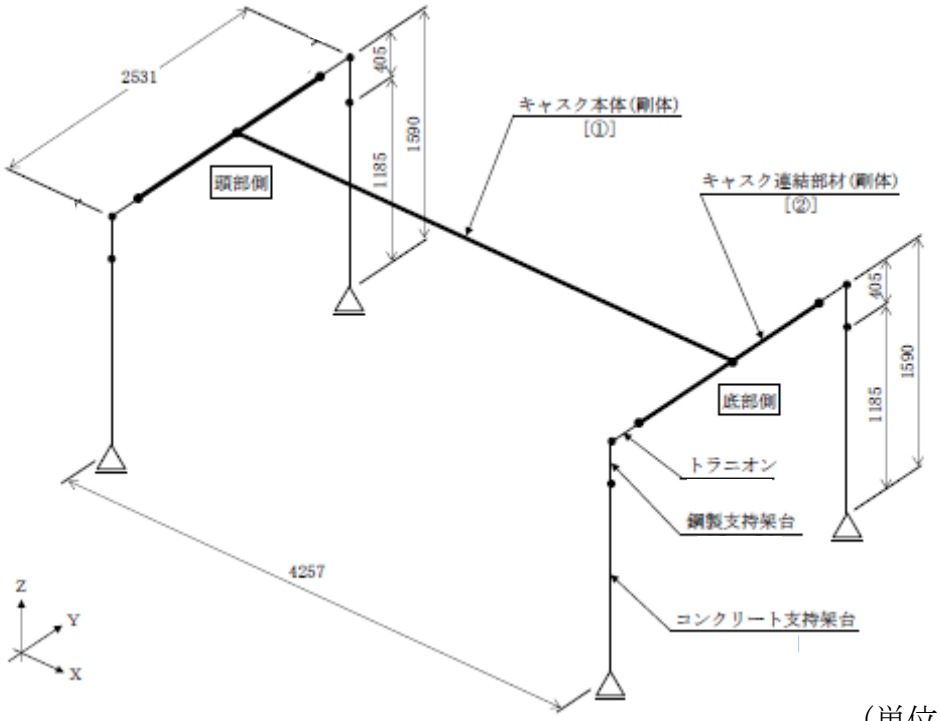



図 2.1-4　輸送貯蔵兼用キャスク B の概略構造図




（単位：mm）

図 2.1-5　固有周期解析モデル

3)　設計震度

「2)　固有周期の算定」で求めた固有周期から，添付資料－2「3 耐震設計方針」に基づき，輸送貯蔵兼用キャスク B の耐震性の評価に用いる設計用地震力を定める。

輸送貯蔵兼用キャスク B の固有周期は全て 0.05sec 以下であることから，輸送貯蔵兼用キャスク B は剛体とみなすことができる。従って設計用地震力は 1.2ZPA とする。表 2.1-5 に Ss の 1.2ZPA を示す。

表 2.1-5　Ss の 1.2ZPA

| | 1.2ZPA(水平) | 1.2ZPA(鉛直) |
|---|---|---|
| Ss | 0.79G | 0.49G |

4)　解析条件

①　荷重の組合せ

Ss 地震時の評価において，キャスク容器及び二次蓋，バスケット，トラニオンの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せを表 2.1-6(1)～(3)に示す。

表 2.1-6(1)　キャスク容器及び二次蓋の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

| 荷重 / 設計事象 | 評価事象 | 圧力による荷重 | 自重による荷重 | ボルト初期締付け力 | 熱荷重 | 地震荷重 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Ⅰ＋Ｓｓ | Ｓｓ地震力が作用する場合 | ○ | ○ | ○ | －注) | ○ |

注)　密封シール部及び密封蓋締付けボルトの応力評価に当たっては，熱荷重を考慮する。

表 2.1-6(2)　バスケットの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

| 荷重 / 設計事象 | 評価事象 | 自重による荷重 | 熱荷重 | 地震荷重 |
|---|---|---|---|---|
| Ⅰ＋Ｓｓ | Ｓｓ地震力が作用する場合 | ○ | － | ○ |

表 2.1-6(3)　トラニオンの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

| 荷重 / 設計事象 | 評価事象 | 自重による荷重 | 熱荷重注) | 地震荷重 |
|---|---|---|---|---|
| Ⅰ＋Ｓｓ | Ｓｓ地震力が作用する場合 | ○ | ○ | ○ |

注)　キャスク容器の熱膨張により生じる応力に限る。

②　最高使用圧力と温度

各機器の最高使用圧力及び最高使用温度を表 2.1-7 に示す。

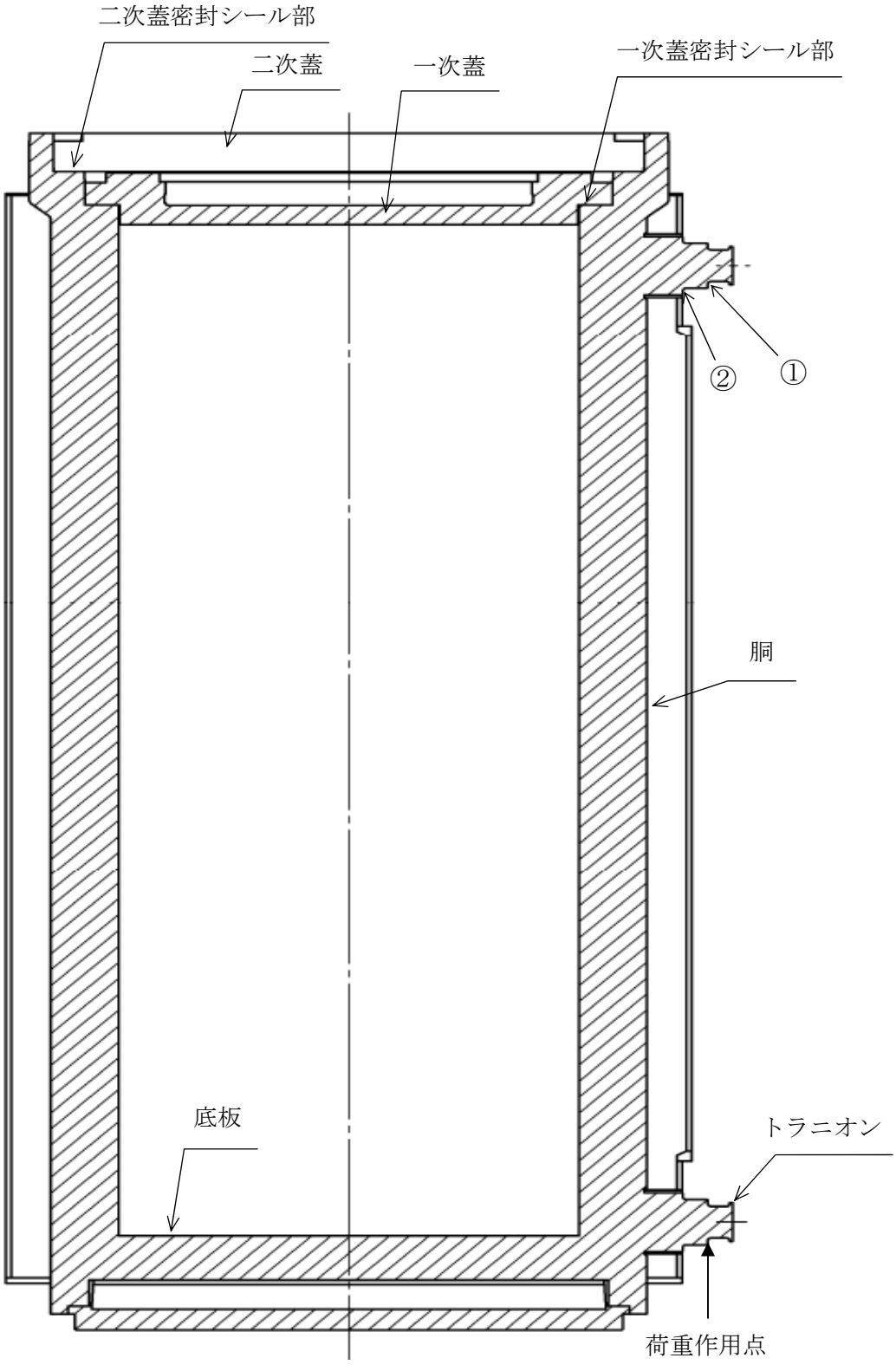
なお，各部最高使用温度は，添付資料－4「1.1 乾式キャスクの除熱機能 (3)輸送貯蔵兼用キャスク B の除熱機能」の算定結果に基づく。

表 2.1-7　最高使用圧力及び最高使用温度

| | | |
|---|---|---|
| キャスク容器 | 最高使用圧力 | 1.0 MPa |
| | 最高使用温度 | 150 ℃ |
| 二次蓋 | 最高使用圧力 | 0.4 MPa |
| | 最高使用温度 | 110 ℃ |
| バスケット | 最高使用温度 | 260 ℃ |
| トラニオン | 最高使用温度 | 130 ℃ |

③　解析箇所

応力解析箇所を図 2.1-6，7 に示す。




①、②はトラニオンの評価点を示す

図 2.1-6　キャスク容器等の応力解析箇所

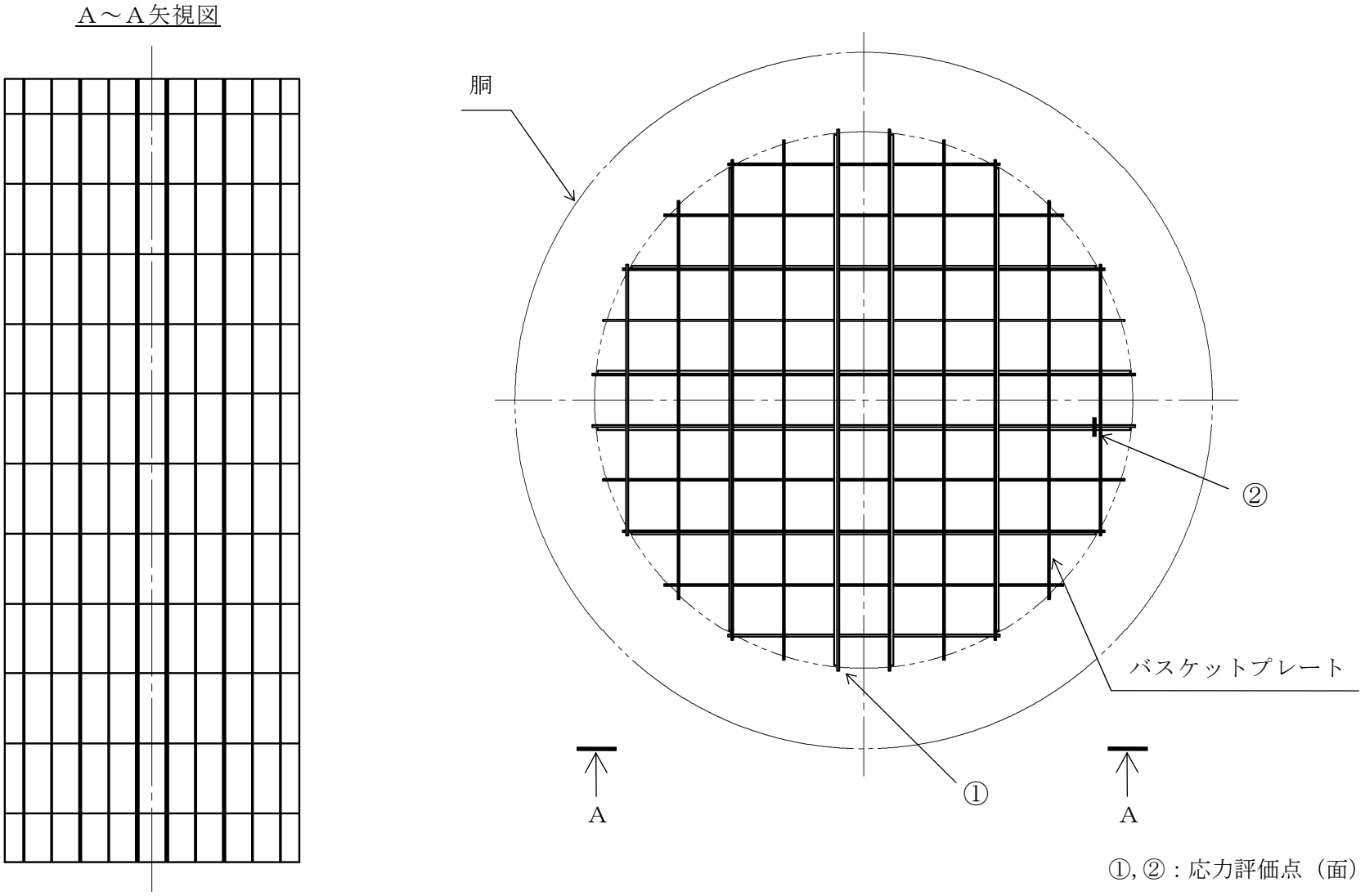



図 2.1-7　バスケットの応力解析箇所

④　物性値

Ａ．キャスク容器及び二次蓋

熱応力計算に使用する材料の物性値を表 2.1-8 に示す。なお，熱応力計算に使用する物性値はその温度依存性を考慮する。

内圧及び機械的荷重による応力計算に使用する物性値は，温度分布計算で得られた温度を各部ごとに設定し，これに対応した値を用いる。なお，常温は 20℃とする。

Ｂ．バスケット

熱応力計算に使用する材料の物性値を表 2.1-9 に示す。なお，熱応力計算に使用する物性値はその温度依存性を考慮する。

機械的荷重による応力計算に使用する物性値は，最高使用温度に対する値を用いる。なお，常温は 20℃とする。

Ｃ．トラニオン

熱応力計算に使用する材料の物性値を表 2.1-10 に示す。

機械的荷重による応力計算に使用する物性値は，最高使用温度に対する値を用いる。なお，常温は 20℃とする。

表 2.1-8　熱応力計算に使用する材料の物性値（キャスク容器及び二次蓋）

| 構成部材 | 材料 | 温度<br>(℃) | 縦弾性係数<br>(MPa) | 平均熱膨張係数<br>($\times 10^{-6}$ mm/(mm･℃)) | ポアソン比<br>(－) |
|---|---|---|---|---|---|
| 胴<br>底板<br>一次蓋 | 炭素鋼<br>(GLF1) | 20 | 203000 | 9.73 | 0.3 |
| | | 50 | 201000 | 10.10 | |
| | | 75 | 200000 | 10.39 | |
| | | 100 | 198000 | 10.69 | |
| | | 125 | 196000 | 11.00 | |
| | | 150 | 195000 | 11.28 | |
| | | 175 | 193000 | 11.56 | |
| | | 200 | 191000 | 11.85 | |
| 二次蓋<br>底部中性子<br>遮へい材カバー | 炭素鋼<br>(SGV480) | 20 | 202000 | 9.73 | 0.3 |
| | | 50 | 200000 | 10.10 | |
| | | 75 | 198000 | 10.39 | |
| | | 100 | 197000 | 10.69 | |
| | | 125 | 195000 | 11.00 | |
| | | 150 | 193000 | 11.28 | |
| | | 175 | 192000 | 11.56 | |
| | | 200 | 190000 | 11.85 | |
| 一次蓋締付けボルト<br>二次蓋締付けボルト | 低合金鋼<br>(SNB23-3) | 20 | 192000 | 11.14 | 0.3 |
| | | 50 | 189000 | 11.40 | |
| | | 75 | 188000 | 11.62 | |
| | | 100 | 186000 | 11.82 | |
| | | 125 | 185000 | 12.00 | |
| | | 150 | 184000 | 12.21 | |
| | | 175 | 182000 | 12.37 | |
| | | 200 | 180000 | 12.54 | |

表 2.1-9　熱応力計算に使用する材料の物性値（バスケット）

| 構成部材 | 材料 | 温度<br>(℃) | 縦弾性係数*1<br>(MPa) | 平均熱膨張係数*1<br>($\times 10^{-6}$ mm/(mm･℃)) | ポアソン比<br>(－) |
|---|---|---|---|---|---|
| バスケット<br>プレート | ボロン添加<br>ステンレス鋼板<br>(B-SUS304P-1) | 20 | 216000 | 15.22 | 0.3 |
| | | 50 | 216000 | 15.52 | |
| | | 75 | 214000 | 15.88 | |
| | | 100 | 212000 | 16.24 | |
| | | 125 | 210000 | 16.24 | |
| | | 150 | 208000 | 16.24 | |
| | | 175 | 206000 | 16.43 | |
| | | 200 | 204000 | 16.63 | |
| | | 225 | 202000 | 16.83 | |
| | | 250 | 200000 | 17.02 | |
| | | 275 | 199000 | 17.12 | |
| | | 300 | 197000 | 17.22 | |

＊1 事例規格参照

表 2.1-10　熱応力計算に使用する材料の物性値（トラニオン）

| 構成部材 | 材　　料 | 温度<br>(℃) | 縦弾性係数<br>(MPa) | 平均熱膨張係数<br>($\times 10^{-6}$ mm/(mm･℃)) |
|---|---|---|---|---|
| トラニオン | ステンレス鋼<br>(SUS630 H1150) | 130 | 188000 | 11.25 |

5) 解析

① 解析手順

(1) キャスク容器及び二次蓋

キャスク容器の応力解析フローを図 2.1-8 に示す。

キャスク容器の応力解析は，想定される圧力荷重，機械的荷重及び熱荷重を基に，キャスク容器の実形状をモデル化し，解析コードである ABAQUS 及び応力評価式を用いて行う。

なお，二次蓋についてもキャスク容器と同様に評価を行う。

(2) バスケット

バスケットの応力解析フローを図 2.1-9 に示す。

バスケットの応力解析は，想定される機械的荷重及び熱荷重を基に，応力評価式を用いて行う。

(3) トラニオン

トラニオンの応力解析フローを図 2.1-10 に示す。

トラニオンの応力解析は，想定される機械的荷重及び熱荷重を基に応力評価式を用いて行う。

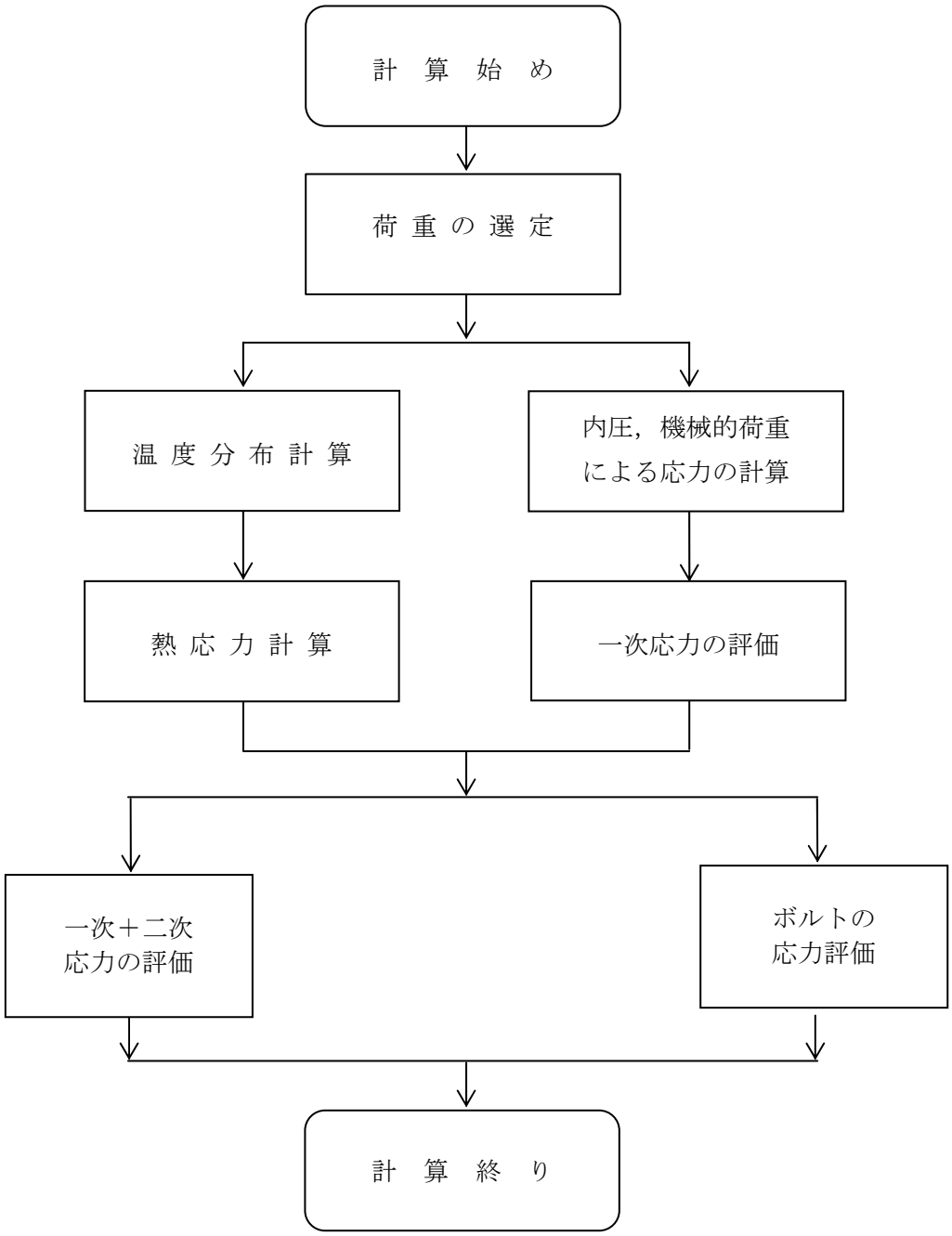



図 2.1-8　キャスク容器及び二次蓋の応力解析フロー図

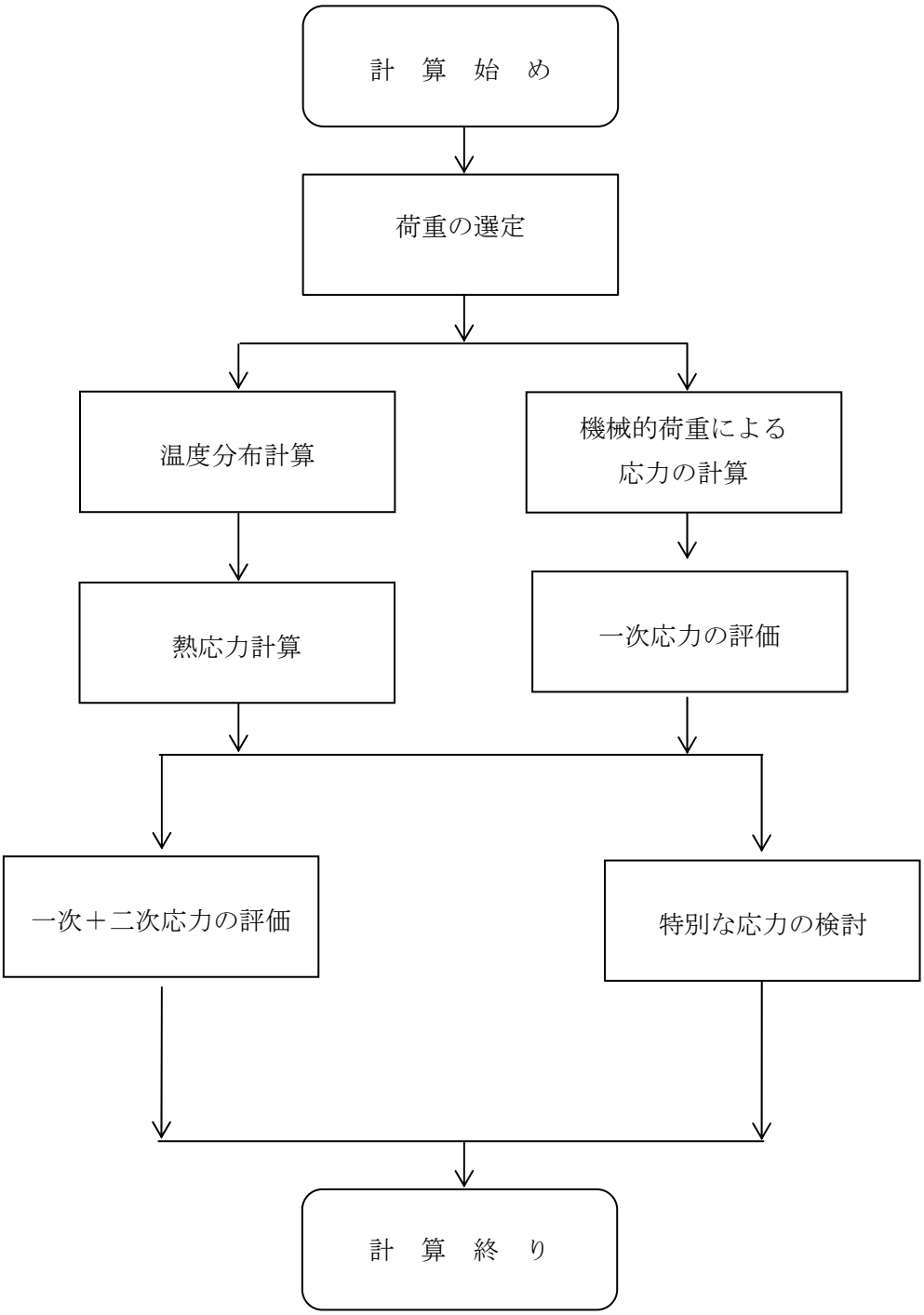



図 2.1-9　バスケットの応力解析フロー図

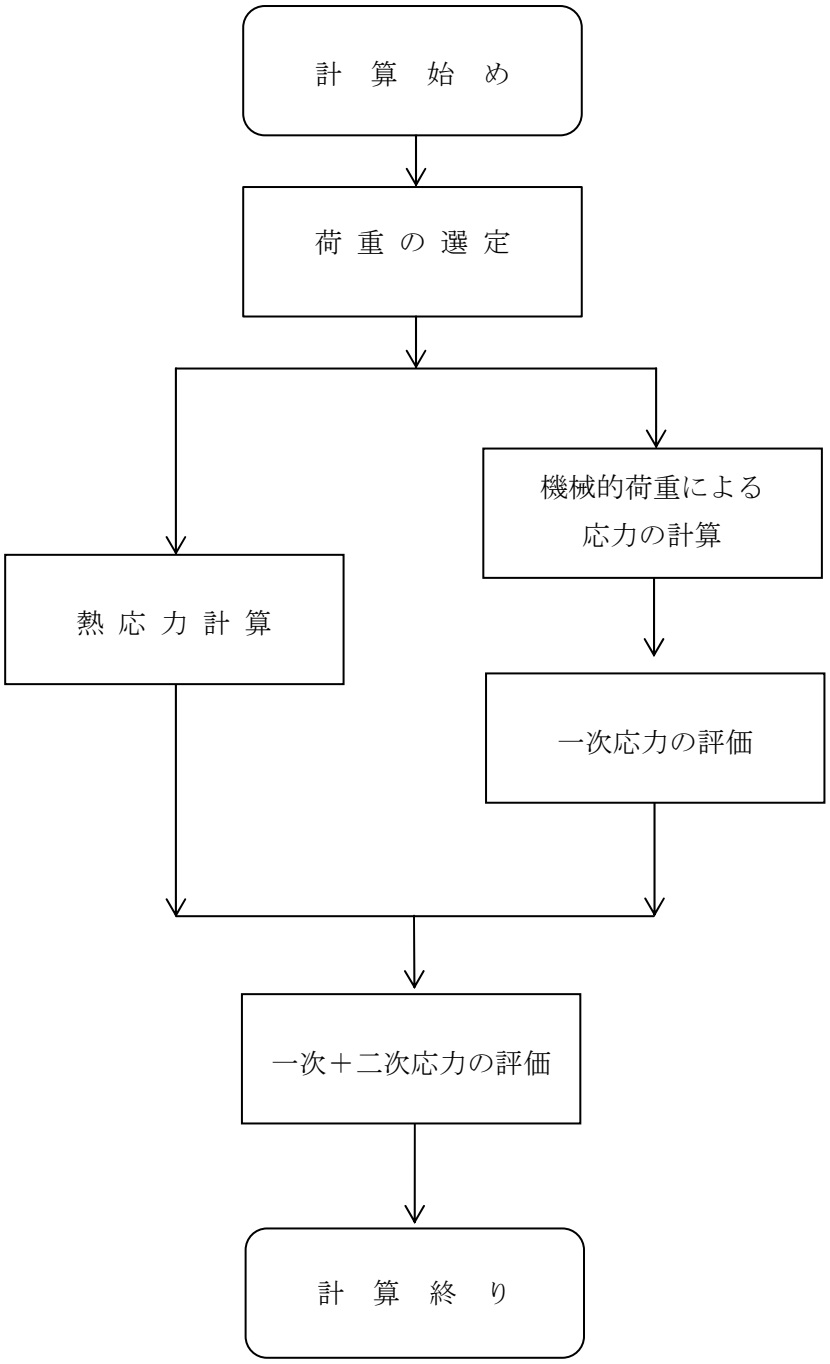



図 2.1-10　トラニオンの応力解析フロー図

② 応力の評価

Ａ．キャスク容器及び二次蓋

ａ．一次応力

一次蓋，一次蓋締付けボルト，胴，底板，底部中性子遮へい材カバー，二次蓋及び二次蓋締付けボルトの応力計算は，解析コードABAQUSにより行う。

水平方向加速度及び鉛直方向加速度として次の値を用いる。鉛直方向加速度については，プラスの方向と自重の加速度と組み合わせて考慮する。

$$\left.\begin{aligned} G_1 &= C_H \cdot G \\ G_2 &= (1 + C_V) \cdot G \end{aligned}\right\}$$ （軸方向水平地震力＋鉛直方向地震力＋自重の場合）

ここで，$C_H$：水平方向設計震度（＝0.79）

$C_V$：鉛直方向設計震度（＝0.49）

$$\left.\begin{aligned} G_3 &= C_H \cdot G \\ G_2 &= (1 + C_V) \cdot G \end{aligned}\right\}$$ （軸直角方向水平地震力＋鉛直方向地震力＋自重の場合）

ここで，$C_H$：水平方向設計震度（＝0.79）

$C_V$：鉛直方向設計震度（＝0.49）

b．一次＋二次応力

(a) 密封シール部を除く，一次蓋，胴，底板，底部中性子遮へい材カバー及び二次蓋

応力計算の方法は，a.と同様である。ただし，荷重条件は地震力のみとして計算を行い，振幅を考慮して最大値を２倍して求める。

(b) 密封シール部，一次蓋締付けボルト及び二次蓋締付けボルト

応力計算の方法は，a.と同様である。ただし，荷重条件として熱荷重を含める。

c．平均支圧応力

胴とバスケット側面との接触部に発生する平均支圧応力（$\sigma_p$）は次式で計算する。

$$\sigma_p = \frac{m_G \cdot G_2}{A}$$

ここで，$G_2$：a.と同じ

$m_G$ ：バスケットプレート及び燃料の質量(kg)

A：胴の接触面積(mm$^2$)

B．バスケット

a．地震力が鉛直方向と軸直角方向に作用する場合

(a) 一次一般膜応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート端部（図 2.1-7 ①部）である。

鉛直方向加速度により発生する一次一般膜応力($\sigma_x$)は次式で計算する。

$$\sigma_x = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで $G_2$:A.a.と同じ

$m_A$:使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量(kg)

$A_1$:バスケットプレートの断面積(mm$^2$)

(b) 一次一般膜＋一次曲げ応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート格子端部（図 2.1-7 ②部）である。

水平方向加速度により発生する一次一般膜応力($\sigma_y$)は次式で計算する。

$$\sigma_y = \frac{m_A \cdot G_3}{A_1}$$

ここで$G_3$：A.a.と同じ

$m_A$:使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量(kg)

$A_1$:バスケットプレートの断面積(mm$^2$)

鉛直方向加速度により発生する一次曲げ応力($\sigma_y$)は次式で計算する。

$$\sigma_y = \frac{M}{Z}$$

$$M = \frac{m_B \cdot G_2 \cdot l_p}{12 \cdot \frac{l_W}{2}}$$

ここで$G_2$: A.a.と同じ

M：バスケットプレート格子端部の単位幅当たりの曲げモーメント(N･mm/mm)

Z：バスケットプレートの単位幅当たりの断面係数($mm^3$/mm)

$m_B$：使用済燃料，伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量(kg)

lp:バスケットプレートの内のり(mm)

lw:バスケットプレートのキャスク容器軸方向長さ(mm)

ただし，バスケットプレート同士の嵌合のため切欠きがあり，実際の荷重負荷面の長さを lw/2 とする。

鉛直方向加速度によりバスケットプレート格子端部（図 2.1-7 ②部）に発生する平均せん断応力($\tau_{xy}$)は，次式で計算する。

$$\tau_{xy} = \frac{m_B \cdot G_2}{2 \cdot \frac{A_1}{2}}$$

ここで$G_2$: A.a.と同じ

$m_B$：使用済燃料，伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量(kg)

$A_1$:バスケットプレートの断面積($mm^2$)

(c) 平均せん断応力

バスケットプレート格子端部（図 2.1-7 ②部）に発生する特別な応力の検討の対象である平均せん断応力($\sigma_S$)は次式で計算する。

$$\sigma_S = \frac{m_B \cdot G_2}{2 \cdot \frac{A_1}{2}}$$

ここで$G_2$: A.a.と同じ

$m_B$：使用済燃料，伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量(kg)

$A_1$：バスケットプレートの断面積($mm^2$)

(d) 平均支圧応力

バスケットプレート端部（図 2.1-7 ①部）に発生する特別な応力の検討の対象である平均支圧応力($\sigma_P$)は次式で計算する。

$$\sigma_P = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで$G_2$：A.a.と同じ

$m_A$:使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量(kg)

$A_1$:バスケットプレートの断面積($mm^2$)

(e) 圧縮応力

バスケットプレート端部（図 2.1-7 ①部）に発生する特別な応力の検討の対象である圧縮応力($\sigma_C$)は次式で計算する。

$$\sigma_C = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで$G_2$：A.a.と同じ

$m_A$:使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量(kg)

$A_1$:バスケットプレートの断面積(mm$^2$)

b．地震力が鉛直方向と軸水平方向に作用する場合

(a) 一次一般膜応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート端部（図 2.1-7 ①部）である。

鉛直方向加速度により発生する一次一般膜応力($\sigma_x$)は次式で計算する。

$$\sigma_x = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで，$G_2$:A.a.と同じ

$m_A$:使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量(kg)

$A_1$:バスケットプレートの断面積(mm$^2$)

水平方向加速度により発生する一次一般膜応力($\sigma_z$)は次式で計算する。

$$\sigma_z = \rho \cdot l_W \cdot G_1$$

ここで，$G_1$:A.a.と同じ

$\rho$:バスケットプレートの密度(kg/mm$^3$)

$l_W$:バスケットプレートの全長(mm)

(b) 一次一般膜＋一次曲げ応力

最大応力が発生するのはバスケットプレート格子端部(図 2.1-7 ②部)である。

鉛直方向加速度により発生する一次曲げ応力($\sigma_y$)は次式で計算する。

$$\sigma_y = \frac{M}{Z}$$

$$M = \frac{m_B \cdot G_2 \cdot l_p}{12 \cdot \frac{l_W}{2}}$$

ここで$G_2$: A.a.と同じ

M：バスケットプレート格子端部の単位幅当たりの曲げモーメント(N･mm/mm)

Z：バスケットプレートの単位幅当たりの断面係数(mm$^3$/mm)

$m_B$：使用済燃料，伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量(kg)

lp:バスケットプレートの内のり(mm)

lw:バスケットプレートのキャスク容器軸方向長さ(mm)

ただし，バスケットプレート同士の嵌合のため切欠きがあり，実際の荷重負荷面の長さを lw/2 とする。

水平方向加速度により発生する一次一般膜応力($\sigma_z$)は次式で計算する。

$$\sigma_z = \rho \cdot l_W \cdot G_1$$

ここで，$G_1$:A.a.と同じ

$\rho$:バスケットプレートの密度(kg/mm$^3$)

$l_W$:バスケットプレートの全長(mm)

鉛直方向加速度により発生するバスケットプレート格子端部（図 2.1-7 ②部）

に発生する平均せん断応力($\tau_{xy}$)は次式で計算する。

$$\tau_{xy} = \frac{m_B \cdot G_2}{2 \cdot \frac{A_1}{2}}$$

ここで$G_2$: A.a.と同じ

$m_B$：使用済燃料，伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量(kg)

$A_1$:バスケットプレートの断面積(mm$^2$)

(c) 平均せん断応力

バスケットプレート格子端部（図 2.1-7 ②部）に発生する特別な応力の検討の対象である平均せん断応力($\sigma_S$)は次式で計算する。

$$\sigma_S = \frac{m_B \cdot G_2}{2 \cdot \frac{A_1}{2}}$$

ここで$G_2$: A.a.と同じ

$m_B$：使用済燃料，伝熱プレート及びバスケットプレートの合計質量(kg)

$A_1$:バスケットプレートの断面積(mm$^2$)

(d) 平均支圧応力

バスケットプレート端部（図 2.1-7 ①部）に発生する特別な応力の検討の対象である平均支圧応力($\sigma_P$)は次式で計算する。

$$\sigma_P = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで$G_2$:A.a.と同じ

$m_A$:使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量(kg)

$A_1$:バスケットプレートの断面積(mm$^2$)

(e) 圧縮応力

バスケットプレート端部（図 2.1-7 ①部）に発生する特別な応力の検討の対象である圧縮応力($\sigma_C$)は次式で計算する。

$$\sigma_C = \frac{m_A \cdot G_2}{A_1}$$

ここで$G_2$:A.a.と同じ

$m_A$:使用済燃料とバスケットプレート等の合計質量(kg)

$A_1$:バスケットプレートの断面積(mm$^2$)

C．トラニオン

a．地震力が鉛直方向と軸直角方向に作用する場合

(a) 一次応力

イ．せん断応力

最大応力が発生する箇所は図 2.1-6 に示す下部トラニオンの評価点①である。

鉛直方向加速度により発生するせん断応力($\tau$)は，次式で計算する

$$\tau = \frac{F_m}{A}$$

$$F_m = \frac{m_2 \cdot G_2}{4}$$

ここで，$G_2$：A.a.と同じ

$F_m$：地震力によりトラニオンに作用する荷重(N)

$m_2$：保管時における金属キャスクの質量(kg)

A　：評価点①の断面積(mm$^2$)

ロ．曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図 2.1-6 に示す下部トラニオンの評価点②である。

鉛直方向加速度により発生する曲げ応力($\sigma_b$)は次式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{M}{Z}$$

$$M = F_m \cdot L$$

ここで，$F_m$:イ．と同じ

Z：評価点②の断面係数(mm$^3$)

L：評価点②と荷重作用位置との距離(mm)

ハ．圧縮応力

最大応力が発生する箇所は図 2.1-6 に示す下部トラニオンの評価点②である。

水平方向加速度により発生する圧縮応力($\sigma_c$)は，次式で計算する。

$$\sigma_c = \frac{F_m}{A}$$

$$F_m = \frac{m_2 \cdot G_3}{2}$$

ここで，$G_3$：A.a.と同じ

$F_m$：地震力によりトラニオンに作用する荷重(N)

$m_2$：保管時における金属キャスクの質量(kg)

A　：評価点②の断面積(mm$^2$)

ニ．組合せ応力

Ⅰ．せん断応力と曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図 2.1-6 に示す下部トラニオンの評価点①である。

せん断応力($\tau$)と曲げ応力($\sigma_b$)との組合せ応力($\sigma_T$)は，次式で計算する。

$$\sigma_T = \sqrt{\sigma_b^{\,2} + 3 \cdot \tau^2}$$

ここで，$\tau$：イ．と同じ

$\sigma_b$：ロ．と同じ

ただし，Ｚ：評価点①の断面係数(mm$^3$)

Ｌ：評価点①と荷重作用位置との距離(mm)

(b) 一次＋二次応力

イ．せん断応力

地震力によるせん断応力($\tau$)の全振幅は，(a) イ．で求めたせん断応力($\tau$)の 2 倍とする。

ロ．曲げ応力

地震力による曲げ応力($\sigma_b$)の全振幅は，(a) ロ．で求めた曲げ応力($\sigma_b$)の 2 倍とする。

ハ．圧縮応力

地震力による圧縮応力($\sigma_c$)は左右方向荷重により作用し，左右方向が反転した場合，対向する別のトラニオンで荷重を受ける。地震力による圧縮応力($\sigma_c$)の最大値は，(a) ハ．で求めた圧縮応力($\sigma_c$)と同様である。

ｂ．地震力が鉛直方向と軸水平方向に作用する場合

(a) 一次応力

イ．せん断応力

最大応力が発生する箇所は図 2.1-6 に示す下部トラニオンの評価点①である。

水平方向加速度及び鉛直方向加速度により発生するせん断応力($\tau$)は，次式で計算する

$$\tau = \frac{F_m}{A}$$

$$F_m = \frac{m_2\sqrt{4G_1^2 + G_2^2}}{4}$$

ここで，$F_m$：地震力によりトラニオンに作用する荷重(N)

$m_2$：保管時における金属キャスクの質量(kg)

Ａ：評価点①の断面積(mm$^2$)

ロ．曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図 2.1-6 に示す下部トラニオンの評価点②である。

水平方向加速度及び鉛直方向加速度により発生する曲げ応力($\sigma_b$)は次式で計算する。

$$\sigma_b = \frac{M}{Z}$$

$$M = F_m \cdot L$$

ここで，$F_m$:イ．と同じ

Ｚ：評価点②の断面係数(mm$^3$)

Ｌ：評価点②と荷重作用位置との距離(mm)

ハ．組合せ応力

Ⅰ．せん断応力と曲げ応力

最大応力が発生する箇所は図 2.1-6 に示す下部トラニオンの評価点①である。

せん断応力($\tau$)と曲げ応力($\sigma_b$)との組合せ応力($\sigma_T$)は次式で計算する。

$$\sigma_T = \sqrt{\sigma_b{}^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

ここで，$\tau$：イ．と同じ

$\sigma_b$:ロ．と同じ

ただし，Ｚ：評価点①の断面係数(mm$^3$)

Ｌ：評価点①と荷重作用位置との距離(mm)

(b) 一次＋二次応力

イ．せん断応力

地震力によるせん断応力($\tau$)の全振幅は，(a) イ．で求めたせん断力($\tau$)の 2 倍とする。

ロ．曲げ応力

地震力による曲げ応力($\sigma_b$)の全振幅は，(a) ロ．で求めた曲げ応力($\sigma_b$)の 2 倍とする。

6) 解析結果

応力計算結果を表 2.1-11～表 2.1-14 に示す。いずれの機器も許容応力を満足している。

表 2.1-11(1)　計算結果（キャスク容器）

（単位：MPa）

| 部　　位 | 材　料 | 許容応力区分 | 一次一般膜応力強さ | | 一次膜＋一次曲げ応力強さ | | 一次＋二次応力強さ | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| 一次蓋 | 炭素鋼 | 供用状態D(Ⅳ$_A$S) | 4 | 251 | 18 | 377 | 49 | 366 |
| 胴 | 炭素鋼 | 供用状態D(Ⅳ$_A$S) | 2 | 251 | 11 | 377 | 19 | 366 |
| 底板 | 炭素鋼 | 供用状態D(Ⅳ$_A$S) | 3 | 251 | 10 | 377 | 11 | 366 |
| 底部中性子遮へい材カバー | 炭素鋼 | 供用状態D(Ⅳ$_A$S) | 5 | 282 | 45 | 424 | 15 | 465 |
| 一次蓋密封シール部 | 炭素鋼 | 供用状態D(Ⅳ$_A$S) | － | － | 13 | 183 | 59 | 183 |

表 2.1-11(2)　計算結果（キャスク容器）

（単位：MPa）

| 部　　位 | 材　料 | 許容応力区分 | 平均支圧応力 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 |
| 胴 | 炭素鋼 | 供用状態D(Ⅳ$_A$S) | 2 | 377 |

表 2.1-11(3)　計算結果（キャスク容器）

（単位：MPa）

| 部　　位 | 材　料 | 許容応力区分 | 平均引張応力 | | 平均引張応力＋曲げ応力 | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| 一次蓋締付けボルト | 低合金鋼 | 供用状態D(Ⅳ AS) | 243 | 831 | 345 | 831 |

表 2.1-12(1)　計算結果(二次蓋)

（単位：MPa）

| 部　　位 | 材　料 | 許容応力区分 | 一次一般膜応力強さ | | 一次膜＋一次曲げ応力強さ | | 一次＋二次応力強さ | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| 二次蓋 | 炭素鋼 | 供用状態D(Ⅳ AS) | 1 | 286 | 30 | 429 | 63 | 474 |
| 二次蓋密封シール部 | 炭素鋼 | 供用状態D(Ⅳ AS) | － | － | 17 | 183 | 37 | 183 |

表 2.1-12(2)　計算結果(二次蓋)

（単位：MPa）

| 部　　位 | 材　料 | 許容応力区分 | 平均引張応力 | | 平均引張応力＋曲げ応力 | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| 二次蓋締付けボルト | 低合金鋼 | 供用状態D(Ⅳ AS) | 245 | 848 | 273 | 848 |

表 2.1-13(1)　計算結果（バスケット）

（単位：MPa）

| 部　位 | 材　料 | 許容応力区分 | 一次一般膜応力強さ | | 一次一般膜＋一次曲げ応力強さ | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| バスケットプレート | ボロン添加ステンレス鋼板 | 供用状態D(ⅣAS) | 2 | 291 | 7 | 437 |

表 2.1-13(2)　計算結果(バスケット)

（単位：MPa）

| 部　位 | 材　料 | 許容応力区分 | 平均せん断応力 | | 平均支圧応力 | | 圧縮応力 | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| バスケットプレート | ボロン添加ステンレス鋼板 | 供用状態D(ⅣAS) | 1 | 175 | 2 | 404 | 2 | 176 |

表 2.1-14(1)　計算結果（トラニオン）

（単位：MPa）

| 部　位 | 材　料 | 許容応力区分 | 一次応力 | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 圧縮応力 | | せん断応力 | | 曲げ応力 | | 垂直応力とせん断応力の組合せ | |
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| トラニオン | ステンレス鋼 | 供用状態D(Ⅳ$_{A}$S) | 13 | 590 | 42 | 341 | 81 | 591 | 96 | 591 |

表 2.1-14(2)　計算結果（トラニオン）

（単位：MPa）

| 部　位 | 材　料 | 許容応力区分 | 一次＋二次応力 | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 圧縮応力 | | せん断応力 | | 曲げ応力 | |
| | | | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 | 計算値 | 許容応力 |
| トラニオン | ステンレス鋼 | 供用状態D(Ⅳ$_{A}$S) | 13 | 590 | 84 | 682 | 163 | 1182 |

2.2　キャスク支持架台の耐震性

(1)　乾式貯蔵キャスク

1)　評価方針

本設備で使用する乾式貯蔵キャスク支持架台,固定ボルト及び基礎ボルトの耐震性について示す。

支持架台については，添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書で基準地震動$S_2$に対する耐震性が確認されているが，新たに設置する固定ボルト及び基礎ボルトと同様に，本書にて基準地震動 Ss に対する耐震強度を確認する。

2)　支持架台及び固定具の構成

乾式貯蔵キャスク支持架台，固定ボルト及び基礎ボルトを図 2.2-1 に示す。

乾式貯蔵キャスクは横置きでトラニオンを介し，4 つの支持脚柱を持つ支持架台で支持される。支持架台は固定ボルトと基礎ボルトで基礎に固定される。

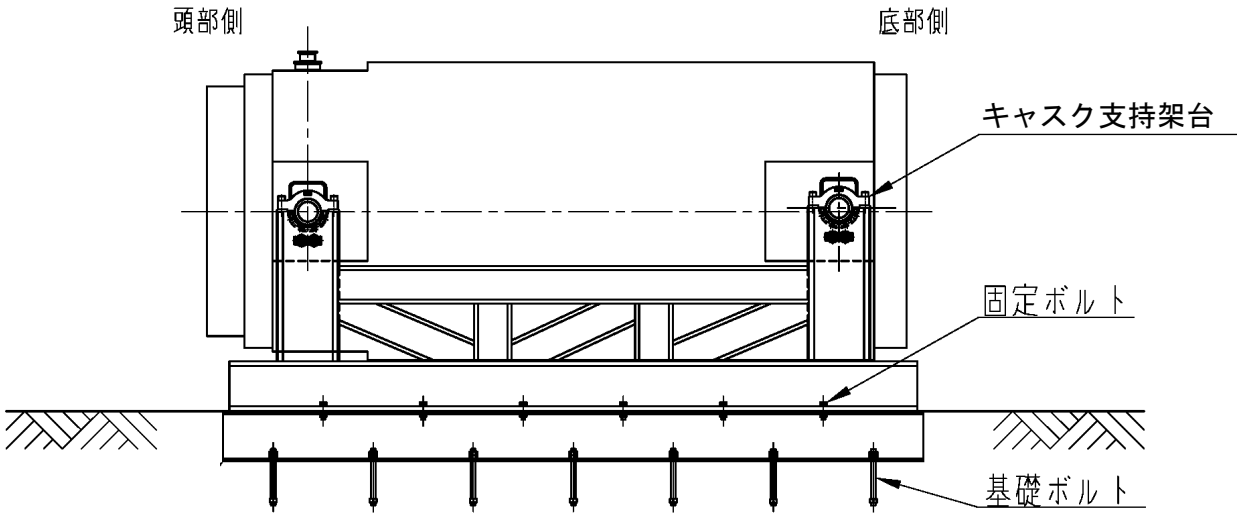



図 2.2-1　乾式貯蔵キャスク支持架台概略構造図

3) 支持架台

① 概要

本項では，大型及び中型の乾式貯蔵キャスクの支持架台の応力計算について示す。

なお，本項で示す「応力評価箇所」「計算条件」「応力計算」は，既存評価書に基づくものである。

A．記号の説明

応力評価に関する記号の説明を以下に示す。

| 記号 | 記 号 の 説 明 | 単 位 |
|---|---|---|
| $A_5$ | 支持架台の上部脚柱の断面積 | mm$^2$ |
| $f_t$ | 許容引張応力 | N/mm$^2$ |
| $f_s$ | 許容せん断応力 | N/mm$^2$ |
| $f_c$ | 許容圧縮応力 | N/mm$^2$ |
| $f_b$ | 許容曲げ応力 | N/mm$^2$ |
| $f_p$ | 許容支圧応力 | N/mm$^2$ |
| $f_t$*1) | 許容引張応力 | N/mm$^2$ |
| $f_s$*1) | 許容せん断応力 | N/mm$^2$ |
| $f_c$*1) | 許容圧縮応力 | N/mm$^2$ |
| $f_b$*1) | 許容曲げ応力 | N/mm$^2$ |
| $f_p$*1) | 許容支圧応力 | N/mm$^2$ |
| G | 重力加速度（＝9.80665） | m/s$^2$ |
| $J_5$ | 支持架台の上部脚柱のねじり剛性係数 | mm$^4$ |
| $\ell_{SY}$ | 図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱における荷重点からせん断中心までの距離 | mm |
| $\ell_{TY}$ | 図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱における荷重点から断面中立軸までの距離 | mm |
| $\ell_{TZ}$ | 図 2.2-3 に示すトラニオン部（荷重作用点）から支持架台の脚柱の応力評価部位までの距離 | mm |
| $S_S$ | 基準地震動$S_S$による地震力 | － |
| $t_{SC}$ | トラニオン受部の上部脚柱の板厚 | mm |
| $W_{S1}$ | 支持架台の上部脚柱の総質量 | kg |
| $W_V$ | キャスク容器（内部を含む）の総質量 | kg |
| $Z_{SCX}$ | 図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱のＸ軸に関する断面係数 | mm$^3$ |
| $Z_{SCY}$ | 図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱のＹ軸に関する断面係数 | mm$^3$ |

| 記号 | 記 号 の 説 明 | 単 位 |
|---|---|---|
| $\sigma_{bHX}$ | キャスク容器軸方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する曲げ応力 | N/mm$^2$ |
| $\sigma_{bHY}$ | キャスク容器軸直角方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する曲げ応力 | N/mm$^2$ |
| $\sigma_{co}$ | 自重により支持架台の上部脚柱に発生する圧縮応力 | N/mm$^2$ |
| $\sigma_{bo}$ | 自重により支持架台の上部脚柱に発生する曲げ応力 | N/mm$^2$ |
| $\sigma_{To}$ | 自重により支持架台の上部脚柱に発生する組合せ応力 | N/mm$^2$ |
| $\sigma_{c}$ | 座屈応力 | N/mm$^2$ |
| $\sigma_{cV}$ | 自重と鉛直方向地震力により支持架台の上部脚柱に発生する圧縮応力 | N/mm$^2$ |
| $\sigma_{bV}$ | 自重と鉛直方向地震力により支持架台の上部脚柱に発生する曲げ応力 | N/mm$^2$ |
| $\sigma_{Tc}$ | 自重のみによる圧縮応力と鉛直方向地震力による圧縮応力の合成圧縮応力 | N/mm$^2$ |
| $\sigma_{Tb}$ | 自重のみによる曲げ応力と鉛直方向地震力による曲げ応力，水平地震力による曲げ応力の合成曲げ応力 | N/mm$^2$ |
| $\sigma_{THX}$ | 自重，鉛直方向地震力，キャスク容器軸方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する圧縮応力，曲げ応力及びせん断応力の組合せ応力 | N/mm$^2$ |
| $\sigma_{THY}$ | 自重，鉛直方向地震力，キャスク容器軸直角方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する圧縮応力，曲げ応力及びせん断応力の組合せ応力 | N/mm$^2$ |
| $\tau_{SHX}$ | キャスク容器軸方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する平均せん断応力 | N/mm$^2$ |
| $\tau_{SHY}$ | キャスク容器軸直角方向水平地震力によりキャスク支持架台の上部脚柱に発生する平均せん断応力 | N/mm$^2$ |
| $\tau_{THX}$ | キャスク容器軸方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に加わるねじりによるせん断応力 | N/mm$^2$ |
| $\tau_{HX}$ | 水平地震力による平均せん断応力とねじりせん断応力の合成せん断応力 | N/mm$^2$ |
| $\Delta\sigma_{c}$ | 地震力のみによる引張・圧縮応力の応力範囲 | N/mm$^2$ |
| $\Delta\sigma_{b}$ | 地震力のみによる曲げ応力の応力範囲 | N/mm$^2$ |
| $\Delta\tau$ | 地震力のみによるせん断応力の応力範囲 | N/mm$^2$ |
| $I+S_S$ | 設計事象Ⅰの仮保管時の状態において，$S_S$地震力が作用した場合の許容応力状態 | － |

注1)　$f_t^*$，$f_s^*$，$f_c^*$，$f_b^*$，$f_p^*$：$f_t$，$f_s$，$f_c$，$f_b$，$f_p$の値を算出する際に設計・建設規格 SSB-3121.1(1)における「付録材料図表 Part5 表 8 に規定する材料の設計降伏点」とあるのを「付録材料図表 Part5 表 8 に規定する材料の設計降伏点の 1.2 倍の値」と読み替えて算出した値。

B．計算条件

計算条件を表 2.2-1 に示す。

2.1 (1) 3) ③より支持架台の固有周期が 0.05[s]以下であることから，支持架台は剛であると考えられる。よって支持架台の機械的荷重である設計用地震力は乾式貯蔵キャスクと同様に 1.2ZPA とする。

C．許容応力

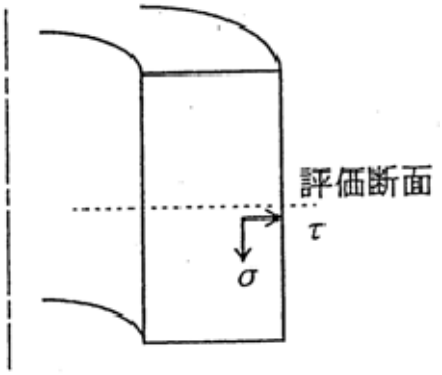
支持架台材料の許容応力値を表 2.2-2 に示す。

D．応力の記号と方向

応力の記号とその方向は下記のとおりである。

σ ：評価断面に垂直な方向の応力

τ ：せん断応力



② 応力計算

A．応力評価点

支持架台の応力評価点を図 2.2-2 及び図 2.2-3 に示す。

B．仮保管時（$S_S$地震力が作用する場合）

a．荷重条件

仮保管時において$S_S$地震力が作用する場合の荷重は，次に示す組合せとする。

荷重の組合せ：自重＋地震力

b．計算方法

支持架台の応力計算は，以下に示す方法で計算する。

(a) 支持架台の応力

支持架台の上部脚柱（図 2.2-3 参照）に発生する圧縮応力，曲げ応力，せん断応力及びこれらの組合せ応力を計算する。

自重のみによる支持架台の上部脚柱（図 2.2-3 参照）の一次応力の圧縮応力（$\sigma_{co}$），曲げ応力（$\sigma_{bo}$），組合せ応力（$\sigma_{To}$）は次式で表される。

$$\sigma_{co} = \frac{(W_V + W_{S1}) \cdot G}{4 \cdot A_5} \quad (1)$$

$$\sigma_{bo} = \frac{(W_V + W_{S1}) \cdot G \cdot \ell_{TY}}{4 \cdot Z_{SCX}} \quad (2)$$

$$\sigma_{To} = \sigma_{co} + \sigma_{bo} \quad (3)$$

ここで，

$W_V$ ：キャスク容器（内部を含む）の総質量

・大型 115000 kg

・中型 96000 kg

$W_{S1}$ ：支持架台の上部脚柱の総質量

・大型 600 kg

・中型 600 kg

$A_5$ ：支持架台の上部脚柱の断面積

・大型 50600 mm$^2$

・中型 53080 mm$^2$

$\ell_{TY}$ ：図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱における荷重点から断面中立軸までの距離

・大型 93.6 mm

・中型 116.4 mm

$Z_{SCX}$ ：図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱の X 軸に関する断面係数

・大型 キャスク容器側 ：$5.535 \times 10^6$ mm$^3$

キャスク容器と反対側：$2.611 \times 10^6$ mm$^3$

・中型 キャスク容器側 ：$7.081 \times 10^6$ mm$^3$

キャスク容器と反対側：$3.352 \times 10^6$ mm$^3$

なお，応力計算では下記の荷重を組合せる。

①自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力
②自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力

イ．自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力の場合
（イ）一次応力

自重のみによる圧縮応力（$\sigma_{co}$）と鉛直方向地震力による圧縮応力（$\sigma_{cV}$）の合成圧縮応力（$\sigma_{Tc}$）

$$\sigma_{cV} = \frac{C_V \cdot (W_V + W_{S1})}{4 \cdot A_5} \quad (4)$$

$$\sigma_{Tc} = \sigma_{co} + \sigma_{cV} \quad (5)$$

自重のみによる曲げ応力（$\sigma_{bo}$）と鉛直方向地震力による曲げ応力（$\sigma_{bV}$），水平地震力による曲げ応力（$\sigma_{bHX}$）の合成曲げ応力（$\sigma_{Tb}$）

$$\sigma_{bV} = \frac{C_V \cdot (W_V + W_{S1}) \cdot \ell_{TY}}{4 \cdot Z_{SCX}} \quad (6)$$

$$\sigma_{bHX} = \frac{C_H \cdot (W_V + W_{S1}) \cdot \ell_{TZ}}{2 \cdot Z_{SCY}} \quad (7)$$

$$\sigma_{Tb} = \sigma_{bo} + \sigma_{bV} + \sigma_{bHX} \quad (8)$$

水平地震力による平均せん断応力（$\tau_{SHX}$）とねじりせん断応力（$\tau_{THX}$）の合成せん断応力（$\tau_{HX}$）

$$\tau_{SHX} = \frac{C_H \cdot (W_V + W_{S1})}{2 \cdot A_5} \quad (9)$$

$$\tau_{THX} = \frac{C_H \cdot (W_V + W_{S1}) \cdot \ell_{SY} \cdot t_{SC}}{2 \cdot J_5} \quad (10)$$

$$\tau_{HX} = \tau_{SHX} + \tau_{THX} \quad (11)$$

以上の圧縮応力（$\sigma_{Tc}$），曲げ応力（$\sigma_{Tb}$），せん断応力（$\tau_{HX}$）による組合せ応力（$\sigma_{THX}$）は次式で表される。

$$\sigma_{THX} = \sqrt{(\sigma_{Tc} + \sigma_{Tb})^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2} \quad (12)$$

ここで，

$l_{TZ}$　：図 2.2-3 に示すトラニオン部（荷重作用点）から支持架台の脚柱の応力評価部位までの距離
- 大型　250 mm
- 中型　250 mm

$Z_{SCY}$　：図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱の Y 軸に関する断面係数
- 大型　$6.400 \times 10^6$ mm$^3$
- 中型　$6.815 \times 10^6$ mm$^3$

$J_5$　：図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱のねじり剛性係数
- 大型　$3.448 \times 10^7$ mm$^4$
- 中型　$3.296 \times 10^7$ mm$^4$

$l_{SY}$　：図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱における荷重点からせん断中心までの距離
- 大型　124.7 mm
- 中型　152.7 mm

$t_{SC}$　：トラニオン受部の上部支柱の板厚
- 大型　50 mm
- 中型　50 mm

$C_V$　：鉛直方向加速度
- 大型　0.49 G
- 中型　0.49 G

$C_H$　：水平方向加速度
- 大型　0.79 G
- 中型　0.79 G

(ロ)一次＋二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲（$\Delta\sigma_c$），曲げの応力範囲（$\Delta\sigma_b$），せん断の応力範囲（$\Delta\tau$），及び座屈応力（$\sigma_c$）は次式により表される。なお，この部位では支圧応力，せん断座屈，曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈を評価する。

$$\Delta\sigma_c = 2\cdot\sigma_{cV} \quad (13)$$
$$\Delta\sigma_b = 2\cdot(\sigma_{bV}+\sigma_{bHX}) \quad (14)$$
$$\Delta\tau = 2\cdot\tau_{HX} \quad (15)$$
$$\sigma_c = \sigma_{Tc} \quad (16)$$

ロ．自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力の場合

(イ)一次応力

自重のみによる応力と鉛直方向地震力による応力，軸直角方向水平地震力による曲げ応力（$\sigma_{bHY}$）を組合せた曲げ応力（$\sigma_{Tb}$）及び平均せん断応力（$\tau_{SHY}$）との組合せ応力（$\sigma_{THY}$）は次式で表される。

$$\sigma_{bHY} = \frac{C_H\cdot(W_V+W_{S1})\cdot\ell_{TZ}}{4\cdot Z_{SCX}} \quad (17)$$
$$\tau_{SHY} = \frac{C_H\cdot(W_V+W_{S1})}{4\cdot A_5} \quad (18)$$
$$\sigma_{Tb} = \sigma_{bo}+\sigma_{bV}+\sigma_{bHY} \quad (19)$$
$$\sigma_{THY} = \sqrt{(\sigma_{Tc}+\sigma_{Tb})^2+3\cdot\tau_{SHY}^2} \quad (20)$$

(ロ)一次＋二次応力

地震力のみによる曲げの応力範囲（$\Delta\sigma_b$），せん断の応力範囲（$\Delta\tau$）は次式により表される。引張・圧縮の応力範囲（$\Delta\sigma_c$）は（13）式による。なお，この部位では支圧応力は生じない。座屈評価は（16）式による。

$$\Delta\sigma_b = 2\cdot(\sigma_{bV}+\sigma_{bHY}) \quad (21)$$
$$\Delta\tau = 2\cdot\tau_{SHY} \quad (22)$$

ｃ．計算結果

応力計算結果を表 2.2-3 に示す。

③　応力の評価

Ａ．一次応力の評価

設計事象における評価を表 2.2-3 に示す。

表 2.2-3 より，支持架台の一次応力は，許容応力以下となる。

Ｂ．一次＋二次応力の評価

設計事象における評価を表 2.2-3 に示す。

表 2.2-3 より，支持架台の一次＋二次応力は，許容応力以下となる。

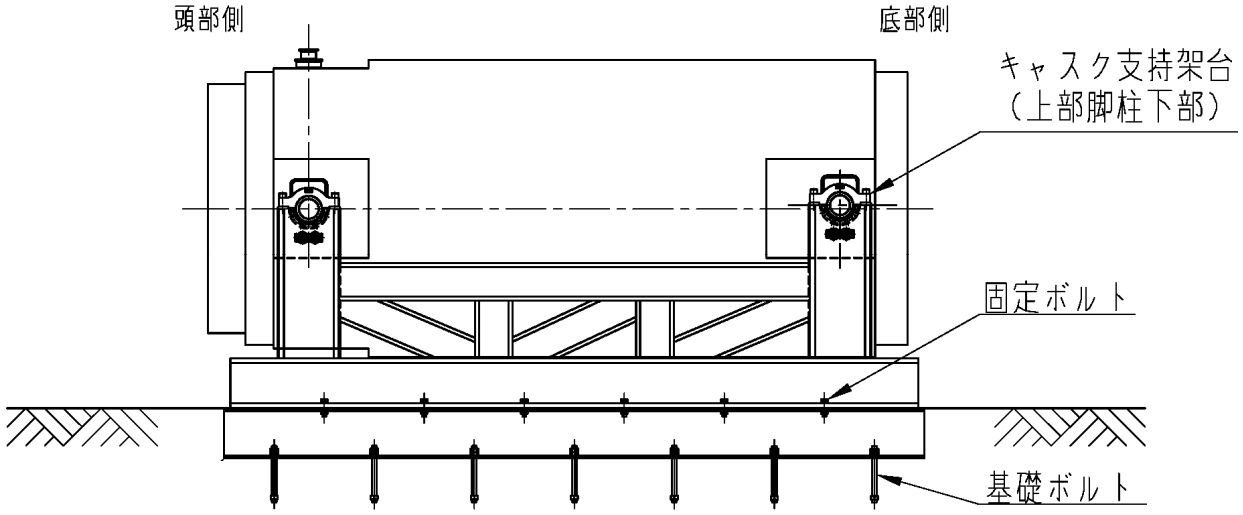



図 2.2-2　応力評価部位

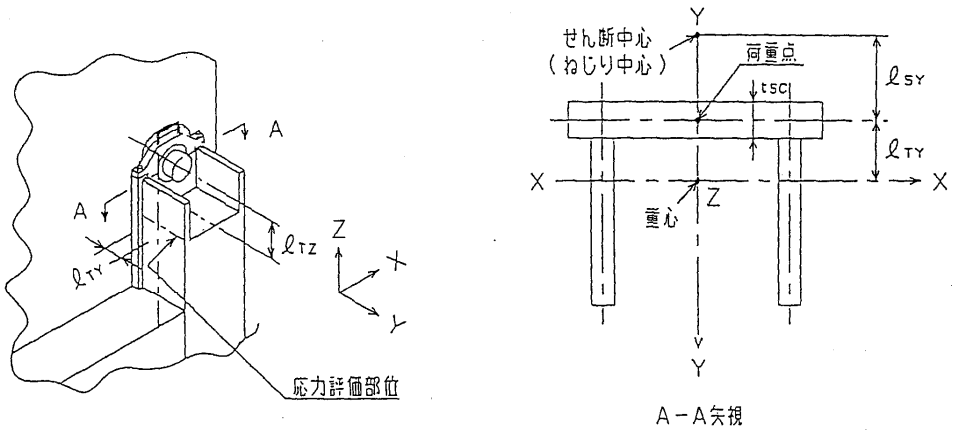



図 2.2-3　応力評価部位（キャスク支持架台の上部脚柱）

表 2.2-1　計算条件

| 項　　目 | | 計算条件 |
|---|---|---|
| 機械的荷重 | 地 震 力 | $S_S$ 地震力　水平方向　：0.79 G<br>鉛直方向　：0.49 G |
| 熱 荷 重 | 最高使用温度 | 50℃ |
| 材料 | | SS400 |

表 2.2-2　支持構造物用材料の許容応力値

| 許容応力区分 | 応力の種類 | | 許容応力値（N/mm$^2$） | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | | 炭素鋼[1]（支持架台） | | |
| | | | 大型 | 中型 | 許容値基準 |
| | | | SS400 | SS400 | |
| I＋$S_S$ | 一次応力 | 引張応力 | 253 | 253 | $1.5f_t$* |
| | | 圧縮応力 | 210 | 211 | $1.5f_c$* |
| | | せん断応力 | 146 | 146 | $1.5f_s$* |
| | | 曲げ応力 | 253 | 253 | $1.5f_b$* |
| | | 支圧応力 | 346 | 346 | $1.5f_p$* |
| | 一次＋二次応力 | 引張・圧縮応力 | 423 | 423 | $3f_t$[2] |
| | | せん断応力 | 244 | 244 | $3f_s$[2] |
| | | 曲げ応力 | 423 | 423 | $3f_b$[2] |
| | | 支圧応力 | 346 | 346 | $1.5f_p$* |
| | | 座屈応力 | 210 | 211 | $1.5f_b$，$1.5f_s$又は$1.5f_c$ |

注 1）一次応力における組合せ応力評価は以下による。

① 評価断面に垂直な方向の応力（$\sigma$）とせん断応力（$\tau$）を組合せた応力（$\sigma_T$）は，引張応力に対する許容応力値以下であること。

$$\sigma_T = \sqrt{\sigma^2+3\cdot\tau^2}$$

② 組合せ応力評価として，評価断面に垂直な方向の応力同士での組合せ（軸応力＋曲げ応力，せん断応力を考慮しない）として下記の評価がある。

○圧縮応力と曲げ応力との組合せが生じる場合は，次式を満足すること。

$$\frac{|\sigma_c|}{1.5\cdot f_c^*}+\frac{|{}_c\sigma_b|}{1.5\cdot f_b^*}\leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{|{}_t\sigma_b|-|\sigma_c|}{1.5\cdot f_t^*}\leqq 1$$

○引張応力と曲げ応力との組合せが生じる場合は，次式を満足すること。

$$\frac{|\sigma_t|+|{}_t\sigma_b|}{1.5\cdot f_t^*}\leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{|{}_c\sigma_b|-|\sigma_t|}{1.5\cdot f_b^*}\leqq 1$$

ここで，$\sigma_c$ ：平均圧縮応力（N/mm$^2$）

$\sigma_t$ ：平均引張応力（N/mm$^2$）

${}_c\sigma_b$ ：圧縮側曲げ応力（N/mm$^2$）

${}_t\sigma_b$ ：引張側曲げ応力（N/mm$^2$）

注 2）$S_S$地震力のみによる応力範囲について評価。

表 2.2-3　支持架台の応力評価（仮保管時：$S_S$地震力が作用する場合）

（単位：N/mm$^2$）

| 部位 | 応力の種類 | | 大型 | | | 中型 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 計算値 | | 許容応力 | 計算値 | | 許容応力 |
| | | | ケース１ 1) | ケース２ 1) | | ケース１ 1) | ケース２ 1) | |
| 支持架台 | 一次応力 | 引張応力 | — | — | 253 | — | — | 253 |
| | | 圧縮応力 | 9 | 9 | 210 | 7 | 7 | 211 |
| | | せん断応力 | 90 | 5 | 146 | 94 | 4 | 146 |
| | | 曲げ応力 | 33 | 37 | 253 | 26 | 27 | 253 |
| | | 組合せ応力 | 159 | 30 | 253 | 165 | 21 | 253 |
| | | 支圧応力 | — | — | 346 | — | — | 346 |
| | 一次＋二次応力 2) | 引張・圧縮応力 | 6 | 6 | 423 | 5 | 5 | 423 |
| | | せん断応力 | 180 | 9 | 244 | 188 | 7 | 244 |
| | | 曲げ応力 | 45 | 53 | 423 | 36 | 36 | 423 |
| | | 支圧応力 | — | — | 346 | — | — | 346 |
| | | 座屈応力 3) | 9 | 9 | 210 | 7 | 7 | 211 |

注 1）ケース 1 は自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力の場合
　　ケース 2 は自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力の場合

注 2）$S_S$地震力のみによる応力範囲について評価

注 3）自重＋地震力の最大応力で評価

4) 固定ボルト，基礎ボルト

① 概要

本項では，大型及び中型の乾式貯蔵キャスクの支持構造物のうち固定ボルト，基礎ボルトに関する応力計算について示す。

なお，地震時における支持架台の設計震度は大型と中型で同じであり，乾式貯蔵キャスクの質量は大型の方が大きく（大型：115000kg，中型：96000kg），また当該評価部位の形状，材料等は共通であるため大型のみを検討対象とする。

A．形状・寸法・材料

本計算書で解析する箇所の形状・寸法・材料を図 2.2-4 に示す。

B．計算条件

計算条件を表 2.2-4 に示す。

C．許容応力

解析箇所の許容応力を表 2.2-5 に示す。

D．応力の記号と方向

応力の記号とその方向は，3）① D 項と同じである。

② 応力計算

A．荷重条件

仮保管時において$S_s$地震力が作用する場合の荷重は，次に示す組合せとする。

荷重の組合せ：自重＋地震力

B．計算方法

固定ボルト，基礎ボルトの応力計算は，以下に示す方法で計算する。

なお，鉛直地震力と水平地震力を同時に考慮した荷重により，発生する応力を計算する。

a．固定ボルトの応力

(a)固定ボルトの引張応力

イ．自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力の場合

図 2.2-6 において，最大引張応力が発生するのは支点から最も遠い固定ボルトである。支点回りのモーメントの釣合による最大引張応力（$\sigma_{tfHX}$）は次式で表される。

$$\left.\begin{aligned} \sigma_{tfHX} &= \frac{F_{fX1}}{A_{fb}} \\ F_{fX1} &= \frac{L_{fX1}\cdot M_{fTHX}}{\sum_{i=1}^{6} N_{fXi}\cdot L_{fXi}^{2}} \\ M_{fTHX} &= \{C_H\cdot H_{fVG}-(1G-C_V)\cdot L_{fVGX}\}\cdot W_V+\{C_H\cdot H_{fSG}-(1G-C_V)\cdot L_{fSGX}\}\cdot W_S \end{aligned}\right\} \quad (1)$$

ここで，

$W_V$ ：キャスク質量（＝115000 kg）

$W_S$ ：キャスク支持架台質量（＝15000 kg）

$C_V$ ：鉛直方向震度（＝0.49 G）

$C_H$ ：水平方向震度（＝0.79 G）

G ：重力加速度（＝9.80665 m/s$^2$）

$F_{fX1}$～$F_{fX6}$ ：図 2.2-6 に示す固定ボルトに発生する引張力（N）

$A_{fb}$ ：固定ボルト１本の呼び径断面積（＝855.3 mm$^2$）

$L_{fX1}$～$L_{fX6}$ ：図 2.2-6 に示す固定ボルトの各位置（mm）

$\Delta L_{fX}$ ：図 2.2-6 に示す固定ボルトの間隔

$L_{fXi+1}=L_{fXi}-\Delta L_{fX}$

$\Delta L_{fX}$（＝800 mm），$L_{fX1}$（＝4750 mm）

$N_{fX1}$～$N_{fX6}$ ：図 2.2-6 に示す固定ボルトの各位置での本数（＝各 2 本）

$M_{fTHX}$ ：軸方向水平地震力に関する転倒モーメント（N･mm）

$H_{fVG}$ ：図 2.2-6 に示すキャスク容器の重心高さ（＝1600 mm）

$H_{fSG}$ ：図 2.2-6 に示すキャスク支持架台の重心高さ（＝522 mm）

$L_{fVGX}$ ：図 2.2-6 に示すキャスク容器の軸方向の重心位置（＝2672 mm）

$L_{fSGX}$ ：図 2.2-6 に示すキャスク支持架台の軸方向の重心位置（＝2754.9 mm）

(1) 式の転倒モーメント（$M_{fTHX}$）が負であれば，引張力（$F_{fX1}$）は作用しないので，この場合は引張応力の計算は省略する。

ロ．自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向地震力の場合

図 2.2-7 において，最大引張応力が発生するのは支点から最も遠い固定ボルトである。支点回りのモーメントを片側の固定ボルトで受ける場合の最大引張応力（$\sigma_{tfHY}$）は次式で表される。

$$\left.\begin{aligned} \sigma_{tfHY} &= \frac{F_{fY}}{A_{fb}} \\ F_{fY} &= \frac{M_{fTHY}}{N_{fY} \cdot L_{fY}} \\ M_{fTHY} &= \{C_H \cdot H_{fVG} - (1G - C_V) \cdot L_{fVGY}\} \cdot W_V + \{C_H \cdot H_{fSG} - (1G - C_V) \cdot L_{fSGY}\} \cdot W_S \end{aligned}\right\} (2)$$

ここで，

$W_V$　：キャスク質量（＝115000 kg）

$W_S$　：キャスク支持架台質量（＝15000 kg）

$C_V$　：鉛直方向震度（＝0.49 G）

$C_H$　：水平方向震度（＝0.79 G）

G　：重力加速度（＝9.80665 m/s$^2$）

$F_{fY}$　：図 2.2-7 に示す固定ボルトに発生する引張力（N）

$A_{fb}$　：固定ボルト１本の呼び径断面積（＝855.3 mm$^2$）

$L_{fY}$　：図 2.2-7 に示す支点から固定ボルトまでの距離（＝3200 mm）

$N_{fY}$　：図 2.2-7 に示す固定ボルト位置（$L_{fY}$）での本数（＝6 本）

$M_{fTHY}$　：軸直角方向水平地震力に関する転倒モーメント（N･mm）

$H_{fVG}$　：図 2.2-7 に示すキャスク容器の重心高さ（＝1600 mm）

$H_{fSG}$　：図 2.2-7 に示すキャスク支持架台の重心高さ（＝522 mm）

$L_{fVGY}$　：図 2.2-7 に示すキャスク容器の軸直角方向の重心位置（＝1650 mm）

$L_{fSGY}$　：図 2.2-7 に示すキャスク支持架台の軸直角方向の重心位置（＝1650 mm）

(2) 式の転倒モーメント（$M_{fTHY}$）が負であれば，引張力（$F_{fY}$）は作用しないので，この場合は引張応力の計算は省略する。

(b)固定ボルトのせん断応力

固定ボルトのせん断応力（$\tau_f$）は次式で表される。

$$\tau_f = \frac{C_H \cdot (W_V + W_S)}{N_f \cdot A_{fm}} \quad (3)$$

ここで，

$C_H$　：水平方向震度（＝0.79 G）

$N_f$　：固定ボルトの本数（＝12 本）

$A_{fm}$　：固定ボルトの有効断面積（＝693.6 mm$^2$）

$W_V$　：キャスク質量（＝115000 kg）

$W_S$　：キャスク支持架台質量（＝15000 kg）

G　：重力加速度（＝9.80665 m/s$^2$）

b．基礎ボルトの応力

(a)基礎ボルトの引張応力

イ.自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力の場合

図 2.2-8 において，最大引張応力が発生するのは支点から最も遠い基礎ボルトである。支点回りのモーメントの釣合による最大引張応力（$\sigma_{taHX}$）は次式で表される。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_{taHX}&=\frac{F_{aX1}}{A_{ab}}\\ F_{aX1}&=\frac{L_{aX1}\cdot M_{aTHX}}{\sum_{i=1}^{7} N_{aXi}\cdot L_{aXi}^{2}}\\ M_{aTHX}&=\{C_H\cdot H_{aVG}-(1G-C_V)\cdot L_{aVGX}\}\cdot W_V+\{C_H\cdot H_{aSG}-(1G-C_V)\cdot L_{aSGX}\}\cdot W_S\\ &\quad+\{C_H\cdot H_{aPG}-(1G-C_V)\cdot L_{aPGX}\}\cdot W_P\end{aligned}\right\}\quad(4)$$

ここで，

$W_V$ ：キャスク質量（＝115000 kg）

$W_S$ ：キャスク支持架台質量（＝15000 kg）

$W_P$ ：固定具質量（＝3000 kg）

$C_V$ ：鉛直方向震度（＝0.49 G）

$C_H$ ：水平方向震度（＝0.79 G）

G ：重力加速度（＝9.80665 m/s$^2$）

$F_{aX1}$～$F_{aX7}$ ：図 2.2-8 に示す基礎ボルトに発生する引張力（N）

$A_{ab}$ ：基礎ボルト１本の呼び径断面積（＝1017.9 mm$^2$）

$L_{aX1}$～$L_{aX7}$ ：図 2.2-8 に示す基礎ボルトの各位置（mm）

$\Delta L_{aX}$ ：図 2.2-8 に示す基礎ボルトの間隔

$L_{aXi+1}=L_{aXi}-\Delta L_{aX}$

$\Delta L_{aX}$（＝800 mm），$\Delta L_{aX1}$（＝5200 mm）

$N_{aX1}$～$N_{aX7}$ ：図 2.2-8 に示す基礎ボルトの各位置での本数（本）

$M_{aTHX}$ ：軸方向水平地震力に関する転倒モーメント（N･mm）

$H_{aVG}$ ：図 2.2-8 に示すキャスク容器の重心高さ（＝2000 mm）

$H_{aSG}$ ：図 2.2-8 に示すキャスク支持架台の重心高さ（＝922 mm）

$H_{aPG}$ ：図 2.2-8 に示す固定具の重心高さ（＝200 mm）

$L_{aVGX}$ ：図 2.2-8 に示すキャスク容器の軸方向の重心位置（＝2722 mm）

$L_{aSGX}$ ：図 2.2-8 に示すキャスク支持架台の軸方向の重心位置（＝2804.9 mm）

$L_{aPGX}$ ：図 2.2-8 に示す固定具の軸方向の重心位置（＝2800 mm）

（4）式の転倒モーメント（$M_{aTHX}$）が負であれば，引張力（$F_{aX1}$）は作用しないので，この場合は引張応力の計算は省略する。

ロ．自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向地震力の場合

図 2.2-9 において，最大引張応力が発生するのは支点から最も遠い基礎ボルトである。支点回りのモーメントを片側の基礎ボルトで受ける場合の最大引張応力（$\sigma_{taHY}$）は次式で表される。

$$\left.\begin{aligned}
\sigma_{taHY} &= \frac{F_{aY1}}{A_{ab}} \\
F_{aY1} &= \frac{M_{aTHY}\cdot L_{aY1}}{N_{aY1}\cdot L_{aY1}^{2}+N_{aY2}\cdot L_{aY2}^{2}} \\
M_{aTHY} &= \{C_H\cdot H_{aVG}-(1G-C_V)\cdot L_{aVGY}\}\cdot W_V+\{C_H\cdot H_{aSG}-(1G-C_V)\cdot L_{aSGY}\}\cdot W_S \\
&\quad +\{C_H\cdot H_{aPG}-(1G-C_V)\cdot L_{aPGY}\}\cdot W_P
\end{aligned}\right\} \quad (5)$$

ここで，

$W_V$ ：キャスク質量（＝115000 kg）

$W_S$ ：キャスク支持架台質量（＝15000 kg）

$W_P$ ：固定具質量（＝3000 kg）

$C_V$ ：鉛直方向震度（＝0.49 G）

$C_H$ ：水平方向震度（＝0.79 G）

G ：重力加速度（＝9.80665 m/s$^2$）

$F_{aY1}$～$F_{aY2}$ ：図 2.2-9 に示す基礎ボルトに発生する引張力（N）

$A_{ab}$ ：固定ボルト１本の呼び径断面積（＝1017.9 mm$^2$）

$L_{aY1}$～$L_{aY2}$ ：図 2.2-9 に示す支点から基礎ボルトまでの距離（$L_{aY1}$＝3200 mm，$L_{aY2}$＝3000 mm）

$N_{aYi}$ ：図 2.2-9 に示す基礎ボルト位置（$L_{aYi}$）での本数（＝各７本）

$M_{aTHY}$ ：軸直角方向水平地震力に関する転倒モーメント（N･mm）

$H_{aVG}$ ：図 2.2-9 に示すキャスク容器の重心高さ（＝2000 mm）

$H_{aSG}$ ：図 2.2-9 に示すキャスク支持架台の重心高さ（＝922 mm）

$H_{aPG}$ ：図 2.2-9 に示す固定具の重心高さ（＝200 mm）

$L_{aVGY}$ ：図 2.2-9 に示すキャスク容器の軸直角方向の重心位置（＝1650 mm）

$L_{aSGY}$ ：図 2.2-9 に示すキャスク支持架台の軸直角方向の重心位置（＝1650 mm）

$L_{aPGY}$ ：図 2.2-9 に示すキャスク支持架台の軸直角方向の重心位置（＝1650mm）

(5) 式の転倒モーメント（$M_{aTHY}$）が負であれば，引張力（$F_{aY1}$）は作用しないので，この場合は引張応力の計算は省略する。

(b)基礎ボルトのせん断応力

基礎ボルトのせん断応力（$\tau_f$）は次式で表される。

$$\tau_f = \frac{C_H \cdot (W_V + W_S + W_P)}{N_a \cdot A_{am}} \quad (6)$$

ここで，

$C_H$ ：水平方向震度（＝0.79 G）

$N_a$ ：基礎ボルトの本数（＝28 本）

$A_{am}$ ：基礎ボルトの有効断面積（＝816.7 $mm^2$）

$W_V$ ：キャスク質量（＝115000 kg）

$W_S$ ：キャスク支持架台質量（＝15000 kg）

$W_P$ ：固定具質量（＝3000 kg）

G ：重力加速度（＝9.80665 $m/s^2$）

④応力の評価

設計事象Ⅰ＋Ｓ$_s$における固定ボルト及び基礎ボルトの評価を表 2.2-6 に示す。

表 2.2-6 より，各部の一次応力は許容応力以下となっている。

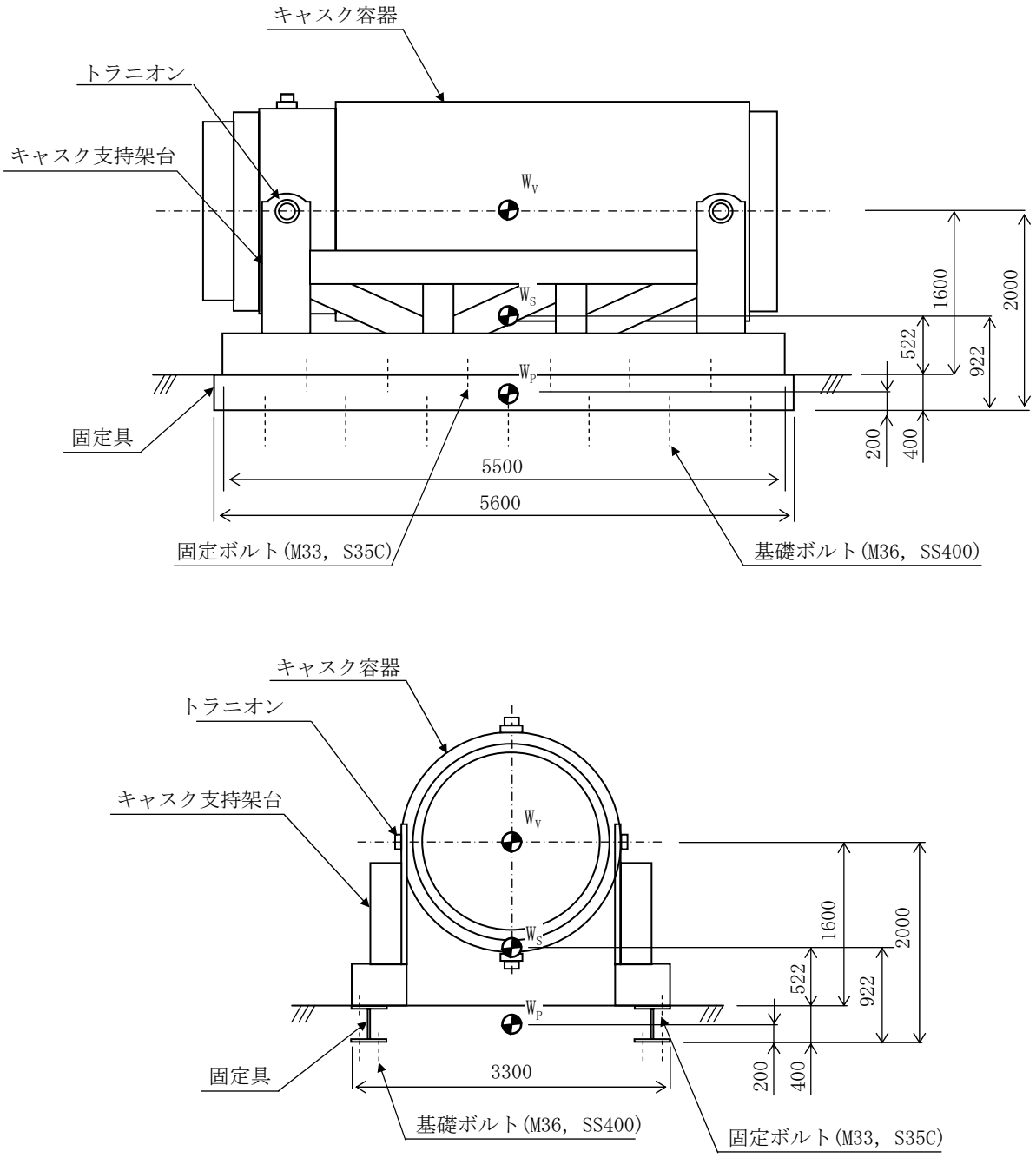

キャスク容器
トラニオン
キャスク支持架台
$W_V$
$W_S$
$W_P$
固定具
1600
2000
522
922
200
400
5500
5600
固定ボルト(M33, S35C)
基礎ボルト(M36, SS400)
キャスク容器
トラニオン
キャスク支持架台
$W_V$
$W_S$
$W_P$
固定具
1600
2000
522
922
200
400
3300
基礎ボルト(M36, SS400)
固定ボルト(M33, S35C)

図 2.2-4　形状・寸法・材料

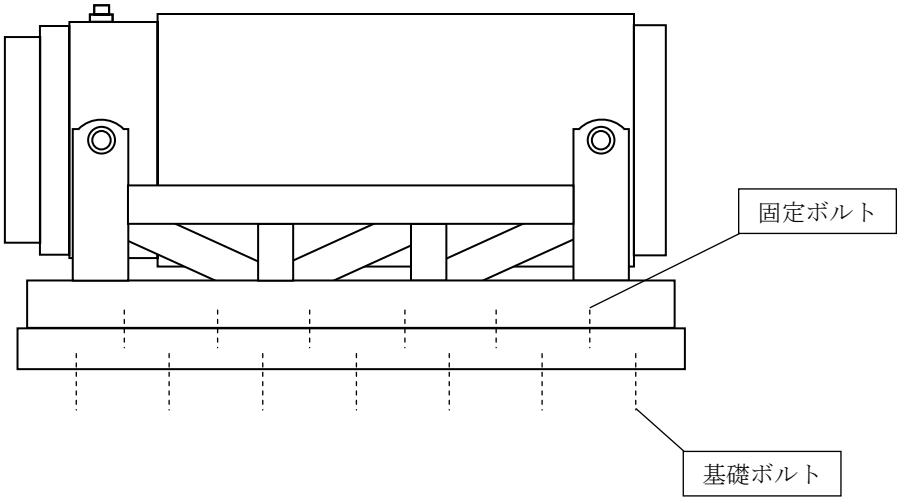



図 2.2-5　応力評価部位

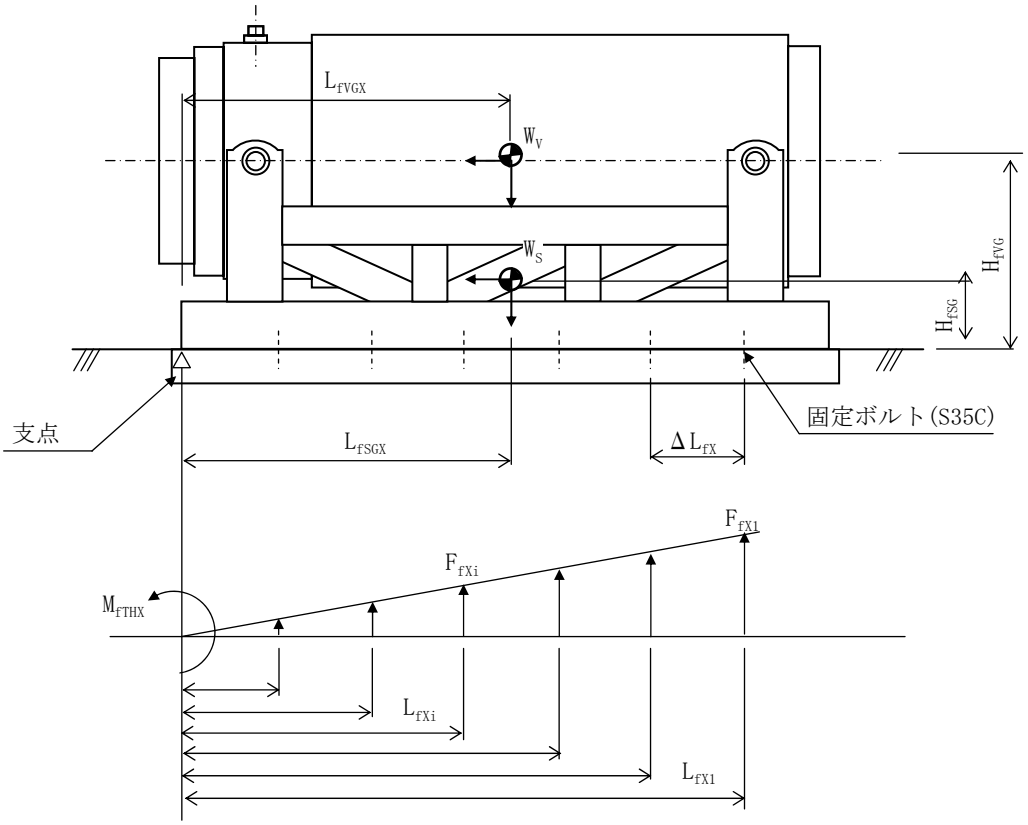



図 2.2-6　自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力が作用した場合の
固定ボルトの引張応力計算モデル

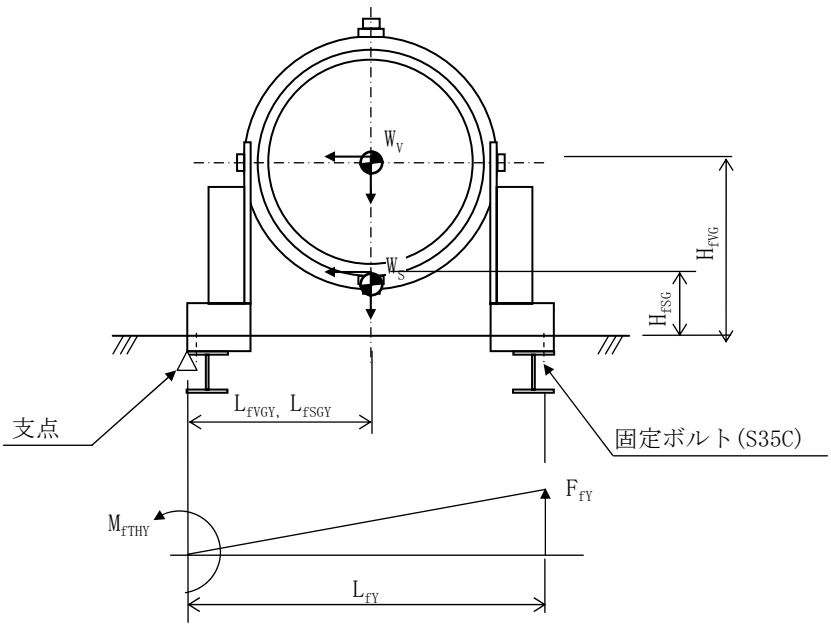



図 2.2-7　自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力が作用した場合の
固定ボルトの引張応力計算モデル

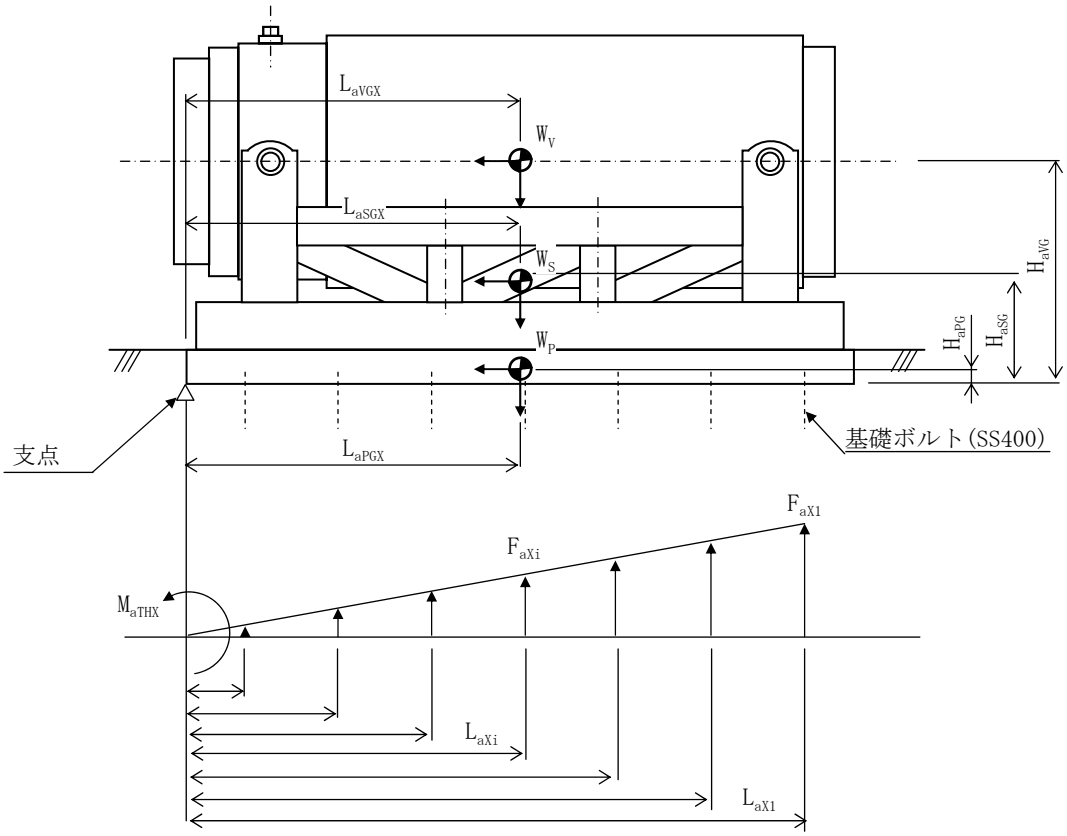



図 2.2-8　自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力が作用した場合の
基礎ボルトの引張応力計算モデル

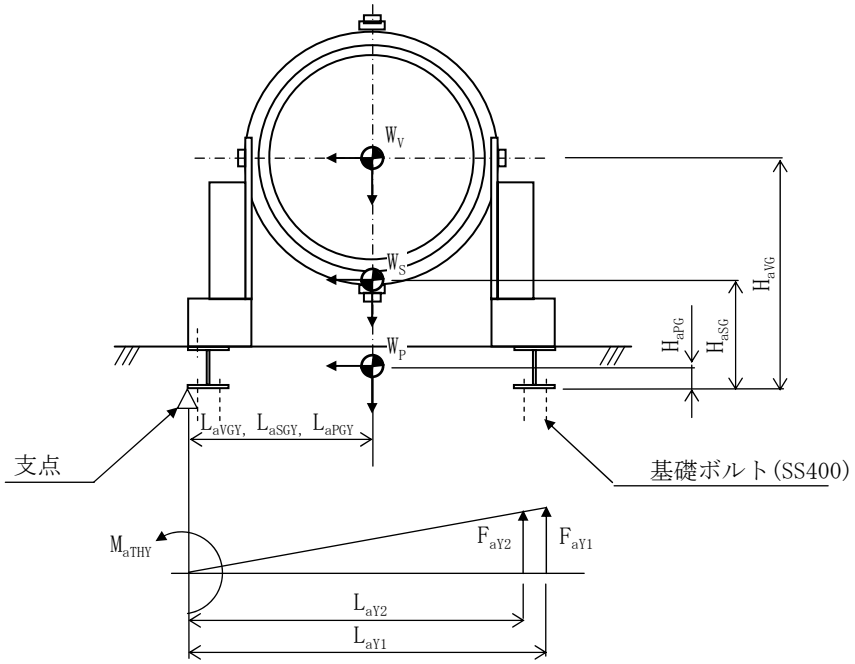



図 2.2-9　自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力が作用した場合の
基礎ボルトの引張応力計算モデル

表 2.2-4　計算条件

| 項　　目 | | 計算条件 |
|---|---|---|
| 機械的荷重 | 地 震 力 | $S_S$ 地震力　水平方向　：0.79 G<br>鉛直方向　：0.49 G |
| 熱 荷 重 | 最高使用温度 | 50℃ |
| 材料 | 固定ボルト | 炭素鋼(S35C) |
| | 基礎ボルト | 炭素鋼(SS400) |

表 2.2-5　許容応力

（単位：$N/mm^2$）

| 部位 | 材料 | 設計事象 | 許容応力(注1) | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 引張 | せん断 |
| 固定ボルト | 炭素鋼<br>(S35C) | Ⅰ＋$S_s$ | (注 2) | 224 |
| 基礎ボルト | 炭素鋼<br>(SS400) | | (注 2) | 158 |

(注 1) 許容応力は，次式で算出

＜固定ボルト及び基礎ボルト＞

許容引張応力　$f_t=\frac{F}{2}\times 1.5$

許容せん断応力　$f_s=\frac{F}{1.5\sqrt{3}}\times 1.5$

ただし，

Ｆ：設計基準強度 ($N/mm^2$)　Ｆ＝$Min[1.2S_y,\ 0.7S_u]$

(注 2) 固定ボルト及び基礎ボルトの許容引張応力はせん断応力との組合せを考慮し，次式で低減させる

$Min[f_{t0},\ 1.4f_{t0}-1.6\tau]$

ここで，

$f_{t0}$　：ボルトの許容引張応力 ($N/mm^2$)

$\tau$　：ボルトに発生するせん断応力 ($N/mm^2$)

表 2.2-6　固定ボルト及び基礎ボルトの応力評価（設計事象Ⅰ＋$S_s$）

（単位：$N/mm^2$）

| 部位 | 応力の種類 | 計算値 | | 許容応力(注 2) |
|---|---|---|---|---|
| | | ケース 1(注 1) | ケース 2(注 1) | |
| 固定ボルト | 引張 | —(注 3) | 26 | 213 |
| | せん断 | 121 | 121 | 224 |
| 基礎ボルト | 引張 | 2 | 19 | 206 |
| | せん断 | 45 | 45 | 158 |

（注 1）ケース 1：自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力
ケース 2：自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力

（注 2）固定ボルト及び基礎ボルトの許容引張応力は，発生せん断応力を考慮し低減させた値

（注 3）(1)式に示す転倒モーメント（$M_{fTHX}$）が負となり，固定ボルトに引張応力が発生しない。

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク

1) 評価方針

キャスク仮保管設備における輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の基準地震動 Ss に対する耐震性について示すものである。なお，輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

2) 主な構成部材と適用基準

① 主な構成部材

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の耐震強度は，地震時に要求される安全機能を維持するため，鋼製支持架台，埋め込み金物，基礎ボルト，コンクリート支持架台により構成される。

② 適用基準と規格

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台は原子力発電所耐震設計技術規程[JEAC4601-2008]及び，発電用原子力設備規格　設計・建設規格 2005 年版(2007 年追補版含む)［JSME S NC1-2005/2007］を適用する。

3) 固有周期の算定

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の固有周期は 2.1 乾式キャスクの耐震性 (3) 輸送貯蔵兼用キャスク B の内 2)固有周期の算定と同一である。

4) 設計震度

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の設計震度は 2.1 (3) 輸送貯蔵兼用キャスク B の内 3)設計震度と同一である。

5) 解析条件

① 荷重の組合せ

Ss 地震時の評価において，輸送貯蔵兼用キャスクの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せを表 2.2-7 に示す。

表 2.2-7　輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

| 設計事象 ＼ 荷重 ／ 評価事象 | | 自重による荷重 | 地震荷重 |
|---|---|---|---|
| Ⅰ＋Ｓｓ | Ｓｓ地震力が作用する場合 | ○ | ○ |

② 解析箇所

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力解析を行う箇所を図 2.2-10 に示す。

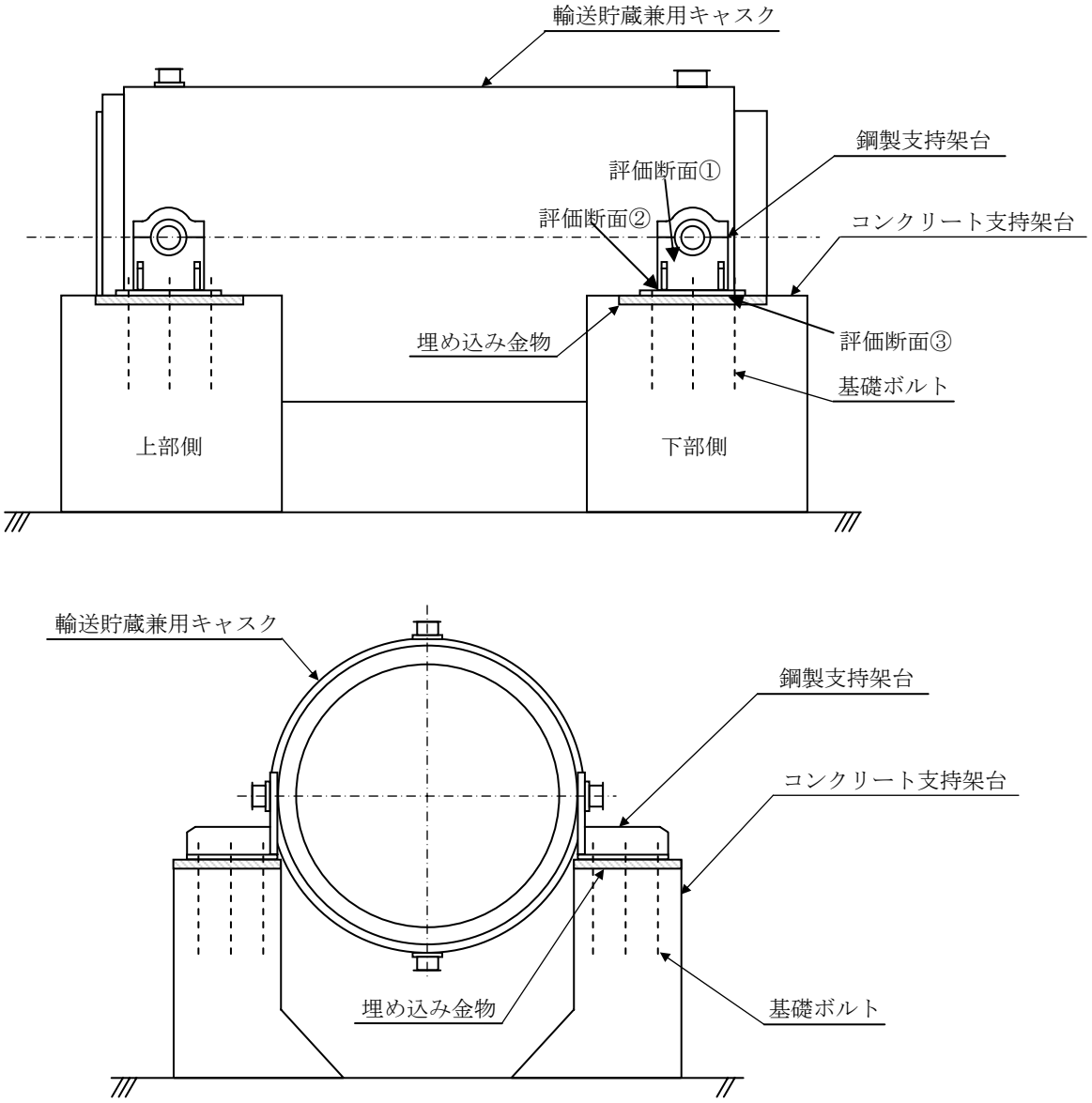



図 2.2-10　輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台

6)　解析

①　解析手順

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力解析フローを図 2.2-11 に示す。

輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力解析は,想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて行う。

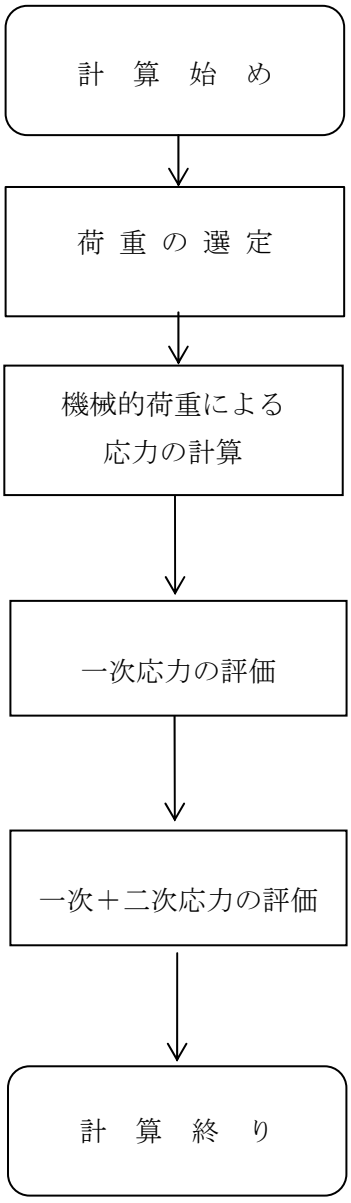



図 2.2-11　輸送貯蔵兼用キャスク用支持架台の応力解析フロー図

② 荷重条件の選定

貯蔵時においてSs地震力が作用する場合の荷重は次に示す組合せとする。

自重＋地震力

③ 荷重計算

図 2.2-12 に示す鋼製支持架台1脚に作用するキャスクの自重($F_{WU}$, $F_{WL}$)は次式で表される。

$$F_{WU} = \frac{P_W}{2} \cdot \frac{b}{(a+b)}$$

$$F_{WL} = \frac{P_W}{2} \cdot \frac{a}{(a+b)}$$

$$P_W = W \cdot g$$

ここで,

$F_{WU}$:鋼製支持架台1脚（上部側）に作用するキャスクの自重(N)

$F_{WL}$:鋼製支持架台1脚（下部側）に作用するキャスクの自重(N)

$P_W$:キャスク自重(N)

a :キャスク重心から上部トラニオン軸心までの距離(mm)

b :キャスク重心から下部トラニオン軸心までの距離(mm)

W :キャスク設計質量(kg)

g :重力加速度(m/s$^2$)

図2.2-12に示す鋼製支持架台1脚に作用する鉛直方向地震力($F_{VU}$, $F_{VL}$)は次式で表される。

$$F_{VU} = \frac{P_V}{2} \cdot \frac{b}{(a+b)}$$

$$F_{VL} = \frac{P_V}{2} \cdot \frac{a}{(a+b)}$$

$$P_V = W \cdot C_V \cdot g$$

ここで,

$F_{VU}$:鋼製支持架台1脚（上部側）に作用する鉛直方向地震力(N)

$F_{VL}$:鋼製支持架台1脚（下部側）に作用する鉛直方向地震力(N)

$P_V$:キャスクに作用する鉛直方向地震力(N)

a :キャスク重心から上部トラニオン軸心までの距離(mm)

b :キャスク重心から下部トラニオン軸心までの距離(mm)

W :キャスク設計質量(kg)

Cv:鉛直方向震度

g :重力加速度(m/s$^2$)

図 2.2-12 に示す鋼製支持架台 1 脚に作用する軸方向水平地震力($F_{HXU}$, $F_{HXL}$)は次式で表される。なお，上部側のトラニオン受けには，キャスク軸方向にスライドする機構を備えており，軸方向水平地震力は作用しない。

$$F_{HXU} = 0$$

$$F_{HXL} = \frac{P_{HX}}{2}$$

$$P_{HX} = W \cdot C_H \cdot g$$

ここで,

$F_{HXU}$:鋼製支持架台 1 脚（上部側）に作用する軸方向水平地震力(N)

$F_{HXL}$:鋼製支持架台 1 脚（下部側）に作用する軸方向水平地震力(N)

$P_{HX}$:キャスクに作用する軸方向水平地震力(N)

W :キャスク設計質量(kg)

$C_H$:水平方向震度

g :重力加速度($m/s^2$)

図 2.2-12 に示す鋼製支持架台 1 脚に作用する軸直角方向水平地震力($F_{HYU}$, $F_{HYL}$)は次式で表される。なお，トラニオン受けには，鋼製支持架台に作用する軸直角方向荷重が，キャスクから支持架台の方向のみ作用する機構を備えている。

$$F_{HYU} = P_{HY} \cdot \frac{b}{(a+b)}$$

$$F_{HYL} = P_{HY} \cdot \frac{a}{(a+b)}$$

$$P_{HV} = W \cdot C_H \cdot g$$

ここで,

$F_{HYU}$:鋼製支持架台 1 脚（上部側）に作用する軸直角方向水平地震力(N)

$F_{HYL}$:鋼製支持架台 1 脚（下部側）に作用する軸直角方向水平地震力(N)

$P_{HY}$:キャスクに作用する軸直角方向水平地震力(N)

a :キャスク重心から上部トラニオン軸心までの距離(mm)

b :キャスク重心から下部トラニオン軸心までの距離(mm)

W :キャスク設計質量(kg)

$C_H$:水平方向震度

g :重力加速度($m/s^2$)

④　応力評価

Ａ．自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力

ａ．鋼製支持架台（評価断面①）

(a) 一次応力

図 2.2-13 において自重のみによる圧縮応力（$\sigma_{cW}$）と鉛直方向地震力による圧縮応力（$\sigma_{cV}$）の合成圧縮応力（$\sigma_{cT}$）は次式で表される。

$$\sigma_{cW} = \frac{F_W}{B \cdot t}$$

$$\sigma_{cV} = \frac{F_V}{B \cdot t}$$

$$\sigma_{cT} = \sigma_{cW} + \sigma_{cV}$$

図 2.2-13 において軸方向水平地震力による曲げ応力（$\sigma_{bHX}$）は次式で表される。

$$\sigma_{bHX} = \frac{F_{HX} \cdot l}{t \cdot B^2 / 6}$$

図 2.2-13 において軸方向水平地震力による平均せん断応力（$\tau_{HX}$）は次式で表される。

$$\tau_{HX} = \frac{F_{HX}}{B \cdot t}$$

以上の合成圧縮応力（$\sigma_{cT}$），曲げ応力（$\sigma_{bHX}$），平均せん断応力（$\tau_{HX}$）による組合せ応力（$\sigma_{THX}$）は次式で表される。

$$\sigma_{THX} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bHX})^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^{\ 2}}$$

ここで，

$F_W$：図 2.2-12 に示す自重の設計用値(N)

$F_V$：図 2.2-12 に示す鉛直方向地震力の設計用値(N)

$F_{HX}$：図 2.2-12 に示す軸方向水平地震力の設計用値(N)

B ：図 2.2-13 に示す評価断面の幅(mm)

t ：図 2.2-13 に示すトラニオン受部の板厚(mm)

l ：図 2.2-13 に示す軸方向水平地震力に対するモーメントアーム(mm)

(b) 一次＋二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲（$\Delta\sigma_c$），曲げの応力範囲（$\Delta\sigma_b$），せん断の応力範囲（$\Delta\tau$），及び座屈応力（$\sigma_{bc}$）は次式により表される。

なお，この部位では支圧応力，せん断座屈，曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈応力を評価する。

$$\Delta\sigma_c = 2 \cdot \sigma_{cV}$$

$$\Delta\sigma_b = 2 \cdot \sigma_{bHX}$$

$$\Delta\tau = 2\cdot\tau_{HX}$$

$$\sigma_{bc} = \sigma_{cT}$$

b．鋼製支持架台(評価断面②)

(a) 一次応力

図2.2-14において自重のみによる圧縮応力（$\sigma_{cW}$）と鉛直方向地震力による圧縮応力（$\sigma_{cV}$）の合成圧縮応力（$\sigma_{cT}$）は次式で表される。

$$\sigma_{cW} = \frac{F_W}{B_1\cdot t_1 + 2B_2\cdot t_2}$$

$$\sigma_{cV} = \frac{F_V}{B_1\cdot t_1 + 2B_2\cdot t_2}$$

$$\sigma_{cT} = \sigma_{cW} + \sigma_{cV}$$

図2.2-14において自重による曲げ応力（$\sigma_{bW1}$，$\sigma_{bW2}$），鉛直方向地震力による曲げ応力（$\sigma_{bV1}$，$\sigma_{bV2}$），及び軸方向水平地震力による曲げ応力（$\sigma_{bHX1}$，$\sigma_{bHX2}$）の合成曲げ応力（$\sigma_{bT1}$，$\sigma_{bT2}$）は次式で表される。

$$\sigma_{bW1} = \frac{F_W\cdot(L_1 - t_1/2)}{I_X}\cdot L_1 \qquad \text{（トラニオン受側）}$$

$$\sigma_{bW2} = \frac{F_W\cdot(L_1 - t_1/2)}{I_X}\cdot L_2 \qquad \text{（リブ側）}$$

$$\sigma_{bV1} = \frac{F_V\cdot(L_1 - t_1/2)}{I_X}\cdot L_1 \qquad \text{（トラニオン受側）}$$

$$\sigma_{bV2} = \frac{F_V\cdot(L_1 - t_1/2)}{I_X}\cdot L_2 \qquad \text{（リブ側）}$$

$$\sigma_{bHX1} = \frac{F_{HX}\cdot l}{I_Y}\cdot L_3 \qquad \text{（トラニオン受側）}$$

$$\sigma_{bHX2} = \frac{F_{HX}\cdot l}{I_Y}\cdot L_4 \qquad \text{（リブ側）}$$

$$\sigma_{bT1} = \sigma_{bW1} + \sigma_{bV1} + \sigma_{bHX1} \qquad \text{（トラニオン受側）}$$

$$\sigma_{bT2} = \sigma_{bW2} + \sigma_{bV2} + \sigma_{bHX2}$$ （リブ側）

図2.2-14において軸方向水平地震力による平均せん断応力（$\tau_{HX}$）は次式で表される。

$$\tau_{HX} = \frac{F_{HX}}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

以上の合成圧縮応力（$\sigma_{cT}$），合成曲げ応力（$\sigma_{bT1}$，$\sigma_{bT2}$），平均せん断応力（$\tau_{HX}$）による組合せ応力（$\sigma_{THX1}$，$\sigma_{THX2}$）は次式で表される。

$$\sigma_{THX1} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bT1})^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2}$$ （トラニオン受側）

$$\sigma_{THX2} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bT2})^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2}$$ （リブ側）

ここで，

$F_W$ ：図2.2-12 に示す自重の設計用値（N）

$F_V$ ：図2.2-12 に示す鉛直方向地震力の設計用値（N）

$F_{HX}$：図2.2-12 に示す軸方向水平地震力の設計用値（N）

$B_1$ ：図2.2-14に示すトラニオン受部の幅（mm）

$B_2$ ：図2.2-14に示すリブの幅（mm）

$t_1$ ：図2.2-14に示すトラニオン受部の板厚（mm）

$t_2$ ：図2.2-14に示すリブの板厚（mm）

$L_1$ ：図2.2-14に示す中立軸(X 軸)からトラニオン受け端部までのY方向距離（mm）

$L_2$ ：図2.2-14に示す中立軸(X 軸)からリブ端部までのY方向距離（mm）

$L_3$ ：図2.2-14に示す中立軸(Y 軸)からトラニオン受け端部までのX方向距離，$L_3$’及び$L_3$’’の大きい方の値（mm）

$L_4$ ：図2.2-14に示す中立軸(Y軸)からリブ端部までのX 方向距離，$L_4$’及び$L_4$’’の大きい方の値（mm）

l ：図2.2-14に示す軸方向水平地震力に対するモーメントアーム（mm）

$I_X$ ：図2.2-14に示す断面の中立軸(X 軸)に関する断面二次モーメント（$mm^4$）

$I_Y$ ：図2.2-14に示す断面の中立軸(Y 軸)に関する断面二次モーメント（$mm^4$）

(b) 一次＋二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲（$\Delta\sigma_c$），曲げの応力範囲（$\Delta\sigma_{b1}$，$\Delta\sigma_{b2}$），せん断の応力範囲（$\Delta\tau$），及び座屈応力（$\sigma_{bc}$）は次式により表される。なお，この部位では支圧応力，せん断座屈，曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈応力を評価する。

$$\Delta\sigma_c = 2\cdot\sigma_{cV}$$

$$\Delta\sigma_{b1} = 2\cdot(\sigma_{bV1} + \sigma_{bHX1})$$ （トラニオン受側）

$$\Delta\sigma_{b2} = 2\cdot(\sigma_{bV2} + \sigma_{bHX2})$$ （リブ側）

$$\Delta\tau = 2\cdot\tau_{HX}$$

$$\sigma_{bc} = \sigma_{cT}$$

c．鋼製支持架台(評価断面③)

(a) 一次応力

図2.2-15において自重，鉛直方向地震力及び軸方向水平地震力により基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力（$\sigma_{bHXb}$），コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する曲げ応力（$\sigma_{bHXc}$）は次式で表される。

$$\sigma_{bHXb} = \frac{T_{HX}\cdot L_1}{B\cdot t^2/6}$$

$$\sigma_{bHXc} = \frac{\sigma_{ccHX}\cdot {L_2}^2/2}{t^2/6}$$

$$T_{HX} = \sigma_{tbHX}\cdot A_m$$

ここで，

$\sigma_{tbHX}$：図2.2-15に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張応力（N/mm$^2$）

$\sigma_{ccHX}$：図2.2-15に示すコンクリートに発生する本荷重条件下における圧縮応力(N/mm$^2$)

$T_{HX}$ ：図2.2-15に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張力（N）

t ：図2.2-15に示す鋼製支持架台底板の板厚（mm）

B ：図2.2-15に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力の評価断面幅（mm）

$L_1$ ：図2.2-15に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げモーメントのモーメントアーム長さ（mm）

$L_2$ ：図2.2-15に示すコンクリートから圧縮力を受ける長さ（mm）

$A_m$ ：基礎ボルト呼び径断面積（mm$^2$）

図2.2-15において自重，鉛直方向地震力及び軸方向水平地震力により基礎ボルトから引張力を受けて発生する平均せん断応力（$\tau_{HXb}$），コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する平均せん断応力（$\tau_{HXc}$）は次式で表される。

$$\tau_{HXb} = \frac{T_{HX}}{B \cdot t}$$

$$\tau_{HXc} = \frac{\sigma_{ccHX} \cdot L_2}{t}$$

ここで，各記号は上記と同様である。

以上の曲げ応力（$\sigma_{bHXb}$，$\sigma_{bHXc}$），平均せん断応力（$\tau_{HXb}$，$\tau_{HXc}$）による組合せ応力（$\sigma_{THXb}$，$\sigma_{THXc}$）は次式で表される。

$$\sigma_{THXb} = \sqrt{\sigma_{bHXb}{}^2 + 3 \cdot \tau_{HXb}{}^2}$$

$$\sigma_{THXc} = \sqrt{\sigma_{bHXc}{}^2 + 3 \cdot \tau_{HXc}{}^2}$$

(b) 一次＋二次応力

地震力のみによる曲げの応力範囲（$\Delta\sigma_b$），せん断の応力範囲（$\Delta\tau$）は次式により表される。

$$\Delta\sigma_b = \sigma_{bHXb} + \sigma_{bHXc}$$

$$\Delta\tau = \tau_{HXb} + \tau_{HXc}$$

d．埋め込み金物

自重及び鉛直方向地震力により埋め込み金物に発生する応力は微小であるためこれらの荷重は無視する。

(a) 一次応力

自重及び鉛直方向地震力は無視する。

図2.2-16において軸方向水平地震力により発生する曲げ応力（$\sigma_{bHX1}$），軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大曲げ応力（$\sigma_{bHX2}$）とその合成曲げ応力（$\sigma_{bHX}$）は次式で表される。

$$\sigma_{bHX1} = \frac{F_{HX} \cdot H / 2}{4 \cdot B \cdot t^2 / 6}$$

$$\sigma_{bHX2} = \sigma_{bHX1} \cdot \frac{\tau_{HX2}}{\tau_{HX1}}$$

$$\sigma_{bHX} = \sigma_{bHX1} + \sigma_{bHX2}$$

ここで，

$F_{HX}$　：図2.2-12に示す軸方向水平地震力の設計用値（N）

H　　：図2.2-16に示すシアプレート部の高さ（mm）

B　：図2.2-16に示すシアプレート部の幅（mm）

t　：図2.2-16に示すシアプレート部の板厚（mm）

$\tau_{HX1}$：図2.2-16において軸方向水平地震力により発生する平均せん断応力（N/mm$^2$）

$\tau_{HX2}$：図2.2-16において軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大せん断応力（N/mm$^2$）

図2.2-16において軸方向水平地震力により発生する平均せん断応力（$\tau_{HX1}$），軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大せん断応力（$\tau_{HX2}$）とその合成せん断応力（$\tau_{HX}$）は次式で表される。

$$\tau_{HX1} = \frac{F_{HX}}{4 \cdot B \cdot t}$$

$$\tau_{HX2} = \frac{F_{HX} \cdot l}{I_P} \cdot r_{\max}$$

$$\tau_{HX} = \tau_{HX1} + \tau_{HX2}$$

ここで,

$F_{HX}$：図2.2-16に示す軸方向水平地震力の設計用値（N）

B　：図2.2-16に示すシアプレートの幅（mm）

t　：図2.2-16に示すシアプレート部の板厚（mm）

l　：図2.2-16に示す軸方向水平地震力作用点から捩りせん断中心までのY 方向距離（mm）

$I_p$　：図2.2-16に示すシアプレートの断面二次極モーメント（mm$^4$）

$r_{max}$：図2.2-16に示す捩りせん断中心からシアプレートまでの最大距離（mm）

以上の合成曲げ応力（$\sigma_{bHX}$），合成せん断応力（$\tau_{HX}$）による組合せ応力（$\sigma_{THX}$）は次式で表される。

$$\sigma_{THX} = \sqrt{\sigma_{bHX}{}^2 + 3 \cdot \tau_{HX}{}^2}$$

(b) 一次＋二次応力

地震力のみによる曲げの応力範囲（$\Delta\sigma_b$），せん断の応力範囲（$\Delta\tau$）は次式により表される。なお，この部位では圧縮応力，支圧応力，せん断座屈，曲げ座屈は生じない。

$$\Delta\sigma_b = 2\cdot\sigma_{bHX}$$

$$\Delta\tau = 2\cdot\tau_{HX}$$

e．基礎ボルト

(a) 一次応力

Ⅰ.自重(-Z)＋鉛直方向地震力(+Z)＋軸方向水平地震力(±X)

基礎ボルトに発生する合成引張応力（$\sigma_{tT}$）及び合成せん断応力（$\tau_T$）は次式で表される。

$$\sigma_{tT} = \sigma_{tV} + \sigma_{tHX}$$

$$\tau_T = \tau_{HX1} + \tau_{HX2}$$

ここで，

$\sigma_{tV}$ ：自重及び鉛直方向地震力により発生する引張応力（N/mm$^2$）

$\sigma_{tHX}$ ：軸方向水平地震力により発生する引張応力（N/mm$^2$）

$\tau_{HX1}$ ：軸方向水平地震力により発生する平均せん断応力（N/mm$^2$）

$\tau_{HX2}$ ：軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大せん断応力（N/mm$^2$）

イ．自重及び鉛直方向地震力による引張応力

図2.2-17において自重及び鉛直方向地震力により基礎ボルトに発生する引張応力（$\sigma_{tV}$）は，鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{tV} = \sigma_{CC}\cdot n\cdot\frac{(D - d_t - X_n)}{X_n}\cdot\frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = N\cdot X_n / S_n$$

$$S_n = \left\{X_{n1}{}^2/2 - n\cdot P_t\cdot(1 - d_{t1} - X_{n1})\right\}\cdot b\cdot D^2$$

$$I_n = \left\{X_{n1}{}^3/3 + n\cdot P_t\cdot(1 - d_{t1} - X_{n1})^2\right\}\cdot b\cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n/D$$

$$d_{t1} = d_t/D$$

$$P_t = a_t/(\mathrm{b}\cdot D)$$

$$a_t = \mathrm{A_b}\cdot N_b$$

ここで,

$\sigma_{cc}$：図2.2-17に示すコンクリートの最大圧縮応力（N/mm$^2$）

n　：ヤング係数比

D　：図2.2-17に示す断面高さ（mm）

b　：図2.2-17に示す断面幅（mm）

$d_t$　：図2.2-17に示す引張側ボルトに関する距離（mm）

$d_{t1}$：引張側ボルトに関する係数（-）

$X_n$　：図2.2-17に示す中立軸距離（mm）

$X_n$－D／2＋e＝In／Sn

ただし，e：図2.2-17に示す鉛直力偏心距離(mm)

$X_{n1}$：中立軸比（-）

N　：図2.2-17に示す鉛直力であり，次式により算出した値（N）

N＝[自重の設計用値]－[鉛直方向地震力の設計用値]

$a_t$　：有効ボルト総断面積（mm$^2$）

$P_t$　：引張鉄筋比（-）

$A_b$　：基礎ボルト有効断面積（mm$^2$）

$A_m$　：基礎ボルト呼び径断面積（mm$^2$）

$N_b$　：有効引張側ボルト本数（本）

$S_n$　：有効等価断面一次モーメント（mm$^3$）

$I_n$　：有効等価断面二次モーメント（mm$^4$）

ロ．軸方向水平地震力による引張応力

図2.2-17において軸方向水平地震力により基礎ボルトに発生する引張応力（$\sigma_{tHX}$）は，鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{tHX} = \frac{F_{HX}\cdot l_1}{I}\cdot n\cdot(d - X_n)\cdot\frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = \frac{F_{HX}\cdot l_1}{I}\cdot Xn$$

$$X_{n1} = -n\cdot P_t + \sqrt{n\cdot P_t\cdot(2 + n\cdot P_t)}$$

$$X_n = d\cdot X_{n1}$$

$$a_t = A_b \cdot N_b$$

$$P_t = a_t / (b \cdot d)$$

ここで,

$\sigma_{cc}$ ：図2.2-17に示すコンクリートの最大圧縮応力（N/mm$^2$）

$F_{HX}$ ：図2.2-12 に示す軸方向水平地震力の設計用値（N）

I ：断面の断面二次モーメント（mm$^4$）

n ：ヤング係数比

$l_1$ ：軸方向水平地震力作用点から鋼製支持架台下面までのZ 方向距離(mm)

b ：図2.2-17に示す断面幅（mm）

d ：図2.2-17に示す断面有効高さ（mm）

$X_n$ ：図2.2-17に示す中立軸距離（mm）

$X_{n1}$ ：中立軸比（-）

$a_t$ ：有効ボルト総断面積（mm$^2$）

$P_t$ ：引張鉄筋比（-）

$A_b$ ：基礎ボルト有効断面積（mm$^2$）

$A_m$ ：基礎ボルト呼び径断面積（mm$^2$）

$N_b$ ：有効引張側ボルト本数（本）

ハ．軸方向水平地震力により発生するせん断応力

軸方向水平地震力により基礎ボルトに発生する平均せん断応力（$\tau_{HX1}$），及び軸方向水平地震力作用点が図2.2-17に示す基礎ボルト重心位置から偏心していることにより発生する最大せん断応力（$\tau_{HX2}$）は次式で表される。

$$\tau_{HX1} = \frac{F_{HX}}{A_b \cdot N_{bs}}$$

$$\tau_{HX2} = \frac{F_{HX} \cdot l_2}{I_P} \cdot r_{max}$$

ここで,

$F_{HX}$ ：図2.2-12に示す軸方向水平地震力の設計用値（N）

$N_{bs}$ ：図2.2-17に示す基礎ボルト本数（本）

$A_b$ ：図2.2-17に示す基礎ボルト有効断面積（mm$^2$）

$I_p$ ：図2.2-17に示す基礎ボルトの断面二次極モーメント（mm$^4$）

$l_2$ ：図2.2-17に示す軸方向水平地震力作用点から基礎ボルト有効断面の図心位置（捩りせん断中心）までのY 方向距離（mm）

$r_{max}$：上記図心位置から基礎ボルトまでの最大距離（mm）

Ⅱ.自重(－Z)＋鉛直方向地震力(－Z)＋軸方向水平地震力(±X)

基礎ボルトに発生する合成引張応力（$\sigma_{tT}$）及び合成せん断応力（$\tau_T$）は次式で表される。

$$\sigma_{tT} = \sigma_{tV} + \sigma_{tHX}$$

$$\tau_T = \tau_{HX1} + \tau_{HX2}$$

ここで,

$\sigma_{tV}$ ：自重及び鉛直方向地震力により発生する引張応力（N/mm$^2$）

$\sigma_{tHX}$：軸方向水平地震力により発生する引張応力（N/mm$^2$）

$\tau_{HX1}$：軸方向水平地震力により発生する平均せん断応力（N/mm$^2$）

$\tau_{HX2}$：軸方向水平地震力作用点の偏心により発生する最大せん断応力（N/mm$^2$）

イ．自重及び鉛直方向地震力による引張応力

図 2.2-18 において自重及び鉛直方向地震力により基礎ボルトに発生する引張応力（$\sigma_{tV}$）は，鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{tV} = \sigma_{cc} \cdot n \cdot \frac{(D - d_t - X_n)}{X_n} \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = N \cdot X_n / S_n$$

$$S_n = \left\{ X_{n1}{}^2 / 2 - n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1}) \right\} b \cdot D^2$$

$$I_n = \left\{ X_{n1}{}^3 / 3 + n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})^2 \right\} b \cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n / D$$

$$d_{t1} = d_t / D$$

$$P_t = a_t / (\mathrm{b} \cdot D)$$

$$a_t = \mathrm{A_b} \cdot N_{bt}$$

ここで,

$\sigma_{cc}$：図 2.2-18 に示すコンクリートの最大圧縮応力（N/mm$^2$）

n：ヤング係数比

D：図 2.2-18 に示す断面高さ（mm）

b：図 2.2-18 に示す断面幅（mm）

$d_t$ ：図 2.2-18 に示す引張側ボルトに関する距離（mm）

$d_{t1}$：引張側ボルトに関する係数（-）

$X_n$：図 2.2-18 に示す中立軸距離を表し，次式を満足する値（mm）

$X_n - D/2 + e = I_n / S_n$

ただし，e：図 2.2-18 に示す鉛直力偏心距離（mm）

$X_{n1}$：中立軸比（-）

N ：図 2.2-18 に示す鉛直力であり，次式により算出した値（N）

N＝[自重の設計用値]＋[鉛直方向地震力の設計用値]

$a_t$ ：有効ボルト総断面積（$mm^2$）

$P_t$ ：引張鉄筋比（-）

$A_b$ ：基礎ボルト有効断面積（$mm^2$）

$A_m$ ：基礎ボルト呼び径断面積（$mm^2$）

$N_{bt}$：有効引張側ボルト本数（本）

$S_n$ ：有効等価断面一次モーメント（$mm^3$）

$I_n$ ：有効等価断面二次モーメント（$mm^4$）

ロ．軸方向水平地震力により発生する引張応力

図 2.2-18 において軸方向水平地震力により基礎ボルトに発生する引張応力（$\sigma_{tHX}$）は，鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{tHX} = \frac{F_{HX} \cdot l_1}{I} \cdot n \cdot (d - X_n) \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = \frac{F_{HX} \cdot l_1}{I} \cdot X_n$$

$$X_{n1} = -n \cdot P_t + \sqrt{n \cdot P_t \cdot (2 + n \cdot P_t)}$$

$$X_n = d \cdot X_{n1}$$

$$a_t = A_b \cdot N_b$$

$$P_t = a_t / (b \cdot d)$$

ここで，

$\sigma_{cc}$：図 2.2-18 に示すコンクリートの最大圧縮応力（$N/mm^2$）

$F_{HX}$ ：図 2.2-12 に示す軸方向水平地震力の設計用値（N）

I ：断面の断面二次モーメント（$mm^4$）

n ：ヤング係数比

$l_1$ ：軸方向水平地震力作用点から鋼製支持架台下面までの Z 方向距離（mm）

b ：図 2.2-18 に示す断面幅（mm）

d ：図 2.2-18 に示す断面有効高さ（mm）

$X_n$ ：図 2.2-18 に示す中立軸距離（mm）

$X_{n1}$ ：中立軸比（-）

$a_t$ ：有効ボルト総断面積（$mm^2$）

$P_t$ ：引張鉄筋比（-）
$A_b$ ：基礎ボルト有効断面積（mm$^2$）
$A_m$ ：基礎ボルト呼び径断面積（mm$^2$）
$N_b$ ：有効引張側ボルト本数（本）

ハ．軸方向水平地震力により発生するせん断応力

軸方向水平地震力により基礎ボルトに発生する平均せん断応力（$\tau_{HX1}$），及び軸方向水平地震力作用点が図 2.2-18 に示す基礎ボルト重心位置から偏心していることにより発生する最大せん断応力（$\tau_{HX2}$）は次式で表される。

$$\tau_{HX1} = \frac{F_{HX}}{A_b \cdot N_{bs}}$$

$$\tau_{HX2} = \frac{F_{HX} \cdot l_2}{I_P} \cdot r_{\max}$$

ここで，
$F_{HX}$ ：図 2.2-12 に示す軸方向水平地震力の設計用値（N）
$N_{bs}$ ：図 2.2-18 に示す基礎ボルト本数（本）
$A_b$ ：図 2.2-18 に示す基礎ボルト有効断面積（mm$^2$）
$I_p$ ：図 2.2-18 に示す基礎ボルトの断面二次極モーメント（mm$^4$）
$l_2$ ：図 2.2-18 に示す軸方向水平地震力作用点から基礎ボルト有効断面の図心位置（捩りせん断中心）までの Y 方向距離（mm）
$r_{max}$：上記図心位置から基礎ボルトまでの最大距離（mm）

f．コンクリート支持架台

コンクリート支持架台の下端に発生する荷重は表 2.2-7 の通りである。これらの荷重を用いて後述する 2.5 コンクリート基礎の耐震性と同様に評価を行う。

表 2.2-7 コンクリート支持架台下端における荷重

| | 鉛直力 | 水平力 | モーメント |
|---|---|---|---|
| | (kN) | (kN) | (kN･m) |
| キャスク | 477.00 | 485.00 | 226.00 |
| | - | - | 574.73 |
| ペデスタル | 49.41 | 23.10 | 12.43 |
| 合計 | 526.41 | 508.10 | 813.16 |

B．自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力

a．鋼製支持架台（評価断面①）

(a) 一次応力

図 2.2-19 において自重のみによる圧縮応力（$\sigma_{cW}$）と鉛直方向地震力による圧縮応力（$\sigma_{cV}$）の合成圧縮応力（$\sigma_{cT}$）は次式で表される。

$$\sigma_{cW} = \frac{F_W}{B \cdot t}$$

$$\sigma_{cV} = \frac{F_V}{B \cdot t}$$

$$\sigma_{cT} = \sigma_{cW} + \sigma_{cV}$$

図 2.2-19 において軸直角方向水平地震力による曲げ応力（$\sigma_{bHY}$）は次式で表される。

$$\sigma_{bHY} = \frac{F_{HY} \cdot l}{B \cdot t^2 / 6}$$

図 2.2-19 において軸直角方向水平地震力による平均せん断応力（$\tau_{HY}$）は次式で表される。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{B \cdot t}$$

以上の合成圧縮応力（$\sigma_{cT}$），曲げ応力（$\sigma_{bHY}$），平均せん断応力（$\tau_{HY}$）による組合せ応力（$\sigma_{THY}$）は次式で表される。

$$\sigma_{THY} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bHY})^2 + 3 \cdot \tau_{HY}^2}$$

ここで，

$F_W$ ：図 2.2-12 に示す自重の設計用値(N)

$F_V$ ：図 2.2-12 に示す鉛直方向地震力の設計用値(N)

$F_{HY}$：図 2.2-12 に示す軸直角方向水平地震力の設計用値(N)

B ：図 2.2-19 に示す評価断面の幅(mm)

t ：図 2.2-19 に示すトラニオン受部の板厚(mm)

l ：図 2.2-19 に示す軸直角方向水平地震力に対するモーメントアーム(mm)

(b) 一次＋二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲（$\Delta\sigma_c$），曲げの応力範囲（$\Delta\sigma_b$），せん断の応力範囲（$\Delta\tau$），及び座屈応力（$\sigma_{bc}$）は次式により表される。

なお，この部位では支圧応力，せん断座屈，曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈応力を評価する。

$$\Delta\sigma_c = 2 \cdot \sigma_{cV}$$

$$\Delta\sigma_b = \sigma_{bHY}$$

$$\Delta\tau = \tau_{HY}$$

$$\sigma_{bc} = \sigma_{cT}$$

b．鋼製支持架台(評価断面②)

(a) 一次応力

図2.2-20において自重のみによる圧縮応力（$\sigma_{cW}$）と鉛直方向地震力による圧縮応力（$\sigma_{cV}$）の合成圧縮応力（$\sigma_{cT}$）は次式で表される。

$$\sigma_{cW} = \frac{F_W}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

$$\sigma_{cV} = \frac{F_V}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

$$\sigma_{cT} = \sigma_{cW} + \sigma_{cV}$$

図2.2-20において自重による曲げ応力（$\sigma_{bW1}$，$\sigma_{bW2}$），鉛直方向地震力による曲げ応力
（$\sigma_{bV1}$，$\sigma_{bV2}$），及び軸直角方向水平地震力による曲げ応力（$\sigma_{bHY1}$，$\sigma_{bHY2}$）の合成曲げ応力
（$\sigma_{bT1}$，$\sigma_{bT2}$）は次式で表される。

$$\sigma_{bW1} = \frac{F_W \cdot (L_1 - t_1/2)}{I_X} \cdot L_1 \qquad \text{（トラニオン受側）}$$

$$\sigma_{bW2} = \frac{F_W \cdot (L_1 - t_1/2)}{I_X} \cdot L_2 \qquad \text{（リブ側）}$$

$$\sigma_{bV1} = \frac{F_V \cdot (L_1 - t_1/2)}{I_X} \cdot L_1 \qquad \text{（トラニオン受側）}$$

$$\sigma_{bV2} = \frac{F_V \cdot (L_1 - t_1/2)}{I_X} \cdot L_2 \qquad \text{（リブ側）}$$

$$\sigma_{bHY1} = \frac{F_{HY} \cdot l}{I_X} \cdot L_1 \qquad \text{（トラニオン受側）}$$

$$\sigma_{bHY2} = \frac{F_{HY} \cdot l}{I_X} \cdot L_2$$ （リブ側）

$$\sigma_{bT1} = \sigma_{bW1} + \sigma_{bV1} + \sigma_{bHY1}$$ （トラニオン受側）

$$\sigma_{bT2} = \sigma_{bW2} + \sigma_{bV2} + \sigma_{bHY2}$$ （リブ側）

図2.2-20において軸直角方向水平地震力による平均せん断応力（$\tau_{HY}$）は次式で表される。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{B_1 \cdot t_1 + 2B_2 \cdot t_2}$$

以上の合成圧縮応力（$\sigma_{cT}$），合成曲げ応力（$\sigma_{bT1}$，$\sigma_{bT2}$），平均せん断応力（$\tau_{HY}$）による組合せ応力（$\sigma_{THY1}$，$\sigma_{THY2}$）は次式で表される。

$$\sigma_{THY1} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bT1})^2 + 3 \cdot \tau_{HY}^2}$$ （トラニオン受側）

$$\sigma_{THY2} = \sqrt{(\sigma_{cT} + \sigma_{bT2})^2 + 3 \cdot \tau_{HY}^2}$$ （リブ側）

ここで，

$F_W$ ：図2.2-12 に示す自重の設計用値（N）

$F_V$ ：図2.2-12 に示す鉛直方向地震力の設計用値（N）

$F_{HX}$：図2.2-12 に示す軸直角方向水平地震力の設計用値（N）

$B_1$ ：図2.2-20に示すトラニオン受部の幅（mm）

$B_2$ ：図2.2-20に示すリブの幅（mm）

$t_1$ ：図2.2-20に示すトラニオン受部の板厚（mm）

$t_2$ ：図2.2-20に示すリブの板厚（mm）

$L_1$ ：図2.2-20に示す中立軸(X 軸)からトラニオン受け端部までのY方向距離（mm）

$L_2$ ：図2.2-20に示す中立軸(X 軸)からリブ端部までのY方向距離（mm）

l ：図2.2-20に示す軸直角方向水平地震力に対するモーメントアーム（mm）

$I_X$ ：図2.2-20に示す断面の中立軸(X 軸)に関する断面二次モーメント（$mm^4$）

(b) 一次＋二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲（$\Delta\sigma_c$），曲げの応力範囲（$\Delta\sigma_{b1}$，$\Delta\sigma_{b2}$），せん断の応力範囲（$\Delta\tau$），及び座屈応力（$\sigma_{bc}$）は次式により表される。なお，この部位では支圧応力，せん断座屈，曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈応力を評価する。

$$\Delta\sigma_c = 2\cdot\sigma_{cV}$$

$$\Delta\sigma_{b1} = 2\cdot\sigma_{bV1} + \sigma_{bHY1}$$ （トラニオン受側）

$$\Delta\sigma_{b2} = 2\cdot\sigma_{bV2} + \sigma_{bHY2}$$ （リブ側）

$$\Delta\tau = \tau_{HY}$$

$$\sigma_{bc} = \sigma_{cT}$$

ｃ．鋼製支持架台(評価断面③)

(a) 一次応力

図2.2-21において自重，鉛直方向地震力及び軸直角方向水平地震力により基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力（$\sigma_{bHYb}$），コンクリート支持架台から圧縮力を受けて発生する曲げ応力（$\sigma_{bHYc}$）は次式で表される。

$$\sigma_{bHYb} = \frac{T_{HY}\cdot L_1}{B\cdot t^2/6}$$

$$\sigma_{bHYc} = \frac{\sigma_{ccHY}\cdot L_2{}^2/2}{t^2/6}$$

$$T_{HY} = \sigma_{tbHY}\cdot A_m$$

ここで,

$\sigma_{tbHY}$：図2.2-21に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張応力（N/mm$^2$）

$\sigma_{ccHY}$：図2.2-21に示すコンクリートに発生する本荷重条件下における圧縮応力(N/mm$^2$)

$T_{HY}$ ：図2.2-21に示す基礎ボルトに発生する本荷重条件下における引張力（N）

t ：図2.2-21に示す鋼製支持架台底板の板厚（mm）

B ：図2.2-21に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げ応力の評価断面幅（mm）

$L_1$ ：図2.2-21に示す基礎ボルトから引張力を受けて発生する曲げモーメントのモーメントアーム長さ（mm）

$L_2$ ：図2.2-21に示すコンクリートから圧縮力を受ける長さ（mm）

$A_m$ ：基礎ボルト呼び径断面積（mm$^2$）

図2.2-21において自重，鉛直方向地震力及び軸直角方向水平地震力により基礎ボルトから引張力を受けて発生する平均せん断応力（$\tau_{HYb}$），コンクリート支持架台から圧縮

力を受けて発生する平均せん断応力（$\tau_{HYc}$）は次式で表される。

$$\tau_{HYb} = \frac{T_{HY}}{B \cdot t}$$

$$\tau_{HYc} = \frac{\sigma_{ccHY} \cdot L_2}{t}$$

ここで，各記号は上記と同様である。

以上の曲げ応力（$\sigma_{bHYb}$，$\sigma_{bHYc}$），平均せん断応力（$\tau_{HYb}$，$\tau_{HYc}$）による組合せ応力（$\sigma_{THYb}$，$\sigma_{THYc}$）は次式で表される。

$$\sigma_{THYb} = \sqrt{\sigma_{bHYb}{}^2 + 3 \cdot \tau_{HYb}{}^2}$$

$$\sigma_{THYc} = \sqrt{\sigma_{bHYc}{}^2 + 3 \cdot \tau_{HYc}{}^2}$$

(b) 一次＋二次応力

地震力のみによる曲げの応力範囲（$\Delta\sigma_b$），せん断の応力範囲（$\Delta\tau$）は次式により表される。なお，この部位では圧縮応力，支圧応力，せん断座屈，曲げ座屈は生じない。

$$\Delta\sigma_b = \sigma_{bHYb} + \sigma_{bHYc}$$

$$\Delta\tau = \tau_{HYb} + \tau_{HYc}$$

d．埋め込み金物

(a) 一次応力

図2.2-22において軸直角方向水平地震力により発生する曲げ応力（$\sigma_{bHY}$）は次式で表される。

$$\sigma_{bHY} = \frac{F_{HY} \cdot H / 2}{(L - 4 \cdot t) \cdot t^2 / 6}$$

ここで，

$F_{HY}$　：図2.2-12 に示す軸直角方向水平地震力の設計用値（N）

H　　：図2.2-22に示すシアプレート部の高さ（mm）

L　　：図2.2-22に示すシアプレート部の幅（mm）

t　　：図2.2-22に示すシアプレート部の板厚（mm）

図 2.2-22 において軸直角方向水平地震力により発生する平均せん断応力（$\tau_{HY}$）は次式で表される。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{(L - 4 \cdot t) \cdot t}$$

ここで，

$F_{HY}$　：図2.2-12 に示す軸直角方向水平地震力の設計用値（N）
L　　：図2.2-22に示すシアプレート部の幅（mm）
t　　：図2.2-22に示すシアプレート部の板厚（mm）

以上の曲げ応力（$\sigma_{bHY}$），平均せん断応力（$\tau_{HY}$）による組合せ応力（$\sigma_{THY}$）は次式で表される。

$$\sigma_{THY}=\sqrt{\sigma_{bHY}{}^{2}+3\cdot\tau_{HY}{}^{2}}$$

(b) 一次＋二次応力

軸直角方向水平地震力は一方向のみ（図2.2-22に示すーY 方向のみ）に作用し，応力の振幅は片側のみとなるため，地震力のみによる曲げの応力範囲（$\Delta\sigma_b$），せん断の応力範囲（$\Delta\tau$）は次式により表される。なお，せん断座屈，曲げ座屈は生じない。

$$\Delta\sigma_b=\sigma_{bHY}$$

$$\Delta\tau=\tau_{HY}$$

ｅ．基礎ボルト

(a) 一次応力

Ⅰ.自重(-Z)＋鉛直方向地震力(+Z)＋軸方向水平地震力(-Y)

イ.自重，鉛直方向地震力，軸直角水平方向地震力による引張応力

図2.2-23において自重，鉛直方向地震力及び軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに引張応力が発生するかは下記条件により定まる。

（ｉ）$e_T<-(D/6+d_t'/3)$ のとき

基礎ボルトに引張応力が発生する。

(ii) $-(D/6+d_t'/3)\leqq e_T<-D/6$ のとき

鋼製支持架台底板の一部が圧縮となり，基礎ボルトに引張応力が発生しない。

(iii) $-D/6\leqq e_T<D/6$ のとき

鋼製支持架台底板の全面が圧縮となり，基礎ボルトに引張応力が発生しない。

(iv) $D/6\leqq e_T<D/6+d_t/3$ のとき

鋼製支持架台底板の一部が圧縮となり，基礎ボルトに引張応力が発生しない。

（ｖ）$D/6+d_t/3\leqq e_T$ のとき

基礎ボルトに引張応力が発生する。

ただし，

$$e_T=e_N+e_M$$

$$e_M = -F_{HY} \cdot l / N$$

ここで,

D　：図2.2-23に示す断面高さ（mm）

$d_t$　：図2.2-23に示す引張側ボルトに関する距離（ｷｬｽｸと反対側）（mm）

$d_t'$：図2.2-23に示す引張側ボルトに関する距離（ｷｬｽｸ側）（mm）

$e_T$　：合成荷重偏心距離（mm）

$e_N$　：図2.2-23に示す鉛直力偏心距離（mm）

$e_M$　：曲げモーメント置換偏心距離（mm）

l　:図2.2-23に示す軸直角方向水平地震力作用点から鋼製支持架台下面までのZ 方向距離（mm）

$F_{HY}$：図2.2-23に示す軸直角方向水平地震力の設計用値（N）

N　：図2.2-23に示す鉛直力であり，次式により算出した値（N）

N＝[自重の設計用値]－[鉛直方向地震力の設計用値]

各条件で発生する基礎ボルトの引張応力は以下に示すとおり計算する。

（ｉ）$e_T < -(D/6 + d_t'/3)$ のとき

基礎ボルトに引張応力が発生する。図2.2-23において自重，鉛直方向地震力，軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに発生する引張応力（$\sigma_{tHY}$）は，鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{tHY} = \sigma_{cc} \cdot n \cdot \frac{(D - d_t' - X_n)}{X_n} \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = N \cdot X_n / S_n$$

$$S_n = \left\{ X_{n1}^{\ 2} / 2 - n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1}) \right\} \cdot b \cdot D^2$$

$$I_n = \left\{ X_{n1}^{\ 3} / 3 + n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})^2 \right\} \cdot b \cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n / D$$

$$d_{t1} = d_t' / D$$

$$P_t = a_t / (b \cdot D)$$

$$a_t = A_b \cdot N_{bt}'$$

ここで,

$\sigma_{cc}$ ：図2.2-23に示すコンクリートの最大圧縮応力（N/mm$^2$）

n ：ヤング係数比

D ：上記と同じ

b ：図2.2-23に示す断面幅（mm）

$d_t$’：上記と同じ

$d_{t1}$ ：引張側ボルトに関する係数（-）

$X_n$ ：図2.2-23に示す中立軸距離を表し，次式を満足する値（mm）

$X_n - D/2 + |e_T| = I_n / S_n$

ただし，$e_T$：上記と同じ

$X_{n1}$ ：中立軸比（-）

N ：上記と同じ

$a_t$ ：有効ボルト総断面積（mm$^2$）

$P_t$ ：引張鉄筋比（-）

$A_b$ ：基礎ボルト有効断面積（mm$^2$）

$A_m$ ：基礎ボルト呼び径断面積（mm$^2$）

$N_{bt}$’：有効引張側ボルト本数（本）

$S_n$ ：有効等価断面一次モーメント（mm$^3$）

$I_n$ ：有効等価断面二次モーメント（mm$^4$）

（ⅱ）$-(D/6+d_t'/3) \leqq e_T < -D/6$ のとき

鋼製支持架台底板の一部が圧縮となり，基礎ボルトに引張応力が発生しないが，ここでは，コンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力を算出する。図2.2-23において自重，鉛直方向地震力，軸直角方向水平地震力によりコンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力（$\sigma_{cc}$）は，次式で表される。

$$\sigma_{cc} = \frac{2 \cdot N}{3 \cdot b \cdot (D/2 - |e_T|)}$$

ここで,

N, $e_t$, D, b：上記と同じ

（ⅲ）$-D/6 \leqq e_T < D/6$ のとき

鋼製支持架台底板の全面が圧縮となり，基礎ボルトに引張応力が発生しないが，ここでは，コンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力を算出する。図2.2-23において自重，鉛直方向地震力，軸直角方向水平地震力によりコンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力（$\sigma_{cc}$）は，次式で表される。

$$\sigma_{cc} = \frac{N \cdot |e_T|}{b \cdot D^2 / 6} + \frac{N}{b \cdot D}$$

ここで,

N, $e_t$, D, b：上記と同じ

（ⅳ）D／6≦$e_T$＜D／6＋$d_t$／3のとき

鋼製支持架台底板の一部が圧縮となり，基礎ボルトに引張応力が発生しないが，ここでは，コンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力を算出する。図2.2-23において自重，鉛直方向地震力，軸直角方向水平地震力によりコンクリート支持架台に発生する最大圧縮応力（$\sigma_{cc}$）は，次式で表される。

$$\sigma_{cc} = \frac{2 \cdot N}{3 \cdot b \cdot (D/2 - |e_T|)}$$

ここで,

N, $e_t$, D, b：上記と同じ

（ⅴ）D／6＋$d_t$／3≦$e_T$のとき

基礎ボルトに引張応力が発生する。図2.2-23において自重，鉛直方向地震力，軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに発生する引張応力（$\sigma_{tHY}$）は，鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説(2010 年版)より次式で表される。

$$\sigma_{tHY} = \sigma_{cc} \cdot n \cdot \frac{(D - d_t - X_n)}{X_n} \cdot \frac{A_b}{A_m}$$

$$\sigma_{cc} = N \cdot X_n / S_n$$

$$S_n = \left\{ X_{n1}{}^2 / 2 - n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1}) \right\} b \cdot D^2$$

$$I_n = \left\{ X_{n1}{}^3 / 3 + n \cdot P_t \cdot (1 - d_{t1} - X_{n1})^2 \right\} b \cdot D^3$$

$$X_{n1} = X_n / D$$

$$d_{t1} = d_t / D$$

$$P_t = a_t / (\mathrm{b} \cdot D)$$

$$a_t = \mathrm{A_b} \cdot N_{bt}$$

ここで,

$\sigma_{cc}$ ：図2.2-23に示すコンクリートの最大圧縮応力（N/mm$^2$）

n　：ヤング係数比

D　：上記と同じ

b　：上記と同じ

$d_t$　：上記と同じ

$d_{t1}$　：引張側ボルトに関する係数（-）

$X_n$　：図2.2-23に示す中立軸距離を表し，次式を満足する値（mm）

$X_n - D/2 + |e_T| = In/Sn$

ただし，$e_T$：上記と同じ

$X_{n1}$　：中立軸比（-）

N　：上記と同じ

$a_t$　：有効ボルト総断面積（mm$^2$）

$P_t$　：引張鉄筋比（-）

$A_b$　：基礎ボルト有効断面積（mm$^2$）

$A_m$　：基礎ボルト呼び径断面積（mm$^2$）

$N_{bt}$　：有効引張側ボルト本数（本）

$S_n$　：有効等価断面一次モーメント（mm$^3$）

$I_n$　：有効等価断面二次モーメント（mm$^4$）

ロ．軸直角方向水平地震力によるせん断応力

軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに発生する平均せん断応力（$\tau_{HY}$），は次式で算出する。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{A_b \cdot N_{bs}}$$

ここで，

$F_{HY}$　：図2.2-12に示す軸直角方向水平地震力の設計用値（N）

$N_{bs}$　：図2.2-23に示す基礎ボルト本数（本）

$A_b$　：図2.2-23に示す基礎ボルト有効断面積（mm$^2$）

Ⅱ．自重(－Z)＋鉛直方向地震力(－Z)＋軸直角方向水平地震力(－Y)

イ．自重，鉛直方向地震力，軸直角方向水平地震力による引張応力

図2.2-24において自重，鉛直方向地震力及び軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに引張応力が発生するかはⅠ項と同様に求められる。ただし，鉛直力（N）については以下のとおりとする。

N ：図2.2-24に示す鉛直力であり，次式により算出した値（N）

N＝[自重の設計用値]＋[鉛直方向地震力の設計用値]

ロ．軸直角方向水平地震力によるせん断応力

軸直角方向水平地震力により基礎ボルトに発生する平均せん断応力（$\tau_{HY}$），は次式で算出する。

$$\tau_{HY} = \frac{F_{HY}}{A_b \cdot N_{bs}}$$

ここで，

$F_{HY}$ ：図2.2-12に示す軸直角方向水平地震力の設計用値（N）

$N_{bs}$ ：図2.2-24に示す基礎ボルト本数（本）

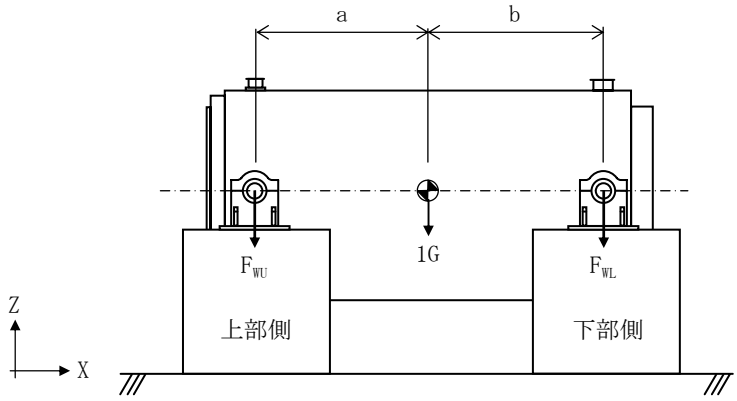
$A_b$ ：図2.2-24に示す基礎ボルト有効断面積（$mm^2$）

ｆ．コンクリート支持架台

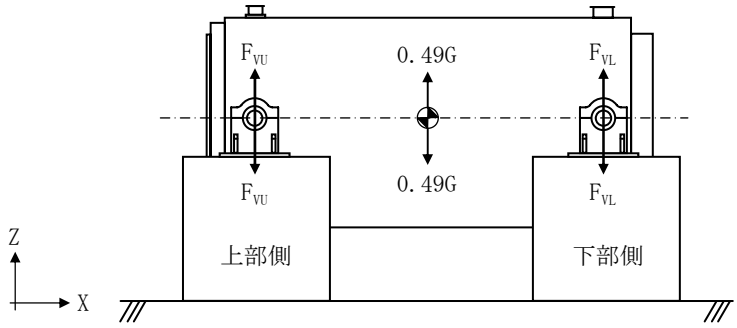
コンクリート支持架台の下端に発生する荷重は表 2.2-8 の通りである。これらの荷重を用いて後述する 2.5 コンクリート基礎の耐震性と同様に評価を行う。

表 2.2-8 コンクリート支持架台下端における荷重

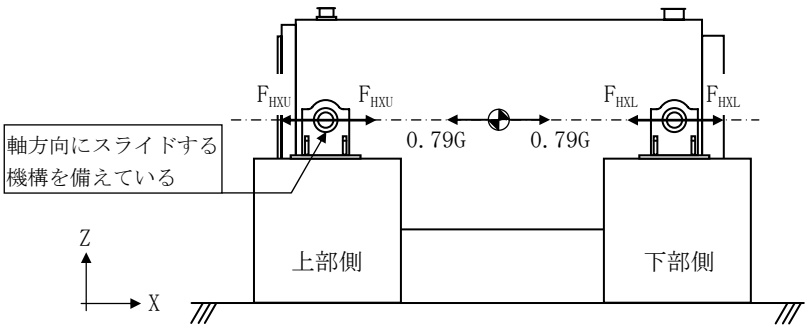
| | 鉛直力 | 水平力 | モーメント |
|---|---|---|---|
| | (kN) | (kN) | (kN･m) |
| キャスク | 477.00 | 506.00 | 157.00 |
| | － | － | 599.60 |
| ペデスタル | 49.41 | 23.10 | 12.43 |
| 合計 | 526.41 | 529.10 | 769.04 |



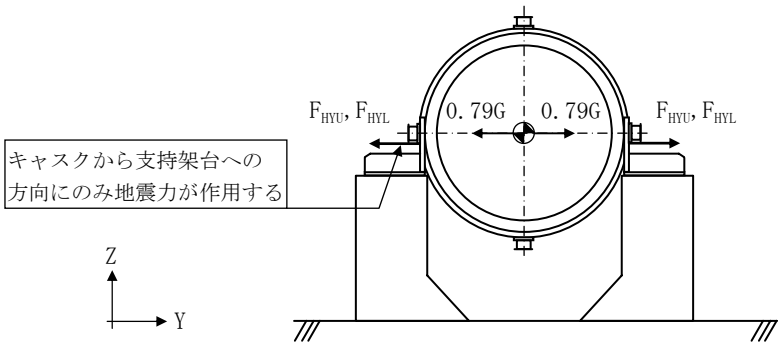

自　重




鉛直方向地震力




軸方向水平地震力




軸直角方向水平地震力

図 2.2-12 鋼製支持架台に作用する荷重

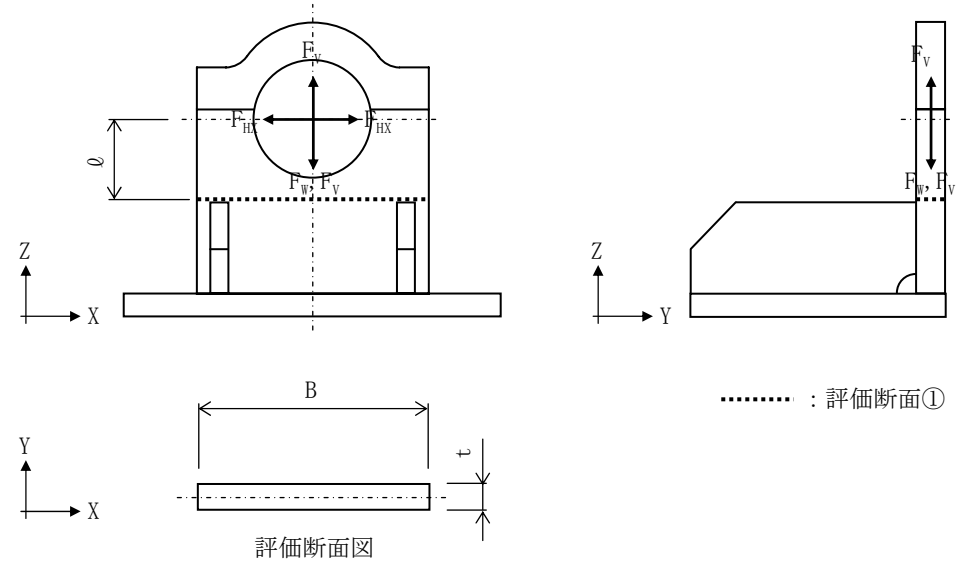



図 2.2-13 計算モデル図（鋼製支持架台，評価断面①）
［設計事象Ⅰ＋$S_s$，自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力］

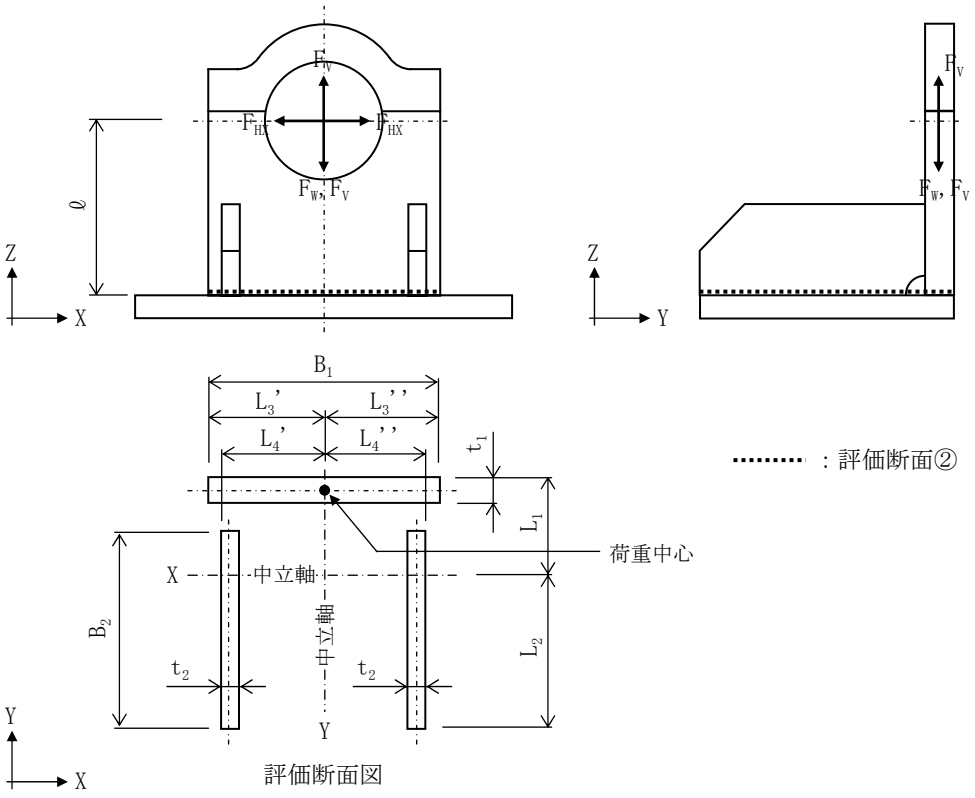
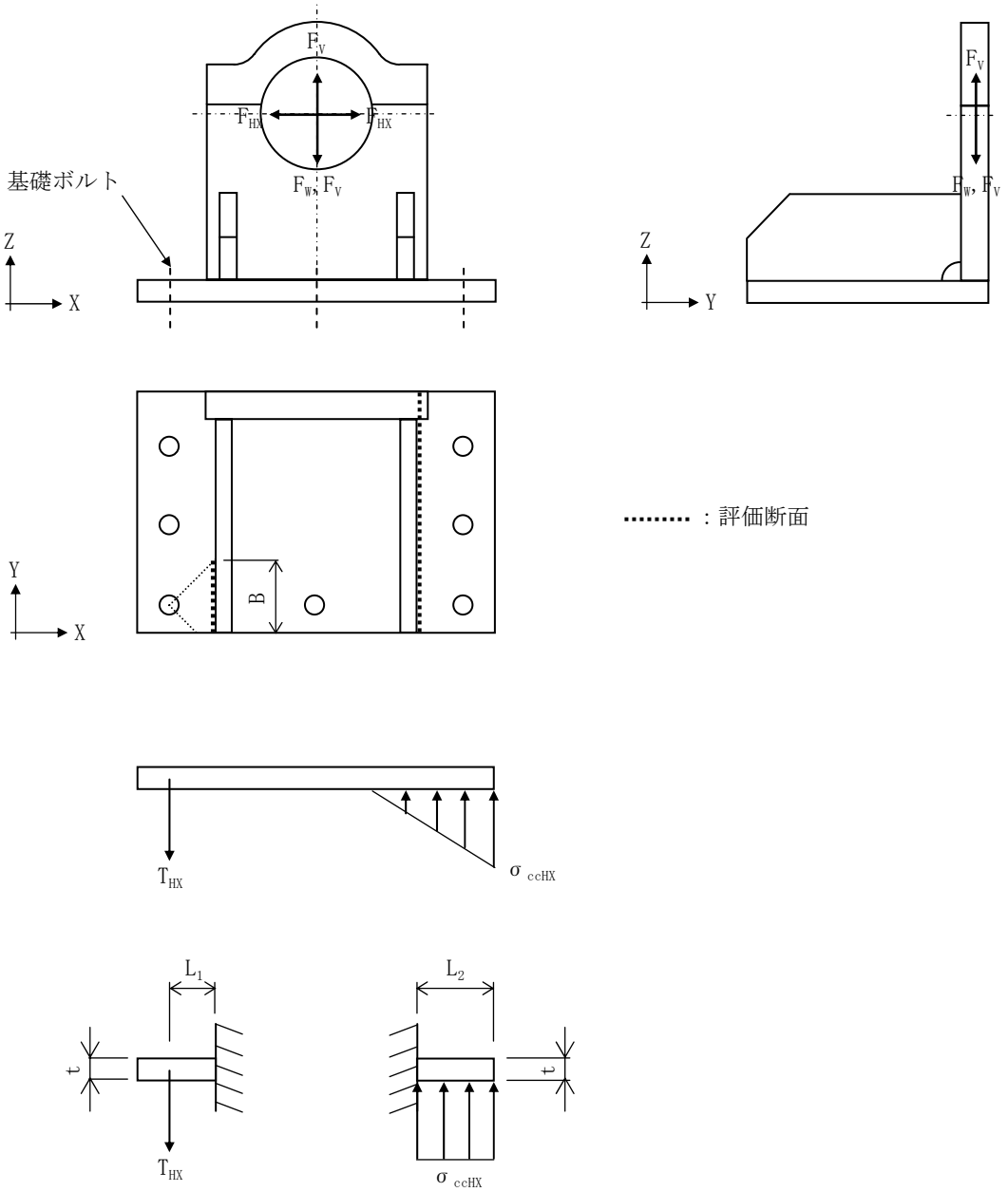



図 2.2-14 計算モデル図（鋼製支持架台，評価断面②）
［設計事象Ⅰ＋$S_s$，自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力］




基礎ボルトより引張力を受ける場合の計算モデル

コンクリート側より圧縮力を受ける場合の計算モデル

図 2.2-15 計算モデル図（鋼製支持架台，評価断面③）
［設計事象Ⅰ＋Ｓ$_s$，自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力］

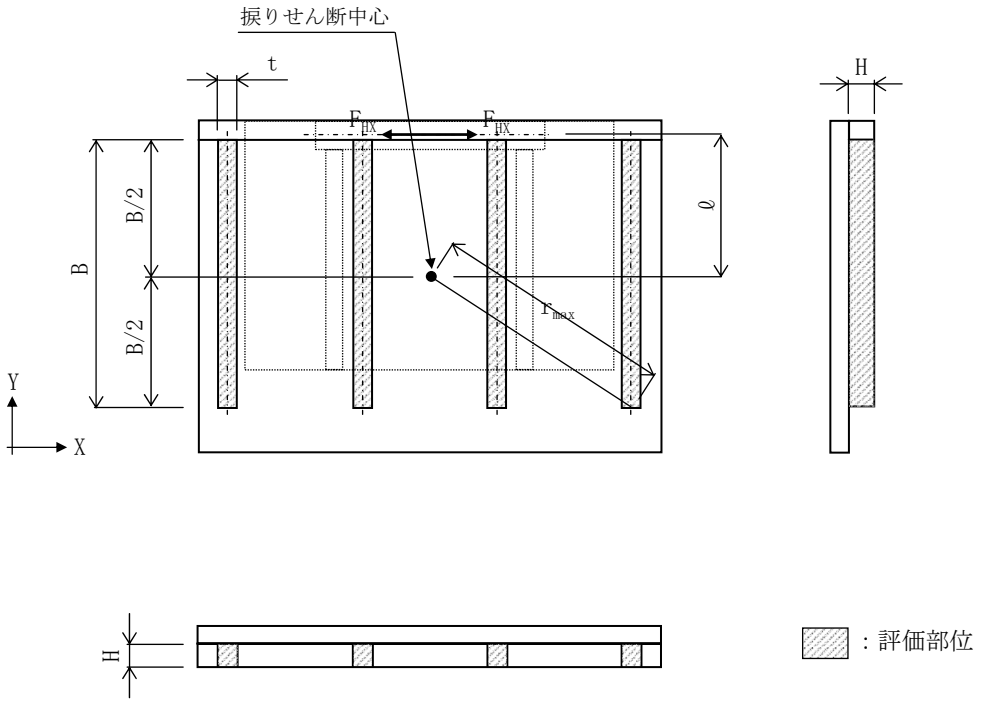
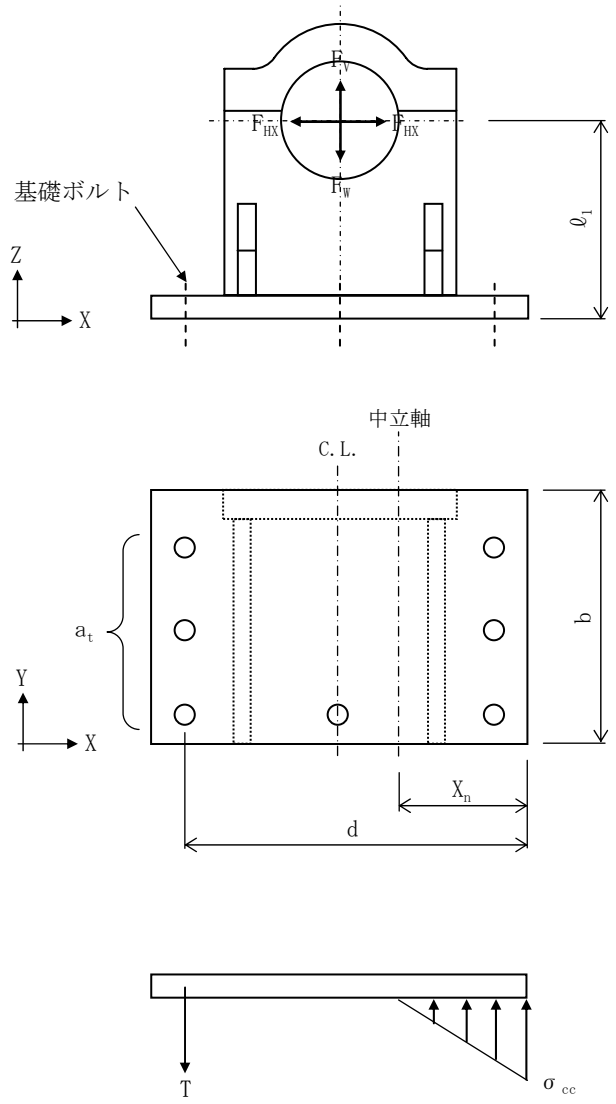
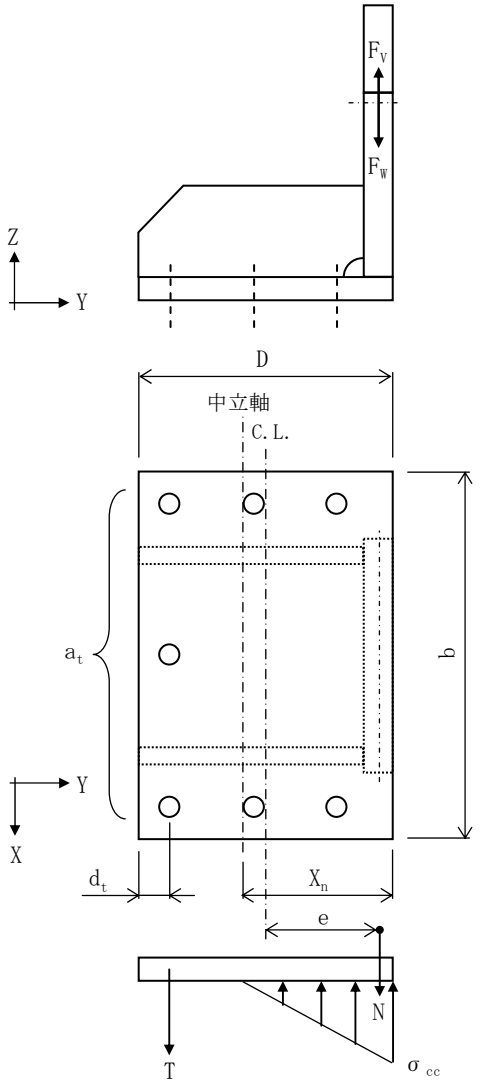


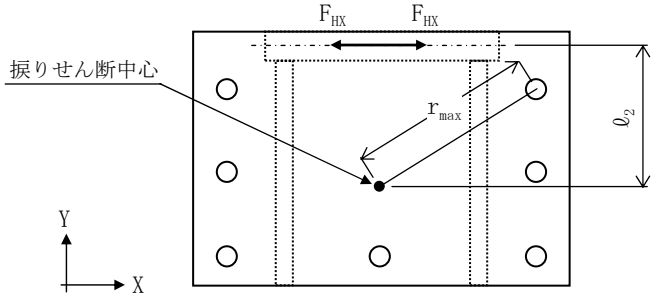

図 2.2-16 計算モデル図（埋め込み金物）
［設計事象Ⅰ＋Ｓ$_s$，（自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震




軸方向水平地震力により発生する
引張応力計算モデル

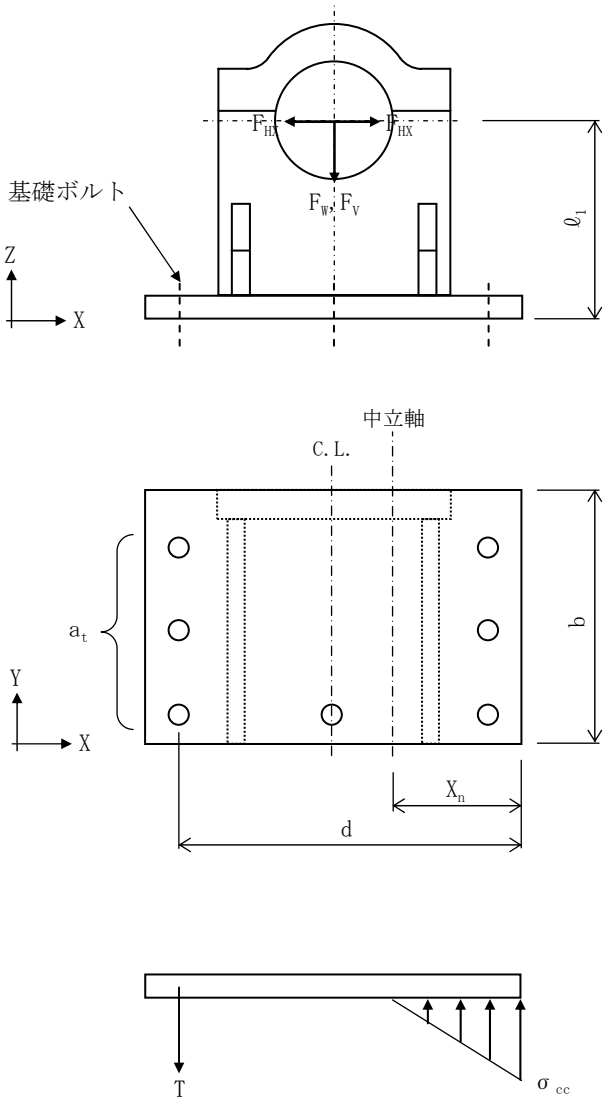



自重及び鉛直方向地震力により発生する
引張応力計算モデル

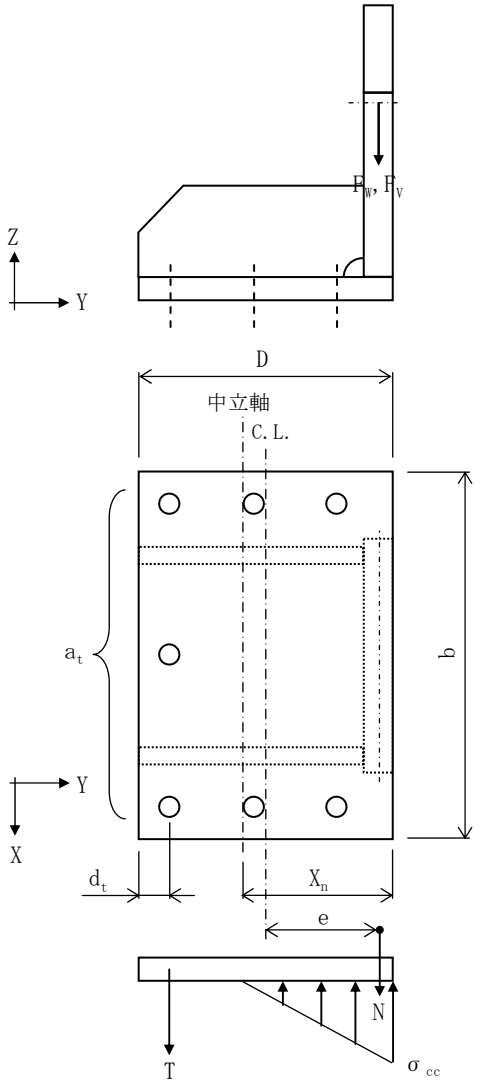



軸方向水平地震力により発生する
捩りせん断応力計算モデル

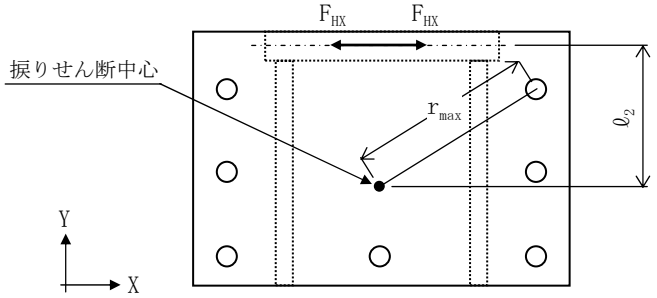
図 2.2-17 計算モデル図（基礎ボルト）
［設計事象Ⅰ＋$S_s$，自重(－Z)＋鉛直方向地震力(＋Z)＋軸方向水平地震力(±X)］




軸方向水平地震力により発生する
引張応力計算モデル




自重及び鉛直方向地震力により発生する
引張応力計算モデル




軸方向水平地震力により発生する
捩りせん断応力計算モデル

図 2.2-18 計算モデル図（基礎ボルト）
［設計事象Ⅰ＋$S_s$，自重(－Z)＋鉛直方向地震力(－Z)＋軸方向水平地震力(±X)］

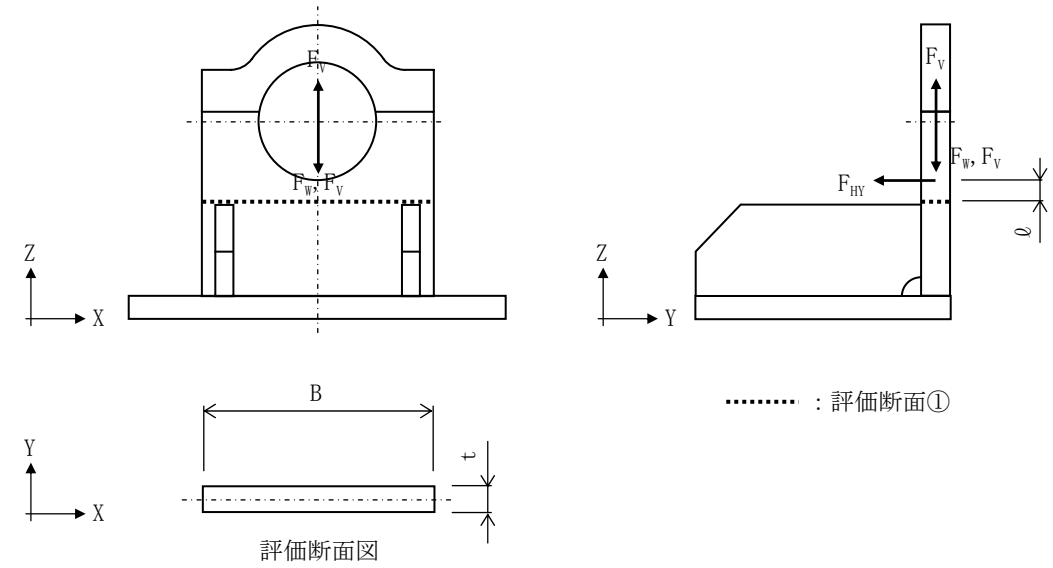



図 2.2-19 計算モデル図（鋼製支持架台，評価断面①）

［設計事象Ⅰ＋$S_s$，自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力］

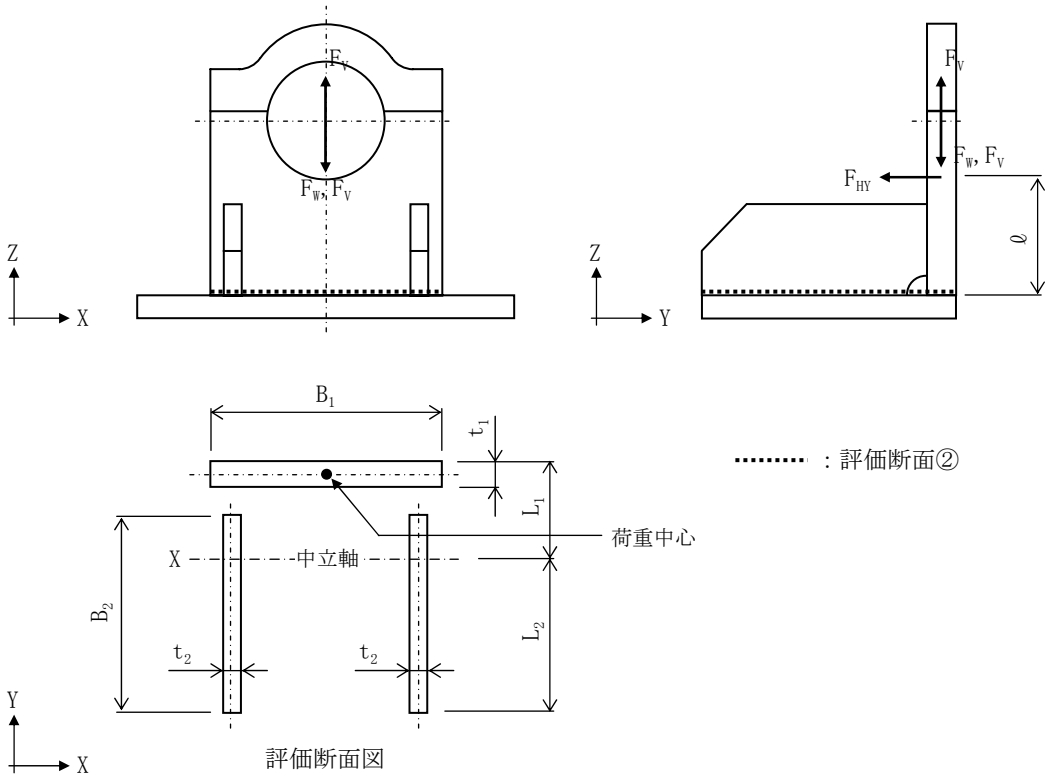



図 2.2-20 計算モデル図（鋼製支持架台，評価断面②）

［設計事象Ⅰ＋$S_s$，自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力］

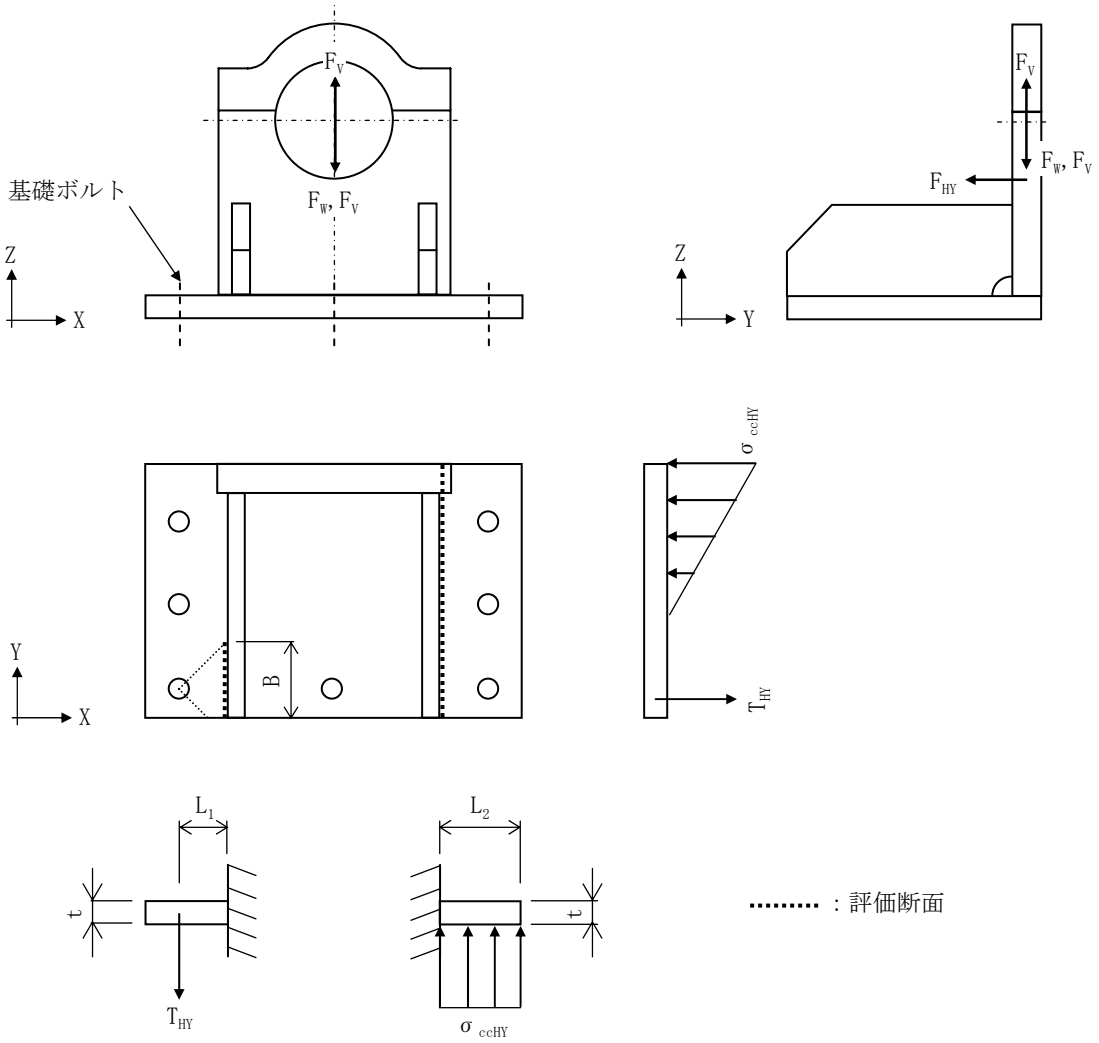



図 2.2-21 計算モデル図（鋼製支持架台，評価断面③）
［設計事象Ⅰ＋$S_s$，自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力］

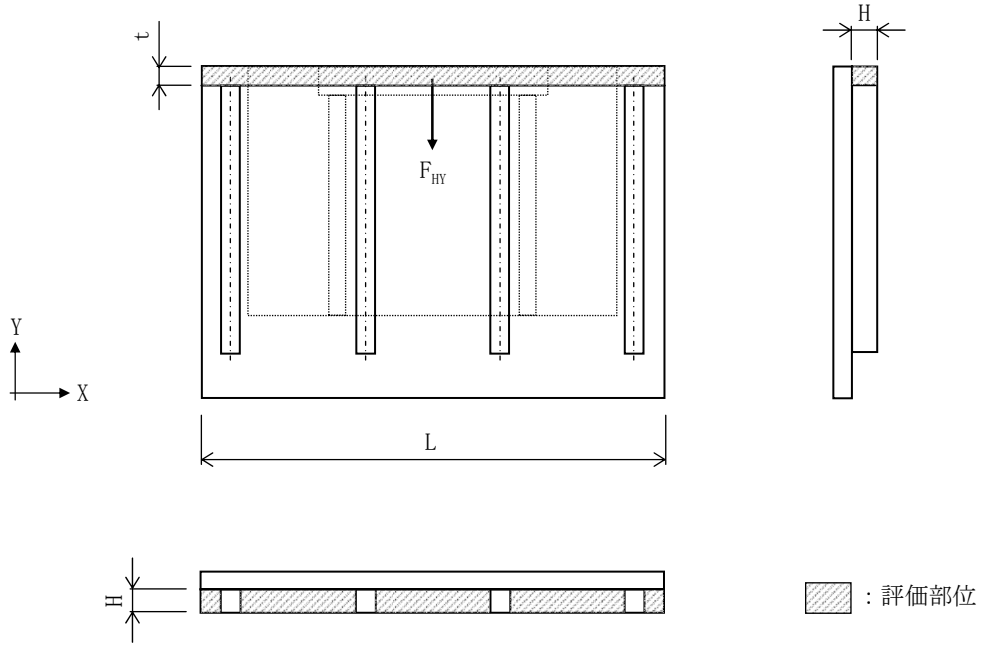
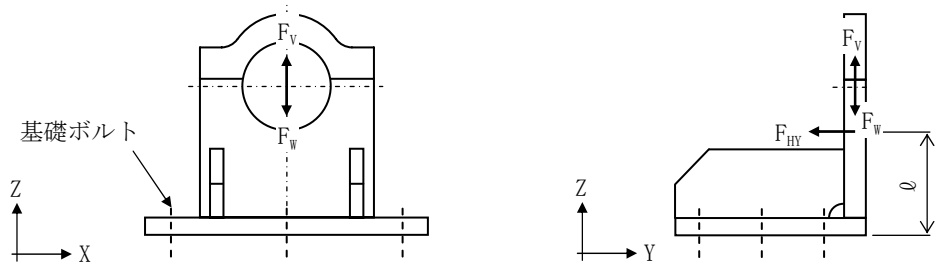
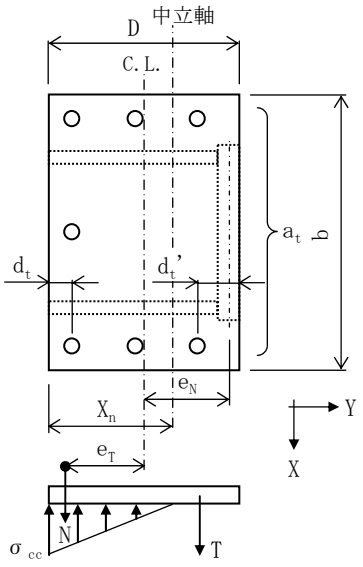
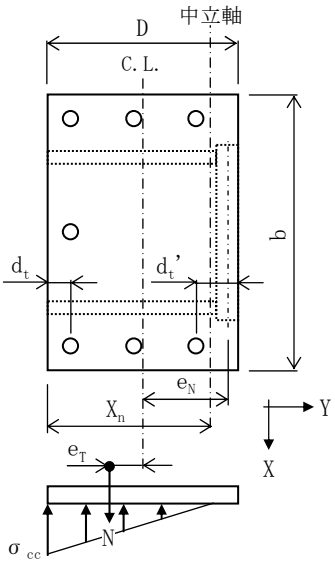



図 2.2-22 計算モデル図（埋め込み金物）
［設計事象Ⅰ＋$S_s$，自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力］

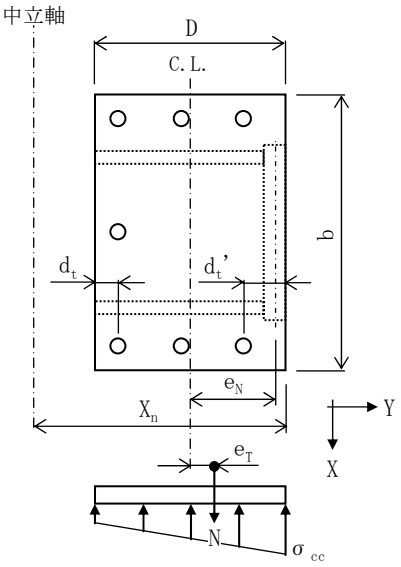


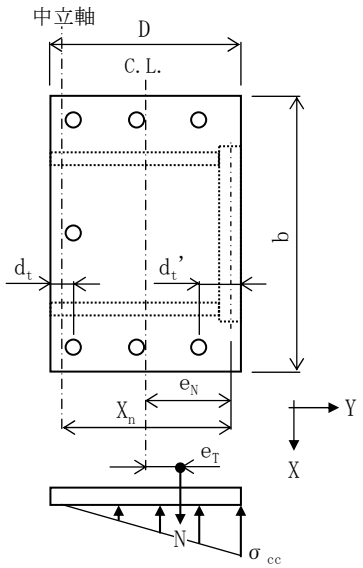

基礎ボルトの引張応力計算モデル
（ⅰ）$e_T < -(D/6+d_t'/3)$
・基礎ボルトに引張応力発生



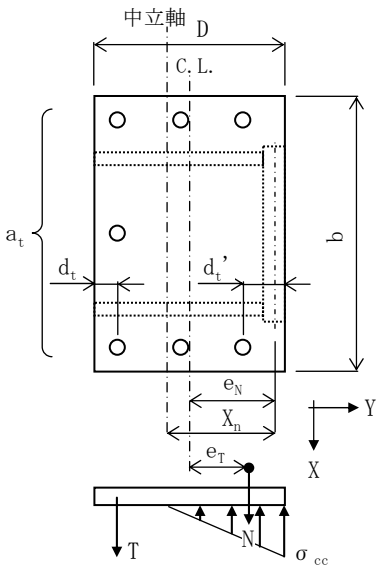

基礎ボルトの引張応力計算モデル
（ⅱ）$-(D/6+d_t'/3) \leqq e_T < -D/6$
・基礎ボルトに引張応力発生なし




基礎ボルトの引張応力計算モデル
（ⅲ）$-D/6 \leqq e_T < D/6$
・基礎ボルトに引張応力発生なし

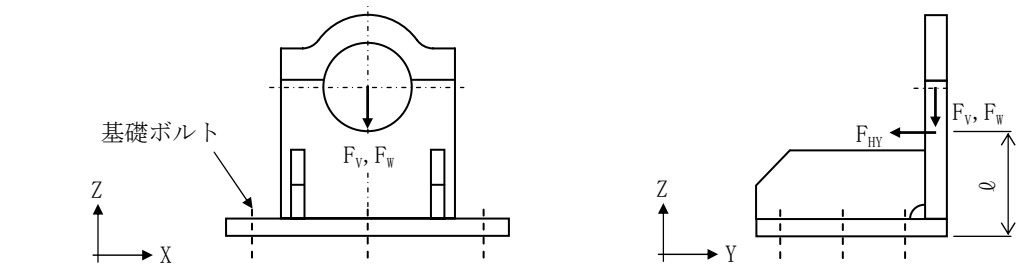


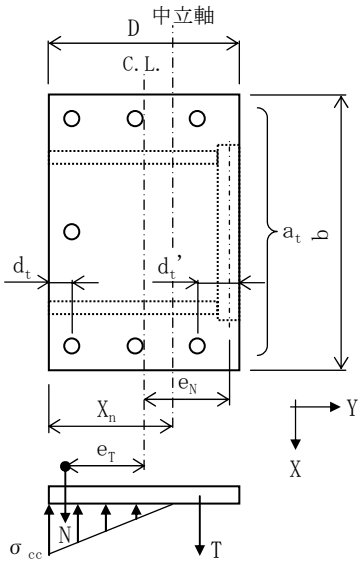

基礎ボルトの引張応力計算モデル
（ⅳ）$D/6 \leqq e_T < D/6+d_t'/3$
・基礎ボルトに引張応力発生なし



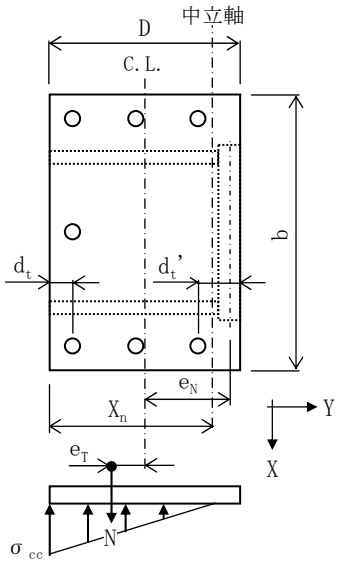

基礎ボルトの引張応力計算モデル
（ⅴ）$D/6+d_t'/3 \leqq e_T$
・基礎ボルトに引張応力発生

図 2.2-23 計算モデル図（基礎ボルト）
［設計事象Ⅰ＋Ｓｓ，自重(－Z)＋鉛直方向地震力(＋Z)＋軸直角方向水平地震力(－Y)］

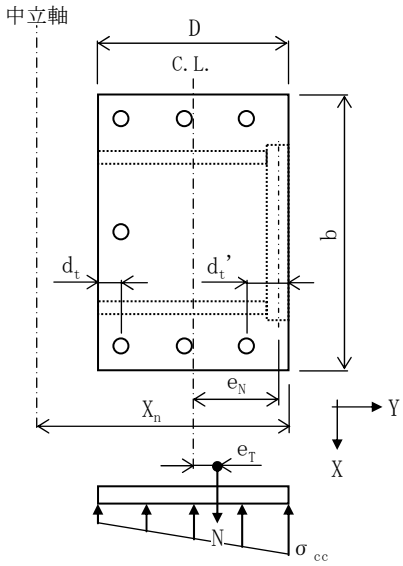


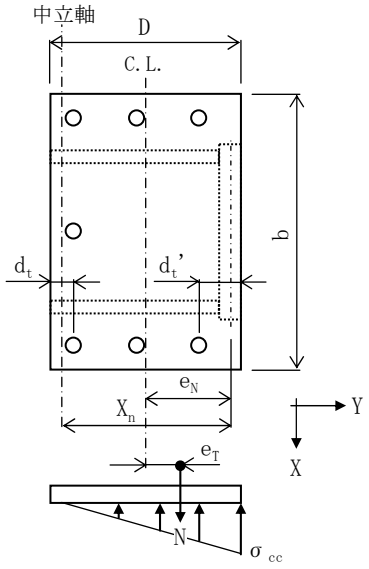

基礎ボルトの引張応力計算モデル
（ⅰ）$e_T < -(D/6+d_t'/3)$
・基礎ボルトに引張応力発生



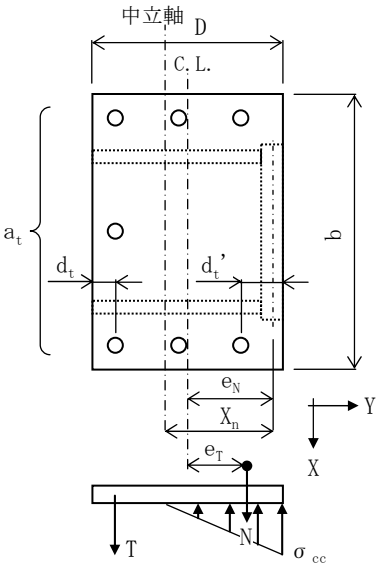

基礎ボルトの引張応力計算モデル
（ⅱ）$-(D/6+d_t'/3) \leqq e_T < -D/6$
・基礎ボルトに引張応力発生なし




基礎ボルトの引張応力計算モデル
（ⅲ）$-D/6 \leqq e_T < D/6$
・基礎ボルトに引張応力発生なし




基礎ボルトの引張応力計算モデル
（ⅳ）$D/6 \leqq e_T < D/6+d_t'/3$
・基礎ボルトに引張応力発生なし




基礎ボルトの引張応力計算モデル
（ⅴ）$D/6+d_t'/3 \leqq e_T$
・基礎ボルトに引張応力発生

図 2.2-24　計算モデル図（基礎ボルト）

［設計事象Ⅰ＋Ｓｓ，自重(－Z)＋鉛直方向地震力(－Z)＋軸直角方向水平地震力(－Y)］

⑤評価結果

評価結果は表2.2-9(1)～(3)となる。

表 2.2-9(1)　鋼製支持架台の応力評価（設計事象Ⅰ＋Ss，輸送貯蔵兼用キャスク B)

（単位：N/mm$^2$）

| 部　位 | | 応力の種類 | | 計 算 値 (注) | | 許容応力 | 評価 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | ケース 1 | ケース 2 | | |
| 鋼製支持架台 | 評価断面① | 一次応力 | 圧縮 | 15 | 15 | 322 | OK |
| | | | 曲げ | 37 | 151 | 326 | OK |
| | | | せん断 | 15 | 16 | 188 | OK |
| | | | 組合せ | 58 | 168 | 326 | OK |
| | | 一次＋二次応力 | 引張･圧縮 | 10 | 10 | 564 | OK |
| | | | 曲げ | 74 | 151 | 564 | OK |
| | | | せん断 | 30 | 16 | 324 | OK |
| | | | 座屈 | 15 | 15 | 279 | OK |
| | 評価断面② | 一次応力 | 圧縮 | 7 | 7 | 325 | OK |
| | | | 曲げ | 27 | 28 | 326 | OK |
| | | | せん断 | 7 | 7 | 188 | OK |
| | | | 組合せ | 35 | 36 | 326 | OK |
| | | 一次＋二次応力 | 引張･圧縮 | 5 | 5 | 564 | OK |
| | | | 曲げ | 37 | 24 | 564 | OK |
| | | | せん断 | 13 | 7 | 324 | OK |
| | | | 座屈 | 7 | 7 | 280 | OK |
| | 評価断面③ | 一次応力 | 曲げ | 201 | 111 | 326 | OK |
| | | | せん断 | 23 | 13 | 188 | OK |
| | | | 組合せ | 205 | 114 | 326 | OK |
| | | 一次＋二次応力 | 曲げ | 347 | 201 | 564 | OK |
| | | | せん断 | 38 | 22 | 324 | OK |

（注）ケース 1：自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力

ケース2：自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力

表 2.2-9(2)　埋め込み金物，基礎ボルトの応力評価（設計事象Ⅰ＋Ss，輸送貯蔵兼用キャスク B)

（単位：N/mm$^2$）

| 部　位 | 応力の種類 | | 計 算 値(注 1) | | 許容応力(注 2) | 評価 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | ケース 1 | ケース 2 | | |
| 埋め込み金物 | 一次応力 | 曲げ | 66 | 85 | 270 | OK |
| | | せん断 | 14 | 19 | 155 | OK |
| | | 組合せ | 70 | 91 | 270 | OK |
| | 一次＋二次応力 | 曲げ | 131 | 85 | 450 | OK |
| | | せん断 | 28 | 19 | 258 | OK |
| 基礎ボルト(注 3) | 一次応力 | 引張 | 109<br>129 | 79<br>－ | ｹｰｽ 1：165<br>ｹｰｽ 2：332 | OK |
| | | せん断 | 193<br>193 | 89<br>89 | 261 | OK |

（注 1）ケース 1：自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力
　　ケース 2：自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力
（注 2）基礎ボルトの許容引張応力は，発生せん断応力を考慮し低減させた値
（注 3）上段の値は鉛直方向地震力が上向き(＋Z 方向)のときの値を示し，下段の値は鉛直方向地震力が下向き(－Z 方向)のときの値を示す

表 2.2-9(3)　コンクリート支持架台の応力評価（設計事象Ⅰ＋Ss）

| 項目 | | 記号 | 単位 | ケース 1 | ケース 2 |
|---|---|---|---|---|---|
| 曲げ | 曲げモーメント | Md | (kN･m) | 813 | 769 |
| | 曲げ耐力 | Mud | (kN･m) | 2808 | 1048 |
| | 構造物係数 | γi | － | 1.00 | 1.00 |
| | γi･Md/Mud≦1.0 | | － | 0.29 | 0.73 |
| | 判定 | | － | OK | OK |
| せん断 | せん断力 | Vd | (kN) | 508 | 529 |
| | せん断耐力 | Vyd | (kN) | 890 | 777 |
| | 構造物係数 | γi | － | 1.00 | 1.00 |
| | γi･Vd/Vyd≦1.0 | | － | 0.57 | 0.68 |
| | 判定 | | － | OK | OK |

（注 1）ケース 1：自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力
　　ケース 2：自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力

2.3　コンクリートモジュールの耐震性

(1)　乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュール

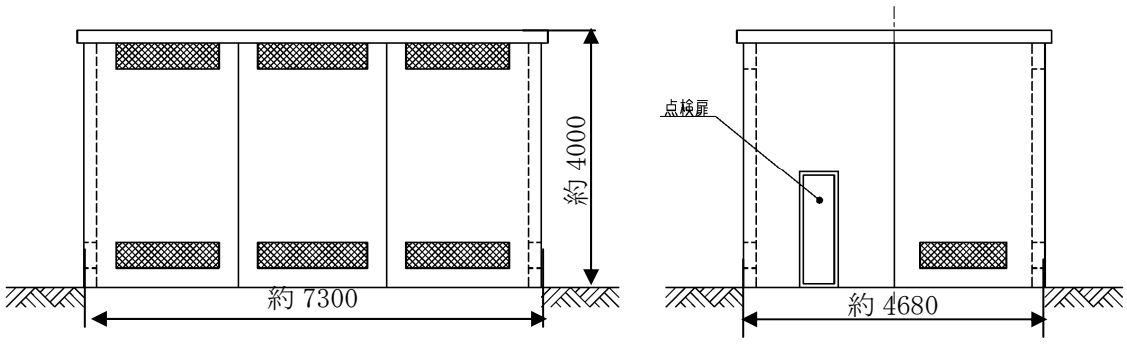
1)　評価方針

本設備で使用する乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールが，基準地震動 Ss により乾式貯蔵キャスクの除熱，密封，遮へい，臨界防止等の安全機能に影響を与えるような，倒壊等をしないことを確認する。

2)　乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールの構成

コンクリートモジュールの概略図を図 2.3-1 に示す。

コンクリートモジュールは長辺側板 3 枚，短辺側板 2 枚，天板 3 枚のコンクリート製パネルで構成されている。それぞれのパネルは金物とボルトにより連結されている。




(単位:mm)

図 2.3-1　コンクリートモジュール概略図

3) 解析モデル

固有値解析，許容応力度設計及び基準地震動 Ss に対する検討には 3 次元 FEM モデルを採用し，解析コードとして NASTRAN を用いる。

FEM モデルとして，コンクリートモジュールの PC 板（側板及び天板）及び接合部の金物は板厚一様な平板要素でモデル化する。PC 板と金物の接合部はボルト位置で同一変位とし，基礎とベースプレートの接合部はアンカーボルト位置で拘束する。解析モデルを図 2.3-2 に示す。

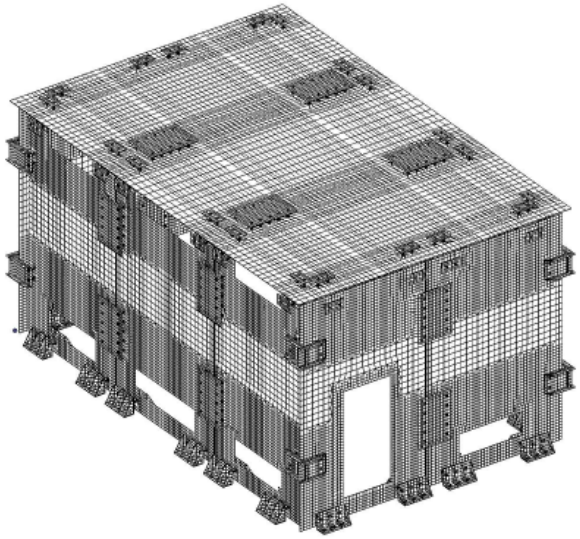


図 2.3-2　コンクリートモジュールの解析モデル

4) 固有周期の算定

コンクリートモジュールの固有周期は図 2.3-2 の FEM モデルにより求める。この結果を表 2.3-1 に示す。

表 2.3-1 コンクリートモジュールの固有周期

| | 固有周期(s) |
|---|---|
| 水平（長辺） | 0.036 |
| 水平（短辺） | 0.046 |
| 鉛直 | 0.053 |

5) 設計用地震力

「4)固有周期の算定」において求めた固有周期と添付資料－2「3 耐震設計方針」に基づき，コンクリートモジュールの耐震性の評価に用いる設計用地震力を定める。

コンクリートモジュールの水平方向の固有周期は 0.05sec 以下であることから，コンクリートモジュールの水平地震力に対しては剛体と見なすことができる。従って設計用水平地震力は 1.2ZPA とする。設計用鉛直地震力については添付資料－2「3 耐震設計方針」の応答スペクトルから設計用地震力を定める。

本耐震評価で用いる設計用地震力を表 2.3-2 に示す。

表 2.3-2 設計用地震力

| | 水平 | 鉛直 |
|---|---|---|
| 設計用加速度(mm/s$^2$) | 7800 | 11800 |

6) 許容応力

許容応力を以下のように定める。材料の許容応力度は建築基準法・同施行令及び国土交通省告示に定める値とし，表 2.3-3～5 に示す。

表 2.3-3 コンクリートの許容応力度 (N/mm$^2$)

| 種類 | 長期 | | | 短期 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 圧縮 | 引張 | せん断 | 圧縮 | 引張 | せん断 |
| 普通コンクリート | $\frac{1}{3}Fc$ | $\frac{1}{30}Fc$ | $\frac{1}{30}Fc$ かつ $\left(0.49+\frac{1}{100}Fc\right)$ 以下 | 長期に対する 2 倍 | | |

Fc=36 N/mm$^2$ とする。

表 2.3-4 鉄筋の許容応力度 (N/mm$^2$)

| 種類 | 長期 | | 短期 | |
|---|---|---|---|---|
| | 引張及び圧縮 | せん断補強 | 引張及び圧縮 | せん断補強 |
| SD295A 及び B | 195 | 195 | 295 | 295 |

表 2.3-5 鋼材の許容応力度 (N/mm$^2$)

| 鋼材 | 長期 | | | | 短期 | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 圧縮 | 引張 | 曲げ | せん断 | 圧縮 | 引張 | 曲げ | せん断 |
| SS400 | 156.6 | 156.6 | 156.6 | 90.4 | 235 | 235 | 235 | 135.6 |

板厚≦40mm とする。

7)　応力計算

①　応力評価点

応力評価点は SRSS 法により求められる各部材応力の中から最大応力となる部材を抽出して評価を行う。評価箇所は図 2.3-3 に示す箇所とする。

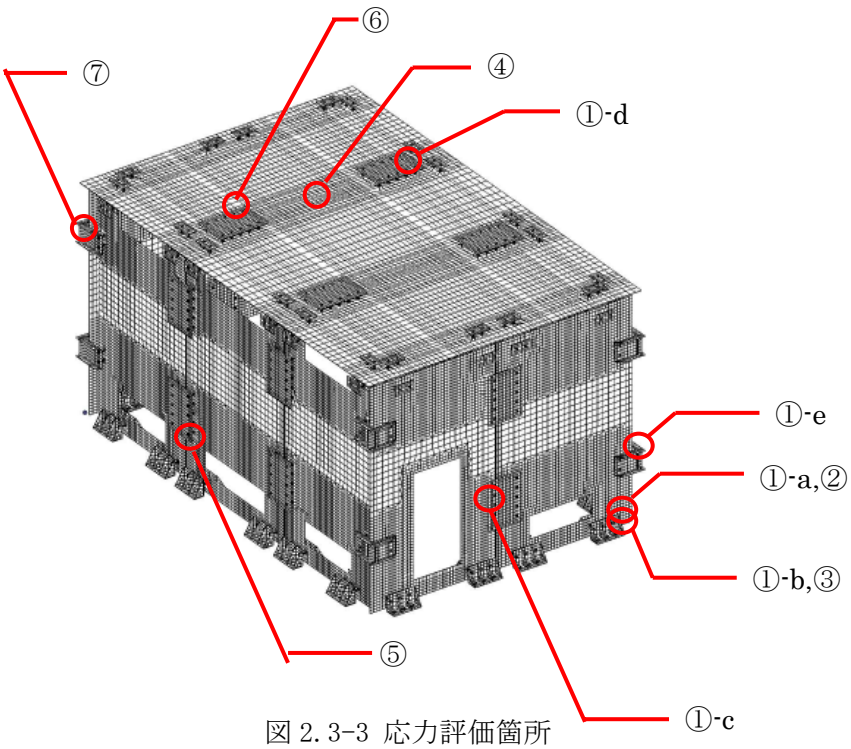



図 2.3-3 応力評価箇所

応力評価箇所名称

①-a　アンカーボルト
①-b　側板柱脚ボルト
①-c　側板接合ボルト
①-d　天板接合ボルト
①-e　コーナー接合ボルト
②　　ベースプレート
③　　側板アンカー部はしあき
④　　天板パネル
⑤　　側板パネル
⑥　　側板，天板接合プレート
⑦　　側板，天板コーナー接合プレート（内側）

② 荷重条件

コンクリートモジュールの耐震安全性の評価においては建築基準法施行令第 82 条より表 2.3-6 の地震時の荷重組合せに基づき評価を行う。ただし，コンクリートモジュールには積載荷重が無いため，考慮する荷重は固定荷重と地震力のみとする。また，コンクリートモジュールの厚さは200㎜と比較的薄いため温度勾配による影響は小さいと考えられ，温度応力は考慮しないものとする。

表 2.3-6 荷重組合せ

| 力の種類 | 荷重及び外力について想定する状態 | 本設計 |
|---|---|---|
| 短期に生ずる力 | 地震時 | G + P + K |

ただし，G：固定荷重，P：積載荷重，K：地震力

③ 応力評価

A．ボルト

ボルトの基準強度は平成 12 年建設省告示第 2464 号，許容応力度は建築基準法施行令第 90 条及び平成 12 年建設省告示第 1451 号を用いる。

a．アンカーボルト(①-a) M20 (SS400：F=235)

せん断力 Qd=13.0 kN

引張力 Nd=26.0 kN

有効断面積 Ae = 245 $mm^2$

・短期許容引張応力度

引張力とせん断力を同時に受けるボルトの引張応力度

（鋼構造設計規準・同解説より）

$f_{ts} = 1.4 f_{t0} - 1.6\tau$ かつ $f_{ts} \leq f_{t0}$

$f_{ts}$ = 1.4×235－1.6×(13.0×$10^3$ / 245 ) = 244.1 N/$mm^2$ → 235 N/$mm^2$

短期引張応力度

σt = Nd / Ae = 26.0 ×1000 / 245 = 107 N/$mm^2$

検定値

$f_{ts}$ / σt = 235 / 107 = 2.20 ＞ 1.0・・・OK

b．側板柱脚ボルト(①-b)　M27（強度区分 6.8：F=420）

せん断力　Qd=68.4kN

有効断面積　Ae = 459 mm$^2$

せん断応力度　$\tau$ = Qd / Ae = 68.4 × 1000 / 459 = 150 N/mm$^2$

短期許容せん断応力度　$f_s = \dfrac{F}{\sqrt{3}} = \dfrac{420}{\sqrt{3}} = 242.4$ N/mm$^2$

検定値

$f_s / \tau$ = 242.4 / 150 = 1.62　＞　1.0・・・OK

c．側板接合ボルト(①-c)　M20（強度区分 6.8：F=420）

せん断力　Qd=48.5kN

有効断面積　Ae = 245 mm$^2$

せん断応力度　$\tau$ = Qd / Ae = 48.5 × 1000 / 245 = 198 N/mm$^2$

短期許容せん断応力度　$f_s = \dfrac{F}{\sqrt{3}} = \dfrac{420}{\sqrt{3}} = 242.4$ N/mm$^2$

検定値

$f_s / \tau$ = 242.4 / 198 = 1.22　＞　1.0・・・OK

d．天板接合ボルト(①-d)　M16（強度区分 6.8：F=420）

せん断力　Qd=21.2kN

有効断面積　Ae = 157 mm$^2$

せん断応力度　$\tau$ = Qd / Ae = 21.2 × 1000 / 157 = 136 N/mm$^2$

短期許容せん断応力度　$f_s = \dfrac{F}{\sqrt{3}} = \dfrac{420}{\sqrt{3}} = 242.4$ N/mm$^2$

検定値

$f_s / \tau$ = 242.4 / 136 = 1.78　＞　1.0・・・OK

e．コーナー接合ボルト(①-e)　M20（強度区分 6.8：F=420）

せん断力　Qd=37.5 kN

有効断面積　Ae = 245 mm$^2$

せん断応力度　$\tau$ = Qd / Ae = 37.5 × 1000 / 245 = 154 N/mm$^2$

短期許容せん断応力度　$f_s = \dfrac{F}{\sqrt{3}} = \dfrac{420}{\sqrt{3}} = 242.4$ N/mm$^2$

検定値

$f_s / \tau$ = 242.4 / 154 = 1.57 ＞ 1.0・・・OK

Ｂ．ベースプレート(②)　t=19（SS400：F=235）

負担幅は 165mm とする。断面係数 $z = b \times t^2 / 6 = 165 \times 19^2 / 6 = 9927.5\ mm^3$

短期許容曲げ応力度　$fb = 235\ N/mm^2$

引張時　（Ａ．ａ．アンカーボルトによる　計算モデルは図 2.3-4 参照）

設計曲げモーメント(2 辺固定として算定)

$Md = 26.0 \times 0.0825 / 2 = 1.08kNm$

短期曲げ応力度

$\sigma b = Md / z = 1.08 \times 10^6 / 9927.5 = 109\ N/mm^2$

検定値

$fb / \sigma b = 235 / 109 = 2.16 > 1.0$・・・OK

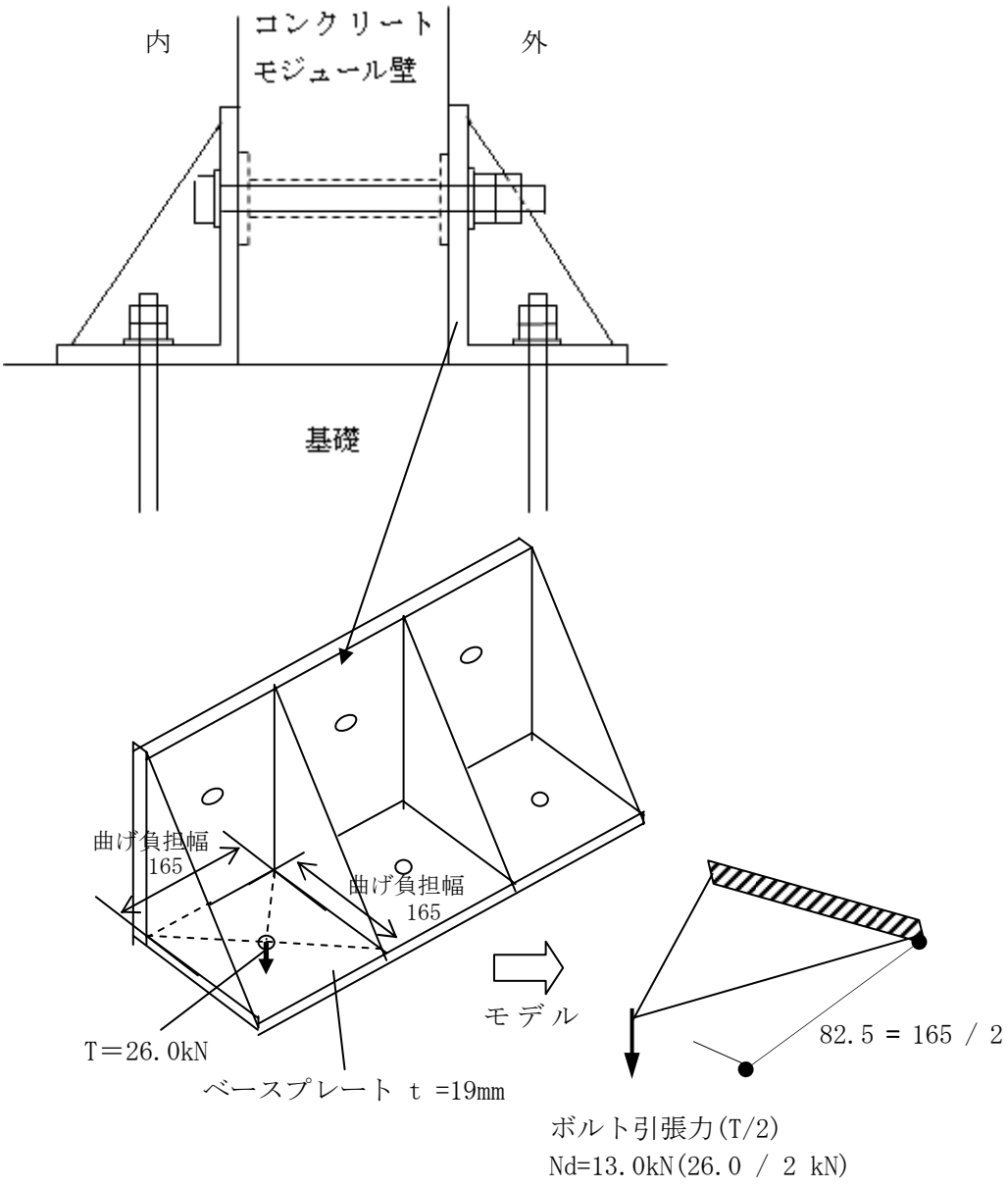



図 2.3-4 ベースプレート（引張時）

圧縮時　（Ａ．ａ．アンカーボルトによる　計算モデルは図 2.3-5 参照）

ボルト位置に生じる圧縮力を面荷重に置き換えて算定する。

設計曲げモーメント（１辺固定１辺単純支持の１方向板として）

$Md = (38.5 / 0.165^2 \times 0.165 \times 0.165^2) / 8 = 0.80$ kNm

短期曲げ応力度

$\sigma b = Md / z = 0.80 \times 10^6 / 9927.5 = 80.6$ N/mm$^2$

検定値

$fb / \sigma b = 235 / 80.6 = 2.92 > 1.0$・・・OK

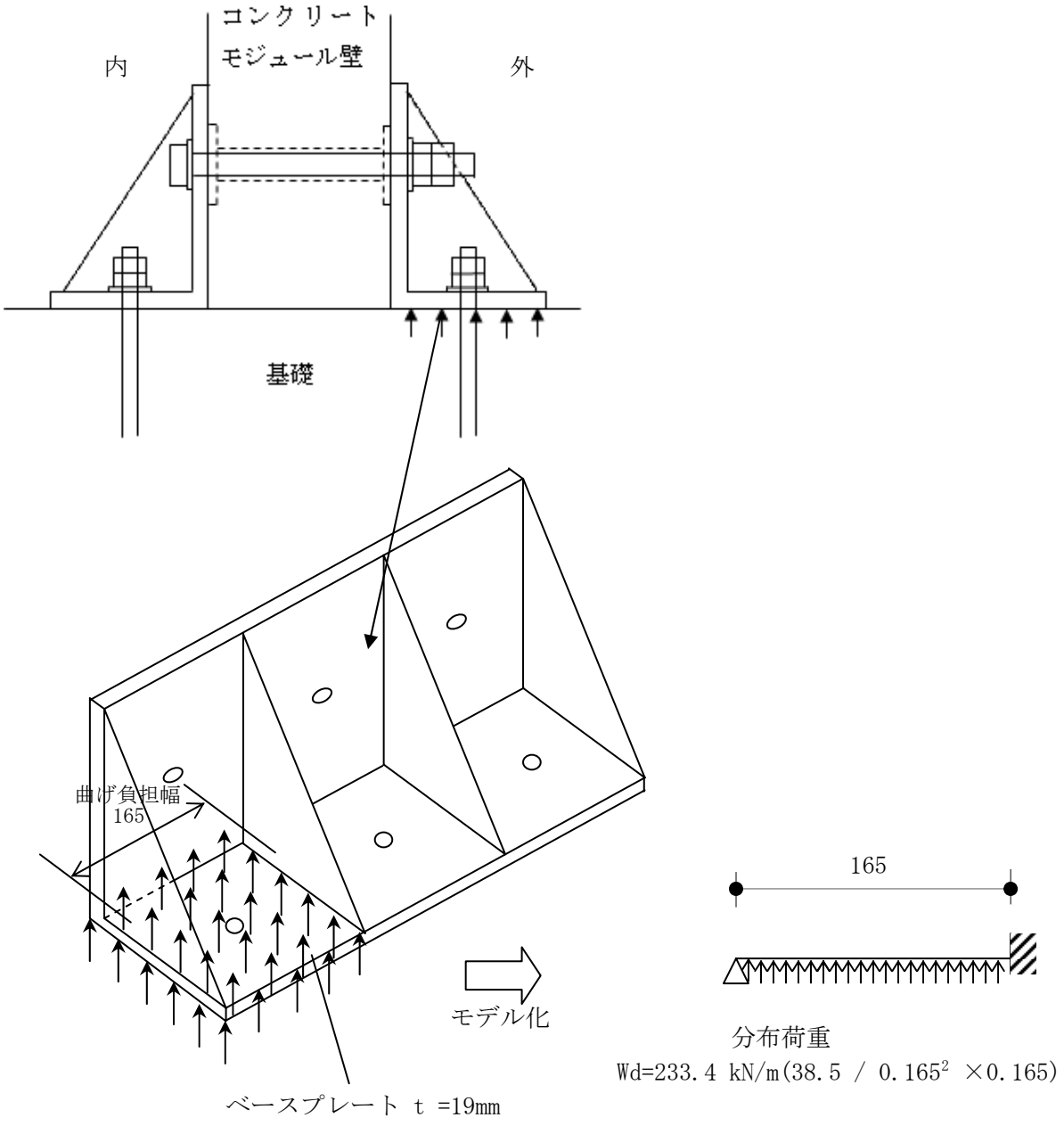



図 2.3-5 ベースプレート（圧縮時）

C．側板アンカー部はしあき(③)（図 2.3-6 参照）

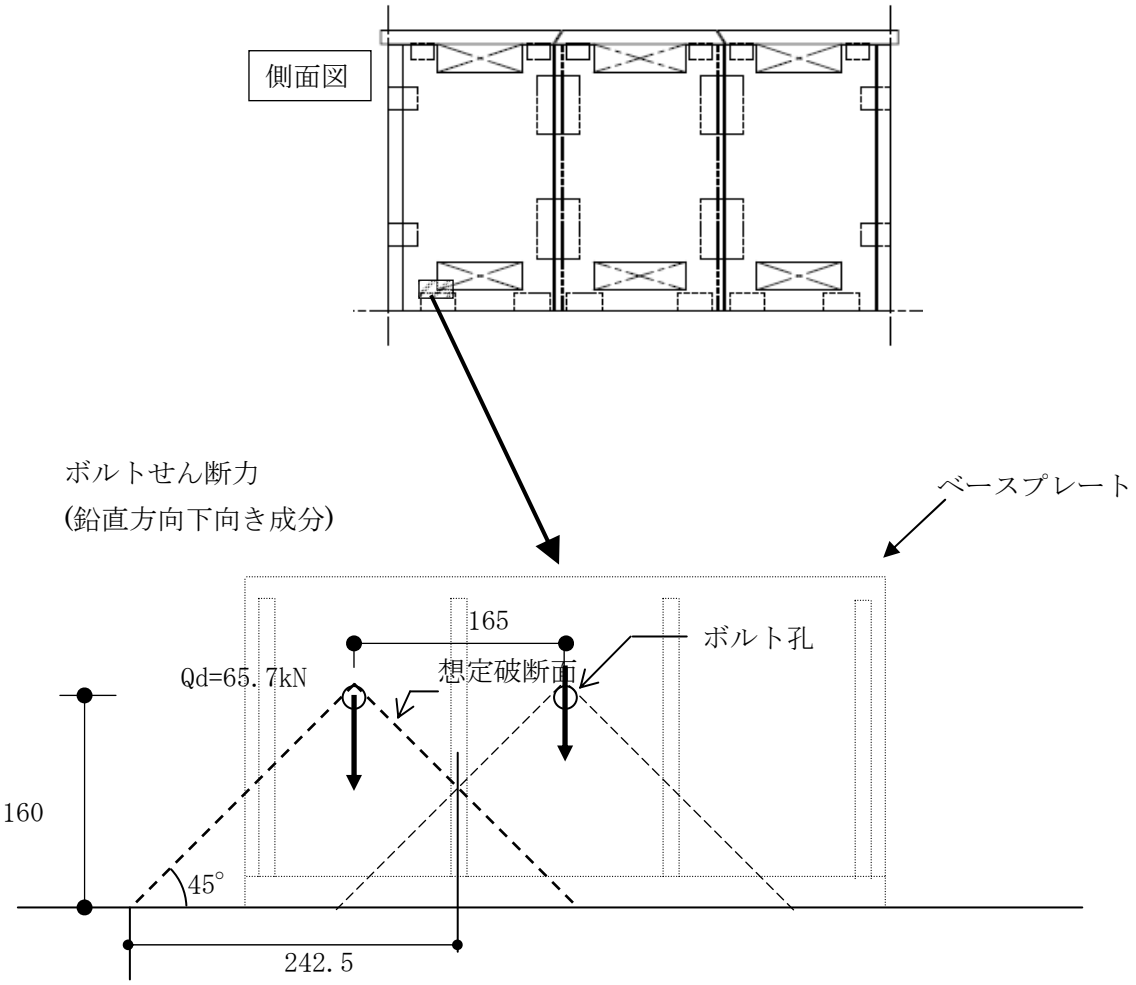



図 2.3-6 側板アンカー

短期許容せん断力応力度

（建築基準法施行令第 91 条及び平成 12 年建設省告示第 1450 号より）

$fsa = (0.49+Fc / 100)\times 2 = 1.70\ N/mm^2$

想定破断面積

$A = 242.5\times\sqrt{2}\times 200 = 68589mm^2$

せん断力応力度

$\tau = Qd / ( A /\sqrt{2} ) = 65.7\times 1000 / ( 68589 /\sqrt{2}) = 1.36\ N/mm^2$

検定値

$fsa / \tau = 1.7 / 1.36 = 1.25 > 1.0$・・・OK

D．天板パネル(④) （図 2.3-7 参照）

天板 PC 板　t = 200，鉄筋：SD295A（s σ t = 295 N/mm$^2$）

D10@200（長辺方向 上筋，短辺方向 上下筋）D10：断面積 A = 71 mm$^2$

D13@200（長辺方向 下筋）　　D13：断面積 A = 127 mm$^2$

d = 150mm，j = 131mm

短期許容曲げモーメント（鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より）

$M_a = a_t \cdot f_t \cdot j$

$\Rightarrow \quad f_t = \dfrac{M_a}{a_t \cdot j}$　$f_t$ を σ t，$M_a$ を $M_d$ に置き換え，鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 9986 Nmm/mm　→　1m 辺りに換算すると Md = 9.99kNm

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{9.99 \times 10^6}{127 \times 5 \times 131} = 121 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$f_t$ / $\sigma_t$ = 295 / 121 = 2.44　＞　1.0・・・OK

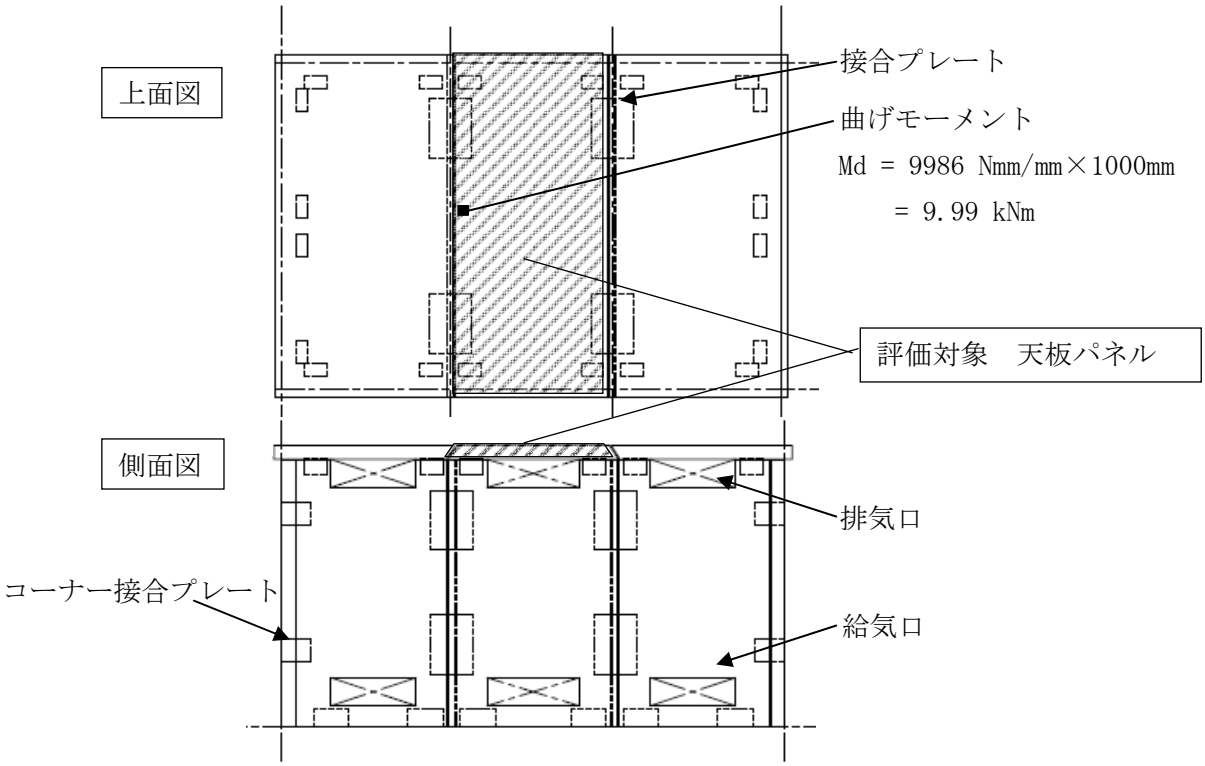



図 2.3-7　天板パネル

Ｅ．側板パネル(⑤) （図 2.3-8 参照）

側板 PC 版　t = 200 鉄筋：SD295A（sσt = 295 N/mm$^2$）

D10@200（縦筋・横筋，内外共）D10：断面積 A = 71 mm$^2$

D13（開口部及び外周部の補強筋）D13：断面積 A = 127 mm$^2$

d = 150mm，j = 131mm

短期許容曲げモーメント（鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より）

$M_a = a_t \cdot f_t \cdot j$

$\Rightarrow \quad f_t = \dfrac{M_a}{a_t \cdot j}$　$f_t$ をσt，$M_a$ を $M_d$ に置き換え，鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 20484 Nmm/mm　→　500mm 辺りに換算すると Md = 10.3 kNm

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{10.3 \times 10^6}{(127+71+127) \times 131} = 242 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$f_t$ / $\sigma_t$ = 295 / 242 = 1.22　＞　1.0・・・OK

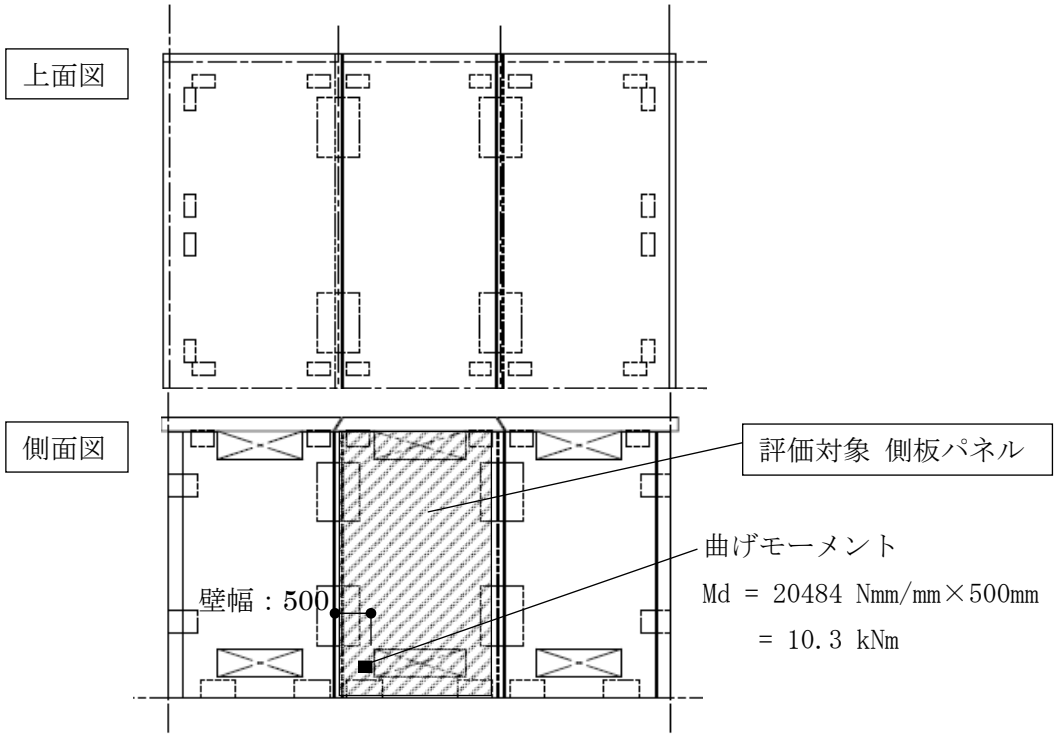



図 2.3-8　側板パネル

Ｆ．側板，天板接合プレート(⑥)　t = 6（SS400）（図 2.3-9 参照）

単位幅当たりの断面係数 z = b×$t^2$ / 6 = 1×$6^2$ /6= 6$mm^3$/mm

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 136 Nmm/mm

σb = 136 / 6 = 22.7 N/$mm^2$

検定値

fb /σb= 235 / 22.7 = 10.4　＞　1.0・・・OK

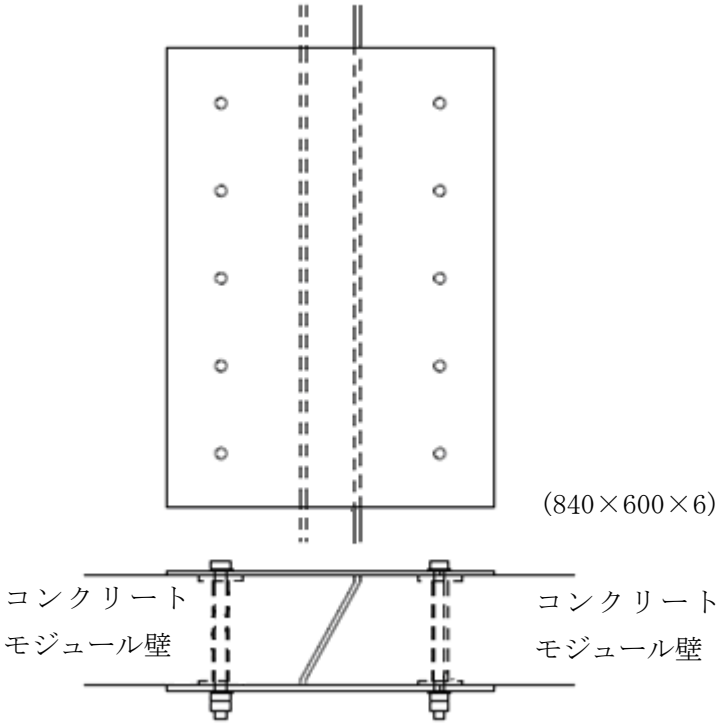



図 2.3-9　側板，天板接合プレート

G．側板，天板コーナー接合プレート(⑦)　t = 9（SS400）（図 2.3-10 参照）

負担幅は 160mm とする。断面係数 z = b×$t^2$ / 6 = 160×$9^2$ /6= 2160 $mm^3$

設計曲げモーメント

ボルト位置に生じる圧縮力を面荷重に置き換えて算定する。

設計曲げモーメント(１辺固定１辺単純支持の１方向板として)

Md = (7.30 / $0.160^2$ ×0.160×$0.160^2$) / 8 = 0.15kNm

σb = 0.15×$10^6$ / 2160 = 69.5 $N/mm^2$

検定値

fb /σb= 235 / 69.5 = 3.38　＞　1.0・・・OK

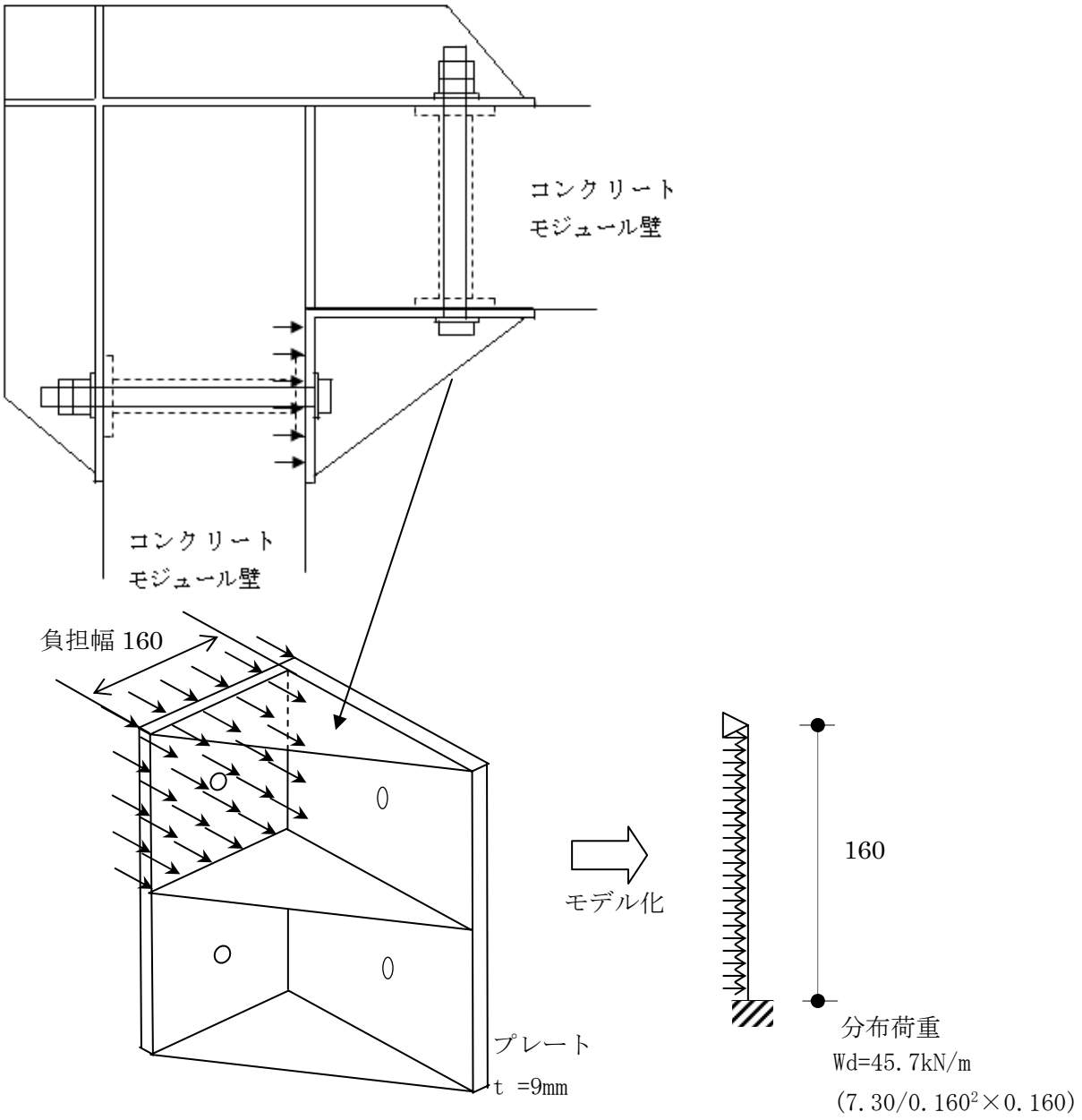



図 2.3-10　側板，天板コーナー接合プレート

④　評価結果

評価結果を表 2.3-7 に示す。

表 2.3-7 評価結果(N/mm²)

| | 項目 | 計算値 | 許容値 | 評価結果 |
|---|---|---|---|---|
| ①-a) | アンカーボルト | 107 | 235 | ＯＫ |
| ①-b) | 側板柱脚ボルト | 150 | 242.4 | ＯＫ |
| ①-c) | 側板接合ボルト | 198 | 242.4 | ＯＫ |
| ①-d) | 天板接合ボルト | 136 | 242.4 | ＯＫ |
| ①-e) | コーナーボルト | 154 | 242.4 | ＯＫ |
| ② | ベースプレート（引張時） | 109 | 235 | ＯＫ |
| ② | ベースプレート（圧縮時） | 80.6 | 235 | ＯＫ |
| ③ | 側板アンカー部はしあき | 1.36 | 1.70 | ＯＫ |
| ④ | 天板ＰＣ板 | 121 | 295 | ＯＫ |
| ⑤ | 側板ＰＣ板 | 242 | 295 | ＯＫ |
| ⑥ | 側板，天板接合プレート | 22.7 | 235 | ＯＫ |
| ⑦ | 側板，天板コーナー接合プレート | 69.5 | 235 | ＯＫ |

以上よりコンクリートモジュールはＳｓ地震動に対しての耐震安全性を確保できる。

(2)　輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュール

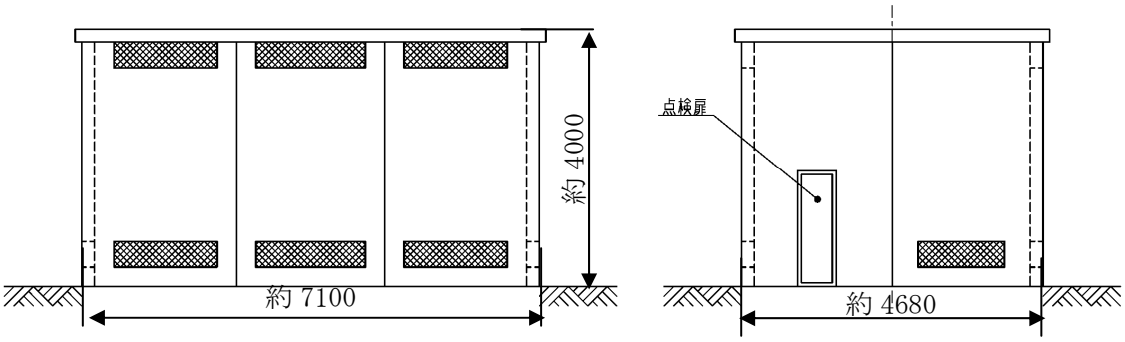
1)　評価方針

本設備で使用する輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュールが，基準地震動 Ss により輸送貯蔵兼用キャスクの除熱，密封，遮へい，臨界防止等の安全機能に影響を与えるような，倒壊等をしないことを確認する。

2)　輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュールの構成

コンクリートモジュールの概略図を図 2.3-11 に示す。

コンクリートモジュールは長辺側板 3 枚，短辺側板 2 枚，天板 3 枚のコンクリート製パネルで構成されている。それぞれのパネルは金物とボルトにより連結されている。




(単位:mm)

図 2.3-11　コンクリートモジュール概略図

3) 解析モデル

固有値解析，許容応力度設計及び基準地震動 Ss に対する検討には 3 次元 FEM モデルを採用し，解析コードとして NASTRAN を用いる。

FEM モデルとして，コンクリートモジュールの PC 板（側板及び天板）及び接合部の金物は板厚一様な平板要素でモデル化する。PC 板と金物の接合部はボルト位置で同一変位とし，基礎とベースプレートの接合部はアンカーボルト位置で拘束する。解析モデルを図 2.3-12 に示す。

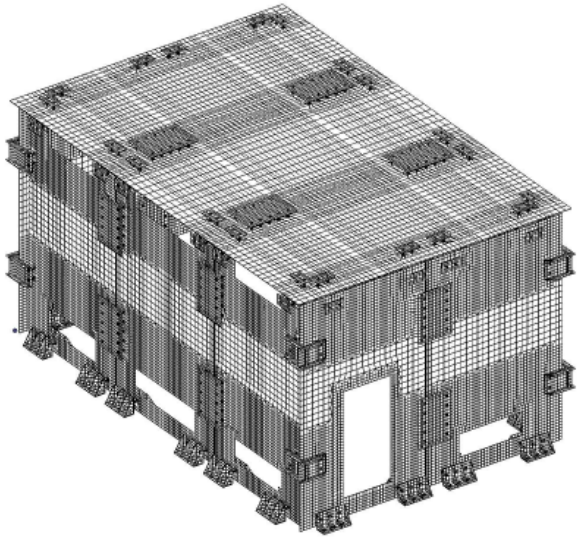


図 2.3-12　コンクリートモジュールの解析モデル

4) 固有周期の算定

コンクリートモジュールの固有周期は図 2.3-12 の FEM モデルにより求める。この結果を表 2.3-8 に示す。

表 2.3-8 コンクリートモジュールの固有周期

| | 固有周期(s) |
|---|---|
| 水平（長辺） | 0.036 |
| 水平（短辺） | 0.045 |
| 鉛直 | 0.052 |

5) 設計用地震力

「4)固有周期の算定」において求めた固有周期と添付資料－2「3 耐震設計方針」に基づき，コンクリートモジュールの耐震性の評価に用いる設計用地震力を定める。

コンクリートモジュールの水平方向の固有周期は 0.05sec 以下であることから，コンクリートモジュールの水平地震力に対しては剛体と見なすことができる。従って設計用水平地震力は 1.2ZPA とする。設計用鉛直地震力については添付資料－2「3 耐震設計方針」の応答スペクトルから設計用地震力を定める。

本耐震評価で用いる設計用地震力を表 2.3-9 に示す。

表 2.3-9 設計用地震力

| | 水平 | 鉛直 |
|---|---|---|
| 設計用加速度(mm/s$^2$) | 7800 | 11800 |

6) 許容応力

許容応力を以下のように定める。材料の許容応力度は建築基準法・同施行令及び国土交通省告示に定める値とし，表 2.3-10～12 に示す。

表 2.3-10 コンクリートの許容応力度 (N/mm$^2$)

| 種類 | 長期 | | | 短期 | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 圧縮 | 引張 | せん断 | 圧縮 | 引張 | せん断 |
| 普通コンクリート | $\frac{1}{3}Fc$ | $\frac{1}{30}Fc$ | $\frac{1}{30}Fc$ かつ $\left(0.49+\frac{1}{100}Fc\right)$ 以下 | 長期に対する 2 倍 | | |

Fc=36 N/mm$^2$ とする。

表 2.3-11 鉄筋の許容応力度 (N/mm$^2$)

| 種類 | 長期 | | 短期 | |
|---|---|---|---|---|
| | 引張及び圧縮 | せん断補強 | 引張及び圧縮 | せん断補強 |
| SD295A 及び B | 195 | 195 | 295 | 295 |

表 2.3-12 鋼材の許容応力度 (N/mm$^2$)

| 鋼材 | 長期 | | | | 短期 | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 圧縮 | 引張 | 曲げ | せん断 | 圧縮 | 引張 | 曲げ | せん断 |
| SS400 | 156.6 | 156.6 | 156.6 | 90.4 | 235 | 235 | 235 | 135.6 |

板厚≦40mm とする。

7)　応力計算

①　応力評価点

応力評価点は SRSS 法により求められる各部材応力の中から最大応力となる部材を抽出して評価を行う。評価箇所は図 2.3-13 に示す箇所とする。

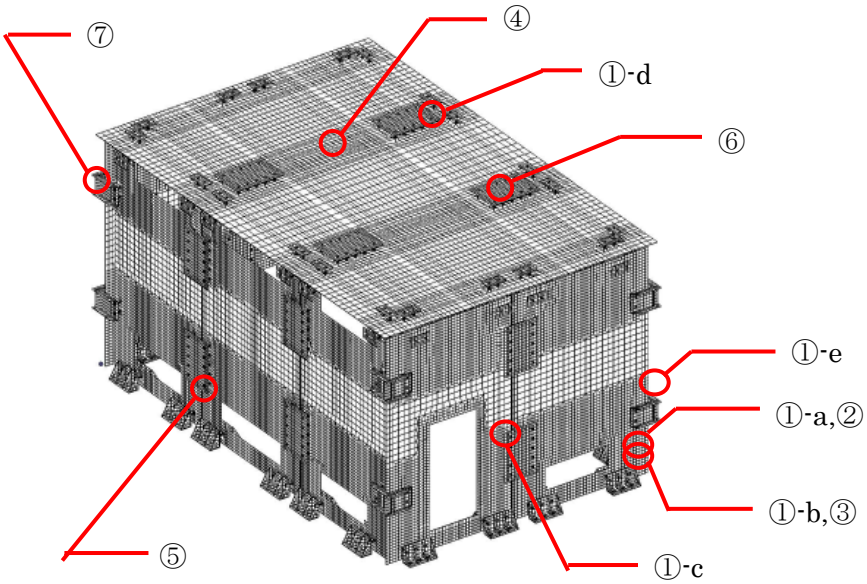



図 2.3-13　応力評価箇所

応力評価箇所名称

①-a　アンカーボルト
①-b　側板柱脚ボルト
①-c　側板接合ボルト
①-d　天板接合ボルト
①-e　コーナー接合ボルト
②　　ベースプレート
③　　側板アンカー部はしあき
④　　天板パネル
⑤　　側板パネル
⑥　　側板，天板接合プレート
⑦　　側板，天板コーナー接合プレート（内側）

② 荷重条件

コンクリートモジュールの耐震安全性の評価においては建築基準法施行令第 82 条より表 2.3-13 の地震時の荷重組合せに基づき評価を行う。ただし，コンクリートモジュールには積載荷重が無いため，考慮する荷重は固定荷重と地震力のみとする。また，コンクリートモジュールの厚さは200㎜と比較的薄いため温度勾配による影響は小さいと考えられ，温度応力は考慮しないものとする。

表 2.3-13 荷重組合せ

| 力の種類 | 荷重及び外力について想定する状態 | 本設計 |
|---|---|---|
| 短期に生ずる力 | 地震時 | G + P + K |

ただし，G：固定荷重，P：積載荷重，K：地震力

③ 応力評価

A．ボルト

ボルトの基準強度は平成 12 年建設省告示第 2464 号，許容応力度は建築基準法施行令第 90 条及び平成 12 年建設省告示第 1451 号を用いる。

a．アンカーボルト(①-a) M20 (SS400：F=235)

せん断力 Qd=12.5kN

引張力 Nd=25.1kN

有効断面積 Ae = 245 $mm^2$

・短期許容引張応力度

引張力とせん断力を同時に受けるボルトの引張応力度

（鋼構造設計規準・同解説より）

$$f_{ts} = 1.4 f_{t0} - 1.6\tau \quad \text{かつ} \quad f_{ts} \leq f_{t0}$$

$f_{ts}$ = 1.4×235−1.6×(12.5×$10^3$ / 245 ) = 247.3 N/$mm^2$ → 235 N/$mm^2$

短期引張応力度

σt = Nd / Ae = 25.1 ×1000 / 245 = 103 N/$mm^2$

検定値

$f_{ts}$ / σt = 235 / 103 = 2.28 ＞ 1.0・・・OK

b．側板柱脚ボルト(①-b)　M27（強度区分 6.8：F=420）

せん断力　Qd=66.1kN

有効断面積　Ae = 459 mm$^2$

せん断応力度　$\tau$ = Qd / Ae = 66.1 × 1000 / 459 = 145 N/mm$^2$

短期許容せん断応力度　$f_s = \dfrac{F}{\sqrt{3}} = \dfrac{420}{\sqrt{3}} = 242.4$ N/mm$^2$

検定値

$f_s / \tau$ = 242.4 / 145 = 1.67　＞　1.0・・・OK

c．側板接合ボルト(①-c)　M20（強度区分 6.8：F=420）

せん断力　Qd=47.7kN

有効断面積　Ae = 245 mm$^2$

せん断応力度　$\tau$ = Qd / Ae = 47.7 × 1000 / 245 = 195 N/mm$^2$

短期許容せん断応力度　$f_s = \dfrac{F}{\sqrt{3}} = \dfrac{420}{\sqrt{3}} = 242.4$ N/mm$^2$

検定値

$f_s / \tau$ = 242.4 / 195 = 1.24　＞　1.0・・・OK

d．天板接合ボルト(①-d)　M16（強度区分 6.8：F=420）

せん断力　Qd=20.3kN

有効断面積　Ae = 157 mm$^2$

せん断応力度　$\tau$ = Qd / Ae = 20.3 × 1000 / 157 = 130 N/mm$^2$

短期許容せん断応力度　$f_s = \dfrac{F}{\sqrt{3}} = \dfrac{420}{\sqrt{3}} = 242.4$ N/mm$^2$

検定値

$f_s / \tau$ = 242.4 / 130 = 1.86　＞　1.0・・・OK

e．コーナー接合ボルト(①-e)　M20（強度区分 6.8：F=420）

せん断力　Qd=37.6 kN

有効断面積　Ae = 245 mm$^2$

せん断応力度　$\tau$ = Qd / Ae = 37.6 × 1000 / 245 = 154 N/mm$^2$

短期許容せん断応力度　$f_s = \dfrac{F}{\sqrt{3}} = \dfrac{420}{\sqrt{3}} = 242.4$ N/mm$^2$

検定値

$f_s / \tau = 242.4 / 154 = 1.57 \quad > \quad 1.0$・・・OK

Ｂ．ベースプレート(②)　t=19（SS400：F=235）

負担幅は 165mm とする。断面係数 $z = b \times t^2 / 6 = 165 \times 19^2 / 6 = 9927.5\ mm^3$

短期許容曲げ応力度　$fb = 235\ N/mm^2$

引張時　（Ａ．ａ．アンカーボルトによる　計算モデルは図 2.3-14 参照）

設計曲げモーメント(2 辺固定として算定)

$Md = 25.1 \times 0.0825 / 2 = 1.04kNm$

短期曲げ応力度

$\sigma b = Md / z = 1.04 \times 10^6 / 9927.5 = 105\ N/mm^2$

検定値

$fb / \sigma b = 235 / 105 = 2.24 > 1.0$・・・OK

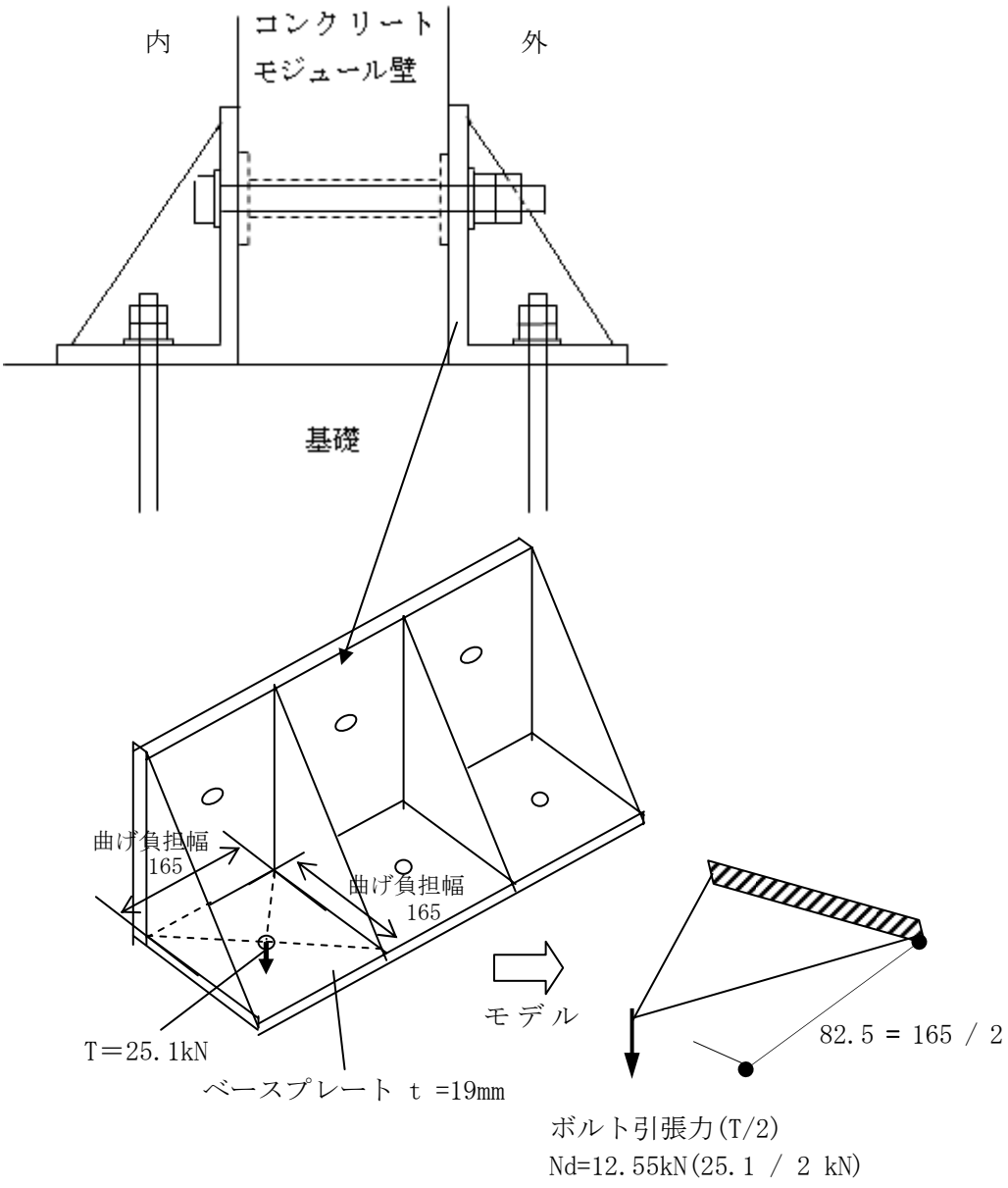



図 2.3-14 ベースプレート（引張時）

圧縮時　（A．ａ．アンカーボルトによる　計算モデルは図 2.3-15 参照）

ボルト位置に生じる圧縮力を面荷重に置き換えて算定する。

設計曲げモーメント(１辺固定１辺単純支持の１方向板として)

$Md = (37.5 / 0.165^2 \times 0.165 \times 0.165^2) / 8 = 0.78$ kNm

短期曲げ応力度

$\sigma b = Md / z = 0.78 \times 10^6 / 9927.5 = 78.6$ N/mm$^2$

検定値

$fb / \sigma b = 235 / 78.6 = 2.99 \quad > \quad 1.0$・・・OK

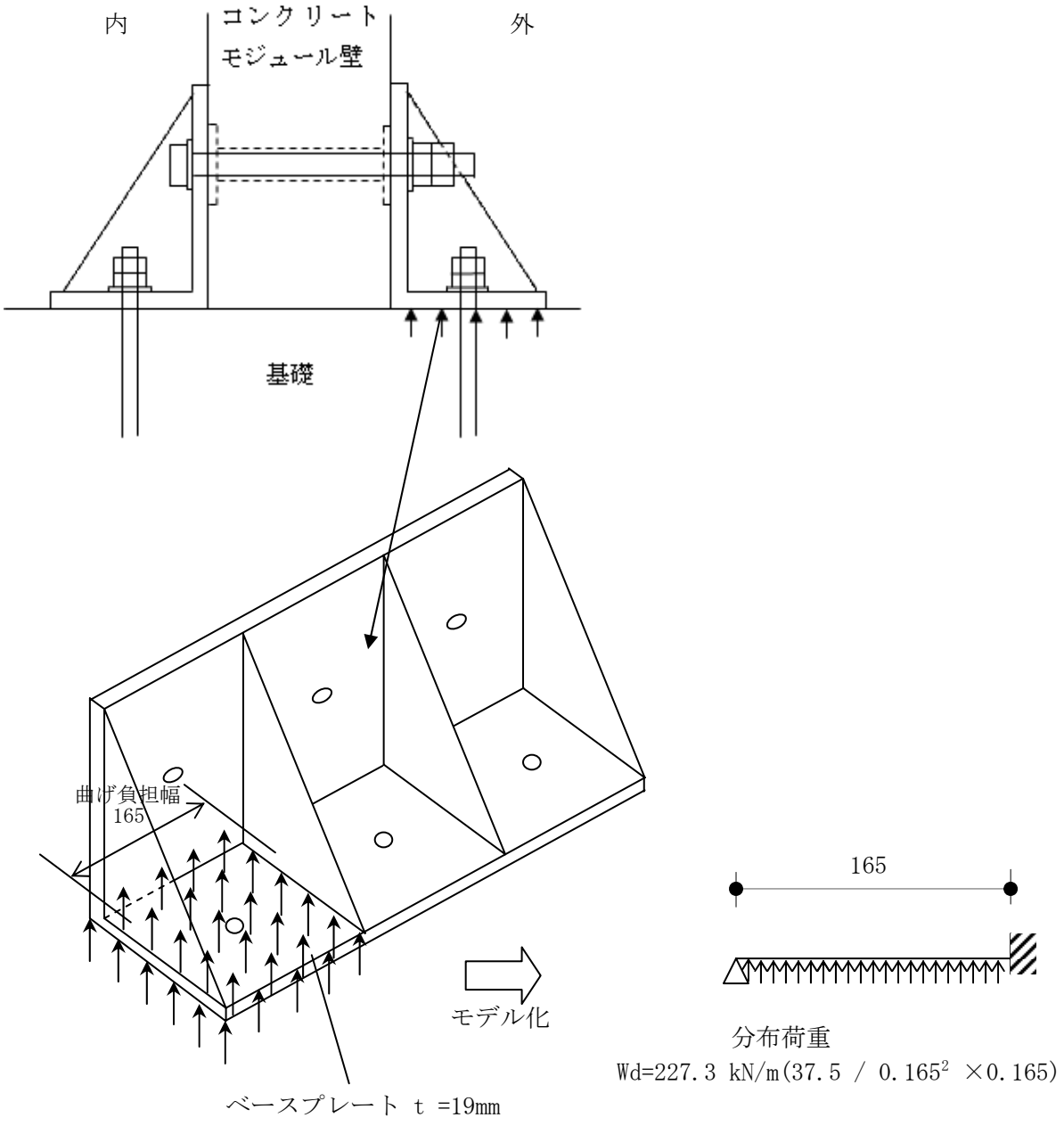



図 2.3-15 ベースプレート（圧縮時）

C．側板アンカー部はしあき(③)（図 2.3-16 参照）

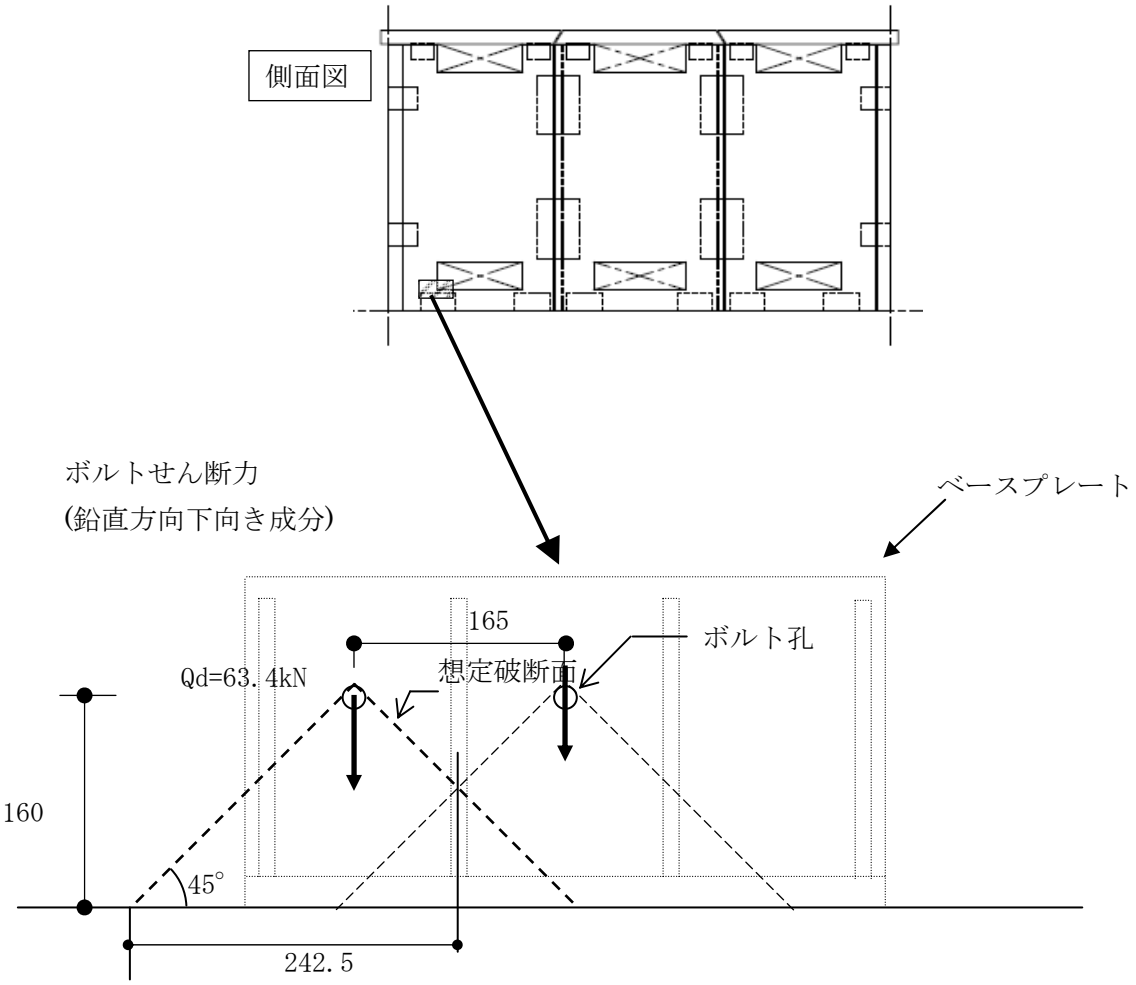



図 2.3-16 側板アンカー

短期許容せん断力応力度

（建築基準法施行令第 91 条及び平成 12 年建設省告示第 1450 号より）

$fsa = (0.49+Fc / 100)\times 2 = 1.70\ N/mm^2$

想定破断面積

$A = 242.5\times\sqrt{2}\times 200 = 68589mm^2$

せん断力応力度

$\tau = Qd / ( A /\sqrt{2} ) = 63.4\times 1000 / ( 68589 /\sqrt{2}) = 1.31\ N/mm^2$

検定値

$fsa / \tau = 1.70/ 1.31 = 1.30 > 1.0$・・・OK

D．天板パネル(④) （図 2.3-17 参照）

天板 PC 板　t = 200，鉄筋：SD295A（s σ t = 295 N/mm$^2$）

D10@200（長辺方向 上筋，短辺方向 上下筋）D10：断面積 A = 71 mm$^2$

D13@200（長辺方向 下筋）　　D13：断面積 A = 127 mm$^2$

d = 150mm，j = 131mm

短期許容曲げモーメント（鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より）

$M_a = a_t \cdot f_t \cdot j$

$\Rightarrow \quad f_t = \dfrac{M_a}{a_t \cdot j}$　$f_t$ を σ t，$M_a$ を $M_d$ に置き換え，鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 9797 Nmm/mm　→　1m 辺りに換算すると Md = 9.80kNm

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{9.80 \times 10^6}{127 \times 5 \times 131} = 118 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$f_t$ / $\sigma_t$ = 295 / 118 = 2.50　＞　1.0・・・OK

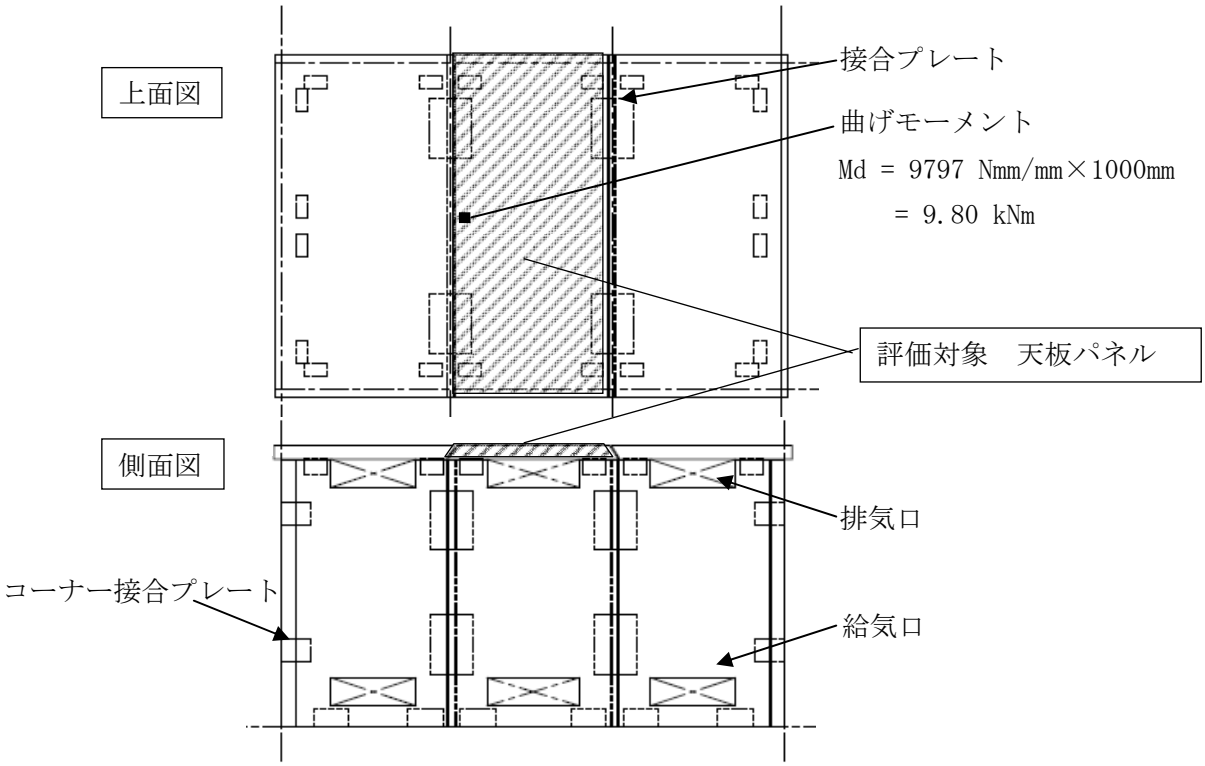



図 2.3-17　天板パネル

Ｅ．側板パネル(⑤) （図 2.3-18 参照）

側板 PC 版　t = 200 鉄筋：SD295A（sσt = 295 N/mm$^2$）

D10@200（縦筋・横筋，内外共）D10：断面積 A = 71 mm$^2$

D13（開口部及び外周部の補強筋）D13：断面積 A = 127 mm$^2$

d = 150mm，j = 131mm

短期許容曲げモーメント（鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説より）

$M_a = a_t \cdot f_t \cdot j$

$\Rightarrow \quad f_t = \dfrac{M_a}{a_t \cdot j}$　$f_t$ をσt，$M_a$ を $M_d$ に置き換え，鉄筋の引張応力度を算定する。

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 19430Nmm/mm　→　500mm 辺りに換算すると Md=9.72kNm

$$\sigma_t = \frac{M_d}{a_t \cdot j} = \frac{9.72 \times 10^6}{(127+71+127) \times 131} = 229 \text{ N/mm}^2$$

検定値

$f_t$ / $\sigma_t$ = 295 / 229 = 1.29　＞　1.0・・・OK

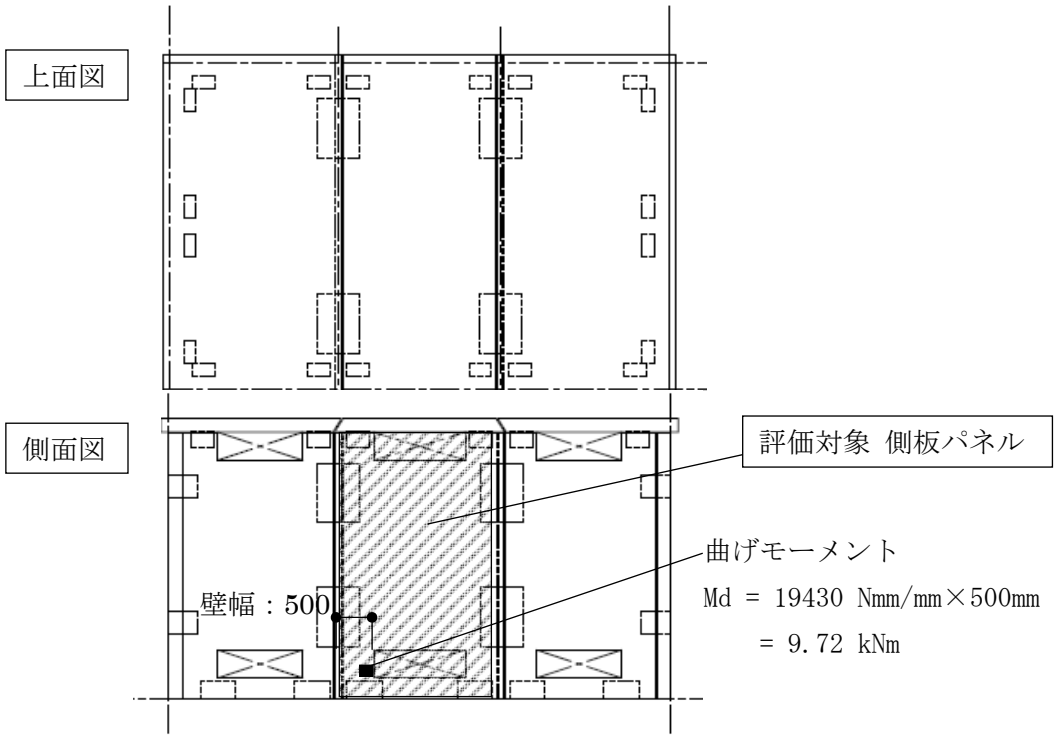



図 2.3-18　側板パネル

Ｆ．側板，天板接合プレート(⑥)　t = 6（SS400）（図 2.3-19 参照）

単位幅当たりの断面係数 z = b×$t^2$ / 6 = 1×$6^2$ /6= 6$mm^3$/mm

設計曲げモーメント

最大曲げモーメント 133.4 Nmm/mm

σb = 133.4 / 6 = 22.3 N/$mm^2$

検定値

fb /σb= 235 / 22.3 = 10.5　＞　1.0・・・OK

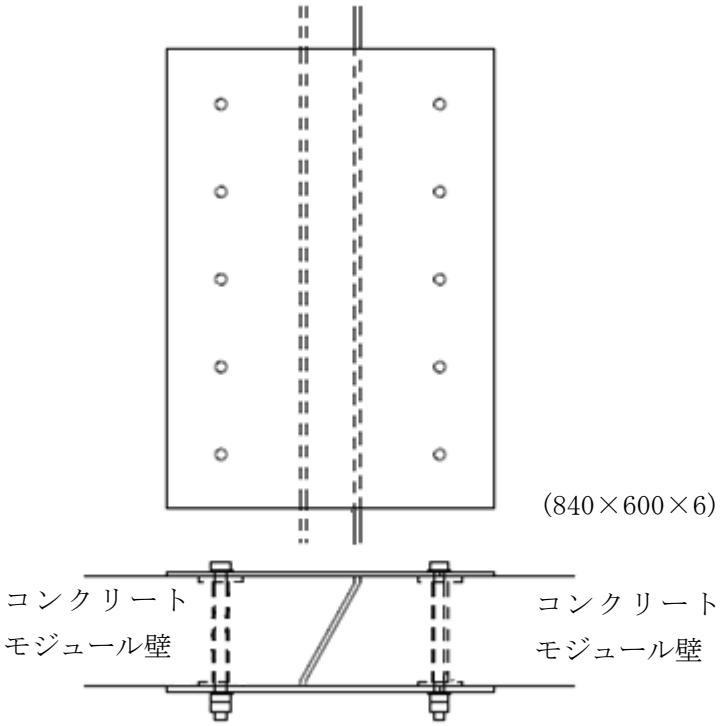



図 2.3-19　側板，天板接合プレート

G．側板，天板コーナー接合プレート(⑦)　t = 9（SS400）（図 2.3-20 参照）

負担幅は 160mm とする。断面係数 z = b×$t^2$ / 6 = 160×$9^2$ /6= 2160 $mm^3$

設計曲げモーメント

ボルト位置に生じる圧縮力を面荷重に置き換えて算定する。

設計曲げモーメント(１辺固定１辺単純支持の１方向板として)

Md = (7.50 / $0.160^2$ ×0.160×$0.160^2$) / 8 = 0.15kNm

σb / fb = 0.15×$10^6$ / 2160 = 69.5 $N/mm^2$

検定値

fb /σb= 235 / 69.5 = 3.38　＞　1.0・・・OK

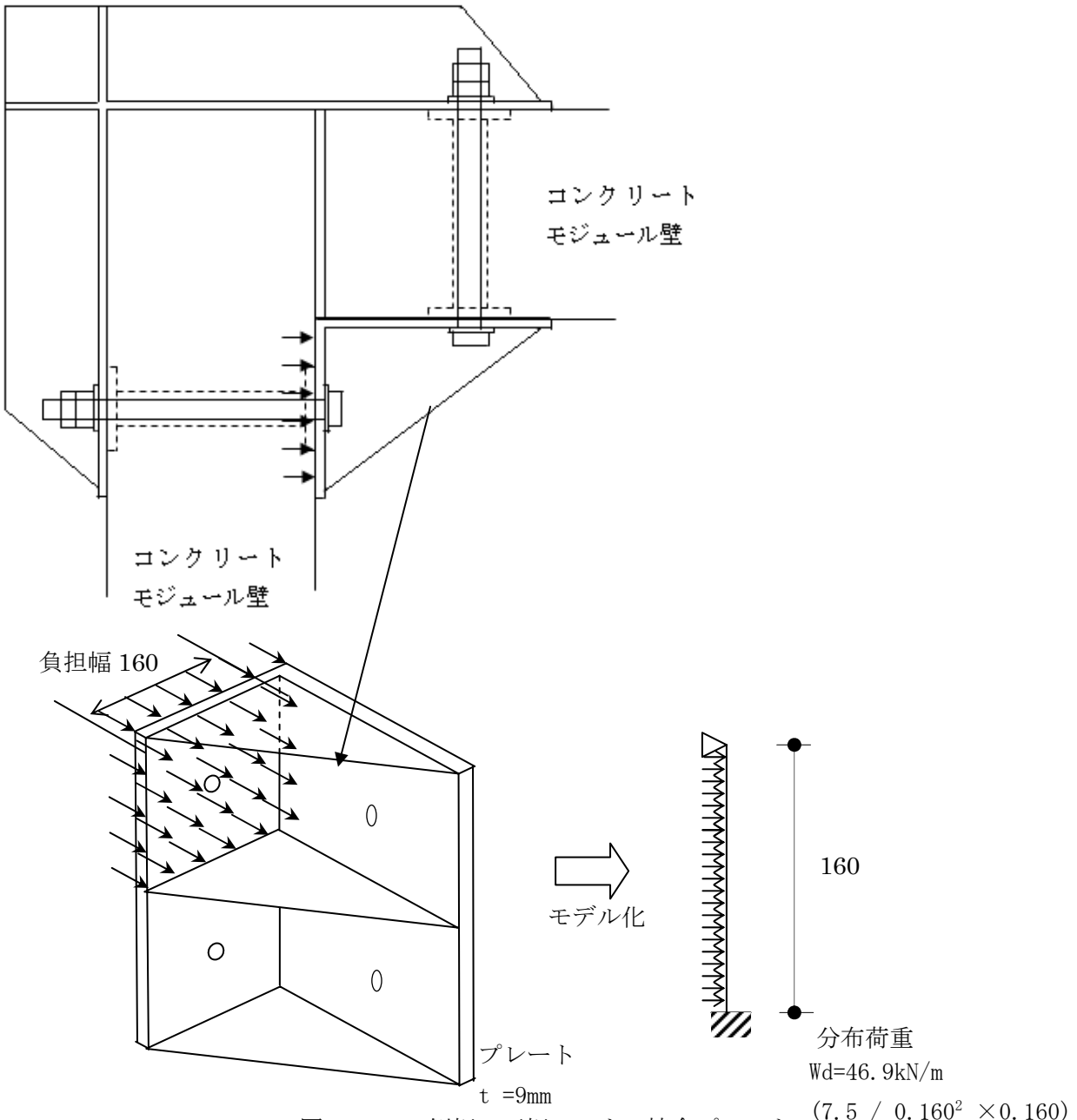



図 2.3-20　側板，天板コーナー接合プレート

④　評価結果

評価結果を表 2.3-14 に示す。

表 2.3-14 評価結果(単位：N/mm$^2$)

| | 項目 | 計算値 | 許容値 | 評価結果 |
|---|---|---|---|---|
| ①-a | アンカーボルト | 103 | 235 | ＯＫ |
| ①-b | 側板柱脚ボルト | 145 | 242.4 | ＯＫ |
| ①-c | 側板接合ボルト | 195 | 242.4 | ＯＫ |
| ①-d | 天板接合ボルト | 130 | 242.4 | ＯＫ |
| ①-e | コーナーボルト | 154 | 242.4 | ＯＫ |
| ② | ベースプレート（引張時） | 105 | 235 | ＯＫ |
| ② | ベースプレート（圧縮時） | 78.6 | 235 | ＯＫ |
| ③ | 側板アンカー部はしあき | 1.31 | 1.70 | ＯＫ |
| ④ | 天板ＰＣ板 | 118 | 295 | ＯＫ |
| ⑤ | 側板ＰＣ板 | 229 | 295 | ＯＫ |
| ⑥ | 側板，天板接合プレート | 22.3 | 235 | ＯＫ |
| ⑦ | 側板，天板コーナー接合プレート | 69.5 | 235 | ＯＫ |

以上よりコンクリートモジュールはＳｓ地震動に対しての耐震安全性を確保できる。

## 2.4　クレーンの基準地震動 Ss に対する波及的影響

(1) 評価方針

本設備で使用するクレーンが基準地震動 Ss により本クレーンが乾式キャスクの除熱，密封，遮へい，臨界防止等の安全機能に波及的影響を与えるような倒壊，転倒，逸走等が生じないことを確認する。なお，当該クレーンは一般産業用施設と同等の耐震性を有する設計とし，クレーン構造規格に基づき設計を行っている。

(2) 波及的影響評価方法の概要

評価対象とするクレーンの主要仕様を表 2.4-1 に，概要図を図 2.4-1 に示す。

表 2.4-1 クレーンの仕様

| 項　目 | 仕様 |
|---|---|
| 型　式 | 門形クレーン |
| 主巻定格 | 150ton |
| 補巻定格 | 20ton |
| スパン | 19m |

クレーンの波及的影響評価フローを図 2.4-2 に示す。

以下の手順により基準地震動 Ss によるクレーンの波及的影響が，乾式キャスクの安全機能に及ばないことを確認する。

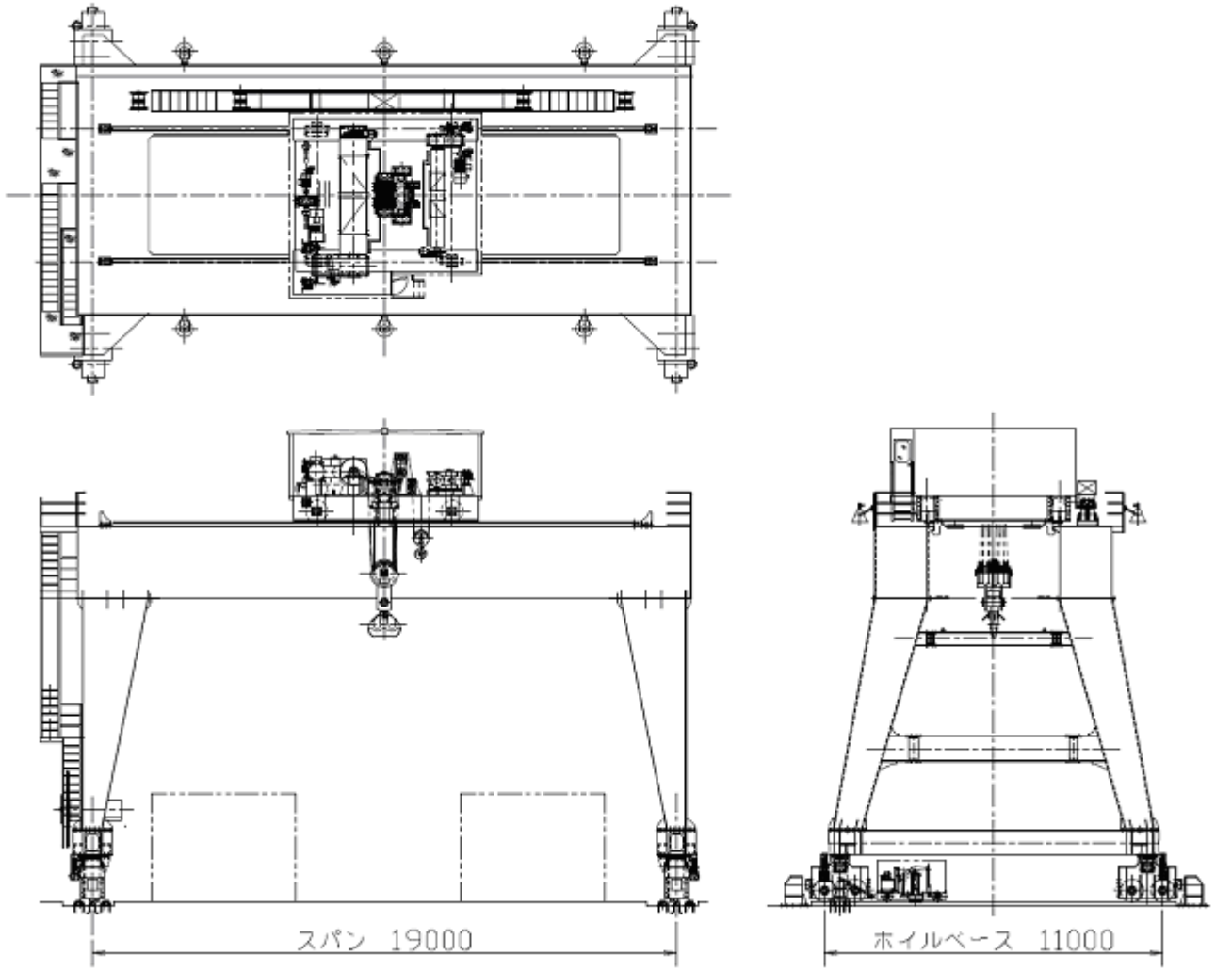
・評価には基準地震動 Ss に基づく地表面加速度応答スペクトルを用いて行う。

・汎用有限要素解析コード ABAQUS を使用した三次元有限要素モデルによりクレーンの固有周期を求める。

・地表面加速度応答スペクトルと固有周期により設計用加速度を定め，クレーン各部に発生する応力を算定し，クレーンが倒壊しないことを確認する。

・汎用有限要素解析コード ABAQUS を用いて，地表面時刻歴データによる非線形応答解析を行い，クレーン本体の浮き上がり量から，クレーンが転倒しないことを確認する。

・クレーン本体の浮き上がり量からクレーンがレールピットから飛び出し，逸走しないことを確認する。




（単位：mm）

図 2.4-1 クレーン全体図

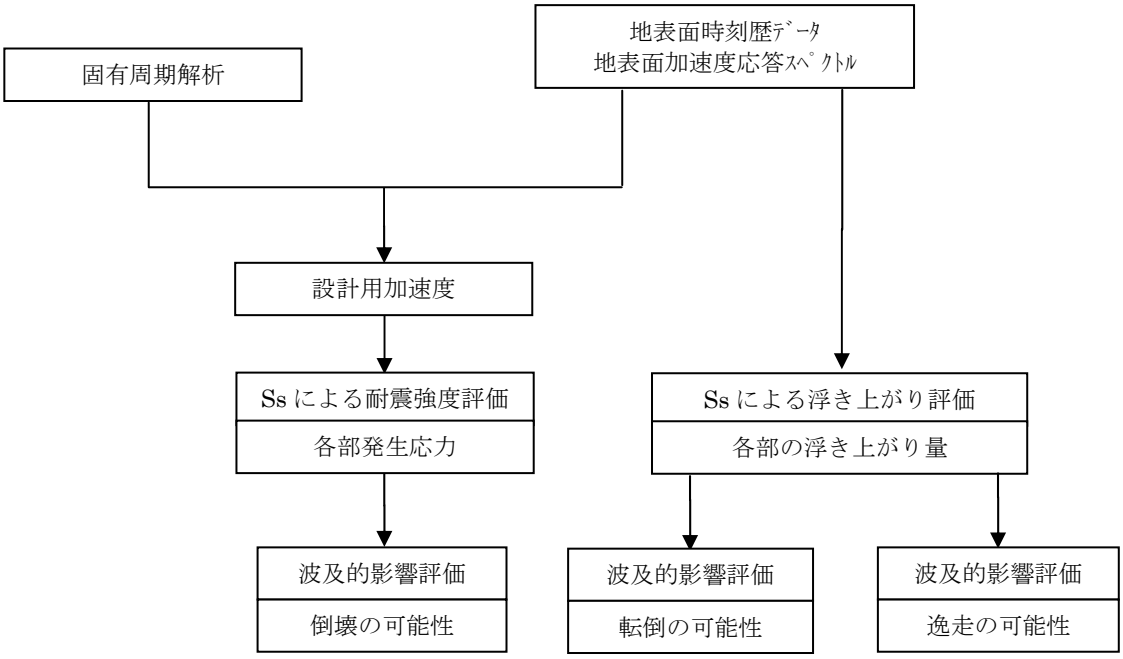



図 2.4-2　クレーンの波及的影響評価フロー

(3) 波及的影響評価

1) クレーンの倒壊評価

① 固有周期の算定

A．固有周期の計算方法

汎用有限要素解析コード ABAQUS を使用した三次元有限要素モデルにより，各方向に関するクレーンの固有周期の評価を行う。図 2.4-3 に解析モデル図を示す。

ａ．ガーダ，剛脚及びサドル等の構造物は，断面積，断面二次モーメントなどの断面特性を考慮したビーム要素でモデル化する。

ｂ．トロリは質量特性のみを考慮した剛体要素でモデル化する。

ｃ．ワイヤーロープは剛な鉛直線形ばねでモデル化する。

ｄ．走行方向の水平力がクレーンに加わった場合，クレーンはレール上を滑り，クレーン自体にはレールと走行車輪間の最大静止摩擦力以上の水平力は加わらない。このため走行方向の固有周期の算定は行わない。

B．固有周期

固有周期の算定結果を表 2.4-2 に示す。

表 2.4-2 クレーンの固有周期

| トロリ位置 | 本体ガーダ中央 | | | 本体ガーダ端部[注記] | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 加振方向 | 走行方向<br>(EW方向) | 横行方向<br>(NS方向) | 鉛直方向<br>(UD方向) | 走行方向<br>(EW方向) | 横行方向<br>(NS方向) | 鉛直方向<br>(UD方向) |
| 固有周期<br>( sec ) | － | 0.334 | 0.137 | － | 0.331 | 0.096 |

注記：トロリが剛脚にもっとも近づいた位置とする。

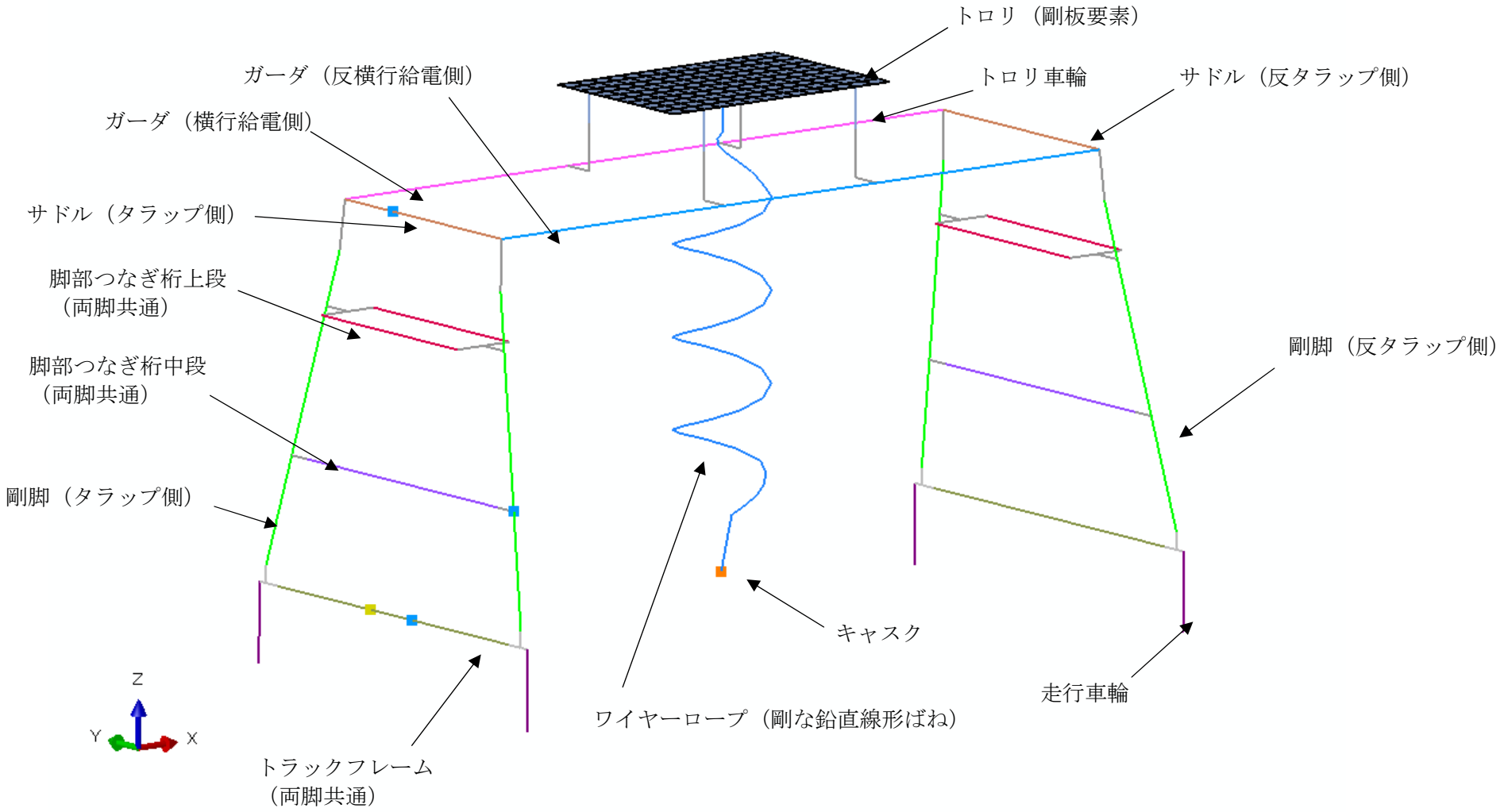



図 2.4-3　クレーン 固有周期 解析モデル図　鳥瞰図(トロリ中央の場合)

② 本設備の設計加速度

添付資料－2「評価の基本方針」の加速度応答スペクトル及び表 2.4-2 に示した固有周期から算定される設計用加速度を表 2.4-3 に示す。

表 2.4-3 クレーンの設計用加速度

| 加振方向 | 走行方向<br>(EW方向) | 横行方向<br>(NS方向) | 鉛直方向<br>(UD方向) |
|---|---|---|---|
| 設計用加速度<br>( G ) | 0.15[注1] | 2.43<br>0.15[注2] | 1.60[注3]<br>1.38[注4] |

注 1：走行方向の設計用加速度は，走行駆動輪とレールの最大静止摩擦係数により定まる加速度とする。

注 2：トロリに作用する横行方向の設計用加速度は，横行駆動輪と横行レールの最大静止摩擦係数により定まる加速度とする。

注 3：本体ガーダ中央にトロリがある場合

注 4：本体ガーダ端部にトロリがある場合

③クレーン各部の応力評価

A．評価対象部位の形状

評価対象箇所を図 2.4-4 に示す。また評価対象部位の形状を図 2.4-5～図 2.4-8 に示す。

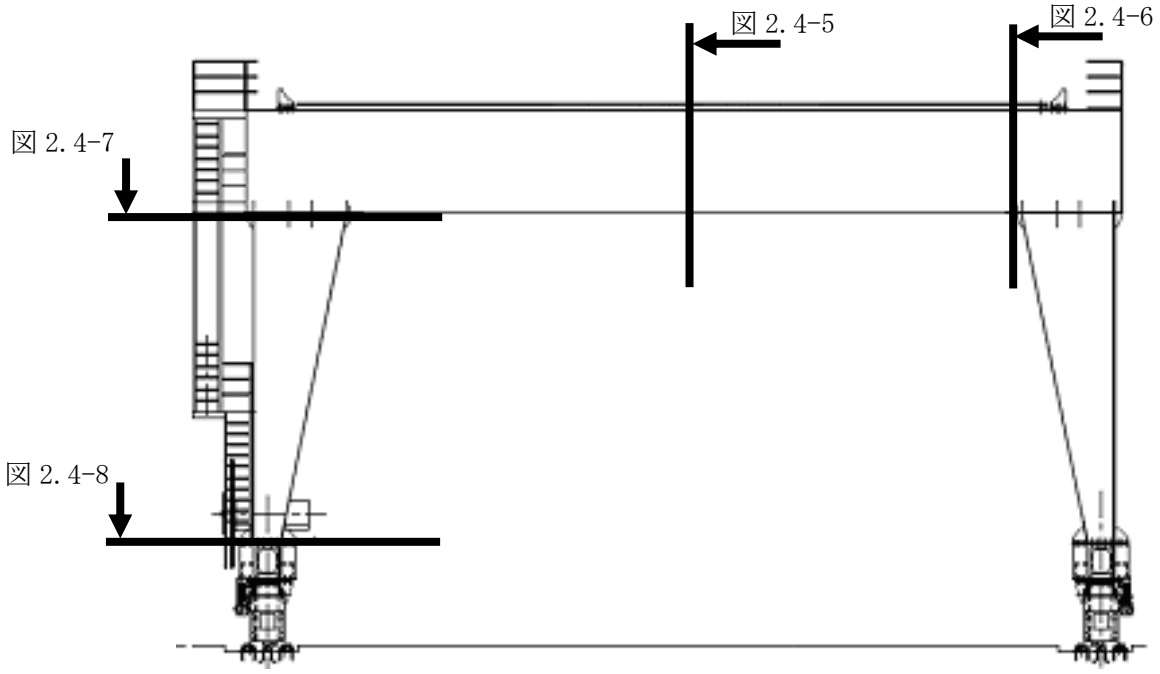
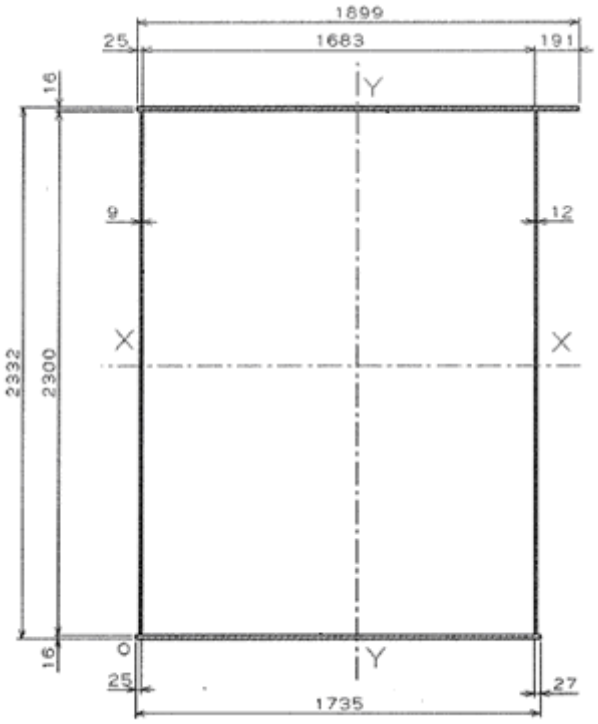
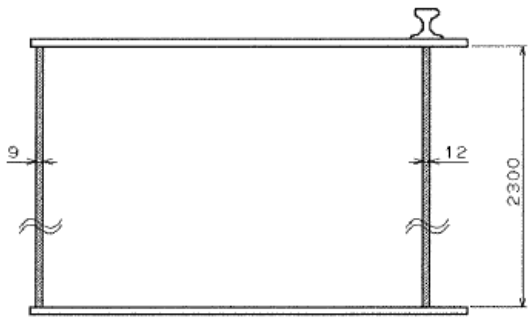



図 2.4-4 応力評価部位対象箇所




(単位:mm)

図 2.4-5 本体ガーダ中央部




(単位:mm)

図 2.4-6 本体ガーダ端部

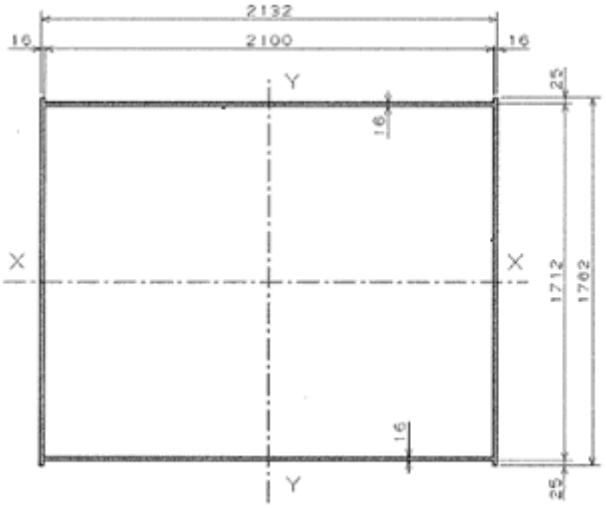



図 2.4-7 剛脚上部　(単位:mm)

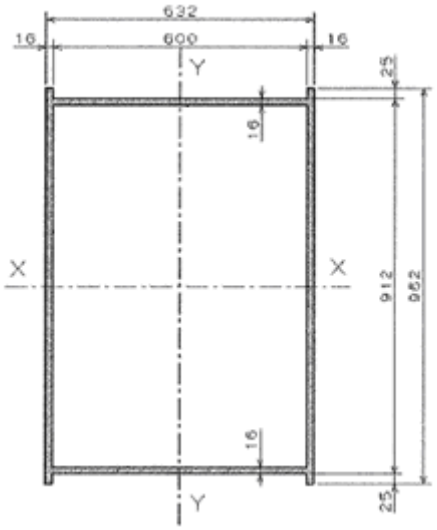



図 2.4-8 剛脚下部　(単位:mm)

Ｂ．発生応力と許容応力

基準地震動 Ss によりクレーン各部に発生する応力と許容応力の比較を表 2.4-4 に示す。

表 2.4-4 クレーン各部応力の評価結果

| | 材料 | 応力の種類 | 算出応力 ($N/mm^2$) | 許容応力 ($N/mm^2$) | 評価結果 |
|---|---|---|---|---|---|
| 本体ガーダ | SM490A | 曲げ | 146 | 343 | O.K. |
| | | せん断 | 51 | 198 | O.K. |
| | | 組合せ | 148 | 343 | O.K. |
| 剛脚（上部） | SS400 | 曲げ | 115 | 280 | O.K. |
| | | 圧縮 | 76 | 246 | O.K. |
| 剛脚（下部） | | 曲げ | 174 | 280 | O.K. |
| | | 圧縮 | 76 | 246 | O.K. |

④ 評価結果

本体ガーダ，剛脚などクレーン本体に発生する応力は許容値内に留まる。このことから基準地震動 Ss がクレーンに生じた場合，クレーン本体は倒壊しない。なお，参考としてクレーンレールについても Ss 地震による応力評価を行ったところ，レールが湾曲するおそれがあることが判明した。このことから次項ではクレーンが Ss 地震時にクレーンが転倒，逸走をしないことを確認し，当該クレーンが乾式キャスクの安全性に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

2) クレーンの転倒評価

図 2.4-9 のモデルを用いて非線形時刻歴応答解析を行い，クレーンが転倒しないことを確認する。

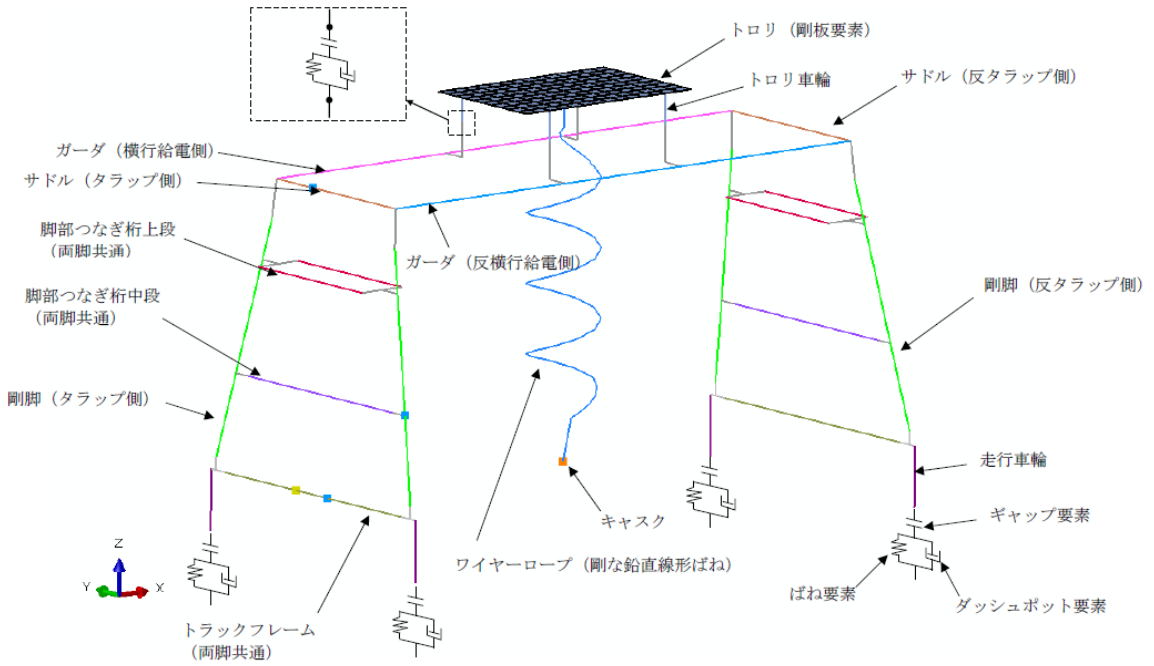



図 2.4-9 転倒評価モデル

① 地表面時刻歴データ

非線形時刻歴応答解析に用いる地表面時刻歴波形は，Ss-1～Ss-3 のうち，クレーンの鉛直方向固有周期における地表面加速度応答スペクトル値が最も大きい地震波の地表面時刻歴データである，Ss-1 の表面時刻歴波形を用いる。Ss-1 の表面時刻歴波形を図 2.4-10，図 2.4-11 に示す。

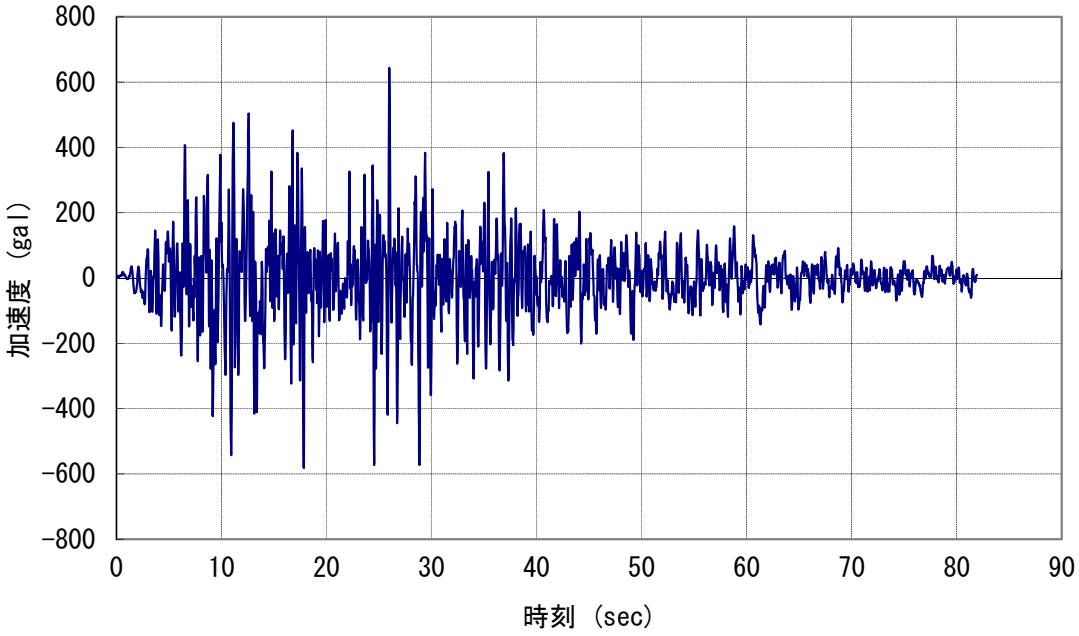



図 2.4-10　地表面時刻歴波形水平方向　Ss-1

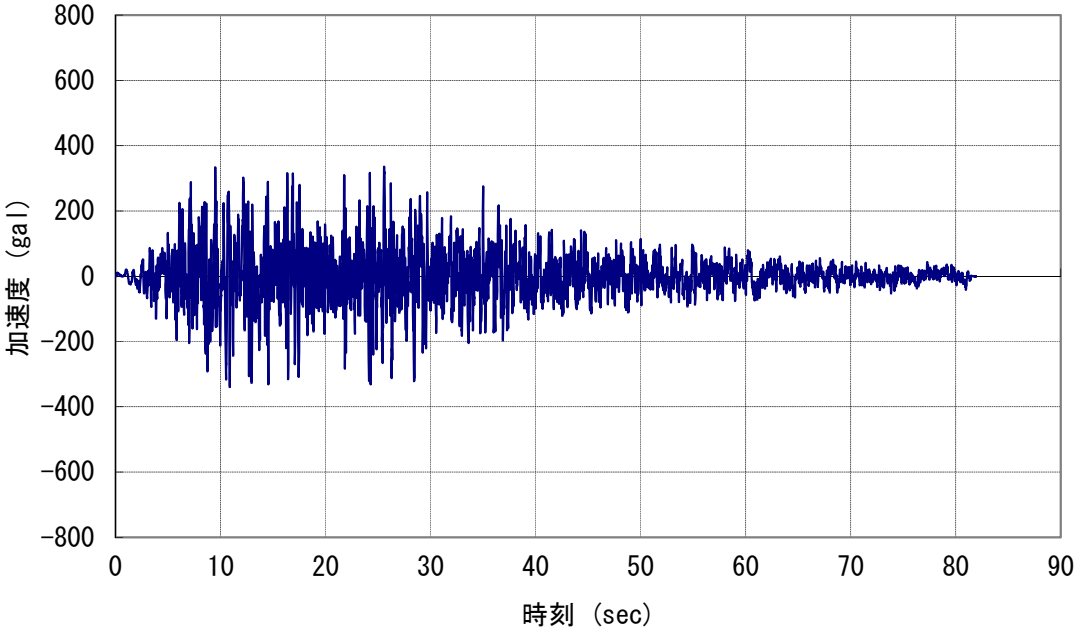
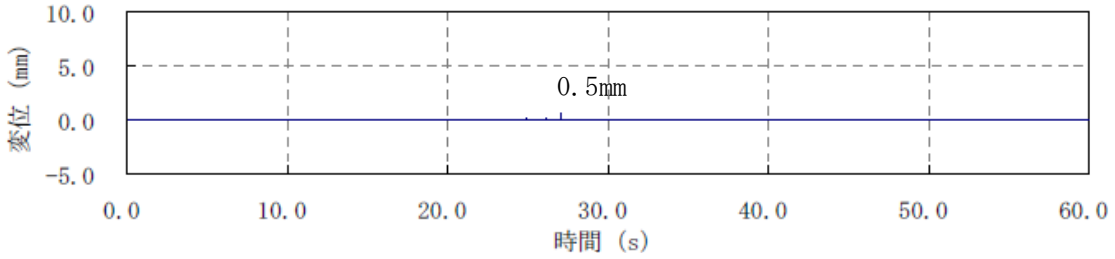


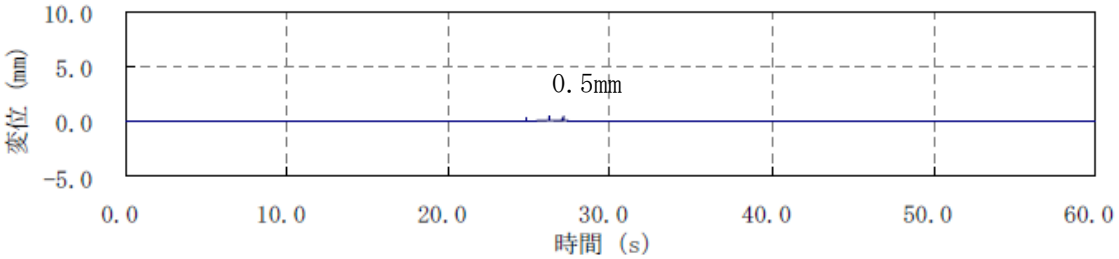

図 2.4-11　地表面時刻歴波形鉛直方向 Ss-1

② 浮き上がり量結果

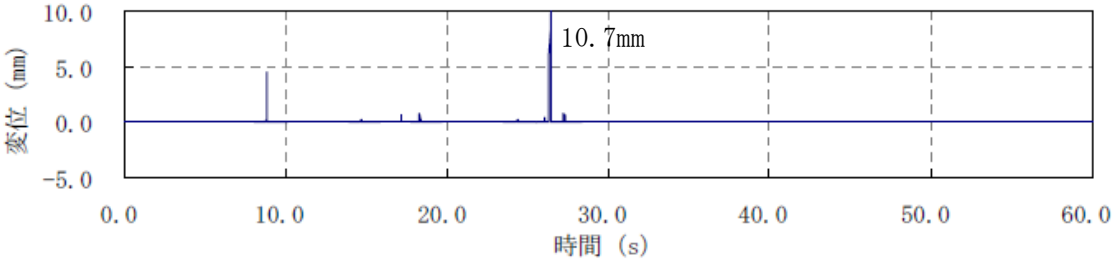
非線形時刻歴応答解析によるクレーンの浮き上がり量の時刻歴データを図 2.4-12 に示す。また本解析の評価箇所各部の最大浮き上がり量を表 2.4-5 に示す。



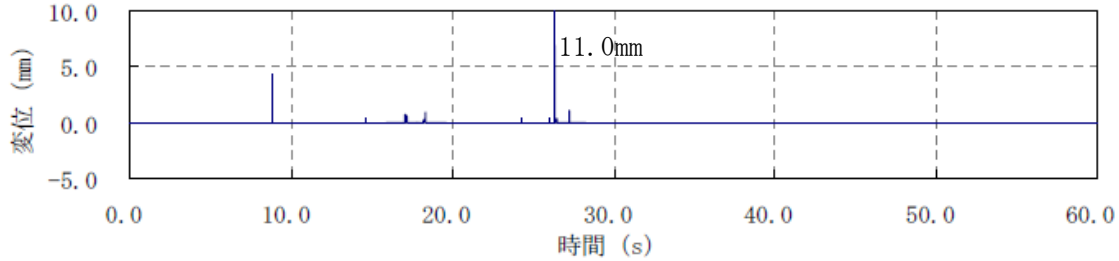

F1 浮き上がり量




F2 浮き上がり量




F3 浮き上がり量




F4 浮き上がり量

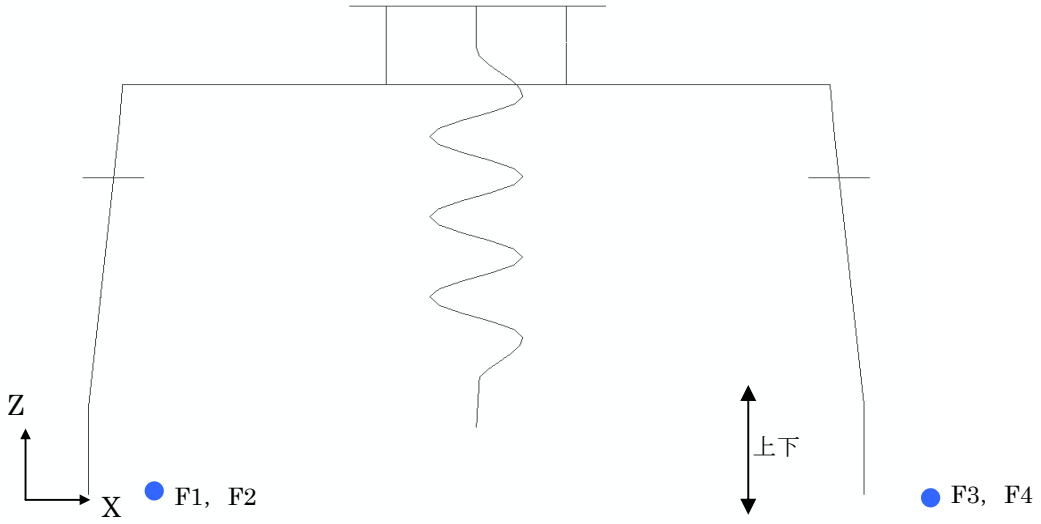
図 2.4-12　車輪浮き上がり量

表 2.4-5 非線形時刻歴応答解析によるクレーン最大浮き上がり量の結果

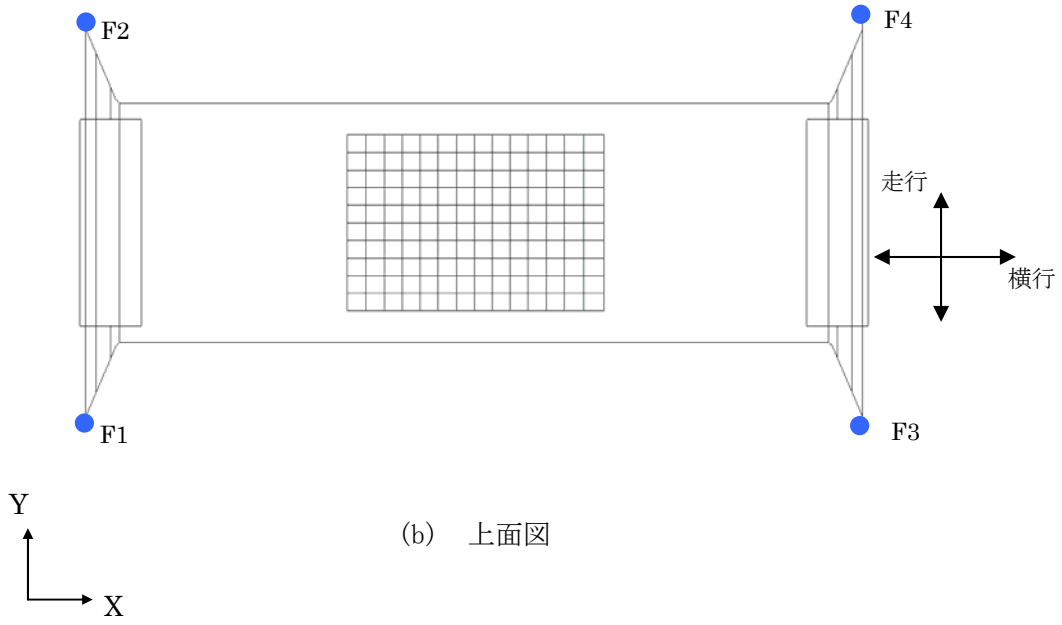
（加振方向：鉛直方向+横行方向）

| 評価応答 | 評価部位 | 方向 | 番号 | 解析結果 |
|---|---|---|---|---|
| 床面－走行車輪の浮き上がり（mm） | 走行車輪部 | Z方向 | F1 | 0.5 |
| | | | F2 | 0.5 |
| | | | F3 | 10.7 |
| | | | F4 | 11.0 |

注記：評価点の位置を図 2.4-13 に示す。




(a)　正面図




(b)　上面図

図 2.4-13 非線形時刻歴応答解析における評価点記号

③ 評価結果

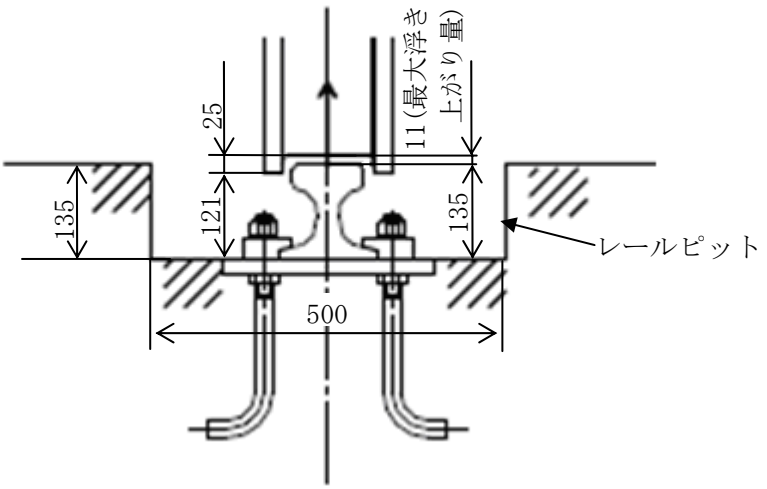
表 2.4-5 よりクレーンの車輪は最大で 11mm 浮き上がる。クレーンの重心の位置関係から片側の車輪が 14,706mm 浮きあがらなければクレーンは転倒しないことから，当該クレーンは Ss 地震を受けても転倒しない。

3) クレーンの逸走評価

クレーンが逸走する条件として，クレーンの車輪が全てレールピットから飛び出すことが挙げられる。このことから当該クレーンが Ss 地震を受けたとしても，車輪がレールピット内に収っていることを確認する。

① レールピット高さと浮き上がり時の車輪位置の比較

2)で検討した最大の浮き上がりが生じた場合の車輪とレールピットの位置関係は図 2.4-14 のようになる。車輪の下端の高さはレールピットの底部から 121mm であり，レールピットの高さ 135mm を超えることはない。




(単位:mm)

図 2.4-14　車輪とレールピットの位置関係(最大浮き上がり時)

② 評価結果

レールピットの高さとクレーンが浮き上がった場合の車輪の高さを比較した結果，最大の浮き上がりが予想される車輪においてもレールピットを超えないことが確認された。このことから当該クレーンはレールピットから飛び出し，逸走することはない。

4）評価結果

基準地震動 Ss に基づく評価では以下が確認され，クレーンには倒壊，転倒，逸走が生じない結果となった。

①クレーン本体に発生する応力は，許容応力を下回る。

②地表面時刻歴データによる非線形応答解析評価により浮き上がりの評価では最大 11㎜の浮き上がりであるが，転倒が生じる浮き上がり高さまで十分な余裕がある。

③クレーンの浮き上がりにより車輪の下端がレールピットより高くなることはない。

従って，地震時にクレーンが乾式キャスクの安全機能に影響を及ぼすことはない。

## 2.5　コンクリート基礎の耐震性

### (1) 評価方針

基準地震動 Ss 荷重時のコンクリート基礎に対する要求性能は，キャスク支持架台に作用する力を支持するとともに，これを固定する固定ボルトの引き抜きに抵抗すること，及び，基礎の傾斜により，クレーンの転倒，倒壊などが生じないことである。ここでは，コンクリート基礎の耐震性評価を行い，基礎が要求性能を有していることを確認する。

評価の方法は，基準地震動 Ss 荷重に対する梁モデルによる構造計算を行い，コンクリート基礎の終局限界状態の照査，地盤改良体強度の照査，地盤の支持力の照査を行うこととする。

なお，本設備の周辺に評価対象となる斜面は存在しない。

(2)　評価方法の概要

1)　構造図面

図 2.5-1～図 2.5-4 にキャスク配置図，基礎構造図及び地盤改良断面図を示す。

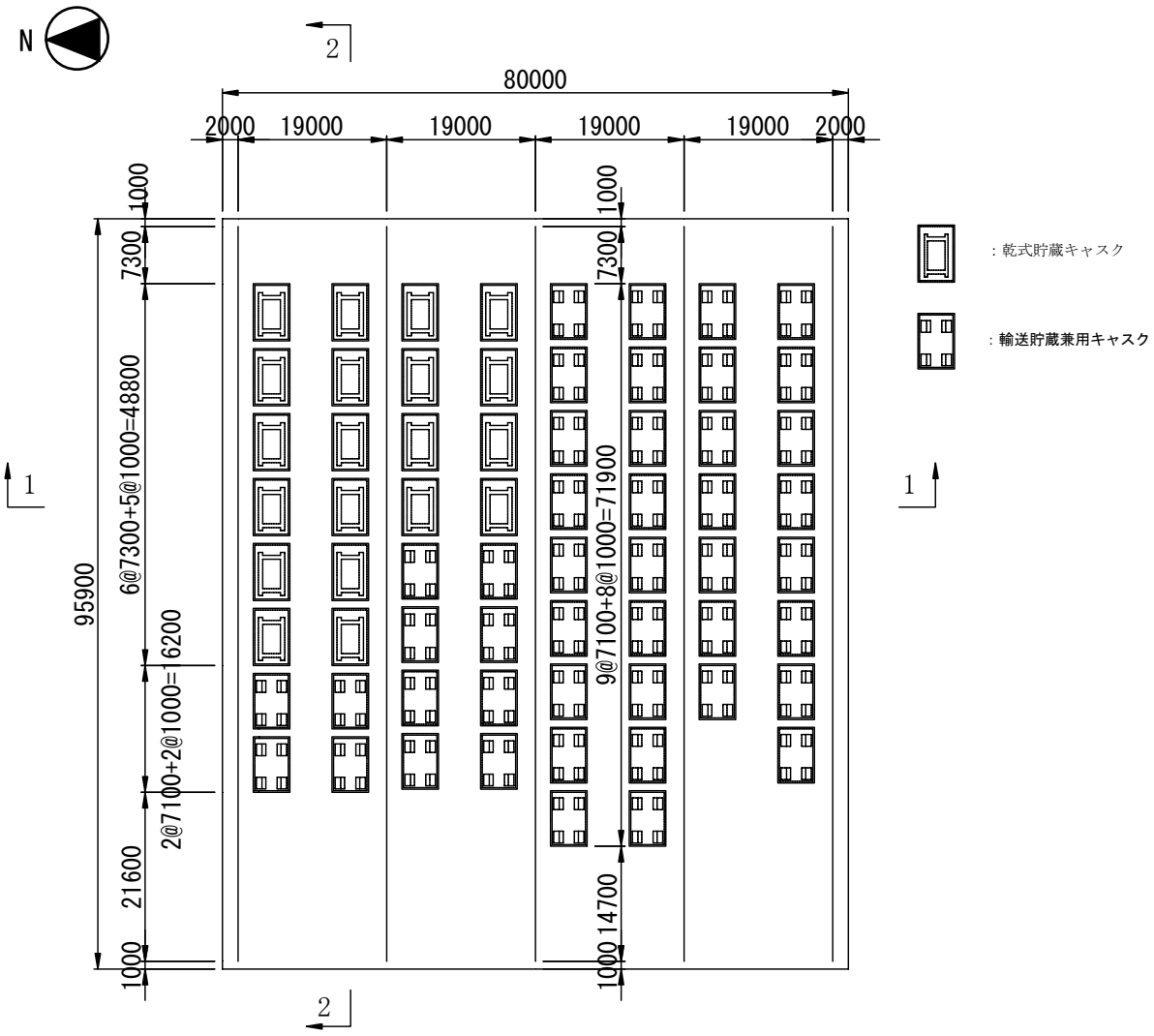



図 2.5-1　キャスク配置図（単位：mm）

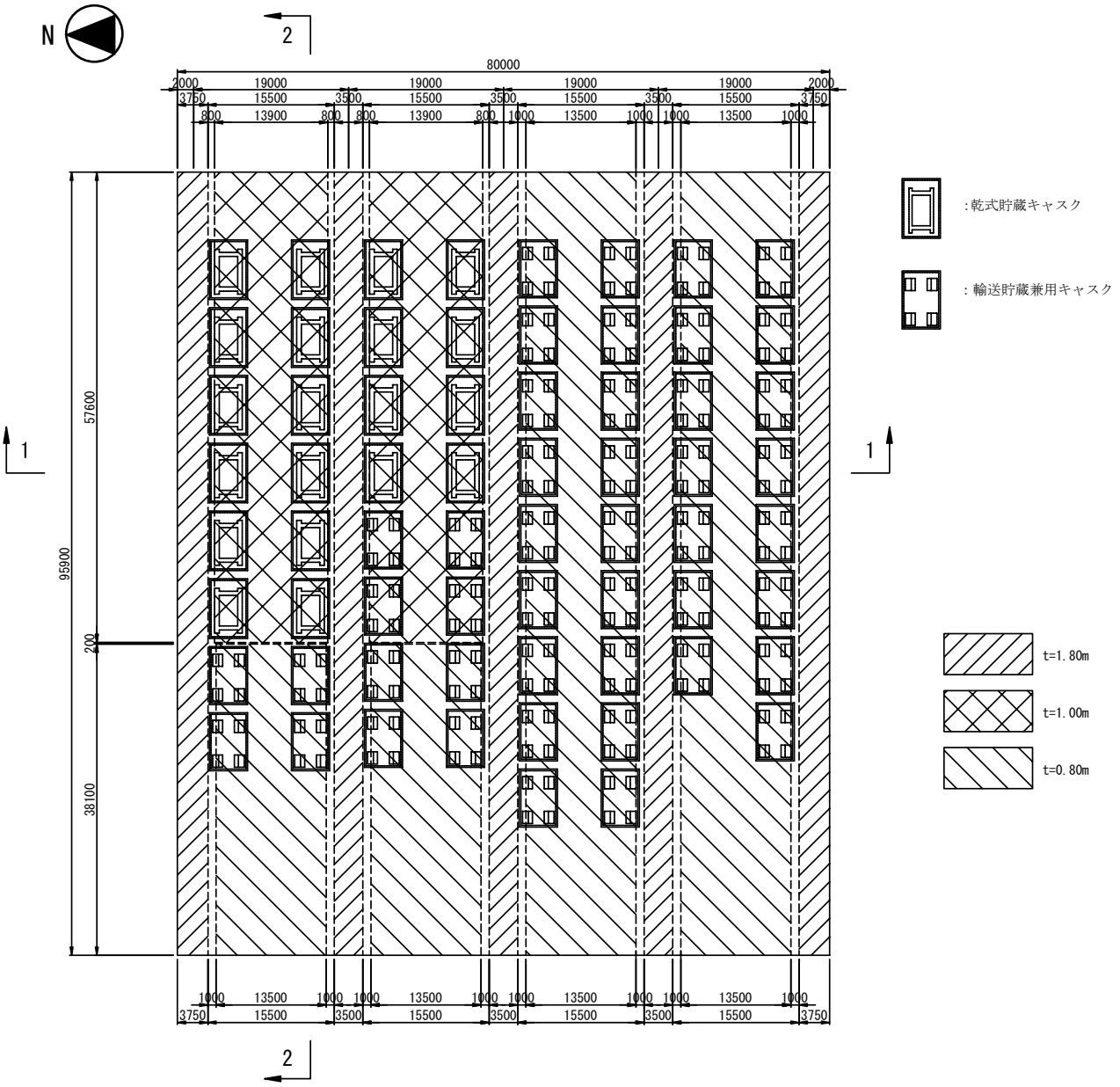
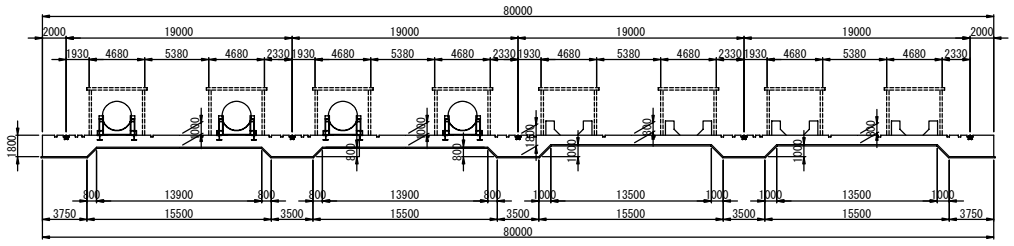



図 2.5-2　基礎平面図（単位：mm）

1-1 断面　(NS 方向)




2-2 断面　(EW 方向)

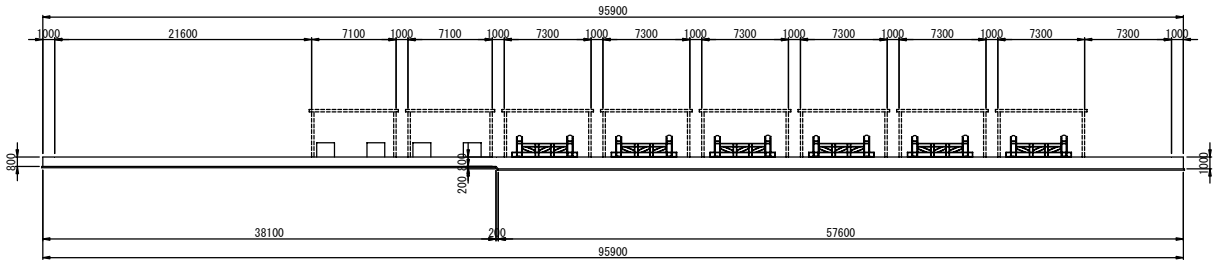
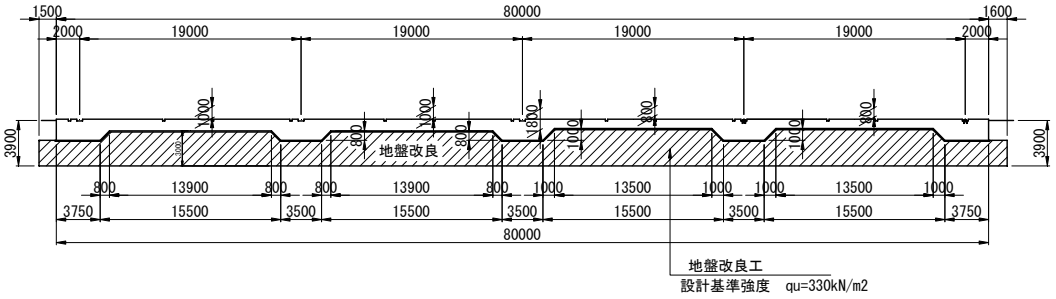



図 2.5-3　基礎断面図（単位：mm）

1-1 断面　(NS 方向)




2-2 断面　(EW 方向)

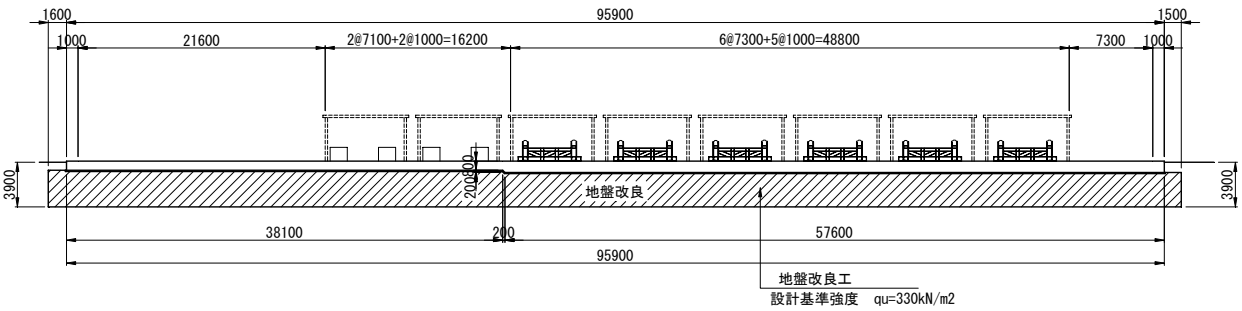



図 2.5-4　地盤改良断面図（単位：mm）

2)　検討フロー

コンクリート基礎の耐震性検討フローを図 2.5-5 に示す。

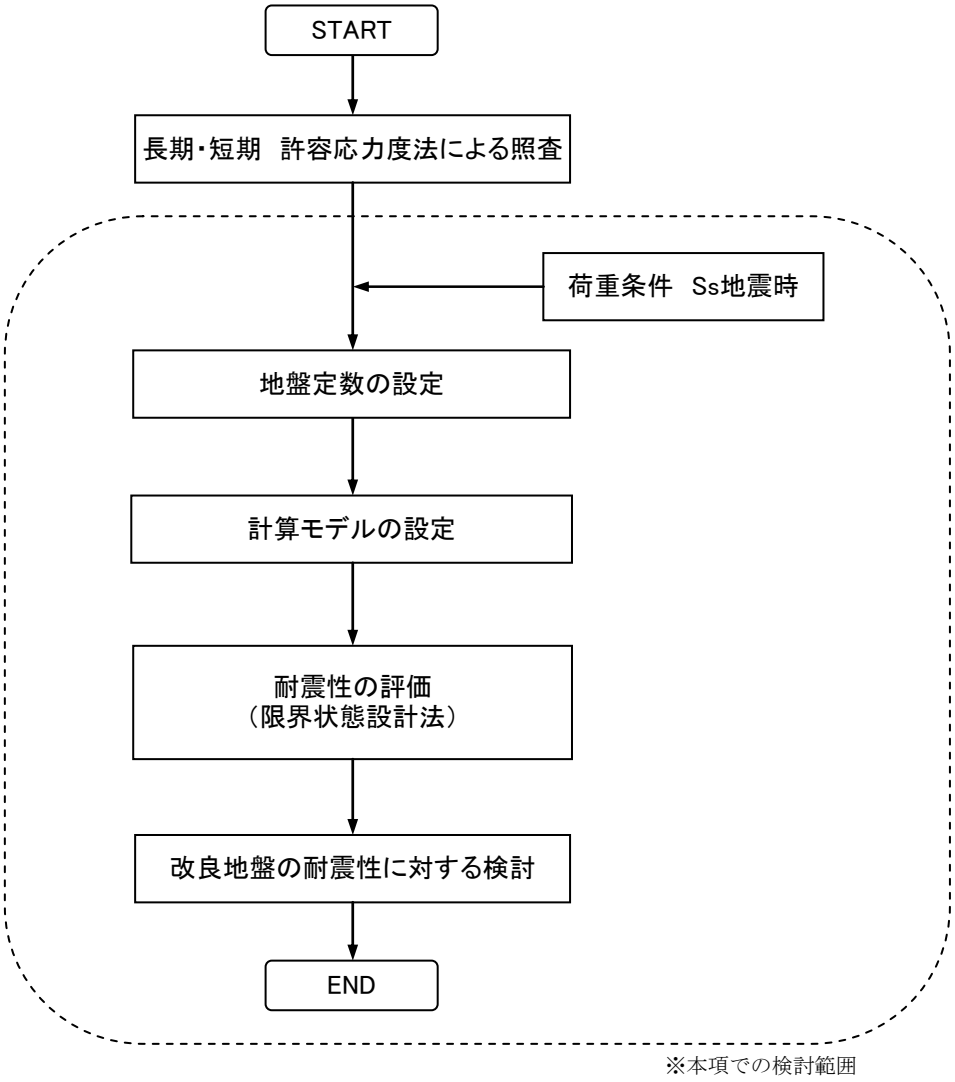



図 2.5-5　キャスク仮保管設備コンクリート基礎の耐震性検討フロー

3) 準拠規準

コンクリート基礎の検討は，以下の法規及び規準類に準拠して行う。

① 原子力発電所耐震設計技術規程　JEAC4601-2008　（社）日本電気協会
② 乾式キャスクを用いる使用済み燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程
JEAC4616-2009　（社）日本電気協会
③ コンクリート標準示方書　設計編（2007）　（社）土木学会
④ コンクリート標準示方書　構造性能照査編（2002）　（社）土木学会
⑤ 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震設計に関する安全性照査マニュアル（1992）
（社）土木学会
⑥ 原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（2005）
（社）土木学会
⑦ 道路橋示方書・同解説　Ⅰ共通編　Ⅳ下部構造編　（社）日本道路協会（平成 14 年）
⑧ 道路橋示方書・同解説　Ⅰ共通編　Ⅴ耐震設計編　（社）日本道路協会（平成 14 年）

4) 評価方法

耐震性の評価方法を表 2.5-1 に示す。

表 2.5-1　耐震性の評価方法

| 評価対象 | 評価方法 | 準拠規準 |
|---|---|---|
| **鉄筋コンクリート** | 検討用断面力が部材の終局耐力を下回ることを確認する。 | ③ |
| **改良地盤** | 改良地盤に作用する地盤反力度が，改良地盤の設計圧縮強度，せん断抵抗に対する安全率に基づき設定した改良地盤の許容限界を下回ることを確認する。 | ② |
| **支持地盤** | 改良体下面に作用する鉛直荷重が，極限支持力に対する安全率に基づき設定した支持地盤の許容限界を下回ることを確認する。 | **②及び⑦** |

5)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び設計強度を表 2.5-2 及び表 2.5-3 に示す。

表 2.5-2　コンクリートの材料定数，設計強度及び鉄筋の設計強度

コンクリートの材料定数

| | 記号 | 単位 | |
|---|---|---|---|
| ヤング係数 | E | (N／mm$^2$) | 2.50×10$^4$ |
| 単位体積重量 | $\gamma$ | (kN／m$^3$) | 24.0 |

コンクリートの設計強度

| | 記号 | 単位 | |
|---|---|---|---|
| 設計基準強度 | f'ck | (N／mm$^2$) | 24.00 |
| 設計圧縮強度 | f'cd | (N／mm$^2$) | 18.46 |
| 設計せん断強度 | $\tau$ cd | (N／mm$^2$) | 0.529 |

鉄筋の設計強度

| | 記号 | 単位 | |
|---|---|---|---|
| 鋼材の種類 | | | SD345 |
| 降伏強度 | fyd | (N／mm$^2$) | 345.0 |
| 鉄筋径 | | | D13～D32 |

表 2.5-3　改良地盤，支持地盤の物性値及び設計強度

改良地盤の物性値，設計強度

| | 記号 | 単位 | |
|---|---|---|---|
| 変形係数 | E | (kN／m$^2$) | 32900 |
| 圧縮強度 | $_{ss}f_{sc}$ | (N／mm$^2$) | 548.0 |
| せん断強度 | ss$\tau$sc | (N／mm$^2$) | 109.6 |

支持地盤の極限支持力度

| | 記号 | 単位 | |
|---|---|---|---|
| 極限支持力度 | qu | (kN／m$^2$) | 511.3 |

(3)本設備の設計荷重とコンクリート基礎のモデル化

1)　設計荷重

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

コンクリート基礎自重による鉛直方向の荷重で，基礎及びペデスタルの鉛直荷重を対象とする。表 2.5-4 に鉛直荷重を示す。

表 2.5-4　鉛直荷重

| | | 奥行き方向幅 (m) | 部材高 (m) | 鉛直荷重 (kN／m) |
|---|---|---|---|---|
| レール支持梁(EW方向) | レール部スラブ | 3.50 | 1.80 | 151 |
| NS方向スラブ | レール部スラブ | 8.30 | 1.80 | 359 |
| | キャスク部スラブ | 8.30 | 1.00 | 199 |
| | キャスク部スラブ | 8.30 | 0.80 | 159 |
| | ペデスタル | 1.50×0.72×1.185 | | 70 |
| EW方向スラブ | キャスク部スラブ | 5.17 | 1.00 | 132 |
| | キャスク部スラブ | 5.17 | 0.80 | 111 |
| | ペデスタル | 1.50×0.72×1.185 | | 70 |

注)ペデスタルの鉛直荷重は2脚当りを示す。

・クレーン荷重(CL)

クレーンによる荷重を表 2.5-5 に示す。

表 2.5-5　クレーン荷重

(1輪当り)

| 状態 | フック寄り | 走行車輪荷重 | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 走行給電側 | | | 反走行給電側 | | |
| | | 鉛直方向 (UD方向) (kN) | 横行方向 (NS方向) (kN) | 走行方向 (EW方向) (kN) | 鉛直方向 (UD方向) (kN) | 横行方向 (NS方向) (kN) | 走行方向 (EW方向) (kN) |
| 定格荷重(150t) | 走行給電側 | 2470 | 490 | 185 | 305 | 490 | 84 |

注)基礎天端の荷重を示す。

・キャスク荷重(CAL)

キャスクによる荷重を表 2.5-6 に示す。

表 2.5-6　キャスク荷重

乾式貯蔵キャスク　　1基当たり

| 方向 | 項目 | 単位 | Ss地震時 |
|---|---|---|---|
| NS方向 | 鉛直力 | (kN) | 1910 |
| | 水平力 | (kN) | 1010 |
| | モーメント | (kN･m) | 1490 |
| EW方向 | 鉛直力 | (kN) | 1910 |
| | 水平力 | (kN) | 1010 |
| | モーメント | (kN･m) | 1620 |

注)基礎天端の荷重を示す。

輸送貯蔵兼用キャスク　　1脚当たり

| 方向 | 項目 | 単位 | Ss地震時 |
|---|---|---|---|
| NS方向 | 鉛直力 | (kN) | 477 |
| | 水平力 | (kN) | 506 |
| | モーメント | (kN･m) | 157 |
| EW方向 | 鉛直力 | (kN) | 477 |
| | 水平力 | (kN) | 485 |
| | モーメント | (kN･m) | 226 |

注)ペデスタル天端の荷重を示す。

・モジュール荷重(MJL)

モジュールによる荷重を表 2.5-7 に示す。

表 2.5-7　モジュール荷重

貯蔵キャスク　　1基当たり

| 記号 | 単位 | NS方向 | EW方向 |
|---|---|---|---|
| V | (kN) | 1269 | 1269 |
| H | (kN) | -458 | 458 |

注)スラブ天端の荷重を示す。

輸送貯蔵兼用キャスク　　1基当たり

| 記号 | 単位 | NS方向 | EW方向 |
|---|---|---|---|
| V | (kN) | 1246 | 1246 |
| H | (kN) | -450 | 450 |

注)スラブ天端の荷重を示す。

・地震荷重(K)

地震震度は水平方向・鉛直方向とも応答加速度の最大値を用いて算出する。

応答加速度の最大値は以下の値となる。

水平方向　　643.73(gal)

鉛直方向　　395.59(gal)

コンクリート基礎の地震震度は以下の値となる。

$K_H$＝643.73／981＝0.656

$K_V$＝395.59／981＝0.403

鉛直震度方向は下向きが支配的であり，鉛直震度方向下向きについて検討する。

・風荷重(WL)

コンクリート基礎に対しては，風荷重は考慮しない（コンクリート基礎が扁平な形状であり大部分が地中構造物のため)。

・積雪荷重（SL)

Ss 地震時には積雪荷重を載荷しない。

2)　コンクリート基礎のモデル化

コンクリート基礎は梁バネモデルにより解析する。検討モデルは荷重と基礎形状の特性により，表 2.5-8 に示す３タイプについてモデル化する。

表 2.5-8　検討タイプ

| 検討タイプ | 考慮する設備荷重 | 形状特性 |
|---|---|---|
| レール支持梁(EW方向) | クレーン | 幅3.5m，厚1.8mの一定形状 |
| NS方向基礎 | キャスク、クレーン、モジュール | 厚1.8m，1.0m，0.8m |
| EW方向基礎 | キャスク、モジュール | 厚1.0m，0.8m |

3 タイプの検討位置を図 2.5-6 に，解析モデルを表 2.5-9 に示す。

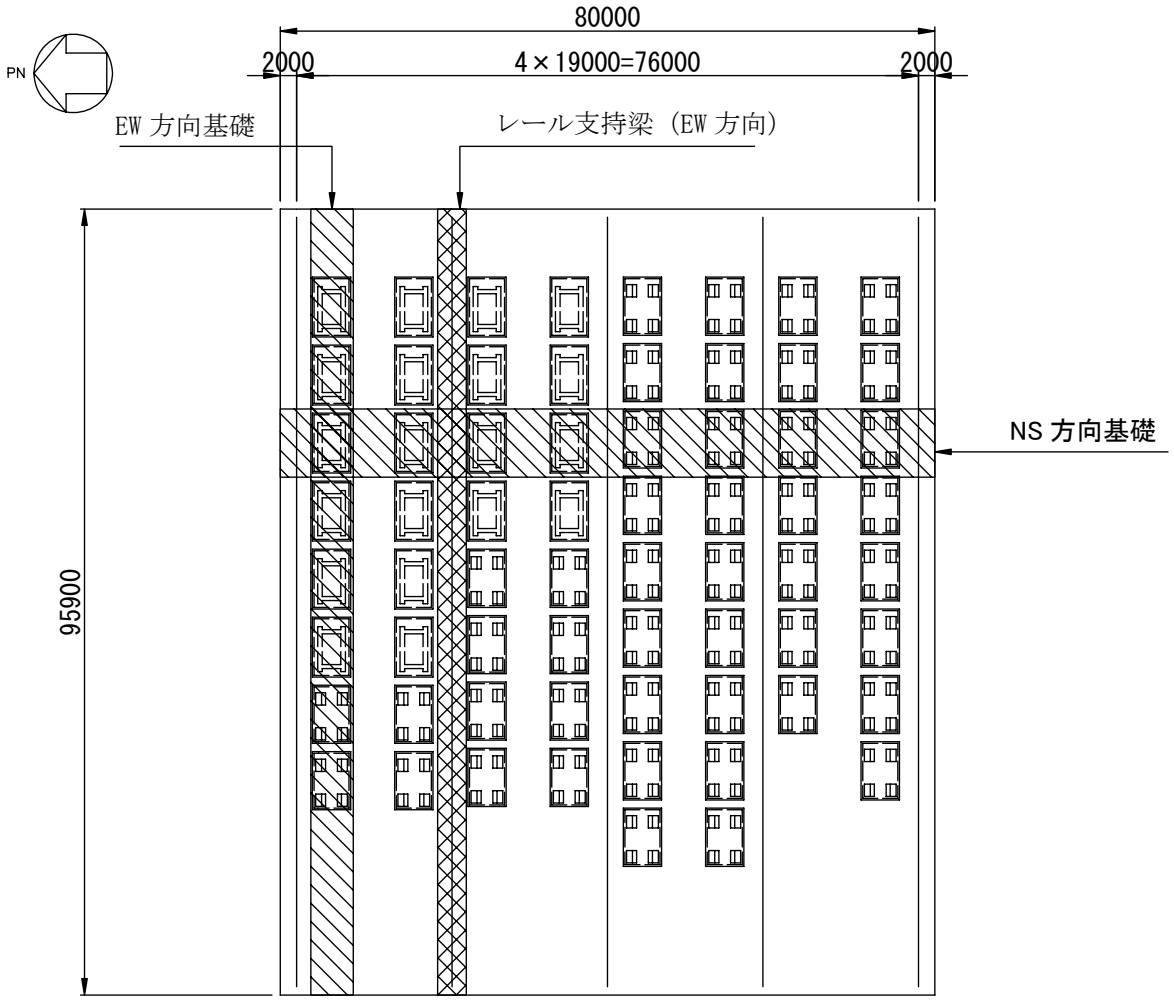
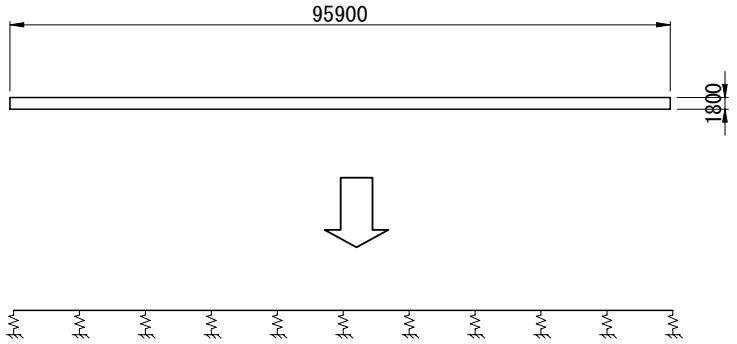
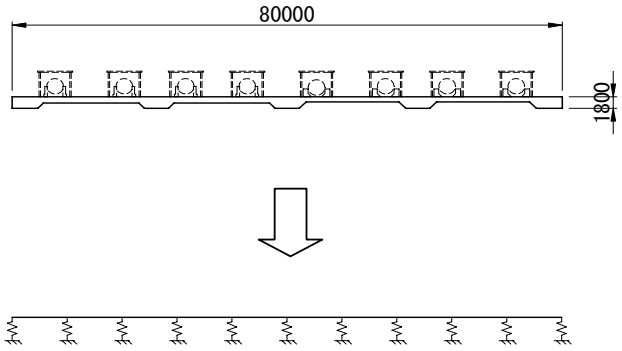
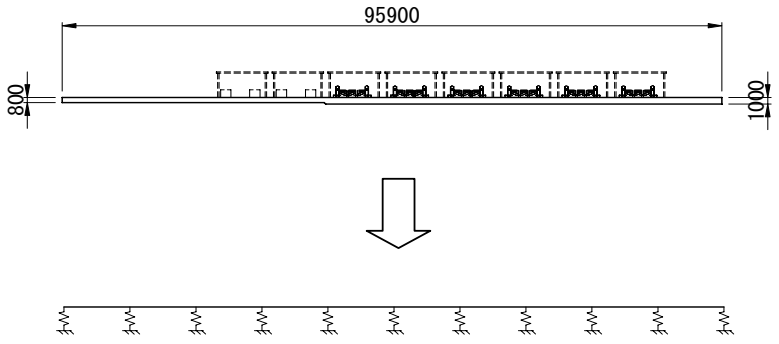



図 2.5-6　検討モデル（単位：mm）

表 2.5-9　検討タイプの形状とモデル図

| | |
|---|---|
| レール支持梁（ＥＷ方向） |  |
| ＮＳ方向基礎 |  |
| ＥＷ方向基礎 |  |

3)　荷重の組合せ

荷重組合せを表 2.5-10 に示す。

表 2.5-10　基礎の荷重組合せ

| 想定する状態 | 検討タイプ | 組合せ荷重 |
|---|---|---|
| Ss地震時 | レール支持梁(EW方向) | VL＋CL＋K(H)+K(V下向き) |
| | NS方向基礎 | VL＋CL＋CAL＋MJL＋K(H)+K(V下向き) |
| | EW方向基礎 | VL＋CAL＋MJL＋K(H)+K(V下向き) |

4)　クレーン及びキャスク・モジュールの載荷ケース

載荷ケース別のクレーン及びキャスク・モジュールの載荷位置を表 2.5-11～2.5-14 に示す。

表 2.5-11　クレーンの載荷位置　（レール支持梁（EW 方向））

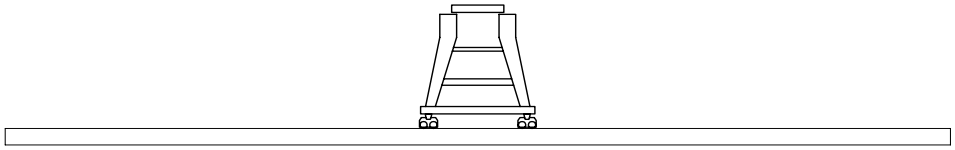
| | |
|---|---|
| クレーン 1 |  |
| クレーン 2 |  |
| クレーン 3 |  |
| クレーン 4 |  |
| クレーン 5 |  |

表 2.5-12　クレーンの載荷位置　(NS 方向基礎)

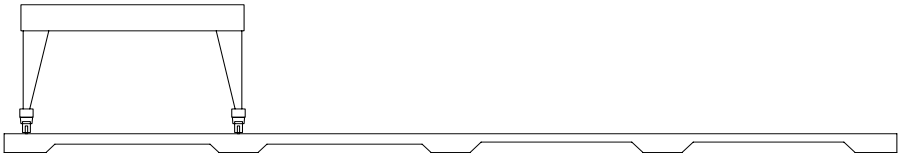
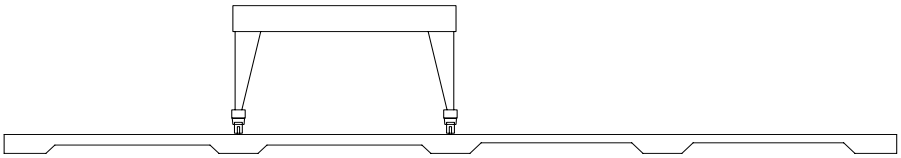
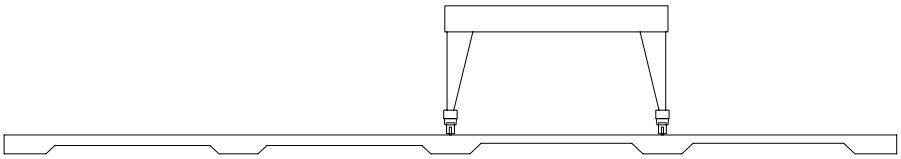
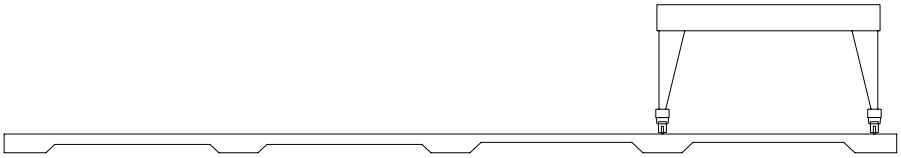
| | |
|---|---|
| クレーン 1 |  |
| クレーン 2 |  |
| クレーン 3 |  |
| クレーン 4 |  |

表 2.5-13　キャスク及びモジュールの載荷位置　(NS 方向基礎)

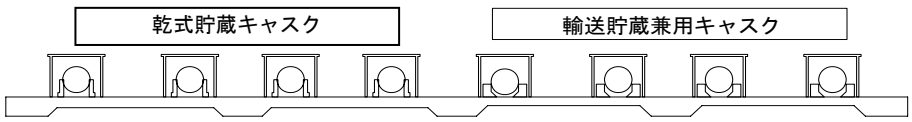
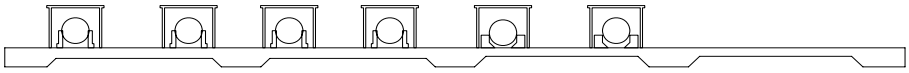
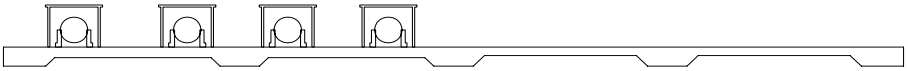
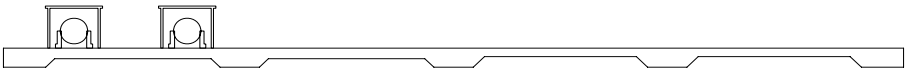
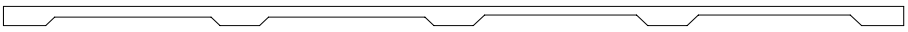
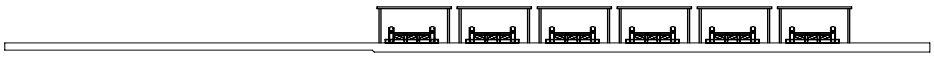
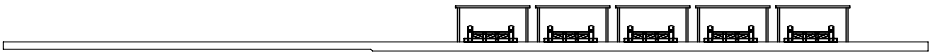
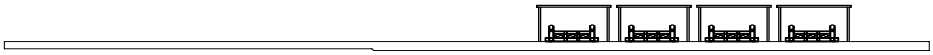
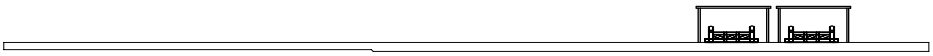
| | |
|---|---|
| キャスク・モジュール 1 |  |
| キャスク・モジュール 2 |  |
| キャスク・モジュール 3 |  |
| キャスク・モジュール 4 |  |
| キャスク・モジュール 5 |  |

表 2.5-14　キャスク及びモジュールの載荷位置　(EW 方向基礎)

| | |
|---|---|
| キャスク<br>モジュール1 |  |
| キャスク<br>モジュール2 |  |
| キャスク<br>モジュール3 |  |
| キャスク<br>モジュール4 |  |
| キャスク<br>モジュール5 |  |
| キャスク<br>モジュール6 |  |
| キャスク<br>モジュール7 |  |

5)　載荷ケースの組合せ

クレーン及びキャスク・モジュールの載荷ケースの組合せを表 2.5-15～表 2.5-17 に示す。

表 2.5-15　載荷ケースの組合せ（レール支持梁（EW 方向））

| 組合せケース | クレーン | キャスク・モジュール |
|---|---|---|
| ケース 1 | クレーン 1 | － |
| ケース 2 | クレーン 2 | － |
| ケース 3 | クレーン 3 | － |
| ケース 4 | クレーン 4 | － |
| ケース 5 | クレーン 5 | － |

表 2.5-16　載荷ケースの組合せ（NS 方向基礎）

| 組合せケース | クレーン | キャスク・モジュール | |
|---|---|---|---|
| ケース 1 | クレーン 1 | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基 |
| ケース 2 | | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| ケース 3 | | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| ケース 4 | | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| ケース 5 | | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスクなし |
| ケース 6 | クレーン 2 | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基 |
| ケース 7 | | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| ケース 8 | | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| ケース 9 | | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| ケース 10 | | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスクなし |
| ケース 11 | クレーン 3 | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基 |
| ケース 12 | | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| ケース 13 | | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| ケース 14 | | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| ケース 15 | | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスクなし |
| ケース 16 | クレーン 4 | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 4 基 |
| ケース 17 | | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 4 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| ケース 18 | | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| ケース 19 | | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| ケース 20 | | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスクなし |

表 2.5-17　載荷ケースの組合せ（EW 方向基礎）

| 組合せケース | クレーン | キャスク・モジュール | |
|---|---|---|---|
| ケース 1 | － | キャスク・モジュール 1 | 乾式貯蔵キャスク 6 基+輸送貯蔵兼用キャスク 2 基 |
| ケース 2 | － | キャスク・モジュール 2 | 乾式貯蔵キャスク 6 基 |
| ケース 3 | － | キャスク・モジュール 3 | 乾式貯蔵キャスク 5 基 |
| ケース 4 | － | キャスク・モジュール 4 | 乾式貯蔵キャスク 4 基 |
| ケース 5 | － | キャスク・モジュール 5 | 乾式貯蔵キャスク 3 基 |
| ケース 6 | － | キャスク・モジュール 6 | 乾式貯蔵キャスク 2 基 |
| ケース 7 | － | キャスク・モジュール 7 | 乾式貯蔵キャスク 1 基 |

6)　設計断面力

検討タイプ別に，全ての組合せケースの最大値（負の値は最小値）を抽出し，設計断面力とする。

7)　荷重図

代表例として，検討タイプ別に下側鉄筋の決定ケースとなった組合せケースの荷重図を図 2.5-7～図 2.5-9 に示す。



図 2.5-7　荷重図　（レール支持梁（EW 方向）　ケース 2）

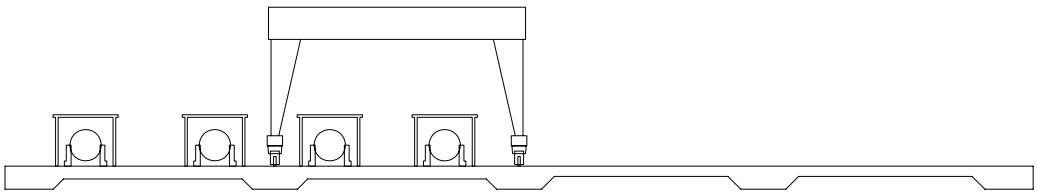


図 2.5-8　荷重図　（NS 方向基礎　ケース 8）

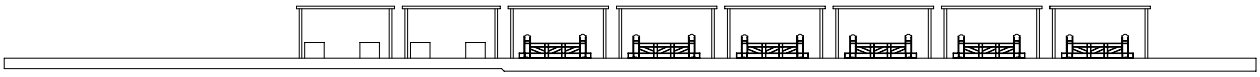


図 2.5-9　荷重図　（EW 方向基礎　ケース 1）

(4)　耐震性の評価

耐震性の評価は次式に示すように検討用断面力が部材の終局耐力を下回ることを確認する。

曲げ耐力の照査

$$\gamma i \cdot \frac{Md}{Mud} \leqq 1.0$$

ここに，

γi：　構造物係数　γi＝1.0
Md：　設計曲げモーメント　(kN･m)
Mud：　設計曲げ耐力　(kN･m)

せん断耐力の照査

$$\gamma i \cdot \frac{Vd}{Vyd} \leqq 1.0$$

ここに，

γi：　構造物係数　γi＝1.0
Vd：　設計せん断力　(kN)
Vyd：　設計せん断耐力　(kN)

断面検討結果を表 2.5-18～表 2.5-20 に示す。

断面検討の結果，検討用断面力が部材の終局耐力以下であることを確認した。

表 2.5-18　断面検討結果（レール支持梁（EW 方向））

| 項目 | | | 記号 | 単位 | レール支持梁 |
|---|---|---|---|---|---|
| 部材 | 部材幅 | | b | (mm) | 3500 |
| | 部材高 | | h | (mm) | 1800 |
| 鉄筋 | 1段目 | 位置 | d | (mm) | 525 |
| | | 鉄筋 | | | D25 |
| | | 本数 | | (本) | 24.00 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 121.61 |
| | 2段目 | 位置 | d | (mm) | 866 |
| | | 鉄筋 | | | D25 |
| | | 本数 | | (本) | 6.00 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 30.40 |
| | 3段目 | 位置 | d | (mm) | 1658 |
| | | 鉄筋 | | | D32 |
| | | 本数 | | (本) | 24.00 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 190.61 |
| | せん断 | 鉄筋 | | | D22 |
| | | ピッチ | | (mm) | ー |
| | | 鉄筋本数 | | (本) | 4.000 |
| | | 配置間隔 | $S_S$ | (mm) | 450 |

| | 引張鉄筋 | 項目 | 記号 | 単位 | レール支持梁 |
|---|---|---|---|---|---|
| 設計断面力 | 上側 | 決定ケース | | | ケース5 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN･m) | -4671 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | -282 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 33 |
| | 下側 | 決定ケース | | | ケース2 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN･m) | 9200 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | 92 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 546 |
| | せん断力最大 | 決定ケース | | | ケース3 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN･m) | 8733 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | 163 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 2701 |

| | 引張鉄筋位置 | 項目 | 記号 | 単位 | レール支持梁 |
|---|---|---|---|---|---|
| 終局限界 | 上側 | 曲げ耐力 | Mud | (kN･m) | -5306 |
| | | 構造物係数 | γi | | 1.00 |
| | | γi･Md／Mud ≦ 1.0 | | | 0.88 |
| | | 判定 | | | OK |
| | 下側 | 曲げ耐力 | Mud | (kN･m) | 11224 |
| | | 構造物係数 | γi | | 1.00 |
| | | γi･Md／Mud ≦ 1.0 | | | 0.82 |
| | | 判定 | | | OK |
| | せん断 | せん断耐力 | Vyd | (kN) | 3003 |
| | | 構造物係数 | γi | | 1.00 |
| | | γi･Vd／Vyd ≦ 1.0 | | | 0.90 |
| | | 判定 | | | OK |

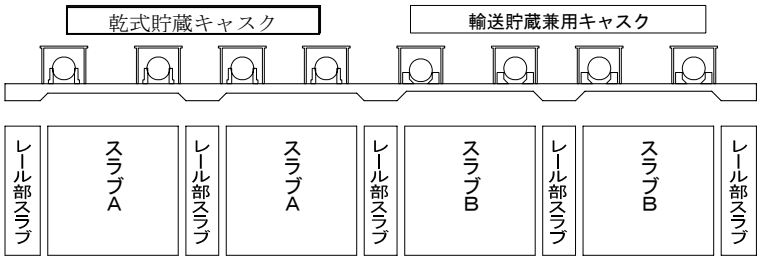



図 2.5-10　NS 方向基礎検討位置図

表 2.5-19　断面検討結果（NS 方向基礎）

| 項目 | | | 記号 | 単位 | レール部スラブ | スラブA | スラブB |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 部材 | 部材幅 | | b | (mm) | 8300 | 8300 | 8300 |
| | 部材高 | | h | (mm) | 1650 | 850 | 650 |
| 鉄筋 | 1段目 | 位置 | d | (mm) | 350 | 350 | 100 |
| | | 鉄筋 | | | D25 | D25 | D25 |
| | | 本数 | | (本) | 55.00 | 110.00 | 55.00 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 278.69 | 557.37 | 278.69 |
| | 2段目 | 位置 | d | (mm) | 1540 | 740 | 540 |
| | | 鉄筋 | | | D32 | D25 | D32 |
| | | 本数 | | (本) | 55.00 | 55.00 | 55.00 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 436.81 | 278.69 | 436.81 |
| | せん断 | 鉄筋 | | | D16 | D16 | D16 |
| | | ピッチ | | (mm) | 600 | 600 | 600 |
| | | 鉄筋本数 | | (本) | 13.833 | 13.833 | 13.833 |
| | | 配置間隔 | $S_s$ | (mm) | 900 | 600 | 600 |

| | 引張鉄筋 | 項目 | 記号 | 単位 | レール部スラブ | スラブA | スラブB |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計断面力 | 上側 | 決定ケース | | | ケース14 | ケース3 | ケース11 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN・m) | -871 | -5042 | -1929 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | -1792 | -1606 | 19 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 386 | 289 | 266 |
| | 下側 | 決定ケース | | | ケース14 | ケース8 | ケース17 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN・m) | 10214 | 5322 | 4166 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | -588 | -2062 | -823 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 2498 | 1440 | 1495 |
| | せん断力最大 | 決定ケース | | | ケース8 | ケース7 | ケース16 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN・m) | 9692 | 3647 | 3697 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | -937 | 498 | 1121 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 2961 | 2274 | 2450 |

| | 引張鉄筋 | 項目 | 記号 | 単位 | レール部スラブ | スラブA | スラブB |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 終局限界 | 上側 | 曲げ耐力 | Mud | (kN・m) | -4455 | -6829 | -4524 |
| | | 構造物係数 | $\gamma i$ | | 1.00 | 1.00 | 1.00 |
| | | $\gamma i \cdot Md / Mud \leqq 1.0$ | | | 0.20 | 0.74 | 0.43 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK |
| | 下側 | 曲げ耐力 | Mud | (kN・m) | 21197 | 7384 | 6320 |
| | | 構造物係数 | $\gamma i$ | | 1.00 | 1.00 | 1.00 |
| | | $\gamma i \cdot Md / Mud \leqq 1.0$ | | | 0.48 | 0.72 | 0.66 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK |
| | せん断 | せん断耐力 | Vyd | (kN) | 4407 | 3022 | 2853 |
| | | 構造物係数 | $\gamma i$ | | 1.00 | 1.00 | 1.00 |
| | | $\gamma i \cdot Vd / Vyd \leqq 1.0$ | | | 0.67 | 0.75 | 0.86 |
| | | 判定 | | | OK | OK | OK |




図 2.5-11　EW 方向基礎検討位置図

表 2.5-20　断面検討結果（EW 方向基礎）

| 項目 | | | 記号 | 単位 | スラブC | スラブD |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 部材 | 部材幅 | | b | (mm) | 5170 | 5170 |
| | 部材高 | | h | (mm) | 800 | 1000 |
| 鉄筋 | 1段目 | 位置 | d | (mm) | 113 | 113 |
| | | 鉄筋 | | | D13 | D13 |
| | | 本数 | | (本) | 17.000 | 14.000 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 21.54 | 17.74 |
| | 2段目 | 位置 | d | (mm) | 275 | 525 |
| | | 鉄筋 | | | D25 | D25 |
| | | 本数 | | (本) | 28.000 | 32.000 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 141.88 | 162.14 |
| | 3段目 | 位置 | d | (mm) | 661 | 866 |
| | | 鉄筋 | | | D25 | D22 |
| | | 本数 | | (本) | 34.000 | 34.000 |
| | | 鉄筋量 | As | ($cm^2$) | 172.28 | 131.61 |
| | せん断 | 鉄筋 | | | D16 | D16 |
| | | ピッチ | | (mm) | 600 | 600 |
| | | 鉄筋本数 | | (本) | 8.617 | 8.617 |
| | | 配置間隔 | $S_s$ | (mm) | 600 | 600 |

| | 引張鉄筋 | 項目 | 記号 | 単位 | スラブC | スラブD |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 設計断面力 | 上側 | 決定ケース | | | ケース1 | ケース4 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN・m) | -983 | -1133 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | -2510 | -3051 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 35 | 34 |
| | 下側 | 決定ケース | | | ケース1 | ケース7 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN・m) | 1966 | 2695 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | -1307 | -317 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 1291 | 203 |
| | せん断力最大 | 決定ケース | | | ケース1 | ケース7 |
| | | 曲げモーメント | Md | (kN・m) | 1966 | 2450 |
| | | 軸力 | Nd | (kN) | -1307 | 122 |
| | | せん断力 | Vd | (kN) | 1291 | 928 |

| | 引張鉄筋 | 項目 | 記号 | 単位 | スラブC | スラブD |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 終局限界 | 上側 | 曲げ耐力 | Mud | (kN・m) | -1596 | -1352 |
| | | 構造物係数 | $\gamma i$ | | 1.00 | 1.00 |
| | | $\gamma i \cdot Md / Mud \leqq 1.0$ | | | 0.62 | 0.84 |
| | | 判定 | | | OK | OK |
| | 下側 | 曲げ耐力 | Mud | (kN・m) | 3474 | 5415 |
| | | 構造物係数 | $\gamma i$ | | 1.00 | 1.00 |
| | | $\gamma i \cdot Md / Mud \leqq 1.0$ | | | 0.57 | 0.50 |
| | | 判定 | | | OK | OK |
| | せん断 | せん断耐力 | Vyd | (kN) | 1554 | 1939 |
| | | 構造物係数 | $\gamma i$ | | 1.00 | 1.00 |
| | | $\gamma i \cdot Vd / Vyd \leqq 1.0$ | | | 0.83 | 0.48 |
| | | 判定 | | | OK | OK |

(5)　改良地盤の耐震性に対する検討

1)　検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し，基準地震動 Ss により発生する荷重に対して許容限界を満足することを確認する。

改良地盤の許容限界は，改良地盤の設計圧縮強度，せん断抵抗に対する安全率に基づき設定する。

支持地盤の許容限界は，支持地盤の極限支持力に対する安全率に基づき設定する。

2)検討モデル

改良地盤の範囲は，コンクリート基礎下面から 0.P.+35.80ｍまでである。図 2.5-12 に地盤改良平面図，図 2.5-13 に１－１断面を示す。

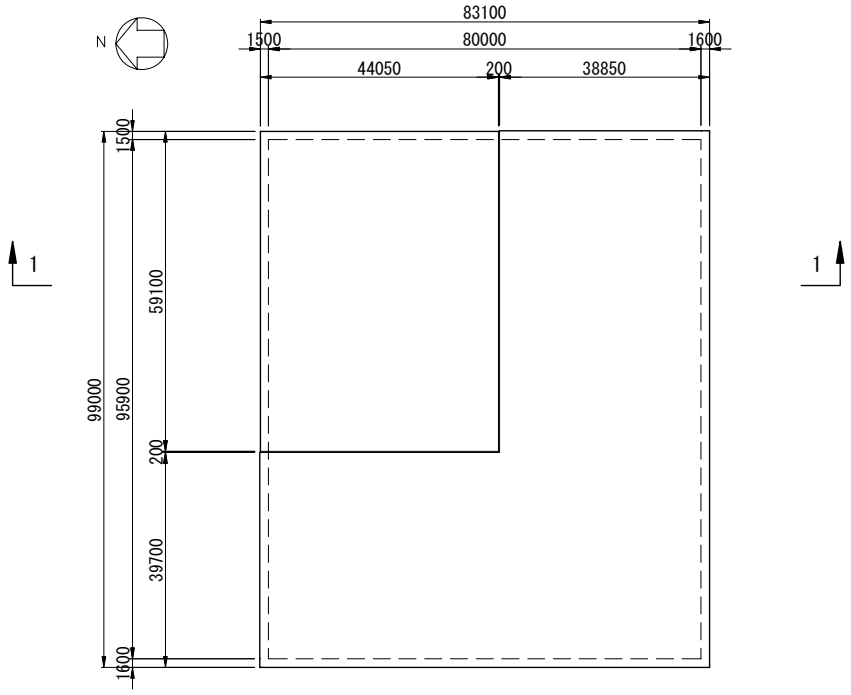



図 2.5-12　地盤改良平面図（単位：mm）

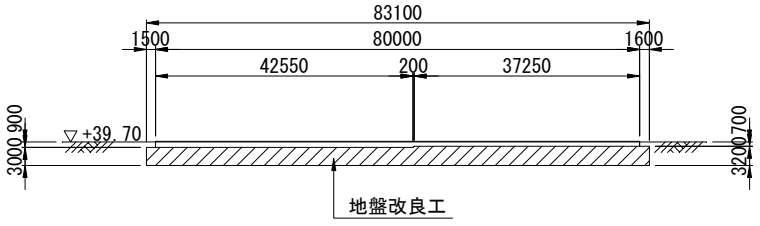



図 2.5-13　１－１断面（単位：mm）

3)　改良地盤に生じる地盤反力度に対する検討

改良地盤に生じる地盤反力度に対する検討は，改良地盤に発生する最大地盤反力度（梁バネモデルにより算出するバネ反力度）に対して圧縮強度が 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{{}_{ss}f_{sc}}{qmax} \geqq 1.5$$

ここに，

${}_{ss}f_{sc}$：　改良地盤の圧縮強度　（kN/m$^2$）

qmax：　最大地盤反力度　（kN/m$^2$）

安全率の検討結果を表 2.5-21 に示す。検討結果より改良地盤の圧縮強度はコンクリート基礎直下の最大地盤反力度の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 2.5-21　改良地盤の地盤反力度に対する検討結果
（基礎下面）

| | 最大地盤反力度 | 改良地盤の圧縮強度 | 安全率 | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| | qmax | ${}_{ss}f_{sc}$ | ${}_{ss}f_{sc}$／qmax | |
| | (kN／m$^2$) | (kN／m$^2$) | | |
| レール支持梁 | 312 | 548 | 1.76　＞　1.5 | OK |
| NS方向スラブ | 230 | 548 | 2.38　＞　1.5 | OK |
| EW方向スラブ | 115 | 548 | 4.77　＞　1.5 | OK |

4)　改良地盤に生じるせん断力に対する検討

改良地盤に生じるせん断力に対する検討は，改良地盤に発生する設計せん断力に対して地盤のせん断抵抗力が 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{Hu}{Hd} \geqq 1.5$$

$$Hu = {}_{ss}f_{ss} \cdot B \cdot L$$
$${}_{ss}f_{ss} = 1/5 \cdot {}_{ss}f_{sc}$$

ここに，

Hu：　改良地盤のせん断抵抗力　(kN)
Hd：　設計せん断力（コンクリート基礎底面に作用する水平力）(kN)
${}_{ss}f_{ss}$：　改良地盤のせん断強度　($kN/m^2$)
${}_{ss}f_{sc}$：　改良地盤の圧縮強度　($kN/m^2$)　${}_{ss}f_{sc}=548$ ($kN/m^2$)
B：　コンクリート基礎幅　B＝80.0(m)
L：　コンクリート基礎長　L＝95.9(m)

改良地盤のせん断抵抗力は次式により算定する。

$${}_{ss}f_{ss} = 1/5 \cdot 548 = 109.6 \ (kN/m^2)$$
$$Hu = 109.6 \times 80.0 \times 95.9 = 840851 (kN)$$

安全率の検討結果を表 2.5-22 に示す。検討結果より改良地盤のせん断抵抗力はコンクリート基礎直下の設計せん断力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 2.5-22　改良地盤のせん断力に対する検討結果

| 設計せん断力　Hd | 改良地盤のせん断抵抗力　Hu | 安全率 | 判定 |
|---|---|---|---|
| (kN) | (kN) | | |
| 238043 | 840851 | 3.53　＞　1.50 | OK |

5)　支持力の検討

改良地盤直下の支持地盤については，改良体下面に作用する設計鉛直力に対して支持地盤の極限支持力が 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{Ru}{Vd} \geqq 1.5$$

Ru＝　qu×Ae
　＝　511.3×7855.8＝4016671 (kN)

ここに，
Ru：　支持地盤の極限支持力　(kN)
Qu：　極限支持力度　(kN/m$^2$)
Ae：　基礎地盤の有効載荷面積 (m$^2$)

Vd＝　Vd1＋Vd2

ここに，
Vd：　設計鉛直力　(kN)
Vd1：　コンクリート基礎下面に作用する鉛直力　(kN)　Vd1＝513853 (kN)
Vd2：　改良地盤による鉛直力　(kN)　Vd2＝619393 (kN)

Vd＝　Vd1＋Vd2＝1133246 (kN)

安全率の検討結果を表 2.5-23 に示す。検討結果より地盤の極限支持力は設計鉛直力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 2.5-23　支持力に対する検討結果

| 設計鉛直力 Vd | 支持地盤の極限支持力 Ru | 安全率 | 判定 |
|---|---|---|---|
| (kN) | (kN) | | |
| 1133246 | 4016671 | 3.54　＞　1.5 | OK |

3　異常時の評価

3.1　異常事象の抽出

3.1.1　想定すべき異常事象の抽出

乾式キャスクの取扱い及び仮保管時の作業の際に想定される異常事象の発生原因として，図 3.1-1 に示すように機器の破損，誤操作等の内部事象に起因するもの及び地震，火災等の外部事象に起因するものに分け，以下に示すような設計／運用による対応等を考慮して，選定された異常事象の選定結果の妥当性を確認し，安全評価において想定すべき異常事象として抽出する。

① 設計／運用による対応の有効性

② 事象の結果の大きさ（影響度）

③ 原子炉施設の安全評価事象との包絡性

3.1.2　評価条件の設定

乾式キャスクの取扱い時及び仮保管時の各作業における，以下の諸条件を考慮して，抽出された異常事象の評価条件を設定する。

① 乾式キャスクの取扱いに係る機器の仕様，状態

② 乾式キャスクを取扱う際の位置

③ 移送用機器の仕様，状態

④ 仮保管に係る設備の仕様，状態

3.1.3　安全評価基準

乾式キャスクの輸送，保管等の取扱いは構内にて行われることからキャスク仮保管設備の安全評価における各安全機能の評価基準は，専門部会報告書「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成 4 年 8 月 27 日原子力安全委員会了承，平成 18 年 9 月 19 日一部改訂)」に基づき，以下のとおりとする。

(1)除熱

想定される異常事象に対して，乾式キャスク各部の温度の異常な上昇を防止できること。

具体的評価にあたっては，乾式キャスクの温度解析を行い，各部の温度が密封，遮へい及び臨界防止のために設定する温度制限を上回らず，各安全機能を確保するために支障のない温度であることを確認する。

(2)密封

想定される異常事象に対して，必要とされる漏えい率が維持できること等乾式キャスクの密封機能を維持できること。

具体的評価にあたっては，乾式キャスク本体及び一次蓋が破損しないこと，一次蓋締め付けボルト及び密封シール面に塑性変形が生じないこと並びに金属ガスケット

等のシール部温度が密封健全性を維持できる温度を上回らないことを確認する。

(3)遮へい

想定される異常事象に対して，遮へい機能を維持できること。

具体的評価にあたっては，荷重，温度上昇等が遮へい材に及ぼす影響を考慮した上で乾式キャスクの線量率を評価し，乾式キャスク表面より 1m の点において 10mSv/h 以下であることを確認する。

(4)臨界防止

想定される異常事象に対して，乾式キャスクに収納される使用済燃料が臨界に達しないこと。

具体的評価にあたっては，乾式キャスク本体，バスケット，使用済燃料等に及ぼされる形状変形等の影響を考慮した上で実効増倍率を評価し，計算誤差等を考慮しても，実効増倍率が 0.95 を上回らないことを確認する。

3.1.4　異常事象の抽出

図 3.1-2 及び図 3.1-3 に示すハンドリングフローに基づき，乾式キャスクの取扱い及び仮保管時までの各作業において想定される起因事象に着目し，発生防止対策を考慮して異常事象の発生の可能性を検討し，想定すべき異常事象を抽出した。異常事象の抽出結果を表 3.1-1 に示す。なお，共用プールの燃料取扱設備は震災前と同等に復旧する予定であり，共用プールからキャスク仮保管設備に乾式貯蔵キャスクを搬入する手順等は通常の発電所内と同等である為，乾式貯蔵キャスクの異常事象はキャスク仮保管設備での取扱いを対象にしているが，輸送貯蔵兼用キャスクは福島第一発電所構内で取扱った実績がないことから念のため，異常事象は共用プールでの取扱い，構内輸送，キャスク仮保管設備での取扱いを対象にしている。

抽出した異常事象は以下のとおりである。

- 乾式貯蔵キャスクを支持架台が装着された状態で吊り下げる際に，クレーンの誤操作が原因で，支持架台が基礎コンクリートに異常着床する。
- 輸送貯蔵兼用キャスクを搬送台車架台に吊下げる際に，クレーンの誤操作が原因となって，輸送貯蔵兼用キャスクが搬送台車架台に異常着床する。
- 輸送貯蔵兼用キャスクを輸送架台に吊下げる際に，クレーンの誤操作が原因となって，輸送貯蔵兼用キャスクが輸送架台に異常着床する。
- 輸送貯蔵兼用キャスクを支持架台に吊下げる際に，クレーンの誤操作が原因となって，輸送貯蔵兼用キャスクが支持架台に異常着床する。

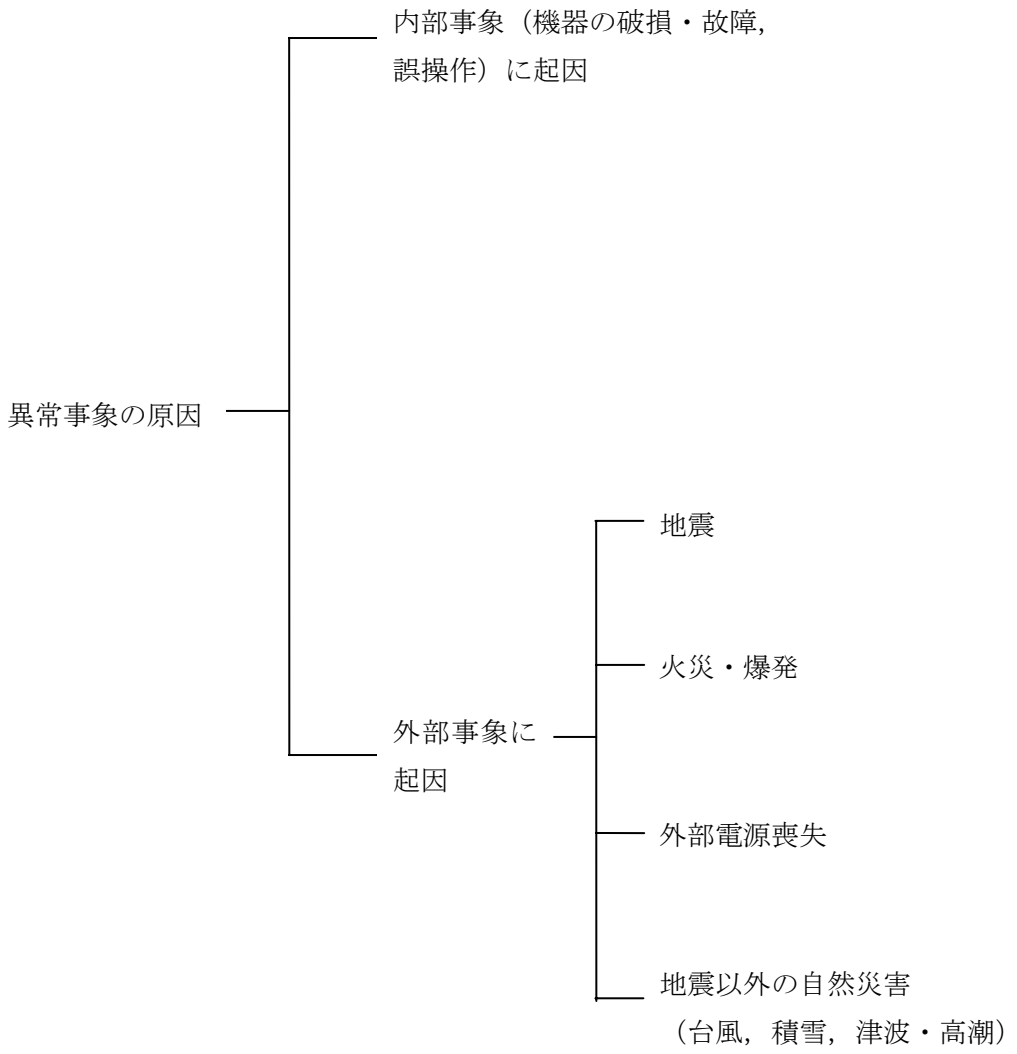



図 3.1-1　異常事象の発生原因

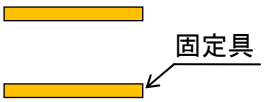
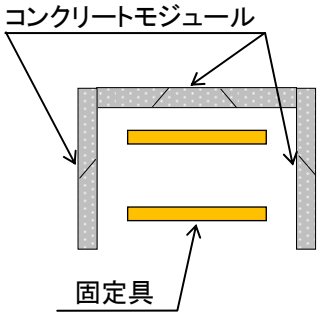
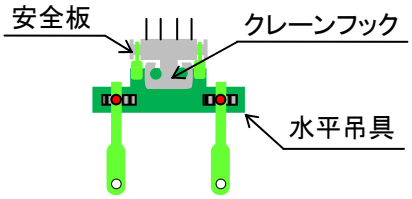
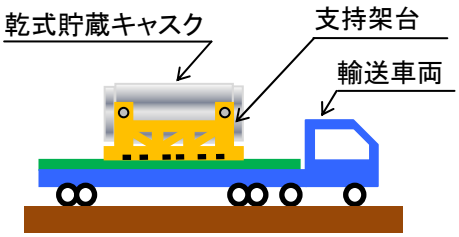
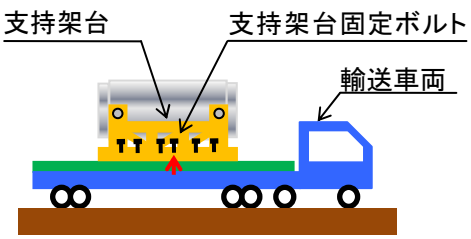
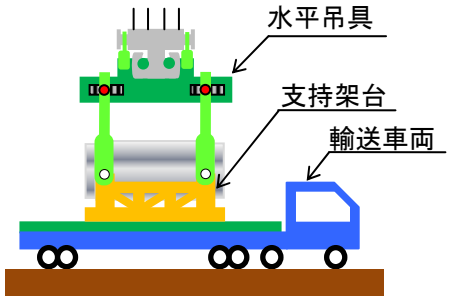
| No. | 取り扱いモード | No. | 取り扱いモード |
|---|---|---|---|
| 1-1 | 乾式貯蔵キャスクの支持架台を設置するための固定具を取り付ける。<br>  <br><br>（図は平面図を示す） | 1-2 | 長手側の 1 面を開けて，コンクリートモジュールの 3 面を立てる。<br>  <br><br>（図は平面図を示す） |
| 1-3 | 水平吊具をクレーンフックに取り付ける。<br>  <br> | 1-4 | 輸送車両で乾式貯蔵キャスクを搬入させる。<br>  <br> |
| 1-5 | 支持架台の固定ボルトを取り外す。<br>  <br> | 1-6 | 輸送車両上の支持架台に，クレーンの水平吊具を取り付ける。<br>  <br> |

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスクのハンドリングフロー（1/4）

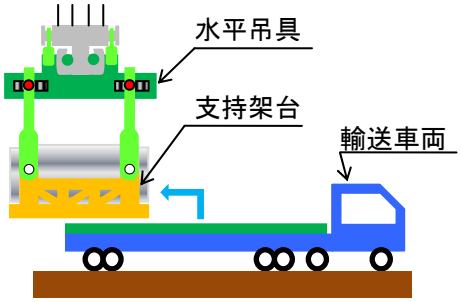
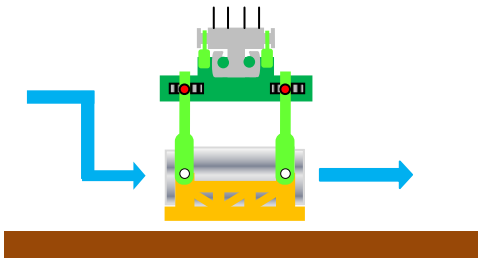
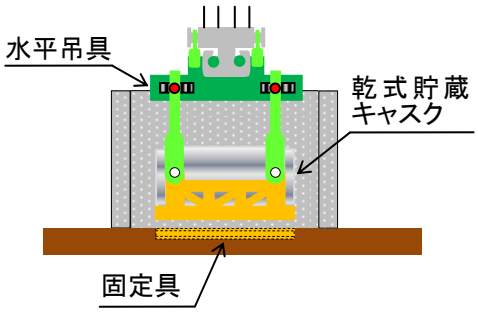
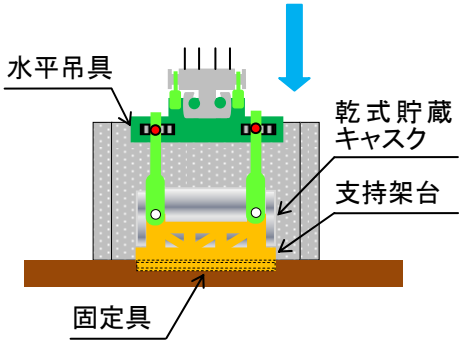
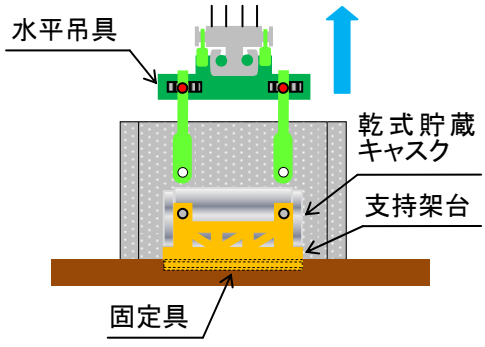
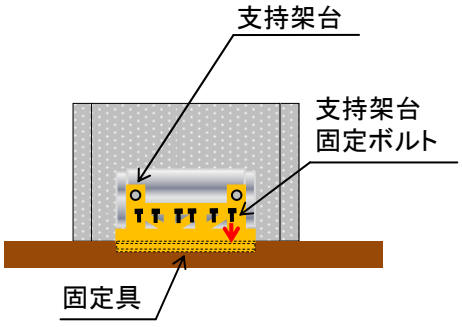
| No. | 取り扱いモード | No. | 取り扱いモード |
|---|---|---|---|
| 1-7 | 支持架台ごと乾式貯蔵キャスクをクレーンで吊上げた後，水平に移動する。<br>  <br> | 1-8 | 乾式貯蔵キャスクを保管場所までクレーンで移動する。<br>  |
| 1-9 | 乾式貯蔵キャスクを固定具の上まで移動する。<br>  <br> | 1-10 | クレーンを下降させて，乾式貯蔵キャスクを固定具に載せる。<br>  <br> |
| 1-11 | 乾式貯蔵キャスクから水平吊具を取り外し，クレーンを上昇させる。<br>  <br> | 1-12 | 支持架台を，固定ボルトで固定具に固定する。<br>  <br> |

