

## II 特定原子力施設的设计, 設備

## 1.9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

### < 1～4号機 >

- 廃棄物の発生量の抑制及び放射性物質濃度低減のための適切な処理

多核種除去設備で処理した放射性液体廃棄物については、処理済水の貯蔵を行う。

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

- 十分な保管容量確保

タンクの増設や処理済水の低減により、保管容量の確保に努める。

- 遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止等

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

- 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

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

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

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

詳細は、下記の項目を参照。

Ⅱ.2.5, Ⅱ.2.6, Ⅱ.2.16, Ⅲ.3.2.1

### < 5・6号機 >

- 廃棄物の発生量の抑制及び放射性物質濃度低減のための適切な処理

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

- 十分な保管容量確保

貯留設備の増設や構内散水による滞留水の低減により、保管容量の確保に努める。

- 遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止等

遮へいについては、内包する滞留水の線量が低いため、設置は考慮しない。

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

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

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

○ 漏えい及び汚染拡大し難い構造物（処理・貯蔵施設）

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

詳細は、下記の項目を参照。

Ⅱ. 2. 33, Ⅲ. 3. 2. 1

## 1.10 放射性気体廃棄物の処理・管理

### < 1～4号機 >

#### ○ 気体廃棄物の放出量の抑制

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

#### ○ 適切な処理・管理

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

#### ○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

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

### < 5・6号機 >

#### ○ 放射性気体廃棄物の放出量の抑制、適切な処理

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

また、原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し、非常用ガス処理系が自動起動することで放射性物質を高性能フィルタ及びチャコールフィルタで除去する。(Ⅱ.2.26, Ⅱ.2.29 参照)

#### ○ 適切な管理

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

#### ○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

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

詳細は、下記の項目を参照。

### Ⅲ.3.2.1

#### 1.11 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等

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

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

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

#### 線量低減の基本的考え方

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

詳細は、下記の項目を参照。

#### Ⅲ.3.2.1, Ⅲ.3.2.2

## 2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画

### 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備

#### 2.1.1 基本設計

##### 2.1.1.1 設置の目的

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

##### 2.1.1.2 要求される機能

- (1) 原子炉圧力容器・格納容器内での崩壊熱を適切に除去できること。
- (2) 原子炉圧力容器底部温度を概ね 100℃未満に維持できる機能を有すること。
- (3) 原子炉注水系は多重性または多様性及び独立性をそなえること。
- (4) 異常時にも適切に対応できる機能を有すること。
- (5) 常設の原子炉注水系が冷却機能を喪失した際は代替冷却機能を有すること。

##### 2.1.1.3 設計方針

###### 2.1.1.3.1 新設設備の設計方針

- (1) 構造強度及び機能の維持
  - a. 原子炉注水系は，燃料の崩壊熱を除去し冷温停止状態に必要な冷却水を注入できる機能を有し，原子炉圧力容器底部温度を概ね 100℃未満に維持できる設計とする。
  - b. 原子炉注水系は，系統の多重性及び独立性を備えた設計とする。また，定期的に機能確認が行える設計とする。
  - c. 原子炉注水系は，異なる送電系統で 2 回線以上の外部電源から受電するとともに，外部電源喪失の場合でも，所内の独立した電源設備から受電できる設計とする。
  - d. 原子炉注水系は，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格および基準によるものとする。
  - e. 原子炉注水系は，漏えいを防止できる設計とする。
  - f. 原子炉注水系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。
- (2) 注水状態の監視
  - a. 原子炉注水系は，注水流量を監視し記録できる設計とする。

(3) 漏えい監視

- a. 原子炉注水系は、設備に漏えいがあった場合に検出できるようにする。
- b. 原子炉注水系は、漏えい箇所を隔離できるとともに注水を継続できる設計とする。

(4) 異常時への対応機能

- a. 原子炉注水系は、外部電源が利用できない場合にも冷却機能を継続できる設計とする。
- b. 原子炉注水系は、母線によって供給される全ての電源が喪失した場合においても、注水冷却をすみやかに再開可能とする電源を備えたものとする。
- c. 原子炉注水系は、地震、津波等の発生を考慮しても冷却機能を確保できる設計とする。

(5) 火災防護

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

2.1.1.3.2 既設設備の設計方針

(1) 耐震性

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

(2) 系統流量

原子炉等を適切に冷却するのに必要な冷却水の流量を確保できることを確認する。

2.1.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 崩壊熱相当注水量以上で原子炉へ注水できること。
- (2) 原子炉圧力容器底部温度が  $100^{\circ}\text{C}$  未満であること。

2.1.1.5 主要な機器

(1) 設備概要（添付資料－1，5，6 参照）

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

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

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

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

## (2) 注水ポンプ

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

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

## (3) タンク

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

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

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

## (4) 原子炉注水ライン

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



い等に伴う系統を隔離しての補修作業や系統単独での作動確認が実施できる。

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

#### (5) 電源

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

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

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

#### (6) その他

その他、複数の設備に損傷が生じた場合であっても、原子炉注水を維持するため、非常時の対応に必要となる原子炉注水専用の消防車を3台配備する。また、水源については、上記のタンクその他、原水地下タンクを利用できる。

なお、これらの水源が使用できない場合も、海水を水源とした消防車による注水が可能である。

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

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

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

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

### 2.1.1.6 自然災害対策等

#### (1) 津波

原子炉注水系は、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが、津波等により万が一、複数設備の機能が同時に喪失した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応

じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。

## (2) 火災

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

### 2.1.1.7 構造強度及び耐震性（添付資料－2 参照）

#### (1) 構造強度

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

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

#### (2) 耐震性

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

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

## 2.1.1.8 機器の故障への対応

### 2.1.1.8.1 機器の単一故障

#### (1) ポンプ故障

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

#### (2) 電源喪失

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

#### (3) 水源喪失

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

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

#### (4) 原子炉注水ラインの損傷

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

### 2.1.1.8.2 原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

原子炉注水系は、機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが、地震、津波等により万が一、複数の設備の機能が同時に喪失した場合は、水源の損傷状況や現場状況に応じて、新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い、原子炉注水を再開する。消防車は、事務本館海側駐車場（OP. 35,000）、ろ過水タンク脇（OP. 40,800）、厚生棟横（OP. 23,000）にバックアップとして設置されている消防車を使用できる他、事務本館山側駐車場（OP. 36,900）に配備されている消防車を使用できる。注水再開までの時間は、現場状況等により変動するものの、ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると、作業開始から3時間程度と想定しており、想定以上

とならないよう定期的に訓練を実施している。

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

#### 2.1.1.8.3 異常時の評価

原子炉注水系が異常事象により機能喪失し、原子炉注水が停止した場合について、評価を実施した。(添付資料-7参照)

敷地境界での年間の実効線量の評価結果は、過渡相当事象(注水停止1時間)で約9.3×10<sup>-7</sup> mSv、事故相当事象(注水停止7時間)で約4.3×10<sup>-6</sup> mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

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

#### 2.1.1.8.4 原子炉注水系の確率論的リスク評価

原子炉注水系に対して影響が大きい事象を選定し、その後の事象進展の確率を、設備構成や故障率を基に推定し、原子炉圧力容器内及び格納容器内の燃料(以下、炉心という)が再損傷に至る頻度を評価した。(添付資料-8参照)

評価の結果、炉心が再損傷する頻度(点推定値)の内の事象(ハザード発生箇所が発電所内)の合計値は、約3.2×10<sup>-7</sup>/年、外部電源喪失(地震)は、約6.1×10<sup>-9</sup>/年、大津波事象は、約5.8×10<sup>-5</sup>/年となっている。評価結果の合計値は約5.9×10<sup>-5</sup>/年であり、寄与割合は、大津波事象が約99%となった。

## 2.1.2 基本仕様

### 2.1.2.1 主要仕様

#### (1) 常用高台炉注水ポンプ (完成品) (外部電源) (OP:35,000)

台数	3
容量	20m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	113m

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

台数	3
容量	20m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	113m

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

台数	3
容量	37 m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	93m

#### (4) タービン建屋内炉注水ポンプ (完成品) (外部電源)

##### 1号機 (OP:10,200)

台数	2
容量	12 m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	70m

##### 2, 3号機 (OP:9,000)

台数	2号機 2, 3号機 2
容量	10m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	70m

#### (5) CST炉注水ポンプ (完成品) (外部電源)

台数	1号機 2 (OP:10,200) 2号機 2 (OP:9,000) 3号機 2 (OP:9,000)
容量	20m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	70m

(6) 処理水バッファタンク (完成品) (OP:35,000)

基 数	1
容 量	1000m <sup>3</sup>

(7) 復水貯蔵タンク (C S T)

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

(8) ろ過水タンク (OP:40,800)

基 数	2
容 量	8000 m <sup>3</sup> (1基あたり)

(9) 純水タンク (OP:10,000)

基 数	2
容 量	2000 m <sup>3</sup> (1基あたり)

(10) 原水地下タンク (OP:40,800)

基 数	1
容 量	970m <sup>3</sup>

(11) 消防車

基 数	3
容 量	10m <sup>3</sup> /h (1台あたり)

表 2. 1 - 1 主要配管仕様

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

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



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

### 2.1.3 添付資料

- 添付資料－1 原子炉压力容器・格納容器注水設備系統概略図
- 添付資料－2 構造強度及び耐震性について
- 添付資料－3 崩壊熱相当の注水量について
- 添付資料－4 炉注入する処理水の水質目標値について
- 添付資料－5 1～3号機 CST 原子炉注水設備設置について
- 添付資料－6 1号機 FDW系注水点の信頼性向上について
- 添付資料－7 原子炉注水停止時評価の説明資料
- 添付資料－8 原子炉注水系に関する確率論的リスク評価



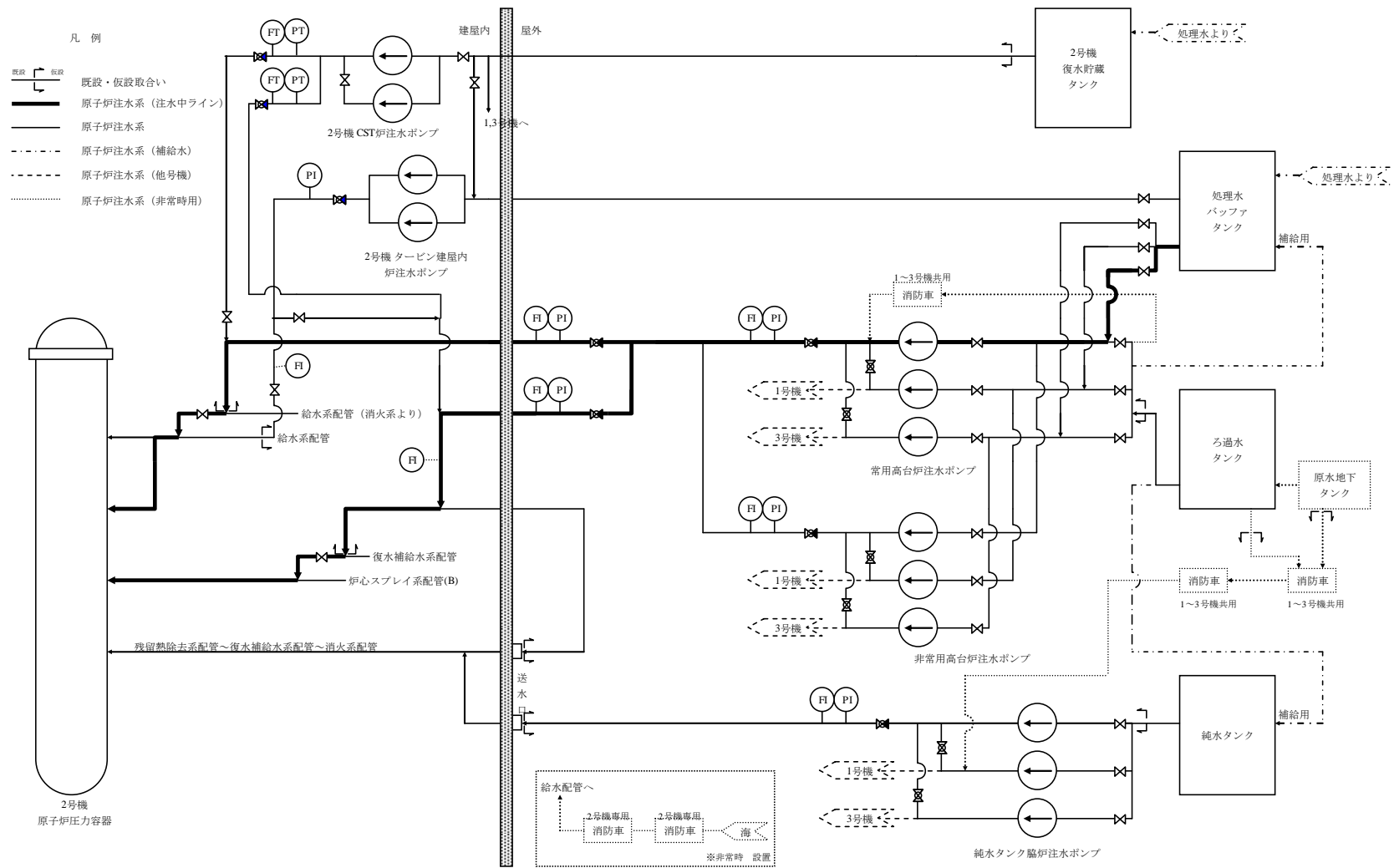


図-2 2号機原子炉压力容器・格納容器注水設備系統概略図

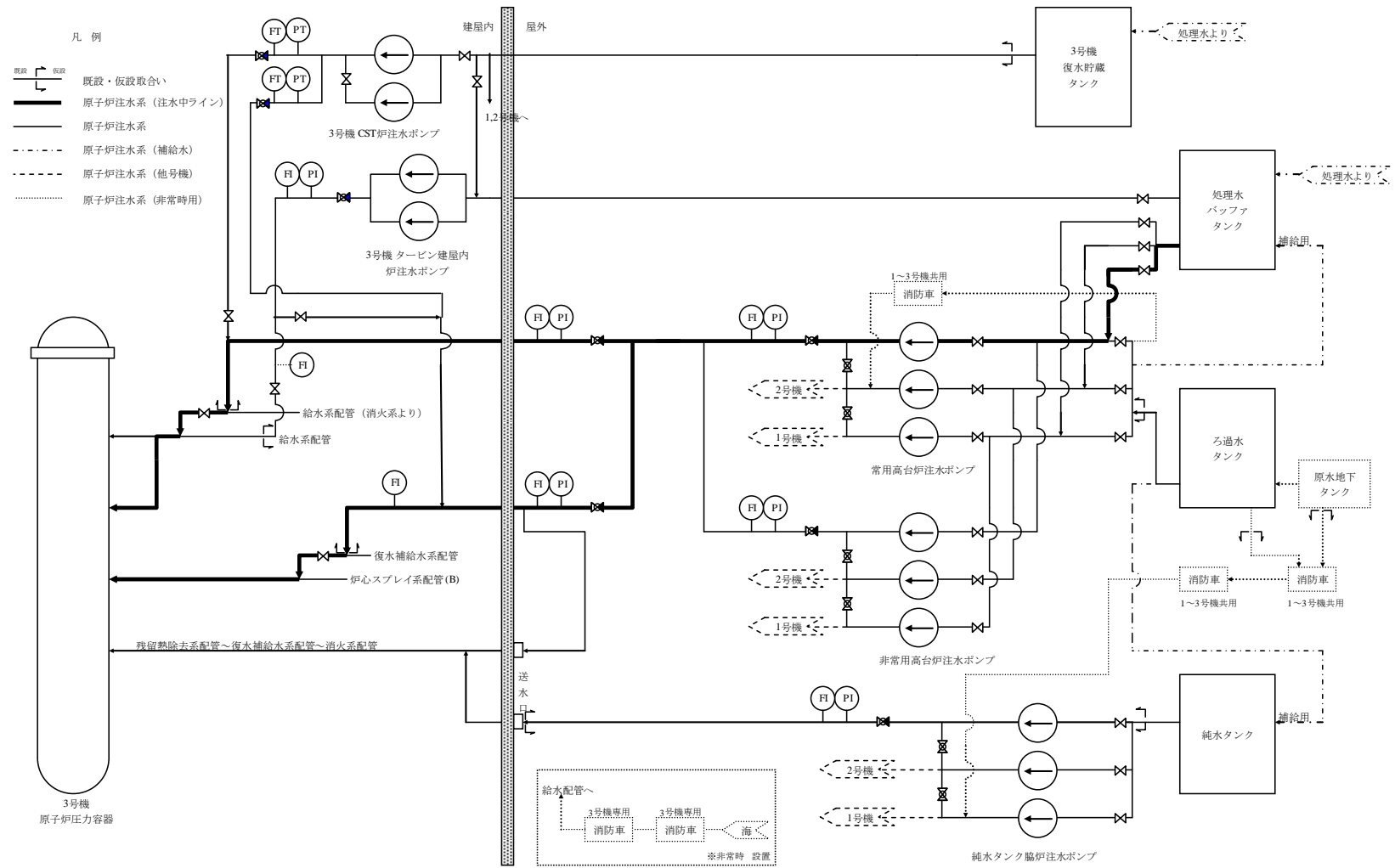


図-3 3号機原子炉压力容器・格納容器注水設備系統概略図

## 構造強度及び耐震性について

## 1 新設設備の構造強度及び耐震性

## 1.1 ポンプ

## 1.1.1 常用高台炉注水ポンプ及び非常用高台炉注水ポンプ

## 1.1.1.1 構造強度

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

## 1.1.1.2 耐震性

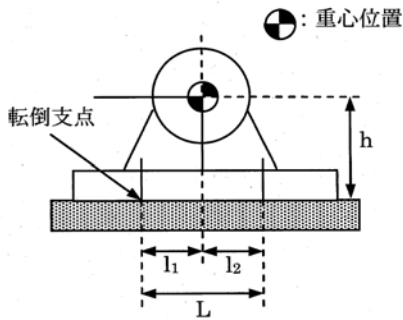
常用高台炉注水ポンプ及び非常用高台炉注水ポンプについては、ポンプユニットを、ダンパを有するトラックに搭載することにより耐震性を向上させるとともに、ボルト等で固定することで、転倒防止策を講じる。これを踏まえ、耐震性の評価として、ボルトの強度が確保されること、及びトラックが転倒しないことの評価を行った。なお、基準地震動  $S_s$  に対する動的解析を行うことが困難であることから、耐震設計審査指針上の耐震Bクラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

## (1) ボルトの強度評価

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

表-1 常用及び非常用高台炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

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



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

図-1 ボルトの強度評価モデル

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

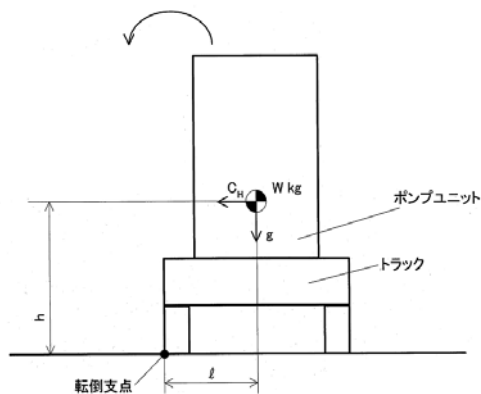
$$\text{ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$$

$$\text{ボルトに作用するせん断力} : Q_b = mg(C_H + C_p)$$

$$\text{ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{Q_b}{n A_b}$$

(2) トラックの転倒評価

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



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

図-2 トラックの転倒評価モデル

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

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

### 1.1.2 純水タンク脇炉注水ポンプ

#### 1.1.2.1 構造強度

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

#### 1.1.2.2 耐震性

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

##### (1) ボルトの強度評価

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

表-2 純水タンク脇炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

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

##### (2) トラックの転倒評価

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



### 1.1.3 タービン建屋内炉注水ポンプ

#### 1.1.3.1 構造強度

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

#### 1.1.3.2 耐震性

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

##### (1) ボルトの強度評価

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

表-3 タービン建屋内炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

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

### 1.1.4 CST炉注水ポンプ

#### 1.1.4.1 構造強度

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

#### 1.1.4.2 耐震性

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

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

(1) ボルトの強度評価

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

表-4 CST炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

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

## 1.2 タンクの構造強度及び耐震性

### 1.2.1 処理水バッファタンク

#### 1.2.1.1 構造強度

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

#### 1.2.1.2 耐震性

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

##### (1) 処理水バッファタンクの転倒評価

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

### 1.3 管の構造強度及び耐震性

#### 1.3.1 鋼管

##### 1.3.1.1 構造強度

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

表-4 原子炉注水系における鋼管の構造強度評価結果

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

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

■ 内圧を受ける直管

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

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

t : 管の計算上必要な厚さ (mm)

P : 最高使用圧力 (MPa)

D<sub>0</sub> : 管の外径 (mm)

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

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

表-5 炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

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

### 1.3.1.2 耐震性

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

## 1.3.2 フレキシブルチューブ

### 1.3.2.1 構造強度

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

### 1.3.2.2 耐震性

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

## 1.3.3 ポリエチレン配管

### 1.3.3.1 構造強度

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

内圧に対する強度設計としては、設計内圧による発生応力が、材料（PE100）の50年後クリープ強度  $\sigma_{50}$  に安全率を見込んだ値を上回らないような外径と管厚の組み合わせを、JWWA K 144 等で規定している（下式）。この強度設計式において、設計内圧は1.0MPaであり、常用高台炉注水ポンプ等の通常運転圧力（現在までの実績ベースで1.0MPa以下）を上回っていることから、ポリエチレン管の規格品は、原子炉注水系での内圧条件に対して十分な管厚を有する。（表-6にポリエチレン管の寸法の例を示す）

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

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

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

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

表-6 ポリエチレン管の寸法の例 (JWWA K 144)

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

### 1.3.3.2 耐震性

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

### 1.3.4 耐圧ホース及び消防用ホース

#### 1.3.4.1 構造強度

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

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

## 2 既設設備の耐震性

### 2.1 配管

#### 2.1.1 耐震性評価

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

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

表－7 原子炉注水系で使用する既設配管

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

表－8 基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対する既設配管の耐震性評価結果

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



2.1.2 配管支持構造物の点検結果（代表例を記載）

【1号機】

RE-FDW-16R

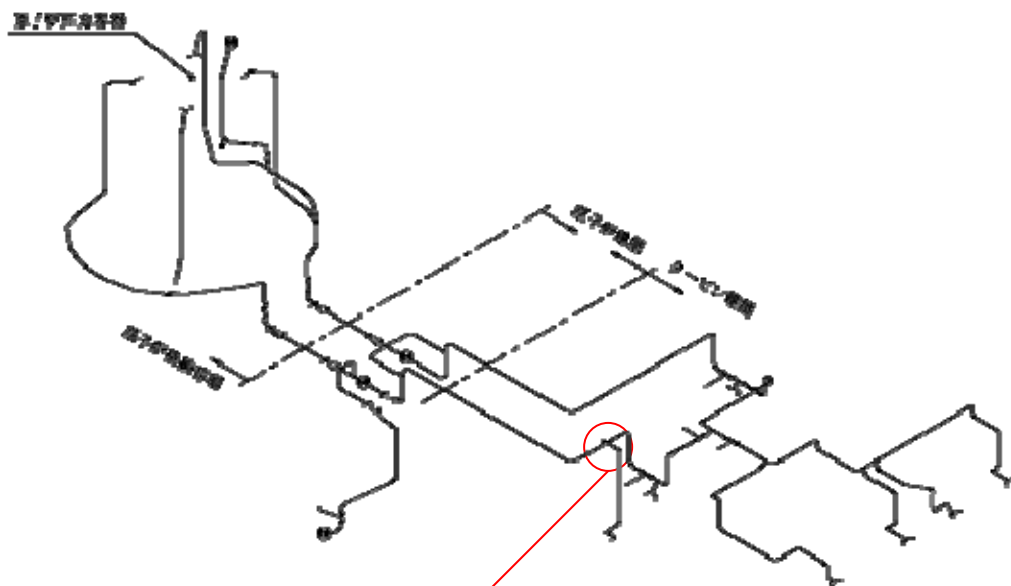


図-3 1号機の配管支持構造物の点検結果

【2号機】

FDWR5-2

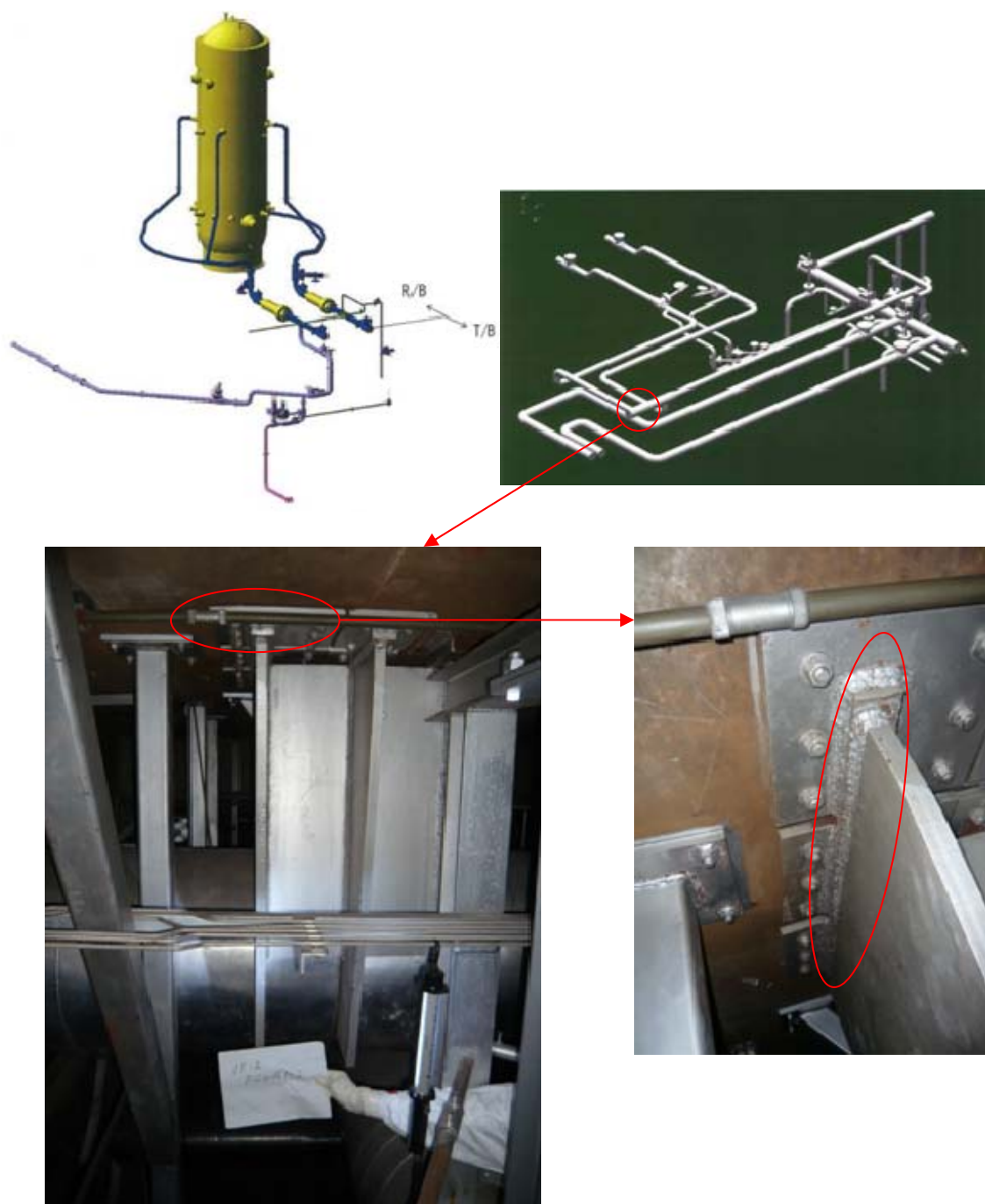


図-4 2号機の配管支持構造物の点検結果

【3号機】

FDWR6-1, FDWR7-1

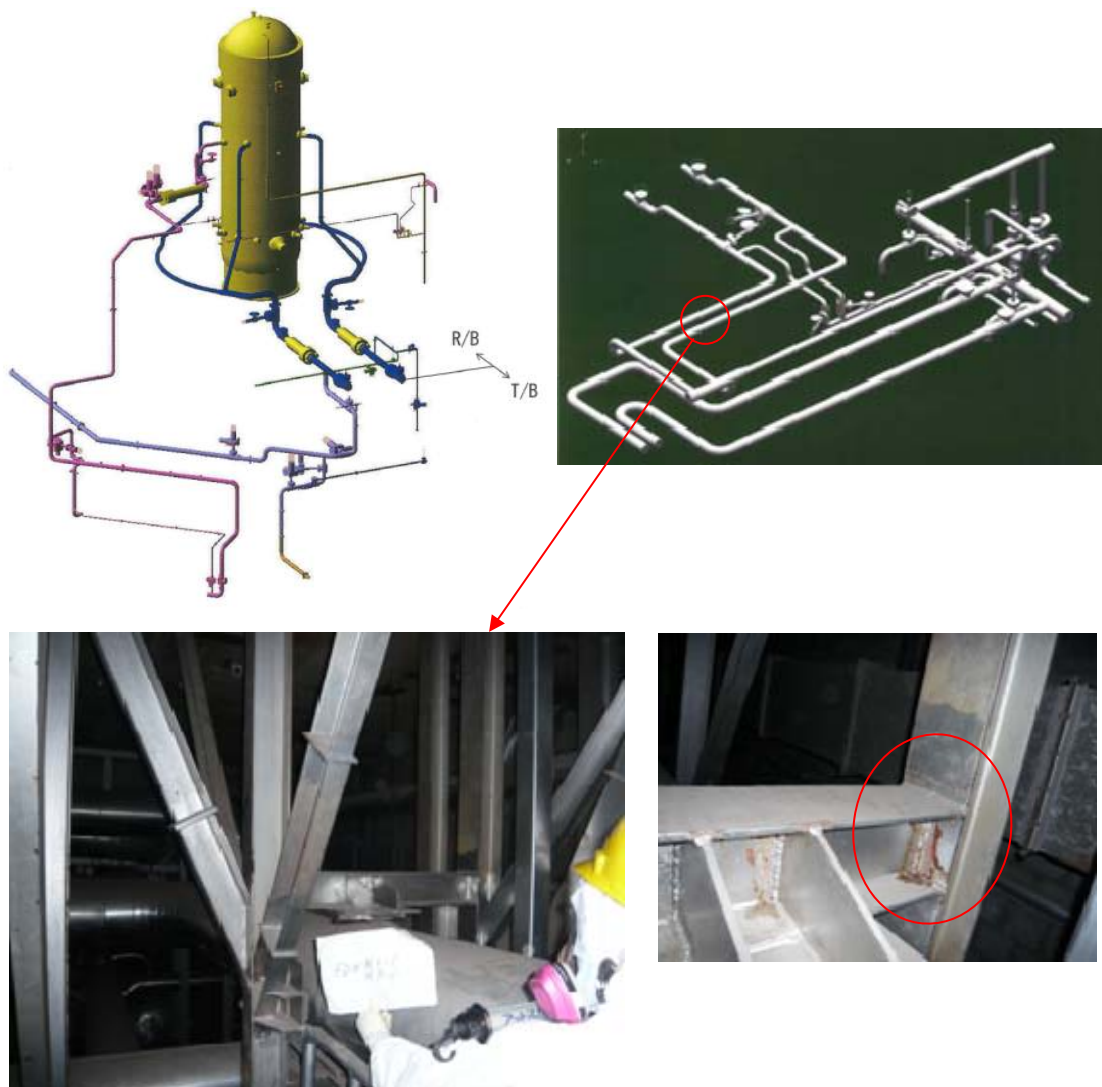


図-5 3号機の配管支持構造物の点検結果

## 2.2 ろ過水タンク，純水タンク

ろ過水タンク，純水タンクは，本震で基準地震動  $S_s$  相当の地震力が加わったことで，純水タンク 1 基に漏えいが確認されたが，ろ過水タンク 2 基，純水タンク 1 基については，機能は維持されていた。これらのタンクは，基準地震動  $S_s$  に対しては，解析上は耐震性を満足しないものの，現状を踏まえると，必ずしも全てのタンクが機能を喪失するものではないと考えるが，全てのタンクが機能喪失に至った場合でも注水ができるように，海水を水源とした消防車による注水を行えるようにする。

## 2.3 復水貯蔵タンク（CST）

CSTは，1号機は耐震Bクラス（工事計画認可 昭和44年4月9日付け 43公第13820号）にて，2/3号機は耐震Aクラス（2号機：工事計画認可 昭和46年2月10日付け 45公第11897号 3号機：工事計画認可 昭和46年12月22日付け 46公第16351号，工事計画軽微変更届出 昭和48年10月23日付け 総官発871号）にて設計・製作されている。本震で基準地震動  $S_s$  相当の地震力が加わるとともに，スロッシングによる応力も加わったと想定されるが，CSTについては，有意な変形等もなく，機能は維持されていた。この結果より，現状を踏まえると，基準地震動  $S_s$  に対して機能維持可能であると考ええる。

## 崩壊熱相当の注水量について

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

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

$Q$  : 崩壊熱 [kW]

$T_{in}$  : 注水温度 [°C]

$T_{out}$  : 崩壊熱を除熱後の注水温度 [°C]

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

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

$\rho$  : 水の比容積 [m<sup>3</sup>/kg]

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

号機	崩壊熱	崩壊熱相当の注水量 $W$
1 号機	0.25 MW	3.6 m <sup>3</sup> /h
2 号機	0.33 MW	4.8 m <sup>3</sup> /h
3 号機	0.33 MW	4.8 m <sup>3</sup> /h

以上

## 炉注入する処理水の水質目標値について

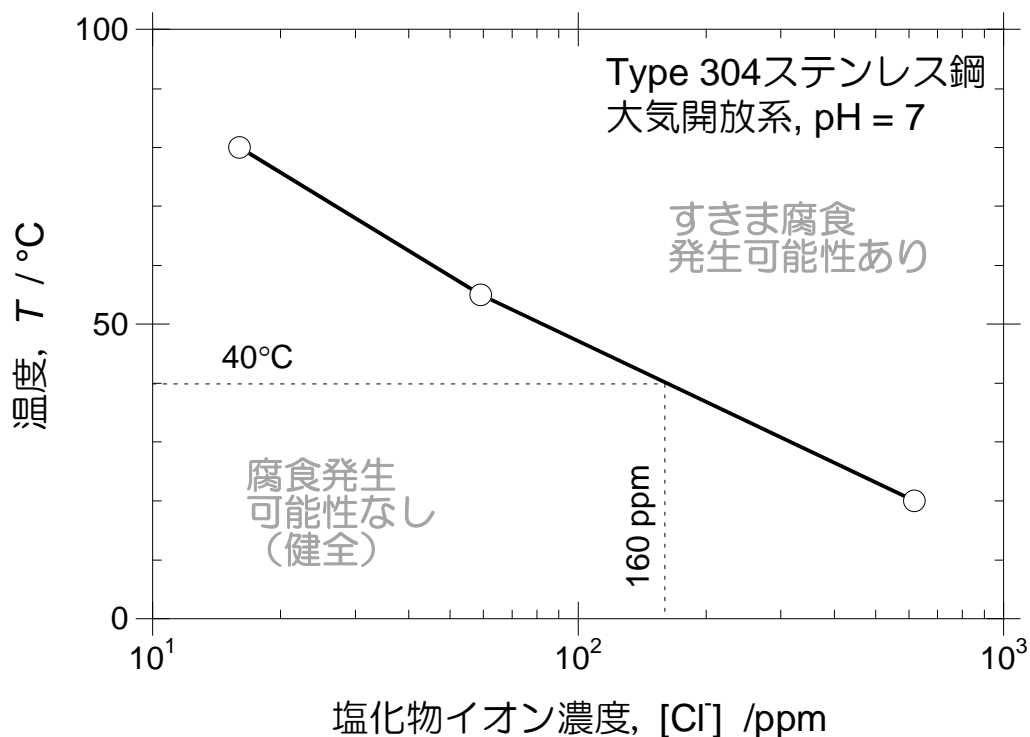
1. 原子炉注水ラインや原子炉圧力容器（RPV）及び原子炉格納容器（PCV）の一部には塩化物イオンによる腐食への影響が認められている SUS304 材を使用していることから、念のため塩化物イオン濃度の目標値を 100ppm 以下とする。
2. 原子炉注水の水源である処理水バッファタンク水及び3号機復水貯蔵タンク水の塩化物イオン濃度を1回／3ヶ月の頻度で確認する。なお、確認は導電率測定によるものとし、塩化物イオン濃度 100ppm に相当する導電率 40mS/m<sup>1),2)</sup>を超える場合は、塩化物イオン濃度の測定を行う。

## &lt;100ppm の根拠&gt;

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

## ①原子炉注水ライン

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



図－1 大気開放条件での 304 ステンレス鋼の腐食マップ<sup>3),4)</sup>

② 原子炉圧力容器（RPV）内及び原子炉格納容器（PCV）内

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

③水質目標値の設定

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

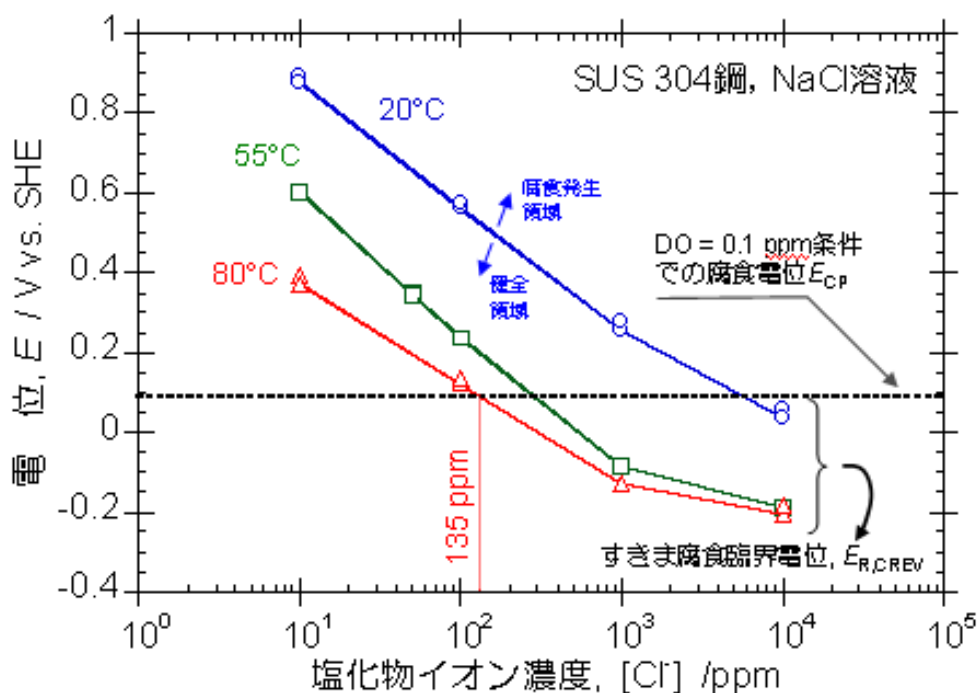


図-2 SUS 304 鋼のすきま腐食臨界電位  $E_{R,CREV}$  と定常腐食電位  $E_{SP}$  との比較による対すきま腐食可使用条件評価<sup>3), 6)</sup>

- 
- 1) 日本化学会編: “化学便覧 基礎編 改訂5版,” 丸善, p. II-563 (2004).
  - 2) 日本学術振興会編: “金属防食技術便覧,” 日刊工業新聞社, p. 177 (1972).
  - 3) M. Akashi, G. Nakayama, T. Fukuda: CORROSION/98 Conf., NACE International, Paper No. 158 (1998).
  - 4) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS’91, ANS, p. 201 (1991)
  - 5) R. W. Staehle et al.: EPRI RP311-1, Final Summary Report (1977).
  - 6) T. Fukuda, M. Akashi: Proc. Nuclear Waste Packaging –FOCUS’91, ANS, p. 201 (1991)

1～3号機 CST 原子炉注水設備設置について

1. 工事の概要

原子炉注水設備の信頼性向上対策として、1～3号機のCSTを水源とし、1～3号機の原子炉等の安定冷却に必要な注水量を満足する注水ポンプ等を設置する。工事の対象範囲を図－1～3に示す。設置するCST原子炉注水設備の仕様は、2. 1. 2. 1 (5)，及び表2. 1－1に示した通り。

2. 工程

	平成 25 年		
	4 月	5 月	6 月
現地工事	_____		









## 1号機 FDW系注水点の信頼性向上について

## 1. 工事の概要

既存の原子炉注水設備の信頼性向上対策として、FDW系注水点の改善工事（FDW配管母管を切断・注水ライン付き閉止板の取付け）により、注水ラインの口径アップ、及びバウンダリの縮小を図る。工事の対象範囲を図－1に示す。設置する配管の仕様は、表2. 1－1に示した通り。

## 2. 工程

	平成 25 年					
	4 月	5 月	6 月	7 月	8 月	9 月
工場製作	■					
現地工事		■				



## 原子炉注水停止時評価の説明資料

## 1. 評価方法

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

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

## 1.1 燃料温度評価

- (1) 炉心燃料からの崩壊熱による発熱と、炉心燃料，上部構造材，シュラウド，原子炉圧力容器側部，原子炉圧力容器底部のそれぞれの間の輻射熱伝達を考慮する。（図－1）
- (2) 各部の温度は一点近似とする。
- (3) 原子炉注水停止時の原子炉圧力容器内の保有水量は保守的に  $0 \text{ m}^3$  とし，原子炉注水停止と同時に全燃料が露出するものとする。
- (4) 評価に用いる式を以下に示す。（注水再開前）
  - a. 炉心燃料のエネルギーバランスの式

$$M_1 C p_1 \frac{dT_1}{dt} = Q_d - Q_1 - Q_5$$

$M_1$  : 炉心燃料質量[kg]

$C p_1$  : 炉心燃料比熱[kJ/(kg-K)]

$T_1$  : 炉心燃料温度[K]

$Q_d$  : 炉心燃料崩壊熱[kW]

$Q_1$  : 炉心燃料（上面）における輻射伝熱量[kW]

$Q_5$  : 炉心燃料（下面）における輻射伝熱量[kW]

- b. 上部構造材のエネルギーバランスの式

$$M_2 C p_2 \frac{dT_2}{dt} = Q_2$$

$M_2$  : 上部構造材質量[kg]

$C p_2$  : 上部構造材比熱[kJ/(kg-K)]

$T_2$  : 上部構造材温度[K]

$Q_2$  : 上部構造材における輻射伝熱量[kW]

c. シュラウドのエネルギーバランスの式

$$M_3 C p_3 \frac{dT_3}{dt} = Q_3 - Q_4$$

$M_3$  : シュラウド質量[kg]

$C p_3$  : シュラウド比熱[kJ/(kg-K)]

$T_3$  : シュラウド温度[K]

$Q_3$  : シュラウド (内面) における輻射伝熱量[kW]

$Q_4$  : シュラウド (外面) における輻射伝熱量[kW]

d. 原子炉圧力容器側部のエネルギーバランスの式

$$M_4 C p_4 \frac{dT_4}{dt} = Q_4$$

$M_4$  : 原子炉圧力容器側部質量[kg]

$C p_4$  : 原子炉圧力容器側部比熱[kJ/(kg-K)]

$T_4$  : 原子炉圧力容器側部温度[K]

e. 原子炉圧力容器底部のエネルギーバランスの式

$$M_5 C p_5 \frac{dT_5}{dt} = Q_5$$

$M_5$  : 原子炉圧力容器底部質量[kg]

$C p_5$  : 原子炉圧力容器底部比熱[kJ/(kg-K)]

$T_5$  : 原子炉圧力容器底部温度[K]

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

(6) 評価に用いる式を以下に示す。(注水再開後)

a. 炉心燃料のエネルギーバランスの式

$$M_1 C p_1 \frac{dT_1}{dt} = Q_d - Q_1 - Q_5 - Q_c$$

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

$Q_c$  : 注水による炉心燃料除熱量[kW]

$W_{in}$  : 注水流量[kg/s]

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

b. 上部構造材のエネルギーバランスの式

$$M_2 C p_2 \frac{dT_2}{dt} = -Q_2 - Q_{2g}$$

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

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

## 1.2 核分裂生成物の放出量評価

(1) 上部構造材に付着しているセシウムが温度上昇に伴い飽和蒸気圧で蒸発し、環境中へ放出された場合の線量影響を評価する。セシウムの放出量は、上部構造材温度の時間変化にしたがって放出量を積分して評価する。

上部構造材としては、スタンドパイプと気水分離器を考慮しており、燃料からの輻射熱の影響を考慮し、燃料に近いこれらの部位に炉心燃料インベントリ全量のセシウムが付着しているという保守的な設定としている。

- (2) 希ガスは既にほぼ完全に放出されていること、また、ヨウ素は減衰していることから、これらの被ばく評価上の影響は無視できるため、本評価では考慮しないこととする。
- (3) 燃料残存の核分裂生成物 (FP) については、平成 23 年 3 月の事故時に燃料温度は約 3,000°C 近くの高温に達していると評価されており、揮発性の高いものは既に放出されているものと考えられる。よって、今回の評価結果の範囲である 500°C 程度の燃料温度では、FP の有意な追加放出がないと考えられることから、これらについては本評価では考慮しないこととする。
- (4) 対象とするセシウムの化学形態は水酸化セシウム (CsOH) とし、その飽和蒸気圧は熱力学データベース (MALT) による評価結果を引用するものとする。(図-2)
- (5) CsOH のキャリアガスは、発生する蒸気量とする。また、炉心燃料が冷却するまで放出が継続するものとする。
- (6) 評価に用いる式を以下に示す。

$$M_{CsOH} = P_{CsOH} V_g / (RT)$$

$$C_{CsOH} = M_{CsOH} / (V_g + v_{grav} A_{grav} + v_{dif} A_{dif})$$



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

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

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

### 1.3 線量影響評価

- (1) 大気中へ放出されるセシウムは、原子炉建屋から地上放散されるものとし、周辺の公衆に対する、放射線被ばくのリスクを年間の実効線量を用いて評価する。
- (2) 評価対象核種はセシウム 134 とセシウム 137 とする。
- (3) 実効線量は、以下に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。被ばく経路としては、放射性雲中のセシウムからの外部被ばくと内部被ばくと、地表沈着したセシウムによる外部被ばくと内部被ばくを考慮する。
- (4) 放射性雲のセシウムからの  $\gamma$  線の外部被ばくによる実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

## 2. 評価条件

### 2.1 燃料位置

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

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

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

## 2.2 初期温度

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

## 2.3 燃料の崩壊熱

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

## 2.4 注水停止時間

注水停止してから注水再開までの注水停止時間は以下の条件とする。

### (1) 過渡相当

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

#### a. ポンプ故障

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

#### b. 電源喪失

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

c. 水源喪失

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

d. 原子炉注水ライン損傷

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

(2) 事故相当

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

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

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

(3) シビアアクシデント相当

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

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

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

#### 1号機 事象発生時の主要経緯（時系列）

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

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

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

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

## 2.5 注水再開時の注水流量と注水温度

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

## 3. 評価結果

### 3.1 過渡相当

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

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

セシウム 134 放出量	約 $5.0 \times 10^4 \text{ Bq}$
セシウム 137 放出量	約 $6.1 \times 10^4 \text{ Bq}$
年間の実効線量	約 $9.3 \times 10^{-7} \text{ mSv}$

### 3.2 事故相当

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

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

セシウム 134 放出量	約 $2.3 \times 10^5 \text{ Bq}$
セシウム 137 放出量	約 $2.8 \times 10^5 \text{ Bq}$
年間の実効線量	約 $4.3 \times 10^{-6} \text{ mSv}$

### 3.3 シビアアクシデント相当

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

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

セシウム 134 放出量	約 $1.1 \times 10^6$ Bq
セシウム 137 放出量	約 $1.4 \times 10^6$ Bq
年間の実効線量	約 $2.1 \times 10^{-5}$ mSv

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

以下余白

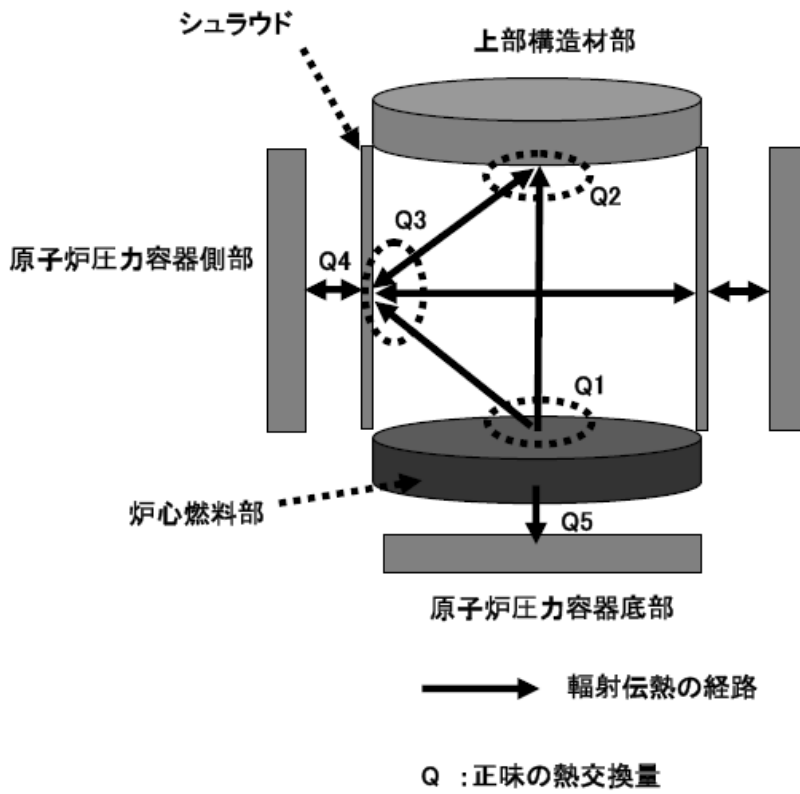


図-1 原子炉压力容器輻射モデルの概要

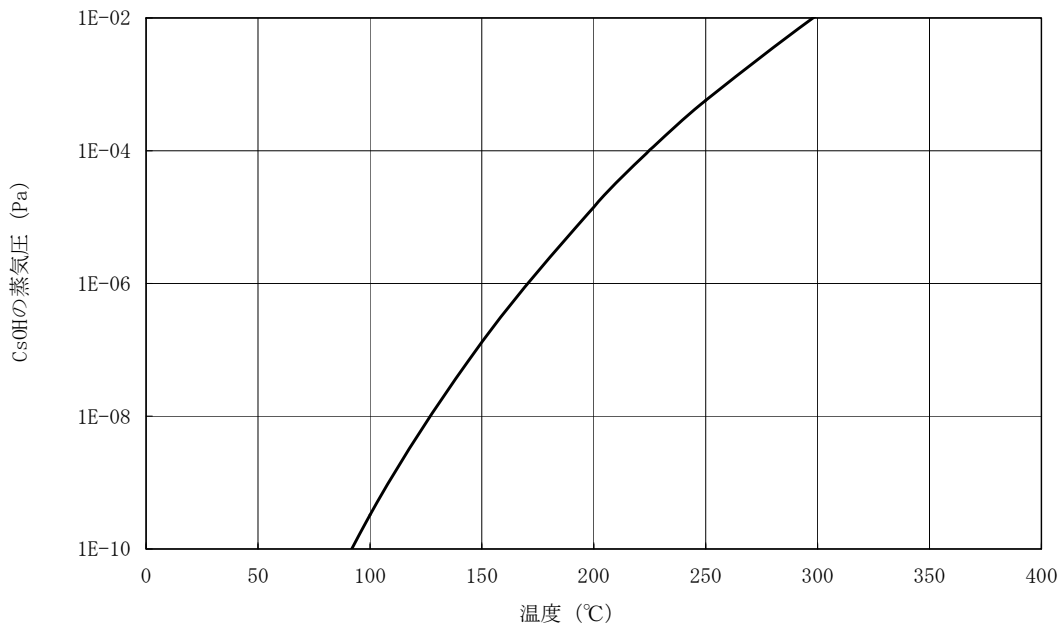


図-2 CsOH 蒸気圧の温度依存性



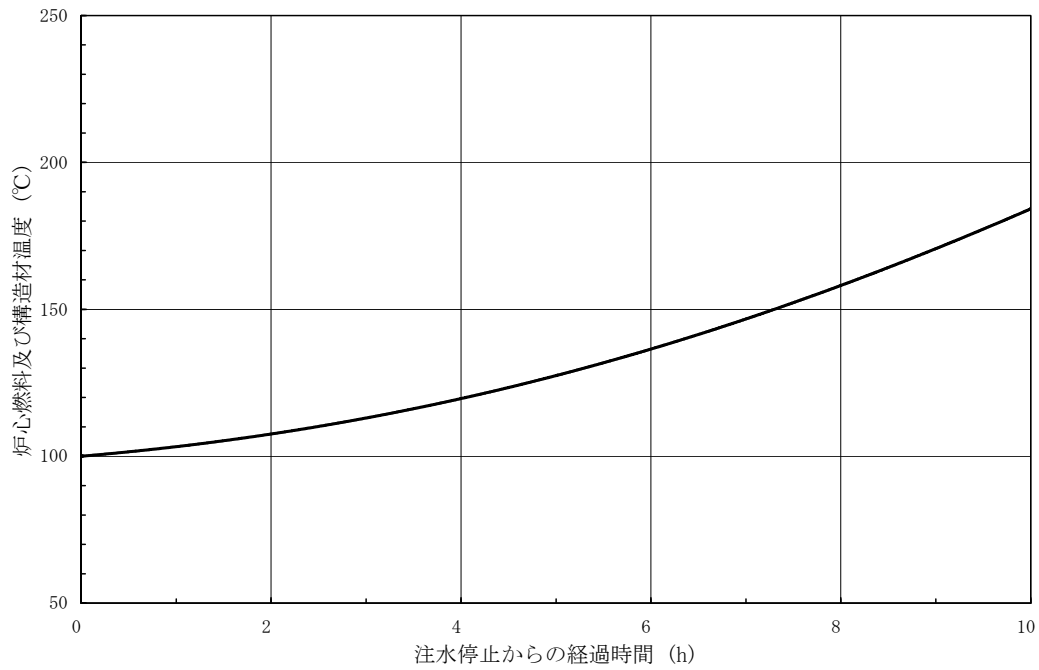


図-3 原子炉压力容器底部の温度上昇の時間変化

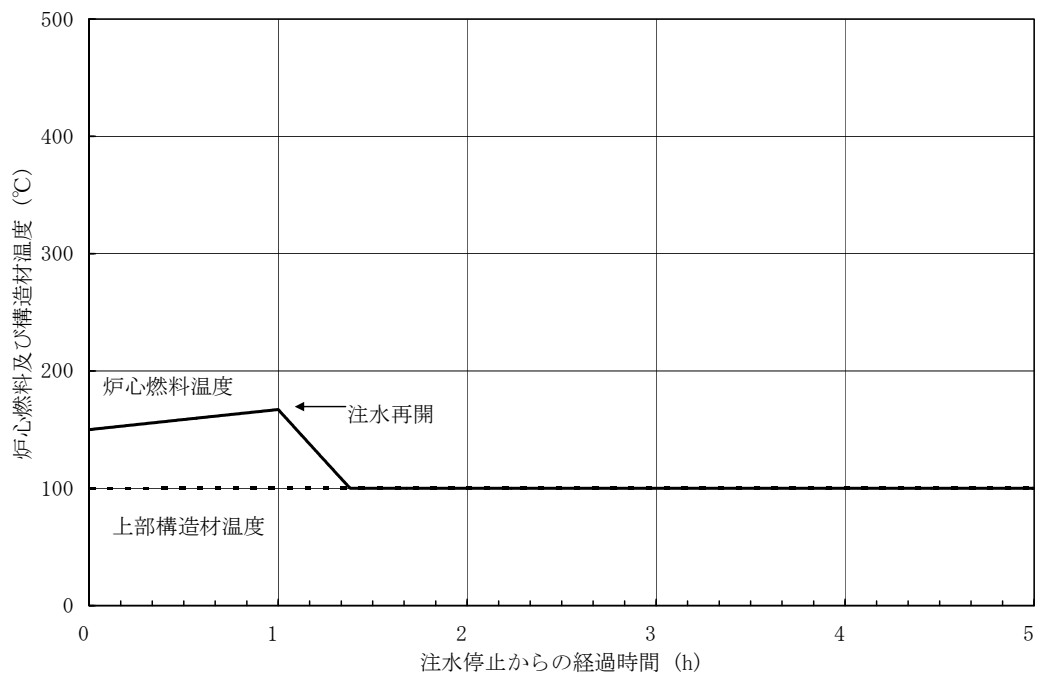
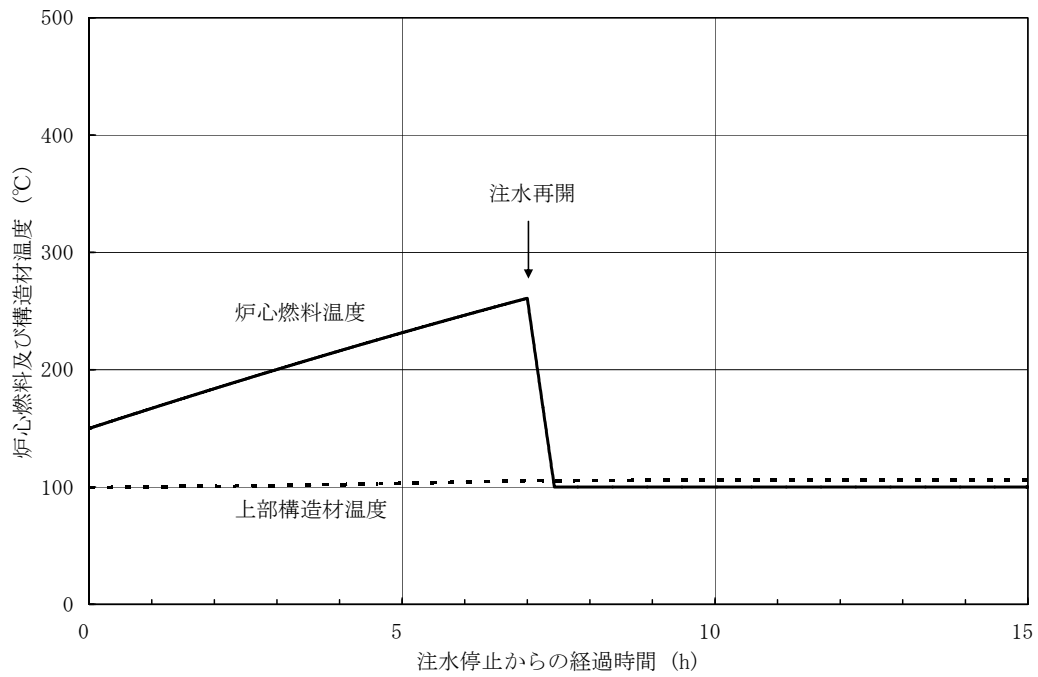
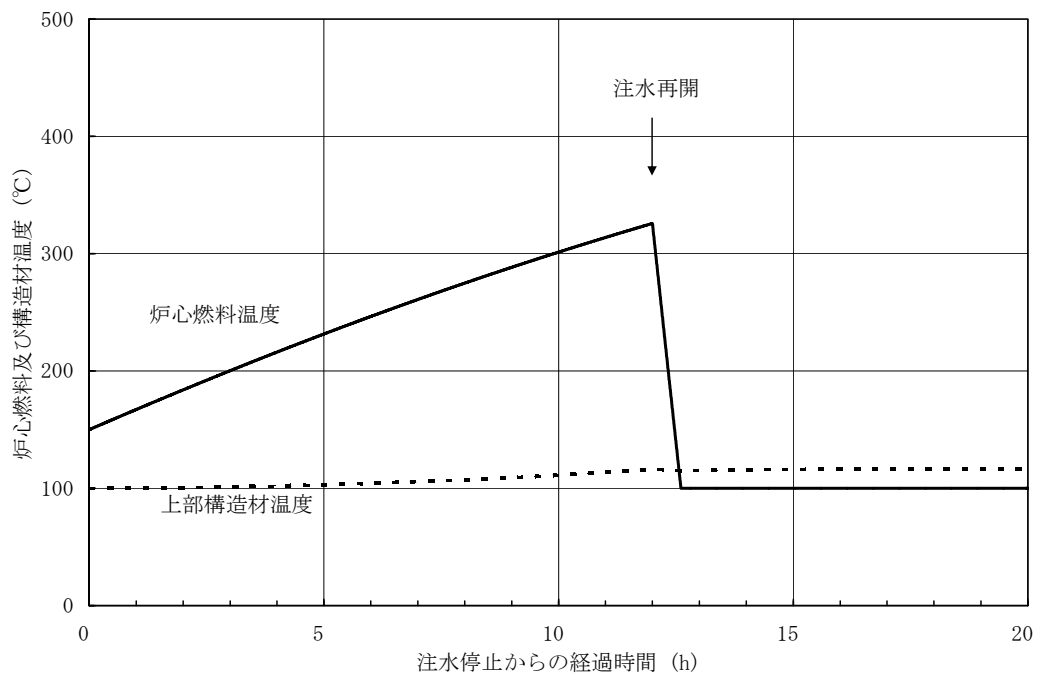