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスクのハンドリングフロー（2/4）

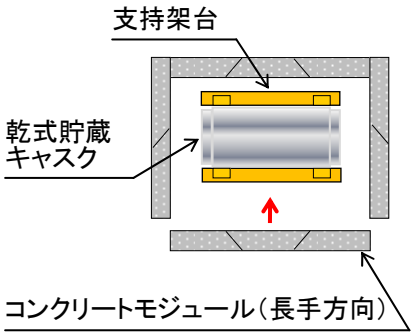
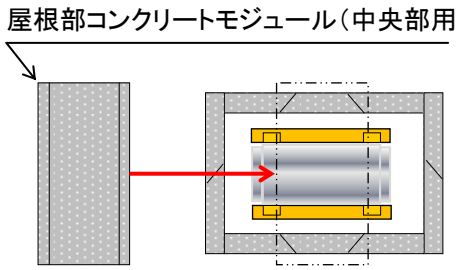
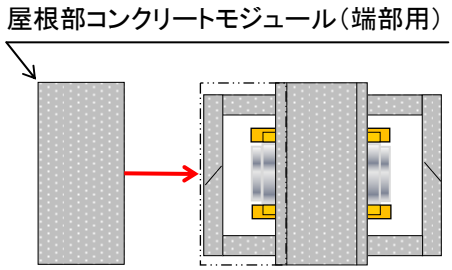
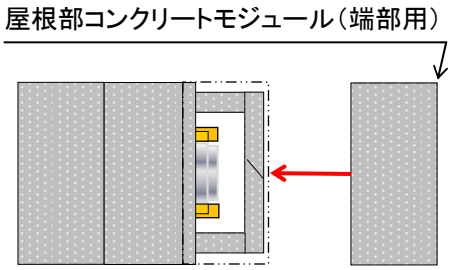
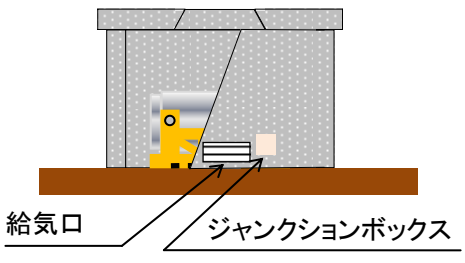
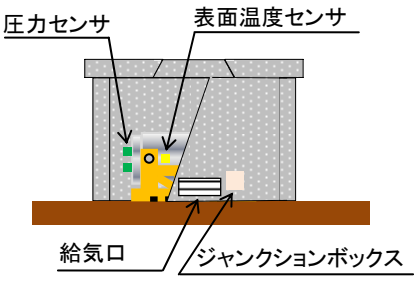
<table>
<tr><th>No.</th><th>取り扱いモード</th><th>No.</th><th>取り扱いモード</th></tr>
<tr><td>1-13</td><td>コンクリートモジュールの長手方向の残り 1 面を立てて，先に組み立てたコンクリートモジュールに固定する。<br>  <br><br>（図は平面図を示す）</td><td>1-14</td><td>中央部用の屋根のコンクリートモジュールをクレーンで吊って，組み立てたコンクリートモジュールの短手側から載せる。<br>  <br><br>（図は平面図を示す）</td></tr>
<tr><td>1-15</td><td>端部の屋根のコンクリートモジュールをクレーンで吊って，短手側から載せて固定する。<br>  <br><br>（図は平面図を示す）</td><td>1-16</td><td>もう一方の端部の屋根のコンクリートモジュールをクレーンで吊って，短手側から載せて固定する。<br>  <br><br>（図は平面図を示す）</td></tr>
<tr><td>1-17</td><td>コンクリートモジュールの長手方向の 1 面に，ジャンクションボックスを取り付ける。<br>  <br></td><td>1-18</td><td>乾式貯蔵キャスクに監視用センサ（圧力用 2 個，表面温度用 1 個）を取り付ける。<br>  <br></td></tr>
</table>

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスクのハンドリングフロー（3/4）

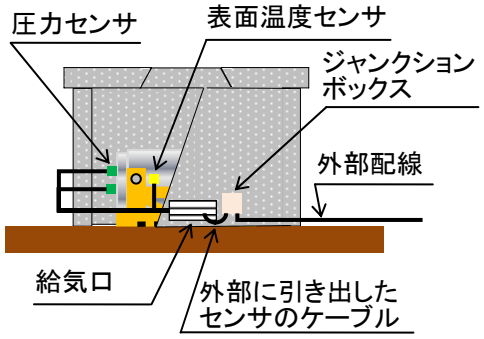
| No. | 取り扱いモード | No. | 取り扱いモード |
|---|---|---|---|
| 1-19 | 監視用センサのケーブルを，給排気口からコンクリートモジュールの外に出し，ジャンクションボックス内で外部配線と接続する。<br>  <br> | | |
| | | | |
| | | | |

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスクのハンドリングフロー（4/4）

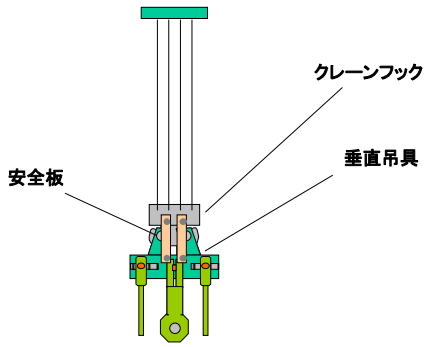
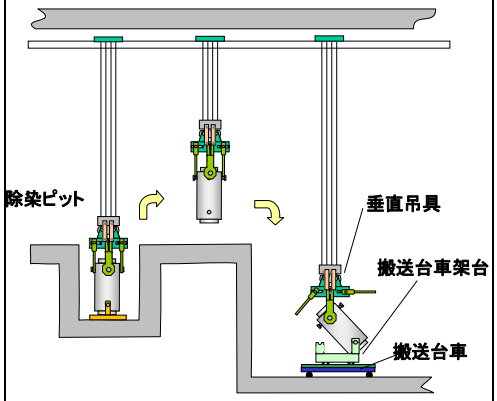
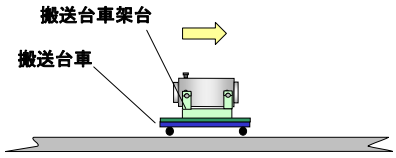
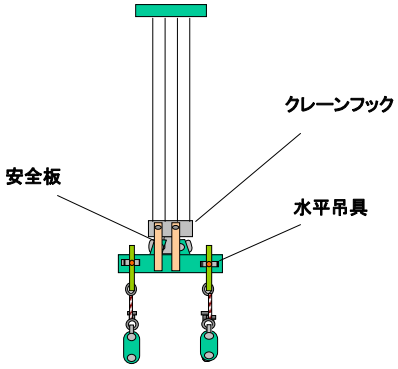
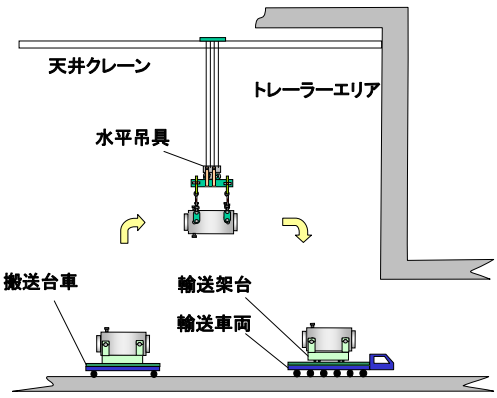
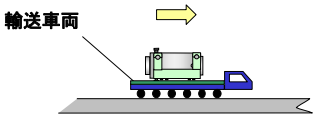
| No. | 取り扱いモード | No. | 取り扱いモード |
|---|---|---|---|
| 2-1 | 垂直吊具をクレーンフックに取り付ける。<br>  <br> | 2-2 | 輸送貯蔵兼用キャスクを共用プール除染ピットから垂直吊具で吊上げ，搬送台車上の架台に積載する。<br>  <br> |
| 2-3 | 搬送台車でトレーラーエリアに移動させる。<br>  <br> | 2-4 | 水平吊具をクレーンフックに取り付ける。<br>  <br> |
| 2-5 | トレーラーエリアで搬送台車から輸送貯蔵兼用キャスクを水平吊具で吊上げ，輸送車両上の輸送架台に積載する。<br>  <br> | 2-6 | 輸送車両でキャスク仮保管設備へ構内輸送する。<br>  <br> |

図 3.1-3 輸送貯蔵兼用キャスクのハンドリングフロー（1/3）

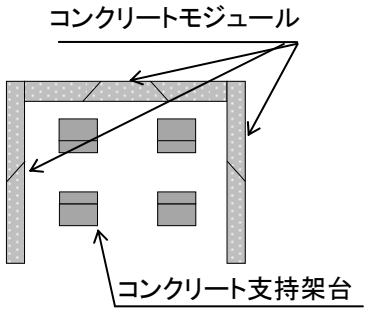
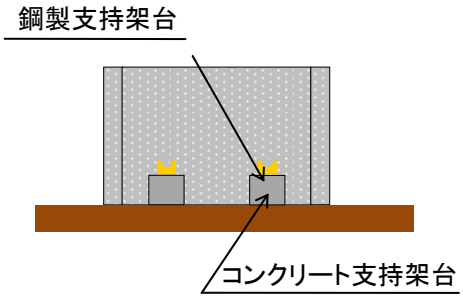
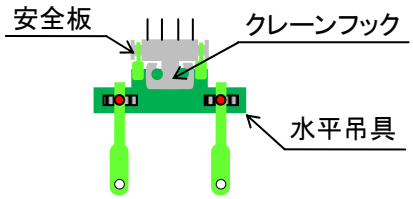
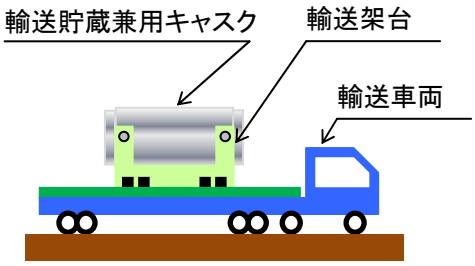
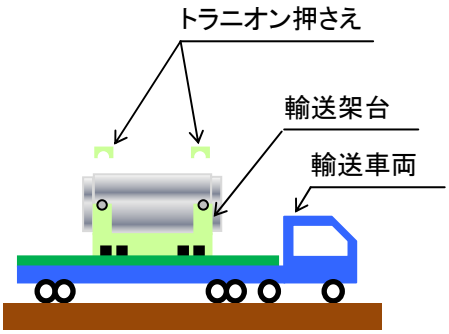
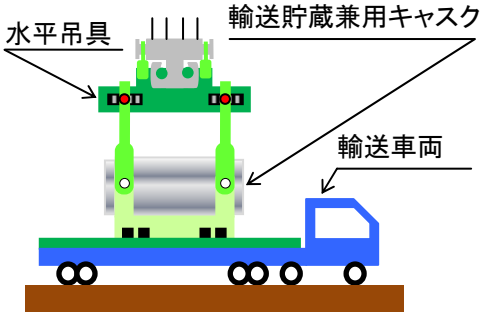
<table>
<tr><th>No.</th><th>取り扱いモード</th><th>No.</th><th>取り扱いモード</th></tr>
<tr><td>2-7</td><td>コンクリート支持架台を設置し，コンクリートモジュールの３面を立てる。<br>（事前に実施する）<br>  <br><br>（図は平面図を示す）</td><td>2-8</td><td>鋼製支持架台をコンクリート支持架台に取り付ける。<br>（事前に実施する）<br>  <br></td></tr>
<tr><td>2-9</td><td>水平吊具をクレーンフックに取り付ける。<br>  <br></td><td>2-10</td><td>輸送車両で輸送貯蔵兼用キャスクを搬入させる。<br>  <br></td></tr>
<tr><td>2-11</td><td>輸送架台の上部と下部のトラニオン押さえを取り外す。<br>  <br></td><td>2-12</td><td>輸送車両上の輸送貯蔵兼用キャスクに水平吊具を取り付ける。<br>  <br></td></tr>
</table>

図 3.1-3 輸送貯蔵兼用キャスクのハンドリングフロー（2/3）

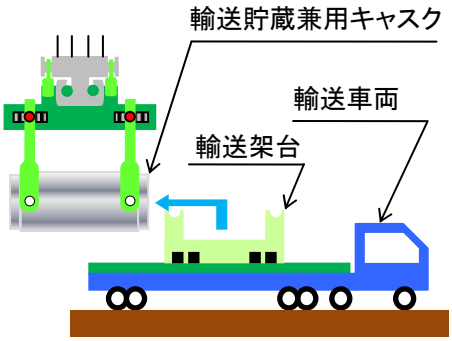
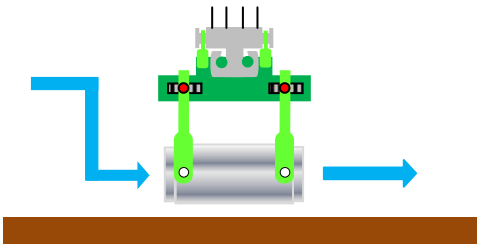
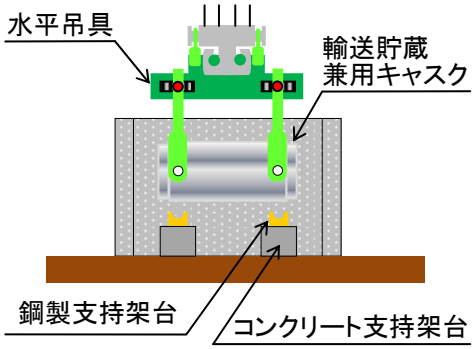
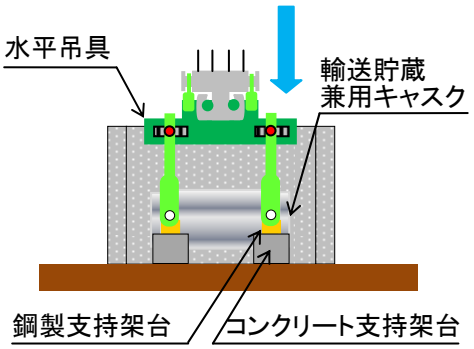
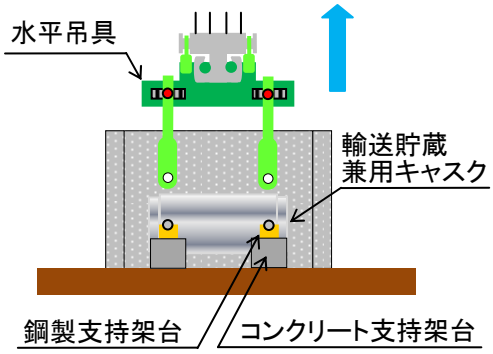
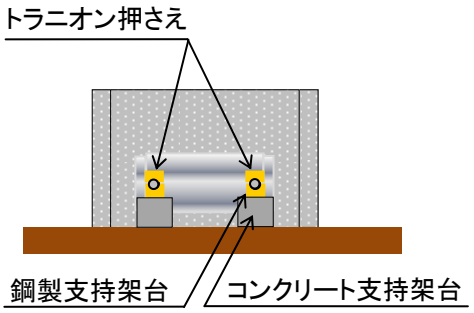
<table>
<tr><th>No.</th><th>取り扱いモード</th><th>No.</th><th>取り扱いモード</th></tr>
<tr><td>2-13</td><td>トラニオンが輸送架台をかわすまで輸送貯蔵兼用キャスクをクレーンで吊上げた後，水平に移動する。<br> 
</td><td>2-14</td><td>輸送貯蔵兼用キャスクを保管場所までクレーンで移動する。<br>  </td></tr>
<tr><td>2-15</td><td>輸送貯蔵兼用キャスクを鋼製支持架台の上まで移動する。<br> 
</td><td>2-16</td><td>クレーンを下降させて，輸送貯蔵兼用キャスクを鋼製支持架台に載せる。<br> 
</td></tr>
<tr><td>2-17</td><td>輸送貯蔵兼用キャスクから水平吊具を取り外し，クレーンを上昇させる。<br> 
</td><td>2-18</td><td>トラニオンをトラニオン押さえで支持架台に固定する。<br> 
<br>（以降，乾式貯蔵キャスクの 1-13～1-19 と同じ手順）</td></tr>
</table>

図 3.1-3 輸送貯蔵兼用キャスクのハンドリングフロー（3/3）

表 3.1-1　異常事象の抽出（1/3）

| 起因事象（ハンドリングフローNo.） | | 原因 | 異常事象発生の可能性 | 発生の要否 | 想定シナリオ | 抽出の要否 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 乾式キャスクの落下<br>(1-4～1-10)<br>(2-2～2-16) | 輸送車両取扱い時の落下 | 固定ボルトの取付け不良 | 乾式キャスクは，輸送車両に複数の固定ボルトで固縛されていることを確認する。また，乾式キャスクは輸送車両で徐行して輸送すること，輸送経路は輸送に関係する人，車両以外の立入を制限することからから落下しない。 | × | | × |
| | 搬送台車取扱い時の落下 | 固定ボルトの取付け不良 | 輸送貯蔵兼用キャスクは搬送台車に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また，搬送台車はレール上を走行し，走行範囲インターロック及び障害物検知装置を有していることから他の構築物等に衝突はしないため，落下しない。 | × | | × |
| | クレーン取扱い時の落下 | 吊具の取り付け不良 | 吊具の二重化，始業前の吊具点検，取付け後の外れ止めを施すため，乾式キャスクは落下しない。 | × | | × |
| | | ワイヤーロープの切断 | ワイヤーロープの二重化，始業前のワイヤーロープ点検を行うため，乾式キャスクは落下しない。 | | | |
| 乾式キャスクの衝突<br>（1-7～1-10）<br>（2-2，2-5，2-13～2-16） | クレーンでの移動時（走行，横行）の衝突<br>(1-7～1-9)<br>(2-2，2-5，2-13～2-15) | ブレーキの故障 | 移動前に移動経路に障害物がないことを確認し，乾式キャスクと移動経路の芯あわせを行い，走行の両輪及び横行それぞれにインバータによる停止機能に加えてブレーキによる停止機能により二重化しているため，乾式キャスクは他の構築物等へ衝突しない。 | × | | × |
| | | 操作員の誤操作 | クレーンの横行範囲に制限機構を設ける。また，移動前に移動経路に障害物がないことの確認，乾式キャスクと移動経路の芯あわせを行うため，乾式キャスクは他の構築物等へ衝突しない。 | × | | × |
| | クレーンでの吊下げ時の衝突（異常着床）<br>(1-10)<br>(2-2，2-5，2-16) | ブレーキの故障 | 巻き上げ装置ブレーキを二重化しているため，乾式貯蔵キャスクは架台基礎コンクリートへ衝突（異常着床）しない。 | × | | × |
| | | | 巻き上げ装置ブレーキを二重化しているため，輸送貯蔵兼用キャスクは搬送台車架台，輸送架台及び支持架台に衝突（異常着床）しない。 | × | | × |
| | | 操作員の誤操作 | 吊下げ時の誤操作により，支持架台を装着した状態で乾式貯蔵キャスクは吊下げ速度で架台基礎コンクリートに異常着床する可能性がある。 | ○ | クレーンの最大吊下げ速度 1.5m/min で，支持架台を装着した状態で乾式貯蔵キャスクは，架台基礎コンクリート上に異常着床する場合を異常事象として抽出する。 | ○ |
| | | | 吊下げ時の誤操作により，輸送貯蔵兼用キャスクは吊下げ速度で搬送台車架台，輸送架台及び支持架台に異常着床する可能性がある。 | ○ | クレーンの最大吊下げ速度 1.5m/min で，輸送貯蔵兼用キャスクは，搬送台車架台，輸送架台及び支持架台に異常着床する場合を異常事象として抽出する。 | ○ |

表 3.1-1　異常事象の抽出（2/3）

| 起因事象（ハンドリングフローNo.） | | 原因 | 異常事象発生の可能性 | 発生の要否 | 想定シナリオ | 抽出の要否 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 乾式キャスクへの重量物の落下（1-13～1-16） | コンクリートモジュール側壁部の転倒（1-13） | 固定具取り付け不良 | コンクリートモジュールはコの字形状に接合されているために自立すること，複数個の固定具で基礎に固定されていることから，1 個の固定具が取り付不良であっても，コンクリートモジュールは転倒しない。 | × | | × |
| | コンクリートモジュール（長手方向）の落下（1-14～1-16） | 吊具取り付け不良 | 始業前に吊具の点検を行い，吊具は外れ止め防止金具を取り付けるため，コンクリートモジュール（長手方向）は落下しない。 | × | | × |
| | | ワイヤーロープの切断 | 始業前にワイヤーロープの点検を行い，ワイヤーロープは二重化しているため，コンクリートモジュールは落下しない。 | × | | × |
| | | 操作員の誤操作 | コンクリートモジュール（長手方向）の移動前に，コンクリートモジュール（長手方向）と移動経路の芯あわせを行い，荷振れ対策としてガイドロープを使用するため，コンクリートモジュール（長手方向）は乾式キャスクへ落下しない。 | × | | × |
| | 屋根部コンクリートモジュールの落下 | 吊具取り付け不良 | 始業前に吊具の点検を行い，吊具は外れ止め防止金具を取り付けるため，天板コンクリートモジュールは落下しない。<br>天板コンクリートモジュールは矩形に組んだ側板コンクリートモジュールに比べて迫出した形状であり，天板コンクリートモジュールの移動前に側板コンクリートモジュールとの接合位置があうように芯あわせするため，仮に天板コンクリートモジュールが落下したとしてもキャスク上には落下しない。 | × | | × |
| | | ワイヤーロープの切断 | 始業前にワイヤーロープの点検を行い，ワイヤーロープは二重化しているため，天板コンクリートモジュールは落下しない。 | × | | × |
| | | 操作員の誤操作 | 天板コンクリートモジュールは矩形に組んだ側板コンクリートモジュールに比べて迫出した形状であり，天板コンクリートモジュールの移動前に，側板コンクリートモジュールとの接合位置があうように芯あわせを行い，荷振れ対策としてガイドロープを使用するため，天板コンクリートモジュールは乾式キャスクへ落下しない。 | × | | × |
| コンクリートモジュール給排気口の閉塞 | | 異物の付着 | 異物の飛来により給気口の閉塞が想定される。 | ○ | 給気口の閉塞により，除熱機能への影響が懸念されるものの，日常の巡視点検により閉塞の有無を確認できる。また，乾式キャスク表面温度は免震重要棟で連続監視し，所定の設定温度で警報を発報するため事前に異常を検知できる。なお，温度センサーの断線により，データが採取されない場合にも警報を発報する。 | × |
| | | 積雪 | 積雪による閉塞がないような設計対応及び日常の巡視等の運用対応により，給排気口が閉塞することはない。 | × | | × |

表 3.1-1　異常事象の抽出（3/3）

| 起因事象<br>（ハンドリングフローNo.） | 原因 | 異常事象発生の可能性 | 発生の要否 | 想定シナリオ | 抽出の要否 |
|---|---|---|---|---|---|
| 地震 | | 乾式キャスク，コンクリートモジュールは，地震時にも基本的安全機能を維持できるよう設計する。 | × | | × |
| 火災・爆発 | | 動力機関として内燃機関を使用するものはなく，実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用し，持ち込み物品の制限等の運用対応をするため，火災の発生する可能性は非常に低い。 | × | | × |
| 外部電源喪失 | | クレーンのフェイルセイフ設計により，乾式キャスクの落下防止，衝突防止が施されている。 | × | | × |
| 経年変化 | | 乾式貯蔵キャスクは設計貯蔵期間 40 年で，輸送貯蔵兼用キャスクは設計貯蔵期間 50 年で設計されており，それより短い期間で使用するため，経年変化を考慮する必要はない。 | × | | × |
| 地震以外の自然災害 | 台風 | コンクリートモジュールの風荷重に対する設計は，「建築基準法」に定める設計基準に従う。 | × | | × |
| | 積雪，凍結 | 敷地周辺の過去の記録に基づいて敷地で考えられる最も過酷な場合を想定した設計を行う。 | × | | × |
| | 津波，高潮 | 敷地の標高（OP.39,700），海岸からの距離等から判断して，敷地が被害を受けることは考えられない。 | × | | × |

3.2　異常事象の評価

(1) 乾式貯蔵キャスクの異常事象の評価

1) 評価方針

支持架台が装着された乾式貯蔵キャスクが水平姿勢でクレーンの最大吊下げ速度（1.5m/min）のまま基礎コンクリートに衝突した場合に，乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度を算出する。概念図を図 3.2-1 に示す。

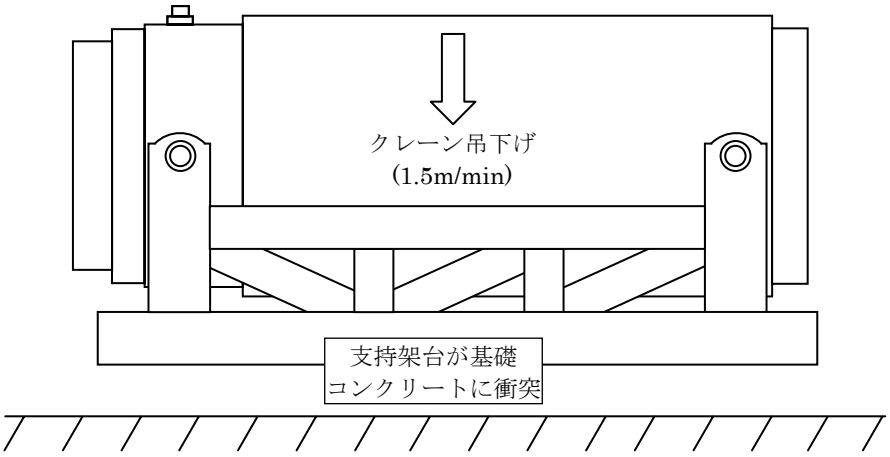



図 3.2-1　異常着床概念図

2)評価条件及び方法

乾式貯蔵キャスクが支持架台に衝突する際に生じる衝撃加速度の計算条件は以下のとおりである。

・支持架台の弾性により乾式貯蔵キャスクの運動エネルギーを吸収する。
・乾式貯蔵キャスク本体（トラニオン除く）を剛とする。
・基礎コンクリート床面を剛とする。
・支持架台の自重は無視する。

a.衝撃加速度の算出式

エネルギー保存則により乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度を算出する。

$$\frac{1}{2}m\cdot v^2+m\cdot g\cdot\delta=\frac{1}{2}K\cdot\delta^2$$

ここで,

m：　乾式貯蔵キャスクの質量（kg）
v：　クレーンの巻下定格速度＝1.5（m/min）＝0.025（m/s）
g：　重力加速度＝9.80665（$m/s^2$）

$\delta$ ：　支持架台の最大変形量（m）

K ：　支持架台のばね定数（N/m）

上式を変形すると

$$\delta = \frac{m \cdot g}{K} + \sqrt{\frac{m^2 \cdot g^2}{K^2} + \frac{m \cdot v^2}{K}} \qquad (\delta \geqq 0)$$

また，乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度は次式で算出する。

$$\alpha = \frac{F}{m}$$

$$F = K \cdot \delta$$

ここで，

$\alpha$ ：　乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度（$m/s^2$）

F ：　乾式貯蔵キャスクに作用する衝撃力（N）

以上より，乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度は次式のとおりとなる。

$$\alpha = g + \sqrt{g^2 + \frac{K \cdot v^2}{m}}$$

b. 支持架台のばね定数

支持架台のばね定数は，固有周期解析における鉛直方向の変形モードの固有振動数から計算した。

固有振動数（１質点の１次元自由振動）は，次式で求められる。

$$f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{K}{M}}$$

ここで，

f ：　固有振動数（Hz）

固有振動数は「2.1　乾式キャスクの耐震性　(1)　乾式貯蔵キャスク　3)　固有周期の算定」と同手法で算定した

M ：　乾式貯蔵キャスク及び支持架台の合計質量（kg）

中型乾式貯蔵キャスク：キャスク(96t) ＋支持架台(16t)

大型乾式貯蔵キャスク：キャスク(115t)＋支持架台(15t)

上式を変形すると支持架台のばね定数は，

$$K = 4M \cdot \pi^2 \cdot f^2$$

となる。

3）評価結果

乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度を表 3.2-1 に示す。乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度は運搬時の評価加速度(3G)より小さい値となり，運搬時の評価結果に包絡され，乾式貯蔵キャスクの安全機能は維持される。

表 3.2-1　乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度

| キャスク<br>タイプ | 固有<br>振動数<br>f<br>(Hz) | 支持架台の<br>ばね定数<br>K<br>(N/m) | 衝撃加速度<br>$\alpha$ | |
|---|---|---|---|---|
| | | | ($m/s^2$) | (G) |
| 乾式貯蔵キャスク<br>(中型) | 81.7 | $2.96\times10^{10}$ | 26.9 | 2.75 |
| 乾式貯蔵キャスク<br>(大型) | 74.2 | $2.83\times10^{10}$ | 25.7 | 2.63 |

(2)輸送貯蔵兼用キャスクの異常事象の評価

1)評価方針

輸送貯蔵兼用キャスクがクレーンの最大吊下げ速度（1.5m/min）のまま搬送台車架台，輸送架台及び，支持架台に衝突した場合に，輸送貯蔵兼用キャスクに生じる衝撃加速度を算出する。概念図を図 3.2-2～4 に示す。なお，輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

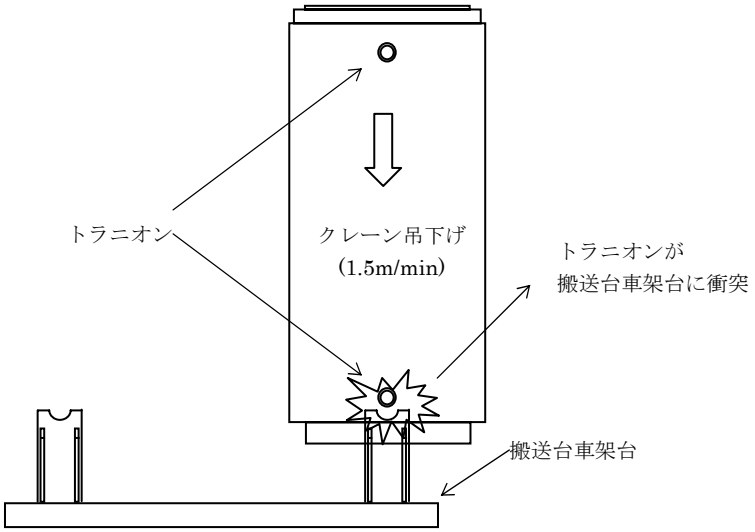



図 3.2-2　異常着床概念図（搬送台車架台への衝突）

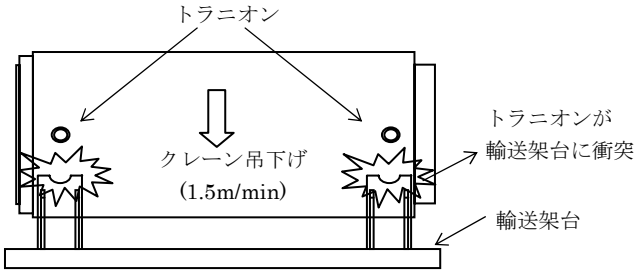



図 3.2-3　異常着床概念図（輸送架台への衝突）

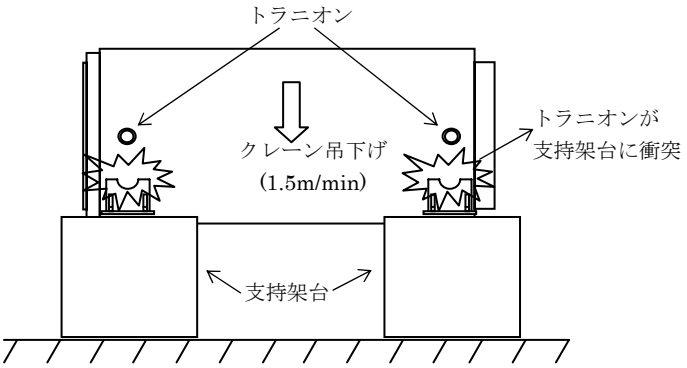



図 3.2-4　異常着床概念図（支持架台への衝突）

2)輸送貯蔵兼用キャスクの評価条件および方法

輸送貯蔵兼用キャスクが搬送台車架台，輸送架台，支持架台に衝突する際に生じる衝撃加速度の計算条件は以下のとおりである。

・搬送台車架台，輸送架台，支持架台の弾性により輸送貯蔵兼用キャスクの運動エネルギーを吸収する。
・輸送貯蔵兼用キャスク本体（トラニオン含む）を剛とする。
・搬送台車架台，輸送架台，支持架台の自重は無視する。

a.衝撃加速度の算出式

エネルギー保存則によりキャスクに生じる衝撃加速度を算出する。

$$\frac{1}{2}m\cdot v^2+m\cdot g\cdot \delta=\frac{1}{2}K\cdot \delta^2$$

ここで,

m： 輸送貯蔵兼用キャスク質量
　　輸送貯蔵兼用キャスクB：$1.186\times10^5$(kg)
v： クレーン巻下定格速度＝1.5（m/min）＝0.025（m/s）
g： 重力加速度＝9.80665（$m/s^2$）
δ： 架台の最大変形量（m）
K： 架台のばね定数（N/m）

上式を変形すると

$$\delta=\frac{m\cdot g}{K}+\sqrt{\frac{m^2\cdot g^2}{K^2}+\frac{m\cdot v^2}{K}}\qquad(\delta\geqq 0)$$

また，輸送貯蔵兼用キャスクに生じる衝撃加速度は次式で算出する。

$$\alpha=\frac{F}{m}$$

$$F=K\cdot\delta$$

ここで,

α： 輸送貯蔵兼用キャスクに生じる衝撃加速度（$m/s^2$）
F： 輸送貯蔵兼用キャスクに作用する衝撃力（N）

以上より，輸送貯蔵兼用キャスクに生じる衝撃加速度は次式のとおりとなる。

$$\alpha=g+\sqrt{g^2+\frac{K\cdot v^2}{m}}$$

b. 架台のばね定数

架台のばね定数は，搬送台車架台，輸送架台，支持架台の鉛直方向の弾性から算出した。

・搬送台車架台のばね定数　　：$1.36\times10^{10}$（N/m）（２脚分）

・輸送架台のばね定数

輸送貯蔵兼用キャスクＢ用　：$4.0\times10^{10}$（N/m）（４脚分）*1

・支持架台のばね定数

輸送貯蔵兼用キャスクＢ用　：$4.56\times10^{10}$（N/m）（４脚分）

*1：輸送貯蔵兼用キャスクＢ用の輸送架台は設計中のため計画値

3)評価結果

輸送貯蔵兼用キャスクに生じる衝撃加速度を表 3.2-2 に示す。　表 3.2-2 より設計事象Ⅱの衝撃加速度は，「1.1 乾式キャスクの構造強度」における構造強度評価で用いている衝撃加速度，横姿勢：3G，縦姿勢（キャスク，バスケット）：5G，縦姿勢（トラニオン）：2.5G に包絡されており，輸送貯蔵兼用キャスクの安全機能は維持されることを確認している。

表 3.2-2　輸送貯蔵兼用キャスクに生じる衝撃加速度

| 異常事象 | キャスクタイプ | 支持架台のばね定数 K (N/m) | 衝撃加速度 α | |
|---|---|---|---|---|
| | | | ($m/s^2$) | (G) |
| 搬送台車架台への衝突（縦姿勢） | 輸送貯蔵兼用キャスクＢ | $1.36\times10^{10}$ | 22.8 | 2.33 |
| 輸送架台への衝突（横姿勢） | | $4.0\times10^{10}$ | 27.4 | 2.80 |
| 支持架台への衝突（横姿勢） | | $4.56\times10^{10}$ | 28.2 | 2.88 |

# 安全評価について

## 1 除熱機能

### 1.1 乾式キャスクの除熱機能

#### (1) 乾式貯蔵キャスクの除熱機能

##### 1) 基本的な考え方

除熱設計に当たっては,使用済燃料の健全性及び安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できるように以下のとおり設計する。

① 乾式貯蔵キャスク内部には，格子構造のバスケットを設け，その中に使用済燃料を収納する。

② 乾式貯蔵キャスク内部には，熱伝導率の高いヘリウムガスを充てんする。

③ 熱伝導率の低い中性子遮へい材内部には，伝熱プレートを設け，熱伝導性を向上させる。

乾式貯蔵キャスクには収納する使用済燃料の体数が異なる中型と大型の 2 種類の乾式貯蔵キャスクがあり，中型と大型それぞれについて評価する。

図 1.1-1 に除熱評価のフローを示す。乾式貯蔵キャスクは，図 1.1-1 の「使用済燃料の崩壊熱計算」から「乾式貯蔵キャスクの除熱計算」に関して，使用済燃料仕様，乾式貯蔵キャスク仕様及び解析モデル等は全て添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容から変更はない。また，乾式貯蔵キャスク周囲の温度についてもコンクリートモジュール内部の空気温度を45℃以下で設計する為,既存評価書と同じ条件である。

よって，本評価結果は既存評価書の内容を引用するが，燃料被覆管の設計基準温度に関しては,新知見を反映し,水素再配向等による強度低下が発生しない温度とした(表1.1-1)。

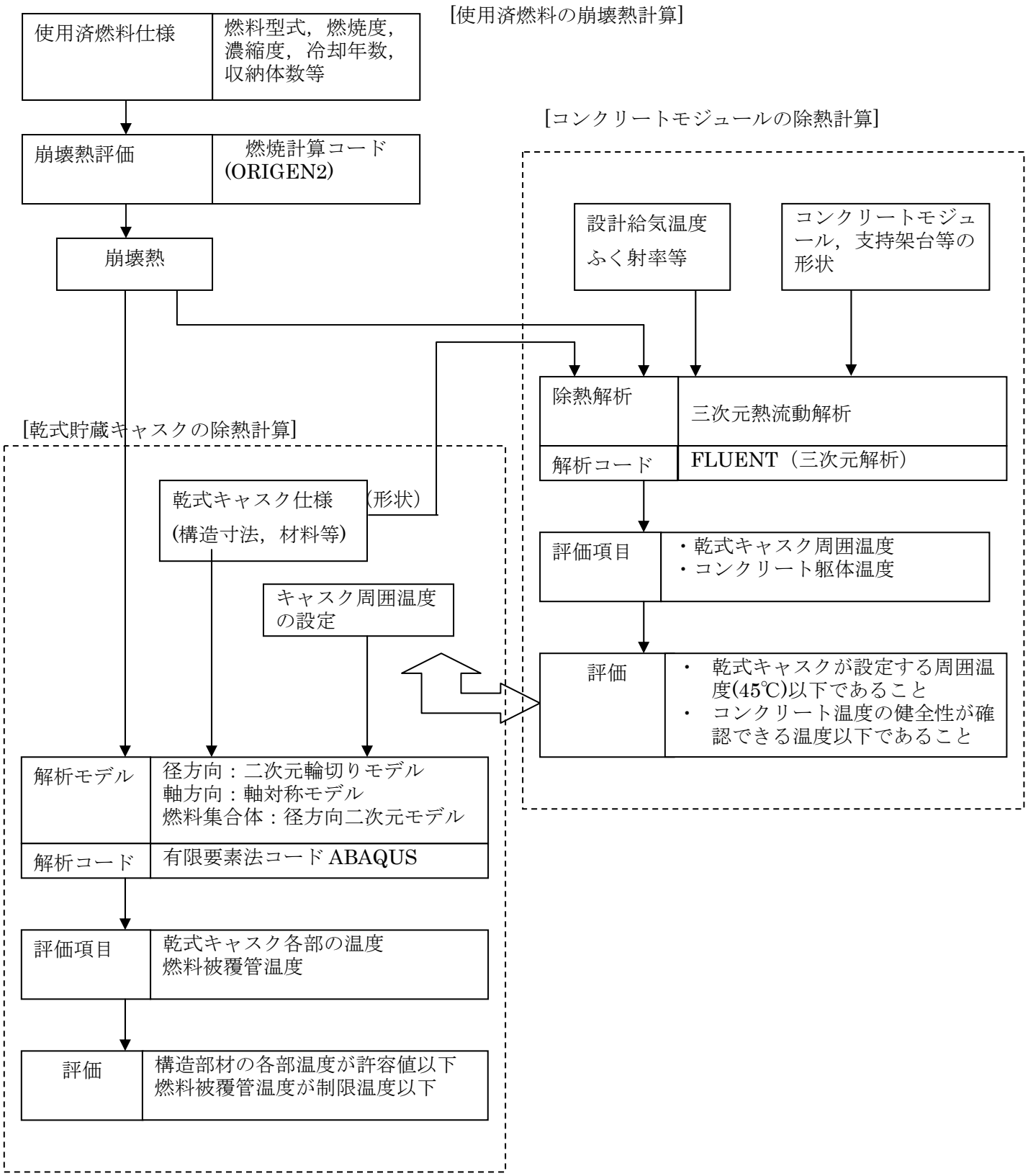



図 1.1-1　キャスク仮保管設備除熱評価フロー図

2) 設計基準

設計基準を表 1.1-1 に示す。

表 1.1-1　設計基準

（単位：℃）

| 対象となる部材 | 材質 | 設計基準 | 設計基準温度 | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 燃料被覆管 | ジルカロイ－２ | 使用済燃料被覆管の累積クリープ量が1 %を超えない温度，照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による燃料被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度とする[1)2)3)4)] | 200※ | 使用済燃料(8×8燃料，新型 8×8 燃料) |
| | | | 300※ | 使用済燃料(新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料) |
| 乾式貯蔵キャスク | レ ジ ン | 形状変化及び重量減少を考慮して遮へい機能が確保される制限温度 | 150 | 中性子遮へい材 |
| | 低合金鋼 | 構造強度が確保される制限温度 | 350 | 貯蔵容器本体 |
| | ステンレス鋼 | 構造強度が確保される制限温度 | 400 | 二次蓋 |
| | アルミニウム，インコネル | 基準漏えい率が保証でき，密封機能が維持される制限温度 | 150 | 金属ガスケット |
| | ボロン添加アルミニウム | 構造強度が確保される制限温度 | 230 | バスケット |

※水素化物の再配向による燃料被覆管の機械的特性の低下が生じない温度を設計基準温度として設定したもので，燃料被覆管の周方向応力は設計基準温度状態で 70 MPa 以下とする。燃料被覆管の累積クリープ量が 1%を超えない温度は 390℃と評価され，上記設計基準温度を超えている。また，燃料被覆管の照射硬化の回復については機械的強度への影響を評価するものとする。


1) 平成 15 年度リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験（燃料の長期安全性に関する試験　最終成果報告書）　（04 基炉報-0001，独立行政法人原子力安全基盤機構）

2) 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終報告書）　（06 基炉報-0006，独立行政法人原子力安全基盤機構）

3) 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書）（07 基炉報-0004，独立行政法人原子力安全基盤機構）

4) 金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について　（総合資源エネルギー調査会　原子力安全・保安部会　核燃料サイクル安全小委員会　中間貯蔵ワーキンググループ　輸送ワーキンググループ　，平成 21 年 6 月 25 日）

表 1.1-1 に示す乾式貯蔵キャスクを構成する部材のうち金属ガスケットについては，モデルとしては考慮しているが既存評価書には記載していない。一方，輸送貯蔵兼用キャスクでは，金属ガスケットについても評価対象となっていることから，乾式貯蔵キャスクについても同様に金属ガスケットを新たに追加し評価する。

3）燃料仕様

評価は 8×8 燃料，新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料のうち最も厳しい発熱量となる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（最高燃焼度 36,500MWd/t，冷却期間 13 年）を収納した場合について行い，使用済燃料の発熱量は ORIGEN2 コードにより求める。

乾式貯蔵キャスク 1 基当たりの発熱量を中型及び大型についてそれぞれ表 1.1-2 及び表 1.1-3 に示す。共用プールに貯蔵中の上記使用済燃料のうち，発熱量の大きいものからキャスクに収納した場合の発熱量(平成 24 年 6 月 1 日時点)は，中型キャスクで約 6.9kW，大型キャスクで約 9.6kW であり，除熱設計の前提としている発熱量を大幅に下回る。

表 1.1-2　乾式貯蔵キャスク 1 基当たりの発熱量（中型キャスク）

| 燃料集合体の種類 | 8×8 燃料 | 新型 8×8 燃料 | 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料 |
|---|---|---|---|
| 初期濃縮度　(wt%) | 約 2.7 | 約 2.9 | 約 3.0 |
| 収納物の最高燃焼度　(MWd/t) | 30,000 | 33,500 | 36,500 |
| 冷却期間　(年) | 13 | 13 | 13 |
| 収納体数　(体) | 37 | 37 | 37 |
| 評価に用いる発熱量　(kW) | 9.0 | 9.6 | 10.8 |

表 1.1-3　乾式貯蔵キャスク 1 基当たりの発熱量（大型キャスク）

| 燃料集合体の種類 | 8×8 燃料 | 新型 8×8 燃料 | 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料 |
|---|---|---|---|
| 初期濃縮度　(wt%) | 約 2.7 | 約 2.9 | 約 3.0 |
| 収納物の最高燃焼度　(MWd/t) | 30,000 | 33,500 | 36,500 |
| 冷却期間　(年) | 13 | 13 | 13 |
| 収納体数　(体) | 52 | 52 | 52 |
| 評価に用いる発熱量　(kW) | 12.6 | 13.5 | 15.2 |

4) 評価条件

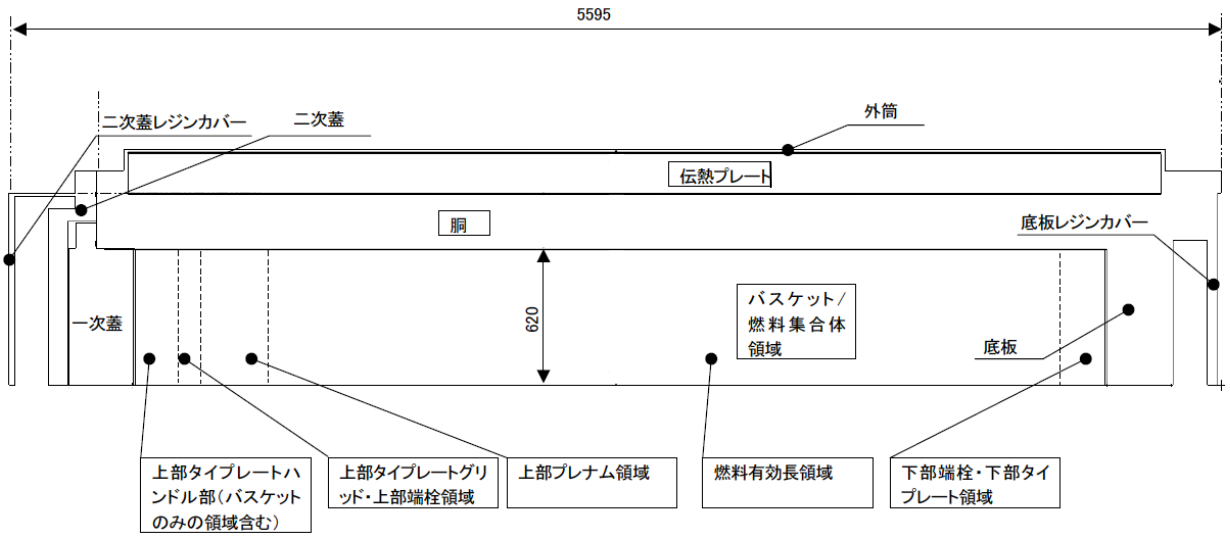
乾式貯蔵キャスクの除熱評価は以下の 3 種類の解析モデルを用いて行う。

a. 軸方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク全体の二次元軸対称モデル)

b. 半径方向断面モデル(胴中央部断面形状の二次元平面モデル)

c. 燃料集合体断面モデル(燃料集合体の断面形状の二次元平面モデル)

上記解析モデルを図 1.1-2～図 1.1-7 に示す。また，評価条件を表 1.1-4 及び表 1.1-5 に示す。




[ 単位:mm ]

図 1.1-2 軸方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク(中型キャスク))

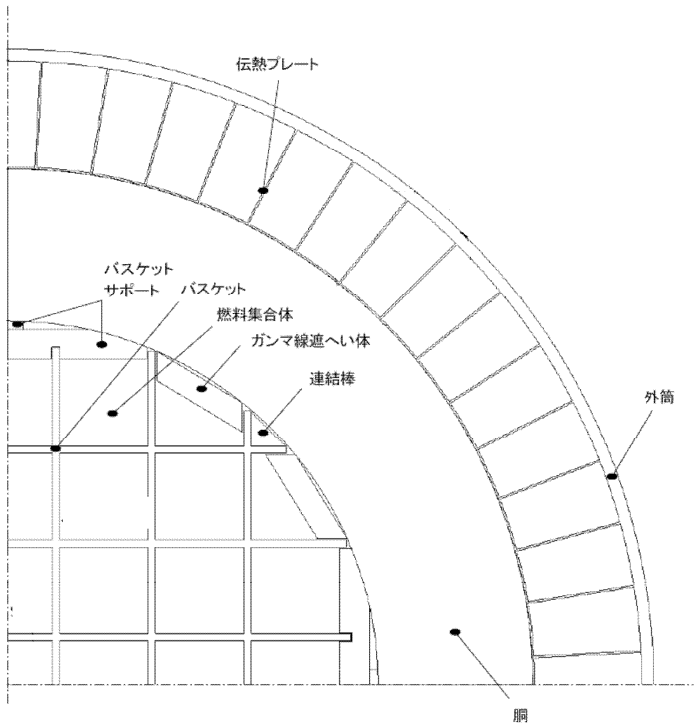



図 1.1-3 半径方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク(中型キャスク))

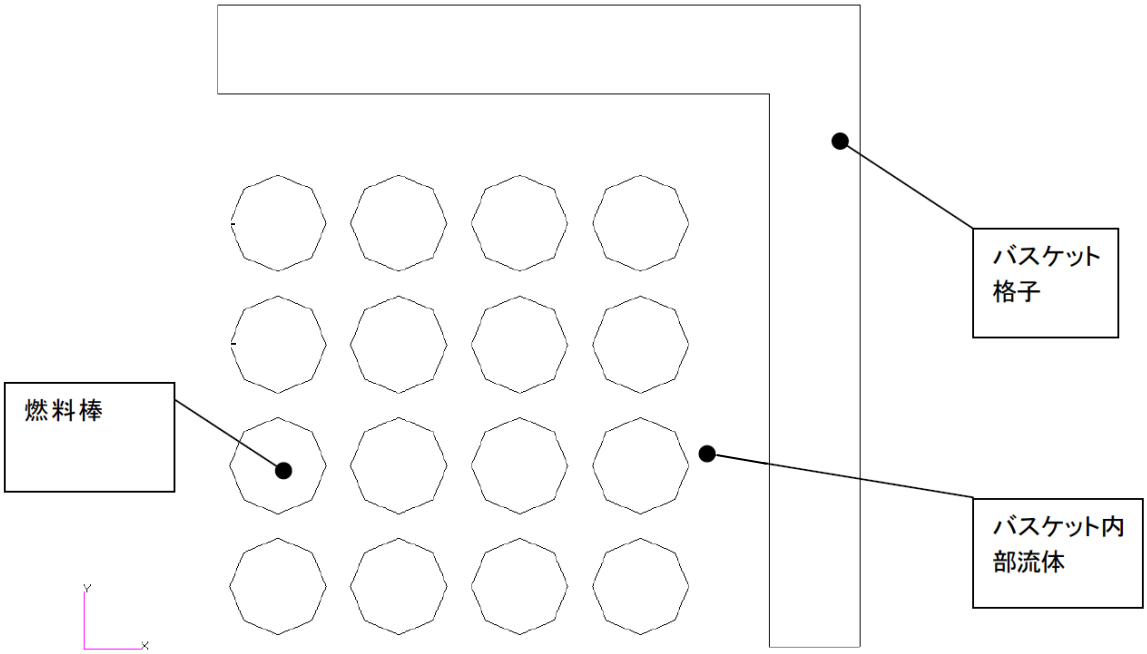
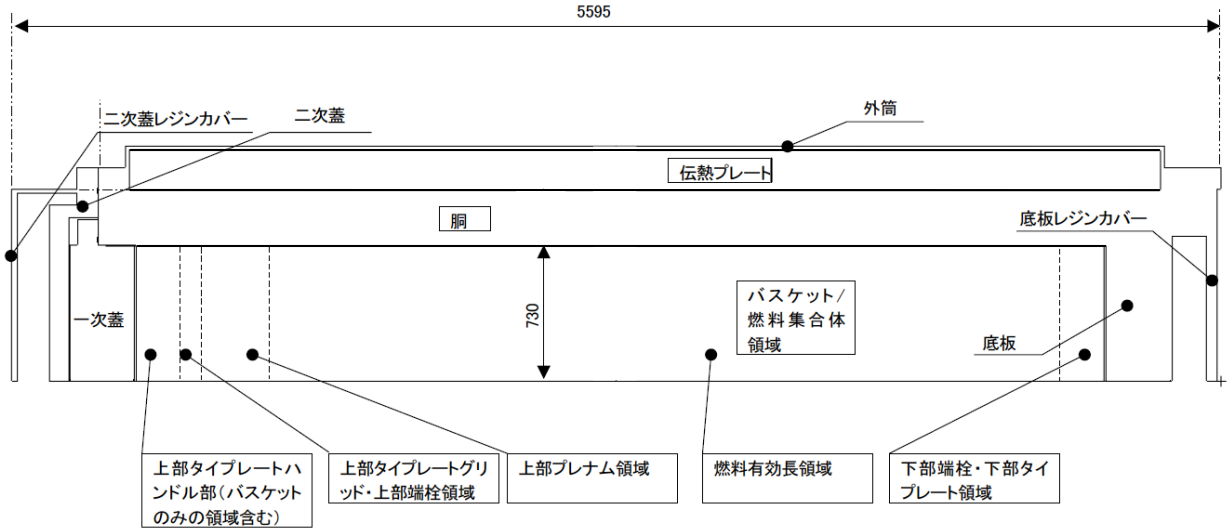



図 1.1-4　燃料集合体断面モデル(乾式貯蔵キャスク(中型キャスク))




[ 単位:mm ]

図 1.1-5　軸方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク(大型キャスク))

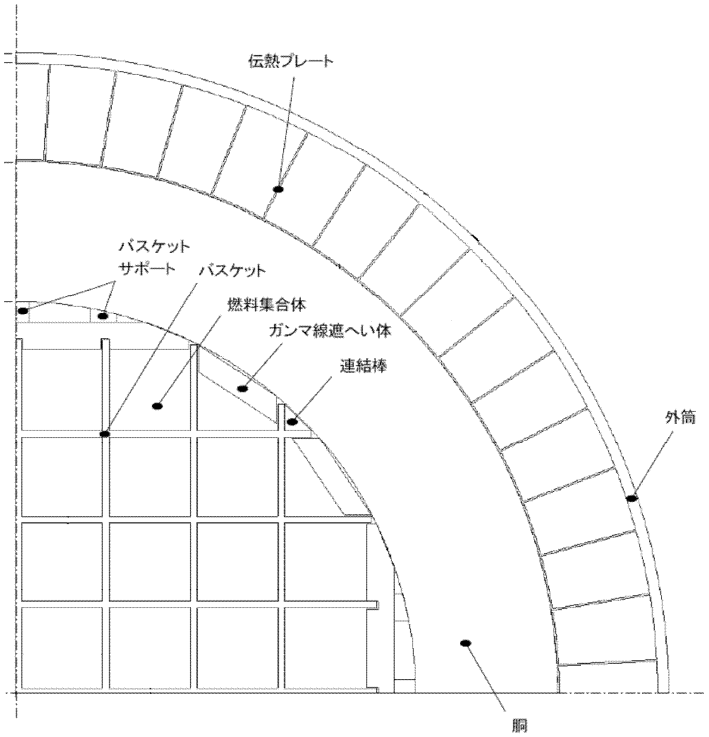



図 1.1-6 半径方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク(大型キャスク))

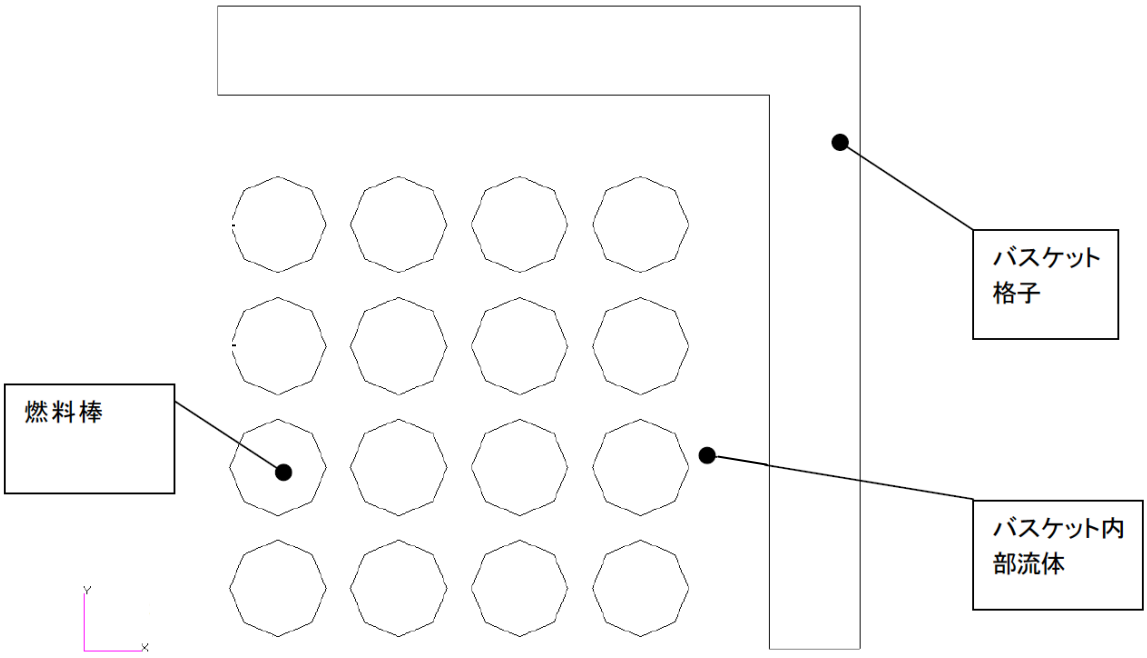



図 1.1-7 燃料集合体断面モデル(乾式貯蔵キャスク(大型キャスク))

表 1.1-4　評価条件（中型キャスク）

| 項　　目 | 評価条件 |
|---|---|
| 収納体数　(体) | 37 |
| 姿　　勢 | 横置き |
| 発 熱 量　(kW) | 10.8 |
| 周囲温度　(℃) | 45 |

表 1.1-5　評価条件（大型キャスク）

| 項　　目 | 評価条件 |
|---|---|
| 収納体数　(体) | 52 |
| 姿　　勢 | 横置き |
| 発 熱 量　(kW) | 15.2 |
| 周囲温度　(℃) | 45 |

5) 評価方法

先ず，乾式貯蔵キャスク各部の温度分布を軸方向断面モデルにて求める。次に半径方向断面モデルにて乾式貯蔵キャスク中央断面各部の温度分布及びバスケットの最高温度を求める。

最後に，半径方向断面モデルの熱解析から得られたバスケットの最高温度を境界温度として燃料集合体断面モデルによる熱解析を実施し，燃料被覆管の温度分布を求める。解析は ABAQUS コードを用いる。

6）評価結果

評価結果を表 1.1-6 及び表 1.1-7 に示す。評価は 8×8 燃料，新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料のうち最も厳しい発熱量となる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（最高燃焼度 36,500MWd/t，冷却期間 13 年）を収納した場合について行った。新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料の評価結果においても，8×8 燃料及び新型 8×8 燃料の燃料被覆管設計基準温度（200℃）を満足しているため，発熱量がより低い 8×8 燃料及び新型 8×8 燃料についても設計基準温度を満足する。本表に示すとおり使用済燃料の健全性を示す燃料被覆管の温度及び乾式貯蔵キャスクを構成する各部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

表 1.1-6　評価結果(中型キャスク)

（単位：℃）

| 部材 | 評価結果 | 設計基準温度 | 備考 |
|---|---|---|---|
| 燃料被覆管 | 159 以下※1※2 | 200 | 使用済燃料(8×8 燃料，新型 8×8 燃料) |
| | 159※2※3 | 300 | 使用済燃料(新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料) |
| レ ジ ン | 92 | 150 | 中性子遮へい材 |
| 低合金鋼 | 102 | 350 | 貯蔵容器本体 |
| ステンレス鋼 | 75 | 400 | 二次蓋 |
| アルミニウム，インコネル | 74 | 150 | 一次蓋金属ガスケット |
| | 72 | 150 | 二次蓋金属ガスケット |
| ボロン添加アルミニウム | 142 | 230 | バスケット |

※1 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（発熱量 10.8kW）の燃料被覆管温度が 159℃であるため，発熱量の低い 8×8 燃料（9.0kW），新型 8×8 燃料（9.6kW）の燃料被覆管温度は 159℃以下となる。

※2 通常取り扱い時及び異常時に燃料被覆管にかかる応力は，評価結果が最も厳しくなる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料で 56MPa となる。200℃での未照射材の降伏応力は約 230MPa であるため，照射硬化回復を考慮しても，燃料被覆管にかかる応力は降伏応力を超えることはない。

※3 運用期間中に燃料被覆管温度が最も高くなる真空乾燥時では，最も厳しい大型キャスクに新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料を収納した場合，燃料被覆管温度は 194℃であり，この状態の燃料被覆管周方向応力は 46.0MPa であり，燃料被覆管温度及び周方向応力ともに設計基準を満たしている。

表 1.1-7　評価結果(大型キャスク)

（単位：℃）

| 部材 | 評価結果 | 設計基準温度 | 備考 |
|---|---|---|---|
| 燃料被覆管 | 174 以下※4※5 | 200 | 使用済燃料(8×8 燃料，新型 8×8 燃料) |
| | 174※5※6 | 300 | 使用済燃料(新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料) |
| レ ジ ン | 104 | 150 | 中性子遮へい材 |
| 低合金鋼 | 114 | 350 | 貯蔵容器本体 |
| ステンレス鋼 | 83 | 400 | 二次蓋 |
| アルミニウム，インコネル | 81 | 150 | 一次蓋金属ガスケット |
| | 79 | 150 | 二次蓋金属ガスケット |
| ボロン添加アルミニウム | 159 | 230 | バスケット |

※4 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（発熱量 15.2kW）の燃料被覆管温度が 174℃であるため，発熱量の低い 8×8 燃料（12.6kW），新型 8×8 燃料（13.5kW）の燃料被覆管温度は 174℃以下となる。

※5 通常取り扱い時及び異常時に燃料被覆管にかかる応力は，評価結果が最も厳しくなる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料で 56MPa となる。200℃での未照射材の降伏応力は約 230MPa であるため，照射硬化回復を考慮しても，燃料被覆管にかかる応力は降伏応力を超えることはない。

※6 運用期間中に燃料被覆管温度が最も高くなる真空乾燥時では，最も厳しい大型キャスクに新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料を収納した場合，燃料被覆管温度は 194℃であり，この状態の燃料被覆管周方向応力は 46.0MPa であり，燃料被覆管温度及び周方向応力ともに設計基準を満たしている。

参考資料

# 除熱解析に用いるコード（ABAQUS）について

（１） 概要

ABAQUS コードは，米国 Hibbitt，Karlsson & Sorensen，Inc.（HKS 社）で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり，輸送キャスクの伝熱解析などに広く利用されている。

（２） 機能

ABAQUS コードは，伝熱解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常のいずれの解も得ることができる。

② 一次元～三次元の任意形状の構造に対して解くことが可能である。

③ 初期条件（温度）は要素ごとに変化させることができ，計算ステップの自動決定も可能である。

④ 境界条件として，時間に依存する熱流束，温度，伝導，対流及びふく射が考慮できる。

⑤ 構成物質の相変態が考慮できる。

（３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1.1-8 に示す。

（４） 使用実績

ABAQUS コードは，多くの伝熱解析に使用された実績がある。

（５） 検証方法

貯蔵キャスクの定常伝熱試験に対して ABAQUS による解析結果と試験結果を比較・検討し，本コードの妥当性が検証されている[1)]。

1)山川秀次，五味義雄，尾崎幸男，尾崎明朗「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立―キャスクの伝熱特性評価―」，電中研報告書，U92038，(1993)

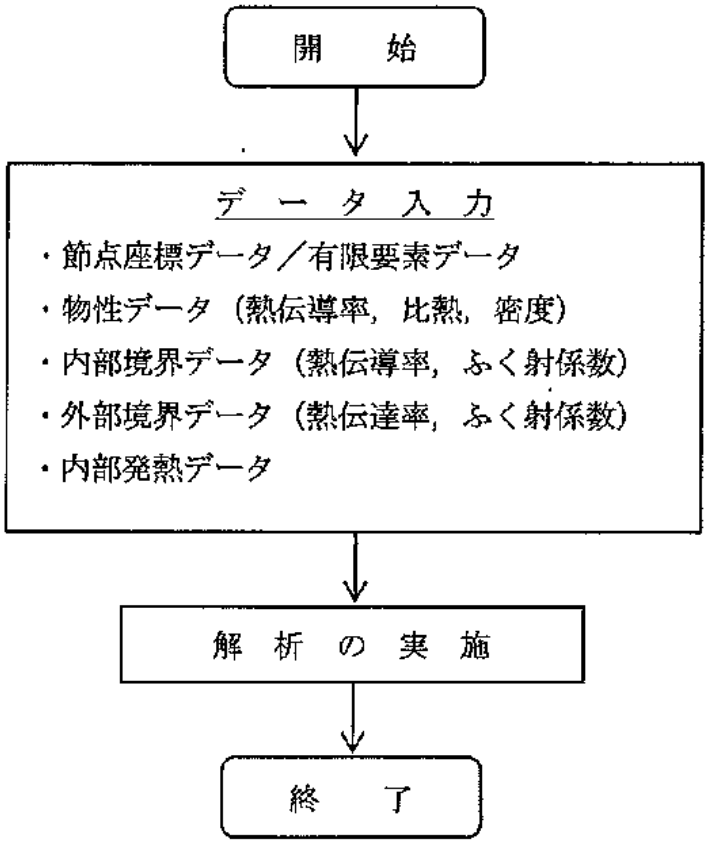



図 1.1-8　ABAQUS コードの解析フロー図

除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送キャスクの崩壊熱計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1.1-9 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送キャスク，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[1)]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[1)]が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[2)]が実施されていることが確認されている。

1)A.G.Croff, “ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIALMETHOD”,CCC-371(1987)

2)(社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

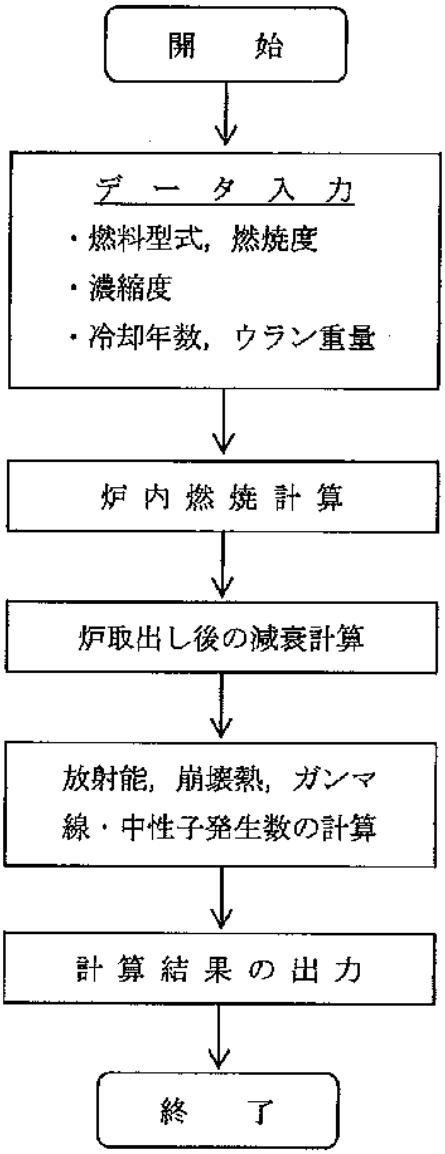



図 1.1-9　ORIGEN2 コードの計算フロー図

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク A の除熱機能

輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

(3)輸送貯蔵兼用キャスクBの除熱機能

1) 基本的な考え方

除熱設計に当たっては，使用済燃料の健全性及び安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。そのため，以下の配慮を行う。

a) 輸送貯蔵兼用キャスクB内部のバスケットは，熱伝導の優れた伝熱プレートの設置により必要な伝熱性能を確保する。

b) 輸送貯蔵兼用キャスクB内部には，熱伝導率の高いヘリウムガスを充てんする。

c) 側部中性子しゃへい材には熱伝導の低いレジンを用いており，伝熱フィンを設けることにより必要な伝熱性能を確保する。

輸送貯蔵兼用キャスクBの除熱解析フローを図1.1-10に示す。なお，コンクリートモジュールの除熱解析フローは乾式貯蔵キャスクと同様であるため，輸送貯蔵兼用キャスクBの除熱解析フローのみを示す。

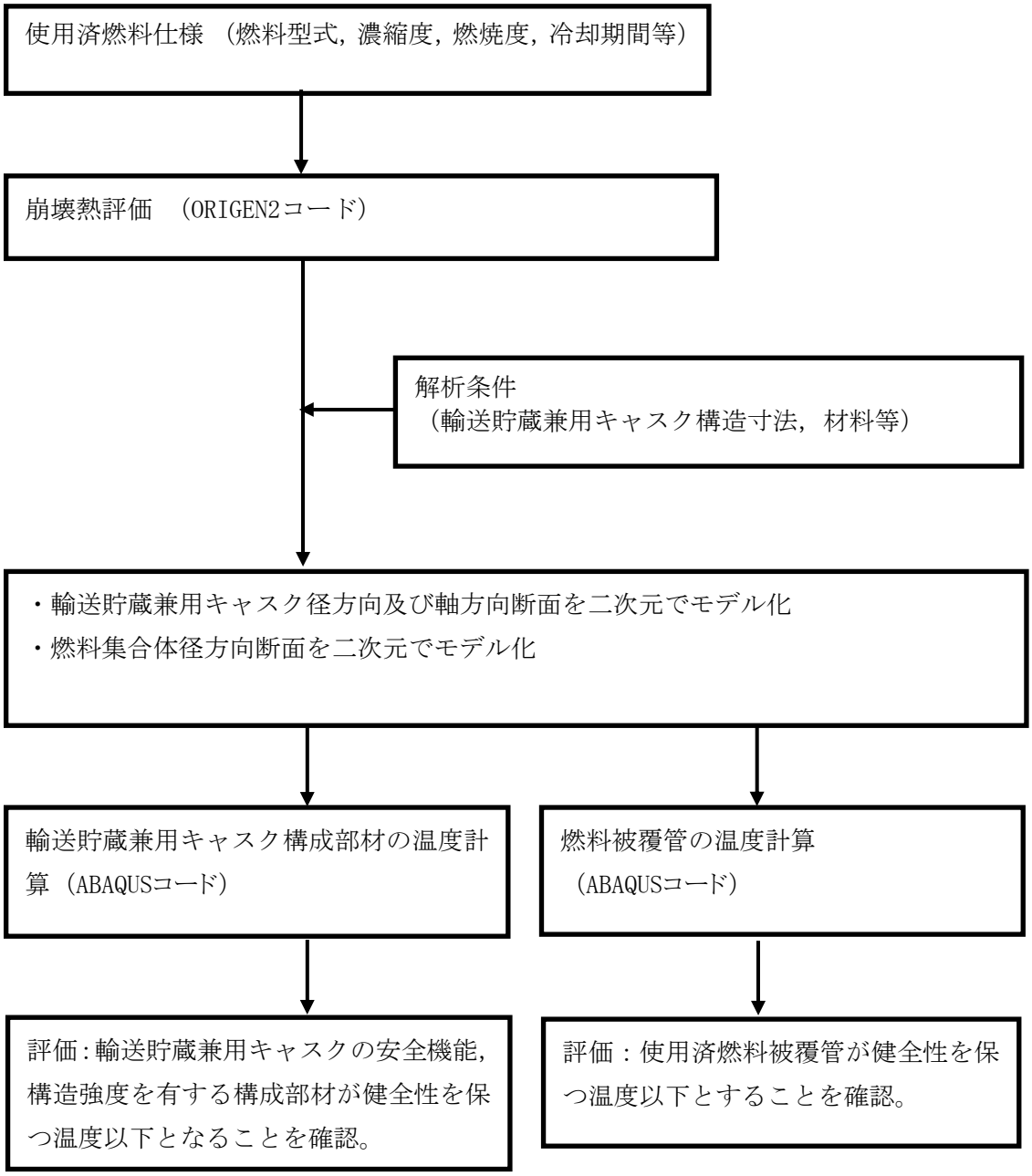



図 1.1-10　輸送貯蔵兼用キャスク B　除熱評価フロー図

2) 設計基準

設計基準を表 1.1-8 に示す。

表 1.1-8　設計基準

（単位：℃）

| 対象となる部材 | 材質 | 設計基準 | 設計基準温度 | 備考 |
|---|---|---|---|---|
| 燃料被覆管 | ジルカロイ－2 | 使用済燃料被覆管の累積クリープ量が1%を超えない温度，照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による燃料被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度とする | 300※ | 使用済燃料（新型8×8 ジルコニウムライナ燃料） |
| 輸送貯蔵兼用キャスク B | レジン | 中性子遮へい材の性能が維持される制限温度 | 150 | 中性子遮へい材 |
| | 炭素鋼 | 構造強度が維持される制限温度 | 350 | 密封容器 |
| | | | | 二次蓋 |
| | アルミニウム合金，ニッケル基合金 | 閉じ込め機能が維持される制限温度 | 130 | 金属ガスケット |
| | ボロン添加ステンレス鋼 | 構造強度が維持される制限温度 | 300 | バスケット |

※水素化物の再配向による燃料被覆管の機械的特性の低下が生じない温度を設計基準温度として設定したもので，燃料被覆管の周方向応力は設計基準温度状態で 70 MPa 以下とする。燃料被覆管の累積クリープ量が 1%を超えない初期温度は 360℃程度と評価され，上記設計基準温度を超えている。また，燃料被覆管の照射硬化の回復については機械的強度への影響を評価するものとする。

3) 燃料仕様

輸送貯蔵兼用キャスク B1 基当たりの発熱量を表 1.1-9 に示す。使用済燃料の発熱量は ORIGEN2 コードにより求める。

共用プールに貯蔵中の使用済燃料のうち，発熱量の最も大きい燃料（平成 24 年 12 月 1 日時点）を収納条件を満足するよう 69 体収納した場合，輸送貯蔵兼用キャスク B の発熱量は約 11.7kW となり，除熱設計の前提としている発熱量を大幅に下回る。

表 1.1-9　輸送貯蔵兼用キャスク B　1 基当たりの発熱量

| 燃料集合体の種類 | | 新型８×８ジルコニウムライナ燃料 |
|---|---|---|
| 初期濃縮度（wt%） | | 約2.9 |
| 収納物の燃焼度 | 平均燃焼度（MWd/t） | 34,000 |
| 冷 却 期 間（年） | | 18 |
| 収納体数（体） | | 69 |
| 評価に用いる発熱量（kW）注) | | 15.3 |

注)　輸送貯蔵兼用キャスク B の最大発熱量は 12.1kW であるが，除熱設計では燃料集合体の軸方向の燃焼度分布を保守的に考慮した設計発熱量を用いる。

4)評価条件

輸送貯蔵兼用キャスク B の除熱評価は以下の 3 種類の解析モデルを用いて行う。

a.　軸方向断面モデル（輸送貯蔵兼用キャスク B 全体の二次元軸対称モデル）

b.　半径方向断面モデル（胴中央部断面形状の二次元平面モデル）

c.　燃料集合体断面モデル（燃料集合体の断面形状の二次元平面モデル）

上記解析モデルを図 1.1-11～図 1.1-13 に示す。また，評価条件を表 1.1-10 に示す。

表 1.1-10　評価条件

| 項　　目 | 評価条件 |
|---|---|
| 収納体数　（体） | 69 |
| 姿　　勢 | 横置き |
| 発 熱 量　（kW） | 15.3 |
| 周囲温度　（℃） | 空気：45 |
| | コンクリートモジュール内面：65 |

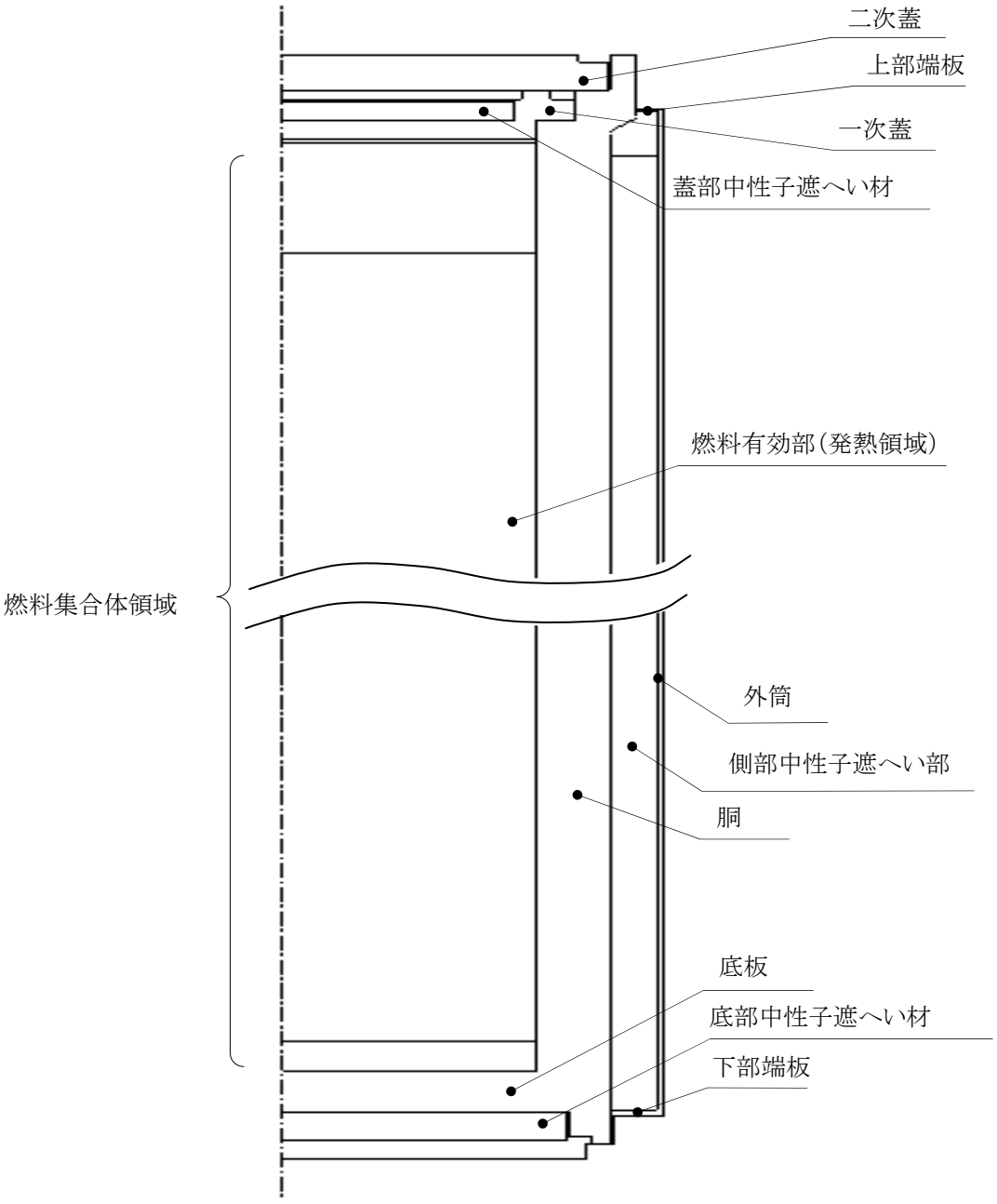



図 1.1-11 軸方向断面モデル

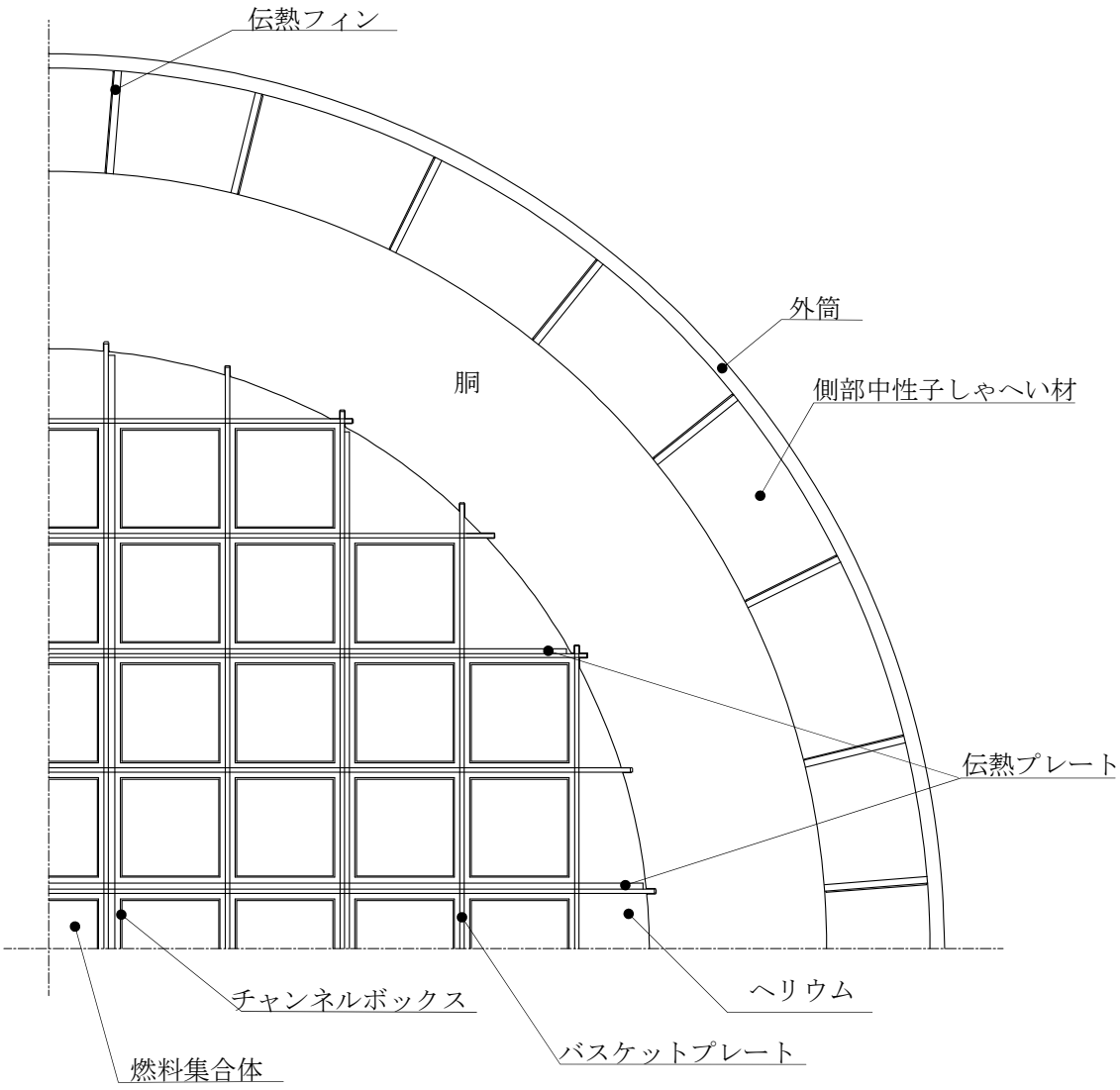
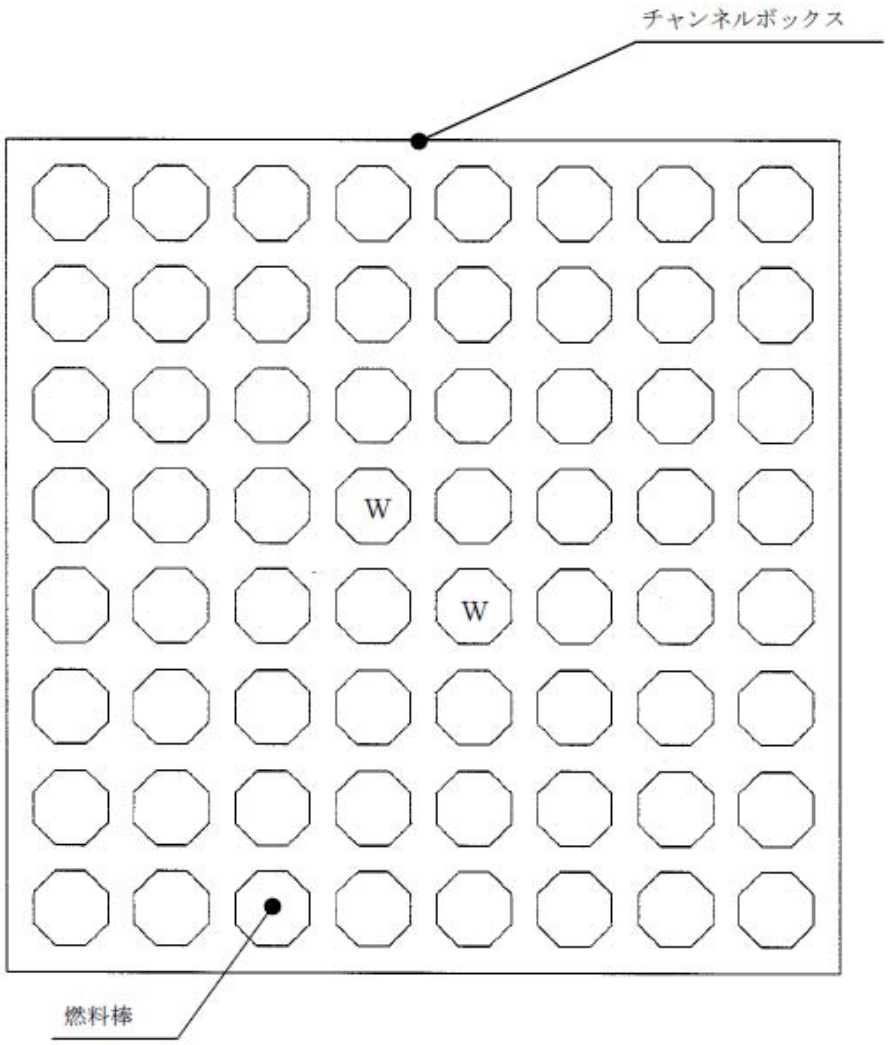



図 1.1-12　半径方向断面モデル




注）Wはウォーターロッドであり，発熱はない。

図 1.1-13　燃料集合体断面モデル

5) 評価方法

はじめに，輸送貯蔵兼用キャスク B 各部の温度分布を軸方向断面モデルにて求める。軸方向断面モデルでは，燃料集合体の軸方向発熱分布を考慮する。

次に，径方向断面モデルにて輸送貯蔵兼用キャスク B 中央断面各部の温度分布及びチャンネルボックスの最高温度を求める。径方向断面モデルでは，径方向の発熱分布を考慮して，燃料の配置制限に従い，中央に最高燃焼度燃料に対応した発熱量の燃料を配置し，当該断面の発熱量が設計発熱量の設定と等しくなるように外周には低い発熱量の燃料を配置する。また，径方向断面モデルでは，熱の軸方向移動による蓋板上面や底板下面からの放熱を模擬できないため，輸送貯蔵兼用キャスク B の温度分布が現実に比べて高めとなる。このため，軸方向断面モデルで得られた結果に基づいて軸方向への熱の移動を考慮する。

最後に，径方向断面モデルの熱解析から得られたチャンネルボックスの温度分布を境界温度として燃料集合体断面モデルによる熱解析を実施し，燃料被覆管の温度分布を求める。

解析は ABAQUS コードを用いる。

6）評価結果

評価結果を表 1.1-11 に示す。本表に示すとおり，使用済燃料の健全性を示す燃料被覆管の温度及び輸送貯蔵兼用キャスク B を構成する各部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

表 1.1-11　評価結果

（単位：℃）

| 部材 | 評価結果 | 設計基準温度 | 備考 |
|---|---|---|---|
| 燃料被覆管 | 249※1※2 | 300 | 使用済燃料（新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料） |
| レジン | 117 | 150 | 中性子遮へい材 |
| 炭素鋼 | 123 | 350 | 密封容器 |
| | 83 | | 二次蓋 |
| アルミニウム合金，ニッケル基合金 | 86 | 130 | 金属ガスケット |
| ボロン添加ステンレス鋼 | 238 | 300 | バスケット |

※1 構造強度評価及び異常事象の評価における最大評価加速度 3G が燃料被覆管にかかる場合，燃料被覆管にかかる応力は 55MPa となる。既存評価書において 260℃における照射後の降伏応力 568MPa[1)]に燃料被覆管の照射硬化回復式[2)]を保守的に考慮した降伏応力は 313MPa と評価されており，照射硬化回復を考慮しても，燃料被覆管にかかる応力は降伏応力を超えることはない。

※2 運用期間中に燃料被覆管温度が最も高くなる真空乾燥時での燃料被覆管温度は 249℃である。また，この状態の燃料被覆管周方向応力は 52MPa であり，燃料被覆管温度及び周方向応力ともに設計基準を満たしている。

1)：(独)原子力安全基盤機構，“平成 18 年度 高燃焼度 9×9 型燃料信頼性実証成果報告書（総合評価編）”，(2007)

2)：(独)原子力安全基盤機構，“平成 15 年度 リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験（燃料の長期安全性に関する試験最終成果報告書）”，(2004)

1.2 コンクリートモジュールの除熱機能

(1) 乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールの除熱機能

1) 基本的な考え方

コンクリートモジュール内の除熱評価においては，コンクリートモジュール及び乾式貯蔵キャスクを適切にモデル化し，三次元熱流動解析コードFLUENTを用いて乾式貯蔵キャスク周囲空気温度，コンクリートモジュールの各部コンクリート温度を評価する。

コンクリートモジュール内に保管されたキャスクの崩壊熱は次の伝熱形態で最終的に外界へ放熱される。

① 使用済燃料から乾式貯蔵キャスク表面に伝えられた崩壊熱の大部分は，キャスク近傍の空気に対流と伝導により伝達される。崩壊熱の一部については，ふく射及び支持架台を介する伝導によりコンクリートモジュールに伝えられる。

② コンクリートモジュールへ伝わった熱は構造材を介した伝導伝熱及び対流により外界(外気，地中など)に放出される。あるいは，対流と伝導によってモジュール内の空気に伝わり，その自然換気に従って外界に放出される。

なお，発熱量の大きい大型乾式貯蔵キャスク用のコンクリートモジュールを代表して評価する。

2) 設計基準

設計基準を表1.2-1に示す。

表1.2-1　設計基準

| 対象箇所 | 設計基準 | 設計基準温度 |
|---|---|---|
| キャスク周囲温度 | 乾式キャスク除熱評価のインプット条件となる制限温度 | 45℃以下 |
| モジュールのコンクリート材 | コンクリート材の構造強度が確保される制限温度 | 65℃以下[1)] |

1)発電用原子力設備規格　コンクリート製原子炉格納容器規格(JSME S NE1-2003)

3) 評価条件

コンクリートモジュールの除熱評価の解析モデルは以下の通りとする。

- 保管状態の金属キャスク 1 基を含むコンクリートモジュール及び基礎スラブを解析対象とし，コンクリートモジュール及びキャスク形状の対称性を想定して 1/2 区分を模擬(モデル化)する。(図1.2-1参照)
- 大型乾式貯蔵キャスクは，直径約2.4m，全長約5.6mの円柱形状で模擬する。(図1.2-1参照)

・　解析で模擬しない部分の圧力損失要素として，給排気口に設置するグレーチングと外気が給排気口に流入/流出する際の縮流/拡流の圧力損失を，給排気面を換気流が通過する際に発生する圧力損失として付与する(相当する圧力損失係数の設定)。

・　コンクリートモジュール温度を保守的に評価するため，モジュール外壁表面及び床基礎スラブ底面は断熱条件とする。また，キャスク上面側のモジュール壁面に設けられる点検扉及び給気口(1 面)は模擬しない。(図 1.2-1 参照) なお，モジュール外壁表面での外気との熱の出入りを考慮した評価については参考資料に示す。

図 1.2-1 に三次元熱流動解析の評価領域を示す。また，評価条件を表 1.2-2 に示す。

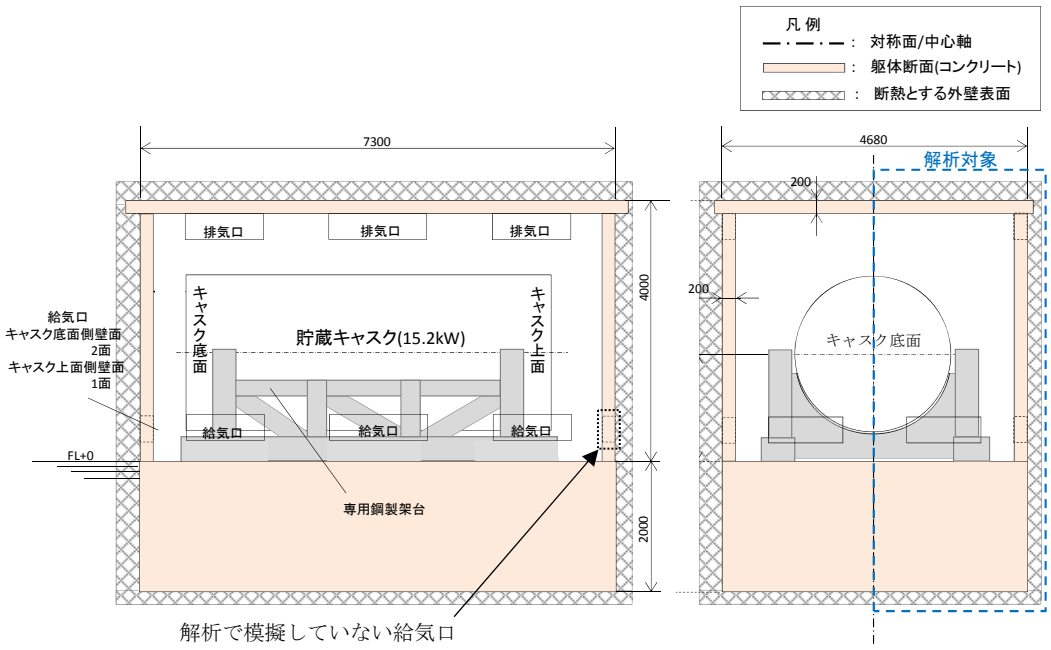



図 1.2-1 三次元熱流動解析の評価領域
(コンクリートモジュール断面(単位:mm))

表 1.2-2　評価条件

| 項目 | 評価条件 | 備考 |
|---|---|---|
| 設計給気温度 (℃) | 29.4 | 小名浜特別地域気象観測所で観測された 2007 年～2011 年の夏季(6 月～9 月)毎正時観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度 |
| 発熱量 (kW) | 15.2 | 乾式貯蔵キャスク(大型キャスク)の発熱量。キャスク全表面(上面，側面，底面)に一様な熱流束を設定する。 |

4）評価方法

三次元熱流動解析コードFLUENTを用いて，伝導，対流，ふく射が共存する伝熱流動場の支配方程式系を解くことにより，キャスク周囲雰囲気温度及びコンクリートモジュール温度を評価する。

図1.2-2にFLUENTでの解析モデル図を示す。

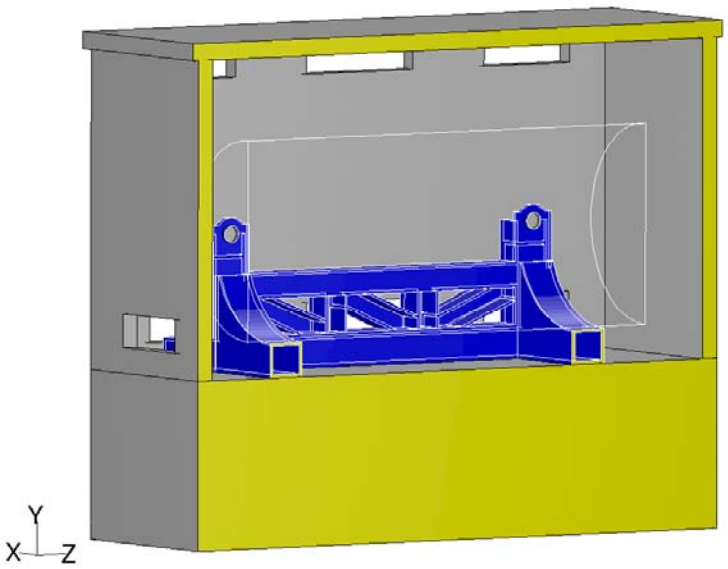



図1.2-2 コンクリートモジュールの解析モデル図

5）評価結果

評価結果を以下に示す。

Ａ．空気温度(キャスク周囲雰囲気温度及び排気温度)

表 1.2-3 に三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール内の平均空気温度と排気温度を示す。三次元熱流動解析の結果から，コンクリートモジュール内の平均空気温度は 34.5℃，排気温度は 39.4℃であり，制限温度 45℃と比較して十分に低い温度となっていることを確認した。

Ｂ．コンクリートモジュールの温度

表 1.2-4 に三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール最高温度値，図 1.2-3 にコンクリートモジュール内壁表面(天井面，側壁面，床面)の温度分布図を示す。

コンクリートモジュールのコンクリート材最高温度は 53.2℃(側壁)となり，制限温度 65℃まで十分な裕度があることを確認した。

表 1.2-3　三次元熱流動解析による空気温度

(単位：℃)

| キャスク型式 | 項 目 | 評価結果 | 設計基準温度 |
|---|---|---|---|
| 乾式貯蔵キャスク(大型) | コンクリートモジュール内の平均空気温度 | 34.5 | 45 |
| | 排気温度 | 39.4 | |

表 1.2-4　三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール温度の最高値

(単位：℃)

| 評価部位 | 評価結果 | 設計基準温度 |
|---|---|---|
| 天井面 | 52.8 | 65 |
| 側壁面 | 53.2 | |
| 床面 | 51.5 | |

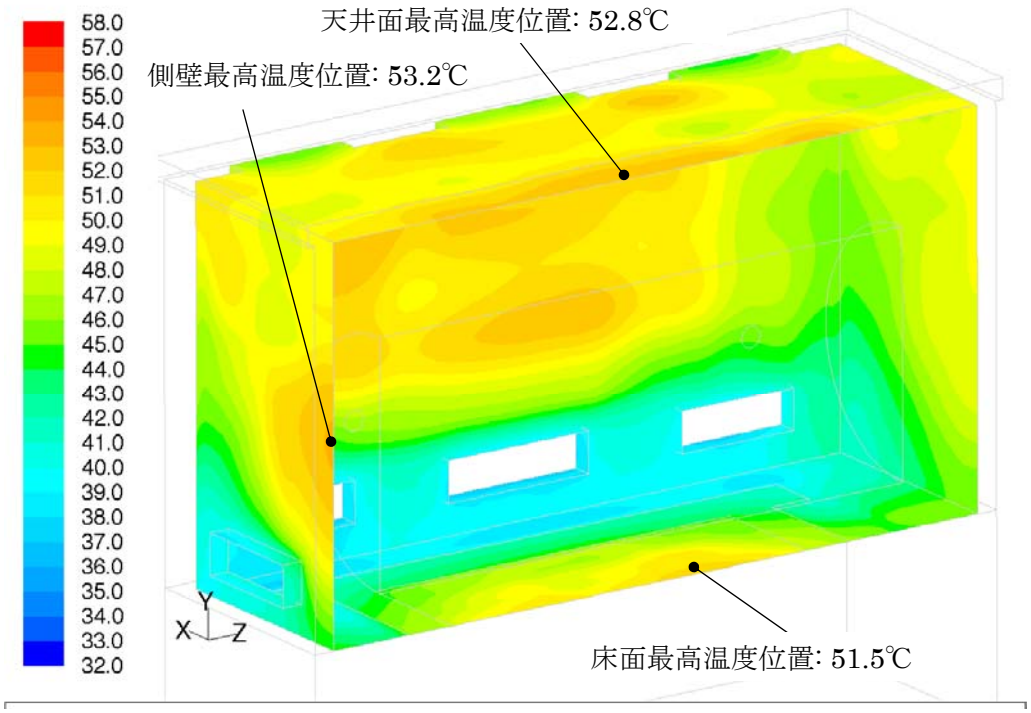



図 1.2-3 コンクリートモジュール内壁表面温度分布

参考資料

# 除熱解析に用いるコード（FLUENT）について

（１） 概要

FLUENT コードは，米国製の汎用熱流体解析コードであり，貯蔵キャスクの除熱解析などに利用されている。

（２） 機能

FLUENT コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 非圧縮性流れから圧縮性流れまで幅広く取り扱うことができ，層流，乱流，伝熱(対流，伝導，ふく射)，反応流，多相流等様々な流動場を解析の対象として取り扱うことができる。

② 熱伝導，対流熱伝達，ふく射の形態での伝熱過程を連成して解析することが可能であり，また，流体領域と固体領域での伝熱を同時に取り扱うことができる。

（３） 解析フロー

FLUENT コードの解析フローを図 1.2-4 に示す。

（４） 使用実績

FLUENT コードは，海外の金属キャスク貯蔵施設，コンクリートキャスクの除熱解析や国内中間貯蔵施設の貯蔵キャスク，貯蔵建屋の除熱評価に使用されている。

（５）検証方法

ベンチマーク試験[1)]による検証[2)]が実施されていることを確認。

1)電力中央研究所報告 U99505「キャスク貯蔵施設の除熱性能の実証に関する研究－スタック方式施設の除熱試験－」竹田浩文・古賀智成・亘真澄・坂本和昭(2000)

2)使用済燃料中間貯蔵施設貯蔵建屋・設備の安全設計及び施設安全評価について（東電設計株式会社，TEPSCO-LR-001 改 2 平成 21 年 8 月）

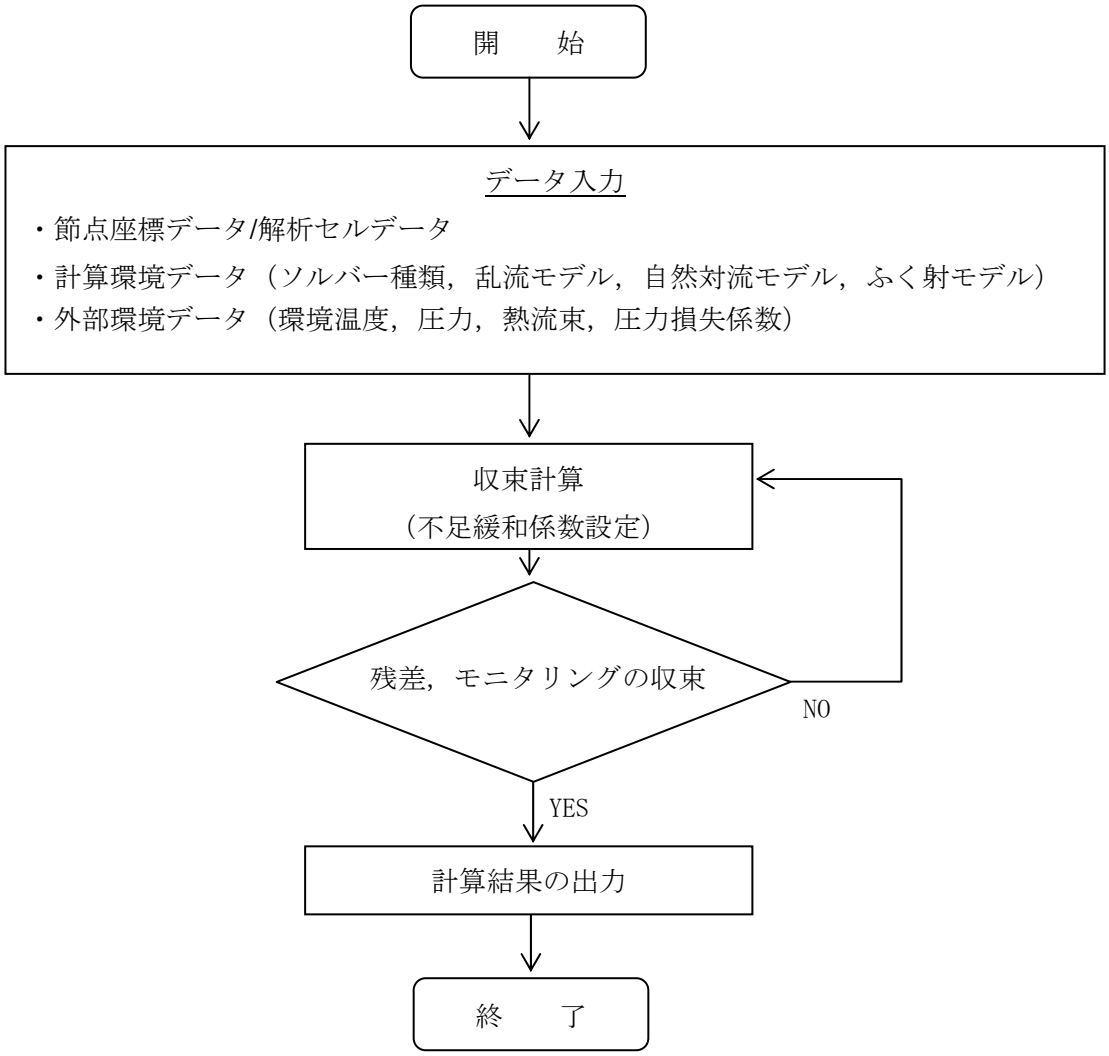



図 1.2-4　FLUENT コードの解析フロー図

参考資料

外気との熱の出入りを考慮した除熱評価について

コンクリートモジュールの除熱評価においては，モジュール外壁表面及び床基礎スラブ底面は断熱条件とし評価を実施している。ここでは，モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮した評価を行い，モジュール外壁表面を断熱とする条件における評価との比較・検討を実施する。なお，床基礎スラブ底面は断熱条件とする。

1)評価条件

モジュール外壁表面を断熱とする条件，及びモジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する条件のそれぞれの評価条件を表 1.2-5 に示す。モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮した評価を行う場合，太陽からの日射量をコンクリート壁面に入熱量として付与すること，及びコンクリート外壁面からの放熱（外気による対流伝熱及び外気へのふく射伝熱）を考慮することの２点がモジュール外壁表面を断熱条件とする場合と異なる評価条件である。評価は，三次元熱流動解析コード FLUENT を用いて行う。

表 1.2-5　評価条件

| | モジュール外壁断熱 | モジュール壁面での熱の出入りを考慮 | 備考 |
|---|---|---|---|
| 設計給気温度(℃) | 29.4 | 同左 | 表 1.2-2　評価条件と同一 |
| 崩壊熱(kW) | 15.2 | 同左 | 表 1.2-2　評価条件と同一 |
| 日射入熱($W/m^2$) | 無し | 水平面：800<br>垂直面：200<br>(日射吸収率：0.6) | “核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示”，第 14 条，別記第四の一の規定を準用 |
| 外気による対流伝熱 | 無し | 風速 2m/s | 小名浜の夏季(6～9 月)の月平均風速の平年値 2.2～2.6m/s より |
| | | 参考：<br>風速 0.5m/s | 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める静穏状態の風速を参照し設定 |
| 外気-外壁間の輻射伝熱 | 無し | 考慮 | ― |

2)評価結果

評価結果を表 1.2-6 に示す。また，モジュール壁面での熱の出入りを考慮した評価における，風速 2m/s での評価と，風速 0.5m/s の評価のコンクリートモジュール内壁温度分布図をそれぞれ図 1.2-5，図 1.2-6 に示す（モジュール外壁表面を断熱とする条件での温度分布図は図 1.2-3 参照)。モジュール外壁断熱での評価と比べ，モジュール壁面での熱の出入りを考慮した評価では外気への排熱によりコンクリート温度が低くなるが，風速 0.5m/s の評価においては，天井面の入熱量が大きく，天井内面温度が大きくなる傾向にある。モジュール外壁を断熱条件とする場合と，モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する場合いずれも設計基準値を満足する。

表 1.2-6　評価結果

（単位：℃）

| | モジュール外壁断熱 | モジュール壁面での熱の出入りを考慮 | | 設計基準値 |
|---|---|---|---|---|
| | | 風速 2m/s | 風速 0.5m/s（参考値） | |
| 排気温度 | 39.4 | 38.1 | 38.9 | 45 |
| モジュール内空気平均温度 | 34.5 | 34.1 | 34.3 | |
| 天井内面最高温度 | 52.8 | 51.1 | 54.5 | 65 |
| 屋根面最高温度 | － | 51.9 | 59.3 | |
| 側壁内面最高温度 | 53.2 | 46.7 | 50.6 | |
| 側壁外面最高温度 | － | 41.0 | 43.4 | |
| 床面最高温度 | 51.5 | 50.9 | 51.1 | |

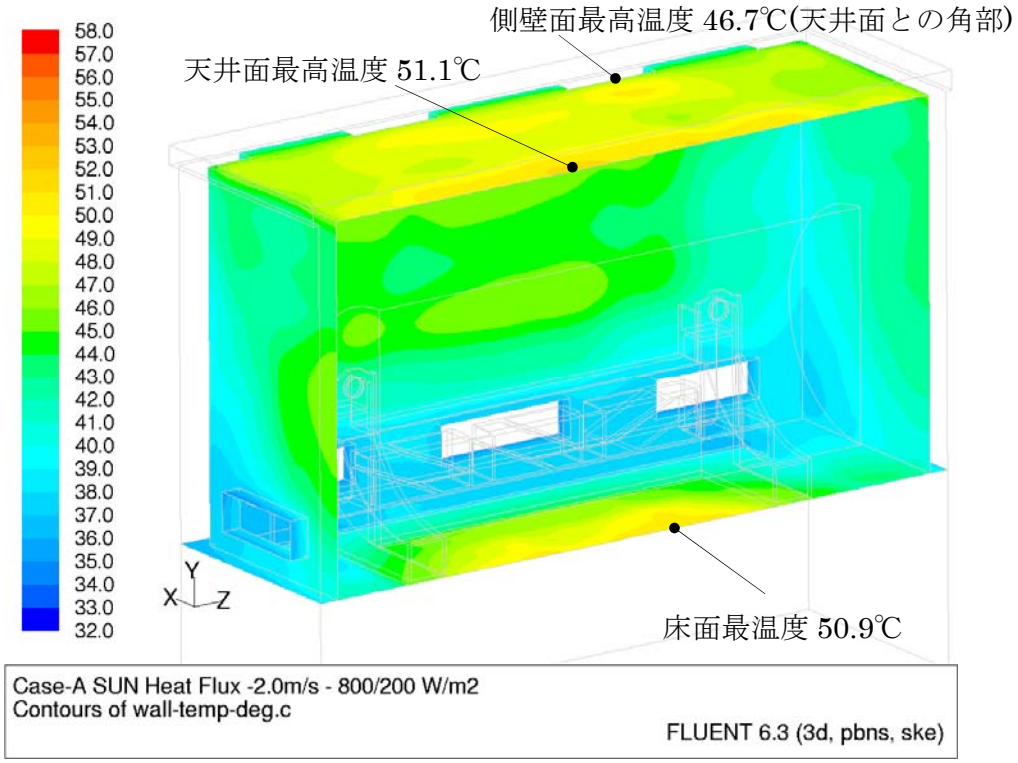



図 1.2-5 コンクリートモジュール内壁表面温度分布(風速 2.0m/s)

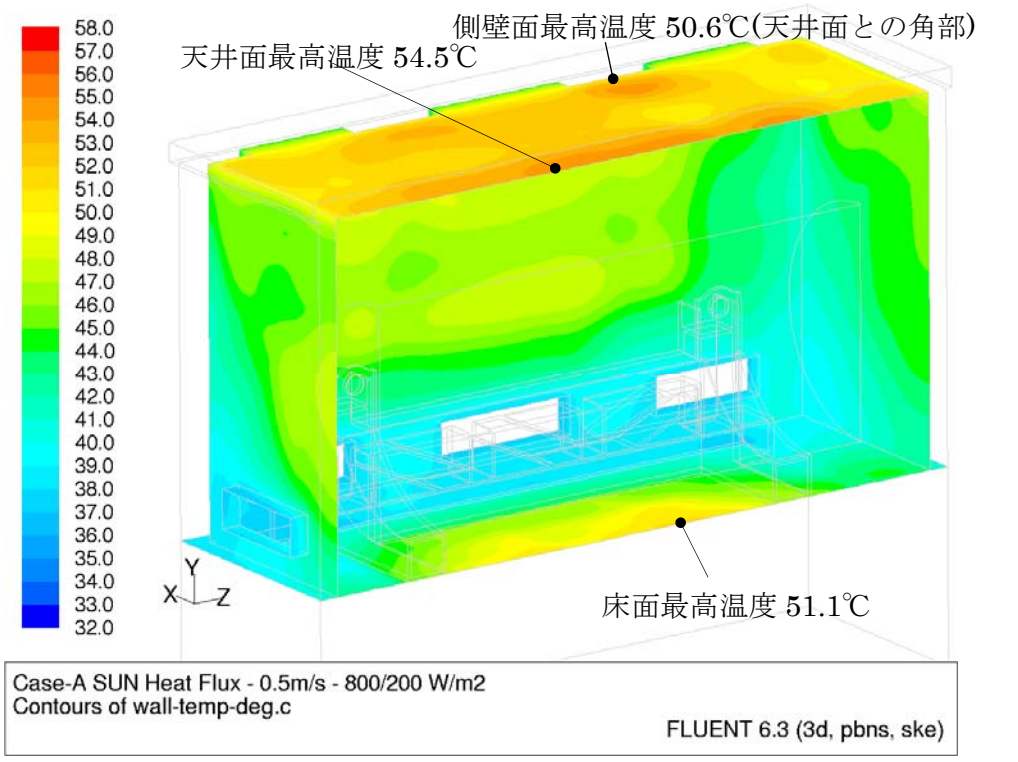



図 1.2-6 コンクリートモジュール内壁表面温度分布 (風速 0.5m/s (参考値))

3)考察

評価条件，及び評価結果の不確定性に対する検討結果を以下に示す。モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する条件において，評価条件は妥当であると考えられること，モジュール外壁を断熱とする条件とモジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する条件とで評価結果に大きな差異はなく，またいずれも設計基準値を満足していること，評価結果に対する不確定性を考慮しても，設備への影響は無いと考えられることから，本文に記載しているモジュール外壁を断熱とする条件の評価は，コンクリートモジュールの除熱評価として妥当と考える。

① 日射入熱量の条件に事業所外運搬の告示に定める値を使用すること

各都市での夏期の設計用日射量（W・h/($m^2$・日)）を表 1.2-7 に示す。
（空気調和・衛生工学便覧〈第 14 版〉第 17 章 冷暖房負荷 表 17.6 設計用日射量(夏期)）

表 1.2-7　各都市夏期の設計用日射量（W・h/($m^2$・日)）

| | 札幌 | 東京 | 福岡 |
|---|---|---|---|
| 水平面全天 | 7959 | 8086 | 8100 |
| 垂直面全天(E) | 3752 | 3486 | 3511 |
| 垂直面全天(W) | 3705 | 3553 | 3475 |
| 垂直面全天(N) | 1117 | 1091 | 1121 |
| 垂直面全天(S) | 2527 | 1798 | 1598 |

福島から最も近く，南に位置する東京データでの水平面及び垂直面の日照時間中（5-18 時の 13 時間と想定）の時間平均値を求めると，それぞれ以下の値となる。

・水平面：8086/13=622W/$m^2$

・垂直面平均値：(3486+3553+1091+1798)/(4×13)=191W/$m^2$

また，1F 構内での気象観測データにおける，2006 年～2010 年 6～9 月の 5 年間の日射量データのうち，最も積算日射量が高い日の積算日射量を可照時間で割った値は 607 W/$m^2$ であり，冷房設計用日射量計算モデル（東京：622W/$m^2$）による時間平均値を下回る。以上より，事業所外運搬の告示に定める値（水平面：800W/$m^2$，垂直面：200W/$m^2$）は，保守的な設定値と考えられ，評価に用いることは妥当と考える。

② 日射吸収率

日射入熱量に対するコンクリートの日射吸収率は，日本建築学会「建築設計資料集成」より，明るい色のコンクリートの日射吸収率である 0.6 を用いている。文献により，コ

ンクリートの日射吸収率の数値は若干の違いがあり，空気調和・衛生工学便覧，第 5 編には，コンクリートの日射吸収率は 0.7 程度という記載がある。本評価では，上記のとおり日本建築学会「建築設計資料集成」記載値にて評価を行っているが，日射吸収率を0.7程度とした場合においても，表 1.2-8 のとおり設計基準温度を超えることは無い。

また，数年程度ではコンクリート表面色の変化はほぼ無いと考えられるが，仮保管期間が長期にわたる場合は，仮保管された乾式キャスクの表面温度やコンクリートの表面状態等を確認し，除熱機能に影響が無いか今後状態を確認していく。

表 1.2-8　日射吸収率を変えた場合の除熱評価結果（風速 0.5m/s）

（単位：℃）

| | 外壁断熱 | 熱の出入りを考慮 | | 設計基準値 |
|---|---|---|---|---|
| | | 日射吸収率<br>0.6 | 日射吸収率<br>0.7 程度 | |
| 排気温度 | 39.4 | 38.9 | 39.3 | 45 |
| モジュール内<br>空気平均温度 | 34.5 | 34.3 | 34.4 | |
| 天井内面最高温度 | 52.8 | 54.5 | 57.0 | 65 |
| 側壁内面最高温度 | 53.2 | 50.6 | 52.8 | |
| 床面最高温度 | 51.5 | 51.1 | 51.3 | |

③外気による対流伝熱にて考慮する風速について

コンクリート壁面と外気との対流伝熱において，外気の風速を考慮し伝熱量を設定している。外気の風速は，小名浜特別地域気象観測所の観測データより，夏季(6～9 月)の月平均風速の平年値が約 2.2～2.6m/s であることを踏まえ，2m/s と設定し評価を行っている。また，参考として静穏状態の評価もあわせて実施し，除熱評価の評価結果が設計基準温度を満足することを確認している。静穏状態の風速は，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説において，

（抜粋）
感度のよい微風向･微風速計では静穏時でも 0.5m/s 以上の風速を示していることが多く，また，静穏時における放射性雲からのガンマ線被曝も極端に高い実測値がえられていないことから，静穏時においても大気による拡散希釈は行われているものと考えられる。

このように記載されていることから，コンクリートモジュールの除熱評価においても，

静穏状態の風速として同指針を参照し，0.5m/s と設定している。なお，風速 0.5m/s は 1F 構内での気象観測データにおける，2006 年～2010 年 6～9 月の日照時間中（5 時-18 時と想定）風速データの約 97.5%を包絡する値であり，保守的な設定である。

④ 評価結果の不確定性

コンクリートモジュールの除熱評価における，現状の評価方針について，大きな保守性を有するものではないが，定常的に評価条件を逸脱することはないと考える。また，一時的に本評価条件を超える状態が発生した場合においても，以下の通り設備への影響はないと考える。

・コンクリートモジュールへの影響

コンクリートの設計基準温度は保守的に「コンクリート製原子炉格納容器規格（JSME S NE1-2003)」の定常状態での温度制限値を用いている。同規格において 24 時間未満の非定常状態における温度制限値は 175℃とされており，一時的に 65℃以上の温度となったとしても，ただちにコンクリート内の水分の散逸により健全性に影響を与えることは考えにくい。

・キャスク除熱への影響

キャスクの除熱機能の確認のため，キャスク表面に温度センサ及び警報が設置されており，温度上昇が発生した場合には免震重要棟で検知でき，散水などによる外気温度の低下等の速やかな対処が可能である。

なお，キャスクの除熱評価における評価条件は，保守的な崩壊熱（※1）を設定しており，評価の保守性を有している。またキャスクの除熱評価結果は最も設計基準温度に対する余裕が厳しい燃料被覆管においても，26℃以上の裕度を有している。従って，一時的にコンクリートモジュール内温度が 45℃を超過したとしても，キャスク各部の設計基準温度を超過する恐れはないと考える。

※1　使用済燃料の軸方向燃焼度分布は中心部分で大きいことを考慮し，燃料の平均燃焼度から求まる崩壊熱より大きい値を設計崩壊熱量とし除熱評価を行っている。

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク用コンクリートモジュールの除熱機能

1) 基本的な考え方

コンクリートモジュール内の除熱評価においては，コンクリートモジュール及び輸送貯蔵兼用キャスクを適切にモデル化し，三次元熱流動解析コード FLUENT を用いて輸送貯蔵兼用キャスク周囲温度，コンクリートモジュールの各部コンクリート温度を評価する。

コンクリートモジュール内に保管されたキャスクの崩壊熱は次の伝熱形態で最終的に外界へ放熱される。

③ 使用済燃料から乾式キャスク表面に伝えられた崩壊熱の大部分は，キャスク近傍の空気に対流と伝導により伝達される。崩壊熱の一部については，ふく射及び支持架台を介する伝導によりコンクリートモジュールに伝えられる。

④ コンクリートモジュールへ伝わった熱は構造材を介した伝導伝熱及び対流により外界(外気，地中など)に放出される。あるいは，対流と伝導によってモジュール内の空気に伝わり，その自然換気に従って外界に放出される。

本評価は輸送貯蔵兼用キャスク B におけるコンクリートモジュール内の除熱評価であり、輸送貯蔵兼用キャスク A については今後確認を行う。

2) 設計基準

設計基準を表 1.2-9 に示す。

表 1.2-9　設計基準

| 対象箇所 | 設計基準 | 設計基準温度 |
|---|---|---|
| キャスク周囲温度 | 乾式キャスク除熱評価のインプット条件となる制限温度 | 45℃以下 |
| モジュールのコンクリート材 | コンクリート材の構造強度が確保される制限温度 | 65℃以下 [1)] |

1)発電用原子力設備規格　コンクリート製原子炉格納容器規格(JSME S NE1-2003)

3) 評価条件

コンクリートモジュールの除熱評価の解析モデルは以下の通りとする。

- 保管状態のキャスク 1 基を含むコンクリートモジュール及び基礎スラブを解析対象とし，コンクリートモジュール及びキャスク形状の対称性を想定して 1/2 区分を模擬(モデル化)する。(図 1.2-7 参照)
- 輸送貯蔵兼用キャスク B は直径約 2.5m，全長約 5.3m であるが、保守的に形状寸法が大きく流路の圧力損失が大きくなるよう直径約 2.5m，全長約 5.4m の円柱形状で

模擬する。(図 1.2-7 参照)

- 評価に用いる直径約 2.5m，全長約 5.4m の円柱形状のモデルと輸送貯蔵兼用キャスク B の発熱量から求められる熱流束が等しくなるよう、評価に用いる発熱量は，15.3kW×（直径約 2.5m，全長約 5.4m の円柱形状のモデルの表面積/B 型キャスクの表面積）とし，15.9kW とする。
- 解析で模擬しない部分の圧力損失要素として，給排気口に設置するグレーチングと外気が給排気口に流入/流出する際の縮流/拡流の圧力損失を，給排気面を換気流が通過する際に発生する圧力損失として付与する(相当する圧力損失係数の設定)。
- コンクリートモジュール温度を保守的に評価するため，モジュール外壁表面及び床基礎スラブ底面は断熱条件とする。また，キャスク上面側のモジュール壁面に設けられる点検扉及び給気口(1 面)は模擬しない。(図 1.2-7 参照) なお，モジュール外壁表面での外気との熱の出入りを考慮した評価については参考資料に示す。

図 1.2-7 に三次元熱流動解析の評価領域を示す。また，評価条件を表 1.2-10 に示す。

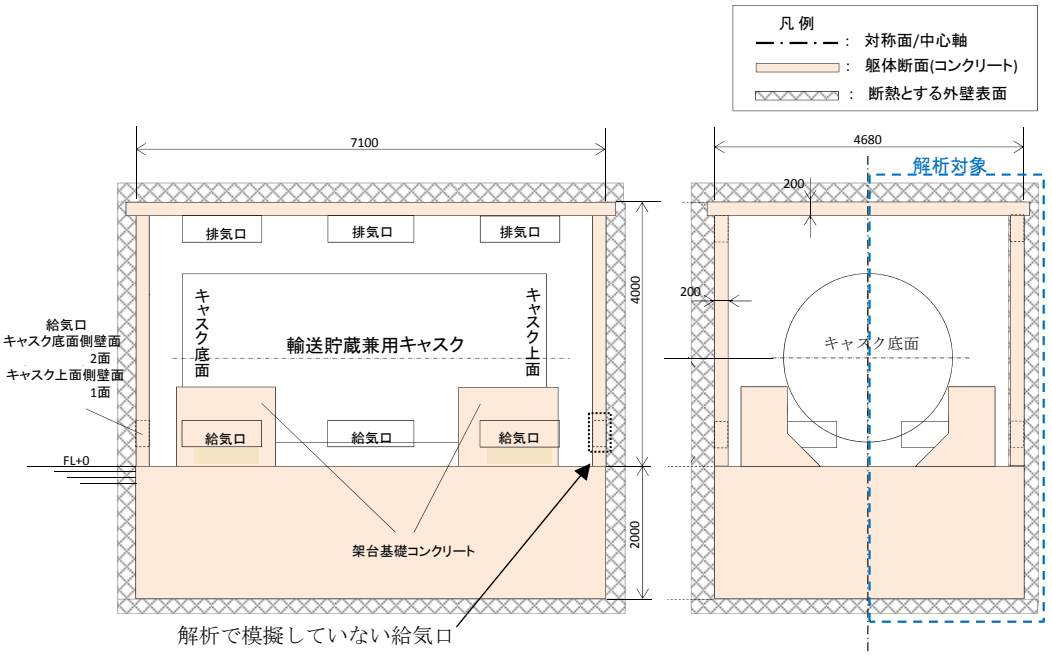



図 1.2-7 三次元熱流動解析の評価領域
(コンクリートモジュール断面(単位:mm))

表 1.2-10　評価条件

| 項目 | 評価条件 | 備考 |
|---|---|---|
| 設計給気温度（℃） | 29.4 | 小名浜特別地域気象観測所で観測された 2007 年～2011 年の夏季(6 月～9 月)毎正時観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度 |
| 発熱量（kW） | 15.9 | 評価に用いる円柱形状モデルの表面の熱流束が輸送貯蔵兼用キャスク B の表面の熱流速と等しくなる値。15.3kW×（直径約 2.5m，全長約 5.4m の円柱形状のモデルの表面積/B 型キャスクの表面積）より設定。キャスク全表面（上面，側面，底面）に一様な熱流束を設定する。 |

4）評価方法

三次元熱流動解析コード FLUENT を用いて，伝導，対流，ふく射が共存する伝熱流動場の支配方程式系を解くことにより，キャスク周囲温度及びコンクリートモジュール温度を評価する。

図 1.2-8 に FLUENT での解析モデル図を示す。

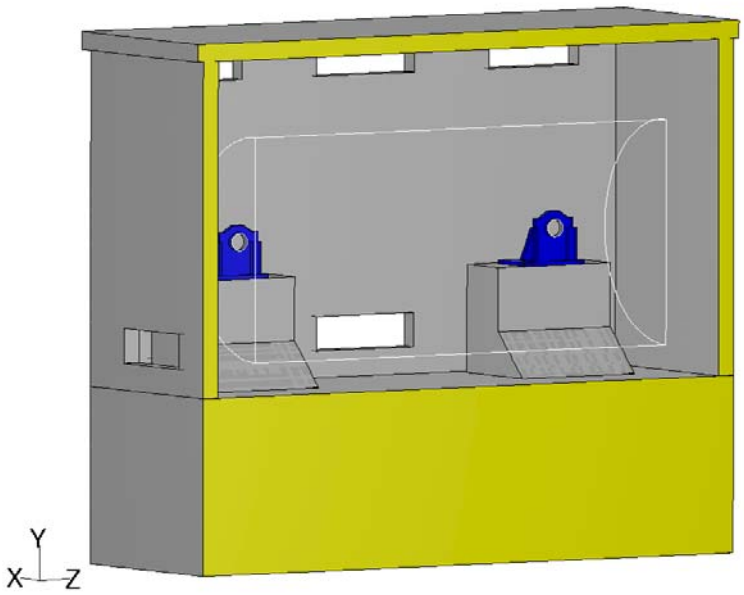



図 1.2-8 コンクリートモジュールの解析モデル図

5) 評価結果

評価結果を以下に示す。

A. 空気温度(キャスク周囲温度及び排気温度)

表 1.2-11 に三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール内の平均空気温度と排気温度を示す。三次元熱流動解析の結果から，コンクリートモジュール内の平均空気温度は 34.8℃，排気温度は 40.3℃であり，設計基準温度 45℃を満足する。

B. コンクリートモジュールの温度

表 1.2-12 に三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール最高温度値，図 1.2-9 にコンクリートモジュール内壁表面(天井面，側壁面，床面)及びコンクリート支持架台の温度分布図を示す。

コンクリートモジュールのコンクリート材最高温度は 57.6℃(側壁)となり，設計基準温度 65℃を満足する。

表 1.2-11　三次元熱流動解析による空気温度

(単位：℃)

| キャスク型式 | 項 目 | 評価結果 | 設計基準温度 |
|---|---|---|---|
| 輸送貯蔵兼用キャスク | コンクリートモジュール内の平均空気温度 | 34.8 | 45 |
| | 排気温度 | 40.3 | |

表 1.2-12　三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール温度の最高値

(単位：℃)

| 評価部位 | 評価結果 | 設計基準温度 |
|---|---|---|
| 天井面 | 54.8 | 65 |
| 側壁面 | 57.6 | |
| 床面 | 50.2 | |
| コンクリート支持架台 | 54.7 | |

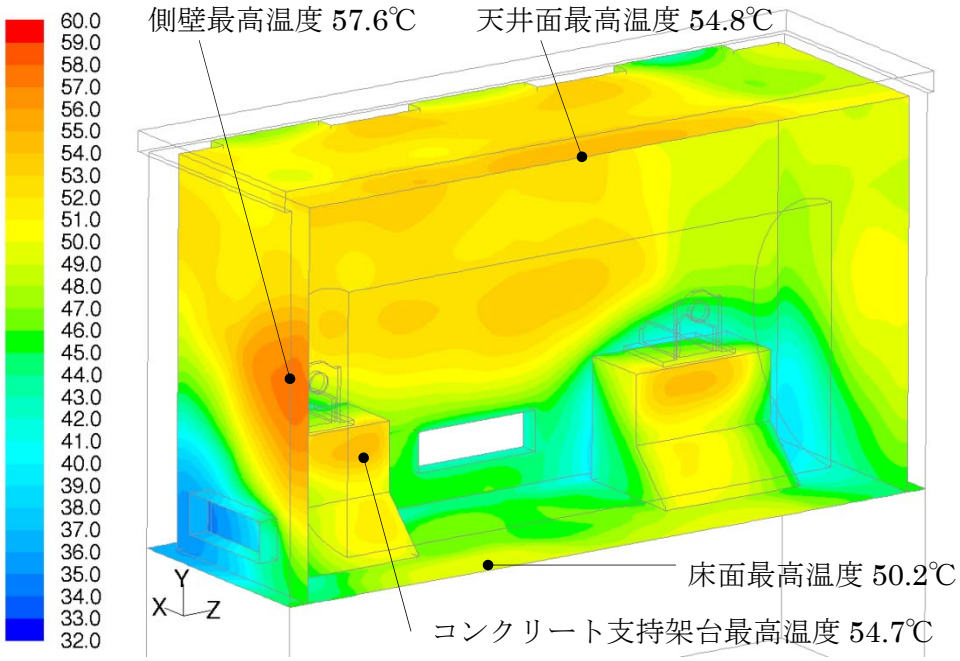



図 1.2-9 コンクリートモジュール内壁表面温度分布

参考資料

外気との熱の出入りを考慮した除熱評価について（輸送貯蔵兼用キャスク）

コンクリートモジュールの除熱評価においては，モジュール外壁表面及び床基礎スラブ底面は断熱条件とし評価を実施している。ここでは，モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮した評価を行い，モジュール外壁表面を断熱とする条件における評価との比較・検討を実施する。なお，床基礎スラブ底面は断熱条件とする。評価条件等は乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールでの除熱評価と同様である。

1)評価条件

評価条件を表 1.2-13 に示す。評価は，三次元熱流動解析コード FLUENT を用いて行う。

表 1.2-13　評価条件

| | モジュール外壁断熱 | モジュール壁面での熱の出入りを考慮 | 備考 |
|---|---|---|---|
| 設計給気温度(℃) | 29.4 | 同左 | 表 1.2-10　評価条件と同一 |
| 崩壊熱(kW) | 15.9 | 同左 | 表 1.2-10　評価条件と同一 |
| 日射入熱 ($W/m^2$) | 無し | 水平面：800<br>垂直面：200<br>(日射吸収率：0.6) | “核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示”，第 14 条，別記第四の一の規定を準用 |
| 外気による対流伝熱 | 無し | 風速 2m/s | 小名浜の夏季(6～9 月)の月平均風速の平年値 2.2～2.6m/s より |
| | | 参考：<br>風速 0.5m/s | 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める静穏状態の風速を参照し設定 |
| 外気-外壁間の輻射伝熱 | 無し | 考慮 | ― |

2)評価結果

評価結果を表 1.2-14 に示す。また，モジュール壁面での熱の出入りを考慮した評価における，風速 2m/s での評価と，風速 0.5m/s の評価のコンクリートモジュール内壁温度分布図をそれぞれ図 1.2-10，図 1.2-11 に示す（モジュール外壁表面を断熱とする条件での温度分布図は図 1.2-9 参照)。モジュール外壁断熱での評価と比べ，モジュール壁面で

の熱の出入りを考慮した評価では外気への排熱によりコンクリート温度が低くなるが，風速 0.5m/s の評価においては，天井面の入熱量が大きく，天井内面温度が大きくなる傾向にある。モジュール外壁を断熱条件とする場合と，モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する場合いずれも設計基準値を満足する。

表 1.2-14　評価結果

（単位：℃）

| | モジュール外壁断熱 | モジュール壁面での熱の出入りを考慮 | | 設計基準値 |
|---|---|---|---|---|
| | | 風速 2m/s | 風速 0.5m/s（参考値） | |
| 排気温度 | 40.3 | 38.6 | 39.4 | 45 |
| モジュール内空気平均温度 | 34.8 | 34.3 | 34.5 | |
| 天井内面最高温度 | 54.8 | 52.2 | 55.7 | 65 |
| 屋根面最高温度 | － | 52.1 | 59.6 | |
| 側壁内面最高温度 | 57.6 | 47.9 | 51.8 | |
| 側壁外面最高温度 | － | 40.6 | 44.1 | |
| 床面最高温度 | 50.2 | 49.3 | 49.6 | |
| コンクリート支持架台 | 54.7 | 53.5 | 53.9 | |

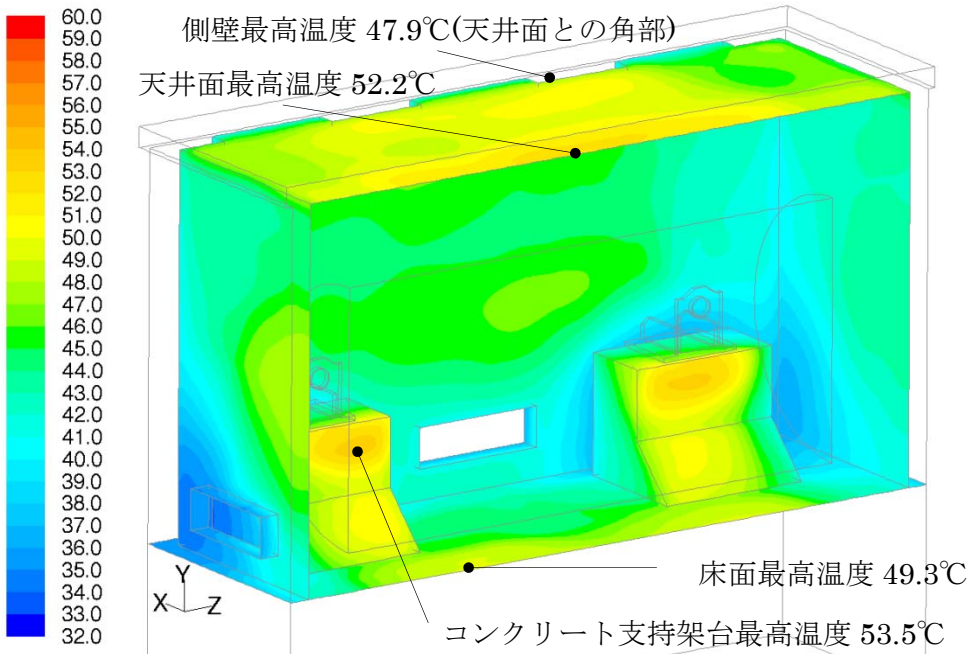



図 1.2-10 コンクリートモジュール内壁表面温度分布(風速 2.0m/s)

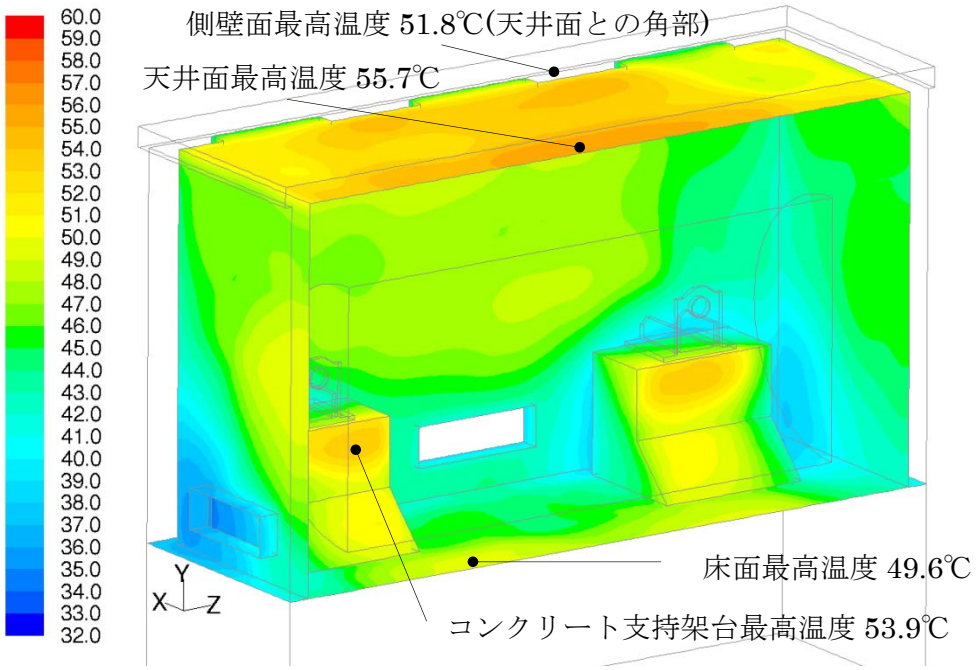



図 1.2-11 コンクリートモジュール内壁表面温度分布 (風速 0.5m/s (参考値))

2　密封機能

2.1 乾式キャスクの密封機能について

(1) 乾式貯蔵キャスク

1) 基本的な考え方

乾式貯蔵キャスクについて，周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。そのため以下の配慮を行う。

① 蓋部及び蓋部貫通孔のシール部には，金属ガスケットを用い，設計貯蔵期間中の圧力障壁を維持する構造とする。

② 乾式貯蔵キャスク本体は堅固な構造であり，蓋部は一次蓋，二次蓋の二重構造である。乾式貯蔵キャスク本体の密封境界は，図 2.1-1 に示すように胴，底板，一次蓋，貫通孔蓋板及び金属ガスケットからなる。また図 2.1-2 に示すように，胴，一次蓋，二次蓋，貫通孔蓋板及び金属ガスケットからなる密封監視圧力境界がある。

③ 乾式貯蔵キャスク内部は負圧（密封境界）とし，一次蓋と二次蓋の間は正圧とすることにより圧力障壁を設ける。

④ 蓋間空間の圧力を監視することにより，万一いずれかの金属ガスケットに漏えいが生じた場合には，密封機能低下が検出できる。この場合でも乾式貯蔵キャスク内部の負圧は維持され，内部気体が直接大気中に放出されることはない。

⑤ 金属ガスケットの構造は，コイルスプリングを内蔵する金属製Ｏリング状ガスケットである。外観はＯリング状で，中心部にあるコイルスプリングと，これを覆う二層の被覆から構成される。

なお，密封評価は大型乾式貯蔵キャスクを代表して評価する。これは大型乾式貯蔵キャスクの金属ガスケットの直径が大きいことから，漏えい孔径が大きくなるためである。

密封評価の評価条件として用いるキャスク内部圧力，蓋間空間圧力，大気圧，キャスク容積，流体温度，内部気体，設計貯蔵期間は添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容と同じ条件である。よって本評価結果は既存評価書の内容を引用する。

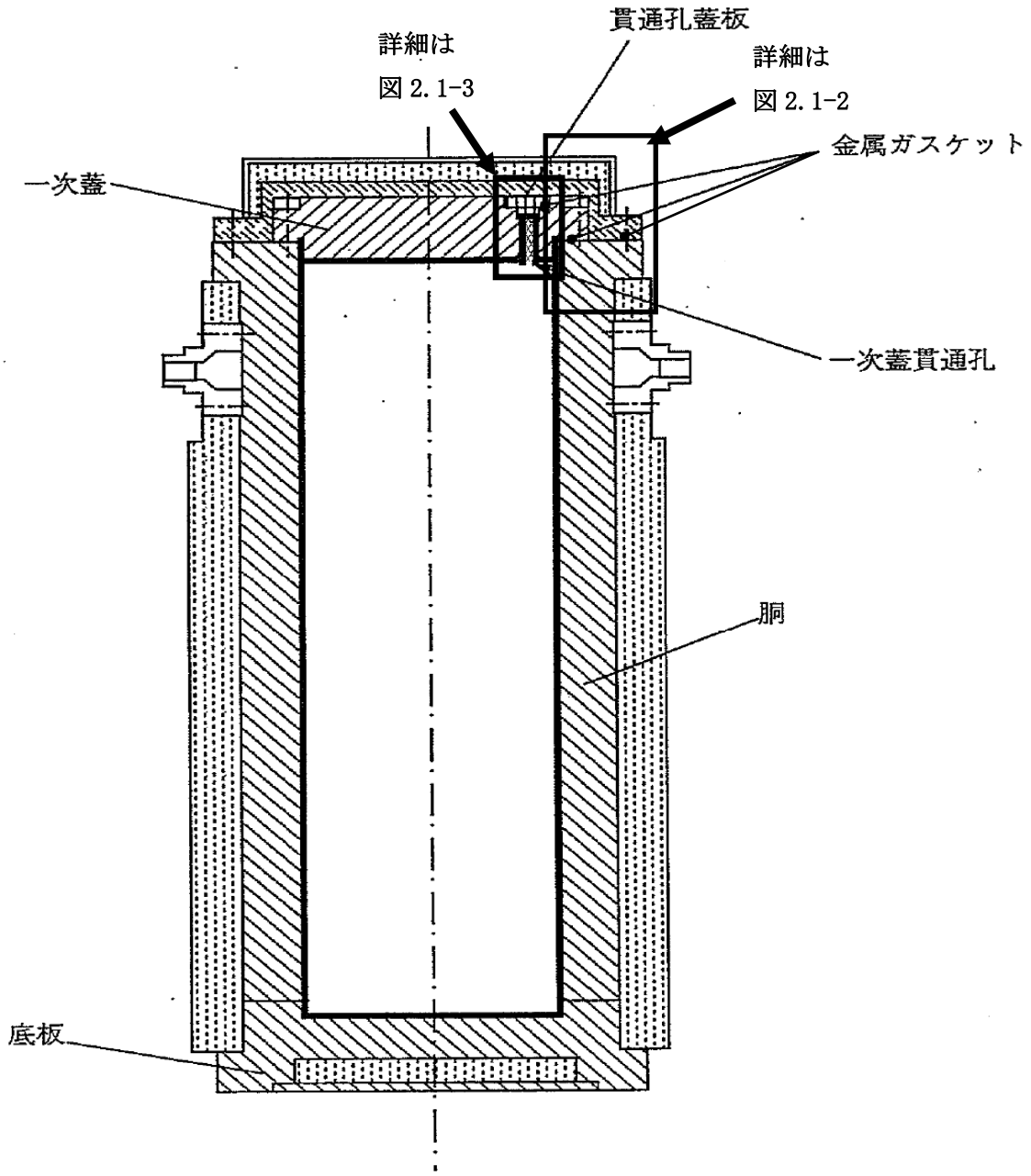



図 2.1-1　乾式貯蔵キャスクの密封構造図

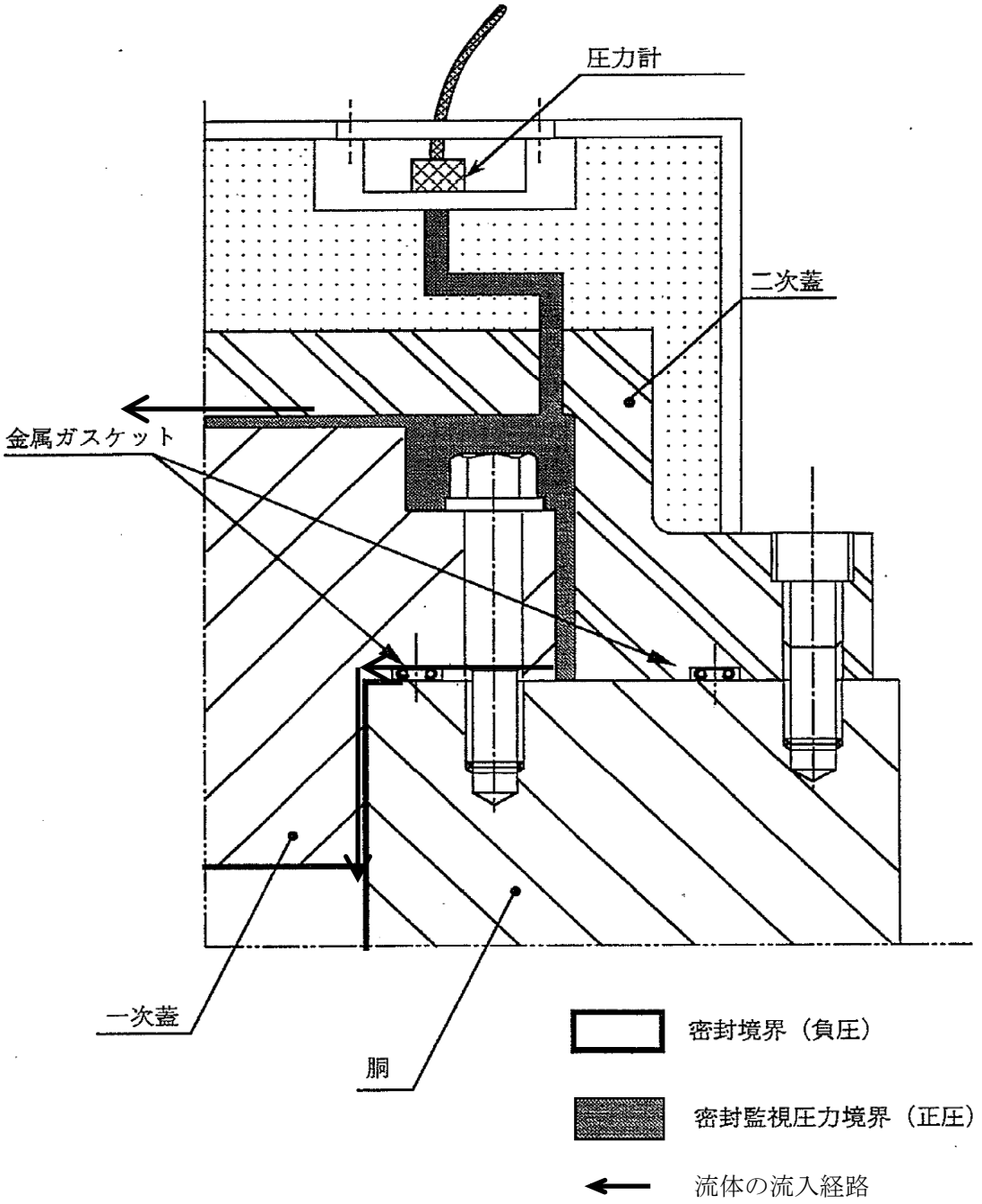



図 2.1-2　乾式貯蔵キャスクの密封部詳細図

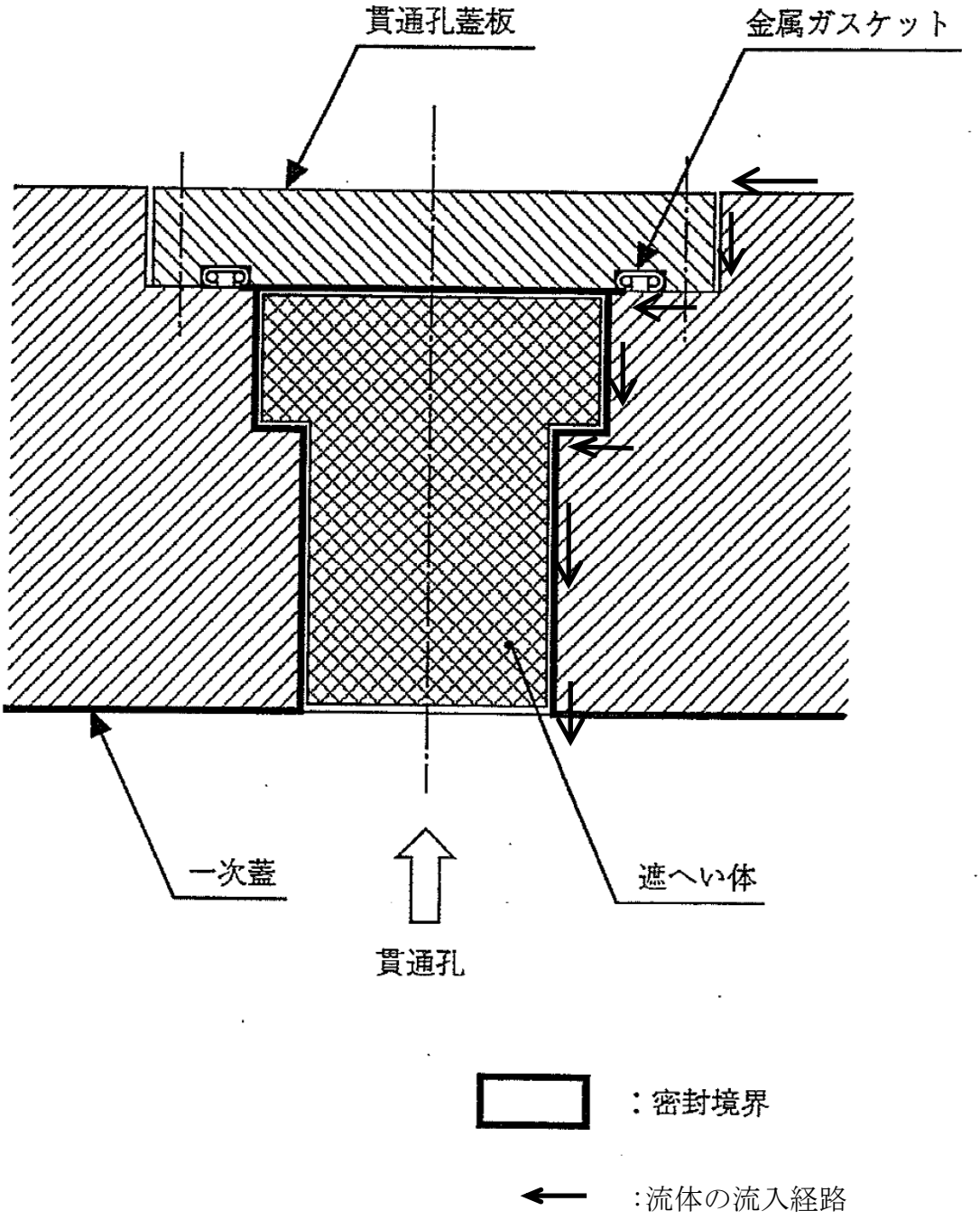



図 2.1-3　乾式貯蔵キャスクの貫通孔蓋板部詳細図

2）評価基準

貯蔵容器の金属ガスケットの漏えい率が，基準漏えい率以下となること。

3）評価条件

基準漏えい率を求めるにあたっては，蓋間圧力は一定及び蓋間空間のガスは乾式貯蔵キャスク内部側にのみ漏えいするものとして漏えい計算を行う。また大気圧としては，気象変化による圧力変動を考慮した値 $9.7\times10^{4}$Pa(0.96atm，日本に上陸した平均的な台風の中心気圧[1)])とする。

密封評価条件を表 2.1-1 に示す。

表 2.1-1　密封評価条件

| 項目 | 評価条件 |
|---|---|
| 圧力<br>(Pa abs) | キャスク内部：$8.1\times10^{4}$（初期）<br>蓋間空間　　：$4.1\times10^{5}$（初期）<br>大気圧　　：$9.7\times10^{4}$ |
| 空間容積<br>($m^3$) | キャスク内部：4.0 |
| 流体温度<br>(℃) | キャスク内部： 240<br>（今回の熱解析の結果では，キャスクにヘリウムを封入した後の燃料被覆管の温度174℃がキャスク内部の最高温度であるが，保守的に240℃を採用する。）<br>シール部　　：-4.5<br>（小名浜特別地域気象観測所で観測された2007年12月～2012年2月の冬季(12月～2月)毎正時観測データにおける累積出現率が99%以上となる温度） |
| 内部気体 | ヘリウム |
| 設計貯蔵期間<br>(年) | 40 |

1）理科年表，国立天文台　1989

4）評価方法

① 概要

密封評価では，設計貯蔵期間中にキャスク内部の負圧が維持できる漏えい率を求める。

漏えい率はシールする流体，シール部温度及び漏えい上流側と下流側の圧力に依存する。従って乾式貯蔵キャスクの漏えい計算では，初期値としてある漏えい率を設定し，微小時間ごとに乾式貯蔵キャスク内部圧力の変化とそれによる漏えい率の変化を求め，圧力変化を積分することにより，ある期間経過後の乾式貯蔵キャスク内部圧力を求める。

乾式貯蔵キャスクの密封評価の基準となる基準漏えい率は，設計貯蔵期間中に乾式貯蔵キャスク内部の負圧が維持できる漏えい率として定義される。これは上述の漏えい計算を繰り返して行うことにより，設計貯蔵期間経過後に乾式貯蔵キャスク内部圧力が大気圧となる漏えい率として求める。

なお，基準漏えい率及び漏えい率は一次蓋からの漏えいと貫通孔蓋板からの漏えいの合計の値とする。

② 基準漏えい率計算手順

基準漏えい率の算出フローを図 2.1-4 に示す。

A. 乾式貯蔵キャスクの密封境界の漏えい率 $Q_0$ を設定する。この漏えい率は使用済燃料の貯蔵開始時のシール部の圧力，温度条件での乾式貯蔵キャスクの密封境界（一次蓋）全箇所からの漏えい率の合計値として設定する。

B. 乾式貯蔵キャスク初期内部圧力 Pi(0)，この時の漏えい率 $Q(Pi)=Q_0$ による微小時間 dt 後の内部圧力 Pi(t)を，ボイル・シャルルの法則に基づき，以下のように求める。

$$\frac{Vi \cdot dPi(t)}{Ti} = \frac{Q(Pi) \cdot dt}{Ts} \quad \cdots\cdots\cdots(1)$$

ここで，

dPi(t)：乾式貯蔵キャスク内部の圧力変動（Pa）

Pi：乾式貯蔵キャスク内部の圧力（Pa）

Vi：乾式貯蔵キャスク内部容積（$m^3$）

Ti：乾式貯蔵キャスク内部温度（K）

Q(Pi)：漏えい率（$Pa \cdot m^3/s$）

dt：微小時間（s）

Ts：シール部温度（K）

C. 新しい乾式貯蔵キャスク内部圧力 Pi(t)による漏えい率 Q(Pi)を求める。

D. 新しい漏えい率 Q(Pi)による微小時間後の乾式貯蔵キャスク内部圧力 Pi(t)を(1)の

式にて求める。

E．C，Dの手順で微小時間ごとに積算（数値積分）することにより，設計貯蔵期間経過後の乾式貯蔵キャスク内部圧力 Pf を求める。

F．Pf が正圧の場合はより小さい漏えい率を，負圧の場合はより大きい漏えい率 $Q_0$ を設定して，Ａ～Ｅを繰り返し，設計貯蔵期間経過後の乾式貯蔵キャスク内部圧力が大気圧となる漏えい率 Qf を求める。

G．Qf を標準状態(25℃，$1\times10^5$ Pa)の漏えい率に換算し，基準漏えい率 Qs とする。

③ 漏えい計算式

前項の漏えい率の計算や基準漏えい率の換算は，流体力学基礎式に基づく以下のクヌッセンの式を用いる。

$$Q = LPa$$

$$L = (Fc + Fm)\cdot(Pu - Pd)$$

$$Fc = \frac{\pi}{128}\cdot\frac{\mathrm{D}^4}{a\mu}$$

$$Fm = \frac{\sqrt{2\pi Ro}}{6}\cdot\frac{D^3\sqrt{T/M}}{aPa}$$

ここで，

Fc：連続流のコンダクタンス係数（$m^3$/(Pa･s)）

Fm：自由分子流のコンダクタンス係数（$m^3$/(Pa･s)）

D：相当漏えい孔径（m）

a：漏えい孔長（m）

$\mu$：粘性係数（Pa･s）

T：流体の温度（K）

M：流体の分子量（kg/mol）

Ro：気体定数（J/(mol･K)）

Ｌ：圧力Ｐａにおける体積漏えい率（$m^3$/s）

Pa：流れの平均圧力（Pa），Ｐａ＝（Ｐｕ＋Ｐｄ）／２

Pu：上流側（蓋間空間）の圧力(Pa)

Pd：下流側（乾式貯蔵キャスク内部）の圧力(Pa)

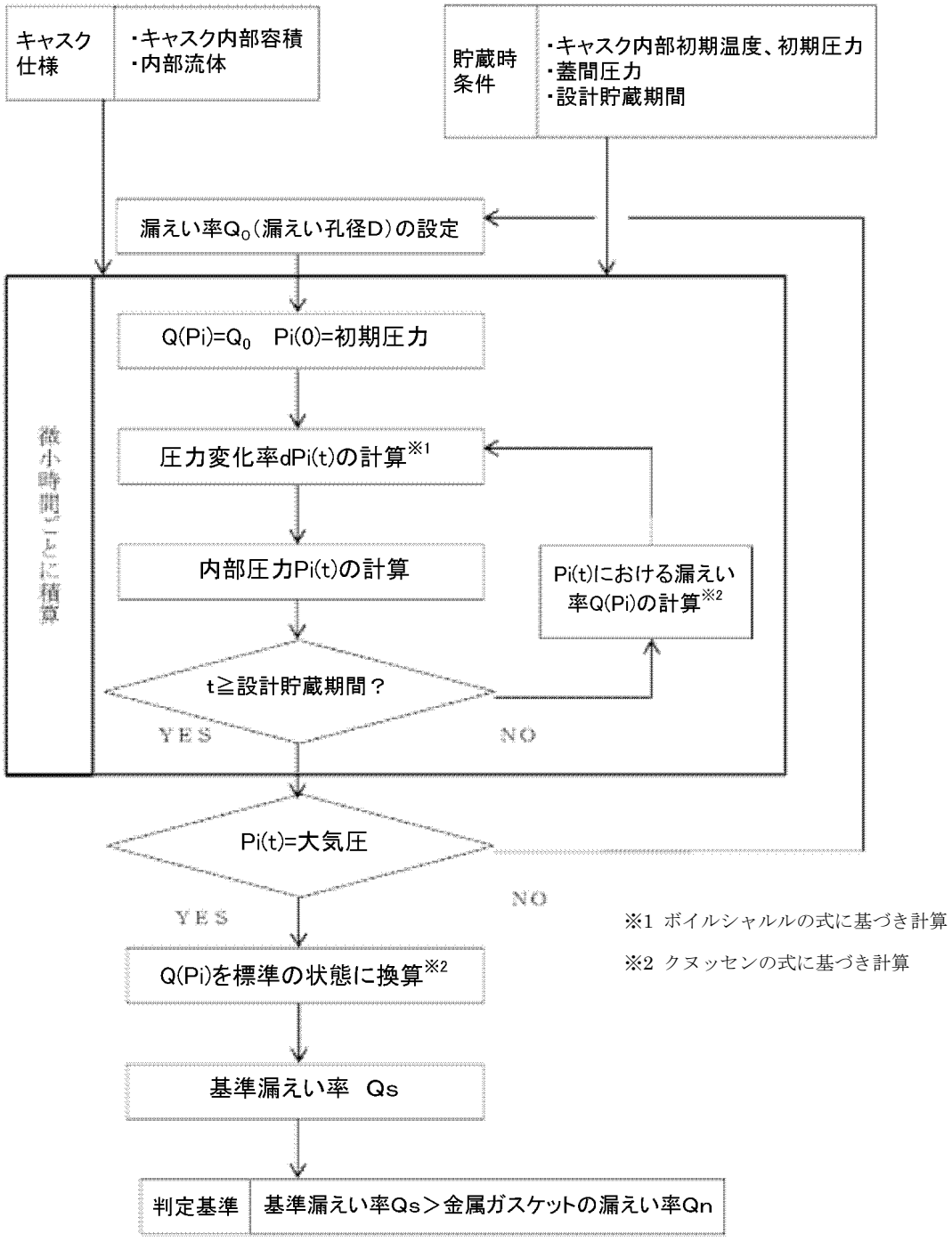



図 2.1-4　漏えい率計算フロー図

5）評価結果

解析した結果を表 2.1-2 に示す。

乾式貯蔵キャスクの気密漏えい確認の判定基準が基準漏えい率を下回るように設定する。使用する金属ガスケットはこれまで当社で行った気密漏えい確認実績において漏えい率が $1\times10^{-9}$Pa･m$^3$/s オーダーであったものと同型のものを用い，気密漏えい確認において実機の漏えい率が基準漏えい率を下回ることを確認する。

表 2.1-2　密封評価結果

| 項目 | 解析結果 |
|---|---|
| 基準漏えい率（Pa･m$^3$/s） | $1\times10^{-6}$ |

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク A

輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

(3) 輸送貯蔵兼用キャスクB

1) 基本的な考え方

輸送貯蔵兼用キャスク B について，周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。そのため以下の配慮を行う。

① 蓋部及び蓋部貫通孔のシール部には，金属ガスケットを用い，設計評価期間中の圧力障壁を維持する構造とする。

② 輸送貯蔵兼用キャスクB本体は堅固な構造であり，蓋部は一次蓋，二次蓋の二重構造である。輸送貯蔵兼用キャスク B 本体の密封境界は，図 2.1-5 に示すように本体胴，一次蓋，バルブカバー及び金属ガスケットからなる。また図2.1-6に示すように，本体胴，一次蓋，二次蓋，バルブカバー，圧力センサ及び金属ガスケットからなる密封監視圧力境界がある。

③ 輸送貯蔵兼用キャスクB内部は負圧（密封境界）とし，一次蓋と二次蓋の間は正圧とすることにより圧力障壁を設ける。

④ 蓋間空間の圧力を監視することにより，万一いずれかの金属ガスケットに漏えいが生じた場合には，密封機能低下が検出できる。この場合でも輸送貯蔵兼用キャスクB内部の負圧は維持され，内部気体が直接大気中に放出されることはない。

⑤ 金属ガスケットの構造は，コイルスプリングを内蔵する金属製Oリング状ガスケットである。外観はOリング状で，中心部にあるコイルスプリングと，これを覆う二層の被覆から構成される。

密封評価の評価条件として用いるキャスク内部圧力，蓋間空間圧力，大気圧，キャスク容積，内部気体，設計評価期間は既存評価書の内容と同じ条件であるが，流体温度は異なっている。

よって本評価結果は既存評価書の内容を引用し，流体温度の影響を考察する。

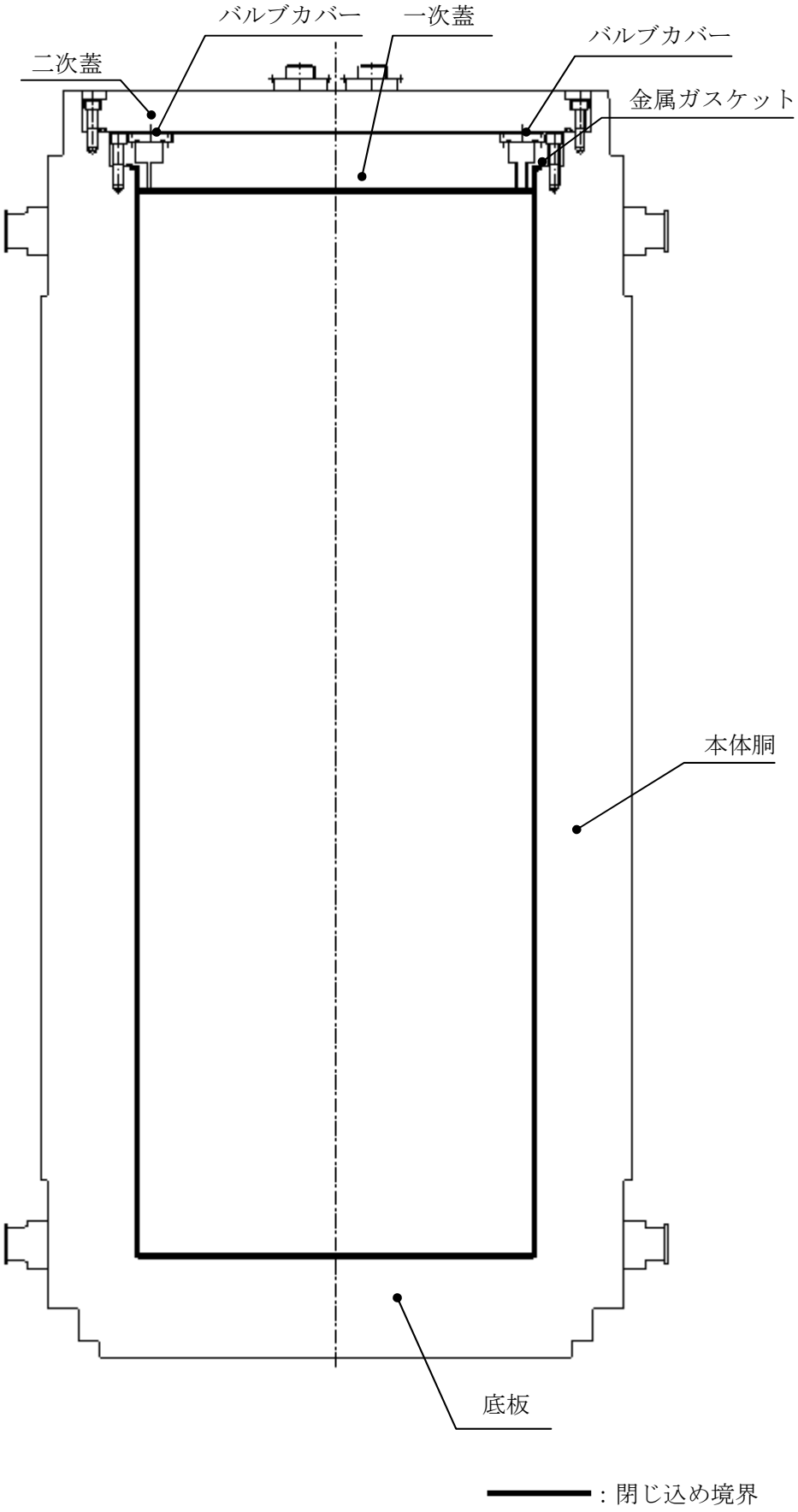



図 2.1-5　輸送貯蔵兼用キャスクの密封構造図

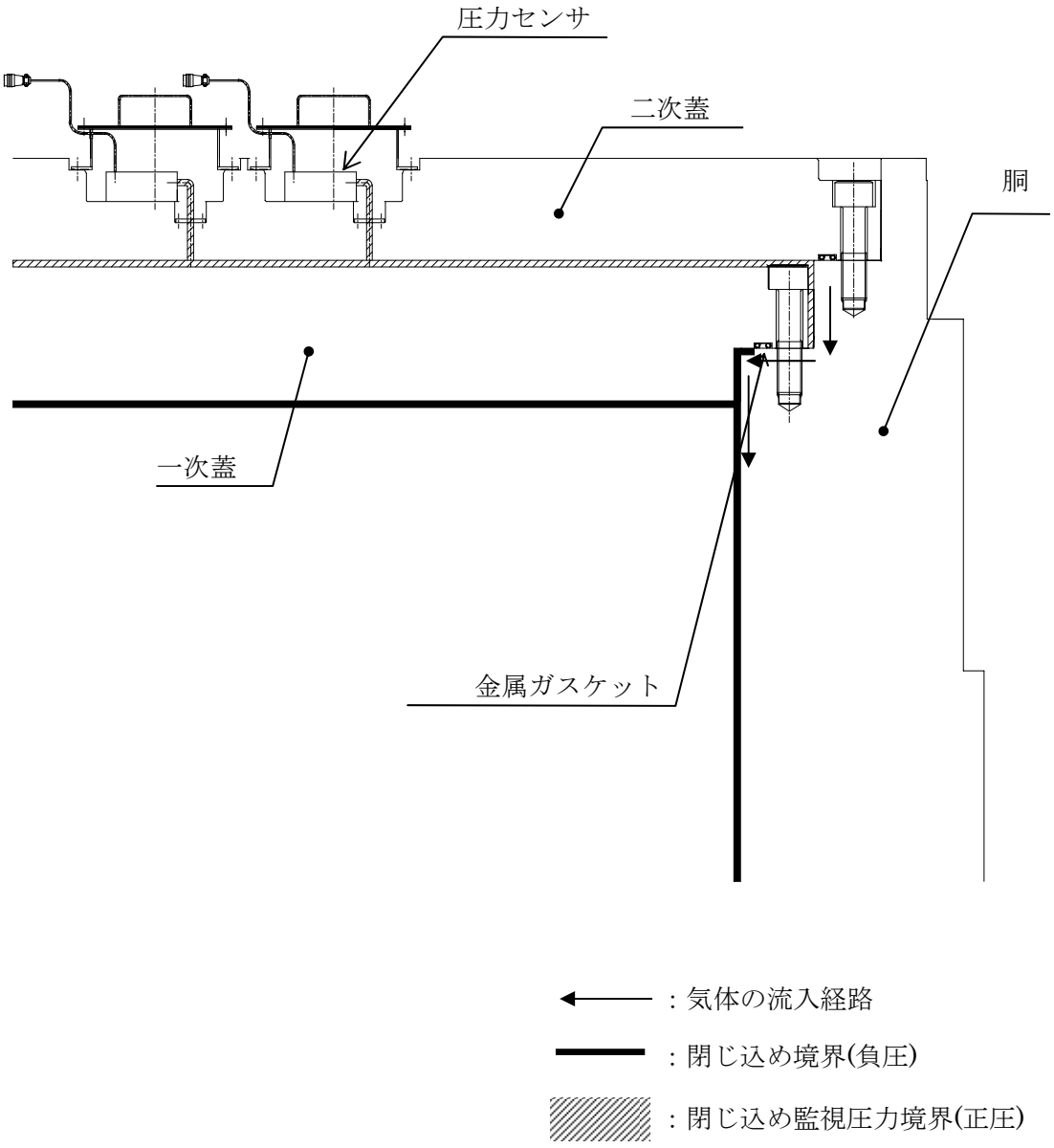



図 2.1-6　輸送貯蔵兼用キャスク B の密封部詳細図

2）評価基準

貯蔵容器の金属ガスケットの漏えい率が，基準漏えい率以下となること。

3）評価条件

基準漏えい率を求めるにあたっては，蓋間圧力は一定及び蓋間空間のガスは輸送貯蔵兼用キャスク B 内部側にのみ漏えいするものとして漏えい計算を行う。また大気圧としては，気象変化による圧力変動を考慮した値 $9.7\times10^{4}$Pa(0.96atm，日本に上陸した平均的な台風の中心気圧[1)])とする。

密封評価条件を表 2.1-3 に示す。

表 2.1-3　密封評価条件

| 項目 | 評価条件 |
|---|---|
| 圧力<br>(Pa abs) | キャスク内部：$8.0\times10^{4}$（初期）<br>蓋間空間　　：$4.1\times10^{5}$（初期）<br>大気圧　　：$9.7\times10^{4}$ |
| 空間容積<br>($m^3$) | キャスク内部：約 6 |
| 流体温度<br>(℃) | キャスク内部：259<br>（1.1(3) 輸送貯蔵兼用キャスク B の除熱機能の結果から，キャスクにヘリウムを封入した後のキャスク内部の最高温度は燃料被覆管の温度 249℃であるが，既存評価書で行った熱解析の結果 259℃を保守的に採用する。）<br>シール部　　：-22.4<br>（乾式貯蔵キャスクの密封評価で用いる温度は -4.5℃であるが，既存評価書で実施した密封評価において用いた-22.4℃を保守的に採用する。） |
| 内部気体 | ヘリウム |
| 設計評価期間<br>(年) | 60 |

1）理科年表，国立天文台　1989

4）評価方法

① 概要

密封評価では，設計評価期間中にキャスク内部の負圧が維持できる漏えい率を求める。

漏えい率はシールする流体，シール部温度及び漏えい上流側と下流側の圧力に依存する。従って輸送貯蔵兼用キャスク B の漏えい計算では，初期値としてある漏えい率を設定し，微小時間ごとに輸送貯蔵兼用キャスク B 内部圧力の変化とそれによる漏えい率の変化を求め，圧力変化を積分することにより，ある期間経過後の輸送貯蔵兼用キャスク B 内部圧力を求める。

輸送貯蔵兼用キャスク B の密封評価の基準となる基準漏えい率は，設計評価期間中に輸送貯蔵兼用キャスク B 内部の負圧が維持できる漏えい率として定義される。これは上述の漏えい計算を繰り返して行うことにより，設計評価期間経過後に輸送貯蔵兼用キャスク B 内部圧力が大気圧となる漏えい率として求める。なお，基準漏えい率及び漏えい率は一次蓋からの漏えいと一次蓋貫通孔蓋板からの漏えいの合計の値とする。

内部空間の圧力の算定にあたっては，使用済燃料の破損率として，米国の使用済燃料集合体の乾式貯蔵中における漏えい燃料発生率（約 0.01%）と日本の軽水炉における漏えい燃料発生率（約 0.01%以下）を考慮し，保守的な値として 0.1%[1)]を想定する。

1）日本原子力学会標準「使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全設計及び検査基準：2010」附属書 J（参考）金属キャスクの密封設計における使用済燃料の破損の仮定

② 基準漏えい率計算手順

基準漏えい率の算出フローを図 2.1-4 に示す。

A. 輸送貯蔵兼用キャスク B の密封境界の漏えい率 $Q_0$ を設定する。この漏えい率は使用済燃料の貯蔵開始時のシール部の圧力，温度条件での輸送貯蔵兼用キャスク B の密封境界（一次蓋）全箇所からの漏えい率の合計値として設定する。

B. 輸送貯蔵兼用キャスク B 初期内部圧力 Pi(0)，この時の漏えい率 Q(Pi)=$Q_0$ による微小時間 dt 後の内部圧力 Pi(t)を，ボイル・シャルルの法則に基づき，以下のように求める。

$$\frac{Vi \cdot dPi(t)}{Ti} = \frac{Q(Pi) \cdot dt}{Ts} \quad \cdots\cdots\cdots(1)$$

ここで，

dPi(t)：輸送貯蔵兼用キャスク B 内部の圧力変動（Pa）

Pi：輸送貯蔵兼用キャスク B 内部の圧力（Pa）

Vi：輸送貯蔵兼用キャスクB内部容積（$m^3$）

Ti：輸送貯蔵兼用キャスクB内部温度（K）

Q(Pi)：漏えい率（Pa･$m^3$/s）

dt：微小時間（s）

Ts：シール部温度（K）

C.新しい輸送貯蔵兼用キャスクB内部圧力Pi(t)による漏えい率Q(Pi)を求める。

D.新しい漏えい率Q(Pi)による微小時間後の輸送貯蔵兼用キャスクB内部圧力Pi(t)を(1)の式にて求める。

E.C,Dの手順で微小時間ごとに積算（数値積分）することにより，設計評価期間経過後の輸送貯蔵兼用キャスクB内部圧力Pfを求める。

F.Pfが正圧の場合はより小さい漏えい率を，負圧の場合はより大きい漏えい率$Q_0$を設定して，A～Eを繰り返し，設計評価期間経過後の輸送貯蔵兼用キャスクB内部圧力が大気圧となる漏えい率Qfを求める。

G.Qfを標準状態(25℃，$1.01\times10^5$ Pa)の漏えい率に換算し，基準漏えい率Qsとする。

③ 漏えい計算式

前項の漏えい率の計算や基準漏えい率の換算は，流体力学基礎式に基づく以下のクヌッセンの式を用いる。

$$Q = LPa$$

$$L = (Fc + Fm)\cdot(Pu - Pd)$$

$$Fc = \frac{\pi}{128}\cdot\frac{D^4}{a\mu}$$

$$Fm = \frac{\sqrt{2\pi Ro}}{6}\cdot\frac{D^3\sqrt{T/M}}{aPa}$$

ここで，

Fc：連続流のコンダクタンス係数（$m^3$/(Pa･s)）

Fm：自由分子流のコンダクタンス係数（$m^3$/(Pa･s)）

D：相当漏えい孔径（m）

a：漏えい孔長（m）

$\mu$：粘性係数（Pa･s）

T：流体の温度（K）

M：流体の分子量（kg/mol）

Ro：気体定数（J/(mol･K)）

L：圧力Paにおける体積漏えい率（$m^3$/s）

Pa：流れの平均圧力（Pa），Ｐａ＝（Ｐｕ＋Ｐｄ）／２

Pu：上流側（蓋間空間）の圧力(Pa)

Pd：下流側（輸送貯蔵兼用キャスク B 内部）の圧力(Pa)

5）評価結果

解析した結果を表 2.1-4 の基準漏えい率に示す。

設計評価期間中に輸送貯蔵兼用キャスク B 内部の負圧が維持できる漏えい率以下にリークテスト判定基準を設定し，これを満足することにより密封機能が維持される設計となっている。

なお，使用する金属ガスケットは乾式貯蔵キャスクで用いている金属ガスケットと同等である。

表 2.1-4　密封評価結果

| 項目 | 基準漏えい率<br>(Pa・$m^3$/s) | リークテスト判定基準<br>(Pa・$m^3$/s) |
|---|---|---|
| 金属ガスケットの漏えい率 | $2.4\times10^{-6}$ | $1.6\times10^{-6}$ |

3 遮へい機能

3.1 乾式キャスクの遮へい機能

(1) 乾式貯蔵キャスクの遮へい機能

1) 基本的な考え方

遮へい設計に当たっては，周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

① 乾式貯蔵キャスクはガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。

② ガンマ線遮へい材は主にキャスク構造体（胴，底板，一次蓋，二次蓋等）であり，鍛造炭素鋼等で構成される。

③ 中性子遮へい材は，水素を多く含有するレジンで構成される。

乾式貯蔵キャスクには収納する使用済燃料の体数が異なる中型と大型の 2 種類の乾式貯蔵キャスクがあり，中型と大型の乾式貯蔵キャスクそれぞれについて評価する。

乾式貯蔵キャスクの遮へい解析フローを図 3.1-1 に示す。この中で評価条件として用いる使用済燃料仕様，乾式貯蔵キャスク仕様，線源強度及び解析モデル等は添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容と同じ条件である。よって，本評価結果は既存評価書の内容を引用する。

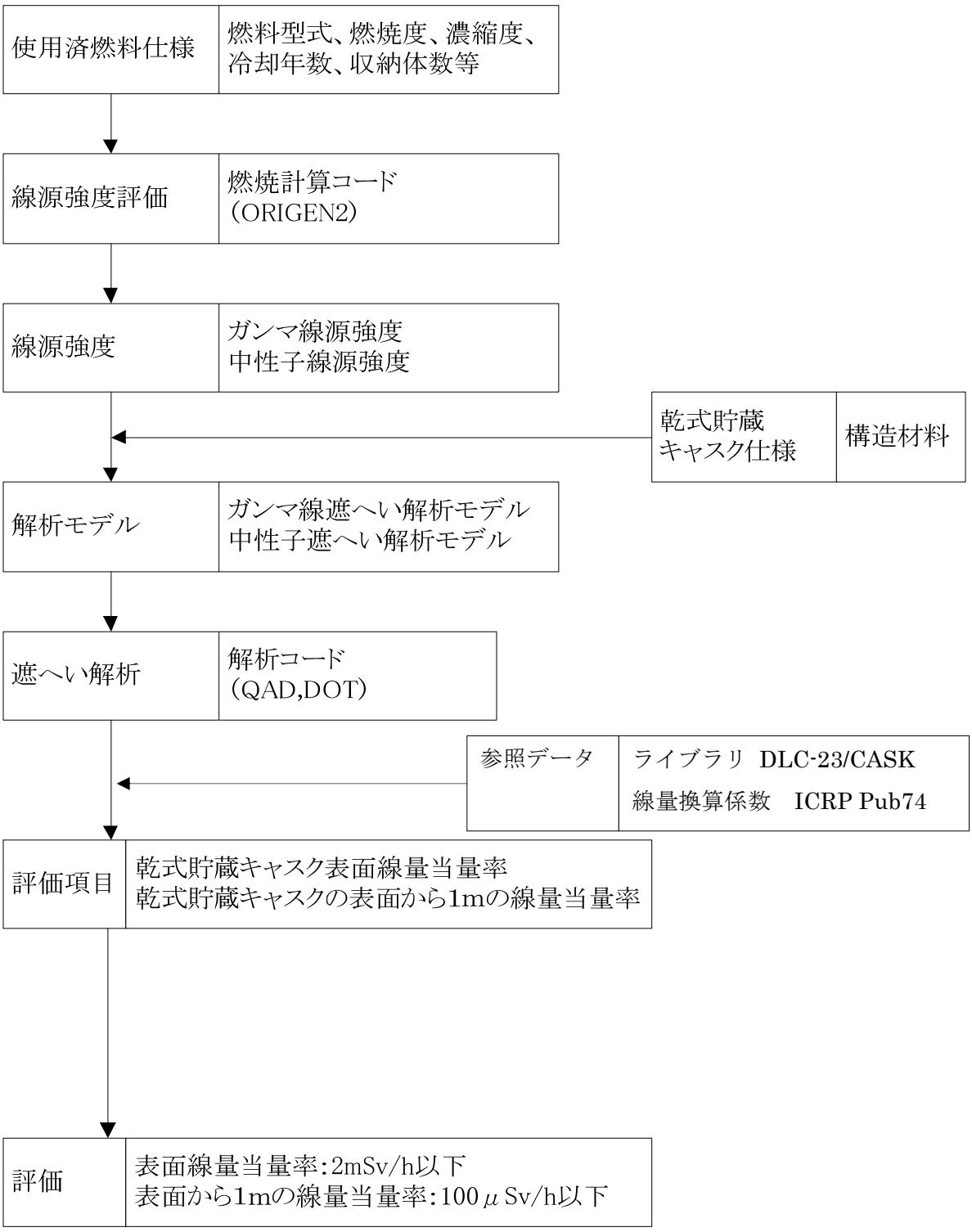



図 3.1-1　乾式貯蔵キャスクの遮へい解析フロー

2）設計基準

乾式貯蔵キャスクの設計基準は，事業所内運搬に係る法令「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（昭和 53 年 12 月 28 日通商産業省令第 77 号）第 13 条を適用し，表 3.1-1 のとおりとする。

表 3.1-1 設計基準

（単位：μSv/h）

| | 設計基準 |
|---|---|
| 乾式貯蔵キャスク<br>表面 | 2000 以下 |
| 乾式貯蔵キャスク<br>表面より 1m | 100 以下 |

3）設計条件

①遮へい厚さ

乾式貯蔵キャスクの遮へい厚さを表 3.1-2 に示す。なお，遮へい厚さは大型・中型ともに同じ厚さである。

表 3.1-2　遮へい厚さ

（単位：㎜）

| | 低合金鋼 | ステンレス鋼 | レジン |
|---|---|---|---|
| 半径方向 | 260 | － | 106/170 注 1 |
| 蓋 方 向 | 295 | 90 | 140 |
| 底 方 向 | 305 | － | 150 |

注 1：図 3.1-2 のようにレジンを用いた中性子遮へい領域の厚さは場所によって違うため 2 つの値を併記した。

②線源条件

8×8 燃料，新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料のうち最も厳しい線源条件となる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料について評価する。燃料収納条件を表 3.1-3 に示す。乾式貯蔵キャスクの収納物の線源条件を中型，大型それぞれ表 3.1-4，表 3.1-5 に示す。

表 3.1-3　燃料収納条件

| | 燃料仕様 | | |
|---|---|---|---|
| | 8×8 燃料 | 新型 8×8 | 新型 8×8<br>ジルコニウムライナ |
| 最高燃焼度(MWd/tU) | 30,000 | 33,500 | 36,500 |
| 最低冷却期間（年） | 13 | 13 | 13 |

表 3.1-4　線源条件（中型キャスク）

| 項　　目 | 線源条件 |
|---|---|
| 平均燃焼度　(MWd/t) | 36,500 |
| 初期濃縮度　(%) | 約 3.0 |
| 冷 却 期 間　(年) | 13 |
| 収 納 体 数　(体) | 37 |

表 3.1-5　線源条件（大型キャスク）

| 項　　目 | 線源条件 |
|---|---|
| 平均燃焼度　(MWd/t) | 36,500 |
| 初期濃縮度　(%) | 約 3.0 |
| 冷 却 期 間　(年) | 13 |
| 収 納 体 数　(体) | 52 |

③線源強度及びエネルギー

Ａ．ガンマ線源強度

使用済燃料のガンマ線源強度の計算はORIGEN2コードにより行う。

得られたガンマ線源強度を中型，大型それぞれ表3.1-6，表3.1-7に示す。

表3.1-6　ガンマ線源強度（中型キャスク）

| エネルギー群 | 平均エネルギー (MeV) | エネルギー範囲 (MeV) | 線源強度 (ph/s) |
|---|---|---|---|
| 1 | 0.375 | 0.30 － 0.45 | $5.991\times10^{14}$ |
| 2 | 0.575 | 0.45 － 0.70 | $2.619\times10^{16}$ |
| 3 | 0.850 | 0.70 － 1.0 | $1.567\times10^{15}$ |
| 4 | 1.25 | 1.0 － 1.5 | $9.238\times10^{14}$ |
| 5 | 1.75 | 1.5 － 2.0 | $2.766\times10^{13}$ |
| 6 | 2.25 | 2.0 － 2.5 | $5.429\times10^{10}$ |
| 7 | 2.75 | 2.5 － 3.0 | $5.208\times10^{9}$ |
| 8 | 3.50 | 3.0 － 4.0 | $6.783\times10^{8}$ |

表3.1-7　ガンマ線源強度（大型キャスク）

| エネルギー群 | 平均エネルギー (MeV) | エネルギー範囲 (MeV) | 線源強度 (ph/s) |
|---|---|---|---|
| 1 | 0.375 | 0.30 － 0.45 | $8.420\times10^{14}$ |
| 2 | 0.575 | 0.45 － 0.70 | $3.681\times10^{16}$ |
| 3 | 0.850 | 0.70 － 1.0 | $2.202\times10^{15}$ |
| 4 | 1.25 | 1.0 － 1.5 | $1.298\times10^{15}$ |
| 5 | 1.75 | 1.5 － 2.0 | $3.887\times10^{13}$ |
| 6 | 2.25 | 2.0 － 2.5 | $7.630\times10^{10}$ |
| 7 | 2.75 | 2.5 － 3.0 | $7.319\times10^{9}$ |
| 8 | 3.50 | 3.0 － 4.0 | $9.533\times10^{8}$ |

使用済燃料の構造材の放射化による線源強度を中型，大型それぞれ表 3.1-8，表 3.1-9 に示す。

表 3.1-8　構造材の放射化によるガンマ線源強度（中型キャスク）

| | Co－60 強度（decay/s） |
|---|---|
| 上部タイプレートハンドル部 | $5.259\times10^{11}$ |
| 上部タイプレートグリッド・上部端栓部 | $6.558\times10^{12}$ |
| 上部プレナム部 | $2.640\times10^{13}$ |
| 下部端栓・下部タイプレート部 | $1.270\times10^{13}$ |

表 3.1-9　構造材の放射化によるガンマ線源強度（大型キャスク）

| | Co－60 強度（decay/s） |
|---|---|
| 上部タイプレートハンドル部 | $7.390\times10^{11}$ |
| 上部タイプレートグリッド・上部端栓部 | $9.216\times10^{12}$ |
| 上部プレナム部 | $3.710\times10^{13}$ |
| 下部端栓・下部タイプレート部 | $1.784\times10^{13}$ |

B．中性子線源強度

使用済燃料の中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を中型，大型それぞれ表 3.1-10，表 3.1-11 に示す。また計算で使用する中性子エネルギースペクトルを表 3.1-12 に示す。

表 3.1-10　中性子線源強度（中型キャスク）

| | | 中性子線源強度(n/s) |
|---|---|---|
| 1 次中性子源 | 自発核分裂によるもの | $6.307\times10^{9}$ |
| | （α，n）反応によるもの | $1.042\times10^{8}$ |
| | 合　　計 | $6.411\times10^{9}$ |
| 増倍効果を考慮した全中性子線源強度 | | $1.069\times10^{10}$ |

表 3.1-11　中性子線源強度（大型キャスク）

| | | 中性子線源強度(n/s) |
|---|---|---|
| 1 次中性子源 | 自発核分裂によるもの | $8.863\times10^{9}$ |
| | （α，n）反応によるもの | $1.465\times10^{8}$ |
| | 合　　計 | $9.010\times10^{9}$ |
| 増倍効果を考慮した全中性子線源強度 | | $1.502\times10^{10}$ |

表 3.1-12　中性子エネルギースペクトル

| エネルギー群 | 上限エネルギー（MeV） | スペクトル |
|---|---|---|
| 1 | $1.492 \times 10^{1}$ | $5.72 \times 10^{-4}$ |
| 2 | $1.220 \times 10^{1}$ | $2.02 \times 10^{-3}$ |
| 3 | $1.000 \times 10^{1}$ | $6.07 \times 10^{-3}$ |
| 4 | $8.180 \times 10^{0}$ | $2.00 \times 10^{-2}$ |
| 5 | $6.360 \times 10^{0}$ | $4.12 \times 10^{-2}$ |
| 6 | $4.960 \times 10^{0}$ | $5.27 \times 10^{-2}$ |
| 7 | $4.060 \times 10^{0}$ | $1.10 \times 10^{-1}$ |
| 8 | $3.010 \times 10^{0}$ | $8.74 \times 10^{-2}$ |
| 9 | $2.460 \times 10^{0}$ | $2.28 \times 10^{-2}$ |
| 10 | $2.350 \times 10^{0}$ | $1.15 \times 10^{-1}$ |
| 11 | $1.830 \times 10^{0}$ | $2.07 \times 10^{-1}$ |
| 12 | $1.110 \times 10^{0}$ | $1.89 \times 10^{-1}$ |
| 13 | $5.500 \times 10^{-1}$ | $1.31 \times 10^{-1}$ |
| 14 | $1.110 \times 10^{-1}$ | $1.59 \times 10^{-2}$ |
| 15 | $3.350 \times 10^{-3}$ | $8.12 \times 10^{-5}$ |
| 16 | $5.830 \times 10^{-4}$ | $5.89 \times 10^{-6}$ |
| 17 | $1.010 \times 10^{-4}$ | $3.89 \times 10^{-7}$ |
| 18 | $2.900 \times 10^{-5}$ | $5.53 \times 10^{-8}$ |
| 19 | $1.070 \times 10^{-5}$ | $1.33 \times 10^{-8}$ |
| 20 | $3.060 \times 10^{-6}$ | $1.88 \times 10^{-9}$ |
| 21 | $1.120 \times 10^{-6}$ | $4.19 \times 10^{-10}$ |
| 22 | $4.140 \times 10^{-7}$ | $1.20 \times 10^{-10}$ |

4）評価方法

①中性子遮へい計算（2 次ガンマ線を含む）

中性子遮へい計算は DOT コードにより遮へい体を透過した中性子の線束を計算し，乾式貯蔵キャスク表面及び表面から 1ｍの線量率を求める。

また，2 次ガンマ線の効果についても DOT コードを用いて中性子が遮へい体内で吸収される際に発生する 2 次ガンマ線の線束を計算し，乾式貯蔵キャスク表面及び表面から 1ｍの線量率を求める。

中性子遮へいの解析モデルを図 3.1-2,3 に示す。解析モデルは，乾式貯蔵キャスクの実形状を考慮してモデル化する。乾式貯蔵キャスク上部及び下部のトラニオン周辺については中性子遮へい材の遮へい厚さが他の部分より少ないため，図 3.1-4 に示した詳細モデル（中型・大型共通）を使用する。

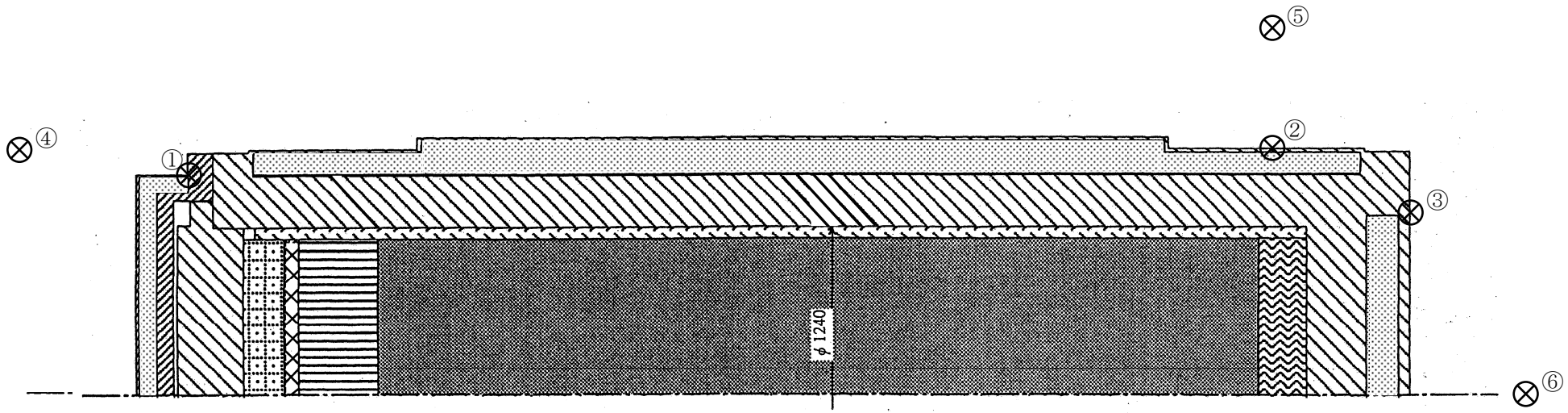
ライブラリとしては，DLC－23/CASK データを用い，線量率への変換は ICRP Pub 74 に従う。

②ガンマ線遮へい計算

ガンマ線遮へい計算は QAD コードにより遮へい体を透過したガンマ線の線束を計算し，乾式貯蔵キャスク表面及び表面から 1ｍの線量率を求める。

ガンマ線遮へいの解析モデルを図 3.1-5,6 に示す。解析モデルは，乾式貯蔵キャスクの実形状を考慮してモデル化する。

線量率への変換は ICRP Pub 74 のデータを用いる。




燃料ペレット領域

上部プレナム領域

上部タイプレートハンドル領域

上部タイプレートグリッド・上部端栓領域

下部端栓・下部タイプレート領域

乾式貯蔵キャスク本体，一次蓋領域（低合金鋼）

二次蓋領域（ステンレス鋼）

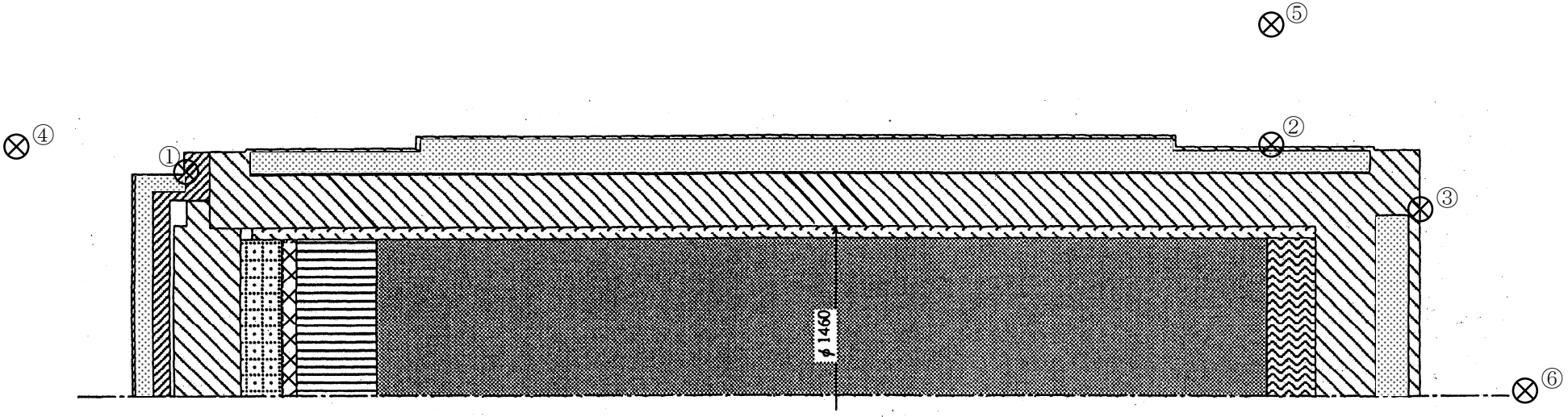
バスケットサポート領域（ステンレス鋼）

中性子しゃへい材領域（レジン）

伝熱プレート領域（銅）

（単位：mm）

図 3.1-2　乾式貯蔵キャスク中性子遮へい解析モデル（中型キャスク）




燃料ペレット領域

上部プレナム領域

上部タイプレートハンドル領域

上部タイプレートグリッド・上部端栓領域

下部端栓・下部タイプレート領域

乾式貯蔵キャスク本体，一次蓋領域（低合金鋼）

二次蓋領域（ステンレス鋼）

バスケットサポート領域（ステンレス鋼）

中性子遮へい材領域（レジン）

伝熱プレート領域（銅）

（単位：mm）

図 3.1-3　乾式貯蔵キャスク中性子遮へい解析モデル（大型キャスク）

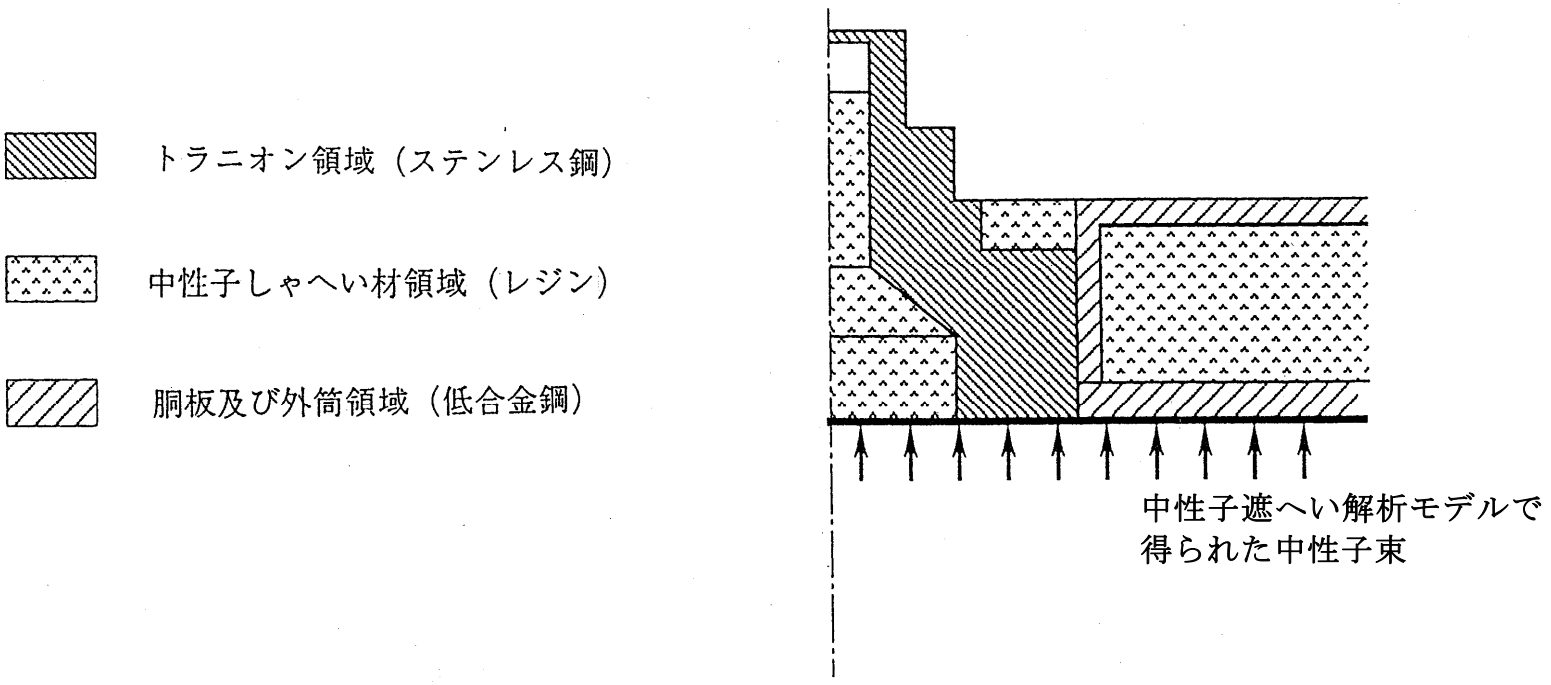
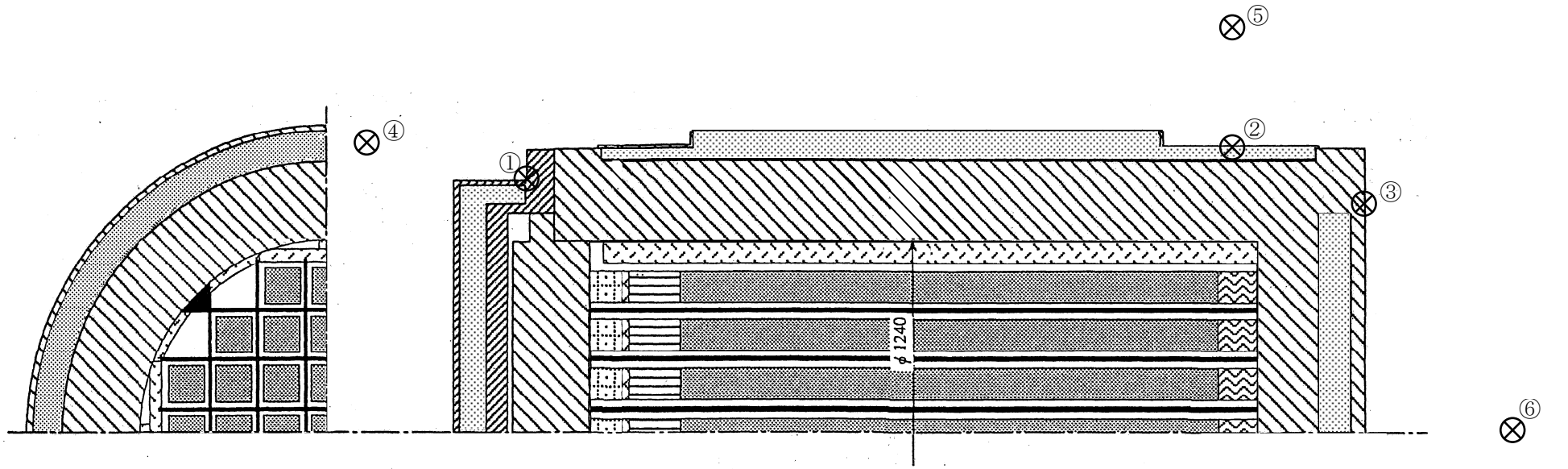



図 3.1-4　乾式貯蔵キャスクトラニオン部の中性子遮へい解析モデル（中型キャスク・大型キャスク共通）




燃料ペレット領域

上部プレナム領域

上部タイプレートハンドル領域

上部タイプレートグリッド・上部端栓領域

下部端栓・下部タイプレート領域

乾式貯蔵キャスク本体，一次蓋領域（低合金鋼）

二次蓋領域（ステンレス鋼）

バスケットプレート領域（ボロン添加アルミニウム合金[B-Aℓ]）

バスケットサポート領域（ステンレス鋼）

中性子遮へい材領域（レジン）

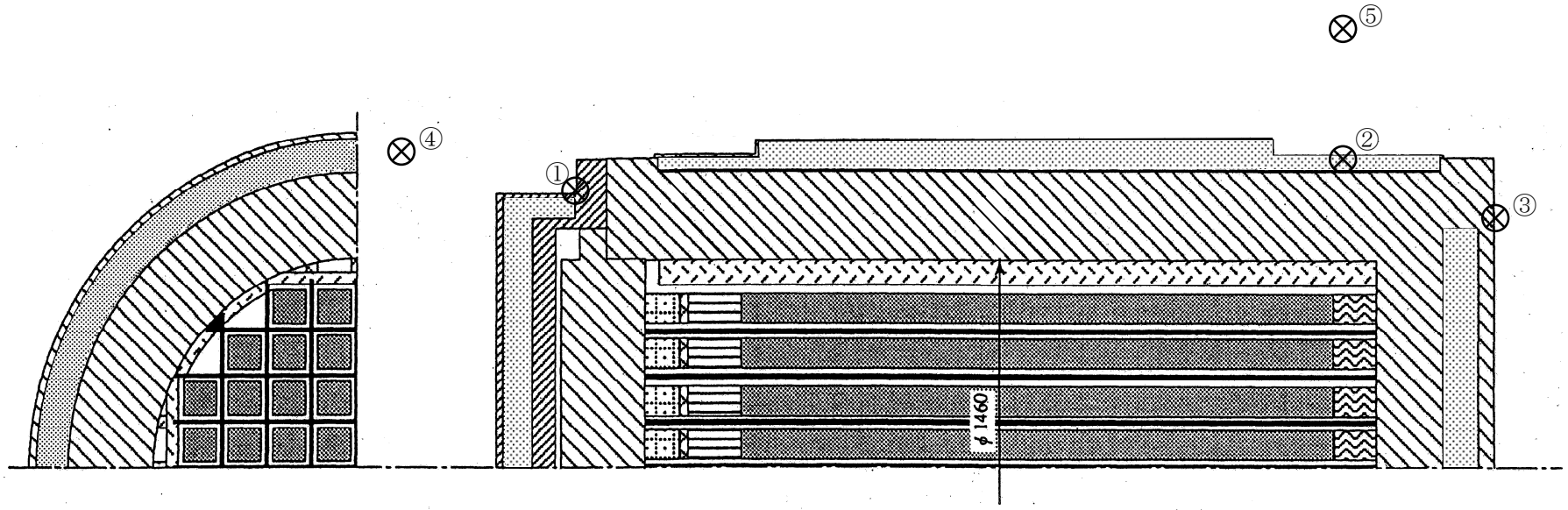
伝熱プレート領域（銅）

⊗評価点

（①②③：表面
④⑤⑥：表面から 1m）

（単位：mm）

図 3.1-5　乾式貯蔵キャスクガンマ線遮へい解析モデル（中型キャスク）




燃料ペレット領域

上部プレナム領域

上部タイプレートハンドル領域

上部タイプレートグリッド・上部端栓領域

下部端栓・下部タイプレート領域

乾式貯蔵キャスク本体，一次蓋領域（低合金鋼）

二次蓋領域（ステンレス鋼）

バスケットプレート領域（ボロン添加アルミニウム合金[B-Aℓ]）

バスケットサポート領域（ステンレス鋼）

中性子遮へい材領域（レジン）

伝熱プレート領域（銅）

⊗評価点

（①②③：表面
④⑤⑥：表面から 1m）

（単位：mm）

図 3.1-6　乾式貯蔵キャスクガンマ線遮へい解析モデル（大型キャスク）

5）評価結果

乾式貯蔵キャスクの評価結果を中型，大型それぞれ表 3.1-13，表 3.1-14 に示す。なお，評価結果は半径方向，蓋方向及び底方向における線量率の最大値を示している。

本表に示すとおり，乾式貯蔵キャスクは中型・大型ともに設計基準値を満足している。

半径方向（評価点②）が計算結果のうち最大であるのは，中性子遮へい材であるレジンが他の領域に比べて少ないトラニオン部であり中性子線の線量率が大きいことによる。

なお使用済燃料を乾式貯蔵キャスクに収納する場合は，収納する使用済燃料の燃焼度が 36500MWd/t 以下であることを確認する。

表 3.1-13　線量率の計算結果（中型キャスク）

（単位：μSv/h）

| | 表　　面 | | | 表面から 1m | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 蓋方向 | 半径方向 | 底方向 | 蓋方向 | 半径方向 | 底方向 |
| 評価点 | ① | ② | ③ | ④ | ⑤ | ⑥ |
| 計 算 結 果 | 300 | 1101 | 117 | 5 | 78 | 18 |
| 設計基準値 | 2000 | | | 100 | | |

表 3.1-14　線量率の計算結果（大型キャスク）

（単位：μSv/h）

| | 表　　面 | | | 表面から 1m | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 蓋方向 | 半径方向 | 底方向 | 蓋方向 | 半径方向 | 底方向 |
| 評価点 | ① | ② | ③ | ④ | ⑤ | ⑥ |
| 計 算 結 果 | 371 | 1189 | 131 | 6 | 80 | 22 |
| 設計基準値 | 2000 | | | 100 | | |

参考資料

# 遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送キャスクの崩壊熱計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

①燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

②原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.1-7 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送キャスク，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[1)]。

（５）検証方法

汎用コードの導入評価[1)]が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[2)]が実施されていることが確認されている。

1)A.G.Croff, “ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIALMETHOD”,CCC-371(1987)

2)(社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

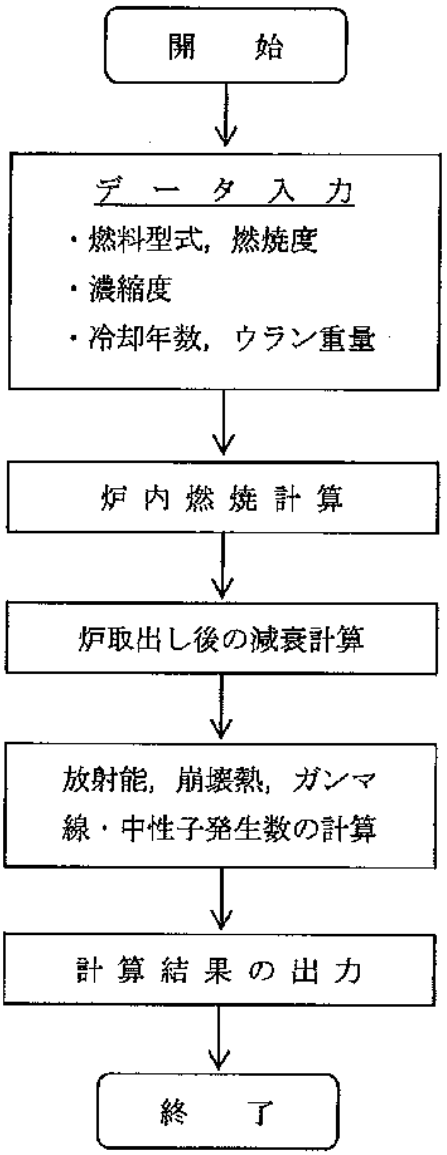



図 3.1-7　ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5 コード）について

（１）概要

DOT3.5 コード（以下「DOT コード」という。）は二次元輸送コードであり，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された汎用解析コードである。

（２）機能

DOT コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

① ガンマ線や中性子線に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり，放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。

② DOT コードは，二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図 3.1-8 に示す。

（４）使用実績

DOT コードは，原子力施設の遮へい計算に広く用いられており，輸送キャスクの遮へい解析に豊富な実績がある。

（５）検証

汎用コードの導入評価[1)]が実施されていることを確認。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[2)]が実施されていることを確認。

1)W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”, CCC-276,1978 年 10 月

2)(社)日本原子力学会“中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月

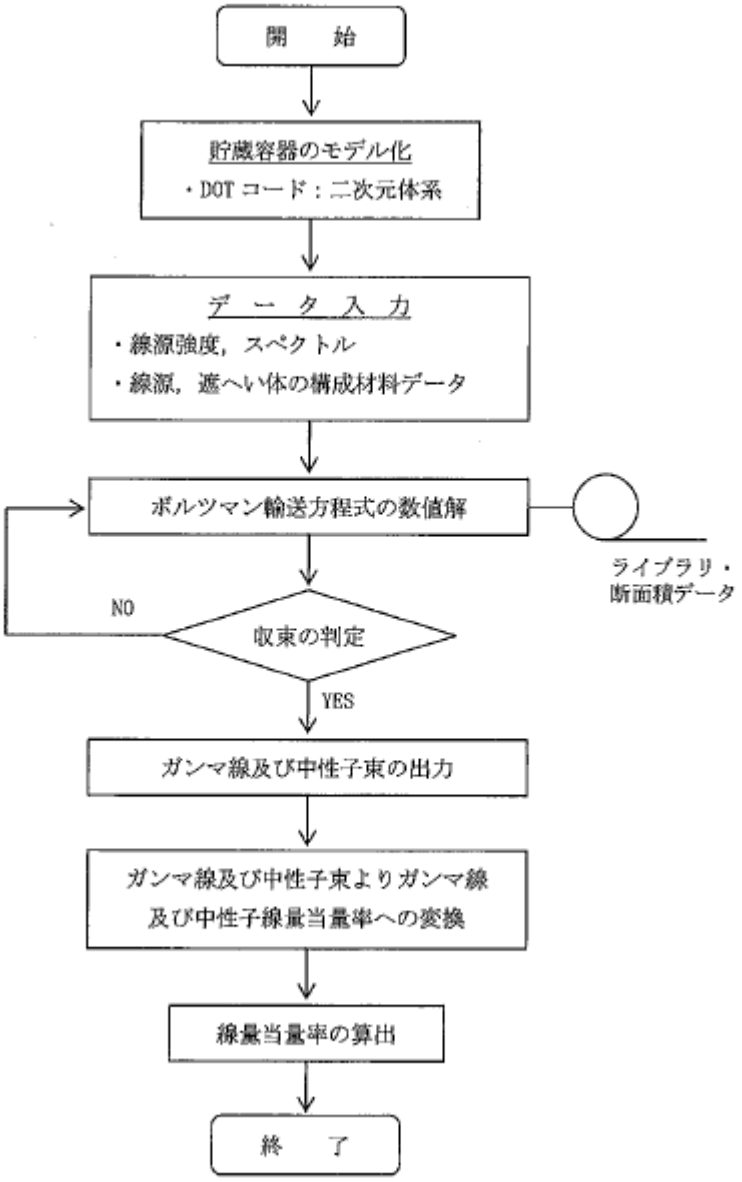



図 3.1-8　DOT コードの解析フロー図

遮へい解析に用いるコード（QAD コード）について

（１）概要

QAD コードは米国 Los Alamos National Laboratory で開発された点減衰核積分法に基づくコードであり，遮へい体内での高速中性子及びガンマ線の透過を計算できる。

QAD コードは公開コードであり，使用済燃料輸送キャスクの遮へい解析等に広く利用されている。

（２）機能

QAD コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

① 線源は角柱，円柱，あるいは球形の形状で表すことができる。

② 遮へい体領域は二次元線，あるいは角柱，球形等の組み合わせにより記述することが可能であり，三次元問題まで取り扱うことできる。

③ 計算は入力で指定した検出点について行われ，結果は同じく入力で指定される種々の形に表すことができる。

（３）解析フロー

QAD コードの解析フローを図 3.1-9 に示す。

（４）使用実績

QAD コードは，使用済燃料輸送キャスクのガンマ線遮へい解析に豊富な実績を有する。

（５）検証

ベンチマーク試験による検証[1)] が実施されていることを確認。

1)(社)日本原子力学会“ガンマ線遮蔽設計ハンドブック”，1988 年 1 月

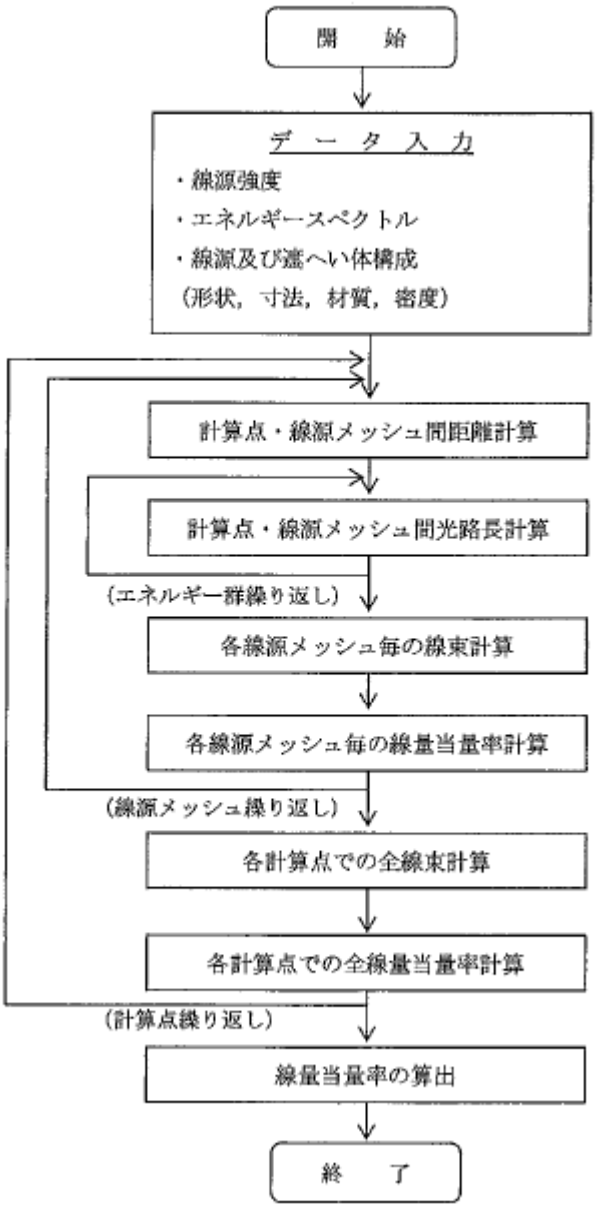



図 3.1-9　QAD コードの解析フロー図

(2) 輸送貯蔵兼用キャスク A の遮へい機能

輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

(3) 輸送貯蔵兼用キャスクBの遮へい機能

1) 基本的な考え方

遮へい設計に当たっては，周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

① 輸送貯蔵兼用キャスクBはガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。

② ガンマ線遮へい材には，十分な厚みを有する鋼製の材料を用いる。

③ 中性子遮へい材は，水素を多く含有するレジンで構成される。

輸送貯蔵兼用キャスクBの遮へい解析フローは，図3.1-1に示す乾式貯蔵キャスクの遮へい解析フローと同様である。この中で評価条件として用いる使用済燃料仕様，輸送貯蔵兼用キャスクBの仕様，線源強度及び解析モデル等は添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容と同じ条件である。よって，本評価結果は既存評価書の内容を引用する。

2）設計基準

輸送貯蔵兼用キャスク B の設計上の基準は，輸送貯蔵兼用キャスク B 表面の線量当量率が 2 mSv/h 以下及び輸送貯蔵兼用キャスク B 表面から 1m の線量当量率が 100 μSv/h 以下とする。

3）設計条件

①遮へい厚さ

輸送貯蔵兼用キャスク B の評価において考慮する遮へい材の厚さを表 3.1-15 に示す。

表 3.1-15　遮へい厚さ

（単位：cm）

| | 炭素鋼<br>ステンレス鋼 | レジン |
|---|---|---|
| 半径方向<br>（軸方向中央部） | 約 26 | 約 14 |
| 蓋 方 向<br>（径方向中央部） | 約 29 | 約 9 |
| 底 方 向<br>（径方向中央部） | 約 29 | 約 11 |

②線源条件

輸送貯蔵兼用キャスク B の収納物の線源条件を表 3.1-16 に示す。配置制限に従い，輸送貯蔵兼用キャスク B の中心領域に最高燃焼度燃料を配置し，外周領域には平均燃焼度燃料を配置する条件とする。

表 3.1-16　線源条件

| 燃料集合体の種類 | | 新型８×８ジルコニウムライナ燃料 |
|---|---|---|
| 初期濃縮度（wt%） | | 約2.9 |
| 燃焼度 | 平均燃焼度<br>(MWd/t) | 34,000 |
| | 最高燃焼度<br>(MWd/t) | 40,000 |
| 冷却期間（年） | | 18 |

③線源強度及びエネルギー

A. ガンマ線源強度

使用済燃料の燃料有効部のガンマ線源強度の計算はORIGEN2コードにより行う。エネルギー群構造は，DLC-23/CASKライブラリのガンマ線18群構造に振り分けたものを用いる。また，使用済燃料の構造材の放射化によるガンマ線源強度には，構造材中に含まれるCoを考慮する。

B. 中性子線源強度

使用済燃料の燃料有効部の中性子線源強度の計算はORIGEN2コードにより行う。

それぞれの線源強度を表3.1-17に示す。また，中性子エネルギースペクトルを表3.1-18に示す。

表3.1-17　使用済燃料の線源強度

| 線種 | | 線源強度 |
|---|---|---|
| ガンマ線源強度 | 燃料有効部 | $8.949\times10^{16}$ ($s^{-1}$) |
| | 構造材の放射化 | $1.290\times10^{14}$ (Bq) |
| 中性子線源強度 | | $1.415\times10^{10}$ ($s^{-1}$) |

表 3.1-18　中性子エネルギースペクトル

| エネルギー群 | 上限エネルギー（eV） | スペクトル 注) |
|---|---|---|
| 1 | $1.492\times10^{7}$ | $5.72\times10^{-4}$ |
| 2 | $1.220\times10^{7}$ | $2.02\times10^{-3}$ |
| 3 | $1.000\times10^{7}$ | $6.07\times10^{-3}$ |
| 4 | $8.180\times10^{6}$ | $2.00\times10^{-2}$ |
| 5 | $6.360\times10^{6}$ | $4.12\times10^{-2}$ |
| 6 | $4.960\times10^{6}$ | $5.27\times10^{-2}$ |
| 7 | $4.060\times10^{6}$ | $1.10\times10^{-1}$ |
| 8 | $3.010\times10^{6}$ | $8.74\times10^{-2}$ |
| 9 | $2.460\times10^{6}$ | $2.28\times10^{-2}$ |
| 10 | $2.350\times10^{6}$ | $1.15\times10^{-1}$ |
| 11 | $1.830\times10^{6}$ | $2.07\times10^{-1}$ |
| 12 | $1.110\times10^{6}$ | $1.89\times10^{-1}$ |
| 13 | $5.500\times10^{5}$ | $1.31\times10^{-1}$ |
| 14 | $1.110\times10^{5}$ | $1.59\times10^{-2}$ |
| 15 | $3.350\times10^{3}$ | $8.12\times10^{-5}$ |
| 16 | $5.830\times10^{2}$ | $5.89\times10^{-6}$ |
| 17 | $1.010\times10^{2}$ | $3.89\times10^{-7}$ |
| 18 | $2.900\times10^{1}$ | $5.53\times10^{-8}$ |
| 19 | $1.070\times10^{1}$ | $1.33\times10^{-8}$ |
| 20 | $3.060\times10^{0}$ | $1.88\times10^{-9}$ |
| 21 | $1.120\times10^{0}$ | $4.19\times10^{-10}$ |
| 22 | $4.140\times10^{-1}$ | $1.20\times10^{-10}$ |

注）　$^{239}$Ｐｕの核分裂スペクトルを DLC-23/CASK ライブラリの中性子 22 群構造に振り分けたものである。

4）評価方法

輸送貯蔵兼用キャスク B の遮へい解析においては，遮へい材の最小厚さを考慮し，輸送貯蔵兼用キャスク B の実形状を軸方向断面に二次元でモデル化する。輸送貯蔵兼用キャスク B の遮へい解析モデルを図 3.1-10 に示す。なお，上部と下部のトラニオン周辺と二次蓋に設ける圧力監視装置部については，当該部近傍の線束から，遮へい評価を行う。遮へい計算はガンマ線，中性子共に DOT コードにより遮へい材を透過したガンマ線及び中性子の線束を計算し，輸送貯蔵兼用キャスク B 表面及び表面から 1m の線量当量率を求める。また，二次ガンマ線の効果についても DOT コードにより中性子が遮へい材内で吸収される際に発生する二次ガンマ線の線束を計算し，輸送貯蔵兼用キャスク B 表面及び表面から 1m の線量当量率を求める。ライブラリとしては，DLC-23/CASK データを用いて線量当量率への変換は ICRP Pub.74 に従う。

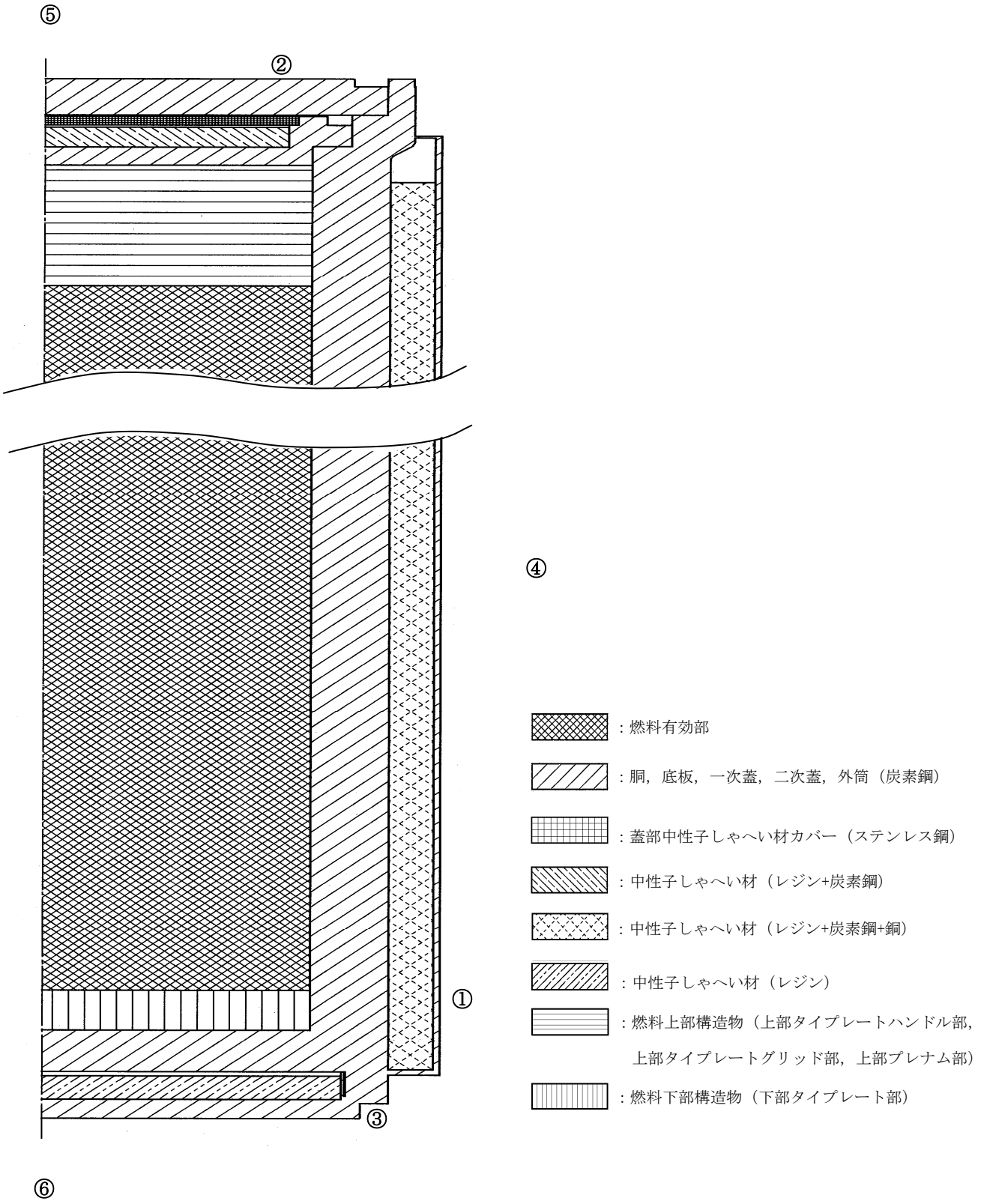



図 3.1-10　輸送貯蔵兼用キャスク B 遮へい解析モデル

5）評価結果

輸送貯蔵兼用キャスク B の評価結果を表 3.1-19 に示す。なお,評価結果は半径方向,蓋方向及び底方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり，輸送貯蔵兼用キャスク B は設計基準値を満足している。

表 3.1-19　線量当量率の評価結果

（単位：μSv/h）

| | 表面 | | | 表面から 1m | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | 側部 | 蓋部 | 底部 | 側部 | 蓋部 | 底部 |
| 評価点 | ① | ② | ③ | ④ | ⑤ | ⑥ |
| 評価結果 | 1108 | 820 | 291 | 78 | 75 | 81 |
| 設計基準値 | 2000 | | | 100 | | |

4 臨界防止機能

4.1 乾式キャスクの臨界防止機能について

(1) 乾式貯蔵キャスクの臨界防止機能について

1) 基本的考え方

乾式貯蔵キャスクの臨界防止に当たっては,想定されるいかなる場合にも使用済燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

①使用済燃料を収納するバスケットは格子構造として，使用済燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

②バスケットの材料には,中性子を吸収するボロン添加アルミニウム合金等を使用する。

乾式貯蔵キャスクの臨界防止機能について，使用済燃料仕様，乾式貯蔵キャスク仕様及び解析モデル等は添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容から変更はない。よって，本評価結果は既存評価書の内容を引用する。

2) 設計基準

実効増倍率は想定されるいかなる場合も 0.95 以下であること。

3) 評価条件

乾式貯蔵キャスクの臨界解析は，KENO-Ⅵコードを使用する。図 4.1-1，図 4.1-2 に臨界解析モデルを示す。実効増倍率を大きく見積もるため,評価条件を下記の通りとした。

・評価は 8×8 燃料，新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料のうち，濃縮度の高い新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料について行う。
・新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料の使用期間を通じての炉心内装荷状態での最大無限増倍率は 1.23 程度であるが，保守的に炉心内装荷状態での無限増倍率を 1.30 とする。
・キャスク内部については燃料有効長部には水が存在するとし，燃料有効長以外の領域及びキャスク外部は真空とする。
・乾式貯蔵キャスクの外側は，境界条件として完全反射体で無限個の乾式貯蔵キャスが接触して配列しているものとする。
・使用済燃料がキャスクの中心寄りに配置された状態とする。
・バスケット板厚は製造公差を考慮した最小値とする。
・バスケット孔寸法は製造公差を考慮した最小値とする。
・バスケットプレート材料のボロン添加アルミニウム合金中のボロン 10 含有量は，製造下限値に余裕をみた値とした。

4）評価方法

乾式貯蔵キャスクの実効増倍率は，燃料棒単位セル計算により求まる燃料集合体平均の核定数を用い，乾式貯蔵キャスクの実形状をモデル化し，臨界解析コードを使用して求める。臨界解析の評価フローを参考資料の図 4.1-3 に示す。

5）評価結果

乾式貯蔵キャスクについて臨界解析の結果は，表 4.1-1 に示すとおり実効増倍率は設計基準を満足している。

表 4.1-1 臨界解析結果

| キャスクタイプ | 実効増倍率※ | 設計基準値 |
|---|---|---|
| 乾式貯蔵キャスク(中型) | 0.83<br>(0.825) | 0.95 |
| 乾式貯蔵キャスク(大型) | 0.83<br>(0.824) | 0.95 |

※モンテカルロ計算の統計誤差 3σ を考慮した値
(括弧内は統計誤差を考慮しない値)

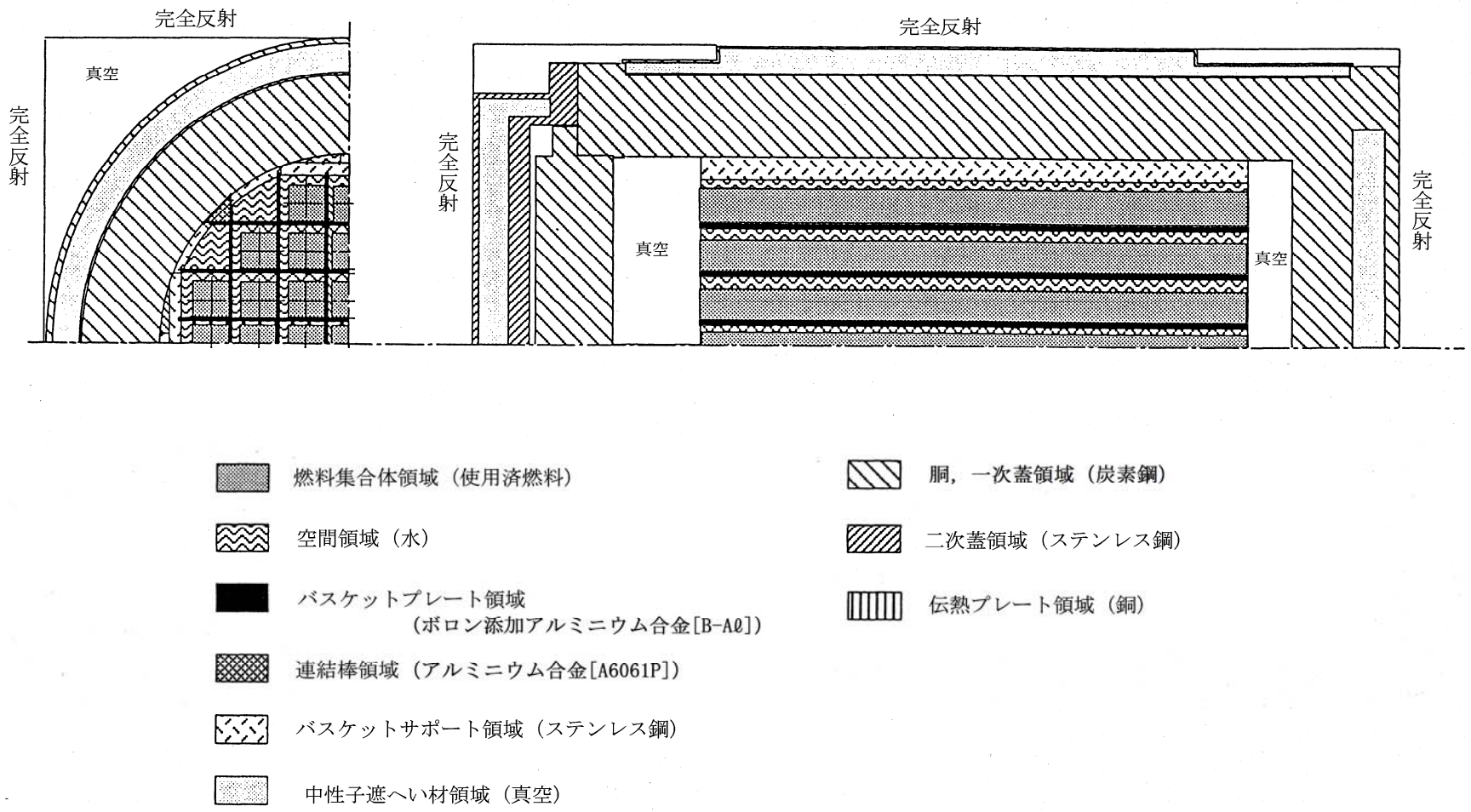
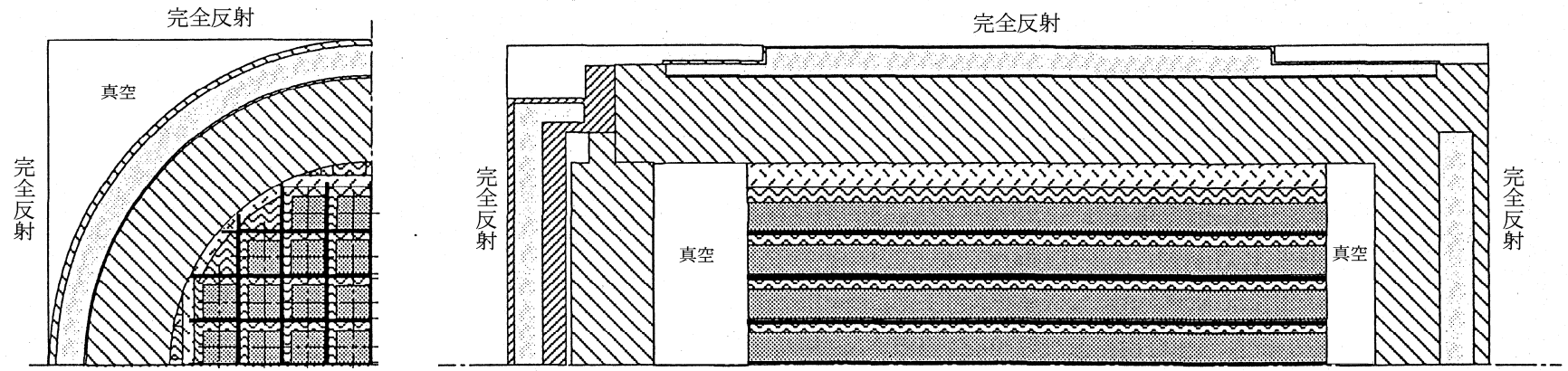



図 4.1-1 臨界解析モデル(乾式貯蔵キャスク(中型キャスク))




燃料集合体領域（使用済燃料）

空間領域（水）

バスケットプレート領域
（ボロン添加アルミニウム合金[B-Aℓ]）

連結棒領域（アルミニウム合金[A6061P]）

バスケットサポート領域（ステンレス鋼）

中性子遮へい材領域（真空）

胴，一次蓋領域（炭素鋼）

二次蓋領域（ステンレス鋼）

伝熱プレート領域（銅）

図 4.1-2 臨界解析モデル(乾式貯蔵キャスク(大型キャスク))

参考資料

# 臨界解析に用いるコード（KENO-VI）について

(1) 概要

KENO-VIコードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり,輸送キャスクの臨界解析などに利用されている。

(2) 機能

KENO-VIコードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

KENO-VIコードの解析フローを図 4.1-3 に示す。

(4) 使用実績

KENO-VIコードは，国内外で輸送キャスクの臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

(5) 検証

米国のバッテル研究所（パシフィックノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験[1)]の中から 3 種類の臨界体系をベンチマーク試験として選び，検証を行った。

1)S.R.Bierman, D.D.Clayton, and B.M.Durst, “Critical Separation between Sub-critical Clusters of 2.35wt% 235U Enriched UO2 Rods in Water with Fixed Neutron Poisons,” PNL-2438, Battel Pacific Northwest Laboratories, 1977

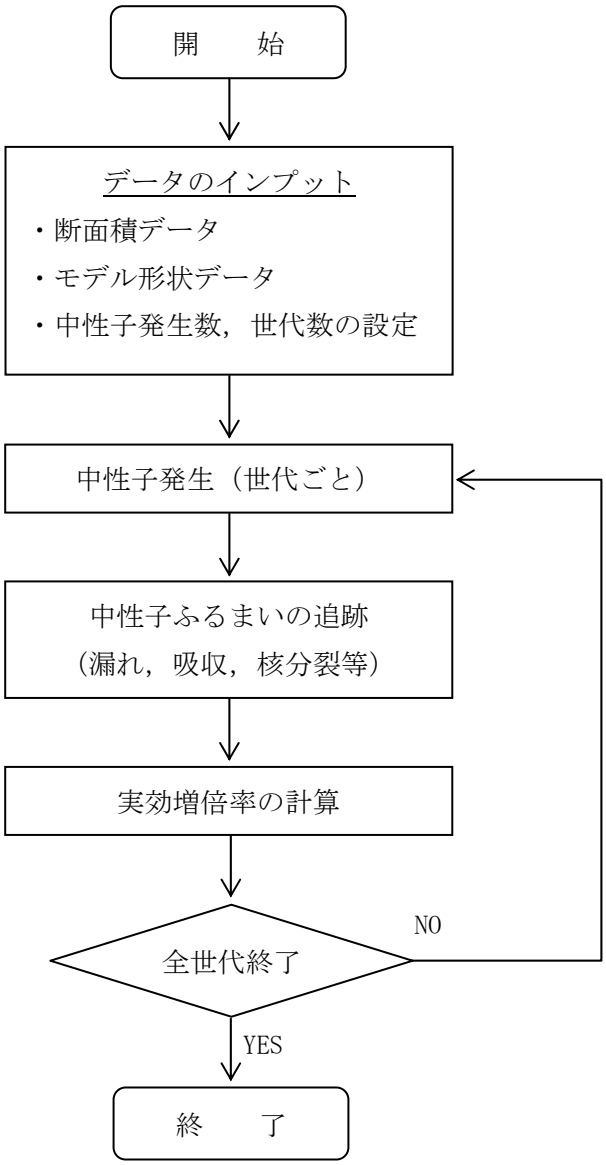



図 4.1-3 臨界解析フロー

(2) 輸送貯蔵兼用キャスクの臨界防止機能について

1) 基本的考え方

輸送貯蔵兼用キャスクの臨界防止に当たっては，想定されるいかなる場合にも使用済燃料が臨界に達することを防止するために以下のとおり設計する。

① 使用済燃料を収納するバスケットは格子構造として，使用済燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
② 輸送貯蔵兼用キャスク B においては，バスケットの材料に中性子を吸収するボロンを添加したステンレス鋼を用いる。

輸送貯蔵兼用キャスクの臨界防止機能について，使用済燃料仕様，輸送貯蔵兼用キャスク仕様及び解析モデル等は添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容から変更はない。よって，本評価結果は既存評価書の内容を引用する。ここでは，評価上最も厳しい胴内に水が満たされたケースについて示す。

なお，輸送貯蔵兼用キャスク A については今後評価結果を記載する。

2) 設計基準

実効増倍率は想定されるいかなる場合も 0.95 以下であること。

3) 評価条件

輸送貯蔵兼用キャスクの臨界解析には，KENO-V.a コードを使用する。図 4.1-4 に臨界解析モデルを示す。実効増倍率を大きく見積もるため，評価条件を下記の通りとした。

- 収納する使用済燃料の炉心内装荷状態での最大無限増倍率は 1.30 未満であるが，保守的に炉心内装荷状態での無限増倍率は 1.30 を仮定する。
- キャスク胴内には水が存在するものとする。
- キャスク胴内における燃料集合体として存在する部分は燃料有効長に相当する部分のみとし，上・下部タイプレート部等を水に置き換える。また，キャスク胴内での燃料領域の上，下の部分は水に置き換える。
- 輸送貯蔵兼用キャスクの外側は，境界条件として完全反射体で無限個の輸送貯蔵兼用キャスクが配列しているものとする。
- 使用済燃料がキャスクの中心寄りに配置された状態とする。
- チャンネルボックスを考慮する。
- バスケットの格子幅公差を安全側に考慮する。
- 中性子遮へい材(側部，蓋部，底部)を無いものとする。
- バスケットのボロン含有量は最小値を用いる。

4) 評価方法

輸送貯蔵兼用キャスクの実効増倍率は，KENO-V.a コードを用いて求める。臨界解析の評価フローを参考資料の図 4.1-5 に示す。

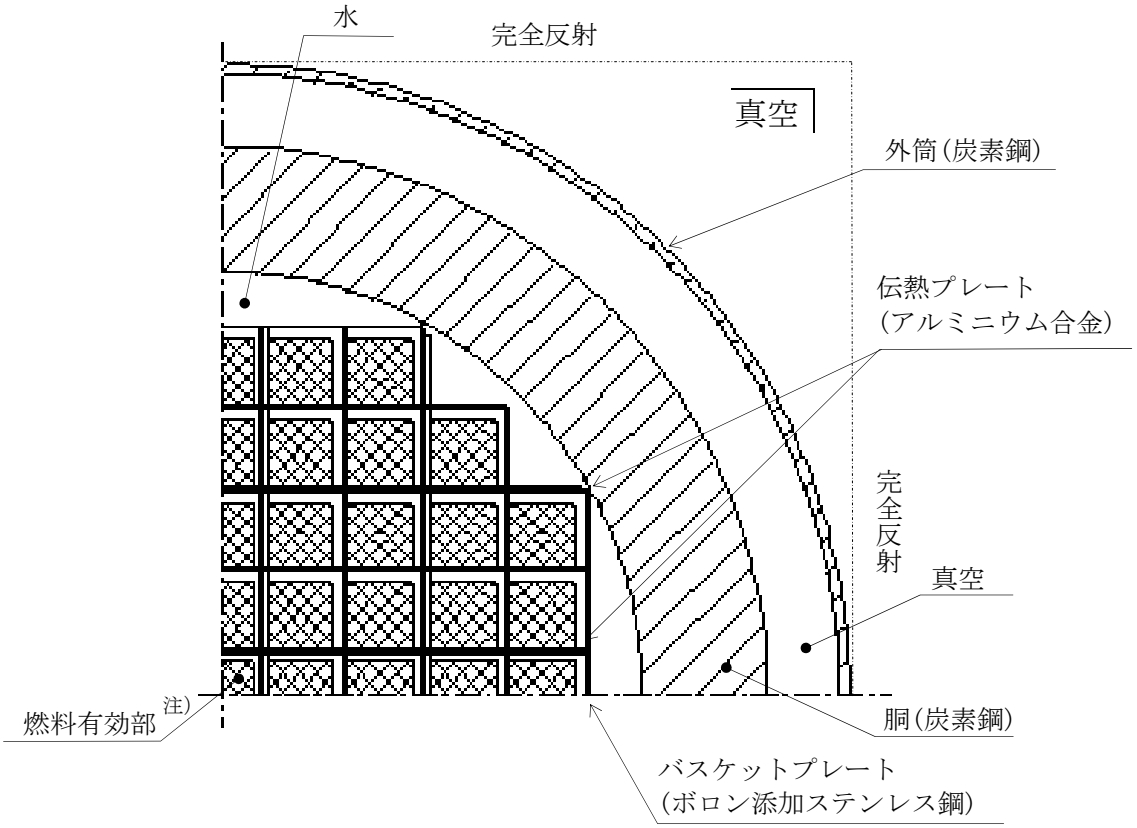
5) 評価結果

輸送貯蔵兼用キャスクについて臨界解析の結果は，表 4.1-2 に示すとおり実効増倍率は設計基準を満足している。

表 4.1-2　臨界解析結果

| キャスク<br>タイプ | 実効増倍率※ | 設計基準値 |
|---|---|---|
| 輸送貯蔵兼用キャスク B | 0.88<br>(0.875) | 0.95 |

※ モンテカルロ計算の統計誤差 3σ を考慮した値
(括弧内は統計誤差を考慮しない値)




注）燃料有効長部はチャンネルボックスを考慮してモデル化

（縦断面の構成は，図 3.1-10　遮へい解析モデルとほぼ同じである）

図 4.1-4　臨界解析モデル(輸送貯蔵兼用キャスク B)

参考資料

# 臨界解析に用いるコード（KENO-Ⅴ.a）について

## （1） 概要

KENO-Ⅴ.a コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり，輸送キャスクの臨界解析などに利用されている。

## （2） 機能

KENO-Ⅴ.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

③ 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

④ 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

## （3） 解析フロー

KENO-Ⅴ.a コードの解析フローを図 4.1-5 に示す。

## （4） 使用実績

KENO-Ⅴ.a コードは，国内外で輸送キャスクの臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

## （5） 検証

米国のバッテル研究所（パシフィック　ノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験[1)]を対象としたベンチマーク解析を実施し，検証を行った。

1) S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% $^{235}U$ Enriched $UO_2$ Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784(PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, (1981).

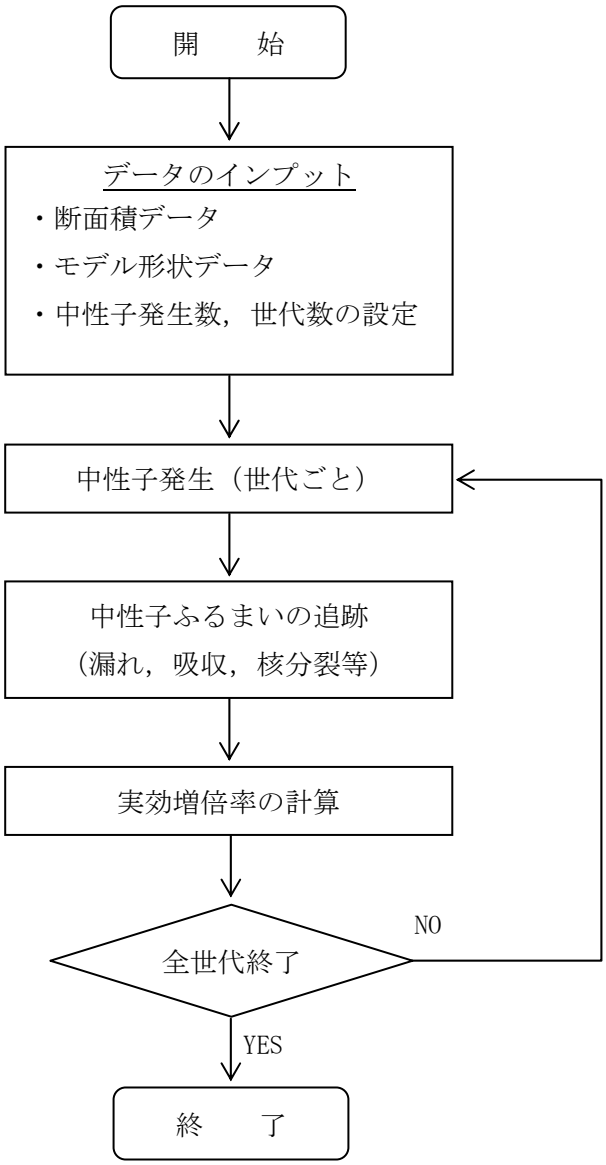



図 4.1-5　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

# 安全対策について

## 1 安全対策

### (1)落下防止対策内容

キャスク水平吊具及びフック，ワイヤロープ等クレーンの揚重装置の構造を図 1-1～4 に示す。

#### 1) ワイヤロープの二重化

一端をイコライザに固定し，他端をドラムに固定したワイヤロープによりフックブロックを吊る。図 1-2 のようにワイヤロープは 2 系列設けることで二重化する。

#### 2) ブレーキの二重化

ワイヤロープの巻上げ，巻下げを行うドラム減速機のブレーキを図 1-3 のように 2 基設置し，ブレーキを二重化する。

#### 3) キャスク水平吊具の二重化

図 1-4 のようにキャスク水平吊具をフックで吊上げると共に安全板を揚重機フックブロックのシーブピンに掛けることで吊上げ方法を二重化する。

#### 4) その他の落下防止対策

・電源喪失時には直ちにブレーキが作動し，ドラムの空転による荷の落下を防止する。
・主巻減速機に過速検出器を設け，一定の回転速度以上になった場合にブレーキが作動するようにし，荷の落下を防止する。

### (2) その他の安全対策

・主巻きの巻下げ速度を 1.5m/min に制限し，荷が着床した時の衝撃を緩和する。
・コンクリートモジュールに乾式キャスクが衝突しないように，クレーンの横行装置にリミットスイッチを取付け，横行範囲を制限する。

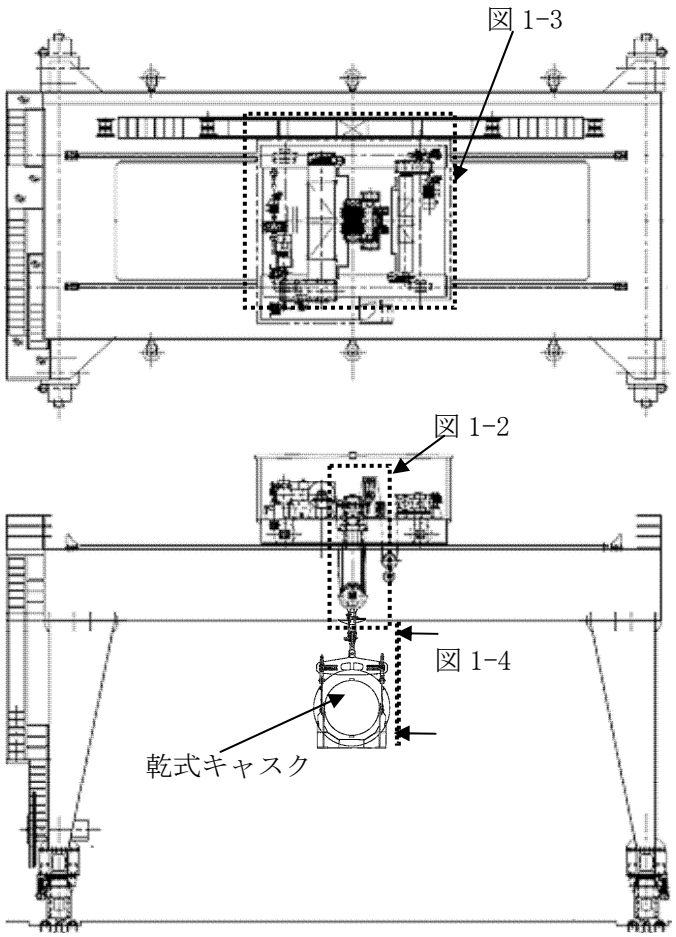



図 1-1 クレーン全体図

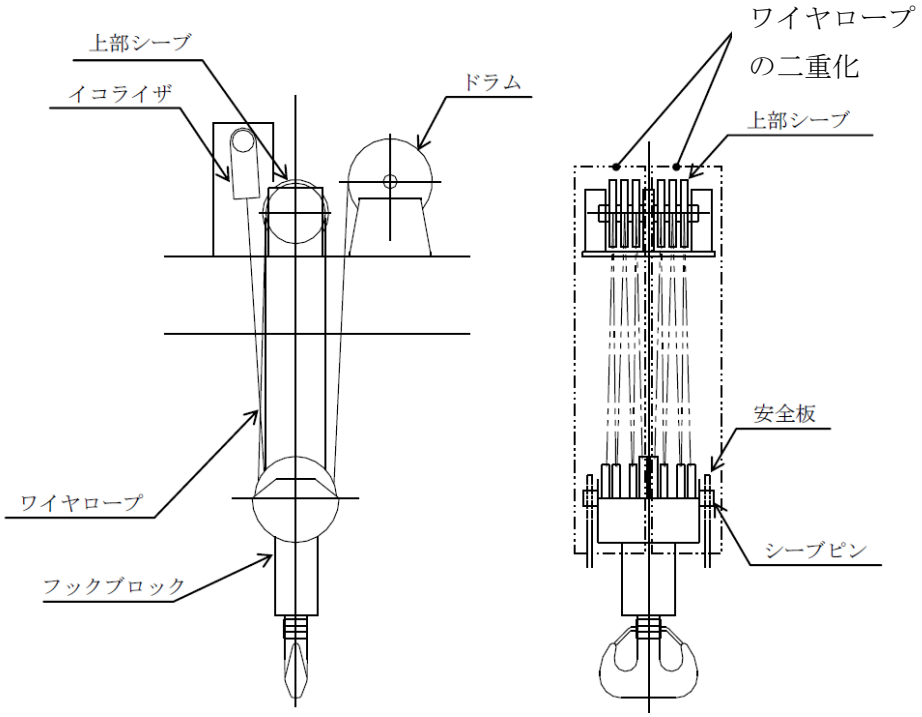



図 1-2 主巻シーブ詳細

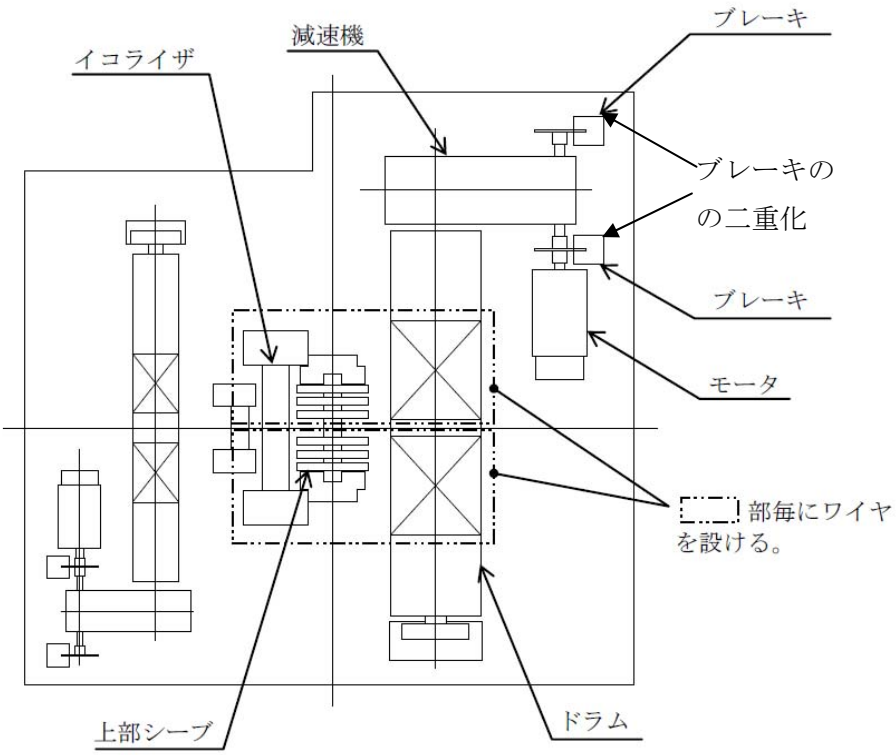



図 1-3 トロリ平面図

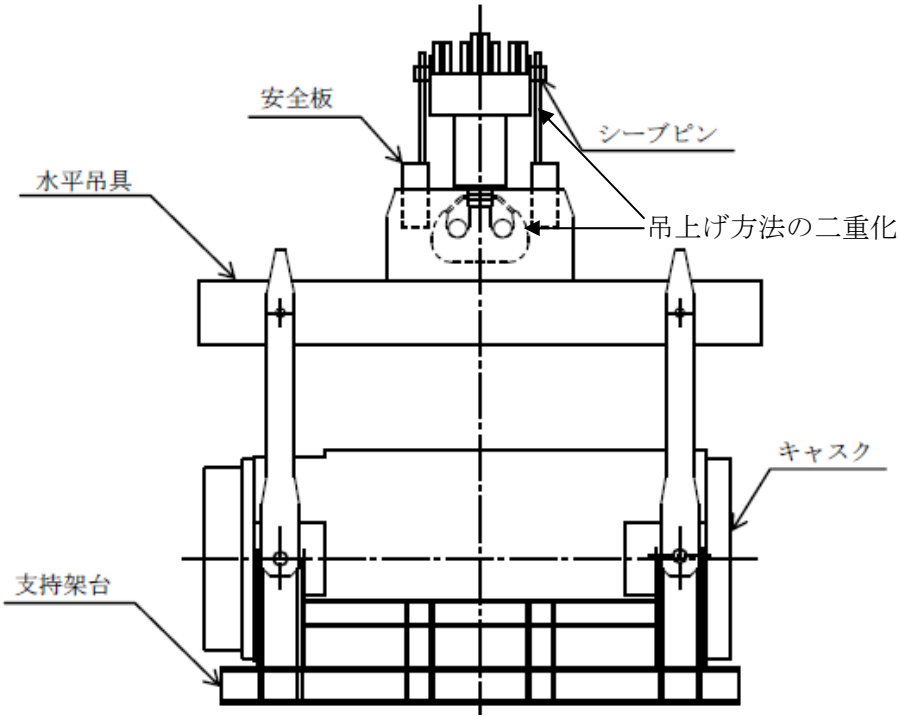



図 1-4 水平吊具

# 管理・運用について

## 1. 二重蓋間圧力及び表面温度の監視

キャスク仮保管設備には，乾式キャスクの一次蓋，二次蓋間の圧力を監視することにより密封機能を監視する密封監視装置と，乾式キャスク表面の温度を監視することにより乾式キャスクの除熱機能を監視する表面温度監視装置を設置する。

監視装置の概要を図 1-1 に示す。

密封監視装置は各乾式キャスクに圧力センサ 2 個をそれぞれ系統分離し 2 系統として設置され，万一，蓋間圧力が設定値まで低下した場合には免震重要棟に設置した監視装置(PC)にて警報が確認でき，指示値も確認できる。

表面温度監視装置は各乾式キャスクに温度センサ 1 個を設置し，万一，表面温度が設定値まで上昇した場合には免震重要棟に設置した監視装置(PC)にて警報が確認でき，指示値も確認できる。

なお，温度センサの接続ケーブルが断線によりデータが採取されない場合にも免震重要棟に設置した監視装置(PC)に警報が発生する。

また，密封監視装置および表面温度監視装置のデータは記録される。

監視装置の仕様を表 1-1 に示す。

## 2. 放射線量の監視

キャスク仮保管設備内に設置するエリア放射線モニタにより放射線量の監視を行うとともに，モニタリングポストにより周辺公衆に対する影響を確認する。また，巡視点検時にキャスク仮保管設備の線量測定を行う。エリア放射線モニタおよびモニタリングポストの測定値は免震重要棟に表示する。

エリア放射線モニタの仕様を表 2-1 に示す。また，モニタリングポストの位置を図 2-1 に，エリア放射線モニタの配置図を図 2-2 に示す。エリア放射線モニタは，乾式キャスクからの放射線量が大幅に変動する事象が発生した場合に放射線量の監視ができるよう，図 2-2 に示す第１レーンから第４レーンの中央付近に各１基ずつ設置する。各エリア放射線モニタの監視範囲である乾式キャスクは，図 2-2 の青枠で示す，対応する各レーン毎の乾式キャスクである。各レーン毎に乾式キャスクを搬入する前までに，対応するエリア放射線モニタを監視可能にする。なお，エリア放射線モニタの検出位置は乾式キャスクの設置高さおよび作業員の身長を考慮した位置に設置する。

## 3. 巡視点検

キャスク仮保管設備に対しては定期的に巡視点検を行い，キャスク仮保管設備の状態の異常の有無を確認する。

また，地震発生時には適宜，巡視点検を行い，コンクリートモジュール及び乾式キャスク

の外観などを確認する。

4. 運搬時の運用

「Ⅲ. 3. 3. 1　放射線防護及び管理」において，管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており，「Ⅲ. 特定原子力施設の保安」により作業場所も管理対象区域に設定される。

運搬に関しては，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の第 13 条（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施するが，周辺の雰囲気線量や汚染密度が高いことから，周辺環境によっては運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては法令に適合していることを確認できない可能性がある。このため，運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率および運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては，作業実施時の最新の社内マニュアル等に基づき管理する。

5. 留意事項

乾式キャスクに収納する燃料は原子炉の運転中のデータやシッピング検査により健全であることが確認された燃料とする。キャスク仕立て作業では真空乾燥を確実に行ない，残留水の除去を徹底するとともに，気密漏えい等の必要な確認を実施する。

また，仮保管中の二重蓋間圧力データ等の記録の保存については，「Ⅲ. 特定原子力施設の保安」等にて定めるものとする。

表 1-1 監視装置の仕様

| 項目 | 仕様 | |
|---|---|---|
| 名称 | 蓋間圧力検出器 | 温度検出器 |
| 検出器の個数 | 2 個/基 | 1 個/基 |
| 計測対象 | 蓋間圧力 | 外筒表面温度 |
| 取付箇所 | 二次蓋 | 外筒表面 |
| 計測範囲 | 50～500kPa abs | -20～160℃ |
| 警報動作範囲 | 50～500kPa abs 注 1) | -20～160℃注 2) |

注1)　警報設定値は別途定める。

注2)　警報設定値は別途定める。

表 2-1 エリア放射線モニタの仕様

| 項目 | 仕様 |
|---|---|
| 基数 | 4 基[注 1) 注 2)] |
| 種類 | 半導体検出器 |
| 計測対象 | ガンマ線量率 |
| 取付箇所 | 設備敷地内 |
| 検出高さ | 基礎から 600㎜ 以上 1800㎜ 以下 |
| 計測範囲 | $10^{-1}$ μSv/h～$10^{5}$ μSv/h [注 3)] |

注 1) 4 基の内 1 基は将来増設予定。

注 2) 監視可能とする基数は乾式キャスクの保管状況による。

注 3) 警報設定値はバックグラウンドレベルを鑑み設定する。

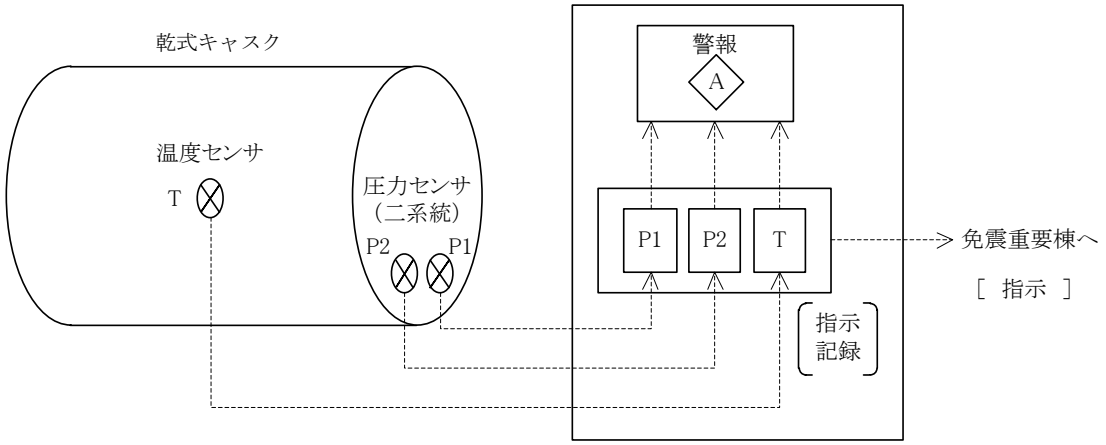



図 1-1 監視装置の概要

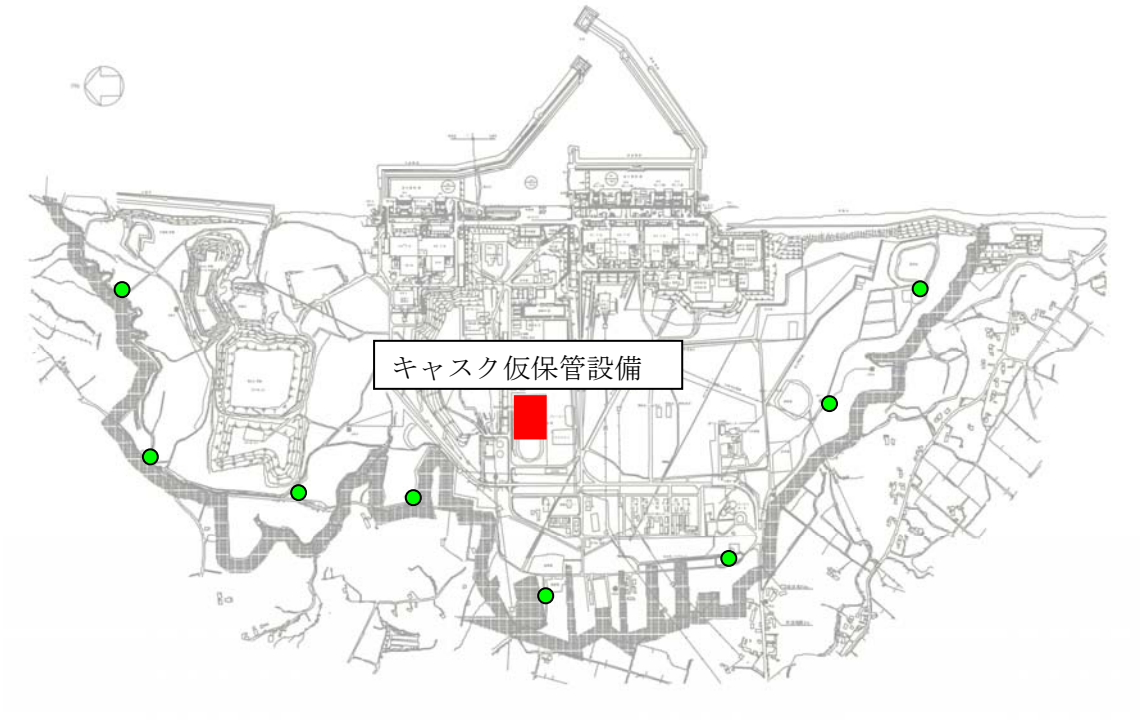



図 2-1　モニタリングポスト位置図

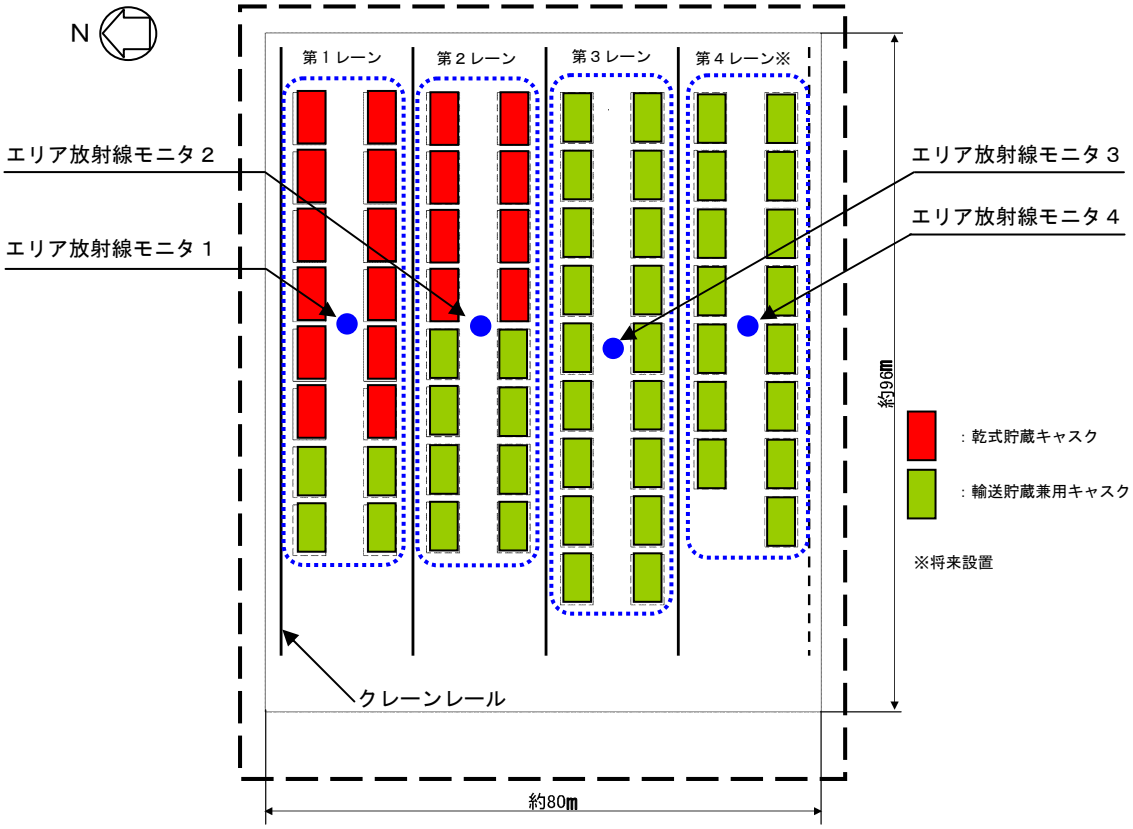
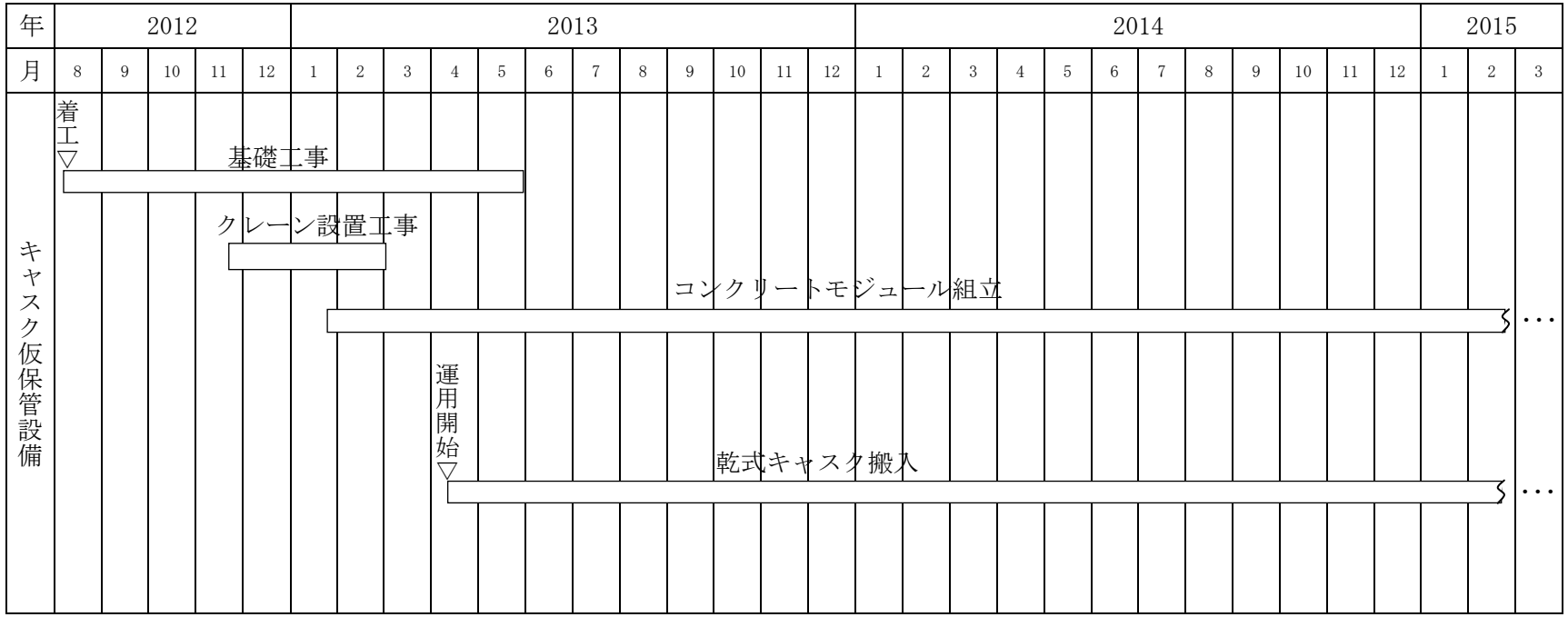



図 2-2　エリア放射線モニタ配置図

# 工事工程表

表 1 工事工程表



# キャスク保管建屋及び既設９基乾式貯蔵キャスクの現在の設備状況並びに既設９基乾式貯蔵キャスクの健全性について

## 1.キャスク保管建屋

津波により，トレーラー出入口シャッター及び空気取入口のルーバーが破損し，海水が侵入したものと考えられる。水の痕跡からは，貯蔵棟１階天井付近まで冠水したとみられる。

現在も，検査棟地下階には海水が滞留し，また，建屋内の天井クレーン等の設備は津波による被害が大きく使用できない状況である。

## 2. 乾式貯蔵キャスク

キャスク保管建屋貯蔵棟１階の天井付近まで冠水した痕跡が確認されており，貯蔵中の乾式貯蔵キャスクは全数が一時的に水没したとみられる。また，現在，常設の監視計装系は破損していることから監視不能となっている。

### 2.1. 外観（構造強度，臨界防止機能）

乾式貯蔵キャスク及び支持構造物の外観観察において，乾式貯蔵キャスク表面には冠水時のゴミの付着や汚れの他に，擦り傷が確認されたが，地震による変形等の構造に影響を及ぼすような異常はみられなかった。

### 2.2. 表面温度（除熱機能）

空気取入口ルーバーの破損・脱落がみられるが，給排気の流路の妨げとはなっていないものとみられる。棒温度計にて乾式貯蔵キャスクの胴部表面の温度を測定した結果，31.0～35.0℃※1程度（周囲温度21.0℃）と震災前の周囲温度が同程度のときの表面温度と同程度であり，また警報値※2を十分下回っていることから，異常はみられなかった。

なお，現在１週間に１回の頻度で確認を行っているが，乾式貯蔵キャスクの胴部の表面温度と周囲温度の差に有意な変化はみられない。

※1：H24/10/23測定。なお，H23夏場の最大値は，39.0～43.0℃（周囲温度27.5℃），H24夏場の最大値は，39.0～42.0℃（周囲温度27.0℃）

※2：常設の監視計装系に設定されていた値「102℃（中型），113℃（大型）」

### 2.3. 雰囲気線量（遮へい機能，臨界防止機能）

震災前に可搬式線量計にて測定した乾式貯蔵キャスクの線量当量率※3は，表面の線量当量率は3.1μSv/h，表面から1m位置での線量当量率は1.2μSv/hであった。一方，震災後，可搬式線量計にて測定した乾式貯蔵キャスクの線量当量率※4は，胴部の表面の線量当量率が2.8～4.9μSv/h程度，表面から1m位置での線量当量率が2.8～4.2μSv/h程度と設計基準※5を十分に下回っており，異常はみられなかった。また，中性子線のみ※6では，胴部の表面の線量当量率が0.3～0.9μSv/h程度，表面

から 1m 位置での線量当量率が 0.3～0.7μSv/h 程度の低い値であり，臨界の兆候はみられなかった。

なお,現在 1 週間に 1 回の頻度で確認を行っているが,有意な変化はみられない。

※3：H17/8/17 に抜き取り調査（電力自主調査）として大型 1 基について測定したγ線と中性子線の合計値の震災後測定箇所と同位置の値。

※4：H24/10/23 に測定したγ線と中性子線の合計値。

※5：表面の線量当量率 2mSv/h 以下，表面から 1m 位置での線量当量率 100μSv/h 以下

※6：H24/10/23 に測定した中性子線の値。

2.4. 密封構造（密封機能）

津波により，二次蓋フランジ隙間部に海水が浸入している形跡があり，二次蓋金属ガスケットが被塩している可能性があるが，一次蓋にも金属ガスケットを使用していることから，乾式貯蔵キャスク内部と環境は隔てられていると考える。

以上より，現時点では常設の監視計装系が使用できない状況ではあるが，乾式貯蔵キャスクは堅牢であり，かつ二重蓋構造の設計となっており，現場での点検結果からも放射性物質の外部への影響の兆候はなく，安全上問題ないと考える。

3. 既設 9 基乾式貯蔵キャスクの健全性確認

貯蔵中の乾式貯蔵キャスクは，今後，キャスク保管建屋から搬出し共用プールに移動させた後，点検及び必要な部材取り替えを行うことを計画している。また，点検結果に基づき，除熱，遮へい，密封及び臨界防止の安全機能を有していることを確認した後に，キャスク仮保管設備に移動・保管する。なお，先行して点検を行う 1 基については，点検結果の如何を問わず，共用プールに沈めて，一次蓋を取り外し，貯蔵燃料 3 体及びバスケット（上部から全体外観）の外観点検を実施する。乾式貯蔵キャスクの点検フローを図 3-1～3 に示す。

3.1. 除熱機能

2.2.に示すとおり，現状，除熱機能は維持されていると判断できる。点検後，キャスク仮保管設備へ移動する前に，乾式貯蔵キャスクの胴部表面の温度を測定し，キャスク仮保管設備の警報値未満であることを再確認する。

3.2. 遮へい機能

2.3.に示すとおり，現状，遮へい機能は維持されていると判断できる。点検後，キャスク仮保管設備へ移動する前に，乾式貯蔵キャスクの胴部表面の線量率及び表面から 1m 位置での線量率を測定し，設計基準以下であることを再確認する。

3.3. 密封機能

2.4.に示すとおり，津波により，二次蓋フランジ隙間部に海水が浸入している形跡があることから,全 9 基の乾式貯蔵キャスクの二次蓋金属ガスケットを交換する。

一方,一次蓋金属ガスケットは,二次蓋金属ガスケットが腐食貫通していない限り,外部環境と隔てられており,被塩していない。このため,二次蓋金属ガスケットが腐食貫通していた場合又は一次蓋気密漏えい検査により基準漏えい率（$1\times10^{-6}$ (Pa･$m^3$/s)）※7 を超えた漏えいが確認された場合は,一次蓋金属ガスケットを交換する。また,先行点検する1基の一次蓋金属ガスケットを点検し,密封機能に影響を及ぼすシール面の有意な損傷が見つかった場合は,他の乾式貯蔵キャスクの一次蓋金属ガスケットを交換する。一次蓋金属ガスケット健全性確認フローを図 3-4 に示す。

蓋間圧力検出器は,破損が確認されていることから,全 9 基の乾式貯蔵キャスクにおいて交換し（蓋間圧力検出器は,増設の乾式貯蔵キャスクと同じ設計とする),キャスク仮保管設備において二重蓋間の圧力を監視できるようにする。なお,密封機能に影響を及ぼすフランジ部のひび等が見つかった場合は,密封機能を回復するよう修理を行う。

点検後,キャスク仮保管設備へ移動する前に,気密漏えい検査を行い,基準漏えい率（$1\times10^{-6}$ (Pa･$m^3$/s)）※7 以下であることを確認する。また,蓋間圧力を測定し,キャスク仮保管設備の警報値を超えていることを確認する。

※7：設計貯蔵期間中にキャスク内部の負圧が維持できる漏えい率。（添付資料-4「2 密封機能」参照）

3.4. 臨界防止機能

2.1.に示すとおり,現状,外観観察において擦り傷が確認されたが,変形等の構造に影響を及ぼすような異常はみられていない。また,2.3.に示すとおり,現状,臨界の兆候はないと判断できる。しかしながら,上述のとおり,念のため,先行点検する 1 基について,3 体の貯蔵燃料及びバスケット（上部から全体外観）の外観点検を実施する。先行点検する乾式貯蔵キャスクと点検する貯蔵燃料の選定の考え方を表 3-1 に示す。

3.5. 貯蔵燃料の健全性確認

全 9 基の乾式貯蔵キャスク内部のガスサンプリングを行い,クリプトンガス検出の有無により,貯蔵燃料の被覆管健全性確認を行うとともに,上述のとおり,先行点検する 1 基について 3 体の貯蔵燃料の外観点検を実施する。貯蔵燃料健全性確認フローを図 3-5 に示す。

なお,クリプトンガスが検出された場合は,当該乾式貯蔵キャスク内の貯蔵燃料を全て共用プールに取り出し,共用プール内に保管されている他の収納可能燃料（8×8 燃料,新型 8×8 燃料,新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料）を装填する。また,内部ガスの回収用タンクを準備しておく。

共用プールは,設置許可申請書において,健全燃料のみ保管することになっているが,参考-1 に示すとおり,現状に照らして周辺公衆及び放射線業務従事者の放射線被ばくが問題とならないように運用する。

4. 参考

参考-1　被覆管損傷が確認された貯蔵燃料を共用プールに取り出す場合の
放射線被ばく影響について

参考-2　既設乾式貯蔵キャスクの海水影響による SCC に対する考え方について

表 3-1　先行点検する乾式貯蔵キャスクと点検する貯蔵燃料の選定の考え方

| | |
|---|---|
| 地震による影響 | ・ 全 9 基の乾式貯蔵キャスクは，同一建屋内に同一構造で貯蔵。<br>・ 大型キャスクと中型キャスクはほぼ同一構造であり，耐震設計裕度に大きな違いはない。(表 3-2) |
| ↓ | |
| 海水による影響 | ・ 全 9 基の乾式貯蔵キャスクは同様に一時的に水没したとみられており，海水による影響はキャスク間に大きな違いはない。 |
| ↓ | |
| 建屋内侵入ガレキによる影響 | ・ 全 9 基の乾式貯蔵キャスクは，胴部は外筒（厚さ 2cm），蓋部及び底部はレジンカバー（それぞれ 2.5cm，5cm）で覆われ，その下はゴム状のレジンを配した構造となっている。更に，貯蔵燃料は，胴部は 26cm，一次蓋は 29.5cm，底部は 30.5cm の炭素鋼で覆われている。<br>・ いずれの乾式貯蔵キャスクも変形等の構造に影響を及ぼす異常はみられてなく，侵入ガレキによる影響は十分小さい。 |
| ↓ | |
| 乾式貯蔵キャスク間に大きな違いはないことから，下記の燃料を貯蔵する乾式貯蔵キャスク 1 基について先行点検を実施する。 | |
| 燃料タイプによる影響 | ・ 貯蔵燃料は，8×8 燃料と新型 8×8 燃料の 2 タイプあるが，寸法，形状及び材料は同等であり，大きな違いはない。(表 3-3) |
| ↓ | |
| 水素脆化による影響 | ・ 燃料被覆管及び構造材の水素吸収量は照射期間と相関があることが示されている。貯蔵燃料の照射期間は，水素吸収量が大きく増加する領域にないが，相関を考慮して照射期間が最も長かったものから選定する。<br>(当該燃料が貯蔵されているのは，中型キャスク) |
| ↓ | |
| 乾式貯蔵キャスク内貯蔵位置による影響 | ・ バスケットは，縦横中央の十字ラインの振れ幅が相対的に大きくなる。(図 3-6) そのため，当該位置に貯蔵されている燃料から選定する。 |
| ↓ | |
| 照射期間が最も長かった燃料の内，縦横中央の十字ラインに貯蔵されている燃料 2 体に加えて，縦横中央の真ん中に貯蔵されている燃料 1 体の計 3 体を選定する。 | |

表 3-2　乾式貯蔵キャスクの耐震設計裕度

| | 部位 | 設計裕度※1 | |
|---|---|---|---|
| | | 大型キャスク | 中型キャスク |
| | | S2（工認値※2） | S2（工認値※2） |
| 1.乾式貯蔵キャスク本体 | 胴板 | 30.2～47.1 | 36.2～53.9 |
| | 一次蓋 | 14.0～251.0 | 17.1～251.0 |
| | 底板 | 53.9～125.5 | 62.8～125.5 |
| | 貫通孔蓋板 | 8.4～200.5 | 8.3～200.5 |
| | 密封シール部 | 16.5～36.2 | 12.9～36.2 |
| | ボス溶接部※3<br>バスケットサポート取付けボルト溶接部※4 | 18.7～37.6 | 6.0～12.5 |
| | γ遮へい体取付けボルト溶接部 | 25.9～62.7 | 30.2～62.7 |
| | 一次蓋締付けボルト | 6.1～8.0 | 6.6～8.3 |
| | 貫通孔蓋板締付けボルト | 2.4～3.3 | 2.5～3.3 |
| 2.バスケット | バスケットプレート | 32.5～32.7 | 32.5～32.7 |
| | バスケットサポート | 133.0～200.0 | 133.0～200.0 |
| | バスケットサポート取付けボルト | 14.8～22.2 | 12.7～19.0 |
| 3.トラニオン | トラニオン | 16.7～97.7 | 19.5～117.2 |
| | トラニオン締付けボルト | 6.8～16.0 | 8.1～18.7 |
| 4.二次蓋 | 二次蓋 | 14.9～37.6 | 19.6～43.0 |
| | 二次蓋締付けボルト | 2.2 | 2.3 |

※1 設計裕度：許容応力／（基準地震動 S2 での発生応力計算値）。応力の種類に対するそれぞれの許容応力との比（最小値と最大値）を範囲として記載している。

※2 既設分と増設分の乾式貯蔵キャスク設計は同一であるため，最新（乾式貯蔵キャスク増設分）の工事計画認可申請書（表中，工認）の値を示す。

※3 大型キャスク

※4 中型キャスク

表 3-3　貯蔵燃料の仕様概要

| | | 8×8 燃料 | 新型 8×8 燃料 |
|---|---|---|---|
| 燃料棒本数 | | 63 本 | 62 本 |
| ウォータロッド本数 | | 1 本 | 2 本 |
| 燃焼度 | 集合体平均 | 約 27.5GWd/t | 約 29.5GWd/t |
| | 集合体最高 | 40.0GWd/t | 40.0GWd/t |
| 被覆管外径 | | 約 1.25cm | 約 1.23cm |
| 被覆管厚さ | | 約 0.86mm（ライナなし） | 約 0.86mm（ライナなし） |
| 被覆管材料 | | ジルカロイ-2 | ジルカロイ-2 |
| スペーサ形状 | | 格子型 | 格子型 |
| スペーサ厚さ | | 約 0.76mm | 約 0.76mm |
| スペーサ材料 | | ジルカロイ-4 | ジルカロイ-4 |

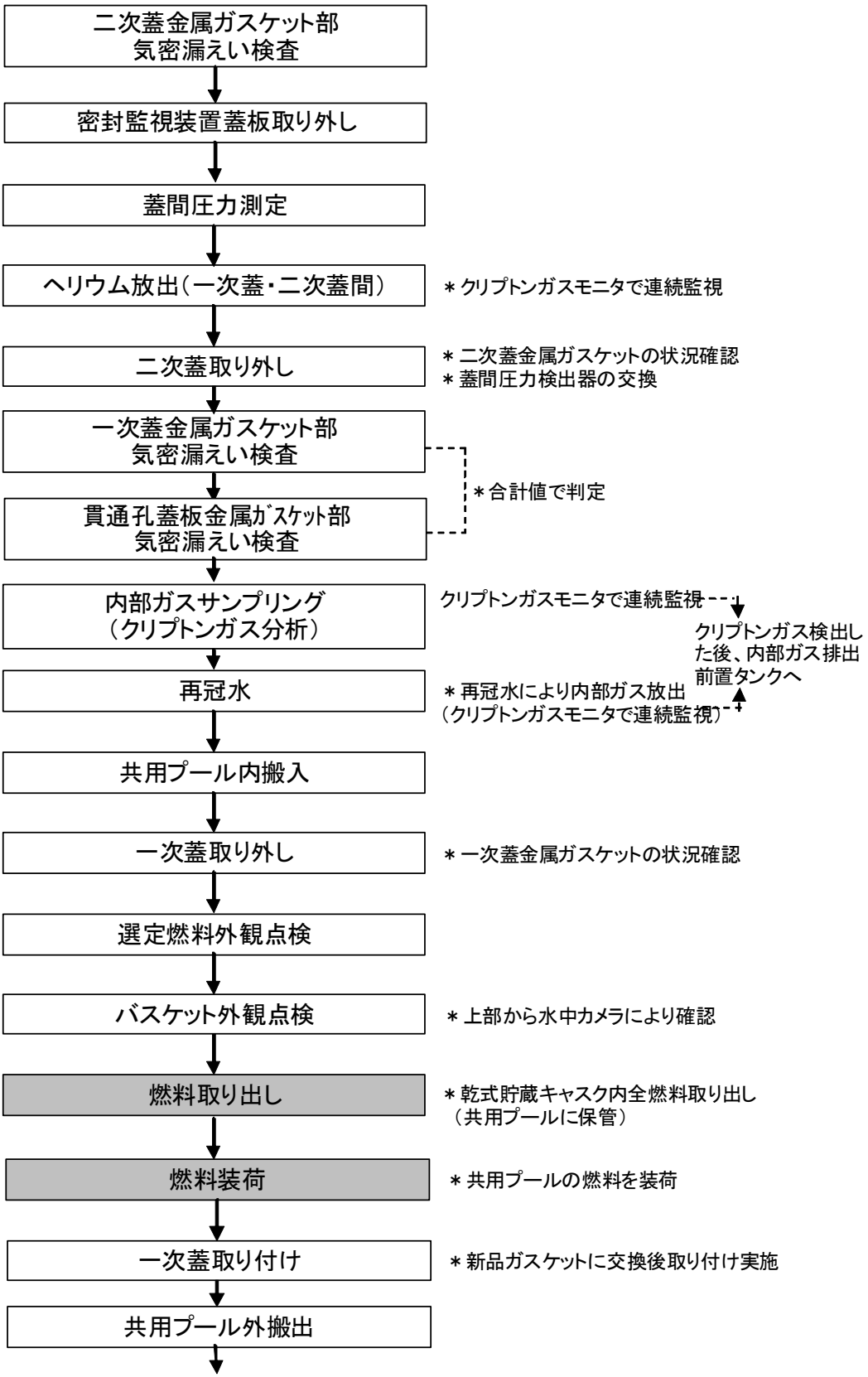



図 3-1　先行 1 基の点検フロー(1/2)

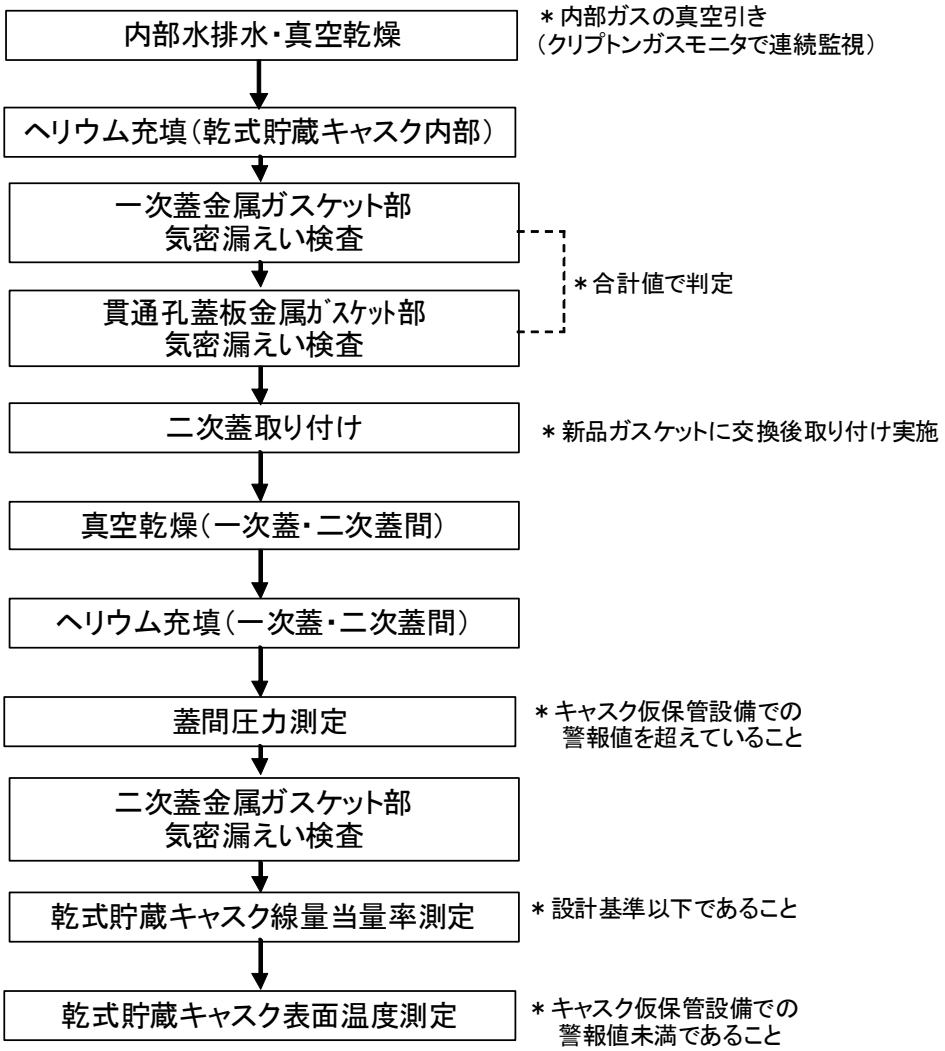



図 3-1　先行 1 基の点検フロー(2/2)

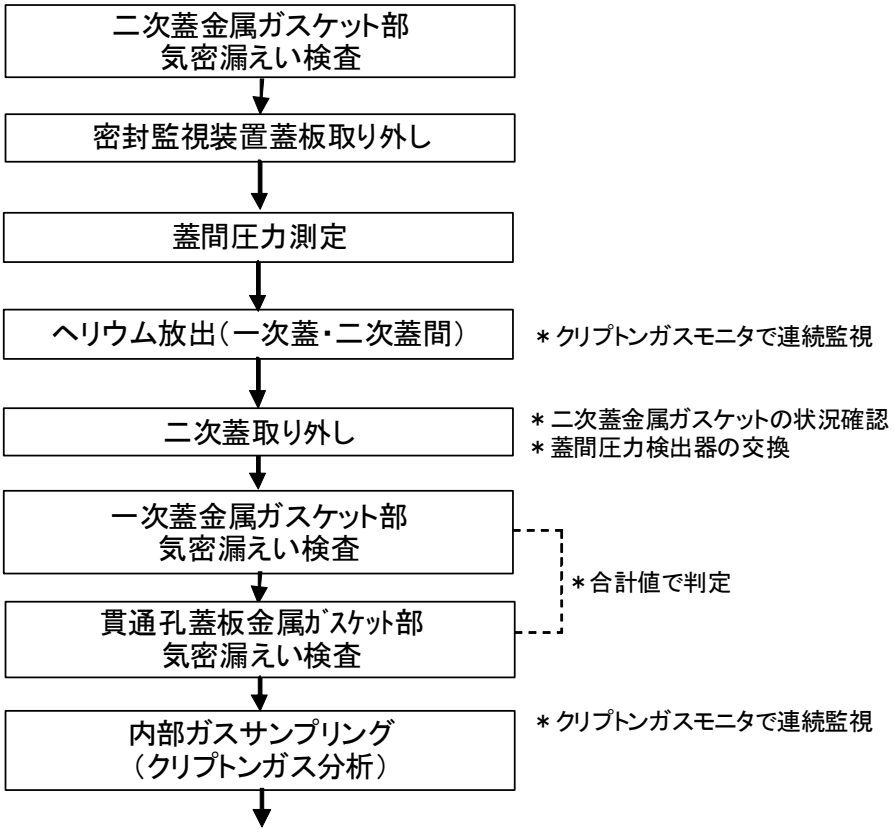



図 3-2　残り 8 基の点検フロー（共用プールに沈めない場合）(1/2)

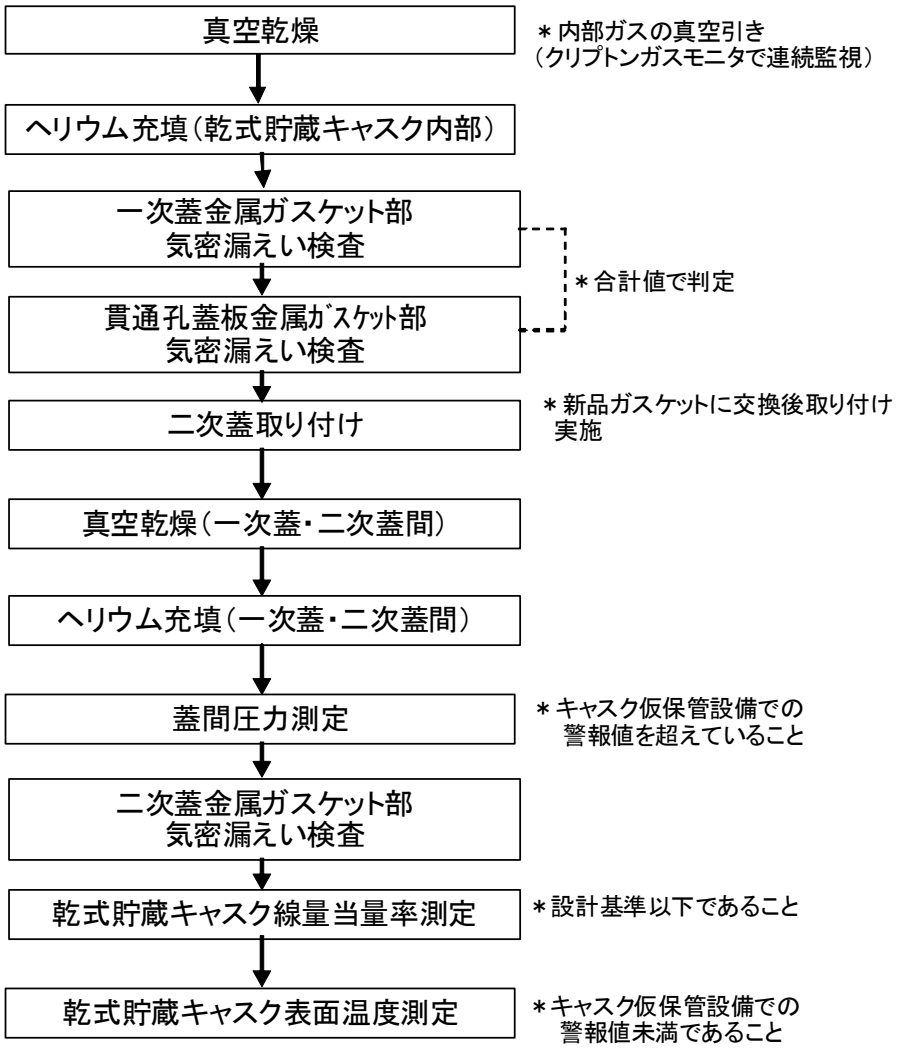



図 3-2　残り 8 基の点検フロー（共用プールに沈めない場合）(2/2)

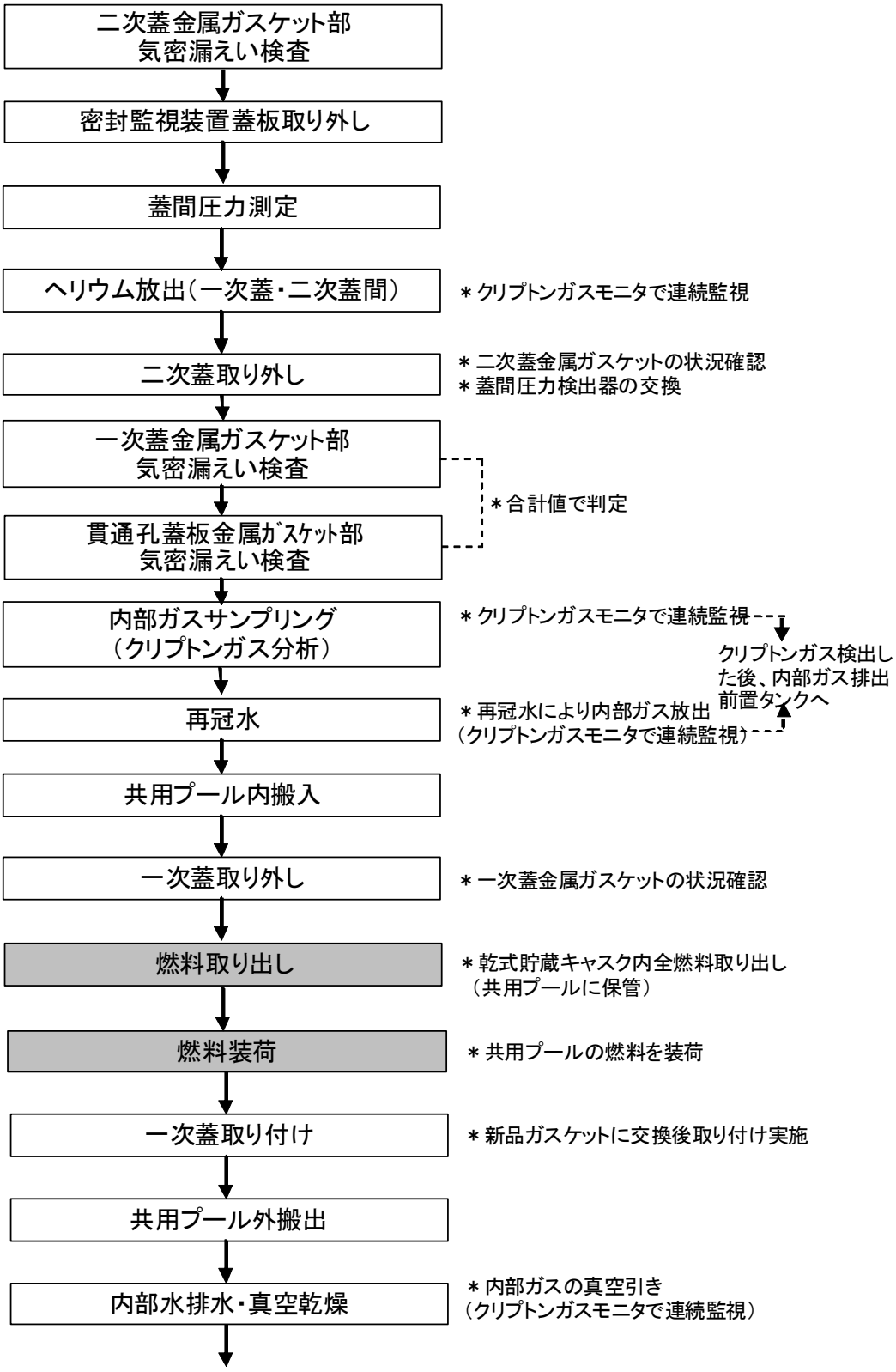



図 3-3　残り 8 基の点検フロー（共用プールに沈める場合）(1/2)

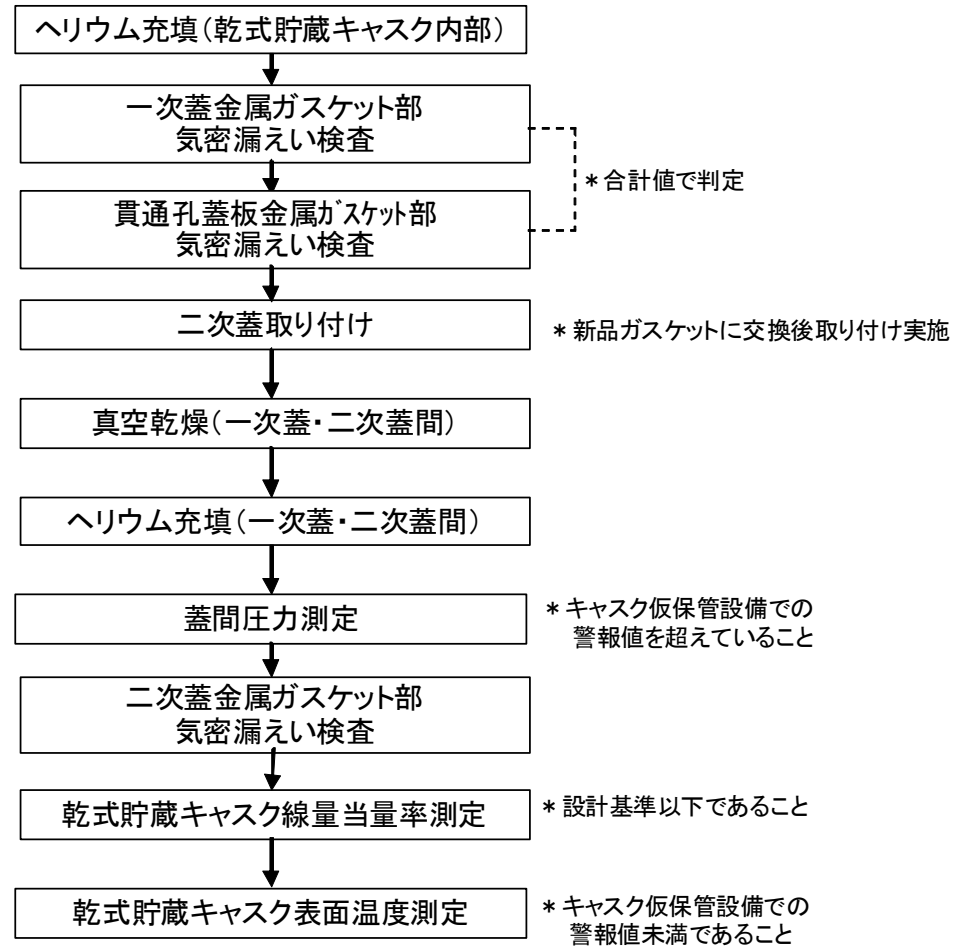
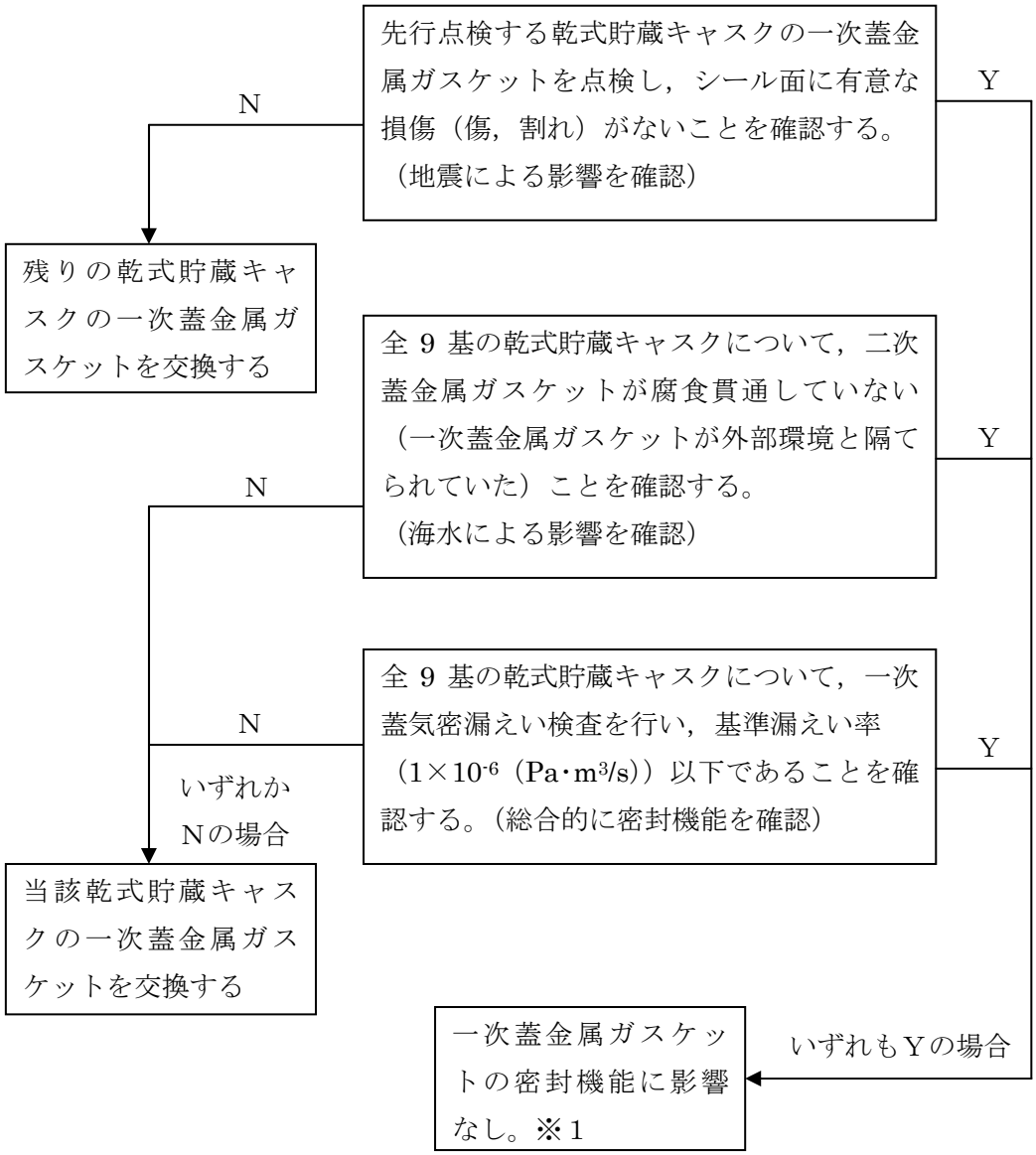



図 3-3　残り 8 基の点検フロー（共用プールに沈める場合）(2/2)




※1　万一，キャスク仮保管設備で保管中に一次蓋金属ガスケットの密封機能に異常が生じた場合でも，キャスク仮保管設備では蓋間圧力が低下することで警報が発せられる設計としており，早期検知が可能である。その場合は，速やかに共用プールに移動して，一次蓋金属ガスケットを交換することが可能である。

図 3-4　一次蓋金属ガスケット健全性確認フロー

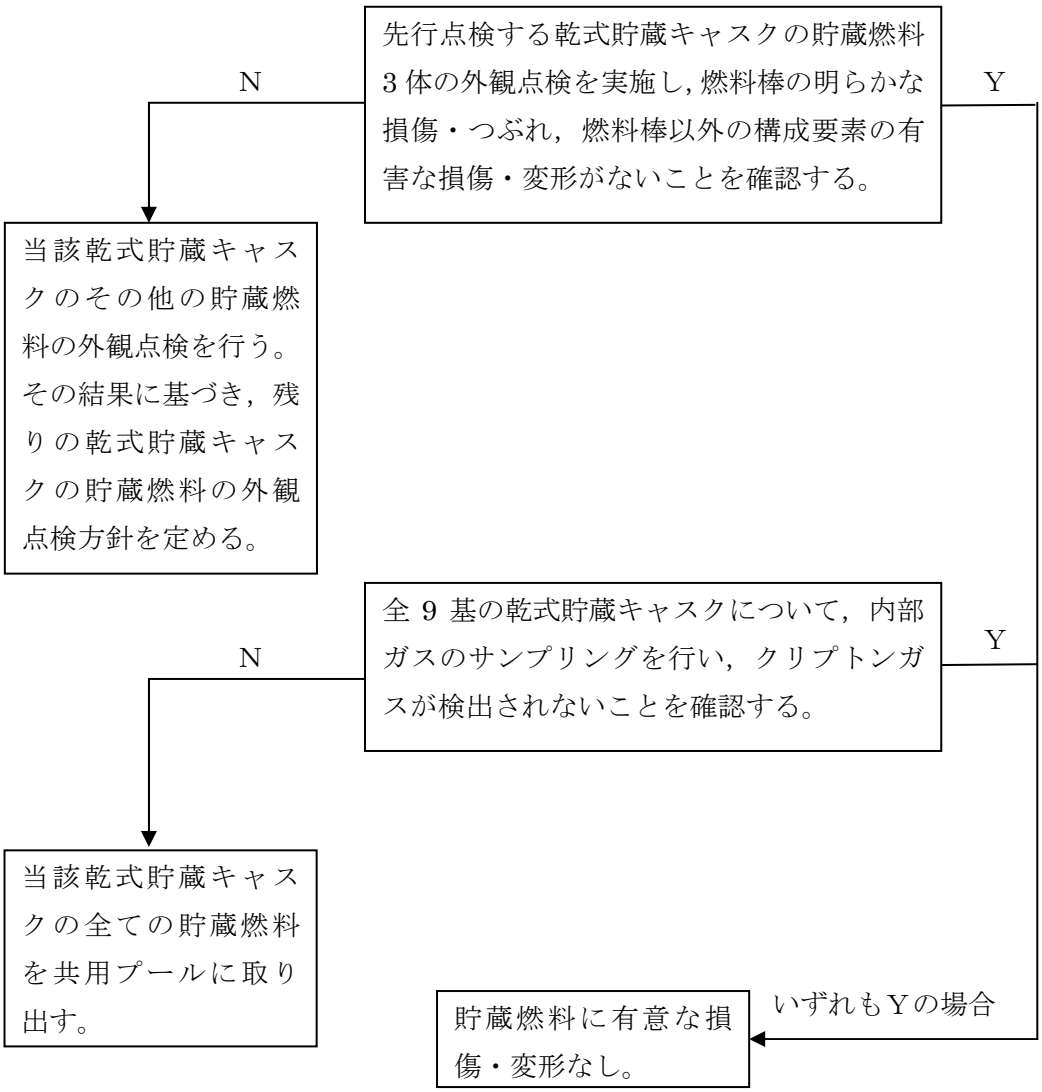
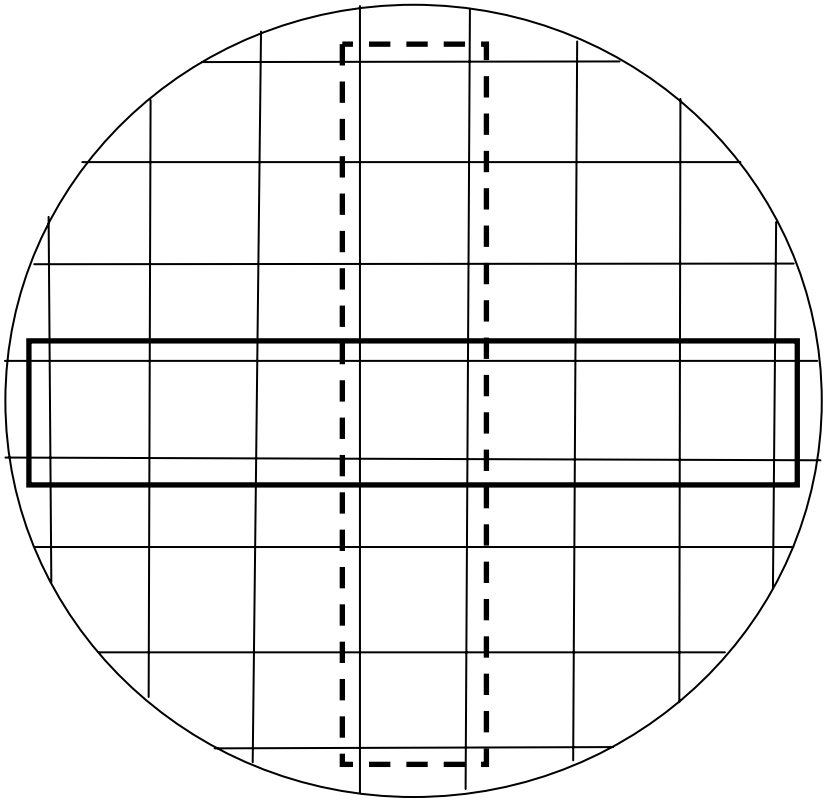



図 3-5　貯蔵燃料健全性確認フロー



：水平振動に対して，振れ幅が相対的に大きくなる貯蔵位置

：垂直振動に対して，振れ幅が相対的に大きくなる貯蔵位置

図 3-6　振れ幅が相対的に大きくなる貯蔵位置（中型キャスクの場合）

# 被覆管損傷が確認された貯蔵燃料を共用プールに取り出す場合の放射線被ばく影響について

設置許可申請書において，共用プールは健全燃料のみ保管することになっている。

ここでは，乾式貯蔵キャスクの貯蔵燃料の被覆管に損傷が確認された場合，共用プールに破損燃料を取り出す場合の放射線被ばく影響について説明する。

なお，添付資料-8 3.5.に示すとおり，全 9 基の乾式貯蔵キャスク内部のガスサンプリングを行い，クリプトンガス検出の有無を確認することから，貯蔵燃料を共用プールに取り出す前に，被覆管の損傷有無を認識できる。

## 1. 放射線被ばく影響

### 1.1. 放射線業務従事者への放射線被ばく影響

(1) 液相

乾式貯蔵キャスクから貯蔵燃料を共用プールに取り出すにあたっては，除染ピットにて乾式貯蔵キャスク内に水を注入した後，共用プールに沈め，一次蓋を開放する。貯蔵燃料の被覆管に損傷があった場合，水溶性の核分裂生成物が乾式貯蔵キャスク内に溶出するが，共用プール冷却浄化系により次第に除去される。このため，一次蓋を開放後に，共用プール水面上で線量率が一時的に上昇する場合でも，時間の経過とともに線量率は低下する（一次蓋を閉止し，共用プールから除染ピットに取り出した後の乾燥工程で，乾式貯蔵キャスク内の水を共用プールに排出する場合も同様)。仮に共用プール水面上での線量率が予想より高くなったとしても，エリア放射線モニタで検知でき，検知した場合は退避，線量率が十分下がった後に作業を再開する運用により，放射線業務従事者の放射線被ばくを低く抑えることが可能である。

(2) 気相

キャスク内部ガスのサンプリングの結果，クリプトンガスが検出された場合，図 1-1 に示すとおり，キャスク内部ガスを一旦タンクに回収し，屋外に徐々に放出する運用とする。そのため，建屋内へのガス状核分裂生成物の放出は無視できる。

### 1.2. 公衆への放射線被ばく影響

上述のとおり，貯蔵燃料の被覆管に損傷があった場合，キャスク内部ガスを一旦タンクに回収し，放出量を管理して，屋外に徐々に放出する。既設 9 基の乾式貯蔵キャスクの貯蔵燃料は 20 年以上冷却されているため，短半減期の核種は無視できる。

図 1-1 に示すとおり，キャスク内部ガスをタンクに回収した後，サンプリングをして対象核種の濃度（単位体積あたりのベクレル数）を測定することができる。放

出ラインには，流量計とバルブを設置することから，放出風量（単位時間あたりの体積放出量）を調整することで，放出率（単位時間あたりのベクレル数）を管理して屋外放出ができる。上記運用により，公衆への放射線被ばく影響を十分に小さくすることが可能である。

なお，仮に大型キャスクの全ての貯蔵燃料の被覆管が損傷して，ガス状核分裂生成物が短時間（1 時間）で共用プール建屋から全て放出されたとしても，貯蔵燃料は20年以上冷却されているため，敷地境界線量は，約$2.8\times10^{-3}$mSv程度※1である。

※1：よう素の内部被ばく及び希ガスのγ線外部被ばくの和（評価条件は，添付資料-9 参考-1 表 2-1 参照）

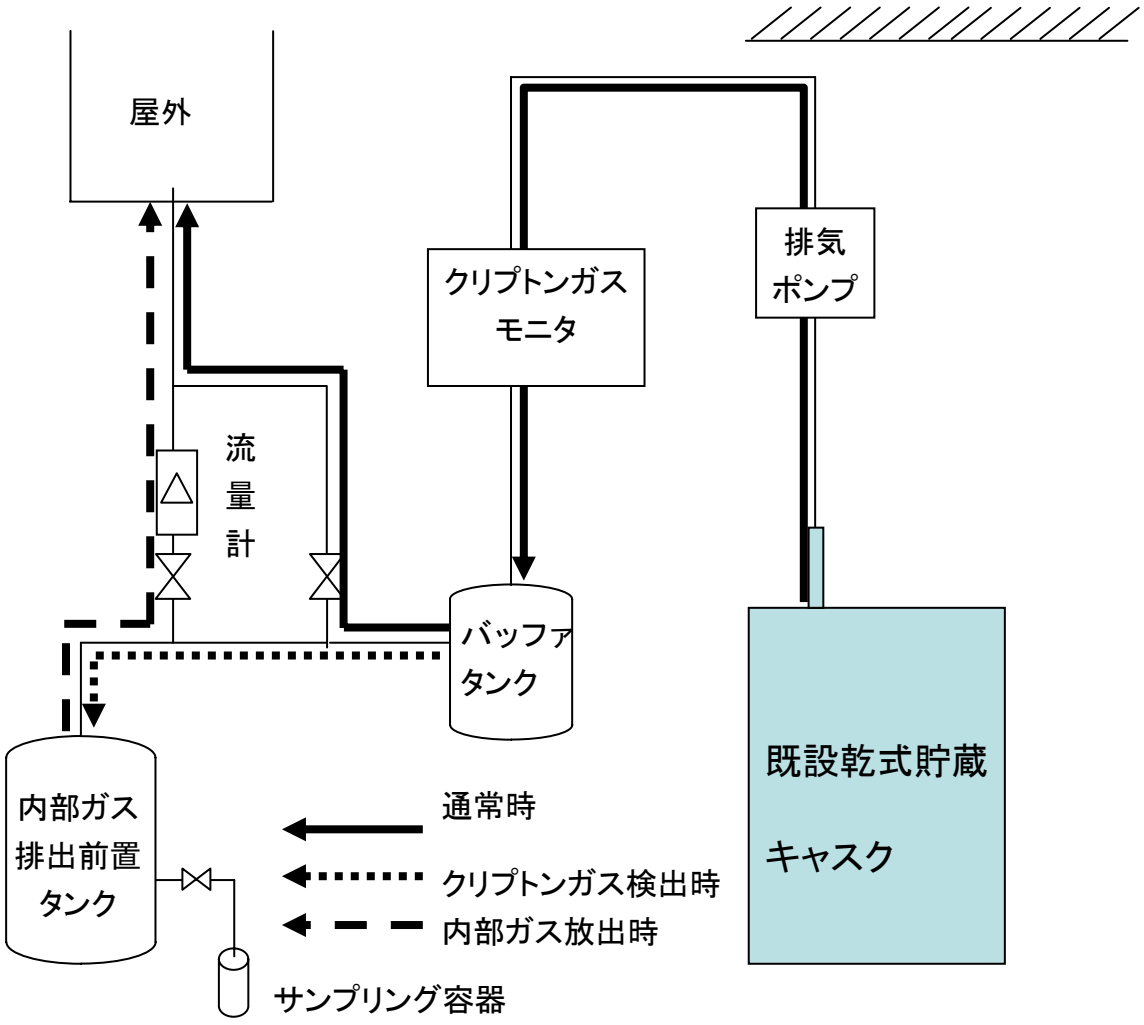



図 1-1　貯蔵燃料の被覆管に損傷があった場合の内部ガス放出の概略図

# 既設乾式貯蔵キャスクの海水影響による SCC に対する考え方について

SCC はオーステナイト系ステンレス等の感受性が高い材料に，引張応力が作用した状態で，特に塩化物が存在している腐食環境下にある場合，発生しやすい傾向にある。乾式貯蔵キャスクにも同様に当てはまり，深刻な SCC が発生した場合，密封機能に影響を及ぼす可能性があることが，NRC INFORMATION NOTICE 2012-20※に示されている。

乾式貯蔵キャスクの一次蓋と本体フランジ部は，図 1-1 に示すように，金属ガスケットを挟んで，ボルトとブッシュにより保持されている。（一次蓋には，仕立て時に使用される貫通孔があり，この貫通孔は，ネジ込み式のオリフィスプラグにより閉止され，更に，蓋板により金属ガスケットを挟んでボルトで保持されている）

東北地方太平洋沖地震により発生した津波により，二次蓋金属ガスケットが被塩している可能性があるが，乾式貯蔵キャスクは二重蓋構造となっており，二次蓋金属ガスケットが貫通していない場合，上記の部位（一次蓋貫通孔箇所を含む）及び金属ガスケットは環境と隔てられている。その場合，海水による塩化物の影響はないことから，SCC は発生しやすい状況にはなっていない。一方，二次蓋金属ガスケットが貫通している場合は，一次蓋側まで塩化物の影響を及ぼしている可能性がある。この場合は，当該乾式貯蔵キャスクは共用プールに沈めて一次蓋金属ガスケットを交換する点検フローとしており，その際，水中カメラによりフランジ部の目視確認を行う。密封機能に影響を及ぼすひび等が見つかった場合は，添付資料-8「3.3 密封機能」に示すとおり，密封機能を回復するよう修理を行う。キャスク仮保管設備へ移動する前に，気密漏えい検査を行い，基準漏えい率（$1\times10^{-6}$ (Pa･m³/s)）以下であることを確認することとしており，修理実施又は修理妥当性の判断は，最終的にこの判断基準に基づき行う。

なお，二次蓋は，密封境界となる部位ではないが，点検後，キャスク仮保管設備に保管した後は，蓋間圧力を監視することになることから，全 9 基の乾式貯蔵キャスクについてフランジ部について目視確認を行う。二次蓋と本体フランジ部の構造は，図 1-1 に示すように，一次蓋と本体フランジ部の構造と同様である。（二次蓋には，蓋間の密封監視装置が内蔵され，この装置は蓋板により金属ガスケットを挟んでボルトで保持されている。また，この装置は，バルブにより蓋間空間と隔離された構造となっている）密封機能に影響を及ぼすひび等が見つかった場合は，同様に密封機能を回復するように修理を行う。キャスク仮保管設備へ移動する前に，同様に気密漏えい検査を行い，基準漏えい率（$1\times10^{-6}$ (Pa･m³/s)）以下であることを確認することとしており，修理実施又は修理妥当性の判断は，最終的にこの判断基準に基づき行う。

万一，キャスク仮保管設備で保管中に一次蓋又は二次蓋の密封機能に異常が生じた場合でも，キャスク仮保管設備では蓋間圧力が低下することで警報が発せられる設計としており，早期発見が可能である。その場合は，速やかに共用プールに移動して，状況を確認することが可能である。

※ NRC INFORMATION NOTICE 2012-20 Potential Chloride-induced Stress Corrosion Cracking of Austenitic Stainless Steel and Maintenance of Dry Cask Storage System Canisters

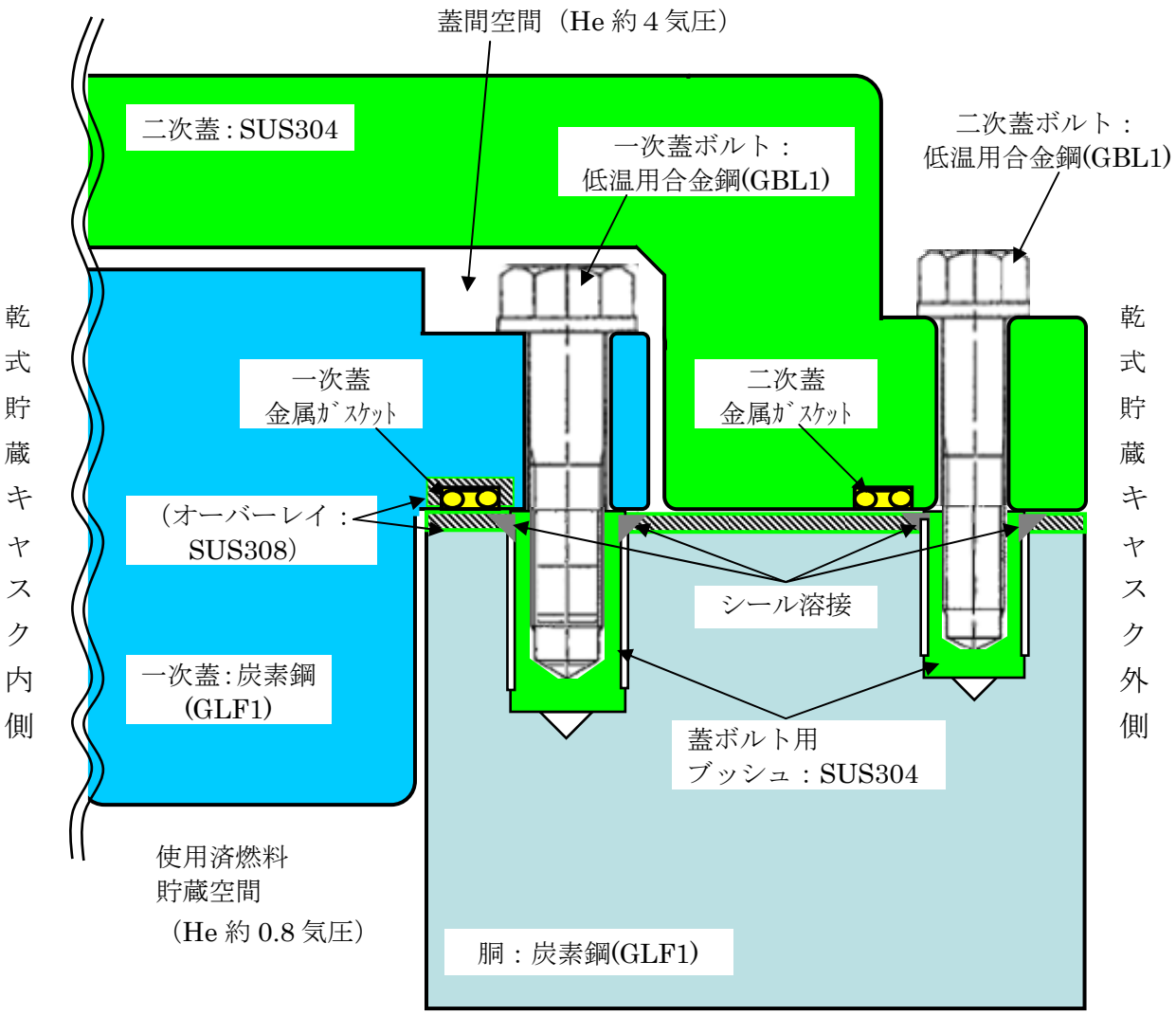



図 1-1　乾式貯蔵キャスク蓋部　概略図

# 既設９基乾式貯蔵キャスクのキャスク保管建屋からの搬出について

既設９基乾式貯蔵キャスクについては，キャスク保管建屋から搬出後，共用プールで点検及び必要な部材交換を実施し，キャスク仮保管設備に保管することを計画している。

ここでは，乾式貯蔵キャスクのキャスク保管建屋からの搬出の作業手順及び安全性について説明する。

## 1. 搬出方法

建屋内の天井クレーンは津波による被害が大きいため，耐震構造に寄与しない建屋ブロック壁の撤去，搬送台車を建屋外に搬出するための新設レールの敷設を行い，乾式貯蔵キャスクを建屋外に搬出する。建屋外での乾式貯蔵キャスクの搬送台車から輸送トレーラーへの載せ替えは，移動式クレーンを使用して行う。この場合，二重吊りの落下防止対策を講じることが出来ないため，万一の乾式貯蔵キャスクの落下時にも周辺公衆及び放射線業務従事者に対して放射線被ばく上の影響は十分小さくなるように，乾式貯蔵キャスクの吊り上げ高さを制限する手順を定めて運用する。

図 1-1 に乾式貯蔵キャスク搬出方法の概念図を示す。また，表 1-1 に乾式貯蔵キャスクの搬出工程表を示す。

## 2. 作業手順

| 作業内容 | 注意事項 |
|---|---|
| 【準備作業】 | |
| (1) 移動式クレーンをキャスク保管建屋の近くに設置する。 | 風速が 10m/s 以上の場合，作業を中止する。 |
| (2) 水平吊り具を移動式クレーンで吊り上げ，建屋から搬出後に速やかに乾式貯蔵キャスクに取り付けられるように用意する。 | |
| (3) 建屋外にウインチ支持台及びウインチを取り付ける。 | |
| 【乾式貯蔵キャスク搬出・輸送トレーラー載せ替え作業】 | |
| (4) ウインチを用いて，乾式貯蔵キャスクを載せた搬送台車を建屋外に搬出する。 | 運搬物の表面及び表面から１メートルの距離における線量当量率および運搬物の表面汚染密度の測定に関しては，作業実施時の最新の保安規定，社内マニュアル等に基づき管理する。 |

| | |
|---|---|
| (5) 建屋外に搬出後，速やかに乾式貯蔵キャスクに水平吊り具を取り付ける。 | |
| (6) ウインチ及びウインチ支持台を取り外し，輸送トレーラーを搬送台車と直列となるように駐車する。 | 搬送台車と輸送トレーラーの距離が十分小さくなるように輸送トレーラーを駐車する。 |
| (7) 搬送台車荷台と輸送トレーラー荷台に段差が極力生じないように高さ調整をする。 | |
| (8) 乾式貯蔵キャスクの吊り上げを監視するよう，専任の監視員を配置する。 | |
| (9) 移動式クレーンを用いて，吊り上げ高さが 1m 以下となるように監視しながら支持架台付き乾式貯蔵キャスクを搬送台車から輸送トレーラーに徐々に水平移動させる。 | 吊り上げ高さが確実に 1m 以下となるように，十分に低い高さで移動する。 |
| (10) キャスク支持架台を輸送トレーラー荷台に固定する。 | |
| (11) 乾式貯蔵キャスクから水平吊り具を取り外す。 | |
| (12) 輸送トレーラーにて共用プールまで構内運搬する。 | 構内運搬の安全措置は，作業実施時の最新の保安規定，社内マニュアル等に基づき管理する。共用プールでの乾式貯蔵キャスクの取り扱いは，従来通り，天井クレーンと搬送台車を使用する。 |
| 【片付け作業】 | |
| (13) 水平吊り具を移動式クレーンから取り外し，移動式クレーンを移動させる。 | 次の乾式貯蔵キャスクを続けて搬出する場合は，(13)は行わずに(2)に戻って繰り返す。 |

3. 安全性

(1) 事前検討，作業資格

- 作業手順書を作成し，事前に十分検討を行った上で作業を行う。
- クレーンの運転は，有資格者を配置する。

(2) ウインチによる建屋外への搬出作業

- ウインチによる搬送台車の移動は，建屋内 150cm/min，建屋外 100cm/min 程度の非常に遅い速度で取り扱うものとする。

(3) 移動式クレーンによる輸送トレーラー載せ替え作業

- クレーンによる支持架台付き乾式貯蔵キャスクの吊り上げは，10cm/min 程度の非

常に遅い速度で取り扱うものとする。

- 吊り上げ高さが確実に 1m 以下となるように，吊り上げ高さを 50cm 程度以下で取り扱うように手順書に定める。
- 乾式貯蔵キャスクは専用の水平吊り具を用いるため，水平を維持して取り扱うことができる。クレーンによる支持架台付き乾式貯蔵キャスクの水平移動は，500cm/min 程度の非常に遅い速度で取り扱うものとする。
- 玉掛け合図者からクレーン運転者に連絡が取れるよう無線を用意する。また，専任の監視員は，玉掛け合図者を通してクレーン運転者に連絡が取れるように配置する。
- 玉掛けの際，フックの外れ止めを確実に実施する。

4. 非常時の措置

(1) 乾式貯蔵キャスク落下

- 万一，乾式貯蔵キャスクを 1m 高さから落下させた場合でも周辺公衆及び放射線業務従事者への放射線被ばく上の影響は十分に小さい。

5. 主要な設備

(1) 500t 級移動式クレーン

台数　　1

(2) 搬送台車

台数　　1

(3) ウインチ

個数　　3（1 個が手動，2 個が電動）（建屋内）

　　2（2 個とも電動）（建屋外）

(4) 水平吊り具

個数　　1

(5) 輸送トレーラー

台数　　1

6. 参考

参考-1　乾式貯蔵キャスクの 1m 落下時の放射線被ばく影響について

表 1-1　乾式貯蔵キャスクの搬出工程表

| | 平成 25 年 | | |
|---|---|---|---|
| | 3 | 4 | 5 |
| 電源復旧（済） | | | |
| 貯蔵棟 1 階水抜き（済） | | | |
| ガレキ撤去・搬出ルート修復・コンテナ等回収（済） | | | |
| 建屋ブロック壁撤去（済） | | | |
| 新設レール敷設（済） | | | |
| 既設レール・搬送台車復旧（済） | | | |
| 乾式貯蔵キャスク搬出 | | | |

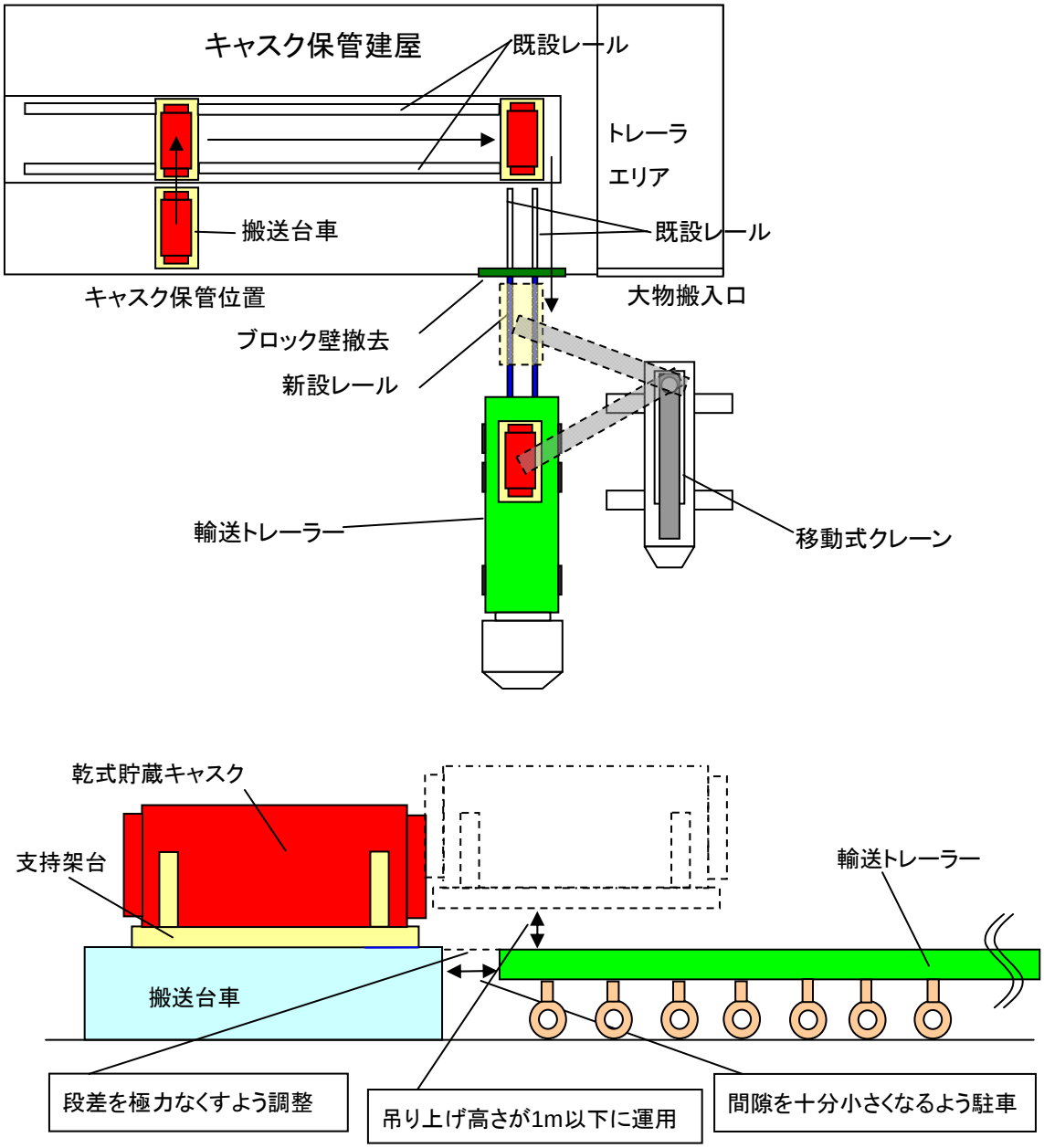



図 1-1　乾式貯蔵キャスク搬出方法の概念図

# 乾式貯蔵キャスクの 1m 落下時の放射線被ばく影響について

既設 9 基乾式貯蔵キャスクについては，建屋外での搬送台車から輸送トレーラーへの載せ替えは，移動式クレーンを使用して行う。その際，乾式貯蔵キャスクの吊り上げ高さを確実に 1m 以内に制限できる手順を定め，運用する予定である。

ここでは，大型の乾式貯蔵キャスクが 1m 落下した場合でも，周辺公衆及び放射線業務従事者への放射線被ばく上の影響は十分に小さいことを説明する。

## 1. 一次蓋密封部の発生応力評価

### 1.1. 評価条件

評価条件は以下とする。

・支持架台付きで取り扱う。
・水平吊り具を使用して，水平状態で取り扱う。
・輸送トレーラーの駐車位置は，搬送台車との距離を十分小さくし，隙間から乾式貯蔵キャスクが落下しないようにする。
・搬送台車荷台と輸送トレーラー荷台に段差が極力生じないように高さ調整をする。

### 1.2. 評価方法

1m 落下時に，乾式貯蔵キャスクの一次蓋密封部の発生応力が基準値（使用済燃料貯蔵施設規格　金属キャスク構造規格（2007 年版））を満足するかを評価する。評価方法は以下のとおりである。

・LS-DYNA コードを用いて，1m 落下時に乾式貯蔵キャスクにどの程度の鉛直方向加速度が生じるかを求める。
・ABAQUS コードを用いて，乾式貯蔵キャスクがトラニオン 4 箇所で水平に支持された状態で，上記で求めた鉛直方向加速度を慣性力として与え，また，工事計画認可申請書（以下，工認）に記載している最高使用圧力＋ボルト初期締め付け力＋熱荷重を同時に加えて，密封部の発生応力を求める。
・求められた発生応力が基準値を満足するかを評価する。

### 1.3. 評価結果

(1) 落下による最大加速度評価

LS-DYNA コードを用いて，1m 落下時に乾式貯蔵キャスクにどの程度の鉛直方向加速度が生じるかを求めた。支持架台は板厚 50mm の炭素鋼（SS400）の鋼板でトラニオンを支持しており，その部分の剛性は，乾式貯蔵キャスク本体及びトラニオンの剛性に比べて小さく，落下時にその部分の塑性変形で落下エネルギーが吸収される。

図 1-1 及び図 1-2 に，乾式貯蔵キャスク本体の鉛直方向の変位履歴図及び速度履歴

図をそれぞれ示す。乾式貯蔵キャスク本体の速度勾配は蓋側のトラニオン取付部が最も大きく，その加速度は 33.1G である。以下，約 5%の余裕を見て，35G が鉛直方向加速度として作用するとして応力評価を行う。

(2) 乾式貯蔵キャスクの一次蓋密封部の発生応力

ABAQUS コードを用いて，LS-DYNA コードで得られた鉛直方向加速度及び工認に記載している最高使用圧力＋ボルト初期締め付け力＋熱荷重を同時に加えて，乾式貯蔵キャスクの一次蓋密封部の発生応力を求めた。

考慮した荷重の具体的な値は，以下のとおりである。

・最高使用圧力：1.6MPa

・ボルト初期締め付け力：$3.372\times10^{6}$N

・熱荷重：保守的に，最新工認（大型乾式貯蔵キャスク増設分）の乾式貯蔵キャスク各部の温度分布時に発生する荷重を使用※1。

・LS-DYNA コードで得られた鉛直方向加速度：35G

一次蓋密封部の発生応力は胴フランジ断面最下部付近が最も大きく 58N/mm$^2$ である。また，一次蓋ボルトの最大応力は 109N/mm$^2$ である。

※1：既設 9 基乾式貯蔵キャスクの貯蔵燃料は 20 年以上冷却されており，増設分乾式貯蔵キャスクの貯蔵燃料の設計冷却期間 13 年以上を超えていることから，最新工認の熱荷重を使用することは保守的となる

(3) 基準値との比較

一次蓋密封部の胴フランジ及び一次蓋ボルトの基準値は，材料の降伏応力（Sy）であり，それぞれ

一次蓋密封部胴フランジ（GLF1）：Sy＝181N/mm$^2$

一次蓋ボルト（GBL1）：Sy＝649 N/mm$^2$

である。このため，1m 落下での一次蓋密封部の胴フランジ及び一次蓋ボルトの裕度（基準値/発生応力）はそれぞれ

一次蓋密封部胴フランジ：181/58＝3.1

一次蓋ボルト：649/109＝5.9

となり，基準値を十分満足する。

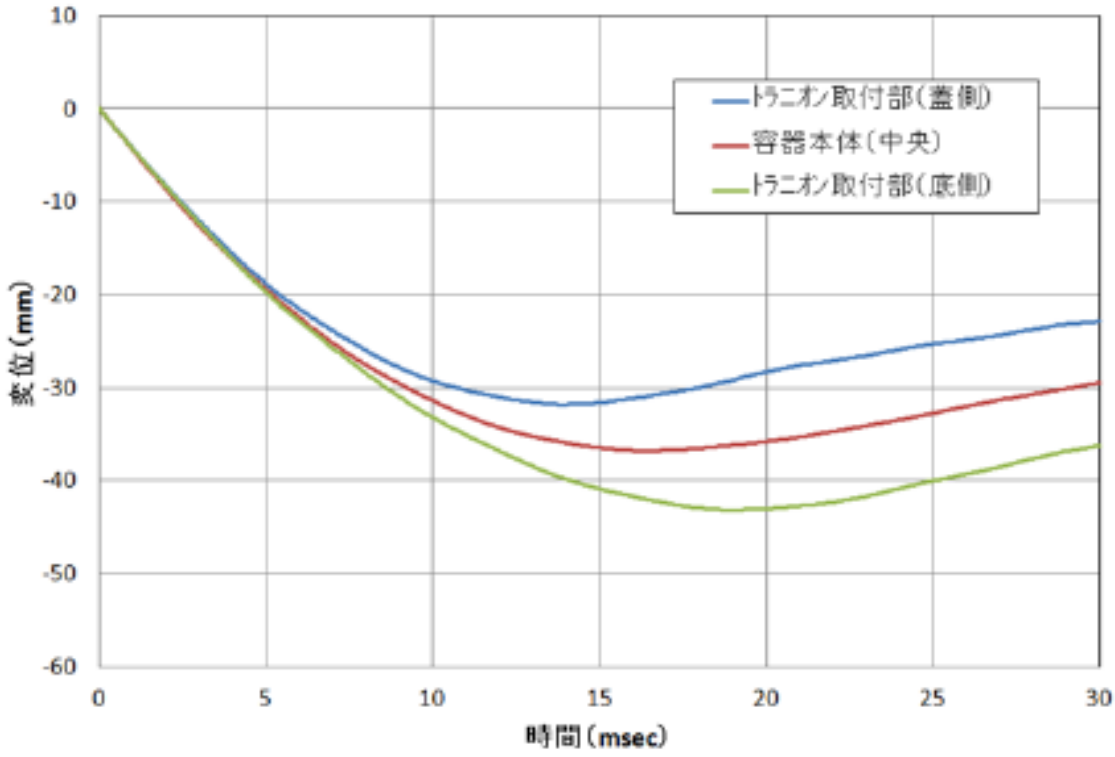



図 1-1　乾式貯蔵キャスク本体の鉛直方向の変位履歴図

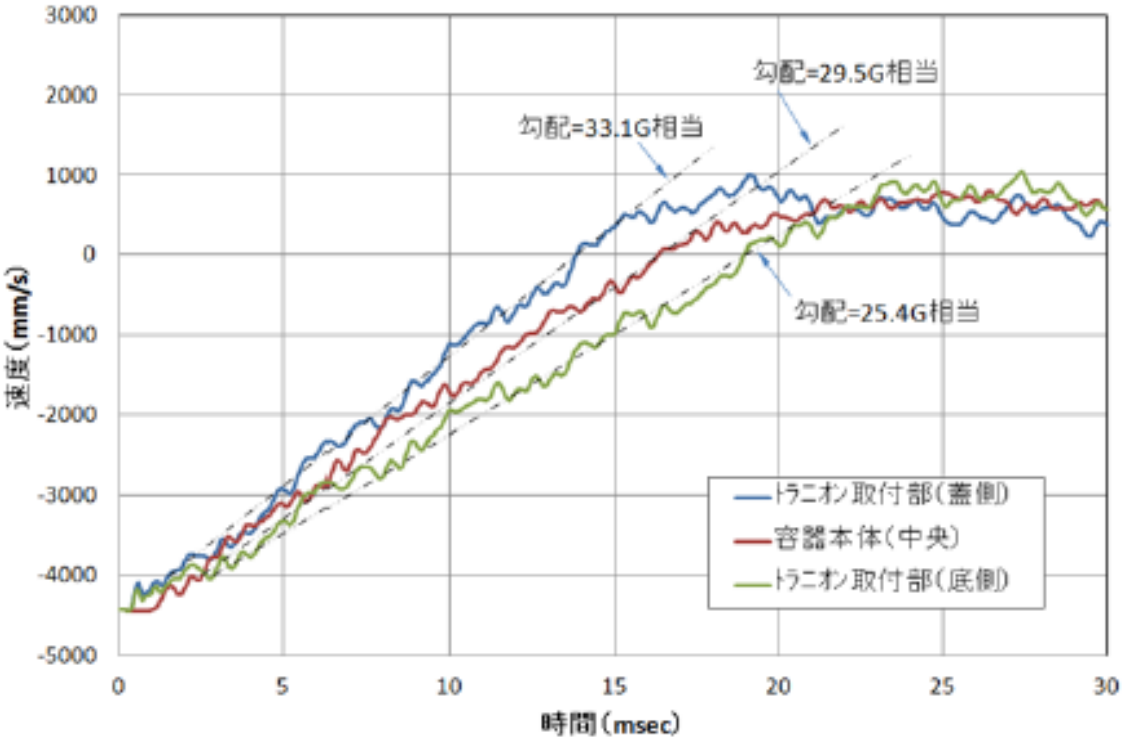



図 1-2　乾式貯蔵キャスク本体の鉛直方向の速度履歴図

参考資料

# 衝撃計算に用いるコード(LS-DYNA)について

## （1） 概要

LS-DYNA コードは米国 Livermore Software Technology Corporation(LSTC 社)からリリースされた汎用陽解法有限要素解析に基づく3次元非線形衝撃応答解析コードであり，輸送キャスクの衝撃解析等に広く利用されている。

## （2） 機能

LS-DYNA コードは，衝撃解析に際して以下の機能を有している。

① 材料の非線形性を取り扱いできるため，衝撃吸収材が衝撃時に降伏応力を超え，塑性変形することによって衝撃エネルギーを吸収することを考慮できる。

② 20 を超える接触オプションが有効であり，接触面には固着，剥離，接触，滑り，摩擦などの条件が設定できる。

③ 面と面の接触状態だけでなく，辺と辺，節点と面の接触も可能である。

④ 要素の消滅などの特殊な条件も扱うことができる。

⑤ 多数の金属，非金属材料モデルを有している。

## （3） 解析フロー

LS-DYNA コードの解析フローを図 1-3 に示す。

## （4） 使用実績

LS-DYNA コードは，これまで自動車分野をはじめ，多くの分野の衝撃解析に対して使用実績がある。

原子力分野では，返還ガラス固化体輸送用キャスクの核燃料輸送物設計承認書において，構造解析の解析コードとして使用されている実績がある。

## （5） 検証方法

実験との比較による検証が実施されていることを確認している。

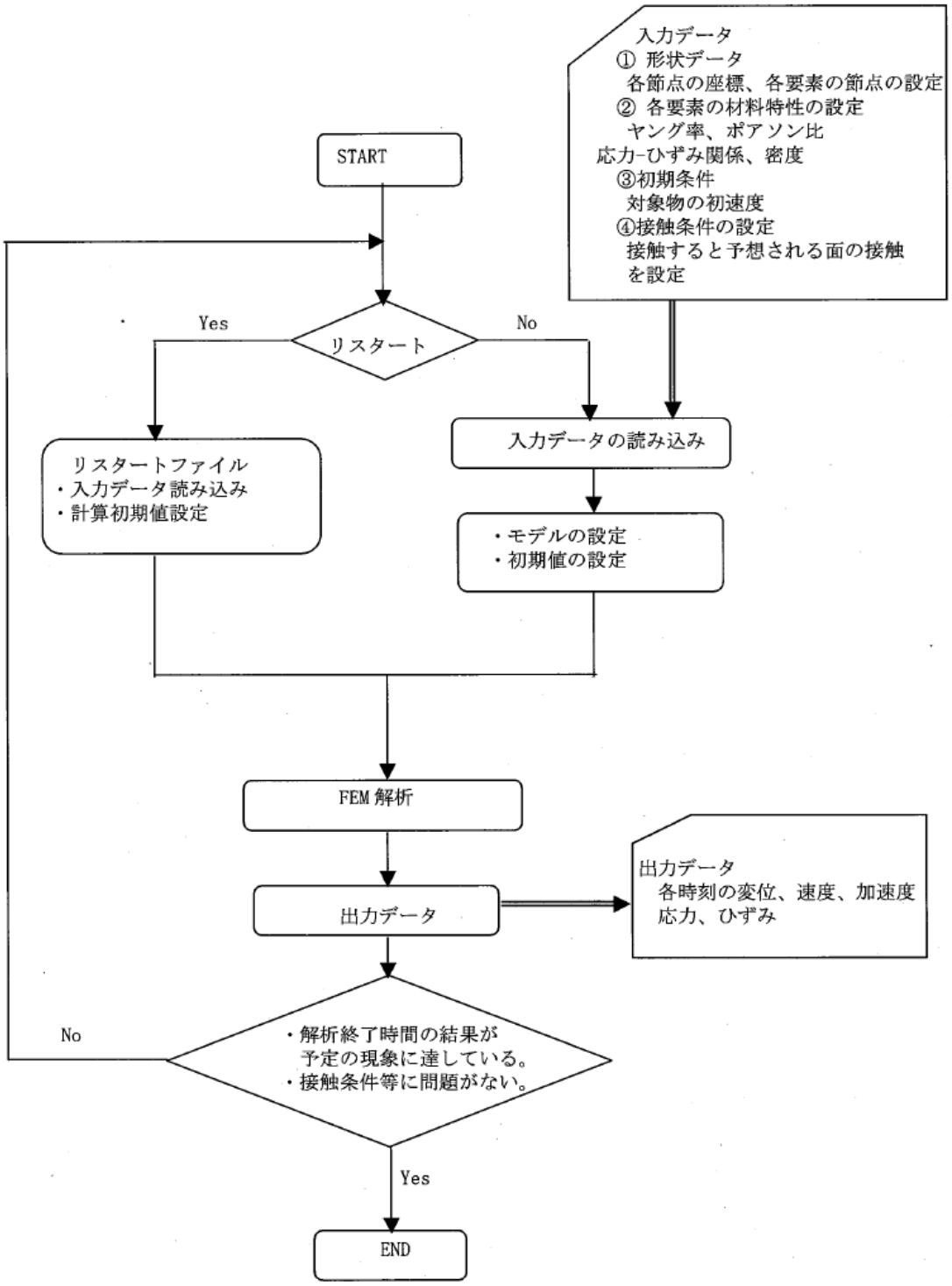



図 1-3　LS-DYNA コードの衝撃計算フロー図

# 構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

## （１）概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt,Karlsson&Sorensen,Ins.(HKS 社)で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり，輸送キャスクの応力解析等に広く利用されている。

## （２）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，非弾性のいずれの解も得ることができる。

② 材料特性として時間依存，歪の履歴依存及びに等方性・異方性等を考慮することができる。

③ モデルの形状は一次元～三次元，又は連続体についても取り扱うことができる。

④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。

⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また，これらの条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

## （３）解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1-4 に示す。

## （４）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

## （５）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

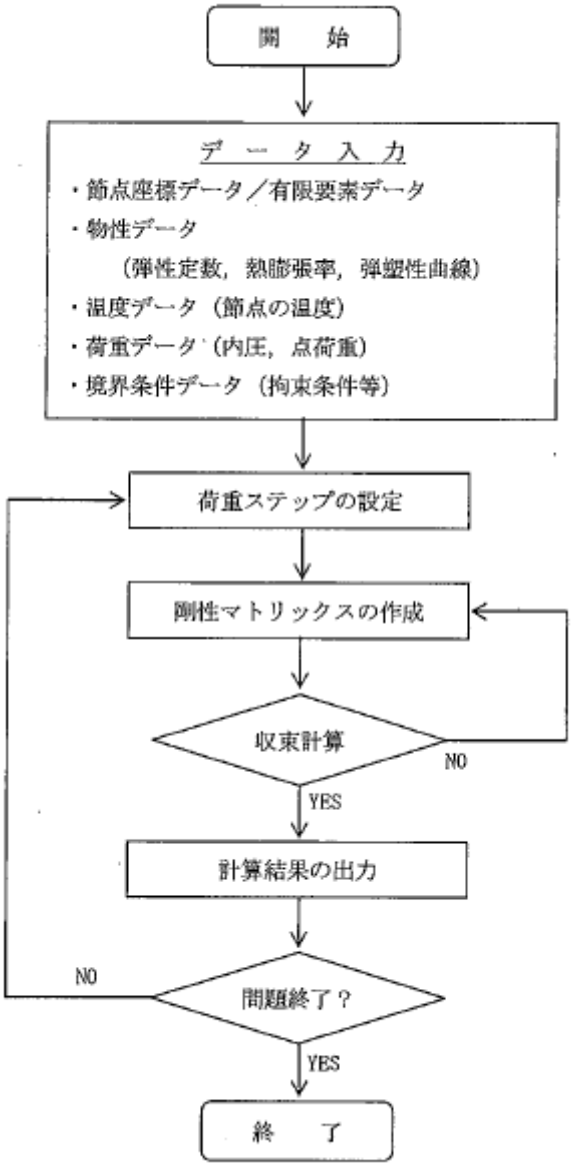



図 1-4　ABAQUS コードの応力解析フロー図

## 2. 一次蓋ずれを原因とした金属ガスケットからの瞬時漏えい率上昇の影響評価

### 2.1. 1m 落下試験

#### (1) 試験の概要

電力中央研究所において，実物大金属キャスク落下試験（69 体の BWR 燃料集合体を収納する乾式キャスクを模擬した試験体を用いた落下試験）が行われている※2。その中で緩衝体を装着しない状態で 1m 高さから水平落下させた試験があり，一次蓋の変位及び瞬時漏えい率が測定されている。

※2：電力中央研究所報告　金属キャスク落下時瞬時漏えい評価－実物大金属キャスク落下試験－H18.12

#### (2) 試験結果からの類推

落下時の一次蓋の最大横ずれ量は約 0.4mm であり，一次蓋の口開きは認められていない。一次蓋金属ガスケットからのヘリウム漏えい率は，落下直後にバックグランドより一桁上昇し，10 分程度でバックグランドレベルまで復元，落下から 25 分程度経過してから再び一桁上昇し，更に 10 分程度でバックグランドレベルまで復元する現象が見られたが，この後 6 時間の計測中はバックグランドレベルのままであったことが確認されている。最終的に復元する原因については，金属ガスケット表面とキャスク本体のフランジ面とのなじみにより，金属ガスケット表面にできた隙間が解消されたものと考えられている。また，試験終了後，試験体を落下試験場から離れた工場に持ち込み，二回の密封検査を実施した結果，密封性が健全であることが確認されている。

乾式貯蔵キャスクの支持架台付き 1m 落下と電力中央研究所が行った 1m 水平落下試験を比較すると，金属ガスケットの熱劣化の有無と支持架台の有無の違いはあるが，概ねキャスク設計と落下条件は類似している。そのため，乾式貯蔵キャスクが支持架台付きで 1m 水平落下した場合，一次蓋の横ずれにより瞬時的に漏えい率が上昇する可能性はあるが，比較的短時間に復元するものと類推する。

一次蓋の横ずれにより瞬時的に漏えい率が上昇したとしても，乾式貯蔵キャスクの蓋間圧力は正圧，乾式貯蔵キャスク内部は負圧であることを踏まえると，乾式貯蔵キャスクを支持架台付きで 1m 落下した場合において，外部への核分裂生成物の漏えいはほとんどないと思われる。

### 2.2. 敷地境界線量の評価

ここでは，極めて保守的な例として，大型の乾式貯蔵キャスクの落下により，全ての貯蔵燃料の被覆管が損傷し，ガス状核分裂生成物がキャスク保管建屋前において短時間（１時間）で全て放出されたとして敷地境界線量の評価を行った。

評価条件を表 2-1 に示す。敷地境界線量は，よう素の内部被ばく及び希ガスのγ線

外部被ばくの和として計算した。結果は，

約 $2.5\times10^{-3}$mSv

となり，「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成 2 年 8 月 30 日　原子力安全委員会決定　一部改訂　平成 13 年 3 月 29 日　原子力安全委員会）において，事故時における周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない判断基準である発生事故当たりの実効線量 5mSv に対して十分小さい結果となっている。更に，設計基準事象である「燃料集合体の落下」の設置許可申請書（6 号機）で評価された敷地境界線量である約 $4.3\times10^{-2}$mSv よりも小さい値である。

以上より，極めて保守的な条件で敷地境界線量を評価した結果においても，周辺公衆に与える放射線被ばく上の影響は十分に小さい。

## 2.3. まとめ

大型の乾式貯蔵キャスクが水平架台付きで 1m 落下した場合でも，一次蓋密封部の胴フランジ及び一次蓋ボルトの発生応力はいずれも基準値を十分満足することを確認した。

また，類似の落下試験から，一次蓋の横ずれにより瞬時的に漏えい率が上昇する可能性はあるが，比較的短時間に復元するものと類推した。

なお，極めて保守的な条件で敷地境界線量を評価した場合においても，周辺公衆に与える放射線被ばく上の影響は十分に小さいことを確認した。実際には，乾式貯蔵キャスクの落下による貯蔵燃料の破損は仮定より少ないと思われること及び一次蓋の横ずれにより瞬時的に漏えい率が上昇したとしても，乾式貯蔵キャスクの蓋間圧力は正圧である一方，乾式貯蔵キャスク内部は負圧であることから，周辺公衆及び放射線業務従事者に与える放射線被ばく上の影響は十分軽微であると考える。

表 2-1 敷地境界線量の評価条件

| | |
|---|---|
| 評価手法 | ORIGEN2（インベントリ），気象指針※1（大気拡散），<br>線量目標値に対する評価指針※2（放射線被ばく） |
| 燃焼度 | 33GWd/t<br>（保守的に，実際の最大燃焼度を超えた燃焼度を設定） |
| 冷却期間 | 8000 日<br>（保守的に，実際の最小冷却期間より少ない期間を設定） |
| ペレットから被覆管ギャップへ核分裂生成物が放出する割合 | 30%※3 |
| 実効放出継続時間 | 1 時間 |

※1：発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（昭和 57 年 1 月 28 日　原子力安全委員会決定　一部改訂　平成 13 年 3 月 29 日　原子力安全委員会）

※2：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（昭和 51 年 9 月 28 日　原子力委員会決定　一部改訂　平成 13 年 3 月 29 日　原子力安全委員会）

※3：H.Hayashi,M.Kitamura,T.Nomata,T.Kogai,K.Ito,T.Kubo,Y.Wakashima,H.Sakurai,”Irradiation Characteristics of BWR StepⅡLead use Assemblies”, ANS International Topical Meeting on Light Water Reactor Fuel Performance, Portland,Oregon,U.S.A.,March2-6,(1997)

参考資料

# インベントリ計算に用いるコード（ORIGEN2）について

## （１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送キャスクの崩壊熱計算等に広く利用されている。

## （２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

## （３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図2-1 に示す。

## （４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送キャスク，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[※1]。

## （５）検証方法

汎用コードの導入評価[※1]が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[※2] が実施されていることが確認されている。

※1：A.G.Croff, “ ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONETIAL METHOD”,CCC-371(1987)

※2：(社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年８ 月

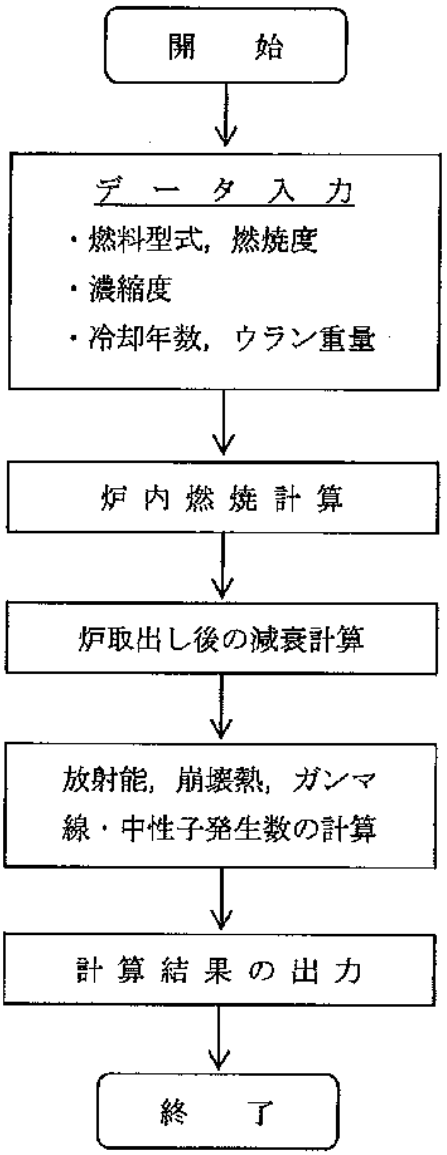



図 2-1　ORIGEN2 コードの計算フロー図

# キャスク仮保管設備クレーンレーン間移動時の転倒について

## 1. クレーンレーン間移動手順

キャスク仮保管設備は複数のレーンに分かれており，どのレーンに乾式キャスクを設置するかにより，クレーンをレーン間移動させる必要がある。この時，クレーンのレーン間移動は以下の手順にて行う。

(1) 図1のようにクレーンを待機位置（コンクリートモジュールとの最短距離が1000㎜）に移動し，停止させる。

(2) 図2のようにH鋼レールをクレーン走行装置の内側に設置し，図3のようにアンカーを用いて設置したレールズレ止めにより固定する。

(3) 図2のようにH鋼レール上を移動できるように，逸走を防止するためのガイドローラが付いたチルタンクと油圧ジャッキを取り付けた移動受台をH鋼レール上に乗せ，クレーンのトラックフレームの下に移動する。

(4) 図1のように電動チルホールまたは電動ウインチ，おしみチルホール，ワイヤロープ，滑車を取り付ける。

(5) 油圧ジャッキを操作してクレーンを押し上げ，車輪がレールから浮き上がった状態にする。

(6) 電動チルホールまたは電動ウインチを操作して，横行方向に移動させる。また，逸走防止を目的として同時におしみチルホールを併用して移動操作を行う。

(7) クレーンが移動レーンのレール上にあることを確認し，油圧ジャッキを操作して走行レール上に降ろす。

## 2. レーン間移動中の逸走評価

クレーンが本設レール上にある時に地震（基準地震動Ss）により鉛直方向と走行方向に同時に加震された場合と鉛直方向と横行方向に同時に加震された場合について非線形時刻歴応答解析を実施した結果，クレーンの走行方向への滑り量は最大で約330㎜であった。

レーン間移動時に地震が発生した場合，クレーンは基礎上面を逸走する可能性があるが，以下の点よりクレーンの逸走量は330㎜を下回ると考えられる。

・車輪とレールの摩擦係数が0.3であるのに対し，車輪とコンクリートの摩擦係数は0.4程度であり，逸走に対する抵抗が大きい。

・図2のように，クレーンの走行部の間にレーン間移動用のH鋼を設置することから，クレーンの逸走を阻害することになる。

以上からクレーンとコンクリートモジュールの最短距離を1000㎜ 確保することで，クレーンが逸走したとしても，モジュールに衝突することを防ぐことができる。

3. レーン間移動中の転倒評価

レーン間移動中に最もクレーンが乾式キャスク設置の位置側に傾く事象として,クレーンが乾式キャスク設置側にある油圧ジャッキより脱落し,かつ地震によりクレーンの脚が浮き上がる場合が考えられる。

クレーンをジャッキアップした状態で片側の油圧ジャッキが外れる事象を想定した場合,ジャッキアップの量及び油圧ジャッキの配置等から，図4のように乾式キャスク設置位置と逆側の車輪は基礎から82㎜程度浮き上がる。

さらに地震（基準地震動Ss）によりクレーンが浮き上がる場合を考える。クレーンが本設レール上にあるときに,地震により鉛直方向と走行方向に同時に加震された場合と鉛直方向と横行方向に同時に加震された場合について非線形時刻歴応答解析を実施した結果,クレーンの脚は最大で11㎜浮き上がると評価されている。このクレーン脚の最大浮き上がり量11㎜をクレーンの重心位置の浮き上がり量として扱うことにより,保守的な条件として浮き上がり量11㎜を仮定する。

クレーンの重心の浮き上がり量を11㎜と仮定した場合,乾式キャスク設置位置と逆側の脚が最も浮き上がるのは，乾式キャスク設置側の脚が浮き上がらない時であり，その浮き上がり量は脚と浮き上がり量算定位置（クレーンの重心位置または片側の脚）間のスパン長比による線形補間から求めると，22㎜になる。

以上から脚の浮き上がり量は最大で104㎜(=82㎜+22㎜)となる。

クレーンが乾式キャスク設置側に転倒する場合における乾式キャスク設置位置と逆側の車輪の浮上がり量は5700㎜程度であることから,クレーンが乾式キャスク設置側に転倒することはない。またクレーンが待機位置から乾式キャスク方向に330㎜逸走し，乾式キャスク設置側に傾いても乾式キャスクと衝突しない乾式キャスク設置位置と逆側の車輪の浮上がり量は参考資料のように4600㎜程度であることから,クレーンが乾式キャスクに衝突することはない。

4. レーン間移動中のクレーンの回転移動評価

図5のように，クレーンが乾式キャスク設置位置と逆側にある油圧ジャッキの内一本を中心に回転した場合は，他の位置を回転中心とした場合に比べて，クレーンが乾式キャスクに最も接近しやすい保守的な条件であることから，この条件について評価を行う。

クレーンが回転しチルタンクがH鋼レールから落ちた場合，もしくはクレーンが油圧ジャッキから落ちた場合については，クレーンの車輪とコンクリートとの摩擦係数が0.4程度であり,本設レールとクレーンの車輪との摩擦係数0.3に比べて摩擦による影響が大きくなる。このことから，本設レール上にクレーンが上載している条件により，基準地震動Ssを用いた非線形時刻歴応答解析を実施した結果（クレーンの重心の移動量330㎜）は，レーン間移動中に当てはめると保守的な数値であると考えられる。

したがって，レーン間移動中のクレーンの重心の移動量を330㎜と仮定し，クレーンの回

転による脚の最大移動量を推定すると，図5のように約700㎜程度となる。なお，図2のように，クレーンの走行部の間にレーン間移動用のH鋼を設置することから，クレーンの回転を阻害することになり，クレーンの脚の移動量は700㎜を下回ると考えられる。

以上からクレーンとコンクリートモジュールの最短距離を1000㎜確保することで,クレーンが回転したとしても，モジュールに衝突することを防ぐことができる。

5. 結論

レーン間移動を行う場所は図1のように第三レーンのコンクリートモジュールとクレーンの距離が1000㎜となる位置としており，この場合以下のことがいえる。

- クレーンのレール間移動中に地震が起きた場合に，クレーンが走行方向に逸走すると，その距離は330㎜以下であり，コンクリートモジュールに衝突することはない。
- 地震によるクレーンの脚の最大浮き上がり量は104㎜となり，クレーンが停止位置から330㎜逸走した後にクレーンが傾いてコンクリートモジュールに衝突する脚の浮き上がり量が4600㎜であることから,クレーンが地震により浮き上がってもコンクリートモジュールに衝突することはない。
- 移動受台の反乾式キャスク側の油圧ジャッキ一本を中心にクレーンが回転した場合，乾式キャスク側の脚の移動量は700㎜以下であり，コンクリートモジュールにクレーンが衝突することはない。

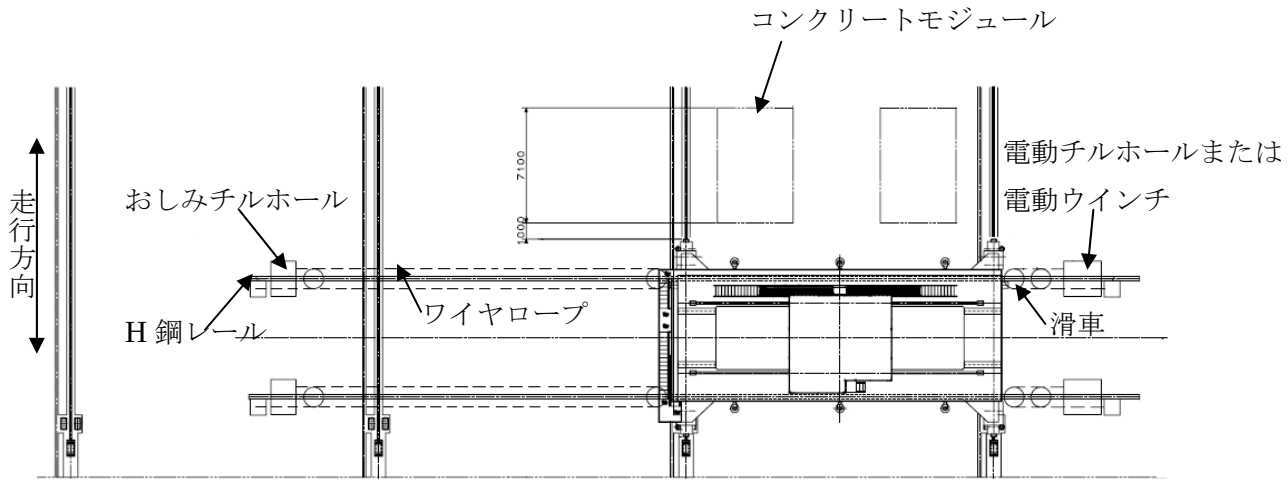



図 1　レーン間移動時機材配置図

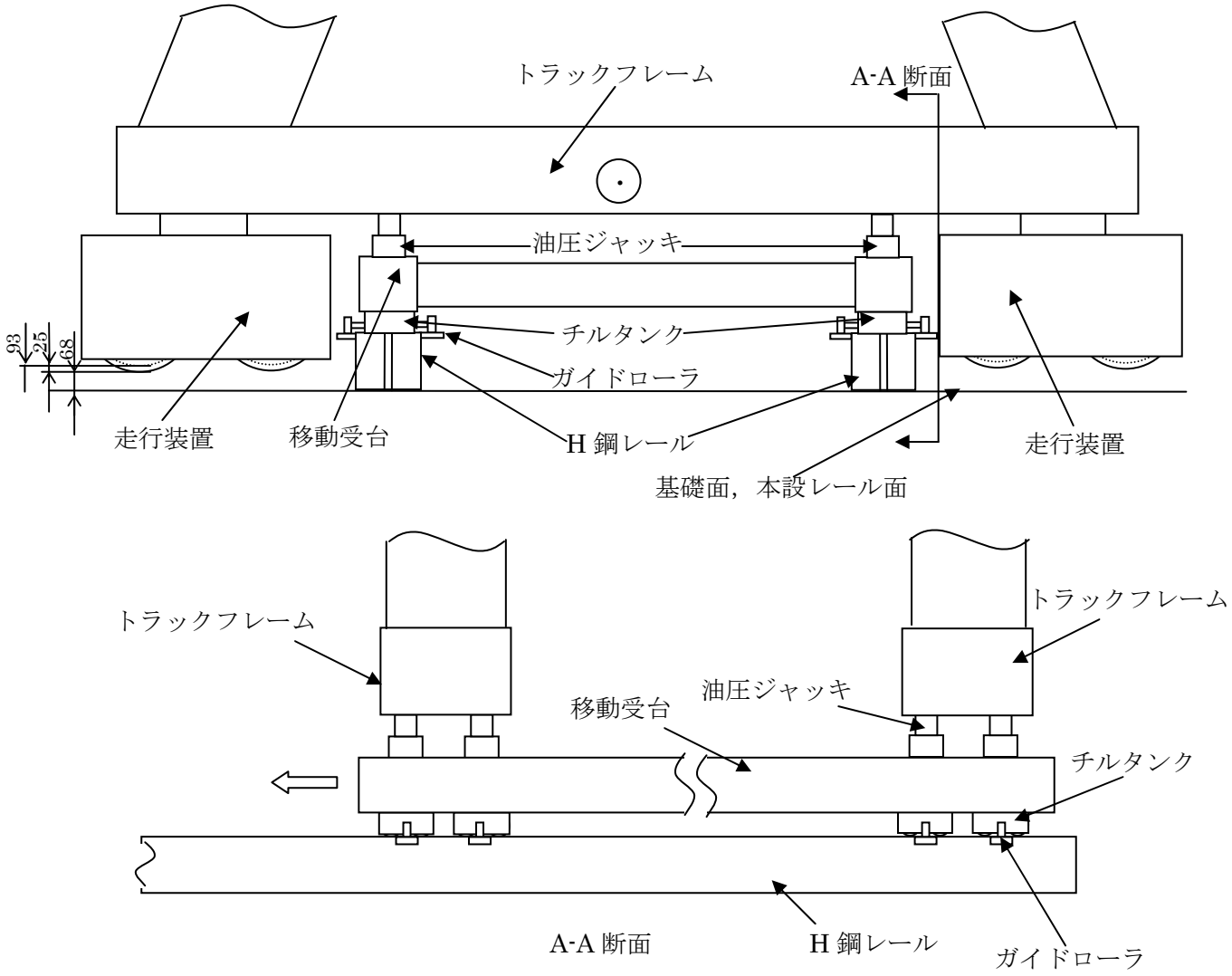



図 2　クレーンジャッキアップ時概略図

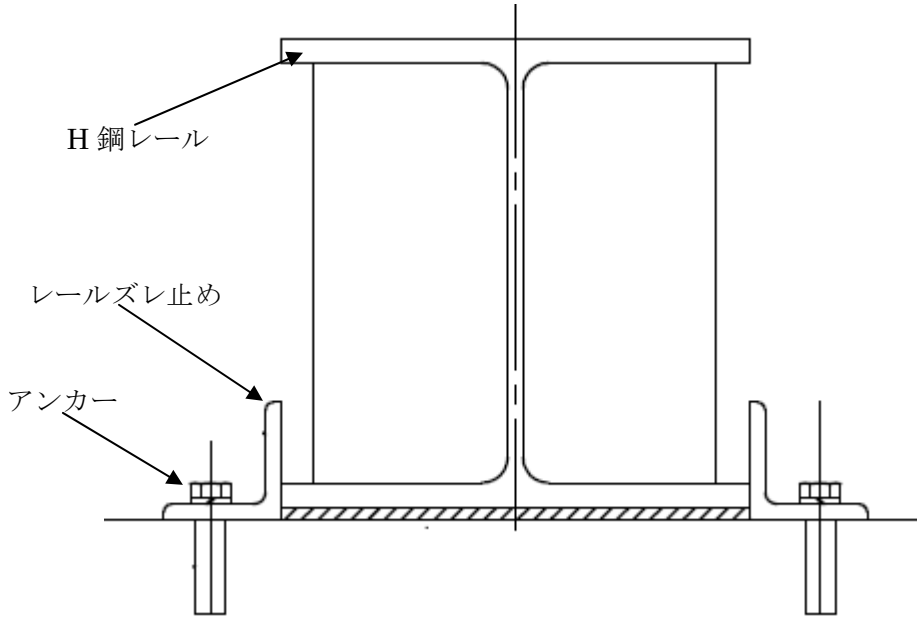



図3　H鋼レール拡大図

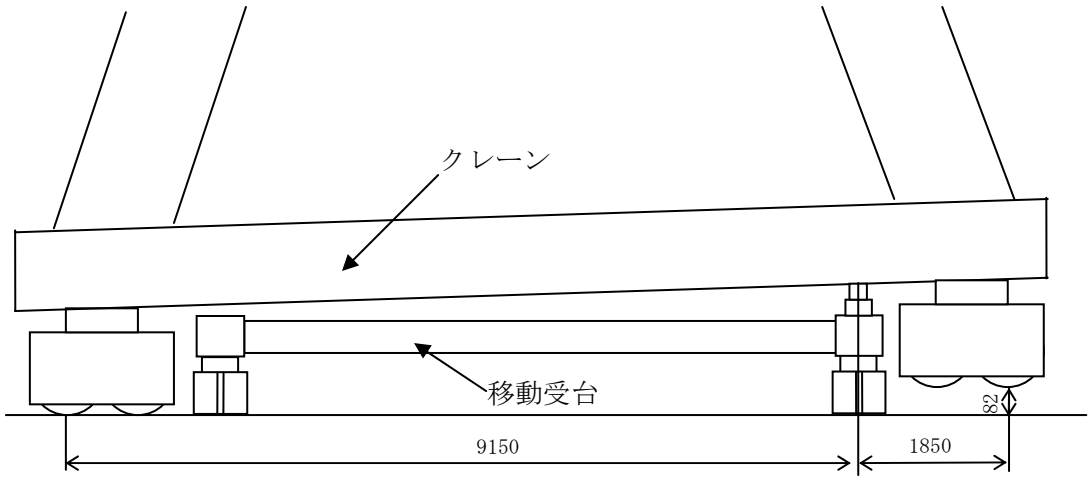



図 4　油圧ジャッキが外れた場合の概略図

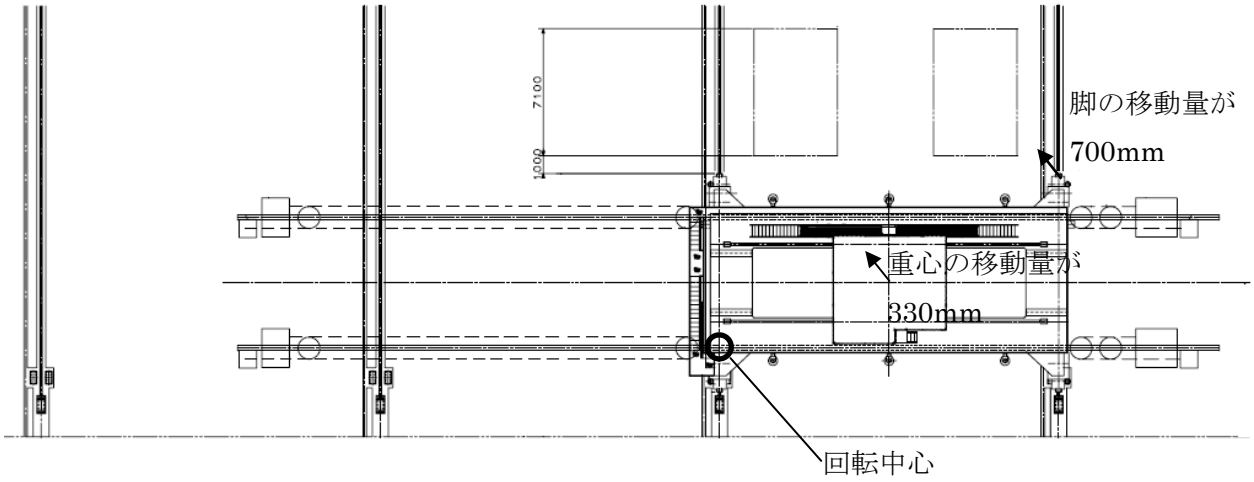


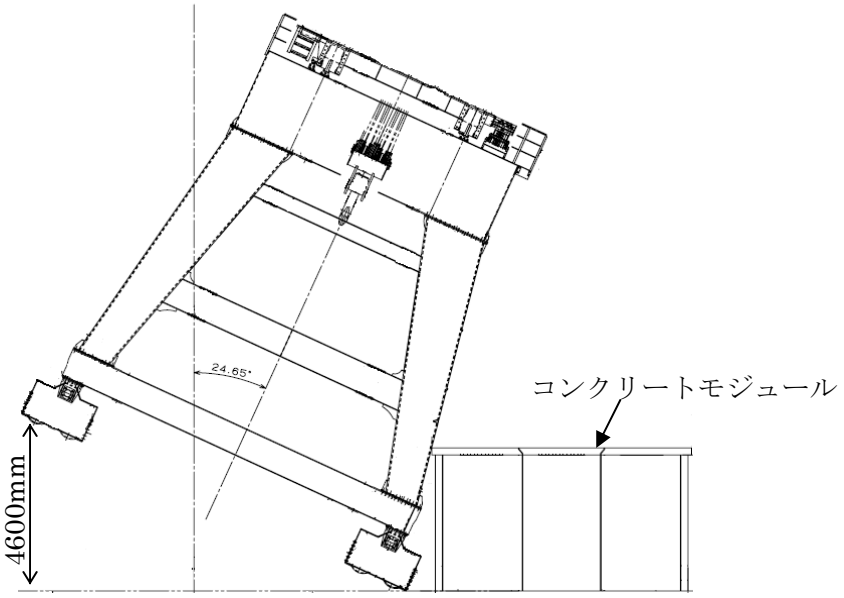

図5　クレーン回転時の説明図

クレーンがコンクリートモジュールに衝突する浮上がり量について

クレーンがコンクリートモジュールに衝突する脚部浮上り量を以下のように考える。

1. レーン間移動を行う場所を第三レーンのコンクリートモジュールとクレーンの距離が1000㎜となる位置とする。
2. クレーンの位置は走行方向に330㎜逸走することを考慮し，評価を行う。

上記条件の下で評価を行った結果，参考図1のように乾式キャスク設置位置と逆側の脚が4600㎜以上持ち上がると，クレーンはコンクリートモジュールに衝突する




参考図 1　脚の浮上がり量

キャスク仮保管設備に係る確認事項について

キャスク仮保管設備の設置工事および溶接に係る主要な確認項目を表 1～11 に示す。
尚，寸法許容範囲については製作誤差等を考慮の上，確認前に定める。

表１　確認事項（乾式貯蔵キャスク（増設））(1/2)

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 材料確認 | | 実施計画に記載されている主な材料について確認する。 | 実施計画のとおりであること。 |
| | 強度・漏えい確認 | 耐圧・漏えい確認 | 確認圧力で保持した後，確認圧力に耐えていることを確認する。<br>耐圧確認終了後，耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。 | 確認圧力に耐え，かつ構造物の変形等がないこと。<br>また，耐圧部から著しい漏えいがないこと。 |
| 構造強度・耐震性遮へい機能 | 構造確認 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている主要寸法を確認する。 | 寸法が許容範囲内であること。 |
| | | 外観確認 | 各部の外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| | | 据付確認 | 機器の据付位置，据付状態について確認する。 | 実施計画の通りに施工・据付されていること。 |
| 除熱機能 | 機能確認 | 伝熱確認 | 代表一基について容器内部に使用済燃料を模擬するヒータを挿入して発熱させ，温度を確認する。 | 周囲温度を補正した温度が最高使用温度以下であること。 |
| 密封機能 | 機能確認 | 気密漏えい確認 | ヘリウムリーク法及び真空放置法により，漏えい率を確認する。 | 基準漏えい率以下であること。 |
| 臨界防止機能 | 機能確認 | 未臨界確認 | バスケットの材料特性及び主要寸法が，実施計画の評価の前提条件となっている値を満足していることを確認し，バスケットの外観に異常のないことを確認する。 | ・設計の材料特性に適合し，寸法が許容範囲内であること。<br>・有意な変形，破損等の異常がないこと。 |
| 監視 | 機能確認 | 密封監視機能確認 | 検査用計器により指示値を変化させ，設定値どおり警報及び表示灯が作動することを確認する。 | 許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。 |
| | | 除熱監視機能確認 | 検査用計器により指示値を変化させ，設定値どおり警報及び表示灯が作動することを確認する。 | 許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。 |

表１　確認事項（乾式貯蔵キャスク（増設））(2/2)

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 溶接確認※ | 材料確認 | 溶接に使用する材料が溶接規格等に適合するものであることを確認する。 | 計画書のとおりであること。 |
| | | 開先確認 | 開先面の状態，開先形状及び各部寸法等を確認する。 | ・有意な欠陥がないこと。<br>・計画書のとおりであること。 |
| | | 溶接作業確認 | 溶接規格等に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。 | 計画書，溶接規格のとおりであること。 |
| | | 溶接後熱処理確認 | 溶接後熱処理の方法等が計画書及び溶接規格等に適合するものであることを確認する。 | 計画書及び溶接規格等に適合するものであること |
| | | 非破壊確認 | 溶接部について非破壊確認を行い，その試験方法及び結果が溶接規格等に適合するものであることを確認する。 | 溶接規格等に適合するものであること |
| | | 機械確認 | 溶接部について機械試験をおこない，当該溶接部の機械的性質が溶接規格等に適合するものであることを確認する。 | 溶接規格等に適合するものであること |
| | | 耐圧・外観確認 | 規定圧力で耐圧確認を行い，これに耐え，かつ，漏えいがないことを確認する。 | 規定圧力に耐え，かつ，漏えいがないこと。 |

※溶接の概要は表 12 参照

但し，詳細は事業者の定める溶接事業者検査計画書による。

表２　確認事項（乾式貯蔵キャスク（既設））

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 構造確認 | 外観確認 | 各部の外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| | | 据付確認 | 機器の据付位置，据付状態について確認する。 | 実施計画の通りに施工・据付されていること。 |
| 除熱機能 | 機能確認 | 温度確認 | 胴部表面の温度について確認する。 | 表面温度が警報設定値未満であること。 |
| 遮へい機能 | 機能確認 | 線量当量率確認 | 胴部表面の線量当量率及び表面から1m位置での線量当量率を確認する。 | 設計基準値以下であること。 |
| 密封機能 | 機能確認 | 気密漏えい確認 | ヘリウムリーク法及び真空放置法により，漏えい率を確認する。 | 基準漏えい率以下であること。 |
| 臨界防止機能 | 構造確認 | 外観確認 | 先行点検する１基について，バスケット（上部から全体外観）の外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| 監視 | 機能確認 | 密封監視機能確認 | 検査用計器により指示値を変化させ，設定値どおり警報及び表示灯が作動することを確認する。 | 許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。 |
| | | 除熱監視機能確認 | 検査用計器により指示値を変化させ，設定値どおり警報及び表示灯が作動することを確認する。 | 許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。 |

表 3　確認事項（輸送貯蔵兼用キャスク）(1/2)

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度･耐震性 | 材料確認※ | | 実施計画に記載されている主な材料について確認する。 | 実施計画のとおりであること。 |
| | 強度・漏えい確認 | 耐圧・漏えい確認※ | 確認圧力で保持した後，確認圧力に耐えていることを確認する。<br>耐圧確認終了後，耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。 | 確認圧力に耐え，かつ構造物の変形等がないこと。<br>また，耐圧部から著しい漏えいがないこと。 |
| 構造強度･耐震性遮へい機能 | 構造確認 | 寸法確認※ | 実施計画に記載されている主要寸法を確認する。 | 寸法が許容範囲内であること。 |
| | | 外観確認※ | 各部の外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| | | 据付確認 | 機器の据付位置，据付状態について確認する。 | 実施計画の通りに施工・据付されていること。 |
| 除熱機能 | 機能確認 | 伝熱確認 | 代表一基について容器内部に使用済燃料を模擬するヒータを挿入して発熱させ，温度を確認する。 | 周囲温度を補正した温度が最高使用温度以下であること。 |
| 密封機能 | 機能確認 | 気密漏えい確認 | ヘリウムリーク法等により，漏えい率を確認する。 | 基準漏えい率以下であること。 |
| 臨界防止機能 | 機能確認 | 未臨界確認 | バスケットの材料特性及び主要寸法が，実施計画の評価の前提条件となっている値を満足していることを確認し，バスケットの外観に異常のないことを確認する。 | ・設計の材料特性に適合し，寸法が許容範囲内であること。<br>・有意な変形，破損等の異常がないこと。 |
| 監視 | 機能確認 | 密封監視機能確認 | 検査用計器により指示値を変化させ，設定値どおり警報及び表示灯が作動することを確認する。 | 許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。 |
| | | 除熱監視機能確認 | 検査用計器により指示値を変化させ，設定値どおり警報及び表示灯が作動することを確認する。 | 許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。 |

※炉規制法第四十三条の九に則って使用前検査を実施しているときは，これをもって確認とする。

表 3　確認事項（輸送貯蔵兼用キャスク）(2/2)

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 溶接確認※ | 材料確認 | 溶接に使用する材料が溶接規格等に適合するものであることを確認する。 | 計画書のとおりであること。(設計仕様のとおり又は相当の材料であること) |
| | | 開先確認 | 開先面の状態，開先形状及び各部寸法等を確認する。 | ・有意な欠陥がないこと。<br>・計画書のとおりであること。 |
| | | 溶接作業確認 | 溶接規格等に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。 | 計画書，溶接規格のとおりであること。 |
| | | 溶接後熱処理確認 | 溶接後熱処理の方法等が計画書及び溶接規格等に適合するものであることを確認する。 | 計画書及び溶接規格等に適合するものであること |
| | | 非破壊確認 | 溶接部について非破壊確認を行い，その試験方法及び結果が溶接規格等に適合するものであることを確認する。 | 溶接規格等に適合するものであること |
| | | 機械確認 | 溶接部について機械試験をおこない，当該溶接部の機械的性質が溶接規格等に適合するものであることを確認する。 | 溶接規格等に適合するものであること |
| | | 耐圧・外観確認 | 規定圧力で耐圧確認を行い，これに耐え，かつ，漏えいがないことを確認する。 | 規定圧力に耐え，かつ，漏えいがないこと。 |

※炉規制法第四十三条の十に則って溶接の方法及び検査に係る認可や検査を実施しているときは，これをもって確認とする。

表 4　確認事項（乾式キャスク支持架台（乾式貯蔵キャスク増設分））

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 材料確認 | | 実施計画に記載されている主な材料について確認する。 | 実施計画のとおりであること。 |
| | 構造確認 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている主要寸法を確認する。 | 寸法が許容範囲内であること。 |
| | | 員数確認 | 固定ボルトの本数 | 片側に6本あること |
| | | 据付確認 | 機器の据付位置，据付状態について確認する。 | 実施計画の通りに施工・据付されていること。 |

表 5　確認事項（乾式キャスク支持架台（乾式貯蔵キャスク既設分））

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 構造確認 | 外観確認 | 各部の外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| | | 員数確認 | 固定ボルトの本数 | 片側に6本あること |
| | | 据付確認 | 機器の据付位置，据付状態について確認する。 | 実施計画の通りに施工・据付されていること。 |

表 6　確認事項（乾式キャスク支持架台（輸送貯蔵兼用キャスク分））

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 材料確認 | | 実施計画に記載されている主な材料について確認する。 | 実施計画のとおりであること。 |
| | 構造確認 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている主要寸法を確認する。 | 寸法が許容範囲内であること。 |
| | | 員数確認 | 固定ボルトの本数 | １箇所に７本あること |
| | | 据付確認 | 機器の据付位置，据付状態について確認する。 | 実施計画の通りに施工・据付されていること。 |

表７　確認事項（コンクリートモジュール）

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 材料確認 | | 実施計画に記載されている主な材料について確認する。 | 実施計画のとおりであること。 |
| | 構造確認 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている主要寸法を確認する。 | 寸法が許容範囲内であること。 |
| | | 員数確認 | ベースプレートのアンカーの本数の確認 | １つのプレートで３本あること |
| | | 据付確認 | 機器の据付位置，据付状態について確認する。 | 実施計画の通りに施工・据付されていること。 |
| 除熱機能 | 構造確認 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている給気口の寸法を確認する。 | 寸法が許容範囲内であること。 |
| | | 外観確認 | コンクリートモジュールの外観，給気口について確認する。 | 実施計画の通りに施工されていること。 |

表８　確認事項（クレーン）

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 材料確認 | | 実施計画に記載されている主な材料について確認する。 | 実施計画のとおりであること。 |
| | 構造確認 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている主要寸法を確認する。 | 寸法が許容範囲内であること。 |
| | | 外観確認 | クレーンの外観について確認する。 | 実施計画の通りに施行されていること。 |
| | | 据付確認 | 機器の据付位置，据付状態について確認する。 | 実施計画の通りに施工・据付されていること。 |
| 性能 | 機能確認 | 容量確認 | 容量及び所定の動作について確認する。 | 横行，走行，巻き上げ，巻き下げが可能なこと。 |

表 9　確認事項（エリア放射線モニタ）

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 監視 | 構造確認 | 外観確認 | 各部の外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| | | 据付確認 | 機器の据付位置，据付状態について確認する。 | 実施計画の通りに施工・据付されていること。 |
| | 機能確認 | 警報確認 | 設定値通り警報及び表示灯が作動することを確認する。 | 許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。 |
| | 性能確認 | 線源校正確認 | 標準線源を用いて線量当量率を測定し，各検出器の校正が正しいことを確認する。 | 基準線量当量率に対する正味線量当量が，許容範囲以内であること。 |
| | | 校正確認 | モニタ内のテスト信号発生部により，データ収集装置に各校正点の基準入力を与え，その時のデータ収集装置の指示値が正しいことを確認する。 | データ収集装置の各指示値が許容範囲以内に入っていること。 |

表 10　確認事項（地盤）

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 構造確認 | 寸法確認 | 地盤改良範囲を確認する。 | 地盤改良範囲が，実施計画に記載されている寸法に対して，許容値を満足すること。 |
| | | 強度確認 | 地盤改良強度を確認する。 | 地盤改良強度が，実施計画に記載されている設計強度に対して，ＪＥＡＧ4616-2009に記載の基準を満足すること。 |

表 11　確認事項（基礎コンクリート）

| 確認事項 | 確認項目 | | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 材料確認 | | 実施計画に記載されている主な材料について確認する。 | 実施計画のとおりであること。 |
| | 構造確認 | 寸法確認 | 実施計画に記載されている主要寸法を確認する。 | 各寸法が，実施計画に記載されている寸法に対して，許容値を満足すること。 |
| | | 強度確認 | コンクリート強度を確認する。 | コンクリート強度が，実施計画に記載されている設計強度に対して，コンクリート標準示方書に記載の基準を満足すること。 |

表 12　乾式貯蔵キャスクの溶接概要

| | |
|---|---|
| 適用基準 | 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について<br>（平成 17・12・15 原院第 5 号制定，平成 23・09・09 原院第 2 号）」 |
| 機器の区分<br>【設備区分】 | クラス３容器<br>【燃料設備】 |
| 溶接施工法[注)] | J＋A＋TB，ST（クラッド）＋TB（クラッド），<br>ST（クラッド）＋TB（クラッド）＋TB（クラッド）*<br>J＋TB，M＋TB（2 種類），TB（2 種類）<br>＊：溶接後熱処理後に TB（クラッド）の溶接を行う |

注）溶接工法の略称については発電用原子力設備規格　溶接規格　JSME S NB1-2007 第 2 部 溶接施工法認証標準による。

## 2.14　監視室・制御室

### 2.14.1　　基本設計

#### 2.14.1.1　設置の目的

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の冷却温度，未臨界状態など主要なパラメータ及び運転状況の監視及び制御において，集中的な監視及び制御を行うため，監視室・制御室を設置する。

監視室・制御室としては，次の通り。

(1)　免震重要棟集中監視室

(2)　シールド中央制御室（シールド中操）

#### 2.14.1.2　要求される機能

(1)　原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の主要パラメータ及び運転状況が監視できること。

(2)　放射線業務従事者の作業性等を考慮して，遮へい等の放射線防護上の措置を講じること。

(3)　地震，津波等の発生を考慮しても，その作業環境が確保できること。

#### 2.14.1.3　設計方針

(1)　免震重要棟集中監視室

a.　監視・制御設備

免震重要棟集中監視室は，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の主要パラメータ及び運転状況が監視できる設計とする。また，監視盤及び制御盤は誤操作，誤判断を防止するよう留意し，かつ操作が容易に行えるよう配慮した設計とする。

b.　放射線及び火災防護

運転員が監視室・制御室内に入り一定期間とどまることができるように遮へいその他の適切な放射線防護措置を講じた設計とする。また，火災を速やかに検知し，消火できる設計とする。

c.　耐震性及び津波対策

作業性を確保するうえで十分な免震機能を有するとともに，津波の遡上高さを考慮した場所に設置し，安全性を確保するために必要な監視機能を維持できる設計とする。

(2)　シールド中操

a.　監視・制御設備

シールド中操は，汚染水処理設備等の主要パラメータ及び運転状況が監視でき

る設計とする。また，監視盤及び制御盤は誤操作，誤判断を防止するよう留意し，かつ操作が容易に行えるよう配慮した設計とする。

b. 放射線及び火災防護

運転員が監視室・制御室内に入り一定期間とどまることができるように遮へいその他の適切な放射線防護措置を講じた設計とする。また，火災を速やかに検知し，消火できる設計とする。

c. 耐震性及び津波対策

作業性を確保するうえで必要な耐震機能を有するとともに，津波の遡上高さを考慮した場所に設置し，安全性を確保するために必要な監視機能を維持できる設計とする。

2.14.1.4 供用期間中に確認する項目

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の主要パラメータ及び運転状況が監視できること。

2.14.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

監視装置は，現場からのパラメータ信号等を受信して表示するモニタにより構成され，制御装置は，警報，操作機器により構成される。

(2) 免震重要棟集中監視室

a. 監視・制御装置

免震重要棟集中監視室は，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の冷却温度，未臨界状態など主要なパラメータ及び運転状況の集中的な監視，総合的な判断ができ，また必要な操作が行えるような監視・制御装置を設置する。

監視装置の故障により，各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。

また，免震重要棟集中監視室で監視不能となった場合でも，各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室においても主要なパラメータを監視することが可能な構成とする。

監視・制御装置は，運転員の誤操作，誤判断を防止するために，パラメータの識別表示を行う等の配慮を行う。また，操作器具は，運転員の誤操作を防止するために，保護カバー等を用いて識別する。

b. 放射線防護設備

免震重要棟は，過度な被ばくをしないように，十分なコンクリート厚とする等の遮へいにより，適切な放射線防護措置を講じた設備とする。

また，空調設備についても，外気取り入れにおいて，高性能フィルター及びチャコールフィルターを設置し，室内ダストの低減を図る構成とする。

なお，放射線防護に必要な防護衣，防護マスク等の防護具類を備える。

c. 電源構成

免震重要棟の電源は，異なる系統の所内高圧母線から受電できる構成とし，外部電源喪失の場合でも非常用所内電源，さらにガスタービン発電機から受電できる構成とする。

(3) シールド中操

a. 監視・制御装置

シールド中操は，汚染水処理設備等の主要なパラメータ及び運転状況の集中的な監視ができ，また必要な操作が行えるような監視・制御装置を設置する。

監視装置の故障により，各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。

また，監視・制御装置は，運転員の誤操作，誤判断を防止するため，装置毎に区分して配置するなどの配慮を行うとともに,特に重要な装置の緊急停止操作についてはダブルアクションを要する等の設計とする。

b. 放射線防護設備

シールド中操は，過度な被ばくをしないように，周辺への土嚢設置，地面との間への鉄板付設，及び上部への鉛遮へい設置により放射線防護措置を講じた設備とする。

また，空調設備についても，外気取り入れにおいて，高性能フィルター及びチャコールフィルターを設置し，室内ダストの低減を図る構成とする。

なお，放射線防護に必要な防護衣，防護マスク等の防護具類を備える。

c. 電源構成

シールド中操の電源は，異なる系統の高圧母線から受電できる構成とし，外部電源喪失の場合でも非常用所内電源から受電できる構成とする。

2.14.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

免震重要棟集中監視室，シールド中操は何れも津波による影響がないと想定される高台（O.P.30m 以上）に設置する。

(2) 火災

火災感知器及び消火器を設けることによって，早期火災検知及び早期消火に努める。

2.14.1.7　構造強度及び耐震性

集中監視室を設置する免震重要棟は，東北地方太平洋沖地震及びその余震後に，点検を行った結果，構造上の問題は無かった。また，基準地震動 Ss に対して，免震装置が安全機能上問題ないこと（免震層の最大応答変位は 44.3cm であり，免震層の許容層間変位 60cm 以下，かつ，免震層のクリアランス 75cm 以下であること）を確認している。

また，免震重要棟集中監視室及びシールド中操の監視・制御装置については，一般産業施設と同等以上の安全性を保持するものとして設計する。

2.14.1.8　機器の故障への対応

2.14.1.8.1 機器の単一故障

(1) 機器の故障

機器の故障により監視及び制御に支障が生じた場合には，故障機器の交換等を行い速やかに復旧することとし，復旧までに時間を要する場合においては，関連するパラメータの監視や，必要に応じて各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室の計測機器を監視する等により，必要なパラメータの把握を行う。

(2) 電源喪失

a. 免震重要棟集中監視室

別系統の電源又はガスタービン発電機に切替えが可能な場合は，電源の切替えを行う。

b. シールド中操

別系統の電源に切替えが可能な場合は，電源の切替えを行う。

2.14.1.8.2 複数の設備の同時機能喪失

複数の設備の同時機能喪失や受電設備の故障により，免震重要棟集中監視室，シールド中操で遠隔監視ができない場合には，故障機器の交換等を行い速やかに復旧することとし，復旧までに時間を要する場合においては，各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室の計測機器を監視する等により，必要なパラメータの把握を行う。

2.14.1.8.3 遠隔監視・制御機能喪失事象に対する評価

遠隔監視機能喪失時には，各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室の計測機器を監視する等により，必要なパラメータの把握を行うことが可能であるため，監視に対する直接的な影響はない。

2.14.2　基本仕様

2.14.2.1　主要仕様

(1)　免震重要棟集中監視室

監視・制御装置　一式

(2)　シールド中操

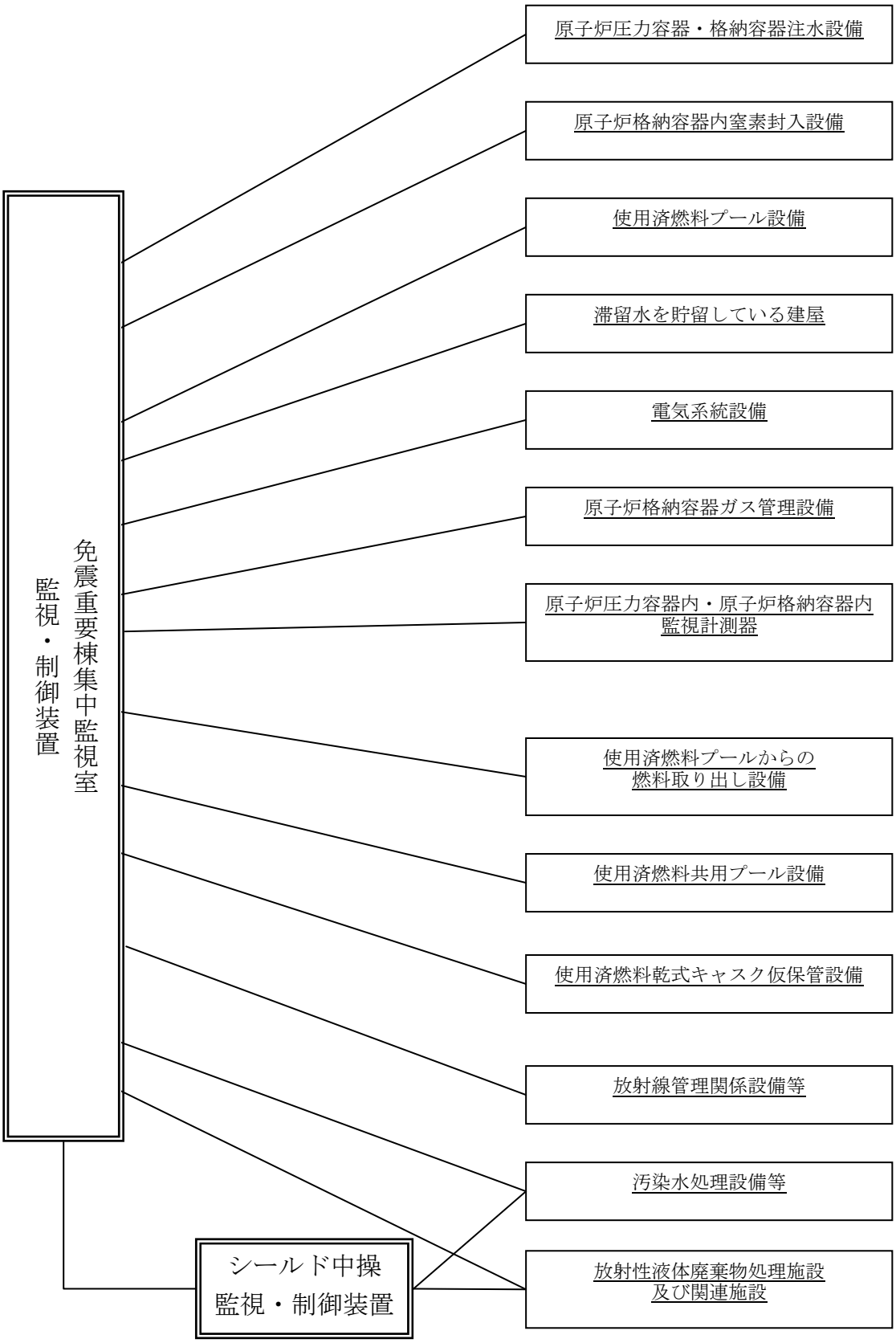
監視・制御装置　一式

2.14.3　添付資料

添付資料－１　監視室・制御室　構成概略図

添付資料－２　監視室・制御室における主要な監視項目

添付資料－３　構造強度及び耐震性




図－1.　監視室・制御室　構成概略図

# 表－1.　監視室・制御室における主要な監視項目

（予）予定

| 設　備 | 監視項目 | 遠隔監視箇所 | 代替監視箇所例（現場） |
|---|---|---|---|
| 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 | 注水流量 | 集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| | 注水圧力 | 集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| 原子炉格納容器内窒素封入設備 | 窒素ガス封入圧力 | 集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| | 窒素ガス封入流量 | 集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| 使用済燃料プール設備 | 使用済燃料プール温度 | 集中監視室 | 現場制御盤 |
| | スキマサージタンク水位 | 集中監視室 | 各中操 |
| | ポンプ吸込圧力 | 集中監視室 | 現場制御盤 |
| | 系統流量 | 集中監視室 | 現場制御盤 |
| | 系統圧力 | 集中監視室 | 現場制御盤 |
| | 熱交出入口温度 | 集中監視室 | 現場制御盤 |
| | 漏えい検知(4 号機) | 集中監視室 | 現場制御盤 |
| | 差流量 | 集中監視室 | 現場制御盤 |
| | 放射線モニタ | 集中監視室 | 現場制御盤 |
| 滞留水を貯留している建屋 | 建屋水位 | 集中監視室 | 各建屋 |
| 電気系統設備 | 送電線電圧 | 集中監視室 | 現場電源盤 |
| | 所内高圧母線電圧 | 集中監視室 | 現場電源盤 |
| 原子炉格納容器ガス管理設備 | 排気温度 | 集中監視室 | 現場監視盤 |
| | 排気流量 | 集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器 | 原子炉圧力容器温度 | 集中監視室 | 各中操 |
| | 原子炉格納容器内温度 | 集中監視室 | 各中操 |
| | 水素濃度 | 集中監視室 | 現場監視盤 |
| | 酸素濃度 | 集中監視室 | 現場監視盤 |
| | 長・短半減期核種 | 集中監視室 | 現場監視盤 |
| | 原子炉圧力容器圧力 | 集中監視室 | 原子炉建屋 |
| | 原子炉格納容器圧力 | 集中監視室 | 各中操 |
| | 原子炉圧力容器水位 | 集中監視室 | 原子炉建屋，各中操 |
| | 原子炉格納容器水位 | 集中監視室 | タービン建屋，各中操 |
| | サプレッションプール水温度 | 集中監視室 | 各中操 |
| | 原子炉格納容器ガス管理設備フィルタユニット表面線量 | 集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備 | （予）エリア放射線モニタ | 集中監視室 | 現場監視盤 |
| 使用済燃料共用プール設備 | 使用済燃料共用プール温度 | 集中監視室 | 共用プール建屋 |
| | スキマサージタンク水位 | 集中監視室 | 共用プール建屋 |
| | （予）エリア放射線モニタ | 集中監視室 | 共用プール建屋 |
| 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備 | 乾式キャスク蓋間圧力 | 集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| | 外筒表面温度 | 集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| | エリア放射線モニタ | 集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| 放射線管理関係設備等 | ダスト放射線モニタ | 集中監視室 | 現場監視盤 |
| | モニタリングポスト | 集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| | 風向，風速 | 集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| 汚染水処理設備等 | 運転状態表示 | シールド中操・集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| | 系統流量 | シールド中操・集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| | 主要タンク水位 | シールド中操・集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設 | 処理流量 | シールド中操・集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |
| | タンク水位 | シールド中操・集中監視室 | 各設備設置箇所近傍 |

（注）H25.7 時点

# 構造強度及び耐震性

(1) 主要設備の耐震構造

a. 免震重要棟集中監視室

集中監視室を設置する免震重要棟は，東北地方太平洋沖地震及びその余震後に，点検を行った結果，構造上の問題は無かった。また，基準地震動Ssに対して，免震装置が安全機能上問題ないこと（免震層の最大応答変位は44.3cmであり，免震層の許容層間変位60cm以下，かつ，免震層のクリアランス75cm以下であること）を確認している。

また，監視室・制御室内の機器について，ボルト固定及び固縛等の耐震性向上対策を講じることにより，容易に損壊することのないようにする。

特に重要度の高い監視装置については耐震Ｓクラス相当の機能を有する必要があるが，一般産業品を使用しているため，基準地震動Ssにおける耐震評価の基準値を満足することの確認ができていない。そのため，特に重要度の高い監視装置については集中監視室までの伝送設備の多重化，プラント監視計測器専用に設置している電源の確保等により十分に高い信頼性を確保しているものの，監視装置に故障が発生した場合においては，故障機器の交換等による速やかな復旧を原則とし，さらに復旧までに時間を要する場合においても必要なパラメータの把握を行うことを可能とするため，各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室に監視計器を確保し，地震や津波が収まった後，確認できるよう複数の監視機能を有する構成とする。

なお，１～４号機の中央制御室に設置されている監視計器は，一部耐震Ｓクラス設計ではない機器があるが，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの破損・故障等を生じることなく機能を維持しており，必要な耐震性を有しているものと考えられる。

b. シールド中操

シールド中操は，耐震設計審査指針上のＣクラス相当の設備であるが，自重による静置及び固定用治具による固定の実施や，固定用鋼材を張出構造とする等により，耐震性向上を図っている。

また，シールド中操内に設置した制御盤等は，転倒防止ベルトによる固縛がなされている。

震災以降に設置されたものであるが，震災後の余震においては建物・制御装置とも損傷しておらず，構造上，あるいは設備上の問題は発生していない。

## 2.15　放射線管理関係設備等

### 2.15.1　基本設計

#### 2.15.1.1　設置の目的

福島第一原子力発電所１～３号機から環境に放出される気体廃棄物を抑制するために設けられた設備の健全性を把握すること，ならびに当該設備を経由して放出される放射性物質の放出量を把握することを目的とする。また，万が一，安全に関する機能が一時的に喪失した場合でも，一般公衆ならびに放射線業務従事者を放射線から防護するため，周辺環境における放射線量率等の状況を把握することを目的とする。

#### 2.15.1.2　要求される機能

福島第一原子力発電所１～３号機から放出される気体廃棄物中の放射性物質，ならびに周辺監視区域周辺の空間放射線量率を監視できること。

#### 2.15.1.3　設計方針

(1)　１～３号機から放出される気体廃棄物の監視設備

原子炉格納容器ガス管理設備，原子炉建屋カバー排気設備，原子炉建屋排気設備のダスト放射線モニタにより，建屋から放出される気体廃棄物中の放射性物質の濃度を監視できる設計とする。

(2)　周辺監視区域周辺の監視設備

モニタリングポストは，１～６号機の他，附帯設備を含めた発電所全体からの影響を把握するため，周辺監視区域境界付近８箇所の空間放射線量率を監視できる設計とする。

(3)　供用期間中に確認する項目

福島第一原子力発電所１～３号機から放出される気体廃棄物中の放射性物質，ならびに周辺監視区域周辺の空間放射線量率を適切に監視できること。

#### 2.15.1.4　主要な機器

a. ダスト放射線モニタ

ダスト放射線モニタは，２チャンネル設置し，免震重要棟において遠隔監視ならびに記録可能な設備とする。

b. モニタリングポスト

モニタリングポストは，周辺監視区域境界付近８箇所に設置し，空間放射線量率を連続的に測定可能な設備とし，免震重要棟において遠隔監視ならびに記録可能な設備とする。

2.15.1.5　設計上の考慮すべき事項

ダスト放射線モニタ，モニタリングポストならびに２号機原子炉建屋排気設備は，『特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について』に示される“１４．設計上の考慮”を踏まえた設計とすることを基本方針として，特に次の事項に考慮する。

(1)　準拠規格及び基準

一般的な放射線計測器や一般構造物と同様の構造強度を有する設計とし，耐震性についても一般構造物と同等なものとして設計する。

(2)　自然現象に対する設計上の考慮

仮設防潮堤を設置したことでアウターライズ津波の影響がないと想定される O.P.10m 以上のエリアに設置する。

(3)　信頼性に対する設計上の考慮

ダスト放射線モニタならびに２号機原子炉建屋排気設備においては，所内高圧母線からの受電の他，外部電源喪失の場合に備えて，非常用所内電源からも受電できる構成とする。

モニタリングポストにおいては，異なる２系統の所内高圧母線から受電できる構成とし，外部電源喪失の場合に備えて，非常用所内電源ならびに蓄電池から受電できる構成とする。

2.15.2　基本仕様

2.15.2.1　主要仕様

(1) １号機

ダスト放射線モニタ（原子炉建屋カバー排気設備出口※）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | シンチレーション検出器 |
| 計測範囲 | $10^{0}$～$10^{4}$ $s^{-1}$ |
| チャンネル数 | 2 |

※原子炉建屋カバー設置時のみ。（以下，本章において同様。）

ダスト放射線モニタ（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | シンチレーション検出器 |
| 計測範囲 | $10^{-1}$～$10^{6}$ $s^{-1}$ |
| チャンネル数 | 2 |

(2) ２号機

ダスト放射線モニタ（原子炉建屋排気設備出口）

| | |
|---|---|
| 検出器の種類 | シンチレーション検出器 |

計測範囲　　$10^{0}$～$10^{4}$ $s^{-1}$
チャンネル数　　2

ダスト放射線モニタ（原子炉格納容器ガス管理設備出口）
検出器の種類　　シンチレーション検出器
計測範囲　　$10^{-1}$～$10^{5}$ $s^{-1}$
チャンネル数　　2

(3) 3号機
ダスト放射線モニタ（原子炉格納容器ガス管理設備出口）
検出器の種類　　シンチレーション検出器
計測範囲　　$10^{-1}$～$10^{5}$ $s^{-1}$
チャンネル数　　2

(4)モニタリングポスト
検出器の種類　　電離箱検出器
測定範囲　　10～$10^{8}$ nGy/h
台数　　8

(5)エリア放射線モニタ
エリア放射線モニタについては，以下の各章に記載している。
- Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備
- Ⅱ.2.12　使用済燃料共用プール設備
- Ⅱ.2.13　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備
- Ⅱ.2.34　5・6号機　計測制御設備

(6)排気設備
a. 2号機原子炉建屋排気設備
台　数　　2台（※）
容　量　　10000$m^{3}$/h（1台当たり）
フィルタ形式　　高性能粒子フィルタ
フィルタ効率　　97%（粒径0.3$\mu$m）以上
※本設備は、作業環境改善の目的で設置されている設備であり、常時運転の必要性がある設備ではない。

b. その他排気設備

その他排気設備については，以下の各章に記載している。

- １号機原子炉建屋カバー排気設備（Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備　添付資料６　別添５　原子炉建屋カバー付属設備について）
- ３号機燃料取り出し用カバー換気設備（Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- ４号機燃料取り出し用カバー換気設備（Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- 原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8　原子炉格納容器ガス管理設備）
- 雑固体廃棄物焼却設備（Ⅱ.2.17　放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備））

2.15.3　添付資料

添付資料―１　ダスト放射線モニタ系統概略図

添付資料―２　モニタリングポストの配置図

ダスト放射線モニタ系統概略図

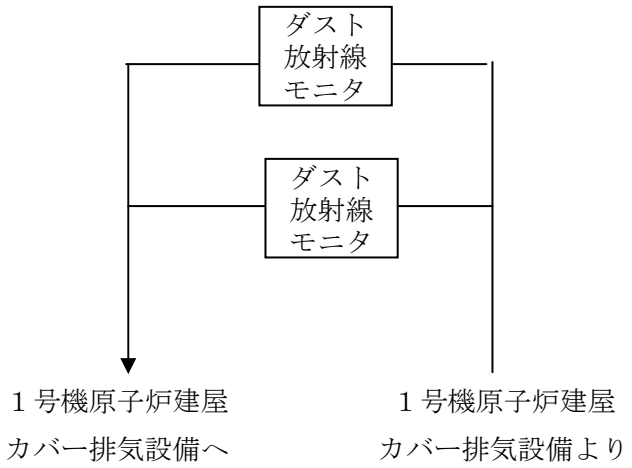



図２．１５－１　１号機　ダスト放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉建屋カバー排気設備出口）

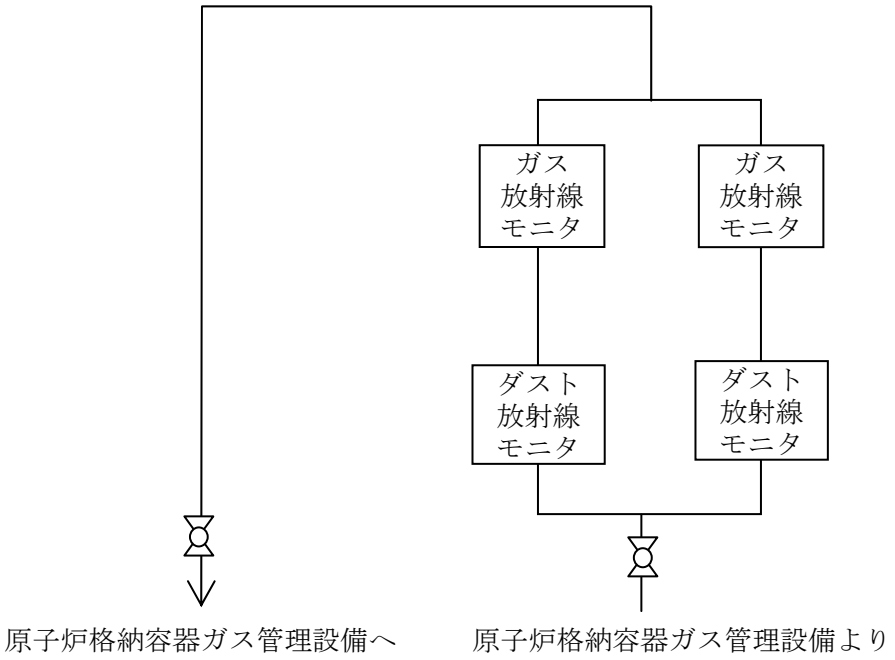



図２．１５－２　１号機　ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

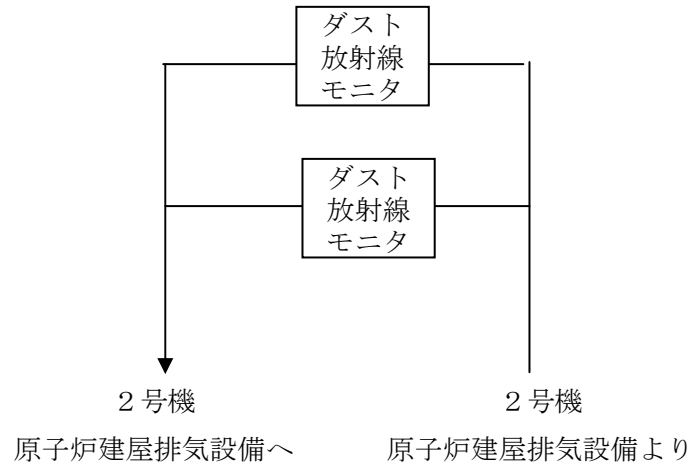



図２．１５－３　２号機　ダスト放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉建屋排気設備出口）

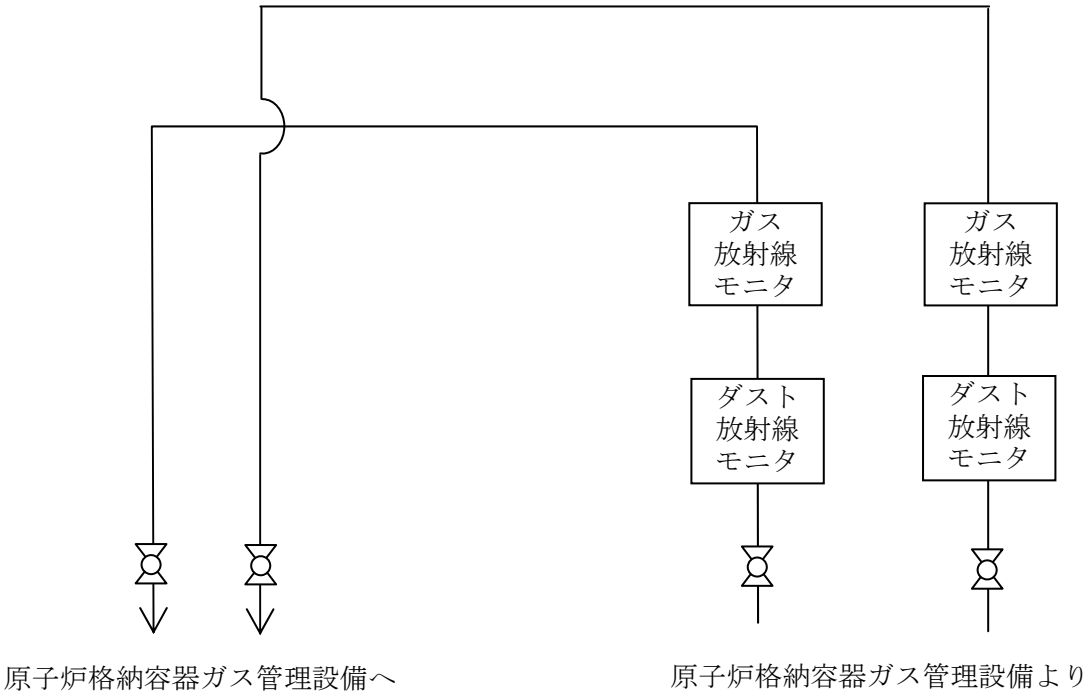



図２．１５－４　２号機　ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

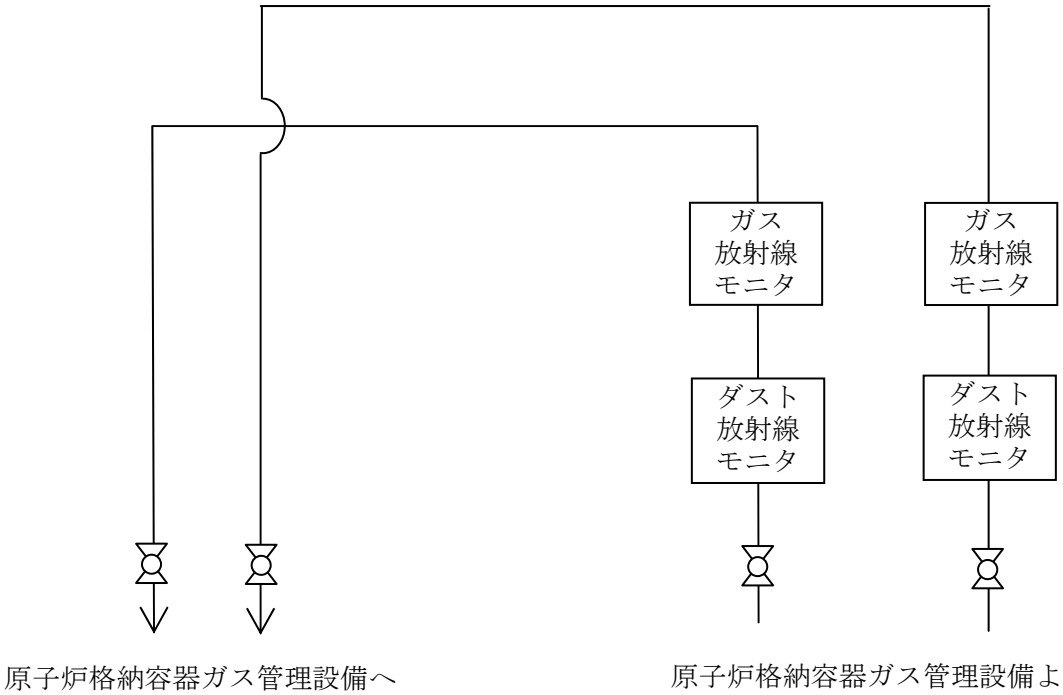



図２．１５－５　３号機　ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

モニタリングポストの配置図

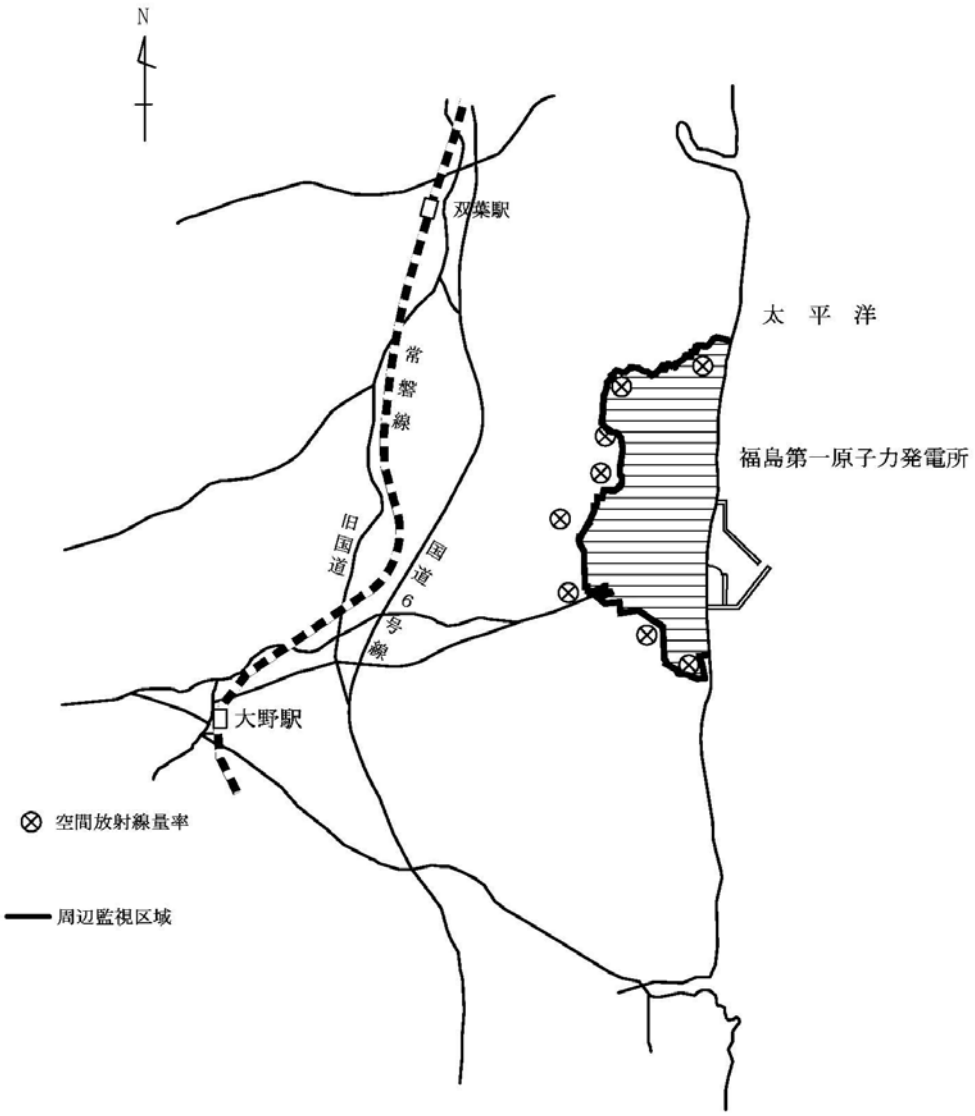



図２．１５－６　モニタリングポスト配置図

## 2.16　放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設

### 2.16.1　　基本設計

#### 2.16.1.1　設置の目的

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は，汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度になるまで除去する多核種除去設備，多核種除去設備の処理済水を貯留するタンク，槽類から構成する。

#### 2.16.1.2　要求される機能

(1)　発生する液体状の放射性物質の量を上回る処理能力を有すること。

(2)　発生する液体状の放射性物質について適切な方法によって，処理，貯留，減衰，管理等を行い，放射性物質等の濃度及び量を適切な値に低減する能力を有すること。

(3)　放射性液体廃棄物が漏えいし難いこと。

(4)　漏えい防止機能を有すること。

(5)　放射性液体廃棄物が，万一，機器・配管等から漏えいした場合においても，施設からの漏えいを防止でき，又は敷地外への管理されない放出に適切に対応できる機能を有すること。

(6)　施設内で発生する気体状及び固体状の放射性物質及び可燃性ガスの検出，管理及び処理が適切に行える機能を有すること。

#### 2.16.1.3　設計方針

(1)　放射性物質の濃度及び量の低減

多核種除去設備は，汚染水処理設備で処理した水を，ろ過，凝集沈殿，イオン交換等により周辺環境に対して，放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

(2)　処理能力

多核種除去設備は，滞留水の発生原因となっている雨水，地下水の建屋への流入量を上回る処理容量とする。

(3)　材料

多核種除去設備の機器等は，処理対象水の性状を考慮し，適切な材料を用いた設計とする。

(4)　放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

多核種除去設備の機器等は，液体状の放射性物質の漏えい防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため，次の各項を考慮した設計とする。

a. 漏えいの発生を防止するため，機器等には適切な材料を使用するとともに，タンク水位の検出器，インターロック回路等を設ける。
b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は，漏えいの早期検出を可能にするとともに，漏えい液体の除去を容易に行えるようにする。
c. タンク水位，漏えい検知等の警報については，シールド中央制御室等に表示し，異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにし，これを監視できるようにする。
d. 多核種除去設備の機器等は，可能な限り周辺に堰を設けた区画内に設け，漏えいの拡大を防止する。また，処理対象水の移送配管類は，万一，漏えいしても排水路を通じて環境に放出することがないように，排水路から可能な限り離隔するとともに，排水路を跨ぐ箇所はボックス鋼内等に配管を敷設する。さらに，ボックス鋼端部から排水路に漏えい水が直接流入しないように土のうを設ける。

(5) 被ばく低減

多核種除去設備は，遮へい，機器の配置等により被ばくの低減を考慮した設計とする。

(6) 可燃性ガスの管理

多核種除去設備は，水の放射線分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できる設計とする。また，排出する可燃性ガスに放射性物質が含まれる可能性がある場合には，適切に除去する設計とする。

(7) 健全性に対する考慮

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は，機器の重要度に応じた有効な保全が可能な設計とする。

2.16.1.4 供用期間中に確認する項目

多核種除去設備処理済水に含まれる除去対象の放射性核種濃度（トリチウムを除く）が『実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示』に示される濃度限度（以下，「告示濃度限度」という）以下であること。

2.16.1.5 主要な機器

多核種除去設備は，３系列から構成し，各系列は前処理設備と多核種除去装置で構成する。さらに共通設備として，前処理設備から発生する沈殿処理生成物及び放射性核種を吸着した吸着材を収容して貯蔵する高性能容器，薬品を供給するための薬品供給設備，多核種除去設備の運転監視を行う監視制御装置，電源を供給する電源設備等で構成する。なお，２系列運転で定格処理容量を確保するが，RO 濃縮塩水の処理を早期に完了させる観点から，３系列同時運転も可能な構成とする。また，装置の処理能力を確認するための試料採取が

可能な設備とする。

多核種除去設備は電源が喪失した場合，系統が隔離されるため，電源喪失による設備から外部への漏えいが発生することはない。

多核種除去設備の主要な機器はシールド中央制御室の監視・制御装置により遠隔操作及び運転状況の監視を行う。また，多核種除去設備の設置エリアには放射線レベル上昇が確認できるようエリア放射線モニタを設置し監視を行う。監視・制御装置は，故障により各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。更に，運転員の誤操作，誤判断を防止するため，装置毎に配置する等の配慮を行うとともに，特に重要な装置の緊急停止操作についてはダブルアクションを要する等の設計とする。

多核種除去設備で処理された水は，処理済水貯留用タンク・槽類で貯留する。

(1) 多核種除去設備

a. 前処理設備

前処理設備は，アルファ核種，コバルト 60，マンガン 54 等の除去を行う鉄共沈処理設備及び吸着阻害イオン（マグネシウム，カルシウム等）の除去を行う炭酸塩沈殿処理設備で構成する。

鉄共沈処理は，後段の多核種除去装置での吸着材の吸着阻害要因となる除去対象核種の錯体を次亜塩素酸により分解すること及び処理対象水中に存在するアルファ核種を水酸化鉄により共沈させ除去することを目的とし，次亜塩素酸ソーダ，塩化第二鉄を添加した後，pH 調整のために苛性ソーダを添加して水酸化鉄を生成させ，さらに凝集剤としてポリマーを投入する。

また，炭酸塩沈殿処理は，多核種除去装置での吸着材によるストロンチウムの除去を阻害するマグネシウム，カルシウム等の２価の金属を炭酸塩により除去することを目的とし，炭酸ソーダと苛性ソーダを添加し，２価の金属の炭酸塩を生成させる。

沈殿処理等により生成された生成物は，クロスフローフィルタにより濃縮し，高性能容器に排出する。

b. 多核種除去装置

多核種除去装置は，１系列あたり１４塔の吸着塔及び２塔の処理カラムで構成する。

多核種除去装置は，除去対象核種に応じて吸着塔，処理カラムに収容する吸着材（活性炭，キレート樹脂等）の種類が異なっており，処理対象水に含まれるコロイド状及びイオン状の放射性核種を分離・吸着処理する機能を有する。なお，吸着塔は２塔分の増設が可能である。また，吸着塔，処理カラムに収容する吸着材の構成は，処理対象水の性状に応じて変更する。

吸着塔に含まれる吸着材は，所定の容量を通水した後，高性能容器へ排出する。また，処理カラムに含まれる吸着材は，所定の容量を通水した後，処理カラムごと交換する。

吸着材を収容した高性能容器あるいは使用済みの処理カラムは，使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。なお，使用済みの処理カラムは一年あたり６体程度発生する。

c.　高性能容器（HIC；High Integrity Container）

高性能容器は使用済みの吸着材，沈殿処理生成物を貯蔵する。

使用済みの吸着材は，収容効率を高めるために脱水装置（SEDS；Self-Engaging Dewatering System）により脱水処理される。

沈殿処理生成物の高性能容器への移送は自動制御で行い，使用済みの吸着材の移送は手動操作によって行う。なお，使用済み吸着材の移送は現場で輸送状況を確認し操作する。高性能容器内の貯蔵量は，水位センサにて監視する。

交換した使用済みの高性能容器は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設で貯蔵する。なお，使用済みの高性能容器は一年あたり８００体程度発生する。

高性能容器取扱い時に落下による漏えいを発生させないよう高性能容器への補強体等を取り付ける。

d.　薬品供給設備

薬品供給設備は，各添加薬液に対してそれぞれタンクを有し，沈殿処理やpH調整のため，ポンプにより薬品を前処理設備や多核種除去装置に供給する。添加する薬品は，次亜塩素酸ソーダ，苛性ソーダ，炭酸ソーダ，塩酸，塩化第二鉄，ポリマーである。

何れも不燃性であり，装置内での反応熱，反応ガスも有意には発生しない。

e.　電源設備

電源は，異なる２系統の所内高圧母線から受電できる構成とする。なお，電源が喪失した場合でも，設備からの外部への漏えいは発生することはない。

f.　橋形クレーン

高性能容器，処理カラムを取り扱うための橋形クレーンを２基設ける。

(2) 多核種除去設備関連施設

a.　処理済水貯留用タンク・槽類

処理済水貯留用タンク・槽類は，多核種除去設備の処理済水を貯留する。

タンク・槽類は，鋼製の円筒形タンクを使用する。

2.16.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

多核種除去設備及び関連施設は，アウターライズ津波が到達しないと考えられるO.P.30m以上の場所に設置する。

(2)　台風

台風による設備の損傷を防止するため，上屋外装材は建築基準法施行令に基づく風荷重に対して設計している。

(3)　積雪

積雪による設備の損傷を防止するため，上屋外装材は建築基準法施行令および福島県建築基準法施行規則細則に基づく積雪荷重に対して設計している。

(4)　落雷

接地網を設け，落雷による損傷を防止する。

(5)　竜巻

竜巻の発生の可能性が予見される場合は，設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い，汚染水の拡大防止を図る。また，車両などの飛来物によって，設備を破壊させることがないよう，車両を設備から遠ざける措置をとる。

(6)　火災

火災発生を防止するため，消防法基準に準拠した火災検出設備、誘導灯を設置する。また，初期消火ができるよう近傍に消火器を設置する。

2.16.1.7　構造強度及び耐震性

(1)　構造強度

多核種除去設備等を構成する機器は，「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において，廃棄物処理設備に相当するクラス３機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME D NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」（以下，「設計・建設規格」という。）で規定される。ただし，福島第一原子力発電所構内の作業環境，機器等の設置環境等が通常時と大幅に異なっているため，設計・建設規格の要求を全て満足して設計・製作・検査を行うことは困難である。

従って，可能な限り設計・建設規格のクラス３機器相当の設計・製作・検査を行うものの，JIS等の規格に適合した一般産業品の機器等や，設計・建設規格に定める材料と同等の信頼性を有する材料・施工方法等を採用する。また，溶接部については，系統機能試験等を行い，漏えい等の異常がないことを確認する。

なお，構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から，原子力発電所での使用実績がない材料を使用する場合は，他産業での使用実績等を活用しつつ，必要に応じて試験等を行うことで，経年劣化の影響についての評価を行う。なお，試験等の実施が困難な場合にあっては，巡視点検等による状態監視を行うことで，健全性を確保する。

(2) 耐震性

多核種除去設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のＢクラス相当の設備と位置づけられ，耐震性を評価するにあたっては，「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠する。

2.16.1.8　機器の故障への対応

(1) 機器の単一故障

多核種除去設備は，３つの処理系列を有し，電源についても多重化している。そのため，動的機器，電源系統の単一故障については，処理系列の切替作業等により，速やかな処理の再開が可能である。

(2) 除染能力の低下

放射性核種の濃度測定の結果，有意な濃度が確認された場合には，処理済水を再度多核種除去設備に戻す再循環処理を実施する。

(3) 高性能容器の落下

高性能容器については，多核種除去設備での運用を考慮した高さから落下しても容器の健全性に問題ないことが確認されているものを使用する。

また，万一の容器落下破損による漏えい時の対応として，回収作業に必要な吸引車等を配備し，吸引車を操作するために必要な要員を確保する。また，漏えい回収訓練及び吸引車の点検を定期的に行う。

2.16.2. 基本仕様

2.16.2.1. 主要仕様

(1) 多核種除去設備

| | |
|---|---|
| 処理方式 | 凝集沈殿方式＋吸着材方式 |
| 処理容量・処理系列 | 250m$^3$/日/系列×3 系列 |

(2) バッチ処理タンク

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 2 基（1 系列あたり） |
| 容　　量 | 33.1 m$^3$ |

(3) スラリー移送ポンプ(完成品)

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 台（1 系列あたり） |
| 容　　量 | 36 m$^3$/h |

(4) 循環タンク

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 基（1 系列あたり） |
| 容　　量 | 5.87 m$^3$ |

(5) 循環ポンプ 1（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 台（1 系列あたり） |
| 容　　量 | 191 m$^3$/h |

(6) デカントポンプ（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 台（1 系列あたり） |
| 容　　量 | 120 m$^3$/h |

(7) デカントタンク

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 基（1 系列あたり） |
| 容　　量 | 35.57 m$^3$ |

(8) 供給ポンプ 1（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1 台（1 系列あたり） |
| 容　　量 | 12.5 m$^3$/h |

(9) 共沈タンク

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1基（1系列あたり） |
| 容　　量 | 3.42 $m^3$ |

(10) 供給タンク

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1基（1系列あたり） |
| 容　　量 | 3.69 $m^3$ |

(11) 供給ポンプ2（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1台（1系列あたり） |
| 容　　量 | 12.5 $m^3/h$ |

(12) 循環ポンプ2（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1台（1系列あたり） |
| 容　　量 | 313 $m^3/h$ |

(13) 吸着塔入口バッファタンク

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1基（1系列あたり） |
| 容　　量 | 6.52 $m^3$ |

(14) ブースターポンプ1（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1台（1系列あたり） |
| 容　　量 | 12.5 $m^3/h$ |

(15) ブースターポンプ2（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 1台（1系列あたり） |
| 容　　量 | 12.5 $m^3/h$ |

(16) 吸着塔

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 14基（1系列あたり） |

(17) 処理カラム

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 2基（1系列あたり） |

(18) 移送タンク

基　　数　　1基（1系列あたり）

容　　量　　4.12 $m^3$

(19) 移送ポンプ（完成品）

台　　数　　1台（1系列あたり）

容　　量　　12.5 $m^3/h$

(20) 前段クロスフローフィルタ（完成品）

台　　数　　2台（1系列あたり）

(21) 後段クロスフローフィルタ（完成品）

台　　数　　6台（1系列あたり）

(22) 出口フィルタ（完成品）

台　　数　　1台（1系列あたり）

(23) 高性能容器（完成品）

基　　数　　12基（多核種除去設備での設置台数）

容　　量　　2.86 $m^3$

(24) 苛性ソーダ貯槽（完成品）

基　　数　　1基

容　　量　　15 $m^3$

(25) 炭酸ソーダ貯槽（完成品）

基　　数　　2基

容　　量　　50 $m^3$

(26) 次亜塩素酸ソーダ貯槽（完成品）

基　　数　　1基

容　　量　　3 $m^3$

(27) 塩酸貯槽（完成品）

基　　数　　1基

容　　量　　30 $m^3$

(28) 塩化第二鉄貯槽（完成品）

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 1 基 |
| 容　　量 | 4 $m^3$ |

(29) サンプルタンク

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 4 基 |
| 容　　量 | 1100 $m^3$ |

(30) 処理済水移送ポンプ

| | |
|---|---|
| 台　　数 | 2 台 |
| 容　　量 | 40 $m^3/h$ |

表２．１６－１　主要配管仕様（１／２）

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 中低濃度タンクから<br>多核種除去設備入口まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.15MPa<br>40℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A/Sch.80<br>STPG370<br>1.15MPa<br>40℃ |
| 多核種除去設備入口から<br>ブースターポンプ１まで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A/Sch.80<br>STPG370<br>0.98MPa<br>60℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br><br><br><br><br><br><br><br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 25A/Sch.40<br>32A/Sch.40<br>50A/Sch.40<br>65A/Sch.40<br>100A/Sch.40<br>125A/Sch.40<br>150A/Sch.40<br>200A/Sch.40<br>250A/Sch.40<br>300A/Sch.40<br>SUS316L<br>0.98MPa<br>60℃ |
| （耐圧ホース） | 呼び径<br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A 相当<br>150A 相当<br>EPDM<br>0.98MPa<br>60℃ |
| ブースターポンプ１から<br>移送タンクまで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 32A/Sch.40<br>50A/Sch.40<br>SUS316L<br>1.37MPa<br>60℃ |
| （耐圧ホース） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A 相当<br>EPDM<br>1.37MPa<br>60℃ |

表２．１６－１　主要配管仕様（２／２）

| 名　称 | 仕　様 | |
|---|---|---|
| 移送タンクから<br>多核種除去塔出口まで<br>（鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 32A/Sch.40<br>50A/Sch.40<br>SUS316L<br>1.15MPa<br>60℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A/Sch.80<br>STPG370<br>1.15MPa<br>60℃ |
| （鋼管） | 呼び径／厚さ<br><br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 50A/Sch.80<br>100A/Sch.80<br>STPG370<br>1.15MPa<br>40℃ |
| 多核種除去設備出口から<br>処理済水貯留用タンク・槽類まで<br>（ポリエチレン管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A 相当<br>ポリエチレン<br>1.0MPa<br>40℃ |
| （鋼管） | 呼び径<br>材質<br>最高使用圧力<br>最高使用温度 | 100A/Sch.40<br>STPG370<br>0.98MPa<br>40℃ |

表２．１６－２　放射線監視装置仕様

| 項目 | 仕様 |
|---|---|
| 名称 | エリア放射線モニタ |
| 基数 | 2 基 |
| 種類 | 半導体検出器 |
| 取付箇所 | 多核種除去設備設置エリア |
| 計測範囲 | $10^{-3}$mSv/h～$10^{1}$mSv/h |

2.16.3 添付資料

添付資料－１：　全体概要図及び系統構成図

添付資料－２：　放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

添付資料－３：　多核種除去設備上屋の耐震性に関する検討結果

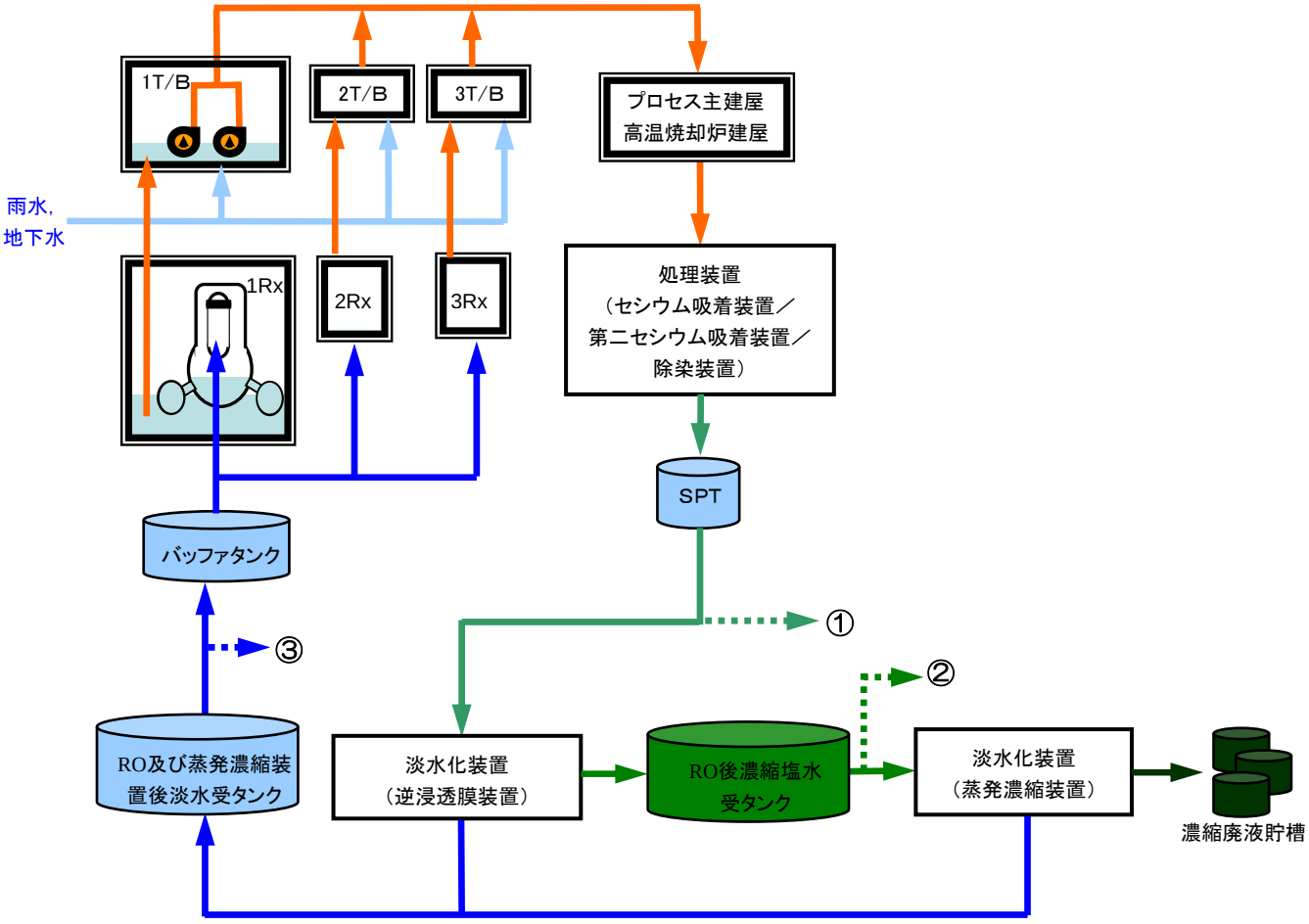
添付資料－４：　多核種除去設備等の具体的な安全確保策

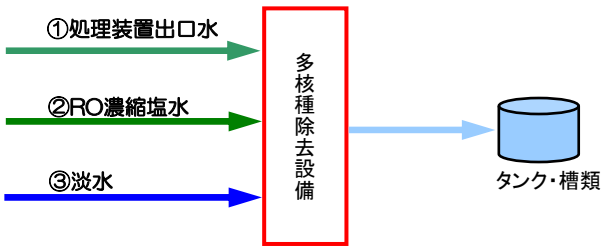
添付資料－５：　高性能容器の健全性評価

添付資料－６：　除去対象核種の選定

添付資料－７：　高性能容器落下破損時の漏えい物回収作業における被ばく線量評価

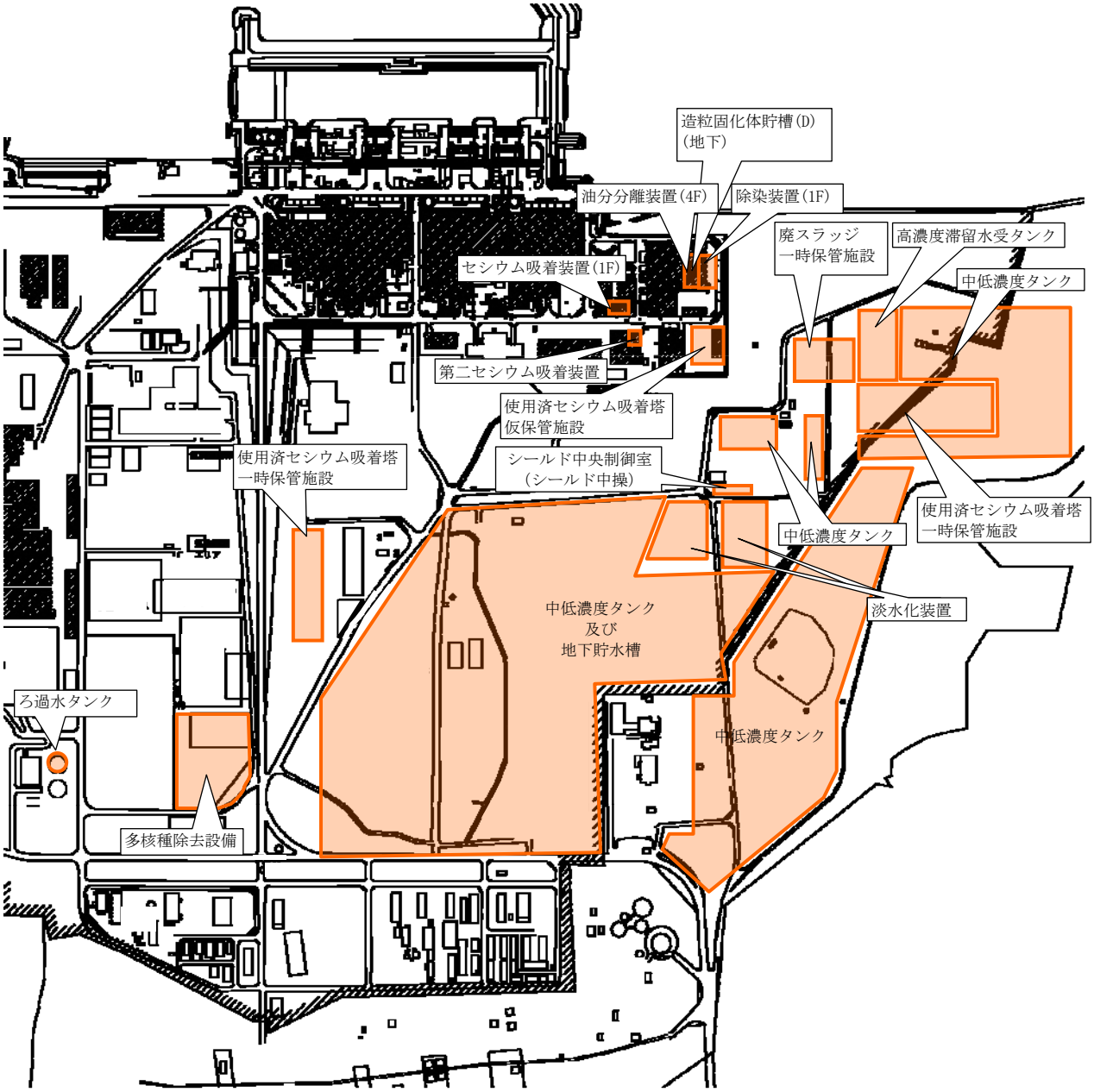
添付資料－８：　放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の試験及び工事計画



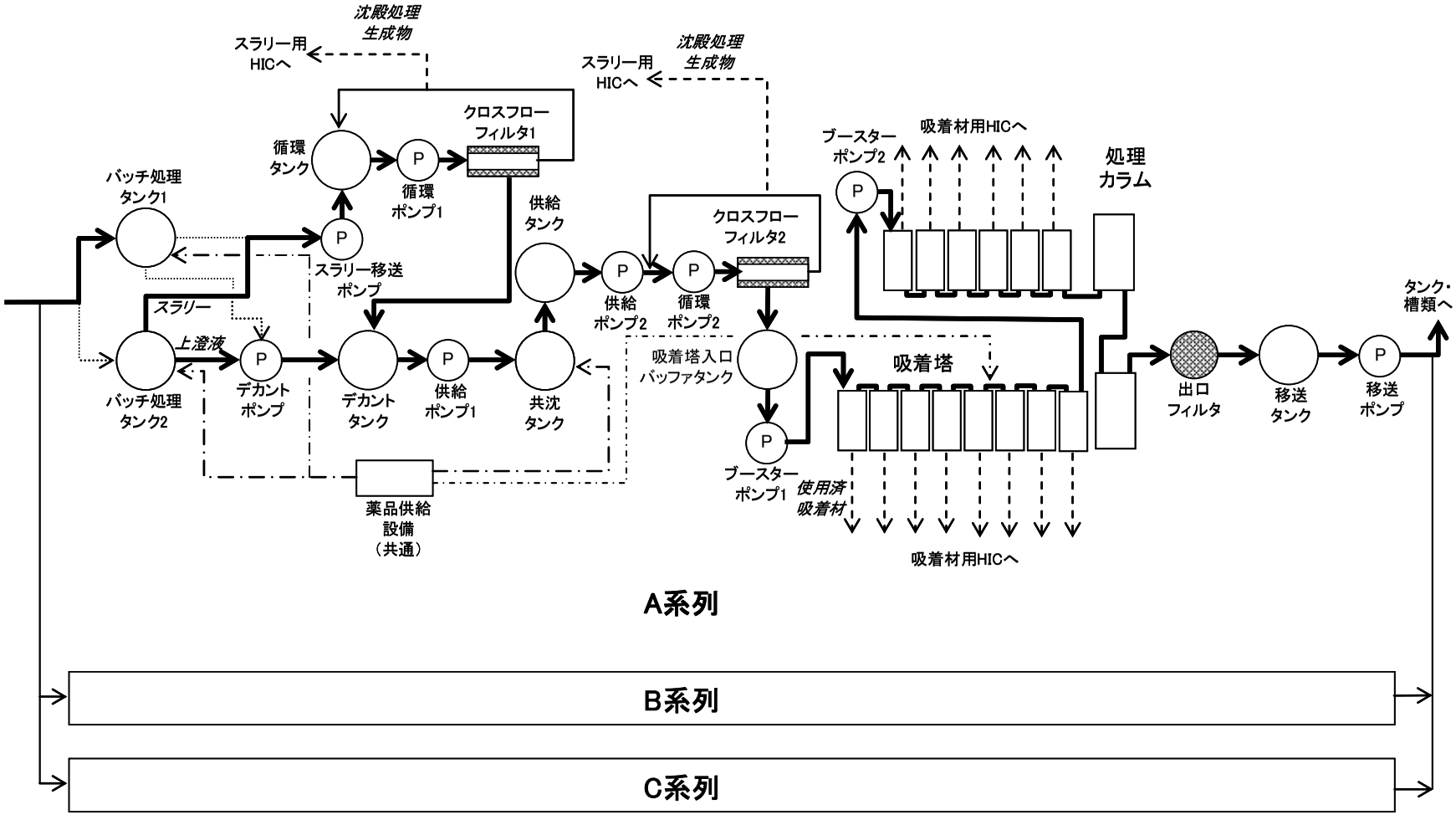

(a)　配置概要

図－１　汚染水処理設備並びに多核種除去設備等の全体概要図




(b)　配置概要

図－２　汚染水処理設備等の全体概要図




図－３　多核種除去設備の系統構成図

# 放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

放射性液体廃棄物処理設備等を構成する設備について,構造強度評価の基本方針及び耐震性評価の基本方針に基づき構造強度及び耐震性等の評価を行う。

## 1.1 基本方針

### 1.1.1 構造強度評価の基本方針

多核種除去設備等を構成する機器は,「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において，廃棄物処理設備に相当するクラス３機器と位置付けられる。この適用規格は,「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」（以下,「設計・建設規格」という。）で規定される。ただし，福島第一原子力発電所構内の作業環境，機器等の設置環境等が通常時と大幅に異なっているため，設計・建設規格の要求を全て満足して設計・製作・検査を行うことは困難である。従って，可能な限り設計・建設規格のクラス３機器相当の設計・製作・検査を行うものの，JIS 等の規格に適合した一般産業品の機器等や，設計・建設規格に定める材料と同等の信頼性を有する材料・施工方法等を採用する。また，溶接部については，系統機能試験等を行い，漏えい等の異常がないことを確認する。

なお，構造強度に関連して経年劣化の影響を評価する観点から，原子力発電所での使用実績がない材料を使用する場合は，他産業での使用実績等を活用しつつ，必要に応じて試験等を行うことで，経年劣化の影響についての評価を行う。なお，試験等の実施が困難な場合にあっては，巡視点検等による状態監視を行うことで，健全性を確保する。

### 1.1.2 耐震性評価の基本方針

多核種除去設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは,「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のＢクラス相当の設備と位置づけられ，耐震性を評価するにあたっては,「JEAC4601　原子力発電所耐震設計技術規程」（以下,「耐震設計技術規程」という。）等に準用する。また，参考評価として，基準地震動Ｓｓ相当の水平震度に対して健全性が維持されることを確認する。

## 1.2 評価結果

### 1.2.1 ポンプ類

(1)構造強度評価

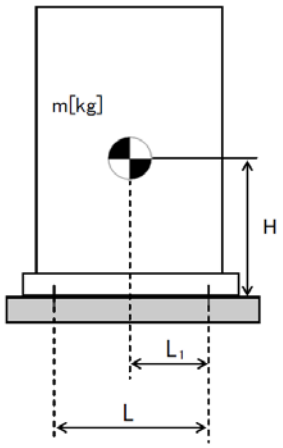
ポンプは一般産業品とするため，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下により高い信頼性を確保した。

・公的規格に適合したポンプを選定する。
・耐腐食性（塩分対策）を有したポンプを選定する。
・試運転により，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認する。

(2)耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表１）。




L　：　基礎ボルト間の水平方向距離
m　：　機器重量
g　：　重力加速度
H　：　据付面からの重心までの距離
$L_1$　：　重心と基礎ボルト間の水平方向距離
$n_f$　：　引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
n　：　基礎ボルトの本数
$A_b$　：　基礎ボルトの軸断面積
$C_H$　：　水平方向設計震度
$C_V$　：　鉛直方向設計震度

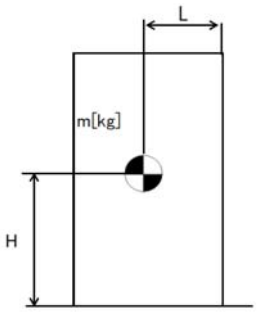
基礎ボルトに作用する引張力：$F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times \left(1 - C_V\right) \times L_1\right)$

基礎ボルトの引張応力：$\sigma_b = \frac{F_b}{n_f \times A_b}$

基礎ボルトのせん断応力：$\tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$

b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくことから，転倒しないことを確認した。また，地震による転倒モーメント＞自重による安定モーメントとなるものについては，a. での計算により基礎ボルトの強度が確保されることから転倒しないことを確認した(表１)。




$C_H$　：　水平方向設計震度
m　：　機器重量
g　：　重力加速度
H　：　据付面からの重心までの距離
L　：　転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント：$M_1 = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント：$M_2 = m \times g \times L$

表１：ポンプ耐震評価結果（１／２）

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| スラリー移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $3.17\times10^{5}$ | $6.71\times10^{5}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 1 | 139 | MPa |
| 循環ポンプ１ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.34\times10^{6}$ | $4.70\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 4 | 133 | MPa |
| デカントポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $6.84\times10^{5}$ | $1.32\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 2 | 139 | MPa |
| 供給ポンプ１ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.95\times10^{5}$ | $4.80\times10^{5}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 1 | 139 | MPa |
| 供給ポンプ２ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $3.28\times10^{5}$ | $7.36\times10^{5}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 2 | 139 | MPa |
| 循環ポンプ２ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.59\times10^{6}$ | $5.21\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 4 | 133 | MPa |
| ブースターポンプ１ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $4.85\times10^{5}$ | $1.02\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 2 | 139 | MPa |
| ブースターポンプ２ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $4.85\times10^{5}$ | $1.02\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 2 | 139 | MPa |
| 移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.95\times10^{5}$ | $4.80\times10^{5}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 1 | 139 | MPa |
| 処理済水移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $8.30\times10^{5}$ | $1.10\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 2 | 141 | MPa |

※引張評価の算出値「－」については，引張応力が作用していない。

表１：ポンプ耐震評価結果（２／２）

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| スラリー移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $7.04\times10^{5}$ | $6.71\times10^{5}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 1 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 3 | 139 | MPa |
| 循環ポンプ１ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $5.18\times10^{6}$ | $4.70\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 1 | 173 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 8 | 133 | MPa |
| デカントポンプ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $1.52\times10^{6}$ | $1.32\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 1 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 5 | 139 | MPa |
| 供給ポンプ１ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $4.33\times10^{5}$ | $4.80\times10^{5}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 2 | 139 | MPa |
| 供給ポンプ２ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $7.29\times10^{5}$ | $7.36\times10^{5}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 3 | 139 | MPa |
| 循環ポンプ２ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $5.74\times10^{6}$ | $5.21\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 1 | 173 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 9 | 133 | MPa |
| ブースターポンプ１ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $1.08\times10^{6}$ | $1.02\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 1 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 4 | 139 | MPa |
| ブースターポンプ２ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $1.08\times10^{6}$ | $1.02\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 1 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 4 | 139 | MPa |
| 移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $4.33\times10^{5}$ | $4.80\times10^{5}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 2 | 139 | MPa |
| 処理済水移送ポンプ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $1.90\times10^{6}$ | $1.10\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 3 | 183 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 5 | 141 | MPa |

※引張評価の算出値「－」については，引張応力が作用していない。

1.2.2　タンク類，吸着塔及び処理カラム

(1)構造強度評価

タンク類は，SUS316L（バッチ処理タンクについてはゴムライニング付）もしくは炭素鋼（ライニング付）とするが材料の調達において一般産業品とするため，材料証明がなく，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下により高い信頼性を確保した。

・工場にて溶接を行い高い品質を確保する。

・水張りによる溶接部の漏えい確認等を行う。

また，吸着塔及び処理カラムは，SUS316L とするが材料の調達において一般産業品とするため，材料証明がなく，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下を考慮することで，高い信頼性を確保した。

・公的規格に適合した一般産業品の SUS316L を用いて吸着塔，処理カラムを製作する。

・溶接継手は，PT 検査，運転圧による漏えい確認等を行う。

・工場にて溶接を行い高い品質を確保する。

a.スカート支持たて置円筒形容器

スカート支持たて置円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧（開放型タンク），最高使用圧力（密閉型タンク）に耐えられることを確認した（表２）。

（開放型の場合）

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

t ： 胴の計算上必要な厚さ
Di ： 胴の内径
H ： 水頭
$\rho$ ： 液体の比重
S ： 最高使用温度における材料の許容引張応力
$\eta$ ： 長手継手の効率

（密閉型の場合）

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t ： 胴の計算上必要な厚さ
Di： 胴の内径
P ： 最高使用圧力
S ： 最高使用温度における材料の許容引張応力
$\eta$ ： 長手継手の効率

ただし，t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t = 3.00[mm]以上，その他の金属の場合は t = 1.50[mm]以上とする。

表２：スカート支持たて置円筒形容器板厚評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 必要肉厚[mm] | 実厚[mm] |
|---|---|---|---|
| バッチ処理タンク | 胴板 | 1.50 | 7.80 |
| | 鏡板 | 2.67 | 7.80 |
| 循環タンク | 胴板 | 1.50 | 7.80 |
| | 鏡板 | 1.14 | 8.35 |
| デカントタンク | 胴板 | 3.00 | 7.45 |
| | 鏡板 | 1.26 | 6.00 |
| 共沈タンク | 胴板 | 3.00 | 4.60 |
| | 鏡板 | 0.31 | 3.90 |
| 供給タンク | 胴板 | 3.00 | 4.60 |
| | 鏡板 | 0.32 | 3.90 |
| 吸着塔 | 胴板 | 9.57 | 16.50 |
| | 鏡板 | 10.18 | 18.50 |
| 処理カラム | 胴板 | 12.29 | 18.70 |
| | 鏡板 | 13.09 | 20.70 |

b.平底たて置円筒形容器

平底たて置円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧に耐えられることを確認した(表３)。

$$t = \frac{D_i H \rho}{0.204 S \eta}$$

t ： 胴の計算上必要な厚さ
Di ： 胴の内径
H ： 水頭
$\rho$ ： 液体の比重
S ： 最高使用温度における材料の許容引張応力
$\eta$ ： 長手継手の効率

ただし，t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t = 3.00[mm]以上，その他の金属の場合は t = 1.50[mm]以上とする。

表３：平底たて置円筒形容器板厚評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 必要肉厚[mm] | 実厚[mm] |
|---|---|---|---|
| 吸着塔入口バッファタンク | 胴板 | 1.50 | 7.80 |
| | 底板 | 3.00 | 23.70 |
| 移送タンク | 胴板 | 3.00 | 4.60 |
| | 底板 | 3.00 | 14.45 |

c. 三脚たて置円筒形容器

三脚たて置円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，最高使用圧力に耐えられることを確認した（表４）。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t ：胴の計算上必要な厚さ
Di：胴の内径
P ：最高使用圧力
S ：最高使用温度における材料の許容引張応力
$\eta$ ：長手継手の効率

ただし，t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t = 3.00[mm]以上，その他の金属の場合は t = 1.50[mm]以上とする。

表４：三脚たて置円筒形容器板厚評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 必要肉厚[mm] | 実厚[mm] |
|---|---|---|---|
| 出口フィルタ | 胴板 | 1.92 | 3.50 |
| | 鏡板 | 1.34 | 3.10 |

d. 円筒型タンク

円筒型タンクについては，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧に耐えられることを確認した（表５）。

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

t ： 胴の計算上必要な厚さ
Di ： 胴の内径
H ： 水頭
$\rho$ ： 液体の比重
S ： 最高使用温度における材料の許容引張応力
$\eta$ ： 長手継手の効率

ただし，t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t = 3.00[mm]以上，その他の金属の場合は t = 1.50[mm]以上とする。

表５：円筒型タンク板厚評価結果

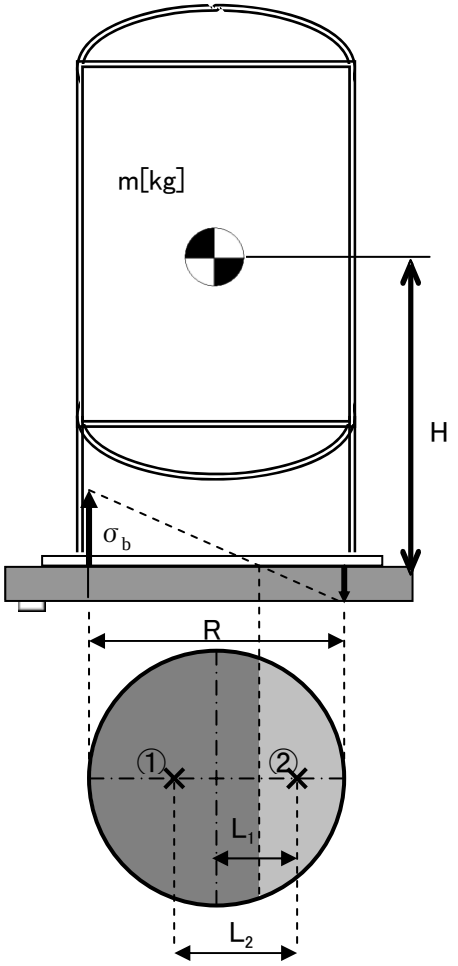
| 機器名称 | 評価部位 | 必要肉厚[mm] | 実厚[mm] |
|---|---|---|---|
| サンプルタンク | タンク板厚 | 5.89 | 12.00 |

(2)耐震性評価

a. スカート支持たて置円筒形容器

(a)基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表６）。




m ：機器重量
g ：重力加速度
H ：据付面からの重心までの距離
n ：基礎ボルトの本数
$A_b$ ：基礎ボルトの軸断面積
$C_H$ ：水平方向設計震度
$C_V$ ：鉛直方向設計震度
$C_t$ ：中立軸の位置より求める係数
$\sigma_b$ ：基礎ボルトに作用する引張応力
$F_t$ ：基礎ボルトに作用する引張力
① ：基礎ボルトに作用する引張力の作用点
② ：基礎部に作用する圧縮力の作用点
R ：基礎ボルトのピッチ円直径
$L_1$ ：基礎ボルトのピッチ円中心から②までの距離
$L_2$ ：①から②までの距離

基礎ボルトに作用する引張力：$F_t = \dfrac{1}{L_2}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

基礎ボルトに作用する引張応力：$\sigma_b = \dfrac{2\pi \times F_t}{n \times A_b \times C_t}$

基礎ボルトのせん断応力：$\tau_b = \dfrac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$

(b)胴板の強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して，胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力σ$_0$を下記の通り評価し，許容値を下回ることを確認した(表６)。

$$\sigma_0 = Max\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2}\cdot\left\{\sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4\cdot\tau^2}\right\}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2}\cdot\left\{\sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4\cdot\tau^2}\right\}$$

σ$_{0t}$：一次一般膜応力（引張側）
σ$_{0c}$：一次一般膜応力（圧縮側）
σ$_\phi$　：胴の周方向応力の和
σ$_{xt}$：胴の軸方向応力の和（引張側）
σ$_{xc}$：胴の軸方向応力の和（圧縮側）
$\tau$　：地震により胴に生じるせん断応力

(c)スカートの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して，スカートの強度評価を実施した。

組合せ応力σ$_s$を下記の通り評価し，許容値を下回ることを確認した(表６)。

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3)^2 + 3\cdot\tau^2}$$

σ$_1$：スカートの質量による軸方向応力
σ$_2$：スカートの鉛直方向地震による軸方向応力
σ$_3$：スカートの曲げモーメントによる軸方向応力
$\tau$：地震によるスカートに生じるせん断応力

また，座屈評価を下記の式により行い，スカートに座屈が発生しないことを確認した(表６)。

$$\frac{\eta\cdot(\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta\cdot\sigma_3}{f_b} \leqq 1$$

σ$_1$：スカートの質量による軸方向応力
σ$_2$：スカートの鉛直方向地震による軸方向応力
σ$_3$：スカートの曲げモーメントによる軸方向応力
f$_c$：軸圧縮荷重に対する許容座屈応力
f$_b$：曲げモーメントに対する許容座屈応力
$\eta$：座屈応力に対する安全率

表６：スカート支持たて置円筒形容器耐震評価結果（１／２）

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| バッチ処理タンク | 胴板 | 一次一般膜 | 0.36 | 15 | 163 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.36 | 10 | 205 | MPa |
| | | 座屈 | 0.36 | 0.05 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | 1 | 130 | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 33 | 101 | MPa |
| 循環タンク | 胴板 | 一次一般膜 | 0.36 | 8 | 163 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.36 | 9 | 205 | MPa |
| | | 座屈 | 0.36 | 0.04 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | 1 | 131 | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 18 | 101 | MPa |
| デカントタンク | 胴板 | 一次一般膜 | 0.36 | 12 | 233 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.36 | 17 | 241 | MPa |
| | | 座屈 | 0.36 | 0.10 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | 1 | 440 | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 21 | 338 | MPa |
| 共沈タンク | 胴板 | 一次一般膜 | 0.36 | 5 | 233 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.36 | 10 | 241 | MPa |
| | | 座屈 | 0.36 | 0.05 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | 11 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 11 | 139 | MPa |
| 供給タンク | 胴板 | 一次一般膜 | 0.36 | 6 | 233 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.36 | 11 | 241 | MPa |
| | | 座屈 | 0.36 | 0.06 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | 9 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 13 | 139 | MPa |
| 吸着塔 | 胴板 | 一次一般膜 | 0.36 | 41 | 163 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.36 | 4 | 205 | MPa |
| | | 座屈 | 0.36 | 0.02 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | 2 | 131 | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 3 | 101 | MPa |
| 処理カラム | 胴板 | 一次一般膜 | 0.36 | 48 | 163 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.36 | 4 | 205 | MPa |
| | | 座屈 | 0.36 | 0.02 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | 1 | 131 | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 12 | 101 | MPa |

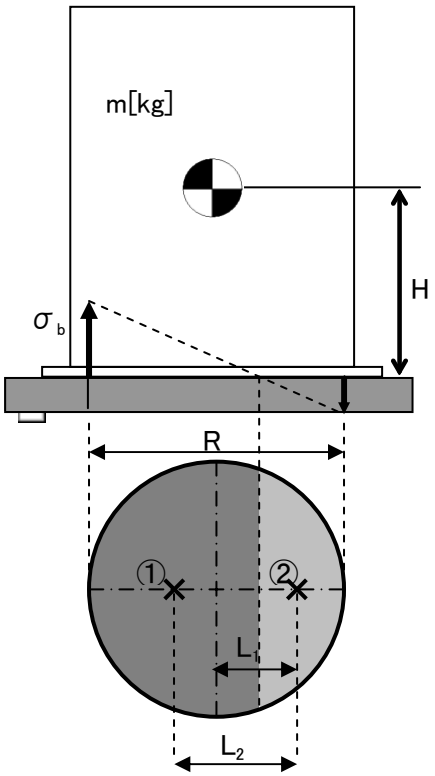
表６：スカート支持たて置円筒形容器耐震評価結果（２／２）

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| バッチ処理タンク | 胴板 | 一次一般膜 | 0.80 | 21 | 163 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.80 | 17 | 205 | MPa |
| | | 座屈 | 0.80 | 0.08 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 75 | 131 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 26 | 101 | MPa |
| 循環タンク | 胴板 | 一次一般膜 | 0.80 | 12 | 163 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.80 | 16 | 205 | MPa |
| | | 座屈 | 0.80 | 0.07 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 42 | 121 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 39 | 101 | MPa |
| デカントタンク | 胴板 | 一次一般膜 | 0.80 | 20 | 233 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.80 | 32 | 241 | MPa |
| | | 座屈 | 0.80 | 0.17 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 63 | 440 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 47 | 338 | MPa |
| 共沈タンク | 胴板 | 一次一般膜 | 0.80 | 8 | 233 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.80 | 20 | 241 | MPa |
| | | 座屈 | 0.80 | 0.10 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 72 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 25 | 139 | MPa |
| 供給タンク | 胴板 | 一次一般膜 | 0.80 | 10 | 233 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.80 | 21 | 241 | MPa |
| | | 座屈 | 0.80 | 0.10 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 73 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 28 | 139 | MPa |
| 吸着塔 | 胴板 | 一次一般膜 | 0.80 | 41 | 163 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.80 | 8 | 205 | MPa |
| | | 座屈 | 0.80 | 0.04 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 16 | 131 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 7 | 101 | MPa |
| 処理カラム | 胴板 | 一次一般膜 | 0.80 | 48 | 163 | MPa |
| | スカート | 組合せ | 0.80 | 8 | 205 | MPa |
| | | 座屈 | 0.80 | 0.03 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 39 | 131 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 26 | 101 | MPa |

b. 平底たて置円筒形容器

(a) 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表７）。




m　：機器重量
g　：重力加速度
H　：据付面からの重心までの距離
n　：基礎ボルトの本数
$A_b$　：基礎ボルトの軸断面積
$C_H$　：水平方向設計震度
$C_V$　：鉛直方向設計震度
$C_t$　：中立軸の位置より求める係数
$\sigma_b$：基礎ボルトに作用する引張応力
$F_t$　：基礎ボルトに作用する引張力
①　：基礎ボルトに作用する引張力の作用点
②　：基礎部に作用する圧縮力の作用点
R　：基礎ボルトのピッチ円直径
$L_1$　：基礎ボルトのピッチ円中心から②までの距離
$L_2$：①から②までの距離

基礎ボルトに作用する引張力：$F_t = \frac{1}{L_2}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

基礎ボルトの引張応力：$\sigma_b = \frac{2\pi \times F_t}{n \times A_b \times C_t}$

基礎ボルトのせん断応力：$\tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$

(b)胴板の強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して，胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力σ$_0$を下記の通り評価し，許容値を下回ることを確認した(表７)。

$$\sigma_0 = Max\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2}\cdot\left\{\sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4\cdot\tau^2}\right\}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2}\cdot\left\{\sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4\cdot\tau^2}\right\}$$

σ$_{0t}$：一次一般膜応力（引張側）
σ$_{0c}$：一次一般膜応力（圧縮側）
σ$_\phi$　：胴の周方向応力の和
σ$_{xt}$：胴の軸方向応力の和（引張側）
σ$_{xc}$：胴の軸方向応力の和（圧縮側）
$\tau$　：地震により胴に生じるせん断応力

また，座屈評価を下記の式により行い，胴板に座屈が発生しないことを確認した(表７)。

$$\frac{\eta\cdot(\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta\cdot\sigma_3}{f_b} \leqq 1$$

σ$_1$：胴の空質量による軸方向圧縮応力
σ$_2$：胴の鉛直方向地震による軸方向応力
σ$_3$：胴の水平方向地震による軸方向応力
f$_c$：軸圧縮荷重に対する許容座屈応力
f$_b$：曲げモーメントに対する許容座屈応力
$\eta$：座屈応力に対する安全率

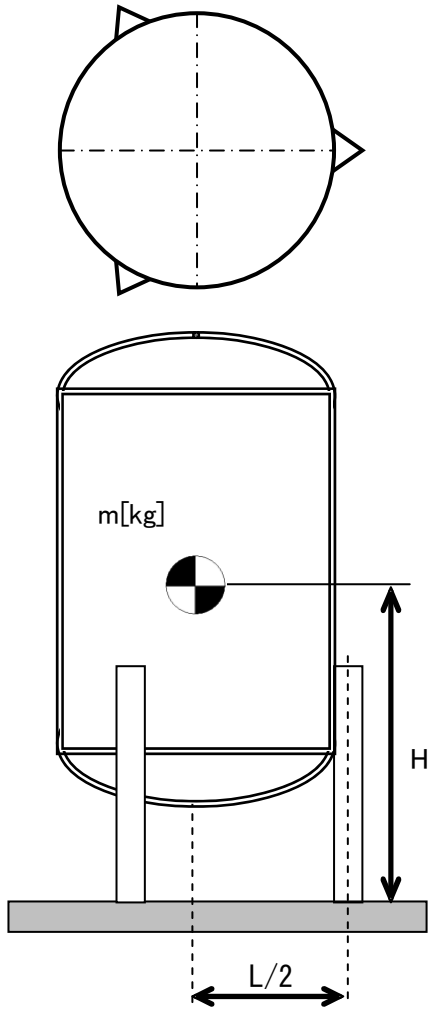
表７：平底たて置円筒形容器耐震評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 吸着塔入口バッファタンク | 胴板 | 一次一般膜 | 0.36 | 7 | 163 | MPa |
| | | 座屈 | 0.36 | 0.04 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | 6 | 131 | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 10 | 101 | MPa |
| | 胴板 | 一次一般膜 | 0.80 | 14 | 163 | MPa |
| | | 座屈 | 0.80 | 0.08 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 55 | 131 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 21 | 101 | MPa |
| 移送タンク | 胴板 | 一次一般膜 | 0.36 | 5 | 233 | MPa |
| | | 座屈 | 0.36 | 0.03 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | 2 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 12 | 139 | MPa |
| | 胴板 | 一次一般膜 | 0.80 | 11 | 233 | MPa |
| | | 座屈 | 0.80 | 0.05 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 52 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 26 | 139 | MPa |

c. 三脚たて置円筒形容器

(a)基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 竪形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表８）。




L　：脚断面の図心の描く円の直径
m　：機器重量
g　：重力加速度
H　：据付面からの重心までの距離
$A_b$ ：基礎ボルトの軸断面積
$C_H$ ：水平方向設計震度
$C_V$ ：鉛直方向設計震度

基礎ボルトの引張応力：$\sigma_b = \dfrac{1}{3\times A_b}\left(\dfrac{4\times m\times g\times C_H\times H}{L} - m\times g\times\left(1-C_V\right)\right)$

基礎ボルトのせん断応力：$\tau_b = \dfrac{1}{3\times A_b}\left(m\times g\times C_H - 0.1\times m\times g\times\left(1-C_V\right)\right)$

(b)脚の強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 竪形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して，脚の強度評価を実施した。

組合せ応力σ$_s$を下記の通り評価し，許容値を下回ることを確認した(表８)。

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3)^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

σ$_1$：脚の質量による軸方向応力
σ$_2$：脚の鉛直方向地震による軸方向応力
σ$_3$：脚の曲げモーメントによる軸方向応力
$\tau$ ：地震による脚に生じるせん断応力

また，座屈評価を下記の式により行い，脚に座屈が発生しないことを確認した(表８)。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_3}{f_b} \leqq 1$$

σ$_1$：脚の質量による軸方向応力
σ$_2$：脚の鉛直方向地震による軸方向応力
σ$_3$：脚の曲げモーメントによる軸方向応力
f$_c$：軸圧縮荷重に対する許容座屈応力
f$_b$：曲げモーメントに対する許容座屈応力
$\eta$ ：座屈応力に対する安全率

(c)胴板の強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 竪形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して，胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力σ$_0$を下記の通り評価し，許容値を下回ることを確認した(表８)。

$$\sigma_0 = Max\{\sigma_{0\phi}, \sigma_{0x}\}$$

$$\sigma_{0x} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x5} + \sigma_{x7}$$

$$\sigma_{0\phi} = \sigma_{\phi 1} + \sigma_{\phi 7}$$

σ$_{0\phi}$：一次一般膜応力（周方向）
σ$_{0x}$：一次一般膜応力（軸方向）
σ$_{\phi 1}$：内圧による周方向応力
σ$_{x1}$：内圧による軸方向応力
σ$_{x2}$：運転時質量による軸方向応力
σ$_{x5}$：地震力により生じる
　　転倒モーメントによる軸方向応力
σ$_{\phi 7}$：胴の鉛直方向地震による周方向応力
σ$_{x7}$：胴の鉛直方向地震による軸方向応力

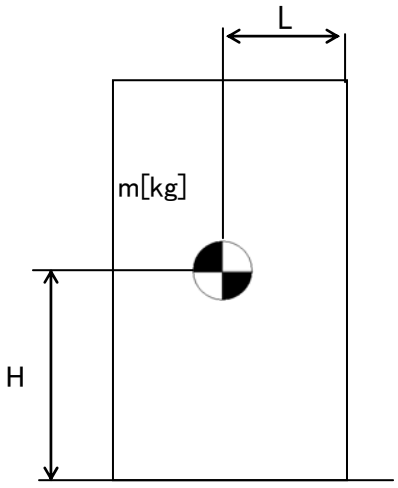
表８：三脚たて置円筒形容器耐震評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 出口フィルタ | 胴板 | 一次一般膜 | 0.36 | 37 | 163 | MPa |
| | 脚 | 組合せ | 0.36 | 57 | 205 | MPa |
| | | 座屈 | 0.36 | 0.29 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | 37 | 153 | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 3 | 118 | MPa |
| | 胴板 | 一次一般膜 | 0.80 | 37 | 163 | MPa |
| | 脚 | 組合せ | 0.80 | 120 | 205 | MPa |
| | | 座屈 | 0.80 | 0.61 | 1 | - |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 92 | 153 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 6 | 118 | MPa |

c.円筒型タンク

(a)転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから，転倒しないことを確認した（表９）。




$C_H$ ： 水平方向設計震度
m ： 機器質量
g ： 重力加速度
H ： 据付面からの重心までの距離
L ： 転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント：$M_1 = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント：$M_2 = m \times g \times L$

表９　：円筒型タンク耐震評価結果

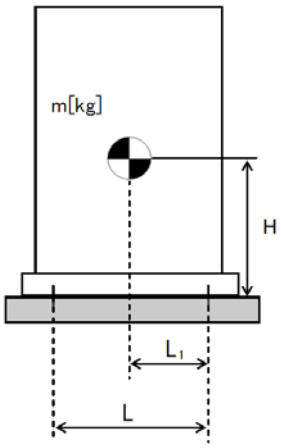
| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平地震動 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| サンプルタンク | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.20\times10^{10}$ | $7.20\times10^{10}$ | N･mm |
| | | | 0.80 | $4.80\times10^{10}$ | | |

1.2.3　スキッド

(1)耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表１０）。




L　：基礎ボルト間の水平方向距離
m　：機器重量
g　：重力加速度
H　：据付面からの重心までの距離
$L_1$　：重心と基礎ボルト間の水平方向距離
$n_f$：引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
n　：基礎ボルトの本数
$A_b$　：基礎ボルトの軸断面積
$C_H$　：水平方向設計震度
$C_V$　：鉛直方向設計震度

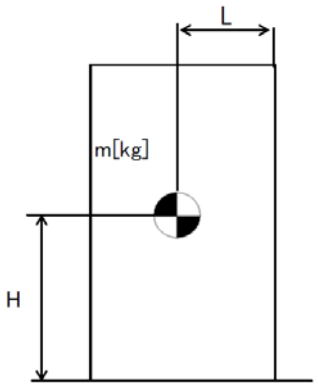
基礎ボルトに作用する引張力：$F_b = \frac{1}{L}\left(m\times g\times C_H\times H - m\times g\times\left(1-C_V\right)\times L_1\right)$

基礎ボルトの引張応力：$\sigma_b = \frac{F_b}{n_f\times A_b}$

基礎ボルトのせん断応力：$\tau_b = \frac{m\times g\times C_H}{n\times A_b}$

b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さく，転倒しないことを確認した。また，地震による転倒モーメント＞自重による安定モーメントとなるものについては，a. での計算により基礎ボルトの強度が確保されることから転倒しないことを確認した（表１０）。




$C_H$ ：水平方向設計震度
m ：機器重量
g ：重力加速度
H ：据付面からの重心までの距離
L ：転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント：$M_1 = m \times g \times C_H \times H$
自重による安定モーメント：$M_2 = m \times g \times L$

表１０：スキッド耐震評価結果（１／４）

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| バッチ処理タンクスキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $9.27\times10^{8}$ | $1.08\times10^{9}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 23 | 139 | MPa |
| バッチ処理タンク用弁スキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $5.29\times10^{6}$ | $1.85\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 6 | 139 | MPa |
| 循環タンクスキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $4.04\times10^{8}$ | $4.94\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 25 | 139 | MPa |
| 循環タンク用弁スキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $5.42\times10^{6}$ | $1.16\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 8 | 139 | MPa |
| スラリー移送ポンプスキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.80\times10^{6}$ | $5.75\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 5 | 139 | MPa |
| クロスフローフィルタスキッド１ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $6.80\times10^{7}$ | $1.40\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 16 | 139 | MPa |
| デカントタンクスキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $4.71\times10^{8}$ | $7.95\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 50 | 139 | MPa |
| 共沈・供給タンクスキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $9.16\times10^{7}$ | $1.56\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 16 | 139 | MPa |
| クロスフローフィルタスキッド２ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.14\times10^{8}$ | $2.11\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 25 | 139 | MPa |
| 吸着塔入口バッファタンクスキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $8.61\times10^{7}$ | $1.04\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 13 | 139 | MPa |
| ブースターポンプ１スキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.56\times10^{6}$ | $7.62\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 5 | 139 | MPa |
| ブースターポンプ２スキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.44\times10^{6}$ | $8.36\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 5 | 139 | MPa |

※引張評価の算出値「－」については，引張応力が作用していない。

表１０：スキッド耐震評価結果（２／４）

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 吸着塔<br>スキッド１ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.50\times10^{8}$ | $2.28\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 21 | 139 | MPa |
| 吸着塔<br>スキッド２ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.33\times10^{8}$ | $1.91\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 19 | 139 | MPa |
| 吸着塔<br>スキッド３ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.33\times10^{8}$ | $1.91\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 19 | 139 | MPa |
| 吸着塔<br>スキッド４ | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.22\times10^{8}$ | $1.88\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 18 | 139 | MPa |
| 処理カラム<br>スキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.04\times10^{8}$ | $1.43\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 13 | 139 | MPa |
| 出口移送<br>スキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $3.12\times10^{7}$ | $9.77\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 18 | 139 | MPa |
| ＡＬＰＳ入口弁<br>スキッド（Ⅰ） | 本体 | 転倒 | 0.36 | $1.89\times10^{7}$ | $6.14\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 5 | 139 | MPa |
| ＡＬＰＳ入口弁<br>スキッド（Ⅱ） | 本体 | 転倒 | 0.36 | $3.13\times10^{6}$ | $1.42\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 3 | 139 | MPa |
| ＡＬＰＳ出口弁<br>スキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $6.57\times10^{6}$ | $2.27\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 3 | 139 | MPa |
| 排水タンク<br>スキッド | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.90\times10^{7}$ | $8.44\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 18 | 139 | MPa |
| ＨＩＣ遮へい体 | 本体 | 転倒 | 0.36 | $9.28\times10^{7}$ | $2.05\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.36 | 23 | 139 | MPa |

※引張評価の算出値「－」については，引張応力が作用していない。

表１０：スキッド耐震評価結果（３／４）

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| バッチ処理タンクスキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $2.06\times10^{9}$ | $1.08\times10^{9}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 116 | 171 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 51 | 139 | MPa |
| バッチ処理タンク用弁スキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $1.18\times10^{7}$ | $1.85\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 13 | 139 | MPa |
| 循環タンクスキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $8.97\times10^{8}$ | $4.94\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 112 | 165 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 55 | 139 | MPa |
| 循環タンク用弁スキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $1.21\times10^{7}$ | $1.16\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 1 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 17 | 139 | MPa |
| スラリー移送ポンプスキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $4.00\times10^{6}$ | $5.75\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 10 | 139 | MPa |
| クロスフローフィルタスキッド１ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $1.52\times10^{8}$ | $1.40\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 4 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 36 | 139 | MPa |
| デカントタンクスキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $1.05\times10^{9}$ | $7.95\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 44 | 73 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 112 | 139 | MPa |
| 共沈・供給タンクスキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $2.04\times10^{8}$ | $1.56\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 11 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 35 | 139 | MPa |
| クロスフローフィルタスキッド２ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $2.53\times10^{8}$ | $2.11\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 14 | 166 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 54 | 139 | MPa |
| 吸着塔入口バッファタンクスキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $1.92\times10^{8}$ | $1.04\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 57 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 27 | 139 | MPa |
| ブースターポンプ１スキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $5.69\times10^{6}$ | $7.62\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 11 | 139 | MPa |
| ブースターポンプ２スキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $5.41\times10^{6}$ | $8.36\times10^{6}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 11 | 139 | MPa |

※引張評価の算出値「－」については，引張応力が作用していない。

表１０：スキッド耐震評価結果（４／４）

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 吸着塔スキッド１ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $3.32\times10^{8}$ | $2.28\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 35 | 177 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 47 | 139 | MPa |
| 吸着塔スキッド２ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $2.94\times10^{8}$ | $1.91\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 34 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 41 | 139 | MPa |
| 吸着塔スキッド３ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $2.94\times10^{8}$ | $1.91\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 34 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 41 | 139 | MPa |
| 吸着塔スキッド４ | 本体 | 転倒 | 0.80 | $2.70\times10^{8}$ | $1.88\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 27 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 39 | 139 | MPa |
| 処理カラムスキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $2.30\times10^{8}$ | $1.43\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 31 | 180 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 28 | 139 | MPa |
| 出口移送スキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $6.93\times10^{7}$ | $9.77\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 40 | 139 | MPa |
| ＡＬＰＳ入口弁スキッド（Ⅰ） | 本体 | 転倒 | 0.80 | $4.19\times10^{7}$ | $6.14\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 10 | 139 | MPa |
| ＡＬＰＳ入口弁スキッド（Ⅱ） | 本体 | 転倒 | 0.80 | $6.96\times10^{6}$ | $1.42\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 7 | 139 | MPa |
| ＡＬＰＳ出口弁スキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $1.46\times10^{7}$ | $2.27\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 6 | 139 | MPa |
| 排水タンクスキッド | 本体 | 転倒 | 0.80 | $6.44\times10^{7}$ | $8.44\times10^{7}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | － | － | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 40 | 139 | MPa |
| ＨＩＣ遮へい体 | 本体 | 転倒 | 0.80 | $2.07\times10^{8}$ | $2.05\times10^{8}$ | N･mm |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 1 | 173 | MPa |
| | | せん断 | 0.80 | 50 | 139 | MPa |

※引張評価の算出値「－」については，引張応力が作用していない。

1.2.4　高性能容器

(1)構造強度評価

高性能容器本体は，ポリエチレン製の容器であり設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら，高性能容器は，米国において低レベル放射性廃棄物の最終処分に使用されている容器であり，米国 NRC（Nuclear Regulatory Commission，原子力規制委員会）から権限を委譲されたサウスカロライナ州健康環境局（S.C. Department of Health and Environmental Control）の認可を得ており，多数の使用実績がある。

a. 収容物重量に対する評価

高性能容器の収容物重量は容積から決定しており，当該型式の高性能容器の設計重量は約 4.5t である。多核種除去設備で使用する高性能容器への収容物の重量は最大で 3.5t とすることから，収容物重量に対して十分な強度を有している。

b. 圧力に対する評価

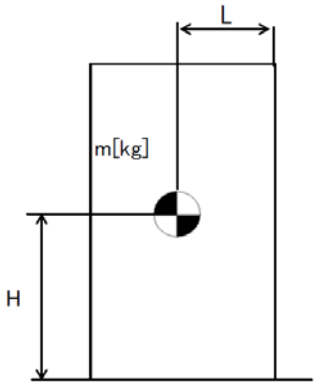
当該型式の高性能容器の外圧に対する設計圧力は，25 kPa である。多核種除去設備で用いる高性能容器の外圧は屋外設置のため大気圧程度であることから，設計圧力を満足している。

一方，内圧に対しては，サウスカロライナ州健康環境局の認可に当たり，50 kPa で試験を行い，容器に歪みがないことを確認している。高性能容器は，ベント機能を設けていることから，多核種除去設備で使用する際の内圧は，大気圧程度となり，試験圧力を満足している。

(2)耐震性評価

a.　転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さく，転倒しないことを確認した（表１１）。




$C_H$：水平方向設計震度
m：機器重量
g：重力加速度
H：据付面からの重心までの距離
L：転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント：$M_1 = m \times g \times C_H \times H$
自重による安定モーメント：$M_2 = m \times g \times L$

表１１　評価結果

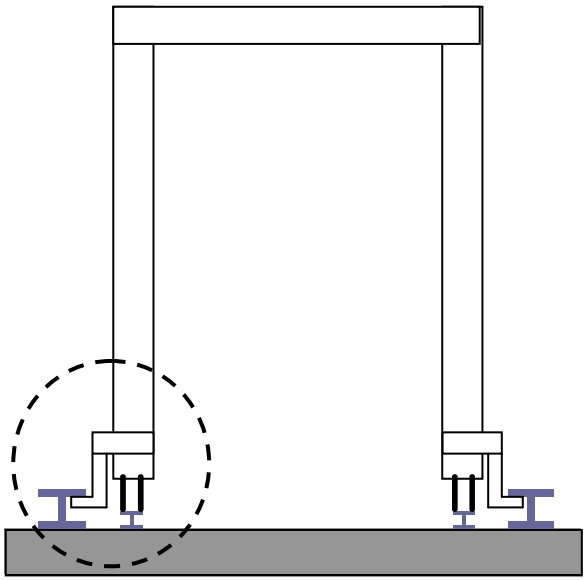
| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 高性能容器（補強体付き） | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.04\times10^7$ | $4.56\times10^7$ | N･mm |
| | | | 0.80 | $4.52\times10^7$ | | |

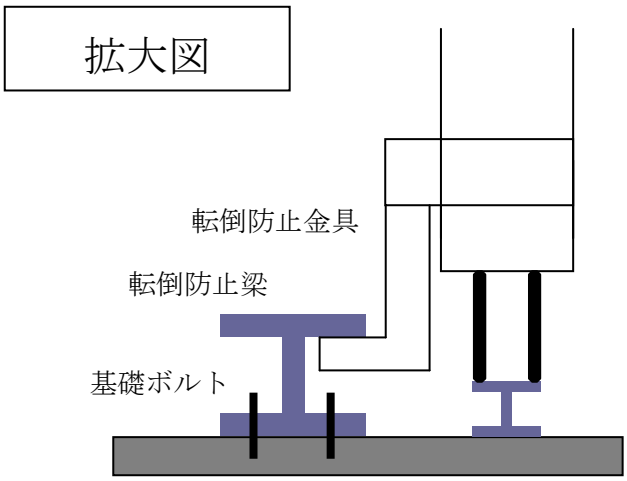
1.2.5 クレーン類

(1)耐震性評価

a. 基礎ボルト等の強度評価

耐震設計技術規程並びに「クレーン構造規格」の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルト・転倒防止金具・転倒防止梁の強度が確保されることを確認した（表１２）。





b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントが自重による安定モーメントより小さくなるものについては，転倒しないことを確認した。また，地震による転倒モーメントが自重による安定モーメントより大きくなるものについては，a. での計算により基礎ボルト・転倒防止金具・転倒防止梁の強度が確保されることから転倒しないことを確認した（表１２）。

表１２：クレーン類耐震評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | 算出値 | 許容値 | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 高性能容器交換用クレーン | 本体 | 転倒 | 0.36 | $5.47\times10^4$ | $7.44\times10^4$ | kg･m |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | kg |
| | 転倒防止金具 | 変形 | 0.36 | － | － | $N/mm^2$ |
| | 転倒防止梁 | 変形 | 0.36 | － | － | $N/mm^2$ |
| | 本体 | 転倒 | 0.80 | $1.21\times10^5$ | $7.44\times10^4$ | kg･m |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 542 | 1435 | kg |
| | 転倒防止金具 | 変形 | 0.80 | 37.7 | 175 | $N/mm^2$ |
| | 転倒防止梁 | 変形 | 0.80 | 12.4 | 175 | $N/mm^2$ |
| 処理カラム交換用クレーン | 本体 | 転倒 | 0.36 | $2.24\times10^4$ | $2.25\times10^4$ | kg･m |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.36 | － | － | kg |
| | 転倒防止金具 | 変形 | 0.36 | － | － | $N/mm^2$ |
| | 転倒防止梁 | 変形 | 0.36 | － | － | $N/mm^2$ |
| | 本体 | 転倒 | 0.80 | $4.96\times10^4$ | $2.25\times10^4$ | kg･m |
| | 基礎ボルト | 引張 | 0.80 | 467 | 1435 | kg |
| | 転倒防止金具 | 変形 | 0.80 | 32.5 | 175 | $N/mm^2$ |
| | 転倒防止梁 | 変形 | 0.80 | 10.7 | 175 | $N/mm^2$ |

※　算出値「－」については，引張荷重・応力が作用していない。

1.2.6　配管

(1)構造強度評価

a. 配管（鋼管）

配管（鋼管）はステンレスまたは炭素鋼の一般産業品とするため，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下により高い信頼性を確保する。

・公的規格に適合した配管（鋼管）を選定する。

・溶接継手は，運転圧による漏えい確認もしくは代替検査を行う。

・可能な限り工場にて溶接を行い，現地での溶接作業を少なくする。

また，配管（鋼管）には保温材を取り付け凍結防止対策を施す。

b. 配管（ポリエチレン管）

配管（ポリエチレン管）は鋼材ではなく，一般産業品であるため，設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら，配管（ポリエチレン管）は，一般に耐食性，電気特性（耐電気腐食），耐薬品性を有しており，鋼管と同等の信頼性を有している。また，以下により高い信頼性を確保する。

・日本水道協会規格に適合したポリエチレン管を採用する。

・継手は，可能な限り融着構造とする。

また，配管（ポリエチレン管）には保温材を取り付け凍結防止対策を施す。なお，本対策は，配管（ポリエチレン管）の紫外線劣化対策を兼ねる。

c. 配管（耐圧ホース）

配管（耐圧ホース）は鋼材ではなく，一般産業品であるため，設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら，以下により高い信頼性を確保する。

・耐圧ホースで発生した過去の不適合のうち，チガヤによる耐圧ホースの貫通に関してはチガヤが生息する箇所においては鉄板敷き等の対策を施す。

・継手金属と樹脂の結合部（カシメ部）の外れ防止対策として，結合部に外れ防止金具を装着する。

・通水等による漏えい確認を行う。

(2)耐震性評価

a. 配管（鋼管）

配管（鋼管）は，原子力発電所の耐震設計に用いられている定ピッチスパン法等によりサポートスパンを確保する。

b. 配管（ポリエチレン管）

配管（ポリエチレン管）は，可撓性を有しており地震により有意な応力は発生しない。

c．配管（耐圧ホース）

配管（耐圧ホース）は，可撓性を有しており地震により有意な応力は発生しない。

以上

添付資料－３

# 多核種除去設備上屋の耐震性に関する検討結果

## 1. Ｂクラス施設としての評価

### 1.1 評価方針

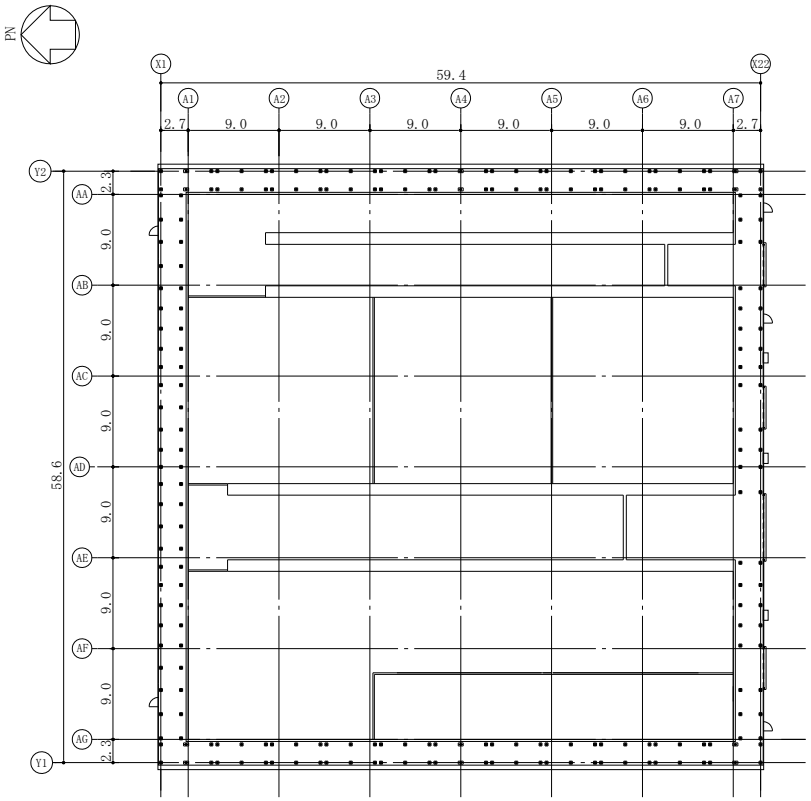
多核種除去設備上屋は，耐震設計審査指針上のＢクラス相当の建物と位置づけられるため，耐震Ｂクラスとしての評価を実施する。

多核種除去設備建屋は，地上１階建で平面が 59.4m（NS）×58.6m（EW）の鉄骨造の建物である。基礎底面からの高さは約 20.2mであり，地上高さは約 18.9mである。基礎スラブは厚さ 1.5mのべた基礎で，長期許容支持力 170kN/m$^2$以上の地盤に設置する。建屋の平面図及び断面図を図－１～図－４に示す。

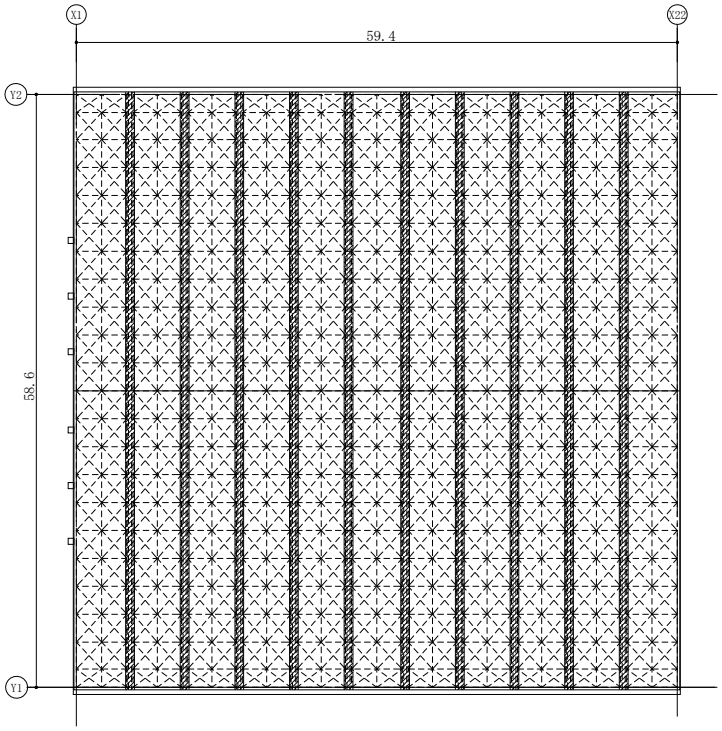
建物に加わる地震時の水平力を，NS 方向はブレース，EW 方向は柱・梁ともトラス形式のフレームで負担する。

耐震性の評価は，地上 1 階の地震層せん断力係数として 0.3 を採用した場合の当該部位の応力に対して行う。

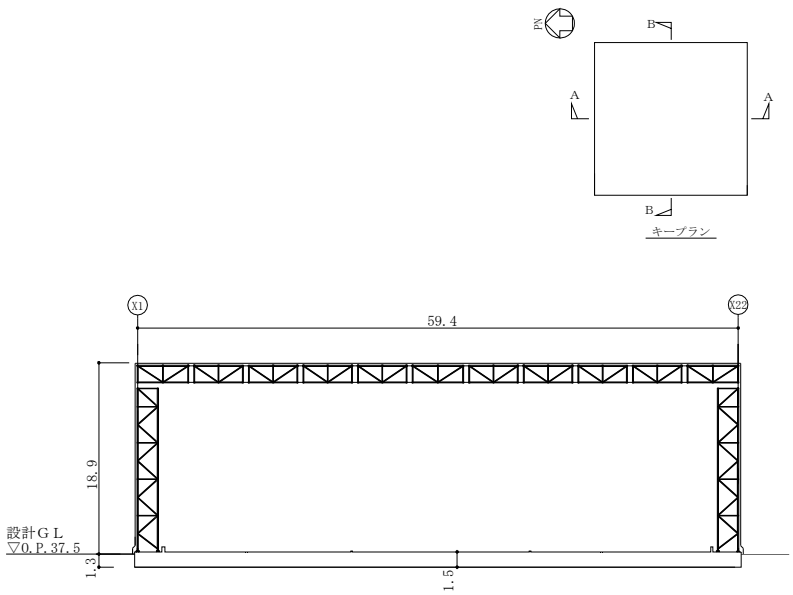
多核種除去設備建屋の評価手順を図－５に示す。



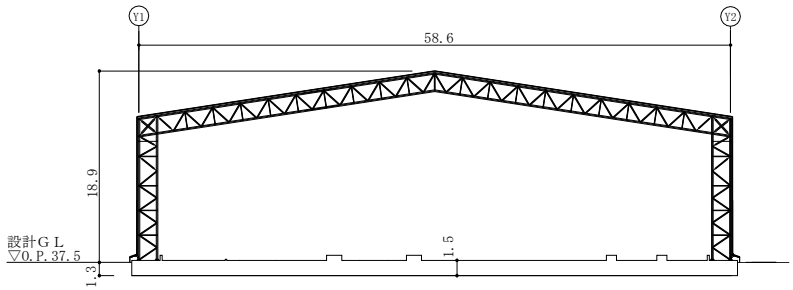

図－１　建屋平面図（0.P.37.7）（単位：m）



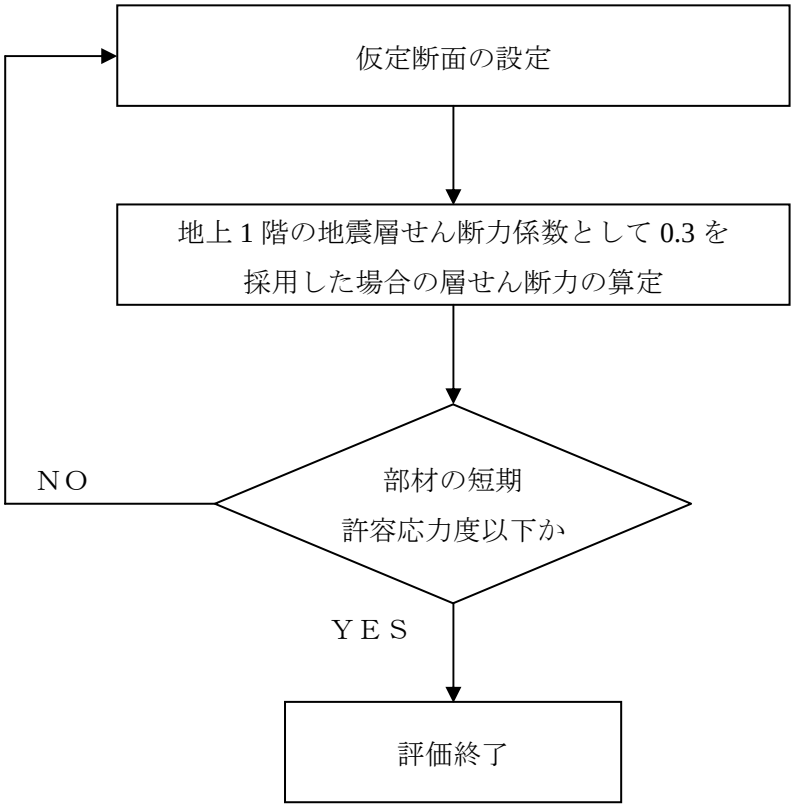

図－２　屋根平面図（0.P.56.4）（単位：m）




図－３　Ａ－Ａ断面図（NS 方向）（単位：m）




図－４　Ｂ－Ｂ断面図（EW 方向）（単位：m）




図－５　Ｂクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

1.2 評価条件（検討に用いる設計用地震力の設定）

地震層せん断力係数及び設計用地震力を表－１に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表－２～表－４に，基礎地盤の許容支持力度を表－５に示す。

表－１　地震層せん断力係数及び設計用地震力

| 0.P.<br>(m) | $W_i$<br>(kN) | 地震層せん断力係数 | | 設計用地震力（$S_B$）<br>(kN) | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | NS | EW | NS | EW |
| 56.2～37.7 | 4250 | 0.30 | | 1275 | |

表－２　構造用鋼材の許容応力度

（単位：$N/mm^2$）

| | 板厚 | 材料 | 基準強度Ｆ | 許容応力度 |
|---|---|---|---|---|
| 構造用鋼材 | t ≦40mm | SS400，SN400B<br>STK400，STKR400 | 235 | 「鋼構造設計規準」に従って左記Ｆの値により求める。 |
| | t ≦40mm | SM490C<br>SNR490B | 325 | |

表－３　コンクリートの許容応力度

（単位：$N/mm^2$）

| | | 長　期 | | 短　期 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 圧縮 | せん断 | 圧縮 | せん断 |
| 基礎<br>スラブ | $F_c$＝30 | 10 | 0.79 | 20 | 1.18 |

表－４　鉄筋の許容応力度

（単位：N/mm²）

| | | 長　期 | | 短　期 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 引張及び圧縮 | せん断補強 | 引張及び圧縮 | せん断補強 |
| 基礎スラブ | SD345 | 215※ | 195 | 345 | 345 |

※：呼び径 D29 以上の太さの鉄筋に対しては 195 とする。

表－５　基礎地盤の許容支持力度

（単位：N/mm²）

| | 長　期 | 短　期 |
|---|---|---|
| 支持地盤 | 0.17 | 0.34 |

注：建築基準法施行令第 93 条及び平成 13 年国土交通省告示第 1113 号に基づき算定した。

1.3 評価結果

(1) 上部架構の評価結果

解析モデルは，全ての部材を線材置換した立体モデルで，柱脚はピンとする。

検討により得られた部材応力の内，応力度／短期許容応力度が最大となる鉄骨部材の断面検討結果を表－６に示す。

これより鉄骨部材の応力度は，短期許容応力度以下であることを確認した。

表－６　鉄骨部材の応力度と短期許容応力度

| 部位 | 荷重条件 | 応力度 ($N/mm^2$) | 短期許容応力度 ($N/mm^2$) | 応力度／短期許容応力度 |
|---|---|---|---|---|
| トラス梁 (STK400) | 積雪荷重 | 62 (圧縮) | 170 (圧縮) | 0.37 |
| トラス柱 (STK400) | 積雪荷重 | 56 (圧縮) | 162 (圧縮) | 0.35 |

(2) 基礎スラブの評価結果

基礎スラブの応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは，四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

必要鉄筋比が最大となる要素と面外せん断力が最大となる要素の断面検討結果を表－７及び表－８に示す。

これより，設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り，また面外せん断力は短期許容せん断力以下であることを確認した。基礎スラブ配筋図を図－６に示す。

なお，基礎地盤に生じる接地圧は短期で最大 0.08 $N/mm^2$ であり，基礎地盤の短期許容支持力度 0.34 $N/mm^2$ 以内となっている。

表－７　軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

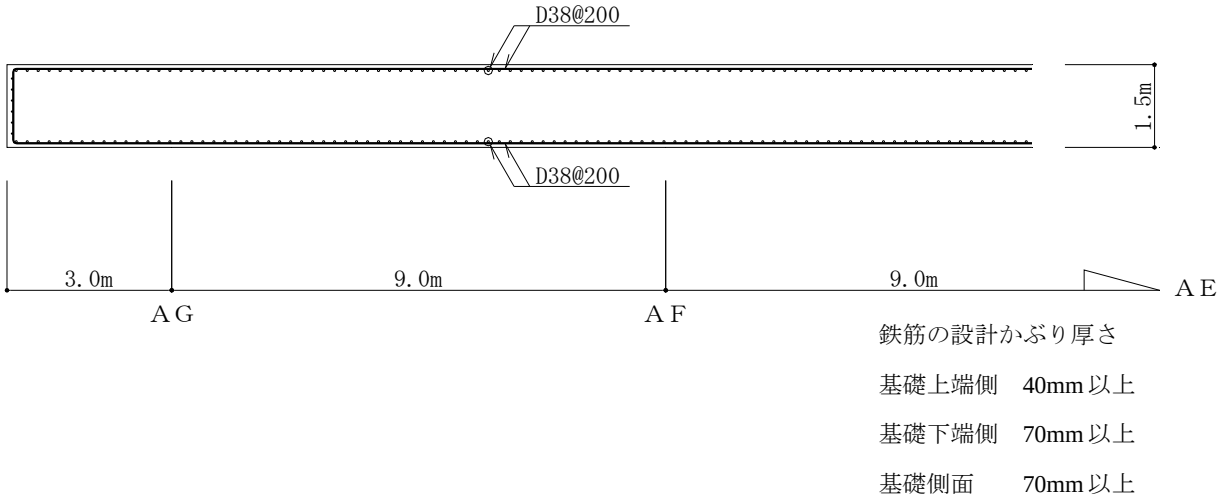
| 応　力 | | 必要鉄筋比 (%) | 設計鉄筋比 (%) | 必要鉄筋比 ／設計鉄筋比 |
|---|---|---|---|---|
| 軸　力※ (kN/m) | 曲げモーメント (kN･m/m) | | | |
| 65 | 619 | 0.10 | 0.38 | 0.27 |

※：圧縮を正とする。

表－８　面外せん断力に対する検討結果

| 応　力 面外せん断力(kN/m) | 短期許容 せん断力(kN/m) | 応力／短期許容せん断力 |
|---|---|---|
| 500 | 1316 | 0.38 |

以上のことから，設計用地震力に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。




図－６　基礎スラブ配筋図（A1 通り）

## 2.基準地震動Ｓｓに対する評価

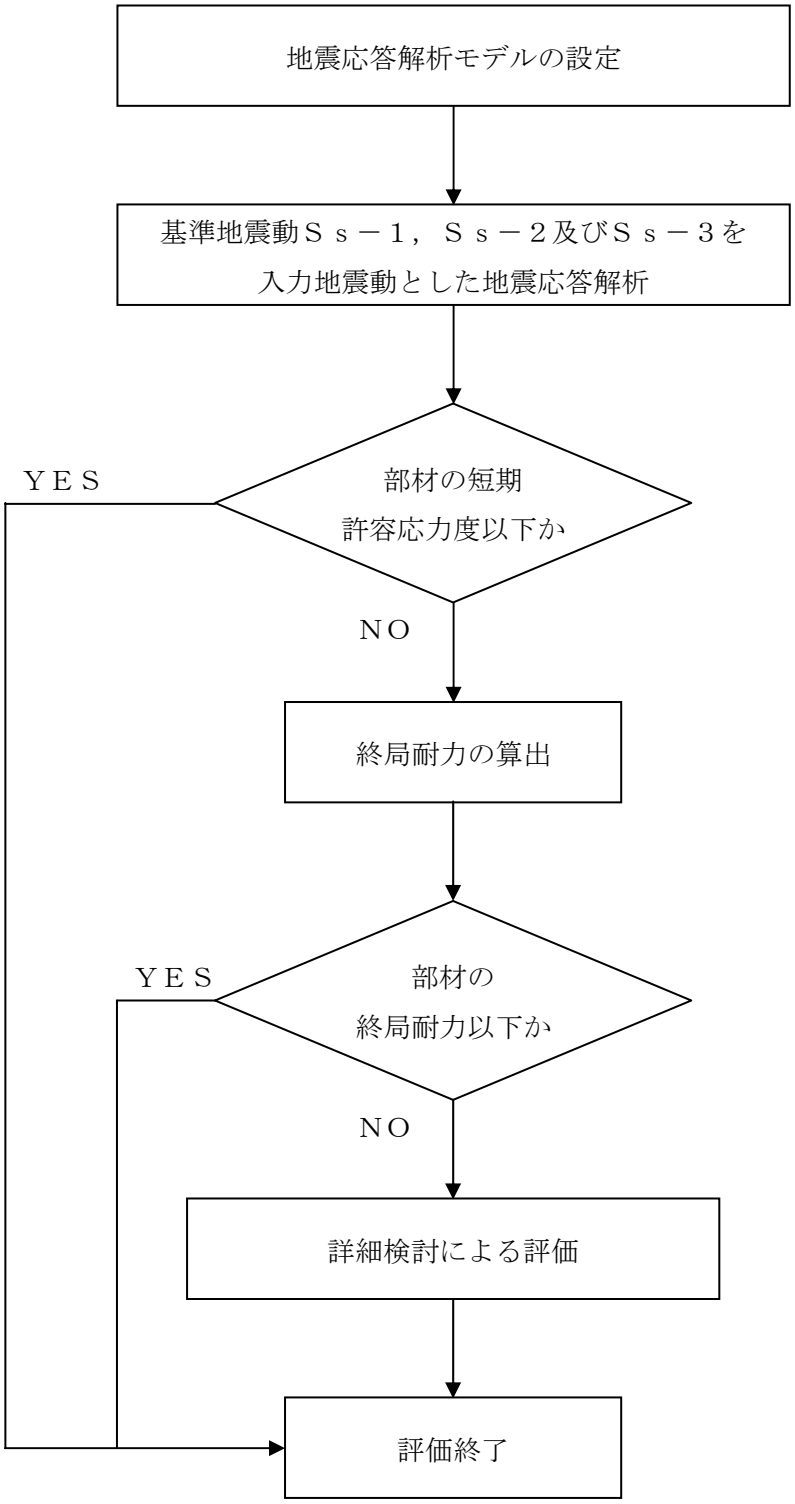
### 2.1 解析評価方針

建屋について，参考評価として基準地震動Ｓｓによる地震力に対し，崩壊しないことを確認する。

解析モデルは，基礎及び地上階の曲げ，せん断及び軸剛性を評価した質点系モデルとする。

部材の評価は，地震応答解析により得られた当該部位の応力に対して，部材の終局耐力と比較することによって行う。ただし，部材応力が短期許容応力度以下である場合は，終局耐力との比較を省略する。

基準地震動Ｓｓに対する建屋の耐震性評価手順を図－７に示す。

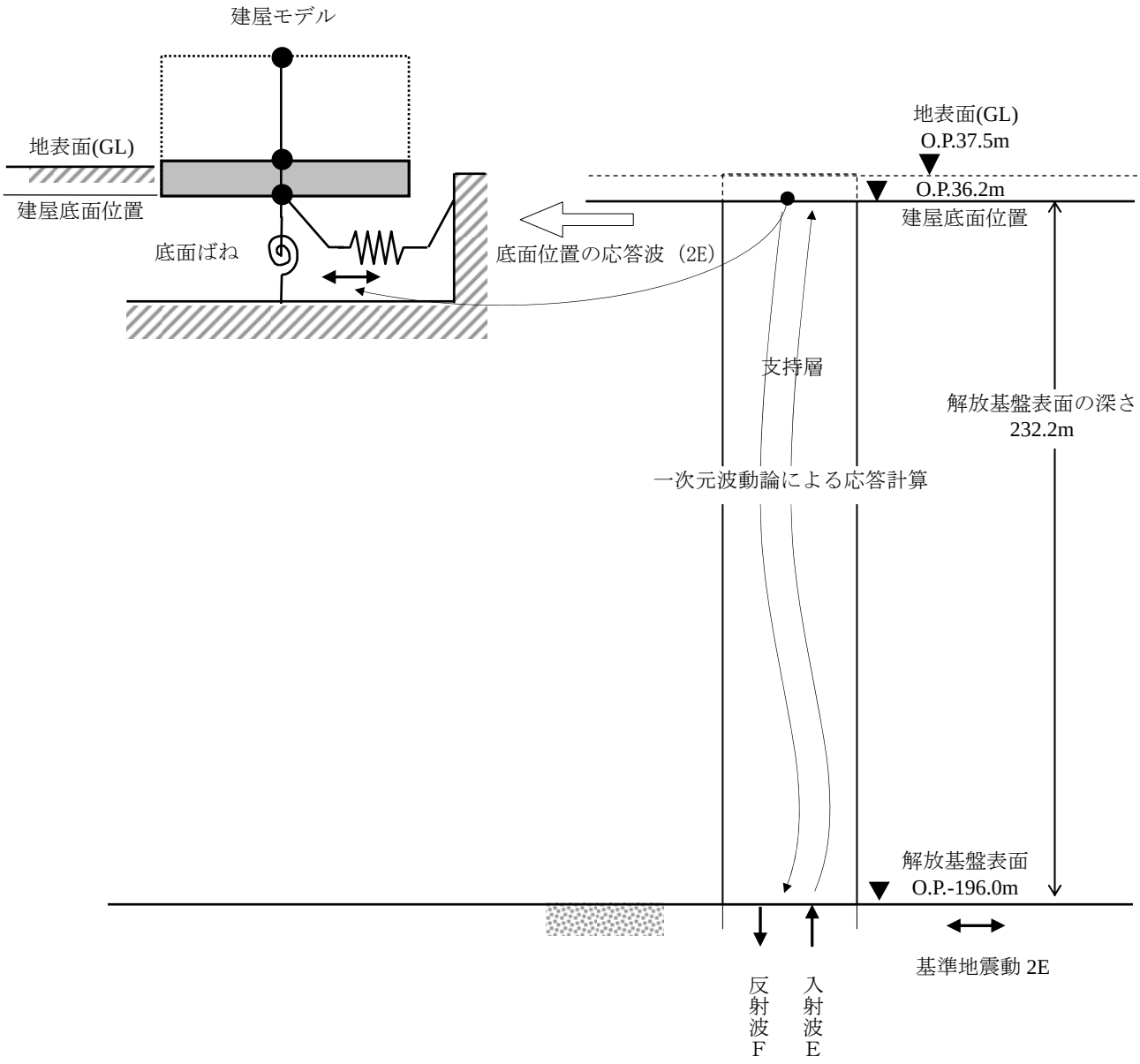



図－７　基準地震動Ｓｓに対する建屋の耐震性評価手順

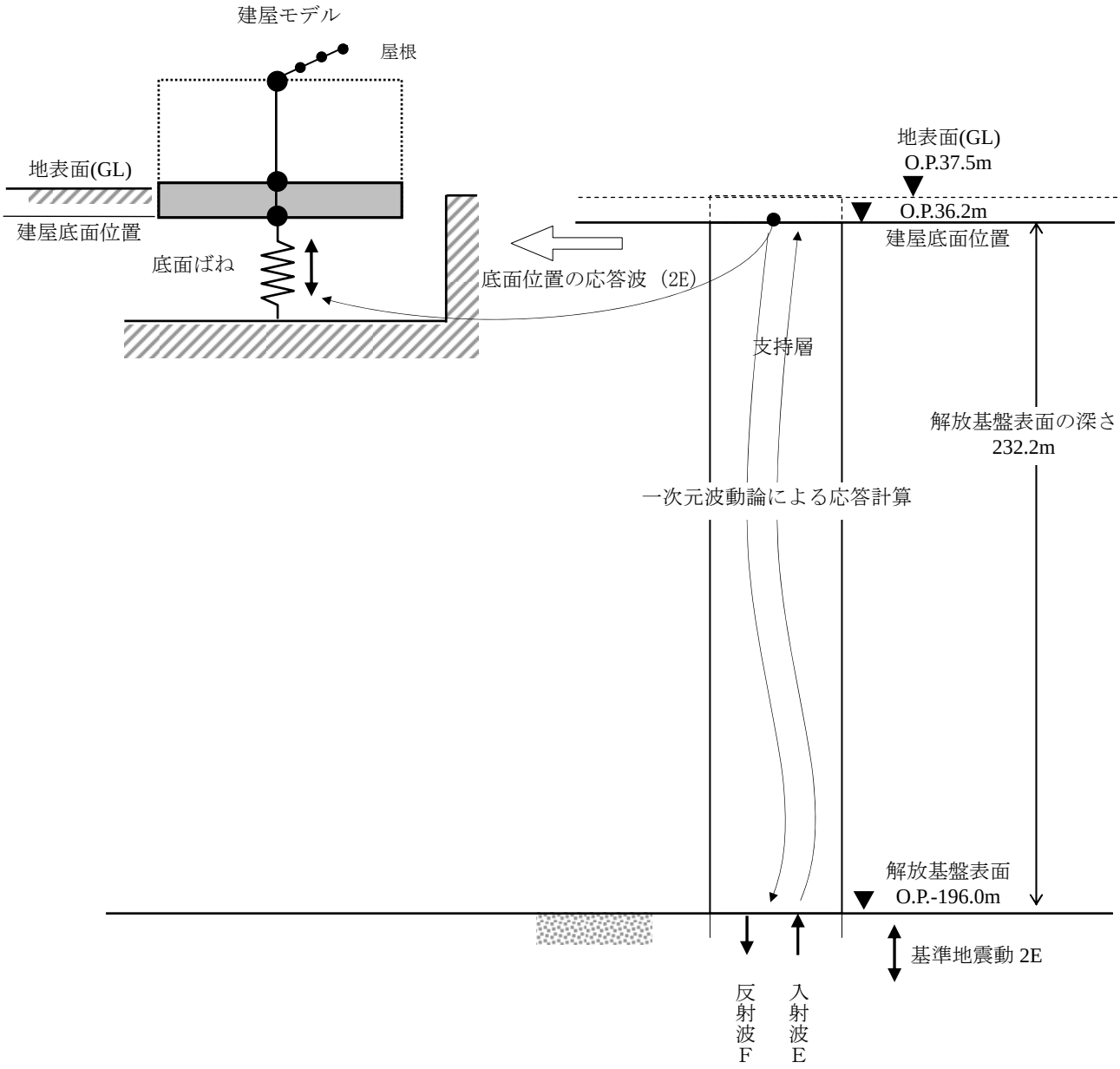
2.2 解析に用いる入力地震動

建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価　中間報告書」（原管発管１９第６０３号　平成 20 年 3 月 31 日付）にて作成した解放基盤表面レベルに想定するＳｓ－１，Ｓｓ－２及びＳｓ－３に基づき算定することとする。

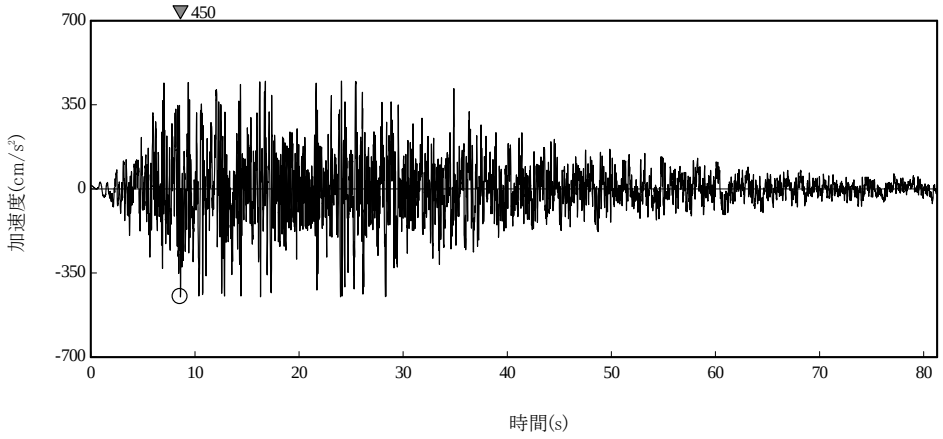
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図－８及び図－９に示す。この建屋の解析モデルは，建屋と地盤の相互作用を考慮したスウェイ・ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ｓｓに対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（O.P.-196.0m）における基準地震動Ｓｓ－１，Ｓｓ－２及びＳｓ－３の加速度波形を図－１０及び図－１１に示す。



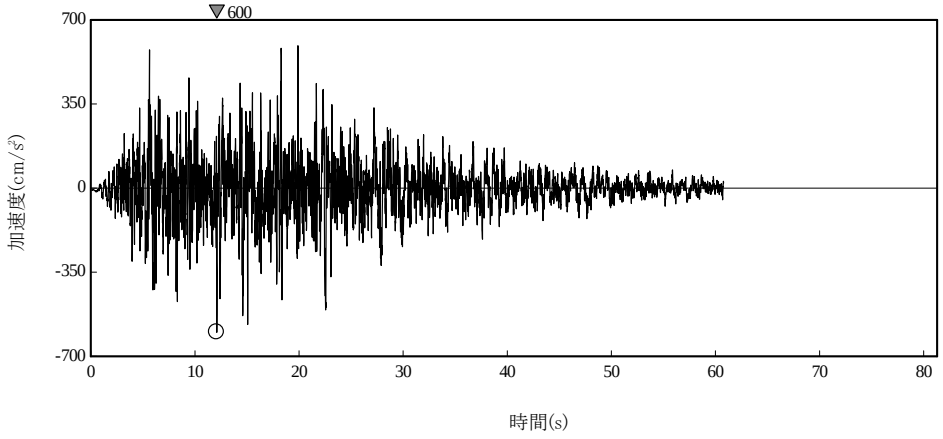

図－８　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図（水平方向）



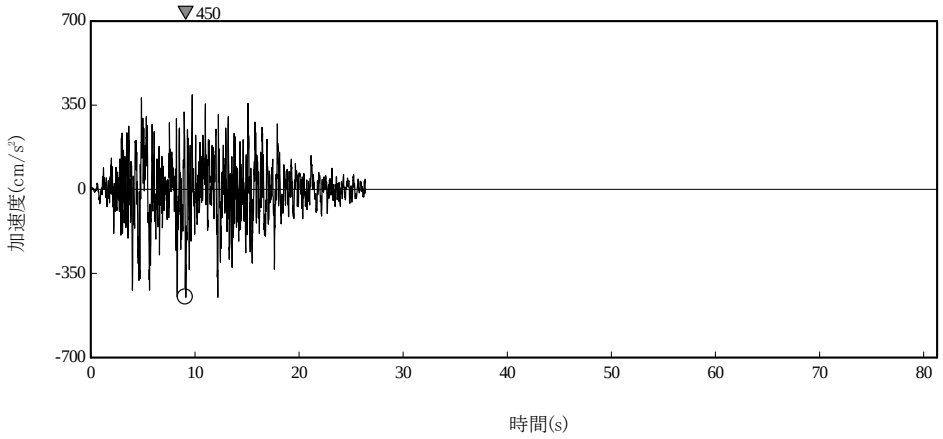

図－９　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図（鉛直方向）




（Ｓｓ－１Ｈ）

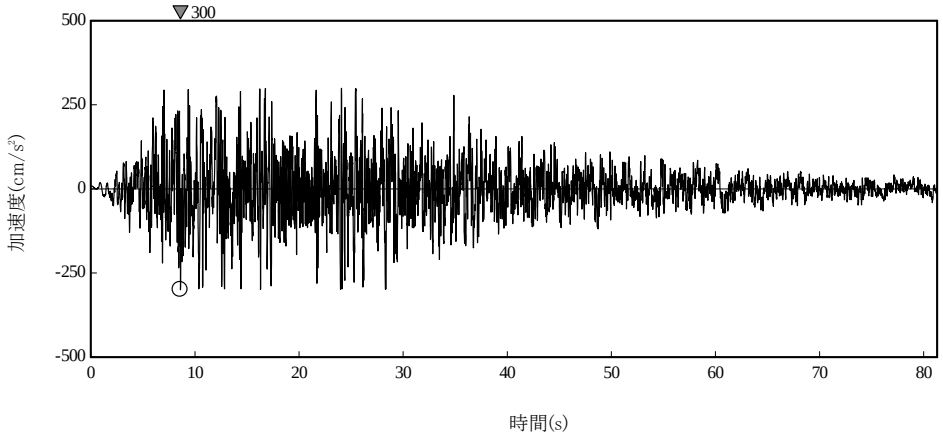



（Ｓｓ－２Ｈ）

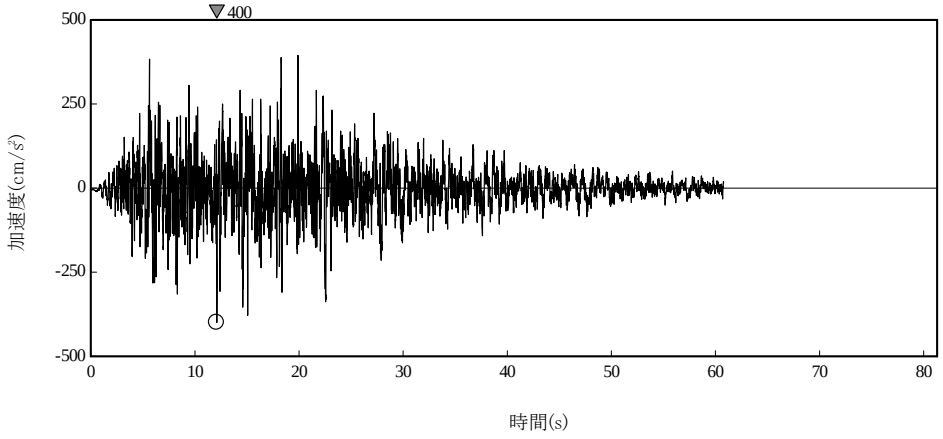



（Ｓｓ－３Ｈ）

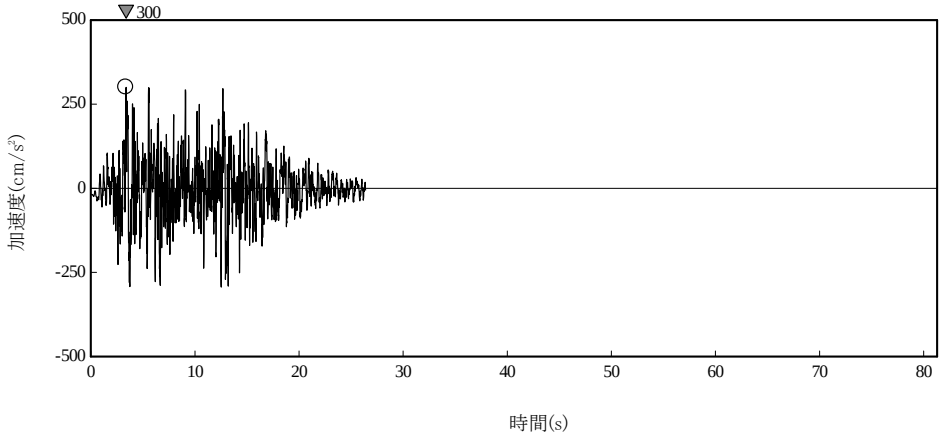
図－１０　解放基盤表面位置における地震動の加速度波形（水平方向）




（Ｓｓ－１Ｖ）




（Ｓｓ－２Ｖ）




（Ｓｓ－３Ｖ）

図－１１　解放基盤表面位置における地震動の加速度波形（鉛直方向）

2.3 地震応答解析モデル

基準地震動Ｓｓに対する建屋の地震応答解析は，「2.2　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは，水平方向については建屋の曲げ変形とせん断変形を考慮した質点系，鉛直方向はトラス柱の上下軸変形及びトラス梁の曲げ変形とせん断変形を考慮した質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。解析に用いる物性値は以下のとおりとし，建屋解析モデルの諸元を表－９及び表－１０に示す。

a)コンクリート

・ヤング係数　　$E = 2.44 \times 10^4$ N/mm$^2$　（$F_c = 30$ N/mm$^2$ ）；基礎部

・ポアソン比　　$\nu = 0.2$

・単位体積重量　　$\gamma = 24$ kN/m$^3$

・減衰定数　　$h = 5\%$

b)鉄骨

・ヤング係数　　$E = 2.05 \times 10^5$ N/mm$^2$

・ポアソン比　　$\nu = 0.3$

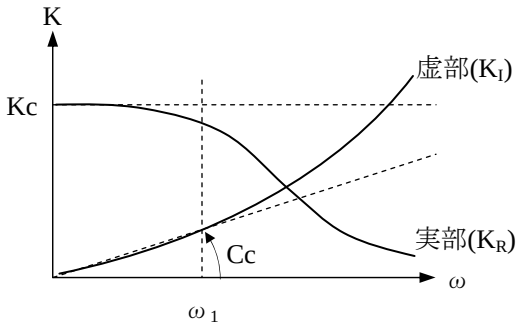
・単位体積重量　　$\gamma = 77$ kN/m$^3$

・減衰定数　　$h = 2\%$

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表－１１～表－１３に示す。

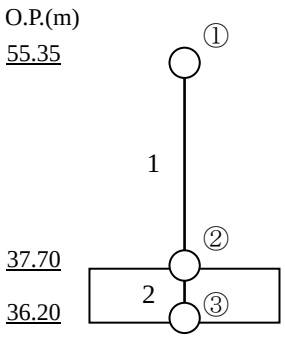
基礎底面地盤ばねについては，「JEAC4601-2008」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，水平方向はスウェイ及びロッキングばねを，鉛直方向は鉛直ばねを近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図－１２に示すようにばね定数（$K_C$）として実部の静的な値を，また，減衰係数（$C_C$）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数$\omega_1$に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。




図－１２　地盤ばねの近似

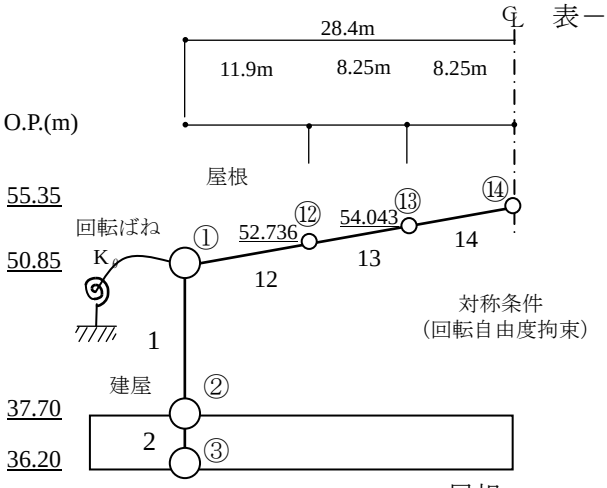
表－９　建屋の振動諸元(水平方向)




| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 回転慣性重量 $I_G$ ($\times10^6$ kN･m$^2$) | 部材番号 | せん断断面積 $A_s$(m$^2$) | 断面二次モーメント I ($\times10^5$m$^4$) |
|---|---|---|---|---|---|
| ① | 3700 | － | － | － | － |
| | | | 1 | $7.90\times10^{-3}$ (NS)<br>$29.0\times10^{-3}$ | － |
| ② | 132790 | 39.87 | | | |
| | | | 2 | 3600.0 | 10.8 |
| ③ | 64800 | 19.46 | | | |
| | | | － | － | － |

・基礎形状　60.0m(NS)×60.0m(EW)×1.5m(厚さ)

・総重量　201290 kN




表－１０　建屋の振動諸元(鉛直方向)

建屋

| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 部材番号 | 軸断面積 A(m$^2$) |
|---|---|---|---|
| ① | 1140 | － | － |
| | | 1 | $465.0\times10^{-3}$ |
| ② | 132790 | | |
| | | 2 | 3600.0 |
| ③ | 64800 | | |
| | | － | － |

屋根

| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 部材番号 | 軸断面積 A($\times10^{-3}$m$^2$) | せん断断面積 $A_s$($\times10^{-3}$ m$^2$) | 断面二次モーメント I (m$^4$) |
|---|---|---|---|---|---|
| ① | 1140 | － | － | － | － |
| | | 12 | 382 | 67.3 | 0.277 |
| ⑫ | 1120 | | | | |
| | | 13 | 332 | 61.8 | 0.241 |
| ⑬ | 960 | | | | |
| | | 14 | 354 | 65.5 | 0.257 |
| ⑭ | 480 | | | | |
| | | － | － | － | － |

柱端部回転ばね $K_\theta$ ＝$2.36\times10^7$ kN･m/rad

表－１１　地盤定数（Ｓｓ－$1_H$）

| 標高<br>O.P.(m) | 層厚<br>(m) | 地質 | 単位体積重量<br>γ(kN/m$^3$) | ポアソン比 | 初期<br>せん断波速度<br>$Vs_0$(m/s) | 初期<br>せん断弾性係数<br>$G_0$(kN/m$^2$) | Ｓｓ－$1_H$地震時 | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性係数<br>G(kN/m$^2$) | せん断波速度<br>Vs(m/s) | 縦波速度<br>Vp(m/s) | 減衰定数<br>h(%) |
| 36.2 ～ 28.3 | 7.9 | 段丘<br>堆積層 | 15.6 | 0.480 | 315 | 158,000 | 0.58 | 92,000 | 240 | 1,230 | 7 |
| 28.3 ～ 1.9 | 26.4 | 砂岩 | 17.8 | 0.473 | 380 | 262,000 | 0.63 | 165,000 | 302 | 1,330 | 8 |
| 1.9 ～ -10.0 | 11.9 | 泥岩 | 16.5 | 0.464 | 450 | 341,000 | 0.77 | 263,000 | 395 | 1,530 | 3 |
| -10.0 ～ -80.0 | 70.0 | | 17.1 | 0.455 | 500 | 436,000 | 0.77 | 336,000 | 439 | 1,530 | 3 |
| -80.0 ～ -108.0 | 28.0 | | 17.6 | 0.446 | 560 | 563,000 | 0.77 | 434,000 | 492 | 1,580 | 3 |
| -108.0 ～ -196.0 | 88.0 | | 17.8 | 0.442 | 600 | 653,000 | 0.75 | 490,000 | 520 | 1,610 | 3 |
| -196.0 ～ | － | 解放基盤 | 18.5 | 0.421 | 700 | 924,000 | － | 924,000 | 700 | 1,890 | － |

表－１２　地盤定数（Ｓｓ－$2_H$）

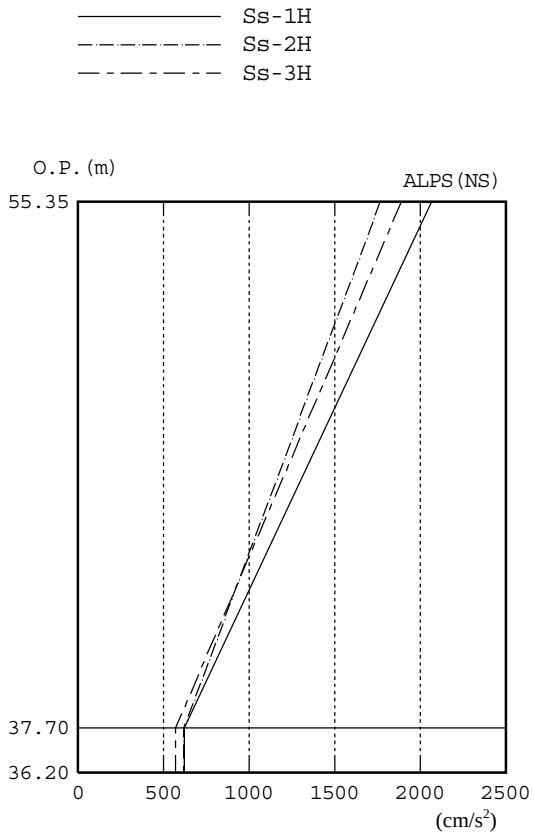
| 標高<br>O.P.(m) | 層厚<br>(m) | 地質 | 単位体積重量<br>γ(kN/m$^3$) | ポアソン比 | 初期<br>せん断波速度<br>$Vs_0$(m/s) | 初期<br>せん断弾性係数<br>$G_0$(kN/m$^2$) | Ｓｓ－$2_H$地震時 | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性係数<br>G(kN/m$^2$) | せん断波速度<br>Vs(m/s) | 縦波速度<br>Vp(m/s) | 減衰定数<br>h(%) |
| 36.2 ～ 28.3 | 7.9 | 段丘<br>堆積層 | 15.6 | 0.480 | 315 | 158,000 | 0.57 | 90,000 | 238 | 1,210 | 7 |
| 28.3 ～ 1.9 | 26.4 | 砂岩 | 17.8 | 0.473 | 380 | 262,000 | 0.64 | 168,000 | 304 | 1,340 | 8 |
| 1.9 ～ -10.0 | 11.9 | 泥岩 | 16.5 | 0.464 | 450 | 341,000 | 0.78 | 266,000 | 398 | 1,530 | 3 |
| -10.0 ～ -80.0 | 70.0 | | 17.1 | 0.455 | 500 | 436,000 | 0.78 | 340,000 | 442 | 1,540 | 3 |
| -80.0 ～ -108.0 | 28.0 | | 17.6 | 0.446 | 560 | 563,000 | 0.82 | 462,000 | 507 | 1,630 | 3 |
| -108.0 ～ -196.0 | 88.0 | | 17.8 | 0.442 | 600 | 653,000 | 0.81 | 529,000 | 540 | 1,670 | 3 |
| -196.0 ～ | － | 解放基盤 | 18.5 | 0.421 | 700 | 924,000 | － | 924,000 | 700 | 1,890 | － |

表－１３　地盤定数（Ｓｓ－$3_H$）

| 標高<br>O.P.(m) | 層厚<br>(m) | 地質 | 単位体積重量<br>$\gamma$ (kN/m$^3$) | ポアソン比 | 初期<br>せん断波速度<br>$Vs_0$(m/s) | 初期<br>せん断弾性係数<br>$G_0$(kN/m$^2$) | Ｓｓ－$3_H$地震時 | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性係数<br>G(kN/m$^2$) | せん断波速度<br>Vs(m/s) | 縦波速度<br>Vp(m/s) | 減衰定数<br>h(%) |
| 36.2 ～ 28.3 | 7.9 | 段丘<br>堆積層 | 15.6 | 0.480 | 315 | 158,000 | 0.60 | 95,000 | 244 | 1,250 | 6 |
| 28.3 ～ 1.9 | 26.4 | 砂岩 | 17.8 | 0.473 | 380 | 262,000 | 0.66 | 173,000 | 309 | 1,360 | 7 |
| 1.9 ～ -10.0 | 11.9 | 泥岩 | 16.5 | 0.464 | 450 | 341,000 | 0.78 | 266,000 | 398 | 1,530 | 3 |
| -10.0 ～ -80.0 | 70.0 | | 17.1 | 0.455 | 500 | 436,000 | 0.76 | 331,000 | 436 | 1,520 | 3 |
| -80.0 ～ -108.0 | 28.0 | | 17.6 | 0.446 | 560 | 563,000 | 0.73 | 411,000 | 479 | 1,530 | 3 |
| -108.0 ～ -196.0 | 88.0 | | 17.8 | 0.442 | 600 | 653,000 | 0.77 | 503,000 | 526 | 1,630 | 3 |
| -196.0 ～ | － | 解放基盤 | 18.5 | 0.421 | 700 | 924,000 | － | 924,000 | 700 | 1,890 | － |

2.4 地震応答解析結果

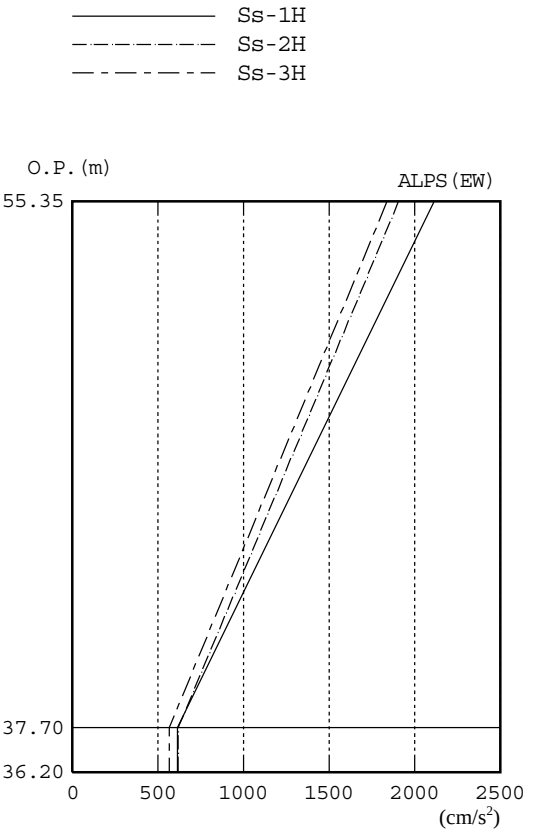
地震応答解析により求められたNS方向，EW方向及び鉛直方向の最大応答加速度を図－１３～図－１５に示す。




ALPS(NS)
(cm/s²)

| Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H |
|---|---|---|
| 2063 | 1765 | 1888 |
| 621 | 618 | 570 |
| 620 | 618 | 569 |

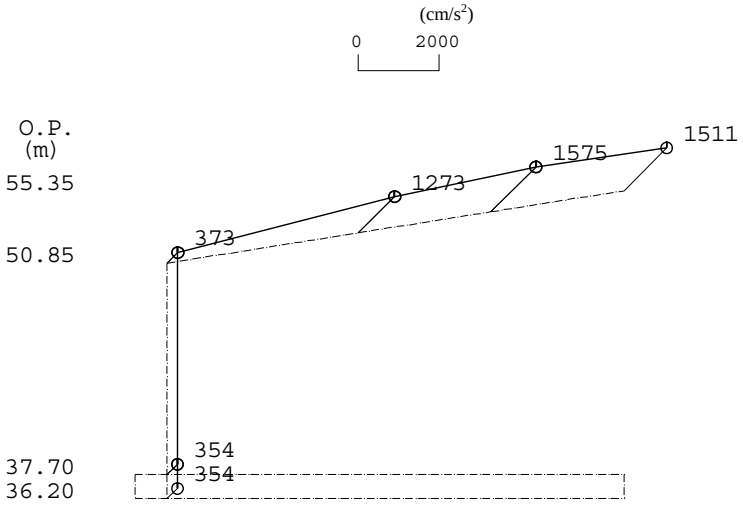
図－１３　最大応答加速度（NS 方向）



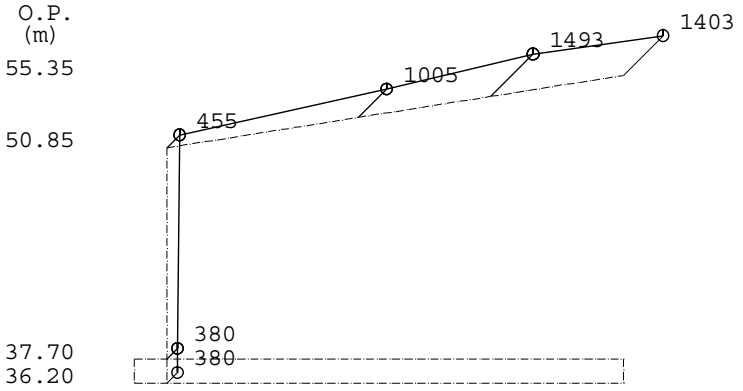

ALPS(EW)
(cm/s²)

| Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H |
|---|---|---|
| 2111 | 1904 | 1837 |
| 612 | 617 | 564 |
| 612 | 617 | 564 |

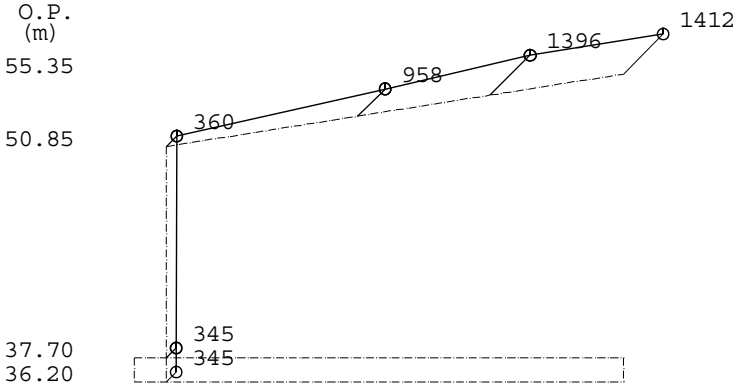
図－１４　最大応答加速度（EW 方向）




（Ｓｓ－１Ｖ）




（Ｓｓ－２Ｖ）




（Ｓｓ－３Ｖ）

図－１５　最大応答加速度（鉛直方向）

2.5 耐震安全性評価結果

(1) 上部架構の評価結果

地震応答解析により得られた部材応力の内，応力度／短期許容応力度が最大となる鉄骨部材の断面検討結果を表－１４に示す。

これより地震応答解析による鉄骨部材の応力度は，短期許容応力度以下であることを確認した。

表－１４　鉄骨部材の応力度と短期許容応力度

| 部位 | 方向 | 応力度 ($N/mm^2$) | 短期許容応力度※ ($N/mm^2$) | 応力度／短期許容応力度 |
|---|---|---|---|---|
| トラス梁 (STK400) | NS | 121 (圧縮) | 157 (圧縮) | 0.78 |
| トラス柱 (STK400) | NS | 132 (圧縮) | 172 (圧縮) | 0.77 |

※：F 値を 1.1 倍している。

(2) 基礎スラブの評価結果

必要鉄筋比が最大となる要素と面外せん断力が最大となる要素の断面検討結果を表－１５及び表－１６に示す。

これより，設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り，また面外せん断力は短期許容せん断力以下であることを確認した。

なお，基礎地盤に生じる接地圧は最大 0.14 N/mm$^2$ であり，基礎地盤の短期許容支持力度 0.34 N/mm$^2$ 以内となっている。

表－１５　軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

| 応　力 | | 必要鉄筋比 (%) | 設計鉄筋比 (%) | 必要鉄筋比 ／設計鉄筋比 |
|---|---|---|---|---|
| 軸　力※ (kN/m) | 曲げモーメント (kN･m/m) | | | |
| -240 | 889 | 0.17 | 0.38 | 0.45 |

※：圧縮を正とする。

表－１６　面外せん断力に対する検討結果

| 応　力 面外せん断力(kN/m) | 短期許容 せん断力(kN/m) | 応力／短期許容せん断力 |
|---|---|---|
| 741 | 1316 | 0.57 |

以上のことから，Ｓｓ地震力に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

以上

# 多核種除去設備等の具体的な安全確保策

多核種処理設備等は，高濃度の放射能を扱う設備ため，漏えい防止対策，放射線遮へい・崩壊熱除去，可燃性ガス滞留防止について具体的に安全確保策を以下の通り定め，実施する。

## 1. 放射性物質の漏えい防止等に対する考慮

### (1) 漏えい発生防止

a. 処理対象水，処理済水の移送配管は，耐腐食性を有するポリエチレン管，ステンレスの鋼管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を基本とする。（別添－１）

b. 放射性流体を内包する配管のうち，ポリエチレン管より可撓性を有する配管を使用する必要がある箇所（各スキッド間，各吸着塔間，吸着材排出ライン，処理カラム取合部，脱水装置）は，耐圧ホース（EPDM；エチレンプロピレンジエンモノマー）を使用する。ただし，福島第一原子力発電所で発生した耐圧ホース（PVC；ポリ塩化ビニル）と継手金属との結合部（カシメ部）の外れ事象に鑑み，耐圧ホース（EPDM）と継手金属の結合部（カシメ部）に外れ防止金具を装着する。

c. 吸着塔，処理カラムは，耐腐食性を有する SUS316L とする。（別添－１）

d. 高性能容器本体は，強度，耐腐食性，耐久性，耐放射線性，耐薬品性に優れたポリエチレンとする。（別添－１）

e. 鋼材もしくはポリエチレンの継手部は，可能な限り溶接構造もしくは融着構造とする。また，漏えい堰等が設置されない移送配管等で継手部がフランジ構造となる場合には，継手部に漏えい拡大防止カバーを設置する。

f. タンク・槽類には水位検出器を設け，オーバーフローを防止する。

g. ポンプの軸封部は，漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

### (2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

a. 多核種除去設備はスキッド毎に漏えいパンを設け，エリア外への漏えいを防止するとともに，漏えい検知器を設ける。また，多核種除去設備設置エリアの最外周及びその内側にも漏えいの拡大を防止する堰を設ける。さらに，カメラを設けてシールド中央制御室で漏えいを監視する。

b. 継手部は，漏えい拡大防止カバーで覆った上で中に吸水シートを入れ，漏えい水の拡大防止に努める。

c. 漏えいを検知した場合には，シールド中央制御室に警報を発し，運転操作員によりカメラ，流量等の運転監視パラメータ等の状況を確認し，適切な対応を図る。また，大量の漏えいが確認された場合には，緊急停止スイッチにより多核種除去設備の運転を停止する。

d. 漏えい水のコンクリートへの浸透を防止するため，多核種除去設備設置エリアには床塗装を実施する。

e. 万一漏えいが発生した場合でも構内排水路を通じて環境に汚染水が放出することがないように，排水路から可能な限り離隔して配管等を敷設するとともに，排水路を跨ぐ箇所は，ボックス鋼内等に配管を敷設する。また，ボックス鋼端部から排水路に漏えい水が直接流入しないように土のうを設ける。

f. 多核種除去設備の設置エリアは，エリア放射線モニタにより連続的に監視し，放射線レベルが高い場合にはシールド中央制御室及び現場に警報を発する。

2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

(1) 線源条件の設定

放射線遮へい・崩壊熱除去評価で必要となる高性能容器，各吸着塔での線源強度は，処理対象水の放射能濃度を，発電所構内で貯留しているRO濃縮塩水及び処理装置出口水のサンプリングデータから保守的に設定し，さらに，前処理設備，多核種除去装置での核種除去性能を考慮して決定する。

(2) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

a. 多核種除去装置，高性能容器等からの放射線による雰囲気線量当量率（機器表面から1mの位置）が1mSv/h以下となるように遮へいを設ける。また，多核種除去設備からの直接線・スカイシャイン線による敷地境界での実効線量を低減するための遮へいをクロスフローフィルタスキッド及び循環弁スキッドに設ける。

b. ポンプ等の動的機器は，保守作業を考慮し遮へい体内が高線量雰囲気となる吸着塔スキッドとは区分して配置するとともに，作業スペースを確保する。さらに，保守作業時の放射線業務従事者の被ばく低減のため，機器のフラッシングが行える構成とする。

c. 多核種除去設備の運転操作等に係る放射線業務従事者以外の者が不要に近づくことがないよう，標識等を設ける。さらに，放射線レベルの高い区域は標識を設け，運転操作等に係る放射線業務従事者の被ばく低減を図る。

d. 高性能容器輸送時は，適切な遮へい機能を有する鋼製の容器に収容し，放射線業務従事者の被ばく低減を図る。（別添－２）

(3) 崩壊熱除去

a. 処理対象水に含まれる放射性物質の崩壊熱は，通水により熱除去する。

b. 使用済みの吸着材あるいは沈殿処理生成物を収容する高性能容器，処理カラムのうち，最も発熱量が大きいストロンチウム吸着材を収容する高性能容器の貯蔵時においても，容器の健全性に影響を与えるものではない。

3. 可燃性ガスの滞留防止

a. 多核種除去設備では，水の放射線分解により発生する可燃性ガスは，通水時は処理対象水により排出される。また，多核種除去設備の運転停止時は，発熱量が大きいストロンチウム吸着材を収容している吸着塔のベントを開ける運用とする。

b. 使用済みの吸着材，沈殿処理生成物を収容する高性能容器は，可燃性ガスの発生を考慮して圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設ける。

以上

別添－１

# 多核種除去設備に使用する材料の適合性評価

## 1. はじめに

多核種除去設備は，RO 濃縮塩水等を処理することから，系統内の塩化物イオン濃度が高く，また，前処理設備等での薬液注入により，pH が変動することから，多核種除去設備の使用環境における材料の適合性について評価を実施した。

## 2. 使用環境における材料の適合性について

多核種除去設備を構成する主な機器の材料選定理由を表 1 に示す。表 1 の材料のうち，SUS316L，炭素鋼に対する耐食性について評価を行った。

表 1　多核種除去設備を構成する主な機器の使用材料と選定理由

| 機器 | 材料 | 選定理由 |
|---|---|---|
| 吸着塔及び<br>処理カラム | SUS316L | 処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから，耐食性に優れる SUS316L を使用する。 |
| 高性能容器 | ポリエチレン | 収容するスラリー及び吸着材の脱水後の残水には，海水由来の塩分が含まれていることから，約 20 年の貯蔵期間を想定し，金属材料よりも耐食性に優れるポリエチレンを使用する。 |
| タンク類 | SUS316L<br>炭素鋼 | 処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから，耐食性に優れる SUS316L（バッチ処理タンクはゴムライニング付）及び炭素鋼（ゴムライニング付）を使用する。 |
| 配管<br>（鋼管） | SUS316L<br>炭素鋼 | 処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから，耐食性に優れる SUS316L を使用する。また，全面腐食の懸念はあるが，十分な肉厚が確保されている炭素鋼を使用する。 |
| 配管<br>(ポリエチレン管) | ポリエチレン | 耐食性に優れることから，屋外配管に主に使用する。 |
| 配管<br>（耐圧ホース） | EPDM<br>（エチレンプロピレンジエンモノマー） | 可撓性のある配管を使用する必要がある箇所（各スキッド間（各スキッド間，各吸着塔間，吸着材排出ライン等）に使用する。 |

2.1 ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼の耐食性について

ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼の腐食モードを表 2 に示す。これらの腐食モードに対する耐食性について，表 3 に示す使用範囲を考慮し評価を実施した。ただし，ガルバニック腐食については，絶縁パッキンや絶縁ボルト等を使用しており，異材溶接箇所はないことから，評価対象外とした。

表 2　使用材料における腐食モード

| 使用材料 | 腐食モード |
|---|---|
| ステンレス鋼（SUS316L） | 塩化物応力腐食割れ（SCC） |
| | すきま腐食 |
| | 孔食 |
| | 全面腐食 |
| 炭素鋼 | 全面腐食 |
| | ガルバニック腐食※ |

※評価対象外

表 3　ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼を使用する範囲の環境

| 使用材料 | 使用範囲 | 塩化物イオン濃度[ppm] | 常用温度[℃] | 最大流速[m/s] | pH |
|---|---|---|---|---|---|
| ステンレス鋼（SUS316L） | 前処理ステージⅠ（バッチ処理タンク入口配管のみ） | 13000 | 40 | 2.6 | 7 |
| | 前処理ステージⅠ（バッチ処理タンク入口配管以外） | 13000 | 60 | 1.7 | 7.5～8.5 |
| | 前処理ステージⅡ | 13000 | 60 | 2.8 | 11.8～12.2 |
| | 多核種吸着塔 1～5 塔目 | 13000 | 40 | 1.5 | 11.8～12.2 |
| | 多核種吸着塔 6～14 塔目<br>処理カラム～移送ポンプ | 13000 | 40 | 1.5 | 6～7 |
| 炭素鋼 | ALPS 入口～前処理ステージⅠ<br>移送ポンプ～ALPS 出口 | 13000 | 40 | 1.7 | 6～7 |

a. ステンレス鋼の塩化物応力腐食割れ（SCC）

塩化物応力腐食割れ（SCC）の発生には，使用温度と塩化物イオン濃度が寄与する。塩化物イオン濃度が 10ppm を超える条件においては一般的に 316 系の SCC 発生限界温度は 100℃といった値がよく用いられており，使用温度 60℃，塩化物イオン濃度 13000ppm の使用環境では，塩化物応力腐食割れ（SCC）が発生する可能性は低いと考えられる。[1)]

1) 化学工学協会編: “多管式ステンレス鋼熱交換器の応力腐食割れ,” 化学工業社 (1984).

b. ステンレス鋼のすきま腐食

すきま腐食の発生には，使用温度と塩化物イオン濃度が寄与する。SUS316 において，使用温度 60℃，塩化物イオン濃度 13000ppm の使用環境下では，すきま腐食が発生する可能性は否定できない。[1)]このため，すきま腐食が発生する可能性のある箇所について定期的な点検・保守を行っていく。また，すきま腐食が発生する可能性が高いと考えられるバッチ処理タンクについてはゴムライニングを施工する。

c. ステンレス鋼の孔食

孔食の発生には，自然電位，使用温度，塩化物イオン濃度が寄与する。ステンレス鋼の自然電位は pH に依存し，pH が低いほど自然電位は高く孔食が発生する可能性が高くなるが多核種除去設備の使用環境 pH = 6 では 0.137 V vs. SCE 程度であり，使用温度 60℃，塩化物イオン濃度 13000ppm という条件は，孔食が発生する可能性が低い領域であることから，多核種除去設備の使用環境においては，孔食が発生する可能性は低いと考えられる。[2) 3)]

d. ステンレス鋼の全面腐食

全面腐食の発生には，pH 及び流速が寄与する。pH6～12.2 の使用環境では不動態皮膜は安定である。また，最大流速 2.8m/s（9.2feet/s）では，全面腐食が進行する速度は小さいと考えられる。[4) 5)]

e. 炭素鋼の全面腐食

使用温度 30℃，塩化物イオン濃度 12000ppm における腐食速度は 0.85mm/year 程度である。一般的に温度が高いほど腐食速度は増加傾向にあり，20℃に対して，40℃では 1.4 倍程度である。以上の点を考慮すると，使用温度 40℃，塩化物イオン濃度 13000ppm における腐食速度は，1.2mm/year 程度となる。[6) 7)]

多核種除去設備で使用する炭素鋼配管の肉厚は，50A のもので 5.5mm であり，2～3 年程度は使用上問題ないと判断できる。また，定期的な点検・保守についても併せて行っていく。

1) 宮坂松甫他、「ポンプの高信頼性と材料」、ターボ機械 第 36 巻 第 9 号、2008 年 9 月
2) M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda: CORROSION/98 Conf., NACE International, Paper No. 158 (1998).
3) ステンレス協会編: “ステンレス鋼データブック,” 日刊工業新聞社, p. 270 (2000).
4) ステンレス協会編、ステンレス鋼便覧 第 3 版、日刊工業新聞社
5) 腐食防食協会編、腐食・防食ハンドブック、丸善
6) 木下ら，防食技術，32，31-36(1983)
7) 腐食防食協会：“金属の腐食・防食 Q&A コロージョン 110 番”，丸善，P10(1988)

2.2 腐食に対する対応方針

評価結果から，ステンレス鋼及び炭素鋼に対する対応方針を表 4 に示す。

表 4 腐食に対する対応方針

| 使用材料 | 腐食モード | 対応方針 |
|---|---|---|
| ステンレス鋼<br>（SUS316L） | すきま腐食 | ・運転中の巡視点検<br>・代表部位に対する定期的な分解点検等<br>・万一の漏えい対策として，当該部位のビニール養生および受けパン設置 |
| 炭素鋼 | 全面腐食 | ・運転中の巡視点検<br>・代表部位に対する定期的な肉厚測定等 |

ステンレス鋼（SUS316L）は，海水ポンプ等の海水環境で使用される材質としては最も一般的であり，これまでの使用実績を考慮しても，運転開始直後に腐食が発生する可能性は低いと考えられる。しかしながら，腐食発生の可能性は否定できないことから，表 4 の対応方針を保全計画に反映する。

以　上

別添－２

# 高性能容器に対する線量当量率評価結果

## １．概要

放射線遮へい・被ばく低減を考慮するにあたり，高性能容器（HIC）に対する線量当量率評価を実施した。

## ２．評価条件

### （１） 線源

前処理で発生するスラリーと吸着材をそれぞれ線源として設定した。また，スラリー及び吸着材 1～6 は HIC 内に均一に充填されるものとした。

なお，吸着材 7 については，含まれる放射性物質の濃度が低く，また，処理カラムによる遮へい効果が高いため，線量当量率としては低くなることから評価対象から除外した。

### （２） 評価モデル

スラリーを充填する HIC の評価モデルを図 1 に，吸着材を充填する HIC の評価モデルを図 2 に示す。HIC は円柱形状でモデル化し，スラリー及び吸着材は均一に充填するものとした。なお，実際の運転状態を考慮し，スラリーを充填する HIC は，遮へい体の上部に開口部を設け，吸着材を充填する HIC は遮へい体の上部に開口部は設けないものとして評価を実施した。評価点は，水平方向（線源領域の中心位置）及び高さ方向に遮へい体表面から 1m に設定した。

### （３） 評価方法

線量評価では，制動エックス線を考慮した γ 線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN-S により求め，線量当量率の計算には点減衰積分コード QAD-CGGP2R を使用した。

## ３．評価結果

評価点における各々の HIC の線量当量率を表 1 に示す。また，HIC 容器表面の線量当量率を表 2 に示す。

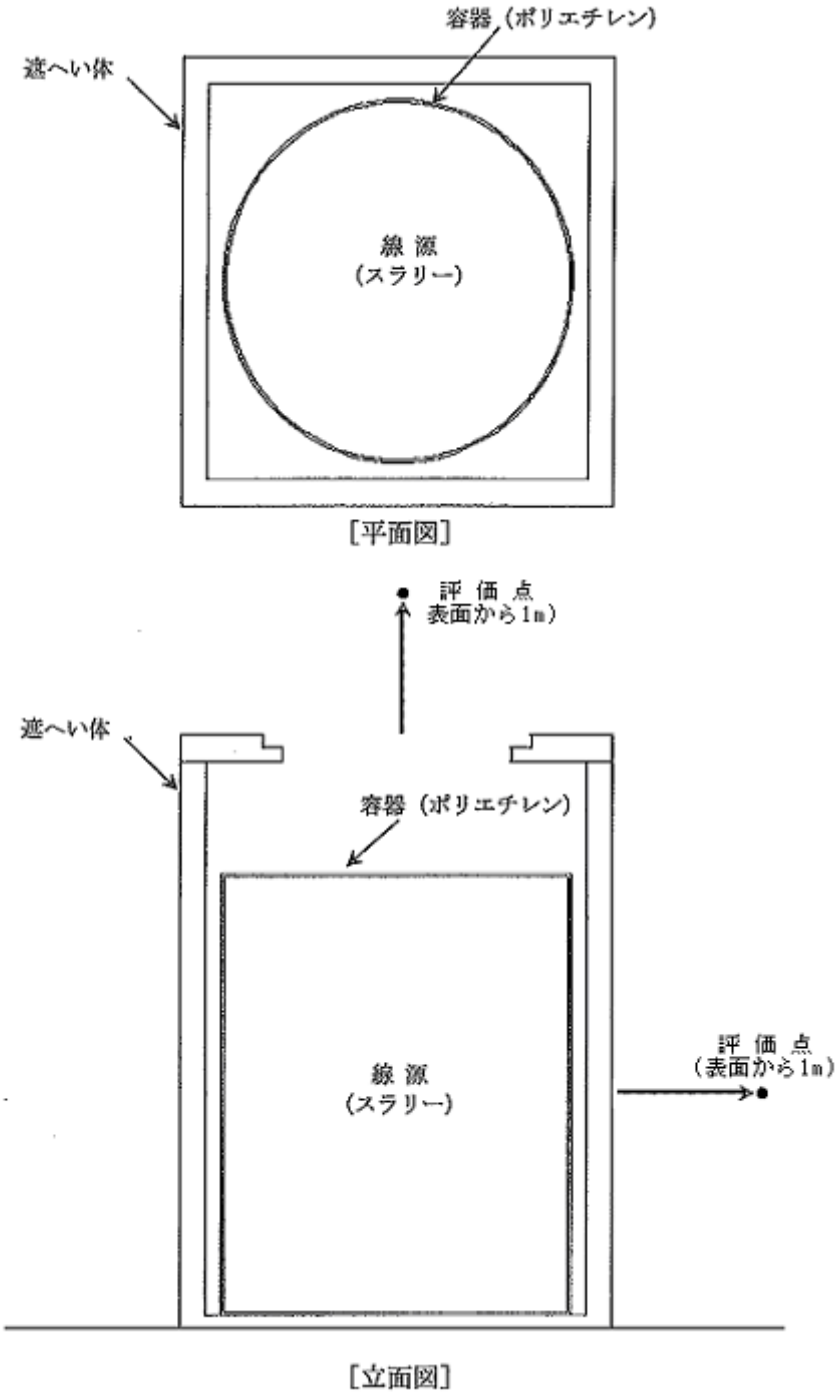



図 1　スラリーを充填する HIC の評価モデル

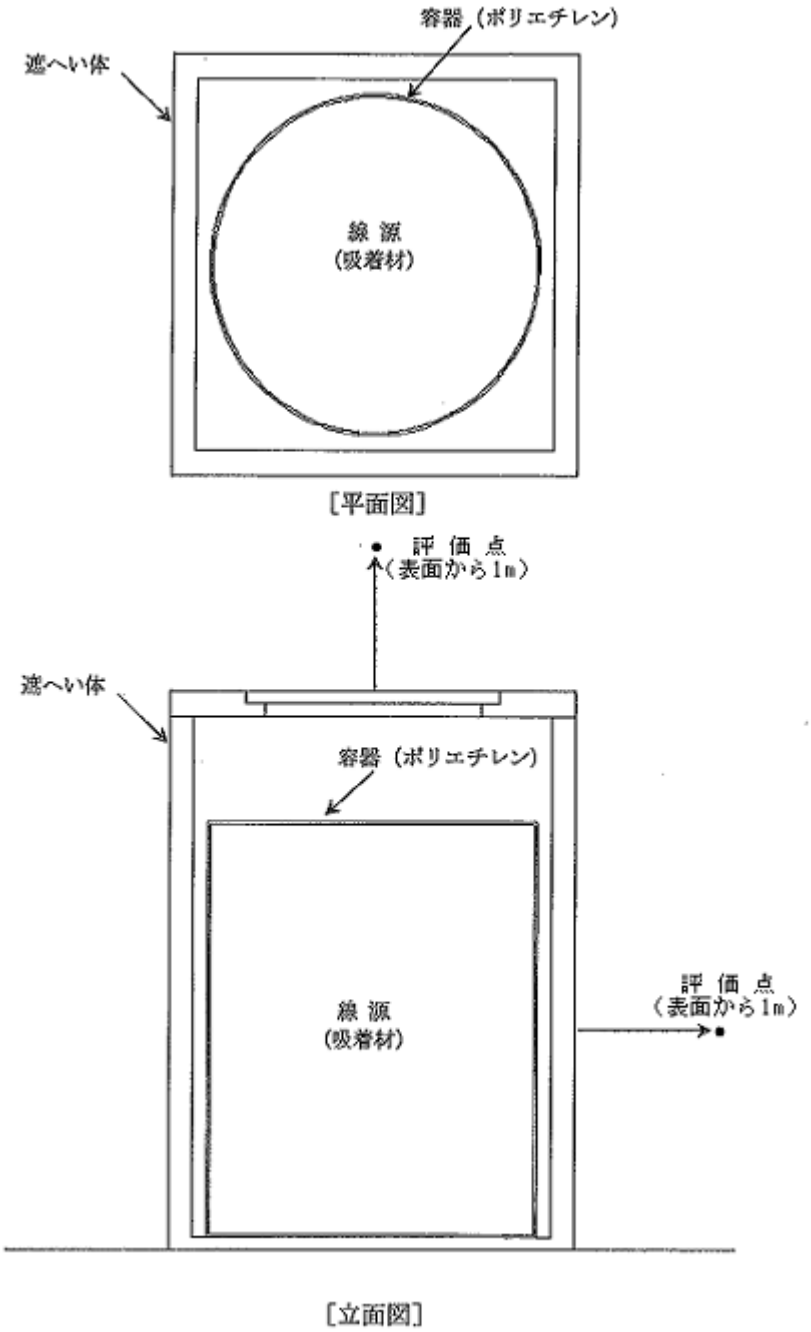



図 2　吸着材を充填する HIC の評価モデル

表 1　遮へい体表面から 1m における HIC の線量当量率評価結果

| HIC 充填物 | | 遮へい体 | 線量当量率(mSv/h)※1 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 水平方向 | 上部方向 |
| スラリー | 鉄共沈処理 | 鉄 112mm | 9.1E-02 | 1.2E+01 |
| | 炭酸塩沈殿処理 | 鉄 112mm | 1.2E-02 | 2.9E+00 |
| 吸着材 | 吸着材 1/4 | 鉄 112mm | 2.8E-16 | 2.6E-16 |
| | 吸着材 2 | 鉄 112mm | 5.9E-02 | 4.2E-02 |
| | 吸着材 3 | 鉄 112mm | 4.5E-01 | 3.3E-01 |
| | 吸着材 6 | 鉄 112mm | 4.1E-02 | 3.1E-02 |
| | 吸着材 5 | 鉄 112mm | 5.3E-03 | 3.9E-03 |

※1　遮へい体表面から 1m における線量当量率

表 2　HIC 容器表面における線量当量率評価結果

| HIC 充填物 | | 線量当量率(mSv/h) ※2 | |
|---|---|---|---|
| | | 水平方向 | 上部方向 |
| スラリー | 鉄共沈処理 | 1.2E+02 | 1.3E+02 |
| | 炭酸塩沈殿処理 | 2.8E+01 | 3.0E+01 |
| 吸着材 | 吸着材 1/4 | 8.0E-01 | 8.4E-01 |
| | 吸着材 2 | 1.2E+02 | 1.3E+02 |
| | 吸着材 3 | 4.7E+02 | 5.1E+02 |
| | 吸着材 6 | 7.0E+01 | 7.6E+01 |
| | 吸着材 5 | 9.9E+00 | 1.1E+01 |

※2　HIC 容器表面における線量当量率

# 高性能容器の健全性評価

## 1. 概要

多核種除去設備で発生する使用済みの吸着材及び沈殿処理生成物の貯蔵は，耐久性，耐放射線性，耐薬品性に優れた高性能容器（HIC;High Integrity Container）（以下，「HIC」という）を使用する。今回，HIC を福島第一原子力発電所構内で貯蔵することから，この健全性について評価した。

## 2. 主要仕様

HIC の主要仕様を表１に，概略図を図１に示す。サウスカロライナ州健康環境局（S.C. Department of Health and Environmental Control）（以下，SC DHEC という）は，大きさ等の異なる数種類の型式の HIC を認可しており，多核種除去設備で使用する HIC はこのうち１型式である。更に，HIC には落下時の健全性を確保するため，鋼製の補強体等を取り付ける（図２）。

表１　主要仕様

| 項目 | | 仕様 |
|---|---|---|
| 材　料 | 本体 | ポリエチレン |
| 寸　法 | 外径 | 1,524 mm（60 インチ） |
| | 高さ | 1,828.8 mm（72 インチ） |
| | 最小厚さ | 11.4 mm （0.45 インチ） |
| 容　量 | | 2.86 $m^3$ |
| 最高使用圧力 | | 25 kPa |
| 重　量 | 空重量 | 0.27 ton |
| | 最大重量 | 約 4.9 ton<br>（収容物及び蓋等付属品含む） |

## 3. 健全性評価

(1) 腐食・化学的影響について

a. 収容物（化学成分）

HIC 本体はポリエチレンで構成されており，一部の有機溶媒を除き，一般的な化学薬品に対して良好な耐性を有する。

HIC に収容する吸着材（表２），沈殿処理生成物及び処理過程で添加する薬品成分（次亜塩素酸ソーダ，苛性ソーダ，炭酸ソーダ，塩酸，塩化第二鉄，ポリマー）が，SC DHEC の認可において HIC への収容を禁止した成分を含まず，収容物の化学成分に対してポリエチレンは安定している。

表２　HIC に収容する吸着材の種類

| No.※1 | 吸着材の組成 | 除去対象核種 |
|---|---|---|
| 1 | 活性炭 | コロイド |
| 2 | チタン酸塩 | Sr（$M^{2+}$） |
| 3 | フェロシアン化合物 | Cs |
| 4 | Ag 添着活性炭 | I |
| 5 | 酸化チタン | Sb |
| 6 | キレート樹脂 | Co（$M^{2+}$，$M^{3+}$） |
| 7 | 樹脂系吸着材 | Ru，負電荷コロイド |

※1：No.1～No.6 は吸着塔，No.7 は処理カラム

b.　水分・水質

多核種除去設備で使用する HIC は，自由水体積で 100%までの範囲を取り得るが，HIC 本体を構成するポリエチレンは水に対して安定であり，水分が HIC の健全性に影響を与えることはない。

また，多核種除去設備において，pH は 6～12.2 となる仕様であるが，HIC 本体のポリエチレンは耐アルカリ性が高いため，水質が HIC の健全性に影響を与えることはない。

(2) 耐熱性について

HIC の設計温度は，IAEA Safety Standards に示される A 型輸送容器に対する使用温度の条件（-40℃～70℃（158° F））に余裕をみて，-40℃から 76.6℃（170° F）とする。米国認可時の試験では，170° F においてポリエチレンの材料特性を維持できることが確認されている。

多核種除去設備で使用する HIC は，屋外配置であり，使用環境の温度下限は-10℃を想定していることから，設計温度下限については問題ない。一方，設計温度上限については，HIC の温度評価結果は，最も発熱量が大きいストロンチウム吸着材（吸着材２）を収容する場合において，一時保管施設貯蔵時は HIC 容器温度で約 60℃となる。さらに夏期の太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇を考慮しても，HIC 容器表面温度は約 73℃となることから，HIC の設計温度 76.6℃に対して低い（別添－１）。また，ポリエチレンは，95℃のクリープ試験において，長期間にわたり屈曲点が現れていないことから，想定される使用環境において貯蔵時の熱負荷における劣化はない（別添－２）。このため，温度について十分に余裕があり，HIC の温度監視は不要である。

(3) 耐放射線性について

HIC は照射線量 $10^6$ Gy として設計している。また，SC DHEC の認可に当たり，$3\times10^6$ Gy の照射まで材料特性（強度・延性）が維持されることを確認している。多核種除去設備で使用する HIC の照射線量は，貯蔵開始時で約 0.5 Gy/h（年間 約 $5\times10^3$ Gy）であり，一時保管施設貯蔵時の放射線の影響については問題ない。（別添－３）

ただし，経年劣化の知見拡充のため，未使用の HIC 等をボックスカルバート内に収容し，放射線による劣化傾向を確認する。

(4) 耐紫外線性について

HIC は，ポリエチレン材であるため，紫外線環境下は 1 年未満となるよう設計している。これは米国認可要件を採用しており，２年間の紫外線曝露試験の結果，推定寿命が１～２年と評価したことによる。

多核種除去設備で用いる HIC は，多核種除去設備運転中に紫外線環境下となるため，交換周期の長い HIC 上部には着脱式のカバーを設置し，一時保管施設貯蔵時は蓋をしたボックスカルバートに収納する（図３）。HIC は，冬季に，ボックスカルバート上蓋の貫通口を通じて短時間（最大約４時間/日）太陽光に曝されるが，曝される面積・箇所は太陽の軌跡から日々変化するため，これによる劣化の影響は無視し得る（図４）。よって，HIC が 1 年以上の紫外線環境下となることはない。

ただし，経年劣化の知見拡充のため，未使用の HIC 等を屋外に配置し，紫外線による劣化傾向を確認する。

また，使用前の HIC が過度に紫外線環境評価下に晒されないよう，製造から工場出荷までの紫外線照射時間を出荷時の品質保証書で確認し，輸送時に遮光カバーを取り付ける運用・管理を実施する。

(5) 密閉性について

密閉性については，SC DHEC の認可要件として，保管期間等を考慮した信頼性の高いシールを選定することとされており，HIC は密閉性のあるねじ込み蓋を採用している。さらに，HIC に収容した液体が一時保管施設貯蔵中に外部へ漏えいしないよう，収容物の体積膨張を考慮した空間容積を確保する。

また，HIC 転倒時の漏えいを想定して，図５に示すベントフィルタに 10 kPa の水圧をかけて透過試験を実施した結果，水の透過量は約 1ml/s と少量であることを確認している。スラリーの粘性は水に比べて高いことから，HIC 転倒時における収容物の漏えいは更に限定的となる。よって，万一，HIC が転倒し，スラリーが漏えいした場合には，ふき取り等により速やかに回収することで対応する。

なお，ねじ込み蓋を開けることにより，HIC の収容物を確認できる構造としている。

(6) ベント機能について

SC DHEC の認可要件として内圧を開放するベントを設けることとされている。ベントフィルタの設置目的は，HIC 内部で発生する可燃性ガスを大気へ放出するとともに，HIC への湿分の浸入及び HIC からの収容物の流出を最小限とすることである。ベントフィルタは，３重構造により，フィルタエレメントへの収容物（液体）の飛散を防止する設計としており，HIC 移送時等に収容物の揺れ等が発生しても，フィルタが閉塞することはない（図５）。なお，万一，HIC が転倒し，スラリーがフィルタに付着した際は，念のため，HIC の蓋を取り替える。

HIC 内の水分の蒸発は無視できるほど小さいことから，ベントフィルタ等が目詰まりすることはない。また，蒸発した水分によるベントフィルタ等の凍結に対しては，スラリーの発熱量は小さく，雰囲気温度０℃付近では水蒸気の発生はほとんどないため，問題ない。仮に，ベント機能が喪失した場合，発生した水素が HIC 内部に蓄積することになるが，着火源がないため水素爆発には至らない。

(7) 寿命について

SC DHEC は，最低 300 年間は構造を維持し，廃棄物を収容していることを認可要件としており，上述の確認結果等から妥当と判断している。多核種除去設備で使用する HIC については，上述のような条件を満足しており，一時保管施設貯蔵中は問題とならない。

(8) 落下に対する評価について

HIC 取扱いにおける落下防止対策や落下時の漏えい発生防止対策を行っており，落下時の漏えい発生防止対策では，HIC への補強体取り付け，傾斜落下防止等の為の設備対応及び想定される落下ケースについての落下試験を行い，落下時の健全性に問題ないことを確認している（別添－４）。

以 上

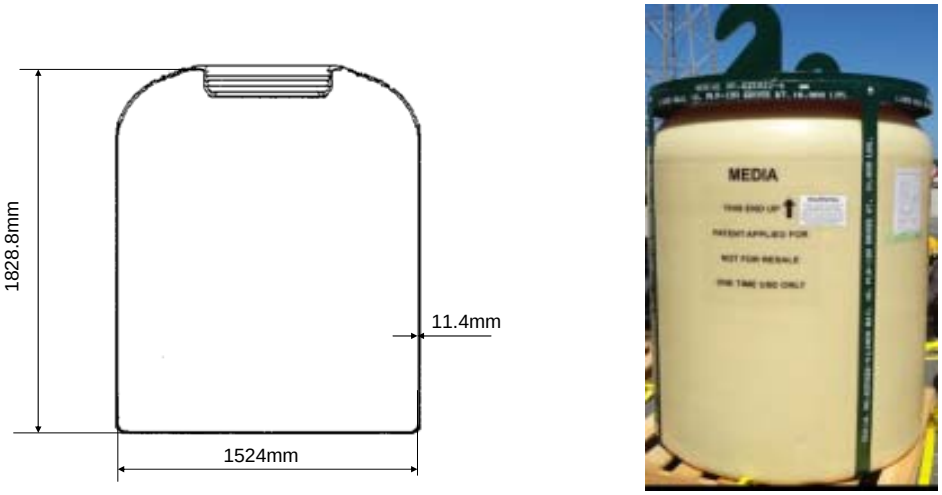
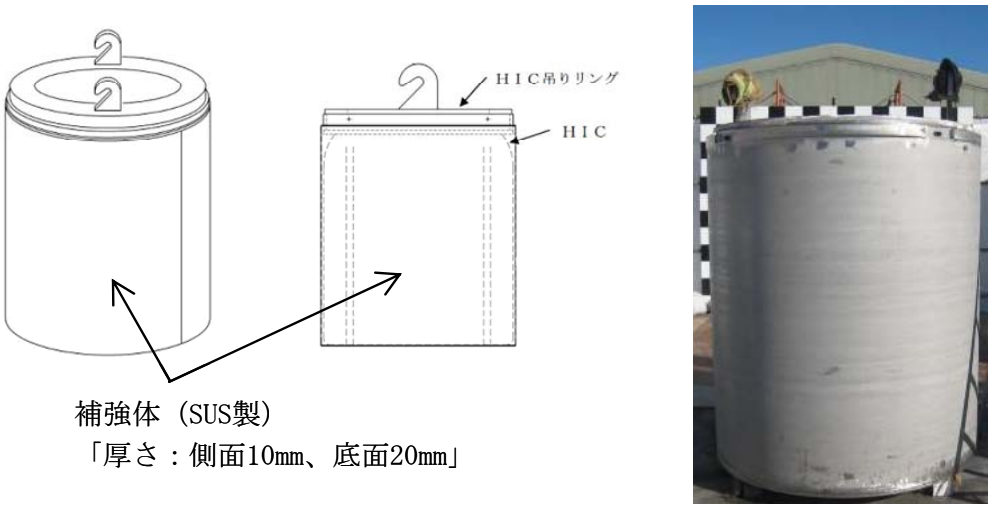



図１　HIC 概略図



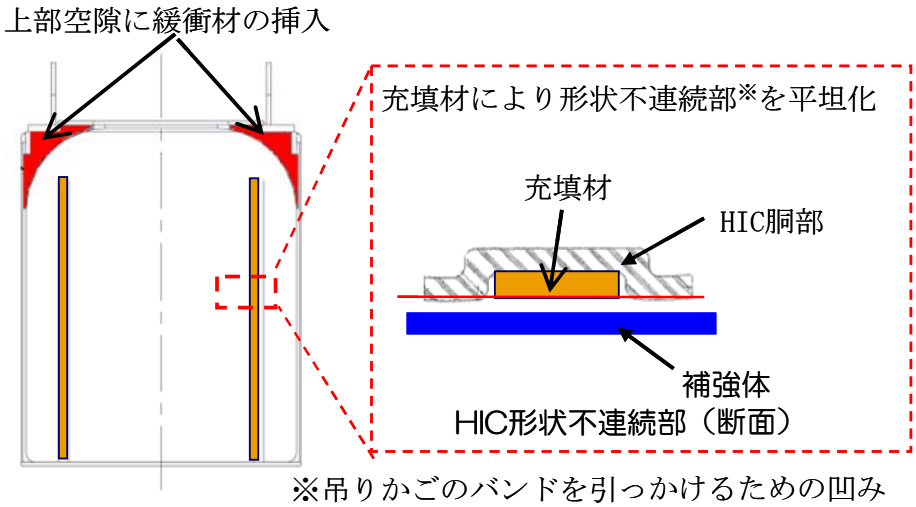




図２　HIC 補強概要

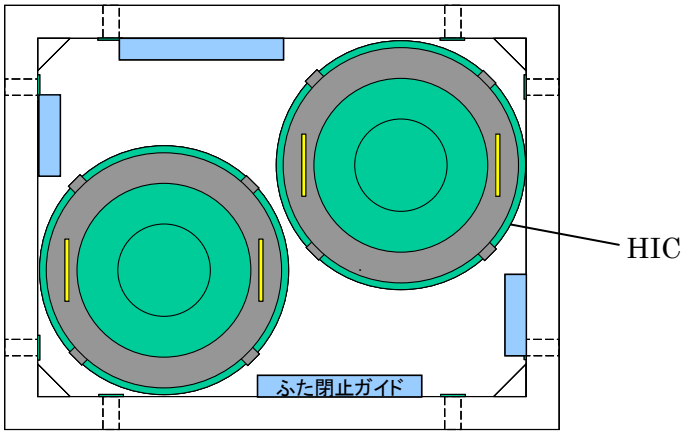



図３　ボックスカルバート内 HIC 収容（平面）イメージ

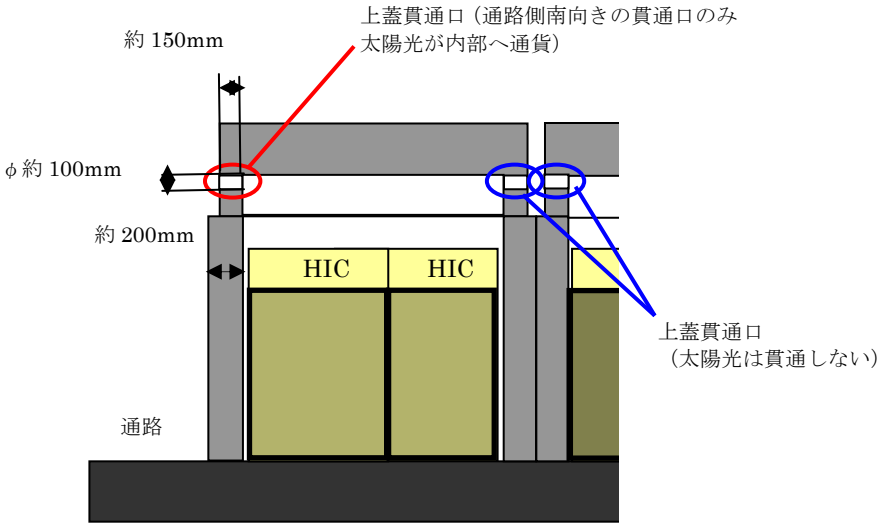
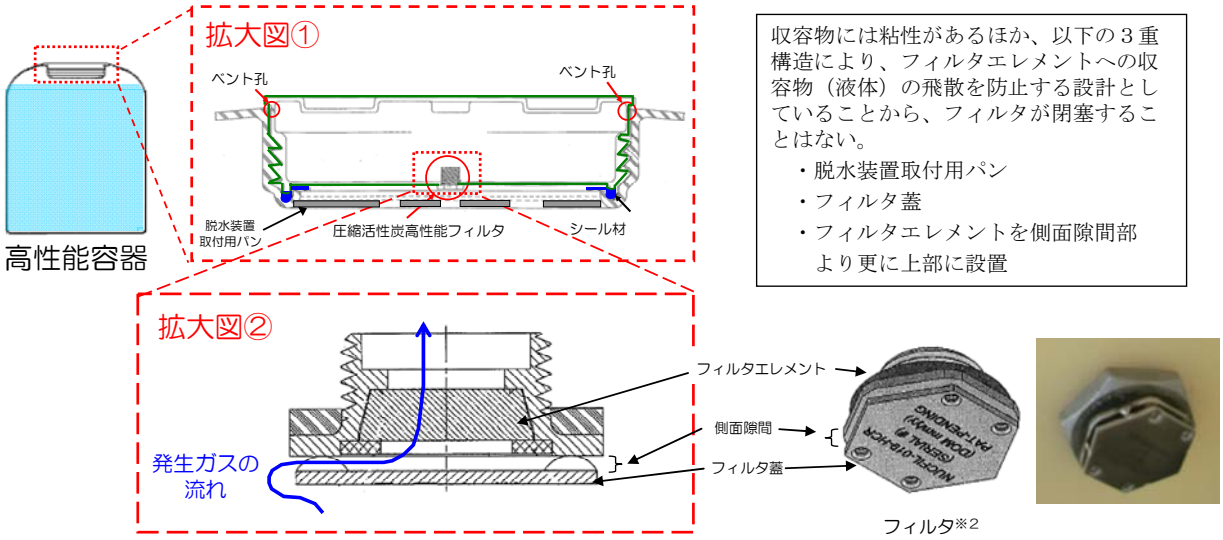



図４　HIC ボックスカルバート内配置概要




（a）写真




（b）ベント構造概略

※１　ベント構造は，水素発生量に応じ２種類（①フィルタ　２個，ベント孔 16 個　②フィルタ 13 個，ベント孔 32 個）を使用することで，可燃限界に対して十分低い濃度を確保する。

※２　フィルタは，カーボンコンポジット材（炭素繊維強化炭素複合材）を採用しており，0.4μｍの微粒子を 99.97%阻止できる。

図５　HIC ベント構造※１

# HIC の温度評価

温度評価は，HIC の収容物である吸着材からの発熱を入熱条件とし，一次元の定常温度評価により HIC 容器温度を算出したうえで，太陽光から入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇を考慮した場合の HIC 容器温度が設計温度 76.6℃以下となることを確認する。

## 1. HIC 内部の発熱による容器温度の評価概要

○評価手法：１次元定常温度評価（評価体系については，図１参照）

○入熱条件：吸着材２を充填した HIC（発熱量 58.8[W]）２基を発熱体とした。

○初期条件：ボックスカルバート外側の空気の初期温度 40℃

○その他の評価条件：

・上蓋貫通孔からの空気の出入りは考慮しない（図２参照）。

・HIC 接地面への除熱は考慮しない（図２参照）。

・ボックスカルバートの側面のうち，他のボックスカルバートに面する３面からの除熱は考慮しない（図２参照）。

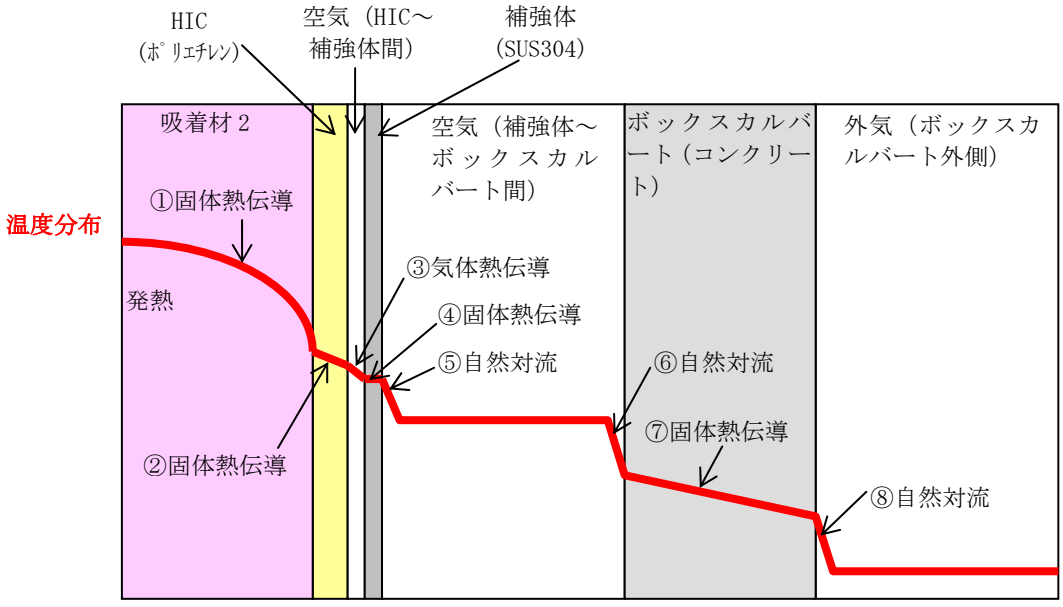



図１　評価体系の概念図（1 次元定常温度評価モデル）

表 1 考慮した熱伝達機構及び物性値

| 番号 | 伝熱箇所 | 伝熱機構 | 物性値 |
|---|---|---|---|
| ① | 吸着材 2 | 固体熱伝導 | 熱伝導率 0.15［W/mK］ |
| ② | HIC（ポリエチレン） | 固体熱伝導 | 熱伝導率 0.46［W/mK］ |
| ③ | 空気（HIC～補強体間） | 気体熱伝導 | 熱伝導率 0.028［W/m K］ |
| ④ | 補強体（SUS304） | 固体熱伝導 | 熱伝導率 51［W/m K］ |
| ⑤ | 補強体から空気（補強体～ボックスカルバート間） | 自然対流 | 熱伝達率 1.7［W/m$^2$ K］ |
| ⑥ | 空気（補強体～ボックスカルバート間）からコンクリート | 自然対流 | 熱伝達率 1.7［W/m$^2$ K］ |
| ⑦ | コンクリート | 固体熱伝導 | 熱伝導率 1.3［W/m K］ |
| ⑧ | 空気（ボックスカルバート外） | 自然対流 | 熱伝達率 2.4［W/m$^2$ K］ |

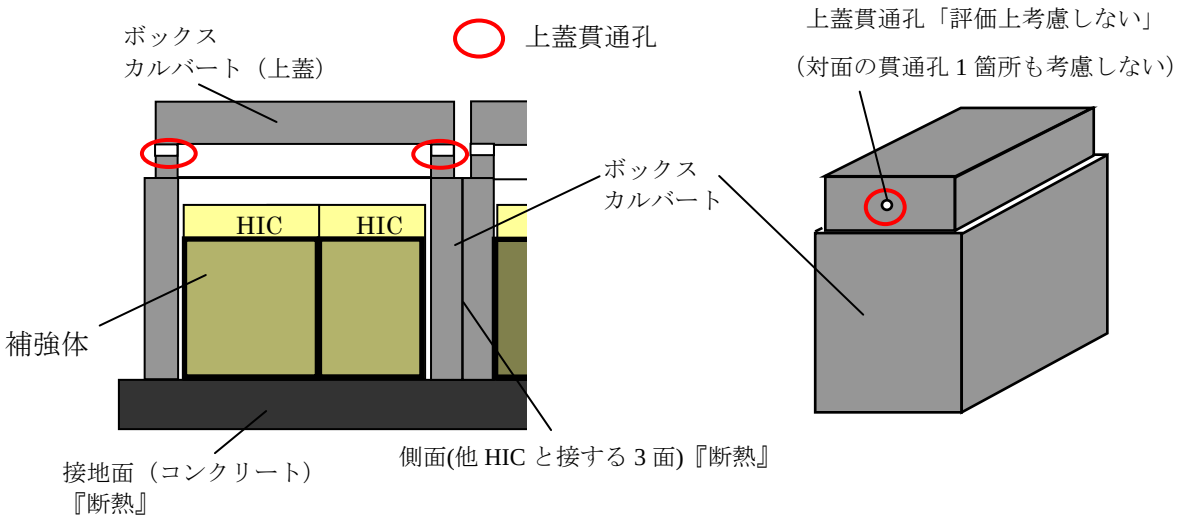



図 2 温度評価条件（ボックスカルバート）

2. 太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度評価

太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇の評価を実施した。評価体系の概念を図３に示す。上蓋コンクリートのみをモデル化し，太陽光からの入熱及び大気放射による入熱を上蓋コンクリート上表面に与え，上蓋コンクリート下表面における温度を評価した。

○評価手法：非定常温度評価（評価体系については，図３参照）

○入熱条件：2011 年 5 月 25 日（2011 年において全天日射量が最大となる日）福島気象台の全天日射量（図４参照）にコンクリート吸収率 0.75 を乗じた値。

○外気温度条件：2011 年 8 月 14 日（2011 年において最高気温が最大となる日）福島気象台の外気温度分布を使用（ただし，当日の最高気温 36.3℃が，a.の評価条件 40℃と一致するように各時間の気温を 3.7℃かさ上げした仮想温度分布を使用）（図５参照）

○評価上考慮した熱物性

・ボックスカルバート上蓋の上表面からの輻射伝熱による除熱及び上下表面からの自然対流による除熱を考慮。

○その他の評価条件：

・上蓋コンクリート側面は断熱とし，上表面からの蒸発潜熱による除熱は考慮しない。

3. 評価結果

HIC 内部の発熱による容器温度を評価した結果，HIC 容器の温度は，約 60℃となった。

また，太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度を評価した結果，上蓋下面の最高温度は 53℃となった。仮に外気温度が 40℃で一定で太陽光からの入熱が無い場合，上蓋下面の温度は 40℃であることから，太陽光からの入熱があった場合と無い場合の上蓋下面の温度差は最大約 13℃となる。

よって，HIC 内部の発熱による容器温度の評価結果である約 60℃に上蓋の温度上昇を約 13℃が全て加算された場合においても容器温度は約 73℃となり，HIC の設計温度 76.6℃に対して低いことから，安全上の問題はないと判断する。

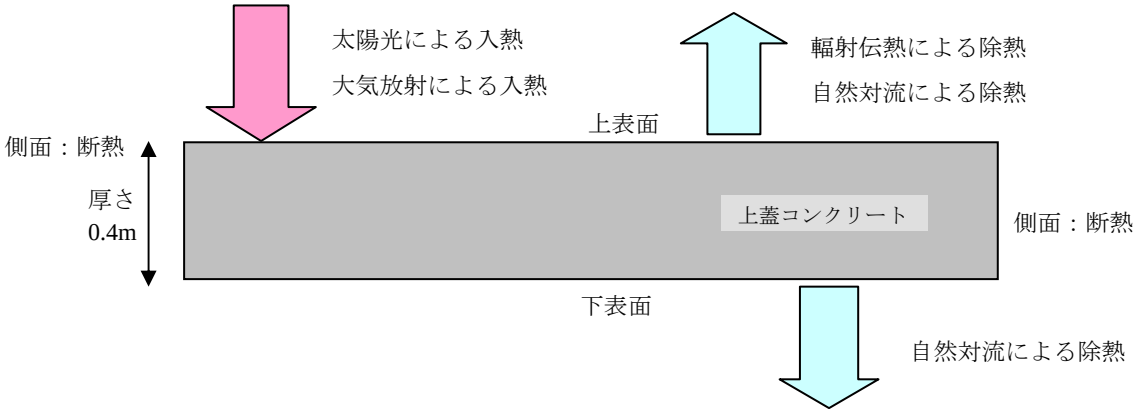



図３　太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度評価体系の概念

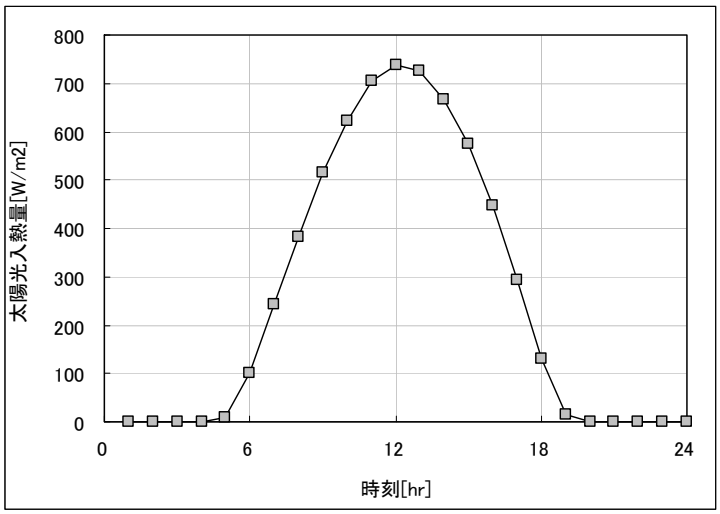



図４　太陽光入熱量の時間変化

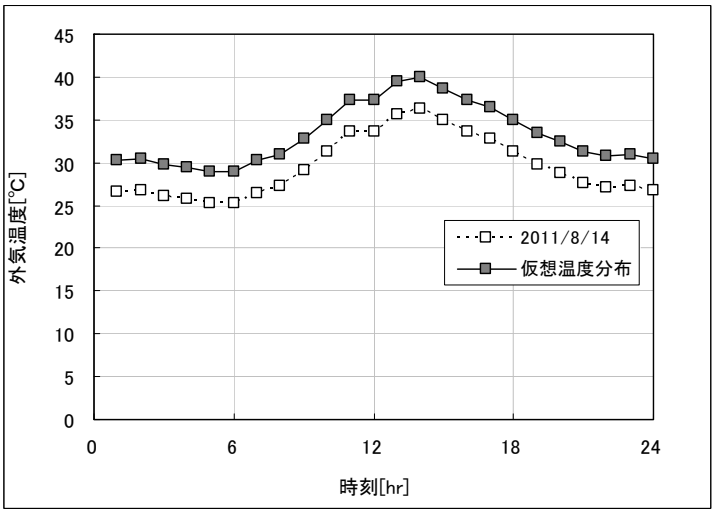



図５　外気温度の時間変化

以　上

# ポリエチレンのクリープに対する評価について

架橋ポリエチレン管のクリープ特性は，図１に示すような熱間内圧クリープ試験で測定される。

一般的なプラスチック管のクリープ線図には，時間に対してクリープの発生する円周応力が急降下する屈曲点があらわれる。この急降下はプラスチックの酸化劣化による脆性破壊の開始をあらわしており，この時間を使用限界（寿命時間）とするのが一般的である※1。HIC の材料である架橋ポリエチレンは，巨大な網目分子構造を持っており，酸化劣化の影響を受けにくい。円周応力３MPa 程度においても，95℃以下のクリープ線図の屈曲点は，長期間（一時保管施設の貯蔵として 20 年を想定しても）あらわれず，時間に対して直線状になっている特性がある※1。

※1　架橋ポリエチレン　技術資料　架橋ポリエチレン工業会

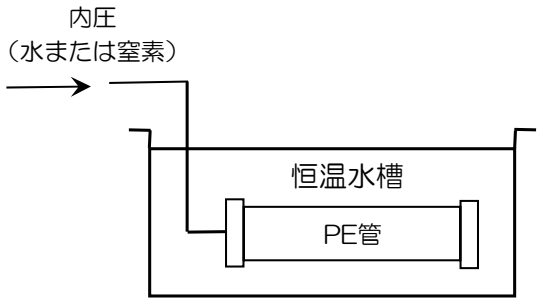



図１．熱間内圧クリープ試験の概念図

以 上

# HIC 貯蔵時における照射劣化の影響評価

HIC の一時保管施設における貯蔵期間（20 年）において，内包する放射性物質からの放射線照射による劣化を HIC の材料である架橋ポリエチレンに対する照射後の引張試験および高速曲げ試験結果から評価する。

（1）HIC 貯蔵条件

○貯蔵場所：一時保管施設のボックスカルバート（コンクリート製）内

○貯蔵期間：20 年

○貯蔵期間（20 年）における積算線量

・前処理 1 スラリー用 HIC（前処理 2 スラリーと比べ表面線量が高い）：$1.3\times10^{4}$Gy

・吸着材 3 用 HIC（吸着材のうち，最も表面線量が高い）：$4.6\times10^{4}$Gy

＜参考＞

積算線量（40 年）「貯蔵期間 2 倍（40 年相当）における評価値」

・前処理 1 スラリー用 HIC：$2.5\times10^{4}$Gy

・吸着材 3 用 HIC：$9.1\times10^{4}$Gy

（2）架橋ポリエチレン照射試験条件

架橋ポリエチレンに対する照射試験の条件を表 2 に示す。

表 2　架橋ポリエチレン照射試験条件

| | 空気雰囲気 |
|---|---|
| 線量率 | 1000 Gy/ h |
| 積算線量 | $5.0\times10^{4}$Gy（50 時間照射） |
| | $1.0\times10^{5}$Gy（100 時間照射） |
| 温度 | 室温 |
| サンプル数 | 各積算線量につき 2 サンプル |
| 照射後 | ①引張試験，②シャルピー衝撃試験（高速曲げ試験） |

（3）照射後引張試験

照射後の架橋ポリエチレンに対し引張試験を行った。試験結果を表 3 に示す。

表 3　照射後引張試験結果

| | 最大応力〔N／mm²〕 | |
|---|---|---|
| | サンプル 1 | サンプル 2 |
| 照射なし | 24.5 | 24.4 |
| $5.0\times10^{4}$Gy（50 時間照射） | 23.9 | 23.9 |
| $1.0\times10^{5}$Gy（100 時間照射） | 24.3 | 24.4 |

（4）照射後シャルピー衝撃試験（高速曲げ試験）

照射後の架橋ポリエチレンに対しシャルピー衝撃試験を行った。試験結果を表 4 に示す。なお，試験はひずみ速度 280 $s^{-1}$※で行っている。

※落下時のひずみ速度：100$s^{-1}$ 程度

表 4　照射後シャルピー衝撃試験結果

| | 公称ひずみ〔%〕 | |
|---|---|---|
| | サンプル 1 | サンプル 2 |
| 照射なし | 80 | 80 |
| $5.0\times10^{4}$Gy（50 時間照射） | 80 | 80 |
| $1.0\times10^{5}$Gy（100 時間照射） | 80 | 80 |

（5）照射試験の結果

照射後の材料試験の結果，$1.0\times10^{5}$Gy 照射後にも材料特性に有意な変化は確認されなかった。$1.0\times10^{5}$Gy は，表面線量の高い吸着材 3 の仮に 40 年貯蔵した場合における積算線量よりも高く，貯蔵期間 20 年では HIC の材料特性に影響は無い。

以上

# 高性能容器落下時の健全性確認

## 1. 概要

多核種除去設備の運転に伴い二次廃棄物（使用済み吸着材，沈殿処理生成物）が発生し，二次廃棄物を収容した高性能容器(HIC;High Integrity Container)（以下，「HIC」という）を多核種除去設備エリアから使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送する。

HIC 取扱い時に万一 HIC を落下させた場合を考慮し，漏えい発生防止対策として，HIC への補強体の取付け及び傾斜落下防止対策等の設備対応を行った。更に，対策実施後に発生する可能性のある落下姿勢を整理した上で，HIC への影響が大きいと想定される落下ケースについて落下試験を実施することにより落下時の健全性確認を行った。

## 2. 落下時の漏えい発生防止対策

HIC の取扱い時に万一落下事象が発生した場合を考慮し，以下の施設対応等を行った。

・垂直落下に対しては，補強体及び緩衝材によって HIC の健全性を保つ。
・傾斜落下及び逆さ傾斜落下に対しては，傾斜落下防止対策によって，当該の落下姿勢の発生を防止する。
・角部落下に対しては，補強体及び緩衝材によって HIC の健全性を保つ。

また，HIC，多核種除去設備設置エリア及び一時保管施設に対する具体的な対策を以下に示す。

(1) HIC に対する対策

・HIC に補強体を取り付ける。

(2) 多核種除去設備設置エリアでの対策

a.緩衝材及び傾斜落下防止架台の設置

・HIC 遮へい体内，輸送用遮へい体内に緩衝材を設置する。
・トレーラ後部に門型の傾斜落下防止架台を追設することにより傾斜落下を防止する。

b.クレーン東西方向への移動操作の制限（傾斜落下防止）

・HIC 取扱時は，東西の移動（横行）機能のないクレーン操作機を使用し，傾斜落下を防止する。

c.角部への緩衝材取付

・HIC の吊上げ・吊下ろし時に HIC 遮へい体，輸送用遮へい体の側板上部に緩衝材を取付ることにより角部落下時の影響を緩和する。

(3) 一時保管施設での対策

・クレーン吊上げ高さ制限（3m）とリミットスイッチ等による移動可能範囲の制限により，傾斜落下が発生する箇所への HIC の移動を防止する。

・ボックスカルバート内に傾斜落下防止の器具を予め収容したうえで，HIC の収容作業を行うことにより斜め落下の可能性を排除する。

3. 落下時の健全性確認

2. の対策実施後，発生する可能性のある落下姿勢を整理，HIC への影響が大きいと想定されるケースについて落下試験を複数回実施した。落下試験条件を表 1 に示す。

表 1　落下試験の条件

| | 試験体 | 落下高さ | 落下面 | 落下姿勢 | 試験回数 |
|---|---|---|---|---|---|
| ① | HIC（底板 20mm，側板 10mm，SUS 補強済） | 4.5m | 緩衝材 | 垂直 | 2 回 |
| ② | HIC（底板 20mm，側板 10mm，SUS 補強済） | 2.6m | 角部 | 垂直<br>□100mm 角棒<br>（緩衝材敷設）<br>上への落下 | 2 回 |

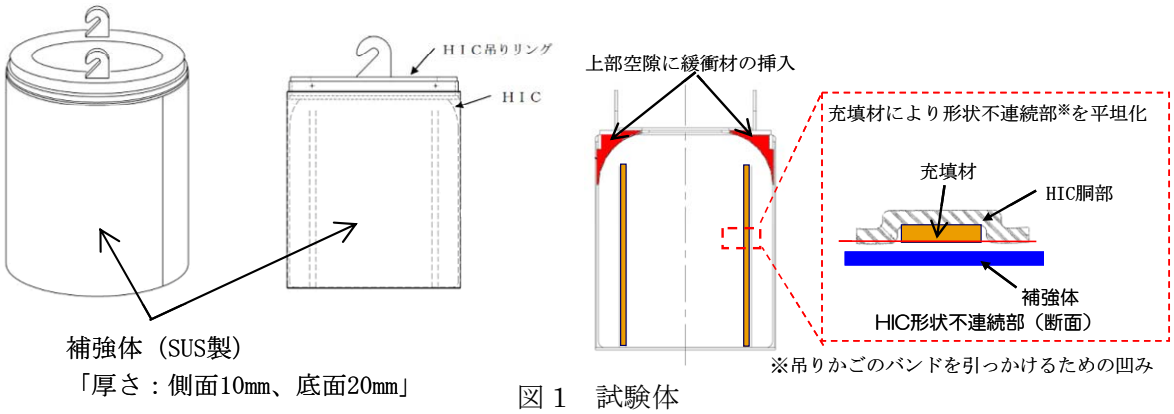



図 1　試験体

4. 試験結果

試験の良否判定は HIC 破損による内容物の漏えいの有無及び HIC 本体の異常な損傷等の有無により行った。

試験の結果，各試験ケースとも内容物の漏えいはなく，また，HIC 本体にも異常な損傷等がないことから，落下時の漏えい発生防止対策は有効であり HIC が落下した場合にも健全性は維持されると判断する。

以上

# 除去対象核種の選定

## 1. 除去対象核種の選定方針

多核種除去設備の処理対象水（淡水，RO 濃縮塩水及び処理装置出口水）は，１～３号機原子炉内の燃料に由来する放射性物質（以下，「FP 核種」という）及びプラント運転時の保有水に含まれていた腐食生成物に由来する放射性物質（以下，「CP 核種」という）を含んでいると想定される。多核種除去設備の設計として，処理対象水が万一環境への漏えいした場合の周辺公衆への放射線被ばくのリスクを低減するため，処理対象水に含まれる FP 核種及び CP 核種のうち，多核種除去設備で除去すべき高い濃度で存在する核種を推定することが必要となる。

よって，処理対象水に含まれる放射性物質の濃度を推定するにあたり，FP 核種については，炉心インベントリの評価結果から有意な濃度で存在すると想定される核種を選定し，そのうち，2011/3 に放射性物質の測定を実施している核種については，測定結果から滞留水中の濃度を推定し，測定していない核種については，炉心インベントリの評価結果から滞留水に含まれる濃度を推定した。

また，CP 核種については，プラント運転時の原子炉保有水に含まれていた核種が滞留水に移行していること，また，高温焼却炉建屋に滞留水を移送した際に，濃縮廃液タンクの保有水に含まれていた核種が混入したことが考えられることから，プラント運転時の原子炉及び濃縮廃液タンクの保有水に対する CP 核種の測定結果を用いて，滞留水に含まれる濃度を推定した。

FP核種，CP核種共に多核種除去設備の稼動時期が原子炉停止後より 1 年後(365 日後)以降となると想定されたことから，半減期を考慮し原子炉停止 365 日後の滞留水中濃度を減衰補正により推定した。減衰補正により得られた原子炉停止後 365 日後の推定濃度が告示濃度限度※1に対し，1/100 を超える核種を滞留水中に有意な濃度で存在するものとして多核種除去設備の除去対象核種として選定した。ただし，トリチウム※2については除去することが困難であるため除去対象核種から除外した。

※1 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示(別表第 2 第六欄周辺監視区域外の水中の濃度限度)

※2 H23 年 9 月～H25 年 1 月に採取した淡水化装置（逆浸透膜装置）入口水トリチウム測定値：$8.5\times10^{2}$Bq/cm$^{3}$～$4.2\times10^{3}$Bq/cm$^{3}$

## 2. 除去対象核種の選定結果

FP 核種から 56 核種，CP 核種から 6 核種を選定し，それらを加えた計 62 核種を除去対象核種として選定した（表 1 参照）。

表 1　除去対象核種一覧

| No. | 放射性物質の種類 | 線種 | No. | 放射性物質の種類 | 線種 |
|---|---|---|---|---|---|
| 1 | Rb-86 | β γ | 32 | Ba-140 | β γ |
| 2 | Sr-89 | β | 33 | Ce-141 | β γ |
| 3 | Sr-90 | β | 34 | Ce-144 | β γ |
| 4 | Y-90 | β | 35 | Pr-144 | β γ |
| 5 | Y-91 | β γ | 36 | Pr-144m | γ |
| 6 | Nb-95 | β γ | 37 | Pm-146 | β γ |
| 7 | Tc-99 | β | 38 | Pm-147 | β γ |
| 8 | Ru-103 | β γ | 39 | Pm-148 | β γ |
| 9 | Ru-106 | β | 40 | Pm-148m | β γ |
| 10 | Rh-103m | β γ | 41 | Sm-151 | β γ |
| 11 | Rh-106 | γ | 42 | Eu-152 | β γ |
| 12 | Ag-110m | β γ | 43 | Eu-154 | β γ |
| 13 | Cd-113m | γ | 44 | Eu-155 | β γ |
| 14 | Cd-115m | β γ | 45 | Gd-153 | γ |
| 15 | Sn-119m | γ | 46 | Tb-160 | β γ |
| 16 | Sn-123 | β γ | 47 | Pu-238 | α |
| 17 | Sn-126 | β γ | 48 | Pu-239 | α |
| 18 | Sb-124 | β γ | 49 | Pu-240 | α |
| 19 | Sb-125 | β γ | 50 | Pu-241 | β |
| 20 | Te-123m | γ | 51 | Am-241 | α |
| 21 | Te-125m | γ | 52 | Am-242m | α |
| 22 | Te-127 | β γ | 53 | Am-243 | α |
| 23 | Te-127m | β γ | 54 | Cm-242 | α |
| 24 | Te-129 | β γ | 55 | Cm-243 | α |
| 25 | Te-129m | β γ | 56 | Cm-244 | α |
| 26 | I-129 | β γ | 57 | Mn-54 | γ |
| 27 | Cs-134 | β γ | 58 | Fe-59 | γ |
| 28 | Cs-135 | β | 59 | Co-58 | γ |
| 29 | Cs-136 | β γ | 60 | Co-60 | β γ |
| 30 | Cs-137 | β γ | 61 | Ni-63 | β |
| 31 | Ba-137m | γ | 62 | Zn-65 | β γ |

# 高性能容器落下破損時の漏えい物回収作業における被ばく線量評価

## 1. 概要

多核種除去設備の運転に伴い二次廃棄物（使用済み吸着材，沈殿処理生成物）が発生し，二次廃棄物を収容した高性能容器(HIC;High Integrity Container)（以下，「HIC」という）を多核種除去設備エリアから使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送する。

HIC 取扱いにおける安全確保のため，落下防止対策，漏えい発生防止の実施により HIC の落下・破損の可能性を低減するが，万一の漏えい事象への対策として漏えい物回収についての作業手順の検討と作業における被ばく線量評価を行った。

## 2. 落下モードの想定

万一 HIC が落下する場合の落下モードとしては吊りワイヤー切断等が考えられ，クレーン可動制限の対策を実施していることから，垂直落下を想定する。

垂直落下に対しては，落下試験結果等から，補強体及び緩衝材を取り付けることによって，HIC 本体の損傷がないこと及び補強体にき裂等の損傷はなく，内容物の漏えいがないことを確認している。

## 3. 漏えい範囲の想定

HIC 内のスラリー及び脱水処理された廃吸着材は，仮に HIC 落下損傷により床面に漏えいしても粘性のない液体に比べ漏えい量及び床面への広がりは限定されるものと想定される。

### (1) 多核種除去設備エリア

HIC 設置エリアは堰により漏えい範囲が限定される。また，トレーラヤードには，HIC が落下しないような措置（クレーン可動範囲の制限）をするが，万一の落下時の漏えい拡大防止の観点からトレーラヤードの南端にはスロープ堰を設置する。併せて，漏えい物の飛散を考慮してトレーラヤードにて飛散防止対策等を行う。

### (2) 一時保管施設エリア

ボックスカルバート設置エリアは堰により漏えい範囲が限定されるが，排水のための堰の切れ間には土嚢を設置する。さらにトレーラエリアには HIC が落下しないような措置およびクレーン可動範囲の制限および柵を設置する。また，トレーラエリアの北端には盛り上げ堰を設置する。

ボックスカルバート間の隙間は狭隘であり，ボックスカルバート間通路へ HIC が落下することはなく，通路上への漏えいが発生する可能性も低いと考えられる。また，ボックスカルバート内下部は塗装され水密構造となっているため，ボックスカルバート内に HIC が落下し漏えいが発生した場合でも外部への漏えい物の流出は発生しない。

4. 評価ケースについて

回収作業時の被ばく線量を評価するにあたり，一時保管施設のトレーラエリアで吸着材 3 の HIC が落下し漏えいが発生した場合の回収手順を最も厳しいケースとして評価する。評価に用いる線量条件を表 1 に示す。

（評価ケース選定時の考慮事項）

- HIC 落下による損傷はクレーン作業時に発生することが想定されることから，クレーン稼働範囲での漏えい発生を考え，トレーラによる移動エリアでの漏えいは想定しない。
- クレーンの稼働範囲には堰を設けることにより，スラリーおよび廃吸着材の漏えい範囲は限定される。
- スラリーは流動性があるため，堰内で漏えい範囲が拡大するが，溜め枡や漏えい物水位の最深部に回収ポンプを配置し，ろ過水で希釈することで，比較的低い線量下での回収作業が可能である。
- 廃吸着材は流動性がないため，漏えい物の拡散範囲が狭く，高線量の漏えい物に作業員が接近して回収作業を行う必要がある。
- 遮へい体が設置されている多核種除去設備エリアと比較し，一時保管施設トレーラエリアは，漏えい物からの線量を遮断するものがなく，作業員の被ばく線量が多くなると考えられる。

表 1　吸着材 3（Cs）漏えい時の線量条件

| 漏えい物（吸着材）の縁からの距離〔m〕 | 線量率※1〔mSv/h〕 |
|---|---|
| 0 | 78 |
| 1 | 27 |
| 2 | 12 |
| 3 | 6.8 |
| 4 | 4.3 |
| 5 | 3 |

※1 線量率：各々の距離における高さ 1.5m の点での評価値

5. 回収作業手順と被ばく線量評価

(1)漏えい発生に対する準備

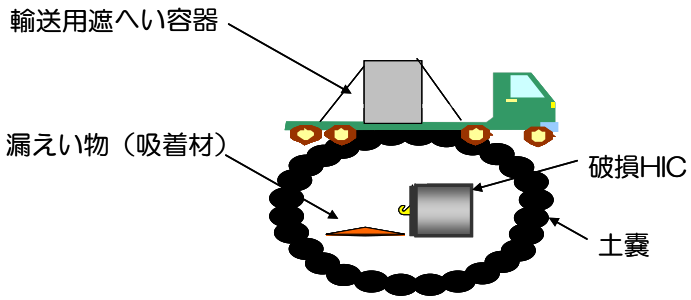
HIC 取扱い時には，5 人程度の作業員が現場作業に従事しており，漏えい発生時の初期対応（土嚢設置による漏えい拡大等）に従事する。なお，土嚢は多核種除去設備設置エリア，一時保管施設エリアに予め準備しておく。

その後の漏えい物回収作業等に従事する作業員（数十人程度を想定）は，多核種除去設備操作室や免震重要棟，バックオフィス（J ヴィレッジ等）から吸引車等の必要資機材を準備したうえ，1,2 時間程度での現場集合が可能である

(2)作業手順と被ばく線量

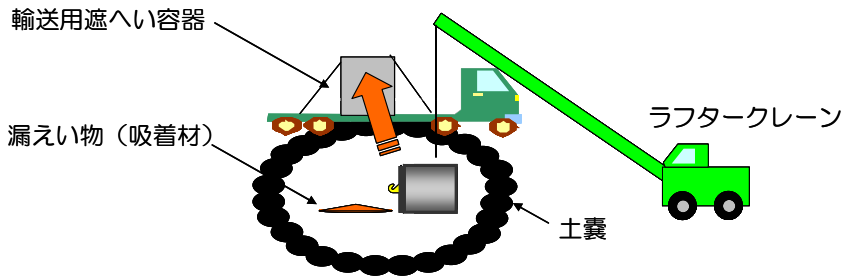
一時保管施設のトレーラエリアにおいて吸着材が漏えいした場合を想定し，その際の回収手順を示す。また想定被ばく線量を表 2 に示す。回収作業は，予め機材を準備することで数時間から半日程度で実施でき，想定される総被ばく線量は 50mSv･人以下である。

＜回収手順 1＞漏えい拡大防止（土嚢設置）



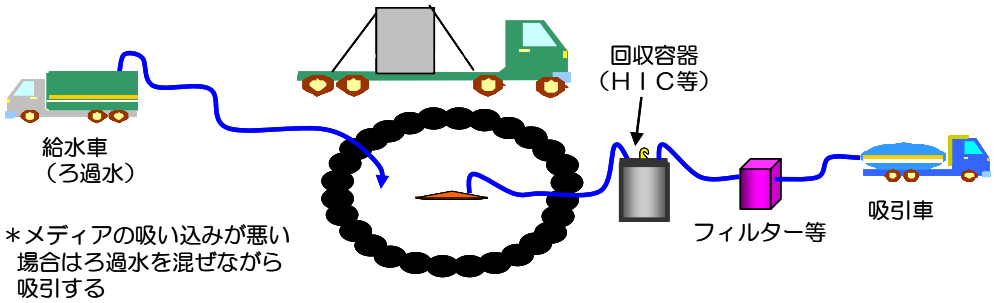

・HIC の輸送作業に従事していた作業員（5 人程度）が初動対応として，土嚢を設置。
・系外漏えい防止のため，一時保管施設の雨水排水用の堰の切れ間に土嚢を設置。
・被ばく低減のため，HIC から 3m 離隔した場所に土嚢を設置。
・被ばく線量は，漏えい物から 3m 程度に近づく作業時間から算出。
・土嚢は予め一時保管エリアに準備してあり，土嚢の移動距離は数十 m 程度であるため，作業時間は 10 分程度。

＜回収手順 2＞HIC 回収



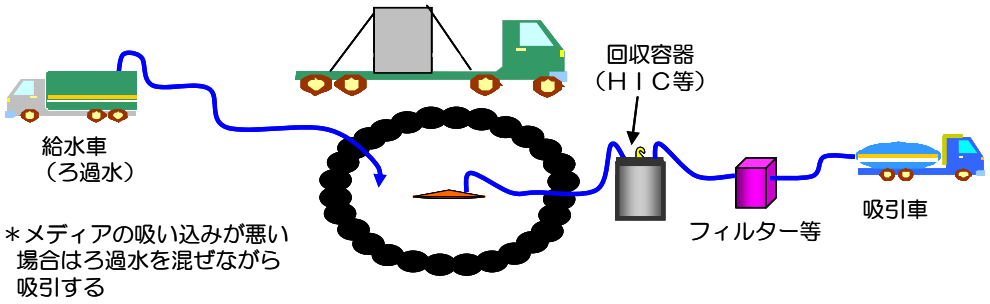

・漏えい物の回収作業における被ばく線量を下げるため，線源となる HIC を回収する。
・HIC 吊り具は，補強体に溶接で取り付けられており，破損はないものと考える。
・HIC を取り扱う門型クレーンに何らかの異常が発生した場合を想定し，HIC の回収はラフタークレーンを使用する。
・玉がけ作業は作業員が接近して行うが，クレーン操作は 10m 程度離れたラフタークレーン操作室で行うため，被ばくの影響はほとんどない。
・HIC への玉掛けが行いにくい横倒し状態を想定し，玉掛け作業は 2 人で行う。
・HIC は輸送用遮へい容器内へ回収する。

＜回収手順 3＞漏えい物回収




・吸引車（１Ｆ構内に予め準備）を使用し，回収物吐き出し作業等による更なる被ばくを避けるため回収容器（HIC 等）へ漏えい物を直接回収する。
・メディアもスラリーも吸着した放射性物質が気相へ移行することはないが，念のため，フィルターを介して吸引する。
・吸い込みノズルを操作する作業員は 1 人で行い，被ばく線量を考慮して，5 分程度で交代することを想定する。
・吸い込みノズルは漏えい物から 2m 程度離れた距離で操作する。

＜回収手順 4＞回収後の除染




・ろ過水を使用し，床面等の除染を実施する。
・車輌サーベイ実施後，トレーラを移動させる。
・使用後のろ過水は水中ポンプ（１Ｆ構内に予め準備）を使用し，回収後，汚染水を収納しているタンク等へ移送する。
・漏えい物を回収した後は 1mSv/h 以下である。
・トレーラエリアは床塗装が実施してあり，15 人程度が約 1 時間作業を実施すれば，十分に除染できると考えられる。

表 2　回収作業時の想定被ばく線量

| 作業内容 | 想定被ばく線量※2 | |
|---|---|---|
| ①漏えい拡大防止（土嚢設置） | 5 人×10 分×6.8mSv/h(@3m) | 5.7mSv･人 |
| ②HIC 回収 | 2 人×2 分×27mSv/h(@1m) | 1.8mSv･人 |
| ③漏えい物回収 | 18 人×5 分×12mSv/h(@2m) | 18mSv･人 |
| ④回収後の除染 | 15 人×60 分×1mSv/h 以下 | 15mSv･人以下 |

※2 作業人数，時間は漏えい物に接近して行う作業の人数・時間である。

以上

# 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の試験及び工事計画

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は，設備の安定運転の維持，安全確保の観点から以下の試験及び工事について計画し，実施する。

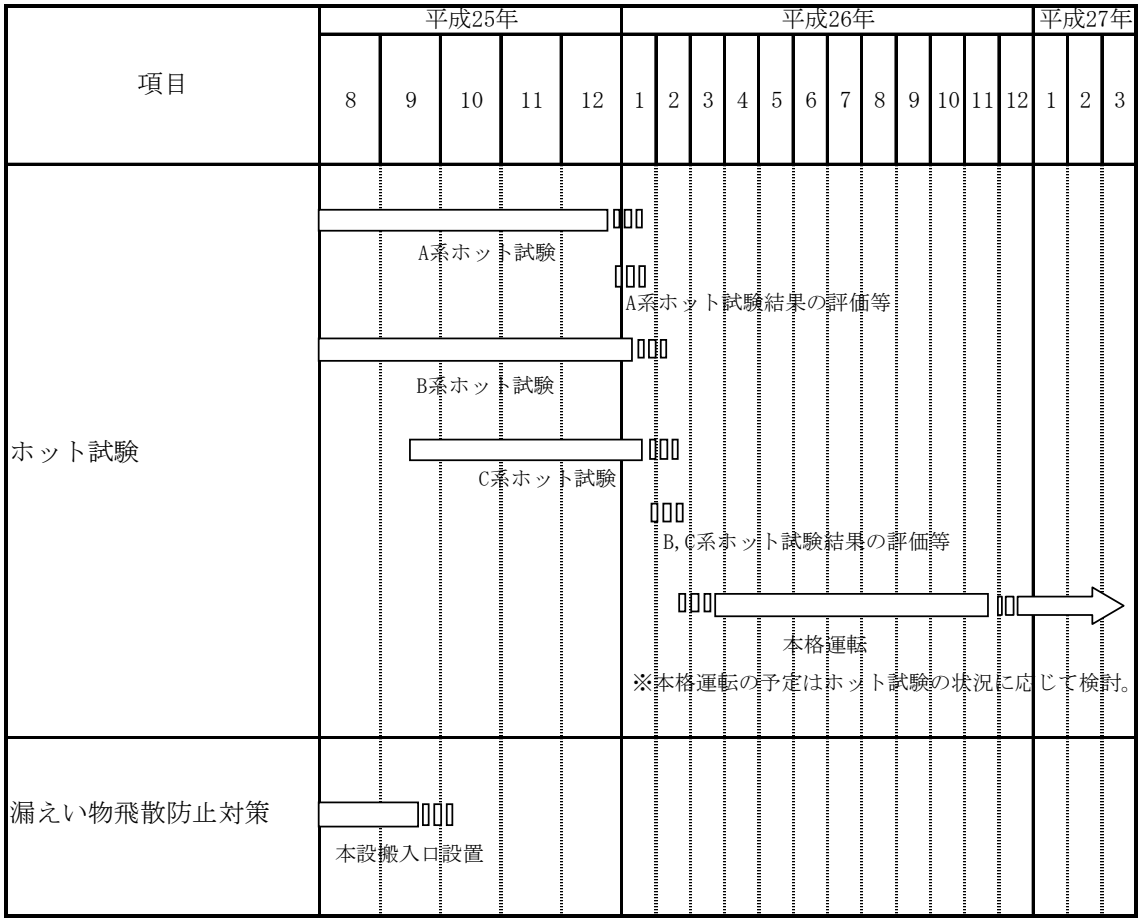
1. 汚染水を用いた通水試験（ホット試験）の実施

多核種除去設備は，福島第一原子力発電所内に貯留している汚染水に含まれる放射性核種を除去し，汚染水の漏えいによる放射線被ばくのリスクを低減させるもので，早期に稼働させるべく，十分な安全対策を施した上で汚染水を用いた通水試験（ホット試験）を実施している。ホット試験にて放射性核種の除去性能及び性能維持に関する確認を行う。

2. 漏えい物飛散防止対策

HIC 取扱時における多核種除去設備エリアトレーラヤードでの万一の落下による HIC 収容物のエリア外への飛散を考慮し，トレーラヤードの搬入口設置等を行う。

3. 工程


項目
平成25年
平成26年
平成27年
8
9
10
11
12
1
2
3
4
5
6
7
8
9
10
11
12
1
2
3
ホット試験
A系ホット試験
A系ホット試験結果の評価等
B系ホット試験
C系ホット試験
B,C系ホット試験結果の評価等
本格運転
※本格運転の予定はホット試験の状況に応じて検討。
漏えい物飛散防止対策
本設搬入口設置

以上

## 2.17　放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備）

### 2.17.1　基本設計

#### 2.17.1.1　設置の目的

雑固体廃棄物焼却設備は，放射性固体廃棄物等（その他雑固体廃棄物，使用済樹脂，瓦礫類，伐採木，使用済保護衣等）で処理可能なものについて焼却処理することを目的とする。

#### 2.17.1.2　要求される機能

放射性固体廃棄物等の処理にあたっては，その廃棄物の性状に応じて，適切に処理し，遮へい等の適切な管理を行うことにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

#### 2.17.1.3　設計方針

(1)　放射性固体廃棄物等の処理

雑固体廃棄物焼却設備は，放射性固体廃棄物等の処理過程において放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とする。具体的には，焼却処理により発生する焼却灰はドラム缶に詰めて密閉し，固体廃棄物貯蔵庫などの遮へい機能を有する設備に貯蔵保管する。処理過程においては，系統を負圧にし，放射性物質が散逸しない設計とする。

(2)　放射性気体廃棄物の考慮

雑固体廃棄物焼却設備は，敷地周辺の線量を合理的に達成できる限り低減できるように，焼却処理に伴い発生する排ガス及び汚染区域の排気は，フィルタを通し，放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後，放射性物質の濃度を監視しながら本建屋専用の排気筒から放出する設計とする。

(3)　構造強度

「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下，「設計・建設規格」という。）に従うことを基本方針とし，必要に応じてJISや製品規格に従った設計とする。

(4)　耐震性

雑固体廃棄物焼却設備の耐震設計は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成１８年９月１９日）に従い設計するものとする。

(5)　火災防護

火災の早期検知に努めるとともに，消火設備を設けることで初期消火を可能にし，火災により安全性を損なうことのないようにする。

(6)　被ばく低減

雑固体廃棄物焼却設備は放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように，遮へい，機器の配置，放射性物質の漏えい防止，換気等の所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

また，敷地周辺の線量を達成できる限り低減するため，遮へい等の所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

2.17.1.4　供用期間中に確認する項目

供用期間中に確認する項目については，詳細設計が終了した段階で反映していく。

2.17.1.5　主要な機器

雑固体廃棄物焼却設備は，新たに設置する焼却炉建屋内に設置され，焼却設備，換気空調設備，モニタリング設備等で構成され，放射性固体廃棄物等で処理可能なものを焼却する。

(1)　焼却設備

焼却設備は焼却炉（ロータリーキルン式），二次燃焼器，排ガス冷却器，バグフィルタ，排ガスフィルタ，排ガスブロア，排ガス補助ブロア，排気筒で構成される。焼却設備は，２系列で構成し，１系列が点検中の場合においても廃棄物を処理できる設計とする。

焼却炉（ロータリーキルン式）は，炉を回転させることで，攪拌させながら時間をかけて焼却処理を行う。

二次燃焼器では，排ガスを 850℃以上で２秒以上の滞留で完全燃焼させ，ダイオキシン類を完全に分解し安定した性状の排ガスを排ガス冷却器へ供給する。

排ガス冷却器では，水噴霧により排ガスを急冷しダイオキシン類の再合成を防止するとともに，高温に達した排ガスをフィルタ類で処理できる温度まで冷却する。

バグフィルタはケーシング内にろ布が装着され，排ガスを通すことによりろ布表面で集塵を行う。ダストが堆積した場合，逆洗により定期的にダストを払い落とし，回収を行う。なお，焼却炉から当該設備までで除染係数（以下，ＤＦとする）10 以上を確保する。

排ガスフィルタは粒径0.3μｍに対して99.97%の粒子捕集率があるＨＥＰＡフィルタで構成され，バグフィルタで集塵しきれなかった排ガス中の微粒子を回収する。当該設備ではＨＥＰＡフィルタを２段直列に配置することでＤＦ＝$10^5$以上を確保する。

排ガスブロアは，焼却炉から一連の系統を吸引しフィルタにて処理された排ガスを排気筒へ送り出す。また，系統を負圧にし，放射性物質の散逸等を防止する。

これらの焼却設備のＤＦは系統全体で $10^6$ 以上である。

なお，焼却処理にて発生する焼却灰はドラム缶等の密閉できる容器に保管する。

(2)　焼却炉建屋

５，６号機北側に配置する焼却炉建屋は，鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造）の地上３階で，平面が約 69m（東西方向）×約 45m（南北方向）の建物で，地上高さは約 26.5m である。

(3)　換気空調設備

換気空調設備は，焼却炉建屋送風機，焼却炉建屋排風機，排気処理装置等で構成する。

焼却炉建屋送風機，焼却炉建屋排風機は，それぞれ50%容量のもの３台で構成する。建屋内に供給された空気は，フィルタを通した後，排風機により排気筒から大気に放出する。

(4)　モニタリング設備

排気筒において排ガス中の放射性物質濃度をガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより監視する。

(5)　遮へい壁

焼却設備，雑固体廃棄物，焼却灰などからの放射線に対し，放射線業務従事者等を保護する目的として，主に機器まわりのコンクリート壁・天井による遮へいを行う。

また，敷地周辺の線量を達成できる限り低減するために，雑固体廃棄物及び焼却灰からの放射線について，建屋のコンクリート壁・天井により遮へいを行う。

2.17.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

アウターライズ津波による遡上，大雨等による溢水を考慮し，焼却炉建屋は O.P.約 23.0m に設置する。

(2)　火災

焼却炉建屋内では，可燃性の雑固体廃棄物を一時保管し，燃料を使用するため，火災報知設備，消火栓設備，不燃性ガス消火設備，消火器等を消防法等に基づいて，適切に設置し，火災の早期検知，消火活動の円滑化を図る。

2.17.1.7　構造強度及び耐震性

(1)　強度評価の基本方針

雑固体廃棄物焼却設備を構成する機器は，「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において，廃棄物処理設備に該当することから，クラス３に位置付けられる機器を含む。設計・建設規格のクラス３に該当するものについては，同規格に準拠した設計・製作・検査を行う。

(2)　耐震性評価の基本方針

雑固体廃棄物焼却設備の耐震設計は,「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(平成１８年９月１９日）に従い設計するものとする。また，耐震性を評価するにあたっては,「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準用する。

2.17.1.8　機器の故障への対応

2.17.1.8.1　機器の単一故障

(1)　負圧維持機能を有する動的機器の故障

雑固体廃棄物焼却設備の負圧維持機能を有する動的機器に関しては複数台設置する。負圧維持機能を有する動的機器が故障した場合でも，予備機により運転継続もしくは停止作業が可能となる。

(2)　モニタリング設備の故障

ガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタは，２チャンネルを有し，１チャンネル故障時でも他の１チャンネルで排気筒における放射性物質濃度を監視可能とする。

(3)　その他の主要な機器の故障

その他の主要な機器が故障した場合，速やかに焼却運転を停止させる。

(4)　電源喪失

雑固体廃棄物焼却設備の電源は２系統より受電する設計とし，１系統からの受電が停止した場合でも全ての負荷に給電できる構成とする。

2.17.1.8.2　複数の設備が同時に機能喪失した場合

雑固体廃棄物焼却設備の複数の設備が同時に機能喪失した場合，速やかに運転を停止させる。外部電源喪失した場合，廃棄物や燃料の供給は停止するため，焼却は自然に停止に向かう。

2.17.2　基本仕様

2.17.2.1　主要仕様

(1)　焼却設備

a.　焼却炉

| | |
|---|---|
| 容　　量 | 約 2,500,000kcal/h/基（廃棄物 300kg/h 相当） |
| 基　　数 | 2 |

b.　二次燃焼器

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 2 |

c.　排ガス冷却器

| | |
|---|---|
| 基　　数 | 2 |

d.　バグフィルタ

| | |
|---|---|
| 容　　量 | 15,000$Nm^3$/h/基 |
| 基　　数 | 2 |

e.　排ガスフィルタ

| | |
|---|---|
| 容　　量 | 3,000$Nm^3$/h/基 |
| 基　　数 | 10 |

f.　排ガスブロア

| | |
|---|---|
| 容　　量 | 15,000$Nm^3$/h/基 |
| 基　　数 | 2 |

g.　排ガス補助ブロア

| | |
|---|---|
| 容　　量 | 2,500$Nm^3$/h/基 |
| 基　　数 | 2 |

(2) 換気空調設備

a. 焼却炉建屋送風機

| | |
|---|---|
| 容　　量 | 48,500m$^3$/h/基 |
| 基　　数 | 3 |

b. 焼却炉建屋排風機

| | |
|---|---|
| 容　　量 | 43,500m$^3$/h/基 |
| 基　　数 | 3 |

c. 排気処理装置

| | |
|---|---|
| 容　　量 | 14,500m$^3$/h/基 |
| 基　　数 | 7 |

(3) 補助遮へい

| 種類 | | | | 主要寸法 (mm) | 冷却方法 | 材料 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 補助遮へい | 焼却炉建屋 | 廃棄物受入エリア | 北壁 (1階) | 500 | 自然冷却 | 普通コンクリート (密度2.15g/cm$^3$以上) |
| | | | 東壁 (1階) | 500 | | |
| | | 雑固体一時置場 | 西壁 (1階) | 500 | | |
| | | | 南壁 (1階) | 500 | | |
| | | | 天井 (1階) | 500 | | |
| | | 非常口 | 南壁 (1階) | 450 | | |
| | | | 東壁 (1階) | 450 | | |
| | | 充填エリア | 南壁 (1階) | 500 | | |
| | | 焼却設備室A系 | 北壁 (1階) | 500 | | |
| | | | 北壁 (2階) | 500 | | |
| | | | 西壁 (2階) | 500 | | |
| | | | 北壁 (3階) | 500 | | |

| 種類 | | | | 主要寸法<br>(mm) | 冷却方法 | 材料 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 補助遮へい | 焼却炉建屋 | 焼却設備室A系 | 西壁<br>(3階) | 500 | 自然冷却 | 普通コンクリート<br>(密度2.15g/cm$^3$以上) |
| | | | 北壁<br>(屋上階) | 300 | | |
| | | | 西壁<br>(屋上階) | 300 | | |
| | | | 東壁<br>(屋上階) | 300 | | |
| | | 焼却設備室B系 | 南壁<br>(1階) | 500 | | |
| | | | 西壁<br>(2階) | 500 | | |
| | | | 南壁<br>(2階) | 500 | | |
| | | | 西壁<br>(3階) | 500 | | |
| | | | 南壁<br>(3階) | 500 | | |
| | | | 西壁<br>(屋上階) | 300 | | |
| | | | 南壁<br>(屋上階) | 300 | | |
| | | | 東壁<br>(屋上階) | 300 | | |
| | | 廃油貯蔵室 | 北壁<br>(1階) | 300/400 | | |
| | | | 西壁<br>(1階) | 300 | | |
| | | | 天井<br>(1階) | 300/450 | | |
| | | サンプルタンク室 | 北壁<br>(1階) | 400 | | |
| | | | 東壁<br>(1階) | 700 | | |
| | | 灰ドラム一時貯蔵庫 | 南壁<br>(1階) | 700 | | |
| | | | 東壁<br>(1階) | 700 | | |

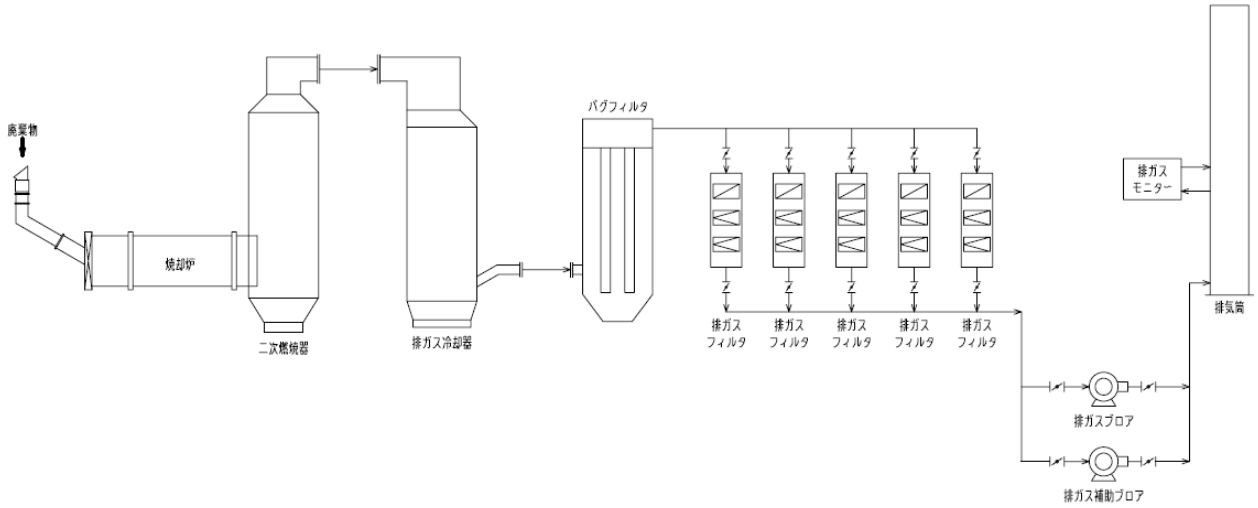
| 種類 | | | | 主要寸法<br>(mm) | 冷却方法 | 材料 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 補助遮へい | 焼却炉建屋 | 焼却設備排気機械室 | 北壁<br>(2 階) | 300 | 自然冷却 | 普通コンクリート<br>(密度 2.15g/cm$^3$以上) |
| | | | 西壁<br>(2 階) | 300 | | |
| | | | 南壁<br>(2 階) | 300 | | |
| | | | 東壁<br>(2 階) | 400 | | |
| | | | 天井<br>(2 階) | 300 | | |
| | | 排ガス冷却水<br>タンクエリア | 北壁<br>(3 階) | 300 | | |
| | | | 西壁<br>(3 階) | 300 | | |
| | | | 東壁<br>(3 階) | 300 | | |
| | | | 天井<br>(3 階) | 300 | | |
| | | 排気機械室 | 北壁<br>(3 階) | 300 | | |
| | | | 東壁<br>(3 階) | 300 | | |
| | | | 天井<br>(3 階) | 300 | | |
| | | モニタ室 | 南壁<br>(3 階) | 300 | | |
| | | | 東壁<br>(3 階) | 300 | | |
| | | | 天井<br>(3 階) | 300 | | |

2.17.3　添付資料

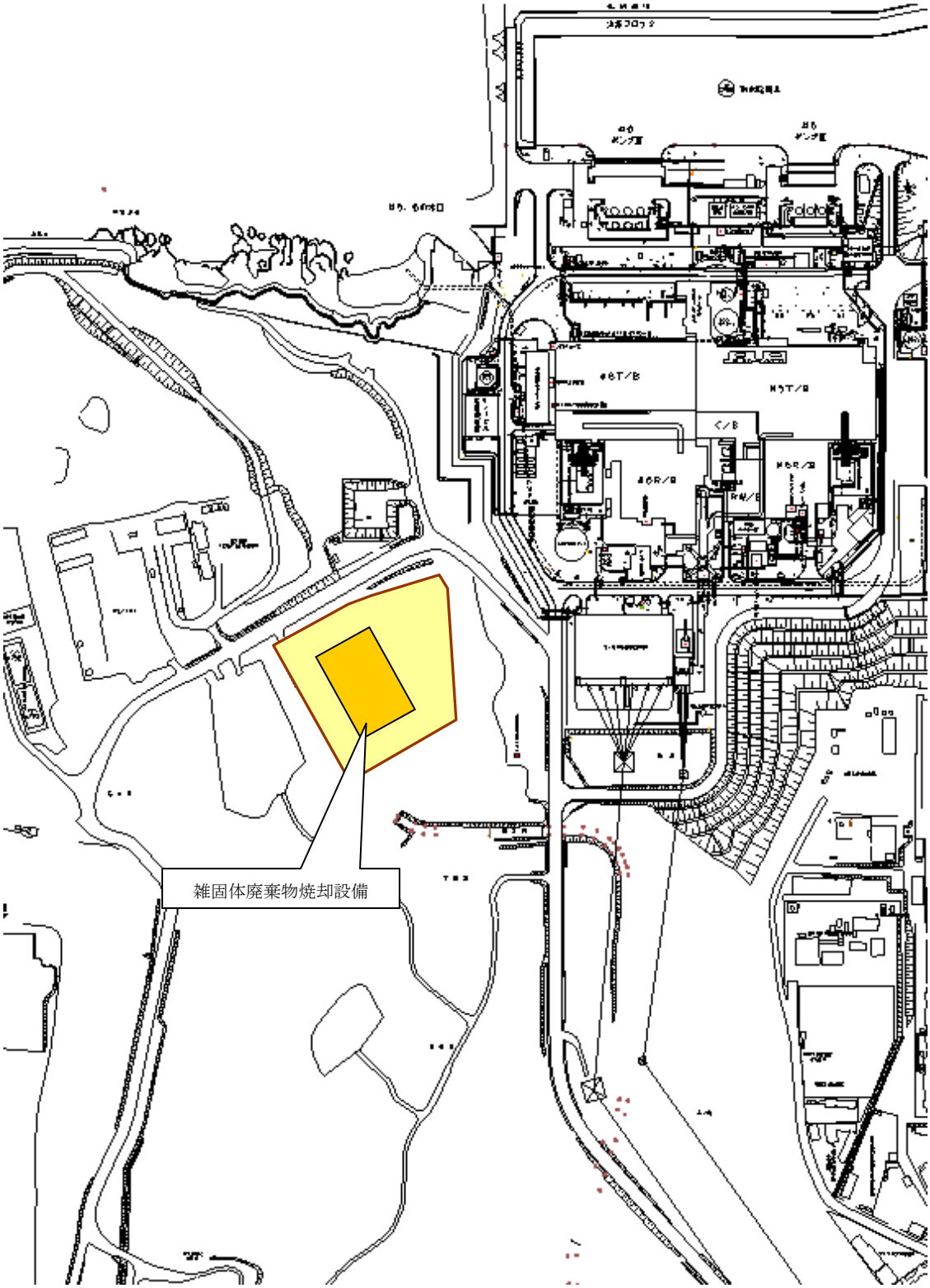
添付資料－１　焼却設備概略系統図
添付資料－２　雑固体廃棄物焼却設備の全体概要図
添付資料－３　焼却炉建屋平面図
添付資料－４　換気空調設備概略系統図
添付資料－５　排気中の放射性物質濃度に係る説明書
添付資料－６　設定根拠に関する説明書
添付資料－７　廃棄設備に係る機器の配置を明示した図面
添付資料－８　焼却炉建屋の構造強度に関する検討結果
添付資料－９　安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面
添付資料－10　非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面
添付資料－11　火災防護に関する説明書並びに消火設備の取付箇所を明示した図面
添付資料－12　生体遮へい装置の放射線の遮へい及び熱除去についての計算書
添付資料－13　補助遮へいに関する構造図
添付資料－14　固体廃棄物処理設備における放射性物質の散逸防止に関する説明書
添付資料－15　雑固体廃棄物焼却設備の設置について
添付資料－16　雑固体廃棄物焼却設備に係る確認事項

以下の添付資料については，詳細設計や評価が終了した段階で反映していく。

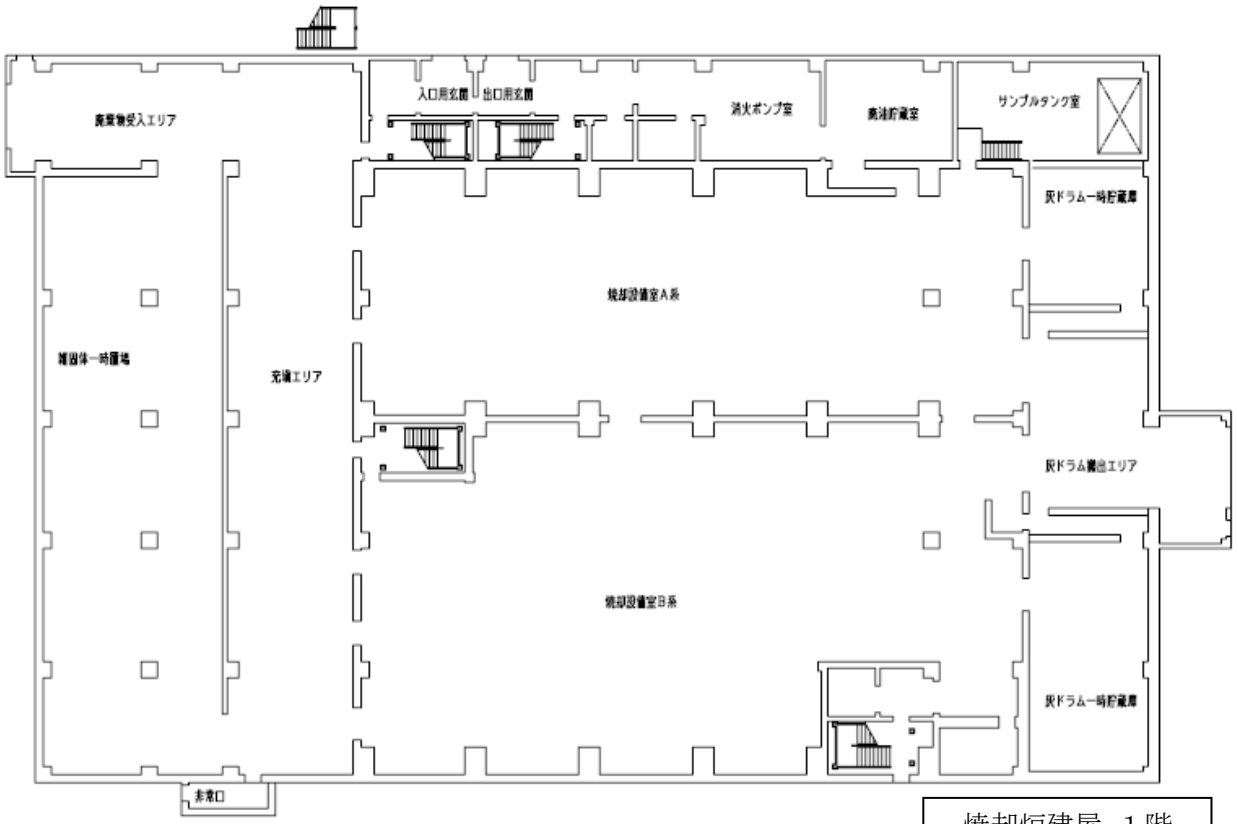
添付資料　雑固体廃棄物焼却設備の構造強度及び耐震性に関する説明書
添付資料　雑固体廃棄物焼却設備に関する構造図
添付資料　流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大防止能力及び施設外への漏えい防止能力についての計算書
添付資料　流体状の放射性廃棄物の漏えいの検出装置及び自動警報装置の構成に関する説明書
添付資料　検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書



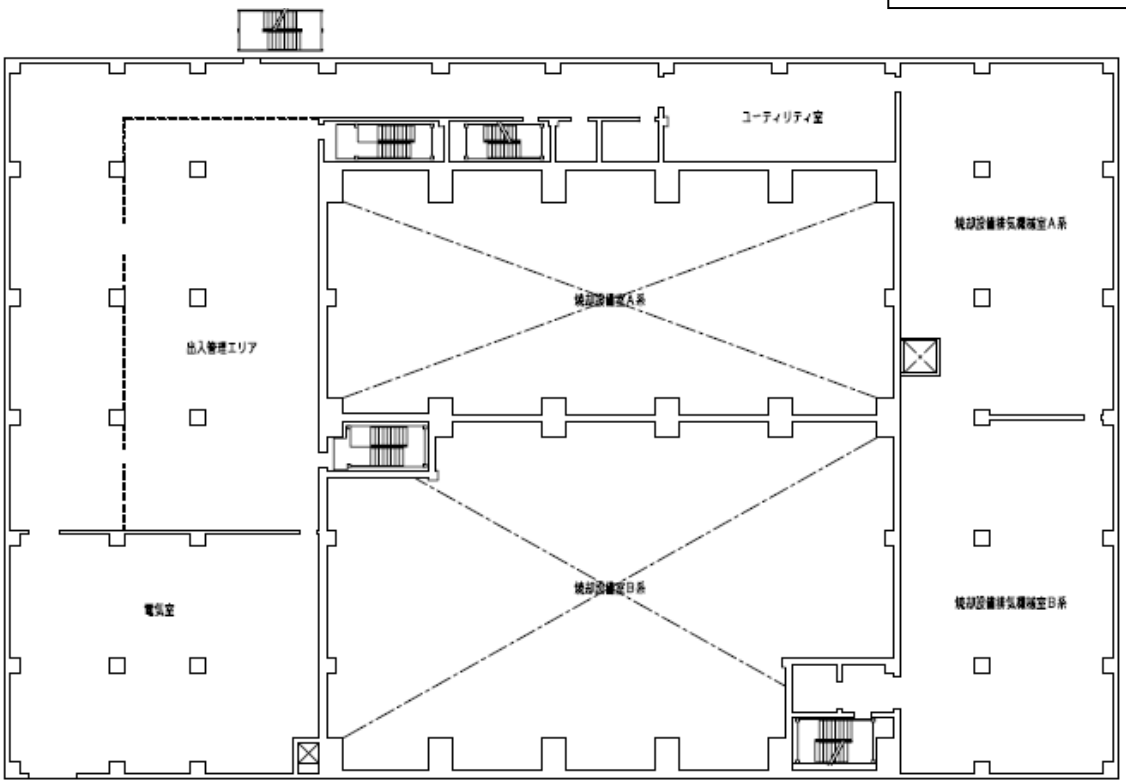

図－１　焼却設備概略系統図




図－１　雑固体廃棄物焼却設備の全体概要図

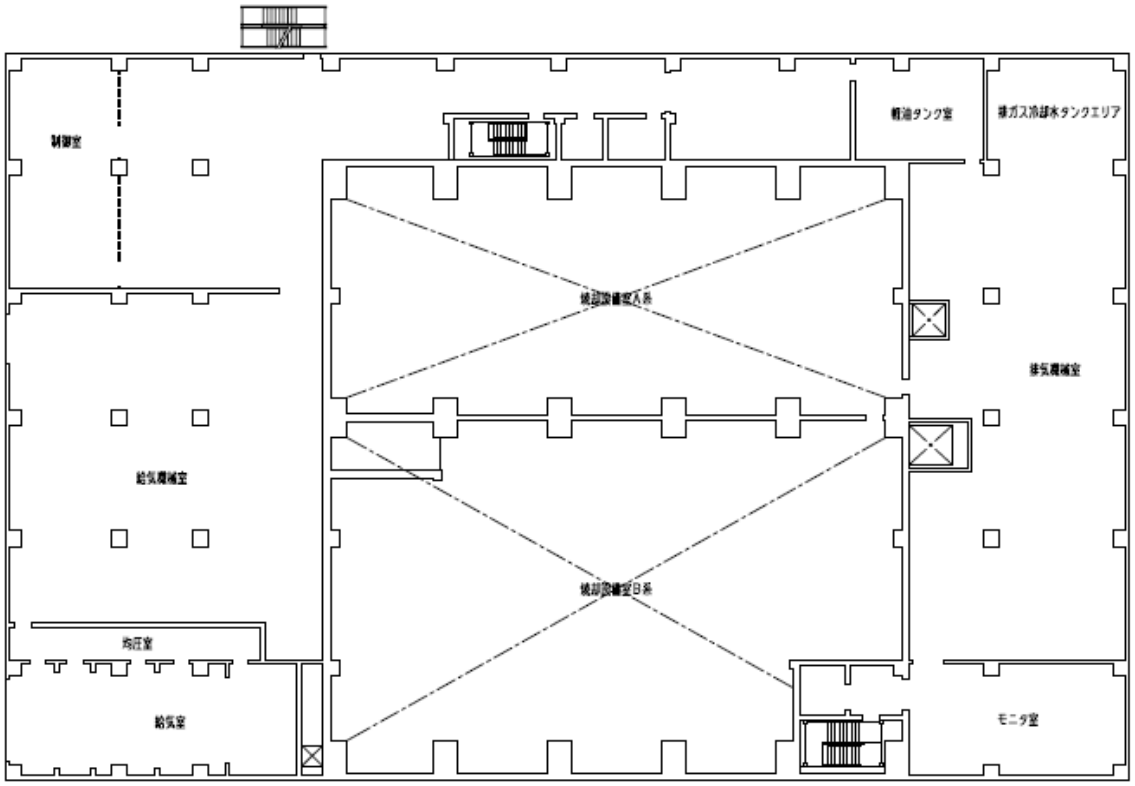



焼却炉建屋　１階

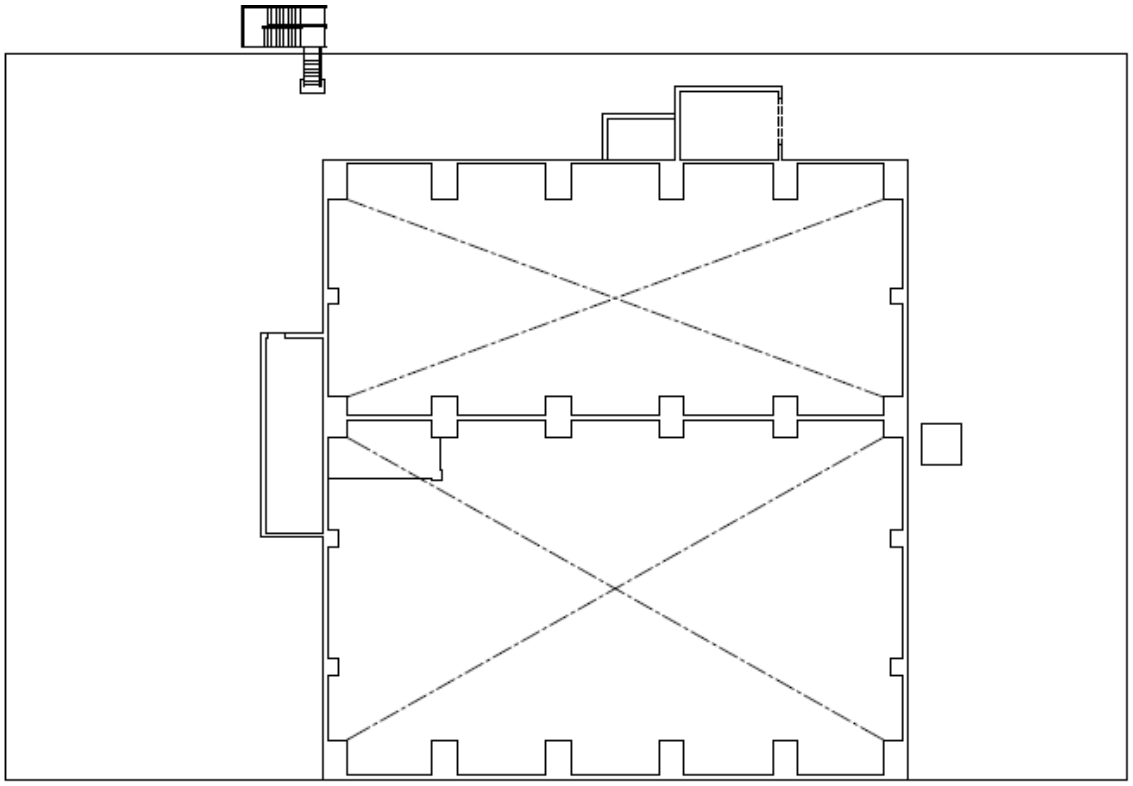



焼却炉建屋　２階

図－１　焼却炉建屋平面図（１／２）

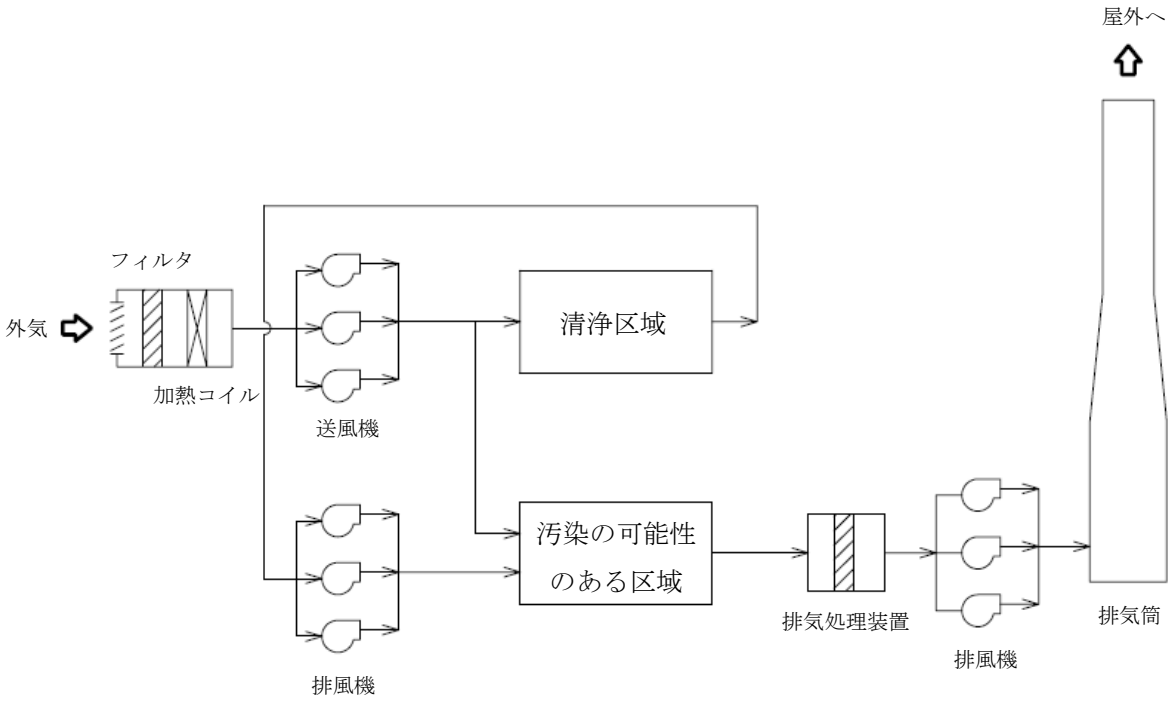



焼却炉建屋　３階



焼却炉建屋　屋上階

図－１　焼却炉建屋平面図（２／２）




図－１　換気空調設備概略系統図

添付資料－５

# 排気中の放射性物質濃度に係る説明書

## 1.　廃棄物の放射能濃度

雑固体廃棄物の放射能濃度を表－１に示す。核種組成については，滞留水の核種組成実測値に２年後の減衰を見込んで設定している。

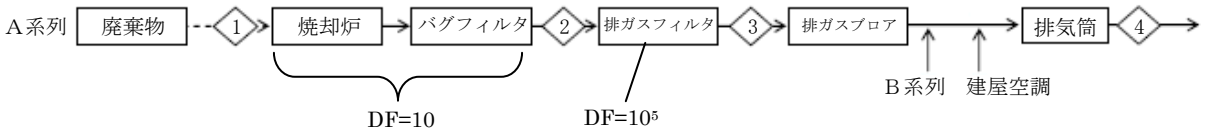
表－１　雑固体廃棄物の放射能濃度

| 核種 | 放射能濃度 (Bq/kg) |
|---|---|
| Mn-54 | 4.0E+04 |
| Co-58 | 1.9E+02 |
| Co-60 | 1.1E+05 |
| Sr-89 | 1.6E+03 |
| Sr-90 | 9.9E+06 |
| Ru-103 | 1.4E+00 |
| Ru-106 | 3.7E+05 |
| Sb-124 | 2.1E+02 |
| Sb-125 | 3.5E+05 |
| I-131 | 3.8E-21 |
| Cs-134 | 3.4E+06 |
| Cs-136 | 2.5E-13 |
| Cs-137 | 9.4E+06 |
| Ba-140 | 1.6E-11 |
| α | 2.6E+02 |
| 合計 | 2.4E+07 |

## 2.　排気中の放射性物質濃度

焼却炉の処理能力 300kg/h,系統全体の除染係数 $10^6$(焼却炉からバグフィルタまでで 10,排ガスフィルタで $10^5$)，系統の流量を考慮すると，排気中の放射性物質濃度は図－１のようになり，排気筒出口の各核種の放射性物質濃度は，告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回り，各核種の告示濃度限度に対する割合の和が 1 未満となっている。

さらに，排気筒からの大気拡散効果を考慮すると，周辺監視区域外においては，この濃度はさらに低下することから告示に定める濃度限度を十分に下回る。




| 流体番号 | ◇1 (Bq/kg) | ◇2 (Bq/cm³) | ◇3 (Bq/cm³) | ◇4 (Bq/cm³) | 告示濃度限度 (Bq/cm³) | 告示濃度限度に対する割合 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 流量 (m³/h) | － | 20810 | 20810 | 176249 | － | － |
| Mn-54 | 4.0E+04 | 5.8E-05 | 5.8E-10 | 1.4E-10 | 8.0E-05 | 1.7E-06＜1 |
| Co-58 | 1.9E+02 | 2.7E-07 | 2.7E-12 | 6.5E-13 | 6.0E-05 | 1.1E-08＜1 |
| Co-60 | 1.1E+05 | 1.6E-04 | 1.6E-09 | 3.7E-10 | 4.0E-06 | 9.4E-05＜1 |
| Sr-89 | 1.6E+03 | 2.3E-06 | 2.3E-11 | 5.4E-12 | 2.0E-05 | 2.7E-07＜1 |
| Sr-90 | 9.9E+06 | 1.4E-02 | 1.4E-07 | 3.4E-08 | 8.0E-07 | 4.2E-02＜1 |
| Ru-103 | 1.4E+00 | 2.0E-09 | 2.0E-14 | 4.8E-15 | 4.0E-05 | 1.2E-10＜1 |
| Ru-106 | 3.7E+05 | 5.3E-04 | 5.3E-09 | 1.3E-09 | 2.0E-06 | 6.3E-04＜1 |
| Sb-124 | 2.1E+02 | 3.0E-07 | 3.0E-12 | 7.1E-13 | 2.0E-05 | 3.6E-08＜1 |
| Sb-125 | 3.5E+05 | 5.0E-04 | 5.0E-09 | 1.2E-09 | 3.0E-05 | 4.0E-05＜1 |
| I-131 | 3.8E-21 | 5.5E-29 | 5.5E-29 | 1.3E-29 | 5.0E-06 | 2.6E-24＜1 |
| Cs-134 | 3.4E+06 | 4.9E-03 | 4.9E-08 | 1.2E-08 | 2.0E-05 | 5.8E-04＜1 |
| Cs-136 | 2.5E-13 | 3.6E-22 | 3.6E-27 | 8.5E-28 | 1.0E-04 | 8.5E-24＜1 |
| Cs-137 | 9.4E+06 | 1.4E-02 | 1.4E-07 | 3.2E-08 | 3.0E-05 | 1.1E-03＜1 |
| Ba-140 | 1.6E-11 | 2.3E-20 | 2.3E-25 | 5.4E-26 | 1.0E-04 | 5.4E-22＜1 |
| α | 2.6E+02 | 3.7E-07 | 3.7E-12 | 8.9E-13 | 3.0E-09 | 3.0E-04＜1 |
| 合計 | 2.4E+07 | 3.4E-02 | 3.4E-07 | 8.0E-08 | － | 4.5E-02＜1 |

図－１　雑固体廃棄物焼却設備　排気中の放射性物質濃度

添付資料－６

設定根拠に関する説明書

1.　焼却設備に関する設定根拠

(1)　焼却炉

| | | |
|---|---|---|
| 基　　数 | ― | 2 |
| 容　　量 | kcal/h/基 | 約 2,500,000<br>（廃棄物 300kg/h 相当） |

1.　容量の設定根拠

○福島第一原子力発電所では，至近の実績から約 140t/月の使用済保護衣等が発生する。

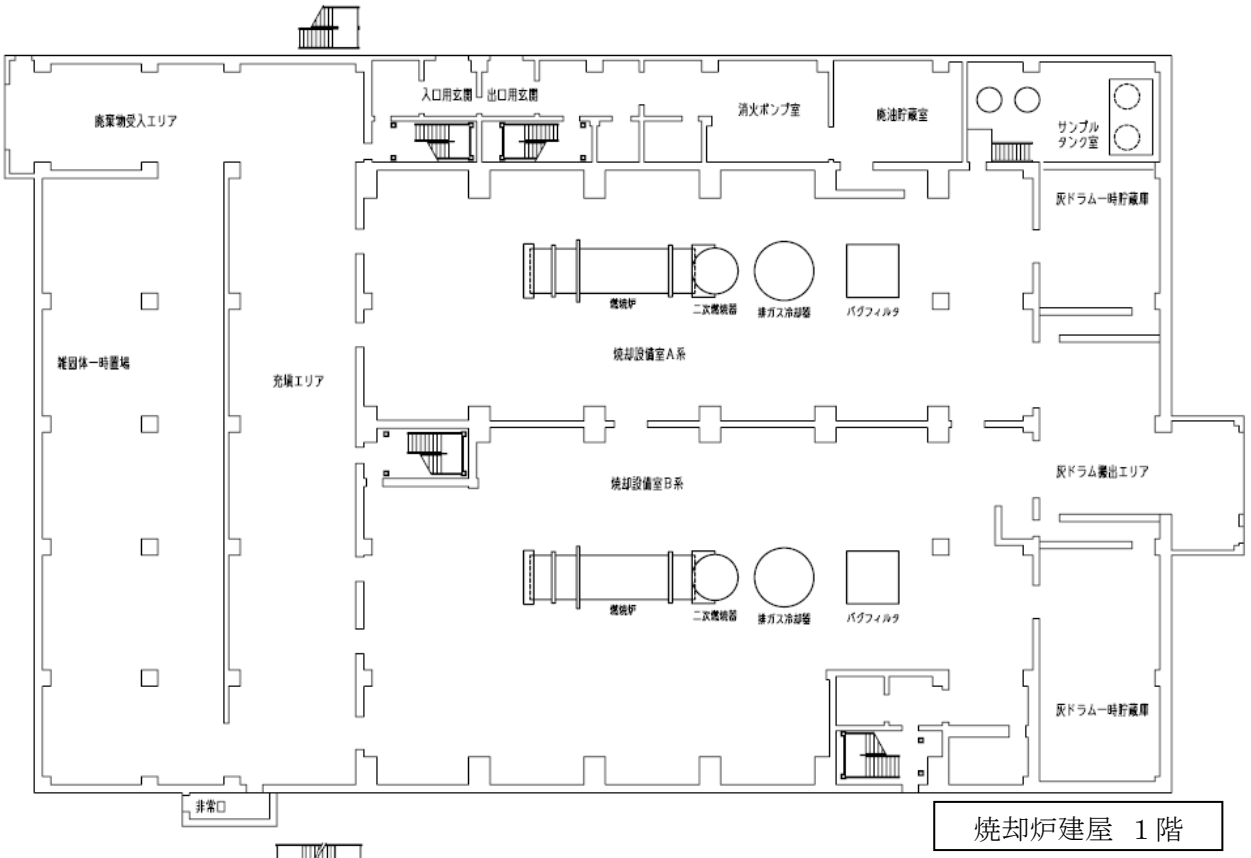
・140t/月　＝　194kg/h

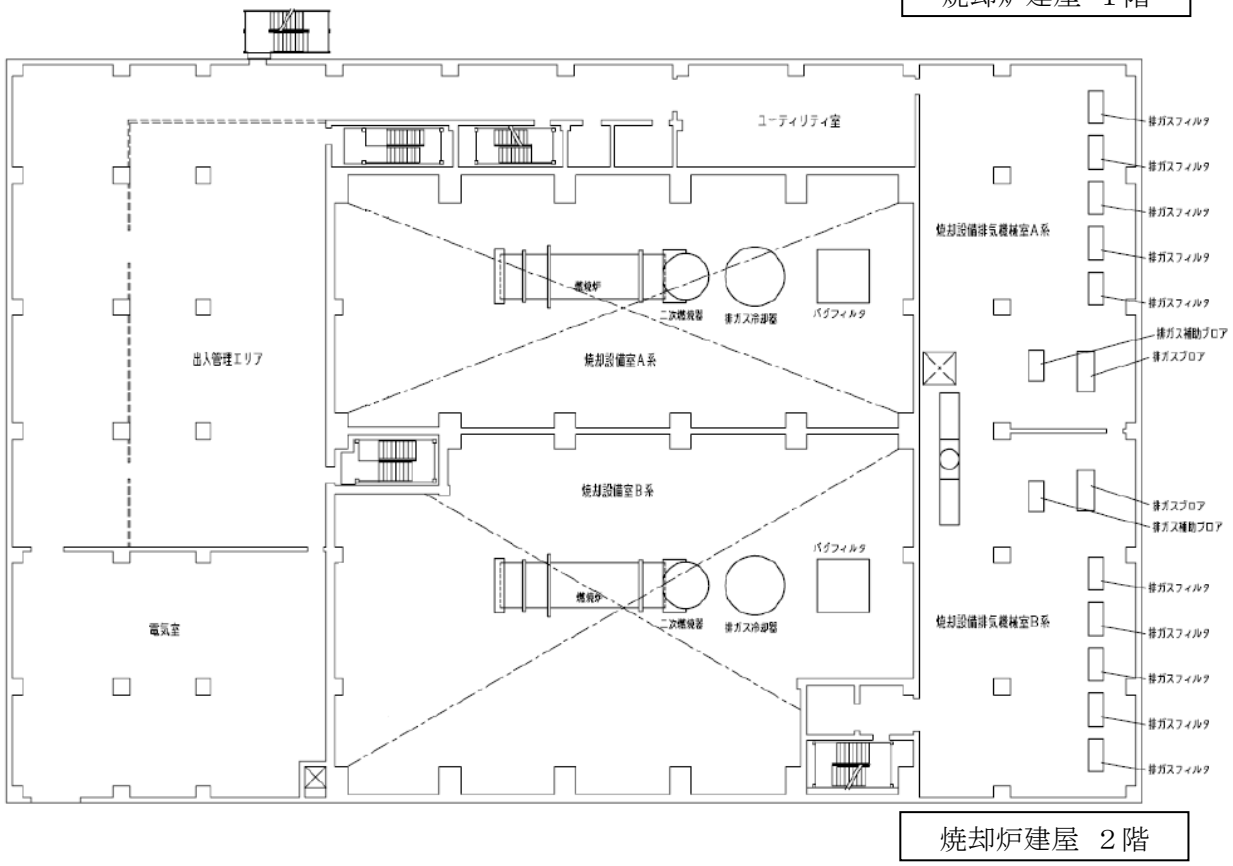
＜　300kg/h×2 基

発生量＜容量　であることから，容量は妥当である。

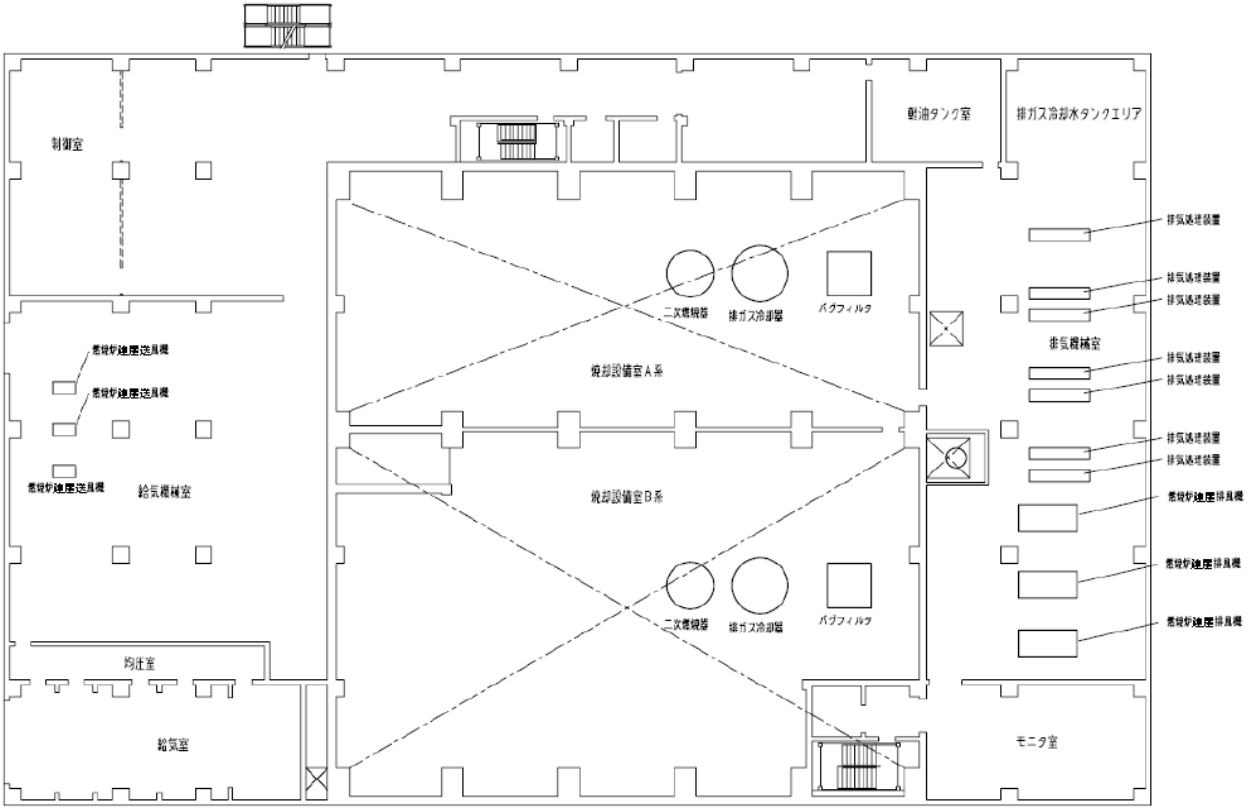
○廃棄物の発熱量を約 8330kcal/kg とすると，8330×300＝2,499,000 より，

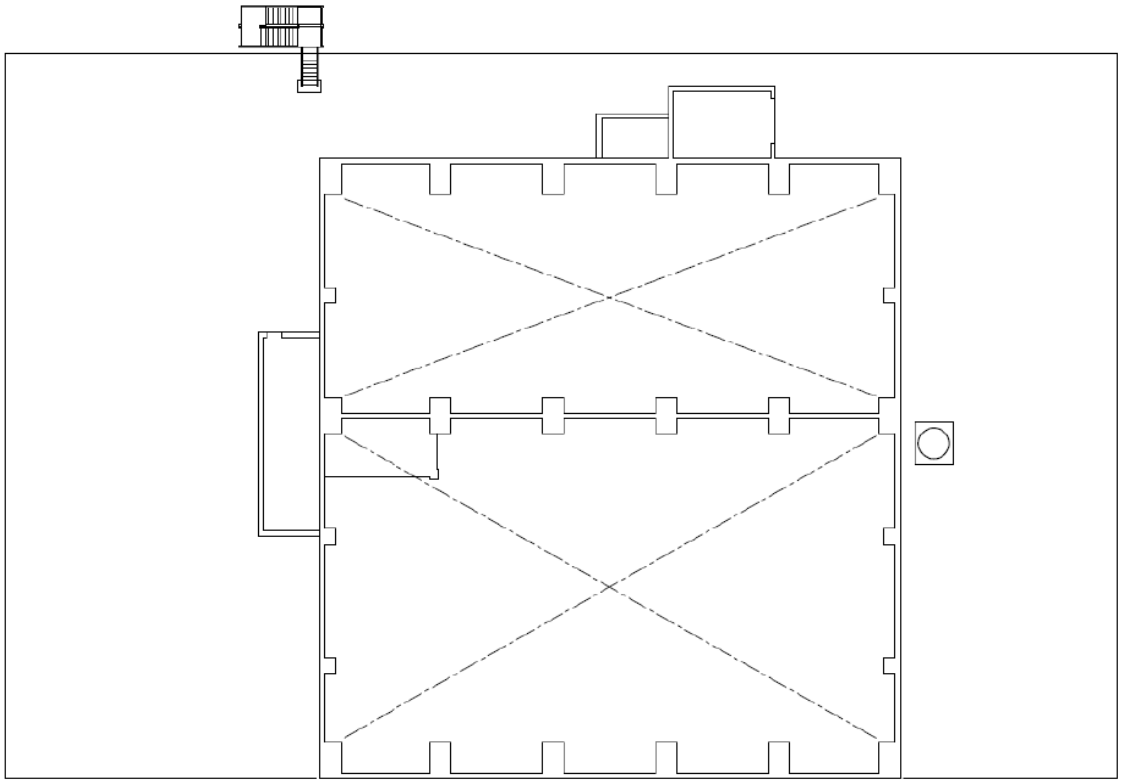
約 2,500,000kcal/h/基とした。




図－１　廃棄設備に係る機器の配置を明示した図面（１／２）




図－１　廃棄設備に係る機器の配置を明示した図面（２／２）

添付資料－8

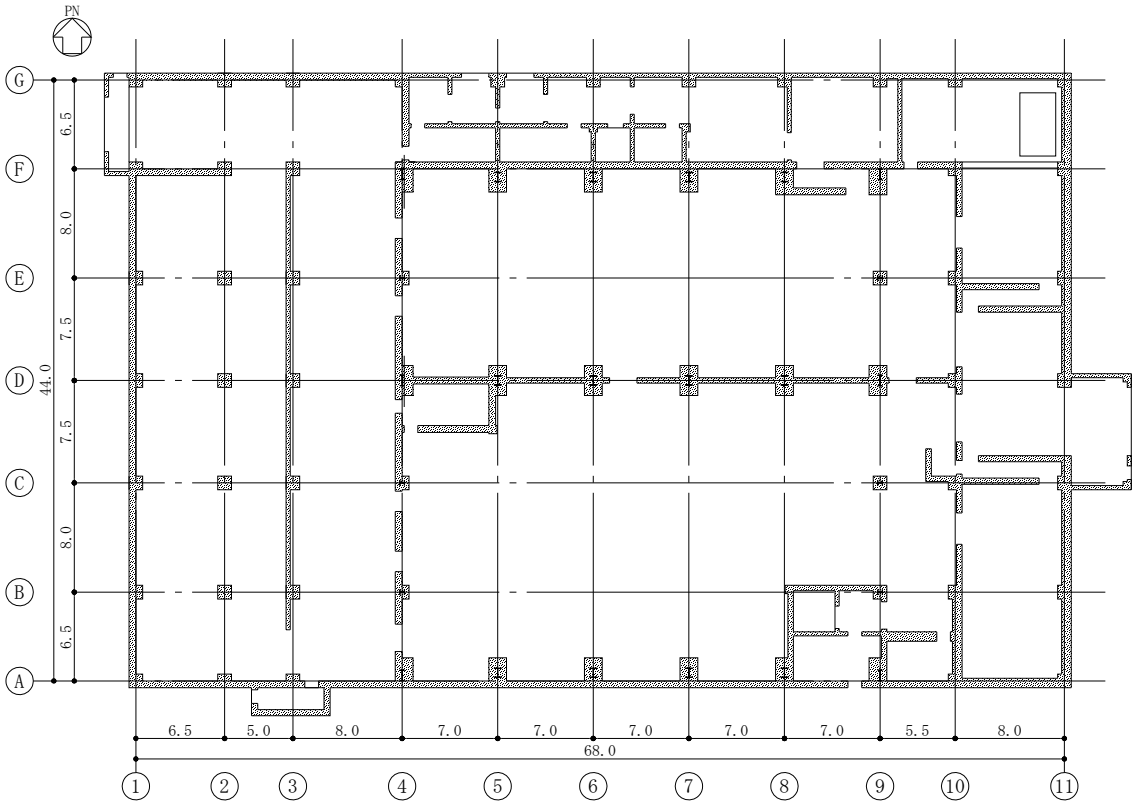
# 焼却炉建屋の構造強度に関する検討結果

1.　評価方針

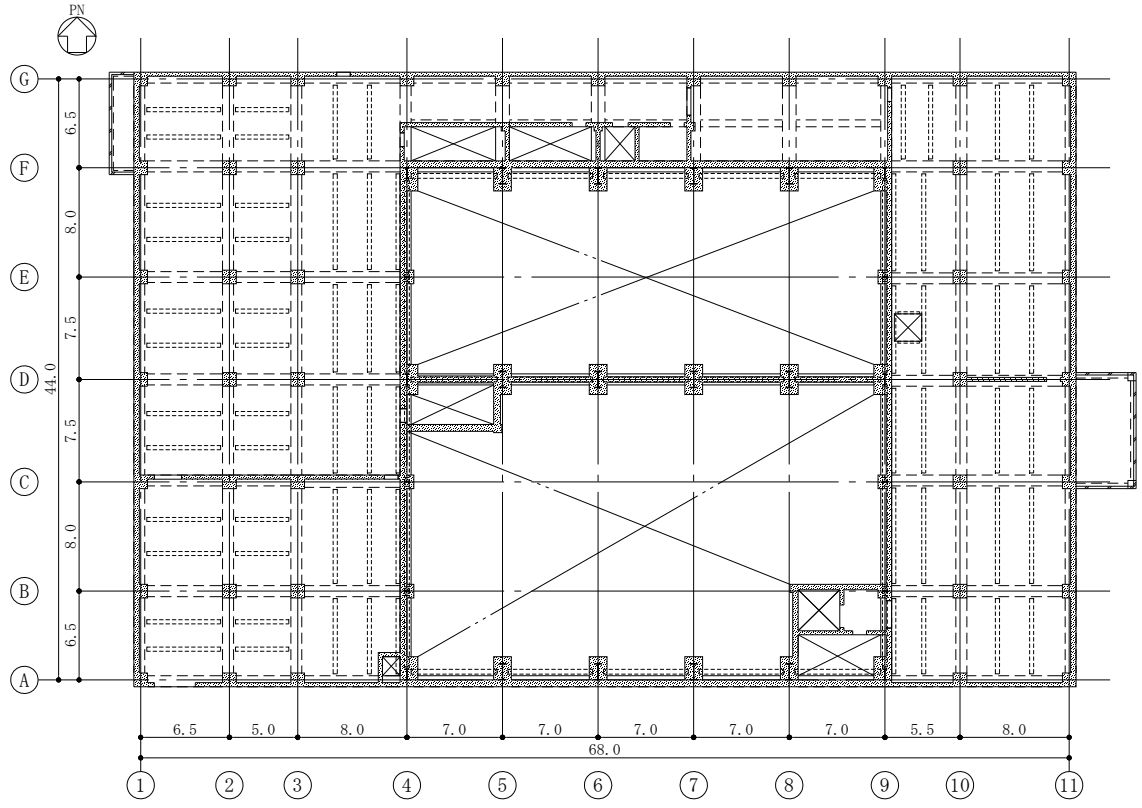
焼却炉建屋は，耐震設計審査指針上のＢクラスの建物と位置づけられるため，耐震Ｂクラスとしての評価を実施する。なお，設計は建築基準法に準拠し，積雪荷重及び風圧についても評価する。

焼却炉建屋は，鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び一部鉄骨造）の地上３階で，平面が 69m（EW 方向）×45m（NS 方向）の建物で，地上高さは 26.5m である。基礎はべた基礎で,改良地盤を介して設置する。焼却炉建屋の平面図及び断面図を図－１～図－７に示す。

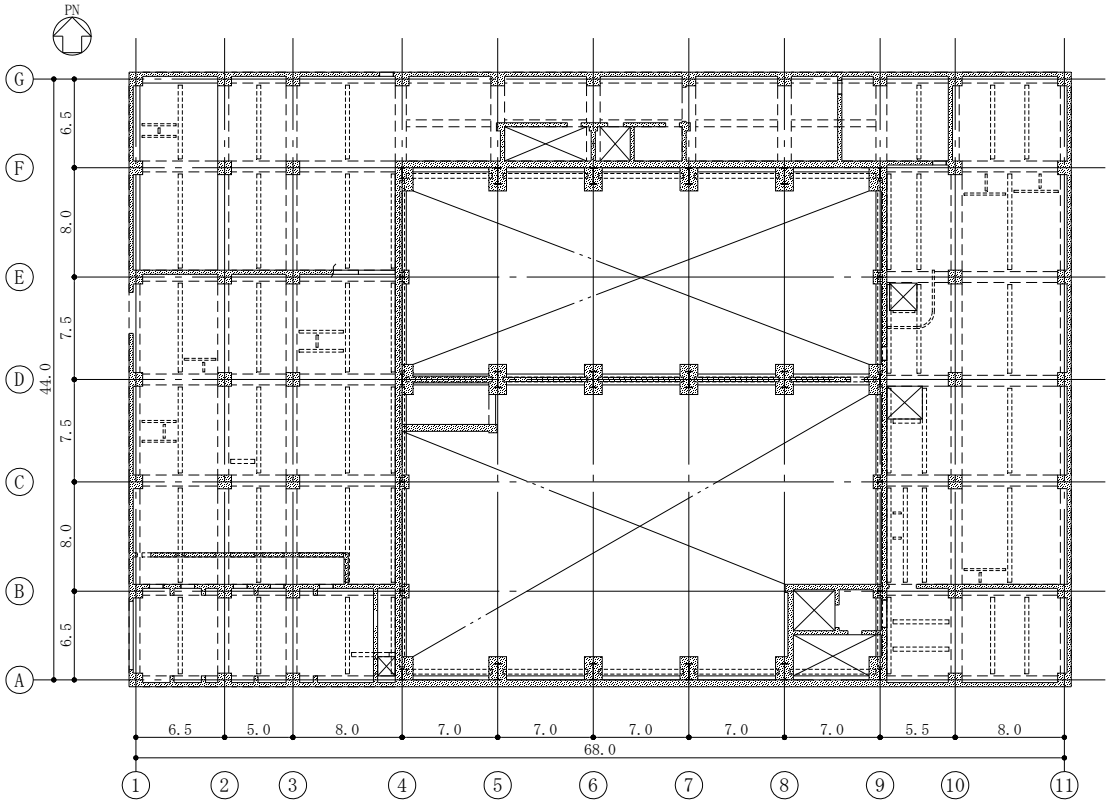
建屋に加わる地震時の水平力は，耐震壁及び柱とはりからなるラーメン構造で負担する。耐震性の評価は，地震層せん断力係数として 1.5・$C_i$ を採用した場合の当該部位の応力に対して行う。焼却炉建屋の評価手順を図－８に示す。



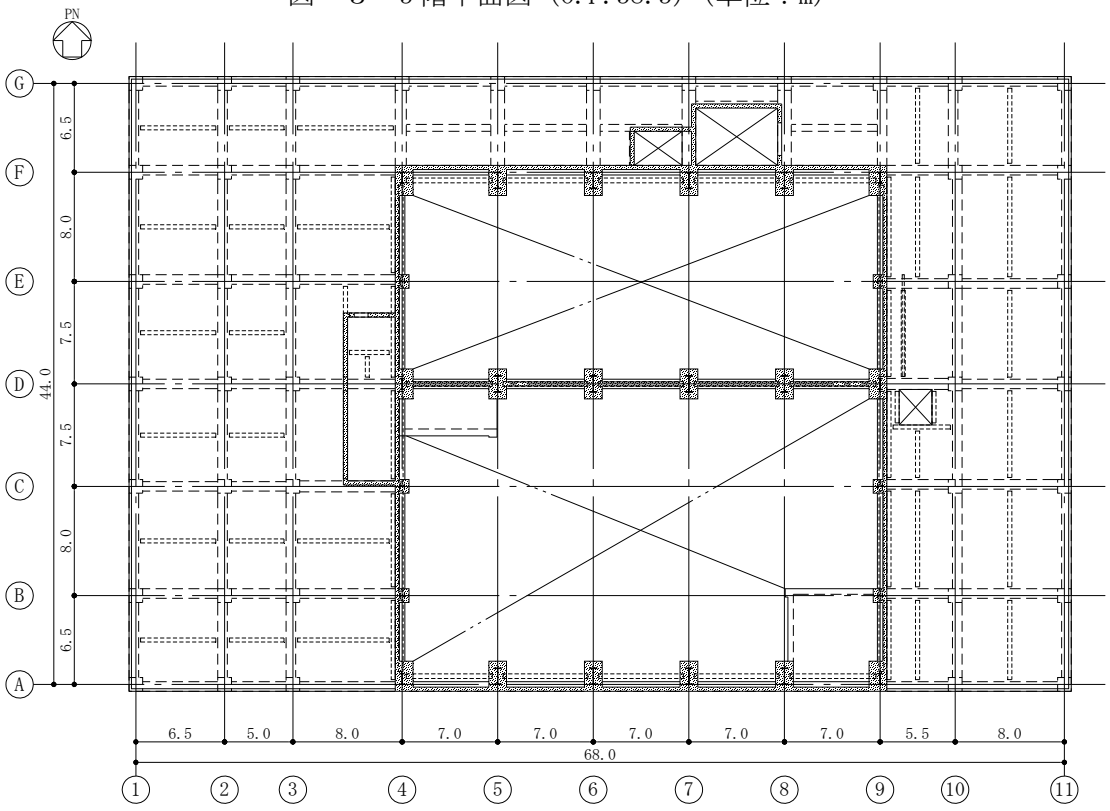

図－１　１階平面図（0.P.23.25）（単位：m）



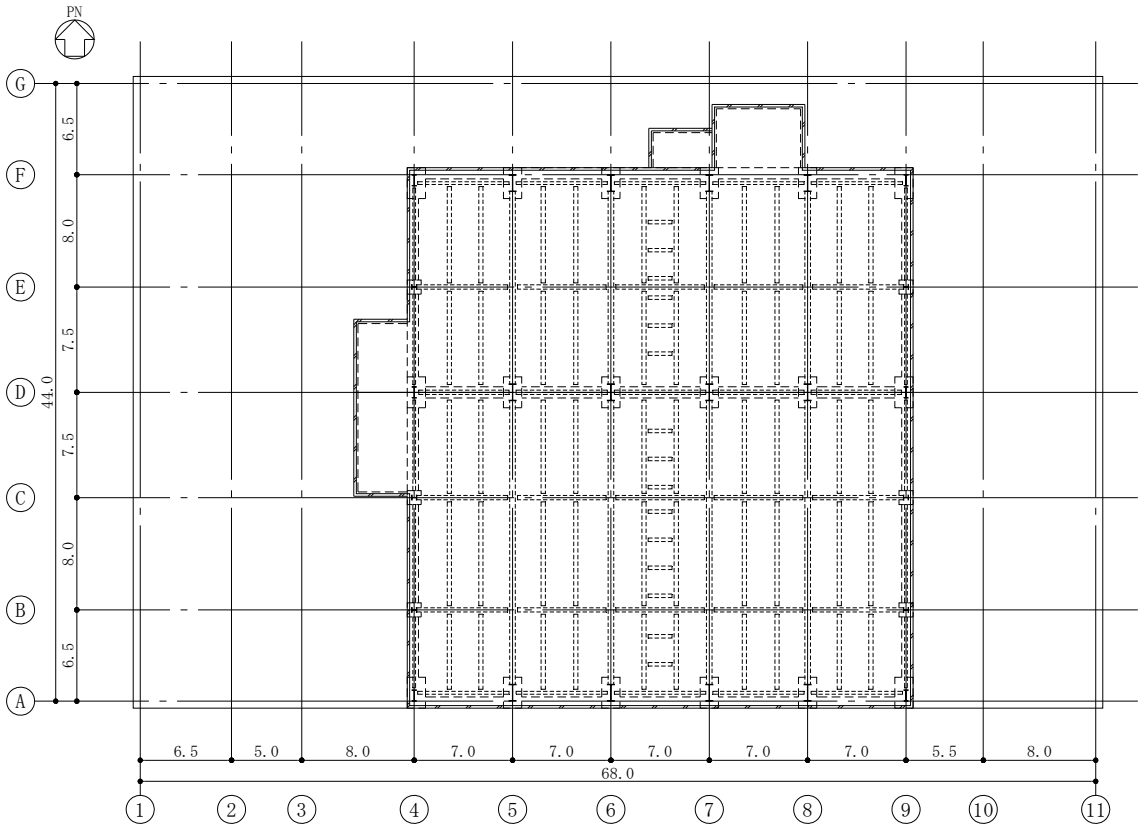

図－２　２階平面図（0.P.30.8）（単位：m）



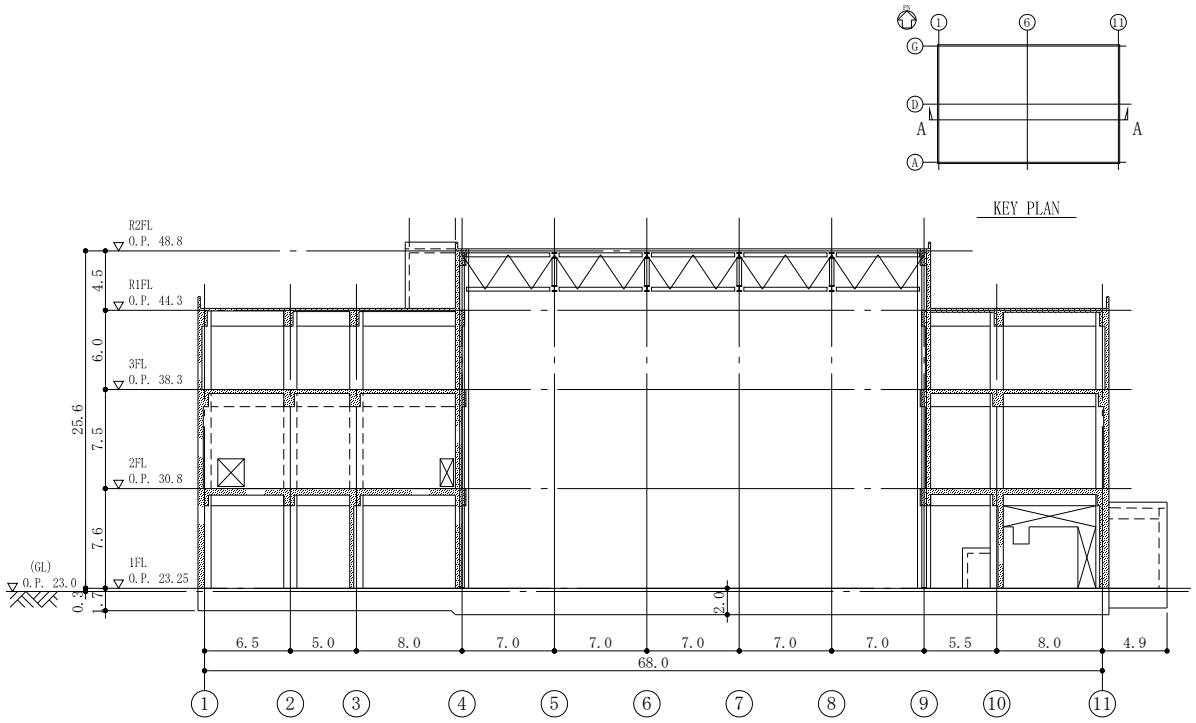

図－３　３階平面図（0.P.38.3）（単位：m）



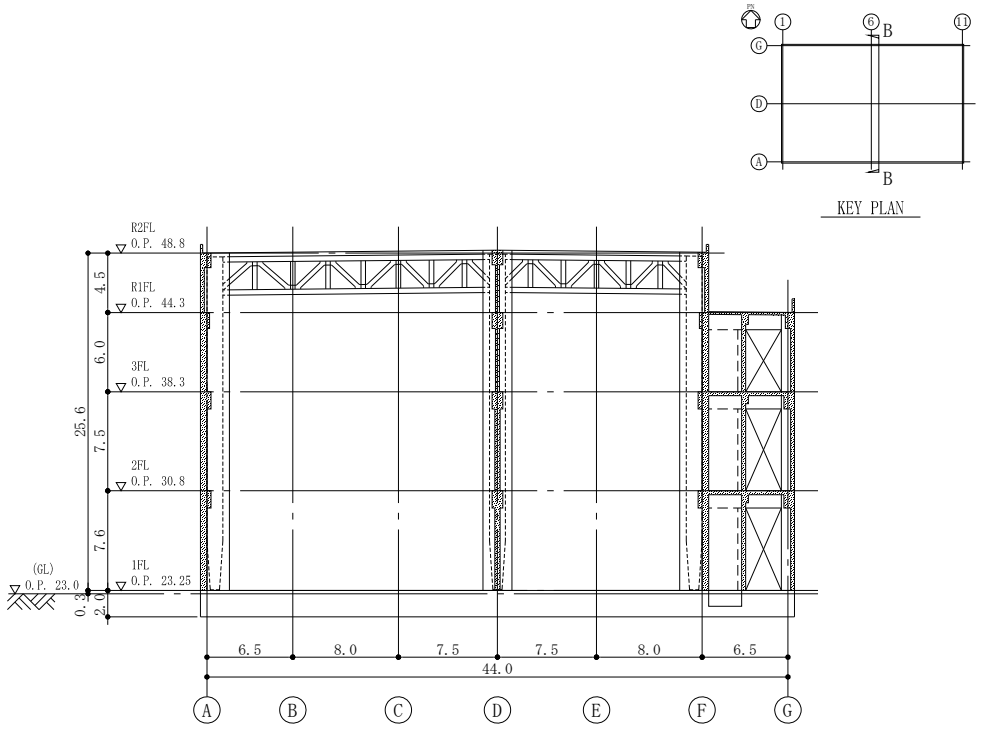

図－４　屋根平面図（その 1）（0.P.44.3）（単位：m）



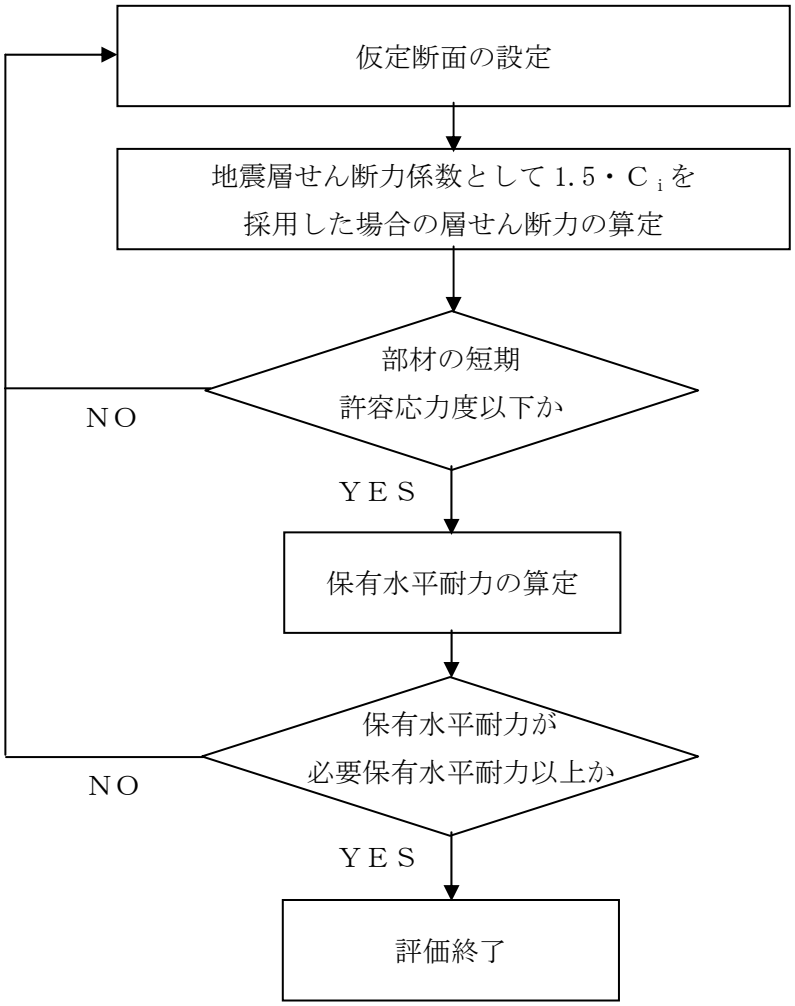

図－５　屋根平面図（その 2）（0.P.48.8）（単位：m）




図－６　A－A 断面図（EW 方向）（単位：m）




図－７　B－B 断面図（NS 方向）（単位：m）




図－８　Ｂクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

2.　評価条件

2.1　使用材料並びに材料の許容応力度及び材料強度

焼却炉建屋の上部構造及び基礎スラブに用いる材料のうち，コンクリートは普通コンクリートとし，コンクリートの設計基準強度$F_c$は27N/mm$^2$とする。鉄筋はSD295A及びSD345とする。鋼材はSN400Bとする。各使用材料の許容応力度及び材料強度を表－１～表－３に示す。

表－１　コンクリートの許容応力度

（単位：N/mm$^2$）

| | 長　期 | | 短　期 | |
|---|---|---|---|---|
| | 圧縮 | せん断 | 圧縮 | せん断 |
| $F_c$＝27 | 9 | 0.76 | 18 | 1.14 |

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表－２　鉄筋の許容応力度

（単位：N/mm$^2$）

| | | 長　期 | | 短　期 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 引張及び圧縮 | せん断補強 | 引張及び圧縮 | せん断補強 |
| SD295A | D16以下 | 195 | 195 | 295 | 295 |
| SD345 | D25以下 | 215 | 195 | 345 | 345 |
| | D29以上 | 195 | | | |

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表－３　構造用鋼材の許容応力度

（単位：N/mm$^2$）

| | 材　質 | 板　厚 | 基準強度<br>F | 許容応力度 |
|---|---|---|---|---|
| 構造用鋼材 | SN400B | ≦40mm | 235 | 「建築基準法」及び「鋼構造設計規準」に従って左記Fの値により求める。 |
| | | ＞40mm | 215 | |

注：日本建築学会「鋼構造設計規準・同解説」による。

2.2　荷重及び荷重の組合せ

(1)　荷重

設計で考慮する荷重を以下に示す。

1）鉛直荷重（VL）

鉛直荷重は，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

2）積雪荷重（SNL）

積雪荷重は，建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30 cm，単位荷重：20 N/m$^2$/cm

3）風荷重（WL）

建築基準法施行令第 87 条，建設省告示第 1454 号に基づく速度圧及び風力係数を用いて算定する。

・基準風速　：30 m/s

・地表面粗度区分　：Ⅱ

4）地震荷重（SEL）

地震力を算定する際の基準面は，基礎スラブ上端として，建屋の高さに応じた当該部分に作用する全体の地震力を算定する。水平地震力は下式により算定し，算定結果を表－４に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで，

$Q_i$　：水平地震力（kN）

$n$　：施設の重要度分類に応じた係数（$n=1.5$）

$C_i$　：地震層せん断力係数

$W_i$　：当該層以上の重量（kN）

$Z$　：地震地域係数（$Z=1.0$）

$R_t$　：振動特性係数（$R_t=1.0$）

$A_i$　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数

$C_0$　：標準せん断力係数（$C_0=0.2$）

表－４　水平地震力の算定結果

| O.P.<br>(m) | 当該層以上の重量$W_i$<br>(kN) | 地震層せん断力係数<br>$1.5 \cdot C_i$ | 設計用地震力<br>(kN) |
|---|---|---|---|
| 48.80<br><br>44.30 | 21552.7 | 0.704 | 15166.5 |
| <br><br>38.30 | 78223.2 | 0.480 | 37530.4 |
| <br><br>30.80 | 155335.9 | 0.380 | 58975.9 |
| <br><br>23.25 | 252179.6 | 0.300 | 75653.9 |

(2)　荷重の組合せ

荷重の組合せについて表－５に示す。

表－５　荷重の組合せ

| 荷重状態 | 荷重ケース | 荷重の組合せ | 許容応力度 |
|---|---|---|---|
| 常　時 | A | VL | 長　期 |
| 積雪時 | B | VL＋SNL | 短　期 |
| 地震時 | C1 | VL＋SEL(W→E 方向) | |
| | C2 | VL＋SEL(E→W 方向) | |
| | C3 | VL＋SEL(S→N 方向) | |
| | C4 | VL＋SEL(N→S 方向) | |

注１：鉛直荷重（VL）は固定荷重（DL），配管荷重（PL），機器荷重（EL）及び積載荷重（LL）を加え合わせたものである。

注２：風荷重（WL）は地震荷重（設計用地震力 $1.5 \cdot C_i$）に比べて小さいため，荷重の組合せにおいては地震荷重によって代表させる。

3.　評価結果

上部構造の応力解析は，大ばり及び柱を線材置換したフレームで，耐震壁は壁エレメント置換した立体モデルにより行う。

3.1　耐震壁の評価結果

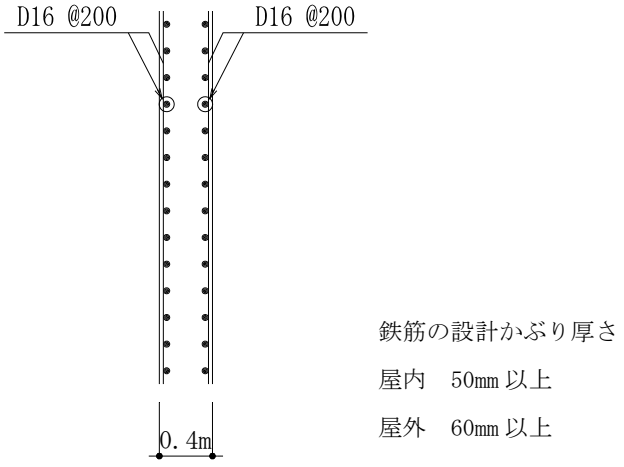
検討により求められた耐震壁のせん断応力度を基に，地震時のせん断力をすべて鉄筋が負担するものとして求めた鉄筋の応力度を，鉄筋の短期許容応力度と比較して，検定比の最大となる部位について表－６に示す。耐震壁配筋図を図－９に示す。

これより，耐震壁のせん断による鉄筋の応力度は，短期許容応力度以下となっていることを確認した。

表－６　耐震壁の検討結果

| 部位 | 断面 | 荷重ケース | 鉄筋のせん断応力度 ($N/mm^2$) | 鉄筋の短期許容応力度 ($N/mm^2$) | 検定比 |
|---|---|---|---|---|---|
| 2階1通り D～E通り間 | 壁厚400mm タテ,ヨコ共 2-D16@200 | 地震時 C3 | 268 | 295 | 0.91≦1.0 |

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。




図－９　耐震壁の配筋図

3.2　ラーメン構造部の評価結果

検討により求められたフレーム部材の応力を許容応力と比較して，検定比の最大となる部位について表－７～表－９に示す。

これより，各部材の応力は，許容応力以下となっていることを確認した。

表－７　大ばり断面算定表（鉄筋コンクリート）

| 検討箇所 | 断面 | 荷重ケース | 応力 | 作用応力 | 許容応力 | 検定比 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| R1 階<br>D 通り<br>3～4<br>通り間 | B×D<br>=800×1200<br>主筋上端<br>12-D32<br>主筋下端<br>12-D32<br>あばら筋<br>5-D13@200 | 常時<br>A | 曲げﾓｰﾒﾝﾄ | 1353.8 kN･m | 1642.3 kN･m | 0.83≦1.0 |
| | | | せん断力 | 822.5 kN | 979.1 kN | 0.84≦1.0 |
| 2 階<br>C 通り<br>10～11<br>通り間 | B×D<br>=800×1300<br>主筋上端<br>8-D32<br>主筋下端<br>8-D32<br>あばら筋<br>4-D13@200 | 地震時<br>C1 | 曲げﾓｰﾒﾝﾄ | 607.5 kN･m | 2203.2 kN･m | 0.28≦1.0 |
| | | | せん断力 | 792.7 kN | 1056.3 kN | 0.76≦1.0 |

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表－８　柱断面算定表（鉄筋コンクリート）

| 検討箇所 | 断面 | 荷重ケース | 応力 | 作用応力 | 許容応力 | 検定比 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 3 階<br>4／C 通り | B×D<br>=1000×1000<br>主筋<br>20-D32<br>帯筋<br>4-4-D13@100 | 常時<br>A | 曲げﾓｰﾒﾝﾄ | 520.3 kN･m | 965.3 kN･m<br>(軸力 577.3 kN<br>作用時*) | 0.54≦1.0 |
| | | | せん断力 | 135.4 kN | 598.5 kN | 0.23≦1.0 |
| 1 階<br>4／A 通り | B×D<br>=1300×2200<br>主筋<br>34-D35<br>帯筋<br>5-4-D16@200 | 地震時<br>C3 | 曲げﾓｰﾒﾝﾄ | 3821.7 kN･m | 6130.0 kN･m<br>(軸力-246.9 kN<br>作用時*) | 0.63≦1.0 |
| | | | せん断力 | 1542.2 kN | 3069.9 kN | 0.51≦1.0 |

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

注記＊：圧縮を正とする。

表－９　トラス部材断面算定表（鉄骨）

| 検討箇所 | 断面 | 荷重ケース | 圧縮応力度* ($N/mm^2$) | 許容圧縮応力度 ($N/mm^2$) | 検定比 |
|---|---|---|---|---|---|
| 6通り，C～D通り間<br>D通り側(斜材) | H-350×350<br>×12×19 | 常時<br>A | 77.30 | 134.45 | 0.58≦1.0 |
| 6通り，C～D通り間<br>C通り側(斜材) | H-300×300<br>×10×15 | 地震時<br>C4 | 87.17 | 207.26 | 0.43≦1.0 |

注：日本建築学会「鋼構造設計規準・同解説」による。

注記＊：圧縮を正とする。

3.3　基礎スラブの評価結果

基礎スラブの応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは，四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

必要鉄筋比及び面外せん断力について，検定比が最大となる要素の断面検討結果を表－１０及び表－１１に示す。基礎スラブ配筋図を図－１０に示す。

これより，設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り，また面外せん断力は短期許容せん断力以下となっていることを確認した。

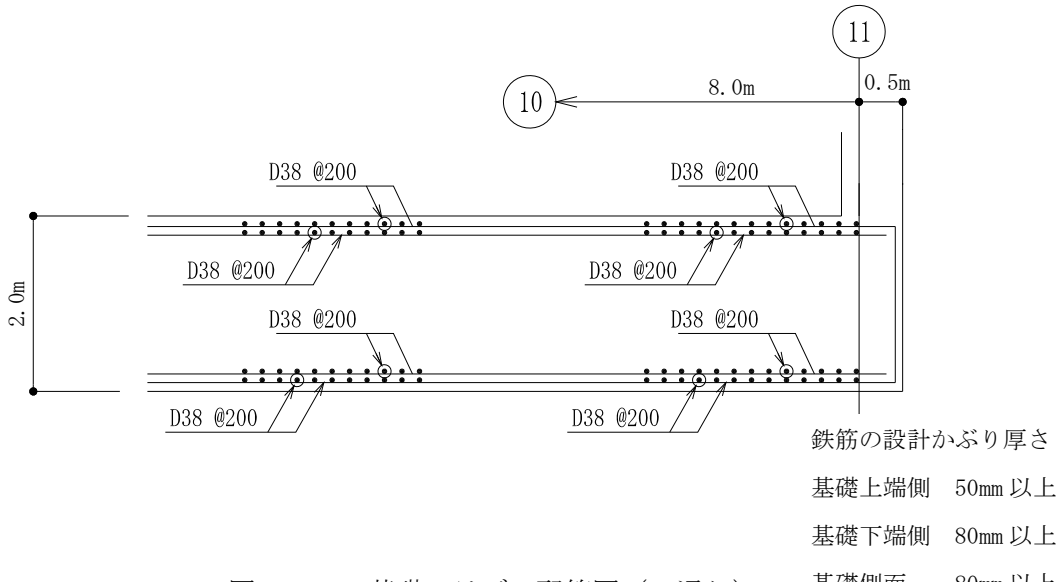
表－１０　軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

| 荷重ケース | 応　力 | | 必要鉄筋比 (%) | 設計鉄筋比 (%) | 検定比 |
|---|---|---|---|---|---|
| | 軸　力* (kN/m) | 曲げモーメント (kN･m/m) | | | |
| 常時 A | -1 | 2561 | 0.44 | 0.57 | 0.78≦1.0 |
| 地震時 C1 | -242 | 2008 | 0.30 | 0.50 | 0.60≦1.0 |

注記＊：圧縮を正とする。

表－１１　面外せん断力に対する検討結果

| 荷重ケース | 応　力 面外せん断力(kN/m) | 短期許容 せん断力(kN/m) | 検定比 |
|---|---|---|---|
| 常時 A | 605 | 904 | 0.67≦1.0 |
| 地震時C2 | 858 | 1356 | 0.64≦1.0 |




図－１０　基礎スラブの配筋図（D通り）

3.4　改良地盤の評価結果

(1)　設計方針

焼却炉建屋を支持する改良地盤は，基礎スラブ直下の地盤を南北方向に約 45m，東西方向に約 69m，改良体厚さ約 10m とし，O.P.11m の泥岩に支持する。

検討は「改定版　建築物のための改良地盤設計及び品質管理指針　日本建築センター」に準拠し，改良地盤の支持力に対して，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。さらに，常時及び地震時の改良体に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。

(2)　常時における改良地盤の検討

常時における改良地盤に生じる最大応力と許容応力度の比較を，検定比が最大となる位置について表－１２及び表－１３に示す。

これより，改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認した。

表－１２　改良地盤の許容支持力度と接地圧の比較

| 検討位置 | 接地圧<br>($kN/m^2$) | 許容支持力度<br>($kN/m^2$) | 検定比 |
|---|---|---|---|
| C／４通り | 196 | 322 | 0.61≦1.0 |

表－１３　改良体の許容圧縮応力と鉛直応力の比較

| 検討位置 | 鉛直応力度<br>($kN/m^2$) | 許容圧縮応力度<br>($kN/m^2$) | 検定比 |
|---|---|---|---|
| C／４通り | 380 | 500 | 0.77≦1.0 |

(3)　地震時における改良地盤の検討

地震時における改良地盤に生じる最大応力と許容応力度の比較を，検定比が最大となる位置について表－１４～表－１６に示す。

これより，改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認した。

表－１４　改良地盤の許容支持力度と接地圧の比較

| 検討位置 | 接地圧<br>($kN/m^2$) | 許容支持力度<br>($kN/m^2$) | 検定比 |
|---|---|---|---|
| Ａ／１１通り | 610 | 963 | 0.64≦1.0 |

表－１５　改良体の許容圧縮応力と鉛直応力の比較

| 検討位置 | 鉛直応力度<br>($kN/m^2$) | 許容圧縮応力度<br>($kN/m^2$) | 検定比 |
|---|---|---|---|
| Ａ／１１通り | 642 | 1000 | 0.65≦1.0 |

表－１６　改良体の許容せん断応力度とせん断応力の比較

| 検討位置 | せん断応力<br>($kN/m^2$) | 許容せん断応力度<br>($kN/m^2$) | 検定比 |
|---|---|---|---|
| Ａ／１１通り | 336 | 351 | 0.96≦1.0 |

4. 保有水平耐力の検討

必要保有水平耐力（$Q_{un}$）に対して，保有水平耐力（$Q_u$）が上回っていることを確認する。

各層の保有水平耐力は，建築基準法・同施行令及び平成19年国土交通省告示第594号に基づき算出する。各層の必要保有水平耐力と保有水平耐力の算定結果を表－１７に示す。

これより，焼却炉建屋は必要保有水平耐力の1.644倍以上の保有水平耐力を有していることを確認した。

表－１７　必要保有水平耐力と保有水平耐力の比較

(1) EW方向（長辺）

| O.P.<br>(m) | 必要保有水平耐力<br>$Q_{un}$ (kN) | 保有水平耐力<br>$Q_u$ (kN) | $\frac{Q_u}{Q_{un}}$ * |
|---|---|---|---|
| 44.3～48.8 | 27805.2 | 54894.9 | 1.974 |
| 38.3～44.3 | 68805.8 | 135840.8 | 1.974 |
| 30.8～38.3 | 108122.4 | 213462.2 | 1.974 |
| 23.25～30.8 | 138698.8 | 273828.1 | 1.974 |

(2) NS方向（短辺）

| O.P.<br>(m) | 必要保有水平耐力<br>$Q_{un}$ (kN) | 保有水平耐力<br>$Q_u$ (kN) | $\frac{Q_u}{Q_{un}}$ * |
|---|---|---|---|
| 44.3～48.8 | 27805.2 | 45715.7 | 1.644 |
| 38.3～44.3 | 68805.8 | 113126.4 | 1.644 |
| 30.8～38.3 | 108122.4 | 177768.5 | 1.644 |
| 23.25～30.8 | 138698.8 | 228040.4 | 1.644 |

注記＊：安全余裕

以上のことから，焼却炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

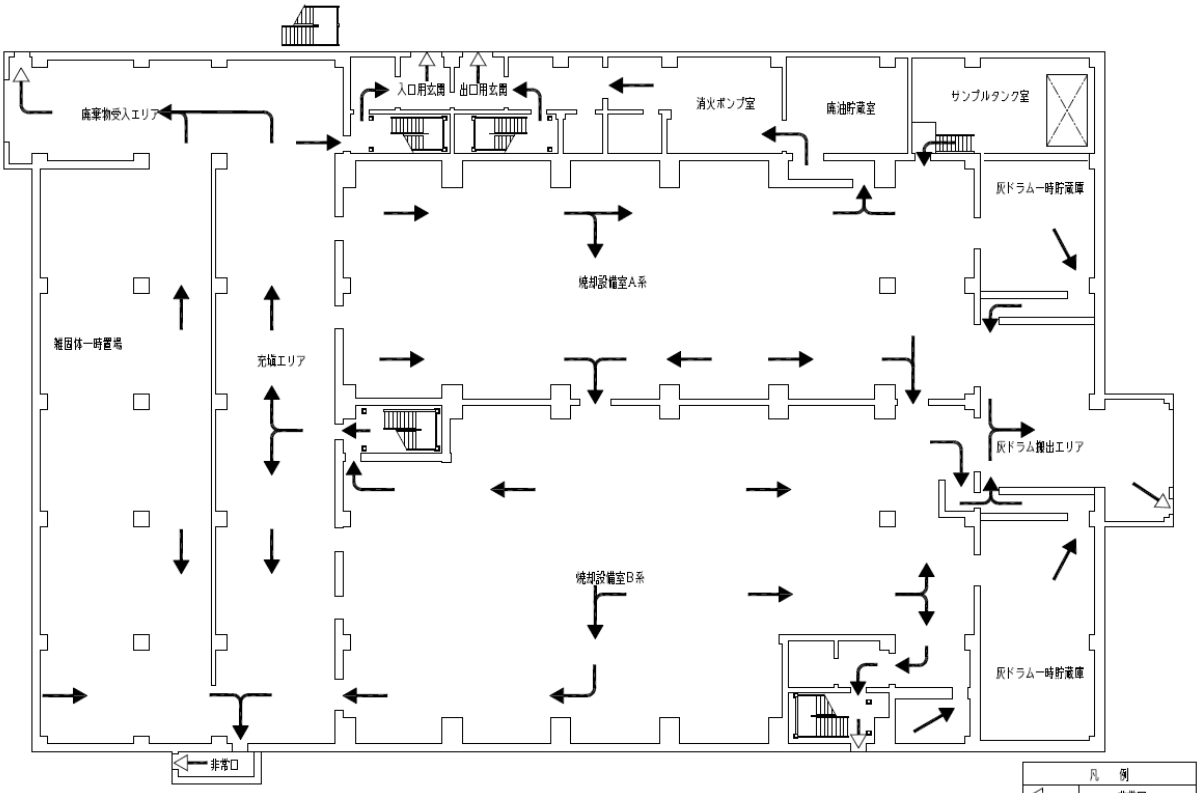
添付資料－９

# 安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面

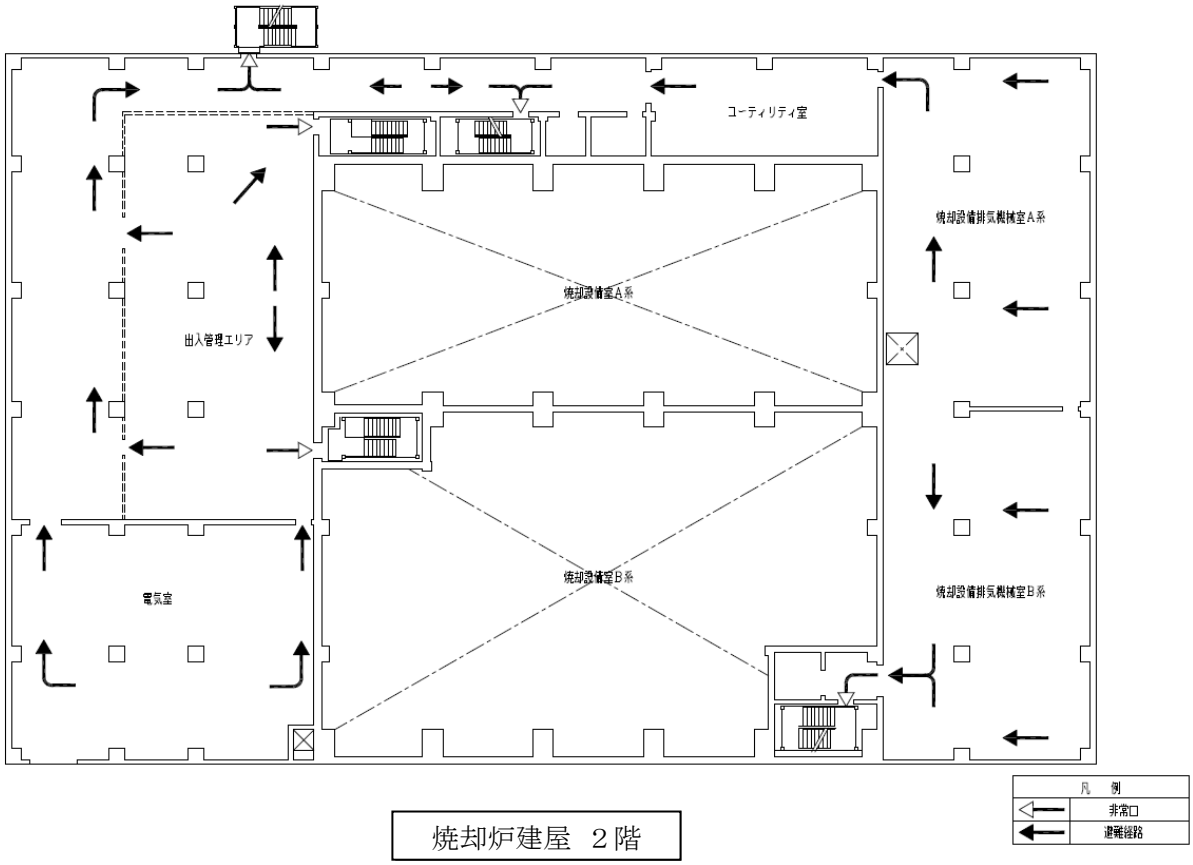
1.　安全避難通路の設置方針

焼却炉建屋には，廃棄物の分別，焼却炉運転及び定期的な放射線測定，建物及び建物内の巡視点検のための出入りを行うことから，建築基準法及び関係法令並びに消防法及び関係法令に基づく安全避難通路を設定する。

避難経路を，図－１に示す。

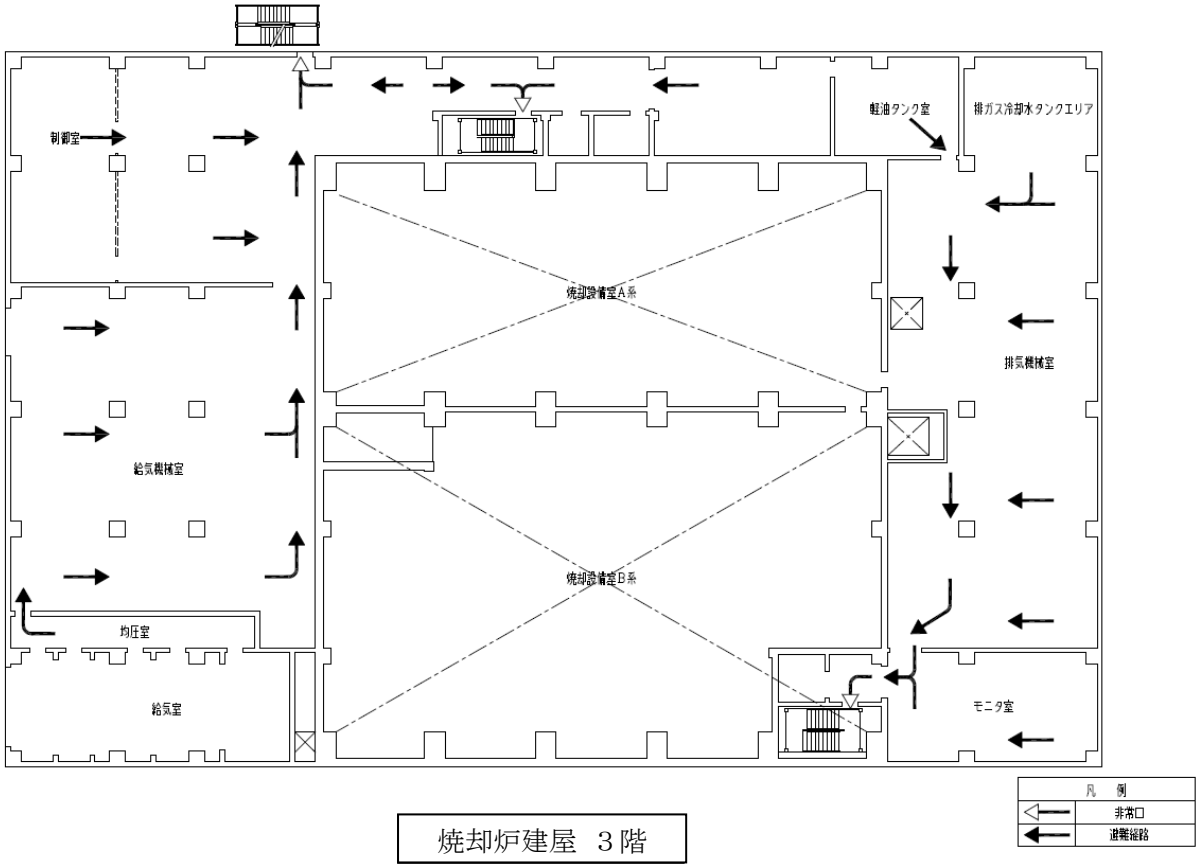



焼却炉建屋　１階

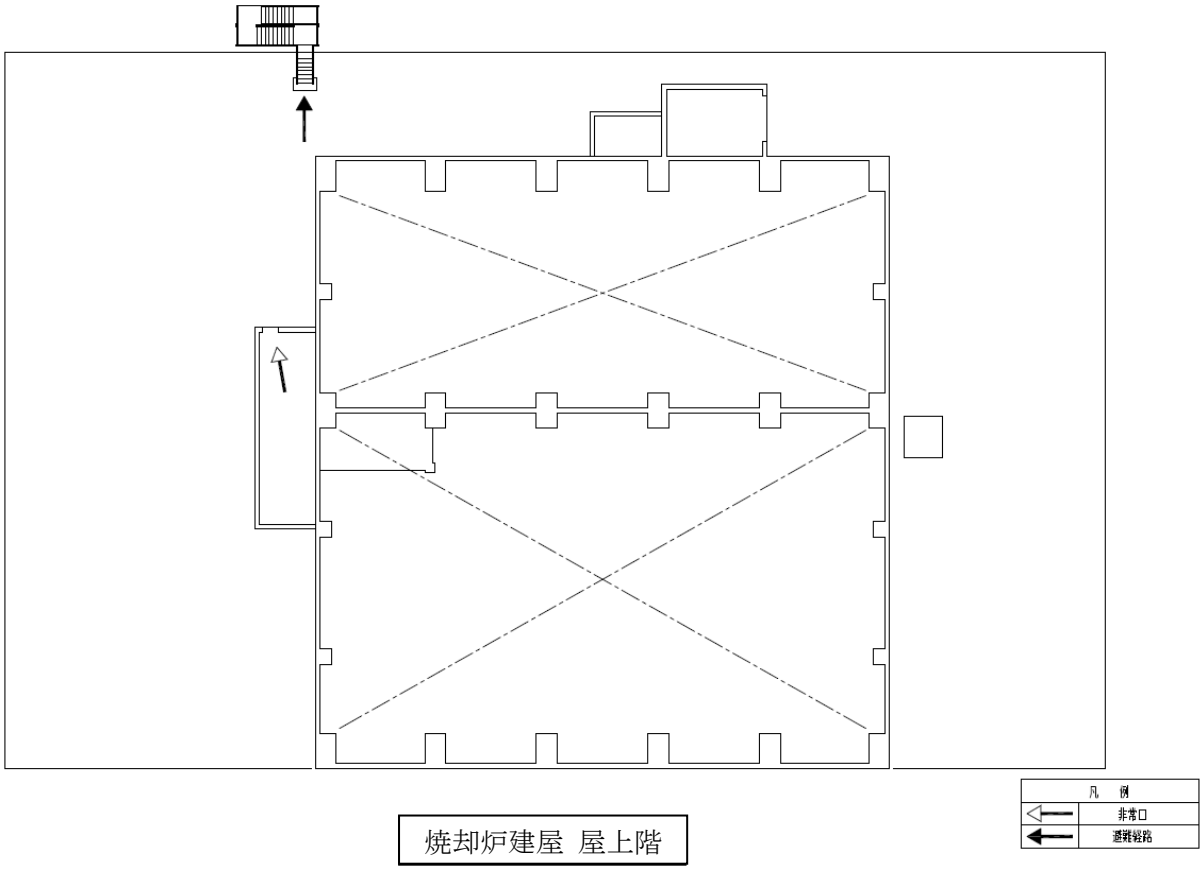



焼却炉建屋　２階

図－１　安全避難通路を明示した図面（１／２）




焼却炉建屋　３階




焼却炉建屋 屋上階

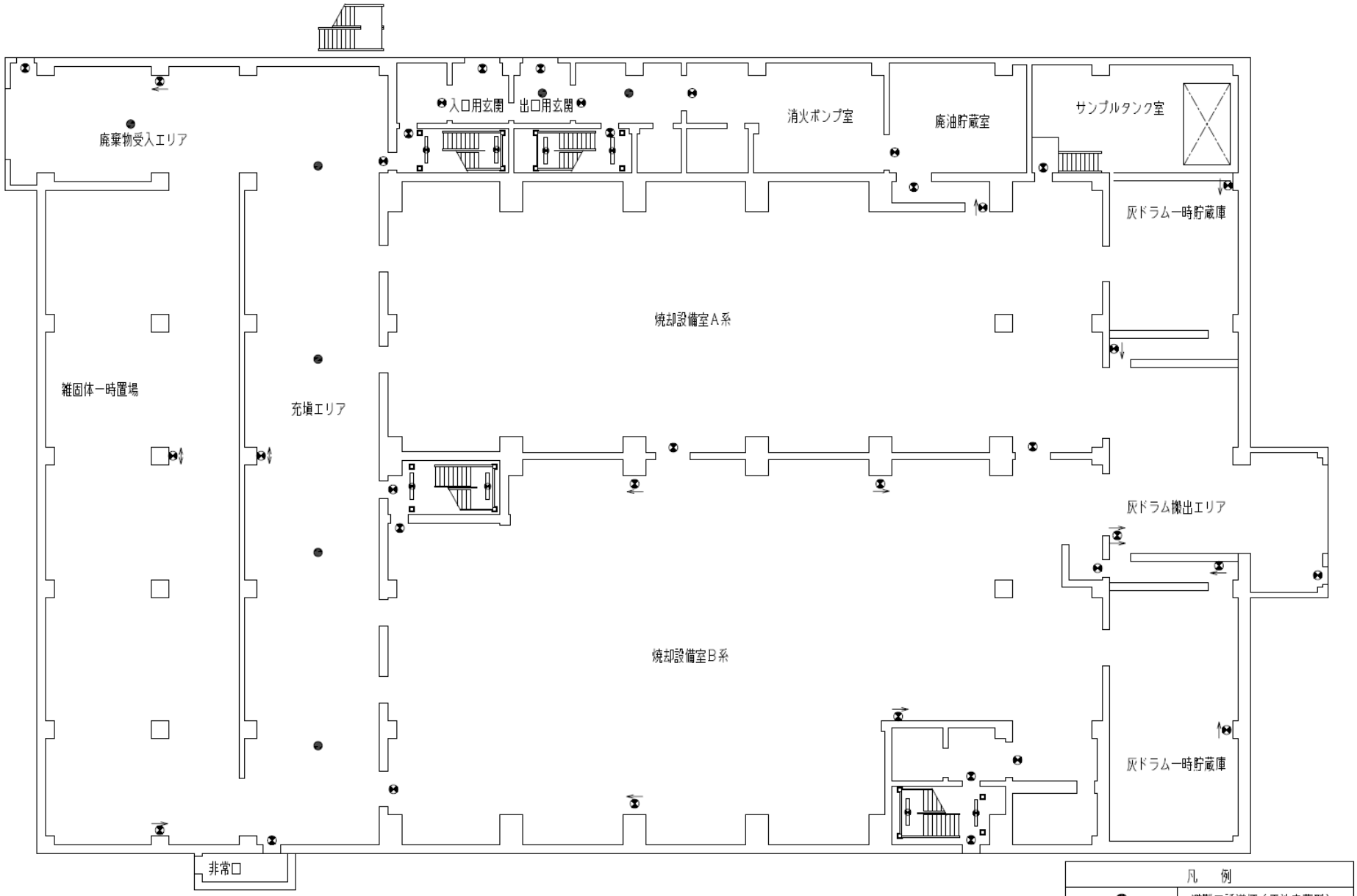
図－１　安全避難通路を明示した図面（２／２）

# 非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面

1.　非常用照明の設置方針

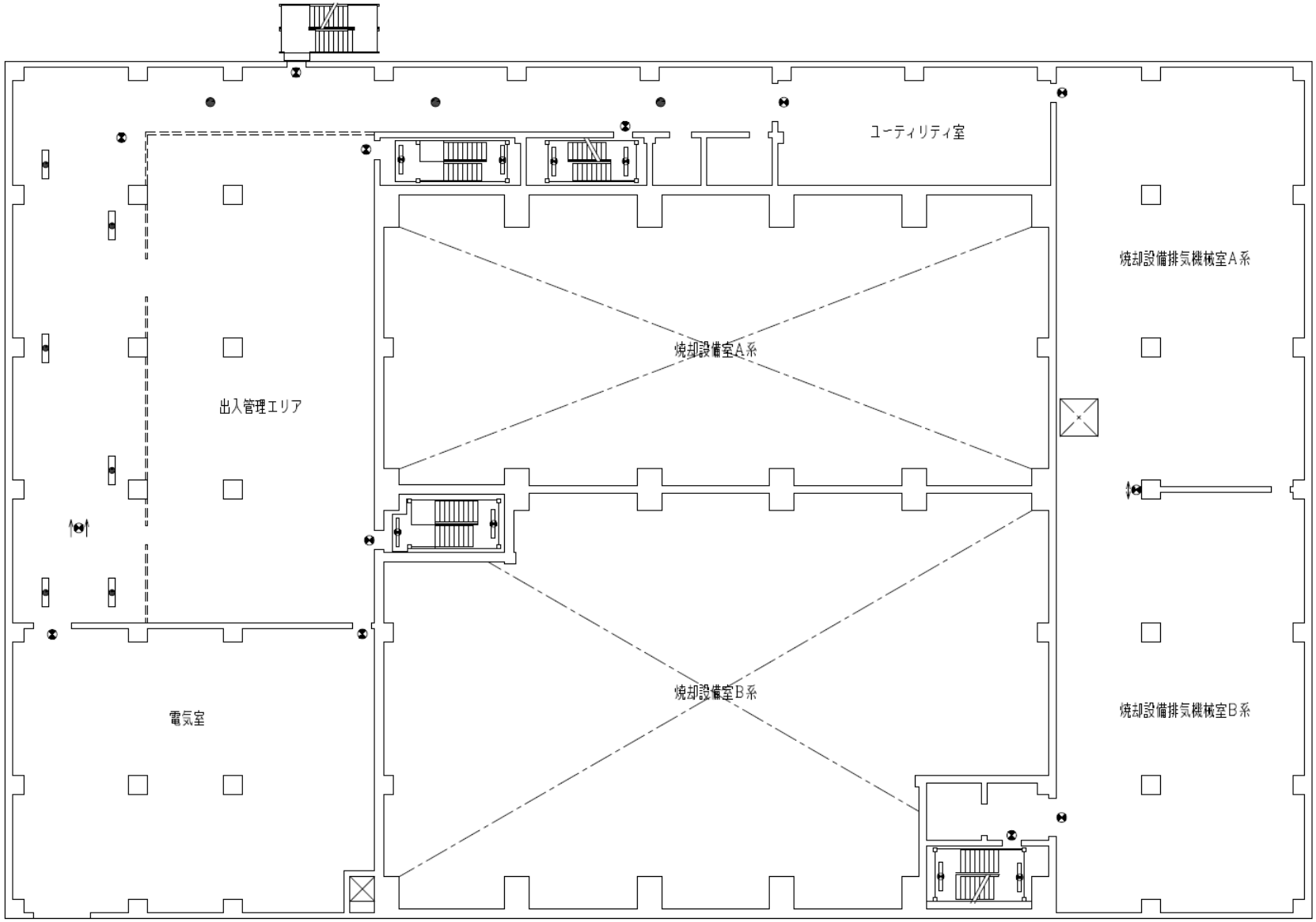
焼却炉建屋には，廃棄物の分別，焼却炉運転及び定期的な放射線測定，建物及び建物内の巡視点検のための出入りを行うことから，建築基準法及び関係法令に基づく非常用の照明装置，並びに消防法及び関係法令に基づく誘導灯を設置する。

非常用照明の取付箇所について，図－１に示す。




焼却炉建屋　１階

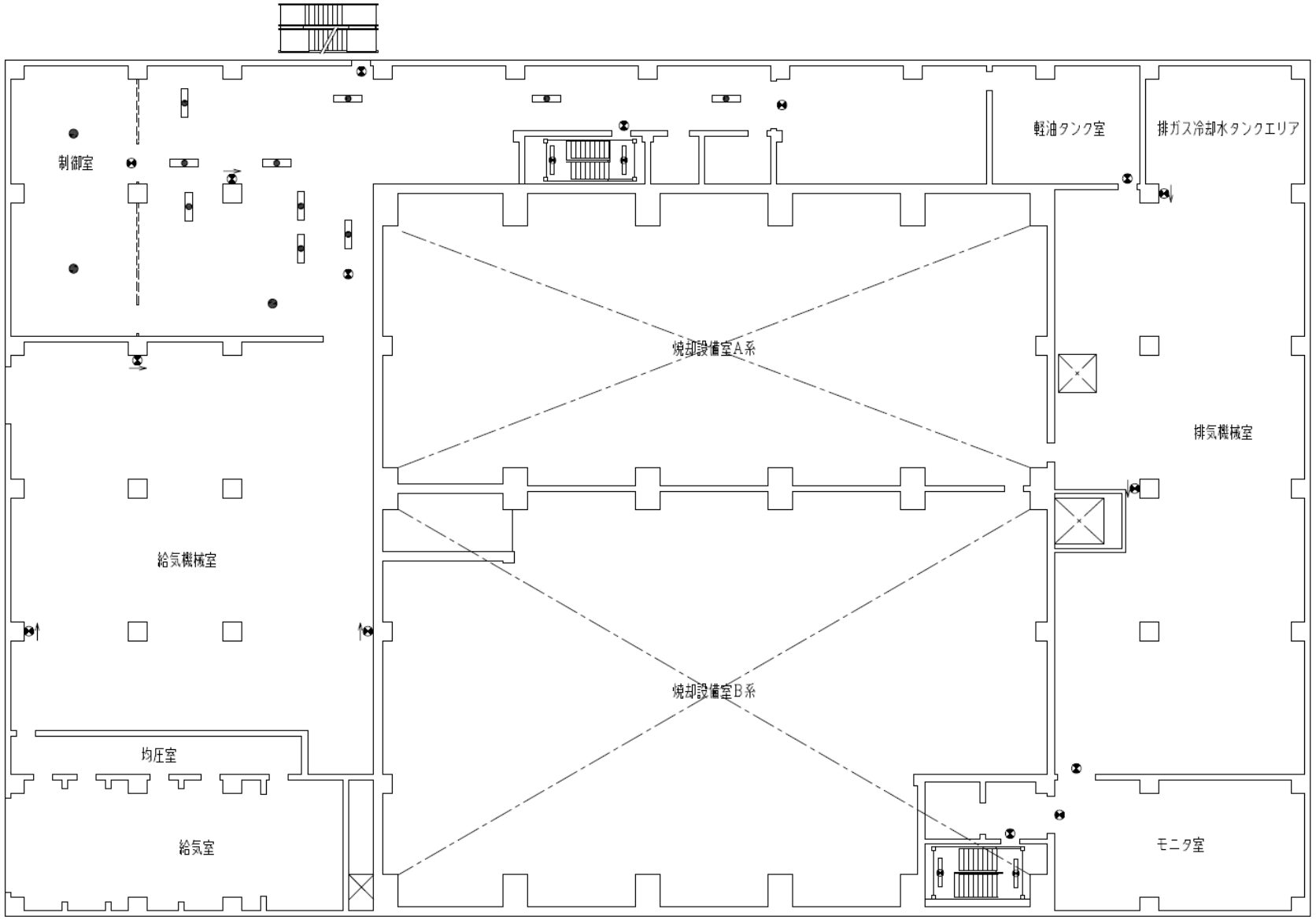
図－１　非常用照明の取付箇所を明示した図面（１／４）




| 凡　例 | |
|---|---|
| | 避難口誘導灯（電池内蔵型） |
| | 通路誘導灯（電池内蔵型） |
| | 非常用照明器具（電池内蔵型） |
| | 階段通路誘導灯（電池内蔵型） |

焼却炉建屋　２階

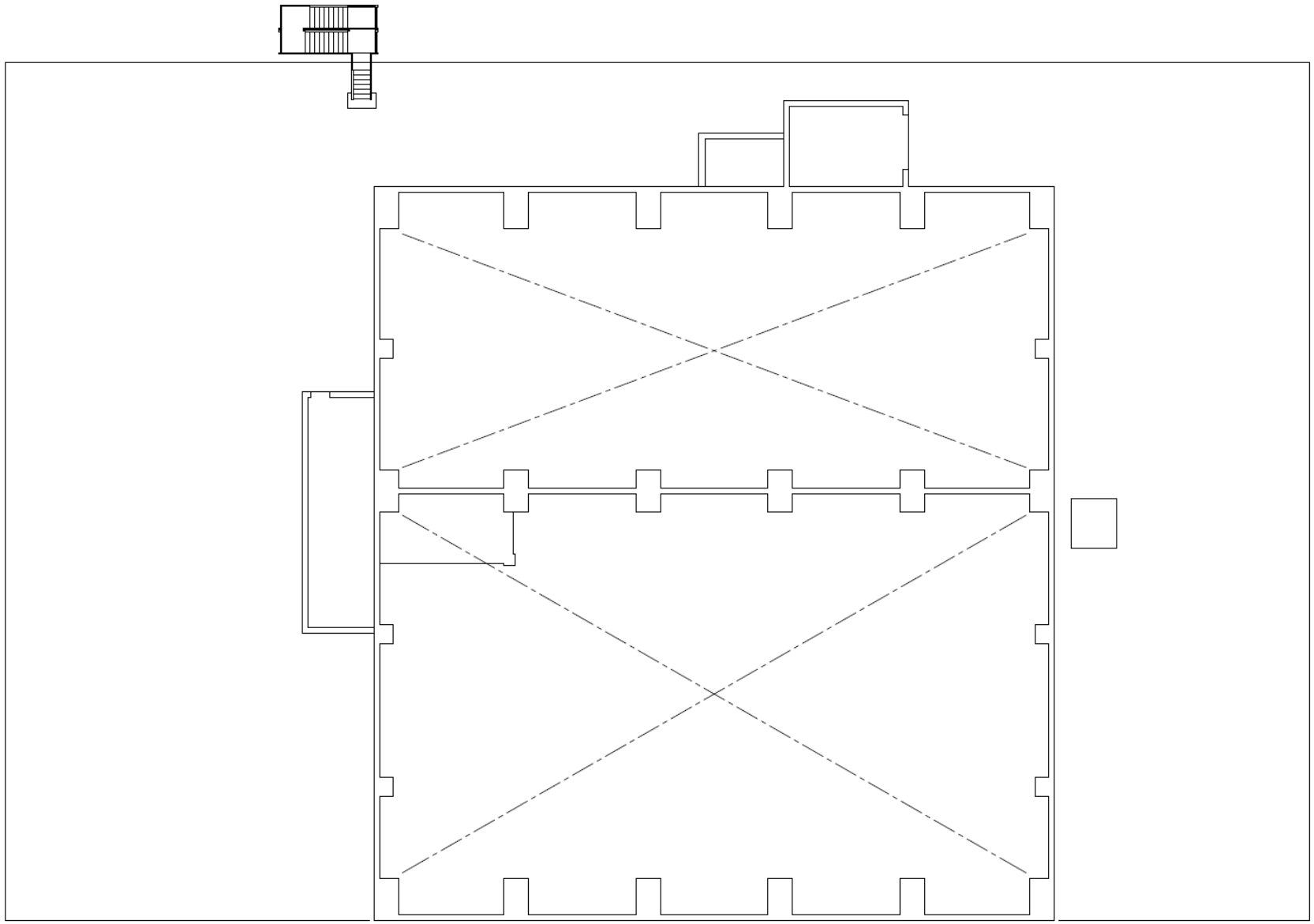
図－１　非常用照明の取付箇所を明示した図面（２／４）




焼却炉建屋　３階

| 凡　例 | |
|---|---|
| | 避難口誘導灯（電池内蔵型） |
| | 通路誘導灯（電池内蔵型） |
| | 非常用照明器具（電池内蔵型） |
| | 階段通路誘導灯（電池内蔵型） |

図－１　非常用照明の取付箇所を明示した図面（３／４）



焼却炉建屋 屋上階

| 凡　例 | |
|---|---|
| | 避難口誘導灯（電池内蔵型） |
| | 通路誘導灯（電池内蔵型） |
| | 非常用照明器具（電池内蔵型） |
| | 階段通路誘導灯（電池内蔵型） |

図－１　非常用照明の取付箇所を明示した図面（４／４）

# 火災防護に関する説明書並びに消火設備の取付箇所を明示した図面

## 1.　火災防護に関する基本方針

雑固体廃棄物焼却設備（以下，「本設備」という。）は，火災により安全性が損なわれることを防止するために，火災の発生防止対策，火災の検知及び消火対策，火災の影響の軽減対策の 3 方策を適切に組み合わせた措置を講じる。

## 2.　火災の発生防止

### 2.1　不燃性材料，難燃性材料の使用

本設備では，実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。

### 2.2　発火性，引火性材料の予防措置

通常運転時はもとより，異常状態においても火災の発生を防止するための予防措置を講じる。

発火性又は引火性液体を内包する設備については，溶接構造，シール構造等とし，液面監視等により，漏えいの早期発見を図る。また，その内蔵量を運転上の要求に見合う最低量に抑える設計とする。

### 2.3　自然現象による火災発生防止

本設備の構築物，系統及び機器は，落雷，地震等の自然現象により火災が生じることがないように防護した設計とし，建築基準法に従い避雷設備を設置する。

本設備は「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成 18 年 9 月 19 日）（以下，「耐震設計審査指針」という。）に従い設計を行い，破壊又は倒壊を防ぐことにより，火災発生を防止する設計とする。

## 3.　火災の検知及び消火

### 3.1　火災検出設備及び消火設備

火災検出設備及び消火設備は，本設備に対する火災の悪影響を限定し，早期消火を行える消防法に基づいた設計とする。

消火設備は，消火栓設備及び二酸化炭素消火設備並びに消火器で構成する。消火用水の専用水源として，本設備建屋内に貯水槽を設置する。

### 3.2　自然現象に対する消火装置の性能維持

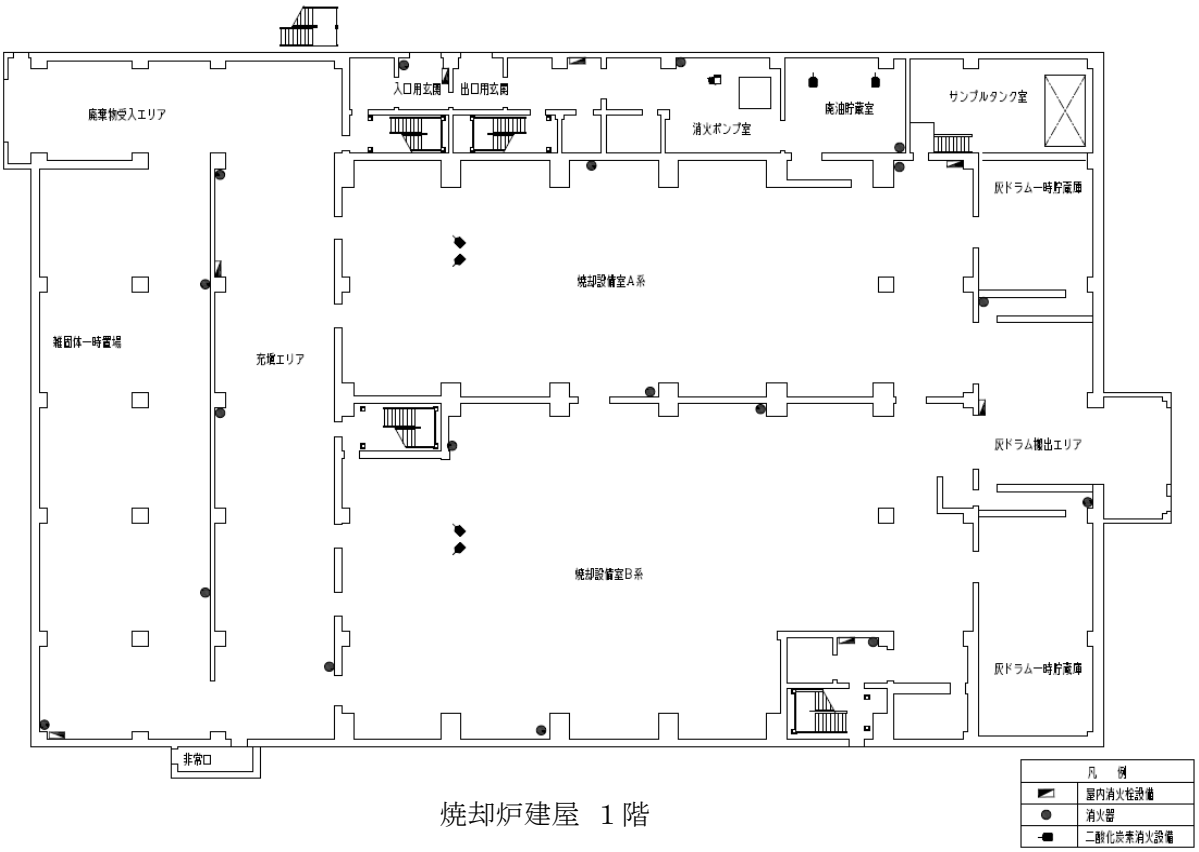
火災検出設備及び消火設備は地震等の自然現象によっても，その性能が著しく阻害されることがないよう措置を講じる。消火設備は，消防法に基づいた設計とし，耐震設計は耐震設計審査指針に基づいて適切に行う。

4.　火災の影響の軽減

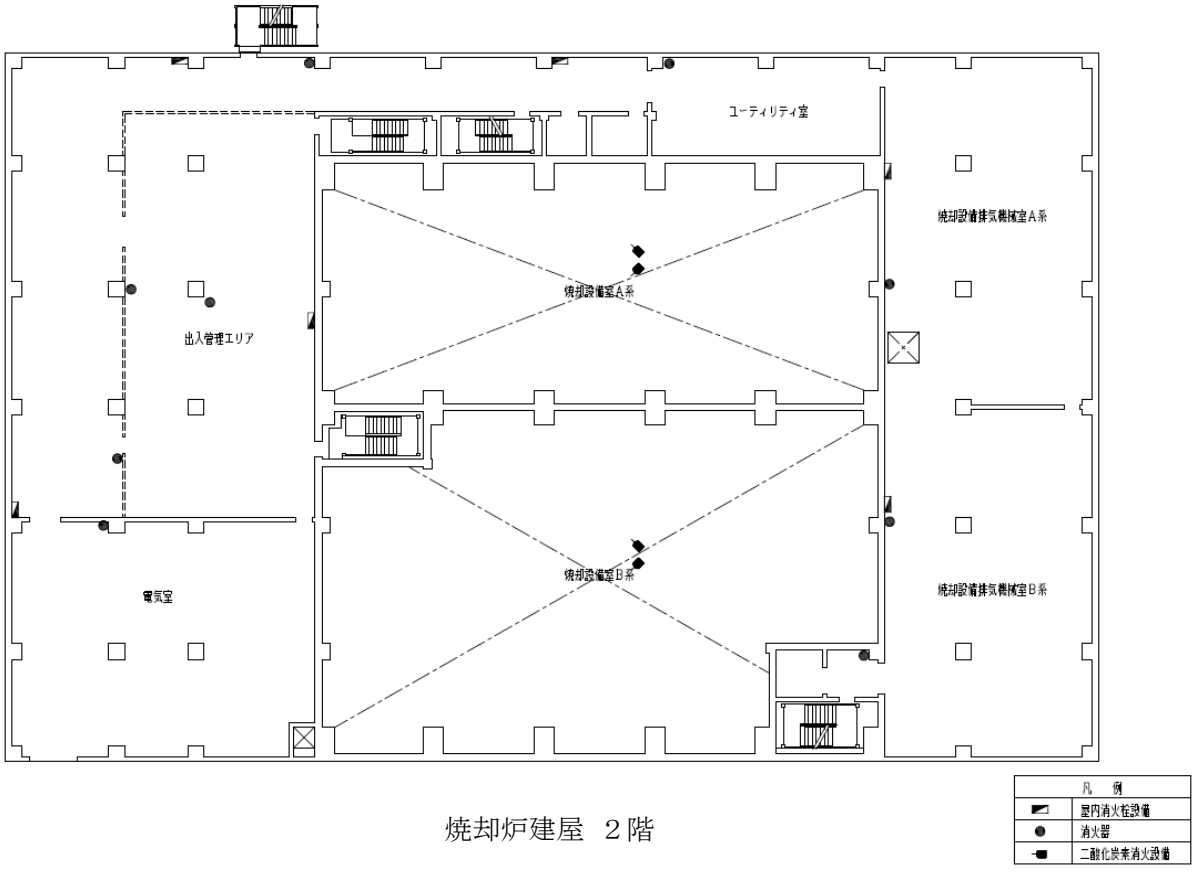
本設備は，隣接区域の火災による影響も含めた火災の影響を軽減するため，耐火壁，隔壁，間隔及び消火設備の組み合わせにより，防火区画を設定する。

5.　消火設備の取付箇所を明示した図面

消火設備の取付箇所について，図－１に示す。

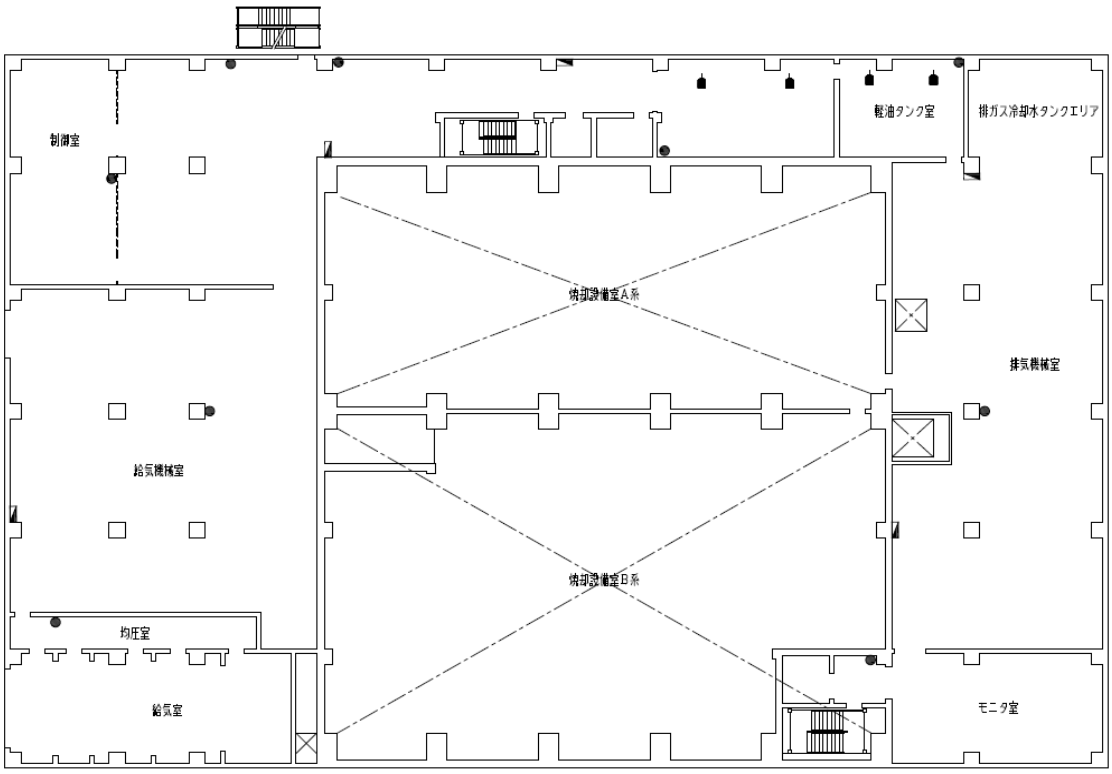



焼却炉建屋　１階

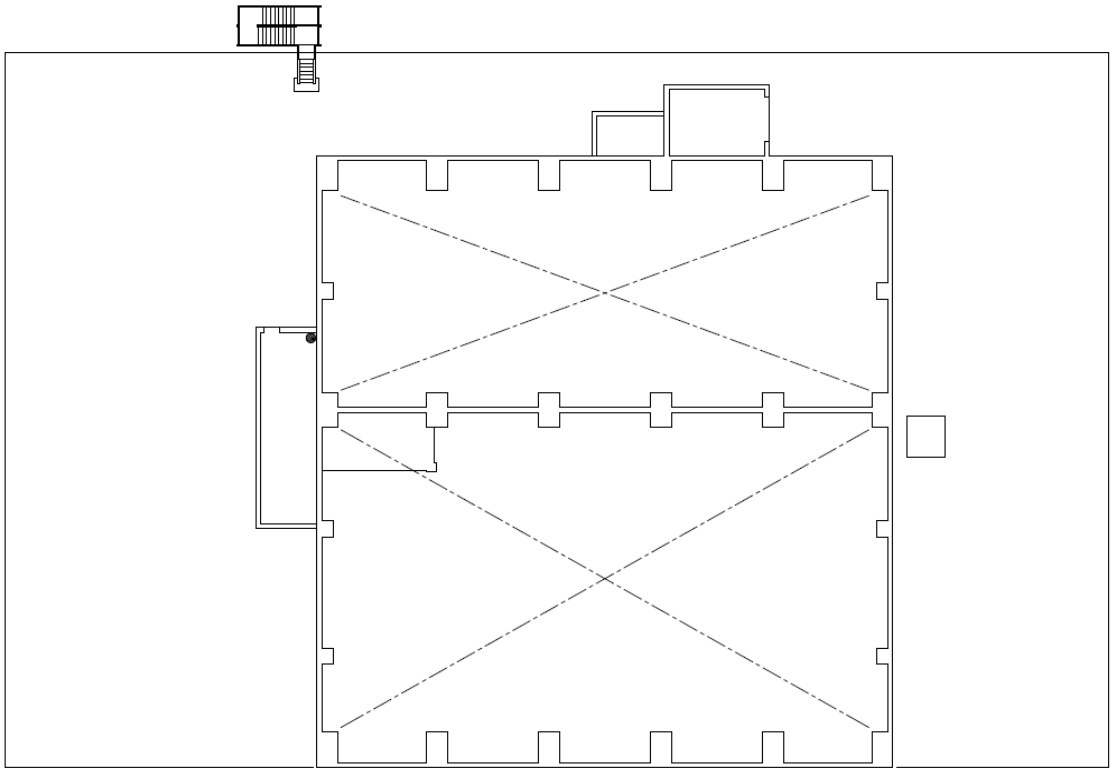



焼却炉建屋　２階

図－１　消火設備の取付箇所を明示した図面（１／２）




焼却炉建屋　３階




焼却炉建屋　屋上階

図－１　消火設備の取付箇所を明示した図面（２／２）

# 生体遮へい装置の放射線の遮へい及び熱除去についての計算書

## 1. 一般事項

本計算書は，焼却炉建屋における生体遮へい装置（以下，「補助遮へい」という。）の放射線の遮へい及び熱除去に関する評価について説明するものである。

### 1.1 遮へい設計評価の基本方針

雑固体廃棄物焼却設備は，建屋躯体を用いた補助遮へいで区画し，その補助遮へいの厚さに対し，雑固体廃棄物焼却設備の各線源からの線量率計算結果が，外部放射線に係る設計基準線量率 $2.6\times10^{-3}$mSv/h 以下を満足していることを確認することにより，遮へい設計が十分であるものと評価する。

### 1.2 遮へい設計の設計基準線量率

通常運転時，放射線業務従事者の受ける線量が「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（経済産業省告示第 187 号）に定めた線量限度を超えないようにするとともに，放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減するように，放射線防護上の措置を講じた設計とする。遮へい設計に際しては，焼却設備の各線源からの外部放射線に係る線量率が，設計基準線量率 $2.6\times10^{-3}$mSv/h 以下を満足する設計とする。

### 1.3 遮へい設計の方法

焼却炉建屋の補助遮へいの設計方法は，以下のとおりである。

(1) 線源となる雑固体廃棄物，焼却灰は，原則としてコンクリートの遮へい壁で囲まれた区画に収容する。

(2) 焼却炉建屋の通常運転時に予想される線源強度で，実効線量率が最大となる時の線源強度を計算する。

(3) 遮へい計算は，対象となる線源の線源強度および幾何学的形状を勘案して適切な計算機コードを選択し，機器配置を考慮して補助遮へい外側表面の線量率を計算する。

1.4　遮へい設計の前提条件

補助遮へいの遮へい設計に用いる前提条件は，以下のとおりである。

(1)　コンクリートの密度は 2.15g/cm$^3$ とする。

(2)　遮へい計算に用いる壁の厚さは，公称値からマイナス側許容差（5mm）を引いた値を用いる。

(3)　計算モデル化に際しては，保守的な評価となるようにする。

1.5　熱除去に関する設計

焼却炉建屋の補助遮へいは，取り扱われるものが雑固体廃棄物，焼却灰であることから，コンクリート壁に入射するガンマ線エネルギー束が低いので，コンクリート壁での発熱量は小さく，また建屋内は換気空調設備で熱除去される。

2．補助遮へいの計算に用いる線源強度

焼却炉建屋における補助遮へいの対象となる線源は，雑固体廃棄物，焼却灰である。各線源は滞留水を汚染起源と仮定し，表－１に示す核種，放射能濃度を内包しているとする。なお，各線源のガンマ線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。

表－１　遮へい計算に用いる各線源の放射能濃度

| 核種 | 放射能濃度（Bq／cm$^3$） | |
|---|---|---|
| | 雑固体廃棄物 | 焼却灰 |
| Mn-54 | 5.4E+00 | 4.0E+02 |
| Co-58 | 2.5E-02 | 1.9E+00 |
| Co-60 | 1.5E+01 | 1.1E+03 |
| Sr-89 | 2.1E-01 | 1.6E+01 |
| Sr-90 | 1.3E+03 | 9.9E+04 |
| Ru-103 | 1.9E-04 | 1.4E-02 |
| Ru-106 | 5.0E+01 | 3.7E+03 |
| Sb-124 | 2.8E-02 | 2.1E+00 |
| Sb-125 | 4.7E+01 | 3.5E+03 |
| I-131 | 5.1E-25 | 3.8E-23 |
| Cs-134 | 4.6E+02 | 3.4E+04 |
| Cs-136 | 3.4E-17 | 2.5E-15 |
| Cs-137 | 1.3E+03 | 9.4E+04 |
| Ba-140 | 2.1E-15 | 1.6E-13 |
| 合計 | 3.2E+03 | 2.4E+05 |

3. 補助遮へい計算

3.1　計算方法

焼却炉建屋の遮へい計算には，計算機コード「QAD」を用いる。計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

・線源の放射能濃度
・線源のエネルギースペクトル
・線源形状
・遮へい厚さ
・線源からの距離
・遮へい体の物質の指定

3.2　線量率計算

補助遮へい外側表面の線量率計算は，3.1 に示した入力条件を計算機コードに入力して行う。

3.2.1　線量率計算モデル

線量率の評価位置は，線源強度および遮へい厚さが異なる代表的な壁および天井スラブの外側表面において線量率が最大になる箇所とする。

図－１～４の計算配置図に焼却炉建屋の線源配置と個数および評価点位置を示す。

(1)　雑固体一時置場の計算モデル

雑固体一時置場で取り扱う雑固体廃棄物コンテナの数量は最大で 352 個相当であるが，解析における線源形状･寸法は保守的に雑固体廃棄物コンテナが 24 行×4 列×4 段とし，各雑固体廃棄物コンテナ間の空間も全て線源とした直方体線源とする。線源の放射能濃度は，表－１に示した放射能濃度とする。

ａ．雑固体一時置場の西壁（壁厚 500㎜）

雑固体一時置場の西壁外側表面（評価点①）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法，壁の厚さ，評価点の位置を図－５に示す。

線源から壁までの距離は，設計距離より短い安全側の条件として 0㎜ とする。評価点位置は，線量率が最大となる位置とする。

ｂ．雑固体一時置場の天井スラブ（スラブ厚 500㎜）

雑固体一時置場の天井スラブ外側表面（評価点②）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法，スラブの厚さ，評価点の位置を図－６に示す。

線源から天井スラブまでの距離は，設計距離より短い安全側の条件として 2000㎜ とす

る。評価点位置は，線量率が最大となる位置とする。

(2)　自動倉庫 A の計算モデル

焼却設備室 A 系に設置する自動倉庫 A に保管する雑固体廃棄物パレットの数量は最大で 152 個相当であるが，解析における線源形状・寸法は保守的に雑固体廃棄物パレットを 6 行×2 列×13 段とし，各雑固体廃棄物パレット間の空間も全て線源とした直方体線源とする。線源の放射能濃度は，表－１に示した放射能濃度とする。

なお，自動倉庫 B については，線源設定は同じものの，壁までの距離が同等以上であるため，自動倉庫 A の評価に包含される。

ａ．自動倉庫 A 北壁（壁厚 500mm）

自動倉庫 A の北壁外側表面（評価点③）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法，壁の厚さ，評価点の位置を図－７に示す。

線源から壁までの距離は，設計距離より短い安全側の条件として 3000mm とする。評価点位置は，線量率が最大となる位置とする。

ｂ．自動倉庫 A 西壁（壁厚 500mm）

自動倉庫 A の西壁外側表面（評価点④）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法，壁の厚さ，評価点の位置を図－８に示す。

線源から壁までの距離は，設計距離より短い安全側の条件として 0mm とする。評価点位置は，線量率が最大となる位置とする。

ｃ．自動倉庫 A 西壁（壁厚 300mm）

自動倉庫 A の西壁外側表面（評価点⑤）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法，壁の厚さ，評価点の位置を図－９に示す。

線源から壁までの距離は，設計距離より短い安全側の条件として 2500mm とする。評価点位置は，屋上階において線量率が最大となる位置とする。

(3)　灰ドラム一時貯蔵庫（南）の計算モデル

灰ドラム一時貯蔵庫（南）で取り扱う灰ドラム缶の数量は最大で 88 本相当であるが，解析における線源形状・寸法は保守的に灰ドラム缶を 16 行×6 列×1 段とし，各灰ドラム缶間の空間も全て線源とした直方体線源とする。線源の放射能濃度は，表－１に示した放射能濃度とする。

なお，灰ドラム一時貯蔵庫（北）については，上述の灰ドラム一時貯蔵庫（南）と比較すると，壁の厚さは同じものの，図－１に示すように灰ドラム缶の仮置き数量が最大 52 本相当であり，灰ドラム一時貯蔵庫（南）より 36 本ドラム缶本数が少ないので，灰ド

ラム一時貯蔵庫（南）の評価に包含される。

ａ．灰ドラム一時貯蔵庫（南）東壁（壁厚 700㎜）

灰ドラム一時貯蔵庫（南）の東壁外側表面（評価点⑥）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法，壁の厚さ，評価点の位置を図－１０に示す。

線源から壁までの距離は，設計距離より短い安全側の条件として 500㎜ とする。評価点位置は，線量率が最大となる位置とする。

ｂ．灰ドラム一時貯蔵庫（南）の天井スラブ

（1 階スラブ厚 450㎜，屋上スラブ厚 300㎜）

灰ドラム一時貯蔵庫（南）の天井スラブ外側表面（評価点⑦）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法，スラブの厚さ，評価点の位置を図－１１に示す。

線源から1階天井スラブまでの距離,1階天井スラブから屋上天井スラブまでの距離は，設計距離より短い安全側の条件としてそれぞれ 6000㎜，13000㎜ とする。なお，2 階天井スラブについては，遮へい要求はないため，保守的に遮へい効果を考慮しないものとする。評価点位置は，線量率が最大となる位置とする。

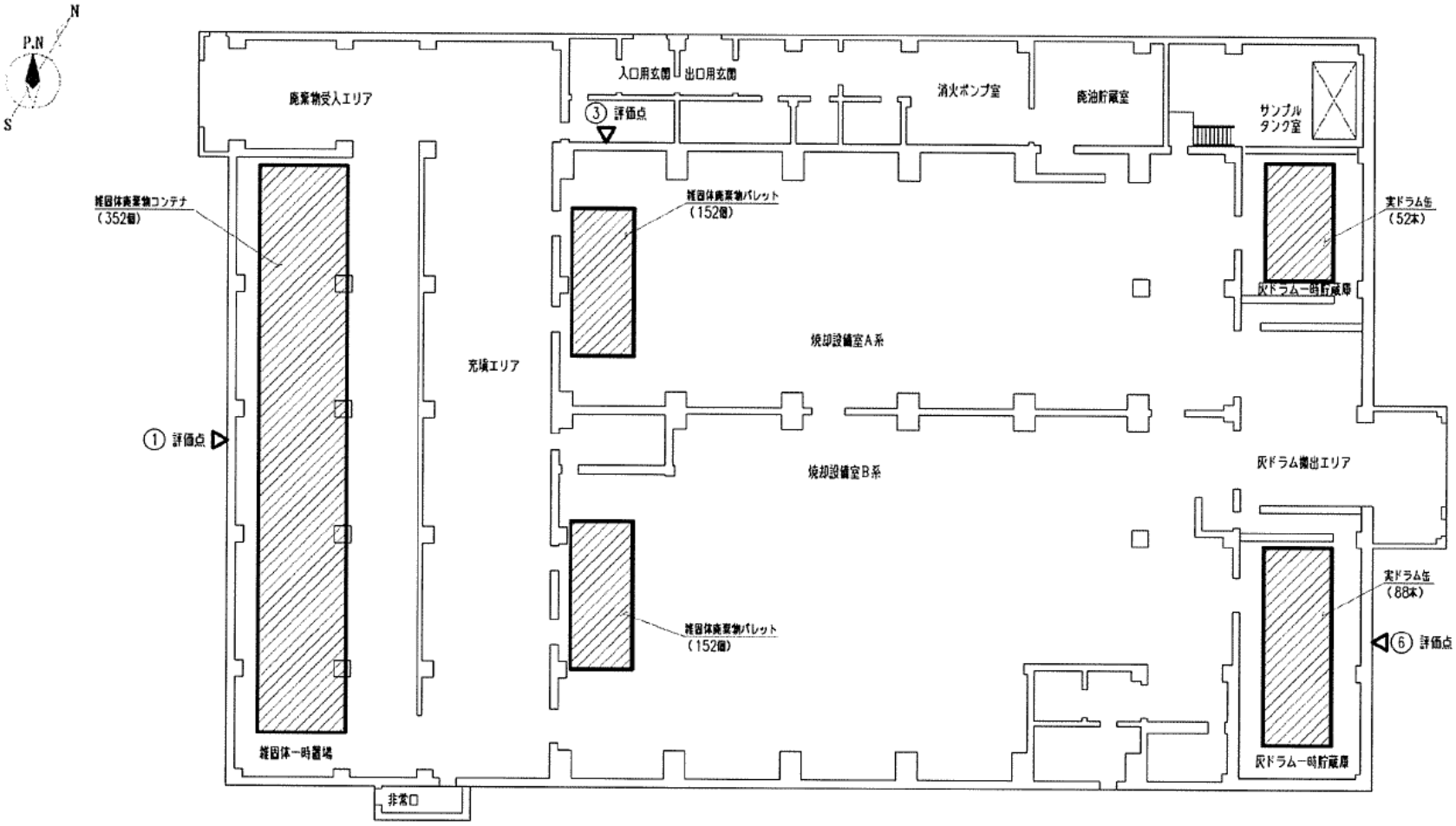
3.2.2　線量率計算結果

線量率の計算結果を表－２に示す。

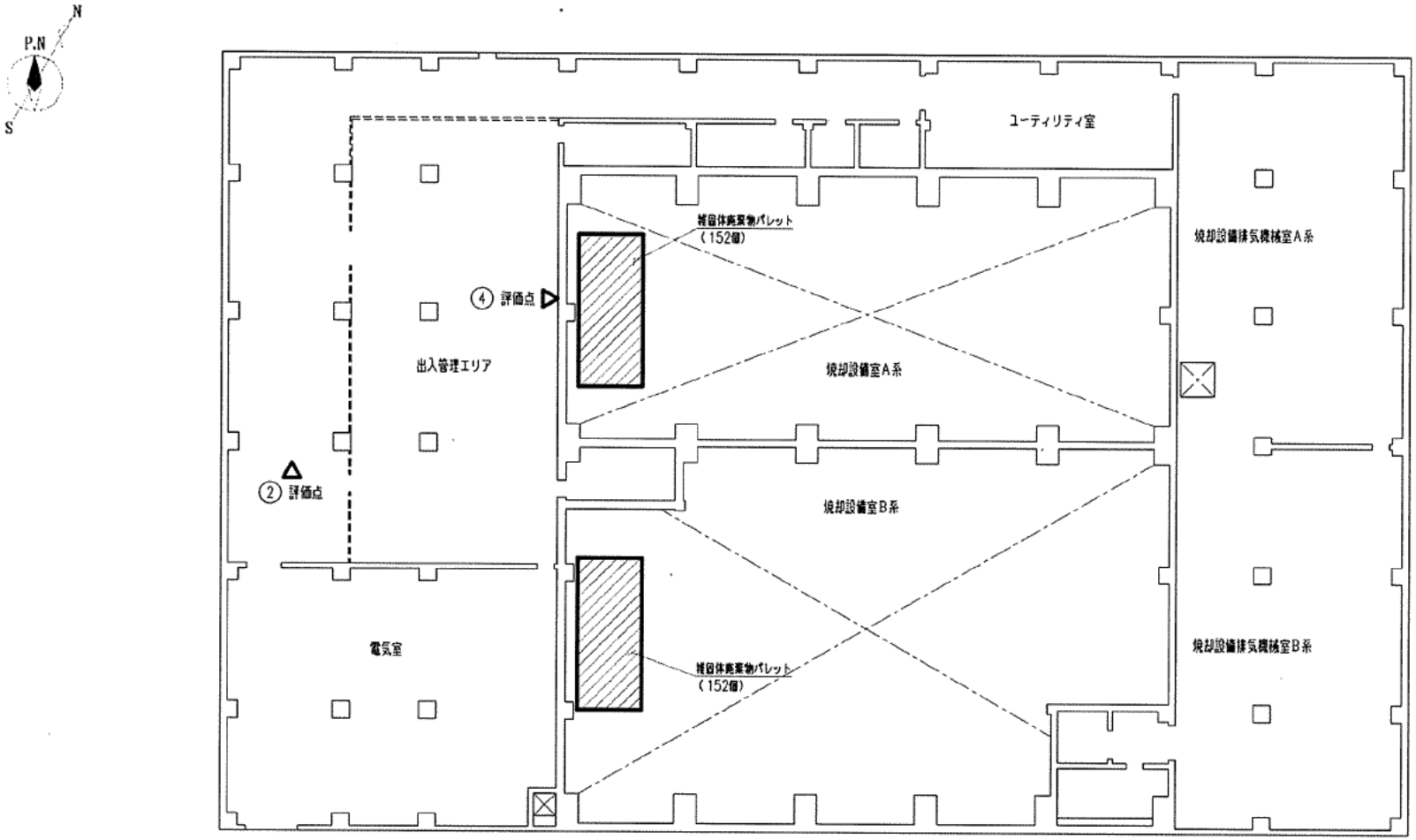
補助遮へい外側表面の線量率は，いずれのエリアも設計基準線量率 $2.6\times10^{-3}$mSv/h 以下を満足することを確認した。

表－２　線量率の計算結果

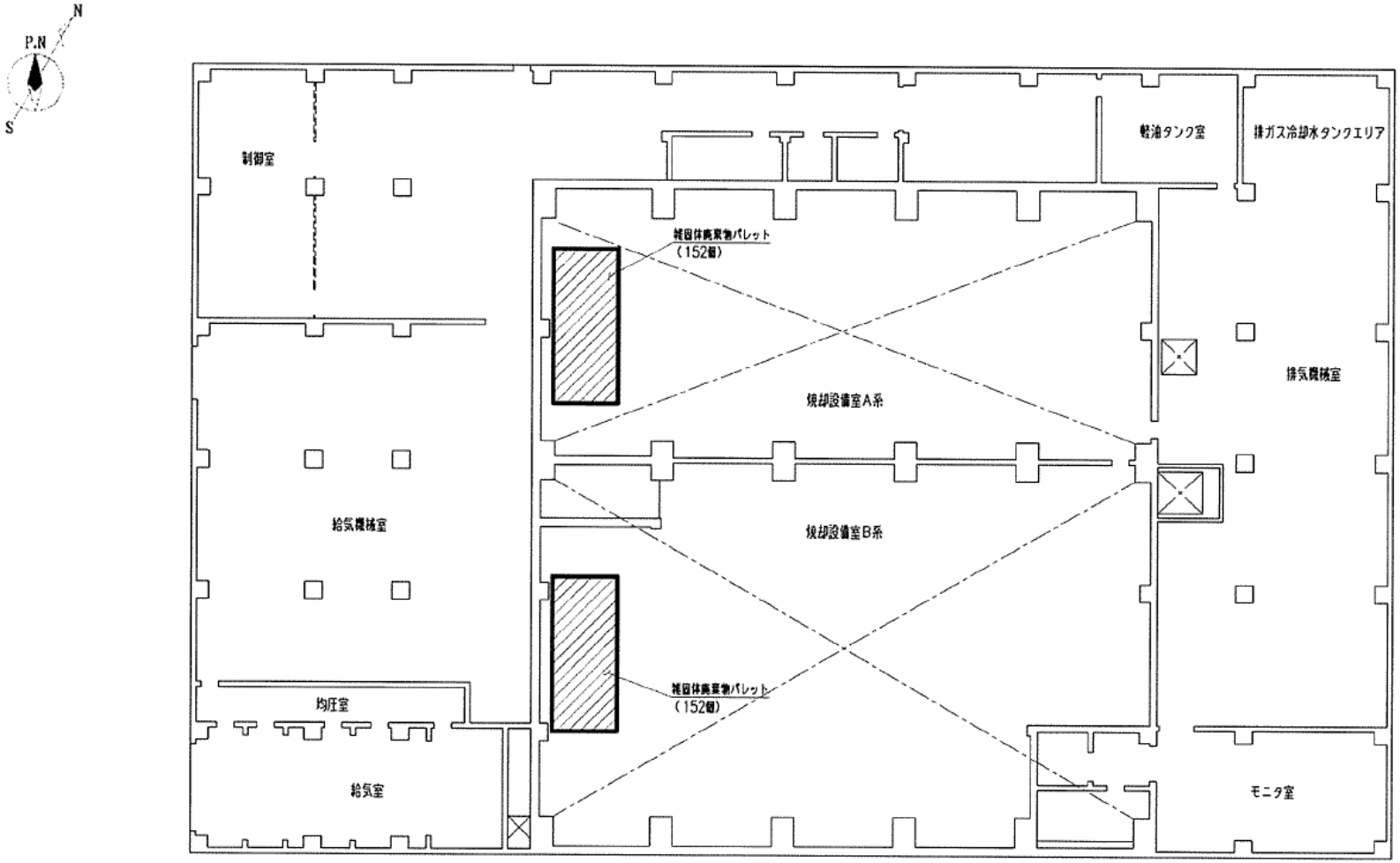
| 評価点 | 評価箇所 | 線量率計算結果 | 設計基準線量率 |
|---|---|---|---|
| ① | 雑固体一時置場の西壁 | $1.7\times10^{-3}$mSv/h | $2.6\times10^{-3}$mSv/h 以下 |
| ② | 雑固体一時置場の天井スラブ | $1.6\times10^{-3}$mSv/h | |
| ③ | 自動倉庫Ａ北壁 | $1.3\times10^{-3}$mSv/h | |
| ④ | 自動倉庫Ａ西壁 | $1.7\times10^{-3}$mSv/h | |
| ⑤ | 自動倉庫Ａ西壁 | $2.1\times10^{-3}$mSv/h | |
| ⑥ | 灰ドラム一時貯蔵庫（南）東壁 | $4.3\times10^{-4}$mSv/h | |
| ⑦ | 灰ドラム一時貯蔵庫（南）の天井スラブ | $6.7\times10^{-5}$mSv/h | |