図-4 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（過渡相当）



図－5 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（事故相当）



図－6 炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（シビアアクシデント相当）

## 原子炉注水系に関する確率論的リスク評価

## 1.1 目的

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

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

## 1.2 方針

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

## 1.3 評価対象

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

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

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

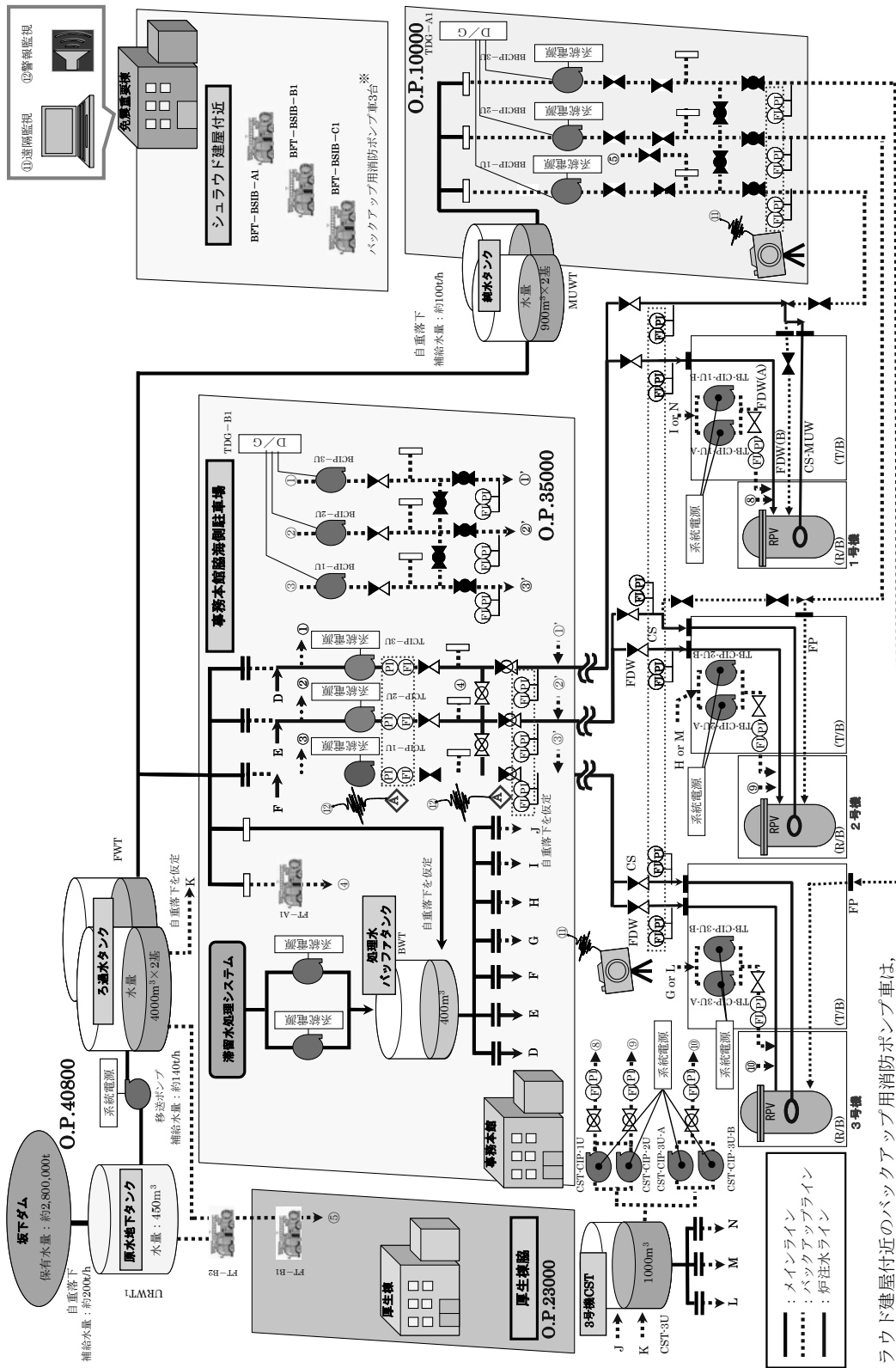
原子炉注水系機能喪失に至る起因事象は、安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内、所外のどちらに起因するかに分けて選定し、以下のとおりとした。

○ハザード発生箇所が発電所内の場合

- (1) 常用高台炉注水ポンプトリップ
- (2) 注水ライン機能喪失
- (3) 一次水源からの供給機能喪失
- (4) 外部電源喪失（地震を除く）
- (5) 所内共通 M/C(1A)/(1B) 盤火災

○ハザード発生箇所が発電所外の場合

- (6) 外部電源喪失（地震）
- (7) 大津波事象



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

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

図-1 原子炉注水系の構成

# 福島第一1~4号 所内電源 単線結線図

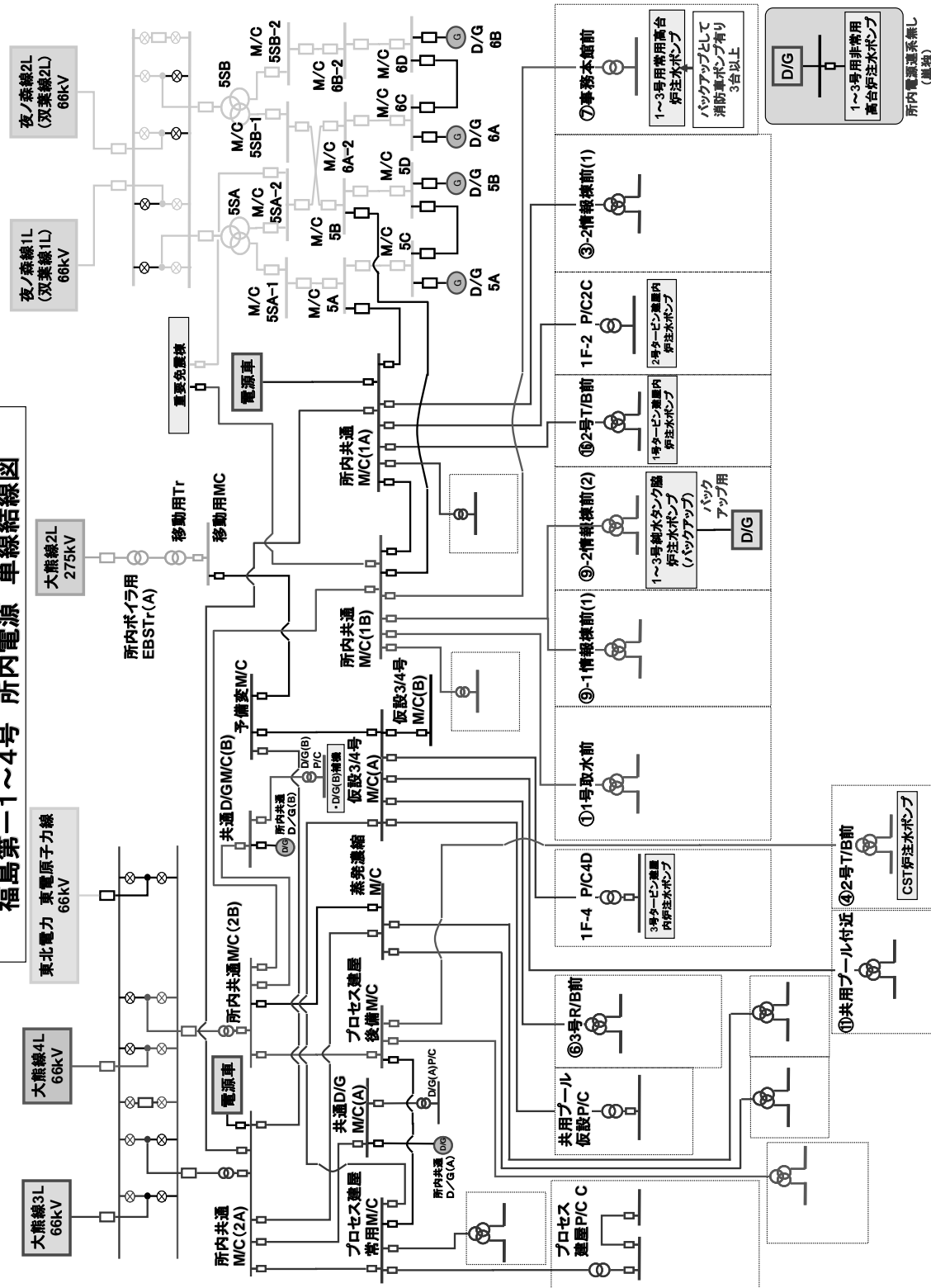


図-2 原子炉注水系の電源構成

#### 1.4 原子炉注水系機能喪失の判定条件

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

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

#### 1.5 評価結果

起因事象発生から炉心再損傷に至るまでの頻度を評価した。

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

##### (1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

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

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

##### (2) 注水ライン機能喪失

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

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

##### (3) 一次水源からの供給機能喪失

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

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

##### (4) 外部電源喪失（地震を除く）

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

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

##### (5) 所内共通 M/C(1A)/(1B) 盤火災

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

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

##### (6) 外部電源喪失（地震）

地震により外部電源の供給が途絶え、炉注水の再開に失敗することにより炉心が再

損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は1%未満である。

(7) 大津波事象

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

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は約99%である。

表-1 炉心再損傷頻度の評価結果

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

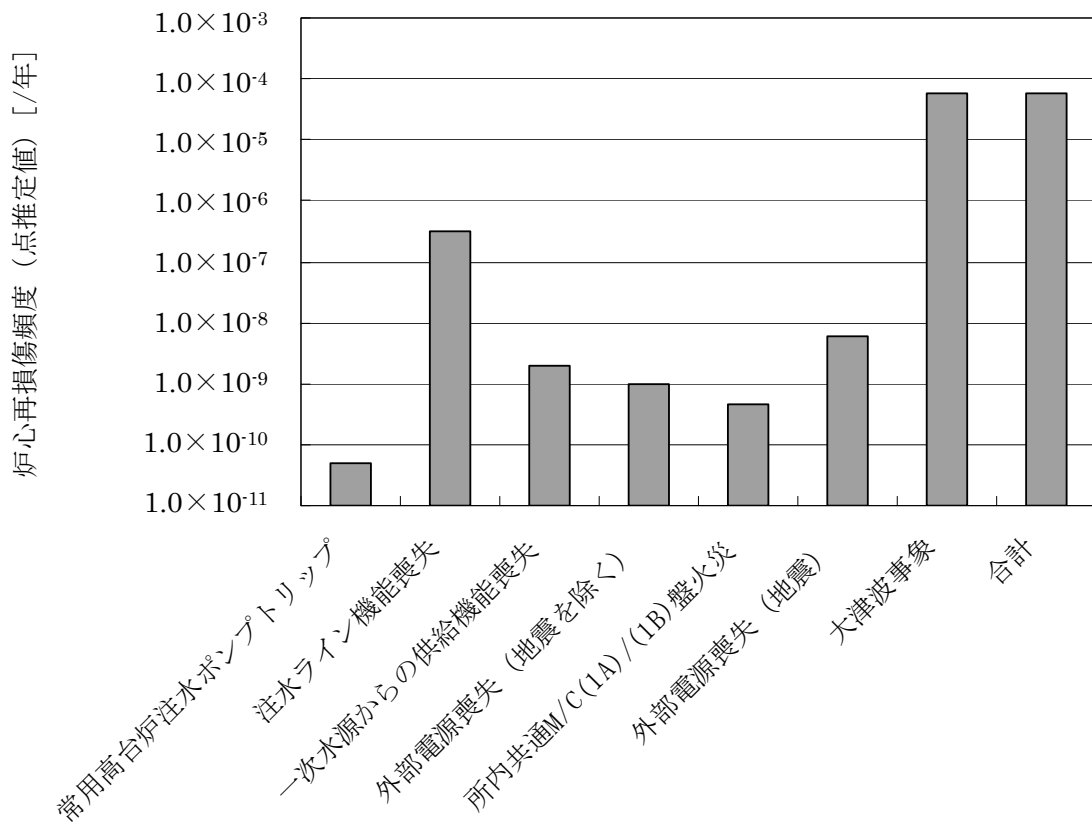


図-3 炉心再損傷頻度の評価結果

1.6 別紙

- 別紙-1 確率論的リスク評価手法
- 別紙-2 事故シーケンスの定量評価



## 確率論的リスク評価手法

## 1. 評価手法

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

## 2. 起因事象の選定と成功基準の設定

## 2.1. 起因事象

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

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

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

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

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

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

表-1 起回事象及び起回事象の発生頻度

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

## 2.2 成功基準

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

表－2 各緩和系の成功基準

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

表－3 各緩和系とその水源の関連性

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

### 2.3. イベントツリーの作成

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

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

### 2.4. システムのモデル化

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

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

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

#### (1) 機器の故障及びその復旧

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

- ・ 起動失敗

デマンド故障確率を用いた。

- ・ 運転継続失敗

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

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

ここで、 $T_M$ は使命時間であり、24時間を使用した。 $\lambda'$ は故障率である。

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

- ・ 復旧

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

(2) 従属故障の解析

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

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

(3) 人間信頼性解析

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

・事象発生後の人的過誤

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

2.5. データベースの作成

(1) 起因事象の発生頻度

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

(2) 機器故障率関連データ

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

(3) 共通原因故障データ

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

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

年)も若干増加することから、データの不確実さとして認識しておく必要がある。

(4) 人的過誤確率データ

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

(5) 時間余裕データ

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

## 2.6. イベントツリーの定量化

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

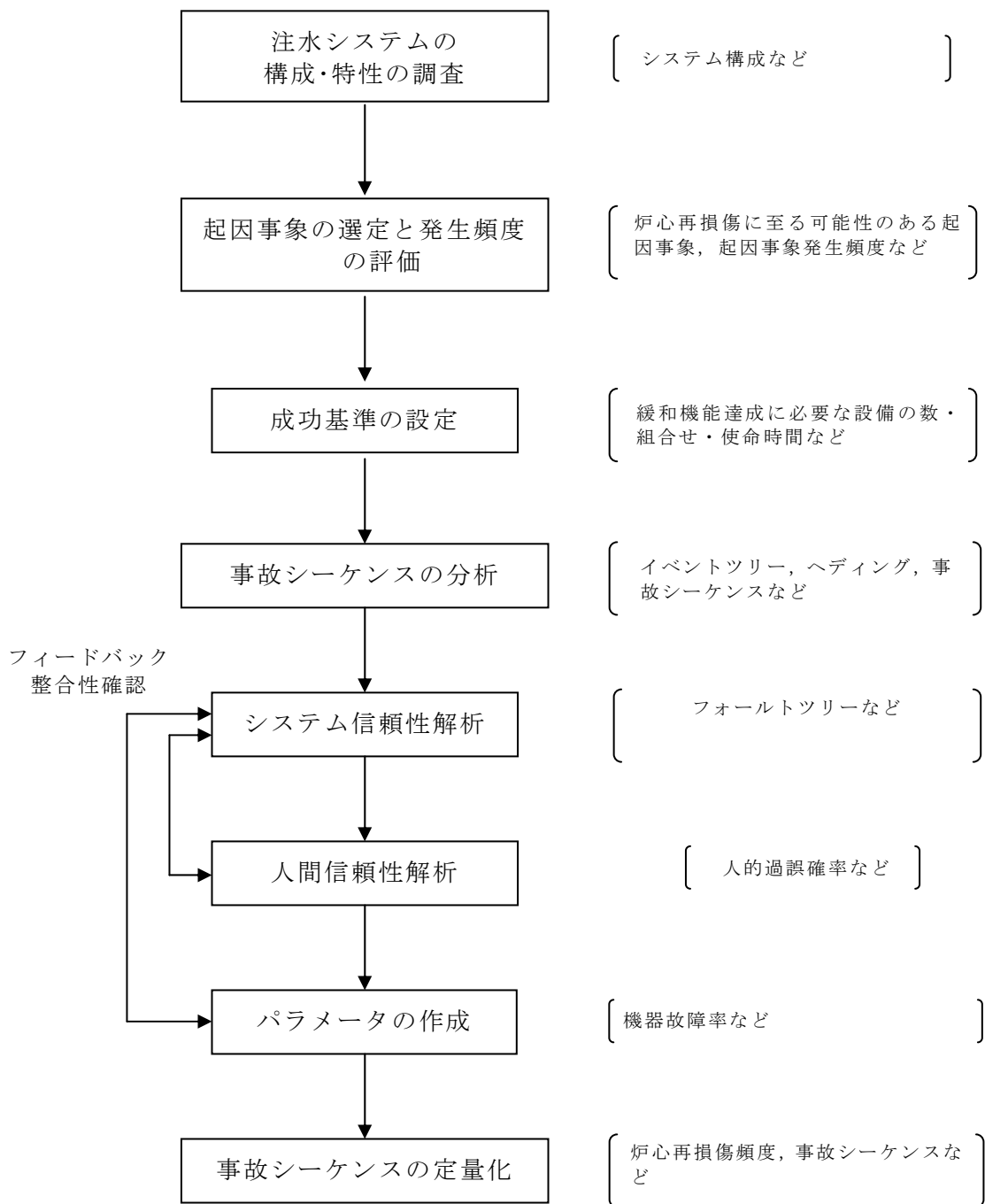


図-1 作業フロー

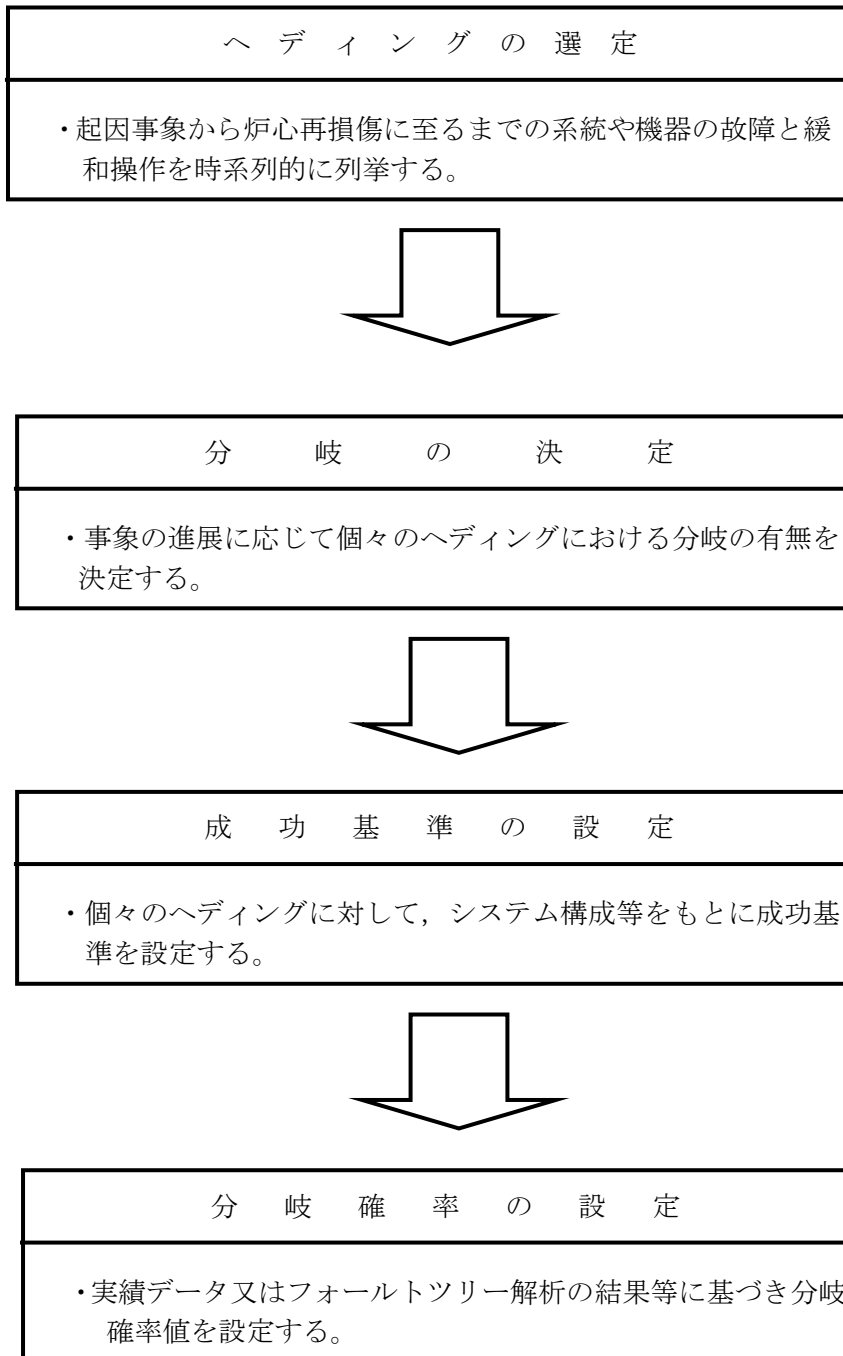


図-2 イベントツリー解析の流れ



事故シーケンスの定量評価

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

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

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

常用高台炉注水ポンプトリップ	復旧作業の着手	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)						
4.8E-03	1.0E-08	1.7E-03							1	-							
		1.1E-03							2	-							
		7.6E-02								3	-						
		1.0E-02									4	-					
		2.2E-02										5	-				
		1.5E-04											6	-			
		1.4E-04												7	-		
															8	CD	9.7E-19
															9	CD	4.8E-11
													合計値		4.8E-11		

図-1 常用高台炉注水ポンプトリップのイベントツリー

略語 (以下, 同様)

CD: 炉心再損傷

(2) 注水ライン機能喪失

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

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

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

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

表-2-1 注水ライン機能喪失の起回事象発生頻度

発生頻度 [/年]	位置	配管割合 [%]	最終的な起回事象発生頻度 [/年]
1.2E-02	R/B	8%	9.0E-04
	T/B	7%	8.4E-04
	屋外	85%	1.0E-02

注水ライン機能喪失(既設-R/B内)	機能喪失注水ライン隔離	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(/年)
9.0E-04	4.0E-03								1	-	0.0E+00
									2	-	
									3	-	
									4	-	
									5	-	
									6	-	
									7	CD	
									8	-	
									9	-	
									10	-	
									11	-	
									12	CD	
									13	-	
									14	-	
									15	-	
									16	-	
									17	CD	
									合計値	9.9E-08	

図-2-1 注水ライン機能喪失のイベントツリー (R/B内) (1/3)

注水ライン機能喪失(既設-T/B内)	機能喪失注水ライン隔離	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(/年)
8.4E-04	4.0E-03								1	-	1.5E-17
									2	-	
									3	-	
									4	-	
									5	-	
									6	-	
									7	CD	
									8	-	
									9	-	
									10	-	
									11	-	
									12	CD	
									13	-	
									14	-	
									15	-	
									16	-	
									17	CD	
									合計値	9.2E-08	

図-2-2 注水ライン機能喪失のイベントツリー (T/B内) (2/3)

注水ライン機能喪失(屋外)	復旧作業の着手	アクセス	復旧	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	No.	終状態	発生頻度(／年)
1.0E-02								1	-	2.6E-17
								2	-	
								3	-	
								4	-	
								5	-	
								6	CD	
								7	-	
								8	-	
								9	-	
								10	-	
								11	CD	
								12	-	
								13	-	
								14	-	
								15	-	
								16	CD	
合計値									1.2E-07	

図-2-3 注水ライン機能喪失のイベントツリー (屋外) (3/3)

(3) 一次水源からの供給機能喪失

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

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

一次水源からの供給機能喪失	復旧作業の着手	常用高台炉注水ポンプ	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇伊注水仮設ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
2.0E-01	1.0E-08	2.6E-03								1	-	4.0E-16 2.0E-09
		4.1E-03							2	-		
		1.1E-03						3	-			
		7.8E-02					4	-				
		1.0E-02				5	-					
		2.2E-02			6	-						
		1.5E-04		7	-							
		1.4E-04	8	-								
		CD	9	CD								
		CD	10	CD								
合計値											2.0E-09	

図-3 一次水源からの供給機能喪失のイベントツリー

(4) 外部電源喪失（地震を除く）

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

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

外部電源喪失(地震を除く)	復旧作業の着手	外電復旧	No.	終状態	発生頻度(／年)
			1 - 9	TE1へ	-
1.0E-01		1.0E-01	10 - 18	TE2へ	-
	1.0E-08		19	CD	1.0E-09
				合計値	1.0E-09

図－４－１ 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（1/3）

外電復旧成功	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
	1.3E-04								1	-	
		1.7E-03							2	-	
			1.1E-03						3	-	
				7.6E-02					4	-	
					1.0E-02				5	-	
						2.2E-02			6	-	
							1.4E-04		7	-	
								1.4E-04	8	-	
									9	CD	2.6E-15
										合計値	2.6E-15

図－４－２ 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（2/3）

(TE1：外電復旧成功時)

外電復旧失敗	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
	1.8E-04								10	-	
		1.8E-03							11	-	
			1.2E-03						12	-	
				7.6E-02					13	-	
					1.0E-02				14	-	
						2.2E-02			15	-	
							1.5E-04		16	-	
								1.4E-04	17	-	
									18	CD	4.4E-15
										合計値	4.4E-15

図－４－３ 外部電源喪失（地震を除く）時のイベントツリー（3/3）

(TE2：外電復旧失敗時)

(5) 所内共通 M/C(1A)/(1B) 盤火災

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

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

所内共通 M/C(1A)/ (1B)盤火 災	復旧作業 の着手	常用高台 炉注水ボ ンプ再起 動	タービン 建屋内炉 注水ポン プ	CST炉注 水ポンプ	非常用高 台炉注水 ポンプ	事務本館 海側駐車 場消防ボ ンプ車	ろ過水タ ンク脇及 び厚生棟 前消防ボ ンプ車	純水タン ク脇炉注 水ポンプ	事務本館 海側駐車 場バック アップ消防 ポンプ車	No.	終状態	発生頻度 (/年)
4.5E-02	1.0E-08	1.0E+00	1.0E+00	1.1E-03	7.6E-02	1.0E-02	2.2E-02	7.6E-02	1.4E-04	1	-	5.3E-13 4.5E-10
		2	-									
		3	-									
		4	-									
		5	-									
		6	-									
		7	-									
		8	-									
		9	CD									
		10	CD									
合計値											4.5E-10	

図-5 所内共通 M/C(1A)/(1B) 盤火災時のイベントツリー

(6) 外部電源喪失（地震）

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

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

外部電源喪失(地震)	復旧作業の着手	外電復旧	No.	終状態	発生頻度(／年)
			1-9	STE1へ	-
5.7E-01		5.0E-01	10-18	STE2へ	-
	1.0E-08		19	CD	5.7E-09
				合計値	5.7E-09

図－6－1 外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（1／3）

外電復旧成功	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
	7.5E-04								1	-	
		1.1E-02							2	-	
			7.2E-03						3	-	
				3.6E-01					4	-	
					3.4E-02				5	-	
						6.8E-02			6	-	
							8.3E-04		7	-	
								8.3E-04	8	-	
								4.3E-04	9	CD	9.1E-13
									合計値		9.1E-13

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

外電復旧失敗	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
	9.3E-03								10	-	
		1.9E-02							11	-	
			1.6E-02						12	-	
				3.6E-01					13	-	
					3.4E-02				14	-	
						6.8E-02			15	-	
							3.9E-03		16	-	
								4.3E-04	17	-	
									18	CD	4.3E-10
									合計値		4.3E-10

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



(7) 大津波事象

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

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

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

大津波事象	炉注水ライン機能喪失	復旧作業の着手	常用高台炉注水ポンプ再起動	タービン建屋内炉注水ポンプ	CST炉注水ポンプ	非常用高台炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場消防ポンプ車	ろ過水タンク脇及び厚生棟前消防ポンプ車	純水タンク脇炉注水ポンプ	事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車	No.	終状態	発生頻度(／年)
	1.4E-03	5.0E-01									1	-	
			4.4E-01								2	-	
				1.0E+00							3	-	
					1.0E+00						4	-	
						6.4E-01					5	-	
							4.6E-01				6	-	
								1.0E+00			7	-	
									1.0E+00		8	-	
										1.0E+00	9	-	
											10	CD	5.8E-05
			0.0E+00								11	CD	0.0E+00
												合計値	5.8E-05

図-7 大津波事象時のイベントツリー

## 2.5 汚染水処理設備等

### 2.5.1 基本設計

#### 2.5.1.1 設置の目的

タービン建屋等には、東北地方太平洋沖地震による津波、炉心冷却水の流入、雨水の浸入、地下水の浸透等により海水成分を含んだ高レベルの放射性汚染水が滞留している（以下、「滞留水」という）。

このため、汚染水処理設備等では、滞留水を安全な箇所に移送すること、滞留水に含まれる主要な放射性物質を除去し環境中に移行し難い性状とすること、除去した放射性物質を一時的に貯蔵すること、滞留水の発生量を抑制するため塩分を除去し原子炉への注水に再利用する循環冷却を構築することを目的とする。

#### 2.5.1.2 要求される機能

- (1) 発生する高レベル放射性汚染水量（地下水及び雨水の流入による増量分を含む）を上回る処理能力を有すること
- (2) 高レベル放射性汚染水中の放射性物質等の濃度及び量を適切な値に低減する能力を有すること
- (3) 汚染水処理設備が停止した場合に備え、複数系統及び十分な貯留設備を有すること
- (4) 汚染水処理設備等は漏えいを防止できること
- (5) 万一、高レベル放射性汚染水の漏えいがあった場合、高レベル放射性汚染水の散逸を抑制する機能を有すること
- (6) 高レベル放射性汚染水を処理する過程で発生する気体状の放射性物質及び可燃性ガスの検出、管理及び処理が適切に行える機能を有すること

#### 2.5.1.3 設計方針

##### 2.5.1.3.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）の設計方針

- (1) 処理能力
  - a. 汚染水処理設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、原子炉への注水、雨水の浸入、地下水の浸透等により1号～4号機のタービン建屋等に発生する滞留水に対して十分対処できる処理容量とする。
  - b. 汚染水処理設備の除染能力及び塩素除去能力は、処理済水の発電所内再使用を可能とするのに十分な性能を有するものとする。
- (2) 汚染水処理設備等の長期停止に対する考慮
  - a. 主要核種の除去を行う処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）は、単独もしくは組み合わせでの運転が可能な設計とする。また、第二セシウム

吸着装置の所内電源系統は、セシウム吸着装置、除染装置と分離する。

- b. 汚染水処理設備及び関連設備（移送ポンプ等）の動的機器は、その故障により滞留水の移送・処理が長期間停止することがないように原則として多重化する。
- c. 汚染水処理設備が長期間停止した場合を想定し、滞留水がタービン建屋等から所外に漏れ出ないように、タービン建屋等の水位を管理するとともに、貯留用のタンクを設ける。
- d. 汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送ポンプ等）は、所内高圧母線から受電できる設計とする。
- e. 汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送ポンプ等）は、外部電源喪失の場合においても、非常用所内電源から必要に応じて受電できる設計とする。

### (3) 規格・基準等

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）の機器等は、設計、材料の選定、製作及び検査について、原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

### (4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、液体状の放射性物質の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器等を設ける。
- b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は、漏えいの早期検出を可能にするとともに、漏えいを停止するのに適切な措置をとれるようにする。また、汚染水処理設備、貯留設備においては漏えい水の拡大を抑制するための堰等を設ける。
- c. タンク水位、漏えい検知等の警報については、シールド中央制御室（シールド中操）に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

### (5) 放射線遮へいに対する考慮

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、放射線業務従事者等の線量を低減する観点から、放射線を適切に遮へいする設計とする。

### (6) 崩壊熱除去に対する考慮

汚染水処理設備は、放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し、必要に応じて崩壊熱を除去できる設計とする。

(7) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

汚染水処理設備は、水の放射線分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できる設計とする。

(8) 気体廃棄物の放出に対する考慮

汚染水処理設備は、放出する可燃性ガス等の気体に放射性物質が含まれる可能性がある場合には、排気設備にフィルタ等を設け捕獲する設計とする。

(9) 健全性に対する考慮

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備は、機器の重要度に応じた有効な保全ができるものとする。

### 2.5.1.3.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設の設計方針

(1) 貯蔵能力

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設は、汚染水処理設備、多核種除去設備で発生する放射性廃棄物を貯蔵できる容量とする。また、必要に応じて増設する。

(2) 多重性等

廃スラッジ貯蔵施設の動的機器は、故障により設備が長期間停止することがないように、原則として多重化する。

(3) 規格・基準等

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設の機器等は、設計、材料の選定、製作及び検査について、原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

廃スラッジ貯蔵施設の機器等は、液体状の放射性物質の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器等を設ける。
- b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は、漏えいの早期検出を可能にするとともに、漏えい液体の除去・回収を行えるようにする。
- c. タンク水位、漏えい検知等の警報については、シールド中央制御室（シールド中操）に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

なお、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔、多核種除去設備

の使用済みの吸着材を収容した高性能容器及び処理カラムは、内部の水を抜いた状態で貯蔵するため、漏えいの可能性はない。

(5) 放射線遮へいに対する考慮

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設は、放射線業務従事者の線量を低減する観点から、放射線を適切に遮へいする設計とする。

(6) 崩壊熱除去に対する考慮

- a. 吸着塔、高性能容器及び処理カラムは、崩壊熱を大気に逃す設計とする。
- b. 廃スラッジ貯蔵施設は、放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し、必要に応じて熱を除去できる設計とする。

(7) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

吸着塔、高性能容器、処理カラム及び廃スラッジ貯蔵施設は、水の放射線分解により発生する可燃性ガスの滞留を防止でき、必要に応じて適切に排出できる設計とする。

(8) 気体廃棄物の放出に対する考慮

廃スラッジ貯蔵施設は、放出する可燃性ガス等の気体に放射性物質を含む可能性がある場合は、排気設備にフィルタ等を設け捕獲収集する設計とする。また、気体廃棄物の放出を監視するためのモニタ等を設ける。

(9) 健全性に対する考慮

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設は、機器の重要度に応じた有効な保全ができるものとする。

2.5.1.4 供用期間中に確認する項目

- (1) 汚染水処理設備は、滞留水の放射性物質の濃度を原子炉注水に再利用可能な濃度まで低減できる能力を有すること。
- (2) 汚染水処理設備は、滞留水の塩化物イオン濃度を原子炉注水に再利用可能な濃度まで低減できる能力を有すること。

2.5.1.5 主要な機器

2.5.1.5.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）は、滞留水移送装置、油分分離装置、処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）、淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）、高濃度滞留水受タンク、中低濃

度タンク、地下貯水槽等で構成する。

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設及び関連施設（移送配管、移送ポンプ等）は、使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設、造粒固化体貯槽(D)、廃スラッジ一時保管施設等で構成する。

1号～4号機のタービン建屋等の滞留水は、滞留水移送装置によりプロセス主建屋、高温焼却炉建屋へ移送した後、必要に応じて油分を除去し、処理装置、淡水化装置により主要核種や塩分を除去する。また、各装置間には処理済水、廃水を保管するための中低濃度タンク、地下貯水槽を設置する。

二次廃棄物となる使用済みの吸着材を収容したセシウム吸着塔、多核種除去設備の使用済みの吸着材を収容した高性能容器及び処理カラムは使用済セシウム吸着塔仮保管施設、もしくは使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に貯蔵する。また、二次廃棄物の廃スラッジは造粒固化体貯槽(D)、廃スラッジ一時保管施設で一時的に貯蔵する。

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備の主要な機器は、シールド中央制御室（シールド中操）から遠隔操作及び運転状況の監視を行う。

#### (1) 滞留水移送装置

滞留水移送装置は、タービン建屋等にある滞留水を汚染水処理設備のあるプロセス主建屋、高温焼却炉建屋へ移送することを目的に、移送ポンプ、移送ライン等で構成する。

移送ポンプは、1号機タービン建屋に4台、2号機タービン建屋に3台、3号機のタービン建屋に3台、4号機タービン建屋に4台設置し、原子炉への注水、雨水の浸入、地下水の浸透等により1号～4号機のタービン建屋等に発生する滞留水に対して十分対処可能な設備容量を確保する。滞留水の移送は、移送元のタービン建屋等の水位や移送先となるプロセス主建屋、高温焼却炉建屋の水位の状況に応じて、ポンプの起動台数、移送元、移送先を適宜選定して実施する。

移送ラインは、設備故障及び損傷を考慮し複数の移送ラインを準備する。また、使用環境を考慮した材料を選定し、必要に応じて遮へい、保温材等を設置する。

#### (2) 油分分離装置

油分分離装置は、油分がセシウム吸着装置の吸着性能を低下させるため、その上流側に設置し、滞留水に含まれる油分を自然浮上分離により除去する。油分分離装置は、プロセス主建屋内に3台設置する。

#### (3) 処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）

セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置は、吸着塔内部に充填された吸着材のイオン交換作用により、滞留水に含まれるセシウム等の核種を除去する。除染装置は、滞留水にセシウム等の核種を吸着する薬品を注入し凝集・沈殿させ、上澄液とスラッジに分離する

ことで、滞留水に含まれるセシウム等の核種を除去する。また、各装置は装置の処理能力を確認するための試料を採取できる設備とする。

処理装置は、複数の装置により多様性を確保するとともに、各装置の組み合わせもしくは単独により運転が可能な系統構成とする。

a. セシウム吸着装置

セシウム吸着装置は、焼却工作建屋内に 4 系列配置しており、各系列で多段の吸着塔によりセシウム等の核種を除去する。吸着塔は、二重の円筒形容器で、内側は内部に吸着材を充填したステンレス製の容器、外側は炭素鋼製の遮へい容器からなる構造とする。

交換した吸着塔は、使用済セシウム吸着塔仮保管施設にて内部の水抜きを行い、使用済セシウム吸着塔仮保管施設及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

b. 第二セシウム吸着装置

第二セシウム吸着装置は、高温焼却炉建屋内に 2 系列配置し、各系列で多段の吸着塔によりセシウム等の核種を除去する。吸着塔は、二重の円筒形容器で、内側は内部にゼオライトを充填したステンレス製の容器、外側は炭素鋼製の遮へい容器からなる構造とする。また、遮へい容器は、二重管構造とし、内部に鉛等を装填する。

交換した吸着塔は、本装置において内部の水抜きを行い、使用済セシウム吸着塔仮保管施設及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

c. 除染装置

除染装置は、プロセス主建屋に 1 系列設置し、滞留水に含まれる懸濁物質や浮遊物質を除去する加圧浮上分離装置、薬液注入装置から吸着剤を注入し放射性物質の吸着を促す反応槽、薬液注入装置から凝集剤を注入し放射性物質を凝集・沈殿させ上澄液とスラッジに分離する凝集沈殿装置、懸濁物質の流出を防止するディスクフィルター、吸着材を注入する薬品注入装置で構成する。反応槽及び凝集沈殿装置は、1 組の装置を 2 段設置することにより放射能除去性能を高める設計とするが、1 段のみでも運転可能な設計とする。スラッジは造粒固化体貯槽 (D) に排出する。

(4) 淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）

淡水化装置は、滞留水を原子炉注水に再使用するため、滞留水に含まれる塩分を除去することを目的に、逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置で構成する。

逆浸透膜装置は、3 系列 4 台で構成し、水を通しイオンや塩類などの不純物は透過しない逆浸透膜の性質を利用して滞留水に含まれる塩分を除去し、処理済水と塩分が濃縮された廃水に分離する。蒸発濃縮装置は 3 系列 8 台で構成し、逆浸透膜装置により塩分が濃縮さ

れた廃水を蒸気により蒸発濃縮（蒸留）する。また、各装置は装置の処理能力を確認するための試料を採取できる設備とする。

淡水化装置は、複数の装置及び系統により多重性及び多様性を確保する。

#### (5) 高濃度滞留水受タンク

高濃度滞留水受タンクは、万一タービン建屋等の滞留水の水位が所外放出レベルに達した場合に、プロセス主建屋に貯留している滞留水の一部を受け入れ、タービン建屋等の滞留水の貯留先を確保するために設置する。また高濃度滞留水受タンクは、貯留する滞留水が高線量であるため、遮へいのために屋外の地中に埋設する。なお、所外放出のリスクが低下した場合には、高濃度滞留水受タンクの滞留水をプロセス主建屋に移送する。

#### (6) 中低濃度タンク

中低濃度タンクは、処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）により主要核種が除去された水等を貯留する目的で主に屋外に設置する。

中低濃度タンクは、貯留する水の性状により分類し、処理装置（セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置）により主要核種を除去された水等を貯留するサプレッション・プール水サージタンク及び廃液 RO 供給タンク、逆浸透膜装置の廃水を貯留する RO 後濃縮塩水受タンク<sup>※1</sup>、蒸発濃縮装置の廃水を貯留する濃縮廃液貯槽、逆浸透膜装置の処理済水及び蒸発濃縮装置の処理済水を貯留する RO 及び蒸発濃縮装置後淡水受タンク<sup>※2</sup>、多核種除去設備の処理済水を貯留する多核種処理水タンク<sup>※3</sup>で構成する。多核種処理水タンクは、主に多核種除去設備の処理済水を貯留するが、タンクの運用状況に応じては淡水化装置の処理済水や逆浸透膜装置の廃水を貯留する。

サプレッション・プール水サージタンクは、液体廃棄物処理系の設備として既に設置されていた設備を使用し、工事計画認可申請書（57 資庁第 2974 号 昭和 57 年 4 月 20 日認可）において確認を実施している。RO 及び蒸発濃縮装置後淡水受タンクの貯留水は、処理済水として原子炉への注水に再利用する。

なお、各タンクは必要に応じて増設する。

※1：RO濃縮水貯槽、濃縮水受タンク、地下貯水槽（RO後濃縮塩水用分）にて構成。

※2：RO処理水一時貯槽、RO処理水貯槽、濃縮処理水タンク、蒸発濃縮処理水貯槽、中低濃度滞留水受タンクにて構成。

※3：多核種処理水貯槽、地下貯水槽で構成。

#### (7) 地下貯水槽

地下貯水槽は、発電所構内の敷地を有効活用する観点で地面を掘削して地中に設置する。また、止水のための 3 重シート（2 重の遮水シート及びベントナイトシート）、その内部に地面からの荷重を受けるためのプラスチック製枠材を配置した構造とする。

地下貯水槽には、逆浸透膜装置の処理済水、廃水もしくは多核種除去設備の処理済水等



を貯留する。

#### (8) 電源設備

電源は、所内高圧母線から受電でき、非常用所内電源とも接続できる構成とする。セシウム吸着装置、除染装置と第二セシウム吸着装置は、それぞれ異なる系統の所内高圧母線から受電する構成とし、所内高圧母線の点検等による電源停止においても、何れかの処理装置により、滞留水の処理が可能な設計とする。また、汚染水処理設備等は、外部電源喪失の場合は、タービン建屋等の水位の状況や汚染水処理設備以外の設備負荷を考慮しながら復旧する。

#### 2.5.1.5.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

使用済セシウム吸着塔保管施設は、使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設で構成する。廃スラッジ貯蔵施設は造粒固化体貯槽(D)、廃スラッジ一時保管施設で構成する。

廃スラッジ貯蔵施設の主要な機器は、シールド中央制御室（シールド中操）から遠隔操作及び運転状況の監視を行う。

#### (1) 使用済セシウム吸着塔保管施設

##### a. 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

使用済セシウム吸着塔仮保管施設は、セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置で発生する吸着塔を使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送するまでの間貯蔵するために設けた施設であり、吸着塔を取り扱うための門型クレーン、セシウム吸着装置吸着塔のろ過水による洗浄・水抜きを実施する装置、遮へい機能を有するコンクリート製ボックスカルバート等にて構成する。

##### b. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

使用済セシウム吸着塔一時保管施設は、セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置にて発生する吸着塔、多核種除去設備にて発生する二次廃棄物を収容する高性能容器及び処理カラムの処理施設等が設置されるまでの間一時的に貯蔵を行う施設であり、吸着塔、高性能容器及び処理カラムを取り扱うための門型クレーン、遮へい機能を有するコンクリート製ボックスカルバート等により構成する。

#### (2) 廃スラッジ貯蔵施設

##### a. 造粒固化体貯槽(D)

造粒固化体貯槽(D)は、除染装置の凝集沈殿装置で発生したスラッジを廃スラッジ一時保管施設へ移送するまでの間、貯蔵する設備であり、固体廃棄物処理系の設備と

して既にプロセス主建屋に設置していた設備を改造して使用する。なお、造粒固化体貯槽（D）はプロセス主建屋と一体構造であるため、「2.6 滞留水を貯留している（滞留している場合を含む）建屋」において確認している。

b. 廃スラッジ一時保管施設

廃スラッジ一時保管施設は、廃スラッジを処理施設等へ移送するまでの間一時貯蔵する設備として設置する。廃スラッジ一時保管施設は、スラッジ貯槽、セル及びオフガス処理系等を収容するスラッジ棟、圧縮空気系の機器等を収容する設備棟で構成する。

廃スラッジ一時保管施設の動的機器は、故障により設備が長期間停止することがないよう、原則として多重化する。

また、廃スラッジ一時保管施設の電源は、所内高圧母線から受電でき、非常用所内電源とも接続できる構成とする。また、外部電源喪失の場合は、タービン建屋等の水位の状況や汚染水処理設備以外の設備負荷を考慮しながら復旧する。

#### 2.5.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

滞留水移送装置、処理装置等一部の設備を除き、アウターライズ津波が到達しないと考えられる O.P. 30m 以上の場所に設置する。

滞留水移送装置、処理装置等、津波が到達した O.P. 10m のエリアに設置する設備については、アウターライズ津波による浸水を防止するため仮設防潮堤内に設置する。また、アウターライズ津波を上回る津波の襲来に備え、大津波警報が出た際は滞留水移送装置、処理装置を停止し、処理装置については隔離弁を閉めることにより滞留水の流出を防止する。

(2) 台風（強風）

汚染水処理設備等のうち、処理装置は台風（強風）による設備損傷の可能性が低い鉄筋コンクリート造の建屋内に設置する。淡水化装置は、蛇腹ハウスやテントハウス内に設置しているため、台風（強風）によりハウスの一部が破損する可能性はあるが、ハウス破損に伴い、淡水化装置に損傷を与える可能性がある場合は、淡水化装置の停止等の操作を行い、装置損傷による汚染水の漏えい防止を図る。

(3) 火災

初期消火の対応ができるよう、近傍に消火器を設置する。

## 2.5.1.7 構造強度及び耐震性

### 2.5.1.7.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

#### (1) 構造強度

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり、ポリエチレン管等の非金属材料についての基準がない。

従って、鋼材を使用している設備については、設計・建設規格のクラス 3 機器相当での評価を行い、非金属材料については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価を行う。この際、JIS や独自の製品規格等を有している場合や、試験等を実施した場合はその結果などを活用できるものとし、評価を行う。

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

#### (2) 耐震性

汚染水処理設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態にあわせたものを採用する。B クラス施設に要求される水平震度に対して耐震性を確保できない場合は、その影響について評価を行う。支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合には、可撓性を有する材料を使用するなどし、耐震性を確保する。

また、各機器は必要な耐震性を確保するために、原則として以下の方針に基づき設計する。

- ・倒れ難い構造（機器等の重心を低くする、基礎幅や支柱幅を大きくとる）
- ・動き難い構造、外れ難い構造（機器をアンカ、溶接等で固定する）
- ・座屈が起り難い構造
- ・変位による破壊を防止する構造（定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定、配管等に可撓性のある材料を使用）

### 2.5.1.7.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

#### (1) 構造強度

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器のうち放射性物

質を内包する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」で定めるクラス 3 機器と位置づけられ、原則としてクラス 3 機器に要求される基準を満足するように設計する。万一適合しないものがある場合においても、温度、圧力、使用環境等を考慮し、一般民間規格に従う産業品を使用するとともに、機器の設計、製作、設置、検査等の各段階において、適切なものとなっていることを確認し、クラス 3 機器と同等以上の構造強度を持たせる。

## (2) 耐震性

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設の耐震性に関する評価にあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」に準拠することを基本とするが、必要に応じて現実的な評価を行う。また、配管に関しては、変位による破壊を防止するため、定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定や、可撓性のある材料を使用する。

### 2.5.1.8 機器の故障への対応

#### 2.5.1.8.1 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連施設（移送配管、移送ポンプ等）

##### (1) 機器の単一故障

###### a. 動的機器の単一故障

汚染水処理設備は、機器の単一故障により滞留水の処理機能が喪失するのを防止するため動的機器や外部電源を多重化しているが、汚染水処理設備の動的機器が故障した場合は、待機設備へ切替を行い、滞留水の処理を再開する。

##### (2) 主要機器の複数同時故障

###### a. 処理装置の除染能力が目標性能以下

汚染水処理設備は、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置による処理装置全体で多重化が確立されており、各装置の組み合わせもしくは単独による運転が可能である。そのため、一つの処理装置が故障しても性能回復は短時間で行えるが、万一、所定の除染能力が得られず下流側の逆浸透膜装置の受け入れ条件（ $10^2\text{Bq}/\text{cm}^3$  オーダ）を満足しない場合は、以下の対応を行う。

逆浸透膜装置及び蒸発濃縮装置後淡水受タンクでの希釈効果等を踏まえながら、必要に応じて処理装置出口の処理済水を再度セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置に水を戻す「再循環処理」を実施する（手動操作）。なお、再循環処理を実施する場合、稼働率が 50%以下となるため、タービン建屋等からの滞留水の移送量を調整し、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋の水位上昇を監視する。

b. 滞留水の処理機能喪失

汚染水処理設備は、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置のそれぞれで単独運転が可能である。また、第二セシウム吸着装置はセシウム吸着装置、除染装置と異なる所内高圧母線から受電する構成としている。さらに、セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置、除染装置は、建屋により分離して設置している。以上のことから、共通要因によりすべての処理装置が機能喪失する可能性は十分低いと想定するが、全装置が長期間停止する場合は、以下の対応を行う。

- (a) 処理装置が長期間停止する場合、炉注水量を調整し、滞留水の発生量を抑制する。
- (b) セシウム吸着装置もしくは第二セシウム吸着装置の吸着塔の予備品を用意し、短期間（1ヶ月程度）で新たな処理が可能ないように準備する。
- (c) タービン建屋等の水位が所外放出レベル近くに達した場合、滞留水を高濃度滞留水受タンク（容量約 2,800 m<sup>3</sup>）、タービン建屋の復水器（容量約 3,000m<sup>3</sup>）に移送することで、放射性物質の所外放出を防止する。
- (d) 滞留水の系外への漏えいを防止するために、集中廃棄物処理建屋のサイトバンカ建屋（容量約 1,300m<sup>3</sup>）、焼却工作室建屋（容量約 2,500m<sup>3</sup>）等への移送準備を行い、滞留水受け入れ容量を確保する。

(3) その他の事象

a. 降水量が多い場合の対応

降水量が多い場合には、滞留水の移送量、処理量を増加させる等の措置をとる。また、大量の降雨が予想される場合には、事前に滞留水をプロセス主建屋等へ移送し、タービン建屋等の水位を低下させる措置をとる。

さらに、タービン建屋の水位が上昇すれば、炉注水量の低下措置等の対応を図る。

(4) 異常時の評価

a. 滞留水の処理機能喪失時の評価

処理装置が長期に機能喪失した場合でも、タービン建屋等の水位は OP. 3,000 程度で管理しているため所外放出レベルの OP. 4,000 に達するまでの貯留容量として約 23,000m<sup>3</sup> を確保している。さらに高濃度滞留水受タンク（容量約 2,800 m<sup>3</sup>）、タービン建屋の復水器（容量約 3,000m<sup>3</sup>）等へ滞留水を移送することにより、これまでの運転実績から、原子炉への注水量を約 320m<sup>3</sup>/日まで低下させれば、地下水の浸透、雨水の浸入により追加発生する滞留水量（200～500m<sup>3</sup>/日）の 1ヶ月分以上の貯留が可能である。

b. 降水量が多い場合の評価

月降水量の最大値は、気象庁の観測データにおいて福島県浪江町で634mm（2006年10月）、富岡町で615mm（1998年8月）である。また、タービン建屋等の水位は、降水量に対し85%の水位上昇を示したことがあるため1ヶ月あたりタービン建屋の水位を540mm（634mm×0.85%）上昇させる可能性がある。

その他、建屋水位を上昇させるものとして、①地下水流入と②原子炉への注水があり、各々500m<sup>3</sup>/日、600m<sup>3</sup>/日が想定される。1号～4号機の滞留水が存在している建屋面積の合計は約23,000m<sup>2</sup>となるため、降雨、地下水流入、及び原子炉への注水により1ヶ月に発生する滞留水量の合計は45,420m<sup>3</sup>となる。そのため、各建屋の水位を維持するためには、約1,520m<sup>3</sup>/日の滞留水移送・処理が必要となる。一方、移送装置は移送ポンプが1台あたり20m<sup>3</sup>/hの運転実績があるため1,920m<sup>3</sup>/日の滞留水移送が可能であり、処理装置も実績として1,680m<sup>3</sup>/日で処理を実施したことがある。

したがって、降雨量が多い場合でも月降水量最大約850mmまでは、現状の移送装置、処理装置の能力でタービン建屋等の水位を維持することが可能である。

2.5.1.8.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 機器の単一故障

a. 動的機器の単一故障

廃スラッジ一時保管施設は、機器の単一故障により安全機能が喪失するのを防止するため、動的機器を多重化しているが、動的機器が故障した場合は、待機設備へ切替を行い、安全機能を回復する。

b. 外部電源喪失時

使用済セシウム吸着塔仮保管施設、使用済セシウム吸着塔一時保管施設は、使用済みのセシウム吸着塔等を静的に保管する施設であり、外部電源喪失した場合でも、安全機能に影響を及ぼすことはない。

造粒固化体貯槽(D)は排気用の仮設電源を設けており、外部電源喪失により貯槽内気相部の排気が不可能となった場合は、必要に応じ電源切替を操作することで可燃性ガスを放出する。

廃スラッジ一時保管施設は、外部電源喪失により貯槽内気相部の排気が不可能となるが、以下を考慮しており、短時間のうちに安全機能の回復が可能である。

- ・電源車の接続口を設置
- ・仮設送風機（エンジン付きコンプレッサ）の接続が可能なように取合口を設置
- ・窒素ボンベによる掃気が可能なようにボンベを設置
- ・手動弁を操作することで、可燃性ガスを放出（ベント）できるラインを設置

## 2.5.2 基本仕様

### 2.5.2.1 主要仕様

#### 2.5.2.1.1 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）

##### (1) 1号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	4
容量	10m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	14m

##### (2) 2号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	3
容量	12m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	30m

##### (3) 3号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	3
容量	12m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	30m

##### (4) 4号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	4
容量	12m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	30m

##### (5) サイトバンカ排水ポンプ（完成品）

台数	1
容量	24 m <sup>3</sup> /h
揚程	20.5 m

##### (6) プロセス主建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台数	2（高濃度滞留水受タンク移送ポンプと共用）
容量	50 m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚程	38.5～63m

(7) 高温焼却炉建屋滞留水移送ポンプ (完成品)

台数	2
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	38.5m

(8) 油分分離装置処理水移送ポンプ (完成品)

台数	2
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	65m

(9) ブースターポンプ (完成品)

台数	2
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	108m

(10) セシウム吸着処理水移送ポンプ (完成品)

台数	2
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	41m

(11) 除染装置処理水移送ポンプ (完成品)

台数	2
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	20m

(12) S P T廃液拔出ポンプ (完成品)

台数	2
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	30m

(13) S P T受入水移送ポンプ (完成品)

台数	2
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	75m



(14) 廃液RO供給ポンプ (完成品)

台数	2
容量	70m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	30m

(15) RO処理水供給ポンプ (完成品)

台数	2
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	75m

(16) RO処理水移送ポンプ (完成品)

台数	8
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	75m

(17) RO濃縮水供給ポンプ (完成品)

台数	2
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	75m

(18) RO濃縮水貯槽移送ポンプ (完成品)

台数	4
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	75m

(19) RO濃縮水移送ポンプ (完成品)

台数	16
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	50~75m

(20) 濃縮水供給ポンプ (完成品)

台数	2
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	50m

(21) 蒸留水移送ポンプ (完成品)

台数	2
容量	40m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	75m

(22) 濃縮処理水供給ポンプ (完成品)

台数	2
容量	40m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	50m

(23) 濃縮処理水移送ポンプ (完成品)

台数	2
容量	50m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	75m

(24) 濃縮水移送ポンプ (完成品)

台数	2
容量	40m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	50m

(25) 高濃度滞留水受タンク移送ポンプ (完成品)

台数	2
容量	30m <sup>3</sup> /h (1台あたり)
揚程	65m

(26) 高濃度滞留水受タンク (完成品)

合計容量 (公称)	2,800 m <sup>3</sup>
基数	28基
容量 (単基)	100m <sup>3</sup> /基

(27) 油分分離装置処理水タンク (完成品)

合計容量 (公称)	37.5 m <sup>3</sup>
基数	3基
容量 (単基)	12.5 m <sup>3</sup> /基

(28) セシウム吸着処理水タンク (完成品)

合計容量 (公称)	37.5 m <sup>3</sup>
基数	3 基
容量 (単基)	12.5 m <sup>3</sup> /基

(29) 除染装置処理水タンク (完成品)

合計容量 (公称)	37.5 m <sup>3</sup>
基数	3 基
容量 (単基)	12.5 m <sup>3</sup> /基

(30) サプレッションプール水サージタンク (既設品)

基数	2 基
容量	3,500 m <sup>3</sup> /基

(31) S P T 受入水タンク (完成品)

基数	1 基
容量	85 m <sup>3</sup>

(32) 廃液RO供給タンク (完成品)

合計容量 (公称)	1,200m <sup>3</sup>
基数	34 基
容量 (単基)	35~110 m <sup>3</sup> /基

(33) RO処理水受タンク (完成品)

基数	1 基
容量	85 m <sup>3</sup>

(34) RO処理水一時貯槽 (完成品)

合計容量 (公称)	5,000m <sup>3</sup>
基数	139 基
容量 (単基)	16~42 m <sup>3</sup> /基

(35) RO処理水貯槽

合計容量 (公称)	13,750m <sup>3</sup>
基 数	27 基
容量 (単基)	300, 450, 1100 m <sup>3</sup> /基
材 料	SS400
板厚 (側板)	9mm (300m <sup>3</sup> ), 9~12mm (450m <sup>3</sup> ), 12mm (1100m <sup>3</sup> )

(36) 中低濃度滯留水受タンク (完成品)

合計容量 (公称)	7,200 m <sup>3</sup>
基 数	72 基
容量 (単基)	100 m <sup>3</sup> /基

(37) RO濃縮水受タンク (完成品)

基 数	1 基
容 量	85 m <sup>3</sup>

(38) RO濃縮水貯槽 (完成品)

合計容量 (公称)	20,000m <sup>3</sup>
基 数	170 基
容量 (単基)	120 m <sup>3</sup> /基

(39) RO濃縮水貯槽

合計容量 (公称)	200,000m <sup>3</sup>
基 数	210 基
容量 (単基)	500, 1100 m <sup>3</sup> /基
材 料	SS400
板厚 (側板)	9~12mm (500m <sup>3</sup> ), 12mm (1100m <sup>3</sup> )

(40) 濃縮水受タンク (完成品)

合計容量 (公称)	800m <sup>3</sup>
基 数	26 基
容量 (単基)	40 m <sup>3</sup> /基

(41) 蒸留水タンク (完成品)

合計容量 (公称)	94m <sup>3</sup>
基 数	3 基
容量 (単基)	40 m <sup>3</sup> /基

(42) 濃縮処理水タンク (完成品)

合計容量 (公称)	1,600m <sup>3</sup>
基 数	52 基
容量 (単基)	40m <sup>3</sup> /基

(43) 蒸発濃縮処理水貯槽

合計容量 (公称)	5,000m <sup>3</sup>
基 数	5 基
容量 (単基)	1,100m <sup>3</sup> /基
材 料	SS400
板厚 (側板)	12mm

(44) 濃縮水タンク (完成品)

合計容量 (公称)	150m <sup>3</sup>
基 数	5 基
容量 (単基)	40m <sup>3</sup> /基

(45) 濃縮廃液貯槽 (完成品)

合計容量 (公称)	10,000m <sup>3</sup>
基 数	100 基
容量 (単基)	100m <sup>3</sup> /基

(46) 多核種処理水貯槽

合計容量 (公称)	380,000m <sup>3</sup>	(必要に応じ増設)
基 数	380 基	(必要に応じ増設)
容量 (単基)	1,100m <sup>3</sup> /基	
材 料	SS400	
板厚 (側板)	12mm	

(47) 地下貯水槽

合計容量 (公称)	58,000 m <sup>3</sup>
基数	7 基
容量	2,000~14,000m <sup>3</sup>
材料	ポリエチレン, ベントナイト
厚さ	1.5mm (ポリエチレン), 6.4mm (ベントナイト)

(48) 油分分離装置 (完成品)

台数	3
容量	1,200 m <sup>3</sup> /日 (1 台で 100%容量)
性能	出口にて浮遊油 100ppm 以下 (目標値)

(49) セシウム吸着装置

系列数	4
処理量	1,200 m <sup>3</sup> /日
除染係数 (設計目標値)	10 <sup>3</sup> ~10 <sup>5</sup> 程度

(50) 第二セシウム吸着装置

系列数	2
処理量	1,200 m <sup>3</sup> /日
除染係数 (設計目標値)	10 <sup>4</sup> ~10 <sup>6</sup> 程度

(51) 除染装置 (凝集沈殿法)

系列数	1
処理量	1,200 m <sup>3</sup> /日
除染係数 (設計目標値)	10 <sup>3</sup> 程度

(52) 淡水化装置 (逆浸透膜装置) (完成品)

(RO-1A)	処理量	270 m <sup>3</sup> /日
	淡水化率	約 40%
(RO-1B)	処理量	300 m <sup>3</sup> /日
	淡水化率	約 40%
(RO-2)	処理量	1,200 m <sup>3</sup> /日
	淡水化率	約 40%
(RO-3)	処理量	1,200 m <sup>3</sup> /日
	淡水化率	約 40%

(53) 淡水化装置 (蒸発濃縮装置) (完成品)

(蒸発濃縮-1A)	処 理 量	12.7 m <sup>3</sup> /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-1B)	処 理 量	27 m <sup>3</sup> /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-1C)	処 理 量	52 m <sup>3</sup> /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-2A/2B)	処 理 量	80 m <sup>3</sup> /日
	淡水化率	約 30%
(蒸発濃縮-3A/3B/3C)	処 理 量	250 m <sup>3</sup> /日
	淡水化率	約 70%