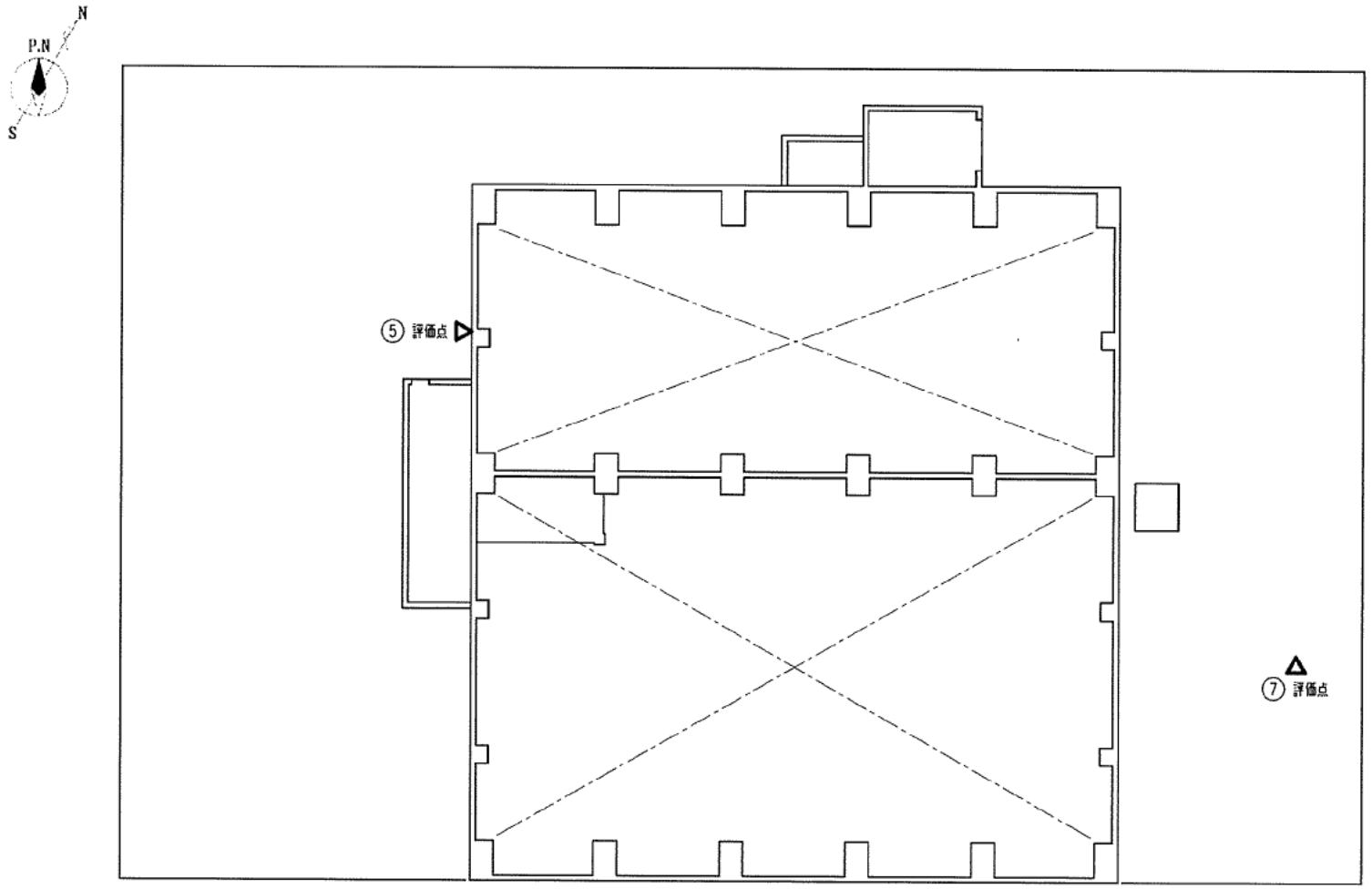

図－１　雑固体廃棄物焼却設備の計算配置図（１階）




図－２　雑固体廃棄物焼却設備の計算配置図（２階）

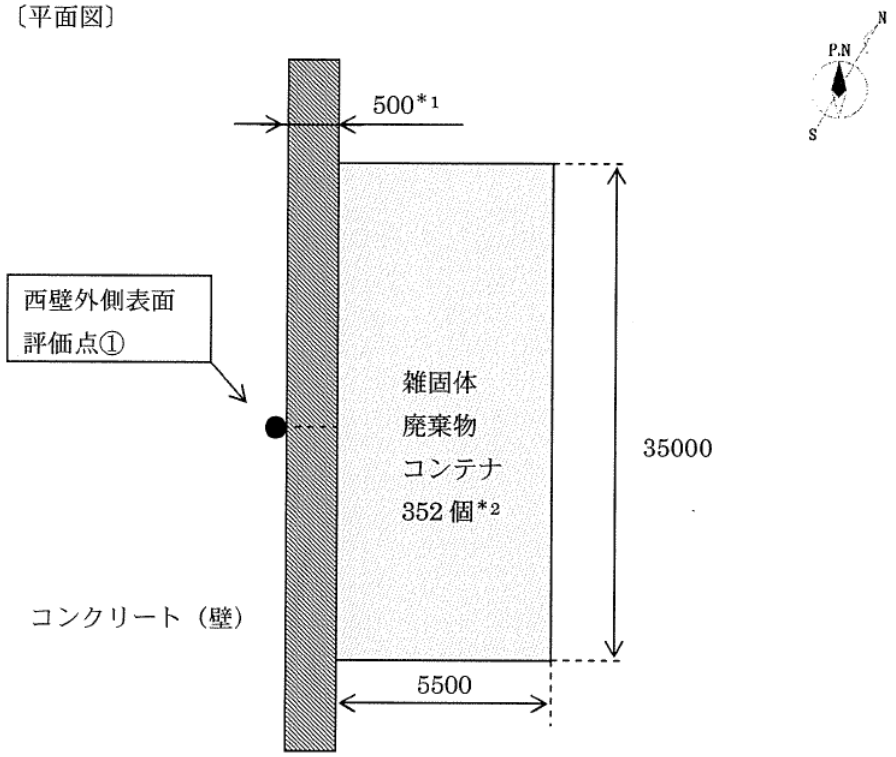



図－３　雑固体廃棄物焼却設備の計算配置図（３階）

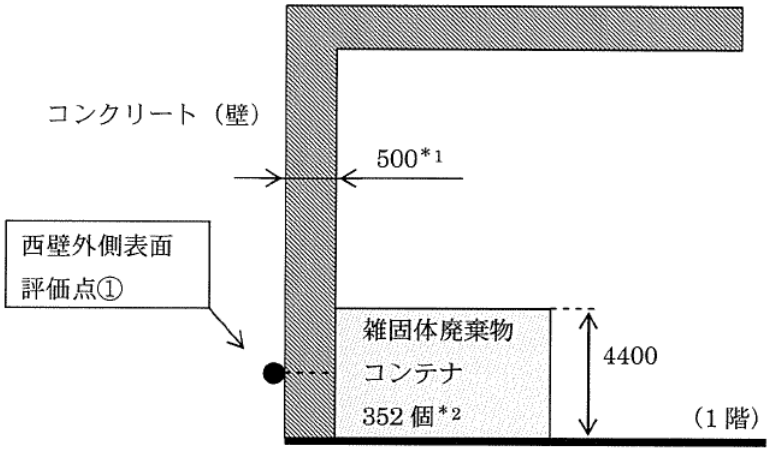



図－４　雑固体廃棄物焼却設備の計算配置図（屋上階）

〔平面図〕




〔立面図〕



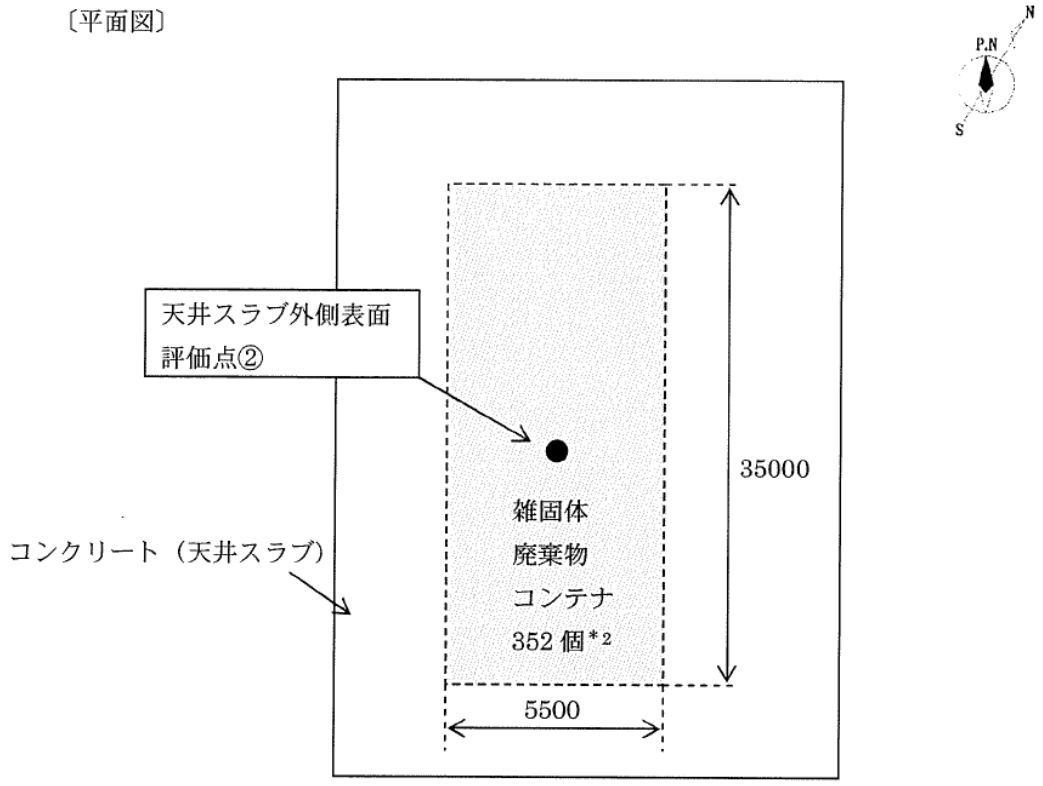

（単位：mm）

注記　＊1：公称値を示す

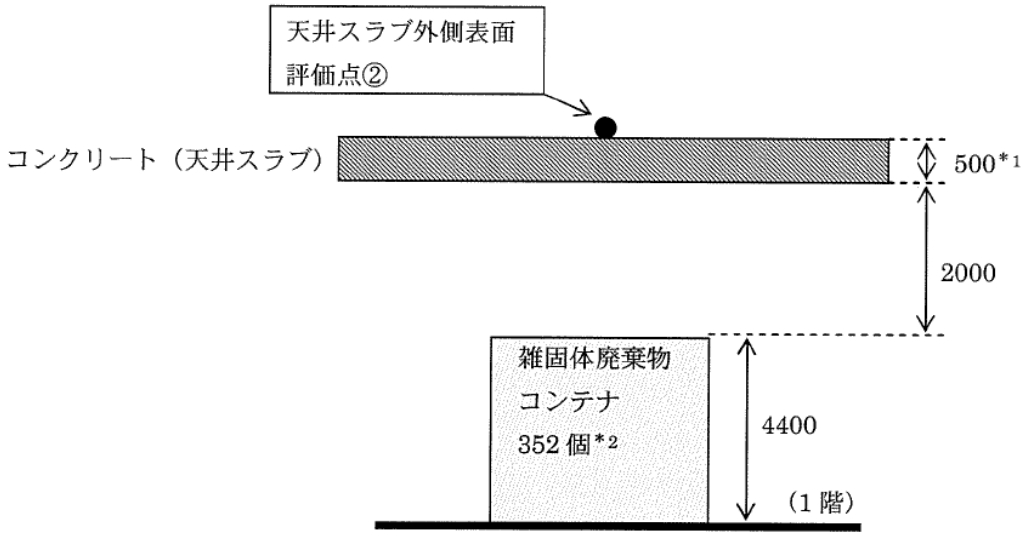
＊2：コンテナ 24 行×4 列×4 段の配列を包含する直方体線源

図－５　雑固体一時置場の西壁外側表面の計算モデル

〔平面図〕




〔立面図〕

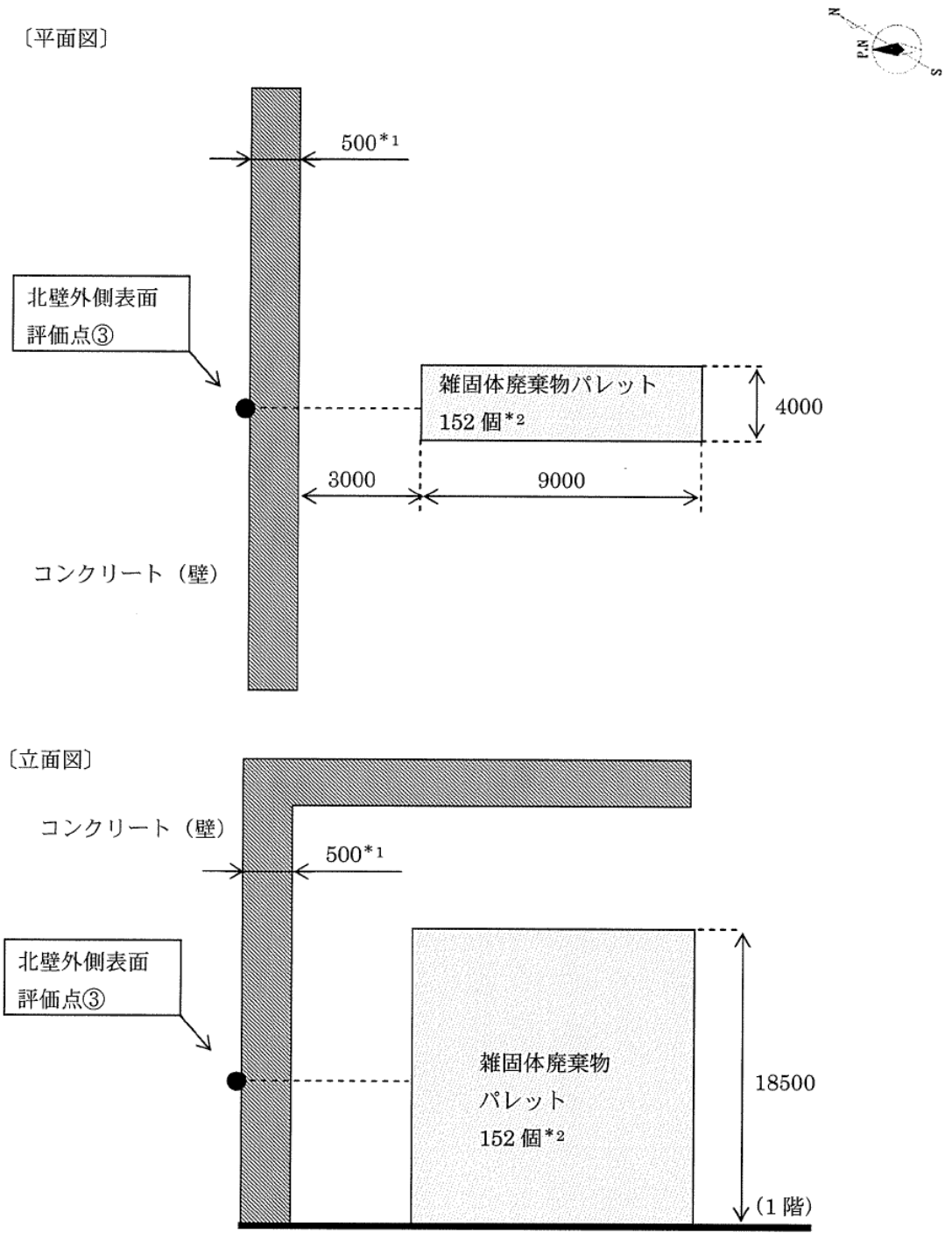



（単位：mm）

注記 ＊1：公称値を示す

＊2：コンテナ 24 行×4 列×4 段の配列を包含する直方体線源

図－６　雑固体一時置場の天井スラブ外側表面の計算モデル

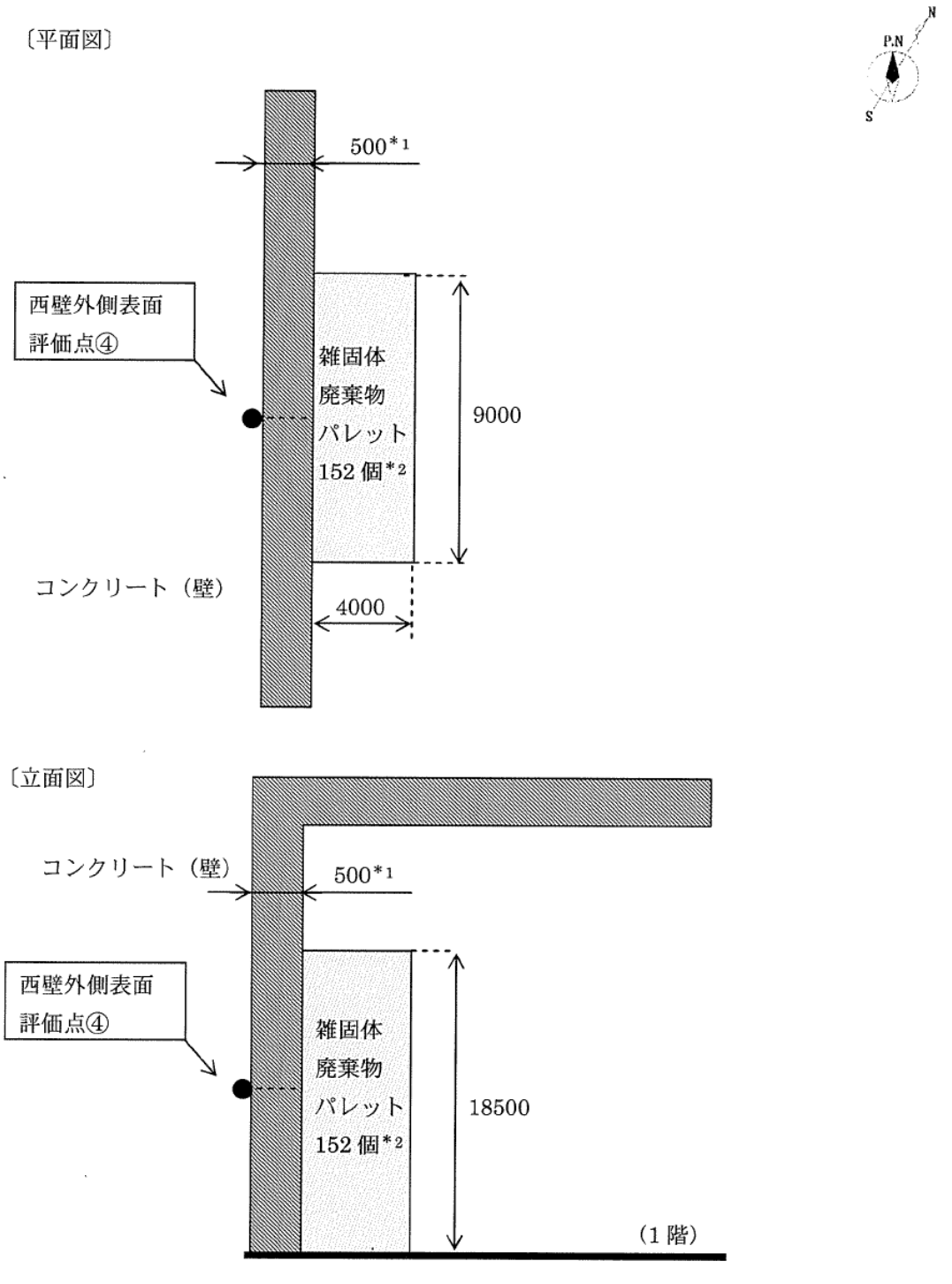



（単位：mm）

注記　＊1：公称値を示す

＊2：パレット 6 行×2 列×13 段の配列を包含する直方体線源

図－7　自動倉庫Aの北壁外側表面の計算モデル



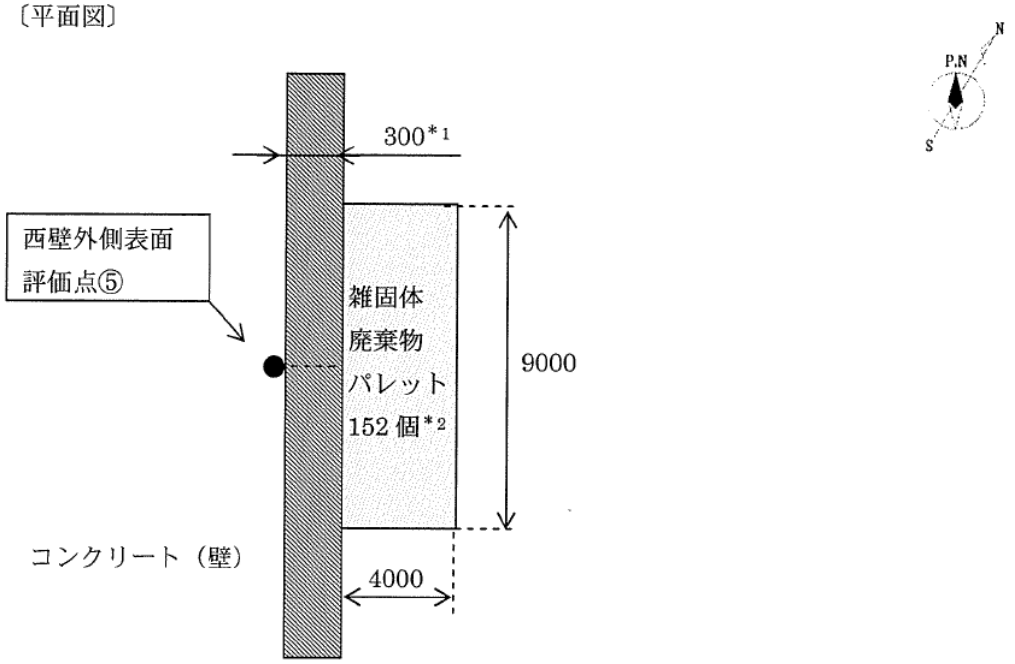

（単位：mm）

注記　＊1：公称値を示す

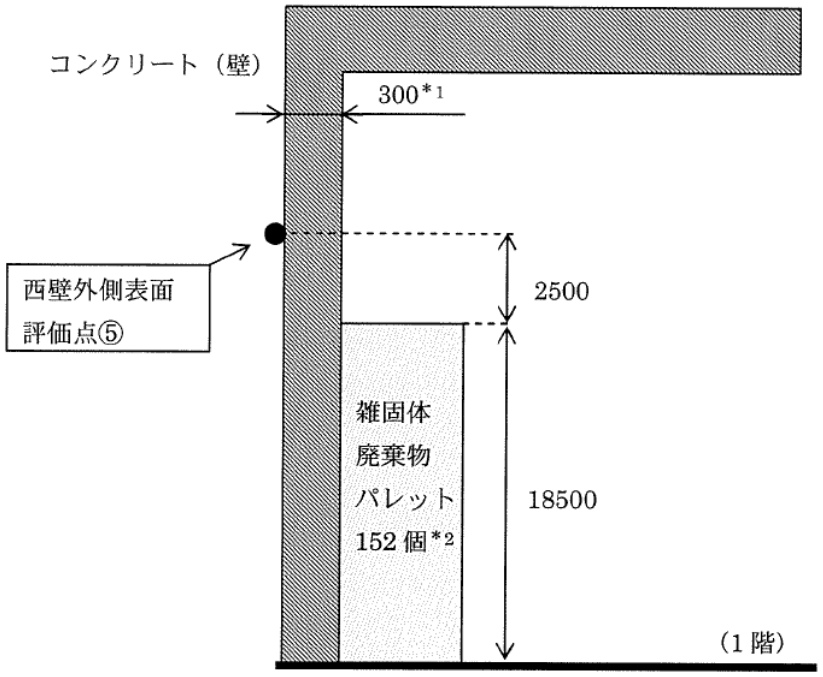
＊2：パレット 6 行×2 列×13 段の配列を包含する直方体線源

図－８　自動倉庫Ａの西壁外側表面の計算モデル

〔平面図〕




〔立面図〕



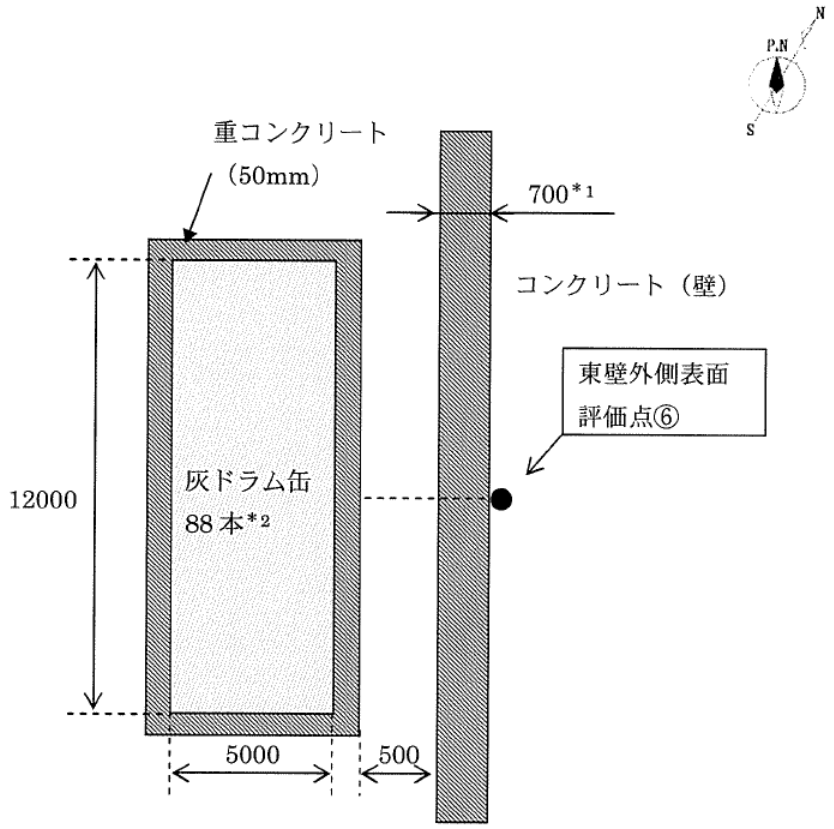

（単位：mm）

注記　＊1：公称値を示す

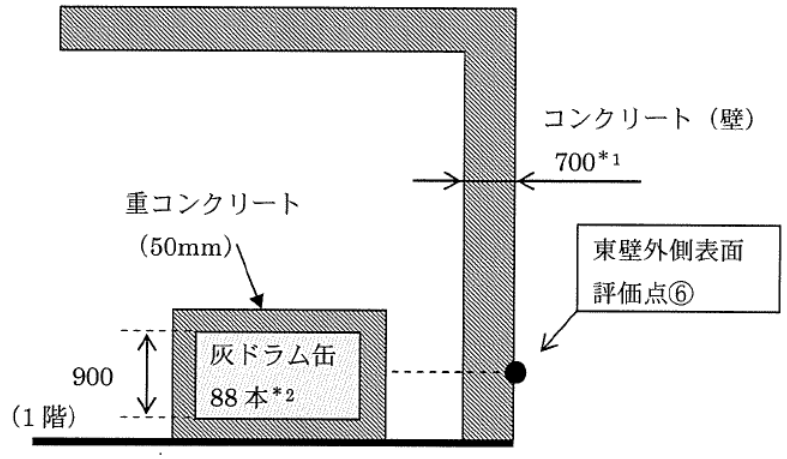
＊2：パレット６行×２列×13 段の配列を包含する直方体線源

図－９　自動倉庫Ａの西壁外側表面の計算モデル

〔平面図〕




〔立面図〕

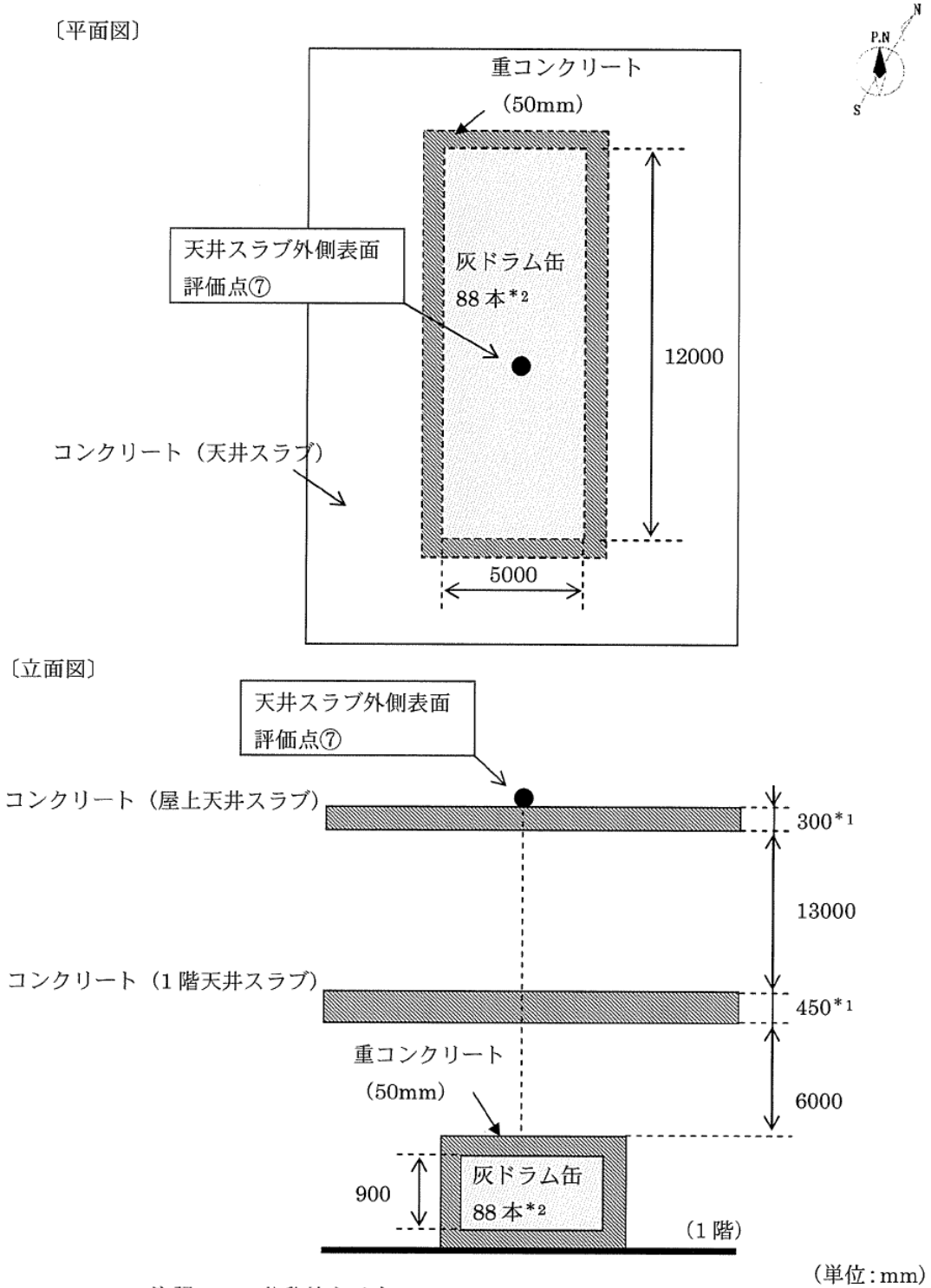



（単位：mm）

注記　＊1：公称値を示す

＊2：灰ドラム缶16行×6列×1段の配列を包含する直方体線源

図－１０　灰ドラム一時貯蔵庫（南）の東壁外側表面の計算モデル




注記 ＊1：公称値を示す

＊2：灰ドラム缶 16 行×6 列×1 段の配列を包含する直方体線源

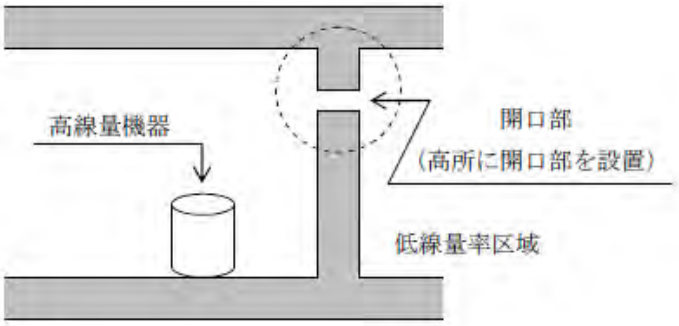
図－１１　灰ドラム一時貯蔵庫（南）の天井スラブ外側表面の計算モデル

4.　補助遮へいの貫通部に対する考慮

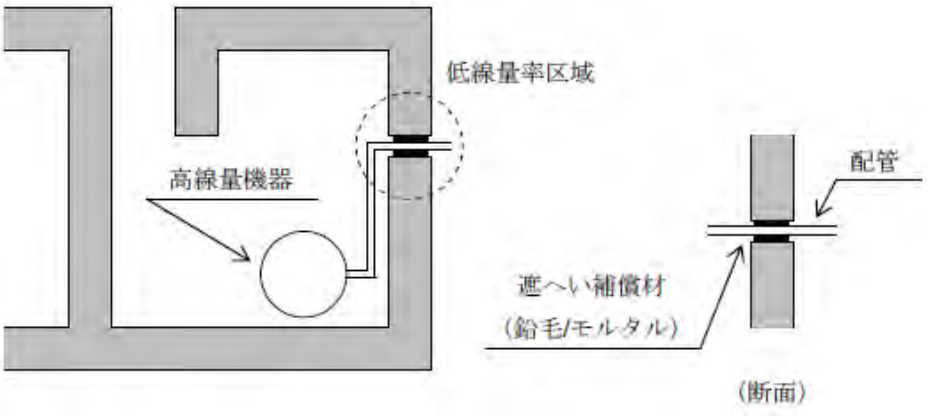
焼却炉建屋の高線量率区域と低線量率区域の間の補助遮へい貫通部は，原則として放射線漏れが問題とならないようにその位置を決める。

ただし，放射線漏えいが問題となる位置に設置せざるを得ない場合は，配管等の貫通部に遮へい補償材（鉛毛またはモルタル）を詰め，放射線漏えいを防止する措置を講じることとする。

貫通部に対する放射線漏えい防止措置の例を図－１２，１３に示す。




図－１２　開口部の高所設置（例）




図－１３　貫通孔の補償遮へい（例）

5.　補助遮へいの熱除去計算

5.1　補助遮へいの熱除去計算方法

補助遮へいであるコンクリート中のガンマ発熱密度はコンクリート中のガンマ線フラックスの減衰に応じて減少する。しかし，安全側にガンマ線の減衰を無視して入射面の最大のガンマ発熱密度でコンクリート全体が均一に発熱するものと仮定すると，コンクリート中の温度と表面温度の差の最大値ΔTmax は，内部発熱が均一とした平板の温度分布の計算式（6.引用文献(1)参照）を引用した下式により求められる。

$$\Delta Tmax = Tmax - Ts = Q' \cdot L^2 / 2\lambda$$

ここで，Tmax　：コンクリート厚さ中心での最高温度（℃）

Ts　：コンクリート表面温度（℃）

Q’　：コンクリートの発熱密度（$W/m^3$）

L　：コンクリートの厚さの 1/2（m）

λ　：コンクリートの熱伝導率（W/m・℃）

また，上記のコンクリートの発熱密度は，下式により求められる。

$$Q' = 10^6 \cdot \rho \cdot Q$$

ここで，ρ　：コンクリート密度（$g/cm^3$）

Q　：ガンマ発熱密度（W/g）

＝K・φ

K　：ガンマ発熱密度換算係数（$W \cdot s \cdot cm^2/g$）

＝C・E・（μen/ρ）

C　：換算係数（W・s /MeV）　（$1.602 \times 10^{-13}$）

E　：ガンマ線エネルギー　（MeV）

（μen/ρ）：コンクリートの質量エネルギー吸収係数（$cm^2/g$）

φ　：ガンマ線フラックス（$photons/cm^2 \cdot s$）

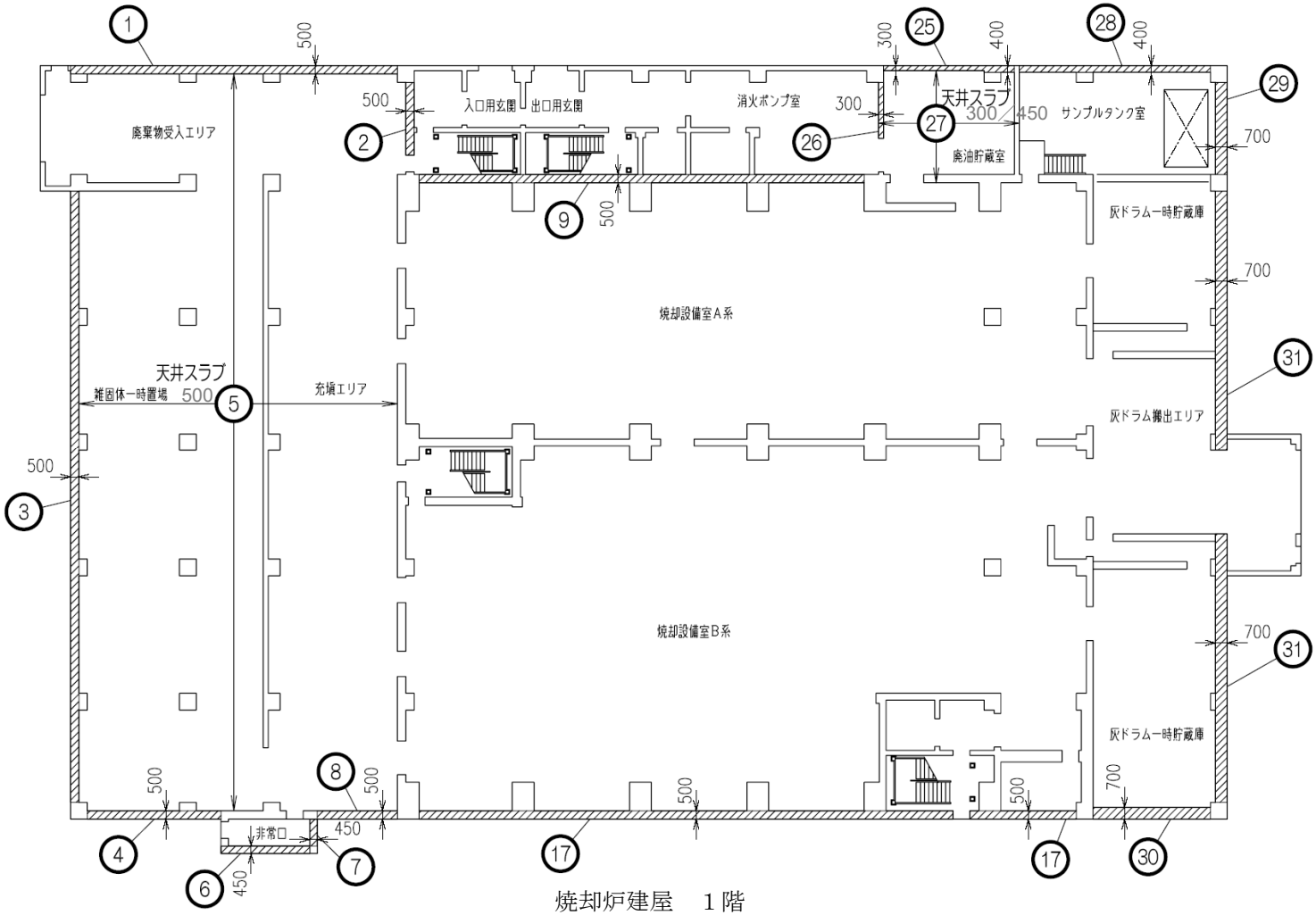
上記において，ガンマ発熱密度は補助遮へいの灰ドラム一時貯蔵庫東壁内側表面の最大となる点について計算機コード「QAD」にて計算を行う。

5.2　補助遮へいの熱除去計算結果

補助遮へい中のガンマ発熱による発熱密度は約 $8 \times 10^{-4} W/m^3$ となり，温度上昇は 0.1℃未満であり，自然冷却で十分である。

6.　引用文献

(1)　日本機械学会「伝熱工学資料　改訂第 5 版」(2009)

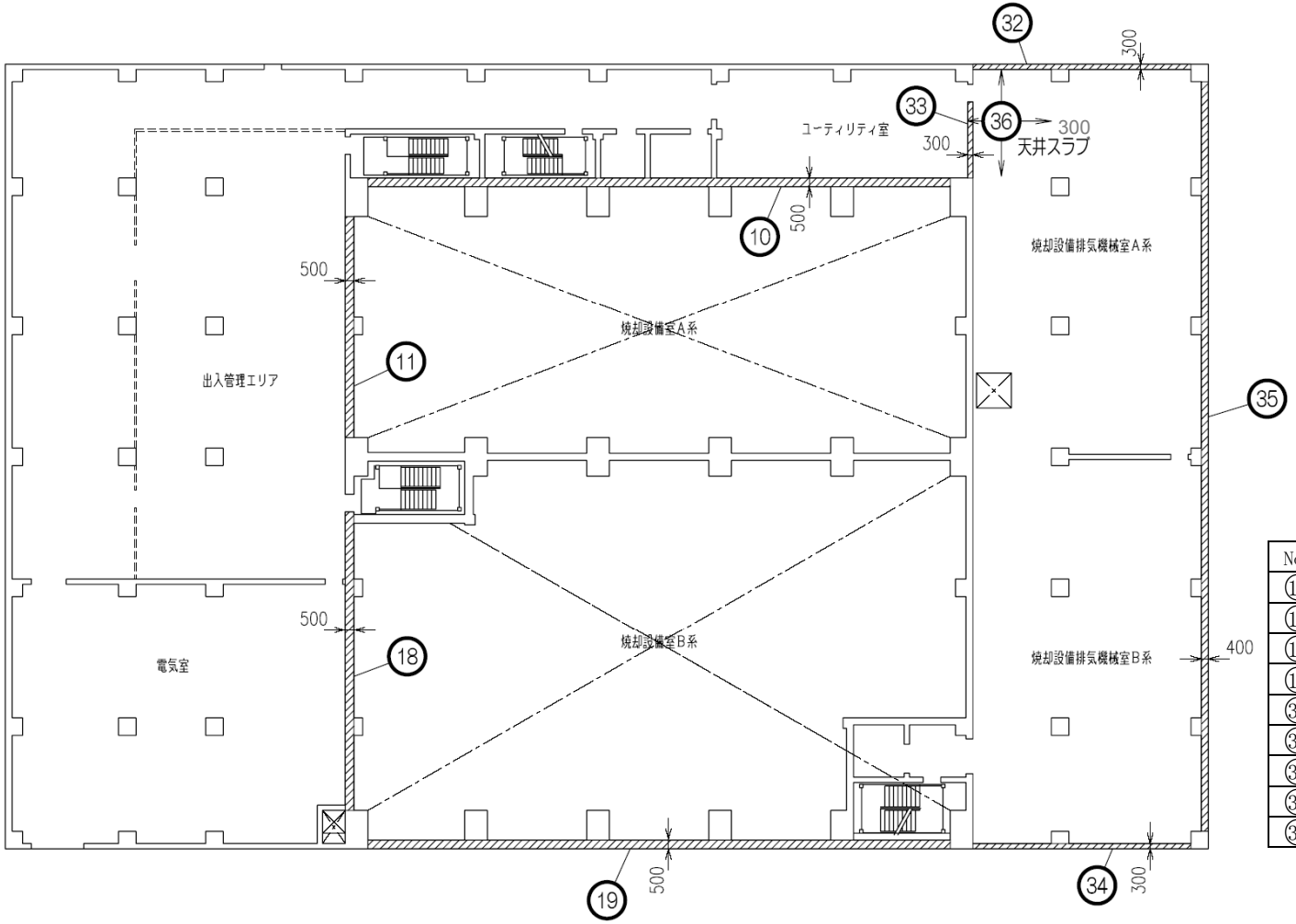



焼却炉建屋　１階

| No. | 種類 | |
|---|---|---|
| ① | 廃棄物受入エリア | 北壁 |
| ② | | 東壁 |
| ③ | 雑固体一時置場 | 西壁 |
| ④ | | 南壁 |
| ⑤ | | 天井 |
| ⑥ | 非常口 | 南壁 |
| ⑦ | | 東壁 |
| ⑧ | 充填エリア | 南壁 |
| ⑨ | 焼却設備室Ａ系 | 北壁 |
| ⑰ | 焼却設備室Ｂ系 | 南壁 |
| ㉕ | 廃油貯蔵室 | 北壁 |
| ㉖ | | 西壁 |
| ㉗ | | 天井 |
| ㉘ | サンプルタンク室 | 北壁 |
| ㉙ | | 東壁 |
| ㉚ | 灰ドラム一時貯蔵庫 | 南壁 |
| ㉛ | | 東壁 |

注１：寸法は，mm を示す。

図－１　補助遮へいに関する構造図（１／４）

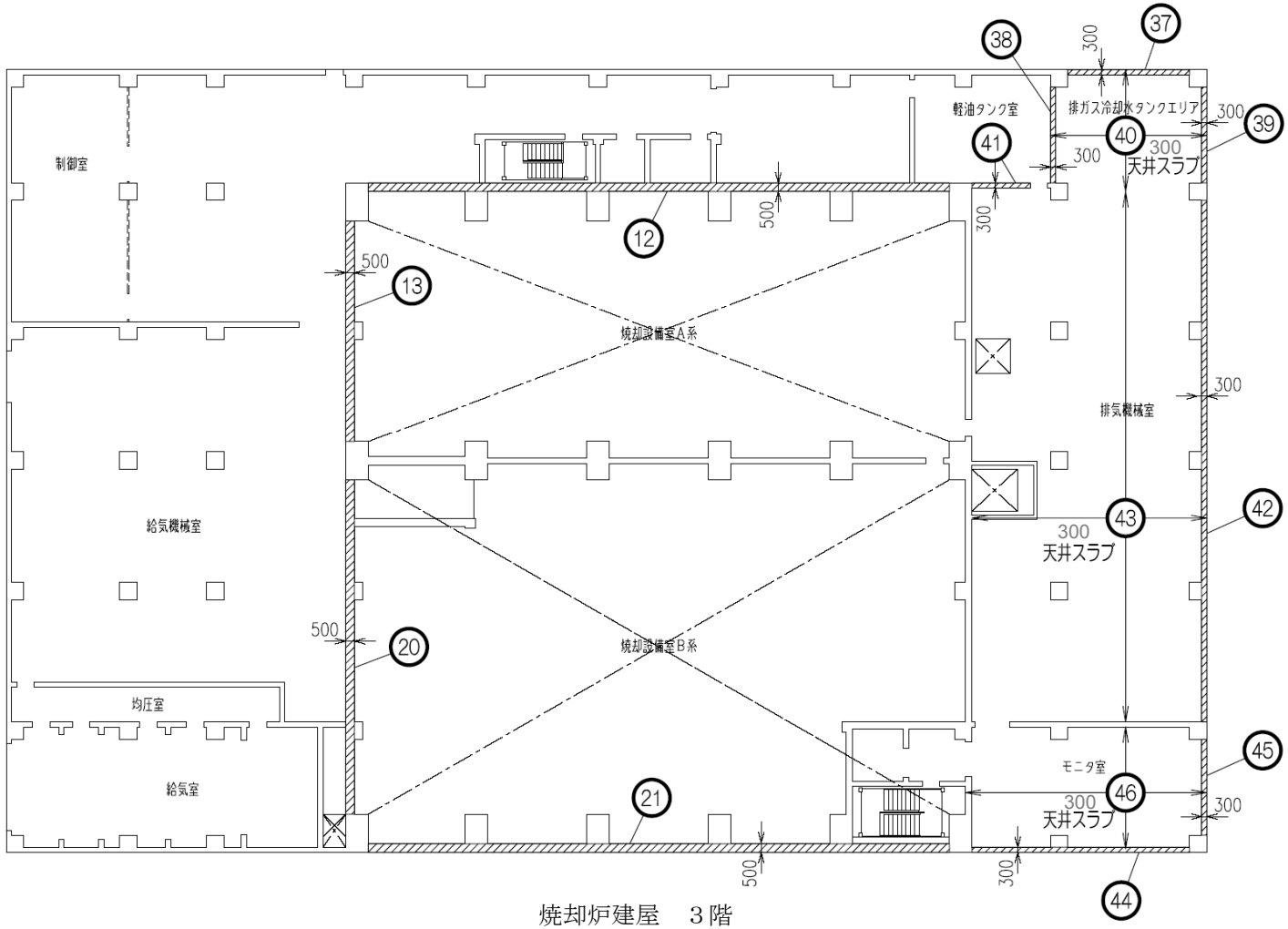



焼却炉建屋　２階

| No. | 種類 | |
|---|---|---|
| ⑩ | 焼却設備室Ａ系 | 北壁 |
| ⑪ | | 西壁 |
| ⑱ | 焼却設備室Ｂ系 | 西壁 |
| ⑲ | | 南壁 |
| ㉜ | 焼却設備排気機械室 | 北壁 |
| ㉝ | | 西壁 |
| ㉞ | | 南壁 |
| ㉟ | | 東壁 |
| ㊱ | | 天井 |

注１：寸法は，mm を示す。

図－１　補助遮へいに関する構造図（２／４）

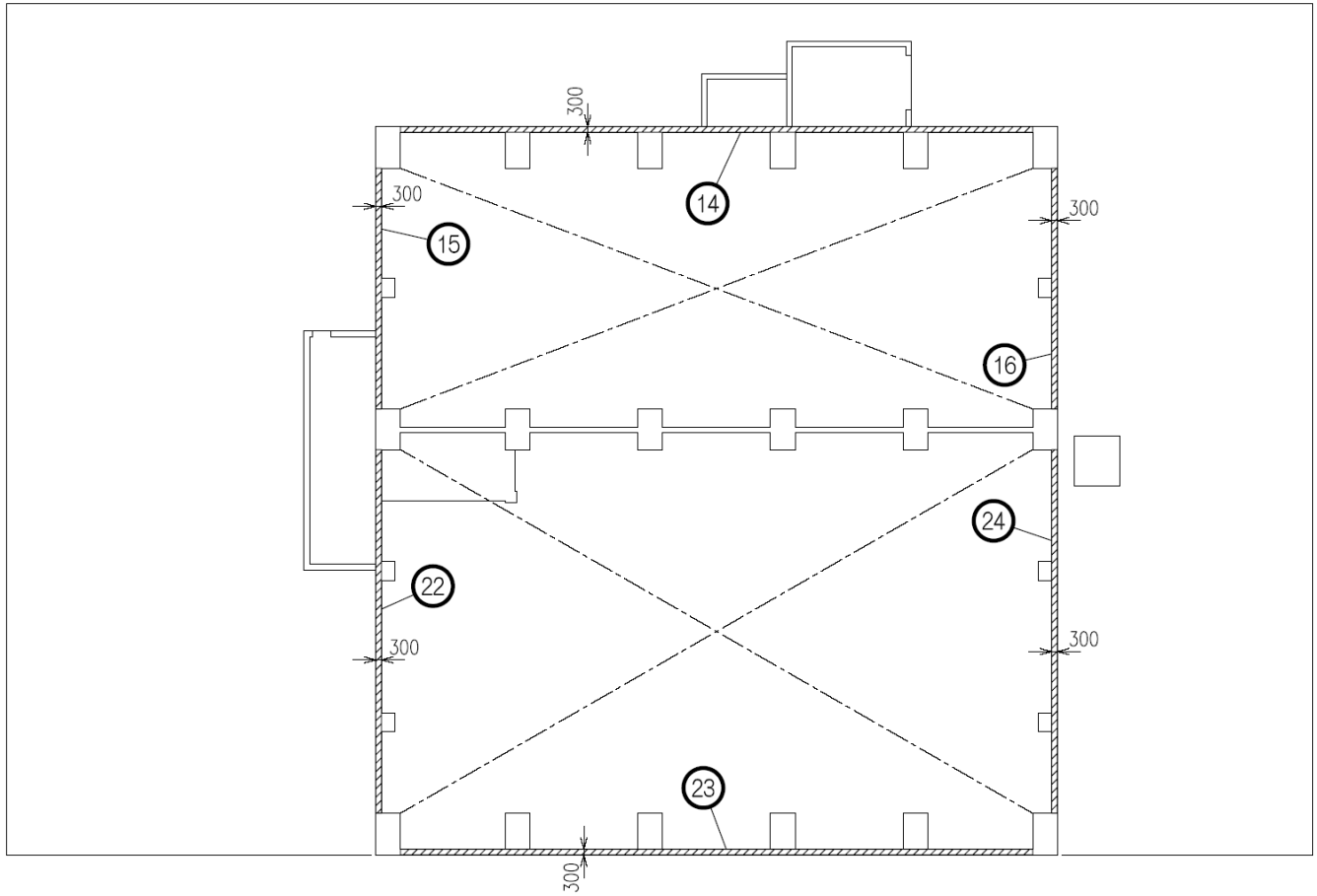



焼却炉建屋　３階

| No. | 種類 | |
|---|---|---|
| ⑫ | 焼却設備室Ａ系 | 北壁 |
| ⑬ | | 西壁 |
| ⑳ | 焼却設備室Ｂ系 | 西壁 |
| ㉑ | | 南壁 |
| ㊲ | 排ガス冷却水タンクエリア | 北壁 |
| ㊳ | | 西壁 |
| ㊴ | | 東壁 |
| ㊵ | | 天井 |
| ㊶ | 排気機械室 | 北壁 |
| ㊷ | | 東壁 |
| ㊸ | | 天井 |
| ㊹ | モニタ室 | 南壁 |
| ㊺ | | 東壁 |
| ㊻ | | 天井 |

注１：寸法は，mm を示す。

図－１　補助遮へいに関する構造図（３／４）




焼却炉建屋　屋上階

| No. | 種類 | |
|---|---|---|
| ⑭ | 焼却設備室 A 系 | 北壁 |
| ⑮ | | 西壁 |
| ⑯ | | 東壁 |
| ㉒ | 焼却設備室 B 系 | 西壁 |
| ㉓ | | 南壁 |
| ㉔ | | 東壁 |

注 1：寸法は，mm を示す。

図－１　補助遮へいに関する構造図（４／４）

添付資料－14

# 固体廃棄物処理設備における放射性物質の散逸防止に関する説明書

## 1.　焼却灰取扱設備

雑固体廃棄物焼却設備では，放射性固体廃棄物等の焼却処理を行う。

排ガスはフィルタを通し，放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後，放射性物質の濃度を監視しながら本建屋専用の排気筒から放出し，焼却灰はドラム缶に密閉し保管する。

焼却灰取扱設備の概要は以下のとおりである。なお，焼却灰取扱設備の構成図を図－１に示す。

### (1)　焼却炉及び二次燃焼器

焼却処理により発生する焼却灰は，二次燃焼器下部から排出され，灰搬送コンベアにて搬送される。

### (2)　排ガス冷却器

排ガスに随伴し排ガス冷却器へ持ち込まれた焼却灰の一部は，排ガス冷却器下部から排出され，二次燃焼器からの灰と合わせ，灰搬送コンベアにて搬送される。

### (3)　バグフィルタ

排ガス冷却器を通過した排ガス中の焼却灰は，バグフィルタで捕捉される。

フィルタ逆洗に伴い，焼却灰はバグフィルタ底部から排出され，二次燃焼器及び排ガス冷却器からの灰と合わせ，灰搬送コンベアにて灰投入ホッパに搬送される。

### (4)　灰搬送コンベア及び灰投入ホッパ

灰搬送コンベアにて搬送された灰は，灰投入ホッパに一時貯留後，灰ドラム缶へ排出される。

2.　焼却灰の散逸防止

焼却灰取扱設備で取扱う焼却灰は固体状であり，流体状ではないため，万一散逸した場合でも拡大する恐れはない。

ただし，焼却灰は放射性物質の濃度が比較的高いことから，放射線業務従事者等の被ばくを合理的に達成できる限り低減する観点に立ち，以下のとおり，焼却灰の散逸防止を図る。

また，万一の焼却灰散逸時の対応に十分配慮するとともに，インターロック等により，異常時にも対応できるよう配慮する。

2.1　安全性を確保した設計

(1)　適用材料

焼却灰取扱設備は，運転状態における最高使用圧力及び最高使用温度を考慮し適正な材料を使用する。

灰投入ホッパは耐食性を考慮し，ステンレス鋼とし，接続部は溶接またはフランジ構造とし散逸を防止する。

(2)　焼却灰散逸防止

灰搬送コンベアは，二次燃焼器，排ガス冷却器及びバグフィルタから排出される焼却灰を搬送し，カバーで囲まれ焼却灰の散逸し難いものとする。

焼却灰が散逸し難いように，焼却灰のドラム缶への充填作業は，チャンバ内で行う。

(3)　インターロックによる管理

灰投入ホッパには灰レベル高を検出するレベル計を設け，警報を発して運転員に知らせるとともに，インターロックにより廃棄物投入を停止する。停止後灰投入ホッパに供給される量に対し，レベル計検知後の灰ホッパへの投入可能容量に十分な余裕があり，灰投入ホッパからの焼却灰散逸を防止する。

焼却灰を充填する灰ドラム缶には，灰レベル高を検出するレベル計を設け，灰ホッパからの灰排出を停止し焼却灰散逸を防止する。

また，排ガスブロア停止等の異常時には警報を発して運転員に異常を知らせるとともに，負圧を維持する排ガス補助ブロアによりバックアップし，焼却炉の運転を自動停止する。

2.2　異常時への対応

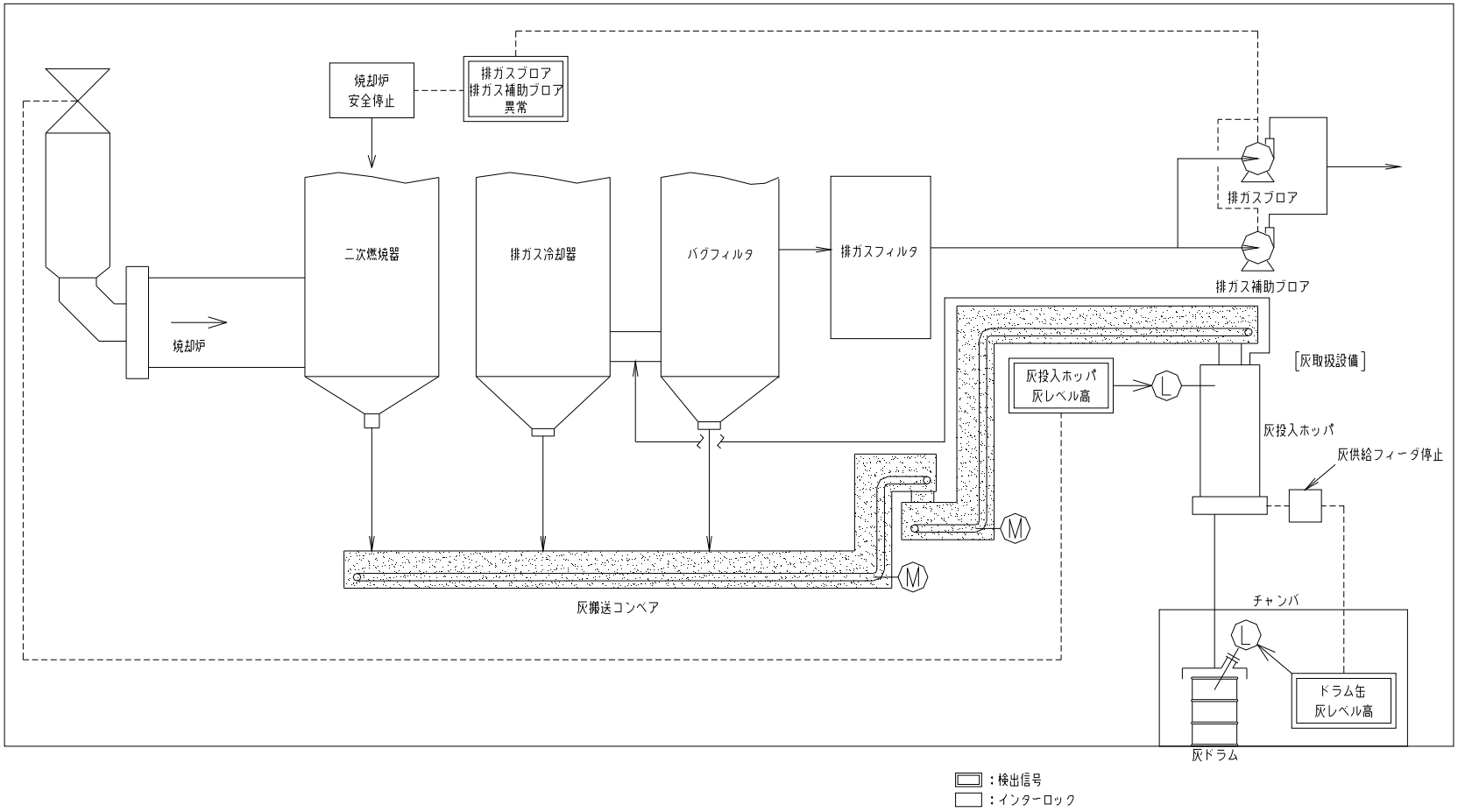
(1)　放射能閉じ込め

焼却炉，二次燃焼器，排ガス冷却器，バグフィルタ及び焼却灰取扱設備内は，排ガスブロアおよび排ガス補助ブロアにより負圧に維持し，万一損傷が生じた場合でも，焼却灰が飛散しないようにする。

(2)　焼却灰散逸時の対応

焼却灰のドラム缶への充填作業は，吸引されているチャンバ内で行うため，焼却灰がドラム缶充填時に散逸したとしても，焼却灰がチャンバ外へ散逸する可能性は少ない。

また，焼却灰取扱設備が破損し焼却灰が飛散しても，補助遮へい壁で囲まれた区画内に保持されているため，周辺公衆へ焼却灰が散逸することはほとんどない。




図－１　焼却灰取扱設備の概要

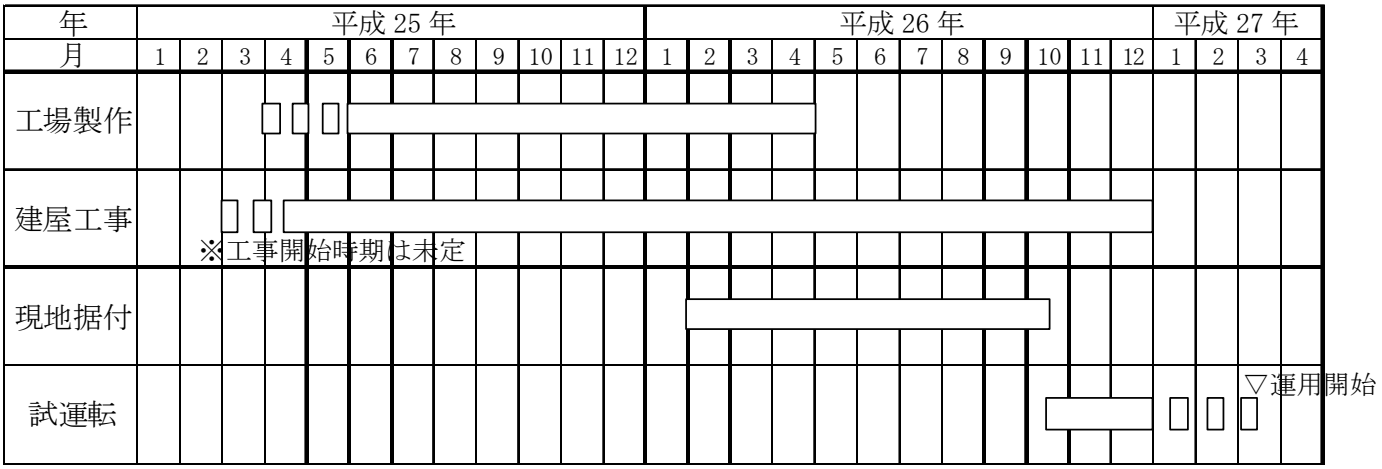
添付資料－15

# 雑固体廃棄物焼却設備の設置について

1. 工事の概要

放射性廃棄物等の焼却処理を目的として，雑固体廃棄物焼却設備を設置する。

2. 工程



# 雑固体廃棄物焼却設備に係る確認事項

焼却炉建屋の工事に係る主要な確認項目を表－１に示す。

表－１　焼却炉建屋の工事に係る確認項目

| 確認事項 | 確認項目 | 確認内容 | 判定基準 |
|---|---|---|---|
| 遮へい機能 | 材料確認 | コンクリートの乾燥単位容積質量を確認する。 | 2.15 g/cm$^3$以上であること。 |
| | 寸法確認 | 遮へい部材の断面寸法を確認する。 | 遮へい部材の断面寸法が，実施計画に記載されている寸法に対して，JASS 5N の基準を満足すること。 |
| 構造強度 | 材料確認 | 構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。 | 構造体コンクリート強度が，実施計画に記載されている設計基準強度に対して，JASS 5N の基準を満足すること。 |
| | | 鉄筋の材質，強度，化学成分を確認する。 | JIS G 3112 に適合すること。 |
| | 寸法確認 | 構造体コンクリート部材の断面寸法を確認する。 | 構造体コンクリート部材の断面寸法が，実施計画に記載されている寸法に対して，JASS 5N の基準を満足すること。 |
| | 据付確認 | 鉄筋の径，間隔を確認する。 | 鉄筋の径が実施計画に記載されている通りであること。鉄筋の間隔が実施計画に記載しているピッチにほぼ均等に分布していること。 |

## 2.18　５・６号機に関する共通事項

### 2.18.1　設備の維持・管理について

５・６号機は，平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により被災したものの，その被害の大半は津波による海水系設備の損傷であった。

その後，海水系設備の復旧ならびに冷温停止維持に関する設備の健全性確認を進め，現在では，震災前と同等の設備により安定的な冷温停止を維持している状況である。また，冷温停止維持に関する設備と比較し緊急性は少ないものの，冷温停止維持に属さない設備については，状態確認を進めていく予定である。

したがって，５・６号機の設備に関しては，本実施計画「Ⅲ　特定原子力施設の保安」を遵守しつつ，福島第一原子力発電所第５号機保全計画及び福島第一原子力発電所第６号機保全計画に基づく計画的な機器の保全活動を実施していくと共に，設置変更許可等の許認可の内容に従って，設備を維持・管理していくこととする。

### 2.18.2　要求される機能について

本実施計画に記載のある５・６号機の設備に要求される機能とは，工程（Ⅰ.1.2　参照）に示す冷温停止において維持・管理する機能である。

### 2.18.3　異常時の対応

自然災害（津波）により，冷温停止維持に必要な設備（全交流電源及び海水系設備）のすべてが機能喪失した場合，その状態が継続すると燃料損傷に至る可能性があるため，復旧余裕時間*1である 2.7 日以内に電源車による既設設備の復旧（電源復旧対応），消防車による原子炉及び使用済燃料プールへの起動的な注水対応（代替設備対応）を行い，燃料損傷を回避する。（図－１　参照）

＊１：崩壊熱により，冷却材の温度が上昇し 100℃（使用済燃料プールの水は 65℃）に到達する時間。
復旧余裕時間は平成 24 年 10 月 1 日時点の崩壊熱にて算出し，最も短いのは５号機の原子炉である。
詳細については以下の通り。

＜原子炉＞

５号機原子炉（初期温度 40℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は 2.7 日であり，同様に６号機の復旧余裕時間は 3.8 日である。

＜使用済燃料プール＞

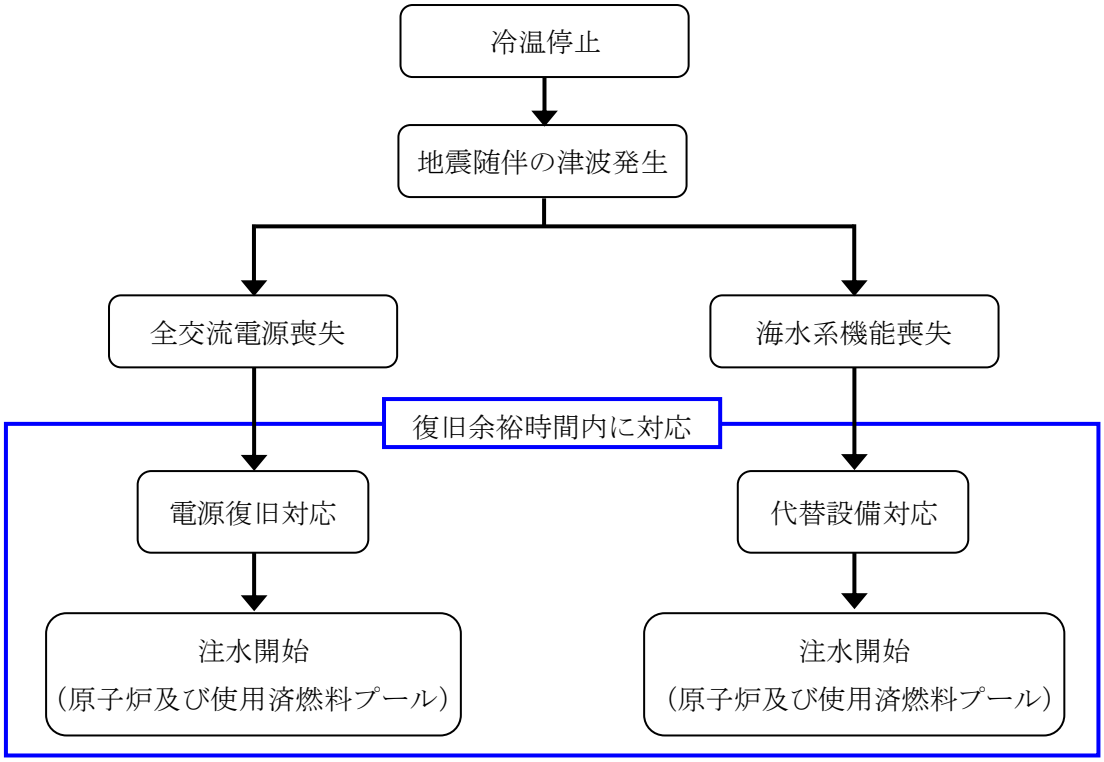
５号機使用済燃料プール（初期温度 30℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は 4.6 日であり，同様に６号機の復旧余裕時間は 4.6 日である。

電源車（５・６号機用として 2 台以上）は 0.P.30m 以上の場所に配備されており，５号機タービン建屋 2 階に設置されている所内低圧母線へ供給可能なケーブルが接続済である。

復旧時に必要な消防車*2)（５・６号機用として２台以上，消防車用のホースも原子炉建屋内に配備済）は 0.P.30m 以上の場所に配備されているが，震災の場合は移動し注水可能な位置に消防車を配置する。消防車の規格放水圧は 0.55MPa 以上あり（流量は 30m$^3$/h 以上），原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）の高さは，消防車の位置からそれぞれ５号機が約 30m，６号機が約 39m である。圧力損失を考慮しても，原子炉及び使用済燃料プールに注水するのに十分な能力を有している。（添付資料－２　別添－１　参照）

また，電源車及び消防車の運転訓練等を実施しており，手順書（体制含む）の整備もされているため復旧余裕時間内に十分対応できるものであると評価している。（注水開始までの所要時間：約 42 時間（1.8 日程度））

＊２）消防車：消防車による５号機原子炉及び使用済燃料プールへ注水に必要な水量は，平成 24 年 10 月 1 日の崩壊熱より算出されており，9t/h と評価されている。６号機についても同様に 9t/h と評価されており，注水の水源となる純水タンクの最低限の保有水量は 263ｔであることから，５・６号機それぞれ注水可能時間は 14 時間程度である。なお，上記に加え電源車により既設設備が復旧されれば既設のポンプを用いた注水や，消防車を用いた海水による注水が可能である。




図－１　注水開始までのフローチャート

2.18.4　添付資料

添付資料－１　５・６号機　冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

添付資料－２　５・６号機の耐震性について

# 表－1　5･6号機　冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

| | 号機 | 設備 | | 分類注1) | ウォークダウン*)の結果(被害状況) | 復旧プロセス | 復旧状況 | 使用環境注2) | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 2.19 | 5 | 原子炉圧力容器(冷却材圧力バウンダリ) | | ③ | 異常なし | － | 一部未復旧※1) | ○ | ※1) 主蒸気隔離弁及び主蒸気逃がし安全弁等の動作確認が未実施。(上記各弁は全閉状態であり，冷却材圧力バウンダリは維持されている) |
| | 6 | 原子炉圧力容器(冷却材圧力バウンダリ) | | ③ | 異常なし | － | 一部未復旧※1) | ○ | ※1) 主蒸気隔離弁及び主蒸気逃がし安全弁等の動作確認が未実施。(上記各弁は全閉状態であり，冷却材圧力バウンダリは維持されている) |
| 2.20 | 5 | 原子炉格納施設 | 原子炉格納容器 | ① | 異常なし | → | 復旧済 | ○ | ●復旧済の定義<br>以下の復旧(健全性確認)プロセスを経て，機器が使用中(または使用可能)となっている状態のこと。<br>・震災にて損傷した機器の修理が完了している。<br>・ウォークダウンにて健全性を確認している。<br>(主に，静的機器)<br>・ウォークダウンの健全性確認に加え，復旧プロセス記載の健全性確認を実施し問題ないことを確認している。<br>(主に，動的機器，電気品) |
| | | | 原子炉建屋 | ① | 大物搬入口が津波により損傷 | 修理 | 復旧済 | ○ | |
| | 6 | | 原子炉格納容器 | ① | 異常なし | → | 復旧済 | ○ | |
| | | | 原子炉建屋 | ① | 大物搬入口が津波により損傷 | 修理 | 復旧済 | ○ | |
| 2.21 | 5 | 制御棒及び制御棒駆動系 | | ③ | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング運転確認 | 一部未復旧※2) | ○ | ※2) 水圧制御ユニット及び制御棒駆動機構の動作確認が未実施。(燃料移動時に復旧する) |
| | 6 | 制御棒及び制御棒駆動系 | | ③ | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング運転確認 | 一部未復旧※2) | ○ | ※2) 水圧制御ユニット及び制御棒駆動機構の動作確認が未実施。(燃料移動時に復旧する) |
| 2.22 | 5 | 残留熱除去系 | 残留熱除去系 | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 残留熱除去海水系 | ② | 全てのポンプが津波により損傷 | ポンプ:分解点検 | 復旧済 | △(配管が一部没水※3) | ※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。 |
| | 6 | | 残留熱除去系 | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 残留熱除去海水系 | ② | 全てのポンプが津波により損傷 | ポンプ:分解点検 | 復旧済 | △(配管が一部没水※3) | ※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。 |
| 2.23 | 5 | 非常用炉心冷却系 | 炉心スプレイ系 | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 低圧注水系 | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | 6 | | 低圧炉心スプレイ系 | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 低圧注水系 | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 高圧炉心スプレイ系 | ③ | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング | 未復旧※4) | ○ | ※4) 制御棒が全挿入，かつ燃料の冷却が維持されていることから，原子炉圧力容器の圧力は高圧になることはなく，他の非常用炉心冷却系及び復水補給水系にて原子炉圧力容器への注水は十分可能であるため，高圧炉心スプレイ系を復旧していない。今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。 |

＊) ウォークダウン:
設備に触れずにありのままを観察し，被害当初の状態を確認すること。

注1) ①:既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用
②:既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用
③:未復旧(復旧中)の既設設備
④:仮設設備

注2) ○:設計上想定内の環境で使用
△:設計上想定外の環境で使用

# 表－2　5･6号機　冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

| | 号機 | 設　　備 | | 分類<br>注1) | ウォークダウン*)<br>の結果(被害状況) | 復旧プロセス | 復旧状況 | 使用環境<br>注2) | 備　　考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 2.24 | 5 | 復水補給水系 | | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング<br>運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | 6 | 復水補給水系 | | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング<br>運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| 2.25 | 5 | 原子炉冷却材浄化系 | | ③ | 異常なし | ポンプ:分解点検 | 一部未復旧※5) | ○ | ※5) 循環ポンプ2台のうち1台が未復旧であり，未復旧のポンプについては点検を行った後，運転状態を確認し復旧する。 |
| | 6 | 原子炉冷却材浄化系 | | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング<br>運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| 2.26 | 5 | 原子炉建屋常用換気系 | | ① | 異常なし | 送排風機，排気ファン:<br>ハンドターニング<br>運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | 6 | 原子炉建屋常用換気系 | | ① | 異常なし | 送排風機，排気ファン:<br>ハンドターニング<br>運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| 2.27 | 5 | 燃料プール<br>冷却浄化系 | 燃料プール冷却浄化系 | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング<br>運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 原子炉補機冷却系 | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング<br>運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 補機冷却海水系 | ② | 全てのポンプが津波により損傷 | ポンプ:分解点検 | 復旧済 | △<br>(配管が一部没水※3) | ※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。 |
| | 6 | | 燃料プール冷却浄化系 | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング<br>運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 原子炉補機冷却系 | ① | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング<br>運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 補機冷却海水系 | ② | 全てのポンプが津波により損傷 | ポンプ:分解点検 | 復旧済 | △<br>(配管が一部没水※3) | ※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。 |
| 2.28 | 5 | 燃料取扱系<br>及び<br>燃料貯蔵設備 | 燃料交換機 | ③ | オペフロの高湿度環境により電気設備の絶縁低下や機械設備の発錆に至る(震災時の燃料プール冷却機能喪失により，プール水温度が上昇し水蒸気が発生) | 修理中 | 未復旧※6) | ○ | ※6) 復旧工程は，図－1　5･6号機　中期スケジュールに記載。(Ⅰ.1.2　参照) |
| | | | 原子炉建屋天井クレーン | ③ | | 修理中 | 未復旧※6) | ○ | ※6) 復旧工程は，図－1　5･6号機　中期スケジュールに記載。(Ⅰ.1.2　参照) |
| | | | 使用済燃料プール | ① | 異常なし | → | 復旧済 | ○ | |

＊) ウォークダウン:
設備に触れずにありのままを観察し，
被害当初の状態を確認すること。

注1) ①:既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用
②:既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用
③:未復旧(復旧中)の既設設備
④:仮設設備

注2) ○:設計上想定内の環境で使用
△:設計上想定外の環境で使用

# 表－3　5･6号機　冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

| | 号機 | 設備 | | 分類注1) | ウォークダウン*)の結果(被害状況) | 復旧プロセス | 復旧状況 | 使用環境注2) | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 2.28 | 6 | 燃料取扱系及び燃料貯蔵設備 | 燃料交換機 | ① | オペフロの高湿度環境により電気設備の絶縁低下や機械設備の発錆に至る(震災時の燃料プール冷却機能喪失により，プール水温度が上昇し水蒸気が発生) | 修理 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 原子炉建屋天井クレーン | ① | | 修理 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 使用済燃料プール | ① | 異常なし | → | 復旧済 | ○ | |
| 2.29 | 5 | 非常用ガス処理系 | | ② | 異常なし | 排風機:ハンドターニング運転確認 | 復旧済 | △(配管が一部没水※3) | ※3)設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，没水配管における健全性評価及び浸水が発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。 |
| | 6 | 非常用ガス処理系 | | ② | 異常なし | 排風機:ハンドターニング運転確認 | 復旧済 | △(配管が一部没水※3) | ※3)設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，没水配管における健全性評価及び浸水が発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。 |
| 2.30 | 5 | 中央制御室換気系 | | ① | 異常なし | 送排風機:ハンドターニング運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | 6 | 中央制御室換気系 | | ① | 異常なし | 送排風機:ハンドターニング運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| 2.32 | 5 | 電源系統設備 | 外部電源 | ① | 異常なし | → | 復旧済 | ○ | |
| | | | 非常用ディーゼル発電機 | ① | 異常なし | 運転確認 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 非常用ディーゼル発電機冷却海水系 | ② | 全てのポンプが津波により損傷 | ポンプ:分解点検 | 復旧済 | △(配管が一部没水※3) | ※3)設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。 |
| | | | 直流電源装置 | ① | 異常なし | 蓄電池:比重･電圧測定 | 復旧済 | ○ | |
| | | | 電源ケーブル | ② | ケーブルが一部没水(その他は異常なし) | 絶縁抵抗測定 | 復旧済 | △(ｹｰﾌﾞﾙが一部没水※7) | ※7)海水系ポンプ(残留熱除去海水系，補機冷却海水系，非常用ディーゼル発電機冷却海水系)に電力を供給しているケーブルが一部没水。時間の経過により絶縁性能の低下が懸念されるため，予備のケーブルを敷設し信頼性向上を図っている。 |
| | 6 | | 外部電源 | ① | 異常なし | → | 復旧済 | ○ | |
| | | | 非常用ディーゼル発電機 | ③ | 異常なし | 運転確認 | 復旧済(高圧炉心スプレイ系は未復旧※8) | ○ | ※8)復旧されている5･6号機全ての非常用ディーゼル発電機を含めて考えれば，非常用高圧母線に接続する動作可能な非常用ディーゼル発電機は十分確保されている。今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。 |
| | | | 非常用ディーゼル発電機冷却海水系 | ③ | 全てのポンプが津波により損傷 | ポンプ:分解点検 | 復旧済(高圧炉心スプレイ系は未復旧※9) | △(配管が一部没水※3) | ※3)設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。<br>※9)高圧炉心スプレイ系のみに冷却水を供給するものであり，今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。 |
| | | | 直流電源装置 | ③ | 異常なし | 蓄電池:比重･電圧測定 | 復旧済(高圧炉心スプレイ系は未復旧※10) | ○ | ※10)高圧炉心スプレイ系の制御電源のみに電力を供給するものであり，今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。 |
| | | | 電源ケーブル | ② | ケーブルが一部没水(その他は異常なし) | 絶縁抵抗測定 | 復旧済 | △(ｹｰﾌﾞﾙが一部没水※7) | ※7)海水系ポンプ(残留熱除去海水系，補機冷却海水系，非常用ディーゼル発電機冷却海水系)に電力を供給しているケーブルが一部没水。時間の経過により絶縁性能の低下が懸念されるため，予備のケーブルを敷設し信頼性向上を図っている。 |

＊）ウォークダウン:
設備に触れずにありのままを観察し，被害当初の状態を確認すること。

注1）①:既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用
②:既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用
③:未復旧(復旧中)の既設設備
④:仮設設備

注2）○:設計上想定内の環境で使用
△:設計上想定外の環境で使用

# 表－4　5･6号機　冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

| | 号機 | 設　　備 | 分類<br>注1) | ウォークダウン*)<br>の結果(被害状況) | 復旧プロセス | 復旧状況 | 使用環境<br>注2) | 備　　考 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 2.33 | 5 | 放射性液体廃棄物処理系 | ③ | 異常なし | ポンプ:ハンドターニング<br>運転確認 | 一部未復旧※11) | ○ | ※11)未復旧機器は，添付資料－4　系統概要図に記載。(Ⅱ.2.33　参照)<br>設備の一部が未復旧であるが，発生する廃液は，機器ドレン系にて処理可能。 |
| | 6 | 放射性液体廃棄物処理系 | ③ | 設備が一部没水<br>(その他は異常なし) | － | 未復旧※12) | △<br>(設備が一部没水※12) | ※12)未復旧機器及び没水機器は，添付資料－4　系統概要図に記載。<br>(Ⅱ.2.33　参照)<br>発生する廃液は，5号機の機器ドレン系にて処理可能。 |
| | 5･6 | 仮設設備(滞留水貯留設備) | ④ | 仮設設備を設置し，建屋内滞留水の処理を行っている。 | | | ○ | |
| 2.34 | 5 | 計測制御設備 | ① | 異常なし | 計器:点検･校正 | 復旧済 | ○ | |
| | 6 | 計測制御設備 | ① | 異常なし | 計器:点検･校正 | 復旧済 | ○ | |

＊)ウォークダウン:
設備に触れずにありのままを観察し，
被害当初の状態を確認すること。

注1)①:既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用
②:既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用
③:未復旧(復旧中)の既設設備
④:仮設設備

注2)○:設計上想定内の環境で使用
△:設計上想定外の環境で使用

# ５・６号機の耐震性について

## 1. はじめに

５・６号機の使用済燃料については，使用済燃料共用プールへ搬出する計画であるが，燃料管理の一元化を図り５・６号機全体の安全性を高めることを目的として，準備（燃料交換機等の復旧）が整い次第，炉内の燃料を使用済燃料プールに移動させることとする。（別添－１　参照）

燃料移動にあたっては，使用する設備の本震*）後点検評価ならびに必要に応じた補修を実施し，健全性確認を行うものとする。また，消防車による機動的対応と併せることで，自然災害（津波）に対する安全性確保を図る。

＊）本震：平成 23 年 3 月 11 日に発生した三陸沖を震源とする東北地方太平洋沖地震を示す。

## 2. 耐震性評価について

使用済燃料共用プールへの燃料搬出においては，１～４号機の燃料搬出に影響を与えない範囲で燃料搬出を行うため，使用済燃料プールでの燃料保管が一定期間継続することが想定される。そのため，燃料貯蔵に必要な部分の耐震性評価を行っていく。表－１に対象範囲及び評価項目を示す。（Ⅰ.1.2　参照）

なお，冷温停止維持に必要な設備の安全性については，これまでの各設備の耐震性評価結果ならびに点検結果等を踏まえて総合的に確認していく。

表－１　耐震性評価の対象範囲と評価項目

| 対象範囲 | 評価項目 | 備考 |
|---|---|---|
| 原子炉建屋<br>天井クレーン | ・　地震を受けても落下しないことの確認 | 燃料移動作業開始前に点検・補修を行う。 |
| 燃料交換機 | ・　地震を受けても落下しないことの確認 | 燃料移動作業開始前に点検・補修を行う。 |
| 燃料貯蔵設備 | ・　使用済燃料プールの構造強度評価<br>・　使用済燃料ラックの構造強度評価に基づく貯蔵燃料の未臨界評価 | |

## 3. 現状の耐震性について

以下に，これまでの５・６号機の耐震性評価状況を示す。これらを総合的に勘案し，現状，基準地震動レベルの地震を受けたとしても，５・６号機の安全機能が直ちに損なわれることはないと判断している。（別添－２　参照）

(1)平成１８年耐震設計審査指針改訂への対応状況

５・６号機については，主要な７施設の基準地震動Ｓｓに対する耐震性評価を行い，「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る耐震安全性を確認した。それらは，取りまとめて中間報告書として原子力安全・保安院へ提出し，その内，５号機の中間報告書は，原子力安全・保安院および原子力安全委員会の審査が完了した。

(2)本震の影響評価

５号機については，耐震Ｓクラス設備全般について，本震観測記録を用いた地震応答解析を実施し，評価対象設備の機能維持を確認した。６号機については，「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な設備について本震観測記録を用いた地震応答解析を実施し，評価対象設備の機能維持を確認した。また，５・６号機そのものは，現在に至るまで，安定的に冷温停止を維持しており，耐震安全性を確保できているものと判断する。

(3)設計条件

５・６号機は，既往地震波（エルセントロ等）の最大加速度振幅を 180Gal に基準化した地震動を建設時建屋モデルに直接入力することで耐震設計が行われていた。この耐震設計条件は，今回の本震や基準地震動と比較しても，同等以上の条件である。それに加え，建設時設計当時は，配管の減衰定数に関するデータが少なかったことから，設計に用いる減衰定数を保守的に一律 0.5%に設定しており，建設時の設定の方が保守的であった。（現在は，サポートや保温材の施工状況に応じて 0.5%～3.0%が用いられている）

4.別添

別添－１　使用済燃料プールでの燃料集中管理の安全性について

別添－２　５・６号機　現状設備の耐震安全性について

別添－１

# 使用済燃料プールでの燃料集中管理の安全性について

５・６号機において燃料を使用済燃料プールに集中管理することに対する安全性について，原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能喪失を想定し，炉内燃料を現状のまま保管継続した場合と使用済燃料プールに移動した場合における有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕の比較に基づき説明する。

1. 条件

・初期温度：原子炉　40℃，使用済燃料プール　30℃。
・崩壊熱：原子炉は炉内燃料分，使用済燃料プールは炉内燃料を全て使用済燃料プールに移動した後の状態である炉内燃料分＋使用済燃料分の崩壊熱を考慮する。（平成 24 年 10 月 1 日時点の崩壊熱）
・使用済燃料プールゲートは閉。

2. 原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能喪失時の有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕

原子炉及び使用済燃料プールの冷却機能喪失時の有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕は表－１のとおり。

表－１　原子炉及び使用済燃料プールの水位が有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕

| | ５号機 | ６号機 |
|---|---|---|
| 原子炉 | 13 日程度 | 16 日程度 |
| 使用済燃料プール | 35 日程度 | 34 日程度 |

3. まとめ

冷却機能喪失時の有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕は，炉内燃料を全て使用済燃料プールに移動したとしても，使用済燃料プールの方が長いため，使用済燃料プールでの集中管理は安全性向上に資するものである。

また，万が一，自然災害（津波）を受け冷却機能が喪失した場合は，消防車による機動的な対応を行うこととなるが，使用済燃料プールへの注水は，使用済燃料プールが大気開放されていることから，原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）に消防車用のホースを引き回すことにより，容易に注水することが可能である。

この注水の容易性からみても，使用済燃料プールでの集中管理は安全性向上に資するものといえる。

# ５・６号機　現状設備の耐震安全性について

## 1. ５号機

耐震設計審査指針改訂に伴う耐震安全性評価の一環で，「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な７施設に関して基準地震動Ｓｓに対して耐震安全性を確保していることを確認した*1。また，本震の観測記録が基準地震動Ｓｓをわずかに上回ったことに鑑み，耐震Ｓクラス設備全般について，本震の観測記録を用いた耐震性評価を行い，本震に対する耐震安全性を確認した*2。さらに，本震後の設備状態把握を目的としたウォークダウンを実施した結果，地震に起因すると考えられる損傷事例は認められなかった。

機器の固有周期帯（概ね 0.05～0.20 秒程度）の範囲では，建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトル，または，本震の応答スペクトルが，現在の技術水準による減衰定数を設定すれば，基準地震動Ｓｓのスペクトルを上回っている。

なお，0.07～0.08 秒近辺で基準地震動Ｓｓのスペクトルが，建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトル及び本震の応答スペクトルをわずかに上回る*3が，建設時の耐震裕度や本震後のウォークダウンで確認した健全な設備の状態を考慮すると，プラントの耐震安全性に影響がないものと考える。以上のことから，現状の５号機の冷温停止に関する設備は，基準地震動Ｓｓに対しても耐震安全性を確保できるものと判断する。（図－１　参照）

＊１：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う耐震安全性評価に関する原子力事業者等からの報告等について（原子力安全・保安院　平成 20 年 3 月 31 日　別添２　東京電力株式会社福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所　中間報告概要）

＊２：平成 23 年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価及び福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価に関する中間取りまとめについて　添付２（原子力安全・保安院　平成 24 年 2 月 16 日）

＊３：基準地震動Ｓｓが設計条件もしくは本震を上回るのは 10%程度であるが，概ね，設計の際には許容応力が計算応力に対して 20～30%の余裕を持っているため，安全上の問題とはならないと判断する。

## 2. ６号機

５号機と同様，耐震設計審査指針改訂に伴う耐震性評価の一環で，「止める」「冷やす」「閉じこめる」に係る主要な７施設に関して基準地震動Ｓｓに対して耐震安全性を確保していることを確認した*4。

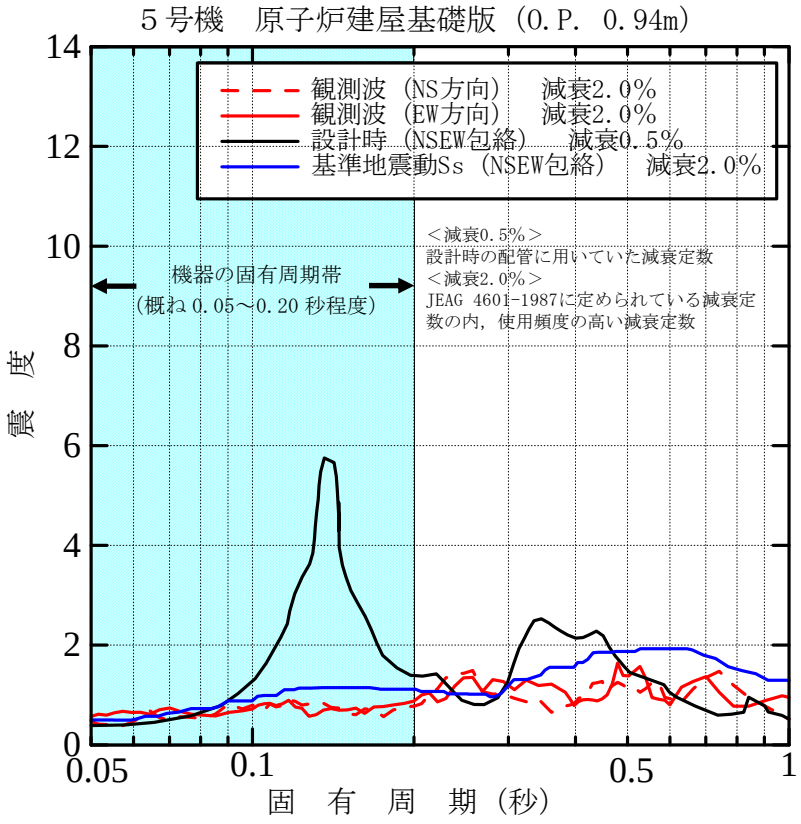
＊４：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う耐震安全性評価に関する原子力事業者からの報告について（原子力安全・保安院　平成 21 年 6 月 19 日）

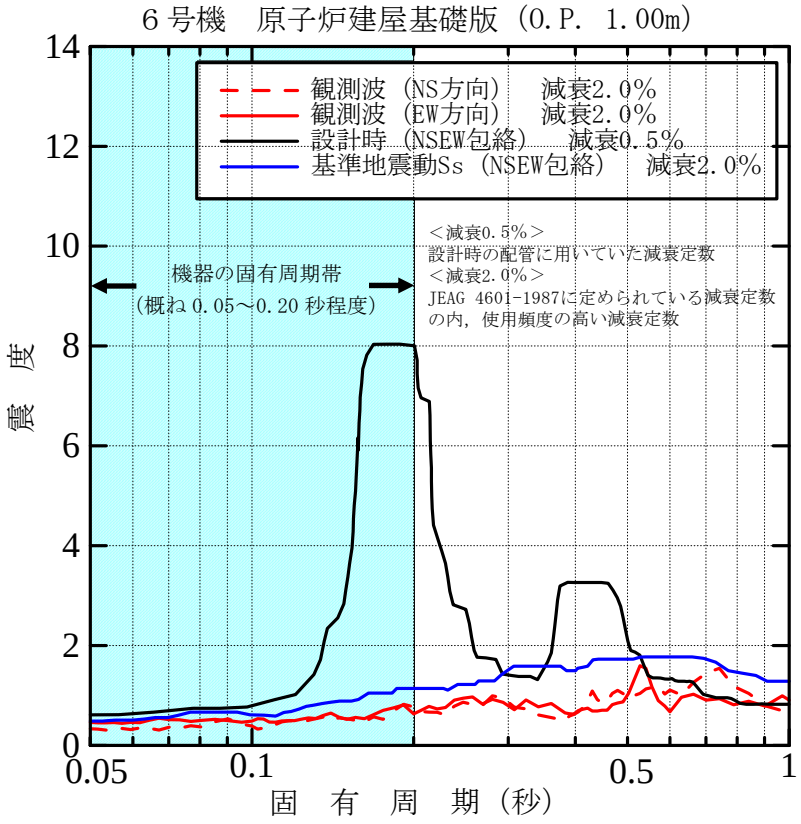
福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所　耐震安全性評価結果中間報告書（改訂版）等の一部修正の概要（東京電力株式会社　平成 22 年 4 月 19 日）

さらに，本震の観測記録が得られたことに鑑み，同じく主要な７施設の本震の観測記録を用いた耐震性評価を行い，本震に対する安全性を確認した＊5。また，本震後の設備状態把握を目的としたプラントウォークダウンを実施した結果，地震に起因すると考えられる損傷事例は認められなかった。

機器の固有周期帯（概ね 0.05～0.20 秒程度）の範囲では，建設時の耐震設計に用いられた応答スペクトルが，現在の技術水準による減衰定数を設定すれば，基準地震動Ｓｓのスペクトルを上回っており，６号機については，個別に設備の評価を行わなくても，現状の冷温停止に関連する設備は，基準地震動Ｓｓに対して耐震安全性を確保できるものと判断する。（図－１　参照）

＊５：平成 23 年東北地方太平洋沖地震の知見を考慮した原子力発電所の地震・津波の評価及び福島第一及び福島第二原子力発電所の原子炉建屋等への影響・評価に関する中間取りまとめについて　添付２（原子力安全・保安院　平成 24 年 2 月 16 日）




図－１　床応答スペクトルの比較及び機器の固有周期帯について

## 2.19　５・６号機　原子炉圧力容器

### 2.19.1　系統の概要

原子炉圧力容器は，通常運転時の温度及び圧力に十分耐えるよう設計されており，原子炉冷却系統設備の故障等により，万が一，冷温停止が維持できなくなった場合においても，冷却材圧力バウンダリを形成し，燃料棒の温度上昇を緩和することができる。

［系統の現況］

５・６号機の原子炉圧力容器は，ベント弁が全開状態にあり大気開放状態となっているものの，ベント弁を除く冷却材圧力バウンダリは，構成されている。また，主蒸気隔離弁及び主蒸気逃がし安全弁等の動作確認を実施していないが，全閉状態であり，震災後の外観点検にて，異常がないこと及び原子炉水位の低下が発生していないことから冷却材圧力バウンダリは維持されていると考える。（添付資料－１，２　参照）

なお，冷温停止中は冷却材の温度及び原子炉圧力容器の圧力上昇は考えにくいが，万が一，自然災害（津波）により冷温停止が維持できなくなった場合においても，ベント弁を全閉状態にすることは可能であり，消防車による機動的な対応により，燃料損傷を回避することが可能である。（Ⅱ.2.18　参照）

### 2.19.2　要求される機能

原子炉圧力容器を含む冷却材圧力バウンダリからの放射性物質を含む冷却材の漏えいが無く，冷温停止を維持することが可能であること。

### 2.19.3　主要な機器

(1) ５号機

a. 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(2) ６号機

a. 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第１７回工事計画変更認可申請書(52資庁第11661号 昭和52年10月17日認可)

### 2.19.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5 号機

建設時第４回工事計画認可申請書(48公第1787号 昭和48年4月7日認可)

工事計画認可申請書(平成11･10･12資第18号 平成11年11月30日認可)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(2) 6 号機

建設時第６回工事計画認可申請書(50資庁第8249号 昭和50年10月20日認可)

建設時第６回工事計画変更認可申請書(51資庁第6576号 昭和51年8月4日認可)

建設時第１７回工事計画変更認可申請書(52資庁第11661号 昭和52年10月17日認可)

2.19.5　添付資料

添付資料－１　冷却材圧力バウンダリを構成する機器

添付資料－２　冷却材圧力バウンダリ概要図

# 冷却材圧力バウンダリを構成する機器

## 1．５号機

### (1)残留熱除去系

残留熱除去系の主配管・主要弁については，工事計画認可申請書等により確認している。（Ⅱ.2.22　参照）

### (2)炉心スプレイ系

炉心スプレイ系の主配管・主要弁については，工事計画認可申請書等により確認している。（Ⅱ.2.23　参照）

### (3)原子炉冷却材浄化系

原子炉冷却材浄化系の主配管・主要弁については，工事計画認可申請書等により確認している。（Ⅱ.2.25　参照）

### (4)原子炉再循環系

原子炉再循環系の主配管・主要弁については，工事計画届出書等により確認している。

工事計画届出書(総文発官 8 第 562 号 平成 9 年 1 月 13 日届出)

工事計画届出書(総官発 11 第 239 号 平成 11 年 9 月 30 日届出)

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第 33 号 昭和 49 年 4 月 6 日届出)

### (5)主蒸気系

主蒸気系の主配管・主蒸気逃がし安全弁・主要弁については，工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第９回工事計画認可申請書(48 資庁第 2745 号 昭和 48 年 11 月 19 日認可)

工事計画認可申請書(平成 20･10･24 原第 21 号 平成 20 年 11 月 20 日認可)

建設時第１１回工事計画変更認可申請書(49 資庁第 21842 号 昭和 50 年 3 月 4 日認可)

### (6)給水系

給水系の主配管･主要弁については,工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49 資庁第 1067 号 昭和 49 年 4 月 26 日認可)

(7)高圧注水系

高圧注水系の主配管・主要弁については，工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16･10･22原第7号 平成16年12月1日認可)

建設時第１２回工事計画変更認可申請書(50 資庁第 2959 号 昭和 50 年 5 月 31 日認可)

(8)原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系の主配管・主要弁については，工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第１２回工事計画変更認可申請書(50 資庁第 2959 号 昭和 50 年 5 月 31 日認可)

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第 237 号 昭和 50 年 6 月 20 日届出)

(9)制御棒駆動系

制御棒駆動系の主配管については，工事計画軽微変更届出書により確認している。(Ⅱ.2.21　参照)

2.６号機

(1)残留熱除去系

残留熱除去系の主配管・主要弁については，工事計画認可申請書等により確認している。（Ⅱ.2.22　参照)

(2)低圧炉心スプレイ系

低圧炉心スプレイ系の主配管・主要弁については，工事計画認可申請書等により確認している。（Ⅱ.2.23　参照)

(3)原子炉冷却材浄化系

原子炉冷却材浄化系の主配管・主要弁については，工事計画認可申請書等により確認している。（Ⅱ.2.25　参照)

(4)原子炉再循環系

原子炉再循環系の主配管・主要弁については，工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第２１回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 1730 号 昭和 53 年 3 月 28 日認可)

建設時第１２回工事計画軽微変更届出書(総官第 263 号 昭和 52 年 5 月 25 日届出)

(5)主蒸気系

主蒸気系の主配管・主蒸気逃がし安全弁・主要弁については，工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第１０回工事計画変更認可申請書(51 資庁第 14364 号 昭和 52 年 1 月 24 日認可)

建設時第２１回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 1730 号 昭和 53 年 3 月 28 日認可)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第 1268 号 昭和 52 年 12 月 12 日届出)

(6)給水系

給水系の主配管・主要弁については，工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50 資庁第 11083 号 昭和 50 年 10 月 23 日認可)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第 1268 号 昭和 52 年 12 月 12 日届出)

(7)高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系の主配管・主要弁については，工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第 446 号 昭和 52 年 6 月 30 日届出)

(8)原子炉隔離時冷却系

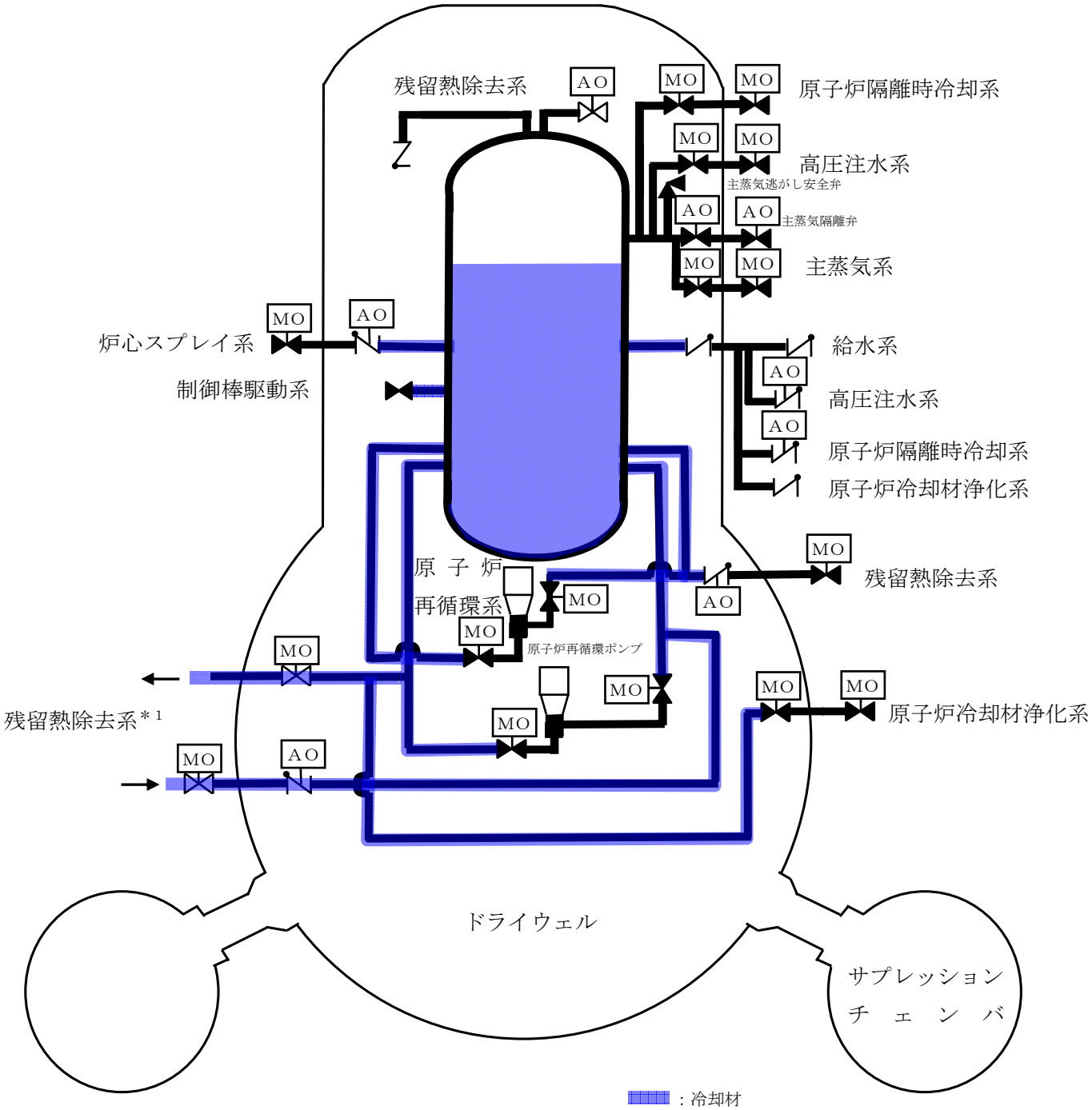
原子炉隔離時冷却系の主配管・主要弁については，工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成 21･01･07 原第 6 号平成 21 年 3 月 4 日認可)

工事計画届出書(総官発 15 第 230 号 平成 15 年 9 月 29 日届出)

工事計画届出書(総官発 20 第 254 号 平成 21 年 1 月 7 日届出)

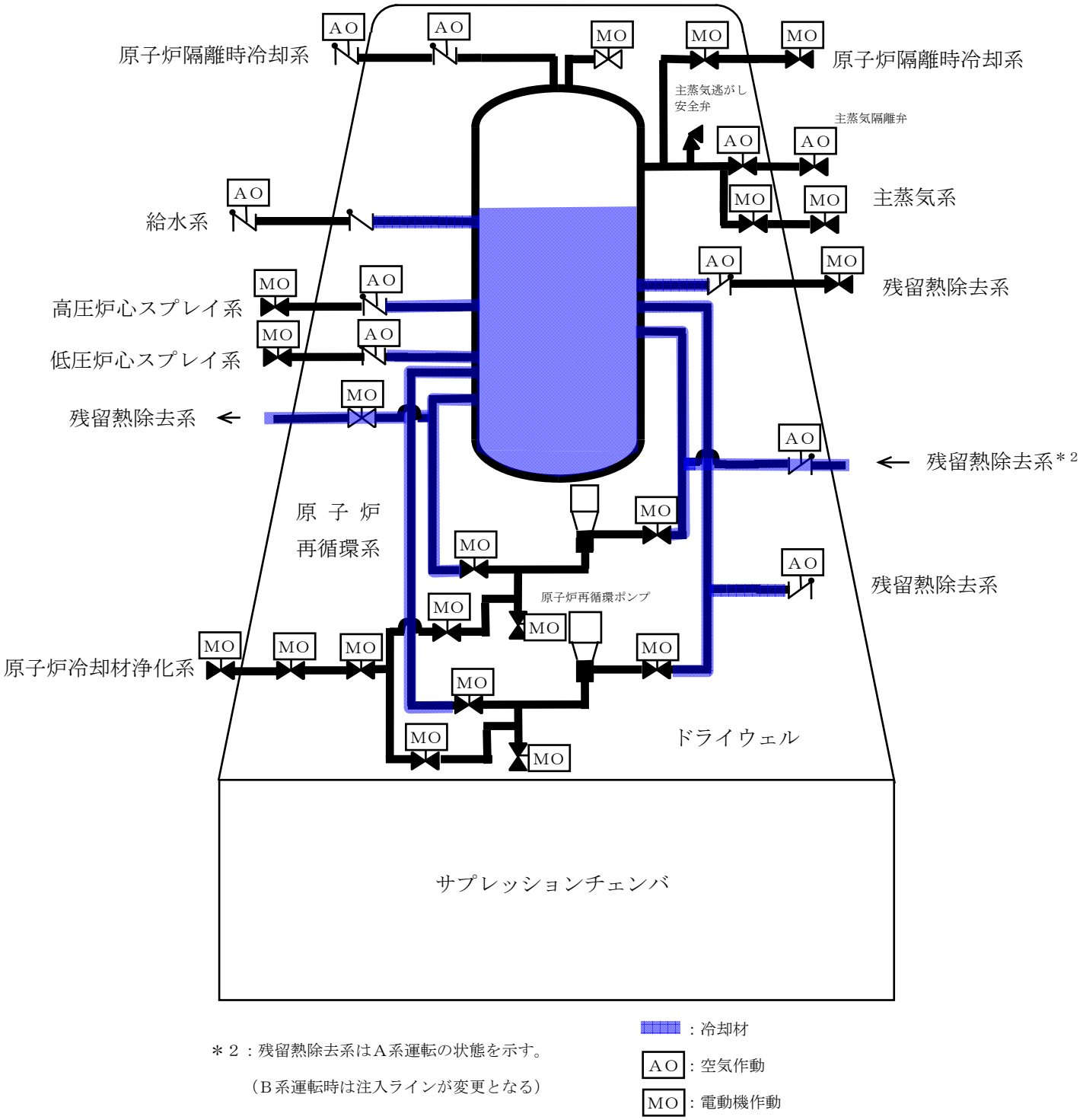
建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第 1268 号 昭和 52 年 12 月 12 日届出)




＊１：残留熱除去系はＡ系運転の状態を示す。

（Ｂ系運転時は注入ラインが変更となる）

図－１　５号機　冷却材圧力バウンダリ概要図




＊２：残留熱除去系はＡ系運転の状態を示す。
（Ｂ系運転時は注入ラインが変更となる）

図－２　６号機　冷却材圧力バウンダリ概要図

## 2.20　５・６号機　原子炉格納施設

### 2.20.1　系統の概要

原子炉格納施設は，工学的安全施設の一つであり，原子炉格納容器設計用の想定事象時に発生する放射性物質を原子炉格納容器で隔離し，所定の漏えい量以下に抑えることによりその放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制する機能をもつ。原子炉格納施設は，原子炉格納容器（一次格納施設）ならびに原子炉建屋（二次格納施設）で構成されている。

(1)原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器は，冷却材喪失事故のなかで，もっとも過酷な原子炉再循環配管 1 本の完全破断がおこり，破断両端口から冷却材が最大流量で放出されることを仮定して設計されている。その際ドライウェル圧力の上昇が抑制され，放出された放射性物質は原子炉格納容器内に保留される。

(2)原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋の大物搬入口及び所員エアロックは，電気的にインターロックされた二重扉になっており，その他すべての貫通部も十分シールされているので原子炉建屋は気密性が高い。事故時には，原子炉建屋は非常用ガス処理系によって負圧に保たれるので，原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあってもこれが発電所周辺にフィルタを通らずに直接放出されることはない。（添付資料－１　参照）

［系統の現況］

現状，原子炉格納容器のハッチ類は開放されており，原子炉格納容器内の機器において不具合が発生した場合，早期発見ならびに目視による確認が可能である。

さらに，機器の点検や巡視点検の際，原子炉格納容器内へのアクセスも可能となり，ハッチ類を閉鎖するより原子炉格納容器内機器の状況の的確な把握及び不適合が発生した場合における対応が迅速に図られることから，ハッチ類は現状の通り開放状態を維持する。

また，原子炉の冷温停止では，ジルコニウム－水反応による水素の大量発生は考えられないことから，原子炉格納容器のバウンダリを形成し窒素（窒素ガス供給系）を封入する必要はなく，可燃性ガス濃度制御系についても必要としない。

2.20.2　要求される機能

原子炉建屋は，大物搬入口及び所員エアロックを閉鎖した状態で，原子炉建屋常用換気系または非常用ガス処理系により，負圧に維持することが可能であること。

なお，原子炉格納容器に対するバウンダリ機能については必要としない。

2.20.3　主要な機器

(1) 5 号機

a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第２回工事計画認可申請書(47公第1375号 昭和47年5月12日認可)

(2) 6 号機

a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第８回工事計画変更認可申請書(51 資庁第 12459 号 昭和 51 年 11 月 12 日認可)

建設時第１４回工事計画変更認可申請書(52 資庁第 8607 号 昭和 52 年 8 月 23 日認可)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１回工事計画認可申請書(47公第11995号 昭和48年3月16日認可)

建設時第８回工事計画変更認可申請書(51 資庁第 12459 号 昭和 51 年 11 月 12 日認可)

建設時第１４回工事計画変更認可申請書(52 資庁第 8607 号 昭和 52 年 8 月 23 日認可)

建設時第１回工事計画軽微変更届出書(総官第451号 昭和48年7月26日届出)

2.20.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5 号機

a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

建設時第１回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)

建設時第１１回工事計画変更認可申請書(49資庁第21842号 昭和50年3月4日認可)

建設時第１２回工事計画変更認可申請書(50資庁第2959号 昭和50年5月31日認可)

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

建設時第２６回工事計画変更認可申請書(52資庁第1839号 昭和52年3月29日認可)

建設時第１回工事計画軽微変更届出書(総官第829号 昭和47年11月9日届出)

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

建設時第１回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)

建設時第２回工事計画認可申請書(47公第1375号 昭和47年5月12日認可)

(2) 6 号機

a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

建設時第１回工事計画認可申請書(47公第11995号 昭和48年3月16日認可)

建設時第３回工事計画変更認可申請書(49資庁第18331号 昭和49年10月14日認可)

建設時第８回工事計画変更認可申請書(51資庁第12459号 昭和51年11月12日認可)

建設時第２回工事計画軽微変更届出書(総官第57号 昭和49年4月15日届出)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

建設時第１回工事計画認可申請書(47公第11995号 昭和48年3月16日認可)

建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第５回工事計画軽微変更届出書(総官第70号 昭和50年4月17日届出)

2.20.5　添付資料

添付資料－１　原子炉建屋（二次格納施設）について

添付資料－１

# 原子炉建屋（二次格納施設）について

二次格納施設である原子炉建屋の大物搬入口及び所員エアロックは，電気的にインターロックされた二重扉であり，原子炉建屋の気密性維持については，その設計・機能に変わりないことを，福島第一原子力発電所５・６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

## 2.21　５・６号機　制御棒及び制御棒駆動系

### 2.21.1　系統の概要

制御棒及び制御棒駆動系は,原子炉の出力制御及び反応度補償として制御棒の位置調整,原子炉スクラムとして制御棒を炉心内に急速に挿入する機能をもつ。

制御棒は，炉心の最大過剰反応度を十分制御出来るよう５号機で137本，６号機で185本設置されている。

制御棒駆動系は，制御棒駆動機構，制御棒駆動水圧系，水圧制御ユニット及びスクラム排出容器等にて構成され，通常の運転操作に必要な速度で制御棒を炉心に挿入（あるいは引抜き）すると共に，緊急時は急速に制御棒を原子炉内に挿入するスクラム動作を行う。

［系統の現況］

５・６号機は制御棒の全数が全挿入状態，水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉であり，制御棒は動作できない状態（原子炉の臨界未満の維持）となっている。

また，５・６号機の制御棒駆動水ポンプは復旧済みであるが，冷温停止を維持するために必要な系統ではないこと及び水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉であることから，系統機能としては復旧していない。なお，燃料移動時には健全性を確認しながら制御棒駆動系の系統機能を復旧する。（添付資料－１　参照）

### 2.21.2　要求される機能

制御棒を全挿入位置で保持し，原子炉を臨界未満に維持できること。

### 2.21.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－２に示す。

(1) ５号機

a. 制御棒

制御棒については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成13･09･17原第4号 平成13年11月13日認可)

b. 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(55資庁第1815号 昭和55年5月2日認可)

c. 制御棒駆動水圧系

(a)制御棒駆動水フィルタ

制御棒駆動水フィルタについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(b)制御棒駆動水ポンプ

制御棒駆動水ポンプについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1068号 昭和51年12月7日届出)

d. 水圧制御ユニット

水圧制御ユニットについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(58資庁第10951号 昭和58年8月15日認可)

e. スクラム排出容器

スクラム排出容器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

f. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

工事計画認可申請書(平成11･09･30資第25号 平成11年11月5日認可)

建設時第２７回工事計画軽微変更届出書(総官第1503号 昭和52年3月26日届出)

(2) ６号機

a. 制御棒

制御棒については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成11･03･05資第80号 平成11年3月31日認可)

b. 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

c. 制御棒駆動水圧系

(a) 制御棒駆動水フィルタ

制御棒駆動水フィルタについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

(b) 制御棒駆動水ポンプ

制御棒駆動水ポンプについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

d. 水圧制御ユニット

水圧制御ユニットについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)

工事計画認可申請書(60資庁第2373号 昭和60年3月26日認可)

e. スクラム排出容器

スクラム排出容器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)

f. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)

工事計画認可申請書(平成15･08･28原第13号 平成15年10月3日認可)

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

2.21.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) ５号機

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

建設時第１０回工事計画認可申請書(49資庁第478号 昭和49年4月8日認可)

工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第5283号 昭和57年4月16日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

工事計画認可申請書(58資庁第10951号 昭和58年8月15日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第373号 平成元年2月10日認可)
工事計画認可申請書(2資庁第7778号 平成2年7月2日認可)
工事計画認可申請書(平成11･09･30資第25号 平成11年11月5日認可)
工事計画認可申請書(平成13･09･17原第4号 平成13年11月13日認可)
建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)
建設時第７回工事計画変更認可申請書(49資庁第4376号 昭和49年6月12日認可)
建設時第１７回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)
建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)
建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1068号 昭和51年12月17日届出)
建設時第２７回工事計画軽微変更届出書(総官第1503号 昭和52年3月26日届出)
建設時第２８回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) ６号機

建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)
建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)
工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)
工事計画認可申請書(58資庁第17157号 昭和59年1月20日認可)
工事計画認可申請書(59資庁第2198号 昭和59年3月27日認可)
工事計画認可申請書(60資庁第2373号 昭和60年3月26日認可)
工事計画認可申請書(元資庁第7984号 平成元年9月7日認可)
工事計画認可申請書(平成10･03･10資第29号 平成10年3月25日認可)
工事計画認可申請書(平成11･03･05資第80号 平成11年3月31日認可)
工事計画認可申請書(平成15･08･28原第13号 平成15年10月3日認可)
建設時第２７回工事計画変更認可申請書(54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可)
建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)
建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

2.21.5　添付資料

添付資料－１　５・６号機　制御棒駆動系の一部未復旧期間における臨界未満の維持について
添付資料－２　系統概要図

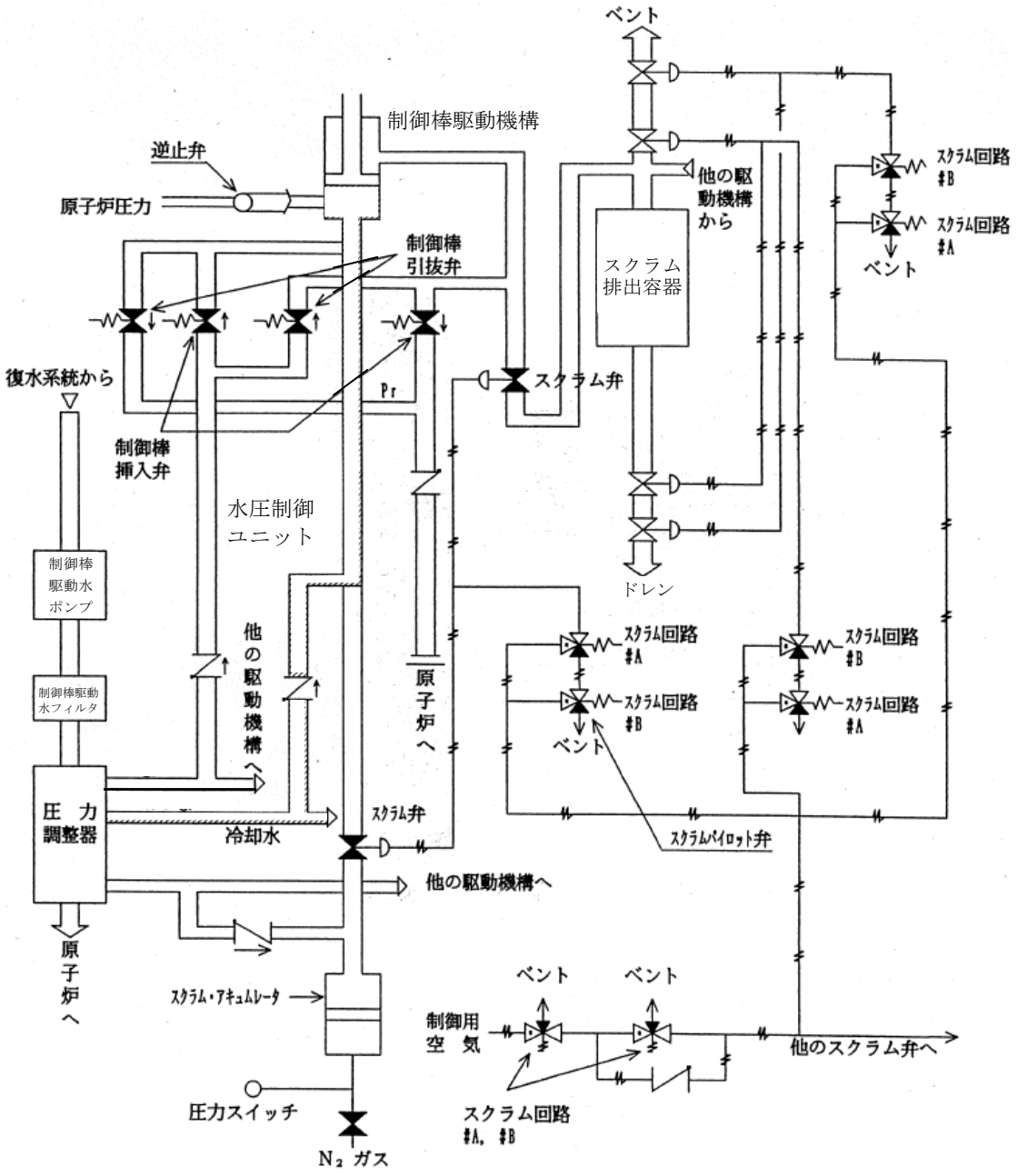
# ５・６号機　制御棒駆動系の一部未復旧期間における臨界未満の維持について

５・６号機は制御棒の全数が全挿入状態，水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉，かつ意図せず操作できない管理となっている。これに加え，制御棒駆動機構は一度挿入動作をしない限り，機械的に引抜き動作ができない構造であることから，制御棒が引抜かれることはない。

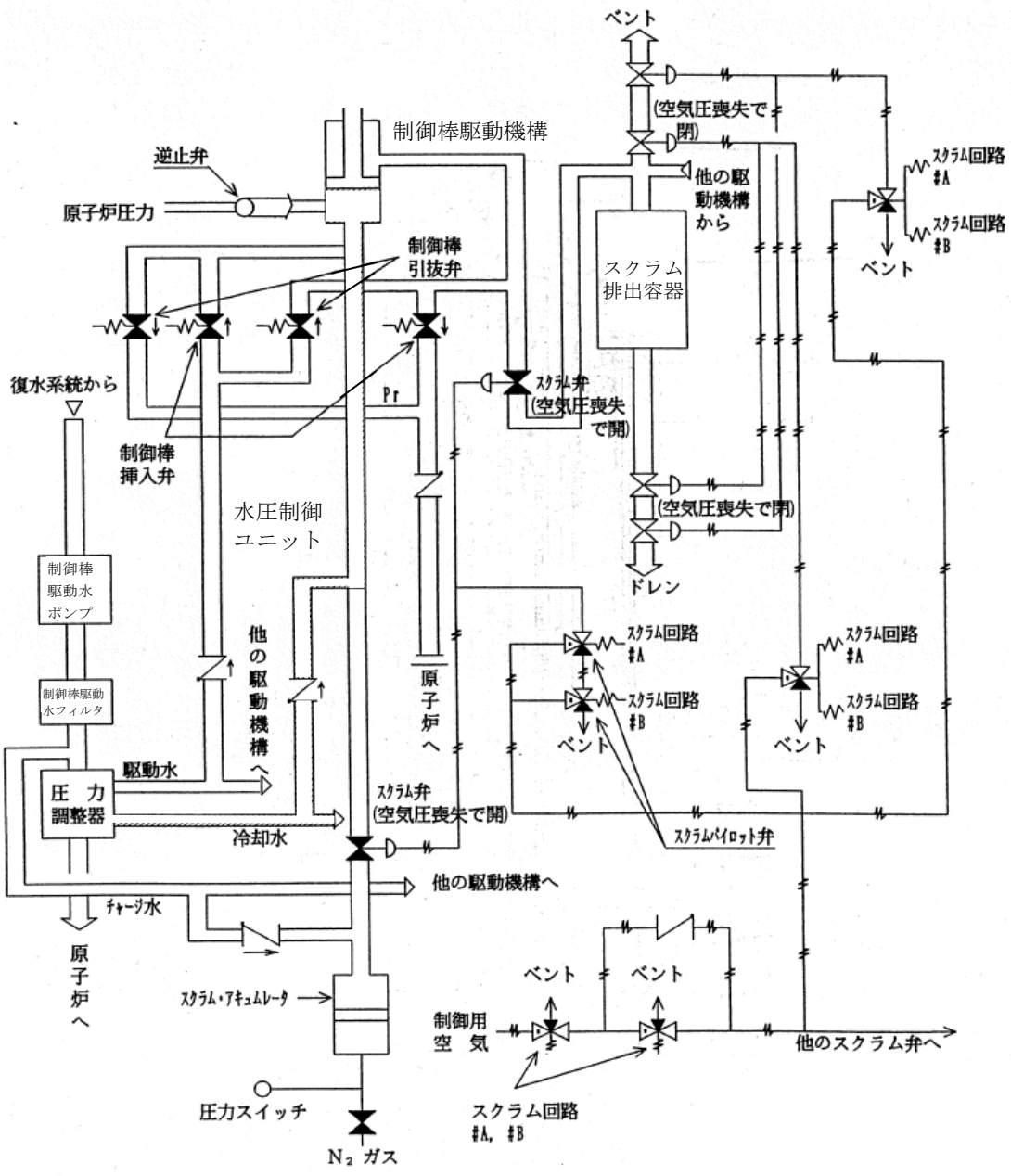
また，この状態において，最大価値を有する制御棒 1 本が引抜かれた場合でも，下記により，原子炉が臨界にならない。

・震災当時は定期検査期間中であり，原子炉停止余裕検査にて最大価値を有する制御棒１本を引抜き，原子炉が臨界にならないことを確認していること。

・震災後から現在に至るまで炉心変更（炉内燃料の配置変更）を行っていないことから，上記の停止余裕は有効であると判断できること。




図－１　５号機　制御棒駆動系　系統概要図




図－２　６号機　制御棒駆動系　系統概要図

## 2.22　５・６号機　残留熱除去系

### 2.22.1　系統の概要

残留熱除去系は，原子炉停止後の炉心の崩壊熱及び原子炉圧力容器・配管・冷却材中の保有熱を除去，原子炉冷却材喪失時等の炉心冷却等を行う。

残留熱除去系は，2 系列（６号機は 3 系列）からなり，2 基の熱交換器，4 台のポンプ（６号機は 3 台）及び 4 台の海水ポンプ等から構成されている。

この系は，その運転方法により，原子炉停止時冷却モード，低圧注水モード，格納容器冷却モード（６号機は格納容器スプレイ冷却モード）ならびに使用済燃料プール水の冷却及び補給の各機能を有する。（Ⅱ.2.27　参照）

［系統の現況］

残留熱除去系の系統機能は復旧済みであり，残留熱除去海水系ポンプ（５号機:4 台，６号機：4 台）は５・６号機各 1 台（予備は各 3 台）の運転により，原子炉の安定的な冷温停止を維持している。また，運転中に当該ポンプが故障した場合は，予備のポンプ 1 台を起動する（切り替える）ことによって原子炉の冷却は維持可能である。

しかしながら，震災の津波により取水路内に流入した瓦礫類を完全に除去出来ていない可能性があることから，取水口の点検中（当該ポンプの半数である 2 台が使用できない状況）において，運転中のポンプに何らかの不適合が発生した場合は，予備ポンプがない状態となる。

このため，冷温停止の維持に影響を及ぼす当該ポンプに不適合が発生した場合に備え，震災時に実績のある仮設水中ポンプを配備し，残留熱除去海水系の信頼性向上を図っている。

また，残留熱除去海水系配管の一部には，トレンチ内で津波による没水部位があり，設備の健全性は系統流量や温度監視により確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。（添付資料－１　参照）

### 2.22.2　要求される機能

残留熱除去系は原子炉停止時に崩壊熱の除去機能（原子炉停止時冷却モード）を有し，冷温停止を維持出来ること。また，使用済燃料プール内の崩壊熱を除去できること。

なお，冷温停止においては格納容器冷却モード（６号機は格納容器スプレイ冷却モード）の機能は必要としておらず，低圧注水モードについては，Ⅱ.2.23　参照。

2.22.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－２に示す。

(1) ５号機

a. ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

b. ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

c. 熱交換器

熱交換器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

d. ポンプ（残留熱除去海水系）

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

e. ストレーナ（残留熱除去海水系）

ストレーナについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

f. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16･10･18原第7号 平成16年11月30日認可)

工事計画認可申請書(平成16･10･22原第7号 平成16年12月1日認可)

工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

工事計画認可申請書(平成21･06･26原第17号 平成21年7月13日認可)

工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

g. 主要弁

主要弁については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

h. 仮設水中ポンプ(残留熱除去海水系)

仮設水中ポンプについては，以下の工事の届出書により確認している。

電気事業法第４７条第４項による工事の届出書(総管発24第245号 平成24年11月8日届出)

(2) 6 号機

a. ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

b. ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)

c. 熱交換器

熱交換器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成15･12･09原第9号 平成16年3月8日認可)

d. ポンプ（残留熱除去海水系）

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

e. ストレーナ（残留熱除去海水系）

ストレーナについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２１回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

f. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16･01･29原第13号 平成16年4月7日認可)

工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)

工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)

工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)
建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)
建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

g. 主要弁

主要弁については，以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

h. 仮設水中ポンプ（残留熱除去海水系）

仮設水中ポンプについては，以下の工事の届出書により確認している。
電気事業法第４７条第４項による工事の届出書(総管発24第245号 平成24年11月8日届出)

2.22.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) ５号機

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)
工事計画認可申請書(平成16･10･18原第7号 平成16年11月30日認可)
工事計画認可申請書(平成16･10･22原第7号 平成16年12月1日認可)
工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)
工事計画認可申請書(平成21･06･26原第17号 平成21年7月13日認可)
工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)
建設時第３回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)
建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)
建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)
建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)
建設時第１０回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)
建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)
建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

(2) ６号機

建設時第３回工事計画認可申請書(49資庁第17943号 昭和49年11月12日認可)
建設時第５回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)
建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)
建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)
建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

工事計画認可申請書(平成12･12･19資第37号 平成12年12月27日認可)
工事計画認可申請書(平成16･01･29原第13号 平成16年4月7日認可)
工事計画認可申請書(平成15･12･09原第9号 平成16年3月8日認可)
工事計画認可申請書(平成19･07･04原第6号 平成19年9月11日認可)
建設時第１０回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)
建設時第１１回工事計画変更認可申請書(52資庁第5413号 昭和52年6月16日認可)
建設時第２４回工事計画変更認可申請書(53資庁第9792号 昭和53年8月25日認可)
建設時第２７回工事計画変更認可申請書(54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可)
工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)
工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)
工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)
建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)
建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)
建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)
建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)
建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)
建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

2.22.5　添付資料

添付資料－１　残留熱除去海水系の一部没水配管における健全性評価について
添付資料－２　系統概要図

# 残留熱除去海水系の一部没水配管における健全性評価について

残留熱除去海水系配管は，材質が炭素鋼であるが，腐食防止のために表面塗装が施されており，塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状，トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから，塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお，配管の内側はライニング処理により腐食がないものとし，ここでは，外面からの配管の腐食について評価する。

まず，５号機及び６号機の工事計画軽微変更届出書では，配管の肉厚（５号機：11.7㎜，６号機：11.1㎜）及び必要肉厚（５号機：7.8㎜，６号機：8.1㎜）の記載*1がある。これまでは，計画的な点検により表面状態を確認し，必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら，配管が海水中に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため，必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで，塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック*2によれば，海水中では腐食速度は0.1㎜/年，飛沫帯では0.3㎜/年と報告されているため，水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は0.3㎜/年とする。

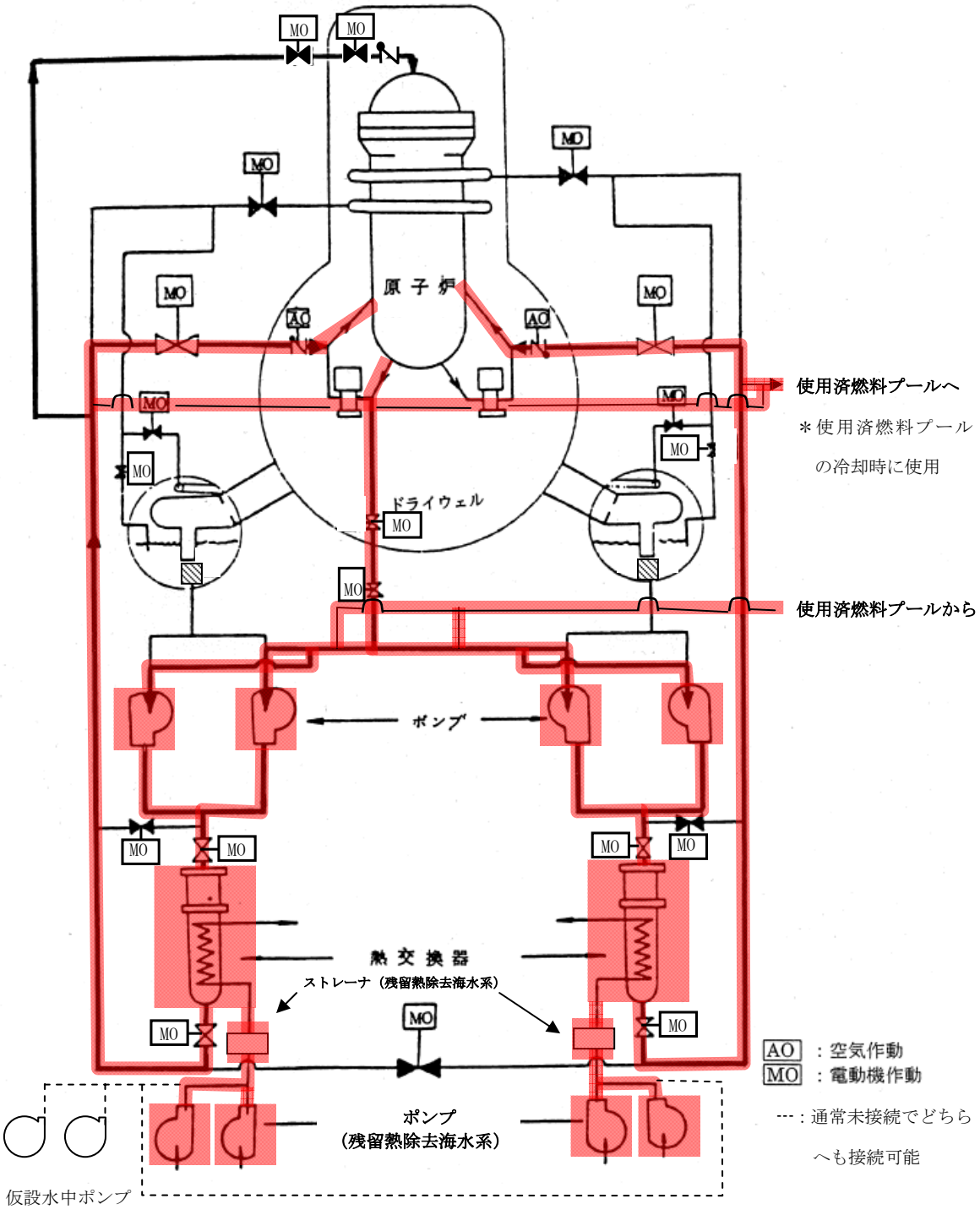
その結果，必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は５号機で約 13 年，６号機で約 10 年となると予測される。

＊１：以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

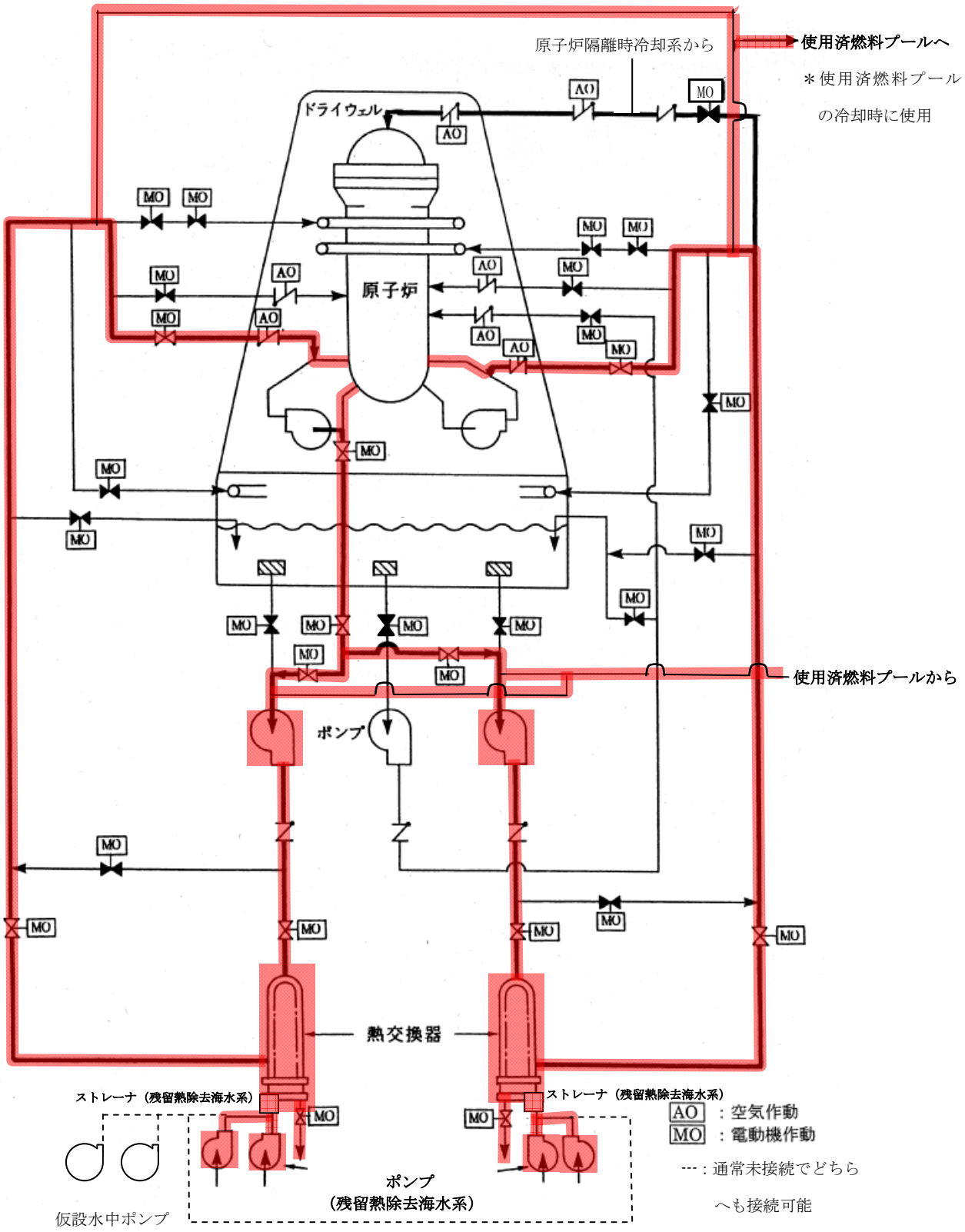
５号機：建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

６号機：建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

＊２：腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49（1995）.




図－１　５号機　残留熱除去系　系統概要図




図－２　６号機　残留熱除去系　系統概要図

## 2.23　５・６号機　非常用炉心冷却系

### 2.23.1　系統の概要

非常用炉心冷却系は，冷却材喪失時の燃料の重大な損傷を防止し，ジルコニウムー水反応を極力抑え，崩壊熱を長期に亘って除去する機能を持ち，炉心スプレイ系（６号機は低圧炉心スプレイ系），低圧注水系等で構成されている。

(1) ５号機

a. 炉心スプレイ系

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に，非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして，燃料の過熱を防止する。

b. 低圧注水系（低圧注水モード）

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に，非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの水を炉心へ注水し，炉心を水浸けにして，燃料の過熱を防止する。

c. 高圧注水系

１次系配管の中小破断時に，蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水あるいはサプレッション・プールの水を炉心へ注水して，燃料の過熱を防止する。

d. 自動減圧系

主蒸気逃がし安全弁が作動すれば，原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に原子炉蒸気をサプレッション・プールへ逃がして，原子炉圧力を速やかに低下させて炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とする。

(2) ６号機

a. 低圧炉心スプレイ系

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に，非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして，燃料の過熱を防止する。

b. 低圧注水系（低圧注水モード）

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に，非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの水を炉心へ注水し，炉心を水浸けにして，燃料の過熱を防止する。

c. 高圧炉心スプレイ系

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に，専用の非常用電源を有している電動機駆動ポンプにより，復水貯蔵タンクあるいはサプレッション・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして，燃料の過熱を防止する。

d. 自動減圧系

主蒸気逃がし安全弁が作動すれば，原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に原子炉蒸気をサプレッション・プールへ逃がして，原子炉圧力を速やかに低下させて低圧炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とする。

［系統の現況］

非常用炉心冷却系の系統機能は復旧済みである。（下記を除く）

現在，５・６号機は制御棒が全挿入，かつ燃料の冷却が維持されていることから，原子炉圧力容器の圧力は高圧になることはなく，５号機の高圧注水系（高圧注水機能），６号機の高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ機能），自動減圧系（原子炉減圧機能）については必要としない。これらの設備については復旧していないが，外観点検上問題がないことは確認しており，今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧していくこととする。

なお，６号機の高圧炉心スプレイ系については注水機能に期待できるが，原子炉圧力容器の圧力が低圧であれば，他の非常用炉心冷却系及び復水補給水系にて原子炉圧力容器への注水は十分可能である。（添付資料－１　参照）

また，非常用炉心冷却系のポンプ冷却は，残留熱除去海水系により供給される海水によって行われる。（Ⅱ.2.22　参照）

2.23.2　要求される機能

冷却材の流出に対する低圧注水機能として，次に示す非常用炉心冷却系のうち，５・６号機それぞれ最大２系列が動作可能であること。

５号機：炉心スプレイ系（2 系列），低圧注水系（4 系列）

６号機：低圧炉心スプレイ系（1 系列），低圧注水系（3 系列）

2.23.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－２に示す。

(1) ５号機

a. 炉心スプレイ系

(a) ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(b) ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

(c) 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

建設時第１５回工事計画変更認可申請書(50資庁第14309号 昭和51年2月28日認可)

(d) 主要弁

主要弁については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

b. 低圧注水系

(a) ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

(b) ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

(c) 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16･10･18原第7号 平成16年11月30日認可)

工事計画認可申請書(平成16･10･22原第7号 平成16年12月1日認可)

工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

工事計画認可申請書(平成21･06･26原第17号 平成21年7月13日認可)

工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)
建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)
建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

(d)主要弁

主要弁については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。
建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(e)ポンプ（残留熱除去海水系）

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

(f)ストレーナ（残留熱除去海水系）

ストレーナについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。
建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

(g)主配管（残留熱除去海水系）

主配管については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。
建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

(2) 6号機

a. 低圧炉心スプレイ系

(a)ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(b)ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。
工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)

(c)主配管

主配管については，以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。
工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)
建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

(d)主要弁

主要弁については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

b.低圧注水系

(a)ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(b)ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)

(c)主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16･01･29原第13号 平成16年4月7日認可)

工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)

工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

(d)主要弁

主要弁については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(e)ポンプ（残留熱除去海水系）

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(f)ストレーナ（残留熱除去海水系）

ストレーナについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２１回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

(g)主配管（残留熱除去海水系）

主配管については，以下の工事計画届出書等により確認している。

工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

2.23.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1)５号機

a.炉心スプレイ系

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第１５回工事計画変更認可申請書(50資庁第14309号 昭和51年2月28日認可)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

b.低圧注水系

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画認可申請書(平成16･10･18原第7号 平成16年11月30日認可)

工事計画認可申請書(平成16･10･22原第7号 平成16年12月1日認可)

工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

工事計画認可申請書(平成21･06･26原第17号 平成21年7月13日認可)

工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)

建設時第３回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第１０回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

(2) 6 号機

a. 低圧炉心スプレイ系

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)
工事計画認可申請書(平成19･07･04原第6号 平成19年9月11日認可)
工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)
建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)
建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)
建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

b. 低圧注水系

建設時第３回工事計画認可申請書(49資庁第17943号 昭和49年11月12日認可)
建設時第５回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)
建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)
建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)
建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)
工事計画認可申請書(平成16･01･29原第13号 平成16年4月7日認可)
工事計画認可申請書(平成19･07･04原第6号 平成19年9月11日認可)
建設時第１０回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)
建設時第１１回工事計画変更認可申請書(52資庁第5413号 昭和52年6月16日認可)
建設時第２４回工事計画変更認可申請書(53資庁第9792号 昭和53年8月25日認可)
建設時第２７回工事計画変更認可申請書(54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可)
工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)
工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)
工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)
建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)
建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)
建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)
建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)
建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)
建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

2.23.5 添付資料

添付資料－１ ６号機 高圧炉心スプレイ系（ポンプ，非常用ディーゼル発電機，直流電源装置を含む）の未復旧期間における注水機能の維持について
添付資料－２ 系統概要図

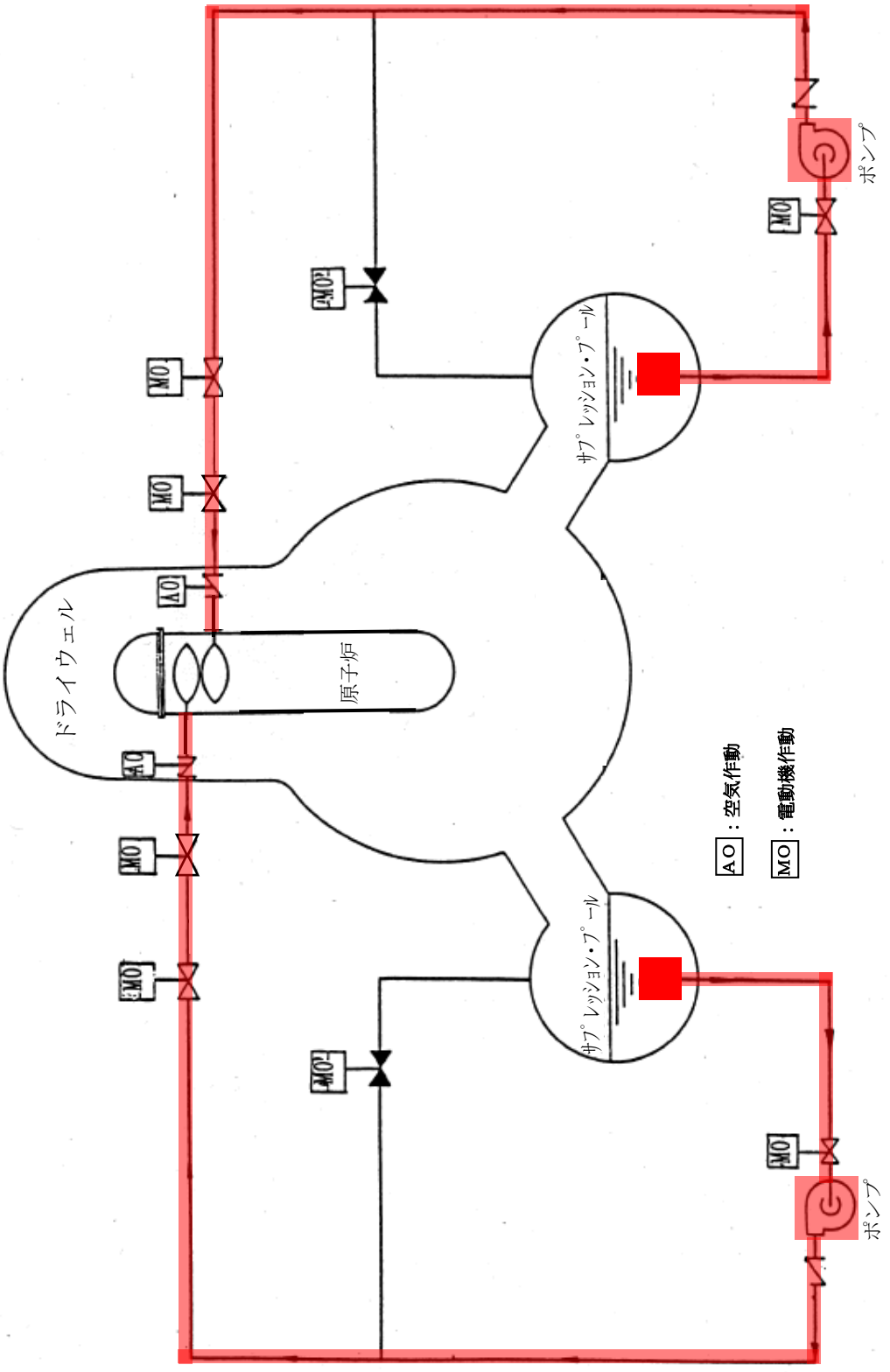
６号機　高圧炉心スプレイ系（ポンプ，非常用ディーゼル発電機，直流電源装置を含む）の未復旧期間における注水機能の維持について

万が一，冷却材圧力バウンダリが高圧状態となり，冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等が破損した場合には，冷却材が系外に流出する。この場合，冷却水が補給できないと炉心冷却能力が低下し，燃料損傷に至る可能性がある。

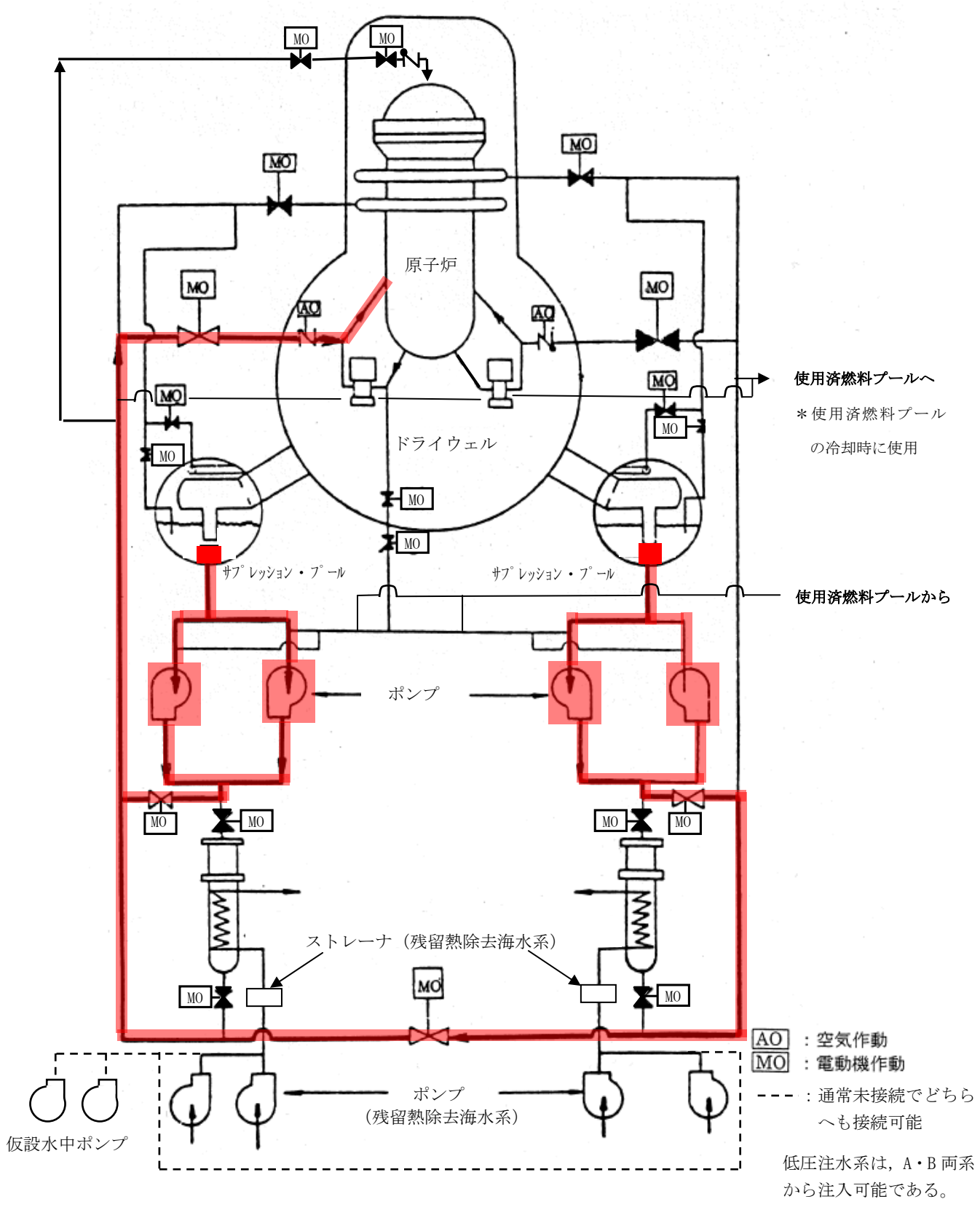
しかしながら，６号機については，以下の措置を講じていることから，冷却材圧力バウンダリが高圧状態に至ることはなく，万が一，冷却材の大規模な流出に際して，高圧炉心スプレイ系が未復旧であっても，他の非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）2 系列，または，他の非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）1 系列及び復水補給水系 1 系列のどちらかにより注水機能は十分確保されているため，燃料損傷に至るリスクは小さい。

・制御棒の全数が全挿入状態，水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉，かつ意図せず操作できない管理となっている。これに加え，制御棒駆動機構は一度挿入動作をしない限り，機械的に引抜き動作ができない構造であることから，制御棒が引抜かれることはない。

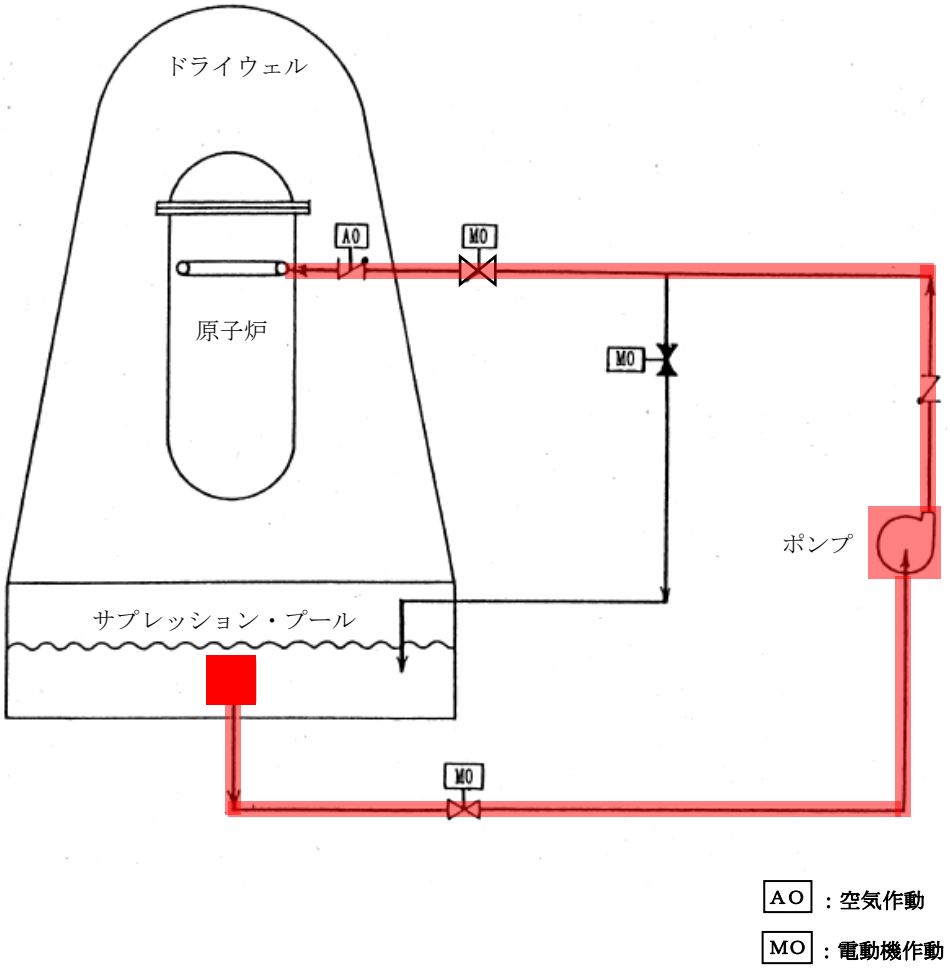
・自然災害（津波）により残留熱除去海水系ポンプが機能喪失し，全交流電源が喪失した場合においても，高台に配備している電源車及び消防車により，原子炉注水機能を維持できる。（Ⅱ.2.18　参照）



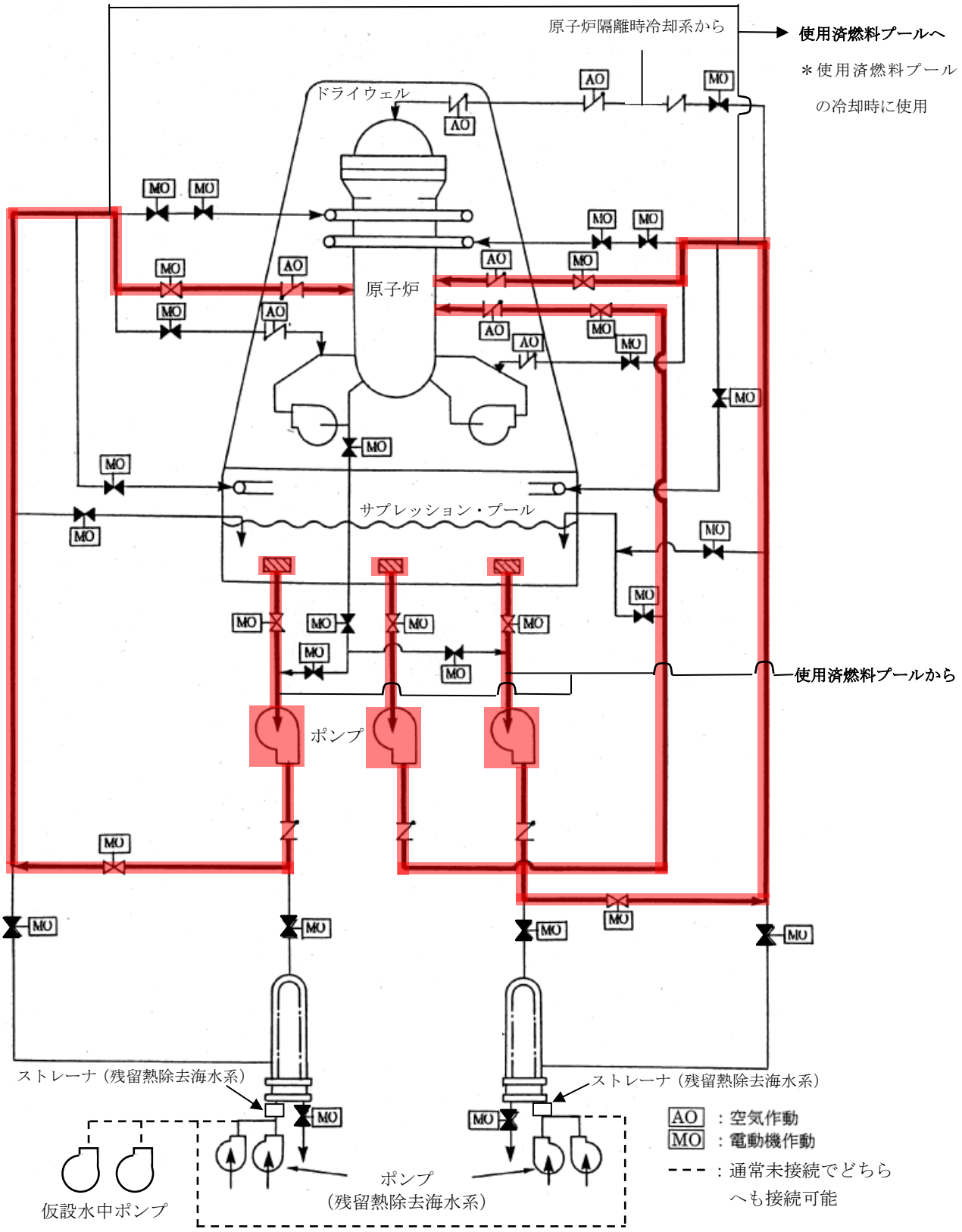

図－１　５号機　非常用炉心冷却系（炉心スプレイ系）　系統概要図




図－２　５号機　非常用炉心冷却系（低圧注水系）　系統概要図




図－３　６号機　非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系）　系統概要図




図－４　６号機　非常用炉心冷却系（低圧注水系）　系統概要図

## 2.24　５・６号機　復水補給水系

### 2.24.1　系統の概要

復水補給水系は，各建屋に設置される機器等に対し，必要な容量及び圧力を有する復水を，復水貯蔵タンクから復水移送ポンプにて供給する。

また，上記の給水以外に残留熱除去系，燃料プール冷却浄化系，非常用炉心冷却系及び制御棒駆動系等で，必要とする水源を有する。

［系統の現況］

復水補給水系の系統機能は，復旧済みである。

### 2.24.2　要求される機能

原子炉及び使用済燃料プールに復水貯蔵タンクから復水補給水を供給する機能を有すること。

### 2.24.3　主要な機器

(1) ５号機

a. 復水移送ポンプ

復水移送ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

b. 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１０回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)

c. 主配管

主配管については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１０回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)

(2) ６号機

a. 復水移送ポンプ

復水移送ポンプについては，以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

b. 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

c. 主配管

主配管については，以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

2.24.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) ５号機

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第７回工事計画変更認可申請書(49資庁第4376号 昭和49年6月12日認可)

建設時第３回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第１０回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)

(2) ６号機

建設時第５回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

## 2.25　５・６号機　原子炉冷却材浄化系

### 2.25.1　系統の概要

原子炉冷却材浄化系は,冷却材の純度を高く維持するためのものであって,この系統は,原子炉再循環系から冷却材の一部を抜き出し，連続的に冷却材の浄化を行うものである。

原子炉冷却材浄化系は，熱交換器（再生・非再生)，循環ポンプ及びろ過脱塩器等から構成されている。

なお，循環ポンプを運転するには制御棒駆動水ポンプからのパージ水が必要であり，このパージ水は原子炉内へ戻される。

［系統の現況］

５号機は，原子炉冷却材浄化系による冷却材の浄化は可能であるが，循環ポンプは，２台のうち１台が未復旧である。未復旧のポンプは，震災時の電源喪失により停止したものの，ポンプ内部へクラッドが混入している可能性があるため，点検を行った後，運転状態を確認し復旧する。（添付資料－１　参照）

６号機は，系統機能が復旧され運転可能な状態となっている。

なお，５・６号機共に，ポンプの運転による余剰水の増加が懸念されることから，冷却材の水質の状況に応じて運転する。

### 2.25.2　要求される機能

冷却材を浄化する機能を有すること。

### 2.25.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－２に示す。

(1) ５号機

a. 再生熱交換器

再生熱交換器については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官4第351号 平成4年7月27日届出)

b. 非再生熱交換器

非再生熱交換器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

c. 循環ポンプ

循環ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成14･12･20原第10号 平成15年1月27日認可)

d. ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

e. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16･10･18原第7号 平成16年11月30日認可,総発官16第444号 平成17年1月24日一部補正)

建設時第１７回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)

工事計画届出書(総官発14第375号 平成14年12月20日届出)

f. 主要弁

主要弁については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第１７回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)

(2) 6 号機

a. 再生熱交換器

再生熱交換器については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官3第1242号 平成4年2月13日届出)

b. 非再生熱交換器

非再生熱交換器については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第１０回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)

c. 循環ポンプ

循環ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(5資庁第6407号 平成5年6月15日認可)

d. ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

e. 主配管

主配管については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

f. 主要弁

主要弁については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

2.25.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) ５号機

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)
工事計画認可申請書(平成14･12･20原第10号 平成15年1月27日認可)
工事計画認可申請書(平成16･10･18原第7号 平成16年11月30日認可)
建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)
建設時第１７回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)
工事計画届出書(総文発官4第351号 平成4年7月27日届出)
工事計画届出書(総官発14第375号 平成14年12月20日届出)
建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)
建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)
建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)
建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第603号 昭和51年9月9日届出)
建設時第２８回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) ６号機

建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)
工事計画認可申請書(5資庁第6407号 平成5年6月15日認可)
建設時第１０回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)
工事計画届出書(総文発官3第1242号 平成4年2月13日届出)
建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)
建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)
建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)
建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

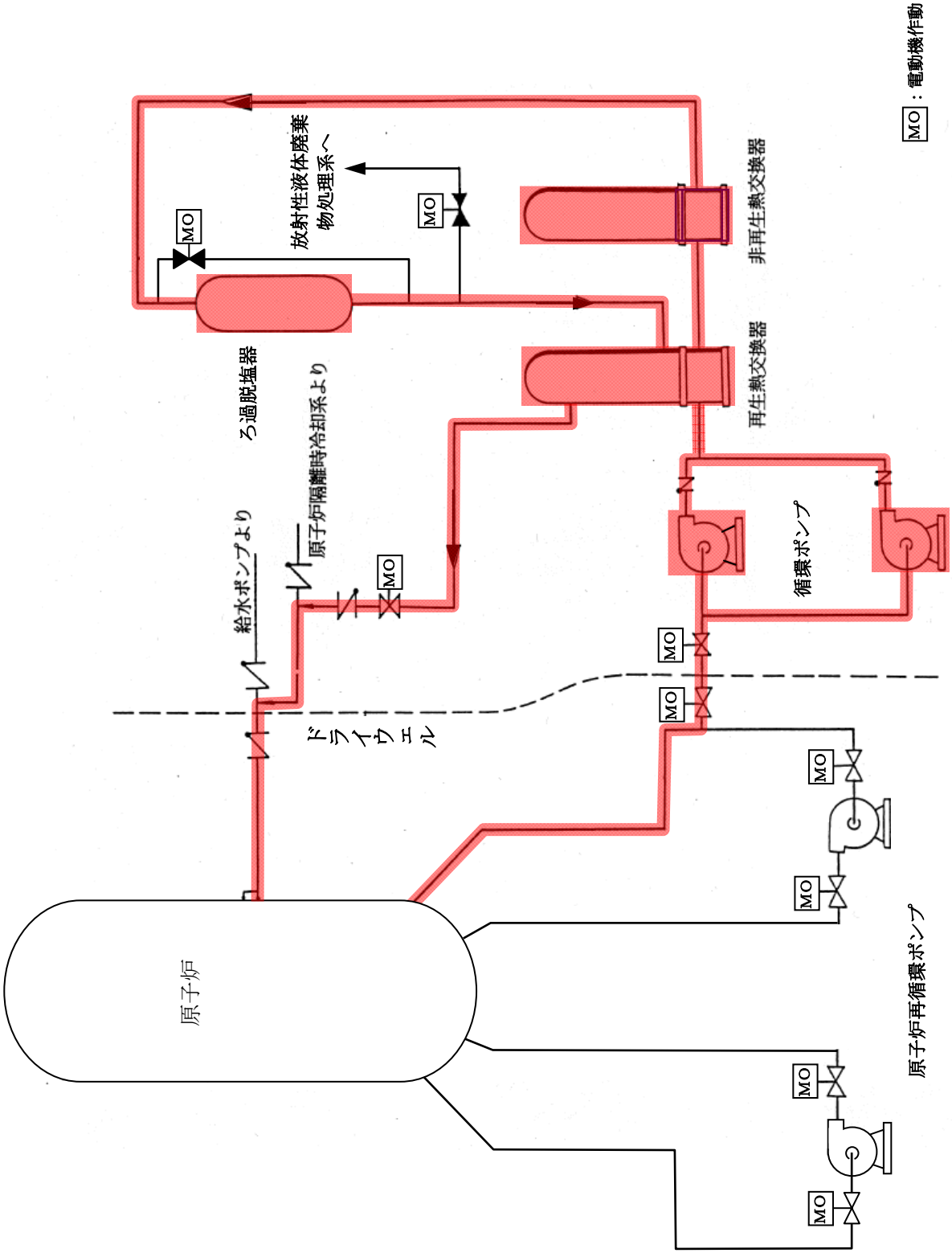
2.25.5　添付資料

添付資料－１　５号機　原子炉冷却材浄化系の一部未復旧期間における冷却材の水質維持について
添付資料－２　系統概要図

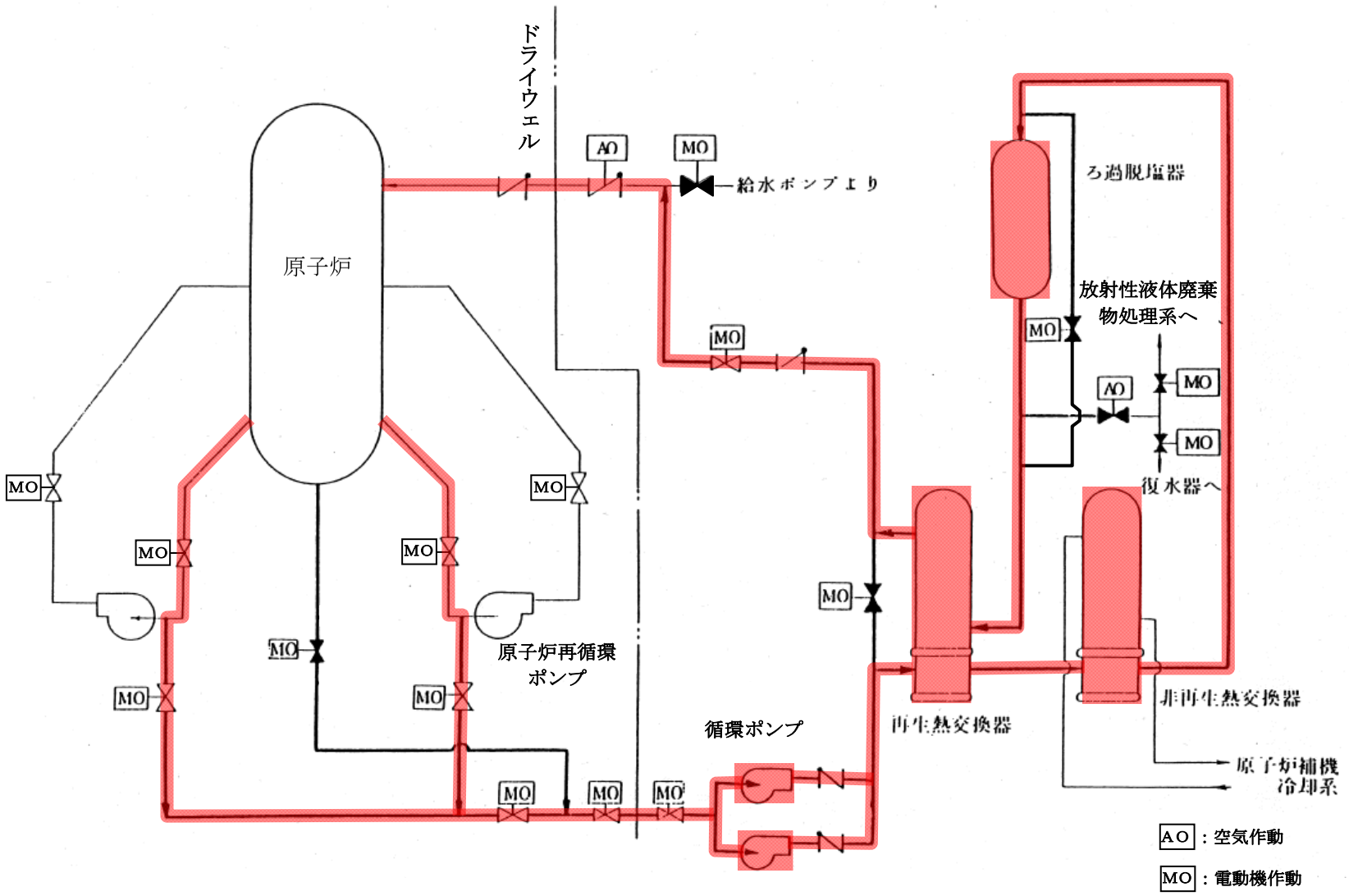
# ５号機　原子炉冷却材浄化系の一部未復旧期間における冷却材の水質維持について

震災以降，冷却材の導電率は概ね 4～5μS/cm 程度で推移しており，水質は有意な変化のない状態を維持しているため，今後短期間で水質が急速に悪化することは考えにくい。また，原子炉冷却材浄化系の循環ポンプ 1 台が未復旧であっても，復旧しているポンプ 1 台による冷却材の浄化ができることから，水質の維持は可能である。

なお，現在の復水補給水系にて原子炉への注水（冷却材の希釈）を行うことによる水質の改善も可能である。




図－１　５号機　原子炉冷却材浄化系　系統概要図




図－２　６号機　原子炉冷却材浄化系　系統概要図

## 2.26　５・６号機　原子炉建屋常用換気系

### 2.26.1　系統の概要

原子炉建屋常用換気系は，建屋内に加熱あるいは冷却した清浄な空気を供給し建屋内の雰囲気温度を調整すると共に，これら供給空気の流れを適切に保ち，建屋内の清浄区域汚染を防止する。

原子炉建屋常用換気系は，他の換気系とは独立になっており，空気供給系と排気系を備え，それぞれ100％容量のファン２台（1 台は予備）をもっている。また，差圧制御器により，出口弁を調整し，原子炉建屋内はわずかに負圧に保たれている。排気空気は，フィルタを通じて主排気筒から大気中へ放出される。（添付資料－１　参照）

換気用の原子炉建屋入口及び出口ダクトには，それぞれ2個の空気作動隔離弁があり，原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し，非常用ガス処理系が自動起動することで放射性物質の系外放出を防ぐ。

［系統の現況］

原子炉建屋常用換気系は，建屋内の作業環境維持や機器類保護のため，現在換気運転をしている。また，建屋の負圧を維持しつつ放射性物質の系外放出を防止しなくてはならないことから，震災後，建屋の給排気ケーシング内に高性能フィルタを設置している。(高性能フィルタは放射性物質の捕集効率が高いが，その能力を発揮するために当該系統の風量を定格値の 70％程度で運転する)

### 2.26.2　要求される機能

原子炉建屋の負圧を維持しつつ，機器類保護等のために建屋の換気を行えること。

### 2.26.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－２に示す。

(1) ５号機

a. 送風機

送風機については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画届出書(総文発官2第166号 平成2年6月5日届出)

b. 排風機・パージ用排気ファン

排風機・パージ用排気ファンについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画届出書(総文発官2第166号 平成2年6月5日届出)

(2) 6 号機

a. 送風機

送風機については，以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

工事計画届出書(総文発官元第312号 平成元年8月25日届出)

b. 排風機・パージ用排気ファン

排風機・パージ用排気ファンについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

2.26.4 添付資料

添付資料－１ 主排気筒について

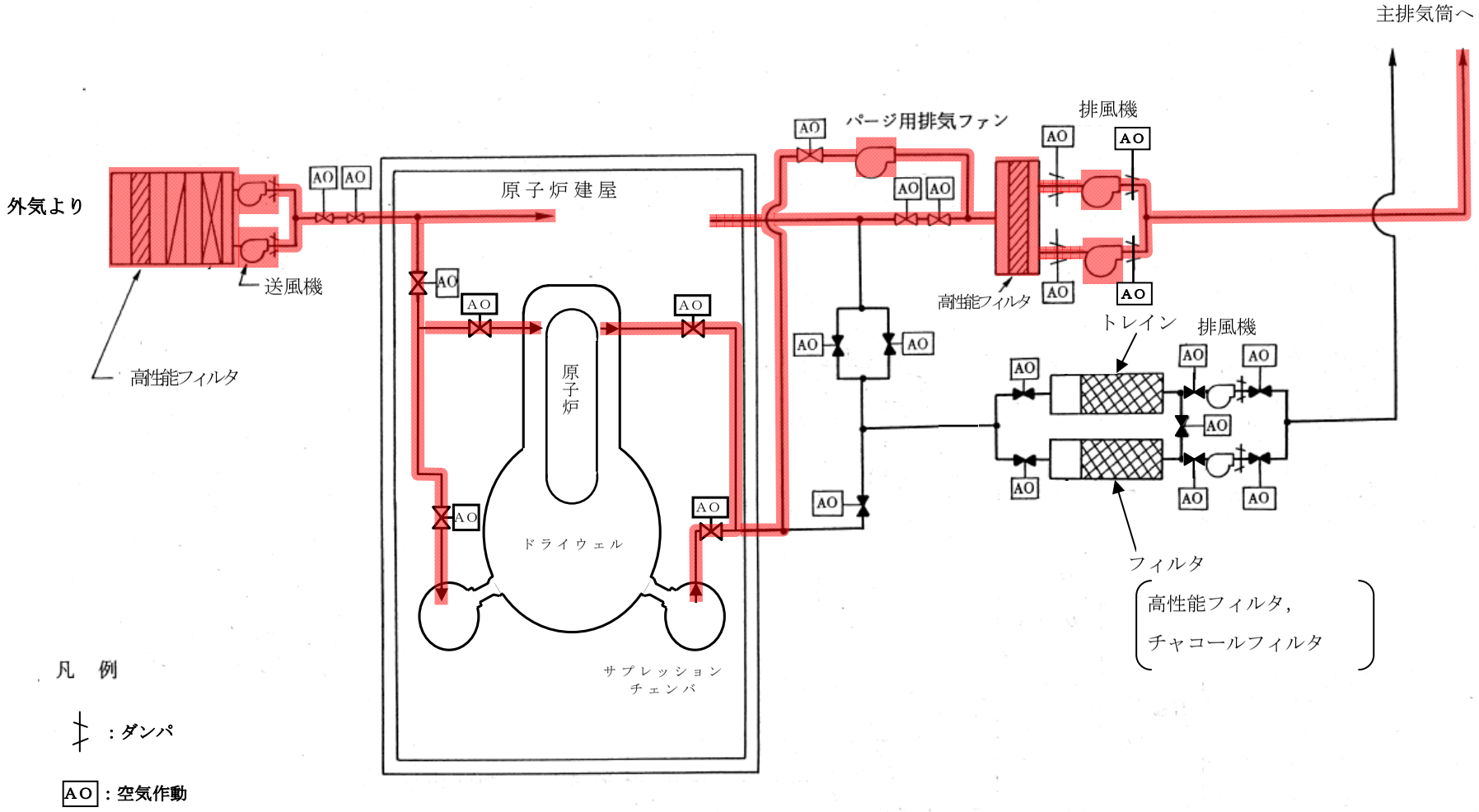
添付資料－２ 系統概要図

添付資料－１

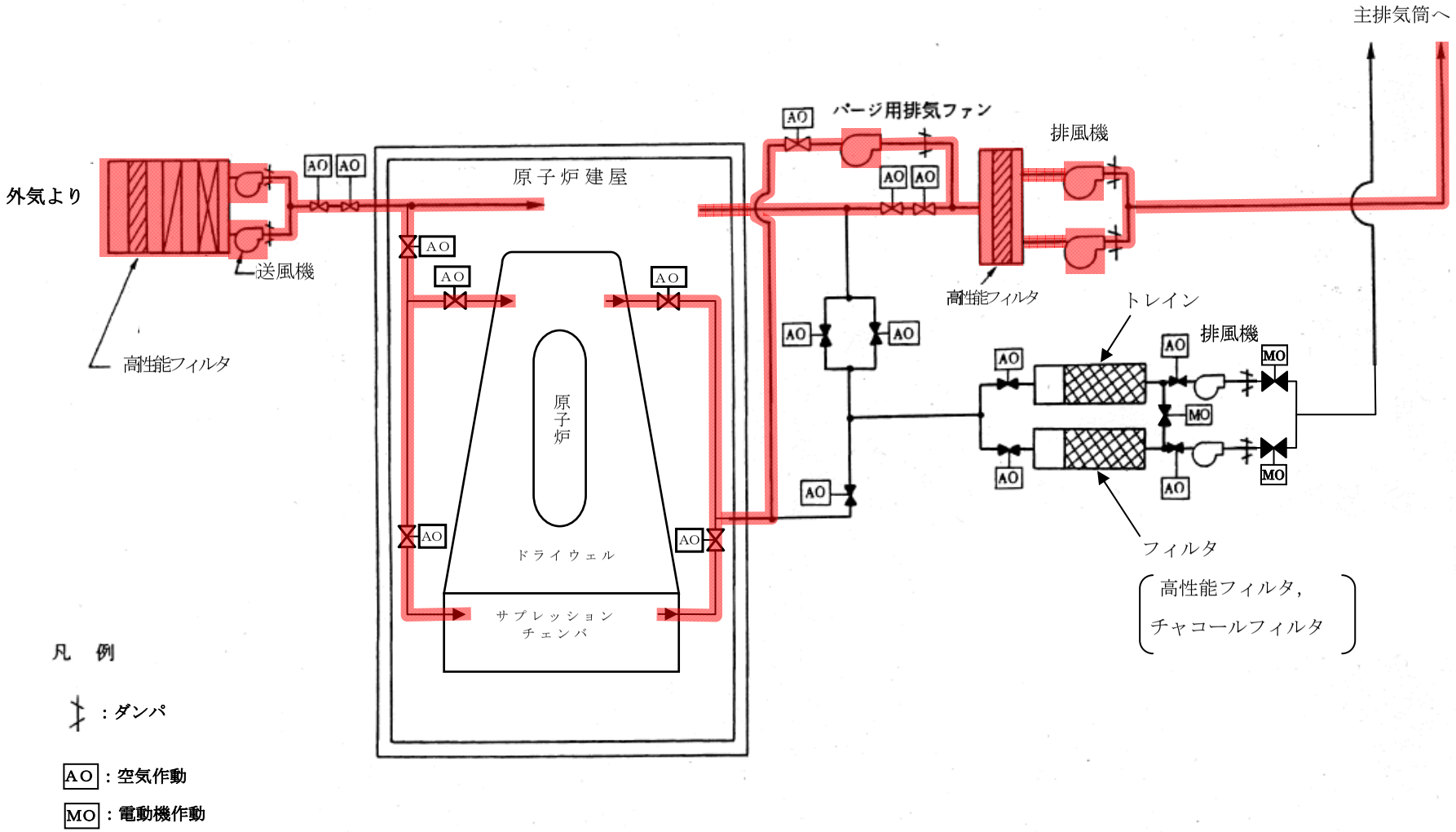
# 主排気筒について

５・６号機共用である主排気筒については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

５号機：建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)




図－１　５号機　原子炉建屋常用換気系　系統概要図




図－２　６号機　原子炉建屋常用換気系　系統概要図

## 2.27　５・６号機　燃料プール冷却浄化系

### 2.27.1　系統の概要

燃料プール冷却浄化系は，燃料プール冷却浄化系，原子炉補機冷却系，補機冷却海水系で構成されており，使用済燃料からの崩壊熱の除去及び使用済燃料プールの水の純度を保ち，遮へい（燃料上部に十分な水深を確保すること）を維持している。

燃料プール冷却浄化系の循環ポンプの吸込みラインは，使用済燃料プールに隣接するスキマサージタンクに接続されているため，この系の破断時にも使用済燃料プールの水は流出しない。（添付資料－１　参照）

［系統の現況］

燃料プール冷却浄化系の系統機能は，復旧済みである。

しかし，補機冷却海水系配管の一部には，タービン建屋トレンチ内で津波による没水部位があり，設備の健全性は系統流量や温度監視により確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。（添付資料－２参照）

### 2.27.2　要求される機能

使用済燃料プールの水位を維持し，プール内の崩壊熱を除去すると共に浄化できる機能を有すること。

### 2.27.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－３に示す。

(1) ５号機

a. 燃料プール冷却浄化系

(a) 熱交換器

熱交換器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(b) ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第３回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

(c) 循環ポンプ

循環ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(d) 主配管

主配管については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

b. 原子炉補機冷却系

(a) 熱交換器

熱交換器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(b) ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(c) 主配管

主配管については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

c. 補機冷却海水系

添付資料－４　参照

(2) ６号機

a. 燃料プール冷却浄化系

(a) 熱交換器

熱交換器については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

(b) ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

(c) 循環ポンプ

循環ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

(d)主配管

主配管については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

b.原子炉補機冷却系

(a)熱交換器

熱交換器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

(b)ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(c)主配管

主配管については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

c.補機冷却海水系

添付資料－４　参照

2.27.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1)５号機

a.燃料プール冷却浄化系

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第３回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第３０回工事計画軽微変更届出書(総官第961号 昭和52年10月8日届出)

b. 原子炉補機冷却系

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第２８回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

c. 補機冷却海水系

添付資料－４　参照

(2) ６号機

a. 燃料プール冷却浄化系

建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

b. 原子炉補機冷却系

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

c. 補機冷却海水系

添付資料－４　参照

2.27.5　添付資料

添付資料－１　使用済燃料プールの冷却能力について

添付資料－２　補機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について

添付資料－３　系統概要図

添付資料－４　５・６号機　補機冷却海水系に係る，主要な機器，構造強度及び耐震性について

添付資料－１

# 使用済燃料プールの冷却能力について

使用済燃料プールの冷却能力については，使用済燃料から発生する崩壊熱の除去を行うのに十分な冷却能力を有しており，その設計・機能に変わりないことを福島第一原子力発電所５・６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

# 補機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について

補機冷却海水系配管は，材質が炭素鋼であるが，腐食防止のために表面塗装が施されており，塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状，タービン建屋トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから，塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお，配管の内側はライニング処理により腐食がないものとし，ここでは，外面からの配管の腐食について評価する。

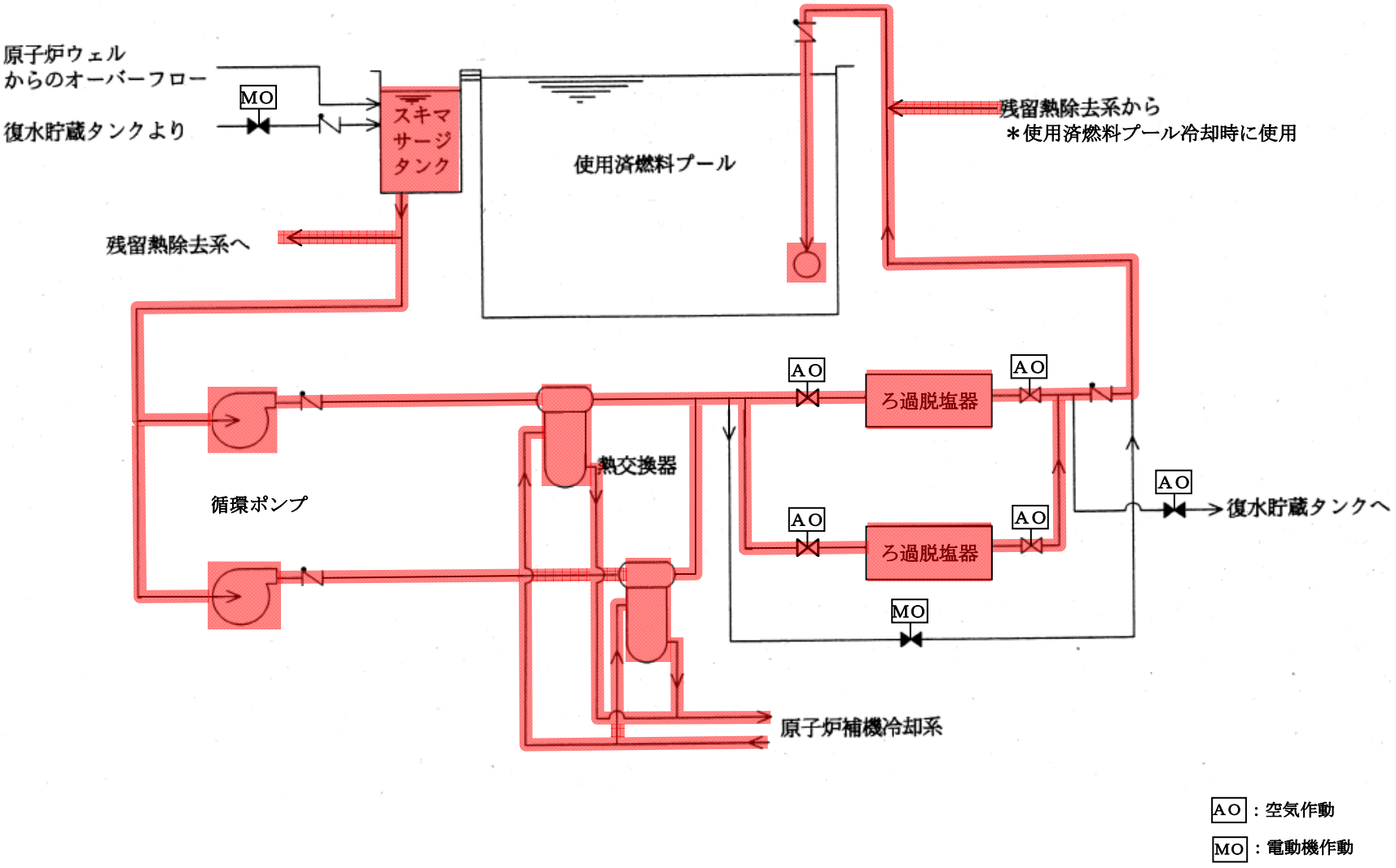
現在没水している配管の肉厚は，５号機で肉厚 9.5㎜ 及び必要肉厚 4.2㎜ であり，６号機で肉厚 12.7㎜ 及び必要肉厚 5.0㎜ である。これまでは，計画的な点検により表面状態を確認し，必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら，配管が海水中に一部没水しているため，外面からの腐食が進む可能性がある。そのため，必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。なお，５号機については，没水配管が 3 系列あり，時間的余裕が最も厳しい配管を代表として記載している。

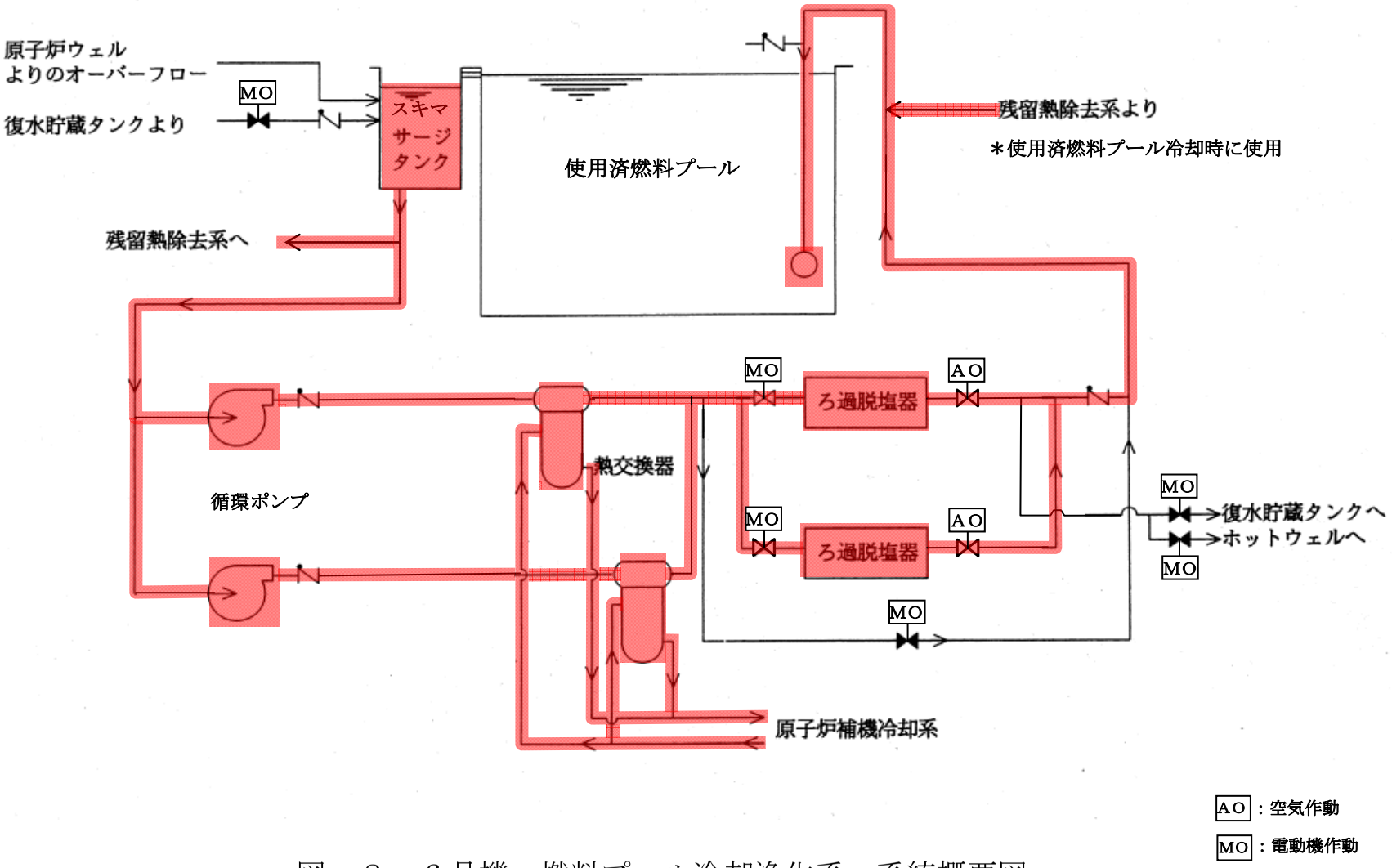
ここで，塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック*によれば，海水中では腐食速度は 0.1㎜/年，飛沫帯では 0.3㎜/年と報告されているため，水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は 0.3㎜/年とする。

その結果，必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は，５号機で約 17 年，６号機で約 25 年となると予測される。

＊：腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49（1995）.




図－１　５号機　燃料プール冷却浄化系　系統概要図




図－２　６号機　燃料プール冷却浄化系　系統概要図

# ５・６号機　補機冷却海水系に係る，主要な機器，構造強度及び耐震性について

## 1. 主要な機器

### (1) ５号機

#### a. ポンプ

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 立軸多段遠心形 |
| 容　　量($m^3$/h) | １，８００ |
| 全 揚 程(m) | ４５ |
| 主 要 寸 法 | |
| 高　　さ(mm) | １１，７７０ |
| 吐 出 口 径(mm) | ５００ |
| 主 要 材 料 | |
| 胴 | ＳＣＳ１４ |
| 羽 根 車 | ＳＣＳ１４ |
| 主　　軸 | ＳＵＳ３１６ |
| 回 転 数(rpm) | １，０００ |
| 原 動 機 | |
| 種　　類 | 三相誘導電動機 |
| 出　　力(kW) | ３１０ |
| 個　　数 | 常用　２ |
| | 予備　１ |

#### b. ストレーナ

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 横置電動切替形ダブルストレーナ |
| 容　　量($m^3$/h) | ３，６００ |
| 最高使用圧力(MPa) | ０．８６ |
| 最高使用温度(℃) | ４４ |
| 主 要 寸 法 | |
| 全　　長(mm) | ２，２００ |
| 主 要 材 料 | |
| 胴 | ＳＣＰＬ１ |
| 個　　数 | １ |

c.配　管

| 最高使用圧力<br>MPa | 最高使用温度<br>℃ | 外径<br>mm | 厚さ<br>mm | 材料 |
|---|---|---|---|---|
| ０．８６ | ３８ | ７６２ | ９．５ | ＳＭ４００Ｂ |
| | | ６０９．６ | ９．５ | ＳＭ４００Ｂ |
| | | ５０８ | ９．５ | ＳＭ４００Ｂ |
| | | ３５５．６ | １１．１ | ＳＴＰＧ３７０ |
| | | ３１８．５ | １０．３ | ＳＴＰＧ３７０ |

(2) ６号機

a.ポンプ

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 立軸１段片吸込形 |
| 容　　量($m^3$/h) | ２，８３９ |
| 全 揚 程(m) | ３８．１ |
| 主 要 寸 法 | |
| 高　　さ(mm) | １２，７２０ |
| 吐 出 口 径(mm) | ７００ |
| 主 要 材 料 | |
| 胴 | ＳＣＳ１４ |
| 羽 根 車 | ＳＣＳ１４ |
| 主　　軸 | ＳＵＳ３１６ |
| 回 転 数(rpm) | １，０００ |
| 原 動 機 | |
| 種　　類 | 三相誘導電動機 |
| 出　　力(kW) | ４００ |
| 個　　数 | 常用　２ |
| | 予備　１ |

b.ストレーナ

| | |
|---|---|
| 種　　類 | 横置電動切替形ダブルストレーナ |
| 容　　量($m^3$/h) | ５，６７４ |
| 最高使用圧力(MPa) | ０．８６ |
| 最高使用温度(℃) | ６６ |

主　要　寸　法

全　　長(mm)　　３，０００

主　要　材　料

胴　　ＳＣＰＬ１

個　　数　　１

c.配　管

| 最高使用圧力<br>MPa | 最高使用温度<br>℃ | 外径<br>mm | 厚さ<br>mm | 材料 |
|---|---|---|---|---|
| ０．８６ | ６６ | ９１４．４ | １２．７ | ＳＭ４００Ｂ |
| | | ７６２ | ９．５ | ＳＭ４００Ｂ |
| | | ７１１．２ | ９．５ | ＳＭ４００Ｂ |
| | | ５０８ | ９．５ | ＳＭ４００Ｂ |
| | | ４５７．２ | ９．５ | ＳＭ４００Ｂ |
| | | ４０６．４ | ９．５ | ＳＭ４００Ｂ |

2.構造強度及び耐震性(５・６号機共通)

(1)構造強度の評価

補機冷却海水系を構成する機器は，発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令上，クラス3 機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」で規定されるものであるが，各機器については，以下のとおり個別に評価している。

a.ポンプ

ポンプは，系統の温度，圧力を考慮した仕様とする。

健全性については，震災後，系統の試運転を行い，有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことからポンプは，必要な構造強度を有するものと評価している。

b.ストレーナ

ストレーナは，系統の温度，圧力を考慮した仕様とする。

健全性については，震災後，系統の試運転を行い，有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことからストレーナは，必要な構造強度を有するものと評価している。

c.配　管

配管は，系統の温度，圧力を考慮し「日本工業規格」を準拠した仕様とする。

健全性については，震災後，系統の試運転を行い，有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことから配管は，必要な構造強度を有するものと評価している。

(2)耐震設計の基本方針

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」上の耐震クラス C の設備と位置付けられ，以下の様な基本方針としている。

a.考え方

機器・配管系は原則として剛にする。

b.配管類

支持構造：定ピッチスパン法*による支持とする。

＊：配管自重を受けるために，適正なピッチでサポートを設置

c.機器類

ポンプは地震荷重に耐えられるように設計する。

また、耐震クラスＣにつき，垂直方向の地震力は対象外とする。

## 2.28　５・６号機　燃料取扱系及び燃料貯蔵設備

### 2.28.1　系統の概要

燃料取扱系は，新燃料を原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）に搬入してから炉心に装荷するまで及び使用済燃料を炉心から移動し原子炉建屋最上階から搬出するまでの取扱いを行う。

燃料取扱系及び燃料貯蔵設備は，燃料交換機，原子炉建屋天井クレーン，使用済燃料プール，新燃料貯蔵設備で構成される。（添付資料－１，２　参照）

［系統の現況］

震災時，燃料プール冷却浄化系及び原子炉建屋常用換気系が機能喪失したことにより，使用済燃料プール水温度が上昇し，水蒸気が発生した。その影響で，原子炉建屋最上階の環境が高湿度となり燃料交換機及び原子炉建屋天井クレーンの電気設備の絶縁低下や機械設備の発錆に至ったことから，燃料取出に向けて復旧を図るものである。（Ⅰ.1.2　参照）

### 2.28.2　要求される機能

燃料交換機は燃料を所定の位置まで移動できること及び燃料つかみ機の動力源が喪失した場合，安全側に動作し燃料を落下することが無いこと。また，燃料移動時は一定の水深（水面から燃料上端まで）を維持できること。

原子炉建屋天井クレーンは構内用輸送容器・新燃料を所定の位置まで移動できること及び電源喪失時に安全側に動作し重量物が落下することが無いこと。

### 2.28.3　主要な機器

(1) ５号機

a. 燃料取扱系

(a) 燃料交換機

燃料交換機については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(b) 原子炉建屋天井クレーン

原子炉建屋天井クレーンについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

b. 燃料貯蔵設備

(a) 使用済燃料プール

使用済燃料プールについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(53資庁第12306号 昭和53年12月9日認可)

工事計画軽微変更届出書(総文発官53第1413号 昭和54年1月20日届出)

(b) 新燃料貯蔵設備

新燃料貯蔵設備については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第８回工事計画認可申請書(48公第8194号 昭和49年1月7日認可)

(2) ６号機

a. 燃料取扱系

(a) 燃料交換機

燃料交換機については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

(b) 原子炉建屋天井クレーン

原子炉建屋天井クレーンについては，以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

b. 燃料貯蔵設備

(a) 使用済燃料プール

使用済燃料プールについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

(b) 新燃料貯蔵設備

新燃料貯蔵設備については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

2.28.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第８回工事計画認可申請書(48公第8194号 昭和49年1月7日認可)

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

工事計画認可申請書(53資庁第12306号 昭和53年12月9日認可)

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(2) 6号機

建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

建設時第２１回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

2.28.5　添付資料

添付資料－１　使用済燃料プールにおける漏えいの監視方法，遮へい機能及び臨界未満の維持について

添付資料－２　燃料取扱い時の燃料落下防止について

# 使用済燃料プールにおける漏えいの監視方法，遮へい機能及び臨界未満の維持について

## 1. 漏えいの監視方法

使用済燃料プールの漏えいの監視方法については，万が一，漏えいが生じた場合に監視可能な漏えい水検知装置を備えており，その設計・機能に変わりないことを福島第一原子力発電所５・６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

## 2. 遮へい機能

使用済燃料プールの遮へい機能については，強固な構造物で壁の厚さ及び水深は遮へいを考慮し十分とっており，その設計・機能に変わりないことを福島第一原子力発電所５・６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

## 3. 臨界未満の維持

使用済燃料プールにおける燃料貯蔵上の未臨界性については，貯蔵燃料間の距離及び中性子吸収材と構造材を兼ねる角管によって保たれており，その設計・機能に変わりないことを以下の工事計画認可申請書及び工事計画変更認可申請書により確認している。

５号機：工事計画認可申請書(53 資庁第 12306 号 昭和 53 年 12 月 9 日認可)

６号機：建設時第２３回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 7314 号 昭和 53 年 7 月 11 日認可)

添付資料－２

# 燃料取扱い時の燃料落下防止について

1. 燃料交換機

燃料交換機における燃料の落下防止については，燃料取扱い中に動力源が喪失しても燃料を保持する機構となっており，その設計・機能に変わりないことを福島第一原子力発電所５・６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

2. 原子炉建屋天井クレーン

原子炉建屋天井クレーンにおける構内用輸送容器・新燃料の落下防止について，ブレーキは安全設計となるように電磁コイルが無励磁となった状態でブレーキを制動し，励磁となった状態で制動を解除する構造とする。

## 2.29　５・６号機　非常用ガス処理系

### 2.29.1　系統の概要

非常用ガス処理系は，原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し，自動起動する。非常用ガス処理系が起動することで原子炉建屋を負圧に保ち，原子炉格納容器等から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去する機能を有する。

非常用ガス処理系は100%容量の２系列からなり，各系列は，排風機，高性能フィルタ及びチャコールフィルタ等から構成されている。この系により処理されたガスは，主排気筒に沿って設けている配管を通して主排気筒排気口から放出される。

［系統の現況］

非常用ガス処理系の系統機能は復旧しているものの,非常用ガス処理系の配管はトレンチ内で一部に津波による没水部位がある。このため，設備の健全性は定期的な系統流量の監視により確認できるものの,長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから,没水配管における健全性評価及び浸水が発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。（添付資料－１　参照）

### 2.29.2　要求される機能

原子炉水位低,原子炉建屋放射能高のいずれかの信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し,非常用ガス処理系が自動起動することで原子炉建屋を負圧に保つこと。また，原子炉格納容器等から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去し主排気筒から放出する機能を有すること。（添付資料－２　参照）

ただし，冷温停止では原子炉水位低での自動起動は必要としない。

### 2.29.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－３に示す。

(1) ５号機

a. 排風機

排風機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

b. フィルタ

フィルタについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

c. トレイン

トレインについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

d. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

(2) ６号機

a. 排風機

排風機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

b. フィルタ

フィルタについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

c. トレイン

トレインについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

d. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１６回工事計画認可申請書(53資庁第5742号 昭和53年6月27日認可)

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

2.29.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) ５号機

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(2) ６号機

建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

2.29.5　添付資料

添付資料－１　非常用ガス処理系の一部没水配管における健全性評価について

添付資料－２　非常用ガス処理系の放射性物質除去機能について

添付資料－３　系統概要図

# 非常用ガス処理系の一部没水配管における健全性評価について

非常用ガス処理系配管は，材質が炭素鋼であるが，腐食防止のために表面塗装が施されており，塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状，トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから，塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお，配管の内側については気体を扱っているため配管の減肉に大きな影響を与えないものとし，ここでは，外面からの配管の腐食について評価する。

まず，５号機の工事計画軽微変更届出書では，配管の肉厚（５・６号機共通：8.3㎜）及び必要肉厚（５・６号機共通：0.6㎜）の記載*1がある。これまでは，計画的な点検により表面状態を確認し，必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら，配管が海水中に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため，必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで，塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック*2によれば，海水中では腐食速度は0.1㎜/年，飛沫帯では0.3㎜/年と報告されているため，水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は0.3㎜/年とする。

その結果，必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は５・６号機共通で約25年となると予測される。

＊１：以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

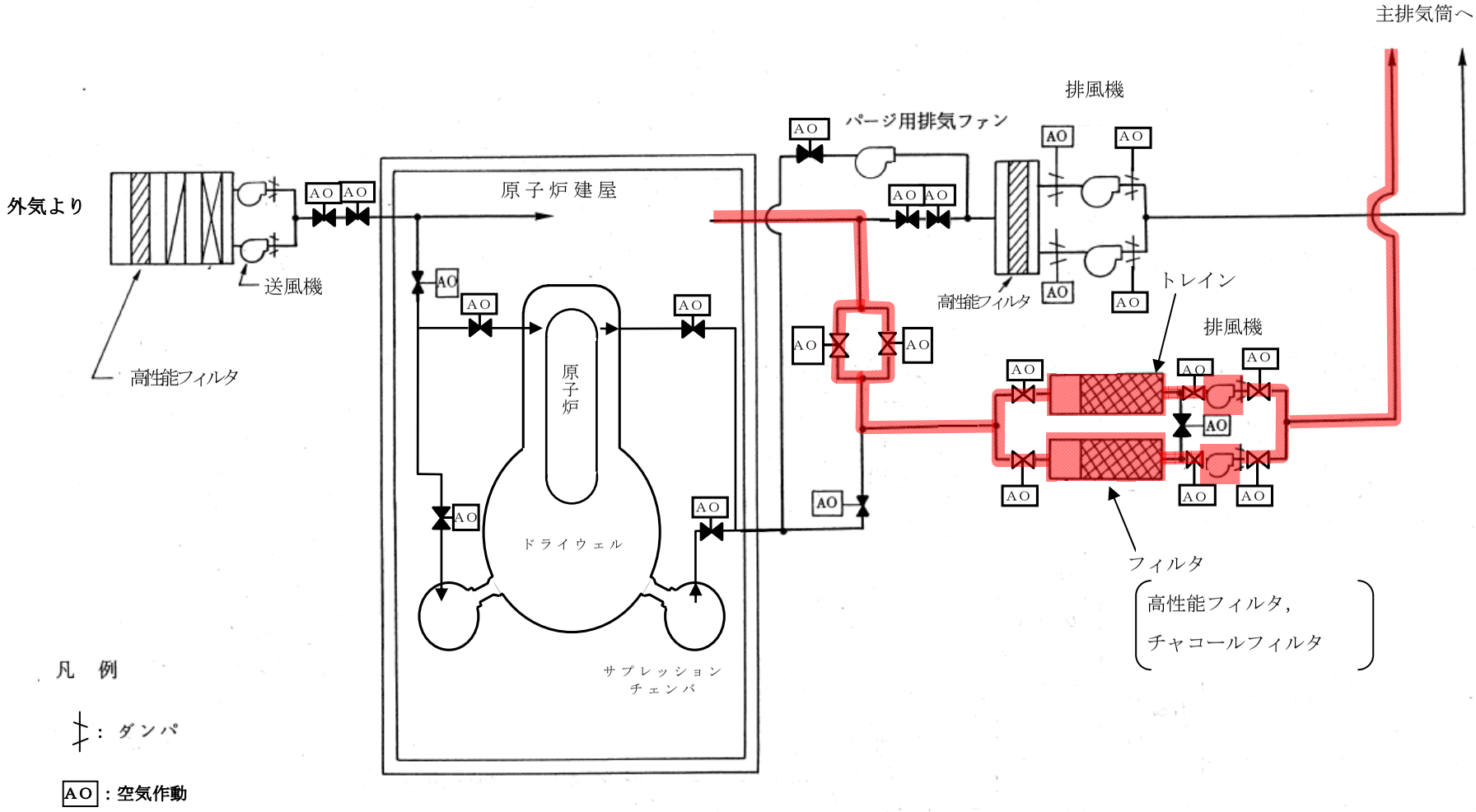
５号機：建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

＊２：腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49（1995）.

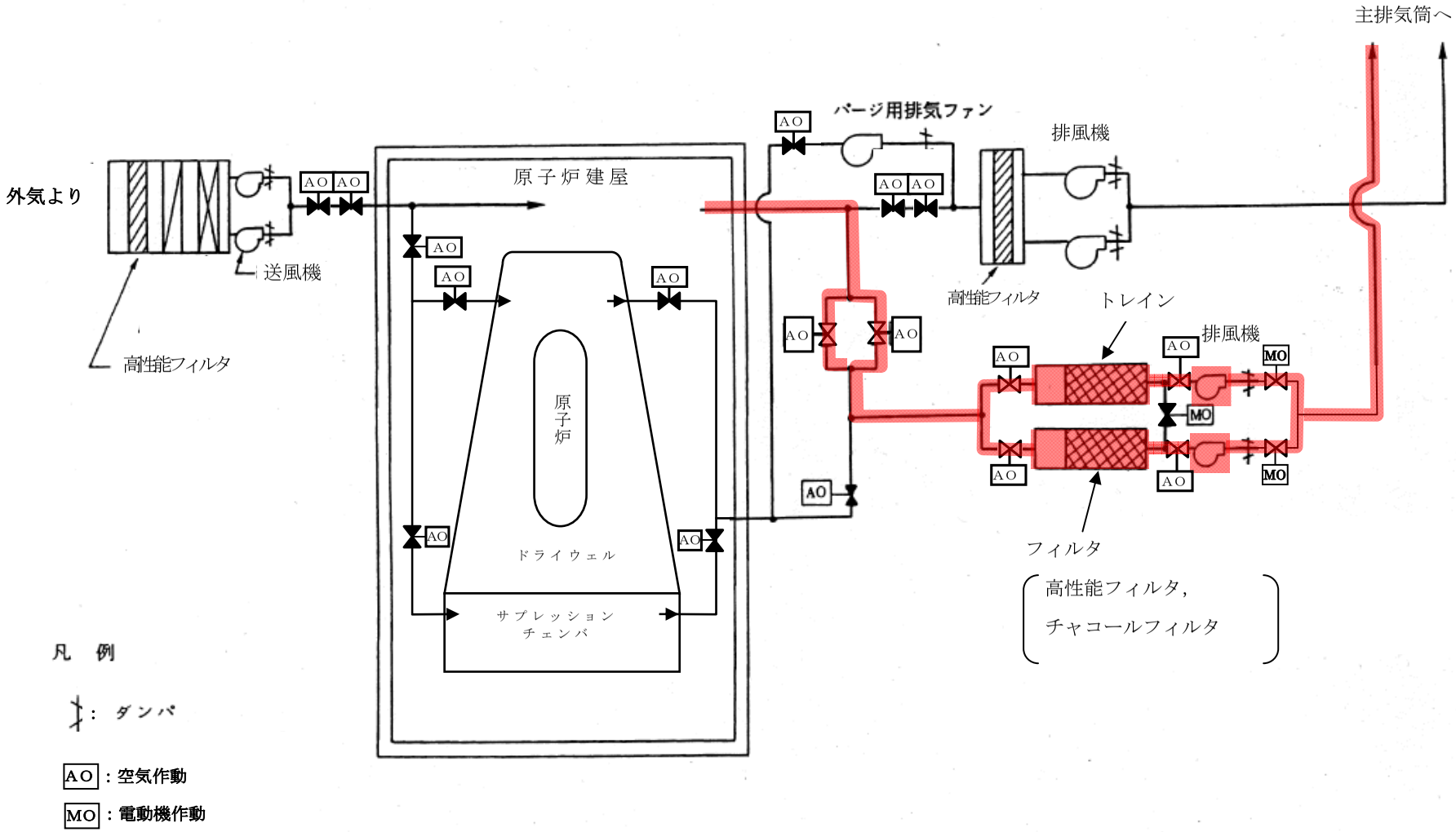
添付資料－２

# 非常用ガス処理系の放射性物質除去機能について

非常用ガス処理系については，原子炉格納容器等から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去した後，主排気筒から放出する機能を有しており，その設計・機能に変わりないことを福島第一原子力発電所５・６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。




図－１　５号機　非常用ガス処理系　系統概要図




図－２　６号機　非常用ガス処理系　系統概要図

## 2.30　５・６号機　中央制御室換気系

### 2.30.1　系統の概要

中央制御室換気系（５・６号機共用）は，中央制御室へ一部外気を取り入れる再循環方式により空気調節を行うが，事故時には，必要な運転操作を汚染の可能性がなく継続することができるように他系統と分離されており，チャコールフィルタを通して再循環できる構成である。

［系統の現況］

中央制御室換気系の系統機能は，復旧済みである。

### 2.30.2　要求される機能

燃料移動（炉心変更）時，中央制御室換気系が 2 系列（排風機 2 台，フィルタユニット 1 基）動作可能であること。

### 2.30.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－１に示す。

(1)送風機

送風機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

５号機：建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

(2)排風機

排風機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

５号機：建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

(3)フィルタユニット

フィルタユニットについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

５号機：建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

### 2.30.4　耐震性

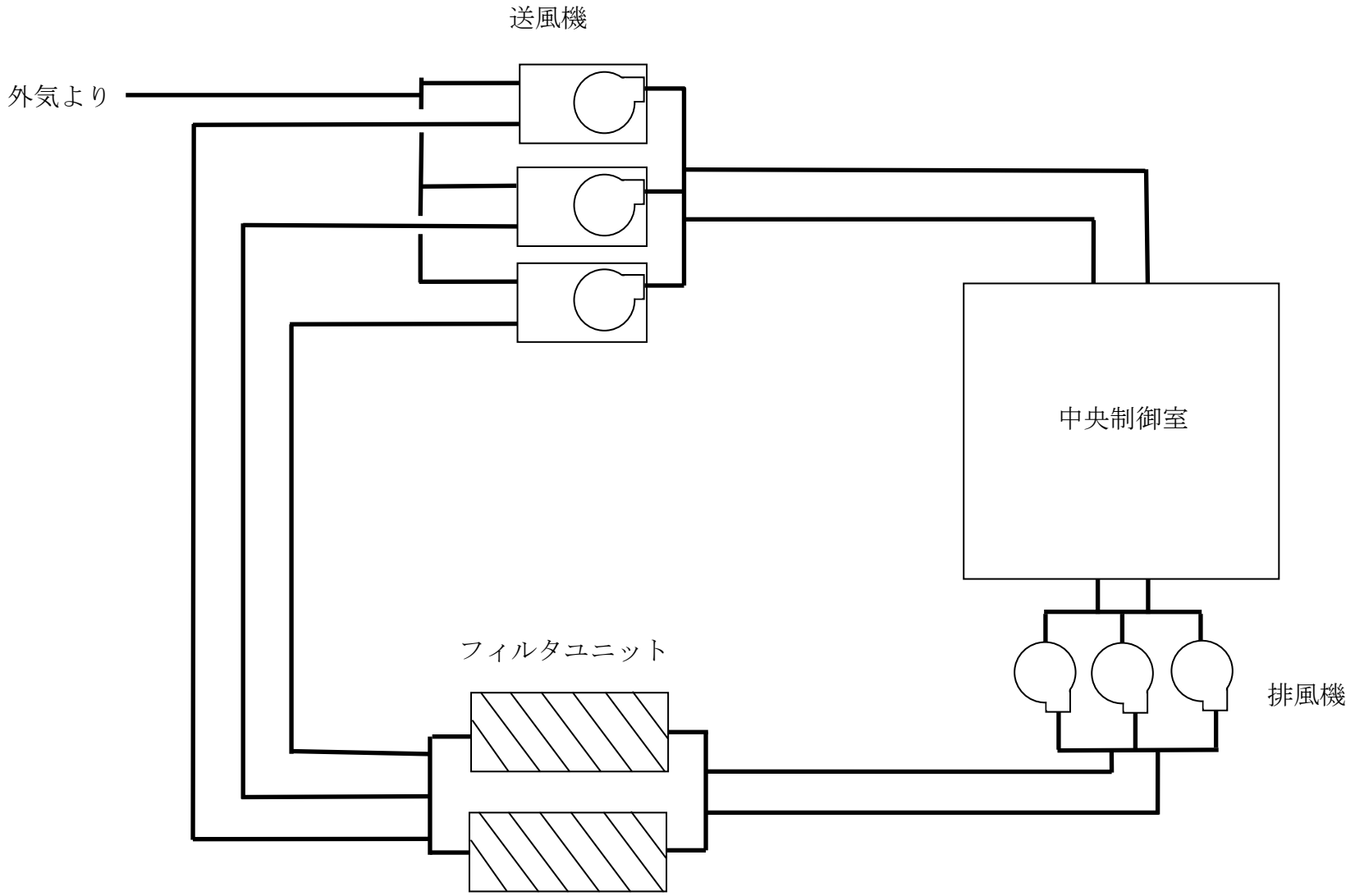
耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

５号機：建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

５号機：建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

### 2.30.5　添付資料

添付資料－１　系統概要図




図－１　５・６号機　中央制御室換気系　系統概要図

## 2.31　５・６号機　構内用輸送容器

### 2.31.1　設備の概要

構内用輸送容器（使用済燃料輸送容器）は，福島第一原子力発電所第５，６号機使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料及び炉内燃料（以下，「燃料」という。）を共用プールへ構内輸送する際に使用する容器である。

なお，ＮＦＴ－１２Ｂ型及びＮＦＴ－３２Ｂ型の構内用輸送容器は，８×８燃料，新型８×８燃料，新型８×８ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度８×８燃料の構内輸送に使用することとし，ＮＦＴ－２２Ｂ型の構内用輸送容器は，８×８燃料，新型８×８燃料，新型８×８ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度８×８燃料及び９×９燃料の構内輸送に使用することとする。ここで，使用済燃料プール又は炉内で１９ヶ月以上冷却した燃料を構内用輸送容器で輸送する。

### 2.31.2　要求される機能

構内用輸送容器は，除熱，密封，遮へい，臨界防止，構造強度を考慮した設計とする。

### 2.31.3　主要な機器

(1) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）

構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

(2) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）

構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）については，以下の書類（既存評価）にて評価されている。このため既存評価を適用することとする。

・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

なお，構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）は使用済燃料運搬用容器として設置され，以下の工事計画認可申請書において８×８燃料，新型８×８燃料，新型８×８ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度８×８燃料の運搬に係わる安全機能は評価されている。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

(3) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）

構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

2.31.4　除熱

(1) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）

除熱については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

(2) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）

除熱については，以下の既存評価により確認している。

・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）

・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

(3) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）

除熱については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

2.31.5　密封

(1) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）

密封については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

(2) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）

密封については，以下の既存評価により確認している。

・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）

・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

(3) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）

密封については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

2.31.6　遮へい

(1) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）

遮へいについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

(2) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）

遮へいについては，以下の既存評価により確認している。

・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）

・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

(3) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）

遮へいについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

2.31.7　臨界防止

(1) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）

臨界防止については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計

画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

(2) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）

臨界防止については，以下の既存評価により確認している。

・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）

・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

(3) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）

臨界防止については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

2.31.8　構造強度

(1) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）

構造強度については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

(2) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）

構造強度については，以下の既存評価により確認している。

・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）

・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

(3) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）

構造強度については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

## 2.32　５・６号機　電源系統設備

### 2.32.1　系統の概要

通常電力供給を 66kV 送電線 2 回線（双葉線１号，２号）及び非常用ディーゼル発電機（５号機 2 台，６号機 3 台設置）で構成し，多重化・多様化を図っており外部電源が喪失した場合でも安定した電力供給が可能である。

各機器への電力供給は，既設の 66kV 開閉所，起動変圧器，6.9kV 所内高圧母線及び 480V 所内低圧母線を通じて行っており，主要な計測用電源や制御用電源については，蓄電池からも供給することが可能である。

なお，中央制御室にて送電線電圧及び所内高圧母線電圧を監視できる装置を備えており，故障が発生した場合には，異常を検知し，その拡大及び伝播を防止するため異常箇所を自動的に切り離す保護装置を備えている。（添付資料－１　参照）

［系統の現況］

＜外部電源＞

福島第一原子力発電所５・６号機の特定原子力施設に電力供給する送電線は，66kV 送電線5回線（双葉線１号，２号，大熊線３号，４号，東北電力（株）東電原子力線）で構成されている。（大熊線３号，４号，東北電力（株）東電原子力線から所内高圧母線を通じて受電することも可能）

＜非常用ディーゼル発電機＞

非常用ディーゼル発電機は復旧済みである。（高圧炉心スプレイ系を除く）

６号機の高圧炉心スプレイ系と同様に，６号機の高圧炉心スプレイ系の非常用ディーゼル発電機については復旧していないものの，外観点検上は問題がないことは確認しており，今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧*していくこととする。（Ⅱ.2.23 参照）

当該発電機は高圧炉心スプレイ系のみに電力を供給する設備であり，他の復旧されている５・６号機全ての非常用ディーゼル発電機を含めて考えれば，万が一，外部電源（双葉線１号，２号）が喪失した場合には，電力供給を必要とする負荷に対して，非常用高圧母線に接続する動作可能な非常用ディーゼル発電機は十分確保されている。（添付資料－２　参照）

＊：高圧炉心スプレイ系のみに冷却水を供給する非常用ディーゼル発電機冷却海水系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系の制御電源のみに電力を供給する直流電源装置は，高圧炉心スプレイ系の復旧に合わせて動作可能である状態に復旧していくこととする。

＜所内高圧母線＞

所内電源構成は震災前と同等であり，冷温停止に必要な設備に電力を供給している。

震災時，所内高圧母線が津波により被水し電源が喪失したことから，現状の設備に加え津波対策のため，津波による影響がない場所を想定し所内高圧母線（電源喪失時に使用）を設置している。

所内高圧母線が津波により被水し電源が喪失した場合，切替操作を行い６号機非常用ディーゼル発電機または電源車から，津波による影響がない場所を想定し設置している所内高圧母線（電源喪失時に使用）を通じて，原子炉注水及び使用済燃料プール注水機能を有する機器等に電力を供給する。

なお，平成26年度上期を目途に信頼性向上のため所内高圧母線の増強を計画している。（添付資料－３　参照）

＜仮設設備＞

震災以降，仮設設備を設置しており電力を供給している。（添付資料－４　参照）

＜代替電源＞

外部電源及び非常用ディーゼル発電機が使用できない場合は，電源車を代替電源として配備しており，原子炉注水及び使用済燃料プール注水機能を有する機器等に電力を供給する。（添付資料－５　参照）

＜ケーブル・海水配管＞

５・６号機の海水系ポンプ（残留熱除去海水系ポンプ，非常用ディーゼル発電機冷却海水系ポンプ，補機冷却海水系ポンプ）に電力を供給するケーブルは，一部が没水しており，時間の経過により絶縁性能の低下が懸念される。このため，予備のケーブルを敷設することで設備の信頼性向上を図っている。

また，非常用ディーゼル発電機冷却海水系の冷却水配管は，トレンチ内で一部に津波による没水部位がある。このため，設備の健全性は系統圧力や温度監視により確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。（添付資料－６　参照）

2.32.2　要求される機能

(1)冷温停止維持に関する設備に対し，外部電源及び非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられること。

(2)原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において,外部電源が1系列動作可能であること。

(3)非常用所内電源が使用できない場合は，代替となる電源を有すること。

2.32.3　主要な機器

(1) 5号機

a. 変圧器

(a) 起動変圧器

起動変圧器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第５回工事計画認可申請書(48公第3622号 昭和48年6月26日認可)

b. 非常用電源設備（A）（B）

(a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第９回工事計画認可申請書(48資庁第2745号 昭和48年11月19日認可)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(b) 非常用ディーゼル発電機冷却海水系

①ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

②ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号　昭和49年4月6日届出)

③主配管

主配管については，以下の工事計画届出書等により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

建設時第２８回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

c. 直流電源装置（添付資料－２　参照）

(a) 所内蓄電池

所内蓄電池については，福島第一原子力発電所５号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

(b) 中性子モニタ用蓄電池

中性子モニタ用蓄電池については，福島第一原子力発電所５号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

(2) ６号機

a. 非常用電源設備（Ａ）

(a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

(b) 非常用ディーゼル発電機冷却海水系

①ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官8第112号 平成8年7月16日届出)

②ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

③主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

b. 非常用電源設備（Ｂ）

(a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)

(b)非常用ディーゼル発電機補機冷却系

非常用ディーゼル発電機補機冷却系（空気冷却器・ポンプ・主配管）については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)

c.直流電源装置（添付資料－２　参照）

(a)所内蓄電池

所内蓄電池については，福島第一原子力発電所６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

(b)中性子モニタ用蓄電池

中性子モニタ用蓄電池については，福島第一原子力発電所６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

(3)５・６号機共用

代替電源(電源車)

| | |
|---|---|
| 台　　数 | ２台以上 |
| 容　　量(kVA) | ５００（１台あたり） |
| 電　　圧(kV) | ６．６ |
| 相　　数 | ３ |
| 周　波　数(Hz) | ５０ |
| タンク容量/燃料消費率 | ２時間以上 |

2.32.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1)５号機

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

建設時第９回工事計画認可申請書(48資庁第2745号 昭和48年11月19日認可)

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第603号 昭和51年9月9日届出)

建設時第２８回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) 6 号機

建設時第５回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)

工事計画届出書(総文発官8第112号 平成8年7月16日届出)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

2.32.5　添付資料

添付資料－１　所内単線結線図及び監視装置について

添付資料－２　非常用ディーゼル発電機及び直流電源装置の容量について

添付資料－３　所内高圧母線の増強について

添付資料－４　仮設設備負荷一覧

添付資料－５　電源車負荷リスト

添付資料－６　非常用ディーゼル発電機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について

添付資料－１

# 所内単線結線図及び監視装置について

## 1. 所内単線結線図

所内単線結線図の構成については震災前と同等であり，その設計に変わりないことを，福島第一原子力発電所５・６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

## 2. 監視装置

監視装置については，中央制御室にて監視できる装置を備えており，その設計・機能に変わりないことを福島第一原子力発電所５・６号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

添付資料－２

# 非常用ディーゼル発電機及び直流電源装置の容量について

現状，高圧炉心スプレイ系の直流電源装置は未復旧状態であるが，他の復旧している設備については震災前と同等であることを以下の様に確認している。

1. 非常用ディーゼル発電機

５・６号機の非常用ディーゼル発電機（５Ａ，５Ｂ，６Ａ，６Ｂ）は外部電源が喪失した場合においても，各号機 1 台で冷温停止維持に関する設備を運転するのに十分な容量を有している。そのため，点検等で 1 台が停止した場合においても，十分な容量を確保している。

非常用ディーゼル発電機の容量については，福島第一原子力発電所５・６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

2. 直流電源装置

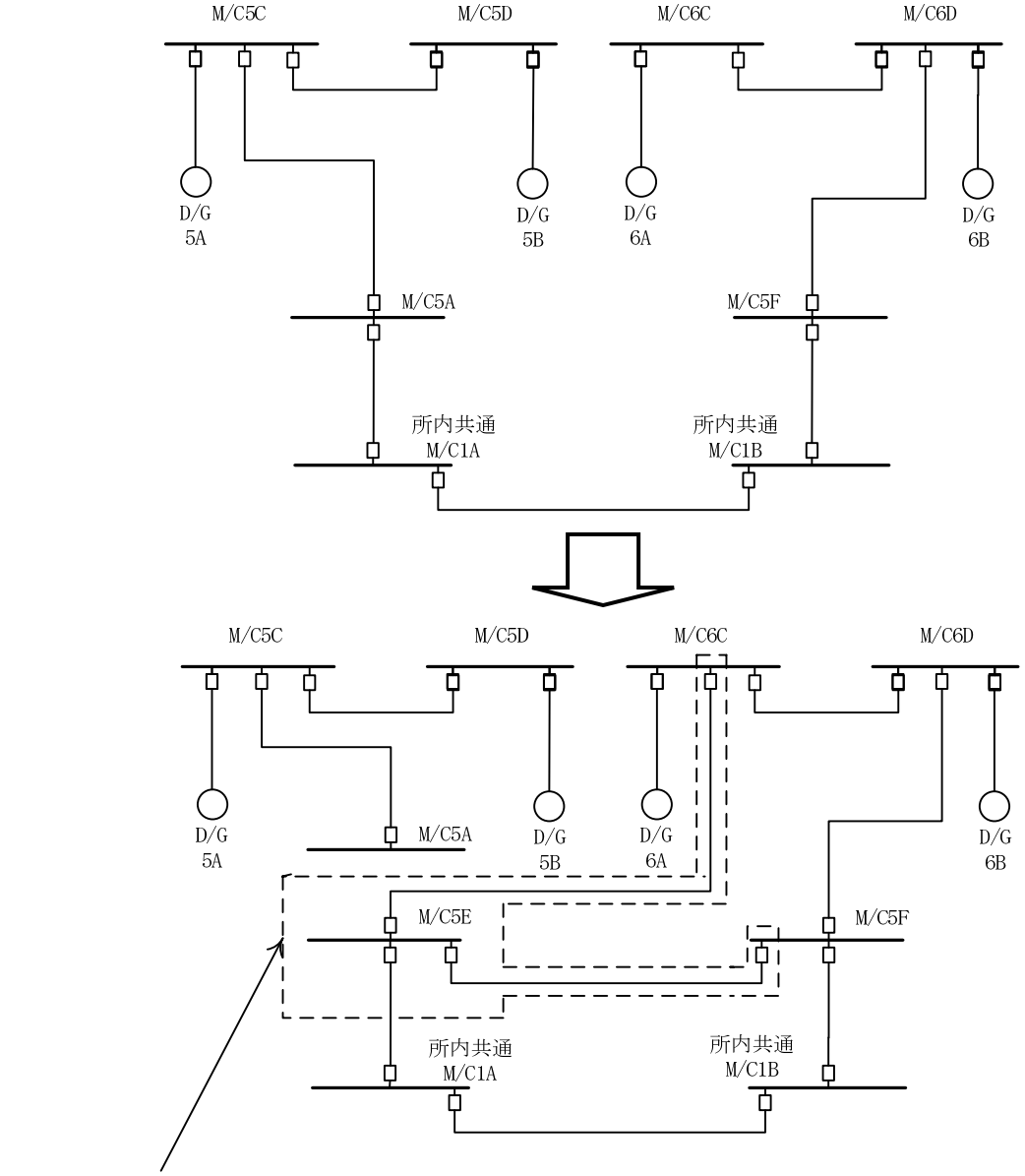
直流電源装置の容量については，福島第一原子力発電所５・６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

所内高圧母線の増強について

(1)工事の概要

津波対策のため，津波による影響がない場所を想定し所内高圧母線（M/C5F）を設置したが，更なる電源の信頼性向上のため，所内高圧母線（M/C5E）を設置し，２系列化を図る。２系列化後の単線結線図を図－１に示す。

なお，１～４号との連系線を含めた構成についてはⅡ.2.7に示す。




図－１　２系列化後の単線結線図

(2)工　程

| 年度 | 2013 | | 2014 | |
|---|---|---|---|---|
| | 第３四半期 | 第４四半期 | 第１四半期 | 第２四半期 |
| M/C5E | | 所内高圧母線の増強 | | |

図－２　工事工程

# 仮設設備負荷一覧

| 仮設設備 | | 供給電源箇所 |
|---|---|---|
| 滞留水貯留設備 | 移送設備 | M/C 5B |
| | 油分分離装置 | |
| | 浄化装置 | |
| | 淡水化装置 | |
| | 移送設備(建屋内) | M/C 5SB-2 系低圧電源 |

# 電源車負荷リスト

原子炉注水及び使用済燃料プール注水機能を有する機器等に対して，以下のように使用する負荷を選定している。５・６号機の対象負荷へそれぞれ電源車（500kVA）から，所内低圧母線を通じて電力を供給する。

| ５号機 | |
|---|---|
| 対象負荷 | 負荷容量 |
| 復水移送ポンプ*1 | 30kW<br>(約36kVA) |
| 非常用ガス処理系排風機 | 5.5kW<br>(約6.5kVA) |
| 中央制御室換気系(送・排風機) | 30kW<br>(約36kVA) |
| 直流125V充電器盤 | 33kVA |
| 直流250V充電器盤 | 86kVA |
| No.1通信用充電器盤 | 22kVA |
| 照明用分電盤 | 35kVA |
| | 合計：約255kVA |

| ６号機 | |
|---|---|
| 対象負荷 | 負荷容量 |
| 復水移送ポンプ*1 | 45kW<br>(約60kVA) |
| 非常用ガス処理系排風機 | 15kW<br>(約20kVA) |
| 直流125V充電器盤 | 75.5kVA |
| 直流250V充電器盤 | 98.5kVA |
| ＰＨＳ分電盤 | 15kVA |
| 照明用分電盤 | 50kVA |
| 交流120/240V計測用電源 | 50kVA |
| 交流120/240V計測用電源（５号機）*2 | 50kVA |
| | 合計：約419kVA |

＊１：注水機能を有する機器
＊２：６号機所内低圧母線から電力を供給する。

# 非常用ディーゼル発電機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について

非常用ディーゼル発電機冷却海水系配管は，材質が炭素鋼であるが，腐食防止のために表面塗装が施されており，塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状，トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから，塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお，配管の内側はライニング処理により腐食がないものとし，ここでは，外面からの配管の腐食について評価する。

まず，５号機及び６号機の工事計画届出書及び工事計画認可申請書では，配管の肉厚（５号機：8.13㎜，６号機：7.2㎜）及び必要肉厚（５号機：3.80㎜，６号機：3.8㎜）の記載*1がある。これまでは，計画的な点検により表面状態を確認し，必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら，配管が海水中に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため，必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで，塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック*2によれば，海水中では腐食速度は0.1㎜/年，飛沫帯では0.3㎜/年と報告されているため，水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は0.3㎜/年とする。

その結果，必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は５号機で約 14 年，６号機で約 11 年となると予測される。

＊１：以下の工事計画届出書及び工事計画認可申請書により確認している。

５号機：工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

５号機：工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

６号機：建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

＊２：腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49 (1995).

## 2.33　５・６号機　放射性液体廃棄物処理系

### 2.33.1　５・６号機　既設設備

#### 2.33.1.1　系統の概要

放射性液体廃棄物処理系は，機器ドレン系，床ドレン系等で構成し，原子炉施設で発生する放射性廃液及び潜在的に放射性物質による汚染の可能性のある廃液を，その性状により分離収集し，処理する。

［系統の現況］

５・６号機タービン建屋等には津波により流入した大量の海水と地下水が，震災前から建屋内で管理されていた低濃度の放射性物質と共に滞留した。（以下，これを「滞留水」という）

地下水については止水処置を実施しているが，流入を完全に抑制できないことから建屋内水位が上昇した場合，冷温停止維持に必要な設備への影響が懸念される。

滞留水の発生抑制については，地下水の水位を低下させることが必要であるが，地下水を汲み上げて水位を下げる設備として建屋周辺に設置されているサブドレン設備は，震災により被災したことから，設備の浄化等を行いサブドレン設備の使用に向けた準備を実施する。

放射性液体廃棄物処理系については，一部未復旧の設備があるが，５・６号機で発生する廃液については，５号機にてろ過器，脱塩器による処理後，復水貯蔵タンクに回収することができる。しかし，大量の滞留水を処理することができないため，サブドレン設備及び放射性液体廃棄物処理系が復旧するまで，仮設の滞留水貯留設備にて処理している。なお，滞留水貯留設備のうちメガフロートについては，震災当初５・６号機の建屋内の滞留水を移送し，貯留していたが，港湾内の係留位置変更のため全量を受入タンクに移送した。係留位置変更後であっても変更前同様，最適な係留方法にて安全に位置保持している。なお，今後，滞留水を貯留する計画はない。（添付資料－１，２，３　参照）

#### 2.33.1.2　要求される機能

放射性液体廃棄物処理系は，原子炉施設で発生する廃液を，その性状により分離収集し，処理する機能を有すること。

2.33.1.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－４に示す。

(1) ５号機

a. 機器ドレン系

(a) 廃液収集タンク

廃液収集タンクについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

(b) 廃液収集ポンプ

廃液収集ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(c) 廃液ろ過器

廃液ろ過器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可)

(d) 廃液脱塩器

廃液脱塩器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(e) 廃液サンプルタンク

廃液サンプルタンクについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(f) 廃液サンプルポンプ

廃液サンプルポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(g) 廃液サージタンク

廃液サージタンクについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)
建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(h)廃液サージポンプ

廃液サージポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

b.床ドレン系

(a)床ドレン収集タンク

床ドレン収集タンクについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

(b)床ドレン収集ポンプ

床ドレン収集ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(c)床ドレンろ過器

床ドレンろ過器については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。
建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(d)床ドレンサージタンク

床ドレンサージタンクについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(e)床ドレン濃縮器給液ポンプ

床ドレン濃縮器給液ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書(61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可)

(f)床ドレン濃縮器

床ドレン濃縮器については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官57第685号 昭和57年9月25日届出)

(g)床ドレン濃縮器復水器

床ドレン濃縮器復水器については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

(h)凝縮水貯蔵タンク

凝縮水貯蔵タンクについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

(i)凝縮水移送ポンプ

凝縮水移送ポンプについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第３回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

(j)床ドレン脱塩器

床ドレン脱塩器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

(k)床ドレンサンプルタンク

床ドレンサンプルタンクについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(l)床ドレンサンプルポンプ

床ドレンサンプルポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

c. 再生廃液系

(a) 廃液中和タンク

廃液中和タンクについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

(b) 廃液中和ポンプ

廃液中和ポンプについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(c) 廃液濃縮器給液ポンプ

廃液濃縮器給液ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(63資庁第13号 昭和63年5月31日認可)

(d) 廃液濃縮器

廃液濃縮器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(59資庁第10414号 昭和59年9月28日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第4474号 平成元年6月15日認可)

(e) 廃液濃縮器復水器

廃液濃縮器復水器については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(63資庁第14698号 平成元年2月23日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第4474号 平成元年6月15日認可)

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

d. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(56資庁第3240号 昭和56年8月19日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可)

工事計画認可申請書(61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可)

工事計画認可申請書(62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可)

工事計画認可申請書(63資庁第13号 昭和63年5月31日認可)

工事計画認可申請書(平成12･03･28資第17号 平成12年4月26日認可)
工事計画認可申請書(平成14･05･24原第9号 平成14年6月11日認可)
建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)
建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)
建設時第２３回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)
工事計画変更認可申請書(56資庁第15242号 昭和57年1月16日認可)
建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)
建設時第２８回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) 6号機

a. 機器ドレン系

(a)機器ドレン収集タンク

機器ドレン収集タンクについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(b)機器ドレン混合ポンプ

機器ドレン混合ポンプについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２６回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

(c)ろ過器給液ポンプ

ろ過器給液ポンプについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２６回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

(d)機器ドレンろ過器

機器ドレンろ過器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(e)機器ドレンろ過水タンク

機器ドレンろ過水タンクについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(f)機器ドレンろ過水ポンプ

機器ドレンろ過水ポンプについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２６回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

(g)機器ドレン補助ろ過器ポンプ

機器ドレン補助ろ過器ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

(h)機器ドレン補助ろ過器

機器ドレン補助ろ過器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

(i)機器ドレン脱塩器

機器ドレン脱塩器については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(j)廃液サンプルタンク

廃液サンプルタンクについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(k)廃液サンプルポンプ

廃液サンプルポンプについては，工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)
建設時第２６回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

b. 床ドレン化学廃液系

(a)床ドレン化学廃液収集タンク

床ドレン化学廃液収集タンクについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(b)床ドレン化学廃液混合ポンプ

床ドレン化学廃液混合ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(c)床ドレン化学廃液ろ過器

床ドレン化学廃液ろ過器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(d)床ドレン化学廃液ろ過水タンク

床ドレン化学廃液ろ過水タンクについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(e)床ドレン化学廃液ろ過水ポンプ

床ドレン化学廃液ろ過水ポンプについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(f)蒸発濃縮器給液ポンプ

蒸発濃縮器給液ポンプについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官6第1066号 平成7年2月17日届出)

(g)蒸発濃縮器

蒸発濃縮器については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(59資庁第10413号 昭和59年9月21日認可)

工事計画届出書(総文発官57第470号 昭和57年7月20日届出)

(h)蒸発濃縮器復水器

蒸発濃縮器復水器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(i)蒸留水タンク

蒸留水タンクについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(j)蒸留水ポンプ

蒸留水ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(k)蒸留水脱塩器

蒸留水脱塩器については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(l)蒸留水サンプルタンク

蒸留水サンプルタンクについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

(m)蒸留水サンプルポンプ

蒸留水サンプルポンプについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(n)蒸発濃縮器循環ポンプ

蒸発濃縮器循環ポンプについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

工事計画届出書(総文発官59第928号 昭和59年11月19日届出)

c.洗浄廃液系

(a)洗浄廃液収集タンク

洗浄廃液収集タンクについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(b)洗浄廃液ポンプ

洗浄廃液ポンプについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(c)洗浄廃液ろ過器

洗浄廃液ろ過器については，以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

d.主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

工事計画認可申請書(58資庁第2841号 昭和58年3月28日認可)

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

工事計画認可申請書(61資庁第8632号 昭和61年7月11日認可)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(3) ５・６号機共用

a. シャワードレン系

(a) シャワードレン受タンク

シャワードレン受タンクについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

５号機：建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(b) シャワードレン移送ポンプ

シャワードレン移送ポンプについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

５号機：建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(c) シャワードレンタンク

シャワードレンタンクについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

５号機：建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

(d) シャワードレンポンプ

シャワードレンポンプについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

５号機：建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

b. サプレッションプール水サージタンク

サプレッションプール水サージタンクについては，以下の工事計画変更認可申請書及び工事計画認可申請書により確認している。

５号機：建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

６号機：建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

６号機：建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

2.33.1.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5 号機

建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

工事計画認可申請書(59資庁第10414号 昭和59年9月28日認可)

工事計画認可申請書(61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可)

工事計画認可申請書(62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可)

工事計画認可申請書(63資庁第13号 昭和63年5月31日認可)

工事計画認可申請書(63資庁第14698号 平成元年2月23日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第4474号 平成元年6月15日認可)

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(2) 6 号機

建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

工事計画認可申請書(59資庁第10413号 昭和59年9月21日認可)

工事計画認可申請書(60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可)

建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

建設時第２６回工事計画変更認可申請書(53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

(3) 5 ・ 6 号機共用

１号機：工事計画認可申請書(48公第657号 昭和48年3月3日認可)

５号機：建設時第３回工事計画認可申請書(47公第11378号 昭和48年2月19日認可)

５号機：建設時第９回工事計画変更認可申請書(49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可)

５号機：建設時第２３回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

2.33.2　５・６号機　仮設設備（滞留水貯留設備）

2.33.2.1　基本設計

2.33.2.1.1　設置の目的

５・６号機タービン建屋等の大量の滞留水については，一部未復旧の設備がある既設放射性液体廃棄物処理系では処理できないことから，サブドレン設備復旧等による滞留水の発生量抑制及び放射性液体廃棄物処理系の復旧による滞留水の処理ができる時期（サブドレン設備復旧後3年を目途）まで，屋外に滞留水貯留設備を仮設にて設置し処理を行う。

2.33.2.1.2　要求される機能

滞留水を貯留し，放射性物質を閉じ込める機能を有すること。

2.33.2.1.3　設計方針

(1)処理能力

地下水の流入により増加する滞留水に対して，十分対処できる貯留容量とすると共に，散水可能な放射能濃度を満足する性能を有するものとする。

(2)規格・基準等

機器の設計，材料の選定，製作及び検査については，原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(3)滞留水の漏えい防止及び管理されない放出の防止

滞留水の漏えい及び所外への管理されない放出を防止し，信頼性を確保するため，次の各項を考慮した設計とする。

a. 漏えいを防止するため，滞留水貯留設備は，設置環境や滞留水の性状に応じた適切な材料を使用すると共に，タンク水位の検出器を設ける。

b. 異常のないことを巡視点検等により容易に確認できる設備とし，漏えいを停止するための適切な処置ができるようにする。

(4)遮へいに関する考慮

遮へいについては，内包する滞留水の線量が低いため設置は考慮しない。

(5)監視

漏えいの検知及び貯留状況の確認に必要な水位を監視できる設計とする。また，設備の異常を検知できる設計とする。

(6)設備の確認

滞留水貯留設備については，設備の健全性及び能力を確認できる設計とする。

2.33.2.1.4　供用期間中に確認する項目

滞留水貯留設備からの有意な漏えいがないこと。

2.33.2.1.5　主要な機器

系統概要図　添付資料－４に示す。

滞留水は，６号機タービン建屋から移送設備により貯留設備に移送され，貯留する。

貯留設備に貯留された滞留水の一部は，浄化装置及び淡水化装置により放射性核種を除去した後，構内散水に使用し，滞留水を低減する。

滞留水は，これまでの実績より地下水の流入により約30m$^3$/日で増加しており，構内散水により約25m$^3$/日（実績）で増加を抑制している。なお，平成24年11月末現在，貯留タンクの設備容量約10,000m$^3$に対し約70%貯留している。今後，地下水流入量の変動が予想されるものの増加傾向にあるため，貯留タンク全体の空き容量*約2,000m$^3$を目安に，貯留能力増強について計画する。

滞留水漏えい時の汚染拡大を防止し信頼性向上を図るため，受入タンク・油分分離装置エリア，受入タンクエリアについて地面の防水処置及び堰の設置を，平成25年度上期を目途に実施する。（添付資料－５　参照）

＊：空き容量は，水位警報設定値の水位高までの容量とする。

(1)貯留設備

a.タンク（受入タンク及び貯留タンク）

タンクは，屋外に設置された受入タンク及び貯留タンクで構成され，５・６号機の滞留水を貯留する。

受入タンクは，建屋からの滞留水を受け入れる。

貯留タンクは，受入タンクから油分除去した滞留水を受け入れた後，浄化装置により放射性核種を除去し，貯留する。また，淡水化装置の戻り水を貯留する。

b.メガフロート

メガフロートは，港湾内において安全に係留するために自然災害等を考慮した最適な場所を選定し，安全に位置保持する。

(2)移送設備

移送設備は，滞留水を貯留設備へ移送することを目的に，移送ポンプ，耐圧ホース及びポリエチレン管で構成する。

移送ポンプは，地下水の流入により増加する滞留水に対して十分対処可能な設備容量を確保する。滞留水の移送は，移送元のタービン建屋の水位や移送先となる貯留設備の水位の状況に応じて，移送ポンプの起動時間を適宜選定して実施する。

耐圧ホース及びポリエチレン管は，使用環境を考慮した材料を選定し，必要に応じて保温等を設置する。また，屋外で耐圧ホースを使用する箇所は，汚染拡大防止のため，継手部に抜け防止治具の取付けを実施し，継手が外れない処置をする。

(3)油分分離装置

油分分離装置は，滞留水に含まれる油分を活性炭により除去する。

(4)浄化装置

浄化装置は，内部に充填されたキレート樹脂及びゼオライトにより，滞留水に含まれる放射性核種を除去する。

(5)淡水化装置

淡水化装置は，逆浸透膜の性質を利用して滞留水に含まれる放射性核種を散水可能な放射能濃度*)まで除去する。

また，淡水化後は散水し滞留水の低減を実施しているが，今後，淡水化装置の信頼性向上のため装置の増設を計画する。（添付資料－５　参照）

＊）散水可能な放射能濃度：セシウム134とセシウム137の和が，0.01Bq/cm$^3$を満足すること。

(6)監視装置

滞留水貯留設備には，設備の状態を正確かつ迅速に把握できるように警報装置及び監視カメラを設置する。

警報装置は，タンク水位高・低及び移送ポンプ用電動機の過負荷を検知し，５・６号機の中央制御室に警報を発する。

(7)電源設備

電源設備については，Ⅱ.2.32　参照。

2.33.2.1.6　自然災害対策等

(1)津波

滞留水を貯留するタンク等は，アウターライズ津波が到達しないと考えられるO.P.13.0m以上の場所に設置する。（Ⅲ.3.1.3　参照）

また，メガフロートについても，アウターライズ津波の影響は小さいが，港湾内構造物に衝突する可能性は否定できないため，被害が最小限になるような場所に係留する。（添付資料－６　参照）

(2)台風・豪雨・竜巻

滞留水貯留設備は，屋外に設置してあるため台風・豪雨・竜巻による直接的な被害を受ける可能性は否定できないが，台風・豪雨・竜巻の発生の可能性が予見される場合には，移送設備の停止等を行い，設備損傷による影響が最小限になるよう対策を図る。

(3)外部人為事象

外部人為事象に対する設計上の考慮については，Ⅱ.1.14　参照。

(4)火災

電源設備の近傍に消火器を設置し，初期消火の対応ができるようにする。また，その他の設備についても，可燃物の撤去及び監視カメラによる監視等，火災に対する措置を講じる。

(5)環境条件

滞留水貯留設備については，屋外に設置されているため，紫外線による劣化及び凍結による破損が懸念されるが，貯留設備，油分分離装置，浄化装置及び淡水化装置は，主に鋼製の材料を使用していることから，問題ないと考える。また，耐圧ホース及びポリエチレン管については，紫外線による劣化及び凍結による破損が懸念されるため，保温材を取り付ける。

2.33.2.1.7　構造強度

滞留水貯留設備を構成する機器は，発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令上，廃棄物処理設備に相当するクラス3 機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」（以下，「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが，各機器については，以下のとおり個別に評価する。

(1)貯留設備（タンク・メガフロート）

タンク・メガフロートは，「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験を行い，有意な漏えいがないことを確認する。

また，これらは全て大気開放のため，水頭圧以上の内圧が作用することはない。

以上のことから，タンク・メガフロートは，必要な構造強度を有するものと評価する。（添付資料－７　参照）

(2)移送設備

a.移送ポンプ

移送ポンプについては，「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが，系統の温度（常温），圧力（約0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で，試運転を行い有意な漏えい，運転状態に異常がないことを確認する。

以上のことから，移送ポンプは，必要な構造強度を有するものと評価する。

b.耐圧ホース

「設計・建設規格」上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが，系統の温度（常温），圧力（約 0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で，漏えい試験を行い，有意な漏えいがないことを確認する。従って，耐圧ホースは，必要な構造強度を有していると評価する。

c.ポリエチレン管

「設計・建設規格」上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが，系統の温度（常温），圧力（約 0.25MPa）を考慮して仕様を選定している。また，ポリエチレン管は，一般に耐食性，電気特性（耐電気腐食），耐薬品性を有しており，鋼管と同等の信頼性を有している。また，以下により高い信頼性を確保している。

- 日本水道協会規格に適合したポリエチレン管を採用。
- 継手は可能な限り融着構造とする。
- 敷設時には漏えい試験を行い，有意な漏えいがないことを確認する。

以上のことから，ポリエチレン管は，必要な構造強度を有するものと評価する。

(3)油分分離装置及び浄化装置

油分分離装置及び浄化装置は，「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが，系統の温度（常温），圧力（約0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で，漏えい試験を行い，有意な漏えいがないことを確認する。

以上のことから，油分分離装置及び浄化装置は，必要な構造強度を有するものと評価する。

(4)淡水化装置

淡水化装置は，「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが，系統の温度（常温），圧力（約0.25MPa）を考慮して仕様を選定した上で，試運転を行い，有意な漏えいがないこと及び運転状態に異常がないことを確認する。

以上のことから，淡水化装置は，必要な構造強度を有するものと評価する。

2.33.2.1.8　耐震性

滞留水貯留設備を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは，「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」上のBクラス相当の設備と位置付けられる。

耐震性を評価するにあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが，評価手法，評価基準について実態に合わせたものを採用する場合もある。

支持部材がない等の理由によって，耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては，可撓性を有する材料の使用等により，耐震性を確保する。（添付資料－７　参照）

2.33.2.1.9　機器の故障への対応

(1)移送ポンプの故障

移送ポンプが故障した場合は，ポンプの修理または交換を行い，1 週間程度で機能を回復する。

(2)電源喪失

移送ポンプの電源が喪失した場合は，仮設発電機を使用することで，1 週間程度で機能を回復する。

(3)異常時の評価

移送ポンプによる移送が長期に停止した場合，地下水の流入により建屋内の水位が上昇し，冷温停止維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線が被水する可能性がある。

移送停止後，建屋内水位が冷温停止維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線が被水する可能性がある水位に達するまでの水量の余裕は，約 4,500$m^3$ と想定しているため，地下水が約 30$m^3$/日で流入することを考慮しても約 5 ヶ月の余裕がある。

したがって，移送ポンプの故障及び電源喪失した場合でも，1 週間程度で機能を回復できるため，建屋内水位が電源設備に影響するまでの期間内（約 5 ヶ月）に十分復旧可能である。

2.33.2.2　基本仕様

(1)貯留設備

a.受入タンク（完成品）

| | | |
|---|---|---|
| 合計容量 | ７，５１４ ｍ$^3$ | （平成25年7月まで） |
| 基　　数 | ３３ 基 | （平成25年7月まで） |
| 容　　量 | １２ ｍ$^3$／基×　１ 基 | （平成25年7月まで） |
| | ３５ ｍ$^3$／基×　６ 基 | |
| | ４２ ｍ$^3$／基×　６ 基 | |
| | １１０ ｍ$^3$／基×　４ 基 | |
| | １６０ ｍ$^3$／基×　５ 基 | |
| | ２００ ｍ$^3$／基×　２ 基 | |
| | ６００ ｍ$^3$／基×　９ 基 | （平成25年7月まで） |

b.貯留タンク

| | | |
|---|---|---|
| 合計容量 | ２１，５０１ ｍ$^3$ | （平成25年7月より） |
| 基　　数 | ４３ 基 | （平成25年7月より） |
| 容　　量 | ５０ ｍ$^3$／基×　４ 基 | （完成品） |
| | ９０ ｍ$^3$／基×　４ 基 | （完成品） |
| | ２９９ ｍ$^3$／基×　３ 基 | （完成品） |
| | ５０８ ｍ$^3$／基×１８ 基 | （完成品） |
| | １，１００ ｍ$^3$／基×　５ 基 | |
| | ６００ ｍ$^3$／基×　９ 基 | （平成25年7月より） |

c.メガフロート（完成品）

| | | |
|---|---|---|
| 主要寸法 | １３６ ｍ × ４６ ｍ × ３ ｍ | （長さ×幅×深さ） |
| 基　　数 | １ 基 | |

d.水位警報

(a)受入タンク（３５ｍ$^3$，４２ｍ$^3$）

| | | |
|---|---|---|
| 設定値 | 水位高：底部より | １，８３５ ｍｍ 以下 |
| | 水位低：底部より | ２０５ ｍｍ 以上 |

(b)受入タンク（１１０ｍ$^3$）

| | | |
|---|---|---|
| 設定値 | 水位高：底部より | ２，０５１ ｍｍ 以下 |
| | 水位低：底部より | ２０６ ｍｍ 以上 |

(c)受入タンク（１６０m$^3$，２００m$^3$）

設定値　水位高：底部より　４，１００ mm 以下

水位低：底部より　６００ mm 以上

(d)貯留タンク（５０m$^3$）

設定値　水位高：底部より　２，２００ mm 以下

水位低：底部より　１００ mm 以上

(e)貯留タンク（９０m$^3$）（平成25年9月より）

設定値　水位高：底部より　２，５００ mm 以下

水位低：底部より　１００ mm 以上

(f)貯留タンク（２９９m$^3$，５０８m$^3$）

設定値　水位高：底部より　８，２４２ mm 以下

水位低：底部より　６００ mm 以上

(g)貯留タンク（１，１００m$^3$）（平成25年10月より）

設定値　水位高：底部より　８，８００ mm 以下

水位低：底部より　１，５００ mm 以上

(2)移送設備

a. 移送ポンプ（完成品）

台　数　１８ 台（平成25年10月より）

容　量　３０ m$^3$／日（１台あたり）

揚　程　２５ m×１ 台（平成25年9月まで）

３３ m×２ 台

３５ m×４ 台（平成25年10月より９台）

５４．４ m×５ 台（平成25年10月より６台）

６５ m×１ 台

b. 耐圧ホース（完成品）

呼び径　７５A相当，１００A相当，２００A相当

材　質　ポリ塩化ビニル

最高使用圧力　０．９８ MPa

最高使用温度　５０ ℃

c.ポリエチレン管（完成品）

| | |
|---|---|
| 呼 び 径 | ７５Ａ相当，１００Ａ相当 |
| 材　　質 | ポリエチレン |
| 最高使用圧力 | ０．９８ ＭＰａ |
| 最高使用温度 | ４０ ℃ |

(3)油分分離装置

| | |
|---|---|
| 処 理 量 | ２０ $m^3$／ ｈ |
| 系 列 数 | 直列２ 系列 |
| 最高使用圧力 | ０．６ ＭＰａ |

(4)浄化装置

| | |
|---|---|
| 吸 着 剤 | キレート樹脂及びゼオライト |
| 処 理 量 | ２０ $m^3$／ ｈ |
| 系 列 数 | １ 系列 |
| 最高使用圧力 | ０．６ ＭＰａ |

(5)淡水化装置（完成品）

| | |
|---|---|
| 処 理 量 | １００～２００ $m^3$／ 日 |
| 基　　数 | １ 基 （平成26年2月より２基） |
| 最高使用圧力 | ０．９８ ＭＰａ |

2.33.3　添付資料

添付資料－１　建屋内の滞留水による影響について

添付資料－２　６号機　放射性液体廃棄物処理系の未復旧期間における廃液の処理について

添付資料－３　６号機　原子炉建屋付属棟の一部没水機器について

添付資料－４　系統概要図及び全体概要図

添付資料－５　滞留水貯留設備の増設及び移設について

添付資料－６　メガフロート係留場所の津波に対する考慮について

添付資料－７　構造強度及び耐震性に関する評価結果について

# 建屋内の滞留水による影響について

滞留水は５号機タービン建屋地下階・６号機タービン建屋地下階及び６号機原子炉建屋付属棟地下階の３箇所に滞留*しており，冷温停止維持に必要な設備への影響及び建屋外への漏えいを考慮し，定期的に水位の計測を実施している。（Ⅲ.3.1.5　参照）

＊:平成25年7月1日時点で,各建屋内滞留水の水量の合計は約5,600$m^3$,放射能濃度はセシウム134が約0.02Bq/$cm^3$,セシウム137が約0.08Bq/$cm^3$である。

1.冷温停止維持に必要な設備への影響

前述の各建屋に隣接するコントロール建屋等（冷温停止維持に必要な設備の電源室）へ滞留水が流入する可能性のある水位は，各建屋の床面から約2mであるが，仮設の滞留水貯留設備による処理により，水位はその半分以下で推移しているため，問題ないと考える。

2.建屋外への漏えい

５・６号機の各建屋内水位は床面から約2m（O.P.約3.0m）以下で管理しており，現状のサブドレン水位は低い場所でもO.P.約5.0m程度であることから，建屋外への漏えいはないと考える。

# ６号機　放射性液体廃棄物処理系の未復旧期間における廃液の処理について

５・６号機の廃液については，現状６号機の放射性液体廃棄物処理系が未復旧であることから，５号機の機器ドレン系にて全量処理後，５・６号機の復水貯蔵タンクに回収し，その全量を再使用している。

廃液の発生量は，設備の点検時に約 50m$^3$ 程度（月 1 回以内）であり，仮に，５・６号機の点検が同時期になっても廃液発生量は約 100m$^3$/月となり，処理能力 45m$^3$/h を有する５号機の機器ドレン系にて，十分処理可能である。

また，復水貯蔵タンクの容量（５号機：2,500m$^3$，６号機：3,194m$^3$）に対して，震災以降，５・６号機共に概ねタンクの半分程度の保管量で推移しており，廃液の回収には十分な余裕がある。

なお，廃液の貯留を目的に設置されている，サプレッションプール水サージタンクは，津波による損傷が著しく使用できない状態にあるが，上記のとおり復水貯蔵タンクに回収できることから廃液の処理は問題ないと考える。

# ６号機　原子炉建屋付属棟の一部没水機器について

原子炉建屋付属棟の地下階は，大量の滞留水により没水している。

滞留水により没水している設備*1のうち，放射性廃液を貯蔵しているタンクは，機器ドレン収集タンク，廃液サンプルタンク，床ドレン化学廃液収集タンク，蒸留水サンプルタンク，蒸留水タンクがある。また，タンクの付属配管についても一部没水している。

タンク及び付属配管の材質は，ステンレス鋼または炭素鋼である。

＊１：放射性固体廃棄物処理系のうち，機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク，原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク，使用済樹脂貯蔵タンク，濃縮廃液貯蔵タンク及び各付属配管（使用済樹脂貯蔵タンクを除く）についても一部没水している。（Ⅱ.2.10 参照）

## 1. ステンレス鋼製タンク及び付属配管

文献*2によれば，通常の自然水環境において，ステンレス鋼の表面には保護皮膜が形成されるため，腐食速度は無視できるほど小さいが，環境中に濃度の高い塩化物イオンがあると，保護皮膜が局部的に破壊されて，腐食進展速度の大きい局部腐食が生じる場合がある。ステンレス鋼に局部腐食が発生し得る塩化物イオン濃度は，常温で 500ppm 程度とされているが，現状，設備外面が接する滞留水の塩化物イオン濃度は 200ppm 程度（水温約 20℃）で推移しており，外面から腐食が発生する可能性は小さいと考えられる。なお，滞留水の増加要因は，主に地下水の流入であり，塩化物イオン濃度が増加する可能性は小さいが，引き続き，滞留水中の塩化物イオン濃度を確認する。

一方，設備内面が接する水環境は震災前と変わらないことから，内面からの腐食が発生する可能性も小さいと考えられる。

一部没水しているステンレス鋼製のタンク及び付属配管を表－１に示す。

＊２：宮坂松甫他，「ポンプの高信頼性と材料」，ターボ機械 第 36 巻 第 9 号，2008 年 9 月

表－１　ステンレス鋼製タンク及び付属配管

| 機　器　名 | 材　　質 |
|---|---|
| 床ドレン化学廃液収集タンク | SUS304（エポキシライニング） |
| 機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク | SUS304 |
| 原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク | SUS304 |
| 使用済樹脂貯蔵タンク | SUS304 |
| 床ドレン化学廃液収集タンク付属配管 | SUS316TP |
| 濃縮廃液貯蔵タンク付属配管 | SUS316LTP |
| 廃液サンプルタンク付属配管 | SUS304TP |
| 蒸留水サンプルタンク付属配管 | SUS304TP |

2.炭素鋼製タンク及び付属配管

タンク及び付属配管は，腐食防止のために表面塗装が施されており，塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状，滞留水が溜まっていることから，塗装がはく離し腐食している可能性がある。なお，タンク及び付属配管の内面は腐食がないものとし，ここでは，外面からの腐食について評価する。

(1)炭素鋼製タンク

これまでは，計画的な点検により表面状態を確認し，必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら，タンクが滞留水に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため，必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで，塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック*3によれば，海水中では腐食速度は 0.1㎜/年，飛沫帯では 0.3㎜/年と報告されているため，水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は0.3㎜/年とする。

その結果，必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は約 10 年以上となると予測される。

一部没水している炭素鋼製タンクの評価結果を表－２に示す。

＊３：腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49 (1995).

表－２　炭素鋼製タンクの評価結果

| 機器名 | 材質 | 肉厚 (㎜) | 必要肉厚 (㎜) | 必要肉厚までの時間 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|
| 機器ドレン収集タンク | SM41 (エポキシライニング) | 10.8 | 6.73 | 約 13 年 | ＊４ |
| 濃縮廃液貯蔵タンク | SM41A (エポキシライニング) | 16.2 | 3.75 | 約 41 年 | ＊５ |
| 廃液サンプルタンク | SM41A (エポキシライニング) | 6.96 | 3.81 | 約 10 年 | |
| 蒸留水サンプルタンク | SM41A (エポキシライニング) | 9.96 | 3.81 | 約 10 年 | |
| 蒸留水タンク | SM41A (エポキシライニング) | 7.1 | 3 | 約 13 年 | |

＊４：建設時第４回工事計画認可申請書(49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

＊５：建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(2)炭素鋼製タンク付属配管

付属配管の外面は防食塗装が施工されているため，急速な腐食の進展は少ないと考えられるが，タンク同様に外面よりの腐食速度を0.3㎜/年とした結果，必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は約6年以上となると予測される。

付属配管の内面については，内部流体が常時停滞しており温度も低い等の使用環境から減肉の可能性は低いが，定期的に肉厚の測定を実施し，減肉評価を実施する。(初回は，平成25年度に計画する)

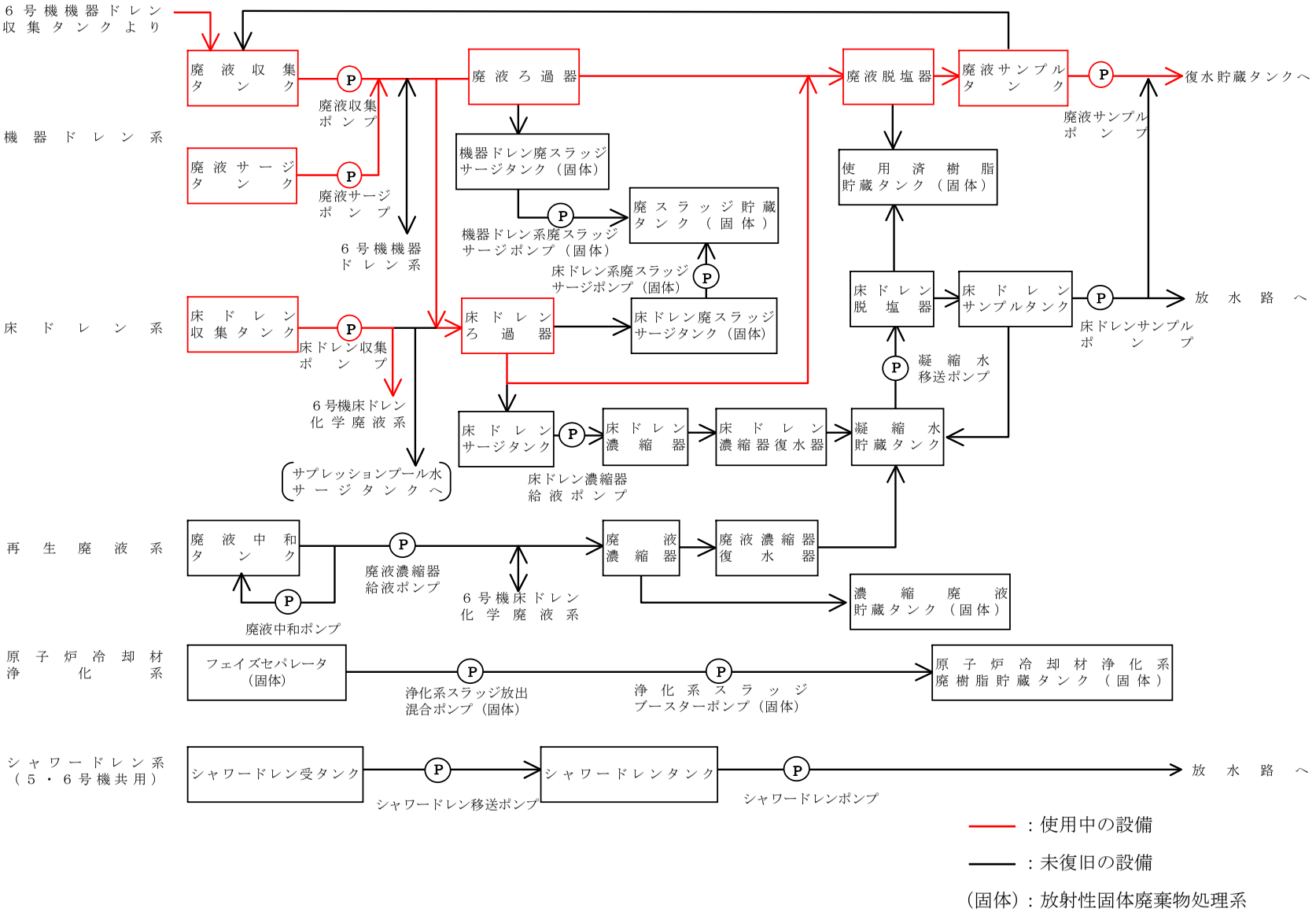
一部没水している炭素鋼製タンク付属配管の評価結果を表－3に示す。

表－3　炭素鋼製タンク付属配管の評価結果

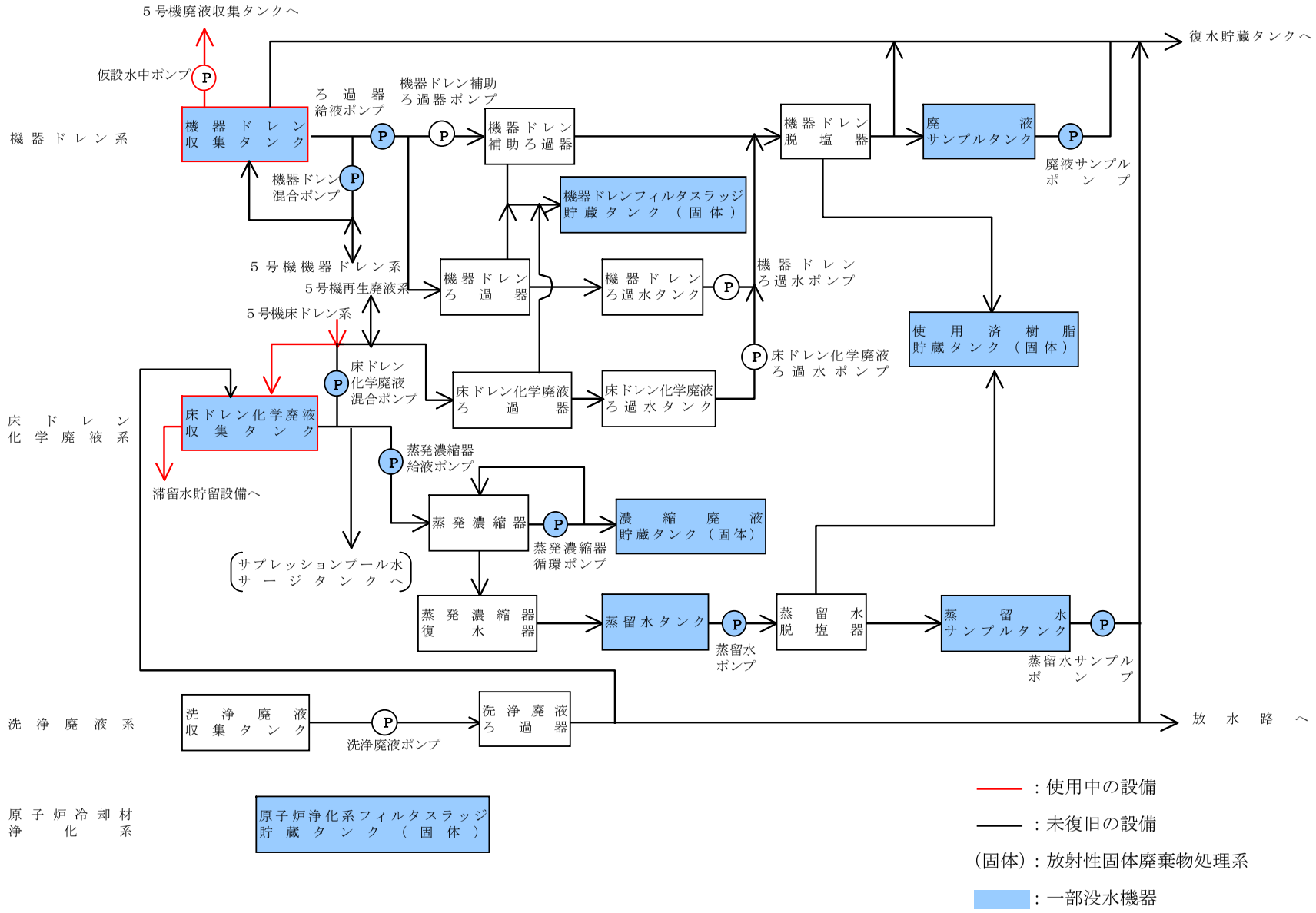
| 機器名 | 口径 | 材質 | 肉厚<br>(㎜) | 必要肉厚<br>(㎜) | 必要肉厚<br>までの時間 | 備考 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 機器ドレン収集タンク付属配管 | 100A | STPT42 | 5.2 | 3.4 | 6年 | ＊6 |
| | 80A | STPT42 | 4.8 | 3.0 | 6年 | ＊6 |
| | 40A | PT42 | 4.4 | 2.2 | 7年 | ＊7 |
| 原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク付属配管 | 100A | STPT42 | 5.2 | 3.4 | 6年 | ＊6 |
| | 80A | STPT42 | 4.8 | 3.0 | 6年 | ＊6 |
| | 40A | PT42 | 4.4 | 2.2 | 7年 | ＊7 |
| 機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク付属配管 | 100A | STPT42 | 5.2 | 3.4 | 6年 | ＊6 |
| | 80A | STPT42 | 4.8 | 3.0 | 6年 | ＊6 |
| | 40A | PT42 | 4.4 | 2.2 | 7年 | ＊7 |
| 蒸留水タンク付属配管 | 80A | STPT42 | 4.8 | 3.0 | 6年 | ＊6 |
| | 25A | PT42 | 3.9 | 1.7 | 7年 | ＊7 |

＊6：建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総文発官第704号 昭和52年8月15日届出)

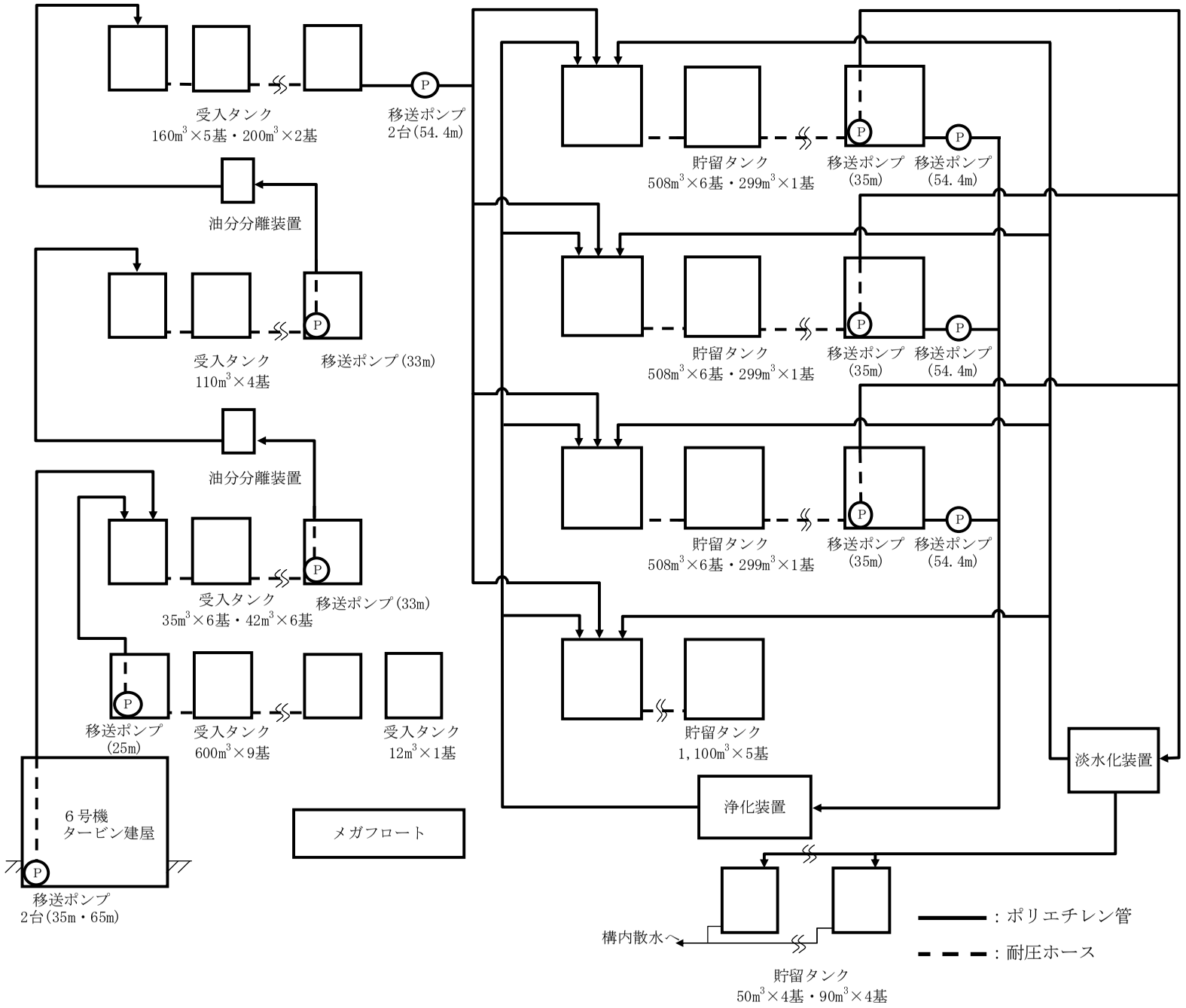
＊7：建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)



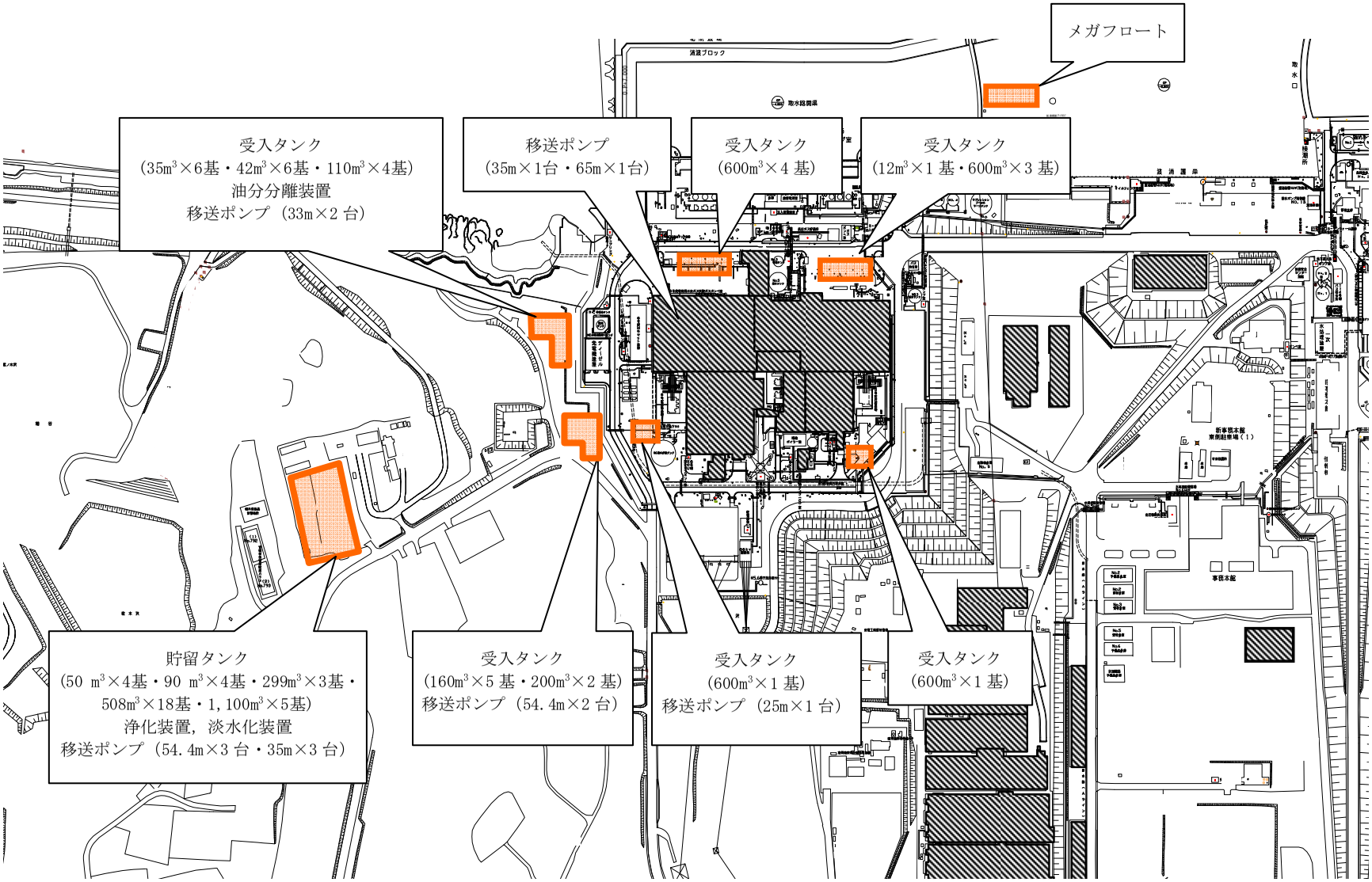

図－１　５号機　放射性液体廃棄物処理系　系統概要図




図－２　６号機　放射性液体廃棄物処理系　系統概要図




図－３　５・６号機　滞留水貯留設備　系統概要図




図－４　５・６号機　滞留水貯留設備　全体概要図

# 滞留水貯留設備の増設及び移設について

滞留水貯留設備は，貯留能力増強及び信頼性向上を目的とした以下の工事について計画し実施する。

## 1. 工事概要

### (1)貯留タンク移設

貯留設備の貯留能力増強を図るため，受入タンクのうち 600㎥ タンク 9 基については，貯留タンクとして移設する。また，現在使用しておらず，今後使用見込みのない 12㎥ タンク１基については，平成 25 年 7 月に撤去する。

### (2)移送ポンプ増設

貯留タンクの移設及び淡水化装置の増設に伴い，移送ポンプの増設を行う。なお，600㎥ タンク 9 基の移設に合わせて移送ポンプ１台の撤去を行う。

### (3)淡水化装置増設

淡水化装置の信頼性向上を図るため，増設を行う。

### (4)堰の設置

滞留水漏えい時の汚染拡大を防止し信頼性向上を図るため，タンク周辺について地面の防水処置及び堰の設置を行う。

## 2. 設備概要

工事概要図　別添－１に示す。

系統概要図及び全体概要図（増設及び移設後）　別添－２に示す。

### (1)貯留タンク

a. 移　設（完成品）

| | |
|---|---|
| 基　　数 | ９ 基 |
| 容　　量 | ６００ ｍ³／ 基 |

（受入タンクから貯留タンクに使用目的を変更する）

b. 撤　去

| | |
|---|---|
| 基　　数 | １ 基 |
| 容　　量 | １２ ｍ³／ 基 |

c. 水位警報（６００ $m^3$）

設 定 値　水位高：底部より　８，８００ mm 以下

水位低：底部より　１，５００ mm 以上

(2)移送ポンプ

a. 増　設（完成品）

| | |
|---|---|
| 台　　数 | ６ 台 |
| 容　　量 | ３０ $m^3$／ 日 （１台あたり） |
| 揚　　程 | ３５ m×５ 台 （水中ポンプ） |
| | ５４．４ m×１ 台 （横置き型ポンプ） |

b. 撤　去

| | |
|---|---|
| 台　　数 | １ 台 |
| 容　　量 | ３０ $m^3$／ 日 （１台あたり） |
| 揚　　程 | ２５ m×１ 台 |

(3)淡水化装置（完成品）

| | |
|---|---|
| 処 理 量 | １００～２００ $m^3$／ 日 |
| 基　　数 | １ 基 |
| 最高使用圧力 | ０．９８ MPa |

(4)各設備付属配管

a. 耐圧ホース（完成品）

| | |
|---|---|
| 呼 び 径 | ７５A相当，１００A相当，２００A相当 |
| 材　　質 | ポリ塩化ビニル |
| 最高使用圧力 | ０．９８ MPa |
| 最高使用温度 | ５０ ℃ |

b. ポリエチレン管（完成品）

| | |
|---|---|
| 呼 び 径 | ７５A相当 |
| 材　　質 | ポリエチレン |
| 最高使用圧力 | ０．９８ MPa |
| 最高使用温度 | ４０ ℃ |

(5)堰

a.受入タンク・油分分離装置エリア

高　　さ　　５００ ｍｍ 以上

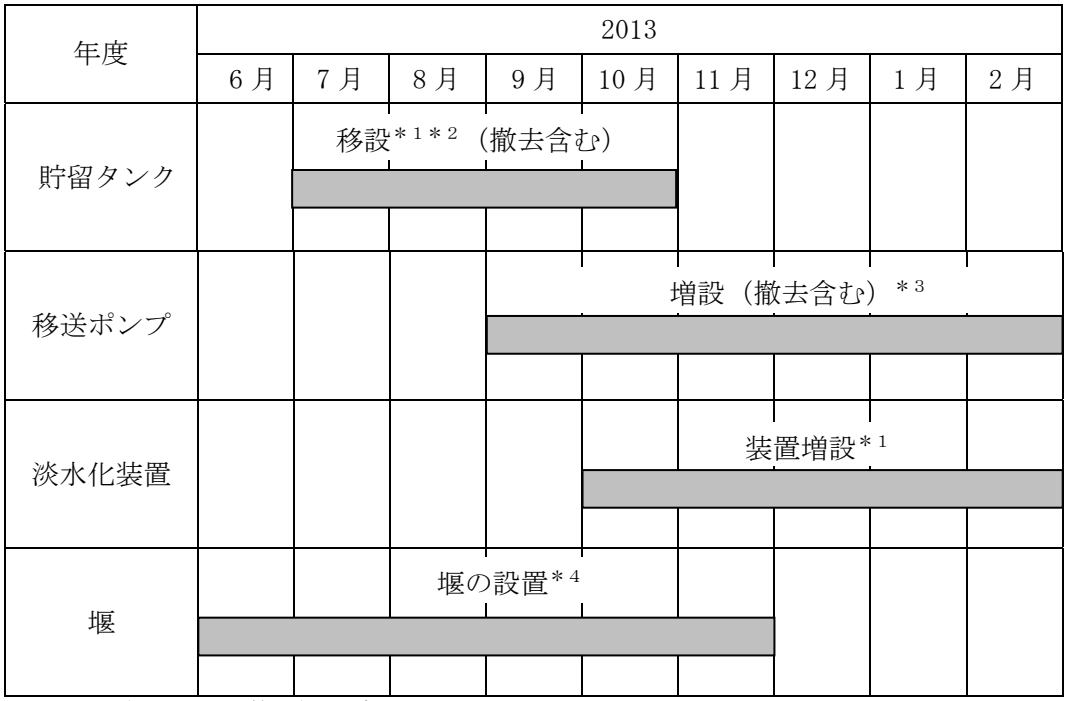
b.受入タンクエリア

高　　さ　　５７０ ｍｍ 以上

c.貯留タンクエリア

高　　さ　　５７０ ｍｍ 以上

3.工　程




＊１：各設備付属配管の増設を含む。
＊２：貯留タンク設置後，順次使用予定。
＊３：移送ポンプ設置後，順次使用予定。
＊４：受入タンク・油分分離装置エリア，受入タンクエリアの堰は 9 月までに完了予定。また，貯留タンクエリアの堰については，11 月までに完了予定。

図－１　工事工程

4. 確認事項

表－１　貯留タンク

| 確認事項 | 確認項目 | 確認内容 | 判定 |
|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 外観確認 | 各部の外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| | 据付確認 | 据付状態を確認する。 | 実施計画のとおりに据付されていること。 |
| | 耐圧・漏えい確認 | タンク満水まで水張りし，24 時間保持した後，水頭圧に耐え，かつ，漏えいのないことを確認する。 | 構造物の変形等がないこと。また，各部からの有意な漏えいがないこと。 |
| 監視 | 警報確認 | 警報が発生することを確認する。 | 警報が発生すること。 |

表－２　移送ポンプ（水中ポンプ）

| 確認事項 | 確認項目 | 確認内容 | 判定 |
|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 外観確認 | 各部の外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| 性能 | 運転確認 | ポンプの運転確認を行う。 | 実施計画に記載の容量を満足すること。 |

表－３　移送ポンプ（横置き型ポンプ）

| 確認事項 | 確認項目 | 確認内容 | 判定 |
|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 外観確認 | 各部の外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| | 据付確認 | 据付状態を確認する。 | 実施計画のとおりに据付されていること。 |
| | 耐圧・漏えい確認 | 運転状態にて，運転圧に耐え，かつ，漏えいのないことを確認する。 | 各部からの有意な漏えいがないこと。 |
| 性能 | 運転確認 | ポンプの運転確認を行う。 | 実施計画に記載の容量を満足すること。また，異音，振動等の異常がないこと。 |

表－４　淡水化装置

| 確認事項 | 確認項目 | 確認内容 | 判定 |
|---|---|---|---|
| 構造強度・耐震性 | 外観確認 | 各部の外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| | 据付確認 | 据付状態を確認する。 | 実施計画のとおりに据付されていること。 |
| | 耐圧・漏えい確認 | 運転状態にて，運転圧に耐え，かつ，漏えいのないことを確認する。 | 構造物の変形等がないこと。また，各部からの有意な漏えいがないこと。 |
| 性能 | 性能確認 | 淡水化装置の性能確認を行う。 | 実施計画に記載の処理量を満足すること。また，淡水化後の水質が構内散水可能な放射能濃度を満足すること。 |

表－５　堰

| 確認事項 | 確認項目 | 確認内容 | 判定 |
|---|---|---|---|
| 性能 | 外観確認 | 各部の外観を確認する。 | 有意な欠陥がないこと。 |
| | 寸法確認 | 高さを確認する。 | 実施計画に記載の許容範囲内であること。 |

5. 補足事項

・許容範囲について

表－６　許容範囲一覧

| 名称 | | 寸法(㎜) | 許容範囲(㎜) | 根拠 |
|---|---|---|---|---|
| 堰の高さ | 受入タンク・油分分離装置エリア | 500 以上*２ | 500 以上 | 自主管理値*１ |
| | 受入タンクエリア | 570 以上*２ | 570 以上 | 自主管理値*１ |
| | 貯留タンクエリア | 570 以上*２ | 570 以上 | 自主管理値*１ |

＊１：想定最大量（水位警報設定値の水位高での容量）が漏えいしても堰外への汚染拡大を防止する。

＊２：高さは，以下の各エリア毎に想定最大量及び堰内の面積から算出。

受入タンク・油分分離装置エリア　想定最大量　408 $m^3$　堰内の面積　818 $m^2$

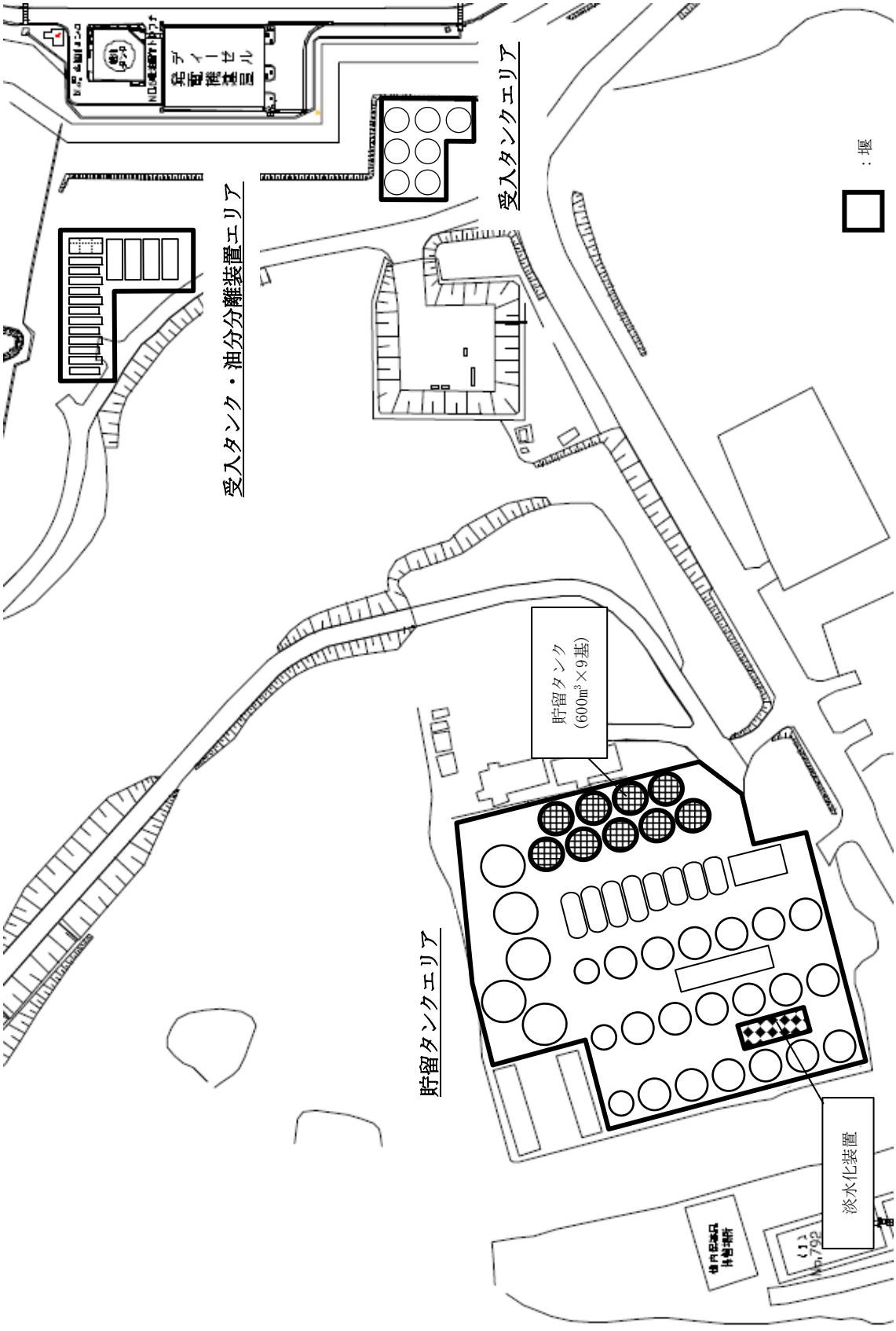
受入タンクエリア　想定最大量 1,043 $m^3$　堰内の面積 1,850 $m^2$

貯留タンクエリア　想定最大量 3,301 $m^3$　堰内の面積 5,799 $m^2$

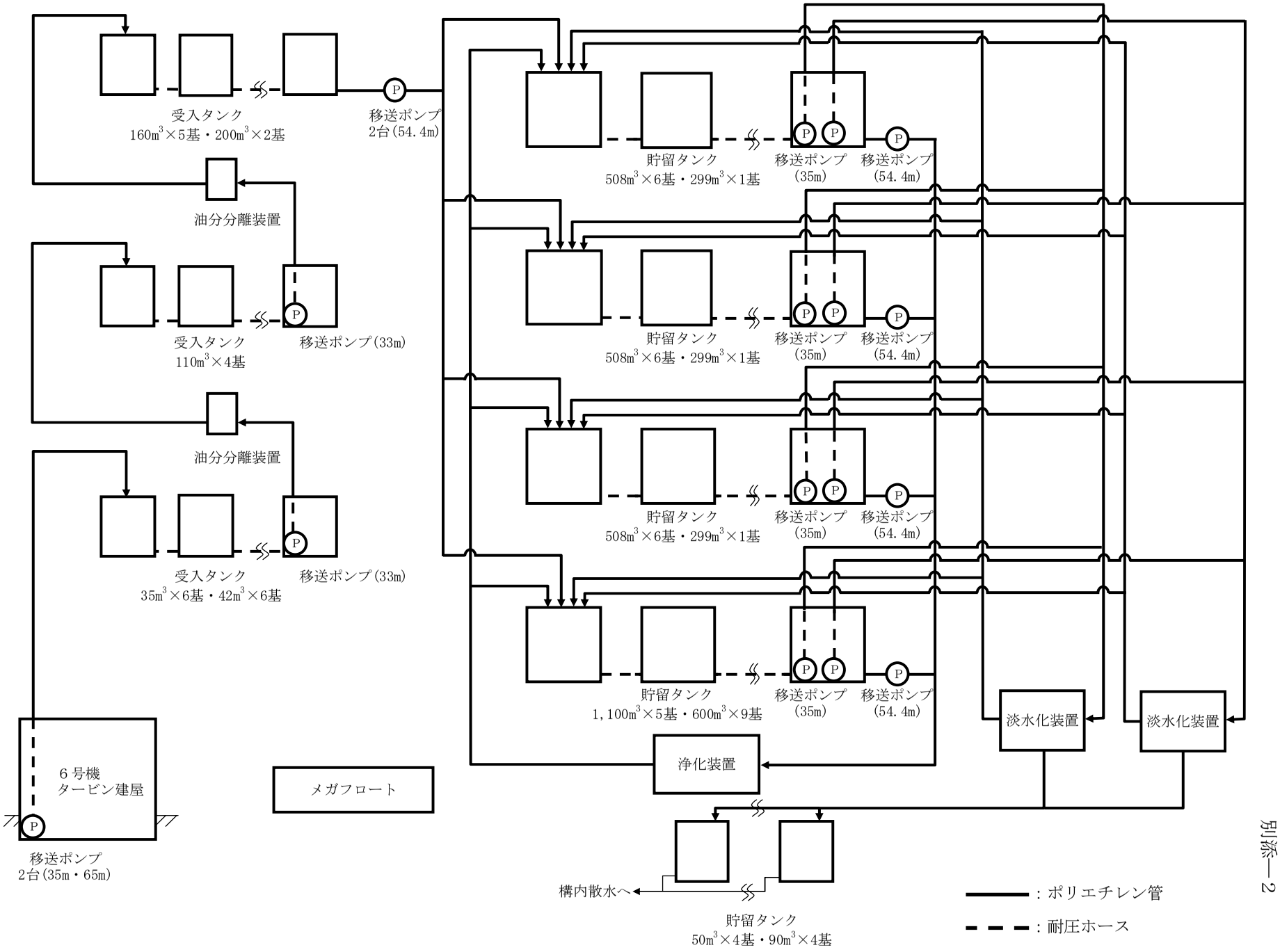
6. 別添

別添－１　工事概要図

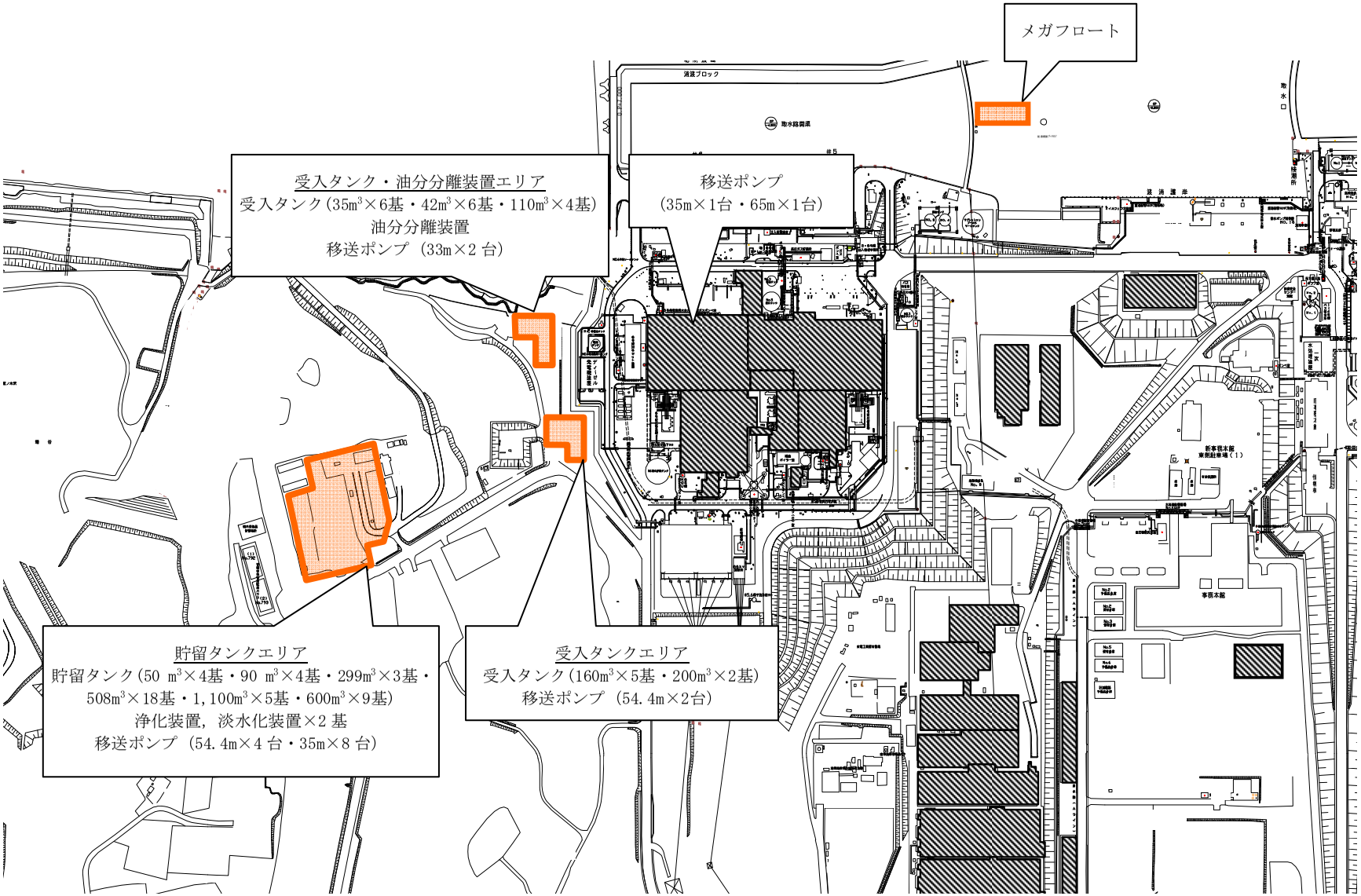
別添－２　系統概要図及び全体概要図（増設及び移設後）




図－１　５・６号機　滞留水貯留設備　工事概要図




図－１　５・６号機　滞留水貯留設備　系統概要図（増設及び移設後）




図－２　５・６号機　滞留水貯留設備　全体概要図（増設及び移設後）

# メガフロート係留場所の津波に対する考慮について

アウターライズで発生する津波は周期が長く（10分以上），メガフロートは津波の潮位変動に応じた上下動を繰り返すと推測される。

アウターライズ津波による引波時には，メガフロート周辺の潮位はO.P.約-3.0mまで下がると考えられる。これにより船底がO.P.約-4.6mまで沈下することが推定されるが，最も水深の浅い場所でもO.P.約-5.0mであるためクリアランスが残る。

同様に，アウターライズ津波による押波時には，潮位が最大O.P.約5.0m程度に達すると考えられるが，押波の場合は，吃水や潮位上昇量の関係からメガフロートが陸上へ乗り上げる可能性は小さい。

なお，アウターライズの引波の水流や波浪による水平方向の動揺や，押波時の垂直方向への上昇に伴う係留設備の破損で水平方向拘束が緩み，港湾内構造物に衝突する可能性は否定できないため，その可能性を最小限にするため，水深の確保及び海底の障害物の有無を考慮し，港湾内で比較的静穏な場所をメガフロートの係留場所に選定した。

# 構造強度及び耐震性に関する評価結果について

## 1. 構造強度及び耐震性

滞留水貯留設備を構成する機器の構造強度及び耐震性についての評価を行う。

## 2. 構造強度

(1)受入タンク及び貯留タンクの評価

円筒形タンクの板厚評価を実施した結果，水頭圧に耐えられることを確認した。

（表－１　参照）

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

$t$ ：胴の必要板厚

$Di$：胴の内径

$H$：水頭

$\rho$ ：液体の比重

$S$ ：最高使用温度における材料（SS400）の許容引張応力

$\eta$ ：長手継手の効率

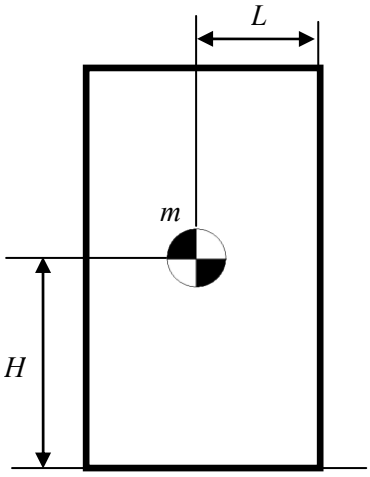
表－１　板厚評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 必要板厚[mm] | 板厚[mm] |
|---|---|---|---|
| 受入タンク<br>（容量：160m$^3$） | 胴板 | 1.5 | 4.5 |
| 受入タンク<br>（容量：200m$^3$） | 胴板 | 1.9 | 6.0 |
| 受入タンク<br>（容量：600m$^3$） | 胴板 | 4.4 | 9.0 |
| 貯留タンク<br>（容量：50m$^3$） | 胴板 | 0.5 | 8.0 |
| 貯留タンク<br>（容量：90m$^3$） | 胴板 | 0.9 | 21.0 |
| 貯留タンク<br>（容量：299m$^3$） | 胴板 | 3.1 | 9.0 |
| 貯留タンク<br>（容量：508m$^3$） | 胴板 | 4.0 | 9.0 |
| 貯留タンク<br>（容量：1,100m$^3$） | 胴板 | 9.6 | 12.0 |

3. 耐震性

(1)転倒評価

地震時の水平荷重による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果，「①地震時の水平荷重による転倒モーメント＜②自重による安定モーメント」となることから，転倒しないことを確認した。（表－２，３　参照）




$C_H$ ：水平方向設計震度（0.36）
$m$ ：機器質量
$g$ ：重力加速度
$H$ ：据付面からの重心までの距離
$L$ ：転倒支点から機器重心までの距離

①地震時の水平荷重による転倒モーメント：$M_1 = C_H \times m \times g \times H$
②自重による安定モーメント：$M_2 = m \times g \times L$

(2)滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより，滑動評価を行った。評価の結果，「①地震時の水平荷重によるすべり力＜②接地面の摩擦力」となることから，滑動しないことを確認した。（表－２，３　参照）

①地震時の水平荷重によるすべり力：$F_L = C_H \times m \times g$
②接地面の摩擦力：$F_\mu = \mu \times m \times g$

$C_H$ ：水平方向設計震度（0.36）
$m$ ：機器質量
$g$ ：重力加速度
$\mu$ ：摩擦係数
（コンクリート上：0.4,
敷鉄板上：0.52）

(3)支持力評価

タンクの鉛直荷重と極限支持力を比較して，地震時の支持力に対する評価を行った。支持力の算定式は「社団法人日本道路協会（2002）：道路橋示方書・同解説Ⅳ下部構造編」に基づき次式を用いた。評価の結果，「①タンクの鉛直荷重＜②タンク基礎底面地盤の極限支持力」となり，安全性を有していることを確認した。（表－２，３　参照）

①タンクの鉛直荷重：$W = m \times g$

②タンク基礎底面地盤の極限支持力: $Q_u = A_e\left(\alpha kcN_cS_c + kqN_qS_q + \frac{1}{2}\gamma_1\beta B_eN_rS_r\right)$

$m$　：機器質量

$g$　：重力加速度

$A_e$　：有効載荷面積

$\alpha$，$\beta$　：基礎の形状係数

$k$　：根入れ効果に対する割増し係数

$c$　：地盤の粘着力（$c$＝39kN/m$^2$）

$N_c$，$N_q$，$N_r$：荷重の傾斜を考慮した支持力係数

$S_c$，$S_q$，$S_r$：支持力係数の寸法効果に関する補正係数

$q$　：上載荷重（$q=\gamma_2 D_f$）

$\gamma_1$，$\gamma_2$　：支持地盤及び根入れ地盤の単位重量（$\gamma_1$，$\gamma_2$＝15.9kN/m$^2$）

$D_f$　：基礎の有効根入れ深さ

$B_e$　：荷重の偏心を考慮した基礎の有効載荷幅（$B_e=B-2e_B$）

$B$　：基礎幅

$e_B$　：荷重の偏心量

表－２　機器質量及び基礎幅一覧

| 機器名称 | $m$*（t） | $B$（m） |
|---|---|---|
| 受入タンク（容量：12m$^3$） | 14.3 | 2.0 |
| 受入タンク（容量：35m$^3$） | 43.3 | 2.0 |
| 受入タンク（容量：42m$^3$） | 51.0 | 2.3 |
| 受入タンク（容量：110m$^3$） | 127.6 | 4.7 |
| 受入タンク（容量：160m$^3$） | 169.7 | 6.9 |
| 受入タンク（容量：200m$^3$） | 211.9 | 6.9 |
| 受入タンク（容量：600m$^3$） | 650.9 | 9.0 |
| 貯留タンク（容量：50m$^3$） | 93.5 | 3.1 |
| 貯留タンク（容量：90m$^3$） | 133.5 | 3.1 |
| 貯留タンク（容量：299m$^3$） | 329.3 | 6.9 |
| 貯留タンク（容量：508m$^3$） | 553.7 | 9.0 |
| 貯留タンク（容量：1,100m$^3$） | 1,165.0 | 12.2 |
| 移送ポンプ(横置き型ポンプ) | 0.2 | 0.7 |
| 油分分離装置 | 108.7 | 4.4 |
| 浄化装置 | 17.0 | 1.3 |

＊：タンク及び油分分離装置は水の質量も含む。

表－３　評価結果

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | ① | ② | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 受入タンク（容量：12m$^3$） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 48 | 139 | kN･m |
| | | 滑動 | | 51 | 72 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 141 | 1,487 | kN |
| 受入タンク（容量：35m$^3$） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 172 | 428 | kN･m |
| | | 滑動 | | 153 | 220 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 425 | 3,164 | kN |
| 受入タンク（容量：42m$^3$） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 203 | 579 | kN･m |
| | | 滑動 | | 181 | 260 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 501 | 3,937 | kN |
| 受入タンク（容量：110m$^3$） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 577 | 2,940 | kN･m |
| | | 滑動 | | 451 | 650 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 1,252 | 11,210 | kN |
| 受入タンク（容量：160m$^3$） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 1,348 | 5,658 | kN･m |
| | | 滑動 | | 600 | 865 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 1,665 | 10,048 | kN |
| 受入タンク（容量：200m$^3$） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 2,058 | 7,065 | kN･m |
| | | 滑動 | | 749 | 1,080 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 2,079 | 9,241 | kN |
| 受入タンク（容量：600m$^3$） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 11,472 | 28,200 | kN･m |
| | | 滑動 | | 2,298 | 3,319 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 6,384 | 13,394 | kN |
| 貯留タンク（容量：50m$^3$） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 718 | 1,420 | kN･m |
| | | 滑動 | | 330 | 476 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 917 | 5,693 | kN |
| 貯留タンク（容量：90m$^3$） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 1,025 | 2,028 | kN･m |
| | | 滑動 | | 472 | 680 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 1,309 | 4,960 | kN |
| 貯留タンク（容量：299m$^3$） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 5,326 | 10,937 | kN･m |
| | | 滑動 | | 1,163 | 1,679 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 3,230 | 7,195 | kN |

| 機器名称 | 評価部位 | 評価項目 | 水平震度 | ① | ② | 単位 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 貯留タンク<br>（容量：508m$^3$） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 9,026 | 23,989 | kN･m |
| | | 滑動 | | 1,955 | 2,823 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 5,430 | 14,926 | kN |
| 貯留タンク<br>（容量：1,100m$^3$） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 21,645 | 68,548 | kN･m |
| | | 滑動 | | 4,113 | 4,569 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 11,425 | 29,867 | kN |
| 移送ポンプ<br>（横置き型ポンプ） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 0.14 | 0.34 | kN･m |
| | | 滑動 | | 0.71 | 0.78 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 1.97 | 192 | kN |
| 油分分離装置 | 本体 | 転倒 | 0.36 | 471 | 2,337 | kN･m |
| | | 滑動 | | 384 | 554 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 1,066 | 9,949 | kN |
| 浄化装置 | 本体 | 転倒 | 0.36 | 62 | 110 | kN･m |
| | | 滑動 | | 60 | 66 | kN |
| | 地盤 | 支持力 | | 167 | 188 | kN |
| 淡水化装置<br>（トラックに車載） | 本体 | 転倒 | 0.36 | 144 | 255 | kN･m |

## 2.34　５・６号機　計測制御設備

### 2.34.1　系統の概要

計測制御設備は，通常運転時に起こり得る運転条件の変化，負荷の変化及び外乱に対して，監視及び制御を行うためのものである。

さらに，これらの設備からの情報を基にプラントの主要な系統の運転に必要なパラメータの監視及び機器の操作を集中して管理するための計測制御設備を中央制御室に設ける。

［系統の現況］

冷温停止を維持・管理するための主要な系統の監視及び臨界未満に維持されていることを監視するための主要な機器は復旧済みである。

### 2.34.2　要求される機能

(1)冷温停止を維持・管理するために監視ができること。

(2)炉心，冷却材圧力バウンダリの健全性を確認するために監視ができること。

(3)臨界未満であることを確認するために監視ができること。

### 2.34.3　主要な機器

(1)冷温停止を維持・管理するための監視機器

冷温停止時の運転上の制限（設定値）については，「Ⅲ 特定原子力施設の保安 第２編（５号炉及び６号炉に係る保安措置）第２７条」に示す。

a.原子炉系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計，導電率計

b.残留熱除去系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

c.燃料プール冷却浄化系計測制御設備

圧力計，温度計，水位計，流量計

d.非常用炉心冷却系計測制御設備

圧力計，流量計

e.復水補給水系計測制御設備

圧力計，水位計

f.原子炉冷却材浄化系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

g.原子炉補機冷却系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計

h.制御棒駆動系計測制御設備

圧力計，流量計，水位計

i. 非常用予備電源装置関連計測制御設備

圧力計，温度計

j. 核計測装置

起動領域モニタ，出力領域モニタ（６号機のみ）

k. 安全保護系計測制御設備

地震計

l. 制御棒駆動機構関連計測制御設備

原子炉手動制御系，制御棒位置指示系

m. 非常用ガス処理系計測制御設備

流量計，差圧計

n. 原子炉建屋常用換気系及び中央制御室換気系計測制御設備

流量計，差圧計

o. 放射線モニタ関連計測制御設備

エリア放射線モニタ，プロセス放射線モニタ＊1

＊1：放射性気体廃棄物の放出管理は，主排気筒放射線モニタまたは非常用ガス処理系放射線モニタである。

(2)炉心，冷却材圧力バウンダリの健全性を確認するための監視機器

５・６号機の原子炉格納容器に関しては，現状の開放状態を維持・継続することから除外する。（Ⅱ.2.20　参照）

a. 原子炉系計測制御設備

水位計，温度計

(3)臨界未満であることを確認するための監視機器

a. 核計測装置

起動領域モニタ

また，上記監視機器において，既に工事計画軽微変更届出書等により確認している，原子炉水位，原子炉圧力，残留熱除去系熱交換器入口温度（原子炉水温度），残留熱除去系流量，炉心スプレイ系圧力・流量（５号機），低圧炉心スプレイ系流量（６号機），起動領域モニタ，出力領域モニタ（６号機），非常用ガス処理系放射線モニタ，エリア放射線モニタ，主排気筒放射線モニタ（５・６号機共用）のパラメータについては，添付資料－１に示す。

2.34.4　添付資料

添付資料－１　パラメータ一覧

# パラメータ一覧

## １．５号機

### (1)原子炉水位

原子炉水位を計測する装置については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第 1102 号 昭和 51 年 3 月 17 日届出)

### (2)原子炉圧力

原子炉圧力を計測する装置については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第 1102 号 昭和 51 年 3 月 17 日届出)

### (3)残留熱除去系熱交換器入口温度(原子炉水温度)

残留熱除去系熱交換器入口温度を計測する装置については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２４回工事計画軽微変更届出書(総官第 1230 号 昭和 52 年 1 月 25 日届出)

### (4)残留熱除去系流量

残留熱除去系流量を計測する装置については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２４回工事計画軽微変更届出書(総官第 1230 号 昭和 52 年 1 月 25 日届出)

### (5)炉心スプレイ系圧力

炉心スプレイ系圧力を計測する装置については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第８回工事計画認可申請書(48 公第 8194 号 昭和 49 年 1 月 7 日認可)

### (6)炉心スプレイ系流量

炉心スプレイ系流量を計測する装置については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第８回工事計画認可申請書(48 公第 8194 号 昭和 49 年 1 月 7 日認可)

### (7)起動領域モニタ

起動領域モニタについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 4 第 679 号 平成 4 年 11 月 5 日届出)

(8)非常用ガス処理系放射線モニタ

非常用ガス処理系放射線モニタについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 62 第 319 号 昭和 62 年 6 月 29 日届出)

(9)エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 6 第 18 号 平成 6 年 4 月 19 日届出)

2. 6 号機

(1)原子炉水位

原子炉水位を計測する装置については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２１回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 1730 号 昭和 53 年 3 月 28 日認可)

(2)原子炉圧力

原子炉圧力を計測する装置については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２１回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 1730 号 昭和 53 年 3 月 28 日認可)

(3)残留熱除去系熱交換器入口温度(原子炉水温度)

残留熱除去系熱交換器入口温度を計測する装置については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１１回工事計画認可申請書(50 資庁第 14354 号 昭和 51 年 4 月 8 日認可)

(4)残留熱除去系流量

残留熱除去系流量を計測する装置については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１１回工事計画認可申請書(50 資庁第 14354 号 昭和 51 年 4 月 8 日認可)

(5)低圧炉心スプレイ系流量

低圧炉心スプレイ系流量を計測する装置については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１１回工事計画認可申請書(50 資庁第 14354 号 昭和 51 年 4 月 8 日認可)

(6)起動領域モニタ

起動領域モニタについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 5 第 182 号 平成 5 年 5 月 26 日届出)

(7)出力領域モニタ

出力領域モニタについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 5 第 182 号 平成 5 年 5 月 26 日届出)

(8)非常用ガス処理系放射線モニタ

非常用ガス処理系放射線モニタについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 61 第 697 号 昭和 61 年 9 月 30 日届出)

(9)エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 5 第 245 号 平成 5 年 7 月 8 日届出)

3.５・６号機共用

(1)主排気筒放射線モニタ

主排気筒放射線モニタについては，以下の工事計画届出書により確認している。

５号機：工事計画届出書(総文発官 62 第 319 号 昭和 62 年 6 月 29 日届出)

# Ⅲ　特定原子力施設の保安

# Ⅲ　特定原子力施設の保安

東北地方太平洋沖地震に伴う事故前の福島第一原子力発電所においては，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第３７条第１項及び実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則第１６条に基づき，原子炉施設の運転管理，保守管理，放射性廃棄物管理，放射線管理，緊急時の措置（関係機関への通報連絡や医療に関することを含む。）及び保安教育（協力企業従業員への保安教育含む。）等の保安のために必要な措置を「福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。)」の第１章～第１１章に定め，保安規定に基づき保安活動を実施していた。また，事故後においては，「福島第一原子力発電所第１～４号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書（その１～その３)」に基づき，事故後に設置した原子炉圧力容器・格納容器注水設備等の運転管理，保守管理，放射性廃棄物管理及び放射線管理等の保安のために必要な措置を保安規定における第１２章として新たに定め，保安規定に基づき保安活動を実施している。

以上を踏まえ，「Ⅲ　特定原子力施設の保安」においては，「Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備」について措置を講ずべき事項の適切かつ確実な実施を確保し，かつ，作業員及び敷地内外の安全を確保するため，現行保安規定第１章～第１２章に定める保安のために必要な措置に，「Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備」及び現在の福島第一原子力発電所における運用の実態を適切に反映し，「特定原子力施設の保安のために措置を講ずべき事項（保安規定)」として第１編（１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉の保安措置）及び第２編（５号炉及び６号炉の保安措置）を定める。また，第１編および第２編を補足する位置づけとして，運用に係る考え方や背景となっている評価，今後の計画等を第３編（保安に係る補足説明）に記載する。

なお，東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則第１３条の２（火災発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）から第１３条の５（大規模損壊発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）については，福島第一原子力発電所の状況を踏まえ対応を検討中であり，検討結果を本実施計画に反映する。

また，電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務等並びに溶接事業者検査及び定期事業者検査の実施に関する規定については，平成２５年１０月７日までに本実施計画に反映する。それまでの間は，電気事業法第４２条に定める保安規程に従い措置を講ずるものとする。

# 第１編

（１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉に係る保安措置）

# 第１章　総　　則

（目的）

第１条

この規定第１編は，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第６４条の３第１項の規定に基づき，福島第一原子力発電所１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉に係る発電用原子炉施設（本編において，以下「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（以下「保安活動」という。）を定め，核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）又は発電用原子炉（以下「原子炉」という。）による災害の防止を図ることを目的とする。

（基本方針）

第２条

発電所における保安活動は，安全文化を基礎とし，放射線及び放射性物質の放出による従業員及び公衆の被ばくを，定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限りの低い水準に保つとともに，災害の防止のために，適切な品質保証活動に基づき実施する。

（関係法令及び保安規定の遵守）

第２条の２

社長は，第２条に係る保安活動を実施するにあたり，関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう，基本方針を定めるとともに，必要に応じて基本方針の見直しを行う。

２．原子力・立地本部長及び品質・安全監査部長は，関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため，「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め，これに基づき次の事項を実施する。

（１）第１項の基本方針に基づき，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。

（２）第３項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し，その結果を社長に報告し，必要に応じて指示を受ける。

（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。

３．第４条の組織は，第２項（１）の活動計画に基づき，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。

（安全文化の醸成）

第２条の３

社長は，第２条に係る保安活動を実施するにあたり，安全を最優先にするため，安全文化醸成の基本方針を定めるとともに，必要に応じて基本方針の見直しを行う。

２．原子力・立地本部長及び品質・安全監査部長は，安全文化を醸成するため，「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め，これに基づき次の事項を実施する。

（１）第１項の基本方針に基づき，安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。

（２）第３項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し，その結果を社長に報告し，必要に応じて指示を受ける。

（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を，安全文化の醸成のための活動計画に反映する。

３．第４条の組織は，第２項（１）の活動計画に基づき，安全文化の醸成のための活動を実施する。

# 第２章　品質保証

（品質保証計画）

第３条

第２条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり，以下のとおり品質保証計画を定める。

【品質保証計画】

1. 目的

本品質保証計画は，福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため，「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」（以下「JEAC4111」という。）に従って，発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し，実施し，評価確認し，継続的に改善することを目的とする。

2. 適用範囲

本品質保証計画は，発電所の保安活動に適用する。

3. 用語の定義

以下を除き JEAC4111 の定義に従う。

特定原子力施設：福島第一原子力発電所を構成する構築物，系統及び機器等の総称

原子力施設情報公開ライブラリー:原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより，事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として，一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。(以下「ニューシア」という。)

BWR 事業者協議会：国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために，電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し，必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。(以下，本条において同じ。)

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

(1) 第４条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）は，本品質保証計画に従って，品質マネジメントシステムを確立し，文書化し，実施し，かつ，維持する。また，その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 組織は，次の事項を実施する。

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。

b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図１のとおりとする。

c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。

d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。

e) これらのプロセスを監視し，適用可能な場合には測定し，分析する。

f) これらのプロセスについて，計画どおりの結果を得るため，かつ，継続的改善を達成するために必要な処置をとる。

(3) 組織は，品質マネジメントシステムの運用において，発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）に基づく重要性を基本として，品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また，グレード分けの決定に際しては，重要度分類指針に基づく重要性に加えて必要に応じて以下の事項を考慮する。

a) プロセス及び特定原子力施設の複雑性，独自性，又は斬新性の程度

b) プロセス及び特定原子力施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度

c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度

d) 作業又は製造プロセス，要員，要領，及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度

e) 運転開始後の特定原子力施設に対する保守，供用期間中検査及び取替えの難易度

(4) 組織は，これらのプロセスを，本品質保証計画に従って運営管理する。

(5) 組織は，原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には，「7.4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

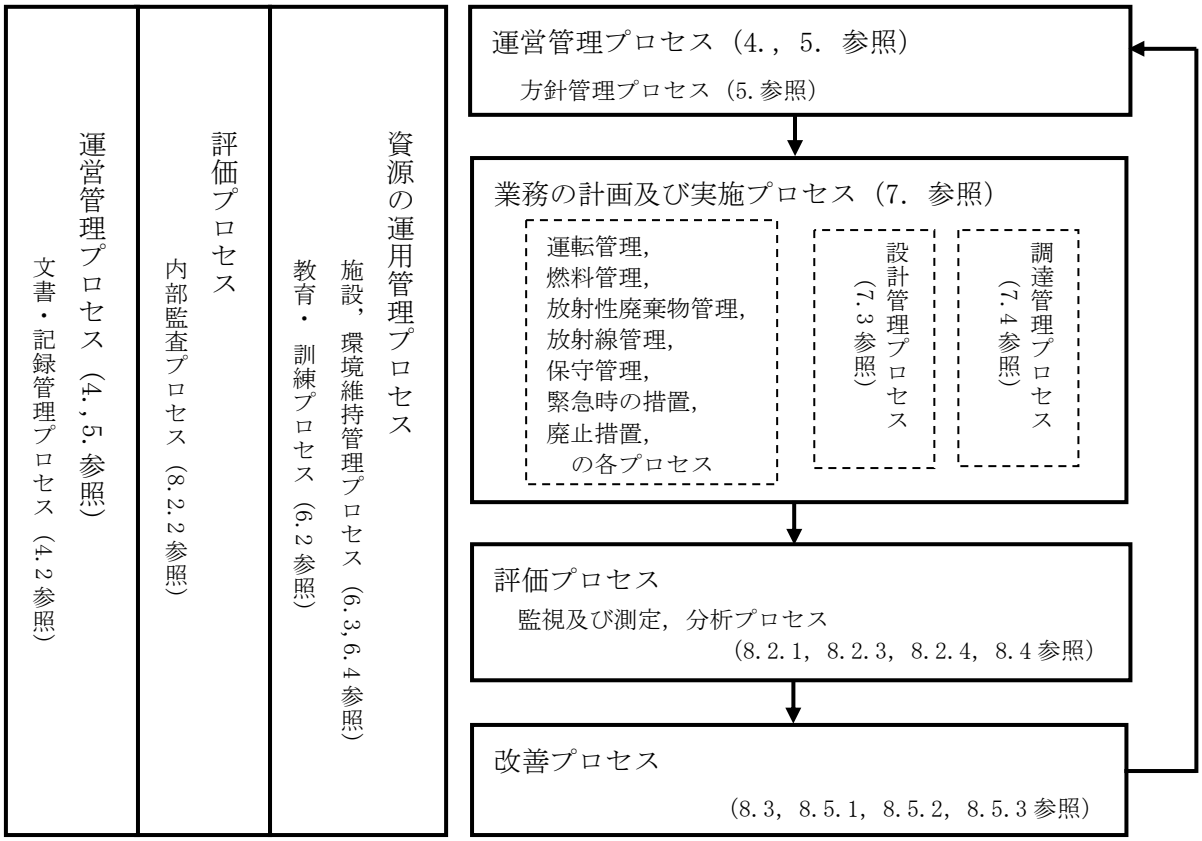



図１．品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。また，これらの文書体系を図２に，各マニュアルと各条文の関連を c)及び d)の表に示す。なお，記録は適正に作成する。

a) 文書化した，品質方針及び品質目標の表明

b) 以下の品質マニュアル

①本品質保証計画，②原子力品質保証規程（Z-21）

c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順”である以下の文書及び記録

| 第3条の関連条項 | 原子力品質保証規程の関連条項 | 名　　称 | 文書番号 | 管理箇所 |
|---|---|---|---|---|
| 4.2，7.2.2 | 4.2，7.2.2 | 文書及び記録管理基本マニュアル | NI-12 | 原子力安全・統括部 |
| 8.2.2，8.5.1 | 8.2.2，8.5.1 | 原子力品質監査基本マニュアル | AM-19 | 品質・安全監査部 |
| 8.3，8.5.1，8.5.2，8.5.3 | 8.3，8.5.1，8.5.2，8.5.3 | 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル | NI-11 | 原子力安全・統括部 |

d) 組織内のプロセスの効果的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した記録を含む文書

①以下の文書

| 第3条の関連条項 | 原子力品質保証規程の関連条項 | 名　　称 | 文書番号 | 管理箇所 | 第3条以降の関連条文 |
|---|---|---|---|---|---|
| 5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1 | 5.4.1, 8.2.3, 8.4, 8.5.1 | セルフアセスメント実施基本マニュアル | NI-17 | 原子力安全・統括部 | 第10条 |
| 5.5.3 | 5.5.3 | 保安管理基本マニュアル | NM-24 | 原子力運営管理部 | 第6条～第9条 |
| 5.6, 8.5.1 | 5.6, 8.5.1 | マネジメントレビュー実施基本マニュアル | NI-18 | 原子力安全・統括部 | － |
| 6.2 | 6.2 | 教育及び訓練基本マニュアル | NI-20 | 原子力安全・統括部 | 第79条～第81条 |
| 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4 | 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4 | 運転管理基本マニュアル | NM-51 | 原子力運営管理部 | 第12条，第13条，第15条～第16条の2，第18条～第26条，第28条，第29条，第33条，第81条，第82条 |
| 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6 | 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6 | 燃料管理基本マニュアル | NM-52 | 原子力運営管理部 | 第13条，第35条～第37条，第81条 |
| | | 放射性廃棄物管理基本マニュアル | NM-54 | 原子力運営管理部 | 第38条，第39条，第41条～第43条，第81条 |
| | | 保守管理基本マニュアル | NM-55 | 原子力運営管理部 | 第29条，第68条，第81条 |
| | | 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル | NM-58 | 原子力運営管理部 | 第45条～第67条，第81条 |
| 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4 | 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4 | 廃止措置基本マニュアル | NP-57 | 福島第一対策プロジェクトチーム | 第12条，第13条，第16条～第27条，第40条，第68条，第81条 |
| 7.2.3, 8.2.1 | 7.2.3, 8.2.1 | 外部コミュニケーション基本マニュアル | NM-21 | 原子力運営管理部 | － |
| 7.4 | 7.4 | 原子燃料調達基本マニュアル | NC-15 | 原子燃料サイクル部 | － |

②発電所品質保証計画書

③要領，要項，手引等の手順書

④部門作成文書

⑤外部文書

⑥上記①②③④⑤で規定する記録

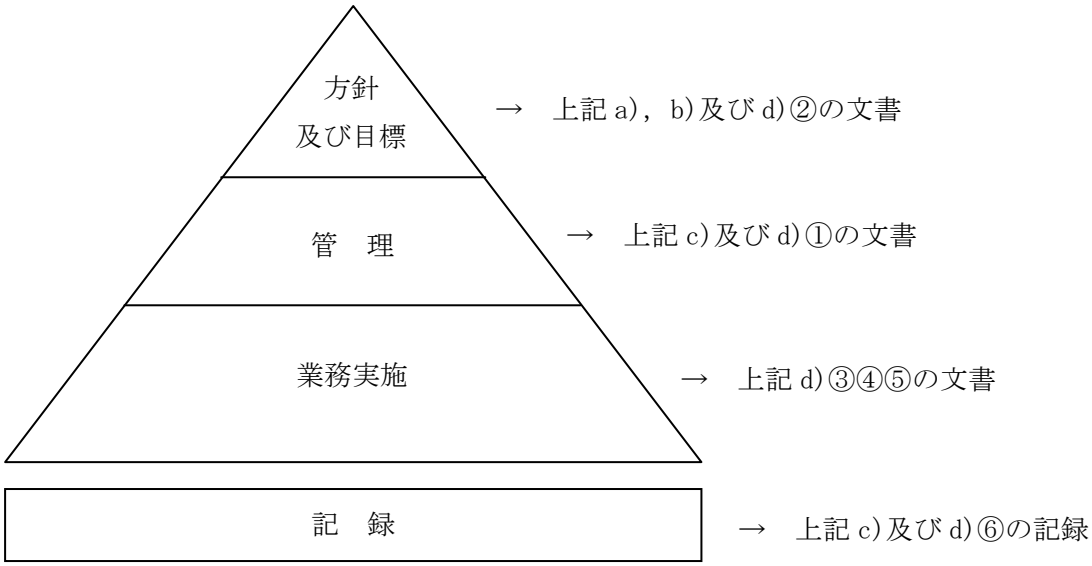



図２．品質マネジメントシステム文書体系図

4.2.2 品質マニュアル

組織は，品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し，維持する。制定・改訂権限者は社長とする。

4.2.3 文書管理

(1) 組織は，品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために，「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき，保安規定上の位置付けを明確にするとともに，保安活動の重要度に応じて管理する。また，記録は，4.2.4 に規定する要求事項に従って管理する。

(2) 次の活動に必要な管理を「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。

a) 発行前に，適切かどうかの観点から文書を承認する。

b) 文書をレビューする。また，必要に応じて更新し，再承認する。

c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。

d) 該当する文書の適切な版が，必要なときに，必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。

e) 文書は，読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。

f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし，その配付が管理されていることを確実にする。

g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また，これらを何らかの目的で保持する場合には，適切な識別をする。

4.2.4 記録の管理

(1) 組織は，要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成された記録を管理する。

(2) 記録の識別，保管，保護，検索，保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。

(3) 記録は，読みやすく，容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。

5. 経営者の責任

5.1 経営者のコミットメント

社長は，品質マネジメントシステムの構築及び実施，並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を，次の事項によって示す。

a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして，原子力安全の重要性を組織内に周知する。

b) 品質方針を設定する。

c) 品質目標が設定されることを確実にする。

d) マネジメントレビューを実施する。

e) 資源が使用できることを確実にする。

5.2 原子力安全の重視

社長は，原子力安全を最優先に位置付け，業務に対する要求事項が決定され，満たされていることを確実にする（7.2.1 及び 8.2.1 参照）。

5.3 品質方針

社長は，品質方針について，次の事項を確実にする。

a) 東京電力の経営理念に対して適切である。

b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。

c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。

d) 組織全体に伝達され，理解される。

e) 適切性の持続のためにレビューされる。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

(1) 社長は，組織内のしかるべき部門及び階層で，業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標(7.1 (3) a)参照)を設定することを確実にするために，「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」を定めさせる。

(2) 品質目標は，その達成度が判定可能で，品質方針との整合がとれていること。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

社長は，次の事項を確実にする。

a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために，品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。

b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し，実施する場合には，その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく，整合性が取れるよう管理する。

5.5 責任，権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

社長は，全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ，保安活動を実施するための責任及び権限が第５条（保安に関する職務）及び第９条（主任技術者の職務等）に定められ，組織全体に周知されていることを確実にする。また，社長は第４条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による，「Z-10 職制および職務権限規程」に基づく保安活動への支援を確実にする。

5.5.2 管理責任者

(1) 社長は，品質・安全監査部長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し，与えられている他の責任とかかわりなく，次に示す責任及び権限を与える。

(2) 品質・安全監査部長の管理責任者としての責任及び権限

a) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立，実施及び維持を確実にする。

b) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

c) 内部監査プロセスを通じて，組織全体にわたって，原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

(3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立，実施及び維持を確実にする。

b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

c) 組織全体（品質・安全監査部除く）にわたって，原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

5.5.3 内部コミュニケーション

社長は，組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また，マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて，品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

(1) 社長は，組織の品質マネジメントシステムが，引き続き，適切，妥当かつ有効であることを確実にするために，「NI-18 マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき，品質マネジメントシステムをレビューする。なお，必要に応じて随時実施する。

(2) このレビューでは，品質マネジメントシステムの改善の機会の評価，並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。

(3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには，次の情報を含む。

a) 監査の結果

b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方

c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果

d) 予防処置及び是正処置の状況

e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ

f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更

g) 改善のための提案

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

(1) マネジメントレビューからのアウトプットには，次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。

a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善

b) 業務の計画及び実施にかかわる改善

c) 資源の必要性

6. 資源の運用管理

6.1 資源の提供

組織は，人的資源，特定原子力施設，作業環境を含め，原子力安全に必要な資源を提供する。

6.2 人的資源

6.2.1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は，適切な教育，訓練，技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。

6.2.2 力量，教育・訓練及び認識

組織は，次の事項を「NI-20 教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。

a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。

b) 該当する場合には（必要な力量が不足している場合には），その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか，又は他の処置をとる。

c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。

d) 組織の要員が，自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し，品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。

e) 教育，訓練，技能及び経験について該当する記録を維持する（4.2.4 参照）。

6.3 特定原子力施設

組織は，原子力安全の達成のために必要な特定原子力施設を「NM-55 保守管理基本マニュアル」及び「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき明確にし，維持管理する。

6.4 作業環境

組織は，放射線に関する作業環境を基本とし，異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め，原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし，運営管理する。

7. 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

(1) 組織は，保安活動に必要な業務のプロセスを計画し，運転管理，燃料管理，放射性廃棄物管理，放射線管理，保守管理，廃止措置の各基本マニュアルに定める。また，各基本マニュアルに基づき，業務に必要なプロセスを計画し，構築する。

(2) 業務の計画は，品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる（4.1参照）。

(3) 組織は，業務の計画に当たって，次の各事項について適切に明確化する。

a) 業務に対する品質目標及び要求事項

b) 業務に特有な，プロセス及び文書の確立の必要性，並びに資源の提供の必要性

c) その業務のための検証，妥当性確認，監視，測定，検査及び試験活動，並びにこれらの合否判定基準

d) 業務のプロセス及びその結果が，要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照）

(4) この業務の計画のアウトプットは，組織の運営方法に適した形式にする。

7.2 業務に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務に対する要求事項の明確化

組織は，次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

a) 業務に適用される法令・規制要求事項

b) 明示されてはいないが，業務に不可欠な要求事項

c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

7.2.2 業務に対する要求事項のレビュー

(1) 組織は，「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは，業務を行う前に実施する。

(2) レビューでは，次の事項を確実にする。

a) 業務に対する要求事項が定められている。

b) 業務に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には，それについて解決されている。

c) 組織が，定められた要求事項を満たす能力をもっている。

(3) このレビューの結果の記録，及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4.2.4参照）。

(4) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には，組織はその要求事項を適用する前に確認する。

(5) 業務に対する要求事項が変更された場合には，組織は，関連する文書を修正する。また，変更後の要求事項が，関連する要員に理解されていることを確実にする。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

組織は，原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし，実施する。

7.3 設計・開発

組織は，特定原子力施設を対象として，「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

7.3.1 設計・開発の計画

(1) 組織は，特定原子力施設の設計・開発の計画を策定し，管理する。

(2) 設計・開発の計画において，組織は次の事項を明確にする。

a) 設計・開発の段階

b) 設計・開発の各段階に適したレビュー，検証及び妥当性確認

c) 設計・開発に関する責任及び権限

(3) 組織は，効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割当てを確実にするために，設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
(4) 設計・開発の進行に応じて，策定した計画を適切に更新する。

7.3.2 設計・開発へのインプット
(1) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし，記録を維持する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。
a) 機能及び性能に関する要求事項
b) 適用される法令・規制要求事項
c) 適用可能な場合には，以前の類似した設計から得られた情報
d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
(2) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットについては，その適切性をレビューする。要求事項は，漏れがなく，あいまい（曖昧）でなく，相反することがないようにする。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット
(1) 設計・開発からのアウトプットは，設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また，リリース前に，承認を受ける。
(2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。
a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
b) 調達，業務の実施に対して適切な情報を提供する。
c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか，又はそれを参照している。
d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な特定原子力施設の特性を明確にする。

7.3.4 設計・開発のレビュー
(1) 設計・開発の適切な段階において，次の事項を目的として，計画されたとおりに（7.3.1参照）体系的なレビューを行う。
a) 設計・開発の結果が，要求事項を満たせるかどうかを評価する。
b) 問題を明確にし，必要な処置を提案する。
(2) レビューへの参加者には，レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者を含める。このレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.3.5 設計・開発の検証
(1) 設計・開発からのアウトプットが，設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために，計画されたとおりに（7.3.1参照）検証を

実施する。この検証の結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 設計・開発の検証は，原設計者以外の者又はグループが実施する。

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

(1) 結果として得られる特定原子力施設が，指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために，計画した方法（7.3.1参照）に従って，設計・開発の妥当性確認を実施する。

(2) 実行可能な場合にはいつでも，特定原子力施設の使用前に，妥当性確認を完了する。

(3) 妥当性確認の結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.3.7 設計・開発の変更管理

(1) 設計・開発の変更を明確にし，記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 変更に対して，レビュー，検証及び妥当性確認を適切に行い，その変更を実施する前に承認する。

(3) 設計・開発の変更のレビューには，その変更が，当該の特定原子力施設を構成する要素及び関連する特定原子力施設に及ぼす影響の評価を含める。

(4) 変更のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.4 調達

組織は，「NP-57 廃止措置基本マニュアル」及び「NC-15 原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

7.4.1 調達プロセス

(1) 組織は，規定された調達要求事項に，調達製品が適合することを確実にする。

(2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は，調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。

(3) 組織は，供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として，供給者を評価し，選定する。選定，評価及び再評価の基準を定める。

(4) 評価の結果の記録，及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

(5) 組織は，調達製品の調達後における，維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。

7.4.2 調達要求事項

(1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし，必要な場合には，次の事項のうち該当する事項を含める。

a）製品，手順，プロセス及び設備の承認に関する要求事項
b）要員の適格性確認に関する要求事項
c）品質マネジメントシステムに関する要求事項
(2) 組織は，供給者に伝達する前に，規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。

7.4.3 調達製品の検証
(1) 組織は，調達製品が，規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために，必要な検査又はその他の活動を定めて，実施する。
(2) 組織が，供給者先で検証を実施することにした場合には，組織は，その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。

7.5 業務の実施
7.5.1 業務の管理
組織は，「業務の計画」（7.1参照）に基づき業務を管理された状態で実施する。管理された状態には，次の事項のうち該当するものを含む。
a）原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
b）必要に応じて，作業手順が利用できる。
c）適切な設備を使用している。
d）監視機器及び測定機器が利用でき，使用している。
e）監視及び測定が実施されている。
f）業務のリリースが実施されている。

7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認
(1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが，それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で，その結果，業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には，組織は，その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。
(2) 妥当性確認によって，これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
(3) 組織は，これらのプロセスについて，次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。
a）プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
b）設備の承認及び要員の適格性確認
c）所定の方法及び手順の適用
d）記録に関する要求事項（4.2.4参照）
e）妥当性の再確認

7.5.3 識別及びトレーサビリティ

(1) 必要な場合には，組織は，業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。

(2) 組織は，業務の計画及び実施の全過程において，監視及び測定の要求事項に関連して，業務の状態を識別する。

(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には，組織は，業務について一意の識別を管理し，記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.4 組織外の所有物

組織は，組織外の所有物について，それが組織の管理下にある間，注意を払い，必要に応じて記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.5 調達製品の保存

組織は，関連するマニュアル等に基づき，調達製品の検証後，受入から据付（使用）までの間，要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には，該当する場合，識別，取扱い，包装，保管及び保護を含める。保存は，取替品，予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理

(1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために，組織は，実施すべき監視及び測定並びに，そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。

(2) 組織は，監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し，関連するマニュアル等に定める。

(3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には，測定機器に関し，「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき，次の事項を満たす。

a) 定められた間隔又は使用前に，国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証，又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には，校正又は検証に用いた基準を記録する（4.2.4 参照）。

b) 機器の調整をする，又は必要に応じて再調整する。

c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。

d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。

e) 取扱い，保守及び保管において，損傷及び劣化しないように保護する。

さらに，測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には，組織は，その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し，記録する（4.2.4 参照）。組織は，その機器，及び影響を受けた業務すべてに対して，適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には，そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は，最初に使用するのに先立って実施する。また，必要に応じて再確認する。

8. 評価及び改善

8.1 一般

(1) 組織は，次の事項のために必要となる監視，測定，分析及び改善のプロセスを計画し，実施する。

a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。

b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。

c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) これには，統計的手法を含め，適用可能な方法，及びその使用の程度を決定することを含める。

8.2 監視及び測定

8.2.1 原子力安全の達成

組織は，品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして，原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」に定める。

8.2.2 内部監査

(1) 組織は，品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために，あらかじめ定められた間隔で「AM-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。

a) 品質マネジメントシステムが，業務の計画（7.1 参照）に適合しているか，JEAC4111 の要求事項に適合しているか，及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。

b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され，維持されているか。

(2) 組織は，監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性，並びにこれまでの監査結果を考慮して，監査プログラムを策定する。監査の基準，範囲，頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては，監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。

(3) 監査の計画及び実施，記録の作成及び結果の報告に関する責任，並びに要求事項を「AM-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。

(4) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(5) 監査された領域に責任をもつ管理者は，検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく，必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには，とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照)。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

(1) 組織は，品質マネジメントシステムのプロセスの監視，及び適用可能な場合に行う測定には，「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」（第１０条（原子炉施設の定期的な評価）を含む）に基づき，適切な方法を適用する。

(2) これらの方法は，プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。

(3) 計画どおりの結果が達成できない場合には，適切に，修正及び是正処置をとる。

8.2.4 検査及び試験

(1) 組織は，特定原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために，「NM-51 運転管理基本マニュアル」及び「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき，特定原子力施設を検査及び試験する。検査及び試験は，業務の計画（7.1 参照）に従って，適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する(4.2.4 参照)。

(2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。

(3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を記録する（4.2.4参照)。

(4) 業務の計画（7.1 参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは，当該特定原子力施設を据え付けたり，運転したりしない。ただし，当該の権限をもつ者が承認したときは，この限りではない。

8.3 不適合管理

(1) 組織は，業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために，それらを識別し，管理することを確実にする。

(2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

(3) 該当する場合には，組織は，次の一つ又はそれ以上の方法で，不適合を処理する。

a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。

b) 当該の権限をもつ者が，特別採用によって，その使用，リリース，又は合格と判定することを正式に許可する。

c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。

d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には，その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。

(4) 不適合に修正を施した場合には，要求事項への適合を実証するための再検証を行う。

(5) 不適合の性質の記録，及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(6) 組織は，原子炉施設の保安の向上を図る観点から，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い，不適合の内容をニューシアへ登録することにより，情報の公開を行う。

8.4 データの分析

(1) 組織は，品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため，また，品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために，「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき，適切なデータを明確にし，それらのデータを収集し，分析する。この中には，監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。

(2) データの分析によって，次の事項に関連する情報を提供する。

a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8.2.1 参照）

b) 業務に対する要求事項への適合（8.2.3 及び 8.2.4 参照）

c) 予防処置の機会を得ることを含む，プロセス及び特定原子力施設の特性及び傾向（8.2.3 及び 8.2.4 参照）

d) 供給者の能力（7.4 参照）

8.5 改善

8.5.1 継続的改善

組織は，品質方針，品質目標，監査結果，データの分析，是正処置，予防処置及びマネジメントレビューを通じて，品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

8.5.2 是正処置

(1) 組織は，再発防止のため，「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき，不適合の原因を除去する処置をとる。

(2) 是正処置は，検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。

(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

a) 不適合の内容確認

b) 不適合の原因の特定

c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価

d) 必要な処置の決定及び実施

e) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）

f) とった是正処置の有効性のレビュー

8.5.3 予防処置

(1) 組織は，起こり得る不適合が発生することを防止するために，保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見（BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め，「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき，その原因を除去する処置を決める。

(2) 予防処置は，起こり得る問題の影響に応じたものとする。

(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

a) 起こり得る不適合及びその原因の特定

b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価

c) 必要な処置の決定及び実施

d) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）

e) とった予防処置の有効性のレビュー

# 第３章　体制及び評価

## 第１節　保安管理体制

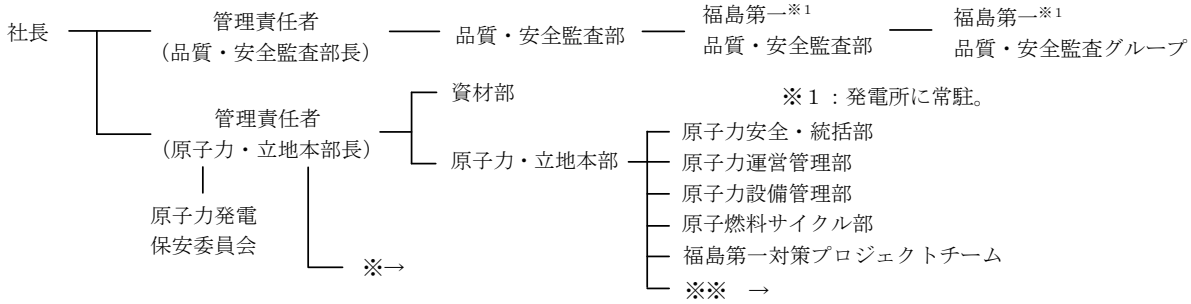
（保安に関する組織）

第４条

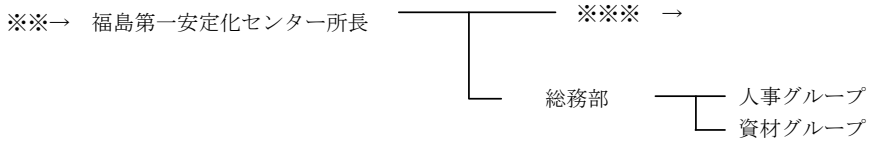
発電所の保安に関する組織は，図４のとおりとする。

図４

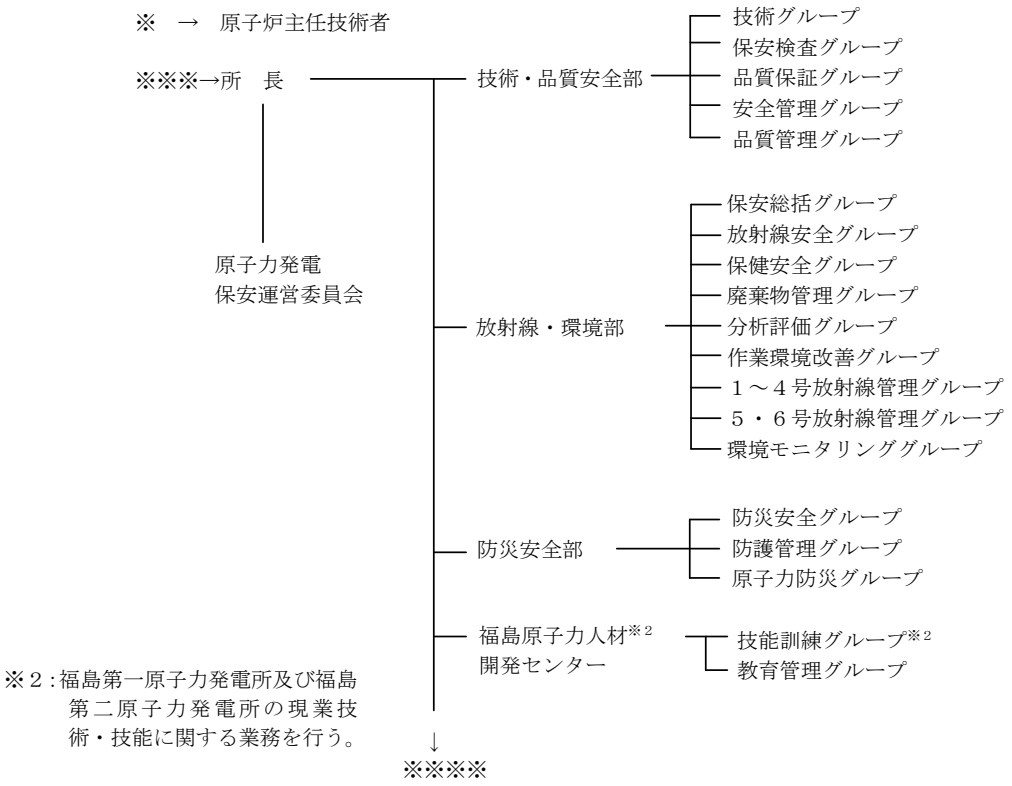
【本店】



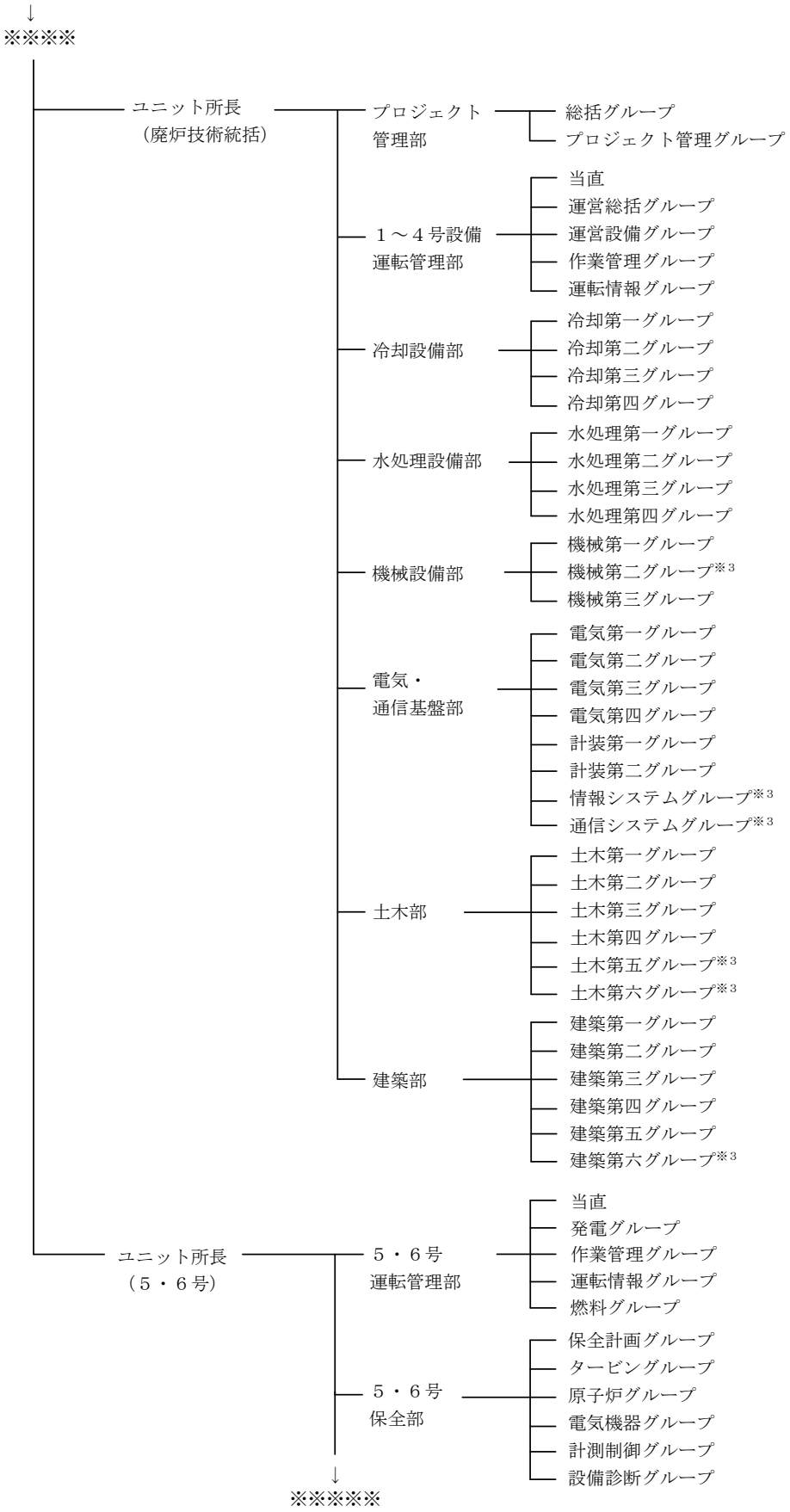
【福島第一安定化センター】

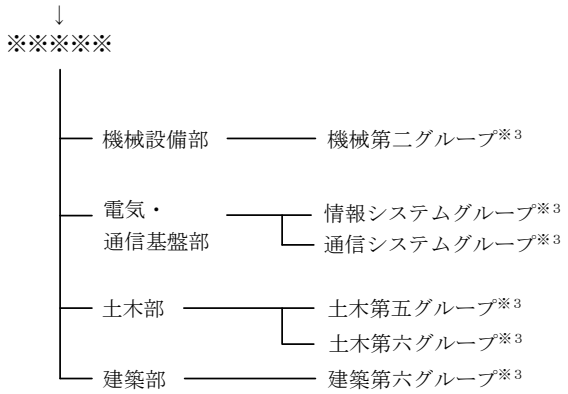



【福島第一原子力発電所】




※２:福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の現業技術・技能に関する業務を行う。


↓
※※※※
ユニット所長
（廃炉技術統括）
プロジェクト
管理部
総括グループ
プロジェクト管理グループ
１～４号設備
運転管理部
当直
運営総括グループ
運営設備グループ
作業管理グループ
運転情報グループ
冷却設備部
冷却第一グループ
冷却第二グループ
冷却第三グループ
冷却第四グループ
水処理設備部
水処理第一グループ
水処理第二グループ
水処理第三グループ
水処理第四グループ
機械設備部
機械第一グループ
機械第二グループ※3
機械第三グループ
電気・
通信基盤部
電気第一グループ
電気第二グループ
電気第三グループ
電気第四グループ
計装第一グループ
計装第二グループ
情報システムグループ※3
通信システムグループ※3
土木部
土木第一グループ
土木第二グループ
土木第三グループ
土木第四グループ
土木第五グループ※3
土木第六グループ※3
建築部
建築第一グループ
建築第二グループ
建築第三グループ
建築第四グループ
建築第五グループ
建築第六グループ※3
ユニット所長
（５・６号）
５・６号
運転管理部
当直
発電グループ
作業管理グループ
運転情報グループ
燃料グループ
５・６号
保全部
保全計画グループ
タービングループ
原子炉グループ
電気機器グループ
計測制御グループ
設備診断グループ
↓
※※※※※




※３：機械第二グループ，情報システムグループ，通信システムグループ，土木第五グループ，土木第六グループ及び建築第六グループは，それぞれ１グループで１～６号炉を所管する。

（保安に関する職務）

第５条

保安に関する職務のうち，本店組織の職務は次のとおり。

（１）社長は，トップマネジメントとして，管理責任者を指揮し，品質マネジメントシステムの構築，実施，維持，改善に関して，保安活動を統轄するとともに，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また，保安に関する組織（原子炉主任技術者（以下「主任技術者」という。）を含む。）から適宜報告を求め，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき，原子力安全を最優先し必要な指示を行う。

（２）品質・安全監査部長は，管理責任者として，品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（品質・安全監査部に限る。）。

（３）福島第一品質・安全監査グループは，品質保証活動の監査を行う。

（４）原子力・立地本部長は，管理責任者として，資材部，原子力安全・統括部，原子力運営管理部，原子力設備管理部，原子燃料サイクル部，福島第一対策プロジェクトチーム，福島第一安定化センター（以下「安定化センター」という。）及び発電所の行う保安活動を統括管理する。また，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（品質・安全監査部を除く。）。

（５）資材部は，調達先の評価・選定に関する業務を行う。

（６）原子力安全・統括部は，管理責任者を補佐し，原子力・立地本部における安全・品質の管理及び要員の計画，管理，研修に関する業務を行う。

（７）原子力運営管理部は，原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。

（８）原子力設備管理部は，原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う。

（９）原子燃料サイクル部は，原子燃料の調達に関する業務を行う。

（10）福島第一対策プロジェクトチームは，福島第一原子力発電所の中長期対策の計画策定，総括管理及び技術検討に関する業務並びに実施計画の策定及び見直しに関する業務を行う。

２．保安に関する職務のうち，安定化センター組織の職務（発電所所管業務を除く。）は次のとおり。

（１）福島第一安定化センター所長（以下，「安定化センター所長」という。）は，原子力・立地本部長を補佐し，福島第一原子力発電所の業務（福島第一対策プロジェクトチーム所管業務を除く。）を統括管理する。

（２）人事グループは，要員の計画に関する業務を行う。

（３）資材グループは，調達に関する業務を行う。

３．保安に関する職務のうち，発電所組織の職務（安定化センター所管業務を除く。）は次

のとおり。

（１）所長は，原子力・立地本部長及び安定化センター所長を補佐し，発電所における保安に関する業務（福島第一対策プロジェクトチームが所管する業務を除く。）を統括管理し，その際には主任技術者の意見を尊重する。

（２）技術グループは，原子力技術の総括及び原子炉安全の総括（安全評価を含む。）に関する業務を行う。

（３）保安検査グループは，原子力保安検査に関する業務を行う。

（４）品質保証グループは，品質保証体系の総括に関する業務を行う。

（５）品質管理グループは，品質の管理に関する業務を行う。

（６）安全管理グループは，保安管理及び不適合管理に関する業務を行う。

（７）保安総括グループは，安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第 11 条による。以下，本条において同じ）のうち，放射線管理の総括，放射線防護に係る装備品の管理及び計測器の管理（環境モニタリンググループ，機械第二グループ及び計装第二グループが所管する業務を除く）に関する業務を行う。

（８）放射線安全グループは，安全確保設備等のうち，出入管理及び放射線防護教育に関する業務を行う。

（９）保健安全グループは，安全確保設備等のうち，個人線量管理，管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務を行う。

(10) 廃棄物管理グループは，安全確保設備等のうち，作業で発生した放射性固体廃棄物の管理及び固体廃棄物貯蔵庫管理に関する業務を行う。

(11) 分析評価グループは，安全確保設備等のうち，液体廃棄物の放出管理，１～４号水質管理及び分析・データ評価に関する業務を行う。

(12) 作業環境改善グループは，安全確保設備等のうち，構内施設（免震重要棟など）の放射線測定（１～４号放射線管理グループ及び５・６号放射線管理グループ所管業務を除く。）及び構内除染推進に関する業務を行う。

(13) １～４号放射線管理グループは，安全確保設備等の放射線管理に関する業務（分析評価グループ及び作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。

(14) ５・６号放射線管理グループは，５号炉及び６号炉に係る放射線管理に関する業務（作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。

(15) 環境モニタリンググループは，安全確保設備等のうち，発電所内外の陸域・海域のモニタリング，１～４号炉気体廃棄物の放出測定及びモニタリングポストの管理に関する業務を行う。

(16) 防災安全グループは，防災安全の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(17) 防護管理グループは，周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(18) 原子力防災グループは，原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。
(19) 技能訓練グループは，現業技術・技能に関する業務を行う。
(20) 教育管理グループは，保安教育及びその他研修に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
(21) 総括グループは，安全確保設備等のうち，廃炉業務総括，要員管理及び予算・調達管理に関する業務を行う。
(22) プロジェクト管理グループは，安全確保設備等のうち，工程・レイアウト管理及びプロジェクト取り纏めに関する業務を行う。
(23) 当直（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転，監視及び巡視点検に関する業務（運営設備グループ及び作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）所管業務を除く。）を行う。
(24) 運営総括グループは，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運営の総括及び手順書マニュアルに関する業務を行う。
(25) 運営設備グループは，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の管理用消耗品の管理，委託・工事管理及び設備管理並びに共用プールの運転，監視及び巡視点検に関する業務を行う。
(26) 作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転に関する業務のうち，保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く）を行う。
(27) 運転情報グループ（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転に関する業務の支援及び情報連絡に関する業務を行う。
(28) 冷却第一グループは，安全確保設備等のうち，原子炉注水設備及びほう酸水注入設備の保守管理並びに消防車の運用に関する業務を行う。
(29) 冷却第二グループは，安全確保設備等のうち，窒素ガス封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備の巡視点検，保守管理に関する業務を行う。
(30) 冷却第三グループは，安全確保設備等のうち，使用済燃料プール冷却設備の保守管理，消防車の運用，コンクリートポンプ車の運用，保守管理及び水貯蔵タンクの水質管理に関する業務を行う。
(31) 冷却第四グループは，安全確保設備等のうち，原子炉格納容器の内部調査，原子炉格納容器の補修及び所内共通ディーゼル発電設備（機械設備）の保守管理に関する業務を行う。
(32) 水処理第一グループは，安全確保設備等のうち，滞留水及びサブドレン水の水位管理（当直所管業務を除く。），高レベル汚染水の移送装置の保守管理に関する業務を行う。

(33) 水処理第二グループは，安全確保設備等のうち，汚染水処理装置の運用，保守管理に関する業務を行う。

(34) 水処理第三グループは，安全確保設備等のうち，放射性廃棄物の貯蔵に関する業務を行う。

(35) 水処理第四グループは，安全確保設備等のうち，多核種除去装置，地下水バイパス装置，サブドレン浄化装置及び吸引設備の運用並びに保守管理に関する業務を行う。

(36) 機械第一グループは，安全確保設備等のうち，他グループに属さない遠隔無人化装置の管理運営，建屋内除染・空気浄化等被ばく低減策の実施及び構内除染計画の取り纏めに関する業務を行う。

(37) 機械第二グループは，５号炉及び６号炉の廃棄物処理設備，廃棄物集中処理建屋内設備及びサイトバンカの保守管理に関する業務並びに安全確保設備等のうち，共用プール設備の保守管理に関する業務を行う。

(38) 機械第三グループは，原子炉建屋カバー・コンテナの工事及び燃料管理に関する業務（燃料グループ及び当直所管業務を除く。）並びに共用プール設備の復旧及び消防車の運用に関する業務を行う。

(39) 電気第一グループは，安全確保設備等のうち，電気・通信基盤部に関わる総括，電気各グループの調達及び所内電源（低圧）の強化並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務を行う。

(40) 電気第二グループは，安全確保設備等のうち，大型プロジェクトに係る設備等で必要な電源設備に関する業務を行う。

(41) 電気第三グループは，安全確保設備等のうち，外部電源及び所内電源（高圧）の強化及び保守管理に関する業務を行う。

(42) 電気第四グループは，安全確保設備等のうち，所内電源（低圧），仮設電源及び大型プロジェクトに係る設備の保守管理に関する業務を行う。

(43) 計装第一グループは，安全確保設備等のうち，１号炉及び２号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。

(44) 計装第二グループは，安全確保設備等のうち，３号炉及び４号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。

(45) 情報システムグループは，情報システム設備の保守管理に関する業務を行う。

(46) 通信システムグループは，通信設備の保守管理に関する業務を行う。

(47) 土木第一グループは，安全確保設備等のうち，土木工事のプロジェクト管理及び生活基盤整備に関する業務を行う。

(48) 土木第二グループは，安全確保設備等のうち，地下水遮へい壁，港湾整備及び地下水バイパスに関する業務を行う。

(49) 土木第三グループは，安全確保設備等のうち，冷却水及び水処理廃棄物等の保管設備に関する業務を行う。

(50) 土木第四グループは，安全確保設備等のうち，瓦礫・伐採木の保管，乾式キャスク仮保管施設及び敷地内除染に関する業務を行う。
(51) 土木第五グループは，津波対策（建築第三グループ所管業務を除く。）及び安全確保設備等のうち，１～４号炉土木設備内の滞留水に関する業務を行う。
(52) 土木第六グループは，５号炉及び６号炉に係る土木設備及び構内土木設備等の点検・保守に関する業務を行う。
(53) 建築第一グループは，安全確保設備等のうち，建築工事のプロジェクト管理及び３号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
(54) 建築第二グループは，安全確保設備等のうち，１号炉及び４号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
(55) 建築第三グループは，安全確保設備等のうち，建屋地下水対策，津波対策（土木第五グループ所管業務を除く。）及び建屋間止水対策に関する業務を行う。
(56) 建築第四グループは，安全確保設備等のうち，建屋内瓦礫運搬及び建屋内除染（機械第一グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
(57) 建築第五グループは，安全確保設備等のうち，運用補助共用施設及び敷地内における建物の保守管理に関する業務を行う。
(58) 建築第六グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち，各建屋及び免震重要棟の電気設備に関する業務を行う。
(59) 当直（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務（発電グループ及び作業管理グループ（５・６号運転管理部）所管業務を除く。）及び燃料取扱いに関する業務を行う。
(60) 発電グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運用管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
(61) 作業管理グループ（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
(62) 運転情報グループ（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務の支援，情報連絡に関する業務を行う。
(63) 燃料グループは，燃料の管理に関する業務（機械第三グループ及び当直所管業務を除く。）並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
(64) 保全計画グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の保守の総括に関する業務を行う。
(65) タービングループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。
(66) 原子炉グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち原子炉設備に係る保

守管理に関する業務を行う。

(67) 電気機器グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。

(68) 計測制御グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(69) 設備診断グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設及び安全確保設備等の設備診断（振動・赤外線等）及び点検結果の評価に関する業務を行う。

４．各職位は次のとおり，当該業務にあたる。

（１）本店各部長は，原子力・立地本部長を補佐し，第４条の定めのとおり，当該部が所管するグループの業務を統括管理する。

（２）安定化センター部長は，安定化センター所長を補佐し，第４条の定めのとおり，当該部が所管するグループの業務を統括管理する。

（３）安定化センター各グループマネージャー（以下「安定化センター各ＧＭ」という。）は，グループ員を指示・指導し，所管する業務を遂行するとともに，所管業務に基づき保安教育並びに記録及び報告を行う。

（４）ユニット所長（廃炉技術統括）は，所長を補佐し，第４条の定めのとおり，所管する各部の業務を統括管理する。

（５）ユニット所長（５・６号）は，所長を補佐し，第４条の定めのとおり，所管する各部の業務を統括管理する。

（６）発電所各部長（福島原子力人材開発センター所長を含む。）は，第４条の定めのとおり，当該部（福島原子力人材開発センターを含む。）が所管するグループの業務を統括管理する。

（７）発電所各グループマネージャー（以下「各ＧＭ」といい，当直長を含む。）は，グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し，所管する業務を遂行するとともに，所管業務に基づき緊急時の措置，保安教育ならびに記録及び報告を行う。

（８）グループ員（当直員を含む。）は，ＧＭの指示・指導に従い，業務を遂行する。

（原子力発電保安委員会）

第６条

本店に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

２．保安委員会は，原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し，確認する。ただし，あらかじめ保安委員会にて定めた事項は，原子力発電保安運営委員会にて審議し，確認する。

（１）実施計画「Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備」本文に記載の基本設計の変更

（２）実施計画「Ⅲ　特定原子力施設の保安」の第１編及び第２編の変更

（３）その他保安委員会で定めた審議事項

３．原子力・立地本部長を委員長とする。

４．保安委員会は，委員長，原子力安全・統括部長，原子力運営管理部長，原子力設備管理部長，安定化センター所長，主任技術者に加え，ＧＭ以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

５．委員長は，保安上重要な審議結果について，定期的に社長に報告する。

（原子力発電保安運営委員会）

第７条

発電所に原子力発電保安運営委員会（以下「運営委員会」という。）を設置する。

２．運営委員会は，発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し，確認する。ただし，あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は，審議事項に該当しない。

（１）保安管理体制に関する事項

（２）原子炉施設の定期的な評価に関する事項

（３）運転管理に関する事項

（４）燃料管理に関する事項

（５）放射性廃棄物管理に関する事項

（６）放射線管理に関する事項

（７）保守管理に関する事項

（８）原子炉施設の改造に関する事項

（９）緊急時における運転操作に関する事項

（１０）保安教育に関する事項

３．所長を委員長とする。

４．運営委員会は，委員長，技術・品質安全部長，主任技術者に加え，ＧＭ以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

（原子炉主任技術者の選任）

第８条

原子力・立地本部長は，主任技術者及び代行者を，主任技術者免状を有する者から選任する。

２．主任技術者は原子炉毎に選任し，１号炉から４号炉では兼任させることができる。

３．主任技術者及び代行者は特別管理職とする。

４．１号炉から６号炉の主任技術者のうち少なくとも１名は部長以上に相当する者とし，第９条に定める職務を専任する。

５．第４項以外の主任技術者であって，複数の号炉を兼任していない場合には，副所長又は技術・品質安全部，放射線・環境部若しくは防災安全部の職務を兼務できる。

６．主任技術者が職務を遂行できない場合は，代行者と交代する。ただし，職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は，第１項から第５項に基づき，改めて主任技術者を選任する。

（主任技術者の職務等）

第９条

主任技術者は，安全確保設備等の運用に関し保安の監督を誠実に行うことを任務とし，「NM-24-1 原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき，次の職務を遂行する。

（１）安全確保設備等の運用に関し保安上必要な場合は，運用に従事する者へ指示する。

（２）表９－１に定める事項について，所長の承認に先立ち確認する。

（３）表９－２に定める各職位からの報告内容等を確認する。

（４）表９－３に定める記録の内容を確認する。

（５）第８２条第１項の報告を受けた場合は，自らの責任で確認した正確な情報に基づき，社長に直接報告する。

（６）保安の監督状況について，定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。

（７）その他，安全確保設備等の運用に関する保安の監督に必要な職務を行う。

２．安全確保設備等の運用に従事する者は，主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

表９－１

| 条　　文 | 内　　容 |
|---|---|
| 第４５条（管理対象区域の設定及び解除） | 第５項に定める建物等の内部における一時的な管理対象区域の設定及び解除 |
| | 第７項に定める管理対象区域の設定及び解除 |
| 第４６条（管理区域の設定及び解除） | 第５項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 |
| | 第７項に定める管理区域の設定及び解除 |
| 第７９条（所員及び安定化センター員への保安教育） | 所員及び安定化センター員への保安教育実施計画 |
| 第８０条（協力企業従業員への保安教育） | 協力企業従業員への保安教育実施計画 |

表９－２

| 条　　文 | 内　　容 |
|---|---|
| 第１６条（地震・火災等発生時の対応） | 地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果 |
| 第３１条（運転上の制限を満足しない場合） | 運転上の制限を満足していないと判断した場合 |
| | 運転上の制限を満足していると判断した場合 |
| 第３２条（保全作業を実施する場合） | 必要な安全措置 |
| | 運転上の制限外から復帰していると判断した場合 |
| 第８２条（報告） | 運転上の制限を満足していないと判断した場合 |
| | 気体廃棄物について放出管理の目標値を超えて放出した場合 |
| | 外部放射線に係る線量等量率等に異常が認められた場合 |
| | 東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第 18 条第 2 号，第 3 号，第 5 号から第 8 号，第 10 号から第 12 号，第 14 号，第 15 号及び第 17 号に定める報告事象が生じた場合 |

表９－３

| 記　録　項　目 |
|---|
| １．運転日誌 |
| ２．燃料管理に係る記録 |
| ３．引継日誌 |
| ４．放射線管理に係る記録 |
| ５．放射性廃棄物管理に係る記録 |
| ６．安全確保設備等の巡視又は点検の結果 |
| ７．保安教育の実施報告書 |

## 第２節　原子炉施設の定期的な評価

（原子炉施設の定期的な評価）

第１０条

技術ＧＭは，各号炉毎及び１０年を超えない期間毎※に，実施手順及び実施体制を定め，これに基づき，各ＧＭは，以下の事項を実施する。

（１）保安活動の実施の状況の評価

（２）保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価

２．組織は，第１項の評価の結果，原子炉施設の保安のために有効な追加措置が抽出された場合には，その結果を踏まえて，保安活動の計画，実施，評価及び改善並びに品質マネジメントシステムの改善を継続して行う。

※：１０年を超えない期間毎とは，「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書（その１）に関する保安規定を施行した日以後１０年を経過する日までの期間，及び第１項の評価を実施した日以降１０年を超えない期間毎をいう。

# 第４章　　運転管理

## 第１節　通則

（構成及び定義）

第１１条

第３節（第３０条から第３３条を除く。）における条文の基本的な構成は次のとおりとする。

（１）第１項：運転上の制限

（２）第２項：運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項

（３）第３項：運転上の制限を満足していないと判断した場合※1に要求される措置

※１：運転上の制限を満足していないと判断した場合とは，次のいずれかをいう。

（１）第２項の確認を行ったところ，運転上の制限を満足していないと各ＧＭ※2が判断した場合

（２）第２項の確認を行うことができなかった場合

（３）第２項にかかわらず運転上の制限を満足していないと各ＧＭ※2が判断した場合

※２：各ＧＭが不在で運転上の制限を満足していないと判断できない場合は，当直長※3が運転上の制限を満足していないと判断し，要求される措置を開始させる。

※３：本編における「当直長」とは，１／２／３／４号炉の当直長をいう。

２．用語の定義は，各条に特に定めがない場合は，次のとおりとする。

| | |
|---|---|
| 安全確保設備等 | 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所に設置される特定原子力施設に対する『措置を講ずべき事項』に基づく『実施計画』の提出について」を受け，本実施計画「Ⅱ．１ 設計，設備について考慮すべき事項」に係る以下の設備等をいう。<br><br>（１）原子炉等の監視<br>（２）残留熱の除去<br>（３）原子炉格納施設雰囲気の監視等<br>（４）不活性雰囲気の維持<br>（５）燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理<br>（６）電源の確保<br>（７）電源喪失に対する設計上の考慮<br>（８）放射性固体廃棄物の処理・保管・管理<br>（９）放射性液体廃棄物の処理・保管・管理<br>（10）放射性気体廃棄物の処理・管理<br>（11）放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等<br>（12）作業者の被ばく線量の管理等<br>（13）緊急時対策 |
| 速やかに | 第３節運転管理において「速やかに」とは，可能な限り短時間で実施するものであるが，一義的に時間を決められないものであり，意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお，要求される措置を実施する場合には，上記の主旨を踏まえた上で，組織的に実施する※4準備が整い次第行う活動を意味する。また，複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は，いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し，引き続き遅滞なく，残りの要求される措置を実施する。 |

※４：関係者への連絡，各運転員への指示，手順の準備・確認等を行うこと。

（運転員の確保）

第１２条

１～４号設備運転管理部長は，安全確保設備等の運用※1にあたり原子炉施設の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお，原子炉施設の運転に必要な知識を有する者とは，原子炉施設の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

２．各ＧＭは，安全確保設備等の運用にあたり，必要な知識を有する者を確保する。なお，安全確保設備等の運用に必要な知識を有する者とは，各ＧＭが安全確保設備等の運用に関する力量の確認を行った者をいう。

３．１～４号設備運転管理部長は，安全確保設備等の運用※1にあたって前項で定める者の中から，１班あたり表１２に定める人数の者をそろえ，５班以上編成した上で２交替勤務を行わせる。なお，特別な事情がある場合を除き，運転員は連続して 24 時間を超える勤務を行ってはならない。また，表１２に定める人数のうち，１名は当直長とし，運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。

表１２

| | １／２／３／４号炉 |
|---|---|
| １班あたりの人数 | ６名以上 |

４．１～４号設備運転管理部長は，当直長又は当直副長を常時免震重要棟に確保する。

※１：当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。なお，当直長は，当直長以外の各ＧＭが業務を行うために連絡する必要があると判断した場合には，当直長以外の各ＧＭに連絡を行う。

（巡視点検）

第１３条

各ＧＭは，安全確保設備等について，定期的に巡視又は点検を行う。

（マニュアルの作成）

第１４条

各ＧＭは，安全確保設備等について，次の各号に掲げる運転管理に関する事項のマニュアルを作成し，制定・改定にあたっては，発電所各部長以上の承認を得る。

（１）巡視点検に関する事項

（２）異常時の操作に関する事項

（３）警報発生時の措置に関する事項

（４）各設備の運転操作に関する事項

（５）定例試験に関する事項

（引　継）

第１５条

当直長は，その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり，運転日誌及び引継日誌を引き渡し，運転状況を申し送る。

（地震・火災等発生時の対応）

第１６条

各ＧＭは，地震・火災が発生した場合は，次の措置を講じるとともに，その結果を安定化センター所長，所長及び主任技術者に報告する。

（１）震度５弱以上の地震が観測※1された場合は，地震終了後に安全確保設備等の損傷の有無及び火災発生の有無を確認する。

（２）安全確保設備等に火災が発生した場合は，早期消火及び延焼防止に努め，鎮火後安全確保設備等の損傷の有無を確認する。

２．初期消火活動のための体制の整備として，次の措置を講じる。

（１）防災安全ＧＭは，発電所から消防機関へ通報するため，通報設備を免震重要棟に設置する※2。

（２）防災安全ＧＭは，初期消火活動を行う要員として，１０名以上を常駐させるとともに，この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。

（３）防災安全ＧＭは，初期消火活動を行うため，表１６に示す化学消防自動車及び泡消火薬剤を配備する。また，初期消火活動に必要なその他資機材を定め，配備する。

（４）各ＧＭは，第１３条に定める巡視により，火災発生の有無を確認する。

（５）各ＧＭは，震度５弱以上の地震が観測※1された場合は，地震終了後発電所内※3の火災発生の有無を確認するとともに，その結果を所長及び主任技術者に報告する。

（６）防災安全ＧＭは，前各号に定める初期消火活動のための体制について，総合的な訓練及び初期消火活動の結果を１年に１回以上評価するとともに，評価結果に基づき，より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。

表１６

| 設備 | 数量 |
|---|---|
| 化学消防自動車※4 | １台※5 |
| 泡消火薬剤<br>（化学消防自動車保有分を含む） | １５００リットル以上 |

３．各ＧＭは，山火事，台風，津波等の影響により，安全確保設備等に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は，１～４号設備運転管理部長に報告する。１～４号設備運転管理部長は，安定化センター所長，所長，主任技術者及び各ＧＭに連絡するとともに，必要に応じて設備の健全性を維持するための措置について協議する。

※１：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。

※２：通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし，点検後又は

修復後は遅滞なく復旧させる。

※３：重要度分類指針におけるクラス１，２，３の機能を有する構築物，系統及び機器とする。

※４：４００リットル毎分の泡放射を同時に２口行うことが可能な能力を有すること。

※５：化学消防自動車が，点検又は故障の場合には，※４に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。

（異常時のための措置）

第１６条の２

原子炉注水設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として，次の措置を講じる。

（１）冷却第一ＧＭ及び当直長は，原子炉注水設備について異常時の措置の活動を行うための訓練を，１年に１回以上実施する。

（２）防災安全ＧＭは，表１６の２－１に定める異常時の措置の活動を行うために必要な消防車を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

（３）冷却第一ＧＭは，異常時の措置の活動に必要な（２）以外のその他資機材を定め，配備する。

（４）冷却第一ＧＭは，表１６の２－１に示す消防車を操作するために必要な要員を確保する。

（５）冷却第一ＧＭは，（１），（３）及び（４）に定める事項について，当直長は，（１）に定める事項について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

表１６の２－１

| 設　備 | 関連条文 | 台　数 |
|---|---|---|
| 消防車 | 第１８条 | ３台 |

２．使用済燃料プール循環冷却設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として，次の措置を講じる。

（１）冷却第三ＧＭは，使用済燃料プール循環冷却設備について異常時の措置の活動を行うための訓練を，１年に１回以上実施する。

（２）防災安全ＧＭは，表１６の２－２に定める異常時の措置の活動を行うために必要な消防車を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

（３）冷却第三ＧＭは，表１６の２－２に定める異常時の措置の活動を行うために必要なコンクリートポンプ車を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

（４）冷却第三ＧＭは，異常時の措置の活動に必要な（２）及び（３）以外のその他資機材を定め，配備する。

（５）冷却第三ＧＭは，表１６の２－２に示す消防車を操作するために必要な要員を確保する。

（６）冷却第三ＧＭは，表１６の２－２に示すコンクリートポンプ車を操作するために必要な要員を確保する。

（７）冷却第三ＧＭは，（１），（４），（５）及び（６）に定める事項について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

表１６の２－２

| 設　備 | 関連条文 | 台　数 |
|---|---|---|
| 消防車 | 第２０条，第２２条 | １台※1 |
| コンクリートポンプ車 | 第２０条，第２２条 | １台 |

※１：使用済燃料共用プール設備と共用

３．電気設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として，次の措置を講じる。

（１）電気第一ＧＭは，電気設備について異常時の措置の活動（電源車の使用）を行うための訓練を，１年に１回以上実施する。

（２）電気第一ＧＭは，表１６の２－３に定める異常時の措置の活動を行うために必要な電源車を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

（３）当直長は，表１６の２－３に定める異常時の措置の活動を行うために必要な所内共通ディーゼル発電機※2の動作確認を１ヶ月に１回行う。

（４）電気第一ＧＭは，異常時の措置の活動に必要な（２）以外のその他資機材を定め，配備する。

（５）電気第一ＧＭは，表１６の２－３に示す電源車を操作するために必要な要員を確保する。

（６）当直長は，表１６の２－３に示す所内共通ディーゼル発電機※2を操作するために必要な要員を確保する。

（７）電気第一ＧＭは，（１），（４）及び（５）に定める事項について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

表１６の２－３

| 設　備 | 関連条文 | 台　数 |
|---|---|---|
| 電源車 | 第２８条 | ２台 |
| 所内共通<br>ディーゼル発電機※2 | 第２８条 | １台 |

※２：「所内共通ディーゼル発電機」とは，所内共通ディーゼル発電機Ａ系（４号炉Ｂ系ディーゼル発電機）又は所内共通ディーゼル発電機Ｂ系（２号炉Ｂ系ディーゼル発電機）をいう。以下，第２８条において同じ。

４．使用済燃料共用プール設備について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として，次の措置を講じる。

（１）機械第三ＧＭは，使用済燃料共用プール設備について異常時の措置の活動を行うた

めの訓練を，１年に１回以上実施する。

（２）防災安全ＧＭは，表１６の２－４に定める異常時の措置の活動を行うために必要な消防車を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

（３）機械第三ＧＭは，異常時の措置の活動に必要な（２）以外のその他資機材を定め，配備する。

（４）機械第三ＧＭは，表１６の２－４に示す消防車を操作するために必要な要員を確保する。

（５）機械第三ＧＭは，（１），（３）及び（４）に定める事項について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

表１６の２－４

| 設　備 | 関連条文 | 台　数 |
|---|---|---|
| 消防車 | 第２１条 | １台※3 |

※３：使用済燃料プール循環冷却設備と共用

５．多核種除去設備で発生した二次廃棄物※4を収納した容器について異常時の措置の活動を行うための体制の整備として，次の措置を講じる。

（１）水処理第四ＧＭは，多核種除去設備で発生した二次廃棄物※4を収納した容器について異常時の措置の活動を行うための訓練を，１年に１回以上実施する。

（２）水処理第四ＧＭは，表１６の２－５に定める異常時の措置の活動を行うために必要な吸引設備を配備し，１ヶ月に１回点検を行う。

（３）水処理第四ＧＭは，異常時の措置の活動に必要な（２）以外のその他資機材を定め，配備する。

（４）水処理第四ＧＭは，表１６の２－５に示す吸引設備を操作するために必要な要員を確保する。

（５）水処理第四ＧＭは，（１），（３）及び（４）に定める事項について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

※４：「二次廃棄物」とは，沈殿処理生成物及び使用済吸着材をいう。以下，第４０条において同じ。

表１６の２－５

| 設　備 | 関連条文 | 台　数 |
|---|---|---|
| 吸引設備 | 第４０条 | １台 |

第２節　運転上の留意事項

（水質管理）

第１７条

分析評価ＧＭは，使用済燃料プール水の導電率（40mS/m を超える場合は塩化物イオン濃度）及び pH を３ヶ月に１回確認し，その結果を冷却第三ＧＭに通知する。

２．分析評価ＧＭは，処理水バッファタンク水の導電率（40mS/m を超える場合は塩化物イオン濃度）を３ヶ月に１回確認し，その結果を冷却第三ＧＭに通知する。

３．分析評価ＧＭは，１号炉，２号炉及び３号炉の復水貯蔵タンク水の導電率（40mS/m を超える場合は塩化物イオン濃度）を３ヶ月に１回確認し，その結果を冷却第三ＧＭに通知する。

４．冷却第三ＧＭは，使用済燃料プール水，処理水バッファタンク水並びに１号炉，２号炉及び３号炉の復水貯蔵タンク水の水質が表１７に定める基準値の範囲にない場合は，基準値の範囲内に回復するよう努める。

表１７

１．１号炉，２号炉及び３号炉

| 項目 | | 基準値 |
|---|---|---|
| 使用済燃料プール水 | 導電率 | 40mS/m 以下（25℃において） |
| | 塩化物イオン濃度（導電率が 40mS/m を超える場合） | 100ppm 以下 |
| | pH | 5.6～10.0（25℃において） |
| 処理水バッファタンク水 | 導電率 | 40mS/m 以下（25℃において） |
| | 塩化物イオン濃度（導電率が 40mS/m を超える場合） | 100ppm 以下 |
| 復水貯蔵タンク水 | 導電率 | 40mS/m 以下（25℃において） |
| | 塩化物イオン濃度（導電率が 40mS/m を超える場合） | 100ppm 以下 |

２．４号炉

| 項目 | | 基準値 |
|---|---|---|
| 使用済燃料プール水 | 導電率 | 40mS/m 以下（25℃において） |
| | 塩化物イオン濃度（導電率が 40mS/m を超える場合） | 100ppm 以下 |
| | pH | 5.6～11.0（25℃において） |

第３節　運転上の制限

（原子炉注水系）

第１８条

原子炉の状態を維持するにあたって，原子炉注水系※1は表１８－１に定める事項を運転上の制限とする。なお，本条文は１号炉，２号炉及び３号炉のみ適用される。ただし，以下の場合は，運転上の制限を満足しないとはみなさない。

（１）原子炉注水系の保全作業又は電源停止作業のために，計画的に常用原子炉注水系を一時停止し，非常用原子炉注水系により注水する場合

（２）原子炉注水系のポンプ切替時の流量調整又は流量変更時のオーバーシュートにより，一時的に注水量増加幅が 1.0㎥/h を超えた場合

（３）ほう酸水注入前後のポンプ水源切替に伴い，一時的に原子炉注水系を停止する場合

２．原子炉注水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を毎日１回確認し，その結果を技術ＧＭに通知する。

（２）技術ＧＭは，注水量の変更が必要な場合は，原子炉の状態に応じ，原子炉の冷却に必要な注水量を評価し，当直長に通知する。

（３）当直長は，原子炉注水系を運転し，原子炉の冷却に必要な注水量を確保するとともに，原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていることを毎日１回確認し，その結果を技術ＧＭに通知する。

（４）当直長は，原子炉注水系の各設備について，表１８－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，原子炉注水系が第１項で定める運転上の制限（原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を除く）を満足していないと判断した場合，表１８－３の措置を講じる。また，技術ＧＭは，原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表１８－３の措置を講じる。

※１：原子炉注水系は，常用原子炉注水系と非常用原子炉注水系で構成される。常用原子炉注水系とは，常用高台炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ及びＣＳＴ炉注水ポンプによる注水系の３系列をいい，非常用原子炉注水系とは，非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプ（非常用ディーゼル発電機含む）の２系列をいう。

表１８－１

| 項目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉圧力容器底部温度 | 80℃以下※2 |
| 格納容器内温度 | 全体的に著しい温度上昇傾向※2がないこと |
| 常用原子炉注水系 | 原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること |
| 待機中の非常用原子炉注水系 | １系列が動作可能であること※3 |
| 任意の２４時間あたりの注水量増加幅 | 1.0㎥/h 以下※4 |

※２：原子炉圧力容器底部温度を監視する温度計指示値が上限値を超えた場合又は格納容器内温度を監視する温度指示値に上昇傾向がある場合において，技術ＧＭが，一時的な計器指示不良等により実事象ではないと判断した場合には運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※３：１系列が動作可能であることとは原子炉の冷却に必要な注水量を確保するために必要となるポンプ台数が動作可能であることをいう。

※４：以下の場合を除く。

①注水量の増加後において，操作を伴わずに注水量が変動した場合。

②未臨界維持に必要なほう酸水注入後に注水量を増加させた場合。なお，至近のほう酸水注入後に実施した注水量増加を起点として，２４時間以内に注水量を増加する場合は，1.0㎥/h 以下であっても，その都度ほう酸水を注入する。

表１８－２

| 項目 | 頻度 |
|---|---|
| １．非常用高台炉注水ポンプ（非常用ディーゼル発電機含む）が動作可能であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ２．純水タンク脇炉注水ポンプ（非常用ディーゼル発電機含む）が動作可能であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |

表１８－３

| 条件 | 要求される措置※5 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 原子炉圧力容器底部温度又は格納容器内温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合 | Ａ１. 当該温度について運転上の制限を満足させる措置を開始する。 | 速やかに |
| B. 常用原子炉注水系が運転上の制限を満足しないと判断した場合 | Ｂ１. 常用原子炉注水系が運転上の制限を満足するように注水量を増加する又は待機中の原子炉注水ポンプを起動する。 | 速やかに現場対応を行う体制を整えた後１時間 |
| C. 待機中の非常用原子炉注水系が１系列もない場合 | Ｃ１. 非常用原子炉注水系１系列を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 | 速やかに |
| D. 任意の２４時間あたりの注水量増加幅が運転上の制限を満足していないと判断した場合 | Ｄ１. 任意の２４時間あたりの注水量増加幅を制限値以内に復旧する措置を開始する。 | 速やかに |
| E. 条件Ｂで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | Ｅ１. 原子炉への注水手段を確保し，注水する措置を開始する。 | 速やかに |

※５：要求される措置として注水量を増加させる場合は，任意の２４時間あたりの注水量増加幅を制限とせず，注水量を元に戻すことを優先し，注水量の増加後に未臨界であることを確認する。

（非常用水源）

第１９条

非常用水源（ろ過水タンク及び純水タンク）は，表１９－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用水源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）運営設備ＧＭは，非常用水源の保有水量（タンク水位）を１ヶ月に１回確認する。

３．運営設備ＧＭは，非常用水源の水位が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，冷却第一ＧＭに報告し，冷却第一ＧＭは表１９－３の措置を講じる。

表１９－１

| 項　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 非常用水源 | 表１９－２に定める保有水量（タンク水位）が確保されていること |

表１９－２

| | ろ過水タンク１基※1 | 純水タンク１基※2 |
|---|---|---|
| 保有水量（タンク水位） | 916m$^3$（1.9m）以上 | 663m$^3$（4.6m）以上 |

※１：ろ過水タンク１基とはNo.２ろ過水タンクをいう。

※２:純水タンク１基とはNo.１純水タンク,No.２純水タンクのうち,いずれか１基をいう。

表１９－３

| 条件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 運転上の制限を満足しているろ過水タンクが１基もない場合 | Ａ１．純水タンク１基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。<br>及び<br>Ａ２．ろ過水タンク１基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに |
| B. 運転上の制限を満足している純水タンクが１基もない場合 | Ｂ１．ろ過水タンク１基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。<br>及び<br>Ｂ２．純水タンク１基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに |

（使用済燃料プールの水位及び水温）

第２０条

使用済燃料プールの水位及び水温は，表２０－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．使用済燃料プールの水位及び水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあることを毎日１回確認する。なお，使用済燃料プール循環冷却系が停止中の場合にはオーバーフロー水位付近にあることを評価する。

（２）当直長は，使用済燃料プールの水温が 65℃以下（１号炉は 60℃以下）であることを毎日１回確認する。なお，使用済燃料プールの水温が確認できない場合には使用済燃料プールの水温が 65℃以下（１号炉は 60℃以下）であることを評価する。

３．当直長は，使用済燃料プールの水位又は水温が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，冷却第三ＧＭに報告し，冷却第三ＧＭは表２０－２の措置を講じる。

表２０－１

| 項　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 使用済燃料プールの水位 | オーバーフロー水位付近にあること |
| 使用済燃料プールの水温 | 65℃以下（１号炉は 60℃以下） |

表２０－２

| 条件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| Ａ．使用済燃料プールの水位が運転上の制限を満足しないと判断した場合 | Ａ１．使用済燃料プールの水位を回復する措置を開始する。<br>及び<br>Ａ２．使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし，移動中の燃料は所定の場所に移動する。 | 速やかに<br><br>速やかに |
| Ｂ．使用済燃料プールの温度が運転上の制限を満足しないと判断した場合 | Ｂ１．使用済燃料プールの温度を回復する措置を開始する。 | 速やかに |

（使用済燃料共用プールの水位及び水温）

第２１条

使用済燃料共用プールの水位及び水温は，表２１－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．使用済燃料共用プールの水位及び水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）運営設備ＧＭは，使用済燃料共用プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること並びに使用済燃料共用プールの水温が 65℃以下であることを毎日１回確認する。

３．運営設備ＧＭは，使用済燃料共用プールの水位又は水温が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表２１－２の措置を講じる。

表２１－１

| 項　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 使用済燃料共用プールの水位 | オーバーフロー水位付近にあること |
| 使用済燃料共用プールの水温 | 65℃以下 |

表２１－２

| 条件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A．使用済燃料共用プールの水位が運転上の制限を満足しないと判断した場合 | Ａ１．使用済燃料共用プールの水位を回復する措置を開始する。<br>及び<br>Ａ２．使用済燃料共用プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし，移動中の燃料は所定の場所に移動する。 | 速やかに<br><br>速やかに |
| B．使用済燃料共用プールの水温が運転上の制限を満足しないと判断した場合 | Ｂ１．使用済燃料共用プールの水温を回復する措置を開始する。 | 速やかに |

（使用済燃料プール一次系系統の漏えい監視）

第２２条

使用済燃料プール一次系系統は，表２２－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．使用済燃料プール一次系系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，使用済燃料プール一次系系統に異常な漏えいがないことを毎日１回漏えい警報又はスキマサージタンクの水位低下傾向により確認する。

（２）当直長は，（１）において漏えいのおそれがあると判断した場合には，使用済燃料プール一次系系統の巡視を行う。

３．当直長は，使用済燃料プール一次系系統が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，冷却第三ＧＭに報告し，冷却第三ＧＭは表２２－２の措置を講じる。

表２２－１

| 項　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 使用済燃料プール<br>一次系系統 | 一次系系統の異常な漏えい※1がないこと |

※１：「異常な漏えい」とは，使用済燃料プールからの自然蒸発や使用済燃料プール水の収縮（温度低下による体積の減少）によるスキマサージタンク水位低下を超えるような水位低下現象をいう。また，現場の巡視点検等において，隔離が不可能であり，かつ漏えい拡大防止の措置が困難と判断される漏えいが確認された場合も含む。

表２２－２

| 条件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| Ａ．使用済燃料プール一次系系統が運転上の制限を満足しないと判断した場合 | Ａ１．使用済燃料プールの水位を回復させる措置を開始する。<br>及び<br>Ａ２．使用済燃料プール一次系系統を異常な漏えいがない状態に復旧させる措置を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに |

（ほう酸水注入設備）

第２３条

原子炉の状態を維持するにあたって，ほう酸水注入設備は，表２３－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，以下の期間は，運転上の制限を満足しないとはみなさない。

（１）ほう酸水の注入準備から，注入後の表２３－１で定める範囲内に復旧するまでの期間。なお，注入後は，速やかに表２３－１で定める範囲内に復旧する措置を開始すること。

２．ほう酸水注入設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）分析評価ＧＭは，ほう酸水濃度を１ヶ月に１回測定し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，ほう酸水タンクの水位及び温度が図２３－１，２の範囲内にあることを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，ほう酸水注入設備が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表２３－２の措置を講じる。

表２３－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| ほう酸水注入設備 | ほう酸水タンクの水位及び温度が図２３－１，２の範囲内にあること |

表２３－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| Ａ．ほう酸水タンクの水位及び温度が図２３－１，２の範囲内にない場合 | Ａ１．ほう酸水タンクの水位及び温度を図２３－１，２の範囲内に復旧する。 | 速やかに現場対応を行う体制を整えた後８時間 |
| Ｂ．条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | Ｂ１．ほう酸水の注入手段を確保する措置を開始する。 | 速やかに |

図２３－１

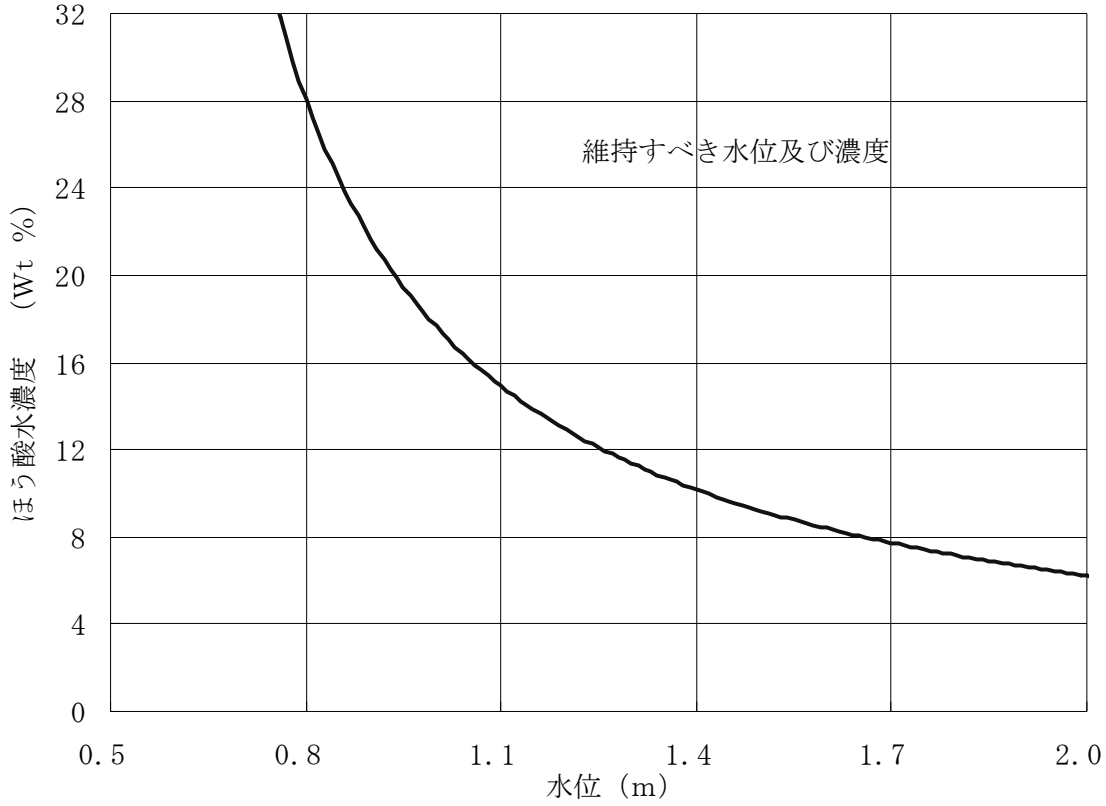
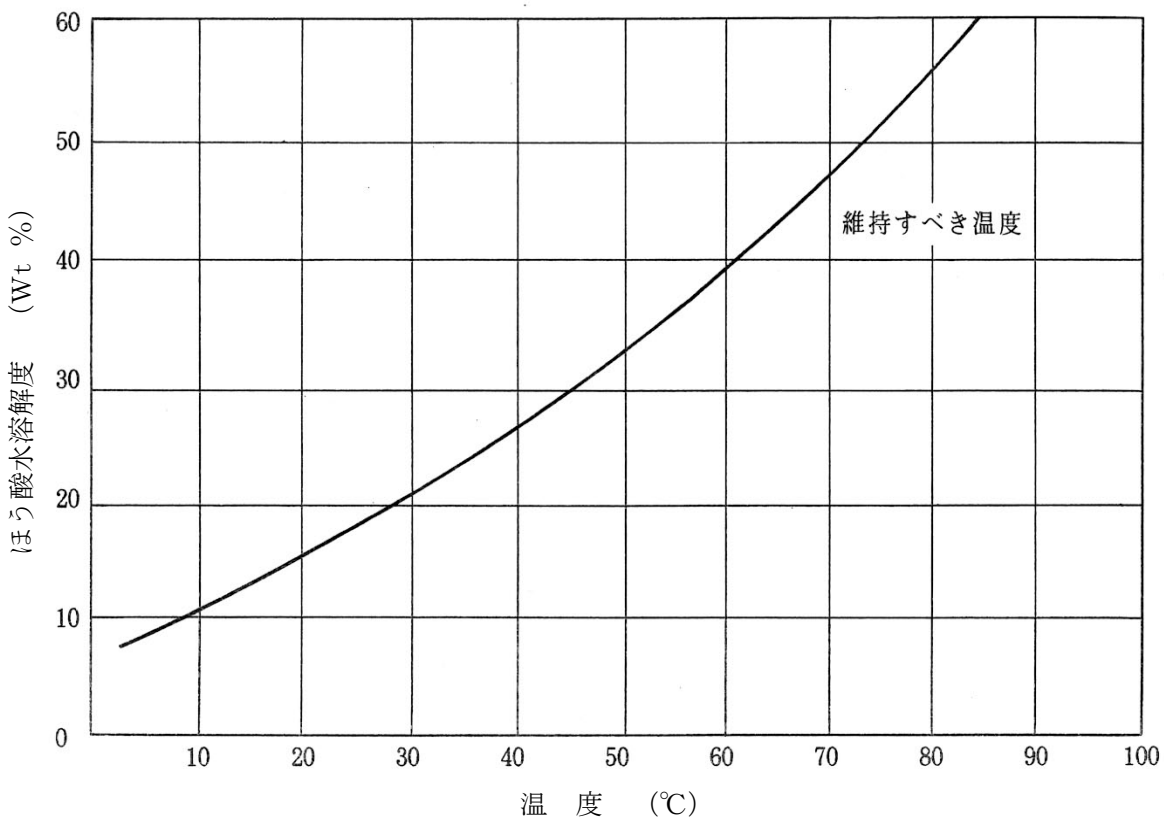

維持すべき水位及び濃度
ほう酸水濃度　（Wt %）
32
28
24
20
16
12
8
4
0
0.5
0.8
1.1
1.4
1.7
2.0
水位（m）

図２３－２


維持すべき温度
ほう酸水溶解度　（Wt %）
60
50
40
30
20
10
0
10
20
30
40
50
60
70
80
90
100
温　度　（℃）

（未臨界監視）

第２４条

原子炉の未臨界を維持するにあたって，原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度及び原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器は表２４－１で定める事項を運転上の制限とする。なお，本条文は１号炉，２号炉及び３号炉のみ適用される。

２．原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度及び原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）当直長は，原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度を，１時間に１回確認する。

（２）当直長は，原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が動作可能であることを１時間に１回確認する。

３．当直長は，原子炉格納容器内ガスの短半減期核種の放射能濃度又は原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表２４－２の措置を講じる。

表２４－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 短半減期核種の放射能濃度 | キセノン１３５の放射能濃度が 1Bq/cm$^3$ 以下であること |
| 原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器 | １チャンネルが動作可能であること※1 |

※１：動作可能であることとは，原子炉格納容器内のガスが原子炉格納容器ガス管理設備内に通気され，短半減期核種の放射能濃度が監視可能であることをいう。

表２４－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| Ａ．短半減期核種の放射能濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合 | Ａ１．ほう酸水を注入する措置を開始する。 | 速やかに |
| Ｂ．動作可能である原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器が１チャンネルもない場合 | Ｂ１．原子炉圧力容器底部の温度上昇率及びモニタリングポストの空間線量率を記録し，その結果を技術ＧＭに通知する。<br>及び<br>Ｂ２．原子炉格納容器ガス管理設備の放射線検出器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 | 速やかに<br>その後<br>１時間に１回<br><br>速やかに |
| Ｃ．条件Ｂで要求される措置を実施中に，未臨界であることが確認できない場合 | Ｃ１．ほう酸水を注入する措置を開始する。 | 速やかに |

（格納容器内の不活性雰囲気の維持機能）

第２５条

格納容器内の不活性雰囲気を維持するにあたって，窒素ガス封入設備は，表２５－１で定める事項を運転上の制限とする。また，格納容器内の水素濃度の監視として，格納容器内水素濃度は表２５－１で定める事項を運転上の制限とする。なお，本条文は１号炉，２号炉及び３号炉のみ適用される。ただし，以下の場合は，窒素ガス封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。

（１）窒素ガス封入設備の点検，電源停止等のために，計画的に窒素ガス封入設備を一時停止し，原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを１時間に１回確認する場合。

（２）運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において，速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお，窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては，当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを１時間に１回確認する。

２．窒素ガス封入設備及び格納容器内水素濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）技術ＧＭは，格納容器の状態に応じ，必要な窒素封入量を評価し，当直長に通知する。

（２）当直長は，運転中の窒素ガス分離装置の封入圧力が格納容器圧力以上であること及び必要な窒素封入量が確保されていることを毎日１回確認する。なお，必要な窒素封入量が確保できていない場合は速やかに所定の封入量に戻すこと。

（３）冷却第二ＧＭは，封入する窒素の濃度が 99%以上であることを毎日１回確認し，当直長に通知する。

（４）当直長は，表２５－２に定める事項を確認する。

（５）技術ＧＭは，原子炉格納容器ガス管理設備の流量が変更された場合，表２５－１に定める格納容器内水素濃度を満足するため，原子炉格納容器ガス管理設備内での大気のインリークを考慮した同設備の水素濃度管理値を評価し，当直長に通知する。

（６）当直長は，原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にあること及び原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを毎日１回確認する※1。

※１：原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にない場合又は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合には，次の事項を実施する。

①当直長は，速やかに必要な窒素封入量が確保されていることを確認する。

②当直長は，窒素封入量の減少操作を中止する又は行わない。

③技術ＧＭは，格納容器内水素濃度を評価し，当直長に通知する。

④当直長は，格納容器内水素濃度の評価結果が，表２５－１の格納容器内水素濃度以下であることを確認する。

⑤当直長は，原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器の故障により原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合，速やかに原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器を復旧する措置を開始する。

３．当直長は，窒素ガス封入設備又は格納容器内水素濃度が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表２５－３の措置を講じる。

表２５－１

| 項　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 窒素ガス封入設備 | 窒素ガス分離装置１台が運転中であること及び非常用窒素ガス分離装置（非常用窒素ガス分離装置用ディーゼル発電機を含む）が動作可能であること |
| 格納容器内水素濃度 | ２．５％ 以下 |

表２５－２

| 項目 | 頻度 |
|---|---|
| 非常用窒素ガス分離装置（非常用窒素ガス分離装置用ディーゼル発電機を含む）が動作可能であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |

表２５－３

| 条件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| Ａ．運転中の窒素ガス分離装置が１台もない場合（ただし，速やかに窒素ガス分離装置を再起動させた場合又は切り替えた場合を除く） | Ａ１．非常用窒素ガス分離装置を運転状態とする措置を開始する。<br>及び<br>Ａ２．少なくとも１台の窒素ガス分離装置を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに |
| Ｂ．非常用窒素ガス分離装置が動作不能の場合 | Ｂ１．非常用窒素ガス分離装置（非常用窒素ガス分離装置用ディーゼル発電機を含む）を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 | 速やかに |
| Ｃ．格納容器内水素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合 | Ｃ１．格納容器内水素濃度を制限値以内に復旧する措置を開始する。 | 速やかに |

（建屋に貯留する滞留水）

第２６条

建屋に貯留する滞留水は，表２６－１，表２６－２及び表２６－３に定める事項を運転上の制限とする。

２．建屋に貯留する滞留水及び建屋で発生する水素を管理するとともに，前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）当直長は，２号炉及び３号炉の立坑並びにプロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水の水位※1を毎日１回確認する。

（２）当直長は，１～４号炉タービン建屋，１～４号炉原子炉建屋，１～４号炉廃棄物処理建屋，プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水の水位※1を１週間に１回確認し，その結果を水処理第一ＧＭに通知する。

（３）水処理第一ＧＭは，（２）で通知された滞留水の水位が建屋近傍のサブドレン水の水位より低いことを１週間に１回確認※2する。

（４）分析評価ＧＭは，１～４号炉タービン建屋，プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度（セシウム１３４及びセシウム１３７）を１週間に１回測定し，その結果を水処理第一ＧＭに通知する。

※１：電源停止，機器の不具合等で確認できない場合は，隣接号炉又は移送先の水位計等を確認し水位を評価する。

※２：塩分濃度による比重を考慮した補正値を用いること。

３．当直長は，建屋に貯留する滞留水（表２６－１に定める項目）が，第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表２６－４の措置を講じる。また，水処理第一ＧＭは，建屋に貯留する滞留水（表２６－１に定める項目を除く）が，第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表２６－４の措置を講じる。

表２６－１

| 項目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| ２号炉の立坑の滞留水水位 | OP.3,500㎜以下 |
| ３号炉の立坑の滞留水水位 | OP.3,500㎜以下 |
| プロセス主建屋の滞留水水位 | OP.5,600㎜以下 |
| 雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位 | OP.4,200㎜以下 |

表２６－２

| 項目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| １号炉，２号炉，３号炉及び４号炉タービン建屋の滞留水水位 | 各建屋近傍のサブドレン水の水位を超えないこと |
| １号炉，２号炉，３号炉及び４号炉原子炉建屋の滞留水水位 | |
| １号炉，２号炉，３号炉及び４号炉廃棄物処理建屋の滞留水水位 | |
| プロセス主建屋の滞留水水位 | |
| 雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位 | |

表２６－３

| 項目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| １号炉，２号炉，３号炉及び４号炉タービン建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度 | 放射能濃度が $1.0\times10^{2}$ Bq/cm$^{3}$ 以下であること |
| プロセス主建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度 | |
| 雑固体廃棄物減容処理建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度 | |

表２６－４

| 条件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A．２号炉又は３号炉の立坑の滞留水水位が表２６－１を満足していない場合 | A１．当該号炉の立坑の滞留水水位をOP.3,500mm 以下に維持する措置を開始する。 | 速やかに |
| B．プロセス主建屋の滞留水水位が表２６－１を満足していない場合 | B１．プロセス主建屋の滞留水水位をOP.5,600mm 以下に維持する措置を開始する。 | 速やかに |
| C．雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位が表２６－１を満足していない場合 | C１．雑固体廃棄物減容処理建屋の滞留水水位をOP.4,200mm以下に維持する措置を開始する。 | 速やかに |

| 条件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| D．各建屋の滞留水水位が表２６－２を満足していない場合 | D１．当該建屋の滞留水水位が建屋近傍のサブドレン水の水位を超えていない状態に復旧する措置を開始する。<br>及び<br>D２．当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を測定する。 | 速やかに<br><br>速やかに<br>以降<br>３日に１回 |
| E．各建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度が表２６－３を満足していない場合 | E１．当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を制限値以内に復旧する措置を開始する。<br>及び<br>E２．当該建屋近傍のサブドレン水の放射能濃度を測定する。 | 速やかに<br><br>速やかに<br>以降<br>毎日１回 |

（汚染水処理設備）

第２７条

汚染水処理設備は，表２７－１に定める事項を運転上の制限とする。ただし，以下の場合は，運転上の制限を満足しないとはみなさない。

（１）２号炉及び３号炉の立坑の滞留水水位が OP.3,500㎜ 以下で，動作可能である汚染水処理設備が１設備※1もなくなった場合において，１設備もなくなった時点から３日以内に汚染水処理設備１設備を復旧させた場合

※１：１設備とは，セシウム吸着装置４系列，第二セシウム吸着装置２系列又は除染装置をいう。

２．汚染水処理設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）水処理第二ＧＭは，汚染水処理設備１設備が動作可能※2であることを毎日１回確認する。また，２号炉又は３号炉の立坑の滞留水水位が OP.3,500㎜ を超えた場合には，さらに１設備が動作可能であることを毎日１回確認する。

※２：本条における動作可能であることとは，設備が運転中であるか，若しくは，設備が待機状態であってかつ運転が可能と判断される場合をいう。

３．水処理第二ＧＭは，汚染水処理設備が，第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表２７－２の措置を講じる。

表２７－１

| 項目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 汚染水処理設備 | １設備が動作可能であること及び２号炉又は３号炉の立坑の滞留水水位が OP.3,500㎜ を超える場合は，さらに１設備が動作可能であること。 |

表２７－２

| 条件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.汚染水処理設備が運転上の制限を満足していない場合 | A１.運転上の制限を満足させる措置を開始する。 | 速やかに |

（外部電源）

第２８条

外部電源は，表２８－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時及び計画的に電源切替等により停止する場合を除く。

２．外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，外部電源の電圧が確立していることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，外部電源が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表２８－２の措置を講じる。

表２８－１

| 項　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 外部電源 | ２系列※1が動作可能であること |

※１：外部電源の系列数は，第２９条で要求される交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数の数とする。

表２８－２

| 条件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A．動作可能である外部電源が１系列のみの場合 | Ａ１．外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する措置を開始する。<br>及び<br>Ａ２．非常用ディーゼル発電機※2※3１台が動作可能であることを，当該設備が機能することを示す至近の記録により確認する。<br>及び<br>Ａ３．非常用ディーゼル発電機※2※3からの電源供給のために必要な交流高圧電源母線が受電可能となる措置を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに<br><br>速やかに |
| B．動作可能である外部電源が１系列もない場合 | Ｂ１．外部電源を１系列動作可能な状態に復旧する措置を開始する。<br>及び<br>Ｂ２．１．非常用ディーゼル発電機※2※3により電力を供給する措置を開始する。<br>又は<br>Ｂ２．２．第１８条で要求される設備に対して電源車により電力を供給する措置を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに<br><br>速やかに |

※２：本条における「非常用ディーゼル発電機」とは，所内共通ディーゼル発電機，５号炉又は６号炉の非常用ディーゼル発電機をいう。

※３：当直長は，５号炉及び６号炉の非常用ディーゼル発電機が待機状態であることを，当該設備が機能することを示す至近の記録により１ヶ月に１回確認する。

（所内電源系統）

第２９条

所内電源系統は，表２９－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時及び計画的に電源切替等により一時的に停止する場合を除く。

２．所内電源系統が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，第１８条，第２５条及び第２７条で要求される設備の維持に必要な交流高圧電源母線が受電されていることを１週間に１回確認する。

（２）当直長は免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線が受電されていることを１週間に１回確認し，その結果を建築第六ＧＭに通知する。

３．当直長は，所内電源系統（免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線を除く）が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表２９－２の措置を講じる。また，建築第六ＧＭは，免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表２９－２の措置を講じる。

表２９－１

| 項　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 所内電源系統 | 第１８条，第２５条及び第２７条で要求される設備並びに免震重要棟の維持に必要な交流高圧電源母線が受電されていること |

表２９－２

| 条件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| Ａ．運転上の制限を満足していないと判断した場合 | Ａ１．要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 | 速やかに |

（運転上の制限の確認）

第３０条

各ＧＭは，運転上の制限を第３節各条の第２項で定める事項※1で確認する。

２．第３節各条の第２項で定められた頻度及び第３項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して，その確認の間隔は，表３０に定める範囲内で延長することができる※2。ただし，確認回数の低減を目的として，恒常的に延長してはならない。なお，定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない。

３．各ＧＭは，第３節各条の第２項で定める事項を行うことができなかった場合，運転上の制限を満足していないと判断するが，この場合は判断した時点から第３節各条の第３項の要求される措置を開始するのではなく，判断した時点から速やかに当該事項を実施し，運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果，運転上の制限を満足していないと判断した場合は，この時点から第３節各条の第３項の要求される措置を開始する。

４．各ＧＭは，運転上の制限が適用される時点から，第３節各条の第２項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし，特別な定めがある場合を除く。

５．運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は，当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。

６．第３節各条の第２項で定める事項が実施され，かつその結果が運転上の制限を満足していれば，第３節各条の第２項で定める事項が実施されていない期間は，運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし，第３１条第２項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。

※１：第３０条から第３３条を除く。以下，第３１条及び第３２条において同じ。

※２：第２節で定められた頻度も適用される。

表３０

| 頻　　度 | | 備　　考 |
|---|---|---|
| 保安規定で定める頻度 | 延長できる時間 | |
| １時間に１回 | １５分 | 分単位の間隔で確認する。 |
| 毎日１回 | | 所定の直の時間帯で確認する。 |
| ３日に１回 | １日 | 日単位の間隔で確認する。 |
| １週間に１回 | ２日 | 日単位の間隔で確認する。 |
| １ヶ月に１回 | ７日 | 日単位の間隔で確認する。<br>なお，１ヶ月は３１日とする。 |
| ３ヶ月に１回 | ２３日 | 日単位の間隔で確認する。<br>なお，３ヶ月は９２日とする。 |

（運転上の制限を満足しない場合）

第３１条

運転上の制限を満足しない場合とは，各ＧＭが第３節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお，各ＧＭは，この判断を速やかに行う。

２．各ＧＭは，第３節各条の第２項で定める事項が実施されていない期間においても，運転上の制限に関係する事象が発見された場合は，運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。

３．各ＧＭは，ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に，当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き，他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。

４．各ＧＭは，運転上の制限を満足していないと判断した場合，当直長及び１～４号設備運転管理部長に報告し，１～４号設備運転管理部長は安定化センター所長，所長及び主任技術者に報告する。

５．各ＧＭは，運転上の制限を満足していないと判断した時点（完了時間の起点）から要求される措置を開始する。

６．各ＧＭは，当該運転上の制限を満足していると判断した場合は，当直長及び１～４号設備運転管理部長に報告し，１～４号設備運転管理部長は主任技術者に報告する。

７．各ＧＭは，次の各号を適用することができる。

（１）運転上の制限を満足していないと判断している期間中は，要求される措置に定めがある場合を除き，当該条文の第２項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし，当該条文の第２項で定める頻度で実施しなかった事項については，運転上の制限を満足していると判断した後，速やかに実施する。

（２）運転上の制限を満足していると判断した場合は，それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。

（３）要求される措置を実施した場合，その内容が第３節各条の第２項で定める事項と同じである場合は，当該事項を実施したとみなすことができる。

（４）当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり，その内容が当該条文の第２項で定める事項と同じである場合は，当該事項を実施したとみなすことができる。

（保全作業を実施する場合）

第３２条

各ＧＭは，保全作業（試験を含む）を実施するため計画的に運転上の制限外に移行する場合は，あらかじめ必要な安全措置※1を定め，主任技術者の確認を得て実施する。

２．第１項の実施については，第３１条第１項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。

３．各ＧＭは，第１項に基づく保全作業を行う場合，関係ＧＭと協議し実施する。

４．各ＧＭは，第１項に基づく保全作業を開始する場合，当直長に報告する。第１項の実施にあたっては，運転上の制限外へ移行した時点を保全作業の開始時間の起点とする。

５．各ＧＭは，第１項を実施する場合，第３１条第３項及び第７項に準拠する。

６．第１項において，保全作業中に必要な安全措置が満たされなかった場合，各ＧＭは当該運転上の制限を満足していないと判断する。

７．各ＧＭは，第１項を実施し，当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は，当直長及び１～４号設備運転管理部長に報告し，１～４号設備運転管理部長は主任技術者に報告する。

※１：第３節各条の第２項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は，必要な安全措置に代えることができる。

（運転上の制限に関する記録）

第３３条

当直長は，各ＧＭから運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合又は自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合，次の各号を引継日誌に記録する。

（１）運転上の制限を満足していないと判断した場合は，当該運転上の制限及び満足していないと判断した時刻

（２）要求される措置を実施した場合は，当該措置の実施結果（保全作業を含む）

（３）運転上の制限を満足していると判断した場合は，満足していると判断した時刻

２．当直長は，各ＧＭから第３２条第１項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合又は自ら第３２条第１項で定める保全作業を実施した場合，次の各号を引継日誌に記録する。

（１）第３２条第１項で定める保全作業を実施した場合は，適用除外とした運転上の制限，その時刻及び保全作業の内容

（２）安全措置を実施した場合は，当該措置の実施結果

（３）運転上の制限外から復帰した場合は，復帰した時刻

# 第５章　　燃料管理

（新燃料の貯蔵）

第３５条

機械第三ＧＭは，１号炉，２号炉，３号炉，４号炉又は使用済燃料共用プールに新燃料を貯蔵する場合は，次の事項を遵守する。

（１）使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールに貯蔵すること。

（２）使用済燃料共用プールに貯蔵する場合は，目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

（３）使用済燃料プールにおいては，クレーン又は燃料取扱機を使用し，使用済燃料共用プールにおいては，天井クレーン又は燃料取扱装置を使用すること。

（４）使用済燃料共用プールにおいて新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

（使用済燃料の貯蔵）

第３６条

機械第三ＧＭは，１号炉，２号炉，３号炉又は４号炉の使用済燃料を貯蔵する場合は，次の事項を遵守する。

（１）表３６に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール又は使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵すること。使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する場合には，使用済燃料乾式貯蔵容器に収納されていることを確認すること。

（２）使用済燃料共用プールにおいては燃料取扱装置を使用すること。

（３）使用済燃料共用プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。

（４）使用済燃料輸送容器保管建屋において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

２．燃料ＧＭは，１号炉，２号炉，３号炉又は４号炉の使用済燃料を貯蔵する場合は，次の事項を遵守する。

（１）表３６に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設の使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵すること。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する場合には，使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納されていることを確認すること。

（２）使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

３．機械第三ＧＭは，使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に１号炉，２号炉，３号炉又は４号炉の使用済燃料を収納する場合は，次の事項を遵守する。

（１）福島第一炉規則第 15 条第 2 項第 2 号に基づき，使用済燃料を選定すること。

（２）使用済燃料について，貯蔵の終了まで密封し，健全性を維持するよう容器に封入すること。

４．機械第三ＧＭは，使用済燃料共用プール及び使用済燃料輸送容器保管建屋の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

５．燃料ＧＭは，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

６．機械第三ＧＭは，使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器の遮へい性能及び除熱性能が保持されていることを確認するとともに，その結果，異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

７．当直長は，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の密封性能及び除熱性能が保持されていることを監視するとともに，その結果，異常が認められた場合には燃料ＧＭに連絡し，燃料ＧＭは必要な措置を講じる。ただし，密封性能及び除熱性能の監視を行うための監視設備が設置されるまでの間は，機

械第三ＧＭは密封性能及び除熱性能が保持されていることを確認するとともに，その結果，異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

表３６

| 各号炉の使用済燃料 | 貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設 |
|---|---|
| １号炉 | １号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※１又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※２ |
| ２号炉 | ２号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※１又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※２ |
| ３号炉 | ３号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※１又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※２ |
| ４号炉 | ４号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※１，使用済燃料輸送容器保管建屋※３又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※２ |

※１：使用済燃料共用プールには，使用済燃料プールで１９ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。

※２：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで既設については４年以上，増設については１３年以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（８×８燃料，新型８×８燃料及び新型８×８ジルコニウムライナ燃料）を収納する。ただし，使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した燃料を使用済燃料共用プールに貯蔵した燃料と入れ替える場合は，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで１３年以上冷却された燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する。使用済燃料輸送貯蔵兼用容器には，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで１８年以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（８×８燃料，新型８×８燃料及び新型８×８ジルコニウムライナ燃料）を収納するとともに，使用済燃料のタイプ，燃焼度に応じた配置とする。

※３：使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には，使用済燃料プールで４年以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（８×８燃料，新型８×８燃料及び新型８×８ジルコニウムライナ燃料）を収納する。

（使用済燃料の運搬）

第３７条

機械第三ＧＭは，発電所内において，使用済燃料共用プールから使用済燃料を運搬する場合は，次の事項を遵守し，使用済燃料共用プールにおいて使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納する。

（１）法令に適合する容器を使用すること。

（２）燃料取扱装置を使用すること。

（３）使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。

（４）収納する使用済燃料のタイプ，冷却期間及び配置が，容器の収納条件に適合していること。

２．機械第三ＧＭは，発電所内において，使用済燃料を収納した使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器を運搬する場合は，次の事項を遵守する。

（１）容器の車両への積付けは，運搬中に移動，転倒又は転落を防止する措置を講じること。

（２）法令に定める危険物と混載しないこと。

（３）運搬経路に標識を設けること等の方法により，関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに，誘導車を配置すること。

（４）車両を徐行させること。

（５）核燃料物質の取扱いに関し，相当の知識及び経験を有する者を同行させ，保安のために必要な監督を行わせること。

（６）容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

３．機械第三ＧＭは，使用済燃料共用プールにおいて，使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器から使用済燃料を取り出す場合，燃料取扱装置を使用する。

４．機械第三ＧＭは，使用済燃料輸送容器保管建屋から使用済燃料乾式貯蔵容器を搬出する場合は，放射線被ばく上の影響が十分小さくなるように取り扱う。

# 第６章　放射性廃棄物管理

（放射性固体廃棄物の管理）

第３８条

各ＧＭは，次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて，それぞれ定められた処理を施した上で，当該の廃棄施設等に貯蔵※1又は保管する。

（１）原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は，燃料ＧＭが使用済燃料プールに貯蔵，若しくはチャンネルボックス等については使用済燃料共用プールに貯蔵する。

（２）その他の雑固体廃棄物は，各ＧＭがドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ，廃棄物管理ＧＭが固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。

（３）廃棄物管理ＧＭは，貯蔵庫に保管されたドラム缶を貯蔵庫以外に一時的に仮置きする場合は，ドラム缶等仮設保管設備※2に運搬するとともに，ドラム缶等仮設保管設備に保管されているドラム缶等※3について以下の事項を実施する。

イ　関係者以外がむやみに立入らないよう，ドラム缶等仮設保管設備又は柵等による区画を行い，立入りを制限する旨を表示する。

ロ　ドラム缶の表面線量当量率が 0.1mSv/h 以下であることを確認し，保管する。

ハ　ドラム缶を３段に積み重ねて設置する場合には，転倒防止対策を施す。

ニ　ドラム缶等仮設保管設備周辺の空間線量率を定期的に測定し，測定結果を表示する。

２．各ＧＭは，放射性固体廃棄物を封入又は固型化したドラム缶等の容器には，放射性廃棄物を示す標識を付け，かつ表８１－１の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。

３．各ＧＭは，次の事項を確認するとともに，その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

（１）廃棄物管理ＧＭは，貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために，１ヶ月に１回貯蔵庫を巡視するとともに，事故前の保管量の推定値を元に保管物の出入りを確認する。

（２）廃棄物管理ＧＭは，サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等について，事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。また，燃料ＧＭは，使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等について，事故前の貯蔵量の推定値を元に貯蔵物の出入りを確認するとともに，使用済燃料共用プールについては，原子炉内で照射されたチャンネルボックス等の貯蔵状況を確認するために，１ヶ月に１回使用済燃料共用プールを巡視

するとともに，３ヶ月に１回貯蔵量を確認する。

（３）運営設備ＧＭは，運用補助共用施設の沈降分離タンクにおけるフィルタスラッジの貯蔵状況を監視し，３ヶ月に１回貯蔵量を確認する。

（４）廃棄物管理ＧＭは，ドラム缶等仮設保管設備におけるドラム缶等の保管状況を確認するために，１ヶ月に１回巡視を行うとともに，３ヶ月に１回保管量を確認する。なお，ドラム缶等の破損等があれば補修等を行う。

４．廃棄物管理ＧＭは貯蔵庫及びサイトバンカの目につきやすい場所に，管理上の注意事項を掲示する。

５．各ＧＭは，管理対象区域内において放射性固体廃棄物を運搬する場合は，次の事項を遵守する。

（１）容器等の車両への積付けは，運搬中に移動，転倒又は転落を防止する措置を講じること。

（２）法令に定める危険物と混載しないこと。

※１：貯蔵とは，保管の前段階のもので，廃棄とは異なるものをいう。

※２：ドラム缶等仮設保管設備とは，ドラム缶等を仮置きする蛇腹ハウスをいう。以下，本条において同じ。

※３：ドラム缶等とは，ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物，ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物，開口部閉止措置を実施した大型廃棄物をいう。以下，本条において同じ。

（発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理）

第３９条

発電所の敷地内で発生した瓦礫等※1について，廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備※2，固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設※3及び伐採木一時保管槽※4を含む。）について，柵，ロープ等により区画を行い，人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また，遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

２．各ＧＭは，次に定める瓦礫等の種類に応じて，回収したものを一時保管エリアに運搬する。また，切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。

（１）発電所敷地内で発生した瓦礫類※5は，各ＧＭが，瓦礫類の線量率を測定し，その線量率に応じて，廃棄物管理ＧＭがあらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定した仮設保管設備，貯蔵庫，覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し，遮へいや容器収納，シート養生等の措置を講じる。

（２）発電所において発生した使用済保護衣等※6は，廃棄物管理ＧＭが，袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお，廃棄物管理ＧＭは圧縮等をすることができる。

（３）伐採木は，各ＧＭが，発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限，通気性確保，伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

３．廃棄物管理ＧＭは，次の事項を確認するとともに，その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

（１）仮設保管設備，貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類，使用済保護衣等，伐採木の一時保管状況を確認するために，１週間に１回一時保管エリアを巡視するとともに，１ヶ月に１回一時保管量を確認する。

（２）覆土式一時保管施設において，覆土完了後，槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し，溜まり水が確認された場合には回収する。

（３）伐採木一時保管槽において，定期的に温度監視を実施する。

（４）仮設保管設備，貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類，使用済保護衣等及び伐採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空気中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに，線量率測定結果を表示する。

※１：瓦礫等とは，瓦礫類，使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下，本条において同じ。

※２：仮設保管設備とは，瓦礫等を一時保管する設備のうち，テント，蛇腹ハウス及び雨天練習場等の屋根を設置したものをいう。以下，本条において同じ。

※３：覆土式一時保管施設とは，線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下，本条において同じ。

※４：伐採木一時保管槽とは，防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下，本条において同じ。

※５：瓦礫類とは，発電所敷地内において，今回の地震，津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい，回収した土壌を含む。以下，本条において同じ。

※６：使用済保護衣等とは，使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下，本条において同じ。

（汚染水処理設備で発生した廃棄物の管理）

第４０条

水処理第三ＧＭは，次に定める放射性廃棄物の種類に応じて，それぞれ定められた施設に貯蔵する。

（１）セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置で使用した吸着塔（使用済吸着塔）は，使用済セシウム吸着塔保管施設（使用済セシウム吸着塔仮保管施設又は使用済セシウム吸着塔一時保管施設）に貯蔵する。

（２）除染装置の凝集沈殿装置で発生した凝集沈殿物（廃スラッジ）は，廃スラッジ貯蔵施設（造粒固化体貯槽又は廃スラッジ一時保管施設）に貯蔵する。

（３）多核種除去設備で発生した二次廃棄物を収納した容器及び使用済処理カラムは，使用済セシウム吸着塔一時保管施設に貯蔵する。

２．水処理第三ＧＭは，次の事項を確認するとともに，その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

（１）使用済セシウム吸着塔保管施設における使用済吸着塔の貯蔵量を確認するとともに，必要となる貯蔵可能容量が確保されていることを１週間に１回確認する。

（２）廃スラッジ貯蔵施設における廃スラッジの貯蔵量を確認するとともに，必要となる貯蔵可能容量が確保されていることを１週間に１回確認する。

（３）使用済セシウム吸着塔一時保管施設における多核種除去設備で発生した二次廃棄物を収納した容器及び使用済処理カラムの貯蔵量を確認するとともに，必要となる貯蔵可能容量が確保されていることを１週間に１回確認する。

（放射性液体廃棄物の管理）

第４１条

放射性液体廃棄物の海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

２．分析評価ＧＭは，地下水の流入量が異常に増加した場合等において，放射性液体廃棄物をやむを得ず放出する際は，あらかじめタンク等においてサンプリングを行い，放射性物質の濃度を測定し，放出量を確認するとともに，放水口における放射性物質濃度が，法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないことを確認する。

（気体廃棄物の管理）

第４２条

気体廃棄物の放出管理について，次の事項を実施する。

（１）環境モニタリングＧＭは，表４２－１に定める項目について，同表に定める頻度で測定する。

（２）環境モニタリングＧＭは，表４２－１の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の敷地境界における空気中の濃度の３ヶ月平均値が，法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を下回ることを確認する。

（３）環境モニタリングＧＭは，表４２－１の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の放出量が，放出管理の目標値を下回ることを確認する。

（４）当直長は，表４２－２の放出箇所から放射性物質を含む空気を放出する場合は，ダスト放射線モニタ及びガス放射線モニタを監視する。

（５）環境モニタリングＧＭは，表４２－３に定める項目について，同表に定める頻度で測定する。

（６）環境モニタリングＧＭは，表４２－３の放出箇所において，粒子状の放射性物質濃度に有意な上昇傾向が無いことを確認する。

表４２－１

| 放出箇所 | 測定項目 | 計測器種類 | 測定頻度 |
|---|---|---|---|
| １号炉原子炉建屋<br>上部 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |
| １号炉格納容器<br>ガス管理設備出口 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |
| ２号炉原子炉建屋<br>排気設備出口 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |
| ２号炉格納容器<br>ガス管理設備出口 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |
| ３号炉原子炉建屋<br>上部 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |
| ３号炉格納容器<br>ガス管理設備出口 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |

表４２－２

| 放出箇所 | 監視項目 | 計測器種類 | 監視頻度 |
|---|---|---|---|
| １号炉格納容器ガス管理設備出口 | 粒子状物質 | ダスト放射線モニタ | 常時 |
| | 希ガス | ガス放射線モニタ | |
| ２号炉原子炉建屋排気設備出口 | 粒子状物質 | ダスト放射線モニタ | 常時 |
| ２号炉格納容器ガス管理設備出口 | 粒子状物質 | ダスト放射線モニタ | 常時 |
| | 希ガス | ガス放射線モニタ | |
| ３号炉格納容器ガス管理設備出口 | 粒子状物質 | ダスト放射線モニタ | 常時 |
| | 希ガス | ガス放射線モニタ | |

表４２－３

| 放出箇所 | 測定項目 | 計測器種類 | 測定頻度 |
|---|---|---|---|
| 建屋内地上部開口部 | 粒子状物質（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能測定装置 | １ヶ月に１回 |
| 汚染水処理設備・貯留設備のうち除染装置及び造粒固化体貯槽 | 粒子状物質（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能測定装置 | 除染装置運転時及び廃棄物受入時 |
| 使用済燃料共用プールオペフロ階 | 粒子状物質（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能測定装置 | 使用済燃料取扱い時 |

（放出管理用計測器の管理）

第４３条

各ＧＭは，表４３に定める放出管理用計測器について，同表に定める数量を確保する。ただし，故障等により使用不能となった場合は，修理又は代替品を補充する。

表４３

| 分　類 | 計測器種類 | 所管ＧＭ | 数　量 |
|---|---|---|---|
| 放射性気体廃棄物放出管理用計測器 | 試料放射能測定装置 | 保安総括ＧＭ | １台※1 |

※１：表６１の試料放射能測定装置と共用

（頻度の定義）

第４４条

本章でいう測定※1頻度に関する考え方は，表４４のとおりとする。

表４４

| 頻度 | 考え方 |
|---|---|
| １週間に１回 | 月曜日を始期とする１週間に１回実施 |
| １ヶ月に１回 | 毎月１日を始期とする１ヶ月間に１回実施 |
| ３ヶ月に１回 | ４月１日，７月１日，１０月１日及び１月１日を始期とする各３ヶ月間に１回実施 |
| 常時 | 測定※1可能な状態において常に測定※1することを意味しており，点検時等の測定※1不能な期間を除く。 |

※１：監視も含む。

# 第７章　　放射線管理

（管理対象区域の設定及び解除）

第４５条

管理対象区域は，添付２に示す区域とする。

２．１～４号放射線管理ＧＭは，管理対象区域を柵等の区画物によって区画する他，標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし，管理対象区域境界と周辺監視区域境界が同一の場合であって，周辺監視区域境界に第５７条の措置を講じる場合は，この限りでない。

３．１～４号放射線管理ＧＭは，管理対象区域の解除を行う場合は，法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

４．１～４号放射線管理ＧＭは，添付２における建物等の内部の管理対象区域境界付近において，表４５に示す作業を行う場合で，３ヶ月以内に限り管理対象区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって，１～４号放射線管理ＧＭは目的，期間及び場所を明らかにするとともに，あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお，当該エリアを元に戻す場合についても，１～４号放射線管理ＧＭはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。

５．１～４号放射線管理ＧＭは，第４項以外で，建物等の内部において一時的に管理対象区域を設定又は解除する場合は，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって，１～４号放射線管理ＧＭは目的，期間及び場所を明らかにするとともに，あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお，当該エリアを元に戻す場合についても，１～４号放射線管理ＧＭはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

６．１～４号放射線管理ＧＭは，第５項にかかわらず，緊急を要する場合は管理対象区域を設定することができる。設定にあたって，１～４号放射線管理ＧＭは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。

７．１～４号放射線管理ＧＭは，第６項における管理対象区域を設定した場合は，設定後において，目的，期間及び場所を明らかにし，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。なお，当該エリアを元に戻す場合についても，あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを１～４号放射線管理ＧＭが確認し，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

表４５

| |
|---|
| タンク点検等 |
| ポンプ点検等 |
| バルブ点検等 |
| 配管点検等 |
| ケーブル点検等 |
| 空調点検等 |
| 計測器類点検等 |
| 監視カメラ点検等 |
| 扉・シャッター修理他作業 |
| 清掃作業 |
| 建物補修 |
| 搬出入作業 |
| 物品の仮置 |

（管理区域の設定及び解除）

第４６条

管理区域は，添付１に示す区域とする。

２．１～４号放射線管理ＧＭは，管理区域を壁，柵等の区画物によって区画する他，標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし，壁，柵等の区画物が損壊により区画ができない場合であって，管理対象区域境界に第４５条第２項の措置を講じる場合は，この限りでない。

３．１～４号放射線管理ＧＭは，管理区域の解除を行う場合は，法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

４．１～４号放射線管理ＧＭは，添付１における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて，表４６に示す作業を行う場合で，３ヶ月以内に限り管理区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって，１～４号放射線管理ＧＭは目的，期間及び場所を明らかにするとともに，あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお，当該エリアを元に戻す場合についても，１～４号放射線管理ＧＭはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。

５．１～４号放射線管理ＧＭは，第４項以外で，一時的に管理区域を設定又は解除する場合は，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって，１～４号放射線管理ＧＭは目的，期間及び場所を明らかにするとともに，あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお，当該エリアを元に戻す場合についても，１～４号放射線管理ＧＭはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

６．１～４号放射線管理ＧＭは，第５項にかかわらず，緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって，１～４号放射線管理ＧＭは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。

７．１～４号放射線管理ＧＭは，第６項における管理区域を設定した場合は，設定後において，目的，期間及び場所を明らかにし，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。なお，当該エリアを元に戻す場合についても，あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを１～４号放射線管理ＧＭが確認し，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

表４６

| |
|---|
| タンク点検等 |
| ポンプ点検等 |
| バルブ点検等 |
| 配管点検等 |
| ケーブル点検等 |
| 空調点検等 |
| 計測器類点検等 |
| 監視カメラ点検等 |
| 扉・シャッター修理他作業 |
| 清掃作業 |
| 建物補修 |
| 搬出入作業 |
| 物品の仮置 |

（管理対象区域内における区域区分）

第４７条

１～４号放射線管理ＧＭは，管理対象区域を管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

２．管理区域と管理区域を除く区域は，添付２に示す区域とする。

３．１～４号放射線管理ＧＭは，一時的に第１項に係る区域区分を変更する場合は，目的，期間及び場所を明らかにする。

（管理対象区域のうち管理区域を除く区域内における区域区分）

第４８条

１～４号放射線管理ＧＭは，管理区域を除く管理対象区域を次のとおり区分することができる。

（１）表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下「汚染のおそれのない管理対象区域」という。）

（２）表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域

２．汚染のおそれのない管理対象区域は，添付２に示す区域とする。

３．１～４号放射線管理ＧＭは，一時的に第１項に係る区域区分を変更する場合は，目的，期間及び場所を明らかにするとともに，あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお，当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても，１～４号放射線管理ＧＭはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。

４．１～４号放射線管理ＧＭは，汚染のおそれのない管理対象区域と第１項（２）で定める区域が隣接する場合は，第１項（２）で定める区域への入口付近に注意事項を掲示する。

５．１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，汚染のおそれのない管理対象区域で表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超える場所を確認した場合は，直ちに当該箇所を区画，第１項（２）に定める区分に変更する等の応急措置を講じるとともに，除染等の措置により管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

（管理区域内における区域区分）

第４９条

１～４号放射線管理ＧＭは，管理区域を次のとおり区分することができる。

（１）表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下「汚染のおそれのない管理区域」という。）

（２）表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域

２．汚染のおそれのない管理区域は，添付１に示す区域とする。ただし，放射線レベルが高く，区域区分に係る条件を満足できない場合は，第４８条第１項（１）又は第４８条第１項（２）の区域とみなす。

３．１～４号放射線管理ＧＭは，一時的に第１項に係る区域区分を変更する場合は，目的，期間及び場所を明らかにするとともに，あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお，当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても，１～４号放射線管理ＧＭはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。

４．１～４号放射線管理ＧＭは，汚染のおそれのない管理区域と第１項（２）で定める区域が隣接する場合は，第１項（２）で定める区域への入口付近に標識を設ける。

（管理対象区域内における特別措置）

第５０条

管理対象区域内における特別措置が必要な区域は，次に示す区域とする。

（１）放射線レベルが高い場所

（２）放射線レベルが確認されていない場所

（３）滞留水を貯留する場所

２．各ＧＭは，第１項に定める各区域について，次の措置を講じる。

（１）１～４号放射線管理ＧＭは，管理対象区域に立ち入る者が見やすい場所に，第１項（１）及び（２）に示す場所を明確にしたサーベイマップを掲示して周知する他，作業者以外が立ち入る可能性及び措置に伴う被ばくを考慮して必要な場合に限り第１項（１）の場所にロープ等による立入制限の措置を講じる。

（２）各ＧＭは，汚染の広がりを防止するため，第１項（３）の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は，更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

３．各ＧＭは，管理対象区域内で作業を行う場合，作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案するとともに，第１項の区域内で作業を行う場合は，放射線防護上の措置について１～４号放射線管理ＧＭのレビューを受ける。

（管理区域内における特別措置）

第５１条

１～４号放射線管理ＧＭは，管理区域のうち次の基準を超える場合又は超えるおそれがある場合は，標識を設けて他の場所と区別する他，区画，施錠等の措置を講じる。ただし，放射線等の危険性が低い場合は，この限りでない。

（１）外部放射線に係る線量当量率が１時間につき１ミリシーベルト

（２）空気中の放射性物質濃度又は床，壁，その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が，法令に定める管理区域に係る値の１０倍

２．各ＧＭは，第１項の区域内で作業を行う場合，作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し，１～４号放射線管理ＧＭのレビューを受ける。ただし，巡視・点検その他定型化され，別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は，この限りでない。

３．各ＧＭは，汚染の広がりを防止するため，第１項（２）の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は，更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

４．１～４号放射線管理ＧＭは，床・壁等の損壊や放射線レベルが高い又は未確認であるため第１項の措置を講じることができない場合，管理区域内における特別措置は第５０条に定める管理区域を除く区域における特別措置と同一とする。

（管理対象区域への出入管理）

第５２条

保健安全ＧＭは，管理対象区域へ立ち入る次の者に対して許可を与える。

（１）放射線業務従事者：業務上管理対象区域に立入る者

（２）一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって，放射線業務従事者の随行により管理対象区域に一時的に立入る者。ただし，所員又は安定化センター員で緊急作業に従事する間に受けた実効線量が１００ミリシーベルト超過者が管理対象区域で定められた移動経路を経て，管理対象区域でない箇所で執務する場合に限り，放射線業務従事者の随行を必要としない。

２．放射線安全ＧＭは，第１項にて許可していない者について，管理対象区域に立入らせない措置を講じる。ただし，防護管理ＧＭが，あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に許可を与え，車両が通過する出入管理箇所においては許可を得た車両以外を管理対象区域に立入らせない措置を講じる場合はこの限りでない。

３．放射線安全ＧＭは，管理対象区域の出入管理箇所において，人の出入り等を監視する。

４．放射線安全ＧＭは，第３項以外の出入口には，施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。ただし，管理対象区域を周辺監視区域と同一とした場合であって，防護管理ＧＭが周辺監視区域境界に柵を設ける又は標識を掲げる場合は，この限りでない。

５．放射線安全ＧＭは，管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が，法令に定める表面密度限度の１０分の１を超えないような措置を講じる。

６．放射線安全ＧＭは，放射線レベルが高いため第５項の措置を講じることができない場合，管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が，スクリーニングレベル※1を超えないような措置を講じる。

７．放射線安全ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，第４８条第１項（２）の区域から汚染のおそれのない管理対象区域に移動する者の身体及び身体に着用している物並びに物品等の表面汚染密度が，バックグラウンドを超えないような措置を講じる。

※１：スクリーニングレベルとは，原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成 23 年 9 月 16 日付・原子力非常災害対策本部長通知）をいう。以下，第６２条において同じ。

（管理区域への出入管理）

第５３条

管理区域への出入管理は，第５２条に定める管理対象区域への出入管理と同一とする。

（管理対象区域出入者の遵守事項）

第５４条

放射線安全ＧＭは，管理対象区域に出入りする所員及び安定化センター員に，次の事項を遵守させる措置を講じる。

（１）出入管理箇所を経由すること。ただし，放射線安全ＧＭの承認を得て，その指示に従う場合は，この限りでない。

（２）管理対象区域に立入る場合は，個人線量計を着用すること。ただし，一時立入者であって保健安全ＧＭの指示に従う場合は，この限りでない。

（３）管理対象区域に立入る場合は，所定の保護衣及び保護具を着用すること。ただし，下記のいずれかに該当する場合は，この限りでない。

・汚染のおそれのない管理対象区域に立入る場合

・放射線安全ＧＭの承認を得て，その指示に従う場合

（４）第５０条第１項（３）に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は，更衣及び持ち出す物の養生等を行うこと。

（５）管理対象区域から退出する場合又は管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する場合は，身体及び身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし，第５２条第５項又は第５２条第６項に基づく放射線安全ＧＭの指示に従う場合は，この限りでない。

（６）放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙をしないこと。

（管理区域出入者の遵守事項）

第５５条

管理区域出入者の遵守事項は，第５４条に定める管理対象区域出入者の遵守事項と同一とする。

（保全区域）

第５６条

保全区域は，添付３に示す区域とする。

２．防護管理ＧＭは，保全区域を標識等により区別する他，必要に応じて立入制限等の措置を講じる。

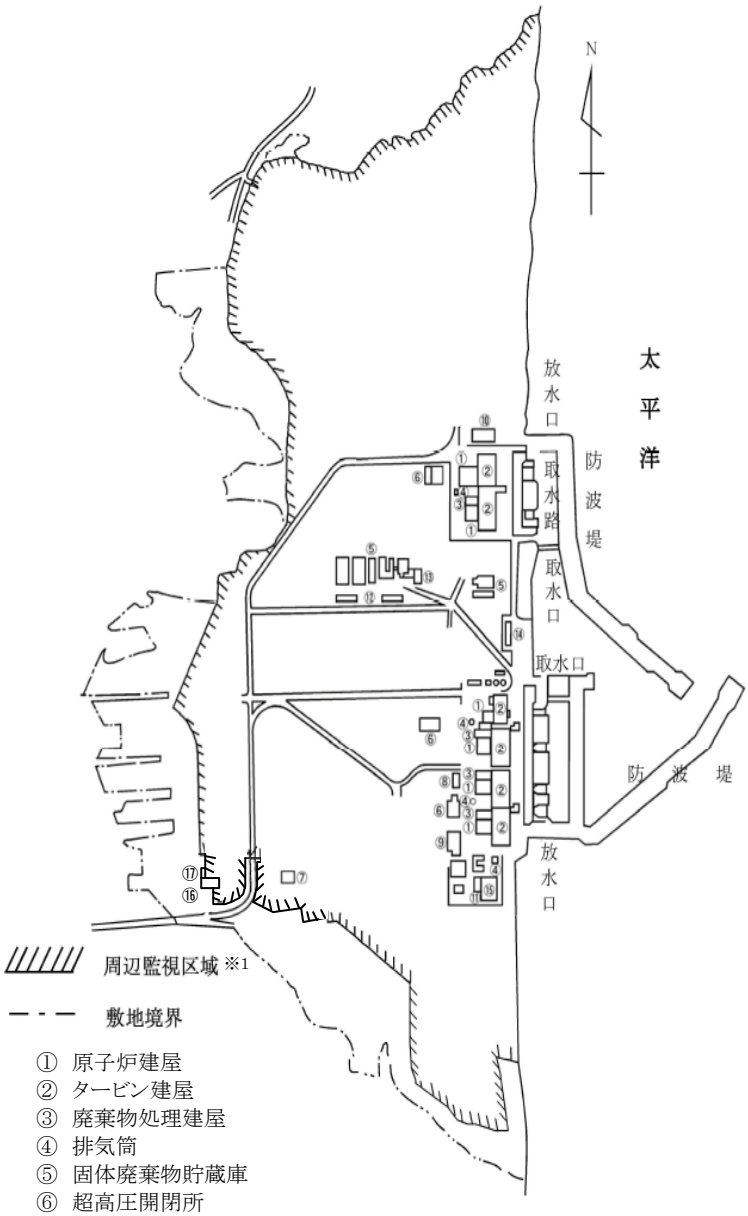
（周辺監視区域）

第５７条

周辺監視区域は，図５７に示す区域とする。

２．防護管理ＧＭは，第１項の周辺監視区域境界に，柵を設ける又は標識を掲げること等により，業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし，当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は，この限りでない。

図５７




① 原子炉建屋
② タービン建屋
③ 廃棄物処理建屋
④ 排気筒
⑤ 固体廃棄物貯蔵庫
⑥ 超高圧開閉所
⑦ 環境管理棟
⑧ 活性炭式希ガスホールドアップ装置
⑨ 運用補助共用施設
⑩ ディーゼル発電機建屋
⑪ サイトバンカ
⑫ 定検用機材倉庫
⑬ 固体廃棄物貯蔵管理棟
⑭ 使用済燃料輸送容器保管建屋
⑮ 廃棄物集中処理建屋
⑯ 入退域管理棟
⑰ 装備品倉庫

※1：港湾部の埋立等により，陸地が拡張された区域を含む。

（線量の評価）

第５８条

保健安全ＧＭは，所員及び安定化センター員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を表５８に定める項目及び頻度に基づき評価し，法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。

表５８

| 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|
| 外部被ばくによる線量 | ３ヶ月に１回※1 |
| 内部被ばくによる線量 | ３ヶ月に１回※1 |

※１：女子（妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。）にあっては，１ヶ月に１回とする。

（管理対象区域内の床，壁等の除染）

第５９条

各ＧＭは，管理対象区域内において法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床，壁等に発生させた場合又は発見した場合であって，この汚染の除去を行う場合は，１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭに連絡する。

２．第１項の汚染箇所に係る作業の所管ＧＭは，汚染状況等について１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭの確認を受けた上で，その協力を得ながら汚染の除去等，放射線防護上の必要な措置を講じる。

３．第２項の所管ＧＭは，その措置結果について，１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭの確認を得る。

（外部放射線に係る線量当量率等の測定）

第６０条

各ＧＭは，表６０－１及び表６０－２（第４８条第１項（２）の区域内にある汚染のおそれのない管理対象区域内に限る）に定める管理対象区域内における測定項目について，同表に定める頻度で測定する。ただし，人の立ち入れない措置を講じた管理対象区域については，この限りでない。

２．環境モニタリングＧＭは，表６０－１に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図６０に定める。）における測定項目について，同表に定める頻度で測定する。

３．１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，第１項の測定により，環境モニタリングＧＭは，第２項の測定により，異常が認められた場合は，直ちにその原因を調査し，必要な措置を講じる。

４．各ＧＭは，第１項に定める測定結果を１～４号放射線管理ＧＭに連絡する。１～４号放射線管理ＧＭは，測定結果を記入したサーベイマップを作成する。

表６０－１

| 場　　所 | 測定項目 | 所管ＧＭ | 測定頻度 |
|---|---|---|---|
| １．管理対象区域内（管理区域内を含む）※1 | 外部放射線に係る線量当量率 | 各ＧＭ | 放射線レベルに応じて |
| | | １～４号放射線管理ＧＭ※2 | 毎日運転中に１回 |
| | 外部放射線に係る線量当量 | １～４号放射線管理ＧＭ | １週間に１回 |
| | 空気中の放射性物質濃度 | １～４号放射線管理ＧＭ | １週間に１回 |
| | 表面汚染密度 | １～４号放射線管理ＧＭ | １週間に１回 |
| ２．周辺監視区域境界付近 | 空気吸収線量 | 環境モニタリングＧＭ | ３ヶ月に１回 |
| | 空気吸収線量率※3 | 環境モニタリングＧＭ | 常時 |
| | 空気中の粒子状放射性物質濃度 | 環境モニタリングＧＭ | ３ヶ月に１回 |

※１：人の立入頻度等を考慮して，被ばく管理上重要な項目について測定

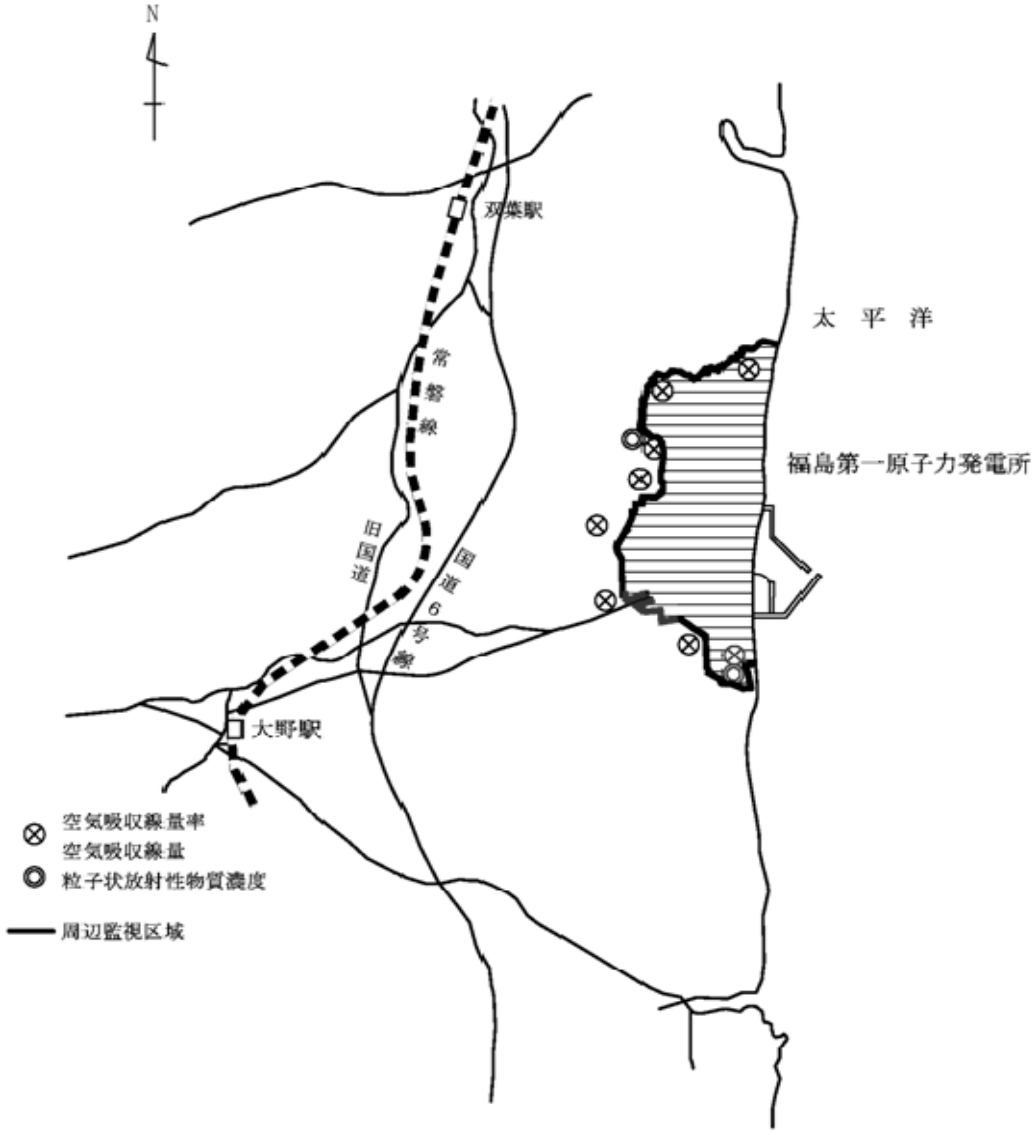
※２：使用済燃料共用プールのエリアモニタ及び使用済燃料乾式キャスク仮保管設備のエリアモニタにおいて測定する項目

※３：モニタリングポストにおいて測定する項目

表６０－２

| 場　　所 | 測定項目 | 所管ＧＭ | 測定頻度 |
|---|---|---|---|
| 汚染のおそれのない管理対象区域内 | 表面汚染密度 | １～４号放射線管理ＧＭ<br>又は<br>作業環境改善ＧＭ | 毎日１回<br>（汚染のおそれのない管理対象区域が設定されている期間） |
| | 空気中の<br>放射性物質濃度 | | |

図６０



（放射線計測器類の管理）

第６１条

各ＧＭは，表６１に定める放射線計測器類について，同表に定める数量を確保する。ただし，故障等により使用不能となった場合は，修理又は代替品を補充する。

表６１

| 分　　類 | 計測器種類 | 所管ＧＭ | 数量※1 |
|---|---|---|---|
| １．被ばく管理用計測器 | 電子式線量計 | 保安総括ＧＭ | １式 |
| | ホールボディカウンタ | 保安総括ＧＭ | １台 |
| ２．放射線管理用計測器 | 線量当量率測定用サーベイメータ | 保安総括ＧＭ | ７台 |
| | 汚染密度測定用サーベイメータ | 保安総括ＧＭ | ７台 |
| | 退出モニタ | 保安総括ＧＭ | ２台 |
| | 試料放射能測定装置 | 保安総括ＧＭ | １台※2 |
| | 集積線量計 | 保安総括ＧＭ | １式 |
| ３．放射線監視用計測器 | モニタリングポスト | 環境モニタリングＧＭ | ８台 |
| | エリアモニタ | 機械第二ＧＭ | ７台※3 |
| | | 計装第二ＧＭ | ３台※4 |
| ４．環境放射能用計測器 | 試料放射能測定装置 | 保安総括ＧＭ | １台※2 |
| | 積算線量計測定装置 | 保安総括ＧＭ | １台 |

※１：５号炉及び６号炉の放射線計測器類と共用で確保する数量（エリアモニタを除く。）

※２：表４３の試料放射能測定装置と共用

※３：使用済燃料共用プールにおけるエリアモニタの合計の台数（エリアモニタが復旧していない場合には，未復旧のエリアモニタを除いた台数とする。）

※４：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備におけるエリアモニタの合計の台数

（管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定）

第６２条

放射線安全ＧＭは，各ＧＭが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の１０分の１を超えていないことを確認する。

２．放射線安全ＧＭは，放射線レベルが高いため第１項の確認ができない場合，各ＧＭが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が，スクリーニングレベルを超えていないことを確認する。

３．１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，各ＧＭが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する物品の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

４．１～４号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，各ＧＭが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に核燃料物質によって汚染された物（新燃料，使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を移動する場合は，容器等の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

（管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定）

第６３条

管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定は，第６２条に定める管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定と同一とする。

（発電所外への運搬）

第６４条

各ＧＭは，核燃料物質によって汚染された物（新燃料，使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を発電所外に運搬する場合は，所長の承認を得る。

（管理対象区域内における協力企業の放射線防護）

第６５条

保安総括ＧＭは，管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して，以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め，所長の承認を得る。

（１）管理対象区域出入者の遵守事項

イ．出入方法に関すること。

ロ．個人線量計の着用に関すること。

ハ．保護衣の着用に関すること。

ニ．汚染拡大防止措置に関すること。

ホ．放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙の禁止に関すること。

（２）線量評価の項目及び頻度に関すること。

（３）床，壁等の汚染発見時の措置に関すること。

２．各ＧＭは，管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して，第１項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。

（管理区域内における協力企業の放射線防護）

第６６条

管理区域内における協力企業の放射線防護は，第６５条に定める管理対象区域内における協力企業の放射線防護と同一とする。

（頻度の定義）

第６７条

本章でいう測定※1頻度に関する考え方は，表６７のとおりとする。

表６７

| 頻度 | 考え方 |
|---|---|
| 毎日運転中に１回 | 午前０時を始期とする１日の間に１回実施し，連続して実施（測定等）している場合も含む。 |
| １週間に１回 | 月曜日を始期とする１週間に１回実施 |
| １ヶ月に１回 | 毎月１日を始期とする１ヶ月間に１回実施 |
| ３ヶ月に１回 | ４月１日，７月１日，１０月１日及び１月１日を始期とする各３ヶ月間に１回実施 |
| 常時 | 測定※1可能な状態において常に測定※1することを意味しており，点検時等の測定※1不能な期間を除く。 |
| 放射線レベルに応じて | 作業場所に応じて下記の測定頻度とする。ただし，測定の結果により作業開始又は作業継続ができないと判断する場合には測定を中断してもよい。<br>（１）既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できない場所<br>作業予定エリアに入域できるか判断するために，作業開始前に測定を１回実施する。作業中は線量変動の可能性を考慮し，必要に応じて測定を実施する。<br>（２）既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できる場所<br>作業中の線量変動の可能性を考慮し，必要に応じて測定を実施する。 |

※１：監視も含む。

# 第８章　　保守管理

（保守管理）

第６８条

各ＧＭは，第１８条から第２９条，第４０条及び第６１条※1に定める設備又は機器の単位ごとに保全方式※2及び保全方法※3を定めた保全計画（必要に応じて消耗品等の準備を含む）を策定し，これに基づき点検，補修，取替え及び改造等の保全を実施するとともに，その結果を記録する。

※１：放射線計測器類のうち，エリアモニタのみ該当する。

※２：時間基準保全，状態基準保全又は事後保全をいう。

※３：保全方式にあわせた保全方法を定める。なお，事後保全における保全方法とは，運転管理上の巡視点検や定例試験等を行う中で機器に異常の兆候が確認された場合に点検，補修，取替え及び改造等の保全を実施することをいう。

# 第９章　緊急時の措置

（原子力防災組織）

第６９条

原子力防災ＧＭは，緊急事態が発生した場合に，原子力災害対策活動を行えるよう，原子力防災組織を定めるにあたり，所長の承認を得る。

２．緊急時対策本部の本部長は，所長とする。ただし，原子力防災ＧＭは，所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり，所長の承認を得る。

３．原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は，本規定にかかわらず当該措置を優先する。（以下，本章において同じ。）

（原子力防災組織の要員）

第７０条

原子力防災ＧＭは，原子力防災組織の要員を定めるにあたり，所長の承認を得る。

（原子力防災資機材等）

第７１条

各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭは，原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具，非常用通信機器等を定めるにあたり，所長の承認を得る。

２．技術ＧＭは，緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し，制定及び改定にあたっては，第７条第２項に基づき運営委員会の確認を得る。

（通報経路）

第７２条

原子力防災ＧＭは，緊急事態が発生した場合の社内及び国，県，町等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり，所長の承認を得る。

（緊急時演習）

第７３条

原子力防災ＧＭは，原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を１年に１回以上実施し，所長に報告する。

（通報）

第７４条

当直長等は，原子炉施設に異常が発生し，その状況が緊急事態である場合は，第７２条に定める通報経路にしたがって，所長に通報する。

２．所長は，緊急事態の発生について通報を受け，又は自ら発見した場合は，第７２条に定める通報経路にしたがって，社内及び社外関係機関に通報する。

（緊急時態勢の発令）

第７５条

所長は，緊急事態が発生した場合は，緊急時態勢を発令して，原子力防災組織の要員を召集し，発電所に緊急時対策本部を設置する。

（応急措置）

第７６条

本部長は，原子力防災組織を統括し，緊急事態において次の応急措置を実施する。

（１）警備及び避難誘導

（２）放射能影響範囲の推定

（３）医療活動

（４）消火活動

（５）汚染拡大の防止

（６）線量評価

（７）応急復旧

（８）原子力災害の発生又は拡大の防止を図るための措置

（緊急時における活動）

第７７条

原子力緊急事態宣言発令後，本部長は，第７６条で定める応急措置を継続実施する。

（緊急時態勢の解除）

第７８条

本部長は，事象が収束し，緊急時態勢を継続する必要がなくなった場合は，関係機関と協議した上で，緊急時態勢を解除し，その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。

# 第１０章　保安教育

（所員及び安定化センター員への保安教育）

第７９条

安全確保設備等の運用を行う所員及び安定化センター員への保安教育を実施するにあたり，具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NI-20-1 保安教育マニュアル」に定め，これに基づき次の各号を実施する。

（１）教育管理ＧＭは，毎年度，安全確保設備等の運用を行う所員及び安定化センター員への保安教育実施計画を「NI-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて作成し，主任技術者及び所長の確認を得て安定化センター所長の承認を得る。

（２）教育管理ＧＭは，（１）の保安教育実施計画の策定にあたり，運営委員会の確認を得る。

（３）各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭは，（１）の保安教育実施計画に基づき，保安教育を実施する。教育管理ＧＭは，年度毎に所員及び安定化センター員の保安教育実施結果を所長及び安定化センター所長へ報告する。

ただし，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

（４）教育管理ＧＭは，具体的な保安教育の内容について，定められた頻度に基づき見直しを行う。

（協力企業従業員への保安教育）

第８０条

各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，安全確保設備等に関する作業を協力企業が行う場合，当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が「NI-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお，教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

２．各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，安全確保設備等に関する作業のうち管理対象区域内における業務を協力企業が行う場合，当該協力企業従業員に対し，安全上必要な教育が「NI-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお，各ＧＭは，教育の実施状況を確認するため，教育現場に適宜立ち会う。

ただし，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

３．運営設備ＧＭは，放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合，毎年度，当該業務に従事する従業員に対し，「NI-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針のうち，「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し，その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

４．運営設備ＧＭは，第３項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し，その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお，教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし，運営設備ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

５．燃料ＧＭは，燃料取扱いに関する業務の補助を協力企業が行う場合，毎年度，当該業務に従事する従業員に対し，「NI-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針のうち，「燃料取扱いの業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し，その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

６．燃料ＧＭは，第５項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し，その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお，教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし，燃料ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

# 第１１章　記録及び報告

（記録）

第８１条

各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭは，表８１－１に定める保安に関する記録を適正に作成し，保存する。ただし，汚染等により，適正に保存することができない場合を除く。

２．組織は，表８１－２に定める保安に関する記録を適正に作成し，保存する。

表８１－１

| 記録 | 記録すべき場合※1 | 保存期間 |
|---|---|---|
| １．原子炉注水流量※2 | 連続して※3 | １０年間 |
| | 毎日１回 | １０年間 |
| ２．原子炉圧力容器底部温度※2 | 連続して※3 | １０年間 |
| | 毎日１回 | １０年間 |
| ３．格納容器内温度※2 | 連続して※3 | １０年間 |
| | 毎日１回 | １０年間 |
| ４．使用済燃料プール水温※4 | 毎日１回 | １０年間 |
| ５．使用済燃料共用プール水温 | 毎日１回 | １０年間 |
| ６．短半減期核種の放射能濃度※2 | １時間ごと | １０年間 |
| ７．窒素封入量※2 | 毎日１回 | １０年間 |
| ８．格納容器水素濃度※2 | 毎日１回 | １０年間 |
| ９．滞留水水位※4 | 毎日１回 | １０年間 |
| １０．サブドレン水の水位及び放射能濃度※4 | 測定の都度 | １０年間 |
| １１．安全確保設備等の巡視又は点検の状況並びにその担当者の氏名 | 巡視又は点検の都度 | 巡視又は点検を実施した施設又は設備を廃棄した後５年が経過するまでの期間 |
| １２．安全確保設備等の点検・補修等の結果及びその担当者の氏名 | 実施の都度 | 点検･補修等を実施した施設又は設備を廃棄した後５年が経過するまでの期間 |
| １３．運転責任者の氏名及び運転員の氏名並びに，これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項※4 | 交代の都度 | １年間 |
| １４．原子炉に使用している処理水の純度※2 | 測定の都度 | １年間 |
| １５．本編で定める運転上の制限に関する警報装置から発せられた警報の内容 | その都度 | １年間 |
| １６．安全確保設備等の事故発生及び復旧の日時 | その都度 | ※５ |
| １７．安全確保設備等の事故の状況及び事故に際して採った処置 | 同上 | ※５ |

| 記録 | 記録すべき場合※1 | 保存期間 |
|---|---|---|
| １８．安全確保設備等の事故の原因 | 同上 | ※５ |
| １９．安全確保設備等の事故後の処置 | 同上 | ※５ |
| ２０．使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器，使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の蓋間圧力及び表面温度 | １ヶ月に１回 | １０年間 |
| ２１．使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置 | 配置又配置替えの都度 | ５年間 |
| ２２．発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料の記録<br>（１）外観<br>（２）最高燃焼度<br>（３）取出しから容器への封入までの期間<br>（４）使用済燃料を封入した容器内における当該使用済燃料の配置 | 払出しの都度 | 使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間 |
| ２３．発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料を封入した容器の記録<br>（１）外観<br>（２）漏えい率<br>（３）真空乾燥した後の真空度又は不活性ガスを充填した後の湿度並びに充填した不活性ガスの成分，量及び圧力<br>（４）容器内において使用済燃料の位置を固定するための装置の外観<br>（５）重量 | 払出しの都度 | 使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間 |
| ２４．原子炉本体，使用済燃料の貯蔵施設※6，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率 | 毎日運転中１回 | １０年間 |
| ２５．気体廃棄物の放出箇所※7における放射性物質の濃度及び３月間についての平均濃度 | 放射性物質の濃度にあっては測定の都度，３月間の平均濃度にあっては３月ごとに１回 | １０年間 |

| 記録 | 記録すべき場合※1 | 保存期間 |
|---|---|---|
| ２６．放射線業務従事者の４月１日を始期とする１年間の線量，女子※8の放射線業務従事者の４月１日，７月１日，１０月１日及び１月１日を始期とする各３月間の線量並びに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあっては出産までの間毎月１日を始期とする１月間の線量 | １年間の線量にあっては毎年度１回，３月間の線量にあっては３月ごとに１回，１月間の線量にあっては１月ごとに１回 | ※９ |
| ２７．４月１日を始期とする１年間の線量が２０ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該１年間を含む原子力規制委員会が定める５年間の線量 | 原子力規制委員会が定める５年間において毎年度１回 | ※９ |
| ２８．放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び原子力規制委員会が定める５年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴 | その者が当該業務に就く時 | ※９ |
| ２９．発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路 | 運搬の都度 | １年間 |
| ３０．廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日，場所及び方法 | 廃棄の都度 | ※１０ |
| ３１．放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器に固型化した場合には，その方法 | 封入又は固型化の都度 | ※１０ |
| ３２．放射性物質による汚染の広がりの防止及び除去を行った場合には，その状況及び担当者の氏名 | 広がりの防止及び除去の都度 | １年間 |
| ３３．風向及び風速 | 連続して※3 | １０年間 |
| ３４．降雨量 | 同上 | １０年間 |
| ３５．大気温度 | 同上 | １０年間 |
| ３６．保安教育の実施計画 | 策定の都度 | ３年間 |
| ３７．保安教育の実施日時，項目及び受けた者の氏名 | 実施の都度 | ３年間 |
| ３８．原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価 | 評価の都度 | ※１０ |

| 記録 | 記録すべき場合※1 | 保存期間 |
|---|---|---|
| ３９．原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価 | 評価の都度 | ※１０ |

※１：記録可能な状態において常に記録することを意味しており，点検，故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。

※２：１号炉，２号炉及び３号炉のみ。

※３：デジタルデータにより保存することができる。

※４：１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉のみ。

※５：廃止措置が終了し，その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて，原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間。

※６：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備については，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備内における線量当量率

※７：表４２－１に示す放出箇所

※８：妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。

※９：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合又はその記録を保存している期間が５年を超えた場合において，その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間。

※１０：廃止措置が終了し，その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて，原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間

表８１－２※11

| 記録 | 記録すべき場合 | 保存期間 |
|---|---|---|
| 1.品質保証計画に関する以下の文書 | | |
| 第3条品質保証計画の「4.2.1a」～d」」に定める文書 | 変更の都度 | 変更後５年が経過するまでの期間 |
| 2.JEAC4111 の要求事項に基づき作成する以下の記録 | | |
| (1)マネジメントレビューの結果の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (2)教育，訓練，技能及び経験について該当する記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (3)業務のプロセス及びその結果が，要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (4)業務に対する要求事項のレビューの結果の記録，及びそのレビューを受けてとられた処置の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (5)特定原子力施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (6)設計・開発のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (7)設計・開発の検証の結果の記録，及び必要な処置があればその記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (8)設計・開発の妥当性確認の結果の記録，及び必要な処置があればその記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (9)設計・開発の変更の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (10)設計・開発の変更のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (11)供給者の評価の結果の記録，及び評価によって必要とされた処置があればその記録 | 作成の都度 | ５年 |

| 記録 | 記録すべき場合 | 保存期間 |
|---|---|---|
| (12)プロセスの妥当性確認で組織が記録が必要とされた活動の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (13)業務に関するトレーサビリティの記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (14)組織外の所有物に関して，組織が必要と判断した場合の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (15)校正又は検証に用いた基準の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (16)測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の,過去の測定結果の妥当性評価の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (17)校正及び検証の結果の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (18)内部監査の結果の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (19)検査及び試験の合否判定基準への適合の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (20)リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (21)不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (22)是正処置の結果の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (23)予防処置の結果の記録 | 作成の都度 | ５年 |

※１１：表８１－１を適用する場合は，本表を適用しない。

（報告）

第８２条

各ＧＭ又は１～４号設備運転管理部長は，次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合は，直ちに安定化センター所長，所長及び主任技術者に報告する。

（１）運転上の制限を満足していないと判断した場合（第３１条）

（２）気体廃棄物について放出管理の目標値を超えて放出した場合（第４２条）

（３）外部放射線に係る線量等量率等に異常が認められた場合（第６０条）

（４）福島第一炉規則第18条第2号，第3号，第5号から第8号，第10号から第12号，第14号，第15号及び第17号に定める報告事象が生じた場合

２．所長は，前項に基づく報告を受けた場合，社長に報告する。

３．第１項又は第２項に基づく報告が，不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は，「NM-51-11トラブル等の報告マニュアル」による。

４．第１項（１）に該当する場合は，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき，直ちに原子力規制委員会に報告する。

# 附　　則

附則（　　）

（施行期日）

第１条

この規定は，原子力規制委員会の認可を受けた日の翌日から施行する。

２．第１６条の２第５項，第４０条第１項（３）及び第２項（３）の多核種除去設備については，Ａ系に適用し，多核種除去設備Ａ系の汚染水を用いた通水試験の結果を原子力規制委員会に通知し確認を得た後，全系列に適用する。

３．第１７条第３項及び第４項の１号炉，２号炉及び３号炉の復水貯蔵タンク水については，各号炉の復水貯蔵タンクの運用開始時点からそれぞれ適用する。

４．第１８条のＣＳＴ炉注水ポンプについては，各号炉のＣＳＴ炉注水ポンプ運用開始時点から，それぞれ適用する。

５．第６１条における表６１の計装第二ＧＭが所管する使用済燃料乾式キャスク仮保管設備のエリアモニタの数量については，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備のエリアモニタを規定台数設置した時点から適用することとし，規定台数を設置するまでの期間においては，未設置のエリアモニタを除いた台数を規定台数とする。

６．第３９条については，臨時の出入管理所の一時保管エリアが解除された時点から適用することとし，適用以前の間は以下の通りとする。

７．第２条の２，第２条の３，第３条，第４条，第５条，第６条，第８条，第７９条及び第８０条については，原子力規制委員会の認可を受けた日から６０日以内に適用することとし，適用以前の間は以下の通りとする。

８．添付２（管理対象区域図）の地下水バイパス一時貯留タンク図における「汚染のおそれのない管理対象区域」については，それぞれの区域における区域区分の変更をもって適用する。

９．第４２条の表４２－１及び表４２－２については，１号炉原子炉建屋カバー解体に伴う１号炉原子炉建屋カバー排気設備停止時点から適用することとし，適用以前の間は以下の通りとする。

附則第１条第６項の適用以前の間は次の通り。

（発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理）

第３９条

発電所の敷地内及び臨時の出入管理箇所で発生した瓦礫等※1について，廃棄物管理ＧＭ

又は放射線安全ＧＭは以下の事項を実施する。

（１）廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備※２，固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設※３及び伐採木一時保管槽※４を含む。）について，柵，ロープ等により区画を行い，人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また，遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

（２）放射線安全ＧＭは，臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについて，柵，ロープ等により区画を行い，人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また，遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

２．各ＧＭは，次に定める瓦礫等の種類に応じて，回収したものを一時保管エリアに運搬する。また，切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。

（１）発電所敷地内で発生した瓦礫類※５は，各ＧＭが，瓦礫類の線量率を測定し，その線量率に応じて，廃棄物管理ＧＭがあらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定した仮設保管設備，貯蔵庫，覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し，遮へいや容器収納，シート養生等の措置を講じる。

（２）発電所において発生した使用済保護衣等※６は，廃棄物管理ＧＭが，袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお，廃棄物管理ＧＭは圧縮等をすることができる。

（３）臨時の出入管理箇所において発生した使用済保護衣等は，放射線安全ＧＭが，袋又は容器に収納して臨時の出入管理箇所の一時保管エリアに運搬する。なお，放射線安全ＧＭは圧縮等をすることができる。

（４）伐採木は，各ＧＭが，発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限，通気性確保，伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

３．廃棄物管理ＧＭ又は放射線安全ＧＭは，次の事項を確認するとともに，その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

（１）廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備，貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類，使用済保護衣等，伐採木の一時保管状況を確認するために，１週間に１回一時保管エリアを巡視するとともに，１ヶ月に１回一時保管量を確認する。

（２）放射線安全ＧＭは，臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために，１週間に１回一時保管エリアを巡視するとともに，１ヶ月に１回一時保管量を確認する。

（３）廃棄物管理ＧＭは，覆土式一時保管施設において，覆土完了後，槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し，溜まり水が確認された場合には回収する。

（４）廃棄物管理ＧＭは，伐採木一時保管槽において，定期的に温度監視を実施する。

（５）廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備，貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類，使用済保護衣等及び伐

採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空気中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに，線量率測定結果を表示する。

（６）放射線安全ＧＭは，臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率並びに空気中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに，線量率測定結果を表示する。

※１：瓦礫等とは，瓦礫類，使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下，本条において同じ。

※２：仮設保管設備とは，瓦礫等を一時保管する設備のうち，テント，蛇腹ハウス及び雨天練習場等の屋根を設置したものをいう。以下，本条において同じ。

※３：覆土式一時保管施設とは，線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下，本条において同じ。

※４：伐採木一時保管槽とは，防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下，本条において同じ。

※５：瓦礫類とは，発電所敷地内において，今回の地震，津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい，回収した土壌を含む。以下，本条において同じ。

※６：使用済保護衣等とは，使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下，本条において同じ。

附則第１条第７項の適用以前の間は次の通り。

（関係法令及び保安規定の遵守）

第２条の２

社長は，第２条に係る保安活動を実施するにあたり，関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう，基本方針を定めるとともに，必要に応じて基本方針の見直しを行う。

２．原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は，関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため，「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め，これに基づき次の事項を実施する。

（１）第１項の基本方針に基づき，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。

（２）第３項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し，その結果を社長に報告し，必要に応じて指示を受ける。

（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。

３．第４条の組織は，第２項（１）の活動計画に基づき，関係法令及び保安規定の遵守の

意識を定着させるための活動を実施する。

（安全文化の醸成）
第２条の３
社長は，第２条に係る保安活動を実施するにあたり，安全を最優先にするため，安全文化醸成の基本方針を定めるとともに，必要に応じて基本方針の見直しを行う。
２．原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は，安全文化を醸成するため，「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め，これに基づき次の事項を実施する。
（１）第１項の基本方針に基づき，安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。
（２）第３項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し，その結果を社長に報告し，必要に応じて指示を受ける。
（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を，安全文化の醸成のための活動計画に反映する。
３．第４条の組織は，第２項（１）の活動計画に基づき，安全文化の醸成のための活動を実施する。

（品質保証計画）
第３条
第２条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり，以下のとおり品質保証計画を定める。

【品質保証計画】

1. 目的
本品質保証計画は，福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため，「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」（以下「JEAC4111」という。）に従って，発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し，実施し，評価確認し，継続的に改善することを目的とする。

2. 適用範囲
本品質保証計画は，発電所の保安活動に適用する。

3. 用語の定義
以下を除き JEAC4111 の定義に従う。
特定原子力施設：福島第一原子力発電所を構成する構築物，系統及び機器等の総称

原子力施設情報公開ライブラリー:原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより,事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として,一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。(以下「ニューシア」という。)

BWR 事業者協議会:国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために,電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し,必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。(以下,本条において同じ。)

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

(1) 第4条(保安に関する組織)に定める組織(以下「組織」という。)は,本品質保証計画に従って,品質マネジメントシステムを確立し,文書化し,実施し,かつ,維持する。また,その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 組織は,次の事項を実施する。

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。

b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図1のとおりとする。

c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。

d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。

e) これらのプロセスを監視し,適用可能な場合には測定し,分析する。

f) これらのプロセスについて,計画どおりの結果を得るため,かつ,継続的改善を達成するために必要な処置をとる。

(3) 組織は,品質マネジメントシステムの運用において,発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(以下「重要度分類指針」という。)に基づく重要性を基本として,品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また,グレード分けの決定に際しては,重要度分類指針に基づく重要性に加えて必要に応じて以下の事項を考慮する。

a) プロセス及び特定原子力施設の複雑性,独自性,又は斬新性の程度

b) プロセス及び特定原子力施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度

c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度

d) 作業又は製造プロセス,要員,要領,及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度

e) 運転開始後の特定原子力施設に対する保守,供用期間中検査及び取替えの難易度

(4) 組織は,これらのプロセスを,本品質保証計画に従って運営管理する。

(5) 組織は，原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には，「7.4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

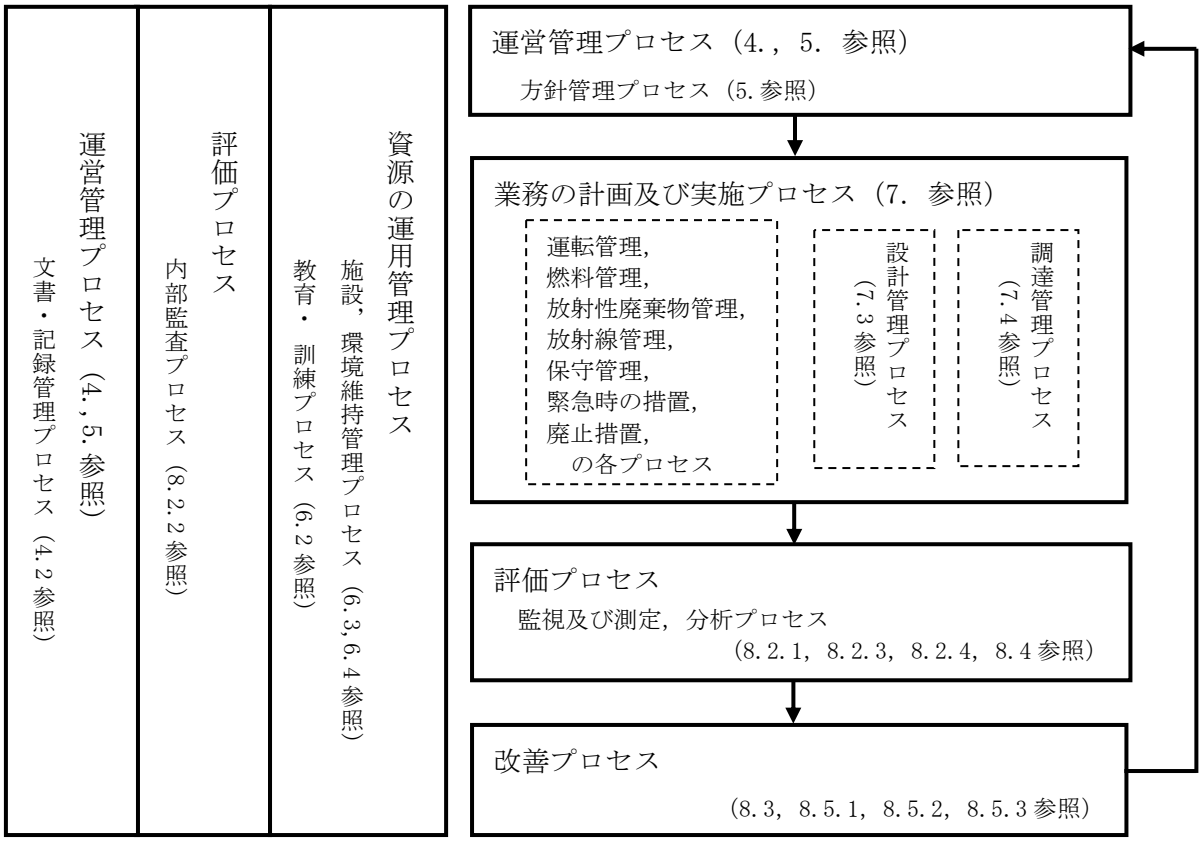



図１．品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。また，これらの文書体系を図２に，各マニュアルと各条文の関連を c)及び d)の表に示す。なお，記録は適正に作成する。

a) 文書化した，品質方針及び品質目標の表明

b) 以下の品質マニュアル

①本品質保証計画，②原子力品質保証規程（Z-21）

c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順”である以下の文書及び記録

| 第3条の関連条項 | 原子力品質保証規程の関連条項 | 名　　称 | 文書番号 | 管理箇所 |
|---|---|---|---|---|
| 4.2，7.2.2 | 4.2，7.2.2 | 文書及び記録管理基本マニュアル | NQ-12 | 原子力品質・安全部 |
| 8.2.2，8.5.1 | 8.2.2，8.5.1 | 原子力品質監査基本マニュアル | NA-19 | 原子力品質監査部 |
| 8.3，8.5.1，8.5.2，8.5.3 | 8.3，8.5.1，8.5.2，8.5.3 | 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル | NQ-11 | 原子力品質・安全部 |

d)組織内のプロセスの効果的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した記録を含む文書

①以下の文書

| 第3条の関連条項 | 原子力品質保証規程の関連条項 | 名　　称 | 文書番号 | 管理箇所 | 第3条以降の関連条文 |
|---|---|---|---|---|---|
| 5.4.1，8.2.3，8.4，8.5.1 | 5.4.1，8.2.3，8.4，8.5.1 | セルフアセスメント実施基本マニュアル | NK-17 | 原子力・立地業務部 | 第10条 |
| 5.5.3 | 5.5.3 | 保安管理基本マニュアル | NM-24 | 原子力運営管理部 | 第6条～第9条 |
| 5.6，8.5.1 | 5.6，8.5.1 | マネジメントレビュー実施基本マニュアル | NK-18 | 原子力・立地業務部 | － |
| 6.2 | 6.2 | 教育及び訓練基本マニュアル | NK-20 | 原子力・立地業務部 | 第79条～第81条 |
| 6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.5，7.6，8.2.4 | 6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.5，7.6，8.2.4 | 運転管理基本マニュアル | NM-51 | 原子力運営管理部 | 第12条，第13条，第15条～第16条の2，第18条～第25条，第28条，第29条，第33条，第81条，第82条 |
| 6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.5，7.6 | 6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.5，7.6 | 燃料管理基本マニュアル | NM-52 | 原子力運営管理部 | 第13条，第35条～第37条，第81条 |
| | | 放射性廃棄物管理基本マニュアル | NM-54 | 原子力運営管理部 | 第38条，第39条，第41条～第43条，第81条 |
| | | 保守管理基本マニュアル | NM-55 | 原子力運営管理部 | 第29条，第68条，第81条 |
| | | 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル | NM-58 | 原子力運営管理部 | 第45条～第67条，第81条 |
| 6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.3，7.4，7.5，7.6，8.2.4 | 6.3，6.4，7.1，7.2.1，7.3，7.4，7.5，7.6，8.2.4 | 廃止措置基本マニュアル | NP-57 | 福島第一対策プロジェクトチーム | 第12条，第13条，第16条～第27条，第40条，第68条，第81条 |
| 7.2.3，8.2.1 | 7.2.3，8.2.1 | 外部コミュニケーション基本マニュアル | NM-21 | 原子力運営管理部 | － |
| 7.4 | 7.4 | 原子燃料調達基本マニュアル | NC-15 | 原子燃料サイクル部 | － |

②発電所品質保証計画書

③要領，要項，手引等の手順書

④部門作成文書

⑤外部文書

⑥上記①②③④⑤で規定する記録

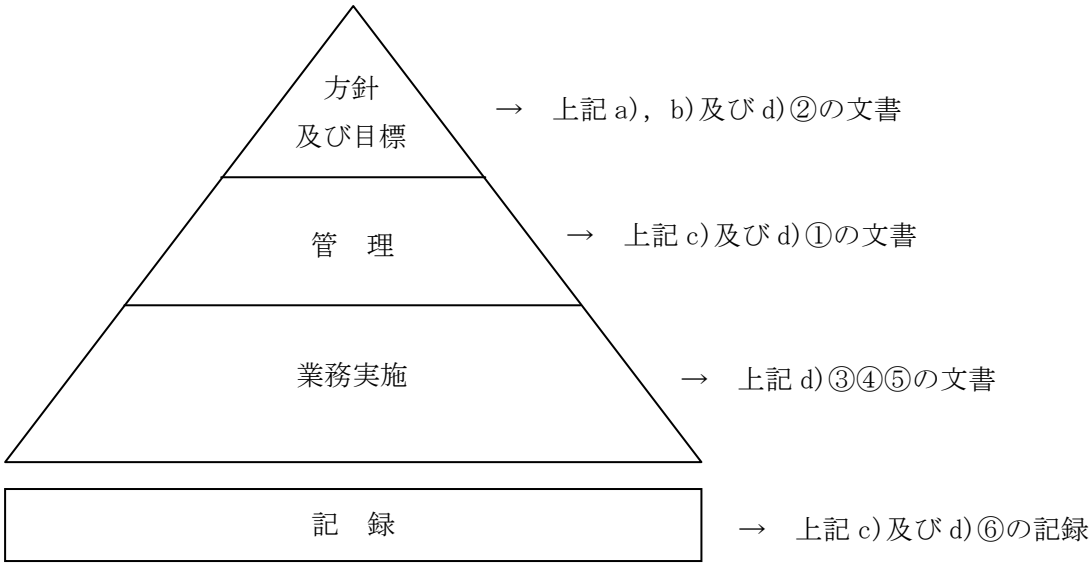



図２．品質マネジメントシステム文書体系図

4.2.2 品質マニュアル

組織は，品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し，維持する。制定・改訂権限者は社長とする。

4.2.3 文書管理

(1) 組織は，品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために，「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき，保安規定上の位置付けを明確にするとともに，保安活動の重要度に応じて管理する。また，記録は，4.2.4 に規定する要求事項に従って管理する。

(2) 次の活動に必要な管理を「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。

a) 発行前に，適切かどうかの観点から文書を承認する。

b) 文書をレビューする。また，必要に応じて更新し，再承認する。

c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。

d) 該当する文書の適切な版が，必要なときに，必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。

e) 文書は，読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。

f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし，その配付が管理されていることを確実にする。

g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また，これらを何らかの目的で保持する場合には，適切な識別をする。

4.2.4 記録の管理

(1) 組織は，要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成された記録を管理する。

(2) 記録の識別，保管，保護，検索，保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。

(3) 記録は，読みやすく，容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。

5. 経営者の責任

5.1 経営者のコミットメント

社長は，品質マネジメントシステムの構築及び実施，並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を，次の事項によって示す。

a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして，原子力安全の重要性を組織内に周知する。

b) 品質方針を設定する。

c) 品質目標が設定されることを確実にする。

d) マネジメントレビューを実施する。

e) 資源が使用できることを確実にする。

5.2 原子力安全の重視

社長は，原子力安全を最優先に位置付け，業務に対する要求事項が決定され，満たされていることを確実にする（7.2.1 及び 8.2.1 参照）。

5.3 品質方針

社長は，品質方針について，次の事項を確実にする。

a) 東京電力の経営理念に対して適切である。

b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。

c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。

d) 組織全体に伝達され，理解される。

e) 適切性の持続のためにレビューされる。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

(1) 社長は，組織内のしかるべき部門及び階層で，業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標(7.1 (3) a)参照)を設定することを確実にするために，「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」を定めさせる。

(2) 品質目標は，その達成度が判定可能で，品質方針との整合がとれていること。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

社長は，次の事項を確実にする。

a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために，品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。

b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し，実施する場合には，その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく，整合性が取れるよう管理する。

5.5 責任，権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

社長は，全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ，保安活動を実施するための責任及び権限が第５条（保安に関する職務）及び第９条（主任技術者の職務等）に定められ，組織全体に周知されていることを確実にする。また，社長は第４条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による，「Z-10 職制および職務権限規程」に基づく保安活動への支援を確実にする。

5.5.2 管理責任者

(1) 社長は，原子力品質監査部長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し，与えられている他の責任とかかわりなく，次に示す責任及び権限を与える。

(2) 原子力品質監査部長の管理責任者としての責任及び権限

a) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立，実施及び維持を確実にする。

b) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

c) 内部監査プロセスを通じて，組織全体にわたって，原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

(3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立，実施及び維持を確実にする。

b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

c) 組織全体（原子力品質監査部除く）にわたって，原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

5.5.3 内部コミュニケーション

社長は，組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また，マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて，品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

(1) 社長は，組織の品質マネジメントシステムが，引き続き，適切，妥当かつ有効であることを確実にするために，「NK-18 マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき，品質マネジメントシステムをレビューする。なお，必要に応じて随時実施する。

(2) このレビューでは，品質マネジメントシステムの改善の機会の評価，並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。

(3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには，次の情報を含む。

a) 監査の結果

b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方

c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果

d) 予防処置及び是正処置の状況

e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ

f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更

g) 改善のための提案

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

(1) マネジメントレビューからのアウトプットには，次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。

a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善

b) 業務の計画及び実施にかかわる改善

c) 資源の必要性

6. 資源の運用管理

6.1 資源の提供

組織は，人的資源，特定原子力施設，作業環境を含め，原子力安全に必要な資源を提供する。

6.2 人的資源

6.2.1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は，適切な教育，訓練，技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。

6.2.2 力量，教育・訓練及び認識

組織は，次の事項を「NK-20 教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。

a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。

b) 該当する場合には（必要な力量が不足している場合には），その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか，又は他の処置をとる。

c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。

d) 組織の要員が，自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し，品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。

e) 教育，訓練，技能及び経験について該当する記録を維持する（4.2.4 参照）。

6.3 特定原子力施設

組織は，原子力安全の達成のために必要な特定原子力施設を「NM-55 保守管理基本マニュアル」及び「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき明確にし，維持管理する。

6.4 作業環境

組織は，放射線に関する作業環境を基本とし，異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め，原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし，運営管理する。

7. 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

(1) 組織は，保安活動に必要な業務のプロセスを計画し，運転管理，燃料管理，放射性廃棄物管理，放射線管理，保守管理，廃止措置の各基本マニュアルに定める。また，各基本マニュアルに基づき，業務に必要なプロセスを計画し，構築する。

(2) 業務の計画は，品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる（4.1参照）。

(3) 組織は，業務の計画に当たって，次の各事項について適切に明確化する。

a) 業務に対する品質目標及び要求事項

b) 業務に特有な，プロセス及び文書の確立の必要性，並びに資源の提供の必要性

c) その業務のための検証，妥当性確認，監視，測定，検査及び試験活動，並びにこれらの合否判定基準

d) 業務のプロセス及びその結果が，要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照）

(4) この業務の計画のアウトプットは，組織の運営方法に適した形式にする。

7.2 業務に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務に対する要求事項の明確化

組織は，次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

a) 業務に適用される法令・規制要求事項

b) 明示されてはいないが，業務に不可欠な要求事項

c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

7.2.2 業務に対する要求事項のレビュー

(1) 組織は，「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは，業務を行う前に実施する。

(2) レビューでは，次の事項を確実にする。

a) 業務に対する要求事項が定められている。

b) 業務に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には，それについて解決されている。

c) 組織が，定められた要求事項を満たす能力をもっている。

(3) このレビューの結果の記録，及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4.2.4参照）。

(4) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には，組織はその要求事項を適用する前に確認する。

(5) 業務に対する要求事項が変更された場合には，組織は，関連する文書を修正する。また，変更後の要求事項が，関連する要員に理解されていることを確実にする。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

組織は，原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし，実施する。

7.3 設計・開発

組織は，特定原子力施設を対象として，「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

7.3.1 設計・開発の計画

(1) 組織は，特定原子力施設の設計・開発の計画を策定し，管理する。

(2) 設計・開発の計画において，組織は次の事項を明確にする。

a) 設計・開発の段階

b) 設計・開発の各段階に適したレビュー，検証及び妥当性確認

c) 設計・開発に関する責任及び権限

(3) 組織は，効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割当てを確実にするために，設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。
(4) 設計・開発の進行に応じて，策定した計画を適切に更新する。

7.3.2 設計・開発へのインプット
(1) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし，記録を維持する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。
a) 機能及び性能に関する要求事項
b) 適用される法令・規制要求事項
c) 適用可能な場合には，以前の類似した設計から得られた情報
d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
(2) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットについては，その適切性をレビューする。要求事項は，漏れがなく，あいまい（曖昧）でなく，相反することがないようにする。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット
(1) 設計・開発からのアウトプットは，設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また，リリース前に，承認を受ける。
(2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。
a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
b) 調達，業務の実施に対して適切な情報を提供する。
c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか，又はそれを参照している。
d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な特定原子力施設の特性を明確にする。

7.3.4 設計・開発のレビュー
(1) 設計・開発の適切な段階において，次の事項を目的として，計画されたとおりに（7.3.1参照）体系的なレビューを行う。
a) 設計・開発の結果が，要求事項を満たせるかどうかを評価する。
b) 問題を明確にし，必要な処置を提案する。
(2) レビューへの参加者には，レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者を含める。このレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.3.5 設計・開発の検証
(1) 設計・開発からのアウトプットが，設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために，計画されたとおりに（7.3.1参照）検証を

実施する。この検証の結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 設計・開発の検証は，原設計者以外の者又はグループが実施する。

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

(1) 結果として得られる特定原子力施設が，指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために，計画した方法（7.3.1参照）に従って，設計・開発の妥当性確認を実施する。

(2) 実行可能な場合にはいつでも，特定原子力施設の使用前に，妥当性確認を完了する。

(3) 妥当性確認の結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.3.7 設計・開発の変更管理

(1) 設計・開発の変更を明確にし，記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 変更に対して，レビュー，検証及び妥当性確認を適切に行い，その変更を実施する前に承認する。

(3) 設計・開発の変更のレビューには，その変更が，当該の特定原子力施設を構成する要素及び関連する特定原子力施設に及ぼす影響の評価を含める。

(4) 変更のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.4 調達

組織は，「NP-57 廃止措置基本マニュアル」及び「NC-15 原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

7.4.1 調達プロセス

(1) 組織は，規定された調達要求事項に，調達製品が適合することを確実にする。

(2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は，調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。

(3) 組織は，供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として，供給者を評価し，選定する。選定，評価及び再評価の基準を定める。

(4) 評価の結果の記録，及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

(5) 組織は，調達製品の調達後における，維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。

7.4.2 調達要求事項

(1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし，必要な場合には，次の事項のうち該当する事項を含める。

a）製品，手順，プロセス及び設備の承認に関する要求事項
b）要員の適格性確認に関する要求事項
c）品質マネジメントシステムに関する要求事項
(2) 組織は，供給者に伝達する前に，規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。

7.4.3 調達製品の検証
(1) 組織は，調達製品が，規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために，必要な検査又はその他の活動を定めて，実施する。
(2) 組織が，供給者先で検証を実施することにした場合には，組織は，その検証の要領及び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。

7.5 業務の実施
7.5.1 業務の管理
組織は，「業務の計画」（7.1参照）に基づき業務を管理された状態で実施する。管理された状態には，次の事項のうち該当するものを含む。
a）原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。
b）必要に応じて，作業手順が利用できる。
c）適切な設備を使用している。
d）監視機器及び測定機器が利用でき，使用している。
e）監視及び測定が実施されている。
f）業務のリリースが実施されている。

7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認
(1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが，それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で，その結果，業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には，組織は，その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。
(2) 妥当性確認によって，これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
(3) 組織は，これらのプロセスについて，次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。
a）プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
b）設備の承認及び要員の適格性確認
c）所定の方法及び手順の適用
d）記録に関する要求事項（4.2.4参照）
e）妥当性の再確認

7.5.3 識別及びトレーサビリティ

(1) 必要な場合には，組織は，業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。

(2) 組織は，業務の計画及び実施の全過程において，監視及び測定の要求事項に関連して，業務の状態を識別する。

(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には，組織は，業務について一意の識別を管理し，記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.4 組織外の所有物

組織は，組織外の所有物について，それが組織の管理下にある間，注意を払い，必要に応じて記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.5 調達製品の保存

組織は，関連するマニュアル等に基づき，調達製品の検証後，受入から据付（使用）までの間，要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には，該当する場合，識別，取扱い，包装，保管及び保護を含める。保存は，取替品，予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理

(1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために，組織は，実施すべき監視及び測定並びに，そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。

(2) 組織は，監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し，関連するマニュアル等に定める。

(3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には，測定機器に関し，「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき，次の事項を満たす。

a) 定められた間隔又は使用前に，国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証，又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には，校正又は検証に用いた基準を記録する（4.2.4 参照）。

b) 機器の調整をする，又は必要に応じて再調整する。

c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。

d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。

e) 取扱い，保守及び保管において，損傷及び劣化しないように保護する。

さらに，測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には，組織は，その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し，記録する（4.2.4 参照）。組織は，その機器，及び影響を受けた業務すべてに対して，適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には，そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は，最初に使用するのに先立って実施する。また，必要に応じて再確認する。

8. 評価及び改善

8.1 一般

(1) 組織は，次の事項のために必要となる監視，測定，分析及び改善のプロセスを計画し，実施する。

a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。

b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。

c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) これには，統計的手法を含め，適用可能な方法，及びその使用の程度を決定することを含める。

8.2 監視及び測定

8.2.1 原子力安全の達成

組織は，品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして，原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」に定める。

8.2.2 内部監査

(1) 組織は，品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために，あらかじめ定められた間隔で「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。

a) 品質マネジメントシステムが，業務の計画（7.1 参照）に適合しているか，JEAC4111 の要求事項に適合しているか，及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。

b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され，維持されているか。

(2) 組織は，監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性，並びにこれまでの監査結果を考慮して，監査プログラムを策定する。監査の基準，範囲，頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては，監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。

(3) 監査の計画及び実施，記録の作成及び結果の報告に関する責任，並びに要求事項を「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。

(4) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(5) 監査された領域に責任をもつ管理者は，検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく，必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには，とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照)。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

(1) 組織は，品質マネジメントシステムのプロセスの監視，及び適用可能な場合に行う測定には，「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」（第１０条（原子炉施設の定期的な評価）を含む）に基づき，適切な方法を適用する。

(2) これらの方法は，プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。

(3) 計画どおりの結果が達成できない場合には，適切に，修正及び是正処置をとる。

8.2.4 検査及び試験

(1) 組織は，特定原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために，「NM-51 運転管理基本マニュアル」及び「NP-57 廃止措置基本マニュアル」に基づき，特定原子力施設を検査及び試験する。検査及び試験は，業務の計画（7.1 参照）に従って，適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する(4.2.4 参照)。

(2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。

(3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を記録する（4.2.4参照)。

(4) 業務の計画（7.1 参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは，当該特定原子力施設を据え付けたり，運転したりしない。ただし，当該の権限をもつ者が承認したときは，この限りではない。

8.3 不適合管理

(1) 組織は，業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために，それらを識別し，管理することを確実にする。

(2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

(3) 該当する場合には，組織は，次の一つ又はそれ以上の方法で，不適合を処理する。

a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。

b) 当該の権限をもつ者が，特別採用によって，その使用，リリース，又は合格と判定することを正式に許可する。

c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。

d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には，その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。

(4) 不適合に修正を施した場合には，要求事項への適合を実証するための再検証を行う。

(5) 不適合の性質の記録，及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(6) 組織は，原子炉施設の保安の向上を図る観点から，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い，不適合の内容をニューシアへ登録することにより，情報の公開を行う。

8.4 データの分析

(1) 組織は，品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため，また，品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために，「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき，適切なデータを明確にし，それらのデータを収集し，分析する。この中には，監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。

(2) データの分析によって，次の事項に関連する情報を提供する。

a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8.2.1 参照）

b) 業務に対する要求事項への適合（8.2.3 及び 8.2.4 参照）

c) 予防処置の機会を得ることを含む，プロセス及び特定原子力施設の特性及び傾向（8.2.3 及び 8.2.4 参照）

d) 供給者の能力（7.4 参照）

8.5 改善

8.5.1 継続的改善

組織は，品質方針，品質目標，監査結果，データの分析，是正処置，予防処置及びマネジメントレビューを通じて，品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

8.5.2 是正処置

(1) 組織は，再発防止のため，「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき，不適合の原因を除去する処置をとる。

(2) 是正処置は，検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。

(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

a) 不適合の内容確認

b) 不適合の原因の特定

c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価

d) 必要な処置の決定及び実施

e) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）

f) とった是正処置の有効性のレビュー

8.5.3 予防処置

(1) 組織は，起こり得る不適合が発生することを防止するために，保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見（BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め，「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき，その原因を除去する処置を決める。

(2) 予防処置は，起こり得る問題の影響に応じたものとする。

(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

a) 起こり得る不適合及びその原因の特定

b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価

c) 必要な処置の決定及び実施

d) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）

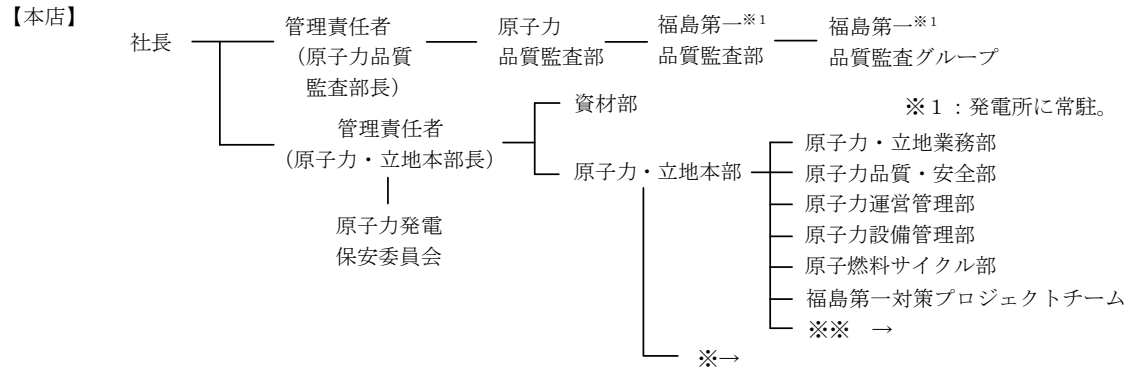
e) とった予防処置の有効性のレビュー

（保安に関する組織）

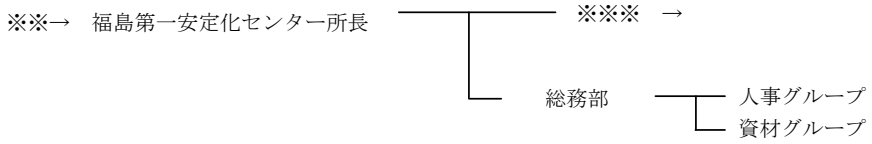
第４条

発電所の保安に関する組織は，図４のとおりとする。

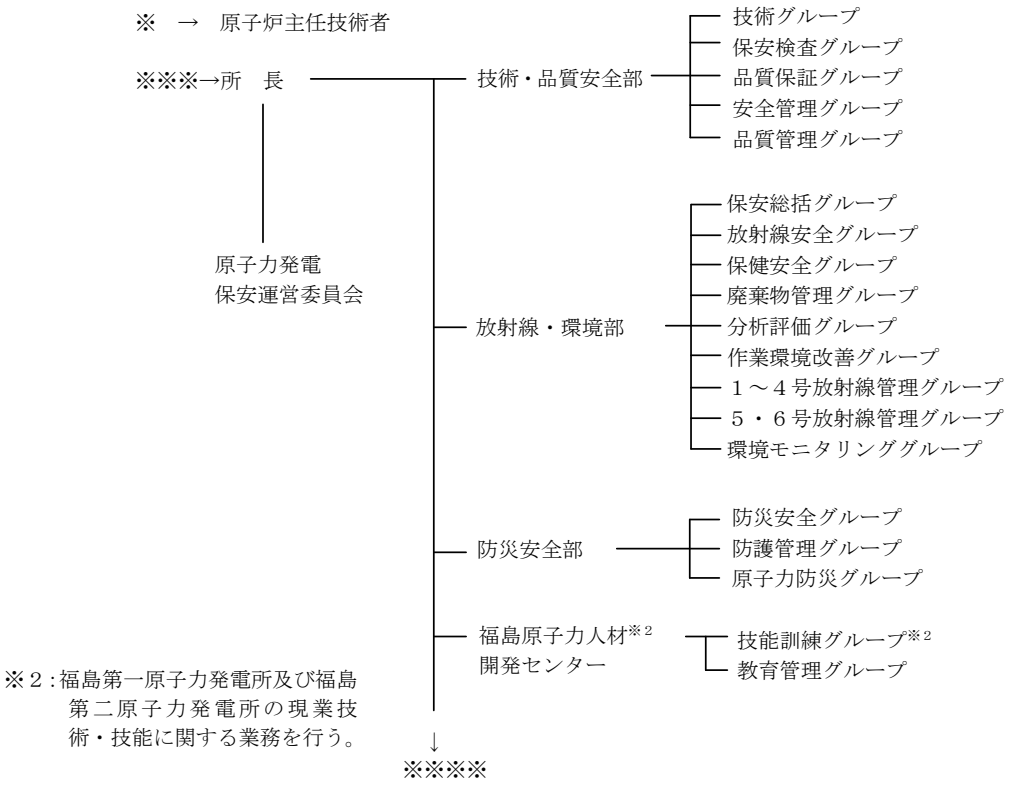
図４



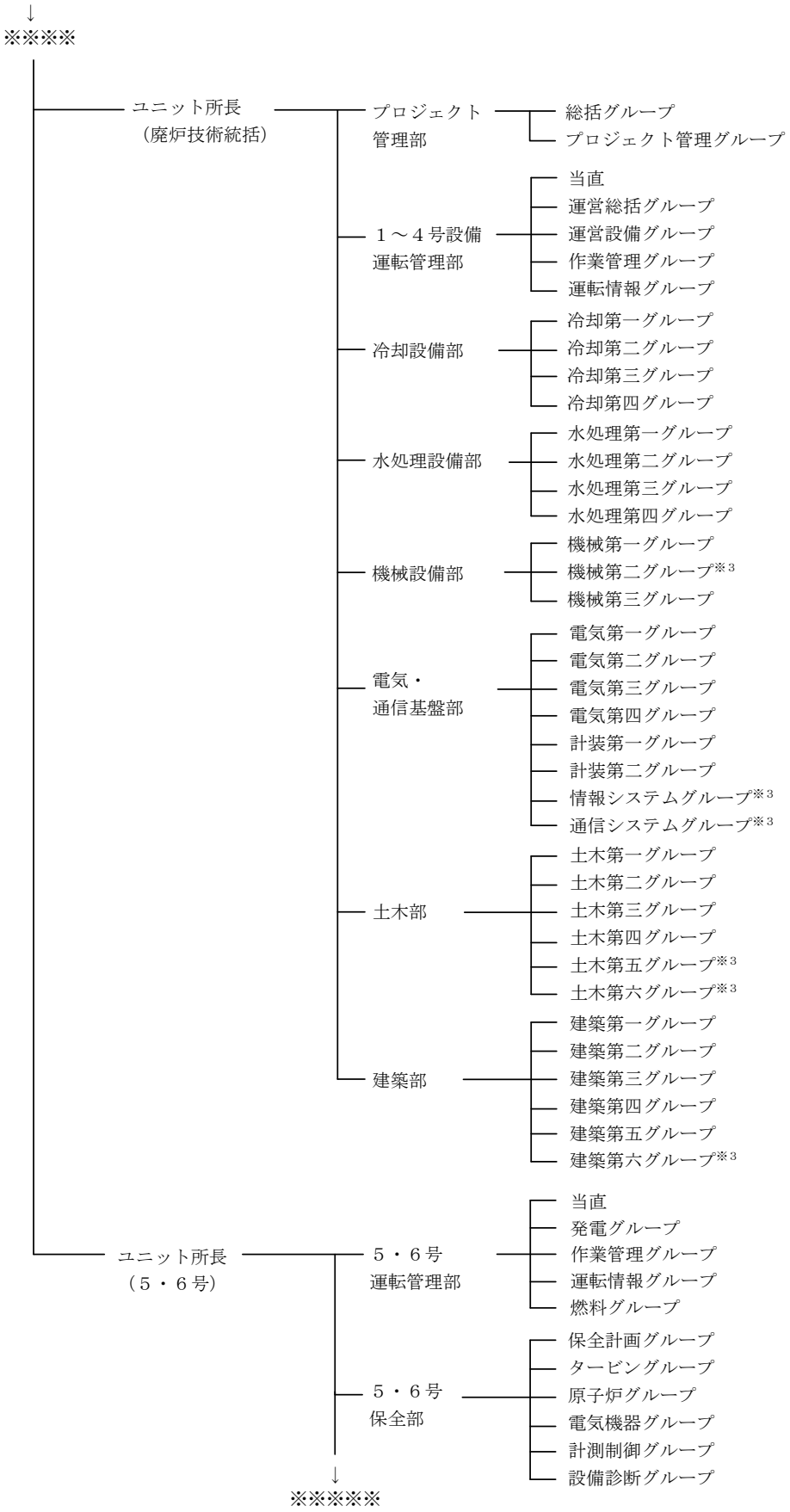
【福島第一安定化センター】

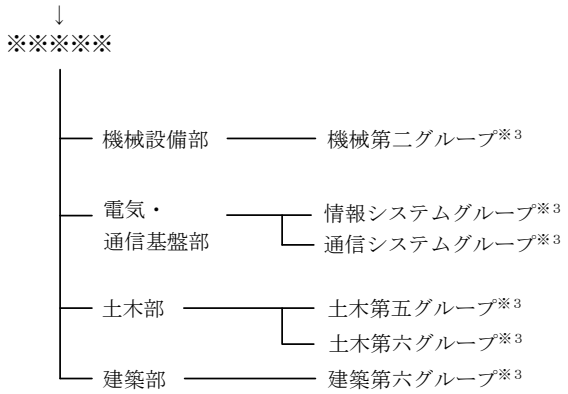



【福島第一原子力発電所】




※２:福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の現業技術・技能に関する業務を行う。


↓
※※※※
ユニット所長
（廃炉技術統括）
プロジェクト
管理部
総括グループ
プロジェクト管理グループ
１～４号設備
運転管理部
当直
運営総括グループ
運営設備グループ
作業管理グループ
運転情報グループ
冷却設備部
冷却第一グループ
冷却第二グループ
冷却第三グループ
冷却第四グループ
水処理設備部
水処理第一グループ
水処理第二グループ
水処理第三グループ
水処理第四グループ
機械設備部
機械第一グループ
機械第二グループ※3
機械第三グループ
電気・
通信基盤部
電気第一グループ
電気第二グループ
電気第三グループ
電気第四グループ
計装第一グループ
計装第二グループ
情報システムグループ※3
通信システムグループ※3
土木部
土木第一グループ
土木第二グループ
土木第三グループ
土木第四グループ
土木第五グループ※3
土木第六グループ※3
建築部
建築第一グループ
建築第二グループ
建築第三グループ
建築第四グループ
建築第五グループ
建築第六グループ※3
ユニット所長
（５・６号）
５・６号
運転管理部
当直
発電グループ
作業管理グループ
運転情報グループ
燃料グループ
５・６号
保全部
保全計画グループ
タービングループ
原子炉グループ
電気機器グループ
計測制御グループ
設備診断グループ
↓
※※※※※




※３：機械第二グループ，情報システムグループ，通信システムグループ，土木第五グループ，土木第六グループ及び建築第六グループは，それぞれ１グループで１～６号炉を所管する。

（保安に関する職務）

第５条

保安に関する職務のうち，本店組織の職務は次のとおり。

（１）社長は，トップマネジメントとして，管理責任者を指揮し，品質マネジメントシステムの構築，実施，維持，改善に関して，保安活動を統轄するとともに，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また，保安に関する組織（原子炉主任技術者（以下「主任技術者」という。）を含む。）から適宜報告を求め，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき，原子力安全を最優先し必要な指示を行う。

（２）原子力品質監査部長は，管理責任者として，品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部に限る。）。

（３）福島第一品質監査グループは，品質保証活動の監査を行う。

（４）原子力・立地本部長は，管理責任者として，資材部，原子力・立地業務部，原子力品質・安全部，原子力運営管理部，原子力設備管理部，原子燃料サイクル部，福島第一対策プロジェクトチーム，福島第一安定化センター（以下「安定化センター」という。）及び発電所の行う保安活動を統括管理する。また，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部を除く。）。

（５）資材部は，調達先の評価・選定に関する業務を行う。

（６）原子力・立地業務部は，管理責任者を補佐し，品質マネジメント推進及び要員の計画，管理，研修に関する業務を行う。

（７）原子力品質・安全部は，業務プロセスの改善・標準化及び安全管理に関する業務を行う。

（８）原子力運営管理部は，原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。

（９）原子力設備管理部は，原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う。

（10）原子燃料サイクル部は，原子燃料の調達に関する業務を行う。

（11）福島第一対策プロジェクトチームは，福島第一原子力発電所の中長期対策の計画策定，総括管理及び技術検討に関する業務並びに実施計画の策定及び見直しに関する業務を行う。

２．保安に関する職務のうち，安定化センター組織の職務（発電所所管業務を除く。）は次のとおり。

（１）福島第一安定化センター所長（以下，「安定化センター所長」という。）は，原子力・立地本部長を補佐し，福島第一原子力発電所の業務（福島第一対策プロジェクトチーム所管業務を除く。）を統括管理する。

（２）人事グループは，要員の計画に関する業務を行う。
（３）資材グループは，調達に関する業務を行う。
３．保安に関する職務のうち，発電所組織の職務（安定化センター所管業務を除く。）は次のとおり。
（１）所長は，原子力・立地本部長及び安定化センター所長を補佐し，発電所における保安に関する業務（福島第一対策プロジェクトチームが所管する業務を除く。）を統括管理し，その際には主任技術者の意見を尊重する。
（２）技術グループは，原子力技術の総括及び原子炉安全の総括（安全評価を含む。）に関する業務を行う。
（３）保安検査グループは，原子力保安検査に関する業務を行う。
（４）品質保証グループは，品質保証体系の総括に関する業務を行う。
（５）品質管理グループは，品質の管理に関する業務を行う。
（６）安全管理グループは，保安管理及び不適合管理に関する業務を行う。
（７）保安総括グループは，安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第 11 条による。以下，本条において同じ）のうち，放射線管理の総括，放射線防護に係る装備品の管理及び計測器の管理（環境モニタリンググループ，機械第二グループ及び計装第二グループが所管する業務を除く）に関する業務を行う。
（８）放射線安全グループは，安全確保設備等のうち，出入管理及び放射線防護教育に関する業務を行う。
（９）保健安全グループは，安全確保設備等のうち，個人線量管理，管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務を行う。
（10）廃棄物管理グループは，安全確保設備等のうち，作業で発生した放射性固体廃棄物の管理及び固体廃棄物貯蔵庫管理に関する業務を行う。
（11）分析評価グループは，安全確保設備等のうち，液体廃棄物の放出管理，１～４号水質管理及び分析・データ評価に関する業務を行う。
（12）作業環境改善グループは，安全確保設備等のうち，構内施設（免震重要棟など）の放射線測定（１～４号放射線管理グループ及び５・６号放射線管理グループ所管業務を除く。）及び構内除染推進に関する業務を行う。
（13）１～４号放射線管理グループは，安全確保設備等の放射線管理に関する業務（分析評価グループ及び作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
（14）５・６号放射線管理グループは，５号炉及び６号炉に係る放射線管理に関する業務(作業環境改善グループ所管業務を除く。)を行う。
（15）環境モニタリンググループは，安全確保設備等のうち，発電所内外の陸域・海域のモニタリング，１～４号炉気体廃棄物の放出測定及びモニタリングポストの管理に関する業務を行う。
（16）防災安全グループは，防災安全の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関す

る業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(17) 防護管理グループは，周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(18) 原子力防災グループは，原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。

(19) 技能訓練グループは，現業技術・技能に関する業務を行う。

(20) 教育管理グループは，保安教育及びその他研修に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(21) 総括グループは，安全確保設備等のうち，廃炉業務総括，要員管理及び予算・調達管理に関する業務を行う。

(22) プロジェクト管理グループは，安全確保設備等のうち，工程・レイアウト管理及びプロジェクト取り纏めに関する業務を行う。

(23) 当直（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転，監視及び巡視点検に関する業務（運営設備グループ及び作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）所管業務を除く。）を行う。

(24) 運営総括グループは，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運営の総括及び手順書マニュアルに関する業務を行う。

(25) 運営設備グループは，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の管理用消耗品の管理，委託・工事管理及び設備管理並びに共用プールの運転，監視及び巡視点検に関する業務を行う。

(26) 作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転に関する業務のうち，保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く）を行う。

(27) 運転情報グループ（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転に関する業務の支援及び情報連絡に関する業務を行う。

(28) 冷却第一グループは，安全確保設備等のうち，原子炉注水設備及びほう酸水注入設備の保守管理並びに消防車の運用に関する業務を行う。

(29) 冷却第二グループは，安全確保設備等のうち，窒素ガス封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備の巡視点検，保守管理に関する業務を行う。

(30) 冷却第三グループは，安全確保設備等のうち，使用済燃料プール冷却設備の保守管理，消防車の運用，コンクリートポンプ車の運用，保守管理及び水貯蔵タンクの水質管理に関する業務を行う。

(31) 冷却第四グループは，安全確保設備等のうち，原子炉格納容器の内部調査，原子炉格納容器の補修及び所内共通ディーゼル発電設備（機械設備）の保守管理に関する業務を行う。

(32) 水処理第一グループは，安全確保設備等のうち，滞留水及びサブドレン水の水位管理（当直所管業務を除く。），高レベル汚染水の移送装置の保守管理に関する業務を行う。
(33) 水処理第二グループは，安全確保設備等のうち，汚染水処理装置の運用，保守管理に関する業務を行う。
(34) 水処理第三グループは，安全確保設備等のうち，放射性廃棄物の貯蔵に関する業務を行う。
(35) 水処理第四グループは，安全確保設備等のうち，多核種除去装置，地下水バイパス装置，サブドレン浄化装置及び吸引設備の運用並びに保守管理に関する業務を行う。
(36) 機械第一グループは，安全確保設備等のうち，他グループに属さない遠隔無人化装置の管理運営，建屋内除染・空気浄化等被ばく低減策の実施及び構内除染計画の取り纏めに関する業務を行う。
(37) 機械第二グループは，５号炉及び６号炉の廃棄物処理設備，廃棄物集中処理建屋内設備及びサイトバンカの保守管理に関する業務並びに安全確保設備等のうち，共用プール設備の保守管理に関する業務を行う。
(38) 機械第三グループは，原子炉建屋カバー・コンテナの工事及び燃料管理に関する業務（燃料グループ及び当直所管業務を除く。）並びに共用プール設備の復旧及び消防車の運用に関する業務を行う。
(39) 電気第一グループは，安全確保設備等のうち，電気・通信基盤部に関わる総括，電気各グループの調達及び所内電源（低圧）の強化並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務を行う。
(40) 電気第二グループは，安全確保設備等のうち，大型プロジェクトに係る設備等で必要な電源設備に関する業務を行う。
(41) 電気第三グループは，安全確保設備等のうち，外部電源及び所内電源（高圧）の強化及び保守管理に関する業務を行う。
(42) 電気第四グループは，安全確保設備等のうち，所内電源（低圧），仮設電源及び大型プロジェクトに係る設備の保守管理に関する業務を行う。
(43) 計装第一グループは，安全確保設備等のうち，１号炉及び２号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
(44) 計装第二グループは，安全確保設備等のうち，３号炉及び４号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
(45) 情報システムグループは，情報システム設備の保守管理に関する業務を行う。
(46) 通信システムグループは，通信設備の保守管理に関する業務を行う。
(47) 土木第一グループは，安全確保設備等のうち，土木工事のプロジェクト管理及び生活基盤整備に関する業務を行う。
(48) 土木第二グループは，安全確保設備等のうち，地下水遮へい壁，港湾整備及び地下

水バイパスに関する業務を行う。

(49) 土木第三グループは，安全確保設備等のうち，冷却水及び水処理廃棄物等の保管設備に関する業務を行う。

(50) 土木第四グループは，安全確保設備等のうち，瓦礫・伐採木の保管，乾式キャスク仮保管施設及び敷地内除染に関する業務を行う。

(51) 土木第五グループは，津波対策（建築第三グループ所管業務を除く。）及び安全確保設備等のうち，１～４号炉土木設備内の滞留水に関する業務を行う。

(52) 土木第六グループは，５号炉及び６号炉に係る土木設備及び構内土木設備等の点検・保守に関する業務を行う。

(53) 建築第一グループは，安全確保設備等のうち，建築工事のプロジェクト管理及び３号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。

(54) 建築第二グループは，安全確保設備等のうち，１号炉及び４号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。

(55) 建築第三グループは，安全確保設備等のうち，建屋地下水対策，津波対策（土木第五グループ所管業務を除く。）及び建屋間止水対策に関する業務を行う。

(56) 建築第四グループは，安全確保設備等のうち，建屋内瓦礫運搬及び建屋内除染（機械第一グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。

(57) 建築第五グループは，安全確保設備等のうち，運用補助共用施設及び敷地内における建物の保守管理に関する業務を行う。

(58) 建築第六グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち，各建屋及び免震重要棟の電気設備に関する業務を行う。

(59) 当直（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務（発電グループ及び作業管理グループ（５・６号運転管理部）所管業務を除く。）及び燃料取扱いに関する業務を行う。

(60) 発電グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運用管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。

(61) 作業管理グループ（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。

(62) 運転情報グループ（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務の支援，情報連絡に関する業務を行う。

(63) 燃料グループは，燃料の管理に関する業務（機械第三グループ及び当直所管業務を除く。）並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(64) 保全計画グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の保守の総括に関する業務を行う。

(65) タービングループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。
(66) 原子炉グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち原子炉設備に係る保守管理に関する業務を行う。
(67) 電気機器グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。
(68) 計測制御グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
(69) 設備診断グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設及び安全確保設備等の設備診断（振動・赤外線等）及び点検結果の評価に関する業務を行う。

４．各職位は次のとおり，当該業務にあたる。

（１）本店各部長は，原子力・立地本部長を補佐し，第４条の定めのとおり，当該部が所管するグループの業務を統括管理する。

（２）安定化センター部長は，安定化センター所長を補佐し，第４条の定めのとおり，当該部が所管するグループの業務を統括管理する。

（３）安定化センター各グループマネージャー（以下「安定化センター各ＧＭ」という。）は，グループ員を指示・指導し，所管する業務を遂行するとともに，所管業務に基づき保安教育並びに記録及び報告を行う。

（４）ユニット所長（廃炉技術統括）は，所長を補佐し，第４条の定めのとおり，所管する各部の業務を統括管理する。

（５）ユニット所長（５・６号）は，所長を補佐し，第４条の定めのとおり，所管する各部の業務を統括管理する。

（６）発電所各部長（福島原子力人材開発センター所長を含む。）は，第４条の定めのとおり，当該部（福島原子力人材開発センターを含む。）が所管するグループの業務を統括管理する。

（７）発電所各グループマネージャー（以下「各ＧＭ」といい，当直長を含む。）は，グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し，所管する業務を遂行するとともに，所管業務に基づき緊急時の措置，保安教育ならびに記録及び報告を行う。

（８）グループ員（当直員を含む。）は，ＧＭの指示・指導に従い，業務を遂行する。

（原子力発電保安委員会）

第６条

本店に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

２．保安委員会は，原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し，確認する。ただし，あらかじめ保安委員会にて定めた事項は，原子力発電保安運営委員会にて審議し，確認する。

（１）実施計画「Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備」本文に記載の基本設計の変更
（２）実施計画「Ⅲ　特定原子力施設の保安」の第１編及び第２編の変更
（３）その他保安委員会で定めた審議事項

３．原子力・立地本部長を委員長とする。

４．保安委員会は，委員長，原子力・立地業務部長，原子力品質・安全部長，原子力運営管理部長，原子力設備管理部長，安定化センター所長，主任技術者に加え，ＧＭ以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

５．委員長は，保安上重要な審議結果について，定期的に社長に報告する。

（原子炉主任技術者の選任）

第８条

原子力・立地本部長は，主任技術者及び代行者を，主任技術者免状を有する者から選任する。

２．主任技術者は原子炉毎に選任し，同一型式（沸騰水型）の原子炉では兼任させることができる。

３．主任技術者は，第９条に定める職務を専任する。

４．代行者の職位は，ＧＭ以上，所長付，安全品質担当，安全担当，運転技術担当，環境担当，技術総括担当，運転管理担当又は保全担当のいずれかとする。

５．主任技術者が職務を遂行できない場合は，代行者と交代する。ただし，職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は，第１項から第３項に基づき，改めて主任技術者を選任する。

（所員及び安定化センター員への保安教育）

第７９条

安全確保設備等の運用を行う所員及び安定化センター員への保安教育を実施するにあたり，具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NK-20-1 保安教育マニュアル」に定め，これに基づき次の各号を実施する。

（１）教育管理ＧＭは，毎年度，安全確保設備等の運用を行う所員及び安定化センター員への保安教育実施計画を「NK-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて作成し，主任技術者及び所長の確認を得て安定化センター所長の承認を得る。

（２）教育管理ＧＭは，（１）の保安教育実施計画の策定にあたり，運営委員会の確認を得る。

（３）各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭは，（１）の保安教育実施計画に基づき，保安教育を実施する。教育管理ＧＭは，年度毎に所員及び安定化センター員の保安教育実施結果を所長及び安定化センター所長へ報告する。

ただし，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目

の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

（４）教育管理ＧＭは，具体的な保安教育の内容について，定められた頻度に基づき見直しを行う。

（協力企業従業員への保安教育）

第８０条

各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，安全確保設備等に関する作業を協力企業が行う場合，当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が「NK-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお，教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

２．各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，安全確保設備等に関する作業のうち管理対象区域内における業務を協力企業が行う場合，当該協力企業従業員に対し，安全上必要な教育が「NK-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお，各ＧＭは，教育の実施状況を確認するため，教育現場に適宜立ち会う。

ただし，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

３．運営設備ＧＭは，放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合，毎年度，当該業務に従事する従業員に対し，「NK-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針のうち，「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し，その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

４．運営設備ＧＭは，第３項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し，その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお，教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし，運営設備ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

５．燃料ＧＭは，燃料取扱いに関する業務の補助を協力企業が行う場合，毎年度，当該業務に従事する従業員に対し，「NK-20-1 保安教育マニュアル」で定める実施方針のうち，「燃料取扱いの業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し，その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

６．燃料ＧＭは，第５項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し，その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお，教育の実施状況を確認するため

教育現場に適宜立ち会う。

ただし，燃料ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

附則第１条第９項の適用以前の間は次の通り。

（気体廃棄物の管理）

第４２条

気体廃棄物の放出管理について，次の事項を実施する。

（１）環境モニタリングＧＭは，表４２－１に定める項目について，同表に定める頻度で測定する。

（２）環境モニタリングＧＭは，表４２－１の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の敷地境界における空気中の濃度の３ヶ月平均値が，法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を下回ることを確認する。

（３）環境モニタリングＧＭは，表４２－１の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の放出量が，放出管理の目標値を下回ることを確認する。

（４）当直長は，表４２－２の放出箇所から放射性物質を含む空気を放出する場合は，ダスト放射線モニタ及びガス放射線モニタを監視する。

（５）環境モニタリングＧＭは，表４２－３に定める項目について，同表に定める頻度で測定する。

（６）環境モニタリングＧＭは，表４２－３の放出箇所において，粒子状の放射性物質濃度に有意な上昇傾向が無いことを確認する。

表４２－１

| 放出箇所 | 測定項目 | 計測器種類 | 測定頻度 |
|---|---|---|---|
| １号炉原子炉建屋<br>カバー排気設備出口 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |
| １号炉格納容器<br>ガス管理設備出口 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |
| ２号炉原子炉建屋<br>排気設備出口 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |
| ２号炉格納容器<br>ガス管理設備出口 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |
| ３号炉原子炉建屋<br>上部 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |

| 放出箇所 | 測定項目 | 計測器種類 | 測定頻度 |
|---|---|---|---|
| ３号炉格納容器<br>ガス管理設備出口 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |

表４２－２

| 放出箇所 | 監視項目 | 計測器種類 | 監視頻度 |
|---|---|---|---|
| １号炉原子炉建屋<br>カバー排気設備出口 | 粒子状物質 | ダスト放射線モニタ | 常時 |
| １号炉格納容器<br>ガス管理設備出口 | 粒子状物質 | ダスト放射線モニタ | 常時 |
| | 希ガス | ガス放射線モニタ | |
| ２号炉原子炉建屋<br>排気設備出口 | 粒子状物質 | ダスト放射線モニタ | 常時 |
| ２号炉格納容器<br>ガス管理設備出口 | 粒子状物質 | ダスト放射線モニタ | 常時 |
| | 希ガス | ガス放射線モニタ | |
| ３号炉格納容器<br>ガス管理設備出口 | 粒子状物質 | ダスト放射線モニタ | 常時 |
| | 希ガス | ガス放射線モニタ | |

表４２－３

| 放出箇所 | 測定項目 | 計測器種類 | 測定頻度 |
|---|---|---|---|
| 建屋内地上部開口部 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | １ヶ月に１回 |
| 汚染水処理設備・貯留設備のうち除染装置及び造粒固化体貯槽 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | 除染装置運転時<br>及び廃棄物受入時 |
| 使用済燃料共用プールオペフロ階 | 粒子状物質<br>（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能<br>測定装置 | 使用済燃料取扱い時 |

添付１については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

# 添付１　　管　理　区　域　図

（第４６条及び第４９条関連）

添付２については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

# 添付２　　管　理　対　象　区　域　図

（第４５条，第４７条及び第４８条関連）

添付３については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

# 添付３　　保　全　区　域　図

（第５６条関連）

# 第２編

# （５号炉及び６号炉に係る保安措置）

# 第１章　総　　則

（目的）

第１条

この規定第２編は，核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第６４条の３第１項の規定に基づき，福島第一原子力発電所５号炉及び６号炉に係る発電用原子炉施設（本編において，以下「原子炉施設」という。）の保安のために必要な措置（以下「保安活動」という。）を定め，核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）又は発電用原子炉（以下「原子炉」という。）による災害の防止を図ることを目的とする。

（基本方針）

第２条

発電所における保安活動は，安全文化を基礎とし，放射線及び放射性物質の放出による従業員及び公衆の被ばくを，定められた限度以下であってかつ合理的に達成可能な限りの低い水準に保つとともに，災害の防止のために，適切な品質保証活動に基づき実施する。

（関係法令及び保安規定の遵守）

第２条の２

社長は，第２条に係る保安活動を実施するにあたり，関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう，基本方針を定めるとともに，必要に応じて基本方針の見直しを行う。

２．原子力・立地本部長及び品質・安全監査部長は，関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため，「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め，これに基づき次の事項を実施する。

（１）第１項の基本方針に基づき，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。

（２）第３項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し，その結果を社長に報告し，必要に応じて指示を受ける。

（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。

３．第４条の組織は，第２項（１）の活動計画に基づき，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。

（安全文化の醸成）

第２条の３

社長は，第２条に係る保安活動を実施するにあたり，安全を最優先にするため，安全文化醸成の基本方針を定めるとともに，必要に応じて基本方針の見直しを行う。

２．原子力・立地本部長及び品質・安全監査部長は，安全文化を醸成するため，「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め，これに基づき次の事項を実施する。

（１）第１項の基本方針に基づき，安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。

（２）第３項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し，その結果を社長に報告し，必要に応じて指示を受ける。

（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を，安全文化の醸成のための活動計画に反映する。

３．第４条の組織は，第２項（１）の活動計画に基づき，安全文化の醸成のための活動を実施する。

# 第２章　品質保証

（品質保証計画）

第３条

第２条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり，以下のとおり品質保証計画を定める。

【品質保証計画】

1. 目的

本品質保証計画は，福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため，「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」（以下「JEAC4111」という。）に従って，発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し，実施し，評価確認し，継続的に改善することを目的とする。

2. 適用範囲

本品質保証計画は，発電所の保安活動に適用する。

3. 用語の定義

以下を除き JEAC4111 の定義に従う。

特定原子力施設：福島第一原子力発電所を構成する構築物，系統及び機器等の総称

原子力施設情報公開ライブラリー:原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより,事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として，一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。(以下「ニューシア」という。)

BWR 事業者協議会：国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために，電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し,必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。(以下，本条及び第１０７条において同じ。)

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

(1) 第４条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）は，本品質保証計画に従って，品質マネジメントシステムを確立し，文書化し，実施し，かつ，維持する。また，その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 組織は，次の事項を実施する。

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。

b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図１のとおりとする。

c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。

d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。

e) これらのプロセスを監視し，適用可能な場合には測定し，分析する。

f) これらのプロセスについて，計画どおりの結果を得るため，かつ，継続的改善を達成するために必要な処置をとる。

(3) 組織は，品質マネジメントシステムの運用において，発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）に基づく重要性を基本として，品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また，グレード分けの決定に際しては，重要度分類指針に基づく重要性に加えて必要に応じて以下の事項を考慮する。

a) プロセス及び特定原子力施設の複雑性，独自性，又は斬新性の程度

b) プロセス及び特定原子力施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度

c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度

d) 作業又は製造プロセス，要員，要領，及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度

e) 運転開始後の特定原子力施設に対する保守，供用期間中検査及び取替えの難易度

(4) 組織は，これらのプロセスを，本品質保証計画に従って運営管理する。

(5) 組織は，原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には，「7.4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

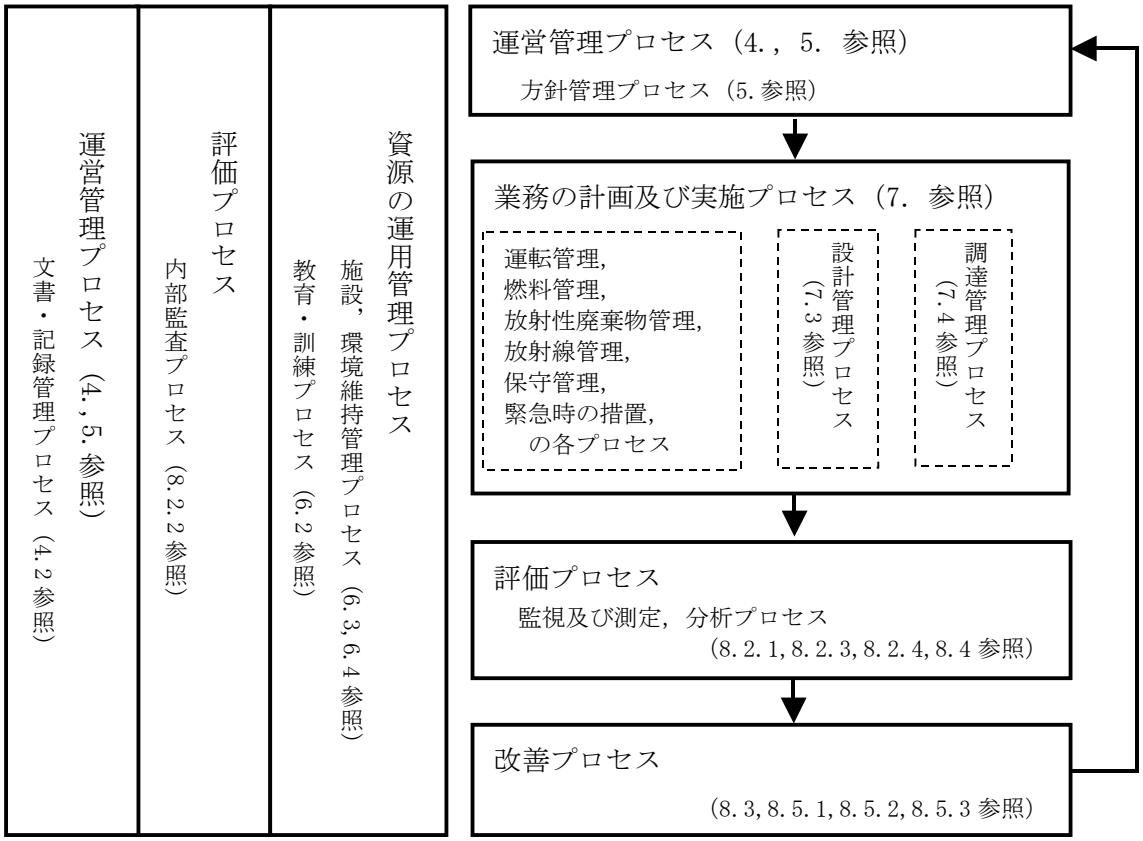



図１．品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。また，これらの文書体系を図２に，各マニュアルと各条文の関連を c)及び d)の表に示す。なお，記録は適正に作成する。

a) 文書化した，品質方針及び品質目標の表明

b) 以下の品質マニュアル

①本品質保証計画，②原子力品質保証規程（Z-21）

c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順” である以下の文書及び記録

| 第3条の関連条項 | 原子力品質保証規程の関連条項 | 名　　称 | 文書番号 | 管理箇所 |
|---|---|---|---|---|
| 4.2，7.2.2 | 4.2，7.2.2 | 文書及び記録管理基本マニュアル | NI-12 | 原子力安全・統括部 |
| 8.2.2,8.5.1 | 8.2.2,8.5.1 | 原子力品質監査基本マニュアル | AM-19 | 品質・安全監査部 |
| 8.3，8.5.1,<br>8.5.2,8.5.3 | 8.3，8.5.1,<br>8.5.2,8.5.3 | 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル | NI-11 | 原子力安全・統括部 |

d) 組織内のプロセスの効果的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した記録を含む文書

①以下の文書

| 第3条の関連条項 | 原子力品質保証規程の関連条項 | 名　　称 | 文書番号 | 管理箇所 | 第3条以降の関連条文 |
|---|---|---|---|---|---|
| 5.4.1,8.2.3, 8.4, 8.5.1 | 5.4.1,8.2.3, 8.4, 8.5.1 | セルフアセスメント実施基本マニュアル | NI-17 | 原子力安全・統括部 | 第10条 |
| 5.5.3 | 5.5.3 | 保安管理基本マニュアル | NM-24 | 原子力運営管理部 | 第6条～第9条 |
| 5.6, 8.5.1 | 5.6, 8.5.1 | マネジメントレビュー実施基本マニュアル | NI-18 | 原子力安全・統括部 | － |
| 6.2 | 6.2 | 教育及び訓練基本マニュアル | NI-20 | 原子力安全・統括部 | 第118条～第120条 |
| 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6 | 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6 | 運転管理基本マニュアル | NM-51 | 原子力運営管理部 | 第7条，第11条の2，第12条～第78条，第84条，第87条，第94条，第95条，第108条～第117条，第120条，第121条 |
| | | 燃料管理基本マニュアル | NM-52 | 原子力運営管理部 | 第19条～第23条，第25条～第27条，第55条，第56条，第69条，第72条，第79条～第86条，第103条，第104条，第120条 |
| | | 放射性廃棄物管理基本マニュアル | NM-54 | 原子力運営管理部 | 第87条～第90条，第120条 |
| 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6 | 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6 | 保守管理基本マニュアル | NM-55 | 原子力運営管理部 | 第90条，第102条，第107条，第107条の2，第120条 |
| 6.2.2, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5 | 6.2.2, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5 | 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル | NM-58 | 原子力運営管理部 | 第92条～第99条，第100条～第106条，第120条 |
| 7.2.3, 8.2.1 | 7.2.3, 8.2.1 | 外部コミュニケーション基本マニュアル | NM-21 | 原子力運営管理部 | － |
| 7.3 | 7.3 | 設計管理基本マニュアル | NE-16 | 原子力設備管理部 | － |
| 7.4 | 7.4 | 調達管理基本マニュアル | NE-14 | 原子力設備管理部 | － |
| | | 原子燃料調達基本マニュアル | NC-15 | 原子燃料サイクル部 | － |
| 8.2.4 | 8.2.4 | 検査及び試験基本マニュアル | NM-13 | 原子力運営管理部 | 第19条，第22条，第24条，第27条，第30条，第32条，第39条，第41条～第44条，第47条，第49条～第54条，第57条，第60条，第63条，第81条，第84条，第107条，第120条 |

| 第3条の関連条項 | 原子力品質保証規程の関連条項 | 名　　称 | 文書番号 | 管理箇所 | 第3条以降の関連条文 |
|---|---|---|---|---|---|
| 8.2.4 | 8.2.4 | 運転管理基本マニュアル | NM-51 | 原子力運営管理部 | 第 21 条，第 24 条，第 27 条，第 39 条，第 41 条，第 51 条～第 54 条，第 58 条，第 60 条，第 61 条，第 67 条，第 84 条，第 120 条 |

②発電所品質保証計画書

③要領，要項，手引等の手順書

④部門作成文書

⑤外部文書

⑥上記①②③④⑤で規定する記録

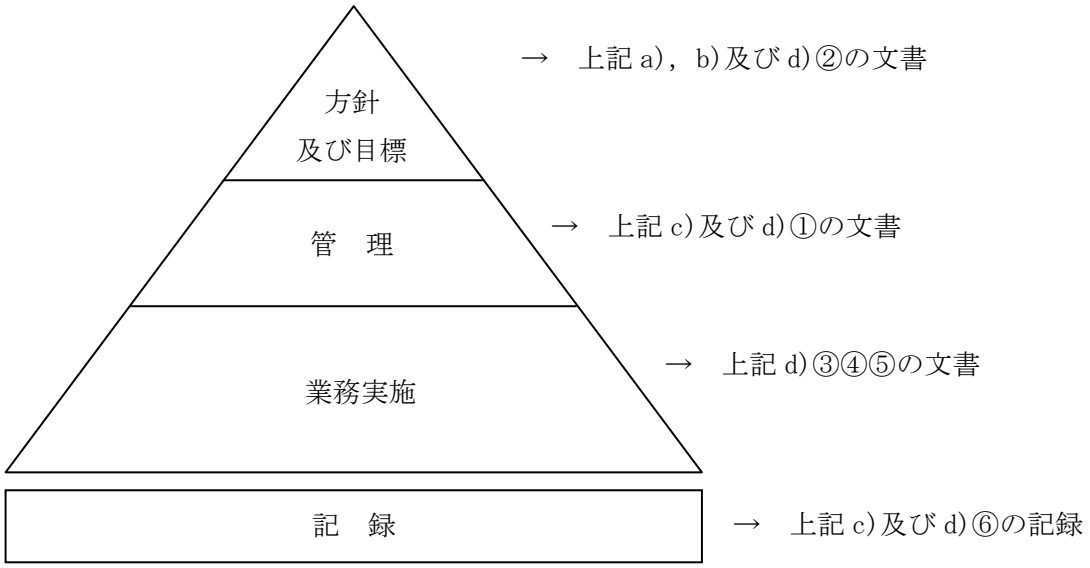



図２．品質マネジメントシステム文書体系図

4.2.2 品質マニュアル

組織は，品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し，維持する。制定・改訂権限者は社長とする。

4.2.3 文書管理

(1) 組織は，品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために，「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき，保安規定上の位置付けを明確にするとともに，保安活動の重要度に応じて管理する。また，記録は，4.2.4 に規定する要求事項に従って管理する。

(2) 次の活動に必要な管理を「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。

a) 発行前に，適切かどうかの観点から文書を承認する。

b) 文書をレビューする。また，必要に応じて更新し，再承認する。

c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。

d) 該当する文書の適切な版が，必要なときに，必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。

e) 文書は，読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。

f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし，その配付が管理されていることを確実にする。

g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また，これらを何らかの目的で保持する場合には，適切な識別をする。

4.2.4 記録の管理

(1) 組織は，要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成された記録を管理する。

(2) 記録の識別，保管，保護，検索，保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。

(3) 記録は，読みやすく，容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。

5. 経営者の責任

5.1 経営者のコミットメント

社長は，品質マネジメントシステムの構築及び実施，並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を，次の事項によって示す。

a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして，原子力安全の重要性を組織内に周知する。

b) 品質方針を設定する。

c) 品質目標が設定されることを確実にする。

d) マネジメントレビューを実施する。
e) 資源が使用できることを確実にする。

5.2 原子力安全の重視

社長は，原子力安全を最優先に位置付け，業務に対する要求事項が決定され，満たされていることを確実にする（7.2.1 及び 8.2.1 参照）。

5.3 品質方針

社長は，品質方針について，次の事項を確実にする。
a) 東京電力の経営理念に対して適切である。
b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
d) 組織全体に伝達され，理解される。
e) 適切性の持続のためにレビューされる。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

(1) 社長は，組織内のしかるべき部門及び階層で，業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標(7.1 (3) a)参照)を設定することを確実にするために,「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」を定めさせる。
(2) 品質目標は，その達成度が判定可能で，品質方針との整合がとれていること。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

社長は，次の事項を確実にする。
a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために，品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し，実施する場合には，その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく，整合性が取れるよう管理する。

5.5 責任，権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

社長は，全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ，保安活動を実施するための責任及び権限が第５条（保安に関する職務）及び第９条（主任技術者の職務等）に定められ，組織全体に周知されていることを確実にする。また，社長は第４条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による，「Z-10 職制および職務権限規程」に基

づく保安活動への支援を確実にする。

5.5.2 管理責任者

(1) 社長は，品質・安全監査部長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し，与えられている他の責任とかかわりなく，次に示す責任及び権限を与える。

(2) 品質・安全監査部長の管理責任者としての責任及び権限

a) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立，実施及び維持を確実にする。

b) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

c) 内部監査プロセスを通じて，組織全体にわたって，原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

(3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立，実施及び維持を確実にする。

b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

c) 組織全体（品質・安全監査部除く）にわたって，原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

5.5.3 内部コミュニケーション

社長は，組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また，マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて，品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

(1) 社長は，組織の品質マネジメントシステムが，引き続き，適切，妥当かつ有効であることを確実にするために，「NI-18 マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき，品質マネジメントシステムをレビューする。なお，必要に応じて随時実施する。

(2) このレビューでは，品質マネジメントシステムの改善の機会の評価，並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。

(3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには，次の情報を含む。

a) 監査の結果
b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方
c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果
d) 予防処置及び是正処置の状況
e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
g) 改善のための提案

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

(1) マネジメントレビューからのアウトプットには，次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。
a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
b) 業務の計画及び実施にかかわる改善
c) 資源の必要性

6. 資源の運用管理

6.1 資源の提供

組織は，人的資源，特定原子力施設，作業環境を含め，原子力安全に必要な資源を提供する。

6.2 人的資源

6.2.1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は，適切な教育，訓練，技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。

6.2.2 力量，教育・訓練及び認識

組織は，次の事項を「NI-20 教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。
a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
b) 該当する場合には（必要な力量が不足している場合には），その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか，又は他の処置をとる。
c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。
d) 組織の要員が，自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し，品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
e) 教育，訓練，技能及び経験について該当する記録を維持する（4.2.4 参照）。

6.3 特定原子力施設

組織は，原子力安全の達成のために必要な特定原子力施設を「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき明確にし，維持管理する。

6.4 作業環境

組織は，放射線に関する作業環境を基本とし，異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め，原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし，運営管理する。

7. 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

(1) 組織は，保安活動に必要な業務のプロセスを計画し，運転管理（緊急時の措置含む），燃料管理，放射性廃棄物管理，放射線管理，保守管理の各基本マニュアルに定める。また，各基本マニュアルに基づき，業務に必要なプロセスを計画し，構築する。

(2) 業務の計画は，品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる（4.1 参照）。

(3) 組織は，業務の計画に当たって，次の各事項について適切に明確化する。

a) 業務に対する品質目標及び要求事項

b) 業務に特有な，プロセス及び文書の確立の必要性，並びに資源の提供の必要性

c) その業務のための検証，妥当性確認，監視，測定，検査及び試験活動，並びにこれらの合否判定基準

d) 業務のプロセス及びその結果が，要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4 参照）

(4) この業務の計画のアウトプットは，組織の運営方法に適した形式にする。

7.2 業務に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務に対する要求事項の明確化

組織は，次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

a) 業務に適用される法令・規制要求事項

b) 明示されてはいないが，業務に不可欠な要求事項

c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

7.2.2 業務に対する要求事項のレビュー

(1) 組織は，「NI-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき，業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは，業務を行う前に実施する。

(2) レビューでは，次の事項を確実にする。

a) 業務に対する要求事項が定められている。
b) 業務に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には，それについて解決されている。
c) 組織が，定められた要求事項を満たす能力をもっている。

(3) このレビューの結果の記録，及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4.2.4参照）。

(4) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には，組織はその要求事項を適用する前に確認する。

(5) 業務に対する要求事項が変更された場合には，組織は，関連する文書を修正する。また，変更後の要求事項が，関連する要員に理解されていることを確実にする。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

組織は，原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし，実施する。

7.3 設計・開発

組織は，特定原子力施設を対象として，「NE-16 設計管理基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

7.3.1 設計・開発の計画

(1) 組織は，特定原子力施設の設計・開発の計画を策定し，管理する。

(2) 設計・開発の計画において，組織は次の事項を明確にする。
a) 設計・開発の段階
b) 設計・開発の各段階に適したレビュー，検証及び妥当性確認
c) 設計・開発に関する責任及び権限

(3) 組織は，効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割当てを確実にするために，設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。

(4) 設計・開発の進行に応じて，策定した計画を適切に更新する。

7.3.2 設計・開発へのインプット

(1) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし，記録を維持する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。
a) 機能及び性能に関する要求事項
b) 適用される法令・規制要求事項
c) 適用可能な場合には，以前の類似した設計から得られた情報
d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項

(2) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットについては，その適切性をレビュー

する。要求事項は，漏れがなく，あいまい（曖昧）でなく，相反することがないようにする。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット

(1) 設計・開発からのアウトプットは，設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また，リリース前に，承認を受ける。

(2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。

a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。

b) 調達，業務の実施に対して適切な情報を提供する。

c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか，又はそれを参照している。

d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な特定原子力施設の特性を明確にする。

7.3.4 設計・開発のレビュー

(1) 設計・開発の適切な段階において，次の事項を目的として，計画されたとおりに（7.3.1参照）体系的なレビューを行う。

a) 設計・開発の結果が，要求事項を満たせるかどうかを評価する。

b) 問題を明確にし，必要な処置を提案する。

(2) レビューへの参加者には，レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者を含める。このレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.3.5 設計・開発の検証

(1) 設計・開発からのアウトプットが，設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために，計画されたとおりに（7.3.1参照）検証を実施する。この検証の結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 設計・開発の検証は，原設計者以外の者又はグループが実施する。

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

(1) 結果として得られる特定原子力施設が，指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために，計画した方法（7.3.1参照）に従って，設計・開発の妥当性確認を実施する。

(2) 実行可能な場合にはいつでも，特定原子力施設の使用前に，妥当性確認を完了する。

(3) 妥当性確認の結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.3.7 設計・開発の変更管理

(1) 設計・開発の変更を明確にし，記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 変更に対して，レビュー，検証及び妥当性確認を適切に行い，その変更を実施する前に承認する。

(3) 設計・開発の変更のレビューには，その変更が，当該の特定原子力施設を構成する要素及び関連する特定原子力施設に及ぼす影響の評価を含める。

(4) 変更のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.4 調達

組織は，「NE-14 調達管理基本マニュアル」及び「NC-15 原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

7.4.1 調達プロセス

(1) 組織は，規定された調達要求事項に，調達製品が適合することを確実にする。

(2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は，調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。

(3) 組織は，供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として，供給者を評価し，選定する。選定，評価及び再評価の基準を定める。

(4) 評価の結果の記録，及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

(5) 組織は，調達製品の調達後における，維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。

7.4.2 調達要求事項

(1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし，必要な場合には，次の事項のうち該当する事項を含める。

a) 製品，手順，プロセス及び設備の承認に関する要求事項

b) 要員の適格性確認に関する要求事項

c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項

(2) 組織は，供給者に伝達する前に，規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。

7.4.3 調達製品の検証

(1) 組織は，調達製品が，規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために，必要な検査又はその他の活動を定めて，実施する。

(2) 組織が，供給者先で検証を実施することにした場合には，組織は，その検証の要領及

び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。

7.5 業務の実施

7.5.1 業務の管理

組織は，「業務の計画」（7.1参照）に基づき業務を管理された状態で実施する。管理された状態には，次の事項のうち該当するものを含む。

a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。

b) 必要に応じて，作業手順が利用できる。

c) 適切な設備を使用している。

d) 監視機器及び測定機器が利用でき，使用している。

e) 監視及び測定が実施されている。

f) 業務のリリースが実施されている。

7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認

(1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが，それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で，その結果，業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には，組織は，その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。

(2) 妥当性確認によって，これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。

(3) 組織は，これらのプロセスについて，次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。

a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準

b) 設備の承認及び要員の適格性確認

c) 所定の方法及び手順の適用

d) 記録に関する要求事項（4.2.4 参照）

e) 妥当性の再確認

7.5.3 識別及びトレーサビリティ

(1) 必要な場合には，組織は，業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。

(2) 組織は，業務の計画及び実施の全過程において，監視及び測定の要求事項に関連して，業務の状態を識別する。

(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には，組織は，業務について一意の識別を管理し，記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.4 組織外の所有物

組織は，組織外の所有物について，それが組織の管理下にある間，注意を払い，必要に応じて記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.5 調達製品の保存

組織は，関連するマニュアル等に基づき，調達製品の検証後，受入から据付（使用）までの間，要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には，該当する場合，識別，取扱い，包装，保管及び保護を含める。保存は，取替品，予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理

(1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために，組織は，実施すべき監視及び測定並びに，そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。

(2) 組織は，監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し，関連するマニュアル等に定める。

(3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には，測定機器に関し，「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき，次の事項を満たす。

a) 定められた間隔又は使用前に，国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証，又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には，校正又は検証に用いた基準を記録する（4.2.4 参照）。

b) 機器の調整をする，又は必要に応じて再調整する。

c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。

d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。

e) 取扱い，保守及び保管において，損傷及び劣化しないように保護する。

さらに，測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には，組織は，その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し，記録する（4.2.4 参照）。組織は，その機器，及び影響を受けた業務すべてに対して，適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には，そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は，最初に使用するのに先立って実施する。また，必要に応じて再確認する。

8. 評価及び改善

8.1 一般

(1) 組織は，次の事項のために必要となる監視，測定，分析及び改善のプロセスを計画し，実施する。

a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。

b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。

c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) これには，統計的手法を含め，適用可能な方法，及びその使用の程度を決定することを含める。

8.2 監視及び測定

8.2.1 原子力安全の達成

組織は，品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして，原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」に定める。

8.2.2 内部監査

(1) 組織は，品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために，あらかじめ定められた間隔で「AM-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。

a) 品質マネジメントシステムが，業務の計画（7.1 参照）に適合しているか，JEAC4111 の要求事項に適合しているか，及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。

b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され，維持されているか。

(2) 組織は，監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性，並びにこれまでの監査結果を考慮して，監査プログラムを策定する。監査の基準，範囲，頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては，監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。

(3) 監査の計画及び実施，記録の作成及び結果の報告に関する責任，並びに要求事項を「AM-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。

(4) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(5) 監査された領域に責任をもつ管理者は，検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく，必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには，とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照）。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

(1) 組織は，品質マネジメントシステムのプロセスの監視，及び適用可能な場合に行う測定には，「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」（第１０条（原子炉施設の定期的な評価）を含む）に基づき，適切な方法を適用する。

(2) これらの方法は，プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証する

ものとする。

(3) 計画どおりの結果が達成できない場合には，適切に，修正及び是正処置をとる。

8.2.4 検査及び試験

(1) 組織は，特定原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために，「NM-13 検査及び試験基本マニュアル」及び「NM-51 運転管理基本マニュアル」に基づき，特定原子力施設を検査及び試験する。検査及び試験は，業務の計画（7.1 参照）に従って，適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する（4.2.4 参照）。

(2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。

(3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を記録する（4.2.4参照）。

(4) 業務の計画（7.1 参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは，当該特定原子力施設を据え付けたり，運転したりしない。ただし，当該の権限をもつ者が承認したときは，この限りではない。

8.3 不適合管理

(1) 組織は，業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために，それらを識別し，管理することを確実にする。

(2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

(3) 該当する場合には，組織は，次の一つ又はそれ以上の方法で，不適合を処理する。

a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。

b) 当該の権限をもつ者が，特別採用によって，その使用，リリース，又は合格と判定することを正式に許可する。

c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。

d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には，その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。

(4) 不適合に修正を施した場合には，要求事項への適合を実証するための再検証を行う。

(5) 不適合の性質の記録，及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(6) 組織は，原子炉施設の保安の向上を図る観点から，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い，不適合の内容をニューシアへ登録することにより，情報の公開を行う。

8.4 データの分析

(1) 組織は，品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため，また，品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために，「NI-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき，適切なデータを明確にし，それらのデータを収集し，分析する。この中には，監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。

(2) データの分析によって，次の事項に関連する情報を提供する。

a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8.2.1 参照）

b) 業務に対する要求事項への適合（8.2.3 及び 8.2.4 参照）

c) 予防処置の機会を得ることを含む，プロセス及び特定原子力施設の特性及び傾向（8.2.3 及び 8.2.4 参照）

d) 供給者の能力（7.4 参照）

8.5 改善

8.5.1 継続的改善

組織は，品質方針，品質目標，監査結果，データの分析，是正処置，予防処置及びマネジメントレビューを通じて，品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

8.5.2 是正処置

(1) 組織は，再発防止のため，「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき，不適合の原因を除去する処置をとる。

(2) 是正処置は，検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。

(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

a) 不適合の内容確認

b) 不適合の原因の特定

c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価

d) 必要な処置の決定及び実施

e) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）

f) とった是正処置の有効性のレビュー

8.5.3 予防処置

(1) 組織は，起こり得る不適合が発生することを防止するために，保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見（BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め，「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき，その原因を除去する処置を決める。

(2) 予防処置は，起こり得る問題の影響に応じたものとする。

(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NI-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

a) 起こり得る不適合及びその原因の特定

b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価

c) 必要な処置の決定及び実施

d) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）

e) とった予防処置の有効性のレビュー

# 第３章　体制及び評価

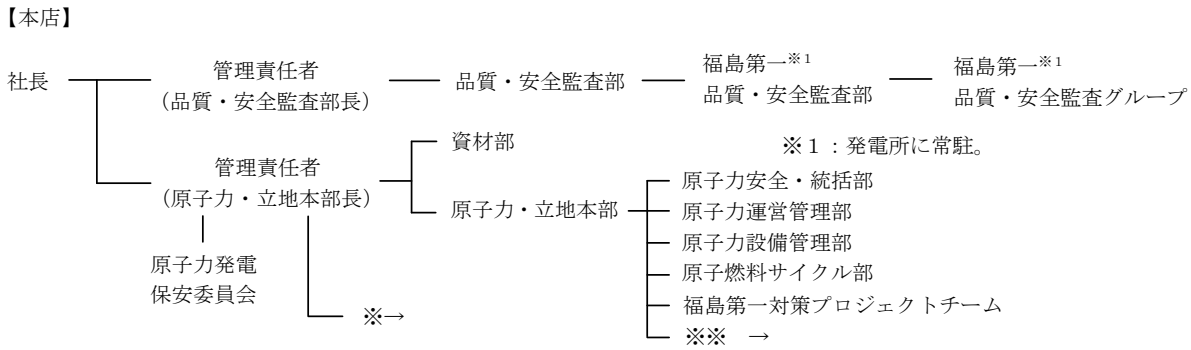
## 第１節　保安管理体制

（保安に関する組織）

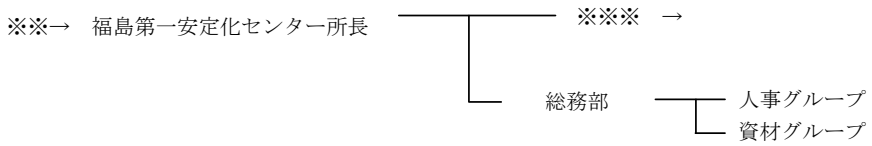
第４条

発電所の保安に関する組織は，図４のとおりとする。

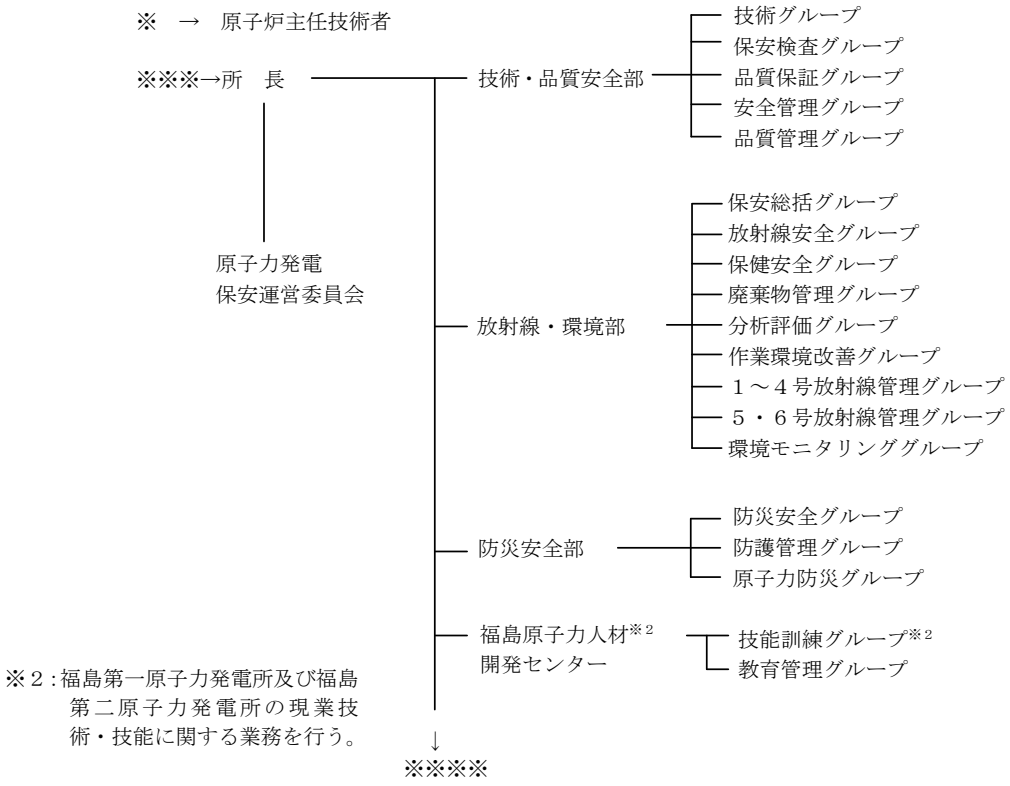
図４



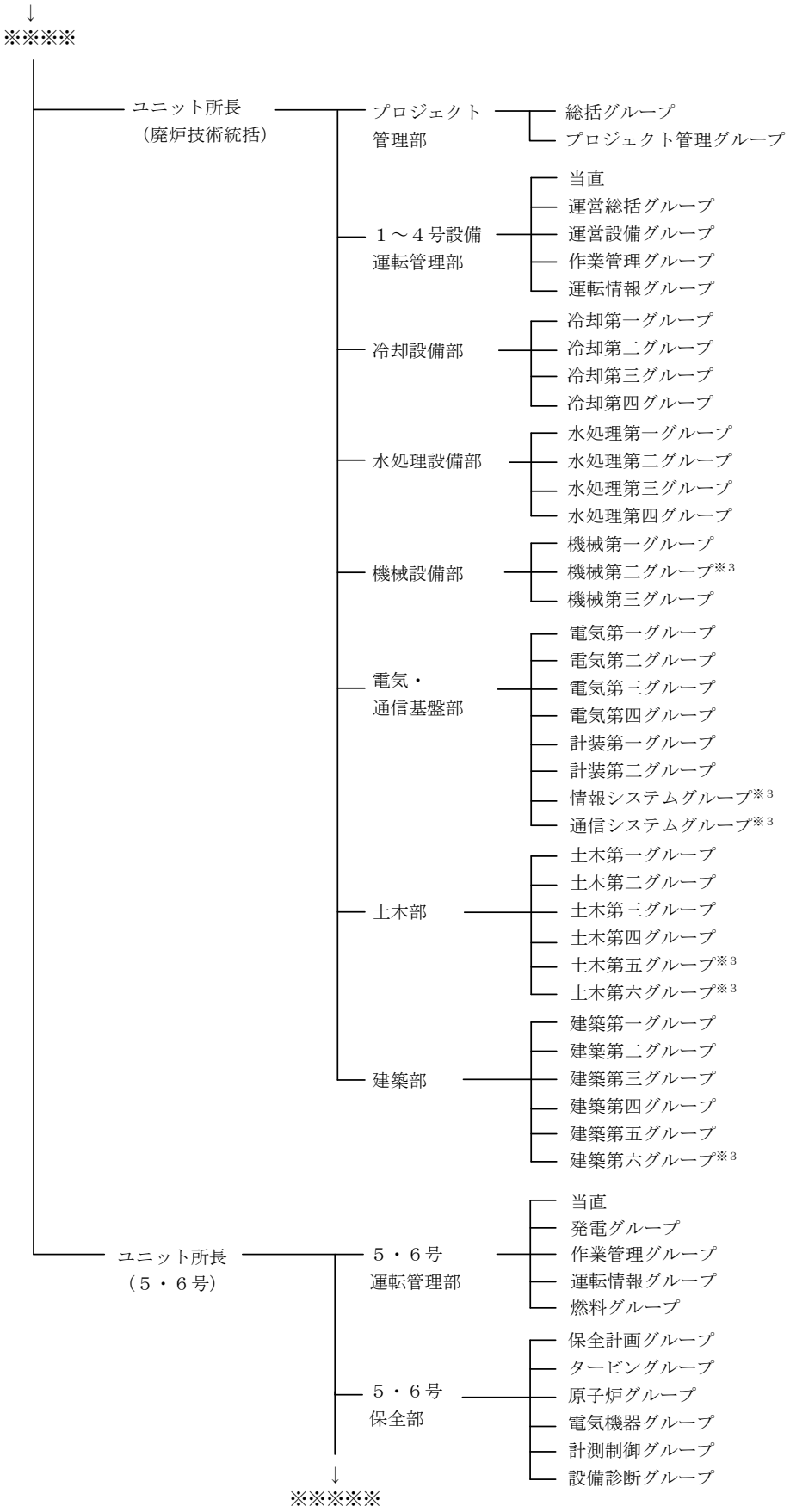
【福島第一安定化センター】

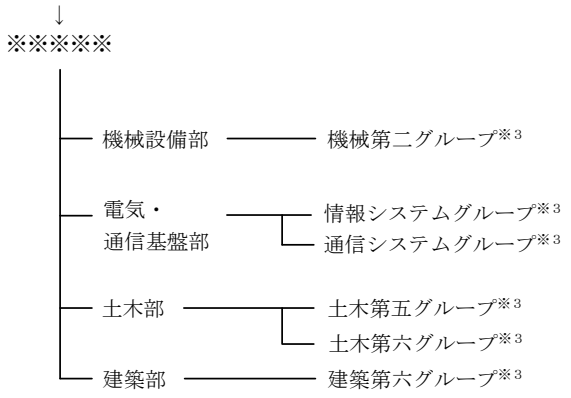



【福島第一原子力発電所】




※２:福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の現業技術・技能に関する業務を行う。


↓
※※※※
ユニット所長
（廃炉技術統括）
プロジェクト
管理部
総括グループ
プロジェクト管理グループ
１～４号設備
運転管理部
当直
運営総括グループ
運営設備グループ
作業管理グループ
運転情報グループ
冷却設備部
冷却第一グループ
冷却第二グループ
冷却第三グループ
冷却第四グループ
水処理設備部
水処理第一グループ
水処理第二グループ
水処理第三グループ
水処理第四グループ
機械設備部
機械第一グループ
機械第二グループ※3
機械第三グループ
電気・
通信基盤部
電気第一グループ
電気第二グループ
電気第三グループ
電気第四グループ
計装第一グループ
計装第二グループ
情報システムグループ※3
通信システムグループ※3
土木部
土木第一グループ
土木第二グループ
土木第三グループ
土木第四グループ
土木第五グループ※3
土木第六グループ※3
建築部
建築第一グループ
建築第二グループ
建築第三グループ
建築第四グループ
建築第五グループ
建築第六グループ※3
ユニット所長
（５・６号）
５・６号
運転管理部
当直
発電グループ
作業管理グループ
運転情報グループ
燃料グループ
５・６号
保全部
保全計画グループ
タービングループ
原子炉グループ
電気機器グループ
計測制御グループ
設備診断グループ
↓
※※※※※




※３：機械第二グループ，情報システムグループ，通信システムグループ，土木第五グループ，土木第六グループ及び建築第六グループは，それぞれ１グループで１～６号炉を所管する。

（保安に関する職務）

第５条

保安に関する職務のうち，本店組織の職務は次のとおり。

（１）社長は，トップマネジメントとして，管理責任者を指揮し，品質マネジメントシステムの構築，実施，維持，改善に関して，保安活動を統轄するとともに，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また，保安に関する組織（原子炉主任技術者（以下「主任技術者」という。）を含む。）から適宜報告を求め，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき，原子力安全を最優先し必要な指示を行う。

（２）品質・安全監査部長は，管理責任者として，品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（品質・安全監査部に限る。）。

（３）福島第一品質・安全監査グループは，品質保証活動の監査を行う。

（４）原子力・立地本部長は，管理責任者として，資材部，原子力安全・統括部，原子力運営管理部，原子力設備管理部，原子燃料サイクル部，福島第一対策プロジェクトチーム，福島第一安定化センター（以下「安定化センター」という。）及び発電所の行う保安活動を統括管理する。また，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（品質・安全監査部を除く。）。

（５）資材部は，調達先の評価・選定に関する業務を行う。

（６）原子力安全・統括部は，管理責任者を補佐し，原子力・立地本部における安全・品質の管理及び要員の計画，管理，研修に関する業務を行う。

（７）原子力運営管理部は，原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。

（８）原子力設備管理部は，原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う。

（９）原子燃料サイクル部は，原子燃料の調達に関する業務を行う。

（10）福島第一対策プロジェクトチームは，福島第一原子力発電所の中長期対策の計画策定，総括管理及び技術検討に関する業務並びに実施計画の策定及び見直しに関する業務を行う。

２．保安に関する職務のうち，安定化センター組織の職務（発電所所管業務を除く。）は次のとおり。

（１）福島第一安定化センター所長（以下，「安定化センター所長」という。）は，原子力・立地本部長を補佐し，福島第一原子力発電所の業務（福島第一対策プロジェクトチーム所管業務を除く。）を統括管理する。

（２）人事グループは，要員の計画に関する業務を行う。

（３）資材グループは，調達に関する業務を行う。

３．保安に関する職務のうち，発電所組織の職務（安定化センター所管業務を除く。）は次

のとおり。

（１）所長は，原子力・立地本部長及び安定化センター所長を補佐し，発電所における保安に関する業務（福島第一対策プロジェクトチームが所管する業務を除く。）を統括管理し，その際には主任技術者の意見を尊重する。

（２）技術グループは，原子力技術の総括及び原子炉安全の総括（安全評価を含む。）に関する業務を行う。

（３）保安検査グループは，原子力保安検査に関する業務を行う。

（４）品質保証グループは，品質保証体系の総括に関する業務を行う。

（５）品質管理グループは，品質の管理に関する業務を行う。

（６）安全管理グループは，保安管理及び不適合管理に関する業務を行う。

（７）保安総括グループは，安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第 11 条による。以下，本条において同じ）のうち，放射線管理の総括，放射線防護に係る装備品の管理及び計測器の管理（環境モニタリンググループ，機械第二グループ及び計装第二グループが所管する業務を除く）に関する業務を行う。

（８）放射線安全グループは，安全確保設備等のうち，出入管理及び放射線防護教育に関する業務を行う。

（９）保健安全グループは，安全確保設備等のうち，個人線量管理，管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務を行う。

(10) 廃棄物管理グループは，安全確保設備等のうち，作業で発生した放射性固体廃棄物の管理及び固体廃棄物貯蔵庫管理に関する業務を行う。

(11) 分析評価グループは，安全確保設備等のうち，液体廃棄物の放出管理，１～４号水質管理及び分析・データ評価に関する業務を行う。

(12) 作業環境改善グループは，安全確保設備等のうち，構内施設（免震重要棟など）の放射線測定（１～４号放射線管理グループ及び５・６号放射線管理グループ所管業務を除く。）及び構内除染推進に関する業務を行う。

(13) １～４号放射線管理グループは，安全確保設備等の放射線管理に関する業務（分析評価グループ及び作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。

(14) ５・６号放射線管理グループは，５号炉及び６号炉に係る放射線管理に関する業務(作業環境改善グループ所管業務を除く。)を行う。

(15) 環境モニタリンググループは，安全確保設備等のうち，発電所内外の陸域・海域のモニタリング，１～４号炉気体廃棄物の放出測定及びモニタリングポストの管理に関する業務を行う。

(16) 防災安全グループは，防災安全の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(17) 防護管理グループは，周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(18) 原子力防災グループは，原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。
(19) 技能訓練グループは，現業技術・技能に関する業務を行う。
(20) 教育管理グループは，保安教育及びその他研修に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
(21) 総括グループは，安全確保設備等のうち，廃炉業務総括，要員管理及び予算・調達管理に関する業務を行う。
(22) プロジェクト管理グループは，安全確保設備等のうち，工程・レイアウト管理及びプロジェクト取り纏めに関する業務を行う。
(23) 当直（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転，監視及び巡視点検に関する業務（運営設備グループ及び作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）所管業務を除く。）を行う。
(24) 運営総括グループは，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運営の総括及び手順書マニュアルに関する業務を行う。
(25) 運営設備グループは，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の管理用消耗品の管理，委託・工事管理及び設備管理並びに共用プールの運転，監視及び巡視点検に関する業務を行う。
(26) 作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転に関する業務のうち，保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く）を行う。
(27) 運転情報グループ（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転に関する業務の支援及び情報連絡に関する業務を行う。
(28) 冷却第一グループは，安全確保設備等のうち，原子炉注水設備及びほう酸水注入設備の保守管理並びに消防車の運用に関する業務を行う。
(29) 冷却第二グループは，安全確保設備等のうち，窒素ガス封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備の巡視点検，保守管理に関する業務を行う。
(30) 冷却第三グループは，安全確保設備等のうち，使用済燃料プール冷却設備の保守管理，消防車の運用，コンクリートポンプ車の運用，保守管理及び水貯蔵タンクの水質管理に関する業務を行う。
(31) 冷却第四グループは，安全確保設備等のうち，原子炉格納容器の内部調査，原子炉格納容器の補修及び所内共通ディーゼル発電設備（機械設備）の保守管理に関する業務を行う。
(32) 水処理第一グループは，安全確保設備等のうち，滞留水及びサブドレン水の水位管理（当直所管業務を除く。），高レベル汚染水の移送装置の保守管理に関する業務を行う。

(33) 水処理第二グループは，安全確保設備等のうち，汚染水処理装置の運用，保守管理に関する業務を行う。

(34) 水処理第三グループは，安全確保設備等のうち，放射性廃棄物の貯蔵に関する業務を行う。

(35) 水処理第四グループは，安全確保設備等のうち，多核種除去装置，地下水バイパス装置，サブドレン浄化装置及び吸引設備の運用並びに保守管理に関する業務を行う。

(36) 機械第一グループは，安全確保設備等のうち，他グループに属さない遠隔無人化装置の管理運営，建屋内除染・空気浄化等被ばく低減策の実施及び構内除染計画の取り纏めに関する業務を行う。

(37) 機械第二グループは，５号炉及び６号炉の廃棄物処理設備，廃棄物集中処理建屋内設備及びサイトバンカの保守管理に関する業務並びに安全確保設備等のうち，共用プール設備の保守管理に関する業務を行う。

(38) 機械第三グループは，原子炉建屋カバー・コンテナの工事及び燃料管理に関する業務（燃料グループ及び当直所管業務を除く。）並びに共用プール設備の復旧及び消防車の運用に関する業務を行う。

(39) 電気第一グループは，安全確保設備等のうち，電気・通信基盤部に関わる総括，電気各グループの調達及び所内電源（低圧）の強化並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務を行う。

(40) 電気第二グループは，安全確保設備等のうち，大型プロジェクトに係る設備等で必要な電源設備に関する業務を行う。

(41) 電気第三グループは，安全確保設備等のうち，外部電源及び所内電源（高圧）の強化及び保守管理に関する業務を行う。

(42) 電気第四グループは，安全確保設備等のうち，所内電源（低圧），仮設電源及び大型プロジェクトに係る設備の保守管理に関する業務を行う。

(43) 計装第一グループは，安全確保設備等のうち，１号炉及び２号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。

(44) 計装第二グループは，安全確保設備等のうち，３号炉及び４号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。

(45) 情報システムグループは，情報システム設備の保守管理に関する業務を行う。

(46) 通信システムグループは，通信設備の保守管理に関する業務を行う。

(47) 土木第一グループは，安全確保設備等のうち，土木工事のプロジェクト管理及び生活基盤整備に関する業務を行う。

(48) 土木第二グループは，安全確保設備等のうち，地下水遮へい壁，港湾整備及び地下水バイパスに関する業務を行う。

(49) 土木第三グループは，安全確保設備等のうち，冷却水及び水処理廃棄物等の保管設備に関する業務を行う。

(50) 土木第四グループは，安全確保設備等のうち，瓦礫・伐採木の保管，乾式キャスク仮保管施設及び敷地内除染に関する業務を行う。
(51) 土木第五グループは，津波対策（建築第三グループ所管業務を除く。）及び安全確保設備等のうち，１～４号炉土木設備内の滞留水に関する業務を行う。
(52) 土木第六グループは，５号炉及び６号炉に係る土木設備及び構内土木設備等の点検・保守に関する業務を行う。
(53) 建築第一グループは，安全確保設備等のうち，建築工事のプロジェクト管理及び３号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
(54) 建築第二グループは，安全確保設備等のうち，１号炉及び４号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
(55) 建築第三グループは，安全確保設備等のうち，建屋地下水対策，津波対策（土木第五グループ所管業務を除く。）及び建屋間止水対策に関する業務を行う。
(56) 建築第四グループは，安全確保設備等のうち，建屋内瓦礫運搬及び建屋内除染（機械第一グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。
(57) 建築第五グループは，安全確保設備等のうち，運用補助共用施設及び敷地内における建物の保守管理に関する業務を行う。
(58) 建築第六グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち，各建屋及び免震重要棟の電気設備に関する業務を行う。
(59) 当直（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務（発電グループ及び作業管理グループ（５・６号運転管理部）所管業務を除く。）及び燃料取扱いに関する業務を行う。
(60) 発電グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運用管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
(61) 作業管理グループ（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。
(62) 運転情報グループ（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務の支援，情報連絡に関する業務を行う。
(63) 燃料グループは，燃料の管理に関する業務（機械第三グループ及び当直所管業務を除く。）並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
(64) 保全計画グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の保守の総括に関する業務を行う。
(65) タービングループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。
(66) 原子炉グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち原子炉設備に係る保

守管理に関する業務を行う。

(67) 電気機器グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。

(68) 計測制御グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(69) 設備診断グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設及び安全確保設備等の設備診断（振動・赤外線等）及び点検結果の評価に関する業務を行う。

４．各職位は次のとおり，当該業務にあたる。

（１）本店各部長は，原子力・立地本部長を補佐し，第４条の定めのとおり，当該部が所管するグループの業務を統括管理する。

（２）安定化センター部長は，安定化センター所長を補佐し，第４条の定めのとおり，当該部が所管するグループの業務を統括管理する。

（３）安定化センター各グループマネージャー（以下「安定化センター各ＧＭ」という。）は，グループ員を指示・指導し，所管する業務を遂行するとともに，所管業務に基づき保安教育並びに記録及び報告を行う。

（４）ユニット所長（廃炉技術統括）は，所長を補佐し，第４条の定めのとおり，所管する各部の業務を統括管理する。

（５）ユニット所長（５・６号）は，所長を補佐し，第４条の定めのとおり，所管する各部の業務を統括管理する。

（６）発電所各部長（福島原子力人材開発センター所長を含む。）は，第４条の定めのとおり，当該部（福島原子力人材開発センターを含む。）が所管するグループの業務を統括管理する。

（７）発電所各グループマネージャー（以下「各ＧＭ」といい，当直長を含む。）は，グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し，所管する業務を遂行するとともに，所管業務に基づき緊急時の措置，保安教育ならびに記録及び報告を行う。

（８）グループ員（当直員を含む。）は，ＧＭの指示・指導に従い，業務を遂行する。

（原子力発電保安委員会）

第６条

本店に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

２．保安委員会は，原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し，確認する。ただし，あらかじめ保安委員会にて定めた事項は，原子力発電保安運営委員会にて審議し，確認する。

（１）実施計画「Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備」本文に記載の基本設計の変更

（２）実施計画「Ⅲ　特定原子力施設の保安」の第１編及び第２編の変更

（３）その他保安委員会で定めた審議事項

３．原子力・立地本部長を委員長とする。

４．保安委員会は，委員長，原子力安全・統括部長，原子力運営管理部長，原子力設備管理部長，安定化センター所長，主任技術者に加え，ＧＭ以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

５．委員長は，保安上重要な審議結果について，定期的に社長に報告する。

（原子力発電保安運営委員会）

第７条

発電所に原子力発電保安運営委員会（以下「運営委員会」という。）を設置する。

２．運営委員会は，発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し，確認する。ただし，あらかじめ運営委員会にて定めた軽微な事項は，審議事項に該当しない。

（１）保安管理体制に関する事項

（２）原子炉施設の定期的な評価に関する事項

（３）運転管理に関する事項

（４）燃料管理に関する事項

（５）放射性廃棄物管理に関する事項

（６）放射線管理に関する事項

（７）保守管理に関する事項

（８）原子炉施設の改造に関する事項

（９）緊急時における運転操作に関する事項

(10) 保安教育に関する事項

(11) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項

３．所長を委員長とする。

４．運営委員会は，委員長，技術・品質安全部長，主任技術者に加え，ＧＭ以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

（原子炉主任技術者の選任）

第８条

原子力・立地本部長は，主任技術者及び代行者を，主任技術者免状を有する者から選任する。

２．主任技術者は原子炉毎に選任する。

３．主任技術者及び代行者は特別管理職とする。

４．１号炉から６号炉の主任技術者のうち少なくとも１名は部長以上に相当する者とし，第９条に定める職務を専任する。

５．第４項以外の主任技術者については，副所長又は技術・品質安全部，放射線・環境部若しくは防災安全部の職務を兼務できる。

６．主任技術者が職務を遂行できない場合は，代行者と交代する。ただし，職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は，第１項から第５項に基づき，改めて主任技術者を選任する。

（主任技術者の職務等）

第９条

主任技術者は，原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に行うことを任務とし，「NM-24-1 原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき，次の職務を遂行する。

（１）原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は，運転に従事する者へ指示する。

（２）表９－１に定める事項について，所長の承認に先立ち確認する。

（３）表９－２に定める各職位からの報告内容等を確認する。

（４）表９－３に定める記録の内容を確認する。

（５）第１２１条第１項の報告を受けた場合は，自らの責任で確認した正確な情報に基づき，社長に直接報告する。

（６）保安の監督状況について，定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。

（７）保安委員会及び運営委員会に少なくとも１名が必ず出席する。

（８）その他，原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。

２．原子炉施設の運転に従事する者は，主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

表９－１

| 条　　文 | 内　　容 |
|---|---|
| 第３７条（原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率） | 原子炉冷却材温度制限値 |
| 第７８条（異常収束後の措置） | 原子炉の再起動 |
| 第８２条（燃料取替実施計画） | 燃料取替実施計画 |
| 第９２条（管理対象区域の設定及び解除） | 第５項に定める建物等の内部における一時的な管理対象区域の設定及び解除 |
| | 第７項に定める管理対象区域の設定及び解除 |
| 第９２条の２（管理区域の設定及び解除） | 第５項に定める一時的な管理区域の設定及び解除 |
| | 第７項に定める管理区域の設定及び解除 |
| 第１１８条（所員及び安定化センター員への保安教育） | 所員及び安定化センター員の保安教育実施計画 |
| 第１１９条（協力企業従業員への保安教育） | 協力企業従業員の保安教育実施計画 |

表９－２

| 条　　文 | 内　　容 |
|---|---|
| 第１７条（地震・火災等発生時の対応） | 地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果 |
| 第２３条（制御棒の操作） | 制御棒操作手順 |
| 第３５条（原子炉停止時冷却系その２） | 原子炉停止時冷却系以外の手段で崩壊熱除去できる期間 |
| 第６９条（複数の制御棒引き抜きを伴う検査） | 制御棒操作手順 |
| 第７３条（運転上の制限を満足しない場合） | 運転上の制限を満足していないと判断した場合 |
| | 運転上の制限を満足していると判断した場合 |
| | 運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰 |
| 第７４条（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合） | 必要な安全措置 |
| | 運転上の制限外から復帰していると判断した場合 |
| 第７６条（異常発生時の基本的な対応） | 異常が発生した場合の原因調査及び対応措置 |
| 第７７条（異常時の措置） | 異常の収束 |
| 第８２条（燃料取替実施計画） | 第３項に定める取替炉心の安全性の評価結果 |
| 第１２１条（報告） | 運転上の制限を満足していないと判断した場合 |
| | 放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合 |
| | 外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合 |
| | 東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第18条第3号から第7号及び第9号から第17号に定める報告事象が生じた場合 |

表９－３

| 記　録　項　目 |
| --- |
| １．運転日誌<br>・熱出力<br>・炉心の中性子束密度<br>・炉心の温度<br>・冷却材入口温度<br>・冷却材出口温度<br>・冷却材圧力<br>・冷却材流量<br>・制御棒位置<br>・再結合装置内の温度<br>・原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量 |
| ２．燃料に係る記録<br>・原子炉内における燃料体の配置<br>・使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置<br>・使用済燃料の払出し時における放射能の量<br>・燃料体の形状又は性状に関する検査の結果 |
| ３．点検報告書<br>・運転開始前の点検結果<br>・運転停止後の点検結果 |
| ４．引継日誌 |
| ５．放射線管理に係る記録<br>・原子炉本体，使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率<br>・管理区域における外部放射線に係る１週間の線量当量，空気中の放射性物質の１週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度<br>・放射性物質による汚染の広がりの防止及び除去を行った場合には，その状況 |

| 記　録　項　目 |
| --- |
| 6．放射性廃棄物管理に係る記録<br>・放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の１日間及び３月間についての平均濃度<br>・廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の場所及び方法<br>・放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器に固型化した場合には，その方法<br>・発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の経路 |
| 7．原子炉施設の巡視又は点検の結果 |
| 8．保安教育の実施報告書 |

## 第２節　原子炉施設の定期的な評価

（原子炉施設の定期的な評価）

第１０条

技術ＧＭは，各号炉毎及び１０年を超えない期間毎に，実施手順及び実施体制を定め，これに基づき，各ＧＭは，以下の事項を実施する。

（１）保安活動の実施の状況の評価

（２）保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価

２．組織は，第１項の評価の結果，原子炉施設の保安のために有効な追加措置が抽出された場合には，その結果を踏まえて，保安活動の計画，実施，評価及び改善並びに品質マネジメントシステムの改善を継続して行う。

# 第４章　　運転管理

## 第１節　通則

（構成及び定義）

第 11 条

本章における原子炉の状態の定義は，表 11 のとおりとする。

２．第３節（第 72 条～第 75 条を除く。）における条文の基本的な構成は次のとおりとする。

（１）第１項：運転上の制限

（２）第２項：運転上の制限を満足していることを確認するために行う事項

（３）第３項：運転上の制限を満足していないと判断した場合※1に要求される措置

※１：運転上の制限を満足していないと判断した場合とは，次のいずれかをいう。

（１）第２項の確認を行ったところ，運転上の制限を満足していないと各ＧＭが判断した場合

（２）第２項の確認を行うことができなかった場合

（３）第２項にかかわらず運転上の制限を満足していないと各ＧＭが判断した場合

表 11※2

| 原子炉の状態 | 運転 | 起動 | 高温停止 | 冷温停止 | 燃料交換 |
|---|---|---|---|---|---|
| 原子炉モード<br>スイッチの位置 | 運転 | 起動 | 燃料取替<br>又は<br>停止 | 燃料取替<br>又は<br>停止 | 燃料取替<br>又は<br>停止 |
| 原子炉圧力容器<br>締付ボルトの状態 | 全ボルト<br>締付 | 全ボルト<br>締付 | 全ボルト<br>締付 | 全ボルト<br>締付 | １本以上ボルトが緩められている |
| 原子炉冷却材温度 | | | 100℃<br>以上 | 100℃<br>未満 | |

※２：第 69 条，第 70 条及び第 71 条の適用時は当該条文による。

３．用語の定義は，各条に特に定めがない場合は，次のとおりとする。

| | |
|---|---|
| 管理的手段による確認 | 系統・設備に対する確認事項を実際に直接的に確認するのではなく，次の事項から１つないし複数を適切に組み合わせて間接的に確認することをいう。ただし，実際に直接的に確認することを妨げるものではない。<br>（１）当該系統・設備において，その機能に影響を及ぼす警報が発生していないこと。<br>（２）当該系統・設備の必要な機器に電源が供給されていること。<br>（３）当該系統・設備が機能することを示す至近の記録を確認すること。<br>（４）当該系統・設備に対して施錠又は区域管理等が実施されていること。 |
| 原子炉圧力 | 原子炉圧力容器ドーム部の圧力をいう。 |
| 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業 | 原子炉建屋内で照射された燃料の移動作業及び新燃料又は制御棒の移動の際に照射された燃料上を通過する作業をいう。なお，照射された燃料に係る作業の中止の措置が要求された場合であって，進行中の作業を安全な状態で終了させる場合を除く。 |
| スタック | 通常の制御棒挿入・引抜操作を行った際に，制御棒が挿入又は引き抜きができない状況が発生し，動作不能と判断できない状態をいう。なお，所定の位置で制御棒の位置を固定できない場合を含む。 |
| 速やかに | 第３節運転管理において「速やかに」とは，可能な限り短時間で実施するものであるが，一義的に時間を決められないものであり，意図的に遅延させることなく行うことを意味する。なお，要求される措置を実施する場合には，上記の主旨を踏まえた上で，組織的に実施する※３準備が整い次第行う活動を意味する。また，複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は，いずれか一つの要求される措置を「速やかに」実施し，引き続き遅滞なく，残りの要求される措置を実施する。 |
| 制御棒が全挿入かつ除外 | 制御棒が全挿入された状態で，制御棒駆動機構を除外した状態をいう。 |
| 制御棒駆動機構を除外 | 制御棒駆動水圧系の駆動水及び排出水の元弁を閉鎖することをいう。 |
| 挿入可能な制御棒 | 制御棒駆動機構を除外していない制御棒をいう。 |
| 定検停止後の原子炉起動 | 施設定期検査（以下「定期検査」という。）のために原子炉を停止した後の原子炉起動をいう。 |
| 定検停止時 | 定期検査のために原子炉が停止している期間をいう。 |

| | |
|---|---|
| 炉心変更 | 原子炉の状態が燃料交換において，原子炉圧力容器内における燃料の移動，制御棒の挿入・引抜及び中性子源の移動をいう。ただし，炉心変更には，中性子検出器の移動，空セル（制御棒周辺の燃料４体が全て取り出されている状態）における制御棒の挿入・引抜及び取付け・取外しは含まない。なお，炉心変更の中止の措置が要求された場合でも，進行中の移動操作を安全な状態で終了させること及び制御棒の挿入は除外される。 |
| 安全確保設備等 | 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所に設置される特定原子力施設に対する『措置を講ずべき事項』に基づく『実施計画』の提出について」において提出した実施計画に係る以下の設備等をいう。<br><br>（１）原子炉等の監視<br>（２）残留熱の除去<br>（３）原子炉格納施設雰囲気の監視等<br>（４）燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理<br>（５）電源の確保<br>（６）電源喪失に対する設計上の考慮<br>（７）放射性固体廃棄物の処理・保管・管理<br>（８）放射性液体廃棄物の処理・保管・管理<br>（９）放射性気体廃棄物の処理・管理<br>(10) 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等<br>(11) 作業者の被ばく線量の管理等<br>(12) 緊急時対策 |

※３：関係者への連絡，各運転員への指示，手順の準備・確認等を行うこと。

４．本編における「当直長」とは，５／６号炉の当直長をいう。

（原子炉の運転期間）

第１１条の２

所長は，表１１の２に定める原子炉の運転期間※1の範囲内で運転を行う。なお，実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則第４９条第１項第２号に基づき，原子力規制委員会が定期検査を受けるべき時期を定めて承認している場合は，その承認を受けた時期の範囲内で運転を行う。

表１１の２

| | ５号炉 | ６号炉 |
|---|---|---|
| 原子炉の運転期間 | 13 ヶ月 | 13 ヶ月 |

※１：原子炉の運転期間とは，定期検査が終了した日から，次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間をいう。なお，「原子炉を停止する」とは，当該原子炉の主発電機の解列をいう。以下，本条において同じ。

（原子炉の運転員の確保）

第 12 条

５・６号運転管理部長は，原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお，原子炉の運転に必要な知識を有する者とは，原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

２．５・６号運転管理部長は，原子炉の運転にあたって前項で定める者の中から，１班あたり表 12－１に定める人数の者をそろえ，５班以上編成した上で２交替勤務を行わせる。なお，特別な事情がある場合を除き，運転員は連続して 24 時間を超える勤務を行ってはならない。また，表 12－１に定める人数のうち，１名は当直長とし，運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。

３．５・６号運転管理部長は，表 12－１に定める人数のうち，表 12－２に定める人数の者を主機操作員以上の職位にある運転員の中から常時中央制御室に確保する。なお，表 12－２に定める人数のうち，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止の場合においては，１名は当直長又は当直副長とする。

表 12－１

| 中央制御室名<br>原子炉の状態 | ５／６号炉 |
|---|---|
| 運転，起動，高温停止の場合※1 | ５名以上 |
| 冷温停止，燃料交換の場合※2 | ３名以上 |

表 12－２

| 中央制御室名<br>原子炉の状態 | ５／６号炉 |
|---|---|
| 運転，起動，高温停止の場合※1 | ３名以上 |
| 冷温停止，燃料交換の場合※2 | ２名以上 |

※１：原子炉１基以上が該当する場合

※２：原子炉が２基とも該当する場合

（巡視点検）

第 13 条

当直長は，毎日１回以上，原子炉施設（原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内部及び第９４条の２第１項で定める区域を除く）を巡視し，次の施設及び設備のうち，第１０７条に基づく特別な保全計画に定められ，復旧が終了したものについて点検を行う。ただし，水没箇所等の巡視困難な箇所を除く。

（１）原子炉冷却系統施設

（２）制御材駆動設備

（３）電源，給排水及び排気施設

２．当直長は，「NM-51-6 状態管理マニュアル」に基づき，格納容器内部の関連パラメータの監視及び第９４条の２第１項で定める区域の巡視を行う。

（マニュアルの作成）

第 14 条

発電ＧＭは，次の各号に掲げる当直長又は発電ＧＭが実施する原子炉施設の運転管理に関する事項のマニュアルを作成し，制定・改定にあたっては，第７条第２項に基づき運営委員会の確認を得る。

（１）原子炉の起動及び停止操作に関する事項

（２）巡視点検に関する事項

（３）異常時の操作に関する事項

（４）警報発生時の措置に関する事項

（５）原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項

（６）定例試験に関する事項

（引　継）

第 15 条

当直長は，その業務を次の当直長に引き継ぐにあたり，運転日誌及び引継日誌を引き渡し，運転状況を申し送る。

（原子炉起動前の確認事項）

第 16 条

当直長は，原子炉起動前に，次の施設及び設備を点検し，異常の有無を確認する。

（１）原子炉冷却系統施設

（２）制御材駆動設備

（３）電源，給排水及び排気施設

２．当直長は，定検停止後の原子炉起動前に，第３節で定める定検停止時に実施する検査の結果を確認する。

（地震・火災等発生時の対応）

第 17 条

各ＧＭは，地震・火災が発生した場合は次の措置を講じるとともに，その結果を所長及び主任技術者に報告する。

（１）震度５弱以上の地震が観測※1された場合は，地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認する。

（２）原子炉施設に火災が発生した場合は，早期消火及び延焼の防止に努め，鎮火後原子炉施設の損傷の有無を確認する。

２．初期消火活動のための体制の整備として，次の措置を講じる。

（１）防災安全ＧＭは，発電所から消防機関へ通報するため，通報設備を中央制御室に設置する※2。

（２）防災安全ＧＭは，初期消火活動を行う要員として，１０名以上を常駐させるとともに，この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。

（３）防災安全ＧＭは，初期消火活動を行うため，表１７に示す化学消防自動車及び泡消火薬剤を配備する。また，初期消火活動に必要なその他資機材を定め，配備する。

（４）当直長は，第１３条に定める巡視により，火災発生の有無を確認する。

（５）各ＧＭは，震度５弱以上の地震が観測※1された場合は，地震終了後発電所内※3の火災発生の有無を確認するとともに，その結果を所長及び主任技術者に報告する。

（６）防災安全ＧＭは，前各号に定める初期消火活動のための体制について，総合的な訓練及び初期消火活動の結果を１年に１回以上評価するとともに，評価結果に基づき，より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。

表１７

| 設備 | 数量 |
|---|---|
| 化学消防自動車※4 | １台※5 |
| 泡消火薬剤<br>（化学消防自動車保有分を含む） | １５００リットル以上 |

３．当直長は，山火事，台風，津波等の影響により，原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は，５・６号運転管理部長に報告する。５・６号運転管理部長は，所長，主任技術者及び各ＧＭに連絡するとともに，必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

※１：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。

※２：通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし，点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。

※３：重要度分類指針におけるクラス１，２，３の機能を有する構築物，系統及び機器とする。

※４：４００リットル毎分の泡放射を同時に２口行うことが可能な能力を有すること。

※５：化学消防自動車が，点検又は故障の場合には，※４に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。

（電源機能等喪失時の体制の整備）

第 17 条の 2

組織は，津波によって交流電源を供給する全ての設備，海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合（以下「電源機能等喪失時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として，次の各号に係る計画を策定する。

（１）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置

（２）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する訓練

（３）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な可搬式発電機，可搬式動力ポンプ，ホース及びその他資機材の配備

２．組織は，前項の計画に基づき，電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。

３．組織は，第１項及び第２項に定める事項について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

第２節　運転上の留意事項

（水質管理）

第 18 条

５・６号放射線管理ＧＭは，原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の塩素イオンを１ヶ月に１回測定し，その結果を当直長に通知する。

２．当直長は，原子炉起動時の出力上昇期間と原子炉停止時の出力降下期間を除く原子炉運転中の原子炉冷却材の導電率及びｐＨを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，原子炉冷却材の水質が表 18 に定める基準値の範囲にない場合は，基準値の範囲内に回復するよう努める。

表 18

| 項　　目 | | 基　準　値 |
|---|---|---|
| 原子炉冷却材<br>（原子炉水） | 導電率 | １μＳ／ｃｍ以下<br>（25℃において） |
| | ｐＨ | 5.6～8.6<br>（25℃において） |
| | 塩素イオン | 0.1ｐｐｍ以下 |

第３節　運転上の制限

（停止余裕）

第 19 条

原子炉の状態が運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換において，停止余裕は，表 19－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．停止余裕が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。燃料取替終了後，次号に定める停止余裕の検査を行うまでは制御棒の引き抜きを行ってはならない。

（１）燃料ＧＭは，燃料取替終了後，停止余裕の検査を 0.38％Δｋ／ｋ※1の反応度補正をした状態で実施し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，停止余裕が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 19－２の措置を講じる。

※１：制御棒及び燃料の製作公差並びに計算誤差を考慮した値。

表 19－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 停止余裕 | 挿入可能な制御棒のうち最大反応度価値の制御棒１本が挿入されない場合でも，原子炉を常に冷温で臨界未満にできること |

表 19－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 原子炉の状態が運転及び起動において停止余裕を満足しない場合 | A1. 停止余裕を満足させる措置を実施する。 | ６時間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。 | 24 時間 |

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| C.原子炉の状態が高温停止において停止余裕を満足しない場合 | C1.挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |
| D.原子炉の状態が冷温停止において停止余裕を満足しない場合 | D1.挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。<br>及び<br>D2.原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において，少なくとも１つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。<br>及び<br>D3.原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。<br>及び<br>D4.非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに<br><br><br>速やかに<br><br><br>速やかに |
| E.原子炉の状態が燃料交換において停止余裕を満足しない場合 | E1.炉心変更を中止する。<br>及び<br>E2.１体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な全制御棒の全挿入操作を開始する。<br>及び<br>E3.原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において，少なくとも１つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。<br>及び<br>E4.原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。<br>及び<br>E5.非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに<br><br><br>速やかに<br><br><br>速やかに<br><br><br>速やかに |

（反応度監視）

第 20 条

原子炉の状態が運転において，反応度の予測値と監視値の差※1は，表 20－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．反応度の予測値と監視値の差が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）燃料ＧＭは，燃料取替後の原子炉起動操作※2終了から３日間以内に１回反応度の予測値と監視値の差を評価する。

（２）燃料ＧＭは，原子炉の状態が運転において，燃焼度の増分が 1,000MWｄ／ｔに１回反応度の予測値と監視値の差を評価する。

３．燃料ＧＭが，反応度の予測値と監視値の差が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，燃料ＧＭ及び当直長は，表 20－２の措置を講じる。

※１：反応度の予測値と監視値の差を評価する手段としては，制御棒密度の予測値と監視値の差を用いる。このとき，制御棒密度には 24 ポジション以上に引き抜かれている制御棒は含まない。

※２：原子炉起動操作とは，原子炉起動に関係する制御棒操作及び出力変化を伴う炉心流量操作のことをいう。

表 20－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 反応度の予測値と監視値の差 | ±１％Δｋ／ｋ以内 |

表 20－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 燃料ＧＭが，反応度の予測値と監視値の差が運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1. 燃料ＧＭは，反応度差を生じた原因の調査及び対応措置を行い，運転継続を許容できるか判断し，その結果を当直長に通知する。 | ３日間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合<br>又は<br>燃料ＧＭが運転継続を許容できないと判断した場合 | B1. 当直長は，高温停止にする。 | 24 時間 |

（制御棒の動作確認）

第 21 条

原子炉の状態が運転及び起動において，制御棒は表 21－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，全挿入位置の制御棒及び引抜制御棒１本だけが動作不能※1の場合を除く。

２．制御棒が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，全制御棒の位置を 24 時間に１回確認する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，１ノッチの挿入・引抜が可能であることを１ヶ月に１回確認する。ただし，全挿入位置の制御棒，動作不能となった制御棒及びスタックした制御棒を除く。また，他の条文で制御棒の操作を禁止された場合も除く。

（３）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，制御棒を全引抜位置にする毎に，制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認する。

３．当直長は，制御棒が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，当該制御棒がスタック又は動作不能かを速やかに判断し，表 21－２－１又は表 21－２－２の措置を講じる。

※１：動作不能とは，次のいずれかの条件に該当し，かつスクラム挿入は可能と判断された状態※2をいう。

①制御棒の位置が確認できない。

②通常駆動による制御棒の挿入ができない又は引き抜きができない。ただし，原子炉手動操作系又は制御棒駆動水圧系の不具合として特定される場合は，制御棒操作が必要となるまでは動作不能とはみなさない。

③制御棒と制御棒駆動機構が結合していることを確認できない。

※２：スクラム挿入が可能と判断された状態とは，当該制御棒の制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表 22－２で定める値であること及び原子炉保護系計装の［スクラム回路（自動)］要素が動作不能でないことが確認された状態をいう。

表 21－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 制御棒 | （１）　制御棒がスタックしていないこと<br>（２）　制御棒が動作不能でないこと |

表 21－２－１（制御棒がスタックした場合）

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 引抜制御棒が１本スタックした場合 | A1. 当該制御棒駆動機構を除外する。<br>及び<br>A2. 燃料ＧＭは停止余裕を評価し，その結果を当直長に通知する。<br>及び<br>A3. 当該制御棒以外の引抜制御棒に対して１ノッチの挿入・引抜が可能であることを確認する。 | ２時間<br><br>３日間<br><br>24 時間 |
| B. 引抜制御棒が２本以上スタックした場合 | B1. 当該制御棒駆動機構を除外する。<br>及び<br>B2. 高温停止にする。 | ２時間<br><br>24 時間 |
| C. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 高温停止にする。 | 24 時間 |

表 21－２－２（制御棒が動作不能の場合）

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 引抜制御棒が２本以上動作不能となった場合 | A1. 当該制御棒の操作を行わない。<br>及び<br>A2. 動作不能となった制御棒を２本未満にする。 | 速やかに<br><br>24 時間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合（該当制御棒が８本以下の場合） | B1. 当該制御棒を全挿入する。（要求される措置 A1 は適用除外とする）<br>及び<br>B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。 | ３時間<br><br>４時間 |
| C. 条件Ａ（該当制御棒が９本以上の場合）又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 高温停止にする。（要求される措置 A1 は適用除外とする） | 24 時間 |

（制御棒のスクラム機能）

第 22 条

原子炉の状態が運転及び起動において，制御棒のスクラム機能は，表 22－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，制御棒駆動機構を除外した制御棒を除く。

２．制御棒のスクラム機能が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）燃料ＧＭは，定検停止時に制御棒駆動水圧系の検査で，スクラム時間が表 22－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，制御棒駆動機構を除外した制御棒を除き，制御棒スクラムアキュムレータの圧力が表 22－２に定める値であることを１週間に１回確認する。また，当直長は，必要に応じて制御棒スクラムアキュムレータの充填を行う。

（３）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，制御棒駆動機構を除外した制御棒が発生した場合は，他の制御棒のスクラム時間の平均値が表 22－２に定める値であることを管理的手段により確認する。

３．当直長は，制御棒のスクラム機能が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 22－３の措置を講じる。

表 22－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 制御棒のスクラム機能 | 動作可能であること |

表 22－２

| 項　　目 | 判　定　値 |
|---|---|
| 全制御棒のスクラム時間の平均値<br>(90%挿入) | 3.5 秒以下 |
| 制御棒スクラムアキュムレータの圧力 | 6.5ＭＰａ[gage]以上 |

表 22－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 制御棒スクラムアキュムレータ１基の圧力が表 22－２を満足しない場合 | A1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表 22－２に定める値に復旧する。<br>又は<br>A2. 当該制御棒を全挿入する。 | ８時間<br><br><br><br>８時間 |
| B. 制御棒スクラムアキュムレータ２基以上の圧力が表 22－２を満足しない場合 | B1. 当該制御棒スクラムアキュムレータの圧力を表 22－２に定める値に復旧する。<br>又は<br>B2. 当該制御棒を全挿入する。 | １時間<br><br><br><br>１時間 |
| C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 当該制御棒がスタックしたとみなす。 | １時間 |

（制御棒の操作）

第 23 条

原子炉の状態が運転及び起動において，かつ原子炉熱出力 10%相当以下の場合，制御棒の操作は，表 23－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．制御棒の操作が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）燃料ＧＭは，原子炉の状態が運転及び起動において，かつ原子炉熱出力 10%相当以下の場合における制御棒操作に先立ち，制御棒操作手順を作成し，主任技術者の確認を得て当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，かつ原子炉熱出力 10%相当以下の場合，制御棒価値ミニマイザを使用して，制御棒の操作を行う。なお，制御棒価値ミニマイザが使用不可能な場合は，制御棒操作手順に従って操作されていることを確認するため，制御棒の操作を行う運転員の他に少なくとも１名の運転員を配置して，制御棒の操作を行う。さらに，制御棒の操作の都度，制御棒操作手順に定める位置に適合させるように制御棒の操作を行うが，制御棒操作手順に定める位置にないことを確認した場合は，速やかに当該制御棒を制御棒操作手順に定める位置に適合させる。

３．当直長は，制御棒の操作が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 23－２の措置を講じる。

表 23－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 制御棒の操作 | あらかじめ定められた制御棒操作手順に従って実施すること |

表 23－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. １本以上８本以下の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合 | A1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。※1 | ８時間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 当該制御棒を全挿入する。<br>及び<br>B2. 当該制御棒駆動機構を除外する。 | ３時間<br><br>４時間 |
| C. 条件Ｂで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 高温停止にする。 | 24時間 |
| D. ９本以上の制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させることができない場合 | D1. 制御棒を制御棒操作手順で定めた位置に適合させる。※2 | １時間 |
| E. 条件Ｄで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | E1. 原子炉をスクラムさせる。 | 速やかに |

※１：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては，制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を除いて，制御棒の引き抜きを行ってはならない。

※２：制御棒操作手順で定めた位置に適合させる操作にあたっては，制御棒操作手順で定めた位置に適合させるための操作を含めて，制御棒の引き抜きを行ってはならない。

（ほう酸水注入系）

第 24 条

原子炉の状態が運転及び起動において，ほう酸水注入系は，表 24－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．ほう酸水注入系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，ほう酸水注入系の機能を確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，定検停止後の原子炉起動前にほう酸水注入系の主要な手動弁と電動弁※1（６号炉のみ）が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。

（３）５・６号放射線管理ＧＭは，原子炉の状態が運転及び起動において，ほう酸水濃度を１ヶ月に１回測定し，その結果を当直長に通知する。

（４）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度が図 24－１，２の範囲内にあることを毎日１回確認する。

（５）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が表 24－２に定める値であることを１ヶ月に１回確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。

３．当直長は，ほう酸水注入系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 24－３の措置を講じる。

※１：主要な手動弁と電動弁とは，主要配管上の手動弁及び電動弁（６号炉のみ）並びにこれらの配管に接続する配管上の手動弁のうち一次弁をいう。ここでいう主要配管とは，ほう酸水注入系に期待されている機能を達成するためのほう酸水貯蔵タンクからほう酸水注入ポンプまでの吸込配管及びほう酸水注入ポンプから原子炉圧力容器までの注入配管をいう。

表 24－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| ほう酸水注入系 | （１）１系列※2が動作可能であること<br>（２）原子炉を冷温停止にするのに必要なほう酸水の量が確保されていること |

※２：１系列とは，ポンプ１台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

表 24－２

| 項　　目<br>（ほう酸水注入ポンプ吐出圧力） | 判　定　値 |
|---|---|
| ５号炉 | 9.14ＭＰａ[gage]以上 |
| ６号炉 | 8.43ＭＰａ[gage]以上 |

表 24－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度が図 24－１，図 24－２の範囲内にない場合 | A1.ほう酸水貯蔵タンクの水位及び温度を図 24－１，図 24－２の範囲内に復旧する。 | ３日間 |
| B.ほう酸水注入系が動作不能の場合 | B1.ほう酸水注入系を復旧する。 | ８時間 |
| C.条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1.高温停止にする。 | 24 時間 |

図 24－1

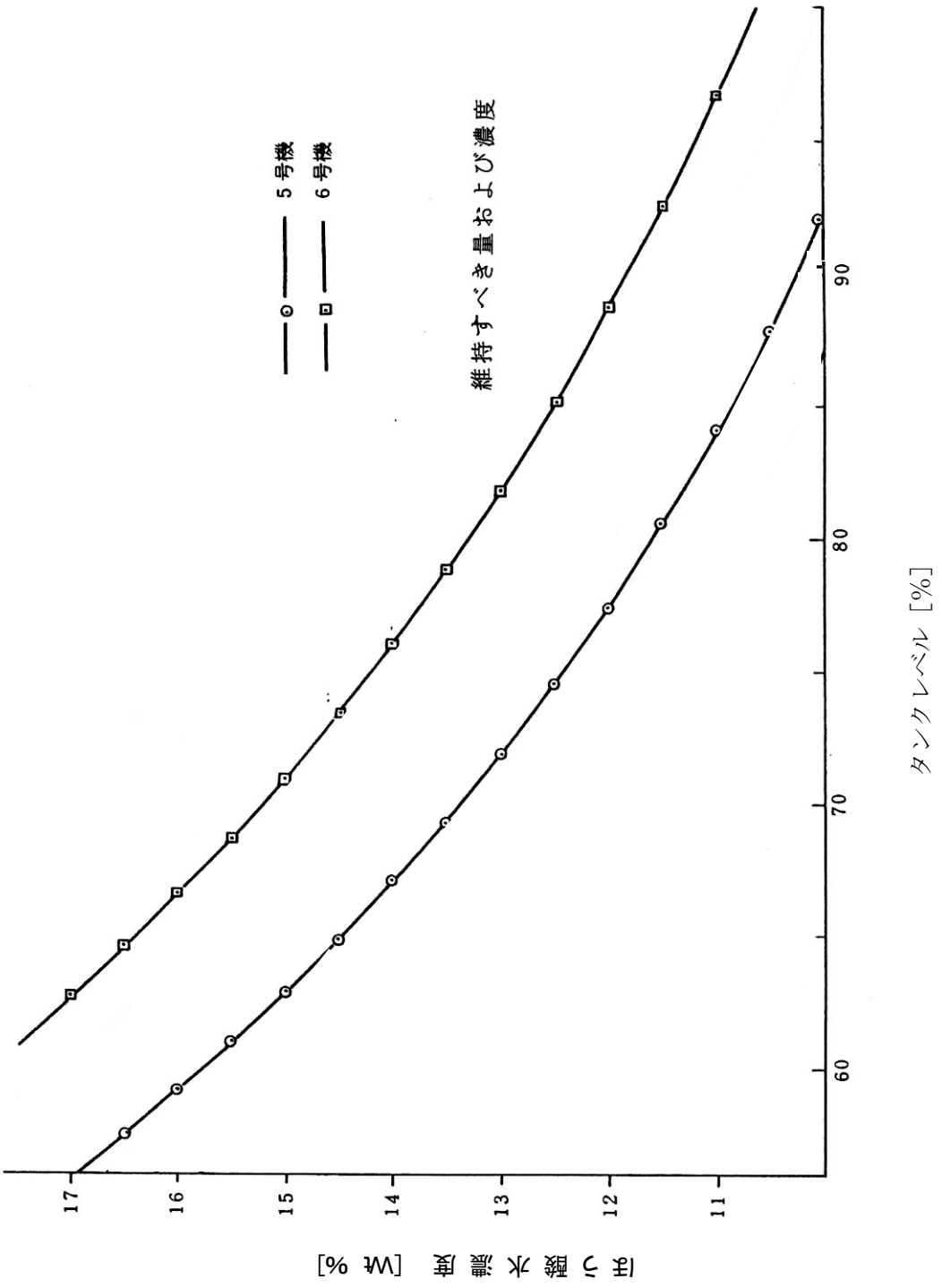

ほう酸水濃度 [wt %]
タンクレベル [%]
維持すべき量および濃度
5号機
6号機
17
16
15
14
13
12
11
60
70
80
90

図 24－2


ほう酸水溶解度 [Wt %]
0
10
20
30
40
50
60
維持すべき温度
温 度 (℃)
10
20
30
40
50
60
70
80
90
100

（原子炉熱的制限値）

第 25 条

原子炉熱出力が 30%以上において，最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度は，表 25－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度が，前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉熱出力 30%以上において，最小限界出力比及び燃料棒最大線出力密度を 24 時間に１回確認する。

３．当直長は，最小限界出力比又は燃料棒最大線出力密度が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 25－２の措置を講じる。

表 25－1

１．　５号炉

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| １．最小限界出力比 | |
| サイクル初期から，サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で | |
| 2,000MWｄ／ｔ手前までの期間 | |
| 高燃焼度８×８燃料 | 1.26 以上 |
| ９×９燃料（A型） | 1.26 以上 |
| ９×９燃料（B型） | 1.25 以上 |
| 上記以外の期間 | |
| ９×９燃料のみが装荷されている場合以外 | |
| 高燃焼度８×８燃料 | 1.34 以上 |
| ９×９燃料（A型） | 1.36 以上 |
| ９×９燃料（B型） | 1.35 以上 |
| ９×９燃料のみが装荷されている場合 | |
| ９×９燃料（A型） | 1.34 以上 |
| ９×９燃料（B型） | |
| ９×９燃料（B型）のみが装荷されている場合 | 1.28 以上 |
| ９×９燃料（B型）のみが装荷されている場合以外 | 1.32 以上 |
| ２．燃料棒最大線出力密度 | 44.0ｋW／ｍ以下 |

２．　６号炉

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| １．最小限界出力比 | |
| サイクル初期から，サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で | |
| 2,000MWｄ／ｔ手前までの期間 | |
| 高燃焼度８×８燃料 | 1.24 以上 |
| ９×９燃料（A型） | 1.23 以上 |
| ９×９燃料（B型） | 1.22 以上 |
| 上記以外の期間 | |
| 高燃焼度８×８燃料 | 1.33 以上 |
| ９×９燃料（A型） | 1.35 以上 |
| ９×９燃料（B型） | |
| ９×９燃料（B型）のみが装荷されている場合 | 1.27 以上 |
| ９×９燃料（B型）のみが装荷されている場合以外 | 1.33 以上 |
| ２．燃料棒最大線出力密度 | 44.0ｋW／ｍ以下 |

表 25－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1.制限値以内に復旧する措置※1を開始する。 | 速やかに |

※１：原子炉熱出力を 30%未満にすることを含む。

（原子炉熱出力及び炉心流量）

第 26 条

原子炉熱出力が 30%以上において，原子炉熱出力及び炉心流量は，表 26－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉熱出力及び炉心流量が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）当直長は，原子炉熱出力 30%以上において，原子炉熱出力及び炉心流量が図２６に定める運転範囲にあることを 24 時間に１回確認する。

（２）燃料ＧＭは，定格熱出力一定運転にあたり，原子炉熱出力について運転管理目標を定め，当直長に通知する。当直長は，定格熱出力一定運転において，原子炉熱出力の瞬時値※1及び１時間平均値※2が原子炉熱出力１００％以下であることを１時間に１回確認する。

３．当直長は，原子炉熱出力及び炉心流量が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 26－２の措置を講じる。

表 26－１

| 項　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉熱出力<br>及び炉心流量 | 図 26 に定める運転範囲にあること |

表 26－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1. 運転範囲内に復旧する措置※3を開始する。 | 速やかに |

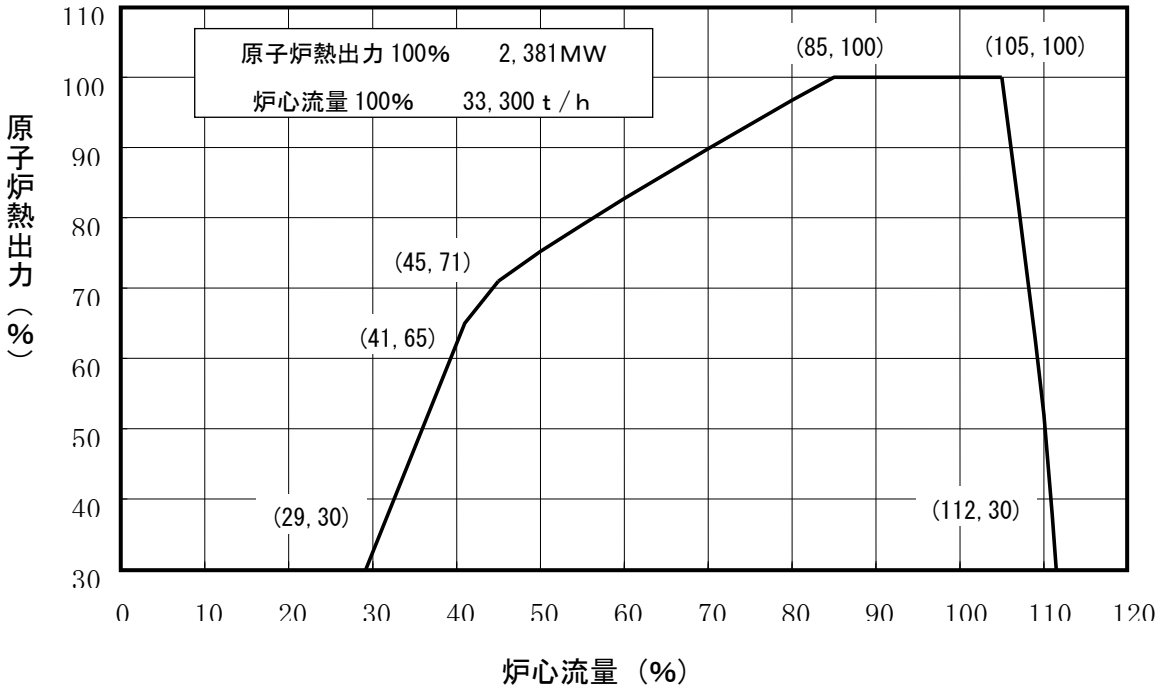
※１：瞬時値とは，計算機により算出される１分値をいう。ただし，計算機により確認ができない場合は，平均出力領域モニタで確認する値をいう。瞬時値は原子炉熱出力のゆらぎを考慮し，原子炉熱出力１００％に対して１％未満の超過の場合は，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

※２：１時間平均値とは，計算機により算出される当該１時間の瞬時値の平均値をいう。ただし，計算機により確認ができない場合は，平均出力領域モニタで確認する値をいう。

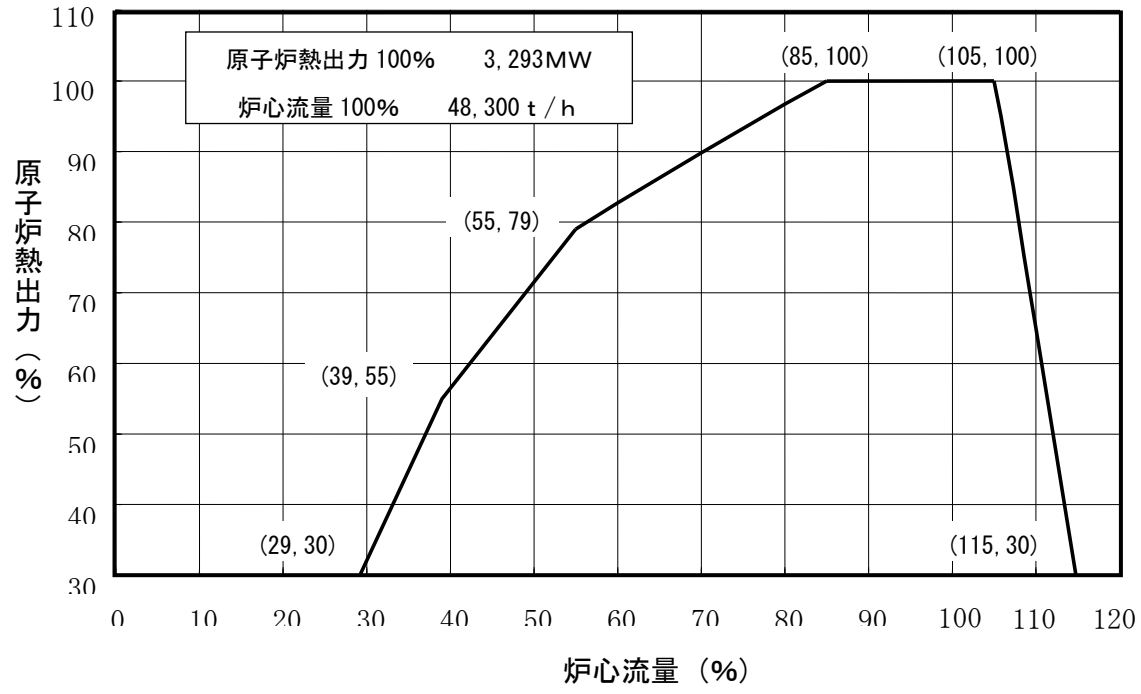
※３：原子炉熱出力を 30%未満にすることを含む。

図 26

１．５号炉




２．　６号炉



（計測及び制御設備）

第 27 条

原子炉の状態に応じて，次の計測及び制御設備※1は，表 27－１で定める事項を運転上の制限とする。

［５号炉］

（１）原子炉保護系計装

（２）起動領域モニタ計装

（３）非常用炉心冷却系計装

（炉心スプレイ系計装，低圧注水系計装，高圧注水系計装，自動減圧系計装）

（４）格納容器隔離系計装

（主蒸気隔離弁計装，格納容器隔離系計装，原子炉建屋隔離系計装）

（５）その他の計装

（非常用ディーゼル発電機計装，原子炉隔離時冷却系計装，原子炉再循環ポンプトリップ計装，制御棒引抜監視装置計装，タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装，中央制御室非常用換気空調系計装，事故時計装）

［６号炉］

（１）原子炉保護系計装

（２）起動領域モニタ計装

（３）非常用炉心冷却系計装

（低圧炉心スプレイ系計装，低圧注水系計装，高圧炉心スプレイ系計装，自動減圧系計装）

（４）格納容器隔離系計装

（主蒸気隔離弁計装，格納容器隔離系計装，原子炉建屋隔離系計装）

（５）その他の計装

（非常用ディーゼル発電機計装，原子炉隔離時冷却系計装，原子炉再循環ポンプトリップ計装，制御棒引抜監視装置計装，タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装，中央制御室外原子炉停止装置計装，中央制御室非常用換気空調系計装，事故時計装）

２．計測及び制御設備が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認する為，次号を実施する。

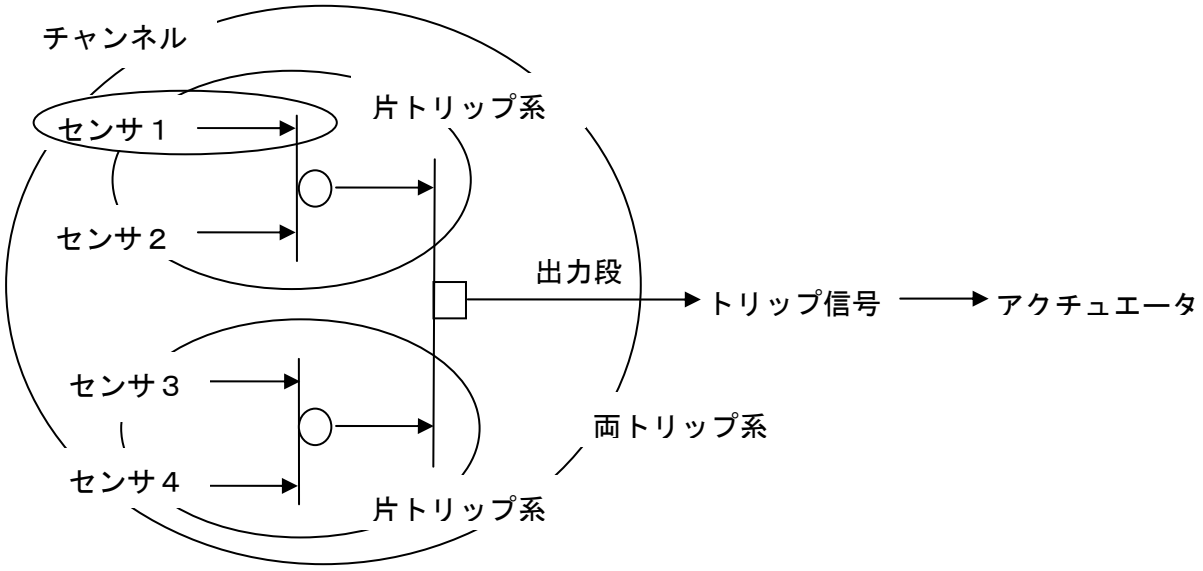
（１）各ＧＭは，原子炉の状態に応じて表 27－２の各項目を実施し，その結果を当直長に通知する。なお，各ＧＭは前項で定める計測及び制御設備に関係する事象を発見した場合には，誤動作※2又は誤不動作※3等の観点から，運転上の制限を満足するかどうかを判断する。

３．当直長は，計測及び制御設備が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 27－３の措置を講じる。なお，同時に複数の要素の動作不能が発生した場合には，個々の要素に対して表 27－３の措置を講じる。

表 27－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 計測及び制御設備 | 動作可能※4であること<br><br>なお，適用される原子炉の状態及び動作可能であるべきチャンネル数については，表 27－３にて定める。 |

※１：適用範囲は，センサから論理回路の出力段までとし，アクチュエータは含まない。また，トリップ系の定義の例は次のとおり。




※２：本条における誤動作とは，計測及び制御設備が，トリップ信号を出力すべきでない状態にもかかわらず，誤ってトリップ信号を出力する状態をいう。

※３：本条における誤不動作とは，計測及び制御設備が，トリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず，トリップ信号を出力しない状態又はそのような状態が発生すると推定される状態をいう。

※４：本条における動作可能とは，当該計測及び制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また，動作不能とは，点検・修理のために当該チャンネル又は論理回路をバイパスして動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合及び誤不動作が発見された場合で，当該計測及び制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は，誤動作であっても動作不能とはみなさない。

表 27－２

１．原子炉保護系計装

［５号炉］

表 27－２－１

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．起動領域モニタ<br>ａ．原子炉周期（ペリオド）短 | 原子炉周期 10 秒以上（中間領域） | 当直長は，原子炉の状態が起動，高温停止※1，冷温停止※1及び燃料交換※1において，動作不能でないことを指示により確認する。※2 | 毎日１回 |
| | | 当直長は，原子炉の状態が起動から運転へ入る時，起動領域モニタと出力領域モニタのオーバラップを確認する。 | 原子炉起動時 |
| | | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正※3（検出器を除く）を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査※4を実施する。 | 定検停止時 |
| ｂ．中性子束高 | 最終レンジフルスケールの 120/125%以下 | 当直長は，原子炉の状態が起動，高温停止※1，冷温停止※1及び燃料交換※1において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日１回 |
| | | 当直長は，原子炉の状態が起動から運転へ入る時，起動領域モニタと出力領域モニタのオーバラップを確認する。 | 原子炉起動時 |
| | | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ｃ．機器動作不能 | － | 運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ２．出力領域モニタ<br>ａ．中性子束高 | 120%以下 | 当直長は，原子炉の状態が運転において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日１回 |
| | | 当直長は，原子炉の状態が運転において，出力領域モニタのゲインを確認し，必要に応じて，計測制御ＧＭは，校正を実施する。 | １週間に１回 |
| | | 計測制御ＧＭは，動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。 | 燃焼度の増分が 1,000MWｄ／ｔに１回 |
| | | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

［５号炉］

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| ｂ．中性子束低 | 2%以上<br>（原子炉モードスイッチが「運転」の時） | 当直長は，原子炉の状態が運転において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日１回 |
| | | 当直長は，原子炉の状態が運転において，出力領域モニタのゲインを確認し，必要に応じて，計測制御GMは，校正を実施する。 | １週間に１回 |
| | | 計測制御GMは，動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。 | 燃焼度の増分が1,000MWｄ／ｔに１回 |
| | | 計測制御GMは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ｃ．機器動作不能 | － | 運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ３．原子炉圧力高 | 7.27ＭＰａ[gage]以下 | 当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日１回 |
| | | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ４．原子炉水位低（レベル３） | 1,340ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | 当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日１回 |
| | | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ５．主蒸気隔離弁閉 | 全開状態より10%閉以下 | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ６．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ[gage]以下 | 当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日１回 |
| | | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ７．スクラム・ディスチャージボリューム水位高 | 68ｌ以下（スクラム排出容器１個あたり） | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ８．タービン主蒸気止め弁閉 | 全開状態より10%閉以下※5 | 当直長は，原子炉熱出力30%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。 | 起動時 |
| | | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

［５号炉］

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| ９．タービン蒸気加減弁急速閉<br>ａ．油圧<br>ｂ．電磁弁励磁位置 | 油圧※5<br>5.50ＭＰａ<br>[gage]以上<br>励磁位置※5 | 当直長は，原子炉熱出力30%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。 | 起動時 |
| | | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 10．主蒸気管放射能高 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | 当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日１回 |
| | | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 11．復水器真空度低 | 23.4ｋＰａ<br>[abs]以下 | 当直長は，原子炉の状態が運転において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日１回 |
| | | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 12．地震加速度大<br>ａ．原子炉建屋地下１階床水平<br>ｂ．原子炉建屋地下１階床鉛直 | 地下１階床水平<br>135 Ｇａｌ以下<br>地下１階床鉛直<br>100 Ｇａｌ以下 | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 13．原子炉モードスイッチ「停止」位置 | － | 運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 14．スクラム回路 | － | 当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| | | 運転情報ＧＭは，手動スクラム論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

※１：１体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※２：「動作不能でないことを指示により確認する」とは，当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること，また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお，トリップ状態にあるチャンネルについては，該当しない。以下，本条において同じ。

※３：本条におけるチャンネル校正とは，センサにあらかじめ定めた信号を与えた時，許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。

※４：本条における論理回路機能検査とは，センサからの出力信号にて，論理回路の出力段に信号が発生することにより，その機能の健全性を確認することをいう。なお，確

認は部分的な確認を積み重ねることにより，適用範囲を確認したとみなすことができる。

※５：タービン入口蒸気第１段圧力が約 1.27ＭＰａ［gage］（原子炉熱出力の約 30％相当）以上で運転している時。以下，本条［５号炉］において同じ。

［6号炉］

表 27－2－1

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．起動領域モニタ<br>a．原子炉周期（ペリオド）短 | 原子炉周期10秒以上（中間領域） | 当直長は，原子炉の状態が起動，高温停止※1，冷温停止※1及び燃料交換※1において，動作不能でないことを指示により確認する。※2 | 毎日1回 |
| | | 当直長は，原子炉の状態が起動から運転へ入る時，起動領域モニタと出力領域モニタのオーバラップを確認する。 | 原子炉起動時 |
| | | 計測制御GMは，チャンネル校正※3（検出器を除く）を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査※4を実施する。 | 定検停止時 |
| b．機器動作不能 | － | 運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 2．出力領域モニタ<br>a．中性子束高<br>(a)中性子束 | 15%以下（原子炉モードスイッチが「燃料取替」，「起動」の時） | 当直長は，原子炉の状態が起動において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日1回 |
| | | 当直長は，原子炉の状態が起動から運転へ入る時，起動領域モニタと出力領域モニタのオーバラップを確認する。 | 原子炉起動時 |
| | | 計測制御GMは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| | 120%以下（原子炉モードスイッチが「運転」の時） | 当直長は，原子炉の状態が運転において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日1回 |
| | | 当直長は，原子炉の状態が運転において，出力領域モニタのゲインを確認し，必要に応じて，計測制御GMは，校正を実施する。 | 1週間に1回 |
| | | 計測制御GMは，動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。 | 燃焼度の増分が1,000MWd／tに1回 |
| | | 計測制御GMは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

［6号炉］

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| (b)熱流束相当 | 自動可変設定以下<br>（図27に示す設定値以下） | 当直長は，原子炉の状態が運転において，出力領域モニタのゲインを確認し，必要に応じて，計測制御GMは，校正を実施する。 | 1週間に1回 |
| | | 計測制御GMは，動作可能な局部出力領域モニタの校正を実施する。 | 燃焼度の増分が1,000MWd／tに1回 |
| | | 計測制御GMは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| | | 計測制御GMは，フローユニットのチャンネル校正を実施する。 | 定検停止時 |
| b．機器動作不能 | － | 運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 3．原子炉圧力高 | 7.21MPa<br>[gage]以下 | 当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日1回 |
| | | 計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 4．原子炉水位低（レベル3） | 1,372cm以上（圧力容器零レベルより） | 当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日1回 |
| | | 計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 5．主蒸気隔離弁閉 | 全開状態より10%閉以下 | 計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 6．格納容器圧力高 | 13.7kPa<br>[gage]以下 | 当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日1回 |
| | | 計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 7．スクラム・ディスチャージボリューム水位高 | 94.5l以下（スクラム排出容器1個あたり） | 計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 8．タービン主蒸気止め弁閉 | 全開状態より10%閉以下※5 | 当直長は，原子炉熱出力30%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。 | 起動時 |
| | | 計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

［６号炉］

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| ９．タービン蒸気加減弁急速閉<br>ａ．油圧<br>ｂ．電磁弁励磁位置 | 油圧※5<br>4.14ＭＰａ［gage］以上<br>励磁位置※5 | 当直長は，原子炉熱出力 30％相当以上でバイパス状態でないことを確認する。 | 起動時 |
| | | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 10．主蒸気管放射能高 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | 当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日１回 |
| | | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 11．地震加速度大<br>ａ．原子炉建屋地下２階床水平<br>ｂ．原子炉建屋地下２階床鉛直 | 地下２階床水平<br>135 Ｇａｌ以下<br>地下２階床鉛直<br>100 Ｇａｌ以下 | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 12．原子炉モードスイッチ「停止」位置 | － | 運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 13．スクラム回路 | － | 当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，自動スクラム論理回路が動作可能であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| | | 運転情報ＧＭは，手動スクラム論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

※１：１体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※２：「動作不能でないことを指示により確認する」とは，当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること，また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお，トリップ状態にあるチャンネルについては，該当しない。以下，本条において同じ。

※３：本条におけるチャンネル校正とは，センサにあらかじめ定めた信号を与えた時，許容範囲内で出力信号を発生又は指示値を示すよう調整することをいう。

※４：本条における論理回路機能検査とは，センサからの出力信号にて，論理回路の出力段に信号が発生することにより，その機能の健全性を確認することをいう。なお，確認は部分的な確認を積み重ねることにより，適用範囲を確認したとみなすことができる。

※５：タービン入口蒸気第１段圧力が約 1.27ＭＰａ［gage］（原子炉熱出力の約 30％相当）以上で運転している時。以下，本条［６号炉］において同じ。

２．起動領域モニタ計装

［５号炉］

表 27－２－２

| 要　　素 | 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|---|
| 1.起動領域モニタ | 当直長は，計数率が３ｃｐｓ以上であることの確認を行う。 | 原子炉の状態が起動※1，高温停止，冷温停止及び燃料交換※2の場合毎日１回，炉心変更中※2の場合 12 時間に１回 |
| | 当直長は，原子炉の状態が起動※1，高温停止，冷温停止及び燃料交換※2において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日１回 |
| | 計測制御GMは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施する。 | 定検停止時 |

※１：中性子源領域である場合。

※２：起動領域モニタ周りの燃料が４体未満の場合を除く。

［６号炉］

表 27－２－２

| 要　　素 | 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|---|
| 1.起動領域モニタ | 当直長は，計数率が３ｃｐｓ以上であることの確認を行う。 | 原子炉の状態が起動※1，高温停止，冷温停止及び燃料交換※2の場合毎日１回，炉心変更中※2の場合 12 時間に１回 |
| | 当直長は，原子炉の状態が起動※1，高温停止，冷温停止及び燃料交換※2において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日１回 |
| | 計測制御GMは，チャンネル校正（検出器を除く）を実施する。 | 定検停止時 |

※１：中性子源領域である場合。

※２：起動領域モニタ周りの燃料が４体未満の場合を除く。

３．非常用炉心冷却系計装

［５号炉］

（１）炉心スプレイ系計装

表 27－２－３－１

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．原子炉水位異常低(レベル１) | 940ｃｍ以上（圧力容器零レベルより) | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |
| ２．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ[gage]以下 | | |
| ３．原子炉圧力低（注入可) | 3.11ＭＰａ[gage]※1 | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |

※１：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

（２）低圧注水系計装

表 27－２－３－２

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．原子炉水位異常低（レベル１） | 940ｃｍ以上（圧力容器零レベルより) | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |
| ２．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ[gage]以下 | | |
| ３．原子炉圧力低（注入可) | 3.11ＭＰａ[gage]※1 | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |

※１：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

［５号炉］

（３）高圧注水系計装

表 27－２－３－３

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．原子炉水位異常低（レベル２） | 1,189ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |
| ２．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ［gage］以下 | | |

※１：原子炉圧力が，1.04ＭＰａ［gage］以上の時。

（４）自動減圧系計装

表 27－２－３－４

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．原子炉水位異常低（レベル１） | 940ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |
| ２．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ［gage］以下 | | |
| ３．自動減圧系始動タイマ | 120 秒以下 | 電気機器ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ４．炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高 | 689ｋＰａ［gage］※2 | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |
| ５．残留熱除去系ポンプ吐出圧力高 | 343ｋＰａ［gage］※2 | | |

※１：原子炉圧力が，0.78ＭＰａ［gage］以上の時。

※２：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

［6号炉］

（1）低圧炉心スプレイ系計装

表 27－2－3－1

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位異常低（レベル1） | 961ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br><br>定検停止時 |
| 2．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ［gage］以下 | | |
| 3．注入弁両側差圧低（注入可） | 4.91ＭＰａ※1 | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br><br>定検停止時 |

※1：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

（2）低圧注水系計装

表 27－2－3－2

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位異常低（レベル1） | 961ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br><br>定検停止時 |
| 2．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ［gage］以下 | | |
| 3．注入弁両側差圧低（注入可） | 4.81ＭＰａ※1 | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br><br>定検停止時 |

※1：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

［6号炉］

（3）高圧炉心スプレイ系計装

表 27－2－3－3

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位異常低（レベル2） | 1,243ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br>定検停止時 |
| 2．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ［gage］以下 | | |

（4）自動減圧系計装

表 27－2－3－4

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位異常低（レベル1） | 961ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br>定検停止時 |
| 2．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ［gage］以下 | | |
| 3．自動減圧系始動タイマ | 120秒以下 | 電気機器GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 4．低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高 | 1.03ＭＰａ［gage］※2 | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br>定検停止時 |
| 5．残留熱除去系ポンプ吐出圧力高 | 0.490ＭＰａ［gage］※2 | | |

※1：原子炉圧力が，0.84ＭＰａ［gage］以上の時。

※2：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

４．格納容器隔離系計装

［５号炉］

（１）主蒸気隔離弁計装

表 27－２－４－１

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．原子炉水位異常低（レベル２） | 1,189ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |
| ２．主蒸気管放射能高 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | | |
| ３．主蒸気管流量大 | 定格蒸気流量の140％以下 | | |
| ４．主蒸気管トンネル温度高 | 93℃以下 | | |
| ５．主蒸気管圧力低 | 5.86ＭＰａ［gage］以上 | | |

※１：主蒸気管圧力低については，起動及び高温停止を除く。

（２）格納容器隔離系計装

表 27－２－４－２

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．主蒸気管ドレン系<br>ａ．原子炉水位異常低（レベル２） | 1,189ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |
| ｂ．主蒸気管放射能高 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | | |
| ｃ．主蒸気管流量大 | 定格蒸気流量の140％以下 | | |
| ｄ．主蒸気管トンネル温度高 | 93℃以下 | | |
| ｅ．主蒸気管圧力低 | 5.86ＭＰａ［gage］以上 | | |
| ２．炉水サンプル系<br>ａ．原子炉水位異常低（レベル２） | 1,189ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |
| ｂ．主蒸気管放射能高 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | | |
| ｃ．主蒸気管流量大 | 定格蒸気流量の140％以下 | | |
| ｄ．主蒸気管トンネル温度高 | 93℃以下 | | |
| ｅ．主蒸気管圧力低 | 5.86ＭＰａ［gage］以上 | | |

※１：主蒸気管圧力低については，起動及び高温停止を除く。

［５号炉］

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| ３.原子炉冷却材浄化系<br>ａ．原子炉水位低<br>（レベル３） | 1,340ｃｍ以上<br>（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は,原子炉の状態が運転,起動及び高温停止において,動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |
| ４．不活性ガス系<br>ａ．原子炉水位低<br>（レベル３） | 1,340ｃｍ以上<br>（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は,原子炉の状態が運転,起動及び高温停止において,動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |
| ｂ．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ[gage]以下 | | |
| ｃ．原子炉建屋放射能高 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | | |
| ５．残留熱除去系<br>ａ．原子炉水位低<br>（レベル３） | 1,340ｃｍ以上<br>（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は,原子炉の状態が運転,起動及び高温停止において,動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |
| ｂ．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ[gage]以下 | | |
| ６．廃棄物処理系<br>ａ．原子炉水位低<br>（レベル３） | 1,340ｃｍ以上<br>（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は,原子炉の状態が運転,起動及び高温停止において,動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |
| ｂ．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ[gage]以下 | | |

［５号炉］

（３）原子炉建屋隔離系計装

表 27－２－４－３

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．原子炉水位低（レベル３） | 1,340ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br><br>定検停止時 |
| ２．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ［gage］以下 | | |
| ３．原子炉建屋放射能高 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br><br>定検停止時 |

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

［６号炉］

（１）主蒸気隔離弁計装

表 27－２－４－１

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．原子炉水位異常低（レベル２） | 1,243ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br><br>定検停止時 |
| ２．主蒸気管放射能高 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | | |
| ３．主蒸気管流量大 | 定格蒸気流量の140％以下 | | |
| ４．主蒸気管トンネル温度高 | 93℃以下 | | |
| ５．主蒸気管圧力低 | 5.86ＭＰａ［gage］以上 | | |
| ６．復水器真空度低 | 72.5ｋＰａ［abs］以下 | | |

※１：主蒸気管圧力低については，起動及び高温停止を除く。

［6号炉］

（2）格納容器隔離系計装

表27－2－4－2

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．主蒸気管ドレン系<br>a．原子炉水位異常低（レベル2） | 1,243ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br>定検停止時 |
| b．主蒸気管放射能高 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | | |
| c．主蒸気管流量大 | 定格蒸気流量の140%以下 | | |
| d．主蒸気管トンネル温度高 | 93℃以下 | | |
| e．主蒸気管圧力低 | 5.86ＭＰａ[gage]以上 | | |
| f．復水器真空度低 | 72.5ｋＰａ[abs]以下 | | |
| 2．炉水サンプル系<br>a．原子炉水位異常低（レベル2） | 1,243ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br>定検停止時 |
| b．主蒸気管放射能高 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | | |
| c．主蒸気管流量大 | 定格蒸気流量の140%以下 | | |
| d．主蒸気管トンネル温度高 | 93℃以下 | | |
| e．主蒸気管圧力低 | 5.86ＭＰａ[gage]以上 | | |
| f．復水器真空度低 | 72.5ｋＰａ[abs]以下 | | |
| 3．原子炉冷却材浄化系<br>a．原子炉水位低（レベル3） | 1,372ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br>定検停止時 |

［6号炉］

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 4．不活性ガス系<br>a．原子炉水位低<br>（レベル3） | 1,372ｃｍ以上<br>（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br><br>定検停止時 |
| b．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ[gage]以下 | | |
| c．原子炉建屋放射能高<br>（原子炉建屋換気系排気口プレナム） | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | | |
| d．原子炉建屋放射能高<br>（燃料取替エリアダクト）※2 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | | |
| 5．残留熱除去系<br>a．原子炉水位低<br>（レベル3） | 1,372ｃｍ以上<br>（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br><br>定検停止時 |
| b．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ[gage]以下 | | |
| 6．廃棄物処理系<br>a．原子炉水位低<br>（レベル3） | 1,372ｃｍ以上<br>（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br><br>定検停止時 |
| b．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ[gage]以下 | | |

※1：主蒸気管圧力低については，起動及び高温停止を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

［6号炉］

（3）原子炉建屋隔離系計装

表 27－2－4－3

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位低（レベル3） | 1,372ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br>定検停止時 |
| 2．格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ［gage］以下 | | |
| 3．原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム） | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br>定検停止時 |
| 4．原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）※2 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | | |

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

５．その他の計装

［５号炉］

（１）非常用ディーゼル発電機計装

表 27－２－５－１

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １.非常用交流高圧電源母線低電圧 | － | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。ただし，非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施する。ただし，非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。<br>（３）運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時<br>定検停止時 |
| ２.原子炉水位異常低（レベル１） | 940ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | | |
| ３.格納容器圧力高 | 13.7ｋＰａ[gage]以下 | | |

（２）原子炉隔離時冷却系計装

表 27－２－５－２

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １.原子炉水位異常低（レベル２） | 1,189ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br>定検停止時 |

※１：原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上の時。

（３）原子炉再循環ポンプトリップ計装

表 27－２－５－３

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．タービン主蒸気止め弁閉 | 全開状態より 10％閉以下※1 | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ２.タービン蒸気加減弁急速閉<br>ａ．油圧<br>ｂ.電磁弁励磁位置 | 油圧※1<br>5.50ＭＰａ[gage]以上<br>励磁位置※1 | 計測制御ＧＭは，チャンネル校正を実施し，運転情報ＧＭは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

※１：タービン入口蒸気第１段圧力が約 1.27ＭＰａ[gage]（原子炉熱出力の約 30％相当）以上で運転している時。

［５号炉］

（４）制御棒引抜監視装置計装

表 27－２－５－４

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．制御棒引抜阻止<br>ａ．中性子束高 | 105%以下<br>（再循環流量 Wd（%）に対し，(0.62Wd＋52）%の式により設定する。） | （１）当直長は，原子炉熱出力 30%相当以上でバイパス状態でないことを確認する。<br>（２）計測制御GMは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。 | 起動時<br><br>定検停止時 |
| ｂ．機器動作不能 | － | 計測制御GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ｃ．中性子束低 | ５%※1 | 計測制御GMは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

※１：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

（５）タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

表 27－２－５－５

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．原子炉水位高（レベル８） | 1,461ｃｍ以下（圧力容器零レベルより） | （１）当直長は，原子炉熱出力 30%相当以上において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御GMは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br><br>定検停止時 |

（６）中央制御室非常用換気空調系計装

表 27－２－５－６

| 要　　素 | 設定値 | 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| １．原子炉建屋放射能高 | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | （１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。<br>（２）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日１回<br><br>定検停止時 |

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

［5号炉］

（7）事故時計装

表27－2－5－7

| 要　素 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|
| 1．原子炉圧力<br>2．原子炉水位<br>（広帯域）<br>3．原子炉水位<br>（燃料域）<br>4．格納容器圧力<br>5．格納容器雰囲気線量当量率 | （1）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施する。 | 毎日1回<br><br><br>定検停止時 |

［6号炉］

（1）非常用ディーゼル発電機計装

表27－2－5－1

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．非常用ディーゼル発電機計装<br>a．非常用交流高圧電源母線低電圧 | － | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。ただし，非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施する。ただし，非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。<br>（3）運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回 |
| b．原子炉水位異常低（レベル1） | 961cm以上（圧力容器零レベルより） | | 定検停止時 |
| c．格納容器圧力高 | 13.7kPa[gage]以下 | | 定検停止時 |
| 2．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装<br>a．非常用交流高圧電源母線低電圧 | － | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，動作不能でないことを指示により確認する。ただし，非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施する。ただし，非常用交流高圧電源母線低電圧を除く。<br>（3）運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回 |
| b．原子炉水位異常低（レベル2） | 1,243cm以上（圧力容器零レベルより） | | 定検停止時 |
| c．格納容器圧力高 | 13.7kPa[gage]以下 | | 定検停止時 |

［6号炉］

（2）原子炉隔離時冷却系計装

表 27－2－5－2

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位異常低（レベル2） | 1,243ｃｍ以上（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動※1及び高温停止※1において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 毎日1回<br>定検停止時 |

※1：原子炉圧力が 1.04ＭＰａ［gage］以上の時。

（3）原子炉再循環ポンプトリップ計装

表 27－2－5－3

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．タービン主蒸気止め弁閉 | 全開状態より 10％閉以下※1 | 計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 2．タービン蒸気加減弁急速閉<br>ａ．油圧<br>ｂ．電磁弁励磁位置 | 油圧※1<br>4.14ＭＰａ［gage］以上<br>励磁位置※1 | 計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

※1：タービン入口蒸気第1段圧力が，約 1.27ＭＰａ［gage］（原子炉熱出力の約30％相当）以上で運転している時。

（4）制御棒引抜監視装置計装

表 27－2－5－4

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．制御棒引抜阻止<br>ａ．中性子束高 | 105％以下（再循環流量 Wd（％）に対し，（0.62Wd＋52）％の式により設定する。） | （1）当直長は，原子炉熱出力 30％相当以上でバイパス状態でないことを確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。 | 起動時<br>定検停止時 |
| ｂ．機器動作不能 | － | 計測制御GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| ｃ．中性子束低 | 5％※1 | 計測制御GMは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

※1：動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内であれば，運転上の制限を満足していないとはみなさない。

［6号炉］

（5）タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

表 27－2－5－5

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位高（レベル8） | 1,480ｃｍ以下（圧力容器零レベルより） | （1）当直長は，原子炉熱出力30%相当以上において，動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日1回 |
| | | （2）計測制御GMは，チャンネル校正及び論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

（6）中央制御室外原子炉停止装置計装

表 27－2－5－6

| 要　素 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|
| 1．原子炉圧力 | 計測制御GMは，チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 2．原子炉隔離時冷却系流量 | 計測制御GMは，チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| 3．原子炉隔離時冷却系制御 | 計測制御GMは，チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 | 定検停止時 |
| | 当直長は，原子炉隔離時冷却系の流量制御については，中央制御室外原子炉停止装置からの原子炉隔離時冷却系ポンプ手動起動により確認を行う。 | 定検停止後の原子炉起動時 |
| 4．残留熱除去系流量 | 計測制御GMは，チャンネル校正及び制御回路切替スイッチの機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

（7）中央制御室非常用換気空調系計装

表 27－2－5－7

| 要　素 | 設定値 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|---|
| 1．原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム） | 10×（通常運転時のバックグランド）以下 | （1）当直長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時に動作不能でないことを指示により確認する。 | 毎日1回 |
| 2．原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）※2 | | （2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施し，運転情報GMは，論理回路機能検査を実施する。 | 定検停止時 |

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※2：高線量当量率物品の移動時を除く。

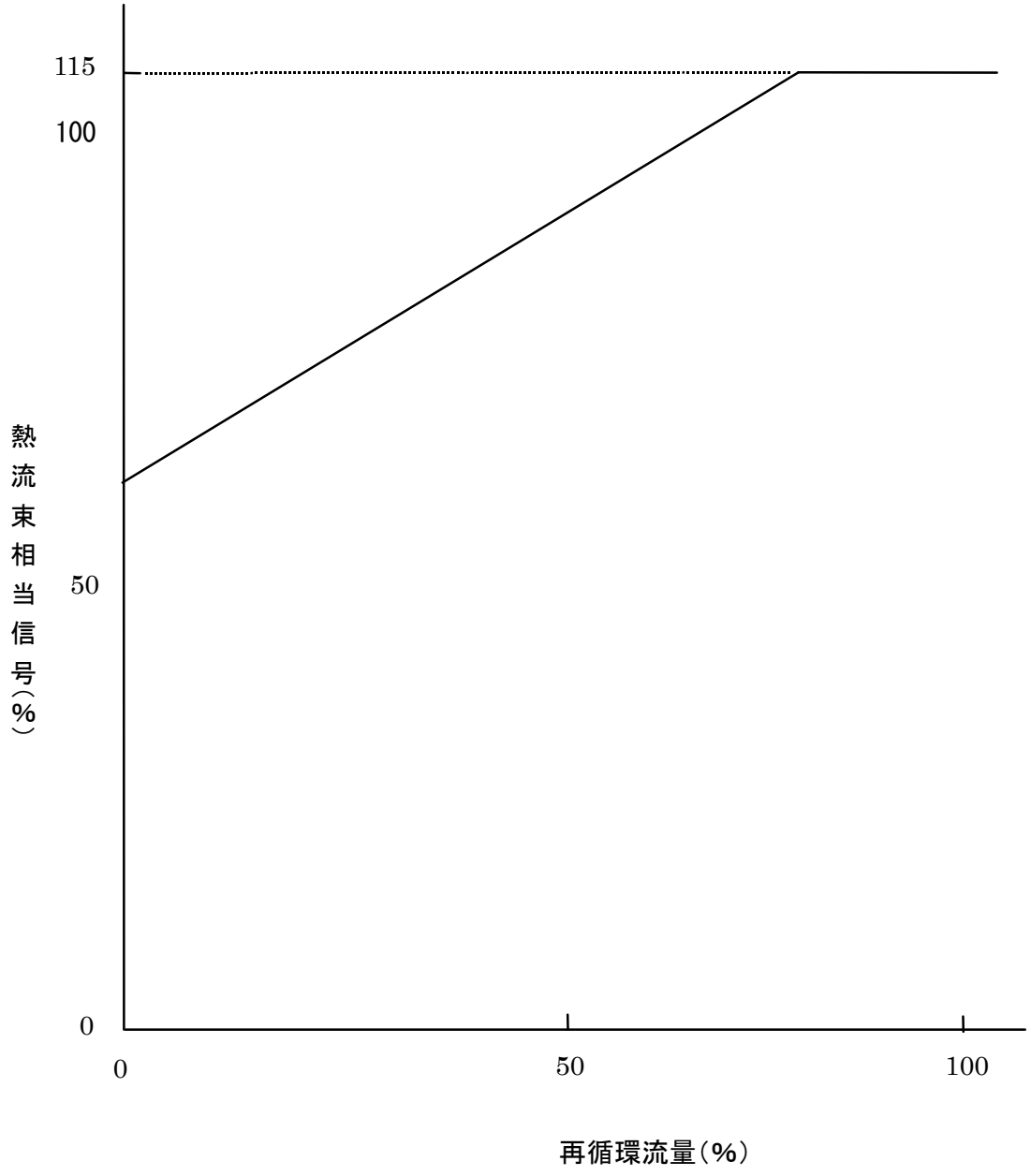
［6号炉］

（8）事故時計装

表27－2－5－8

| 要　素 | 項　目 | 頻　度 |
|---|---|---|
| 1．原子炉圧力<br>2．原子炉水位<br>（広帯域）<br>3．原子炉水位<br>（燃料域）<br>4．格納容器圧力<br>5．格納容器雰囲気線量当量率 | （1）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，動作不能でないことを指示により確認する。<br>（2）計測制御GMは，チャンネル校正を実施する。 | 毎日1回<br><br><br>定検停止時 |

図 27 中性子束高（熱流束相当）のスクラム設定（表 27-2 関係）




（注）熱流束相当信号は，再循環流量 Ｗｄ（%）に対して，（0.72Ｗｄ＋54）%
の式により設定する。
ただし，最大値は 115 とする。

表 27－３

１．原子炉保護系計装

原子炉保護系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて次の措置を講じる。なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，片トリップ系毎の全てのチャンネル数をいう。

（１）片トリップ系に，動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，12 時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能なチャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（２）両トリップ系に，動作不能チャンネルがそれぞれ１つ以上ある場合は，６時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ，いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。

（３）片トリップ系に，同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は，１時間以内に当該トリップ系を復旧するかトリップする。

（４）上記（１），（２）又は（３）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

［５号炉］

表 27－３－１

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| １．起動領域モニタ | 起動 | ４※2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| ａ．原子炉周期（ペリオド）短 | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |
| ｂ．中性子束高 | 起動 | ４※2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |
| ｃ．機器動作不能 | 起動 | ４※2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |

［５号炉］

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| ２．出力領域モニタ | 起動 | 3※3 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| ａ．中性子束高 | 運転 | | A1. 起動にする。 | 12 時間 |
| ｂ．中性子束低 | 運転 | 3※3 | A1. 起動にする。 | 12 時間 |
| ｃ．機器動作不能 | 運転，起動 | 3※3 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| ３．原子炉圧力高 | 運転，起動 | 2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| ４．原子炉水位低（レベル３） | 運転，起動 | 2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| ５．主蒸気隔離弁閉 | 運転 | 8 | A1. 起動にする。 | 12 時間 |
| ６．格納容器圧力高 | 運転，起動 | 2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| ７．スクラム・ディスチャージボリューム水位高 | 運転，起動 | 4 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |
| ８．タービン主蒸気止め弁閉 | 原子炉熱出力 30％相当以上※4 | 4 | A1. 原子炉熱出力 30％相当未満にする。 | ８時間 |
| ９．タービン蒸気加減弁急速閉<br>ａ．油圧<br>ｂ．電磁弁励磁位置 | 原子炉熱出力 30％相当以上※4 | 4 | A1. 原子炉熱出力 30％相当未満にする。 | ８時間 |
| 10. 主蒸気管放射能高 | 運転，起動 | 2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| 11. 復水器真空度低 | 運転 | 2 | A1. 起動にする。 | 12 時間 |
| 12. 地震加速度大 | 運転，起動 | 4 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| ａ．原子炉建屋地下１階床水平<br>ｂ．原子炉建屋地下１階床鉛直 | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |
| 13. 原子炉モードスイッチ「停止」位置 | 運転，起動 | 1※5 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |
| 14. スクラム回路 | 運転，起動 | 2<br>（自動スクラム）<br>1<br>（手動スクラム） | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |

※１：１体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又

は全燃料が取り出されている場合を除く。

※２：片系４チャンネルのうち，１チャンネルバイパス可能設備のため，１チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）は３とする。

※３：片系３チャンネルのうち，１チャンネルバイパス可能設備のため，１チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）は２とする。

※４：タービン入口蒸気第１段圧力が約 1.27ＭＰａ［gage］（原子炉熱出力の約 30％相当）以上で運転している時。

※５：原子炉モードスイッチは１つであり，その接点を両トリップ系で１チャンネルずつ使用している。

［6 号炉］

表 27－3－1

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| 1．起動領域モニタ | 起動 | 4※2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| a．原子炉周期（ペリオド）短 | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |
| b．機器動作不能 | 起動 | 4※2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |
| 2．出力領域モニタ | 起動 | 3※3 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| a．中性子束高 (a) 中性子束 | 運転 | 3※3 | A1. 起動にする。 | 12 時間 |
| (b)熱流束相当 | 運転 | 3※3 | A1. 起動にする。 | 12 時間 |
| b．機器動作不能 | 運転，起動 | 3※3 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| 3．原子炉圧力高 | 運転，起動 | 2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| 4．原子炉水位低（レベル 3） | 運転，起動 | 2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| 5．主蒸気隔離弁閉 | 運転 | 8 | A1. 起動にする。 | 12 時間 |
| 6．格納容器圧力高 | 運転，起動 | 2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| 7．スクラム・ディスチャージボリューム水位高 | 運転，起動 | 4 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |
| 8．タービン主蒸気止め弁閉 | 原子炉熱出力 30%相当以上※4 | 4 | A1. 原子炉熱出力 30%相当未満にする。 | 8 時間 |
| 9．タービン蒸気加減弁急速閉<br>a．油圧<br>b．電磁弁励磁位置 | 原子炉熱出力 30%相当以上※4 | 4 | A1. 原子炉熱出力 30%相当未満にする。 | 8 時間 |
| 10. 主蒸気管放射能高 | 運転，起動 | 2 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| 11. 地震加速度大 | 運転，起動 | 4 | A1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| a．原子炉建屋地下 2 階床水平<br>b．原子炉建屋地下 2 階床鉛直 | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. 1 体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |

［6号炉］

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| 12. 原子炉モードスイッチ「停止」位置 | 運転，起動 | 1※5 | A1. 高温停止にする。 | 24時間 |
| | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |
| 13. スクラム回路 | 運転，起動 | 2<br>（自動スクラム）<br>1<br>（手動スクラム） | A1. 高温停止にする。 | 24時間 |
| | 高温停止※1<br>冷温停止※1<br>燃料交換※1 | | A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに挿入可能な制御棒の全挿入操作を開始する。 | 速やかに |

※1：1体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合又は全燃料が取り出されている場合を除く。

※2：片系4チャンネルのうち，1チャンネルバイパス可能設備のため，1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）は3とする。

※3：片系3チャンネルのうち，1チャンネルバイパス可能設備のため，1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数（片トリップ系）は2とする。

※4：タービン入口蒸気第1段圧力が約1.27MPa［gage］（原子炉熱出力の約30%相当）以上で運転している時。

※5：原子炉モードスイッチは1つであり，その接点を両トリップ系で1チャンネルずつ使用している。

２．起動領域モニタ計装

起動領域モニタ計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

［５号炉］

表 27－３－２

| 要素 | 適用される状態 | | 動作可能であるべきチャンネル数 | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 起動領域モニタ | 中性子源領域でかつ原子炉の状態が「起動」 | | 8※1 | A. 動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. 起動領域モニタを動作可能な状態に復帰させる。<br>又は<br>A2. 制御棒引抜操作を中止する。 | 4 時間<br><br>速やかに |
| | | | | B. 動作不能チャンネルが６つの場合 | B1. 制御棒引抜操作を中止する。 | 速やかに |
| | | | | C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| | 原子炉の状態が「高温停止」<br>又は<br>「冷温停止」 | | 2※2 | A. 動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。<br>及び<br>A2. 制御棒引抜操作を行ってはならない。 | 1 時間<br><br>1 時間 |
| | 原子炉の状態が「燃料交換」 | 炉心変更が実施されていない場合 | 2※2※3 | A. 動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. １体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。 | 速やかに |
| | | 炉心変更が実施されている場合 | 2※3※4 | A. 動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. 制御棒挿入及び燃料取出以外の炉心変更を中止する。<br>及び<br>A2. １体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに |

※１：８チャンネルのうち，２チャンネルバイパス（片トリップ系で１チャンネル）可能設備のため，２チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は６とする。

※２：異なる１／４炉心の２チャンネル。

※３：起動領域モニタ周りの燃料が４体未満の場合，当該起動領域モニタが動作可能であることを要求されない。

※４：炉心変更が実施されている１／４炉心の１チャンネル及びそれに隣接するいずれかの１／４炉心の１チャンネル。

［6号炉］

表 27－3－2

| 要素 | 適用される状態 | | 動作可能であるべきチャンネル数 | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 起動領域モニタ | 中性子源領域でかつ原子炉の状態が「起動」 | | 8※1 | A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合 | A1. 起動領域モニタを動作可能な状態に復帰させる。<br>又は<br>A2. 制御棒引抜操作を中止する。 | 4時間<br><br>速やかに |
| | | | | B. 動作不能チャンネルが6つの場合 | B1. 制御棒引抜操作を中止する。 | 速やかに |
| | | | | C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 高温停止にする。 | 24時間 |
| | 原子炉の状態が「高温停止」<br>又は<br>「冷温停止」 | | 2※2 | A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合 | A1. 挿入可能な制御棒を全挿入する。<br>及び<br>A2. 制御棒引抜操作を行ってはならない。 | 1時間<br><br>1時間 |
| | 原子炉の状態が「燃料交換」 | 炉心変更が実施されていない場合 | 2※2※3 | A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合 | A1. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。 | 速やかに |
| | | 炉心変更が実施されている場合 | 2※3※4 | A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合 | A1. 制御棒挿入及び燃料取出以外の炉心変更を中止する。<br>及び<br>A2. 1体以上の燃料が装荷されているセルに制御棒が全挿入されていることの確認を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに |

※1：8チャンネルのうち，2チャンネルバイパス（片トリップ系で1チャンネル）可能設備のため，2チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は6とする。

※2：異なる1／4炉心の2チャンネル。

※3：起動領域モニタ周りの燃料が4体未満の場合，当該起動領域モニタが動作可能であることを要求されない。

※4：炉心変更が実施されている1／4炉心の1チャンネル及びそれに隣接するいずれかの1／4炉心の1チャンネル。

３．非常用炉心冷却系計装

［５号炉］

（１）炉心スプレイ系計装

炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，炉心スプレイ系（炉心スプレイポンプＡ，Ｂ及び注入弁）を作動させる為の全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－３－３－１

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系） | 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １．原子炉水位異常低（レベル１） | 運転<br>起動<br>高温停止 | ４ | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合 | B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 12 時間<br><br>12 時間<br><br>12 時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | １時間 |

［５号炉］

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| ２．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合 | B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 12 時間<br><br>12 時間<br><br>12 時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | １時間 |
| ３．原子炉圧力低<br>（注入可） | | 4 | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合 | B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 12 時間<br><br>12 時間<br><br>12 時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | １時間 |

［５号炉］

（２）低圧注水系計装

低圧注水系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，低圧注水系（低圧注水ポンプＡ，Ｂ，Ｃ，Ｄ及び注入弁）を作動させる為の全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－３－３－２

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系） | 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １．原子炉水位異常低（レベル１） | 運転<br>起動<br>高温停止 | ４ | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 低圧注水系を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合 | B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 低圧注水系を動作不能とみなす。 | 12 時間<br><br>12 時間<br><br>12 時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 低圧注水系を動作不能とみなす。 | １時間 |

［５号炉］

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系） | 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| ２．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | ４ | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 低圧注水系を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合 | B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 低圧注水系を動作不能とみなす。 | 12 時間<br><br>12 時間<br><br>12 時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 低圧注水系を動作不能とみなす。 | １時間 |
| ３．原子炉圧力低（注入可） | | ４ | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 低圧注水系を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合 | B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 低圧注水系を動作不能とみなす。 | 12 時間<br><br>12 時間<br><br>12 時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 低圧注水系を動作不能とみなす。 | １時間 |

［５号炉］

（３）高圧注水系計装

高圧注水系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，高圧注水系を作動させるための全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－３－３－３

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １．原子炉水位異常低（レベル２） | 運転<br>起動※1<br>高温停止※1 | ４ | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 高圧注水系を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合 | B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 高圧注水系を動作不能とみなす。 | 12 時間<br><br>12 時間<br><br>12 時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 高圧注水系を動作不能とみなす。 | １時間 |

［５号炉］

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系） | 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| ２．格納容器圧力高 | 運転<br>起動※1<br>高温停止※1 | ４ | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 高圧注水系を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合 | B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 高圧注水系を動作不能とみなす。 | 12 時間<br><br>12 時間<br><br>12 時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 高圧注水系を動作不能とみなす。 | １時間 |

※１：原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上の時。

［５号炉］

（４）自動減圧系計装

自動減圧系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，論理※1毎の全てのチャンネル数をいう。

表 27－３－３－４

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １．原子炉水位異常低（レベル１） | 運転<br>起動※2<br>高温停止※2 | ２ | A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br><br>又は<br><br>A2. 当該チャンネルをトリップする。 | 10 日間<br>ただし<br>高圧注水系の動作不能を発見した場合は４日間<br><br>10 日間<br>ただし<br>高圧注水系の動作不能を発見した場合は４日間 |
| | | | B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合，又は，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。 | １時間 |
| ２．格納容器圧力高 | | ２ | A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br><br>又は<br><br>A2. 当該チャンネルをトリップする。 | 10 日間<br>ただし<br>高圧注水系の動作不能を発見した場合は４日間<br><br>10 日間<br>ただし<br>高圧注水系の動作不能を発見した場合は４日間 |
| | | | B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合，又は，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。 | １時間 |

［５号炉］

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数(論理毎) | 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| ３．自動減圧系始動タイマ | 運転<br>起動※2<br>高温停止※2 | １ | A. いずれかの論理が動作不能の場合 | A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間<br>ただし<br>高圧注水系の動作不能を発見した場合は４日間 |
| | | | B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合，又は，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。 | １時間 |
| ４．炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力高※3 | | ６※3 | A. いずれかの論理が動作不能の場合 | A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間<br>ただし<br>高圧注水系の動作不能を発見した場合は４日間 |
| | | | B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合，又は，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。 | １時間 |

※１：本条における論理とは，当該系統・設備を作動させる為のセンサから論理回路の出力段までの最小単位の構成をいう。

※２：原子炉圧力が 0.78ＭＰａ［gage］以上の時。

※３：ポンプ吐出圧力高については，炉心スプレイ系２チャンネル及び残留熱除去系４チャンネルをいう。

［6号炉］

（1）低圧炉心スプレイ系計装

低圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，低圧炉心スプレイ系を作動させる為の全てのチャンネル数をいう。

表 27－3－3－1

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数 | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位異常低（レベル1） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A. 動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 24時間<br><br>24時間<br><br>24時間 |
| | | | B. 動作不能チャンネルが2つの場合 | B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 1時間 |
| 2．格納容器圧力高 | | 2 | A. 動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 24時間<br><br>24時間<br><br>24時間 |
| | | | B. 動作不能チャンネルが2つの場合 | B1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 1時間 |
| 3．注入弁両側差圧低（注入可） | | 1 | A. 動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. 低圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 1時間 |

［6号炉］

（2）低圧注水系計装

低圧注水系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，系列毎のポンプ及び弁を作動させる為の全てのチャンネル数をいう。

表 27－3－3－2

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（系列毎）※1 | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位異常低（レベル1） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A. 動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。 | 24時間<br><br>24時間<br><br>24時間 |
| | | | B. 動作不能チャンネルが2つの場合 | B1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。 | 1時間 |
| 2．格納容器圧力高 | | 2 | A. 動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。 | 24時間<br><br>24時間<br><br>24時間 |
| | | | B. 動作不能チャンネルが2つの場合 | B1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。 | 1時間 |
| 3．注入弁両側差圧低（注入可） | | 1 | A. 動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. 当該低圧注水系を動作不能とみなす。 | 1時間 |

※1：系列毎とは低圧注水系においてA系，B系，C系をいう。

［6号炉］

（3）高圧炉心スプレイ系計装

高圧炉心スプレイ系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，高圧炉心スプレイ系を作動させる為の全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－3－3－3

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位異常低（レベル2） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 24時間<br><br>24時間<br><br>24時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合 | B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 12時間<br><br>12時間<br><br>12時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合 | C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 1時間 |

［6号炉］

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 2．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 24時間<br><br>24時間<br><br>24時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合 | B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 12時間<br><br>12時間<br><br>12時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合 | C1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 1時間 |

［6号炉］

（4）自動減圧系計装

自動減圧系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，論理※1毎の全てのチャンネル数をいう。

表 27－3－3－4

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数(論理毎) | 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位異常低（レベル1） | 運転<br>起動※2<br>高温停止※2 | 2 | A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 当該チャンネルをトリップする。 | 10日間<br>ただし<br>高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間<br><br>10日間<br>ただし<br>高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間 |
| | | | B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合又は，条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。 | 1時間 |
| 2．格納容器圧力高 | | 2 | A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが1つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 当該チャンネルをトリップする。 | 10日間<br>ただし<br>高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間<br><br>10日間<br>ただし<br>高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間 |
| | | | B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合又は，条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。 | 1時間 |

［6号炉］

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 3．自動減圧系始動タイマ | 運転<br>起動※2<br>高温停止※2 | 1 | A. いずれかの論理が動作不能の場合 | A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。 | 10日間<br>ただし<br>高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間 |
| | | | B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合又は，条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。 | 1時間 |
| 4．低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高<br>又は<br>残留熱除去系ポンプ吐出圧力高※3 | 運転<br>起動※2<br>高温停止※2 | 4※3 | A. いずれかの論理が動作不能の場合 | A1. 当該論理を動作可能な状態に復旧する。 | 10日間<br>ただし<br>高圧炉心スプレイ系の動作不能を発見した場合は4日間 |
| | | | B. 両方の論理が，それぞれ動作不能の場合又は，条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 自動減圧系を動作不能とみなす。 | 1時間 |

※1：本条における論理とは，当該系統・設備を作動させる為のセンサから論理回路の出力段までの最小単位の構成をいう。

※2：原子炉圧力が0.84MＰａ[gage]以上の時。

※3：ポンプ吐出圧力高については，自動減圧系Ａ系は低圧炉心スプレイ系２チャンネル及び残留熱除去系２チャンネル，自動減圧系Ｂ系は残留熱除去系４チャンネルをいう。

４．格納容器隔離系計装

［５号炉］

（１）主蒸気隔離弁計装

主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて次の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，主蒸気隔離弁を隔離させるための全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

（A）片トリップ系に，動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，24 時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（B）両トリップ系に，動作不能チャンネルがそれぞれ１つ以上ある場合は，12 時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ，いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。

（C）片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は，１時間以内に当該トリップ系を復旧するか，トリップする。

（D）上記（A），（B）又は（C）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－３－４－１

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| １．原子炉水位異常低（レベル２） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |
| ２．主蒸気管放射能高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |
| ３．主蒸気管流量大 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 16 | A1. 当該主蒸気ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| ４．主蒸気管トンネル温度高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 16 | A1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |
| ５．主蒸気管圧力低 | 運転 | 4 | A1. 起動にする。 | 12 時間 |

［５号炉］

（２）格納容器隔離系計装

Ａ．主蒸気管ドレン系及び炉水サンプル系

主蒸気管ドレン系及び炉水サンプル系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて次の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，内側又は外側の隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

（Ａ）内側隔離論理又は外側隔離論理に，動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，24 時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（Ｂ）内側隔離論理及び外側隔離論理のそれぞれに，同一要素の動作不能チャンネルが１つ以上ある場合又は内側隔離論理及び外側隔離論理とも隔離機能を喪失している場合は，１時間以内に内側隔離論理又は外側隔離論理の少なくとも１つの隔離機能を復旧する。

（Ｃ）上記（Ａ）又は（Ｂ）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－３－４－２－Ａ

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| １．主蒸気管ドレン系<br>ａ．原子炉水位異常低（レベル２） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| ｂ．主蒸気管放射能高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| ｃ．主蒸気管流量大 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 8 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| ｄ．主蒸気管トンネル温度高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 8 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| ｅ．主蒸気管圧力低 | 運転 | 2 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 起動にする。 | 12 時間<br><br>12 時間 |

［５号炉］

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| ２．炉水サンプル系<br>ａ．原子炉水位異常低（レベル２） | 運転<br>起動<br>高温停止 | ２ | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| ｂ．主蒸気管放射能高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | ２ | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| ｃ．主蒸気管流量大 | 運転<br>起動<br>高温停止 | ８ | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| ｄ．主蒸気管トンネル温度高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | ８ | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| ｅ．主蒸気管圧力低 | 運転 | ２ | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.起動にする。 | 12 時間<br><br>12 時間 |

［５号炉］

Ｂ．原子炉冷却材浄化系，不活性ガス系，残留熱除去系及び廃棄物処理系

原子炉冷却材浄化系，不活性ガス系，残留熱除去系及び廃棄物処理系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて「原子炉建屋放射能高」の要素以外については，（A），（B），（C）又は（F）の措置を講じ，「原子炉建屋放射能高」の要素については，（D），（E）又は（F）の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，内側及び外側の両方の隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

（A）片トリップ系に，動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，12 時間以内に動作可能な状態に復旧し復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（B）両トリップ系に，動作不能チャンネルがそれぞれ１つ以上ある場合は，６時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ，いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。

（C）片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は，１時間以内に当該トリップ系を復旧するか，トリップする。

（D）原子炉建屋放射能高に，動作不能チャンネルが１つある場合は，10 日間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップする。

（E）原子炉建屋放射能高に，動作不能チャンネルが２つある場合は，１時間以内にいずれかのチャンネルを復旧するか，トリップする。

（F）上記（A），（B），（C），（D）又は（E）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

［5号炉］

表 27－3－4－2－B

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| 1．原子炉冷却材浄化系<br>a．原子炉水位低（レベル3） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| 2．不活性ガス系<br>a．原子炉水位低（レベル3） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| b．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| c．原子炉建屋放射能高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| 3．残留熱除去系<br>a．原子炉水位低（レベル3） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| b．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| 4．廃棄物処理系<br>a．原子炉水位低（レベル3） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |
| b．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |

［５号炉］

（３）原子炉建屋隔離系計装

原子炉建屋隔離系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて「原子炉建屋放射能高」の要素以外については，（A），（B），（C），（F），（G）又は（H）の措置を講じ，「原子炉建屋放射能高」の要素については，（D），（E），（F），（G），（H）又は（Ｉ）の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，原子炉建屋隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

（A）片トリップ系に，動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，12 時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（B）両トリップ系に，それぞれ動作不能チャンネルが１つ以上ある場合は，６時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ，いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。

（C）片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は，１時間以内に当該トリップ系を復旧するか，トリップする。

（D）原子炉建屋放射能高に，動作不能チャンネルが１つある場合は，10 日間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップする。

（E）原子炉建屋放射能高に，動作不能チャンネルが２つある場合は，１時間以内にいずれかのチャンネルを復旧するか，トリップする。

（F）上記（A），（B）又は（D）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

（G）上記（C）又は（E）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じ，かつ 10 日間以内にトリップ機能を復旧する。

（H）原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，（F）又は（G）の要求される措置を完了時間内に達成できない場合は，24 時間以内に高温停止かつ 36 時間以内に冷温停止する。

（Ｉ）炉心変更時※１又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，（F）又は（G）の措置を完了時間内に達成できない場合は，速やかに炉心変更※１及び原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。

［５号炉］

表 27－３－４－３

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| １．原子炉水位低（レベル３） | 運転<br>起動<br>高温停止 | ４ | A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。<br>及び<br>A1.2.非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とする。<br>又は<br>A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。 | 速やかに<br><br><br><br>速やかに<br><br><br>速やかに |
| ２．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | ４ | A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。<br>及び<br>A1.2.非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とする。<br>又は<br>A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。 | 速やかに<br><br><br><br>速やかに<br><br><br>速やかに |
| ３．原子炉建屋放射能高 | 運転<br>起動<br>高温停止<br>炉心変更時※1<br>又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時 | ２ | A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。<br>及び<br>A1.2.非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とする。<br>又は<br>A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。 | 速やかに<br><br><br><br>速やかに<br><br><br>速やかに |

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

［6号炉］

（1）主蒸気隔離弁計装

主蒸気隔離弁計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて次の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，主蒸気隔離弁を隔離させるための全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

（A）片トリップ系に，動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は，24時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（B）両トリップ系に，動作不能チャンネルがそれぞれ1つ以上ある場合は，12時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ，いずれかの片トリップ系における動作不能チャンネルをトリップするか又はいずれかの片トリップ系をトリップする。

（C）片トリップ系において同一要素によるトリップ機能が維持できない場合又は当該トリップ系が動作不能の場合は，1時間以内に当該トリップ系を復旧するか，トリップする。

（D）上記（A），（B）又は（C）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

表27－3－4－1

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数(両トリップ系) | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位異常低（レベル2） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.冷温停止にする。 | 24時間<br><br>36時間 |
| 2．主蒸気管放射能高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.冷温停止にする。 | 24時間<br><br>36時間 |
| 3．主蒸気管流量大 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 16 | A1.当該主蒸気ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| 4．主蒸気管トンネル温度高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 40 | A1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.冷温停止にする。 | 24時間<br><br>36時間 |
| 5．主蒸気管圧力低 | 運転 | 4 | A1.起動にする。 | 12時間 |
| 6．復水器真空度低 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.冷温停止にする。 | 24時間<br><br>36時間 |

［6号炉］

（2）格納容器隔離系計装

格納容器隔離系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて「原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム)」及び「原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト)」の要素以外については，（A），（B）又は（E）の措置を講じ，「原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム)」及び「原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト)」の要素については，（C），（D）又は（E）の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，内側又は外側の隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

（A）内側隔離論理又は外側隔離論理に，動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は，「原子炉水位低（レベル3)」及び「格納容器圧力高」の要素については 12 時間以内，それ以外の要素については 24 時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（B）内側隔離論理及び外側隔離論理のそれぞれに，同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合又は内側隔離論理及び外側隔離論理とも隔離機能を喪失している場合は，1時間以内に内側隔離論理又は外側隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。

（C）内側隔離論理又は外側隔離論理に，動作不能チャンネルが1つある場合は，10 日間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップする。

（D）内側隔離論理及び外側隔離論理のそれぞれに，動作不能チャンネルが2つある場合は，1時間以内に内側隔離論理又は外側隔離論理の少なくとも1つのチャンネルを復旧するか，トリップする。

（E）上記（A），（B），（C）又は（D）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

［6号炉］

表 27－3－4－2

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| 1．主蒸気管ドレン系<br>a．原子炉水位異常低（レベル2） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1. 当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2. 1. 高温停止にする。<br>及び<br>A2. 2. 冷温停止にする。 | 12 時間<br><br>24 時間<br><br>36 時間 |

［6号炉］

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| b．主蒸気管放射能高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| c．主蒸気管流量大 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 8 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| d．主蒸気管トンネル温度高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 20 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| e．主蒸気管圧力低 | 運転 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.起動にする。 | 12時間<br><br>12時間 |
| f．復水器真空度低 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| 2．炉水サンプル系<br>a．原子炉水位異常低（レベル2） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| b．主蒸気管放射能高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| c．主蒸気管流量大 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 8 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |

［6号炉］

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| d．主蒸気管トンネル温度高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 20 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| e．主蒸気管圧力低 | 運転 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.起動にする。 | 12時間<br><br>12時間 |
| f．復水器真空度低 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| 3．原子炉冷却材浄化系<br>a．原子炉水位低（レベル3） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| 4．不活性ガス系<br>a．原子炉水位低（レベル3） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| b．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| c．原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2※1 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| d．原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）※3 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2※2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |

［6号炉］

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| 5．残留熱除去系<br>a．原子炉水位低（レベル3） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| b．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| 6．廃棄物処理系<br>a．原子炉水位低（レベル3） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |
| b．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.当該ラインを隔離する。<br>又は<br>A2.1.高温停止にする。<br>及び<br>A2.2.冷温停止にする。 | 12時間<br><br>24時間<br><br>36時間 |

※1：2チャンネルは，内側隔離論理を動作させるべきチャンネル数

※2：2チャンネルは，外側隔離論理を動作させるべきチャンネル数

※3：高線量当量率物品の移動時を除く。

［6号炉］

（3）原子炉建屋隔離系計装

原子炉建屋隔離系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その状態に応じて「原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム)」及び「原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト)」の要素以外については，（A），（B），（E），（F）又は（G）の措置を講じ，「原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム)」及び「原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト)」の要素については，（C），（D），（E），（F），（G）又は（H）の措置を講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，A系又はB系による原子炉建屋隔離機能を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

（A）A系隔離論理又はB系隔離論理に，動作不能チャンネルが1つ以上ある場合は，12時間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップするか又は当該トリップ系をトリップする。

（B）A系隔離論理及びB系隔離論理のそれぞれに，同一要素の動作不能チャンネルが1つ以上ある場合又はA系隔離論理及びB系隔離論理とも隔離機能を喪失している場合は，1時間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。

（C）A系隔離論理又はB系隔離論理に，動作不能チャンネルが1つある場合は，10 日間以内に動作可能な状態に復旧し，復旧できなければ動作不能チャンネルをトリップする。

（D）A系隔離論理及びB系隔離論理のそれぞれに，動作不能チャンネルが2つある場合は，1時間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つのチャンネルを復旧するか，トリップする。

（E）上記（A）又は（C）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じる。

（F）上記（B）又は（D）の措置を達成できない場合は，下表の要求される措置を完了時間内に講じ，かつ10 日間以内にA系隔離論理又はB系隔離論理の少なくとも1つの隔離機能を復旧する。

（G）原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，（E）又は（F）の要求される措置を完了時間内に達成できない場合は，24 時間以内に高温停止かつ36 時間以内に冷温停止にする。

（H）炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，（E）又は（F）の措置を完了時間内に達成できない場合は，速やかに炉心変更※1及び原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。

［6号炉］

表 27－3－4－3

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位低（レベル3） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。<br>及び<br>A1.2.非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。<br>又は<br>A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。 | 速やかに<br><br><br><br>速やかに<br><br><br>速やかに |
| 2．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。<br>及び<br>A1.2.非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。<br>又は<br>A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。 | 速やかに<br><br><br><br>速やかに<br><br><br>速やかに |
| 3．原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム） | 運転<br>起動<br>高温停止<br>炉心変更時※1又は<br>原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時 | 2※2 | A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。<br>及び<br>A1.2.非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。<br>又は<br>A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。 | 速やかに<br><br><br><br>速やかに<br><br><br>速やかに |

［6号炉］

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| 4．原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）※3 | 運転<br>起動<br>高温停止<br>炉心変更時※1又は<br>原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時 | 2※4 | A1.1.原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，手動にて隔離できることを確認する。<br>及び<br>A1.2.非常用ガス処理系1系列を動作可能な状態とする。<br>又は<br>A2.非常用ガス処理系を動作不能とみなす。 | 速やかに<br><br><br><br><br>速やかに<br><br><br>速やかに |

※1：停止余裕確認後の制御棒1本の挿入・引抜を除く。

※2：2チャンネルは，B系隔離論理を動作させるべきチャンネル数

※3：高線量当量率物品の移動時を除く。

※4：2チャンネルは，A系隔離論理を動作させるべきチャンネル数

５．その他の計装

［５号炉］

（１）非常用ディーゼル発電機計装

非常用ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，系列毎の非常用ディーゼル発電機を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

表 27－３－５－１

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（系列毎） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １．非常用交流高圧電源母線低電圧 | 運転<br>起動<br>高温停止<br>及び<br>第66条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間 | 3 | A. 動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. チャンネルをトリップする。 | １時間<br><br>１時間 |
| | | | B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 速やかに |
| ２．原子炉水位異常低（レベル１） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合 | B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 12 時間<br><br>12 時間<br><br>12 時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | １時間 |

［５号炉］

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（系列毎） | 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| ３．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | ４ | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合 | B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 12 時間<br><br>12 時間<br><br>12 時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | １時間 |

［５号炉］

（２）原子炉隔離時冷却系計装

原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，原子炉隔離時冷却系を作動させる為の全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－３－５－２

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １．原子炉水位異常低（レベル２） | 運転<br>起動※1<br>高温停止※1 | ４ | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合 | B1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。 | 12 時間<br><br>12 時間<br><br>12 時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。 | １時間 |

※１：原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上の時。

［５号炉］

（３）原子炉再循環ポンプトリップ計装

原子炉再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，論理毎の全てのチャンネル数をいう。

表 27－３－５－３

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １．タービン主蒸気止め弁閉 | 原子炉熱出力 30%相当以上※1 | ４ | A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 | 10 日間<br><br>10 日間 |
| | | | B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ１つ以上の場合 | B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。 | ２時間 |
| | | | C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。 | ８時間 |
| ２．タービン蒸気加減弁急速閉<br>ａ．油圧 | | ２ | A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 | 10 日間<br><br>10 日間 |
| | | | B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ１つ以上の場合 | B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。 | ２時間 |
| | | | C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。 | ８時間 |

［５号炉］

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| ２．タービン蒸気加減弁急速閉<br>ｂ．電磁弁励磁位置 | 原子炉熱出力30%相当以上※1 | ２ | A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 | 10 日間<br><br>10 日間 |
| | | | B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ１つ以上の場合 | B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。 | ２時間 |
| | | | C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。 | ８時間 |

※１：タービン入口蒸気第１段圧力が約 1.27ＭＰａ［gage］（原子炉熱出力の約 30%相当）以上で運転している時。

（４）制御棒引抜監視装置計装

制御棒引抜監視装置計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－３－５－４

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数 | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １．制御棒引抜阻止<br>ａ．中性子束高<br>ｂ．機器動作不能<br>ｃ．中性子束低 | 原子炉熱出力30%相当以上 | ２※1 | A. 動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. 動作不能チャンネルをトリップする。 | １時間 |
| | | | B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 制御棒の引抜操作を行わない。 | 速やかに |

※１：２チャンネルのうち，１チャンネルバイパス可能設備のため，１チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は１とする。

［５号炉］

（５）タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，タービン駆動給水ポンプ・主タービンをトリップさせる為の全てのチャンネル数をいう。

表 27－３－５－５

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数 | 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １．原子炉水位高（レベル８） | 原子炉熱出力30%相当以上 | ３ | A. 動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. チャンネルをトリップする。 | 10 日間<br><br>10 日間 |
| | | | B. 動作不能チャンネルが２つ以上の場合 | B1. 高水位トリップ機能を動作可能な状態に復旧する。 | ２時間 |
| | | | C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 原子炉熱出力を 30%相当未満にする。 | ８時間 |

［５号炉］

（６）中央制御室非常用換気空調系計装

中央制御室非常用換気空調系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，当該原子炉※1の中央制御室非常用換気空調系を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

表27－３－５－６

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数 | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １.原子炉建屋放射能高 | 運転<br>起動<br>高温停止<br>炉心変更時※2又は<br>原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時 | ２ | A.動作不能チャンネルが１つの場合 | A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2.チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3.当該原子炉※1の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。 | 10 日間<br><br>10 日間<br><br>10 日間 |
| | | | B.動作不能チャンネルが２つの場合 | B1.少なくとも１チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2.当該原子炉※1の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。 | １時間<br><br>１時間 |

※１：５号炉及び６号炉の中央制御室非常用換気空調系をいう。

※２：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

［５号炉］

（７）事故時計装

事故時計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－３－５－７

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数 | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １．原子炉圧力 | 運転<br>起動 | ２ | A. 動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 30 日間 |
| | | | B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。 | 速やかに |
| | | | C. 動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間 |
| | | | D. 条件Ｃで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | D1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| ２．原子炉水位<br>(広帯域)<br>３．原子炉水位<br>(燃料域) | | ２※1 | A. 動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 30 日間 |
| | | | B.　条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。 | 速やかに |
| | | | C. 動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間 |
| | | | D. 条件Ｃで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | D1. 高温停止にする。 | 24 時間 |

※１：１チャンネルは記録計，１チャンネルは指示計。

［５号炉］

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数 | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| ４．格納容器圧力 | 運転<br>起動 | 1 | A. チャンネルが動作不能な場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間 |
| | | | B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| ５．格納容器雰囲気線量当量率 | | 2 | A. 動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 30 日間 |
| | | | B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。 | 速やかに |
| | | | C. 動作不能チャンネルが２つの場合 | C1. 少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間 |
| | | | D. 条件Ｃで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | D1. 動作不能チャンネルを動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。 | 速やかに |

［6号炉］

（1）非常用ディーゼル発電機計装

非常用ディーゼル発電機計装又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，系列毎の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を作動させるための全てのチャンネル数をいう。

表 27－3－5－1

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（系列毎） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 1．非常用ディーゼル発電機計装<br>a．非常用交流高圧電源母線低電圧 | 運転<br>起動<br>高温停止<br>及び<br>第 66 条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間 | 3 | A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. チャンネルをトリップする。 | 1時間<br><br>1時間 |
| | | | B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 速やかに |
| b．原子炉水位異常低（レベル1） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A. 動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 動作不能チャンネルが2つの場合 | B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 1時間 |
| c．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 2 | A. 動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B. 動作不能チャンネルが2つの場合 | B1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 1時間 |

［6号炉］

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（系列毎） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 2．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機計装<br>a．非常用交流高圧電源母線低電圧 | 運転<br>起動<br>高温停止<br>及び<br>第66条で要求される非常用交流高圧電源母線の要求がある期間 | 3 | A. 動作不能チャンネルが1つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. チャンネルをトリップする。 | 1時間<br><br>1時間 |
| | | | B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 速やかに |
| b．原子炉水位異常低（レベル2） | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A. 片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 24時間<br><br>24時間<br><br>24時間 |
| | | | B. 両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合 | B1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 12時間<br><br>12時間<br><br>12時間 |
| | | | C. 片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合 | C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 1時間 |

［6号炉］

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（系列毎） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| c．格納容器圧力高 | 運転<br>起動<br>高温停止 | 4 | A.片トリップ系に動作不能チャンネルが1つの場合 | A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2.動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 24時間<br><br>24時間<br><br>24時間 |
| | | | B.両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが1つの場合 | B1.少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2.いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3.高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 12時間<br><br>12時間<br><br>12時間 |
| | | | C.片トリップ系に動作不能チャンネルが2つの場合 | C1. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 1時間 |

［６号炉］

（２）原子炉隔離時冷却系計装

原子炉隔離時冷却系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，原子炉隔離時冷却系を作動させるための全てのチャンネル数をいい，その半数が片トリップ系を構成する。

表 27－３－５－２

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（両トリップ系） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １.原子炉水位異常低（レベル２） | 運転<br>起動※1<br>高温停止※1 | ４ | A.片トリップ系に動作不能チャンネルが１つの場合 | A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2.動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3.原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。 | 24 時間<br><br>24 時間<br><br>24 時間 |
| | | | B.両トリップ系にそれぞれ動作不能チャンネルが１つの場合 | B1.少なくとも１つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2.いずれかの動作不能チャンネルをトリップする。<br>又は<br>B3.原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。 | 12 時間<br><br>12 時間<br><br>12 時間 |
| | | | C.片トリップ系に動作不能チャンネルが２つの場合 | C1.原子炉隔離時冷却系を動作不能とみなす。 | １時間 |

※１：原子炉圧力が１.04ＭＰａ[gage]以上の時。

［6号炉］

（3）原子炉再循環ポンプトリップ計装

原子炉再循環ポンプトリップ計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，論理毎の全てのチャンネル数をいう。

表 27－3－5－3

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 1.タービン主蒸気止め弁閉 | 原子炉熱出力 30％相当以上※1 | 4 | A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 | 10 日間<br><br>10 日間 |
| | | | B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ１つ以上の場合 | B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。 | ２時間 |
| | | | C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 原子炉熱出力を 30％相当未満にする。 | ８時間 |
| 2.タービン蒸気加減弁急速閉<br>a.油圧 | | 2 | A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 | 10 日間<br><br>10 日間 |
| | | | B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ１つ以上の場合 | B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。 | ２時間 |
| | | | C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 原子炉熱出力を 30％相当未満にする。 | ８時間 |

［6号炉］

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（論理毎） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 2.タービン蒸気加減弁急速閉<br>b．電磁弁励磁位置 | 原子炉熱出力 30％相当以上※1 | 2 | A. いずれかの論理に動作不能チャンネルが１つ以上の場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. 動作不能チャンネルをトリップする。 | 10 日間<br><br>10 日間 |
| | | | B. 両方の論理に動作不能のチャンネルがそれぞれ１つ以上の場合 | B1. 少なくとも片方の論理を動作可能な状態に復旧する。 | ２時間 |
| | | | C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 原子炉熱出力を 30％相当未満にする。 | ８時間 |

※１：タービン入口蒸気第１段圧力が約 1.27ＭＰａ［gage］（原子炉熱出力の約 30％相当）以上で運転している時。

［6号炉］

（4）制御棒引抜監視装置計装

制御棒引抜監視装置計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－3－5－4

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数 | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 1.制御棒引抜阻止<br>a．中性子束高<br>b．機器動作不能<br>c．中性子束低 | 原子炉熱出力 30%相当以上 | 2※1 | A.動作不能チャンネルが1つの場合 | A1.動作不能チャンネルをトリップする。 | 1時間 |
| | | | B.条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1.制御棒の引抜操作を行わない。 | 速やかに |

※1：2チャンネルのうち，1チャンネルバイパス可能設備のため，1チャンネルバイパスしている状態では動作可能であるべきチャンネル数は1とする。

（5）タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装

タービン駆動給水ポンプ・主タービン高水位トリップ計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，タービン駆動給水ポンプ・主タービンをトリップさせる為の全てのチャンネル数をいう。

表 27－3－5－5

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数 | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 1．原子炉水位高(レベル8) | 原子炉熱出力 30%相当以上 | 3 | A.動作不能チャンネルが1つの場合 | A1.チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2.チャンネルをトリップする。 | 10日間<br><br>10日間 |
| | | | B.動作不能チャンネルが2つ以上の場合 | B1. 高水位トリップ機能を動作可能な状態に復旧する。 | 2時間 |
| | | | C.条件A又はBで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1.原子炉熱出力を30%相当未満にする。 | 8時間 |

［6号炉］

（6）中央制御室外原子炉停止装置計装

中央制御室外原子炉停止装置計装の要素に動作不能が発生した場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－3－5－6

| 要　　素 | 適用される原子炉の状態 | 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|
| 1．原子炉圧力<br><br>2．原子炉隔離時冷却系流量<br><br>3．原子炉隔離時冷却系制御<br><br>4．残留熱除去系流量 | 運転<br>起動 | A. 要素1つが動作不能の場合 | A1. 要素を動作可能な状態に復旧する。 | 30 日間 |
| | | B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。 | 24 時間 |

［６号炉］

（７）中央制御室非常用換気空調系計装

中央制御室非常用換気空調系計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

なお，動作可能であるべきチャンネル数とは，５号炉及び６号炉の中央制御室非常用換気空調系の系列毎の全てのチャンネル数をいう。

表27－３－５－７

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数（系列毎） | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| １．原子炉建屋放射能高（原子炉建屋換気系排気口プレナム） | 運転<br>起動<br>高温停止<br>炉心変更時※1<br>又は<br>原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時 | ２ | A. 動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. ５号炉及び６号炉の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。 | 10 日間<br><br>10 日間<br><br>10 日間 |
| | | | B. 動作不能チャンネルが２つの場合 | B1. 少なくとも１チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. ５号炉及び６号炉の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。 | １時間<br><br>１時間 |
| ２．原子炉建屋放射能高（燃料取替エリアダクト）※2 | | ２ | A. 動作不能チャンネルが１つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>A2. チャンネルをトリップする。<br>又は<br>A3. ５号炉及び６号炉の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。 | 10 日間<br><br>10 日間<br><br>10 日間 |
| | | | B. 動作不能チャンネルが２つの場合 | B1. 少なくとも１チャンネルを動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. ５号炉及び６号炉の中央制御室非常用換気空調系を動作不能とみなす。 | １時間<br><br>１時間 |

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

※２：高線量当量率物品の移動時を除く。

［6号炉］

（8）事故時計装

事故時計装の要素に動作不能が発生し，下表の動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合は，その条件に応じて要求される措置を完了時間内に講じる。

表 27－3－5－8

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数 | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 1．原子炉圧力<br>2．原子炉水位<br>(広帯域) | 運転<br>起動 | 2 | A. 動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 30 日間 |
| | | | B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。 | 速やかに |
| | | | C. 動作不能チャンネルが2つの場合 | C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間 |
| | | | D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | D1. 高温停止にする。 | 24 時間 |
| 3．原子炉水位<br>(燃料域) | | 2※1 | A. 動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 30 日間 |
| | | | B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。 | 速やかに |
| | | | C. 動作不能チャンネルが2つの場合 | C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間 |
| | | | D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | D1. 高温停止にする。 | 24 時間 |

［6号炉］

| 要　素 | 適用される原子炉の状態 | 動作可能であるべきチャンネル数 | 条　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|---|---|---|
| 4．格納容器圧力 | 運転<br>起動 | 2 | A. 動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 30日間 |
| | | | B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。 | 速やかに |
| | | | C. 動作不能チャンネルが2つの場合 | C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 10日間 |
| | | | D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | D1.　高温停止にする。 | 24時間 |
| 5．格納容器雰囲気線量当量率 | | 2 | A. 動作不能チャンネルが1つの場合 | A1. チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 30日間 |
| | | | B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 当該計器が動作不能状態であることを明確にするような措置を開始する。 | 速やかに |
| | | | C. 動作不能チャンネルが2つの場合 | C1. 少なくとも1つのチャンネルを動作可能な状態に復旧する。 | 10日間 |
| | | | D. 条件Cで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | D1. 動作不能チャンネルを動作可能な状態に復旧する点検計画を作成する。 | 速やかに |

※1：1チャンネルは記録計，1チャンネルは指示計。

（原子炉再循環ポンプ）

第 28 条

原子炉の状態が運転及び起動において，原子炉再循環ポンプは表 28－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉再循環ポンプが運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。１台停止時には制御棒の引き抜き及び炉心流量の増加（停止した原子炉再循環ポンプの再起動時を除く）を行ってはならない。

（１）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，原子炉再循環ポンプ２台運転時には２台の原子炉再循環ポンプ速度が図 28 に定める運転許容範囲内にあることを毎日１回確認する。

３．当直長は，原子炉再循環ポンプが第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 28－２の措置を講じる。

表 28－１

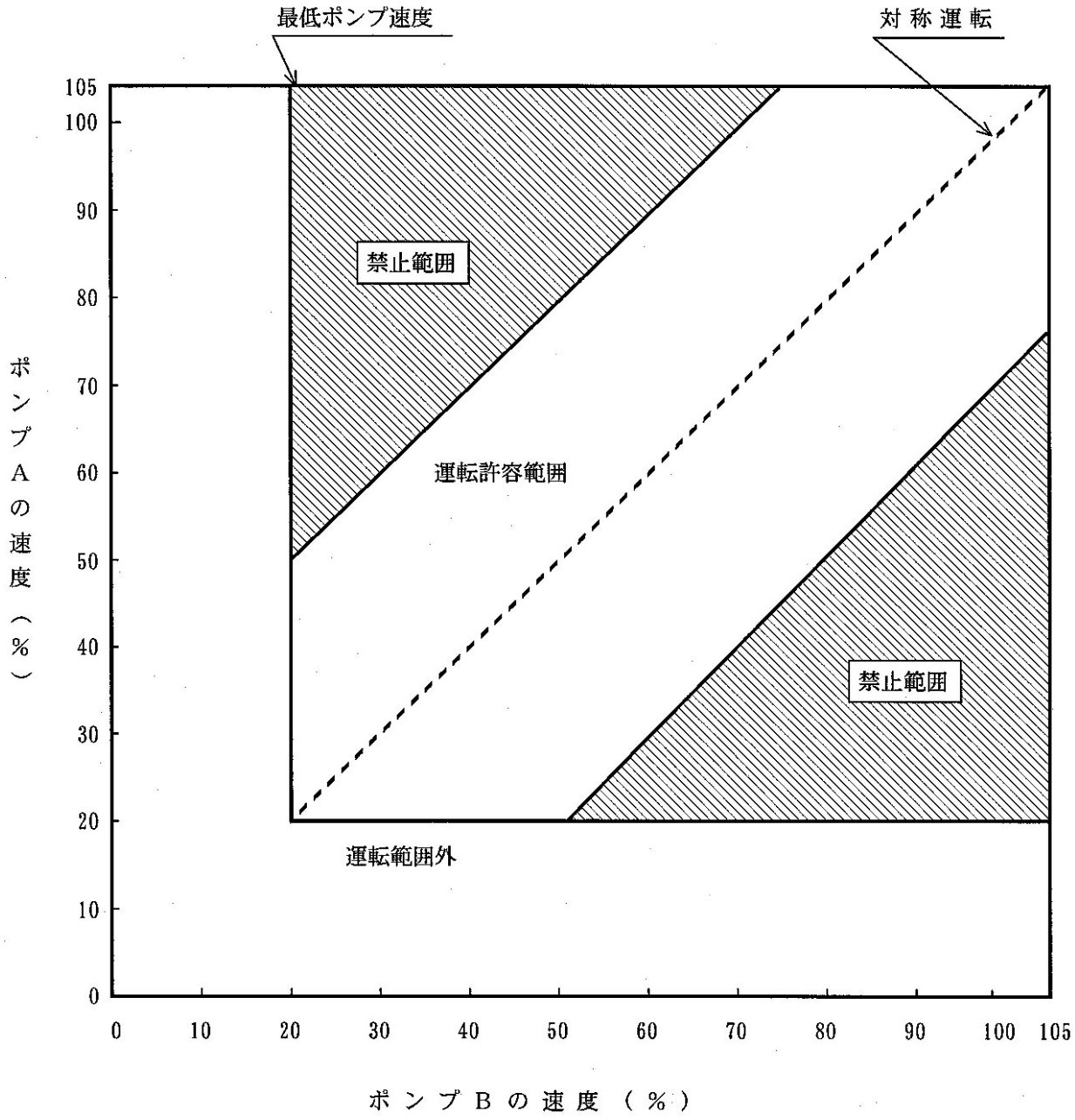
| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉再循環ポンプ | 原子炉再循環ポンプ速度が図 28 に定める運転許容範囲内にあること |

表 28－２

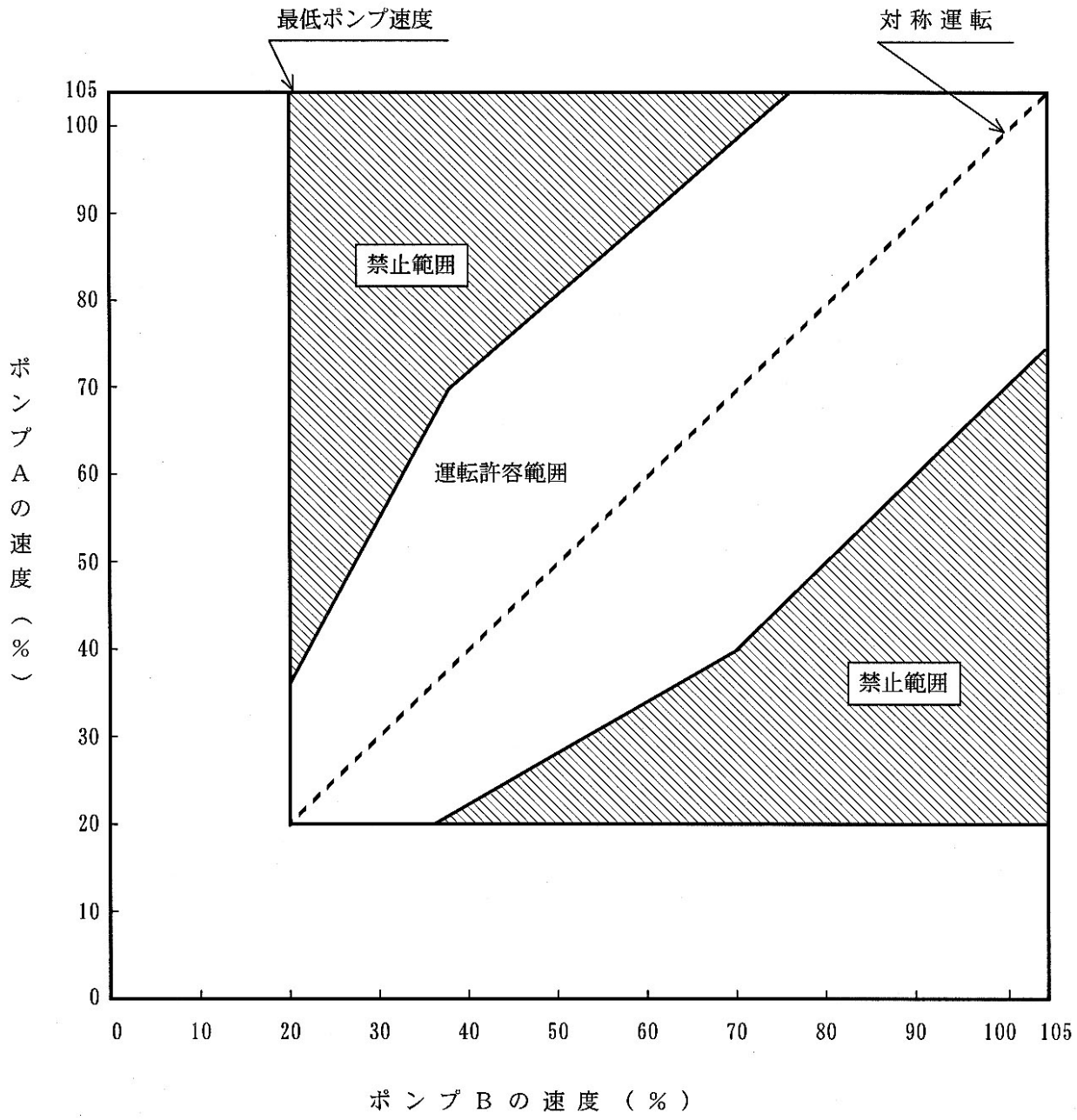
| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. ２台の原子炉再循環ポンプ速度が図 28 の運転許容範囲内であることが確認できない場合 | A1. 図 28 の運転許容範囲内に復旧する。<br>又は<br>A2. いずれかの原子炉再循環ポンプを停止する。 | 24 時間<br><br>24 時間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合<br>又は<br>原子炉再循環ポンプ２台とも運転状態にない場合 | B1. 高温停止にする。 | 24 時間 |

図 28

１．５号炉


最低ポンプ速度
対称運転
禁止範囲
運転許容範囲
禁止範囲
運転範囲外
ポンプＡの速度（％）
ポンプＢの速度（％）
0
10
20
30
40
50
60
70
80
90
100
105

２．６号炉


最低ポンプ速度
対称運転
禁止範囲
運転許容範囲
禁止範囲
ポンプＡの速度（％）
ポンプＢの速度（％）
0
10
20
30
40
50
60
70
80
90
100
105

（ジェットポンプ）
第 29 条

原子炉熱出力が 30%以上において，ジェットポンプは，表 29－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．ジェットポンプが前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。ただし，原子炉再循環ポンプ１台運転の場合は②の事項で確認する。

（１）当直長は，原子炉熱出力が 30%以上において次の状態が２つ以上発生していないことを毎日１回確認する。

①２つの原子炉再循環ポンプ速度の差が５%以内である場合に，２つの原子炉再循環ループ流量の差が 15%を超えている。

②個々のジェットポンプ差圧が，各々の系統に属するジェットポンプ差圧の平均値に対し，その差が 20%を超えている。

③原子炉再循環ループ流量から求めた炉心流量とジェットポンプ総流量の差が 10%を超えている。

３．当直長は，ジェットポンプが第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 29－２の措置を講じる。

表 29－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| ジェットポンプ | 機能が健全であること |

表 29－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 第２項で定める確認が実施出来ない場合（原子炉再循環ポンプ１台運転の場合を除く） | A1. 第２項の確認を実施する。 | 24 時間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合<br>又は<br>A1. の措置の結果，運転上の制限を満足していないと判断した場合<br>又は<br>条件Ａを除いて運転上の制限を満足していないと判断した場合 | B1. 高温停止にする。 | 24 時間 |

（主蒸気逃がし安全弁）

第 30 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，主蒸気逃がし安全弁は，表 30－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，主蒸気逃がし安全弁排気管の温度上昇は主蒸気逃がし安全弁の動作不能とはみなさない。

２．主蒸気逃がし安全弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）原子炉ＧＭは，定検停止時に，主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の設定値が表 30－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。※1

（２）計測制御ＧＭは，定検停止時に，主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の設定値が表 30－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，主蒸気逃がし安全弁が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 30－３の措置を講じる。

※１：主蒸気逃がし安全弁の取替を実施する場合は，定期検査前に本検査を行うことができる。

表 30－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 主蒸気逃がし安全弁 | 動作可能であること |

表 30－２

１．５号炉

| 項　　目 | 設　定　値 |
|---|---|
| （１）主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能 | 8.55ＭＰａ[gage]以下※２（3 個）<br>7.78ＭＰａ[gage]以下※２（3 個）<br>7.71ＭＰａ[gage]以下※２（3 個）<br>7.64ＭＰａ[gage]以下※２（2 個） |
| （２）主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能 | 7.58ＭＰａ[gage]以下（4 個）<br>7.51ＭＰａ[gage]以下（3 個）<br>7.44ＭＰａ[gage]以下（1 個） |

２．６号炉

| 項　　目 | 設　定　値 |
|---|---|
| （１）主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能 | 8.30ＭＰａ[gage]以下※２（4 個）<br>8.23ＭＰａ[gage]以下※２（4 個）<br>8.16ＭＰａ[gage]以下※２（4 個）<br>8.10ＭＰａ[gage]以下※２（4 個）<br>7.78ＭＰａ[gage]以下※２（2 個） |
| （２）主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能 | 7.64ＭＰａ[gage]以下（4 個）<br>7.58ＭＰａ[gage]以下（4 個）<br>7.51ＭＰａ[gage]以下（4 個）<br>7.44ＭＰａ[gage]以下（4 個）<br>7.37ＭＰａ[gage]以下（2 個） |

※２：公称値

表 30－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. １弁以上の主蒸気逃がし安全弁が動作不能の場合 | A1. 主蒸気逃がし安全弁を動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。<br>及び<br>B2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

（格納容器内の原子炉冷却材漏えい率）

第 31 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，格納容器内の原子炉冷却材漏えい率は，表 31－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，格納容器内の原子炉冷却材漏えい率を 24 時間に１回確認する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されている漏えいが発生した場合には，原子炉冷却材の漏えいがないことを格納容器冷却器ドレン流量計で 24 時間に１回及び格納容器内雰囲気微粒子モニタ又は雰囲気ガス監視装置で毎日１回確認する。ただし，原子炉冷却材の漏えいと判断される有意な変化があった場合には，格納容器床排水サンプ出口流量計によって測定される漏えい率の全量を不明確な箇所からの漏えい率とみなす。

（３）計測制御ＧＭは，必要に応じて，格納容器床排水サンプ出口流量計及び格納容器機器排水サンプ出口流量計の点検を行う。

３．当直長は，格納容器内の原子炉冷却材漏えい率が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 31－２の措置を講じる。また，格納容器床排水サンプ出口流量計又は格納容器機器排水サンプ出口流量計の故障のために第２項で定める確認が実施できないと判断した場合は，表 31－３の措置を講じる。

表 31－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率 | （１）格納容器床排水サンプ出口流量計によって測定される漏えい率のうち，原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率（以下「不明確な箇所からの漏えい率」という。）が 0.23$m^3$/ｈ以下であること。<br>（２）格納容器床排水サンプ出口流量計と格納容器機器排水サンプ出口流量計によって測定される漏えい率の合計（以下「総漏えい率」という。）が 5.93$m^3$/ｈ（１日平均）以下であること。 |

表 31－2

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 不明確な箇所からの漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合<br>又は<br>総漏えい率が制限値を満足していないと判断した場合 | A1. 当該漏えい率を制限値以内に復旧する。 | ４時間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。<br>及び<br>B2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

表 31－3

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 格納容器機器排水サンプ出口流量計による監視不能の場合 | A1. 不明確な箇所からの漏えい率が 0.23ｍ$^3$／ｈを超えていないことを確認する。<br>及び<br>A2. 原子炉再循環ポンプの運転状態を確認する。 | 速やかに<br>その後 24 時間に１回<br><br>速やかに<br>その後毎日１回 |
| B. 格納容器床排水サンプ出口流量計による監視不能の場合 | B1. 格納容器冷却器ドレン流量計による確認を行う。<br>及び<br>B2. 格納容器内雰囲気微粒子モニタ又は雰囲気ガス監視装置による確認を行う。<br>及び<br>B3. 格納容器機器排水サンプ出口流量計によって測定される漏えい率が 5.70m$^3$/ｈを超えていないことを確認する。 | 速やかに<br>その後 24 時間に１回<br><br>速やかに<br>その後毎日１回<br><br>速やかに<br>その後 24 時間に１回 |
| C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合<br>又は<br>条件Ａ又はＢで要求される措置を実施中に，原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいを示す有意な変化がある場合 | C1. 高温停止にする。<br>及び<br>C2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

（非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視）

第 32 条

原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において，非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力は，表 32－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，非常用炉心冷却系又は原子炉隔離時冷却系に関する確認時及び確認後４時間以内を除く。

２．非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）原子炉ＧＭは，定検停止時に，供用中の漏えい又は水圧検査を実施し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉圧力が定格圧力到達後から冷温停止に移行するまでの期間において，非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力に有意な変動がないことを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，非常用炉心冷却系又は原子炉隔離時冷却系の系統圧力が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 32－２の措置を講じる。

表 32－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力 | 原子炉冷却材の漏えいにより過圧されていないこと |

表 32－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1. 当該系統内への原子炉冷却材の漏えいを停止させる措置を講じる。なお，講じた措置に応じて当該系統を動作不能とみなす。 | ４時間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。<br>及び<br>B2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

（原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度）

第 33 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において，原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度は，表 33－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）５・６号放射線管理ＧＭは，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止であって主蒸気隔離弁が開の場合において，原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度を１週間に１回測定し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 33－２の措置を講じる。

表 33－１

１．５号炉

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度 | $7.7\times10^{3}$ Ｂｑ／ｇ以下 |

２．６号炉

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度 | $4.6\times10^{3}$ Ｂｑ／ｇ以下 |

表 33－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度が制限値を満足していないと判断した場合 | A1. 原子炉冷却材中のよう素 131 の濃度を制限値以内に復旧する。 | ２日間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。<br>及び<br>B2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

（原子炉停止時冷却系その１）

第 34 条

原子炉の状態が高温停止であって原子炉圧力が付表 34 の条件において，原子炉停止時冷却系は，表 34－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間中は除く。

２．原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が高温停止であって，原子炉圧力が付表 34 の条件に適合したら，速やかに原子炉停止時冷却系２系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。

３．当直長は，原子炉停止時冷却系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 34－２の措置を講じる。

表 34－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉停止時冷却系 | ２系列※1が動作可能であること |

※１：２系列とは，ポンプ２台，熱交換器１基（６号炉は２基）及び必要な弁並びに配管をいう。以下，第 35 条及び第 36 条において同じ。

付表 34

１．５号炉

| 項　　目 | 条　　件 |
|---|---|
| 原子炉圧力 | 0.517ＭＰａ［gage］以下 |

２．６号炉

| 項　　目 | 条　　件 |
|---|---|
| 原子炉圧力 | 0.93ＭＰａ［gage］以下 |

表 34－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.原子炉停止時冷却系１系列が動作不能の場合 | A1.原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。<br>及び<br>A2.冷温停止とする操作を開始する。 | 速やかに<br><br><br>速やかに |
| B.原子炉停止時冷却系２系列が動作不能の場合 | B1.原子炉停止時冷却系を動作可能な状態に復旧させる措置を開始する。<br>及び<br>B2.原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。 | 速やかに<br><br><br>速やかに<br>その後<br>毎日１回 |

（原子炉停止時冷却系その２）

第 35 条

原子炉の状態が冷温停止において，原子炉停止時冷却系は，表 35－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，次の（１）又は（２）の場合は除く。

（１）原子炉停止時冷却系起動準備時

（２）原子炉の昇温を伴う検査時※1

２．原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の（１）又は（２）を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が冷温停止において，原子炉停止時冷却系１系列が運転中であることを 12 時間に１回確認する。また，原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで，さらに１系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日１回管理的手段により確認する。

（２）各ＧＭは，原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合，停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し，当直長に通知する。当直長は，100℃未満であることを 12 時間に１回確認する。

３．当直長は，原子炉停止時冷却系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 35－２の措置を講じる。

表 35－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉停止時冷却系 | （１）１系列が運転中であること及び原子炉で発生する崩壊熱が原子炉停止時冷却系以外の手段で除去できると判断するまで※2，さらに１系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること<br>又は<br>（２）原子炉停止時冷却系が停止した場合においても，原子炉冷却材温度を 100℃未満に保つことができること |

表 35－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。 | 速やかに<br>その後毎日１回 |

※１：原子炉の昇温を伴う検査時とは，原子炉冷却材の昇温開始から降温開始までの期間をいう。

※２：安全管理ＧＭはあらかじめその期間を評価し，主任技術者の確認を得て，当直長に通知する。

（原子炉停止時冷却系その３）
第 36 条
原子炉の状態が燃料交換において，原子炉停止時冷却系は，表 36－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉内から全燃料が取出された場合を除く。

２．原子炉停止時冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の（１）又は（２）を実施する。
（１）当直長は，原子炉の状態が燃料交換において，原子炉停止時冷却系１系列が運転中であることを 12 時間に１回確認する。また，原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は，さらに１系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であることを毎日１回管理的手段により確認する。
（２）各ＧＭは，原子炉停止時冷却系の運転がすべて停止した場合，停止期間中の原子炉冷却材温度を評価し，当直長に通知する。当直長は，65℃以下であることを 12 時間に１回確認する。

３．当直長は，原子炉停止時冷却系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 36－２の措置を講じる。

表 36－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉停止時冷却系 | （１）１系列が運転中であること及び原子炉水位がオーバーフロー水位となるまでの期間は，さらに１系列の原子炉停止時冷却系が動作可能であること<br>又は<br>（２）原子炉停止時冷却系が停止した場合においても，原子炉冷却材温度を 65℃以下に保つことができること |

表 36－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1. 原子炉水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 | 速やかに<br>その後<br>毎日１回 |
| | 及び | |
| | A2. 原子炉圧力容器への照射された燃料の装荷を中止する。ただし，移動中の燃料は所定の場所に移動する。 | 速やかに |
| | 及び | |
| | A3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において，少なくとも１つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 | 速やかに |
| | 及び | |
| | A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 | 速やかに |
| | 及び | |
| | A5. 非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。 | 速やかに |

（原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率）

第 37 条

原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率は，表 37－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。停止中の原子炉再循環ポンプ入口温度と原子炉冷却材温度の差が 28℃以内及び原子炉圧力に対する原子炉水飽和温度※1と原子炉圧力容器ドレンライン温度の差が 80℃以内でなければ原子炉再循環ポンプを起動してはならない。

（１）技術ＧＭは，原子炉圧力容器鋼材監視試験片の評価結果により，原子炉圧力容器のぜい性遷移温度の推移を確認し，その結果に基づき，原子炉圧力容器の関連温度を求めて原子炉圧力容器非延性破壊防止のための原子炉冷却材温度制限値を定め，主任技術者の確認を得たのち，所長の承認を得て当直長に通知する。

（２）当直長は，次の事項を確認する。

①原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい又は水圧検査を実施する場合は，原子炉冷却材温度が（１）に定める値以上であることを１時間に１回確認する。

②原子炉の状態が起動，高温停止及び冷温停止（65℃以上）において，原子炉冷却材温度変化率が，55℃/ｈ以下であることを１時間に１回確認する。ここで原子炉冷却材温度変化率とは，原子炉冷却材温度の１時間毎の差分をいう。

３．当直長は，原子炉冷却材温度又は原子炉冷却材温度変化率が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 37－２の措置を講じる。

※１：供用中の漏えい又は水圧検査時は，原子炉圧力容器温度とする。

表 37－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉冷却材温度 | 原子炉圧力容器の非延性破壊防止及び熱疲労低減のために必要な値以上で運用されていること |
| 原子炉冷却材温度変化率 | 55℃/ｈ以下 |

表 37－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.供用中の漏えい又は水圧検査において，原子炉冷却材温度が制限値を満足していないと判断した場合 | A1.加圧を停止する。<br>及び<br>A2.温度を上昇する又は圧力を低下する操作を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに |
| B.原子炉の状態が起動，高温停止及び冷温停止（65℃以上）において，原子炉冷却材温度変化率が制限値を満足していないと判断した場合 | B1.原子炉冷却材温度変化率を制限値以内に復旧する。 | １時間 |
| C.条件Ｂで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1.高温停止にする。<br>及び<br>C2.冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

（原子炉圧力）

第 38 条

原子炉の状態が運転及び起動において，原子炉圧力は，表 38－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬時の圧力変動を除く。

２．原子炉圧力が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，原子炉圧力を 24 時間に１回確認する。

３．当直長は，原子炉圧力が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 38－２の措置を講じる。

表 38－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉圧力 | 7.03ＭＰａ［gage］以下 |

表 38－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.原子炉圧力が制限値を満足していないと判断した場合 | A1.原子炉圧力を制限値以内に復旧する。 | 15 分間 |
| B.条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1.高温停止にする。 | 24 時間 |

（非常用炉心冷却系その１）

第 39 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（自動減圧系については，原子炉圧力が５号炉は 0.78ＭＰａ[gage]以上，６号炉は 0.84ＭＰａ[gage]以上，高圧注水系については，原子炉圧力が５号炉は 1.04ＭＰａ[gage]以上）において，非常用炉心冷却系は表 39－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は，当該低圧注水系（格納容器スプレイ系）の動作不能とはみなさない。

２．非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，炉心スプレイ系（６号炉は低圧炉心スプレイ系），低圧注水系及び高圧炉心スプレイ系（６号炉）が模擬信号で作動すること並びに格納容器スプレイ系が手動で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。さらに，定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において，高圧注水系（５号炉）が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）運転情報ＧＭは，定検停止時に，自動減圧系が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（３）当直長は，定検停止後の原子炉起動前に表 39－２（６号炉　項目７）に定める事項並びに炉心スプレイ系（６号炉は低圧炉心スプレイ系），低圧注水系（格納容器スプレイ系），高圧注水系（５号炉）及び高圧炉心スプレイ系（６号炉）の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であること及び主要配管が満水であることを確認する※1。

（４）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（自動減圧系については，原子炉圧力が５号炉は 0.78ＭＰａ[gage]以上，６号炉は 0.84ＭＰａ[gage]以上，高圧注水系については，原子炉圧力が５号炉は 1.04ＭＰａ[gage]以上）において，表 39－２（６号炉　項目７を除く）に定める事項を確認する。

３．当直長は，非常用炉心冷却系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 39－３－１又は表 39－３－２の措置を講じる。

※１：主要配管とは，当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器（格納容器スプレイヘッダ）までの注入配管（格納容器スプレイ配管）並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管（高圧注水系のみ）を指し，小口径配管を含まない。また，主要な手動弁と電動弁とは，主要配管上の手動弁及び電動弁並びに主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお，主要配

管（格納容器スプレイ配管を除く）の満水は，当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表 39－１

１．５号炉

| 項　　目 | | 運転上の制限<br>(動作可能で<br>あるべき系列数) |
|---|---|---|
| 非常用炉心冷却系 | 炉心スプレイ系 | 2※2 |
| | 低圧注水系（格納容器スプレイ系） | 2※3（2※4） |
| | 自動減圧系（原子炉圧力が 0.78ＭＰａ[gage]以上のとき） | 6※6 |
| | 高圧注水系<br>（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage] 以上のとき） | 1※2 |

２．６号炉

| 項　　目 | | 運転上の制限<br>(動作可能で<br>あるべき系列数) |
|---|---|---|
| 非常用炉心冷却系 | 低圧炉心スプレイ系 | 1※2 |
| | 低圧注水系（格納容器スプレイ系） | 3※2（2※5） |
| | 自動減圧系（原子炉圧力が 0.84ＭＰａ[gage] 以上のとき） | 7※6 |
| | 高圧炉心スプレイ系 | 1※2 |

※２：１系列とは，ポンプ１台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※３：１系列とは，ポンプ２台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※４：１系列とは，ポンプ２台，熱交換器１基及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※５：１系列とは，ポンプ１台，熱交換器１基及び必要な弁並びに主要配管をいう。

※６：自動減圧系の系列数は，１系列に相当する弁数をいう。

表 39－２

１．５号炉

| 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|
| １．炉心スプレイポンプの流量が 1,073ｔ/ｈ以上で，全揚程が 191m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ２．炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ３．残留熱除去系ポンプの流量が 3,500ｔ/ｈ以上※7で，全揚程が 121m以上※7であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ４．低圧注水系における注入弁及び試験可能逆止弁，格納容器スプレイ弁（外側弁），サプレッションプールスプレイ弁及び残留熱除去系テストバイパス弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ５．自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 0.83ＭＰａ［gage］以上であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ６．高圧注水系ポンプの流量が 965ｔ/ｈで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 64m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。<br>さらに注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ７．原子炉圧力が 1.04ＭＰａ［gage］相当※8において，高圧注水系ポンプの流量が 965ｔ/ｈで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて 54m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。<br>さらに注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。 | 定検停止後の原子炉起動中に１回 |

２．６号炉

| 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|
| １．低圧炉心スプレイポンプの流量が 401ｌ／ｓ以上で，全揚程が 195m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ２．低圧炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ３．残留熱除去系ポンプの流量が 446ｌ／ｓ以上で，全揚程が 85m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ４．低圧注水系における注入弁及び試験可能逆止弁，格納容器スプレイ弁，サプレッションプールスプレイ弁及び残留熱除去系テストバイパス弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ５．自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 0.86ＭＰａ［gage］以上であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ６．高圧炉心スプレイポンプの流量が 401ｌ／ｓ以上で，全揚程が 255m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ７．高圧炉心スプレイポンプの流量が 105ｌ／ｓ以上で，全揚程が 815m以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。 | 定検停止後の原子炉起動前に１回 |
| ８．高圧炉心スプレイ系における注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |

※７：ポンプ２台分の流量をいう。

※８：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

表 39－３－１

１．５号炉

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 炉心スプレイ系１系列が動作不能の場合 | A1. 炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>A2. 残りの炉心スプレイ系１系列及び低圧注水系１系列について，動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに |
| B. 低圧注水系１系列が動作不能の場合※9 | B1. 低圧注水系を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>B2. 残りの低圧注水系１系列について，動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに |
| C. 自動減圧系の弁１個が動作不能の場合 | C1. 自動減圧系の弁を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>C2. 高圧注水系（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上の場合）及び原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上の場合）について，動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに |
| D. 高圧注水系が動作不能の場合 | D1. 高圧注水系を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>D2.　自動減圧系の窒素ガス供給圧力が 0.83ＭＰａ[gage]以上であることを確認する。<br>及び<br>D3.　原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに<br><br>速やかに |
| E. 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）２系列以上が動作不能の場合<br>又は<br>非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）１系列及び自動減圧系の弁１個が動作不能の場合<br>又は<br>自動減圧系の弁２個以上が動作不能の場合<br>又は<br>条件Ａ～Ｄのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | E1. 高温停止にする。<br>及び<br>E2. 冷温停止にする。<br>なお，高圧注水系が動作不能の場合は，原子炉圧力を，1.04ＭＰａ[gage]未満にし，自動減圧系が動作不能の場合は，原子炉圧力を 0.78ＭＰａ[gage]未満にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

２．６号炉

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 低圧炉心スプレイ系が動作不能の場合 | A1. 低圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>A2. 低圧注水系３系列について，動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに |
| B. 低圧注水系１系列が動作不能の場合※9 | B1. 低圧注水系を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>B2. 残りの低圧注水系２系列について，動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに |
| C. 自動減圧系の弁１個が動作不能の場合 | C1. 自動減圧系の弁を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>C2. 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage] 以上の場合）について，動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに |
| D. 高圧炉心スプレイ系が動作不能の場合 | D1. 高圧炉心スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>D2. 自動減圧系（原子炉圧力が 0.84ＭＰａ[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が 0.86ＭＰａ[gage]以上であることを確認する。<br>及び<br>D3. 原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに<br><br>速やかに |
| E. 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）２系列以上が動作不能の場合<br>又は<br>非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）１系列及び自動減圧系の弁１個が動作不能の場合<br>又は<br>自動減圧系の弁２個以上が動作不能の場合<br>又は<br>条件Ａ～Ｄのいずれかの要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | E1. 高温停止にする。<br>及び<br>E2. 冷温停止にする。<br>なお，自動減圧系が動作不能の場合は，原子炉圧力を 0.84ＭＰａ[gage]未満にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

表 39－３－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 格納容器スプレイ系１系列が動作不能の場合※9 | A1. 格納容器スプレイ系を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>A2. 残りの格納容器スプレイ系について，動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに |
| B. 格納容器スプレイ系２系列が動作不能の場合※9<br>又は<br>条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。<br>及び<br>B2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

※９：残留熱除去系ポンプの故障等により，低圧注水系及び格納容器スプレイ系の動作不能となる場合は，それぞれの要求される措置を実施する。

（非常用炉心冷却系その２）

第 40 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，非常用炉心冷却系は表 40－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。また原子炉停止時冷却系起動準備及び原子炉停止時冷却系の運転中は，低圧注水系の動作不能とはみなさない。

（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合

（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合

２．非常用炉心冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，表 40－２に定める事項を確認する。ただし，原子炉が次に示す状態となった場合は適用されない。

①原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合

②原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合

３．当直長は，非常用炉心冷却系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 40－３の措置を講じる。

表 40－１

| 項　　目 | 運転上の制限<br>（動作可能であるべき系列数）※1 |
|---|---|
| 非常用炉心冷却系 | （１）非常用炉心冷却系（自動減圧系及び高圧注水系を除く）２系列<br>又は<br>（２）非常用炉心冷却系（自動減圧系及び高圧注水系を除く）１系列<br>及び復水補給水系１系列 |

※１：本条における非常用炉心冷却系１系列とは，ポンプ１台及び必要な弁並びに主要配管をいい，復水補給水系１系列とは，ポンプ１台及び注水に必要な弁並びに配管をいう。

表 40－２

１．５号炉

| 項　　目 | 頻　度 |
|---|---|
| １．動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は，サプレッションプール水位が－156ｃｍ以上あることを確認する。<br>又は<br>動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は，復水貯蔵タンク水位が炉心スプレイ系を確保する場合は22％（タンク底部から332ｃｍ）以上，復水補給水系を確保する場合は37％（タンク底部から532ｃｍ）以上あることを確認する。 | 12時間に１回<br><br>12時間に１回 |
| ２．動作可能であるべき炉心スプレイ系及び低圧注水系について，主要配管が満水であることを確認する※2。ただし，第39条第２項（１）で定める確認時を除く。 | １ヶ月に１回 |
| ３．動作可能であるべき炉心スプレイ系，低圧注水系及び復水補給水系について，注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ４．動作可能であるべき炉心スプレイ系及び低圧注水系について動作可能であることを管理的手段により確認する。 | 待機状態となる前に１回 |
| ５．動作可能であるべき復水補給水系ポンプが運転中であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |

２．６号炉

| 項目 | 頻度 |
|---|---|
| １．動作可能であるべき系統がサプレッションプールを水源とする場合は，サプレッションプール水位が －407ｃｍ以上あることを確認する。<br>又は<br>動作可能であるべき系統が復水貯蔵タンクを水源とする場合は，高圧炉心スプレイ系を確保する場合は177ｃｍ（タンク底部から207ｃｍ）以上，復水補給水系を確保する場合は437ｃｍ（タンク底部から467ｃｍ）以上あることを確認する。 | 12時間に１回<br><br>12時間に１回 |
| ２．動作可能であるべき低圧炉心スプレイ系，低圧注水系及び高圧炉心スプレイ系について，主要配管が満水であることを確認する※2。ただし，第39条第２項（１）で定める確認時を除く。 | １ヶ月に１回 |
| ３．動作可能であるべき低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，高圧炉心スプレイ系及び復水補給水系について，注水するための系統構成が可能となっていることを管理的手段により確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ４．動作可能であるべき低圧炉心スプレイ系，低圧注水系及び高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを管理的手段により確認する。 | 待機状態となる前に１回 |
| ５．動作可能であるべき復水補給水系ポンプが運転中であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |

※２：主要配管とは，当該系統に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管を指し，小口径配管を含まない。なお，主要配管の満水は，当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表 40－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. １系列が動作不能の場合 | A1. 動作可能な状態に復旧する。 | ４時間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 | 速やかに |
| C. ２系列が動作不能の場合 | C1. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。<br>及び<br>C2. １系列を動作可能な状態に復旧する。 | 速やかに<br><br><br><br>４時間 |
| D. 条件Ｃで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | D1. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において，少なくとも１つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。<br>及び<br>D2. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。<br>及び<br>D3. 非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。 | 速やかに<br><br><br>速やかに<br><br><br>速やかに |

（原子炉隔離時冷却系）

第 41 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上）において，原子炉隔離時冷却系は表 41－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉隔離時冷却系が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止後の原子炉起動から定期検査終了までの期間において，原子炉隔離時冷却系が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，定検停止後の原子炉起動前に原子炉隔離時冷却系の主要な手動弁と電動弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であること及び主要配管が満水であることを確認する※1。

（３）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上）において，表 41－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，原子炉隔離時冷却系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 41－３の措置を講じる。

※１：主要配管とは，原子炉隔離時冷却系に期待されている機能を達成するための水源（サプレッションプール又は復水貯蔵タンク）からポンプまでの吸込配管とポンプから原子炉圧力容器までの注入配管並びにタービン駆動用蒸気配管及び排気配管を指し，小口径配管を含まない。また，主要な手動弁と電動弁とは，主要配管上の手動弁と電動弁及び主要配管の満水を維持するために必要な一次弁をいう。なお，主要配管であるポンプの吸込配管及び注入配管の満水は，当該主要配管の圧力低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表 41－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉隔離時冷却系<br>（原子炉圧力が 1.04ＭＰａ[gage]以上のとき） | 動作可能であること |

表 41－２

| 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|
| １．原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が５号炉は90.８ｔ／ｈ及び６号炉は37.９ｌ／ｓで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて66ｍ以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。<br>さらに注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。 | １ヶ月に１回 |
| ２．原子炉圧力が1.04ＭＰａ[gage]相当※2において，原子炉隔離時冷却系ポンプの流量が５号炉は90.８ｔ／ｈ及び６号炉は37.９ｌ／ｓで，全揚程が運転確認時の原子炉圧力に加えて５号炉は54ｍ以上及び６号炉は80ｍ以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあること及び主要配管が満水であることを確認する。<br>さらに注入弁及び試験可能逆止弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態及び主要配管が満水であることを確認する。 | 定検停止後の原子炉起動中に１回 |

※２：主蒸気圧力設定を当該圧力とした場合の原子炉圧力をいう。

表 41－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.原子炉隔離時冷却系が動作不能の場合 | A1.原子炉隔離時冷却系を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>A2.自動減圧系の窒素ガス供給圧力が５号炉は 0.83ＭＰａ[gage] 以上及び６号炉は 0.86ＭＰａ[gage] 以上であることを確認する。<br>及び<br>A3.高圧注水系（６号炉は高圧炉心スプレイ系）について動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに<br><br><br><br>速やかに |
| B.条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1.高温停止にする。<br>及び<br>B2.原子炉圧力を 1.04ＭＰａ[gage]未満にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

（主蒸気隔離弁）

第 42 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，主蒸気隔離弁は，表 42－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．主蒸気隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，主蒸気隔離弁が模擬信号により全閉すること及び全閉時間が表 42－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）原子炉ＧＭは，定検停止時に，主蒸気隔離弁の漏えい率が表 42－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，主蒸気隔離弁が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 42－３の措置を講じる。

表 42－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 主蒸気隔離弁 | 動作可能であること |

表 42－２

| 項　　目 | 判定値 |
|---|---|
| 主蒸気隔離弁全閉時間 | ３秒以上 4.5 秒以下 |
| 主蒸気隔離弁の漏えい率 | 原子炉圧力容器蒸気相体積に対して<br>10%／日／個以下 |

表 42－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 主蒸気隔離弁が動作不能の場合 | A1. 動作不能な主蒸気隔離弁と同じ主蒸気管上の主蒸気隔離弁を全閉する。 | ８時間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。<br>及び<br>B2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

（格納容器及び格納容器隔離弁）

第 43 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，格納容器及び格納容器隔離弁は，表 43－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，ドライウェル点検時は，速やかにエアロックを閉鎖できる措置を講じた上でエアロック二重扉を開放したままとすることができるが，この場合は格納容器の機能喪失とはみなさない。

２．格納容器及び格納容器隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，格納容器漏えい率が表 43－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）運転情報ＧＭは，定検停止時に，表 43－３に定める格納容器隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（３）当直長は，定検停止後の原子炉起動前に格納容器バウンダリとなっている格納容器隔離弁が原子炉の状態に応じた開閉状態であることを確認する。

３．当直長は，格納容器又は格納容器隔離弁が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 43－４の措置を講じる。なお，同時に複数の動作不能な格納容器隔離弁が発生した場合には，個々の弁に対して表 43－４の措置を講じる。

表 43－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 格納容器 | 機能が健全であること |
| 格納容器隔離弁 | 動作可能であること |

表 43－２

| 項　　目 | 判定値 |
|---|---|
| 格納容器の漏えい率 | 0.5%／日以下<br>（常温，空気，設計圧力において） |

表 43－３

１．５号炉

| 項 | 目 |
|---|---|
| (1)主蒸気管ドレン系 | 格納容器パージ排気側ベント弁 |
| 主蒸気管内側ドレン弁 | 格納容器非常用ガス処理系側ベント弁 |
| 主蒸気管外側ドレン弁 | 真空逃がし弁制御空気隔離弁 |
| (2)原子炉水サンプリング系 | 格納容器ベント弁（ＰＣＶベント弁） |
| 炉水サンプル内側隔離弁 | (8)原子炉格納容器ドレン系 |
| 炉水サンプル外側隔離弁 | 格納容器床ドレン第一隔離弁 |
| (3)計装用空気系 | 格納容器床ドレン第二隔離弁 |
| 計装用空気隔離弁 | 格納容器機器ドレン第一隔離弁 |
| (4)自動減圧装置窒素系 | 格納容器機器ドレン第二隔離弁 |
| 自動減圧系用窒素系隔離弁 | (9)試料採取系 |
| (5)原子炉冷却材浄化系 | 酸素分析サンプル隔離弁（内側） |
| 原子炉冷却材浄化系ポンプ吸込内側隔離弁 | 酸素分析サンプル隔離弁（外側） |
| 原子炉冷却材浄化系ポンプ吸込外側隔離弁 | 酸素分析サンプル戻り弁（内側） |
| (6)残留熱除去系 | 酸素分析サンプル戻り弁（外側） |
| 残留熱除去系廃棄物処理系第一隔離弁 | 原子炉水サンプリング第一止め弁 |
| 残留熱除去系廃棄物処理系第二隔離弁 | 原子炉水サンプリング第二止め弁 |
| 残留熱除去系熱交（Ａ）出口電導度計用弁 | 液体サンプリング戻り第一止め弁 |
| 残留熱除去系熱交（Ｂ）出口電導度計用弁 | 液体サンプリング戻り第二止め弁 |
| ヘッドスプレイ内側隔離弁 | 残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第一止め弁 |
| ヘッドスプレイ外側隔離弁 | 残留熱除去系熱交換器出口サンプリング第二止め弁 |
| 残留熱除去系ポンプ吸込外側隔離弁 | (10)可燃性ガス濃度制御系 |
| 残留熱除去系ポンプ吸込内側隔離弁 | 可燃性ガス濃度制御系Ａ入口側隔離弁 |
| (7)不活性ガス系 | 可燃性ガス濃度制御系Ｂ入口側隔離弁 |
| ドライウェルパージ弁 | 可燃性ガス濃度制御系Ａ出口側隔離弁 |
| 圧力抑制室パージ弁 | 可燃性ガス濃度制御系Ｂ出口側隔離弁 |
| 圧力抑制室ベント弁 | (11)移動式炉心内計装系 |
| 圧力抑制室ベントバイパス弁 | 玉形弁 |
| ドライウェルベント弁 | (12)格納容器雰囲気モニタ系 |
| ドライウェルベントバイパス弁 | 格納容器（ドライウェル）雰囲気サンプリング入口第一止め弁 |
| 格納容器窒素供給弁 | 格納容器（ドライウェル）雰囲気サンプリング入口第二止め弁 |
| ドライウェル窒素供給弁 | 格納容器（サプレッションチェンバ）雰囲気サンプリング入口第一止め弁 |
| 圧力抑制室窒素供給弁 | 格納容器（サプレッションチェンバ）雰囲気サンプリング入口第二止め弁 |
| 格納容器窒素パージ弁 | 格納容器雰囲気サンプリング戻り第一止め弁 |
| 格納容器空気パージ弁 | 格納容器雰囲気サンプリング戻り第二止め弁 |

２．６号炉

| 項 | 目 |
|---|---|
| (1)主蒸気管ドレン系 | 内側サプレッションプール<br>ベントバイパス弁 |
| 主蒸気管ドレン弁（内側） | 内側格納容器窒素ガス供給弁 |
| 主蒸気管ドレン弁（外側） | 内側サプレッションプール<br>窒素ガス供給弁 |
| (2)原子炉水サンプリング系 | 内側格納容器パージ弁 |
| 原子炉水サンプル弁(内側) | 内側サプレッションプールパージ弁 |
| 原子炉水サンプル弁(外側) | 格納容器ベント弁（ＰＣＶベント弁） |
| (3)廃棄物処理系 | (8)漏洩検出系 |
| 格納容器高電導度サンプ隔離弁（外側） | 核分裂生成物サンプリング隔離弁<br>(外側) |
| 格納容器低電導度サンプ隔離弁（外側） | 核分裂生成物サンプリング隔離弁<br>(内側) |
| 格納容器高電導度サンプ隔離弁（内側） | (9)試料採取系 |
| 格納容器低電導度サンプ隔離弁（内側） | 格納容器酸素サンプル隔離弁(外側) |
| (4)残留熱除去系 | 格納容器酸素サンプル戻り隔離弁<br>(外側) |
| 残留熱除去系Ａ系サンプリング弁<br>(外側) | 格納容器酸素サンプル隔離弁(内側) |
| 残留熱除去系Ｂ系サンプリング弁<br>(外側) | 格納容器酸素サンプル戻り隔離弁<br>(内側) |
| 残留熱除去系廃棄物処理系弁（内側） | 原子炉水サンプリング第一止め弁 |
| 残留熱除去系入口隔離弁（外側） | 原子炉水サンプリング第二止め弁 |
| Ａ系シャットダウンクーリング注入弁<br>(外側) | 液体サンプリング戻り第一止め弁 |
| Ｂ系シャットダウンクーリング注入弁<br>(外側) | 液体サンプリング戻り第二止め弁 |
| 残留熱除去系原子炉ヘッドスプレイ弁 | 残留熱除去系熱交換器<br>出口サンプリング第一止め弁 |
| 残留熱除去系Ａ系サンプリング弁<br>(内側) | 残留熱除去系熱交換器<br>出口サンプリング第二止め弁 |
| 残留熱除去系Ｂ系サンプリング弁<br>(内側) | (10)格納容器雰囲気モニタ系 |
| 残留熱除去系廃棄物処理系弁（外側） | 格納容器雰囲気サンプリング入口<br>第一止め弁 |
| 残留熱除去系入口隔離弁（内側） | 格納容器雰囲気サンプリング入口<br>第二止め弁 |
| Ａ系テスタブルチェッキ弁バイパス弁 | 格納容器雰囲気サンプリング戻り<br>第一止め弁 |
| Ｂ系テスタブルチェッキ弁バイパス弁 | 格納容器雰囲気サンプリング戻り<br>第二止め弁 |
| (5)原子炉冷却材浄化系 | (11)復水補給水系 |
| 原子炉冷却材浄化系隔離弁（外側） | ペデスタル注入ライン流量調節弁 |
| 原子炉冷却材浄化系隔離弁（内側） | ペデスタル注入ライン隔離弁 |
| (6)移動式炉心内計装系 | |
| 玉形弁 | |
| (7)不活性ガス系 | |
| 外側非常用ガス処理系ベント弁 | |
| 外側換気系ベント弁 | |
| 外側エアパージ供給入口弁 | |
| 外側窒素ガスパージ供給弁 | |
| 外側窒素ガス補給入口弁 | |
| 内側格納容器ベント弁 | |
| 内側サプレッションプールベント弁 | |

表 43－４

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 条件Ｂ，Ｃ又はＤ以外の場合であって，格納容器の機能が健全でない場合 | A1. 格納容器の機能を健全な状態に復旧する。 | １時間 |
| B. 主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁２個を有する配管に適用<br><br>動作不能な格納容器隔離弁１個を有する配管が１つ以上ある場合 | B1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。※1<br>及び<br>B2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。ただし，第 94 条の 2 第１項に定める区域については管理的手段により確認することができる。 | ４時間<br><br>１ヶ月に１回 |
| C. 主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁２個を有する配管に適用<br><br>動作不能な格納容器隔離弁２個を有する配管が１つ以上ある場合 | C1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。※1<br>及び<br>C2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。ただし，第 94 条の 2 第１項に定める区域については管理的手段により確認することができる。 | １時間<br><br>１ヶ月に１回 |
| D. 格納容器隔離弁１個を有する配管に適用<br><br>動作不能な格納容器隔離弁１個を有する配管が１つ以上ある場合 | D1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。※1<br>及び<br>D2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。ただし，第 94 条の 2 第１項に定める区域については管理的手段により確認することができる。 | ４時間<br><br>１ヶ月に１回 |
| E. 条件Ａ，Ｂ，Ｃ又はＤで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | E1. 高温停止にする。<br>及び<br>E2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

※１：動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離したことにより，当該系統の機能が喪失した場合は，該当する条文を適用する。

（サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁）

第 44 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁は，表 44－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，真空破壊弁１弁が全開不能の場合を除く。

２．サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）原子炉ＧＭは，定検停止時に，サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁が全開及び全閉することを確認し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 44－２の措置を講じる。

表 44－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁 | 動作可能であること |

表 44－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 真空破壊弁２弁以上が全開不能の場合 | A1. 真空破壊弁を全開可能な状態に復旧する。 | ３日間 |
| B. 真空破壊弁１弁以上が全閉不能の場合 | B1. 開状態の真空破壊弁を全閉する。 | ２時間 |
| C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 高温停止にする。<br>及び<br>C2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

（サプレッションプールの平均水温）

第 45 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，サプレッションプールの平均水温※1は，表 45－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉隔離時冷却系の運転確認等により，サプレッションプールの水温が上昇するような時は，確認開始時から確認終了後 24 時間までを除く。

２.サプレッションプールの平均水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。なお，当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において原子炉隔離時冷却系の運転確認等により，サプレッションプールの水温が上昇するような場合，サプレッションプールの動作可能な局所水温計の最高温度が 47℃を超えた時には，５分毎に動作可能な局所水温計の平均水温を計算し，平均水温が 47℃を超えていないことを確認する。さらに平均水温が 47℃を超えた場合には，サプレッションプールの水温が上昇するような運転確認等を中止し，24 時間以内に平均水温を 32℃以下に復旧する。

（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止においてサプレッションプールの動作可能な局所水温計の平均水温を 24 時間に１回確認する。

３．当直長は，サプレッションプールの平均水温が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 45－２の措置を講じる。

※１：平均水温は，動作可能な局所水温計の最高温度をもって，代えることができる。

表 45－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| サプレッションプールの平均水温 | 32℃以下 |

表 45－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.サプレッションプールの平均水温が 32℃を超えている場合 | A1.32℃以下に復旧する。 | 24 時間 |
| B.条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1.高温停止にする。<br>及び<br>B2.冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |
| C.サプレッションプールの平均水温が 49℃を超えている場合 | C1.原子炉をスクラムする。<br>及び<br>C2.原子炉減圧を開始する。<br>及び<br>C3.冷温停止にする。 | 速やかに<br><br>1 時間<br><br>36 時間 |

（サプレッションプールの水位）

第 46 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，サプレッションプールの水位は，表 46－１（図 46）で定める事項を運転上の制限とする。ただし，地震時を除く。

２．サプレッションプールの水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，サプレッションプールの水位を 24 時間に１回確認する。

３．当直長は，サプレッションプールの水位が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 46－２の措置を講じる。

表 46－１

| 項　　目<br>（サプレッションプール水位） | 運転上の制限 |
|---|---|
| ５号炉 | ＋16.6ｃｍ（上限値）以下<br>－3.9ｃｍ（下限値）以上 |
| ６号炉 | ＋10.4ｃｍ（上限値）以下<br>－10.7ｃｍ（下限値）以上 |

図 46

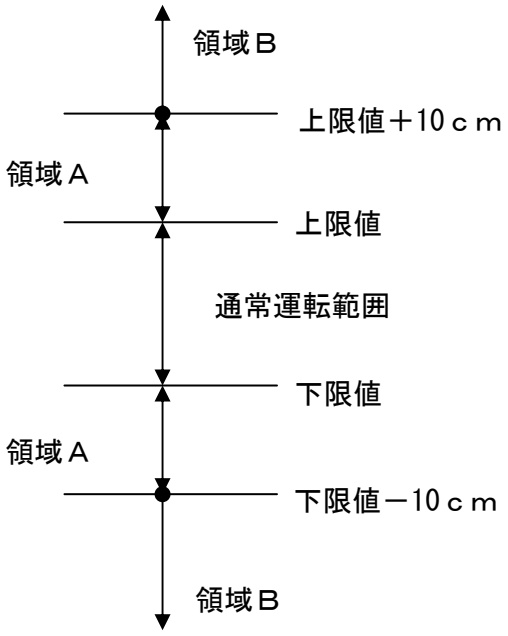


表 46－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. サプレッションプールの水位が図 46 の領域Ａの場合 | A1. サプレッションプールの水位を制限値以内に復旧する。 | 24 時間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。<br>及び<br>B2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |
| C. サプレッションプールの水位が図 46 の領域Ｂの場合 | C1. 原子炉をスクラムする。 | 速やかに |

（可燃性ガス濃度制御系）

第 47 条

原子炉の状態が運転及び起動において，可燃性ガス濃度制御系は，表 47－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．可燃性ガス濃度制御系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，可燃性ガス濃度制御系の機能を確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転及び起動において，可燃性ガス濃度制御系ブロアが起動すること及び可燃性ガス濃度制御系隔離弁が開することを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，可燃性ガス濃度制御系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 47－２の措置を講じる。

表 47－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 可燃性ガス濃度制御系 | ２系列※1が動作可能であること |

表 47－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 可燃性ガス濃度制御系１系列が動作不能の場合 | A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>A2. 他の１系列が動作可能であることを確認する。 | 30 日間<br><br>速やかに |
| B. 可燃性ガス濃度制御系２系列が動作不能の場合 | B1. 少なくとも１系列を動作可能な状態に復旧する。 | 速やかに |
| C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 高温停止にする。 | 24 時間 |

※１：１系列とはブロア１台，再結合器１基（６号炉はブロア２台，再結合器２基）及び必要な弁並びに配管をいう。

（格納容器内の酸素濃度）

第 48 条

原子炉の状態が運転において，格納容器内の酸素濃度は，表 48－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，原子炉を起動する時の原子炉の状態が運転になってからの 24 時間及び原子炉を停止する時の原子炉の状態が起動になる前の 24 時間を除く。

２．格納容器内の酸素濃度が，前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が運転において，格納容器内の酸素濃度を１週間に１回確認する。

３．当直長は，格納容器内の酸素濃度が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 48－２の措置を講じる。

表 48－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 格納容器内の酸素濃度 | ４％以下 |

表 48－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 格納容器内の酸素濃度が制限値を満足していないと判断した場合 | A1. 酸素濃度を制限値以内に復旧する。 | 24 時間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。<br>及び<br>B2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

（原子炉建屋）

第 49 条

原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，原子炉建屋は，表 49－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉建屋が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，原子炉建屋を負圧に保ち得ることを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，原子炉建屋を負圧に保つために原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において，少なくとも１つが閉鎖状態にあることを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，原子炉建屋が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 49－２の措置を講じる。

表 49－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉建屋 | 機能が健全であること |

表 49－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1. 原子炉建屋を負圧に保つための必要な措置を講じる。 | ４時間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内で達成できない場合 | B1. 高温停止にする。<br>及び<br>B2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |
| C. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，運転上の制限を満足していないと判断した場合 | C1. 炉心変更を中止する。<br>及び<br>C2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。 | 速やかに<br><br>速やかに |

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

（原子炉建屋給排気隔離弁）
第 50 条
原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，原子炉建屋給排気隔離弁は，表 50－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉建屋給排気隔離弁が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。
（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，原子炉建屋給排気隔離弁が模擬信号で全閉することを確認し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，原子炉建屋給排気隔離弁が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 50－２の措置を講じる。

表 50－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉建屋給排気隔離弁 | 動作可能であること |

表 50－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁１個を有するラインが１つ以上ある場合（ただし，当該ラインが隔離されている場合を除く） | A1. 全閉不能な隔離弁を有するラインの動作可能な原子炉建屋給排気隔離弁の動作確認を行い，全閉可能であることを確認する。<br>及び<br>A2. 全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁を動作可能な状態に復旧する。 | 速やかに<br><br>10 日間 |
| B. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁２個を有するラインが１つ以上ある場合<br>又は<br>原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。<br>及び<br>B2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |
| C. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，全閉不能な原子炉建屋給排気隔離弁２個を有するラインが１つ以上ある場合<br>又は<br>炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 炉心変更を中止する。<br>及び<br>C2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。 | 速やかに<br><br>速やかに |

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

（非常用ガス処理系）

第 51 条

原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，非常用ガス処理系は表 51－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用ガス処理系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，非常用ガス処理系が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）５・６号放射線管理ＧＭは，定検停止時に，非常用ガス処理系の総合除去効率が表 51－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

（３）当直長は，原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，非常用ガス処理系排風機が起動すること及び非常用ガス処理系隔離弁が開することを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，非常用ガス処理系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 51－３の措置を講じる。

表 51－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 非常用ガス処理系 | ２系列※2が動作可能であること |

表 51－２

１．５号炉

| 項　　目 | 判定値 |
|---|---|
| 総合除去効率 | 97%以上 |

２．６号炉

| 項　　目 | 判定値 |
|---|---|
| 総合除去効率 | 99%以上 |

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

※２：１系列とは，排風機１台，フィルタ１基及び必要なダンパ，ダクトをいう。

表 51－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 非常用ガス処理系１系列が動作不能の場合 | A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>A2. 他の１系列について動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに |
| B. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | B1. 高温停止にする。<br>及び<br>B2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |
| C. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 炉心変更を中止する。<br>及び<br>C2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。 | 速やかに<br><br>速やかに |
| D. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，非常用ガス処理系２系列が動作不能の場合 | D1. 高温停止にする。<br>及び<br>D2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |
| E. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，非常用ガス処理系２系列が動作不能の場合 | E1. 炉心変更を中止する。<br>及び<br>E2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。 | 速やかに<br><br>速やかに |

（非常用冷却海水系）

第 52 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，非常用冷却海水系※1は，表 52－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，非常用冷却海水系ポンプが模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，定検停止後の原子炉起動前に，非常用冷却海水系の主要な手動弁と電動弁の開閉状態を確認する。※2

（３）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，表 52－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，非常用冷却海水系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 52－３の措置を講じる。ただし，この場合第 39 条及び第 60 条は適用しない。

※１：非常用冷却海水系とは，残留熱除去海水系を示す。

※２：非常用冷却海水系の主要な手動弁と電動弁とは，当該系統に期待されている機能を達成するための非常用冷却海水系ポンプから放水路までの配管上の手動弁及び電動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁及び電動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。

表 52－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 非常用冷却海水系 | ２系列※3が動作可能であること |

表 52－２

| 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|
| 非常用冷却海水系ポンプが起動することを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際し使用した弁が待機状態にあることを確認する。 | １ヶ月に１回 |

※３：１系列とはポンプ２台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

表 52－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.　１系列が動作不能の場合 | A1.当該系列を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>A2.　他の１系列について，動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに |
| B.条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合<br>又は<br>２系列が動作不能の場合<br>又は<br>条件Ａにおいて,さらに異なる区分のディーゼル発電設備冷却系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系（６号炉）が動作不能の場合 | B1.高温停止にする。<br>及び<br>B2.1.　冷温停止とする。<br>又は<br>B2.2.　原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。 | 24 時間<br><br>36 時間<br><br>冷温停止となるまで<br>毎日１回 |

（非常用ディーゼル発電設備冷却系）
第 53 条
原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，非常用ディーゼル発電設備冷却系※1は，表 53－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用ディーゼル発電設備冷却系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。
（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，非常用ディーゼル発電設備冷却系ポンプが模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。
（２）当直長は，定検停止後の原子炉起動前に，非常用ディーゼル発電設備冷却系ポンプの主要な手動弁の開閉状態を確認する※2。なお，非常用ディーゼル発電設備補機冷却系については，主要配管の満水※3も確認する。
（３）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，非常用ディーゼル発電設備冷却系ポンプが起動することを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，非常用ディーゼル発電設備冷却系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 53－２の措置を講じる。ただし，この場合第 39 条及び第 60 条は適用しない。なお，非常用ディーゼル発電設備補機冷却系空気冷却器ファンが２台以上動作不能となった場合において，冷水温度を 38℃付近に維持可能なときは，運転上の制限を逸脱していないものとする。

※１：非常用ディーゼル発電設備冷却系とは，５号炉については，非常用ディーゼル発電設備冷却海水系をいい，６号炉については，非常用ディーゼル発電設備冷却海水系１系列※4及び非常用ディーゼル発電設備補機冷却系１系列※4をいう。
※２：非常用ディーゼル発電設備冷却系の主要な手動弁とは，非常用ディーゼル発電設備冷却海水系にあっては，当該系統に期待されている機能を達成するための非常用ディーゼル発電設備冷却海水系ポンプから放水路までの配管上の手動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいい，非常用ディーゼル発電設備補機冷却系にあっては，主要配管※3上の手動弁並びに主要配管に接続する配管上の手動弁のうち主要配管の満水※3を維持するために必要な一次弁をいう。
※３：非常用ディーゼル発電設備補機冷却系の主要配管とは，当該系統に期待されている機能を達成するための非常用ディーゼル発電設備補機冷却系空気冷却器とポンプのループ配管を指し，小口径配管を含まない。なお，主要配管の満水とは，当該系統のサージタンクレベル低の警報が継続的に発生していないことで確認する。

表 53－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 非常用ディーゼル発電設備冷却系 | ２系列※4が動作可能であること |

※４：非常用ディーゼル発電設備冷却海水系１系列とは，海水ポンプ１台及び必要な弁並びに配管をいい，非常用ディーゼル発電設備補機冷却系１系列とは，冷水ポンプ１台，空気冷却器ファン５台及び必要な弁並びに主要配管をいう。

表53－２

１．５号炉

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 非常用ディーゼル発電設備冷却系１系列が動作不能の場合 | A1.当該系列を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>A2.他の１系列について動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br><br>速やかに |
| B.条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合<br>又は<br>非常用ディーゼル発電設備冷却系２系列が動作不能の場合<br>又は<br>条件Ａにおいてさらに異なる区分の非常用冷却海水系が動作不能の場合 | B1.高温停止にする。<br>及び<br>B2.1.冷温停止とする。<br>又は<br>B2.2.原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。 | 24 時間<br><br>36 時間<br><br>冷温停止となるまで毎日１回 |

２．６号炉

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 非常用ディーゼル発電設備冷却系１系列が動作不能の場合 | A1.当該系列を動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間 |
| B.条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合<br>又は<br>非常用ディーゼル発電設備冷却系２系列が動作不能の場合<br>又は<br>条件Ａにおいてさらに異なる区分の非常用冷却海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系が動作不能の場合 | B1.高温停止にする。<br>及び<br>B2.1.冷温停止とする。<br>又は<br>B2.2.原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。 | 24 時間<br><br>36 時間<br><br>冷温停止となるまで毎日１回 |

（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系）
第 54 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系は，表 54－１で定める事項を運転上の制限とする。なお，本条文は６号炉のみ適用される。

２．高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系ポンプが模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，定検停止後の原子炉起動前に，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系の主要な手動弁の開閉状態を確認する。※1

（３）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系ポンプが起動することを１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 54－２の措置を講じる。ただし，この場合第 39 条及び第 60 条は適用しない。

※１：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系の主要な手動弁とは，当該系統に期待されている機能を達成するための高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系ポンプから放水路までの配管上の手動弁並びにこの配管に接続する配管上の手動弁のうち当該系統の機能を維持するために必要な一次弁をいう。

表 54－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系 | １系列※2が動作可能であること |

表 54－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系が動作不能の場合 | A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間 |
| B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合<br>又は<br>条件Ａにおいてさらに非常用冷却海水系又は非常用ディーゼル発電設備冷却系が動作不能の場合 | B1. 高温停止とする。<br>及び<br>B2. 1. 冷温停止とする。<br>又は<br>B2. 2. 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる手段が確保されていることを確認する。 | 24 時間<br><br>36 時間<br><br>冷温停止となるまで毎日１回 |

※２：１系列とは，ポンプ１台及び主要な手動弁並びに配管をいう。

（使用済燃料プールの水位及び水温）

第 55 条

使用済燃料プールの水位及び水温は，表 55－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．使用済燃料プールの水位及び水温が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること並びに使用済燃料プールの水温が 65℃以下であることを毎日１回確認する。

３．当直長は，使用済燃料プールの水位又は水温が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 55－２の措置を講じる。

表 55－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 使用済燃料プールの水位 | オーバーフロー水位付近にあること |
| 使用済燃料プールの水温 | 65℃以下 |

表 55－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 使用済燃料プールが運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1. 使用済燃料プールの水位を維持するための注水手段が確保されていることを確認する。 | 速やかに<br>その後<br>毎日１回 |
| | 及び | |
| | A2. 使用済燃料プール内での照射された燃料に係る作業を中止する。ただし，移動中の燃料は所定の場所に移動する。 | 速やかに |
| | 及び | |
| | A3. 原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉の各々において，少なくとも１つの閉鎖状態を確保するための措置を開始する。 | 速やかに |
| | 及び | |
| | A4. 原子炉建屋給排気隔離弁機能を確保するための措置を開始する。 | 速やかに |
| | 及び | |
| | A5. 非常用ガス処理系１系列を動作可能な状態とするための措置を開始する。 | 速やかに |

（燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位）

第 56 条

原子炉の状態が燃料交換において，原子炉上部で燃料又は制御棒を移動する場合，原子炉水位は，表 56－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．原子炉水位が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が燃料交換において，原子炉上部で燃料又は制御棒を移動する場合，原子炉水位がオーバーフロー水位付近にあることを毎日１回確認する。

３．当直長は，原子炉水位が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 56－２の措置を講じる。

表 56－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位 | オーバーフロー水位付近にあること |

表 56－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1. 燃料又は制御棒の移動を中止する。ただし，移動中の燃料又は制御棒は所定の場所に移動する。<br>及び<br>A2. 原子炉水位を回復する操作を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに |

（中央制御室非常用換気空調系）
第 57 条

原子炉の状態が運転，起動，高温停止及び炉心変更時※1又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，中央制御室非常用換気空調系は表 57－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．中央制御室非常用換気空調系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，中央制御室非常用換気空調系が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）５・６号放射線管理ＧＭは，定検停止時に，中央制御室非常用換気空調系の総合除去効率が表 57－２に定める値であることを確認し，その結果を当直長に通知する。

３．当直長は，中央制御室非常用換気空調系が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 57－３の措置を講じる。

※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

表 57－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 中央制御室非常用換気空調系 | 中央制御室あたり２系列※2が動作可能であること |

表 57－２

| 項　　目 | 判　定　値 |
|---|---|
| 総合除去効率 | 30％以上 |

表 57－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 中央制御室非常用換気空調系１系列が動作不能の場合 | A1. 当該系列を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>A2. 他の１系列が動作可能であることを管理的手段により確認する。 | 30 日間<br><br>速やかに |
| B. 中央制御室非常用換気空調系２系列が動作不能の場合 | B1. 少なくとも１系列を動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間 |
| C. 原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 高温停止にする。<br>及び<br>C2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |
| D. 炉心変更時又は原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において，条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | D1. 炉心変更を中止する。<br>及び<br>D2. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。 | 速やかに<br><br>速やかに |

※２：２系列とはファン２台，フィルタ１基及び必要なダンパ，ダクトをいう。

（外部電源その１）

第 58 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，外部電源※1は表 58－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時を除く。

２．外部電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，外部電源の電圧が確立していることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，外部電源が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 58－２の措置を講じる。

※１：外部電源とは，電力系統又は主発電機（当該原子炉の主発電機を除く）からの電力を第 65 条及び第 66 条で要求される非常用交流高圧電源母線に供給する設備をいう。以下，第 59 条及び第 60 条において同じ。

表 58－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 外部電源 | ２系列※2が動作可能であること |

※２：外部電源の系列数は，非常用交流高圧電源母線に対して電力供給することができる発電所外からの送電線の回線数と主発電機数（当該原子炉の主発電機を除く）の合計数とし，各々の非常用交流高圧電源母線について求められる。以下，第 59 条及び第 60 条において同じ。

表 58－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 動作可能である外部電源が１系列のみの場合 | A1. 外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する。 | 10 日間 |
| B. 動作可能である外部電源が１系列のみの場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く）<br>及び<br>非常用ディーゼル発電機１台が動作不能の場合（高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く） | B1. 外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>B2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 | 12 時間<br><br>12 時間 |
| C. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が１系列のみ又は１系列もない場合<br>及び<br>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合 | C1. 1. 外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>C1. 2. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>C2. 自動減圧系（原子炉圧力が 0.84MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表39－２に定める値であることを確認する。<br>及び<br>C3. 原子炉隔離時冷却系について，動作可能であることを確認する。※3 | 10 日間<br><br>10 日間<br><br>速やかに<br><br>速やかに |
| D. 高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が１系列もない場合 | D1. 外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>D2. 自動減圧系（原子炉圧力が 0.84MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表39－２に定める値であることを確認する。<br>及び<br>D3. 原子炉隔離時冷却系について，動作可能であることを確認する。※3 | 10 日間<br><br>速やかに<br><br>速やかに |
| E. 動作可能である外部電源が１系列もない場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く）<br>又は<br>条件Ａ，Ｂ，Ｃ又はＤで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | E1. 高温停止とする。<br>及び<br>E2. 冷温停止とする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

※３：原子炉圧力が 1.04ＭＰａ［gage］以上の場合に実施する。

（外部電源その２）

第 59 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，外部電源は表 59－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時を除く。

２．外部電源が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，外部電源の電圧が確立していることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，外部電源が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 59－２の措置を講じる。

表 59－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 外部電源 | １系列が動作可能であること |

表 59－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1.外部電源を１系列動作可能な状態に復旧する。<br>及び | 速やかに |
| | A2.炉心変更を中止する。<br>及び | 速やかに |
| | A3.原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。<br>及び | 速やかに |
| | A4.有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 | 速やかに |

（非常用ディーゼル発電機その１）

第 60 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，非常用ディーゼル発電機は表 60－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用ディーゼル発電機が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，非常用ディーゼル発電機が模擬信号で作動することを確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，次の事項を確認する。

①非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し，無負荷運転時の電圧が 6,900±345Ｖ及び周波数が 50±1Ｈｚであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列して定格出力で運転可能であることを１ヶ月に１回確認する。

②Ａ系及びＢ系のデイタンクレベル及び高圧炉心スプレイ系デイタンクレベル（６号炉）が表 60－２に定める値を満足していることを１ヶ月に１回確認する。ただし，非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後２日間を除く。

３．当直長は，非常用ディーゼル発電機が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 60－３の措置を講じる。

表 60－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 非常用ディーゼル発電機 | ２台※1の非常用ディーゼル発電機（６号炉は３台※2の非常用ディーゼル発電機）が動作可能であること |

表 60－２

| 項　　目 | ５号炉<br>Ａ系 | ５号炉<br>Ｂ系 | ６号炉<br>Ａ系 | ６号炉<br>Ｂ系 | ６号炉<br>HPCS |
|---|---|---|---|---|---|
| 非常用ディーゼル発電機デイタンクレベル | 3,430mm<br>以上 | 3,430mm<br>以上 | 2,829mm<br>以上 | 2,299mm<br>以上 | 1,598mm<br>以上 |

表60－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.非常用ディーゼル発電機１台が動作不能の場合 | A1.非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>A2.残り１台（６号炉は２台）の非常用ディーゼル発電機について，動作可能であることを確認する。<br>及び<br>A3.原子炉隔離時冷却系について，動作可能であることを確認する。※3 | 10 日間<br><br>速やかに<br><br>速やかに |
| B.条件Ａ（A1 の措置）で要求される措置（非常用ディーゼル発電機の復旧措置）を完了時間内に達成できない場合 | B1.動作可能な非常用ディーゼル発電機を運転状態とする。<br>及び<br>B2.非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。 | 速やかに<br><br>30 日間 |
| C. 非常用ディーゼル発電機１台が動作不能の場合(高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機を除く)<br>及び<br>動作可能である外部電源が１系列のみの場合(高圧炉心スプレイ系母線を除く) | C1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>C2. 外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する。 | 12 時間<br><br>12 時間 |
| D. 高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機が動作不能の場合<br>及び<br>高圧炉心スプレイ系母線に対し動作可能である外部電源が１系列のみ又は１系列もない場合 | D1.1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作可能な状態に復旧する。<br>又は<br>D1.2. 外部電源を２系列動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>D2.自動減圧系（原子炉圧が0.84MPa[gage]以上の場合）の窒素ガス供給圧力が表39－２に定める値であることを確認する。<br>及び<br>D3.原子炉隔離時冷却系について，動作可能であることを確認する。※3 | 10 日間<br><br>10 日間<br><br>速やかに<br><br>速やかに |
| E.条件Ａ（A1 の措置を除く），Ｂ，Ｃ又はＤで要求される措置を完了時間内に達成できない場合<br>又は<br>非常用ディーゼル発電機２台以上が動作不能の場合 | E1.高温停止とする。<br>及び<br>E2.冷温停止とする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

※１：２台とは，Ａ系及びＢ系をいう。
※２：３台とは，Ａ系，Ｂ系及び高圧炉心スプレイ系をいう。
※３：原子炉圧力が 1.04ＭＰａ［gage］以上の場合に実施する。

（非常用ディーゼル発電機その２）

第 61 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，非常用ディーゼル発電機※1※2は表 61－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．非常用ディーゼル発電機が前項に定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，第 66 条で要求される非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機が運転可能であることを次の事項により確認する。

①非常用ディーゼル発電機を待機状態から始動し，無負荷運転時の電圧が 6,900±345Ｖ及び周波数が 50±1Ｈｚであること並びに引き続き非常用交流高圧電源母線に並列できることを１ヶ月に１回確認する。

②表 61－１で要求されるディーゼル発電機のデイタンクレベルが表 61－２に定める値を満足していることを１ヶ月に１回確認する。ただし，非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後２日間を除く。

３．当直長は，非常用ディーゼル発電機が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 61－３の措置を講じる。

※１：非常用ディーゼル発電機とは，Ａ系，Ｂ系及び高圧炉心スプレイ系（６号炉）の非常用ディーゼル発電機をいう。

※２：当直長は，非常用ディーゼル発電機を待機除外にする場合には，１／２／３／４号炉の当直長に通知する。

表 61－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 交流電源 | 第 66 条で要求される当該非常用交流高圧電源母線に接続する非常用ディーゼル発電機を含め２台の非常用発電設備※3が動作可能であること |

※３：非常用発電設備とは，非常用ディーゼル発電機及び必要な電力供給が可能な非常用発電機をいう。なお，非常用発電機は，複数の号炉で共用することができる。

表 61－２

| 項　　目 | ５号炉<br>Ａ系 | ５号炉<br>Ｂ系 | ６号炉<br>Ａ系 | ６号炉<br>Ｂ系 | ６号炉<br>HPCS |
|---|---|---|---|---|---|
| 非常用ディーゼル発電機デイタンクレベル | 3,430ｍｍ<br>以上 | 3,430ｍｍ<br>以上 | 2,829ｍｍ<br>以上 | 2,299ｍｍ<br>以上 | 1,598ｍｍ<br>以上 |

表61－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1.運転上の制限を満足させる措置を開始する。<br>及び | 速やかに |
| | A2.炉心変更を中止する。<br>及び | 速やかに |
| | A3.原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。<br>及び | 速やかに |
| | A4.有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 | 速やかに |

（非常用ディーゼル発電機燃料油等）

第 62 条

ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気は，表 62－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，非常用ディーゼル発電機が運転中及び運転終了後２日間を除く。

２．ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気が，前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，ディーゼル燃料油，潤滑油及び起動用空気が第 60 条及び第 61 条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていることを，付表 62－１，付表 62－２及び付表 62－３で１ヶ月に１回確認する。

３．当直長は，ディーゼル燃料油，潤滑油又は起動用空気が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 62－２の措置を講じる。

表 62－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| ディーゼル燃料油，<br>潤滑油及び<br>起動用空気 | 第60条及び第61条で動作可能であることを要求される非常用ディーゼル発電機に対し必要量確保されていること |

付表 62－１

| 項　　目 | No. 3 | No. 6 |
|---|---|---|
| ディーゼル燃料油（軽油タンクレベル） | 2,180mm以上<br>（1,490mm※1以上） | 1,291mm以上 |

付表 62－２

| 項　　目 | ５号炉<br>Ａ系 | ５号炉<br>Ｂ系 | ６号炉<br>Ａ系 | ６号炉<br>Ｂ系 | ６号炉<br>HPCS |
|---|---|---|---|---|---|
| 潤滑油（サンプタンク貯油量） | 1,815 l<br>以上 | 1,815 l<br>以上 | 2,300 l<br>以上 | 1,900 l<br>以上 | 2,300 l<br>以上 |

※１：６号炉Ａ系ディーゼル発電機が要求されない場合

付表 62－３

１．５号炉

| 項　　目 | ５号炉Ａ系 | ５号炉Ｂ系 |
|---|---|---|
| 起動用空気（自動用空気貯槽圧力） | 2.16ＭＰａ[gage]以上 | 2.16ＭＰａ[gage]以上 |

２．６号炉

| 項　　目 | ６号炉Ａ系 | ６号炉Ｂ系 | ６号炉ＨＰＣＳ |
|---|---|---|---|
| 起動用空気（自動用空気貯槽圧力） | 2.16ＭＰａ[gage]以上 | 2.16ＭＰａ[gage]以上 | 2.16ＭＰａ[gage]以上 |

表 62－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 非常用ディーゼル発電機１台以上の軽油タンクレベルが付表62－１を満足しない場合 | A1. 制限値以内に復旧する。 | ２日間 |
| B. 非常用ディーゼル発電機１台以上の潤滑油貯油量が付表62－２を満足しない場合 | B1. 制限値以内に復旧する。 | ２日間 |
| C. 非常用ディーゼル発電機１台以上の起動用空気貯槽圧力が付表62－３を満足しない場合 | C1. 制限値以内に復旧する。 | ２日間 |
| D. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | D1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。ただし，６号炉においては，軽油タンク１基から非常用ディーゼル発電機２台以上に供給している場合は，原子炉停止時冷却系に電源を供給する非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 速やかに |
| E. 条件Ｂ又はＣで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | E1. 当該非常用ディーゼル発電機を動作不能とみなす。 | 速やかに |

（直流電源その１）

第 63 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，直流電源は表 63－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）運転情報ＧＭは，定検停止時に，直流電源（蓄電池及び充電器※1）の機能を確認し，その結果を当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，２系列※2（６号炉は３系列※3）の蓄電池及び充電器について，浮動充電時の蓄電池電圧が 126Ｖ以上であることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，直流電源が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 63－２の措置を講じる。

※１：充電器とは，充電器又は予備充電器のいずれかをいい，両方が機能喪失となって動作不能となる。以下，第 64 条において同じ。

※２：２系列とは，Ａ系及びＢ系をいう。

※３：３系列とは，Ａ系，Ｂ系及び高圧炉心スプレイ系をいう。

表 63－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 直流電源 | ２系列※2（６号炉は３系列※3）が動作可能であること |

表 63－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 直流電源１系列の蓄電池又は充電器が動作不能の場合 | A1. 蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する。<br>及び<br>A2. 残りの蓄電池及び充電器が動作可能であることを確認する。 | 10 日間<br><br>速やかに |
| B. 直流電源１系列の蓄電池及び充電器が動作不能の場合 | B1. 直流電源母線の電源喪失とみなす。 | 速やかに |
| C. 条件Ａ又はＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | C1. 高温停止とする。<br>及び<br>C2. 冷温停止とする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

（直流電源その２）

第 64 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，直流電源は表 64－１で定める事項を運転上の制限とする。

２．直流電源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，第 66 条で要求される直流電源母線に接続する蓄電池及び充電器について，浮動充電時の蓄電池電圧が 126Ｖ以上であることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，直流電源が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 64－２の措置を講じる。

表 64－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 直流電源 | 第 66 条で要求される直流電源が動作可能であること |

表 64－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 要求される直流電源の蓄電池又は充電器が動作不能の場合 | A1. 要求される蓄電池又は充電器を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 | 速やかに |
| | 及び | |
| | A2. 炉心変更を中止する。 | 速やかに |
| | 及び | |
| | A3. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。 | 速やかに |
| | 及び | |
| | A4. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 | 速やかに |

（所内電源系統その１）

第 65 条

原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，所内電源系統は表 65－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時を除く。

２．所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，電源母線が受電されていることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，所内電源系統が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 65－２の措置を講じる。

表 65－１

| 項　　目 | | 運転上の制限<br>（受電されている系統数） |
|---|---|---|
| 所内電源系統 | （１）非常用交流高圧電源母線 | ２系統※1（６号炉は３系統※2） |
| | （２）原子炉保護系母線 | ２系統※1 |
| | （３）直流電源母線 | ２系統※1（６号炉は３系統※2） |

表 65－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 非常用交流高圧電源母線の１系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く） | A1. 非常用交流高圧電源母線を受電可能な状態に復旧する。 | ８時間 |
| B. 原子炉保護系母線の１系統が電源喪失の場合 | B1. 原子炉保護系母線を受電可能な状態に復旧する。 | ２時間 |
| C. 直流電源母線の１系統が電源喪失の場合（高圧炉心スプレイ系母線を除く） | C1. 直流電源母線を受電可能な状態に復旧する。 | ２時間 |
| D. 高圧炉心スプレイ系の非常用交流高圧電源母線又は高圧炉心スプレイ系の直流電源母線が電源喪失の場合 | D1. 高圧炉心スプレイ系を動作不能とみなす。 | 速やかに |
| E. 条件Ａ，Ｂ，Ｃ又はＤで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | E1. 高温停止とする。<br>及び<br>E2. 冷温停止とする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |
| F. 非常用交流高圧電源母線，原子炉保護系母線又は直流電源母線の２系統以上が電源喪失の場合 | F1. 高温停止とする。<br>及び<br>F2. 冷温停止とする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

※１：２系統とは，Ａ系及びＢ系をいう。

※２：３系統とは，Ａ系，Ｂ系及び高圧炉心スプレイ系をいう。

（所内電源系統その２）

第 66 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，所内電源系統は表 66－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，送電線事故等による瞬停時を除く。

２．所内電源系統が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，第 27 条，第 35 条，第 36 条及び第 40 条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線，原子炉保護系母線及び直流電源母線が受電されていることを１週間に１回確認する。

３．当直長は，所内電源系統が第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 66－２の措置を講じる。

表 66－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 所内電源系統 | 第 27 条，第 35 条，第 36 条及び第 40 条で要求される設備の維持に必要な非常用交流高圧電源母線，原子炉保護系母線及び直流電源母線が受電されていること |

表 66－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 要求される非常用交流高圧電源母線，原子炉保護系母線又は直流電源母線が電源喪失の場合 | A1. 要求される所内電源系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。<br>及び<br>A2. 炉心変更を中止する。<br>及び<br>A3. 原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業を中止する。<br>及び<br>A4. 要求される原子炉停止時冷却系を動作不能とみなす。<br>及び<br>A5. 有効燃料頂部以下の高さで原子炉圧力容器に接続している配管について，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する隔離弁の開操作を禁止する。 | 速やかに<br><br>速やかに<br><br>速やかに<br><br>速やかに<br><br>速やかに |

（原子炉停止中の制御棒１本の引き抜き）

第 67 条

原子炉の状態が高温停止，冷温停止及び燃料交換において，１体以上の燃料が装荷されている単一のセルから制御棒１本を引き抜く場合は，表 67－１で定める事項を運転上の制限とする。ただし，第 84 条を適用する場合は除く。

２．原子炉停止中の制御棒１本の引き抜きを行う場合に，前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が高温停止，冷温停止及び燃料交換において，制御棒１本の引き抜きを行う場合は，表 67－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，原子炉停止中の制御棒１本の引き抜きを行う場合に，第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 67－３の措置を講じる。

表 67－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉停止中の制御棒１本の引き抜き | （１）原子炉モードスイッチが燃料取替位置において，１本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒が１本ある場合には，２本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していること<br>（２）全制御棒の位置を確認していること<br>（３）第 27 条の原子炉保護系計装に関して，原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であること<br>（４）引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていること |

表 67－２

| 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|
| 1.原子炉モードスイッチが燃料取替位置において，１本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。 | 作業毎※1に，最初の制御棒引き抜き後，速やかに |
| 2.全制御棒の位置を確認する。 | 24 時間に１回 |
| 3.原子炉モードスイッチが燃料取替位置に施錠されていることを確認する。<br>及び<br>全挿入位置から制御棒を引き抜く場合は，制御棒の位置が全挿入位置表示でなくなることを確認する。<br>及び<br>第 27 条の原子炉保護系計装に関して，原子炉の状態が燃料交換において適用される要素が動作可能であることを管理的手段により確認する。<br>及び<br>制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表 22－２に定める値であることを確認する。（ただし，当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く） | 毎日１回<br><br>制御棒を引き抜く都度<br><br>最初の制御棒引き抜き開始前<br><br>最初の制御棒引き抜き前，その後１週間に１回 |
| 4.引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入されていることを確認する。 | 制御棒の引き抜き開始の都度 |

※１：作業毎とは，制御棒のフリクションテスト，スクラムの時間測定等それぞれの作業の開始時点において行うことをいう。なお，１本制御棒引抜インターロックの除外又は原子炉モードスイッチの切替を行うために作業を中断する場合は，作業の再開にあたり再度１本制御棒引抜インターロックが作動していることを確認する。

表 67―３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1.満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。<br>及び<br>A2.挿入可能な全ての制御棒の全挿入操作を開始する。<br>及び<br>A3.全挿入位置にある制御棒を引き抜かない。 | 速やかに<br><br>速やかに<br><br>速やかに |

（単一制御棒駆動機構の取り外し）

第 68 条

原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，１体以上の燃料が装荷されている単一のセルから引き抜かれた制御棒における制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は，表 68－１で定める事項を運転上の制限とする。この場合，第 27 条の原子炉保護系計装及び第 67 条は適用されない。

２．単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合に，前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合は，表 68－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，単一制御棒駆動機構の取り外しを行う場合に，第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 68－３の措置を講じる。

表 68－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 単一制御棒駆動機構の取り外し | （1）引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていること<br>（2）停止余裕が確保されていること<br>（3）他の炉心変更が行われていないこと |

表 68－２

| 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|
| 1. 引き抜かれた制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外されていることを確認する。 | 制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日１回 |
| 2. 停止余裕が確保されていることを管理的手段により確認する。 | 制御棒駆動機構の取り外し前 |
| 3. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。 | 制御棒駆動機構の取り外し前及びその後毎日１回 |

表68－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1. 制御棒駆動機構の取り外しを中止する。<br>及び<br>A2. 1. 全制御棒の全挿入操作を開始する。<br>又は<br>A2. 2. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。 | 速やかに<br><br>速やかに<br><br>速やかに |

（複数の制御棒引き抜きを伴う検査）

第 69 条

原子炉の状態が高温停止，冷温停止及び燃料交換において，原子炉モードスイッチを起動位置にして複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は，表 69－１で定める事項を運転上の制限とする。この時，他の運転上の制限については，原子炉の状態が各々高温停止，冷温停止又は燃料交換であるものとみなして適用するものとし，原子炉の状態が起動であるとはみなさない。

２．複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に，前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次の各号を実施する。

（１）燃料ＧＭは，制御棒操作を行うにあたり，あらかじめ制御棒操作手順を作成し，主任技術者の確認を得て当直長に通知する。

（２）当直長は，原子炉の状態が高温停止，冷温停止及び燃料交換において，原子炉モードスイッチを起動位置にして，制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合又は制御棒操作手順に従って複数の制御棒を引き抜く検査を行う場合は，表 69－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，複数の制御棒引き抜きを伴う検査を実施する場合に，第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 69－３の措置を講じる。

表 69－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 複数の制御棒引き抜きを伴う検査 | あらかじめ定められた制御棒操作手順にしたがって実施すること |

表 69－２

１．５号炉

| 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|
| 1. 下記の原子炉保護系計装及び起動領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。<br>・起動領域モニタ<br>（１）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合<br>計数率高<br>機器動作不能<br>（２）原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合<br>計数率高<br>機器動作不能<br>又は<br>原子炉周期（ペリオド）短<br>中性子束高<br>機器動作不能<br>・平均出力領域モニタ<br>（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合）<br>中性子束高<br>機器動作不能<br>・スクラム・ディスチャージボリューム水位高<br>・地震加速度大<br>・原子炉モードスイッチ「停止」位置<br>・スクラム（手動） | 最初の制御棒引き抜き開始前 |
| 2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。<br>又は<br>制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は，制御棒を操作する運転員の他に，少なくとも１名の運転員が，制御棒操作手順に従って操作がなされていることを確認する。<br>又は<br>制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は，第 14 条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。 | 最初の制御棒引き抜き開始前<br><br>制御棒操作の都度<br><br>制御棒操作の都度 |
| 3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。 | 制御棒を全引抜位置にする都度 |
| 4. 制御棒の引き抜き操作は，制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。 | 制御棒操作の都度 |
| 5. 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表 22－２に定める値であることを確認する。（ただし，当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く） | 最初の制御棒引き抜き開始前 |
| 6. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。 | 最初の制御棒引き抜き開始前 |

２．６号炉

| 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|
| 1. 下記の原子炉保護系計装及び起動領域モニタ計装の要素が動作不能でないことを管理的手段により確認する。<br>・起動領域モニタ<br>（１）原子炉の状態が燃料交換での検査の場合<br>計数率高<br>機器動作不能<br>（２）原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合<br>計数率高<br>機器動作不能<br>又は<br>原子炉周期（ペリオド）短<br>機器動作不能<br>・平均出力領域モニタ<br>（原子炉の状態が高温停止及び冷温停止での検査の場合）<br>中性子束高<br>機器動作不能<br>・スクラム・ディスチャージボリューム水位高<br>・地震加速度大<br>・原子炉モードスイッチ「停止」位置<br>・スクラム（手動） | 最初の制御棒引き抜き開始前 |
| 2. 制御棒価値ミニマイザを使用していることを確認する。<br>又は<br>制御棒価値ミニマイザを使用しない場合は，制御棒を操作する運転員の他に，少なくとも１名の運転員が，制御棒操作手順に従って操作がなされていることを確認する。<br>又は<br>制御棒価値ミニマイザの動作確認を行う場合は，第 14 条に定めた手順に従った操作がなされていることを確認する。 | 最初の制御棒引き抜き開始前<br><br>制御棒操作の都度<br><br>制御棒操作の都度 |
| 3. 制御棒と制御棒駆動機構の結合状態を確認する。 | 制御棒を全引抜位置にする都度 |
| 4. 制御棒の引き抜き操作は，制御棒操作手順において連続操作を定める場合を除きノッチ操作であることを確認する。 | 制御棒操作の都度 |
| 5. 制御棒のスクラムアキュムレータの圧力が表 22－２に定める値であることを確認する。（ただし，当該制御棒が全挿入かつ除外されている場合を除く） | 最初の制御棒引き抜き開始前 |
| 6. 他の炉心変更が行われていないことを確認する。 | 最初の制御棒引き抜き開始前 |

表69－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1.引き抜き制御棒の全挿入操作を開始する。<br>（制御棒挿入に際しては，必要に応じて制御棒価値ミニマイザをバイパスできる。）<br>及び<br>A2.原子炉モードスイッチを燃料取替位置又は停止位置とする。 | 速やかに<br><br><br><br>全制御棒全挿入完了後 |

（原子炉の昇温を伴う検査）

第 70 条

原子炉の状態が冷温停止において，原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が 100℃以上となる場合は，表 70－１で定める事項を運転上の制限とする。この時，他の運転上の制限については，原子炉の状態が冷温停止であるものとみなして適用するものとし，原子炉の状態が高温停止であるとはみなさない。また，本条を適用している間は，第 35 条を適用しない。

２．原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が 100℃以上となる場合に，前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，原子炉冷却材の昇温開始から 100℃となる前に次の各項目を管理的手段で確認する。

①第 27 条（計測及び制御設備）の原子炉建屋隔離系計装の機能

②第 49 条（原子炉建屋）の機能

③第 50 条（原子炉建屋給排気隔離弁）の機能

④第 51 条（非常用ガス処理系）の機能

３．当直長は，原子炉の昇温を伴う検査で原子炉冷却材温度が 100℃以上となる場合に，第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 70－２の措置を講じる。

表 70－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉の昇温を伴う検査 | 第 27 条の原子炉建屋隔離系計装，第 49 条の原子炉建屋，第 50 条の原子炉建屋給排気隔離弁及び第 51 条の非常用ガス処理系の機能が確保されていること |

表 70－２

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1. 満足していないと判断した項目を満足させる措置を開始する。<br>又は | 速やかに |
| | A2. 1. 温度又は圧力を上昇する操作を中止する。<br>及び | 速やかに |
| | A2. 2. 原子炉冷却材温度を 100℃未満にする。 | 24 時間 |

（原子炉モードスイッチの切替を伴う検査）

第 71 条

原子炉の状態が高温停止，冷温停止及び燃料交換において，第 69 条の適用時を除いて原子炉モードスイッチを運転位置又は起動位置にする場合は，表 71－１で定める事項を運転上の制限とする。この時，他の運転上の制限については，原子炉の状態が各々高温停止，冷温停止又は燃料交換であるものとみなして適用するものとし，原子炉の状態が運転又は起動であるとはみなさない。

２．原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に，前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため，次号を実施する。

（１）当直長は，表 71－２に定める事項を確認する。

３．当直長は，原子炉モードスイッチの切替を伴う検査を実施する場合に，第１項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合，表 71－３の措置を講じる。

表 71－１

| 項　　目 | 運転上の制限 |
|---|---|
| 原子炉モードスイッチの切替を伴う検査 | １体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること及び炉心変更が行われていないこと |

表 71－２

| 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|
| 1. １体以上の燃料が装荷されたセルに制御棒が全挿入されていること | 原子炉モードスイッチの切替直前 |
| 2. 炉心変更が行われてないこと | 原子炉モードスイッチの切替直前 |

表 71－３

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 運転上の制限を満足していないと判断した場合 | A1. 検査を中止する。<br>及び<br>A2. 原子炉モードスイッチを停止位置又は燃料取替位置にする。 | 速やかに<br><br>速やかに |

（運転上の制限の確認）

第 72 条

各ＧＭは，運転上の制限を第３節各条の第２項で定める事項※1で確認する。

２．第３節各条の第２項で定められた頻度及び第３項の要求される措置に定められた当該措置の実施頻度に関して，その確認の間隔は，表 72 に定める範囲内で延長することができる※2。ただし，確認回数の低減を目的として，恒常的に延長してはならない。なお，定められた頻度以上で実施することを妨げるものではない。

３．各ＧＭは，第３節各条の第２項で定める事項を行うことができなかった場合，運転上の制限を満足していないと判断するが，この場合は判断した時点から第３節各条の第３項の要求される措置を開始するのではなく，判断した時点から速やかに当該事項を実施し，運転上の制限を満足していることを確認することができる。この結果，運転上の制限を満足していないと判断した場合は，この時点から第３節各条の第３項の要求される措置を開始する。

４．各ＧＭは，運転上の制限が適用される時点から，第３節各条の第２項で定める頻度（期間）以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。ただし，特別な定めがある場合を除く。なお，第３節各条の第２項で定める頻度（期間）より，適用になった期間が短い場合は，当該事項を実施する必要はない。

５．運転上の制限を確認するための事項を実施している期間は，当該運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。

６．第３節各条の第２項で定める事項が実施され，かつその結果が運転上の制限を満足していれば，第３節各条の第２項で定める事項が実施されていない期間は，運転上の制限が満足していないと判断しない。ただし，第 73 条第２項で運転上の制限を満足していないと判断した場合を除く。

※１：第 72 条から第 75 条を除く。以下，第 73 条及び第 74 条において同じ。
※２：第２節で定められた頻度も適用される。

表 72

| 頻　　度 | | 備　　考 |
|---|---|---|
| 保安規定で定める頻度 | 延長できる時間 | |
| １時間に１回 | 15 分 | 分単位の間隔で確認する。 |
| 12 時間に１回 | ３時間 | 時間単位の間隔で確認する。 |
| 24 時間に１回 | ６時間 | 同上 |
| 毎日１回 | | 所定の直の時間帯で確認する。 |
| １週間に１回 | ２日 | 日単位の間隔で確認する。 |
| １ヶ月に１回 | ７日 | 同上<br>なお，１ヶ月は 31 日とする。 |
| 1,000MW d / t に１回 | 250MW d / t | |

（運転上の制限を満足しない場合）
第 73 条
運転上の制限を満足しない場合とは，各ＧＭが第３節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお，各ＧＭは，この判断を速やかに行う。

２．各ＧＭは，第３節各条の第２項で定める事項が実施されていない期間においても，運転上の制限に関係する事象が発見された場合は，運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。

３．各ＧＭは，ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に，当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き，他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。

４．各ＧＭは，運転上の制限を満足していないと判断した場合，５・６号運転管理部長に報告し，５・６号運転管理部長は所長及び主任技術者に報告する。

５．各ＧＭは，運転上の制限を満足していないと判断した時点（完了時間の起点）から要求される措置を開始する。なお，運転上の制限を満足していないと判断した場合の要求される措置の運用方法については，表 73 の例に準拠する。

６．各ＧＭは，当該運転上の制限を満足していると判断した場合は，５・６号運転管理部長に報告し，５・６号運転管理部長は主任技術者に報告する。

７．各ＧＭは，運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰にあたっては，主任技術者の確認を得る。

８．各ＧＭは，次の各号を適用することができる。
（１）運転上の制限を満足していないと判断している期間中は，要求される措置に定めがある場合を除き，当該条文の第２項で定められた事項を実施しなくてもよい。ただし，当該条文の第２項で定める頻度で実施しなかった事項については，運転上の制限を満足していると判断した後，速やかに実施する。
（２）運転上の制限を満足していると判断した場合は，それ以後要求される措置を実施しなくてもよい。
（３）要求される措置を実施した場合，その内容が第３節各条の第２項で定める事項と同じである場合は，当該事項を実施したとみなすことができる。
（４）当該運転上の制限を満足していると判断するにあたり，その内容が当該条文の第２項で定める事項と同じである場合は，当該事項を実施したとみなすことができる。

表 73

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A. 機能Ｘが確認できない場合 | A1. 機能Ｘの代替機能を確認する。<br>及び<br>A2. 機能Ｘを確認する。 | １時間，その後８時間に１回<br><br>３日間 |
| B. 機能Ｙが確認できない場合 | B1. 機能Ｙを確認する。<br>又は<br>B2. 原子炉熱出力を 30%未満にする。 | ８時間<br><br>８時間 |
| C. 機能Ｘが確認できない場合<br>及び<br>機能Ｙが確認できない場合 | C1. 機能Ｘを確認する。<br>又は<br>C2. 機能Ｙを確認する。 | １時間<br><br>１時間 |
| D. 条件Ａ，Ｂ又はＣで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 | D1. 高温停止にする。<br>及び<br>D2. 冷温停止にする。 | 24 時間<br><br>36 時間 |

（１）運転上の制限を満足していないと判断した場合に，該当する条件がない場合は，要求される措置としては 13 時間以内に原子炉の状態を起動にする，25 時間以内に高温停止にする及び 37 時間以内に冷温停止にする。ただし，この要求される措置を実施中に運転上の制限が適用される状態でなくなった場合又は運転上の制限を満足していると判断した場合は，この限りでない。

（２）要求される措置 A1. と A2.（又は要求される措置 B1. と B2.）の完了時間の起点は，いずれも条件Ａ（又は条件Ｂ）であると判断した時点（運転上の制限を満足していないと判断した時点と同じ）である。また，要求される措置 C1. と C2. 並びに D1. と D2. の完了時間の起点は，いずれも条件Ｃ又はＤに移行した時点である。

（３）条件Ｂ（機能Ｙが確認できない場合）であると判断した場合，要求される措置 B1. 又は B2. を実施するが，いずれの措置も８時間以内に達成することは困難と判断した場合は，８時間を待たずに条件Ｄに移行することができる。このとき，要求される措置 D1. と D2. の完了時間の起点は条件Ｄに移行した時点である。

（４）要求される措置 A1. を１時間以内に達成できない場合又はその後の８時間毎の確認ができない場合は，条件Ｄへ移行する。このとき，要求される措置 D1. と D2. の実施と並行して要求される措置 A1. と A2. を実施し，要求される措置 A1. が要求される措置 A2. の完了時間である３日間以内に達成できた場合は，その時点で要求される措置 D1. と D2. の実施要求はなく，また，原子炉熱出力は条件Ｄへ移行する前の状態に戻すことができる。その後は，引き続き要求される措置 A2. を３日間以内（起点は最初に条件Ａで

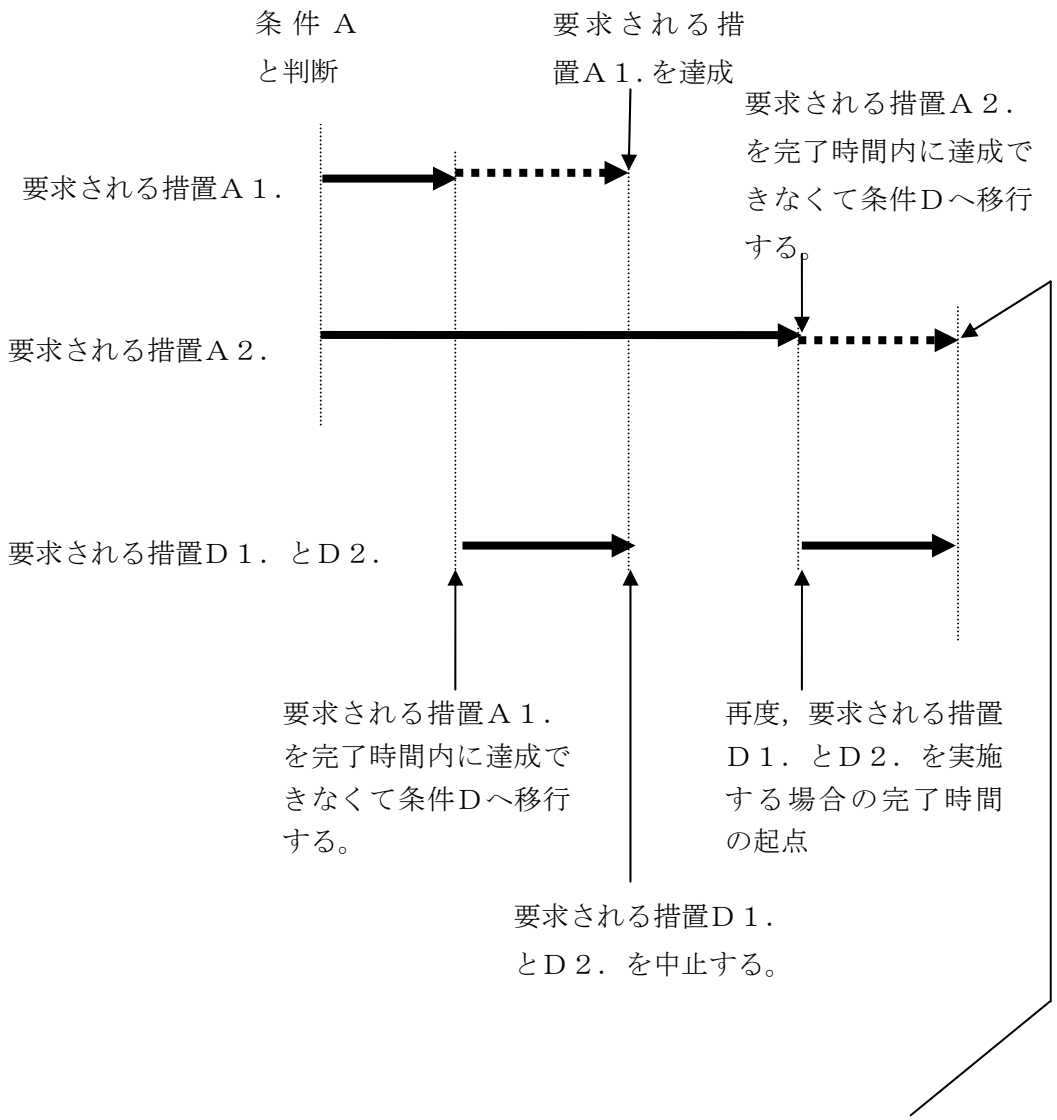
あると判断した時点）に達成させる。（参考図 73－１参照）

（５）（４）において，要求される措置 A2. を３日間以内に達成できない場合は，その時点から条件Ｄへ移行する。このときの要求される措置 D1. と D2. の完了時間の起点は，改めて条件Ｄに移行した時点であり，最初に条件Ｄへ移行した時点ではない。（参考図 73－１参照）

（６）条件Ａ（機能Ｘが確認できない場合）の要求される措置 A1. と A2. を実施中に条件Ｂ（機能Ｙが確認できない場合）であると判断した場合，条件Ｃに移行し，要求される措置 C2.（又は要求される措置 C1.）を１時間以内に達成すると，条件Ｃから条件Ａ（又は条件Ｂ）に移行する。このとき再度，条件Ａ（又は条件Ｂ）の要求される措置 A1. と A2.（又は要求される措置 B1. と B2.）を実施することになるが，完了時間の起点は，最初に条件Ａ（又は条件Ｂ）であると判断した時点である。（参考図 73－２参照）

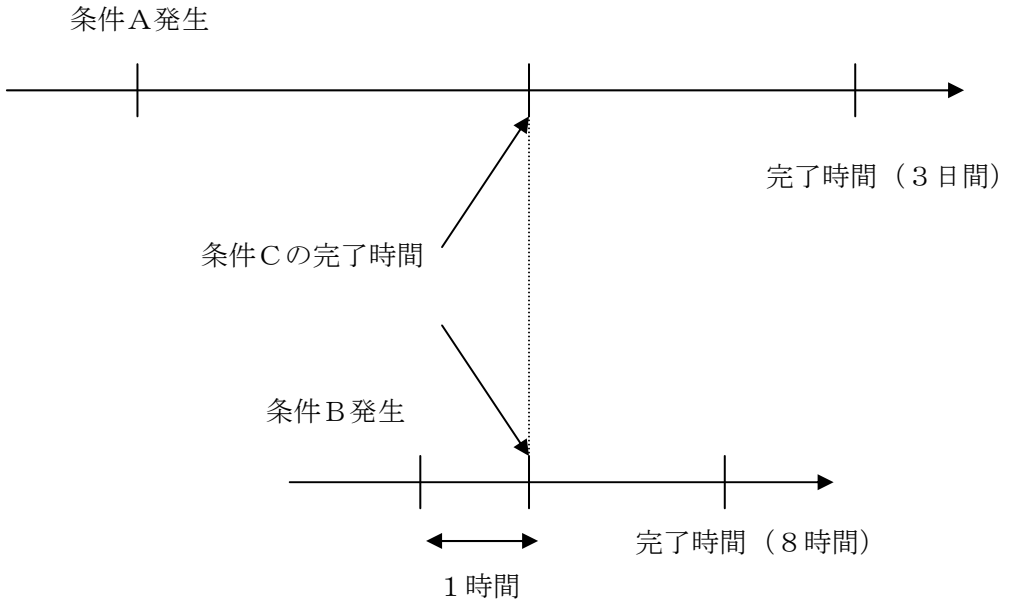
（７）条件Ａ（機能Ｘが確認できない場合）の要求される措置 A1. と A2. を実施中に条件Ｂ（機能Ｙが確認できない場合）であると判断した場合，条件Ｃに移行するが，要求される措置 C2.（又は要求される措置 C1.）の完了時間より前に条件Ａの完了時間が来るときは，条件Ａの完了時間が優先する。このとき，実質的な条件Ｃの完了時間は条件Ａの完了時間と同じであり，要求される措置 A1. と A2. が条件Ａの完了時間内に達成できれば，自動的に条件Ｃの要求される措置は達成され，条件Ｂの完了時間は条件Ｂであると判断した時点を起点とする完了時間となる。また，要求される措置 A1. と A2. が条件Ａの完了時間内に達成できなければ，条件Ｃの要求される措置を実施するしないにかかわらず条件Ｄへ移行する。（参考図 73－３参照）