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (1/5)

名 称	仕 様	
1号機タービン建屋から 1号機廃棄物処理建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当, 80A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
2号機タービン建屋から 3号機タービン建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A相当, 100A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
2号機タービン建屋から 4号機弁ユニットまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A相当, 100A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
3号機タービン建屋から 4号機弁ユニットまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A相当, 100A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
3号機タービン建屋から 4号機タービン建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
4号機タービン建屋から 4号弁ユニットまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A相当, 100A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
4号弁ユニットから プロセス主建屋, 高温焼却炉建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
サイトバンカ建屋から プロセス主建屋まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
プロセス主建屋3階取り合いから 油分分離装置入口ヘッダーまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
油分分離装置入口ヘッダーから 油分分離装置処理水タンクまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃



表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (2/5)

名 称	仕 様	
油分分離装置処理水タンクから セシウム吸着装置入口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66°C
油分分離装置処理水タンクから 第二セシウム吸着装置入口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66°C
セシウム吸着装置入口から セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A/Sch. 40 SUS316L 0.97MPa 66°C
セシウム吸着装置出口から セシウム吸着処理水タンクまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66°C
セシウム吸着処理水タンクから 除染装置入口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66°C
除染装置入口から 除染装置出口まで (鋼管)	呼び径 /厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A, 100A, 150A, 200A /Sch. 20S SUS316L 0.3MPa 50°C
除染装置出口から 除染装置処理水タンクまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66°C
セシウム吸着処理水タンクから S P T建屋取り合いまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66°C
除染装置処理水タンクから S P T建屋取り合いまで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66°C
S P T建屋取り合いから S P T (B) まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40°C

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (3/5)

名 称	仕 様	
高温焼却炉建屋1階ハッチから 高温焼却炉建屋1階取り合いまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
高温焼却炉建屋1階取り合いから 第二セシウム吸着装置入口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置入口から 第二セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径 /厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A, 100A, 150A/ Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置入口から 第二セシウム吸着装置出口まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A/Sch. 40 SUS316L 1.37MPa 66℃
第二セシウム吸着装置出口から SPT(B)まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch. 80 STPG370, STPT370 1.37MPa 66℃
SPT(B)から 淡水化装置(RO)まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当, 100A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
淡水化装置(RO)から RO処理水一時貯槽まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A相当, 80A相当, 100A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO処理水一時貯槽から 処理水バッファタンクまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO処理水供給ポンプ配管分岐部から RO処理水貯槽まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO処理水貯槽から 蒸発濃縮処理水貯槽配管まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

表2. 5-1 汚染水処理設備等の主要配管仕様 (4/5)

名 称	仕 様	
淡水化装置 (RO) から RO濃縮水貯槽まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 65A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO濃縮水貯槽から 蒸発濃縮装置まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
RO濃縮水貯槽移送ポンプ配管分岐部 から廃液RO供給タンクまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
蒸発濃縮装置から 蒸留水タンクまで (耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 EPDM 合成ゴム 0.98MPa 74℃
蒸発濃縮装置から 濃縮水タンクまで (耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 100A 相当 EPDM 合成ゴム 0.98MPa 74℃
蒸留水タンクから 濃縮廃液貯槽まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
濃縮水タンクから 処理水バッファタンクまで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
水中ポンプ出口 (耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当, 80A 相当, 100A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃
プロセス主建屋内取り合いから プロセス主建屋出口取り合いまで (戻り系統含む) (鋼管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A, 50A, 80A, 100A/ Sch80 STPG370 0.5MPa 66℃
プロセス主建屋出口取り合いから 高濃度滞留水受タンクエリア入口まで (戻り系統含む) (二重管ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 EPDM 0.5MPa 66℃



表2. 5-2 廃スラッジ貯蔵施設の主要配管仕様

名 称	仕 様	
除染装置から 造粒固化体貯槽 (D) (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A / Sch20S SUS316L 0.3MPa 50℃
造粒固化体貯槽 (D) から プロセス主建屋壁面取合まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A, 80A / Sch20S SUS316L 0.98MPa 50℃
プロセス主建屋壁面取合から 廃スラッジ一時保管施設取合まで (二重管ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 0.72MPa 82.2℃
廃スラッジ一時保管施設取合から スラッジ貯槽まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A, 50A / Sch40 SUS316L 0.98MPa 50℃
廃スラッジ一時保管施設内 上澄み移送ライン (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A, 100A, 80A /Sch40 SUS329J4L 0.98MPa 50℃
廃スラッジ一時保管施設内 スラッジ移送ライン (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A, 80A, 50A / Sch40 SUS316L 0.98MPa 50℃

### 2.5.3 添付資料

添付資料-1 系統概要図

添付資料-2 主要設備概要図

添付資料-3 汚染水処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

添付資料-4 廃スラッジ一時保管施設の耐震性に関する検討結果

添付資料-5 汚染水処理設備等の具体的な安全確保策について

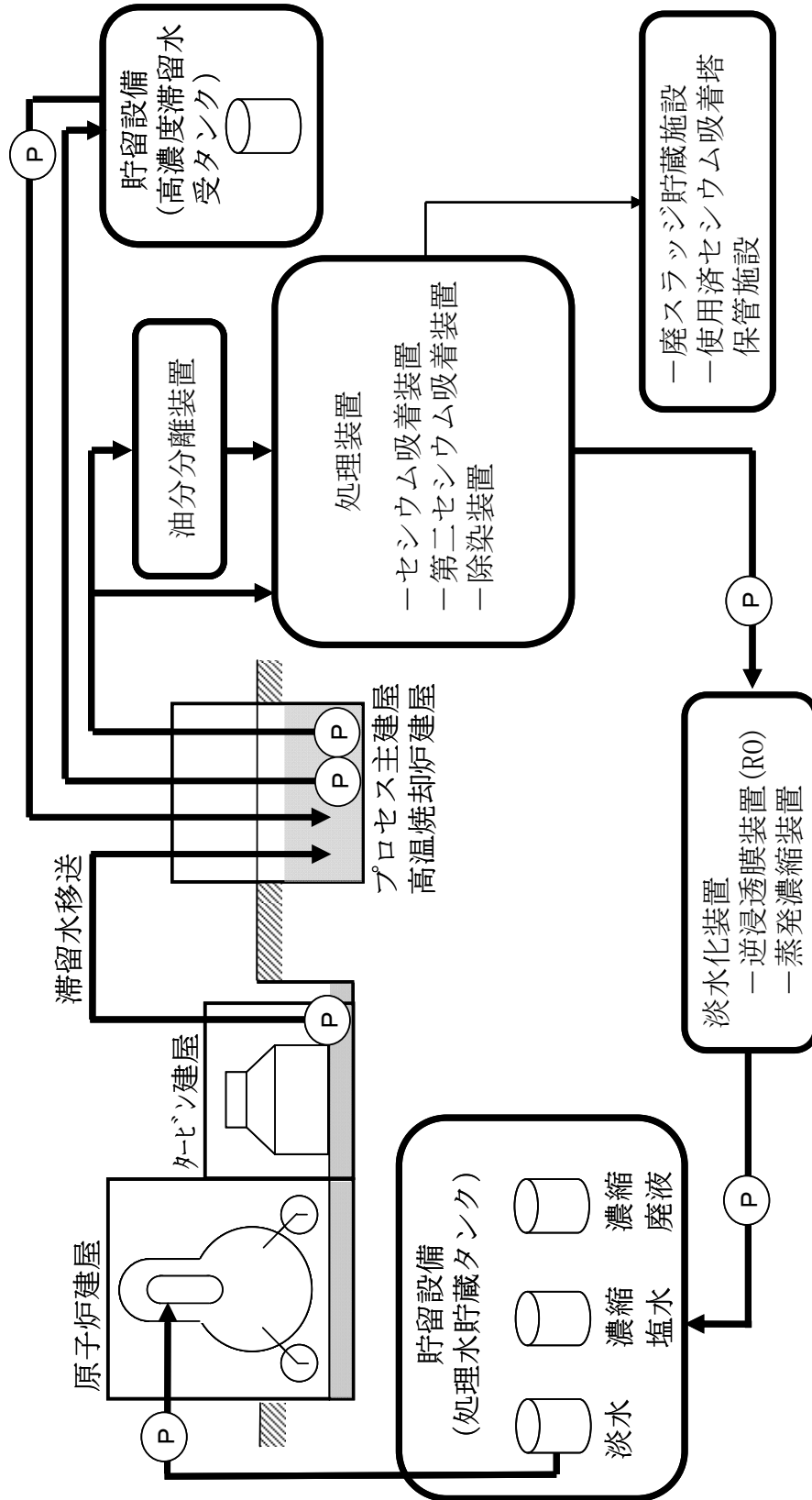
添付資料-6 セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の吸着塔の温度評価

添付資料-7 廃スラッジ一時保管施設の崩壊熱評価

添付資料-8 廃スラッジ一時保管施設の遮へい設計

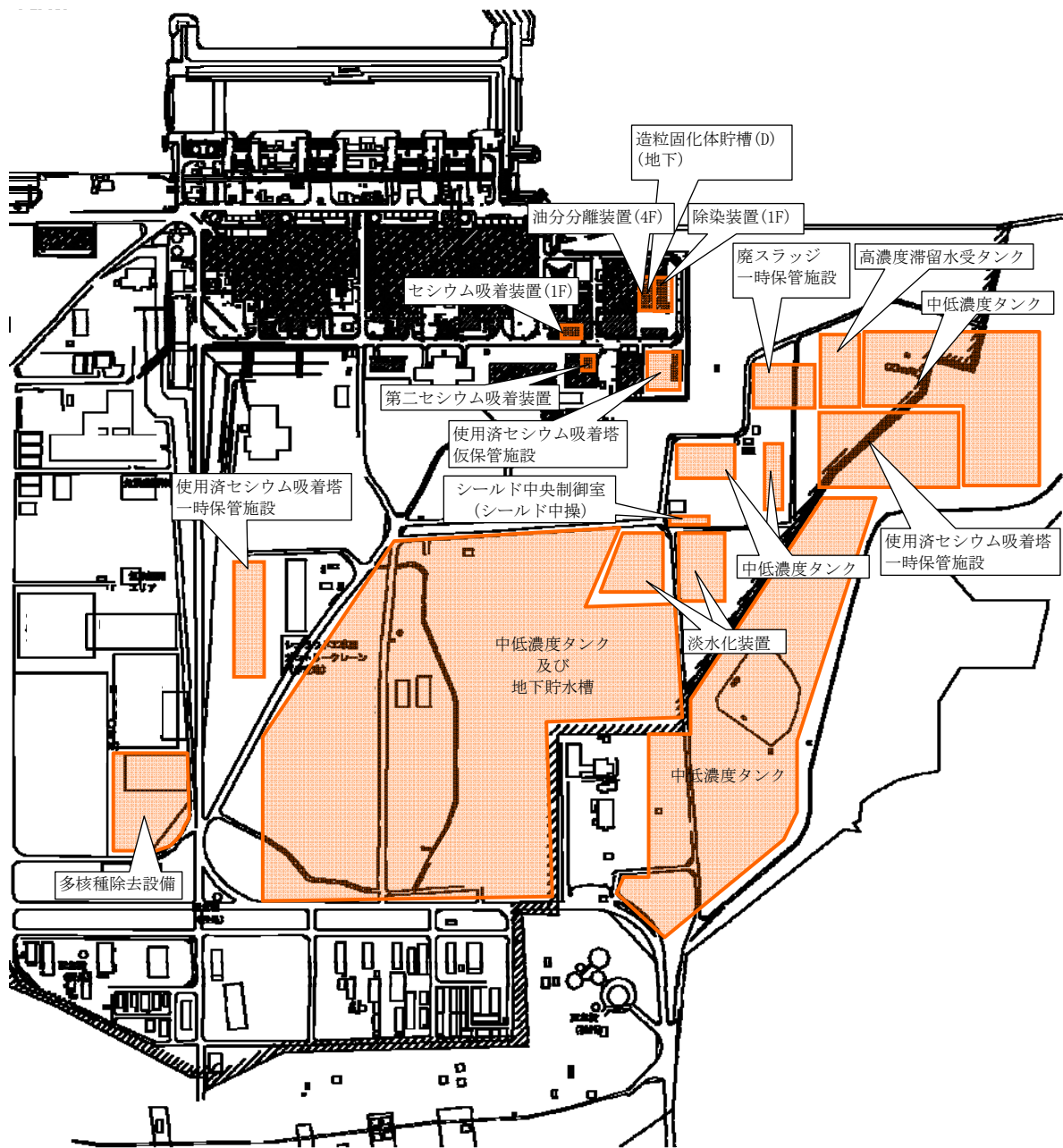
添付資料-9 汚染水処理設備等の工事計画及び工程について

系統概要図



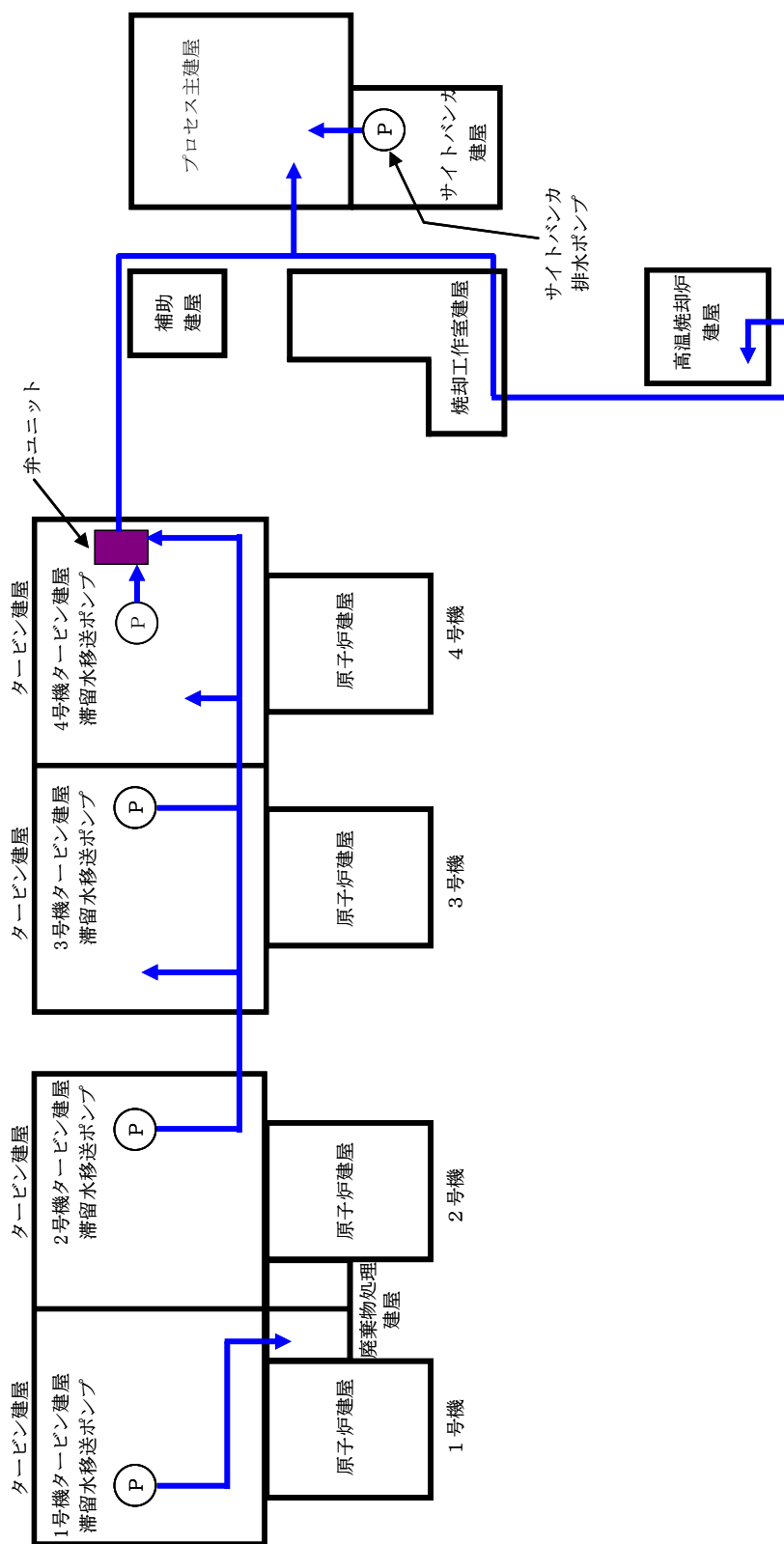
(a) 系統概要

図一 1 汚染水処理設備等の全体概要図 (1 / 2)



(b) 配置概要

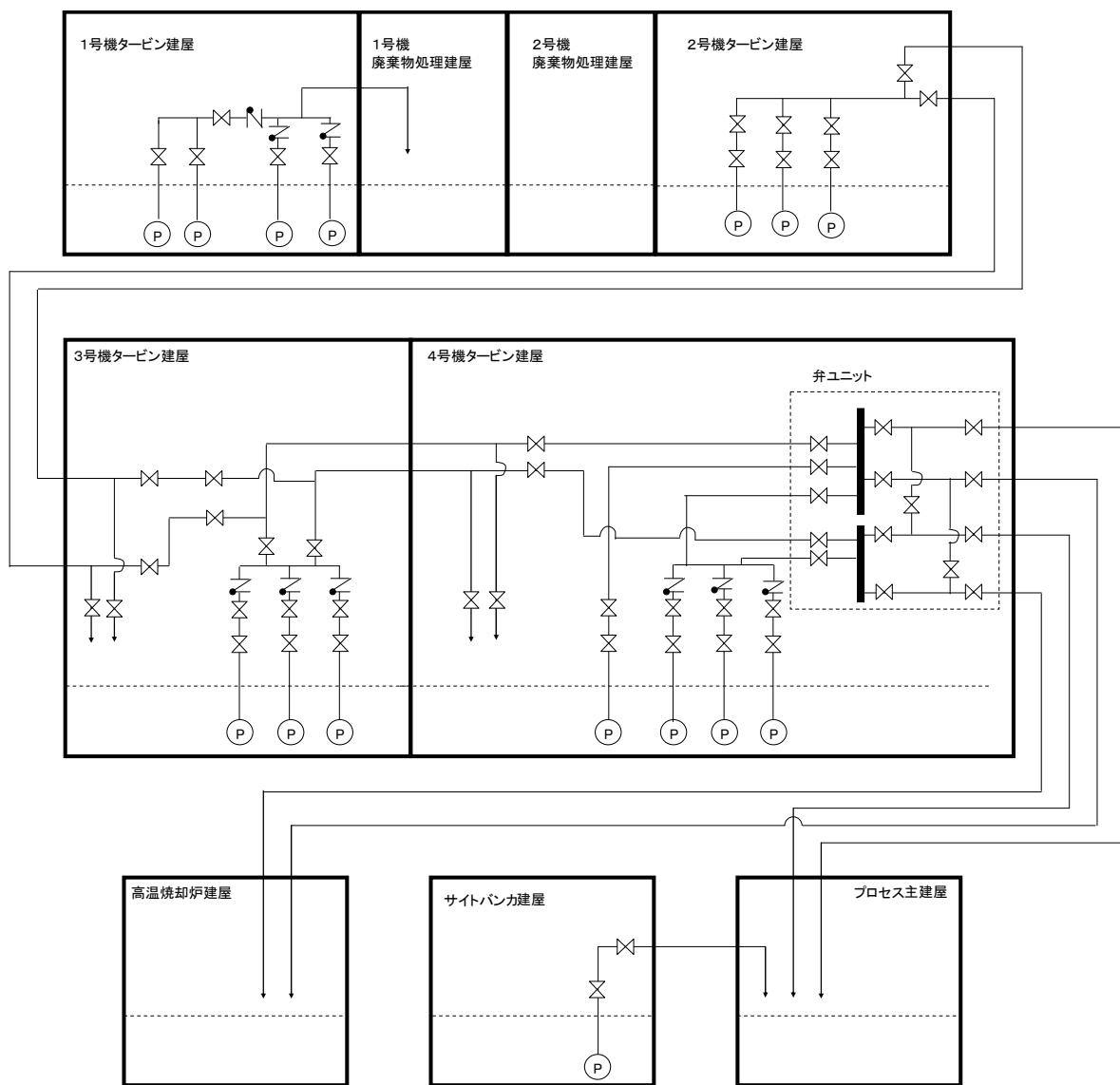
図-1 汚染水処理設備等の全体概要図 (2 / 2)



(a) 移送装置全体系統図

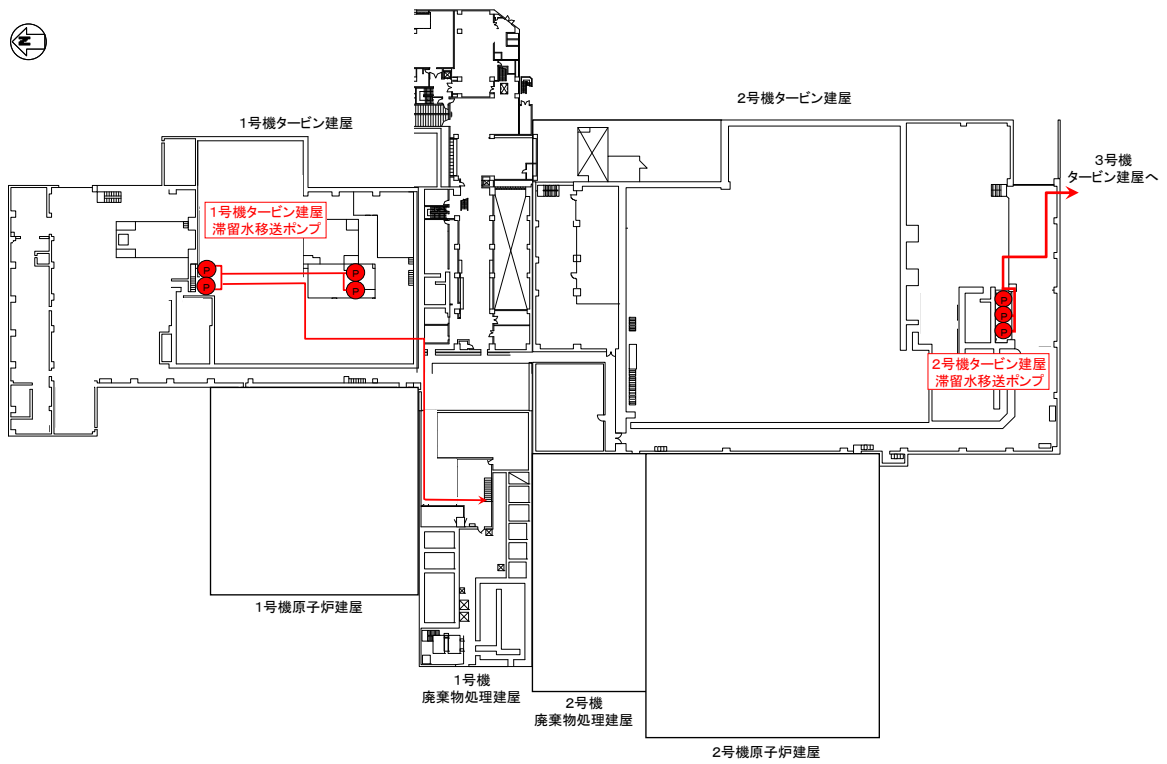
図-2 滞留水移送装置の系統構成図 (1 / 3)



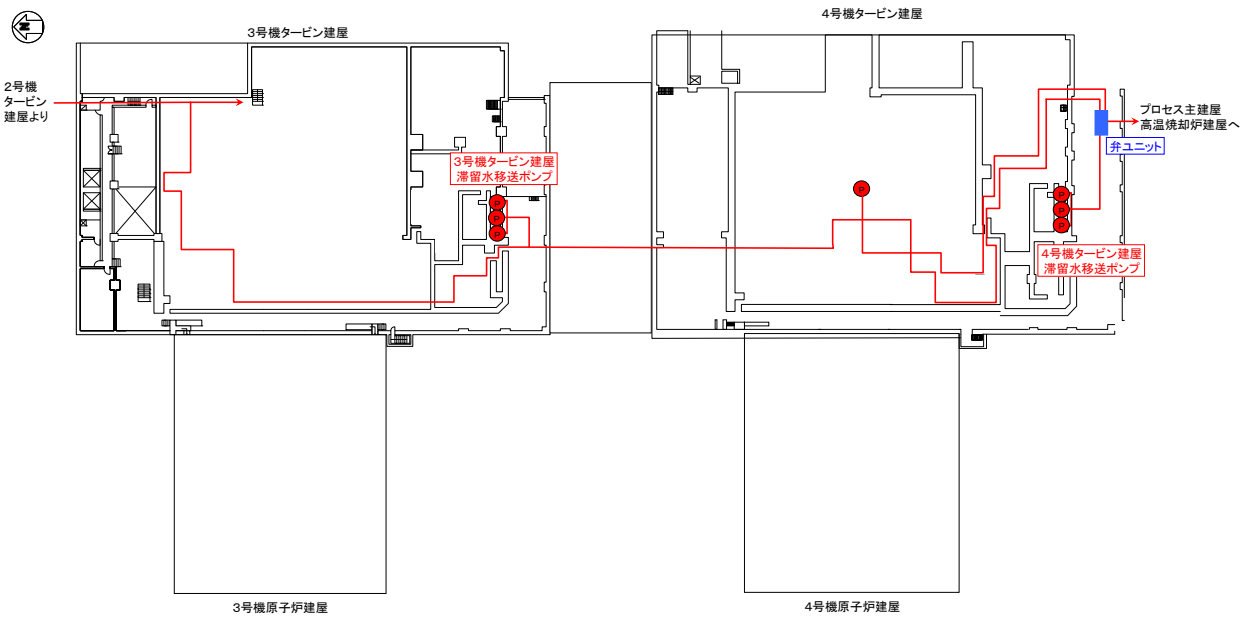


(b) 移送装置系統図概略図

図-2 滞留水移送装置の系統構成図 (2 / 3)



1, 2号機滞留水移送系統 (各建屋1階)



3, 4号機滞留水移送系統 (各建屋1階)

(b) 移送装置 配管ルート図

図-2 滞留水移送装置の系統構成図 (3 / 3)



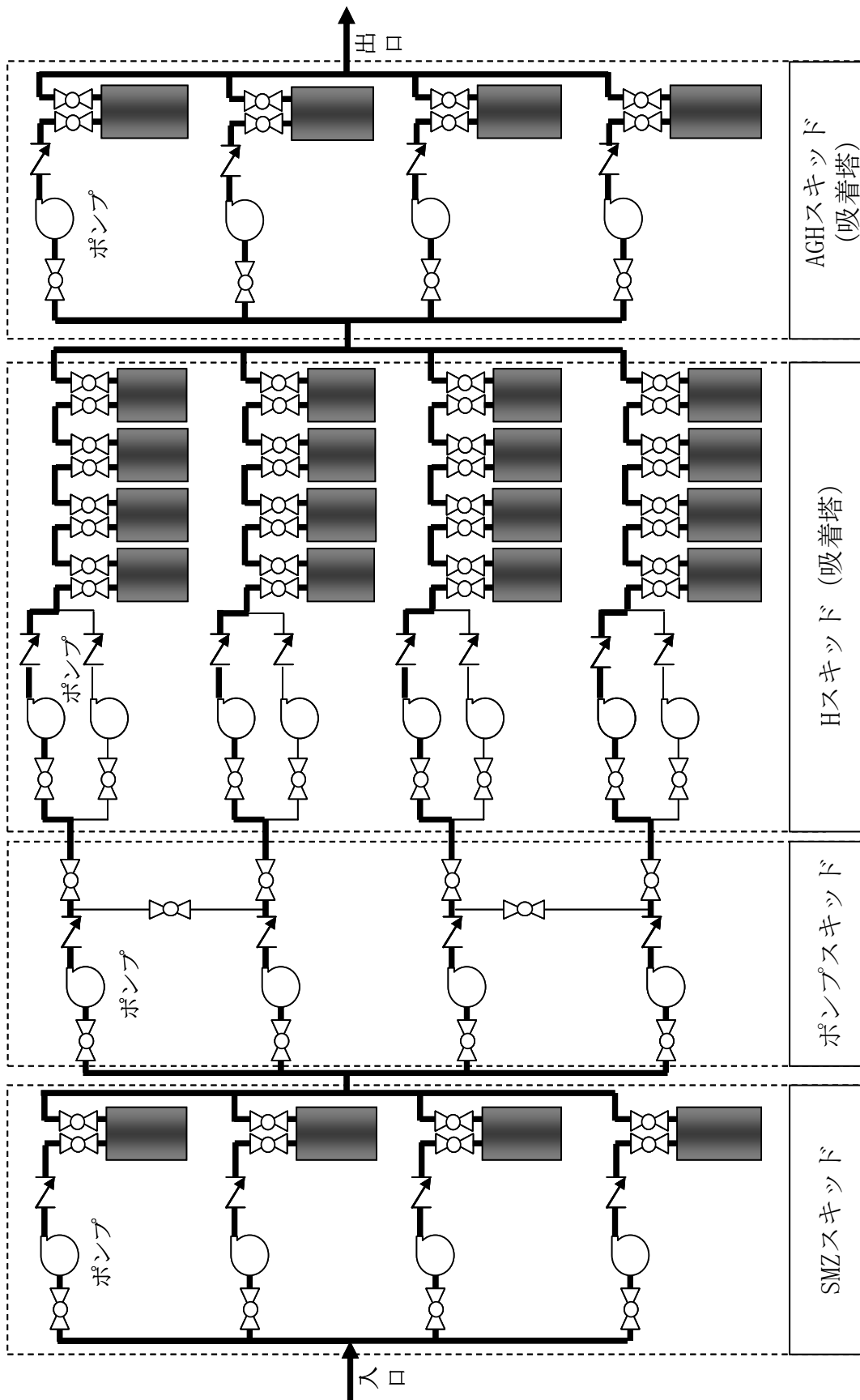


図-4 セシウム吸着装置の系統構成図

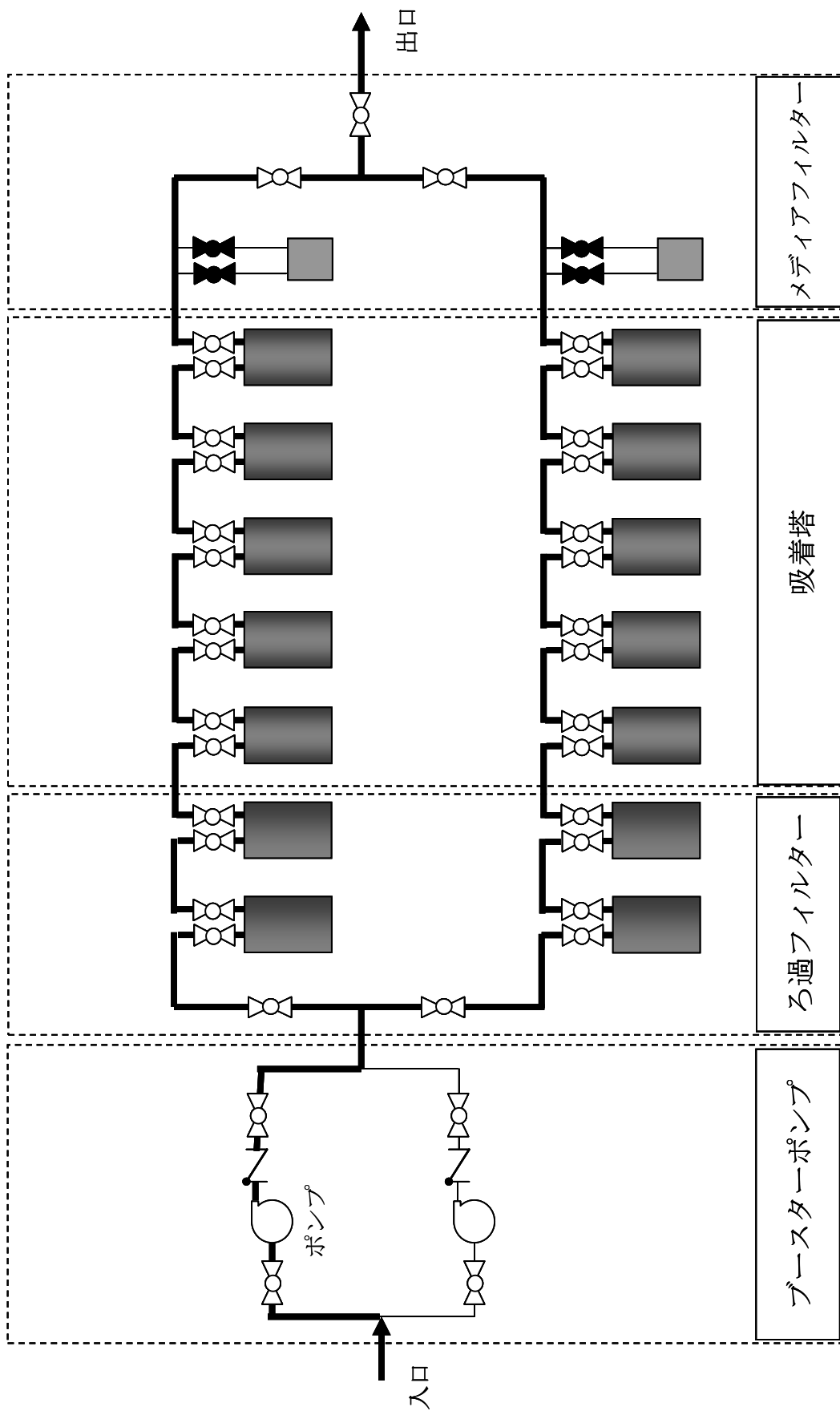


図-5 第二セシウム吸着装置の系統構成図

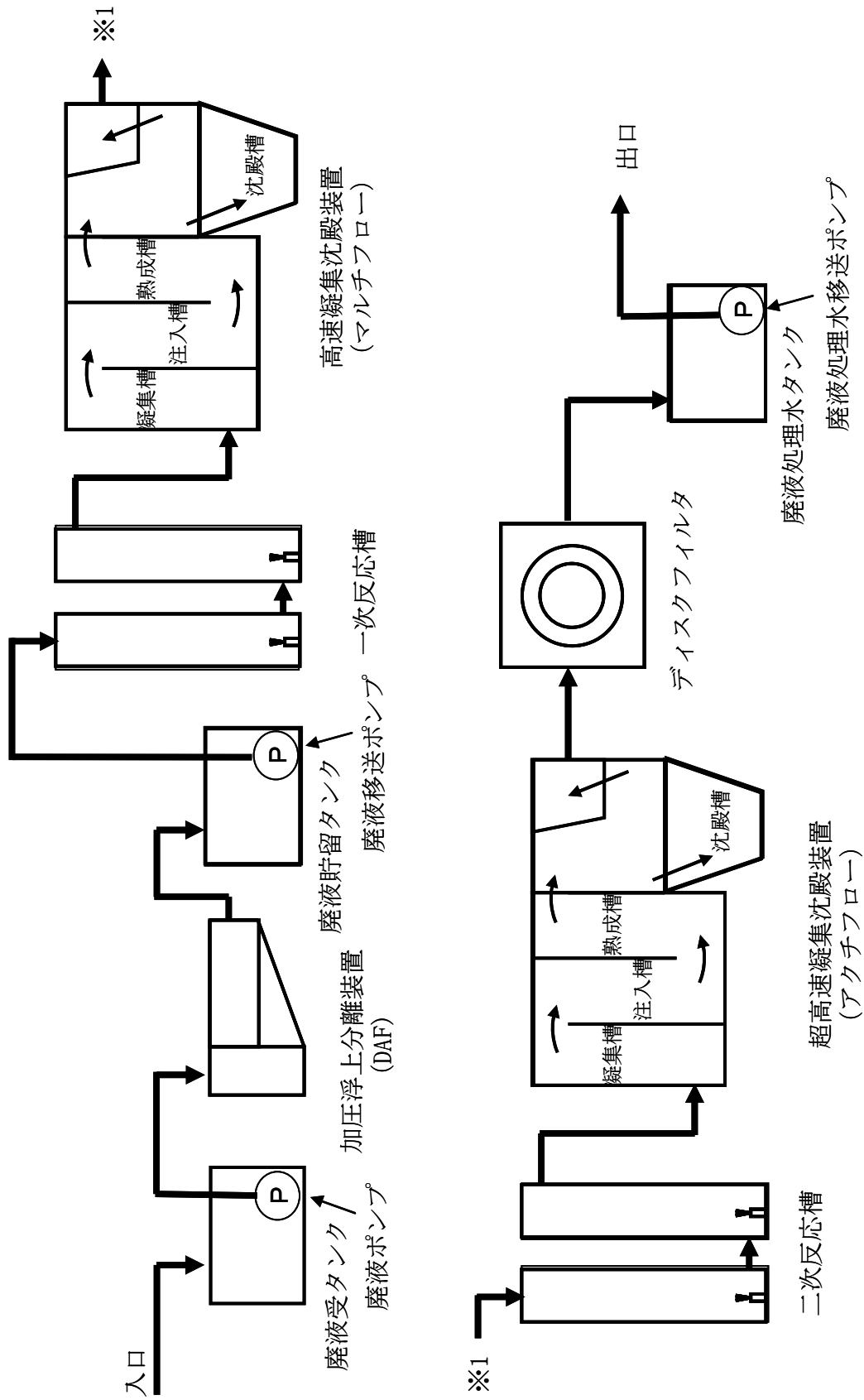


図-6 除染装置の系統構成図



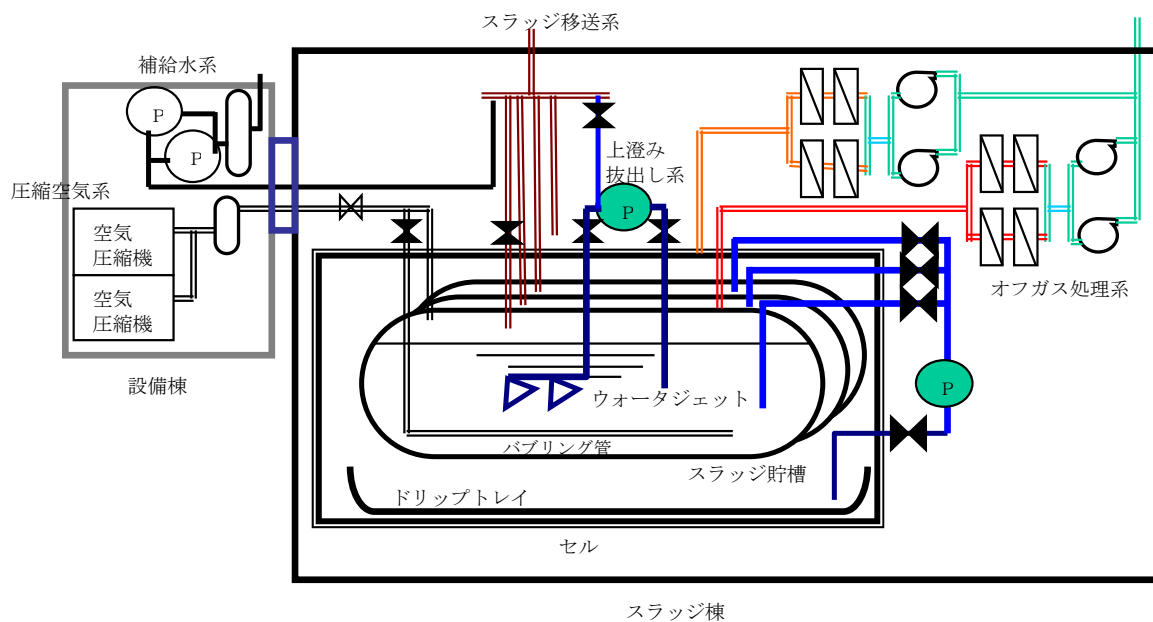


図-8 廃スラッジ一時保管施設概要図



主要設備概要図

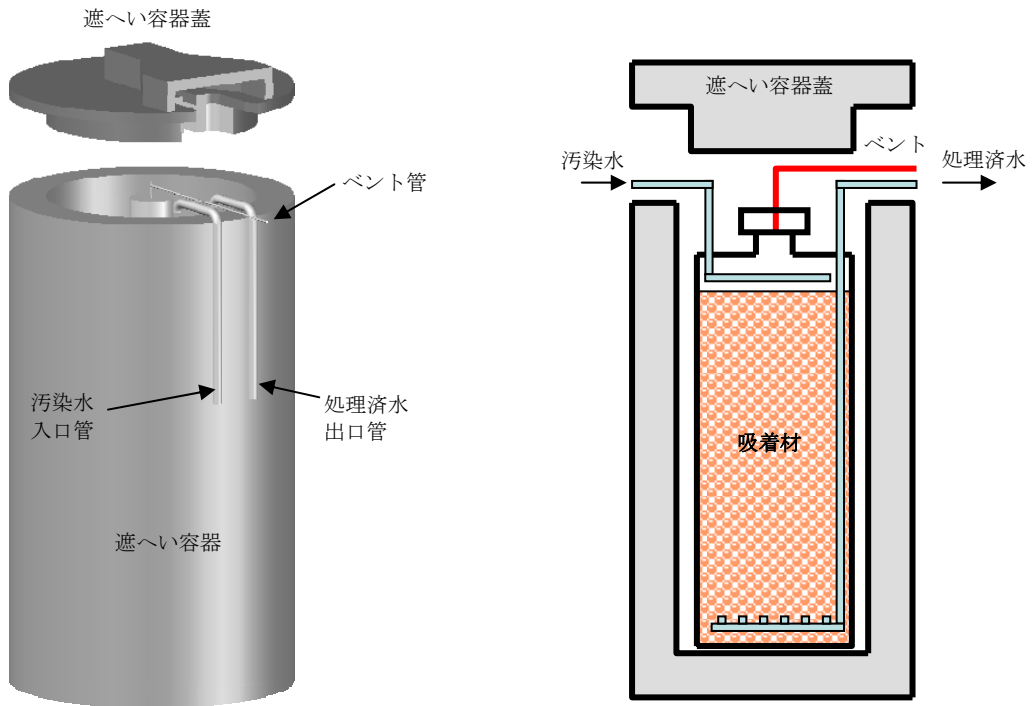


図-1 セシウム吸着装置の吸着塔外形図及び概要図

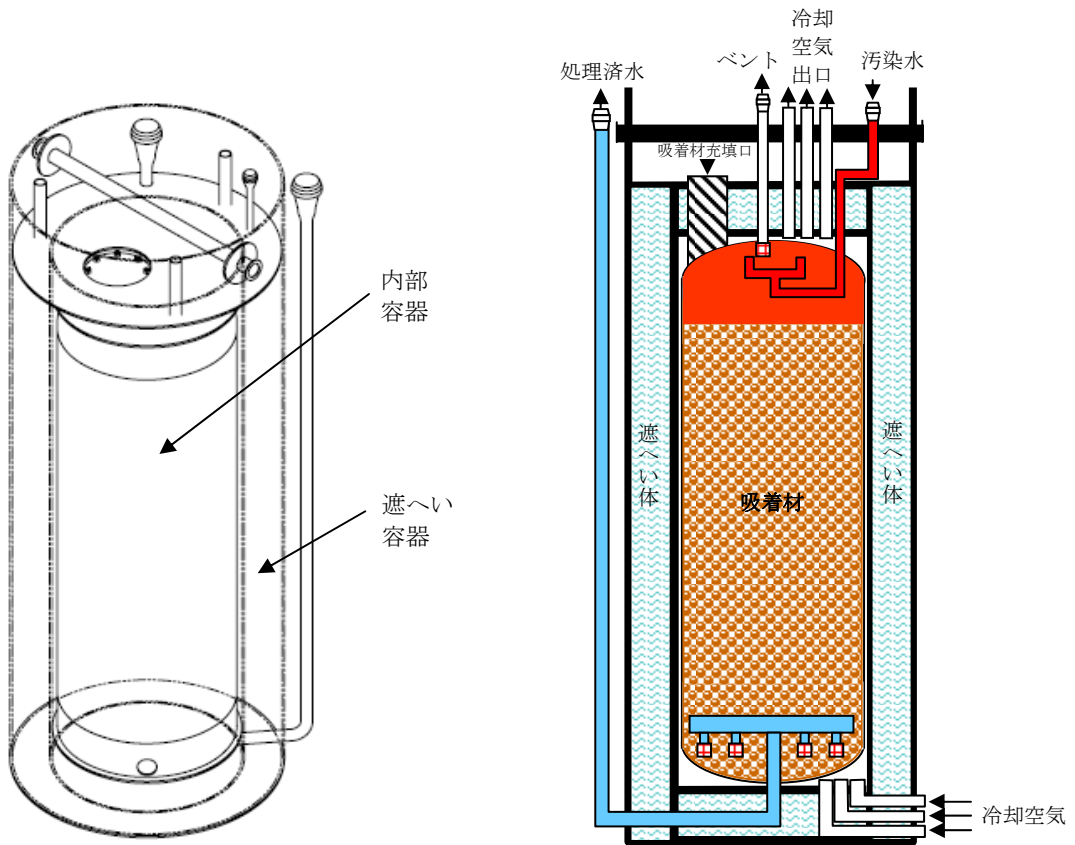
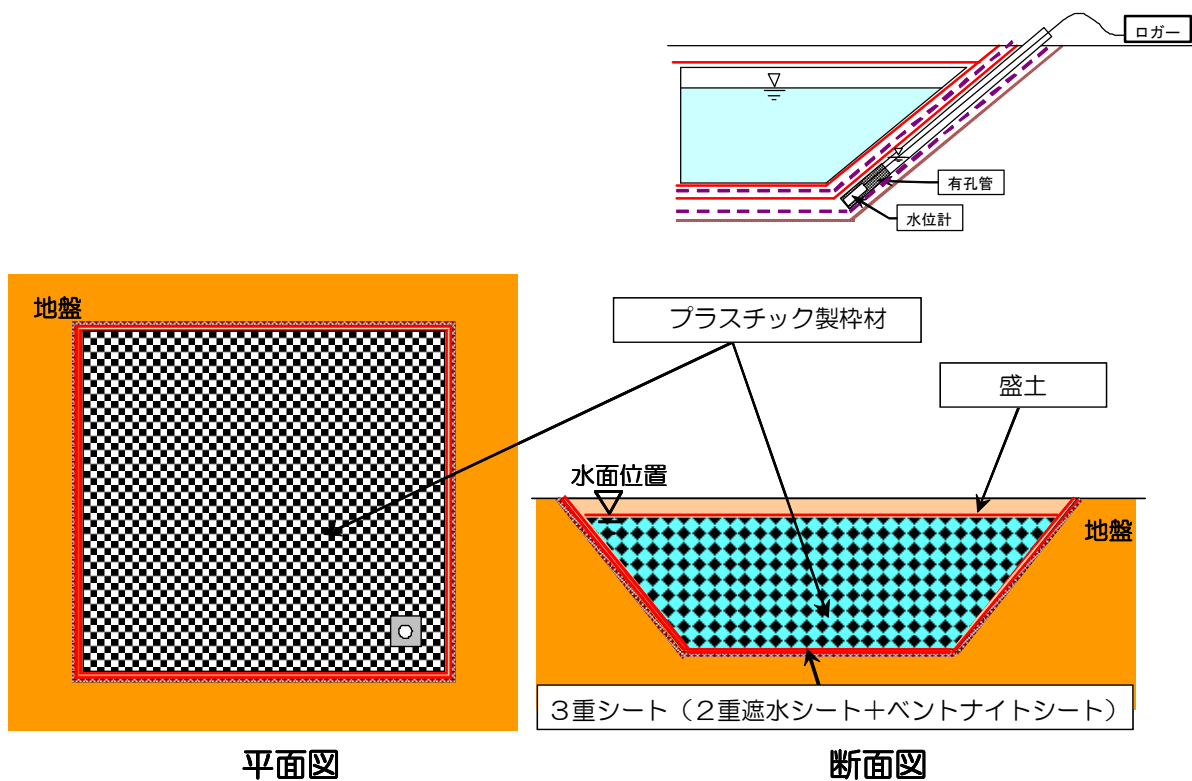
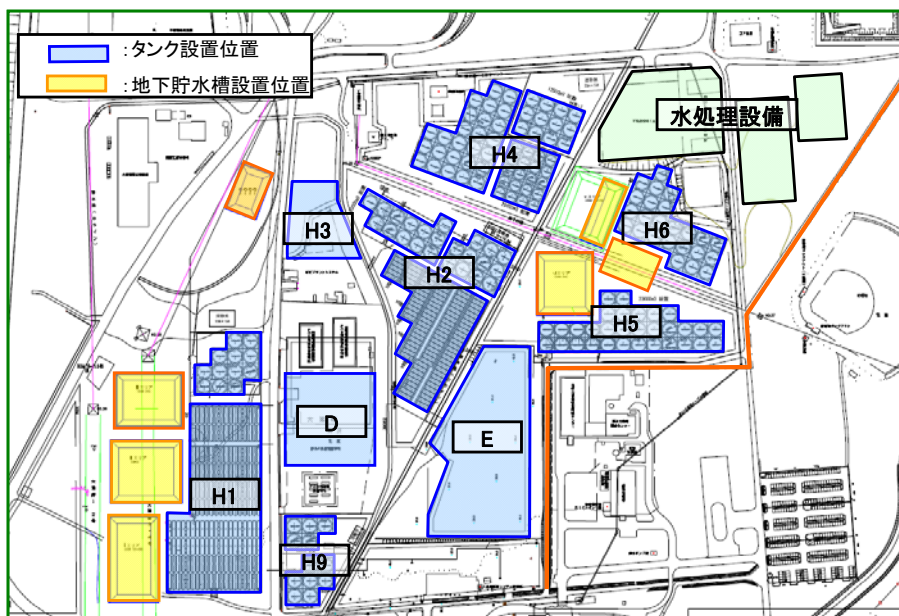


図-2 第二セシウム吸着装置の吸着塔外形図及び概要図



(a) 地下貯水槽概要



(b) 設置位置

図-3 地下貯水槽概要及び設置位置

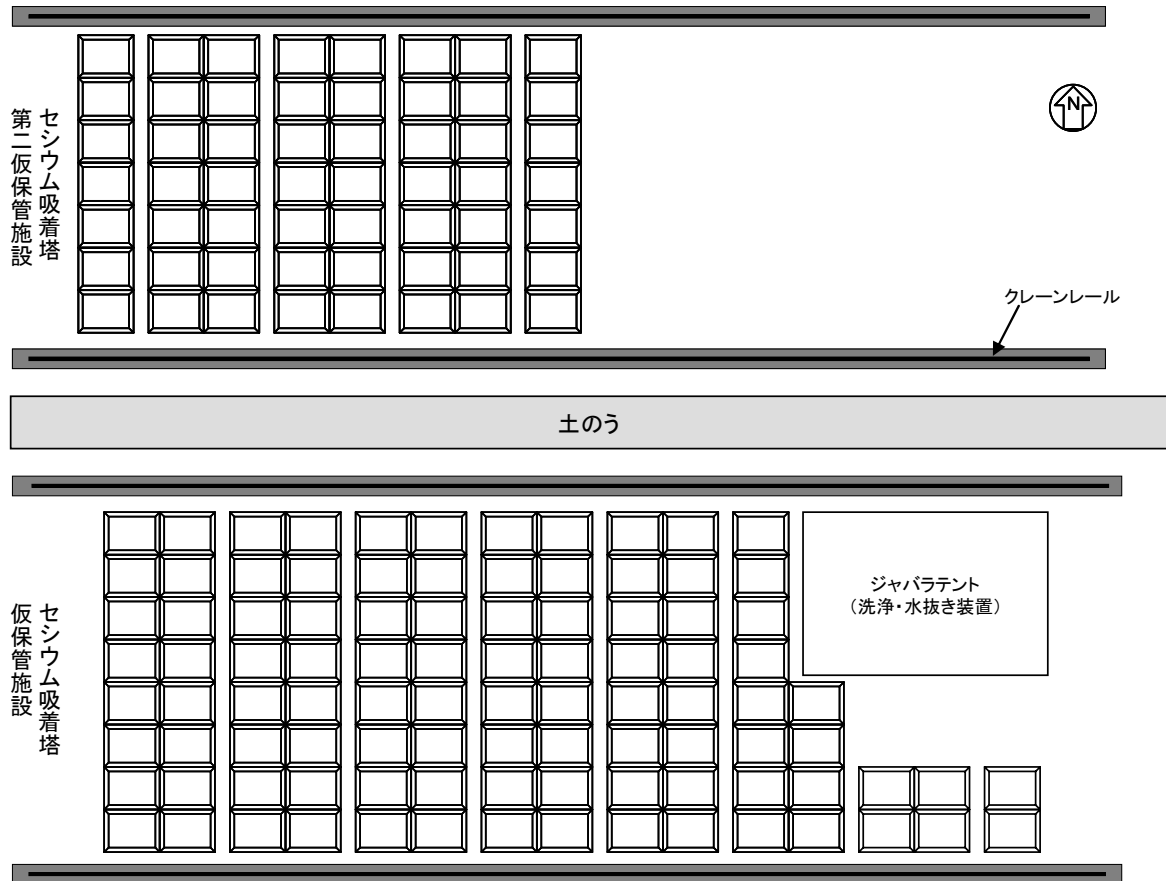
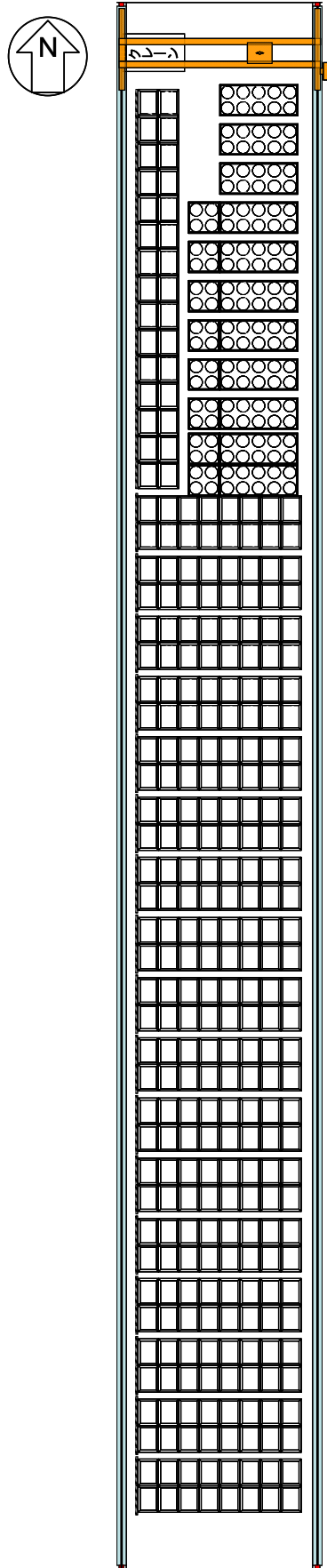
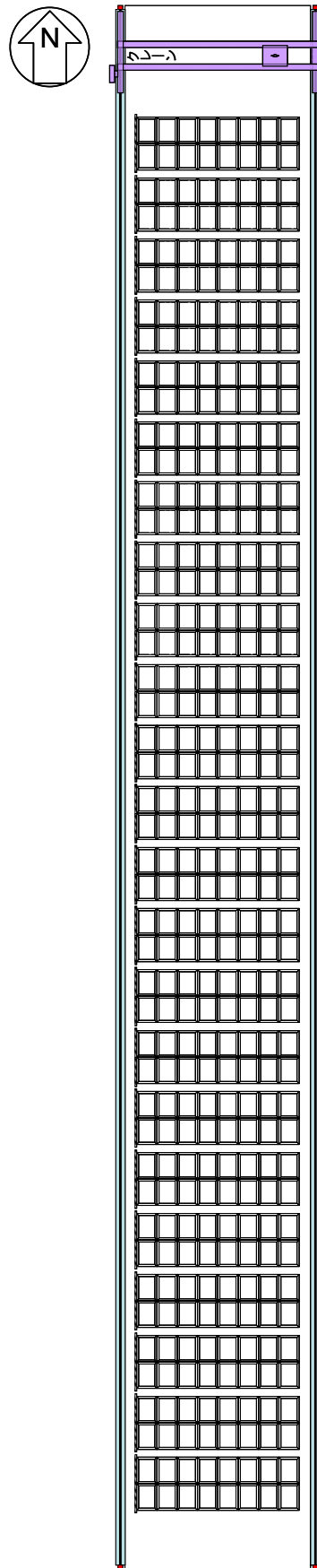


図-4 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

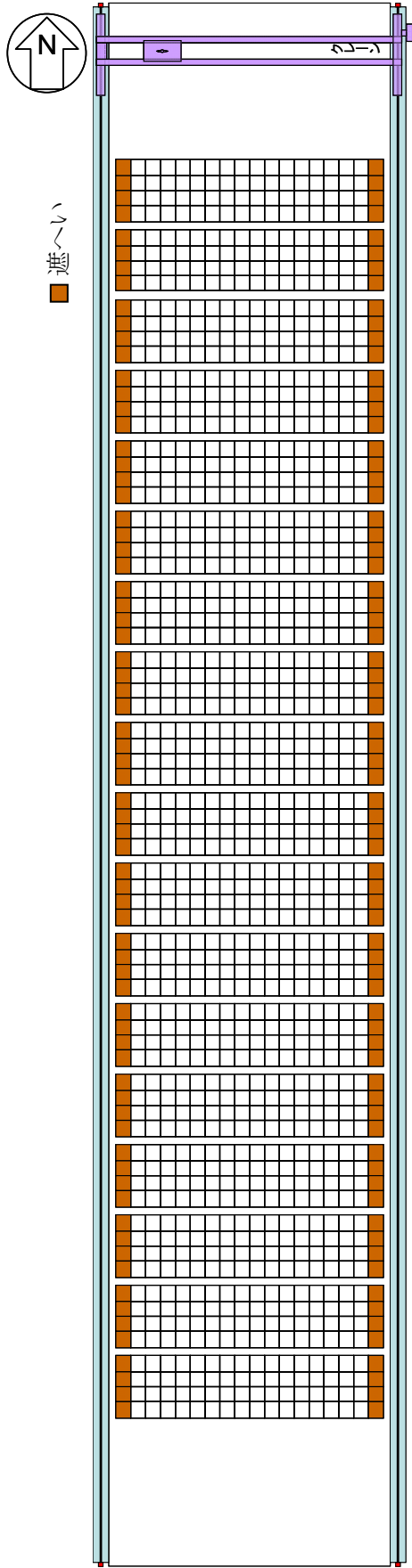


(a) 第一施設



(b) 第二施設

図-5 使用済セシウム吸着塔一時保管施設概要図 (1 / 2)



(計画段階であり、今後の詳細設計により決定)

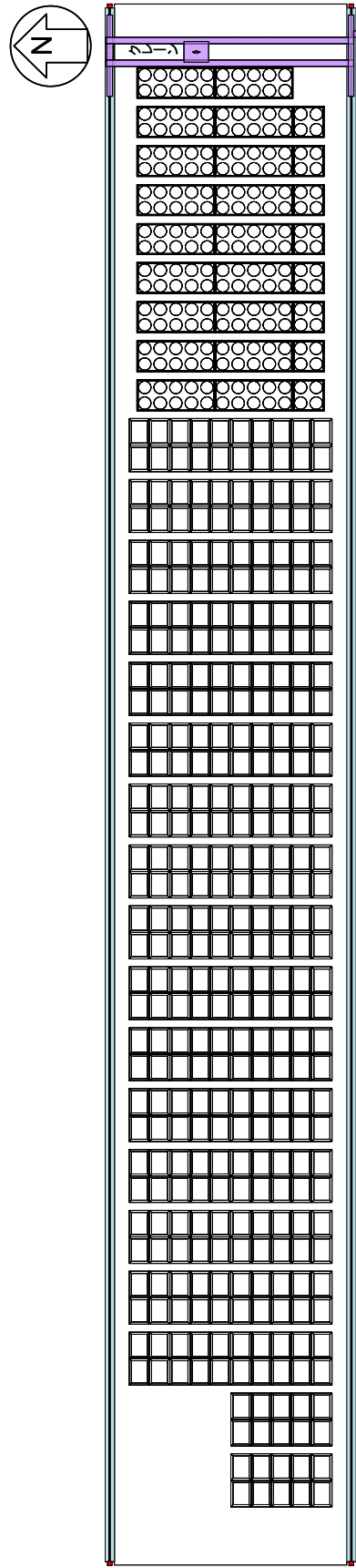


図-5 使用済セシウム吸着塔一時保管施設概要図 (2/2)

## 汚染水処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

汚染水処理設備等を構成する設備について、構造強度評価の基本方針及び耐震性評価の基本方針に基づき構造強度及び耐震性等の評価を行う。

## 1. 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

## 1.1. 基本方針

## 1.1.1. 構造強度評価の基本方針

汚染水処理設備、貯留設備及び関連設備を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが、設計・建設規格は、鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり、ポリエチレン管等の非金属材についての基準がない。

従って、鋼材を使用している設備については、設計・建設規格のクラス 3 機器相当での評価を行い、非金属材料については、当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価を行う。この際、JIS や独自の製品規格等を有している場合や、試験等を実施した場合はその結果などを活用できるものとし、評価を行う。

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

## 1.1.2. 耐震性評価の基本方針

汚染水処理設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」（以下、「耐震設計技術規程」という。）等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態にあわせたものを採用する。B クラス施設に要求される水平震度に対して耐震性を確保できない場合は、その影響について評価を行う。支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合には、可撓性を有する材料を使用するなどし、耐震性を確保する。

なお、汚染水処理設備等のうち高濃度の滞留水を扱う設備等については、参考とし

てSクラス相当の評価を行う。

## 1.2. 評価結果

### 1.2.1. 滞留水移送装置

#### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、滞留水移送装置は必要な構造強度を有すると評価した。