参考図 73－１



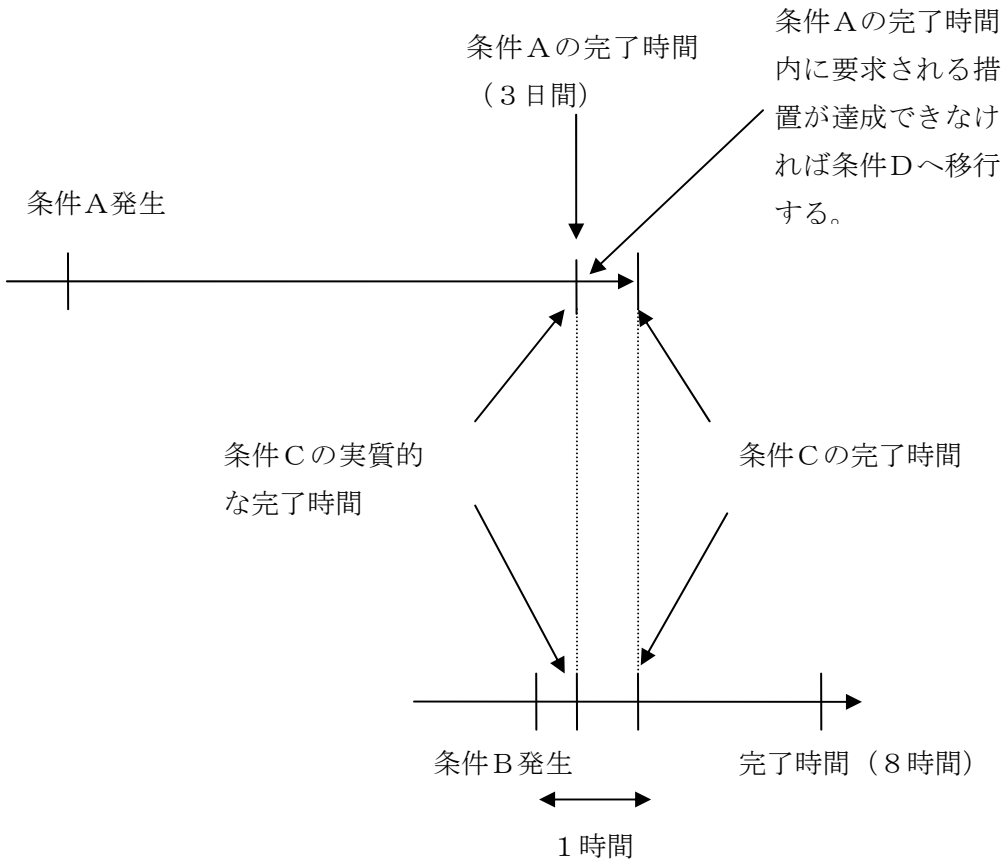

要求される措置Ａ２．が達成できた場合（機能Xが確認できた場合）とは，運転上の制限を満足していることが確認できた場合であり，全ての要求される措置を中止し，運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰を行うことができる。

参考図 73－２




条件Ｃの完了時間内に機能Ｘ又は機能Ｙが確認できれば
条件Ａ又は条件Ｂの本来の完了時間に戻る。

参考図 73－３




条件Ａの完了時間内に機能Ｘが確認できれば，
条件Ｂの本来の完了時間に戻る。

（予防保全を目的とした保全作業を実施する場合）

第 74 条

各ＧＭは，予防保全を目的とした保全作業を実施するため，計画的に運転上の制限外に移行する場合は，当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置※1を要求される完了時間の範囲内で実施する。

２．各ＧＭは，予防保全を目的とした保全作業を実施するため，計画的に運転上の制限外に移行する場合であって，当該運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求される措置を要求される完了時間の範囲を超えて保全作業を実施する場合は，あらかじめ必要な安全措置※1を定め，主任技術者の確認を得て実施する。

３．第１項及び第２項の実施については，第 73 条第１項の運転上の制限を満足しない場合とはみなさない。

４．各ＧＭは，第１項又は第２項に基づく保全作業を行う場合，関係ＧＭと協議し実施する。

５．第１項及び第２項の実施にあたっては，運転上の制限外へ移行した時点を保全作業に対する完了時間の起点とする。

６．各ＧＭは，第１項を実施する場合，運転上の制限外に移行する前に，要求される措置※2を順次実施し，すべて終了した時点から 24 時間以内に運転上の制限外に移行する。

７．各ＧＭは，第１項又は第２項を実施する場合，第 73 条第３項及び第８項に準拠する。

８．第１項及び第２項において，要求される措置又は安全措置を実施できなかった場合，各ＧＭは当該運転上の制限を満足していないと判断する。

９．各ＧＭは，第２項を実施し，当該運転上の制限外から復帰していると判断した場合は，５・６号運転管理部長に報告し，５・６号運転管理部長は主任技術者に報告する。

※１：第３節各条の第２項に基づく事項として同様の措置を実施している場合は，第１項においては要求される措置，第２項においては必要な安全措置に代えることができる。

※２：保全作業を実施する当該設備等に係る措置及び運転上の制限が適用されない状態へ移行する措置を除く。また，複数回の実施要求があるものについては，２回目以降の実施については除く。

（運転上の制限に関する記録）

第 75 条

当直長は，原子炉の状態を変更した場合は，引継日誌に変更した時刻及び原子炉の状態を記録する。

２．当直長は，自ら運転上の制限を満足していないと判断した場合又は燃料ＧＭから運転上の制限を満足していないと判断した連絡を受けた場合，次の各号を引継日誌に記録する。

（１）運転上の制限を満足していないと判断した場合は，当該運転上の制限及び満足していないと判断した時刻

（２）要求される措置を実施した場合は，当該措置の実施結果（保全作業を含む）

（３）運転上の制限を満足していると判断した場合は，満足していると判断した時刻

３．当直長は，自ら第 74 条第１項又は第２項で定める保全作業を実施した場合又は各ＧＭから第 74 条第１項又は第２項で定める保全作業を実施した連絡を受けた場合，次の各号を引継日誌に記録する。

（１）第 74 条第１項又は第２項で定める保全作業を実施した場合は，適用除外とした運転上の制限，その時刻及び保全作業の内容

（２）要求される措置又は安全措置を実施した場合は，当該措置の実施結果

（３）運転上の制限外から復帰した場合は，復帰した時刻

（異常発生時の基本的な対応）
第 76 条
当直長は，次の各号に示す場合，５・６号運転管理部長に報告する。
（１）原子炉の自動スクラム信号が発信した場合※1
（２）原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず自動スクラム信号が発信しない場合
（３）原子炉を手動スクラムした場合※1

２．当直長は，操作を行っていない制御棒が動作した場合，５・６号運転管理部長に報告するとともに，速やかに当該制御棒を，当初の管理位置※2に適合させる又は全挿入するための措置を講じる。ただし，炉心から全燃料が取り出されている場合を除く。なお，本節でいう操作を行っていない制御棒が動作した場合※3とは次に定めるものをいう。
（１）挿入又は引抜きの操作を行っていない制御棒が当初の管理位置※2から他の位置※4に動作したとき
（２）全挿入位置にある制御棒であって挿入又は引抜きの操作を行っていない制御棒が全挿入位置を超えて更に挿入される方向に動作したとき

３．当直長は，放射性物質の原子炉施設外への漏えいがある場合又はそのおそれがあると判断した場合には，５・６号運転管理部長に報告するとともに，それを抑制するために，原子炉建屋の隔離，気体廃棄物処理系の隔離等の必要な措置を講じる。

４．５・６号運転管理部長及び各ＧＭは，第１項，第２項又は第３項について次に示す必要な措置を講じる。
（１）５・６号運転管理部長は，各ＧＭに異常の原因調査及び対応措置を指示するとともに，異常が発生したことを所長及び主任技術者に報告する。
（２）各ＧＭは，異常の原因調査及び対応措置を実施するとともに，異常の原因及び対応措置について５・６号運転管理部長に報告する。
（３）５・６号運転管理部長は，異常の原因及び対応措置を所長及び主任技術者に報告するとともに，当直長に連絡する。
（４）異常の原因が，第 78 条第３項に該当する場合は，本項（１），（２）及び（３）を省略することができる。

※１：予定された検査による場合，ハーフスクラムした場合又は自動スクラム信号発信前から制御棒が全挿入している場合を除く。
※２：「管理位置」とは，制御棒を管理するために一定の間隔に基づいて設定し，表示することとされている制御棒の位置をいう。
※３：制御棒の動作が，スクラム信号による動作である場合は除く。ただし，第２項（１）又は（２）の動作後にスクラム信号が発生し，制御棒が動作した場合は，操作を行っていない制御棒が動作した場合に該当する。
※４：「他の位置」とは，当初の管理位置から１ノッチ以上離れた位置をいう。

（異常時の措置）

第 77 条

当直長は，第 76 条第１項の異常が発生した場合は，異常の状況，機器の動作状況等を確認するとともに，原因の除去，拡大防止のために必要な措置を講じる。

２．当直長は，前項の必要な措置を講じるにあたっては，添付１に示す「原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」に従って実施する。

３．第 76 条第１項の異常が発生してから当直長が異常の収束を判断するまでの期間は，第３節運転上の制限は適用されない。

４．当直長は，第３項の判断を行うにあたって，主任技術者の確認を得る。

５．第 76 条第１項の異常の原因が，第 78 条第３項に該当する場合は，第４項を省略することができる。

（異常収束後の措置）

第 78 条

当直長は，第 76 条第１項の異常収束後，原子炉を再起動する場合は，その原因に対する対策が講じられていること及び原子炉の状態に応じて適用される運転上の制限を満足していることを確認する。

２．当直長は，第 76 条第１項の異常収束後，原子炉を再起動する場合は，主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

３．当直長は，第 76 条第１項の異常の原因が，次のいずれかに該当する場合は，所長の承認を得ないで原子炉を再起動することができる。ただし，（１）又は（２）に伴って想定される事象以外に著しい不適合事象が発生した場合を除く。

（１）発電所外で電気事故が発生し，その電気事故の波及で原子炉がスクラムした場合又は波及防止の措置として原子炉をスクラムさせた場合。

（２）第 17 条第３項の措置として原子炉をスクラムさせた場合。

# 第５章　燃料管理

（新燃料の運搬）

第７９条

燃料ＧＭは，５号炉又は６号炉の新燃料を新燃料輸送容器から取り出す場合及び新燃料輸送容器に収納する場合は，原子炉建屋クレーンを使用する。

２．燃料ＧＭは，管理対象区域内において，５号炉又は６号炉の新燃料を運搬する場合は，次の事項を遵守する。

（１）車両への積付けは，運搬中に移動，転倒又は転落を防止する措置を講じること。

（２）法令に定める危険物と混載しないこと。

（３）新燃料が臨界に達しない措置を講じること。※1

（４）法令に適合する容器に封入すること。※1

（５）容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

３．実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則第８８条第４項を適用している間は，本条は適用とならない。

※１：発電所構外より発電所構内に搬入される場合は，発送前確認をもって代えることができる。

（新燃料の貯蔵）

第８０条

燃料ＧＭは，５号炉又は６号炉に新燃料を貯蔵する場合は，次の事項を遵守する。

（１）新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール（以下「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。

（２）貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

（３）原子炉建屋クレーン又は燃料取替機を使用すること。

（４）貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

（燃料の検査）

第８１条

燃料ＧＭは，定期検査時に，装荷予定の照射された燃料のうちから燃料集合体外観検査を行う燃料を選定し，健全性に異常のないことを確認する。

２．燃料ＧＭは，定期検査を行うために原子炉を停止する場合の原子炉冷却材中のよう素１３１の増加量の測定結果から，シッピング検査を行い，燃料の使用の可否を判断する。なお，漏えい又は漏えいの疑い有りと判断した燃料については，あわせて燃料集合体外観検査を行う。

３．燃料ＧＭは，第１項又は第２項の検査の結果，使用しないと判断した燃料のうち使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切ではないと判断した燃料については，破損燃料容器に収納する等の措置を講じる。

４．燃料ＧＭは，第１項又は第２項の検査を実施するために燃料を移動する場合は，燃料取替機を使用する。

（燃料取替実施計画）

第８２条

燃料ＧＭは，原子炉運転のための燃料配置を変更する場合は，燃料を装荷するまでに取替炉心の配置及び体制を燃料取替実施計画に定め，主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

２．燃料ＧＭは，第１項の燃料取替実施計画を定める前に，燃料を装荷した後の原子炉起動から次回定期検査を開始するために原子炉を停止するまでの期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度を用いて，以下の項目について取替炉心の安全性評価を行い，その評価結果が制限値を満足していることを確認する。

（１）停止余裕

（２）最小限界出力比

（３）燃料棒最大線出力密度

（４）燃料集合体最高燃焼度

３．燃料を装荷した後に，第２項の期間を延長する場合には，あらかじめ燃料ＧＭは，その延長する期間も含め第２項に定める評価及び確認を行い，主任技術者の確認を得て所長に報告する。ただし，延長後の期間にわたり原子炉を運転できる取替炉心の燃焼度が，第２項の評価に用いた取替炉心の燃焼度を超えていない場合は除く。

（燃料移動手順）

第８３条

燃料ＧＭは，原子炉内及び原子炉と使用済燃料プール間の燃料移動を実施する場合は，あらかじめ次の事項を満足する燃料移動手順を作成する。

（１）制御棒を引き抜くセルについては，燃料をすべて取り出しておく。

（２）燃料を装荷するセルについては，制御棒を全挿入しておく。

（３）原子炉運転のための燃料配置に変更する場合は，燃料取替実施計画に定める配置とする。

（４）（１）又は（２）を満足しないセルがある場合は，当該セルに隣接するセルの燃料をすべて取り出す。

（燃料移動）

第８４条

当直長は，第８３条の燃料移動手順に従い，燃料取替機を使用して燃料移動を行う。

２．当直長は，燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は表８４－１－ａについて確認する。

３．当直長は，前項の確認ができない場合は，表８４－２－ａの措置を講じる。

４．当直長は，燃料移動時に制御棒引き抜きを伴う場合は，表８４－１－ｂについて確認する。

５．当直長は，前項の確認ができない場合は，表８４－２－ｂの措置を講じる。

６．当直長は，第２項から第５項の実施にあたっては，第７２～７５条に準拠する。

表８４－１－a

| 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|
| １．次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。<br>（１）制御棒が引き抜かれている場合は，燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。<br>（２）燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は，制御棒が引き抜けないこと。 | 燃料移動開始前※1 |
| ２．原子炉モードスイッチが燃料取替位置において１本制御棒引抜インターロック（引き抜かれた制御棒がある場合には，２本目の引抜対象制御棒が選択できないこと）が作動していることを確認する。 | 燃料移動開始前※1 |
| ３．原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。 | 毎日１回 |
| ４．全制御棒が全挿入であることを確認する | ２４時間に１回 |
| ５．未臨界であることを確認する。 | 燃料を移動する都度 |

表８４－１－b

| 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|
| １．引き抜く制御棒毎に，当該セルのすべての燃料が取り除かれていることを確認する。※2 | 制御棒を引き抜く直前 |
| ２．引抜対象制御棒以外のすべての制御棒が全挿入かつ除外状態の管理がなされていることを確認する。※2（ただし，引き抜かれた制御棒を除く） | 制御棒を引き抜く直前 |
| ３．制御棒が引き抜かれているセルは，燃料すべてが取り除かれていることを確認する。※2 | 毎日１回 |
| ４．１体以上の燃料が装荷されているセルは，制御棒が全挿入されていることを確認する。※2 | 毎日１回 |
| ５．炉心に燃料を装荷する場合は，当該セルに制御棒が全挿入されていることを確認する。 | 燃料を装荷する直前 |
| ６．未臨界であることを確認する。 | 燃料を移動する都度及び制御棒を操作する都度 |

※１：燃料移動開始前とは，燃料取り出しの工程の前をいう。

※２：第８３条第１項の（４）適用時を除く。

表８４－２－a

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.表８４－１－aのうち一つ以上が確認できない場合 | A１.制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。<br>及び | 速やかに |
| | A２.燃料装荷を中止する。<br>及び | 速やかに |
| | A３．１．１体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。<br>又は | 速やかに |
| | A３．２.表８４－１－aの条件を満足する措置を開始する。 | 速やかに |

表８４－２－b

| 条　　件 | 要求される措置 | 完了時間 |
|---|---|---|
| A.表８４－１－bのうち一つ以上が確認できない場合 | A１.制御棒の引き抜き及び関連する制御棒駆動機構の取り外し作業を中止する。<br>及び | 速やかに |
| | A２.燃料装荷を中止する。<br>及び | 速やかに |
| | A３．１．１体以上の燃料が装荷されているすべてのセルの制御棒全挿入措置を開始する。<br>又は | 速やかに |
| | A３．２.表８４－１－bの条件を満足する措置を開始する。 | 速やかに |

（使用済燃料の貯蔵）

第８５条

機械第三ＧＭは，５号炉又は６号炉の使用済燃料を貯蔵する場合は，次の事項を遵守する。

（１）表８５に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設の使用済燃料共用プール又は使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵すること。使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する場合には，使用済燃料乾式貯蔵容器に収納されていることを確認すること。

（２）使用済燃料共用プールにおいては燃料取扱装置を使用すること。

（３）使用済燃料共用プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。

（４）使用済燃料輸送容器保管建屋において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

２．燃料ＧＭは，５号炉又は６号炉の使用済燃料を貯蔵する場合は，次の事項を遵守する。

（１）表８５に定める貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設の使用済燃料プール又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵すること。使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する場合には，使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納されていることを確認すること。

（２）使用済燃料プールにおいては燃料取替機を使用すること。

（３）使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。

（４）使用済燃料乾式キャスク仮保管設備において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。

３．機械第三ＧＭは，使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に５号炉又は６号炉の使用済燃料を収納する場合は，次の事項を遵守する。

（１）福島第一炉規則第 15 条第 2 項第 2 号に基づき，使用済燃料を選定すること。

（２）使用済燃料について，貯蔵の終了まで密封し，健全性を維持するよう容器に封入すること。

４．機械第三ＧＭは，使用済燃料共用プール及び使用済燃料輸送容器保管建屋の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

５．燃料ＧＭは，５号炉及び６号炉の使用済燃料プール並びに使用済燃料乾式キャスク仮保管設備の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。

６．機械第三ＧＭは，使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器の遮へい性能及び除熱性能が保持されていることを確認するとともに，その結果，異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

７．１／２／３／４号炉の当直長は，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の密封性能及び除熱性能が保持されていることを監視するとともに，その結果，異常が認められた場合には燃料ＧＭに連絡し，燃料ＧＭは必要な措置を講じる。ただし，密封性能及び除熱性能の監視を行

うための監視設備が設置されるまでの間は，機械第三ＧＭは密封性能及び除熱性能が保持されていることを確認するとともに，その結果，異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

表８５

| 各号炉の使用済燃料 | 貯蔵可能な使用済燃料貯蔵施設 |
|---|---|
| ５号炉 | ５号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※１又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※２ |
| ６号炉 | ６号炉の使用済燃料プール，使用済燃料共用プール※１，使用済燃料輸送容器保管建屋※３又は使用済燃料乾式キャスク仮保管設備※２ |

※１：使用済燃料共用プールには，使用済燃料プール又は炉内で１９ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。

※２：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで既設については４年以上，増設については１３年以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（８×８燃料，新型８×８燃料及び新型８×８ジルコニウムライナ燃料）を収納する。ただし，使用済燃料乾式貯蔵容器に収納した燃料を使用済燃料共用プールに貯蔵した燃料と入れ替える場合は，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで１３年以上冷却された燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する。使用済燃料輸送貯蔵兼用容器には，使用済燃料プール又は使用済燃料共用プールで１８年以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（８×８燃料，新型８×８燃料及び新型８×８ジルコニウムライナ燃料）を収納するとともに，使用済燃料のタイプ，燃焼度に応じた配置とする。

※３：使用済燃料輸送容器保管建屋に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器には，使用済燃料プールで４年以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料（８×８燃料，新型８×８燃料及び新型８×８ジルコニウムライナ燃料）を収納する。

（使用済燃料の運搬）

第８６条

燃料ＧＭは，発電所内において，５号炉又は６号炉から使用済燃料を運搬する場合は，次の事項を遵守し，使用済燃料プールにおいて構内用輸送容器に収納する。

（１）法令に適合する容器を使用すること。

（２）燃料取替機を使用すること。

（３）使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。

（４）収納する使用済燃料のタイプ及び冷却期間が，容器の収納条件に適合していること。

２．燃料ＧＭは，発電所内において，５号炉又は６号炉から使用済燃料を収納した構内用輸送容器を運搬する場合は，次の事項を遵守する。

（１）容器の車両への積付けは，運搬中に移動，転倒又は転落を防止する措置を講じること。

（２）法令に定める危険物と混載しないこと。

（３）運搬経路に標識を設けること等の方法により，関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに，誘導車を配置すること。

（４）車両を徐行させること。

（５）核燃料物質の取扱いに関し，相当の知識及び経験を有する者を同行させ，保安のために必要な監督を行わせること。

（６）容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

３．燃料ＧＭは，５号炉又は６号炉において，構内用輸送容器から使用済燃料を取り出す場合，使用済燃料プールにおいては燃料取替機を使用し，使用済燃料共用プールにおいて，５号炉又は６号炉から運搬した構内用輸送容器から使用済燃料を取り出す場合，燃料取扱装置を使用する。

４．機械第三ＧＭは，発電所内において，使用済燃料共用プールから使用済燃料を運搬する場合は，次の事項を遵守し，使用済燃料共用プールにおいて使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器に収納する。

（１）法令に適合する容器を使用すること。

（２）燃料取扱装置を使用すること。

（３）使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。

（４）収納する使用済燃料のタイプ，冷却期間及び配置が，容器の収納条件に適合していること。

５．機械第三ＧＭは，発電所内において，使用済燃料を収納した使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器を運搬する場合は，次の事項を遵守する。

（１）容器の車両への積付けは，運搬中に移動，転倒又は転落を防止する措置を講じること。

（２）法令に定める危険物と混載しないこと。

（３）運搬経路に標識を設けること等の方法により，関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに，誘導車を配置すること。
（４）車両を徐行させること。
（５）核燃料物質の取扱いに関し，相当の知識及び経験を有する者を同行させ，保安のために必要な監督を行わせること。
（６）容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

６．機械第三ＧＭは，使用済燃料共用プールにおいて，使用済燃料乾式貯蔵容器又は使用済燃料輸送貯蔵兼用容器から使用済燃料を取り出す場合，燃料取扱装置を使用する。

７．機械第三ＧＭは，使用済燃料輸送容器保管建屋から使用済燃料乾式貯蔵容器を搬出する場合は，放射線被ばく上の影響が十分小さくなるように取り扱う。

# 第６章　放射性廃棄物管理

（放射性固体廃棄物の管理）

第８７条

各ＧＭは，次に定める放射性固体廃棄物等の種類に応じて，それぞれ定められた処理を施した上で，当該の廃棄施設等に貯蔵※1又は保管する。

（１）原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は，燃料ＧＭが使用済燃料プールに貯蔵，若しくはチャンネルボックス等については使用済燃料共用プールに貯蔵する。

（２）使用済樹脂及びフィルタスラッジは，当直長が使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。

（３）その他の雑固体廃棄物は，各ＧＭがドラム缶等の容器に封入すること等により汚染の広がりを防止する措置を講じ，廃棄物管理ＧＭが固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。

（４）廃棄物管理ＧＭは，貯蔵庫に保管されたドラム缶を貯蔵庫以外に一時的に仮置きする場合は，ドラム缶等仮設保管設備※2に運搬するとともに，ドラム缶等仮設保管設備に保管されているドラム缶等※3について以下の事項を実施する。

イ　関係者以外がむやみに立入らないよう，ドラム缶等仮設保管設備又は柵等による区画を行い，立入りを制限する旨を表示する。

ロ　ドラム缶の表面線量当量率が 0.1mSv/h 以下であることを確認し，保管する。

ハ　ドラム缶を３段に積み重ねて設置する場合には，転倒防止対策を施す。

ニ　ドラム缶等仮設保管設備周辺の空間線量率を定期的に測定し，測定結果を表示する。

２．各ＧＭは，放射性固体廃棄物を封入又は固型化したドラム缶等の容器には，放射性廃棄物を示す標識を付け，かつ表１２０－１の放射性固体廃棄物に係る記録と照合できる整理番号をつける。

３．各ＧＭは，次の事項を確認するとともに，その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

（１）廃棄物管理ＧＭは，貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために，１ヶ月に１回貯蔵庫を巡視するとともに，事故前の保管量の推定値を元に保管物の出入りを確認する。

（２）当直長は，使用済樹脂貯蔵タンク等における使用済樹脂及びフィルタスラッジの貯蔵状況を監視し，３ヶ月に１回貯蔵量を確認する。

（３）廃棄物管理ＧＭは，サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等について，事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。また，燃料ＧＭは，使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チ

ャンネルボックス等について，事故前の貯蔵量の推定値を元に貯蔵物の出入りを確認するとともに，使用済燃料共用プールについては，原子炉内で照射されたチャンネルボックス等の貯蔵状況を確認するために，１ヶ月に１回使用済燃料共用プールを巡視するとともに，３ヶ月に１回貯蔵量を確認する。

（４）廃棄物管理ＧＭは，ドラム缶等仮設保管設備におけるドラム缶等の保管状況を確認するために，１ヶ月に１回巡視を行うとともに，３ヶ月に１回保管量を確認する。なお，ドラム缶等の破損等があれば補修等を行う。

４．廃棄物管理ＧＭは貯蔵庫及びサイトバンカの目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

５．各ＧＭは管理対象区域内において放射性固体廃棄物を運搬する場合は，次の事項を遵守する。

（１）容器等の車両への積付けは，運搬中に移動，転倒又は転落を防止する措置を講じること。

（２）法令に定める危険物と混載しないこと。

※１：貯蔵とは，保管の前段階のもので，廃棄とは異なるものをいう。

※２：ドラム缶等仮設保管設備とは，ドラム缶等を仮置きする蛇腹ハウスをいう。以下，本条において同じ。

※３：ドラム缶等とは，ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物，ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物，開口部閉止措置を実施した大型廃棄物をいう。以下，本条において同じ。

（発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理）

第８７条の２

発電所の敷地内で発生した瓦礫等※1について，廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備※2，固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設※3及び伐採木一時保管槽※4を含む。）について，柵，ロープ等により区画を行い，人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また，遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

２．各ＧＭは，次に定める瓦礫等の種類に応じて，回収したものを一時保管エリアに運搬する。また，切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。

（１）発電所敷地内で発生した瓦礫類※5は，各ＧＭが，瓦礫類の線量率を測定し，その線量率に応じて，廃棄物管理ＧＭがあらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定した仮設保管設備，貯蔵庫，覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し，遮へいや容器収納，シート養生等の措置を講じる。

（２）発電所において発生した使用済保護衣等※6は，廃棄物管理ＧＭが，袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお，廃棄物管理ＧＭは圧縮等をすることができる。

（３）伐採木は，各ＧＭが，発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限，通気性確保，伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

３．廃棄物管理ＧＭは，次の事項を確認するとともに，その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

（１）仮設保管設備，貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類，使用済保護衣等，伐採木の一時保管状況を確認するために，１週間に１回一時保管エリアを巡視するとともに，１ヶ月に１回一時保管量を確認する。

（２）覆土式一時保管施設において，覆土完了後，槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し，溜まり水が確認された場合には回収する。

（３）伐採木一時保管槽において，定期的に温度監視を実施する。

（４）仮設保管設備，貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類，使用済保護衣等及び伐採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空気中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに，線量率測定結果を表示する。

※１：瓦礫等とは，瓦礫類，使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下，本条において同じ。

※２：仮設保管設備とは，瓦礫等を一時保管する設備のうち，テント，蛇腹ハウス及び雨天練習場等の屋根を設置したものをいう。以下，本条において同じ。

※３：覆土式一時保管施設とは，線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下，本条において同じ。

※４：伐採木一時保管槽とは，防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下，本条において同じ。

※５：瓦礫類とは，発電所敷地内において，今回の地震，津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい，回収した土壌を含む。以下，本条において同じ。

※６：使用済保護衣等とは，使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下，本条において同じ。

（放射性液体廃棄物の管理）

第８８条

放射性液体廃棄物の海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

２．５・６号放射線管理ＧＭは，表８８－１に定める項目について，同表に定める頻度で測定し，次の事項を管理する。また，測定した結果を当直長に通知する。

（１）放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の３ヶ月平均値が，法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。

（２）５号炉及び６号炉で発生した放射性液体廃棄物について，復水器冷却水放水口排水中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が，表８８－２に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

（３）５号炉及び６号炉で発生した放射性液体廃棄物について，復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が，表８８－３に定める放出管理の基準値を超えないように努めること。

３．当直長は，放射性液体廃棄物を放出する場合は，排水モニタを監視し，復水器冷却水放水口より放出する。

表８８－１

| 分　類 | 測定項目 | 計測器種類 | 測定頻度 | 試料採取箇所 |
|---|---|---|---|---|
| 放射性液体廃棄物 | 放射性物質の濃度（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能測定装置 | 放出の都度 | ・収集タンク<br>・サンプルタンク |
| | トリチウム濃度 | 試料放射能測定装置 | １ヶ月に１回 | |

表８８－２

| 項　目 | 放出管理目標値 |
|---|---|
| 放射性液体廃棄物（トリチウムを除く。） | ７．４×１０$^{10}$　Ｂｑ／年 |

表８８－３

| 項　目 | 放出管理の基準値 |
|---|---|
| トリチウム | ７．４×１０$^{12}$　Ｂｑ／年 |

（放射性気体廃棄物の管理）

第８９条

５・６号放射線管理ＧＭは，表８９－１に定める項目について，同表に定める頻度で測定し，次の事項を管理する。また，測定した結果を当直長に通知する。

（１）排気筒等からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の３ヶ月平均値が，法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。

（２）排気筒等からの放射性物質（希ガス，よう素１３１）の放出量が，表８９－２に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

２．当直長は，放射性気体廃棄物を放出する場合は，排気筒等より放出し，排気筒モニタを監視する。

表８９－１

| 分　　類 | 排気筒等 | 測定項目 | 計測器種類 | 測定頻度 |
|---|---|---|---|---|
| 放射性気体廃棄物 | ・５，６号炉共用排気筒 | 希ガス濃度 | 排気筒モニタ | 常時（建屋換気空調系運転時） |
| | | よう素 131 濃度粒子状物質濃度（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能測定装置 | １週間に１回（建屋換気空調系運転時） |
| | ・５号炉非常用ガス処理系・６号炉非常用ガス処理系 | 希ガス濃度 | 排気筒モニタ | 常時（非常用ガス処理系運転時） |
| | | よう素 131 濃度粒子状物質濃度（主要ガンマ線放出核種） | 試料放射能測定装置 | １週間に１回（非常用ガス処理系運転時） |

表８９－２

| 項　　目 | 放出管理目標値 |
|---|---|
| 放射性気体廃棄物 | |
| 希ガス | ２．８×１０$^{15}$　Ｂｑ／年 |
| よう素 131 | １．４×１０$^{11}$　Ｂｑ／年 |

（放出管理用計測器の管理）

第９０条

各ＧＭは，表９０に定める放出管理用計測器について，同表に定める数量を確保する。ただし，故障等により使用不能となった場合は，修理又は代替品を補充する。

表９０

| 分　類 | 計測器種類 | 所管ＧＭ | 数　量 |
|---|---|---|---|
| 1．a. 放射性液体廃棄物放出監視用計測器 | 排水モニタ | 計測制御ＧＭ | ２台※1 |
| b. 放射性液体廃棄物放出管理用計測器 | 試料放射能測定装置 | 保安総括ＧＭ | ２台 |
| ２．放射性気体廃棄物放出管理用計測器 | 排気筒モニタ | 計測制御ＧＭ | ３台※2 |
| | 試料放射能測定装置 | 保安総括ＧＭ | １台※3 |

※１：５号炉及び６号炉の排水モニタの合計の台数（排水モニタが復旧していない場合には，未復旧の排水モニタを除いた台数とする。）

※２：５，６号炉共用排気筒モニタ，５号炉非常用ガス処理系排気筒モニタ及び６号炉非常用ガス処理系排気筒モニタの合計の台数

※３：放射性液体廃棄物放出管理用計測器と共用

（頻度の定義）

第９１条

本章でいう測定頻度に関する考え方は，表９１のとおりとする。

表９１

| 頻度 | 考え方 |
|---|---|
| １週間に１回 | 月曜日を始期とする１週間に１回実施 |
| １ヶ月に１回 | 毎月１日を始期とする１ヶ月間に１回実施 |
| ３ヶ月に１回 | ４月１日，７月１日，１０月１日及び１月１日を始期とする各３ヶ月間に１回実施 |
| 常時 | 測定可能な状態において常に測定することを意味しており，点検時等の測定不能な期間を除く。 |

# 第７章　放射線管理

（管理対象区域の設定及び解除）

第９２条

管理対象区域は，添付２－１に示す区域とする。

２．５・６号放射線管理ＧＭは，管理対象区域を柵等の区画物によって区画する他，標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし，管理対象区域境界と周辺監視区域境界が同一の場合であって，周辺監視区域境界に第９８条の措置を講じる場合は，この限りでない。

３．５・６号放射線管理ＧＭは，管理対象区域の解除を行う場合は，法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

４．５・６号放射線管理ＧＭは，添付２－１における建物等の内部の管理対象区域境界付近において，表９２に示す作業を行う場合で，３ヶ月以内に限り管理対象区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって，５・６号放射線管理ＧＭは目的，期間及び場所を明らかにするとともに，あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお，当該エリアを元に戻す場合についても，５・６号放射線管理ＧＭはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。

５．５・６号放射線管理ＧＭは，第４項以外で，建物等の内部において一時的に管理対象区域を設定又は解除する場合は，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって，５・６号放射線管理ＧＭは目的，期間及び場所を明らかにするとともに，あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお，当該エリアを元に戻す場合についても，５・６号放射線管理ＧＭはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

６．５・６号放射線管理ＧＭは，第５項にかかわらず，緊急を要する場合は管理対象区域を設定することができる。設定にあたって，５・６号放射線管理ＧＭは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。

７．５・６号放射線管理ＧＭは，第６項における管理対象区域を設定した場合は，設定後において，目的，期間及び場所を明らかにし，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。なお，当該エリアを元に戻す場合についても，あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを５・６号放射線管理ＧＭが確認し，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

表９２

| |
|---|
| タンク点検等 |
| ポンプ点検等 |
| バルブ点検等 |
| 配管点検等 |
| ケーブル点検等 |
| 空調点検等 |
| 計測器類点検等 |
| 監視カメラ点検等 |
| 扉・シャッター修理他作業 |
| 清掃作業 |
| 建物補修 |
| 搬出入作業 |
| 物品の仮置 |

（管理区域の設定及び解除）

第９２条の２

管理区域は，添付２に示す区域とする。

２．５・６号放射線管理ＧＭは，管理区域を壁，柵等の区画物によって区画する他，標識を設けることによって明らかに他の場所と区別する。ただし，壁，柵等の区画物が損壊により区画ができない場合であって，管理対象区域境界に第９２条第２項の措置を講じる場合は，この限りでない。

３．５・６号放射線管理ＧＭは，管理区域の解除を行う場合は，法令に定める管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

４．５・６号放射線管理ＧＭは，添付２における管理区域境界付近又は管理区域設定・解除予定エリアにおいて，表９２の２に示す作業を行う場合で，３ヶ月以内に限り管理区域を設定又は解除することができる。設定又は解除にあたって，５・６号放射線管理ＧＭは目的，期間及び場所を明らかにするとともに，あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお，当該エリアを元に戻す場合についても，５・６号放射線管理ＧＭはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。

５．５・６号放射線管理ＧＭは，第４項以外で，一時的に管理区域を設定又は解除する場合は，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得て行うことができる。設定又は解除にあたって，５・６号放射線管理ＧＭは目的，期間及び場所を明らかにするとともに，あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。なお，当該エリアを元に戻す場合についても，５・６号放射線管理ＧＭはあらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認し，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

６．５・６号放射線管理ＧＭは，第５項にかかわらず，緊急を要する場合は管理区域を設定することができる。設定にあたって，５・６号放射線管理ＧＭは法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを確認する。

７．５・６号放射線管理ＧＭは，第６項における管理区域を設定した場合は，設定後において，目的，期間及び場所を明らかにし，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。なお，当該エリアを元に戻す場合についても，あらかじめ法令に定める管理区域に係る条件を満足できることを５・６号放射線管理ＧＭが確認し，主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。

表９２の２

| |
|---|
| タンク点検等 |
| ポンプ点検等 |
| バルブ点検等 |
| 配管点検等 |
| ケーブル点検等 |
| 空調点検等 |
| 計測器類点検等 |
| 監視カメラ点検等 |
| 扉・シャッター修理他作業 |
| 清掃作業 |
| 建物補修 |
| 搬出入作業 |
| 物品の仮置 |

（管理対象区域内における区域区分）

第９３条

５・６号放射線管理ＧＭは，管理対象区域を管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

２．管理区域と管理区域を除く区域は，添付２－１に示す区域とする。

３．５・６号放射線管理ＧＭは，一時的に第１項に係る区域区分を変更する場合は，目的，期間及び場所を明らかにする。

（管理対象区域のうち管理区域を除く区域内における区域区分）

第９３条の２

５・６号放射線管理ＧＭは，管理区域を除く管理対象区域を次のとおり区分することができる。

（１）表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下「汚染のおそれのない管理対象区域」という。）

（２）表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域

２．汚染のおそれのない管理対象区域は，添付２－１に示す区域とする。

３．５・６号放射線管理ＧＭは，一時的に第１項に係る区域区分を変更する場合は，目的，期間及び場所を明らかにするとともに，あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお，当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても，５・６号放射線管理ＧＭはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。

４．５・６号放射線管理ＧＭは，汚染のおそれのない管理対象区域と第１項（２）で定める区域が隣接する場合は，第１項（２）で定める区域への入口付近に注意事項を掲示する。

５．５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，汚染のおそれのない管理対象区域で表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超える場所を確認した場合は，直ちに当該箇所を区画，第１項（２）に定める区分に変更する等の応急措置を講じるとともに，除染等の措置により管理区域に係る値を超えていないことを確認する。

（管理区域内における区域区分）

第９３条の３

５・６号放射線管理ＧＭは，管理区域を次のとおり区分することができる。

（１）表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域（以下「汚染のおそれのない管理区域」という。）

（２）表面汚染密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超える区域又は超えるおそれのある区域

２．汚染のおそれのない管理区域は，添付２に示す区域とする。ただし，放射線レベルが高く，区域区分に係る条件を満足できない場合は，第９３条の２第１項（１）又は第９３条の２第１項（２）の区域とみなす。

３．５・６号放射線管理ＧＭは，一時的に第１項に係る区域区分を変更する場合は，目的，期間及び場所を明らかにするとともに，あらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。なお，当該エリアを元の区域区分に戻す場合についても，５・６号放射線管理ＧＭはあらかじめ区域区分に係る条件を満足できることを確認する。

４．５・６号放射線管理ＧＭは，汚染のおそれのない管理区域と第１項（２）で定める区域が隣接する場合は，第１項（２）で定める区域への入口付近に標識を設ける。

（管理対象区域内における特別措置）

第９４条

管理対象区域内における特別措置が必要な区域は，次に示す区域とする。

（１）放射線レベルが高い場所

（２）放射線レベルが確認されていない場所

（３）滞留水を貯留する場所

２．各ＧＭは，第１項に定める各区域について，次の措置を講じる。

（１）５・６号放射線管理ＧＭは，管理対象区域に立ち入る者が見やすい場所に，第１項（１）及び（２）に示す場所を明確にしたサーベイマップを掲示して周知する他，作業者以外が立ち入る可能性及び措置に伴う被ばくを考慮して必要な場合に限り第１項（１）の場所にロープ等による立入制限の措置を講じる。

（２）各ＧＭは，汚染の広がりを防止するため，第１項（３）の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は，更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

３．各ＧＭは，管理対象区域内で作業を行う場合，作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案するとともに，第１項の区域内で作業を行う場合は，放射線防護上の措置について５・６号放射線管理ＧＭのレビューを受ける。

（管理区域内における特別措置）

第９４条の２

５・６号放射線管理ＧＭは，管理区域のうち次の基準を超える場合又は超えるおそれがある場合は，標識を設けて他の場所と区別する他，区画，施錠等の措置を講じる。ただし，放射線等の危険性が低い場合は，この限りでない。

（１）外部放射線に係る線量当量率が１時間につき１ミリシーベルト

（２）空気中の放射性物質濃度又は床，壁，その他人の触れるおそれのある物の表面汚染密度が，法令に定める管理区域に係る値の１０倍

２．各ＧＭは，第１項の区域内で作業を行う場合，作業による線量及び作業環境に応じた放射線防護上の措置を立案し，５・６号放射線管理ＧＭのレビューを受ける。ただし，巡視・点検その他定型化され，別に所長の承認を得た業務を行うために立入る場合は，この限りでない。

３．各ＧＭは，汚染の広がりを防止するため，第１項（２）の区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は，更衣及び持ち出す物の養生等の措置を講じる。

４．５・６号放射線管理ＧＭは，床・壁等の損壊や放射線レベルが高い又は未確認であるため第１項の措置を講じることができない場合，管理区域内における特別措置は第９４条に定める管理区域を除く区域における特別措置と同一とする。

（管理対象区域への出入管理）

第９５条

保健安全ＧＭは，管理対象区域へ立ち入る次の者に対して許可を与える。

（１）放射線業務従事者：業務上管理対象区域に立入る者

（２）一時立入者：放射線業務従事者以外の者であって，放射線業務従事者の随行により管理対象区域に一時的に立入る者。ただし，所員又は安定化センター員で緊急作業に従事する間に受けた実効線量が１００ミリシーベルト超過者が管理対象区域で定められた移動経路を経て，管理対象区域でない箇所で執務する場合に限り，放射線業務従事者の随行を必要としない。

２．放射線安全ＧＭは，第１項にて許可していない者について，管理対象区域に立入らせない措置を講じる。ただし，防護管理ＧＭが，あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に許可を与え，車両が通過する出入管理箇所においては許可を得た車両以外を管理対象区域に立入らせない措置を講じる場合はこの限りでない。

３．放射線安全ＧＭは，管理対象区域の出入管理箇所において，人の出入り等を監視する。

４．放射線安全ＧＭは，第３項以外の出入口には，施錠等の人がみだりに立入りできない措置を講じる。ただし，管理対象区域を周辺監視区域と同一とした場合であって，防護管理ＧＭが周辺監視区域境界に柵を設ける又は標識を掲げる場合は，この限りでない。

５．放射線安全ＧＭは，管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が，法令に定める表面密度限度の１０分の１を超えないような措置を講じる。

６．放射線安全ＧＭは，放射線レベルが高いため第５項の措置を講じることができない場合，管理対象区域から退出する者の身体及び身体に着用している物の表面汚染密度が，スクリーニングレベル※1を超えないような措置を講じる。

７．放射線安全ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，第９３条の２第１項（２）の区域から汚染のおそれのない管理対象区域に移動する者の身体及び身体に着用している物並びに物品等の表面汚染密度が，バックグラウンドを超えないような措置を講じる。

※１：スクリーニングレベルとは，原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成 23 年 9 月 16 日付・原子力非常災害対策本部長通知）をいう。以下，第１０３条において同じ。

（管理区域への出入管理）

第９５条の２

管理区域への出入管理は，第９５条に定める管理対象区域への出入管理と同一とする。

（管理対象区域出入者の遵守事項）

第９６条

放射線安全ＧＭは，管理対象区域に出入りする所員又は安定化センター員に，次の事項を遵守させる措置を講じる。

（１）出入管理箇所を経由すること。ただし，放射線安全ＧＭの承認を得て，その指示に従う場合は，この限りでない。

（２）管理対象区域に立入る場合は，個人線量計を着用すること。ただし，一時立入者であって保健安全ＧＭの指示に従う場合は，この限りでない。

（３）管理対象区域に立入る場合は，所定の保護衣及び保護具を着用すること。ただし，下記のいずれかに該当する場合は，この限りではない。

・汚染のおそれのない管理対象区域に立入る場合

・５・６号放射線管理ＧＭの承認を得て，その指示に従う場合

（４）第９４条第１項（３）に係る区域から退出する場合及び物品等を持ち出す場合は，更衣及び持ち出す物の養生等を行うこと。

（５）管理対象区域から退出する場合又は管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する場合は，身体及び身体に着用している物の表面汚染密度を確認すること。ただし，第９５条第５項又は第９５条第６項に基づく放射線安全ＧＭの指示に従う場合は，この限りでない。

（６）放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙をしないこと。

（管理区域出入者の遵守事項）

第９６条の２

管理区域出入者の遵守事項は，第９６条に定める管理対象区域出入者の遵守事項と同一とする。

（保全区域）

第９７条

保全区域は，添付３に示す区域とする。

２．防護管理ＧＭは，保全区域を標識等により区別する他，必要に応じて立入制限等の措置を講じる。

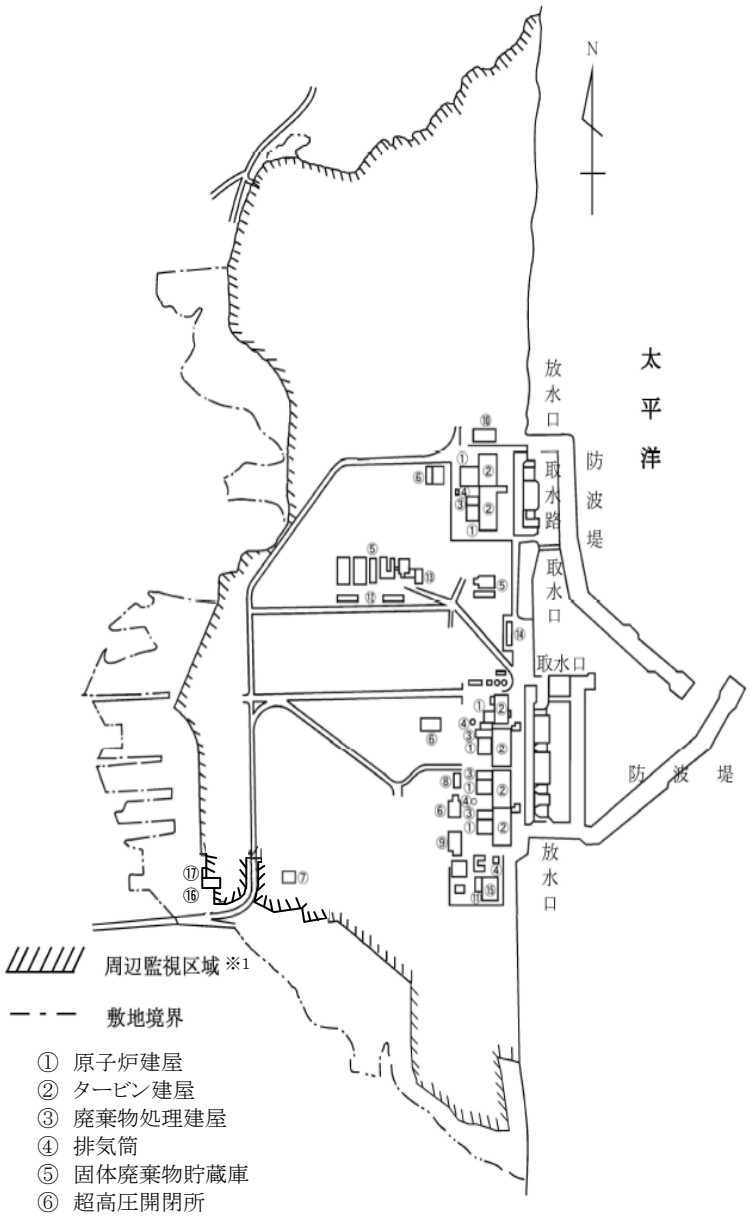
（周辺監視区域）

第９８条

周辺監視区域は，図９８に示す区域とする。

２．防護管理ＧＭは，第１項の周辺監視区域境界に，柵を設ける又は標識を掲げること等により，業務上立入る者以外の立入りを制限する。ただし，当該区域に立入るおそれのないことが明らかな場合は，この限りでない。

図９８




① 原子炉建屋
② タービン建屋
③ 廃棄物処理建屋
④ 排気筒
⑤ 固体廃棄物貯蔵庫
⑥ 超高圧開閉所
⑦ 環境管理棟
⑧ 活性炭式希ガスホールドアップ装置
⑨ 運用補助共用施設
⑩ ディーゼル発電機建屋
⑪ サイトバンカ
⑫ 定検用機材倉庫
⑬ 固体廃棄物貯蔵管理棟
⑭ 使用済燃料輸送容器保管建屋
⑮ 廃棄物集中処理建屋
⑯ 入退域管理棟
⑰ 装備品倉庫

※1：港湾部の埋立等により，陸地が拡張された区域を含む。

（線量の評価）

第９９条

保健安全ＧＭは，所員及び安定化センター員の放射線業務従事者の実効線量及び等価線量を表９９に定める項目及び頻度に基づき評価し，法令に定める線量限度を超えていないことを確認する。

表９９

| 項　　目 | 頻　　度 |
|---|---|
| 外部被ばくによる線量 | ３ヶ月に１回※1 |
| 内部被ばくによる線量 | ３ヶ月に１回※1 |

※１：女子（妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。）にあっては，１ヶ月に１回とする。

（管理対象区域内の床，壁等の除染）

第１００条

各ＧＭは，管理対象区域内において法令に定める表面密度限度を超えるような予期しない汚染を床，壁等に発生させた場合又は発見した場合であって，この汚染の除去を行う場合は，５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭに連絡する。

２．第１項の汚染箇所に係る作業の所管ＧＭは，汚染状況等について５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭの確認を受けた上で，その協力を得ながら汚染の除去等，放射線防護上の必要な措置を講じる。

３．第２項の所管ＧＭは，その措置結果について，５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭの確認を得る。

（外部放射線に係る線量当量率等の測定）

第１０１条

各ＧＭは，表１０１－１及び表１０１－２（第９３条の２第１項（２）の区域内にある汚染のおそれのない管理対象区域内に限る）に定める管理対象区域内における測定項目について，同表に定める頻度で測定する。ただし，人の立ち入れない措置を講じた管理対象区域については，この限りでない。

２．環境モニタリングＧＭは，表１０１－１に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図１０１に定める。）における測定項目について，同表に定める頻度で測定する。

３．５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，第１項の測定により，環境モニタリングＧＭは，第２項の測定により，異常が認められた場合は，直ちにその原因を調査し，必要な措置を講じる。

４．各ＧＭは，第１項に定める測定結果を５・６号放射線管理ＧＭに連絡する。５・６号放射線管理ＧＭは，測定結果を記入したサーベイマップを作成する。

表１０１－１

| 場　　所 | 測定項目 | 所管 GM | 測定頻度 |
|---|---|---|---|
| １.管理対象区域内（管理区域内を含む）※1 | 外部放射線に係る線量当量率 | 各ＧＭ | 放射線レベルに応じて |
| | | ５・６号放射線管理ＧＭ※2 | 毎日運転中に１回※3 |
| | 外部放射線に係る線量当量 | ５・６号放射線管理ＧＭ | １週間に１回 |
| | 空気中の放射性物質濃度 | ５・６号放射線管理ＧＭ | １週間に１回 |
| | 表面汚染密度 | ５・６号放射線管理ＧＭ | １週間に１回 |
| ２. 周辺監視区域境界付近 | 空気吸収線量 | 環境モニタリングＧＭ | ３ヶ月に１回 |
| | 空気吸収線量率※4 | 環境モニタリングＧＭ | 常時 |
| | 空気中の粒子状放射性物質濃度 | 環境モニタリングＧＭ | ３ヶ月に１回 |

※１：人の立入頻度等を考慮して，被ばく管理上重要な項目について測定

※２：５号炉及び６号炉のエリアモニタにおいて測定する項目

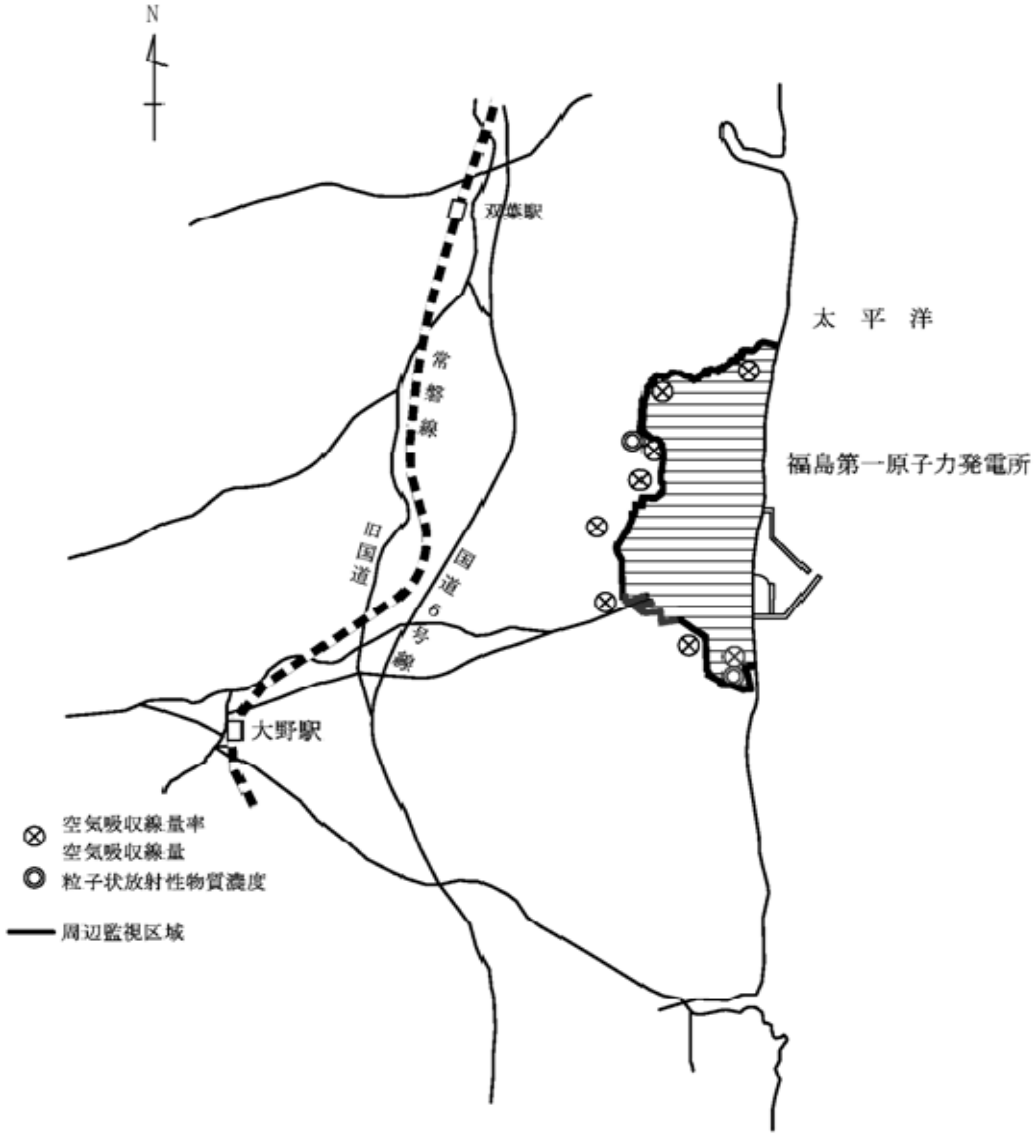
※３：当該エリアが滞留水により人の立ち入れない状況にあり，修理又は代替品の補充が速やかに実施できず，当該エリアの外部放射線に係る線量当量率が定められた頻度で測定できない場合は，他のエリアモニタの計測値で代替する。

※４：モニタリングポストにおいて測定する項目

表１０１－２

| 場　　所 | 測定項目 | 所管ＧＭ | 測定頻度 |
|---|---|---|---|
| 汚染のおそれのない管理対象区域内 | 表面汚染密度 | ５・６号放射線管理ＧＭ<br>又は<br>作業環境改善ＧＭ | 毎日１回<br>（汚染のおそれのない管理対象区域が設定されている期間） |
| | 空気中の放射性物質濃度 | | |

図１０１



（放射線計測器類の管理）

第１０２条

各ＧＭは，表１０２に定める放射線計測器類について，同表に定める数量を確保する。ただし，故障等により使用不能となった場合は，修理又は代替品を補充する。

表１０２

| 分　　類 | 計測器種類 | 所管ＧＭ | 数量※1 |
|---|---|---|---|
| １．被ばく管理用計測器 | 電子式線量計 | 保安総括ＧＭ | １式 |
| | ホールボディカウンタ | 保安総括ＧＭ | １台 |
| ２．放射線管理用計測器 | 線量当量率測定用サーベイメータ | 保安総括ＧＭ | ７台 |
| | 汚染密度測定用サーベイメータ | 保安総括ＧＭ | ７台 |
| | 退出モニタ | 保安総括ＧＭ | ２台 |
| | 試料放射能測定装置 | 保安総括ＧＭ | １台※2 |
| | 集積線量計 | 保安総括ＧＭ | １式 |
| ３．放射線監視用計測器 | モニタリングポスト | 環境モニタリングＧＭ | ８台 |
| | エリアモニタ | 計測制御ＧＭ | ８２台※3 ※4 |
| ４．環境放射能用計測器 | 試料放射能測定装置 | 保安総括ＧＭ | １台※2 |
| | 積算線量計測定装置 | 保安総括ＧＭ | １台 |

※１：１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉の放射線計測器類と共用で確保する数量（エリアモニタを除く）

※２：表９０の試料放射能測定装置と共用

※３：５号炉及び６号炉におけるエリアモニタの合計の台数。なお，管理区域外測定用の２台を含む。

※４：当該エリアが滞留水により人の立ち入れない状況にあり，修理又は代替品の補充が速やかに実施できない場合には，当該エリアの立入りが可能となった後，速やかに修理又は代替品を補充する。

（管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定）

第１０３条

放射線安全ＧＭは，各ＧＭが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の１０分の１を超えていないことを確認する。

２．放射線安全ＧＭは，放射線レベルが高いため第１項の確認ができない場合，各ＧＭが管理対象区域から搬出する物品の表面汚染密度が，スクリーニングレベルを超えていないことを確認する。

３．５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，各ＧＭが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に移動する物品の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

４．５・６号放射線管理ＧＭ又は作業環境改善ＧＭは，各ＧＭが管理対象区域内で汚染のおそれのない管理対象区域に核燃料物質によって汚染された物（新燃料，使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を移動する場合は，容器等の表面汚染密度がバックグラウンドを超えていないことを確認する。

（管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定）

第１０３条の２

管理区域外等へ持ち出そうとする物品の測定は，第１０３条に定める管理対象区域外等へ持ち出そうとする物品の測定と同一とする。

（発電所外への運搬）

第１０４条

各ＧＭは，核燃料物質によって汚染された物（新燃料，使用済燃料及び固体廃棄物を除く。）を発電所外に運搬する場合は，所長の承認を得る。

（管理対象区域内における協力企業の放射線防護）

第１０５条

保安総括ＧＭは，管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して，以下に示す放射線防護上の必要な事項を定め，所長の承認を得る。

（１）管理対象区域出入者の遵守事項

イ．出入方法に関すること。

ロ．個人線量計の着用に関すること。

ハ．保護衣の着用に関すること。

ニ．汚染拡大防止措置に関すること。

ホ．放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙の禁止に関すること。

（２）線量評価の項目及び頻度に関すること。

（３）床，壁等の汚染発見時の措置に関すること。

２．各ＧＭは，管理対象区域内で作業を行う協力企業に対して，第１項に定めた必要事項を遵守させる措置を講じる。

（管理区域内における協力企業の放射線防護）

第１０５条の２

管理区域内における協力企業の放射線防護は，第１０５条に定める管理対象区域内における協力企業の放射線防護と同一とする。

（頻度の定義）

第１０６条

本章でいう測定※1頻度に関する考え方は，表１０６のとおりとする。

表１０６

| 頻度 | 考え方 |
|---|---|
| 毎日運転中に１回 | 午前０時を始期とする１日の間に１回実施し，連続して実施（測定等）している場合も含む。 |
| １週間に１回 | 月曜日を始期とする１週間に１回実施 |
| １ヶ月に１回 | 毎月１日を始期とする１ヶ月間に１回実施 |
| ３ヶ月に１回 | ４月１日，７月１日，１０月１日及び１月１日を始期とする各３ヶ月間に１回実施 |
| 常時 | 測定※1可能な状態において常に測定※1することを意味しており，点検時等の測定※1不能な期間を除く。 |
| 放射線レベルに応じて | 作業場所に応じて下記の測定頻度とする。ただし，測定の結果により作業開始又は作業継続ができないと判断する場合には測定を中断してもよい。<br>（１）既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できない場所<br>作業予定エリアに入域できるか判断するために，作業開始前に測定を１回実施する。作業中は線量変動の可能性を考慮し，必要に応じて測定を実施する。<br>（２）既知の測定データから放射線レベルが低いと判断できる場所<br>作業中の線量変動の可能性を考慮し，必要に応じて測定を実施する。 |

※１：監視も含む。

# 第８章　保守管理

（保守管理計画）

第１０７条

保守管理を実施するにあたり，以下の保守管理計画を定める。

【保守管理計画】

1. 定義

本保守管理計画における用語の定義は,「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209-2007)」に従うものとする。

2. 保守管理の実施方針及び保守管理目標

(1) 社長は，原子炉施設の安全確保を最優先として，保守管理の継続的な改善を図るため，保守管理の現状等を踏まえ，保守管理の実施方針を定める。また，12.の保守管理の有効性評価の結果，及び保守管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ保守管理の実施方針の見直しを行う。

(2) さらに，第１０７条の２に定める長期保守管理方針を策定又は変更した場合には，長期保守管理方針に従い保全を実施することを保守管理の実施方針に反映する。

(3) 組織は，保守管理の実施方針に基づき，保守管理の改善を図るための保守管理目標を設定する。また，12.の保守管理の有効性評価の結果，及び保守管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ保守管理目標の見直しを行う。

3. 保全プログラムの策定

組織は,2.の保守管理目標を達成するため 4.より 11.からなる保全プログラムを策定する。また，12.の保守管理の有効性評価の結果，及び保守管理を行う観点から特別な状態（7.3 参照）を踏まえ保全プログラムの見直しを行う。

4. 保全対象範囲の策定

組織は，特定原子力施設の中から，各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。

(1) 重要度分類指針において，一般の産業施設よりも更に高度な信頼性の確保及び維持が要求される機能を有する設備

(2) 重要度分類指針において，一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保及び維持が要求される機能を有する設備

(3) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下,「技術基準規則」という。)」に規定される設備
(4) 炉心損傷又は格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備
(5) その他自ら定める設備

5. 保全重要度の設定

組織は，4.の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で，構築物，系統及び機器の保全重要度を設定する。

(1) 系統の保全重要度は，原子炉施設の安全性を確保するため重要度分類指針の重要度に基づき，ＰＳＡから得られるリスク情報を考慮して設定する。
(2) 機器の保全重要度は，当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。なお，この際，機器が故障した場合の系統機能への影響，ＰＳＡから得られるリスク情報を考慮することができる。
(3) 構築物の保全重要度は，(1)又は(2)に基づき設定する。

6. 保全活動管理指標の設定，監視計画の策定及び監視

(1) 組織は，保全の有効性を監視，評価するために 5.の保全重要度を踏まえ，プラントレベル及び系統レベルの保全活動管理指標を設定する。

a) プラントレベルの保全活動管理指標

プラントレベルの保全活動管理指標として，以下のものを設定する。

ⅰ．７０００臨界時間あたりの計画外自動スクラム回数
ⅱ．７０００臨界時間あたりの計画外出力変動回数
ⅲ．工学的安全施設の計画外作動回数

b) 系統レベルの保全活動管理指標

系統レベルの保全活動管理指標として，5.(1)の保全重要度の高い系統のうち，重要度分類指針クラス１,クラス２及びリスク重要度の高い系統機能に対して以下のものを設定する。

ⅰ．予防可能故障（ＭＰＦＦ）回数
ⅱ．非待機（ＵＡ）時間※1

※１：非待機（ＵＡ）時間については，待機状態にある機能及び待機状態にある系統の動作に必須の機能に対してのみ設定する。

(2) 組織は，以下に基づき保全活動管理指標の目標値を設定する。また，11.の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全活動管理指標の目標値の見直しを行う。

a) プラントレベルの保全活動管理指標

プラントレベルの保全活動管理指標の目標値は，運転実績を踏まえて設定する。

b) 系統レベルの保全活動管理指標

ⅰ．予防可能故障（ＭＰＦＦ）回数の目標値は，運転実績，重要度分類指針の重要度，リスク重要度を考慮して設定する。

ⅱ．非待機（ＵＡ）時間の目標値は，点検実績及び第４章第３節（運転上の制限）第１９条から第７１条の第３項で定める要求される措置の完了時間を参照して設定する。

(3) 組織は，プラント又は系統の供用開始までに，保全活動管理指標の監視項目，監視方法及び算出周期を具体的に定めた監視計画を策定する。なお，監視計画には，計画の始期及び期間に関することを含める。

(4) 組織は，監視計画に従い保全活動管理指標に関する情報の採取及び監視を実施し，その結果を記録する。

7. 保全計画の策定

(1) 組織は，4. の保全対象範囲に対し，以下の保全計画を策定する。なお，保全計画には，計画の始期及び期間に関することを含める。

a) 点検計画（7.1 参照）

b) 補修，取替え及び改造計画（7.2 参照）

c) 特別な保全計画（7.3 参照）

(2) 組織は，保全計画の策定にあたって，5. の保全重要度を勘案し，必要に応じて次の事項を考慮する。また，11. の保全の有効性評価の結果を踏まえ保全計画の見直しを行う。

a) 運転実績，事故及び故障事例などの運転経験

b) 使用環境及び設置環境

c) 劣化，故障モード

d) 機器の構造等の設計的知見

e) 科学的知見

(3) 組織は，保全の実施段階での原子炉の安全性が確保されていることを確認するとともに，安全機能に影響を及ぼす可能性のある行為を把握し，保全計画を策定する。

7.1 点検計画の策定

(1) 組織は，原子炉停止中又は運転中に点検を実施する場合は，あらかじめ保全方式を選定し，点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた点検計画を策定する。

(2) 組織は，構築物，系統及び機器の適切な単位ごとに，予防保全を基本として，以下に示す保全方式から適切な方式を選定する。

a) 予防保全

ⅰ．時間基準保全

ⅱ．状態基準保全

b) 事後保全

(3) 組織は，選定した保全方式の種類に応じて，次の事項を定める。

a) 時間基準保全

点検を実施する時期までに，次の事項を定める。

①点検の具体的方法

②構築物，系統及び機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目，評価方法及び管理基準

③実施頻度

④実施時期

なお，時間基準保全を選定した機器に対して，運転中に設備診断技術を使った状態監視データ採取，巡視点検又は定例試験の状態監視を実施する場合は，状態監視の内容に応じて，状態基準保全を選定した場合に準じて必要な事項を定める。

b) 状態基準保全

ⅰ．設備診断技術を使い状態監視データを採取する時期までに，次の事項を定める。

①状態監視データの具体的採取方法

②機器の故障の兆候を検知するために必要な状態監視データ項目，評価方法及び必要な対応を適切に判断するための管理基準

③状態監視データ採取頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

ⅱ．巡視点検を実施する時期までに，次の事項を定める。

①巡視点検の具体的方法

②構築物，系統及び機器の状態を監視するために必要なデータ項目，評価方法及び管理基準

③実施頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達するか又は故障の兆候を発見した場合の対応方法

ⅲ．定例試験を実施する時期までに，次の事項を定める。

①定例試験の具体的方法

②構築物，系統及び機器が所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要なデータ項目，評価方法及び管理基準

③実施頻度

④実施時期

⑤機器の状態が管理基準に達した場合の対応方法

c) 事後保全

事後保全を選定した場合は，機能喪失の発見後，修復を実施する前に，修復方法，修復後に所定の機能を発揮することの確認方法及び修復時期を定める。

7.2 補修，取替え及び改造計画の策定

(1) 組織は，補修，取替え及び改造を実施する場合は，あらかじめその方法及び実施時期を定めた計画を策定する。また，安全上重要な機器に対する補修工事については，補修工事に対する法令に基づく必要な手続きの要否について確認を行い，法令に基づく必要な手続きの要否及びその内容を記録する。

(2) 組織は，補修，取替え及び改造を実施する構築物，系統及び機器が，所定の機能を発揮しうる状態にあることを検査及び試験により確認・評価する時期までに，次の事項を定める。

a) 検査及び試験の具体的方法

b) 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認・評価するために必要な検査及び試験の項目，評価方法及び管理基準

c) 検査及び試験の実施時期

7.3 特別な保全計画の策定

(1) 組織は，地震，事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合などは，特別な措置として，あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定めた計画を策定する。

(2) 組織は，特別な保全計画に基づき保全を実施する構築物，系統及び機器が，所定の機能を発揮しうる状態にあることを点検により確認・評価する時期までに，次の事項を定める。

a) 点検の具体的方法

b) 所定の機能を発揮しうる状態にあることを確認･評価するために必要な点検の項目，評価方法及び管理基準

c) 点検の実施時期

8. 保全の実施

(1) 組織は，7.で定めた保全計画にしたがって点検・補修等の保全を実施する。

(2) 組織は，保全の実施にあたって，以下の必要なプロセスを実施する。

a) 工事計画

b) 設計管理

c) 調達管理

d) 工事管理

(3) 組織は，点検・補修等の結果について記録する。

9. 点検・補修等の結果の確認・評価

(1) 組織は，あらかじめ定めた方法で，保全の実施段階で採取した構築物，系統及び機器

の点検･補修等の結果から所定の機能を発揮しうる状態にあることを，所定の時期※2までに確認･評価し，記録する。

(2) 組織は，最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合には，定めたプロセスに基づき，点検・補修等が実施されていることを，所定の時期※2までに確認・評価し，記録する。

※２：所定の時期とは，所定の機能が要求される時又はあらかじめ計画された保全の完了時をいう。

10. 点検・補修等の不適合管理，是正処置及び予防処置

(1) 組織は，以下の a) 及び b) の場合には，不適合管理を行った上で，9. の確認・評価の結果を踏まえて実施すべき原子炉施設の点検等の方法，実施頻度及び時期の是正処置並びに予防処置を講じる。

a) 点検・補修等を実施した構築物，系統及び機器が所定の機能を発揮しうることを確認・評価できない場合

b) 最終的な機能確認では十分な確認・評価ができない場合にあって，定めたプロセスに基づき，点検・補修等が実施されていることが確認・評価できない場合

(2) 組織は，(1) a) 及び b) の場合の不適合管理，是正処置及び予防処置について記録する。

11. 保全の有効性評価

組織は，保全活動から得られた情報等から，保全の有効性を評価し，保全が有効に機能していることを確認するとともに，継続的な改善につなげる。

(1) 組織は，あらかじめ定めた時期及び内容に基づき，保全の有効性を評価する。なお，保全の有効性評価は，以下の情報を適切に組み合わせて行う。

a) 保全活動管理指標の監視結果

b) 保全データの推移及び経年劣化の長期的な傾向監視の実績

c) トラブルなど運転経験

d) 高経年化技術評価及び定期安全レビュー結果

e) 他プラントのトラブル及び経年劣化傾向に係るデータ

f) リスク情報，科学的知見

(2) 組織は，保全の有効性評価の結果を踏まえ，構築物，系統及び機器の保全方式を変更する場合には，7.1 に基づき保全方式を選定する。また，構築物，系統及び機器の点検間隔を変更する場合には，保全重要度を踏まえた上で，以下の評価方法を活用して評価する。

a) 点検及び取替結果の評価

b) 劣化トレンドによる評価

c）類似機器等のベンチマークによる評価

d）研究成果等による評価

(3) 組織は，保全の有効性評価の結果とその根拠及び必要となる改善内容について記録する。

12. 保守管理の有効性評価

(1) 組織は，11.の保全の有効性評価の結果及び2.の保守管理目標の達成度から，定期的に保守管理の有効性を評価し，保守管理が有効に機能していることを確認するとともに，継続的な改善につなげる。

(2) 組織は，保守管理の有効性評価の結果とその根拠及び改善内容について記録する。

13. 情報共有

組織は，保守点検を行った事業者から得られた保安の向上に資するために必要な技術情報を，ＢＷＲ事業者協議会を通じて他の原子炉設置者と共有する。

（原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期保守管理方針）

第１０７条の２

技術ＧＭは，重要度分類指針におけるクラス１，２，３の機能を有する機器及び構造物※1について，各号炉毎，営業運転を開始した日以後３０年を経過する日までに，また，営業運転を開始した日以後３０年を経過した日以降１０年を超えない期間毎に，実施手順及び実施体制を定め，これに基づき，各ＧＭは，以下の事項を実施する。

⑴ 経年劣化に関する技術的な評価

⑵ 前号に基づく長期保守管理方針の策定

２．各ＧＭは，第１１条の２に定める原子炉の運転期間を変更する場合，その他前項⑴の評価を行うために設定した条件，評価方法を変更する場合は，前項⑴の評価の見直しを行い，その結果に基づき長期保守管理方針を変更する。

３．５号炉及び６号炉の長期保守管理方針は添付４に示すものとする。

※１：動作する機能を有する機器及び構造物に関し，原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所を除く。

# 第９章　緊急時の措置

（原子力防災組織）

第１０８条

原子力防災ＧＭは，緊急事態が発生した場合に，原子力災害対策活動を行えるよう，原子力防災組織を定めるにあたり，所長の承認を得る。

２．緊急時対策本部の本部長は，所長とする。ただし，原子力防災ＧＭは，所長が不在の場合に備えて代行者を定めるにあたり，所長の承認を得る。

３．原子力災害対策特別措置法に基づく措置が必要な場合は，本規定にかかわらず当該措置を優先する。（以下，本章において同じ。）

（原子力防災組織の要員）

第１０９条

原子力防災ＧＭは，原子力防災組織の要員を定めるにあたり，所長の承認を得る。

（原子力防災資機材等）

第１１０条

各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭは，原子力防災組織の活動に必要な放射線障害防護用器具，非常用通信機器等を定めるにあたり，所長の承認を得る。

２．技術ＧＭ及び発電ＧＭは，緊急時における運転操作に関するマニュアルを作成し，制定及び改定にあたっては，第７条第２項に基づき運営委員会の確認を得る。

（通報経路）

第１１１条

原子力防災ＧＭは，緊急事態が発生した場合の社内及び国，県，町等の社外関係機関との通報経路を定めるにあたり，所長の承認を得る。

（緊急時演習）

第１１２条

原子力防災ＧＭは，原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を１年に１回以上実施し，所長に報告する。

（通報）

第１１３条

当直長等は，原子炉施設に異常が発生し，その状況が緊急事態である場合は，第１１１条に定める通報経路にしたがって，所長に通報する。

２．所長は，緊急事態の発生について通報を受け，又は自ら発見した場合は，第１１１条に定める通報経路にしたがって，社内及び社外関係機関に通報する。

（緊急時態勢の発令）

第１１４条

所長は，緊急事態が発生した場合は，緊急時態勢を発令して，原子力防災組織の要員を召集し，発電所に緊急時対策本部を設置する。

（応急措置）

第１１５条

本部長は，原子力防災組織を統括し，緊急事態において次の応急措置を実施する。

（１）警備及び避難誘導

（２）放射能影響範囲の推定

（３）医療活動

（４）消火活動

（５）汚染拡大の防止

（６）線量評価

（７）応急復旧

（８）原子力災害の発生又は拡大の防止を図るための措置

（緊急時における活動）

第１１６条

原子力緊急事態宣言発令後，本部長は，第１１５条で定める応急措置を継続実施する。

（緊急時態勢の解除）

第１１７条

本部長は，事象が収束し，緊急時態勢を継続する必要がなくなった場合は，関係機関と協議した上で，緊急時態勢を解除し，その旨を社内及び社外関係機関に連絡する。

# 第１０章　保安教育

（所員及び安定化センター員への保安教育）

第１１８条

原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育を実施するにあたり，具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NI-20-1 保安教育マニュアル」に定め，これに基づき次の各号を実施する。

（１）教育管理ＧＭは，毎年度，原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育実施計画を表１１８－１，２，３の実施方針に基づいて作成し，主任技術者及び所長の確認を得て安定化センター所長の承認を得る。

（２）教育管理ＧＭは，（１）の保安教育実施計画の策定にあたり，第７条第２項に基づき運営委員会の確認を得る。

（３）各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭは，（１）の保安教育実施計画に基づき，保安教育を実施する。教育管理ＧＭは，年度毎に実施結果を所長及び安定化センター所長へ報告する。

ただし，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

（４）教育管理ＧＭは，具体的な保安教育の内容について，定められた頻度に基づき見直しを行う。

表118－1

# 所員及び安定化センター員への保安教育実施方針（総括表）

| 保安教育の内容 | | | | | 対象者及び教育時間※2 | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | 運転員※3 | | | | | 運転員以外の技術系所員 | 事務系所員 |
| 大分類 | 中分類 | 小分類（項目） | 内　　容 | 実施時期 | 当直長<br>当直副長 | 当直主任<br>当直副主任<br>主機操作員 | 補機操作員 | 放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者 | 燃料取替の業務に関わる者 | | |
| 入所時に実施する教育<br>※1 | 関係法令及び保安規定の遵守に関すること | 原子炉等規制法 | 原子炉等規制法に関連する法令の概要，並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること | 入所時（新規配属時） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） |
| | 原子炉施設の構造，性能に関すること | 設備概要，主要系統の機能 | 原子炉のしくみ | | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） |
| | | | 原子炉容器等主要機器の構造に関すること<br>原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること | | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ○<br>（0．5時間以上） | × |
| | 非常の場合に講ずべき処置に関すること | | 非常の場合に講ずべき処置の概要 | | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） |
| 放射線業務従事者教育<br>※1 | 関係法令及び保安規定の遵守に関すること | | 法，令，労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係条項 | 管理区域内において核燃料物質，使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時 | 対象者及び教育時間は，表118－2参照 | | | | | | |
| | 原子炉施設の構造，性能に関すること | | 原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造に関すること | | | | | | | | |
| | 放射線管理に関すること | | 原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱いの方法 | | | | | | | | |
| | | | 管理区域への立入り及び退去の手順 | | | | | | | | |
| | | | 外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 | | | | | | | | |
| | | | 電離放射線が生体の細胞，組織，器官及び全身に与える影響 | | | | | | | | |
| | 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること | | 核燃料物質又は使用済燃料又はこれらによって汚染された物の種類及び性状並びに運搬，貯蔵，廃棄の作業の方法・順序 | | | | | | | | |
| | 非常の場合に講ずべき処置に関すること | | 異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法 | | | | | | | | |
| その他反復教育 | 関係法令及び保安規定の遵守に関すること | 原子炉施設保安規定 | 保安規定（総則，品質保証，体制及び評価，保安教育，記録及び報告）の概要，並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること | 1回／10年毎以上 | 対象者，実施時期及び教育時間については，表118－3参照 | | | | | ○<br>（1．0時間以上） | ○<br>（1．0時間以上） |
| | 原子炉施設の運転に関すること | 運転管理 | 臨界管理に関すること | | | | | | | ○<br>（1．0時間以上） | × |
| | | | 運転上の留意事項に関すること，通則に関すること | | | | | | | | |
| | | | 運転上の制限に関すること | | | | | | | | |
| | | | 異常時の措置に関すること | | | | | | | | |
| | | | 原子炉物理・理論に関すること | | | | | | | | |
| | | | 巡視点検に関すること | | | | | | | × | |
| | | | 定例試験操作に関すること | | | | | | | | |
| | | | 異常時対応（現場機器対応） | | | | | | | | |
| | | | 異常時対応（中央操作室内対応） | | | | | | | | |
| | | | 異常時対応（指揮，状況判断） | | | | | | | | |
| | | 運転訓練 | シミュレータ訓練Ⅰ（直員連携訓練） | | | | | | | | |
| | | | シミュレータ訓練Ⅱ（起動停止・異常時・警報発生時対応操作） | | | | | | | | |
| | | | シミュレータ訓練Ⅲ（起動停止・異常時・警報発生時の判断・指揮命令） | | | | | | | | |
| | | 保守管理 | 保守管理計画に関すること | | | | | | | ○<br>（1．0時間以上） | |
| | 放射線管理に関すること | 放射線管理 | 放射線測定器の取扱い | | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ○<br>（1．0時間以上） | × |
| | | | 管理区域への出入り管理等，区域管理に関すること | | | | | | | | |
| | | | 線量限度等，被ばく管理に関すること | | | | | | | | |
| | | | 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関すること | | | | | | | | |
| | | | 管理区域外への移動等物品移動の管理に関すること | | | | | | | | |
| | | | 協力企業等の放射線防護に関すること | | | | | | | | |
| | 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること | 放射性廃棄物管理 | 放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること | | 対象者，実施時期及び教育時間については，表118－3参照 | | | | | ○<br>（0．5時間以上） | × |
| | | 燃料管理 | 燃料管理における臨界管理 | | | | | | | ○<br>（0．5時間以上） | |
| | | | 燃料の検査，取替，運搬及び貯蔵に関すること | | | | | | | | |
| | 非常の場合に講ずべき処置に関すること | | 緊急事態応急対策等，原子力防災対策活動に関すること（アクシデントマネジメント対応を含む） | | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎※4<br>（0．5時間以上） | ◎※4<br>（0．5時間以上） | ◎※4<br>（0．5時間以上） | ◎※4<br>（0．5時間以上） |

※1：各GM又は安定化センター各GMが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。
※2：各対象者に要求されている教育項目は，対象者となった時点から課せられる。
※3：運転員には作業管理グループ員を含む。
※4：アクシデントマネジメント対応については，支援組織要員を対象とする。

◎：全員が教育の対象（関連する業務内容に応じ教育内容に濃淡はあり）
○：業務に関連する者が教育の対象（関連する業務内容に応じ教育内容に濃淡はあり）
×：教育の対象外
（　　）：合計の教育時間

表118－2

## 所員及び安定化センター員への保安教育実施方針（放射線業務従事者教育）

| 総括表中分類との対応 | 内　　容 | 対象者及び教育時間※2 | | | | | | | 電離則の分類 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 運転員※3 | | | | | 運転員以外の技術系所員 | 事務系所員 | |
| | | 当直長<br>当直副長 | 当直主任<br>当直副主任<br>主機操作員 | 補機操作員 | 放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者 | 燃料取替の業務に関わる者 | | | |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること<br>※1 | ①核燃料物質又は使用済燃料の種類及び性状<br>②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ○<br>（0．5時間以上） | ○<br>（0．5時間以上） | 核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識 |
| 放射線管理に関すること ※1 | ①管理区域に関すること | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ○<br>（1．5時間以上） | ○<br>（1．5時間以上） | 原子炉施設における作業の方法に関する知識 |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること<br>※1 | ②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬，貯蔵及び廃棄の作業の方法及び順序 | | | | | | | | |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること<br>※1 | ③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業の方法及び順序 | | | | | | | | |
| 放射線管理に関すること ※1 | ④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 | | | | | | | | |
| 放射線管理に関すること ※1 | ⑤天井，床，壁，設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去の方法 | | | | | | | | |
| 非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1 | ⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法 | | | | | | | | |
| ・原子炉施設の構造，性能に関すること<br>・放射線管理に関すること<br>※1 | 原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造及び取扱いの方法 | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ○<br>（1．5時間以上） | ○<br>（1．5時間以上） | 原子炉施設に係る設備の構造及び取扱いの方法に関する知識 |
| 放射線管理に関すること ※1 | ①電離放射線の種類及び性質<br>②電離放射線が生体の細胞，組織，器官及び全身に与える影響 | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ○<br>（0．5時間以上） | ○<br>（0．5時間以上） | 電離放射線の生体に与える影響 |
| 関係法令及び保安規定の遵守に関すること<br>※1 | 法，令，労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係条項 | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ○<br>（1．0時間以上） | ○<br>（1．0時間以上） | 関係法令 |
| 放射線管理に関すること ※1 | ①管理区域への立入り及び退去の手順 | ◎<br>（2．0時間以上） | ◎<br>（2．0時間以上） | ◎<br>（2．0時間以上） | ◎<br>（2．0時間以上） | ◎<br>（2．0時間以上） | ○<br>（2．0時間以上） | ○<br>（2．0時間以上） | 原子炉施設における作業の方法及び同施設に係る設備の取扱い |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること<br>※1 | ②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬，貯蔵及び廃棄の作業 | | | | | | | | |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること<br>※1 | ③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業 | | | | | | | | |
| 放射線管理に関すること ※1 | ④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視 | | | | | | | | |
| 放射線管理に関すること ※1 | ⑤天井，床，壁，設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去 | | | | | | | | |
| ・原子炉施設の構造，性能に関すること<br>・放射線管理に関すること<br>※1 | ⑥原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱い | | | | | | | | |
| 非常の場合に講ずべき処置に関すること<br>※1 | ⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置 | | | | | | | | |

※1：各GM又は安定化センター各GMが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。
※2：各対象者に要求されている教育項目は，対象者となった時点から課せられる。
※3：運転員には作業管理グループ員を含む。

◎：全員が教育の対象
○：業務に関連する者が教育の対象
（　　）：合計の教育時間

表118－3

# 所員及び安定化センター員への保安教育実施方針（運転員）

| 保安教育の内容 | | | 内　容 | 対象者※1 | | | | | 実施時期及び教育時間 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | 運転員※2 | | | | | |
| 中分類 | 小分類（項目） | 細目 | | 当直長<br>当直副長 | 当直主任<br>当直副主任<br>主機操作員 | 補機操作員 | 放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者 | 燃料取替の業務に関わる者 | |
| 関係法令及び保安規定の遵守に関すること | 原子炉施設保安規定 | | 保安規定（総則，品質保証，体制及び評価，保安教育，記録及び報告に関する規則）の概要，並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること | ◎ | ◎ | ◎ | ◎ | ◎ | ＜当直長，当直副長，当直主任，当直副主任，主機操作員，補機操作員＞<br>3年間で30時間以上※3<br>※4（下記※4と同枠内）<br><br>＜廃棄物処理設備の業務に関わる者＞<br>3年間で24時間以上※3<br>※4（下記※4と同枠内）<br><br>＜燃料取替の業務に関わる者＞<br>3年間で3時間以上※3<br>※4（下記※4と同枠内） |
| | | | 保安に関する各組織及び各職務の具体的役割と確認すべき記録 | ◎ | × | × | × | × | |
| 原子炉施設の運転に関すること | 運転管理 | 運転管理Ⅰ | 運転上の通則についての概要 | ◎ | ◎ | ◎ | ◎<br>（廃棄物処理設備に関することのみ） | × | |
| | | | 運転上の留意事項の概要 | | | | | | |
| | | | 運転上の制限の概要 | | | | | | |
| | | | 異常時の措置の概要 | | | | | | |
| | | 原子炉物理（臨界管理等を含む）・理論 | 炉物理等，原子炉理論の基礎（臨界管理） | ◎ | ◎ | ◎ | × | × | |
| | | 巡視点検・定例試験Ⅰ | 巡視点検の範囲と確認項目 | ◎ | ◎ | ◎ | ◎<br>（廃棄物処理設備に関することのみ） | × | |
| | | | 定例試験の内容と頻度 | | | | | | |
| | | 異常時対応（現場機器対応） | 原子炉の起動停止の概要 | ◎ | ◎ | ◎ | × | × | |
| | | | 各設備の運転操作の概要（現場操作） | | | | ◎<br>（廃棄物処理設備に関することのみ） | | |
| | | | 警報発生時の対応（現場操作） | | | | | | |
| | | | 異常時操作の対応（現場操作） | | | | × | | |
| | | 運転管理Ⅱ | 運転上の通則の適用と根拠 | ◎ | ◎ | × | × | × | |
| | | | 運転上の留意事項の基準値と管理方法 | | | | | | |
| | | | 運転上の制限の具体的値と制限を満足しない場合の措置 | | | | | | |
| | | | 異常時の措置を実施する際のガイドライン | | | | | | |
| | | 巡視点検・定例試験Ⅱ | 巡視点検時の確認項目の根拠 | ◎ | ◎ | × | × | × | |
| | | | 定例試験の操作と基準値 | | | | | | |
| | | 異常時対応（中央操作室内対応） | 原子炉の起動停止に関する操作と監視項目 | ◎ | ◎ | × | × | × | |
| | | | 各設備の運転操作と監視項目 | | | | | | |
| | | | 警報発生時の対応操作（中央操作室） | | | | | | |
| | | | 異常時操作の対応（中央操作室） | | | | | | |
| | | 運転管理Ⅲ | 運転上の留意事項の根拠と制限を満足しない場合の措置 | ◎ | × | × | × | × | |
| | | | 制限及び制限を満足しない場合の措置の根拠と運用 | | | | | | |
| | | | 異常時の措置を実施する際のガイドラインの根拠 | | | | | | |
| | | 異常時対応（指揮，状況判断） | 異常時操作の対応（判断・指揮命令含む） | ◎ | × | × | × | × | |
| | | | 警報発生時の監視の項目 | | | | | | |
| | 運転訓練 | シミュレータ訓練Ⅰ | 運転操作の連携訓練 | ◎ | ◎ | ◎ | × | × | 3年間で15時間以上 |
| | | シミュレータ訓練Ⅱ | 起動停止・異常時・警報発生時対応訓練 | × | ◎ | × | × | × | 3年間で9時間以上 |
| | | シミュレータ訓練Ⅲ | 起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練 | ◎ | × | × | × | × | 3年間で9時間以上 |
| | 保守管理 | 保守管理計画に関することⅠ | 定期検査時の管理項目の概要 | ◎ | ◎ | ◎ | × | × | ＜当直長，当直副長，当直主任，当直副主任，主機操作員，補機操作員＞<br>3年間で30時間以上※3<br>※4（上記※4と同枠内）<br><br>＜廃棄物処理設備の業務に関わる者＞<br>3年間で24時間以上※3<br>※4（上記※4と同枠内）<br><br>＜燃料取替の業務に関わる者＞<br>3年間で3時間以上※3<br>※4（上記※4と同枠内） |
| | | 保守管理計画に関することⅡ | 定期検査時の管理項目の根拠 | ◎ | × | × | × | × | |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること | 放射性廃棄物管理 | 放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること | | ◎ | ◎ | ◎ | ◎<br>（廃棄物処理設備に関することのみ） | × | |
| | 燃料管理 | 燃料の臨界管理に関すること | | ◎ | ◎ | ◎ | × | ◎ | |
| | | 燃料の検査・取替・運搬及び貯蔵に関すること | | | | | | | |

◎：全員が教育の対象（関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡はあり）
×：教育の対象外
※1：各対象者に要求されている教育項目は，対象者となった時点から課せられる。
※2：運転員には作業管理グループ員を含む。
※3：記載するにあたっての考えは，以下のとおり。
・本教育は，同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲，深さに差がある。（ある教育で，複数の細目をカバーする場合もある）
・この○年間で○○時間以上とは，運転員が行う一連の教育の時間であり，上表はこの教育時間の中に含まれている。
（上述の表の細目の時間を累積した時間ではない）
・各細目の内容が密接に関わっていることから細目毎の時間の区別は行わない。

（協力企業従業員への保安教育）

第１１９条

各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合，当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表１１９の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，教育の実施状況を確認するため，教育現場に適宜立ち会う。

ただし，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

２．各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，原子炉施設に関する作業のうち管理区域内における業務を協力企業が行う場合，当該協力企業従業員に対し，安全上必要な教育が表１１９の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭは，教育の実施状況を確認するため，教育現場に適宜立ち会う。

ただし，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

３．発電ＧＭは，放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合，毎年度，当該業務に従事する従業員に対し，表１１８－１，２，３の実施方針のうち，「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し，その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

４．発電ＧＭは，第３項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し，その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお，教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし，発電ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

５．発電ＧＭ又は燃料ＧＭは，燃料取替に関する業務の補助を協力企業が行う場合，毎年度，当該業務に従事する従業員に対し，表１１８－１，２，３の実施方針のうち，「燃料取替の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し，その内容を主任技術者の確認を得て所長の承認を得る。

６．発電ＧＭ又は燃料ＧＭは，第５項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し，その実施結果を年度毎に所長に報告する。なお，教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。

ただし，発電ＧＭ又は燃料ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

表119

# 保安教育実施方針(協力企業)

(1)発電所入所時に安全上必要な教育

| 保安教育の内容 | | | | | 対象者※2 | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 大分類 | 中分類 | 小分類<br>(項目) | 内　　容 | 実施時期 | 放射線業務従事者 | 放射線業務従事者以外 |
| 入所時に実施する教育※1 | 原子炉施設の構造・性能に関すること | | 作業上の留意事項 | 入所時 | ◎ | ○ |
| | 非常の場合に講ずべき処置に関すること | | 非常の場合に講ずべき処置の概要 | | ◎ | ◎ |
| | 関係法令及び保安規定の遵守に関すること | | 関係法令及び保安規定の遵守に関すること | | ◎ | ○ |

(2)放射線業務従事者に対する教育

| 保安教育の内容 | | | 対象者及び教育時間※2 | | 電離則の分類 |
|---|---|---|---|---|---|
| 総括表中分類との対応 | 内　　容 | 実施時期 | 放射線業務従事者 | 放射線業務従事者以外 | |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1 | ①核燃料物質又は使用済燃料の種類及び性状<br>②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 | 管理区域内において核燃料物質，使用済燃料又はこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時 | ◎<br>(0．5時間以上) | × | 核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識 |
| 放射線管理に関すること ※1 | ①管理区域に関すること | | ◎<br>(1．5時間以上) | × | 原子炉施設における作業の方法に関する知識 |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1 | ②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬，貯蔵及び廃棄の作業の方法及び順序 | | | | |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1 | ③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業の方法及び順序 | | | | |
| 放射線管理に関すること ※1 | ④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 | | | | |
| 放射線管理に関すること ※1 | ⑤天井，床，壁，設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去の方法 | | | | |
| 非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1 | ⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法 | | | | |
| ・原子炉施設の構造，性能に関すること<br>・放射線管理に関すること<br>※1 | 原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造及び取扱いの方法 | | ◎<br>(1．5時間以上) | × | 原子炉施設に係る設備の構造及び取扱いの方法に関する知識 |
| 放射線管理に関すること ※1 | ①電離放射線の種類及び性質<br>②電離放射線が生体の細胞，組織，器官及び全身に与える影響 | | ◎<br>(0．5時間以上) | × | 電離放射線の生体に与える影響 |
| 関係法令及び保安規定の遵守に関すること ※1 | 法，令，労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係条項 | | ◎<br>(1．0時間以上) | × | 関係法令 |
| 放射線管理に関すること ※1 | ①管理区域への立入り及び退去の手順 | | ◎<br>(2．0時間以上) | × | 原子炉施設における作業の方法及び同施設に係る設備の取扱い |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1 | ②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬，貯蔵及び廃棄の作業 | | | | |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること ※1 | ③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業 | | | | |
| 放射線管理に関すること ※1 | ④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視 | | | | |
| 放射線管理に関すること ※1 | ⑤天井，床，壁，設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去 | | | | |
| ・原子炉施設の構造，性能に関すること<br>・放射線管理に関すること<br>※1 | ⑥原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱い | | | | |
| 非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1 | ⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置 | | | | |

※1：各GM又は安定化センター各GMが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。
※2：各対象者に要求されている教育項目は，対象者となった時点から課せられる。

◎：全員が教育の対象
○：業務に関連する者が教育の対象
×：教育の対象外
(　　)：合計の教育時間

# 第１１章　　記録及び報告

（記録）

第１２０条

各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭは，表１２０－１に定める保安に関する記録を適正に作成し，保存する。なお，記録の作成にあたっては，法令に定める記録に関する事項を遵守する。ただし，汚染等により，適正に保存することができない場合を除く。

２．組織は，表１２０－２に定める保安に関する記録を適正に作成し，保存する。なお，記録の作成にあたっては，法令に定める記録に関する事項を遵守する。

表１２０－１

| 記録 | 記録すべき場合※1 | 保存期間 |
|---|---|---|
| 1．原子炉施設の巡視又は点検の状況並びにその担当者の氏名 | 毎日１回 | 巡視又は点検を実施した施設又は設備を廃棄した後５年が経過するまでの期間 |
| ２．保全活動管理指標の監視結果及びその担当者の氏名 | 実施の都度 | 監視を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後５年が経過するまでの期間 |
| ３．点検・補修等の結果（安全上重要な機器※2は除く）及びその担当者の氏名 | 実施の都度 | 点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後５年が経過するまでの期間 |
| ４．安全上重要な機器※2の点検・補修等の結果（法令に基づく必要な手続きの有無及びその内容を含む※3）及びその担当者の氏名 | 実施の都度 | 点検・補修等を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後５年が経過するまでの期間 |
| ５．点検・補修等の結果の確認・評価及びその担当者の氏名 | 実施の都度 | 確認・評価を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後５年が経過するまでの期間 |
| ６．点検・補修等の不適合管理，是正処置，予防処置及びその担当者の氏名 | 実施の都度 | 不適合管理，是正処置及び予防処置を実施した原子炉施設を解体又は廃棄した後５年が経過するまでの期間 |
| ７．保全の有効性評価，保守管理の有効性評価及びその担当者の氏名 | 評価の都度 | 評価を実施した原子炉施設の保守管理に関する方針，保守管理の目標又は保守管理の実施に関する計画の改定までの期間 |
| ８．熱出力 | 原子炉に１体以上燃料が装荷されている場合連続して | １０年間 |
| ９．炉心の中性子束密度 | | １０年間 |
| １０．炉心の温度 | | １０年間 |

| 記録 | 記録すべき場合※1 | 保存期間 |
|---|---|---|
| １１．冷却材入口温度 | 原子炉の状態が運転及び起動において１時間ごと | １０年間 |
| １２．冷却材出口温度 | | １０年間 |
| １３．冷却材圧力 | | １０年間 |
| １４．冷却材流量 | | １０年間 |
| １５．制御棒位置 | 同上 | １年間 |
| １６．再結合装置内の温度 | 同上 | １年間 |
| １７．原子炉に使用している冷却材及び減速材の純度並びにこれらの毎日の補給量 | 毎日１回 | １年間 |
| １８．原子炉内における燃料体の配置 | 配置又は配置替えの都度 | 取出後１０年間 |
| １９．運転開始前の点検結果 | 開始の都度 | １年間 |
| ２０．運転停止後の点検結果 | 停止の都度 | １年間 |
| ２１．運転開始日時 | その都度 | １年間 |
| ２２．臨界到達日時 | 同上 | １年間 |
| ２３．運転切替日時 | 同上 | １年間 |
| ２４．緊急しゃ断日時 | 同上 | １年間 |
| ２５．運転停止日時 | 同上 | １年間 |
| ２６．警報装置から発せられた警報の内容※4 | 同上 | １年間 |
| ２７．運転責任者の氏名及び運転員の氏名並びに，これらの者の交代の日時及び交代時の引継事項 | 交代の都度 | １年間 |
| ２８．使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に貯蔵している使用済燃料乾式貯蔵容器，使用済燃料輸送貯蔵兼用容器の蓋間圧力及び表面温度 | １ヶ月に１回 | １０年間 |
| ２９．使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置 | 配置又は配置替えの都度 | ５年間 |
| ３０．燃料体の形状又は性状に関する検査の結果 | 挿入前及び取出後 | 取出後１０年間 |
| ３１．発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料の記録<br>（１）外観<br>（２）最高燃焼度<br>（３）取出しから容器への封入までの期間<br>（４）使用済燃料を封入した容器内における当該使用済燃料の配置 | 払出しの都度 | 使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間 |

| 記録 | 記録すべき場合※1 | 保存期間 |
|---|---|---|
| ３２．発電所の外において貯蔵しようとする使用済燃料を封入した容器の記録<br>（１）外観<br>（２）漏えい率<br>（３）真空乾燥した後の真空度又は不活性ガスを充填した後の湿度並びに充填した不活性ガスの成分，量及び圧力<br>（４）容器内において使用済燃料の位置を固定するための装置の外観<br>（５）重量 | 払出しの都度 | 使用済燃料の貯蔵を委託する相手方に記録を引き渡すまでの期間 |
| ３３．原子炉本体，使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率 | 毎日運転中１回 | １０年間 |
| ３４．放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の１日間及び３月間についての平均濃度 | １日間の平均濃度にあっては毎日１回，３月間の平均濃度にあっては３月ごとに１回 | １０年間 |
| ３５．管理区域における外部放射線に係る１週間の線量当量，空気中の放射性物質の１週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度 | 毎週１回 | １０年間 |
| ３６．放射線業務従事者の４月１日を始期とする１年間の線量，女子※5の放射線業務従事者の４月１日，７月１日，１０月１日及び１月１日を始期とする各３月間の線量並びに本人の申出等により妊娠の事実を知ることとなった女子の放射線業務従事者にあっては出産までの間毎月１日を始期とする１月間の線量 | １年間の線量にあっては毎年度１回，３月間の線量にあっては３月ごとに１回，１月間の線量にあっては１月ごとに１回 | ※６ |
| ３７．４月１日を始期とする１年間の線量が２０ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該１年間を含む原子力規制委員会が定める５年間の線量 | 原子力規制委員会が定める５年間において毎年度１回 | ※６ |
| ３８．放射線業務従事者が当該業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び原子力規制委員会が定める５年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴 | その者が当該業務に就く時 | ※６ |

| 記録 | 記録すべき場合※1 | 保存期間 |
|---|---|---|
| ３９．発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の日時及び経路 | 運搬の都度 | １年間 |
| ４０．廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の日，場所及び方法 | 廃棄の都度 | ※７ |
| ４１．放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器に固型化した場合には，その方法 | 封入又は固型化の都度 | ※７ |
| ４２．放射性物質による汚染の広がりの防止及び除去を行った場合には，その状況及び担当者の氏名 | 広がりの防止及び除去の都度 | １年間 |
| ４３．事故発生及び復旧の日時 | その都度 | ※７ |
| ４４．事故の状況及び事故に際して採った処置 | 同上 | ※７ |
| ４５．事故の原因 | 同上 | ※７ |
| ４６．事故後の処置 | 同上 | ※７ |
| ４７．風向及び風速 | 連続して※8 | １０年間 |
| ４８．降雨量 | 同上 | １０年間 |
| ４９．大気温度 | 同上 | １０年間 |
| ５０．保安教育の実施計画 | 策定の都度 | ３年間 |
| ５１．保安教育の実施日時，項目及び受けた者の氏名 | 実施の都度 | ３年間 |
| ５２．原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価 | 評価の都度 | ※７ |
| ５３．原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価 | 評価の都度 | ※７ |

※１：記録可能な状態において常に記録することを意味しており，点検，故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。

※２：安全上重要な機器とは，安全上重要な機器等を定める告示に定める機器及び構造物をいう。

※３：法令に基づく必要な手続きとは，原子炉等規制法第４３条の３の８（変更の許可及び届出等），第４３条の３の９（工事の計画の認可），第４３条の３の１０（工事の計画の届出），第４３条の３の１１（使用前検査）及び第４３条の３の１３（溶接安

全管理検査）並びに電気事業法第４７条・第４８条（工事計画）及び第４９条・第５０条（使用前検査）に係る手続きをいう。なお，手続きが不要と判断した場合にも，その理由を併せて記録する。

※４：「警報装置から発せられた警報」とは，技術基準規則第４７条第１項及び第２項に規定する範囲の警報をいう。

※５：妊娠不能と診断された者及び妊娠の意思のない旨を書面で申し出た者を除く。

※６：その記録に係る者が放射線業務従事者でなくなった場合又はその記録を保存している期間が５年を超えた場合において，その記録を原子力規制委員会の指定する機関に引き渡すまでの期間

※７：廃止措置が終了し，その結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて，原子力規制委員会の確認を受けるまでの期間

※８：デジタルデータにより保存することができる。

表１２０－２※9

| 記録 | 記録すべき場合 | 保存期間 |
|---|---|---|
| 1.品質保証計画に関する以下の文書 | | |
| 第3条品質保証計画の「4.2.1a」～d」」に定める文書 | 変更の都度 | 変更後５年が経過するまでの期間 |
| 2.JEAC4111 の要求事項に基づき作成する以下の記録 | | |
| (1)マネジメントレビューの結果の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (2)教育，訓練，技能及び経験について該当する記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (3)業務のプロセス及びその結果が，要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (4)業務に対する要求事項のレビューの結果の記録，及びそのレビューを受けてとられた処置の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (5) 特定原子力施設の要求事項に関連する設計・開発へのインプットの記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (6)設計・開発のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (7)設計・開発の検証の結果の記録，及び必要な処置があればその記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (8)設計・開発の妥当性確認の結果の記録，及び必要な処置があればその記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (9)設計・開発の変更の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (10)設計・開発の変更のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (11)供給者の評価の結果の記録，及び評価によって必要とされた処置があればその記録 | 作成の都度 | ５年 |

| 記録 | 記録すべき場合 | 保存期間 |
|---|---|---|
| (12)プロセスの妥当性確認で組織が記録が必要とされた活動の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (13)業務に関するトレーサビリティの記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (14)組織外の所有物に関して，組織が必要と判断した場合の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (15)校正又は検証に用いた基準の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (16)測定機器が要求事項に適合していないと判明した場合の,過去の測定結果の妥当性評価の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (17)校正及び検証の結果の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (18)内部監査の結果の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (19)検査及び試験の合否判定基準への適合の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (20)リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (21)不適合の性質及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (22)是正処置の結果の記録 | 作成の都度 | ５年 |
| (23)予防処置の結果の記録 | 作成の都度 | ５年 |

※９：表１２０－１を適用する場合は，本表を適用しない。

（報告）

第１２１条

各ＧＭ又は５・６号運転管理部長は，次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに安定化センター所長，所長及び主任技術者に報告する。

（１）運転上の制限を満足していないと判断した場合（第73条）

（２）放射性液体廃棄物又は放射性気体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合（第88条,第89条）

（３）外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合（第101条）

（４）福島第一炉規則第18条第3号から第7号及び第9号から第17号に定める報告事象が生じた場合

（５）第７６条第１項から第３項に定める異常が発生した場合

２．所長は，前項に基づく報告を受けた場合，社長に報告する。

３．第１項又は第２項に基づく報告が，不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は，「NM-51-11トラブル等の報告マニュアル」による。

４．第１項（１）に該当する場合は，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき，直ちに原子力規制委員会に報告する。

# 附　　則

附則（　　）

（施行期日）

第１条

この規定は，原子力規制委員会の認可を受けた日の翌日から施行する。

２．第６１条において，非常用発電機の運用を開始するまでは，必要な電力供給が可能な場合，他号炉の非常用ディーゼル発電機又は可搬式発電機を非常用発電設備とみなすことができる。

３.第８７条の２については，臨時の出入管理所の一時保管エリアが解除された時点から適用することとし，適用以前の間は以下の通りとする。

４．第２条の２，第２条の３，第３条，第４条，第５条，第６条，第８条及び第１１８条については，原子力規制委員会の認可を受けた日から６０日以内に適用することとし，適用以前の間は以下の通りとする。

５．添付２－１（管理対象区域図）の地下水バイパス一時貯留タンク図における「汚染のおそれのない管理対象区域」については，それぞれの区域における区域区分の変更をもって適用する。

附則第１条第３項の適用以前の間は次の通り。

（発電所の敷地内で発生した瓦礫等の管理）

第８７条の２

発電所の敷地内及び臨時の出入管理箇所で発生した瓦礫等※1について，廃棄物管理ＧＭ又は放射線安全ＧＭは，以下の事項を実施する。

（１）廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備※2，固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設※3及び伐採木一時保管槽※4を含む。）について，柵，ロープ等により区画を行い，人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また，遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

（２）放射線安全ＧＭは，臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについて，柵，ロープ等により区画を行い，人がみだりに立ち入りできない措置を講じる。また，遮へいが効果的である場合は遮へいを行う。

２．各ＧＭは，次に定める瓦礫等の種類に応じて，回収したものを一時保管エリアに運搬する。また，切断等の減容処理や発電所敷地内での再利用をすることができる。

（１）発電所敷地内で発生した瓦礫類※5は，各ＧＭが，瓦礫類の線量率を測定し，その線量率に応じて，廃棄物管理ＧＭがあらかじめ定めた線量率の目安値に応じて指定した

仮設保管設備，貯蔵庫，覆土式一時保管施設又は発電所内の屋外一時保管エリアに運搬し，遮へいや容器収納，シート養生等の措置を講じる。

（２）発電所において発生した使用済保護衣等※６は，廃棄物管理ＧＭが，袋又は容器に収納して発電所内の一時保管エリアに運搬する。なお，廃棄物管理ＧＭは圧縮等をすることができる。

（３）臨時の出入管理箇所において発生した使用済保護衣等は，放射線安全ＧＭが，袋又は容器に収納して臨時の出入管理箇所の一時保管エリアに運搬する。なお，放射線安全ＧＭは圧縮等をすることができる。

（４）伐採木は，各ＧＭが，発電所内の屋外一時保管エリアに運搬する。配置の際には積載制限，通気性確保，伐採木一時保管槽への収納等の防火対策を講じる。

３．廃棄物管理ＧＭ又は放射線安全ＧＭは，次の事項を確認するとともに，その結果異常が認められた場合には必要な措置を講じる。

（１）廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備，貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類，使用済保護衣等，伐採木の一時保管状況を確認するために，１週間に１回一時保管エリアを巡視するとともに，１ヶ月に１回一時保管量を確認する。

（２）放射線安全ＧＭは，臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために，１週間に１回一時保管エリアを巡視するとともに，１ヶ月に１回一時保管量を確認する。

（３）廃棄物管理ＧＭは，覆土式一時保管施設において，覆土完了後，槽内の溜まり水の有無を定期的に確認し，溜まり水が確認された場合には回収する。

（４）廃棄物管理ＧＭは，伐採木一時保管槽において，定期的に温度監視を実施する。

（５）廃棄物管理ＧＭは，仮設保管設備，貯蔵庫及び発電所内の一時保管エリア（覆土式一時保管施設及び伐採木一時保管槽を含む。）における瓦礫類，使用済保護衣等及び伐採木の一時保管エリアの空間線量率並びに空気中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに，線量率測定結果を表示する。

（６）放射線安全ＧＭは，臨時の出入管理箇所の一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率並びに空気中放射性物質濃度を定期的に測定するとともに，線量率測定結果を表示する。

※１：瓦礫等とは，瓦礫類，使用済保護衣等及び伐採木等の総称をいう。以下，本条において同じ。

※２：仮設保管設備とは，瓦礫等を一時保管する設備のうち，テント，蛇腹ハウス及び雨天練習場等の屋根を設置したものをいう。以下，本条において同じ。

※３：覆土式一時保管施設とは，線量低減対策として覆土による遮へい機能を有する一時保管施設をいう。以下，本条において同じ。

※４：伐採木一時保管槽とは，防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽をいう。以下，本条において同じ。
※５：瓦礫類とは，発電所敷地内において，今回の地震，津波又は水素爆発により発生した瓦礫並びに放射性物質によって汚染された資機材等の総称をいい，回収した土壌を含む。以下，本条において同じ。
※６：使用済保護衣等とは，使用済保護衣及び使用済保護具をいう。以下，本条において同じ。

附則第１条第４項の適用以前の間は次の通り。

（関係法令及び保安規定の遵守）
第２条の２
社長は，第２条に係る保安活動を実施するにあたり，関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるよう，基本方針を定めるとともに，必要に応じて基本方針の見直しを行う。
２．原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は，関係法令及び保安規定の遵守が確実に行われるようにするため，「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め，これに基づき次の事項を実施する。
（１）第１項の基本方針に基づき，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画を年度毎に策定する。
（２）第３項の関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動状況を評価し，その結果を社長に報告し，必要に応じて指示を受ける。
（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動計画に反映する。
３．第４条の組織は，第２項（１）の活動計画に基づき，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動を実施する。

（安全文化の醸成）
第２条の３
社長は，第２条に係る保安活動を実施するにあたり，安全を最優先にするため，安全文化醸成の基本方針を定めるとともに，必要に応じて基本方針の見直しを行う。
２．原子力・立地本部長及び原子力品質監査部長は，安全文化を醸成するため，「法令等の遵守及び安全文化の醸成に係る活動の手引き」を定め，これに基づき次の事項を実施する。
（１）第１項の基本方針に基づき，安全文化の醸成のための活動計画を年度毎に策定する。
（２）第３項の安全文化の醸成のための活動状況を評価し，その結果を社長に報告し，必要に応じて指示を受ける。

（３）（２）の活動状況の評価結果及び指示を，安全文化の醸成のための活動計画に反映する。

３．第４条の組織は，第２項（１）の活動計画に基づき，安全文化の醸成のための活動を実施する。

（品質保証計画）

第３条

第２条に係る保安活動のための品質保証活動を実施するにあたり，以下のとおり品質保証計画を定める。

【品質保証計画】

1. 目的

本品質保証計画は，福島第一原子力発電所（以下「発電所」という。）の安全を達成・維持・向上させるため，「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」（以下「JEAC4111」という。）に従って，発電所における保安活動に係る品質マネジメントシステム（以下「品質マネジメントシステム」という。）を確立し，実施し，評価確認し，継続的に改善することを目的とする。

2. 適用範囲

本品質保証計画は，発電所の保安活動に適用する。

3. 用語の定義

以下を除き JEAC4111 の定義に従う。

特定原子力施設：福島第一原子力発電所を構成する構築物，系統及び機器等の総称

原子力施設情報公開ライブラリー:原子力施設の事故又は故障等の情報並びに信頼性に関する情報を共有し活用することにより,事故及び故障等の未然防止を図ることを目的として，一般社団法人 原子力安全推進協会が運営するデータベースのことをいう。(以下「ニューシア」という。)

BWR 事業者協議会：国内 BWR プラントの安全性及び信頼性を向上させるために，電力会社とプラントメーカーとの間で情報を共有し,必要な技術的検討を行う協議会のことをいう。(以下，本条及び第１０７条において同じ。)

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

(1) 第４条（保安に関する組織）に定める組織（以下「組織」という。）は，本品質保証計画に従って，品質マネジメントシステムを確立し，文書化し，実施し，かつ，維持する。

また，その品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) 組織は，次の事項を実施する。

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を「Z-21 原子力品質保証規程」に定める。

b) これらのプロセスの順序及び相互関係を図１のとおりとする。

c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために必要な判断基準及び方法を明確にする。

d) これらのプロセスの運用及び監視を支援するために必要な資源及び情報を利用できることを確実にする。

e) これらのプロセスを監視し，適用可能な場合には測定し，分析する。

f) これらのプロセスについて，計画どおりの結果を得るため，かつ，継続的改善を達成するために必要な処置をとる。

(3) 組織は，品質マネジメントシステムの運用において，発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（以下「重要度分類指針」という。）に基づく重要性を基本として，品質マネジメントシステム要求事項の適用の程度についてグレード分けを行う。また，グレード分けの決定に際しては，重要度分類指針に基づく重要性に加えて必要に応じて以下の事項を考慮する。

a) プロセス及び特定原子力施設の複雑性，独自性，又は斬新性の程度

b) プロセス及び特定原子力施設の標準化の程度や記録のトレーサビリティの程度

c) 検査又は試験による原子力安全に対する要求事項への適合性の検証可能性の程度

d) 作業又は製造プロセス，要員，要領，及び装置等に対する特別な管理や検査の必要性の程度

e) 運転開始後の特定原子力施設に対する保守，供用期間中検査及び取替えの難易度

(4) 組織は，これらのプロセスを，本品質保証計画に従って運営管理する。

(5) 組織は，原子力安全の達成に影響を与えるプロセスをアウトソースすることを決めた場合には，「7.4 調達」に従ってアウトソースしたプロセスの管理を確実にする。

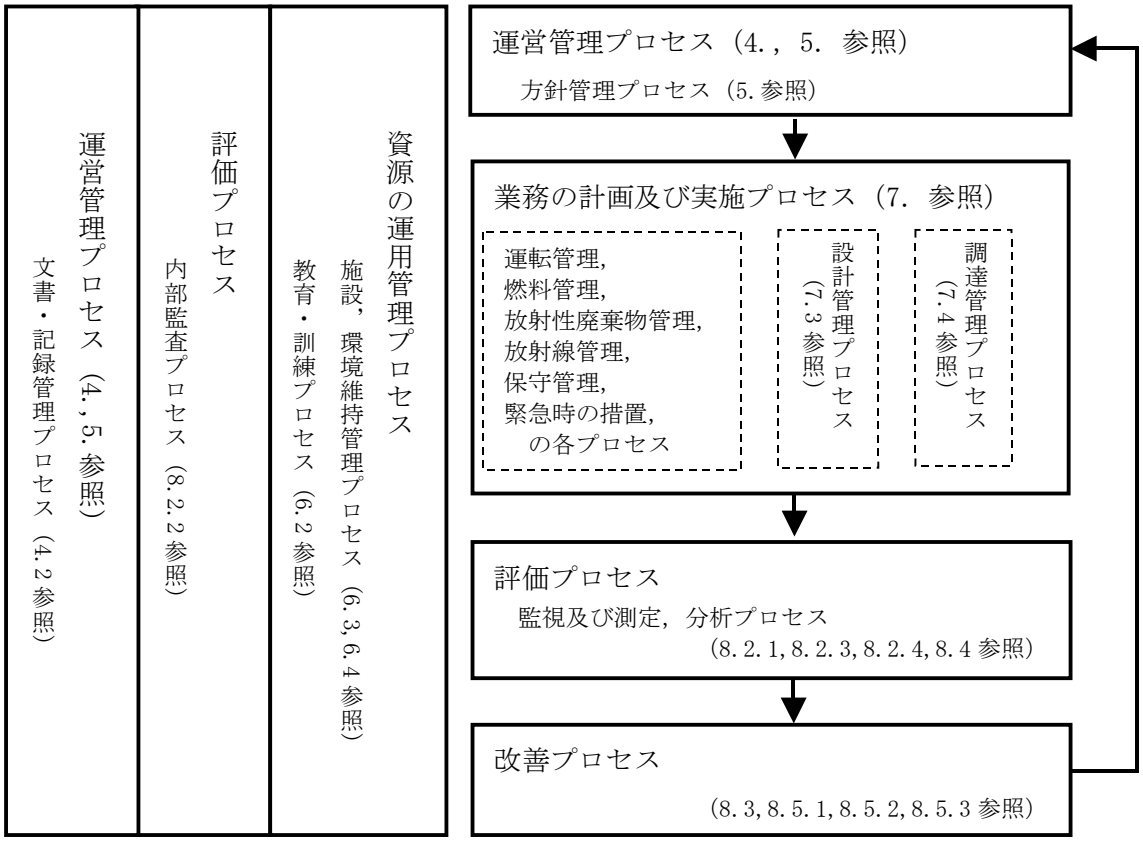



図１．品質マネジメントシステムにおけるプロセス間の相互関係

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

品質マネジメントシステムの文書として以下の事項を含める。また，これらの文書体系を図２に，各マニュアルと各条文の関連を c)及び d)の表に示す。なお，記録は適正に作成する。

a) 文書化した，品質方針及び品質目標の表明

b) 以下の品質マニュアル

①本品質保証計画，②原子力品質保証規程（Z-21）

c) JEAC4111 が要求する“文書化された手順” である以下の文書及び記録

| 第3条の関連条項 | 原子力品質保証規程の関連条項 | 名　　称 | 文書番号 | 管理箇所 |
|---|---|---|---|---|
| 4.2，7.2.2 | 4.2，7.2.2 | 文書及び記録管理基本マニュアル | NQ-12 | 原子力品質・安全部 |
| 8.2.2,8.5.1 | 8.2.2,8.5.1 | 原子力品質監査基本マニュアル | NA-19 | 原子力品質監査部 |
| 8.3，8.5.1,<br>8.5.2,8.5.3 | 8.3，8.5.1,<br>8.5.2,8.5.3 | 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル | NQ-11 | 原子力品質・安全部 |

d）組織内のプロセスの効果的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した記録を含む文書

①以下の文書

| 第3条の関連条項 | 原子力品質保証規程の関連条項 | 名　　称 | 文書番号 | 管理箇所 | 第3条以降の関連条文 |
|---|---|---|---|---|---|
| 5.4.1,8.2.3, 8.4, 8.5.1 | 5.4.1,8.2.3, 8.4, 8.5.1 | セルフアセスメント実施基本マニュアル | NK-17 | 原子力・立地業務部 | 第 10 条 |
| 5.5.3 | 5.5.3 | 保安管理基本マニュアル | NM-24 | 原子力運営管理部 | 第 6 条～第 9 条 |
| 5.6, 8.5.1 | 5.6, 8.5.1 | マネジメントレビュー実施基本マニュアル | NK-18 | 原子力・立地業務部 | － |
| 6.2 | 6.2 | 教育及び訓練基本マニュアル | NK-20 | 原子力・立地業務部 | 第 118 条～第 120 条 |
| 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6 | 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6 | 運転管理基本マニュアル | NM-51 | 原子力運営管理部 | 第7条，第11条の2，第12条～第78条，第84条，第87条，第94条，第95条，第108条～第117条，第120条，第121条 |
| | | 燃料管理基本マニュアル | NM-52 | 原子力運営管理部 | 第19条～第23条，第25条～第27条，第55条，第56条，第69条，第72条，第79条～第86条，第103条，第104条，第120条 |
| | | 放射性廃棄物管理基本マニュアル | NM-54 | 原子力運営管理部 | 第87条～第90条，第120条 |
| 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6 | 6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6 | 保守管理基本マニュアル | NM-55 | 原子力運営管理部 | 第90条，第102条，第107条，第107条の2，第120条 |
| 6.2.2, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5 | 6.2.2, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5 | 福島第一原子力発電所放射線管理基本マニュアル | NM-58 | 原子力運営管理部 | 第92条～第99条，第100条～第106条，第120条 |
| 7.2.3, 8.2.1 | 7.2.3, 8.2.1 | 外部コミュニケーション基本マニュアル | NM-21 | 原子力運営管理部 | － |
| 7.3 | 7.3 | 設計管理基本マニュアル | NE-16 | 原子力設備管理部 | － |
| 7.4 | 7.4 | 調達管理基本マニュアル | NE-14 | 原子力設備管理部 | － |
| | | 原子燃料調達基本マニュアル | NC-15 | 原子燃料サイクル部 | － |
| 8.2.4 | 8.2.4 | 検査及び試験基本マニュアル | NM-13 | 原子力運営管理部 | 第 19 条，第 22 条，第 24 条，第 27 条，第 30 条，第 32 条，第 39 条，第 41 条～第 44 条，第 47 条，第 49 条～第 54 条，第 57 条，第 60 条，第 63 条，第 81 条，第 84 条，第 107 条，第 120 条 |

| 第3条の関連条項 | 原子力品質保証規程の関連条項 | 名　　称 | 文書番号 | 管理箇所 | 第3条以降の関連条文 |
|---|---|---|---|---|---|
| 8.2.4 | 8.2.4 | 運転管理基本マニュアル | NM-51 | 原子力運営管理部 | 第21条，第24条，第27条，第39条，第41条，第51条～第54条，第58条，第60条，第61条，第67条，第84条，第120条 |

②発電所品質保証計画書

③要領，要項，手引等の手順書

④部門作成文書

⑤外部文書

⑥上記①②③④⑤で規定する記録

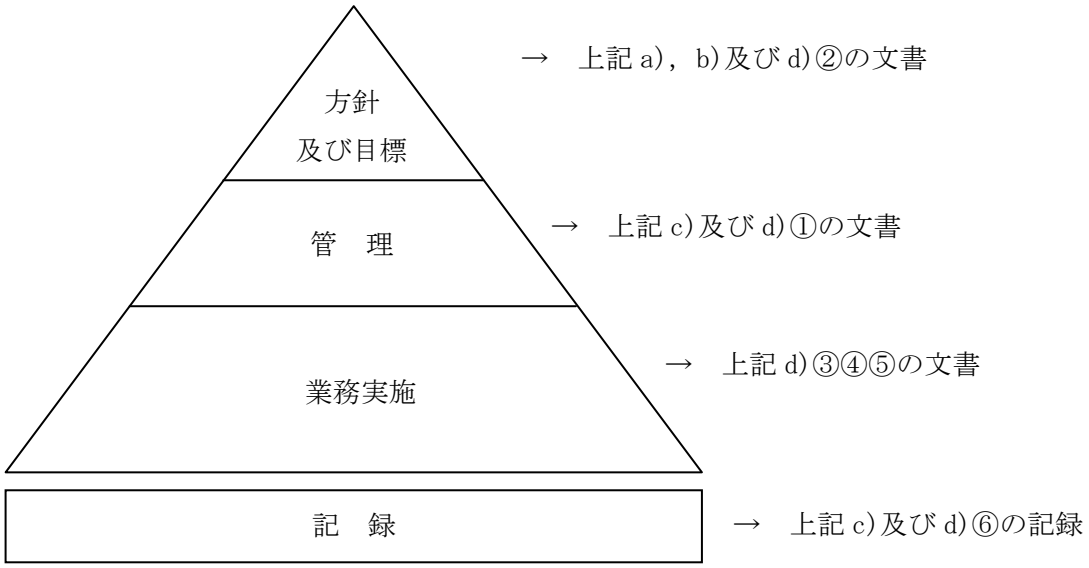



図２．品質マネジメントシステム文書体系図

4.2.2 品質マニュアル

組織は，品質マニュアルとして本品質保証計画を含む「Z-21 原子力品質保証規程」を作成し，維持する。制定・改訂権限者は社長とする。

4.2.3 文書管理

(1) 組織は，品質マネジメントシステムで必要とされる文書を遵守するために，「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき，保安規定上の位置付けを明確にするとともに，保安活動の重要度に応じて管理する。また，記録は，4.2.4 に規定する要求事項に従って管理する。

(2) 次の活動に必要な管理を「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。

a) 発行前に，適切かどうかの観点から文書を承認する。

b) 文書をレビューする。また，必要に応じて更新し，再承認する。

c) 文書の変更の識別及び現在有効な版の識別を確実にする。

d) 該当する文書の適切な版が，必要なときに，必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。

e) 文書は，読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。

f) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし，その配付が管理されていることを確実にする。

g) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また，これらを何らかの目的で保持する場合には，適切な識別をする。

4.2.4 記録の管理

(1) 組織は，要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成された記録を管理する。

(2) 記録の識別，保管，保護，検索，保管期間及び廃棄に関して必要な管理を「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に規定する。

(3) 記録は，読みやすく，容易に識別可能かつ検索可能であるようにする。

5. 経営者の責任

5.1 経営者のコミットメント

社長は，品質マネジメントシステムの構築及び実施，並びにその有効性を継続的に改善することに対するコミットメントの証拠を，次の事項によって示す。

a) 法令・規制要求事項を満たすことは当然のこととして，原子力安全の重要性を組織内に周知する。

b) 品質方針を設定する。

c) 品質目標が設定されることを確実にする。

d) マネジメントレビューを実施する。
e) 資源が使用できることを確実にする。

5.2 原子力安全の重視

社長は，原子力安全を最優先に位置付け，業務に対する要求事項が決定され，満たされていることを確実にする（7.2.1 及び 8.2.1 参照）。

5.3 品質方針

社長は，品質方針について，次の事項を確実にする。
a) 東京電力の経営理念に対して適切である。
b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対するコミットメントを含む。
c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
d) 組織全体に伝達され，理解される。
e) 適切性の持続のためにレビューされる。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

(1) 社長は，組織内のしかるべき部門及び階層で，業務に対する要求事項を満たすために必要なものを含む品質目標(7.1 (3) a)参照)を設定することを確実にするために,「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」を定めさせる。
(2) 品質目標は，その達成度が判定可能で，品質方針との整合がとれていること。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

社長は，次の事項を確実にする。
a) 品質目標に加えて 4.1 に規定する要求事項を満たすために，品質マネジメントシステムの構築と維持についての計画を策定する。
b) 品質マネジメントシステムの変更を計画し，実施する場合には，その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく，整合性が取れるよう管理する。

5.5 責任，権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

社長は，全社規程である「Z-10 職制および職務権限規程」を踏まえ，保安活動を実施するための責任及び権限が第５条（保安に関する職務）及び第９条（主任技術者の職務等）に定められ，組織全体に周知されていることを確実にする。また，社長は第４条（保安に関する組織）に定める組織以外の全社組織による，「Z-10 職制および職務権限規程」に基

づく保安活動への支援を確実にする。

5.5.2 管理責任者

(1) 社長は，原子力品質監査部長及び原子力・立地本部長を管理責任者に任命し，与えられている他の責任とかかわりなく，次に示す責任及び権限を与える。

(2) 原子力品質監査部長の管理責任者としての責任及び権限

a) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立，実施及び維持を確実にする。

b) 内部監査プロセスを通じて，品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

c) 内部監査プロセスを通じて，組織全体にわたって，原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

(3) 原子力・立地本部長の管理責任者としての責任及び権限

a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセス（内部監査プロセスを除く）の確立，実施及び維持を確実にする。

b) 品質マネジメントシステム（内部監査プロセスを除く）の成果を含む実施状況及び改善の必要性の有無について，社長に報告する。

c) 組織全体（原子力品質監査部除く）にわたって，原子力安全についての認識を高めることを確実にする。

5.5.3 内部コミュニケーション

社長は，組織内にコミュニケーションのための適切なプロセスが確立されることを確実にする。また，マネジメントレビューや原子力発電保安委員会等を通じて，品質マネジメントシステムの有効性に関しての情報交換が行われることを確実にする。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

(1) 社長は，組織の品質マネジメントシステムが，引き続き，適切，妥当かつ有効であることを確実にするために，「NK-18 マネジメントレビュー実施基本マニュアル」に基づき，品質マネジメントシステムをレビューする。なお，必要に応じて随時実施する。

(2) このレビューでは，品質マネジメントシステムの改善の機会の評価，並びに品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。

(3) マネジメントレビューの結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

マネジメントレビューへのインプットには，次の情報を含む。

a) 監査の結果
b) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方
c) プロセスの成果を含む実施状況並びに検査及び試験の結果
d) 予防処置及び是正処置の状況
e) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
f) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
g) 改善のための提案

5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

(1) マネジメントレビューからのアウトプットには，次の事項に関する決定及び処置すべてを含める。
a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
b) 業務の計画及び実施にかかわる改善
c) 資源の必要性

6. 資源の運用管理

6.1 資源の提供

組織は，人的資源，特定原子力施設，作業環境を含め，原子力安全に必要な資源を提供する。

6.2 人的資源

6.2.1 一般

原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員は，適切な教育，訓練，技能及び経験を判断の根拠として力量を有する。

6.2.2 力量，教育・訓練及び認識

組織は，次の事項を「NK-20 教育及び訓練基本マニュアル」に従って実施する。
a) 原子力安全の達成に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
b) 該当する場合には（必要な力量が不足している場合には），その必要な力量に到達することができるように教育・訓練を行うか，又は他の処置をとる。
c) 教育・訓練又は他の処置の有効性を評価する。
d) 組織の要員が，自らの活動のもつ意味及び重要性を認識し，品質目標の達成に向けて自らがどのように貢献できるかを認識することを確実にする。
e) 教育，訓練，技能及び経験について該当する記録を維持する（4.2.4 参照）。

6.3 特定原子力施設

組織は，原子力安全の達成のために必要な特定原子力施設を「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき明確にし，維持管理する。

6.4 作業環境

組織は，放射線に関する作業環境を基本とし，異物管理や火気管理等の作業安全に関する作業環境を含め，原子力安全の達成のために必要な作業環境を関連するマニュアル等にて明確にし，運営管理する。

7. 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

(1) 組織は，保安活動に必要な業務のプロセスを計画し，運転管理（緊急時の措置含む），燃料管理，放射性廃棄物管理，放射線管理，保守管理の各基本マニュアルに定める。また，各基本マニュアルに基づき，業務に必要なプロセスを計画し，構築する。

(2) 業務の計画は，品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合をとる（4.1参照）。

(3) 組織は，業務の計画に当たって，次の各事項について適切に明確化する。

a) 業務に対する品質目標及び要求事項

b) 業務に特有な，プロセス及び文書の確立の必要性，並びに資源の提供の必要性

c) その業務のための検証，妥当性確認，監視，測定，検査及び試験活動，並びにこれらの合否判定基準

d) 業務のプロセス及びその結果が，要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4参照）

(4) この業務の計画のアウトプットは，組織の運営方法に適した形式にする。

7.2 業務に対する要求事項に関するプロセス

7.2.1 業務に対する要求事項の明確化

組織は，次の事項を「業務の計画」（7.1参照）において明確にする。

a) 業務に適用される法令・規制要求事項

b) 明示されてはいないが，業務に不可欠な要求事項

c) 組織が必要と判断する追加要求事項すべて

7.2.2 業務に対する要求事項のレビュー

(1) 組織は，「NQ-12 文書及び記録管理基本マニュアル」に基づき，業務に対する要求事項をレビューする。このレビューは，業務を行う前に実施する。

(2) レビューでは，次の事項を確実にする。

a) 業務に対する要求事項が定められている。
b) 業務に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には，それについて解決されている。
c) 組織が，定められた要求事項を満たす能力をもっている。

(3) このレビューの結果の記録，及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を維持する（4.2.4参照）。

(4) 業務に対する要求事項が書面で示されない場合には，組織はその要求事項を適用する前に確認する。

(5) 業務に対する要求事項が変更された場合には，組織は，関連する文書を修正する。また，変更後の要求事項が，関連する要員に理解されていることを確実にする。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

組織は，原子力安全に関して外部とのコミュニケーションを図るための効果的な方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」にて明確にし，実施する。

7.3 設計・開発

組織は，特定原子力施設を対象として，「NE-16 設計管理基本マニュアル」に基づき設計・開発の管理を実施する。

7.3.1 設計・開発の計画

(1) 組織は，特定原子力施設の設計・開発の計画を策定し，管理する。

(2) 設計・開発の計画において，組織は次の事項を明確にする。
a) 設計・開発の段階
b) 設計・開発の各段階に適したレビュー，検証及び妥当性確認
c) 設計・開発に関する責任及び権限

(3) 組織は，効果的なコミュニケーション及び責任の明確な割当てを確実にするために，設計・開発に関与するグループ間のインタフェースを運営管理する。

(4) 設計・開発の進行に応じて，策定した計画を適切に更新する。

7.3.2 設計・開発へのインプット

(1) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットを明確にし，記録を維持する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。
a) 機能及び性能に関する要求事項
b) 適用される法令・規制要求事項
c) 適用可能な場合には，以前の類似した設計から得られた情報
d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項

(2) 特定原子力施設の要求事項に関連するインプットについては，その適切性をレビュー

する。要求事項は，漏れがなく，あいまい（曖昧）でなく，相反することがないようにする。

7.3.3 設計・開発からのアウトプット

(1) 設計・開発からのアウトプットは，設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式とする。また，リリース前に，承認を受ける。

(2) 設計・開発からのアウトプットは次の状態とする。

a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。

b) 調達，業務の実施に対して適切な情報を提供する。

c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか，又はそれを参照している。

d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な特定原子力施設の特性を明確にする。

7.3.4 設計・開発のレビュー

(1) 設計・開発の適切な段階において，次の事項を目的として，計画されたとおりに（7.3.1参照）体系的なレビューを行う。

a) 設計・開発の結果が，要求事項を満たせるかどうかを評価する。

b) 問題を明確にし，必要な処置を提案する。

(2) レビューへの参加者には，レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部門を代表する者を含める。このレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.3.5 設計・開発の検証

(1) 設計・開発からのアウトプットが，設計・開発へのインプットで与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために，計画されたとおりに（7.3.1参照）検証を実施する。この検証の結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 設計・開発の検証は，原設計者以外の者又はグループが実施する。

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

(1) 結果として得られる特定原子力施設が，指定された用途又は意図された用途に応じた要求事項を満たし得ることを確実にするために，計画した方法（7.3.1参照）に従って，設計・開発の妥当性確認を実施する。

(2) 実行可能な場合にはいつでも，特定原子力施設の使用前に，妥当性確認を完了する。

(3) 妥当性確認の結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4参照）。

7.3.7 設計・開発の変更管理

(1) 設計・開発の変更を明確にし，記録を維持する（4.2.4参照）。

(2) 変更に対して，レビュー，検証及び妥当性確認を適切に行い，その変更を実施する前に承認する。

(3) 設計・開発の変更のレビューには，その変更が，当該の特定原子力施設を構成する要素及び関連する特定原子力施設に及ぼす影響の評価を含める。

(4) 変更のレビューの結果の記録，及び必要な処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.4 調達

組織は，「NE-14 調達管理基本マニュアル」及び「NC-15 原子燃料調達基本マニュアル」に基づき調達を実施する。

7.4.1 調達プロセス

(1) 組織は，規定された調達要求事項に，調達製品が適合することを確実にする。

(2) 供給者及び調達製品に対する管理の方式及び程度は，調達製品が原子力安全に及ぼす影響に応じて定める。

(3) 組織は，供給者が組織の要求事項に従って調達製品を供給する能力を判断の根拠として，供給者を評価し，選定する。選定，評価及び再評価の基準を定める。

(4) 評価の結果の記録，及び評価によって必要とされた処置があればその記録を維持する（4.2.4 参照）。

(5) 組織は，調達製品の調達後における，維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法を定める。

7.4.2 調達要求事項

(1) 調達要求事項では調達製品に関する要求事項を明確にし，必要な場合には，次の事項のうち該当する事項を含める。

a) 製品，手順，プロセス及び設備の承認に関する要求事項

b) 要員の適格性確認に関する要求事項

c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項

(2) 組織は，供給者に伝達する前に，規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。

7.4.3 調達製品の検証

(1) 組織は，調達製品が，規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために，必要な検査又はその他の活動を定めて，実施する。

(2) 組織が，供給者先で検証を実施することにした場合には，組織は，その検証の要領及

び調達製品のリリースの方法を調達要求事項の中に明確にする。

7.5 業務の実施

7.5.1 業務の管理

組織は，「業務の計画」（7.1参照）に基づき業務を管理された状態で実施する。管理された状態には，次の事項のうち該当するものを含む。

a) 原子力安全との係わりを述べた情報が利用できる。

b) 必要に応じて，作業手順が利用できる。

c) 適切な設備を使用している。

d) 監視機器及び測定機器が利用でき，使用している。

e) 監視及び測定が実施されている。

f) 業務のリリースが実施されている。

7.5.2 業務に関するプロセスの妥当性確認

(1) 業務の過程で結果として生じるアウトプットが，それ以降の監視又は測定で検証することが不可能で，その結果，業務が実施された後でしか不具合が顕在化しない場合には，組織は，その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。

(2) 妥当性確認によって，これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。

(3) 組織は，これらのプロセスについて，次の事項のうち該当するものを含んだ手続きを確立する。

a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準

b) 設備の承認及び要員の適格性確認

c) 所定の方法及び手順の適用

d) 記録に関する要求事項（4.2.4 参照）

e) 妥当性の再確認

7.5.3 識別及びトレーサビリティ

(1) 必要な場合には，組織は，業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務を識別する。

(2) 組織は，業務の計画及び実施の全過程において，監視及び測定の要求事項に関連して，業務の状態を識別する。

(3) トレーサビリティが要求事項となっている場合には，組織は，業務について一意の識別を管理し，記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.4 組織外の所有物

組織は，組織外の所有物について，それが組織の管理下にある間，注意を払い，必要に応じて記録を維持する（4.2.4 参照）。

7.5.5 調達製品の保存

組織は，関連するマニュアル等に基づき，調達製品の検証後，受入から据付（使用）までの間，要求事項への適合を維持するように調達製品を保存する。この保存には，該当する場合，識別，取扱い，包装，保管及び保護を含める。保存は，取替品，予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理

(1) 業務に対する要求事項への適合性を実証するために，組織は，実施すべき監視及び測定並びに，そのために必要な監視機器及び測定機器を関連するマニュアル等に定める。

(2) 組織は，監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にするプロセスを確立し，関連するマニュアル等に定める。

(3) 測定値の正当性が保証されなければならない場合には，測定機器に関し，「NM-55 保守管理基本マニュアル」に基づき，次の事項を満たす。

a) 定められた間隔又は使用前に，国際又は国家計量標準にトレーサブルな計量標準に照らして校正若しくは検証，又はその両方を行う。そのような標準が存在しない場合には，校正又は検証に用いた基準を記録する（4.2.4 参照）。

b) 機器の調整をする，又は必要に応じて再調整する。

c) 校正の状態を明確にするために識別を行う。

d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。

e) 取扱い，保守及び保管において，損傷及び劣化しないように保護する。

さらに，測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には，組織は，その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し，記録する（4.2.4 参照）。組織は，その機器，及び影響を受けた業務すべてに対して，適切な処置をとる。校正及び検証の結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(4) 規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には，そのコンピュータソフトウェアによって意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は，最初に使用するのに先立って実施する。また，必要に応じて再確認する。

8. 評価及び改善

8.1 一般

(1) 組織は，次の事項のために必要となる監視，測定，分析及び改善のプロセスを計画し，実施する。

a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。

b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。

c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

(2) これには，統計的手法を含め，適用可能な方法，及びその使用の程度を決定することを含める。

8.2 監視及び測定

8.2.1 原子力安全の達成

組織は，品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして，原子力安全を達成しているかどうかに関して外部がどのように受けとめているかについての情報を監視する。この情報の入手及び使用の方法を「NM-21 外部コミュニケーション基本マニュアル」に定める。

8.2.2 内部監査

(1) 組織は，品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを明確にするために，あらかじめ定められた間隔で「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に基づき内部監査を実施する。

a) 品質マネジメントシステムが，業務の計画（7.1 参照）に適合しているか，JEAC4111 の要求事項に適合しているか，及び組織が決めた品質マネジメントシステム要求事項に適合しているか。

b) 品質マネジメントシステムが効果的に実施され，維持されているか。

(2) 組織は，監査の対象となるプロセス及び領域の状態及び重要性，並びにこれまでの監査結果を考慮して，監査プログラムを策定する。監査の基準，範囲，頻度及び方法を規定する。監査員の選定及び監査の実施においては，監査プロセスの客観性及び公平性を確保する。監査員は自らの業務を監査しない。

(3) 監査の計画及び実施，記録の作成及び結果の報告に関する責任，並びに要求事項を「NA-19 原子力品質監査基本マニュアル」に定める。

(4) 監査及びその結果の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(5) 監査された領域に責任をもつ管理者は，検出された不適合及びその原因を除去するために遅滞なく，必要な修正及び是正処置すべてがとられることを確実にする。フォローアップには，とられた処置の検証及び検証結果の報告を含める（8.5.2 参照）。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

(1) 組織は，品質マネジメントシステムのプロセスの監視，及び適用可能な場合に行う測定には，「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」（第１０条（原子炉施設の定期的な評価）を含む）に基づき，適切な方法を適用する。

(2) これらの方法は，プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証する

ものとする。

(3) 計画どおりの結果が達成できない場合には，適切に，修正及び是正処置をとる。

8.2.4 検査及び試験

(1) 組織は，特定原子力施設の要求事項が満たされていることを検証するために，「NM-13 検査及び試験基本マニュアル」及び「NM-51 運転管理基本マニュアル」に基づき，特定原子力施設を検査及び試験する。検査及び試験は，業務の計画（7.1 参照）に従って，適切な段階で実施する。検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠を維持する（4.2.4 参照）。

(2) 検査及び試験要員の独立の程度を定める。

(3) リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を記録する（4.2.4参照）。

(4) 業務の計画（7.1 参照）で決めた検査及び試験が完了するまでは，当該特定原子力施設を据え付けたり，運転したりしない。ただし，当該の権限をもつ者が承認したときは，この限りではない。

8.3 不適合管理

(1) 組織は，業務に対する要求事項に適合しない状況が放置されることを防ぐために，それらを識別し，管理することを確実にする。

(2) 不適合の処理に関する管理及びそれに関連する責任及び権限を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

(3) 該当する場合には，組織は，次の一つ又はそれ以上の方法で，不適合を処理する。

a) 検出された不適合を除去するための処置をとる。

b) 当該の権限をもつ者が，特別採用によって，その使用，リリース，又は合格と判定することを正式に許可する。

c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。

d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には，その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。

(4) 不適合に修正を施した場合には，要求事項への適合を実証するための再検証を行う。

(5) 不適合の性質の記録，及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を維持する（4.2.4 参照）。

(6) 組織は，原子炉施設の保安の向上を図る観点から，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に定める公開基準に従い，不適合の内容をニューシアへ登録することにより，情報の公開を行う。

8.4 データの分析

(1) 組織は，品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため，また，品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために，「NK-17 セルフアセスメント実施基本マニュアル」に基づき，適切なデータを明確にし，それらのデータを収集し，分析する。この中には，監視及び測定の結果から得られたデータ並びにそれ以外の該当する情報源からのデータを含める。

(2) データの分析によって，次の事項に関連する情報を提供する。

a) 原子力安全の達成に関する外部の受けとめ方（8.2.1 参照）

b) 業務に対する要求事項への適合（8.2.3 及び 8.2.4 参照）

c) 予防処置の機会を得ることを含む，プロセス及び特定原子力施設の特性及び傾向（8.2.3 及び 8.2.4 参照）

d) 供給者の能力（7.4 参照）

8.5 改善

8.5.1 継続的改善

組織は，品質方針，品質目標，監査結果，データの分析，是正処置，予防処置及びマネジメントレビューを通じて，品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。

8.5.2 是正処置

(1) 組織は，再発防止のため，「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき，不適合の原因を除去する処置をとる。

(2) 是正処置は，検出された不適合のもつ影響に応じたものとする。

(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

a) 不適合の内容確認

b) 不適合の原因の特定

c) 不適合の再発防止を確実にするための処置の必要性の評価

d) 必要な処置の決定及び実施

e) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）

f) とった是正処置の有効性のレビュー

8.5.3 予防処置

(1) 組織は，起こり得る不適合が発生することを防止するために，保安活動の実施によって得られた知見及び他の施設から得られた知見（BWR 事業者協議会で取り扱う技術情報及びニューシア登録情報を含む。）の活用を含め，「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に基づき，その原因を除去する処置を決める。

(2) 予防処置は，起こり得る問題の影響に応じたものとする。

(3) 次の事項に関する要求事項（JEAC4111 附属書「根本原因分析に関する要求事項」を含む。）を「NQ-11 不適合管理及び是正処置・予防処置基本マニュアル」に規定する。

a) 起こり得る不適合及びその原因の特定

b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価

c) 必要な処置の決定及び実施

d) とった処置の結果の記録（4.2.4 参照）

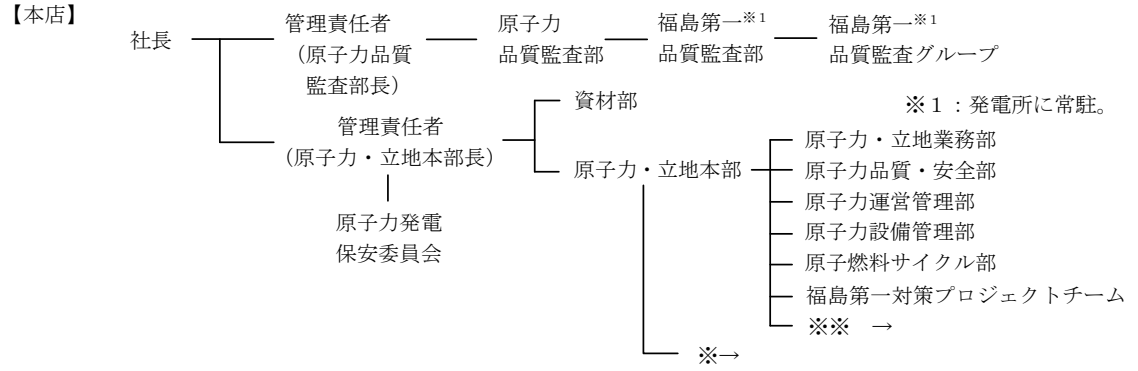
e) とった予防処置の有効性のレビュー

（保安に関する組織）

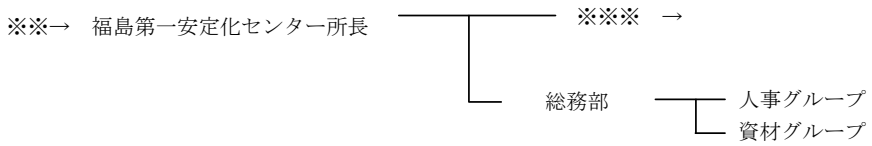
第４条

発電所の保安に関する組織は，図４のとおりとする。

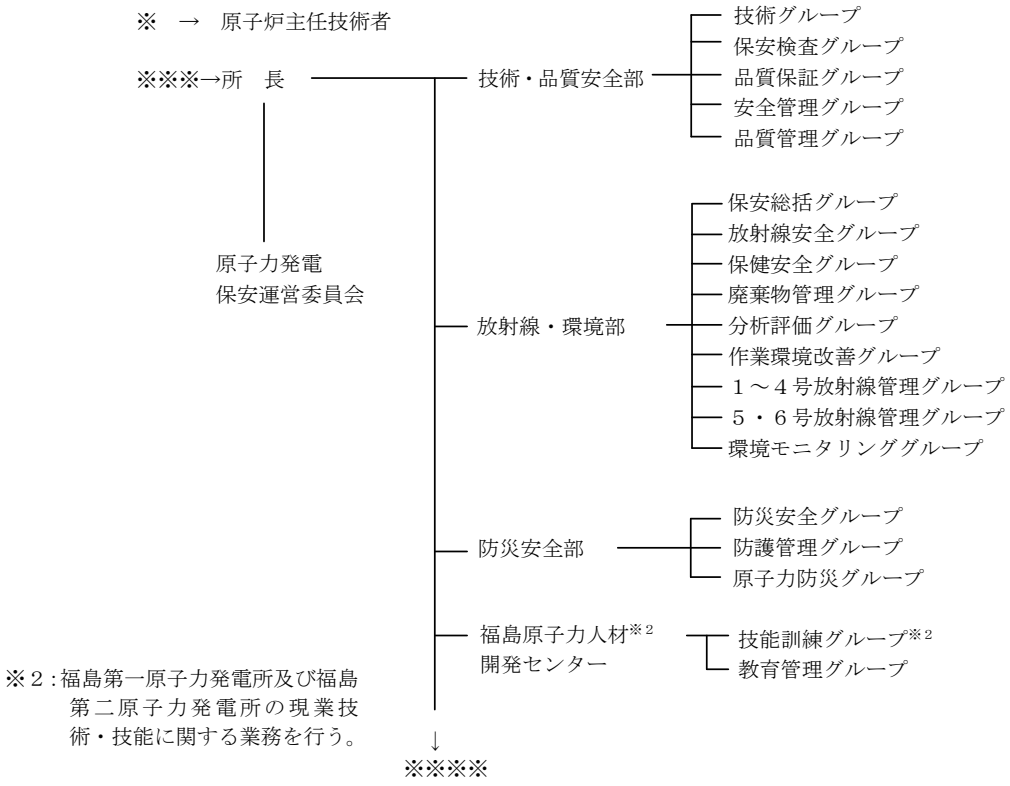
図４



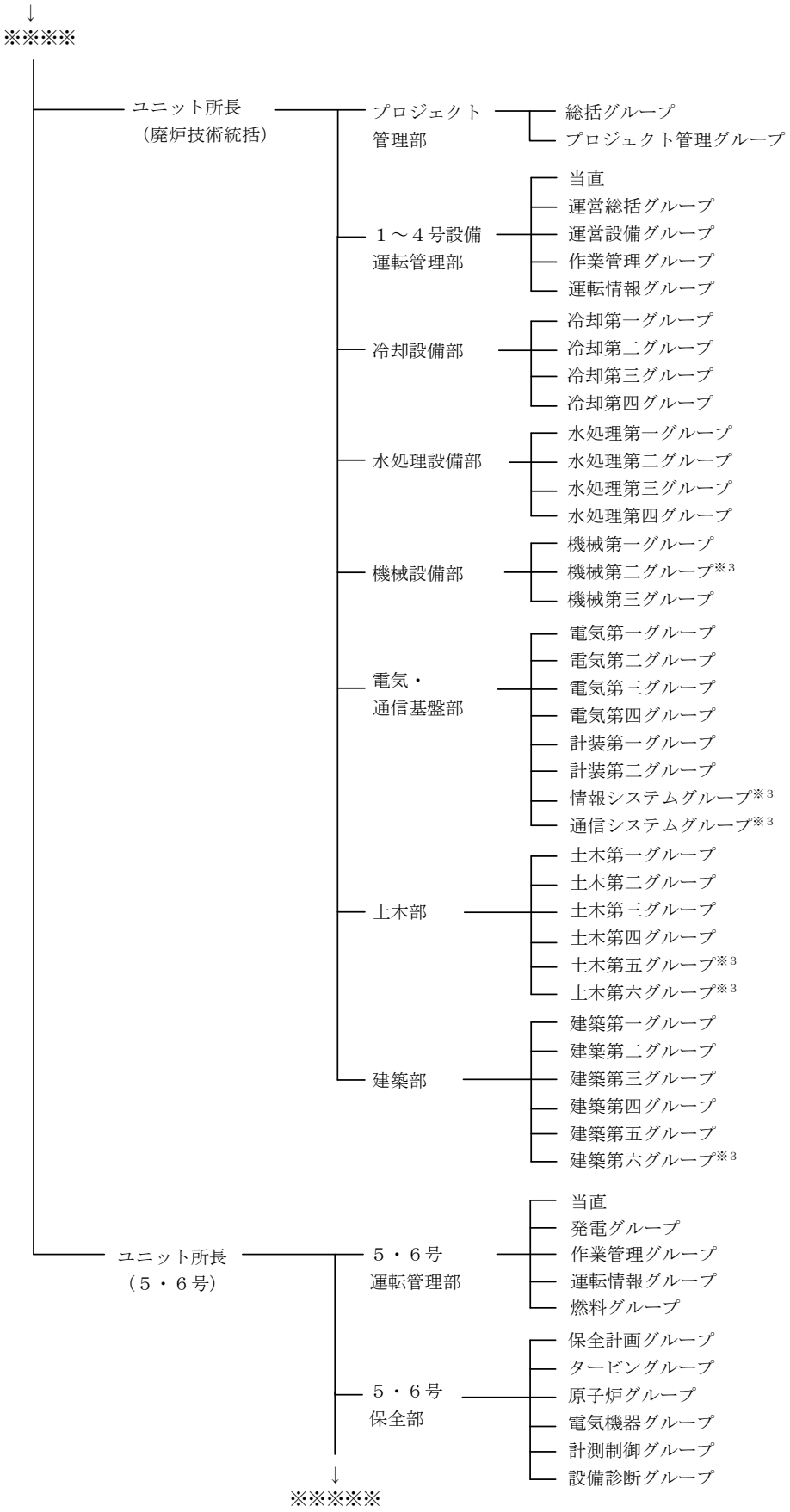
【福島第一安定化センター】

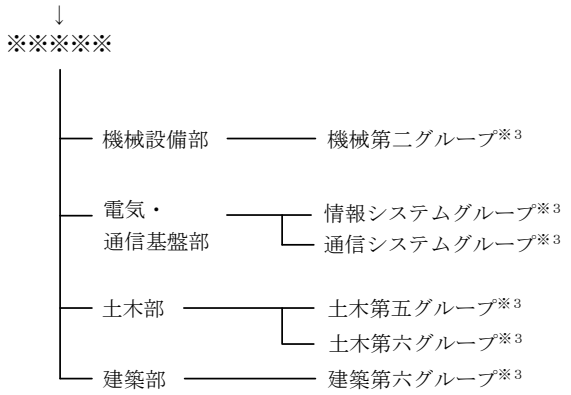



【福島第一原子力発電所】




※２:福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の現業技術・技能に関する業務を行う。


↓
※※※※
ユニット所長
（廃炉技術統括）
プロジェクト
管理部
総括グループ
プロジェクト管理グループ
１～４号設備
運転管理部
当直
運営総括グループ
運営設備グループ
作業管理グループ
運転情報グループ
冷却設備部
冷却第一グループ
冷却第二グループ
冷却第三グループ
冷却第四グループ
水処理設備部
水処理第一グループ
水処理第二グループ
水処理第三グループ
水処理第四グループ
機械設備部
機械第一グループ
機械第二グループ※3
機械第三グループ
電気・
通信基盤部
電気第一グループ
電気第二グループ
電気第三グループ
電気第四グループ
計装第一グループ
計装第二グループ
情報システムグループ※3
通信システムグループ※3
土木部
土木第一グループ
土木第二グループ
土木第三グループ
土木第四グループ
土木第五グループ※3
土木第六グループ※3
建築部
建築第一グループ
建築第二グループ
建築第三グループ
建築第四グループ
建築第五グループ
建築第六グループ※3
ユニット所長
（５・６号）
５・６号
運転管理部
当直
発電グループ
作業管理グループ
運転情報グループ
燃料グループ
５・６号
保全部
保全計画グループ
タービングループ
原子炉グループ
電気機器グループ
計測制御グループ
設備診断グループ
↓
※※※※※




※３：機械第二グループ，情報システムグループ，通信システムグループ，土木第五グループ，土木第六グループ及び建築第六グループは，それぞれ１グループで１～６号炉を所管する。

（保安に関する職務）

第５条

保安に関する職務のうち，本店組織の職務は次のとおり。

（１）社長は，トップマネジメントとして，管理責任者を指揮し，品質マネジメントシステムの構築，実施，維持，改善に関して，保安活動を統轄するとともに，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統轄する。また，保安に関する組織（原子炉主任技術者（以下「主任技術者」という。）を含む。）から適宜報告を求め，「NM-51-11 トラブル等の報告マニュアル」に基づき，原子力安全を最優先し必要な指示を行う。

（２）原子力品質監査部長は，管理責任者として，品質保証活動に関わる監査を統括管理する。また，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部に限る。）。

（３）福島第一品質監査グループは，品質保証活動の監査を行う。

（４）原子力・立地本部長は，管理責任者として，資材部，原子力・立地業務部，原子力品質・安全部，原子力運営管理部，原子力設備管理部，原子燃料サイクル部，福島第一対策プロジェクトチーム，福島第一安定化センター（以下「安定化センター」という。）及び発電所の行う保安活動を統括管理する。また，関係法令及び保安規定の遵守の意識を定着させるための活動並びに安全文化の醸成活動を統括する（原子力品質監査部を除く。）。

（５）資材部は，調達先の評価・選定に関する業務を行う。

（６）原子力・立地業務部は，管理責任者を補佐し，品質マネジメント推進及び要員の計画，管理，研修に関する業務を行う。

（７）原子力品質・安全部は，業務プロセスの改善・標準化及び安全管理に関する業務を行う。

（８）原子力運営管理部は，原子力発電所の運転及び保守に関する業務（原子力設備管理部所管業務を除く。）を行う。

（９）原子力設備管理部は，原子力発電設備の改良及び設計管理に関する業務を行う。

（10）原子燃料サイクル部は，原子燃料の調達に関する業務を行う。

（11）福島第一対策プロジェクトチームは，福島第一原子力発電所の中長期対策の計画策定，総括管理及び技術検討に関する業務並びに実施計画の策定及び見直しに関する業務を行う。

２．保安に関する職務のうち，安定化センター組織の職務（発電所所管業務を除く。）は次のとおり。

（１）福島第一安定化センター所長（以下，「安定化センター所長」という。）は，原子力・立地本部長を補佐し，福島第一原子力発電所の業務（福島第一対策プロジェクトチーム所管業務を除く。）を統括管理する。

（２）人事グループは，要員の計画に関する業務を行う。
（３）資材グループは，調達に関する業務を行う。
３．保安に関する職務のうち，発電所組織の職務（安定化センター所管業務を除く。）は次のとおり。
（１）所長は，原子力・立地本部長及び安定化センター所長を補佐し，発電所における保安に関する業務（福島第一対策プロジェクトチームが所管する業務を除く。）を統括管理し，その際には主任技術者の意見を尊重する。
（２）技術グループは，原子力技術の総括及び原子炉安全の総括（安全評価を含む。）に関する業務を行う。
（３）保安検査グループは，原子力保安検査に関する業務を行う。
（４）品質保証グループは，品質保証体系の総括に関する業務を行う。
（５）品質管理グループは，品質の管理に関する業務を行う。
（６）安全管理グループは，保安管理及び不適合管理に関する業務を行う。
（７）保安総括グループは，安全確保設備等（「安全確保設備等」の定義は第 11 条による。以下，本条において同じ）のうち，放射線管理の総括，放射線防護に係る装備品の管理及び計測器の管理（環境モニタリンググループ，機械第二グループ及び計装第二グループが所管する業務を除く）に関する業務を行う。
（８）放射線安全グループは，安全確保設備等のうち，出入管理及び放射線防護教育に関する業務を行う。
（９）保健安全グループは，安全確保設備等のうち，個人線量管理，管理区域入域許可等の管理及び放射線従事者登録に関する業務を行う。
（10）廃棄物管理グループは，安全確保設備等のうち，作業で発生した放射性固体廃棄物の管理及び固体廃棄物貯蔵庫管理に関する業務を行う。
（11）分析評価グループは，安全確保設備等のうち，液体廃棄物の放出管理，１～４号水質管理及び分析・データ評価に関する業務を行う。
（12）作業環境改善グループは，安全確保設備等のうち，構内施設（免震重要棟など）の放射線測定（１～４号放射線管理グループ及び５・６号放射線管理グループ所管業務を除く。）及び構内除染推進に関する業務を行う。
（13）１～４号放射線管理グループは，安全確保設備等の放射線管理に関する業務（分析評価グループ及び作業環境改善グループ所管業務を除く。）を行う。
（14）５・６号放射線管理グループは，５号炉及び６号炉に係る放射線管理に関する業務(作業環境改善グループ所管業務を除く。)を行う。
（15）環境モニタリンググループは，安全確保設備等のうち，発電所内外の陸域・海域のモニタリング，１～４号炉気体廃棄物の放出測定及びモニタリングポストの管理に関する業務を行う。
（16）防災安全グループは，防災安全の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関す

る業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(17) 防護管理グループは，周辺監視区域及び保全区域の管理に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(18) 原子力防災グループは，原子力防災の総括及び緊急時対応の訓練計画・実施に関する業務を行う。

(19) 技能訓練グループは，現業技術・技能に関する業務を行う。

(20) 教育管理グループは，保安教育及びその他研修に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(21) 総括グループは，安全確保設備等のうち，廃炉業務総括，要員管理及び予算・調達管理に関する業務を行う。

(22) プロジェクト管理グループは，安全確保設備等のうち，工程・レイアウト管理及びプロジェクト取り纏めに関する業務を行う。

(23) 当直（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転，監視及び巡視点検に関する業務（運営設備グループ及び作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）所管業務を除く。）を行う。

(24) 運営総括グループは，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運営の総括及び手順書マニュアルに関する業務を行う。

(25) 運営設備グループは，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の管理用消耗品の管理，委託・工事管理及び設備管理並びに共用プールの運転，監視及び巡視点検に関する業務を行う。

(26) 作業管理グループ（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転に関する業務のうち，保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く）を行う。

(27) 運転情報グループ（１～４号設備運転管理部）は，安全確保設備等（当直長以外の各ＧＭが運用する業務を除く。）の運転に関する業務の支援及び情報連絡に関する業務を行う。

(28) 冷却第一グループは，安全確保設備等のうち，原子炉注水設備及びほう酸水注入設備の保守管理並びに消防車の運用に関する業務を行う。

(29) 冷却第二グループは，安全確保設備等のうち，窒素ガス封入設備及び原子炉格納容器ガス管理設備の巡視点検，保守管理に関する業務を行う。

(30) 冷却第三グループは，安全確保設備等のうち，使用済燃料プール冷却設備の保守管理，消防車の運用，コンクリートポンプ車の運用，保守管理及び水貯蔵タンクの水質管理に関する業務を行う。

(31) 冷却第四グループは，安全確保設備等のうち，原子炉格納容器の内部調査，原子炉格納容器の補修及び所内共通ディーゼル発電設備（機械設備）の保守管理に関する業務を行う。

(32) 水処理第一グループは，安全確保設備等のうち，滞留水及びサブドレン水の水位管理（当直所管業務を除く。），高レベル汚染水の移送装置の保守管理に関する業務を行う。
(33) 水処理第二グループは，安全確保設備等のうち，汚染水処理装置の運用，保守管理に関する業務を行う。
(34) 水処理第三グループは，安全確保設備等のうち，放射性廃棄物の貯蔵に関する業務を行う。
(35) 水処理第四グループは，安全確保設備等のうち，多核種除去装置，地下水バイパス装置，サブドレン浄化装置及び吸引設備の運用並びに保守管理に関する業務を行う。
(36) 機械第一グループは，安全確保設備等のうち，他グループに属さない遠隔無人化装置の管理運営，建屋内除染・空気浄化等被ばく低減策の実施及び構内除染計画の取り纏めに関する業務を行う。
(37) 機械第二グループは，５号炉及び６号炉の廃棄物処理設備，廃棄物集中処理建屋内設備及びサイトバンカの保守管理に関する業務並びに安全確保設備等のうち，共用プール設備の保守管理に関する業務を行う。
(38) 機械第三グループは，原子炉建屋カバー・コンテナの工事及び燃料管理に関する業務（燃料グループ及び当直所管業務を除く。）並びに共用プール設備の復旧及び消防車の運用に関する業務を行う。
(39) 電気第一グループは，安全確保設備等のうち，電気・通信基盤部に関わる総括，電気各グループの調達及び所内電源（低圧）の強化並びに電源車の運用及び保守管理に関する業務を行う。
(40) 電気第二グループは，安全確保設備等のうち，大型プロジェクトに係る設備等で必要な電源設備に関する業務を行う。
(41) 電気第三グループは，安全確保設備等のうち，外部電源及び所内電源（高圧）の強化及び保守管理に関する業務を行う。
(42) 電気第四グループは，安全確保設備等のうち，所内電源（低圧），仮設電源及び大型プロジェクトに係る設備の保守管理に関する業務を行う。
(43) 計装第一グループは，安全確保設備等のうち，１号炉及び２号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
(44) 計装第二グループは，安全確保設備等のうち，３号炉及び４号炉の計装設備の保守管理に関する業務を行う。
(45) 情報システムグループは，情報システム設備の保守管理に関する業務を行う。
(46) 通信システムグループは，通信設備の保守管理に関する業務を行う。
(47) 土木第一グループは，安全確保設備等のうち，土木工事のプロジェクト管理及び生活基盤整備に関する業務を行う。
(48) 土木第二グループは，安全確保設備等のうち，地下水遮へい壁，港湾整備及び地下

水バイパスに関する業務を行う。

(49) 土木第三グループは，安全確保設備等のうち，冷却水及び水処理廃棄物等の保管設備に関する業務を行う。

(50) 土木第四グループは，安全確保設備等のうち，瓦礫・伐採木の保管，乾式キャスク仮保管施設及び敷地内除染に関する業務を行う。

(51) 土木第五グループは，津波対策（建築第三グループ所管業務を除く。）及び安全確保設備等のうち，１～４号炉土木設備内の滞留水に関する業務を行う。

(52) 土木第六グループは，５号炉及び６号炉に係る土木設備及び構内土木設備等の点検・保守に関する業務を行う。

(53) 建築第一グループは，安全確保設備等のうち，建築工事のプロジェクト管理及び３号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。

(54) 建築第二グループは，安全確保設備等のうち，１号炉及び４号炉原子炉建屋カバー・コンテナ（機械第三グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。

(55) 建築第三グループは，安全確保設備等のうち，建屋地下水対策，津波対策（土木第五グループ所管業務を除く。）及び建屋間止水対策に関する業務を行う。

(56) 建築第四グループは，安全確保設備等のうち，建屋内瓦礫運搬及び建屋内除染（機械第一グループ所管業務を除く。）に関する業務を行う。

(57) 建築第五グループは，安全確保設備等のうち，運用補助共用施設及び敷地内における建物の保守管理に関する業務を行う。

(58) 建築第六グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち，各建屋及び免震重要棟の電気設備に関する業務を行う。

(59) 当直（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務（発電グループ及び作業管理グループ（５・６号運転管理部）所管業務を除く。）及び燃料取扱いに関する業務を行う。

(60) 発電グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運用管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。

(61) 作業管理グループ（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務のうち保守作業の管理に関する業務（当直所管業務を除く。）を行う。

(62) 運転情報グループ（５・６号運転管理部）は，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の運転に関する業務の支援，情報連絡に関する業務を行う。

(63) 燃料グループは，燃料の管理に関する業務（機械第三グループ及び当直所管業務を除く。）並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。

(64) 保全計画グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設の保守の総括に関する業務を行う。

(65) タービングループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうちタービン設備に係る保守管理に関する業務を行う。
(66) 原子炉グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち原子炉設備に係る保守管理に関する業務を行う。
(67) 電気機器グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち電気設備に係る保守管理に関する業務を行う。
(68) 計測制御グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設のうち計測制御設備に係る保守管理に関する業務並びに，安全確保設備等の運用に関する業務を行う。
(69) 設備診断グループは，５号炉及び６号炉に係る原子炉施設及び安全確保設備等の設備診断（振動・赤外線等）及び点検結果の評価に関する業務を行う。

４．各職位は次のとおり，当該業務にあたる。

（１）本店各部長は，原子力・立地本部長を補佐し，第４条の定めのとおり，当該部が所管するグループの業務を統括管理する。

（２）安定化センター部長は，安定化センター所長を補佐し，第４条の定めのとおり，当該部が所管するグループの業務を統括管理する。

（３）安定化センター各グループマネージャー（以下「安定化センター各ＧＭ」という。）は，グループ員を指示・指導し，所管する業務を遂行するとともに，所管業務に基づき保安教育並びに記録及び報告を行う。

（４）ユニット所長（廃炉技術統括）は，所長を補佐し，第４条の定めのとおり，所管する各部の業務を統括管理する。

（５）ユニット所長（５・６号）は，所長を補佐し，第４条の定めのとおり，所管する各部の業務を統括管理する。

（６）発電所各部長（福島原子力人材開発センター所長を含む。）は，第４条の定めのとおり，当該部（福島原子力人材開発センターを含む。）が所管するグループの業務を統括管理する。

（７）発電所各グループマネージャー（以下「各ＧＭ」といい，当直長を含む。）は，グループ員（当直員を含む。）を指示・指導し，所管する業務を遂行するとともに，所管業務に基づき緊急時の措置，保安教育ならびに記録及び報告を行う。

（８）グループ員（当直員を含む。）は，ＧＭの指示・指導に従い，業務を遂行する。

（原子力発電保安委員会）

第６条

本店に原子力発電保安委員会（以下「保安委員会」という。）を設置する。

２．保安委員会は，原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し，確認する。ただし，あらかじめ保安委員会にて定めた事項は，原子力発電保安運営委員会にて審議し，確認する。

（１）実施計画「Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備」本文に記載の基本設計の変更
（２）実施計画「Ⅲ　特定原子力施設の保安」の第１編及び第２編の変更
（３）その他保安委員会で定めた審議事項

３．原子力・立地本部長を委員長とする。

４．保安委員会は，委員長，原子力・立地業務部長，原子力品質・安全部長，原子力運営管理部長，原子力設備管理部長，安定化センター所長，主任技術者に加え，ＧＭ以上の職位の者から委員長が指名した者で構成する。

５．委員長は，保安上重要な審議結果について，定期的に社長に報告する。

（原子炉主任技術者の選任）

第８条

原子力・立地本部長は，主任技術者及び代行者を，主任技術者免状を有する者から選任する。

２．主任技術者は原子炉毎に選任し，同一型式（沸騰水型）の原子炉では兼任させることができる。

３．主任技術者は，第９条に定める職務を専任する。

４．代行者の職位は，ＧＭ以上，所長付，安全品質担当，安全担当，運転技術担当，環境担当，技術総括担当，運転管理担当又は保全担当のいずれかとする。

５．主任技術者が職務を遂行できない場合は，代行者と交代する。ただし，職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は，第１項から第３項に基づき，改めて主任技術者を選任する。

（所員及び安定化センター員への保安教育）

第１１８条

原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育を実施するにあたり，具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NK-20-1 保安教育マニュアル」に定め，これに基づき次の各号を実施する。

（１）教育管理ＧＭは，毎年度，原子炉施設の運転及び管理を行う所員及び安定化センター員への保安教育実施計画を表１１８－１，２，３の実施方針に基づいて作成し，主任技術者及び所長の確認を得て安定化センター所長の承認を得る。

（２）教育管理ＧＭは，（１）の保安教育実施計画の策定にあたり，第７条第２項に基づき運営委員会の確認を得る。

（３）各ＧＭ及び安定化センター各ＧＭは，（１）の保安教育実施計画に基づき，保安教育を実施する。教育管理ＧＭは，年度毎に実施結果を所長及び安定化センター所長へ報告する。

ただし，各ＧＭ又は安定化センター各ＧＭが，別途定められた基準に従い，各項目

の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。

（４）教育管理ＧＭは，具体的な保安教育の内容について，定められた頻度に基づき見直しを行う。

表118－1

# 所員及び安定化センター員への保安教育実施方針（総括表）

| 保安教育の内容 | | | | | 対象者及び教育時間※2 | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | 運転員※3 | | | | | 運転員以外の技術系所員 | 事務系所員 |
| 大分類 | 中分類 | 小分類（項目） | 内　容 | 実施時期 | 当直長<br>当直副長 | 当直主任<br>当直副主任<br>主機操作員 | 補機操作員 | 放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者 | 燃料取替の業務に関わる者 | | |
| 入所時に実施する教育<br>※1 | 関係法令及び保安規定の遵守に関すること | 原子炉等規制法 | 原子炉等規制法に関連する法令の概要，並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること | 入所時（新規配属時） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） |
| | 原子炉施設の構造，性能に関すること | 設備概要，主要系統の機能 | 原子炉のしくみ | | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） |
| | | | 原子炉容器等主要機器の構造に関すること<br>原子炉冷却系統等主要系統の機能・性能に関すること | | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ○<br>（0．5時間以上） | × |
| | 非常の場合に講ずべき処置に関すること | | 非常の場合に講ずべき処置の概要 | | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） |
| 放射線業務従事者教育<br>※1 | 関係法令及び保安規定の遵守に関すること | | 法，令，労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係条項 | 管理区域内において核燃料物質，使用済燃料またはこれらによって汚染された物を取り扱う業務に就かせる時 | 対象者及び教育時間は，表118－2参照 | | | | | | |
| | 原子炉施設の構造，性能に関すること | | 原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造に関すること | | | | | | | | |
| | 放射線管理に関すること | | 原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱いの方法 | | | | | | | | |
| | | | 管理区域への立入り及び退去の手順 | | | | | | | | |
| | | | 外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 | | | | | | | | |
| | | | 電離放射線が生体の細胞，組織，器官及び全身に与える影響 | | | | | | | | |
| | 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること | | 核燃料物質又は使用済燃料又はこれらによって汚染された物の種類及び性状並びに運搬，貯蔵，廃棄の作業の方法・順序 | | | | | | | | |
| | 非常の場合に講ずべき処置に関すること | | 異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法 | | | | | | | | |
| その他反復教育 | 関係法令及び保安規定の遵守に関すること | 原子炉施設保安規定 | 保安規定（総則，品質保証，体制及び評価，保安教育，記録及び報告）の概要，並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること | 1回／10年毎以上 | 対象者，実施時期及び教育時間については，表118－3参照 | | | | | ○<br>（1．0時間以上） | ○<br>（1．0時間以上） |
| | 原子炉施設の運転に関すること | 運転管理 | 臨界管理に関すること | | | | | | | ○<br>（1．0時間以上） | × |
| | | | 運転上の留意事項に関すること，通則に関すること | | | | | | | | |
| | | | 運転上の制限に関すること | | | | | | | | |
| | | | 異常時の措置に関すること | | | | | | | | |
| | | | 原子炉物理・理論に関すること | | | | | | | | |
| | | | 巡視点検に関すること | | | | | | | × | |
| | | | 定例試験操作に関すること | | | | | | | | |
| | | | 異常時対応（現場機器対応） | | | | | | | | |
| | | | 異常時対応（中央操作室内対応） | | | | | | | | |
| | | | 異常時対応（指揮，状況判断） | | | | | | | | |
| | | 運転訓練 | シミュレータ訓練Ⅰ（直員連携訓練） | | | | | | | | |
| | | | シミュレータ訓練Ⅱ（起動停止・異常時・警報発生時対応操作） | | | | | | | | |
| | | | シミュレータ訓練Ⅲ（起動停止・異常時・警報発生時の判断・指揮命令） | | | | | | | | |
| | | 保守管理 | 保守管理計画に関すること | | | | | | | ○<br>（1．0時間以上） | |
| | 放射線管理に関すること | 放射線管理 | 放射線測定器の取扱い | | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ○<br>（1．0時間以上） | × |
| | | | 管理区域への出入り管理等，区域管理に関すること | | | | | | | | |
| | | | 線量限度等，被ばく管理に関すること | | | | | | | | |
| | | | 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関すること | | | | | | | | |
| | | | 管理区域外への移動等物品移動の管理に関すること | | | | | | | | |
| | | | 協力企業等の放射線防護に関すること | | | | | | | | |
| | 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること | 放射性廃棄物管理 | 放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること | | 対象者，実施時期及び教育時間については，表118－3参照 | | | | | ○<br>（0．5時間以上） | × |
| | | 燃料管理 | 燃料管理における臨界管理 | | | | | | | ○<br>（0．5時間以上） | |
| | | | 燃料の検査，取替，運搬及び貯蔵に関すること | | | | | | | | |
| | 非常の場合に講ずべき処置に関すること | | 緊急事態応急対策等，原子力防災対策活動に関すること（アクシデントマネジメント対応を含む） | | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎※4<br>（0．5時間以上） | ◎※4<br>（0．5時間以上） | ◎※4<br>（0．5時間以上） | ◎※4<br>（0．5時間以上） |

※1：各GM又は安定化センター各GMが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。
※2：各対象者に要求されている教育項目は，対象者となった時点から課せられる。
※3：運転員には作業管理グループ員を含む。
※4：アクシデントマネジメント対応については，支援組織要員を対象とする。

◎：全員が教育の対象（関連する業務内容に応じ教育内容に濃淡はあり）
○：業務に関連する者が教育の対象（関連する業務内容に応じ教育内容に濃淡はあり）
×：教育の対象外
（　　）：合計の教育時間

表118－2

## 所員及び安定化センター員への保安教育実施方針（放射線業務従事者教育）

| 総括表中分類との対応 | 内　　容 | 対象者及び教育時間※2 | | | | | | | 電離則の分類 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 運転員※3 | | | | | 運転員以外の技術系所員 | 事務系所員 | |
| | | 当直長<br>当直副長 | 当直主任<br>当直副主任<br>主機操作員 | 補機操作員 | 放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者 | 燃料取替の業務に関わる者 | | | |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること<br>※1 | ①核燃料物質又は使用済燃料の種類及び性状<br>②核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された物の種類及び性状 | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ○<br>（0．5時間以上） | ○<br>（0．5時間以上） | 核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物に関する知識 |
| 放射線管理に関すること ※1 | ①管理区域に関すること | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ○<br>（1．5時間以上） | ○<br>（1．5時間以上） | 原子炉施設における作業の方法に関する知識 |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること<br>※1 | ②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬，貯蔵及び廃棄の作業の方法及び順序 | | | | | | | | |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること<br>※1 | ③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業の方法及び順序 | | | | | | | | |
| 放射線管理に関すること ※1 | ④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視の方法 | | | | | | | | |
| 放射線管理に関すること ※1 | ⑤天井，床，壁，設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去の方法 | | | | | | | | |
| 非常の場合に講ずべき処置に関すること ※1 | ⑥異常な事態が発生した場合における応急の措置の方法 | | | | | | | | |
| ・原子炉施設の構造，性能に関すること<br>・放射線管理に関すること<br>※1 | 原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の構造及び取扱いの方法 | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ◎<br>（1．5時間以上） | ○<br>（1．5時間以上） | ○<br>（1．5時間以上） | 原子炉施設に係る設備の構造及び取扱いの方法に関する知識 |
| 放射線管理に関すること ※1 | ①電離放射線の種類及び性質<br>②電離放射線が生体の細胞，組織，器官及び全身に与える影響 | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ◎<br>（0．5時間以上） | ○<br>（0．5時間以上） | ○<br>（0．5時間以上） | 電離放射線の生体に与える影響 |
| 関係法令及び保安規定の遵守に関すること<br>※1 | 法，令，労働安全衛生規則及び電離放射線障害防止規則中の関係条項 | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ◎<br>（1．0時間以上） | ○<br>（1．0時間以上） | ○<br>（1．0時間以上） | 関係法令 |
| 放射線管理に関すること ※1 | ①管理区域への立入り及び退去の手順 | ◎<br>（2．0時間以上） | ◎<br>（2．0時間以上） | ◎<br>（2．0時間以上） | ◎<br>（2．0時間以上） | ◎<br>（2．0時間以上） | ○<br>（2．0時間以上） | ○<br>（2．0時間以上） | 原子炉施設における作業の方法及び同施設に係る設備の取扱い |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること<br>※1 | ②核燃料物質若しくは使用済燃料又はこれらによって汚染された物の運搬，貯蔵及び廃棄の作業 | | | | | | | | |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること<br>※1 | ③核燃料物質又は使用済燃料によって汚染された設備の保守及び点検の作業 | | | | | | | | |
| 放射線管理に関すること ※1 | ④外部放射線による線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度の監視 | | | | | | | | |
| 放射線管理に関すること ※1 | ⑤天井，床，壁，設備等の表面の汚染の状態の確認及び汚染の除去 | | | | | | | | |
| ・原子炉施設の構造，性能に関すること<br>・放射線管理に関すること<br>※1 | ⑥原子炉，放射性廃棄物の廃棄設備及びその他の設備の取扱い | | | | | | | | |
| 非常の場合に講ずべき処置に関すること<br>※1 | ⑦異常な事態が発生した場合における応急の措置 | | | | | | | | |

※1：各GM又は安定化センター各GMが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。
※2：各対象者に要求されている教育項目は，対象者となった時点から課せられる。
※3：運転員には作業管理グループ員を含む。

◎：全員が教育の対象
○：業務に関連する者が教育の対象
（　　）：合計の教育時間

表118－3

# 所員及び安定化センター員への保安教育実施方針（運転員）

| 保安教育の内容 | | | 内　容 | 対象者※1 | | | | | 実施時期及び教育時間 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | 運転員※2 | | | | | |
| 中分類 | 小分類（項目） | 細目 | | 当直長<br>当直副長 | 当直主任<br>当直副主任<br>主機操作員 | 補機操作員 | 放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者 | 燃料取替の業務に関わる者 | |
| 関係法令及び保安規定の遵守に関すること | 原子炉施設保安規定 | | 保安規定（総則，品質保証，体制及び評価，保安教育，記録及び報告に関する規則）の概要，並びに関係法令及び保安規定の遵守に関すること | ◎ | ◎ | ◎ | ◎ | ◎ | ＜当直長，当直副長，当直主任，当直副主任，主機操作員，補機操作員＞<br>3年間で30時間以上※3<br>※4（下記※4と同枠内）<br><br>＜廃棄物処理設備の業務に関わる者＞<br>3年間で24時間以上※3<br>※4（下記※4と同枠内）<br><br>＜燃料取替の業務に関わる者＞<br>3年間で3時間以上※3<br>※4（下記※4と同枠内） |
| | | | 保安に関する各組織及び各職務の具体的役割と確認すべき記録 | ◎ | × | × | × | × | |
| 原子炉施設の運転に関すること | 運転管理 | 運転管理Ⅰ | 運転上の通則についての概要 | ◎ | ◎ | ◎ | ◎<br>（廃棄物処理設備に関することのみ） | × | |
| | | | 運転上の留意事項の概要 | | | | | | |
| | | | 運転上の制限の概要 | | | | | | |
| | | | 異常時の措置の概要 | | | | | | |
| | | 原子炉物理（臨界管理等を含む）・理論 | 炉物理等，原子炉理論の基礎（臨界管理） | ◎ | ◎ | ◎ | × | × | |
| | | 巡視点検・定例試験Ⅰ | 巡視点検の範囲と確認項目 | ◎ | ◎ | ◎ | ◎<br>（廃棄物処理設備に関することのみ） | × | |
| | | | 定例試験の内容と頻度 | | | | | | |
| | | 異常時対応（現場機器対応） | 原子炉の起動停止の概要 | ◎ | ◎ | ◎ | × | × | |
| | | | 各設備の運転操作の概要（現場操作） | | | | ◎<br>（廃棄物処理設備に関することのみ） | | |
| | | | 警報発生時の対応（現場操作） | | | | | | |
| | | | 異常時操作の対応（現場操作） | | | | × | | |
| | | 運転管理Ⅱ | 運転上の通則の適用と根拠 | ◎ | ◎ | × | × | × | |
| | | | 運転上の留意事項の基準値と管理方法 | | | | | | |
| | | | 運転上の制限の具体的値と制限を満足しない場合の措置 | | | | | | |
| | | | 異常時の措置を実施する際のガイドライン | | | | | | |
| | | 巡視点検・定例試験Ⅱ | 巡視点検時の確認項目の根拠 | ◎ | ◎ | × | × | × | |
| | | | 定例試験の操作と基準値 | | | | | | |
| | | 異常時対応（中央操作室内対応） | 原子炉の起動停止に関する操作と監視項目 | ◎ | ◎ | × | × | × | |
| | | | 各設備の運転操作と監視項目 | | | | | | |
| | | | 警報発生時の対応操作（中央操作室） | | | | | | |
| | | | 異常時操作の対応（中央操作室） | | | | | | |
| | | 運転管理Ⅲ | 運転上の留意事項の根拠と制限を満足しない場合の措置 | ◎ | × | × | × | × | |
| | | | 制限及び制限を満足しない場合の措置の根拠と運用 | | | | | | |
| | | | 異常時の措置を実施する際のガイドラインの根拠 | | | | | | |
| | | 異常時対応（指揮，状況判断） | 異常時操作の対応（判断・指揮命令含む） | ◎ | × | × | × | × | |
| | | | 警報発生時の監視の項目 | | | | | | |
| | 運転訓練 | シミュレータ訓練Ⅰ | 運転操作の連携訓練 | ◎ | ◎ | ◎ | × | × | 3年間で15時間以上 |
| | | シミュレータ訓練Ⅱ | 起動停止・異常時・警報発生時対応訓練 | × | ◎ | × | × | × | 3年間で9時間以上 |
| | | シミュレータ訓練Ⅲ | 起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練 | ◎ | × | × | × | × | 3年間で9時間以上 |
| | 保守管理 | 保守管理計画に関することⅠ | 定期検査時の管理項目の概要 | ◎ | ◎ | ◎ | × | × | ＜当直長，当直副長，当直主任，当直副主任，主機操作員，補機操作員＞<br>3年間で30時間以上※3<br>※4（上記※4と同枠内）<br><br>＜廃棄物処理設備の業務に関わる者＞<br>3年間で24時間以上※3<br>※4（上記※4と同枠内）<br><br>＜燃料取替の業務に関わる者＞<br>3年間で3時間以上※3<br>※4（上記※4と同枠内） |
| | | 保守管理計画に関することⅡ | 定期検査時の管理項目の根拠 | ◎ | × | × | × | × | |
| 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること | 放射性廃棄物管理 | 放射性固体・液体・気体廃棄物の管理に関すること | | ◎ | ◎ | ◎ | ◎<br>（廃棄物処理設備に関することのみ） | × | |
| | 燃料管理 | 燃料の臨界管理に関すること | | ◎ | ◎ | ◎ | × | ◎ | |
| | | 燃料の検査・取替・運搬及び貯蔵に関すること | | | | | | | |

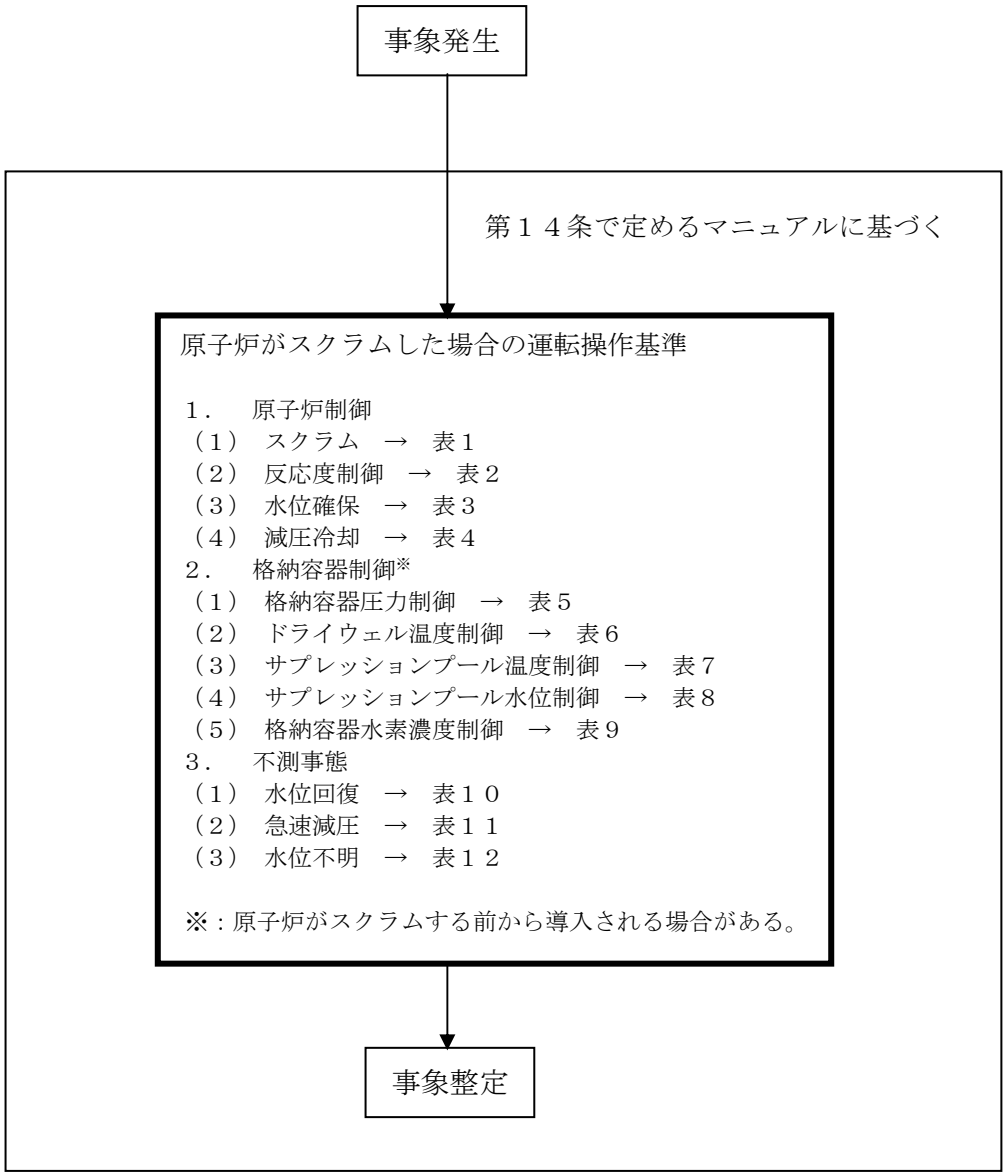
◎：全員が教育の対象（関連する業務内容に応じて教育内容に濃淡はあり）
×：教育の対象外
※1：各対象者に要求されている教育項目は，対象者となった時点から課せられる。
※2：運転員には作業管理グループ員を含む。
※3：記載するにあたっての考えは，以下のとおり。
・本教育は，同一細目であっても対象者の職位に応じて理解の範囲，深さに差がある。（ある教育で，複数の細目をカバーする場合もある）
・この○年間で○○時間以上とは，運転員が行う一連の教育の時間であり，上表はこの教育時間の中に含まれている。
（上述の表の細目の時間を累積した時間ではない）
・各細目の内容が密接に関わっていることから細目毎の時間の区別は行わない。

# 添付１　原子炉がスクラムした場合の運転操作基準

（第７７条関連）

# 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準

炉心は，原子力発電所において最大の放射能インベントリを有する部分である。したがって，著しい放射能の放出となる炉心の大損傷を防止するために，原子炉内の核分裂反応を停止し，炉心冷却形状を維持すること及び発電所外への放射能の放出を防止するために格納容器の健全性を維持することが重要である。このため，原子炉の未臨界維持，原子炉の冷却の確保，格納容器の健全性確保に関して，以下の１２の運転操作基準について定める。なお，この操作基準を使用する際には，当直長の判断に基づいて，より保守的な（安全側の）操作や事象の進展に応じた監視操作の省略等を妨げるものではない。



また，当直長は，以下の一般的な注意事項について留意する。

（１） 原子炉スクラム信号が発生した場合には，制御棒位置表示が挿入されていることを示し,かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。

（２） 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず，原子炉がスクラムしない場合は直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また，原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず，スクラム回路が作動しない場合は，直ちに原子炉を手動スクラムさせる。

（３） 非常用炉心冷却系，非常用交流電源及び非常用ガス処理系等が自動作動した場合は，２つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは，自動作動が正しいものとして対処し，不用意に手動停止しない。

（４） 非常用炉心冷却系，非常用ディーゼル発電機，非常用ガス処理系等が自動作動した場合は，複数の計器により系統の健全性及び注入の有無等を確認する。

（５） 非常用炉心冷却系，非常用ディーゼル発電機，非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず,非常用炉心冷却系,非常用ディーゼル発電機,非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は，直ちに当該設備の手動作動を試みる。また，非常用炉心冷却系，非常用ディーゼル発電機，非常用ガス処理系等の自動的に起動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず，非常用炉心冷却系，非常用ディーゼル発電機，非常用ガス処理系等が作動しない場合は，直ちに当該設備を手動作動する。

（６） 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に，十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも２つ以上の独立した計器により確認できない場合は，非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに，炉心冷却が確保され，非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり，手動停止した場合は，当該系統を必ず自動作動できる状態とする。

（７） 格納容器隔離信号，原子炉建屋隔離信号が発生した場合は，格納容器隔離弁，原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖したことを確認する。

（８） 格納容器隔離信号，原子炉建屋隔離信号が発生したにもかかわらず，格納容器隔離弁，原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は手動で閉鎖することを試みる。また，格納容器隔離弁，原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず，格納容器隔離弁，原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は，直ちに手動で閉鎖する。

（９） 格納容器隔離弁，原子炉建屋給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は，放射線モニタの指示を確認し，異常のないことが判明するまで，隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし，特段の理由がある場合を除く。

・５号炉

表１

１．原子炉制御
（１）スクラム

①目的
・原子炉を停止する。
・十分な炉心冷却状態を維持する。
・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。
・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）

②導入条件
・原子炉スクラム信号が発生した場合
・手動スクラムした場合
・各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方
・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ，通常停止操作に移行する。
・多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には，移行先の制御を優先し，残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
・各計器を並行監視し，徴候に応じた制御を行う。
・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は，格納容器制御より優先される。ただし，格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。
・原子炉制御「スクラム」においては，最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し，「原子炉水位」，「原子炉圧力」，「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

⑤主な監視操作内容

Ａ．原子炉出力
・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。
・全制御棒挿入状態を確認する。
・平均出力領域モニタの指示を確認する。
・スクラム排出容器ドレン弁，ベント弁の閉鎖を確認する。
・自動スクラムが失敗した場合には，手動スクラムを行う。
・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し，確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また，「反応度制御」に移行した場合には，原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
・原子炉水位，原子炉圧力，原子炉再循環ポンプ速度を確認する。
・平均出力領域モニタ及び起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

Ｂ．原子炉水位
・原子炉水位を確認する。
・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合，格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
・タービン駆動給水ポンプを停止し※，電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。

・給復水系（復水器を含む）が正常でない場合，原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が自動作動した場合は不要）
・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には，非常用炉心冷却系の運転状態を確認し，給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は，原子炉制御「水位確保」に移行する。
・原子炉水位が不明になった場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
・原子炉水位を連続的に監視する。

※：タービン駆動給水ポンプは，原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。

C．原子炉圧力
・原子炉スクラム後，原子炉圧力を確認する。
・主蒸気隔離弁が開の場合，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また，主復水器が使用可能であることを確認する。
・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合，「サプレッションプール水温制御」へ移行する。
・主蒸気隔離弁が閉の場合，主蒸気逃がし安全弁を開して，原子炉圧力を調整する。また，主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合，原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお，復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサプレッションプールの水温が上昇するため，残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。
・原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。
・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D．タービン・電源
・原子炉スクラム後，発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
・タービントリップ状態，発電機トリップ状態を確認する。
・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は，所内電源を確保するとともに，必要に応じて原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系により原子炉水位を調整する。
・主蒸気隔離弁が開の場合，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また，主復水器が使用可能であることを確認し，空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
・タービン，発電機の停止状態を確認する。

E．モニタ確認

・各種放射線モニタの指示を確認する。
・各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合，「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F．復旧

・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
・原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
・格納容器隔離信号をリセットし，隔離状態を復旧する。
・原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また，原子炉建屋換気空調系を起動し，非常用ガス処理系を停止する。
・主蒸気隔離弁が閉している場合，開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また，開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
・スクラム原因を究明し，原因除去後スクラムリセットを行う。
・原子炉再循環ポンプが停止した場合，再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
・原子炉を冷温停止する。

G．格納容器制御への導入

・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）

表２

１．原子炉制御
（２）反応度制御

①目的
・スクラム不能異常過渡事象発生時に，原子炉を安全に停止させる。

| ②導入条件 | ③脱出条件 |
|---|---|
| ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合 | ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合<br>・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合 |

④基本的な考え方
・短期的には原子炉の健全性を維持し，長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサプレッションプールの健全性を維持する。
・「ほう酸水注入系」，「水位」，「制御棒」を並行操作する。なお，同時に実行することが不可能な場合は，「ほう酸水注入系」，「水位」，「制御棒」の順に優先させる。

⑤主な監視操作内容

Ａ．原子炉出力
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ，原子炉制御「水位確保」を並行操作する。
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は，原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また，タービンが停止中の場合は，原子炉再循環ポンプを停止する。

Ｂ．ほう酸水注入系
・サプレッションプール水温が原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には，ほう酸水注入系を起動する。
・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。
・ほう酸水注入系を起動した場合には，全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし，全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には，ほう酸水注入系を停止する。

Ｃ．水位
・原子炉水位が不明となった場合，「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合，「水位低下」操作に移行する。
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合，「水位低下」操作に移行する。
・「水位低下」操作として，原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。（原子炉水位の下限値はスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値とする。）ただし，原子炉水位がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値以上に維持できない場合は，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上，スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で，かつ原子炉が隔離状態でない場合，「水位維持」操作を行う。

・「水位維持」操作として，給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし，原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合は，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合には，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。
・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合は，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合には，復水補給水系，消火系，残留熱除去冷却海水系を起動して原子炉への注水を開始し，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には，自動減圧系始動タイマをリセットし，自動減圧系の動作を阻止する。

D．「反応度制御」水位不明

・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には，不測事態「水位不明」に移行する。
・主蒸気隔離弁，格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁，高圧注水系，並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
・水位不明の場合，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し，給復水系，制御棒駆動水圧系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で，かつできる限り低くなるように注水する。
・給復水系，制御棒駆動水圧系で注水できない場合，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し，炉心スプレイ系，低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で，かつできる限り低くなるように注水する。

E．制御棒

・スクラム弁が閉の場合，代替制御棒挿入機能の動作，スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。
・スクラム弁が開の場合，スクラムリセットし，スクラム排出容器水位高リセットを確認し，再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。
・制御棒駆動水圧系の水圧を確保し，制御棒を手動挿入する。
・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。

表３

<table>
<tr><td colspan="2">１．原子炉制御<br>（３）水位確保</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的<br>・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ，安定に維持する。</td></tr>
<tr><td>②導入条件<br>・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合<br>・「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合<br>・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合<br>・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合<br>・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</td><td>③脱出条件<br>・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方<br>・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容<br>A．水位確保<br>・原子炉水位，原子炉圧力及び格納容器隔離，並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。<br>・作動すべきものが不作動の場合は，手動で作動させる。<br><br>B．水位<br>・給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。<br>・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復，維持できない場合は，有効燃料頂部以上に維持する。<br>・給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず，原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系，復水補給水系，消火系による原子炉注水の準備を行う。<br>・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。<br>・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。<br>・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は，原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</td></tr>
</table>

表４

１．原子炉制御
（４）減圧冷却

①目的
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ，原子炉を減圧し，冷温停止状態へ移行させる。

②導入条件
・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。
・原子炉制御「水位確保」において，有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合
・「サプレッションプール水温制御」において，手動スクラム後，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合
・「サプレッションプール水位制御」において，手動スクラムした場合

③脱出条件
・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し，原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合

④基本的な考え方
・緊急性を要しないため，原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。
・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には，原子炉冷却材温度変化率及びサプレッションプール水温を十分監視しながら，主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに，サプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また，サプレッションプール水温上昇防止のため，残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。
・水位と減圧を並行操作する。

⑤主な監視操作内容

A．水位
・給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系を使用して，原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。
・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。

B．減圧
・給復水系による原子炉注水ができない場合，低圧で注水可能な非常用炉心冷却系が少なくとも１台運転可能でなければ，原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。
・主復水器が使用可能である場合，タービンバイパス弁等による減圧を行う。
・主復水器が使用不能であり，かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合，主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。

・主復水器が使用不能であり，かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合，不測事態「急速減圧」に移行する。
・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は，復旧を図る。
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。

表５

２．格納容器制御
（１）格納容器圧力制御

①目的
・格納容器圧力を監視し，制御する。

| ②導入条件 | ③脱出条件 |
|---|---|
| ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合 | ・ドライウェル圧力の上昇の原因が，窒素ガス又は空気の漏えいであり，かつドライウェルベントを実施した場合<br>・２４時間以内にドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合 |

④基本的な考え方
・ドライウェル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は，格納容器の健全性を維持して，できる限り放射能放出を抑える目的で，格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し，格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，原子炉を満水にし，格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があり，炉心再冠水後速やかにドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。

⑤主な監視操作内容
Ａ．格納容器圧力制御
・ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ドライウェル圧力の上昇の原因が，窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は，非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には，原子炉水位が有効炉心長の３分の２に相当する水位以上で安定し，炉心スプレイ系，低圧注水系の継続的作動を確認した後に，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また，「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・原子炉水位が不明な場合は，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつドライウェルスプレイ起動圧力以下の状態が２４時間継続した場合は，サプレッションプールスプレイを起動する。
・サプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力以上の状態が２４時間継続した場合，又はサプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。
・サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え，格納容器最高使用圧力未満の場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，低圧注水系を一時ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイとして起動し，格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

B．原子炉満水

・原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は，不測事態「水位回復」を行う。
・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開しているか，又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，高圧注水系，原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
・給復水系，制御棒駆動水圧系，低圧で注水可能な非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し，注水量を増して，原子炉水位をできるだけ高く維持する。また，必要に応じて，復水補給水系，ほう酸水注入系※，消火系，残留熱除去冷却海水系による原子炉注水を行う。
・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は，原子炉制御「水位確保」に移行する。
・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，格納容器ベント準備を行う。

※:ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は,純水補給水系を水源とする。以下，各表において同じ。

C．格納容器ベント

・サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は，炉心損傷がないことを確認して，格納容器ベントを実施する。
・格納容器ベントは，不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサプレッションプール側ベントラインを優先して使用し，サプレッションプール水位が高い場合は，不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。

表６

<table>
<tr><td colspan="2">２．格納容器制御<br>（２）ドライウェル温度制御</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的<br>・ドライウェルの空間温度を監視し，制御する。</td></tr>
<tr><td>②導入条件<br>・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合<br>・ドライウェル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</td><td>③脱出条件<br>・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で，かつドライウェル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方<br>・ドライウェル空間温度がドライウェル設計温度に到達する前にドライウェルスプレイを起動し，ドライウェル設計温度以下に維持できない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。<br>・「反応度制御」を実施中は，「反応度制御」を優先する。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容<br>・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度，又はドライウェル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は，予備のドライウェル換気空調系を運転する。<br>・ドライウェル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合，通常停止を行う。<br>・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度に到達する前に，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを起動する。ドライウェルスプレイが起動しない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。<br>・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度以下に維持できないようであれば，不測事態「急速減圧」に移行する。<br>・ドライウェル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</td></tr>
</table>

表７

２．格納容器制御
（３）サプレッションプール温度制御

①目的
・サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し，制御する。

| ②導入条件 | ③脱出条件 |
|---|---|
| ・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合<br>・サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合<br>・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合 | ・サプレッションプールのバルク水温が２４時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合<br>・サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で，手動スクラムした場合<br>・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合 |

④基本的な考え方
・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，直ちに手動スクラムし，原子炉を減圧する。

⑤主な監視操作内容

A．サプレッションプール水温制御
・サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら，サプレッションプールの冷却を開始する。
・サプレッションプール水温が２４時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合，原子炉を通常停止する。
・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，手動スクラムし，サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し，サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。

B．サプレッションプール空間部温度制御
・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに，サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系の異常，主蒸気逃がし安全弁排気管の異常，サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。
・サプレッションプール空間部温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は，サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に，サプレッションプールスプレイを作動させる。さらに，サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は，原子炉を通常停止し，スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。

表８

２．格納容器制御
（４）サプレッションプール水位制御

①目的
・サプレッションプール水位を監視し，制御する。

②導入条件
・サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合
・サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合

③脱出条件
・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合
・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合

④基本的な考え方
・サプレッションプール高水位は，冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし，減圧を開始する。さらに，それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点からサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前にドライウェルスプレイを実施し，不測事態「急速減圧」する。最終的には，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。
・サプレッションプール低水位は，冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では，原子炉をスクラムし，減圧を開始する。また，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。

⑤主な監視操作内容

A．サプレッションプール水位制御（高水位）
・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。
・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。
・サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを実施するとともに，不測事態「急速減圧」に移行する。なお，サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には，ドライウェルスプレイを作動させない。
・サプレッションプール水位が，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。

B．サプレッションプール水位制御（低水位）
・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。
・サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。
・サプレッションプール水位が，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合，復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し，復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。

表９

<table>
<tr><td colspan="2">２．格納容器制御<br>（５）格納容器水素濃度制御</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的<br>・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し，制御する。</td></tr>
<tr><td>②導入条件<br>・原子炉制御「スクラム」から導入され，主蒸気隔離弁全閉後，１２時間以内に冷温停止できない場合<br>・「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合<br>・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合<br>・原子炉水位が不明の場合</td><td>③脱出条件<br>・冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し，格納容器内の水素濃度が低下した場合<br>・主蒸気隔離弁閉，又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方<br>・冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。<br>・原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には，格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し，可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。<br>・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には，ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容<br>・主蒸気隔離弁全閉後１２時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は，格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。<br>・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合，格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合，又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。<br>・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては，格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイ又はサプレッションプールスプレイを運転する。<br>・可燃性ガス濃度制御系の運転は，格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。</td></tr>
</table>

表１０

３．不測事態
（１）水位回復

①目的
・原子炉水位を回復する。

②導入条件
・原子炉制御「スクラム」において，原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合
・原子炉制御「水位確保」において，原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合
・原子炉制御「減圧冷却」において，原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合
・不測事態「急速減圧」において，減圧が完了し，水位が判明しており，かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合

④基本的な考え方
・原子炉水位の徴候に応じて，非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。
・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合，炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために，原子炉停止後，燃料被覆管温度が１２００℃又は燃料被覆管酸化割合が１５％に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって，炉心が露出した時刻を記録し，前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。

⑤主な監視操作内容
Ａ．水位回復
・原子炉水位が不明の場合，不測事態「水位不明」へ移行する。
・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。
・原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を起動する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統※のうち，少なくとも２つの系統の起動を試みる。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，２系統以上の起動ができない場合，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系による注水準備を行う。
・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら，原子炉制御「水位確保」へ移行する。

※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは，高圧復水ポンプ，低圧復水ポンプ，炉心スプレイ系Ａ系，炉心スプレイ系Ｂ系，低圧注水系Ａ系，低圧注水系Ｂ系をいう。以下，各表において同じ。

Ｂ．水位上昇中
・原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が作動していない場合は，低圧で注水可能な非常用炉心冷却系１台以上の作動を確認して，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動している場合で，かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は，低圧で注水可能な非常用炉心冷却系１台以上の作動を確認して，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動している場合で，かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。

Ｃ．水位下降中

・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以上の場合は，原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を作動させる。
・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下の場合，原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，１系統以上運転状態とし，不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統も運転状態とすることができない場合は，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系を起動し，不測事態「急速減圧」へ移行する。

不測事態に関しては，「③脱出条件」はない。以下，表１１及び表１２も同じ。

表１１

| |
|---|
| ３．不測事態<br>（２）急速減圧 |
| ①目的<br>・原子炉を速やかに減圧する。 |
| ②導入条件<br>・原子炉制御「減圧冷却」において，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合<br>・「格納容器圧力制御」において，サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合<br>・「ドライウェル温度制御」においてドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度を超えた場合<br>・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下の時，低圧で原子炉へ注水可能な系統，代替注水系が起動できた場合<br>・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が作動できない時，非常用炉心冷却系が１台以上作動している場合<br>・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動しているが，最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず，非常用炉心冷却系が１台以上作動している場合<br>・不測事態「水位不明」において，低圧で原子炉へ注水可能な系統，代替注水系が起動できた場合<br>・「サプレッションプール水位制御」において，サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限以上になった場合<br>・「サプレッションプール水位制御」において，サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定下限以下になった場合<br>・「サプレッションプール温度制御」において，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 |
| ④基本的な考え方<br>・原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。<br>・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は，原子炉隔離時冷却系，高圧注水系等を使用して減圧する。<br>・原子炉減圧の結果，原子炉水位が不明になった場合は，不測事態「水位不明」へ移行する。<br>・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。 |
| ⑤主な監視操作内容<br>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。<br>・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。<br>・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 |

・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。
・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて１弁も開放できなければ，原子炉隔離時冷却系，高圧注水系を使用して減圧する。
・原子炉減圧が不十分である場合，主蒸気隔離弁を開し，タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
・原子炉水位が判明した場合は，不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。
・原子炉水位が不明な場合は，不測事態「水位不明」の「満水注入」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

表１２

３．不測事態
（３）水位不明

①目的
・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。

②導入条件
・「反応度制御」を除き，原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において，原子炉水位が不明になった場合
・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に，全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合
・「ドライウェル温度制御」において，ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
・不測事態「急速減圧」において，原子炉水位が判明しない場合，又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合

④基本的な考え方
・原子炉水位不明時に，給復水系，非常用炉心冷却系，又は代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い，さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。
・原子炉注水操作は，使用可能な全ての注水系のうち，１系統以上を作動させ，原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。
・原子炉水位が判明した場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。

⑤主な監視操作内容

A．注水確保
・水位不明時刻を記録する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１台以上作動した場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１台も作動しない場合は，原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を作動させる。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１台も作動しない場合は，さらに復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系を作動させ，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系が作動した場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動し，かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系の全部が作動しない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系の復旧を行いこれらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。

B．満水注入
・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が１弁以上開放，又は電動駆動給水ポンプによる原子炉注水が可能な場合，「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系，高圧注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し，「満水注入」を行う。

・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が１弁も開放できず，かつ電動駆動給水ポンプによる原子炉注水も不可能な場合は，復水系，炉心スプレイ系，低圧注水系，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系，高圧注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けて原子炉を減圧する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，いずれか１系統を使用して原子炉へ注水し，注水流量を増加して原子炉を加圧し，原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統を１系統ずつ順次起動して，原子炉への注水流量を増加させて，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し，主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系を起動し，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開とし，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系等を全て起動しても，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，残留熱除去冷却海水系を起動し原子炉への注水を行う。

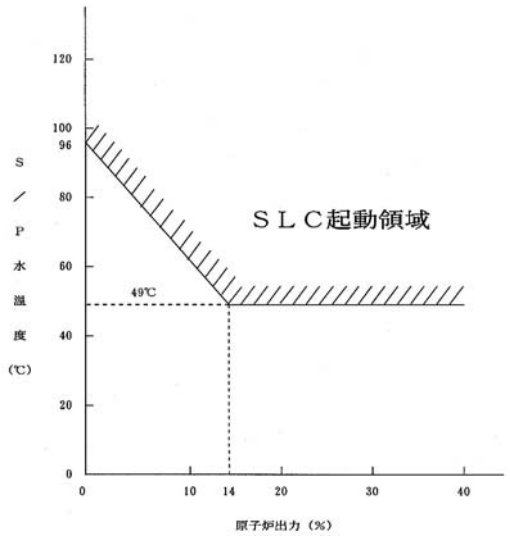
Ｃ．水位計復旧
・原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば，炉心の健全性は確保されているため，「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
・原子炉への注水を継続し，基準水柱の周囲温度を１００℃以下にし，原子炉水位計を使用可能とする。
・原子炉水位を読み取るため，原子炉注水を停止し，原子炉水位を下げる。
最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には，原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には，「満水注入」へ移行する。

参考

（１）最大未臨界引抜位置：０２位置

（２）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：３％（平均出力領域モニタ）

（３）原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり




（４）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：５０％（平均出力領域モニタ）

（５）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値：　レベル２　－５００ｍｍ

（６）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値：レベル１＋１０００ｍｍ

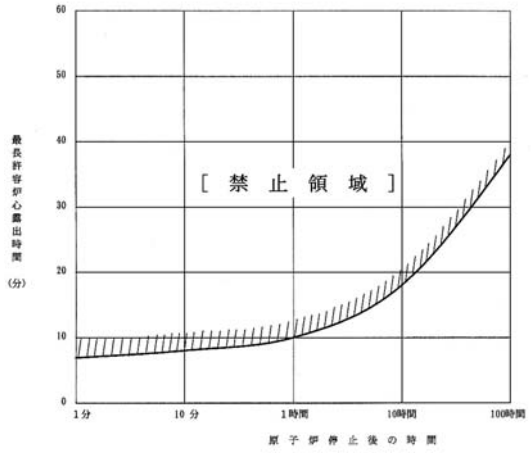
（７）「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：３弁

（８）「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：２弁

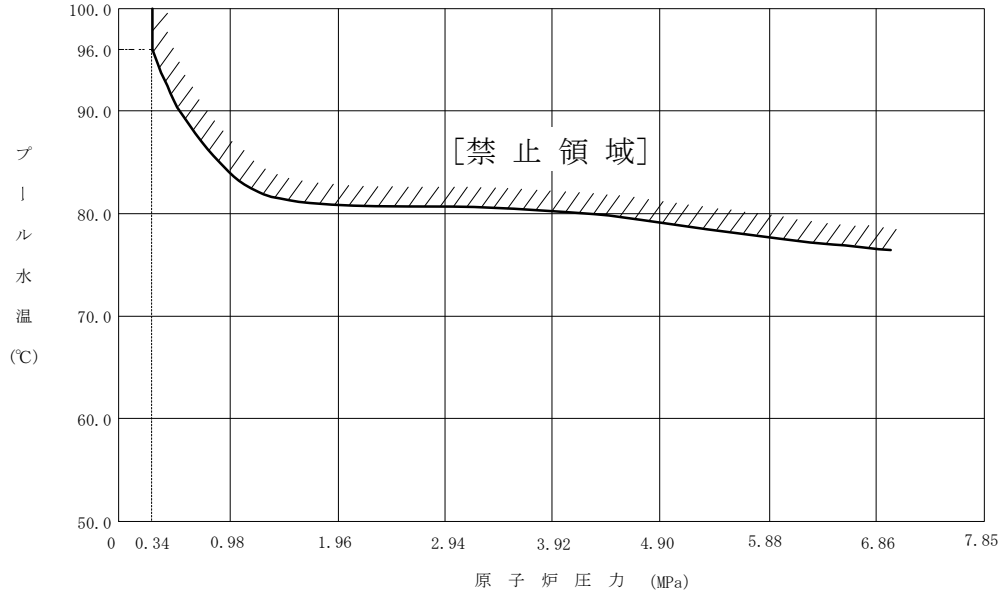
（９）炉心冠水最低圧力：下表のとおり

| 開いている主蒸気逃がし安全弁の数 | 炉心冠水最低圧力 ＭＰａ［gage］ |
|---|---|
| ２ | ３．７３ |
| ３ | ２．５５ |
| ４ | １．８６ |
| ５ | １．４７ |
| ６ | １．１８ |

（１０）最長許容炉心露出時間：下図のとおり




（１１）サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり




Ｓ／Ｐ熱容量制限値

（１２）残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：

約０．５１７ＭＰａ[gage]以下

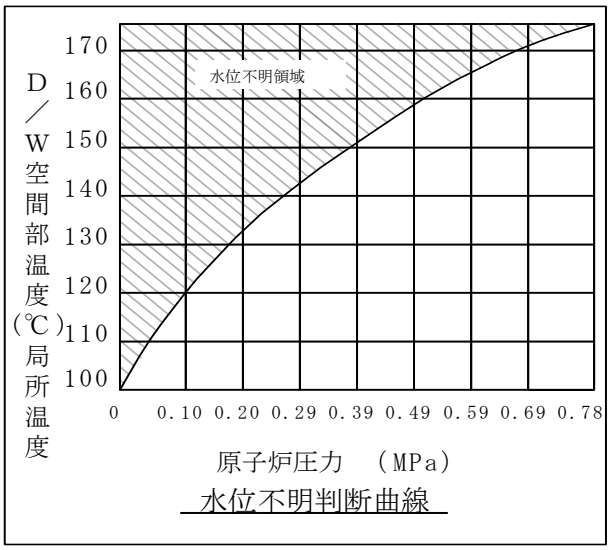
（１３）ドライウェルスプレイ起動圧力：９８ｋＰａ[gage]

（１４）「急速減圧」時必要最小弁数：１弁

（１５）温度高警報設定点：６６℃

（１６）主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：９０℃

（１７）水位不明判断曲線：下図のとおり



水位不明判断曲線

（１８）サプレッションプールスプレイ起動温度：４９℃

（１９）サプレッションプール水位計測定上限：＋５０ｃｍ

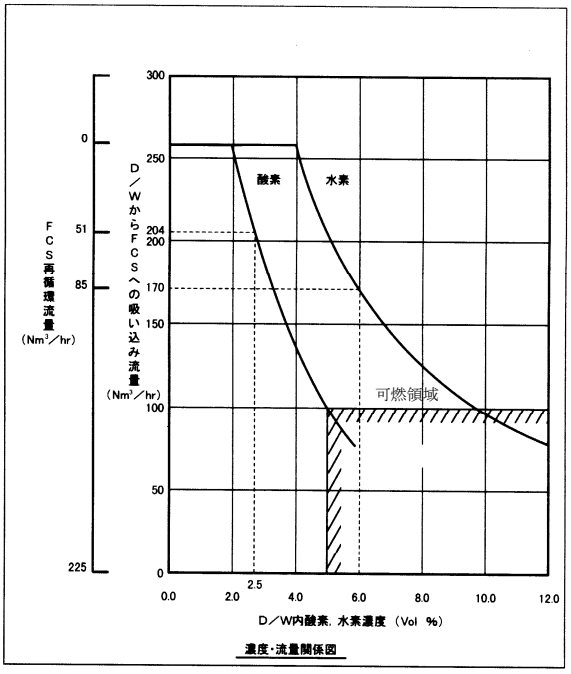
（２０）真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：＋５．０ｍ

（２１）格納容器ベント最高水位：＋３２ｍ

（２２）サプレッションプール水位計測定下限：－５０ｃｍ

（２３）可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：３．２％

（２４）ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



濃度・流量関係図

（２５）可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：１０６ｋＰａ[gage]
（２６）「急速減圧」時必要弁数：５弁
（２７）原子炉圧力容器満水確認最低圧力：０．５９ＭＰａ[gage]
（２８）原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：３弁
（２９）原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：１弁

・6号炉

表1

<table>
<tr><td colspan="2">1．原子炉制御<br>（1）スクラム</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的<br>・原子炉を停止する。<br>・十分な炉心冷却状態を維持する。<br>・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。<br>・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）</td></tr>
<tr><td>②導入条件<br>・原子炉スクラム信号が発生した場合<br>・手動スクラムした場合<br>・各制御の脱出条件が成立した場合</td><td>③脱出条件</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方<br>・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。<br>・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ，通常停止操作に移行する。<br>・多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には，移行先の制御を優先し，残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。<br>・各計器を並行監視し，徴候に応じた制御を行う。<br>・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は，格納容器制御より優先される。ただし，格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と格納容器制御を並行して行う。<br>・原子炉制御「スクラム」においては，最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し，「原子炉水位」,「原子炉圧力」,<br>「タービン・電源」の各制御を並行して行う。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容<br>A．原子炉出力<br>・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。<br>・全制御棒挿入状態を確認する。<br>・平均出力領域モニタの指示を確認する。<br>・スクラム排出容器ドレン弁，ベント弁の閉鎖を確認する。<br>・自動スクラムが失敗した場合には，手動スクラムを行う。<br>・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。<br>・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し，確認できない場合は手動スクラムを行い「反応度制御」へ移行する。また,「反応度制御」に移行した場合には，原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。<br>・原子炉水位，原子炉圧力，原子炉再循環ポンプ速度を確認する。<br>・平均出力領域モニタ及び起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。<br><br>B．原子炉水位<br>・原子炉水位を確認する。<br>・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合，格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。<br>・タービン駆動給水ポンプを停止し※，電動駆動給水ポンプ及び給水制御系（単要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。</td></tr>
</table>

・給復水系（復水器を含む）が正常でない場合，原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系を手動作動する。（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動作動した場合は不要）
・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には，非常用炉心冷却系の運転状態を確認し，給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は，原子炉制御「水位確保」に移行する。
・原子炉水位が不明になった場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
・原子炉水位を連続的に監視する。

※：タービン駆動給水ポンプは，原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。

C．原子炉圧力
・原子炉スクラム後，原子炉圧力を確認する。
・主蒸気隔離弁が開の場合，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また，主復水器が使用可能であることを確認する。
・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合，「サプレッションプール水温制御」へ移行する。
・主蒸気隔離弁が閉の場合，主蒸気逃がし安全弁を開して，原子炉圧力を調整する。また，主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合，原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお，復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサプレッションプールの水温が上昇するため，残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。
・原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。
・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D．タービン・電源
・原子炉スクラム後，発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
・タービントリップ状態，発電機トリップ状態を確認する。
・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は，所内電源を確保するとともに，必要に応じて原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を調整する。
・主蒸気隔離弁が開の場合，原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また，主復水器が使用可能であることを確認し，空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は，主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
・タービン，発電機の停止状態を確認する。

E．モニタ確認

・各種放射線モニタの指示を確認する。
・各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合，「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F．復旧

・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
・原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
・格納容器隔離信号をリセットし，隔離状態を復旧する。
・原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また，原子炉建屋換気空調系を起動し，非常用ガス処理系を停止する。
・主蒸気隔離弁が閉している場合，開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また，開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
・スクラム原因を究明し，原因除去後スクラムリセットを行う。
・原子炉再循環ポンプが停止した場合，再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
・原子炉を冷温停止する。

G．格納容器制御への導入

・格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）

表２

１．原子炉制御
（２）反応度制御

①目的
・スクラム不能異常過渡事象発生時に，原子炉を安全に停止させる。

| ②導入条件 | ③脱出条件 |
|---|---|
| ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合 | ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合<br>・ほう酸水注入系が全量注入完了した場合 |

④基本的な考え方
・短期的には原子炉の健全性を維持し，長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサプレッションプールの健全性を維持する。
・「ほう酸水注入系」，「水位」，「制御棒」を並行操作する。なお，同時に実行することが不可能な場合は，「ほう酸水注入系」，「水位」，「制御棒」の順に優先させる。

⑤主な監視操作内容

A．原子炉出力
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行いつつ，原子炉制御「水位確保」を並行操作する。
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上でタービンが運転中の場合は，原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また，タービンが停止中の場合は，原子炉再循環ポンプを停止する。

B．ほう酸水注入系
・サプレッションプール水温が原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には，ほう酸水注入系を起動する。
・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。
・ほう酸水注入系を起動した場合には，全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし，全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には，ほう酸水注入系を停止する。

C．水位
・原子炉水位が不明となった場合，「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・原子炉が隔離状態でかつ原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上の場合，「水位低下」操作に移行する。
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合，「水位低下」操作に移行する。
・「水位低下」操作として，原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。（原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。）ただし，原子炉水位が高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以上，スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で，かつ原子炉が隔離状態でない場合，「水位維持」操作を行う

・「水位維持」操作として，給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。ただし，原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合は，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合には，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。
・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合は，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合には，復水補給水系，消火系，残留熱除去冷却海水系を起動して原子炉への注水を開始し，原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。
・原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には，自動減圧系始動タイマをリセットし，自動減圧系の動作を阻止する。

D．「反応度制御」水位不明

・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には，不測事態「水位不明」に移行する。
・主蒸気隔離弁，格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁，並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
・水位不明の場合，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して，原子炉を減圧し，給復水系，制御棒駆動水圧系，高圧炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で，かつできる限り低くなるように注水する。
・給復水系，制御棒駆動水圧系，高圧炉心スプレイ系で注水できない場合，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で，かつできる限り低くなるように注水する。

E．制御棒

・スクラム弁が閉の場合，代替制御棒挿入機能の動作，スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。
・スクラム弁が開の場合，スクラムリセットし，スクラム排出容器水位高リセットを確認し，再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。
・制御棒駆動水圧系の水圧を確保し，制御棒を手動挿入する。
・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。

表３

<table>
<tr><td colspan="2">１．原子炉制御<br>（３）水位確保</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的<br>・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ，安定に維持する。</td></tr>
<tr><td>②導入条件<br>・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合<br>・「反応度制御」において原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値未満の場合<br>・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合<br>・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合<br>・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</td><td>③脱出条件<br>・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方<br>・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容<br>A．水位確保<br>・原子炉水位，原子炉圧力及び格納容器隔離，並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。<br>・作動すべきものが不作動の場合は，手動で作動させる。<br><br>B．水位<br>・給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。<br>・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復，維持できない場合は，有効燃料頂部以上に維持する。<br>・給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず，原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系，復水補給水系，消火系による原子炉注水の準備を行う。<br>・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。<br>・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。<br>・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は，原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</td></tr>
</table>

表４

１．原子炉制御
（４）減圧冷却

①目的
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ，原子炉を減圧し，冷温停止状態へ移行させる。

②導入条件
・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気隔離弁が閉状態でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。
・原子炉制御「水位確保」において，有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合
・「サプレッションプール水温制御」において，手動スクラム後，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合
・「サプレッションプール水位制御」において，手動スクラムした場合

③脱出条件
・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し，原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合

④基本的な考え方
・緊急性を要しないため，原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。
・主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には，原子炉冷却材温度変化率及びサプレッションプール水温を十分監視しながら，主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに，サプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また，サプレッションプール水温上昇防止のため，残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。
・水位と減圧を並行操作する。

⑤主な監視操作内容

A．水位
・給復水系，制御棒駆動水圧系，原子炉隔離時冷却系，非常用炉心冷却系を使用して，原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。
・原子炉水位が不明の場合には，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は，不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。

B．減圧
・給復水系による原子炉注水ができない場合，非常用炉心冷却系が少なくとも１台運転可能でなければ，原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。
・主復水器が使用可能である場合，タービンバイパス弁等による減圧を行う。
・主復水器が使用不能であり，かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合，主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。

・主復水器が使用不能であり，かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合，不測事態「急速減圧」に移行する。
・原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は，復旧を図る。
・原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。

表５

２．格納容器制御
（１）格納容器圧力制御

①目的
・格納容器圧力を監視し，制御する。

| ②導入条件 | ③脱出条件 |
|---|---|
| ・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合 | ・ドライウェル圧力の上昇の原因が，窒素ガス又は空気の漏えいであり，かつドライウェルベントを実施した場合<br>・２４時間以内にドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合 |

④基本的な考え方
・ドライウェル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は，格納容器の健全性を維持して，できる限り放射能放出を抑える目的で，格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し，格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，原子炉を満水にし，格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があり，炉心再冠水後速やかにドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。

⑤主な監視操作内容
A．格納容器圧力制御
・ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ドライウェル圧力の上昇の原因が，窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は，非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には，原子炉水位が有効炉心長の３分の２に相当する水位以上で安定し，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系Ｃ系の継続的作動を確認した後に，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また，「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・原子炉水位が不明な場合は，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」を行う。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつドライウェルスプレイ起動圧力以下の状態が２４時間継続した場合は，サプレッションプールスプレイを起動する。
・サプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力以上の状態が２４時間継続した場合，又はサプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達した場合は，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。
・サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え，格納容器最高使用圧力未満の場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，低圧注水系を一時ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイとして起動し，格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

Ｂ．原子炉満水

・原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は，不測事態「水位回復」を行う。
・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開しているか，又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
・給復水系，制御棒駆動水圧系，非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し，注水量を増して，原子炉水位をできるだけ高く維持する。また，必要に応じて，復水補給水系，ほう酸水注入系※，消火系，残留熱除去冷却海水系による原子炉注水を行う。
・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は，原子炉制御「水位確保」に移行する。
・サプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は，格納容器ベント準備を行う。

※:ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は,純水補給水系を水源とする。
以下，各表において同じ。

Ｃ．格納容器ベント

・サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は，炉心損傷がないことを確認して，格納容器ベントを実施する。
・格納容器ベントは，不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサプレッションプール側ベントラインを優先して使用し，サプレッションプール水位が高い場合は，不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウェル側ベントラインを使用する。

表６

<table>
<tr><td colspan="2">２．格納容器制御<br>（２）ドライウェル温度制御</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的<br>・ドライウェルの空間温度を監視し，制御する。</td></tr>
<tr><td>②導入条件<br>・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合<br>・ドライウェル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</td><td>③脱出条件<br>・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で，かつドライウェル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方<br>・ドライウェル空間温度がドライウェル設計温度に到達する前にドライウェルスプレイを起動し，ドライウェル設計温度以下に維持できない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。<br>・「反応度制御」を実施中は，「反応度制御」を優先する。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容<br>・ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度，又はドライウェル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は，予備のドライウェル換気空調系を運転する。<br>・ドライウェル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合，通常停止を行う。<br>・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度に到達する前に，原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを起動する。ドライウェルスプレイが起動しない場合は，不測事態「急速減圧」に移行する。<br>・ドライウェル局所温度がドライウェル設計温度以下に維持できないようであれば，不測事態「急速減圧」に移行する。<br>・ドライウェル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は，不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</td></tr>
</table>

表７

２．格納容器制御
（３）サプレッションプール温度制御

①目的
・サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し，制御する。

| ②導入条件 | ③脱出条件 |
|---|---|
| ・原子炉制御「スクラム」において，主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合<br>・サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合<br>・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合 | ・サプレッションプールのバルク水温が２４時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合<br>・サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で，手動スクラムした場合<br>・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合 |

④基本的な考え方
・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，直ちに手動スクラムし，原子炉を減圧する。

⑤主な監視操作内容

Ａ．サプレッションプール水温制御
・サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら，サプレッションプールの冷却を開始する。
・サプレッションプール水温が２４時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合，原子炉を通常停止する。
・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら，手動スクラムし，サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し，サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。

Ｂ．サプレッションプール空間部温度制御
・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプール冷却を実施するとともに，サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の異常，主蒸気逃がし安全弁排気管の異常，サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。
・サプレッションプール空間部温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は，サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に，サプレッションプールスプレイを作動させる。さらに，サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は，原子炉を通常停止し，スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。

表８

２．格納容器制御
（４）サプレッションプール水位制御

①目的
・サプレッションプール水位を監視し，制御する。

②導入条件
・サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合
・サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合

③脱出条件
・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合
・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合

④基本的な考え方
・サプレッションプール高水位は，冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし，減圧を開始する。さらに，それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点からサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前にドライウェルスプレイを実施し，不測事態「急速減圧」する。最終的には，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。
・サプレッションプール低水位は，冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では，原子炉をスクラムし，減圧を開始する。また，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。

⑤主な監視操作内容

A．サプレッションプール水位制御（高水位）
・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。
・サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。
・サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には，真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し，ドライウェルスプレイを実施するとともに，不測事態「急速減圧」に移行する。なお，サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には，ドライウェルスプレイを作動させない。
・サプレッションプール水位が，格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。

B．サプレッションプール水位制御（低水位）
・サプレッションプール水位が２４時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は，原子炉を通常停止する。
・サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は，原子炉をスクラムし，原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。
・サプレッションプール水位が，サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合，復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し，復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。

表９

<table>
<tr><td colspan="2">２．格納容器制御<br>（５）格納容器水素濃度制御</td></tr>
<tr><td colspan="2">①目的<br>・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し，制御する。</td></tr>
<tr><td>②導入条件<br>・原子炉制御「スクラム」から導入され，主蒸気隔離弁全閉後，１２時間以内に冷温停止できない場合<br>・「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合<br>・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合<br>・原子炉水位が不明の場合</td><td>③脱出条件<br>・冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し，格納容器内の水素濃度が低下した場合<br>・主蒸気隔離弁閉，又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合</td></tr>
<tr><td colspan="2">④基本的な考え方<br>・冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。<br>・原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には，格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し，可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。<br>・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には，ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。</td></tr>
<tr><td colspan="2">⑤主な監視操作内容<br>・主蒸気隔離弁全閉後１２時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は，格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。<br>・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で，かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合，格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合，又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には，可燃性ガス濃度制御系を作動させる。<br>・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては，格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウェルスプレイ又はサプレッションプールスプレイを運転する。<br>・可燃性ガス濃度制御系の運転は，格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。</td></tr>
</table>

表１０

３．不測事態
（１）水位回復

①目的
・原子炉水位を回復する。

②導入条件
・原子炉制御「スクラム」において，原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合
・原子炉制御「水位確保」において，原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合
・原子炉制御「減圧冷却」において，原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合
・不測事態「急速減圧」において，減圧が完了し，水位が判明しており，かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合

④基本的な考え方
・原子炉水位の徴候に応じて，非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。
・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合，炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために，原子炉停止後，燃料被覆管温度が１２００℃又は燃料被覆管酸化割合が１５％に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって，炉心が露出した時刻を記録し，前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。

⑤主な監視操作内容
Ａ．水位回復
・原子炉水位が不明の場合，不測事態「水位不明」へ移行する。
・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。
・原子炉隔離時冷却系を起動する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統※のうち，少なくとも２つの系統の起動を試みる。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，２系統以上の起動ができない場合，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系による注水準備を行う。
・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら，原子炉制御「水位確保」へ移行する。

※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは，高圧復水ポンプ，低圧復水ポンプ，
高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系Ａ系，低圧注水系Ｂ系，
低圧注水系Ｃ系をいう。以下，各表において同じ。

Ｂ．水位上昇中
・原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は，非常用炉心冷却系１台以上の作動を確認して，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で，かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は，非常用炉心冷却系１台以上の作動を確認して，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で，かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。

Ｃ．水位下降中
・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は，原子炉隔離時冷却系を作動させる。

・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合，又は原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，１系統以上運転状態とし，不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統も運転状態とすることができない場合は，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系を起動し，不測事態「急速減圧」へ移行する。

不測事態に関しては，「③脱出条件」はない。以下，表１１及び表１２も同じ。

表１１

| |
|---|
| ３．不測事態<br>（２）急速減圧 |
| ①目的<br>・原子炉を速やかに減圧する。 |
| ②導入条件<br>・原子炉制御「減圧冷却」において，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合<br>・「格納容器圧力制御」において，サプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合<br>・「ドライウェル温度制御」においてドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度を超えた場合<br>・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時，低圧で原子炉へ注水可能な系統，代替注水系が起動できた場合<br>・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時，非常用炉心冷却系が１台以上作動している場合<br>・不測事態「水位回復」において，原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが，最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず，非常用炉心冷却系１台以上が作動している場合<br>・不測事態「水位不明」において，低圧で原子炉へ注水可能な系統，代替注水系が起動できた場合<br>・「サプレッションプール水位制御」において，サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限以上になった場合<br>・「サプレッションプール水位制御」において，サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定下限以下になった場合<br>・「サプレッションプール温度制御」において，サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 |
| ④基本的な考え方<br>・原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。<br>・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は，原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。<br>・原子炉減圧の結果，原子炉水位が不明になった場合は，不測事態「水位不明」へ移行する。<br>・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。 |
| ⑤主な監視操作内容<br>・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。<br>・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。<br>・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 |

・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ，自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。
・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて１弁も開放できなければ，原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。
・原子炉減圧が不十分である場合，主蒸気隔離弁を開し，タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
・原子炉水位が判明した場合は，不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。
・原子炉水位が不明な場合は，不測事態「水位不明」の「満水注入」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

表１２

３．不測事態
（３）水位不明

①目的
・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。

②導入条件
・「反応度制御」を除き，原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において，原子炉水位が不明になった場合
・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に，全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合
・「ドライウェル温度制御」において，ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
・不測事態「急速減圧」において，原子炉水位が判明しない場合，又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合

④基本的な考え方
・原子炉水位不明時に，給復水系，非常用炉心冷却系，又は代替注水系を使用した原子炉注水操作を行い，さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。
・原子炉注水操作は，使用可能な全ての注水系のうち，１系統以上を作動させ，原子炉圧力とサプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。
・原子炉水位が判明した場合は，原子炉制御「水位確保」へ移行する。

⑤主な監視操作内容

A．注水確保
・水位不明時刻を記録する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１台以上作動した場合は，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１台も作動しない場合は，原子炉隔離時冷却系を作動させる。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統が１台も作動しない場合は，さらに復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系を作動させ，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系が作動した場合には，不測事態「急速減圧」へ移行する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系の全部が作動しない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系，残留熱除去冷却海水系の復旧を行いこれらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。

B．満水注入
・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が１弁以上開放，又は電動駆動給水ポンプ，高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が可能な場合，「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し，「満水注入」を行う。

・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において，主蒸気逃がし安全弁が１弁も開放できず，かつ電動駆動給水ポンプ，高圧炉心スプレイ系による原子炉注水も不可能な場合は，復水系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに，主蒸気隔離弁，主蒸気管ドレン弁，原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けて原子炉を減圧する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち，いずれか１系統を使用して原子炉へ注水し，注水流量を増加して原子炉を加圧し，原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，低圧で原子炉へ注水可能な系統を１系統ずつ順次起動して，原子炉への注水流量を増加させて，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し，主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系を起動し，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
・主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開とし，復水補給水系，制御棒駆動水圧系，ほう酸水注入系，消火系等を全て起動しても，原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は，残留熱除去冷却海水系を起動し原子炉への注水を行う。

Ｃ．水位計復旧

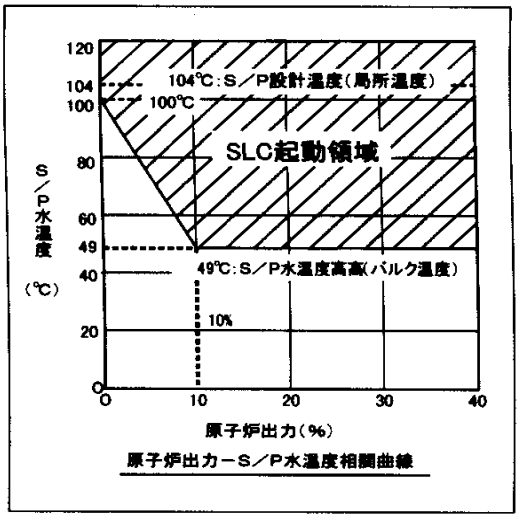
・原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば，炉心の健全性は確保されているため，「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
・原子炉への注水を継続し，基準水柱の周囲温度を１００℃以下にし，原子炉水位計を使用可能とする。
・原子炉水位を読み取るため，原子炉注水を停止し，原子炉水位を下げる。
最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には，原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には，「満水注入」へ移行する。

参考

（１）最大未臨界引抜位置：０２位置

（２）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：３％（平均出力領域モニタ）

（３）原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり




（４）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：５５％（平均出力領域モニタ）

（５）スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値：レベル１＋１０００ｍｍ

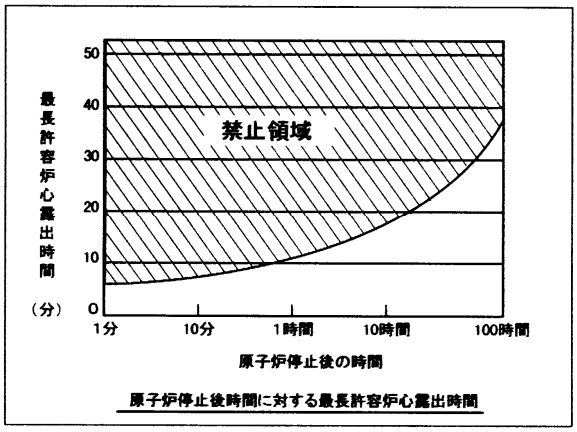
（６）「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：３弁

（７）「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：３弁

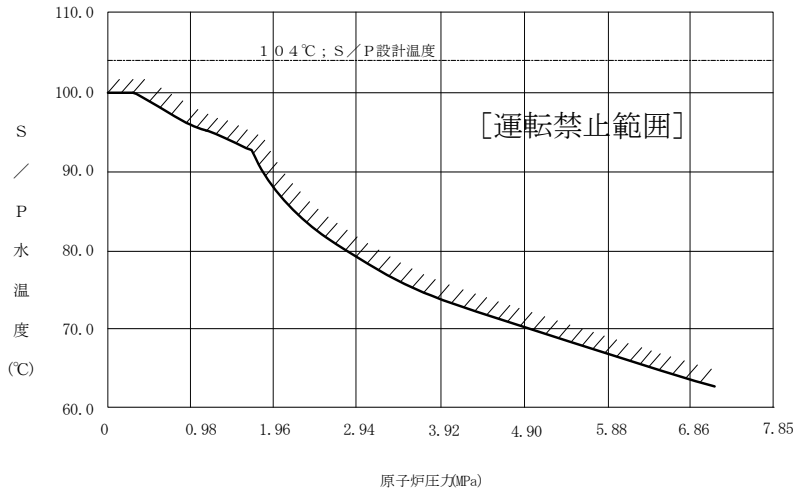
（８）炉心冠水最低圧力：下表のとおり

| 開いている主蒸気逃がし安全弁の数 | 炉心冠水最低圧力 ＭＰａ[gage] |
|---|---|
| ２ | ５．３０ |
| ３ | ３．６３ |
| ４ | ２．６５ |
| ５ | ２．０６ |
| ６ | １．７７ |
| ７ | １．４７ |

（９）最長許容炉心露出時間：下図のとおり




（１０）サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり




（１１）残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：０．９３ＭＰａ[gage]以下

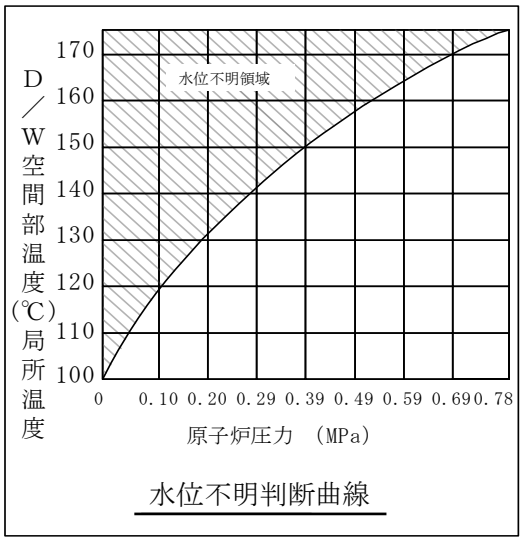
（１２）ドライウェルスプレイ起動圧力：９８ｋＰａ[gage]

（１３）「急速減圧」時必要最小弁数：１弁

（１４）温度高警報設定点：６６℃

（１５）主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：９０℃

（１６）水位不明判断曲線：下図のとおり



水位不明判断曲線

（１７）サプレッションプールスプレイ起動温度：４９℃

（１８）サプレッションプール水位計測定上限：＋５０ｃｍ

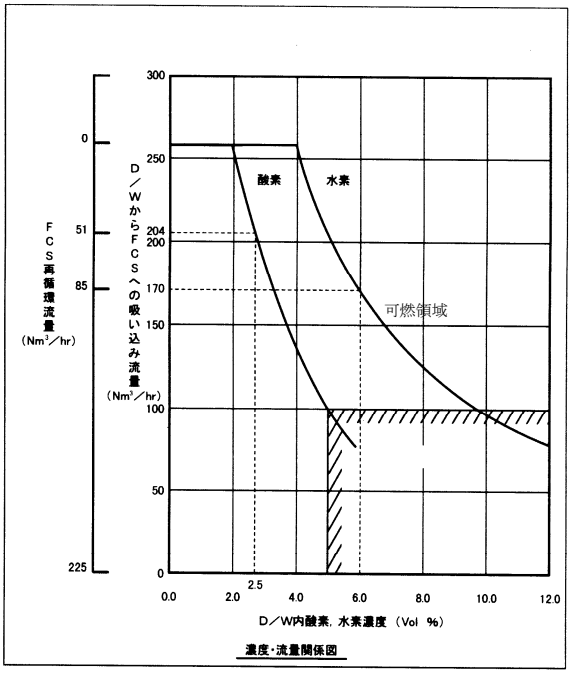
（１９）真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位：＋１３．９５ｍ

（２０）格納容器ベント最高水位：＋３６．６ｍ

（２１）サプレッションプール水位計測定下限：－５０ｃｍ

（２２）可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間，格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：３．２％

（２３）ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



（２４）可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：１０６ｋＰａ[gage]
（２５）「急速減圧」時必要弁数：７弁
（２６）原子炉圧力容器満水確認最低圧力：０．５９ＭＰａ[gage]
（２７）原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：４弁
（２８）原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：１弁

添付２については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

# 添付２　　管　理　区　域　図

（第９２条の２及び第９３条の３関連）

添付２－１については核物質防護上の理由から公開しないこととしております。

# 添付２－１　　管　理　対　象　区　域　図

（第９２条，第９３条及び第９３条の２関連）

添付３については核物質防護上の理由から
公開しないこととしております。

# 添付３　　保　全　区　域　図

（第９７条関連）

# 添付４　長期保守管理方針

（第１０７条の２関連）

（１）５号炉　長期保守管理方針（始期：平成２０年４月１８日，適用期間：１０年間）

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 1 | 原子炉再循環ポンプ等＊の疲労割れについては，実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。<br><br>＊：原子炉再循環ポンプ（ケーシング）<br>原子炉圧力容器（給水ノズル，主フランジ，スタッドボルト，下鏡，支持スカート）<br>原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ）<br>炉内構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート）<br>主蒸気系・給水系炭素鋼配管<br>原子炉再循環系ステンレス鋼配管<br>原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱）<br>原子炉給水入口弁（弁箱）<br>原子炉給水入口逆止弁（弁箱）<br>主蒸気隔離弁（弁箱） | 中長期 |
| 2 | 原子炉圧力容器の照射脆化については，最新の脆化予測式による評価を実施する。また，その結果を踏まえ，確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し，要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。 | 中長期 |
| 3 | 炉内構造物＊の中性子照射による靭性低下については，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21・11・18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靭性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。<br><br>＊：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺及び中央燃料支持金具，制御棒案内管） | 中長期 |

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 4 | 原子炉圧力容器等＊の粒界型応力腐食割れについては，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21・11・18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。<br><br>＊：原子炉圧力容器（ノズル，セーフエンド，制御棒駆動機構ハウジング，中性子束計測ハウジング，スタブチューブ，ブラケット）<br>原子炉再循環系ステンレス鋼配管<br>炉内構造物（上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具，炉心スプレイ配管／スパージャ，給水スパージャ，差圧検出／ほう酸水注入系配管，ジェットポンプ，中性子束計測案内管，シュラウドサポート，制御棒案内管，シュラウドヘッド及び気水分離器，蒸気乾燥器，ヘッドスプレイノズル）<br><br>炉内構造物のシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れについては，代表部位の目視点検を定期的に実施するとともに，近接可能な範囲について目視点検を実施する。 | 中長期 |
| 5 | 気体廃棄物処理系排ガス予熱器等＊の粒界型応力腐食割れについては，耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。<br><br>＊：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴，管板，水室）<br>気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴，管板）<br>気体廃棄物処理系排ガス再結合器（胴，鏡板，蓋）<br>気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管 | 中長期 |

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 6 | 炉内構造物＊の照射誘起型応力腐食割れについては，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21･11･18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。<br><br>＊：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺燃料支持金具，制御棒案内管） | 中長期 |
| 7 | 制御棒（ボロン・カーバイド型）＊の照射誘起型応力腐食割れについては，制御棒の点検を実施し，蓄積した点検データに基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。<br><br>＊：制御棒（制御材被覆管，シース，タイロッド，ピン，上部ハンドル） | 中長期 |
| 8 | 高圧タービン等＊の応力腐食割れについては，超音波探傷検査を実施する。<br><br>＊：高圧タービン（翼・車軸接合部）<br>低圧タービン（翼・車軸接合部）<br><br>タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては，高圧タービン等の検査結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 | 中長期 |
| 9 | 原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッダ及びサプレッションチェンバスプレイヘッダの腐食については，内面の目視点検を実施する。 | 中長期 |

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 10 | 原子炉残留熱除去海水系炭素鋼配管等＊の外面腐食については，表面状態を確認し補修塗装を実施するとともに，トレンチ内に設置されたものに対する点検計画を策定し，目視点検を実施する。また，内面腐食については，フランジ部の点検に合わせてライニングの目視点検を実施するとともに，ライニングの健全性の確認結果に基づき，補修の要否を判断し，要の場合は補修を実施する。<br><br>＊：原子炉残留熱除去海水系炭素鋼配管<br>補機冷却海水系炭素鋼配管<br>非常用ディーゼル機関付属設備冷却水系配管 | 中長期 |
| 11 | 気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外面腐食については，地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。 | 中長期 |
| 12 | 可燃性ガス濃度制御系設備等＊の腐食については，肉厚測定を実施する。<br><br>＊：可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器，配管）<br>蒸気式空気抽出器（胴） | 中長期 |
| 13 | 炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては，エロージョン・コロージョン及びエロージョンに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格　沸騰水型原子力発電所　配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ，安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は社内指針を改定する。また，肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管（グランド蒸気系，抽気系）は，今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。<br>なお，配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 | 中長期 |
| 14 | 後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については，類似環境下にある機器の取替が行われる場合，調査を実施する。 | 中長期 |

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 15 | 機器付基礎ボルト等＊の腐食については，機器の取替が行われる場合，調査を実施する。<br><br>＊：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部）<br>後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部，コンクリート埋込部）<br>後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部）<br>主要変圧器（タンク，底板ビーム）<br>所内変圧器（タンク，底板ビーム）<br>起動変圧器（タンク，底板ビーム） | 中長期 |
| 16 | 可燃性ガス濃度制御系設備の加熱管，再結合器，冷却器及び配管のクリープについては，代表機器の内部の目視点検を実施する。 | 中長期 |
| 17 | 高圧難燃ＣＶケーブル等＊の絶縁体の絶縁特性低下については，原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し，長期健全性の再評価を実施する。<br><br>＊：高圧難燃ＣＶケーブル<br>高圧ＣＶケーブル<br>ＥＶケーブル<br>ＣＶケーブル<br>ＫＧＢケーブル<br>難燃ＣＶケーブル<br>難燃ＣＣケーブル<br>難燃一重同軸ケーブル<br>一重同軸ケーブル<br>難燃二重同軸ケーブル<br>難燃三重同軸ケーブル<br>難燃ＰＮケーブル<br><br>難燃ＰＮケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し，健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 | 中長期 |

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 18 | 端子台等＊の絶縁体の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し，健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。<br><br>＊：端子台（絶縁物：ジアリルフタレート樹脂，<br>ポリフェニレンエーテル樹脂）<br>同軸コネクタ（絶縁物：ポリエーテルエーテルケトン樹脂，<br>架橋ポリエチレン）<br>計測装置のうち回転数検出器（電磁ピックアップ式） | 中長期 |
| 19 | 計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等＊の特性変化及び温度検出器（熱電対式，測温抵抗体式）の絶縁特性低下については，事故時雰囲気における動作が要求される場合，供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して，日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。<br><br>＊：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）<br>計測装置のうち圧力検出器（ブルドン管式）<br>計測装置のうちＳＲＮＭ前置増幅器<br>計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式） | 中長期 |
| 20 | 原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間における熱，放射線，機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。<br><br>＊：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部<br>（固定子コイル，口出線・接続部品，ブレーキ電磁コイル） | 中長期 |

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 21 | 原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間における熱，機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。<br><br>＊：原子炉格納容器外の電動（交流･直流）弁用駆動部<br>（固定子コイル，口出線・接続部品，ブレーキ電磁コイル，回転子コイル） | 中長期 |
| 22 | 原子炉格納容器の電気ペネトレーション（キャニスタ型）の絶縁特性低下及び気密性低下については，60 年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 | 中長期 |

※１：実施時期における中長期とは平成２０年４月１８日からの１０年間をいう。

（２）６号炉　長期保守管理方針（始期：平成２１年１０月２４日，適用期間：１０年間）

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 1 | 原子炉再循環系ポンプ等＊の疲労割れについては，実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。<br><br>＊：原子炉再循環系ポンプ（ケーシング）<br>原子炉圧力容器（給水ノズル，主フランジ，スタッドボルト，下鏡，支持スカート）<br>原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ）<br>炉内構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート）<br>主蒸気系・給水系炭素鋼配管<br>原子炉再循環系ステンレス鋼配管<br>原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱）<br>原子炉給水ライン入口弁（弁箱）<br>原子炉給水ライン逆止弁（弁箱）<br>主蒸気隔離弁（弁箱） | 中長期 |
| 2 | 原子炉圧力容器の照射脆化については，最新の脆化予測式による評価を実施する。また，その結果を踏まえ，確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し，要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。 | 中長期 |
| 3 | 炉内構造物＊の中性子照射による靭性低下については，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21・11・18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靭性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。<br><br>＊：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺及び中央燃料支持金具，制御棒案内管） | 中長期 |

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 4 | 原子炉圧力容器等＊の粒界型応力腐食割れについては，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21・11・18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。<br><br>＊：原子炉圧力容器（ノズル，セーフエンド，シール，制御棒駆動機構ハウジング，中性子束計測ハウジング，スタブチューブ，ブラケット）<br>原子炉再循環系ステンレス鋼配管<br>主蒸気系（蒸気部）ステンレス鋼配管<br>炉内構造物（炉心シュラウド，上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具，炉心スプレイ配管／スパージャ，差圧検出／ほう酸水注入系配管，ジェットポンプ，中性子束計測案内管，シュラウドサポート，制御棒案内管，残留熱除去系配管，給水スパージャ，シュラウドヘッド及び気水分離器，蒸気乾燥器） | 中長期 |
| 5 | ジェットポンプの粒界型応力腐食割れについては，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規)」（平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21・11・18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。 | 中長期 |

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 6 | 気体廃棄物処理系排ガス予熱器等＊の粒界型応力腐食割れについては，探傷可能な範囲の耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。<br><br>＊：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴，管板，水室）<br>気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴，管板）<br>気体廃棄物処理系排ガス再結合器（胴，鏡板）<br>気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管 | 中長期 |
| 7 | 炉内構造物＊の照射誘起型応力腐食割れについては，日本原子力技術協会「ＢＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格　維持規格　JSME S NA1-2008」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成 21 年 12 月 25 日付け平成 21･11･18 原院第 1 号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。<br><br>＊：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，<br>周辺燃料支持金具，制御棒案内管） | 中長期 |
| 8 | 制御棒（ボロン・カーバイド型）＊の照射誘起型応力腐食割れについては，制御棒の点検を実施し，蓄積した点検データに基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。<br><br>＊：制御棒（制御材被覆管，シース，タイロッド，ピン，<br>上部ハンドル） | 中長期 |

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 9 | 高圧タービン等＊の応力腐食割れについては，超音波探傷検査を実施する。<br><br>＊：高圧タービン（翼・車軸接合部）<br>低圧タービン（翼・車軸接合部）<br><br>タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては，高圧タービン等の検査結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 | 中長期 |
| 10 | 原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッダ及びサプレッションチェンバスプレイヘッダの腐食については，内面の目視点検を実施する。 | 中長期 |
| 11 | 残留熱除去海水系炭素鋼配管等＊の外面腐食については，原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所の定期事業者検査に関する解釈（内規）の制定について」（平成 20 年 6 月 24 日付け平成 20･06･23 原院第 6 号）に基づき，過去の不適合事象に鑑み，別途点検計画を立案し，点検を実施する。また，内面腐食については，フランジ部の点検に合わせてライニングの目視点検を実施するとともに，ライニングの健全性の確認結果に基づき，補修の要否を判断し，要の場合は補修を実施する。<br><br>＊：残留熱除去海水系炭素鋼配管<br>補機冷却海水系炭素鋼配管<br>復水補給水系炭素鋼配管<br>非常用ディーゼル機関付属設備冷却水系配管（海水系） | 中長期 |
| 12 | 気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外面腐食については，地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。 | 中長期 |
| 13 | 可燃性ガス濃度制御系設備等＊の腐食については，肉厚測定を実施する。<br><br>＊：可燃性ガス濃度制御系設備（配管）<br>蒸気式空気抽出器（胴） | 中長期 |

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 14 | 炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のＦＡＣ，ＬＤＩについては，ＦＡＣ，ＬＤＩに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格　沸騰水型原子力発電所　配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ，安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は社内指針を改定する。また，肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管（グランド蒸気系，原子炉冷却材浄化系）は，今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。<br>なお，配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 | 中長期 |
| 15 | 後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については，類似環境下にある機器の取替が行われる場合，調査を実施する。 | 中長期 |
| 16 | 機器付基礎ボルト等＊の腐食については，機器の取替が行われる場合，調査を実施する。<br><br>＊：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部）<br>後打ちメカニカルアンカ<br>（後打ちメカニカルアンカ直上部，コンクリート埋込部）<br>後打ちケミカルアンカ<br>（後打ちケミカルアンカ直上部）<br>主要変圧器（タンク，底板ビーム）<br>所内変圧器（タンク，底板ビーム） | 中長期 |
| 17 | 可燃性ガス濃度制御系設備配管のクリープについては，内部の目視点検を実施する。 | 中長期 |

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 18 | 高圧難燃ＣＶケーブル等＊の絶縁体の絶縁特性低下については，原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し，長期健全性の再評価を実施する。<br><br>＊：高圧難燃ＣＶケーブル<br>ＫＧＢケーブル<br>難燃ＣＶケーブル<br>難燃一重同軸ケーブル<br>難燃二重同軸ケーブル<br>難燃三重同軸ケーブル<br>難燃ＰＮケーブル<br><br>難燃ＰＮケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し，健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 | 中長期 |
| 19 | 端子台等＊の絶縁物の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し，健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。<br><br>＊：端子台<br>（絶縁物：ジアリルフタレート樹脂，<br>ポリフェニレンエーテル樹脂）<br>同軸コネクタ<br>（絶縁物：テフロン，架橋ポリスチレン） | 中長期 |

| No. | 保守管理の項目 | 実施時期※1 |
|---|---|---|
| 20 | 計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等＊の特性変化及び温度検出器（熱電対式，測温抵抗体式）の絶縁特性低下については，事故時雰囲気における動作が要求される場合，供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して，日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。<br><br>＊：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）<br>計測装置のうちＳＲＮＭ前置増幅器<br>計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式） | 中長期 |
| 21 | 原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間における熱，放射線，機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。<br><br>＊：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部<br>（固定子コイル，口出線・接続部品，ブレーキ電磁コイル） | 中長期 |
| 22 | 原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部＊の絶縁特性低下については，60 年間の運転期間における熱，機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。<br><br>＊：原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部<br>（固定子コイル，口出線・接続部品，ブレーキ電磁コイル，<br>回転子コイル） | 中長期 |
| 23 | 原子炉格納容器の電気ペネトレーション（モジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下については，60 年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。 | 中長期 |

※１：実施時期における中長期とは平成２１年１０月２４日からの１０年間をいう。

# 第３編
# （保安に係る補足説明）

1. 運転管理に係る補足説明

1.1 巡視点検の考え方

（1） 1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉の巡視点検

1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉については，東北地方太平洋沖地震に伴う事故の影響により，非常用炉心冷却系等の設備が使用できない状況にあり，事故後に設置した原子炉圧力容器・格納容器注水設備等によりプラントの運転管理を行っていることを踏まえ，「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第1編（1号炉，2号炉，3号炉及び4号炉に係る保安措置）第12条（巡視点検）において，原子炉圧力容器・格納容器注水設備等の安全確保設備等について，各マニュアルに基づき，定期的に巡視又は点検を行うことを規定している。

これら安全確保設備等の巡視点検のうち，通常時に比べ高い放射線レベルが測定され，本来期待する巡視頻度を維持できない又は巡視が困難な場合については，必要に応じＷＥＢカメラ等による遠隔監視や，パラメータによる間接的な確認等により健全性を確認している。

（2） 5号炉及び6号炉の巡視点検

5号炉及び6号炉については，東北地方太平洋沖地震による津波の影響により，一部の設備（6号炉原子炉建屋付属棟地下等）が水没している状況であるが，現在は，震災前と同等の設備により安定的な冷温停止状態を維持している状況であることを踏まえ，「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の第2編（5号炉及び6号炉に係る保安措置）第13条（巡視点検）では，水没箇所等の巡視が困難な箇所を除き，毎日1回以上原子炉施設の巡視を行うとともに，原子炉冷却系統施設等のうち，復旧が終了したものについて点検を行うことを規定している。

これら原子炉施設の巡視のうち，水没箇所（6号炉原子炉建屋付属棟地下等）及び津波により損壊した設備（ストームドレン処理設備等）等の従来の巡視が困難な箇所については，安定的な冷温停止状態の維持に影響を与える設備はなく，人身安全を確保しつつ接近可能な範囲で，火災発生の有無，滞留水の増減，建屋の損壊進展の有無について確認しており，現時点で必要な巡視を実施している。今後，滞留水の処理状況及び設備の復旧状況に応じて巡視対象，巡視方法の改善を行っていく。

## 1.2　火災への対応

### 1.2.1　火災発生の可能性及び影響評価

#### 1.2.1.1　発電所周辺の大規模火災

(1)　火災発生の可能性

現在，発電所周辺は帰還困難区域，居住制限区域となっており，双葉地方広域市町村圏組合消防本部は帰還困難区域，居住制限区域の外に拠点を置き，また住民も避難しているため，発電所敷地周辺で火災が発生した場合に発見が遅れる可能性がある。

また，田畑や林野が管理されず草木が伸び放題になっているため，風が強く乾燥した時期に林野火災が発生した場合には大規模化する恐れがあり，敷地内に火災が延焼する可能性がある。

(2)　影響評価

発電所周辺で発生した大規模火災が敷地内へ延焼してきた場合でも，「1.2.2.1 防火帯」ならびに「1.2.2.2 散水」に示す防火対策により発電設備・炉注水配管等の重要設備への延焼を防止する。

#### 1.2.1.2　敷地内での火災

(1)　施設・設備からの火災

a.　施設・設備からの火災発生の可能性

施設・設備の不具合や劣化により火災が発生する可能性がある。

b.　影響評価

施設・設備については，「1.2.2.3 施設設計及び施設運用」の防火対策を確実に実施することにより，火災発生防止と早期検知・消火に努める。

(2)　危険物貯蔵施設からの火災

a.　施設・設備からの火災発生の可能性

危険物貯蔵施設の損傷や劣化により，危険物が漏えいし，火災が発生する可能性がある。

b.　影響評価

危険物貯蔵施設については，「1.2.2.4 危険物貯蔵施設」における防火対策を確実に実施することにより火災を防止する。

(3)　火気作業における火災

a.　火気作業における火災発生の可能性

発電所内における火気作業は，ノロ等の溶滴のある作業としてガス溶接・溶断作業，アーク溶接作業等があり，火花の飛散がある作業としてグラインダー，サンダー作業等がある。これら作業により，火災発生の可能性がある。

b. 影響評価

火気作業においては，「1.2.2.5 火気作業における防火対策」を確実に実施することにより火災を防止する。

(4) 伐採木の自然発火

a. 伐採木の自然発火の可能性

回収した伐採木は可能な限り枝葉根と幹根に分別し,構内の一時保管エリアに一時保管している。

伐採木のうち,幹根については通気性が確保されているために自然発火の可能性はほとんどないが,枝葉根については微生物による発酵と酸化反応による発熱が考えられるため，自然発火の可能性がある。

b. 影響評価

伐採木の自然発火の可能性に対し，「2.1.1　放射性固体廃棄物等の管理 2.1.1.3 対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法　(2)運用 b.事故後に発生した瓦礫等（b）伐採木ⅱ.防火対策」を確実に実施することにより火災を防止する。

1.2.2 防火対策

1.2.2.1 防火帯

○ 発電所周辺からの大規模火災に対しては，発電設備・炉注水配管等の重要設備に火災の影響が及ぶことを確実に防ぐことを目的として，重要設備の周辺に必要な防火帯を確保する。

○ 防火帯に必要な形成幅については，（独）原子力安全基盤機構の「福島第一原子力発電所への林野火災に関する影響評価」（JNES-RC-2012-0002）を参考に３０ｍ以上を確保することとした。

○ 林野火災の専門家に現地の状況を視察頂き，防火帯幅を拡張する為の伐採箇所や林野火災において延焼しやすいと考えられる斜面の樹木の伐採等について指導を頂き，これに基づき，防火帯形成の為の除草を平成２４年１２月に，また森林の伐採工事については平成２５年３月に実施した。（添付資料－１参照）

○ 防火帯の機能をより確実なものにしていくため，林野火災の発生が多くなる１月～４月までに防火帯の点検と維持対策を行う。具体的には，毎年１０月中を目途に防火帯機能について点検調査を行い，必要に応じて１２月末までに雑草の除去等を行

う。

1.2.2.2　散水

○　発電所敷地外で火災が発生し，発電所敷地内に延焼する可能性がある場合には，直ちに初動対応として発電所に常駐している初期消火要員が消防車と散水車にて予防散水（発電所構内）を実施することとし，周辺での火勢や敷地内への飛び火の状況等に応じ自衛消防隊を招集し，散水車を追加し予防散水に当たる計画である。防火水槽等が近辺にある場合は消防車の連結により散水を実施し，防火水槽等が近辺に無い場合は散水車を使って消防用水を運搬し，散水を実施する。

1.2.2.3　施設設計及び施設運用の防火対策

○　今後設置する特定原子力施設の設計にあたっては，発火源となりうる機器及び電気設備等からの発火により影響を受ける可能性のある場所に設置される重要な設備の材料は，基本的に不燃性又は難燃性のものを使用する。又やむを得ない場合については，発火源からの影響を緩和する対応や火災の早期発見，消火器の設置を行う。一方震災後，危険時の措置として設置されている設備については，一部不燃性又は難燃性のものでない材料を使用しているが，発火源からの影響を緩和する対応や火災の早期発見，消火器等の設置を行うことで火災による設備損傷を防止している。

○　火災を含めた設備異常の監視に努めるとともに，消火設備を設置して初期消火を行うこととする。

○　今後，平成２５年１２月を目途に次の諸課題について検討を行い，優先順位を考慮し計画的に対策を講じていく。

①　火災検知設備・消火設備の復旧または代替措置

１～４号機建屋内の火災検知設備，本設の消火設備は，震災により損傷しているが，今後施設を運用していくエリアについては，火災検知設備，消火設備の復旧または代替措置について検討を行う。

②　重要設備の火災防護対策（危険物との離間距離，延焼防止策等）

施設の安定化に必要となる重要設備を防護する観点で，電気設備や危険物貯蔵施設等の配置・位置関係を考慮した防火対策について検討を行う。

③　着火源の低減対策（電気設備の信頼性向上）

電気設備については，電気火災発生の可能性を評価するため，これまで設置してきた電気設備の現場調査が必要であり，その結果に基づき設備の信頼性向上策について検討を行う。

1.2.2.4　危険物貯蔵施設における防火対策

○　津波により破損したＮｏ．３重油タンクの抜取り作業を平成２５年９月を目途に実

施する。他の危険物屋外貯蔵タンクについても平成２５・２６年度を目途に抜取り作業を実施する。危険物の回収作業が完了するまでの期間は，定期的にタンクの巡視点検等を行い，漏えいのないことを確認する。回収した危険物については，最終的な処分方法が決まるまで，発電所構内の危険物屋外貯蔵所に保管する。

○ 津波並びに１，３，４号機爆発によって破損した車両については，１～４号機建屋周辺に残っている一部車両を除き，可燃物を排除してある区画に移動後，高線量でない車両の油抜き・バッテリー取外しを平成２４年４月までに実施し，油については発電所構内の危険物屋外貯蔵所，バッテリーについては発電所構内の破損車両保管場所等に最終的な処分方法が決まるまで保管する。１～４号機建屋周辺に残っている一部車両についても平成２５年度に破損車両保管場所に移動後，線量を確認の上，油抜き・バッテリー取外しを実施する予定。

1.2.2.5　火気作業における防火対策

○ 火花飛散防止の養生をする。
○ 作業現場の可燃物を除去する。除去できない場合は不燃シートで養生する。
○ 屋外で近くに枯草等の可燃物がある場合は予防散水を実施する。
○ 周囲で火気厳禁危険物を使用していないことを確認する。
○ 消火器を身近に設置する。
○ 火気作業保護具の着用。前掛け，革手袋，腕カバー，足カバーを着用しタイベックの露出を防ぐ。
○ 火気使用開始，終了を当直に連絡する。
○ 作業場退出の際及び火気使用作業終了３０分後に消火確認をする。
○ 強風により火気養生が機能しない場合，作業を中断する。
○ 危険物貯蔵施設や重要設備に対して十分な離間距離を確保できる作業場所を選定する。離間距離が十分に確保できない場合には，上記の防火対策を徹底する等の措置を講じる。

1.2.3　火災発生時の対策

1.2.3.1 通報

○ 火災を発見したものは直接通報手段がある場合は直ちに１１９番通報を行う。更に，構内の保安電話等を用いて緊急時対策本部へ火災発生の報告を行う。
○ 緊急時対策本部内で火災発生情報を共有し，速やかに防火管理者（含む代務者）からも１１９番通報を行うとともに，「1.2.3.2　初期消火要員体制・消火訓練」に示す初期消火要員に出動を指示し，消火活動を開始する。
○ 通報ルール・連絡先については，掲示板への掲載等の方法で，当社社員及び協力企業職員へ周知を行っている。

1.2.3.2　初期消火要員体制・消火訓練

○　発電所構内の消火活動を速やかに対応するために，初期消火要員として，重要免震棟を中心に常時１０名以上を駐在させる。１～４号機および屋外の火災については，重要免震棟に常駐する初期消火要員（当直員）３名が先行して消火活動を行い，追って残りの初期消火要員が加勢し消火活動を行う。５，６号機内の火災については，中央操作室に常駐する初期消火要員（当直員）３名が先行して消火活動を行い，同様の消火活動を行う。

○　消火用の消防車として化学消防車１台，水槽付きポンプ車１台，散水車２台を常時可動できる状態で配備する。

○　発電所構内における火災を想定した消火手順書を作成し，これに基づいた消火訓練を初期消火要員に対して計画的・確実に実施していく。

1.2.3.3　火災に対する監視の強化（早期発見）

○　発電所構内においては警備員，初期消火要員，工事監理員が毎日パトロールを実施し，火災等異常の早期発見に努めている。

○　発電所敷地周辺の火災監視用カメラ２台を，発電所構内の通信鉄塔に設置し，敷地内外の監視を行っている。この監視において，火や煙等何らかの異常を発見した場合には双葉地方広域市町村圏組合消防本部へ通報する。

○　当社社員及び協力企業職員に対して「帰還困難区域，居住制限区域を通行している際に，火や煙等何らかの異常を発見した場合には，すぐに１１９番通報する」ことを周知・徹底していく。

○　林野火災が発生しやすいと考えられる１２月～４月においては，発電所敷地周辺の監視強化を行い，火災の早期発見に努める。

1.2.3.4　構内の消火設備

○　初期消火に使用する消火器は，立入が制限されている１～４号機建屋内については設備設置エリア毎に設置し，それ以外の建屋については消防法に従って設置している。更に，危険物貯蔵施設周りについては大型消火器を増設している。

○　立入が制限されている１～４号機周りは，１号側の防火水槽と共用プール建屋の消火栓からの採水が可能である。５・６号機周りは消火栓及び採水口，防火水槽からの採水が可能である。

○　発電所敷地周辺からの延焼防止散水のため発電所敷地周辺（西側企業棟付近）にある浄水場の浄水槽から，消防用水を採水する。また，伐採木一時保管エリアには，防火水槽又は散水車を配備して消防用水を確保している。

○　新たな水源として，平成２５年３月に発電所構内全域に防火水槽（４０㎥）を３０

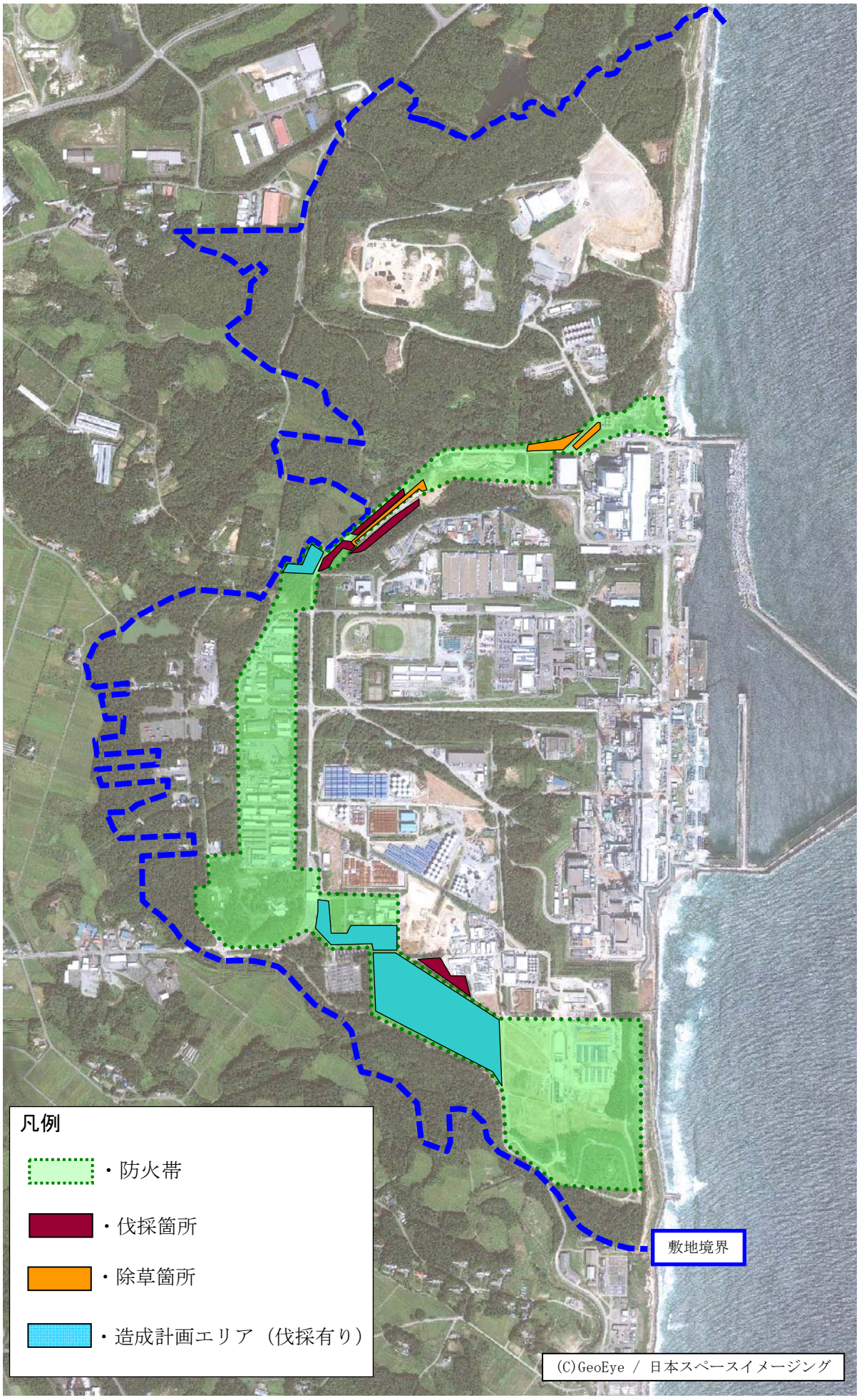
基設置した。

○　平成２５年度に専用の取水設備とポンプ設備を設置し，平成２５年度～２８年度にかけて，消火配管と屋外消火栓を設置していく予定である。

1.2.4　添付資料

添付資料－１　福島第一原子力発電所における防火帯形成図

# 福島第一原子力発電所における防火帯形成図



1.3　地震及び津波への対応

1.3.1　地震への対応

1.3.1.1　機器の対応

原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉格納容器内窒素封入設備，使用済燃料プール設備，原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備，汚染水処理設備等及び電気系統設備は，地震により想定されるリスクを評価しており，機能喪失時の代替手段を定めている。

1.3.1.2　建屋の対応

対象設備は，燃料を内包する建屋（１～６号機原子炉建屋，運用補助共用施設共用プール棟）及び地下に滞留水を貯留する建屋（１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋，１～４号機コントロール建屋，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋）とする。

(1) １～６号機原子炉建屋

１～６号機原子炉建屋の損傷状況や温度上昇等を考慮した，基準地震動Ｓｓによる耐震安全性評価を実施し，耐震壁及び使用済燃料プール躯体が終局状態に至らないことを確認している。※1

※　1:福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書(その１)（東京電力株式会社，平成２３年５月２８日）

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その１）（追補版）（改訂２）（東京電力株式会社，平成２４年１２月２５日）

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その２）（東京電力株式会社，平成２３年７月１３日）

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その３）（東京電力株式会社，平成２３年８月２６日）

福島第一原子力発電所１～４号機本館建物の基準地震動 Ss に対する耐震安全性評価について（東京電力株式会社，平成２５年２月２１日，特定原子力施設監視・評価検討会（第４回）資料５－１）

(2)運用補助共用施設共用プール棟

運用補助共用施設共用プール棟の耐震壁および使用済燃料共用プール躯体について，基準地震動Ｓｓによる耐震安全性評価を実施し，問題ないことを確認している（Ⅱ.2.12 参照)。

(3)プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋

プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋について，基準地震動Ｓｓに対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁のせん断ひずみが弾性範囲内であることを確認している。※2，3

※2：プロセス主建屋への移送に関する報告書（東京電力株式会社，平成２３年４月１８日）

※3：プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋（以下，高温焼却炉建屋）への移送に関する報告書（東京電力株式会社，平成２３年５月１５日）

(4)地下に滞留水を貯留する１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋及び１～４号機コントロール建屋

１～４号機原子炉建屋について，基準地震動Ｓsに対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁が終局状態に至らないことを確認している（１～３号機についてはⅡ.2.6、４号機については添付資料－３参照)。

また，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋及び１～４号機コントロール建屋について，それぞれ代表号機を選定した上で，基準地震動Ｓｓに対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁が終局状態にいたらないことを確認している。また，代表号機以外については，代表号機の評価結果を踏まえ，建屋の類似性等を考慮して，耐震安全性を評価し，問題ないことを確認している。ここで，代表号機は滞留水の容量が最大の号機とする。（Ⅱ.2.6 参照）

(5) １～４号機原子炉建屋の点検について

１～４号機原子炉建屋について，作業安全性が確認された時点で，点検を実施する。４号機原子炉建屋については，４回/年の定期点検（建屋の垂直性の確認，ひび割れ調査，コンクリートの強度確認）を実施することとしている。点検結果及び現場実態を踏まえ，点検頻度及び点検項目等については，適宜見直しを行う。放射線量が高く，建屋内への進入が困難である１～３号機原子炉建屋については，遠隔操作装置等による点検手法の検討を行う。

1.3.2　津波への対応

1.3.2.1　アウターライズ津波を想定した対応

過去に福島沖のアウターライズで大規模な地震・津波が発生したことは知られていないものの，東北地方太平洋沖地震の影響によってアウターライズにおける地震の発生が専門家によって指摘されていることから（Ｌａｙ　ｅｔ　ａｌ．（２０１１）等)，福島沖のアウターライズにおける地震に伴う津波を想定する。

津波の評価にあたって想定する地震規模については，日本海溝でのアウターライズ地震の既往最大規模は１９３３年昭和三陸地震（Ｍｗ８．４)であるが，ここでは，より安全側の評価としてプレート境界で発生した地震ではあるものの，三陸沖で過去に発生した最大規模の地震として１６１１年慶長三陸地震の地震規模Ｍｗ８．６を採用する。

また，評価にあたっては，波源の断層パラメータの不確かさを考慮することとし，断層の位置，走向を変化させ，発電所の津波高さが最大となる場合を想定する。

上記解析の結果，発電所港湾内から敷地（１～４号機側Ｏ．Ｐ．＋１０ｍ，５・６号機側Ｏ．Ｐ．＋１３ｍ）への遡上は確認されないものの，敷地南東側から１～４号機側敷地（Ｏ．Ｐ．＋１０ｍ）への遡上が確認された。このため，敷地の南東部に仮設防潮堤を設置することとし，これをモデル化した数値解析を実施した。その結果，仮設防潮堤により敷地への遡上を防ぐことができることを確認したことから，敷地の南東部に仮設防潮堤を設置した。（添付資料－１）

1.3.2.2　アウターライズ津波を超える津波を想定した対応

(1)機器の対応

原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉格納容器内窒素封入設備，使用済燃料プール設備，原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備，汚染水処理設備等及び電気系統設備は，津波により想定されるリスクを評価しており，機能喪失時の代替手段を定めている。

また，５・６号機については，津波により想定されるリスクを評価しており，機能喪失時の代替手段を定めている。

(2)建屋の対応

対象設備は，燃料を内包する建屋（１～４号機原子炉建屋，運用補助共用施設共用プール棟）及び地下に滞留水を貯留する建屋（１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋，１～４号機コントロール建屋，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋）とする。

平成２３年３月１１日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波に対し，１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋，１～４号機コントロール建屋，運用補助共用施設共用プール棟，プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋について，津波による外壁や柱等の構造躯体に有意な損傷は確認されていない。

なお，地下に汚染水が貯留する建屋について，現場の状況等を勘案し，津波襲来時の地下からの汚染水流出防止を目的に，建屋開口部の閉塞等，低減対策を実施していく。

また，５・６号機については，平成２３年３月１１日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波に対し，５・６号機原子炉建屋，５・６号機タービン建屋，５・６号機廃棄物処理建屋，５・６号機コントロール建屋について，津波による外壁や柱等の構造躯体に有意な損傷は確認されていない。

1.3.2.3　今後の対応

原子力発電所で想定すべき津波については，東北地方太平洋沖地震を踏まえ，現在国によって検討が行われており，これら状況を注視しつつ必要に応じて今後の津波に対する安全性評価及び対策へ反映していく。

1.3.3　添付資料

添付資料－１　アウターライズ津波を想定した対策

添付資料－２　福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その１）（東京電力株式会社，平成２３年５月２８日）

添付資料－３　福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その１）（追補版）（改訂２）（東京電力株式会社，平成２４年１２月２５日）

添付資料－４　福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その２）（東京電力株式会社，平成２３年７月１３日）

添付資料－５　福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性及び補強等に関する検討に係る報告書（その３）（東京電力株式会社，平成２３年８月２６日）

添付資料－６　福島第一原子力発電所１～４号機本館建物の基準地震動 Ss に対する耐震安全性評価について（東京電力株式会社，平成２５年２月２１日，特定原子力施設監視・評価検討会（第４回）資料５－１）

# アウターライズ津波を想定した対策

## 1.　仮設防潮堤（フィルターユニット）の設置

アウターライズ津波への対策としての仮設防潮堤は，切迫性の高いとされる津波に対する緊急的な対策として，平成２３年６月末に設置完了している。

仮設防潮堤については，今回の地震により地盤が沈下した量（約０．７ｍ）も加味し，Ｏ．Ｐ．＋１０ｍ盤各所において想定されたアウターライズ津波の高さに対して求められた浸水深さに対して必要な防潮堤高さを設定し，総延長約４００ｍの仮設防潮堤を構築した。

設計では，砕石を詰めた１段０．６ｍの高さの堤体（フィルターユニットエコグリーン）を津波浸水深と津波の衝撃波力に抵抗できる規模（高さとせん断抵抗が必要な堤体敷幅）まで積み上げた（最大Ｏ．Ｐ．＋１４．２ｍ）。

津波の衝撃波力※については，防潮堤がない場合の進行波の浸水深の３倍の静水深による水圧を仮設防潮堤の前面に作用させ，各断面（最大７段積：Ｏ．Ｐ．＋１４．２ｍの高さまで）での津波波力に対する抵抗力を求め，全ての断面形状での堤体のすべりに対する安全性を確認している。また，仮設防潮堤の前面は，遮水材（ＣＶスプレー）により覆われており遮水効果も有している。

以上のことから，アウターライズ津波を想定しても，仮設防潮堤によりＯ．Ｐ．＋１０ｍ盤への海水の浸入は防止でき，各設備・施設の機能は維持される。

※：津波波力の算定については，「朝倉ほか（２０００）」，「津波避難ビル等に係るガイドライン（２００５）内閣府」による。

堤体（フィルターユニット）の耐久性については，メーカーにて耐候性，耐薬品性等の促進試験を実施しており，国内本設工事（耐用年数３０年）に適用実績があることを確認している。遮水材（ＣＶスプレー）についても，メーカーにて実施した促進試験により，３０年以上の耐候性を確認している。

以下に仮設防潮堤の安定性検討結果を示す。

1.1　検討条件

仮設防潮堤は，砕石を詰めた１段０．６ｍ高さのフィルターユニットを所定の高さ（後述Ｏ．Ｐ．＋１２．４～１４．２ｍ）まで積み上げた構造である。安定性検討に使用するフィルターユニット諸元は表－１の通りである。

表－１　フィルターユニット諸元

| | |
|---|---|
| フィルターユニット形状 | 幅 2.4m×長さ 2.4m×高さ 0.6m |
| フィルターユニット材質 | ポリエステル，25mm 目 |
| 内容物 | 砕石（50mm～250mm） |
| フィルターユニット気中重量 | 39.2kN／個 |
| フィルターユニット間の摩擦係数* | 0.8 |
| フィルターユニットと地盤面の摩擦係数* | 0.6 |

*摩擦係数について

フィルターユニットの摩擦係数は,「港湾の施設の技術上の基準・同解説」(H19.7)に示される静止摩擦係数の特性値に基づいて設定する。

表－9.1　静止摩擦係数の特性値

| | |
|---|---|
| コンクリートとコンクリート | 0.5 |
| コンクリートと岩盤 | 0.5 |
| 水中コンクリートと岩盤 | 0.7～0.8 |
| コンクリートと捨石 | 0.6 |
| 捨石と捨石 | 0.8 |
| 木材と木材 | 0.2(湿)～0.5(乾) |
| 摩擦増大マットと捨石 | 0.75 |

港湾の施設の技術上の基準・同解説（H19.7）上巻より抜粋・一部改変

仮設防潮堤の高さ，設計用津波高さを表－２にまとめる。

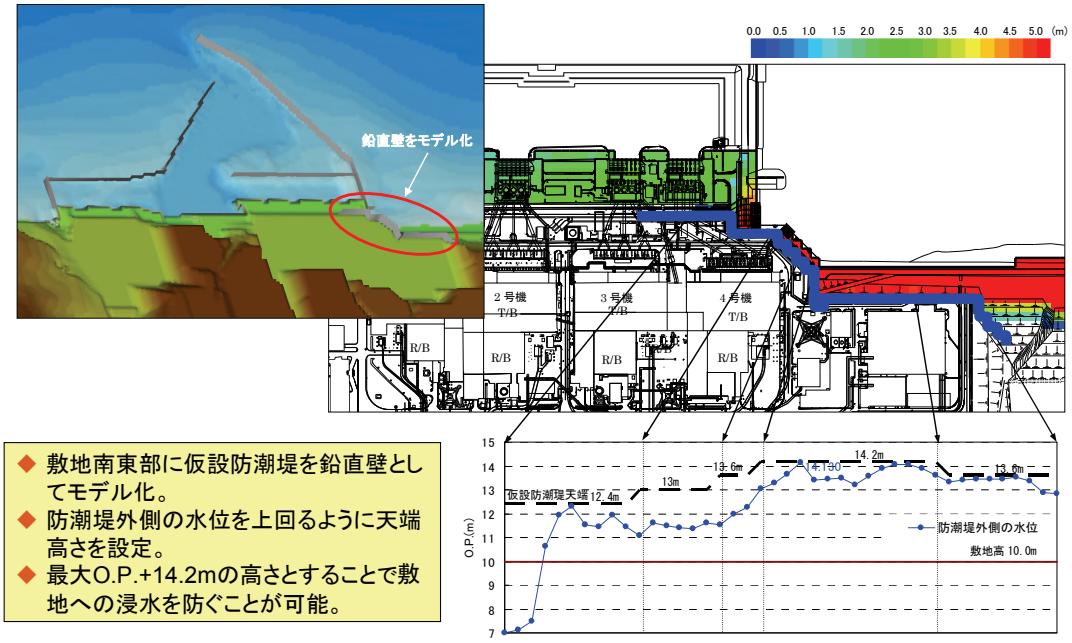
仮設防潮堤の高さは，津波対策ありの条件において算定される津波高さを上回るように設定している（図－1*)。例えば，最大津波高さ（Ｏ．Ｐ．＋１４．１３ｍ）となる箇所では，フィルターユニット７段積，高さＯ．Ｐ．＋１４．２ｍの仮設防潮堤を設定している。

仮設防潮堤に対する波力を決定するための設計用津波高さには，進行波の水深を使用している。具体的には，図－２*に示した津波対策なしの条件において算定される進行波の水深より，１０ｍ盤の最大浸水深を設計用津波高さとして使用している。

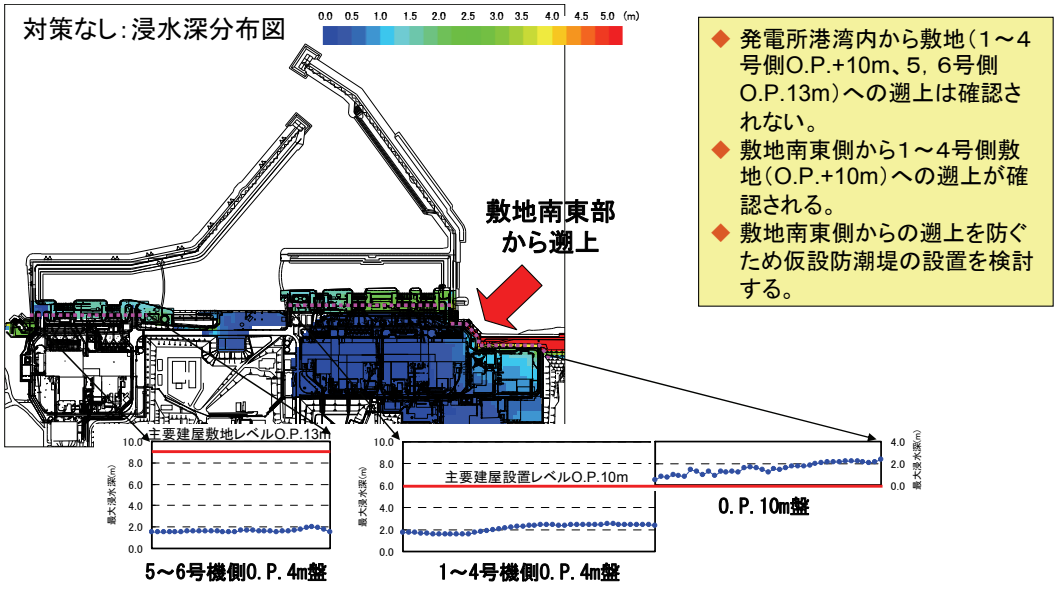
＊　：福島第一・福島第二原子力発電所におけるアウターライズ津波対策（平成２４年４月２７日，地震・津波に関する意見聴取会（津波関係），地震・津波（津波）１－４）

表－２　仮設防潮堤の高さと設計用津波高さ

| 断面形状 | 高さ | 設計用津波高さ<br>（仮設防潮堤がない場合の進行波の水深） |
|---|---|---|
| ４段積 | O.P.+12.4m | 1.40 m |
| ５段積 | O.P.+13.0m | 1.29 m |
| ６段積 | O.P.+13.6m | 2.22 m |
| ６段積（コーナー） | O.P.+13.6m | 2.36 m |
| ７段積 | O.P.+14.2m | 2.20 m |




図－１　１Ｆ敷地南側における最大津波高さと仮設防潮堤高さの比較（津波対策あり）

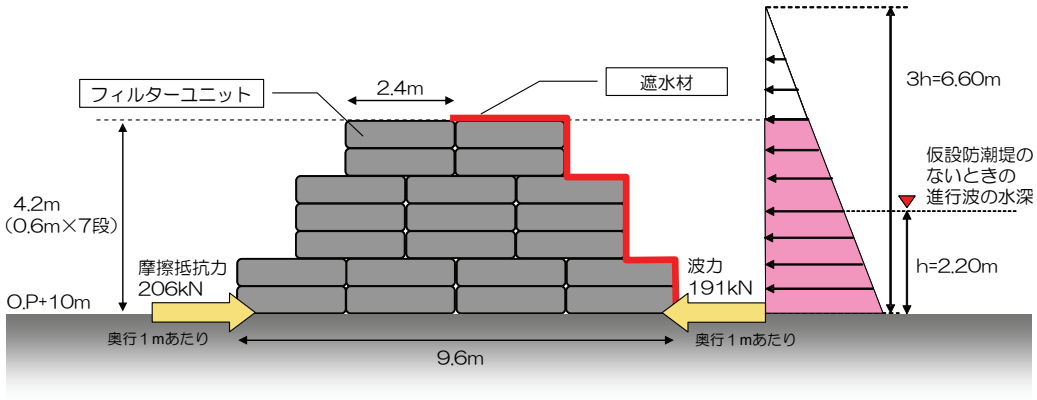



初期潮位（朔望平均満潮位）H.W.L.=O.P.+1.490m，東北地方太平洋沖地震による地盤沈下＝0.662mを考慮

図－２　１Ｆ敷地南側１０ｍ 盤沿いの最大浸水深（日本海溝寄りプレート内（正断層モデル））　津波対策なし　Ｏ．Ｐ．＋１０ｍに対する浸水深を示す

津波波力に対する安定性検討（滑動，転倒）では，津波波圧として仮設防潮堤がないときの進行波の水深（最大浸水深）の３倍の静水圧*を設定する（図－３）。なお，仮設防潮堤の海側には遮水材を施工し，浸水を防止していることから，浮力は発生しない。図－３は例として，仮設防潮堤（７段積）の底部に対する滑動安定性評価を整理したものであり，摩擦抵抗力（２０６ＫＮ）が波力（１９１ＫＮ）を上回ることから滑動しないことを示している。

＊：津波避難ビル等に係るガイドライン（2005 内閣府）



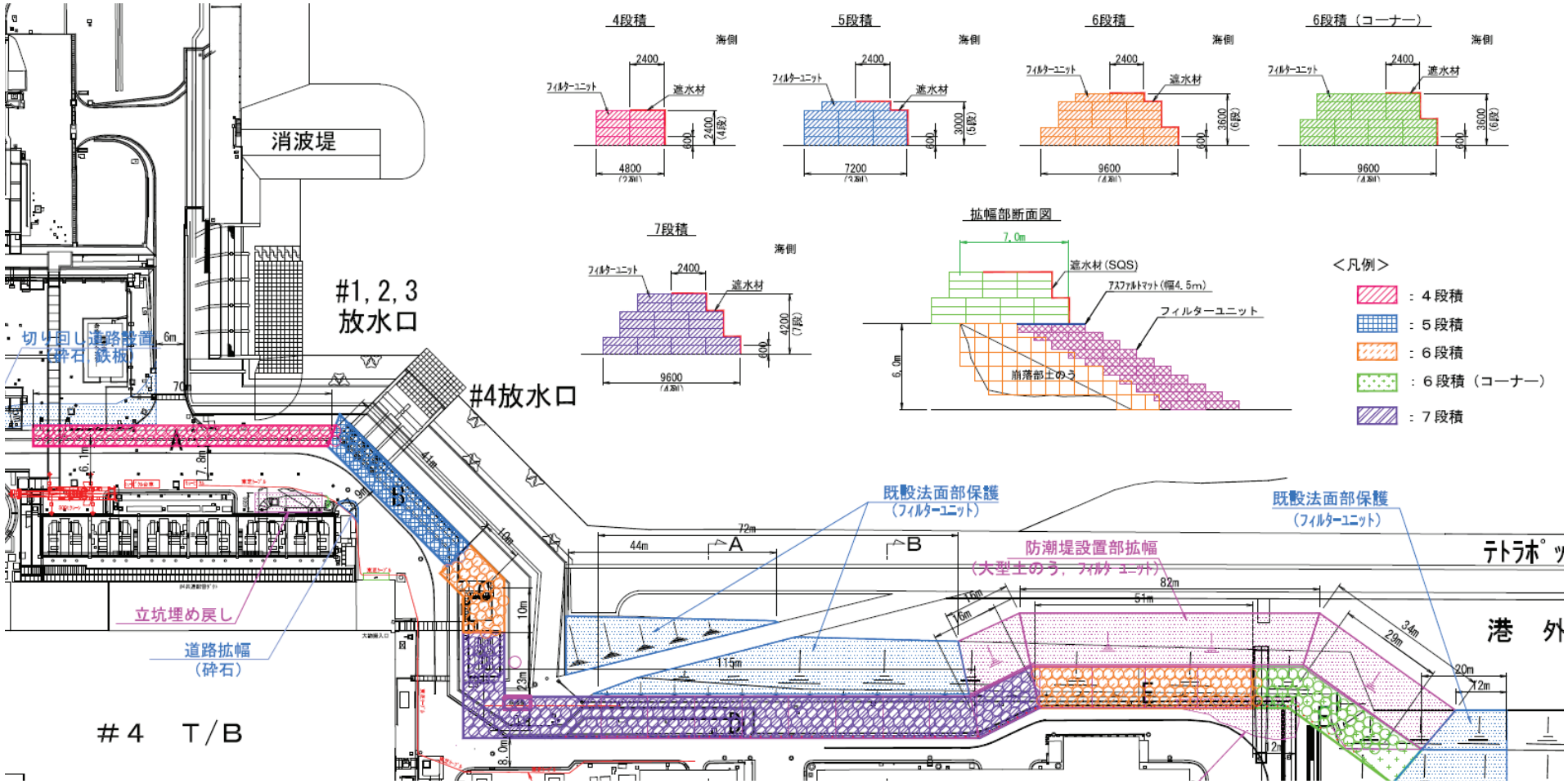

図－３　　仮設防潮堤 津波波力の考え方（７段積の例）

地震については，水平震度０．３に対する安定性検討（滑動，転倒）を行う。また，地震に対する裕度についても検討する。

仮設防潮堤の断面形状，配置を図－４に示し，表－３に仮設防潮堤寸法をまとめる。

表－３　仮設防潮堤 寸法一覧

| 断面形状 | 高さ | 底盤幅 | 重心高さ |
|---|---|---|---|
| ４段積 | 2.40m | 4.80m | 1.20m |
| ５段積 | 3.00m | 7.20m | 1.41m |
| ６段積 | 3.60m | 9.60m | 1.59m |
| ６段積（コーナー） | 3.60m | 9.60m | 1.67m |
| ７段積 | 4.20m | 9.60m | 1.81m |

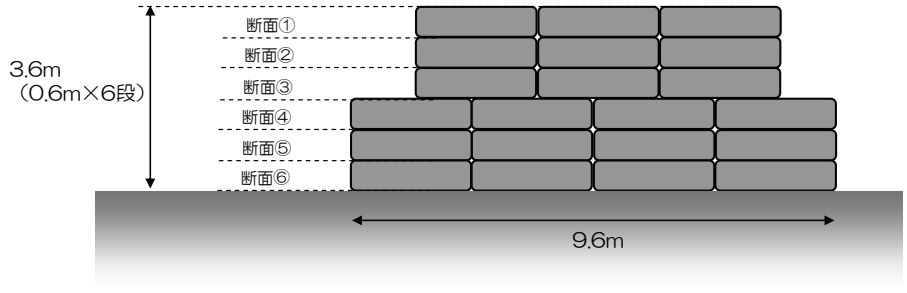



図－４　仮設防潮堤断面と配置

1.2　安定性の検討方法

津波波力に対する滑動安定性検討は，図－５の通り，各断面（検討位置）に対して，津波による波力およびフィルターユニットの摩擦抵抗力（水平耐力）をそれぞれ算定し，摩擦抵抗力が津波波力を上回っていることを確認する。また，転倒に対する安定性については，荷重合力の偏心量が底面のミドルサード内にあることを確認する。

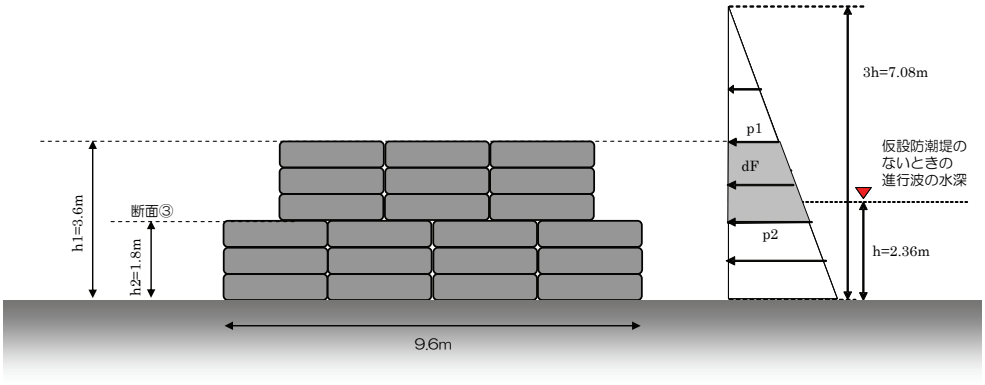
地震についても同様に，滑動は図－５の各断面について摩擦抵抗力が地震力を上回ることを確認し，転倒は，荷重合力の偏心量が底面のミドルサード内にあることを確認する。




図－５　仮設防潮堤断面図（６段積（コーナー）の場合）

【津波波力に対する滑動安定性評価の計算例】

６段積（コーナー）断面③（図－６）について，計算例を示す。




図－６　津波波力 滑動（仮設防潮堤６段積（コーナー）断面③の例）

○津波波力の算定

・仮設防潮堤　高さ 3.6m における波圧（p1）

p1=　$\rho g(3h-h1)$　　$= 1.03\times10^3\times9.8\times(3\times2.36-3.6)$　$= 35.1$ kN/m$^2$

$\rho$ ：海水密度（$1.03\times10^3$ kg/m$^3$），g：重力加速度（9.8 m/s$^2$），

h：設計用津波高さ（2.36 m），h1：仮設防潮堤高さ（3.6m）

・仮設防潮堤　高さ 1.8m（断面③）における波圧（p2）

p2= $\rho g(3h-h2)$ $= 1.03\times10^3\times9.8\times(3\times2.36-1.8)$ $= 53.3$ kN/m$^2$

$\rho$ ：海水密度（$1.03\times10^3$ kg/m$^3$），g：重力加速度（9.8 m/s$^2$），

h：設計用津波高さ（2.36 m），h2：断面③高さ（1.8m）

・仮設防潮堤　高さ1.8m（断面③）における単位奥行き（1m）あたりの波力（dF）

dF= $0.5\times(p1+p2)\times(h1-h2)$ $= 0.5\times(35.1+53.3)\times(3.6-1.8)$ $= 79.6$ kN/m

○摩擦抵抗力

検討位置の断面③に該当するフィルターユニットは９個

フィルターユニット気中重量：39.2kN/個，フィルターユニット間の摩擦係数：0.8

フィルターユニット寸法：2.4m（奥行１個当）

・摩擦抵抗力（単位奥行き（1m）当り）：$39.2\times9\times0.8/2.4$ ＝ 117.6 kN/m

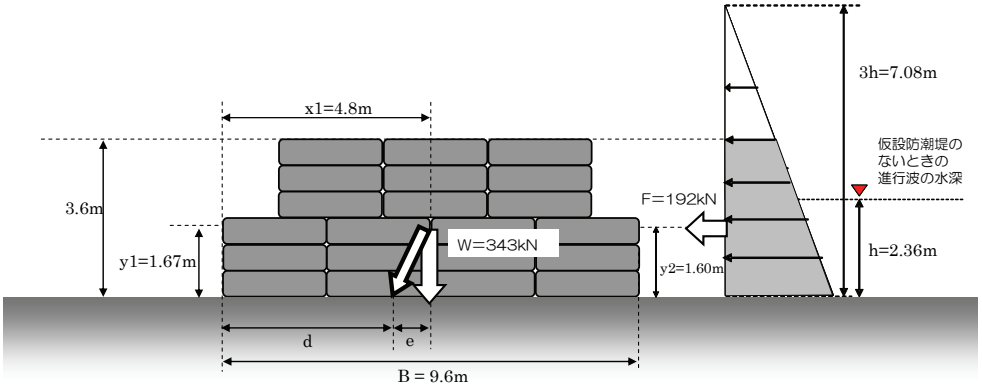
○評価

摩擦抵抗力は津波波力を上回り滑動しない。

津波波力（dF） 79.6 kN ＜ 摩擦抵抗力 117.6 kN・・・・・・・・・・・・・・・ＯＫ

【津波波力に対する転倒安定性評価の計算例】

６段積（コーナー）（図－７）について，計算例を示す。




図－７　津波波力 転倒（仮設防潮堤６段積（コーナー）の例）

○荷重合力位置の算定

仮設防潮堤６段積（コーナー）のフィルターユニット：21 個

フィルターユニット気中重量：39.2kN/個，フィルターユニット寸法：2.4m（奥行１個当）

単位奥行きあたりの仮設防潮堤重量：W＝39.2（kN/個）×21（個）/2.4（m）

＝343 kN/m

単位奥行きあたりの津波波力：F＝191.87 kN/m

仮設防潮堤重心高さ：y1＝1.67m，仮設防潮堤重心距離：x1＝4.8m

津波波力重心高さ：y2＝1.5955m

・抵抗モーメント：Mr　＝W×x1＝343×4.8＝1646.4 kNm

・転倒モーメント：Mo　＝F×y2＝191.87×1.5955＝306.1 kNm

・底面合力作用位置：ｄ＝(Mr－Mo) / W＝(1646.4－306.1) / 343＝3.91 m

・底面合力偏心量：ｅ＝B/2－ｄ＝4.80－3.91＝0.89 m

○評価

荷重合力は底面のミドルサード内であり，転倒することはない。

底面合力偏心量：ｅ＝0.89 m　＜　B/6 ＝ 9.60 / 6 ＝ 1.60 m　・・・・・・・ＯＫ

1.3　結果

表－４～７に検討結果を示す。

表－４　津波波力に対する滑動安定性検討結果

| 断面形状 | 津波波力 | 摩擦抵抗力 | 評価 |
|---|---|---|---|
| ４段積<br>（津波高さ h=1.40m） | 断面①：　13kN<br>断面②：　29kN<br>断面③：　49kN<br>断面④：　73kN | 断面①：　26kN<br>断面②：　52kN<br>断面③：　78kN<br>断面④：　78kN | ○ |
| ５段積<br>（津波高さ h=1.29m） | 断面①：　 7kN<br>断面②：　18kN<br>断面③：　32kN<br>断面④：　50kN<br>断面⑤：　72kN | 断面①：　26kN<br>断面②：　65kN<br>断面③：105kN<br>断面④：144kN<br>断面⑤：137kN | ○ |
| ６段積<br>（津波高さ h=2.22m） | 断面①：　20kN<br>断面②：　44kN<br>断面③：　72kN<br>断面④：103kN<br>断面⑤：138kN<br>断面⑥：177kN | 断面①：　26kN<br>断面②：　65kN<br>断面③：105kN<br>断面④：144kN<br>断面⑤：196kN<br>断面⑥：186kN | ○ |
| ６段積（コーナー）<br>（津波高さ h=2.36m） | 断面①：　23kN<br>断面②：　49kN<br>断面③：　80kN<br>断面④：113kN<br>断面⑤：151kN<br>断面⑥：192kN | 断面①：　39kN<br>断面②：　78kN<br>断面③：118kN<br>断面④：170kN<br>断面⑤：222kN<br>断面⑥：206kN | ○ |
| ７段積<br>（津波高さ h=2.20m） | 断面①：　16kN<br>断面②：　36kN<br>断面③：　60kN<br>断面④：　87kN<br>断面⑤：118kN<br>断面⑥：153kN<br>断面⑦：191kN | 断面①：　26kN<br>断面②：　52kN<br>断面③：　91kN<br>断面④：131kN<br>断面⑤：170kN<br>断面⑥：222kN<br>断面⑦：206kN | ○ |

※　単位奥行き（1m）あたりの津波波力，摩擦抵抗力として算出。

全ての断面において，津波波力に対する滑動安定性評価に問題はない。

底部（フィルターユニットと地盤面）の摩擦係数を０．６としていることから，滑動安

定性は，全断面を通して底部が最も厳しい評価となる。

表－５　津波波力に対する転倒安定性検討結果

| 防潮堤断面 | 津波波力 | 偏心量 | B/6 | 評価 |
|---|---|---|---|---|
| ４段積（８個）<br>底面幅 B：4.80m<br>重量：130.7kN | 津波高さ：1.40m<br>津波波力：73kN<br>波力重心高さ：1.04m | 0.58m | 0.80m | ○ |
| ５段積（14 個）<br>底面幅 B：7.20m<br>重量：228.7kN | 津波高さ：1.29m<br>津波波力： 72kN<br>波力重心高さ： 1.18m | 0.37m | 1.20m | ○ |
| ６段積（19 個）<br>底面幅 B：9.60m<br>重量：310.3kN | 津波高さ：2.22m<br>津波波力：177kN<br>波力重心高さ：1.58m | 0.90m | 1.60m | ○ |
| ６段積（コーナー）（21 個）<br>底面幅 B：9.60m<br>重量：343.0kN | 津波高さ：2.36m<br>津波波力：192kN<br>波力重心高さ：1.60m | 0.89m | 1.60m | ○ |
| ７段積（21 個）<br>底面幅 B：9.60m<br>重量：343.0kN | 津波高さ：2.20m<br>津波波力：191kN<br>波力重心高さ：1.77m | 0.99m | 1.60m | ○ |

※　単位奥行き（1m）あたりの重量，波力として記載。

全ての断面において，津波波力に対する転倒安定性評価に問題はない。

仮設防潮堤の断面形状から重心位置が相対的に高くなるため，４段積ケースの偏心量とＢ／６の比がやや大きい結果となる。

表－６　地震力に対する滑動安定性検討結果

| 断面形状 | 地震力 | 摩擦抵抗力 | 評価 |
|---|---|---|---|
| ４段積 | 断面①： 10kN<br>断面②： 20kN<br>断面③： 29kN<br>断面④： 39kN | 断面①： 26kN<br>断面②： 52kN<br>断面③： 78kN<br>断面④： 78kN | ○ |
| ５段積 | 断面①： 10kN<br>断面②： 25kN<br>断面③： 39kN<br>断面④： 54kN<br>断面⑤： 69kN | 断面①： 26kN<br>断面②： 65kN<br>断面③：105kN<br>断面④：144kN<br>断面⑤：137kN | ○ |
| ６段積 | 断面①： 10kN<br>断面②： 25kN<br>断面③： 39kN<br>断面④： 54kN<br>断面⑤： 74kN<br>断面⑥： 93kN | 断面①： 26kN<br>断面②： 65kN<br>断面③：105kN<br>断面④：144kN<br>断面⑤：196kN<br>断面⑥：186kN | ○ |
| ６段積（コーナー） | 断面①： 15kN<br>断面②： 29kN<br>断面③： 44kN<br>断面④： 64kN<br>断面⑤： 83kN<br>断面⑥：103kN | 断面①： 39kN<br>断面②： 78kN<br>断面③：118kN<br>断面④：170kN<br>断面⑤：222kN<br>断面⑥：206kN | ○ |
| ７段積 | 断面①： 10kN<br>断面②： 20kN<br>断面③： 34kN<br>断面④： 49kN<br>断面⑤： 64kN<br>断面⑥： 83kN<br>断面⑦：103kN | 断面①： 26kN<br>断面②： 52kN<br>断面③： 91kN<br>断面④：131kN<br>断面⑤：170kN<br>断面⑥：222kN<br>断面⑦：206kN | ○ |

※　単位奥行き（1m）あたりの地震力，摩擦抵抗力として算出。

全ての断面において，地震力に対する滑動安定性評価に問題はない。

底部（フィルターユニットと地盤面）の摩擦係数を０．６としていることから，滑動安定性は，全断面を通して底部が最も厳しい評価となる。

仮設防潮堤を設計する上での支配的な荷重は津波波力となっていることから，水平震度

０．３に対しては十分な余裕があり，摩擦係数から判断すれば，水平震度０．６までの安定性は確保することができる。

表－７　地震力に対する転倒安定性検討結果

| 防潮堤断面 | 地震力 | 偏心量 | B/6 | 評価 |
|---|---|---|---|---|
| ４段積（８個）<br>底面幅Ｂ：4.80m<br>重量：130.7kN | 地震力： 39kN<br>重心高さ：1.20 m | 0.36m | 0.80m | ○ |
| ５段積（14 個）<br>底面幅Ｂ：7.20m<br>重量：228.7kN | 地震力： 69kN<br>重心高さ： 1.41m | 0.42m | 1.20m | ○ |
| ６段積（19 個）<br>底面幅Ｂ：9.60m<br>重量：310.3kN | 地震力： 93kN<br>重心高さ： 1.59m | 0.48m | 1.60m | ○ |
| ６段積（コーナー）（21 個）<br>底面幅Ｂ：9.60m<br>重量：343.0kN | 地震力： 103kN<br>重心高さ： 1.67m | 0.50m | 1.60m | ○ |
| ７段積（21 個）<br>底面幅Ｂ：9.60m<br>重量：343.0kN | 地震力：103 kN<br>重心高さ：1.81 m | 0.54m | 1.60m | ○ |

※　単位奥行き（1m）あたりの重量，地震力として記載。

全ての断面において，地震力に対する転倒安定性評価に問題はない。

仮設防潮堤の断面形状から重心位置が相対的に高くなるため，４段積ケースの偏心量とＢ／６の比がやや大きい結果となる。

偏心量とＢ／６の関係を考えれば，４段積ケースにおいて水平震度０．６７とした場合に，偏心量がミドルサード（Ｂ／６）を上回る結果となる。地震動に対する滑動安定性評価（表－６）と併せて考えれば，仮設防潮堤フィルターユニットの安定性評価においては，水平震度０．６まで問題は生じないものと考えることができる。

2.　トレンチの閉塞

２号機及び３号機の海水配管トレンチ及び電源ケーブルトレンチについては，平成２３年４月２日及び５月１１日の海域への汚染水流出において，タービン建屋からの経路となったことから，海域への汚染水流出防止措置として，平成２３年６月までにＯ．Ｐ．＋４ｍ盤の開口部（ピット，トレンチ立坑入口）の閉塞を完了している。

平成２４年１月から実施したトレンチ等内部点検において，溜まり水の放射性物質濃度（Ｃｓ）が$10^{2}$～$10^{3}$Ｂｑ／ｃｍ$^{3}$レベルであった２号機及び３号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットのうち２号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットの水移送及び充填作業を平成２４年４月２９日に完了した。また，３号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットの水移送及び充填作業を平成２４年５月２８日に完了した。

このことから，アウターライズ津波により，高レベル汚染水が滞留している海水配管トレンチや電源ケーブルトレンチ等に海水が流入し，汚染水が溢水することはないと考えている。

以　上

# 福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）

修正反映版

平成２３年５月

東京電力株式会社

目　次

１．はじめに

２．耐震安全性評価に関する検討方針

３．耐震安全性評価に関する検討結果

４．耐震補強工事等の対策に関する検討結果

５．まとめ

添付資料－１：１号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

添付資料－２：「福島第一原子力発電所第１号機における燃料域上部まで原子炉格納容器を水で満たす措置の実施に係る報告書」（平成 23 年５月５日）からの一部抜粋

添付資料－３：４号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細
（質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価）

添付資料－４：４号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細
（3 次元 FEM 解析による局部評価）

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性
および補強等に関する検討に係る報告書（その１）

１．はじめに

本報告書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第６７条第１項の規定に基づく報告の徴収について」（平成２３年４月１３日）に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強に関する検討を実施した結果を報告するものである。

今回の（その１）では、評価結果がまとまった１号機及び４号機を先行して報告するものであり、その他の号機については評価結果がまとまった時点で改めて報告する予定である。

２．耐震安全性評価に関する検討方針

（１）１号機の原子炉建屋

１号機の原子炉建屋については、東北地方太平洋沖地震の翌日である３月 12 日に水素爆発とみられる事象により、5 階のオペレーティングフロアより上部が破損した。一方で、３号機や４号機とは異なり５階以下の破損はみられない。このような破壊形式に至ったのは、１号機は５階以上が鉄骨構造に鋼板を取り付けた構造形式であり、内圧に対して壁の部分が非常に脆弱であったためと推定しており、この部分が先行破壊して内圧を開放したことにより、5 階より下の構造はほぼ健全な状態を維持していると評価した。この情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 Ss による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて検討することとした。

（２）４号機の原子炉建屋

４号機の原子炉建屋は、３月 15 日に破損していることが確認された。４号機については、破損が生じた時の映像が無いことなどから、どのようなプロセスで破損に至ったのか現段階では必ずしも特定されていない。1 号機とは構造形式が異なり鉄筋コンクリート構造であり、内圧に対して壁の抵抗力が大きかったためと推定されるが、柱と梁のフレーム構造と屋根トラスを残して、屋根スラブと壁の大半が失われており、さらに４階の壁の大部分と、３階の一部の壁が破損している。このように、４号機については、１号機と異なり５階以下の壁も破損しているので、この情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 Ss による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて全体評価を行うこととした。

その後、使用済燃料プールを含めた3次元FEM解析により局部評価を行うこととし、時刻歴応答解析により得られた最大値を地震荷重として入力し、温度荷重などその他の荷重と組み合わせた評価を行うこととした。

3．耐震安全性評価に関する検討結果

（1）1号機の原子炉建屋

基準地震動Ssを用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している5階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも$0.12\times10^{-3}$であり、評価基準値である$4\times10^{-3}$を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している（結果的にはおおむね弾性範囲と言える状態であった。）。したがって、耐震安全上重要な設備である「原子炉圧力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

（添付資料－1）

さらに、5月5日に報告済みの「福島第一原子力発電所第1号機における燃料域上部まで原子炉格納容器を水で満たす措置の実施に係る報告書」からの一部を引用するが、格納容器を水で満たした場合の結果と今回の解析結果はそれほど大きく異なるものではない。このことは、原子炉建屋における重量分布が多少変化したとしても、その影響は小さいことを示しているものと考えられる。また、現段階で原子炉格納容器の水は目標水位レベルには達していないが、特に問題が生じることはないものと考えられる。

（添付資料－2）

（2）4号機の原子炉建屋

基準地震動Ssを用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している5階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも$0.17\times10^{-3}$であり、評価基準値である$4\times10^{-3}$を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している（結果的にはおおむね弾性範囲と言える状態であった。）。したがって、耐震安全上重要な設備である「原子炉圧力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

（添付資料－3）

3次元FEM解析による局部評価結果としては、次のような評価を行った。

・ 基準地震動Ssによって作用する地震荷重とその他の荷重を組み合わせた結果、使用済燃料プールにおいて鉄筋の最大ひずみは$1230\times10^{-6}$であり、評価基準値

である塑性限界ひずみの $5000\times10^{-6}$ に対して十分余裕がある（結果として、解析上の弾性限界ひずみの $1683\times10^{-6}$ よりも小さい。）。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は 800（N/mm）であり、評価基準値である 1150（N/mm）に対して十分余裕がある。

・ 爆発によって、残存する床や壁にひび割れが生じ、剛性低下があったと仮定したパラメータスタディの結果によると、使用済燃料プールの評価結果に大きな差異は生じなかった。

・ 4 階で火災があった可能性が高く、その火災エリアにおいてはコンクリート表面から結晶水が失われ、部分的な剛性低下があったと仮定したパラメータスタディの結果によると、使用済燃料プールの評価結果に大きな差異は生じなかった。

・ 現在の使用済燃料プールの水温は 90℃程度であり、外気温は低い場合でも 10℃と仮定した解析を標準としているが、冬までこの状態が継続した場合を考えて、水温が 100℃で外気温が 0℃としたパラメータスタディを実施した。この場合には標準ケースよりも余裕が少なくなるものの、評価基準値に対しては十分な余裕を確保していることを確認した。

（添付資料－４）

４．耐震補強工事等の対策に関する検討結果

（１）１号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。また、現段階では建物内部の線量レベルが高いことから立入が難しいという面もある。今後、環境改善が進み建物内部の線量レベルが作業を行うのに十分な程度に低減された場合には、余裕度向上の観点からの補強工事を行うことも考慮にいれて、検討に取り組んでいくこととする。なお、5 階以上に残存している鉄骨部分に関しては、今後環境改善が進み使用済燃料プールからの燃料取り出しを行う段階になった場合などには、使用済燃料への影響を踏まえた対策の検討を行うこととする。

（２）４号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。ただし、4 号機の原子炉建屋の 1 階と 2 階については、比較的線量レベルが低かったことから、使用済燃料プールの底部において裕度向上を目的とした補強工事を計画し、現段階では準備工事を実施中である。この補強工事の効果について、3 次元 FEM 解析による

局部評価のモデルに取り込んで評価を行った結果、余裕度の向上に寄与していることを確認した。なお、5階以上に残存している鉄筋コンクリート構造の架構と鉄骨構造の屋根トラスに関しては、今後環境改善が進み使用済燃料プールからの燃料取り出しを行う段階になった場合などには、使用済燃料への影響を踏まえた対策の検討を行うこととする。

（添付資料－４）

５．まとめ

本報告書においては、１号機の原子炉建屋及び４号機の原子炉建屋について耐震安全性評価を実施し、安全性に問題がないことを確認した。なお、現在４号機において実施中の使用済燃料プールの底部における補強工事についての効果が確認された。今後は、5階以上が大きく損傷し、5階以下の壁もかなり損傷している３号機の評価がまとまった時点で、追加報告を行う予定である。

添付資料－１：１号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

1. 解析評価方針

水素爆発等による損傷に伴う原子炉建屋の構造への影響及び耐震性評価は，基準地震動 Ss を用いることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。なお，基準地震動 Ss-3 については，基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 の応答結果に比べて，過去の計算例（付録 1－1 参照）から明らかに小さいことが分かっているため，今回の検討では省略することとする。

地震応答解析モデルは，地盤との相互作用を考慮し，曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

１号機原子炉建屋については，地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し，水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。ここでは，原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し，損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。

原子炉建屋の構造への影響及び耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと，鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）との比較により行う。

なお，鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては，水平方向の地震力が支配的であり，鉛直方向の地震力の影響は少ないことから，地震応答解析は水平方向のみ実施する。

１号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を，図-1.1 に示す。

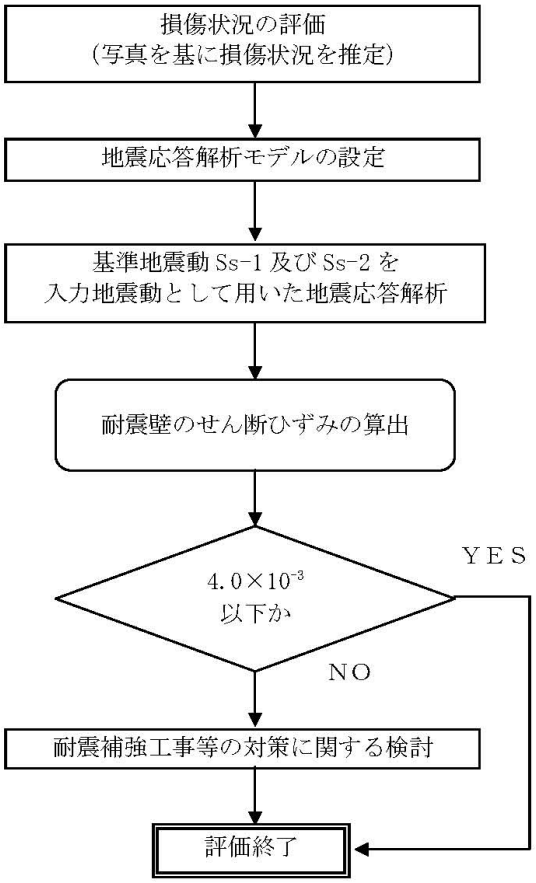



図-1.1　１号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.　損傷状況の評価

１号機原子炉建屋については，地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し，水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し，損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。また，外観写真から判断できない部位については，建屋内の調査結果等の現状で得られている情報に基づいて，損傷の有無を評価した。

各部位の損傷状況評価の考え方を下記に示す。

a. 外壁・屋根トラス

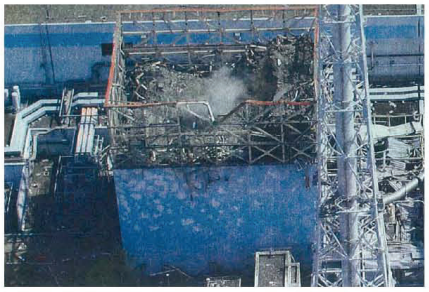
外観の写真から損傷を確認できるオペレーティングフロアより上の外壁・屋根トラスについては，損傷部位として評価した。なお，オペレーティングフロアより下部の外壁については，写真より損傷が確認できないため，損傷は無いものと評価した（図-2.1）。なお，写真は３月 24 日に撮影されたものを参考としているが，その後も外壁が崩落する等の変化は確認されていない。

b. その他部位

オペレーティングフロアより下部の外壁については損傷が確認されていないことから，オペレーティングフロアより下部の内壁等の部位についても損傷が無いものと評価した。



東面



西面



南面



北面

図-2.1　外壁の状況

3．解析に用いる入力地震動

１号機原子炉建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官１９第６０３号　平成20年3月31日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ss-1及びSs-2を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-3.1 に示す。モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ssに対する地盤の応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P.-196.0m）における基準地震動Ss-1及びSs-2の加速度波形について，図-3.2に示す。

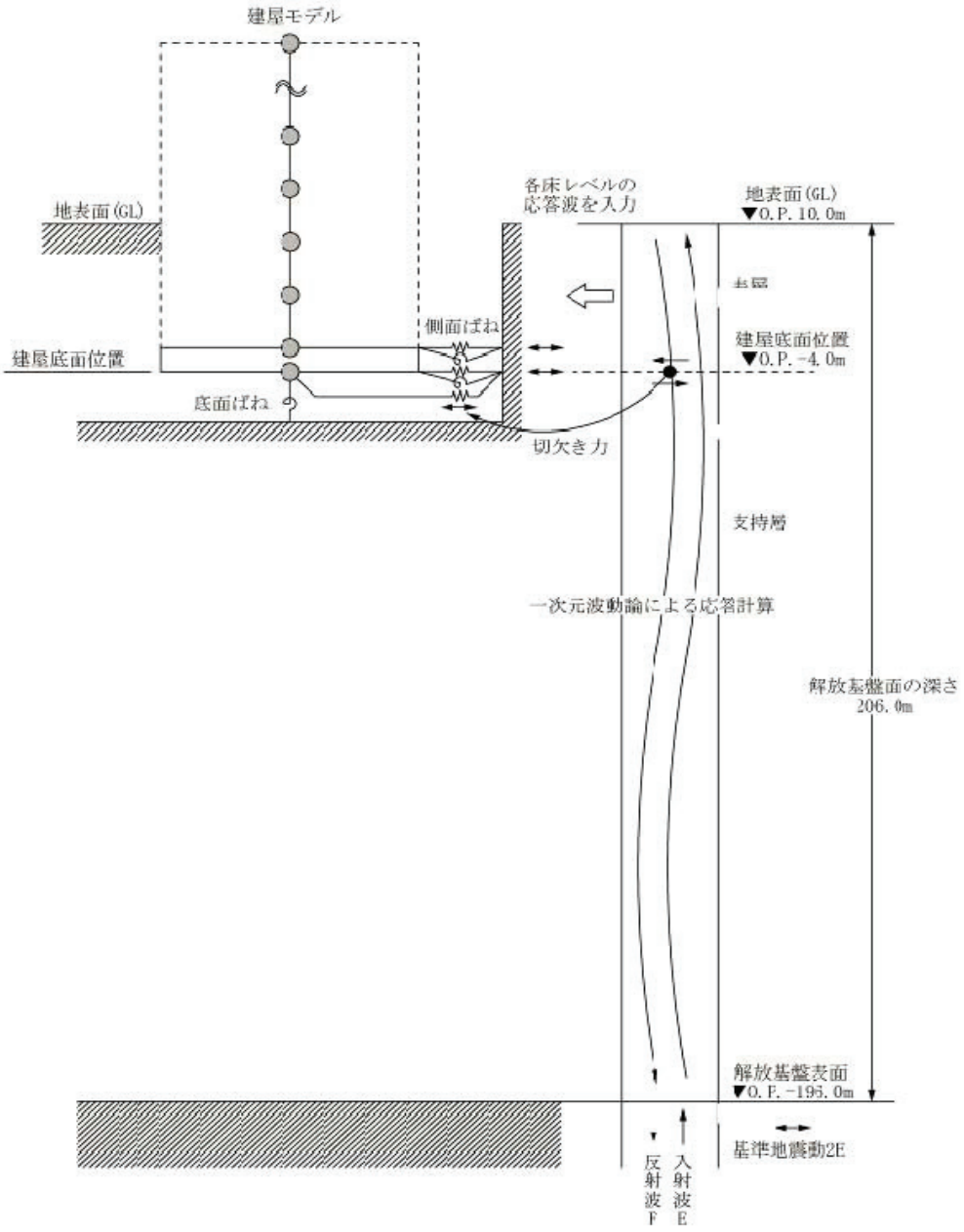
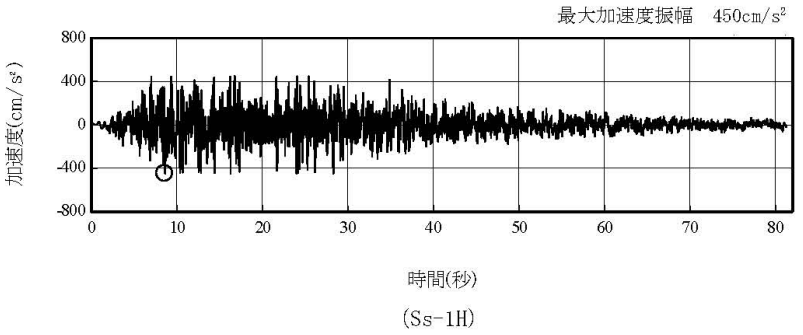



図-3.1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



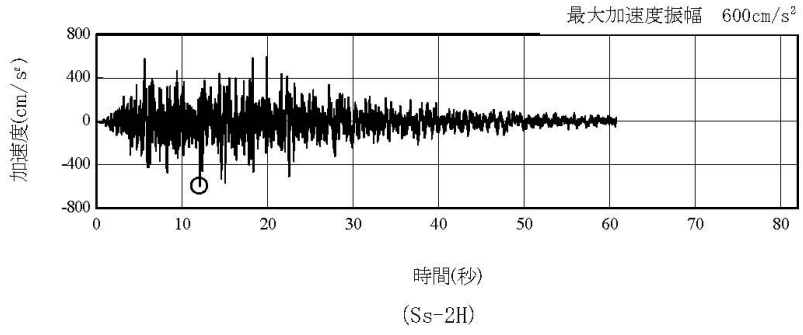




図-3.2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

4.　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する原子炉建屋の地震応答解析は，「3.　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

本検討では，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号　平成 21 年 6 月 19 日付け）にて作成した地震応答解析モデルを基に，次の項目について修正を加え，新たな地震応答解析モデルを構築することとしている。

１号機原子炉建屋については，地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し，水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷していることから，「2.損傷状況の評価」で評価した損傷状況を基に解析モデルを作成する。なお，オペレーティングフロア上部の損傷した鉄骨フレーム及び屋根はモデル化しないこととし，崩れた部分の重量は下階の床で支持されていると仮定する。１号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）を図-4.1 に，損傷状況（平面図）を図-4.2 に示す。

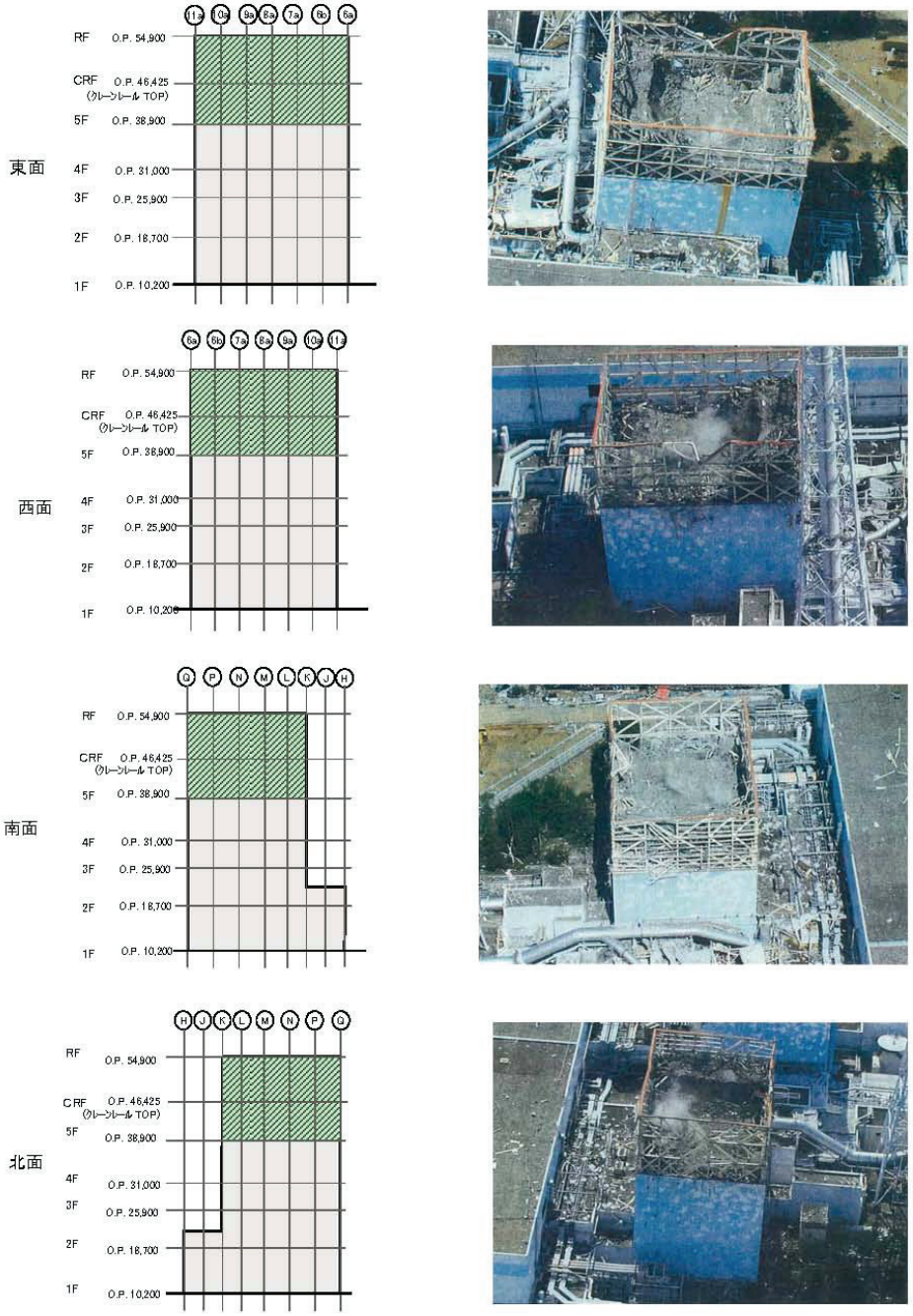



図-4.1　1号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）

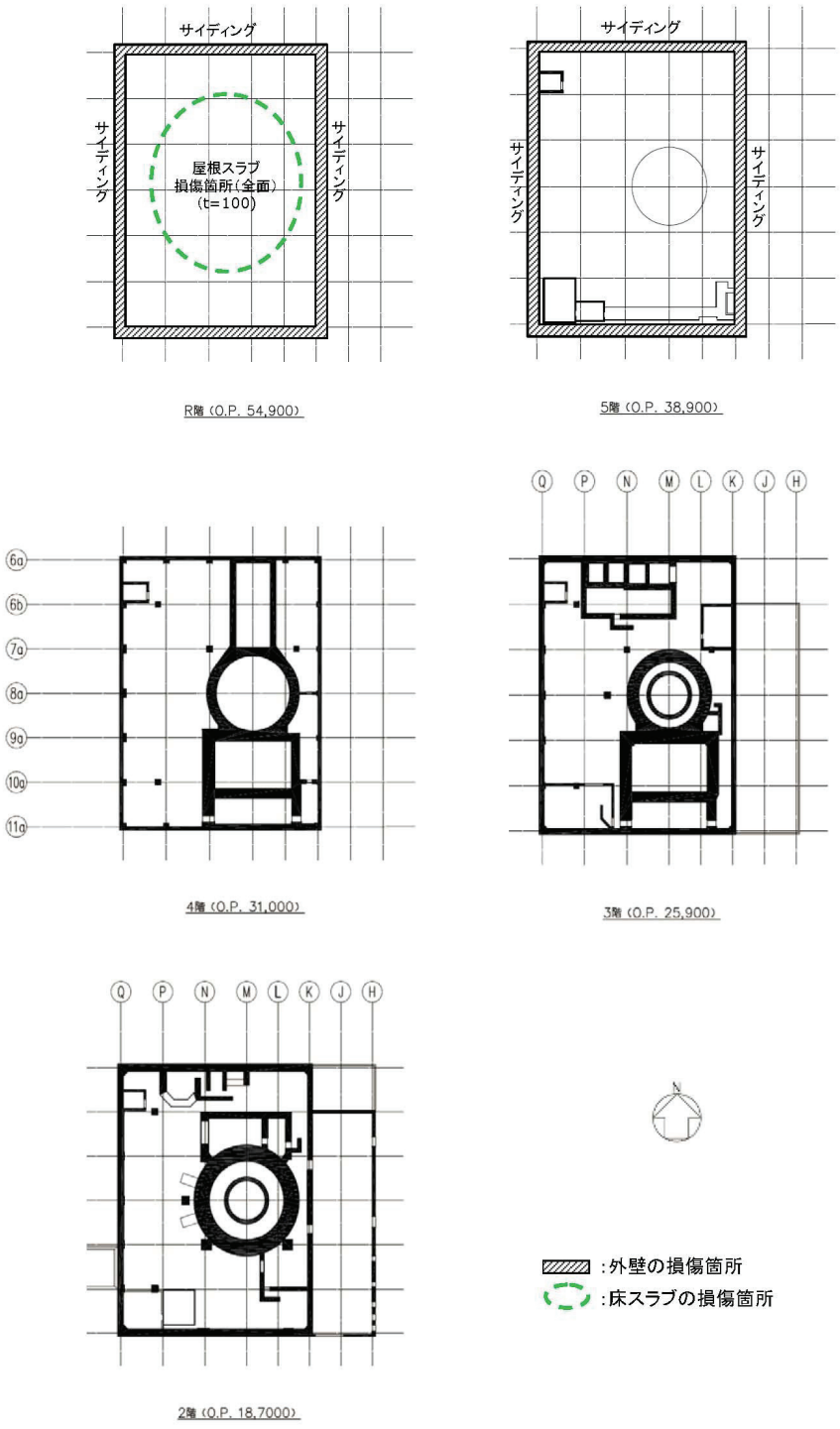



図-4.2　1号機原子炉建屋の損傷状況（平面図）

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは，図-4.3および図-4.4に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねおよび入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-4.1に，建屋解析モデルの諸元を表-4.2に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-4.3に示す。

水平方向の解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また，埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては，建屋側面位置の地盤定数を用いて，水平および回転ばねを「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，Novakばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図-4.5 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

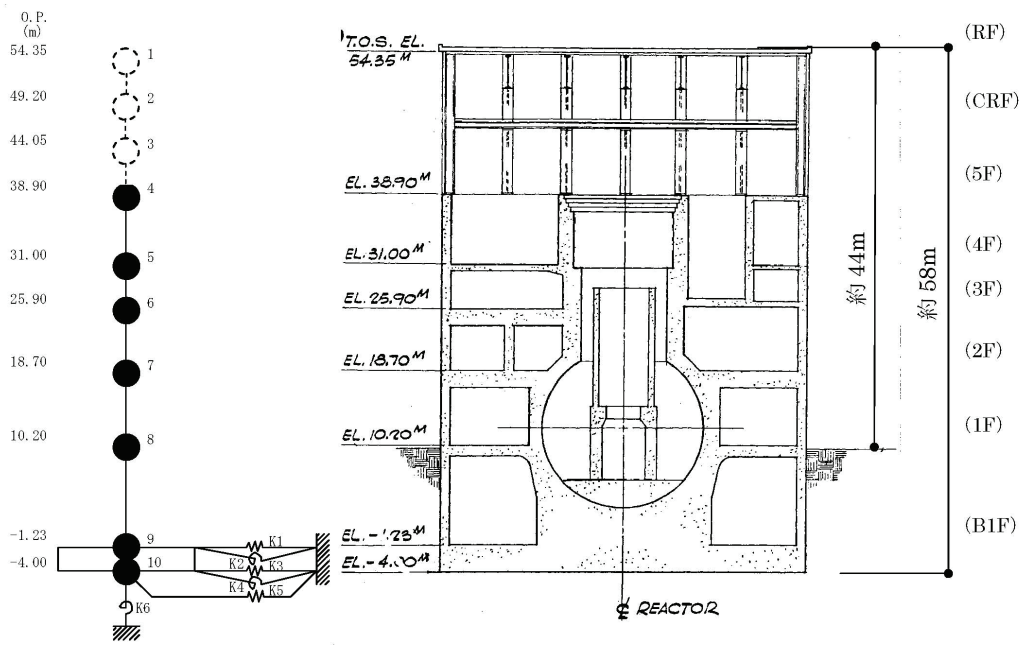



図-4.3　1号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

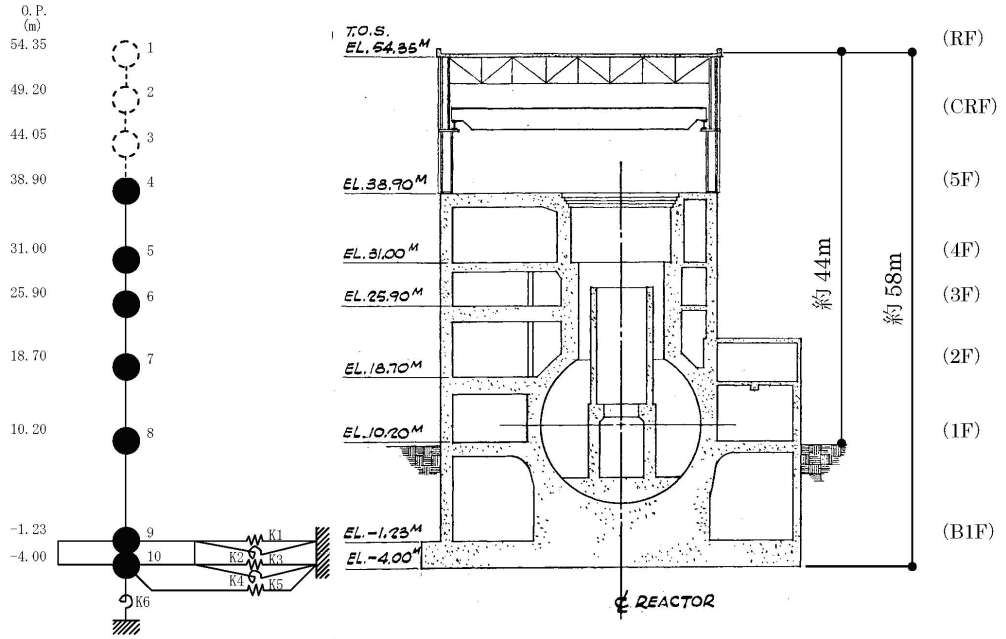



図-4.4　1号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

表-4.1　地震応答解析に用いる物性値

| | 強度＊1<br>Ｆｃ<br>($N/mm^2$) | ヤング係数*2<br>E<br>($N/mm^2$) | せん断弾性係数*2<br>G<br>($N/mm^2$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量*3<br>$\gamma$<br>($kN/m^3$) |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当<br>(SD35) | | | | |
| 鋼材 | SS400相当<br>(SS41) | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表-4.2　建屋解析モデルの諸元

（NS 方向）

| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 回転慣性重量<br>$I_G$($\times10^6$kN･m$^2$) | せん断断面積<br>$A_S$(m$^2$) | 断面2次モーメント<br>I(m$^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| 2 | — | — | — | — |
| 3 | — | — | — | — |
| 4 | 58,690 | 84.43 | — | — |
| 5 | 67,910 | 97.77 | 135.0 | 16,012 |
| 6 | 77,220 | 111.11 | 160.8 | 21,727 |
| 7 | 87,200 | 125.53 | 132.8 | 24,274 |
| 8 | 146,020 | 210.16 | 155.6 | 36,481 |
| 9 | 147,070 | 211.73 | 294.0 | 52,858 |
| 10 | 62,400 | 89.83 | 1,914.3 | 275,530 |
| 合計 | 646,510 | | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数$E_C$ | 2.57×10$^7$ (kN/m$^2$) |
| せん断弾性係数$G$ | 1.07×10$^7$ (kN/m$^2$) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.20 |
| 減衰$h$ | 5%（鉄骨部　2%） |
| 基礎形状 | 41.56m(NS方向)×43.56m(EW方向) |

（EW 方向）

| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 回転慣性重量<br>$I_G$($\times10^6$kN･m$^2$) | せん断断面積<br>$A_S$(m$^2$) | 断面2次モーメント<br>I(m$^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| 2 | — | — | — | — |
| 3 | — | — | — | — |
| 4 | 58,690 | 48.34 | — | — |
| 5 | 67,910 | 55.90 | 102.7 | 9,702 |
| 6 | 77,220 | 63.55 | 163.9 | 13,576 |
| 7 | 87,200 | 125.53 | 131.6 | 14,559 |
| 8 | 146,020 | 210.16 | 197.8 | 36,427 |
| 9 | 147,070 | 259.97 | 294.0 | 52,858 |
| 10 | 62,400 | 110.32 | 1,914.3 | 338,428 |
| 合計 | 646,510 | | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数$E_C$ | 2.57×10$^7$ (kN/m$^2$) |
| せん断弾性係数$G$ | 1.07×10$^7$ (kN/m$^2$) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.20 |
| 減衰$h$ | 5%（鉄骨部　2%） |
| 基礎形状 | 41.56m(NS方向)×43.56m(EW方向) |

表-4.3　地盤定数

(Ss-1)

| 標　高<br>O.P.<br>(m) | 地　質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| −10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.78 | 266,000 | 398 | 3 |
| −80.0 | 泥岩 | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | 0.78 | 340,000 | 442 | 3 |
| −108.0 | 泥岩 | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | 0.78 | 439,000 | 495 | 3 |
| −196.0 | 泥岩 | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | 0.78 | 509,000 | 530 | 3 |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | — |

(Ss-2)

| 標　高<br>O.P.<br>(m) | 地　質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| −10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.81 | 276,000 | 405 | 3 |
| −80.0 | 泥岩 | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | 0.81 | 353,000 | 450 | 3 |
| −108.0 | 泥岩 | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | 0.81 | 456,000 | 504 | 3 |
| −196.0 | 泥岩 | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | 0.81 | 529,000 | 540 | 3 |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | — |

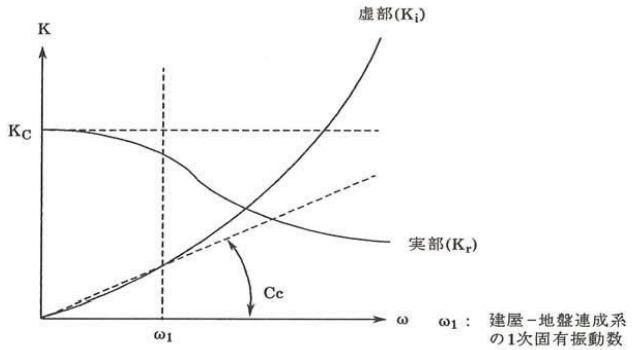



図-4.5　地盤ばねの近似

5. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向，EW 方向の最大応答加速度を図-5.1 および図-5.2 に示す。

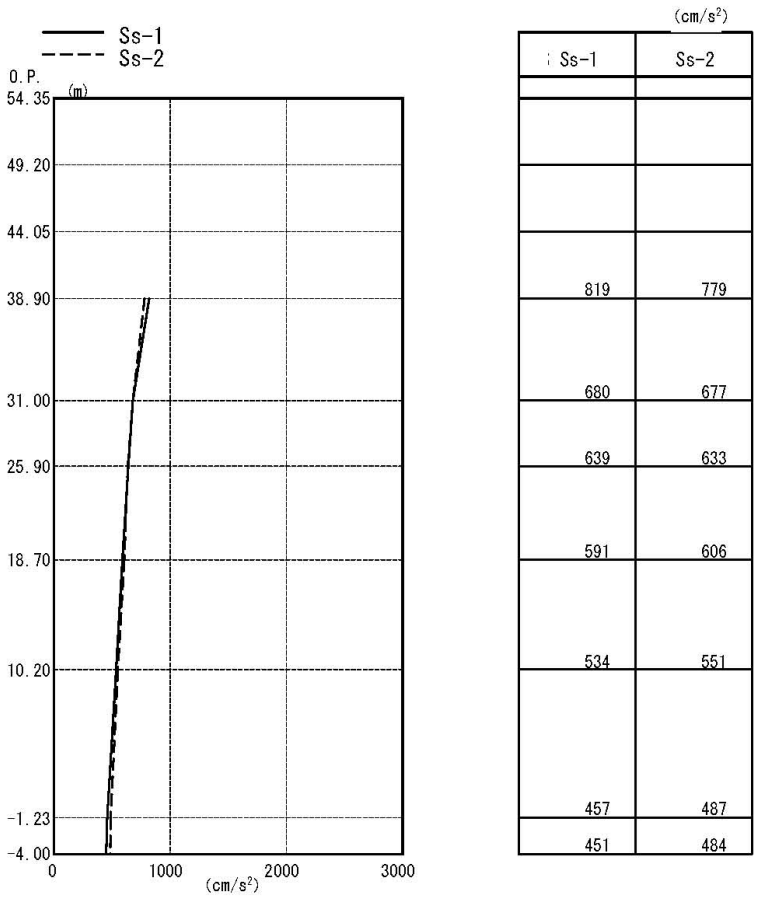
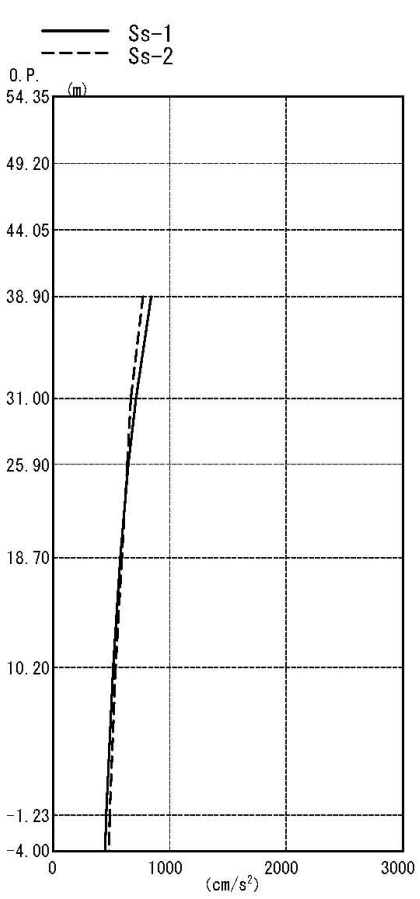



図-5.1　最大応答加速度（NS 方向）




(cm/s²)

| Ss-1 | Ss-2 |
|---|---|
| | |
| | |
| | |
| 839 | 771 |
| 708 | 665 |
| 645 | 633 |
| 575 | 589 |
| 517 | 532 |
| 456 | 484 |
| 445 | 481 |

図-5.2　最大応答加速度（EW 方向）

6. 耐震安全性評価結果

図-6.1，図-6.2及び図-6.3，図-6.4に基準地震動Ss-1及び基準地震動Ss-2に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，最大で$0.12\times10^{-3}$（Ss-1H及びSs-2H,NS方向,1F）であり，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。

以上のことから，原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

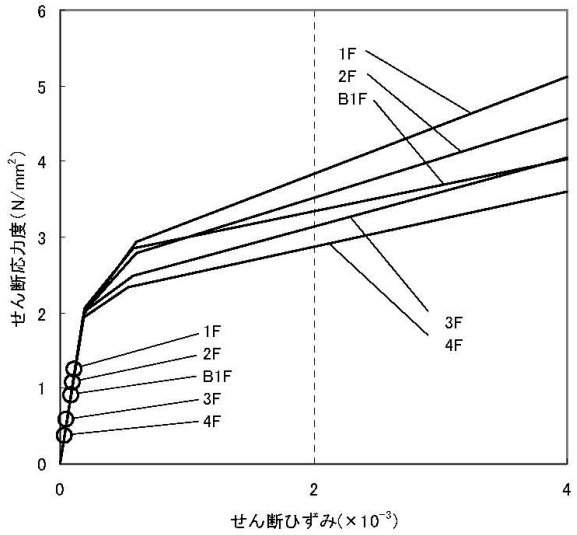



図-6.1　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，NS 方向）

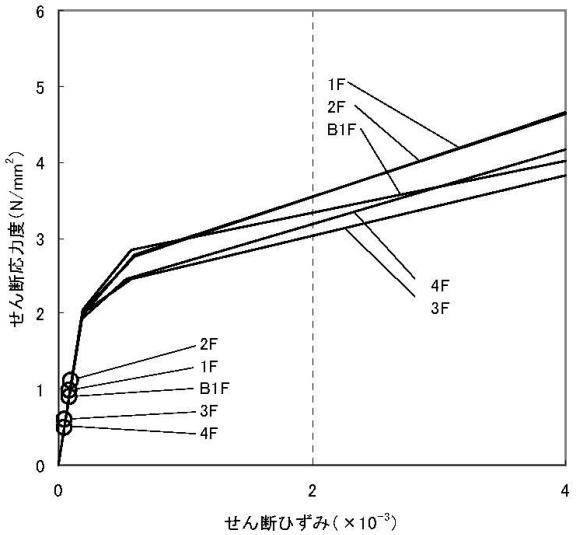



図-6.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，EW 方向）

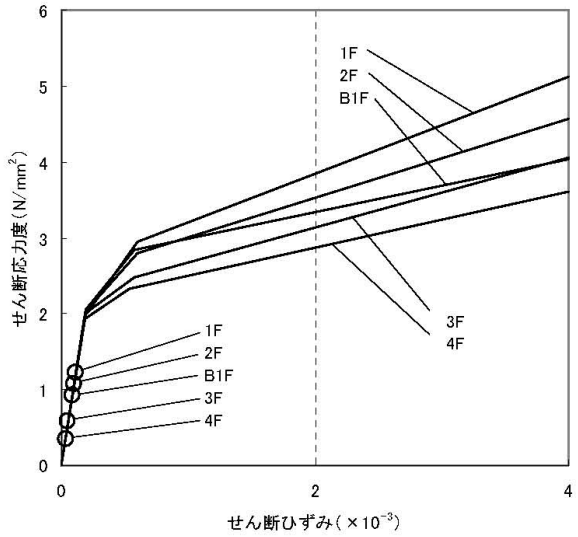



図-6.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，NS 方向）

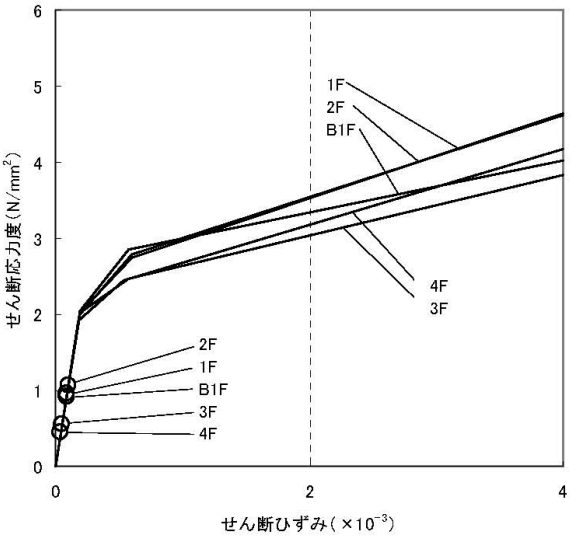
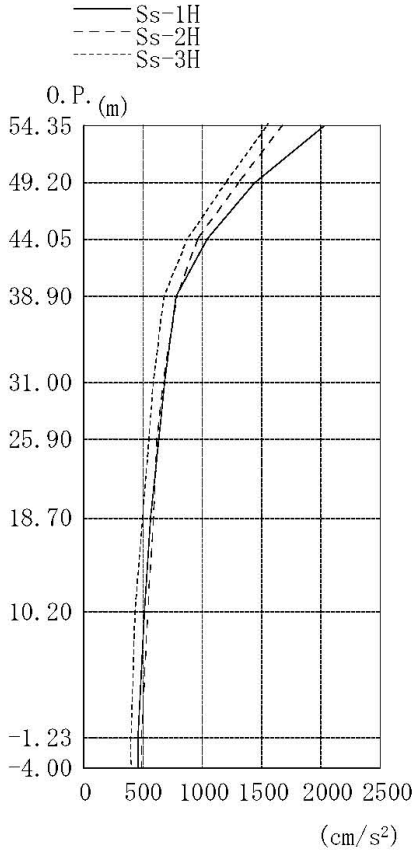



図-6.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，EW 方向）

付録 1-1

『発電所原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果

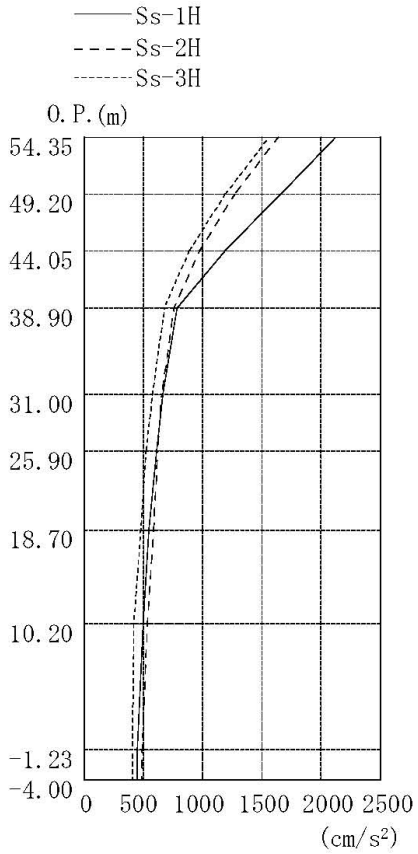
「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号　平成 21 年 6 月 19 日付け）に記載している 1 号機原子炉建屋の耐震安全性評価結果を抜粋して以下に示す。




(cm/s²)

| Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H |
|---|---|---|
| 2030 | 1674 | 1544 |
| 1445 | 1305 | 1196 |
| 1037 | 959 | 873 |
| 780 | 785 | 676 |
| 680 | 669 | 585 |
| 632 | 616 | 549 |
| 561 | 587 | 495 |
| 508 | 539 | 432 |
| 455 | 487 | 397 |
| 455 | 488 | 398 |

図-1　最大応答加速度（NS 方向）




(cm/s²)

| Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H |
|---|---|---|
| 2123 | 1635 | 1557 |
| 1658 | 1270 | 1190 |
| 1190 | 973 | 886 |
| 785 | 758 | 677 |
| 663 | 654 | 577 |
| 611 | 621 | 522 |
| 545 | 584 | 478 |
| 496 | 533 | 418 |
| 449 | 489 | 407 |
| 449 | 487 | 409 |

図-2　最大応答加速度（EW 方向）

表-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

（$\times 10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| 4F | 0.04 | 0.04 | 0.03 | 2.0以下 |
| 3F | 0.06 | 0.06 | 0.05 | |
| 2F | 0.10 | 0.10 | 0.09 | |
| 1F | 0.12 | 0.12 | 0.10 | |
| B1F | 0.08 | 0.09 | 0.07 | |

表-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（$\times 10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| 4F | 0.05 | 0.05 | 0.04 | 2.0以下 |
| 3F | 0.06 | 0.05 | 0.05 | |
| 2F | 0.10 | 0.10 | 0.09 | |
| 1F | 0.09 | 0.09 | 0.08 | |
| B1F | 0.08 | 0.09 | 0.07 | |

以上

添付資料－２：「福島第一原子力発電所第１号機における燃料域上部まで
原子炉格納容器を水で満たす措置の実施に係る報告書」
（平成 23 年 5 月 5 日）からの一部抜粋

# 原子炉格納容器内の水位上昇に伴う原子炉建屋の構造への影響及び耐震性評価結果

## 1. 解析評価方針

原子炉格納容器内の水位上昇に伴う原子炉建屋の構造への影響及び耐震性評価は，設計用地震力（基準地震動 Ss による地震力）を用いることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。なお，基準地震動 Ss-3 については，基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 の応答結果に比べて，過去の計算例から明らかに小さいことが分かっているため，今回の検討では省略することとする。

地震応答解析モデルは，地盤との相互作用を考慮し，曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

１号機原子炉建屋については，地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し，水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。ここでは，原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し，損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。

なお，原子炉格納容器内の水位上昇に伴う質量増分は原子炉建屋モデルの質点に質量を加算する。

原子炉建屋の構造への影響及び耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと，鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）との比較により行う。

なお，鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては，水平方向の地震力が支配的であり，鉛直方向の地震力の影響は少ないことから，地震応答解析は水平方向のみ実施する。

上記の検討により，耐震余裕度が比較的少ない場合には，さらに詳細な検討を行うこととする。

１号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を，図-1.1 に示す。

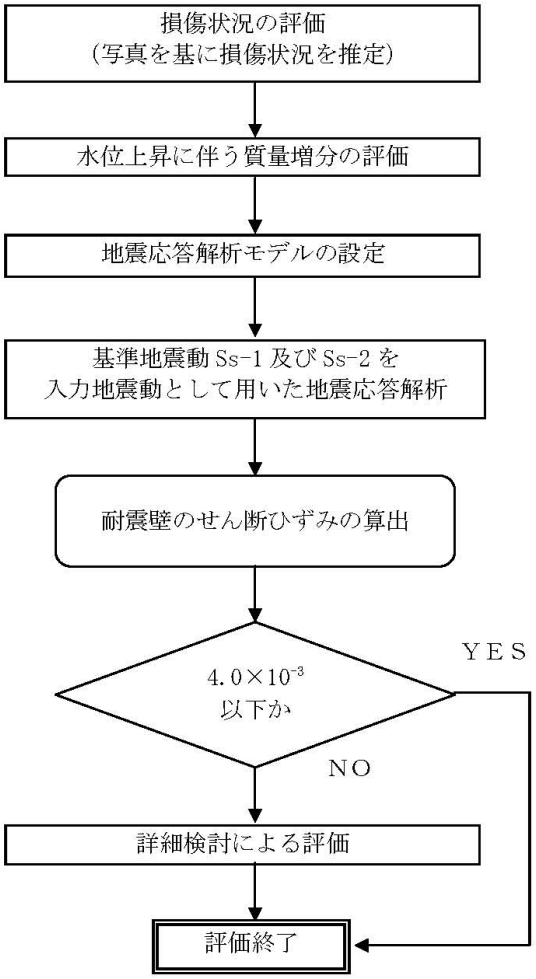



図-1.1　１号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.　解析に用いる入力地震動

１号機原子炉建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官１９第６０３号　平成20年3月31日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ss-1及びSs-2を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-2.1 に示す。モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ssに対する地盤の応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P.-196.0m）における基準地震動Ss-1及びSs-2の加速度波形について，図-2.2に示す。

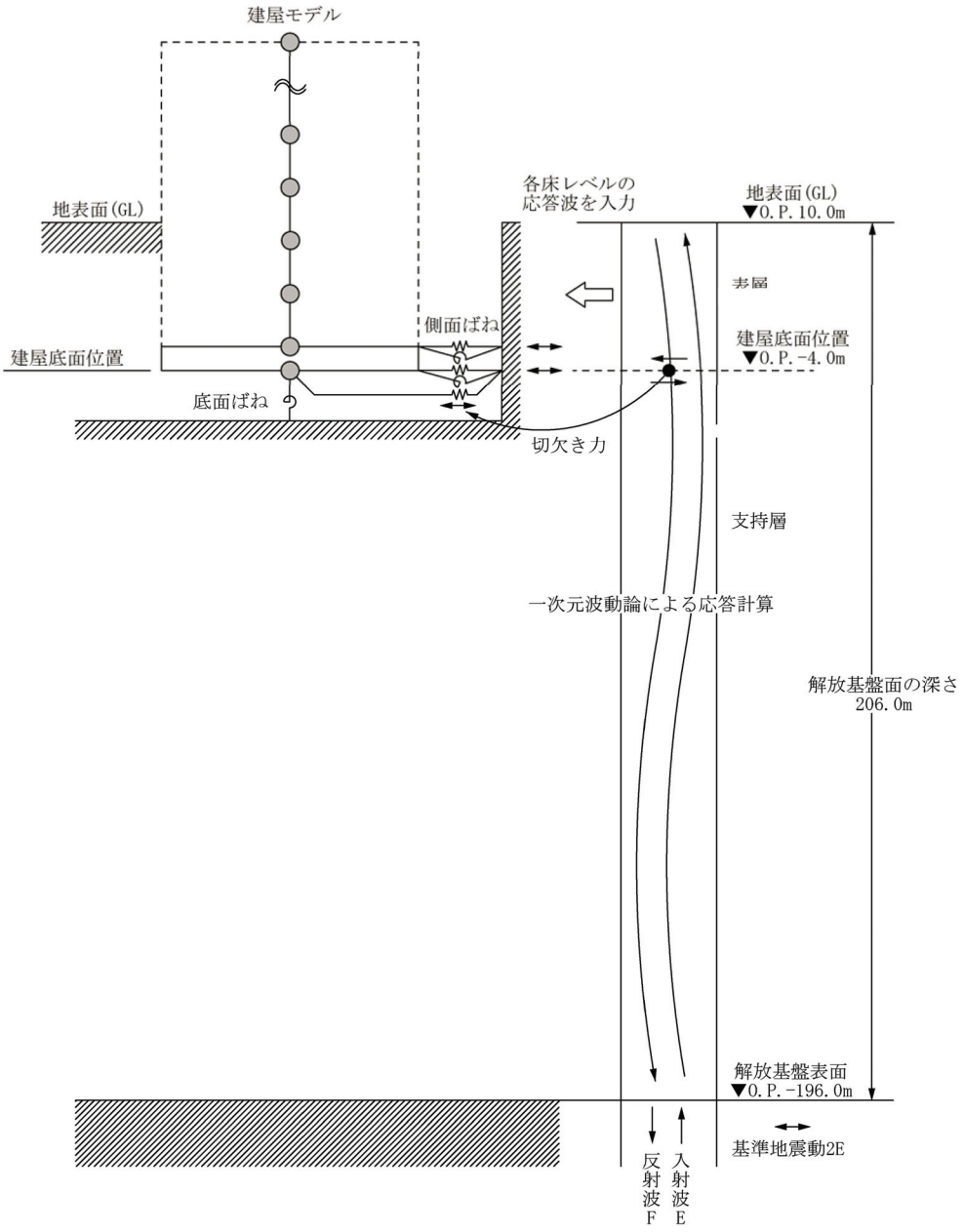
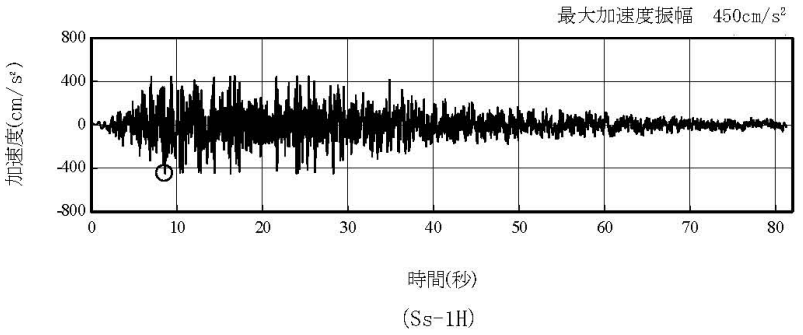
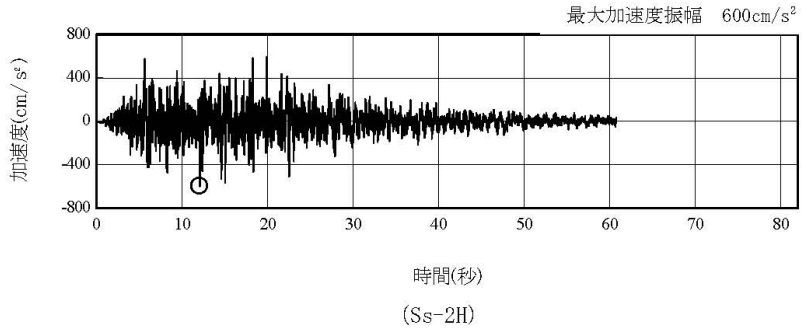



図-2.1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図




(Ss-1H)




(Ss-2H)

図-2.2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

3.　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する原子炉建屋の地震応答解析は，「2.　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

本検討では，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号　平成 21 年 6 月 19 日付け）にて作成した地震応答解析モデルを基に，次の２項目について修正を加え，新たな地震応答解析モデルを構築することとしている。

①１号機原子炉建屋については，地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し，水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し，オペレーティングフロア上部の損傷した鉄骨フレーム及び屋根はモデル化しないこととする。また，崩れた部分の重量は下階の床で支持されていると仮定する。１号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）を図-3.1 に，損傷状況（平面図）を図-3.2 に示す。

②原子炉格納容器内の水位上昇に伴う質量増分は，原子炉格納容器と原子炉建屋との接合部位における地震力の伝達を考慮した上で，原子炉建屋モデルの複数の質点に質量を分配して加算する。

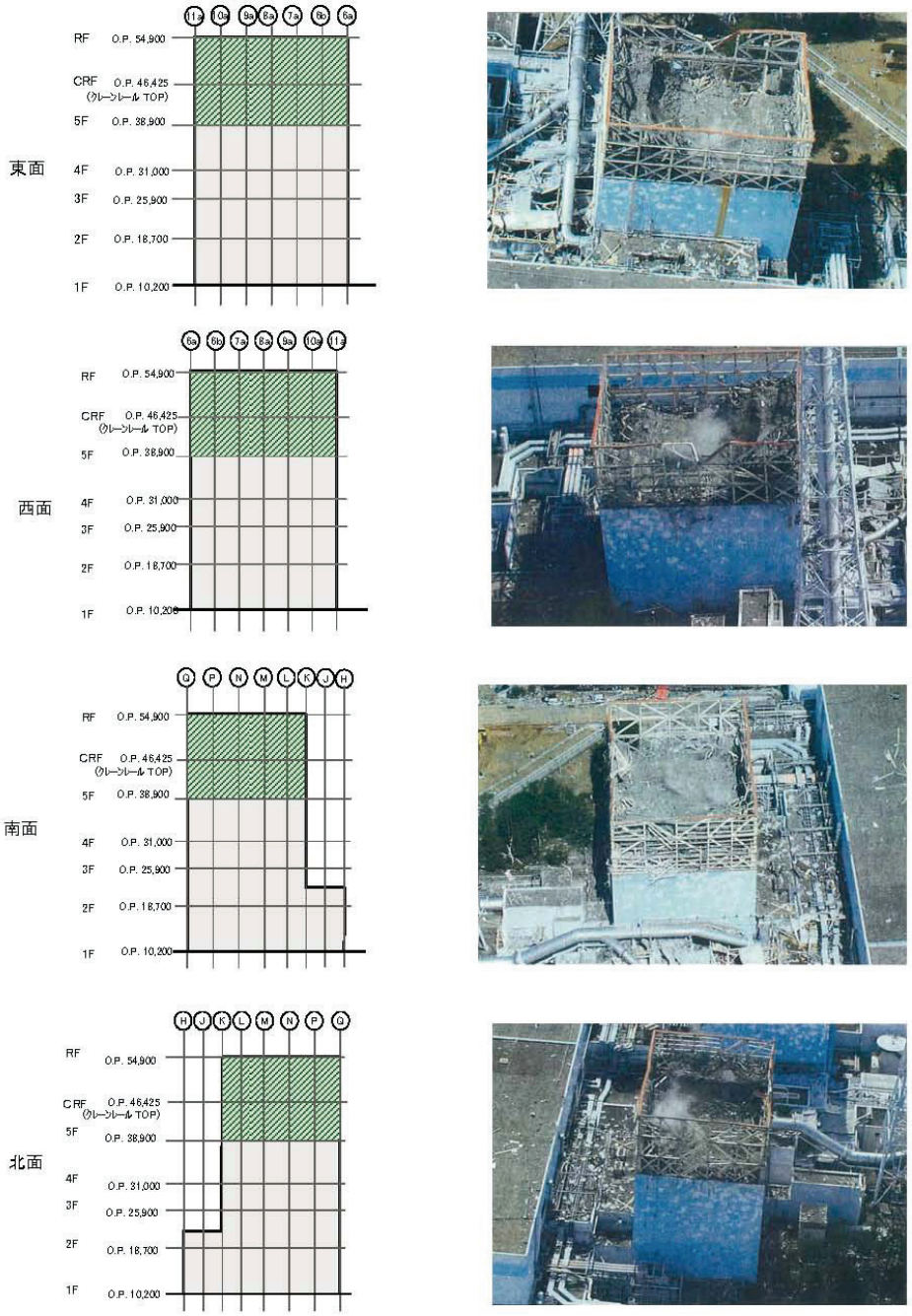



図-3.1　1号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）

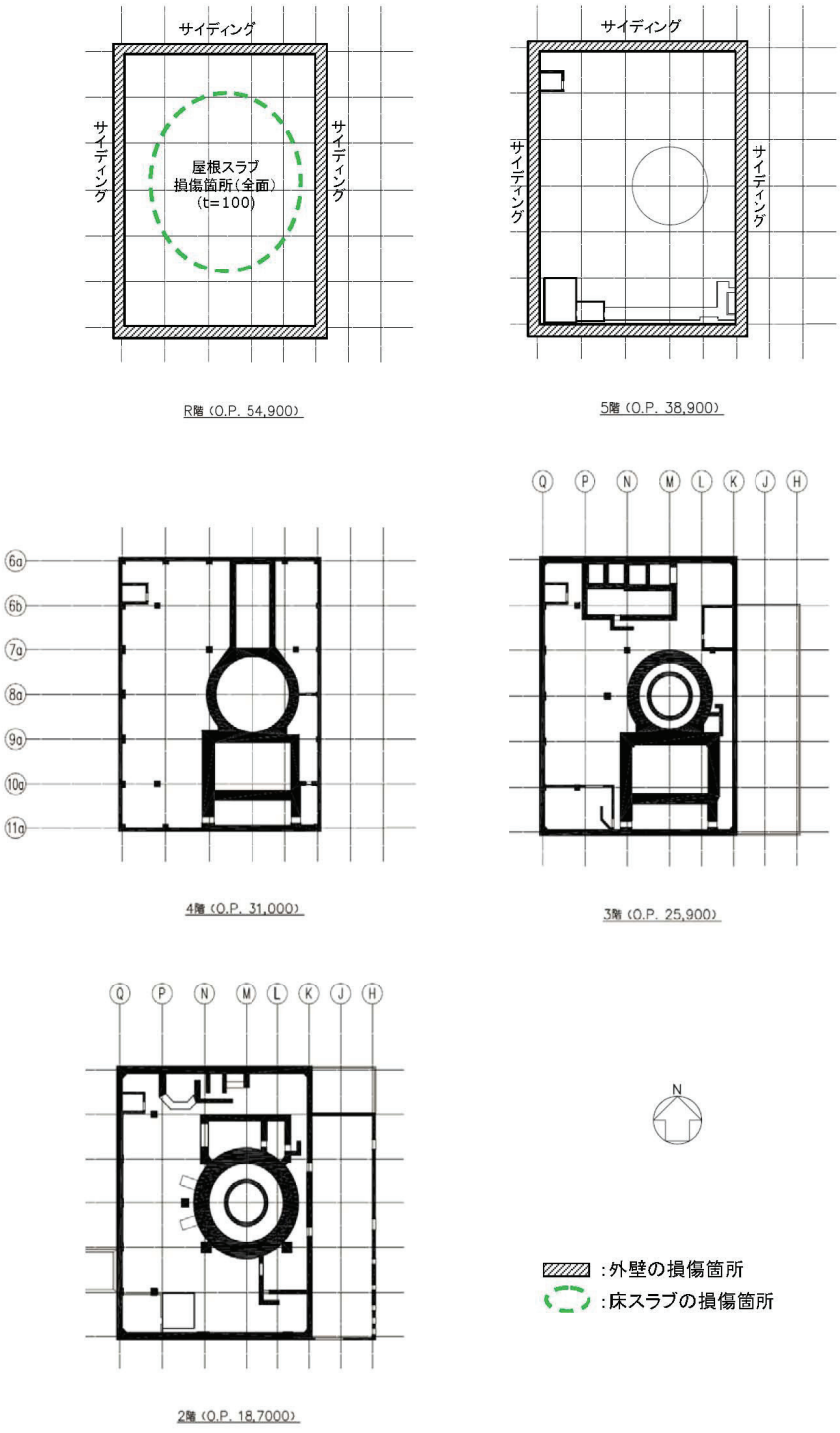



図-3.2　１号機原子炉建屋の損傷状況（平面図）

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは，図-3.3 および図-3.4 に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねおよび入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-3.1 に，建屋解析モデルの諸元を表-3.2 に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-3.3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また，埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては，建屋側面位置の地盤定数を用いて，水平および回転ばねを「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，Novak ばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図-3.5 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

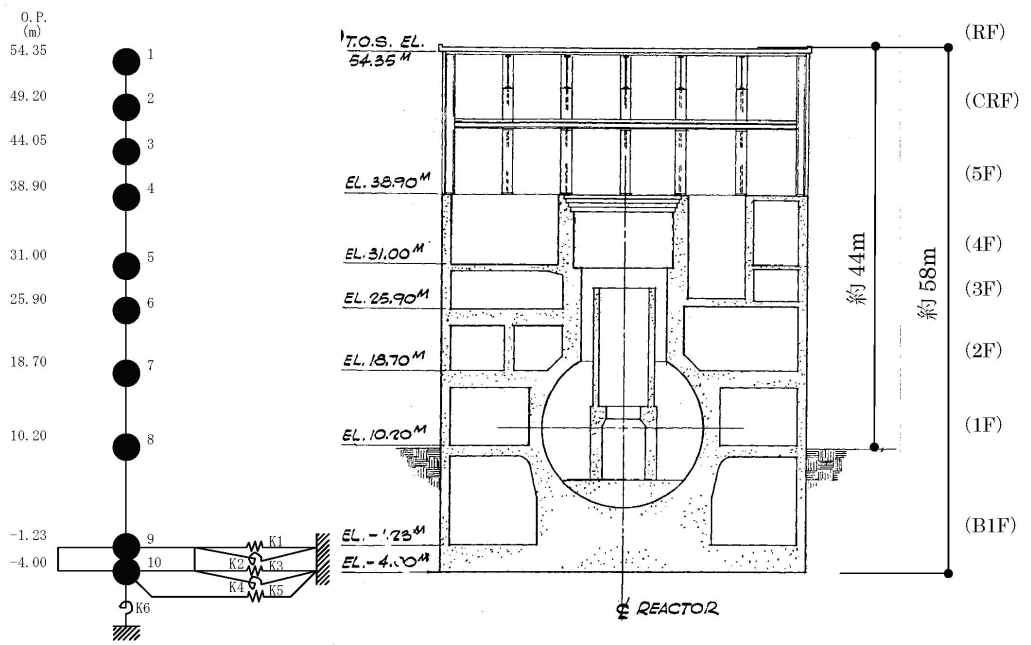



図-3.3　1号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

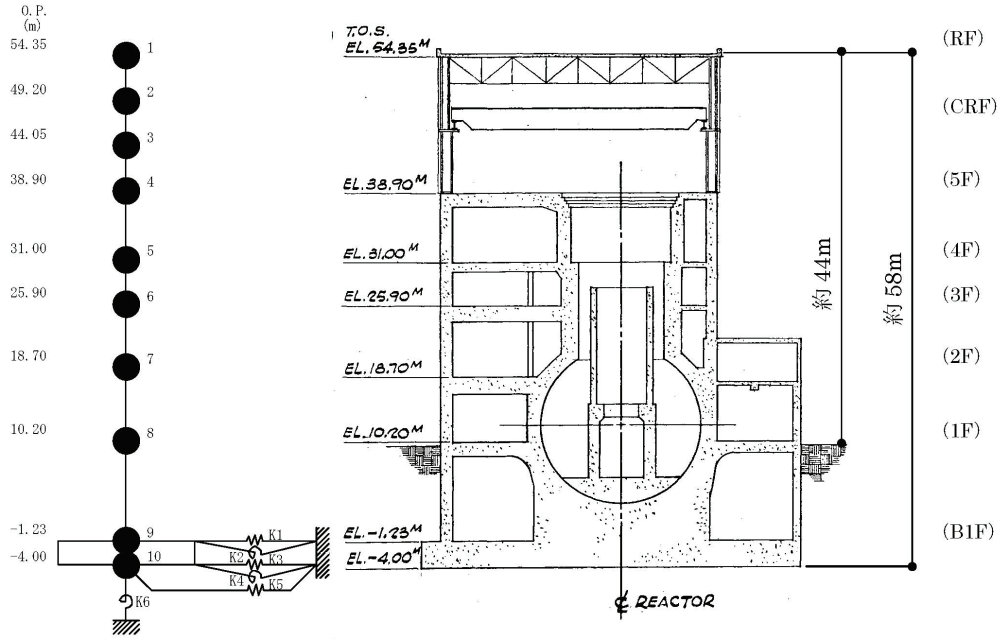



図-3.4　1号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

表-3.1　地震応答解析に用いる物性値

| | 強度＊1<br>Ｆｃ<br>($N/mm^2$) | ヤング係数*2<br>E<br>($N/mm^2$) | せん断弾性係数*2<br>G<br>($N/mm^2$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量*3<br>$\gamma$<br>($kN/m^3$) |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当<br>(SD35) | | | | |
| 鋼材 | SS400相当<br>(SS41) | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表-3.2　建屋解析モデルの諸元

(NS 方向)

| 質点番号 | 質点重量 *1<br>W(kN) | 回転慣性重量 *1<br>$I_G$($\times10^6$kN・m$^2$) | せん断断面積<br>$A_S$(m$^2$) | 断面2次モーメント<br>I(m$^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| | | | — | — |
| 2 | — | — | | |
| | | | — | — |
| 3 | — | — | | |
| | | | — | — |
| 4 | 58,690 | 84.43 | | |
| | | | 135.0 | 16,012 |
| 5 | 67,910 | 97.77 | | |
| | | | 160.8 | 21,727 |
| 6 | 80,900<br>(3,680) | 116.41<br>(5.30) | | |
| | | | 132.8 | 24,274 |
| 7 | 87,200 | 125.53 | | |
| | | | 155.6 | 36,481 |
| 8 | 166150<br>(20,130) | 239.13<br>(28.97) | | |
| | | | 294.0 | 52,858 |
| 9 | 177,480<br>(30,410) | 255.51<br>(43.78) | | |
| | | | 1,914.3 | 275,530 |
| 10 | 62,400 | 89.83 | | |
| | | | | |
| 合計 | 700,730<br>(54,220) | ヤング係数$E_C$ | 2.57$\times10^7$ (kN/m$^2$) | |
| | | せん断弾性係数$G$ | 1.07$\times10^7$ (kN/m$^2$) | |
| | | ポアソン比$\nu$ | 0.20 | |
| | | 減衰$h$ | 5% (鉄骨部　2%) | |
| | | 基礎形状 | 41.56m(NS方向)×43.56m(EW方向) | |

*1: (　) は原子炉格納容器内の水位上昇による増分を示す

(EW 方向)

| 質点番号 | 質点重量 *1<br>W(kN) | 回転慣性重量 *1<br>$I_G$($\times10^6$kN・m$^2$) | せん断断面積<br>$A_S$(m$^2$) | 断面2次モーメント<br>I(m$^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| | | | — | — |
| 2 | — | — | | |
| | | | — | — |
| 3 | — | — | | |
| | | | — | — |
| 4 | 58,690 | 48.34 | | |
| | | | 102.7 | 9,702 |
| 5 | 67,910 | 55.90 | | |
| | | | 163.9 | 13,576 |
| 6 | 80,900<br>(3,680) | 66.58<br>(3.03) | | |
| | | | 131.6 | 14,559 |
| 7 | 87,200 | 125.53 | | |
| | | | 197.8 | 36,427 |
| 8 | 166150<br>(20,130) | 239.13<br>(28.97) | | |
| | | | 294.0 | 52,858 |
| 9 | 177,480<br>(30,410) | 313.72<br>(53.75) | | |
| | | | 1,914.3 | 338,428 |
| 10 | 62,400 | 110.32 | | |
| | | | | |
| 合計 | 700,730<br>(54,220) | ヤング係数$E_C$ | 2.57$\times10^7$ (kN/m$^2$) | |
| | | せん断弾性係数$G$ | 1.07$\times10^7$ (kN/m$^2$) | |
| | | ポアソン比$\nu$ | 0.20 | |
| | | 減衰$h$ | 5% (鉄骨部　2%) | |
| | | 基礎形状 | 41.56m(NS方向)×43.56m(EW方向) | |

*1: (　) は原子炉格納容器内の水位上昇による増分を示す

表-3.3　地盤定数

(Ss-1)

| 標 高<br>O.P.<br>(m) | 地 質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| −10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.78 | 266,000 | 398 | 3 |
| −80.0 | 泥岩 | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | 0.78 | 340,000 | 442 | 3 |
| −108.0 | 泥岩 | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | 0.78 | 439,000 | 495 | 3 |
| −196.0 | 泥岩 | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | 0.78 | 509,000 | 530 | 3 |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | — |

(Ss-2)

| 標 高<br>O.P.<br>(m) | 地 質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| −10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.81 | 276,000 | 405 | 3 |
| −80.0 | 泥岩 | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | 0.81 | 353,000 | 450 | 3 |
| −108.0 | 泥岩 | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | 0.81 | 456,000 | 504 | 3 |
| −196.0 | 泥岩 | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | 0.81 | 529,000 | 540 | 3 |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | — |

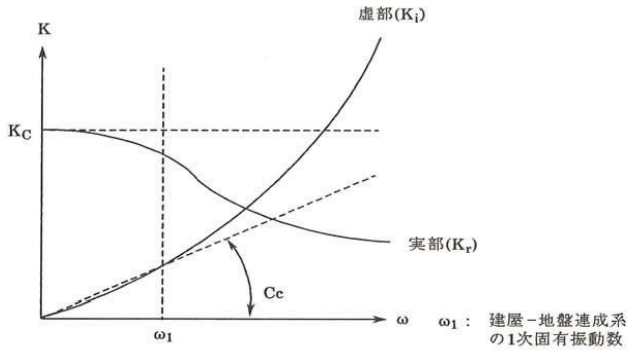
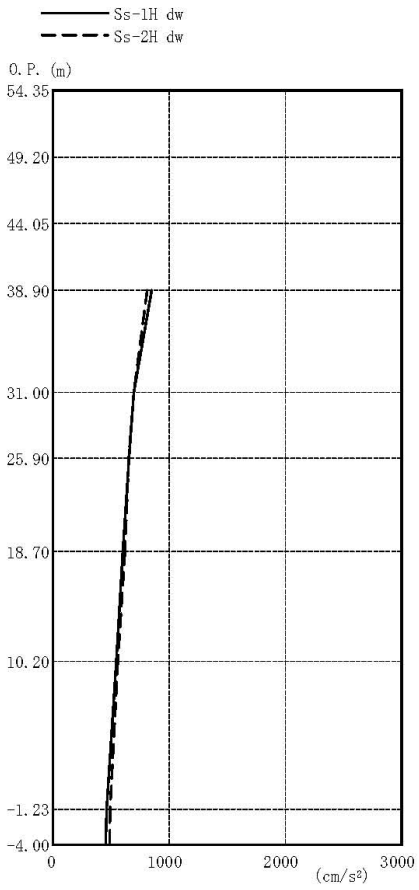



図-1.3.5　地盤ばねの近似

4.　地震応答解析結果

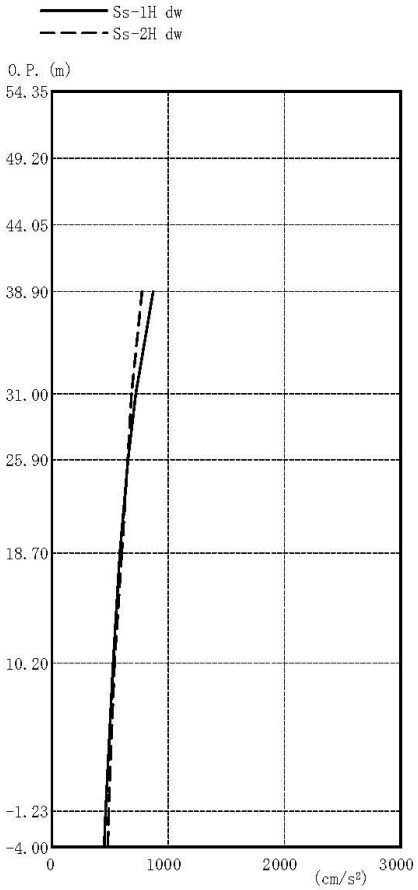
地震応答解析により求められた NS 方向，EW 方向の最大応答加速度を図-4.1 および図-4.2 に示す。




(cm/s²)

| Ss-1H dw | Ss-2H dw |
|---|---|
| | |
| | |
| 849 | 809 |
| 695 | 697 |
| 653 | 652 |
| 602 | 620 |
| 544 | 559 |
| 460 | 491 |
| 455 | 487 |

図-4.1　最大応答加速度（NS 方向）




(cm/s²)

| Ss-1H dw | Ss-2H dw |
|---|---|
| | |
| | |
| | |
| 868 | 776 |
| 722 | 684 |
| 653 | 651 |
| 585 | 601 |
| 527 | 539 |
| 461 | 487 |
| 451 | 480 |

図-4.2　最大応答加速度（EW 方向）

5. 耐震安全性評価結果

図-5.1，図-5.2 及び図-5.3，図-5.4 に基準地震動 Ss-1 及び基準地震動 Ss-2 に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，最大で $0.12\times10^{-3}$（Ss-1H,NS 方向,1F）であり，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。

以上のことから，原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

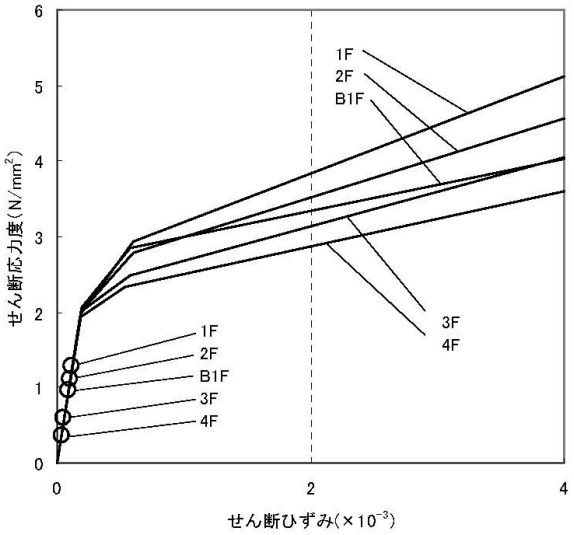



図-5.1　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，NS 方向）

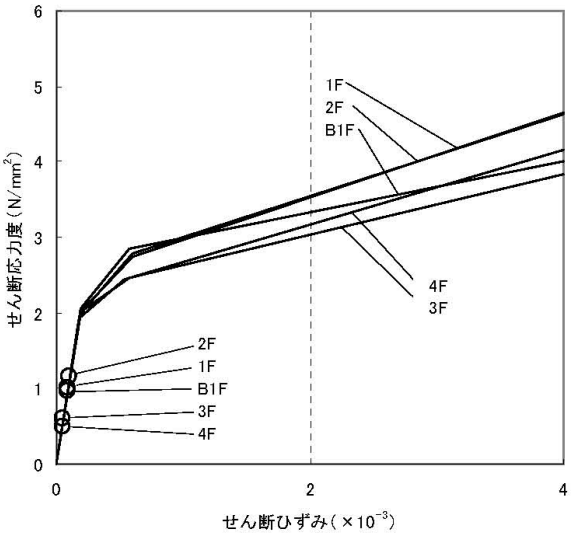



図-5.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，EW 方向）

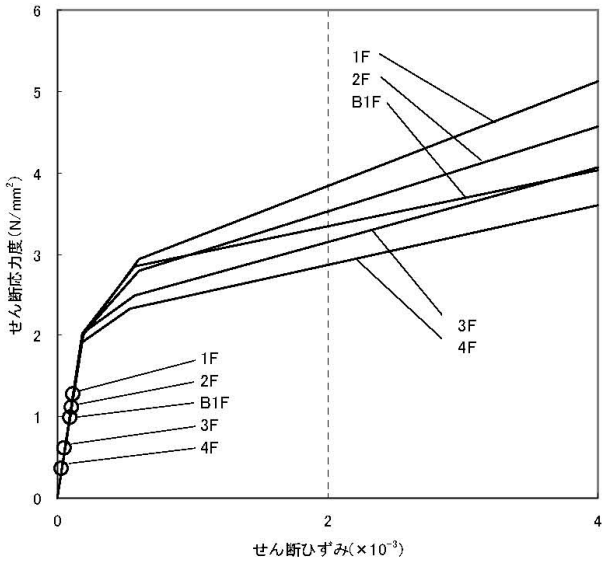



図-5.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，NS 方向）

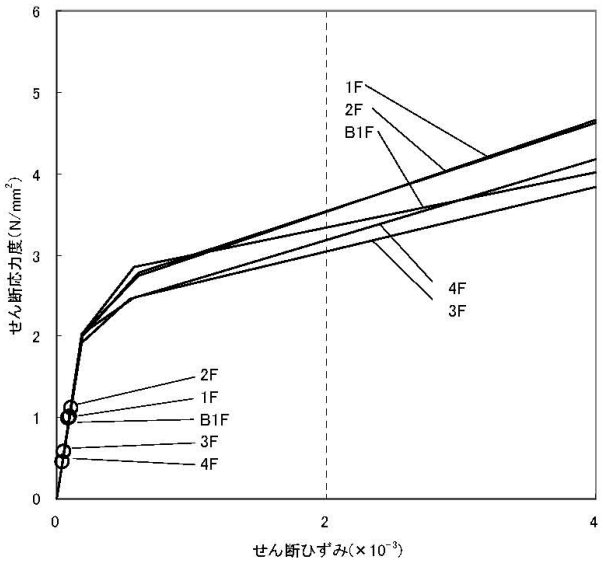



図-5.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，EW 方向）

添付資料－３：４号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細
（質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価）

1. 解析評価方針

水素爆発等による損傷に伴う原子炉建屋の構造への影響及び耐震性評価は，基準地震動 Ss を用いることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。なお，基準地震動 Ss-3 については，基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 の応答結果に比べて，過去の計算例（付録 3－1 参照）から明らかに小さいことが分かっているため，今回の検討では省略することとする。

地震応答解析モデルは，地盤との相互作用を考慮し，曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

４号機原子炉建屋については，原因の特定には至っていないものの，水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。ここでは，原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し，損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。

原子炉建屋の構造への影響及び耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと，鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）との比較により行う。

なお，鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては，水平方向の地震力が支配的であり，鉛直方向の地震力の影響は少ないことから，地震応答解析は水平方向のみ実施する。

４号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を，図-1.1 に示す。

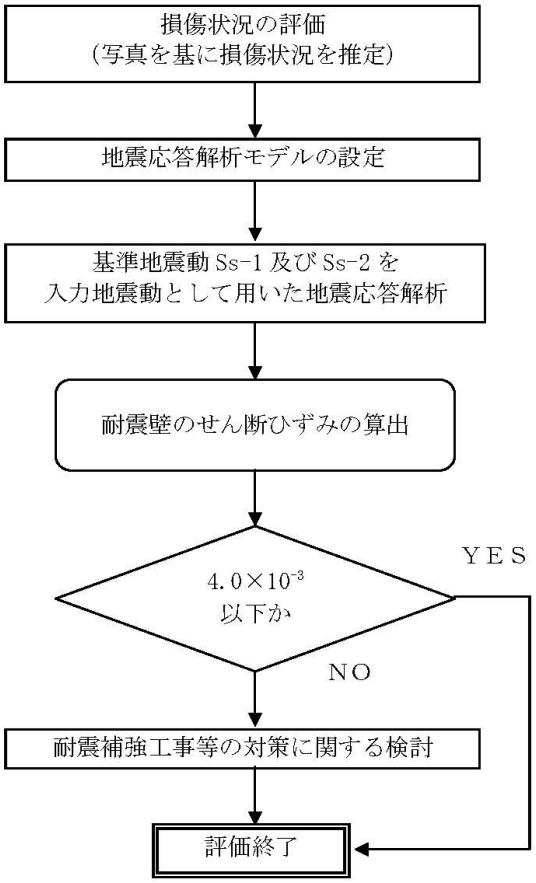



図-1.1　４号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.　損傷状況の評価

４号機原子炉建屋については，原因の特定には至っていないものの，水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し，損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。また，外観写真から判断できない部位については，建屋内の調査結果等の現状で得られている情報に基づいて，損傷の有無を評価した。なお，参考にした写真の撮影日等については付録 3-2 に取りまとめた。

各部位の損傷状況評価の考え方を下記に示す。

a. 外壁・屋根トラス

外観の写真から損傷を確認できる外壁・屋根トラスについては，損傷部位として評価した。また，一部剥落が確認された外壁についても損傷として評価した。（図-2.1）

b. 使用済燃料プール

コンクリートポンプ車の先端に取り付けられたカメラにより撮影された写真から，使用済燃料プールには一定の水量が注水されていることが確認できていること，使用済燃料プール下部にあたる 2 階で漏水等が発生していないことが確認されていることから，使用済燃料プールに損傷は無いものと評価した。（図-2.2）

c. 機器仮置プール

外壁の写真を見る限り，機器仮置プール周辺の外壁で損傷が確認されていないことから，損傷が無いものと評価した。（図-2.3）

d. シェル壁

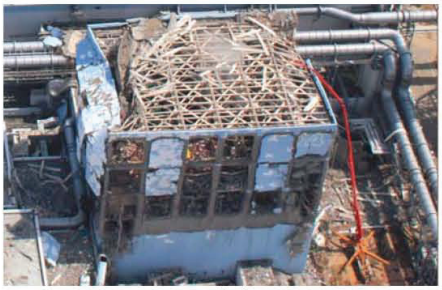
1 階，2 階のシェル壁については，建屋内の調査により損傷が無いことを確認できている。また，3 階において，損傷している外壁の厚さは最大でも 650ｍｍであり，厚さ 1000㎜ の外壁については損傷が無いことが確認できている。一方，3 階のシェル壁は，厚さが 1850㎜ であることから損傷が無いものと評価した。（図-2.4）

e. 床スラブ

1 階，2 階については，建屋内の調査により，床スラブに損傷が無いことを確認している。3 階については，建屋内の調査時に 2 階から見上げた天井スラブ（3 階の床スラブ）で損傷が確認できないことから，損傷は無いものと評価した（図-2.5）。4 階以上については，建屋内の調査結果が得られていないことから，外壁の損傷状況から評価することとした。4，5 階については，外壁が損傷していることから，外壁以下の厚さである床スラブは損傷している可能性があるものと評価した。



北面



西面

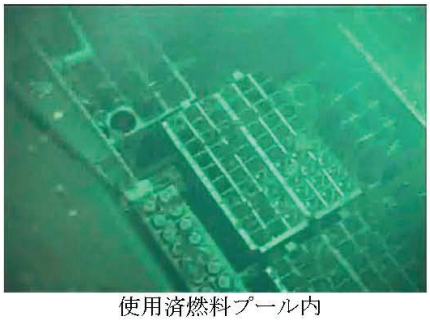


東面



南面

図-2.1 外壁の状況



使用済燃料プール内



使用済燃料プール下部

図-2.2 使用済燃料プールの状況

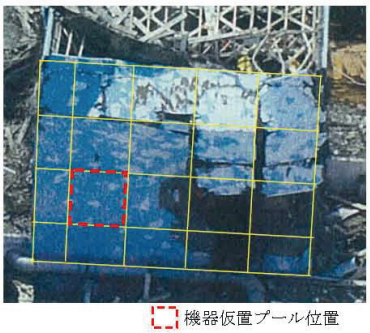



図-2.3 機器仮置プールの状況



図-2.4 シェル壁の状況



1 階外壁



2 階外壁



2 階床



2 階天井

図-2.5　建屋内部の状況（1,2 階）

3.　解析に用いる入力地震動

４号機原子炉建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官１９第６０３号　平成20年3月31日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ss-1及びSs-2を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-3.1 に示す。モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ssに対する地盤の応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P.-196.0m）における基準地震動Ss-1及びSs-2の加速度波形について，図-3.2に示す。