#### (2) 耐震性評価

移送ポンプは、水中ポンプのため地震により有意な応力は発生しない。

### 1.2.2. 油分分離装置

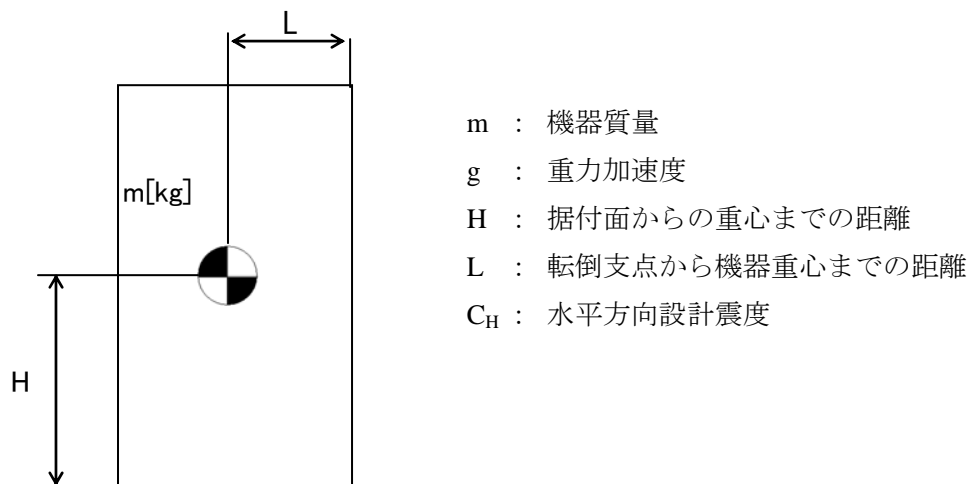
#### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、油分分離装置は必要な構造強度を有すると評価した。

#### (2) 耐震性評価

##### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表-1）。

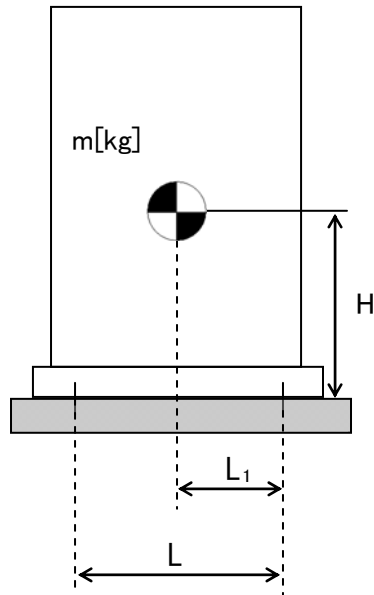


地震による転倒モーメント： $M_1[N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント： $M_2[N \cdot m] = m \times g \times L$

b. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－1）。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
- L<sub>1</sub> : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n<sub>f</sub> : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A<sub>b</sub> : 基礎ボルトの軸断面積
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度
- C<sub>V</sub> : 鉛直方向設計震度

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

表－1 油分分離装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
油分分離装置	本体	転倒	0.36	50	83	kN・m
			0.57	79		
	基礎ボルト	せん断	0.36	24	129	MPa
			0.57	37		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	<0		



### 1.2.3. 処理装置（セシウム吸着装置）

#### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。

また，吸着塔の円筒型容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，内圧に耐えられることを確認した（表－2）。

$$t = \frac{P D_i}{2 S \eta - 1.2 P}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ  
D<sub>i</sub> : 胴の内径  
P : 最高使用圧力  
S : 最高使用温度における  
材料の許容引張応力  
η : 長手継手の効率

ただし，t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t=3[mm]以上，その他の金属の場合は t=1.5[mm]以上とする。

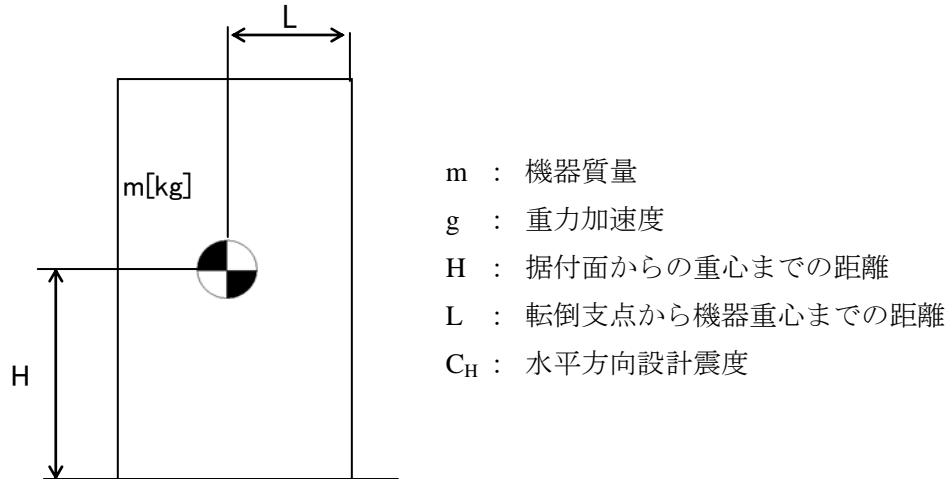
表－2 セシウム吸着装置構造強度結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
セシウム吸着装置 吸着塔	板厚	6.8	9.5

## (2)耐震性評価

### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらと比較することにより転倒評価を行った。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表-3）。



地震による転倒モーメント： $M_1[\text{N} \cdot \text{m}] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント： $M_2[\text{N} \cdot \text{m}] = m \times g \times L$

### b. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表-3）。なお、Sクラス相当の評価では、セシウム吸着塔において地震時の水平荷重によるすべり力が接地面の摩擦力より大きくなったことから、FEMによるトラニオンとピンガイドの強度評価を行った。

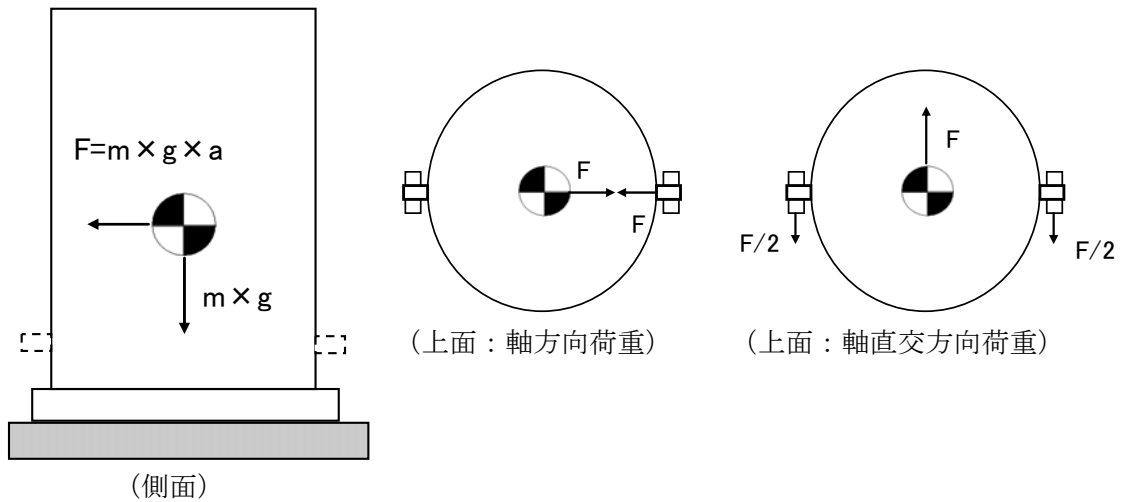
地震時の水平荷重によるすべり力： $F_L = C_H \times m \times g$   
接地面の摩擦力： $F_\mu = \mu \times m \times g$

m : 機器質量  
g : 重力加速度  
C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度  
μ : 摩擦係数

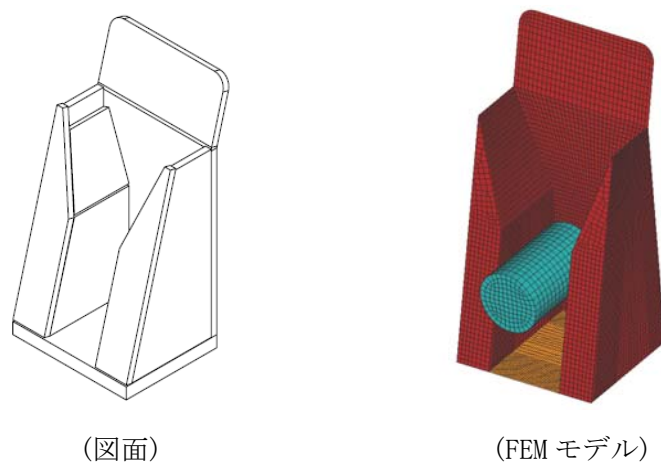
c. FEMによるトラニオンとピンガイドの強度評価

セシウム吸着塔は、本体下部に位置決めのためのトラニオンが施工されており、スキッド側ピンガイドと取合構造となっている（図－1 参照）。

b. 滑動評価において、地震時の水平荷重によるすべり力が接地面の摩擦力より大きくなったことから、軸方向荷重及び軸直交方向荷重を想定し、トラニオンとピンガイドの強度をFEMにより確認する。なお、FEMモデルは、ピンガイドについては各部材の中立面にシェル要素で、トラニオンはソリッド要素で作成した（図－2 参照）。FEMによる強度評価の結果ピンガイドは破断せず吸着塔を支持することを確認した（表－3）。



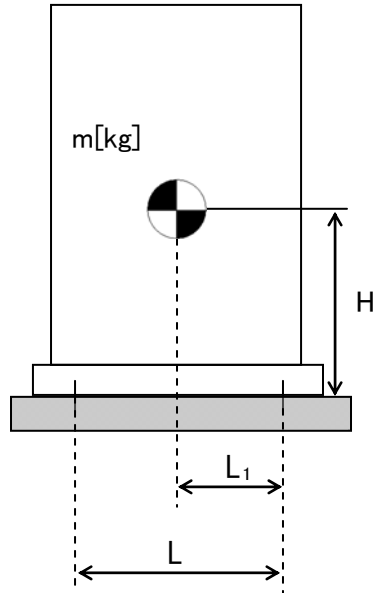
図－1 トラニオン～ピンガイド概要



図－2 FEMモデル形状

d. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表-3）。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
- L<sub>1</sub> : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n<sub>f</sub> : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A<sub>b</sub> : 基礎ボルトの軸断面積
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度
- C<sub>V</sub> : 鉛直方向設計震度

基礎ボルトに作用する引張力：
$$F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

基礎ボルトのせん断応力：
$$\tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

表-3 セシウム吸着装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
セシウム 吸着塔	本体	転倒	0.36	90	130	kN・m
			0.51	128		
		滑動	0.36	0.36	0.52	-
			0.57	0.57		
	ピンガイド	相当応力	0.57	182	Sy=159 Su=459	MPa
スキッド	本体	転倒	0.36	513	881	kN・m
			0.57	811		
	基礎	転倒	0.36	616	958	kN・m
			0.57	975		
	基礎ボルト	せん断	0.36	33	129	MPa
			0.57	52		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	2	152	
セシウム吸着 処理水タンク	本体	転倒	0.36	144	175	kN・m
			0.57	227		
	基礎ボルト	せん断	0.36	19	129	MPa
			0.57	30		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	23	168	
セシウム吸着 処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	2.1	7.2	kN・m
			0.57	3.4		
	基礎ボルト	せん断	0.36	6	129	MPa
			0.57	9		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.57	<0		

#### 1.2.4. 処理装置（第二セシウム吸着装置）

##### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。

また、吸着塔の円筒形容器については、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、内圧に耐えられることを確認した（表－4）。

$$t = \frac{PDi}{2S\eta - 1.2P}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ  
Di : 胴の内径  
P : 最高使用圧力  
S : 最高使用温度における  
材料の許容引張応力  
η : 長手継手の効率

ただし、t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t=3[mm]以上，その他の金属の場合は t=1.5[mm]以上とする。

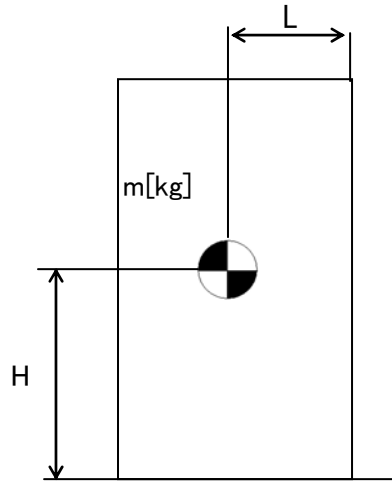
表－4 第二セシウム吸着装置構造強度結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
第二セシウム吸着装置 吸着塔	板厚	9.6	12

## (2)耐震性評価

### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらと比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表-5）。



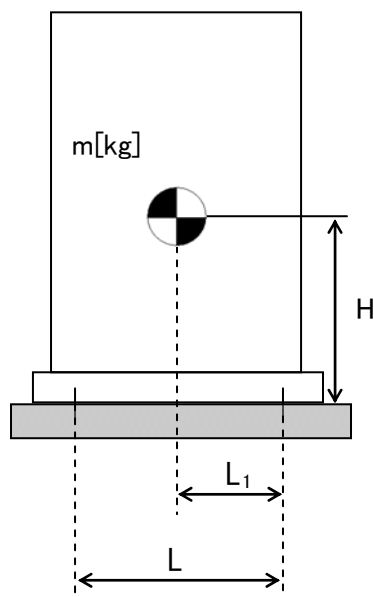
- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 転倒支点から機器重心までの距離
- $C_H$  : 水平方向設計震度

地震による転倒モーメント :  $M_1 [N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント :  $M_2 [N \cdot m] = m \times g \times L$

### b. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表-5）。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
- $L_1$  : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- $n_f$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力： } F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

$$\text{基礎ボルトのせん断応力： } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

表-5 第二セシウム吸着装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
第二セシウム 吸着塔	本体	転倒	0.36	144	169	kN・m
			0.42	168		
	基礎ボルト	せん断	0.36	71	133	MPa
			0.55	108		
		引張	0.36	<0	69	MPa
			0.55	68		
ポンプスキッド	本体	転倒	0.36	3.9	6.9	kN・m
			0.60	6.4		
	基礎ボルト	せん断	0.36	4	133	MPa
			0.60	7		
		引張	0.36	<0	-	MPa
			0.60	<0		



### 1.2.5. 処理装置（除染装置）

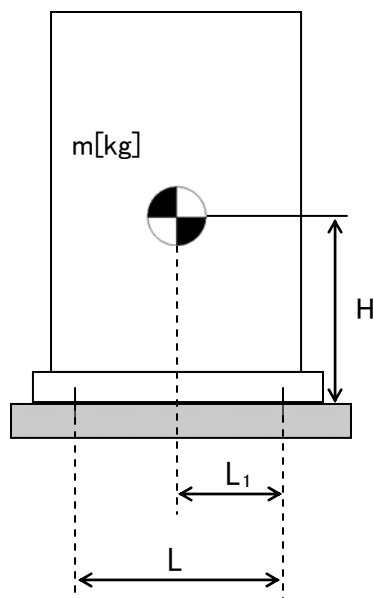
#### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、除染装置は必要な構造強度を有すると評価した。

#### (2) 耐震性評価

##### a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表-6）。



- $m$  : 機器質量
- $g$  : 重力加速度
- $H$  : 据付面からの重心までの距離
- $L$  : 基礎ボルト間の水平方向距離
- $L_1$  : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- $n_f$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- $n$  : 基礎ボルトの本数
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

b. 有限要素法によるフレーム構造解析を用いた基礎ボルト強度評価

主要設備についてはコンクリートにアンカーを打った上で架台にて強固に据え付けられていることから，加圧浮上分離装置（DAF），凝集沈殿装置（アクチフロー），ディスクフィルタについて有限要素法によるフレーム構造解析を用いて基礎ボルトの強度評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度に問題がないことを確認した（表-6）。

① 加圧浮上分離装置（DAF）

設計用水平震度：0.6G

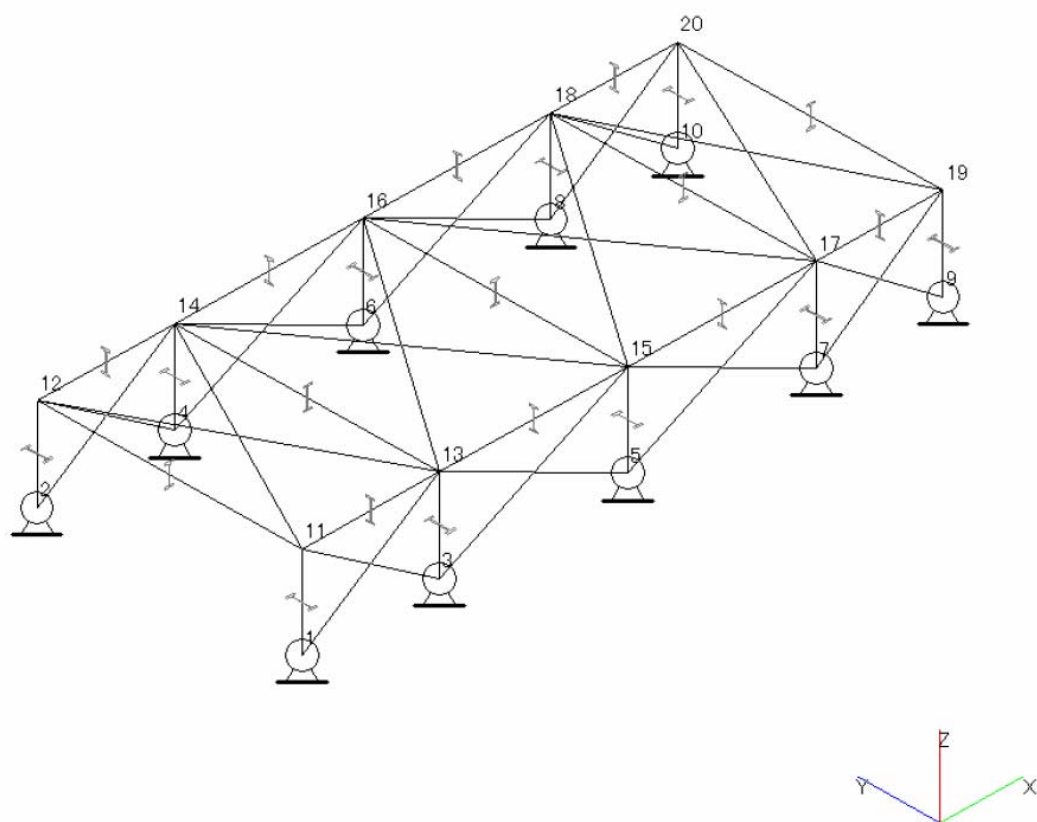


図-3 加圧浮上分離装置（DAF）解析モデル

② 凝集沈殿装置 (アクチフロー)

設計用水平震度 : 0.6G

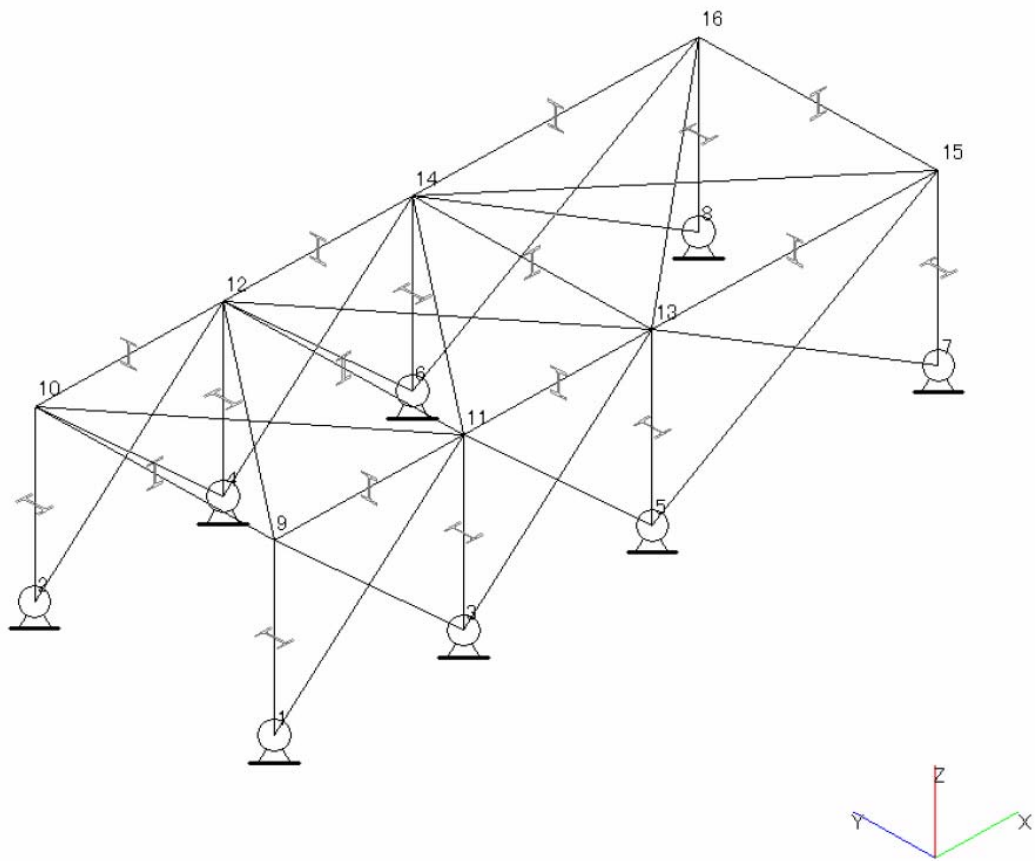


図-4 凝集沈殿装置 (アクチフロー) 解析モデル

③ ディスクフィルタ  
 設計用水平震度：0.6G

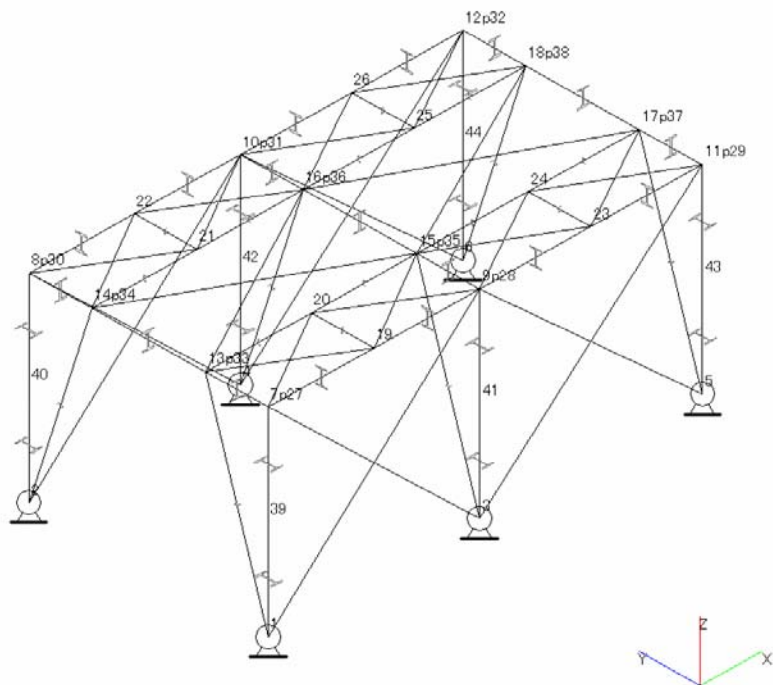


図-5 ディスクフィルタ解析モデル

c. 架台強度評価

加圧浮上分離装置（DAF），凝集沈殿装置（マルチフロー），凝集沈殿装置（アクチフロー），ディスクフィルタについて有限要素法によるフレーム構造解析を用いて各部材に発生するたわみ量の評価を実施した。評価の結果，架台強度に問題がないことを確認した（表-6）。

表-6 除染装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
加圧浮上分離装置 (DAF)	架台 (柱脚)	変位	0.60	1/290	1/120	変位量
	基礎 ボルト	せん断	0.60	27	118	MPa
		引張	0.60	6	153	MPa
反応槽	基礎	せん断	0.36	49	118	MPa
			0.50	68		
	ボルト	引張	0.36	17	135	MPa
			0.50	76	105	
凝集沈殿装置 (マルチフロー)	本体 (壁パネル)	変位	0.60	1/515	1/120	変位量
	基礎	せん断	0.36	71	135	MPa
			0.60	119		
	ボルト	引張	0.36	<0	-	MPa
0.60			7	56		
凝集沈殿装置 (アクチフロー)	架台 (柱脚)	変位	0.6	1/936	1/120	変位量
	基礎 ボルト	せん断	0.60	38	118	MPa
		引張	0.60	51	153	MPa
ディスク フィルタ	架台 (柱脚)	変位	0.6	1/527	1/120	変位量
	基礎 ルト	せん断	0.60	44	118	MPa
		引張	0.60	19	143	MPa

## 1.2.6. 淡水化装置

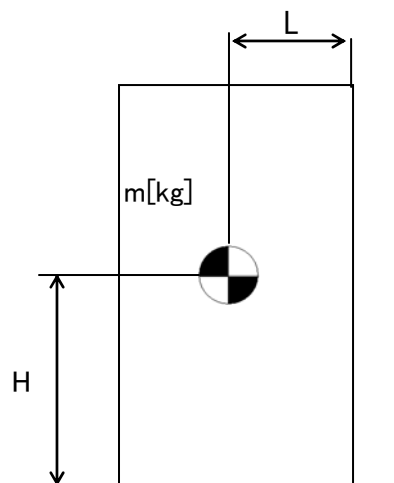
### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、淡水化装置は必要な構造強度を有すると評価した。

### (2) 耐震性評価

#### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらと比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表-7）。



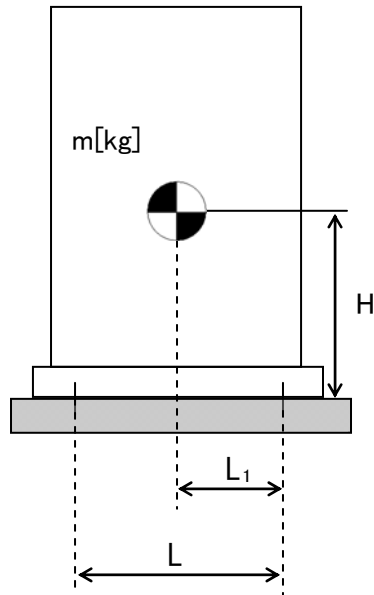
- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 転倒支点から機器重心までの距離
- $C_H$  : 水平方向設計震度

$$\text{地震による転倒モーメント} : M_1 [N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$$

$$\text{自重による安定モーメント} : M_2 [N \cdot m] = m \times g \times L$$

b. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－7）。



- $m$  : 機器質量
- $g$  : 重力加速度
- $H$  : 据付面からの重心までの距離
- $L$  : 基礎ボルト間の水平方向距離
- $L_1$  : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- $n_f$  : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- $n$  : 基礎ボルトの本数
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

c. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表－7）。

$$\text{地震時の水平荷重によるすべり力} : F_L = C_H \times m \times g$$

$$\text{接地面の摩擦力} : F_\mu = \mu \times m \times g$$

- $m$  : 機器質量
- $g$  : 重力加速度
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $\mu$  : 摩擦係数

表-7 淡水化装置耐震評価結果 (1/2)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
SPT 受入水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
廃液 RO 供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.92	m
RO 処理水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
RO 処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.47	0.77	m
RO 濃縮水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
RO 濃縮水貯槽移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.36	0.77	m
RO 濃縮水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.35	0.71	m
濃縮水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.78	m
蒸留水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.86	m
濃縮処理水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.78	m
濃縮処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.35	0.71	m
濃縮水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.77	m
配管・弁モジュール	本体	転倒	0.36	0.19	0.28	m
逆浸透膜装置 (RO-1A)	基礎 ボルト	せん断	0.36	1,148	23,419	N
		引張	0.36	<0	-	N
逆浸透膜装置 (RO-1B)	基礎 ボルト	せん断	0.36	1,060	23,419	N
		引張	0.36	<0	-	N
逆浸透膜装置 (RO-2)	本体	転倒	0.36	19.1	20.8	kN・m
		滑動	0.36	0.36	0.40	-
逆浸透膜装置 (RO-3)	本体	転倒	0.36	1.70	1.80	kN・m



表-7 淡水化装置耐震評価結果 (2/2)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1A)	基礎	せん断	0.36	30	131	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	-	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1B)	基礎	せん断	0.36	39	131	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	-	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-1C)	基礎	せん断	0.36	36	131	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	-	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-2A, B) (濃縮装置)	本体	転倒	0.36	<0	-	kN
	基礎	せん断	0.36	88	108	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	-	MPa
蒸発濃縮装置 (蒸発濃縮-3A, B, C) (濃縮装置)	本体	転倒	0.36	<0	-	kN
	基礎	せん断	0.36	98	108	MPa
	ボルト	引張	0.36	<0	-	MPa

### 1.2.7. 高濃度滞留水受タンク

#### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、気密試験等を行い、漏えいがないことを確認した。

また、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施し、内圧に耐えられることを確認した（表-8）。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ

D<sub>i</sub> : 胴の内径

P : 最高使用圧力

S : 最高使用温度における  
材料の許容引張応力

η : 長手継手の効率

ただし、t の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は t=3[mm]以上、その他の金属の場合は t=1.5[mm]以上とする。

表-8 円筒型タンク（横置き）板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
高濃度滞留水受タンク	100t 容量 円筒型（横置き）	タンク板厚	5.4	9.0

#### (2) 耐震性評価

当該タンクは地中に埋設され、タンク内部に高濃度滞留水を保管するものであり、設備全体としては耐震クラス B に相当することから、地中構造物の耐震 B クラスに要求される水平地震力 Kh=0.3 に対する静的解析により、その耐震安全性を評価した。その結果、B クラスに要求される強度を有するものと評価した（表-9）。詳細は別添-1 に示す。

表-9 円筒型タンク（横置き）耐震評価結果

機器名称		評価項目	作用震度	算出値	許容値	単位
高濃度滞留水 受タンク	100t 容量 円筒型 （横置き）	曲げ	B クラス	21.9	210	N/mm <sup>2</sup>
			S クラス	60.0	245	
		せん断	B クラス	0.019	120	N/mm <sup>2</sup>
			S クラス	0.311	141	

### 1.2.8. 中低濃度タンク

#### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、水頭圧による漏えい試験を行い、有意な変形や漏えいがないことを確認した。また、タンクは全て大気開放のため、水頭圧以上の内圧が作用することは無い。

以上のことから、中低濃度タンクは必要な構造強度を有していると評価できる。

また、円筒型タンクについては、主要仕様から必要肉厚を評価し、十分な肉厚を有していることを確認した。

なお、サプレッションプール水サージタンクは、工事計画認可申請書(57 資庁第 2974 号 昭和 57 年 4 月 20 日認可)において確認を実施している。

#### a. 円筒型タンク

円筒型タンクについては、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、水頭圧に耐えられることを確認した(表-10)。

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ  
Di : 胴の内径  
H : 水頭  
 $\rho$  : 液体の比重  
S : 最高使用温度における  
材料の許容引張応力  
 $\eta$  : 長手継手の効率

ただし、t の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は t=3[mm]以上、その他の金属の場合は t=1.5[mm]以上とする。また、内径の区分に応じた必要厚さを考慮する。

表-10 円筒型タンク板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
RO 処理水貯槽	300t 容量	タンク板厚	4.5	9.0
	450t 容量	タンク板厚	4.5	9.0 <sup>※</sup>
RO 濃縮水貯槽	500t 容量	タンク板厚	4.5	9.0 <sup>※</sup>
RO 処理水貯槽 RO 濃縮水貯槽 蒸発濃縮処理水貯槽	1100t 容量	タンク板厚	5.7	12.0
多核種処理水貯槽	1100t 容量 (溶接)	タンク板厚	8.8	12.0
濃縮廃液貯槽	100t 容量 (円筒型 (横置き))	タンク板厚	3.0	9.0
RO 濃縮水貯槽	120t 容量 (円筒型 (横置き))	タンク板厚	3.0	9.0

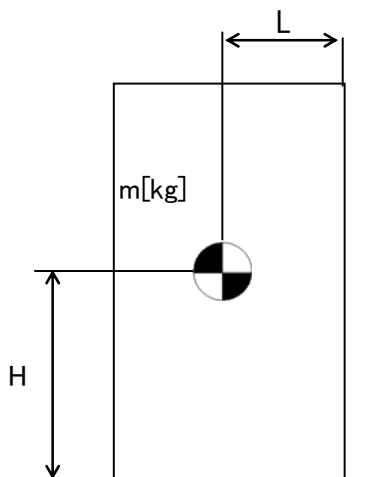
※ 最小値

(2)耐震性評価

サプレッションプール水サージタンクは, 工事計画認可申請書(57 資庁第 2974 号 昭和 57 年 4 月 20 日認可) において確認を実施している。その他の中低濃度タンクに関する耐震性評価を以下に示す。

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し, それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果, 地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから, 転倒しないことを確認した (表-11)。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 転倒支点から機器重心までの距離
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度

地震による転倒モーメント :  $M_1 [N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント :  $M_2 [N \cdot m] = m \times g \times L$

表-11 タンク・槽類の転倒評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平地震動	算出値	許容値	単位
SPT 受入水タンク	本体	転倒	0.36	$5.8 \times 10^2$	$2.9 \times 10^3$	kN・m
廃液 RO 供給タンク	35t 容量	本体	転倒	$1.8 \times 10^2$	$4.2 \times 10^2$	kN・m
	40t 容量	本体	転倒	$2.3 \times 10^2$	$5.4 \times 10^2$	kN・m
	42t 容量	本体	転倒	$2.0 \times 10^2$	$5.5 \times 10^2$	kN・m
	110t 容量	本体	転倒	$5.8 \times 10^2$	$2.9 \times 10^3$	kN・m
RO 処理水受タンク	本体	転倒	0.36	$5.8 \times 10^2$	$2.9 \times 10^3$	kN・m
RO 処理水 一時貯槽	16t 容量	本体	転倒	$6.9 \times 10^1$	$1.7 \times 10^2$	kN・m
	35t 容量	本体	転倒	$1.6 \times 10^2$	$3.8 \times 10^2$	kN・m
	42t 容量	本体	転倒	$1.9 \times 10^2$	$5.3 \times 10^2$	kN・m
RO 処理水 貯槽	300t 容量	本体	転倒	$5.3 \times 10^3$	$1.1 \times 10^4$	kN・m
	450t 容量	本体	転倒	$6.7 \times 10^3$	$2.2 \times 10^4$	kN・m
	1100t 容量	本体	転倒	$2.1 \times 10^4$	$7.0 \times 10^4$	kN・m
RO 濃縮水受タンク	本体	転倒	0.36	$5.8 \times 10^2$	$2.9 \times 10^3$	kN・m
RO 濃縮水 貯槽	120t 容量	本体	転倒	$1.4 \times 10^3$	$3.2 \times 10^3$	kN・m
	500t 容量	本体	転倒	$9.1 \times 10^3$	$2.6 \times 10^4$	kN・m
	1100t 容量	本体	転倒	$2.1 \times 10^4$	$7.0 \times 10^4$	kN・m
多核種処理水貯槽	本体	転倒	0.36	$2.0 \times 10^4$	$6.9 \times 10^4$	kN・m
濃縮水受タンク	本体	転倒	0.36	$2.1 \times 10^2$	$5.4 \times 10^2$	kN・m
蒸留水タンク	本体	転倒	0.36	$2.1 \times 10^2$	$5.4 \times 10^2$	kN・m
濃縮処理水タンク	本体	転倒	0.36	$2.1 \times 10^2$	$5.4 \times 10^2$	kN・m
蒸発濃縮処理水貯槽	本体	転倒	0.36	$2.1 \times 10^4$	$7.0 \times 10^4$	kN・m
濃縮水タンク	本体	転倒	0.36	$2.1 \times 10^2$	$5.4 \times 10^2$	kN・m
濃縮廃液貯槽	本体	転倒	0.36	$1.1 \times 10^3$	$2.3 \times 10^3$	kN・m

b. 基準地震動  $S_s$  に対する評価

円筒型タンクに対し、基準地震動  $S_s$  による地震力にて発生する応力等を算出し許容値と比較することにより、タンクの貯水機能維持について評価を実施した。評価の結果、基準地震動による地震力に対して発生する応力等は許容値よりも小さく、機能が維持されることを確認した（表-12）。

表-12 円筒型タンクの基準地震動  $S_s$  に対する評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	算出値	許容値	単位
RO 処理水貯槽 RO 濃縮水貯槽 蒸発濃縮処理水貯槽	側板	膜応力	246	360	MPa
		座屈	0.66	1	-
	接続ボルト (水平方向)	引張	355	525	MPa
	接続ボルト (鉛直方向)	引張	506	525	MPa

### 1.2.9. 地下貯水槽

#### (1) 構造強度評価

設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、社団法人雨水貯留浸透技術協会「プラスチック製地下貯留浸透施設技術指針」に準じたプラスチック製枠材及び日本遮水工協会により製品認定を受けている遮水シートを使用することで、高い信頼性を確保する。

#### (2) 耐震性評価

##### (2)-1.1. 評価の項目・目的

地下貯水槽の耐震性評価は次の 2 項目について実施する。

- ① 地下貯水槽の地震発生時の止水シートの強度（止水性）の確認
- ② 地下貯水槽に地震が作用した場合の貯水槽内部の貯水枠材の強度の確認
  - a) 地表面載荷荷重として  $10\text{kN/m}^2$  を考慮した場合
  - b) 地下貯水槽の上盤に車両が載った場合

表-13 に、それぞれの評価項目の目的及び内容についてまとめたものを示す。このうち、最も重要なのは①にあげた地震発生時の止水性の確認であり、貯水枠材の強度に関しては、仮に貯水枠材が破壊に至っても不具合事象としては上盤の陥没等が発生する程度と想定され、最も重要な貯水槽の性能である止水性に悪影響はないと考えられる。

表-13 評価項目毎の目的・内容

評価項目	目的・内容	想定不具合事象
①止水シート強度	○ 地震力が作用した場合の止水シートの発生ひずみ量を解析し、シートが破断しないか、即ち漏えい事象が発生しないかを確認する。	○ 止水シートが破断すると、地中に貯水が漏えい拡散するリスクが生じる。
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 $10\text{kN/m}^2$	○ 貯水枠材に地震力が作用した場合の貯水枠材応力度を検討して枠材の強度を確認する。	○ 貯水枠材が破壊すると、枠材が崩れて貯水槽の上盤が陥没する。それにより、上盤に敷設している PE シートが破断する可能性があるが、このシートは雨水混入防止用のものであり、漏えいには直接関係ない。
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	○ 貯水槽の上盤に車両が載った場合(自動車荷重を考慮した場合)の貯水枠材の強度を確認する。	

(2)-1.2. 計算条件

各評価項目の作用荷重等の与条件の概要を表-14に示す。

表-14 評価項目毎の与条件

評価項目	作用震度	作用荷重
①止水シート強度	Bクラス：水平震度 0.3 Sクラス：水平震度 0.6	各自重
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 10kN/m <sup>2</sup>	Bクラス：水平震度 0.3 Sクラス：水平震度 0.6 鉛直震度 0.3	地表載荷荷重 覆土荷重 貯水枠材荷重 地震時水平土圧
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	鉛直震度 0.3	自動車荷重 (T-25) 覆土荷重

(2)-1.3. 照査結果

照査結果を表-15に示す。また各項目の検討の詳細は表-15に示す別添資料に示す。

表-15 評価項目毎の照査結果

評価項目	照査対象	作用震度	計算結果	許容値	詳細
①止水シート強度	止水シートの ひずみ量	Bクラス	0.148%	560%	別添-2
		Sクラス	0.206%	560%	
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 10kN/m <sup>2</sup>	貯水枠材の 水平・鉛直 強度	Bクラス	水平：23.0kN/m <sup>2</sup>	30.0kN/m <sup>2</sup>	別添-3
		Sクラス	水平：46.8kN/m <sup>2</sup> 垂直：33.7kN/m <sup>2</sup>	52.5kN/m <sup>2</sup> 102.1kN/m <sup>2</sup>	
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	貯水枠材の 鉛直強度	—	77.3kN/m <sup>2</sup>	102.1kN/m <sup>2</sup>	別添-4

(3) スロッシングに対する評価

地下貯水槽の場合、プラスチック製枠材で構築される水室の中で最も大きなものの寸法は幅 25cm 以下と小規模であり、スロッシングのような長周期問題は顕在化しないと考えられる。なお、検討の詳細については別添-5に示す。



#### (4) 地下貯水槽を設置する地盤の評価

地下貯水槽は地盤を掘削して設置するため、掘削完了時の地盤は加圧密状態となっている。また設置するプラスチック製枠材と貯留する水の重量は、掘削した土砂（地盤）よりも小さいことから、地下貯水槽が掘削完了後の地盤上に設置されても、地盤が強度破壊等の不具合を発生することはないと考えられる。しかしながら、念のため、表層 0.5m の部分にはセメント系改良材による地盤改良を施し、地盤を補強する。

### 1.2.10. ポンプ

#### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、ポンプは必要な構造強度を有すると評価した。

なお、海外製の一部ポンプを除き、JIS 規格に準用したポンプを使用している。

### 1.2.11. 配管等

#### (1) 構造強度評価

##### a. 配管（鋼製）

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。従って、配管は必要な構造強度を有すると評価した。

また、配管の主要仕様から設計・建設規格に基づき板厚評価を実施した。評価の結果、最高使用圧力に耐えられることを確認した（表-16）。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

t : 管の計算上必要な厚さ  
D<sub>0</sub> : 管の**外径**  
P : 最高使用圧力[MPa]  
S : 最高使用温度における  
材料の許容引張応力[MPa]  
η : 長手継手の効率

表－1 6 配管構造強度評価結果

評価機器	口径	Sch.	材質	最高使用 压力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	必要肉厚 (mm)	肉厚 (mm)
配管①	100A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	0.84	8.6
配管②	200A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	1.6	12.7
配管③	50A	40	SUS316L	1.37	66	0.39	3.9
配管④	80A	40	SUS316L	1.37	66	0.57	5.5
配管⑤	50A	20S	SUS316L	0.3	50	0.14	3.5
配管⑥	80A	20S	SUS316L	0.3	50	0.21	4.0
配管⑦	100A	20S	SUS316L	0.3	50	0.26	4.0
配管⑧	150A	20S	SUS316L	0.3	50	0.38	5.0
配管⑨	200A	20S	SUS316L	0.3	50	0.50	6.5
配管⑩	50A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	0.45	5.5
配管⑪	80A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	0.66	7.6
配管⑫	150A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	1.3	11.0
配管⑬	25A	80	STPG370	0.5	66	0.10	4.5
配管⑭	50A	80	STPG370	0.5	66	0.17	5.5
配管⑮	80A	80	STPG370	0.5	66	0.24	7.6
配管⑯	100A	80	STPG370	0.5	66	0.31	8.6
配管⑰	50A	40	SUS316L	0.97	66	0.28	3.9
配管⑱	80A	40	SUS316L	0.97	66	0.40	5.5
配管⑲	50A	40	SUS316L	1.37	66	0.64	3.9
配管⑳	80A	40	SUS316L	1.37	66	0.94	5.5

b. 耐圧ホース（樹脂製）

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度、圧力を考慮して仕様を選定した上で、漏えい試験等を行い、漏えい、運転状態に異常がないことを確認する。従って、耐圧ホースは、必要な構造強度を有していると評価した。

c. ポリエチレン管

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが、系統の温度、圧力を考慮して仕様を選定している。また、ポリエチレン管は、一般に耐食性、電気特性（耐電気腐食）、耐薬品性を有しており、鋼管と同等の信頼性を有している。また、以下により高い信頼性を確保している。

- ・ 日本水道協会規格に適合したポリエチレン管を採用。
- ・ 継手は可能な限り融着構造とする。
- ・ 敷設時に漏えい試験等を行い、運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことから、ポリエチレン管は、必要な構造強度を有するものと評価した。

## 2. 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

### 2.1. 基本方針

#### 2.1.1. 構造強度評価の基本方針

使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器のうち放射性物質を内包する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」で定めるクラス 3 機器と位置づけられ、原則としてクラス 3 機器に要求される基準を満足するように設計する。万一適合しないものがある場合においても、温度、圧力、使用環境等を考慮し、一般民間規格に従う産業品を使用するとともに、機器の設計、製作、設置、検査等の各段階において、適切なものとなっていることを確認し、クラス 3 機器と同等以上の構造強度を持たせる。

#### 2.1.2. 耐震性評価の基本方針

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設を構成する機器は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の設備と位置づけられる。

使用済セシウム吸着塔保管施設、廃スラッジ貯蔵施設の耐震性に関する評価にあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」に準拠することを基本とするが、必要に応じて現実的な評価を行う。

また、配管に関しては、変位による破壊を防止するため、定ピッチスパン法による配管サポート間隔の設定や、可撓性のある材料を使用する。

なお、廃スラッジ一時保管施設等は、高濃度の放射性物質を貯蔵することから参考として S クラス相当の評価を行う。

## 2.2. 評価結果

### 2.2.1. 使用済セシウム吸着塔保管施設

#### (1) 構造強度評価

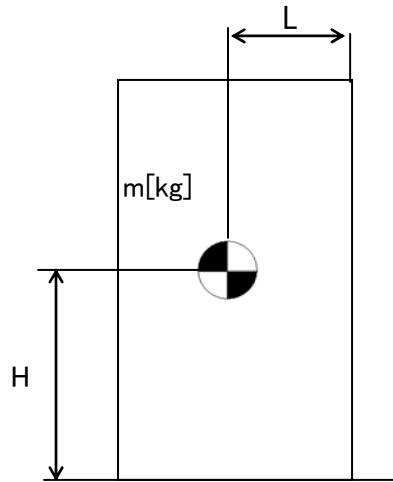
材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。また、吸着塔の主要仕様から必要肉厚を評価し十分な肉厚を有していることを確認した。

以上のことから、吸着塔は必要な構造強度を有すると評価した。

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくなることから、転倒しないことを確認した（表-18）。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 転倒支点から機器重心までの距離
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度

地震による転倒モーメント :  $M_1 [N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント :  $M_2 [N \cdot m] = m \times g \times L$

b. 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表-17）。

表-17 使用済セシウム吸着塔仮保管施設耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
ボックス カルバート	本体	転倒	0.30	$1.4 \times 10^2$	$2.9 \times 10^2$	kN・m
		滑動	0.30	0.30	0.40	-
セシウム吸着装置 吸着塔	本体	転倒	0.36	$8.2 \times 10^1$	$1.2 \times 10^2$	kN・m
		滑動	0.36	0.36	0.52	-
第二セシウム 吸着装置吸着塔	本体	転倒	0.36	$1.9 \times 10^2$	$4.2 \times 10^2$	kN・m
			0.60	$3.1 \times 10^2$		
		滑動	0.36	0.36	0.52	-
			0.52	0.52		

## 2.2.2. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

### (1) 構造強度評価

材料証明書がなく、設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが、漏えい試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認した。また、吸着塔の主要仕様から必要肉厚を評価し十分な肉厚を有していることを確認した。

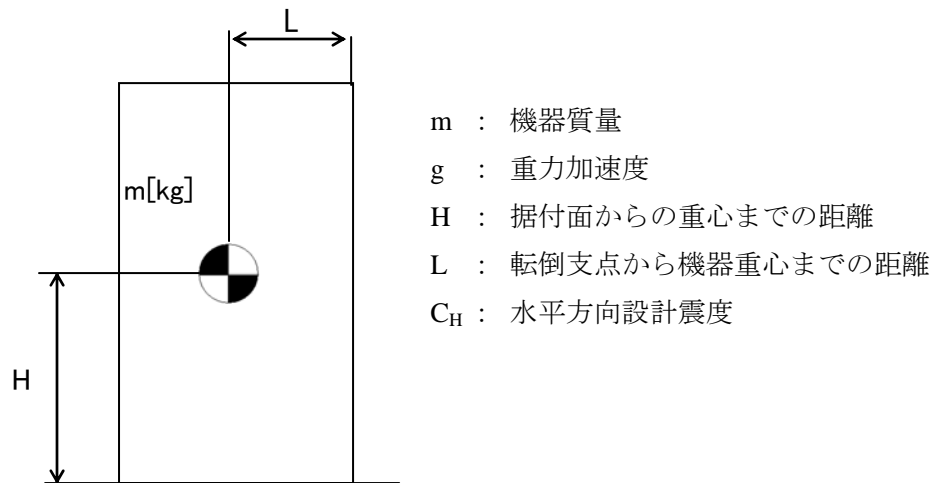
以上のことから、吸着塔は必要な構造強度を有すると評価した。

### (2) 耐震性評価

#### a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を行った。なお、セシウム吸着装置吸着塔はそれを格納するボックスカルバートと合わせて吸着塔 32 塔と蓋付ボックスカルバート 16 基での評価、第二セシウム吸着装置吸着塔はそれを格納する架台と合わせて吸着塔 10 塔と架台 2 台（一組）で評価を実施した。

評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくなることから、転倒しないことを確認した（表-18）。



$$\text{地震による転倒モーメント} : M_1 [\text{N} \cdot \text{m}] = m \times g \times C_H \times H$$

$$\text{自重による安定モーメント} : M_2 [\text{N} \cdot \text{m}] = m \times g \times L$$

## b. 滑動評価

セシウム吸着装置吸着塔については、ボックスカルバートとあわせ地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を実施した。評価の結果、地震時の水平荷重によるすべり力は接地面の摩擦力より小さいことから、滑動しないことを確認した（表－18）。なお、S クラス相当の評価では、地震時の水平荷重によるすべり力が設置面の摩擦力より大きくなり、滑動する結果となったことから、別途すべり量の評価を実施した。

第二セシウム吸着装置吸着塔については、基礎ボルトにて固定していることから基礎ボルトに作用するせん断荷重と許容せん断荷重を比較することより滑動評価を実施した。基礎ボルトの許容せん断荷重は「日本建築学会：各種合成構造設計指針・同解説」に基づき次式を用いた。評価の結果、基礎ボルトの破断による滑動が生じないことを確認した（表－18）。

$$q = mg(C_H - \alpha) \div n$$
$$q_a = 0.75 \cdot \phi_{s3} \left( 0.5 \cdot s_c a \cdot \sqrt{F_c \cdot E_c} \right)$$

- q : アンカーボルト一本に作用するせん断荷重
- q<sub>a</sub> : アンカーボルト一本当たりの許容せん断荷重
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度
- m : 機器重量
- g : 重力加速度
- α : 機器と床版の摩擦係数
- n : 機器あたりのアンカーボルト本数
- φ<sub>s3</sub> : 短期荷重に対する低減係数
- s<sub>c</sub>a : アンカーボルトの定着部の断面積
- F<sub>c</sub> : コンクリート設計基準強度
- E<sub>c</sub> : コンクリートのヤング率

## c. すべり量評価

吸着塔と架台等の地震時におけるすべり量は、剛体の地震時変形量評価手法であるNewmark法を用いて算出する。評価の結果すべり量が架台間の許容値を超えないことを確認した（表－19）。

表-18 使用済セシウム吸着塔一時保管施設耐震評価結果

機器名称	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔+カルハート (セシウム吸着装置 吸着塔 32 塔と ボックスカルハート 16 基)	転倒	0.36	$7.9 \times 10^3$	$1.8 \times 10^4$	kN・m
		0.60	$1.4 \times 10^4$		
	滑動	0.36	0.36	0.40	—
		0.60	0.60		
吸着塔+架台 (第二セシウム吸着装置 吸着塔 10 本と架台 2 台)	転倒	0.36	$1.7 \times 10^3$	$3.7 \times 10^3$	kN・m
		0.6	$2.9 \times 10^3$		
	滑動 (ボルトせん断)	0.36	<0	77	kN
		0.6	8		
高性能容器	転倒	0.36	$2.1 \times 10^1$	$4.5 \times 10^1$	kN・m
		0.60	$3.4 \times 10^1$		
	滑動	0.36	0.36	0.40	—
		0.60	0.60		

表-19 使用済セシウム吸着塔一時保管施設すべり量評価結果

機器名称	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔+カルハート (セシウム吸着装置 吸着塔 32 塔と ボックスカルハート 16 基)	すべり量	0.60	93.3	494	mm



### 2.2.3. 廃スラッジ一時保管施設

#### (1) 構造強度評価

スラッジ貯槽について、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した(表-20)。

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

$t$  : 胴の計算上必要な厚さ[mm]  
 $Di$  : 胴の内径[m]  
 $H$  : 水頭[m]  
 $\rho$  : 液体の比重  
 $S$  : 最高使用温度における材料の許容引張応力[MPa]  
 $\eta$  : 長手継手の効率

ただし、 $t$ の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は $t=3$ [mm]以上、その他の金属の場合は $t=1.5$ [mm]以上とする。また、内径の区分に応じた必要厚さを考慮する。

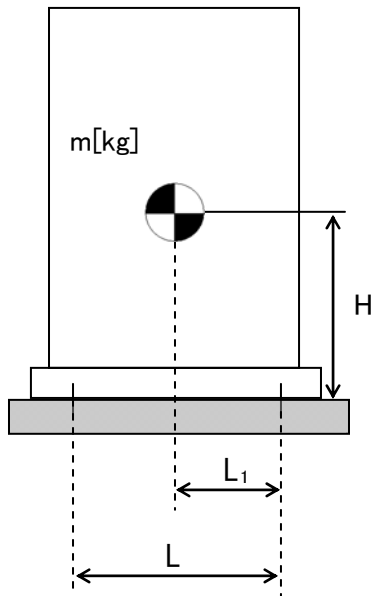
表-20 スラッジ貯槽板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
スラッジ貯槽	円筒型(横置き)	タンク板厚	3.0	25.0

(2)耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程に準拠して評価を行った結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表－21）。



- m : 機器質量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
- L<sub>1</sub> : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n<sub>f</sub> : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A<sub>b</sub> : 基礎ボルトの軸断面積
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度
- C<sub>V</sub> : 鉛直方向設計震度

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

表－21 スラッジ貯槽の基礎ボルトの強度評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラッジ貯槽	基礎ボルト	引張	0.36	11	439	MPa
			0.94	131		
		せん断	0.36	42	337	MPa
			0.94	122		

2.2.4. 配管等

(1) 構造強度評価

a. 配管（鋼製）

材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。従って，配管は必要な構造強度を有すると評価した。

また，配管の主要仕様から設計・建設規格に基づき板厚評価を実施した。評価の結果，最高使用圧力に耐えられることを確認した（表－22）。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

t : 管の計算上必要な厚さ  
 D<sub>0</sub> : 管の外径  
 P : 最高使用圧力[MPa]  
 S : 最高使用温度における  
       材料の許容引張応力[MPa]  
 η : 長手継手の効率

表－22 配管構造強度評価結果

評価機器	口径	Sch.	材質	最高使用 圧力 (MPa)	最高使用 温度 (°C)	必要肉厚 (mm)	肉厚 (mm)
配管①	50A	20S	SUS316L	0.3	50	0.09	3.5
配管②	80A	20S	SUS316L	0.3	50	0.13	4.0
配管③	50A	20S	SUS316L	0.98	50	0.27	3.5
配管④	80A	20S	SUS316L	0.98	50	0.40	4.0
配管⑤	50A	40	SUS316L	0.98	50	0.27	3.9
配管⑥	80A	40	SUS316L	0.98	50	0.40	5.5
配管⑦	80A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.40	5.5
配管⑧	100A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.51	6.0
配管⑨	125A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.63	6.6
配管⑩	100A	40	SUS316L	0.98	50	0.51	6.0

b. 耐圧ホース（樹脂製）

設計・建設規格上のクラス 3 機器に対する規定を満足する材料ではないが，系統の温度，圧力を考慮して仕様を選定した上で，漏えい試験等を行い，漏えい，運転状態に異常がないことを確認する。従って，耐圧ホースは，必要な構造強度を有していると評価した。

以上

### 高濃度滞留水受タンクの耐震性評価

#### 1. 耐震性評価方針

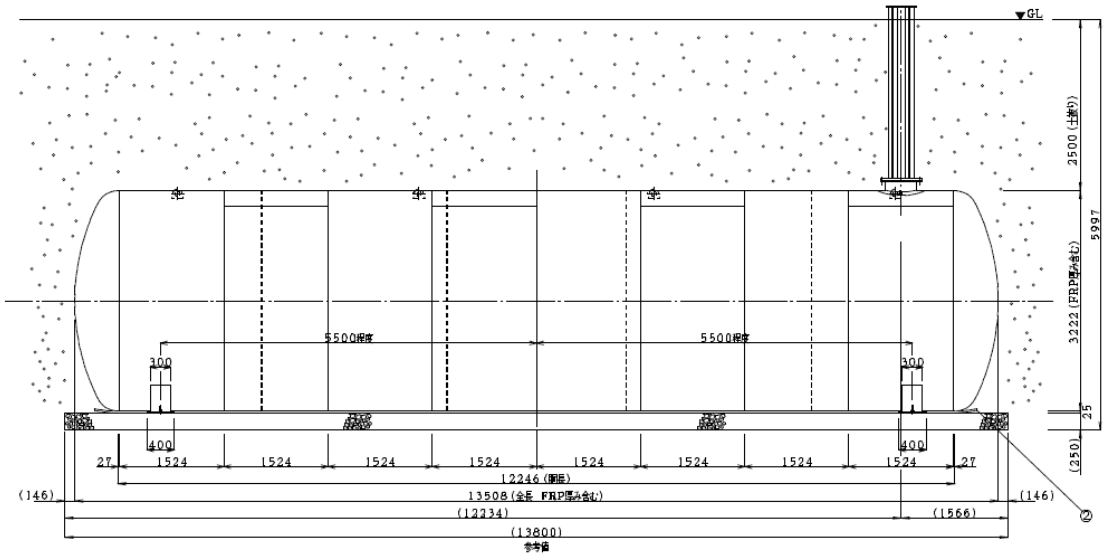
当該タンクは地中に埋設され、タンク内部に高濃度滞留水を保管するものであり、設備全体としては耐震 B クラスに相当することから、地中構造物の耐震 B クラスに要求される水平地震力  $K_h=0.3$  に対する静的解析により、その耐震安全性を評価する。

また、当該タンクは高濃度滞留水を保管するものであることから、万一、大きな地震が発生してもタンクが損傷しないことを確認するため、参考評価として基準地震動  $S_s$  ( $S_s-1$  [水平最大加速度 450Gal, 鉛直最大加速度 300Gal],  $S_s-2$  [水平最大加速度 600Gal, 鉛直最大加速度 400Gal],  $S_s-3$  [水平最大加速度 450Gal, 鉛直最大加速度 300Gal] の 3 波) による地震応答解析についても併せて実施し、その耐震安全性を評価することとする。

#### 2. タンクの概要

タンクの内径は  $\phi 3,200\text{mm}$ 、外形寸法は  $\phi 3,222\text{mm} \times W13,508\text{mm}$  (容量  $100\text{m}^3$ )、材質は SS400、肉厚は 9mm であり、内外面ともに FRP 塗装によって防錆処理されている (内面 1.0mm, 外面 2.0mm)。タンク本体の概要図を図-1 に、タンクの配置図を図-2 に示す。なお、タンクは表層地盤を掘削して基礎砕石上に設置し、盛土によって 2.5m の土被り厚を確保する。

縦断面図



断面図

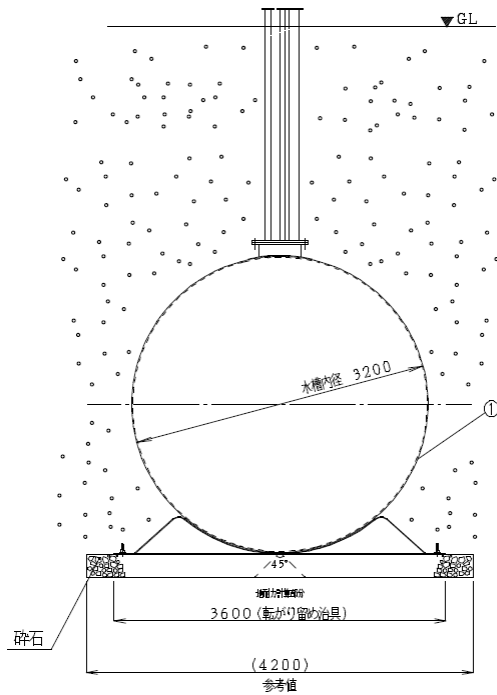
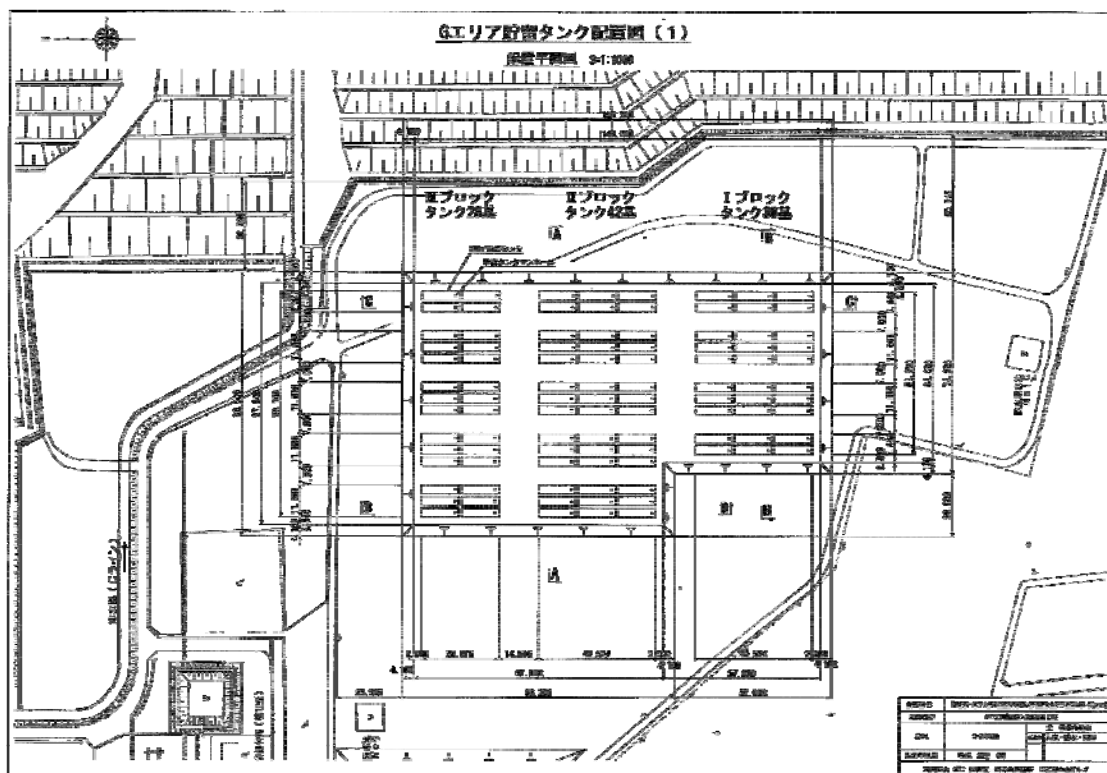


図-1 タンク概要図

タンク配置平面図



タンク配置概略断面図

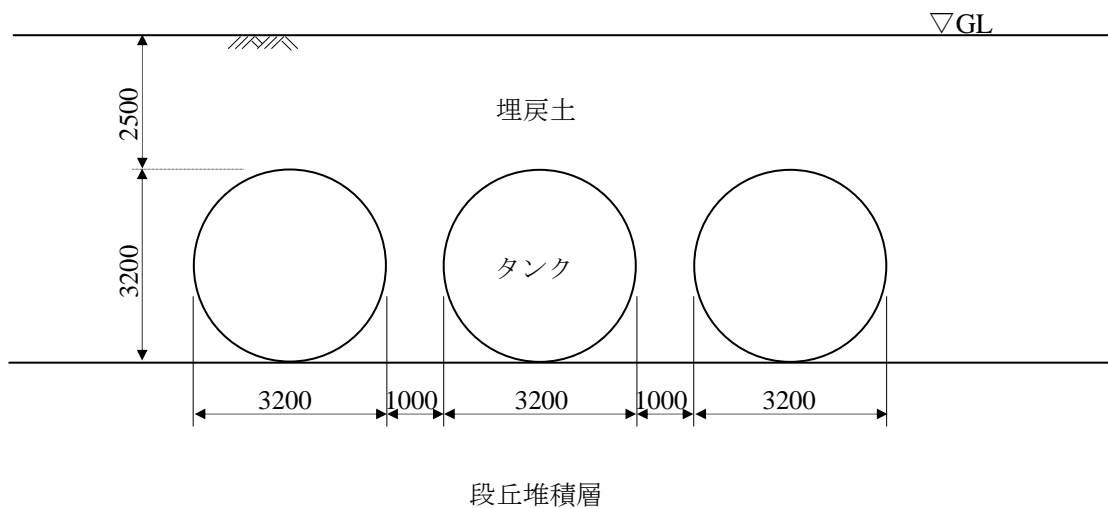


図-2 タンク配置図

### 3. 耐震 B クラスに対する耐震安全性評価

#### 3.1. 評価手順

耐震 B クラスに対するタンクの耐震安全性評価手順を図-3 に示す。

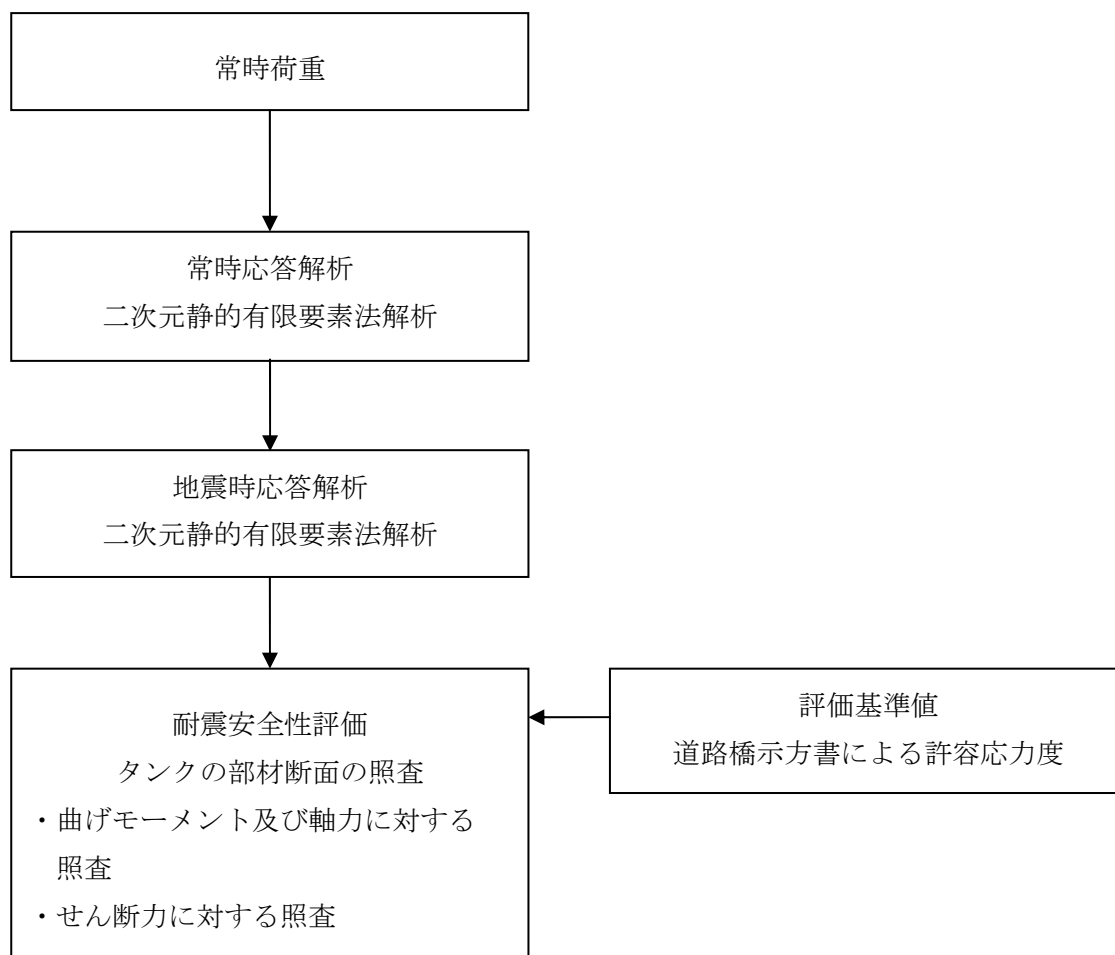


図-3 耐震安全性評価手順（耐震 B クラス評価）

### 3.2. 評価条件

解析に必要な地盤及びタンクの諸定数，並びに考慮する荷重は以下の通りとする。

#### 3.2.1. タンクの材料物性値

タンクの使用材料及び材料物性値を表－1に示す。

#### 3.2.2. 地盤の物性値

タンク設置エリアでの既存のボーリングデータに基づいて決定した解析用地層構成を表－2に示す。またボーリング位置を図－4に示す。当該設置位置での地層構成は，表層に段丘堆積層が堆積し，その下位は富岡層 T3 部層（砂岩，泥質部，互層部），富岡層 T2 部層，富岡層 T1 部層となり，解放基盤面（先富岡層（b 層））に至る。

耐震 B クラスに対する解析で用いる地盤物性値を表－3に示す。

地下水位は，上記ボーリングデータの孔内水位を参考に O. P. +6.77m（富岡層 T3 部層内）と設定しており，タンク本体に地下水圧は作用しない。

#### 3.2.3. 荷重

##### a) 常時荷重

常時荷重として，タンク自重，内水圧，土被り荷重，静止土圧を考慮する。

##### b) 設計用地震力

設計用地震力は水平地震力  $K_h=0.3$  のみを考慮する。

表－1 タンクの材料物性値

材料	単位体積重量 (kN/m <sup>3</sup> )	ヤング係数 (kN/mm <sup>2</sup> )	降伏強度 (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比
タンク SS400 t=9mm	77	200	245	0.3



表-2 解析用地層構成

	標高 O.P. (m)	層厚 (m)
段丘堆積層	35.77 ~ 25.32	10.45
富岡層 T3 部層 砂岩	25.32 ~ 7.09	18.23
富岡層 T3 部層 泥質部	7.09 ~ 2.33	4.76
富岡層 T3 部層 互層部	2.33 ~ -7.38	9.71
富岡層 T3 部層 泥質部	-7.38 ~ -11.06	3.68
富岡層 T3 部層 砂岩	-11.06 ~ -13.21	2.15
富岡層 T3 部層 泥質部	-13.21 ~ -37.13	23.92
富岡層 T2 部層	-37.13 ~ -143.08	105.95
富岡層 T1 部層	-143.08 ~ -185.23	42.15
先富岡層 (b 層)	-185.23 ~	

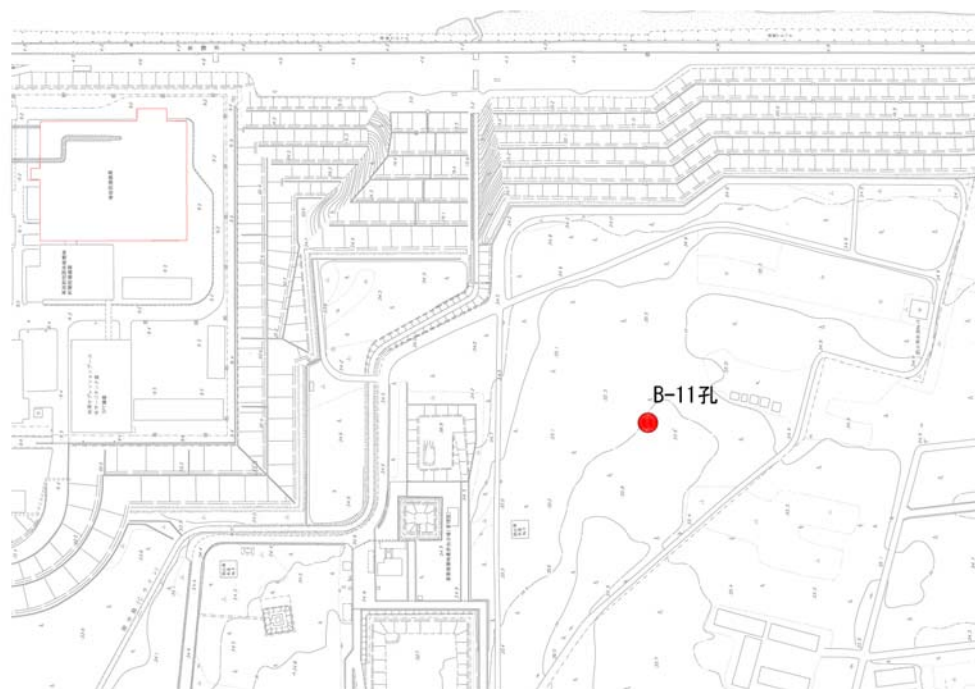


図-4 ボーリング位置図

表-3 解析用物性値 (耐震Bクラス評価)

物理特性	埋戻土	段丘堆積層	富岡層					先富岡層
			T3部層 砂岩	T3部層 泥質部	T3部層 互層部	T2部層 *3)	T1部層	
$\rho_t$ (g/cm <sup>3</sup> )	1.80	1.59	1.84	1.71	1.76	1.75-0.000417Z	1.79	1.88
$E_0$ (N/mm <sup>2</sup> )	17.7	23.5	124P+94.4 *1)	506	等価変形係数 *2)	120-5.42Z	675	931
静的変形特性	$\nu$	0.21	0.48	0.47	等価ポアソン比 *2)	0.47	0.47	0.45
動的変形特性	$G_0$ (N/mm <sup>2</sup> )	72.6	210	427	302	254-3.22Z	667	954
	$\nu_d$	0.35	0.48	0.45	0.46	0.467+0.000222Z	0.44	0.42

\*1) Pは、地下水位を考慮した圧密圧力 (N/mm<sup>2</sup>) を示す。

\*2) T3部層 互層部の砂岩と泥質部の層厚比 (4:6) から等価物性値を設定する。

\*3) Z: 層高 (m)

### 3.3. 静的 FEM 解析

#### 3.3.1. 解析手法

解析手法は、二次元有限要素法解析を用いる。解析では水平地震力  $K_h=0.3$  を作用させた。

#### 3.3.2. 解析モデル

タンクの解析モデルを図-5に示す。解析モデルでは、タンクを線形の線材要素（梁要素）、地盤を平面要素でモデル化した。タンクは2基ないしは3基をセットとして配置するため、モデルでは3基を並べて配置している。

モデルの領域は、底部を解放基盤面（O.P. -196m）までとし、幅を 180m とした。タンク設置レベルより上位は埋戻土とし、設置計画の条件に合わせて、土被り厚を 2.5m としている。

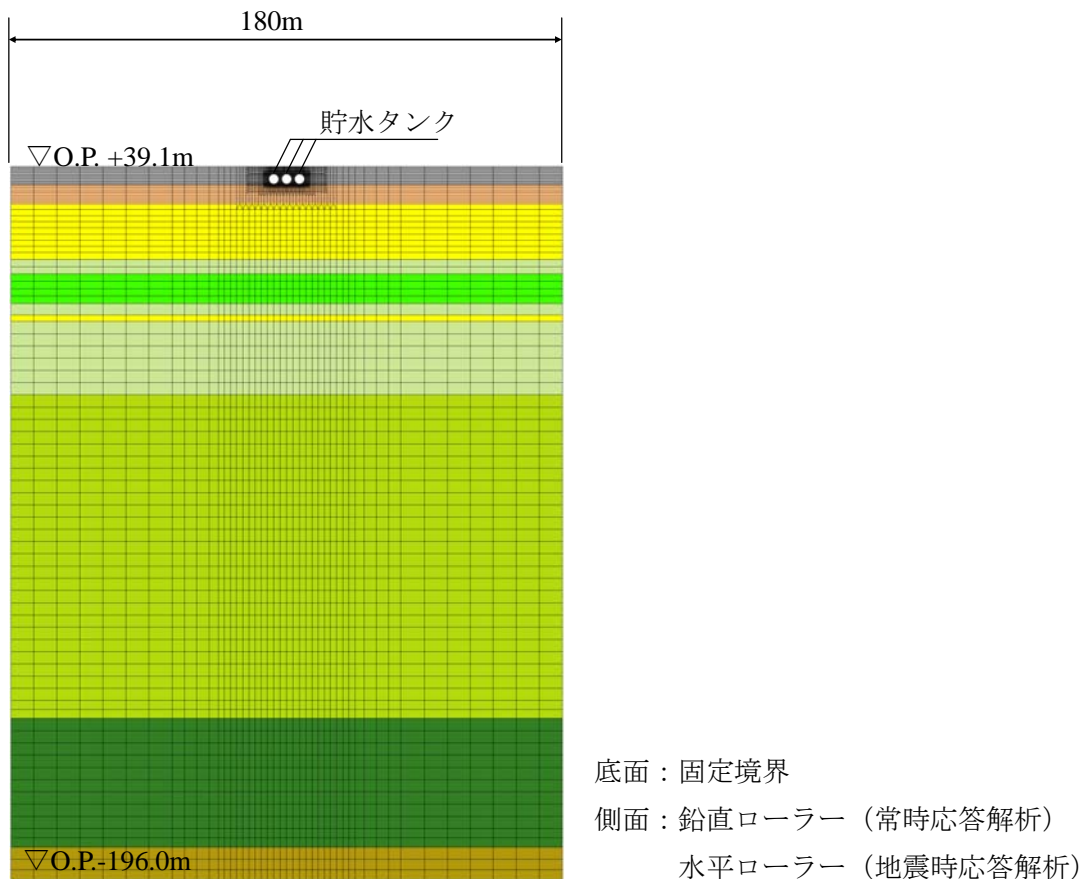


図-5 解析モデル（耐震Bクラス評価）

### 3.3.3. 耐震安全性評価手法

耐震安全性評価では、曲げ及びせん断について評価を行うものとし、水平地震力  $K_h=0.3$  を用いた静的 FEM 解析に基づいた応答値が、評価基準値を満足することを確認する。

照査用応答値は、曲げによる評価では、タンクの部材に発生する曲げモーメント及び軸力による応力度とし、せん断による評価では、タンクの部材に発生するせん断応力度とする。このとき考慮する断面力は、二次元 FEM 解析から求められた断面力（常時断面力＋地震時増分断面力）である。

評価基準値は、「社団法人日本道路協会（2002）：道路橋示方書・同解説 I 共通編，IV 下部構造編」に基づく許容応力度とする。

### 3.3.4. 耐震安全性評価結果

曲げに対する照査結果を表－4に、せん断に対する照査結果を表－5に示す。これらの結果より、曲げ、せん断ともに、照査用応答値が評価基準値（許容応力度）を十分に下回っていることが確認できることから、当該タンクは耐震 B クラス相当以上の耐震性を有するものと評価した。

表－4 曲げに対する照査結果（耐震 B クラス評価）

	照査用応答値 (N/mm <sup>2</sup> )	評価基準値 (N/mm <sup>2</sup> )	照査用応答値 ／評価基準値
左タンク	21.9	210	0.10
中央タンク	21.7	210	0.10
右タンク	20.7	210	0.10

表－5 せん断に対する照査結果（耐震 B クラス評価）

	照査用応答値 (N/mm <sup>2</sup> )	評価基準値 (N/mm <sup>2</sup> )	照査用応答値 ／評価基準値
左タンク	0.018	120	0.00015
中央タンク	0.019	120	0.00016
右タンク	0.019	120	0.00016

#### 4. 基準地震動 $S_s$ に対する耐震安全性評価

##### 4.1. 評価手順

基準地震動  $S_s$  に対するタンクの耐震安全性評価手順を図-6に示す。

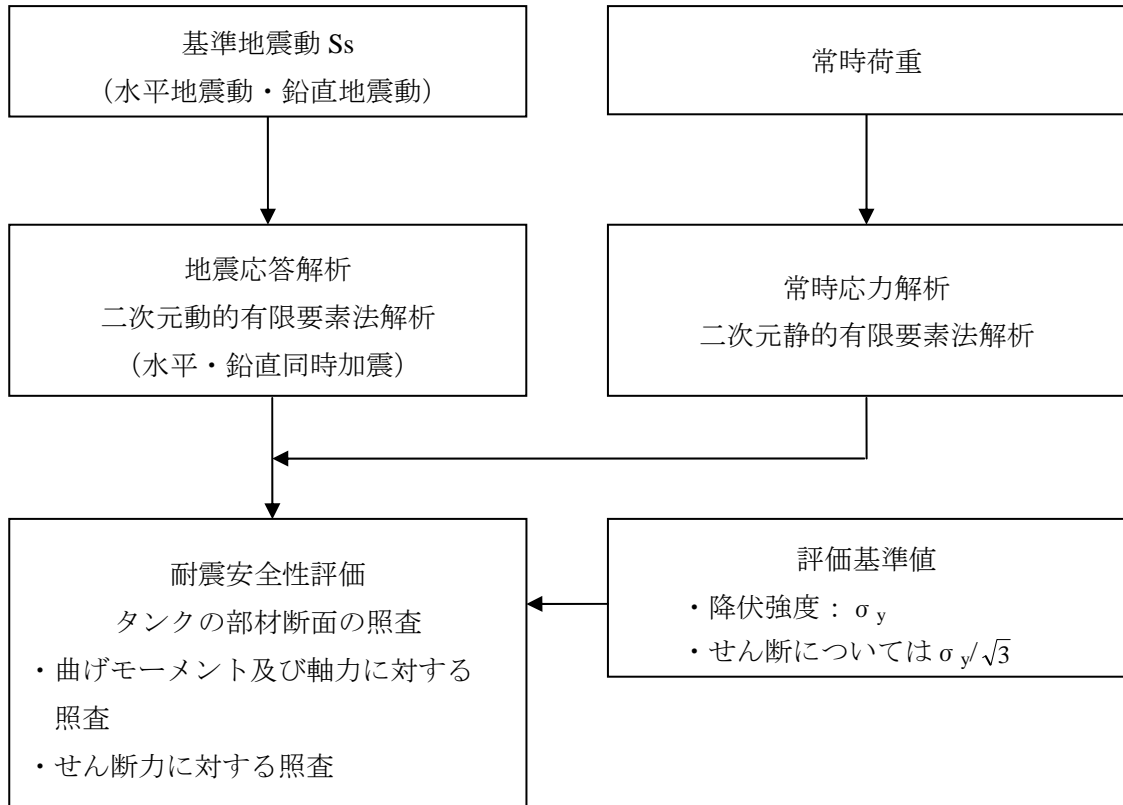


図-6 耐震安全性評価手順 (基準地震動  $S_s$  評価)

#### 4.2. 評価条件

地盤応答解析に必要な地盤及びタンクの諸定数，並びに考慮する荷重は以下の通りとする。

##### 4.2.1. タンクの方法物性値

タンクの方法材料及び方法物性値は表－1に示した通りであり，耐震Bクラスに対する評価で用いたものと同じである。

##### 4.2.2. 地盤の物性値

解析用地層構成は表－2に示した通りであり，耐震Bクラスに対する評価で用いたものと同じである。

基準地震動  $S_s$  に対する解析で用いる地盤物性値を表－6に示す。

地下水水位は，上記ボーリングデータの孔内水位を参考に O.P. +6.77m (富岡層 T3 部層内) と設定しており，タンク本体に地下水圧は作用しない。

##### 4.2.3. 荷重

###### a) 常時荷重

常時荷重として，タンク自重，内水圧，土被り荷重，静止土圧を考慮する。

###### b) 地震時荷重

地震時荷重として，基準地震動  $S_s$  ( $S_{s-1}$ ～ $S_{s-3}$  の3波) による地震応答解析により求まる荷重を考慮する。

表一 6 解析用物性値 (基準地震動 Ss 評価)

物理特性	埋戻土	段丘堆積層	富岡層					先富岡層 (b層)
			T3部層 砂岩	T3部層 泥質部	T3部層 五層部	T2部層 *3)	T1部層	
$\rho_s$ (g/cm <sup>3</sup> )	1.80	1.59	1.84	1.71	1.76	1.75-0.000417Z	1.79	1.88
$E_0$ (N/mm <sup>2</sup> )	17.7	23.5	124P+94.4 *1)	506	等価変形係数 *2)	120-5.42Z	675	931
$\nu$	0.33	0.21	0.48	0.47	等価ポアソン比 *2)	0.47	0.47	0.45
$G_0$ (N/mm <sup>2</sup> )	72.6	158	210	427	302	254-3.22Z	667	954
$\nu_d$	0.35	0.48	0.48	0.45	0.46	0.467+0.000222Z	0.44	0.42
動的変形特性	$G/G_0 \sim \gamma$ ( $\gamma$ : %)	$\frac{1}{1+10.65\gamma^{0.778}}$	$\frac{1}{1+3.009\gamma^{0.604}}$	$\frac{1}{1+3.600\gamma^{0.862}}$	$\frac{1}{1+3.257\gamma^{0.688}}$	$\frac{1}{1+2.845\gamma^{0.918}}$	$\frac{1}{1+2.586\gamma^{0.722}}$	$\frac{1}{1+2.714\gamma^{0.926}}$
	$h \sim \gamma$ ( $h, \gamma$ : %)	$\frac{14.79}{1+0.036/\gamma}$	$\frac{21.80}{1+0.122/\gamma}$	$\frac{17.57}{1+0.084/\gamma}$	$\frac{10.54\gamma^{0.865}+0.903}{1+0.084/\gamma}$	$\frac{15.04\gamma^{0.517}}{1+0.084/\gamma}$	$\frac{14.69\gamma^{0.583}}{1+0.084/\gamma}$	

\*1) P:有効上載圧 (N/mm<sup>2</sup>)

\*2) T3部層 砂岩とT3部層 泥質部の層厚比 (4:6とする) から等価物性値を設定する。

\*3) Z: 標高 (m)

#### 4.3. 地震応答解析

##### 4.3.1. 解析手法

地震応答解析手法は、構造物と地盤の動的相互作用を考慮できる二次元動的有限要素法解析を用いることとし、解析では水平地震動と鉛直地震動を同時入力する。

##### 4.3.2. 解析モデル

タンクの地震応答解析モデルを図-7に示す。地震応答解析モデルでは、タンクを線形の線材要素（梁要素）、地盤を平面要素でモデル化し、等価線形化法によって地盤の非線形性を考慮した。タンクは2基ないしは3基をセットとして配置するため、モデルでは3基を並べて配置している。

モデルの領域は、底部を解放基盤面（O.P. -196m）までとし、幅を180mとした。タンク設置レベルより上位は埋戻土とし、設置計画の条件に合わせて、土被り厚を2.5mとしている。モデルの側方はエネルギー伝達境界、底面は粘性境界とし、基準地震動 Ss-1, Ss-2, Ss-3 の3波を入力する。

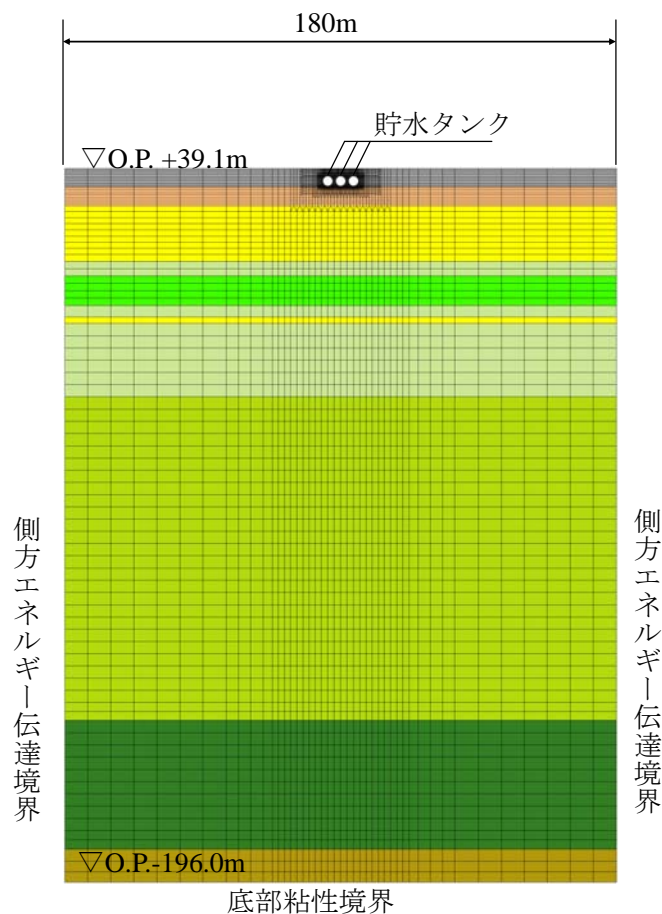


図-7 解析モデル（基準地震動 Ss 評価）



#### 4.3.3. 耐震安全性評価手法

耐震安全性評価では、曲げ及びせん断について評価を行うものとし、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析に基づいた応答値が、評価基準値を満足することを確認する。

照査用応答値は、曲げによる評価では、タンクの部材に発生する曲げモーメント及び軸力による応力度とし、せん断による評価では、タンクの部材に発生するせん断応力度とする。このとき考慮する地震時発生断面力（常時断面力+地震時増分断面力）は、評価基準値に対する照査用応答値の比（照査用応答値/評価基準値）が最も大きくなる時刻の断面力である。

評価基準値は、曲げによる評価ではタンクの部材の降伏強度とし、せん断による照査では降伏強度の  $1/\sqrt{3}$  とする。

#### 4.3.4 耐震安全性評価結果

曲げに対する照査結果を表-7に、せん断に対する照査結果を表-8に示す。これらの結果より、曲げ、せん断ともに、照査用応答値が評価基準値を下回っていることが確認できることから、当該タンクは基準地震動  $S_s$  に対して貯水機能を保持できるものと評価した。

表-7 曲げに対する照査結果（基準地震動  $S_s$  評価）

		照査用応答値 (N/mm <sup>2</sup> )	評価基準値 (N/mm <sup>2</sup> )	照査用応答値 /評価基準値
Ss-1	左タンク	56.3	245	0.23
	中央タンク	59.3	245	0.24
	右タンク	59.5	245	0.24
Ss-2	左タンク	60.0	245	0.24
	中央タンク	59.8	245	0.24
	右タンク	57.2	245	0.23
Ss-3	左タンク	42.2	245	0.17
	中央タンク	43.6	245	0.18
	右タンク	41.1	245	0.17

表-8 セン断に対する照査結果（基準地震動 Ss 評価）

		照査用応答値 (N/mm <sup>2</sup> )	評価基準値 (N/mm <sup>2</sup> )	照査用応答値 / 評価基準値
Ss-1	左タンク	0.301	141	0.0021
	中央タンク	0.295	141	0.0021
	右タンク	0.300	141	0.0021
Ss-2	左タンク	0.311	141	0.0022
	中央タンク	0.304	141	0.0022
	右タンク	0.308	141	0.0022
Ss-3	左タンク	0.228	141	0.0016
	中央タンク	0.222	141	0.0016
	右タンク	0.226	141	0.0016

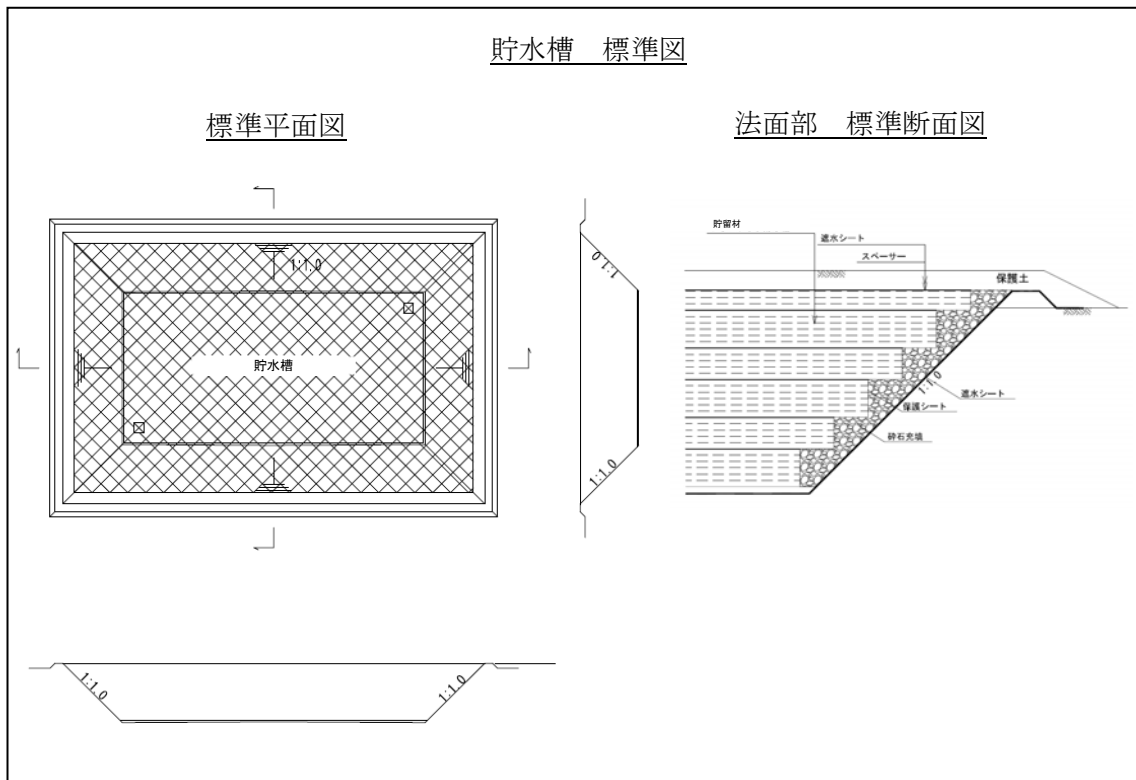
以上

地下貯水槽の遮水シートの耐震性評価

プラスチック製地下貯水槽（以下、「貯水槽」という）の耐震安全性を二次元静的 FEM 解析に基づいて評価し、貯水機能が保持されることを確認する。

(1) 対象とする貯水槽

対象とする貯水槽は、プラスチック製の貯留材（以下、「貯留材」という）と遮水シートで構築される。貯水槽の概要を図－1 に示す。貯水槽は段丘堆積層を掘削して設置し、盛土によって 0.7m の土被り厚を確保する。



図－1 貯水槽の概要

(2) 耐震安全性評価

a. 評価手順

貯水槽の耐震安全性評価では、地震力によって生じる遮水シートの引張ひずみ（照査用応答値）が遮水シートの最大引張ひずみ（評価基準値）以下であることを確認する。評価フローを図－2 に示す。

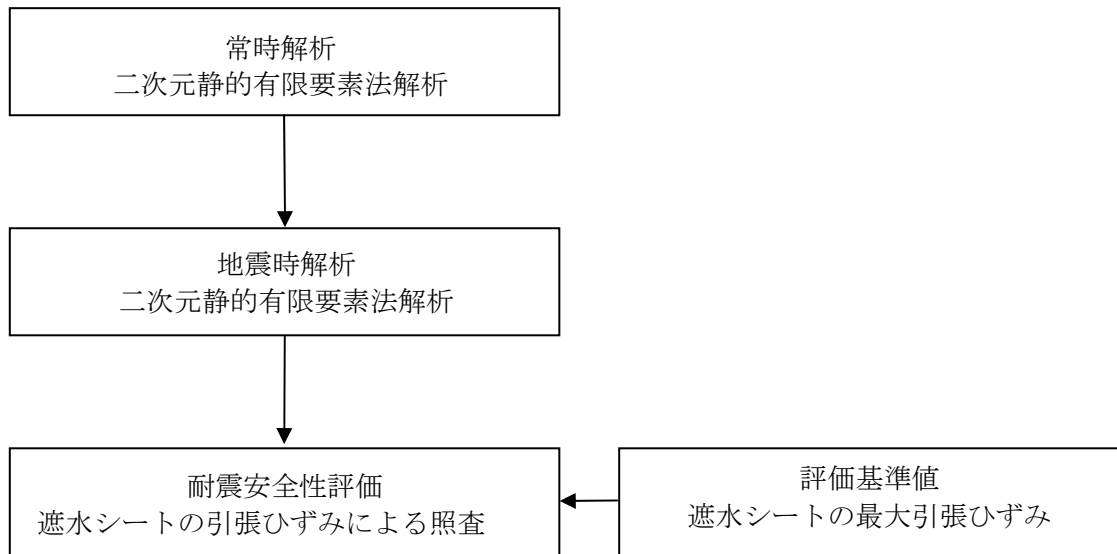


図-2 貯水槽の耐震評価フロー

b. 評価条件

解析に用いる地盤の物性値，並びに考慮する荷重は以下のとおりとする。

i. 地盤の物性値

貯水槽は，段丘堆積層内に設置される。段丘堆積層の地盤物性値を表-1に示す。なお，盛土による荷重は上載荷重として扱い，解析では節点力としてモデルに作用させている。

表-1 地盤の物性値

		段丘体積層
物理特性	$\rho_t$ (g/cm <sup>3</sup> )	1.59
静的変形特性	$E_0$ (N/mm <sup>2</sup> )	23.5
	$\nu$	0.21
動の変形特性	$G_0$ (N/mm <sup>2</sup> )	158
	$\nu_d$	0.48

ii. 設計用地震力

設計用地震力は水平地震力のみ考慮することとし，Bクラス相当として水平震度  $K_H=0.3$  及びSクラス相当として水平震度  $K_H=0.6$  とする。

(3) 評価結果

a. 評価方法

耐震安全性評価では，水平地震力（ $K_H=0.3$  及び  $K_H=0.6$ ）を用いた静的 FEM 解析に基づいた応答値が，評価基準値を下回ることを確認する。

照査用応答値は，遮水シート設置位置における節点変位による引張ひずみとする。評価基準値は，日本遮水工協会基準に基づく最大引張ひずみとする。

b. 照査結果

照査結果を表－2に示す。照査用応答値は，評価基準値 560%を下回ることを確認した。

表－2 照査結果

	照査用応答値 $\varepsilon_d$ (%)	評価基準値 $\varepsilon_u$ (%)	照 査 ( $\varepsilon_d/\varepsilon_u$ )
$K_H=0.3$ の場合	0.148	560	0.00026
$K_H=0.6$ の場合	0.206	560	0.00037

c. 評価結果

遮水シートの照査用応答値は，評価基準値を下回るとともに十分な裕度を有していることから，貯水機能が保持されるものと評価した。

以上

地下貯水槽のプラスチック製貯水枠材の耐震性評価

(1) 評価手順

プラスチック製貯水枠材の耐震評価のフローを図-1に示す。

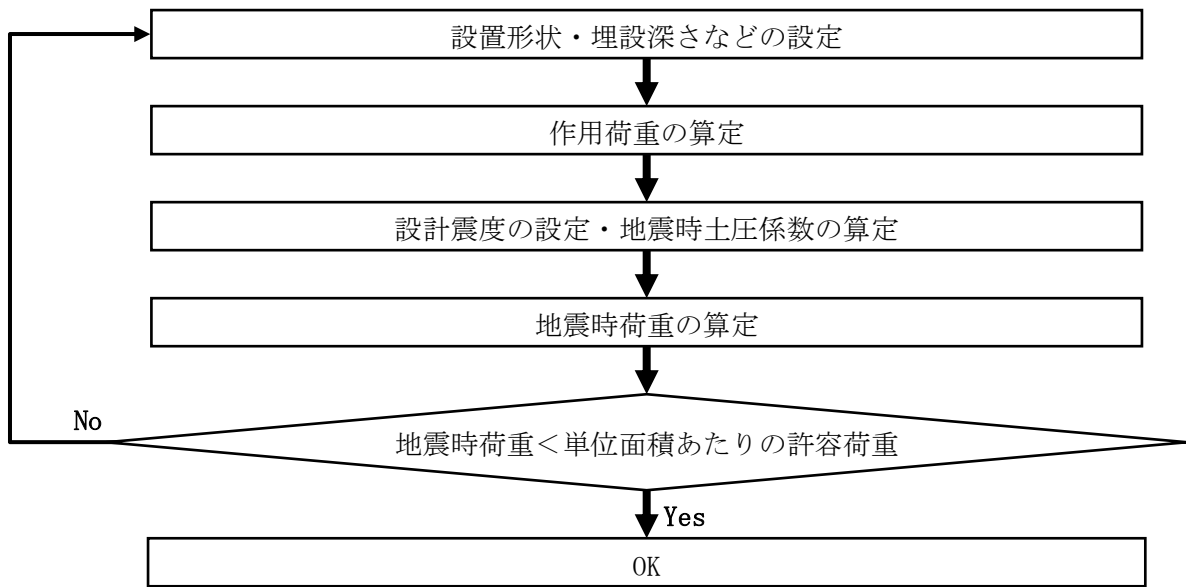


図-1 プラスチック製貯水枠材の耐震評価フロー

(2) 耐震評価 (Bクラス)

a. 作用荷重の算定

(社) 雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルにしたがって、地表載荷荷重  $10\text{kN/m}^2$  を考慮し、貯水枠材の最下部における鉛直方向荷重を求める。覆土を構成する材料の単位体積重量 (一般値) を表-1に、照査対象と作用荷重を図-2に示す。

なお、覆土材料は砂質土と砂礫の複合材であるが、安全をとって重量の大きい砂礫の単位体積重量を使用することとする。

表-1 覆土を構成する材料の単位体積重量 (一般値)

材料名	単位体積重量 (kN/m <sup>3</sup> )
盛土 (砂及び砂礫)	20.0
盛土 (砂質土)	19.0

出典：「道路橋示方書・同解説 I 共通編」 社団法人日本道路協会

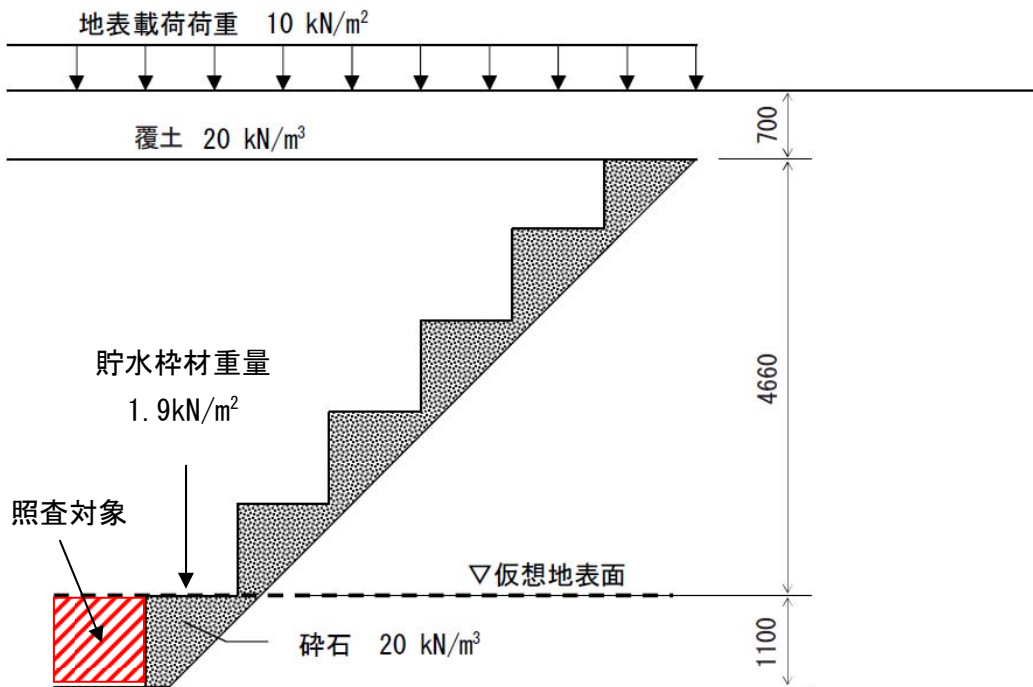


図-2 調査対象と作用荷重

貯水枠材を階段状に積み上げたとき、最下部（仮想地表面）の上面に作用する鉛直方向荷重は、仮想地表面より上部の地表載荷荷重・覆土重量・貯水枠材重量の合計荷重  $V_1$  となる。

また最下部の側面に作用する水平方向荷重は、 $V_1$  と仮想地表面より下部の砕石重量  $V_2$  に地震時水平土圧をかけた値となる。

ここで、

$$V_1 = 10 + 20 \times 0.7 + 1.9 = 25.9 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

$$V_2 = 20 \times 1.1 = 22.0 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

b. 設計水平震度の設定と地震時水平土圧の算定

Bクラス評価の場合には、設計水平震度  $K_h$  を 0.3 とする。地震時土圧係数  $K_{ea}$  は、道路などの設計で一般的に用いられている「道路橋標準示方書・同解説（V 耐震設計編）」（社団法人日本道路協会）にしたがい 0.48 とする。

c. 地震時荷重（水平方向）の算定

貯水枠材最下部の側面に作用する水平方向荷重  $Ph$  は、

$$Ph = K_{ea} \times (V_1 + V_2) = 0.48 \times (25.9 + 22.0) = 23.0 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

d. 耐震評価

今回使用する貯水枠材のうち、最も水平方向の単位面積あたりの許容荷重（許容応力）<sup>(注1)</sup>が小さいものは次の通りである。

水平方向の単位面積あたりの許容荷重（許容応力） $\sigma_{ha}$  : 30.0kN/m<sup>2</sup>

(注1) 貯水枠材の許容荷重は、材料の安全率 1.3 を考慮した許容応力とし、その値は（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルによる。

よって、

$$\sigma_{ha}=30.0>Ph=23.0$$

となり、貯水枠材の強度は十分であると評価できる。

(3) 耐震評価（Sクラス）

a. 作用荷重の算定

（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルにしたがって、地表載荷荷重 10kN/m<sup>2</sup> を考慮し、貯水枠材の最下部における鉛直方向荷重を求める。覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）を表-2に、照査対象と作用荷重を図-3に示す。

なお、覆土材料は砂質土と砂礫の複合材であるが、安全をとって重量の大きい砂礫の単位体積重量を使用することとする。

表-2 覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

材料名	単位体積重量 (kN/m <sup>3</sup> )
盛土（砂及び砂礫）	20.0
盛土（砂質土）	19.0

出典：「道路橋示方書・同解説 I 共通編」社団法人日本道路協会

貯水枠材を階段状に積み上げたとき、最下部（仮想地表面）の上面に作用する鉛直方向荷重は、仮想地表面より上部の地表載荷荷重・覆土重量・貯水枠材重量の合計荷重 V1 となる。

また最下部の側面に作用する水平方向荷重は、V1 と仮想地表面より下部の碎石重量 V2 に地震時水平土圧をかけた値となる。

ここで、

$$V1=10+20\times 0.7+1.9=25.9 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

$$V2=20\times 1.1=22.0 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$



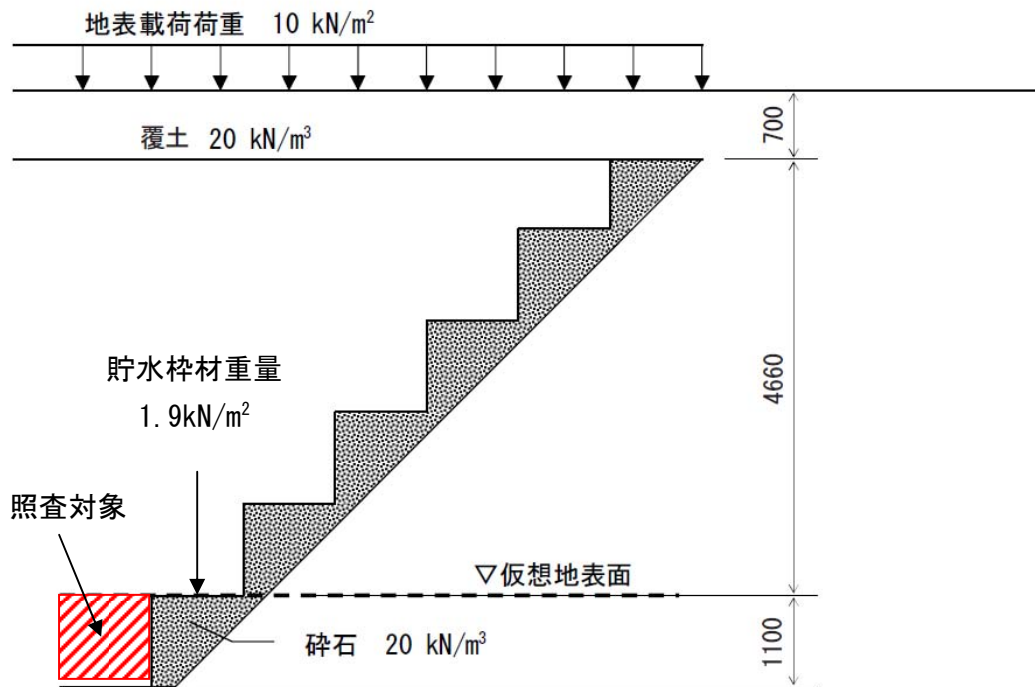


図-3 照査対象と作用荷重

b. 設計水平震度・設計鉛直震度の設定と地震時水平土圧の算定

Sクラス評価の場合には、設計水平震度  $K_h$  を 0.6、設計鉛直震度  $K_v$  を 0.3 とし、水平方向・鉛直方向地震の組み合わせを考慮する。地震時土圧係数  $K_{ea}$  は、道路などの設計で一般的に用いられている「道路橋標準示方書・同解説（V 耐震設計編）」（社団法人日本道路協会）にしたがい 0.75 とする。

c. 地震時荷重（鉛直方向）の算定

貯水枠材最下部の上面に作用する鉛直方向荷重  $P_v$  は、

$$P_v = (1 + K_v) \times V_1 = (1 + 0.3) \times 25.9 = 33.7 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

d. 地震時荷重（水平方向）の算定

貯水枠材最下部の側面に作用する水平方向荷重  $P_h$  は、

$$P_h = K_{ea} \times (1 + K_v) \times (V_1 + V_2) = 0.75 \times (1 + 0.3) \times (25.9 + 22.0) = 46.8 \text{ (kN/m}^2\text{)}$$

e. 耐震評価

Sクラス評価は比例限界応力<sup>(注2)</sup>に基づいて評価を実施する。今回使用する貯水枠材のうち、最も比例限界応力が小さいものは次の通りである。

水平方向の比例限界応力  $\sigma_{hc}$  : 52.5 kN/m<sup>2</sup>

鉛直方向の比例限界応力  $\sigma_{vc}$  : 102.1 kN/m<sup>2</sup>

(注2) Sクラス評価の場合には求められる性能が機能維持であることから、貯水枠材の許容荷重は材料の安全率を 1.0 とした比例限界応力を用いることとし、その値は（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルによる。

よって、

$$\sigma_{hc} = 52.5 > Ph = 46.8$$

$$\sigma_{vc} = 102.1 > Pv = 33.7$$

となり、貯水枠材の強度機能の維持は可能と評価できる。

#### (4) 載荷荷重について

上述の強度照査により、貯水枠材の強度は地下貯水槽上に 10kN/m<sup>2</sup>の荷重を載荷した場合でも十分であることが評価できる。

ただし、地下貯水槽上に物資を搬入する場合には、設計上載荷重との関係を個別に評価する。

以上

(参考) 貯水枠材の強度に関する試験方法

(社) 雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルでは、貯水枠材の圧縮強度に関する試験方法を以下のように定めている。

### 構造部材の圧縮試験方法 (Arsit A-1:2008)

圧縮試験は、貯留枠材の鉛直方向及び水平方向の耐力を求める重要な試験である。

JIS の試験方法は、材料試験を目的とした試験で、角柱、円柱、管形状の供試体としているが、貯水枠材として必要な強度は構造体としての性能であることに留意すべきである。

#### 1) 引用規格

プラスチック圧縮特性の試験方法 JIS K 7181, JIS Z 0212

#### 2) 供試体

部材には異方性があり、使用状態で鉛直方向と水平方向 (2 方向) の強度が異なると考えられる場合には、3 方向あるいは 2 方向で試験を行う (図-4 (a))。また、図-4 (b) のように異方性の部材を組み合わせて各方向の強度の均等化を図っている場合は、最小構成単位 (図-4 (b) の場合は 4 個) の単位部材とみなして試験を行うことが望ましい。しかし、試験が大掛かりになる場合は、構成要素の方向別強度を平均するなどの簡略化をしても良い。

鉛直方向の荷重試験では、最小構成単位 (1 段) から始めて、2 段、3 段・・・と積み上げる段数を増やして、各荷重試験での最大応力値が収束することを確認する。水平方向の荷重試験では、鉛直方向で求めた収束段数と同数の積み上げ段数のみの試験が良い。供試体を荷重装置に設置する際や荷重試験時に、供試体が不安定になるなどの理由で外枠あるいは紐状の材料で安定させる場合は、試験結果に悪影響を及ぼさないように配慮する。

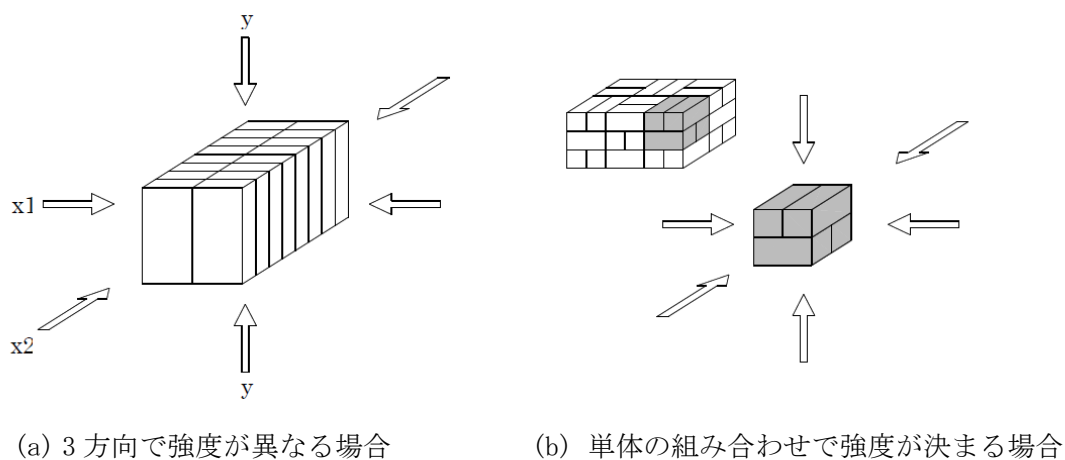


図-4 圧縮強度の異方性

### 3) 試験方法

载荷は、1分当り10mm程度の一定速度で行う。

供試体は、試験前に载荷方向の長さを2箇所以上で測定しておく。試験時は、0.1mm以上の精度を持つ測定器で、供試体の载荷方向の長さ変化を測定する。

### 4) 温度

試験は、 $23\pm 2^{\circ}\text{C}$ 一定の条件で実施することを原則とする。この条件での試験が難しい場合は、供試体を24時間以上 $23\pm 2^{\circ}\text{C}$ の条件に置いた後、速やかに試験を実施する。

### 5) 試験結果の整理

試験で得られた供試体の载荷方向のひずみと応力関係（SSカーブ）の例を、図-5に示す。

ひずみがゼロから $\epsilon_1$ までの勾配の小さい区間は、供試体の初期不整やたわみなどが原因で生じる。その後、ひずみと応力の関係がほぼ一定で推移する区間があり、さらに応力の山が2つ以上現れる場合があるが、最初に応力の低下を示す前の最大応力（圧縮強さ）を $\sigma_{\max}$ とする。

最大応力（圧縮強さ） $\sigma_{\max}$ の70%を「比例限界応力 $\sigma_c$ 」とすることができる。ただし、その値がSSカーブの直線上にない場合は、直線上にある最も近い値を「比例限界応力 $\sigma_c$ 」とする。

また、「比例限界応力 $\sigma_c$ 」に安全率1.3を考慮し、 $\sigma_c$ を材料の安全率（一般的に1.3）で割った値を「許容応力 $\sigma_a$ 」とする。

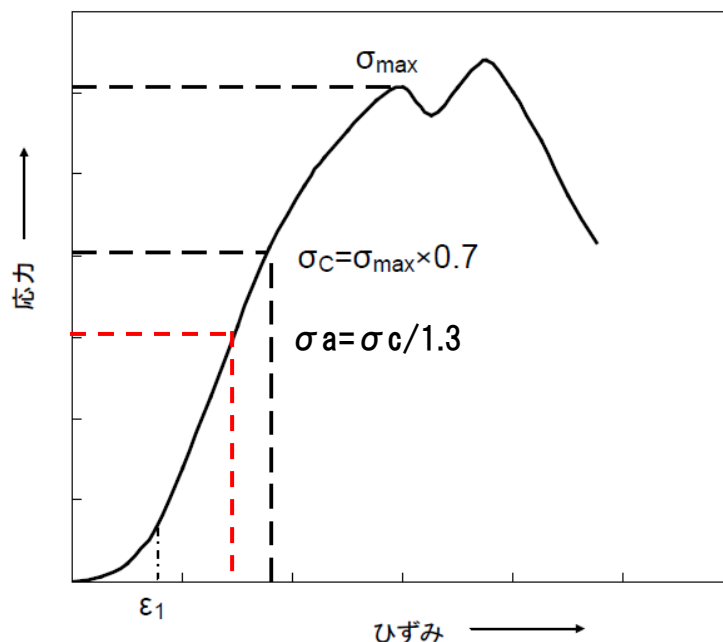


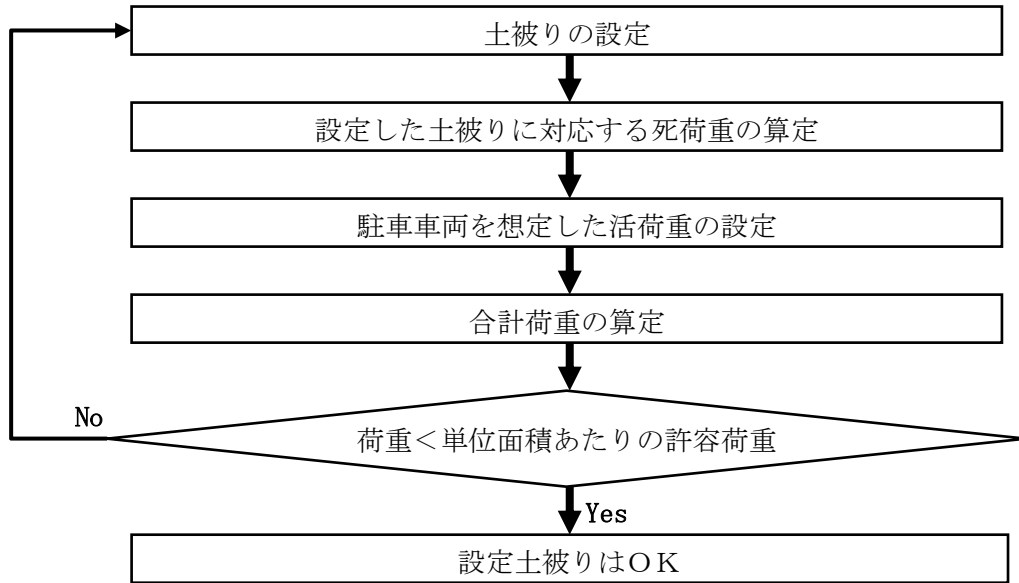
図-5 ひずみと応力の関係例

以上

駐車車両を想定した場合のプラスチック製貯水枠材の強度照査

(1) 評価手順

駐車車両を想定した場合の貯水枠材の強度照査のフローを図－1に示す。



図－1 駐車車両を想定した場合の貯水枠材の強度照査フロー

(2) 荷重条件

a. 死荷重

死荷重としては覆土を 0.7m まで施した場合を想定する。覆土材料は砂質土と砂礫の複合材であるが、安全をとって重量の大きい砂礫の単位体積重量を使用することとする。表－1に覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）を示す。

表－1 覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

材料名	単位体積重量 (kN/m <sup>3</sup> )
盛土（砂及び砂礫）	20.0
盛土（砂質土）	19.0

出典：「道路橋示方書・同解説 I 共通編」 社団法人日本道路協会

死荷重は、

$$BL = \gamma \times h1$$

ここに、

BL：覆土の上載荷重 (kN/m<sup>2</sup>)

$\gamma$ ：覆土材料の単位体積重量 (kN/m<sup>3</sup>)

h1：覆土厚さ (m)

#### b. 活荷重

活荷重としては、高速自動車国道、一般国道に用いられている T-25 荷重（ただし、駐車スペースなので衝撃なし）を用いる。これは総重量 25 トンの大型トラックの荷重を想定したものである。

貯水槽上面に作用する自動車荷重は道路横断方向に際限なく載荷させるものとして、単位長さ当たりの荷重は次式により求める。

$$P1 = \frac{2T1}{B}(1+i) \quad P2 = \frac{2T2}{B}(1+i)$$

ここに、

P1：後輪荷重による横方向単位長さあたりの荷重 (kN/m)

P2：前輪荷重による横方向単位長さあたりの荷重 (kN/m)

T1：自動車の 1 後輪荷重

T2：自動車の 1 前輪荷重

B：自動車占有幅 (2.75m)

i：衝撃係数 (0)

また、T-25 荷重の諸元を表－2 に示す。

表－2 T-25 荷重の諸元

自動車荷重	総荷重 (kN)	T1:後輪荷重 (kN)	T2:前輪荷重 (kN)	接地幅 (m)	前後車輪間隔 (m)
T-25	250	100	25	0.2	4.0

なお、輪荷重による活荷重は図－2 のように地表面より接地幅 0.2m で車両進行方向に 45° の角度をもって地中に分散するものとする。

したがって、貯水槽上面に作用する自動車荷重は次のようになる。

$$q1 = \frac{P1}{2h1 + 0.2} \quad q2 = \frac{P2}{2h1 + 0.2}$$

ここに,

$q_1$  : 後輪の分布荷重 ( $\text{kN/m}^2$ )

$q_2$  : 前輪の分布荷重 ( $\text{kN/m}^2$ )

$h_1$  : 覆土厚さ (m)

$L$  : 前輪と後輪の中心距離 (軸距 4.0m)

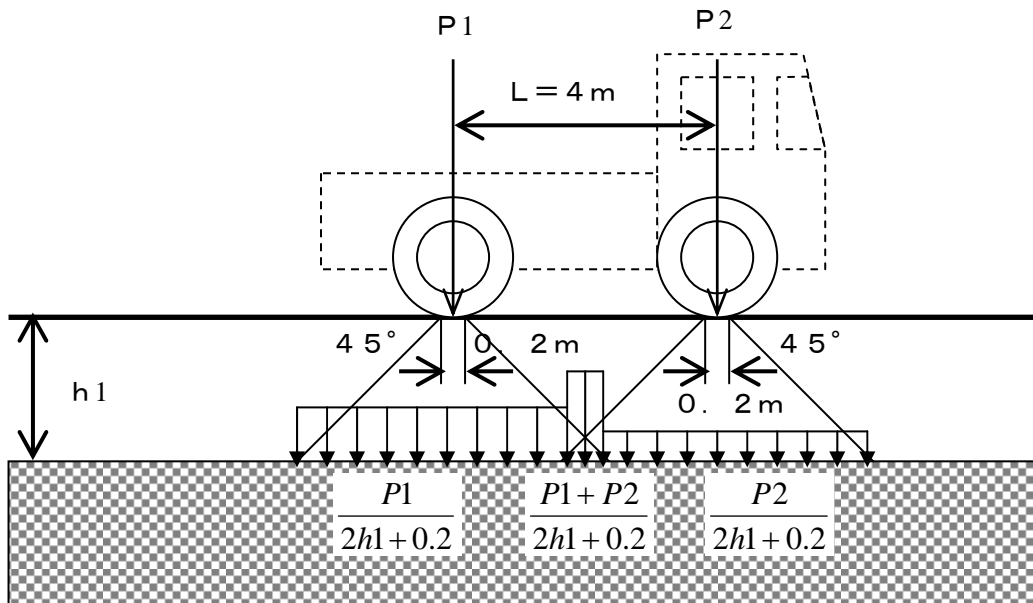


図-2 輪荷重による活荷重

図-2 から明らかなように、自動車荷重の最大値は次のようになる。

$L > 2h_1 + 0.2$  の場合は、後輪荷重のみの  $q = q_1$

$L \leq 2h_1 + 0.2$  の場合は、後輪荷重と前輪荷重を考慮した  $q = q_1 + q_2$

今回の場合、 $L = 4.0\text{m}$ 、 $2h_1 + 0.2 = 1.6\text{m}$  なので、前者に当たり、自動車荷重としては  $q_1$  のみを考慮することとなる。