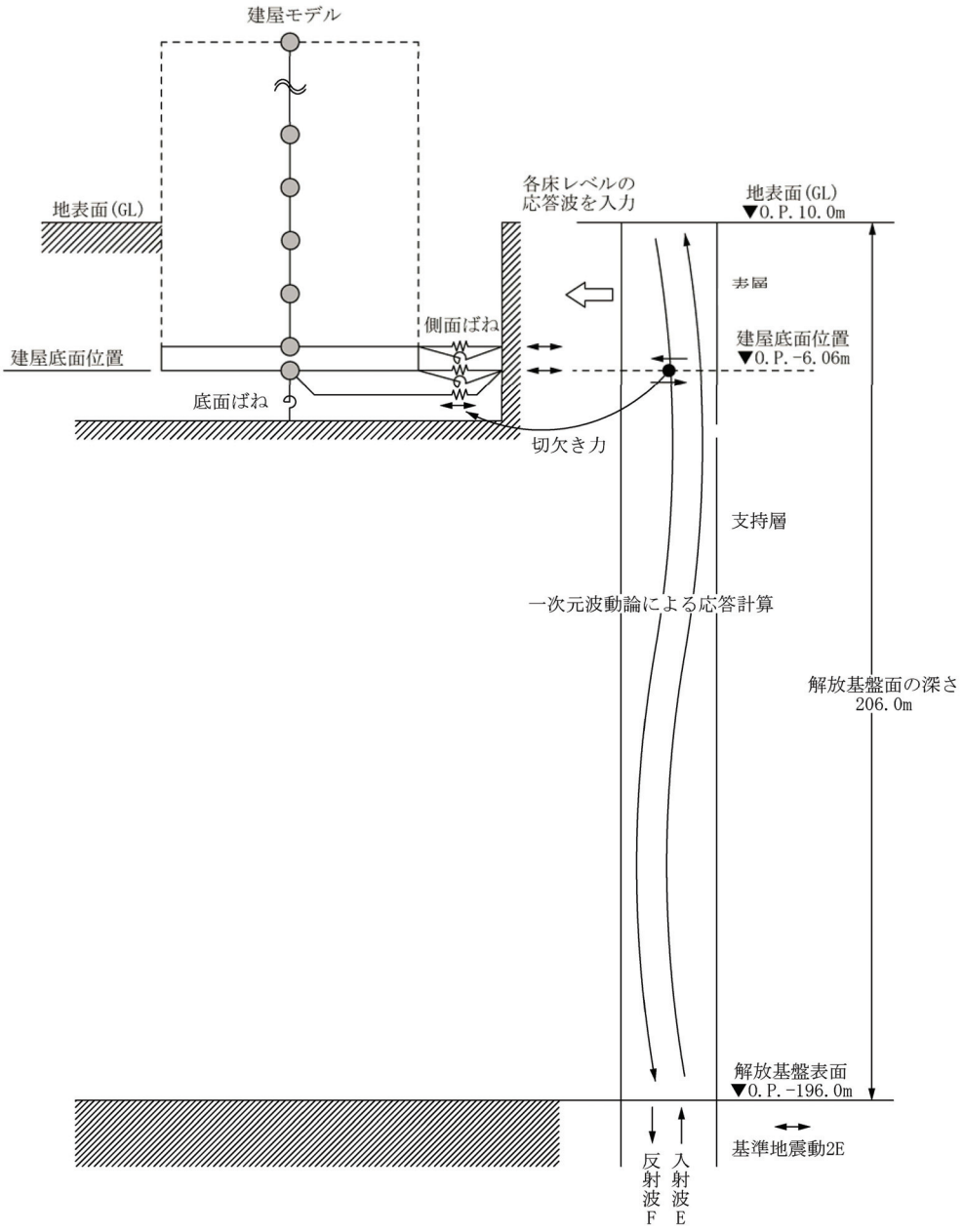



図-3.1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

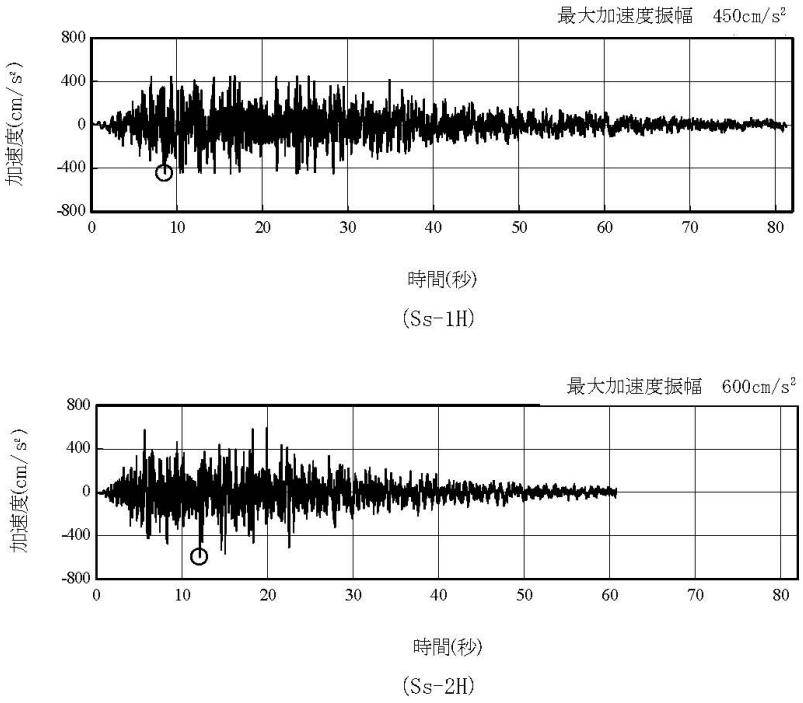



図-3.2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

## ４．　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する原子炉建屋の地震応答解析は，「3.　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

本検討では，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号　平成 21 年 6 月 19 日付け）にて作成した地震応答解析モデルを基に，次の項目について修正を加え，新たな地震応答解析モデルを構築することとしている。

４号機原子炉建屋については，地震時に定期検査中であったことから，定期検査時の条件を反映している。また，原因の特定には至っていないものの，水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷していることから，「２．損傷状況の評価」で評価した損傷状況を基に解析モデルを作成する。なお，５階より上部の崩れた部分の重量は５階の床で支持されていると仮定するなど、崩れた部分の重量は下階の床で支持されていると仮定する。４号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）を図-4.1 に，損傷状況（平面図）を図-4.2 に示す。

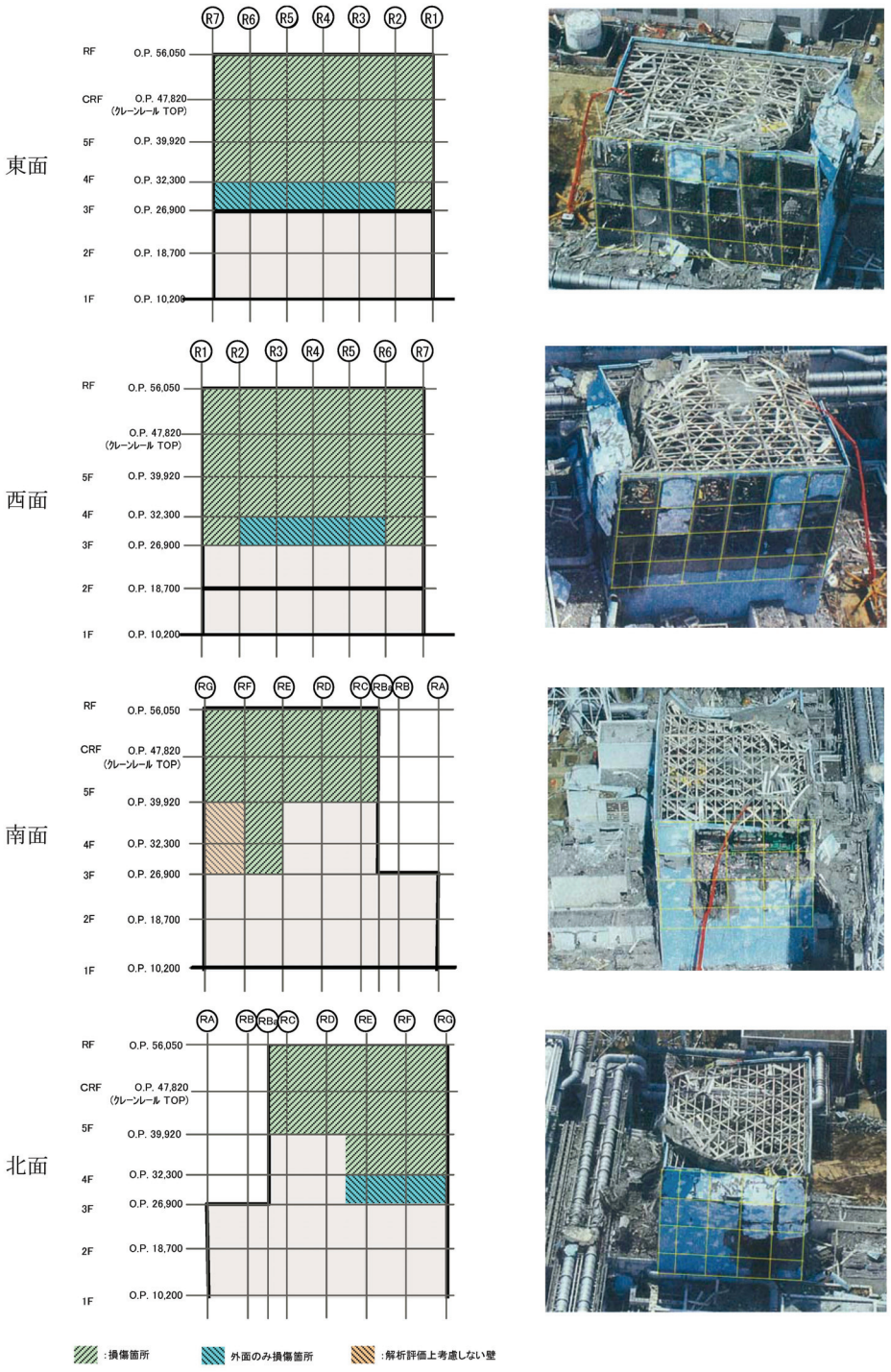



図-4.1　4号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）

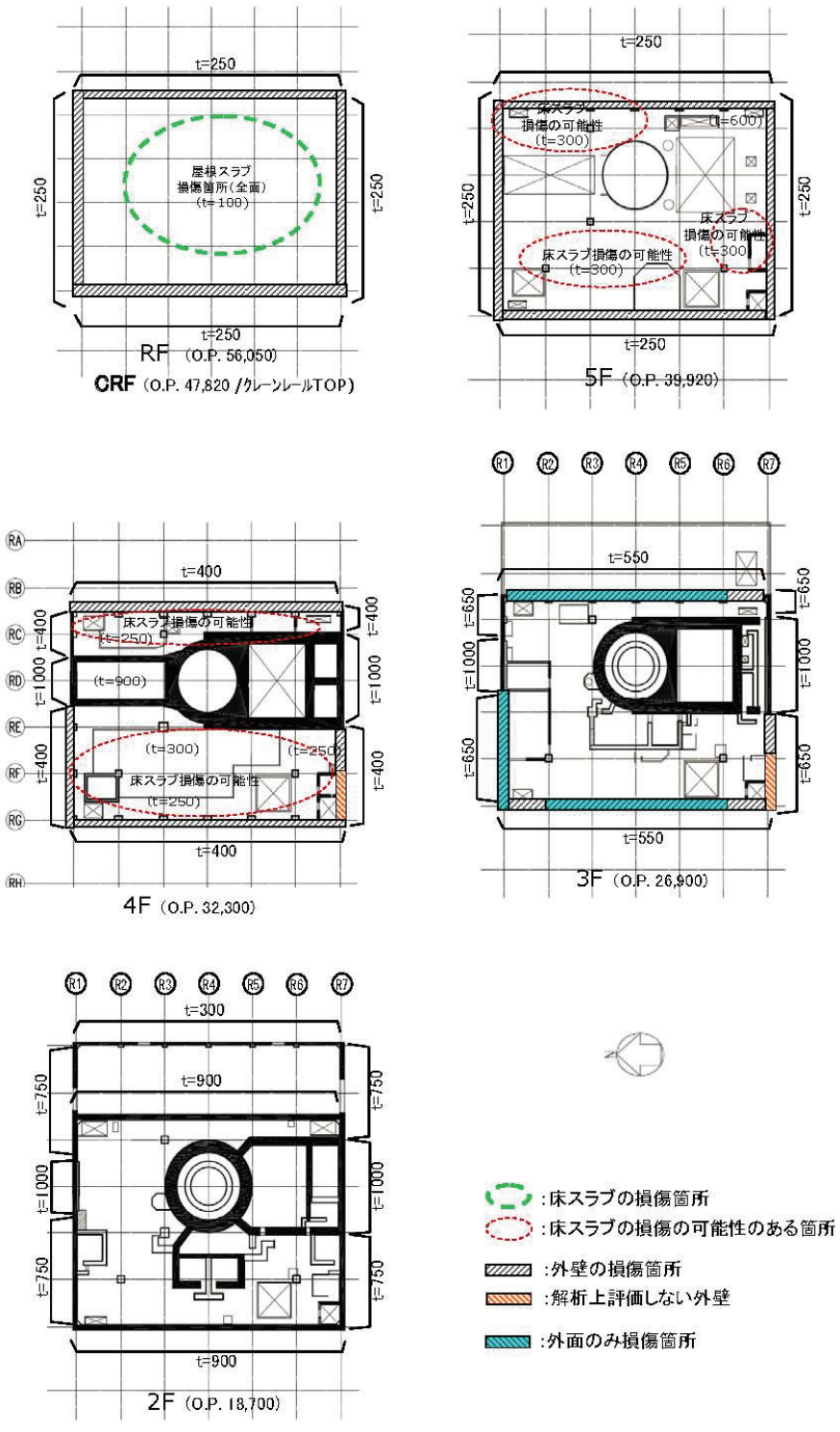



図-4.2　4号機原子炉建屋の損傷状況（平面図）

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは，図-4.3および図-4.4に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねおよび入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-4.1に，建屋解析モデルの諸元を表-4.2に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-4.3に示す。

水平方向の解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また，埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては，建屋側面位置の地盤定数を用いて，水平および回転ばねを「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，Novakばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図-4.5に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の1次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

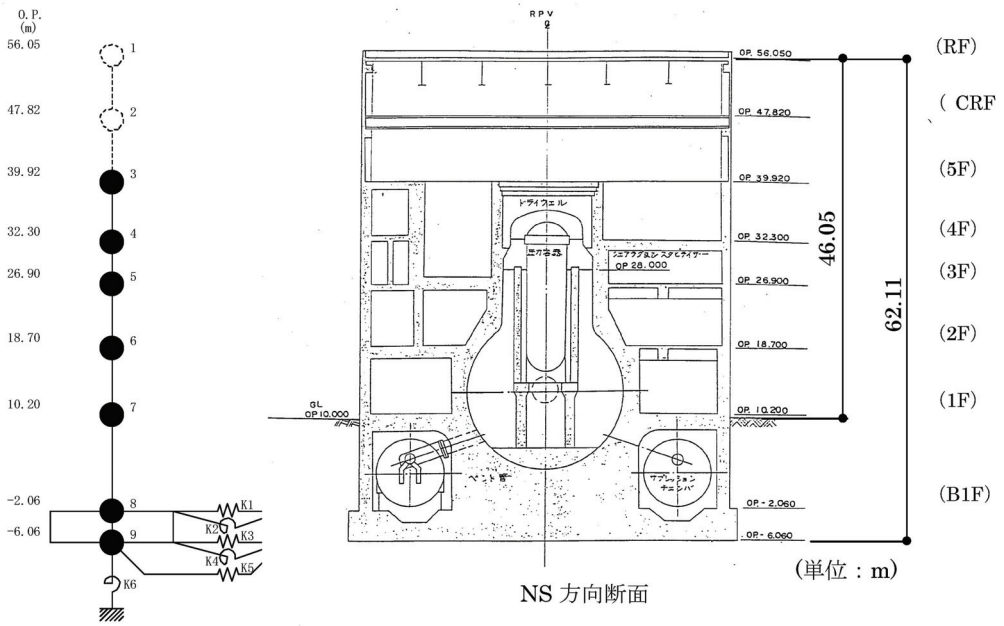



図-4.3　4 号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

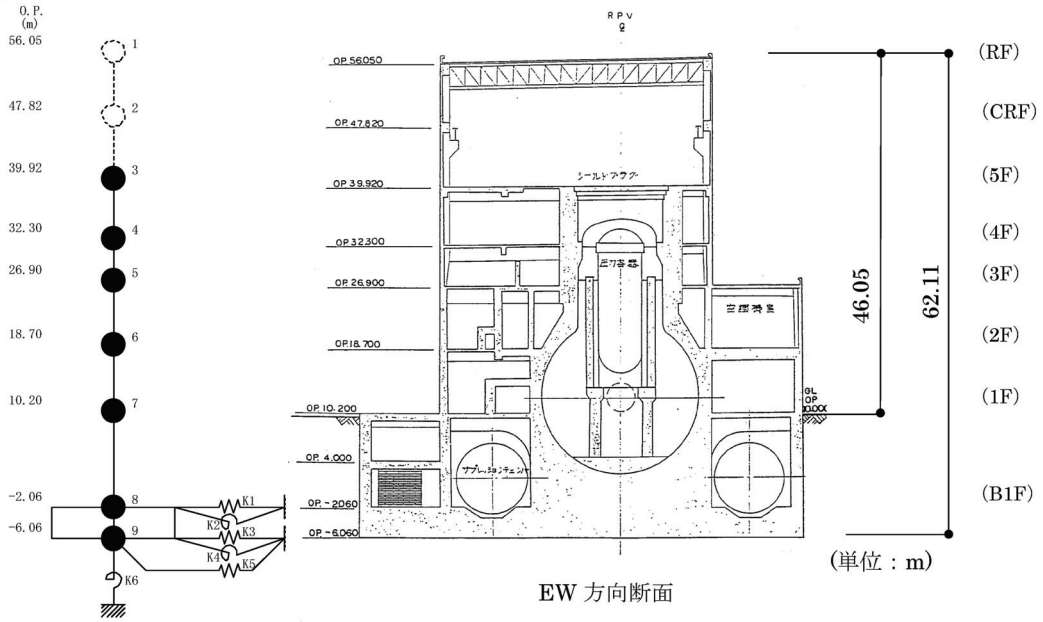



図-4.4　4 号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

表-4.1　地震応答解析に用いる物性値

| | 強度＊1<br>Ｆｃ<br>($N/mm^2$) | ヤング係数*2<br>E<br>($N/mm^2$) | せん断弾性係数*2<br>G<br>($N/mm^2$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量*3<br>$\gamma$<br>($kN/m^3$) |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当<br>(SD35) | | | | |
| 鋼材 | SS400相当<br>(SS41) | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表-4.2　建屋解析モデルの諸元

（NS 方向）

| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 回転慣性重量<br>$I_G$(×$10^5$kN･$m^2$) | せん断断面積<br>$A_S$($m^2$) | 断面2次モーメント<br>I($m^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| 2 | — | — | — | — |
| 3 | 114,850 | 211.39 | — | — |
| 4 | 88,770 | 163.44 | 150.8 | 13,068 |
| 5 | 117,030 | 215.39 | 103.4 | 15,942 |
| 6 | 121,930 | 224.49 | 223.4 | 45,026 |
| 7 | 207,300 | 381.60 | 175.4 | 46,774 |
| 8 | 287,050 | 574.38 | 460.4 | 114,194 |
| 9 | 132,390 | 264.88 | 2,812.6 | 562,754 |
| 合計 | 1,069,320 | | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数$E_C$ | $2.57\times10^7$ (kN/$m^2$) |
| せん断弾性係数$G$ | $1.07\times10^7$ (kN/$m^2$) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.20 |
| 減衰$h$ | 5% |
| 基礎形状 | 49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向) |

（EW 方向）

| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 回転慣性重量<br>$I_G$(×$10^5$kN･$m^2$) | せん断断面積<br>$A_S$($m^2$) | 断面2次モーメント<br>I($m^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| 2 | — | — | — | — |
| 3 | 114,850 | 118.55 | — | — |
| 4 | 88,770 | 91.66 | 90.4 | 6,491 |
| 5 | 117,030 | 215.39 | 105.8 | 6,388 |
| 6 | 121,930 | 224.49 | 167.5 | 32,815 |
| 7 | 207,300 | 569.22 | 166.4 | 46,303 |
| 8 | 287,050 | 828.96 | 424.5 | 136,323 |
| 9 | 132,390 | 346.27 | 2,812.6 | 772,237 |
| 合計 | 1,069,320 | | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数$E_C$ | $2.57\times10^7$ (kN/$m^2$) |
| せん断弾性係数$G$ | $1.07\times10^7$ (kN/$m^2$) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.20 |
| 減衰$h$ | 5% |
| 基礎形状 | 49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向) |

表-4.3　地盤定数

(Ss-1)

| 標　高<br>O.P.<br>(m) | 地　質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| −10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.78 | 266,000 | 398 | 3 |
| −80.0 | 泥岩 | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | 0.78 | 340,000 | 442 | 3 |
| −108.0 | 泥岩 | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | 0.78 | 439,000 | 495 | 3 |
| −196.0 | 泥岩 | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | 0.78 | 509,000 | 530 | 3 |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | — |

(Ss-2)

| 標　高<br>O.P.<br>(m) | 地　質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| −10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.81 | 276,000 | 405 | 3 |
| −80.0 | 泥岩 | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | 0.81 | 353,000 | 450 | 3 |
| −108.0 | 泥岩 | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | 0.81 | 456,000 | 504 | 3 |
| −196.0 | 泥岩 | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | 0.81 | 529,000 | 540 | 3 |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | — |

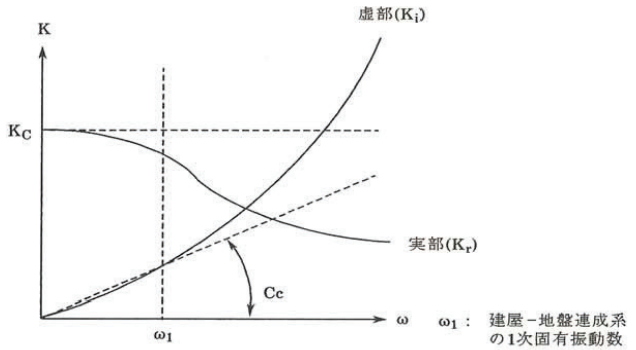



図-4.5　地盤ばねの近似

5. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向，EW 方向の最大応答加速度を図-5.1 および図-5.2 に示す。

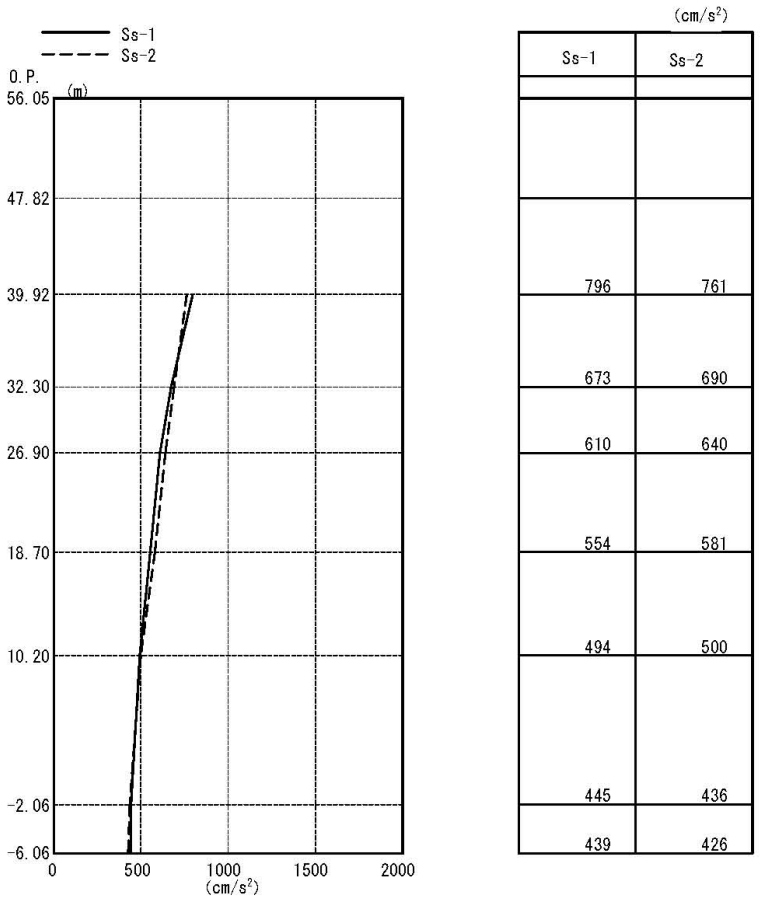



図-5.1　最大応答加速度（NS 方向）

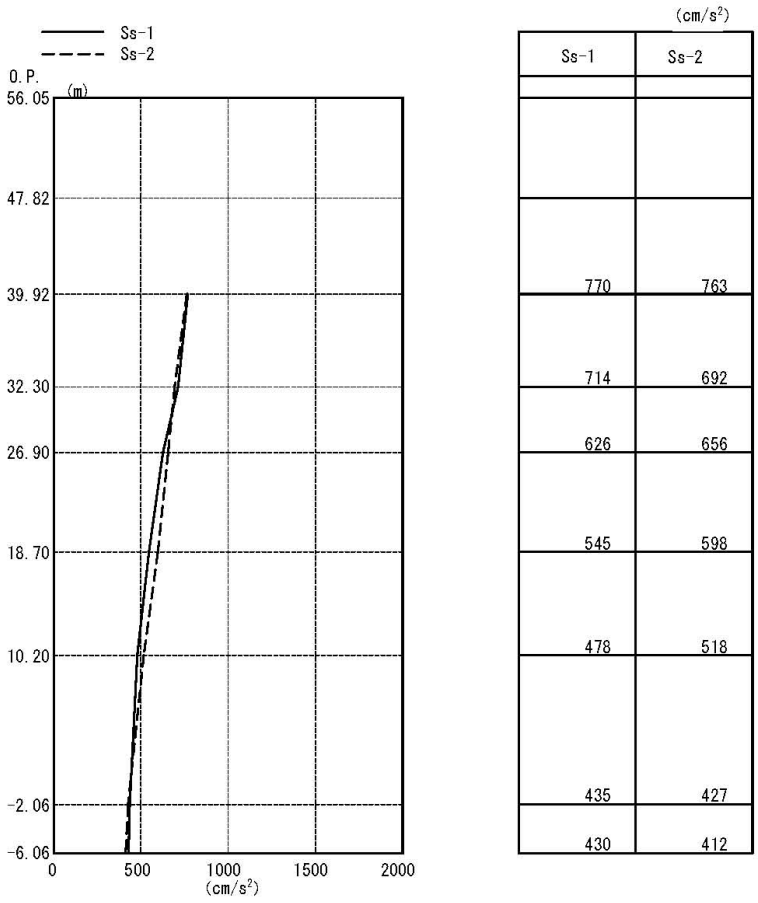



図-5.2　最大応答加速度（EW 方向）

6. 耐震安全性評価結果

図-6.1，図-6.2及び図-6.3，図-6.4に基準地震動Ss-1及び基準地震動Ss-2に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，最大で$0.17\times10^{-3}$（Ss-1H及びSs-2H,EW方向,1F）であり，評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。

以上のことから，原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

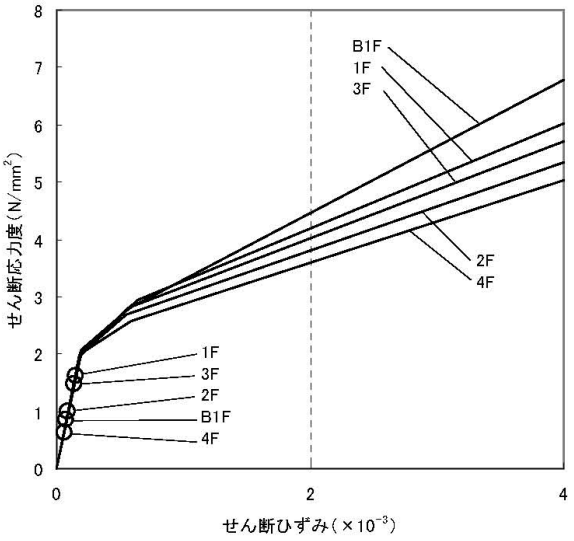



図-6.1　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，NS 方向）

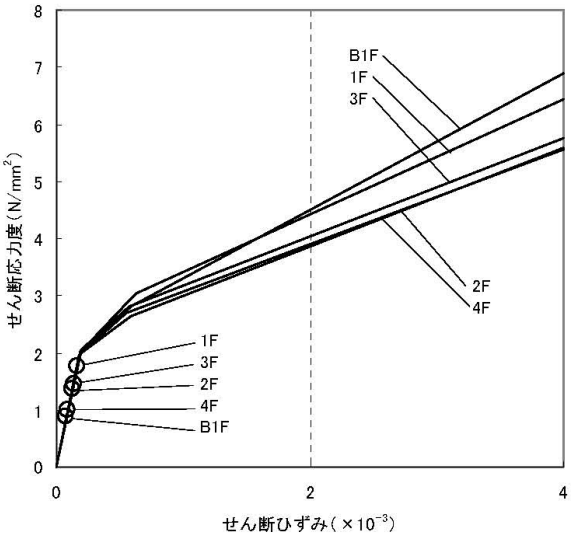



図-6.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，EW 方向）

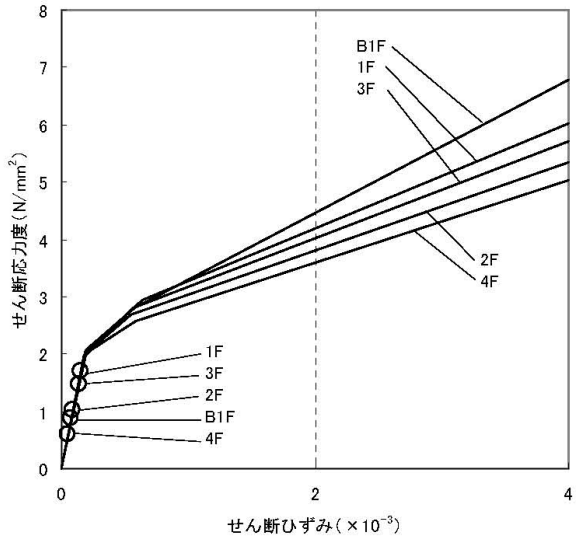



図-6.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，NS 方向）

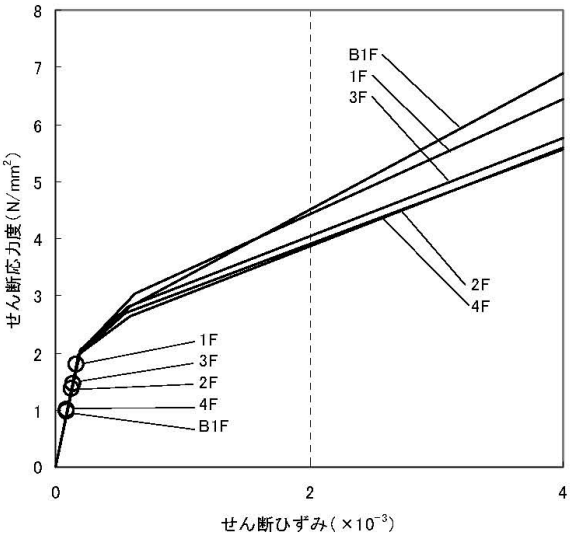
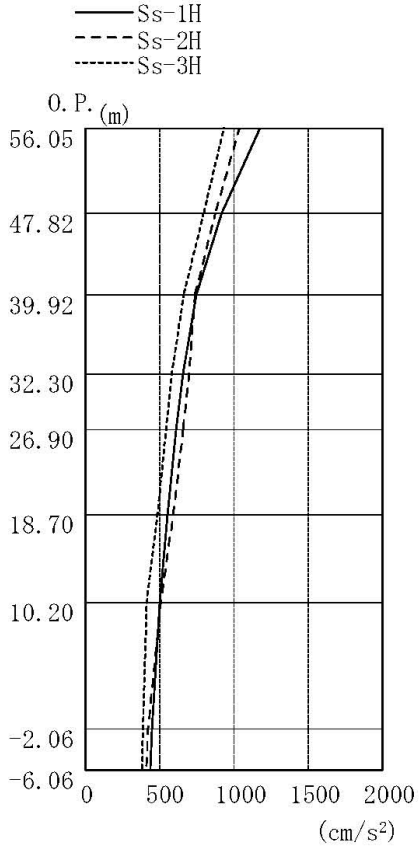



図-6.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，EW 方向）

付録 3-1

『発電所原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果

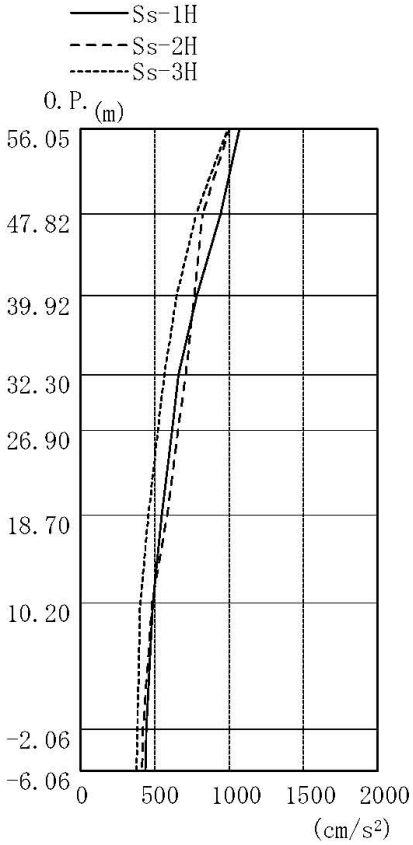
「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号　平成 21 年 6 月 19 日付け）に記載している４号機原子炉建屋の耐震安全性評価結果を抜粋して以下に示す。




(cm/s²)

| Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H |
|---|---|---|
| 1174 | 1037 | 932 |
| 918 | 875 | 796 |
| 749 | 738 | 662 |
| 657 | 698 | 582 |
| 613 | 659 | 543 |
| 553 | 592 | 486 |
| 502 | 509 | 413 |
| 447 | 423 | 388 |
| 439 | 411 | 382 |

図-1　最大応答加速度（NS 方向）




(cm/s²)

| Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H |
|---|---|---|
| 1070 | 1004 | 992 |
| 945 | 822 | 779 |
| 783 | 766 | 648 |
| 661 | 710 | 565 |
| 617 | 657 | 521 |
| 548 | 584 | 458 |
| 488 | 483 | 404 |
| 445 | 422 | 382 |
| 438 | 415 | 378 |

図-2　最大応答加速度（EW 方向）

表-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

（$\times 10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| CRF | 0.10 | 0.09 | 0.08 | 2.0以下 |
| 5F | 0.17 | 0.15 | 0.14 | |
| 4F | 0.05 | 0.05 | 0.04 | |
| 3F | 0.08 | 0.08 | 0.07 | |
| 2F | 0.09 | 0.09 | 0.08 | |
| 1F | 0.15 | 0.16 | 0.13 | |
| B1F | 0.08 | 0.08 | 0.07 | |

表-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（$\times 10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| CRF | 0.12 | 0.12 | 0.11 | 2.0以下 |
| 5F | 0.30 | 0.20 | 0.19 | |
| 4F | 0.08 | 0.08 | 0.07 | |
| 3F | 0.11 | 0.11 | 0.10 | |
| 2F | 0.12 | 0.12 | 0.10 | |
| 1F | 0.16 | 0.17 | 0.14 | |
| B1F | 0.08 | 0.09 | 0.07 | |

以上

付録 3-2

損傷状況を評価するのに用いた写真について（4 号機）

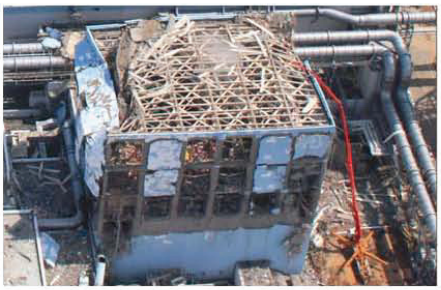
【外壁】

○ 4 月 13 日時点

・ 3 月 24 日に撮影した外観写真により、建屋の損傷状況を確認した上で建屋の解析モデルを作成している。（図１）



北面



西面



東面



南面

図１　損傷状況（3 月 24 日撮影）

○ 5 月 10 日時点

・ 西面、南面については、5 月 10 日に新たに現地で写真（図２）を撮影している。この写真から 3 月 24 日時点から損傷が進展していないことが確認できる。



西面



南面

図２　西面・南面の損傷状況（5 月 10 日撮影）

【内壁】

○ 4月13日時点

・ 建屋内の調査が実施できていなかったことから、外観写真と図面等から判断することとした。

○ 4月28日時点

・ コンクリートポンプ車の先端に取り付けられたカメラにより撮影された写真により，使用済燃料プールに一定の水量が注水されていることが確認できる。(図3)

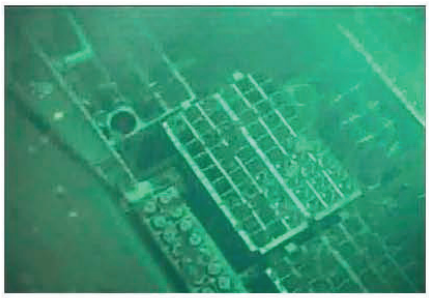


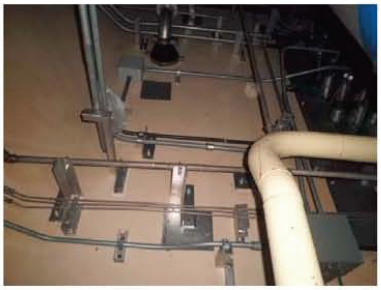
図3　使用済み燃料プール内部の状況(4月28日撮影)

○ 5月22日時点

・ 建屋内（1階、2階）では調査が実施されている。現段階では1階、2階の内壁、1階、2階の床スラブ、天井スラブに損傷は確認されていない。建屋内の写真を図 4，それぞれの写真の撮影位置を図5に示す。



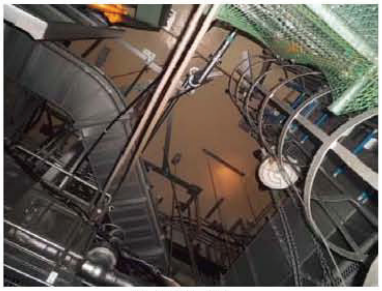
①1階内壁



②1階外壁



③1階外壁



④1階天井

図4（1）　建屋内部の状況（5月19日～21日撮影）



⑤2 階内壁



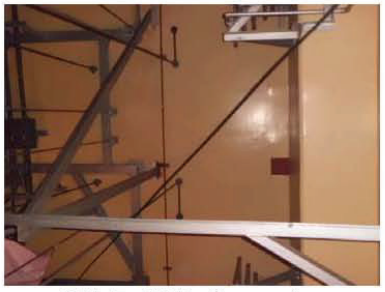
⑥2 階外壁



⑦2 階シェル壁



⑧2 階シェル壁



⑨使用済燃料プール下部

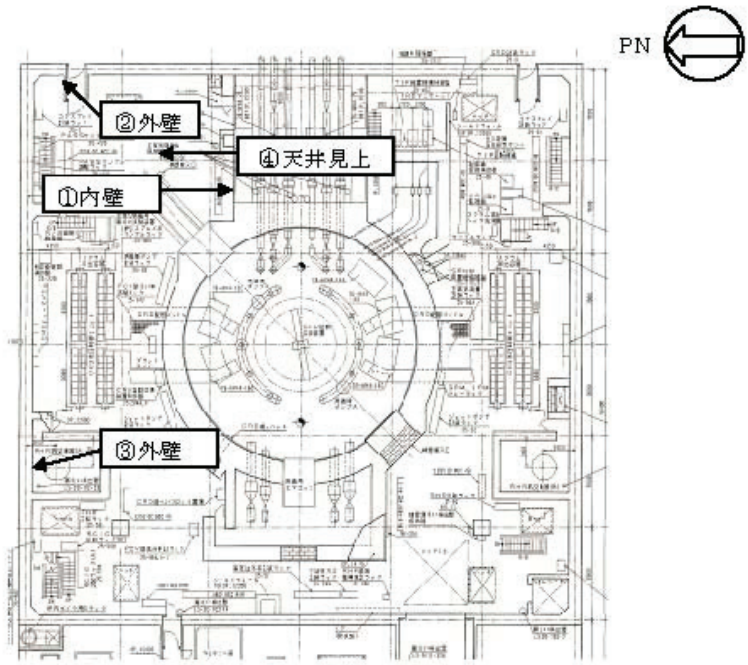


⑩2 階床

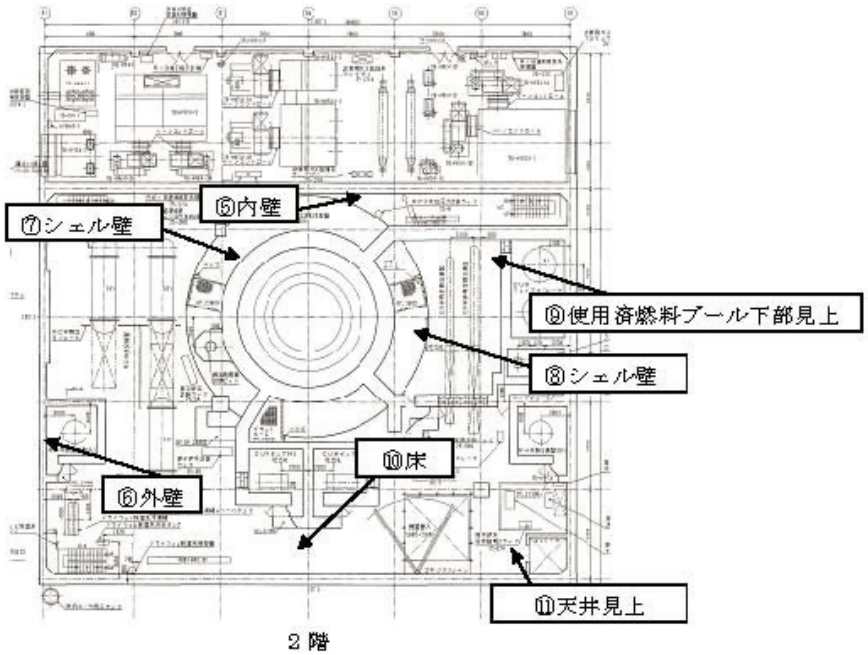


⑪2 階天井

図 4（2）　建屋内部の状況（5 月 19 日～21 日撮影）




1 階




2 階

図 5 建屋内部の写真撮影位置

添付資料－４：４号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細
（３次元ＦＥＭ解析による局部評価）

1. 解析評価方針

４号機原子炉建屋については、５階より下部の４階や３階の外壁が複雑に損傷していることを踏まえ、２階より上部を詳細な３次元ＦＥＭ解析モデルでモデル化し、応力解析により基準地震動 Ss に対する原子炉建屋の耐震安全性を評価する。なお、４号機原子炉建屋の外壁の損傷が確認されている４階や３階においては、主要な耐震要素が使用済燃料プールとなることから、ここでは使用済燃料プールを中心とした評価を実施する。

プールの平面図を図-1.1に，断面図を図-1.2に示す。

耐震安全性評価は、図-1.3のフローに示すように以下の手順で行う。

- 使用済燃料プール周辺の２階の床（0.P.18.7m）から５階の床（0.P.39.92m）までの建屋部分を対象に、爆発等による損傷状況を模擬した３次元ＦＥＭ解析モデルを作成する。
- 死荷重、プール水による静水圧、温度荷重、地震応答解析結果に基づく地震荷重、地震時動水圧などの荷重条件及び荷重組合せの条件を設定する。
- 応力解析として鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を行い，使用済燃料プール部に発生する応力およびひずみを算出する。
- 評価基準値と比較し、耐震安全性を評価する。

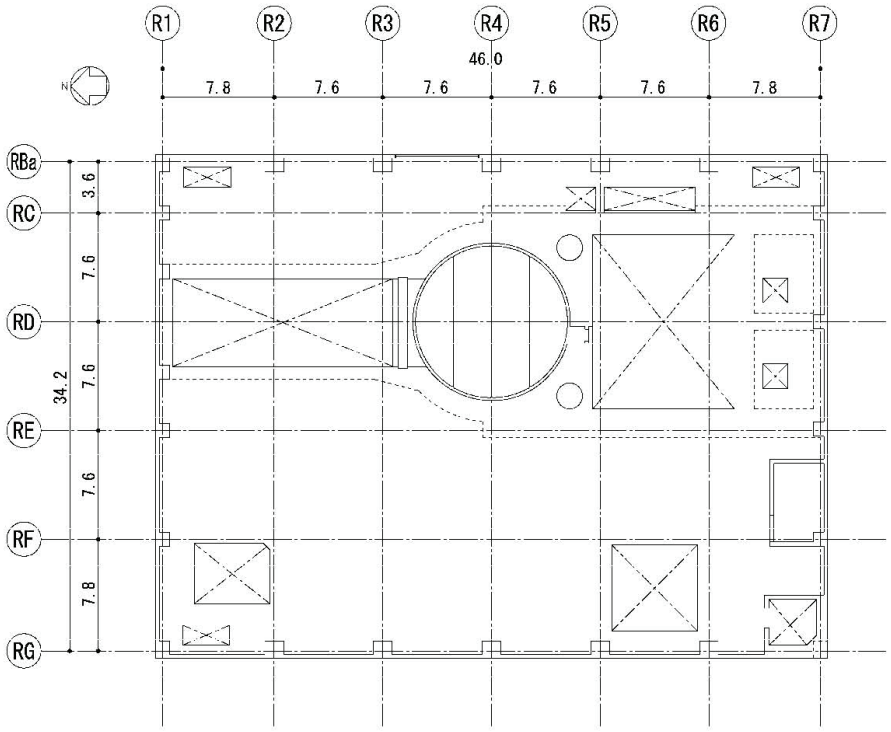



図-1.1　5階　平面図

（単位：m）

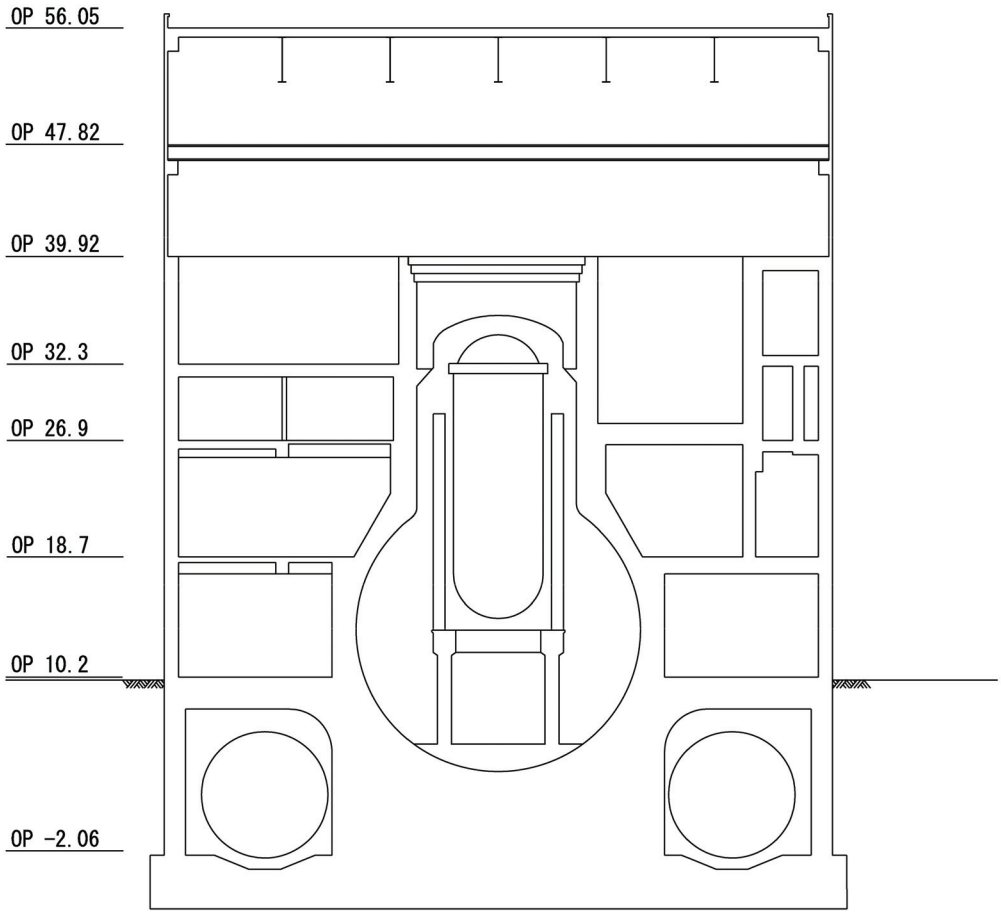



図-1.2　断面図

（ＮＳ方向断面，単位：m）

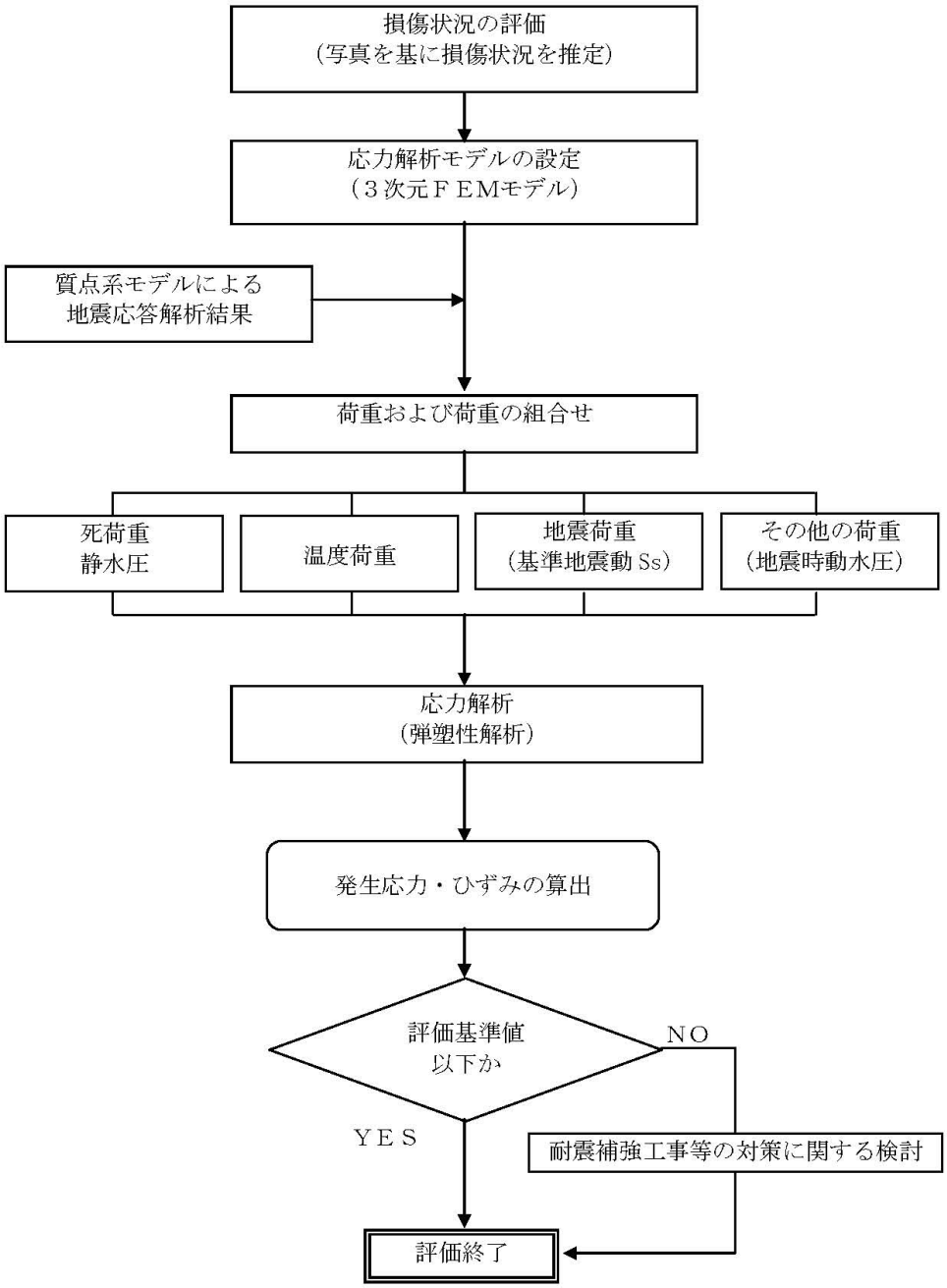



図-1.3　使用済燃料プールの耐震安全性評価フロー

2.　損傷状況の評価

損傷状況の評価にあたっては、「添付資料－３　２．損傷状況の評価」を基本として３次元ＦＥＭ解析モデルを作成している。

解析モデルに評価した外壁は、添付資料－３において考慮した部分と同一とし、５階より下部の柱・梁は残った状態とする。使用済燃料プールや機器仮置プール、シェル壁及び周辺床は損傷がないものとしてモデル化する。

損傷した部分の重量については、下階の床で支持されていると仮定し、全て一様に積載されているものとして評価する。

3.　応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を実施し、使用済燃料プール部に発生する応力及びひずみを算定する。２階壁から５階の燃料取替え床までの鉄筋コンクリート部材を有限要素の集合体としてモデル化する。

解析モデルに使用する板要素は、鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素を用いる。各要素には，板の軸力と曲げ応力を同時に考えるが，板の曲げには面外せん断変形の影響も考慮する。使用計算機コードは「ABAQUS」である。

解析モデル概要図を図-3.1 に，コンクリートと鉄筋の構成則を図-3.2 に，解析モデルの境界条件を図-3.3 に示す。

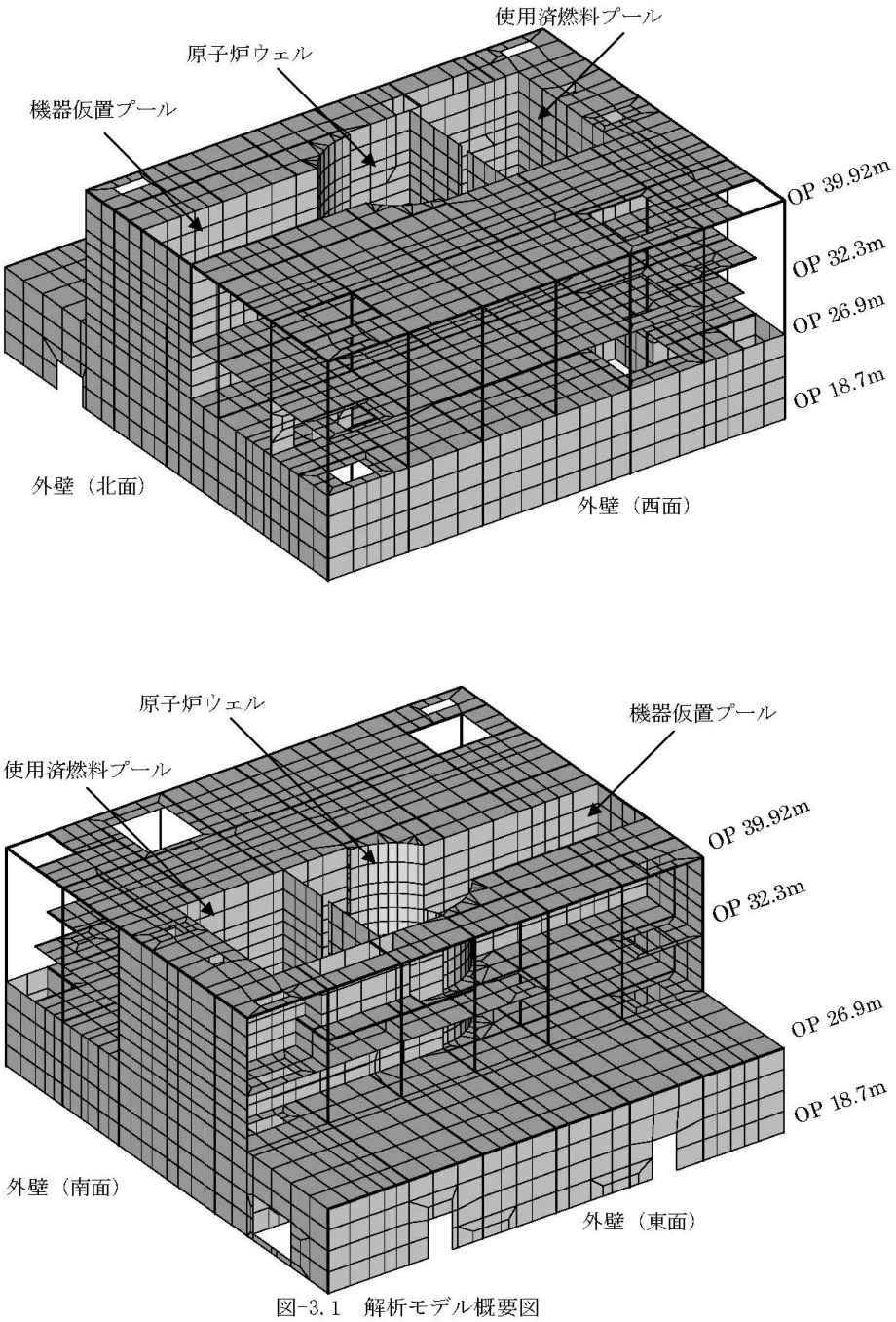
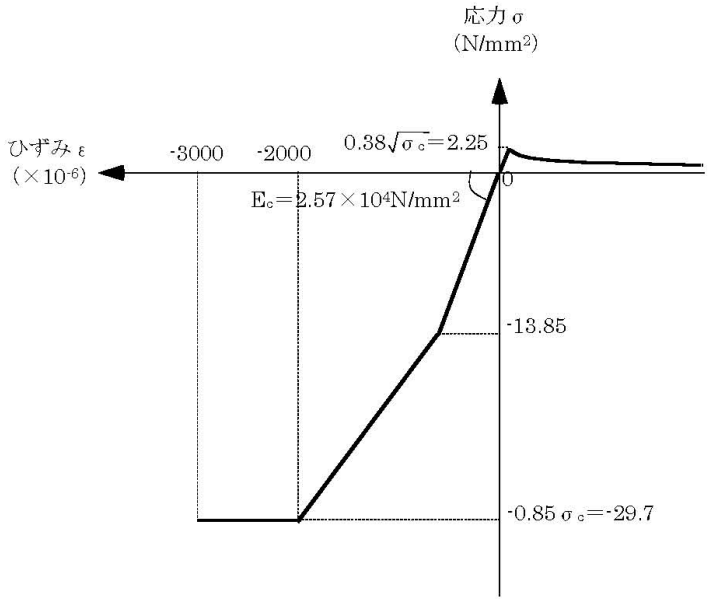
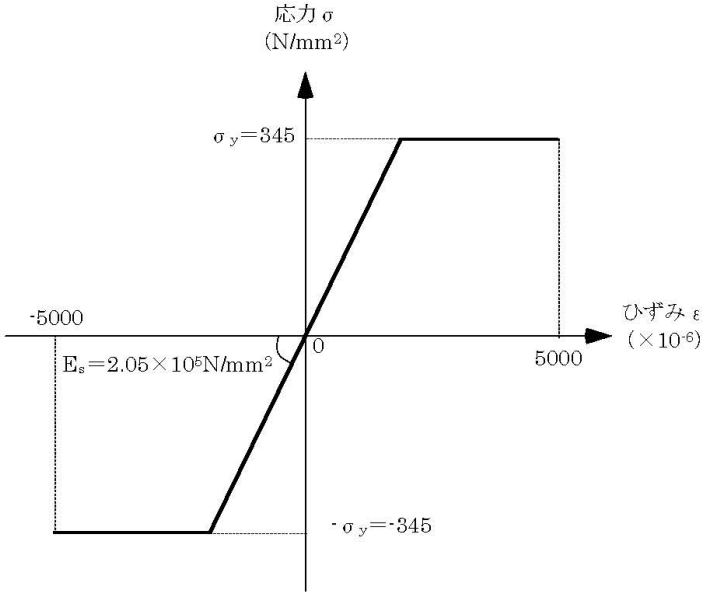



図-3.1　解析モデル概要図




(a)　コンクリートの応力－ひずみ関係

（コンクリート強度 σc=35N/mm²）




(b)　鉄筋の応力－ひずみ関係

（鉄筋降伏点 σy=345N/mm²）

図-3.2　コンクリートと鉄筋の構成則

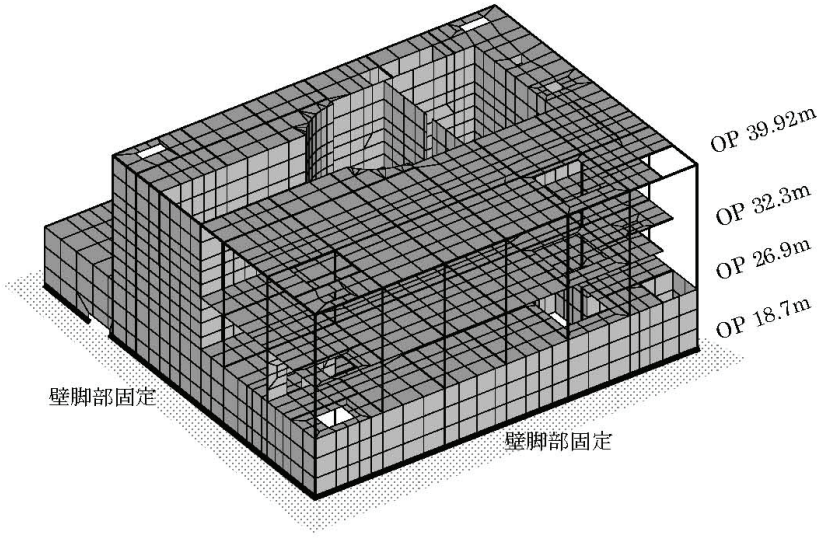



図-3.3　解析モデルの境界条件

4.　荷重および荷重の組合せ

(1) 死荷重

解析モデルに付与する死荷重は，モデル化範囲の建屋躯体の自重、機器重量に加え、崩れた屋根や外壁重量が全て燃料取替え床やプール床に積載していると仮定した場合の付加重量を考慮する。

(2) 静水圧

使用済燃料プール、原子炉ウェルおよび機器仮置プールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮する。

(3) 温度荷重

実測されたプール水の温度条件（90℃程度）を参考に、水温 90℃、外気温 10℃の状態を想定する。

(4) 地震荷重

前述の建屋の損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動 Ss に対する地震応答解析結果に基づき、水平方向および鉛直方向の地震荷重を設定する。（付録 4-1 参照）

(5) その他の荷重

プール水の地震時動水圧を考慮する。

(6) 荷重の組合せ

表-4.1 に荷重の組合せを示す。なお、水平方向および鉛直方向の地震動の組合せは，組合せ係数法（組合せ係数 0.4）により評価する。

日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」等においては、温度荷重と基準地震動 Ss による地震荷重との組合せを行わないこととしている。しかし、現状の使用済燃料プールが比較的長期間高温状態となっていることを踏まえ、温度荷重と基準地震動 Ss による地震荷重とを組み合わせて評価することとした。さらに、温度荷重を考慮しない場合の評価結果については付録 4-2 に示している。

表-4.1　荷重の組合せ

| 荷重時名称 | 荷重の組合せ |
|---|---|
| Ss 地震時 | DL ＋ H ＋ T ＋ K ＋ KH |

ここに，　DL：死荷重　、　H：静水圧　、　T：温度　、

K：地震荷重（基準地震動 Ss）　、　KH：地震時動水圧

5.　評価結果

配筋諸元等に基づき使用済燃料プールの構造検討を行い、耐震安全性を評価する。評価においては、応力解析より求まる発生応力およびひずみが,評価基準値を超えないことを確認する。評価基準値は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」などに基づき設定する。評価に用いる配筋諸元を図-5.1に示す。

評価結果を表-5.1、表-5.2 に示す。いずれの箇所においても発生応力およびひずみは弾性範囲内であり評価基準値を下回ることより、現状の使用済燃料プールは基準地震動Ｓｓに対する耐震安全性は確保されていると推定される。

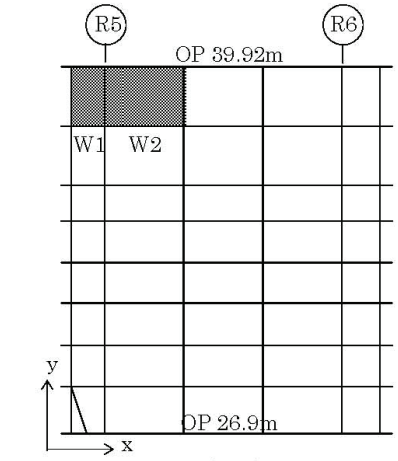
表-5.1～表-5.2 に用いる記号の説明

| | |
|---|---|
| ${}_c\varepsilon_c$ | ：コンクリートの圧縮ひずみ |
| ${}_s\varepsilon_c$, ${}_s\varepsilon_t$ | ：鉄筋の圧縮ひずみおよび引張ひずみ<br>（ひずみは全て引張側を正として表記） |
| Q | ：面外せん断力 |

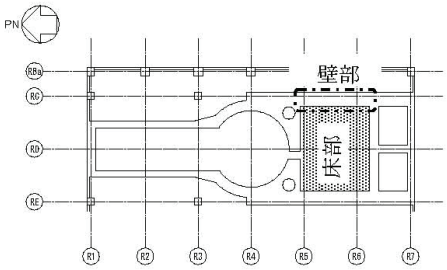
なお、損傷状況の評価および荷重条件の設定において、以下に示すいくつかの変動要因が考えられる。これらの変動要因による影響については、別途検討を行い顕著な影響を及ぼさないことを確認している。（付録 4-3 参照）

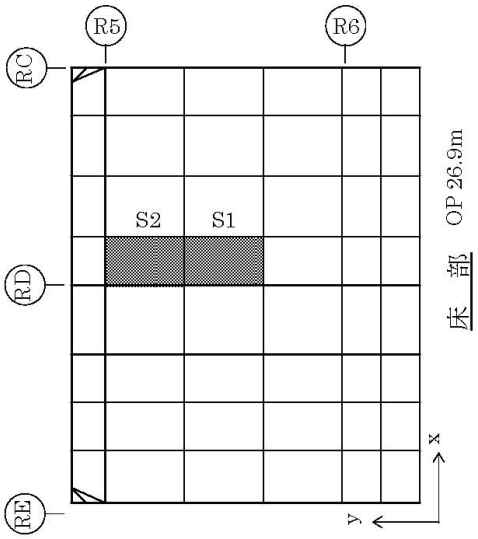
- 爆発による周辺床スラブなどへの影響
- 火災による燃料プール壁および周辺床スラブへの影響
- 使用済燃料プール水温の高温化による影響

また、使用済燃料プール底部に補強工事を実施している。この工事による裕度向上効果についての検討も行っている。（付録 4-4 参照）




壁　部




| 位置 | 内側筋 | | 外側筋 | | せん断補強筋 |
|---|---|---|---|---|---|
| | x 方向 | y 方向 | x 方向 | y 方向 | |
| W1<br>W2 | D32@250<br>+4-D32 | D32@120 | D32@250<br>+4-D32 | D32@240 | — |

| 位置 | 上端筋 | | 下端筋 | | せん断補強筋 |
|---|---|---|---|---|---|
| | x 方向 | y 方向 | x 方向 | y 方向 | |
| S1<br>S2 | D32@100＋D32@200 | | D32@200 | | — |

図-5.1　評価箇所配筋諸元

表-5.1(1) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| W1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -480 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -350 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 1230 | 5000 | 可 |

表-5.1(2) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| S1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -580 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -210 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 490 | 5000 | 可 |

表-5.2(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| W2 | Ss 地震時 | 2040 | 3770 | 可 |

表-5.2(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| S2 | Ss 地震時 | 800 | 1150 | 可 |

付録 4-1

# 4 号機原子炉建屋の鉛直方向の地震応答解析について

福島第一原子力発電所 4 号機原子炉建屋の 3 次元 FEM 解析による局部評価にあたっては，基準地震動 Ss による鉛直方向の動的解析結果を入力として用いている。ここでは，鉛直方向の地震応答解析結果を示す。

解析モデル作成にあたって，「添付資料-3： 4 号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細（質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価）」において評価した範囲と同様の範囲を損傷範囲として取り扱うこととし，崩れた部分の重量については，下階の床で支持されると仮定する。

鉛直方向の建屋解析モデルを図-1 に，諸元を表-1 に示す。

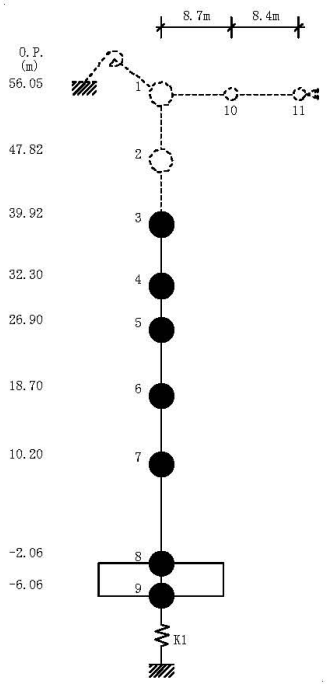



図-1　建屋解析モデル（鉛直方向）

表-1　建屋解析モデルの諸元（鉛直方向）

| 建屋 | | | |
|---|---|---|---|
| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 軸断面積<br>$A_N$(m$^2$) | 軸ばね剛性<br>$K_A$(×10$^8$kN/m) |
| 1 | － | | |
| | | － | － |
| 2 | － | | |
| | | － | － |
| 3 | 114,850 | | |
| | | 222.6 | 7.41 |
| 4 | 88,770 | | |
| | | 218.1 | 10.58 |
| 5 | 117,030 | | |
| | | 380.4 | 11.92 |
| 6 | 121,930 | | |
| | | 340.6 | 10.30 |
| 7 | 207,300 | | |
| | | 654.7 | 13.72 |
| 8 | 287,050 | | |
| | | 2,812.6 | 180.71 |
| 9 | 132,390 | | |
| 合計 | 1,069,320 | | |

| 屋根 | | | |
|---|---|---|---|
| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | せん断断面積<br>$A_S$(×10$^{-2}$m$^2$) | 断面2次モーメント<br>I(m$^4$) |
| 1 | － | | |
| | | － | － |
| 10 | － | | |
| | | － | － |
| 11 | － | | |

①コンクリート部

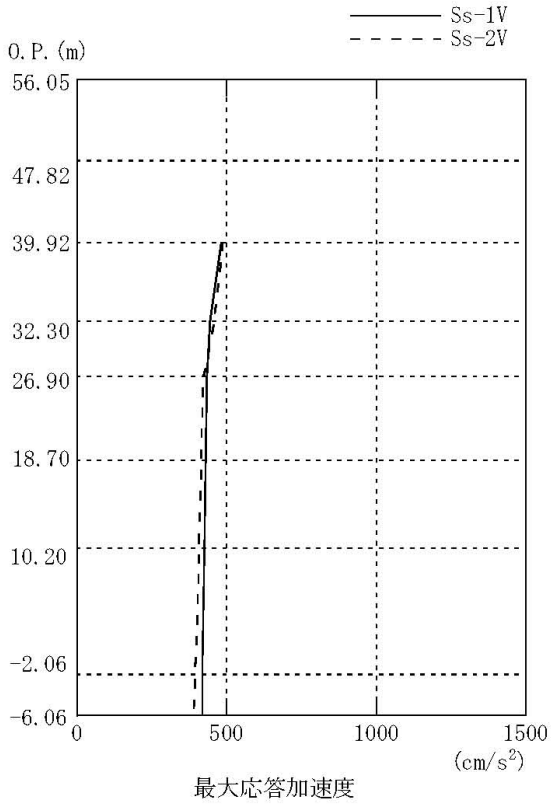
| | |
|---|---|
| ヤング係数$E_C$ | 2.57×10$^7$ (kN/m$^2$) |
| せん断弾性係数$G$ | 1.07×10$^7$ (kN/m$^2$) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.20 |
| 減衰$h$ | 5% |

②鉄骨部

| | |
|---|---|
| ヤング係数$E_S$ | 2.05×10$^8$ (kN/m$^2$) |
| せん断弾性係数$G$ | 7.90×10$^7$ (kN/m$^2$) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.30 |
| 減衰$h$ | 2% |

| | |
|---|---|
| 基礎形状 | 49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向) |

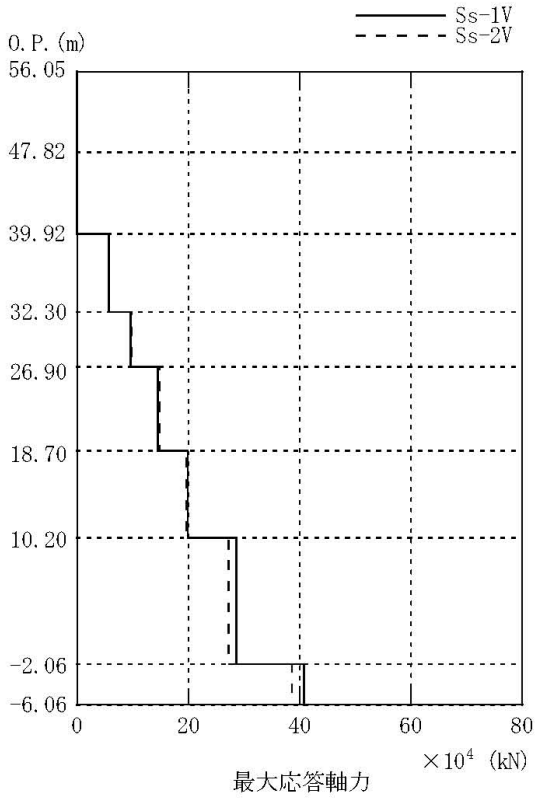
地震応答解析により求められた鉛直方向の最大応答加速度および最大応答軸力を図-2 および図-3 に示す。




(cm/s²)

| Ss-1V | Ss-2V |
|---|---|
| | |
| | |
| 482 | 487 |
| 445 | 457 |
| 434 | 424 |
| 429 | 414 |
| 426 | 407 |
| 420 | 394 |
| 418 | 391 |

図-2　最大応答加速度（鉛直方向）




×$10^4$(kN)

| Ss-1V | Ss-2V |
|---|---|
| | |
| | |
| 5.67 | 5.70 |
| 9.71 | 9.84 |
| 14.58 | 14.90 |
| 19.85 | 19.67 |
| 28.61 | 27.19 |
| 40.81 | 38.60 |

図-3　最大応答軸力（鉛直方向）

付録 4-2

# 温度荷重に関するパラメトリックスタディについて

## 1. 解析概要

添付資料－４では、荷重組合せとして基準地震動 Ss と温度荷重（プール水の温度条件（90℃程度））を組み合わせて耐震安全性の評価を実施した。本検討では、温度荷重を考慮しない場合の基準地震動 Ss に対する検討を行い、温度荷重を考慮しない場合における耐震安全性の評価への影響を検討する。

## 2. 解析方法

添付資料－４の荷重の組合せ（以下、基本ケースとする）をもとに、温度荷重を除外した表－１の荷重の組合せを対象とする。なお、荷重の組合せ以外の条件は、解析モデルを含め基本ケースと同一である。

表１　荷重の組合せ

| 荷重時名称 | 荷重の組合せ |
|---|---|
| Ss 地震時 | DL+H+K+KH |

ここに，
DL　：死荷重
H　：静水圧
K　：Ss 地震荷重
KH　：Ss 地震時動水圧

## 3. 評価結果

使用済燃料プール壁部及びプール床部のコンクリートおよび鉄筋のひずみで基本ケースにて評価した同一箇所（要素）の結果を表 2 に，面外せん断応力で基本ケースにて評価した同一箇所（要素）の結果を表 3 に示す。なお、参考として、表 2 及び表 3 には、比較のためプール部の温度の条件を考慮した基本ケースの検討結果を併記する。

評価結果より、温度荷重を考慮しない場合においても、使用済燃料プールの発生応力およびひずみは評価基準値以内であり，耐震安全性は確保されていると推定される。

表 2(1)　軸力と曲げ応力による
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ($\times 10^{-6}$) | | 評価基準値($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 本検討（温度なし） | 参考基本ケース | | |
| W1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -110 | -480 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -110 | -350 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 420 | 1230 | 5000 | 可 |

表 2(2)　軸力と曲げ応力による
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ($\times 10^{-6}$) | | 評価基準値($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 本検討（温度なし） | 参考基本ケース | | |
| S1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -130 | -580 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -40 | -210 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 140 | 490 | 5000 | 可 |

表 3(1)　面外せん断応力の検討結果（壁部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| | | 本検討（温度なし） | 参考基本ケース | |
| W2 | Ss 地震時 | 1020<br>(3430) | 2040<br>(3770) | 可 |

() 数値は評価基準値

表 3(2)　面外せん断応力の検討結果（床部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| | | 本検討（温度なし） | 参考基本ケース | |
| S2 | Ss 地震時 | 870<br>(2180) | 800<br>(1150) | 可 |

() 数値は評価基準値

付録 4-3

使用済燃料プールの耐震安全性評価に係るパラメトリックスタディー

1．検討方針

基本ケースでは想定していない以下に示す損傷シナリオ（以下に示す３ケース）を考慮したパラメータ解析を実施し、使用済燃料プールの耐震安全性評価に与える影響程度を把握する。

【基本ケースで想定していない損傷シナリオ】

① 爆発による影響

爆発により屋根および３階以上の外壁の大半が崩壊し、厚壁で構成されたプールの周辺部の半壊壁や床の剛性が低下している可能性がある。

② 火災による影響

火災により西面のプール壁及び周辺部が損傷し、それらの剛性が低下している可能性がある。

③ プール水温の高温化による影響

使用済み燃料の発熱によりプール水温が上昇し、長時間高温環境下におかれることによりプール壁・床内側のコンクリートが損傷し、剛性が低下している可能性がある。

２．検討条件

２．１　爆発による影響検討のための検討条件

爆発により屋根及び３階以上の外壁の大半が崩壊し、厚壁で構成されたプールの周辺部の半壊壁や床の剛性が低下している可能性がある。従って、図-1 に示すように、４～５階の一般床及び３～４階の半壊程度の外壁の損傷程度が使用済燃料プールの耐震安全性評価に及ぼす影響について検討する。

①　一般床剛性（４～５階）

４階及び５階の床剛性を５０％に低下させる。

②　外壁剛性（３～４階）

半壊程度の外壁（なお、基本ケースでは全壊扱いとしている）をモデル化し、当該壁の剛性を５０％に低下させる。

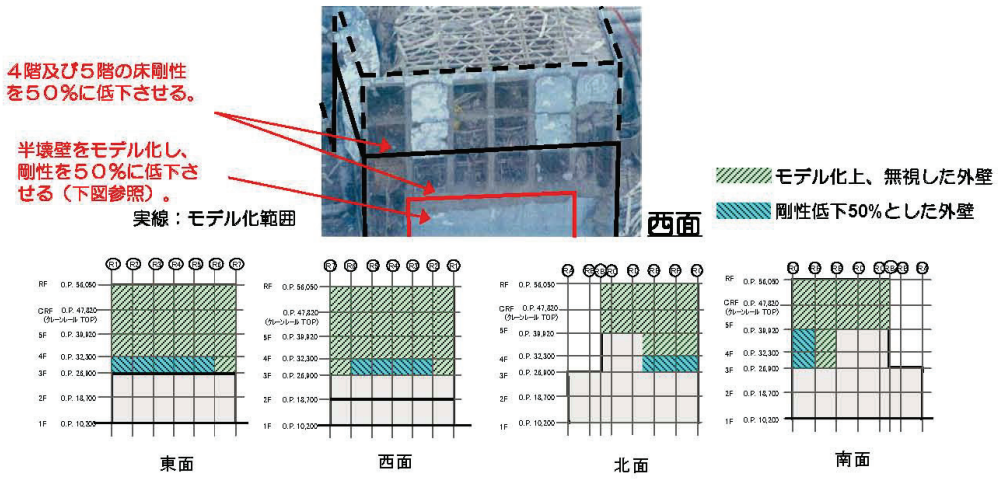



図-1　爆発による影響検討の対象とする床及び外壁

２．２　火災による影響検討のための検討条件

火災により西面のプール壁及び周辺部が損傷し、それらの剛性が低下している可能性がある。従って、４階西側のＭＧセット室を火災発生箇所とし、図-2 に示す火災による影響範囲を西側エリアの４階床、５階床およびプール壁の全面が火災によって剛性低下すると仮定する。ここで、当該床及び壁のコンクリート表面が火災により損傷を受けたと仮定し、80%程度に剛性低下した場合を想定して、使用済燃料プールの耐震安全性評価に及ぼす影響の程度を検討する。

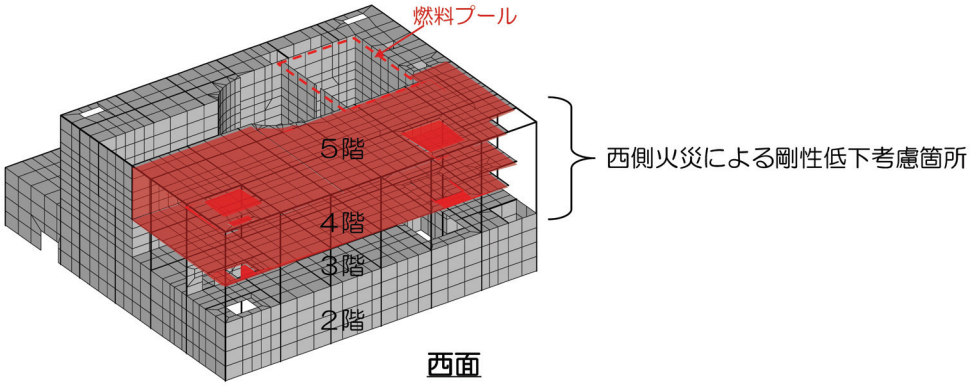



図-2　火災による影響検討の対象とする床及び外壁

２．３　プール水温の高温化による影響検討のための検討条件

使用済み燃料の発熱によりプール水温が上昇し、長時間高温環境下におかれることによりプール壁・床内側のコンクリートが損傷し、剛性が低下している可能性がある。従って、温度条件として、プール水温が 100℃まで上昇し、なおかつ外気温も冬場 0℃と想定した場合について検討し、使用済燃料プールの耐震安全性評価に及ぼす影響の程度を検討する。

２．４　検討ケース

２．１から２．４までの３ケースの検討条件を纏めた検討ケースの一覧を、基本ケースも併せて、表-1 に示す。検討ケースは、基本ケースと同じ荷重組み合わせ（１６ケース）を考慮し、使用済燃料プールの耐震安全性評価に与える影響を検討する。

表-1　検討ケース一覧

| ケース | | 影響検討のための項目 | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 外壁の剛性低下（３～４階） | 一般床の剛性低下（４～５階） | プール壁の剛性低下 | プール水温度 |
| - | 基本 | 全壊及び半壊ともに無視 | 無視 | 無視 | 10～90℃ |
| 1 | 爆発による影響 | 半壊部分は50%に剛性低下 | 50%に剛性低下 | * | * |
| 2 | 火災による影響 | * | 西側部分は80%に剛性低下 | 西側部分は80%に剛性低下 | * |
| 3 | プール水温による影響 | * | * | * | 0～100℃ |

注）*：基本ケースと同じ条件とする。

３．検討結果

基本ケース及び検討ケースに対して、評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比率を比較した結果を表-2 に示す。従って、基本ケースでは想定していない爆発、火災及びプール水温の高温化による損傷シナリオを考慮しても、使用済燃料プールの耐震安全性評価には影響を与えないことが確認された。

なお、参考までに、検討ケース１～３に対する使用済燃料プールの耐震安全性評価結果の詳細を表-3～表-8 に示す。

表-2　評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比率の比較

| | 評価項目 | 基本ケース | 【ケース1】<br>爆発による影響 | 【ケース2】<br>火災による影響 | 【ケース3】<br>プール水温の高温化による影響 |
|---|---|---|---|---|---|
| プール床 | 鉄筋<br>ひずみ | 0.10 | 0.10 | 0.10 | 0.14 |
| | ｺﾝｸﾘｰﾄ<br>ひずみ | 0.20 | 0.20 | 0.20 | 0.24 |
| | 面外<br>せん断力 | 0.70 | 0.69 | 0.70 | 0.76 |
| プール壁 | 鉄筋<br>ひずみ | 0.25 | 0.25 | 0.24 | 0.30 |
| | ｺﾝｸﾘｰﾄ<br>ひずみ | 0.16 | 0.16 | 0.17 | 0.19 |
| | 面外<br>せん断力 | 0.55 | 0.55 | 0.52 | 0.61 |

注）表中の値は、１未満であれば評価基準値を下回ることを示している。

【ケース１　爆発による影響】

表-3(1) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| W1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -470 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -340 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 1240 | 5000 | 可 |

表-3(2) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| S1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -580 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -210 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 480 | 5000 | 可 |

表-4(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| W2 | Ss 地震時 | 2050 | 3770 | 可 |

表-4(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| S2 | Ss 地震時 | 790 | 1150 | 可 |

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

【ケース２　火災による影響】

表-5(1) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| W1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -510 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -380 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 1170 | 5000 | 可 |

表-5(2) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| S1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -580 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -210 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 480 | 5000 | 可 |

表-6(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| W2 | Ss 地震時 | 1940 | 3770 | 可 |

表-6(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| S2 | Ss 地震時 | 760 | 1090 | 可 |

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

【ケース３　プール水温の高温化による影響】

表-7(1) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| W1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -570 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -460 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 1480 | 5000 | 可 |

表-7(2) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| S1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -700 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -230 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 660 | 5000 | 可 |

表-8(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| W2 | Ss 地震時 | 2280 | 3770 | 可 |

表-8(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| S2 | Ss 地震時 | 860 | 1140 | 可 |

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

付録 4-4

補強工事の効果について

1. 解析評価方針

使用済燃料プールの床の裕度向上を目的に、使用済燃料プールの床下に鋼製支柱等を取り付ける予定である。ここでは、図1に示す鋼製支柱等を模擬した要素を追加した応力解析モデルを用いて、同様の耐震安全性評価を行う。評価結果を取り付け前と比較することで裕度向上効果を把握する。

なお、鋼製支柱は東西方向に32本配置し上部からの荷重を支える。さらに、その機能を確実なものとするために、コンクリート壁を設置し、コンクリート壁と使用済燃料プール底部との間はグラウトを充填することとしている。

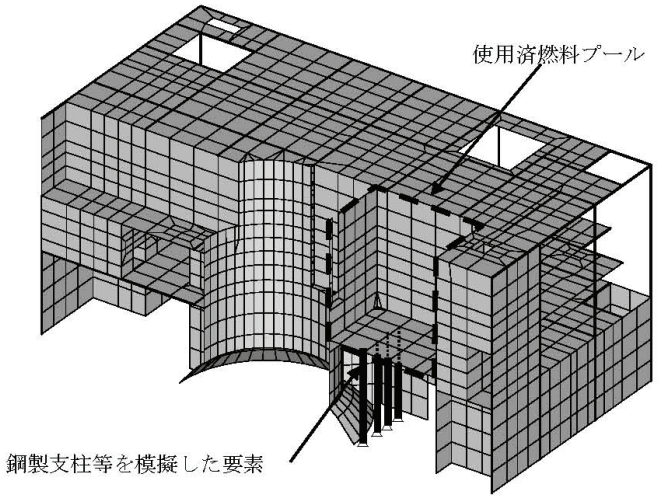



図1　応力解析モデル

2. 裕度向上効果

使用済燃料プール床について、発生応力およびひずみの評価基準値に対する比が最も大きい箇所を抽出し、鋼製支柱等を模擬した要素の取り付け前後で比較した結果を表1と表2に示す。いずれも鋼製支柱等の取付け後に最大値が低減しており、鋼製支柱等による裕度向上効果が期待できることが確認できた。

表1　発生ひずみの評価基準値に対する比の最大値
（鋼製支柱等を模擬した要素の取り付け前後の比較）

| 箇所 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ／評価基準値 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 鋼製支柱取付け前（最大値） | 鋼製支柱取付け後（最大値） |
| 使用済燃料プール床 S1 | コンクリート ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | 0.20 | 0.10 |
| | 鉄筋 ${}_s\varepsilon_t$ | | 0.10 | 0.07 |

表2　面外せん断力の評価基準値に対する比の最大値
（鋼製支柱等を模擬した要素の取り付け前後の比較）

| 箇所 | 検討応力 | 荷重時名称 | 発生せん断力／評価基準値 | |
|---|---|---|---|---|
| | | | 鋼製支柱取付け前（最大値） | 鋼製支柱取付け後（最大値） |
| 使用済燃料プール床 S2 | 面外せん断力 Q | Ss 地震時 | 0.70 | 0.56 |

# 福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）（追補版）（改訂２）

平成２４年１２月

東京電力株式会社

目　次

１．はじめに

２．使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況

３．原子炉建屋躯体の損傷状況

４．原子炉建屋の耐震安全性評価結果（質点系モデルによる解析）

５．使用済燃料プールの耐震安全性評価結果（３次元 FEM 解析）

６．まとめ

添付資料－１：使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況に関する詳細

添付資料－２：原子炉建屋躯体の損傷状況に関する詳細

添付資料－３：原子炉建屋の耐震安全性評価結果に関する詳細（質点系モデルによる解析）

添付資料－４：使用済燃料プールの耐震安全性評価結果に関する詳細（３次元 FEM 解析）

**福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性**
**および補強等に関する検討に係る報告書（その１）（追補版）（改訂２）**

１．はじめに

福島第一原子力発電所第４号機原子炉建屋において、燃料取り出し用カバーの設計および瓦礫撤去の進捗に伴い、使用済燃料の取り出し時における建屋の状況および躯体の詳細な損傷状況が明らかになってきた。これを受け、本報告書では、平成 23 年 5 月 28 日に報告した「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（東京電力株式会社）（以下、平成 23 年報告書という）の追補版として、使用済燃料の取り出し時を想定した４号機原子炉建屋および使用済燃料プールの耐震安全性評価結果を報告する。

２．使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況

今後の使用済燃料の取り出し時の原子炉建屋の状況を想定し、平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点を整理した。使用済燃料の取り出し時においては、オペレーティングフロア上部の瓦礫および機器が撤去されるとともに、使用済燃料プール底部の支持構造物や燃料取扱機支持用架構の設置、ヤード整備等が実施されている。今回の評価では、これらの変更点を反映した耐震安全性評価を行う。

（添付資料－１）

３．原子炉建屋躯体の損傷状況

「福島原子力事故調査報告書」（平成 24 年 6 月、東京電力株式会社）において示された原子炉建屋内における水素爆発原因の調査結果を踏まえ、耐震安全性に関わる壁および床を対象とした目視調査を実施し、原子炉建屋躯体の詳細な損傷状況を調査した。損傷の程度をスパンごとに３段階（損傷なし、一部損傷、全壊）に分類し、整理を行った。今回の評価では、このような損傷状況の調査結果を反映した耐震安全性評価を行う。

（添付資料－２）

４．原子炉建屋の耐震安全性評価結果（質点系モデルによる解析）

平成 23 年報告書で用いた質点系モデルを基に、２．を踏まえて各階の質点重量を増減するとともに、３．において損傷が確認された箇所および「福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」

（平成 24 年 6 月、東京電力株式会社）（以下、平成 24 年 6 月報告書という）において外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視したモデルを作成し、時刻歴応答解析を実施した。解析の結果、耐震壁に発生するせん断ひずみは平成 23 年報告書のモデルの場合とほぼ同様の結果となり、大きな差異は生じなかった。また、耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも $0.16\times10^{-3}$ であり、評価基準値である $4.0\times10^{-3}$ を大きく下回った。これらの結果から、使用済燃料の取り出し時を想定した状況においても、原子炉建屋は十分な耐震安全性を有しているものと評価している。

（添付資料－３）

５．使用済燃料プールの耐震安全性評価結果（３次元 FEM 解析）

平成 23 年報告書で用いた３次元 FEM モデルを基に、２．を踏まえて重量の変化および使用済燃料プール底部の支持構造物等を反映するとともに、３．において損傷が確認された箇所および平成 24 年 6 月報告書において外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視したモデルを作成し、応力解析を実施した。解析の結果、使用済燃料プールにおける鉄筋のひずみは最大でも $1180\times10^{-6}$、面外せん断力は最も余裕の少ない部位でも 1120（N/mm）であり、評価基準値である $5000\times10^{-6}$ および 1860（N/mm）に対して十分余裕があることから、使用済燃料の取り出し時を想定した状況においても、使用済燃料プールは十分な耐震安全性を有しているものと評価している。

（添付資料－４）

６．まとめ

本報告書では、使用済燃料の取り出し時を想定した４号機原子炉建屋および使用済燃料プールの耐震安全性評価を目的として、平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点の整理および建屋躯体の詳細な損傷状況の調査を行い、原子炉建屋の質点系モデルによる解析および使用済燃料プールの３次元 FEM 解析を実施した。結果として、原子炉建屋および使用済燃料プールは十分な耐震安全性を有していることを確認した。

**添付資料－１**

**使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況に関する詳細**

1．はじめに

福島第一原子力発電所第４号機原子炉建屋においては、瓦礫の撤去や使用済燃料プール底部の支持構造物の設置などが実施され、平成 23 年 5 月 28 日に報告した「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（東京電力株式会社）（以下、平成 23 年報告書という）において耐震安全性を評価した状況から、各部分の荷重状況等が変化している。加えて、今後の使用済燃料の取り出し時においては、燃料取扱機支持用架構等が新たに原子炉建屋上に設置される予定である。ここでは、使用済燃料の取り出し時の原子炉建屋における平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点を整理し、耐震安全性評価に反映するものとする。

2．使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況の変更点

表-1.2.1 に使用済燃料の取り出し時における平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点を、図-1.2.1 に変更点の実施スケジュールを示す。また、次項以降に各変更点に関する詳細を示す。

表-1.2.1　使用済燃料の取り出し時における平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点

| No | 変更点 | 実施内容 |
|---|---|---|
| 1 | オペフロ*1 上部の瓦礫撤去 | R 階および CR 階から崩落した瓦礫を撤去 |
| 2 | オペフロ*1 からの機器撤去 | オペフロ*1 上から機器を撤去 |
| 3 | 燃料取扱機支持用架構の設置 | 燃料取扱機支持用架構を設置 |
| 4 | 雨水浸入対策のための構造物の設置 | 燃料取り出し用カバーで覆われない範囲に雨水浸入対策のための構造物を設置 |
| 5 | 使用済燃料プール底部の支持構造物の設置 | 使用済燃料プール底部の支持構造物（鋼製支柱、コンクリート）を設置 |
| 6 | ヤード整備の実施 | ヤード整備のため、西側下屋上に 1m程度の覆土を実施 |
| 7 | 地下滞留水の考慮 | B1 階から MB1 階までに滞留した水の存在を考慮<br>（平成 23 年報告書の時点では、水位が把握されておらず、評価上考慮されてない） |
| 8 | 使用済燃料プールの循環冷却の開始 | 使用済燃料プールの循環冷却の開始により水温が低下（管理温度 65℃） |

*1：オペレーティングフロアを示す。以下、オペフロという。

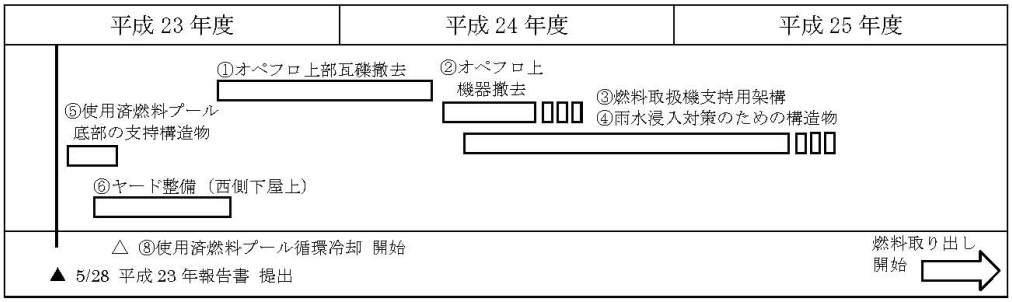
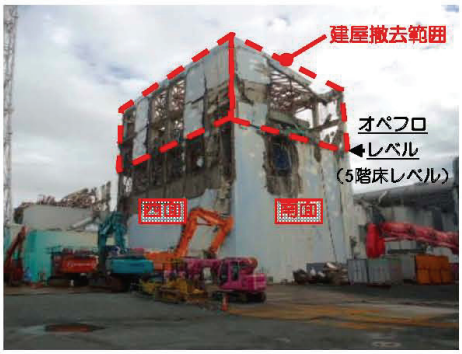



図-1.2.1　変更点の実施スケジュール

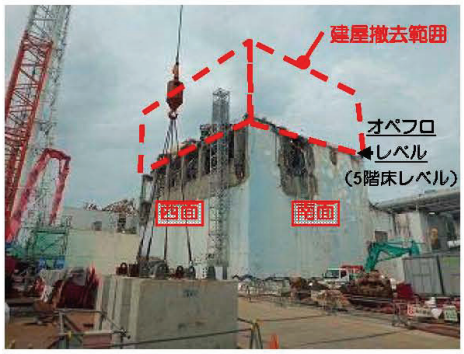
3. オペフロ上部瓦礫および機器撤去

図-1.3.1 にオペフロ上部の瓦礫撤去の進捗状況を、図-1.3.2 にオペフロ上からの機器撤去の進捗状況を示す。平成 23 年報告書の段階では、オペフロ上部の瓦礫および機器の重量を考慮していたが、瓦礫については、平成 23 年 11 月下旬に着手した撤去作業が平成 24 年 7 月上旬に完了しており、機器についても、大型機器（原子炉格納容器の蓋、原子炉圧力容器の蓋）等の撤去が平成 24 年 7 月下旬より開始され、平成 24 年 10 月に完了予定である。このため、使用済燃料の取り出し時を想定した評価では、これらの瓦礫および機器の撤去による重量減を考慮する。




(a) 瓦礫撤去工事 着手前

撮影日：平成 23 年 9 月 22 日




(b) 瓦礫撤去工事 完了後

撮影日：平成 24 年 7 月 5 日

図-1.3.1 オペフロ上部の瓦礫撤去の進捗状況（南西面）



(a) オペフロ上部の機器

撮影日：平成 24 年 7 月 9 日



(b) 機器の撤去作業

撮影日：平成 24 年 8 月 10 日

図-1.3.2 オペフロ上からの機器撤去の進捗状況（西面）

4．燃料取扱機支持用架構の設置

図-1.4.1に燃料取扱機支持用架構の南北断面図を、図-1.4.2に梁伏図を示す。使用済燃料の取り出し時には、原子炉建屋上に使用済燃料プールを覆う形で燃料取り出し用カバーが設置される。燃料取り出し用カバーはクレーン支持用架構と燃料取扱機支持用架構を有しており、このうち燃料取扱機支持用架構の荷重は、原子炉建屋シェル壁上端および１階から２階の南側外壁によって支持される構造となっているので、この重量増を考慮する。

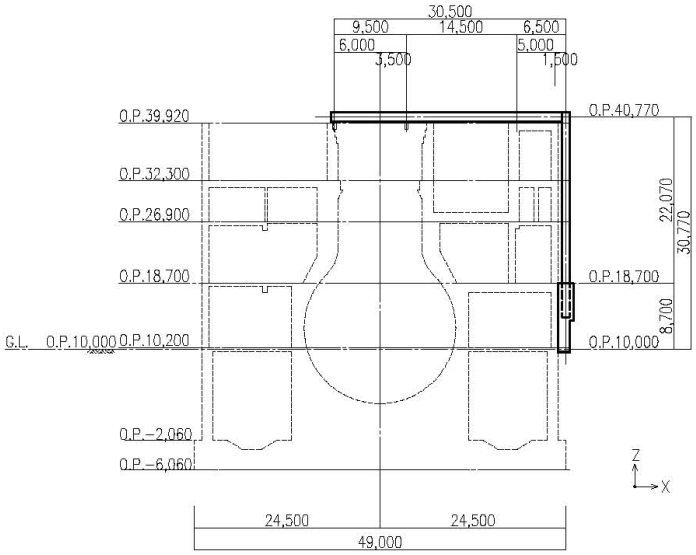



図-1.4.1　燃料取扱機支持用架構　南北断面図

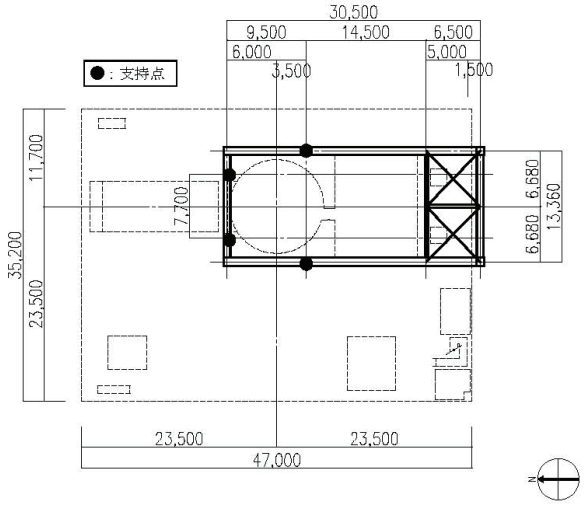



図-1.4.2　燃料取扱機支持用架構　梁伏図（O.P.41,420）

添付 1-4

5. 雨水浸入対策のための構造物の設置

図-1.5.1 に雨水浸入対策のための構造物のイメージを示す。使用済燃料の取り出し時には、原子炉建屋上の燃料取り出し用カバーで覆われない範囲に、雨水浸入対策のための構造物が設置される予定であり、この重量増を考慮する。

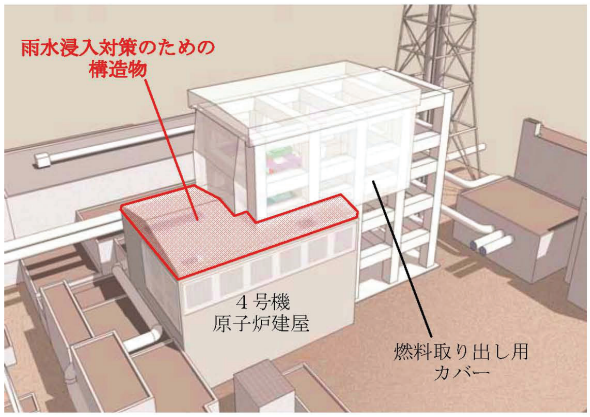
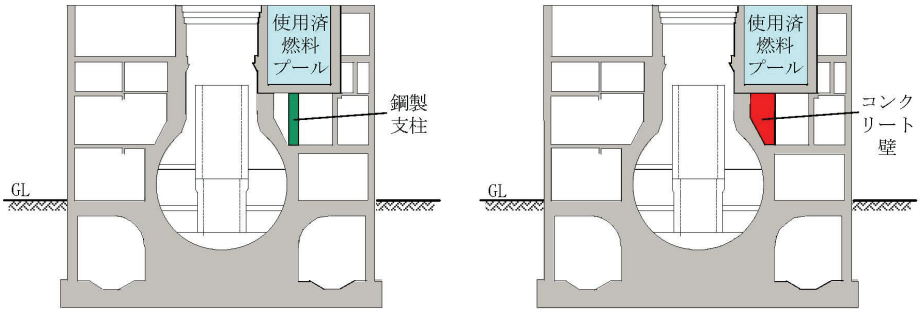



図-1.5.1　雨水浸入対策のための構造物のイメージ

6. 使用済燃料プール底部の支持構造物の設置

図-1.6.1 に使用済燃料プール底部の支持構造物のイメージを示す。使用済燃料プールの安全余裕度向上のため、平成 23 年 7 月 30 日にプール底部に支持構造物を設置した。支持構造物は、鋼製支柱の周囲をコンクリートで固めた構造となっており、使用済燃料プールの負担荷重を低減する効果がある。これに伴い、重量増および支持構造の効果を考慮する。




(a) コンクリート打設前　　(b) コンクリート打設後（完成後）

図-1.6.1　使用済燃料プール底部の支持構造物のイメージ（南北断面図）

7. ヤード整備の実施

図-1.7.1にヤード整備のイメージを示す。使用済燃料の取り出し時には、ヤード整備のため、西側下屋上に1m程度の覆土を実施しているため、この重量増を考慮する。

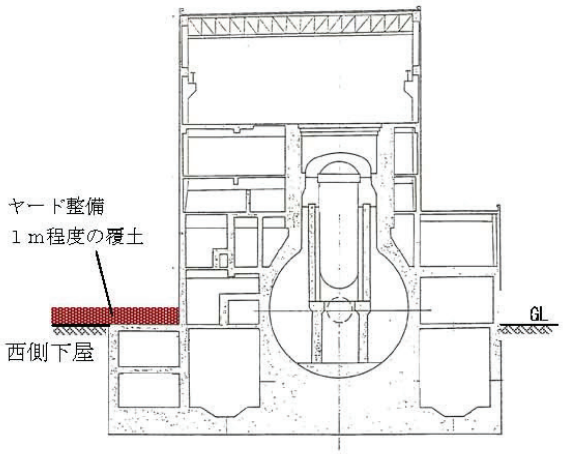



図-1.7.1　ヤード整備のイメージ（東西断面図）

8. 地下滞留水の考慮

図-1.8.1に地下滞留水のイメージを示す。原子炉建屋のＢ１階からＭＢ１階には、地下滞留水が存在しており、O.P.3.5mを制限値として水位が管理されている。平成23年報告書の時点では、滞留水の水位が把握できておらず、評価上考慮されていなかったため、今回新たに考慮する。

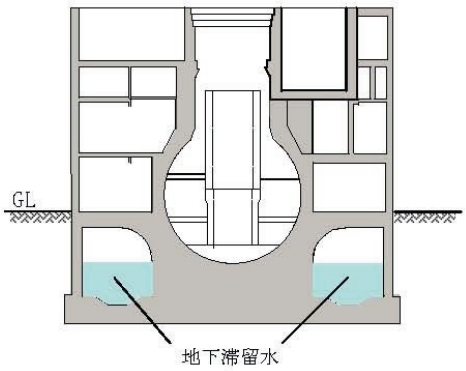



図-1.8.1　地下滞留水のイメージ（南北断面図）

**添付資料－２**

**原子炉建屋躯体の損傷状況に関する詳細**

1．はじめに

福島第一原子力発電所第４号機原子炉建屋で発生した水素爆発については、「福島原子力事故調査報告書」（平成 24 年６月、東京電力株式会社）（以下、事故調査報告書という）において、原因に関する調査および確認結果が示されており、その原因は、３号機の水素ガスを含むベント流が回り込み、４号機の原子炉建屋２階から非常用ガス処理系配管・ダクトを経由して建屋の各所に流れ込んだことによると推定されている。ここでは、これらの調査結果を踏まえ、耐震安全性に関わる壁および床を対象として実施した目視調査に基づき、原子炉建屋躯体の詳細な損傷状況の整理を行う。

2．事故調査報告書の概要

事故調査報告書に示されている４号機原子炉建屋内の損傷状況に関する調査結果を図-2.2.1～図-2.2.3 に示す。

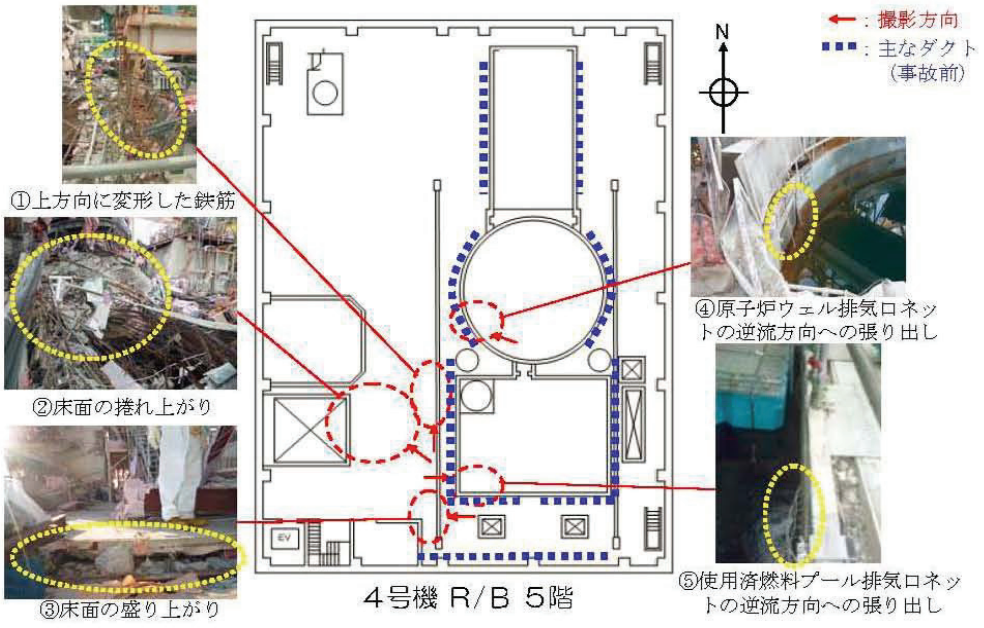



図-2.2.1　建屋内の損傷状況に関する調査結果（５階）

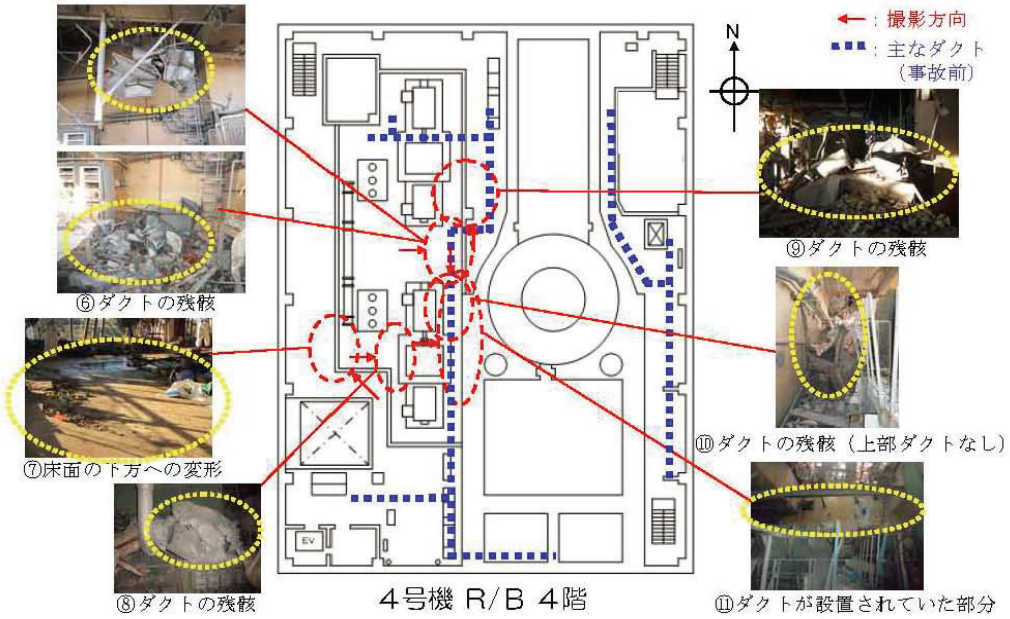



図-2.2.2　建屋内の損傷状況に関する調査結果（4階）

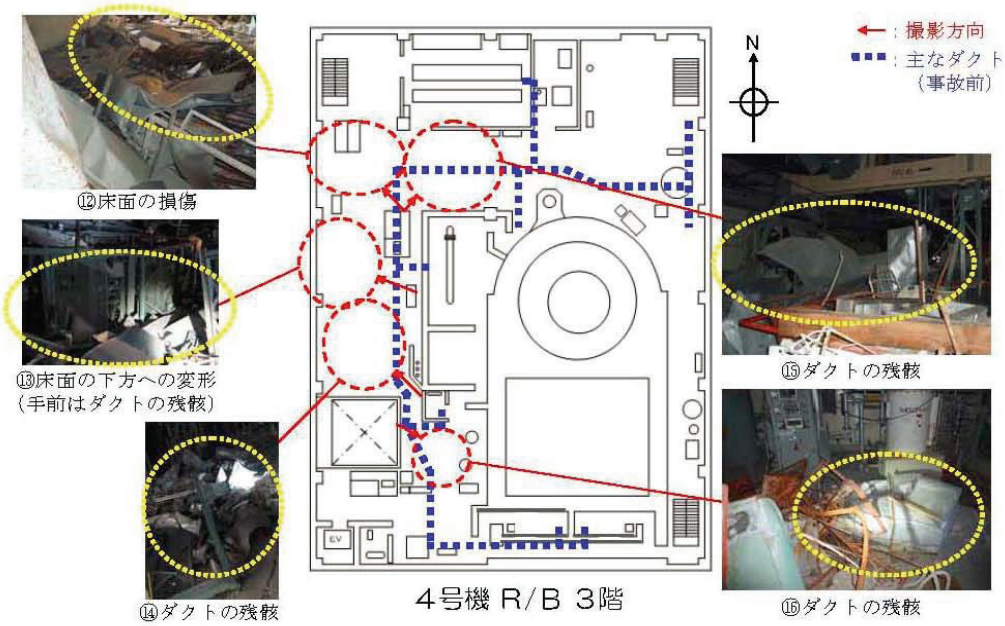



図-2.2.3　建屋内の損傷状況に関する調査結果（3階）

3. 原子炉建屋躯体の損傷状況の整理

事故調査報告書の調査結果を踏まえ、耐震安全性に関わる壁および床を対象として実施した目視調査に基づき、原子炉建屋躯体の詳細な損傷状況の整理を行った。スパンごとに損傷の程度を３段階（損傷なし、一部損傷、全壊）に分類した。図-2.3.1～図-2.3.8に原子炉建屋各階における損傷状況を示す。「福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」（平成 24 年６月、東京電力株式会社）（以下、平成 24 年６月報告書という）で外壁の一部膨らみが確認された箇所については、一部損傷に分類した。

なお、損傷箇所のうち、部材の耐久性あるいは人的安全性の観点から、補修が望まれる部位については、今後、可能な範囲で補修を実施する予定である。

添付 2-3

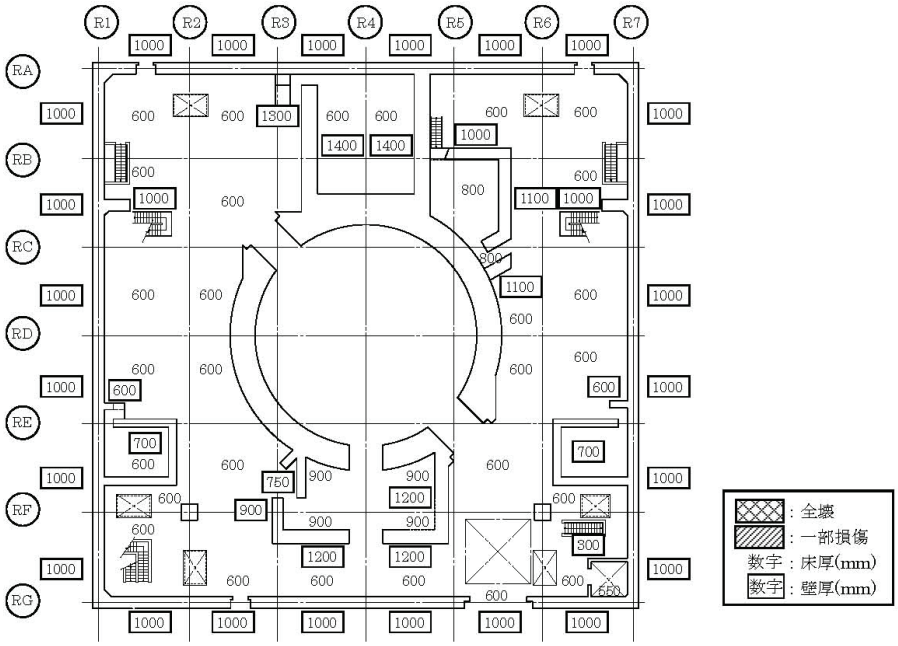



図-2.3.1　損傷状況（１階：損傷なし）

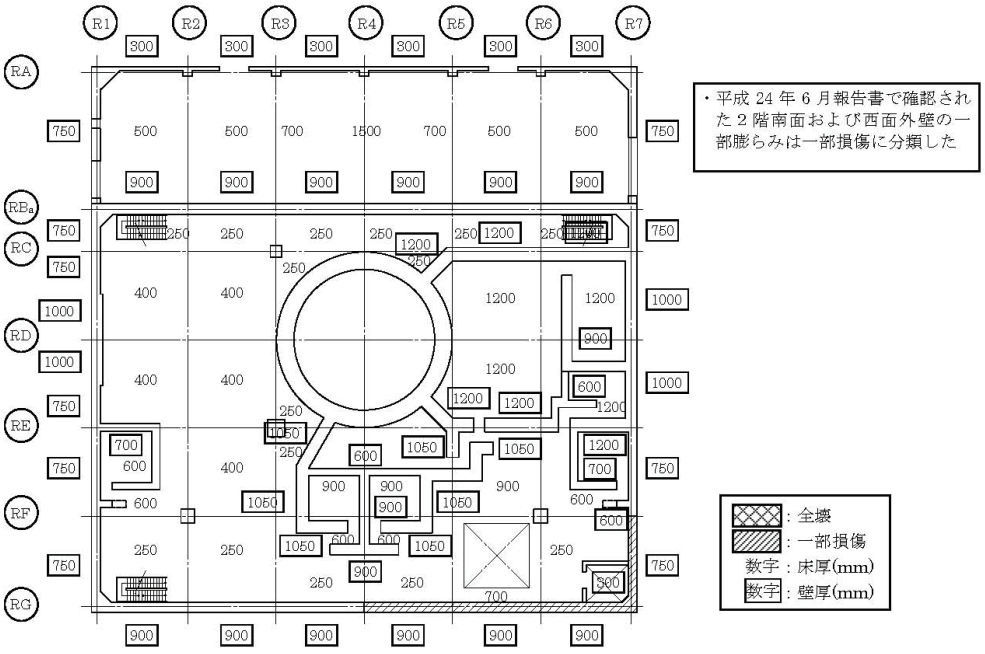



図-2.3.2　損傷状況（２階）

添付 2-4

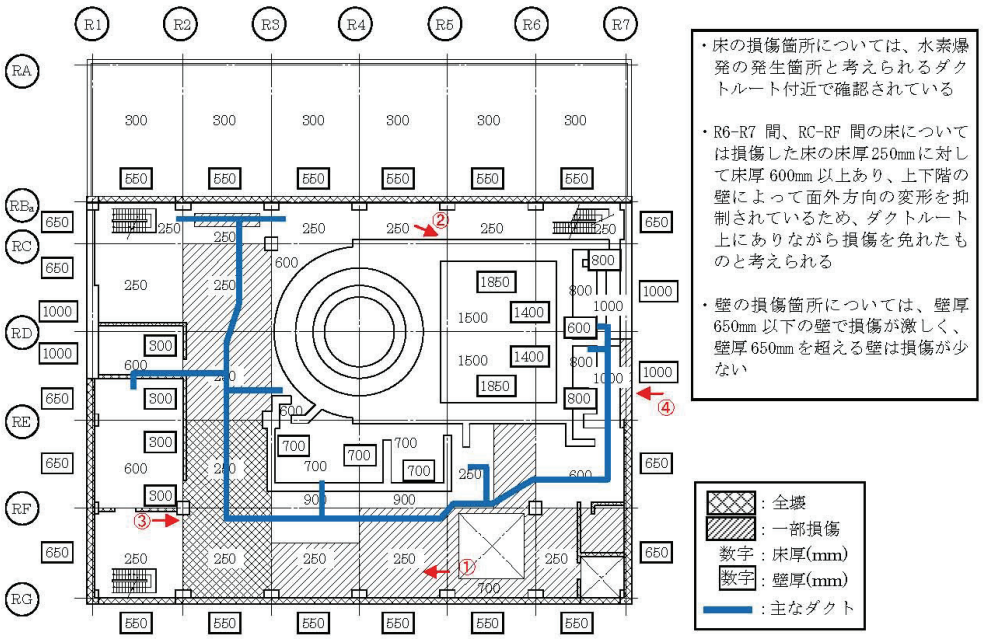



図-2.3.3　損傷状況（３階）



①床変形



②プール壁異常なし



③床崩壊



④外壁一部剥落

図-2.3.4　損傷状況写真（３階）

添付 2-5

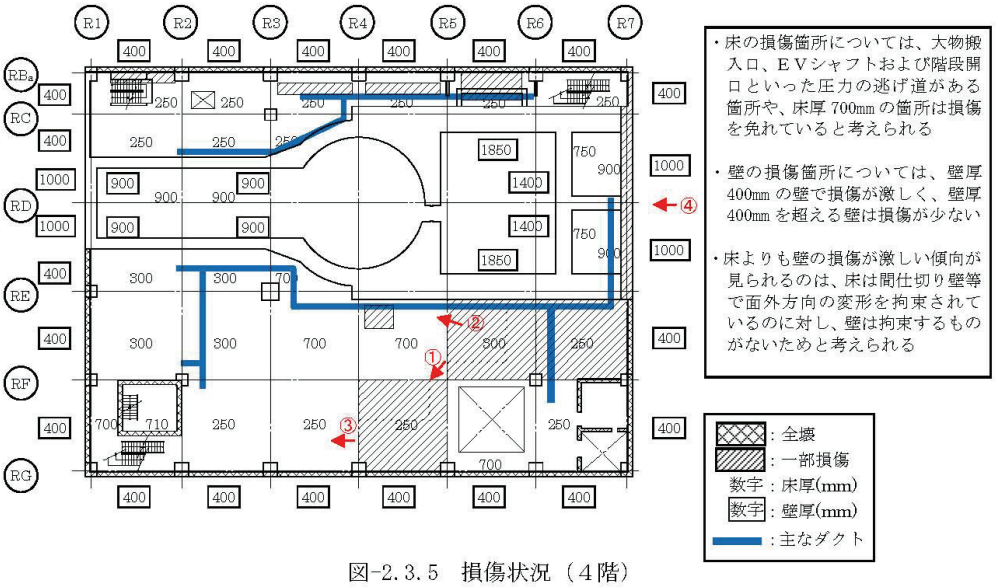



図-2.3.5　損傷状況（４階）



①床変形



②プール壁異常なし



③床異常なし



④外壁一部剥落

図-2.3.6　損傷状況写真（４階）

添付 2-6

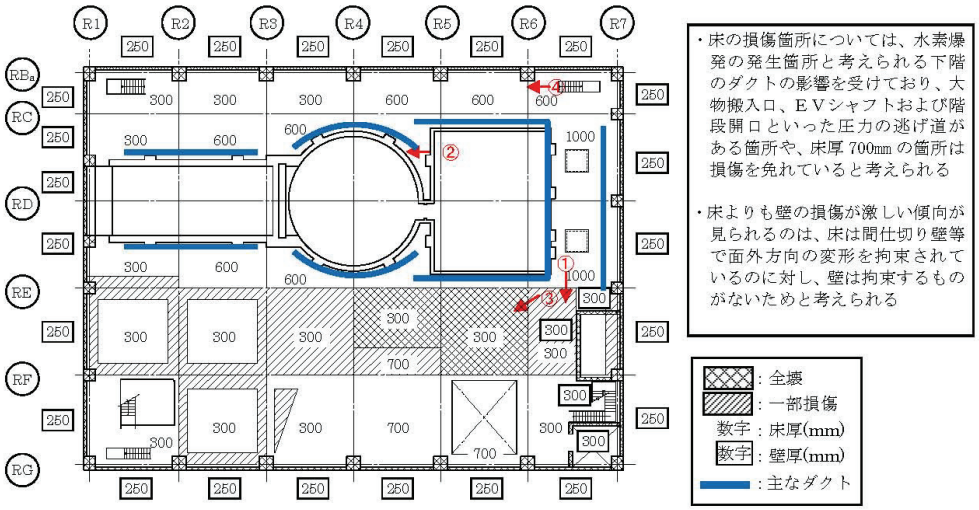
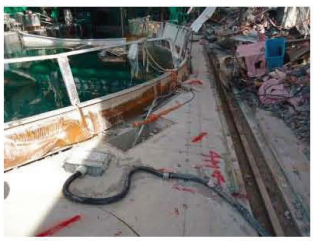



図-2.3.7　損傷状況（５階）



①床変形



②シェル壁異常なし



③床崩壊



④床異常なし

図-2.3.8　損傷状況写真（５階）

添付 2-7

## 添付資料－３
## 原子炉建屋の耐震安全性評価結果に関する詳細（質点系モデルによる解析）

1．解析評価方針

本検討では、添付資料－１で整理した使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況を踏まえて質点重量を設定するとともに、添付資料－２において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および「福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」（平成 24 年６月、東京電力株式会社）（以下、平成 24 年６月報告書という）で外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視した地震応答解析モデルを作成し、原子炉建屋の基準地震動における耐震安全性を時刻歴応答解析によって評価する。

なお、入力地震動は基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 とし、基準地震動 Ss-3 については、過去の計算例より明らかに応答が小さいことから、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（平成 23 年５月、東京電力株式会社）（以下、平成 23 年報告書という）と同様に省略することとする。

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮し、曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

原子炉建屋の耐震安全性評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）との比較により行う。

なお、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては、水平方向の地震力が支配的であり、鉛直方向の地震力の影響は少ないことから、地震応答解析は水平方向のみを対象とした。図-3.1.1 に耐震安全性評価フローを示す。

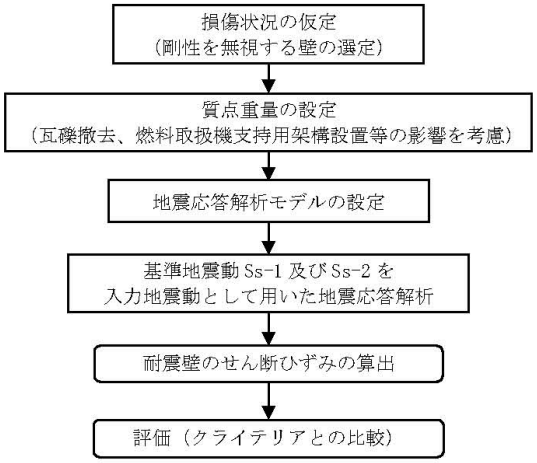



図-3.1.1　原子炉建屋の耐震安全性評価フロー

2．損傷状況の仮定

損傷状況の仮定にあたっては、平成 23 年報告書で作成した地震応答解析モデルを基に、添付資料－２において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および平成 24 年 6 月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視し、新たな地震応答解析モデルを構築する。図-3.2.1 に剛性を無視する外壁を示す。

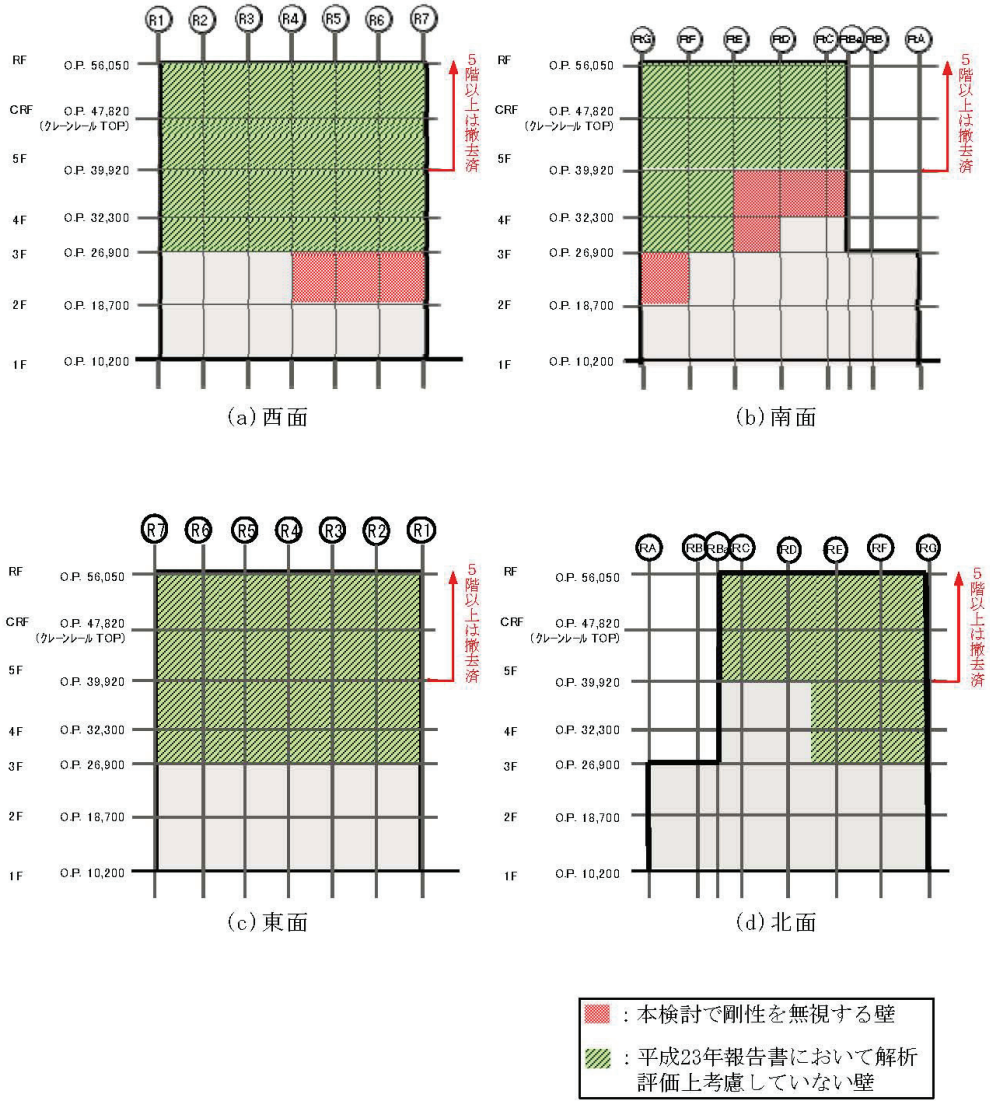



図-3.2.1　剛性を無視する外壁

3. 質点重量の設定

質点重量の設定にあたっては、平成23年報告書のモデルにおける質点重量を基準として、添付資料－１で整理した使用済燃料の取り出し時における平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点などを反映し、重量の増減を行った。表-3.3.1に質点重量の設定根拠を、表-3.3.2に平成23年報告書のモデルからの重量増減と本検討モデルの質点重量の算定結果を示す。

表-3.3.1　質点重量の設定根拠

| No | 評価項目 | 評価方法 |
|---|---|---|
| 1 | オペフロ*1上部の瓦礫撤去 | R階およびCR階から崩落した瓦礫の撤去による重量減を評価 |
| 2 | オペフロ*1からの機器撤去 | オペフロ*1上からの機器撤去による重量減を評価 |
| 3 | 燃料取扱機支持用架構の設置 | 燃料取扱機支持用架構および架構内への装置の設置による重量増を評価 |
| 4 | 雨水浸入対策のための構造物の設置 | 雨水浸入対策のための構造物の設置による重量増を評価 |
| 5 | 使用済燃料プール底部の支持構造物の設置 | 使用済燃料プール底部の支持構造物（鋼製支柱、コンクリート）による重量増を評価 |
| 6 | ヤード整備の実施 | ヤード整備のための西側下屋上における1m程度の覆土による重量増を評価 |
| 7 | 地下滞留水の考慮 | B1階からMB1階までの滞留した水を重量増として評価*2<br>（平成23年報告書の時点では、水位が把握されておらず、評価上考慮されてない） |
| 8 | 既存躯体（瓦礫） | オペフロ*1上部で崩落した外壁重量<br>・R階およびCR階から崩落した東面外壁は３階下屋上に存在するとして重量増を評価 |
| | | オペフロ*1以下で崩落した外壁重量<br>・ほぼ全域が崩落した外壁を重量減として評価<br>・崩落した東面外壁は３階下屋上に存在するとして重量増を評価 |
| | | 崩落した床重量<br>・ほぼ全域が崩落した床を重量減として評価<br>・崩落した床は下階に落下したまま撤去されないとして重量増を評価 |
| | | 裏面剥離した床重量<br>・かぶり部100㎜が下階に落下したものとして重量減を評価<br>・剥離したかぶり部は下階に落下したまま撤去されないとして重量増を評価 |
| | | 機器仮置プール内の瓦礫重量<br>・瓦礫がプール内に沈殿している状況を想定し、機器仮置プールの水平投影面積あたり厚さ200㎜の瓦礫があるものとして重量増を評価 |

*1：オペレーティングフロアを示す。以下、オペフロという。
*2：滞留水の水位は0.P.3.5mを制限値として管理されているが、0.P.4.0mまで水が滞留しているものとして重量を計算し、保守的な扱いとした。

表-3.3.2　平成 23 年報告書のモデルからの重量増減と本検討モデルの質点重量の算定結果

単位：kN

| 質点番号 | 階 | 標高 O.P.(m) | 平成23年報告書モデル | 平成23年報告書モデルからの重量増減 | | | | | | | | 本検討モデル |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | (1) オペフロ上部瓦礫撤去 | (2) オペフロ機器撤去 | (3) 燃料取扱機支持用架構 | (4) 雨水浸入対策構造物 | (5) 使用済燃料プール底部支持構造物 | (6) ヤード整備 | (7) 地下滞留水 | (8) 既存躯体（瓦礫） | |
| 1 | RF | 56.05 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 2 | CRF | 47.82 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 3 | 5F | 39.92 | 114,850 | -35,820 | -9,690 | 2,660 | 1,380 | 0 | 0 | 0 | -3,440 | 69,940 |
| 4 | 4F | 32.3 | 88,770 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | -1,630 | 87,140 |
| 5 | 3F | 26.9 | 117,030 | 0 | 0 | 0 | 0 | 5,180 | 0 | 0 | 5,550 | 127,760 |
| 6 | 2F | 18.7 | 121,930 | 0 | 0 | 2,170 | 0 | 3,600 | 0 | 0 | 1,330 | 129,030 |
| 7 | 1F | 10.2 | 207,300 | 0 | 0 | 1,660 | 0 | 0 | 9,520 | 0 | 0 | 218,480 |
| 8 | B1F | -2.06 | 287,050 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 66,690 | 0 | 353,740 |
| 9 | MAT | -6.06 | 132,390 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | 132,390 |
| 合計 | | | 1,069,320 | -35,820 | -9,690 | 6,490 | 1,380 | 8,780 | 9,520 | 66,690 | 1,810 | 1,118,480 |

4. 解析に用いる入力地震動

４号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」(原管発官 19 第 603 号　平成 20 年 3 月 31 日付け) において作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 を用いることとする。

図-3.4.1 に地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を示す。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。このうち、解放基盤表面位置（0.P. -196.0m）における基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 の加速度時刻歴波形について図-3.4.2 に示す。

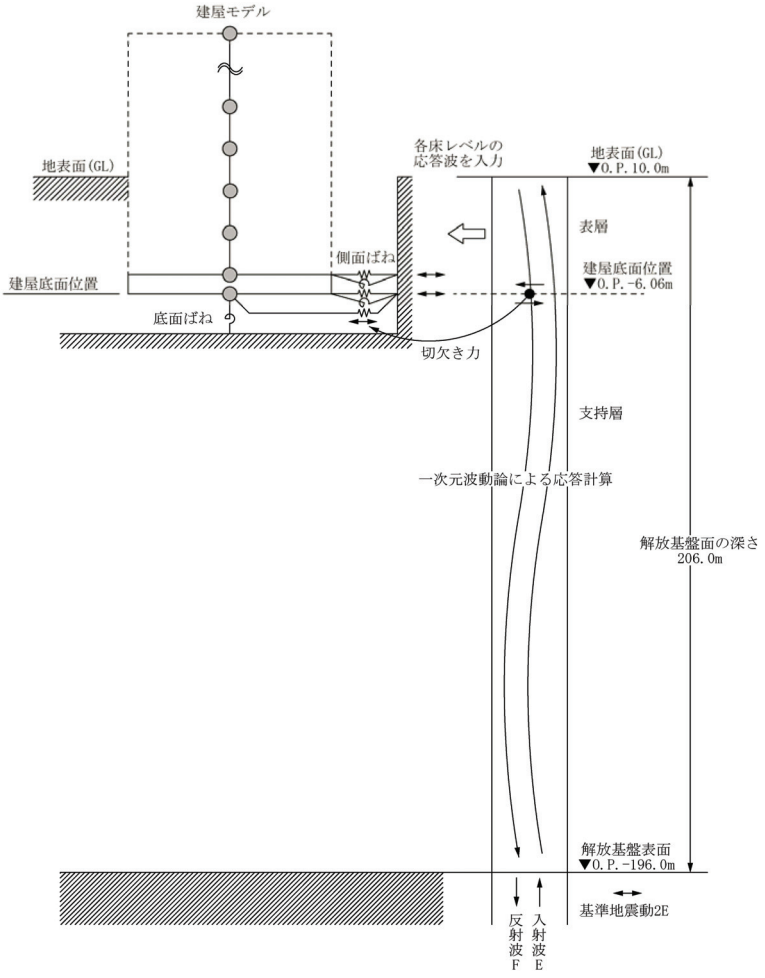
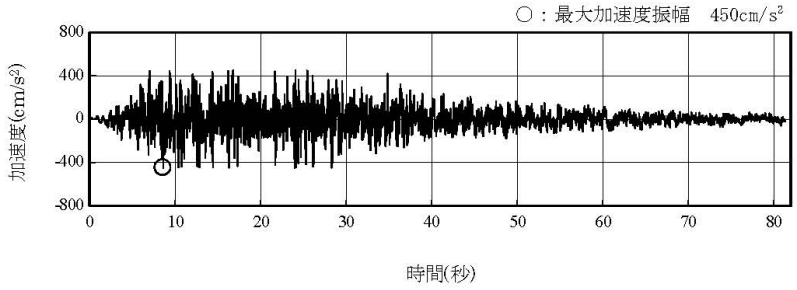
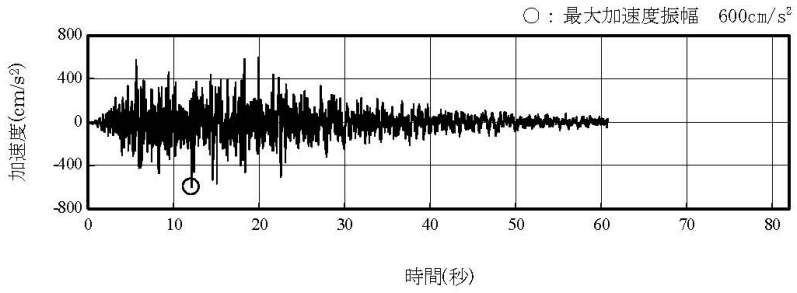



図-3.4.1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図




(Ss-1H)




(Ss-2H)

図-3.4.2　解放基盤表面位置における基準地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

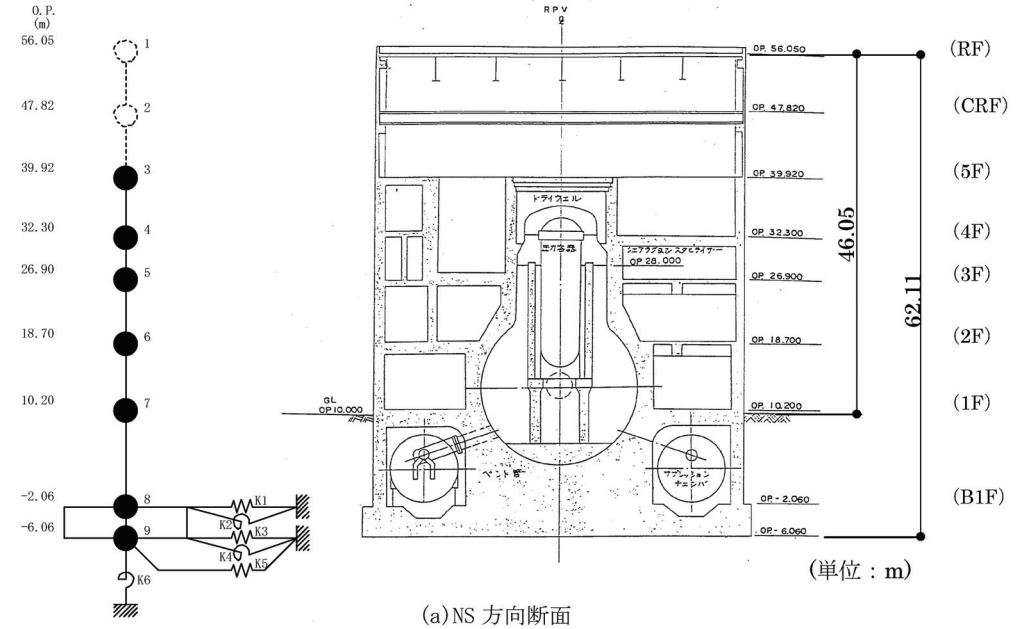
5. 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、図-3.5.1に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。表-3.5.1に解析に用いる鉄筋コンクリートの物性値を、表-3.5.2に建屋解析モデルの諸元を示す。

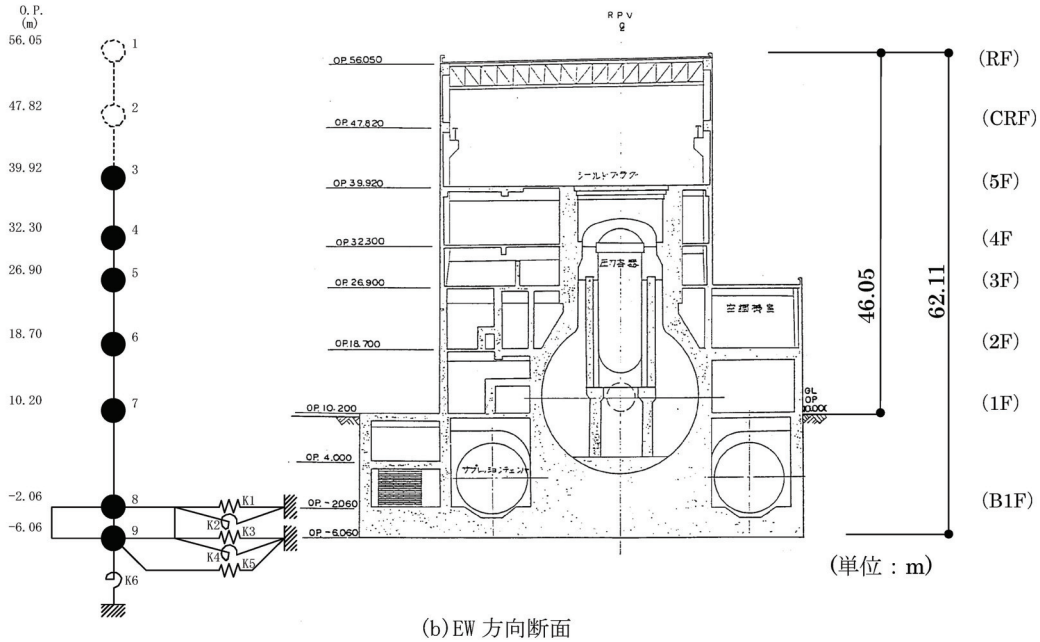
地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。表-3.5.3に解析に用いた地盤定数を示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいて、スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平および回転ばねを「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、Novakばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-3.5.2 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を、また、減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の１次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。




(a)NS 方向断面




(b)EW 方向断面

図-3.5.1　地震応答解析モデル

表-3.5.1　地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの物性値

| | 強度*1<br>Ｆｃ<br>（N/mm²） | ヤング係数*2<br>Ｅ<br>（N/mm²） | せん断弾性係数*2<br>Ｇ<br>（N/mm²） | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量*3<br>$\gamma$<br>（kN/m³） |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当（SD35） | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下、実強度という）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表-3.5.2　建屋解析モデルの諸元

（NS 方向）

| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 回転慣性重量<br>$I_G$（$\times10^5$kN･m²） | せん断断面積<br>As(m²) | 断面2次モーメント<br>I (m⁴) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | － | － | | |
| 2 | － | － | － | － |
| 3 | 69,940 | 128.73 | － | － |
| 4 | 87,140 | 160.44 | 147.1 | 10,080 |
| 5 | 127,760 | 235.14 | 102.2 | 14,387 |
| 6 | 129,030 | 237.57 | 202.7 | 32,567 |
| 7 | 218,480 | 402.18 | 175.4 | 46,774 |
| 8 | 353,740 | 707.83 | 460.4 | 114,194 |
| 9 | 132,390 | 264.88 | 2,812.6 | 562,754 |
| 合計 | 1,118,480 | | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数*Ec* | $2.57\times10^7$(kN/m2) |
| せん断弾性係数*G* | $1.07\times10^7$(kN/m2) |
| ポアソン比 $\nu$ | 0.20 |
| 減衰*h* | 5% |
| 基礎形状 | 49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向) |

（EW 方向）

| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 回転慣性重量<br>$I_G$（$\times10^5$kN･m²） | せん断断面積<br>As(m²) | 断面2次モーメント<br>I (m⁴) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | － | － | | |
| 2 | － | － | － | － |
| 3 | 69,940 | 72.20 | － | － |
| 4 | 87,140 | 89.98 | 73.0 | 5,928 |
| 5 | 127,760 | 235.14 | 98.3 | 6,182 |
| 6 | 129,030 | 237.57 | 161.6 | 23,344 |
| 7 | 218,480 | 599.92 | 166.4 | 46,303 |
| 8 | 353,740 | 1021.56 | 424.5 | 136,323 |
| 9 | 132,390 | 346.27 | 2,812.6 | 772,237 |
| 合計 | 1,118,480 | | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数*Ec* | $2.57\times10^7$(kN/m2) |
| せん断弾性係数*G* | $1.07\times10^7$(kN/m2) |
| ポアソン比 $\nu$ | 0.20 |
| 減衰*h* | 5% |
| 基礎形状 | 49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向) |

表-3.5.3　地盤定数

(Ss-1)

| 標　高<br>O.P.<br>(m) | 地　質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| −10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.78 | 266,000 | 398 | 3 |
| −80.0 | 泥岩 | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | 0.78 | 340,000 | 442 | 3 |
| −108.0 | 泥岩 | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | 0.78 | 439,000 | 495 | 3 |
| −196.0 | 泥岩 | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | 0.78 | 509,000 | 530 | 3 |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | — |

(Ss-2)

| 標　高<br>O.P.<br>(m) | 地　質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| −10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.81 | 276,000 | 405 | 3 |
| −80.0 | 泥岩 | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | 0.81 | 353,000 | 450 | 3 |
| −108.0 | 泥岩 | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | 0.81 | 456,000 | 504 | 3 |
| −196.0 | 泥岩 | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | 0.81 | 529,000 | 540 | 3 |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | — |

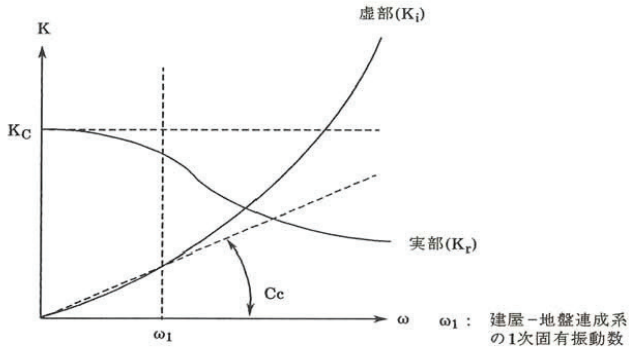
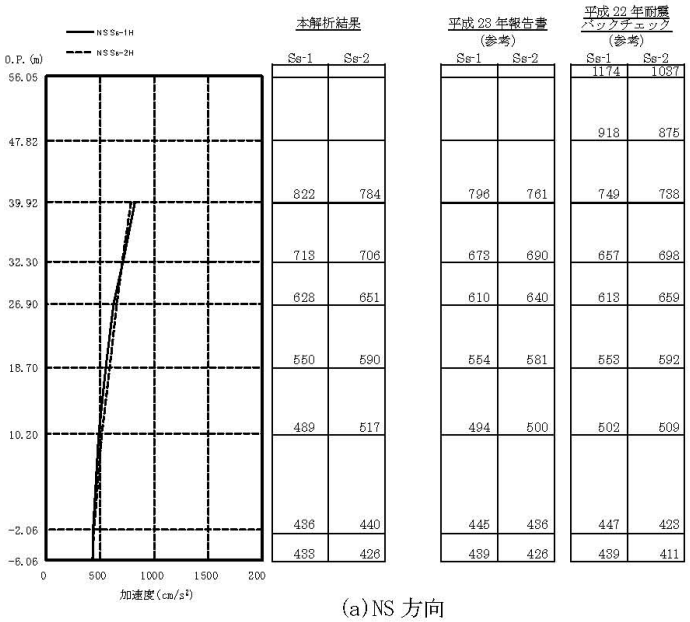


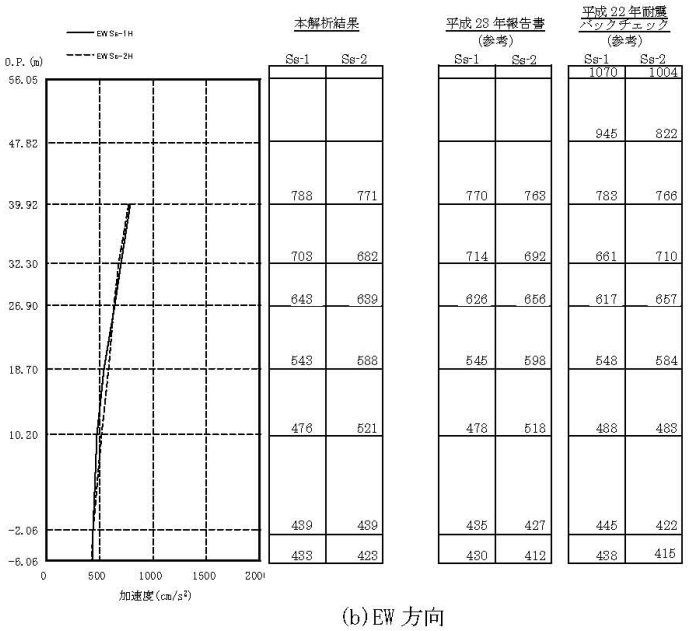

図-3.5.2　地盤ばねの近似

6. 地震応答解析結果

地震応答解析結果より求められたNS方向、EW方向の最大応答加速度を図-3.6.1に示す。なお、解析結果は、平成23年報告書と「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂２）」（平成22 年4 月、東京電力株式会社）（以下、平成22年耐震バックチェックという）と比較して示す。




(a)NS方向



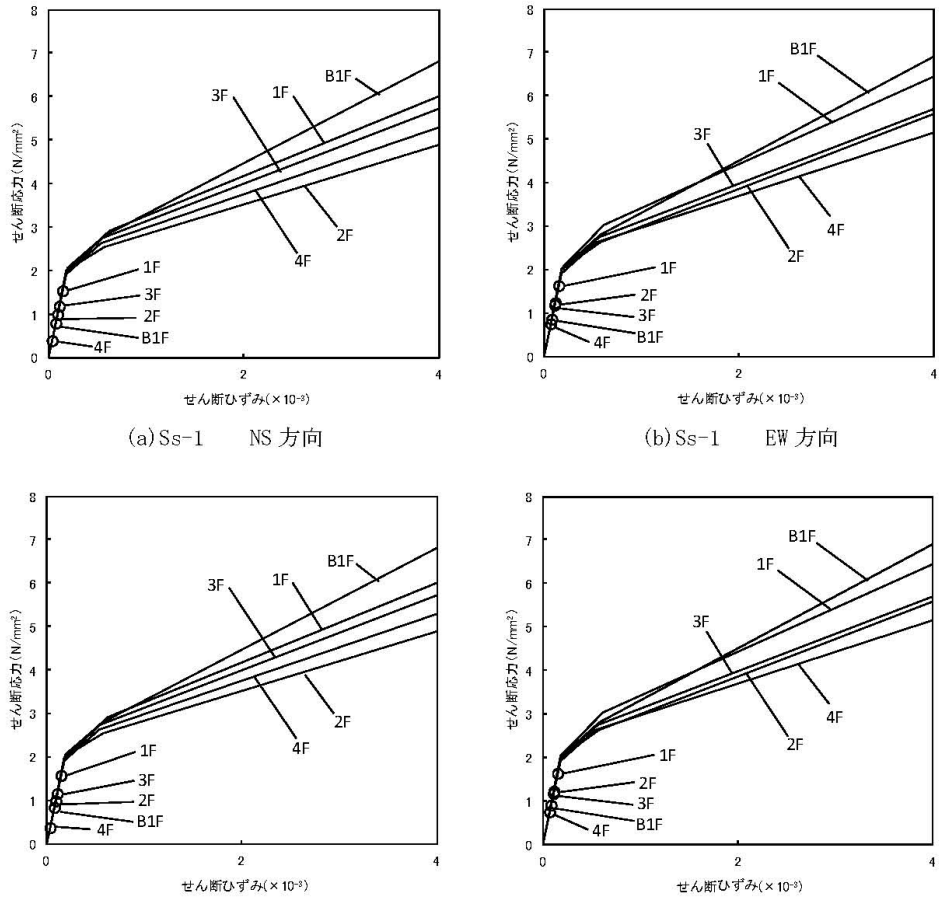

(b)EW方向

図-3.6.1　最大応答加速度

7．耐震安全性評価結果

図-3.7.1に基準地震動Ss-1及びSs-2に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で$0.16\times10^{-3}$（Ss-1,2H, EW方向, 1F）であり、評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。このことから、使用済燃料取り出し時の状況を想定した原子炉建屋は、損傷の確認された壁、および外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視しても、十分な耐震安全性を有しているものと評価した。

よって、基準地震動Ssを受けても建屋は崩壊しないと考えられる。




(a)Ss-1　　NS方向　　(b)Ss-1　　EW方向

(c)Ss-2　　NS方向　　(d)Ss-2　　EW方向

図-3.7.1　せん断スケルトン曲線上の最大応答値

【参考】

参考として、表-3.7.1、表-3.7.2に本検討結果と平成23年報告書および平成22年耐震バックチェックのせん断ひずみの最大値の比較を示す。

本検討結果と平成23年報告書を比較すると、全体的に本検討の方がせん断ひずみは小さい傾向となっている。これは、オペフロ上部の瓦礫撤去により、5階の重量が軽くなっていることが主な原因であると考えられる。

また、本検討と平成22年耐震バックチェックを比較すると、大きな差異は生じていない。これは、図-3.7.2に示すように、外壁については損傷しているものの、外壁より壁厚が厚いシェル壁や使用済燃料プール壁が健全であったこと、およびオペフロ上部の瓦礫撤去により5階の重量が軽くなっていることが主な原因であったと考えられる。

表-3.7.1　せん断ひずみの比較（NS方向）

（×10$^{-3}$）

| 階 | O.P.(m) | 評価基準値 | 本検討 | | 平成23年報告書 | | 平成22年耐震バックチェック | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | Ss-1 | Ss-2 | Ss-1 | Ss-2 | Ss-1 | Ss-2 |
| CRF | 47.82 ～ 56.05 | 4.0 | - | - | - | - | 0.10 | 0.09 |
| 5F | 39.92 ～ 47.82 | | - | - | - | - | 0.17 | 0.15 |
| 4F | 32.30 ～ 39.92 | | 0.04 | 0.04 | 0.06 | 0.06 | 0.05 | 0.05 |
| 3F | 26.90 ～ 32.30 | | 0.11 | 0.11 | 0.14 | 0.14 | 0.08 | 0.08 |
| 2F | 18.70 ～ 26.90 | | 0.10 | 0.10 | 0.09 | 0.09 | 0.09 | 0.09 |
| 1F | 10.20 ～ 18.70 | | 0.15 | 0.15 | 0.15 | 0.16 | 0.15 | 0.16 |
| B1F | -2.06 ～ 10.20 | | 0.08 | 0.08 | 0.08 | 0.08 | 0.08 | 0.08 |

表-3.7.2　せん断ひずみの比較（EW方向）

（×10$^{-3}$）

| 階 | O.P.(m) | 評価基準値 | 本検討 | | 平成23年報告書 | | 平成22年耐震バックチェック | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | Ss-1 | Ss-2 | Ss-1 | Ss-2 | Ss-1 | Ss-2 |
| CRF | 47.82 ～ 56.05 | 4.0 | - | - | - | - | 0.12 | 0.12 |
| 5F | 39.92 ～ 47.82 | | - | - | - | - | 0.30 | 0.20 |
| 4F | 32.30 ～ 39.92 | | 0.08 | 0.07 | 0.09 | 0.09 | 0.08 | 0.08 |
| 3F | 26.90 ～ 32.30 | | 0.12 | 0.11 | 0.13 | 0.13 | 0.11 | 0.11 |
| 2F | 18.70 ～ 26.90 | | 0.12 | 0.12 | 0.13 | 0.13 | 0.12 | 0.12 |
| 1F | 10.20 ～ 18.70 | | 0.16 | 0.16 | 0.16 | 0.17 | 0.16 | 0.17 |
| B1F | -2.06 ～ 10.20 | | 0.09 | 0.09 | 0.08 | 0.09 | 0.08 | 0.09 |

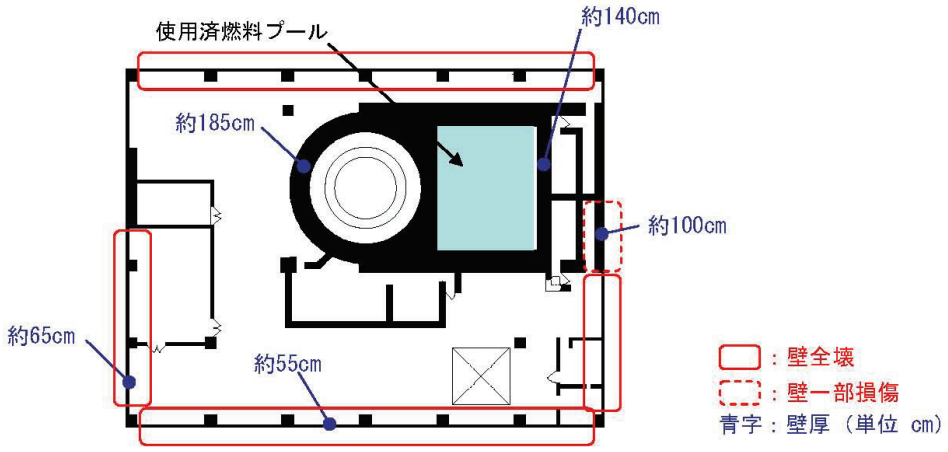



図-3.7.2　外壁の損傷状況と壁厚（3 階を例示）

## 添付資料－４
## 使用済燃料プールの耐震安全性評価結果に関する詳細（３次元ＦＥＭ解析）

1．解析評価方針

昨年、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（平成23年５月、東京電力株式会社）（以下、平成23年報告書という）にて、４号機原子炉建屋については、５階より下部の４階や３階の外壁が複雑に損傷していることを踏まえ、２階より上部を詳細な３次元ＦＥＭ解析モデルでモデル化し、応力解析により基準地震動Ssに対する使用済燃料プールの耐震安全性を評価した。また今年、「福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」（平成24年６月、東京電力株式会社）（以下、平成24年６月報告書という）にて、平成23年報告書で用いた３次元ＦＥＭモデルを基に、外壁の一部膨らみが確認された壁の剛性を無視したモデルを作成して、基準地震動Ssに対する使用済燃料プールの耐震安全性を評価した。

本検討では、添付資料－１で整理した使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況を反映するとともに、添付資料－２において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および平成24年6月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視した解析モデルを作成し、使用済燃料プールの耐震安全性を３次元ＦＥＭ解析によって評価する。図-4.1.1にプールの平面図を、図-4.1.2に断面図を示す。

耐震安全性評価は、図-4.1.3のフローに示すように以下の手順で行う。

- 使用済燃料プール周辺の２階の床（0.P.18.7m）から５階の床（0.P.39.92m）までの建屋部分（平成23年報告書のモデル）を基に、上記箇所の剛性を無視し、使用済燃料取出し時の状況を想定した３次元ＦＥＭ解析モデルを作成する。
- 死荷重、プール水による静水圧、温度荷重、地震応答解析結果に基づく地震荷重、地震時動水圧、燃料取扱機支持用架構反力などの荷重条件および荷重組合せの条件を設定する。温度荷重については、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）（追補版）（改訂）」（平成24年９月）から、より詳細な入熱条件を設定し評価を行っている。
- 応力解析として鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を行い、使用済燃料プール部に発生する応力およびひずみを算出する。
- 評価基準値と比較し、耐震安全性を評価する。

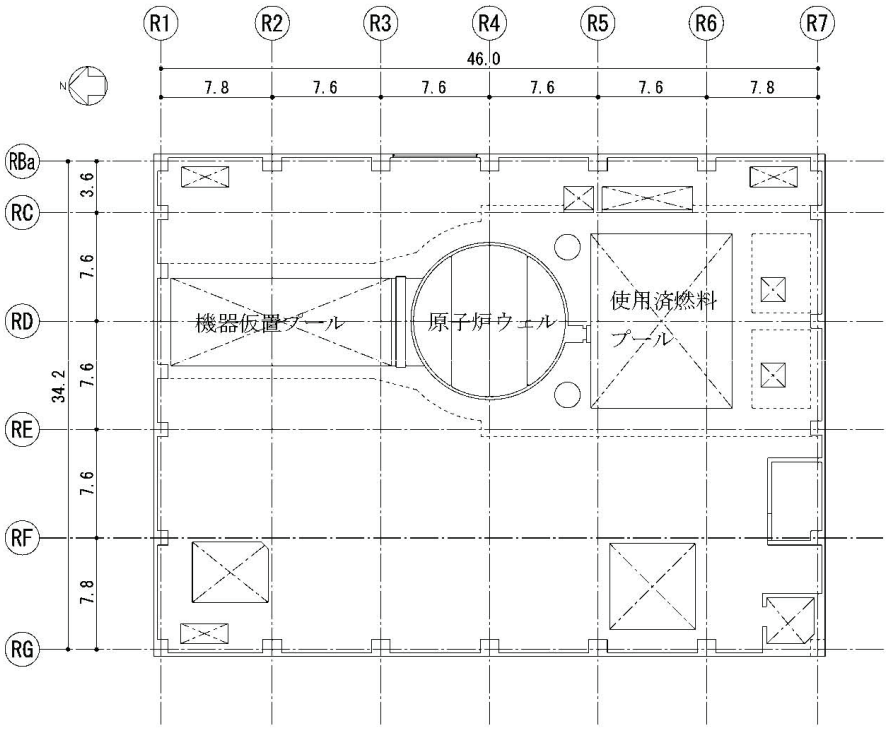



図-4.1.1　５階　平面図

（単位：m）

添付 4-2

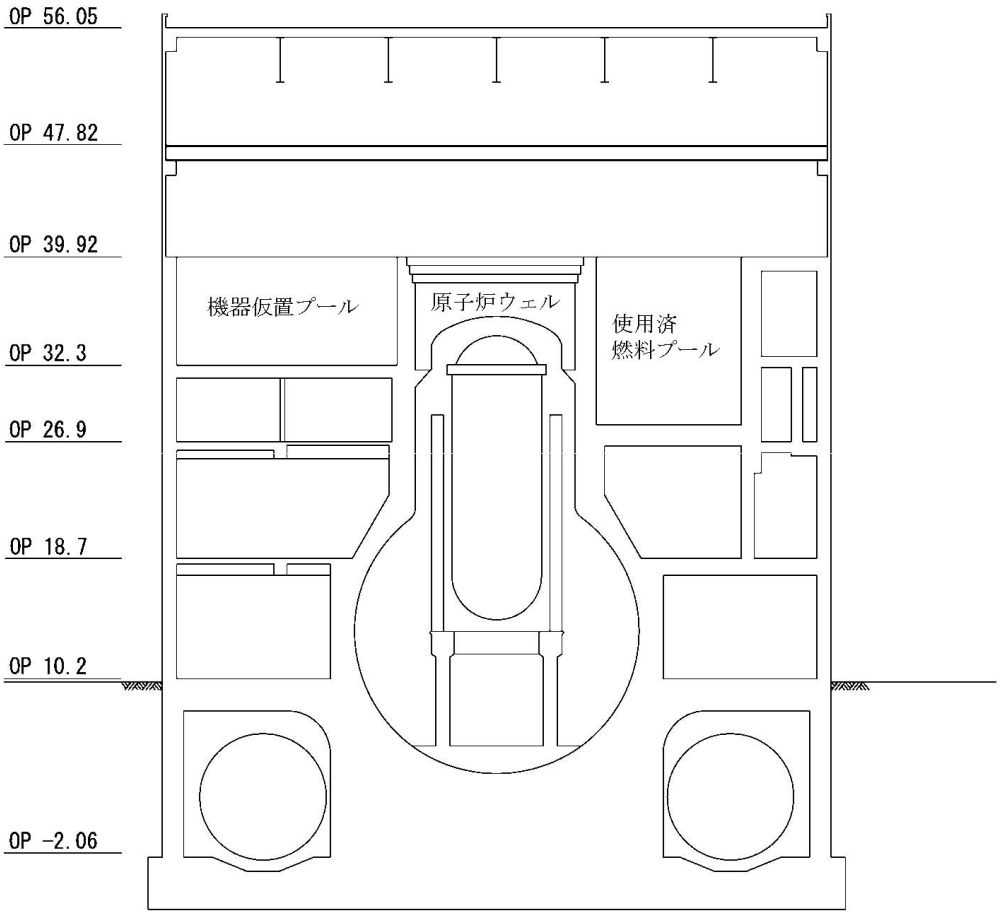



図-4.1.2　断面図
（ＮＳ方向断面，単位：m）

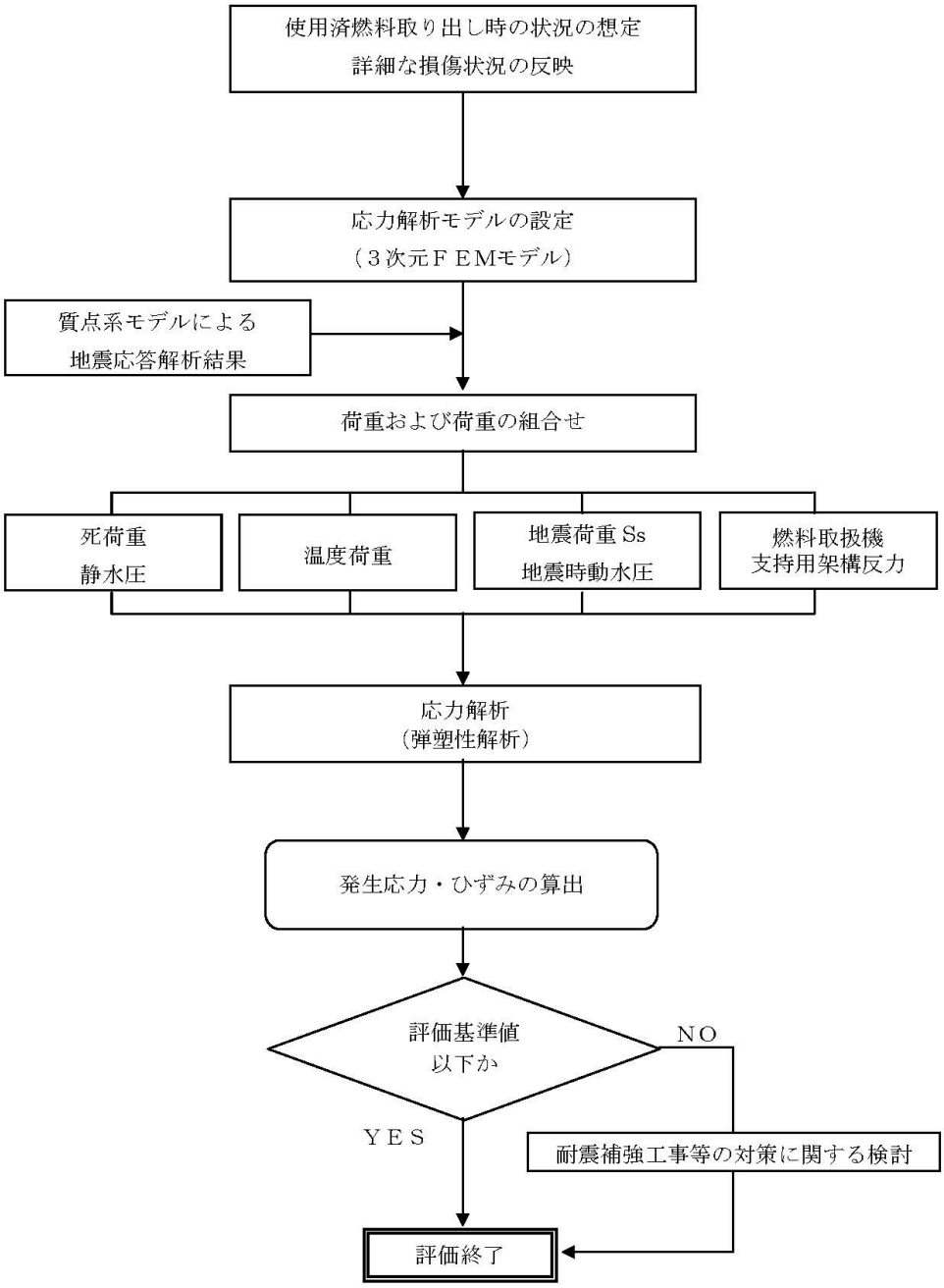



図-4.1.3　使用済燃料プールの耐震安全性評価フロー

添付 4-4

2．応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を実施し、使用済燃料プール部に発生する応力およびひずみを算定する。２階壁から５階のオペレーティングフロア（以下、オペフロという）までの鉄筋コンクリート部材を有限要素の集合体としてモデル化した。また、使用済燃料プールの床下には、添付資料－１で示したプール底部の支持構造物として、鋼製支柱等を模擬した要素も設けた。さらに、添付資料－２において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および平成24年6月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所に基づき、外壁および床の一部で剛性を無視した新たな応力解析モデルを構築した。

解析モデルに使用する板要素は、鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素を用いた。各要素には、板の軸力と曲げ応力を同時に考えるが、板の曲げには面外せん断変形の影響も考慮した。使用計算機コードは「ABAQUS」である。

図-4.2.1に解析モデル概要図を、図-4.2.2にコンクリートと鉄筋の構成則を、図-4.2.3に解析モデルの境界条件を示す。

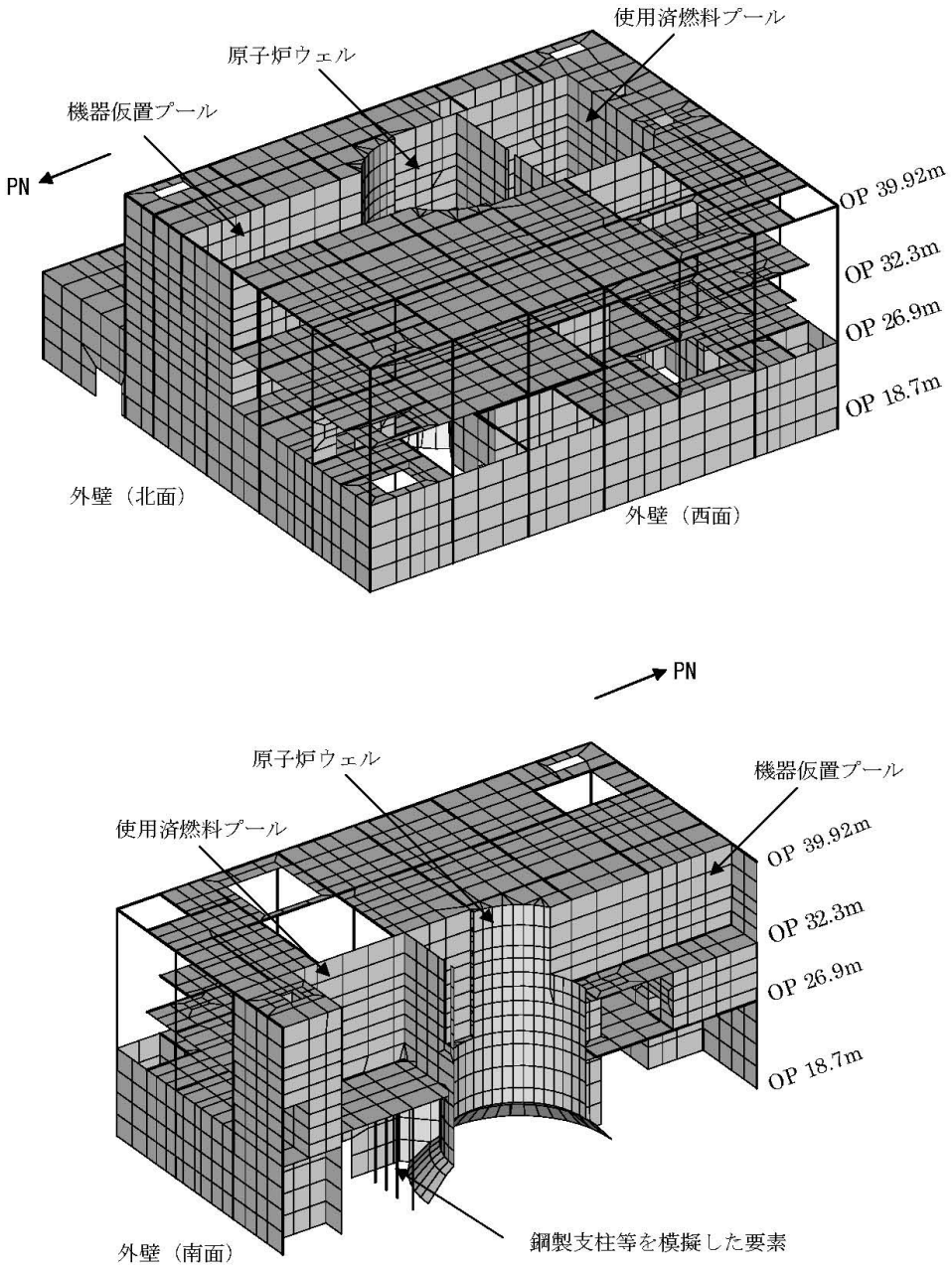
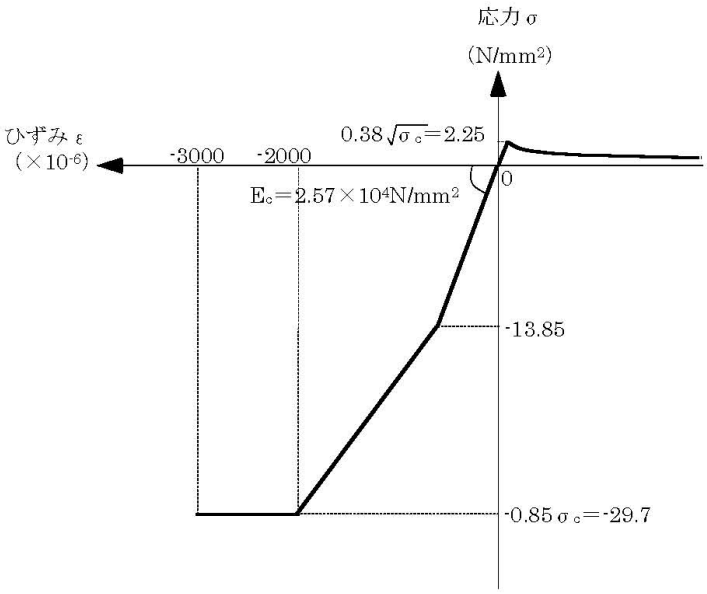
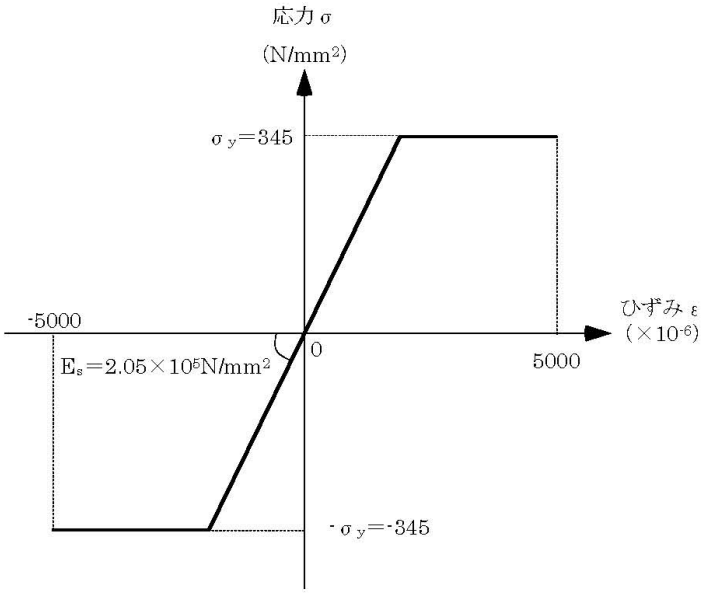



図-4.2.1　解析モデル概要図




(a)　コンクリートの応力－ひずみ関係
（コンクリート強度σc=35N/mm²）




(b)　鉄筋の応力－ひずみ関係
（鉄筋降伏点σy=345N/mm²）

図-4.2.2　コンクリートと鉄筋の構成則

添付 4-7

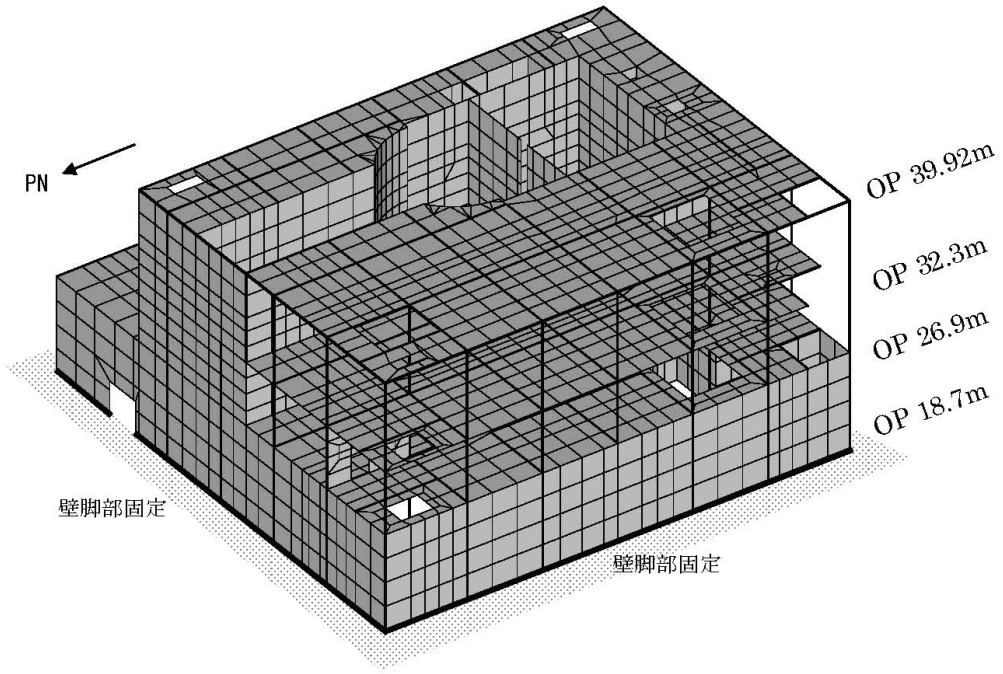



図-4.2.3　解析モデルの境界条件

3. 損傷状況の仮定

損傷状況の仮定にあたっては、添付資料－２において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および平成 24 年 6 月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所を基に、平成 23 年報告書時より新たに下記の損傷部の剛性を無視して、３次元ＦＥＭ解析モデルを作成する。図-4.3.1～図-4.3.4 に損傷モデルを示す。

(1) 外壁・内壁

外壁は、４階（0.P.32.3m）と３階（0.P.26.9m）の南側および平成 24 年 6 月報告書の外壁の膨らみのある２階（0.P.18.7m）の西側および南側の一部の壁の剛性を無視する。

内壁は、３階（0.P.26.9m）の北側の一部の壁の剛性を無視する。

(2)床スラブ

床スラブは、５階（0.P.39.92m）～３階（0.P.26.9m）の一部で、床全壊箇所および床一部損傷箇所のいずれも剛性を無視する。

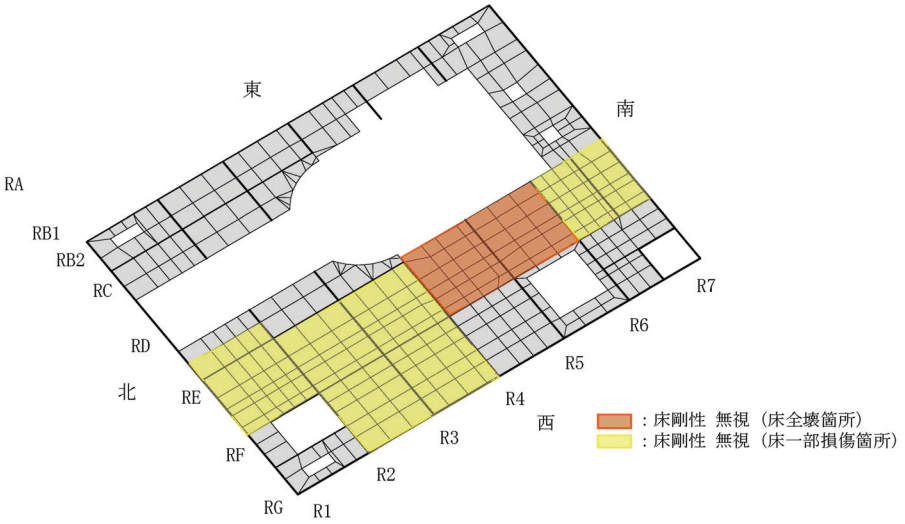



図-4.3.1　損傷モデル　アイソメ図　５階（0.P.39.92m）

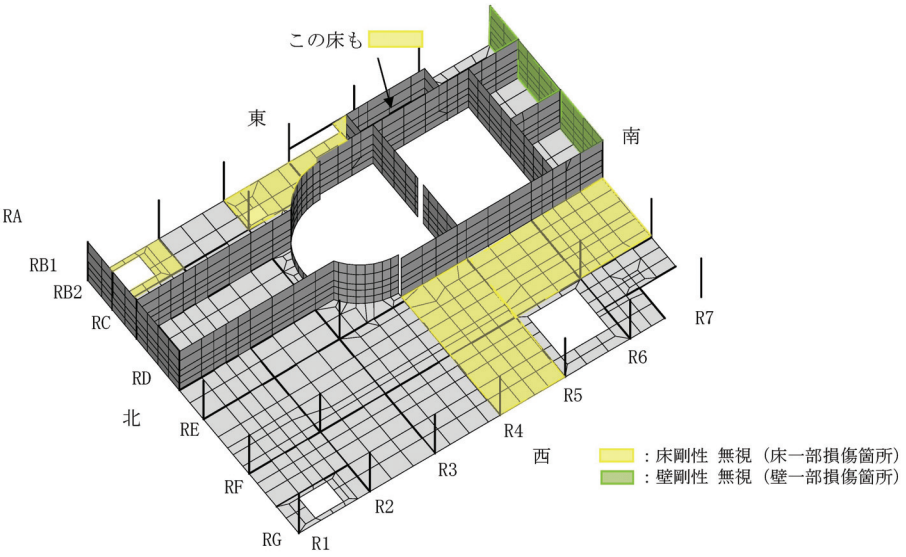



図-4.3.2　損傷モデル　アイソメ図　４階（0.P.32.3m）

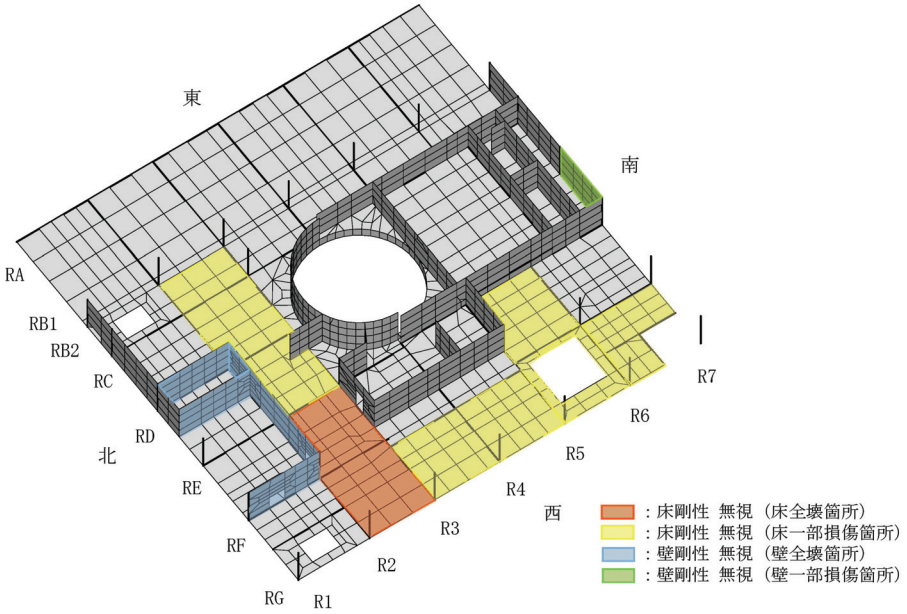



図-4.3.3　損傷モデル　アイソメ図　３階（0.P.26.9m）

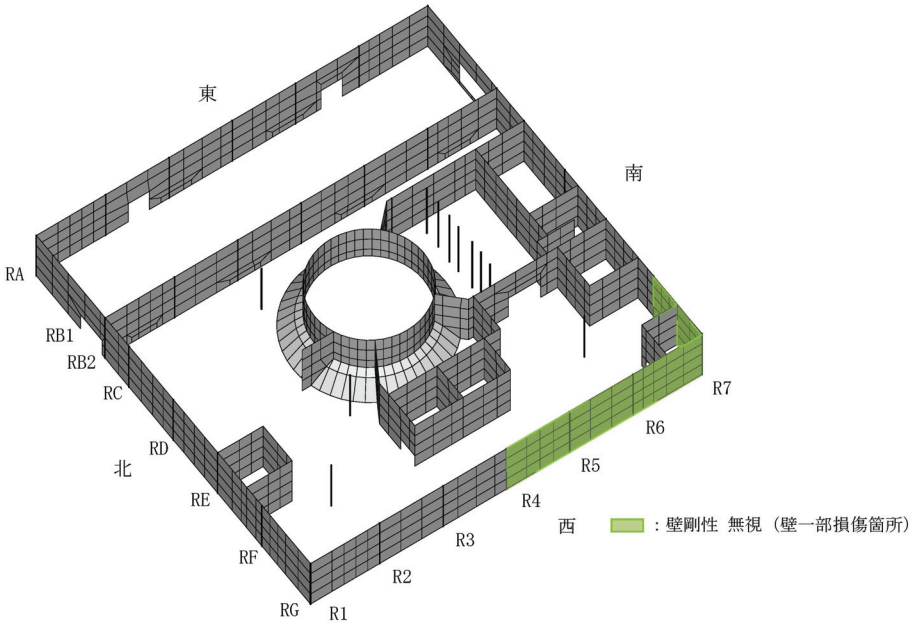



図-4.3.4　損傷モデル　アイソメ図　２階（0.P.18.7m）

4. 荷重および荷重の組合せ

(1) 死荷重

解析モデルに付与する死荷重は、モデル化範囲の建屋躯体の自重に加え、機器・配管・その他の重量は床に一様に積載されているものとする。また、プール内に設置されるキャスク重量および燃料取扱機支持用架構重量を、当該設置位置に考慮する。

(2) 静水圧

使用済燃料プール、原子炉ウェルおよび機器仮置プールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮する。

(3) 温度荷重

プール水の水温は、循環冷却が開始されたことから管理温度の65℃とする。外気温は冬場を想定し0℃とする。

(4) 地震荷重

添付資料－３の質点系モデルによる基準地震動Ssに対する地震応答解析結果に基づき、水平方向および鉛直方向の地震荷重を設定する。

(5) その他の荷重

プール水の地震時動水圧およびウェル頂部に作用する燃料取扱機支持用架構からの反力を考慮する。

(6) 荷重の組合せ

表-4.4.1に荷重の組合せを示す。なお、水平方向および鉛直方向の地震動の組合せは、組合せ係数法（組合せ係数0.4）により評価する。

表-4.4.1　荷重の組合せ

| 荷重時名称 | 荷重の組合せ |
|---|---|
| Ss地震時 | DL + H + T + K + KH ＋ KF |

ここに，　DL：死荷重、　H：静水圧、　T：温度、　K：地震荷重（基準地震動Ss）、
KH：地震時動水圧、　KF：燃料取扱機支持用架構反力

5. 解析条件

表-4.5.1 に本検討と平成 23 年報告書の解析条件の比較を示す。

表-4.5.1　本検討と平成 23 年報告書の解析条件の比較

| 項目 | | | 平成 23 年報告書<br>（基本ケース）*1 | 本検討<br>（基本ケース） |
|---|---|---|---|---|
| モデル | 壁<br>（プール・シェル含む） | | 損傷の確認された壁はモデルから削除 | 全壊・一部損傷の壁の剛性を 0%とする |
| | 床<br>（プール含む） | | ３階床から５階床まで全て健全としてモデル化 | 全壊・一部損傷の床の剛性を 0%とする |
| | 補強効果 | | 考慮しない | 使用済燃料プール底部の支持構造物の鋼製支柱を模擬 |
| 荷重 | 死荷重 | | ５階～屋上階の重量を瓦礫重量として５階に集約 | オペフロ上部瓦礫撤去、燃料取扱機支持用架構荷重等を反映（添付資料－３） |
| | 静水圧 | | 使用済燃料プール、原子炉ウェル、機器仮置プールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮 | 同左 |
| | 温度荷重 | | 夏冬は考慮せず、一律内部 90℃、外部 10℃、炉内 40℃ | 一律内部 65℃、外部 0℃、炉内 40℃ |
| | 地震荷重 | | 損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動 Ss に対する地震応答解析結果に基づき、水平および鉛直方向の地震荷重を考慮 | 同左 |
| | その他の荷重 | 地震時動水圧 | 損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動 Ss に対する地震応答解析結果に基づき、地震時に作用するプール水の動水圧を考慮 | 同左 |
| | | 燃料取扱機支持用架構反力 | 考慮しない | 燃料取扱機支持用架構の反力を考慮する |

*1：平成 23 年報告書では、基本ケースの他に３種類のパラメータケースの解析を実施している。①爆発による影響をみるケースでは、３～４階の半壊程度の外壁の剛性を 50%に、４～５階の床剛性を全面にわたって 50%に低下、②火災による影響をみるケースでは、西側プール壁の剛性を 80%程度に、西側の４～５階の床剛性を全面にわたって 80%程度に低下、③プール水温の高温化による影響をみるケースでは、プール水温の上昇と冬季を想定し、一律内部 100℃、外部 0℃、炉内 40℃として検討を行った。さらに付録 4-4 では、④プール底部の支持構造物の補強効果を確認するケースの解析も実施している。

6. 評価結果

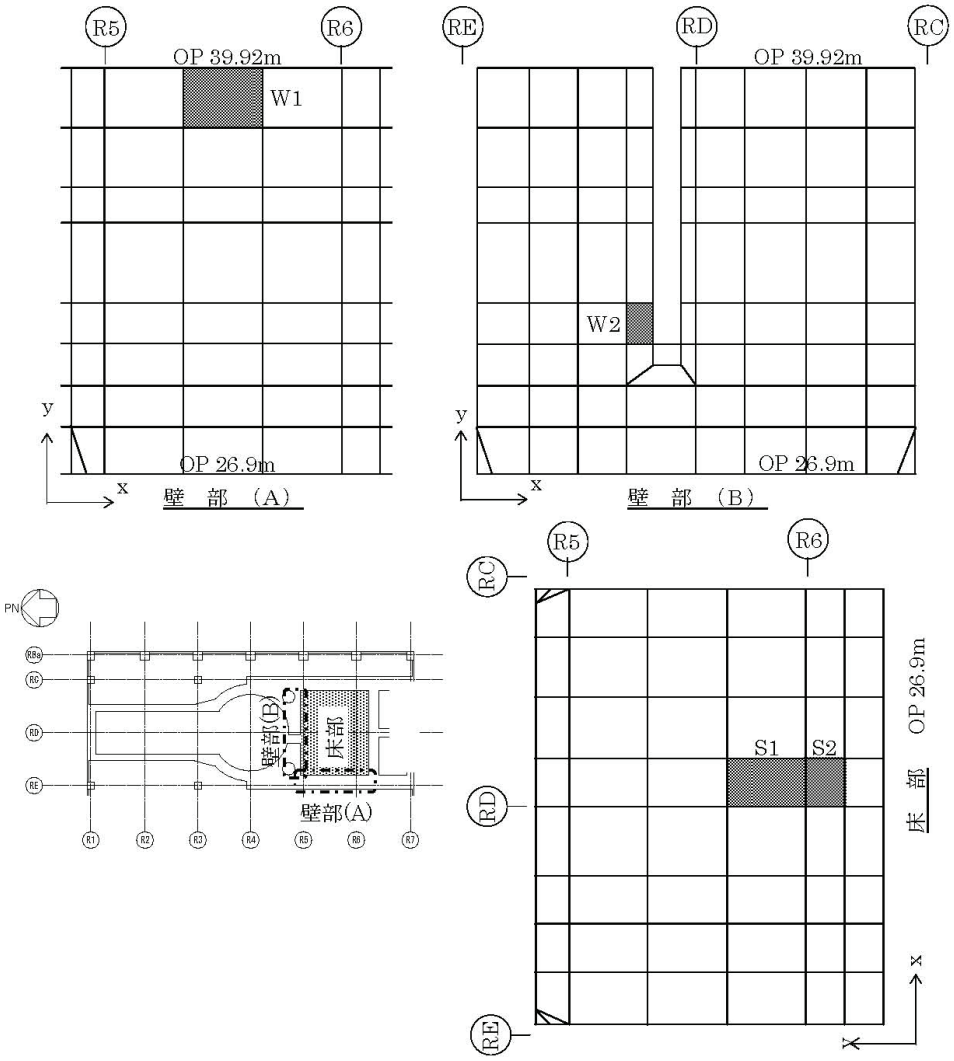
配筋諸元等に基づき使用済燃料プールの構造検討を行い、耐震安全性を評価する。評価においては、応力解析より求まる発生応力およびひずみが、評価基準値以下となることを確認した。評価基準値は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」に基づき設定した。評価箇所の配筋諸元を図-4.6.1に示す。

評価結果を表-4.6.1～表-4.6.4に示す。いずれの箇所においても発生応力およびひずみは弾性範囲内であり、評価基準値を十分に下回っている。このことから、使用済燃料取り出し時の状況において、使用済燃料プールは、損傷の確認された壁、床スラブおよび外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視しても、耐震安全性を有しているものと評価した。

なお、ひずみが弾性範囲内であるため、コンクリートに内張りされたライナーが損傷し、使用済燃料プールの水が漏れ出る可能性はないと考えられる。

表-4.6.1～表-4.6.4に用いる記号の説明

| | |
|---|---|
| ${}_c\varepsilon_c$ | ：コンクリートの圧縮ひずみ |
| ${}_s\varepsilon_c$, ${}_s\varepsilon_t$ | ：鉄筋の圧縮ひずみおよび引張ひずみ<br>（ひずみは全て引張側を正として表記） |
| Q | ：面外せん断力 |




| 位置 | 内側筋 | | 外側筋 | | せん断補強筋 |
|---|---|---|---|---|---|
| | x 方向 | y 方向 | x 方向 | y 方向 | |
| W1 | D32@250 | D32@120 | D32@250 | D32@240 | — |
| W2 | D38@130 | D38@130 | D38@150 | D38@113 | |

| 位置 | 上端筋 | | 下端筋 | | せん断補強筋 |
|---|---|---|---|---|---|
| | x 方向 | y 方向 | x 方向 | y 方向 | |
| S1 | D32@100＋D32@200 | | D32@200 | | — |
| S2 | | | | | |

図-4.6.1　評価箇所の配筋諸元

添付 4-15

表-4.6.1　軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) $\varepsilon$ | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) $\varepsilon'$ | 検定比 $\varepsilon / \varepsilon'$ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| W1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -150 | -3000 | 0.05≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -90 | -5000 | 0.02≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 1180 | 5000 | 0.24≦1 | 可 |

表-4.6.2　軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) $\varepsilon$ | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) $\varepsilon'$ | 検定比 $\varepsilon / \varepsilon'$ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| S1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -370 | -3000 | 0.13≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -140 | -5000 | 0.03≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 250 | 5000 | 0.05≦1 | 可 |

表-4.6.3　面外せん断力の検討結果（壁部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 Q' (N/mm) | 検定比 Q／Q' | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| W2 | Ss 地震時 | 1120 | 1860 | 0.61≦1 | 可 |

表-4.6.4　面外せん断力の検討結果（床部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 Q' (N/mm) | 検定比 Q／Q' | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| S2 | Ss 地震時 | 580 | 1270 | 0.46≦1 | 可 |

【参考】

参考として、平成23年報告書の基本ケースの評価基準値に対する発生ひずみおよび発生応力の比（検定比）が最も大きい箇所での比較を表-4.6.5、表-4.6.6に示す。壁の面外せん断を除き、壁及び床のひずみおよび床の面外せん断力のそれぞれの検定比は、平成23年報告書よりも小さくなっている。これは、主に使用済燃料プールの水温の条件を90℃から65℃に変更したことによる温度荷重の低減効果が影響していると考えられる。また、床については使用済燃料プールの底部を鋼製支柱で補強した効果も考えられ、評価基準値に対する余裕が大きくなっている。

なお、本検討と平成23年報告書における検定比が最大となる箇所は異なる。図-4.6.2に平成23年報告書におけるひずみおよび面外せん断力の検定比が最大となる箇所を示す。W1'は壁のひずみ、W2'は壁の面外せん断力、S1'は床のひずみ、S2'は床の面外せん断力の検定比が最大となる箇所を示している。

表-4.6.5　軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋の発生ひずみの比較

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ　($\times10^{-6}$) | | | | 評価基準値 ($\times10^{-6}$) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 本検討 | | 平成23年報告書 | | |
| | | | | 検定比 | | 検定比 | |
| 壁 | $_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -150 | 0.05 | -480 | 0.16 | -3000 |
| | $_s\varepsilon_c$ | | -90 | 0.02 | -350 | 0.07 | -5000 |
| | $_s\varepsilon_t$ | | 1180 | 0.24 | 1230 | 0.25 | 5000 |
| 床 | $_c\varepsilon_c$ | | -370 | 0.13 | -580 | 0.20 | -3000 |
| | $_s\varepsilon_c$ | | -140 | 0.03 | -210 | 0.05 | -5000 |
| | $_s\varepsilon_t$ | | 250 | 0.05 | 490 | 0.10 | 5000 |

表-4.6.6　面外せん断力の検討結果の比較

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力　Q　(N/mm) | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 本検討 | | 平成23年報告書 | |
| | | | 検定比 | | 検定比 |
| 壁 | Ss 地震時 | 1120<br>(1860) | 0.61 | 2040<br>(3770) | 0.55 |
| 床 | | 580<br>(1270) | 0.46 | 800<br>(1150) | 0.70 |

() 内数値は評価基準値を示す。

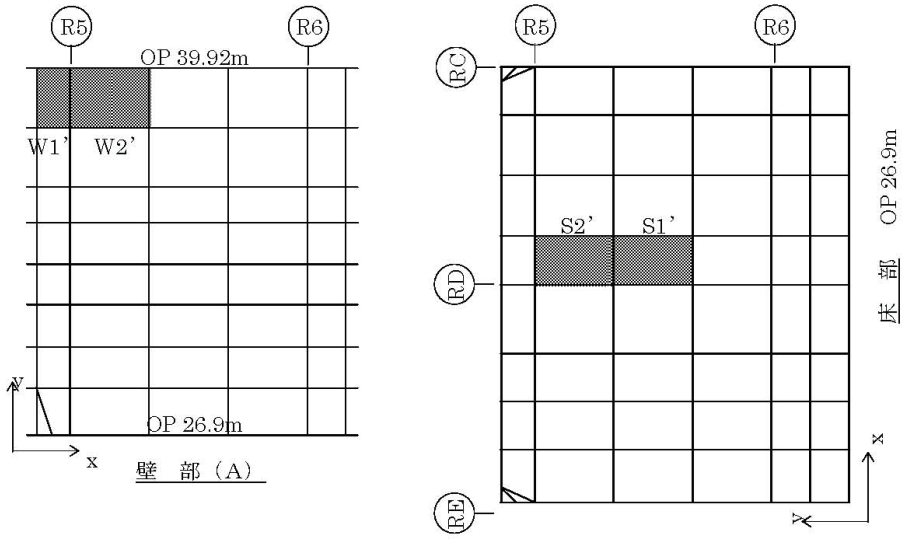



図-4.6.2　平成 23 年報告書におけるひずみおよび面外せん断力の検定比が最大となる箇所

付録 4-1

**使用済燃料プールの耐震安全性評価結果に係わるパラメトリックスタディについて**

1．概要

添付資料－４の本文では、添付資料－２における損傷（一部損傷および全壊）の確認された壁、床スラブおよび平成 24 年６月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視した解析を行った。しかしながら、実際の壁・床スラブの多くは全壊しておらず残存剛性を有している状態にある。ここではこれらの残存剛性を考慮した場合について解析を行い、その影響を把握する。

2．検討条件

基本ケースで剛性を無視した外壁および床スラブの一部の剛性を以下のように設定する。表-1 に基本ケースとの剛性の設定の比較を示す。表-1 以外の箇所の剛性は、平成 23 年報告書の基本ケースと同じ設定とする。損傷モデルを図-1～図-4 に示す。

(1) 外壁

外壁は、添付資料－２より、４階（0.P.32.3m）と３階（0.P.26.9m）の南側および平成 24 年６月報告書の外壁の膨らみのある西側および南側の一部の壁の剛性の実状を考慮し 50%とする。

(2) 床スラブ

床スラブは、添付資料－２より、５階（0.P.39.92m）～３階（0.P.26.9m）の一部において、床一部損傷と判定した箇所の剛性の実状を考慮し 50%とする。

表-1　基本ケースとの剛性の設定の比較

| ケース | 壁の剛性の設定 | | | 床スラブの剛性の設定 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | 全壊箇所*1 | 一部損傷箇所*1 | 膨らみ部*2 | 全壊箇所*1 | 一部損傷箇所*1 |
| 基本ケース | 0% | 0% | 0% | 0% | 0% |
| パラメータケース | 0% | 50% | 50% | 0% | 50% |

*1：添付資料－２に示す損傷の確認された箇所

*2：平成 24 年６月報告書で外壁の一部膨らみが確認された箇所

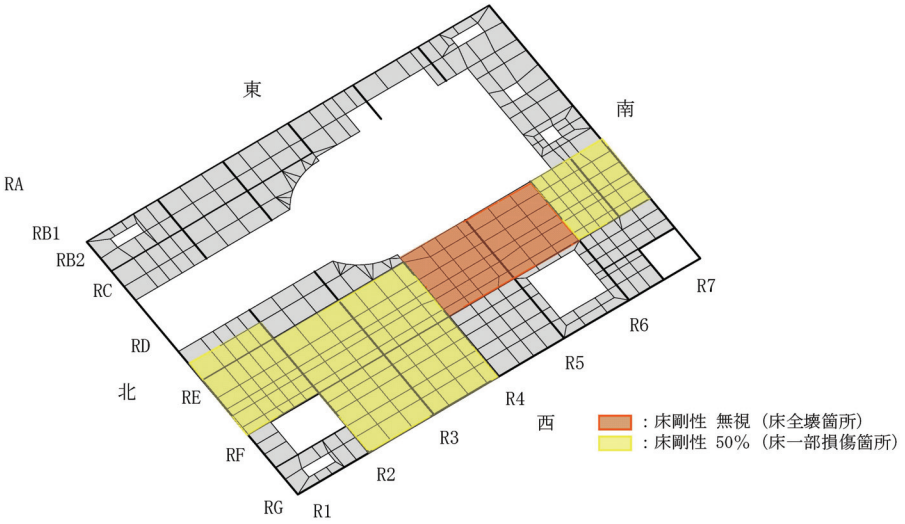



図-1　損傷モデル　アイソメ図　５階（0.P.39.92m）　（パラメータケース）

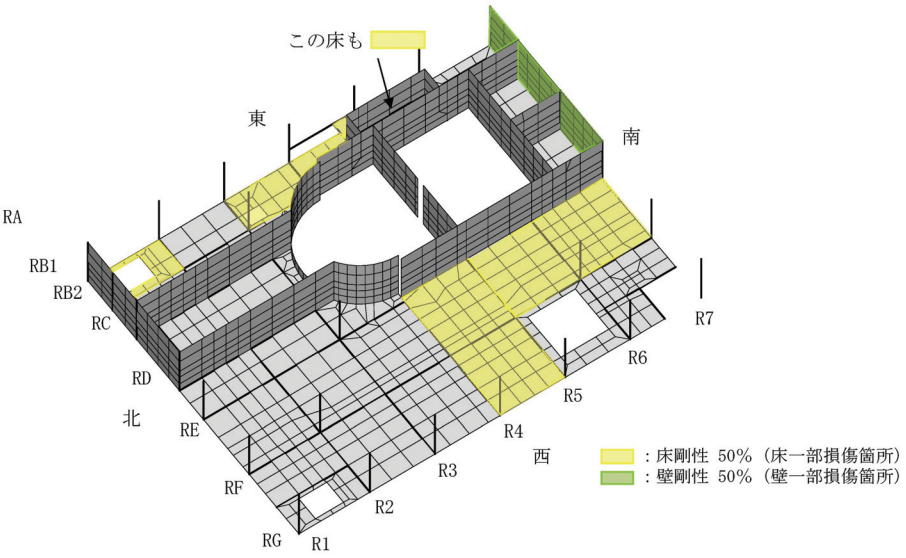



図-2　損傷モデル　アイソメ図　４階（0.P.32.3m）　（パラメータケース）

付録 4-1-2

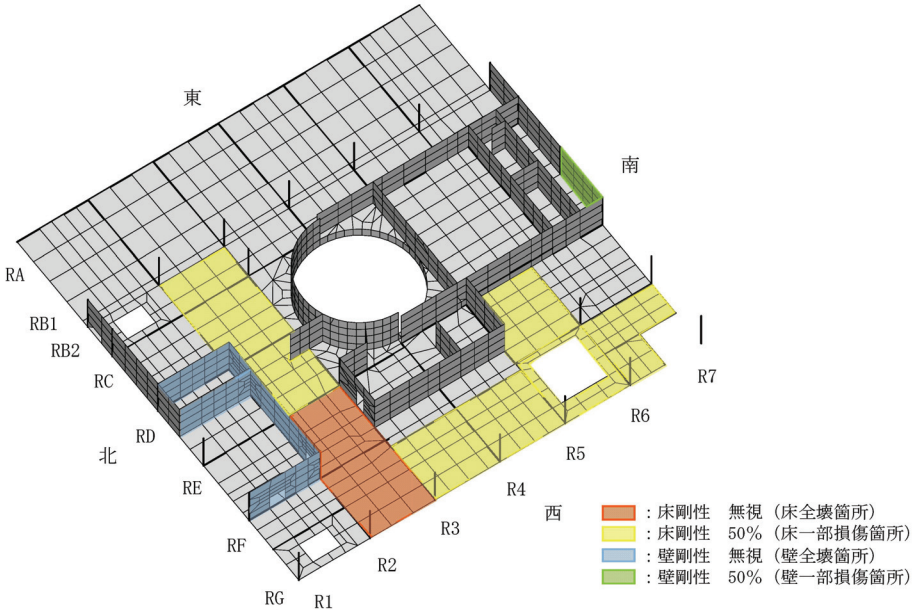



図-3　損傷モデル　アイソメ図　３階（0.P.26.9m）　（パラメータケース）

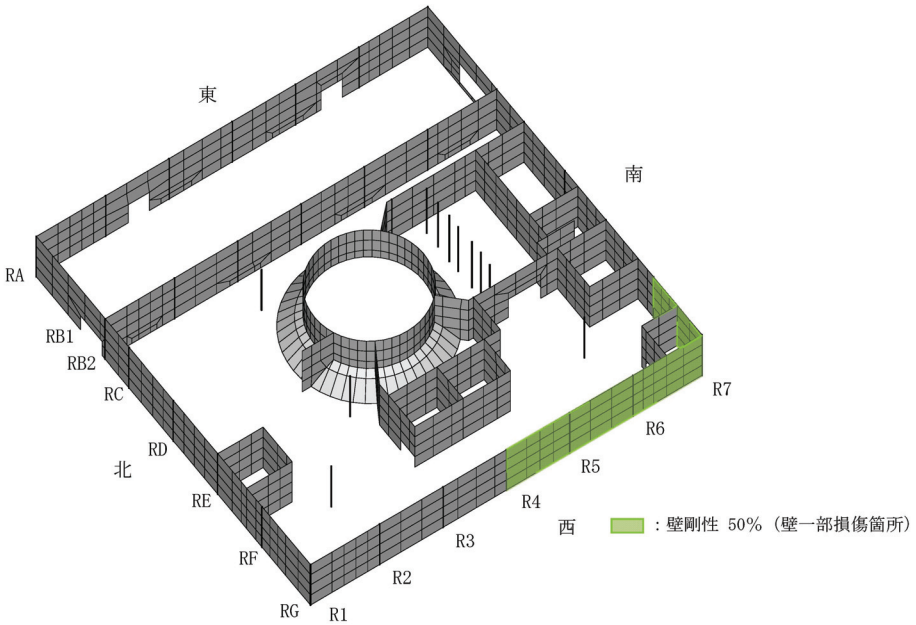



図-4　損傷モデル　アイソメ図　２階（0.P.18.7m）　（パラメータケース）

付録 4-1-3

3. 検討結果

基本ケースおよびパラメータケースの評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比（検定比）を比較した結果を表-2 に示す。残存剛性を考慮し、外壁および床スラブの残存剛性をモデル化することにより、局所的な応力集中（W2）が緩和される傾向が見られるほか、使用済燃料プールの耐震安全性には大きく影響を与えないことが確認された。

なお、参考として、パラメータケースにおける使用済燃料プールの耐震安全性評価結果の詳細を表-3～表-6 に示す。

表-2　評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比（検定比*1）の比較

| | 箇所名 | 評価項目 | 基本ケース | パラメータケース |
|---|---|---|---|---|
| プール壁 | W1 | 鉄筋ひずみ | 0.24 | 0.22*2 |
| | | コンクリートひずみ | 0.05 | 0.06*2 |
| | W2 | 面外せん断力 | 0.61 | 0.43 |
| プール床 | S1 | 鉄筋ひずみ | 0.05 | 0.05*2 |
| | | コンクリートひずみ | 0.13 | 0.13*2 |
| | S2 | 面外せん断力 | 0.46 | 0.48 |

*1：表中の値は、１以下であれば評価基準を満たしていることを示している。

*2：プール壁及びプール床のひずみは、評価基準値に対する発生ひずみおよび発生応力の比（検定比）が最大となる箇所が基本ケースとパラメータケースで異なっており、上記表上のパラメータケースにおけるひずみには、検定比が最大となる箇所の値ではなく、基本ケースと同じ箇所の値を記載している。なお、パラメータケースにおける検定比が最大となる箇所は図-5 に示す壁部(A)の W1”および、床部の S1”であり、検定比は W1”の鉄筋ひずみで 0.24、S1”のコンクリートひずみで 0.13 である。

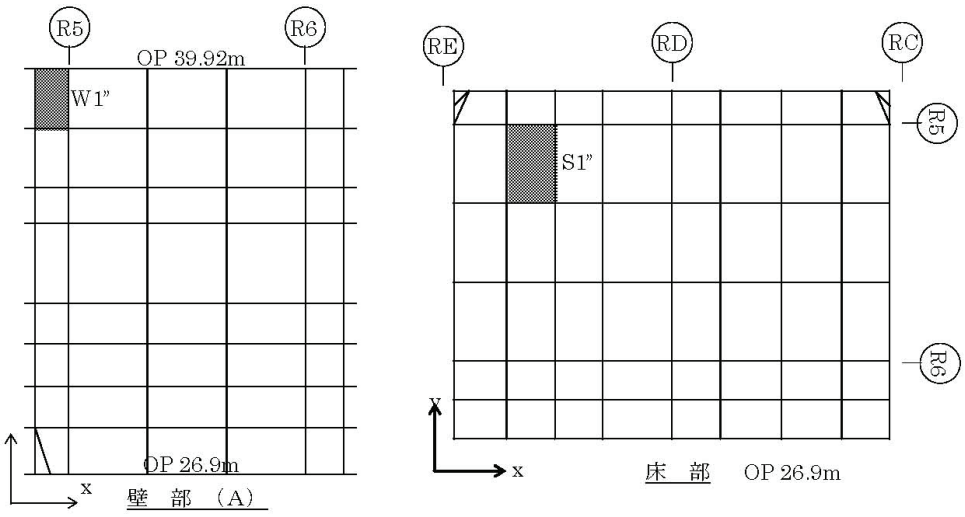



図-5　パラメータケースにおけるひずみの検定比が最大となる箇所（W1”及び S1”）

【パラメータケース】

表-3　軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times10^{-6}$) $\varepsilon$ | 評価基準値 ($\times10^{-6}$) $\varepsilon'$ | 検定比 $\varepsilon / \varepsilon'$ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| W1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -180 | -3000 | 0.06≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -90 | -5000 | 0.02≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 1080 | 5000 | 0.22≦1 | 可 |
| W1” | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -320 | -3000 | 0.11≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -240 | -5000 | 0.05≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 1200 | 5000 | 0.24≦1 | 可 |

表-4　軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times10^{-6}$) $\varepsilon$ | 評価基準値 ($\times10^{-6}$) $\varepsilon'$ | 検定比 $\varepsilon / \varepsilon'$ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| S1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -370 | -3000 | 0.13≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -150 | -5000 | 0.03≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 240 | 5000 | 0.05≦1 | 可 |
| S1” | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -370 | -3000 | 0.13≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -200 | -5000 | 0.04≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 180 | 5000 | 0.04≦1 | 可 |

表-5　面外せん断力の検討結果（壁部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 Q’ (N/mm) | 検定比 Q／Q’ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| W2 | Ss 地震時 | 790 | 1860 | 0.43≦1 | 可 |

表-6　面外せん断力の検討結果（床部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 Q’ (N/mm) | 検定比 Q／Q’ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| S2 | Ss 地震時 | 600 | 1270 | 0.48≦1 | 可 |

付録 4-2

## 原子炉建屋の鉛直方向の地震応答解析について

使用済燃料プールの３次元 FEM 解析にあたっては、基準地震動 Ss による鉛直方向の動的解析結果を入力として用いている。ここでは、鉛直方向の地震応答解析結果を示す。

解析モデル作成にあたって、添付資料－２において整理した範囲と同様の範囲を損傷範囲として取り扱うこととし、添付資料－３において求めた質点重量を用いる。

鉛直方向の建屋解析モデルを図-1 に、諸元を表-1 に示す。

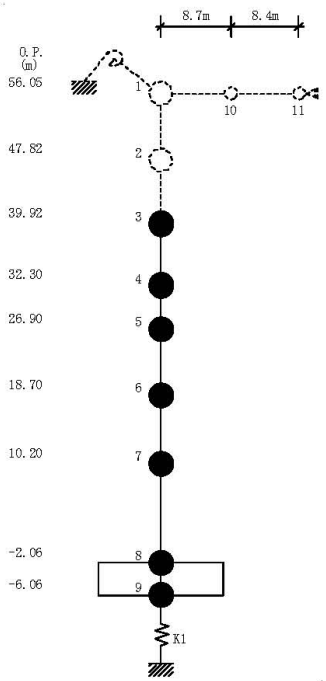


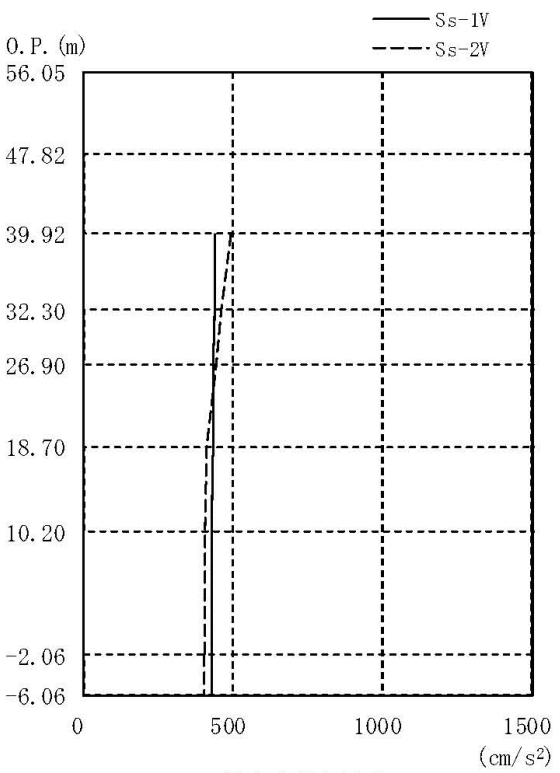

図-1　建屋解析モデル（鉛直方向）

表-1　建屋解析モデルの諸元（鉛直方向）

| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 軸断面積<br>$A_N$ ($m^2$) | 軸ばね剛性<br>$K_A$ ($\times 10^8$kN/m) |
|---|---|---|---|
| 1 | — | | |
| 2 | — | — | — |
| 3 | 69,940 | — | — |
| 4 | 87,140 | 204.5 | 6.90 |
| 5 | 127,760 | 210.7 | 10.03 |
| 6 | 129,030 | 354.5 | 11.11 |
| 7 | 218,480 | 340.6 | 10.30 |
| 8 | 353,740 | 654.7 | 13.72 |
| 9 | 132,390 | 2,812.6 | 180.71 |
| 合計 | 1,118,480 | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数 $Ec$ | $2.57\times10^7$(kN/m2) |
| せん断弾性係数 $G$ | $1.07\times10^7$(kN/m2) |
| ポアソン比 $\nu$ | 0.20 |
| 減衰 $h$ | 5% |
| 基礎形状 | 49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向) |

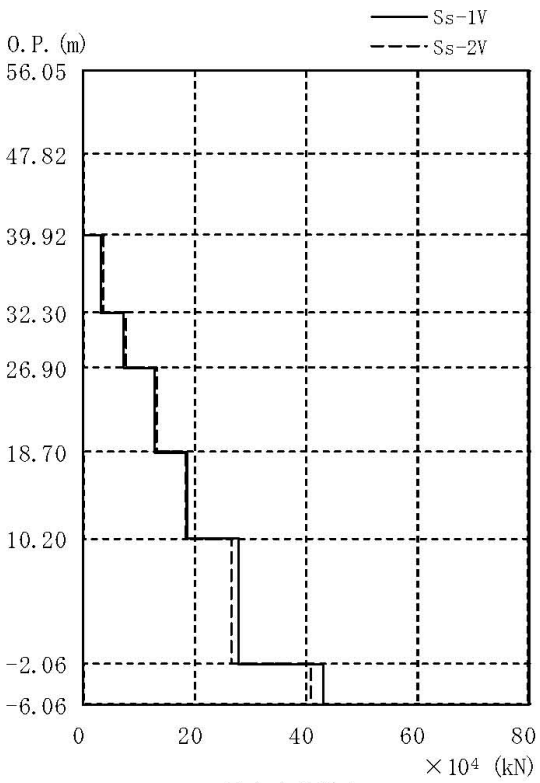
地震応答解析により求められた鉛直方向の最大応答加速度および最大応答軸力を図-2および図-3に示す。




(cm/s²)

| Ss-1V | Ss-2V |
|---|---|
| | |
| | |
| 437 | 492 |
| 437 | 462 |
| 436 | 442 |
| 432 | 410 |
| 429 | 404 |
| 427 | 404 |
| 427 | 404 |

図-2　最大応答加速度（鉛直方向）




×$10^4$(kN)

| Ss-1V | Ss-2V |
|---|---|
| | |
| | |
| | |
| | |
| 3.14 | 3.53 |
| 7.04 | 7.65 |
| 12.75 | 13.20 |
| 18.46 | 18.53 |
| 27.94 | 26.43 |
| 43.10 | 40.80 |

図-3　最大応答軸力（鉛直方向）

# 福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）

平成２３年７月

東京電力株式会社

目　次

１．はじめに

２．耐震安全性評価に関する検討方針

３．耐震安全性評価に関する検討結果

４．耐震補強工事等の対策に関する検討結果

５．まとめ

添付資料－１：３号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細
（質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価）

添付資料－２：３号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細
（3 次元 FEM 解析による局部評価）

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性
および補強等に関する検討に係る報告書（その２）

１．はじめに

本報告書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第６７条第１項の規定に基づく報告の徴収について」（平成２３年４月１３日）に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強に関する検討を実施した結果を報告するものである。

５月２８日に提出した（その１）の報告書では、１号機及び４号機を対象としたものであり、今回の（その２）の報告書では、破損状況が著しい３号機を対象としたものである。

２．耐震安全性評価に関する検討方針

（１）３号機の原子炉建屋

３号機の原子炉建屋については、３月 14 日に水素爆発とみられる事象により、５階のオペレーティングフロアより上部が破損した。爆発が生じた時の映像によると、かなり大きな爆発であったことが推測され、５階以上の建屋の大部分は爆発後の崩落した鉄骨やコンクリート部材が積み重なったような状況である。また、５階の北西部の床が損傷し、崩落した鉄骨やコンクリート部材の一部はその下の４階の床に積み重なっており、４階の壁のかなりの部分も損傷している。これらの情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 Ss による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて全体評価を行うこととした。その後、使用済燃料プールなどを含めた３次元 FEM 解析により局部評価を行うこととし、時刻歴応答解析により得られた最大値を地震荷重として入力し、温度荷重などその他の荷重と組み合わせた評価を行うこととした。この評価手法は、基本的に４号機と同様である。

３．耐震安全性評価に関する検討結果

（１）３号機の原子炉建屋

基準地震動 Ss を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している５階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも $0.14\times10^{-3}$ であり、評価基準値である $4\times10^{-3}$ を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している（結果的にはおおむね弾性範囲と言える状態であった。）。したがって、耐震安全上重要

な設備である「原子炉圧力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

（添付資料－１）

３次元 FEM 解析による局部評価結果としては、次のような評価を行った。

・ 基準地震動 Ss によって作用する地震荷重とその他の荷重を組み合わせた結果、使用済燃料プールにおいて鉄筋の最大ひずみは $1303\times10^{-6}$ であり、評価基準値である塑性限界ひずみの $5000\times10^{-6}$ に対して十分余裕がある（結果として、解析上の弾性限界ひずみの $1683\times10^{-6}$ よりも小さい）。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は 1689（N/mm）であり、評価基準値である 3130（N/mm）に対して十分余裕がある。

・ 原子炉格納容器の外側にあるシェル壁についても同様の評価を行っており、鉄筋の最大ひずみは $469\times10^{-6}$ であり、評価基準値である塑性限界ひずみの $5000\times10^{-6}$ に対して十分余裕がある（結果として、解析上の弾性限界ひずみの $1683\times10^{-6}$ よりも小さい。）。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は 2475（N/mm）であり、評価基準値である 3270（N/mm）に対して十分余裕がある。

・ 原子炉格納容器内が高温になった影響でシェル壁の剛性が低下した可能性や爆発によって燃料プールなどの剛性がより低下している可能性を考慮したパラメータスタディや、不確定要素が大きいので逆に剛性の低下を緩和したパラメータスタディの結果によると、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じておらず、仮定条件の変動が解析結果に与える影響はそれほど大きくないことを確認している。

（添付資料－２）

４．耐震補強工事等の対策に関する検討結果

（１）３号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。また、現段階では建物内部の線量レベルが高いことから立入が難しいという面もある。今後、環境改善が進み建物内部の線量レベルが作業を行うのに十分な程度に低減された場合には、建屋内の状況を確認するとともに、余裕度向上の観点からの補強工事を行うことも考慮にいれて、検討に取り組んでいくこととする。なお、残存している崩落した鉄骨やコンクリート部材に関しては、今後の環境改善の進展状況にもよるが、極力早期に撤去していく方針としている。

５．まとめ

本報告書においては、３号機の原子炉建屋について、耐震安全性評価を実施し、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないことを確認した。既に報告済みの１号機及び４号機の原子炉建屋も加えると、５階以上の階の損傷が大きい原子炉建屋については、いずれも耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないことが確認できたこととなる。

添付資料－１：３号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細
（質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価）

1. 解析評価方針

水素爆発等による損傷に伴う原子炉建屋の構造への影響および耐震性評価は，基準地震動 Ss を用いることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。なお，基準地震動 Ss-3 については，基準地震動 Ss-1 および Ss-2 の応答結果に比べて，過去の計算例（付録 1-1 参照）から明らかに小さいことが分かっているため，今回の検討では省略することとする。

地震応答解析モデルは，地盤との相互作用を考慮し，曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

３号機原子炉建屋については，地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し，水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。ここでは，原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し，損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。

原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと，鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）との比較により行う。

なお，鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては，水平方向の地震力が支配的であり，鉛直方向の地震力の影響は少ないことから，地震応答解析は水平方向のみ実施する。

上記の検討により，耐震余裕度が比較的少ない場合には，さらに詳細な検討を行うこととする。

３号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を，図-1.1 に示す。

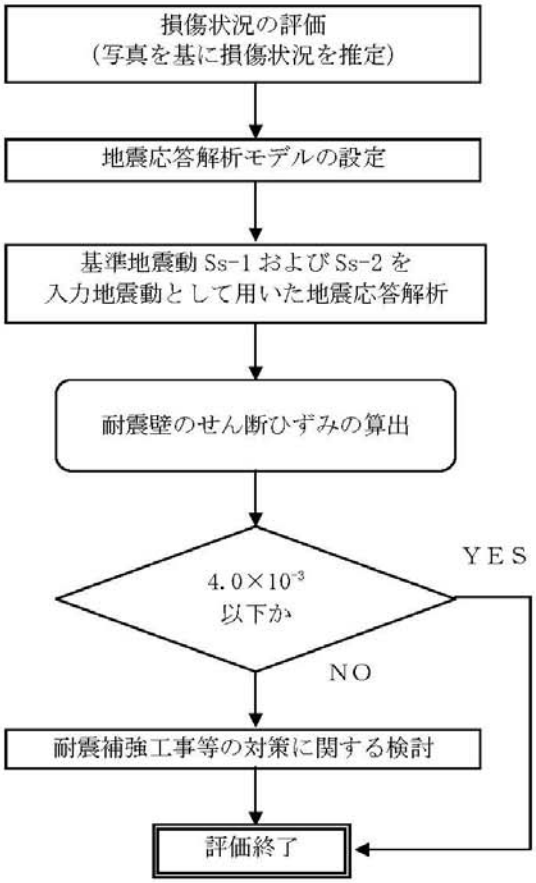



図-1.1　３号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.　損傷状況の評価

３号機原子炉建屋については，水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し，損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。

各部位の損傷状況評価の考え方を下記に示す。

a. 外壁・屋根トラス

外観の写真から損傷を確認できる外壁・屋根トラスについては，損傷部位として評価した。また，一部剥落が確認された外壁についても損傷として評価した。（図-2.1）

b. 使用済燃料プール

損傷が確認されている外壁の厚さは最大でも 600ｍｍであり，使用済燃料プールの壁・床の厚さが 1400～1850ｍｍであること及び使用済燃料プールについては循環冷却システムが完成しており満水状態が維持されていることから，損傷は無いものと評価した。

c. 機器仮置プール

外観の写真から一部剥落が確認された外壁部分を除き，機器仮置プール壁に損傷は確認されていない。なお，機器仮置プール西側の壁については，図-2.2 に示す写真から部分的に状況を確認した限り，損傷は確認されない。また，損傷が確認されている外壁の厚さは最大でも 600ｍｍであり，機器仮置プール壁・床の厚さが 900ｍｍであることから，損傷は無いものと評価した。

d. シェル壁

損傷が確認されている外壁の厚さは最大でも 600ｍｍであり，3 階のシェル壁は，厚さが 1850ｍｍであることから，損傷は無いものと評価した。

e. 床スラブ

建屋内については調査結果が得られていないことから，外観写真と外壁の損傷状況から判断することとした。1～3 階は，外壁が一部剥落していることを除き外観に異常は見られないことより，損傷は無いものと評価した。4 階，5 階については，外壁が損傷しており，損傷した外壁以下の厚さである床スラブは損傷している可能性があるものと評価した。また，5 階の北西側の床スラブについては，外観写真より床スラブを支持する 4 階部分の外壁と柱に大きな損傷が確認できることより，損傷部位として評価した。（図-2.3）



北面



西面



東面



南面

図-2.1　外壁の状況



機器仮置プール西側壁の状況が確認できる部分

図-2.2 機器仮置プール西側の壁の状況



図-2.3　5階北西側の床スラブの状況

3.　解析に用いる入力地震動

３号機原子炉建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官１９第６０３号　平成20年3月31日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ss-1およびSs-2を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-3.1 に示す。モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 Ss-1 および Ss-2 の加速度波形について，図-3.2 に示す。

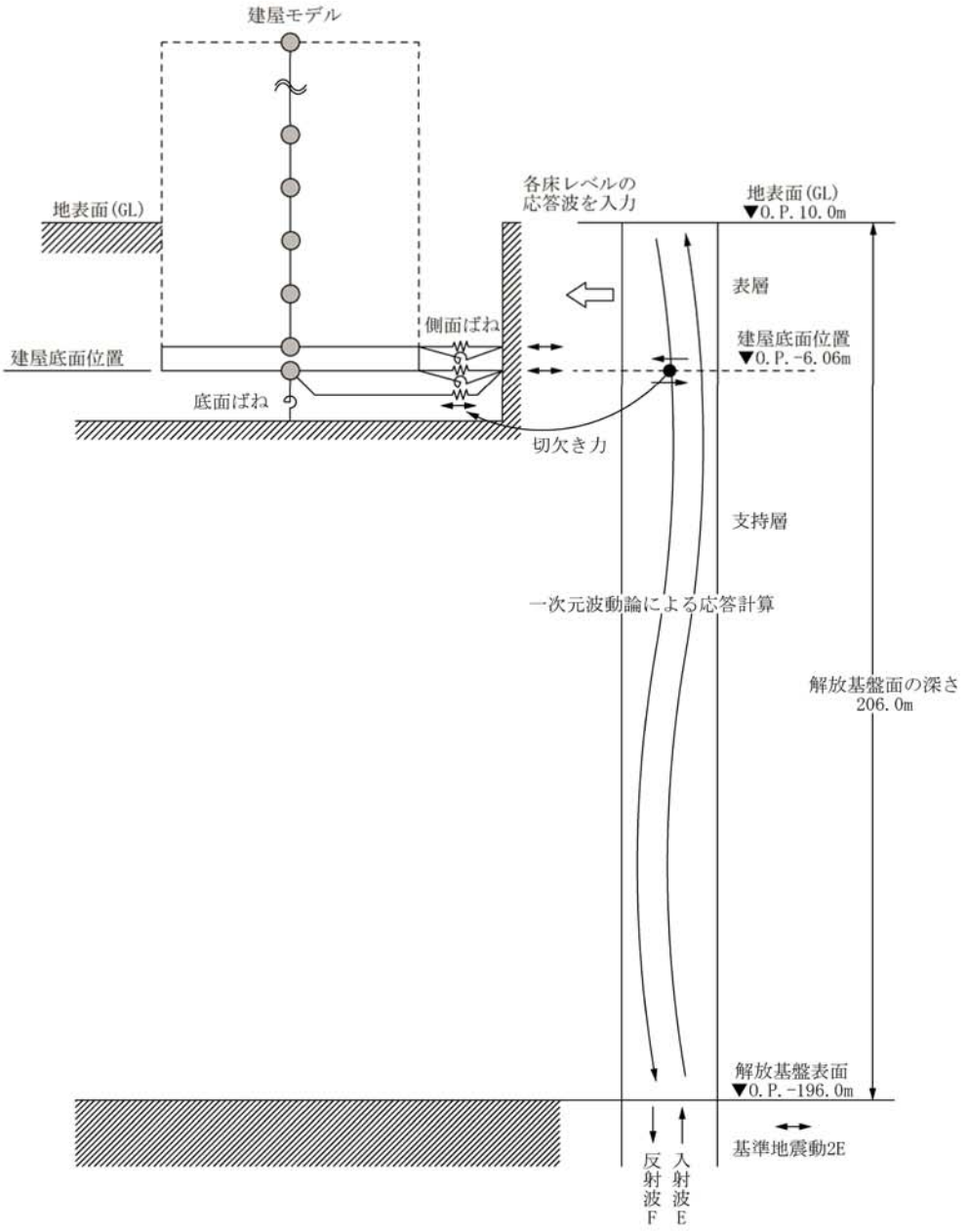



図-3.1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

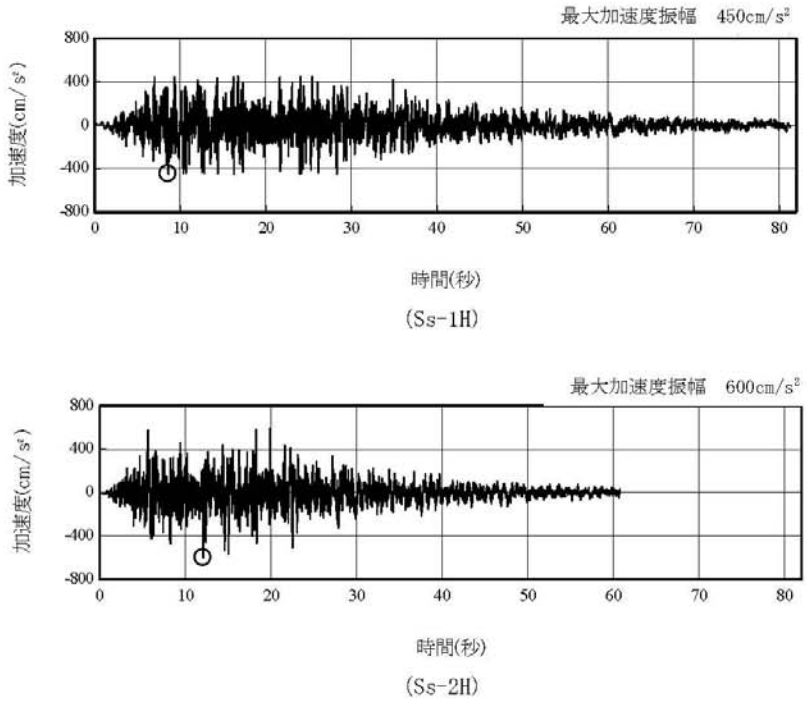



図-3.2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

4. 地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する原子炉建屋の地震応答解析は，「3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

本検討では，「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂２）」（平成 22 年 4 月 19 日）にて作成した地震応答解析モデルを基に，次の項目について修正を加え，新たな地震応答解析モデルを構築することとする。

３号機原子炉建屋については，水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷していることから，「2. 損傷状況の評価」で評価した損傷状況を基に解析モデルを作成する。なお，５階より上部の崩れた部分の重量は５階床（床スラブが損傷している北西部分については４階床）で支持されていると仮定するなど，崩れた部分の重量は下階の床で支持されていると仮定する。３号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）を図-4.1 に，損傷状況（平面図）を図-4.2 に示す。

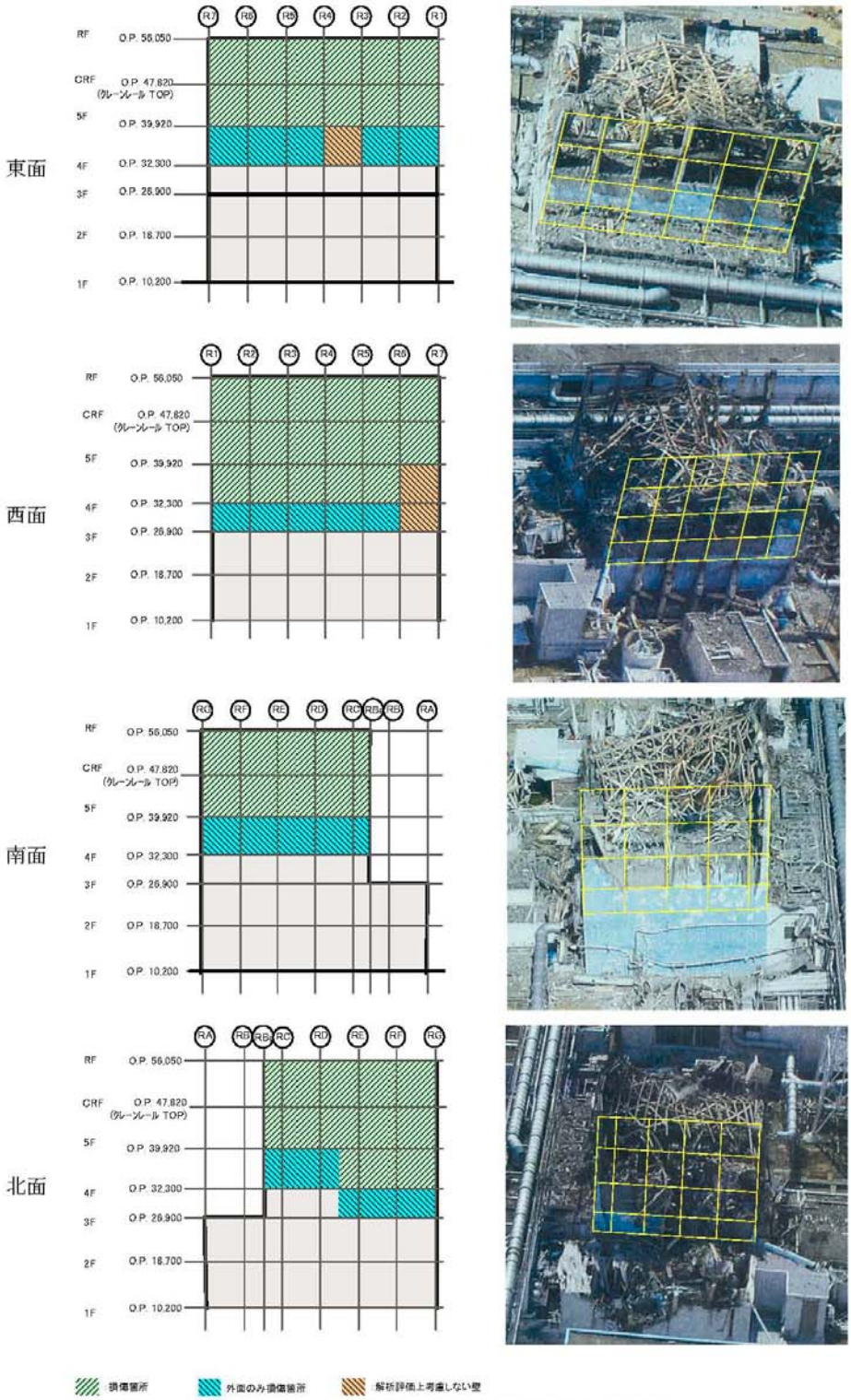



図-4.1　3号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）

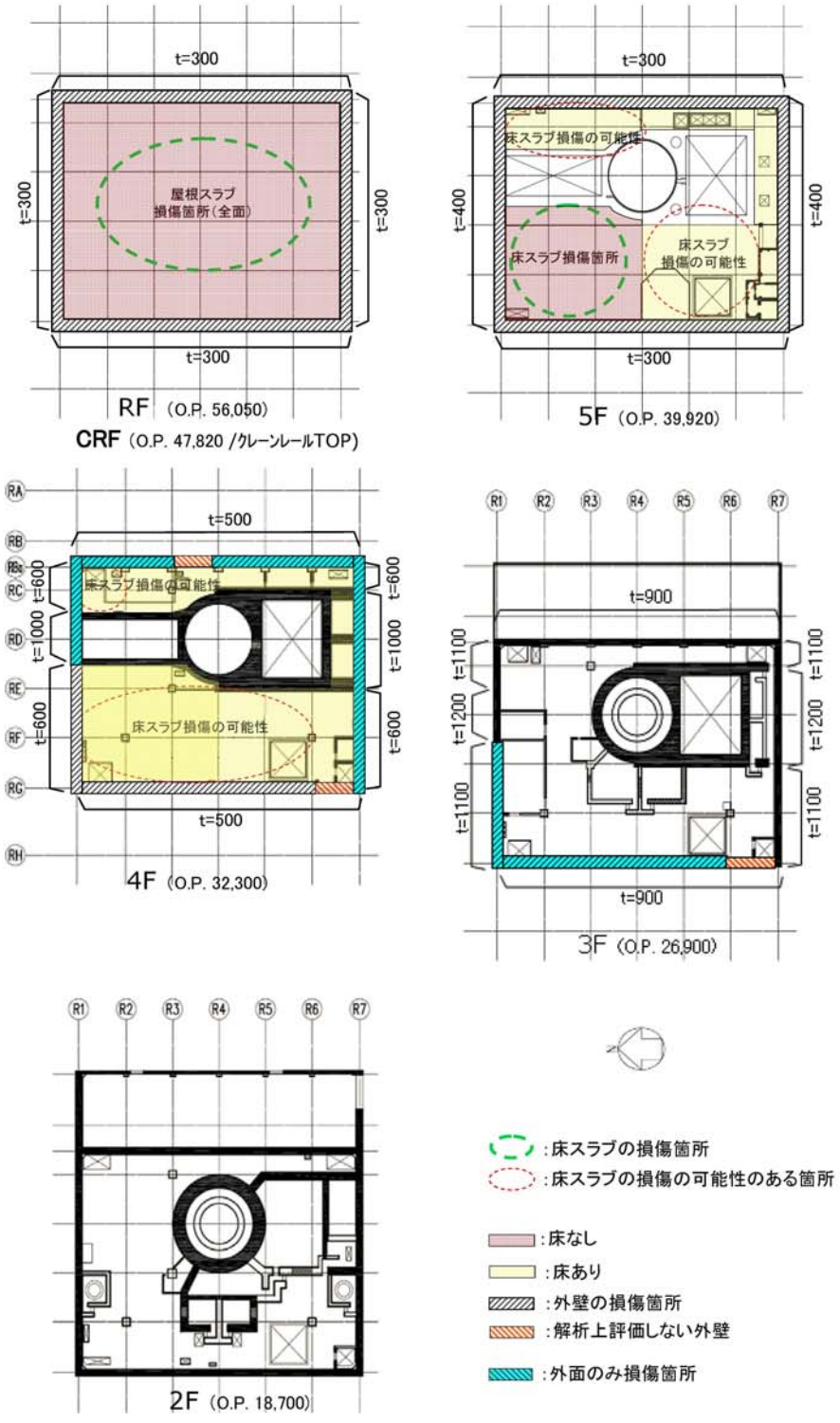



図-4.2　3号機原子炉建屋の損傷状況（平面図）

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは，図-4.3および図-4.4に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねおよび入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-4.1に，建屋解析モデルの諸元を表-4.2に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-4.3に示す。

水平方向の解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また，埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては，建屋側面位置の地盤定数を用いて，水平および回転ばねを「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，Novakばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図-4.5に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の1次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

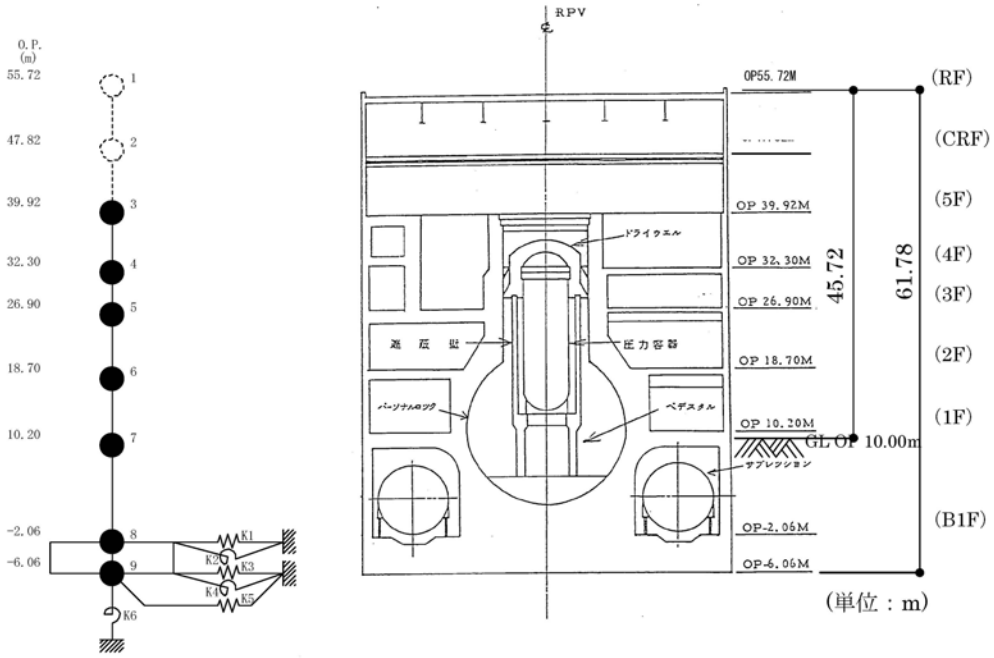



図-4.3　３号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

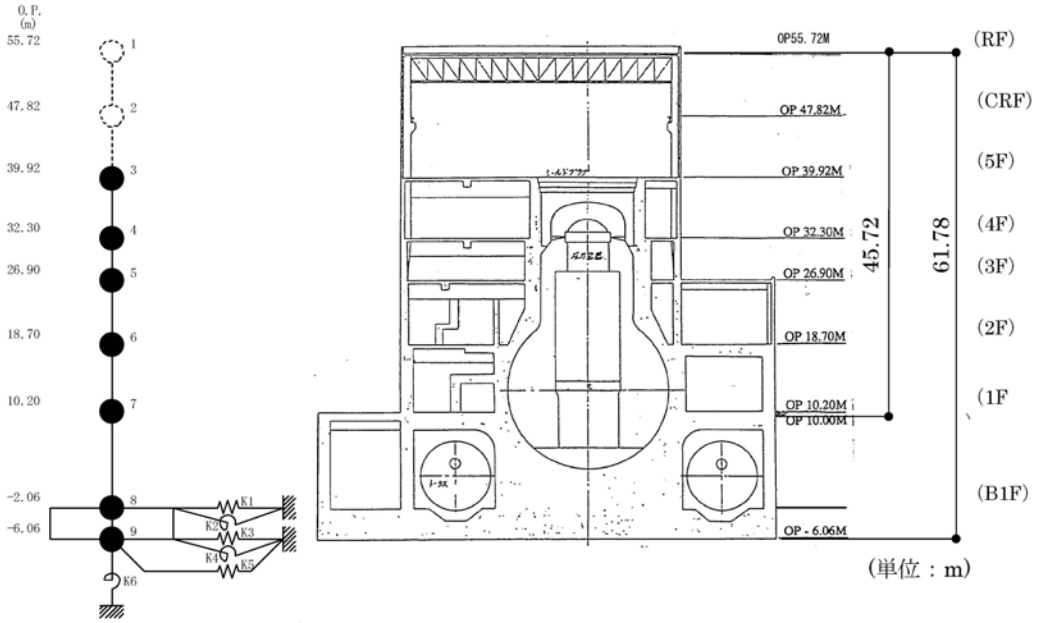



図-4.4　３号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

表-4.1　地震応答解析に用いる物性値

| | 強度＊1<br>Ｆｃ<br>($N/mm^2$) | ヤング係数*2<br>E<br>($N/mm^2$) | せん断弾性係数*2<br>G<br>($N/mm^2$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>($kN/m^3$) |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当<br>(SD35) | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

表-4.2　建屋解析モデルの諸元

（NS 方向）

| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 回転慣性重量<br>$I_G$($\times 10^5$kN・m$^2$) | せん断断面積<br>$A_S$(m$^2$) | 断面2次モーメント<br>I(m$^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| 2 | — | — | — | — |
| 3 | 78,130 | 82.37 | — | — |
| 4 | 119,490 | 238.33 | 145.3 | 9,598 |
| 5 | 109,640 | 201.82 | 146.1 | 29,271 |
| 6 | 130,160 | 239.58 | 237.3 | 56,230 |
| 7 | 226,760 | 417.47 | 208.6 | 60,144 |
| 8 | 301,020 | 554.17 | 458.7 | 112,978 |
| 9 | 127,000 | 233.79 | 2,697.8 | 496,620 |
| 合計 | 1,092,200 | | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数$E_C$ | $2.57\times10^7$ (kN/m$^2$) |
| せん断弾性係数$G$ | $1.07\times10^7$ (kN/m$^2$) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.20 |
| 減衰$h$ | 5% |
| 基礎形状 | 47.0m(NS方向)×57.4m(EW方向) |

（EW 方向）

| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 回転慣性重量<br>$I_G$($\times 10^5$kN・m$^2$) | せん断断面積<br>$A_S$(m$^2$) | 断面2次モーメント<br>I(m$^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| 2 | — | — | — | — |
| 3 | 78,130 | 60.05 | — | — |
| 4 | 119,490 | 124.49 | 61.9 | 5,665 |
| 5 | 109,640 | 201.82 | 123.4 | 12,460 |
| 6 | 130,160 | 239.58 | 204.1 | 41,352 |
| 7 | 226,760 | 622.62 | 226.6 | 61,084 |
| 8 | 301,020 | 826.50 | 431.3 | 135,128 |
| 9 | 127,000 | 348.72 | 2,697.8 | 740,717 |
| 合計 | 1,092,200 | | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数$E_C$ | $2.57\times10^7$ (kN/m$^2$) |
| せん断弾性係数$G$ | $1.07\times10^7$ (kN/m$^2$) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.20 |
| 減衰$h$ | 5% |
| 基礎形状 | 47.0m(NS方向)×57.4m(EW方向) |

表-4.3　地盤定数

(Ss-1)

| 標 高<br>O.P.<br>(m) | 地 質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| -10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.78 | 266,000 | 398 | 3 |
| -80.0 | 泥岩 | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | 0.78 | 340,000 | 442 | 3 |
| -108.0 | 泥岩 | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | 0.78 | 439,000 | 495 | 3 |
| -196.0 | 泥岩 | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | 0.78 | 509,000 | 530 | 3 |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | — |

(Ss-2)

| 標 高<br>O.P.<br>(m) | 地 質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| -10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.81 | 276,000 | 405 | 3 |
| -80.0 | 泥岩 | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | 0.81 | 353,000 | 450 | 3 |
| -108.0 | 泥岩 | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | 0.81 | 456,000 | 504 | 3 |
| -196.0 | 泥岩 | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | 0.81 | 529,000 | 540 | 3 |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | — |

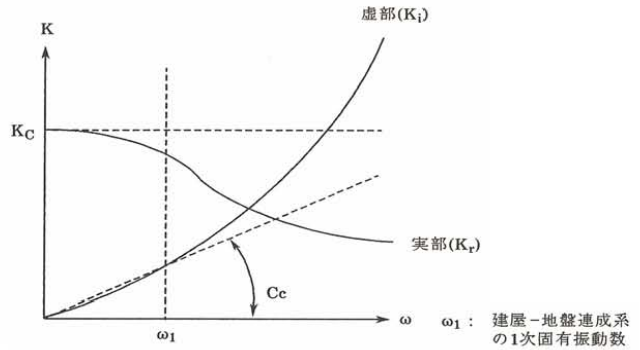



図-4.5　地盤ばねの近似

5. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向，EW 方向の最大応答加速度を図-5.1 および図-5.2 に示す。

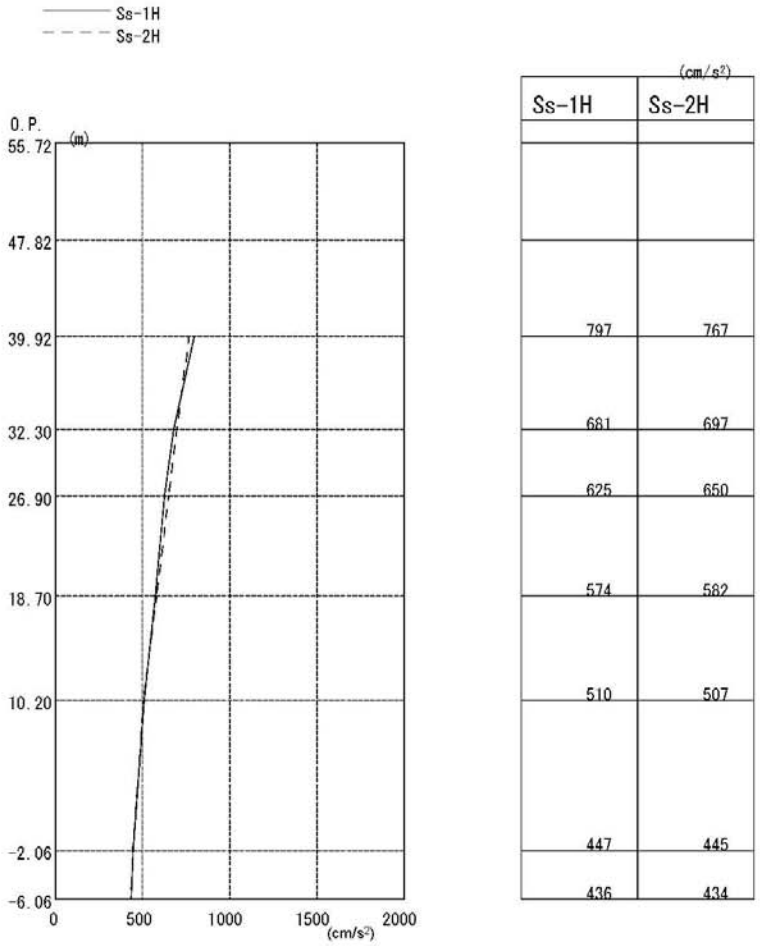



図-5.1 最大応答加速度（NS 方向）

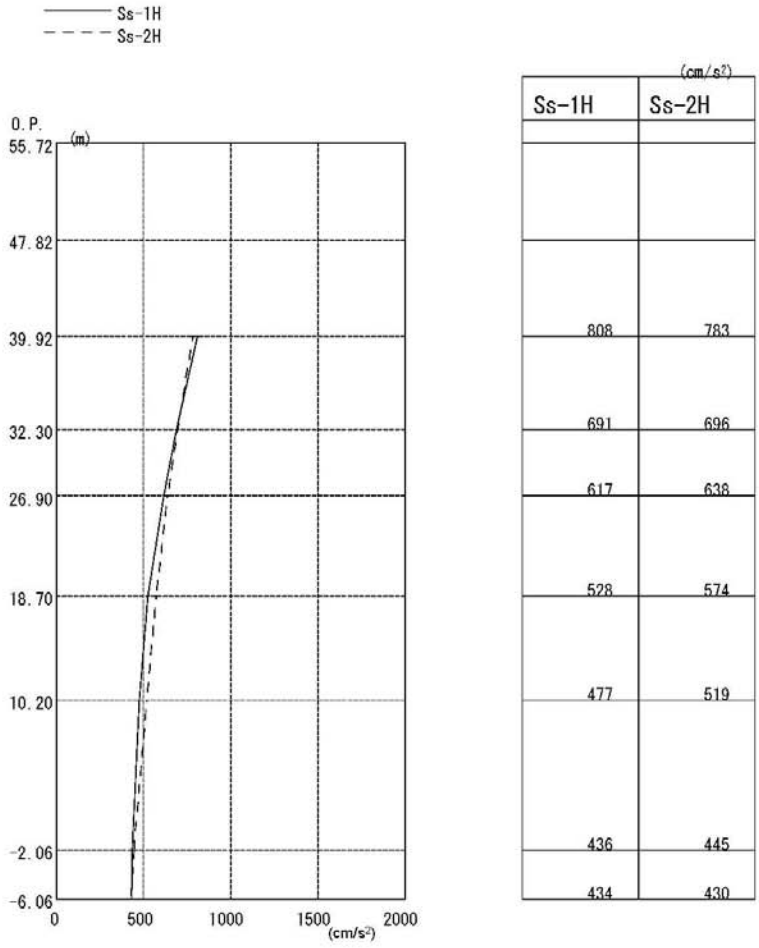



図-5.2　最大応答加速度（EW 方向）

6. 耐震安全性評価結果

表 6-1 に，耐震壁の最大せん断ひずみを，図-6.1，図-6.2 および図-6.3，図-6.4 に基準地震動Ss-1および基準地震動Ss-2に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，最大で $0.14\times10^{-3}$ (Ss-2H, NS 方向, 1 F) であり，評価基準値 ($4.0\times10^{-3}$) に対して十分余裕がある。

以上のことから，原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

表 6－1　耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧

($\times10^{-3}$)

| | NS 方向 | | EW 方向 | |
|---|---|---|---|---|
| | Ss-1H | Ss-2H | Ss-1H | Ss-2H |
| 4F | 0.05 | 0.04 | 0.10 | 0.10 |
| 3F | 0.10 | 0.10 | 0.12 | 0.12 |
| 2F | 0.09 | 0.09 | 0.10 | 0.10 |
| 1F | 0.13 | 0.14 | 0.12 | 0.13 |
| B1F | 0.09 | 0.09 | 0.09 | 0.09 |

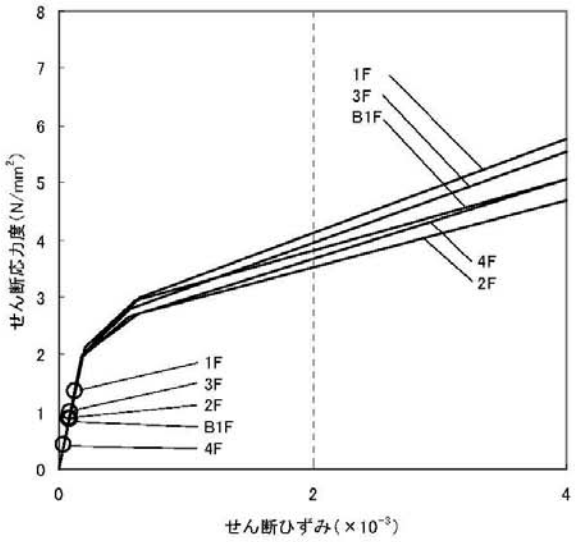



図-6.1　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，NS 方向）

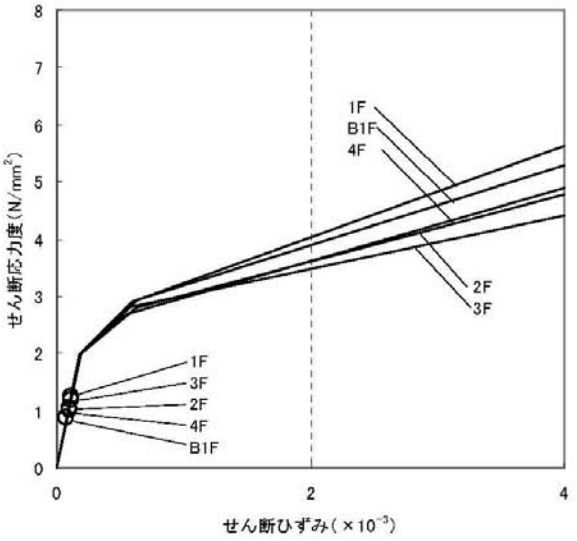



図-6.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，EW 方向）

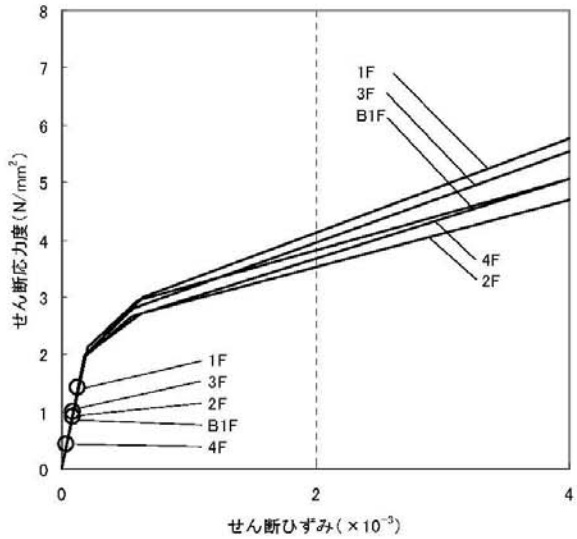



図-6.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，NS 方向）

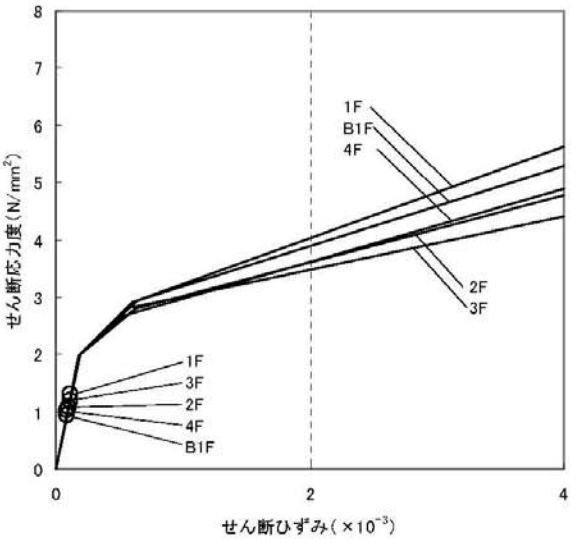
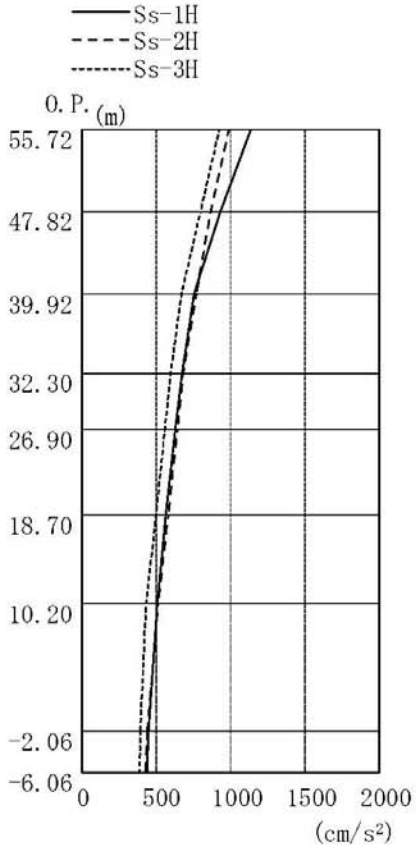



図-6.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，EW 方向）

付録 1-1

『発電所原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果

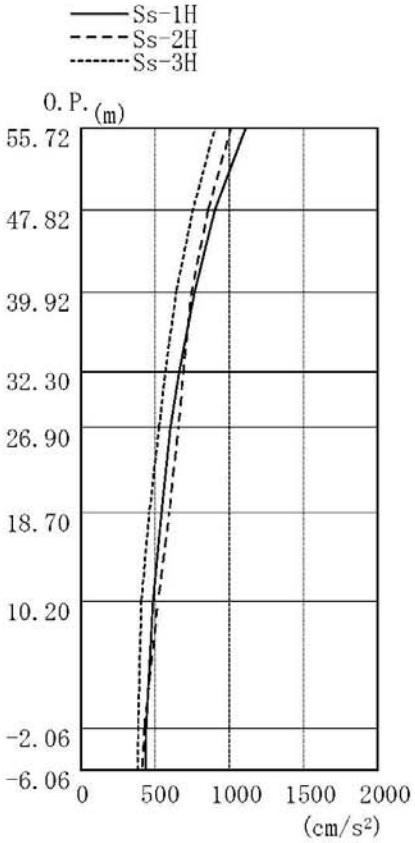
『福島第一原子力発電所　「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂２）』（平成 22 年 4 月 19 日）に記載している３号機原子炉建屋の耐震安全性評価結果を抜粋して以下に示す。




(cm/s²)

| Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H |
|---|---|---|
| 1136 | 990 | 925 |
| 933 | 866 | 798 |
| 754 | 770 | 670 |
| 675 | 681 | 597 |
| 629 | 643 | 558 |
| 564 | 580 | 499 |
| 509 | 514 | 431 |
| 449 | 440 | 393 |
| 437 | 427 | 387 |

図-1　最大応答加速度（NS 方向）




(cm/s²)

| Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H |
|---|---|---|
| 1112 | 1013 | 904 |
| 903 | 858 | 756 |
| 767 | 747 | 643 |
| 664 | 692 | 572 |
| 604 | 658 | 527 |
| 546 | 596 | 463 |
| 489 | 520 | 409 |
| 441 | 429 | 387 |
| 437 | 414 | 384 |

図-2　最大応答加速度（EW 方向）

表-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

（$\times 10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| CRF | 0.07 | 0.06 | 0.06 | 2.0以下 |
| 5F | 0.12 | 0.11 | 0.10 | |
| 4F | 0.04 | 0.04 | 0.04 | |
| 3F | 0.06 | 0.07 | 0.06 | |
| 2F | 0.08 | 0.09 | 0.08 | |
| 1F | 0.13 | 0.13 | 0.12 | |
| B1F | 0.08 | 0.08 | 0.07 | |

表-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（$\times 10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| CRF | 0.09 | 0.09 | 0.08 | 2.0以下 |
| 5F | 0.12 | 0.11 | 0.09 | |
| 4F | 0.08 | 0.08 | 0.07 | |
| 3F | 0.09 | 0.09 | 0.08 | |
| 2F | 0.10 | 0.10 | 0.09 | |
| 1F | 0.12 | 0.12 | 0.10 | |
| B1F | 0.08 | 0.09 | 0.07 | |

以上

添付資料－２：３号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細
（３次元 FEM 解析による局部評価）

1. 解析評価方針

３号機原子炉建屋については，５階より下部の４階や３階の外壁が複雑に損傷していることを踏まえ，２階より上部を詳細な３次元ＦＥＭ解析モデルでモデル化し，応力解析により基準地震動 Ss に対する原子炉建屋の耐震安全性を評価する。なお，３号機原子炉建屋の外壁の損傷が確認されている４階や３階においては，主要な耐震要素が使用済燃料プールとなることから，ここでは使用済燃料プールを中心とした評価を実施する。

原子炉建屋の５階平面図を図-1.1 に，断面図を図-1.2 に示す。

耐震安全性評価は，図-1.3 のフローに示すように以下の手順で行う。

- 使用済燃料プールを中心とした評価を実施するために２階（0.P.18.7m）から５階（0.P.39.92m）までの建屋部分を対象に，爆発等による損傷状況を模擬した３次元ＦＥＭ解析モデルを作成する。
- 死荷重，プール水による静水圧，温度荷重，地震応答解析結果に基づく地震荷重，地震時動水圧などの荷重条件および荷重組合せの条件を設定する。
- 応力解析として鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を行い，使用済燃料プール部及びシェル壁部に発生する応力およびひずみを算出する。
- 評価基準値と比較し，耐震安全性を評価する。

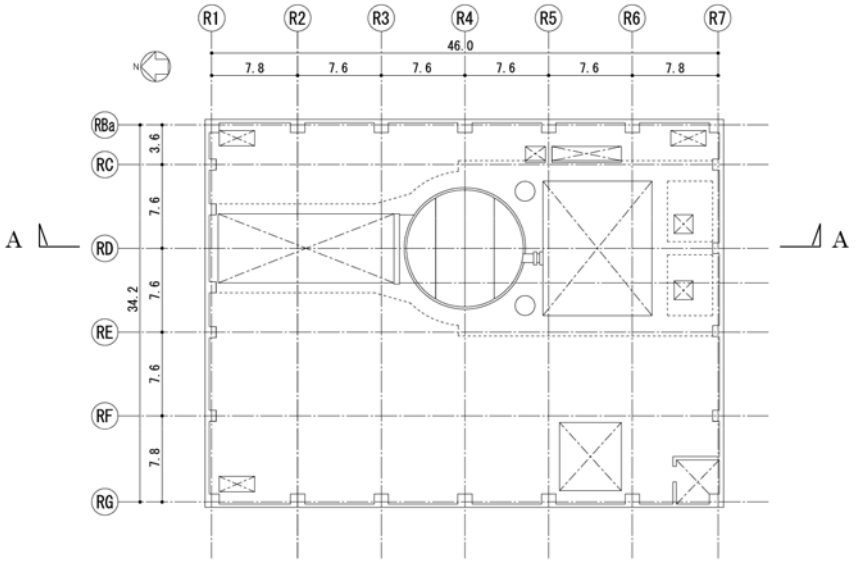



図-1.1　5階（OP 39.92）平面図　（単位：m）

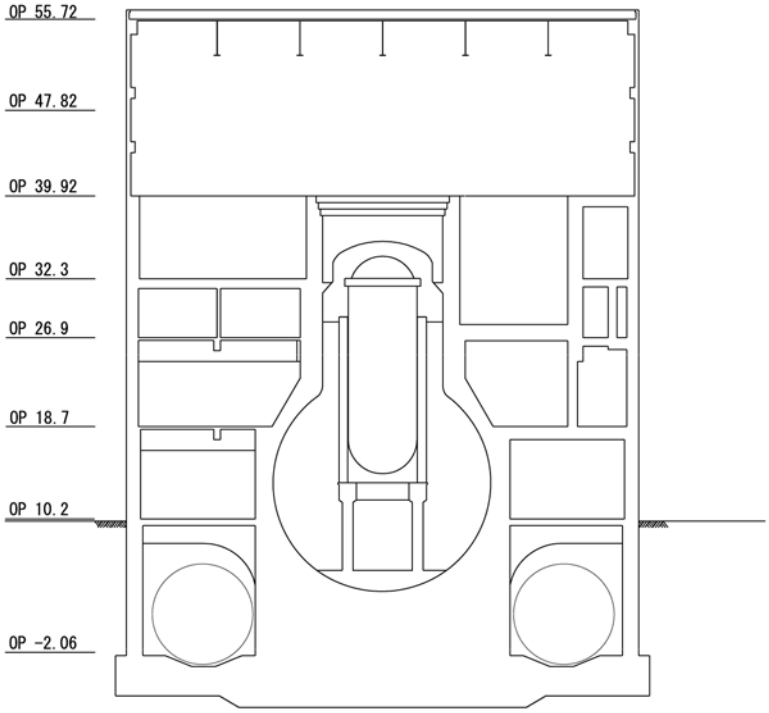



図-1.2　A-A断面図　（単位：m）

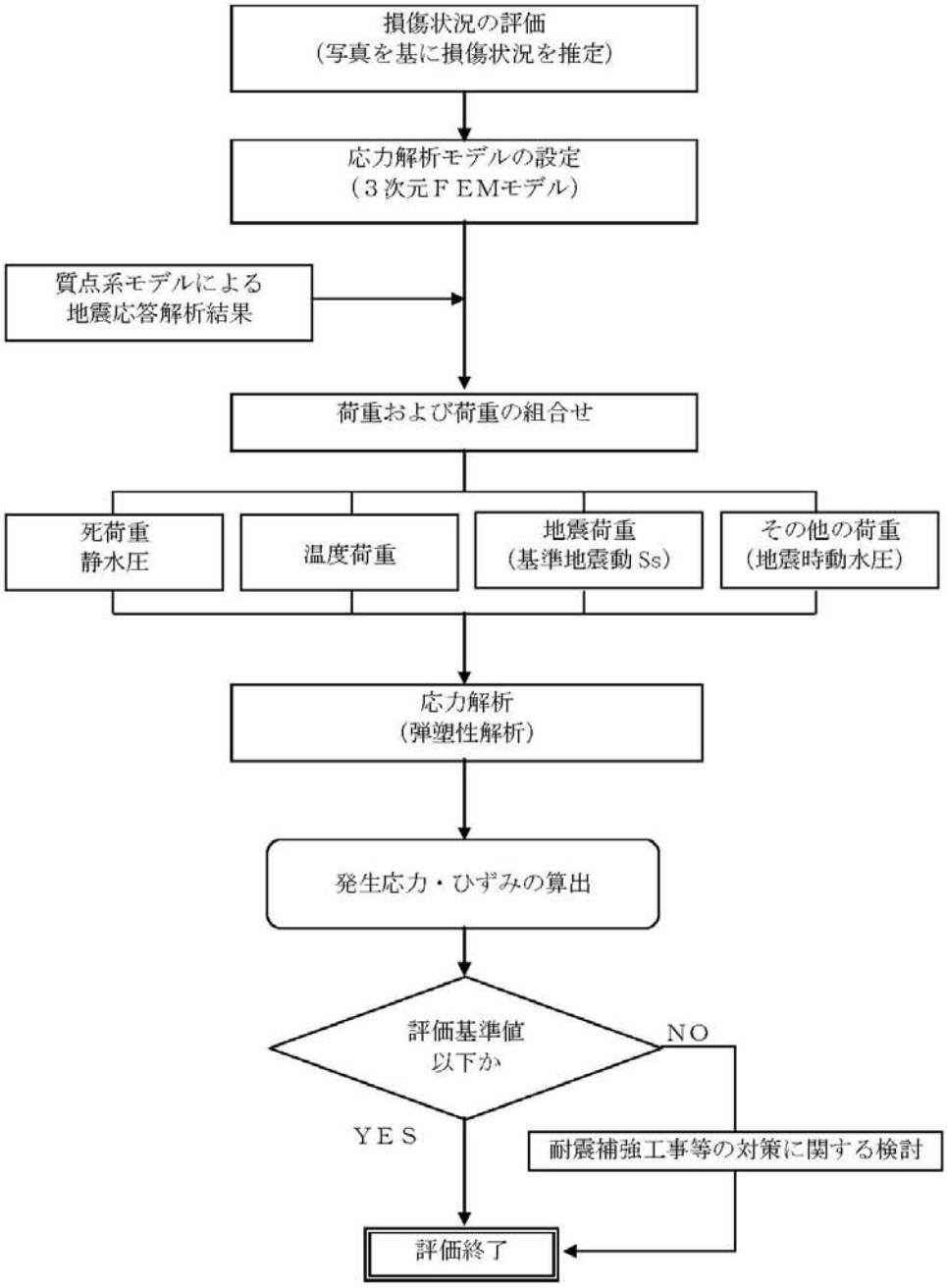



図-1.3　局部評価の耐震安全性評価フロー

2.　損傷状況の評価

損傷状況の評価にあたっては，「添付資料－２　２．損傷状況の評価」を基本として３次元ＦＥＭ解析モデルを作成している。

解析モデルで評価した外壁は，添付資料－２において考慮した部分と同一とする。

爆発による影響を考慮し，添付資料－２で損傷部位として考慮した５階及び４階の床の剛性を５０％に低減し，使用済燃料プール，機器仮置プール及び原子炉ウェルの剛性を８０％に低減する。

なお，シェル壁については，目視による確認は実施できていないものの，シェル壁は，損傷している外壁の厚さ（最大で600mm）と比較して厚いことから損傷は無いものとして評価する。

損傷した部分の重量については，下階の床で支持されていると仮定し，全て一様に積載されているものとして評価する。

3.　応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を実施し，使用済燃料プール部及びシェル壁部に発生する応力およびひずみを算定する。２階壁から５階の燃料取替え床までの鉄筋コンクリート部材を有限要素の集合体としてモデル化する。

解析モデルに使用する板要素は，鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素を用いる。各要素には，板の軸力と曲げ応力を同時に考えるが，板の曲げには面外せん断変形の影響も考慮する。使用計算機コードは「ABAQUS」である。

解析モデル概要図を図-3.1 に，コンクリートと鉄筋の構成則を図-3.2 に，解析モデルの境界条件を図-3.3 に示す。

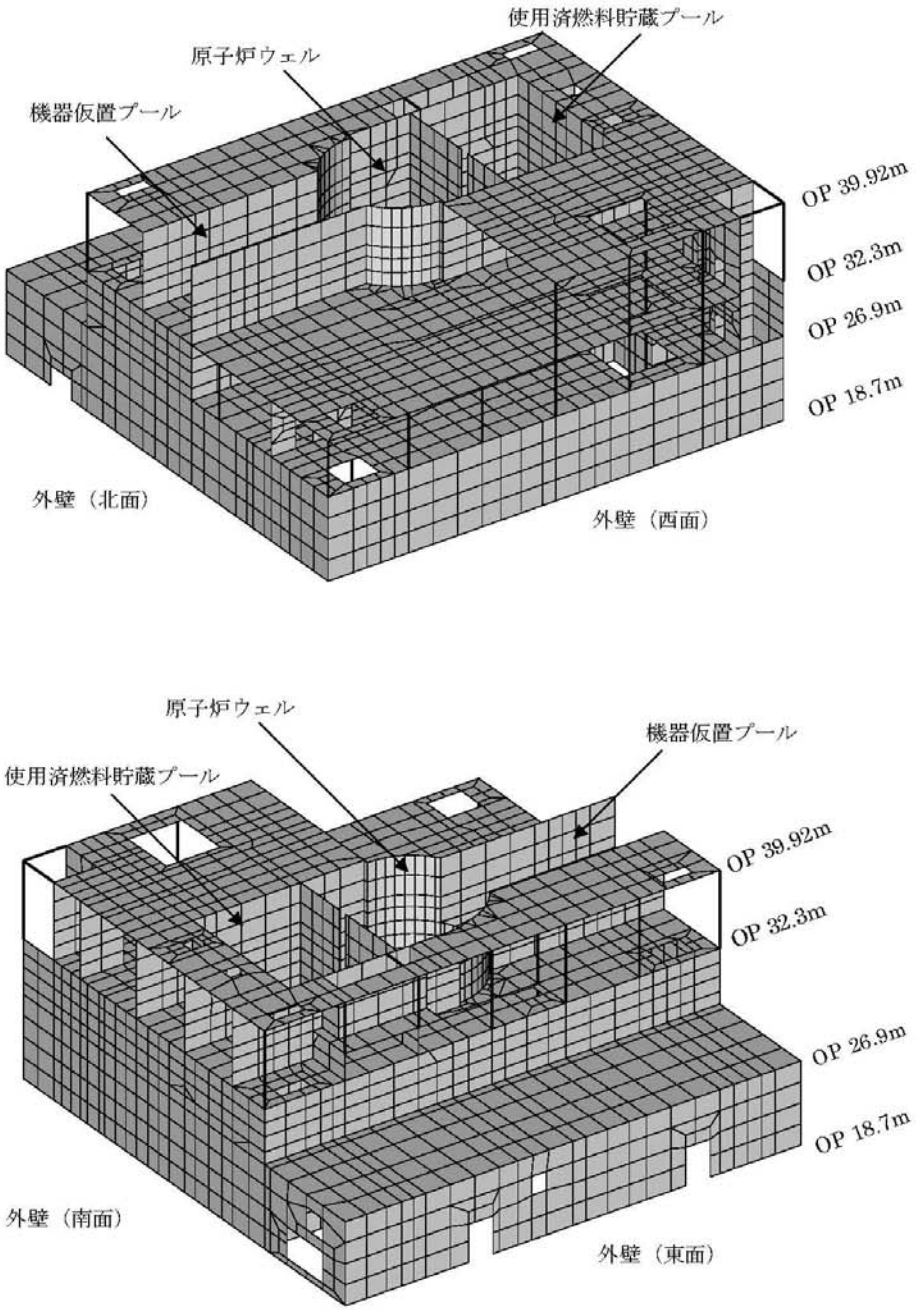
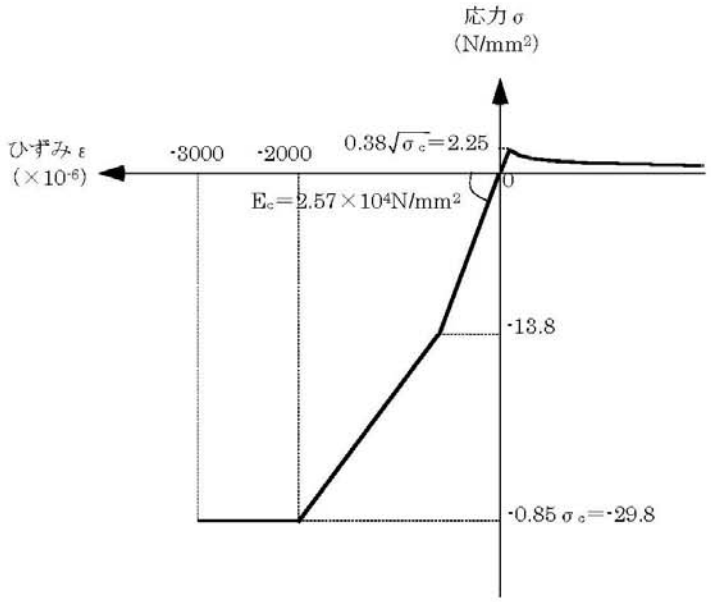
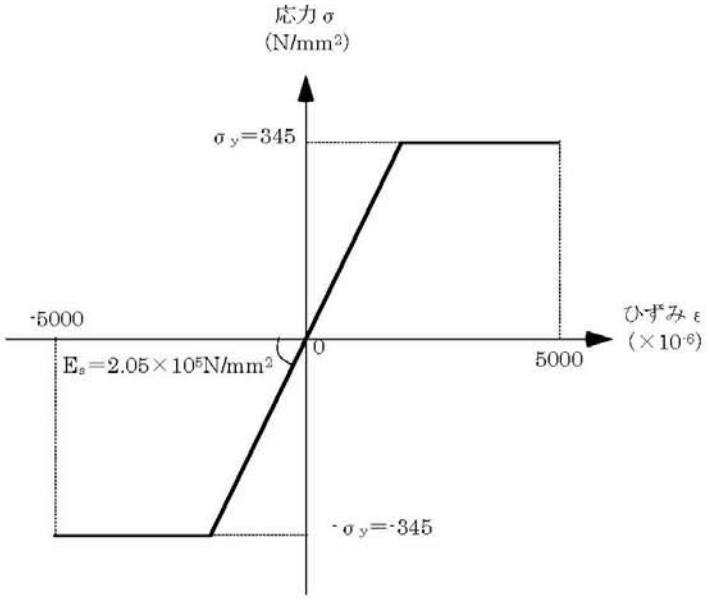



図-3.1　解析モデル概要図




(a)　コンクリートの応力－ひずみ関係

(コンクリート強度 σc=35N/mm²)




(b)　鉄筋の応力－ひずみ関係

(鉄筋降伏点 σy=345N/mm²)

図-3.2　コンクリートと鉄筋の構成則

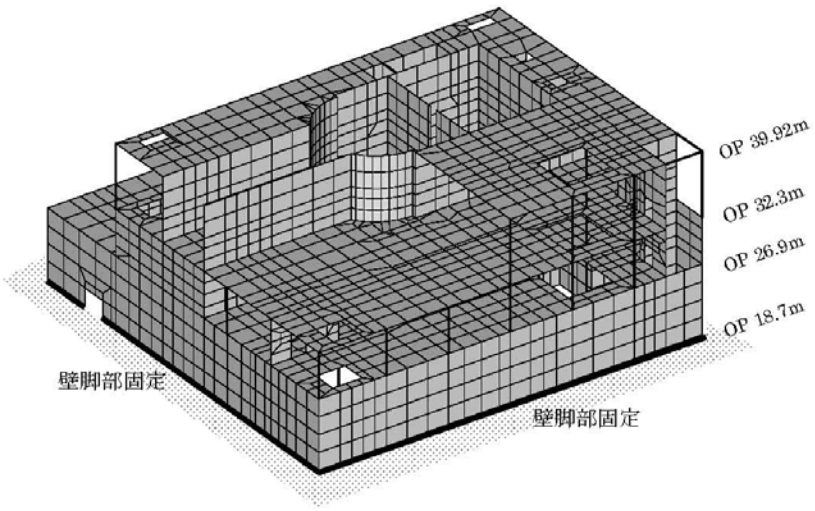



図-3.3　解析モデルの境界条件

4. 荷重および荷重の組合せ

(1) 死荷重

解析モデルに付与する死荷重は，モデル化範囲の建屋躯体の自重，機器重量に加え，崩れた屋根や外壁重量が全て燃料取替え床やプール床に積載していると仮定した場合の付加重量を考慮する。

(2) 静水圧

使用済燃料プールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮する。

(3) 温度荷重

実測されたプール水の温度条件（62℃程度）を参考に，水温 65℃，外気温 10℃の状態を想定する。原子炉格納容器内の雰囲気温度についても，これまでの履歴温度より 110℃の状態を想定する。

(4) 地震荷重

前述の建屋の損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動 Ss に対する地震応答解析結果に基づき，水平方向および鉛直方向の地震荷重を設定する。（付録 2-1 参照）

(5) その他の荷重

プール水の地震時動水圧を考慮する。

(6) 荷重の組合せ

表-4.1 に荷重の組合せを示す。なお，水平方向および鉛直方向の地震動の組合せは，組合せ係数法（組合せ係数 0.4）により評価する。

日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」等においては，温度荷重と基準地震動 Ss による地震荷重との組合せを行わないこととしている。しかし，現状の使用済燃料プールが比較的長期間高温状態となっていることを踏まえ，温度荷重と基準地震動 Ss による地震荷重とを組み合わせて評価することとした。さらに，温度荷重を考慮しない場合の評価結果については付録 2-2 に示している。

表-4.1 荷重の組合せ

| 荷重時名称 | 荷重の組合せ |
|---|---|
| Ss 地震時 | DL + H + T + K + KH |

ここに， DL：死荷重 ， H：静水圧 ， T：温度 ，
K：地震荷重（基準地震動 Ss） ， KH：地震時動水圧

5.　評価結果

配筋諸元等に基づき原子炉建屋の構造検討を行い，耐震安全性を評価する。評価箇所を図-5.1，図-5.2に示す。また評価に用いる配筋諸元を表-5.1に示す。

評価においては，応力解析より求まる発生応力およびひずみが，評価基準値を超えないことを確認する。評価基準値は，日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」等に基づき設定する。

評価結果を表-5.2，表-5.3に示す。いずれの箇所においても発生応力およびひずみは弾性範囲内であり評価基準値を下回ることより，現状の原子炉建屋は基準地震動Ｓｓに対する耐震安全性が確保されていると推定される。

表-5.2～表-5.3に用いる記号の説明

| | |
|---|---|
| ${}_c\varepsilon_c$ | ：コンクリートの圧縮ひずみ |
| ${}_s\varepsilon_c$，${}_s\varepsilon_t$ | ：鉄筋の圧縮ひずみおよび引張ひずみ<br>（ひずみは全て引張側を正として表記） |
| Q | ：面外せん断力 |

なお，損傷状況の評価において，剛性が変動する可能性が考えられることから、炉内が高温になった影響でシェル壁の剛性が低下した可能性や爆発によって使用済燃料プールなどの剛性がより低下している可能性を考慮したパラメータスタディや，不確定要素が大きいので逆に剛性の低下を緩和したパラメータスタディを実施し，多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じておらず、仮定条件の変動が解析結果に与える影響はそれほど大きくないことを確認している。（付録2-3参照）

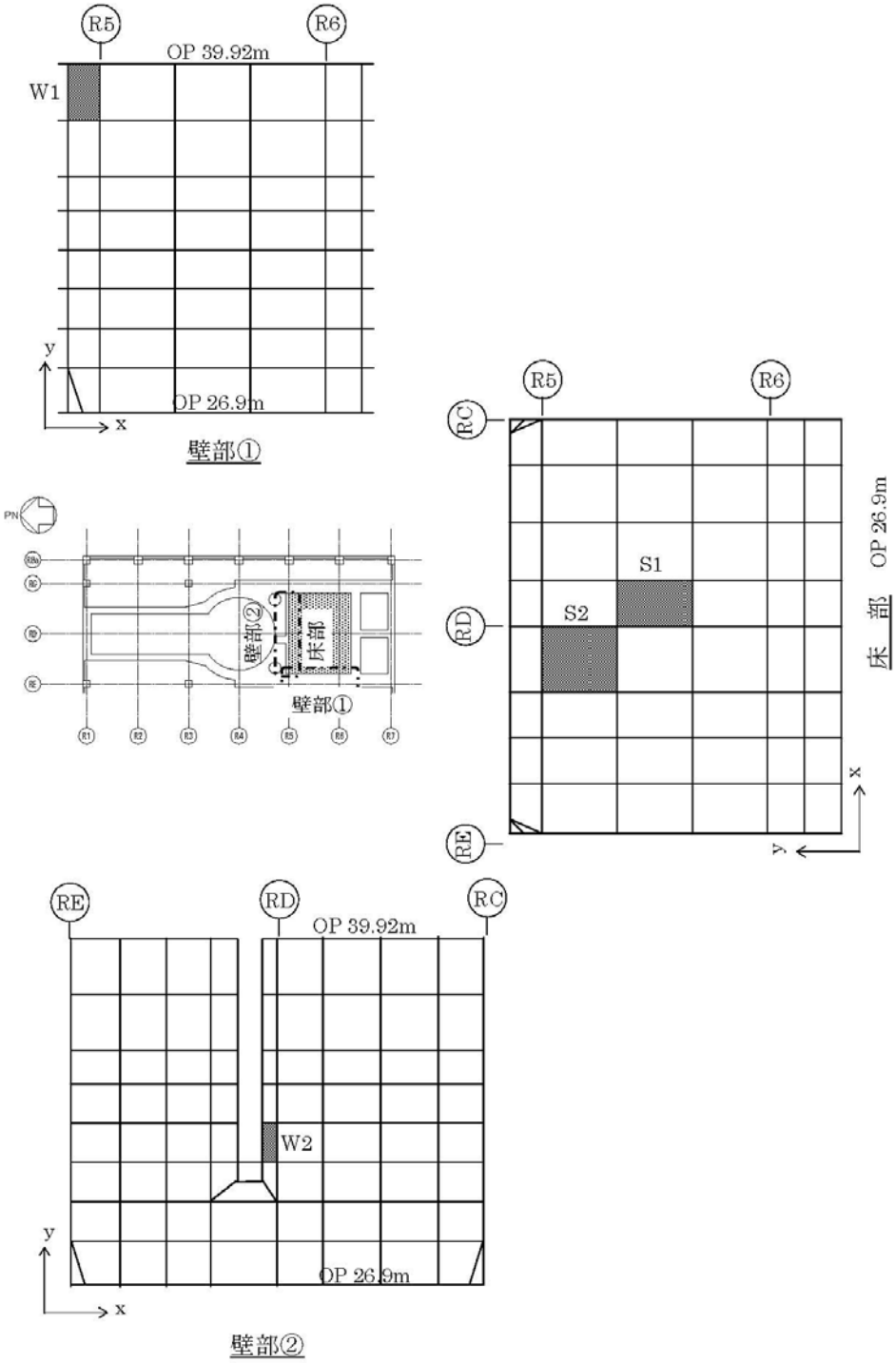

R5
R6
OP 39.92m
W1
y
x
OP 26.9m
壁部①
PN
壁部②
床部
壁部①
R5
R6
RC
RD
RE
S1
S2
OP 26.9m
床部
x
y
RE
RD
RC
OP 39.92m
W2
y
x
OP 26.9m
壁部②

図-5.1　評価箇所(1)

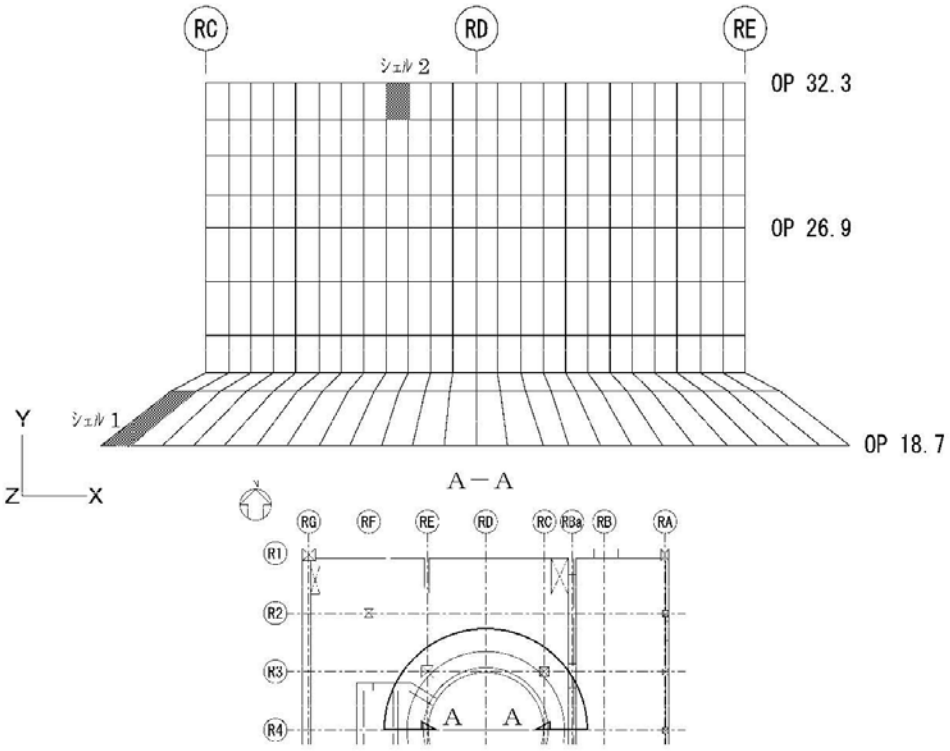



図-5.2　評価箇所(2)

表-5.1　評価箇所配筋諸元

| 位置 | 内側筋 | | 外側筋 | | せん断補強筋 |
|---|---|---|---|---|---|
| | x 方向 | y 方向 | x 方向 | y 方向 | |
| W1 | D32@250<br>+4-D32 | D32@120 | D32@250<br>+4-D32 | D32@240 | — |
| W2 | D38@130 | D38@130 | D38@160 | D38@130 | — |
| 位置 | 上端筋 | | 下端筋 | | せん断補強筋 |
| | x 方向 | y 方向 | x 方向 | y 方向 | |
| S1<br>S2 | D32@100＋D32@200 | | D32@200 | | — |
| 位置 | 内側筋 | | 外側筋 | | せん断補強筋 |
| | x 方向 | y 方向 | x 方向 | y 方向 | |
| シェル 1 | D38@100＋<br>D38@150 | D38@100＋<br>D38@200 | D38@100＋<br>D38@150 | D38@120＋<br>D38@240 | — |
| シェル 2 | D38@130 | D38@130 | D38@150 | D38@130 | — |

表-5.2(1) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ（×10$^{-6}$） | 評価基準値（×10$^{-6}$） | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| W1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -667 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -588 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 1303 | 5000 | 可 |

表-5.2(2) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ（×10$^{-6}$） | 評価基準値（×10$^{-6}$） | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| S1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -443 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -165 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 335 | 5000 | 可 |

表-5.2(3) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（シェル壁）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ（×10$^{-6}$） | 評価基準値（×10$^{-6}$） | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| シェル1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -567 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -469 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 408 | 5000 | 可 |

表-5.3(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| W2 | Ss 地震時 | 1689 | 3130 | 可 |

表-5.3(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| S2 | Ss 地震時 | 897 | 1900 | 可 |

表-5.3(3) 面外せん断力の検討結果（シェル壁）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| シェル 2 | Ss 地震時 | 2475 | 3270 | 可 |

付録 2-1

３号機原子炉建屋の鉛直方向の地震応答解析について

福島第一原子力発電所３号機原子炉建屋の３次元 FEM 解析による局部評価にあたっては，基準地震動 Ss による鉛直方向の動的解析結果を入力として用いる。ここでは，鉛直方向の地震応答解析結果を示す。

解析モデル作成にあたって，「添付資料－1　３号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細（質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価）」において評価した範囲と同様の範囲を損傷範囲として取り扱うこととし，崩れた部分の重量については，下階の床で支持されると仮定する。

鉛直方向の建屋解析モデルを図-1 に，諸元を表-1 に示す。

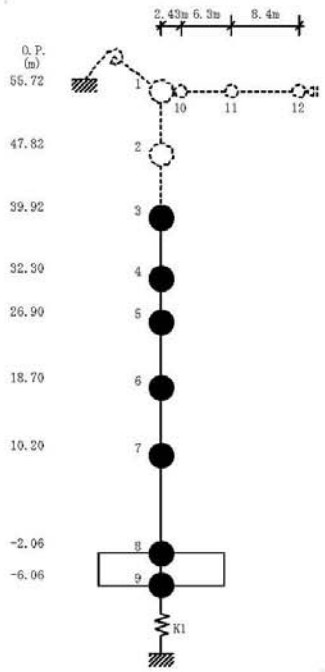



図-1　建屋解析モデル（鉛直方向）

表-1　建屋解析モデルの諸元

（鉛直方向）

| 建屋 | | | |
|---|---|---|---|
| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | 軸断面積<br>$A_W$(m$^2$) | 軸ばね剛性<br>$K_A$(×10$^8$kN/m) |
| 1 | — | — | — |
| 2 | — | — | — |
| 3 | 78,130 | 192.0 | 6.48 |
| 4 | 119,490 | 266.3 | 12.67 |
| 5 | 109,640 | 431.7 | 13.53 |
| 6 | 130,160 | 423.0 | 12.79 |
| 7 | 226,760 | 691.2 | 14.49 |
| 8 | 301,020 | 2,697.8 | 173.33 |
| 9 | 127,000 | | |
| 合計 | 1,092,200 | | |

| 屋根 | | | |
|---|---|---|---|
| 質点番号 | 質点重量<br>W(kN) | せん断断面積<br>$A_S$(×10$^{-2}$m$^2$) | 断面2次モーメント<br>I(m$^4$) |
| 1 | - | - | - |
| 10 | - | - | - |
| 11 | - | - | - |
| 12 | - | | |

①コンクリート部

| | |
|---|---|
| ヤング係数$E_C$ | $2.57\times10^7$ (kN/m$^2$) |
| せん断弾性係数$G$ | $1.07\times10^7$ (kN/m$^2$) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.20 |
| 減衰$h$ | 5% |

②鉄骨部

| | |
|---|---|
| ヤング係数$E_S$ | $2.05\times10^8$ (kN/m$^2$) |
| せん断弾性係数$G$ | $7.90\times10^7$ (kN/m$^2$) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.30 |
| 減衰$h$ | 2% |

基礎形状　　47.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

地震応答解析により求められた鉛直方向の最大応答加速度および最大応答軸力を図-2 および図-3 に示す。

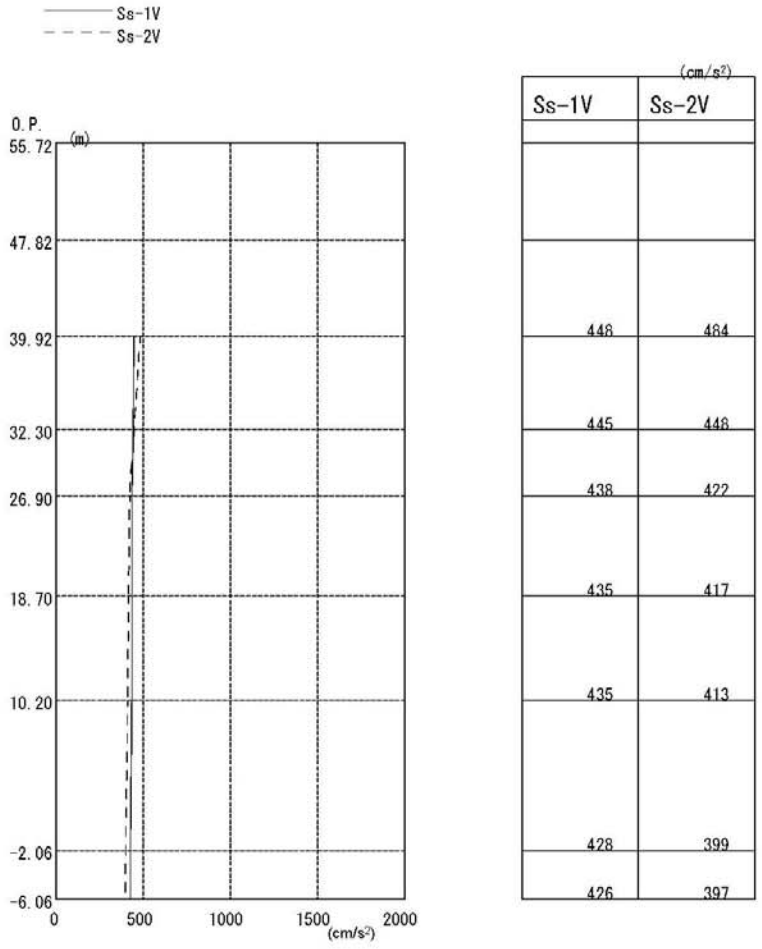
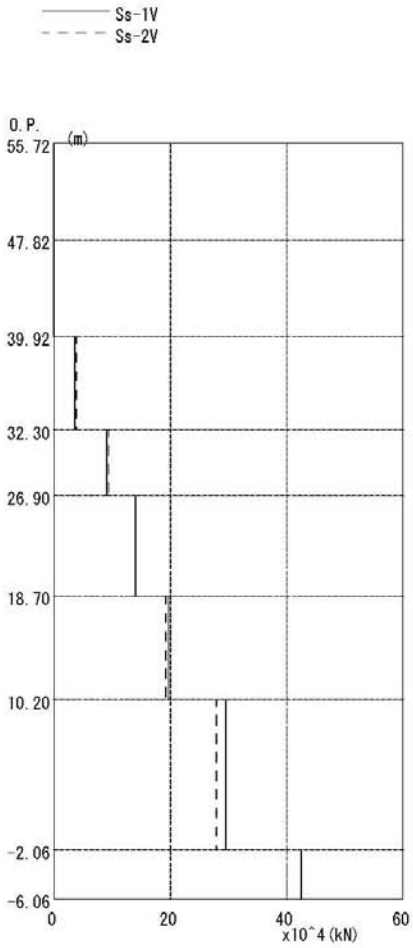



図-2　最大応答加速度（鉛直方向）




x10^4 (kN)

| Ss-1V | Ss-2V |
|---|---|
| | |
| | |
| 3.60 | 3.89 |
| 9.05 | 9.38 |
| 13.97 | 14.05 |
| 19.68 | 19.22 |
| 29.44 | 27.86 |
| 42.48 | 39.96 |

図-3　最大応答軸力（鉛直方向）

付 2-1.4

付録 2-2

# 温度荷重に関するパラメトリックスタディについて

## 1. 解析概要

添付資料－２では、荷重組合せとして基準地震動 Ss と温度荷重（プール水の温度条件（65℃））を組み合わせて耐震安全性の評価を実施した。本検討では、温度荷重を考慮しない場合の基準地震動 Ss に対する検討を行い、温度荷重を考慮しない場合における耐震安全性の評価への影響を検討する。

## 2. 解析方法

添付資料－２の荷重の組合せ（以下、基本ケースとする）をもとに、温度荷重を除外した表-１の荷重の組合せを対象とする。なお、荷重の組合せ以外の条件は、解析モデルを含め基本ケースと同一である。

表-1　荷重の組合せ

| 荷重時名称 | 荷重の組合せ |
|---|---|
| Ss 地震時 | DL+H+K+KH |

ここに，
- DL　：死荷重
- H　：静水圧
- K　：地震荷重（基準地震動 Ss）
- KH　：地震時動水圧

## 3. 評価結果

使用済燃料プール等のコンクリートおよび鉄筋のひずみについて、基本ケースにて評価した同一箇所（要素）の結果を表-2 に，面外せん断力の結果を表-3 に示す。なお、参考として、表-2 及び表-3 には、比較のため温度条件を考慮した基本ケースの検討結果を併記する。

評価結果より、温度荷重を考慮しない場合においても，原子炉建屋の発生応力およびひずみは評価基準値以内であり，耐震安全性は確保されていると推定される。

表-2(1) 軸力と曲げ応力による
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ($\times 10^{-6}$) | | 評価基準値($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 本検討（温度なし） | 参考基本ケース | | |
| W1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -435 | -667 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -365 | -588 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 444 | 1303 | 5000 | 可 |

表-2(2) 軸力と曲げ応力による
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ($\times 10^{-6}$) | | 評価基準値($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 本検討（温度なし） | 参考基本ケース | | |
| S1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -149 | -443 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -42 | -165 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 160 | 335 | 5000 | 可 |

表-2(3) 軸力と曲げ応力による
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（シェル壁）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ($\times 10^{-6}$) | | 評価基準値($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 本検討（温度なし） | 参考基本ケース | | |
| シェル1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -110 | -567 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -107 | -469 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 53 | 408 | 5000 | 可 |

付 2-2.2

表-3(1)　面外せん断力の検討結果（壁部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| | | 本検討（温度なし） | 参考 基本ケース | |
| W2 | Ss 地震時 | 530 (3130) | 1689 (3130) | 可 |

() 数値は評価基準値

表-3(2)　面外せん断力の検討結果（床部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| | | 本検討（温度なし） | 参考 基本ケース | |
| S2 | Ss 地震時 | 841 (2200) | 897 (1900) | 可 |

() 数値は評価基準値

表-3(3)　面外せん断力の検討結果（シェル壁）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| | | 本検討（温度なし） | 参考 基本ケース | |
| シェル 2 | Ss 地震時 | 842 (3400) | 2475 (3270) | 可 |

() 数値は評価基準値

付録 2-3

# 原子炉建屋の耐震安全性評価に係るパラメトリックスタディ

## １．検討方針

基本ケースでは想定していない以下に示す変動要因を考慮したパラメータ解析を実施し、原子炉建屋の耐震安全性評価に与える影響程度を把握する。

【基本ケースで想定していない損傷シナリオ】

爆発により屋根及び３階以上の外壁の大半が崩壊し、３階～５階におけるプール、壁床、その他の部材の剛性への影響が考えられるが、その影響程度は遠方からの写真による確認に拠るところが多く剛性の設定にばらつきの大きい可能性がある。

また、地震後に原子炉格納容器内部の温度が一時的に上昇し、剛性が低下する可能性がある。

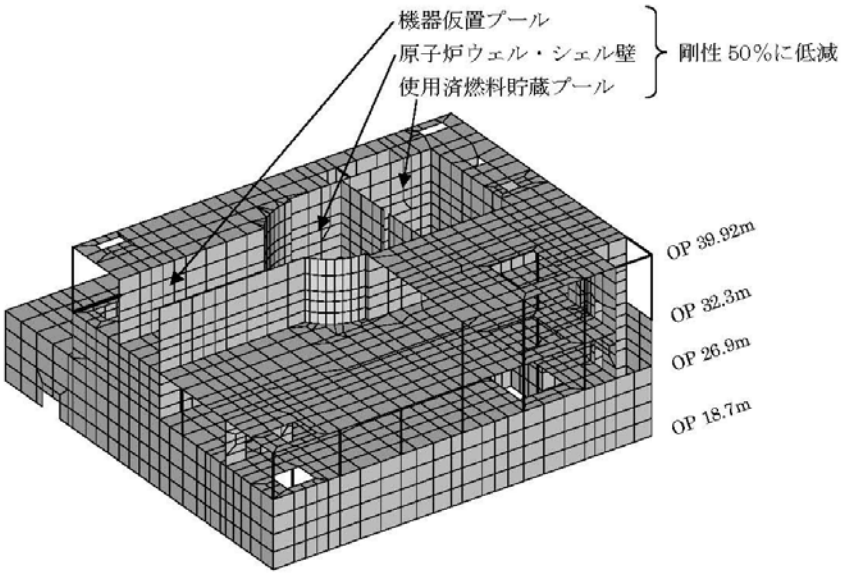
２．検討条件

２．１　爆発による影響検討のための検討条件

爆発によって、残存する床や壁にひび割れが生じ、剛性が低下している可能性も考えられるが、遠方からの写真で確認できない箇所もあり、剛性の設定はばらつきの大きい可能性がある。また、地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、その剛性へ影響を与える可能性がある。図-1 に示すように、半壊程度の外壁及びプール壁床などの損傷程度及び原子炉格納容器内の一時的な温度上昇が原子炉建屋の耐震安全性評価に及ぼす影響について２ケース（以下、ケース１・ケース２とする）検討する。

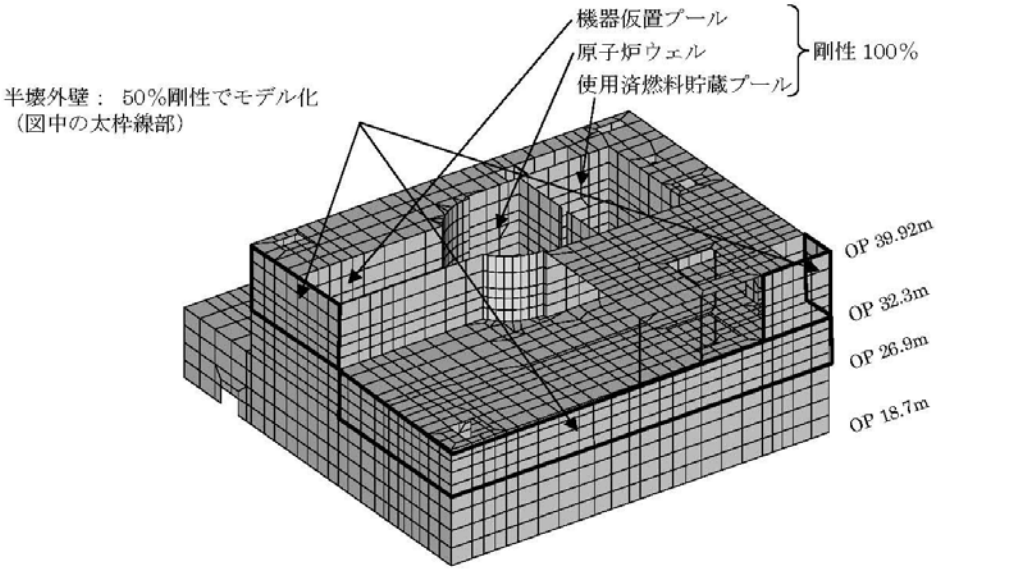
ケース１は、使用済燃料プール、機器仮置プール、原子炉ウェル、シェル壁の剛性を 50%低下させることとする。

ケース２は、基本ケースでモデル化上無視した外面のみ損傷した半壊程度の外壁を 50%の剛性低下した状態としてモデル化するとともに、使用済燃料プール及び原子炉ウェル、機器仮置プールは健全と想定し剛性を低下させないこととする。




*基本ケースと異なる設定箇所のみ記す。

図-1(1)　爆発による影響検討条件（ケース１）




*基本ケースと異なる設定箇所のみ記す。

図-1(2)　爆発による影響検討条件（ケース２）

２．２　検討ケース

検討条件をまとめた検討ケースの一覧を、基本ケースも併せて、表-1 に示す。検討ケースは、基本ケースと同じ荷重組み合わせを考慮し、原子炉建屋の耐震安全性評価に与える影響を検討する。

表-1　検討ケース一覧

| ケース | | 影響検討のための項目 | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 外壁<br>（３～４階） | 床<br>（４～５階） | 使用済燃料<br>プール等 | プール水温 |
| － | 基本 | 半壊程度の壁も全壊扱い | 5 階北西床を全壊扱いとし、他の床は50%に剛性低下 | 80%に剛性低下 | 65℃<br>（外気温 10℃） |
| 1 | 爆発による影響（１） | * | * | 50%に剛性低下 | * |
| 2 | 爆発による影響（２） | 半壊程度の壁を50%の剛性でモデル化 | * | 剛性低下させず | * |

注）*：基本ケースと同じ条件とする。

３．検討結果

基本ケース及び検討ケースに対して、評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比率を比較した結果を表-2 に示す。基本ケースでは想定していない原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことの影響や爆発による剛性低下の不確定性を考慮しても、原子炉建屋の耐震安全性評価には影響を与えないことが確認された。

なお、参考までに、検討ケース１～２に対する耐震安全性評価結果の詳細を表-3～表-6 に示す。

表-2　評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比率の比較

| | 評価項目 | 基本ケース | 【ケース 1】<br>爆発影響（1） | 【ケース 2】<br>爆発影響（2） |
|---|---|---|---|---|
| プール床 | 鉄筋<br>ひずみ | 0.07 | 0.07 | 0.07 |
| | ｺﾝｸﾘｰﾄ<br>ひずみ | 0.15 | 0.18 | 0.14 |
| | 面外<br>せん断力 | 0.48 | 0.42 | 0.52 |
| プール壁 | 鉄筋<br>ひずみ | 0.27 | 0.19 | 0.25 |
| | ｺﾝｸﾘｰﾄ<br>ひずみ | 0.23 | 0.21 | 0.23 |
| | 面外<br>せん断力 | 0.54 | 0.47 | 0.58 |
| シェル壁 | 鉄筋<br>ひずみ | 0.10 | 0.10 | 0.10 |
| | ｺﾝｸﾘｰﾄ<br>ひずみ | 0.19 | 0.19 | 0.20 |
| | 面外<br>せん断力 | 0.76 | 0.53 | 0.78 |

注）表中の値は、１未満であれば評価基準値を下回ることを示している。

【ケース１】

表-3(1) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| W1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -626 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -547 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 914 | 5000 | 可 |

表-3(2) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| S1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -518 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -198 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 338 | 5000 | 可 |

表-3(3) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（シェル壁）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| シェル1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -568 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -482 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 405 | 5000 | 可 |

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

【ケース１】

表-4(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| W2 | Ss 地震時 | 1462 | 3130 | 可 |

表-4(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| S2 | Ss 地震時 | 915 | 2200 | 可 |

表-4(3) 面外せん断力の検討結果（シェル壁）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| シェル2 | Ss 地震時 | 1759 | 3330 | 可 |

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

【ケース２】

表-5(1) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| W1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -673 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -595 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 1234 | 5000 | 可 |

表-5(2) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| S1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -413 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -141 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 350 | 5000 | 可 |

表-5(3) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（シェル壁）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| シェル1 | ${}_c\varepsilon_c$ | Ss 地震時 | -576 | -3000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | | -477 | -5000 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | | 410 | 5000 | 可 |

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

【ケース２】

表-6(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| W2 | Ss 地震時 | 1804 | 3130 | 可 |

表-6(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| S2 | Ss 地震時 | 913 | 1790 | 可 |

表-6(3) 面外せん断力の検討結果（シェル壁）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 (N/mm) | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| シェル 2 | Ss 地震時 | 2611 | 3360 | 可 |

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

# 福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その３）

平成２３年８月

東京電力株式会社

目　次

１．はじめに

２．耐震安全性評価に関する検討方針

３．耐震安全性評価に関する検討結果

４．耐震補強工事等の対策に関する検討結果

５．まとめ

添付資料－１：２号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

添付資料－２：５号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

添付資料－３：６号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性
および補強等に関する検討に係る報告書（その３）

１．はじめに

本報告書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第６７条第１項の規定に基づく報告の徴収について」（平成２３年４月１３日）に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強に関する検討を実施した結果を報告するものである。

５月２８日に提出した（その１）の報告書では、１号機及び４号機を対象としたものであり、７月１３日に提出した（その２）の報告書では、３号機を対象としたものであったが、今回の（その３）は、２号機、５号機及び６号機を対象としたものである。

２．耐震安全性評価に関する検討方針

（１）２号機の原子炉建屋

２号機の原子炉建屋は、東側外壁のブローアウトパネルが開放しているものの、外見上損傷は見られない。建屋内部については線量が高く立ち入りが制限されているため、確認は出来ていないものの、現時点では損傷が無いものと考えられる。このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果（『福島第一原子力発電所　「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂２）』　平成 22 年４月 19 日）をそのまま適用できるものと考えられる。

（２）５号機及び６号機の原子炉建屋

５号機と６号機は、既に冷温停止状態を維持しており、外見上の損傷は見られず、内部についても詳細な点検は行っていないが、構造的な損傷があったとの情報は得られていない。したがって、このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果をそのまま適用できるものと考えられる。

３．耐震安全性評価に関する検討結果

（１）２号機の原子炉建屋

耐震バックチェックにおいて、基準地震動 Ss を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも $0.17\times10^{-3}$ であり、評価基準値で

ある $4\times10^{-3}$ を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している（結果的にはおおむね弾性範囲と言える状態であった。）。

また、格納容器内が一時的に高温化した影響でシェル壁の剛性が低下した可能性や３月 15 日に地下階の圧力抑制室付近で異音が発生したことを踏まえたパラメータスタディを実施し、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じないことを確認した。

したがって、耐震安全上重要な設備である「原子炉圧力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

（添付資料－１）

（２） ５号機及び６号機の原子炉建屋

耐震バックチェックにおいて、基準地震動 Ss を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、５号機の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも $0.19\times10^{-3}$ であり、６号機の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも $0.33\times10^{-3}$ であり、評価基準値である $4\times10^{-3}$ を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している。したがって、耐震安全上重要な設備である「原子炉圧力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

（添付資料－２，３）

４．耐震補強工事等の対策に関する検討結果

（１） ２号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。また、現段階では建物内部の線量レベルが高いことから立入が難しいという面もある。今後、環境改善が進み建物内部の線量レベルが作業を行うのに十分な程度に低減された場合には、建屋内部の状況を確認するとともに、損傷が確認された場合には耐震性を維持するための補修を行うこととする。

（２） ５号機及び６号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。また、今後、建屋内部の状況を確認するとともに、建屋の損傷が確認された場合には耐震性を維持するための補修を行うこととする。

５．まとめ

本報告書においては、２号機、５号機及び６号機の原子炉建屋について、耐震安全性評価を実施し、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないことを確認した。既に報告済みの１号機、３号機及び４号機の原子炉建屋についても、耐震安全性評価を実施し、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないことを確認しているので、福島第一原子力発電所の全ての原子炉建屋の現状において、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないものと考えられる。

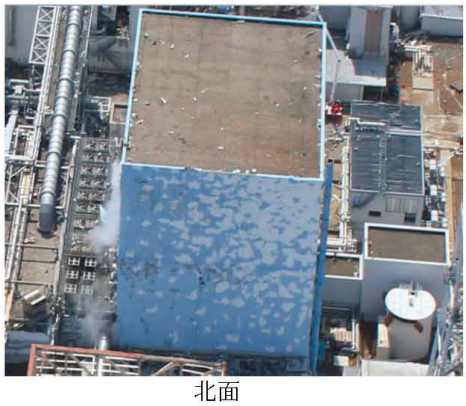
添付資料－１：２号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

１．評価方針

２号機の原子炉建屋については、図－1.1 に示す外観写真（平成 23 年 3 月 24 日撮影）の通り、外観写真からは外見上の損傷は確認できない。東面の外観写真よりブローアウトパネルが開放していることが確認できるが、非構造部材であり、建屋の構造上は問題ないものと考えられる。建屋内部については線量が高く立入が制限されているため、確認は出来ていないものの、現時点で原子炉建屋には構造的な損傷は無いものと評価した。

以上のような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果（『福島第一原子力発電所　「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂２）』　平成 22 年 4 月 19 日）をそのまま適用できるものと考えられ、本評価では、耐震バックチェックで実施した地震応答解析結果を用いて耐震安全性評価を実施することとした。

なお、原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）との比較により行うこととする。



北面



西面



東面



南面

図－1.1　2 号機原子炉建屋の外観写真

２．耐震安全性評価

（１）地震応答解析モデルの概要

耐震バックチェックにおける地震応答解析は、基準地震動 Ss を用いた地震応答解析（時刻歴応答解析法）によることとし、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図-2.1）を設定した上で実施した。

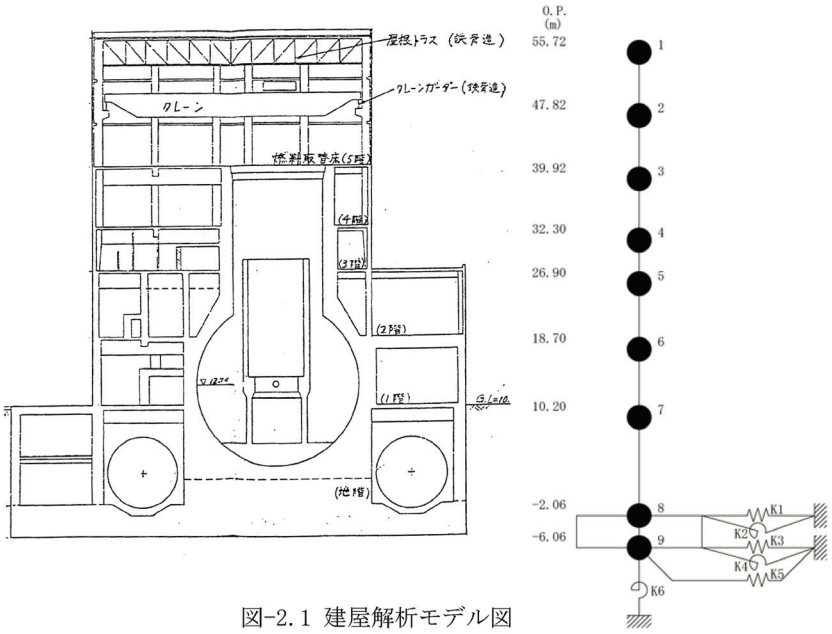



図-2.1 建屋解析モデル図

（２）耐震安全性評価結果

表-2.1 および表-2.2 に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。また図-2.2～図-2.15 に基準地震動 Ss に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で $0.17\times10^{-3}$（Ss-1H, EW 方向, 5F）であり、評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。

なお、地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことの影響や３月 15 日に地下階の圧力抑制室付近で異音が発生したことの影響を考慮したパラメータスタディを実施し、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じないことを確認した（付録 1-1）。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

表-2.1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS方向）

（$\times10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| CRF | 0.09 | 0.08 | 0.06 | 4.0 以下 |
| 5F | 0.14 | 0.12 | 0.11 | |
| 4F | 0.04 | 0.03 | 0.03 | |
| 3F | 0.06 | 0.06 | 0.06 | |
| 2F | 0.07 | 0.07 | 0.06 | |
| 1F | 0.14 | 0.15 | 0.13 | |
| B1F | 0.07 | 0.07 | 0.06 | |

表-2.2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW方向）

（$\times10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| CRF | 0.10 | 0.10 | 0.09 | 4.0 以下 |
| 5F | 0.17 | 0.16 | 0.15 | |
| 4F | 0.06 | 0.05 | 0.05 | |
| 3F | 0.09 | 0.09 | 0.08 | |
| 2F | 0.09 | 0.09 | 0.08 | |
| 1F | 0.13 | 0.13 | 0.11 | |
| B1F | 0.07 | 0.08 | 0.06 | |

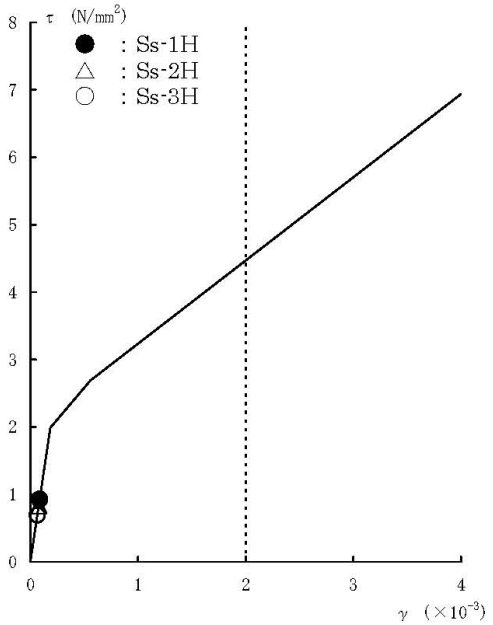



図-2.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，CRF）

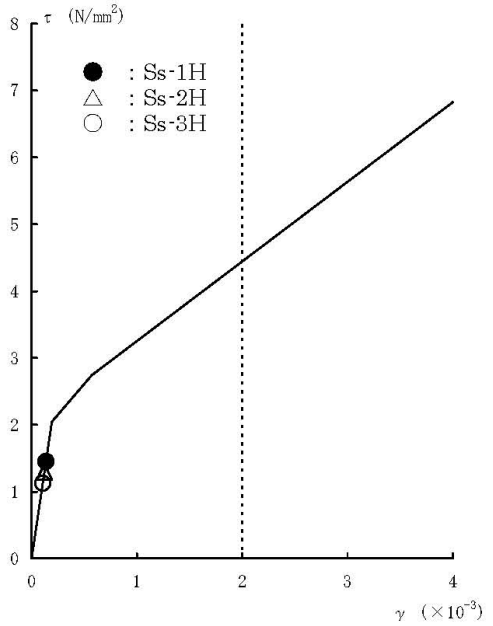



図-2.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，5F）

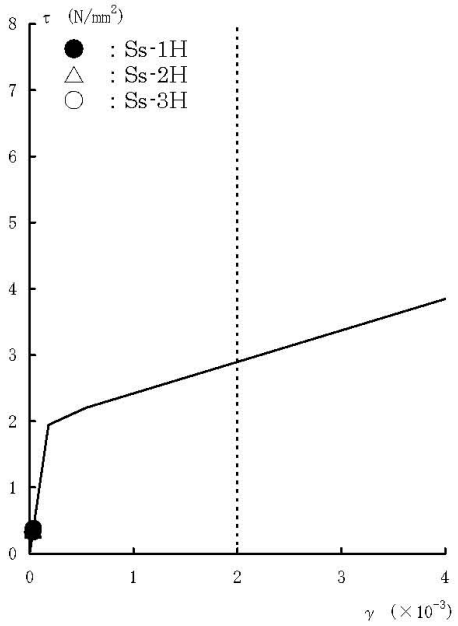



図-2.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，4F）

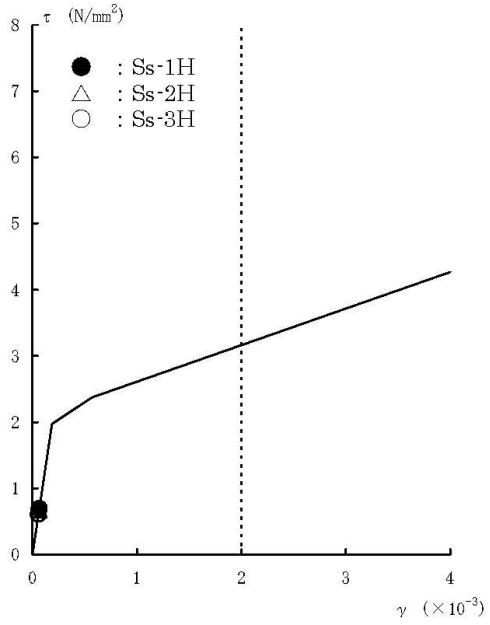



図-2.5　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，3F）

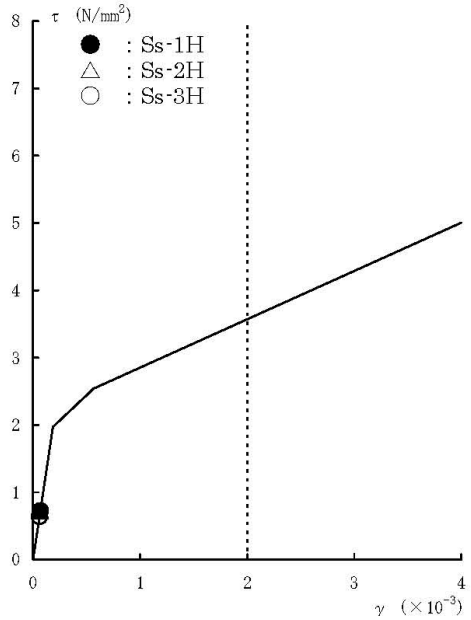



図-2.6　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，2F）

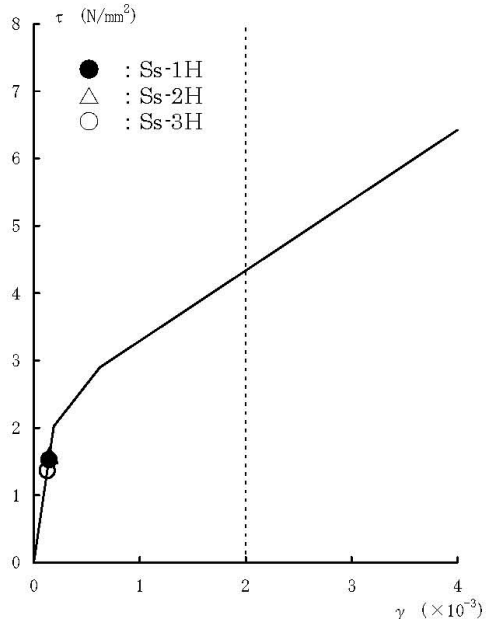



図-2.7　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，1F）

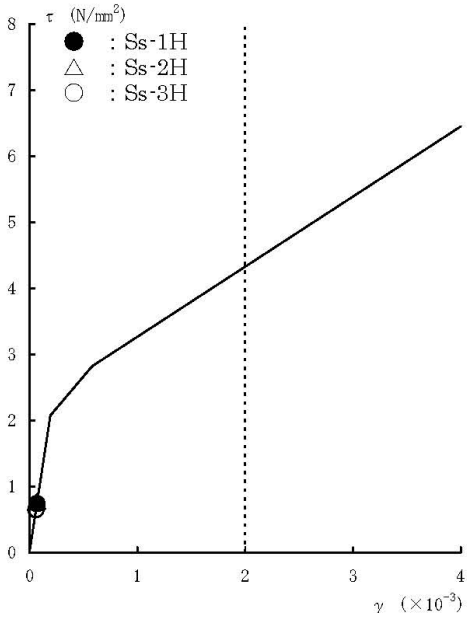



図-2.8　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，B1F）

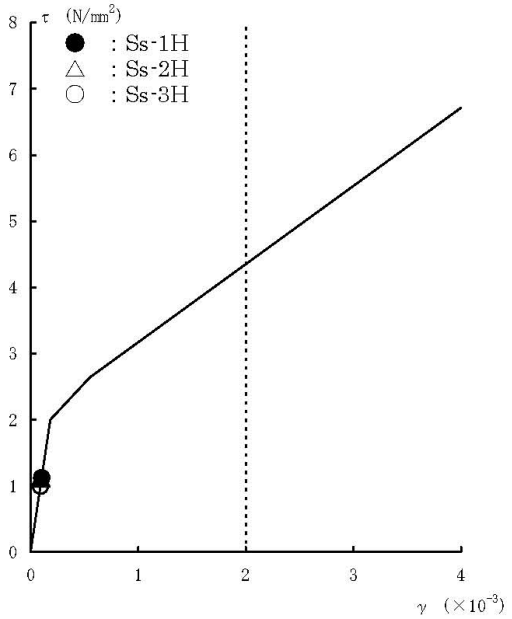



図-2.9　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，CRF）

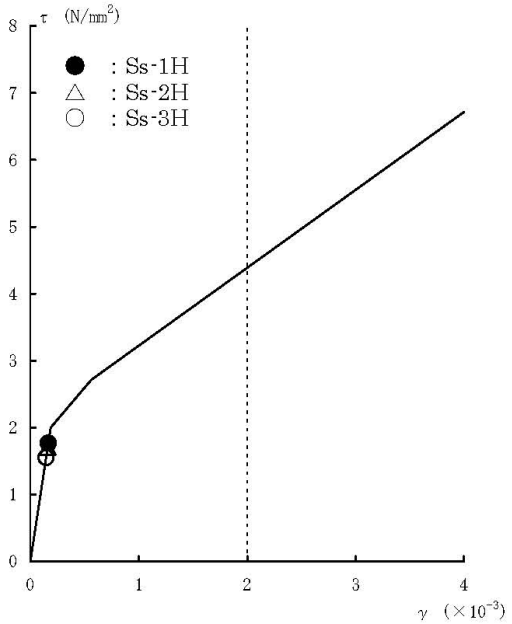



図-2.10　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，5F）

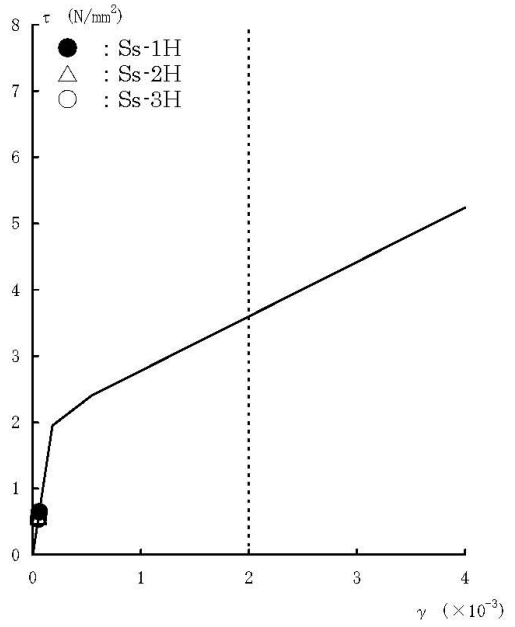



図-2.11　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，4F）

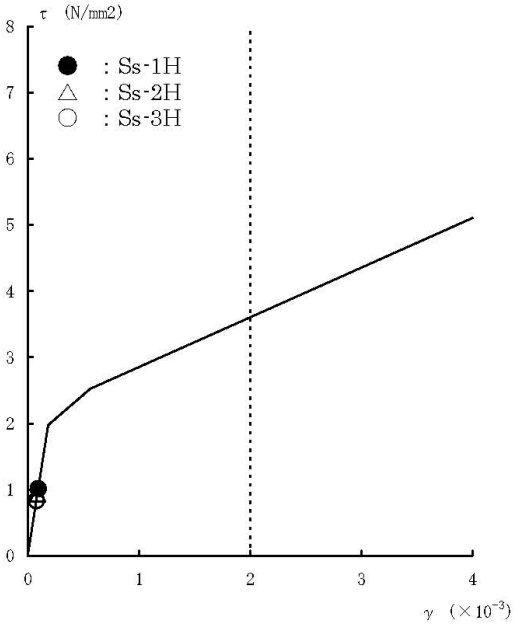



図-2.12　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，3F）

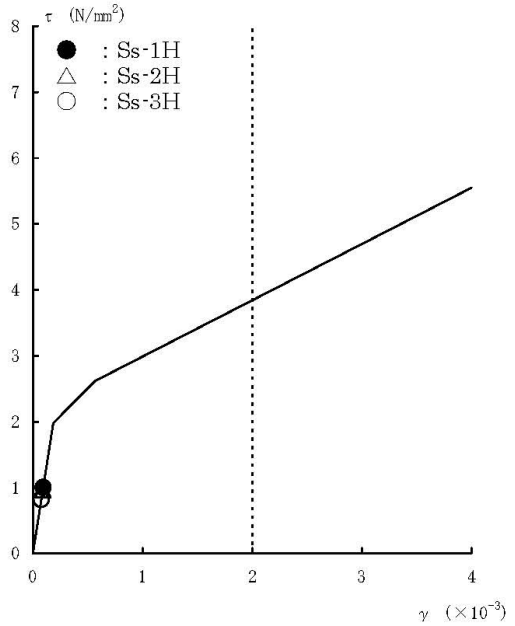



図-2.13　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，2F）

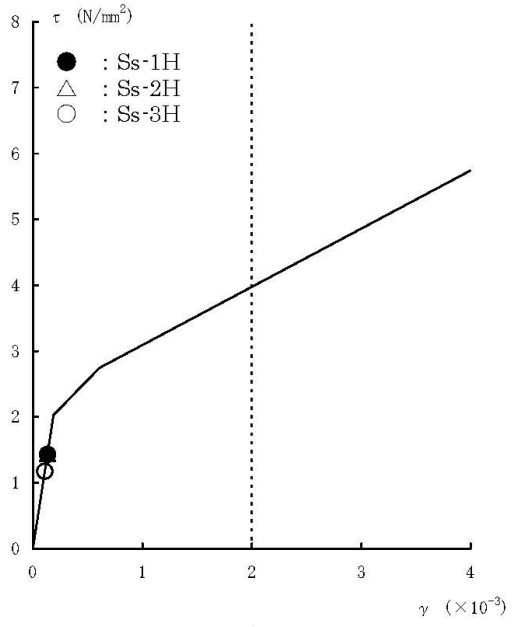



図-2.14　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，1F）

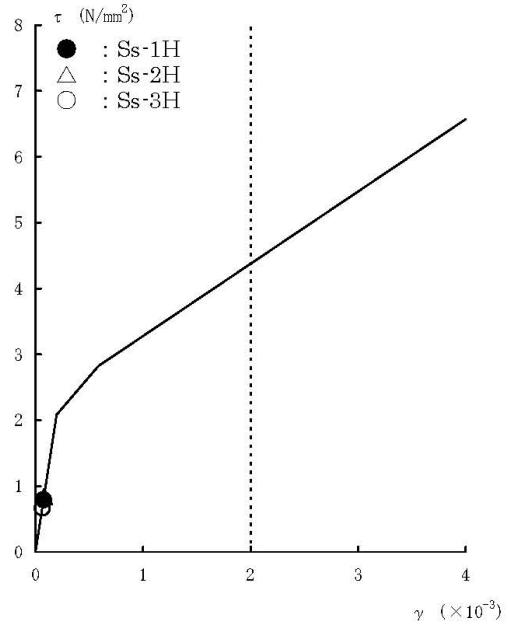



図-2.15　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，B1F）

付録1－1

# 原子炉建屋の耐震安全性評価に係るパラメータスタディ

## 1. 解析評価方針

福島第一原子力発電所2号機原子炉建屋に関しては、以下に示す変動要因を考慮したパラメータ解析を実施し、原子炉建屋の耐震安全性に与える影響程度を把握する。

原子炉建屋の構造への影響および耐震性評価は、基準地震動 Ss を用いることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。なお、基準地震動 Ss-3 については、基準地震動 Ss-1 および Ss-2 の応答結果に比べて、過去の計算例から明らかに小さいことが分かっているため、今回の検討では省略することとする。

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮し、曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

2号機原子炉建屋については、地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、シェル壁の剛性が低下した可能性を考慮する。加えて、3月 15 日に圧力抑制室付近で異音が発生したことが確認されていることから圧力抑制室付近で爆発が発生したと仮定し、爆発により周囲の耐震壁の剛性が低下した可能性を考慮する。

原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）との比較により行う。

なお、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては、水平方向の地震力が支配的であり、鉛直方向の地震力の影響は少ないことから、地震応答解析は水平方向のみ実施する。

2号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を図-1.1 に示す。

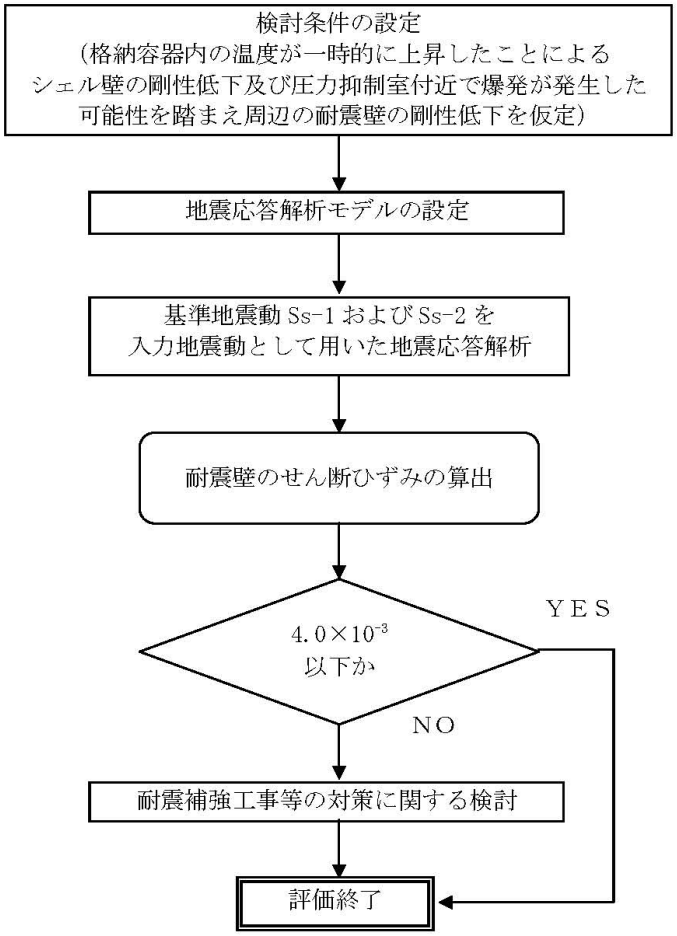



図-1.1　２号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

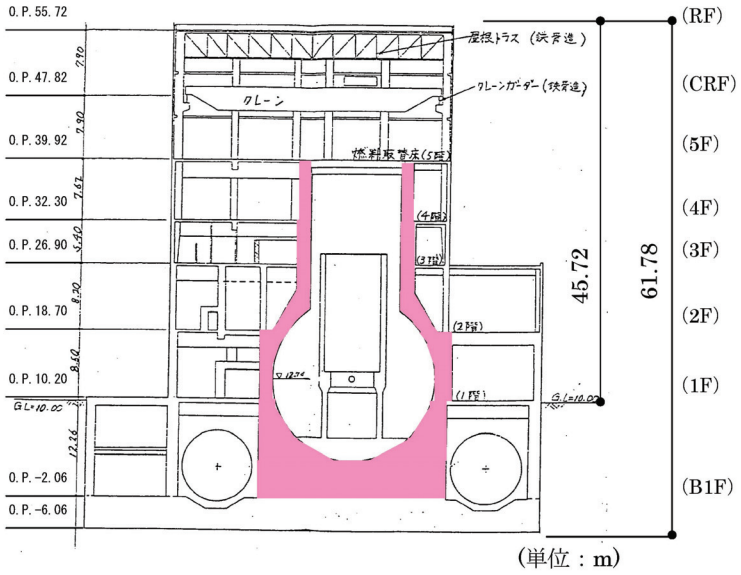
付 1-1.2

2.　検討条件の設定

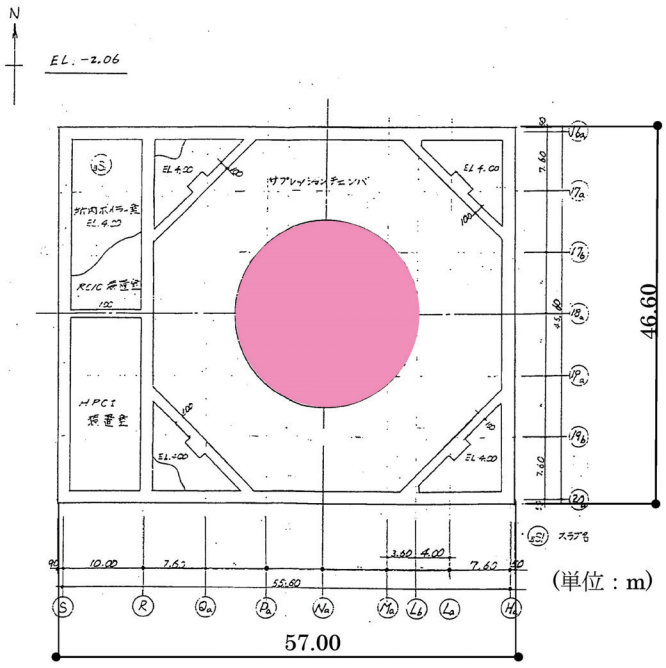
２号機原子炉建屋については、地震等による建屋の損傷は無いものの、本パラメータスタディでは下記の条件を考慮することとした。

地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、その剛性へ影響を与える可能性がある。その影響を検討するためにシェル壁部分のコンクリートの剛性を初期剛性の 60％とする（図-2.1）。

また、3 月 15 日に建屋地下一階部分にある圧力抑制室付近で異音が発生したことが確認されている。これを踏まえ、圧力抑制室付近で爆発が発生したと仮定し、周囲の耐震壁の剛性が低下した可能性を考慮して、圧力抑制室付近の耐震壁のコンクリートの剛性を初期剛性の 90％とする（図-2.2）。




断面図（EW 方向）

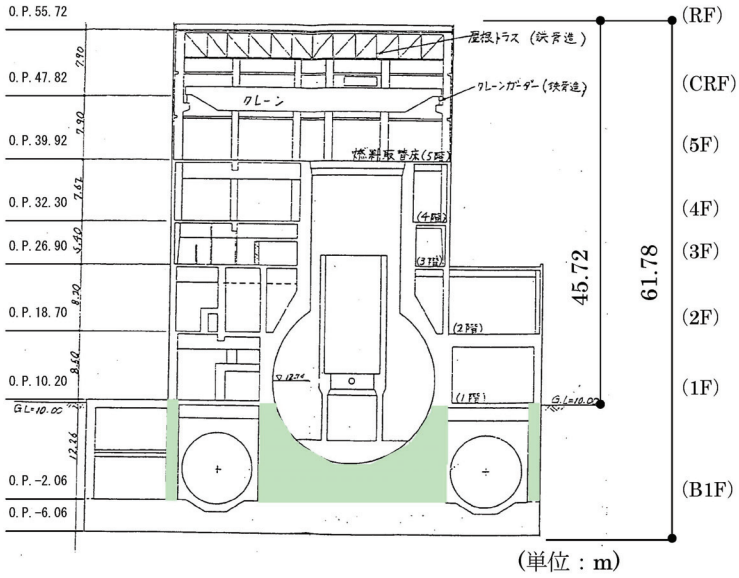



平面図（基礎版上レベル）

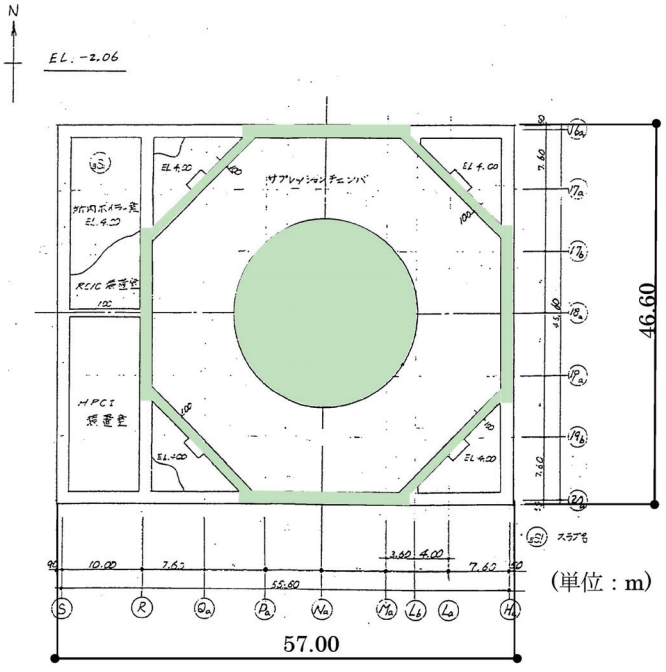
剛性を 60%に低下させる部位：

図-2.1　格納容器内の温度上昇の影響を考慮し初期剛性を 60%に低下させる部位

付 1-1.4




断面図（EW 方向）




平面図（基礎版上レベル）

剛性を 90%に低下させる部位：

図-2.2　圧力抑制室付近で爆発が発生したと仮定し初期剛性を 90%に低下させる部位

3.　解析に用いる入力地震動

２号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官１９第６０３号　平成20年3月31日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ss-1およびSs-2を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-3.1に示す。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ssに対する地盤の応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置（O.P.-196.0m）における基準地震動Ss-1およびSs-2の加速度波形について、図-3.2に示す。

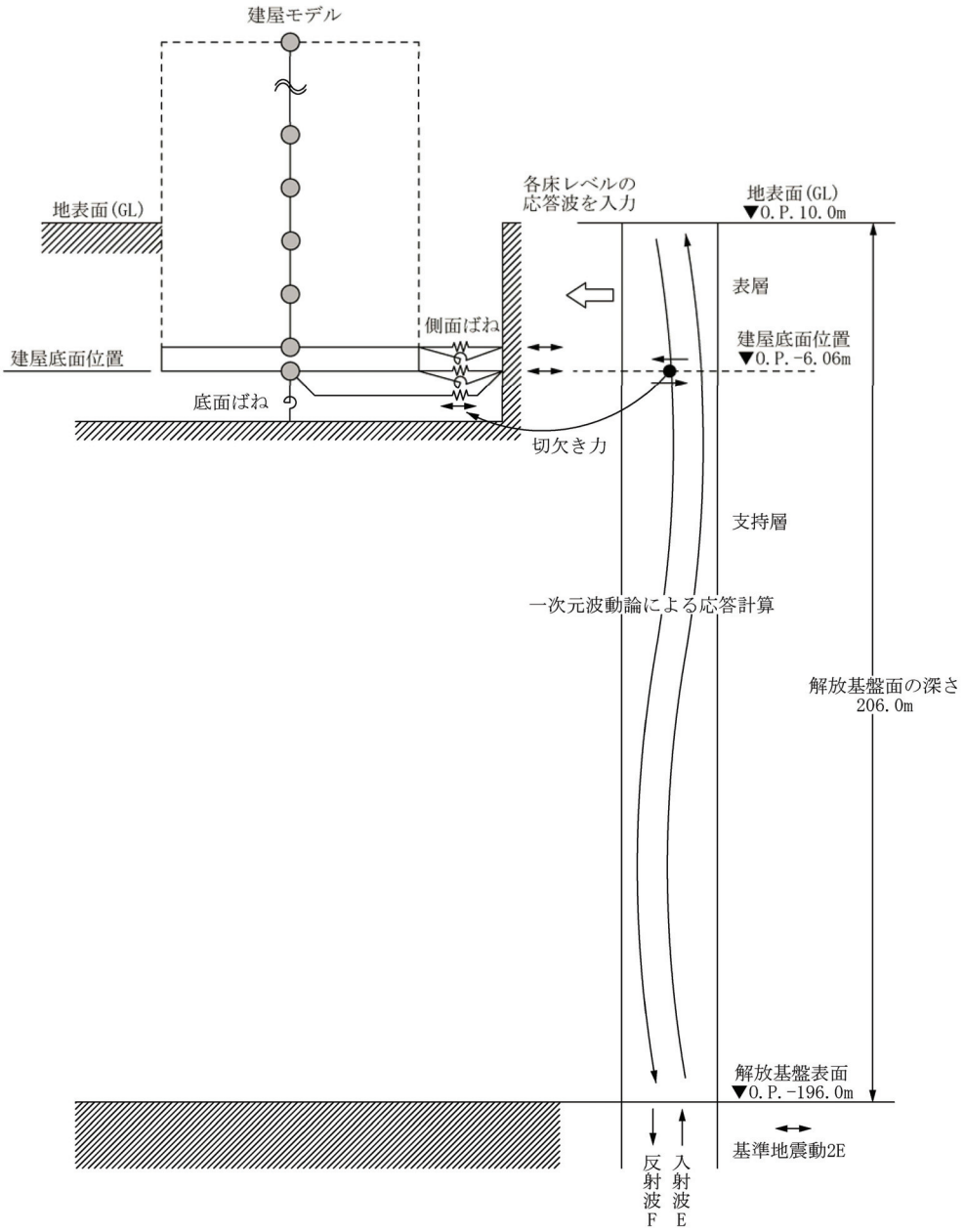



図-3.1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

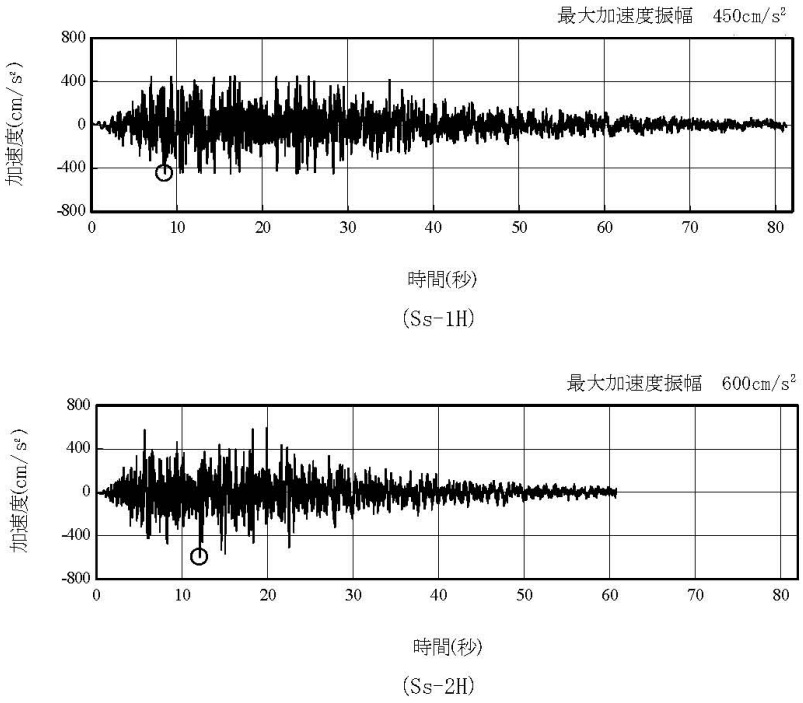



図-3.2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

4.　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する原子炉建屋の地震応答解析は、「3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

本検討では、『福島第一原子力発電所　「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂２）』（平成 22 年 4 月 19 日）にて作成した地震応答解析モデルを基に、次の項目について修正を加え、新たな地震応答解析モデルを構築することとする。

①地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、シェル壁の剛性が影響を受ける可能性がある。その影響を検討するためにシェル壁部分のコンクリートの剛性を初期剛性の 60％とする。

②3 月 15 日に建屋地下一階部分にある圧力抑制室付近で異音が発生したことが確認されていることを踏まえ、圧力抑制室付近で爆発が発生したと仮定し、周囲の耐震壁の剛性が低下した可能性を考慮して、圧力抑制室付近の耐震壁のコンクリートの剛性を初期剛性の 90％とする。

(1)　水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは、図-4.1 および図-4.2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねおよび入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-4.1 に、建屋解析モデルの諸元を表-4.2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-4.3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいて、スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平および回転ばねを「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、Novak ばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-4.3 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を、また、減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

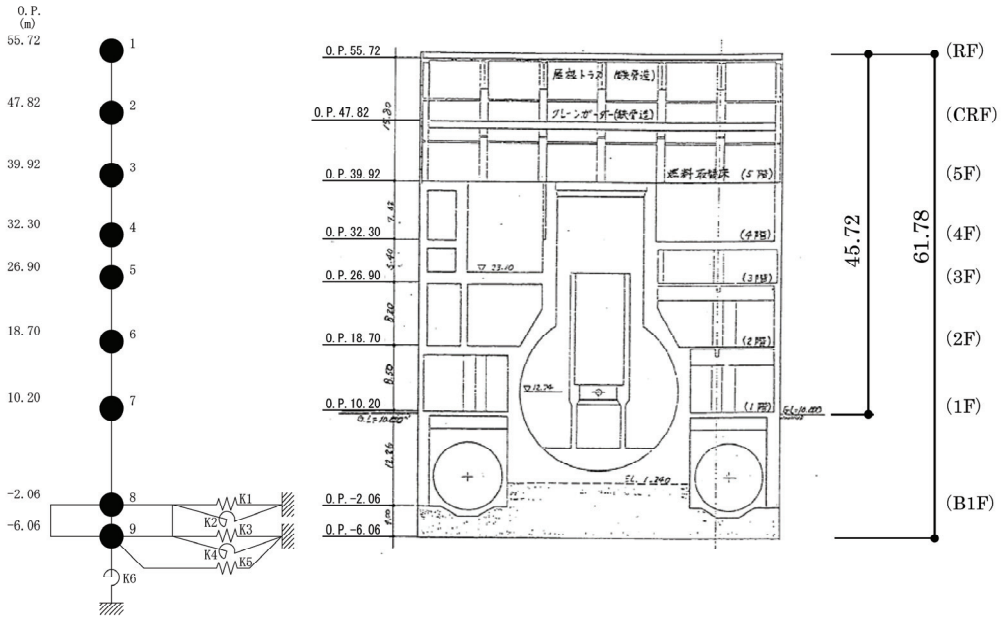



図-4.1　２号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

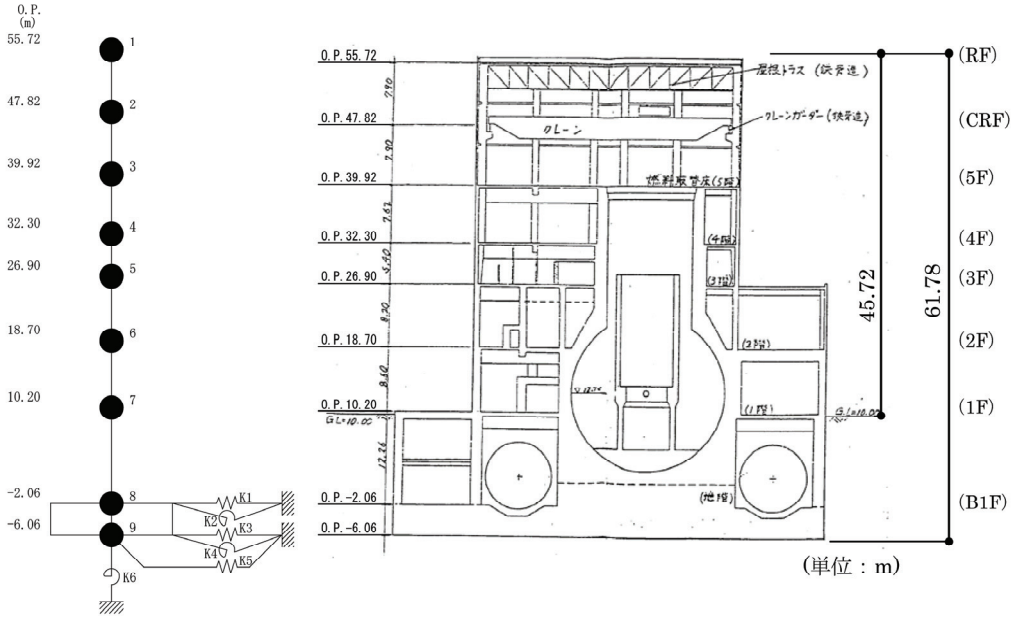



図-4.2　２号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

表-4.1　地震応答解析に用いる物性値

| | 強度＊1<br>Ｆｃ<br>（N/mm$^2$） | ヤング係数*2<br>E<br>（N/mm$^2$） | せん断弾性係数*2<br>G<br>（N/mm$^2$） | ポアソン比<br>$\nu$ | 単位体積重量<br>$\gamma$<br>（kN/m$^3$） |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当<br>(SD35) | | | | |

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

表-4.2　建屋解析モデルの諸元

（NS 方向）

| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 回転慣性重量 $I_G$($\times10^5$kN･m$^2$) | せん断断面積 $A_S$(m$^2$) | 断面2次モーメント I(m$^4$) | ヤング係数 $E_C$ ($\times10^7$kN/m$^2$) | せん断弾性係数 $G$ ($\times10^7$kN/m$^2$) |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | 14,380 | 25.99 | | | | |
| | | | 18.6 | 10,154 | 2.57 | 1.070 |
| 2 | 10,220 | 18.53 | | | | |
| | | | 18.6 | 10,675 | 2.57 | 1.070 |
| 3 | 58,470 | 105.81 | | | | |
| | | | 184.3 | 22,551 | 2.51 | 1.001 |
| 4 | 70,440 | 127.49 | | | | |
| | | | 166.8 | 24,629 | 2.50 | 0.973 |
| 5 | 107,720 | 194.96 | | | | |
| | | | 249.3 | 44,401 | 2.47 | 0.936 |
| 6 | 116,670 | 211.14 | | | | |
| | | | 157.1 | 40,661 | 2.40 | 0.921 |
| 7 | 199,190 | 360.49 | | | | |
| | | | 456.8 | 110,444 | 2.42 | 0.819 |
| 8 | 277,540 | 502.20 | | | | |
| | | | 2,656.2 | 480,675 | 2.57 | 1.070 |
| 9 | 125,030 | 226.24 | | | | |
| | | | | | | |
| 合計 | 979,660 | | | | | |

ポアソン比 $\nu$　0.20
減衰 $h$　5%
基礎形状　46.6m(NS方向)×57.0m(EW方向)

（EW 方向）

| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 回転慣性重量 $I_G$($\times10^5$kN･m$^2$) | せん断断面積 $A_S$(m$^2$) | 断面2次モーメント I(m$^4$) | ヤング係数 $E_C$ ($\times10^7$kN/m$^2$) | せん断弾性係数 $G$ ($\times10^7$kN/m$^2$) |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | 14,380 | 14.71 | | | | |
| | | | 14.0 | 5,941 | 2.57 | 1.070 |
| 2 | 10,220 | 10.40 | | | | |
| | | | 14.0 | 6,307 | 2.57 | 1.070 |
| 3 | 58,470 | 59.72 | | | | |
| | | | 108.2 | 11,927 | 2.46 | 0.952 |
| 4 | 70,440 | 71.88 | | | | |
| | | | 117.3 | 14,199 | 2.45 | 0.931 |
| 5 | 107,720 | 194.96 | | | | |
| | | | 185.7 | 33,796 | 2.44 | 0.890 |
| 6 | 116,670 | 211.14 | | | | |
| | | | 173.1 | 41,960 | 2.41 | 0.935 |
| 7 | 199,190 | 539.37 | | | | |
| | | | 418.1 | 132,121 | 2.44 | 0.795 |
| 8 | 277,540 | 751.39 | | | | |
| | | | 2,656.2 | 719,166 | 2.57 | 1.070 |
| 9 | 125,030 | 338.53 | | | | |
| | | | | | | |
| 合計 | 979,660 | | | | | |

ポアソン比 $\nu$　0.20
減衰 $h$　5%
基礎形状　46.6m(NS方向)×57.0m(EW方向)

表-4.3　地盤定数

(Ss-1)

| 標 高<br>O.P.<br>(m) | 地 質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| −10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.78 | 266,000 | 398 | 3 |
| −80.0 | | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | | 340,000 | 442 | |
| −108.0 | | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | | 439,000 | 495 | |
| −196.0 | | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | | 509,000 | 530 | |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | — |

(Ss-2)

| 標 高<br>O.P.<br>(m) | 地 質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| −10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.81 | 276,000 | 405 | 3 |
| −80.0 | | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | | 353,000 | 450 | |
| −108.0 | | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | | 456,000 | 504 | |
| −196.0 | | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | | 529,000 | 540 | |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | — |

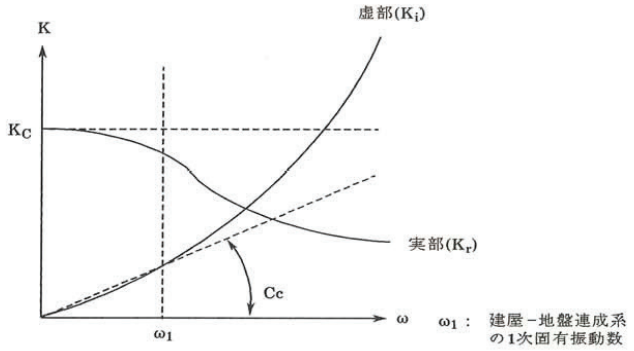
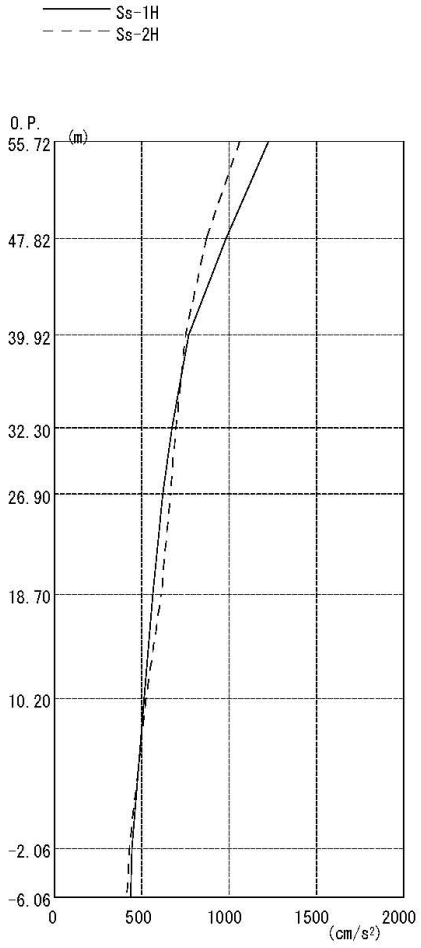



図-4.3　地盤ばねの近似

付 1-1.14

5.　地震応答解析結果

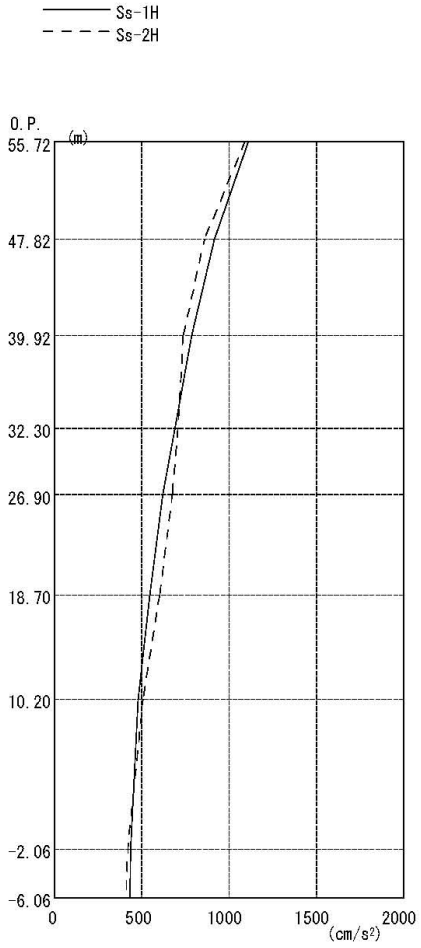
地震応答解析により求められた NS 方向、EW 方向の最大応答加速度を図-5.1 および図-5.2 に示す。




(cm/s²)

| Ss-1H | Ss-2H |
|---|---|
| 1227 | 1060 |
| 983 | 870 |
| 769 | 751 |
| 673 | 695 |
| 621 | 663 |
| 562 | 611 |
| 512 | 525 |
| 442 | 428 |
| 437 | 416 |

図-5.1　最大応答加速度（NS 方向）




(cm/s²)

| Ss-1H | Ss-2H |
|---|---|
| 1109 | 1090 |
| 917 | 859 |
| 787 | 737 |
| 690 | 708 |
| 619 | 674 |
| 546 | 602 |
| 481 | 508 |
| 436 | 419 |
| 433 | 410 |

図-5.2　最大応答加速度（EW 方向）

6.　耐震安全性評価結果

表-6.1及び表-6.2に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。図-6.1、図-6.2および図-6.3、図-6.4に基準地震動Ss-1および基準地震動Ss-2に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で$0.18\times10^{-3}$（Ss-2H,NS方向,1F）であり、評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

また、本パラメータスタディにおける解析結果と添付資料-1で示した耐震バックチェックの解析結果には大きな差異が無いことから、変動要因が原子炉建屋の耐震安全性に与える影響は少ないものと考えられる。

表-6.1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS方向）

（$\times10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|
| CRF | 0.09 | 0.08 | 4.0以下 |
| 5F | 0.14 | 0.13 | |
| 4F | 0.04 | 0.04 | |
| 3F | 0.08 | 0.07 | |
| 2F | 0.08 | 0.08 | |
| 1F | 0.17 | 0.18 | |
| B1F | 0.10 | 0.10 | |

表-6.2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW方向）

（$\times10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|
| CRF | 0.11 | 0.11 | 4.0以下 |
| 5F | 0.17 | 0.17 | |
| 4F | 0.07 | 0.07 | |
| 3F | 0.11 | 0.11 | |
| 2F | 0.12 | 0.12 | |
| 1F | 0.16 | 0.16 | |
| B1F | 0.10 | 0.11 | |

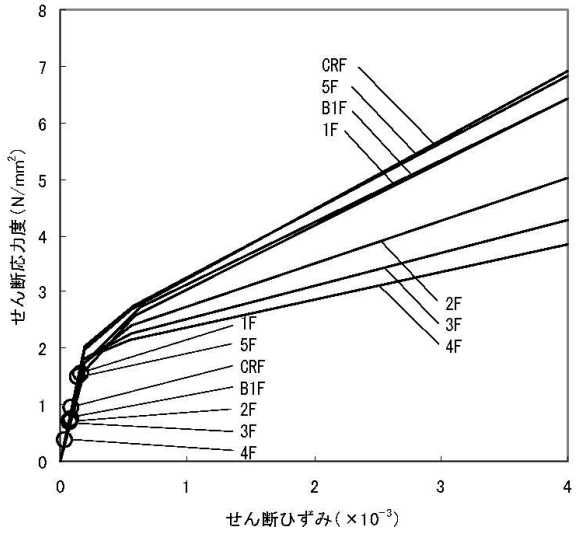



図-6.1　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，NS 方向）

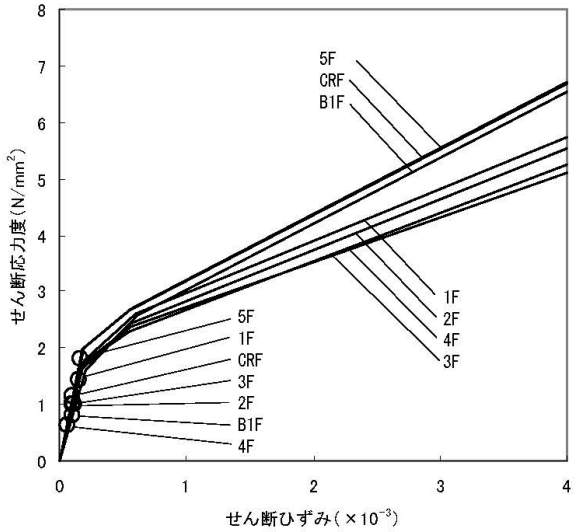



図-6.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，EW 方向）

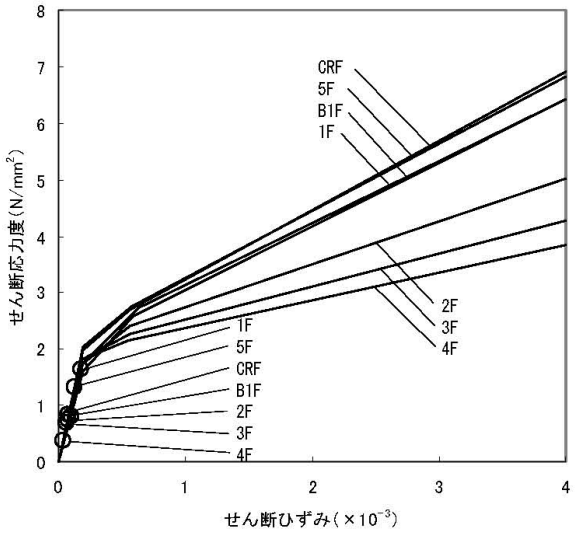



図-6.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，NS 方向）

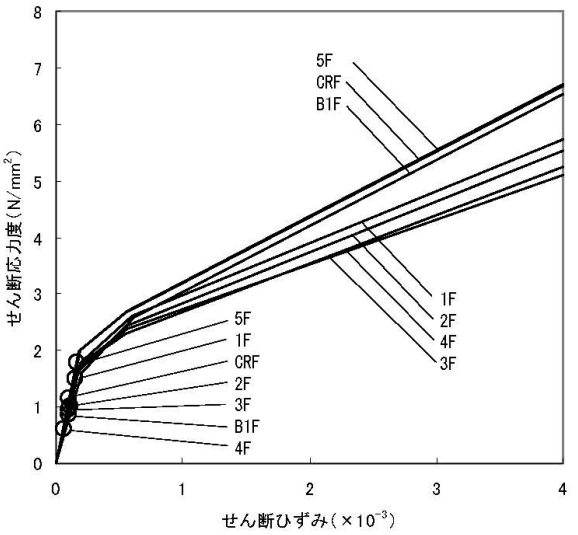



図-6.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，EW 方向）

添付資料－２：５号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

１．評価方針

５号機の原子炉建屋は、既に冷温停止状態を維持しており、外見上の損傷は見られない（図-1.1）。また、建屋内部についても、現状で得られている写真からは構造的な損傷は確認されていない（付録-2.1）。したがって、このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果（『福島第一原子力発電所　「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂２）』　平成22年４月19日）をそのまま適用できるものと考えられ、本評価では、耐震バックチェックで実施した地震応答解析結果を用いて耐震安全性評価を実施することとした。

なお、原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）との比較により行うこととする。

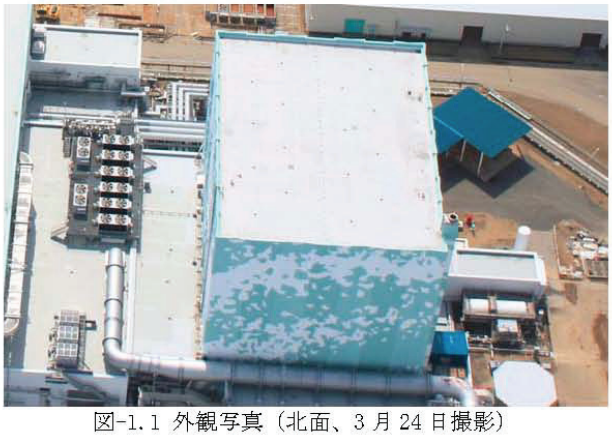


図-1.1 外観写真（北面、３月24日撮影）

２．耐震安全性評価

（１）地震応答解析モデルの概要

耐震バックチェックにおける地震応答解析は、基準地震動 Ss を用いた地震応答解析（時刻歴応答解析法）によることとし、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図-2.1）を設定した上で実施した。

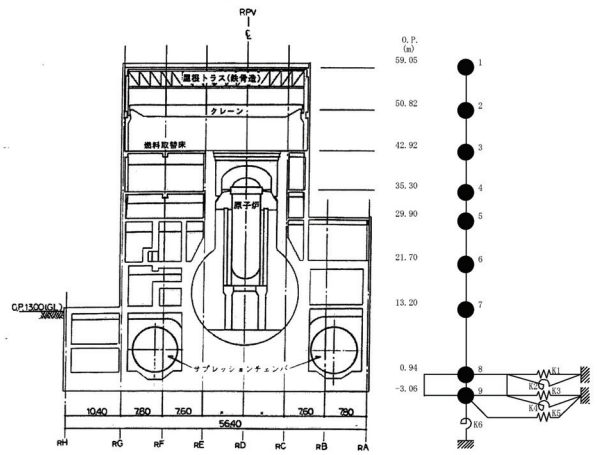



図-2.1 建屋解析モデル図

（２）耐震安全性評価結果

表-2.1および表-2.2に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。また図-2.2～図-2.15に基準地震動Ssに対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で$0.19\times10^{-3}$（Ss-1H,EW方向,5F）であり、評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

表-2.1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS方向）

（$\times10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| CRF | 0.12 | 0.12 | 0.10 | 4.0以下 |
| 5F | 0.14 | 0.14 | 0.12 | |
| 4F | 0.05 | 0.05 | 0.04 | |
| 3F | 0.09 | 0.09 | 0.08 | |
| 2F | 0.10 | 0.10 | 0.09 | |
| 1F | 0.15 | 0.16 | 0.13 | |
| B1F | 0.11 | 0.11 | 0.09 | |

表-2.2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW方向）

（$\times10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| CRF | 0.16 | 0.16 | 0.14 | 4.0以下 |
| 5F | 0.19 | 0.18 | 0.16 | |
| 4F | 0.09 | 0.08 | 0.07 | |
| 3F | 0.11 | 0.11 | 0.09 | |
| 2F | 0.11 | 0.12 | 0.10 | |
| 1F | 0.11 | 0.12 | 0.10 | |
| B1F | 0.11 | 0.11 | 0.09 | |

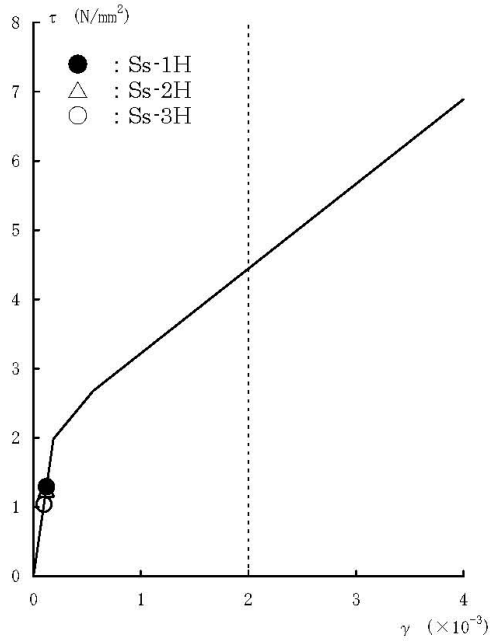



図-2.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，CRF）

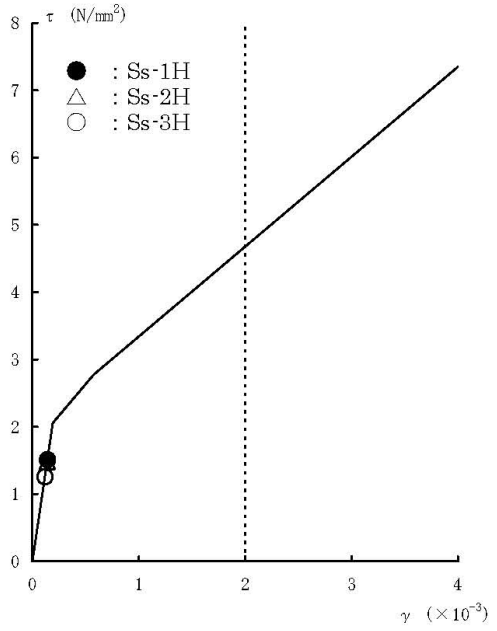



図-2.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，5F）

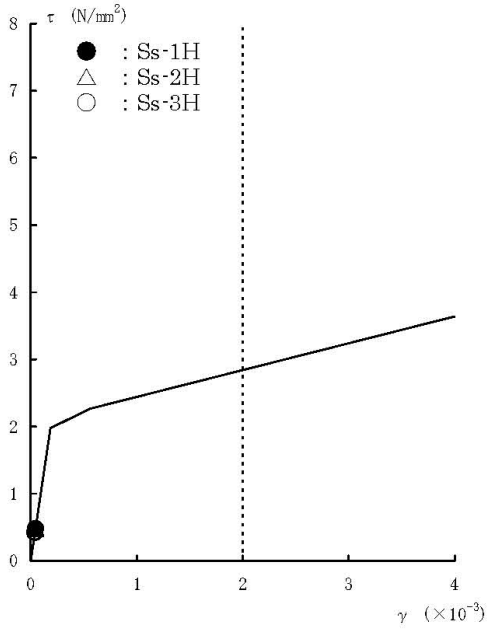



図-2.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，4F）

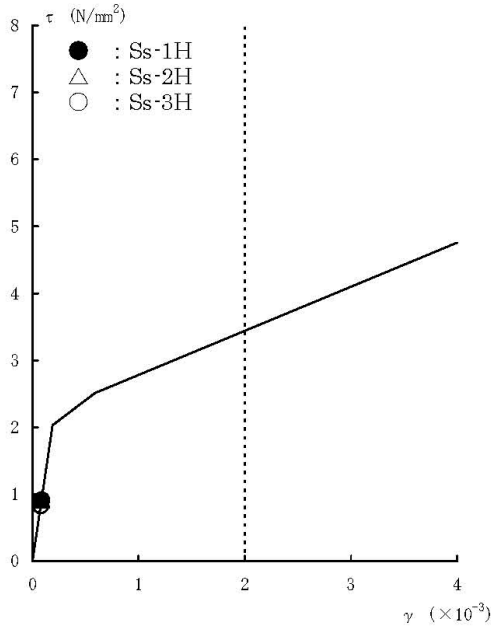



図-2.5　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，3F）

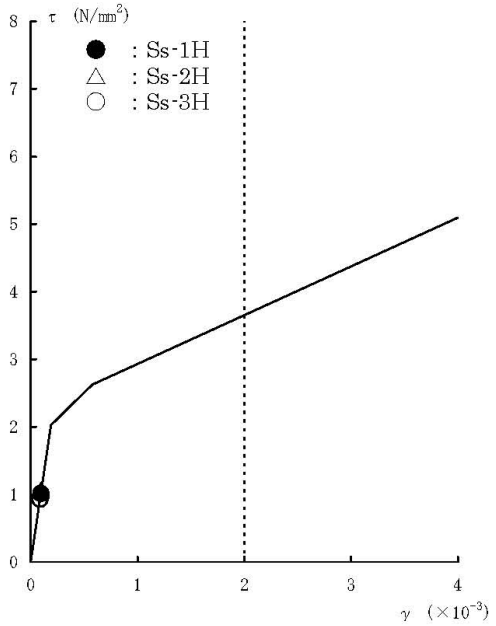



図-2.6　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，2F）

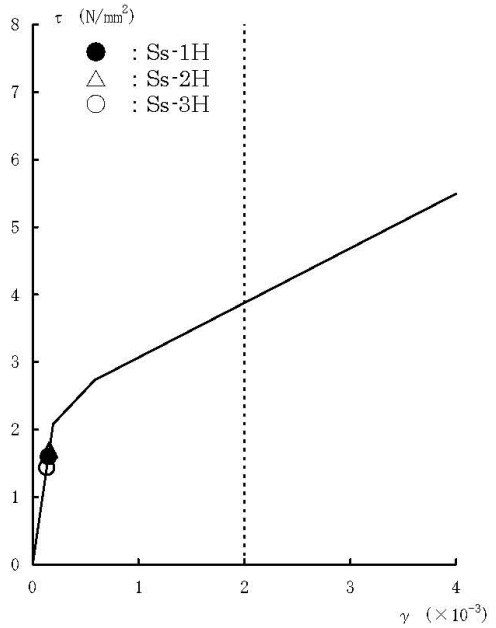



図-2.7　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，1F）

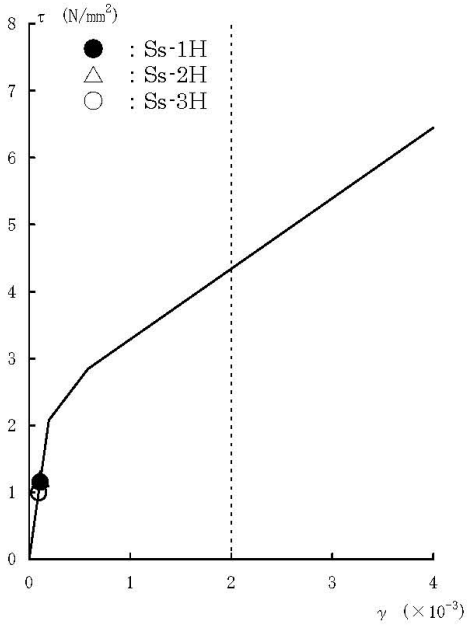



図-2.8　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，B1F）

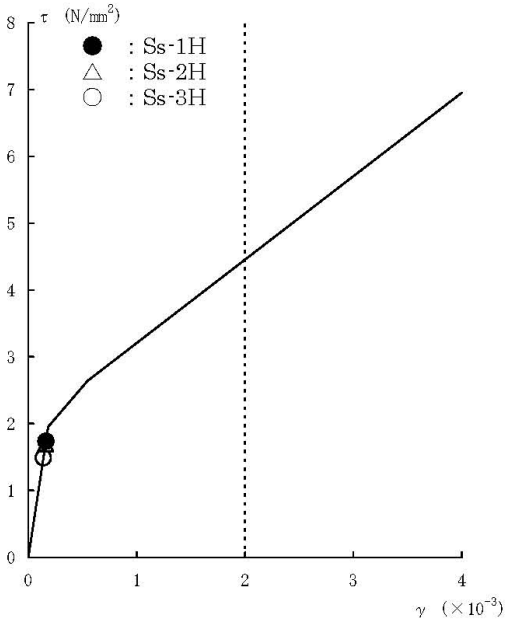



図-2.9　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，CRF）

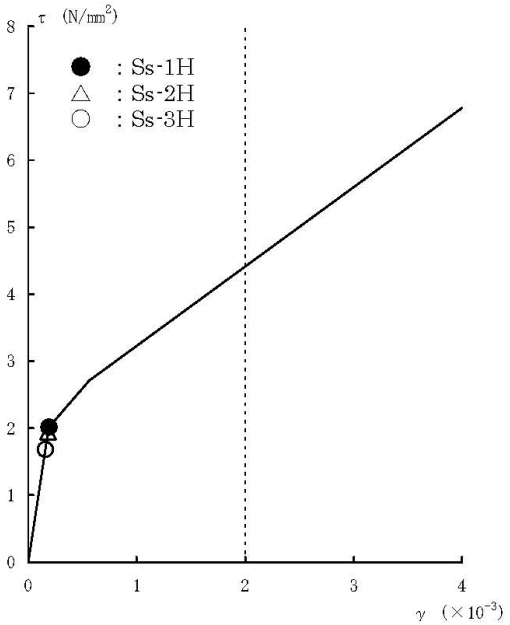



図-2.10　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，5F）

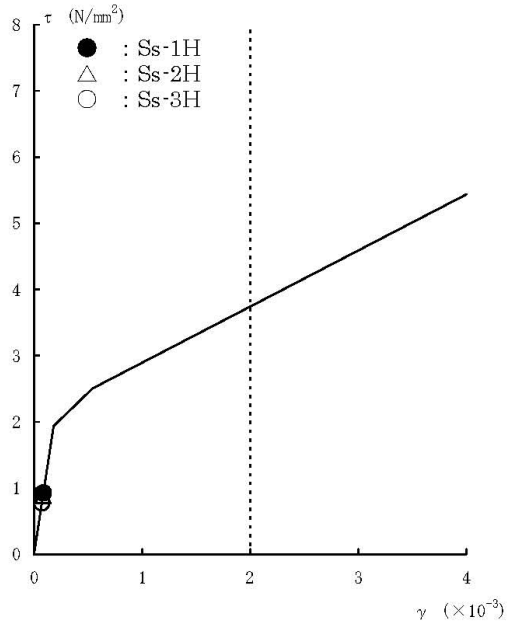



図-2.11　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，4F）

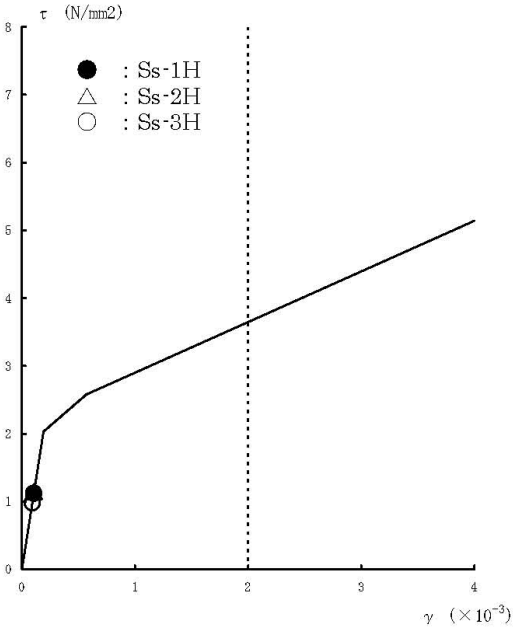



図-2.12　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，3F）

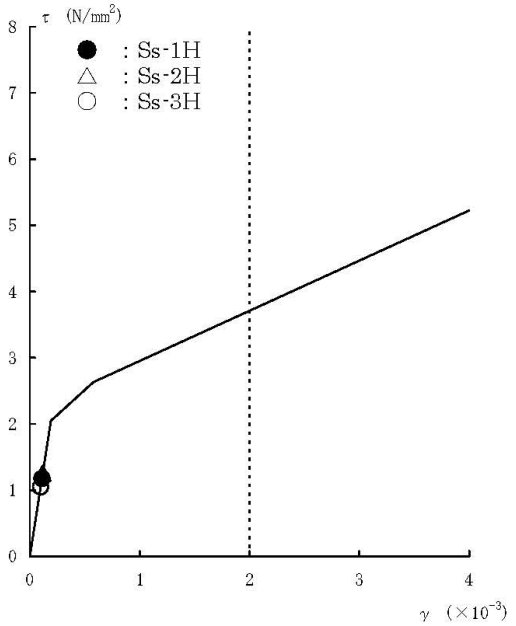



図-2.13　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，2F）

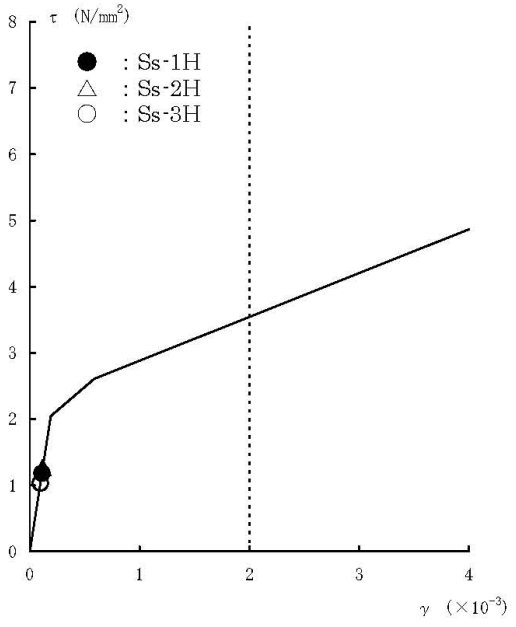



図-2.14　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，1F）

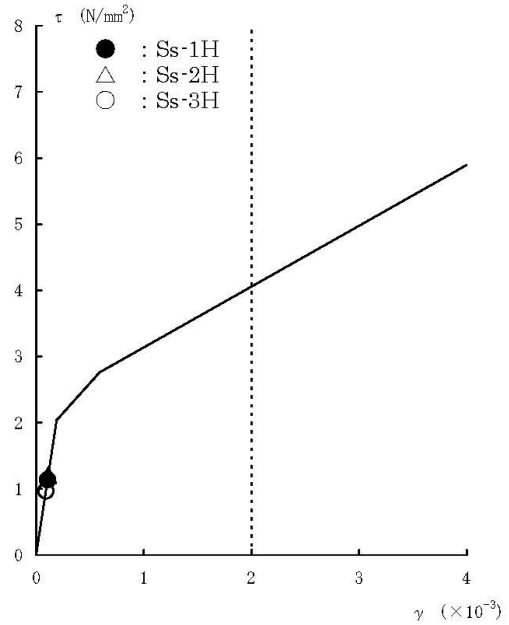



図-2.15　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，B1F）

付録 2-1

5 号機建屋内部の状況について

福島第一原子力発電所 5 号機原子炉建屋については、7 月 26 日に東京電力が建屋内部の写真を撮影している。その時に撮影した写真を図-1 に示す。



1 階　西側外壁



1 階　南側シェル壁




2 階　西側外壁



3 階　西側燃料プール壁



3 階　北側シェル壁



4 階　東側燃料プール壁

図－1（1）5 号機建屋内部の状況（7 月 26 日撮影）



4階　東側シェル壁



5階　北側外壁

図－1（2）5号機建屋内部の状況（7月26日撮影）

添付資料－３：６号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

１．評価方針

６号機の原子炉建屋は、既に冷温停止状態を維持しており、外見上の損傷は見らない(図-1.1)。内部についても詳細な点検は行っていないものの、構造的な損傷があったとの情報は得られていない。したがって、このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果(『福島第一原子力発電所　「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂２）』　平成 22 年４月 19 日）をそのまま適用できるものと考えられ、本評価では、耐震バックチェックで実施した地震応答解析結果を用いて耐震安全性評価を実施することとした。

なお、原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）との比較により行うこととする。

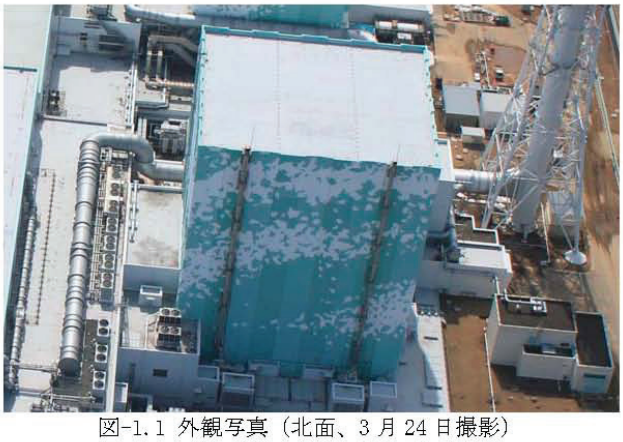


図-1.1 外観写真（北面、３月 24 日撮影）

２．耐震安全性評価

（１）地震応答解析モデルの概要

耐震バックチェックにおける地震応答解析は、基準地震動 Ss を用いた地震応答解析（時刻歴応答解析法）によることとし、建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図-2.1）を設定した上で実施した。

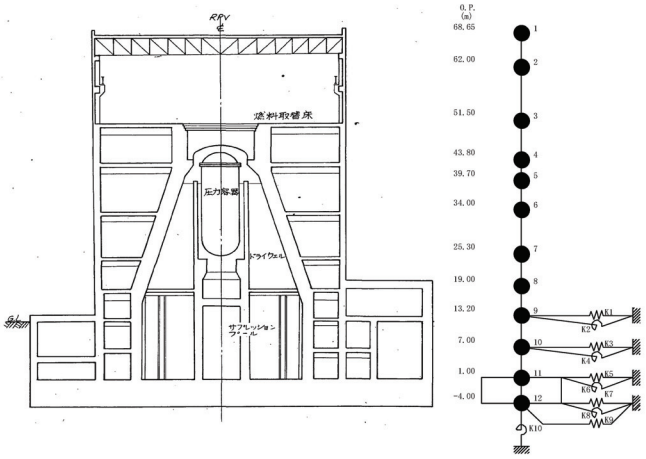



図-2.1 建屋解析モデル図

（２）耐震安全性評価結果

表-2.1および表-2.2に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。また図-2.2～図-2.21に基準地震動Ssに対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で$0.33\times10^{-3}$（Ss-1H,NS方向,2F）であり、評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）に対して十分余裕がある。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

表-2.1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS方向）

（$\times10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| CRF | 0.07 | 0.07 | 0.06 | 4.0以下 |
| 6F | 0.14 | 0.13 | 0.12 | |
| 5F | 0.09 | 0.08 | 0.07 | |
| M5F | 0.15 | 0.13 | 0.13 | |
| 4F | 0.19 | 0.17 | 0.17 | |
| 3F | 0.19 | 0.18 | 0.17 | |
| 2F | 0.33 | 0.28 | 0.20 | |
| 1F | 0.15 | 0.15 | 0.13 | |
| B1F | 0.11 | 0.11 | 0.09 | |
| B2F | 0.12 | 0.12 | 0.10 | |

表-2.2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW方向）

（$\times10^{-3}$）

| 階 | Ss-1H | Ss-2H | Ss-3H | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|
| CRF | 0.06 | 0.06 | 0.05 | 4.0以下 |
| 6F | 0.12 | 0.12 | 0.11 | |
| 5F | 0.08 | 0.07 | 0.07 | |
| M5F | 0.17 | 0.15 | 0.15 | |
| 4F | 0.23 | 0.19 | 0.19 | |
| 3F | 0.20 | 0.19 | 0.17 | |
| 2F | 0.23 | 0.21 | 0.18 | |
| 1F | 0.14 | 0.14 | 0.12 | |
| B1F | 0.10 | 0.11 | 0.08 | |
| B2F | 0.12 | 0.12 | 0.09 | |

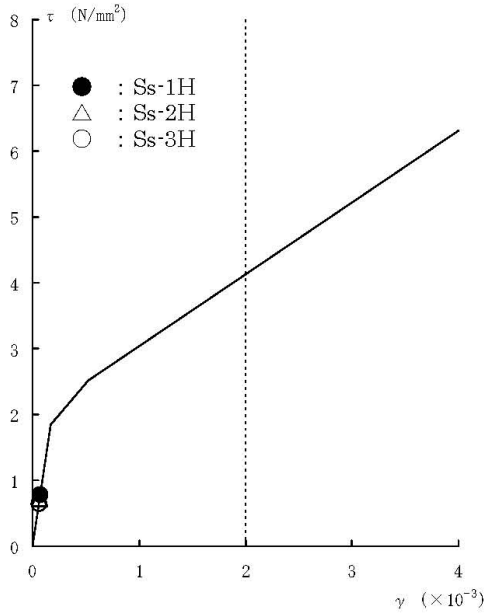



図-2.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，CRF）

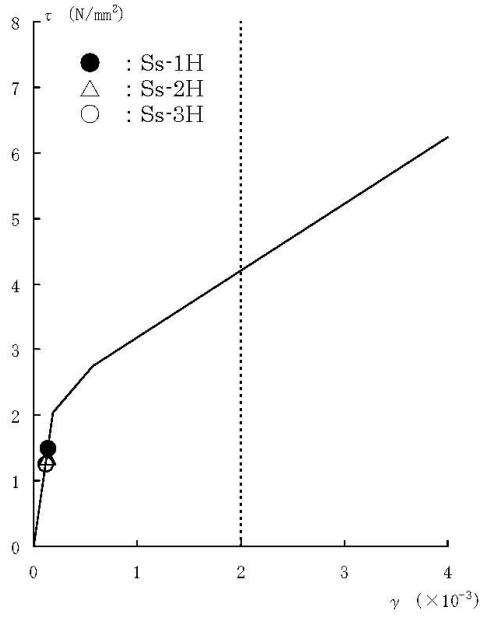



図-2.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，6F）

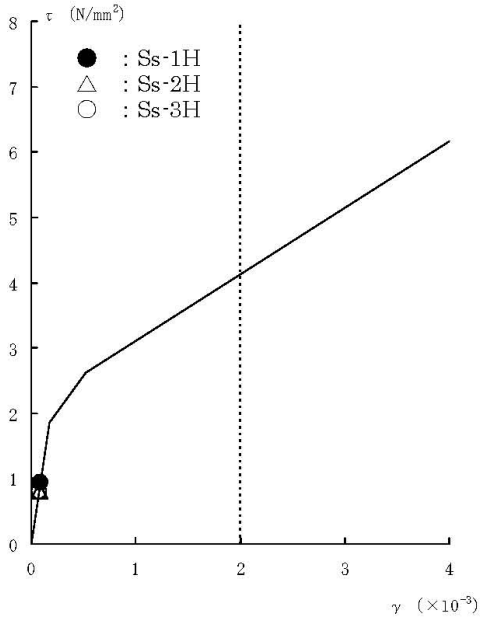



図-2.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，5F）

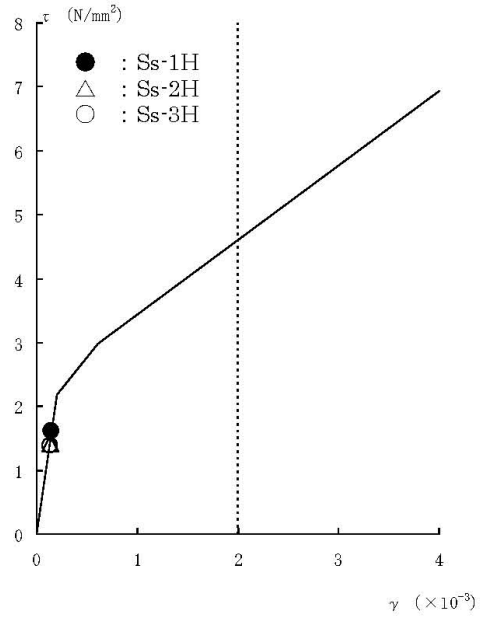



図-2.5　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，M5F）

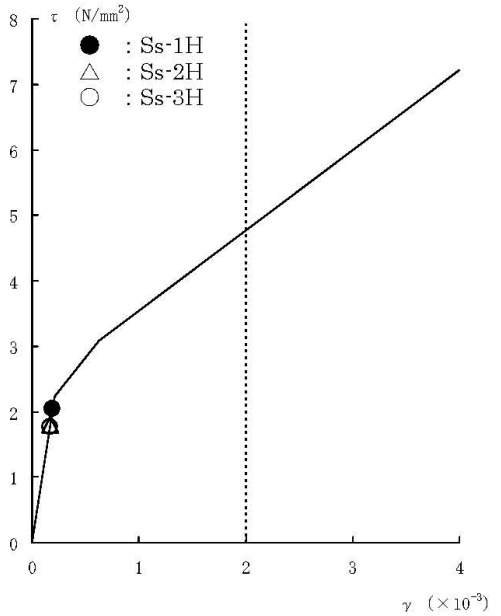



図-2.6　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，4F）

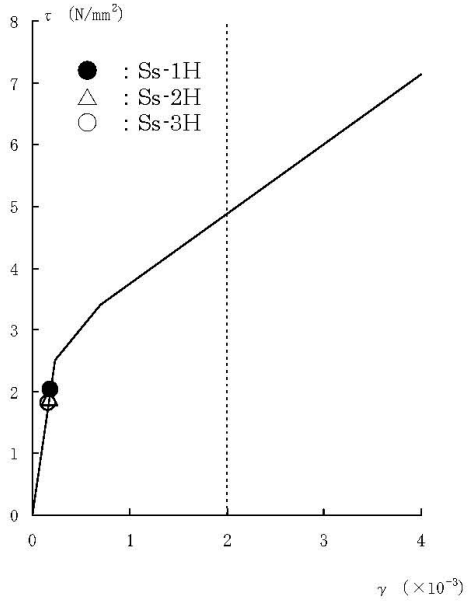



図-2.7　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，3F）

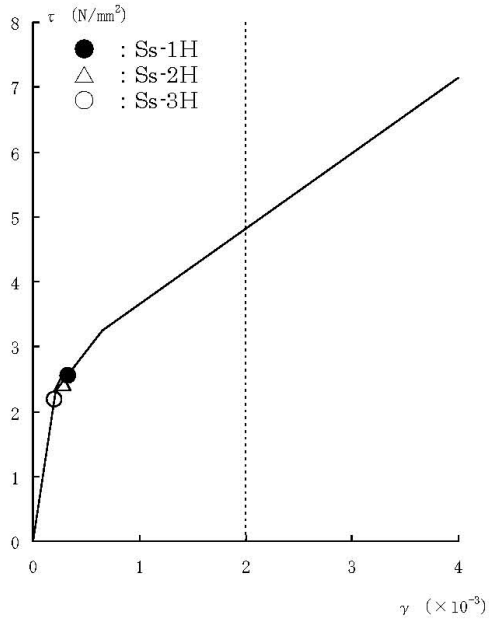



図-2.8　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，2F）

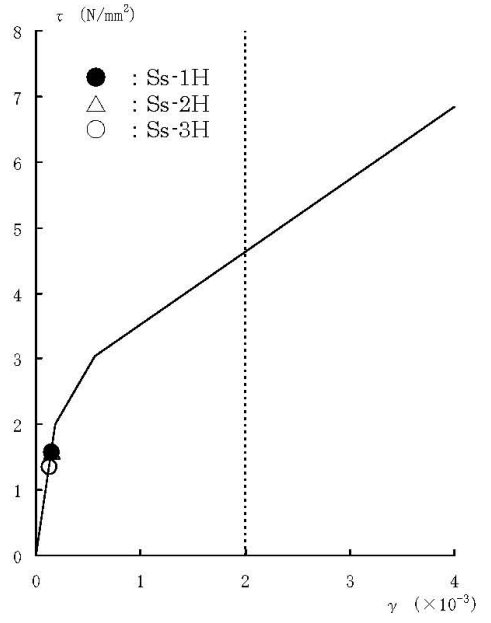



図-2.9　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，1F）

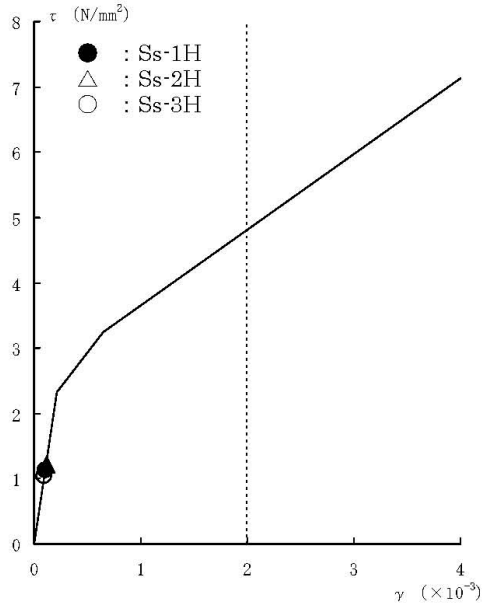



図-2.10　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，B1F）

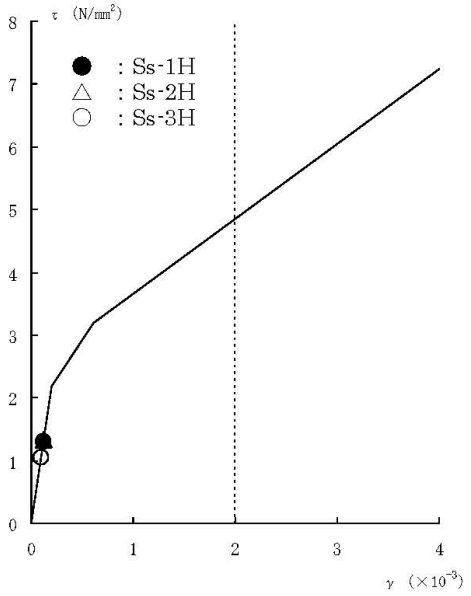



図-2.11　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，B2F）

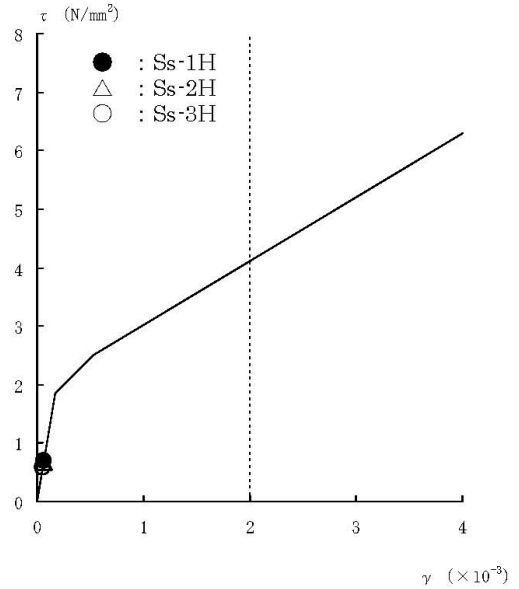



図-2.12　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，CRF）

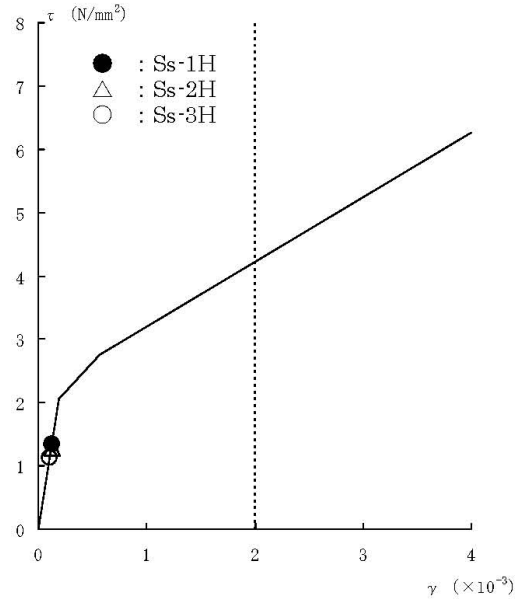



図-2.13　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，6F）

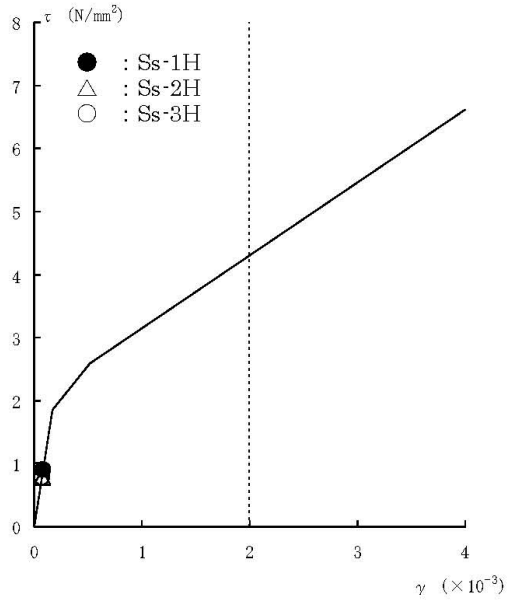



図-2.14　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，5F）

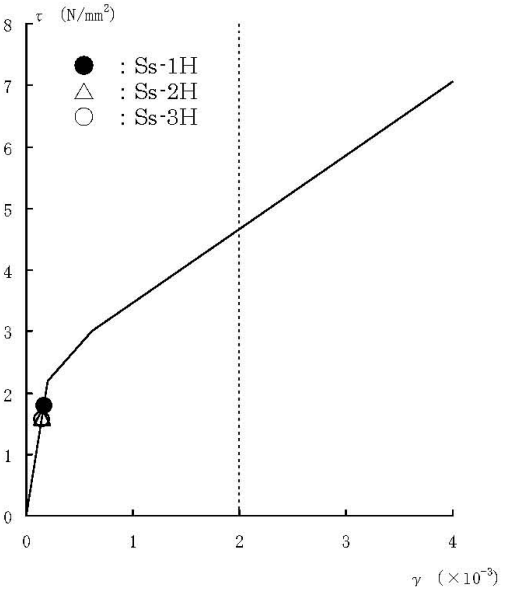



図-2.15　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，M5F）

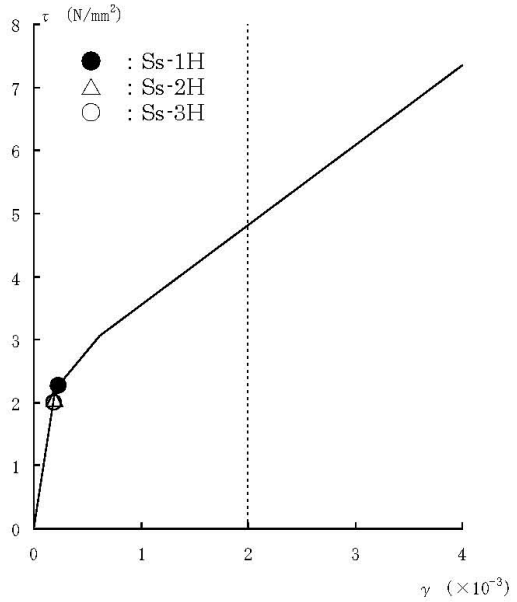



図-2.16　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，4F）

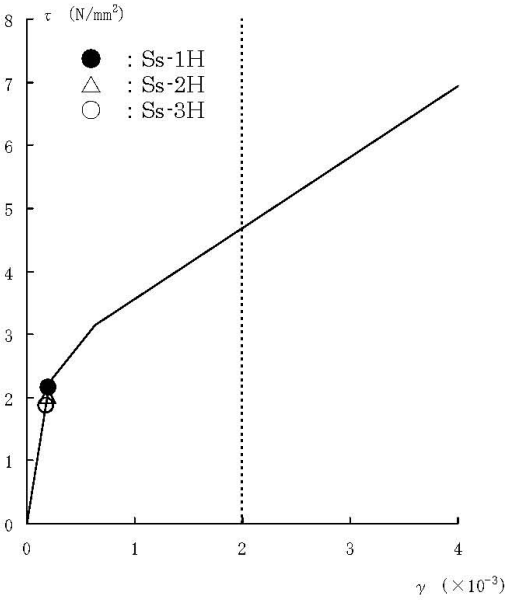



図-2.17　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，3F）

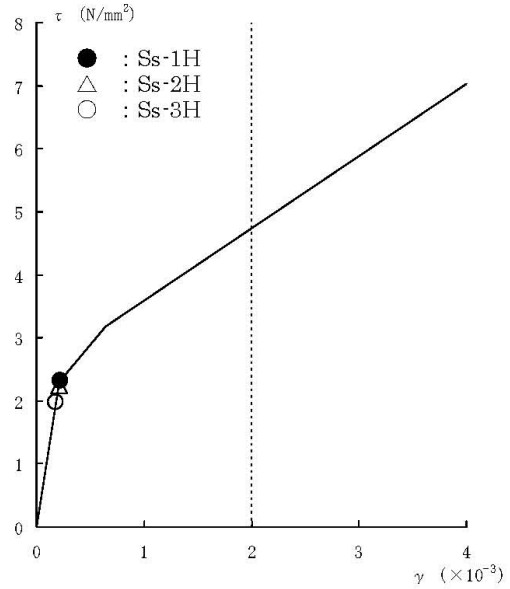



図-2.18　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，2F）

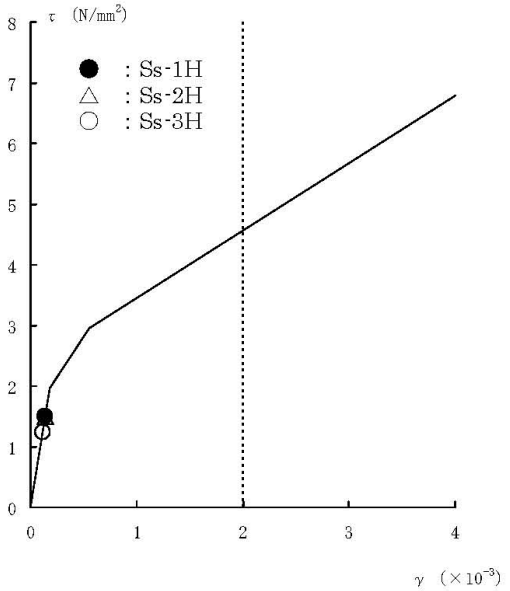



図-2.19　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，1F）

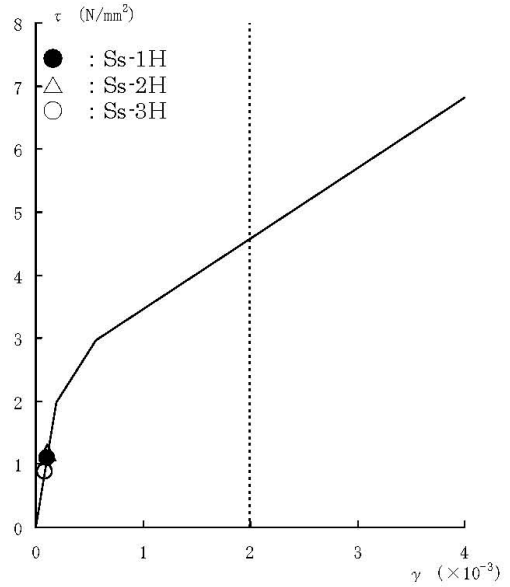



図-2.20　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，B1F）

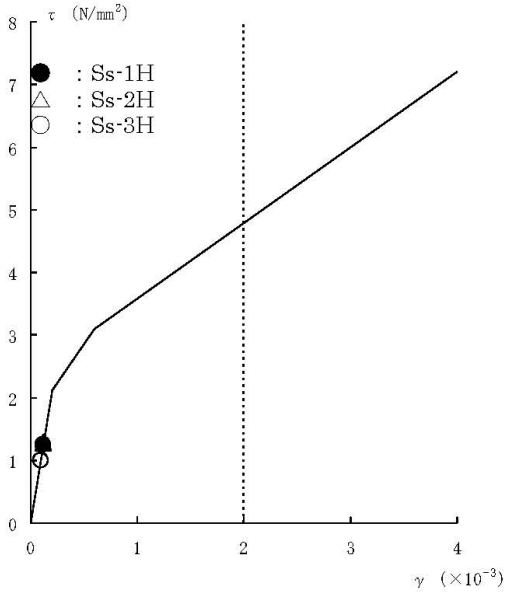



図-2.21　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，B2F）

特定原子力施設監視・
評価検討会（第4回）
資料5-1
（第3回資料5-1を一部改定）

# 福島第一原子力発電所
# １～４号機本館建物の基準地震動Ssに対する耐震安全性評価について

平成25年2月21日
東京電力株式会社

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

1. １～４号機原子炉建屋の耐震安全性評価状況一覧
2. ４号機原子炉建屋の耐震安全性評価
3. １～４号機タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋の耐震安全性評価状況一覧
4. コメント回答