### (3) 設計震度と許容荷重

検討に用いた設計震度と照査に用いた許容荷重<sup>(注)</sup>を表-3に示す。

(注) 求められる性能を機能維持とし、貯水枠材の許容荷重としては材料の安全率を 1.0 とした「比例限界応力」を用いることとし、その値は(社)雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルによる。

表-3 設計震度と許容荷重

設計震度 (鉛直)	許容荷重 (比例限界応力)
0.3	$102.1\text{kN/m}^2$

(4) 合計荷重の算定

上述の計算手順にしたがい，算定した合計荷重を表－4に示す。

表－4 合計荷重の計算結果

荷重	条件・計算結果	算定式
<b>【死荷重】</b>		
$\gamma$ ：覆土単位体積重量	20kN/m <sup>3</sup>	
h1：覆土厚さ	0.7m	
BL：死荷重	14kN/m <sup>2</sup>	$\gamma \times h1$
<b>【活荷重】</b>		
T1：後輪荷重	100kN	
B：自動車占有幅	2.75m	
P1：後輪単位幅荷重	72.8kN/m <sup>2</sup>	$2 \times T1 \times (1+i)/B$
h1：覆土厚さ	0.7m	
q1：活荷重	45.5kN/m <sup>2</sup>	$P1/(2 \times h1 + 0.2)$
<b>【合計荷重：常時】：<math>\sigma</math></b>	<b>59.5kN/m<sup>2</sup></b>	<b>BL + q1</b>

	計算結果	算定式
<b>【合計荷重：地震時】：<math>\sigma t</math></b>	<b>77.3kN/m<sup>2</sup></b>	<b><math>\sigma \times (1+0.3)</math></b>

(5) 強度照査

今回使用する貯水枠材のうち，最も単位面積あたりの許容荷重が小さいものは表－3に示した通りである。それに基づき強度照査を実施した結果を表－5に示す。この結果より，貯水枠材の強度は十分であると評価できる。

表－5 強度照査結果

計算結果	許容荷重（比例限界応力）
77.3kN/m <sup>2</sup>	102.1kN/m <sup>2</sup>

(6) 載荷荷重について

上述の強度照査により，貯水枠材の強度は地下貯水槽上に T-25 荷重を載荷した場合でも十分であることが評価できる。

ただし，地下貯水槽上に物資を搬入する場合には，設計上載荷荷重との関係を個別に評価する。

以上



地下貯水槽のスロッシング評価

(1) 評価方法

スロッシングはタンク内包水が地震により揺れる現象をいい、地震波の中でもやや長周期のものが、比較的直径の大きなタンクの形状に影響して発生すると考えられている。

地下貯水槽の場合、プラスチック製枠材で構築される水室の中で最も大きなものの寸法は幅 30cm 以下と小規模であり、スロッシングの様な長周期問題は顕在化しないと考えられるが、確認のためスロッシングによる液位上昇量を計算して溢水等が発生しないか確認を行う。

評価方法は容器構造設計指針（日本建築学会）に従うこととする。

【スロッシング計算法】

スロッシング波高の算定は以下の式にて算出する。

$$\eta = 0.802 \times Z_s \times I \times S_{v1} \times \sqrt{D/g \times \tanh\left(\frac{3.682 \times HL}{D}\right)}$$

水面動揺の振動周期は以下の式にて算出する。

$$T_s = \frac{2\pi \sqrt{D}}{\sqrt{3.68 \times g \times \tanh(3.68 \times HL/D)}}$$

ここに、HL： 静水時の水位

D： 配水池の内径

g： 重力加速度 9.800 m/s<sup>2</sup>

Z<sub>s</sub>： 地震地域係数で、Z<sub>s</sub>=1.0とする。

I： 用途係数で、表.2-1により耐震設計区分はⅢとする

表.2-1 用途係数I

耐震設計区分	対象	用途係数 I
Ⅰ	小規模で危険物を収容しない容器構造物	0.6以上
Ⅱ	大または中規模で危険物を収容せず災害の波及効果の少ないもの	0.8以上
Ⅲ	地震災害の重大性が一般建築物と同等の容器構造物	1.0以上
Ⅳ	危険物を収容し、2次災害の要因となり得るもの	1.2以上

T<sub>0</sub>： 地盤の臨界周期で、表.2-2により地盤種別は2種とする

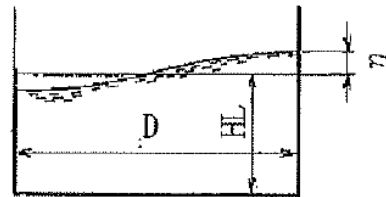
表.2-2 臨界周期T<sub>0</sub>

地盤種別	地盤条件	T <sub>0</sub> (s)
1種	1) 第3紀以前の地盤（以下岩盤と称する） 2) 洪積層 3) 岩盤までの沖積層の厚さが10m未満	0.64
2種	沖積層の厚さが25m未満かつ軟弱層の厚さが5m未満	0.96
3種	1) 上記以外の地盤 2) 地盤の特性が不明なもの	1.28

S<sub>v1</sub>： スロッシング1次固有周期に対する設計速度応答スペクトル値で以下による

T<sub>j</sub> < T<sub>0</sub> のとき S<sub>vj</sub> = 156 × T<sub>s</sub> cm/s

T<sub>s</sub> ≥ T<sub>0</sub> のとき S<sub>vj</sub> = 156 × T<sub>0</sub> cm/s



(2) 評価条件

対象とする水室の形状は次図のものを想定した。スロッシングは共振問題に近い場合、鏡面構造をとると考えられることから、支柱で区切られる 1 ブロックを水室と仮定した。スロッシングは寸法が大きいものの方が、発生する液位上昇がより高くなることが知られているので、使用する貯水枠材の中でも最も大きな水室を構成する枠材を検討対象とした。

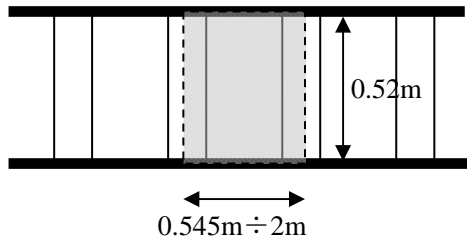


図-1 貯水槽断面図

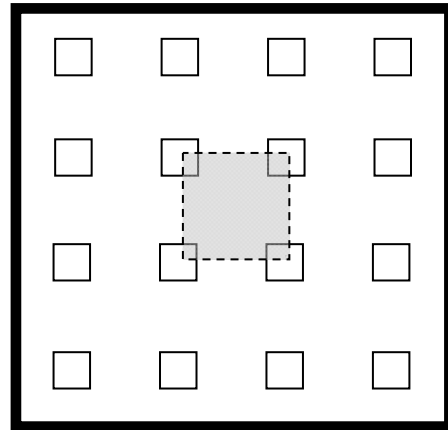


図-2 貯水槽平面図

HL : 静水時の水位 0.52m  
(実運用の水位 0.27m)  
D : 水室の内径 0.545 ÷ 2m

(3) 評価結果

計算の結果は次の通り。

$$\eta : \text{液位上昇量} = 0.12\text{m} \quad (\text{実運用水位も同値})$$

地下貯水槽は貯水枠上面より 0.25m 下がりで運用する計画であるので、0.12m の液位上昇があっても貯水槽外に溢水することはない。仮に液位が貯水枠上面を超えても止水シートが敷設されているので、溢水は防げるものと評価できる。

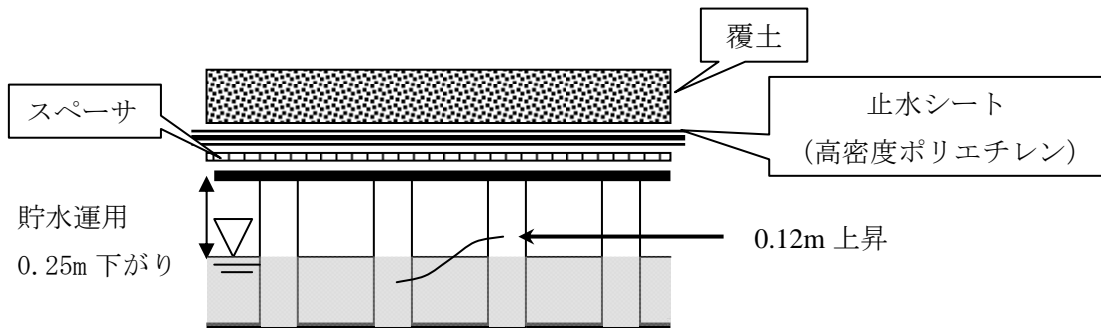


図-3 スロッシング時の水面変化

以上

円筒型タンク（1100t容量）の基準地震動 $S_s$ に対する耐震性評価結果

円筒型タンク（1100t容量）は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のBクラス相当の設備と位置づけられるが、当該タンクは大容量であり、設置数量も多く、且つ貯留している逆浸透膜装置の廃水は高濃度のストロンチウムが含まれているため、参考としてSクラス相当の評価として、基準地震動に対する耐震性評価を実施する。

## 1. 解析方針

基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、円筒型タンクの側板の座屈、側板及び接続ボルトの損傷の有無を評価することにより貯留機能が保持されることを確認する。解析には、汎用非線形構造解析システム FINAS V20.1を使用し、タンクと内包水の弾塑性・大変形動的応答解析を実施する。解析モデルはタンク寸法を基に天板、側板、底板を4節点四辺形シェル要素でモデル化する。タンクの概略図を図－1、解析モデルを図－2、3に示す。

なお、応力等の算出及び評価は原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601-2008）を準用し、側板の座屈は座屈評価式を満足していること、側板は側板で発生する最大ミーゼス応力が許容値を満足していること、接続ボルトは接続ボルトで発生する最大引張応力が許容応力を満足していることを確認する。

## 2. 解析に用いる入力地震動

円筒型タンクへの入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（原管発官19第603号 平成20年3月31日付け）にて作成した開放基盤表面レベルに想定する基準地震動 $S_s-1$ 、 $S_s-2$ 、 $S_s-3$ を用いることとする。なお、評価に当たっては、これらの基準地震動のうち、タンクの固有周期で卓越する基準地震動 $S_s-1$ を使用する。

## 3. 評価結果

評価結果を表－1、2に示す。また、側板に最大応力が発生した時の応力分布を図－4に示す。評価の結果、各評価部位の算出値は評価基準値以下となり、タンクの保持機能が確保されていることを確認した。

以上

表-1 タンク各部位の評価結果

(Ss-1による評価)

評価対象・部位	応力 分類	評価結果		備考
		算定値	評価基準値	
側板	膜応力	246MPa	360 MPa	図-4
	座屈	0.66	1	表-2
側板間連結ボルト (水平方向)	引張	355MPa	525 MPa	最下端位置
側板間連結ボルト (鉛直方向)	引張	506MPa	525 MPa	最下端位置

表-2 タンク側板の座屈評価結果

(Ss-1による評価)

発生最大平均 軸圧縮応力	発生最大平均 曲げ応力	軸圧縮に対する 座屈応力	曲げモーメントに 対する座屈応力	安全率	座屈 評価値
P/A [MPa]	M/Z [MPa]	f <sub>c</sub> [MPa]	f <sub>b</sub> [MPa]	α <sub>B</sub>	(※)
2.19	44.8	78.3	109	1.5	0.66

※JEAC4601-2008 より,座屈評価値  $\frac{\alpha_B(P/A)}{f_c} + \frac{\alpha_B(M/Z)}{f_b}$  が1を超えないことを確認する。

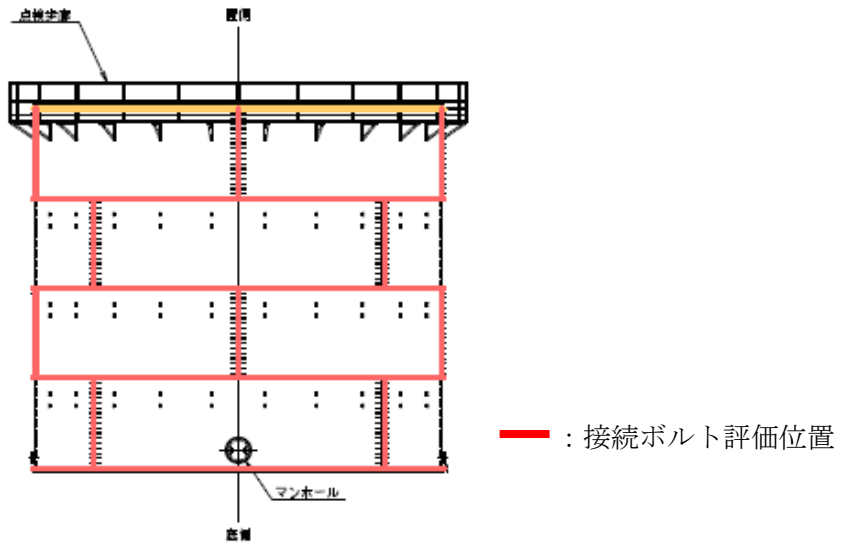


図-1 タンク概略図

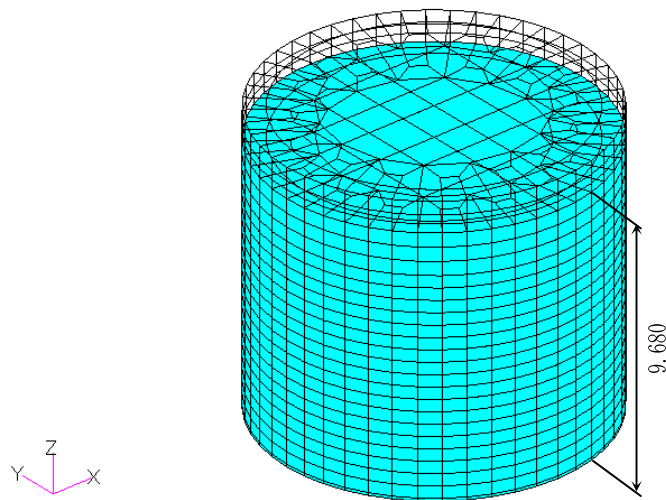


図-2 解析モデル(鳥瞰図) 単位:m

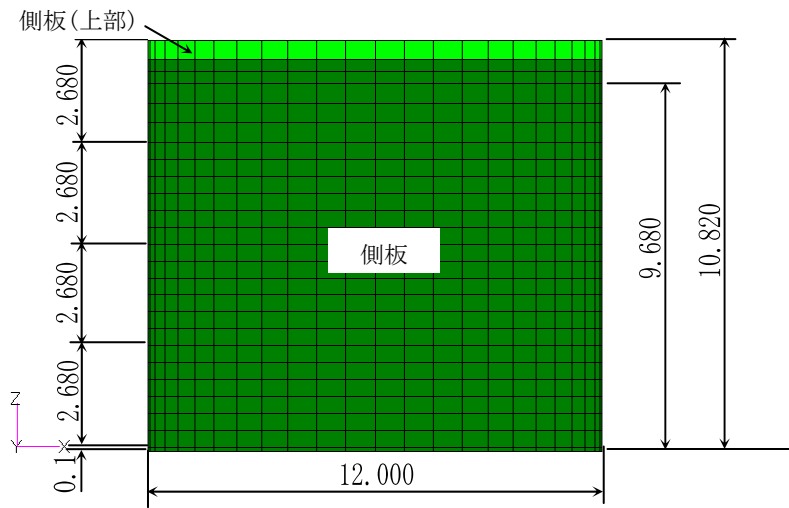


図-3 解析モデル(側面図) 単位:m

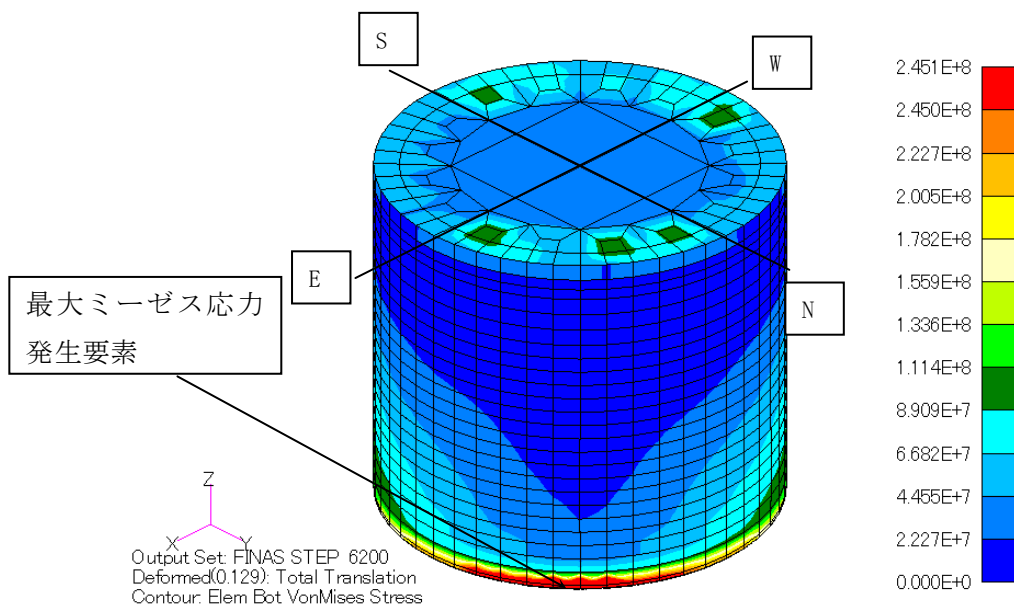


図-4 ミーゼス応力分布 (鳥瞰図)  
(Ss-1 内面 : 31.00 秒時 単位:Pa)

## 廃スラッジ一時保管施設の耐震性に関する検討結果

廃スラッジ一時保管施設を構成するスラッジ棟及び設備棟は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラス相当の建物と位置づけられるため、耐震 B クラスとしての評価を実施した。なお、参考として、廃スラッジ一時保管施設等は、高濃度の放射性物質を貯蔵することから参考として S クラス相当の評価を行う。

## 1. スラッジ棟の耐震性評価

## 1.1 スラッジ棟の耐震 B クラスに対する評価

## 1.1.1. 評価方針

スラッジ棟は、地上 1 階建てで平面が 24.8m (NS) × 63.6m (EW) の鉄筋コンクリート造の建物である。基礎底面からの高さは 12.39m であり、地上高さは 11.09m である。

基礎スラブは厚さ 1.5m のべた基礎である。基礎スラブは、厚さ 2.8m～3.8m の改良地盤を介して、N 値 20 以上の地盤に支持させる。スラッジ棟の平面図及び断面図を図－ 1～図－ 4 に示す。

建屋の地震時の水平力は、耐震壁で負担する。なお、建屋内壁には開口が多いため外壁のみを耐震上有効な耐震壁とみなす。

耐震壁の評価は、地上 1 階の層せん断力係数として 0.3 を採用した場合の該当部位のせん断応力に対して行う。但し、耐震壁の設計用せん断力は、本建物の構造計算を NS、EW 方向ともに平成 19 年国土交通省告示第 593 号の構造計算（ルート 1）とするため、層せん断力係数 0.3 に相当する地震力に、耐力壁せん断力の割増し率 2.0（同告示による）を乗じて求める。耐震性の評価は、耐震壁の応力度を短期許容せん断応力度と比較することによって行うこととする。その際、地震時のせん断力はすべて鉄筋が負担するものとする。

スラッジ棟の評価手順を図－ 5 に示す。

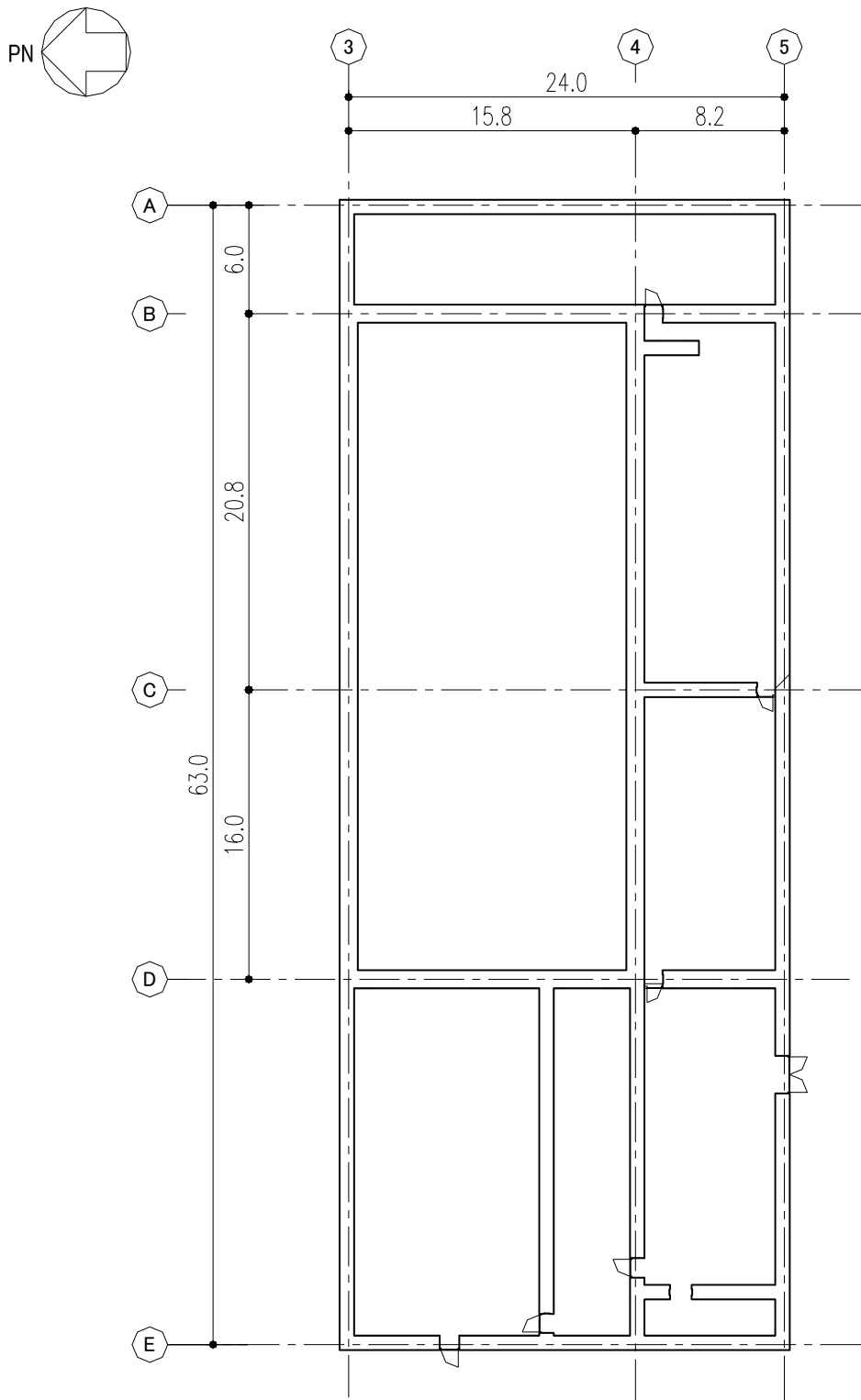


図-1 スラッジ棟 建屋平面図 (0.P.34.6) (単位:m)



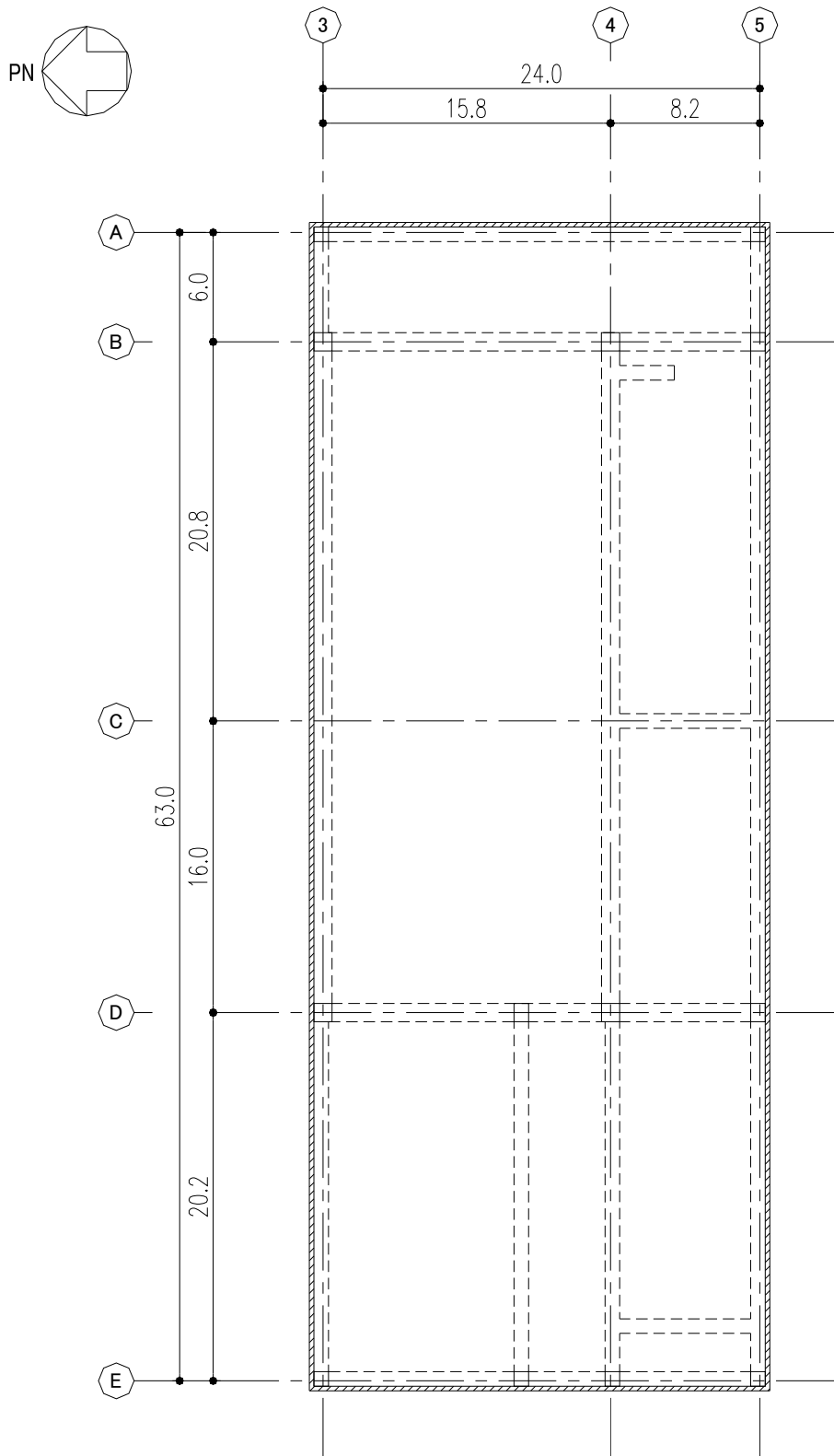


図-2 スラッジ棟 屋根平面図 (0.P.45.5) (単位:m)

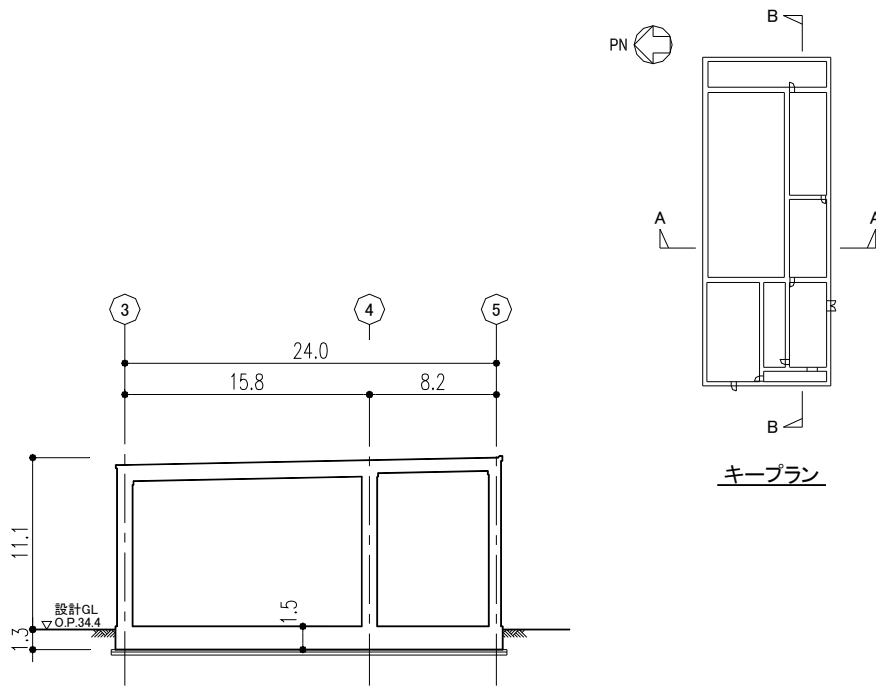


図-3 スラッジ棟 A-A断面図 (NS 方向) (単位 : m)

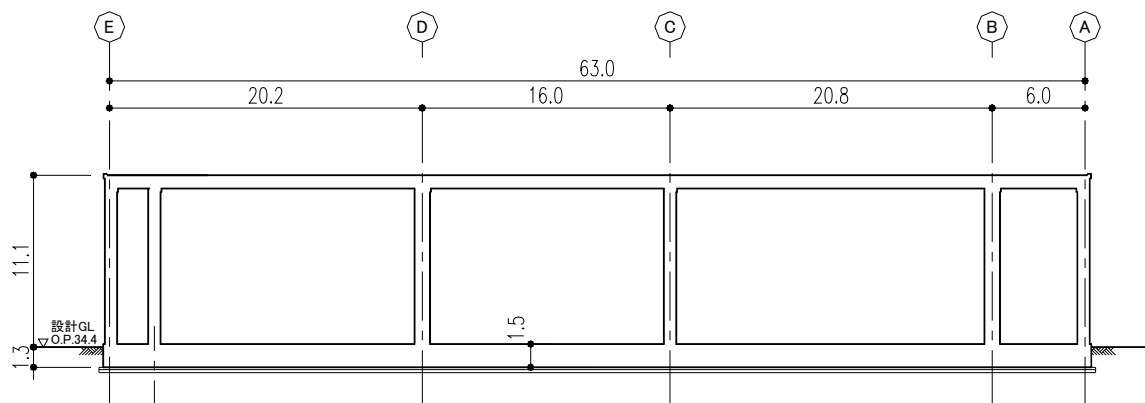


図-4 スラッジ棟 B-B断面図 (EW 方向) (単位 : m)

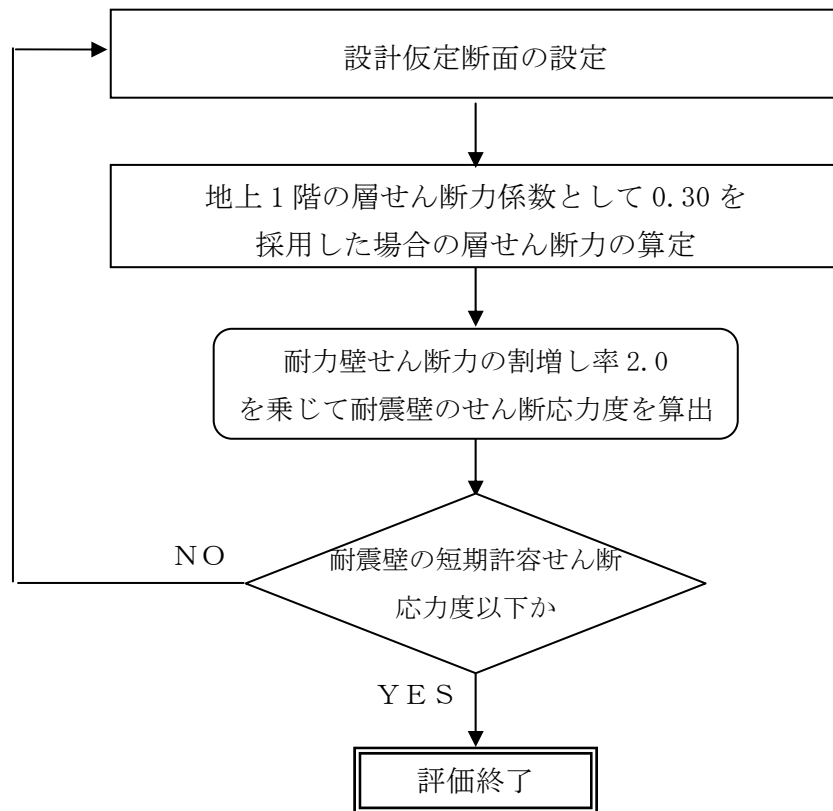


図-5 建屋の耐震安全性評価手順

1.1.2. 評価条件（検討に用いる層せん断力の設定）

層せん断力係数を 0.3 とした場合の層せん断力係数一覧を表-1 に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表-2 及び表-3 に示す。

表-1 層せん断力係数一覧

O.P. (m)	$W_i$ (kN)	地震層せん断力係数 $1.5 \cdot C_i$ (K)		設計用地震力 ( $S_B$ ) ( $\times 10^4$ kN)	
		NS	EW	NS	EW
45.49~34.6	74,904	0.30		2.25	

表-2 評価に用いるコンクリートの許容応力度

(単位: N/mm<sup>2</sup>)

設計基準強度	短期		
	圧縮	引張り	せん断
$F_c = 30$	20	—	1.18

表-3 評価に用いる鉄筋の許容応力度

(単位: N/mm<sup>2</sup>)

鉄筋種類	短期	
	引張り及び圧縮	せん断補強
SD345	345	345

### 1.1.3. 評価結果

NS 方向と EW 方向は設計用地震力が同じであり，壁量の少ない NS 方向について検討する。

検討により求められた耐震壁のせん断応力度をもとに，地震時のせん断力をすべて鉄筋が負担するものとして求めた鉄筋の応力度を，鉄筋の短期許容せん断応力度と比較して表-4に示す。

表-4 耐震壁のせん断による鉄筋応力度

方向	耐震壁のせん断 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	鉄筋のせん断 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	鉄筋の短期許容 せん断応力度 (N/mm <sup>2</sup> )
NS 方向	1.16	323	345

これより，耐震壁の鉄筋に生じるせん断応力度は，短期許容応力度以下となっており，耐震安全性は確保されている。

## 1.2 スラッジ棟の基準地震動 $S_s$ に対する評価

### 1.2.1. 解析評価方針

スラッジ棟について、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、崩壊しないことを確認する。

解析モデルは、基礎及び地上階について機器を含む建屋全域を NS 方向、EW 方向とも 1 軸質点系モデルとする。

耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位のせん断応力に対して、鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断応力と比較することによって行う。また、地震応答解析により得られたせん断ひずみについても確認を行うこととする。

スラッジ棟の地震応答解析の評価手順を、図-6 に示す。

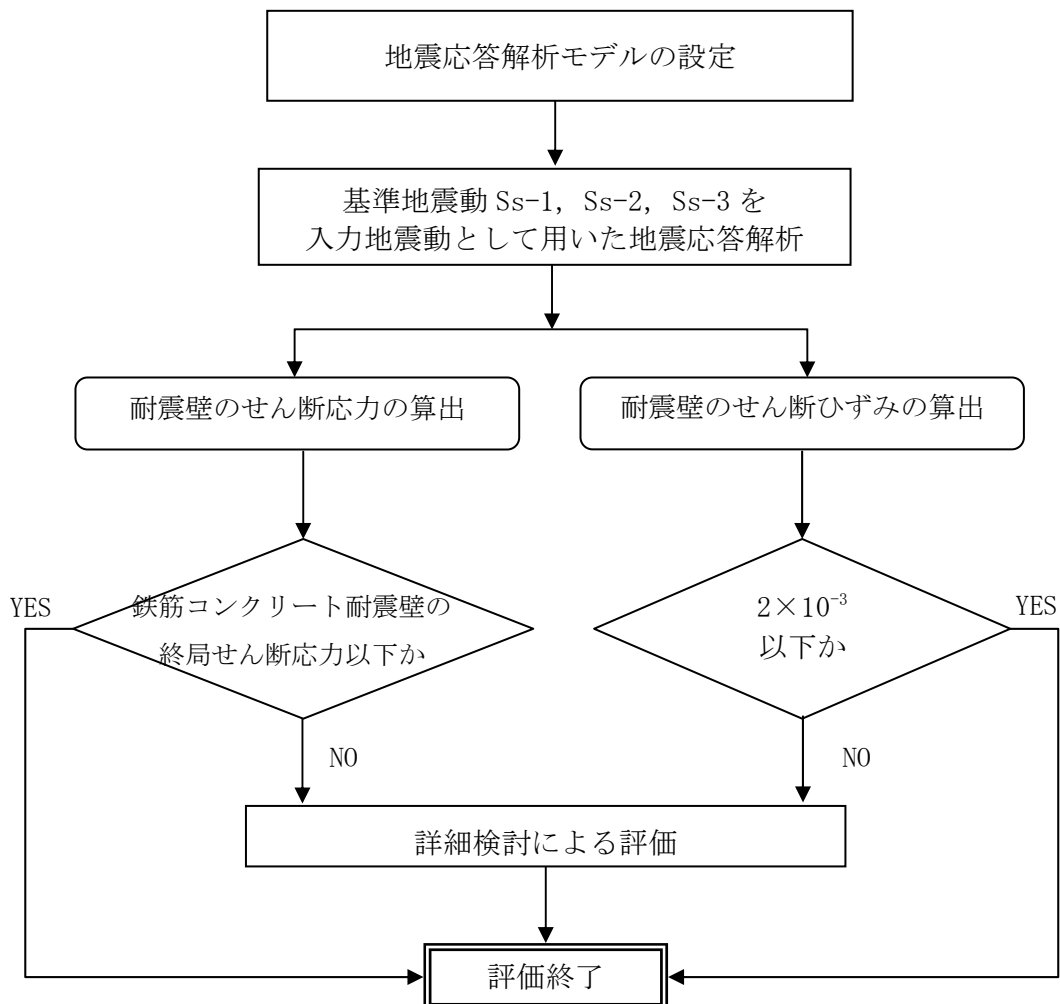


図-6 スラッジ棟の地震応答解析の評価手順

1.2.2. 解析に用いる入力地震動

スラッジ棟への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官 19 第 603 号 平成 20 年 3 月 31 日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s-1$ ,  $S_s-2$  及び  $S_s-3$  を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-7に示す。このスラッジ棟の解析モデルは建屋-地盤相互作用を考慮したスウェイ・ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  に対する地盤の応答として評価する。このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動  $S_s-1$ ,  $S_s-2$  及び  $S_s-3$  の加速度波形について、図-8に示す。

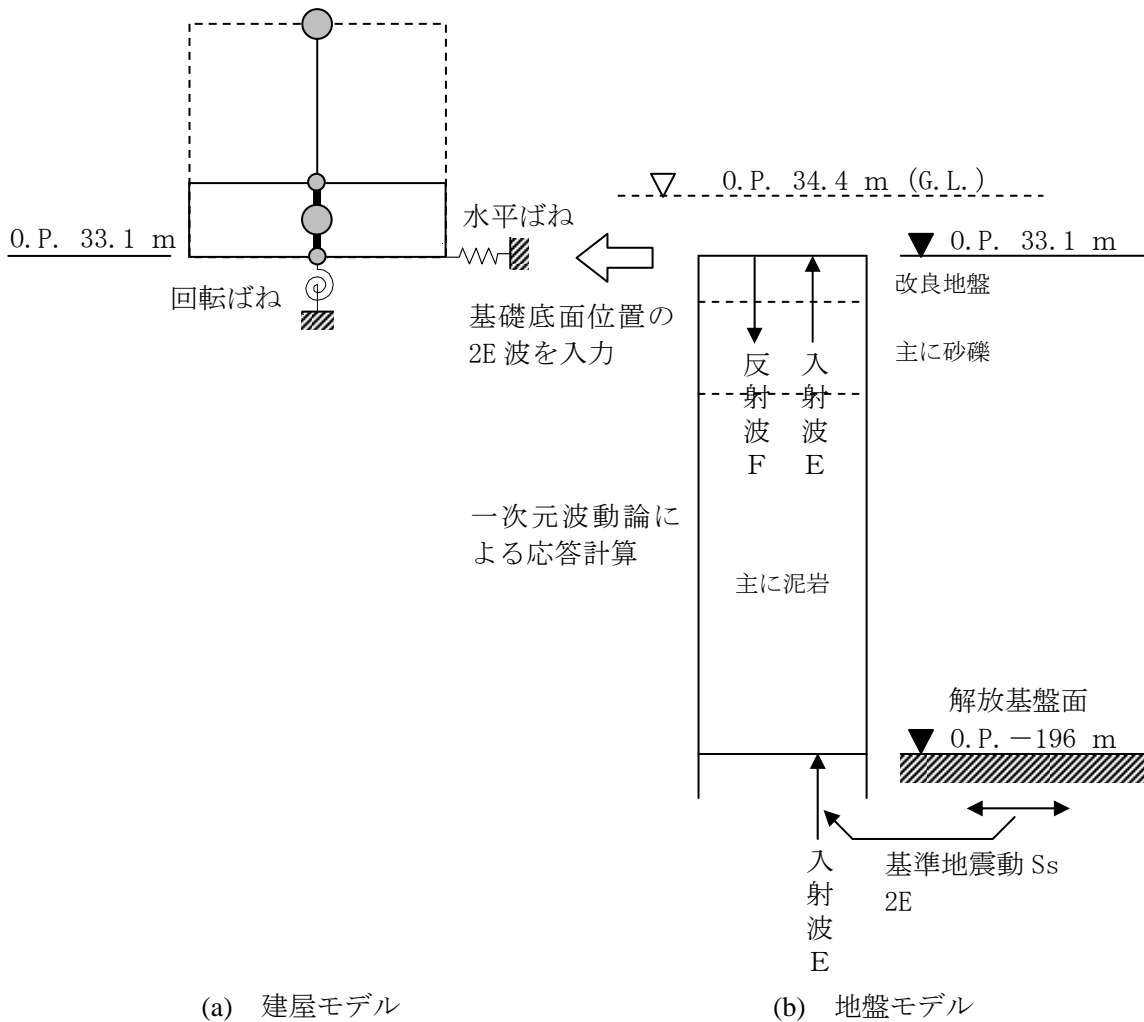
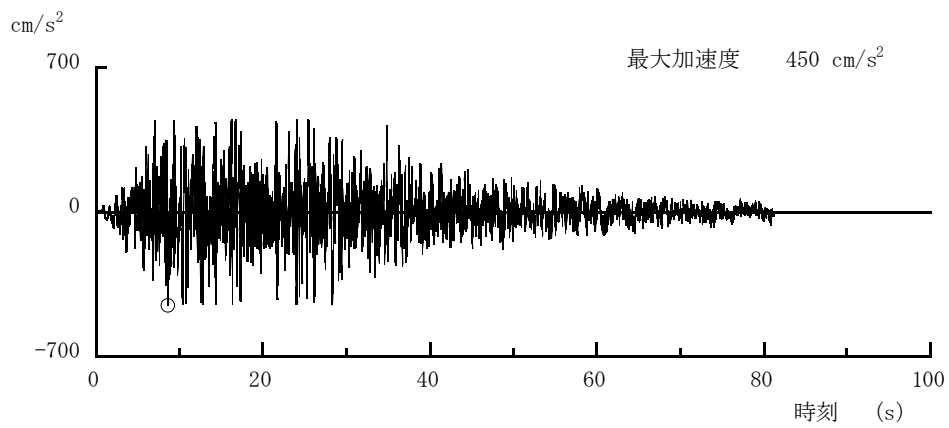
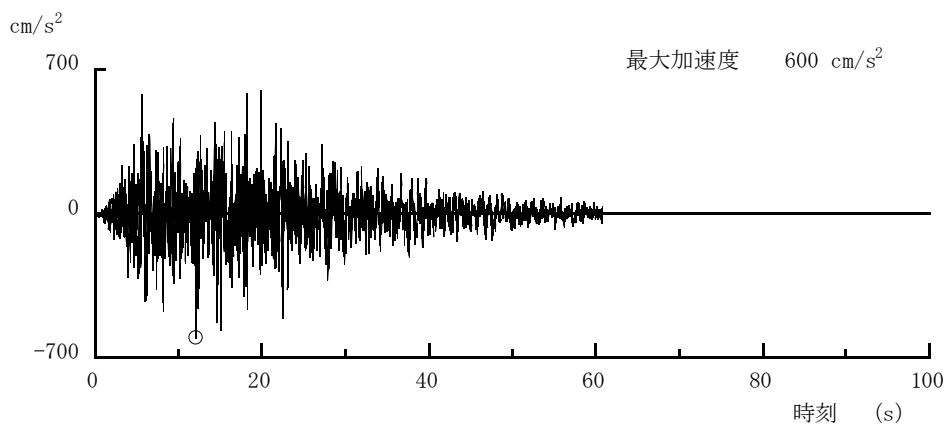


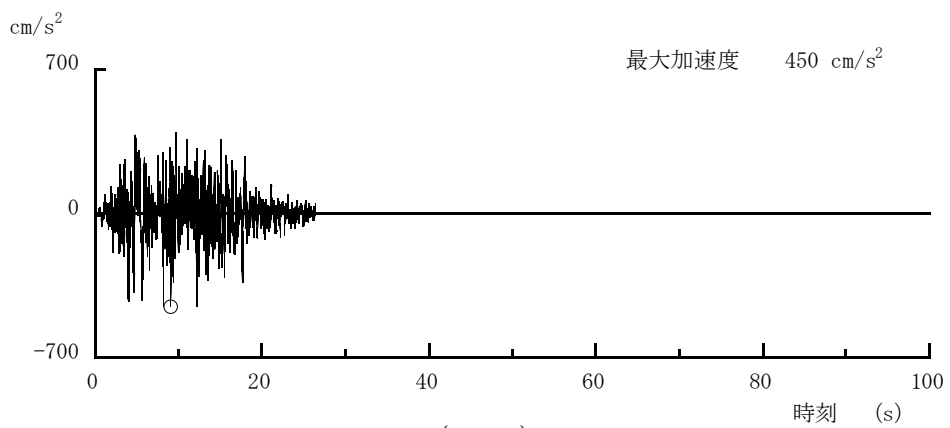
図-7 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図－8 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）



### 1.2.3. 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対するスラッジ棟建屋の地震応答解析は、「1.2.2. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは、図-9に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。建屋-地盤連成系としての効果は地盤ばねによって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-5に、建屋解析モデルの諸元を表-6及び表-7に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-8～表-10に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規定（以下、「耐震設計技術規定」という。）に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-10に示すようにばね定数 ( $K_c$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_c$ ) として建屋-地盤連成系の1次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

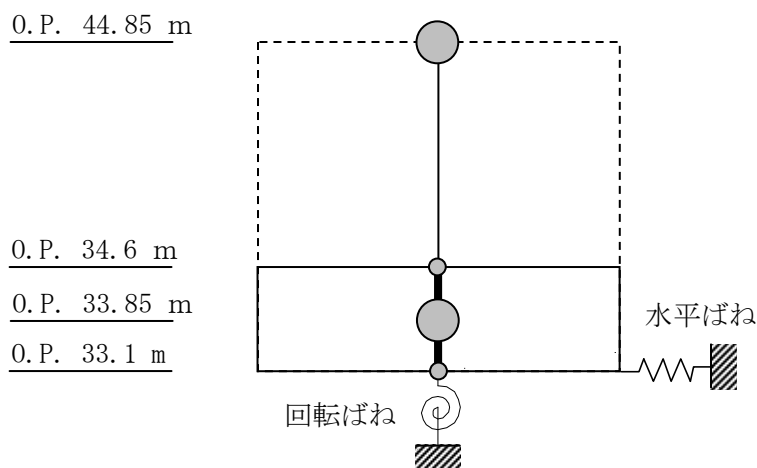


図-9 スラッジ棟建屋 地震応答解析モデル (NS 方向・EW 方向)

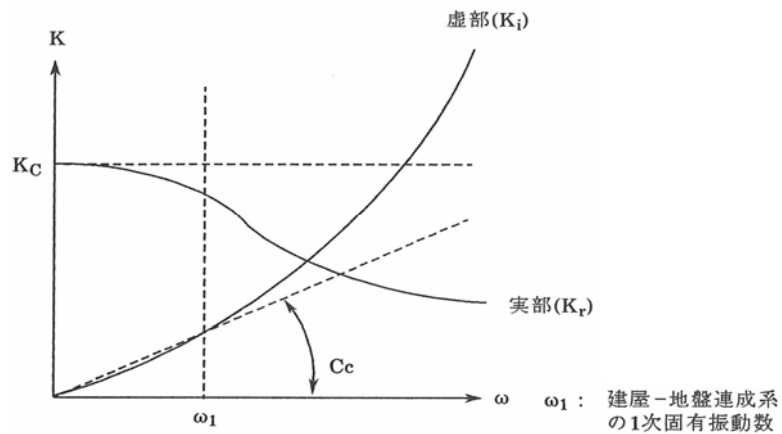


図-10 地盤ばねの近似

表-5 地震応答解析に用いるコンクリートの物性値

材料	設計基準強度 F <sub>c</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	減衰定数 h (%)
コンクリート	30	2.44×10 <sup>4</sup>	1.02×10 <sup>4</sup>	5

表-6 質点重量及び回転慣性重量

	重量 (kN)	回転慣性重量 (×10 <sup>6</sup> kN・m <sup>2</sup> )	
		NS 方向	EW 方向
O.P. 44.85 m	74904	3.85	25.3
O.P. 33.85 m	108739	5.59	36.7

表-7 せん断断面積及び断面二次モーメント

	せん断断面積 (m <sup>2</sup> )		断面二次モーメント (m <sup>4</sup> )	
	NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
O.P. 44.85 m～ O.P. 34.6 m	38.8	105.5	4285	53300

表-8 地盤定数 (Ss-1<sub>H</sub>地震時)

標高 O.P. (m)	地層	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	密度 $\gamma$ (g/cm <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	初期 減衰定数 h <sub>0</sub> (%)	Ss-1 <sub>H</sub> 地震時		
								剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断 弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)
33.1	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.63	165	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.77	263	3
-10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
-80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.77	434	3
-108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.75	490	3
-196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	—	—	924	—

表-9 地盤定数 (Ss-2<sub>H</sub>地震時)

標高 O.P. (m)	地層	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	密度 $\gamma$ (g/cm <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	初期 減衰定数 h <sub>0</sub> (%)	Ss-2 <sub>H</sub> 地震時		
								剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断 弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)
33.1	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.64	168	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
-10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.78	340	3
-80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.81	456	3
-108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.81	529	3
-196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	—	—	924	—

表-10 地盤定数 (Ss-3<sub>H</sub>地震時)

標高 O.P. (m)	地層	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	密度 $\gamma$ (g/cm <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	初期 減衰定数 h <sub>0</sub> (%)	Ss-3 <sub>H</sub> 地震時		
								剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断 弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)
33.1	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.66	173	7
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
-10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
-80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.73	411	3
-108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.77	503	3
-196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	—	—	924	—

#### 1.2.4. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を図-1.1 及び図-1.2 に示す。

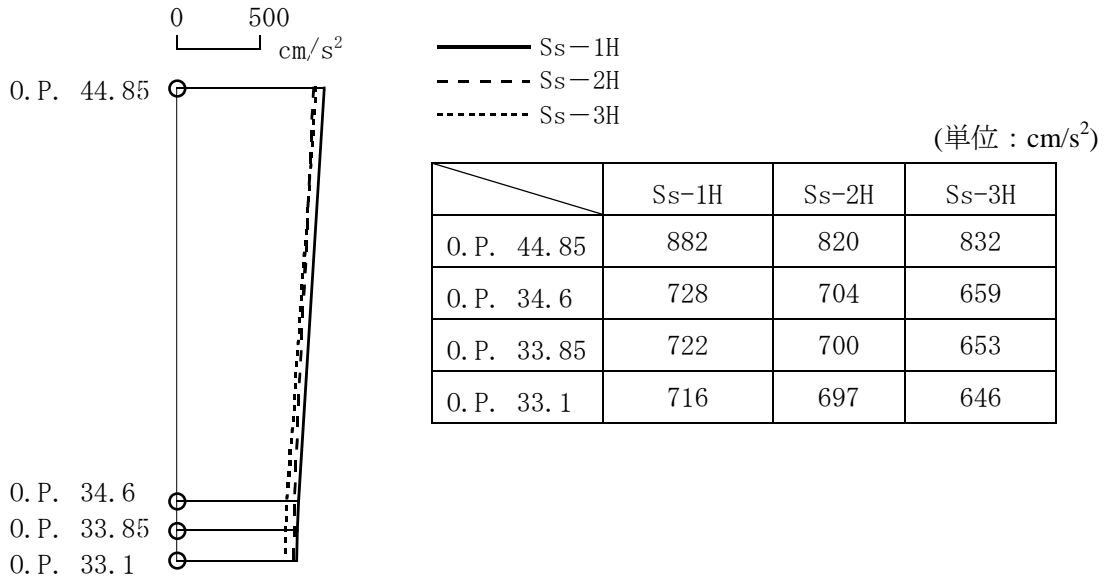


図-1.1 最大応答加速度 (NS 方向)

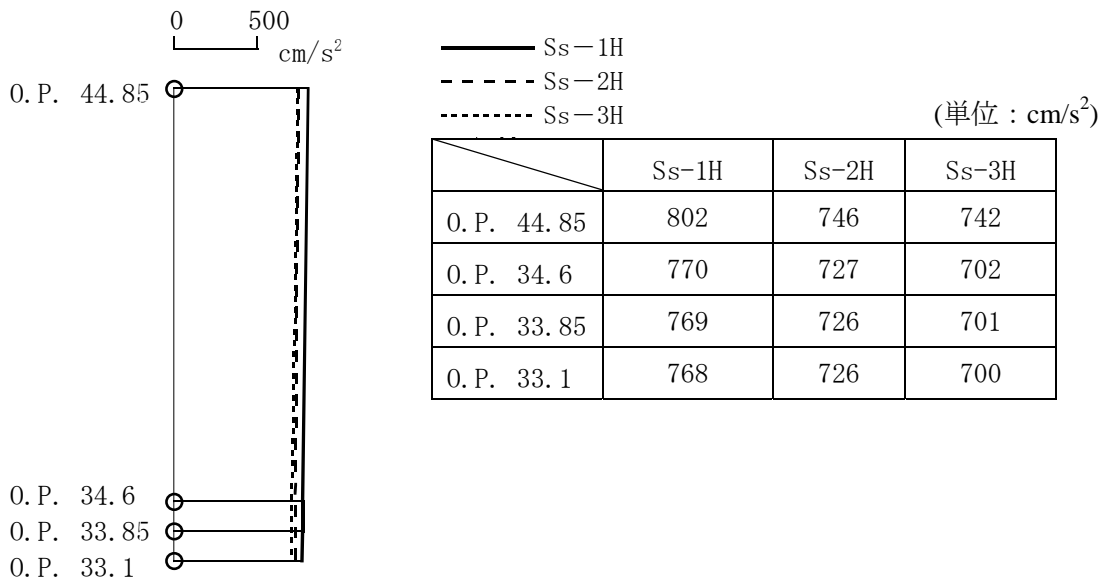


図-1.2 最大応答加速度 (EW 方向)

### 1.2.5. 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られたせん断応力を、鉄筋コンクリート壁の終局せん断応力と併せて表-11に示す。これより、地震応答解析による応答せん断応力は鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断応力を下回っている。

また、地震応答解析により得られたせん断ひずみを、壁のひずみの許容限界目安値と併せて表-12に示す。せん断ひずみは耐震設計技術規程に基づく許容限界の目安値 ( $\gamma = 2.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分な安全裕度を有している。

以上のことから、Ss地震に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

表-11 せん断応力

	NS 方向		EW 方向	
	せん断応力*1 (N/mm <sup>2</sup> )	終局せん断応力*2 (N/mm <sup>2</sup> )	せん断応力*1 (N/mm <sup>2</sup> )	終局せん断応力*2 (N/mm <sup>2</sup> )
0.P. 44.85 ~0.P. 34.6	1.74	4.42	0.58	4.27

注記\*1: Ss-1<sub>H</sub>, Ss-2<sub>H</sub>, Ss-3<sub>H</sub>の応答の最大値を示す。

注記\*2: 耐震設計技術規程に基づき、鉄筋コンクリート耐震壁のスケルトンカーブの終局時せん断応力  $\tau_u$  を示す。

表-12 せん断ひずみ度

	NS 方向*1 ( $\times 10^{-3}$ )	EW 方向*1 ( $\times 10^{-3}$ )	許容限界の目安値 ( $\times 10^{-3}$ )
0.P. 44.85 ~0.P. 34.6	0.171	0.057	2.0

注記\*1: Ss-1<sub>H</sub>, Ss-2<sub>H</sub>, Ss-3<sub>H</sub>の応答の最大値を示す。

## 2. 設備棟の耐震性評価

### 2.1 設備棟の耐震 B クラスに対する評価

#### 2.1.1. 評価方針

設備棟は、地上 1 階建で平面が 12.0m×65.0m の鉄骨造の建物である。基礎底面からの高さは 7.4m であり、地上高さは 6.6m である。

基礎スラブは厚さ 1.0m のべた基礎である。基礎スラブは、厚さ 3.3m の改良地盤を介して、N 値 20 以上の地盤に支持させる。設備棟の平面図及び断面図を図-13～図-16 に示す。

建屋の地震時の水平力に対して、NS 方向は純ラーメン構造、EW 方向はブレース構造とする。

耐震性の評価は、地上 1 階の層せん断力係数として 0.3 を採用した場合の該当部位の応力に対して行う。但し、断面算定に用いる地震荷重時応力は、余裕を見て設計用地震力に対する応力の 1.0/0.3 倍とする。(層せん断力係数 1.0 に相当)

設備棟の評価手順を図-17 に示す。



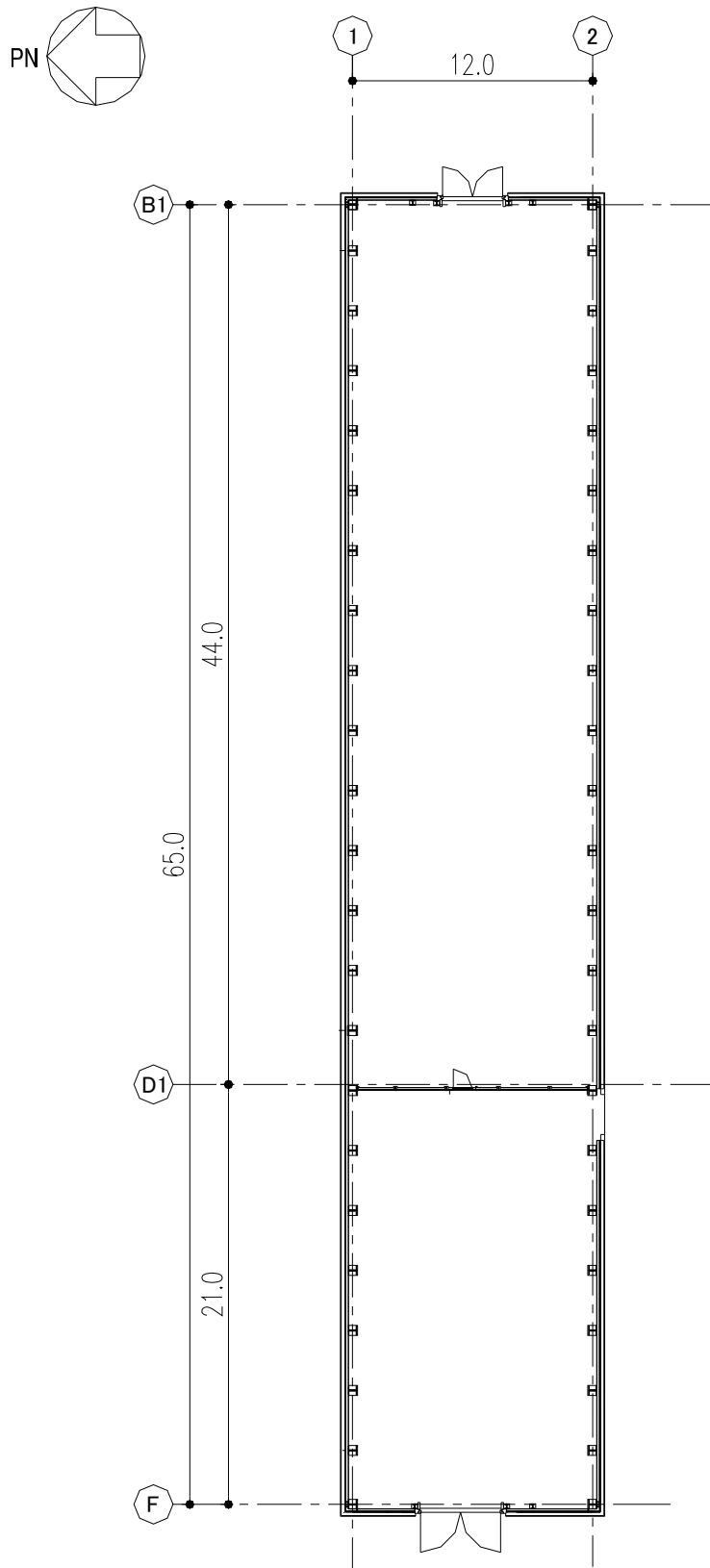


图-13 設備棟 建屋平面図 (O.P. 34.6) (単位 : m)

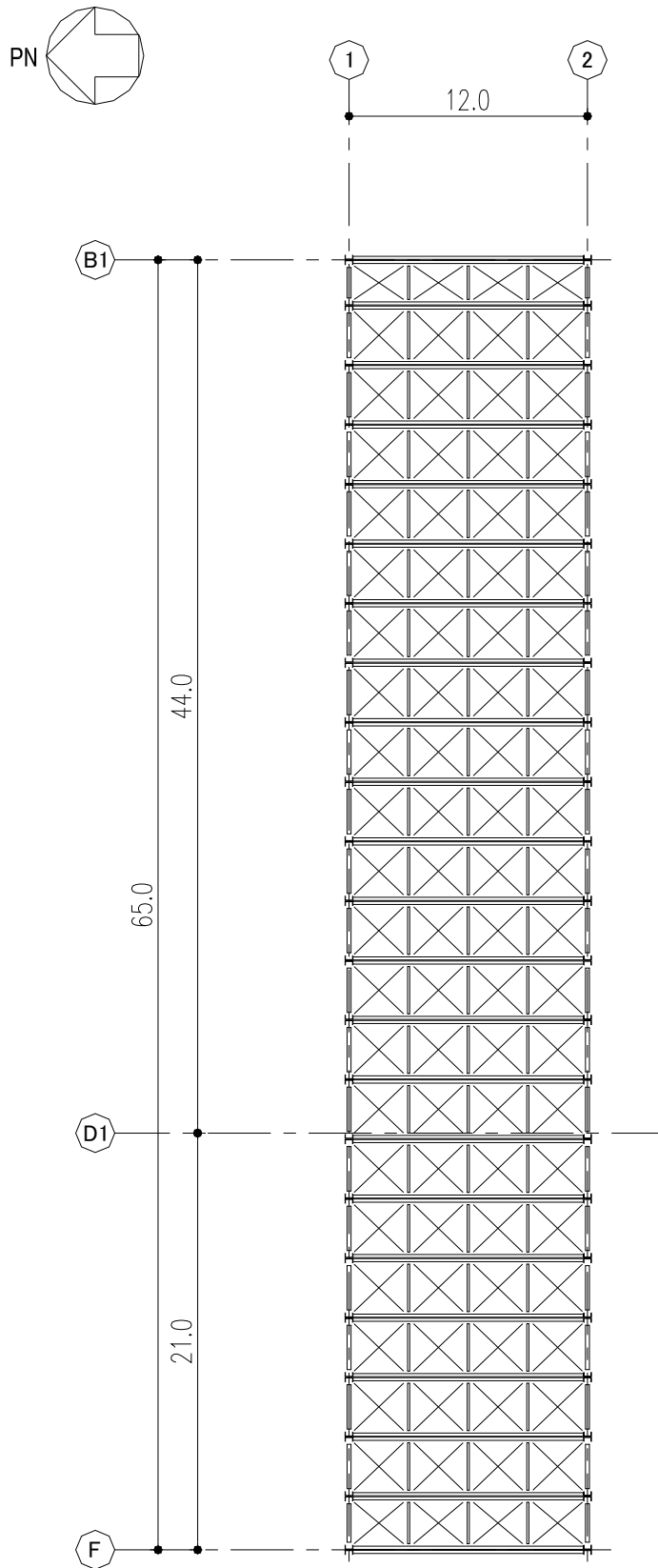


図-14 設備棟 屋根平面図 (0.P.41.0) (単位:m)

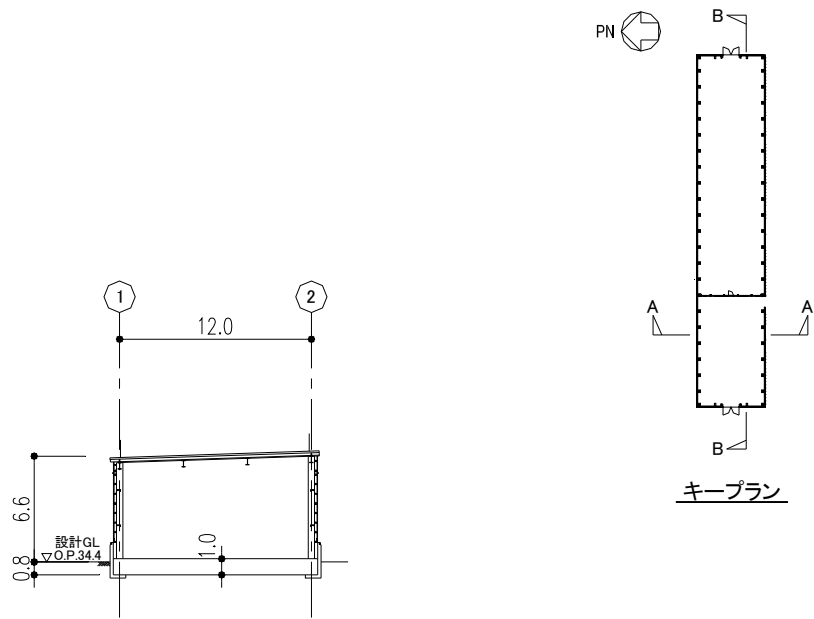


図-15 設備棟 A-A断面図 (NS方向) (単位:m)

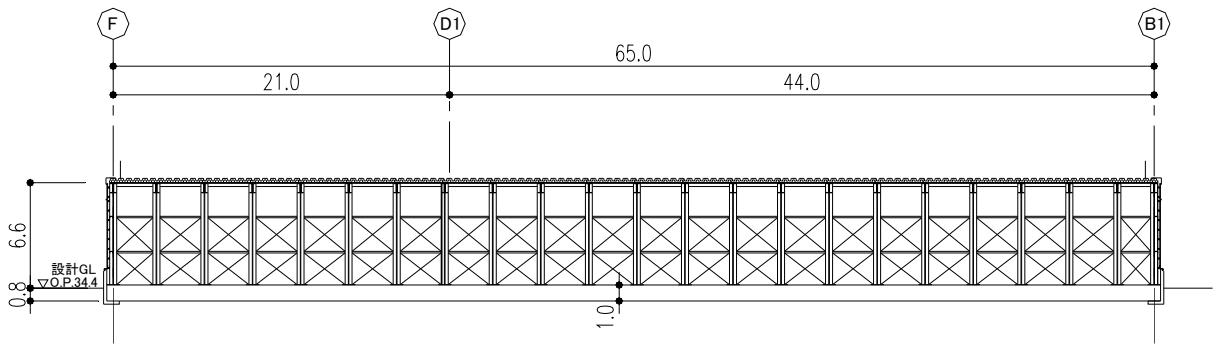


図-16 設備棟 B-B断面図 (EW方向) (単位:m)

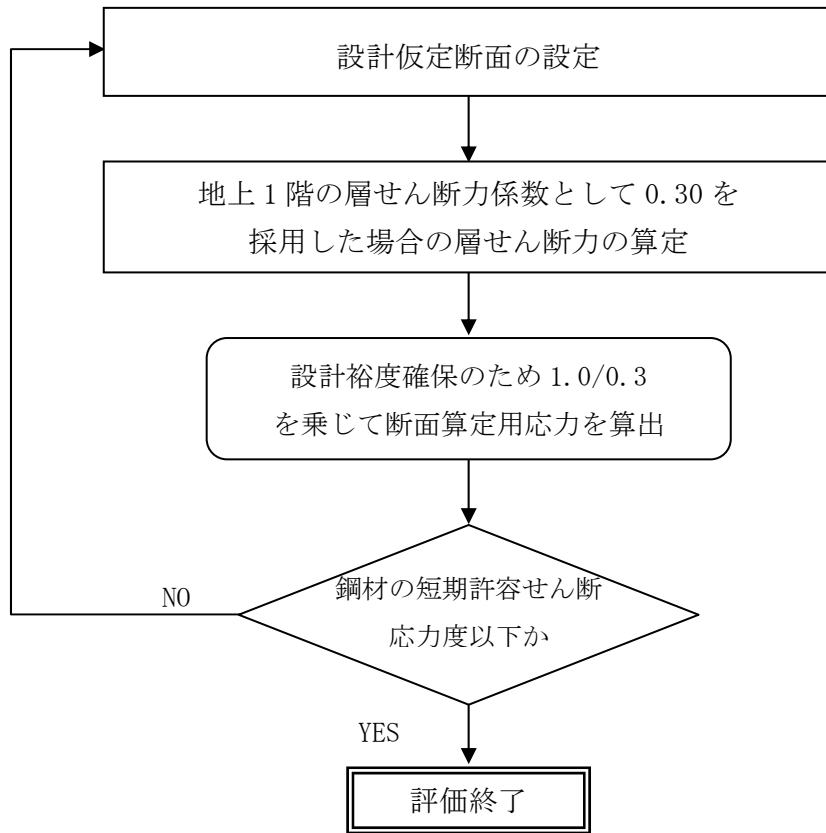


図-17 建屋の耐震安全性評価手順

2.1.2. 評価条件（検討に用いる層せん断力の設定）

層せん断力係数を 0.3 とした場合の層せん断力係数一覧を表-13に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表-14に示す。

表-13 層せん断力係数一覧

O.P. (m)	$W_i$ (kN)	地震層せん断力係数 $1.5 \cdot C_i$ (K)		設計用地震力 ( $S_B$ ) ( $\times 10^2$ kN)	
		NS	EW	NS	EW
41.0~34.6	2,560	0.30		7.68	

表-14 構造用鋼材の許容応力度

(単位: N/mm<sup>2</sup>)

	板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
構造用鋼材	$t \leq 40$ mm	SS400	235	「鋼構造設計規準」に従って左記Fの値により求める。
	$t \leq 40$ mm	SM490A SN490B	325	

### 2.1.3. 評価結果

NS 方向については、スパン方向の大梁及び柱を線材置換し、柱脚部にはその固定度を考慮した回転ばねを付したモデルにより部材応力を評価する。

EW 方向については、桁行方向の大梁、柱及びブレースを線材置換し、柱脚をピンとしたモデルにより部材応力を評価する。なお、ブレースは引張力に対してのみ有効とする。

検討により求められた鉄骨部材の応力を、短期許容応力度と比較して表-15に示す。

表-15 鉄骨部材の応力と短期許容応力度

部 材	方向	応力 (N/mm <sup>2</sup> )	短期許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力/許容応力度比
大梁	NS	55.5 (曲げ)	250 (曲げ)	0.22
柱	NS	69.8 (曲げ)	214 (曲げ)	0.34 (軸力と曲げの組み合わせ)
		3.85 (軸力 (圧縮))	292 (軸力 (圧縮))	
	EW	105.2 (曲げ)	325 (曲げ)	0.36 (軸力と曲げの組み合わせ)
		11.7 (軸力 (圧縮))	292 (軸力 (圧縮))	
ブレース	EW	149 (引張)	235 (引張)	0.64

これより、鉄骨部材に生じる応力は、短期許容応力度以下となっており、耐震安全性は確保されている。

## 2.2 設備棟の基準地震動 $S_s$ に対する評価

### 2.2.1. 解析評価方針

設備棟について、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、崩壊しないことを確認する。解析モデルは、基礎及び地上階について機器を含む建屋全域を NS 方向、EW 方向とも 1 軸質点系モデルとする。

鉄骨部材の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の応力に対して、鉄骨部材の終局耐力と比較することによって行う。終局耐力は、地震応答解析により得られた層間変形角も考慮して算定することとする。但し、部材応力が鋼材の短期許容応力度以下である場合は、終局耐力との比較を省略する。

設備棟の地震応答解析の評価手順を、図-18 に示す。

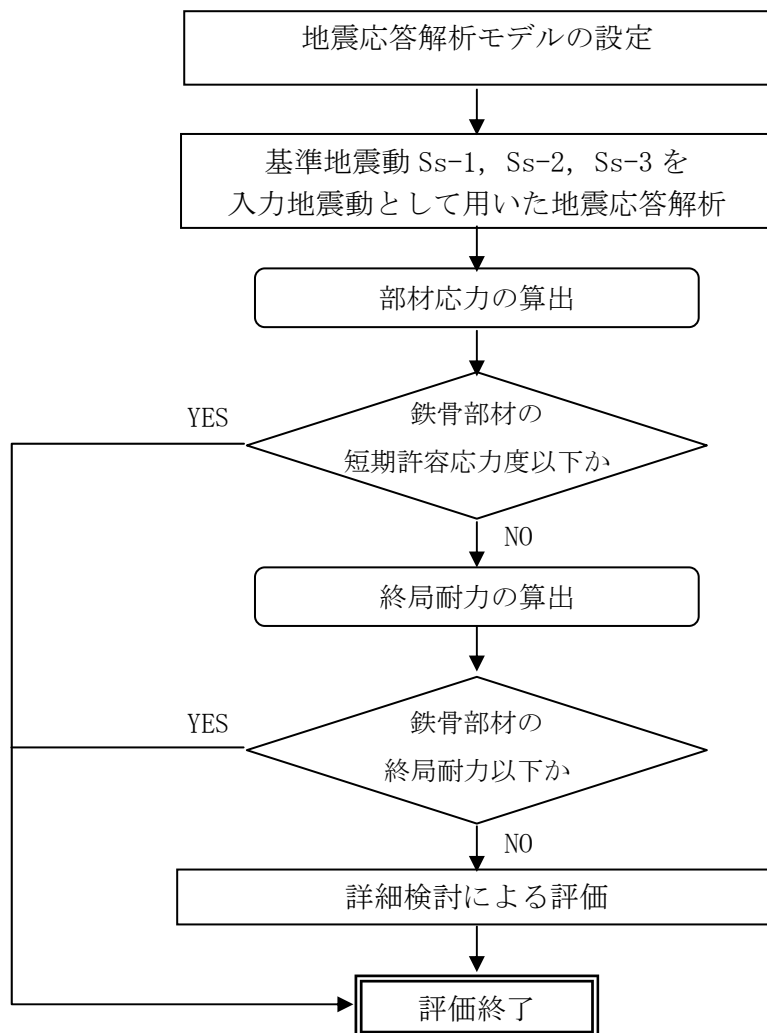


図-18 設備棟建屋の地震応答解析の評価手順

### 2.2.2. 解析に用いる入力地震動

設備棟建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官 19 第 603 号 平成 20 年 3 月 31 日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s-1$ ,  $S_s-2$  及び  $S_s-3$  を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-19に示す。この設備棟建屋の解析モデルは建屋-地盤相互作用を考慮したスウェイ・ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  に対する地盤の応答として評価する。このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動  $S_s-1$ ,  $S_s-2$  及び  $S_s-3$  の加速度波形について、図-20に示す。

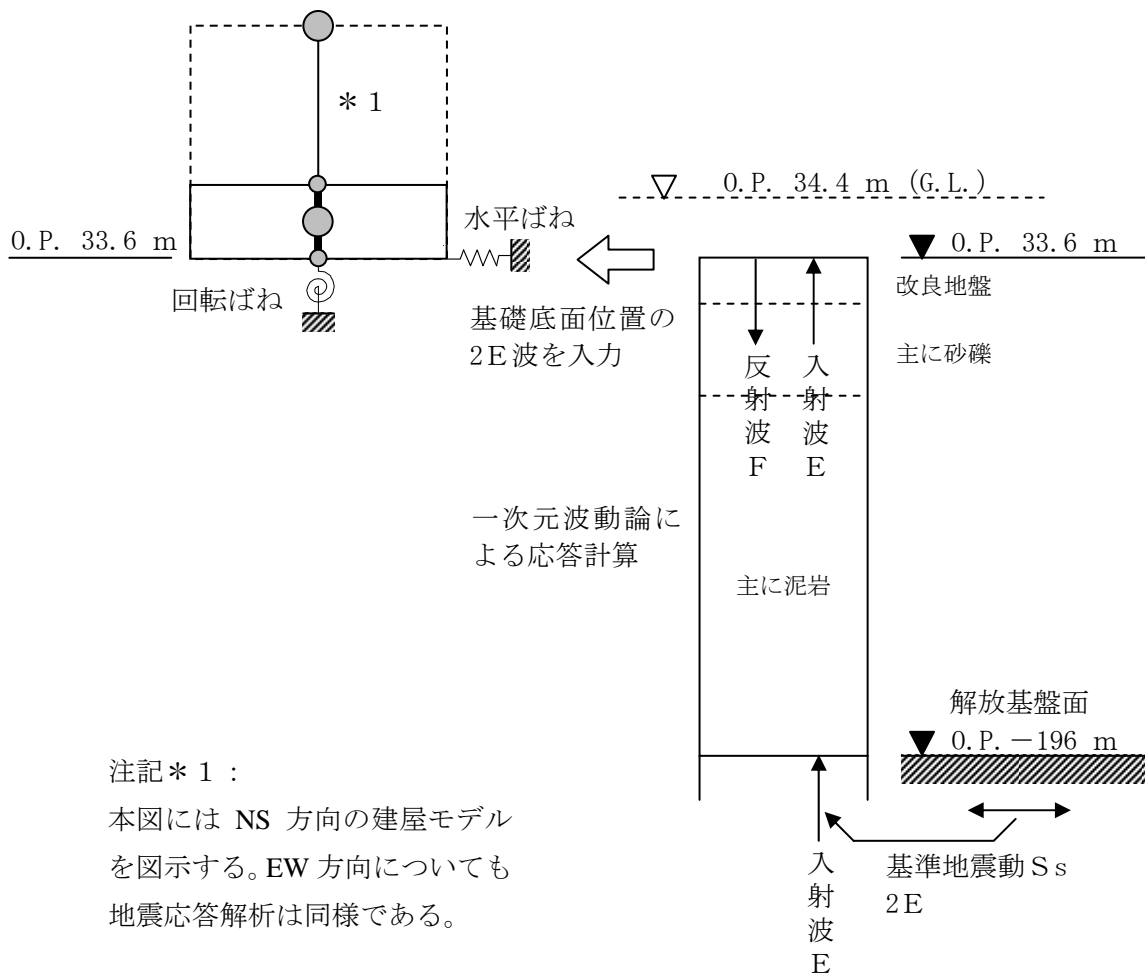
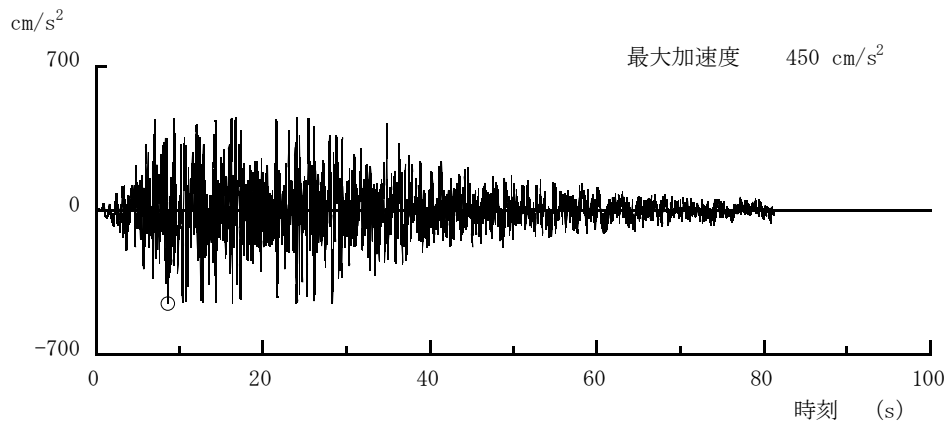
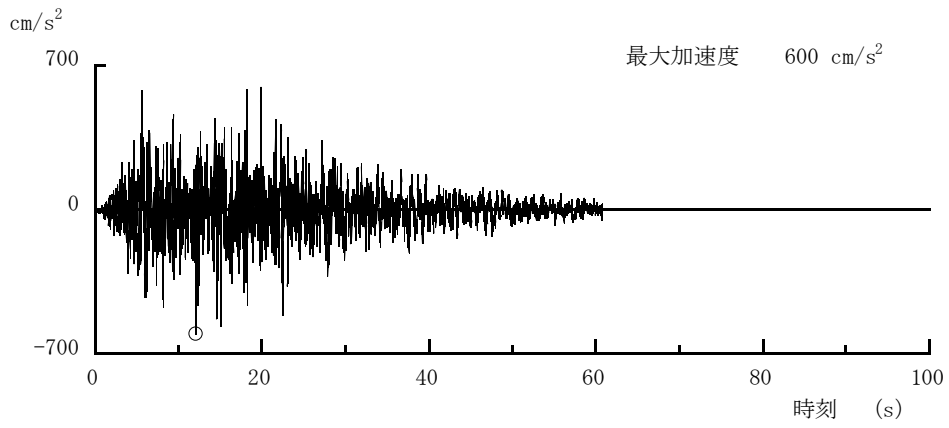


図-19 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

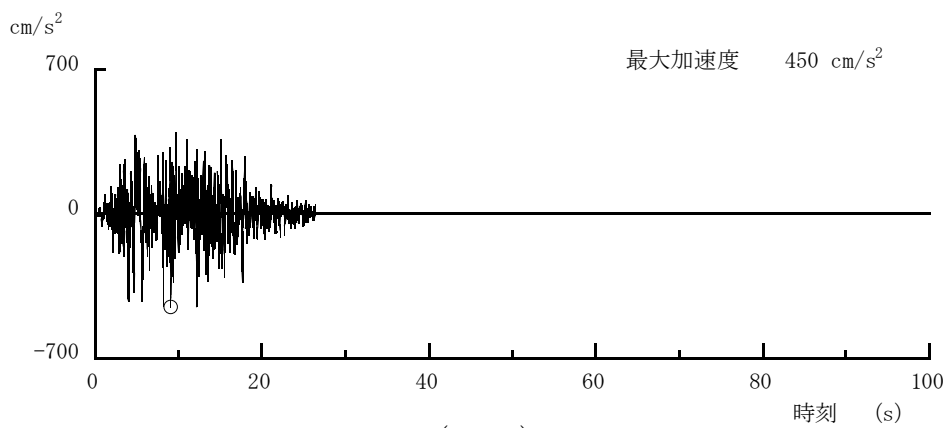




(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図-20 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

### 2.2.3. 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する設備棟建屋の地震応答解析は、「2.2.2. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは、図-21及び図-22に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。建屋-地盤連成系としての効果は地盤ばねによって評価される。解析に用いる鋼材の物性値を表-16に、建屋解析モデルの諸元を表-17～表-20に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-21～表-23に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、耐震設計技術規程に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-23に示すようにばね定数 ( $K_c$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_c$ ) として建屋-地盤連成系の1次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

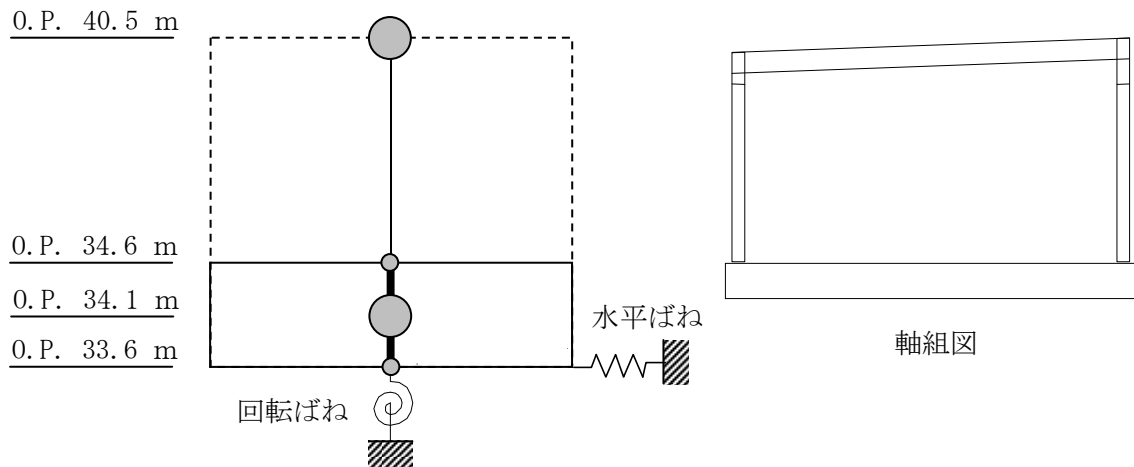


図-21 設備棟建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

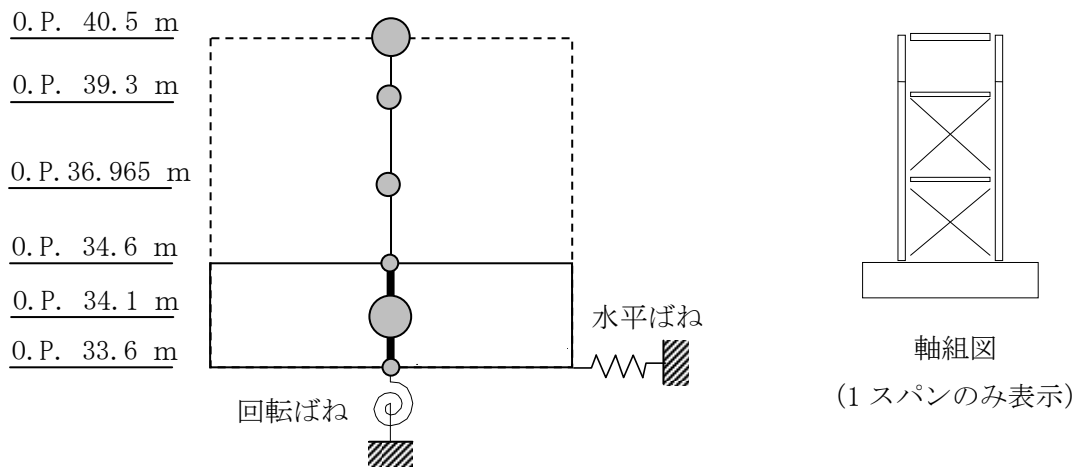


図-22 設備棟建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

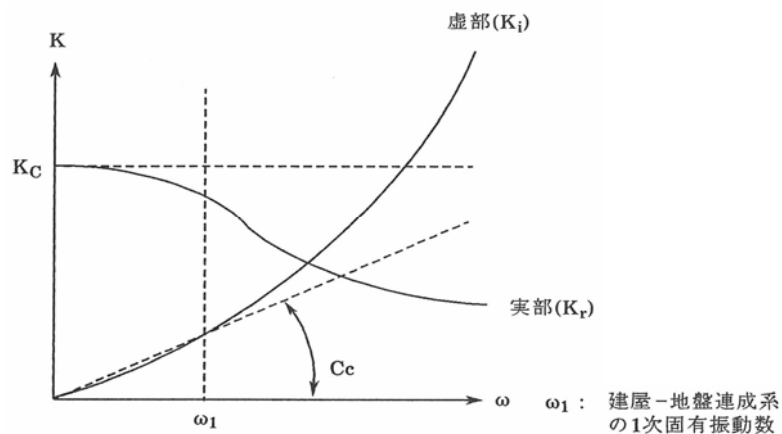


図-23 地盤ばねの近似

表-16 地震応答解析に用いる鋼材の物性値

材料	基準強度 F (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	減衰定数 h (%)
構造用鋼材	325	2.05×10 <sup>5</sup>	7.90×10 <sup>4</sup>	2

表-17 質点重量及び回転慣性重量 (NS 方向)

	重量 (kN)	回転慣性重量 (×10 <sup>4</sup> kN・m <sup>2</sup> )
O.P. 40.5 m	2560	3.08
O.P. 34.1 m	25360	34.8

表-18 質点重量及び回転慣性重量 (EW 方向)

	重量 (kN)	回転慣性重量 (×10 <sup>4</sup> kN・m <sup>2</sup> )
O.P. 40.5 m	2170	76.4
O.P. 39.3 m	313	14.5
O.P. 36.965 m	414	19.1
O.P. 34.1 m	25023	903.0

表-19 せん断断面積及び断面二次モーメント (NS 方向)

	せん断断面積*3 ( $\times 10^{-2} \text{m}^2$ )
0.P. 40.5 m ~ 0.P. 34.6 m	0.94

注記\*3: 建屋と水平剛性が等価な鋼材のせん断断面積。

表-20 せん断断面積及び断面二次モーメント (EW 方向)

	せん断断面積*4 ( $\times 10^{-2} \text{m}^2$ )
0.P. 40.5 m ~ 0.P. 39.3 m	5.48
0.P. 39.3 m ~ 0.P. 36.965 m	5.29
0.P. 36.965 m ~ 0.P. 34.6 m	5.29

注記\*4: 建屋と水平剛性が等価な鋼材のせん断断面積。

表-21 地盤定数 (Ss-1<sub>H</sub>地震時)

標高 O.P. (m)	地層	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	密度 $\gamma$ (g/cm <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	初期 減衰定数 h <sub>0</sub> (%)	Ss-1 <sub>H</sub> 地震時		
								剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断 弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)
33.6	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.63	165	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.77	263	3
-10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
-80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.77	434	3
-108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.75	490	3
-196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	—	—	924	—

表-22 地盤定数 (Ss-2<sub>H</sub>地震時)

標高 O.P. (m)	地層	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	密度 $\gamma$ (g/cm <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	初期 減衰定数 h <sub>0</sub> (%)	Ss-2 <sub>H</sub> 地震時		
								剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断 弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)
33.6	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.64	168	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
-10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.78	340	3
-80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.81	456	3
-108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.81	529	3
-196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	—	—	924	—

表-23 地盤定数 (Ss-3<sub>H</sub>地震時)

標高 O.P. (m)	地層	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	密度 $\gamma$ (g/cm <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	初期 減衰定数 h <sub>0</sub> (%)	Ss-3 <sub>H</sub> 地震時		
								剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断 弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)
33.6	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.66	173	7
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
-10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
-80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.73	411	3
-108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.77	503	3
-196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	—	—	924	—



2.2.4. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向, EW方向の最大応答加速度を図-24及び図-25に示す。

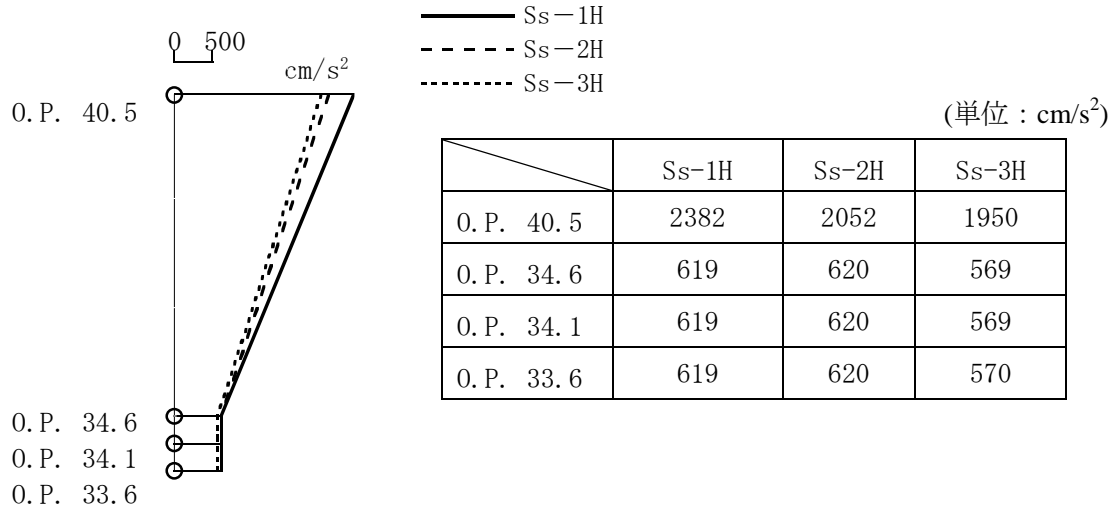


図-24 最大応答加速度 (NS 方向)

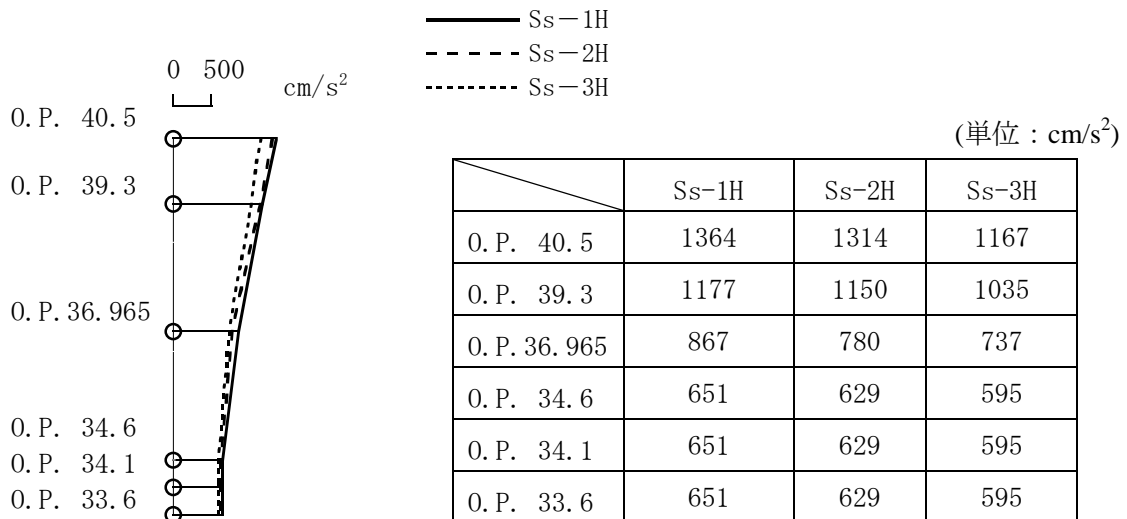


図-25 最大応答加速度 (EW 方向)

### 2.2.5. 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた部材応力を，鋼材の短期許容せん断応力度と併せて表-24に示す。これより，地震応答解析による応力は短期許容応力度を下回っている。以上のことから，Ss地震に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

表-24 鉄骨部材の応力と短期許容応力度

部 位	方向	応力 (N/mm <sup>2</sup> )	短期許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力/許容応力度比
大梁	NS	120 (曲げ)	250 (曲げ)	0.48
柱	NS	151 (曲げ)	214 (曲げ)	0.73 (軸力と曲げの 組み合わせ)
		6.31 (軸力 (圧縮))	292 (軸力 (圧縮))	
	EW	146 (曲げ)	325 (曲げ)	0.50 (軸力と曲げの 組み合わせ)
		16.0 (軸力 (圧縮))	292 (軸力 (圧縮))	
ブレース	EW	208 (引張)	235 (引張)	0.88

以上

## 汚染水処理設備等の具体的な安全確保策について

高レベル汚染水処理設備、貯留設備、使用済セシウム吸着塔保管施設、及び廃スラッジ貯蔵施設等は、高レベルの放射性物質を扱うため、漏えい防止対策、放射線遮へい・崩壊熱除去、可燃性ガス滞留防止、環境条件対策について具体的に安全確保策を以下の通り定め、実施する。

## 1. 汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）

## 1. 1. 放射性物質漏えい防止等に対する考慮

## (1) 漏えい発生防止

- a. 滞留水移送装置は、耐食性を有するポリエチレン管の使用を基本とする。なお、耐圧ホースを使用する箇所は継手部にカムロック構造を採用し、継手部を番線で固縛すること等により、継手が外れない処置を実施する。また、屋外敷設箇所のうち重機による作業や車両の通行がある箇所は、滞留水移送装置を損傷させないための措置を実施する。
- b. セシウム吸着装置吸着塔、及び第二セシウム吸着装置吸着塔の容器は、腐食による漏えい発生を防止するために、耐腐食性、耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材の使用を基本とする。
- c. 除染装置のうち炭素鋼製の槽類の接液部は、腐食による漏えいを防止するために塗装による防錆処理を実施する。また、薬品注入装置のうち強酸性又は強アルカリ性の薬品を扱う箇所は、腐食等を防止するため塩化ビニル系やステンレス系の材料を用いる。さらに、凝集沈殿装置内の水は、強酸性や強アルカリ性とならないように管理する。
- d. 淡水化装置は、耐食性を有するポリエチレン管の使用を基本とする。なお、耐圧ホースを使用する箇所は継手部にフランジ構造を採用し、継手部を番線で固縛すること等により、継手が外れない処置を実施する。
- e. 高濃度滞留水受タンクは、漏えいし難いタンクを適用することとし、防災タンクとして使用され過去に漏えい実績の無いタンクを使用するとともに、タンク上部（気相部）のみに接続口を構造とする。また、十分な腐食代を確保し、タンク内外面に繊維強化プラスチック（FRP）塗装による防錆処理を実施する。FRP 塗装の健全性は、工場での塗装膜厚測定、ピンホール検査、並びに据付後に外観目視点検を実施する。
- f. 中低濃度タンクの内、フランジボルトによる接合により組み立てている円筒型タンクは、漏えいの発生する可能性が高い接合部に対して、毎年冬季の前にフランジボルトのトルク確認を実施する。また、漏えいが発生する可能性が高い接合部に対し、補修塗装等を実施する。

- g. 地下貯水槽は、2重の遮水シートとベントナイトシートの3重のシートにより止水を実施する。
- h. タンク・槽類には必要に応じて水位検出器を設け、オーバーフローを防止する。
- i. ポンプ（水中ポンプを除く）の軸封部は、漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 滞留水移送装置のうち屋外敷設箇所は、線量当量率の監視、巡視点検、並びに移送先の水位を監視することにより系外への漏えいの有無を確認する。屋外敷設箇所の継手部については、ゼオライト入りのビニール袋で覆い、万一継手部から滞留水が漏れた場合にも、セシウム等の核種をゼオライトに吸着させ、汚染の拡大防止を図る。また、漏えい時の系外放出の可能性を小さくする観点から、耐圧ホースは極力建屋内に敷設する。
- b. セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置は、スキッド内部もしくは床面に漏えい検知器を設置する。漏えい発生時はシールド中央制御室（シールド中操）に警報を発生し、運転員が停止操作等の必要な措置を講ずる。また、巡視点検等で漏えいがないことを確認する。また、漏えいが発生した場合でも系外に放出させないため装置は建屋内に設置する。
- c. 除染装置は、周囲が高雰囲気線量下となり巡視点検が困難なことから、シールド中央制御室（シールド中操）等から監視カメラにより漏えい監視を実施する。また、漏えいが発生した場合でも系外に放出させないため装置は建屋内に設置する。
- d. 淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）は、漏えいの早期検知のために床面に漏えい検知器を設置するとともに、漏えい発生時はシールド中央制御室（シールド中操）に警報を発生し、運転員が停止操作等の必要な措置を講ずる。合わせて、巡視点検を実施し、漏えいがないことを確認する。また、淡水化装置を設置する仮設ハウス内には漏えい水の拡大防止のための堰を設置し、漏水防水機能を持たせるための塗装を行う。
- e. 高濃度滞留水受タンクは、難透水性の粘土層地盤に設置し、その周囲を遮へいのために盛土を実施する。タンクからの漏えい水は、粘土層と盛土の透水性の違いから粘土層界面を広げると想定されることから、高濃度滞留水受タンク周囲の粘土層に、タンクからの漏えい水を貯留、観測するための観測側溝を設置する。また、観測側溝を区切ることにより、漏えいタンクの選定及び汚染範囲を確認できる設計とする。タンクへ貯留後は観測側溝内の水を分析することにより漏えいの有無を確認するとともに、シールド中央制御室（シールド中操）にて各タンクに設置するレベルスイッチの水位低下警報の監視を行う。
- f. 中低濃度タンクは、タンクからの漏えいを早期検知するためにタンク設置エリアに設置するカメラにて監視するとともに、巡視点検にて漏えいの有無を確認する。また、

漏えいの拡大を防止するために、円筒型タンクについてはコンクリート基礎部に鉄筋コンクリート堰、タンク設置エリア外周部に土堰堤等を設置するとともに、貯留中はタンク間にある連結弁を閉じる運用とする。

- g. 地下貯水槽は、3重シート間に漏えい検知器を設けるとともに、地下貯水槽に水位検出器を設け、漏えいの有無を監視する。また漏えいの拡大を防ぐため、3層目のシートに水分を吸収・膨潤することにより難透水性を示すベントナイトのシートを設置する。

## 1.2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

### (1) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

- a. 滞留水移送装置は、放射線業務従事者が接近する必要がある箇所は、鉛毛マット等による遮へいを設置する。
- b. 処理装置のうち、滞留水もしくは高濃度の廃水を扱う処理装置の配管は、直接、放射線業務従事者が近づく可能性のある箇所を対象に空間線量当量率が数 mSv/h 以下となるように遮へいを設置する。
- c. 淡水化装置（逆浸透膜装置、蒸発濃縮装置）の廃水には、ストロンチウムなどのβ線核種が集約されるため、廃水を直接扱う場合には適切なβ線防護策を実施する。
- d. 高濃度滞留水受タンクは、地中に埋設することにより満水保管時の地表面での線量を低減させる。

### (2) 崩壊熱除去

- a. セシウム吸着装置吸着塔、及び第二セシウム吸着装置吸着塔内のゼオライトに吸着した放射性物質の崩壊熱は、処理水を通水することにより除熱する。なお、通水がない状態でも崩壊熱による温度上昇は1時間当たり約1℃である。
- b. 除染装置内の滞留水に含まれる放射性物質の崩壊熱は、通水により熱除去する。なお、通水がない状態でも、セシウム吸着塔、及び第二セシウム吸着塔内のゼオライトに吸着した放射性物質の崩壊熱による温度上昇未満である。

## 1.3. 可燃性ガスの滞留防止

- a. セシウム吸着装置では、吸着塔内で水の放射線分解により発生する可能性のある可燃性ガスは、通水時は処理水とともに排出される。通水停止時は可燃性ガスが滞留する可能性があるため、吸着塔にベントを設け、ベント弁を手動で開操作して通気により排出する。なお、水の放射線分解により発生する可燃性ガスはわずかであり、ベント弁を開操作するまでに時間的余裕があることから、手動で実施する。排出された可燃性ガスは、建屋天井・床に設けた開口より建屋外へ排気する。

- b. セシウム吸着装置にて発生する使用済みの吸着塔は、可燃性ガスの発生抑制のため、使用済セシウム吸着塔仮保管施設において内部の水抜きを実施する。なお、吸着塔の内部水は、滞留水を貯留している高温焼却炉建屋の地下階に排出する。
- c. 第二セシウム吸着装置では、吸着塔内で水の放射線分解により発生する可能性のある可燃性ガスは、通水時は処理水とともに排出される。通水停止後は、吸着塔上部に設けたオートベント弁・ベント管を介して可燃性ガスを屋外に排出する。
- d. 第二セシウム吸着装置にて発生する使用済みの吸着塔は、可燃性ガスの発生抑制のため、内部の水抜きを実施する。なお、吸着塔の内部水は、滞留水を貯留している高温焼却炉建屋の地下階に排出する。
- e. 除染装置の塔槽類の気相部は、可燃性ガスが滞留する可能性があることから、排風機により大気へ放出する。排風機のラインには、高性能粒子フィルタ、ヨウ素吸着フィルタを設けており、気相に含まれている放射性物質を捕獲する。さらに、ダストサンプリング等により、必要に応じて放射性物質濃度を測定する。
- f. 高濃度滞留水受タンクでは、タンク内で水の放射線分解により発生する可燃性ガスの滞留を防止するためにベントラインを設置し、フィルタを介してベントラインから排出する。

#### 1.4. 環境条件対策

##### (1) 腐食

海水による炭素鋼の腐食速度は、「材料環境学入門」（腐食防食協会編，丸善株式会社）より、0.1mm/年程度と評価される。一方、炭素鋼を使用している配管・機器は、必要肉厚に対して十分な肉厚があり腐食代を有していることを確認している。

セシウム吸着装置吸着塔、及び第二セシウム吸着装置吸着塔は、耐腐食、耐応力腐食割れを有する SUS316L 材を用いている。

なお、高濃度の滞留水を扱う機器は、建屋内に設置しており、腐食により万一漏えいが生じたとしても所外に放出するようなことはない。

##### (2) 熱による劣化

滞留水の温度は、ほぼ常温のため、金属材料の劣化の懸念はない。

##### (3) 凍結

滞留水を移送している過程では、水が流れているため凍結の恐れはない。

滞留水の移送を停止した場合、屋外に敷設されているポリエチレン管等は、凍結による破損が懸念される。そのため、高濃度の滞留水を移送している屋外敷設のポリエチレン管等に保温材等を取り付ける。

#### (4) 生物汚染

滞留水移送装置の移送ポンプの取水口には、メッシュを設けており、大きな藻等がポンプ内に浸入して機器を損傷させるようなことはない。

また、滞留水を移送している上では有意な微生物腐食等は発生しないと考えられる。ただし、異常な速度で腐食が進み漏えいが生じた場合において、微生物腐食が原因であると判明すれば、生物汚染を考慮した対策を講じる。

#### (5) 耐放射線性

耐圧ホースの構造部材であるポリ塩化ビニルの放射線照射による影響は、 $10^5$ ～ $10^6$ Gy の集積線量において、破断時の伸びの減少等が確認されている。過去の測定において、2号機タービン建屋の滞留水表面上の線量当量率が1Sv/hであったことから、耐圧ホースの照射線量率を1Sv/hと仮定すると、集積線量が $10^5$ Gyに到達する時間は $10^5$ 時間（11.4年）と評価される。そのため、耐圧ホースは数年程度の使用では放射線照射の影響により大きく劣化することはない。

ポリエチレンは、集積線量が $2 \times 10^5$ Gyに達すると、破断時の伸びが減少する傾向を示すが、上記と同様にポリエチレン管の照射線量率を1Sv/hと仮定すると、 $2 \times 10^5$ Gyに到達する時間は $2 \times 10^5$ 時間（22.8年）と評価される。そのため、ポリエチレン管は数年程度の使用では放射線照射の影響を受けることはない。

#### (6) 紫外線

屋外敷設箇所のポリエチレン管には、紫外線による劣化を防止するためのフィルム等で覆う処置を実施する。なお、これより直接状態を監視することができなくなるが、劣化の程度等については、放射線レベルの低いポリエチレン管を監視することで評価していく。

## 2. 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

### 2.1. 放射性物質漏えい防止等に対する考慮

#### (1) 漏えい発生防止

- a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔及び第二セシウム吸着装置吸着塔は、吸着塔内の水を抜いた状態で貯蔵することにより、漏えいの発生を防止する。また、セシウム等の主要核種は、吸着塔内のゼオライトに化学的に吸着させ、吸着塔内の放射性物質が漏えいし難い構造とする。さらに、吸着塔の容器は、耐腐食性、耐力腐食割れ性を有するSUS316L材を採用する。
- b. 使用済みの吸着材を収容する高性能容器は、脱水装置により脱水し、水を抜いた状態で貯蔵することにより、漏えいの発生を防止する。さらに高性能容器は、水に耐性を

有するポリエチレン製を使用する。

- c. 沈殿処理生成物を収容する高性能容器は、水分を抜かずに貯蔵するが、耐腐食性、耐久性、耐放射線性、耐薬品性を有するポリエチレン製の容器とし、腐食による放射性物質の漏えいを予防する。
- d. 使用済みの吸着材を収容する処理カラムは、内部の水を抜いた状態で貯蔵することにより、漏えいの発生を防止する。さらに、処理カラムの容器は、耐腐食性、耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を使用する。
- e. 造粒固化体貯槽 (D) は、プロセス主建屋と一体のピット構造となっているため、建屋外への漏えいの可能性は低い。念のため漏えい防止策としてコンクリート保護材を塗布し、漏えいの発生を予防する。
- f. 廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は、貯留水の塩分による腐食を考慮し、十分な肉厚を有する貯槽を使用し漏えいの発生を予防する。
- g. 造粒固化体貯槽 (D)、廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽には水位検出器を設け、オーバーフローを防止する。
- h. 廃スラッジ一時保管施設のポンプ（水中ポンプを除く）軸封部は、漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

## (2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設のうち高性能容器を保管するボックスカルバートは、床との設置面をモルタルにて閉塞し、ボックスカルバート底部の水抜き穴も閉塞することにより、漏えい水がボックスカルバート外に拡大することを防止する。
- b. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設のうち高性能容器を保管する部分の外周部には堰を設置し、漏えい発生時には排水用の堰の隙間を土のうで塞ぐことにより、外部への漏えいの拡大を防止する。
- c. 造粒固化体貯槽 (D) は、液位をシールド中央制御室（シールド中操）にて監視することで貯蔵しているスラッジの漏えいの有無を監視する。
- d. 廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は、スラッジ貯槽下部にドリフトレイ及び漏えい検出器を設け、漏えいを検知するとともに、スラッジ貯槽の液位をシールド中央制御室（シールド中操）で監視する。また、スラッジ貯槽は漏えいの拡大を防止するためにコンクリート製の囲い（セル）の中に設置する。なお、漏えいが発生した場合は漏えいしたスラッジ貯槽内のスラッジは予備のスラッジ貯槽に移送する。

## 2.2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

### (1) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

- a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔は、炭素鋼製の遮へい容器及びコンクリート製ボックスカルバートにより放射線を遮へいする。



- b. 使用済みの第二セシウム吸着装置吸着塔は、鉛等を充填した炭素鋼製の遮へい容器により放射線を遮へいする。
- c. 多核種除去設備から発生する使用済みの高性能容器は、使用済セシウム吸着塔一時保管施設にてコンクリート製ボックスカルバートにより放射線を遮へいする。
- d. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設ではスカイシャイン対策としてコンクリート製の蓋を被せる。
- e. 廃スラッジ一時保管施設はスラッジ貯槽からの放射線を遮へいし、建屋外壁での線量当量率が 1mSv/h となるように、スラッジ貯槽を囲うコンクリート厚さ、及び建屋のコンクリート厚さを設定する。

## (2) 崩壊熱除去

- a. セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済み吸着塔は、吸着塔内の放射性物質による崩壊熱を、対流、輻射、伝導により大気へ放出する設計とする。
- b. セシウム吸着装置吸着塔の崩壊熱による温度上昇は、コンクリート製ボックスカルバートに納入しない場合、保管時における定常状態での吸着塔中心部の温度は約 360℃となる。また、コンクリート製ボックスカルバートの保温性を考慮した場合、吸着塔中心部の温度は 377℃、炭素鋼製遮へい容器の温度は約 62℃となるが、ゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉄の遮へい性能に影響を与えるものではない。
- c. 第二セシウム吸着装置吸着塔の崩壊熱による温度上昇は、保管時における定常状態での吸着塔中心部の温度は 450℃となるが、ゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉛等の遮へい性能に影響を与えるものではない。
- d. 高性能容器及び処理カラムは、容器内の放射性物質による崩壊熱を、対流、輻射、伝導により大気へ放出する設計とする。
- e. 造粒固化体貯槽 (D) は、貯槽内部に設置した熱交換器と屋外に設置した空冷チラーによりスラッジに含まれる放射性物質の崩壊熱を除去することで、貯槽内温度を 25℃程度に管理する設計とする。
- f. 廃スラッジ一時保管施設では、造粒固化体貯槽 (D) での運用実績からスラッジから発生する崩壊熱を自然放熱により除去する設計とする。また、バブリング管もしくはウォータージェットによりスラッジを攪拌することにより、崩壊熱の集中化を防止する。

## 2.3. 可燃性ガスの滞留防止

- a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、及び処理カラムは、可燃性ガスの発生を抑制するために、内部の水抜きを行い保管する。水抜き完了後はベントを空けた状態で保管することにより、可燃性ガスを大気へ放出する設計と

する。

- b. 使用済みの高性能容器は、可燃性ガスの滞留を防止するために圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設け、可燃性ガスを大気に放出する。
- c. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔及び高性能容器を収容するコンクリート製ボックスカルバートの蓋には、内部で可燃性ガスが滞留しないように通気口を設ける。
- d. 造粒固化体貯槽(D)では、貯蔵水の放射線分解により発生する可燃性ガスは、除染装置に設置されている排風機により大気へ放出する。
- e. 廃スラッジ一時保管施設では、貯蔵水の放射線分解により発生するガスは貯槽内に圧縮空気を供給することにより、オフガス処理系を介して大気に放出する。

## 2.4. 環境条件対策

### (1) 腐食

使用済セシウム吸着塔保管施設で貯蔵するセシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、多核種除去設備の処理カラムは、内部の水を抜いた状態で保管し、容器に耐腐食性、耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を用いている。また、高性能容器は、耐久性、耐薬品性に優れたポリエチレン材を用いている。

スラッジ貯槽は、想定される腐食速度 0.25mm/年に対して肉厚 25mm を有しており、十分な腐食代を有している。

### (2) 熱による劣化

吸着塔中心温度が高い第二セシウム吸着装置吸着塔においても、容器外周部の最大温度は約 160℃であり、金属材料に有意な特性変化は生じない。

### (3) 凍結

造粒固化体貯槽(D)は、万一凍結したとしても、気相部を有しているため膨張が問題となることはない。

また、廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は、スラッジ棟の換気設備により暖房されるため凍結することはない。

### (4) 生物汚染

使用済セシウム吸着塔保管施設で貯蔵するセシウム吸着装置吸着塔、第二セシウム吸着装置吸着塔、多核種除去設備の処理カラムは、内部の水を抜いた状態で保管するため、生物汚染が問題となることはない。

造粒固化体貯槽(D)は内面にコンクリート保護材を塗布しており、微生物腐食は発生しない。

スラッジ貯槽は高線量下なので微生物の影響はないと考えられる。ただし、異常な

速度で腐食が進み漏えいが生じた場合において、微生物腐食が原因であると判明すれば、生物汚染を考慮した対策を講じる。

(5) 紫外線

使用済セシウム吸着塔保管施設にて貯蔵する高性能容器は、ポリエチレン製であり、紫外線による劣化が懸念される。そのため、保管施設に収容後はコンクリート製の蓋を設置する。

以上

## セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の吸着塔の温度評価

## 1. 概要

滞留水の処理に伴い、セシウム吸着装置と第二セシウム吸着装置からは使用済セシウム吸着塔、多核種除去設備からは使用済みの高性能容器及び処理カラムが発生する。これらは使用済セシウム吸着塔仮保管施設、及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に保管するが、高濃度の放射性物質を内包していることから崩壊熱による温度上昇を評価し、その吸着塔の機能への影響について確認を行う。

## 2. セシウム吸着装置吸着塔の温度評価

## 2.1 評価方法

使用済セシウム吸着塔一時保管施設で保管する際の吸着塔中心温度及び遮へい体の最高温度について評価を行う。

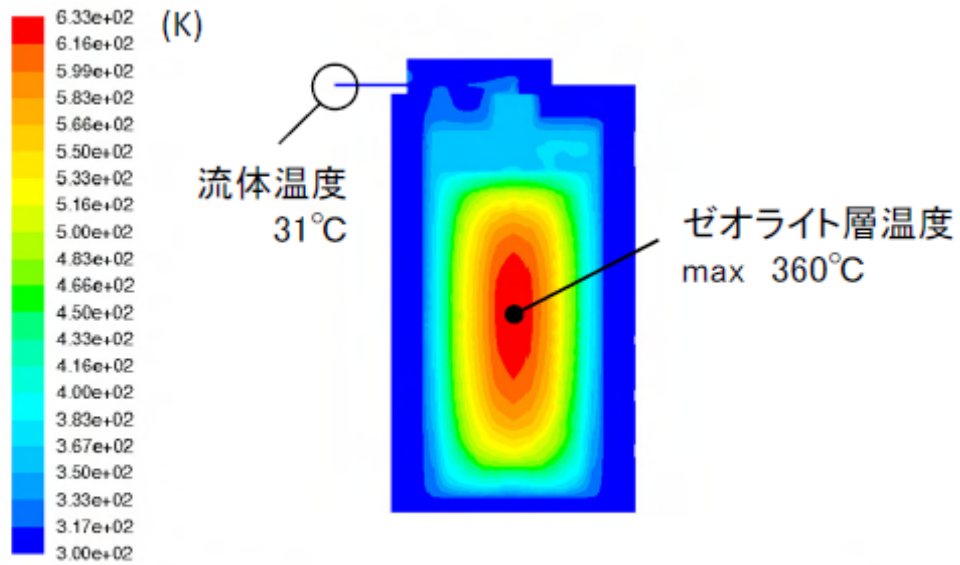
大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は、解析コード FLUENT Ver. 12 を用いて三次元定常解析により計算する。なお評価条件は、発熱量をスキッド表面線量率の上限である 4mSv/h の際のセシウム吸着 ( $2 \times 10^{15}$ Bq/塔) による発熱量に相当する 583W とし、遮へい表面温度を 40℃とする。

また、一時保管施設では、コンクリート製ボックスカルバート内に保管されるため、コンクリートによる保温により吸着塔温度が上昇する可能性があるため、上記と同様に解析コード FLUENT Ver. 12 を用いて三次元定常解析により計算する。

## 2.2 評価結果

大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は、360℃と評価された。計算による温度分布を図－1に示す。また、ボックスカルバートにより保温された場合の吸着塔の温度は、外気温度を 27℃とすると、塔あたりの発熱量が 583W の場合、吸着塔中心温度は 377℃、遮へい体の最高温度は約 62℃と評価された。計算結果を図－2に示す。

そのため、吸着塔内での発熱はゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉄の遮へい性能に影響を与えるものではない。



Contours of Static Temperature (k)

Aug 05, 2011  
ANSYS FLUENT 12.0 (3d, dp, pbns, spe, lam)

図-1 3次元解析計算によるセシウム吸着装置吸着塔の温度分布

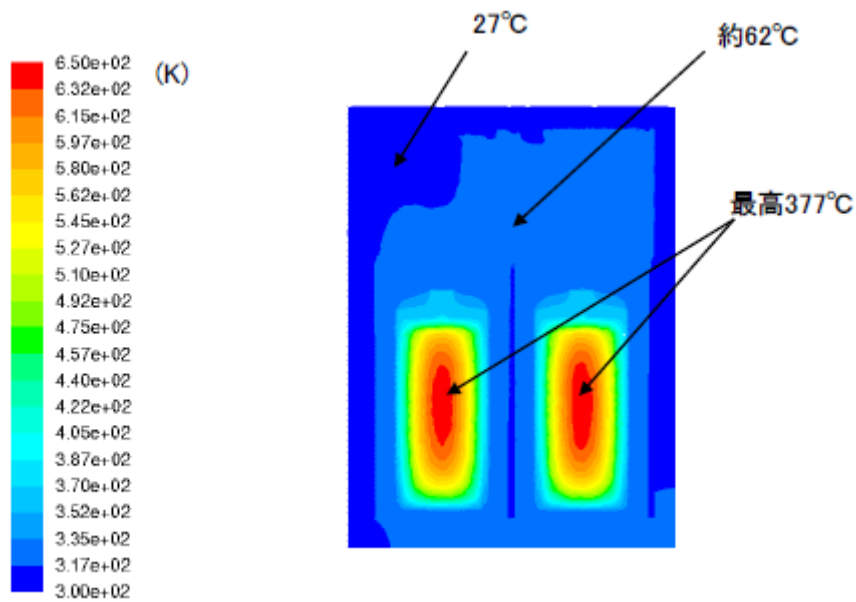


図-2 ボックスカルバート内のセシウム吸着装置吸着塔の温度分布

### 3. 第二セシウム吸着装置吸着塔の温度評価

#### 3.1 評価方法

使用済セシウム吸着塔一時保管施設で保管する際の吸着塔中心温度の最高温度について評価を行う。

第二セシウム吸着装置の吸着塔は使用済セシウム吸着塔一時保管施設では図-3に示すように鉛遮へい体を含む収納容器内に保管される。収納容器上下には配管があり、内部空気温度が上昇して対流が発生することで外気が入口配管から流入し、吸着塔側面で上昇流となり、出口配管から流出する。これにより吸着塔は空気自然通風で除熱される。また、収納容器外表面は空気自然対流で除熱される。

吸着塔の温度は、セシウム吸着 ( $6 \times 10^{15} \text{Bq/塔}$ ) による発熱量、外気温度を  $40^\circ\text{C}$  と仮定し、STAR-CD Ver4.08 を用いて三次元解析により求めた。

#### 3.2 評価結果

大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は  $450^\circ\text{C}$  と評価された。計算による温度分布を図-4に示す。

そのため、吸着塔内での発熱はゼオライトの健全性（吸着材は  $600^\circ\text{C}$  程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉛の遮へい性能に影響を与えるものではない。

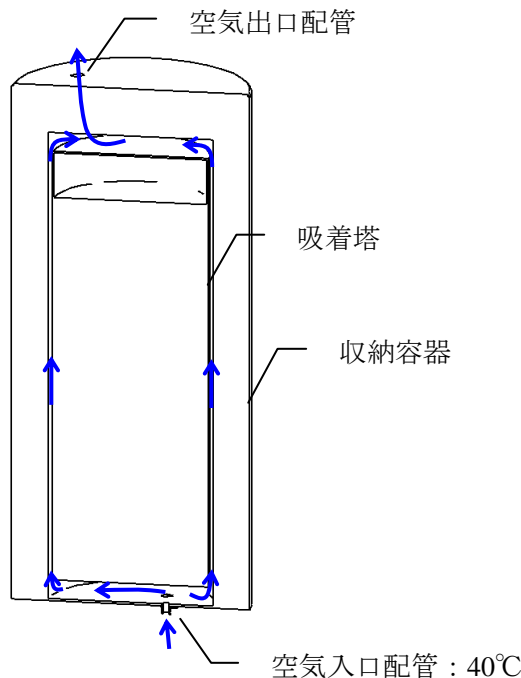


図-3 吸着塔と収納容器隙間の自然通風空気の流れ

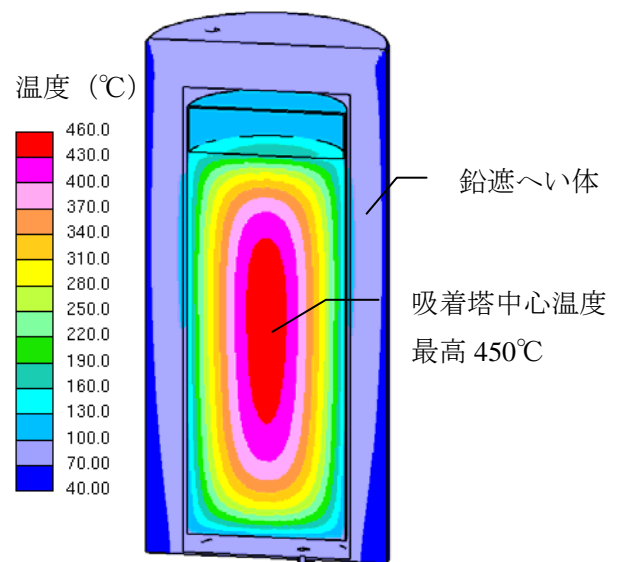


図-4 三次元解析による第二セシウム吸着装置吸着塔の温度分布

## 廃スラッジ一時保管施設の崩壊熱評価

廃スラッジ貯蔵施設に貯蔵されるスラッジの崩壊熱については、これまでの水処理設備の運転実績を踏まえて、セシウム吸着装置－凝集沈殿除染装置の順列での処理を想定して評価を行った。