・参考資料

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 1．1～4号機原子炉建屋の耐震安全性評価状況一覧



## 1．1～4号機原子炉建屋の耐震安全性評価状況一覧

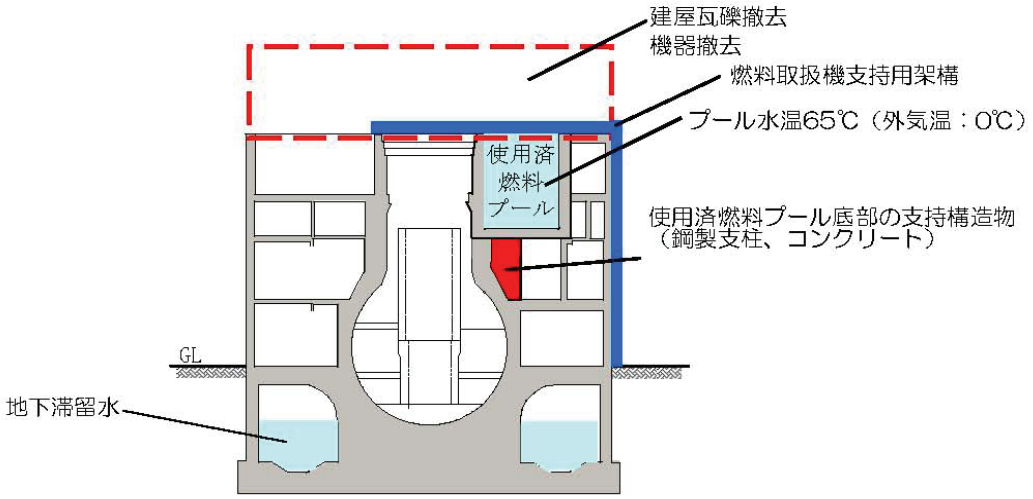
| | 1号機 | 2号機 | 3号機 | 4号機 |
|---|---|---|---|---|
| (1)評価対象 | 耐震壁 | 耐震壁 | 耐震壁 | 耐震壁 |
| (2)入力地震動 | 解放基盤表面で定義した基準地震動Ssを一次元波動論により評価 | | | |
| (3)建屋のモデル化 | | | | |
| ①解析モデル | 質点系・埋込みSRモデル | | | |
| ②材料特性 | コンクリート実強度（35.0N/mm$^2$）を採用 | | | |
| ③剛性評価 | 耐震壁のせん断剛性、曲げ剛性を考慮 | | | |
| ④損傷状況 | 5階から上部の損傷 | 損傷無し | 3階から上部の損傷 | 2階から上部の損傷 |
| ⑤地下滞留水 | 考慮 | 考慮 | —*1 | 考慮 |
| ⑥瓦礫 | 存在状態 | — | 存在状態 | 撤去状態 |
| ⑦その他 | 建屋ｶﾊﾞｰを考慮 | — | 燃料取出用ｶﾊﾞｰを考慮 | 燃料取出用ｶﾊﾞｰを考慮 |
| (4)地盤のモデル化 | | | | |
| ①地盤ばね | 底面ばね：水平および回転を考慮　側面ばね：水平および回転を考慮 | | | |
| (5)接地率*2（最小ケース） | 64.8% | 76.8% | 74.6% | 84.3% |
| (6)評価結果（せん断ひずみ：最大ケース） | $0.12\times10^{-3}$→OK<br>評価基準値：$4.0\times10^{-3}$ | $0.17\times10^{-3}$→OK<br>評価基準値：$4.0\times10^{-3}$ | $0.14\times10^{-3}$→OK<br>評価基準値：$4.0\times10^{-3}$ | $0.16\times10^{-3}$→OK<br>評価基準値：$4.0\times10^{-3}$ |
| (7)備考 | — | — | 3D-FEM解析による使用済燃料プール壁・床の詳細評価を実施 | 3D-FEM解析による使用済燃料プール壁・床の詳細評価を実施 |

＊1　地下滞留水を考慮した条件で、今後評価を実施予定。
＊2　2～4号機については、基礎浮上り非線形を考慮した地震応答解析の適用条件とされている「接地率65%以上」を満足している。1号機については、誘発上下動を考慮した地震応答解析を実施し考慮の有無が応答結果に与える影響は小さく問題ないことを確認している。

# 2．４号機原子炉建屋の耐震安全性評価


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

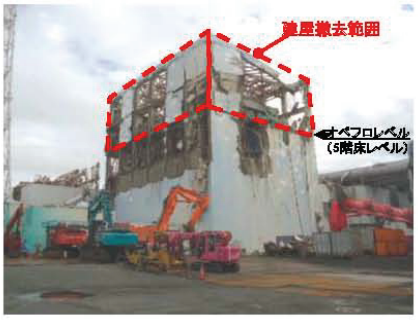

## 2．１　使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



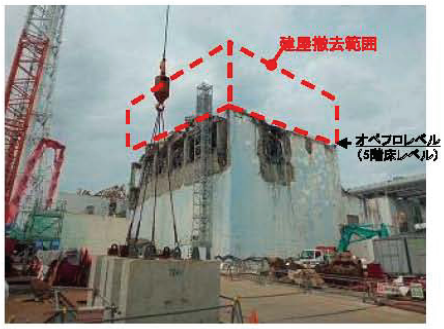

**使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況**


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 2．1　使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況




**建屋瓦礫 撤去工事 着手前　［南西面］**
撮影日：平成 23年 9月22日




**建屋瓦礫 撤去工事 完了後　［南西面］**
撮影日：平成 24年 7月 5日



**オペフロ上部の機器　［西面］**
撮影日：平成 24年 7月 9日

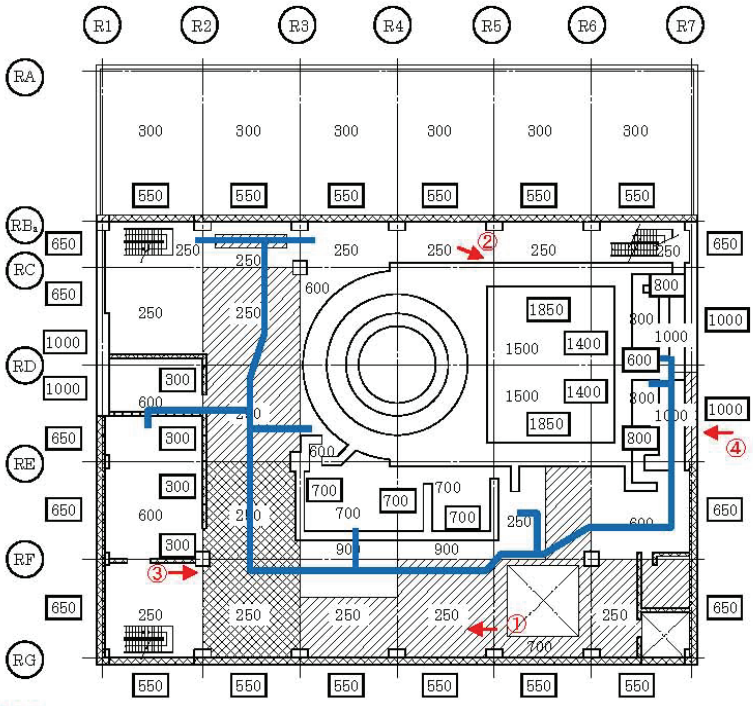


**機器の撤去作業　［西面］**
撮影日：平成 24年 8月10日

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 2．2　原子炉建屋躯体の損傷状況（3階）




・床の損傷箇所については、水素爆発の発生箇所と考えられるダクトルート付近で確認されている

・R6-R7間、RC-RF間の床については損傷した床の床厚250mmに対して床厚600mm以上あり、上下階の壁によって面外方向の変形を抑制されているため、ダクトルート上にありながら損傷を免れたものと考えられる

・壁の損傷箇所については、壁厚650mm以下の壁で損傷が激しく、壁厚650mmを超える壁は損傷が少ない

：全壊
：一部損傷
数字：床厚(mm)
数字：壁厚(mm)
：主なダクト

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 2．3　原子炉建屋躯体の損傷状況（3階写真）



①床変形



②プール壁異常なし



③床崩壊



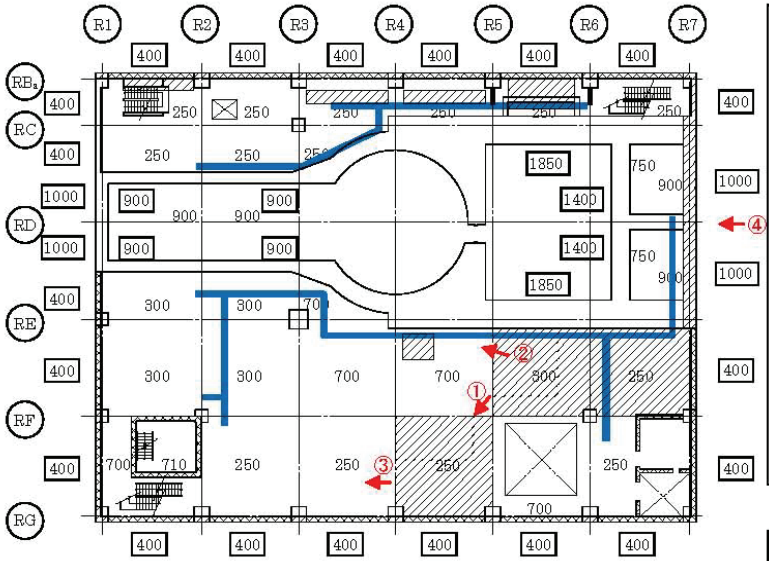
④外壁一部剥落

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社



## 2．3　原子炉建屋躯体の損傷状況（4階）




・床の損傷箇所については、大物搬入口、ＥＶシャフトおよび階段開口といった圧力の逃げ道がある箇所や、床厚700mmの箇所は損傷を免れていると考えられる

・壁の損傷箇所については、壁厚400mmの壁で損傷が激しく、壁厚400mmを超える壁は損傷が少ない

・床よりも壁の損傷が激しい傾向が見られるのは、床は間仕切り壁等で面外方向の変形を拘束されているのに対し、壁は拘束するものがないためと考えられる

：全壊
：一部損傷
数字：床厚(mm)
数字：壁厚(mm)
：主なダクト

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 2．3　原子炉建屋躯体の損傷状況（４階写真）



①床変形



②プール壁異常なし



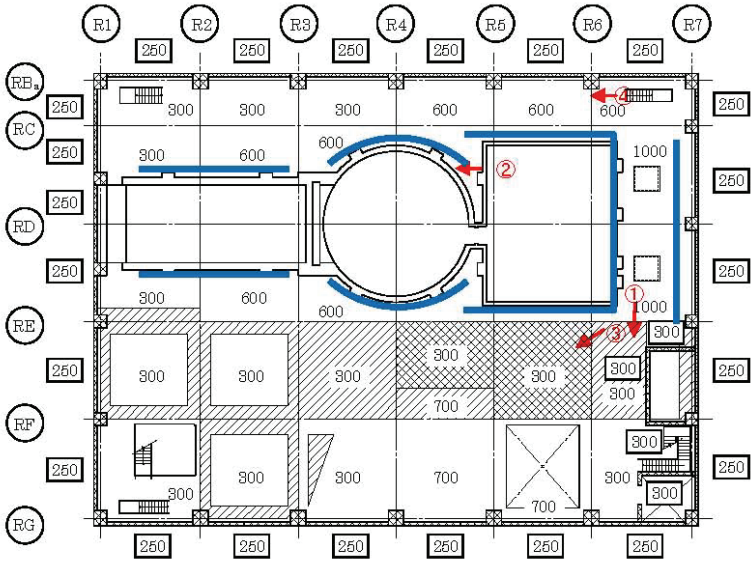
③床異常なし



④外壁一部剥落


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 2．3　原子炉建屋躯体の損傷状況（５階）




・床の損傷箇所については、水素爆発の発生箇所と考えられる下階のダクトの影響を受けており、大物搬入口、ＥＶシャフトおよび階段開口といった圧力の逃げ道がある箇所や、床厚700mmの箇所は損傷を免れていると考えられる

・床よりも壁の損傷が激しい傾向が見られるのは、床は間仕切り壁等で面外方向の変形を拘束されているのに対し、壁は拘束するものがないためと考えられる

：全壊
：一部損傷
数字：床厚(mm)
数字：壁厚(mm)
：主なダクト


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 2．3　原子炉建屋躯体の損傷状況（5階写真）



①床変形



②シェル壁異常なし



③床崩壊



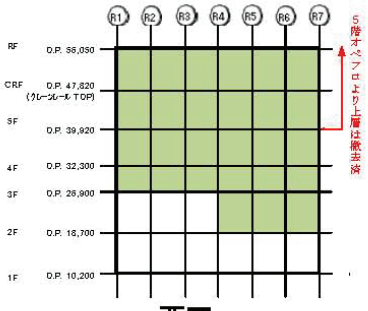
④床異常なし

東京電力 TEPCO

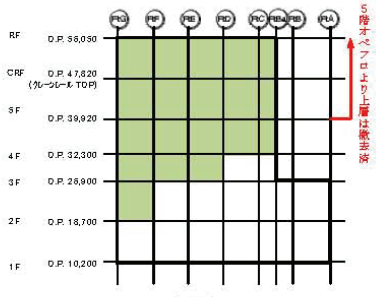
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社



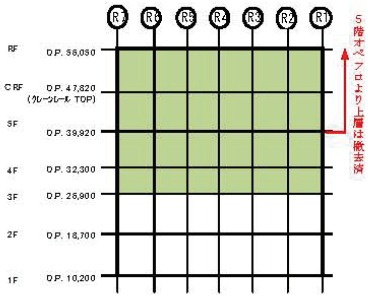
## 2．4　原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



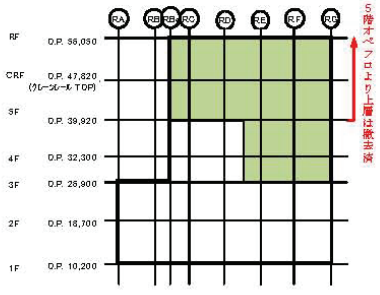

西面




南面




東面




北面

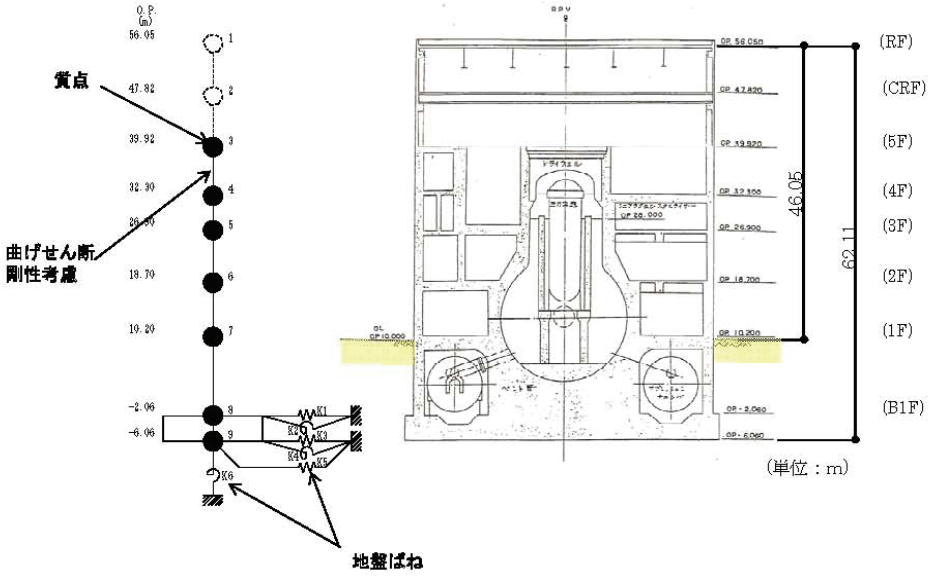
剛性を無視する壁

損傷状況の反映

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

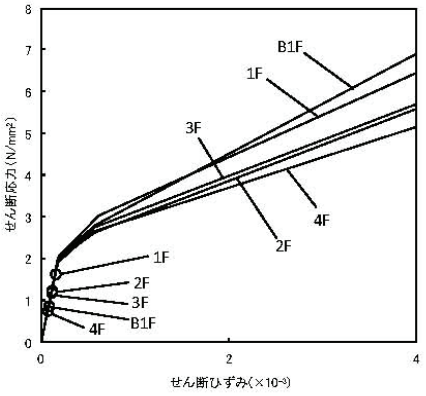
## 2．4　原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



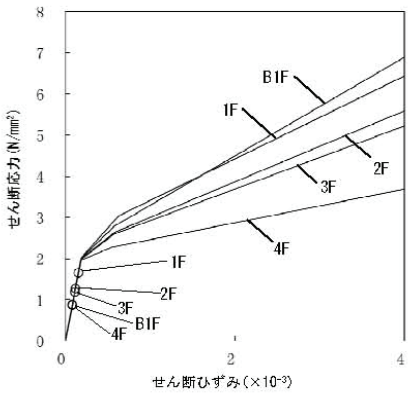

解析モデル



## 2．4　原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）




せん断スケルトン曲線上の最大応答値
（Ｓｓ－1、ＥＷ方向）

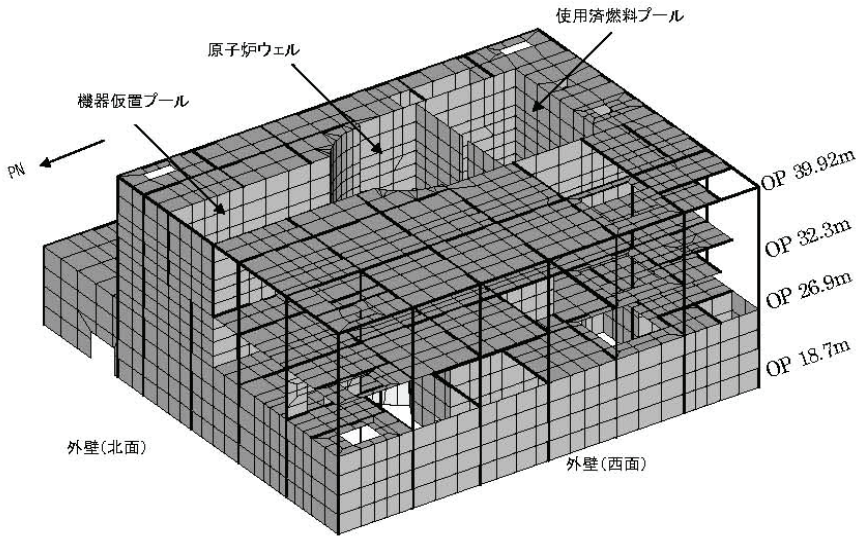



【参考】平成22年耐震バックチェック*時における
せん断スケルトン曲線上の最大応答値
（Ｓｓ－1、ＥＷ方向）

＊ 福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価　中間報告書（改訂2）」（平成22年4月、東京電力株式会社）

**耐震壁の最大応答せん断ひずみは、最大で$0.16\times10^{-3}$であり、評価基準値（$4.0\times10^{-3}$）を満たすことを確認した。**

## 2．5　使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）




**解析モデル図**


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 2．5　使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

**軸力と曲げモーメントによる**
**コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）**

| 箇所名 | 検討ひずみ | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) $\varepsilon$ | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) $\varepsilon'$ | 検定比 $\varepsilon / \varepsilon'$ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| W1 | ${}_c\varepsilon_c$ | −150 | −3000 | 0.05≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | −90 | −5000 | 0.02≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | 1180 | 5000 | 0.24≦1 | 可 |

**軸力と曲げモーメントによる**
**コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）**

| 箇所名 | 検討ひずみ | 発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) $\varepsilon$ | 評価基準値 ($\times 10^{-6}$) $\varepsilon'$ | 検定比 $\varepsilon / \varepsilon'$ | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| S1 | ${}_c\varepsilon_c$ | −370 | −3000 | 0.13≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_c$ | −140 | −5000 | 0.03≦1 | 可 |
| | ${}_s\varepsilon_t$ | 250 | 5000 | 0.05≦1 | 可 |

**面外せん断力の検討結果（壁部）**

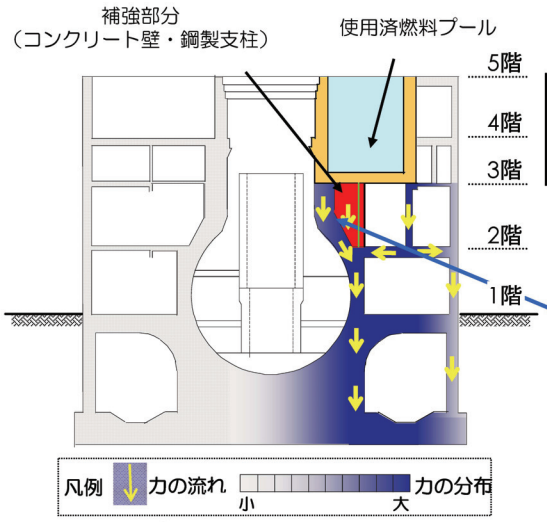
| 箇所名 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 Q' (N/mm) | 検定比 Q／Q' | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| W2 | 1120 | 1860 | 0.61≦1 | 可 |

**面外せん断力の検討結果（床部）**

| 箇所名 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 Q' (N/mm) | 検定比 Q／Q' | 判定 |
|---|---|---|---|---|
| S2 | 580 | 1270 | 0.46≦1 | 可 |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 2．５　使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）




使用済燃料プールの力の流れと分布のイメージ
（原子炉建屋断面図）

使用済燃料プールの床や壁※1は、非常に厚いうえに、プール全体は、非常に厚い耐震壁※2で支えられているため、それ以外の部分の外壁や床スラブが損傷していても、耐震性が確保されている。

※1　使用済み燃料プール耐震壁（鉄筋コンクリート造）：厚140cm～185cm
※2　使用済み燃料プールを支える耐震壁（鉄筋コンクリート造）：厚160cm～185cm



健全なシェル壁


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 3.　１～４号機タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋の耐震安全性評価状況一覧


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 3. １～４号機タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋の耐震安全性評価状況一覧

１～４号機タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋について、地下階に滞留水（汚染水）があることを考慮し、基準地震動Ssに対し、地下外壁が崩壊しないことを確認する。

なお、主に原子炉建屋の水素爆発により飛来した瓦礫による屋根部や鋼製部材の一部に開口、RC部にひび割れが有るものの、上層階であり、耐震要素であるＲＣの耐震壁に大きな損傷は確認されていないことから、解析上は考慮しない。

| | ３号機タービン建屋<br>（代表号機※1） | ３号機コントロール建屋<br>（代表号機※1） | ４号機廃棄物処理建屋<br>（代表号機※1） |
|---|---|---|---|
| (1)評価対象 | 地下外壁（ＲＣ） | 地下外壁（ＲＣ） | 地下外壁（ＲＣ） |
| (2)入力地震動 | 解放基盤表面で定義した基準地震動Ssを一次元波動論により評価 | | |
| (3)建屋のモデル化 | | | |
| ①解析モデル | 質点系、SRモデル | | |
| ②材料特性 | コンクリート実強度（35.0N/mm$^2$）を採用 | | |
| ③剛性評価 | 耐震壁を評価 | | |
| ④地下滞留水 | 考慮 | 考慮 | 考慮 |
| (4)地盤のモデル化 | | | |
| ①底面ばね | 水平および回転を考慮 | | |
| (5)接地率*2（最小ケース） | 100% | 72.3% | 92.3% |
| (6)評価結果<br>（せん断ひずみ：最大ケース） | $0.15\times10^{-3}$→OK<br>評価基準値：$4.0\times10^{-3}$ | $0.07\times10^{-3}$→OK<br>評価基準値：$4.0\times10^{-3}$ | $0.06\times10^{-3}$→OK<br>評価基準値：$4.0\times10^{-3}$ |

※1：代表号機以外については、今後、代表号機の評価結果を踏まえ、建屋の類似性等を考慮して、評価を実施する。
※2：いずれも、基礎浮上り非線形を考慮した地震応答解析の適用条件とされている「接地率65%以上」を満足している。

⇨ 基準地震動Ｓｓに対し、地下外壁の耐震安全性は確保されており、滞留水の貯留に問題ない。


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 4. コメント回答


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## コメント回答①

①コンクリートの実強度の適用性について。

**鉄筋コンクリートの物性値**

| | 強度＊1 Fc (N/mm²) | ヤング係数 E (N/mm²) | せん断弾性係数 G (N/mm²) | ポアソン比 $\nu$ | 単位体積重量＊2 $\gamma$ (kN/m³) |
|---|---|---|---|---|---|
| コンクリート | 35.0 | $2.57\times10^4$ | $1.07\times10^4$ | 0.2 | 24 |
| 鉄筋 | SD345相当　(SD35) | | | | |

**圧縮強度試験データ分析結果**

| | | |
|---|---|---|
| 設計基準強度 | 22.1 | N／mm² |
| 試験体数 | 373 | 本 |
| 平均圧縮強度 | 37.4 | N／mm² |
| **解析採用値** | **35.0** | **N／mm²** |

＊１：ＲＣ造部の剛性を評価する際に用いるコンクリート強度は，過去に原子力発電所内で実施された高経年化技術評価，コンクリート健全性評価及び建築設備点検等における圧縮強度試験結果から推定した実強度として，圧縮強度のばらつきを考慮し，平均値をやや下回る値を採用した。

＊２：鉄筋コンクリートの値を示す。

総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造WG（第25回）Aサブグループ会合（平成22年6月17日）資料『福島第一原子力発電所3号機安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性評価』より


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

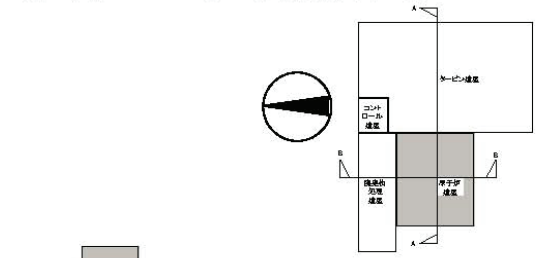

## コメント回答②

②地盤による埋め込み効果の適用性について。

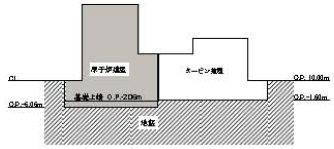
JEAC4601-2008では、地下部分の大部分（3面または面積で75%以上）が周辺地盤と接している場合には全面埋込みと同様な埋込み効果が期待できるものとしている。

１～４号機原子炉建屋周辺には隣接建屋があるが、基礎板側面については3面以上が周辺地盤と接しており、埋め込み効果が期待できるものとして、NOVAKの方法による側面ばねを考慮している。なお、タービン建屋・コントロール建屋・廃棄物処理建屋については，埋め込み効果は考慮していない。

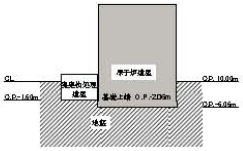
原子炉建屋の周辺状況について、４号機を例示する。




平面配置図




A－A断面図




B－B断面図

４号機原子炉建屋（1F4-R/B ）　周辺状況


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## コメント回答③

**③地下部に滞留水を貯留する建屋において、滞留水に含まれる塩化物による建屋の構造強度及び耐震性の低下のリスクについて**

●現状評価

津波による浸水を受けた建屋（キャスク保管建屋）の鉄筋が、腐食による断面欠損を生じていないことを確認した。

また、淡水化装置により、地下滞留水の塩素イオン濃度が低下しており、平成25年度上半期には、全域で水道水の基準値200ppm以下になると推定した。

●今後の対策

今後、地下滞留水の塩素イオン濃度を継続的に確認すると共に、作業安全性が確保された時点で目視点検を実施する。

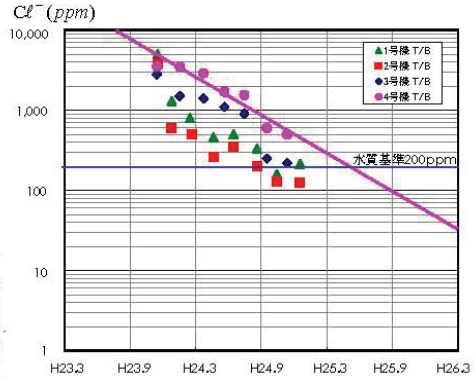
キャスク保管建屋鉄筋劣化評価結果(H24.8)

| 試験体 | 採取箇所 | かぶり厚さ | 鉄筋径 | 腐食グレード |
|---|---|---|---|---|
| NO.1 | 1階南東エリア | 60mm | D13 | Ⅱ |
| NO.2 | 1階南西エリア(1) | 60mm | D13 | Ⅰ |
| NO.3 | 1階南西エリア(2) | 50mm | D13 | Ⅰ |

解説 表10.3.3 腐食のグレードと鋼材の状態

| 腐食グレード | 鋼材の状態 |
|---|---|
| Ⅰ | 黒皮の状態，またはさびは生じているが全体的に薄い緻密なさびであり，コンクリート面にさびが付着していることはない． |
| Ⅱ | 部分的に浮きさびがあるが，小面積の斑点状である． |
| Ⅲ | 断面欠損は目視観察では認められないが，鉄筋の全周または全長にわたって浮きさびが生じている． |
| Ⅳ | 断面欠損が生じている． |

出展：2007年　コンクリート標準示方書　維持管理編（土木学会）




タービン建屋地下滞留水塩素イオン濃度経時変化

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社



# 【参考資料】

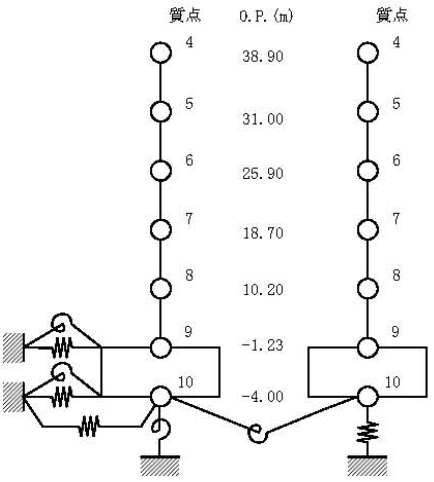
東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 参考１　１号機原子炉建屋　誘発上下動を考慮した影響検討

１号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価において、基準地震動Ssを用いた地震応答解析による検討を行った結果、NS方向のSs-2を用いた場合に、接地率は64.8%であり、「JEAC-4601-2008」に記載される基礎浮上がり非線形の評価式の適用範囲65%を下回った。

図に示す誘発上下動を考慮した解析モデルを用いて地震応答解析を行い、誘発上下動を無視した場合の応答値との比較を行う。




誘発上下動を考慮した解析モデル


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 参考１　１号機原子炉建屋　誘発上下動を考慮した影響検討

誘発上下動の有無による接地率及び耐震壁に生じるB1Fの最大応答せん断ひずみの比較を下表に示す。

接地率及びB1Fの最大応答せん断ひずみ

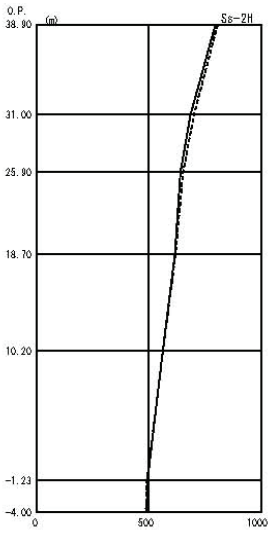
| 地震波 | 方向 | 誘発上下動の有無 | 接地率 | B1F 最大応答 せん断ひずみ ($\times 10^{-3}$) |
|---|---|---|---|---|
| Ss-2H | NS | 無視 | 64.8% | 0.09 |
| | | 考慮 | 65.6% | 0.09 |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

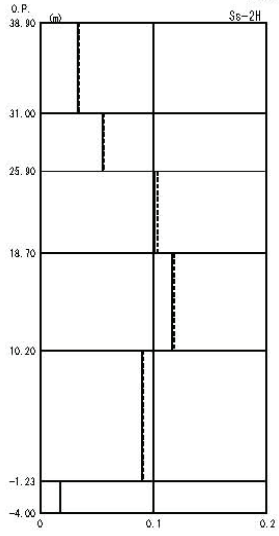
## 参考１　１号機原子炉建屋　誘発上下動を考慮した影響検討

誘発上下動の有無による最大応答加速度及び最大応答せん断ひずみを下図に示す。

―――― ：誘発上下動無視
- - - - - - - ：誘発上下動考慮




最大応答加速度(NS方向・Ss-2)




最大応答せん断ひずみ(NS方向・Ss-2)

⇨ 結果より誘発上下動の有無が、最大応答値に与える影響は小さい。


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 参考２　４号機原子炉建屋耐震安全性評価結果の概要

### ○原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

・４号機原子炉建屋について、使用済燃料取り出し時の状況を質点重量に反映するとともに、損傷状況の調査において損傷が確認された箇所および平成24年6月報告書*1において外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視したモデルを作成し、基準地震動Ssに対する地震応答解析を実施。

・解析の結果、耐震壁に発生するせん断ひずみは評価基準値を大きく下回っていることから、原子炉建屋は十分な耐震性安全性を有しているものと評価した。

### ○使用済燃料プールの耐震安全性評価（３次元ＦＥＭ解析）

・使用済燃料プールについて、使用済燃料取り出し時の状況における重量変化および使用済燃料プール底部の支持構造物等を反映するとともに、損傷状況の調査において損傷が確認された箇所および平成24年6月報告書*1において外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視したモデルを作成し、基準地震動Ssに対する応力解析を実施。

・解析の結果、使用済燃料プールにおける鉄筋のひずみ、面外せん断力は評価基準値に対して十分余裕があることから、使用済燃料プールは十分な耐震安全性を有しているものと評価した。

＊1「福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」（平成24年6月、東京電力株式会社）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 参考２　４号機原子炉建屋耐震安全性評価結果の概要

福島第一原子力発電所第４号機原子炉建屋において、燃料取り出し用カバーの設計および瓦礫撤去の進捗に伴い、使用済燃料の取り出し時における建屋の状況および躯体の損傷状況が明らかになってきた。

平成23年5月28日に報告した「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（東京電力株式会社）（以下、平成23年報告書という）から、状況の変化を反映し、使用済燃料の取り出し時を想定した４号機原子炉建屋および使用済燃料プールの耐震安全性に関する検討を実施した。

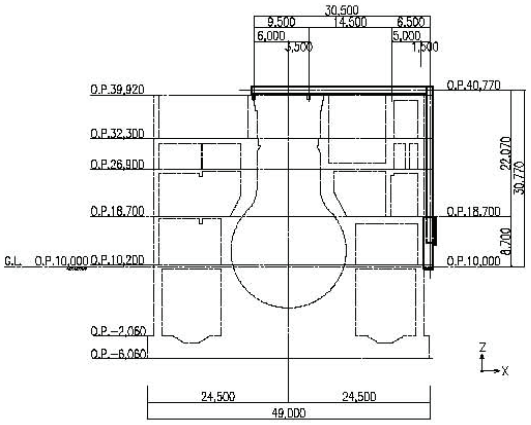

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 参考３　４号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況

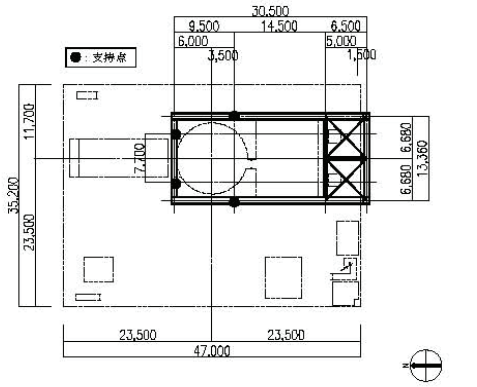
| No | 考慮した項目 | 内容 |
|---|---|---|
| ① | **オペフロ上部の瓦礫撤去** | R階およびCR階から崩落した瓦礫を撤去 |
| ② | **オペフロからの機器撤去** | オペフロ上から機器を撤去 |
| ③ | **燃料取扱機支持用架構の設置** | 燃料取扱機支持用架構を設置 |
| ④ | **雨水浸入対策のための構造物の設置** | 燃料取り出し用カバーで覆われない範囲に雨水浸入対策のための構造物を設置 |
| ⑤ | **使用済燃料プール底部の支持構造物** | 使用済燃料プール底部の支持構造物（鋼製支柱、コンクリート）を設置 |
| ⑥ | **ヤード整備の実施** | ヤード整備のため、西側下屋上に1m程度の覆土を実施 |
| ⑦ | **地下滞留水の考慮** | B1階からMB1階までに滞留した水の存在を考慮 |
| ⑧ | **使用済燃料プールの循環冷却の開始** | 使用済燃料プールの循環冷却の開始により水温が低下（管理温度65℃） |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 参考３　４号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況




**燃料取扱機支持用架構**
**南北断面図**



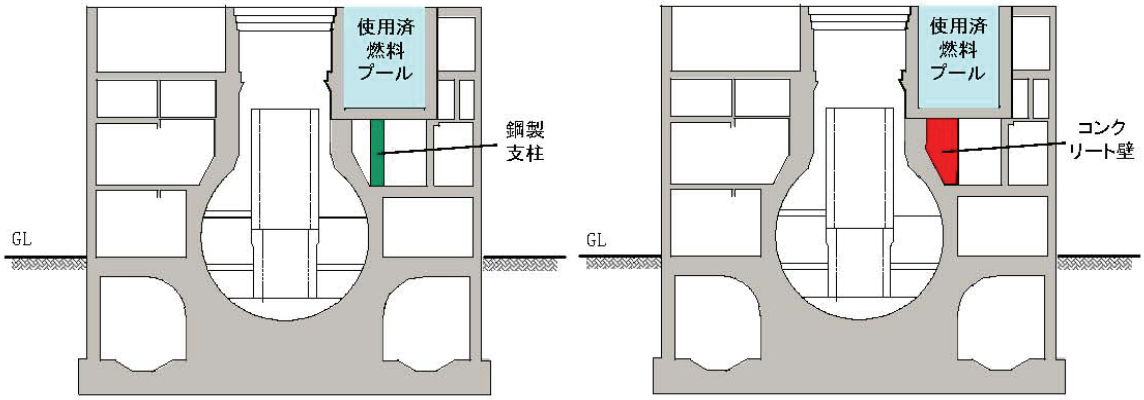

（単位：mm）

**燃料取扱機支持用架構**
**梁伏図**（O.P.41,420）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 参考３　４号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況

平成24年7月30日　設置



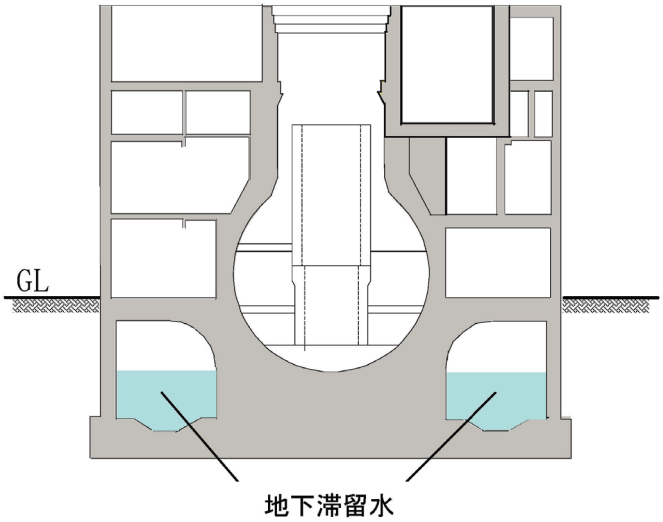

**(a) コンクリート打設前**

**(b) コンクリート打設後（完成後）**

**使用済燃料プール底部の支持構造物のイメージ（南北断面図）**


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

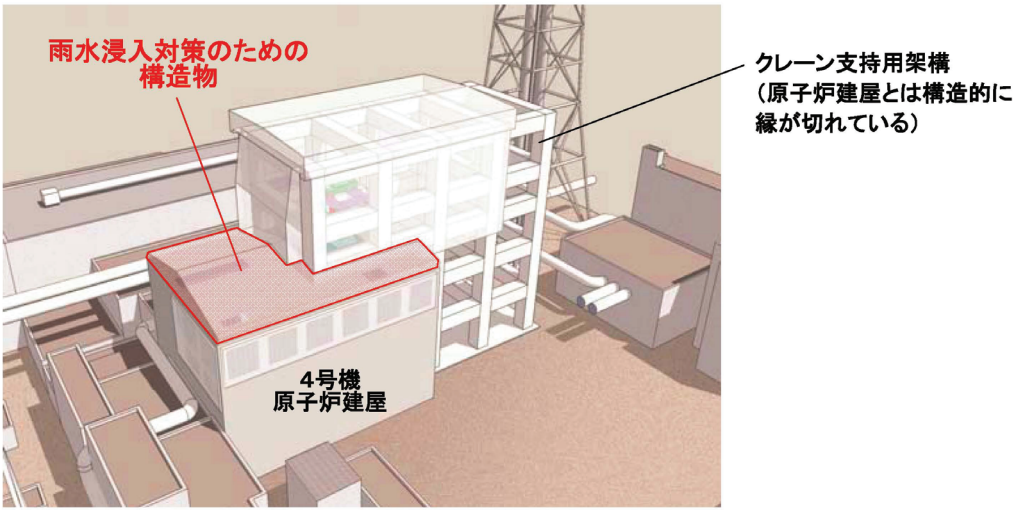
## 参考３　４号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況




**地下滞留水のイメージ（南北断面図）**


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

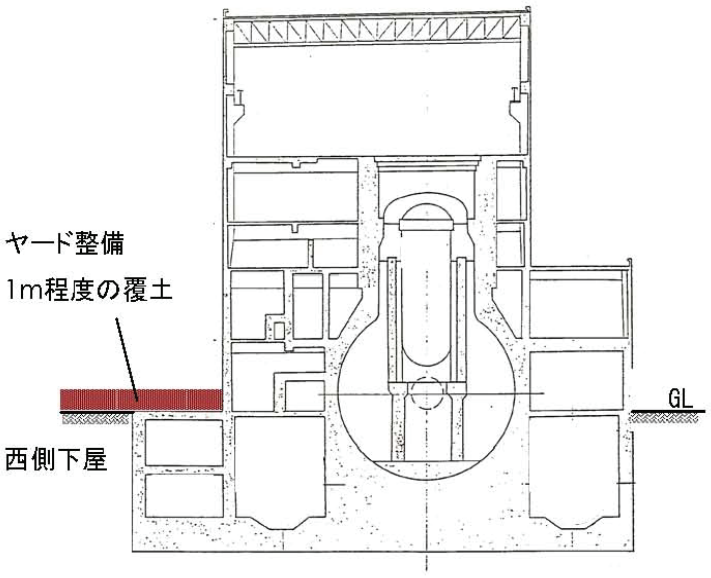

## 参考３　４号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況




**雨水浸入対策のための構造物のイメージ**


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

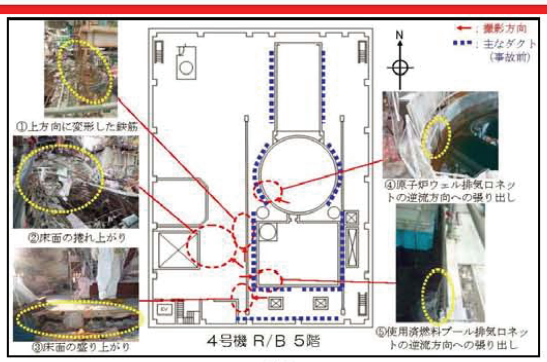
## 参考３　４号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



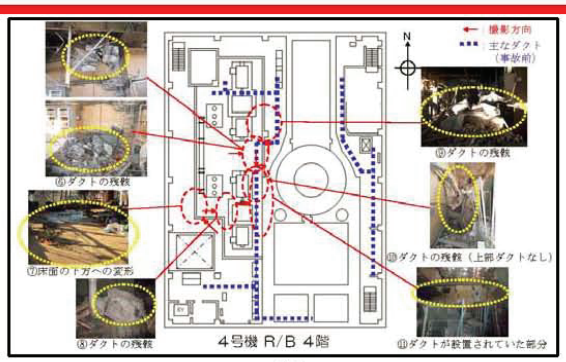

**ヤード整備のイメージ（東西断面図）**


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

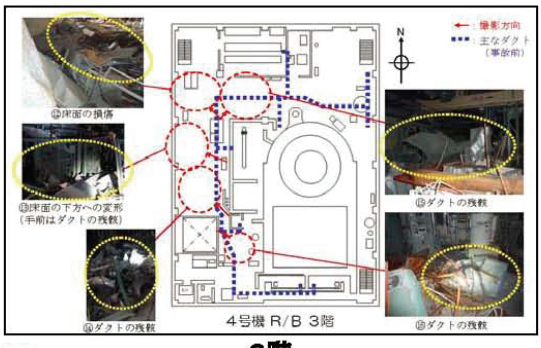

## 参考４　４号機原子炉建屋躯体の損傷状況




**5階**




**4階**



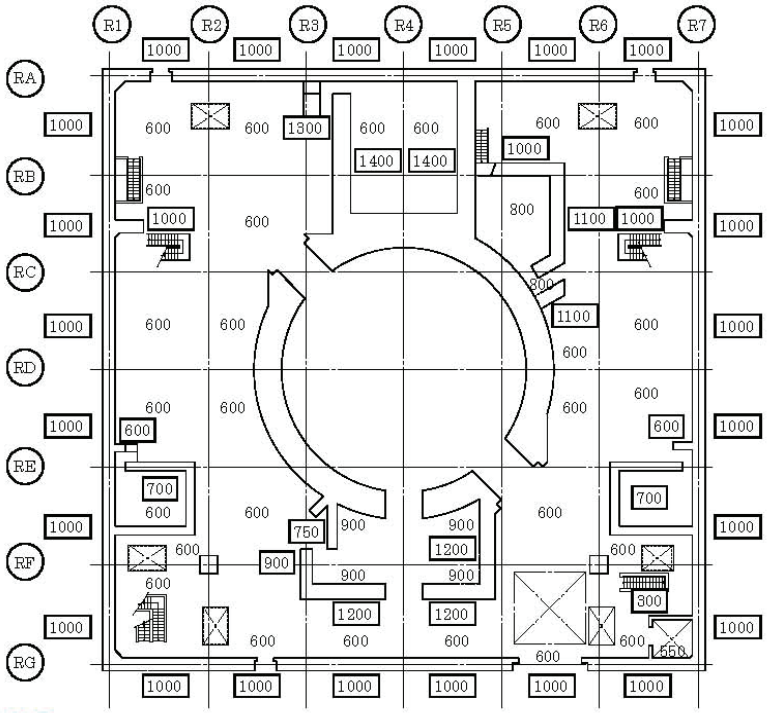

**3階**

**建屋内の損傷状況に関する調査結果**
**（3～5階）**

事故調査報告書（平成２４年６月、東京電力株式会社）より


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 参考４　４号機原子炉建屋躯体の損傷状況（１階）

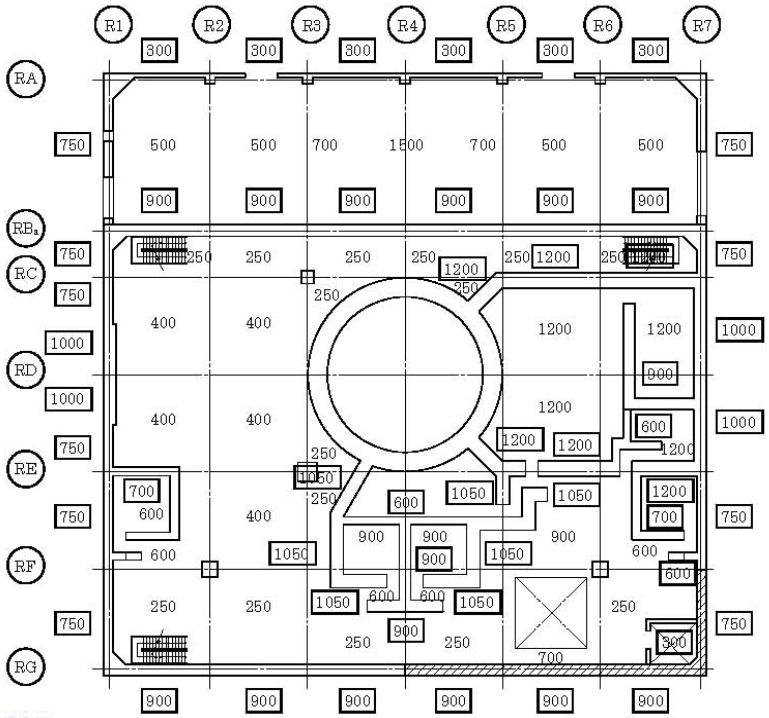



東京電力

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社



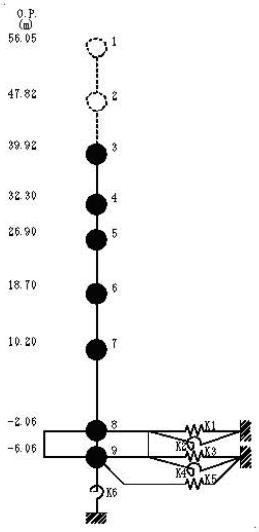
## 参考４　４号機原子炉建屋躯体の損傷状況（２階）




東京電力

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



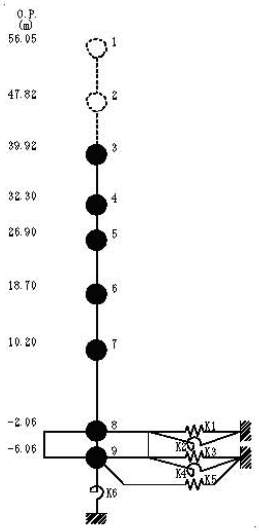

| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 回転慣性重量 $I_G$ ($\times 10^5$kN･m$^2$) | せん断断面積 As(m$^2$) | 断面2次モーメント I (m$^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| 2 | — | — | — | — |
| 3 | 69,940 | 128.73 | — | — |
| 4 | 87,140 | 160.44 | 147.1 | 10,080 |
| 5 | 127,760 | 235.14 | 102.2 | 14,387 |
| 6 | 129,030 | 237.57 | 202.7 | 32,567 |
| 7 | 218,480 | 402.18 | 175.4 | 46,774 |
| 8 | 353,740 | 707.83 | 460.4 | 114,194 |
| 9 | 132,390 | 264.88 | 2,812.6 | 562,754 |
| 合計 | 1,118,480 | | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数$Ec$ | $2.57\times10^7$(kN/m2) |
| せん断弾性係数$G$ | $1.07\times10^7$(kN/m2) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.20 |
| 減衰$h$ | 5% |
| 基礎形状 | 49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向) |

建屋モデル（ＮＳ方向）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



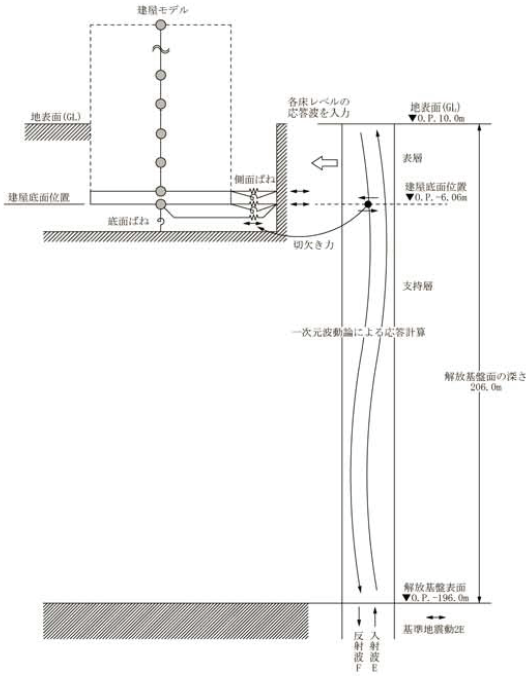

| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 回転慣性重量 $I_G$ ($\times 10^5$kN･m$^2$) | せん断断面積 As(m$^2$) | 断面2次モーメント I (m$^4$) |
|---|---|---|---|---|
| 1 | — | — | | |
| 2 | — | — | — | — |
| 3 | 69,940 | 72.20 | — | — |
| 4 | 87,140 | 89.98 | 73.0 | 5,928 |
| 5 | 127,760 | 235.14 | 98.3 | 6,182 |
| 6 | 129,030 | 237.57 | 161.6 | 23,344 |
| 7 | 218,480 | 599.92 | 166.4 | 46,303 |
| 8 | 353,740 | 1021.56 | 424.5 | 136,323 |
| 9 | 132,390 | 346.27 | 2,812.6 | 772,237 |
| 合計 | 1,118,480 | | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数$Ec$ | $2.57\times10^7$(kN/m2) |
| せん断弾性係数$G$ | $1.07\times10^7$(kN/m2) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.20 |
| 減衰$h$ | 5% |
| 基礎形状 | 49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向) |

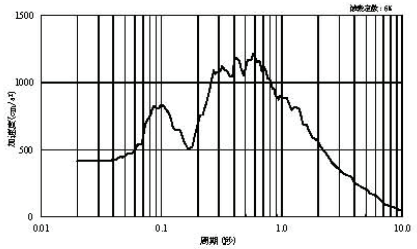
建屋モデル（ＥＷ方向）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

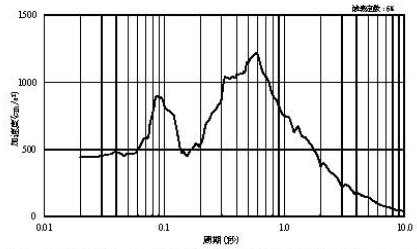
## 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）




地震応答解析の概要




建屋基礎底面への入力地震動の応答スペクトル
（Ss-1、基礎底面E+F）



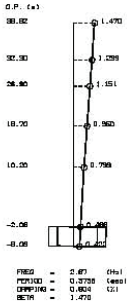
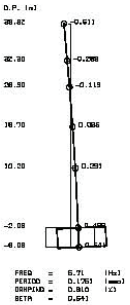
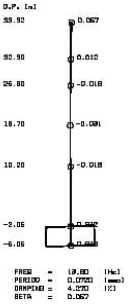

建屋基礎底面への入力地震動の応答スペクトル
（Ss-2、基礎底面E+F）

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

固有値解析結果（Ss-1、NS方向）

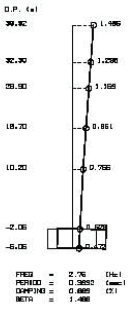
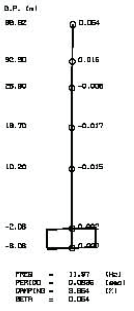
| モード次数 | 1 | 2 | 3 |
|---|---|---|---|
| 固有振動数(Hz) | 2.67 | 5.71 | 13.90 |
| 固有周期(s) | 0.374 | 0.175 | 0.072 |
| 固有モード |  |  |  |

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

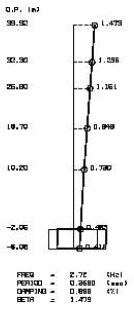
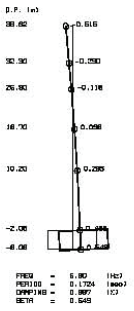
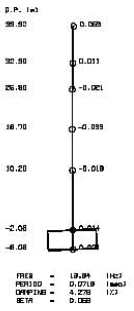
固有値解析結果（Ss-1、EW方向）

| モード<br>次数 | 1 | 2 | 3 |
|---|---|---|---|
| 固有振動数<br>(Hz) | 2.75 | 5.76 | 11.97 |
| 固有周期<br>(s) | 0.363 | 0.174 | 0.084 |
| 固有モード |  |  |  |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

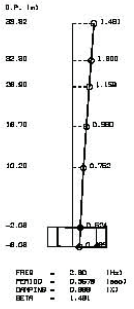
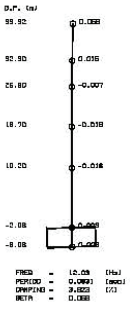
固有値解析結果（Ss-2、NS方向）

| モード<br>次数 | 1 | 2 | 3 |
|---|---|---|---|
| 固有振動数<br>(Hz) | 2.72 | 5.80 | 13.94 |
| 固有周期<br>(s) | 0.368 | 0.172 | 0.072 |
| 固有モード |  |  |  |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

固有値解析結果（Ss-2、EW方向）

| モード<br>次数 | 1 | 2 | 3 |
|---|---|---|---|
| 固有振動数<br>(Hz) | 2.80 | 5.85 | 12.03 |
| 固有周期<br>(s) | 0.358 | 0.171 | 0.083 |
| 固有モード |  |  |  |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

地盤定数（Ｓｓ-1）

| 標 高<br>O.P.<br>(m) | 地 質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| −10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.78 | 266,000 | 398 | 3 |
| −80.0 | 泥岩 | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | 0.78 | 340,000 | 442 | 3 |
| −108.0 | 泥岩 | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | 0.78 | 439,000 | 495 | 3 |
| −196.0 | 泥岩 | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | 0.78 | 509,000 | 530 | 3 |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | − |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

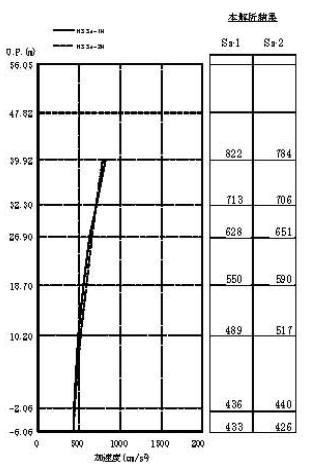
地盤定数（Ｓｓ-2）

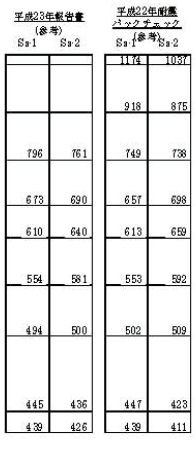
| 標 高<br>O.P.<br>(m) | 地 質 | S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 単位体積<br>重量<br>$\gamma t$<br>(kN/m$^3$) | ポアソン比<br>$\nu$ | 初期せん断<br>弾性係数<br>$G_0$<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下率<br>$G/G_0$ | せん断弾性<br>係数<br>G<br>(kN/m$^2$) | 剛性低下後<br>S波速度<br>Vs<br>(m/s) | 減衰定数<br>h (%) |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 10.0 | | | | | | | | | |
| 1.9 | 砂岩 | 380 | 17.8 | 0.473 | 262,000 | 0.85 | 223,000 | 351 | 3 |
| −10.0 | 泥岩 | 450 | 16.5 | 0.464 | 341,000 | 0.81 | 276,000 | 405 | 3 |
| −80.0 | 泥岩 | 500 | 17.1 | 0.455 | 436,000 | 0.81 | 353,000 | 450 | 3 |
| −108.0 | 泥岩 | 560 | 17.6 | 0.446 | 563,000 | 0.81 | 456,000 | 504 | 3 |
| −196.0 | 泥岩 | 600 | 17.8 | 0.442 | 653,000 | 0.81 | 529,000 | 540 | 3 |
| | 解放基盤 | 700 | 18.5 | 0.421 | 924,000 | 1.00 | 924,000 | 700 | − |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

**ＮＳ方向**

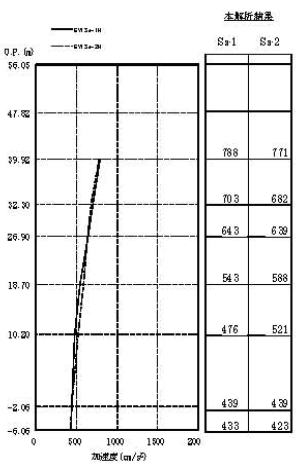


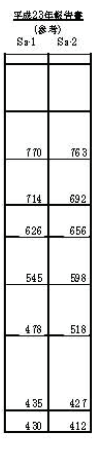



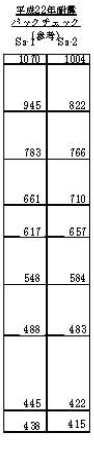




**ＥＷ方向**




最大応答加速度（水平方向）

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

**耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧（最大応答せん断ひずみ、NS方向）**

(×10$^{-3}$)

| 階 | 本検討 | | 平成22年耐震バックチェック | | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|---|
| | Ss-1 | Ss-2 | Ss-1 | Ss-2 | |
| CRF | - | - | 0.10 | 0.09 | 4.0 |
| 5F | - | - | 0.17 | 0.15 | |
| 4F | 0.04 | 0.04 | 0.05 | 0.05 | |
| 3F | 0.11 | 0.11 | 0.08 | 0.08 | |
| 2F | 0.10 | 0.10 | 0.09 | 0.09 | |
| 1F | 0.15 | 0.15 | 0.15 | 0.16 | |
| B1F | 0.08 | 0.08 | 0.08 | 0.08 | |

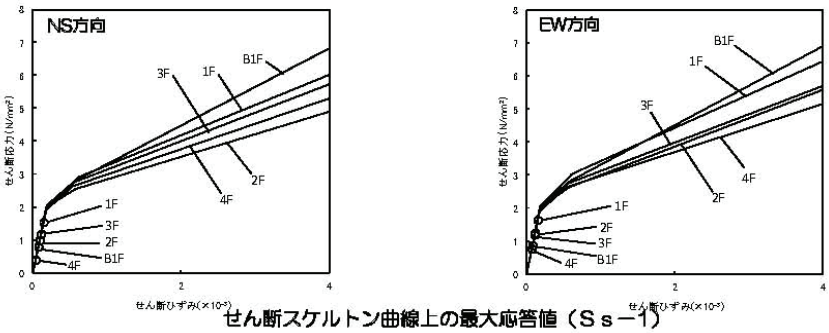
**耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧（最大応答せん断ひずみ、EW方向）**

(×10$^{-3}$)

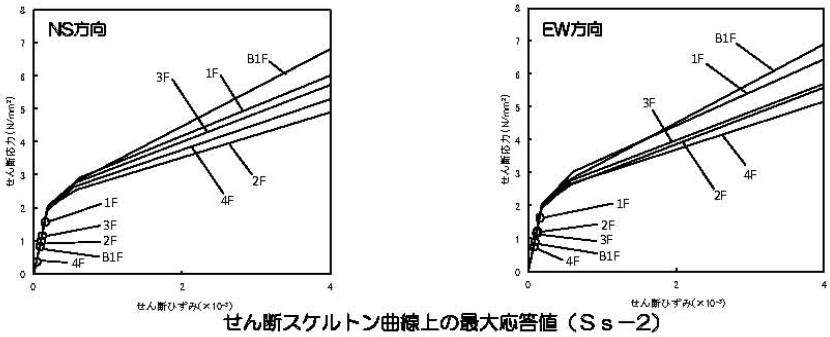
| 階 | 本検討 | | 平成22年耐震バックチェック | | 評価基準値 |
|---|---|---|---|---|---|
| | Ss-1 | Ss-2 | Ss-1 | Ss-2 | |
| CRF | - | - | 0.12 | 0.12 | 4.0 |
| 5F | - | - | 0.30 | 0.20 | |
| 4F | 0.08 | 0.07 | 0.08 | 0.08 | |
| 3F | 0.12 | 0.11 | 0.11 | 0.11 | |
| 2F | 0.12 | 0.12 | 0.12 | 0.12 | |
| 1F | 0.16 | 0.16 | 0.16 | 0.17 | |
| B1F | 0.09 | 0.09 | 0.08 | 0.09 | |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



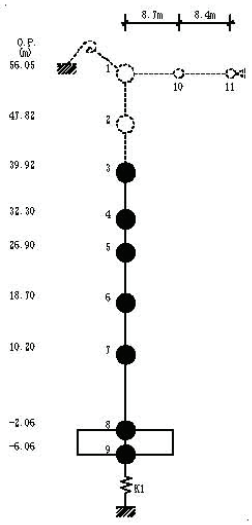

せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ｓｓ－1）




せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ｓｓ－2）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



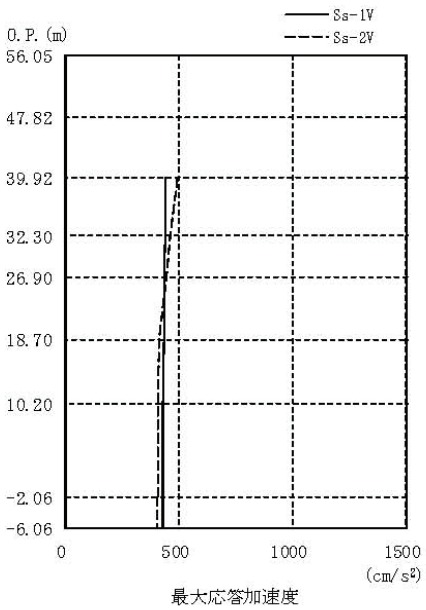

| 質点番号 | 質点重量 W(kN) | 軸断面積 $A_N$ ($m^2$) | 軸ばね剛性 $K_A$ ($\times 10^6$kN/m) |
|---|---|---|---|
| 1 | — | | |
| 2 | — | — | — |
| 3 | 69,940 | — | — |
| 4 | 87,140 | 204.5 | 6.90 |
| 5 | 127,760 | 210.7 | 10.03 |
| 6 | 129,030 | 354.5 | 11.11 |
| 7 | 218,480 | 340.6 | 10.30 |
| 8 | 353,740 | 654.7 | 13.72 |
| 9 | 132,390 | 2,812.6 | 180.71 |
| 合計 | 1,118,480 | | |

| | |
|---|---|
| ヤング係数$Ec$ | $2.57\times10^7$(kN/m2) |
| せん断弾性係数$G$ | $1.07\times10^7$(kN/m2) |
| ポアソン比$\nu$ | 0.20 |
| 減衰$h$ | 5% |
| 基礎形状 | 49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向) |

建屋モデル（鉛直方向）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

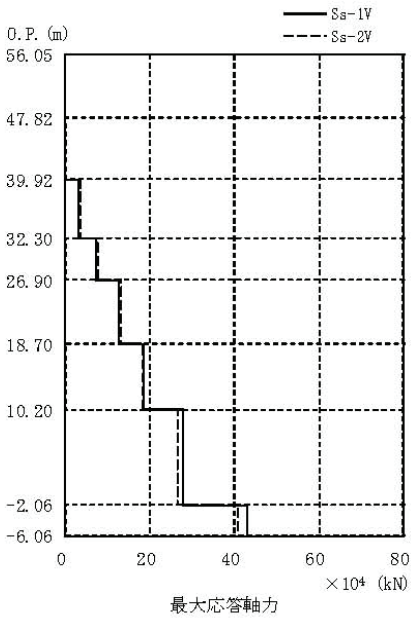



| (cm/s²) | |
|---|---|
| Ss-1V | Ss-2V |
| | |
| | |
| 437 | 492 |
| 437 | 462 |
| 436 | 442 |
| 432 | 410 |
| 429 | 404 |
| 427 | 404 |
| 427 | 404 |

最大応答加速度（鉛直方向）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）




×10⁴(kN)

| Ss-1V | Ss-2V |
|---|---|
| | |
| | |
| | |
| 3.14 | 3.53 |
| 7.04 | 7.65 |
| 12.75 | 13.20 |
| 18.46 | 18.53 |
| 27.94 | 26.43 |
| 43.10 | 40.80 |

最大応答加速度（鉛直方向）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

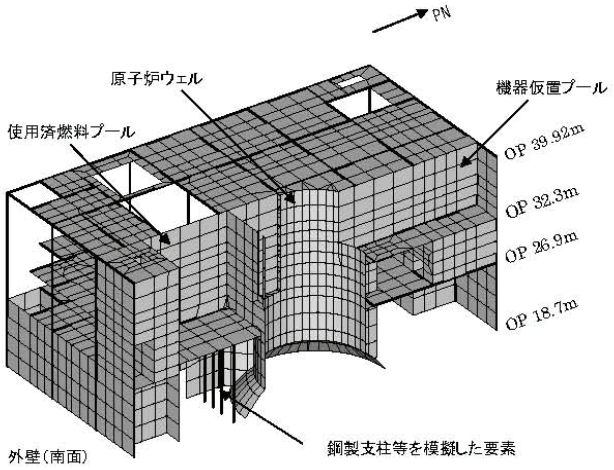

## 参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

**解析条件**

| 項目 | | | 内容 |
|---|---|---|---|
| モデル | 壁（プール・シェル含む） | | 全壊・一部損傷の壁の剛性を0%とする |
| | 床（プール含む） | | 全壊・一部損傷の床の剛性を0%とする |
| | 補強効果 | | 使用済燃料プール底部の支持構造物の鋼製支柱を模擬 |
| 荷重 | 死荷重 | | オペフロ上部瓦礫撤去、燃料取扱機支持用架構荷重等を反映 |
| | 静水圧 | | 使用済燃料プール、原子炉ウェル、機器仮置プールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮 |
| | 温度荷重 | | 一律内部65℃、外部0℃、炉内40℃ |
| | 地震荷重 | | 損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動Ssに対する地震応答解析結果に基づき、水平および鉛直方向の地震荷重を考慮 |
| | その他の荷重 | 地震時動水圧 | 損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動Ssに対する地震応答解析結果に基づき、地震時に作用するプール水の動水圧を考慮 |
| | | 燃料取扱機支持用架構反力 | 燃料取扱機支持用架構の反力を考慮する |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

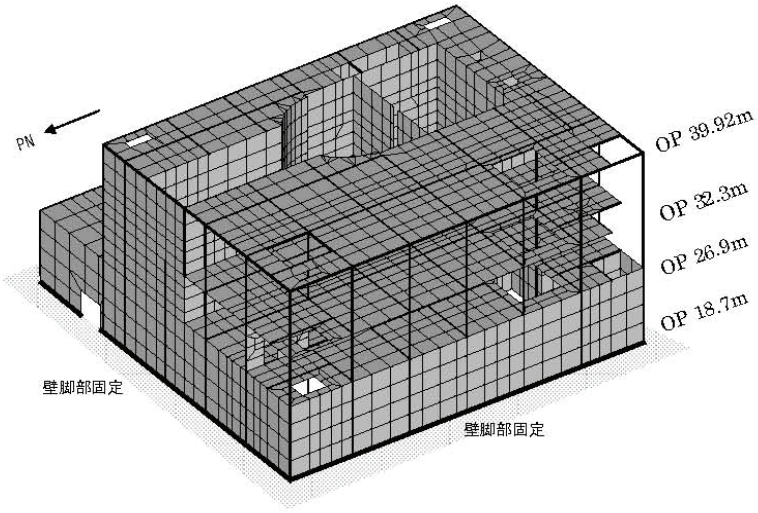
## 参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（３次元ＦＥＭ解析）




**断面**


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

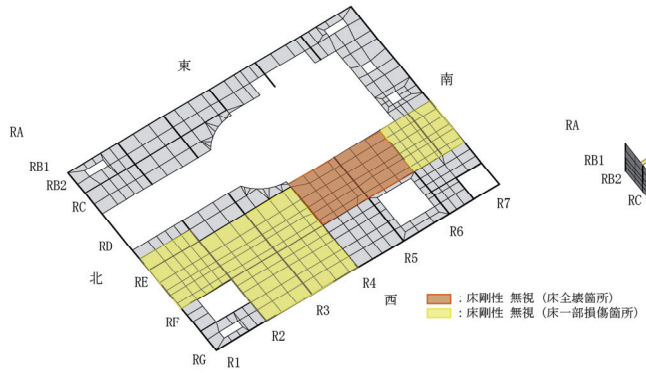

## 参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（３次元ＦＥＭ解析）



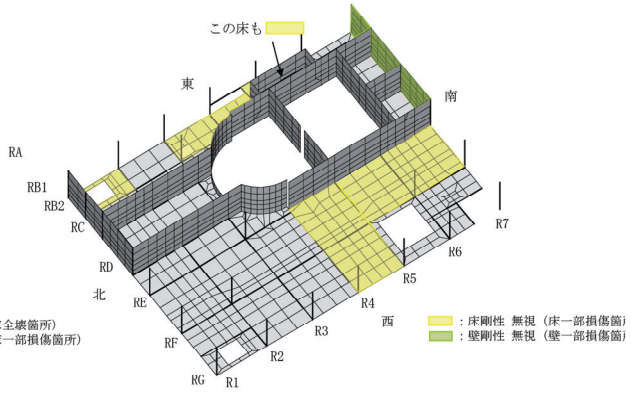

**境界条件**


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）



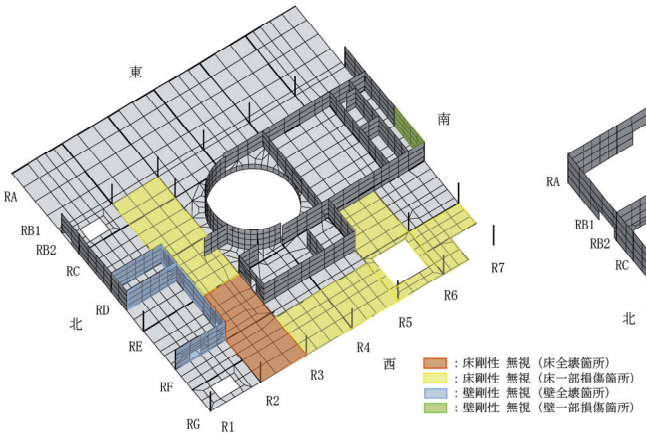

損傷状況　アイソメ図　５階



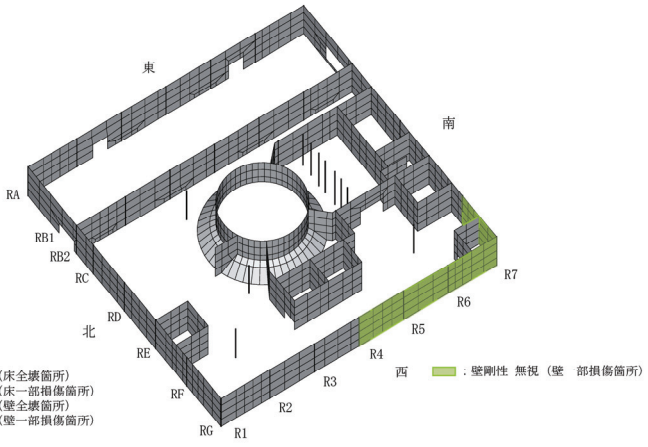

損傷状況　アイソメ図　４階


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）



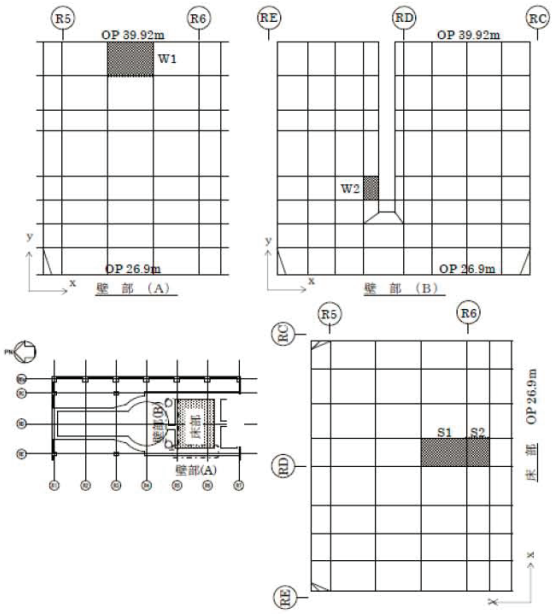

損傷状況　アイソメ図　３階




損傷状況　アイソメ図　２階


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）




**軸力と曲げモーメントによるコンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）**

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ（×10⁻⁶） | 評価基準値（×10⁻⁶） | 検定比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| W1 | | Ss 地震時 | −150 | −3000 | 0.05≦1 | 可 |
| | | | −90 | −5000 | 0.02≦1 | 可 |
| | | | 1180 | 5000 | 0.24≦1 | 可 |

**軸力と曲げモーメントによるコンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）**

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ（×10⁻⁶） | 評価基準値（×10⁻⁶） | 検定比 | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| S1 | | Ss 地震時 | −370 | −3000 | 0.13≦1 | 可 |
| | | | −140 | −5000 | 0.03≦1 | 可 |
| | | | 250 | 5000 | 0.05≦1 | 可 |

**面外せん断力の検討結果（壁部）**

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 Q' (N/mm) | 検定比 Q／Q' | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| W2 | Ss 地震時 | 1120 | 1860 | 0.61≦1 | 可 |

**面外せん断力の検討結果（床部）**

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 Q' (N/mm) | 検定比 Q／Q' | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| S2 | Ss 地震時 | 580 | 1270 | 0.46≦1 | 可 |

**配筋諸元**

| 位置 | 内側筋 | | 外側筋 | | せん断補強筋 |
|---|---|---|---|---|---|
| | x 方向 | y 方向 | x 方向 | y 方向 | |
| W1 | D32@250 | D32@120 | D32@250 | D32@240 | — |
| W2 | D38@130 | D38@130 | D38@150 | D38@113 | |

| 位置 | 上端筋 | | 下端筋 | | せん断補強筋 |
|---|---|---|---|---|---|
| | x 方向 | y 方向 | x 方向 | y 方向 | |
| S1 | D32@100＋D32@200 | | D32@200 | | — |
| S2 | | | | | |

**評価結果と配筋諸元**


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

【パラメトリックスタディ】

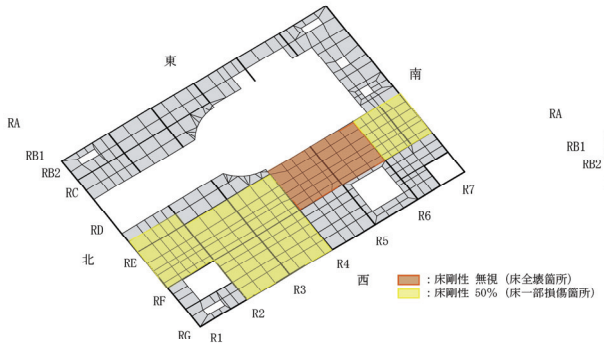
### 基本ケースとの剛性の設定の比較

| ケース | 壁の剛性の設定 | | | 床スラブの剛性の設定 | |
|---|---|---|---|---|---|
| | 全壊箇所*1 | 一部損傷箇所*1 | 膨らみ部*2 | 全壊箇所*1 | 一部損傷箇所*1 |
| 基本ケース | 0% | 0% | 0% | 0% | 0% |
| パラメータケース | 0% | 50% | 50% | 0% | 50% |

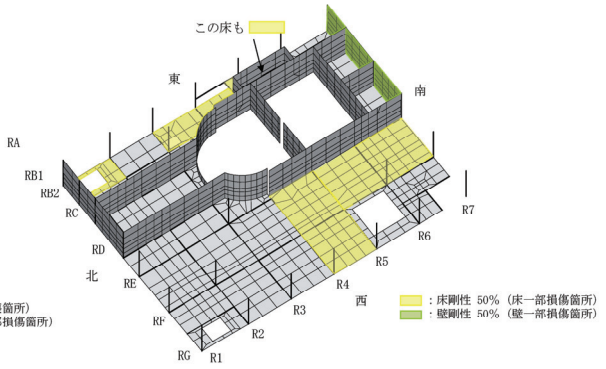

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

## 【パラメトリックスタディ】




損傷モデル　アイソメ図　５階

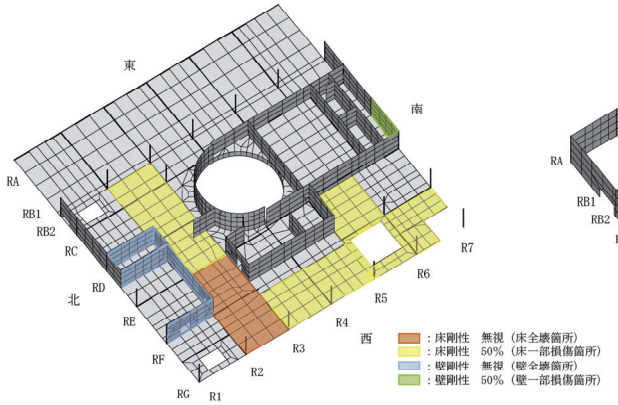



損傷モデル　アイソメ図　４階

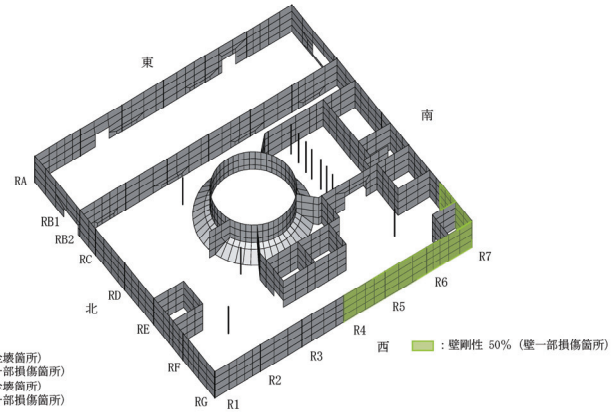

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

## 【パラメトリックスタディ】




損傷モデル　アイソメ図　３階




損傷モデル　アイソメ図　２階

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

## 参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

### 【パラメトリックスタディ】

**評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比（検定比*1）の比較**

| | 箇所名 | 評価項目 | 基本ケース | パラメータケース |
|---|---|---|---|---|
| プール壁 | W1 | 鉄筋ひずみ | 0.24 | 0.22*2 |
| | | コンクリートひずみ | 0.05 | 0.06*2 |
| | W2 | 面外せん断力 | 0.61 | 0.43 |
| プール床 | S1 | 鉄筋ひずみ | 0.05 | 0.05*2 |
| | | コンクリートひずみ | 0.13 | 0.13*2 |
| | S2 | 面外せん断力 | 0.46 | 0.48 |

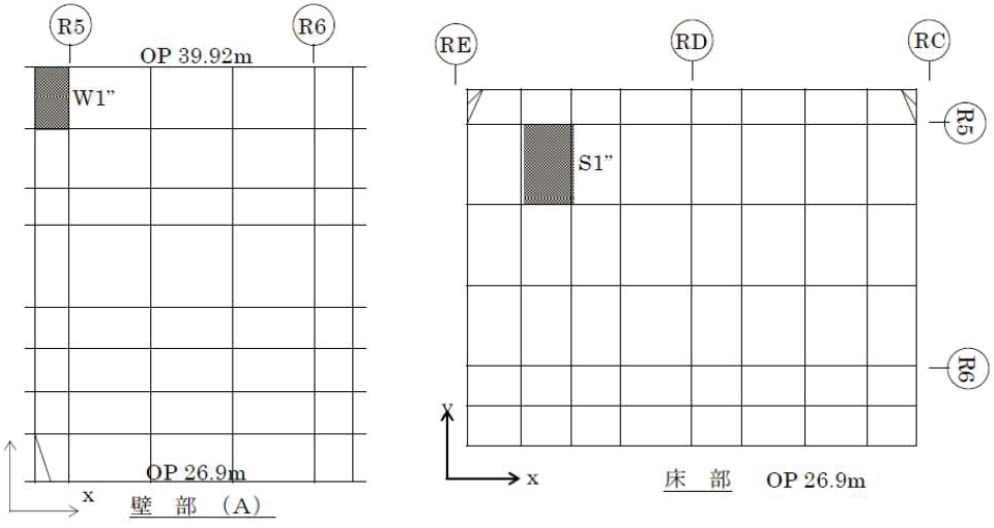
*1：表中の値は、１以下であれば評価基準を満たしていることを示している。

*2：プール壁及びプール床のひずみは、評価基準値に対する発生ひずみおよび発生応力の比（検定比）が最大となる箇所が基本ケースとパラメータケースで異なっており、上記表上のパラメータケースにおけるひずみには、検定比が最大となる箇所の値ではなく、基本ケースと同じ箇所の値を記載している。なお、パラメータケースにおける検定比が最大となる箇所は図-5 に示す壁部(A)の W1”および、床部の S1”であり、検定比は W1”の鉄筋ひずみで 0.24、S1”のコンクリートひずみで 0.13 である。


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


## 参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

### 【パラメトリックスタディ】




**パラメータケースにおけるプール壁の面外せん断力の裕度が最大となる箇所**


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

## 【パラメトリックスタディ】

コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ（×10⁻⁶） ε | 評価基準値（×10⁻⁶） ε' | 検定比 ε／ε' | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| W1 | $_cε_c$ | Ss 地震時 | -180 | -3000 | 0.06≦1 | 可 |
| | $_sε_c$ | | -90 | -5000 | 0.02≦1 | 可 |
| | $_sε_t$ | | 1080 | 5000 | 0.22≦1 | 可 |
| W1" | $_cε_c$ | Ss 地震時 | -320 | -3000 | 0.11≦1 | 可 |
| | $_sε_c$ | | -240 | -5000 | 0.05≦1 | 可 |
| | $_sε_t$ | | 1200 | 5000 | 0.24≦1 | 可 |

面外せん断力の検討結果（壁部）

| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 Q' (N/mm) | 検定比 Q／Q' | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| W2 | Ss 地震時 | 790 | 1860 | 0.43≦1 | 可 |

軸力と曲げモーメントによるコンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

| 箇所名 | 検討ひずみ | 荷重時名称 | 発生ひずみ（×10⁻⁶） ε | 評価基準値（×10⁻⁶） ε' | 検定比 ε／ε' | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|
| S1 | $_cε_c$ | Ss 地震時 | -370 | -3000 | 0.13≦1 | 可 |
| | $_sε_c$ | | -150 | -5000 | 0.03≦1 | 可 |
| | $_sε_t$ | | 240 | 5000 | 0.05≦1 | 可 |
| S1" | $_cε_c$ | Ss 地震時 | -370 | -3000 | 0.13≦1 | 可 |
| | $_sε_c$ | | -200 | -5000 | 0.04≦1 | 可 |
| | $_sε_t$ | | 180 | 5000 | 0.04≦1 | 可 |

面外せん断力の検討結果（床部）

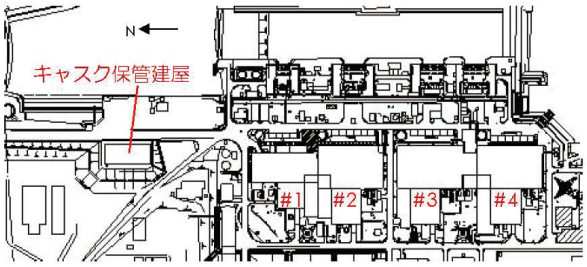
| 箇所名 | 荷重時名称 | 発生応力 Q (N/mm) | 評価基準値 Q' (N/mm) | 検定比 Q／Q' | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|
| S2 | Ss 地震時 | 600 | 1270 | 0.48≦1 | 可 |


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社


# 参考７　滞留水に含まれる塩化物による建屋劣化リスク

H23.12まで津波による浸水を受けたキャスク保管建屋の鉄筋コンクリート壁に対して、H24.8に劣化調査を実施したところ、鉄筋の腐食による断面欠損は生じていないことを確認した。

これより、地下滞留水を貯留する建物についても、現時点において構造に影響を与えるような塩分浸透による劣化はないものと評価した。



キャスク保管建屋配置図


鉄筋採取位置(No.1)

キャスク保管建屋鉄筋劣化評価結果

| 試験体 | 採取箇所 | かぶり厚さ | 鉄筋径 | 腐食グレード |
|---|---|---|---|---|
| NO. 1 | 1階南東エリア | 60mm | D13 | Ⅱ |
| NO. 2 | 1階南西エリア(1) | 60mm | D13 | Ⅰ |
| NO. 3 | 1階南西エリア(2) | 50mm | D13 | Ⅰ |


No.1（腐食グレードⅡ）

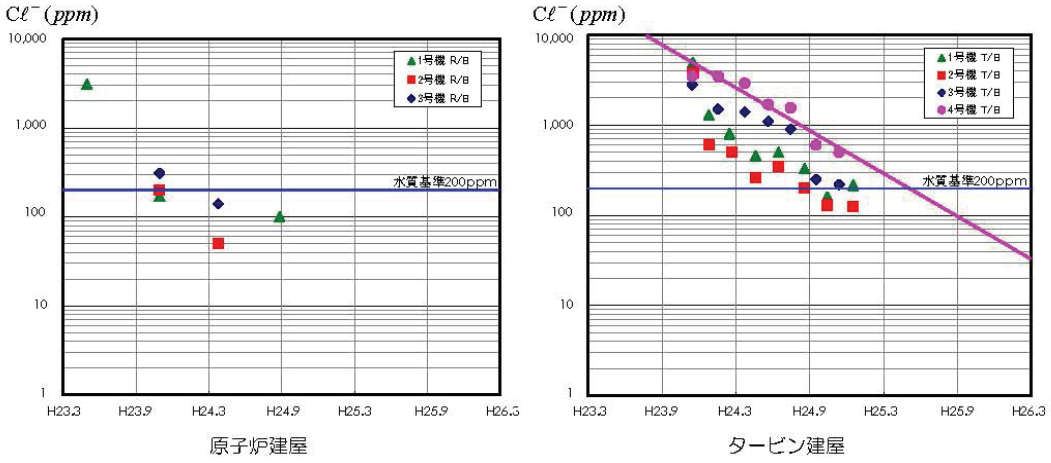

No.2（腐食グレードⅠ）


No.3（腐食グレードⅠ）


無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

# 参考7　滞留水に含まれる塩化物による建屋劣化リスク

塩分除去した水を注水することにより、地下滞留水の塩素イオン濃度は、経時的に減少している。
・原子炉建屋では、すでに水道水の塩素イオン基準値200ppmを下回っている。
・タービン建屋では、平成25年上半期には、概ね200ppm以下になると推定した。
これから、地下滞留水を貯留する建物については、平成25年度下半期以降は構造に影響を与えるような塩分浸透による劣化はないものと評価した。




地下滞留水塩素イオン濃度経時変化

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

1.4　豪雨，台風，竜巻への対応

1.4.1　台風・豪雨について

高レベルの放射性汚染水を滞留・貯留している原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，コントロール建屋，プロセス主建屋（除染装置を同建屋内に設置），高温焼却炉建屋（第二セシウム吸着装置を同建屋内に設置），焼却工作建屋（セシウム吸着装置を同建屋内に設置），運用補助共用施設共用プール棟（非常用ディーゼル発電機を同建屋内に設置）等の既設の諸建屋は，過去の観測記録を保守的に設定している建築基準法の暴風時の荷重を考慮している。

以上より，台風・豪雨により建屋，機器の機能が喪失することはないが，地下階に滞留している高レベルの放射性汚染水（滞留水）については，滞留水の水位の上昇が懸念される。

気象庁 HP，気象庁観測データ（図 1.4－1 参照）より，降水量 3000㎜/年（平年値）を超える地域は，東海地方，紀伊半島，四国，九州及び北陸地方等となっており，国内の最大降水量は，852㎜/日（高知県魚梁瀬，2011.7.19），2452㎜/月（三重県宮川，2011.9）である。一方，福島第一原子力発電所の周辺の観測データとしては，降水量の平年値は 2000㎜ 以下であり，最大降水量も 285㎜/日（福島県浪江，1996.9.22），634㎜/月（福島県浪江，2006.10）となっている。

そこで,保守的に１日に 1000㎜ の降雨を想定した１～４号機建屋水位の評価を行ったところ(降雨による影響を評価するため，降雨による建屋水位上昇の寄与率を過去の実績から算定)，保安規定に定める水位レベル（O.P.+3500㎜）を超えるものの，系外流出リスクの水位レベル（O.P.+4000㎜）以下の O.P.+3747㎜ に留まると予測される（図 1.4－2 参照)。

以上より，保守的な豪雨を想定しても，滞留水を系外に流出することはないと考える。

1.4.2　竜巻について

原子炉建屋，タービン建屋，運用補助共用施設共用プール棟，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋，焼却工作建屋等の諸建屋は，鉄筋コンクリート造であるため，竜巻に対する直接的な被害はないと考えられる。

原子炉圧力容器・格納容器注水設備については，高台，タービン建屋内，３号復水貯蔵タンク等にポンプを分散配置しており，単独の竜巻で同時に機能喪失するリスクは小さいと考えるが，万一，竜巻により全てのシステムの運転再開が時間を要する場合には，消防車を用いた注水で対応する。また，消防車，仮設注水用機材等については分散配置し，全数が一度に機能喪失することがないように配備する。

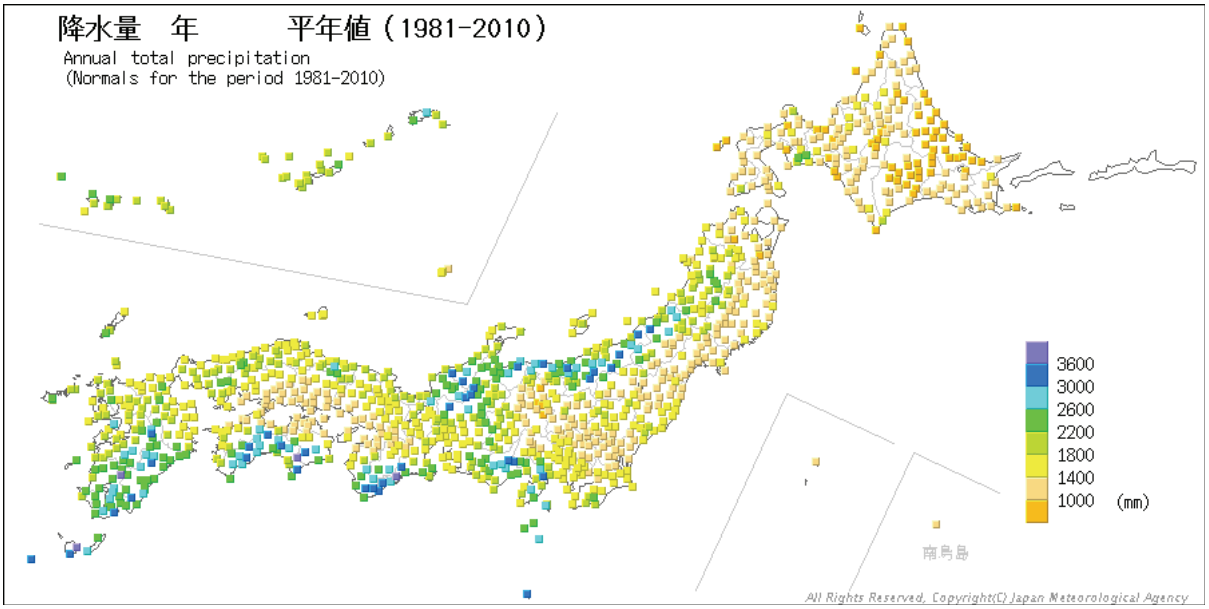
使用済燃料プールについては，プール上部を養生する等，実行可能な防護対策を行う。また，使用済燃料プール水の漏えいが発生した際は，非常用電動ポンプ，消防車もしくはコンクリートポンプ車等による注水により漏えいの抑制を行う。さらに，コンクリートポンプ車等について分散配置し，全数が一度に機能喪失することがないように配備する。

汚染水処理設備のうち処理装置については鉄筋コンクリート造の建屋内に設置しており，竜巻に対する直接的な被害はないと考えられる。淡水化装置は，蛇腹ハウス内に設置しており，竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性を否定できないが，十分な量の淡水を貯水しており，装置停止による炉注水源への影響は小さいと考える。なお，滞留水中の塩素濃度は減少傾向にあり，数年先には，淡水化装置をバイパスしての炉注水も可能と想定している。また，汚染水処理設備の制御室は，コンテナ内に設置しているため，竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性を否定

できないが，第二セシウム吸着装置は現場制御盤での起動が可能であり，滞留水処理の早期再開が可能である。処理水を移送しているホースについては，予備品を準備しておくこととしている。さらに，竜巻の発生の可能性が予見される場合には，汚染水処理設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い，汚染水の拡大防止を図る。また，車両などの飛来物によって塩水タンク等を破壊させることがないよう，車両をタンクから遠ざける措置をとる。

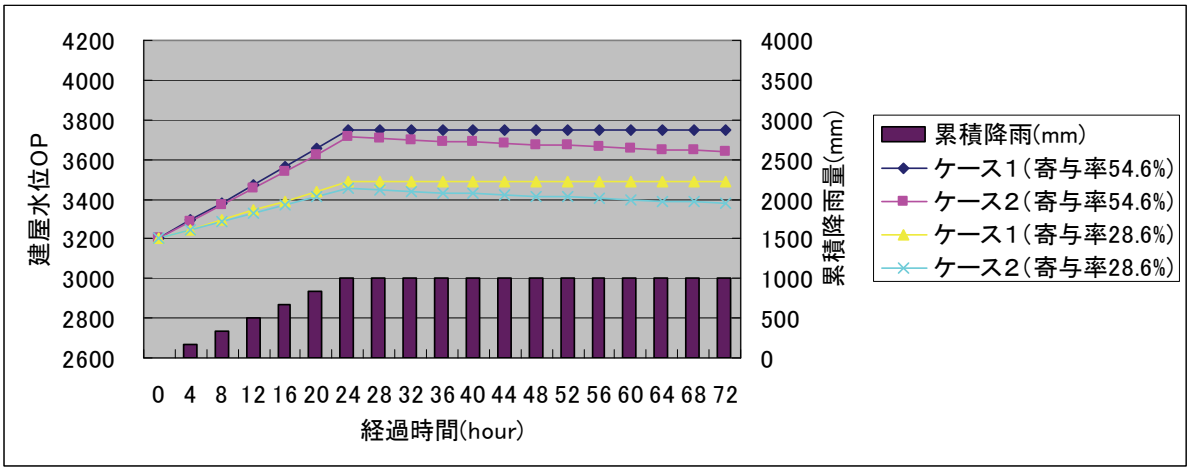
電源設備のうち所内共通Ｄ／Ｇについては，鉄筋コンクリート造の建屋内に設置しているため竜巻に対する直接的な被害を受けることはない。所内共通Ｍ／Ｃについては，鉄筋コンクリート造建屋又は鉄骨造建屋内に分散配置しており，全数が一度に機能喪失することがないこととしている。また，ケーブル電路については，屋外に布設しているため竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性があるが，所内共通Ｍ／Ｃについては，離れた複数の受変電設備から違う経路を使用して受電できるようにしているため，一部のケーブルが竜巻により損傷しても，他のケーブルを使用して所内共通Ｍ／Ｃへの供給が可能である。また，仮に受電経路が全て使用不能となった場合もしくは所内共通Ｍ／Ｃが使用不能となり重要な負荷への電源供給ができなくなった場合には，各設備に設置した専用の発電機で電源を確保する。さらに，電源車を使用可能な電源盤に接続し，安全上重要な設備への電源を確保する。

監視体制については，日常的に，作業員等は，避難ルートや避難場所を確認している。竜巻発生が予想される場合は，気象庁から段階的に発表される「気象情報」及び「雷注意報」を把握し，強風に対するクレーンの姿勢固定等，必要な対応を行う。竜巻発生の０～１時間前に発表される「竜巻注意情報」が発令された場合，気象状況を適宜確認し，竜巻発生もしくは発生の恐れがあると判断した場合には，作業員等へ避難指示及び所内一斉放送を実施し，作業員等は，予め確認している避難ルートや避難場所に従って，避難を行う体制としている。




気象庁 HP より抜粋

図１．４－１　日本国内の降水量（平年値）




ケース１：通常時の移送（ポンプ２台運転）

ケース２：移送ポンプ増強（ポンプ４台運転）

図１．４－２　大量降雨時の影響評価

## 1.5　５・６号機　滞留水の影響を踏まえた設備の運転管理について

５・６号機については，建屋内へ流入する地下水により滞留水が増加している状況である。そのため，冷温停止維持に必要な電源設備の被水について考慮し，運転管理の一環として，５・６号機タービン建屋及び６号機原子炉建屋付属棟の水位の計測を，次の通り実施する。

・建屋内滞留水の水位

５・６号機タービン建屋及び６号機原子炉建屋付属棟に滞留している滞留水の水位については，冷温停止維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線が被水しないように，各建屋水位を地下階床面から約 2m 以下であることを定期的に計測する。

1.6 安全確保設備等の運転責任者について

１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉については，東北地方太平洋沖地震に伴う事故の影響により，非常用炉心冷却系等の設備が使用できない状況にあり，事故後に設置した原子炉圧力容器・格納容器注水設備等によりプラントの運転管理を行っている。

これらの事故後に設置した設備の運転操作，設備異常時の対応等については，事故後しばらくの間は，設備所管箇所（当時の福島第一安定化センターにおける各設備所管箇所）において行ってきたが，設備の運転操作及び設備不具合等の異常対応については免震重要棟に常駐している当直が対応した方が，早期且つ合理的に対応できることを踏まえ，当直へ設備運用の移管準備が整った「原子炉圧力容器・格納容器注水設備」や「窒素封入設備」等については，福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定第１２章（以下「保安規定」という）を変更の上，保安規定に基づき当直による設備運用を行っている状況である。（本実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」にも反映済）

また，現状，当直へ設備運用の移管が完了していない汚染水処理設備等についても，保安規定に基づき，同設備等の運用に必要な知識を有する者により設備運用を行うとともに，当直へ設備運用を移管すべく準備（当直への設備説明や関連するマニュアルの整備等）を進めているところであり，当直への移管の準備が完了するタイミングにおいては，本実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」の関連する条文を変更の上，変更した実施計画に基づき当直による設備の運用を行っていく予定である。

2　放射性廃棄物等の管理に関する補足説明

2.1　放射性廃棄物等の管理

2.1.1　放射性固体廃棄物等の管理

2.1.1.1　概要

放射性固体廃棄物には，濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット，ペレット固化体)),原子炉内で照射された使用済制御棒,チャンネルボックス等,使用済樹脂[*1]，フィルタスラッジ[*2]，その他雑固体廃棄物があり，固体廃棄物貯蔵庫，サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク，造粒固化体貯槽等に貯蔵，または保管する。

なお，ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物，ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物，開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等の一部は，固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備に仮置きする。

事故後に発生した瓦礫等には，瓦礫類，伐採木，使用済保護衣等があり，一時保管エリアを設定して，一時保管する。

一時保管エリアには，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設，仮設保管設備，伐採木一時保管槽，屋外の集積場所がある。

また，放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については，必要に応じて減容等を行う。

＊１：１～６号機，廃棄物集中処理建屋の使用済樹脂（ビーズ状の樹脂）

＊２：１号機原子炉冷却材浄化系フィルター，１～６号機及び使用済燃料共用プールの原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器，使用済燃料プール浄化系ろ過脱塩器，機器ドレンフィルター，床ドレンフィルターより廃棄されたろ過材とその捕獲されたクラッド

2.1.1.2　基本方針

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については，必要に応じて減容等を行い，その性状により保管形態を分類して，作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるようにし，放射性固体廃棄物等が管理施設外へ漏えいすることのないよう貯蔵，保管，または一時保管する。

また，これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し，適切に保管エリアを確保し管理していくとともに，「放射性固体廃棄物等に関する中長期的な保管計画」に基づき，持込抑制等の発生量低減，放射性固体廃棄物等の再使用・リサイクル，減容や保管効率の向上のための具体的な方策等を検討していく。

放射性固体廃棄物等は処理・処分を実施するまでの間，保管期間が長期に亘る可能性があるため，作業エリアや敷地境界への放射線影響等に配慮し，中長期的には仮設保管設備等に一時保管している放射性固体廃棄物等を耐震性を有する恒久的な貯蔵設備等で

の保管に移行するように計画していく。至近の計画としては，固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備に仮置きしたドラム缶等約 23,000 本相当以上を十分保管できる恒久的な貯蔵設備の平成 27 年度の運用開始を目指し，基本設計に平成 25 年度から着手する。

以後の恒久的な貯蔵設備での保管計画については，必要な保管容量を確保するような貯蔵設備の増設や減容設備等の設置計画を具体化するとともに，個々の設備の仕様が明確になった段階で実施計画に反映していくこととする。

2.1.1.3　対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法

1～6 号機を含めた発電所敷地内及び臨時の出入管理箇所において発生した放射性固体廃棄物，事故後に発生した瓦礫等を対象とする。

(1)区分

a. 放射性固体廃棄物

濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット，ペレット固化体)），原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等，使用済樹脂，フィルタスラッジ，その他雑固体廃棄物

b. 事故後に発生した瓦礫等

瓦礫類，伐採木，使用済保護衣等

(2)運用

放射性固体廃棄物等の種類ごとの貯蔵，保管，または一時保管の措置は以下のとおりである。

・濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット固化体)），その他雑固体廃棄物

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，大型廃棄物への開口部閉止措置)，ドラム缶等仮設保管設備（容器収納，大型廃棄物への開口部閉止措置）

・原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等，使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット))

サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク等

・瓦礫類

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，大型瓦礫類への飛散抑制措置)，仮設保管設備（容器未収納)，覆土式一時保管施設（容器未収納)，屋外集積（容器収納，シート等養生，養生なし）

・伐採木

屋外集積（養生なし)，伐採木一時保管槽（容器未収納）

・使用済保護衣等

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，袋詰め)，仮設保管設備（容器収納，袋詰め)，屋外

集積（容器収納，袋詰め）

上記の放射性固体廃棄物等について，以下の管理を実施する。

a. 放射性固体廃棄物

(a)その他雑固体廃棄物，濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット固化体））

ⅰ. 処理・保管

ドラム缶等の容器に封入するか，または放射性物質が飛散しないような措置を講じて，固体廃棄物貯蔵庫に保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

ⅱ. 管理

(ⅰ)巡視，保管量確認

固体廃棄物貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために，定期的に目視可能な範囲で巡視し，転倒等の異常がないことを確認する。保管量については，事故前の保管量の推定値を元に，保管物の出入りを確認する。

(ⅱ)管理上の注意事項の掲示

固体廃棄物貯蔵庫の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

(b)原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等

ⅰ. 貯蔵保管

原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は，使用済燃料プールに貯蔵もしくはサイトバンカに保管する。または，原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は使用済燃料共用プールに貯蔵する。

ⅱ. 管理

(ⅰ)巡視，貯蔵保管量確認

サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等について，事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。

使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等の貯蔵量は，事故前の貯蔵量の推定値を元に，貯蔵物の出入りを確認する。

また，使用済燃料共用プールにおける原子炉内で照射されたチャンネルボックス等については，定期的な巡視及び貯蔵量の確認を実施する。

(ⅱ)管理上の注意事項の掲示

サイトバンカの目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

(c)使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））

ⅰ. 処理・貯蔵保管

使用済樹脂，フィルタスラッジは，使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。または，乾燥造粒装置で造粒固化し，造粒固化体貯槽または，固体廃棄物貯蔵庫に保管するか雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

また，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））は，造粒固化体貯槽に保管する。

ⅱ.管理

(ⅰ)巡視，貯蔵保管量確認

１～４号機廃棄物処理建屋及び廃棄物集中処理建屋設置分は監視設備の故障等により確認が困難であり，監視はできないが，点検が可能な液体廃棄物処理系または５，６号機のタンク等について，定期に外観点検または肉厚測定等を行い，漏えいのないことを確認することにより，当該貯蔵設備の状態を間接的に把握する。

貯蔵量については，事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

６号機原子炉建屋付属棟の地下を除いた５号機廃棄物処理建屋及び６号機原子炉建屋付属棟については，使用済樹脂貯蔵タンク等における使用済樹脂及びフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し，貯蔵量を確認する。

なお，６号機原子炉建屋付属棟の地下設置分については，滞留水により没水しているため監視はできないことから，貯蔵設備に対する滞留水の影響について確認しており（Ⅱ.2.33　添付資料－３参照），貯蔵量については，事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

運用補助共用施設については，沈降分離タンクにおけるフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し，貯蔵量を確認する。

(d) ドラム缶等仮設保管設備におけるその他雑固体廃棄物

ⅰ.仮置き

ドラム缶等を固体廃棄物貯蔵庫外に仮置きする場合は，ドラム缶等仮設保管設備とする。また，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶の仮置き期間は平成 24 年 12 月から約３年間とし，仮置き後は既設の固体廃棄物貯蔵庫または新たな地下構造を有する固体廃棄物貯蔵庫へ移動する。

ⅱ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，ドラム缶等仮設保管設備自身または柵等による区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)巡視，保管量確認

ドラム缶等仮設保管設備におけるその他雑固体廃棄物の保管状況を確認するために，定期的にドラム缶等仮設保管設備を巡視するとともに，保管量を確認する。なお，ドラ

ム缶等の破損等があれば補修等を行う。

(iii)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，ドラム缶等仮設保管設備周辺の空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

また，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶は表面線量率 0.1mSv/h 以下とする。

(iv)ドラム缶転倒防止対策

３段に積み重ねて設置したドラム缶については，転倒防止対策として，最外周の３段目ドラム缶を固縛及び３段目パレットを連結する。さらに，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶重量は 300kg 以下とする重量管理を実施することにより，パレットの座屈抑制を図る。

b.事故後に発生した瓦礫等

(a)瓦礫類

ⅰ.処理・一時保管

発電所敷地内において，今回の地震，津波，水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材，除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は，瓦礫類の線量率に応じて，材質により可能な限り分別し，容器に収納して屋外の一時保管エリア，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設，仮設保管設備，または屋外の一時保管エリアに一時保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。なお，固体廃棄物貯蔵庫に一時保管する瓦礫類のうち，容器に収納できない大型瓦礫類は，飛散抑制対策を講じて一時保管する。また，瓦礫類については，可能なものは切断，圧縮などの減容処理を行い，敷地内で保管するか，または再利用する。

瓦礫類を回収する際に，アスベスト等の有害物質を確認した場合には法令に則り適切に対応する。

発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フローを図２．１．１－１に示す。

ⅱ.飛散抑制対策

表面線量率が目安値を超える瓦礫類については，飛散抑制対策を実施する。

目安値は，発電所敷地内の空間線量率を踏まえ，周囲への汚染拡大の影響がない値として設定し，表面線量率が目安値以下の瓦礫類については，周囲の空間線量率と有意な差がないことから，飛散抑制対策は実施しない。

今後，発電所敷地内の空間線量率が変化すれば，それを踏まえ適宜見直す予定である。

飛散抑制対策としては，容器，仮設保管設備，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設に収納，またはシートによる養生等を実施する。

ⅲ.管理

（ⅰ）区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

（ⅱ）線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，瓦礫類の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

（ⅲ）空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

（ⅳ）遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。また，中期的には瓦礫類の表面線量率によって，遮蔽機能を有した建屋等に移動，一時保管すること等により敷地境界での線量低減を図る。

（ⅴ）巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける瓦礫類の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお，瓦礫類の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。また，保管容量，受入目安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。

なお，地震や大雨等に起因し，施設の保管状態に異常が認められた場合には，損傷の程度に応じて，施設の修復や瓦礫類の移動，取り出しを行う。

一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表を表２．１．１－１に示す。

（ⅵ）覆土式一時保管施設における確認

覆土式一時保管施設は，遮水シートによる雨水等の浸入防止対策が施されていることを確認するために，槽内の溜まり水の有無を確認し，溜まり水が確認された場合には回収する。

覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図を図２．１．１－２に示す。

（b）伐採木

ⅰ.処理・一時保管

回収した伐採木は，枝葉根・幹根の部位により可能な限り分別し，屋外の一時保管エリアまたは枝葉根を減容して伐採木一時保管槽にて保管するか，雑固体廃棄物焼却炉で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

なお，伐採木一時保管槽においては，覆土をすることにより線量低減を図る。

ⅱ.防火対策

伐採木の枝葉根と幹根の一時保管エリアには，火災時の初動対策として消火器を設置するとともに，以下の防火対策を実施する。

（ⅰ）枝葉根

枝葉根については，微生物による発酵と酸化反応による発熱が考えられることから，屋外集積を行う枝葉根は，温度上昇を抑えるため積載高さを 5m 未満とし，通気性を確保するとともに，定期的な温度監視を行い，必要に応じて水の散布や通気性を良くするために積載した枝葉根の切り崩しを行う。

伐採木一時保管槽に収納する減容された枝葉根は，温度上昇を抑えるため収納高さを約 3m とするとともに，覆土・遮水シートを敷設することで酸素の供給を抑制し，保管槽へのガスの滞留を防ぐためにガス抜き管を設置する。また，定期的な温度監視を行い，温度上昇が見受けられた場合はガス抜き管より窒素を注入し，温度低下を図るとともに，窒素による窒息効果により自然発火のリスクを抑える。

（ⅱ）幹根

幹根については，微生物による発酵と酸化反応による発熱が起こり難いと考えられるが，通気性を確保するように積載高さを 5m 未満とする。

ⅲ.飛散抑制対策

屋外集積する伐採木は，シート養生をすることにより，放熱が抑制，蓄熱が促進され，蓄熱火災を生じる恐れがあることから，シート養生による飛散抑制対策は実施しないが，飛散抑制対策が必要となった場合には，飛散防止剤を散布する等の対策を講じる。伐採木一時保管槽については，覆土による飛散抑制対策を行う。

ⅳ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，伐採木の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(ⅲ)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(ⅳ)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(ⅴ)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける伐採木の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお，伐採木の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。また，保管容量，受入目安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。

なお，伐採木一時保管槽は，定期的に温度監視を実施し，火災のおそれのある場合には冷却等の措置を実施する。また，外観確認により遮水シート等に異常がないことを定期的に確認する。地震や大雨等に起因し，施設の保管状態に異常が認められた場合には，損傷の程度に応じて，施設の修復や伐採木の移動，取り出しを行う。

一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表を表２．１．１－１に示す。

(c)使用済保護衣等

ⅰ.処理・一時保管

発電所及び臨時の出入管理箇所において保管している使用済保護衣等は，保護衣・保護具の種類ごとに分別し，可能なものは圧縮等を実施して袋詰めまたは容器に収納し，決められた場所に一時保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

ⅱ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(ⅲ)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(ⅳ)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(ⅴ)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために，定期的に

一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。また，使用済保護衣等の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。

なお，地震や大雨等に起因し，施設の保管状態に異常が認められた場合には，損傷の程度に応じて，施設の修復や使用済保護衣等の移動，取り出しを行う。

2.1.1.4　敷地境界線量低減対策

追加的に放出される放射性物質と敷地内に保管する放射性廃棄物等による敷地境界における実効線量の低減対策を実施する。

瓦礫類，伐採木において考えられる対策を以下に記載する。

a. 覆土式一時保管施設の設置，同施設への瓦礫類の移動

線量率の高い瓦礫類については，遮へい機能のある覆土式一時保管施設に保管する。

b. 敷地境界から離れた場所への瓦礫類の移動

敷地境界に近い一時保管エリアに保管している瓦礫類については，敷地境界から離れた一時保管エリアへ移動する。

c. 伐採木への覆土

一時保管エリアに保管している伐採木で，線量率が周辺環境に比べ比較的高い対象物については，伐採木一時保管槽に収納することにより線量低減を図る。

d. 一時保管エリアの仮遮蔽

一時保管エリアに保管中の瓦礫類に土嚢等により仮遮蔽を実施する。

e. 線量評価の見直し

瓦礫類及び伐採木の一時保管エリア，固体廃棄物貯蔵庫，ドラム缶等仮設保管設備について，線源設定を測定値により見直し評価する。

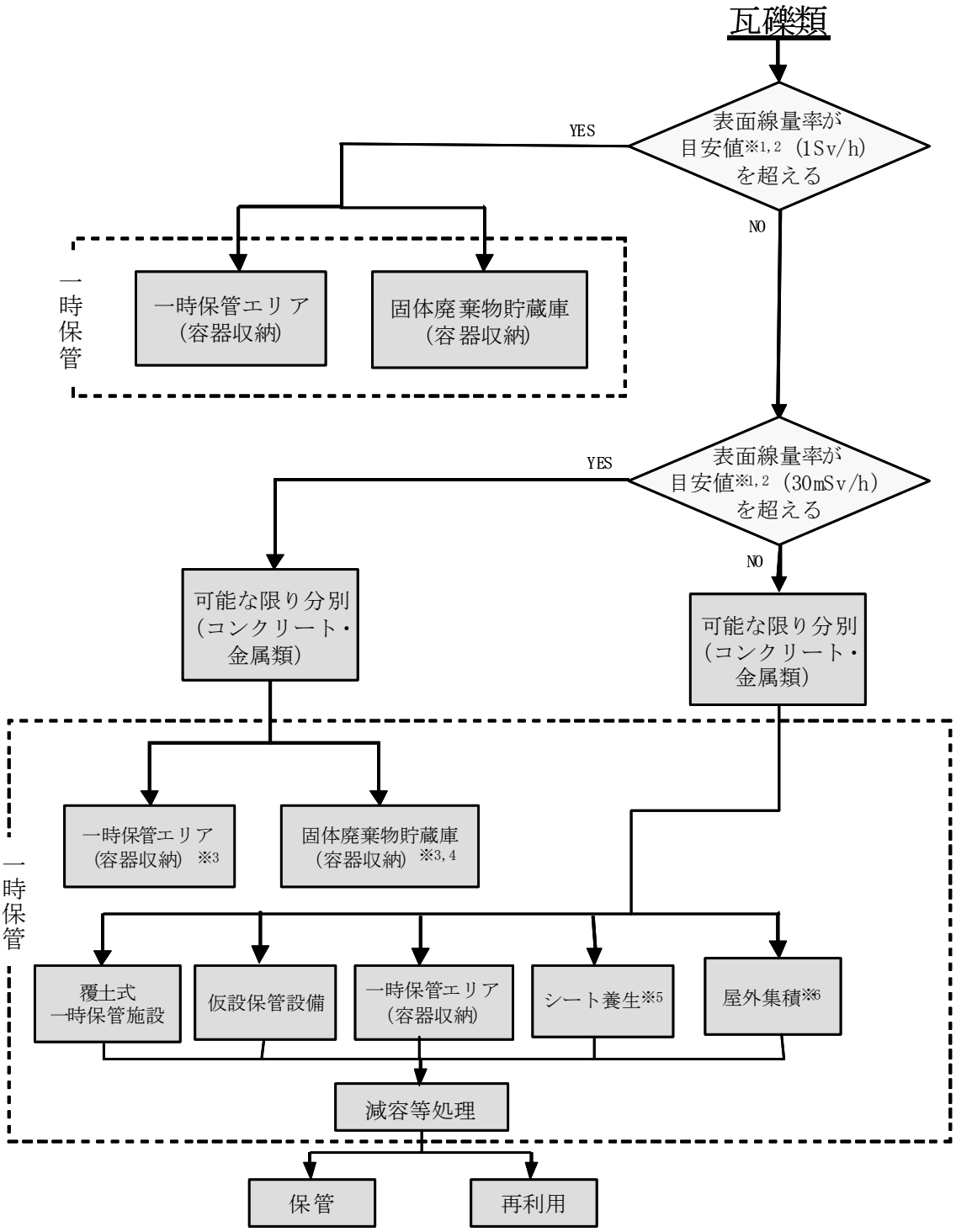
表２．１．１－１　一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表

| エリア名称 | 保管物 | 保管容量（約$m^3$） | 受入目安表面線量率（ｍＳｖ／ｈ） |
|---|---|---|---|
| 固体廃棄物貯蔵庫（第１，第２棟） | 瓦礫類 | 3,000 | 10 |
| 固体廃棄物貯蔵庫（第３～第８棟） | 瓦礫類 | 15,000 | ＞30 |
| 一時保管エリアＡ１ | 瓦礫類 | ※（ケース１）2,400<br>（ケース２）4,200 | ※（ケース１）　30<br>（ケース２）0.01 |
| 一時保管エリアＡ２ | 瓦礫類 | ※（ケース１）4,700<br>（ケース２）7,400 | ※（ケース１）　30<br>（ケース２）0.005 |
| 一時保管エリアＢ | 瓦礫類 | 3,100 | 0.01 |
| 一時保管エリアＣ | 瓦礫類 | 40,000 | 0.05（3,000$m^3$分），<br>残り0.1 |
| 一時保管エリアＤ | 瓦礫類 | 3,000 | 0.5 |
| 一時保管エリアＥ１ | 瓦礫類 | 10,500 | 1 |
| 一時保管エリアＥ２ | 瓦礫類 | 1,800 | 10 |
| 一時保管エリアＦ１ | 瓦礫類 | 650 | 10 |
| 一時保管エリアＦ２ | 瓦礫類 | 7,500 | 0.1 |
| 一時保管エリアＧ | 伐採木（枝葉根） | 27,000 | 0.3 |
| 一時保管エリアＨ | 伐採木（枝葉根・幹根） | 15,000 | 0.3 |
| 一時保管エリアＪ | 瓦礫類 | 4,800 | 0.005 |
| 一時保管エリアL | 瓦礫類 | 16,000 | 30 |
| 一時保管エリアＮ | 瓦礫類 | 6,000 | 0.1 |
| 一時保管エリアＯ | 瓦礫類 | 16,500 | 0.1 |
| 一時保管エリアＰ１ | 瓦礫類 | 51,000 | 0.1（25,500$m^3$分），<br>0.05（25,500$m^3$分） |
| 一時保管エリアＰ２ | 瓦礫類 | 7,100 | 1 |
| 一時保管エリアＱ | 瓦礫類 | 6,100 | 5 |
| 一時保管エリアＲ | 伐採木（枝葉根・幹根） | 6,900 | 0.3 |
| 一時保管エリアＳ | 伐採木（枝葉根・幹根） | 11,400 | 0.3 |
| 一時保管エリアＴ | 伐採木（枝葉根・幹根） | 23,100 | 0.3 |
| 一時保管エリアＵ | 瓦礫類 | 750 | 0.015（310$m^3$分），0.020（110$m^3$分），0.028（330$m^3$分） |
| 一時保管エリアＶ | 伐採木（枝葉根・幹根） | 15,000 | 0.3 |
| 一時保管エリアW | 瓦礫類 | 29,300 | 1 |

※高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース１と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース２により運用する。

・一時保管エリアＩ，Ｍには，バックグラウンド線量率と同等以下の線量率の低い伐採木（幹根）を保管する。

・一時保管エリアＨ，Ｖの保管容量には伐採木（幹根）は含まれない。




※1 目安値は発電所敷地内の空間線量率を踏まえ適時見直し
※2 目安を判断することができる場合は，表面そのものの測定を実施しないことがある
※3 容器に収納できない大型瓦礫類は，飛散抑制対策を講じて一時保管する
※4 30mSv/h以下の瓦礫類もある
※5 目安値1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する
※6 目安値0.1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する

図２．１．１－１　発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フロー

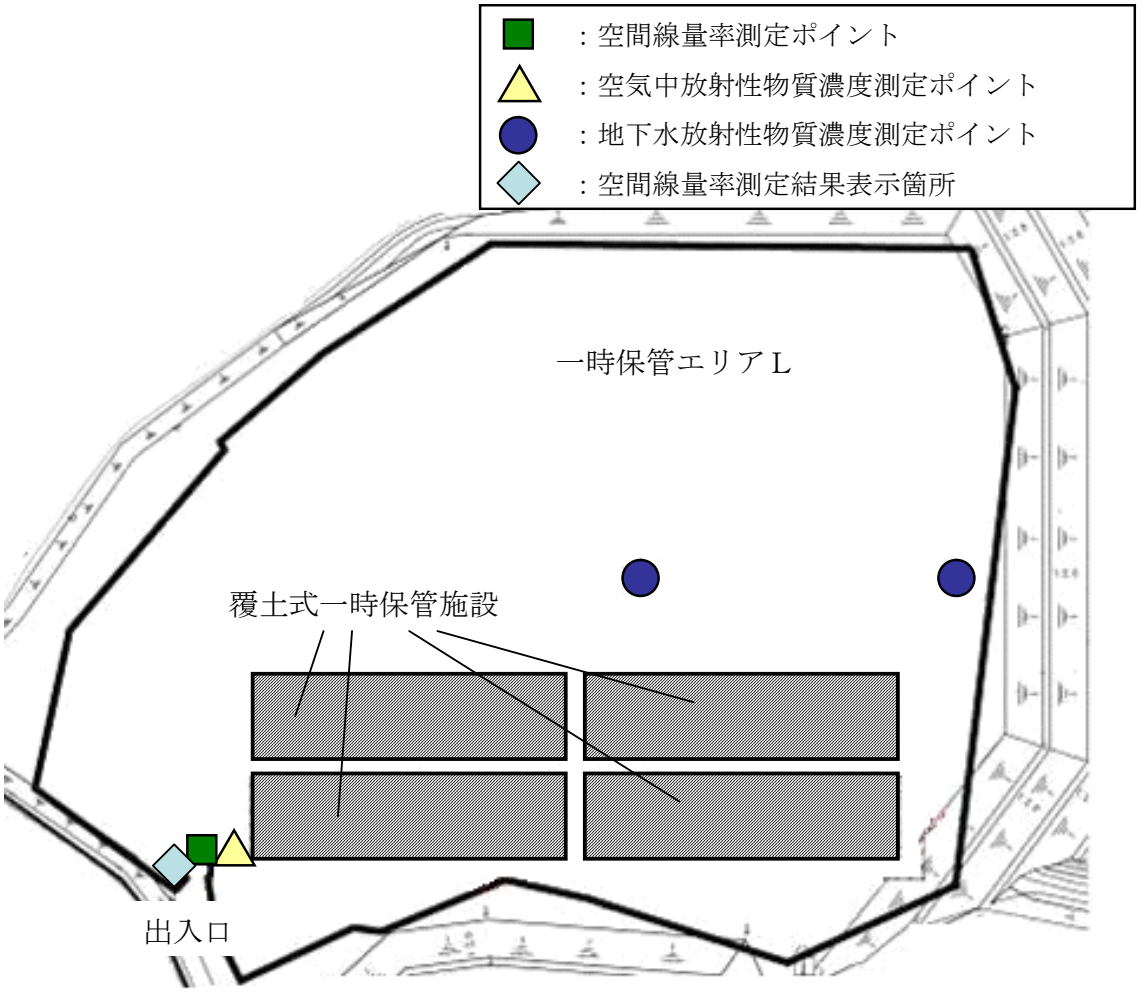



図２．１．１－２　覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図

2.1.2　放射性液体廃棄物等の管理

2.1.2.1　　概要

(1)放射性液体廃棄物

放射性液体廃棄物としては，事故発災前に発生していた機器ドレン廃液，床ドレン廃液，化学廃液及び洗濯廃液がある。これら廃液の処理設備は，滞留水に水没又は系統の一部が故障しており，環境への放出は行っていない。

(2)汚染水等

１～３号機の原子炉を冷却するために注水を行っているが，注水後の水が原子炉建屋等に漏出し滞留水として存在している。また，サブドレン装置を停止しており，サブドレンピット内に水が滞留し，建物地下階には貫通部等を通じて地下水も流入している。その他，降雨により雨水の建屋内への流入も考えられる。

これらの汚染水については，外部に漏れないように建屋内やタンク等に貯蔵しているとともに，その一部を，汚染水処理設備により放射性物質の低減処理（浄化処理）を行い，浄化処理に伴い発生する処理済水をタンクに貯蔵するとともに，淡水化した処理済水は原子炉へ注水する循環再利用を行っている。

汚染水処理設備の処理水及び処理設備出口水については，多核種除去設備により放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い，処理済水をタンクに貯蔵する。

５，６号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送し貯留するとともに，その一部を，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行い，構内散水等に使用している。

なお，臨時の出入管理箇所で保管している洗浄水を，福島第一原子力発電所に運搬した後，一時保管エリアを解除する予定としている。

なお，この他に管理対象区域内で発生するものとして，免震重要棟等へ立ち入った者が使用した手洗い水など生活排水や地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水があり，一般排水として管理している。

2.1.2.2　　基本方針

放射性液体廃棄物については，以下の対策に取り組むことにより，汚染水の海への安易な放出は行わないものとする。

①増水の原因となる原子炉建屋等への地下水の流入に対する抜本的な対策

②汚染水処理設備の除染能力の向上確保や故障時の代替施設も含めた安定的稼働の確保方策

③汚染水管理のための陸上施設等の更なる設置方策

なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

2.1.2.3　対象となる放射性廃棄物と管理方法

管理対象区域における建屋内，タンク及びサブドレンピット等に貯蔵・滞留している放射性物質を含む水，当該建屋や設備へ外部から流入する水，及びそれらの水処理の各過程で貯蔵している，あるいは発生する液体を対象とする。

(1) 発生源

①１～６号機の原子炉建屋及びタービン建屋等においては，津波等により浸入した大量の海水が含まれるとともに，１～３号機においては原子炉への注水により，原子炉及び原子炉格納容器の損傷箇所から漏出した高濃度の放射性物質を含む炉心冷却水が流入し滞留している。また，１～４号機については，使用済燃料プール代替冷却浄化系からの漏えいがあった場合には，建屋内に排水される。この他，建屋には雨水の流入，及び地下水が浸透し滞留水に混入している。

②建屋地下に接する地盤からの湧水を排水するためのサブドレン設備には，津波による海水が滞留している。建屋には雨水の流入及び地下水が浸透し滞留水に混入している。

③臨時の出入管理箇所においては，人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水は，収集し，一時保管している。

なお，臨時の出入管理箇所で保管している洗浄水を，福島第一原子力発電所に運搬した後，一時保管エリアを解除する予定としている。

１～４号機の建屋内滞留水は，海洋への放出リスクの高まる O.P.4,000㎜到達までの余裕確保のために水位を O.P.3,000㎜付近となるよう管理することとしている。具体的には，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水圧式の水位計を設置し，免震重要棟で水位を監視しており，２～４号機タービン建屋から集中廃棄物処理建屋へ滞留水を移送している。

(2) 浄化処理

①多核種除去設備による浄化処理

汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）については，多核種除去設備により低減処理を行う。

②１～４号機の浄化処理

滞留水を漏えいさせないよう，プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋へ滞留水を移送し，放射性物質を除去する汚染水処理設備により浄化処理を実施している。除去した放射性物質は環境中へ移行しにくい性状にさせるため，放射性物質を吸着・固定化又は凝集する。

③５，６号機の浄化処理

貯留設備（タンク）へ滞留水を移送し，その一部を浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を実施している。

④サブドレン水の浄化処理

サブドレンピット内の水について，浮遊物質の除去や浄化装置により浄化試験を実施している。

(3) 貯蔵管理

汚染水処理設備の処理済水については，多核種除去設備により，放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い，処理済水を処理済水貯留用タンク・槽類に貯留する。

１～４号機のタービン建屋等の高レベルの滞留水については建屋外に滞留水が漏えいしないよう滞留水の水位を管理している。また，万が一，タービン建屋等の滞留水の水位が所外放出レベルに到達した場合には，タービン建屋等の滞留水の貯留先を確保するために，プロセス主建屋に貯留している滞留水の受け入れ先として，高濃度滞留水受タンクを設置している。

１～４号機の廃棄物処理建屋等の地下階に設置されている容器等内の廃液については，漏えいしても滞留水として系内にとどまる。また，地上階に設置されている容器等内の廃液については，腐食により廃液が容器等から漏えいした場合に，系外への放出が懸念されるため，点検が可能な容器等については，定期に外観点検または肉厚測定を行い，漏えいのないことを確認する。また，高線量等により外観点検等が困難な容器等については，外観点検または肉厚測定を実施した容器等の点検結果より，劣化状況を想定し，漏えいが発生していないことを確認する。

高レベル滞留水は処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置），淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）により処理され，水処理により発生する処理済水は中低濃度タンク（サプレッション･プール水サージタンク，廃液ＲＯ供給タンク，ＲＯ後濃縮塩水受タンク，濃縮廃液貯槽，ＲＯ及び蒸発濃縮装置後淡水受タンク）に貯蔵管理する。

５，６号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送して貯留し，その一部は，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行っている。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。

臨時の出入管理箇所において，人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水は，タンクに一時保管しているが，一時保管エリアを解除するまでの間は，一時保管エリアにおける廃棄物等の保管状況を確認するために，定期的に保管エリアを巡視するとともに，保管量を確認する。一時保管エリアは，関係者以外がむやみに立ち入らないよう，周囲を柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示している。一時保管エリアの空間線量率と空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。

なお，同様な管理を継続していくとともに，タンクは必要に応じて増設する。

(4) 再利用

汚染水処理設備により放射性物質を低減し，浄化処理に伴い発生する処理済水は貯蔵を

行い，淡水化した処理済水については原子炉の冷却用水等へ再利用する。

５，６号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送して貯留し，その一部は，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行い，構内散水等に使用する。

(5) 放出管理の方法

地下水の流入量が異常に増加した場合等において，浄化処理した処理済水をやむを得ず放出する際の管理方法について，処理済水を環境に放出する際は，環境への影響を十分に低くするとの考えのもと，告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を超えないよう厳重な管理を行うこととする。

具体的には，放出を行う際は，環境への影響を十分に低くするために放出に係る設備を経るとともに，必要な混合，希釈を行うものとし，放出する処理済水については，あらかじめタンク等においてサンプリングを行い，放射性物質の濃度を測定して，放出量及び放水口における濃度を確認することで管理を行う。

なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

2.1.3　放射性気体廃棄物等の管理

2.1.3.1　概要

1～4 号機については事故の影響により排気筒の監視装置は使用不能である。5，6 号機では主排気筒放射線モニタまたは非常用ガス処理系放射線モニタにおいて放出を監視している。主な放出源と考えられる 1～3 号機原子炉建屋の上部において空気中放射性物質濃度を測定している。また，敷地内の原子炉建屋近傍，敷地境界付近で空気中放射性物質濃度の測定を行い，敷地境界付近では告示の濃度限度を下回ることを確認している。1～3 号機では原子炉格納容器ガス管理設備が稼働し，格納容器内から窒素封入量と同程度の量の気体を抽出してフィルタにより放出される放射性物質を低減している。

2.1.3.2　基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行う。また，敷地境界付近で空気中放射性物質濃度の測定を行い，敷地境界付近において告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回っていることを確認する。

放射性物質を内包する建屋等については放射性物質の閉じ込め機能を回復することを目指し，内包する放射性物質のレベルや想定される放出の程度に応じて，放出抑制を図っていく。実施の検討にあたっては，建屋や設備の損傷状況，作業場所のアクセス方法や線量率，建屋内の濃度や作業環境，今後の建屋の利用計画等を考慮し，測定データや現場調査の結果を基に，実現性を判断の上，可能な方策により計画していく。

今後設置される施設についても，内包する放射性物質のレベル等に応じて必要となる抑制対策をとるものとする。

放射性物質の新たな発生，継続した放出の可能性のある建屋等を対象として，可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。連続的な監視を行うための測定方法，伝送方法について，現場状況の確認結果をもとに検討し，換気設備を設ける場合は排気口において放出監視を行う。

2.1.3.3　対象となる放射性廃棄物と管理方法

各建屋から発生する気体状（粒子状，ガス状）の放射性物質を対象とする。

(1)発生源

a. 1～3 号機原子炉建屋格納容器

格納容器内の放射性物質を含む気体については，窒素封入量と同程度の量の気体を抽出して原子炉格納容器ガス管理設備のフィルタで放出される放射性物質を低減する。

b. 1～4 号機原子炉建屋

格納容器内の気体について，建屋内へ漏洩したものは原子炉格納容器ガス管理設備で処理されずに，上部開口部（機器ハッチ）への空気の流れによって放出される。

建屋内の空気の流れ及び建屋地下部の滞留水の水位低下により，建屋内の壁面，機器，瓦礫に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，上部開口部（機器ハッチ）より放出される可能性がある。滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出については，移行試験の結果から，極めて少ないと考えている。移行試験は，濃度が高く被ばく線量への寄与も大きいCs-134，Cs-137に着目し，安定セシウムを用いて溶液から空気中への移行量を測定した結果，移行率（蒸留水のセシウム濃度／試料水中のセシウム濃度）が約$1.0\times10^{-4}$ %と水温に依らず小さいことが判明している。

1号機については，放射性物質の飛散を抑制するために設置された原子炉建屋カバーの排気設備フィルタにより，カバー天井部の気体を吸引して放射性物質の放出を抑制しているが，使用済燃料プールの燃料取り出しに向けてオペレーティングフロアのガレキ撤去を行うため，原子炉建屋カバーの排気設備を停止後，原子炉建屋カバーを解体する予定である。

2 号機については，ブローアウトパネル開口部を閉止する開閉式のパネル架構を，ブローアウトパネル開口部周辺の原子炉建屋壁に固定する。高線量下での作業員の被ばく量低減を図るため，パネル架構は大組みユニット化し，遠隔操作重機により設置する。パネル架構の重量は，原子炉建屋に対して0.1%程度以下であるが，原子炉施設への影響を考慮し，建築基準法に準じて設計する。なお，ブローアウトパネル開口部の閉止後は建屋内作業環境の悪化が懸念されるため，原子炉建屋排気設備を設置して建屋内空気の換気を行う。

3号機及び4号機については，今後，使用済燃料プールからの燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的として作業エリアを被うカバーを設置していく計画であり，燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図るとともに濃度を監視していく予定である。

使用済燃料貯蔵プール水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，Cs-134，Cs-137 に着目し，上述の測定結果から，プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

c. 1～4 号機タービン建屋

建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，原子炉建屋と同様に，極めて少ないと評価している。

d. 1～4 号機廃棄物処理建屋

タービン建屋と同様に，建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，同様に極めて少ないと評価している。

e. 集中廃棄物処理施設

プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋の各建屋について，タービン建屋と同様に，建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，同様に極めて少ないと評価している。

また，建屋内に設置されている汚染水処理設備，貯留設備の内，除染装置（セシウム凝集・沈殿），造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については，内部のガスをフィルタにより放射性物質を除去して排気している。

f. 5，6 号機各建屋

各建屋地下部の滞留水について，建屋外から入ってきた海水及び地下水であり，放射性物質濃度は 1～4 号機に比べ低い。

原子炉建屋については，原子炉建屋常用換気系または非常用ガス処理系により，原子炉建屋内の空気をフィルタを通して，主排気筒から放出する。

g. 使用済燃料共用プール

共用プール水について，放射性物質濃度は 1～4 号機に比べ低く，プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

h. 廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを処理施設等へ移送するまでの間一時貯蔵する施設では，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気する。

i. 焼却炉建屋

焼却設備の焼却処理からの排ガスは，フィルタを通し，排ガスに含まれる放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後に，焼却設備の排気筒から放出する。

なお，フィルタを通し十分低い濃度になることから，焼却炉建屋からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

j． 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫に保管される放射性固体廃棄物等は，容器やドラム缶等に収納さ

れるため，放射性固体廃棄物等からの放射性物質の追加的放出はないものと評価している。

ｋ．瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアは，瓦礫類については周囲への汚染拡大の影響がない値として目安値を設定し，目安値を超える瓦礫類は容器，仮設保管設備，覆土式一時保管施設に収納，またはシートによる養生等による飛散抑制対策を行い保管していること，また伐採木については周囲への汚染拡大の影響がないことを予め確認していることから，放射性物質の追加的放出は極めて少ないと評価している。

ｌ．使用済セシウム吸着塔一時保管施設

セシウム吸着装置吸着塔，第二セシウム吸着装置吸着塔，高性能容器，処理カラムは，セシウム吸着塔一時保管施設において静的に貯蔵している。使用済みの吸着材を収容する高性能容器，及び，使用済みの吸着材を収容する処理カラムは，セシウム等の主要核種を吸着塔内のゼオライト等に化学的に吸着させ，吸着塔内の放射性物質が漏えいし難い構造となっている。高性能容器は，圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設けており，放射性物質の漏えいを防止している。また，保管中の温度上昇等を考慮しても吸着材の健全性に影響を与えるものでは無いため，吸着材からの放射性物質の離脱は無いものと評価している。このため，放射性物質の追加的放出は極めて小さいと評価している。

ｍ．貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

貯留設備（タンク類，地下貯水槽）は，汚染水受入れ後は満水保管するため，水位変動が少ないこと，蒸発濃縮装置出口水の放射能濃度測定結果から空気中への放射性物質の移行は極めて低いことから放射性物質の追加的放出は極めて少ないと考えている。

ｎ．多核種除去設備

多核種除去設備は，タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し，排気しているため，放射性物質の追加的放出は極めて小さいと考えている。

(2)放出管理の方法

気体廃棄物について，原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。

①1～3号機原子炉建屋格納容器

1～3 号機は原子炉格納容器ガス管理設備出口において，ガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより連続監視する。

②1～4 号機原子炉建屋

1 号機については，原子炉建屋カバー排気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。原子炉建屋カバー排気設備の停止後は，原子炉建屋上部の空気

中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。2 号機については，原子炉建屋排気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。3 号機については，原子炉建屋上部で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。今後，原子炉建屋 5 階上部で連続監視するためのダスト放射線モニタを設置する。また，4 号機については，建屋内の機器ハッチ開口部付近において監視するが，建屋内の放射性物質による汚染の程度は 1～3 号機より低いことから，建屋内で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

③1～4 号機タービン建屋

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，建屋内地上部の大物搬入口等の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

④1～4 号機廃棄物処理建屋

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，建屋内地上部の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

⑤集中廃棄物処理施設（プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋）

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋の各建屋内地上部の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

また，建屋内に設置されている汚染水処理設備，貯留設備の内，除染装置（セシウム凝集・沈殿），造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気しており，除染装置運転時や廃棄物受け入れ時等において，排気中の放射性物質濃度を必要により測定する。

⑥5，6 号機各建屋

主排気筒または非常用ガス処理系において，放射性物質濃度をガス放射線モニタにより監視する。

⑦使用済燃料共用プール

建屋内プールオペフロ階において，空気中の放射性物質を使用済燃料の取り扱い時等にダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑧廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを一時貯蔵する施設では，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気し，ダスト放射線モニタで監視する。

⑨焼却炉建屋

焼却設備の排気筒において，放射性物質濃度をガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより監視する。

⑩固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫において，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑪瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアにおいて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑫使用済セシウム吸着塔一時保管施設

使用済セシウム吸着塔一時保管施設のエリアにおいては，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑬貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

貯留設備（タンク類，地下貯水槽）のエリアにおいては，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑭多核種除去設備

多核種除去設備においては，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去し，排気しているため，多核種除去設備設置エリアの放射性物質濃度を必要により測定する。

(3)推定放出量

1～3 号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は，極めて少ないと考えられるため，1～3 号機原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から検出されている Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とし，建屋開口部等における放射性物質濃度及び空気流量等の測定結果から，現在の 1～3 号機原子炉建屋からの放出量を評価した。推定放出量（平成 25 年２月時点）は，表２．１．３－１に示す通りである。

なお，これまでの放出量の推移を図２．１．３－１に示す。

表２．１．３－１　気体廃棄物の推定放出量

| | Cs-134 (Bq/sec) | Cs-137 (Bq/sec) |
|---|---|---|
| 1 号機　原子炉建屋 | $7.2\times10^{1}$ | $7.2\times10^{1}$ |
| 2 号機　原子炉建屋 | $1.2\times10^{3}$ | $1.2\times10^{3}$ |
| 3 号機　原子炉建屋 | $1.2\times10^{2}$ | $1.2\times10^{2}$ |

（注）平成 25 年 2 月時点の評価値

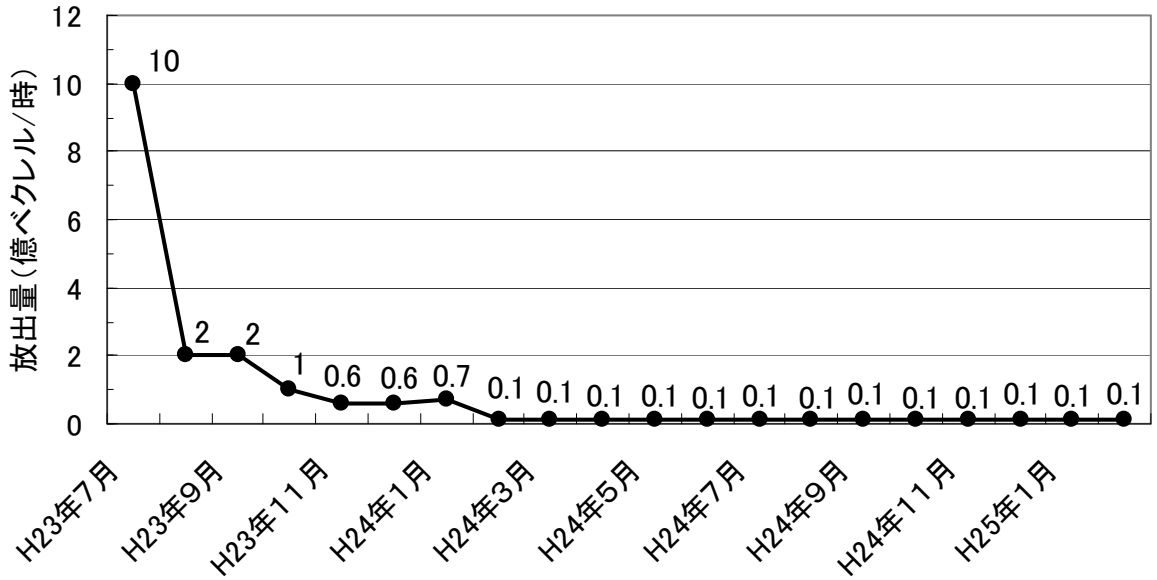



図２．１．３－１　１～３号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移

2.2　線量評価

敷地周辺における線量評価は，プラントの安定性を確認するひとつの指標として，放射性物質の放出抑制に係る処理設備設計の妥当性の確認の観点から放射性物質の放出に起因する実効線量の評価を，施設配置及び遮蔽設計の妥当性の確認の観点から施設からの放射線に起因する実効線量の評価を行う。

2.2.1　大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量

2.2.1.1　評価の基本的な考え方

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の評価については，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下，「気象指針」という），「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下，「評価指針」という）及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下，「一般公衆の線量評価」という）を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量の評価は，原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし，外部被ばくについては放射性雲からの γ 線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量を考慮する。

食物摂取による実効線量については，現実に存在する被ばく経路について，食生活の様態等が標準的である人を対象として行うため，敷地周辺で農業・畜産業が行われていない現状では有意な被ばく経路は存在しない。ただし，今後敷地周辺において農業・畜産業が再開されることを見越し，被ばく評価全体において食物摂取による被ばくが占める程度を把握するため，参考として，葉菜及び牛乳摂取による実効線量を評価する。

2.2.1.2　計算のための前提条件

(1)気象条件

大気拡散の解析に用いる気象条件は，福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（6 号原子炉施設の変更）（平成 22 年 11 月 12 日付け，平成 19・04・19 原第 18 号にて設置変更許可）の添付書類六の記載と同様とする。

気象条件の採用に当たっては，風向出現頻度及び風速出現頻度について平成 12 年 4 月から平成 22 年 3 月までの 10 年間の資料により検定を行い，代表性に問題ないことを確認した。検定法は，不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従った。

棄却検定の結果を表２．２．１－１及び表２．２．１－２に示す。有意水準 5%で棄却された項目は 28 項目中 2 個であった。これは採用した気象条件が長期間の気象状況と比較して異常でないことを示しており，解析に用いる気象条件が妥当であることを示している。

(2)放出源と有効高さ

放出源は各建屋からの排気であるが，「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」で述べたとおり，1～3 号機の原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの放出は無視しうるため，放出位置は 1～3 号機の原子炉建屋とする。

有効高さについて，現在の推定放出位置は原子炉建屋オペレーティングフロア付近であるが，保守的に地上放散とする。

地上放散の保守性については，以下のとおりである。

「気象指針」において，位置$(x,y,z)$における放射性物質濃度$\chi(x,y,z)$を求める基本拡散式を（2-2-1）式に示す。

$$\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U}\cdot\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)\cdot\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y{}^2}\right)\cdot\left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z{}^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z{}^2}\right\}\right]$$

・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ （2-2-1）式

ここで，

$\chi(x,y,z)$：点$(x,y,z)$における放射性物質の濃度（Bq/m$^3$）

$Q$　：放出率（Bq/s）

$U$　：放出源高さを代表する風速（m/s）

$\lambda$　：物理的崩壊定数（1/s）

$H$　：放出源の有効高さ(m)

$\sigma_y$　：濃度分布の y 方向の拡がりのパラメータ（m）

$\sigma_z$　：濃度分布の z 方向の拡がりのパラメータ（m）

このとき，有効高さと同じ高度（$z=H$）の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上（$z=0$）であるため，地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(3)放出を考慮する核種

放射性物質の放出量は，原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から想定しており，現時点では実際に検出されている Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とする。

Cs-134 及び Cs-137 以外の核種には，検出限界未満であることが確認されている核種だけではなく，測定自体ができていないものもあるが，評価結果に大きな影響は与えないものと考えている。これら評価対象としなかった核種の影響度合いについては，「2.2.1.8 Cs 以外の核種の影響について」で詳しく述べる。

(4)線量及び濃度計算地点

線量の計算は，図２．２．１－１に示すとおり，1，2 号機共用排気筒を中心として 16 方位に分割した陸側 9 方位の敷地境界外について行う。ただし，これらの地点より大きな線量を受ける恐れのある地点が別に陸側にある場合は，その地点も考慮する。

1，2 号機共用排気筒から各評価点までの距離は，表２．２．１－３に示す。

2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算

計算は連続放出とし，放出位置毎に行う。単位放出率あたりの地上における放射性物質濃度は，放射性物質の減衰を無視すると（2-2-2）式となる。

$$\chi(x,y,0)=\frac{1}{\pi\sigma_y\sigma_z U}\cdot\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y{}^2}\right)\cdot\exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z{}^2}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}2)\text{式}$$

計算地点における年間平均相対濃度 $\overline{\chi}$ は，隣接方位からの寄与も考慮して以下のように計算する。

$$\overline{\chi}=\sum_j \overline{\chi}_{jL}+\sum_j \overline{\chi}_{jL-1}+\sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}3)\text{式}$$

ここで，

$j$ ：大気安定度（A～F）

$L$ ：計算地点を含む方位

計算結果を表２．２．１－４に示す。これに「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表２．１．３－１に示した推定放出量を乗じた結果を表２．２．１－５に示す。1～3 号機合計の濃度が最大となるのは，1，2 号機共用排気筒の南方位約 1,340ｍの敷地境界で，それぞれ約 $1.4\times10^{-9}$Bq/cm$^3$ である。

2.2.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算

建屋から放出された放射性雲による計算地点における空気カーマ率は，（2-2-4）式により計算する。

$$D=K_1\cdot E\cdot\mu_{en}\cdot\int_0^{\infty}\int_{-\infty}^{\infty}\int_0^{\infty}\frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2}\cdot B(\mu r)\cdot\chi(x',y',z')dx'dy'dz' \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}4)\text{式}$$

ここで，

$D$ ：計算地点 $(x,y,0)$ における空気カーマ率（$\mu$Gy/ｈ）

$K_1$ ：空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{dis\cdot m^3\cdot\mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}\right)$

$E$ ：$\gamma$ 線の実効エネルギ（MeV/dis）

$\mu_{en}$ ：空気に対する $\gamma$ 線の線エネルギ吸収係数（m$^{-1}$）

$\mu$ ：空気に対する $\gamma$ 線の線減衰係数（m$^{-1}$）

$r$ ：放射性雲中の点 $(x',y',z')$ から計算地点 $(x,y,0)$ までの距離（m）

$B(\mu r)$ ：空気に対する $\gamma$ 線の再生係数で，次式から求める。

$$B(\mu r)=1+\alpha(\mu r)+\beta(\mu r)^2+\gamma(\mu r)^3$$

ただし，$\mu_{en}$，$\mu$，$\alpha$，$\beta$，$\gamma$ については，0.5MeV の $\gamma$ 線に対する値を用い，以下のとおりとする。

$\mu_{en}=3.84\times10^{-3}$（m$^{-1}$）　　$\mu=1.05\times10^{-2}$（m$^{-1}$）

$\alpha=1.000$　　$\beta=0.4492$　　$\gamma=0.0038$

$\chi(x',y',z')$ ：放射性雲中の点$(x',y',z')$における濃度（Bq/m$^3$）

計算地点における単位放出量当たりの年間の実効線量は，計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲の γ 線からの空気カーマを合計して，次の（2-2-5）式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_o\left(\overline{D}_L + \overline{D}_{L-1} + \overline{D}_{L+1}\right) \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}5)\text{式}$$

ここで，

$H_\gamma$ ：計算地点における実効線量（μSv/年）

$K_2$ ：空気カーマから実効線量への換算係数（μSv/μGy）

$f_h$ ：家屋の遮蔽係数

$f_o$ ：居住係数

$\overline{D}_L$，$\overline{D}_{L-1}$，$\overline{D}_{L+1}$ ：計算地点を含む方位（L）及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均の γ 線による空気カーマ（μGy/年）。これらは，(4-5-4)式から得られる空気カーマ率$D$を放出モード，大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。

計算結果を表２．２．１－６及び表２．２．１－７に示す。

2.2.1.5 年間実効線量の計算

(1)放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は，「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表２．１．３－１の推定放出量に「2.2.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算」で求めた単位放出量あたりの実効線量を乗じ求める。計算結果を表２．２．１－８及び表２．２．１－９に示す。

計算の結果，放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は南方向沿岸部で最大となり，年間約 $1.8\times10^{-6}$mSv である。

(2)地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

a. 計算の方法

評価は「一般公衆の線量評価」に基づき，以下の式で求める。

$$H_A = K\frac{\mu_{en}}{(1-g)}E\int_{-\infty}^{0}\int_{0}^{\infty}\int_{0}^{2\pi}\frac{Be^{-(\mu_1\cdot r_1+\mu_2\cdot r_2)}}{4\pi r^2}C_0\cdot f(z)\cdot\rho\cdot d\theta d\rho dz \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}6)\text{式}$$

ただし，

$H_A$ ：年間実効線量(mSv/年)

$K$ ： $3.91\times10^3\left(\frac{dis\cdot cm^3\cdot mGy}{MeV\cdot Bq\cdot y}\right)\times0.8\left(\frac{mSv}{mGy}\right)$

（0.8（mSv/mGy）は，空気カーマから実効線量への換算係数。）

$\mu_{en}$ ：空気の γ 線の線エネルギ吸収係数（1/cm）

$(1-g)$ ：制動放射による損失の補正

$E$ ：γ 線実効エネルギ（MeV/dis）

$C_0$ ：地表面附近の土壌における放射性物質濃度（Bq/cm³）

$B$ ：空気，土壌の２層 γ 線ビルドアップ係数（－）

$\mu_1$，$\mu_2$ ：空気及び土壌の γ 線線減衰係数(1/cm)，土壌は Al で代用，ただし，密度は 1.5（g/cm³）とする。

$r_1$，$r_2$，$r$，$\rho$，$\theta$，$z$ ：図２．２．１－２に示す

$r$ ：土壌中の任意点$(\rho,\theta,z)$から被ばく点までの距離（cm）

$r^2=(h-z)^2+\rho^2=(r_1+r_2)^2$

$f(z)$ ：放射性物質の土壌中鉛直分布

$h$ ：被ばく点地上高（100cm）

被ばく点が１ｍ程度であれば，これに寄与する放射性物質の範囲は，被ばく点から 10ｍ以内である。このため通常は$C_0$=一定と考える。したがって，上記式は，

$$H_A=\frac{K}{2}\frac{\mu_{en}}{(1-g)}E\cdot C_0\int_{-\infty}^{0}\int_{0}^{\infty}\frac{B\cdot e^{-(\mu_1\cdot r_1+\mu_2\cdot r_2)}}{r^2}f(z)\cdot\rho\cdot d\rho dz \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}7)\text{式}$$

となる。

b. 空気及び土壌のビルドアップ係数（B）

空気，土壌 2 層の γ 線ビルドアップ係数については，広く使用されているビルドアップ係数を使用する。

1） $E>1.801MeV$

$$B(E,\mu r)=1+\left\{0.8-0.214\ln\left(\frac{E}{1.801}\right)\right\}(\mu r)^{g(E)}$$

2） $E\le 1.801MeV$

$$B(E,\mu r)=1+0.8(\mu r)^{g(E)}$$

ここで，

$$g(E)=1.44+0.02395E+0.625\ln\left(0.19+\frac{1.0005}{E}\right)$$

$$\mu r=\mu_1 r_1+\mu_2 r_2$$

c. 放射性物質の土壌中鉛直分布$(C=C_0 f(z))$について

放射性物質の土壌中鉛直分布は，「一般公衆の線量評価」より，指数分布で近似できる。

$$C=C_0\exp(\alpha z)\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots

地表面附近の土壌における放射性物質濃度は，大気と地面の接触による沈着（乾性沈着）と，降水による放射性物質の降下（湿性沈着）を考慮して，(2-2-9）式により計算する。

$$C_0 = C_d + C_r \quad \cdots\cdots \text{(2-2-9)式}$$

ここで，

$C_0$ ：地表面付近の放射性物質濃度（Bq/cm$^3$）

$C_d$ ：無降水期間における地表面付近の濃度（Bq/cm$^3$）

$C_r$ ：降水期間における地表面付近の濃度（Bq/cm$^3$）

（ａ）無降水期間における沈着量

無降水期間中は乾性沈着のみとなるため，(2-2-10）式～（2-2-12）式で表せる。

$$S_d = \int_{-\infty}^{0} C_d \exp(\alpha z) dz = \frac{C_d}{\alpha} \quad \cdots\cdots \text{(2-2-10)式}$$

$$S_d = \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_1}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \quad \cdots\cdots \text{(2-2-11)式}$$

$$C_d = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_1}{\lambda_r} \{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \quad \cdots\cdots \text{(2-2-12)式}$$

ただし，

$\bar{x}_i$ ：地上における年間平均濃度（Bq/cm$^3$）

$V_g$ ：沈着速度（cm/s）

$\lambda_r$ ：物理的崩壊定数（1/s）

$T_0$ ：放射性物質の放出期間

$f_1$ ：沈着した放射性物質のうち残存する割合（－）

$S_d$ ：放射性物質の地表濃度（Bq/cm$^2$）

$K_r$ ：降水期間割合（－）

ここで，$V_g$ は 0.3cm/s，$T_0$ は 1 年，$f_1$ はフォールアウトの調査結果より平均値の 0.5 とした。なお，降水期間割合（$K_r$）を 0 とすれば，「一般公衆の線量評価」と同じ評価式となる。

（ｂ）降水期間における沈着量

降水期間中は，乾性沈着及び湿性沈着が重なるため，(2-2-13）式～（2-2-15）式で表せる。

$$S_r = \int_{-\infty}^{0} C_r \exp(\alpha z) dz = \frac{C_r}{\alpha} \quad \cdots\cdots \text{(2-2-13)式}$$

$$S_r = \bar{x}_i \cdot \left(V_g + \Lambda \cdot L\right) \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \left\{1 - \exp\left(-\lambda_r T_0\right)\right\} K_r \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}14)\text{ 式}$$

$$C_r = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot \left(V_g + \Lambda \cdot L\right) \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \left\{1 - \exp\left(-\lambda_r T_0\right)\right\} K_r \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}15)\text{ 式}$$

ただし，

$\bar{x}_i$ ：地上における年間平均濃度（Bq/cm$^3$）

$V_g$ ：沈着速度（cm/s）

$\Lambda$ ：降水による洗浄係数（1/s）で，以下の式により求める。

$$\Lambda = 1.2 \times 10^{-4} \cdot I^{0.5}$$

ここで，降水強度$I$（mm/h）は，気象データより，2.16mm/h とする。

$L$ ：空気中放射性物質濃度の鉛直方向積分値で，

$$L = \int_0^{\infty} \exp\left(-\frac{z_1^2}{2 \cdot \sigma_{zi}^2}\right) dz_1$$

とし，風向別大気安定度別出現回数で平均化する。

$\lambda_r$ ：物理的崩壊定数（1/s）

$T_0$ ：放射性物質の放出期間

$f_{1r}$ ：沈着した放射性物質のうち残存する割合（－）

降水時は地表面に全て残存すると仮定し，1.0 とする。

$S_r$ ：放射性物質の地表濃度（Bq/cm$^2$）

$K_r$ ：降水期間割合（－）

(c)計算結果

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 $1.4 \times 10^{-9}$Bq/cm$^3$ を用いる。計算の結果，地表に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線による実効線量は，Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 $2.8 \times 10^{-2}$mSv である。

(3)吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量は，「評価指針」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_I = 365 \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}16)\text{ 式}$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{x}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}17)\text{ 式}$$

ここで，

$H_I$ ：吸入摂取による年間の実効線量（$\mu$Sv/年）

365 ：年間日数への換算係数（d/年）

$K_{Ii}$ ：核種 i の吸入摂取による実効線量係数（$\mu$Sv/Bq）

$A_{Ii}$ ：核種 i の吸入による摂取率（Bq/d）

$M_a$ ：呼吸率（cm$^3$/d）

$\bar{x}_i$ ：核種 i の年平均地上空気中濃度（Bq/cm$^3$）

$\overline{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 $1.4\times10^{-9}$Bq/cm$^3$ を用いる。その他に評価に必要なパラメータは，表２．２．１－１０及び表２．２．１－１１に示す。計算の結果，吸入摂取による実効線量は，Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 $1.8\times10^{-4}$mSv である。

なお，吸入摂取の被ばく経路には地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが，「一般公衆の線量評価」の再浮遊係数（$10^{-8}$cm$^{-1}$）を用いると再浮遊濃度は約 6.0～$7.0\times10^{-10}$Bq/cm$^3$ 程度であり，被ばく評価全体への寄与は小さい。

2.2.1.6　5 号機及び 6 号機の寄与

5 号機は平成 23 年 1 月 3 日，6 号機は平成 22 年 8 月 14 日に定期検査のため運転を停止しており，「評価指針」において評価対象としている希ガス及びよう素は十分に減衰しているが，保守的に福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（6 号原子炉施設の変更）（平成 22 年 11 月 12 日付け，平成 19・04・19 原第 18 号にて設置変更許可）添付書類九と同様の評価とする。

これによると，希ガスの γ 線による実効線量は 1，2 号機共用排気筒の北方位で最大となり，年間約 $4.4\times10^{-3}$mSv，放射性よう素に起因する実効線量は 1，2 号機共用排気筒の北北西方位で最大となり，年間約 $1.7\times10^{-4}$mSv である。

2.2.1.7　計算結果

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は，最大で年間約 $3.0\times10^{-2}$mSv である。

2.2.1.8　Cs 以外の核種の影響について

(1) γ 線放出核種

γ 線を放出する核種のうち，粒子状の放射性物質はダストサンプリングにより定期的に測定しており，Cs 以外の核種は測定限界未満となっていることから，現在の状態が維持されれば敷地周辺への影響は Cs に比べて軽微である。

一方，希ガスのようなガス状の放射性物質については，これまでの評価から，大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は，地表に沈着した放射性物質からの γ 線の外部被ばくが支配的であり，沈着しないガス状の放射性物質の寄与は小さいと考えられる。

(2) β 線及び α 線放出核種

β 線及び α 線の放出核種で，γ 線を放出しない又は微弱でゲルマニウム半導体検出器による核種分析ができない核種は，現時点で直接分析ができていない。これらの核種

は，地表に沈着した放射性物質からの γ 線は無視しうるが，特に α 線を放出する核種は内部被ばくにおける実効線量換算係数が α 線を放出しない核種に比べて 100～1,000 倍程度となる。

Cs との比較可能な測定データとして表２．２．１－１４にグラウンド約西南西における土壌分析結果を示す。表２．２．１－１４では，β 線を放出する主要な核種である Sr と，α 線を放出する主要な核種である Pu が分析されており，その量は Cs に比べ，Sr で 1/1,000 程度，Pu で 1/1,000,000 程度である。この分析結果から，線質による違いを無視しうるほどに放出量は小さく，Cs-134 及び Cs-137 に比べ，線量への寄与は小さいと考えられる。

2.2.1.9　食物摂取による実効線量の計算

2.2.1.9.1　葉菜摂取による実効線量

葉菜摂取による実効線量は，評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから，沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Vi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}18)\text{ 式}$$

$$A_{vi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_g \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{effi} \cdot t_1}\right)}{\lambda_{effi} \cdot \rho} + \frac{V'_g \cdot B_{vi}\left(1 - e^{-\lambda_{ri} \cdot t_0}\right)}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_t \cdot f_d \cdot M_v \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}19)\text{ 式}$$

ここで，

$H_V$ ：葉菜摂取による年間の実効線量（$\mu$Sv/年）

365 ：年間日数への換算係数（d/年）

$K_{Ti}$ ：核種 i の経口摂取による実効線量換算係数（$\mu$Sv/Bq）

$A_{Vi}$ ：核種 i の葉菜による摂取率（Bq/d）

$V_g$ ：葉菜への沈着速度(cm/s)

$\lambda_{effi}$ ：核種 i の葉菜上実効崩壊定数(1/s)

$$\lambda_{effi} = \lambda_{ri} + \lambda_W$$

$\lambda_{ri}$ ：核種 i の物理的崩壊定数（1/s）

$\lambda_W$ ：ウェザリング効果による減少係数（1/s）

$\rho$ ：葉菜の栽培密度（g/cm$^2$）

$t_1$ ：葉菜の栽培期間（s）

$V'_g$ ：葉菜を含む土壌への核種の沈着速度（cm/s）

$P_V$ ：経口移行に寄与する土壌の有効密度（g/cm$^2$）

$B_{Vi}$ ：土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜に移行する割合

$t_0$ ：核種の蓄積期間（s）

$f_t$ ：葉菜の栽培期間年間比

$f_d$ ：調理前洗浄による核種の残留比

$M_V$ ：葉菜摂取量（g/d）

評価に必要なパラメータは，表２．２．１－１１～表２．２．１－１３に示す。

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 $1.4\times10^{-9}$Bq/cm$^3$ を用いて計算した結果，葉菜摂取による実効線量は最大で年間約 $5.6\times10^{-3}$mSv である。

2.2.1.9.2　牛乳摂取による実効線量

牛乳摂取による実効線量は，評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから，沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2.1\text{-}20)\text{式}$$

$$A_{Mi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_{gM} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{effi} \cdot t_{1M}}\right)}{\lambda_{effi} \cdot \rho_M} + \frac{V'_{gM} \cdot B_{vi} \left(1 - e^{-\lambda_{ri} \cdot t_0}\right)}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_t \cdot Q_f \cdot F_{Mi} \cdot M_M \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2.1\text{-}21)\text{式}$$

ここで,

$H_M$ ：牛乳摂取による年間の実効線量（$\mu$Sv/年）

$A_{Mi}$ ：核種ｉの牛乳による摂取率（Bq/d）

$V_{gM}$ ：牧草への沈着速度(cm/s)

$\lambda_{effi}$ ：核種ｉの牧草上実効減衰定数(1/s)

$\lambda_{effi} = \lambda_{ri} + \lambda_W$

$\lambda_{ri}$ ：核種ｉの物理的崩壊定数（1/s）

$\lambda_W$ ：ウェザリング効果による減少係数（1/s）

$\rho_M$ ：牧草の栽培密度（g/cm$^2$）

$t_{1M}$ ：牧草の栽培期間（s）

$V'_{gM}$ ：牧草を含む土壌への核種の沈着速度（cm/s）

$P_V$ ：経口移行に寄与する土壌の有効密度（g/cm$^2$）

$B_{Vi}$ ：土壌1g中に含まれる核種ｉが牧草に移行する割合

$t_0$ ：核種の蓄積期間（s）

$f_t$ ：放牧期間年間比

$Q_f$ ：乳牛の牧草摂取量（g/d）

$F_{Mi}$ ：乳牛が摂取した核種ｉが牛乳に移行する割合（(Bq/cm$^3$)/(Bq/d)）

$M_M$ ：牛乳摂取量（cm$^3$/d）

評価に必要なパラメータは，表２．２．１－１１～表２．２．１－１３に示す。

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約1.4×10$^{-9}$Bq/cm$^3$ を用いて計算した結果，牛乳摂取による実効線量は最大で年間約9.1×10$^{-3}$mSv である。

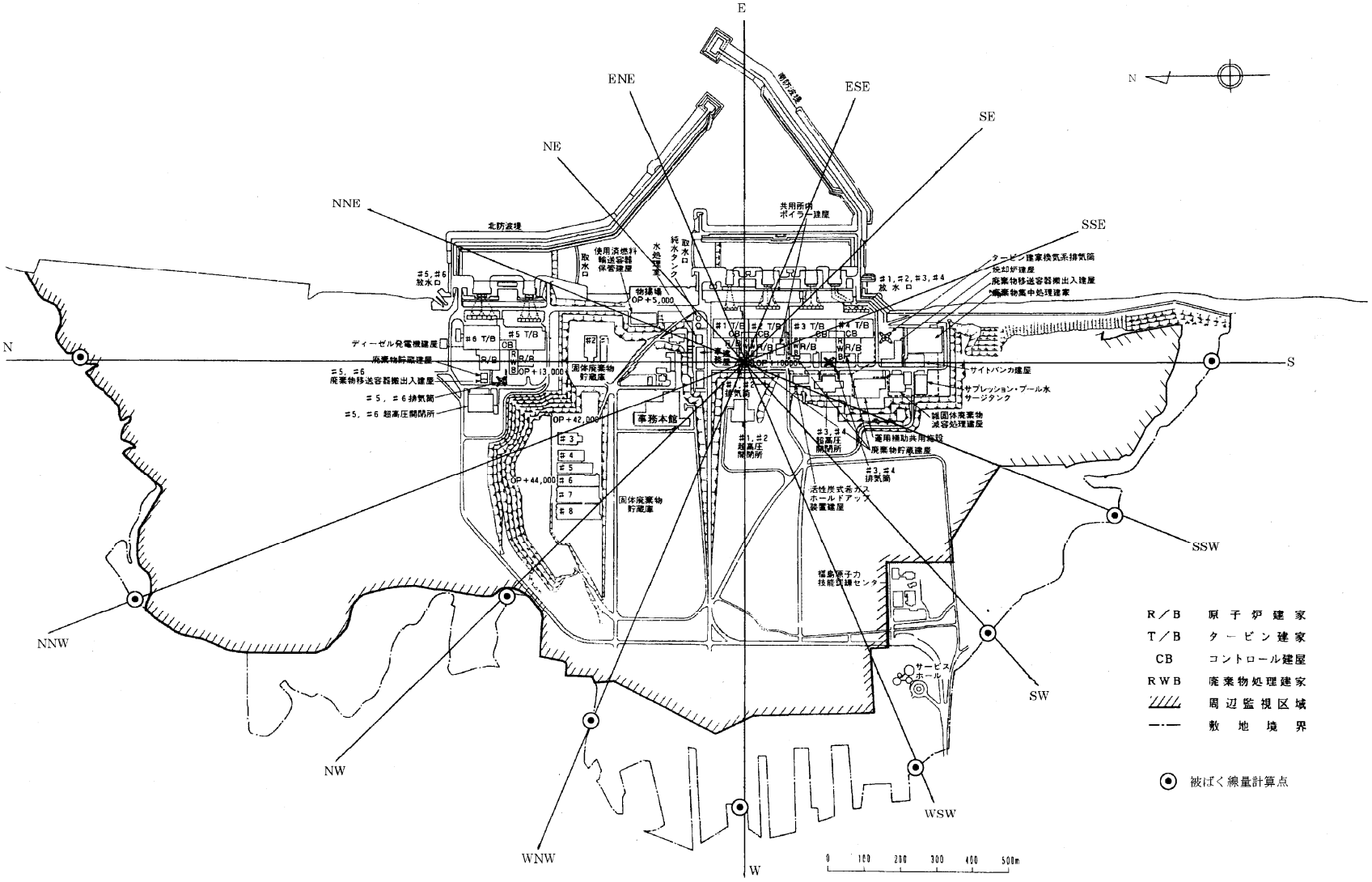



図２．２．１－１　被ばく線量計算地点（敷地境界）

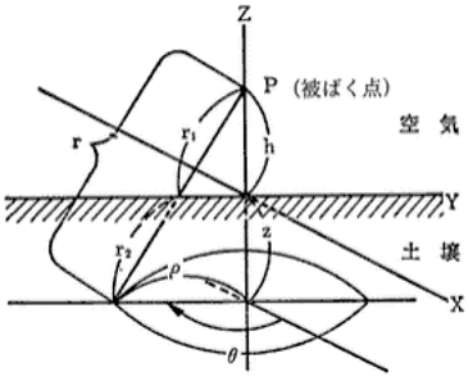



図２．２．１－２　沈着評価モデル

表２．２．１－１　風向分布に対する棄却検定表

| 統計年度／風向 | 平成12 | 平成13 | 平成14 | 平成15 | 平成16 | 平成17 | 平成18 | 平成19 | 平成20 | 平成21 | 平均値 | 検定年 | 棄却限界 | | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | | | | | | 昭和54 | 上限 | 下限 | ○採択<br>×棄却 |
| N | 7.23 | 8.90 | 8.40 | 7.79 | 5.92 | 5.27 | 4.52 | 4.98 | 4.67 | 5.34 | 6.30 | 6.35 | 10.18 | 2.43 | ○ |
| NNE | 5.62 | 6.26 | 6.24 | 6.51 | 4.37 | 6.68 | 7.16 | 5.39 | 5.40 | 7.41 | 6.10 | 4.71 | 8.28 | 3.92 | ○ |
| NE | 3.69 | 3.54 | 3.91 | 3.42 | 2.44 | 3.94 | 4.55 | 3.28 | 3.31 | 4.15 | 3.62 | 2.84 | 4.99 | 2.25 | ○ |
| ENE | 2.15 | 2.59 | 2.45 | 2.05 | 1.75 | 2.14 | 2.64 | 2.45 | 2.23 | 2.74 | 2.32 | 1.92 | 3.05 | 1.59 | ○ |
| E | 2.12 | 1.84 | 2.12 | 1.85 | 1.95 | 2.28 | 2.12 | 2.09 | 2.10 | 1.79 | 2.03 | 1.43 | 2.40 | 1.65 | × |
| ESE | 1.98 | 2.06 | 2.06 | 2.14 | 1.97 | 2.28 | 1.98 | 2.37 | 2.31 | 1.95 | 2.11 | 1.73 | 2.48 | 1.74 | × |
| SE | 2.69 | 2.63 | 2.80 | 2.63 | 2.71 | 2.82 | 2.87 | 2.71 | 3.27 | 2.67 | 2.78 | 2.74 | 3.23 | 2.33 | ○ |
| SSE | 6.20 | 5.14 | 6.36 | 7.05 | 9.52 | 8.76 | 8.47 | 8.31 | 10.42 | 6.85 | 7.71 | 6.52 | 11.62 | 3.79 | ○ |
| S | 11.59 | 9.61 | 10.29 | 13.54 | 12.54 | 10.91 | 10.43 | 10.22 | 9.42 | 12.01 | 11.06 | 9.90 | 14.22 | 7.89 | ○ |
| SSW | 6.14 | 5.83 | 5.57 | 5.40 | 5.24 | 4.89 | 4.81 | 4.54 | 4.24 | 6.19 | 5.29 | 6.28 | 6.86 | 3.71 | ○ |
| SW | 3.88 | 4.11 | 3.04 | 3.13 | 3.70 | 3.73 | 3.30 | 3.63 | 2.76 | 3.41 | 3.47 | 3.72 | 4.46 | 2.48 | ○ |
| WSW | 3.99 | 4.77 | 4.00 | 4.35 | 7.54 | 6.71 | 5.72 | 6.68 | 4.40 | 3.93 | 5.21 | 3.56 | 8.40 | 2.02 | ○ |
| W | 8.45 | 8.90 | 7.66 | 6.63 | 8.95 | 9.44 | 7.81 | 9.31 | 7.82 | 7.47 | 8.25 | 6.26 | 10.41 | 6.08 | ○ |
| WNW | 8.50 | 8.13 | 7.85 | 7.45 | 9.83 | 9.57 | 9.25 | 10.58 | 10.81 | 7.89 | 8.99 | 9.68 | 11.81 | 6.16 | ○ |
| NW | 11.27 | 10.93 | 11.90 | 11.65 | 12.55 | 12.19 | 14.71 | 14.60 | 16.56 | 10.72 | 12.71 | 14.46 | 17.30 | 8.12 | ○ |
| NNW | 13.35 | 13.79 | 14.31 | 12.97 | 7.80 | 7.32 | 8.67 | 7.84 | 8.35 | 13.96 | 10.83 | 16.76 | 18.03 | 3.64 | ○ |
| 静穏 | 1.13 | 0.98 | 1.04 | 1.42 | 1.24 | 1.07 | 0.99 | 1.02 | 1.93 | 1.53 | 1.24 | 1.13 | 1.97 | 0.51 | ○ |

表２．２．１－２　風速分布に対する棄却検定表

| 統計 年度 / 風速 階級 | 平成 12 | 平成 13 | 平成 14 | 平成 15 | 平成 16 | 平成 17 | 平成 18 | 平成 19 | 平成 20 | 平成 21 | 平均値 | 検定年 | 棄却限界 | | 判定 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | | | | | | | | | 昭和 54 | 上限 | 下限 | ○採択 ×棄却 |
| ～ 0.4 | 1.13 | 0.98 | 1.04 | 1.42 | 1.24 | 1.07 | 0.99 | 1.02 | 1.93 | 1.53 | 1.24 | 1.13 | 1.97 | 0.51 | ○ |
| 0.5 ～ 1.4 | 6.66 | 5.19 | 6.74 | 7.01 | 6.68 | 7.61 | 6.63 | 7.02 | 5.64 | 6.65 | 6.58 | 6.27 | 8.22 | 4.94 | ○ |
| 1.5 ～ 2.4 | 11.57 | 9.85 | 11.70 | 11.43 | 10.62 | 12.11 | 12.69 | 12.94 | 10.57 | 11.01 | 11.45 | 10.21 | 13.75 | 9.14 | ○ |
| 2.5 ～ 3.4 | 13.13 | 13.21 | 14.04 | 13.83 | 13.59 | 14.06 | 15.21 | 16.14 | 13.14 | 12.53 | 13.89 | 13.06 | 16.44 | 11.34 | ○ |
| 3.5 ～ 4.4 | 13.62 | 13.98 | 15.59 | 13.07 | 12.73 | 15.12 | 15.19 | 15.12 | 14.47 | 13.07 | 14.20 | 14.30 | 16.66 | 11.73 | ○ |
| 4.5 ～ 5.4 | 12.96 | 12.77 | 13.74 | 12.76 | 13.27 | 14.27 | 14.25 | 13.86 | 13.00 | 12.43 | 13.33 | 14.50 | 14.89 | 11.77 | ○ |
| 5.5 ～ 6.4 | 10.91 | 12.21 | 11.23 | 10.29 | 11.43 | 11.82 | 11.33 | 11.68 | 10.83 | 11.85 | 11.36 | 12.05 | 12.71 | 10.00 | ○ |
| 6.5 ～ 7.4 | 9.20 | 9.44 | 9.03 | 8.98 | 9.35 | 8.88 | 8.54 | 8.63 | 8.94 | 8.99 | 9.00 | 9.26 | 9.67 | 8.33 | ○ |
| 7.5 ～ 8.4 | 6.90 | 7.48 | 5.78 | 6.83 | 6.86 | 6.24 | 6.23 | 5.64 | 7.17 | 7.48 | 6.66 | 6.46 | 8.22 | 5.10 | ○ |
| 8.5 ～ 9.4 | 4.83 | 5.66 | 3.71 | 4.42 | 4.60 | 4.45 | 3.82 | 3.43 | 4.95 | 5.06 | 4.49 | 4.57 | 6.12 | 2.87 | ○ |
| 9.5 ～ | 9.10 | 9.22 | 7.38 | 9.95 | 9.62 | 4.36 | 5.11 | 4.53 | 9.35 | 9.40 | 7.80 | 8.19 | 13.20 | 2.40 | ○ |

表２．２．１－３　1，2 号機共用排気筒から敷地境界までの距離

| 計算地点の方位 | 1，2 号機共用排気筒から敷地境界までの距離（m） |
|---|---|
| S | 1,340 |
| SSW | 1,100 |
| SW | 1,040 |
| WSW | 1,270 |
| W | 1,270 |
| WNW | 1,170 |
| NW | 950 |
| NNW | 1,870 |
| N | 1,930 |
| S 方向沿岸部 | 1,400 |

表２．２．１－４　単位放出率あたりの年間平均濃度（(Bq/cm$^3$)/(Bq/s)）

| 放出位置 / 評価位置 | 1 号原子炉建屋 | 2 号原子炉建屋 | 3 号原子炉建屋 |
|---|---|---|---|
| S | 約 8.6×10$^{-13}$ | 約 9.6×10$^{-13}$ | 約 1.1×10$^{-12}$ |
| SSW | 約 7.6×10$^{-13}$ | 約 8.8×10$^{-13}$ | 約 1.1×10$^{-12}$ |
| SW | 約 3.7×10$^{-13}$ | 約 4.1×10$^{-13}$ | 約 4.8×10$^{-13}$ |
| WSW | 約 3.7×10$^{-13}$ | 約 4.0×10$^{-13}$ | 約 4.2×10$^{-13}$ |
| W | 約 3.1×10$^{-13}$ | 約 3.2×10$^{-13}$ | 約 3.1×10$^{-13}$ |
| WNW | 約 3.9×10$^{-13}$ | 約 3.8×10$^{-13}$ | 約 3.5×10$^{-13}$ |
| NW | 約 6.3×10$^{-13}$ | 約 5.7×10$^{-13}$ | 約 4.8×10$^{-13}$ |
| NNW | 約 5.5×10$^{-13}$ | 約 5.1×10$^{-13}$ | 約 4.6×10$^{-13}$ |
| N | 約 8.1×10$^{-13}$ | 約 7.5×10$^{-13}$ | 約 6.8×10$^{-13}$ |
| S 方向沿岸部 | 約 8.0×10$^{-13}$ | 約 8.9×10$^{-13}$ | 約 1.1×10$^{-12}$ |

表２．２．１－５　Cs-134 及び Cs-137 の年間平均濃度(Bq/cm$^3$)

| 放出位置 / 評価位置 | 1 号<br>原子炉建屋 | 2 号<br>原子炉建屋 | 3 号<br>原子炉建屋 | 合計 |
|---|---|---|---|---|
| S | 約 6.2×10$^{-11}$ | 約 1.2×10$^{-9}$ | 約 1.4×10$^{-10}$ | 約 1.4×10$^{-9}$ |
| SSW | 約 5.5×10$^{-11}$ | 約 1.0×10$^{-9}$ | 約 1.3×10$^{-10}$ | 約 1.2×10$^{-9}$ |
| SW | 約 2.6×10$^{-11}$ | 約 5.0×10$^{-10}$ | 約 5.8×10$^{-11}$ | 約 5.8×10$^{-10}$ |
| WSW | 約 2.7×10$^{-11}$ | 約 4.8×10$^{-10}$ | 約 5.0×10$^{-11}$ | 約 5.5×10$^{-10}$ |
| W | 約 2.2×10$^{-11}$ | 約 3.8×10$^{-10}$ | 約 3.7×10$^{-11}$ | 約 4.4×10$^{-10}$ |
| WNW | 約 2.8×10$^{-11}$ | 約 4.6×10$^{-10}$ | 約 4.2×10$^{-11}$ | 約 5.3×10$^{-10}$ |
| NW | 約 4.5×10$^{-11}$ | 約 6.8×10$^{-10}$ | 約 5.8×10$^{-11}$ | 約 7.8×10$^{-10}$ |
| NNW | 約 4.0×10$^{-11}$ | 約 6.1×10$^{-10}$ | 約 5.6×10$^{-11}$ | 約 7.1×10$^{-10}$ |
| N | 約 5.8×10$^{-11}$ | 約 9.0×10$^{-10}$ | 約 8.1×10$^{-11}$ | 約 1.0×10$^{-9}$ |
| S 方向沿岸部 | 約 5.8×10$^{-11}$ | 約 1.1×10$^{-9}$ | 約 1.3×10$^{-10}$ | 約 1.3×10$^{-9}$ |

表２．２．１－６　Cs-134 の単位放出率あたりの実効線量（(μSv/年)/(Bq/s)）

| 放出位置 / 評価位置 | 1 号原子炉建屋 | 2 号原子炉建屋 | 3 号原子炉建屋 |
|---|---|---|---|
| S | 約 $7.7\times10^{-7}$ | 約 $8.5\times10^{-7}$ | 約 $9.8\times10^{-7}$ |
| SSW | 約 $7.0\times10^{-7}$ | 約 $7.6\times10^{-7}$ | 約 $8.3\times10^{-7}$ |
| SW | 約 $4.5\times10^{-7}$ | 約 $5.2\times10^{-7}$ | 約 $6.1\times10^{-7}$ |
| WSW | 約 $4.0\times10^{-7}$ | 約 $4.2\times10^{-7}$ | 約 $4.3\times10^{-7}$ |
| W | 約 $3.7\times10^{-7}$ | 約 $3.7\times10^{-7}$ | 約 $3.6\times10^{-7}$ |
| WNW | 約 $3.9\times10^{-7}$ | 約 $3.9\times10^{-7}$ | 約 $3.8\times10^{-7}$ |
| NW | 約 $6.9\times10^{-7}$ | 約 $6.7\times10^{-7}$ | 約 $7.2\times10^{-7}$ |
| NNW | 約 $5.9\times10^{-7}$ | 約 $5.8\times10^{-7}$ | 約 $5.5\times10^{-7}$ |
| N | 約 $7.8\times10^{-7}$ | 約 $7.4\times10^{-7}$ | 約 $6.8\times10^{-7}$ |
| S 方向沿岸部 | 約 $8.5\times10^{-7}$ | 約 $9.6\times10^{-7}$ | 約 $1.1\times10^{-6}$ |

表２．２．１－７　Cs-137 の単位放出率あたりの実効線量（(μSv/年)/(Bq/s)）

| 放出位置 / 評価位置 | 1 号原子炉建屋 | 2 号原子炉建屋 | 3 号原子炉建屋 |
|---|---|---|---|
| S | 約 $3.0\times10^{-7}$ | 約 $3.3\times10^{-7}$ | 約 $3.8\times10^{-7}$ |
| SSW | 約 $2.7\times10^{-7}$ | 約 $2.9\times10^{-7}$ | 約 $3.2\times10^{-7}$ |
| SW | 約 $1.7\times10^{-7}$ | 約 $2.0\times10^{-7}$ | 約 $2.3\times10^{-7}$ |
| WSW | 約 $1.6\times10^{-7}$ | 約 $1.6\times10^{-7}$ | 約 $1.6\times10^{-7}$ |
| W | 約 $1.4\times10^{-7}$ | 約 $1.4\times10^{-7}$ | 約 $1.4\times10^{-7}$ |
| WNW | 約 $1.5\times10^{-7}$ | 約 $1.5\times10^{-7}$ | 約 $1.5\times10^{-7}$ |
| NW | 約 $2.6\times10^{-7}$ | 約 $2.6\times10^{-7}$ | 約 $2.8\times10^{-7}$ |
| NNW | 約 $2.3\times10^{-7}$ | 約 $2.2\times10^{-7}$ | 約 $2.1\times10^{-7}$ |
| N | 約 $3.0\times10^{-7}$ | 約 $2.8\times10^{-7}$ | 約 $2.6\times10^{-7}$ |
| S 方向沿岸部 | 約 $3.3\times10^{-7}$ | 約 $3.7\times10^{-7}$ | 約 $4.3\times10^{-7}$ |

表２．２．１－８　Cs-134 の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

| 放出位置 / 評価位置 | 1 号<br>原子炉建屋 | 2 号<br>原子炉建屋 | 3 号<br>原子炉建屋 | 合計 |
|---|---|---|---|---|
| S | 約 $5.6\times10^{-5}$ | 約 $1.0\times10^{-3}$ | 約 $1.2\times10^{-4}$ | 約 $1.2\times10^{-3}$ |
| SSW | 約 $5.0\times10^{-5}$ | 約 $9.1\times10^{-4}$ | 約 $9.9\times10^{-5}$ | 約 $1.1\times10^{-3}$ |
| SW | 約 $3.2\times10^{-5}$ | 約 $6.2\times10^{-4}$ | 約 $7.3\times10^{-5}$ | 約 $7.2\times10^{-4}$ |
| WSW | 約 $2.9\times10^{-5}$ | 約 $5.0\times10^{-4}$ | 約 $5.1\times10^{-5}$ | 約 $5.8\times10^{-4}$ |
| W | 約 $2.7\times10^{-5}$ | 約 $4.4\times10^{-4}$ | 約 $4.3\times10^{-5}$ | 約 $5.1\times10^{-4}$ |
| WNW | 約 $2.8\times10^{-5}$ | 約 $4.6\times10^{-4}$ | 約 $4.6\times10^{-4}$ | 約 $5.4\times10^{-4}$ |
| NW | 約 $4.9\times10^{-5}$ | 約 $8.1\times10^{-4}$ | 約 $8.7\times10^{-5}$ | 約 $9.4\times10^{-4}$ |
| NNW | 約 $4.2\times10^{-5}$ | 約 $6.9\times10^{-4}$ | 約 $6.6\times10^{-5}$ | 約 $8.0\times10^{-4}$ |
| N | 約 $5.6\times10^{-5}$ | 約 $8.9\times10^{-4}$ | 約 $8.2\times10^{-5}$ | 約 $1.0\times10^{-3}$ |
| S 方向沿岸部 | 約 $6.1\times10^{-5}$ | 約 $1.1\times10^{-3}$ | 約 $1.3\times10^{-4}$ | 約 $1.3\times10^{-3}$ |

表２．２．１－９　Cs-137 の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

| 放出位置 / 評価位置 | 1 号<br>原子炉建屋 | 2 号<br>原子炉建屋 | 3 号<br>原子炉建屋 | 合計 |
|---|---|---|---|---|
| S | 約 $2.1\times10^{-5}$ | 約 $3.9\times10^{-4}$ | 約 $4.5\times10^{-5}$ | 約 $4.6\times10^{-4}$ |
| SSW | 約 $1.9\times10^{-5}$ | 約 $3.5\times10^{-4}$ | 約 $3.8\times10^{-5}$ | 約 $4.1\times10^{-4}$ |
| SW | 約 $1.2\times10^{-5}$ | 約 $2.4\times10^{-4}$ | 約 $2.8\times10^{-5}$ | 約 $2.8\times10^{-4}$ |
| WSW | 約 $1.1\times10^{-5}$ | 約 $1.9\times10^{-4}$ | 約 $2.0\times10^{-5}$ | 約 $2.2\times10^{-4}$ |
| W | 約 $1.0\times10^{-5}$ | 約 $1.7\times10^{-4}$ | 約 $1.6\times10^{-5}$ | 約 $2.0\times10^{-4}$ |
| WNW | 約 $1.1\times10^{-5}$ | 約 $1.8\times10^{-4}$ | 約 $1.8\times10^{-5}$ | 約 $2.1\times10^{-4}$ |
| NW | 約 $1.9\times10^{-5}$ | 約 $3.1\times10^{-4}$ | 約 $3.3\times10^{-5}$ | 約 $3.6\times10^{-4}$ |
| NNW | 約 $1.6\times10^{-5}$ | 約 $2.7\times10^{-4}$ | 約 $2.5\times10^{-5}$ | 約 $3.1\times10^{-4}$ |
| N | 約 $2.2\times10^{-5}$ | 約 $3.4\times10^{-4}$ | 約 $3.1\times10^{-5}$ | 約 $3.9\times10^{-4}$ |
| S 方向沿岸部 | 約 $2.4\times10^{-5}$ | 約 $4.4\times10^{-4}$ | 約 $5.1\times10^{-5}$ | 約 $5.2\times10^{-4}$ |

表２．２．１－１０　吸入摂取の評価パラメータ[1]

| パラメータ | 記号 | 単位 | 数値 |
|---|---|---|---|
| 呼吸率 | $M_a$ | $cm^3/d$ | $2.22\times10^7$ |

表２．２．１－１１　実効線量換算係数[2]

| 元素 | 吸入摂取（$K_{Ti}$）（$\mu$Sv/Bq） | 経口摂取（$K_{Ti}$）（$\mu$Sv/Bq） |
|---|---|---|
| Cs-134 | $9.6\times10^{-3}$ | $1.9\times10^{-2}$ |
| Cs-137 | $6.7\times10^{-3}$ | $1.3\times10^{-2}$ |

表２．２．１－１２　葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ

| 経路 | パラメータ | 記号 | 単位 | 数値 |
|---|---|---|---|---|
| 葉菜摂取 | 核種の葉菜への沈着速度[1][3] | $V_g$ | cm/s | 1 |
| | ウェザリング効果による減少定数[3] | $\lambda_w$ | 1/s | $5.73\times10^{-7}$<br>(14 日相当) |
| | 葉菜の栽培密度[1] | $\rho$ | $g/cm^2$ | 0.23 |
| | 葉菜の栽培期間[3] | $t_1$ | s | $5.184\times10^6$<br>(60 日) |
| | 葉菜を含む土壌への核種の沈着速度[3] | $V_g'$ | cm/s | 1 |
| | 経根移行に寄与する土壌の有効密度[3] | $P_v$ | $g/cm^2$ | 24 |
| | 核種の蓄積期間 | $t_0$ | s | $3.1536\times10^7$<br>(1 年間) |
| | 葉菜の栽培期間年間比[1] | $f_t$ | － | 0.5 |
| | 調理前洗浄による核種の残留比[3] | $f_d$ | － | 1 |
| | 葉菜摂取量（成人）[1] | $M_v$ | g/d | 100 |
| 牛乳摂取 | 核種の牧草への沈着速度[1] | $V_{gM}$ | cm/s | 0.5 |
| | ウェザリング効果による減少定数[3] | $\lambda_w$ | $g/cm^3$ | $5.73\times10^{-7}$<br>(14 日相当) |
| | 牧草の栽培密度[4] | $\rho_M$ | $g/cm^3$ | 0.07 |
| | 牧草の栽培期間[4] | $t_{1M}$ | s | $2.592\times10^6$<br>(30 日間) |
| | 牧草を含む土壌への核種の沈着速度[3] | $V_{gM}'$ | cm/s | 1 |
| | 経根移行に寄与する土壌の有効密度[3] | $P_v$ | $g/cm^2$ | 24 |
| | 放牧期間年間比[1] | $f_t$ | － | 0.5 |
| | 乳牛の牧草摂取量[3] | $Q_f$ | g/d wet | $5\times10^4$ |
| | 牛乳摂取量（成人）[1] | $M_M$ | $cm^3/d$ | 200 |

表２．２．１－１３　葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ[4]

| 元素 | 土壌1g中に含まれる核種iが葉菜及び牧草に移行する割合（$B_{vi}$） | 乳牛が摂取した核種iが牛乳に移行する割合（$F_{Mi}$）((Bq/cm$^3$)/(Bq/d)) |
|---|---|---|
| Cs | $1.0\times10^{-2}$ | $1.2\times10^{-5}$ |

（出典）


[1] 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針　平成13年3月29日，原子力安全委員会一部改訂

[2] 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示　平成13年3月21日　経済産業省告示

[3] 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について　平成13年3月29日，原子力安全委員会一部改訂

[4] U.S.NRC :Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50,Appendix I, Regulatory Guide 1.109, Revision 1,1977


表２．２．１－１４　土壌分析結果

| | 土壌（Bq/kg）<br>（グラウンド約西南西500m） | 分析日 |
|---|---|---|
| Cs-134 | $4.1\times10^{5}$ | 2011年11月7日 |
| Cs-137 | $4.7\times10^{5}$ | 2011年11月7日 |
| Sr-89 | $1.8\times10^{2}$ | 2011年10月10日 |
| Sr-90 | $2.5\times10^{2}$ | 2011年10月10日 |
| Pu-238 | $2.6\times10^{-1}$ | 2011年10月31日 |
| Pu-239 | $1.1\times10^{-1}$ | 2011年10月31日 |
| Pu-240 | $1.1\times10^{-1}$ | 2011年10月31日 |

2.2.2　敷地内各施設からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

2.2.2.1 線量の評価方法

(1) 線量評価点

直接線及びスカイシャイン線による実効線量は，線源から離れると急激に小さくなるため，線源となる施設をいくつかのエリアに分け，各エリアで敷地境界線量が最大となる地点での線量，またはエリア内各線源から敷地境界までの最短の地点での線量の合計値を計算する。

具体的には，使用済セシウム吸着塔保管施設等がある敷地南エリア，液体廃棄物の貯留設備（タンク類）等がある敷地南西エリア，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備と固体廃棄物貯蔵庫等のある敷地西エリア及び瓦礫類の一時保管エリアがある敷地北エリアとする。

なお，今後，施設と評価点との高低差を加味し，各施設からの影響を考慮した敷地境界における最大実効線量評価地点を算出する予定である。

(2)評価に使用するコード

MCNP 等，他の原子力施設における評価で使用実績があり，信頼性の高いコードを使用する。

(3)線源及び遮蔽

線源は各施設が内包する放射性物質量に容器厚さ，建屋壁，天井等の遮蔽効果を考慮して設定する。内包する放射性物質量や，遮蔽が明らかでない場合は，設備の表面線量率を測定し，これに代えるものとする。

対象設備は事故処理に係る高レベル放射性汚染水処理設備，固体廃棄物貯蔵庫，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備及び瓦礫類，伐採木の一時保管エリア等とし，現に設置あるいは現時点で設置予定があるものとする。

2.2.2.2　敷地南エリア

2.2.2.2.1　高レベル放射性汚染水処理設備

評価対象とするのは，高レベル放射性汚染水処理設備のうち，使用済セシウム吸着塔一時保管施設及び高レベル滞留水受タンクであり，現に設置，あるいは設置予定のある設備を評価する。使用済セシウム吸着塔一時保管施設におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔については，平成 24 年７月７日までに使用済セシウム吸着塔一時保管施設に保管した使用済吸着塔の線量率測定結果をもとに線源条件を設定する。（添付資料－１）

(1) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

a.　第一施設

容　　量：セシウム吸着装置吸着塔：536 体
　　第二セシウム吸着装置吸着塔：142 体

ⅰ.セシウム吸着装置（KURION）吸着塔

放射能強度：低線量吸着塔　Cs-134：約 $2.2\times10^{14}$Bq　Cs-136：約 $4.1\times10^{11}$Bq
　　Cs-137：約 $2.6\times10^{14}$Bq
　　中線量吸着塔　Cs-134：約 $5.6\times10^{14}$Bq　Cs-136：約 $1.1\times10^{12}$Bq
　　Cs-137：約 $6.7\times10^{14}$Bq
　　高線量吸着塔　Cs-134：約 $3.8\times10^{13}$Bq　Cs-136：約 $7.2\times10^{10}$Bq
　　Cs-137：約 $4.6\times10^{13}$Bq

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm（高線量吸着塔 85.7mm）
　　吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm（高線量吸着塔 174.5mm）
　　吸着塔二次蓋：鉄 127mm（高線量吸着塔 55mm）
　　コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 403mm），密度 2.30g/$cm^3$
　　ボックスカルバート追加コンクリート遮蔽（施設西端，厚さ 200mm，密度 2.30g/$cm^3$）
　　ボックスカルバート間通路土嚢：高さ 4m，密度 1.8g/$cm^3$）

評価結果：約 0.31mSv/年
　　約 0.28mSv/年（保管体数を 476 体に制限した場合）
　　約 0.22mSv/年（保管体数を 196 体に制限した場合）

ⅱ.第二セシウム吸着装置（SARRY）吸着塔

放射能強度：Cs-134：$3.0\times10^{15}$Bq
　　Cs-137：$3.0\times10^{15}$Bq

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm
　　吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評価結果：約 0.22mSv/年
　　約 0.16mSv/年（保管体数を 112 体に制限した場合）

b.　第二施設

容　　量：高性能容器（HIC）：736 体

放射能強度：表２．２．２－１参照

遮　　蔽：コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm），密度 2.30g/$cm^3$

評価結果：約 0.21mSv/年

表２．２．２－１　評価対象核種及び放射能濃度（1/2）

| 核種 | 放射能濃度（Bq／cm$^3$） | | |
|---|---|---|---|
| | スラリー（鉄共沈処理） | スラリー（炭酸塩沈殿処理） | 吸着材３ |
| Fe-59 | 5.55E+02 | 1.33E+00 | 0.00E+00 |
| Co-58 | 8.44E+02 | 2.02E+00 | 0.00E+00 |
| Rb-86 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 9.12E+04 |
| Sr-89 | 1.08E+06 | 3.85E+05 | 0.00E+00 |
| Sr-90 | 2.44E+07 | 8.72E+06 | 0.00E+00 |
| Y-90 | 2.44E+07 | 8.72E+06 | 0.00E+00 |
| Y-91 | 8.12E+04 | 3.96E+02 | 0.00E+00 |
| Nb-95 | 3.51E+02 | 8.40E-01 | 0.00E+00 |
| Tc-99 | 1.40E+01 | 2.20E-02 | 0.00E+00 |
| Ru-103 | 6.37E+02 | 2.01E+01 | 0.00E+00 |
| Ru-106 | 1.10E+04 | 3.47E+02 | 0.00E+00 |
| Rh-103m | 6.37E+02 | 2.01E+01 | 0.00E+00 |
| Rh-106 | 1.10E+04 | 3.47E+02 | 0.00E+00 |
| Ag-110m | 4.93E+02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Cd-113m | 0.00E+00 | 5.99E+03 | 0.00E+00 |
| Cd-115m | 0.00E+00 | 1.80E+03 | 0.00E+00 |
| Sn-119m | 6.72E+03 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Sn-123 | 5.03E+04 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Sn-126 | 3.89E+03 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Sb-124 | 1.44E+03 | 3.88E+00 | 0.00E+00 |
| Sb-125 | 8.99E+04 | 2.42E+02 | 0.00E+00 |
| Te-123m | 9.65E+02 | 2.31E+00 | 0.00E+00 |
| Te-125m | 8.99E+04 | 2.42E+02 | 0.00E+00 |
| Te-127 | 7.96E+04 | 1.90E+02 | 0.00E+00 |
| Te-127m | 7.96E+04 | 1.90E+02 | 0.00E+00 |
| Te-129 | 8.68E+03 | 2.08E+01 | 0.00E+00 |
| Te-129m | 1.41E+04 | 3.36E+01 | 0.00E+00 |
| I-129 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Cs-134 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.61E+05 |
| Cs-135 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 8.60E+05 |
| Cs-136 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 9.73E+03 |

表２．２．２－１　評価対象核種及び放射能濃度（2/2）

| 核種 | 放射能濃度（Bq／cm$^3$） | | |
|---|---|---|---|
| | スラリー（鉄共沈処理） | スラリー（炭酸塩沈殿処理） | 吸着材３ |
| Cs-137 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.59E+05 |
| Ba-137m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.59E+05 |
| Ba-140 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| Ce-141 | 1.74E+03 | 8.46E+00 | 0.00E+00 |
| Ce-144 | 7.57E+03 | 3.69E+01 | 0.00E+00 |
| Pr-144 | 7.57E+03 | 3.69E+01 | 0.00E+00 |
| Pr-144m | 6.19E+02 | 3.02E+00 | 0.00E+00 |
| Pm-146 | 7.89E+02 | 3.84E+00 | 0.00E+00 |
| Pm-147 | 2.68E+05 | 1.30E+03 | 0.00E+00 |
| Pm-148 | 7.82E+02 | 3.81E+00 | 0.00E+00 |
| Pm-148m | 5.03E+02 | 2.45E+00 | 0.00E+00 |
| Sm-151 | 4.49E+01 | 2.19E-01 | 0.00E+00 |
| Eu-152 | 2.33E+03 | 1.14E+01 | 0.00E+00 |
| Eu-154 | 6.05E+02 | 2.95E+00 | 0.00E+00 |
| Eu-155 | 4.91E+03 | 2.39E+01 | 0.00E+00 |
| Gd-153 | 5.07E+03 | 2.47E+01 | 0.00E+00 |
| Tb-160 | 1.33E+03 | 6.50E+00 | 0.00E+00 |
| Pu-238 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 0.00E+00 |
| Pu-239 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 0.00E+00 |
| Pu-240 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 0.00E+00 |
| Pu-241 | 1.13E+03 | 5.48E+00 | 0.00E+00 |
| Am-241 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 0.00E+00 |
| Am-242m | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 0.00E+00 |
| Am-243 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 0.00E+00 |
| Cm-242 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 0.00E+00 |
| Cm-243 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 0.00E+00 |
| Cm-244 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 0.00E+00 |
| Mn-54 | 1.76E+04 | 4.79E+00 | 0.00E+00 |
| Co-60 | 8.21E+03 | 6.40E+00 | 0.00E+00 |
| Ni-63 | 0.00E+00 | 8.65E+01 | 0.00E+00 |
| Zn-65 | 5.81E+02 | 1.39E+00 | 0.00E+00 |

c.　第三施設（平成 25 年度中頃運用開始予定）

容　　量：高性能容器：3,456 体

放 射 能 強 度：表２．２．２－１参照

遮　　蔽：コンクリート製ボックスカルバート：150mm（通路側 400mm），密度 2.30g/cm$^3$

蓋：重コンクリート 400mm，密度 3.20g/cm$^3$

評 価 結 果：約 0.17mSv/年（概算値）

(2) 廃スラッジ一時保管施設

合 計 容 量：約 630m$^3$

放 射 能 濃 度：約 1.0×10$^7$Bq/cm$^3$

遮　　蔽：炭素鋼 25mm，コンクリート 1,000mm（密度 2.1g/cm$^3$）

（貯蔵建屋外壁で 1mSv/時）

評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(3) 高濃度滞留水受タンク

合 計 容 量：約 2,800m$^3$

放 射 能 濃 度：約 1.0×10$^7$Bq/cm$^3$

遮　　蔽：SS400 9mm，盛土 2,500mm（密度 1.2g/cm$^3$）

（満水時の地表で 0.04μSv/時）

評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

2.2.2.2.2　伐採木一時保管エリア

瓦礫類，伐採木，ドラム缶等の線量評価は，次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

なお，保管エリアが満杯となった際には，実際の線源形状に近い形で MCNP コードにより再評価することとする。（添付資料－２）

伐採木一時保管エリアについては，今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリアＳ

貯　蔵　容　量：約 11,400m$^3$

貯　蔵　面　積：約 3,800m$^2$

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：0.3mSv/時（未保管）

遮　　蔽：覆土：厚さ 0.5m（密度 1.2g/cm$^3$）
評価点までの距離 ：約 550m
線　源　形　状 ：円柱
か　さ　密　度 ：木 0.1g/cm$^3$
評　価　結　果 ：約 0.0005mSv/年

(2)一時保管エリアＴ
貯　蔵　容　量：約 23,100m$^3$
貯　蔵　面　積：約 7,700m$^2$
積 上 げ 高 さ：約 3m
表 面 線 量 率：0.3mSv/時（未保管）
遮　　蔽：覆土：厚さ 0.7m（密度 1.2g/cm$^3$）
評価点までの距離 ：約 320m
線　源　形　状 ：円柱
か　さ　密　度 ：木 0.1g/cm$^3$
評　価　結　果 ：約 0.0058mSv/年

2.2.2.2.3　瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類，伐採木，ドラム缶等の線量評価は，次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

なお，保管エリアが満杯となった際には，実際の線源形状に近い形で MCNP コードにより再評価することとする。（添付資料－２）

瓦礫類一時保管エリアについては，今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。なお，一時保管エリア U については保管する各機器の形状，保管状態を考慮した体積線源として各々評価する。また，機器本体の放射化の可能性が否定出来ないことから，核種は Co-60 とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリアＪ
貯　蔵　容　量：約 4,800m$^3$
エ リ ア 面 積：約 1,600m$^2$
積 上 げ 高 さ：約 3m
表 面 線 量 率：0.005mSv/時（未保管）
評価点までの距離 ：約 270m
線　源　形　状 ：円柱
か　さ　密　度 ：鉄 0.3g/cm$^3$

評　価　結　果：約0.0097mSv/年

(2)一時保管エリアN

貯　蔵　容　量：約6,000m$^3$
エ　リ　ア　面　積：約2,000m$^2$
積　上　げ　高　さ：約3m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約490m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0167mSv/年

(3)一時保管エリアU

貯　蔵　容　量：約750m$^3$
エ　リ　ア　面　積：約450m$^2$
積　上　げ　高　さ：約4.3m
表　面　線　量　率：0.015 mSv/時（未保管約310m$^3$），0.020 mSv/時（未保管約110m$^3$），0.028 mSv/時（未保管約330m$^3$）
評価点までの距離：約260m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄7.86g/cm$^3$またはコンクリート2.15g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0254mSv/年

2.2.2.2.4　貯留設備（タンク類）

(1)　RO濃縮水貯槽

RO濃縮水貯槽は，タンク上部の合計面積と同一の上部面積で，同一容量の円柱型の体積線源とする。合計容量，放射性物質濃度及び遮蔽は以下のとおりである。

a. RO濃縮水貯槽（G4エリア，G6エリア）

合　計　容　量：約41,000m$^3$
放 射 能 濃 度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mmまたは9mm）
　　上面：SS400（6mmまたは4.5mm）

表２．２．２－２　評価対象核種及び放射能濃度

| | 放射能濃度（Bq／cm³） | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | Cs-134 | Cs-137<br>(Ba-137m) | Co-60 | Mn-54 | Sb-125<br>(Te-125m) | Ru-106<br>(Rh-106) | Sr-90<br>(Y-90) |
| RO 濃縮水貯槽（G4 エリア，G6 エリア） | 7.8E+00 | 1.3E+01 | 2.7E+00 | 4.0E+00 | 7.5E+01 | 4.8+01 | 1.6E+05 |

2.2.2.2.5　計算結果

RO 濃縮水貯槽（G4 エリア，G6 エリア）の運用開始前，セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）の運用開始前は，セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）の KURION 吸着塔，SARRY 吸着塔の保管体数をそれぞれ 476 体以下，112 体以下に制限し，セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）を除いた場合，敷地南エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設等に起因する分が約 0.65mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0063mSv/年，瓦礫類に起因する分が約 0.0518mSv/年，合計 0.71mSv/年となる。

RO 濃縮水貯槽（G4 エリア，G6 エリア）の運用開始前，セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）の運用開始以降については，セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）の KURION 吸着塔を，西エリアに設置するセシウム吸着塔一時保管施設（第四施設）に移動し保管体数を 196 体以下に制限し，SARRY 吸着塔の保管体数を 112 体以下に制限することにより，敷地南エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設等に起因する分は約 0.76mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0063mSv/年，瓦礫類に起因する分が約 0.0518mSv/年，合計 0.82mSv/年となる。

また，平成 25 年３月末においても RO 濃縮水貯槽（G4 エリア，G6 エリア）の運用開始前，セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）の運用開始前と同様である。

平成 25 年４月以降，RO 濃縮水貯槽（G4 エリア，G6 エリア）の運用により，貯留設備に起因する分が約 6.9mSv/年(概算値)となり，合計約 7.8mSv/年となるが，多核種除去設備の稼動により RO 濃縮水量を低減させ，可能な限り速やかに線量低減を図ることとする。また，短期的には，放射能濃度の高い RO 濃縮水を敷地境界から遠いタンクに移送することにより線量低減を図ることも検討し，対策が可能であれば評価の見直しを実施する。

2.2.2.3　敷地南西エリア

2.2.2.3.1　貯留設備（タンク類）

貯留設備（タンク類）は，現に設置，あるいは設置予定のあるタンクを対象とし，設置エリア毎に線源を設定する。

蒸発濃縮廃液用タンクは，タンク上部の合計面積と同一の上部面積で，同一容量の円柱型の体積線源とし，放射能濃度は，水分析結果を基に線源条件を設定する。RO 濃縮水貯槽のうち，設置エリアと敷地境界が近い RO 濃縮水貯槽 6，RO 濃縮水貯槽 7，RO 濃縮水貯槽 9，RO 濃縮水貯槽 10，及び RO 濃縮水貯槽 12 については，タンクの形状をモデル化し，線源と評価点の高低差を考慮する。RO 濃縮水貯槽 1，2，3，4，5，8 及び 11，RO 濃縮水貯槽（H8 エリア，C エリア），サプレッションプール水サージタンク，及び受タンク等については，各設置エリアのタンク上部の合計面積と同一の上部面積で，同一容量の円柱型の体積線源とする。放射能濃度は，RO 濃縮水貯槽 6，RO 濃縮水貯槽 7，RO 濃縮水貯槽 9，RO 濃縮水貯槽 10，及び RO 濃縮水貯槽 12 については，水分析結果を基に線源条件を設定し， RO 濃縮水貯槽 1，2，3，4，5，8 及び 11，受タンク等については，RO 濃縮水貯槽 6，RO 濃縮水貯槽 7，RO 濃縮水貯槽 9，RO 濃縮水貯槽 10，及び RO 濃縮水貯槽 12 の水分析結果から比較的放射能濃度の高い RO 濃縮水貯槽 6 の濃度で代用する。また，RO 濃縮水貯槽（H8 エリア，C エリア），サプレッションプール水サージタンクには，RO 濃縮水貯槽 6，7，9，10 及び 12 の水分析値を平均して線源条件を設定する。

遮蔽はタンク厚さとする。

貯留設備の種類別タンクの合計容量，放射性物質濃度及び遮蔽は以下のとおりである。

(1) 蒸発濃縮廃液用タンク

合　計　容　量：約 10,000m$^3$
放 射 能 濃 度：表２．２．２－３参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm または 9mm）
　　上面：SS400（9mm）

(2) RO 濃縮水貯槽

a. RO 濃縮水貯槽 6

容　　量：A：約 4,200m$^3$，B：約 5,300m$^3$，C：7,400m$^3$，D：約 7,400m$^3$
放 射 能 濃 度：表２．２．２－３参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

b. RO 濃縮水貯槽 7

容　　量：A：約 4,200m$^3$，B：約 4,200m$^3$
放 射 能 濃 度：表２．２．２－３参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

c. RO 濃縮水貯槽 9

容　　量：A：約 4,200m$^3$，B：約 4,200m$^3$
放 射 能 濃 度：表２．２．２－３参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

d. RO 濃縮水貯槽 10

容　　量：A：約 6,300m$^3$，B：約 5,300m$^3$，C：5,300m$^3$
放 射 能 濃 度：表２．２．２－３参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

e. RO 濃縮水貯槽 12

容　　量：A：約 11,000m$^3$，B：約 8,400m$^3$，C：約 12,000m$^3$，D：約 13,000m$^3$，E：約 8,400m$^3$
放 射 能 濃 度：表２．２．２－３参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

f. RO 濃縮水貯槽 1，2，3，4，5，8 及び 11

合 計 容 量：約 124,000m$^3$
放 射 能 濃 度：表２．２．２－３参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm または 9mm）
　　上面：SS400（9mm，6mm または 4.5mm）

g. RO 濃縮水貯槽（H8 エリア，C エリア）

容　　量：約 31,000m$^3$
放 射 能 濃 度：表２．２．２－３参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

(3) サプレッションプール水サージタンク

合　計　容　量：約 7,000$m^3$
放 射 能 濃 度：表２．２．２－３参照
遮　　蔽：側面：SM41A（15.5mm）
　　上面：SM41A（6mm）

(4) RO 処理水一時貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が $10^{-2}$Bq/$cm^3$ 程度と低いため，評価対象外とする。

(5) RO 処理水貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が $10^{-2}$Bq/$cm^3$ 程度と低いため，評価対象外とする。

(6) 受タンク等

合　計　容　量：約 2,100$m^3$
放 射 能 濃 度：表２．２．２－３参照
遮　　蔽：側面：SS400（6mm）
　　上面：SS400（4.5mm）

(7) 低レベル用タンク

貯蔵している液体の放射能濃度が $10^{0}$Bq/$cm^3$ 程度と低く，設置位置も他のタンクに比べて敷地境界から十分に遠いため，評価対象外とする。

表２．２．２－３　評価対象核種及び放射能濃度

| | | 放射能濃度（Bq／cm³） | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | Cs-134 | Cs-137 (Ba-137m) | Co-60 | Mn-54 | Sb-125 (Te-125m) | Ru-106 (Rh-106) | Sr-90 (Y-90) |
| (1)蒸発濃縮廃液用タンク | | | | | | | | |
| 蒸発濃縮廃液用タンク | | 3.0E+01 | 3.7E+01 | 1.7E+01 | 7.9E+01 | 4.5E+02 | 7.4E+00 | 2.8E+05 |
| (2)RO 濃縮水貯槽 | | | | | | | | |
| RO 濃縮水貯槽 6 | A | － | 1.5E+01 | － | － | 1.2E+02 | 1.3E+02 | 4.1E+05 |
| | B | － | 8.0E+00 | － | － | 8.7E+01 | 9.8E+01 | 2.9E+05 |
| | C | 8.9E+00 | 2.3E+01 | 5.0E+00 | 6.9E+00 | 8.7E+01 | 7.6E+01 | 2.5E+05 |
| | D | － | 8.1E+00 | 2.8E+00 | － | 9.4E+01 | 9.3E+01 | 2.7E+05 |
| RO 濃縮水貯槽 7 | A | 1.2E+01 | 2.2E+01 | － | 4.7E+00 | 1.1E+02 | 4.9E+01 | 2.1E+05 |
| | B | 1.5E+01 | 2.6E+01 | 2.0E+00 | － | 1.2E+02 | 4.8E+01 | 1.4E+05 |
| RO 濃縮水貯槽 9 | A | 9.2E+00 | 1.6E+01 | － | 9.0E+00 | 7.7E+01 | 4.3E+01 | 1.5E+05 |
| | B | － | 8.8E+00 | 3.5E+00 | 3.9E+00 | 8.5E+01 | 4.2E+01 | 1.6E+05 |
| RO 濃縮水貯槽 10 | A | － | 1.3E+01 | － | 3.6E+00 | 1.1E+02 | 4.6E+01 | 1.6E+05 |
| | B | 1.5E+01 | 2.1E+01 | 4.1E+00 | 5.7E+00 | 1.1E+02 | 4.4E+01 | 1.6E+05 |
| | C | 6.2E+00 | 1.0E+01 | 2.5E+00 | 5.6E+00 | 7.3E+01 | 5.5E+01 | 1.4E+05 |
| RO 濃縮水貯槽 12 | A | 3.1E+00 | 6.3E+00 | － | － | 2.5E+01 | 1.2E+01 | 3.7E+04 |
| | B | 4.7E+00 | 7.6E+00 | 7.6E+00 | 5.1E+00 | 3.6E+01 | 1.7E+01 | 6.5E+04 |
| | C | 2.0E+00 | 3.7E+00 | 1.4E+00 | 6.7E-01 | 2.4E+01 | 2.5E+00 | 1.0E+04 |
| | D | 2.1E+00 | 3.9E+00 | 9.5E-01 | 6.3E-01 | 2.1E+01 | 2.9E+00 | 1.1E+04 |
| | E | 1.0E+01 | 1.7E+01 | 7.6E-01 | － | 2.7E+01 | 8.5E+00 | 3.7E+04 |
| RO 濃縮水貯槽 1，2，3，4，5，8 及び 11 | | 8.2E+00 | 1.3E+01 | 3.3E+00 | 5.0E+00 | 9.7E+01 | 9.9E+01 | 3.0E+05 |
| RO 濃縮水貯槽(H8 エリア，C エリア) | | 7.8E+00 | 1.3E+01 | 2.7E+00 | 4.0E+00 | 7.5E+01 | 4.8+01 | 1.6E+05 |
| (3)サプレッションプール水サージタンク | | | | | | | | |
| サプレッションプール水サージタンク | | 7.8E+00 | 1.3E+01 | 2.7E+00 | 4.0E+00 | 7.5E+01 | 4.8+01 | 1.6E+05 |
| (6)受タンク等 | | | | | | | | |
| 受タンク等 | | 8.2E+00 | 1.3E+01 | 3.3E+00 | 5.0E+00 | 9.7E+01 | 9.9E+01 | 3.0E+05 |

2.2.2.3.2　伐採木一時保管エリア

伐採木一時保管エリアについては，今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。（添付資料－２）

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリアＲ

貯　蔵　容　量：約 6,900m³

貯　蔵　面　積：約 2,300m²

積 上 げ 高 さ：約 3m

表 面 線 量 率：0.3mSv/時（未保管）

遮　　蔽：覆土：厚さ 0.5m（密度 1.2g/cm³）

評価点までの距離 ：約 600m

線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木 0.1g/cm$^3$
評　価　結　果：約 0.0003mSv/年

2.2.2.3.3　瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類一時保管エリアについては，今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。（添付資料－２）

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリアO

貯　蔵　容　量：約 16,500m$^3$
エ リ ア 面 積：約 5,500m$^2$
積 上 げ 高 さ：約 3m
表 面 線 量 率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 800m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm$^3$
評　価　結　果：約 0.0014mSv/年

2.2.2.3.4　計算結果

RO 濃縮水貯槽（H8 エリア，C エリア）の運用開始前の敷地南西エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，各施設の最大評価値として，貯留設備に起因する分が約 0.91mSv/年(概算値)，伐採木に起因する分が約 0.0003mSv/年，瓦礫類に起因する分が約 0.0014mSv/年，合計約 0.91mSv/年となる。平成 25 年３月末においても同様である。

平成 25 年４月以降， RO 濃縮水貯槽（H8 エリア，C エリア）の運用により，貯留設備に起因する分が約 1.3mSv/年(概算値)となり，合計約 1.4mSv/年となるが，多核種除去設備の稼動により RO 濃縮水量を低減させ,可能な限り速やかに線量低減を図ることとする。また，短期的には，放射能濃度の高い RO 濃縮水を敷地境界から遠いタンクに移送することにより線量低減を図ることも検討し，対策が可能であれば評価の見直しを実施する。

2.2.2.4　敷地西エリア

2.2.2.4.1　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

使用済燃料乾式キャスク仮保管設備については，線源スペクトル，線量率，乾式キャスク本体の寸法等の仕様は，工事計画認可申請書又は核燃料輸送物設計承認申請書等，乾式キャスクの設計値及び収納する使用済燃料の収納条件に基づく値とする。なお，乾式キャスクの線量率は，側面，蓋面，底面の 3 領域に分割し，ガンマ線，中性子線毎にそれぞれ表面から 1m の最大線量率で規格化する。乾式キャスクの配置は,設備の配置設計を反映し，隣接する乾式キャスク等による遮蔽効果を考慮し，敷地境界における直接線及びスカイシャイン線の合計の線量率を評価する。

貯　蔵　容　量：65 基(乾式貯蔵キャスク 20 基及び輸送貯蔵兼用キャスク 45 基)
エ　リ　ア　面　積：約 80m×約 96m
遮　　蔽：コンクリートモジュール　200mm(密度 2.15g/cm$^3$)
評価点までの距離：エリア北西コーナーから約 270m
評 価 結 果 の 種 類：MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果：約 0.07mSv/年

2.2.2.4.2　固体廃棄物貯蔵庫

瓦礫類，伐採木，ドラム缶等の線量評価結果は，次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

第１及び第２固体廃棄物貯蔵庫については，回収した瓦礫類の保管に活用するため，実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し，核種を Cs-134 及び Cs-137 として評価するものとする。

第３～第８固体廃棄物貯蔵庫については，放射性固体廃棄物や一部を活用して瓦礫類，使用済保護衣等を保管，または一時保管するため，実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し，核種を Co-60 として評価するものとする。

第６～第８固体廃棄物貯蔵庫地下には，放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫類を保管するが，遮蔽効果が高いことから地下保管分については，設置時の工事計画認可申請書と同様に評価対象外とする。

評価に用いる値は以下のとおり。

(1)第１固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約 1,000m$^3$
エ　リ　ア　面　積：約 840m$^2$
積　上　げ　高　さ：約 1.2m
表　面　線　量　率：約 1.0mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：鉄板厚さ 約 0.5mm
評価点までの距離：約 760m

線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm$^3$
評　価　結　果：約 0.0034mSv/年

(2)第 2 固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約 2,000m$^3$
エ　リ　ア　面　積：約 1,100m$^2$
積　上　げ　高　さ：約 1.8m
表　面　線　量　率：約 5.3mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 180mm，密度 約 2.2g/cm$^3$
評価点までの距離：約 760m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm$^3$
評　価　結　果：約 0.0198mSv/年

(3)第 3 固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約 7,400m$^3$
エ　リ　ア　面　積：約 2,300m$^2$
積　上　げ　高　さ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 0.006mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 180mm，密度 約 2.2g/cm$^3$
評価点までの距離：約 480m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm$^3$
評　価　結　果：約 0.0003mSv/年

(4)第 4 固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約 7,400m$^3$
エ　リ　ア　面　積：約 2,300m$^2$
積　上　げ　高　さ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 0.002mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 700mm，密度 約 2.2g/cm$^3$
評価点までの距離：約 430m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm$^3$
評　価　結　果：0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(5)第5固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約2,500m$^3$
エ　リ　ア　面　積：約800m$^2$
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.21mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約500mm, 密度 約2.2g/cm$^3$
評価点までの距離：約380m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0003mSv/年

(6)第6固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約12,200m$^3$（1階部分）
エ　リ　ア　面　積：約3,800m$^2$
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.15mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約500mm, 密度 約2.2g/cm$^3$
評価点までの距離：約350m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0011mSv/年
※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(7)第7固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約17,200m$^3$（1階部分）
エ　リ　ア　面　積：約5,400m$^2$
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.11mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約500mm, 密度 約2.2g/cm$^3$
評価点までの距離：約320m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0015mSv/年
※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(8)第8固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約17,200m$^3$（1階部分）
エ リ ア 面 積：約5,400m$^2$
積 上 げ 高 さ：約3.2m
表 面 線 量 率：約0.12mSv/時
遮　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約600mm，密度 約2.2g/cm$^3$
評価点までの距離：約280m
線 源 形 状：直方体
か さ 密 度：コンクリート2.0g/cm$^3$
評 価 結 果：約0.0009mSv/年

※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

2.2.2.4.3　ドラム缶等仮設保管設備

ドラム缶等仮設保管設備は，事故前に固体廃棄物貯蔵庫に保管されていた放射性固体廃棄物を仮置きするため，収納スペース内の直方体体積線源，核種をCo-60として評価する。また，評価条件における「保管済」は実測値による評価，「未保管」は受入上限値による評価を表す。

貯　蔵　容　量：約23,000本（ドラム缶換算）
（内，ドラム缶約15,000本：未保管，大型廃棄物約8,000本（ドラム缶換算）：保管済）
表 面 線 量 率：0.1mSv/時（ドラム缶：未保管），約0.002mSv/時（大型廃棄物：保管済）

(1)ドラム缶等仮設保管設備（ドラム缶）

貯　蔵　容　量：約9,300m$^3$
エ リ ア 面 積：約3,000m$^2$
積 上 げ 高 さ：約3.1m
表 面 線 量 率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約390m
線 源 形 状：直方体
か さ 密 度：鉄0.7g/cm$^3$
評 価 結 果：約0.0815mSv/年

(2)ドラム缶等仮設保管設備（大型廃棄物）

貯　蔵　容　量：約6,200m$^3$
エ リ ア 面 積：約2,000m$^2$

積　上　げ　高　さ：約3.1m
表　面　線　量　率：約0.002mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約360m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0014mSv/年

2.2.2.4.4　瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類一時保管エリアについては，今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種はCs-134及びCs-137とする。（添付資料－２）

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 一時保管エリアQ

貯　蔵　容　量：約6,100m$^3$
エ　リ　ア　面　積：約1,700m$^2$
積　上　げ　高　さ：約3.6m
表　面　線　量　率：5mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約720m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0614mSv/年

(2) 一時保管エリアW

①エリア１

貯　蔵　容　量：約23,000m$^3$
エ　リ　ア　面　積：約5,100m$^2$
積　上　げ　高　さ：約4.5m
表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約690m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0436mSv/年

②エリア２

貯　蔵　容　量：約6,300m$^3$

エ　リ　ア　面　積：約1,400m$^2$
積　上　げ　高　さ：約4.5m
表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約730m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0105mSv/年

2.2.2.4.5　伐採木一時保管エリア

伐採木一時保管エリアについては，今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種はCs-134及びCs-137とする。（添付資料－２）

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 一時保管エリアＭ

表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹根）を一時保管するため，評価対象外とする。

(2)一時保管エリアＶ

貯　蔵　容　量：約15,000m$^3$
貯　蔵　面　積：約3,000m$^2$
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.3mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約670m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木0.05g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0123mSv/年

なお，当該エリアには表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹根）も一時保管する。

2.2.2.4.6　多核種除去設備

多核種除去設備については，各機器に表２．２．２－３及び表２．２．２－４に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGEN-Sにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した結果，敷地西エリアにおける多核種除去設備に起因する直接線及びスカイシャイン線の線量は，約0.16mSv/年となる。

放射能強度　：表２．２．２－４，表２．２．２－５参照

遮　　蔽　：鉄（HIC 用遮蔽材）　112mm
：鉄（循環タンク用遮蔽材）　100mm
：鉄（吸着塔用遮蔽材）　50mm
：鉛（クロスフローフィルタ他用遮蔽材）　8mm，4mm
：鉛（循環弁スキッド，クロスフローフィルタスキッド）18mm，9mm

表２．２．２－４　評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）
(1/2)

| No. | 核種 | 放射能濃度（Bq／cm³） | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 汚染水<br>（処理対象水） | スラリー<br>（鉄共沈処理） | スラリー<br>（炭酸塩沈殿処理） | 前処理後の<br>汚染水 |
| 1 | Fe-59 | 3.45E+00 | 5.55E+02 | 1.33E+00 | 1.06E-02 |
| 2 | Co-58 | 5.25E+00 | 8.44E+02 | 2.02E+00 | 1.61E-02 |
| 3 | Rb-86 | 2.10E+01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 4.19E+00 |
| 4 | Sr-89 | 2.17E+04 | 1.08E+06 | 3.85E+05 | 9.11E+01 |
| 5 | Sr-90 | 4.91E+05 | 2.44E+07 | 8.72E+06 | 2.06E+03 |
| 6 | Y-90 | 4.91E+05 | 2.44E+07 | 8.72E+06 | 2.06E+03 |
| 7 | Y-91 | 5.05E+02 | 8.12E+04 | 3.96E+02 | 3.03E-03 |
| 8 | Nb-95 | 2.19E+00 | 3.51E+02 | 8.40E-01 | 6.69E-03 |
| 9 | Tc-99 | 8.50E-02 | 1.40E+01 | 2.20E-02 | 1.70E-06 |
| 10 | Ru-103 | 6.10E+00 | 6.37E+02 | 2.01E+01 | 2.98E-01 |
| 11 | Ru-106 | 1.06E+02 | 1.10E+04 | 3.47E+02 | 5.15E+00 |
| 12 | Rh-103m | 6.10E+00 | 6.37E+02 | 2.01E+01 | 2.98E-01 |
| 13 | Rh-106 | 1.06E+02 | 1.10E+04 | 3.47E+02 | 5.15E+00 |
| 14 | Ag-110m | 2.98E+00 | 4.93E+02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 15 | Cd-113m | 4.68E+02 | 0.00E+00 | 5.99E+03 | 4.77E+01 |
| 16 | Cd-115m | 1.41E+02 | 0.00E+00 | 1.80E+03 | 1.43E+01 |
| 17 | Sn-119m | 4.18E+01 | 6.72E+03 | 0.00E+00 | 2.51E-01 |
| 18 | Sn-123 | 3.13E+02 | 5.03E+04 | 0.00E+00 | 1.88E+00 |
| 19 | Sn-126 | 2.42E+01 | 3.89E+03 | 0.00E+00 | 1.45E-01 |
| 20 | Sb-124 | 9.05E+00 | 1.44E+03 | 3.88E+00 | 4.27E-02 |
| 21 | Sb-125 | 5.65E+02 | 8.99E+04 | 2.42E+02 | 2.67E+00 |
| 22 | Te-123m | 6.00E+00 | 9.65E+02 | 2.31E+00 | 1.84E-02 |
| 23 | Te-125m | 5.65E+02 | 8.99E+04 | 2.42E+02 | 2.67E+00 |
| 24 | Te-127 | 4.95E+02 | 7.96E+04 | 1.90E+02 | 1.51E+00 |
| 25 | Te-127m | 4.95E+02 | 7.96E+04 | 1.90E+02 | 1.51E+00 |
| 26 | Te-129 | 5.40E+01 | 8.68E+03 | 2.08E+01 | 1.65E-01 |
| 27 | Te-129m | 8.75E+01 | 1.41E+04 | 3.36E+01 | 2.68E-01 |
| 28 | I-129 | 8.50E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.70E+00 |
| 29 | Cs-134 | 6.00E+01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.20E+01 |
| 30 | Cs-135 | 1.98E+02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.95E+01 |
| 31 | Cs-136 | 2.24E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 4.47E-01 |

表２．２．２－４　評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）

(2/2)

| No. | 核種 | 放射能濃度（Bq／cm$^3$） | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | 汚染水<br>（処理対象水） | スラリー<br>（鉄共沈処理） | スラリー<br>（炭酸塩沈殿処理） | 前処理後の<br>汚染水 |
| 32 | Cs-137 | 8.25E+01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.65E+01 |
| 33 | Ba-137m | 8.25E+01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.65E+01 |
| 34 | Ba-140 | 1.29E+01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.58E+00 |
| 35 | Ce-141 | 1.08E+01 | 1.74E+03 | 8.46E+00 | 6.48E-05 |
| 36 | Ce-144 | 4.71E+01 | 7.57E+03 | 3.69E+01 | 2.83E-04 |
| 37 | Pr-144 | 4.71E+01 | 7.57E+03 | 3.69E+01 | 2.83E-04 |
| 38 | Pr-144m | 3.85E+00 | 6.19E+02 | 3.02E+00 | 2.31E-05 |
| 39 | Pm-146 | 4.91E+00 | 7.89E+02 | 3.84E+00 | 2.94E-05 |
| 40 | Pm-147 | 1.67E+03 | 2.68E+05 | 1.30E+03 | 9.99E-03 |
| 41 | Pm-148 | 4.86E+00 | 7.82E+02 | 3.81E+00 | 2.92E-05 |
| 42 | Pm-148m | 3.13E+00 | 5.03E+02 | 2.45E+00 | 1.87E-05 |
| 43 | Sm-151 | 2.79E-01 | 4.49E+01 | 2.19E-01 | 1.67E-06 |
| 44 | Eu-152 | 1.45E+01 | 2.33E+03 | 1.14E+01 | 8.70E-05 |
| 45 | Eu-154 | 3.77E+00 | 6.05E+02 | 2.95E+00 | 2.26E-05 |
| 46 | Eu-155 | 3.06E+01 | 4.91E+03 | 2.39E+01 | 1.83E-04 |
| 47 | Gd-153 | 3.16E+01 | 5.07E+03 | 2.47E+01 | 1.89E-04 |
| 48 | Tb-160 | 8.30E+00 | 1.33E+03 | 6.50E+00 | 4.98E-05 |
| 49 | Pu-238 | 1.58E-01 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 9.48E-07 |
| 50 | Pu-239 | 1.58E-01 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 9.48E-07 |
| 51 | Pu-240 | 1.58E-01 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 9.48E-07 |
| 52 | Pu-241 | 7.00E+00 | 1.13E+03 | 5.48E+00 | 4.20E-05 |
| 53 | Am-241 | 1.58E-01 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 9.48E-07 |
| 54 | Am-242m | 1.58E-01 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 9.48E-07 |
| 55 | Am-243 | 1.58E-01 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 9.48E-07 |
| 56 | Cm-242 | 1.58E-01 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 9.48E-07 |
| 57 | Cm-243 | 1.58E-01 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 9.48E-07 |
| 58 | Cm-244 | 1.58E-01 | 2.54E+01 | 1.24E-01 | 9.48E-07 |
| 59 | Mn-54 | 1.07E+02 | 1.76E+04 | 4.79E+00 | 4.86E-02 |
| 60 | Co-60 | 5.00E+01 | 8.21E+03 | 6.40E+00 | 5.10E-02 |
| 61 | Ni-63 | 6.75E+00 | 0.00E+00 | 8.65E+01 | 6.89E-01 |
| 62 | Zn-65 | 3.62E+00 | 5.81E+02 | 1.39E+00 | 1.11E-02 |

表２．２．２－５　評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(1/2)

| No. | 核種 | 放射能濃度（Bq／cm$^3$） | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 吸着材１／４ | 吸着材２ | 吸着材３ | 吸着材６ | 吸着材５ | 吸着材７ |
| 1 | Fe-59 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.54E+02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 2 | Co-58 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.35E+02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 3 | Rb-86 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 9.12E+04 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 4 | Sr-89 | 0.00E+00 | 1.27E+06 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 5 | Sr-90 | 0.00E+00 | 2.88E+07 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 6 | Y-90 | 0.00E+00 | 2.88E+07 | 0.00E+00 | 4.31E+04 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 7 | Y-91 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 4.43E+01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 8 | Nb-95 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 9.78E+01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 9 | Tc-99 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.23E-02 |
| 10 | Ru-103 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.91E+03 |
| 11 | Ru-106 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 6.75E+04 |
| 12 | Rh-103m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.21E+02 | 0.00E+00 | 3.91E+03 |
| 13 | Rh-106 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 4.72E+03 | 0.00E+00 | 6.75E+04 |
| 14 | Ag-110m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 15 | Cd-113m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 6.98E+05 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 16 | Cd-115m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.10E+05 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 17 | Sn-119m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.67E+03 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 18 | Sn-123 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.75E+04 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 19 | Sn-126 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.12E+03 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 20 | Sb-124 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 6.25E+02 | 0.00E+00 |
| 21 | Sb-125 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.90E+04 | 0.00E+00 |
| 22 | Te-123m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.69E+02 | 0.00E+00 |
| 23 | Te-125m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.90E+04 | 0.00E+00 |
| 24 | Te-127 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.22E+04 | 0.00E+00 |
| 25 | Te-127m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.22E+04 | 0.00E+00 |
| 26 | Te-129 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.42E+03 | 0.00E+00 |
| 27 | Te-129m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.92E+03 | 0.00E+00 |
| 28 | I-129 | 3.70E+04 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 29 | Cs-134 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.61E+05 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 30 | Cs-135 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 8.60E+05 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 31 | Cs-136 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 9.73E+03 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |

表２．２．２－５　評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(2/2)

| No. | 核種 | 放射能濃度（Bq／cm$^3$） | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | 吸着材１／４ | 吸着材２ | 吸着材３ | 吸着材６ | 吸着材５ | 吸着材７ |
| 32 | Cs-137 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.59E+05 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 33 | Ba-137m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.59E+05 | 2.41E+05 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 34 | Ba-140 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.77E+04 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 35 | Ce-141 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 9.48E-01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 36 | Ce-144 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 4.13E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 37 | Pr-144 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 4.13E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 38 | Pr-144m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.38E-01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 39 | Pm-146 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 4.30E-01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 40 | Pm-147 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.46E+02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 41 | Pm-148 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 4.26E-01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 42 | Pm-148m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.74E-01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 43 | Sm-151 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.45E-02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 44 | Eu-152 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.27E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 45 | Eu-154 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 3.30E-01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 46 | Eu-155 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.68E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 47 | Gd-153 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 2.77E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 48 | Tb-160 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 7.28E-01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 49 | Pu-238 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.39E-02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 50 | Pu-239 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.39E-02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 51 | Pu-240 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.39E-02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 52 | Pu-241 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 6.14E-01 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 53 | Am-241 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.39E-02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 54 | Am-242m | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.39E-02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 55 | Am-243 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.39E-02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 56 | Cm-242 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.39E-02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 57 | Cm-243 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.39E-02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 58 | Cm-244 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.39E-02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 59 | Mn-54 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 7.10E+02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 60 | Co-60 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 7.46E+02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 61 | Ni-63 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.01E+04 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |
| 62 | Zn-65 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 0.00E+00 | 1.62E+02 | 0.00E+00 | 0.00E+00 |

2.2.2.4.7　使用済セシウム吸着塔一時保管施設

(1) 第四施設

容　　量：セシウム吸着装置吸着塔：680 体
　　第二セシウム吸着装置吸着塔：212 体

ⅰ.セシウム吸着装置（KURION）吸着塔

放 射 能 強 度：低線量吸着塔　Cs-134：約 $2.2\times10^{14}$Bq　Cs-136：約 $4.1\times10^{11}$Bq
　　Cs-137：約 $2.6\times10^{14}$Bq
　　中線量吸着塔　Cs-134：約 $5.6\times10^{14}$Bq　Cs-136：約 $1.1\times10^{12}$Bq
　　Cs-137：約 $6.7\times10^{14}$Bq
　　高線量吸着塔　Cs-134：約 $3.8\times10^{13}$Bq　Cs-136：約 $7.2\times10^{10}$Bq
　　Cs-137：約 $4.6\times10^{13}$Bq

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm（高線量吸着塔 85.7mm）
　　吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm（高線量吸着塔 174.5mm）
　　吸着塔二次蓋：鉄 127mm（高線量吸着塔 55mm）
　　コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm），密度 2.30g/$cm^3$

評 価 結 果：約 0.017mSv/年

ⅱ.第二セシウム吸着装置（SARRY）吸着塔

放 射 能 強 度：Cs-134：$3.0\times10^{15}$Bq
　　Cs-137：$3.0\times10^{15}$Bq

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm
　　吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評 価 結 果：約 0.033mSv/年

2.2.2.4.8　貯留設備（タンク類）

(1) ろ過水タンク

ろ過水タンクは，タンク上部の合計面積と同一の上部面積で，同一容量の円柱型の体積線源とし，放射能濃度は，RO 濃縮水貯槽 6，7，9，10 及び 12 の水分析値を平均して線源条件を設定する。

貯留設備の種類別タンクの合計容量，放射性物質濃度及び遮蔽は以下のとおりである。

容　　量：約 4,600$m^3$
放 射 能 濃 度：表２．２．２－６参照
遮　　蔽：側面：SS400（9mm）
　　上面：SS400（4.5mm）

表２．２．２－６　評価対象核種及び放射能濃度

| | 放射能濃度（Bq／cm$^3$） | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | Cs-134 | Cs-137<br>(Ba-137m) | Co-60 | Mn-54 | Sb-125<br>(Te-125m) | Ru-106<br>(Rh-106) | Sr-90<br>(Y-90) |
| ろ過水タンク | 7.8E+00 | 1.3E+01 | 2.7E+00 | 4.0E+00 | 7.5E+01 | 4.8+01 | 1.6E+05 |

2.2.2.4.9　計算結果

ろ過水タンクにRO濃縮水を貯留する前の敷地西エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，各施設の最大評価値としては，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に起因する分が約0.07mSv/年，固体廃棄物貯蔵庫に起因する分が約0.0273mSv/年，ドラム缶等仮設保管設備に起因する分が約0.0829mSv/年,多核種除去設備に起因する分が約0.16mSv/年,瓦礫類に起因する分が約0.1155mSv/年，伐採木に起因する分が約0.0123mSv/年，セシウム吸着塔一時保管施設に起因する分が約0.05mSv/年，合計約0.52mSv/年となる。平成25年３月末においても同様である。

平成25年４月以降，ろ過水タンクの運用により，貯留設備に起因する分が約0.77mSv/年(概算値)となり，合計1.3mSv/年となるが，多核種除去設備の稼動によりRO濃縮水量を低減させ，可能な限り速やかに線量低減を図ることとする。また，短期的には，放射能濃度の高いRO濃縮水を敷地境界から遠いタンクに移送することにより線量低減を図ることも検討し，対策が可能であれば評価の見直しを実施する。

2.2.2.5　敷地北エリア

2.2.2.5.1　瓦礫類及び伐採木一時保管エリア

瓦礫類及び伐採木の一時保管エリアについては，実測した線量率に今後搬入が予想される瓦礫類及び伐採木の量と線量率を考慮した表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。なお，核種はCs-134及びCs-137とする。（添付資料－２）

また，評価条件における「保管済」は実測値による評価，「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)瓦礫類一時保管エリア

ａ．一時保管エリアＡ１

一時保管エリアＡ１は，高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース１と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース２により運用する。

（ケース１）

貯　蔵　容　量：約2,400$m^3$

エ　リ　ア　面　積：約800$m^2$

積　上　げ　高　さ：約4m

表　面　線　量　率：30mSv/時（未保管）

遮　　蔽：側面（南側以外）

土嚢：高さ約3m，厚さ約1m，密度約1.5g/$cm^3$

高さ約1m，厚さ約0.8m，密度約1.5g/$cm^3$

コンクリート壁：高さ約3m，厚さ約120mm，密度約2.1g/$cm^3$

鉄板：高さ約1m，厚さ約22mm，密度約7.8g/$cm^3$

側面（南側）

土嚢：厚さ約0.8m，密度約1.5g/$cm^3$

鉄板：厚さ約22mm，密度約7.8g/$cm^3$

上部

土嚢：厚さ約0.8m，密度約1.5g/$cm^3$

鉄板：厚さ約22mm，密度約7.8g/$cm^3$

評価点までの距離：約230m

線　源　形　状：四角柱

か　さ　密　度：鉄0.3g/$cm^3$

評　価　結　果：約0.0027mSv/年

（ケース２）

貯　蔵　容　量：約 4,200$m^3$

エ　リ　ア　面　積：約 1,400$m^2$

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.01mSv/時（未保管）

遮　　蔽：コンクリート壁：高さ 約 3m，厚さ 約 120mm，密度 約 2.1g/$cm^3$

評価点までの距離：約 240m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/$cm^3$

評　価　結　果：約 0.0193mSv/年

ｂ．一時保管エリアＡ２

一時保管エリアＡ２は，高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース１と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース２により運用する。

（ケース１）

貯　蔵　容　量：約 4,700$m^3$

エ　リ　ア　面　積：約 1,500$m^2$

積　上　げ　高　さ：約 4m

表　面　線　量　率：30mSv/時（未保管）

遮　　蔽：側面（東側以外）

土嚢：高さ約 3m，厚さ約 1m，密度約 1.5g/$cm^3$

高さ約 1m，厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/$cm^3$

コンクリート壁：高さ約 3m，厚さ約 120mm，密度約 2.1g/$cm^3$

鉄板：高さ約 1m，厚さ約 22mm，密度約 7.8g/$cm^3$

側面（東側）

土嚢：厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/$cm^3$

鉄板：厚さ約 22mm，密度約 7.8g/$cm^3$

上部

土嚢：厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/$cm^3$

鉄板：厚さ約 22mm，密度約 7.8g/$cm^3$

評価点までの距離：約 210m

線　源　形　状：四角柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/$cm^3$

評　価　結　果：約 0.0050mSv/年

（ケース２）

貯　蔵　容　量：約 7,400$m^3$

エ　リ　ア　面　積：約 2,500$m^2$

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.005mSv/時（未保管）

遮　　蔽：コンクリート壁：高さ 約 3m，厚さ 約 120mm，密度 約 2.1g/$cm^3$

評価点までの距離：約 220m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/$cm^3$

評　価　結　果：約 0.0189mSv/年

ｃ．一時保管エリアＢ

①エリア１

貯　蔵　容　量：約 1,900$m^3$

エ　リ　ア　面　積：約 600$m^2$

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.01mSv/時

評価点までの距離：約 260m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/$cm^3$

評　価　結　果：約 0.0114mSv/年

②エリア２

貯　蔵　容　量：約 1,200$m^3$

エ　リ　ア　面　積：約 400$m^2$

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.01mSv/時

評価点までの距離：約 310m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/$cm^3$

評　価　結　果：約 0.0042mSv/年

ｄ．一時保管エリアＣ

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し，その結果を基に比例計算によって，保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯　蔵　容　量：約 40,000$m^3$（内，保管済約 28,000$m^3$，未保管約 12,000$m^3$）
エ　リ　ア　面　積：約 13,400$m^2$
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：約 0.01mSv/時（保管済），0.1 mSv/時（未保管），0.05mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 310m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/$cm^3$
評　価　結　果：約 0.5256mSv/年（全て 0.1mSv/時として評価した場合）

・保管済約 28,000$m^3$
　評価結果：約 0.0368mSv/年
・未保管約 9,000$m^3$（0.1mSv/時）
　評価結果：約 0.1183mSv/年
・未保管約 3,000$m^3$（0.05mSv/時）
　評価結果：約 0.0198mSv/年

ｅ．一時保管エリアＤ

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し，その結果を基に比例計算によって，保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯　蔵　容　量：約 3,000$m^3$（内，保管済約 2,400$m^3$，未保管約 600$m^3$）
エ　リ　ア　面　積：約 1,000$m^2$
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：約 0.09mSv/時（保管済），0.5mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 540m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/$cm^3$
評　価　結　果：約 0.0272mSv/年（全て 0.5mSv/時として評価した場合）

・保管済約 2,400$m^3$
　評価結果：約 0.0038mSv/年
・未保管約 600$m^3$
　評価結果：約 0.0055mSv/年

ｆ．一時保管エリアＥ１

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し，その結果を基に比例計算に

よって，保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯　蔵　容　量：約 10,500m$^3$（内，保管済約 3,200m$^3$，未保管約 7,300m$^3$）
エ　リ　ア　面　積：約 3,500m$^2$
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：約 0.11mSv/時（保管済），1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 660m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm$^3$
評　価　結　果：約 0.0403mSv/年（全て 1mSv/時として評価した場合）

・保管済約 3,200m$^3$
　評価結果：約 0.0014mSv/年
・未保管約 7,300m$^3$
　評価結果：約 0.0281mSv/年

ｇ．一時保管エリアＥ２

貯　蔵　容　量：約 1,800m$^3$
エ　リ　ア　面　積：約 500m$^2$
積　上　げ　高　さ：約 3.6m
表　面　線　量　率：10mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 810m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm$^3$
評　価　結　果：約 0.0219mSv/年

ｈ．一時保管エリアＦ１

貯　蔵　容　量：約 650m$^3$
エ　リ　ア　面　積：約 220m$^2$
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：約 1.8mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約 700m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm$^3$
評　価　結　果：約 0.0059mSv/年

ｉ．一時保管エリアＦ２

貯　蔵　容　量：約 7,500$m^3$

エ　リ　ア　面　積：約 1,500$m^2$

積　上　げ　高　さ：約 5m

表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 690m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/$cm^3$

評　価　結　果：約 0.0018mSv/年

ｊ．一時保管エリアＬ

覆土式一時保管施設 1 槽毎に評価した。

貯　蔵　容　量：約 4,000$m^3$×4

貯　蔵　面　積：約 1,400$m^2$×4

積　上　げ　高　さ：約 5m

表　面　線　量　率：30mSv/時（未保管）

遮　　蔽：覆土：厚さ 1m（密度 1.2g/$cm^3$）

評価点までの距離：約 260m，約 180m，約 270m，約 200m

線　源　形　状：直方体

か　さ　密　度：鉄 0.5g/$cm^3$

評　価　結　果：約 0.0075mSv/年，約 0.0254mSv/年，約 0.0059mSv/年，約 0.0193mSv/年

ｋ．一時保管エリアＰ１

貯　蔵　容　量：約 51,000$m^3$

エ　リ　ア　面　積：約 17,000$m^2$

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管約 25,500$m^3$），0.05 mSv/時（未保管約 25,500$m^3$）

評価点までの距離：約 550m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/$cm^3$

評　価　結　果：約 0.0303mSv/年

ｌ．一時保管エリアＰ２

貯　蔵　容　量：約 7,100$m^3$

エ　リ　ア　面　積：約2,000m$^2$
積　上　げ　高　さ：約3.6m
表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約550m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0876mSv/年

(2)伐採木一時保管エリア

ｉ．一時保管エリアＧ

①エリア１

貯　蔵　容　量：約8,400m$^3$
貯　蔵　面　積：約2,800m$^2$
積　上　げ　高　さ：約3m
表　面　線　量　率：0.3mSv/時
遮　蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm$^3$）
評価点までの距離：約210m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木0.1g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0167mSv/年

②エリア２

貯　蔵　容　量：約18,600m$^3$
貯　蔵　面　積：約6,200m$^2$
積　上　げ　高　さ：約3m
表　面　線　量　率：0.3mSv/時
遮　蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm$^3$）
評価点までの距離：約270m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木0.1g/cm$^3$
評　価　結　果：約0.0097mSv/年

ｊ．一時保管エリアＨ

貯　蔵　容　量：約15,000m$^3$
貯　蔵　面　積：約5,000m$^2$
積　上　げ　高　さ：約3m

表　面　線　量　率：0.3mSv/時
遮　　蔽：覆土：厚さ 0.7m（密度 1.2g/cm$^3$）
評価点までの距離：約 610m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木 0.1g/cm$^3$
評　価　結　果：約 0.0002mSv/年
なお，当該エリアには表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹根）も一時保管する。

ｋ．一時保管エリアⅠ
表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹根）を一時保管するため，評価対象外とする。

2.2.3.5.2　雑固体廃棄物焼却設備
雑固体廃棄物焼却設備については，雑固体廃棄物と焼却灰を線源として，直接線は QAD，スカイシャイン線は，ANISN＋G33 コードにて評価を行う。
遮蔽は，焼却炉建屋の建屋壁，天井のコンクリート厚さを考慮する。なお，焼却灰については，重量コンクリートによる遮蔽を考慮する。

焼却炉建屋
容　　量：雑固体廃棄物：約 2,170m$^3$
　　焼却灰：約 85m$^3$
線　源　強　度：表２．２．２－７参照
遮　　蔽：コンクリート（密度 2.15g/cm$^3$）300mm～700mm
　　重量コンクリート（密度 3.715 g/cm$^3$）：50mm
評価点までの距離：約 530m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：雑固体廃棄物：0.134g/cm$^3$
　　焼却灰：0.5g/cm$^3$
評　価　結　果：約 0.0008mSv/年

表２．２．２－７　評価対象核種及び放射能濃度

| 核種 | 放射能濃度（Bq／cm$^3$） | |
|---|---|---|
| | 雑固体廃棄物 | 焼却灰 |
| Mn-54 | 5.4E+00 | 4.0E+02 |
| Co-58 | 2.5E-02 | 1.9E+00 |
| Co-60 | 1.5E+01 | 1.1E+03 |
| Sr-89 | 2.1E-01 | 1.6E+01 |
| Sr-90 | 1.3E+03 | 9.9E+04 |
| Ru-103 | 1.9E-04 | 1.4E-02 |
| Ru-106 | 5.0E+01 | 3.7E+03 |
| Sb-124 | 2.8E-02 | 2.1E+00 |
| Sb-125 | 4.7E+01 | 3.5E+03 |
| I-131 | 5.1E-25 | 3.8E-23 |
| Cs-134 | 4.6E+02 | 3.4E+04 |
| Cs-136 | 3.4E-17 | 2.5E-15 |
| Cs-137 | 1.3E+03 | 9.4E+04 |
| Ba-140 | 2.1E-15 | 1.6E-13 |
| 合計 | 3.2E+03 | 2.4E+05 |

2.2.2.5.3　計算結果

敷地北エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，各施設の最大評価値としては，瓦礫類に起因する分が約 0.4731mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0266mSv/年，雑固体廃棄物焼却設備に起因する分が約 0.0008mSv/年，合計約 0.51mSv/年となる。

また，平成 25 年３月末における敷地北エリアの評価値は，瓦礫類に起因する分が約 0.4426mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0266mSv/年，合計約 0.47mSv/年となる。

2.2.2.6　添付資料

添付資料－１　セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔の線源条件について

添付資料－２　瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

添付資料－１

# セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔の線源条件について

## 1. 概要

セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置吸着塔（KURION）の線源条件については，滞留水中の放射能濃度の低下等に伴い，吸着塔内のセシウム吸着量が運転当初から変化していることから，使用済セシウム吸着塔側部の線量率の実測値に基づき，実態を反映した線源条件とした。

## 2. 線源設定

当初設計では，滞留水の性状及び吸着材の吸着性能から，吸着塔あたりの放射能濃度を表１に示すように推定し，この場合の吸着塔側面線量率を，MCNP コードによる評価により14mSv/時と評価した。吸着塔側部の線量率測定から，各吸着塔を，低線量吸着塔（10mSv/時未満），中線量吸着塔（10mSv/時以上 40mSv/時未満），高線量吸着塔（40mSv/時以上）に分類した。平成24年７月７日までに一時保管施設に保管した177本のうち，低線量吸着塔，中線量吸着塔，高線量吸着塔側部の線量率平均値がそれぞれ 5mSv/時，12.9mSv/時，95mSv/時であることから，低線量吸着塔・中線量吸着塔については，当初設計との比率に応じて，それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウム吸着量を表１のように設定した。また，低線量吸着塔・中線量吸着塔の遮蔽厚が７インチであるのに対し，高線量吸着塔は，すべて前段の油分等除去用の SMZ スキッドから発生した３インチ遮蔽の吸着塔であるため，３インチ遮蔽をモデル化して吸着塔側面線量率が 95mSv/時となるように線源条件を設定した。なお，177 塔のうち，低線量吸着塔，中線量吸着塔，高線量吸着塔がそれぞれ 106 本，63 本，８本であり，今後の使用済吸着塔は低線量吸着塔になることが予想されることから，それぞれの吸着塔を 344 塔，172 塔，20 塔とした。

表１　セシウム吸着装置吸着塔の線源条件

| | Cs-134 (Bq) | Cs-136 (Bq) | Cs-137 (Bq) | 吸着塔側面線量率 (mSv/時) |
|---|---|---|---|---|
| 当初設計吸着塔 | 約 $6.0\times10^{14}$ | 約 $1.1\times10^{12}$ | 約 $7.3\times10^{14}$ | 14（計算値） |
| 低線量吸着塔 | 約 $2.2\times10^{14}$ | 約 $4.1\times10^{11}$ | 約 $2.6\times10^{14}$ | 5 |
| 中線量吸着塔 | 約 $5.6\times10^{14}$ | 約 $1.1\times10^{12}$ | 約 $6.7\times10^{14}$ | 12.9 |
| 高線量吸着塔 | 約 $3.8\times10^{13}$ | 約 $7.2\times10^{10}$ | 約 $4.6\times10^{13}$ | 95 |

3.　線源設定の保守性

平成 24 年 7 月 7 日までに一時保管施設に保管した 177 本のうち，平成 23 年 6 月から 9 月，平成 23 年 10 月から 12 月，平成 24 年 1 月から 3 月，平成 24 年 4 月から 6 月に発生した使用済吸着塔の低線量吸着塔，中線量吸着塔，高線量吸着塔の割合を図１に示す。平成 23 年６月の運転開始初期には中・高線量吸着塔の割合が高かったが，滞留水中の放射能濃度低下に伴い，低線量吸着塔の割合が高くなっている。高線量吸着塔は平成 24 年の運転では発生しておらず，中線量吸着塔も直近ではほとんど発生していないことから，今後は高線量吸着塔が発生せず，ほとんどが低線量吸着塔であると予想される。また，図２に示すように，発生時期が遅いほど表面線量率が低下しており，これまでに発生した吸着塔の側面線量率の平均値を基に今後の発生分も含めて線源設定することは，保守的と言える。

運用にあたっては，各々の平均値が設定条件を超えないように管理を行う。

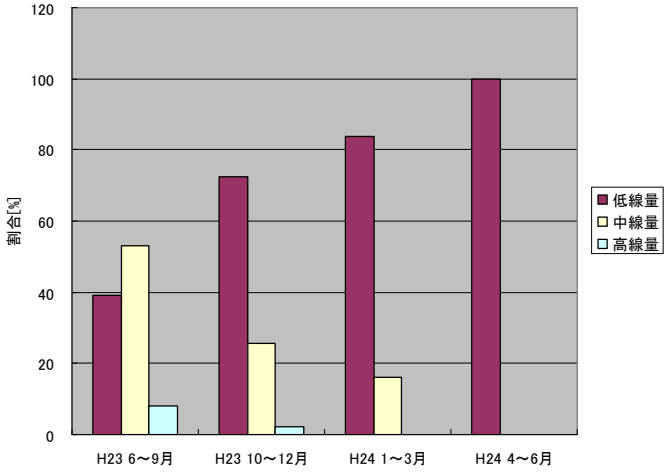



図１　一時保管施設に保管した使用済吸着塔の発生時期による割合の変化

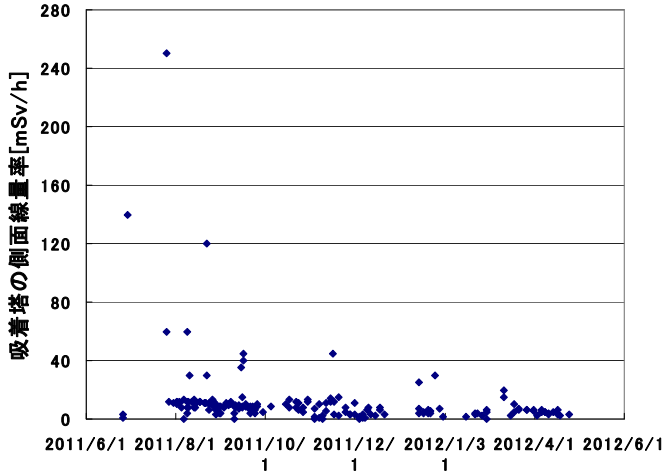



図２　一時保管施設に保管した使用済吸着塔の発生時期と表面線量率分布

添付資料－２

瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

敷地周辺における線量評価のうち，瓦礫類および伐採木一時保管エリアからの放射線に起因する実効線量を評価するため，各エリアの線源形状をモデル化し，ＭＣＮＰコードを用いて評価している。

一時保管エリアのうち，保管される廃棄物の形状が多種多様で，一時保管エリアを設定する時点で，線源の規模は確定できるが線源形状が変動する可能性がある一時保管エリアについては，線源形状を円柱にモデル化した評価を行った。（図１）

なお,円柱にモデル化している一時保管エリアについては,保管完了後に実績を反映し，線源を実態に近い形状にモデル化した詳細な評価を行うこととする。対象となる一時保管エリアを表１に示す。

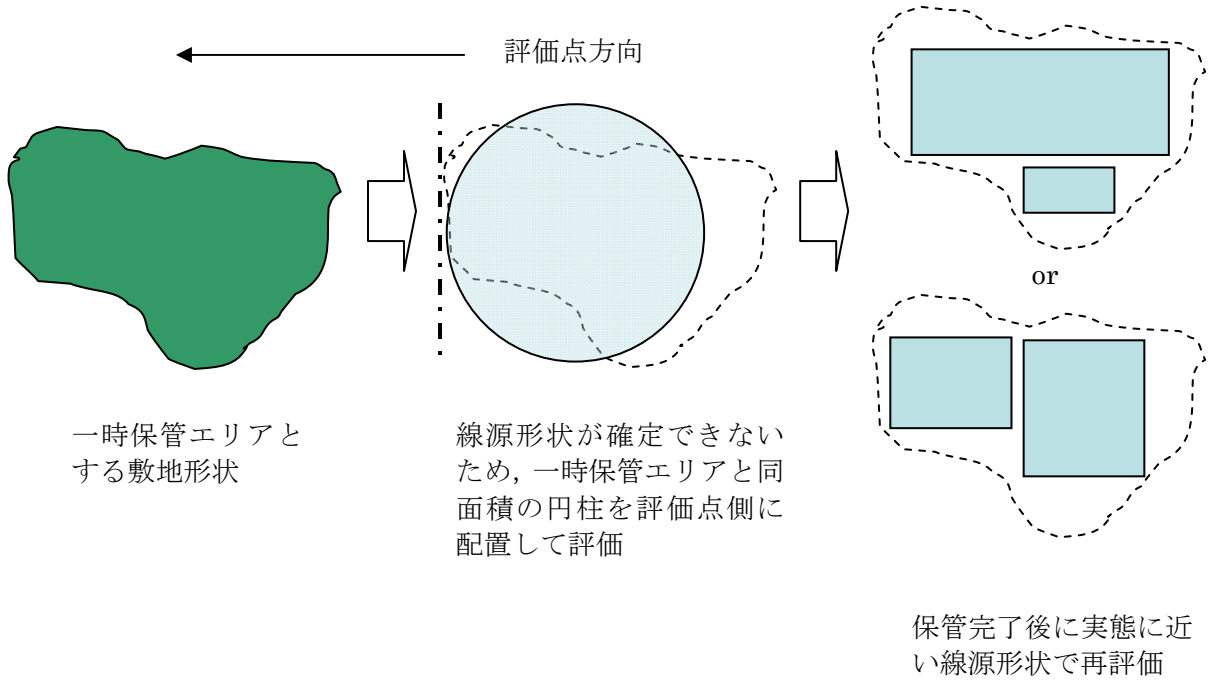



図１　線量評価イメージ

表１　詳細評価実施エリア

| エリア名称 |
| --- |
| 一時保管エリアＡ１<br>（ケース２） |
| 一時保管エリアＡ２<br>（ケース２） |
| 一時保管エリアＢ |
| 一時保管エリアＣ |
| 一時保管エリアＤ |
| 一時保管エリアＥ１ |
| 一時保管エリアＥ２ |
| 一時保管エリアＦ１ |
| 一時保管エリアＦ２ |
| 一時保管エリアＧ |
| 一時保管エリアＨ |
| 一時保管エリアＪ |
| 一時保管エリアＮ |
| 一時保管エリアＯ |
| 一時保管エリアＰ１ |
| 一時保管エリアＰ２ |
| 一時保管エリアＱ |
| 一時保管エリアＲ |
| 一時保管エリアＳ |
| 一時保管エリアＴ |
| 一時保管エリアＶ |
| 一時保管エリアＷ |

2.2.3　線量評価のまとめ

追加的に放出される放射性物質と敷地内に保管する放射性廃棄物等により，一般公衆が受ける実効線量は，平成 25 年３月において，気体廃棄物放出分で約 0.03mSv/年，敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約 0.91mSv/年（敷地を４つに分けたエリアのうちで実効線量が最大となるエリアの評価値：敷地南西エリア）となり，合計約 0.94mSv/年であることから１mSv/年未満を満足する。

平成 25 年４月以降，貯留設備（タンク類）の運用により，気体廃棄物放出分で約 0.03 mSv/年，敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約 7.8mSv/年（敷地を４つに分けたエリアのうちで実効線量が最大となるエリアの評価値：敷地南エリア）となり，合計約 7.8mSv/年となる。多核種除去設備の稼動により RO 濃縮水量を低減させ，可能な限り速やかに線量低減を図ることとする。また，短期的には，放射能濃度の高い RO 濃縮水を敷地境界から離れたタンクに移送することにより線量低減を図ることも検討し，対策が可能であれば評価の見直しを実施する。

なお，各施設及び各エリアの敷地境界における評価値を図２．２．３－１に示す。

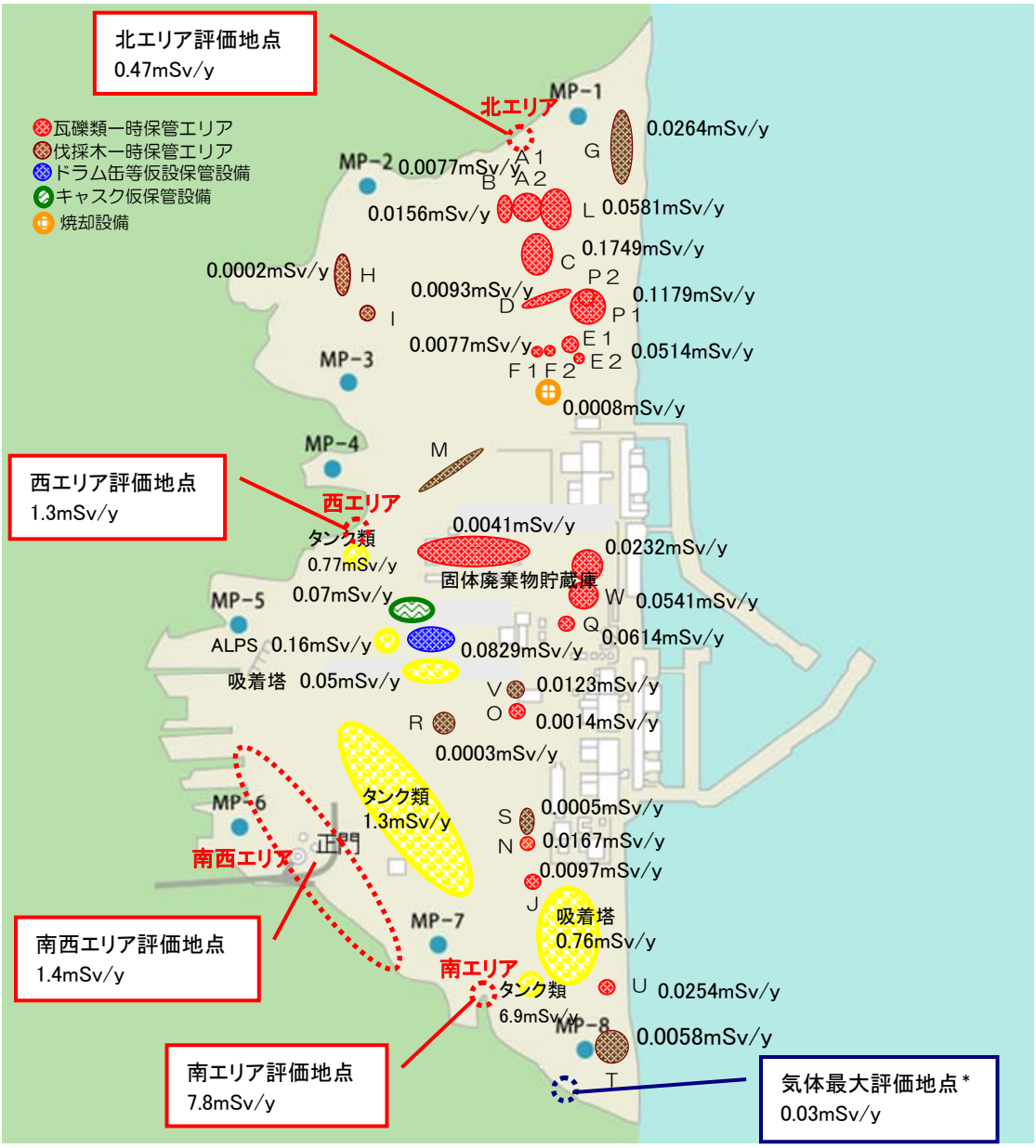



図２．２．３－１　各施設及び各エリアの敷地境界における評価値

＊：1～3 号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は極めて少ないと考えられるため、1～3 号機原子炉建屋からの放出量により評価

2.2.4　事故当初に放出された放射性物質の影響について

平成 25 年４月２日のモニタリングポスト指示値及び遮へい壁外側の空間線量率と年間換算値（8760 時間）を表２．２．４－１に示す。

最も低い敷地北側の MP-1 においても年間約 26mSv であり，これは 2.2.3 までに評価した追加的な放射性物質の放出に起因する実効線量及び各施設からの直接並びに散乱放射線による実効線量を大きく上回っている。また，空気中の放射性物質濃度も，追加放出分の評価値が約 $1.4\times10^{-9}$ Bq/cm$^3$ に対し，西門におけるダストサンプリング結果が $10^{-7}$Bq/cm$^3$ と２桁程度高い値となっており，過去に沈積した放射性物質が再浮遊しているものと考えられる。

これらのことから，現状は事故当初に放出し，沈積した放射性物質の影響が支配的であり，今後敷地周辺で居住するに当たっては，既に沈積した放射性物質の除去がより重要であることを示している。

表２．２．４－１　モニタリングポストの指示値及び
遮へい壁外側の空間線量率と年間換算値

| | 指示値（μSv/h） | 年間換算値（mSv/年） | 遮へい壁外側の空間線量率（μSv/h） | 年間換算値（mSv/年） |
|---|---|---|---|---|
| MP-1 | 3.0 | 約 26 | － | － |
| MP-2 | 5.5 | 約 48 | － | － |
| MP-3 | 6.6 | 約 58 | － | － |
| MP-4 | 5.9 | 約 52 | － | － |
| MP-5 | 6.2 | 約 54 | － | － |
| MP-6 | 2.4 | － | 15 | 約 131 |
| MP-7 | 5.5 | － | 40 | 約 350 |
| MP-8 | 3.9 | － | 50 | 約 438 |

# 3　放射線管理に係る補足説明

## 3.1　放射線防護及び管理

### 3.1.1　放射線防護

#### 3.1.1.1　概要

地震，津波，水素爆発に伴い，1～4 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5，6 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については，損壊の程度は少ないものの，管理区域出入口などが損壊状態にある。また，大規模な放射性物質の放出による放射線レベルの上昇により，従来，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超えるおそれのない区域であった固体廃棄物貯蔵庫を含め，周辺監視区域全体が，外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について，管理区域に係る値を超えている。これらのことから，現状，周辺監視区域全体を管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域に設定する。このため，従来の区域を限定して遮へい設備や換気空調系を用いて行ってきた放射線防護を同様に行うことは難しい状況となっている。また，これら発電所敷地に飛散した放射性物質については，作業環境の改善及びさらなる汚染拡大防止のため収集・保管を進めているところである。

免震重要棟においては，放射線業務従事者等が常時滞在することを考慮し，遮へい設備を設置する等して線量を低減し，また換気空調系を設置する等により，非管理区域又は放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として管理する。なお，飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域においても換気空調系を設置する等により，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として管理する。

以上を踏まえて，発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すべく以下のとおり放射線防護の措置を行う。

発電所敷地に飛散した放射性物質については，さらなる汚染の拡大を防止するべく継続して放射性物質に汚染された瓦礫等の収集・保管を行うとともに，それらの線源に対して適切な遮へい設備の設置を検討していく。

また，現状の管理対象区域について，放射線業務従事者の滞在時間等を考慮して，エリアの区画や換気空調系の設置により，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域等とするよう措置を行う。

3.1.1.2　基本方針

放射線防護は，以下の基本方針に基づき措置する。

①遮へい設備，換気空調系等により発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すること

②今後の復旧作業において異常時も含め放射線業務従事者が所要の対応を行えること

3.1.1.3　具体的方法

(1) 全般

a. 周辺の放射線防護

原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマについては，敷地境界で原子炉施設からの放射性物質の追加放出による線量と合算した線量が年間 1mSv を上回っている。よって，上記の線量が年間 1mSv を下回るようにするべく，遮へい設備等の措置を行う。

b. 放射線業務従事者等の放射線防護

発電所の事故対応等の業務において放射線防護設備は，放射線業務従事者が受ける線量等が「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにすることはもちろん，放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低くするように，放射線業務従事者等の作業性等を考慮して，遮へい，機器の配置，遠隔操作，放射性物質の漏えい防止，換気等，所要の放射線防護上の措置を講じる。

c. 異常時の放射線業務従事者の放射線防護

異常時においても放射線業務従事者が必要な操作を行うことができるように，放射線防護上の措置を講じる。

(2) 中央制御室及び免震重要棟

1～4 号機の中央制御室については，水素爆発等の影響により汚染し，また線量が比較的高く常時滞在することが好ましくない状況であることから，現在は必要最小限のパラメータの監視を行うべく，一定の頻度で立入している状況である。代わってプラント状態の監視等の作業を免震重要棟で行う。

よって，免震重要棟では放射線業務従事者等が常時滞在していることから，被ばく低減のため，免震重要棟に遮へい等の措置を講じる。

なお，5 号及び 6 号機の中央制御室については，既設の遮へい設計は維持されているものと考えるが，換気については，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域とし

て設定できるよう，既設の換気空調設備に加え，「3.1.2.3　発電所における放射線管理」に示す汚染のおそれのない管理対象区域としての措置を行う。中央制御室換気系のうち，非常用のチャコールフィルタを用いて換気を行う場合には，原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業時において必要な総合除去効率（３０％以上）を満足できるよう，設置から１年を超えない範囲で，チャコールフィルタの仕様や使用実績を踏まえた技術的評価に基づき，総合除去効率を試験により確認する。

(3) 遮へい設備

遮へい設備については従前より設置している原子炉遮へい壁等のうち1号，3号及び4号機について水素爆発の影響により二次遮へい壁が損壊する等，既存設備の機能の一部が喪失している。今後，建屋内線源からの線量を低減すべく，機能確認・復旧を行うが，これらの遮へい壁が設置されている箇所の雰囲気線量が高いこと等から，作業エリアの線量率及び滞在時間を考慮し，必要に応じて一時的遮へいを用いる。また，事故対応等の業務において稼働している高レベル放射性汚染水処理設備及び全域が汚染した発電所敷地内から収集・保管された瓦礫等を貯蔵する施設からの線量が比較的高い状況となっている。さらに，1号，3号及び4号機の使用済燃料の取扱設備については，水素爆発等により設備が損傷していると考えられる。

なお，2号，5号及び6号機の設備や固体廃棄物貯蔵庫等の共用設備については，従前の遮へい設計が維持されているものと考えている。

以上を踏まえ，既存設備，高レベル放射性汚染水処理設備及び瓦礫等を貯蔵する施設からの発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減するべく，必要に応じて既存の遮へい設備を復旧するか新たに設置する。

また，遮へい設備の有無に関わらず，管理対象区域内の管理として，放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所については，放射線業務従事者に当該場所を周知し，特に放射線レベルが高い場所においては，必要に応じてロープ等により人の立入制限の措置を行う。また，作業管理として，放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減するべく，必要に応じて一時的遮へいを用い，作業環境の改善に努める。1号，3号及び4号機の二次遮へい壁の損壊箇所についても，当面の復旧が困難であるため同様の措置を行う。

なお，免震重要棟においては，放射線業務従事者等が常時滞在していることから，被ばく低減のため，遮へいを行う。

(4) 換気空調系

既設建屋内の換気空調系は現在機能していないが，建屋内への入域の頻度及びエリアが限られていることから，現状は，換気空調系であらかじめ建屋内の空気中の放射性物質濃度を低減する代わりに放射線防護具装備を活用することにより，建屋内の空気中に浮遊し

ている放射性物質の取り込みや壁面に付着している放射性物質の身体への付着を低減する。また，地震発生以降で新たに設置する建屋内についても同様の措置を講じる。

なお，5 号及び 6 号機については，原子炉建屋及びサービス建屋について建屋換気系が運転しており，換気が行われている状況にある。

今後，既設建屋及び地震発生以降に新たに設置する建屋においては，建屋内への入域の頻度の多さ，入域するエリアの拡大度合い及び建屋内の放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度の状況を考慮して，必要に応じて上記の管理的手段から換気空調系による屋内雰囲気管理に移行できるよう検討をすすめる。

また，今後設置する建屋についても，既設建屋と同様に入域の頻度の多さ等を考慮し，上記の管理的手段もしくは換気空調系による屋内雰囲気管理を行う設計とする。

なお，既存の換気空調系の復旧を行う場合は，ベント時に系統内に付着するなどした放射性物質の新たな放出を低減する措置を講じる。

免震重要棟並びに飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域においては，換気空調により，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として設定できるよう措置を行う。

なお，各換気空調系のフィルタは，点検及び交換することができる設計とする。

(5) その他の放射線防護措置

a. 機器の配置

放射線レベルの高い区域は，原則として区画するとともにその入口には迷路又は遮へい扉を設ける。なお，これらの措置を行うことが難しい場合は，当該区域を周知する等により不要に近づかないような措置を講じる。

また，操作頻度の高い制御盤等は，低放射線区域に配置する。

b. 遠隔操作

地震発生以降，発電所敷地全域で通常時に比べ高い放射線レベルが測定されているが，その中でも特に放射線レベルの高い 1～3 号機の原子炉建屋周辺等については，特に不必要な被ばくを防止する必要がある。よって，そのような放射線レベルが高い区域での作業に当たっては，必要に応じて放射線源の低減に努めることはもちろんのことロボットの活用，操作等の遠隔化により不必要な放射線被ばくを防止する措置を講じる。

c. 放射性物質の漏えい防止

現状，原子炉冷却材が原子炉圧力容器から漏えいしており，原子炉建屋等に滞留している状況であるが，これらの汚染水を処理するとともに原子炉注水する系統においては系外へ漏えいしにくくなるよう措置を講じる。

今後，その他の既存設備の復旧，若しくは新規設備の設置にあたっては放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

d. 汚染拡大の防止

地震発生以降，発電所敷地は外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について，管理区域に係る値を超えており，そのうち免震重要棟並びに飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域といった放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域については，立ち入り者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度について表面汚染測定等により測定場所のバックグラウンド値を超えないようにしている。

今後とも，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域については，上記の通りスクリーニングを行うことで，汚染拡大防止の措置を講じる。

また，発電所敷地に飛散した放射性物質については，作業環境の改善及びさらなる汚染拡大防止のため収集・保管を進めているところである。

これら発電所敷地に飛散した放射性物質については，さらなる汚染の拡大を防止するべく継続して放射性物質に汚染された瓦礫等の収集・保管の措置を講じる。

3.1.2　放射線管理

3.1.2.1　概要

地震，津波，水素爆発に伴い，1～4 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5，6 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については，損壊の程度は少ないものの，管理区域出入口などが損壊状態にある。このため，これらの管理区域境界については，区画物による区画・放射線等の危険性に応じた立入制限等が行うことができない状況にある。

また，大規模な放射性物質の放出による放射線レベルの上昇により，従来，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超えるおそれのない区域であった固体廃棄物貯蔵庫を含め，周辺監視区域全体が，外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を超えている。このため，管理区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合に，その者の身体及び衣服，履物

等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が管理区域に係る値を超えていないことの確認ができない状況にある。

これらのことから，現状，周辺監視区域全体を管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域を設定している。管理対象区域では，周辺監視区域と同一のさく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し，かつ，放射線等の危険性の程度に応じて，人の立入制限等の措置を講じている。また，管理対象区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合の表面汚染検査は，管理対象区域の境界に出入管理設備を設けて，原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成 23 年 9 月 16 日付・原子力非常災害対策本部長通知及び最新の通知，以下「スクリーニングレベル」という。具体的には 40Bq/cm$^2$（13,000cpm 相当）である。）を超えないことを確認している。なお，管理対象区域に立ち入る者は放射線業務従事者と一時立入者とする。個人被ばく管理については，放射線業務従事者が管理対象区域で作業を行う場合には，放射線測定器を着用させ，外部被ばくによる線量当量の評価を行っている。また，内部被ばくについては，原則としてホールボディカウンタによる体外計測法などで定期的及び必要の都度，評価を行っている。

管理対象区域のうち管理区域については，現状の放射線レベルに応じて再区分するとともに，今後，立入制限等必要な措置を順次講じていく。管理対象区域のうち管理区域を除く区域については，放射線レベルを低下していくためには，長い期間を要することから，今後，管理対象区域内の除染等を検討し，実施する。詳細は，「3.1.3　敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染」参照。

3.1.2.2　基本方針

① 現存被ばく状況において，放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で，今後，新たに設備を設置する場合には，遮へい設備，換気空調設備，放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し，運用する。また，事故後，設置した設備においても，放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で，必要な設備の改良を図る。

② 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために，周辺監視区域全体を管理対象区域として設定して，立入りの制限を行い，外部放射線に係る線量，空気中もしくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視して，その結果を管理対象区域内の諸管理に反映するとともに必要な情報を免震重要棟や出入管理箇所等で確認できるようにし，作業環境の整備に努める。

③ 放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とし，被ばく歴を把握し，常に線量を測定評価し，線量の低減に努める。また，放射線業務従事者を除く者であって，放射線業務従事者の随行により管理対象区域に立ち入る者等を一時立入者とする。

さらに，各個人については，定期的に健康診断を行って常に身体的状態を把握する。

④ 周辺監視区域を設定して，この区域内に人の居住を禁止し，境界に柵または標識を設ける等の方法によって人の立入を制限する。

⑤ 原子炉施設の保全のために，管理区域を除く場所であって特に管理を必要とする区域を保全区域に設定して，立入りの制限等を行う。

3.1.2.3　発電所における放射線管理

(1)管理対象区域，管理区域，保全区域及び周辺監視区域

a.管理対象区域

周辺監視区域全体が外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を超えるか，又は，そのおそれがあるため，管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域を設定する。管理対象区域は，管理区域と管理区域を除く区域に分けられる。

管理対象区域のうち管理区域を除く区域については，外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を下回るよう，必要の都度，遮へいにより線量当量率を下げ，又は除染により線量当量率及び表面汚染密度を下げていく。

b. 管理区域

外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を超えるか，又は，そのおそれのある区域である。

管理区域境界の大物搬出入口などが開放状態にあることや管理区域境界においても放射線レベルが高いことから，管理区域に求められる管理区域内の管理，物品の出入管理ができていないが，今後，順次，修復し，管理区域に求められる要件を満足するようにする。また，管理対象区域のうち管理区域を除く場所において，除染等を行っても管理区域に係る値を下回るようにすることが困難な場合には，管理区域に求められる措置を適切に講じた上で管理区域を設定する。

c. 保全区域

「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（第1条）に基づき，原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする区域であって，管理区域を除く区域を保全区域とする。

d. 周辺監視区域

外部放射線に係る線量，空気中もしくは水中の放射性物質濃度が，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第3条及び第9条）

に定められた値を超えるおそれのある区域が周辺監視区域であるが，放出により沈着した放射性物質が広域に広がってしまっており，周辺監視区域を線量限度に基づき設定することが困難であるため，管理上の便宜も考慮して図３．１－１に示すように周辺監視区域を設定する。

(2)管理対象区域内の管理

管理対象区域については，次の措置を講じる。

① 管理対象区域は当面の間，周辺監視区域と同一にすることにより，さく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識等を設けることによって明らかに他の場所と区別し，かつ，放射線等の危険性の程度に応じて，人の立入制限等を行う。

管理対象区域内の線量測定結果を放射線業務従事者の見やすい場所に掲示する等の方法によって，管理対象区域に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。特に放射線レベルが高い場所においては，必要に応じてロープ等により人の立入制限を行う。

② 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。ただし，飲食及び喫煙を可能とするために，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が，法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域を設ける。なお，設定後は，定期的な測定を行い，この区域内において，法令に定める管理区域に係る値を超えるような予期しない汚染を床又は壁等に発見した場合等，汚染拡大防止のための放射線防護上必要な措置等を行うことにより，放射性物質の経口摂取を防止する。

③ 管理対象区域全体にわたって放射線のレベルに応じた保護衣類や放射線防護具類を着用させる。今後，必要の都度管理対象区域内を除染し，表面汚染密度を下げていく。なお，管理対象区域内において全面マスク着用省略可能エリアは以下の条件に合致する場合に設定する。

- 全面マスク着用省略可能エリアの空気中放射性物質濃度を測定し，マスク着用基準を下回っていること。ただし，作業による放射性物質の舞い上がりを考慮し，全面マスク着用省略可能エリアで作業する場合は，念のため使い捨て防塵マスク（除染電離則を参考にして，地表面の土砂の放射能濃度の基準を下回る場合は，サージカルマスクも使用可）を着用すること。
- 新規に建屋やタンク等を建設する作業エリアは，基礎工事で，表土をすきとり，砕石又はコンクリートを敷設した後に全面マスク着用省略可能エリアを設定すること。
- 原子炉格納容器ガス管理設備による未臨界監視を行い，不測の事態が生じた場合には，全面マスク着用を指示するため，一斉放送が聞こえる場所かPHSによ

る連絡が可能な場所であること。

④ 管理対象区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合には，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度についてスクリーニングレベルを超えないようにする。管理対象区域内において汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に人が立ち入り，又は物品を持ち込もうとする場合は，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度について表面汚染測定等により測定場所のバックグラウンド値を超えないようにする。

⑤ 管理対象区域内においては，除染や遮へい，換気を実施することにより外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について，管理区域に係る値を超えるおそれのない場合は，人の出入管理及び物品の出入管理に必要な措置を講じた上で，管理対象区域として扱わないこととする。

また，管理対象区域内は，場所により外部放射線に係る線量当量率，放射線業務従事者等の立入頻度等に差異があるので，これらのことを考慮して適切な管理を行う。

管理対象区域のうち管理区域については，地震，津波，水素爆発に伴い，1～4 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5，6 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については，損壊の程度は少ないものの，管理区域出入口などが損壊状態にある。このため，他の場所との区別・放射線等の危険性の程度に応じた人の立入制限等の措置は，管理対象区域で講ずる措置と同一とする。

a．線量等の測定

放射線業務従事者等の線量の管理が，容易かつ確実に行えるようにするため放射線測定器により，管理対象区域における放射線レベル等の状況を把握する。

(a)外部放射線に係る線量当量の測定

①エリア放射線モニタによる測定

管理対象区域内で運転操作，監視，点検等のために人が駐在する場所に，エリア放射線モニタを設置し，放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から放射線レベルの連続監視を行う必要があるが，既設建屋内のエリア放射線モニタは，津波による水没や爆発による故障，建屋内の線量が高いためエリア放射線モニタの健

全性を確認していない。

放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から，放射線業務従事者の立入頻度を考慮し，放射線レベルの連続監視を行う必要性を踏まえ，エリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討を行う。

②サーベイメータによる測定

管理対象区域内において放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所及び臨時の出入管理箇所の一時保管エリア（ただし，一時保管エリアが解除されるまでの間）については，定期的あるいは必要の都度サーベイメータによる外部放射線に係る線量率の測定を行う。

測定した結果は，測定点，測定日時，測定結果を記入したサーベイマップを作成し，放射線業務従事者の，見やすい場所に掲示する等の方法によって，管理対象区域内に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。

(b)空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度の測定

管理対象区域内において，放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については，定期的あるいは必要の都度空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を測定する。

① 排気モニタによる測定

排気モニタにより建屋内の空気中の放射性物質の濃度を監視する。放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は，免震重要棟又は中央制御室（5，6 号機）において警報を出し，適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

② サンプリングによる測定

管理対象区域内において放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所及び臨時の出入管理箇所の一時保管エリア（ただし，一時保管エリアが解除されるまでの間）について，サンプリングにより空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を定期的及び必要の都度行う。

(c)系統内の放射能測定

施設が正常に運転されていることを確認するため，系統内の気体及び液体の放射性物質の濃度を測定する。

① プロセス放射線モニタによる測定

プロセス放射線モニタは，空気中又は水中の放射性物質の濃度を監視し，放射能レベルが，あらかじめ設定された値を超えた場合は，免震重要棟又は中央制御室（5，6 号機）において警報を出し，適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。なお，警報は異常の早期発見が可能な値を定める。

② サンプリングによる測定

主な系統については，定期的及び必要の都度サンプリングにより放射性物質の濃度を測定する。

b. 人の出入管理

(a) 管理対象区域（管理区域を含む）への立入制限

管理対象区域（管理区域を含む）への立入りは，あらかじめ指定された者で，かつ必要な場合に限るものとする。なお，管理対象区域（管理区域を含む）への立入制限は，出入管理箇所において行う。

(b) 出入管理の原則

管理対象区域（管理区域を含む）の出入管理の原則は次のとおりとする。

① 管理対象区域（管理区域を含む）の出入りは，出入管理箇所を経由して行う。

② 管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る者には，出入管理箇所で所定の保護衣類を配備して着用させる。また，出入管理箇所または免震重要棟において所定の放射線測定器を配備して着用させる。

③ 管理対象区域及び管理対象区域のうち管理区域から退出した者には，サーベイメータ等によって表面汚染検査を行わせる。

管理対象区域内のうち，汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に立ち入る者には，その出入口においてサーベイメータ等によって表面汚染検査（予め管理区域に係る値を超えないことを確認した場合は除く）を行わせる。

④ 出入管理箇所では，管理対象区域（管理区域を含む）の人の出入りを監視する。

(c) 管理対象区域（管理区域を含む）内での遵守事項

① 指定された場所以外では，飲食及び喫煙を禁止する。

② 異常事態の発生又はそのおそれがある事象を発見した場合は，直ちに必要箇所へ連絡させ，その指示に従わせる。

c. 物品の出入管理

管理対象区域への物品の持込み及び持出しは，出入管理箇所を経由して行う。なお，管理対象区域のうち管理区域内への物品の出入管理は，管理対象区域における物品の出入管理で実施している管理と同一である。

管理対象区域から物品を持ち出す場合には，スクリーニングレベルを超えないことを確認する。

なお，当社が貸与する下着類のうち再使用可能なものについては，これまで福島第一原

子力発電所の管理区域に設置する洗濯設備で洗浄し再使用する運用としていたが，震災により当該設備が使用できない状況にあるため，当社福島第二原子力発電所の管理区域に設置する同等の洗濯設備で洗浄して福島第一原子力発電所で再使用することとし，この場合における管理対象区域からの当該下着類の持出しにあたってもスクリーニングレベルを超えないことを確認する。当該運用にあたっては，福島第二原子力発電所で発生する使用済保護衣類の処理に支障を来さない範囲で行うとともに，洗濯廃液系の取り扱いにおいては福島第二原子力発電所の保安規定を遵守する。

d. 管理対象区域内の区分

管理対象区域は，管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

管理対象区域のうち管理区域は，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域と，表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質濃度が，法令に定める管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域とに区分する。なお，放射線レベルが高く，区域区分に係る条件を満足できない場合は，管理対象区域のうち管理区域を除く区域の区域区分と同一とする。

管理対象区域のうち管理区域を除く区域については汚染された物の表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるまたは超えるおそれのある区域と汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域とに区分する。

e. 作業管理

管理対象区域での作業は，放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減することを旨として原則として次のように行う。

① 事前に作業環境に応じて放射線防護具類の着用，作業人数，時間制限等必要な条件を定め，放射線業務従事者の個人被ばく歴を考慮して合理的な作業計画を立てる。また，上記の作業計画において必要な条件を定めるために，事前に作業訓練やロボットの活用を行うことも考慮する。

② 作業前及び作業中には，必要に応じ，外部放射線に係る線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し，高線量作業を識別した上で作業を行うとともに，事故後初めて立ち入る場合等必要な場合には，一時的遮へいの使用，除染等を行い，作業環境の改善に努める。

③ 請負業者の作業管理については，労働安全衛生法及び電離放射線障害防止規則に基づき各請負業者に実施義務があるが，東京電力の放射線業務従事者に準じて行う。具体的には，請負業者が作成する作業計画の内容を確認し，適切なものとなるよう指導する，作業計画の周知を図るよう指導する，作業現場を巡視するなどの指導または援助

を行う。

(3)保全区域内の管理

保全区域は,「実用発電用原子炉設置，運転等に関する規則」（第 8 条）の規定に基づき，標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し，かつ，管理の必要性に応じて人の立入制限等の措置を講じる。

(4)周辺監視区域内の管理

「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（第 8 条）の規定に基づき，周辺監視区域は人の居住を禁止し，境界にさく又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者を除く者の立入りを制限する。

周辺監視区域内は，全域を管理対象区域とし，その管理については,「3.1.2.3(2)管理対象区域内の管理」で述べる。

(5)個人被ばく管理

管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る者の個人被ばく管理は，線量を常に測定評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し，身体的状態を把握することによって行う。

なお，請負業者の放射線業務従事者の個人被ばく管理については，法令に定められるものについて，東京電力の放射線業務従事者に準じて扱う。

a. 管理対象区域（管理区域を含む）立入前の措置

放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とする。

また，放射線業務従事者に対しては，あらかじめ次のような措置を講じる。

① 放射線防護に関する教育，訓練を行う。

② 被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

b. 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量は,「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第 6 条及び第 8 条），及び最新の告示に定める線量限度を超えないようにする。

放射線業務従事者の 5 年間の線量のうち平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災以降から平成 23 年 3 月 31 日までの線量については,「福島第一原子力発電所で従事する労働者の被ばく線量管理等の徹底について　基発 0428 第 3 号・平成 23 年 4 月 28 日」に基づき平成 23 年度を含む定められた 5 年間の線量として線量限度を超えないようにする。

平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災以降から平成 23 年 3 月 31 日までの線量に係る「1 年間の線量が 20 ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該 1 年間を含む定められた

5 年間の線量」は平成 23 年度を含む定められた 5 年間の線量とし，「放射線業務従事者が業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び定められた 5 年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴」については，平成 23 年 3 月 11 日以降の経歴として記録する。

c．線量の管理

放射線業務従事者の線量が，線量限度を超えないよう被ばく管理上必要な措置を講じる。

(a)外部被ばくによる線量の評価

外部被ばくによる線量の測定は，原則として次のように行う。

① 管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る場合には，警報付ポケット線量計等を着用させ，外部被ばくによる線量をその日ごとに測定する。

② 特殊な作業に従事する者に対しては，その作業に応じて被ばくする線源や作業姿勢を考慮し適切な放射線測定器，例えば中性子線源取扱作業やβ線被ばく作業などに関しては中性子線用固体飛跡検出器やβ線測定用線量計等を，体幹部以外にも局所的に被ばくする箇所がある場合は当該末端部に着用させ，その都度線量の測定を行う。

(b)内部被ばくによる線量の評価

内部被ばくによる線量の測定は，原則として次のように行う。

① 放射線業務従事者の内部被ばくによる線量の評価は，ホールボディカウンタによる体外計測法又は作業環境の空気中の放射性物質の濃度を測定することにより行う。

② ホールボディカウンタによる測定は，発電所退所時（放射線業務従事者として勤務を解除する時）並びに定期的及び必要に応じて行う。

③ 放射性物質の体内摂取が考えられる場合には,必要に応じてバイオアッセイを行う。

(c)放射線業務従事者の線量の評価結果は，本人に通知する。

(d)個人の線量の測定結果は，定期的に評価，記録するとともに以後の放射線管理及び健康管理に反映させる。

なお，視察等管理対象区域（管理区域を含む）に一時的に立ち入る者については，その都度警報付ポケット線量計等を着用させ，外部被ばくによる線量の測定を行うほか，必要に応じて内部被ばくによる線量の評価を行う。

d．健康管理

① 「労働安全衛生規則」（第 44 条及び第 45 条）による健康診断のほか「電離放射線障害防止規則」（第 56 条),「東京電力福島第一原子力発電所における被ばく管理の徹底について　基安発 1030 号第 1 号・平成 24 年 10 月 30 日」及び最新の通知に基づき放射線業務従事者について健康診断を実施し，常にその健康状態を把握する。

② 健康診断結果及び線量の評価結果による医師の勧告等を考慮し，必要ある場合は，保健指導及び就業上の措置を講じる。

③ 発電所内において放射線障害が発生した場合又はそのおそれがある場合は必要な応急措置をとる。

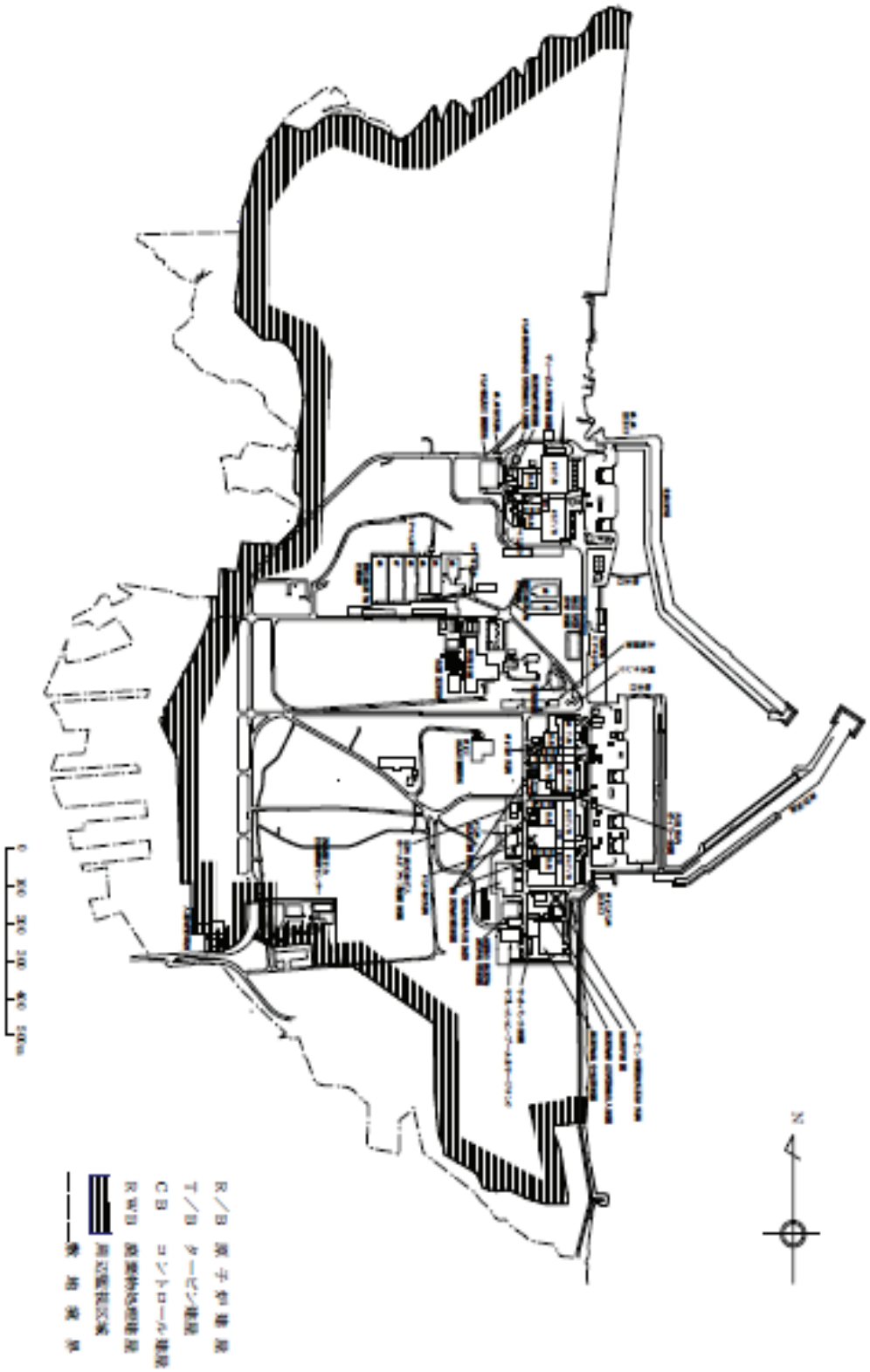



図３．１－１　周辺監視区域図

3.1.2.4　周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

気体廃棄物の環境中への放出にあたっては各建屋で放出監視を行い，液体廃棄物の環境中への放出にあたっては放出毎に測定を行うことにより，厳重に管理するが，更に異常がないことを確認するため，周辺監視区域境界付近及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

(1)空間放射線量等の監視

空間放射線量は，周辺監視区域境界付近及び周辺地域に設けるモニタリングポイントに蛍光ガラス線量計を配置し，これを定期的に回収して線量を読み取ることにより測定する。

空間放射線量率は，周辺監視区域境界付近にほぼ等間隔に８箇所設置されているモニタリングポストにより測定し，連続監視を行う。

モニタリングポストは，事故時に放出された放射性物質の影響により設置場所の線量率が上昇しているため，モニタリングポストの設置場所周辺からの空間線量率の影響を低減するために必要な範囲について森林の伐採，表土の除去を行う。線量率が高い一部の設置場所については，放射性物質の異常な放出の検知を目的として検出器周りに遮へい壁を設置するが，設置場所周辺の空間線量率の変動を監視するためにサーベイメータ等により測定を行う。

(2)環境試料の放射能監視

周辺環境の陸域及び海域における放射性物質濃度を比較的長寿命核種に重点を置き測定する。

陸域，海域について，それぞれ以下のモニタリングを実施し，事故時に放出された放射性物質の環境への影響及び追加の異常な放出が無いことを監視する。

①陸域

測定対象：空間線量率，放射性物質濃度

測定点　：原子炉建屋周辺，敷地周辺

②海域

測定対象：海水，海底土

測定点　：発電所前面海域，沿岸海域

なお，事故後に関係機関と連携して実施しているモニタリングについては，国の「総合モニタリング計画」に基づき引き続き実施する。

(3)異常時における測定

放射性物質を取り扱う各施設において，放射線量率の上昇や放射性物質の漏えいが生じた場合は，確認，測定の頻度を増やして放射線監視を強化する等，適切な措置を講じる。

今後各施設において想定される異常事象に備え，異常な放出が想定された場合，陸側では，

モニタリングポストによる監視に加え，γ線サーベイメータ，ダストサンプラ等を搭載したモニタリングカーにより気象データに基づき風下側において敷地周辺の空間放射線量率，空気中放射性物質濃度の測定を行い，環境への影響の範囲，程度などの推定を敏速かつ確実に行う。海側では，海水の測定頻度を増やす等して，環境への影響の範囲，程度などの推定を敏速かつ確実に行う。

3.1.2.5　放射線管理に用いる測定機器等

(1) 主要設備

a. 出入管理関係設備

出入管理，汚染管理のため，以下の設備を設ける。

(a) 出入管理設備

管理対象区域（管理区域を含む）への立入りは，出入管理箇所を通る設計とする。

出入管理箇所では人員，物品等の出入管理を行い，保護衣類及び放射線測定器の配備を行う出入管理設備を設ける。

(b) 汚染管理設備

人の出入りに伴う汚染の管理は，更衣所，退出モニタ等を設置し，汚染サーベイメータ，汚染除去用器材を備えた箇所において，管理対象区域から退出する前に表面汚染検査を行う。

b. 試料分析関係設備

各系統の試料等の化学分析及び放射能測定を行うために，津波・地震等による被害が比較的軽微であった5，6号機及び環境管理棟の設備を使用する。なお，化学分析設備の分析スペース及び放射能測定設備が足りず試料の適時処理ができない，放射能測定設備のバックグラウンドが高く低放射能濃度試料の測定ができない状況のため，化学分析棟を設置するとともに発電所構外でも試料分析を実施している。

(a) 化学分析設備

放射線レベルの低減，空調設備の復旧及び分析設備の健全性確認を行い，既存の化学分析設備を使用する。なお，放射線レベルが震災前の値に戻っていないこと，分析スペースも足りないことから，新たな化学分析設備も設置する。

(b) 放射能測定設備

放射能測定設備のうち，γ核種・全α核種・全β核種・トリチウム・ストロンチウムの測定設備を使用する。なお，放射線レベルのバックグラウンドが震災前の値に戻っていないこと，放射能測定設備が足りず試料の適時処理ができないことから，新たな放射能測定設備も設置する。

c. 個人管理用測定設備及び測定機器

個人の線量管理のため，外部放射線に係る線量当量を測定する蛍光ガラス線量計，警報付ポケット線量計等を発電所内に，内部被ばくによる線量を評価するためホールボディカウンタ等を発電所構外に備える。

なお，放射性物質の体内摂取が考えられる場合に実施するバイオアッセイについては，必要に応じて発電所構外にて実施する。

d. 放射線計測器の校正設備

放射線監視設備及び機器を定期的に校正し計測器の信頼度を維持するために，校正設備を設けている。本校正設備が健全であることを確認したため，今後も放射線監視設備及び機器は校正設備を用いて校正する。また，一部の放射線監視設備及び機器については，他施設に持ち込み放射線源による校正を行う。

e. 放射線監視

放射線監視設備は，エリア放射線モニタリング設備及び放射線サーベイ機器等からなり，次の機能を持つ。

エリア放射線モニタリング設備は，放射線レベルが設定値を超えたときは，警報を発する。

(a) エリア放射線モニタリング設備

既設建屋内のエリア放射線モニタが機能していない箇所については，建屋内への入域の頻度・エリアが限られていることから，入域の際に放射線業務従事者自らが周辺の放射線レベルを計測するという管理的手段により，異常の検知に努めている。

今後は，建屋内について入域の頻度の多さ，エリアの拡大を考慮して，必要に応じて上記の管理的手段から従来のエリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討をすすめていく。屋外については，敷地全域が汚染していることから，除染を行う等して放射線リスクの低減に努める。

(b) プロセス放射線モニタリング設備

放出監視のための放射線モニタについて，5，6号機の建屋換気排気に係るものを除いて現在機能していない状況である。放射性廃棄物の放出や建屋換気排気に係るモニタについては，機能を復旧させる必要があるが，当面，以下の設備により気体廃棄物の放出監視を行い，免震重要棟に表示する。

・1，2，3号機原子炉格納容器ガス管理設備
・1 号機原子炉建屋カバー排気設備（原子炉建屋カバー設置時のみ）
・2 号機原子炉建屋排気設備

5，6 号機主排気筒・非常用ガス処理系のモニタについては，5，6 号機中央制御室で表示している。

(c) 環境モニタリング設備

以下の環境モニタリング設備により発電所敷地周辺の放射線監視を行う。

① 固定モニタリング設備

敷地境界付近に設置されているモニタリングポスト8基により，連続的に空間放射線量率を測定し，免震重要棟で指示及び記録を行い，放射線レベル基準設定値を超えたときは警報を出す。また，空間放射線量測定のため適切な間隔でモニタリングポイントを設定し，蛍光ガラス線量計を配置する。

② 環境試料測定設備

周辺監視区域境界付近で，モニタリングポストが設置されている2箇所についてダスト放射線モニタ2基により，空気中の粒子状放射性物質を捕集・測定する。敷地内で，ダストサンプラにより，空気中の粒子状放射性物質を捕集する。

③ モニタリングカー

γ線サーベイメータ，ダストサンプラ等を搭載した無線通話装置付のモニタリングカーにより，発電所敷地周辺の空間放射線量率，空気中の放射性物質濃度を敏速に測定する。

④ 気象観測設備

発電所周辺の一般公衆の線量評価に資するため，敷地内で，各種気象観測設備により，風向，風速，日射量，放射収支量などを連続的に測定する。

(d) 放射線サーベイ機器

発電所内外の必要箇所，特に放射線業務従事者等が頻繁に立ち入る箇所については，外部放射線に係る線量当量率，空気中及び水中の放射性物質濃度並びに表面汚染密度のうち，必要なものを定期的及び必要の都度測定する。

測定は，外部放射線に係る線量当量率については，携帯用の各種サーベイメータにより，空気中及び水中の放射性物質濃度については，サンプリングによる放射能測定により，また，表面汚染密度については，サーベイメータ又はスミヤ法による放射能測定によって行う。

放射線サーベイ関係主要測定器及び器具は，以下のとおりである。

・GM管サーベイメータ
・電離箱サーベイメータ
・シンチレーションサーベイメータ
・中性子線用サーベイメータ
・ダストサンプラ
・ダストモニタ

(2) 主要仕様

放射線管理設備の主要仕様を以下に示す。

出入管理関係設備　1式

・更衣所

・退出モニタ

試料分析関係設備　1式

・Ge 半導体γ線スペクトロメータ

個人管理用測定設備及び測定機器　1式

・ホールボディカウンタ

・警報付ポケット線量計

・蛍光ガラス線量計

放射線監視設備　1式

・モニタリングポスト

・ダスト放射線モニタ（敷地境界付近）

・モニタリングカー

・気象観測設備

(3)点検・校正

出入管理関係設備，試料分析関係設備，放射線監視設備等は，定期的に点検・校正を行うことによりその機能の健全性を確認する。

### 3.1.3 敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染

#### 3.1.3.1 現状及び中期的見通し

事故により環境中に放出され敷地内に沈積した放射性物質の影響により，敷地内では空間放射線量率が上昇している。

敷地内に沈積した放射性物質については，現状，建屋表面や地表面への飛散防止剤の散布や建屋周辺及び建屋上部の瓦礫の撤去により，飛散（再浮遊）を抑制している。敷地内の空気中の放射性物質濃度の測定結果も低下傾向にあり，特に敷地境界付近では事故後ピーク時の約千分の１程度まで低下し，告示の濃度限度に対しても約百分の１程度となっていることから，飛散が抑制されていることが確認できる。

一方，人が常時滞在する免震重要棟内の空間放射線量率は高い状態であったが，除染，遮へいを行うことによって低減し，一部の非管理区域化（2.6μSv/時以下）を実現した。

また，敷地境界に設置し，連続的に空間放射線量率を測定しているモニタリングポストについては，事故時に放出された放射性物質の影響により設置場所の線量率が上昇しているため，十分な監視ができていない状況であったが，異常な放射性物質の放出の早期検知を目的として，当面の対策として可能な範囲で森林伐採，表土除去や遮へい壁設置による環境改善を実施している。

敷地内の作業環境改善，敷地外への飛散抑制，敷地境界付近での放射線監視の環境改善のために，敷地内の放射性物質の除去（除染）を進め，将来的には，発電所全体からの影響による敷地境界線量が 1mSv/年未満となることを目指す。

#### 3.1.3.2 基本的対応方針及び中期的計画

一般公衆や放射線業務従事者の被ばく線量が告示に定める線量限度を超えないことはもちろん，合理的に達成できる限り低くすることを目標とする。このため，作業員等が滞在する居室や作業場所を始めとして敷地内の除染を進める。

敷地内の建屋や土壌の放射性物質濃度や空間放射線量率の分布から，敷地内や敷地境界における評価地点の線量率への影響度合いにより，下記の基本的考え方に基づき除染実施箇所の優先順位の設定を行い，順次除染を実施していく。また，線量率低減の効果を確認し，除染方法の改善，計画の見直しを図っていく。

除染終了までの間については，瓦礫等の撤去を引き続き実施するとともに，敷地内の空気中の放射性物質濃度を確認し，必要に応じ放射性物質の除去等の飛散防止対策を行う。

敷地内除染の基本的考え方

(1) 目的

・一般公衆，放射線業務従事者の被ばく線量の低減，今後の事故対応を円滑に進

めるための作業性の向上

(2) 分類

・執務エリア：非管理区域化を目指すエリア（免震重要棟）
線量低減を目指すエリア（企業棟）

・作業エリア：多数の作業員が復旧作業に従事するエリア

・アクセスエリア：作業エリアへアクセスする敷地内主要道路

・その他エリア：森林等，１～４号機周辺を除く上記以外のエリア

(3) 優先順位

・基本的に，多くの作業員が立ち入る場所の線量低減を図る観点から，対象箇所を選定。

・執務エリアのうち，免震重要棟については，非管理区域化の早期実現のため，最優先で実施。企業棟については，各企業のニーズに応じて実施。

(4) 目標レベル

・執務エリア　2.6μSv/時以下

・執務エリア以外　段階的に引き下げていく

除染方法については現時点で以下の方法が考えられるが，今後，国内外の知見や技術開発の動向に注視し，効果的な方法を検討する。除染方法の選定にあたっては必要により実験等による確認も行う。

現時点で考えられる除染方法

①建屋表面の除染

外壁に付着している放射性物質の高圧水やサンドブラスト等による除去（放射線業務従事者の線量低減）

②土壌の除染

放射性物質が沈着している表土の剥ぎ取り，天地返し（放射線業務従事者，一般公衆の線量低減）

③森林の除染

放射性物質が付着している樹木の伐採や落葉の回収（放射線業務従事者，一般公衆の線量低減）

④その他の除染

建屋以外の工作物や道路の舗装面等に付着，沈積している放射性物質については，再飛散の防止に配慮した方法で洗浄や集塵等を行う。（放射線業務従事者の線量低減）

⑤放射性物質により汚染された物の処理・保管管理

除染により発生した放射性物質により汚染された物について，放射性物質濃度，

性状に応じて処理し，保管管理を行う。

下記の基本工程に基づき，順次除染を進める。中期的には，プラントの安定化，安全確保の実現のための作業を進めるために，免震重要棟や敷地内の作業環境の改善を進める。

基本工程

(1) 現状の汚染状況，環境への影響度合いの調査

・敷地内及び人が常時滞在する場所を調査

(2) 実施計画の作成

・基本的考え方に基づく優先順位により，エリア毎の実施計画を作成

(3) 除染実施，低減効果の確認，除染方法の改善，計画の見直し・実施

・モニタリングポスト周辺の除染を実施

・執務エリア（免震重要棟等）の除染を実施

・作業エリアの除染を実施

・アクセスエリアの除染を実施

・その他エリア（１～４号機周辺を除く）の除染を実施

### 3.1.4　港湾内の海水、海底土及び地下水の放射性物質の低減

#### 3.1.4.1　現状

2，3 号機取水口からの高濃度の放射性物質を含んだ水の漏えいにより，港湾内の 1～4 号機取水路前面の海水中の放射性物質濃度は，Cs-137 で 50,000 Bq/L 程度に上昇した。このため，取水口をシルトフェンスにより仕切り拡散防止を図ると共に，1～4 号機取水路前面の海水中の Cs を循環型浄化装置や繊維状吸着材浄化装置により除去している。現在は，100 Bq/L 程度までに低下してきている。

また，海底には放射性物質濃度の高い海底土が堆積しており，物揚場前では Cs-137 で 44,000 Bq/kg 程度（2012 年 7 月時点）となっている。海底土の巻き上がり等に伴う拡散の影響を低減する対策として，1～4 号機及び 5，6 号機取水路前面の海底土の被覆を実施している。

1,2 号機タービン建屋東側の護岸付近の地下水において,放射性物質が告示濃度限度(海水中の放射性物質濃度が線量限度等を定める告示に定める周辺監視区域外の濃度限度)を上回る高い濃度で検出されており，港湾内海水中の放射性物質濃度が減少していない。

#### 3.1.4.2　基本的対応方針

港湾内の海水及び海底土については，海底土に含まれる放射性物質の拡散を防止し，港湾内の海水中の放射性物質濃度が告示に定める周辺監視区域外の濃度限度（告示濃度）を下回ることを目標とする。

地下水については，地下水を経由しての海洋汚染の拡大を抑制する措置を早急に講じるとともに，地下水のモニタリング等により汚染経路の調査を実施する。また，高濃度の汚染水が滞留している２号機及び３号機の海水配管トレンチ等については，トレンチ内の汚染水の処理，移送，止水を検討，実施していく。さらに，地下水及び港湾内の海水についてモニタリングを強化する。

#### 3.1.4.3　低減対策の基本的考え方

(1)今後の検討

1～4 号機前のシルトフェンスで仕切られたエリア（取水路開渠内）では海水中の放射性物質濃度が，告示濃度を上回る値となっている。また，各号機取水口前に設置したシルトフェンスの内側と外側に濃度差が見られ，内側の濃度が高い傾向にある。汚染拡大防止という観点では，取水路開渠外や港湾外の濃度は低いレベルで推移し外洋への影響は小さくなっているものと考えられるが，告示濃度を上回るエリアが残っているため，港湾内の海水中の放射性物質のモニタリングを継続し，港湾外への影響がないことを確認する。地下水及び海水のモニタリング結果について総合的な評価を行うとともに，社外専門家による，変動要因の解明や低減対策の効果等の評価，検討を行う。

(2)低減対策

港湾外への放射性物質の拡散防止を図るために，シルトフェンスによる取水路開渠内からの汚染拡大の抑制を維持するとともに，地下水による海洋汚染拡大を防止するために護岸付近の地盤改良，トレンチ内汚染水処理・排水及び閉塞，及び海側遮水壁を１～４号機の既設護岸の前面に設置する（詳細は，「Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備　2.6 滞留水を貯留している（滞留している場合を含む）建屋」を参照)。さらに，大型船の航行に必要な水深の確保のために行う港湾内の浚渫により発生する土砂を港湾内に集積し固化土による被覆を行う。また，港湾内の海水中の放射性物質濃度低減を図るために，１～４号機取水路前面において繊維状吸着材浄化装置による Cs の除去を継続する。今後，社外研究機関等の協力を得て，海水中に安定元素が大量に存在するため現状では除去が困難な Sr について除去技術の調査を進め，現場適用可能な方法による除去計画について検討する。

地下水及び港湾内の海水におけるモニタリングは，地下水の水位等のデータの分析結果から、汚染された地下水が海水に漏えいしているものと推定したことから、図１に示す箇所について放射性物質のモニタリングを表１の項目及び頻度にて実施する。なお、今後、必要に応じて測定点及び頻度等を見直すものとする。

表１　地下水及び港湾内のモニタリング計画（分析項目、頻度）

| エリア | サンプリング箇所 | | 分析項目および頻度 | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | γ線 | H-3 | 全β | Sr-90 |
| １～４号機取水口付近 | ① | 1,2 号機取水口間（表層） | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/月 |
| | ② | 1,2 号機取水口間（下層） | | | | |
| | ③ | 1 号機シルトフェンス内側 | 毎日 | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/月 |
| | ④ | 2 号機シルトフェンス内側 | | | | |
| | ⑤ | 1～4 号機取水口内北側※1 | 毎日 | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/月 |
| | ⑥ | 1 号機シルトフェンス外側 | 毎日 | － | － | － |
| | ⑦ | 2 号機シルトフェンス外側 | | | | |
| | ⑧ | 2,3 号機取水口間（表層） | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/月 |
| | ⑨ | 3,4 号機取水口間（表層） | | | | |
| | ⑩ | 3 号機シルトフェンス内側 | 毎日 | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/月 |
| | ⑪ | 4 号機シルトフェンス内側 | | | | |
| | ⑫ | 3 号機シルトフェンス外側 | 毎日 | － | － | － |
| | ⑬ | 4 号機シルトフェンス外側 | | | | |
| | ⑭ | 1～4 号機取水口内南側 | | | | |
| 港湾内 | ⑮ | 物揚場 | 毎日 | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/月 |
| | ⑯ | 6 号機取水口前 | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/週 | － |
| | ⑰ | 港湾内北側※2 | | | | |
| | ⑱ | 港湾内東側※2 | | | | |
| | ⑲ | 港湾内南側※2 | | | | |
| | ⑳ | 港湾内西側※2 | | | | |
| | ㉑ | 港湾口※2 | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/月 |
| 南北放水口付近 | ㉒ | 5,6 号機放水口北側※4 | 毎日 | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/月 |
| | ㉓ | 南放水口付近※4 | 毎日 | 1 回/週 | 毎日 | 1 回/月 |
| | ㉔ | 港湾口東側※2 | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/週 | － |
| | ㉕ | 北防波堤北側※2 | | | | |
| | ㉖ | 南防波堤南側※2 | | | | |
| 陸域（1～4 号機タービン建屋海側） | ㉗ | 地下水観測孔 No.1（追加ボーリング含む） | 1 回/週 | 1 回/週 | 1 回/週 | 初回のみ |
| | ㉘ | 地下水観測孔 No.2（追加ボーリング含む） | 1 回/週（2 回/週）※3 | 1 回/週（2 回/週）※3 | 1 回/週（2 回/週）※3 | 初回のみ |
| | ㉙ | 地下水観測孔 No.3（追加ボーリング含む） | | | | |
| | ㉚ | 1 号機サブドレン | 3 回/週 | 2 回/年 | 2 回/年 | 2 回/年 |
| | ㉛ | 2 号機サブドレン | 3 回/週 | 1 回/月 | 1 回/月 | 1 回/月 |
| | ㉜ | 3 号機サブドレン | 3 回/週 | 2 回/年 | 2 回/年 | 2 回/年 |
| | ㉝ | 4 号機サブドレン | | | | |

※１　海側遮水壁工事の進捗により採取場所を変更するが、当面は併行測定
※２　天候により採取できない場合あり。
※３　取水口間護岸の地盤改良対策完了までの監視強化
※４　記載の分析項目及び頻度に加え、Pu-238、Pu-239＋Pu-240 を 1 回/月測定する。

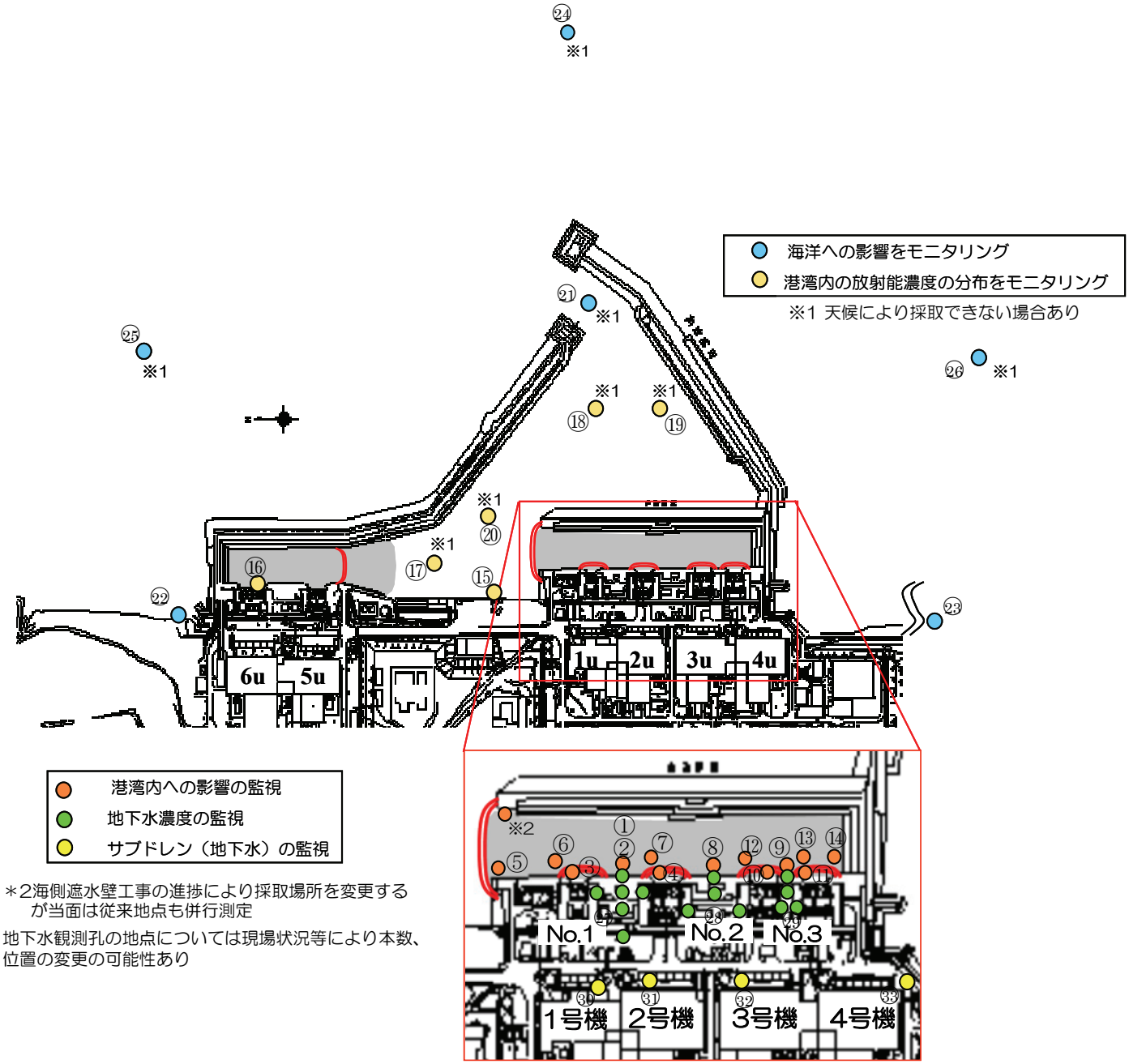



図１　地下水及び港湾内の海水モニタリング地点

4　保守管理に係る補足説明

4.1　保全計画策定の考え方

福島第一原子力発電所（１号機～４号機ならびに５，６号機の仮設設備）における点検・保守活動による信頼性確保として，

・ 高線量であること等を踏まえて可能な範囲での定期的な巡視点検やポンプの切替運転等に合わせた健全性確認，当該結果を踏まえた補修，取替等を線量も考慮の上，検討，実施する。
・ 上記の保守活動に加え，振動測定等の状態監視や予防保全を目的としたポンプ等の定期的な分解点検や取替等を組み合わせた保守活動を行う。
・ 上記の健全性確認にあたり，現場の状況等を勘案し，機器・箇所等を選択して実施する。

としており，異常検知後の早期復旧の観点から予備品，消耗品の配備に努めるとともに，これらの点検・保守活動で得られる情報や不具合等の知見については，保全計画に適宜反映する。

上記を踏まえ，保全計画の策定にあたっては，高線量雰囲気に設置されている機器があることや作業進捗により現場状況・設備が変わっていくこと，設備の供用期間等を考慮し，設備の機能維持・信頼性向上を合理的に実施するため，下記の考え方に基づき策定する。

（１） 系統・機器の機能の重要度に応じた有効な保全方式の選定

系統の安全上重要な機能を明確にし，構成する各機器の冗長性等も考慮して，機器の故障が系統の安全機能に与える影響によって重要度を決定していく。以下の重要度に応じた有効な保全方式等を選定する。

Ａ．当該機器の損傷又は故障或いは異常事態発生時に，原子炉の冷却機能，臨界防止機能，格納容器内の不活性雰囲気の維持機能および使用済燃料プールの冷却機能の喪失または機能低下，放射性物質の系外放出にただちに影響を及ぼす系統及び機器ならびに非常用電源設備

Ｂ．当該機器の損傷又は故障或いは異常事態発生時に，原子炉の冷却機能，臨界防止機能，格納容器内の不活性雰囲気の維持機能および使用済燃料プールの冷却機能の喪失または機能低下，放射性物質の系外放出に影響を及ぼすものであって，Ａ以外の系統及び機器

Ｃ．その故障がほとんど影響を及ぼさないもの

保全方式の選定にあたっては，被ばく低減の観点から，定期的な巡視点検や切替運転時の状態確認等の状態監視（ＣＭ）を積極的に取り入れることにより機器の状態把握に努めることを基本として，これまでの発電所での実績・経験等から機器の劣化及びその劣化事象の兆候の事前検知性を踏まえて，状態基準保全（ＣＢＭ）又は時間基準保全（ＴＢＭ）の選択をする。なお，事後保全（ＢＤＭ）を選択した場合であっても，異常検知後の早期復旧の観点から可能な範囲での巡視点検等を検討する。ただし，原子炉格納容器，原子炉建屋等，高線量雰囲気でアクセス困難な箇所に設置される機器については，予備品等による状況に応じた対応を行うとともに，作業環境等の改善に応じて保全計画の見直しを行う。

（２） 保全の改善

現在，設置している設備は使用期間が短く点検実績に乏しいこと，復旧作業等によって作業環境等が変化すること，また，策定した保全計画に基づく設備の点検結果及び状態監視結果ならびに今後得られる知見等も踏まえ，取替時期も含めた保全方式，周期の継続的な見直しを行う。

## 4.2　５・６号機　滞留水の影響を踏まえた設備の保守管理について

５・６号機については，建屋内へ流入する地下水により滞留水が増加している状況である。そのため，６号機原子炉建屋付属棟地下階に設置されている液体廃棄物処理系のステンレス鋼製タンクの腐食や冷温停止維持に必要な電源設備の被水について考慮し，保守管理の一環として，当該地下階滞留水の水質確認及び構内散水の放射能濃度確認を，以下の通り実施する。

(1)建屋内滞留水の水質

６号機原子炉建屋付属棟地下階の一部没水している設備には，放射性廃液が貯蔵されているステンレス鋼製のタンク及び付属配管があるため，滞留水の塩化物イオン濃度を，ステンレス鋼に局部腐食が発生し得る塩化物イオン濃度（常温で 500ppm 程度）以下であることを定期的に確認する。

(2)構内散水の放射能濃度

５・６号機の滞留水については，冷温停止維持に必要な電源設備の被水を防止するため滞留水貯留設備にて処理し，構内に散水している。構内散水は，作業前に散水可能な放射能濃度（セシウム 134 及びセシウム 137 の和が 0.01Bq/$cm^3$）以下であることを確認後，実施する。

# Ⅳ　特定核燃料物質の防護

# Ⅳ　特定核燃料物質の防護

本章については，福島第一原子力発電所内の特定核燃料物質の盗取等による不法な移転の防止及び妨害破壊行為の防止のための措置を講じる。

なお，講じる措置の内容については，防護措置に関する詳細な事項が含まれるため，別に管理するものとする。

# Ⅴ　燃料デブリの取出し・廃炉

## Ⅴ　燃料デブリの取り出し・廃炉

### １．　燃料デブリの取り出し・廃炉に係わる作業ステップ

燃料デブリ等の取り出しを開始するまでに必要な作業は高線量下にある原子炉建屋内等で行なわれる。現在，炉心に注入した冷却水が圧力容器や格納容器から漏えいしている状態にあるが，漏えい箇所の状況や格納容器・圧力容器の内部の状況が確認できていない。このため，ＴＩＰ案内管を活用し燃料デブリの位置に関する情報や取り出し装置開発に必要なインプットに資する情報入手作業を試みる検討をしているが，現時点において情報を入手できていないため，燃料デブリ等を取り出すための具体的な方策を確定することは難しい状況にある。しかし，燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法が作業被ばく低減等の観点から最も確実な方法の１つであると考えていることから，まずは調査装置等を開発し，格納容器の水張りに向けた調査を行ない，止水に向けた具体的な方策を構築するものとする。また，燃料デブリの取り出し技術の開発に向けて，開発した装置を用いて格納容器内の状況調査を実施する。

なお，格納容器の水張りに向けた調査や格納容器内の状況調査にあたり，事前に遠隔操作型の除染装置等を用いて除染等を行ない作業場所の線量低減を図るものとする。

現時点で想定している燃料デブリ取り出しに係わる作業ステップは以下の通りである。本ステップについては，今後の現場調査の結果や技術開発の進捗状況等により適宜見直していく。また，廃止措置に向けて，燃料デブリの取り出し作業等によって得られる各種データの蓄積を図っていく。

①原子炉建屋内は高線量であるため，作業場所の線量低減が必要となる。遠隔操作型の除染装置等を用いて原子炉建屋内の線量低減を図るべく，2013 年度上期から瓦礫撤去と除染・遮へい作業を実施する。

②線量低減後に，開発中の遠隔操作型の調査装置を用いて格納容器下部の漏えい箇所等の状況確認を実施する。線量低減に要する期間を事前に予見することは難しいが，2014 年度から漏えい箇所等の状況確認ができるよう装置開発を進める。

③格納容器下部の漏えい箇所等の状況確認結果を踏まえ，格納容器下部の止水装置を開発し，止水・水張りを行なう。

④格納容器内本格調査用装置開発のためにはデータ収集が必要であるため，線量低減後に格納容器内の環境調査（アクセスルートの状況，線量，温度など）を目的に格納容器内事前調査を 2013 年から実施する。この事前調査で得られた情報を基に格納容器内部調査に必要となる技術開発を行ない，実証終了後，本格的な内部調査を行なう。

⑤格納容器上部補修のための遠隔操作型の調査・補修装置を開発し，調査・補修・水張りを実施する。

⑥原子炉建屋コンテナ等を設置し，圧力容器の上蓋等を開放する。

⑦圧力容器内部の調査技術を開発し，調査を実施する。

⑧格納容器や圧力容器の内部調査結果等を踏まえ，燃料デブリ取り出し技術の開発，燃料デブリの臨界管理技術の開発，燃料デブリ収納缶の開発，計量管理方策の確立が完了していること等も確認した上で，燃料デブリの取り出しを開始する。

２．　添付資料

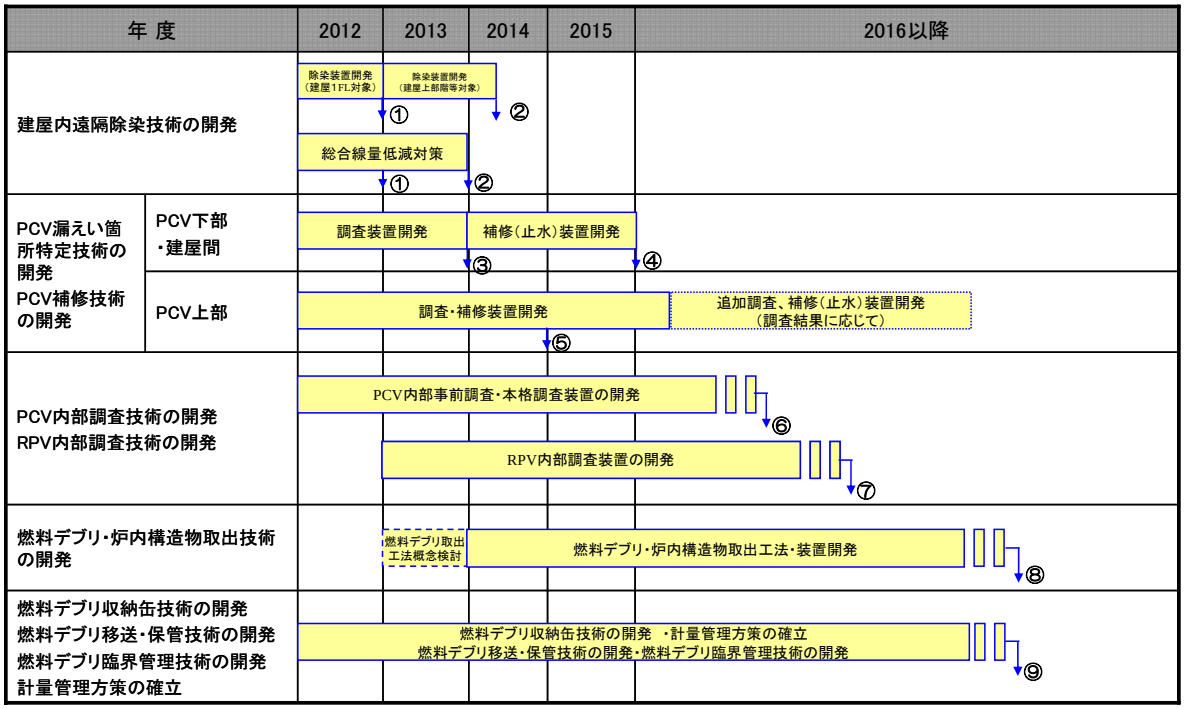
添付資料－１　燃料デブリ取り出しに向けたプロセス

添付資料－２　現段階での原子炉格納容器内部調査について

添付資料－３　現段階での 2 号機 TIP 案内管を活用した炉内調査・温度計設置について

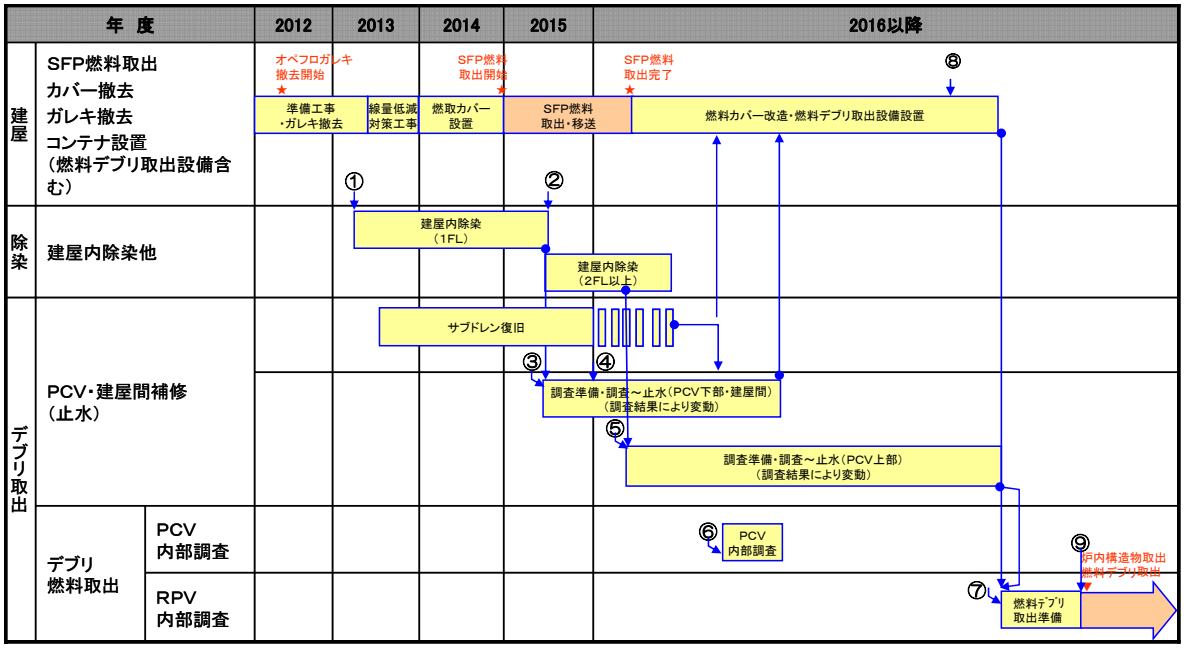
添付資料－４　原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料

## １．　燃料デブリ取り出しに向けたプロセス－①研究開発



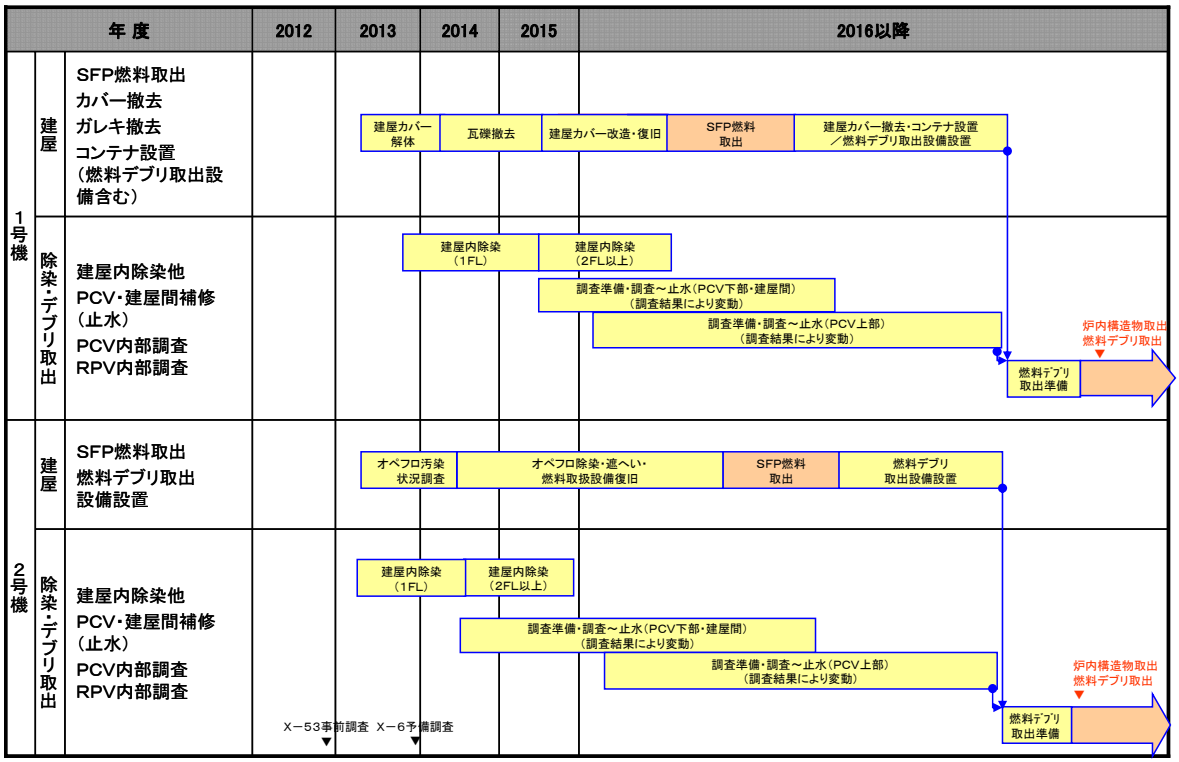

注）上記プロセスは，現場状況，研究開発の進捗等により見直していく

## ２．　燃料デブリ取り出しに向けたプロセス－①３号機プロセス




注）上記プロセスは，現場状況，研究開発の進捗等により見直していく

## ３．　燃料デブリ取り出しに向けたプロセスー③１，２号機プロセス




注）上記プロセスは，現場状況，研究開発の進捗等により見直していく

# 現段階での原子炉格納容器内部調査について

燃料デブリの取り出しにあたっては，原子炉格納容器の補修等が必要であり，そのため原子炉格納容器内部の調査を適宜検討･実施し,原子炉格納容器内部の状況の把握に努め,燃料デブリの取出しに向けた準備作業を実施していくこととする。

## １．原子炉格納容器内部調査実施内容

原子炉格納容器内部調査の実施内容について適宜検討したうえで実施することとなるが，原子炉格納容器内部へのアクセスについては，まずは原子炉格納容器貫通部（原子炉格納容器予備ペネ）からカメラ等を挿入し，内部の状況を確認する。

## ２．常設監視計器の設置の検討・実施内容

原子炉格納容器内部調査に際し，原子炉格納容器予備ペネから常設監視計器を挿入する。常設監視計器としては，原子炉格納容器内の冷却状態の把握を行っている温度計が故障することに備え，新たな原子炉格納容器内温度計の設置を検討・実施する。

また，今後の原子炉格納容器の補修に向け，原子炉格納容器の漏えい孔の大きさや位置に関する情報が得られる可能性があることから，原子炉格納容器水位検出器の設置も併せて検討・実施する。

## ３．原子炉格納容器貫通部の構造について

### （１） 基本方針

(a) 原子炉格納容器の隔離機能

現状，福島第一原子力発電所１～３号機の原子炉格納容器は，原子炉圧力容器の圧力バウンダリを格納し放射性物質の漏えいを制限する機能は失われている。原子炉格納容器の内部調査等にあたっては，現状の原子炉格納容器内圧力を考慮し，それに耐えうる構造とする。

(b) 孔あけ加工範囲

原子炉格納容器内部の詳細な状況は把握出来ておらず，既設ハッチの開閉は困難であるため，原子炉格納容器予備ペネ部に孔あけ加工を実施する。なお，孔あけ加工範囲については挿入する機器を考慮のうえ,最小限の孔あけとなるよう加工する。また，孔あけ箇所は，被ばく線量等の作業環境も考慮して選定する。

### （２） 作業内容

(a) 原子炉格納容器貫通部孔あけ作業

原子炉格納容器貫通部のうち原子炉建屋１階の予備ペネの閉止板に，電動加工機

によるカッター（ホールソー）にて孔あけ加工を実施する。

孔あけ加工箇所については，チャンバー（１号機）又は新設スプール（２号機）ならびに隔離弁を取り付けるとともに，シール性を有する加工機を用いて，加工中および加工後の原子炉格納容器バウンダリ機能を維持する。(隔離弁は，加工後の孔あけ加工機取り外しの際に閉じる)（別添－１，２参照）

１号機　原子炉格納容器貫通部

| 項目 | 内容 |
|---|---|
| 孔あけ加工箇所数 | １箇所 |
| 原子炉格納容器貫通部番号 | X-100B（予備ペネ） |
| 原子炉格納容器貫通部　設置場所 | １号機原子炉建屋１階　北西部 |
| 工事による孔加工の大きさ | φ130mm |
| 工事箇所の閉止板（予備ペネ）板厚 | 28mm |

２号機　原子炉格納容器貫通部

| 項目 | 内容 |
|---|---|
| 孔あけ加工箇所数 | １箇所 |
| 原子炉格納容器貫通部番号 | X-53（予備ペネ） |
| 原子炉格納容器貫通部　設置場所 | ２号機原子炉建屋１階　北西部 |
| 工事による孔加工の大きさ | φ50mm |
| 工事箇所の閉止板（予備ペネ）板厚 | 30mm |

なお，内部調査に用いる機器，設置する機器等については，シール性を有するものにて構成し，当該機器からの漏えいが無いようバウンダリ機能を確保する。(装置構造のバウンダリ構造概略については別添－３参照)

(b) 被ばく低減対策

孔あけ箇所は，作業性，アクセス性および雰囲気線量を考慮し，原子炉建屋１階の予備ペネを選定することにて，被ばく低減に努める。また，事前に模擬訓練を行い作業の習熟度の向上をはかるとともに，日々の作業における時間管理にて被ばく管理に努める。

なお，孔あけ工事においては，原子炉格納容器内圧力より高い圧力にて窒素を封入し，残留水素があった場合の爆発防止をはかるとともに原子炉格納容器内雰囲気の流出による過剰被ばくとならないよう配慮する。

その他，仮設遮へいを活用し被ばく低減対策を実施する。(窒素封入位置については別添－２参照)

（３） 構造強度及び耐震性

(a) 構造強度

福島第一原子力発電所１～３号機の原子炉格納容器は，原子炉圧力容器の圧力バウンダリを格納し放射性物質の漏えいを制限する機能は失われており，設置する常設監視計器のシール部は，現状の原子炉格納容器内圧力を考慮し，必要な構造強度を有するものと評価する。

１号機　常設監視計器取り付けシール部許容圧力

| 部位 | 許容圧力 |
|---|---|
| 常設監視計器取り付けシール部 | 300kPa g |
| （参考）原子炉格納容器圧力 | （参考）113.9kPa abs（H25.3 月最大値） |

２号機　常設監視計器取り付けシール部許容圧力

| 部位 | 許容圧力 |
|---|---|
| 常設監視計器取り付けシール部 | 340kPa g |
| 既設スプール取り付け部 | 20kPa g |
| （参考）原子炉格納容器圧力 | （参考）8.78kPa g（H25.3 月最大値） |

なお，常設監視計器は，メーカー調達標準により手配，製造され，許容圧力に耐えることは，製造時における耐圧・外観試験により確認している。また，常設監視計器設置作業時にも，原子炉格納容器内圧力に対して，既設原子炉格納容器貫通部との取付け部等に漏えいのないことを確認する。

(b) 耐震性

孔あけ工事ならびに原子炉格納容器内常設監視計器設置に伴い，既設原子炉格納容器貫通部に隔離弁，シール部ならびに常設監視計器が接続される。常設監視計器は，既設架台と新設架台にて荷重を受け，格納容器貫通部に荷重が集中しないようにする。

また，新設架台は既設架台または床に固定し，転倒防止措置をはかる。（別添－４参照）

なお，常設監視計器損傷の際には，常設監視計器を引き抜くか切断の上，設置した隔離弁を閉じる措置を取ることとする。この措置を取るまでの間に損傷箇所（原子炉格納容器側）より放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量については，周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではないことを評価している。（添付資料－４参照）

４．その他

（１） 常設監視計器の基本仕様

常設監視計器(原子炉格納容器内温度計)の基本仕様は,「Ⅱ　特定原子力施設の設計,設備」の内,「２　特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画」の内,「２．９　原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器」に記載する。

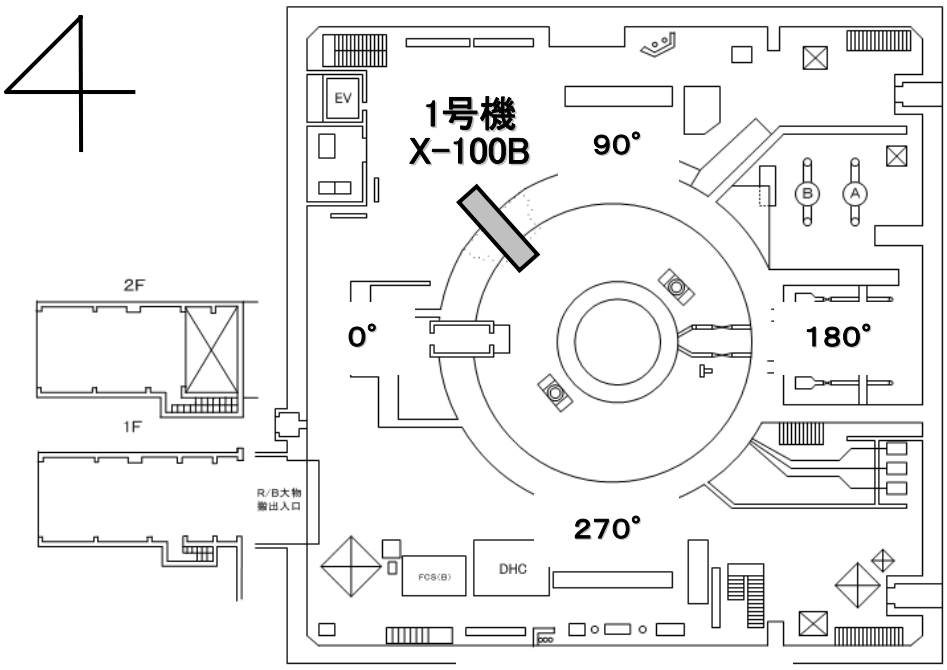
５．添付資料

別添－１　原子炉格納容器貫通部　位置図（平面図）

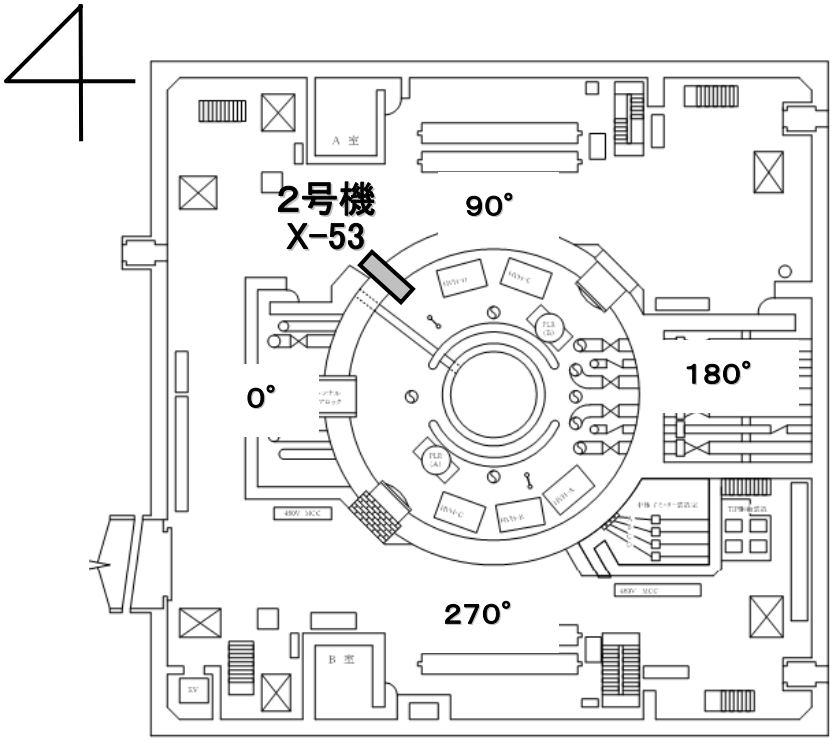
別添－２　原子炉格納容器貫通部　加工機　構造概略図

別添－３　原子炉格納容器　常設監視計器　構造概略図

別添－４　常設監視計器　支持構造図



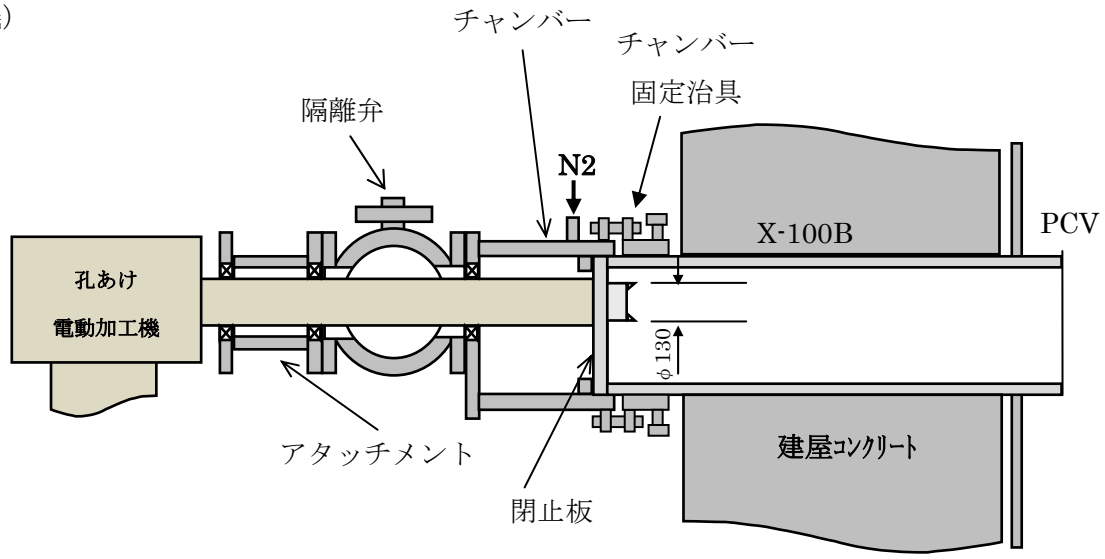

１号原子炉建屋１階




２号原子炉建屋１階

原子炉格納容器貫通部　位置図（平面図）

（１号機）




閉止板孔あけ加工

１．X-100B にチャンバー，隔離弁，アタッチメントを取付。

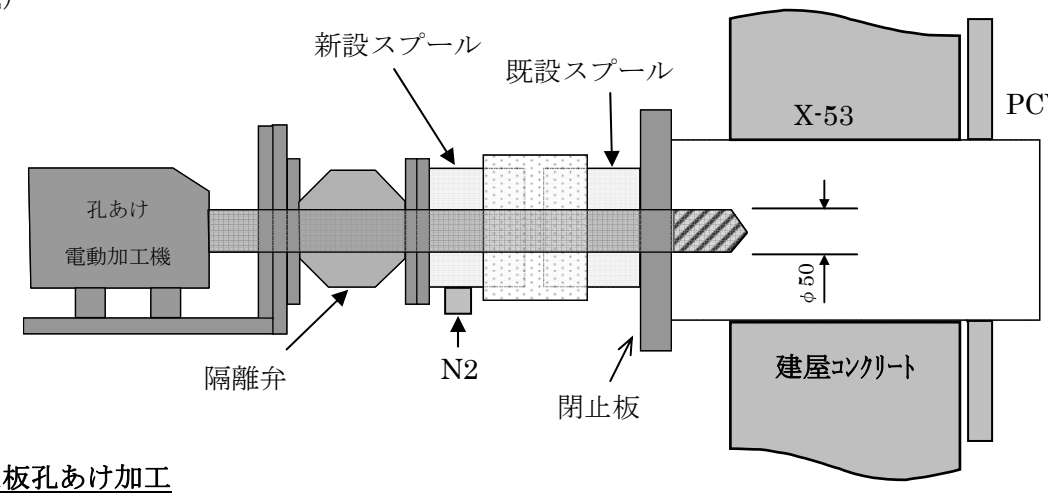
２．隔離弁を開き，孔あけ電動加工機のカッターを挿入。

３．カッターにて閉止板を孔加工(φ130mm)。

４．カッターを引き抜き，隔離弁を閉じる。

＊孔あけ時には窒素を封入。

（２号機）




閉止板孔あけ加工

１．X-53 に新設スプールならびに隔離弁を取り付ける。

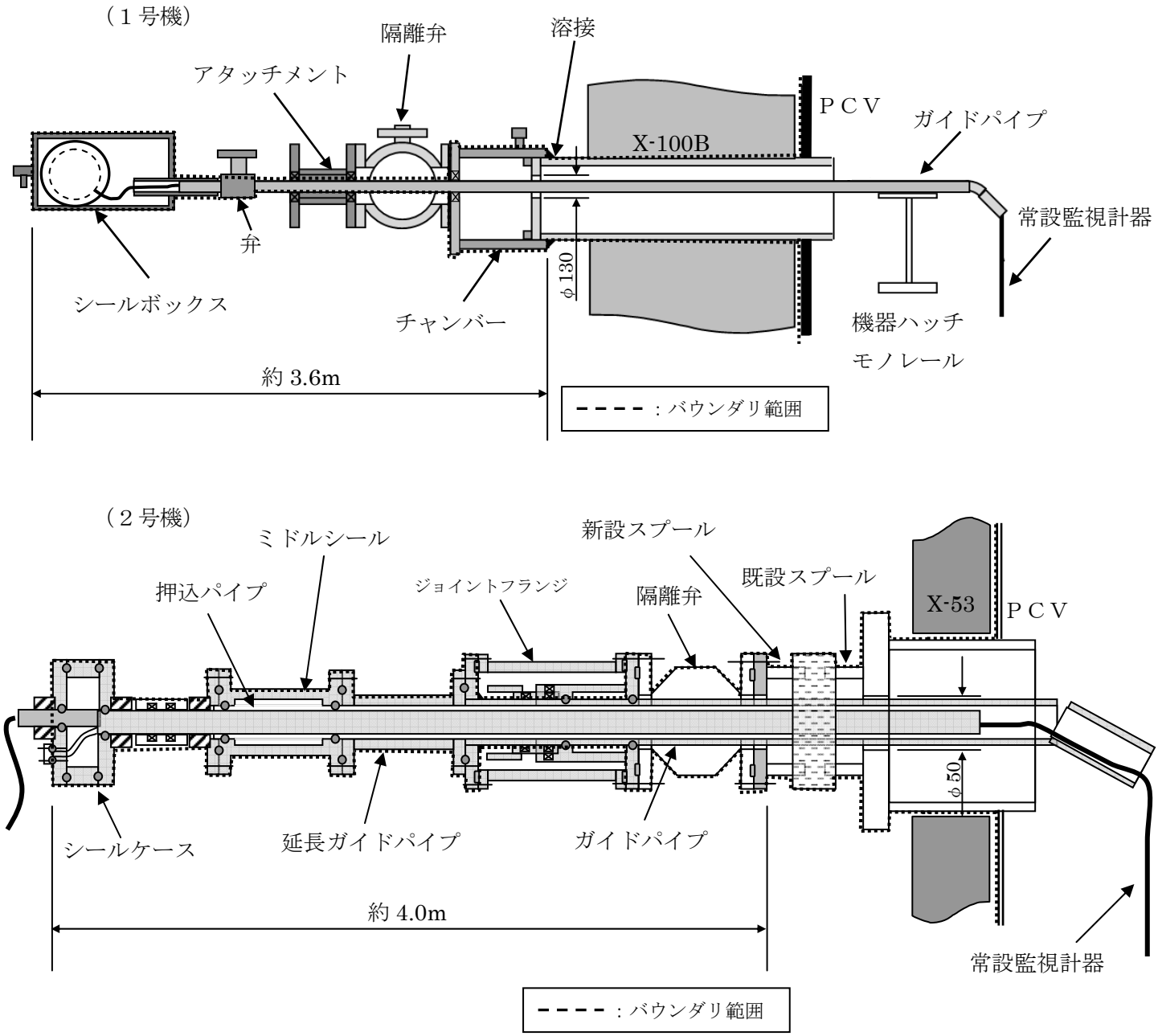
２．隔離弁を開き，孔あけ電動加工機のカッターを挿入。

３．カッターにて閉止板を孔加工(φ50mm)。

４．カッターを引き抜き，隔離弁を閉じる。

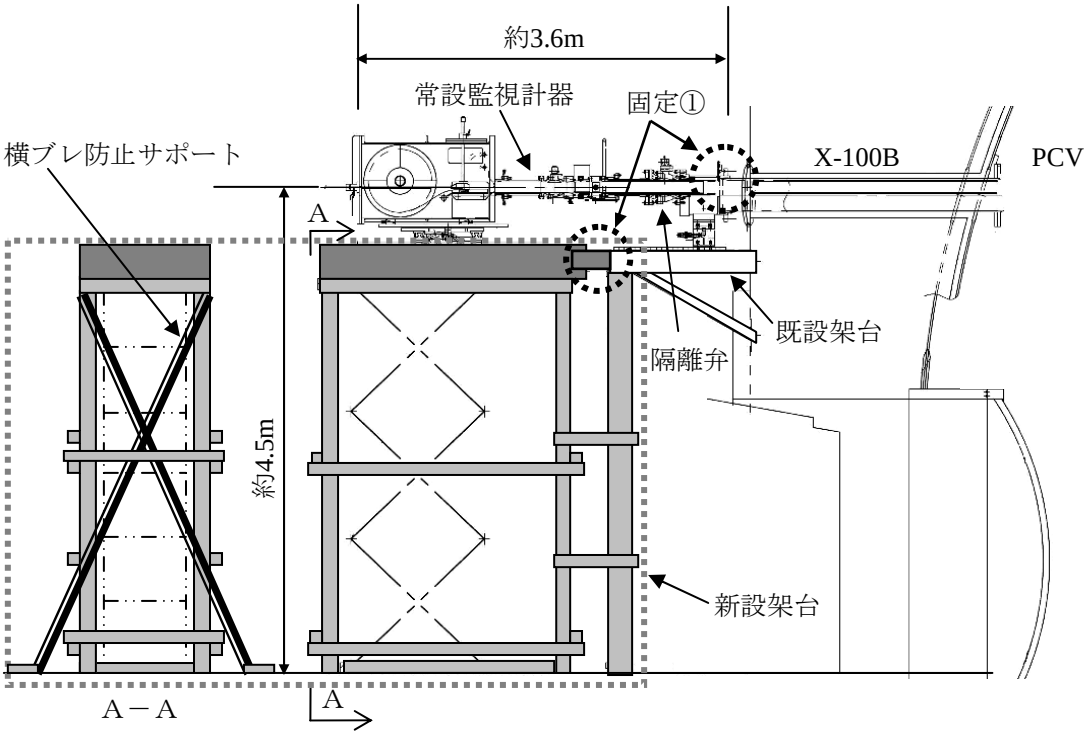
＊孔あけ時には窒素を封入。

原子炉格納容器貫通部　加工機　構造概略図

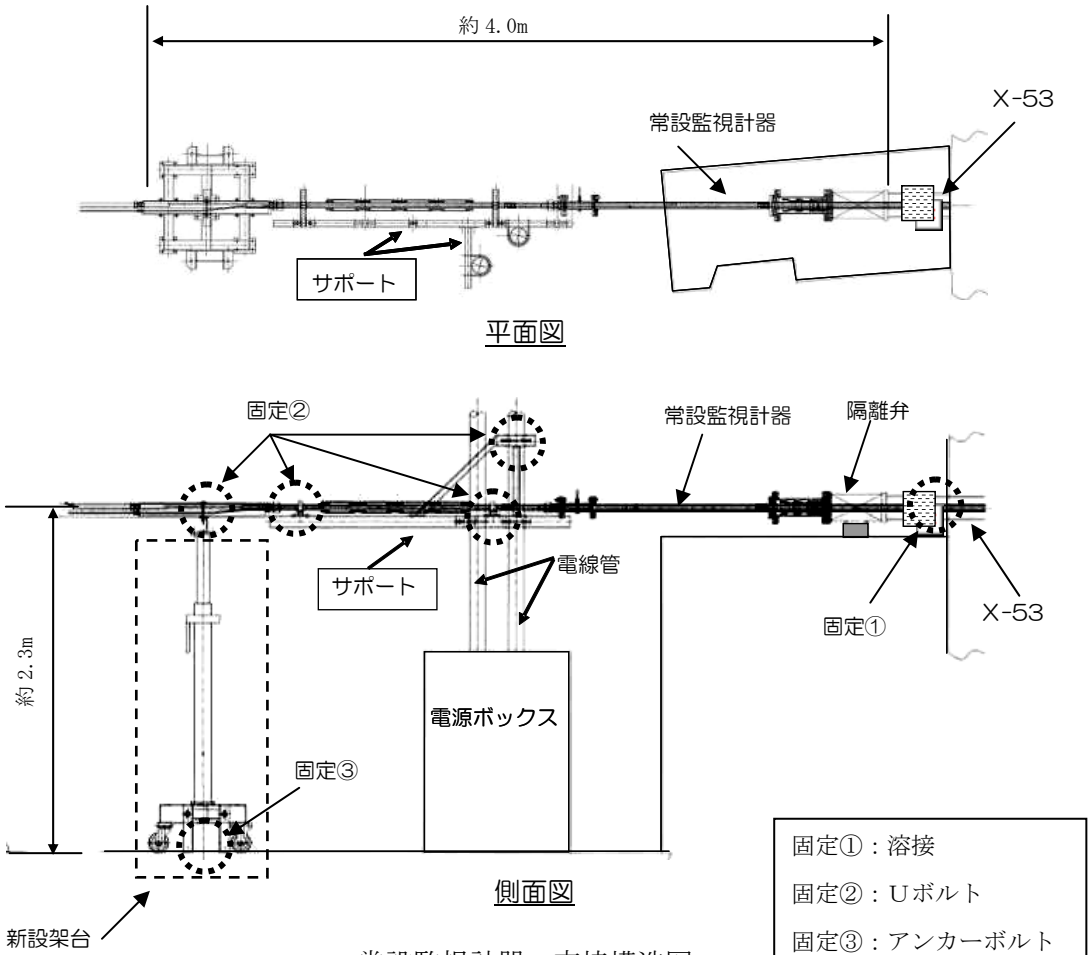



原子炉格納容器　常設監視計器　構造概略図

（1号機）




（2号機）




常設監視計器　支持構造図

# 現段階での２号機 TIP 案内管を活用した炉内調査・温度計設置について

燃料デブリの取り出しにあたっては，燃料デブリ位置の特定や取り出し装置の開発のインプット条件となる炉内情報の取得が必要となることから，事前に原子炉圧力容器内部の調査（以下,「炉内調査」という）を実施し，燃料デブリの取り出しに向けた準備作業を進めていくことになる。

福島第一原子力発電所２号機については，原子炉圧力容器に繋がっている系統の一つである TIP 案内管を活用して炉内調査及び温度計設置作業を行う計画であったが，TIP 案内管健全性確認及び TIP 案内管障害物対策作業の結果，TIP 案内管 4 本共に，案内管内部の付着物等の障害物の突破ができなかったため，炉内調査及び温度計設置作業については中断する。以下では，作業計画の内，中断前までの作業内容を示す。

## １．TIP 案内管の構造変更

### （１） TIP 案内管の構造変更の概要

TIP 案内管への内視鏡や温度計の挿入作業を実施するためには,TIP ボール弁を開ける必要があるが，TIP ボール弁を開ける場合，RPV 側との隔離が無い状態となる。このため，作業の安全対策と外部への RPV ガス等の放出防止を目的として，隔離弁やフラッシングライン，ドレンラインを設けた新規隔離弁ユニットを取り付ける。また，新規隔離弁を TIP ボール弁のフランジに直接取り付けるため，不要となるバルブアセンブリの爆発弁については，取り外して撤去する。

炉内調査や温度計設置に際しては，新規隔離弁ユニットの先にシール・送りユニットを設置し，N2 ガスを連続封入し RPV 側と隔離した状態で内視鏡や温度計を炉内へ送ることができるようにする。(TIP 室配置及び TIP 室内機器配置については図１，２参照)

表１　２号機　TIP 案内管の概要

| 項目 | 内容 |
|---|---|
| 設置場所 | ２号機原子炉建屋１階　南東部 TIP 室内 |
| 本数 | 4 本 |
| 外径 | 約φ10mm |
| 内径 | 約φ7mm |
| 原子炉格納容器貫通部番号 | X-35A,C,D,E<br>※X-35B は TIP パージ装置 |
| バルブアセンブリ構成 | TIP ボール弁，爆発弁 |

（２） 作業内容

(a) 新規隔離弁ユニット設置作業

TIP 案内管を取り外した後，バルブアセンブリから爆発弁をフランジ部で切り離して取り外し，このフランジ部に新規隔離弁ユニットを設置する。

新規隔離弁ユニット設置後には，バウンダリ機能の確保ができているかどうかを確認するため， N2 ガスによる漏えい試験を行う。バウンダリ機能の確保が確認できた後，TIP ボール弁を遠隔操作により動作させて（閉→開），炉水逆流の有無，案内管内圧，線量率の変化の有無を確認する。

（既設 TIP バルブアセンブリの取り外し位置及び新規隔離弁ユニット取り付け後の状態については図３，４参照）

(b) TIP 案内管健全性確認作業

ファイバースコープを TIP 案内管に挿入し，得られる画像より TIP 案内管の健全性（閉塞，破断等の有無）を確認する。ファイバースコープは，気密容器と送り・巻き取り装置で構成されるシール・送りユニットに内蔵されており，手動ハンドル操作で送り・巻き取りを行う。シール・送りユニットは，挿入作業時に新規隔離弁ユニットに接続し，RPV 側との隔離のため N2 ガスを封入しながら，ファイバースコープを案内管内部に送る。送り長さについては，ファイバースコープケーブルに付けたマーキング，ハンドルの回転数（１回転当たりの送り量を事前に測定）及び案内管内の映像（弁や継手，リミットスイッチ等）により判断する。

（シール・送りユニット構造概略については，図５参照）

(c) TIP 案内管障害物対策作業

TIP 案内管健全性確認作業において,TIP 案内管内部の付着物及び TIP 索引装置リミットスイッチローラ押し上げ不可のため，4 本共にファイバースコープを途中までしか挿入できなかったことから，対応策として，先端に楔を付けたダミーTIP ケーブル※をギア式の送り装置を使用してより強い力で挿入し，ローラの押し上げ及び付着物の突破を試みる。ダミーTIP ケーブルは，気密容器と送り・巻き取り装置（ギア式）で構成されるシール・送りユニットに内蔵されており，手動ハンドル操作で送り・巻き取りを行う。

※プラント建設時等で本物の TIP 検出器を入れる前に確認のため使用するケーブル

（ダミーTIP ケーブルと楔形状の例については，図６参照）

(d) 炉内調査・温度計設置作業

(b)TIP 案内管健全性確認及び(c) TIP 案内管障害物対策作業の結果，4 本共に TIP 案内管内部の付着物等の障害物の突破ができなかったことから，計画していた炉内

調査及び温度計設置作業については中断する。

(e) 新規隔離弁ユニット取り外し作業

計画していた炉内調査及び温度計設置作業については中断することから，新規隔離弁ユニットについては TIP ボール弁出口側で切り離し，TIP ボール弁の出口側に閉止フランジを取り付けて閉止する。

（TIP 案内管の閉止位置については，図 7 参照）

（3） 被ばく低減対策

炉内調査や温度計設置に際しては，新規隔離弁ユニットの先にシール・送りユニットを設置し，N2 ガスを連続封入し RPV 側と隔離した状態で内視鏡や温度計を炉内へ送ることができるようにする。また，作業中は，線量計により線量率をモニタリングし，線量率上昇時には作業を中断し，TIP 室より退避する手順とする。なお，作業の実施前には模擬訓練を行い作業の習熟度の向上をはかるとともに，日々の作業における時間管理にて被ばく管理に努める。

（4） 格納容器バウンダリの範囲

福島第一原子力発電所 2 号機における TIP 案内管の原子炉格納容器バウンダリの範囲を図 7 に示す。格納容器バウンダリについては，既設 TIP ボール弁を閉とするため，新規に格納容器バウンダリとなる箇所は無い。

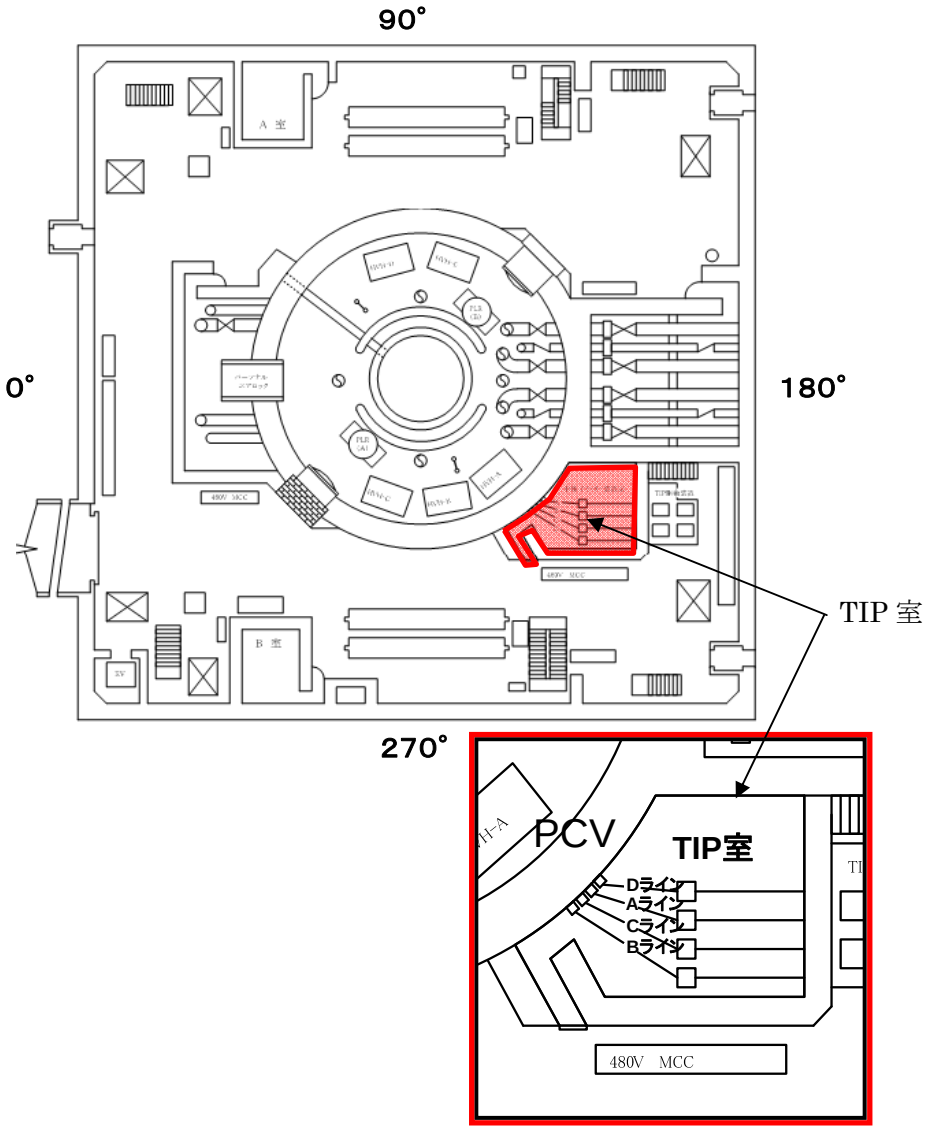



図１　TIP 室配置図（平面図）（２号原子炉建屋１階）

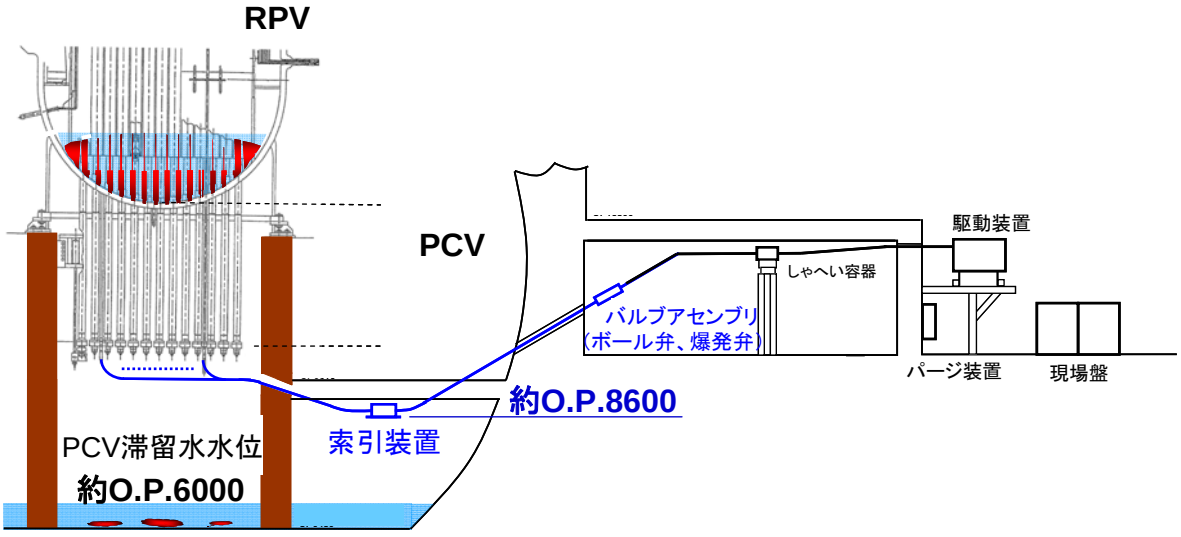



図２　TIP 室内機器配置

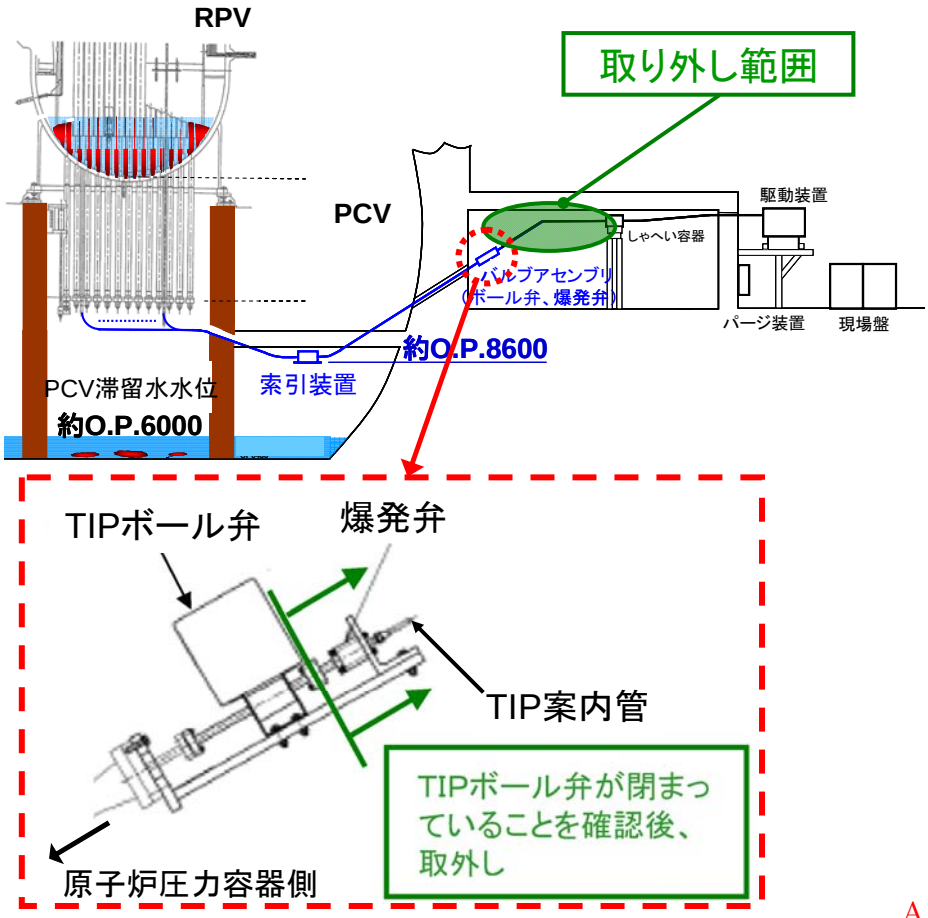



図３　既設 TIP バルブアセンブリの取り外し位置

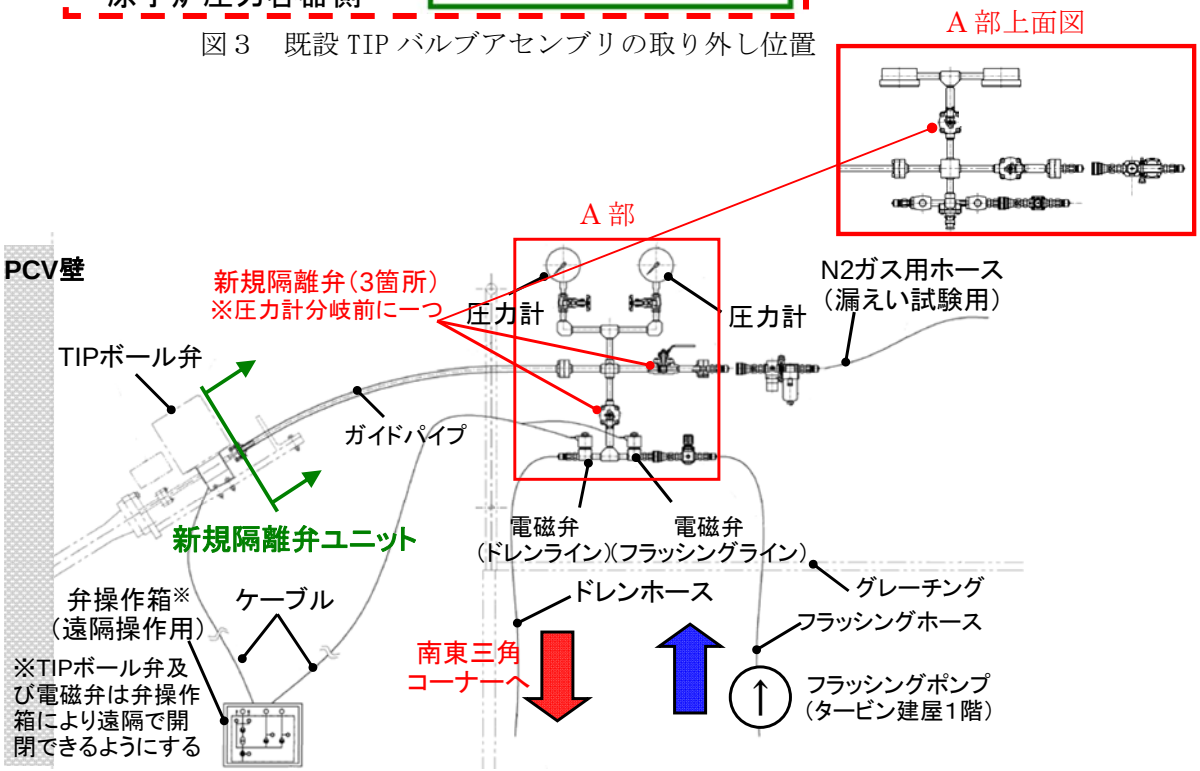
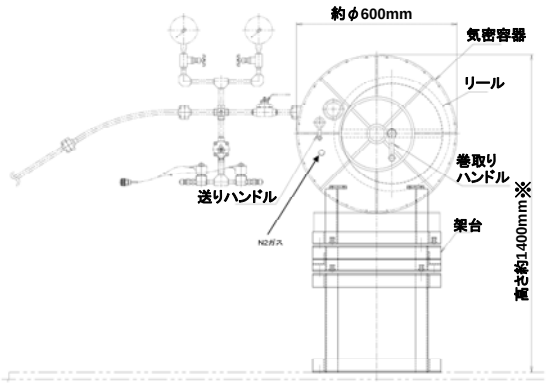



図４　新規隔離弁ユニット取り付け後の状態概要図

| | |
|---|---|
| 装置 | ファイバースコープ用<br>（4 台） |
| 構造<br>概要 |  |
| 特徴 | ・重量は約 40kg（架台除く）<br>・TIP 案内管の健全性確認時の一時的な設置に限定され，耐圧要求が無く軽量化<br>・万一，引き抜けなくなった場合でも他の案内管の確認作業継続のために 4 台準備 |

※据付高さについては A～D ラインで異なり（架台で高さを調整），図には最も高い B ラインの場合を代表して記載している。

図５　シール・送りユニットの構造と特徴

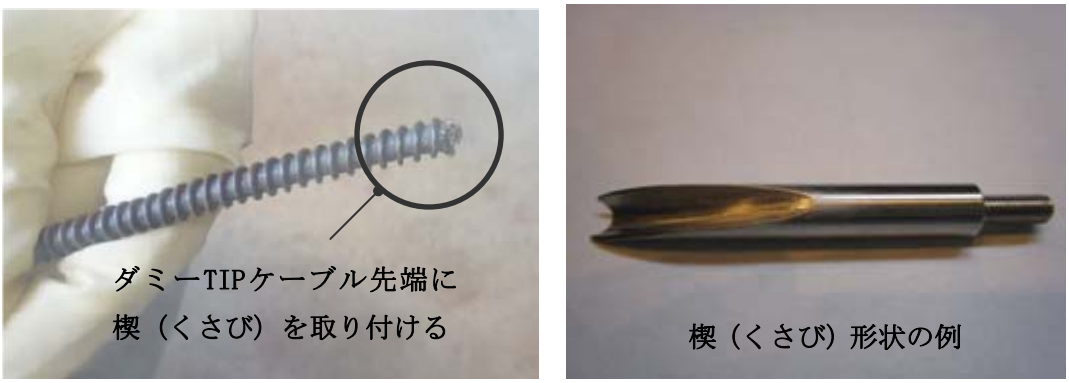



図６　ダミーTIP ケーブルと楔形状の例

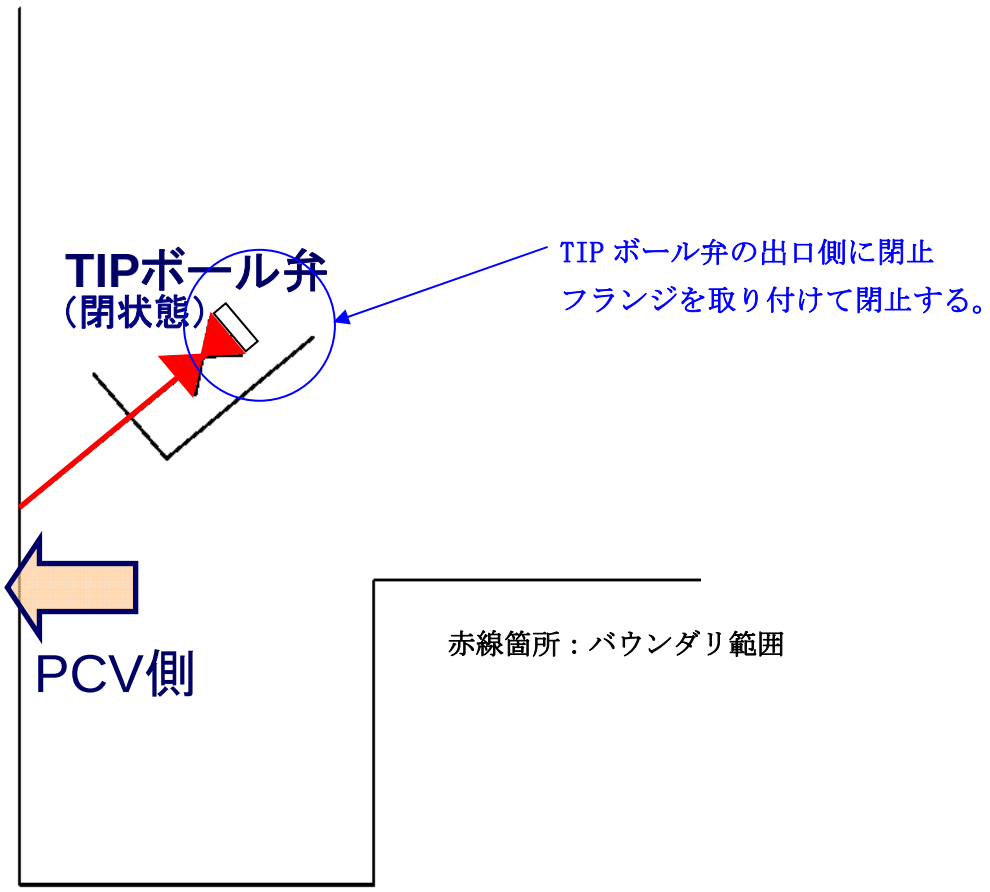



図７　TIP 案内管の閉止位置と原子炉格納容器バウンダリの範囲 概要図
（A～D ライン）

# 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料

## 1. 目的

新設の温度計の設置等に伴い事故後に施工した原子炉格納容器（以下，PCV と言う）の貫通部等が開放し，PCV 内の核分裂生成物を含む気体（以下 PCV ガスと言う）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。

## 2. 放出量評価

(1) PCV 圧力は，現状では 10 kPa 程度の正圧となっているため，施工箇所の損傷によって大気に開放された場合，差圧分の PCV ガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また，本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物資の放出抑制機能を期待しないこととし，上記差圧分の放出に加え，開放した PCV 貫通部を閉じるまでの間，窒素封入量相当の PCV ガスの放出が継続するものとする。なお，現在施工を終えている設備の貫通部においては，施工時に PCV 内の水位が低く液体の放出がないことを確認しているため，本評価では気体のみの放出とする。

(2) 差圧分の放出容積は，20kPa 程度に相当する容積として，PCV 容積（4240 $m^3$：1 号機よりも容積の大きい 2,3 号機の値（ベント管含む）。PCV 空間部容積は，PCV 下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが，ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価。）の２割（848$m^3$）とする。また，窒素封入量は今後必要な封入量が減少していくことから，過去の封入量の最大値を包絡するよう，保守的に 50$m^3$/h とし，施工箇所の PCV 貫通部を再度閉じる作業に３日間程度要すると考え，窒素封入量相当の PCV ガスの放出継続時間は 72 時間とする。

(3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム 134 とセシウム 137 とし，PCV 内における濃度は，平成 25 年 4 月～5 月頃に実施した，１～３号機 PCV ガス管理設備（HEPA フィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ，チャコールフィルタ）および凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より，実績の最大値を包絡するよう，以下の通りとする。

| | PCV ガス中の放射能濃度 |
|---|---|
| セシウム 134 | $2.0\times10^{-3}$ Bq/$cm^3$ |
| セシウム 137 | $2.0\times10^{-3}$ Bq/$cm^3$ |

## 3. 線量影響評価

(1) 大気中へ放出される核分裂生成物は，原子炉建屋から地上放散されるものとし，周辺

の公衆に対する，放射線被ばくの影響を年間の実効線量を用いて評価する。

(2) 実効線量は，以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては，放射性雲中のセシウムからの外部被ばくと内部被ばくと，地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。

(3) 放射性雲のセシウムからの γ 線の外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_\gamma = K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q_{Cs} \cdot 1000$$

$H_\gamma$ ：放射性雲のセシウムからの γ 線の外部被ばくによる実効線量[mSv]
$K$ ：空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy]
$E_\gamma$ ：γ 線の実効エネルギー[MeV]
$D/Q$ ：相対線量[Gy/Bq]
$Q_{Cs}$ ：セシウムの大気放出量[Bq]

(4) 放射性雲のセシウムからの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_{Cs} = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi/Q \cdot Q_{Cs}$$

$H_{Cs}$ ：放射性雲のセシウムからの吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv]
$K_{in}$ ：内部被ばく線量換算係数[mSv/Bq]
$R_1$ ：呼吸率[$m^3$/s]
$\chi/Q$ ：相対濃度[s/$m^3$]

(5) 地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。１年間居住し続ける場合を考慮し，１年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{ex} = K_{ex} \cdot \chi/Q \cdot V \cdot f \cdot Q_{Cs} \cdot T \cdot 1000$$

$G_{ex}$ ：地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる実効線量[mSv]
$K_{ex}$ ：外部被ばく線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/$m^2$)]
$V$ ：沈降速度[m/s]
$f$ ：残存割合[-]
$T$ ：被ばく時間[s]

(6) 地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量の評価に用いる式を以下に示す。１年間居住し続ける場合を考慮し，１年間の線量を評価する。セシウムの崩壊については保守的に考慮しない。

$$G_{in} = R_2 \cdot K_{in} \cdot \chi / Q \cdot V \cdot f \cdot F \cdot Q_{Cs} \cdot T$$

$G_{in}$ ：地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv]

$R_2$ ：呼吸率[$m^3/s$]

$F$ ：再浮遊率[$m^{-1}$]

(7) 相対濃度と相対線量については，本事象では核分裂生成物は主排気筒より放出されないことから，地上放散を想定し，下表の値を用いる。

| | 敷地境界 |
|---|---|
| 相対濃度[$s/m^3$] | $2.6\times10^{-5}$ |
| 相対線量[Gy/Bq] | $3.0\times10^{-19}$ |

4. 評価結果

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりであり，周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

| | |
|---|---|
| セシウム 134 放出量 | 約 $8.9\times10^{6}$ Bq |
| セシウム 137 放出量 | 約 $8.9\times10^{6}$ Bq |
| 年間の実効線量 | 約 $1.6\times10^{-4}$ mSv |

以上

# Ⅵ　実施計画の実施に関する理解促進

## Ⅵ　実施計画の実施に関する理解促進

実施計画に関する理解促進のために，地元の方々の目線に立った，迅速でわかりやすい情報の公開を行っていく。特に，社会的不安を惹起する事故※1については，迅速な情報の公開が大切であり，判明している事実から順次迅速に通報連絡および公表を行うとともに，外部への放射能の影響の有無や復旧に向けた対応状況や復旧目途など，可能な限り安心いただける内容も含めて情報の公開を行う。

情報の公開にあたっては，廃止措置に向けた取り組みの進捗状況，プラントの状況データ，現場作業のトピックス，事故・トラブルやリスク情報等に関して，継続的に，マスメディア，インターネットなどの各種媒体を活用した情報の公開ならびに機会を捉えた説明を実施する。なお，事故・トラブル等の公表にあたっては，適時適切な情報の公開のために，通報連絡および公表方法に関する基準の明確化を図っていく。また，今後，作業安全や作業・現場管理の改善に直結する管理グレードの高い不適合等の公表方法の検討を行い実施する。

地元の方々に対しては，インターネット，自治体の広報誌への当社広報資料の折り込み，地元新聞紙への新聞広告など媒体の活用，訪問等を通じた双方向コミュニケーション活動など当社からの直接的な情報提供や説明を実施し，更にその機会の拡大を図っていく。また，プレス発表や定例的に実施している会見などマスメディアを通じたニュースや新聞記事による間接的な情報提供を実施する。これらの取り組みについては，双方向コミュニケーション活動において確認される地元の方々の声の傾向などを分析することで，理解促進の状況を把握するとともに，更なる理解促進に向けた取り組みを図る。

地元の方々の窓口となる地元自治体に対しては，各自治体※2と締結している「原子力発電所周辺地域の安全確保に関する協定書」及び「原子力発電所に係る通報連絡に関する協定書」に基づく通報連絡により，発電所の廃止措置等の進捗状況などは定期的に，核燃料の冷却機能や窒素封入設備の停止などは発生後直ちに，情報提供を実施する。また，福島県が事務局を務めている「通報連絡担当者会議」や「福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会」に対して，積極的な対応を行い，廃止措置や実施計画の取り組み状況などを計画段階から説明するとともに，メンバーの方々からのご意見についても真摯に対応する。更に地元自治体等については，直接発電所の現場を視察いただく。

広く一般に対しては，広く情報の公開が可能な媒体であるインターネット，またはマスメディアを通じて情報をお知らせする。なお，インターネットにおいては，発電所ライブカメラの配信や発電所構内を一巡して撮影した動画公開など，映像を用いた現場状況の情報提供も併せて行う。

この理解促進活動については，継続的な活動を行っていく中で，更なる理解促進に向けた改善・検討も継続的に実施していくこととしており，社長直轄のソーシャル・コミュニケーション室※3における指導，提言なども踏まえ，より良いものとなるよう努めていく。

※１：燃料の冷却機能（原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉格納容器窒素封入設備，使用済燃料プール設備，原子炉格納容器ガス管理設備）の計画外停止，所内電源の広範囲に亘る停電，汚染水の敷地外漏えい懸念等

※２：福島県，大熊町，双葉町，楢葉町，富岡町，広野町，浪江町，いわき市，田村市，南相馬市，川俣町，川内村，葛尾村，飯舘村

※３：平成２５年４月１０日に社長の直轄に設置し，社会に対して適切なコミュニケーションを図っていくため，研修等による社会的感性の醸成活動，ソーシャル・コミュニケーション室所属のリスクコミュニケーターを活用した対話活動，トラブル時における適切な情報の公開に向けた社内各部門への提言などを実施

# Ⅶ　実施計画に係る検査の受検

## Ⅶ　特定原子力施設の検査

実施計画における施設、保安のための措置及び特定核燃料物質の防護のための措置について、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第６４条の３第７項に基づく、原子力規制委員会が実施する検査を受検する。