別添に示す評価フローに基づいて評価した結果、廃スラッジの発熱密度は表－1の通りと評価された。

表－1 廃スラッジの発熱密度の評価結果

評価項目	評価結果	備考
廃スラッジ量	90 (m <sup>3</sup> )	廃スラッジ貯蔵施設内に設置される貯槽 1 基あたりの容量
放射能濃度	3.4×10 <sup>8</sup> (Bq/mL)	
発熱密度	3.8×10 <sup>-5</sup> (W/mL)	

この発熱密度を踏まえて崩壊熱量を算出し、貯槽表面からの放熱及びふく射による除熱量と崩壊熱量が平衡に達する温度を評価した。その結果を表－2に示す。

表－2 崩壊熱量と放熱量が平衡となる貯槽温度の評価結果 (貯槽 1 基あたり)

評価項目	評価結果	備考
発熱密度	3.8×10 <sup>-5</sup> (W/mL)	
貯槽容量	90 (m <sup>3</sup> )	
崩壊熱量	3.42 (kW)	
放熱面積	100 (m <sup>2</sup> )	
熱伝達係数	5.46 (W/ m <sup>2</sup> K)	自然対流による熱伝達とふく射による熱伝達から算出
雰囲気温度	40 (°C)	機器発熱等を考慮した夏季のセル給気温度に対応するセル排気温度より設定
崩壊熱量と除熱量が平衡となる貯槽温度	46.3 (°C)	

以上の結果から、崩壊熱量と除熱量が平衡となる貯槽温度は雰囲気温度より数°C程度の上昇で平衡になると評価され、廃スラッジから発生する崩壊熱は自然放熱 (貯槽表面からの放熱及びふく射による除熱) で除去することができるものと確認された。

以 上

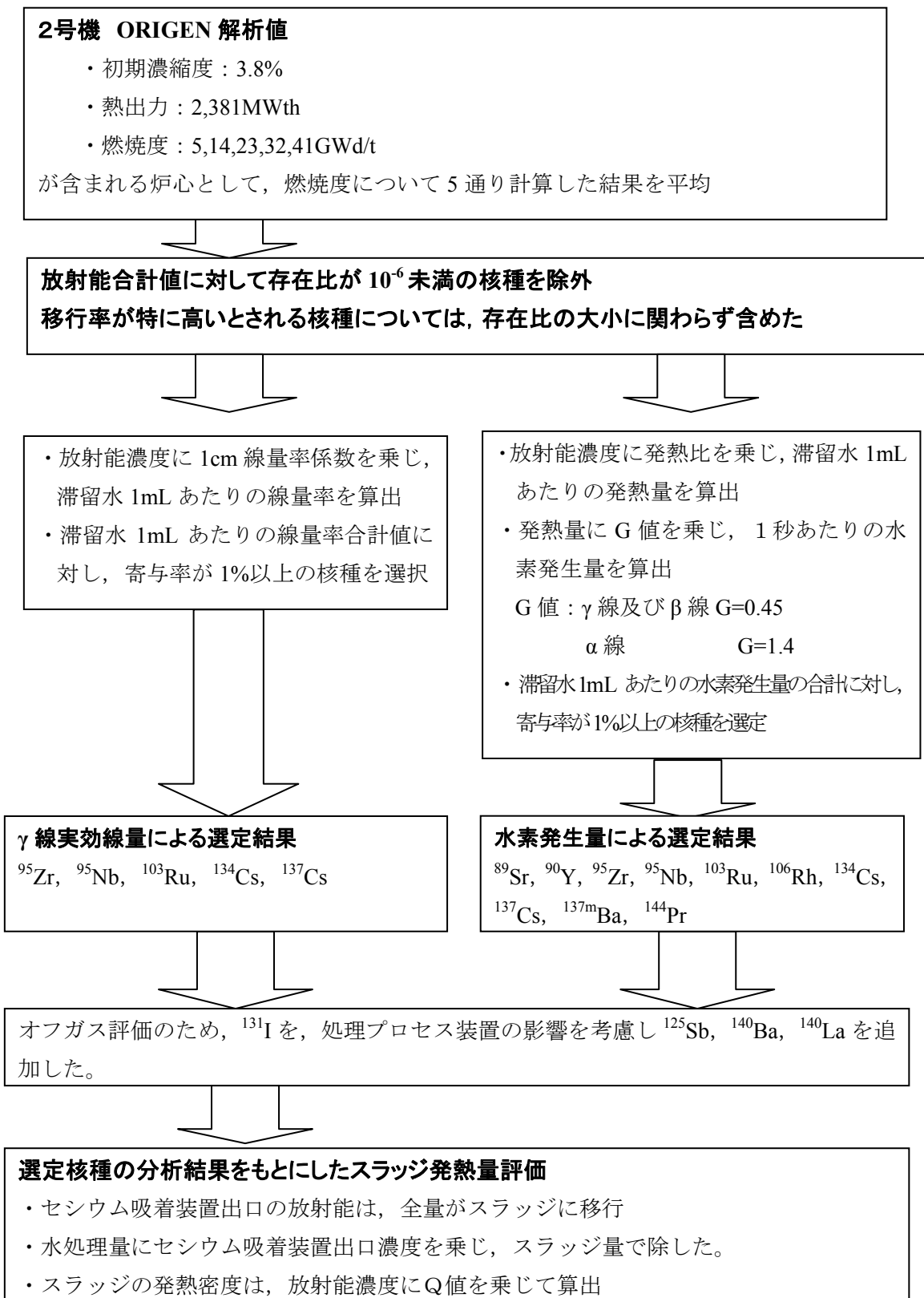


図-1 スラッジ崩壊熱算定の流れ



## 廃スラッジ一時保管施設の遮へい設計

廃スラッジ一時保管施設に保管される廃スラッジから放出される放射線について建屋外表面で 1mSv/h 以下となるよう建屋要求壁厚を評価する。

## 1. 評価条件

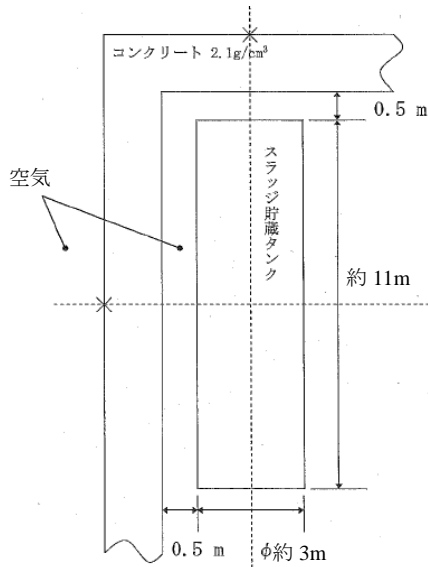
評価にあつては、発生する廃スラッジの元となる廃水に対して、ORIGEN 計算値をもとに想定される組成を求め、核種ごとに  $\gamma$  線実効線量率に対する比率を算出し、寄与率の高いものを評価対象核種として選定した。選定された核種及び放射能濃度、線源強度は表－1 に示す通り。遮へい体はコンクリートであり、その密度は  $2.1\text{g/cm}^3$  とした。

評価モデルは、 $90\text{m}^3$  のスラッジ貯槽を円柱で模擬し、線源となるスラッジ貯槽と建屋壁との距離を保守的に 50cm とした（図－1）。

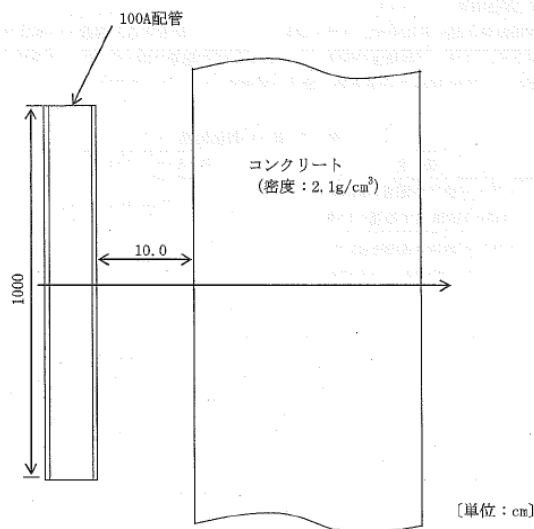
また、スラッジ貯槽のほかにスラッジが内包される機器として移送配管が建屋内にあるため、その配管を対象とした評価も行う。建屋内の配管の口径はいくつかの種類があることから、線源として保守的になるよう 100A 配管で 1m 長さとし、配管と建屋壁との距離を保守的に 10cm とした（図－2）。

表－1 選定された核種及び放射能濃度、線源強度

核種	$^{89}\text{Sr}$ , $^{90}\text{Y}$ , $^{95}\text{Zr}$ , $^{95}\text{Nb}$ , $^{103}\text{Ru}$ , $^{106}\text{Rh}$ , $^{125}\text{Sb}$ , $^{131}\text{I}$ , $^{134}\text{Cs}$ , $^{137}\text{Cs}$ , $^{137\text{m}}\text{Ba}$ , $^{140}\text{Ba}$ , $^{140}\text{La}$ , $^{144}\text{Pr}$
上澄液放射能濃度（合計）	$5.4 \times 10^4$ (Bq/cm <sup>3</sup> )
スラッジ放射能濃度（合計）	$1.1 \times 10^9$ (Bq/cm <sup>3</sup> )
上澄液線源強度（合計）	$1.2 \times 10^4$ (MeV/sec)
スラッジ線源強度（合計）	$7.0 \times 10^8$ (MeV/sec)



図－1 廃スラッジ一時保管施設 建屋外壁評価モデル



図－2 配管遮へい評価モデル

## 2. 評価結果

上記の条件を踏まえて評価した結果、貯槽1基に対して壁外表面の線量率が1.0mSv/h以下を満足する壁厚は径方向・軸方向ともに85cmであるが、実際には複数の貯槽が並ぶことから、余裕を考慮して必要な壁厚を100cmと評価した。遮へい厚さと壁外表面の線量率の関係を図－3，－4に示す。

また、配管に対する遮へいについては、壁外表面の線量率が1.0mSv/h以下を満足する壁厚は70cmであるが、保守的な評価として複数の移送配管内にスラッジが移送されることを考慮して必要な壁厚を80cmと評価した。遮へい厚さと壁外表面の線量率の関係を図－5に示す。

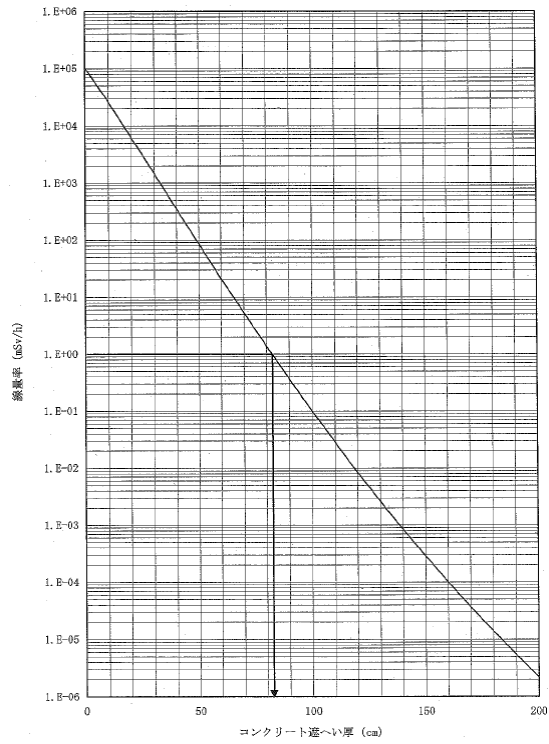


図-3 スラッジ貯槽周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係（径方向）

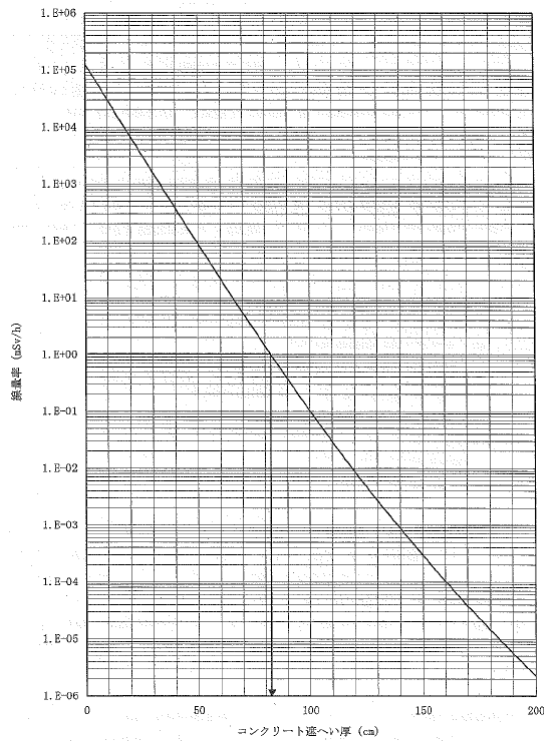


図-4 スラッジ貯槽周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係（軸方向）

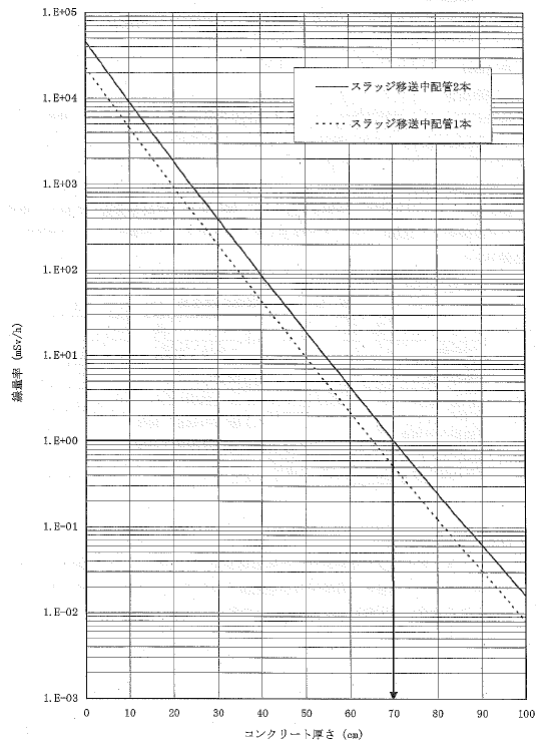


図-5 配管周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係

以上

## 汚染水処理設備等の工事計画及び工程について

高レベル汚染水処理設備，貯留設備，使用済セシウム吸着塔保管施設，及び廃スラッジ貯蔵施設等は，高レベルの放射性物質を扱うため設備の信頼性向上及び敷地境界線量の低減を目的とした以下の工事について計画し，実施する。

## 1 設備の現状及び工事の概要

## 1.1 滞留水移送装置移送ラインのポリエチレン管化

滞留水移送装置移送ラインの信頼性向上のため，移送ラインを耐圧ホースからポリエチレン管に取替を行う。現状，主要系統の配管については耐圧ホースからポリエチレン管へ取替済みであり，今後サイトバンカ建屋－プロセス主建屋間の移送ラインについて耐圧ホースからポリエチレン管への取替を行う。

## 1.2 淡水化装置移送ラインのポリエチレン管化

淡水化装置移送ラインの信頼性向上のため，移送ラインを耐圧ホースからポリエチレン管に取替を行う。現状，主要系統の配管については耐圧ホースからポリエチレン管へ取替済みであり，今後淡水化装置及びポンプ等の機器周り耐圧ホースについて，ポリエチレン管等の信頼性の高い設備への取替を行う。

## 1.3 タンク増設

汚染水処理設備，多核種除去設備の稼動に合せ，淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）からの淡水，廃水，並びに多核種除去設備の処理済水を貯蔵する中低濃度タンクの設置を行う。今後は，多核種除去設備の処理済水を貯留する多核種処理水貯槽について必要となる容量を確認しながら追加設置する。

## 1.4 使用済セシウム吸着塔一時保管施設増設，及び使用済吸着塔の移動

汚染水処理設備の稼動に合せ，放射性物質を吸着させた使用済みの吸着塔を保管する一時保管施設の設置を行う。現状，セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔を貯蔵する第一施設，セシウム吸着装置の使用済み吸着塔及び多核種除去設備の高性能容器を貯蔵する第二施設が設置済みである。

今後，多核種除去設備の稼動に伴い，多数発生する二次廃棄物を収納する高性能容器を貯蔵するため第三施設を増設する。また，敷地境界線量の低減のため，敷地中央付近に第四施設を増設し，敷地境界付近の第一施設にあるセシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔を順次移動する。

2 工程

項目	平成25年												平成26年												平成27年		
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3			
滞留水移送装置移送ラインのポリエチレン管化	サイト・シカープロセス主建屋間の移送ライン設計・据付																										
淡水化装置移送ラインのポリエチレン管化																											
タンク増設	平成25年9月までに8万トン（順次設置）																										
													必要となる容量を確認しながら追加設置（最大30万トン）														
使用済セシウム吸着塔一時保管施設増設	第三施設 設計・据付（設計段階のため今後の詳細設計により決定）																										
	部分運用開始（平成25年3月末より）																										
	第四施設 設計・据付																										
使用済セシウム吸着塔の移動	移動																										

## 2.6 滞留水を貯留している（滞留している場合を含む）建屋

### 2.6.1 基本設計

#### 2.6.1.1 設置の目的

既設1～4号機の原子炉建屋，タービン建屋（トレンチ，立坑<sup>※1</sup>，コントロール建屋含む），廃棄物処理建屋には，高レベル放射性汚染水（以下，「滞留水」という。）が滞留している。また，集中廃棄物処理建屋のうち，プロセス主建屋，雑固体廃棄物減容処理建屋（以下，「高温焼却炉建屋」という。）は，1～4号機のタービン建屋の滞留水を移送するための受け入れ先とするものであることから，各建屋の滞留水の状況を適切に監視し，放射性物質の建屋外への漏えいを防止するための機能を満足する設備とする。

※1：立坑とは，規模の大きな地中構造物のうち，比較的深い（10m程度）「縦の坑道」をいう。

#### 2.6.1.2 要求される機能

- (1) 建屋等に滞留する滞留水の状況を監視できる機能を有し，建屋等の外への漏えいを防止できる機能を有すること。
- (2) 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合にも，建屋等の外への漏えいを防止できるよう水位を管理できること。
- (3) 滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出を抑制・管理できる機能を有すること。
- (4) 建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能を有すること。

#### 2.6.1.3 設計方針

- (1) 建屋等の滞留水の状況を監視できる機能を有し，建屋等の外への漏えいを防止できる機能を有する設計とする。

具体的には，建屋等の滞留水の状況を監視できる機能として，水位計を設置する。また，各建屋からの滞留水の漏えいを防止するために，建屋に滞留する滞留水の水位が地下水の水位よりも低くなるように管理するため，建屋近傍の適切なサブドレン<sup>※2</sup>に水位計を設置する。

※2：サブドレン水とは，建屋周辺の地下水をいう。

- (2) 汚染水処理設備の長期間の停止，豪雨等があった場合にも，建屋等の外への漏えいが防止できるよう水位を管理する。

具体的には，汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持することにより管理する。また，プロセス主建屋，高温焼却

炉建屋については、受け入れを停止すれば問題とならない。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

- (3) 滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出を抑制・管理できる機能を有する設計とする。

具体的には、滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、必要に応じて各建屋についてダストサンプリングを実施する。

- (4) 建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能を有する設計とする。

具体的には、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

- (5) 必要に応じて、貯留または滞留している滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理が適切に行える機能を有する設計とする。

具体的には、滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し水素の滞留のないことを確認する。また、念のため、必要に応じて換気口を設けるなど水素の滞留を抑制する。

- (6) 環境条件に対する設計上の考慮

海水による影響については、「Ⅲ. 3. 1. 3. 1. 2(5) 1～4号機原子炉建屋の点検について及び、同 添付資料-6 コメント回答③」を参照。

- (7) 電源停止に対する設計上の考慮

全電源喪失による水位の遠隔監視機能が喪失の場合でも、これまでの実績から地下水の流入量及び原子炉注水による水位の上昇は緩慢なものであり、水位のシミュレーションも可能である。また、交流電源を使用しない別の水位計により電源復旧までの間、手動での水位計測も可能である。以上のことから、漏えい防止の水位監視機能は喪失しないことから、安全上の問題は生じない。

- (8) 信頼性に対する設計上の考慮について

建屋等の外への漏えいを防止できる機能については、多重性を持たないが、滞留水を貯留する機能については、1～4号機各建屋の滞留水をプロセス主建屋、高温焼却炉建屋に移送することができ、更に、高濃度滞留水受タンクにも移送が可能であり、それぞれ独立した設備であることから多重性、独立性を有している。



(9) 検査可能性に対する設計上の考慮について

建屋そのものの構造・強度の健全性については、直接的には、水没部が高線量であり確認することは出来ないが、類似箇所からの類推評価や解析により健全性を評価することが可能である。

また、建屋の滞留水を貯留する能力については、滞留水の水位制御により担保されていることから、水位が規定の値に制御されていることにより能力が保たれていることを確認することが可能である。また、建屋周囲のサブドレンの放射能濃度を計測することにより、漏えいがないことを確認でき、滞留水の地下水への漏えいのないことを確認可能である。

(10) 建屋等内に滞留する滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減にかかる方針について

滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減を図るためには、今後、地下水位を管理し地下水の流入を抑制し滞留水の水位を下げタービン建屋、原子炉建屋、廃棄物処理建屋内にある滞留水を処理する必要がある。このため、地下水バイパス、トレンチ止水等の方策を検討する。

2.6.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 建屋等の外への滞留水の漏えいを防止できる機能を有すること

2.6.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

滞留水を貯留している建屋等は、集中廃棄物処理建屋のうち、滞留水を貯留するプロセス主建屋、高温焼却炉建屋と、滞留水が滞留する1～4号機の原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋で構成する。

各号機の建屋等について設計内容を目標ごとに以下に記載する。

(2) プロセス主建屋

プロセス主建屋に貯留する滞留水は、2号機、3号機及び4号機から滞留水移送装置(移送ポンプ、ポリエチレン管等)で移送され、汚染水処理設備で処理されることにより水位調整を行う。移送については、移送元の1～4号機の水位や移送先となる集中廃棄物処理建屋の水位の状況を考慮し実施する。

プロセス主建屋について、以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、水位計を設置し、建屋内水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 貫通部の止水

漏えいの経路となり得る当該建屋の系外への貫通部に適切な止水を実施する。

(b) 外壁，床面等の亀裂からの漏えい対策

亀裂等からの漏えい対策として、外壁，床面等の亀裂や浸潤などにひび割れ補修を実施する。

(c) 建屋に貯留する滞留水の水位管理

建屋に貯留する滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

(d) コンクリート壁中における放射性物質の拡散について

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

(e) サイトバンカ建屋における滞留水の対応について

プロセス主建屋に隣接するサイトバンカ建屋においては、地下に滞留している水に放射能が検出されていることから、プロセス主建屋に貯留する滞留水が両建屋間を繋ぐ階段室を介し流入した可能性は否定できない。

このため、サイトバンカ建屋の滞留水は適宜プロセス主建屋へ移送する。

また、サイトバンカ建屋近傍のサブドレン水の水位及び放射能濃度を監視する。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、受け入れ元であるタービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持する。このことから、プロセス主建屋への受け入れを停止すれば問題とならない。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、可能な限り地下開口部の閉塞を行う。また、必要に応じてプロセス主建屋についてもダストサンプリングを実施する。

なお、水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として設置する局所排風機は、チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタを通して排気するものとする。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水の

サンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し、水素の滞留のないことを確認する。また念のため、水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として、建屋上部より吸気して排気する局所排風機を設置する。

なお、滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞する部位については、可燃性ガスが滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(3) 高温焼却炉建屋

高温焼却炉建屋に貯留する滞留水は、2号機、3号機及び4号機から滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）で移送することにより受け入れ、汚染水処理設備により処理することにより水位調整を行う。移送については、移送元の1～4号機の水位や移送先となる集中廃棄物処理建屋の水位の状況を考慮し実施する。

高温焼却炉建屋について、以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、水位計を設置し、建屋内水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 貫通部の止水

漏えいの経路となり得る当該建屋の系外への貫通部に適切な止水工事を実施する。

(b) 外壁、床面等の亀裂からの漏えい対策

亀裂等からの漏えい対策として、外壁、床面等の亀裂や浸潤などにひび割れ補修を実施する。

(c) 建屋に貯留する滞留水の水位管理

建屋に貯留する滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理する。そのため、建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

(d) コンクリート壁中における放射性物質の拡散について

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

(e) 隣接する地下通路への滞留水の漏えい対応について

高温焼却炉建屋の滞留水は、隣接する地下通路に漏えいしていることが確認されたが地下通路部の水位の方が高いことから漏えいは抑制されていると考える。

念のため、高温焼却炉建屋近傍のサブドレン水の水位及び放射能濃度を監視する。

- b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、受け入れ元であるタービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持する。このことから、高温焼却炉建屋への受け入れを停止すれば問題とならない。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

- c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、可能な限り地下開口部の閉塞を行う。また、必要に応じてプロセス主建屋についてもダストサンプリングを実施する。

なお、水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として設置する局所排風機は、チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタを通して排気するものとする。

- d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの監視箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

- e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し、水素の滞留のないことを確認する。また念のため、水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として、建屋上部より吸気して排気する局所排風機を設置する。

なお、滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞する部位については、可燃性ガスが滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

#### (4) 1号機

1号機の滞留水については、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に滞留しており、原子炉建屋から主に廃棄物処理建屋を通過して2号機廃棄物処理建屋へ流出するとともに、タービン建屋にも流出する可能性があると考えられる。1号機タービン建屋の滞留水については、水位状況に応じて1号機廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）を通じて移送することにより2号機タービン建屋に移送する。

1号機の各建屋について、以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所サブドレンに水位計を設置する。

また、地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

さらに、地下水による海洋汚染拡大防止を図るため1～4号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置した場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、1号機の滞留水が流入する2号機タービン建屋等の水位を、余裕のある水位に維持する。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、タービン建屋及び廃棄物処理建屋について、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋、廃棄物処理建屋についてダストサンプリングを実施する。

なお、原子炉からの放射性物質の飛散抑制の応急措置的対策のため、原子炉建屋にカバーを設置する。本カバーの設置とともに排気設備を設置し、チャコールフィルタ及び高性能粒子フィルタを通して排気することにより、滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出の低減を図る。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水の

サンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後、滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(5) 2号機

2号機の滞留水については、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に滞留しており、各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動があり、2号機タービン建屋から3号機タービン建屋または集中廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）を通じて移送することにより水位調整を行う。移送については、移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。2号機の各建屋について、以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また、地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

O.P. 4000に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに、地下水による海洋汚染拡大防止を図るため1～4号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、タービン建屋等の水位を、余

裕のある水位に維持し、滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まるOP. 4000 までの余裕を確保する。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、タービン建屋及び廃棄物処理建屋について、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋、廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後、滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(6) 3号機

3号機の滞留水については、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に滞留しており、3/4号機の各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動がある。また、2号機から滞留水移送装置で移送された滞留水が流入する。これらの滞留水は3号機タービン建屋から4号機タービン建屋、3号機または4号機タービン建屋から集中廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ、ポリエチレン管等）で移送することにより水位調整を行う。移送については、移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。3号機の各建屋について、以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また、建屋からの漏えいを防止する機能として、以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また、地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

OP. 4000に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに、地下水による海洋汚染拡大防止を図るため1～4号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても、建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し、漏えいする可能性があるため、拡散評価を行う。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え、タービン建屋等の水位を、余裕のある水位に維持し、滞留水が急激に増加した場合の海洋への放リスクの高まるOP. 4000までの余裕を確保する。また、1～4号機の滞留水が急激に増加した場合、高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため、タービン建屋及び廃棄物処理建屋について、可能な限り地下開口部の閉塞を行い、原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋、廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後、滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

(7) 4号機

4号機の滞留水については、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋に滞留しており、3/4号機の各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動があり、3号機タ



ービン建屋または4号機タービン建屋から滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）で集中廃棄物処理建屋へ移送することにより水位調整を行う。移送については，移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。4号機の各建屋について，以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また，地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

OP. 4000に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに，地下水による海洋汚染拡大防止を図るため1～4号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため拡散評価を実施する。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を，余裕のある水位に維持し，滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まるOP. 4000までの余裕を確保する。また，1～4号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，タービン建屋及び廃棄物処理建屋について，可能な限り地下開口部の閉塞を行い，必要に応じて原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として、サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し、定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出、管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後、滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合、対策を実施する。

2.6.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波対策は、「Ⅲ.3.1.3.2 津波への対応」を参照。

(2) 豪雨・台風

豪雨・台風対策は、「Ⅲ.3.1.4.1 台風・豪雨について」を参照。

(3) 竜巻

竜巻対策は、「Ⅲ.3.1.4.2 竜巻について」を参照。

(4) 火災

建屋内の各設備においては、設備毎に必要な火災対策を実施している。また、滞留水を貯留・滞留している建屋地下エリアは、火気作業が無いため火災が発生するリスクが低く、仮に火災が発生したとしても、滞留水の貯留機能に影響はないことから、追加の火災対策は不要である。

2.6.1.7 構造強度及び耐震性

(1) プロセス主建屋

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析、点検による確認

プロセス主建屋は耐震Bクラスであり、今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの、弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが、構造物としての健全性が維持されていることについて、地震応答解析、点検により確認を行う。

b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し、参考に基準地震動  $S_s$  に対し

て、構造強度を満足することを確認する。

## (2) 高温焼却炉建屋

### a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析，点検による確認

高温焼却炉建屋は耐震Bクラスであり，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの，弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが，構造物としての健全性が維持されていることについて，地震応答解析，点検により確認を行う。

### b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し，参考に基準地震動  $S_s$  に対して，構造強度を満足することを確認する。

## (3) 1～4号機

### a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析

原子炉建屋は耐震Sクラス，タービン建屋，廃棄物処理建屋は耐震Bクラスであり，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの，弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが，原子炉建屋とタービン建屋は構造物としての健全性が維持されていることについて，地震応答解析により確認を行う。

### b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し，原子炉建屋について，基準地震動  $S_s$  に対して，構造強度を満足することを確認する。

また，参考に，タービン建屋，廃棄物処理建屋について，基準地震動  $S_s$  に対して，構造強度を満足することを確認する。

## 2.6.2 添付資料

- 添付資料－1 系統概略図
- 添付資料－2 構造強度及び耐震性
- 添付資料－3 地下水バイパスによる地下水流入量の低減
- 添付資料－4 プロセス主建屋の貫通部の止水措置
- 添付資料－5 プロセス主建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策
- 添付資料－6 プロセス主建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価
- 添付資料－7 高温焼却炉建屋の貫通部の止水措置
- 添付資料－8 高温焼却炉建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策
- 添付資料－9 高温焼却炉建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価
- 添付資料－10 1～4号機の各建屋外への放射性物質移行量の評価

添付資料－ 1 1 建屋等内に滞留する滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減にかか  
かる方針

系統概略図

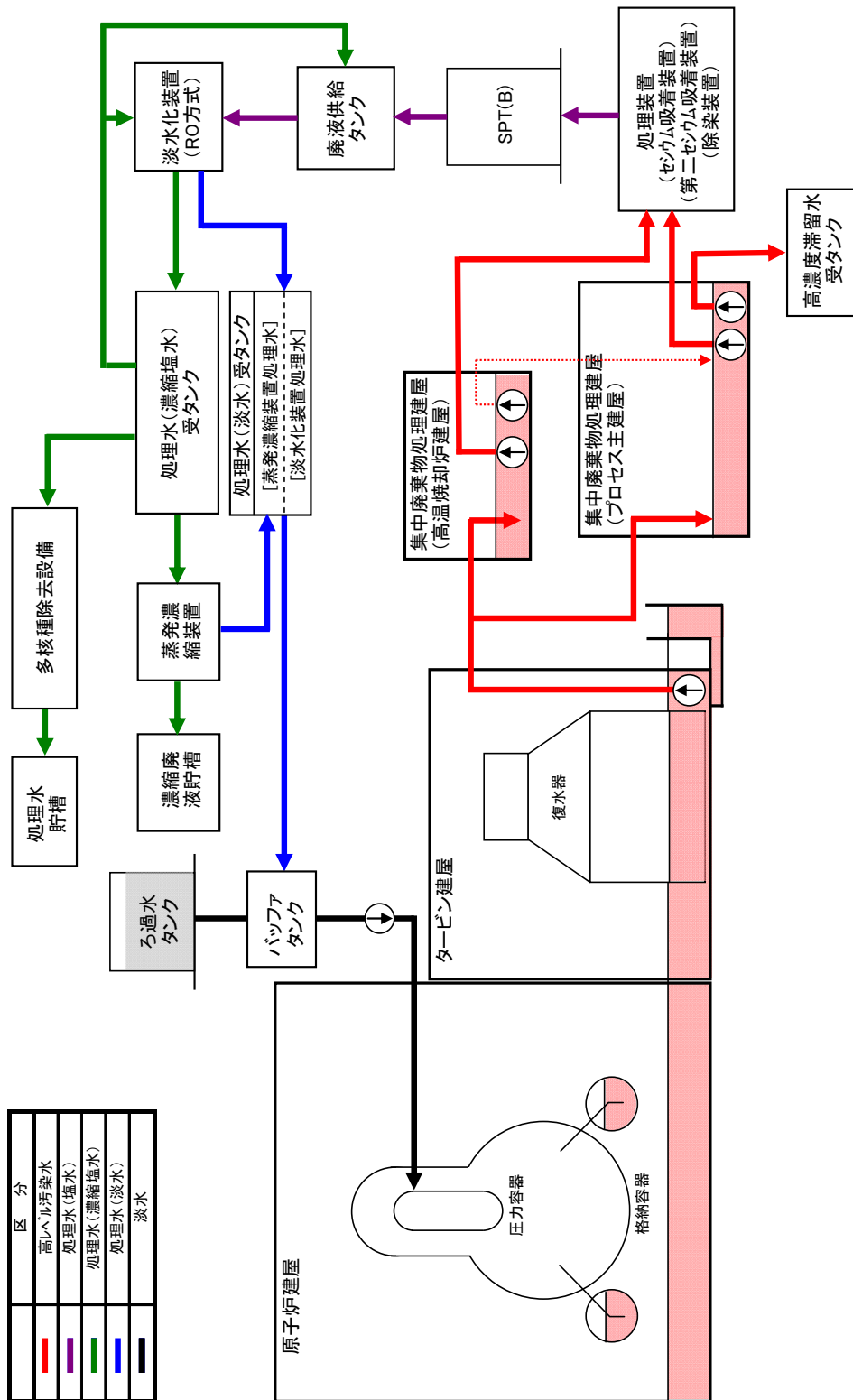
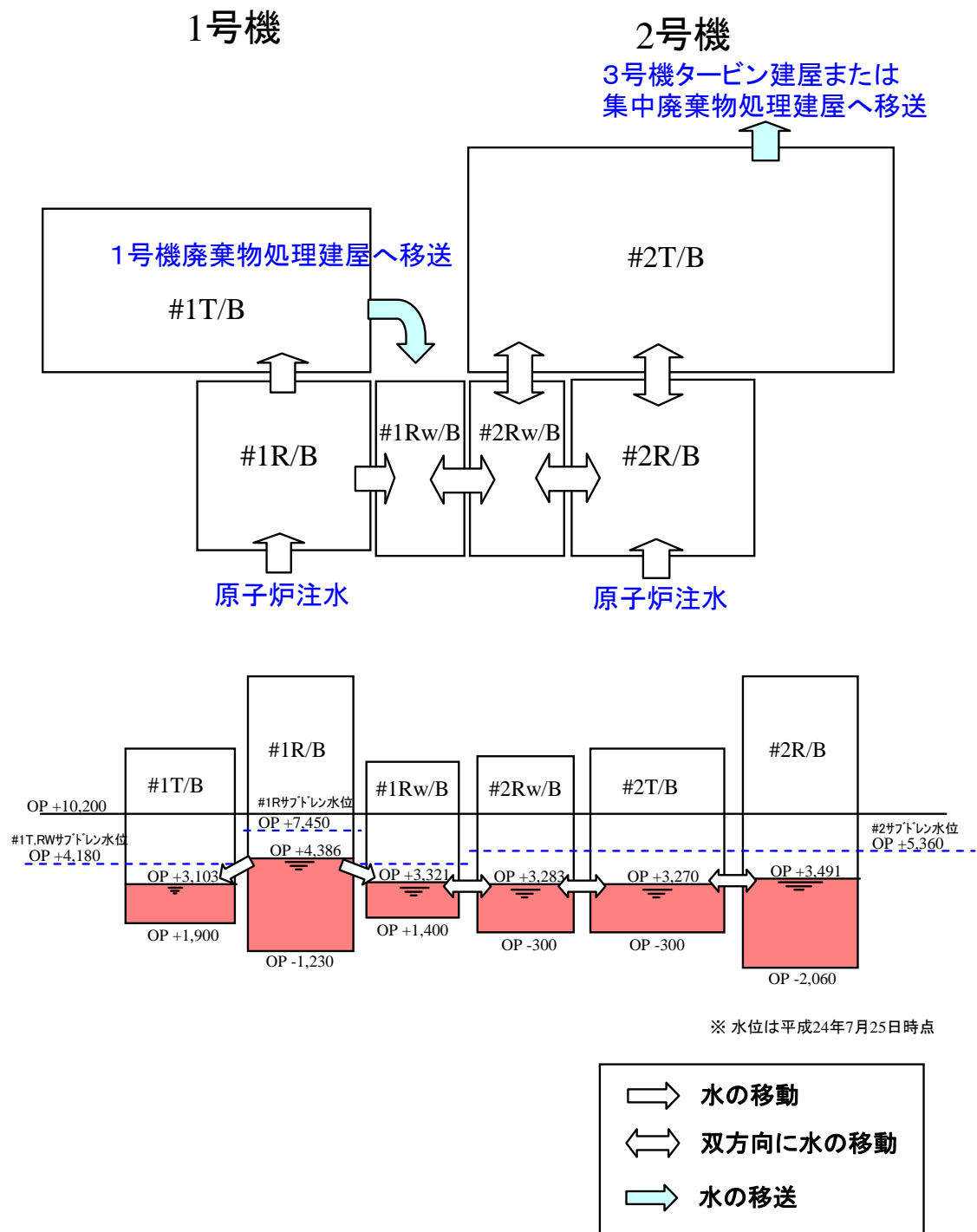
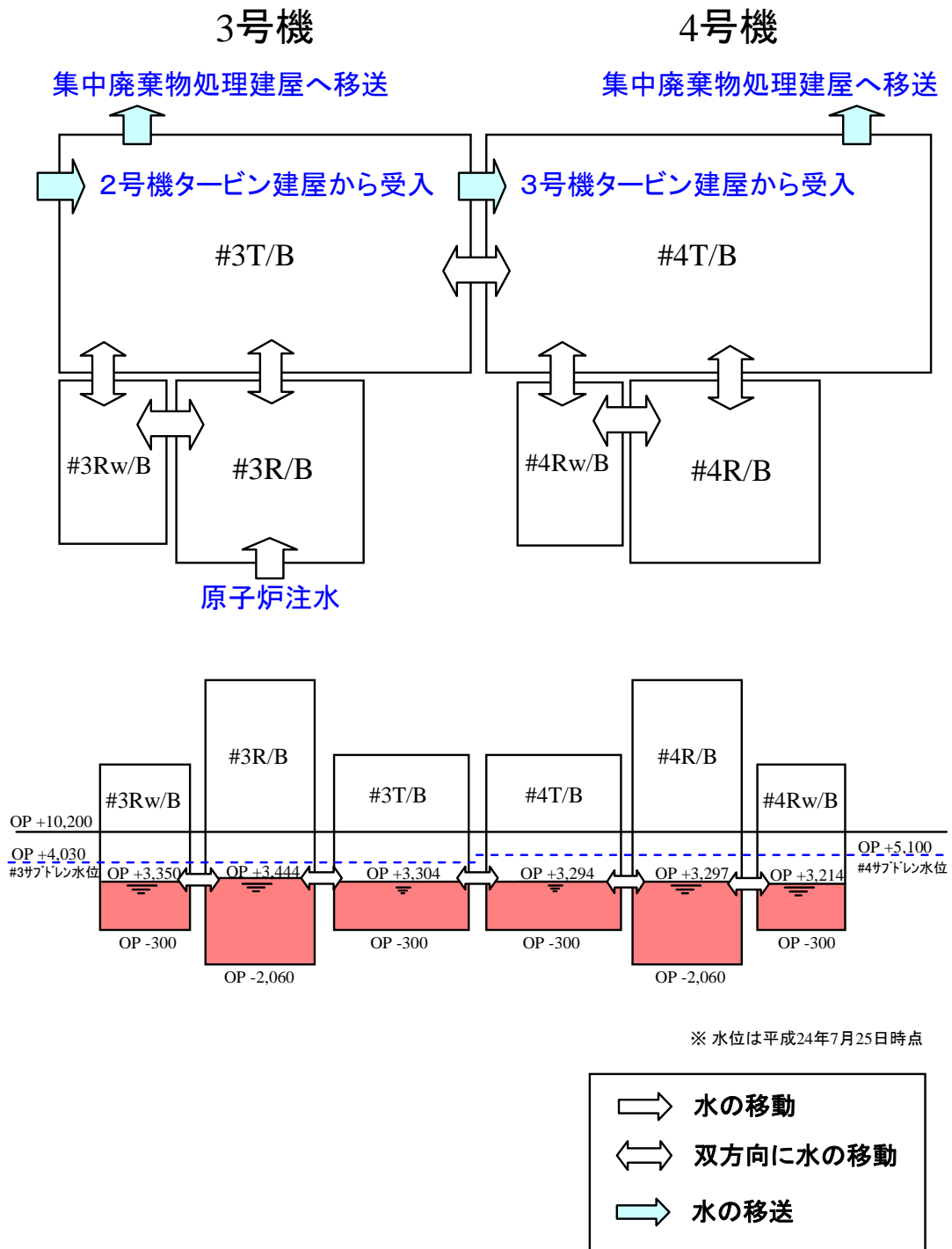


図1 滞留水移送概念図



注 #n: n号機, R/B:原子炉建屋, T/B:タービン建屋, Rw/B:廃棄物処理建屋

図2 1 / 2号機建屋間における滞留水の流れのイメージ



注 #n: n号機, R/B:原子炉建屋, T/B:タービン建屋, Rw/B:廃棄物処理建屋

図3 3/4号機建屋間における滞留水の流れのイメージ

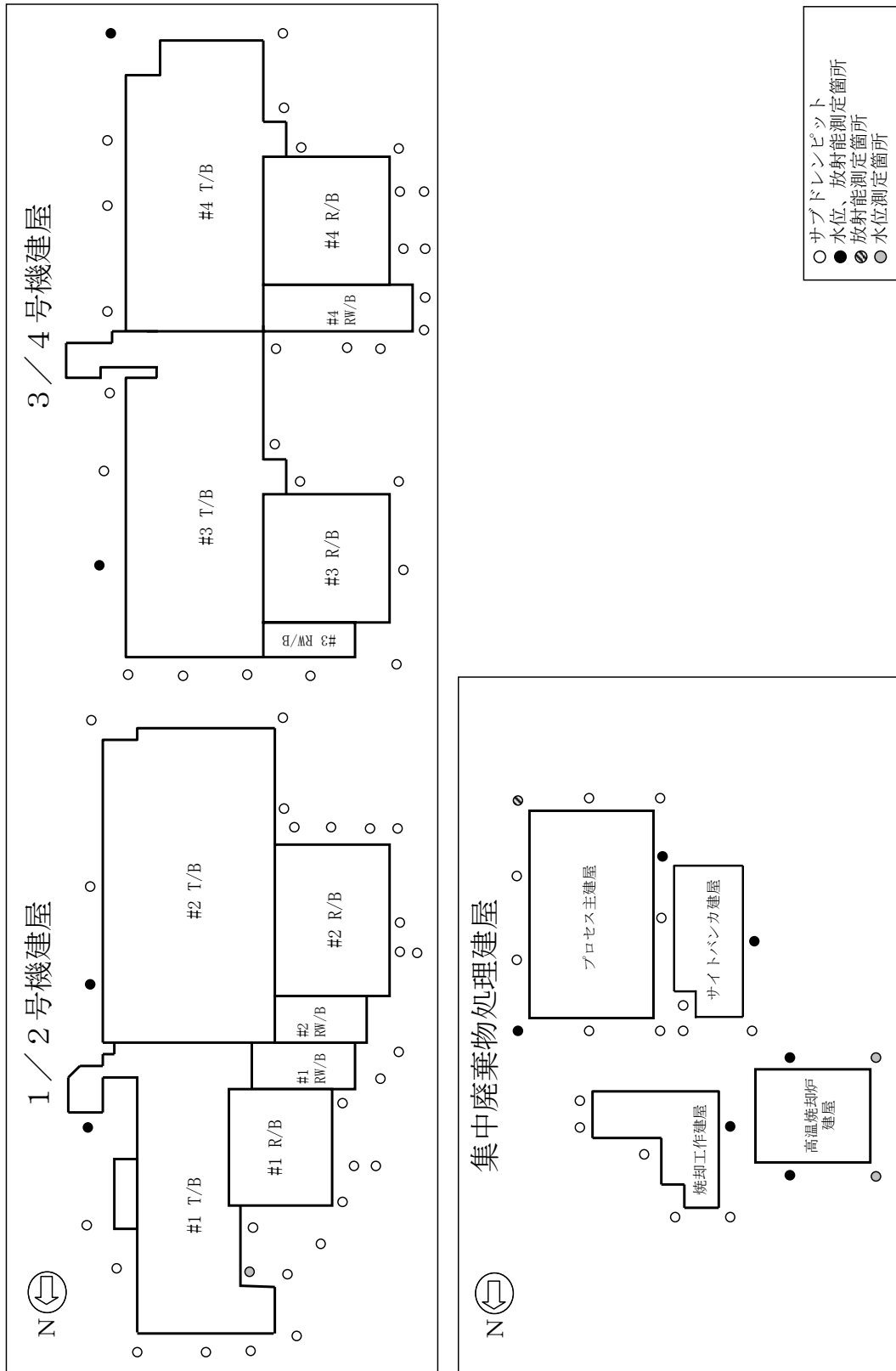


図4 サブドレンピット概略配置図



構造強度及び耐震性  
(地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価)

1 はじめに

地下に滞留水を貯留する1～4号機原子炉建屋，1～4号機タービン建屋，1～4号機廃棄物処理建屋及び1～4号機コントロール建屋について，地下階に滞留水があることを考慮し，基準地震動 $S_s$ に対し，地下外壁が崩壊しないことを確認する。なお，判定は地下階の耐震壁が終局限界に至らないことを確認する。

1号機原子炉建屋，2号機原子炉建屋及び4号機原子炉建屋について，基準地震動 $S_s$ に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁の耐震安全性を評価する。(4号機原子炉建屋については，Ⅲ.3.1.3 添付資料3を参照)なお，3号機原子炉建屋については，今後，報告することとする。

また，1～4号機タービン建屋，1～4号機廃棄物処理建屋及び1～4号機コントロール建屋について，それぞれ代表号機を選定した上で，基準地震動 $S_s$ に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁の耐震安全性を評価する。なお，代表号機以外については，今後，代表号機の耐震安全性評価結果を踏まえ，建屋の類似性等を考慮して，耐震安全性を評価する。ここで，代表号機は滞留水の容量が最大の号機とする。

## 2 原子炉建屋

### 2.1 1号機原子炉建屋

#### 2.1.1 解析評価方針

1号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

解析モデルは、地下1階から地上5階に設置された機器を含む建屋全域をNS、EW方向とも1軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) を超えないことを確認することとする。

1号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を、図2.1.1-1に示す。

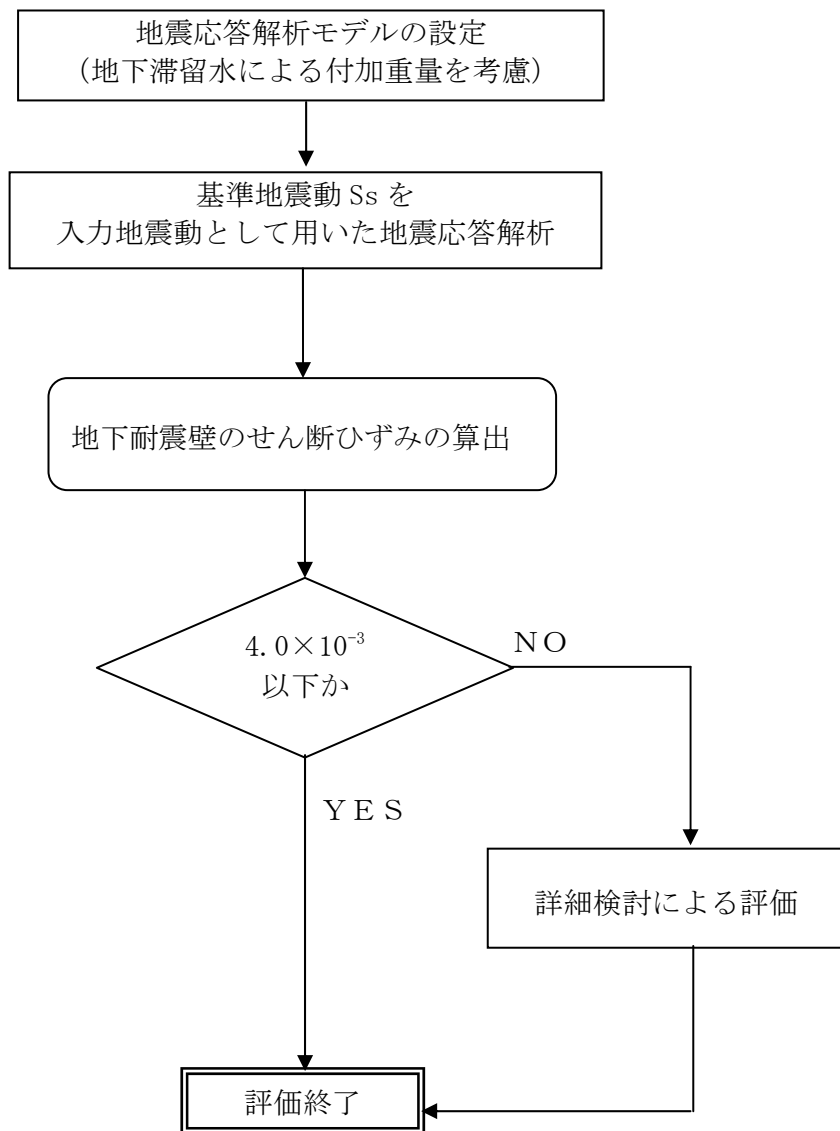


図 2.1.1-1 1号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

## 2.1.2 1号機原子炉建屋の水位及び地下滞留水量

1号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 2.1.2-1 に示す。

表 2.1.2-1 1号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1号機
水位	O.P. 7,000
貯水量	5,600m <sup>3</sup>

### 2.1.3 解析に用いる入力地震動

1号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図2.1.3-1に示す。この1号機原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動  $S_s$  の加速度波形について、図2.1.3-2に示す。

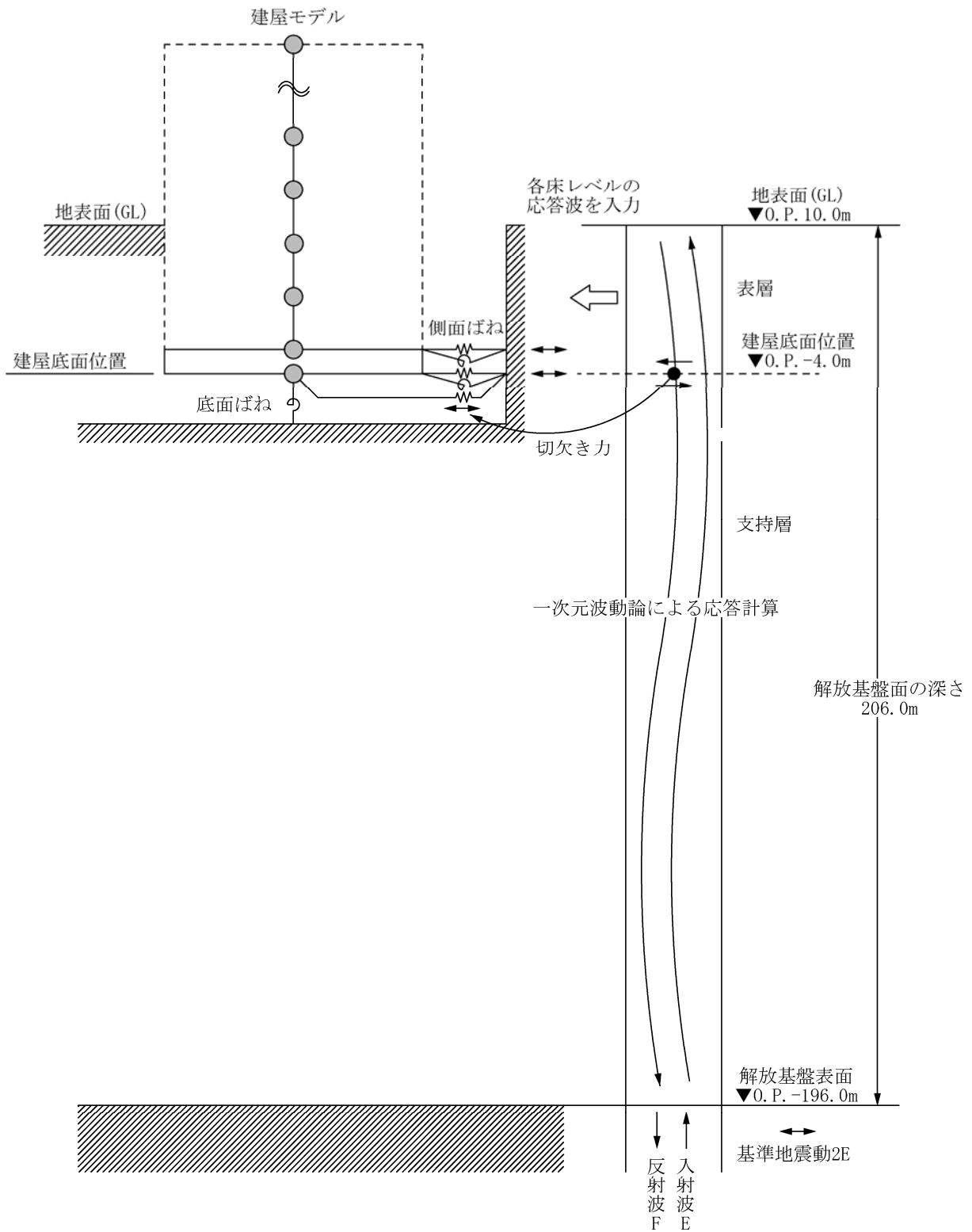


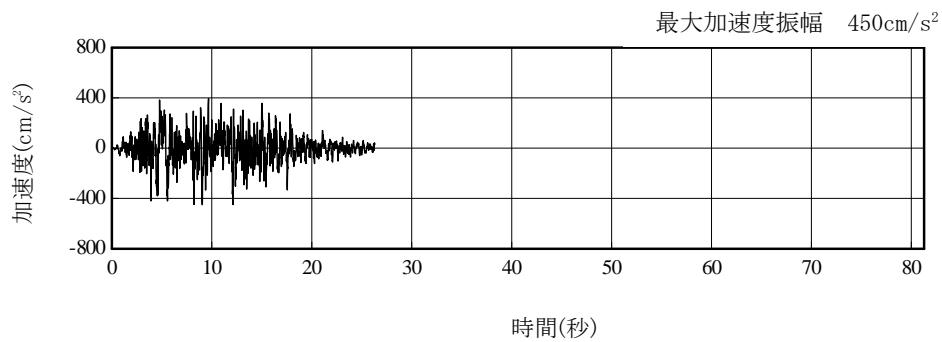
図 2. 1. 3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 2. 1. 3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形 (水平方向)

#### 2.1.4 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する 1 号機原子炉建屋の地震応答解析は、「2.1.3 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 2.1.4-1 及び図 2.1.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 2.1.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を表 2.1.4-2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 2.1.4-3 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にし、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋込部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平及び回転ばねを「JEAG4601-1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 2.1.4-3 に示すようにばね定数 ( $K_c$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_c$ ) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。



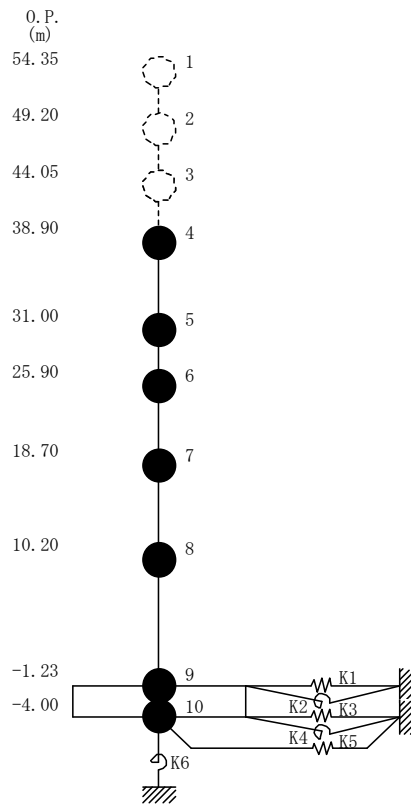


図 2.1.4-1 1号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

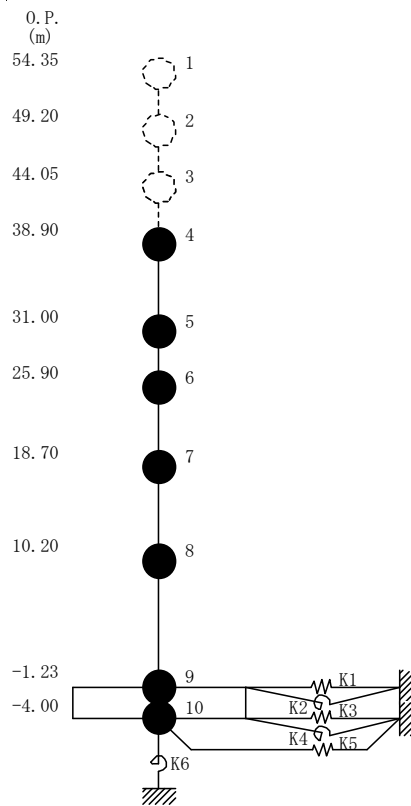


図 2.1.4-2 1号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表 2.1.4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンク	強度*1 F <sub>c</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数*2 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数*2 G (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m <sup>3</sup> )
リート	35.0	2.57×10 <sup>4</sup>	1.07×10 <sup>4</sup>	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

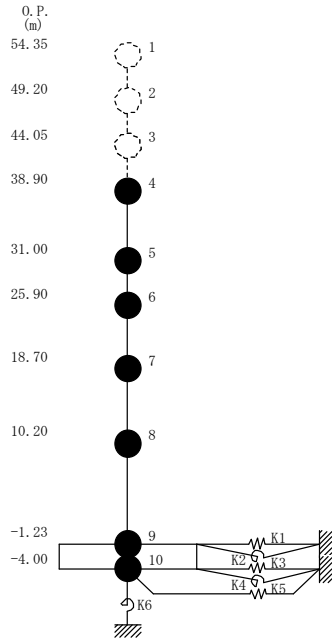
\*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

\*2：実強度に基づく値を示す。

\*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 2.1.4-2 建屋解析モデルの諸元

NS 方向

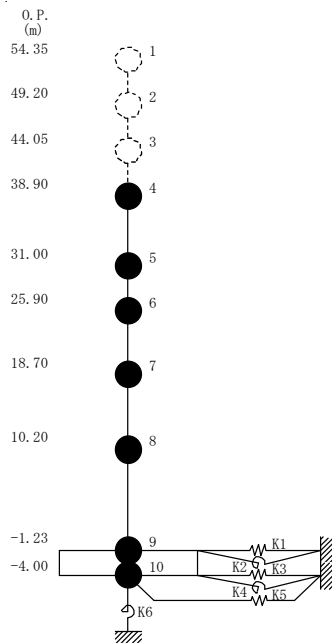


質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^6 \text{kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	—	—	—	—
4	58,690	84.43	—	—
5	67,910	97.77	135.0	16,012
6	77,220	111.11	160.8	21,727
7	88,440 [1,240]	127.32 [1.79]	132.8	24,274
8	162,800 (16,780)	234.31 (24.15)	155.6	36,481
9	185,210 (38,140)	266.64 (54.91)	294.0	52,858
10	62,400	89.83	1,914.3	275,530
合計	702,670			

注 ( )内は滞留水による付加分を示す。  
[ ]内はカバリング工事による付加分を示す。

ヤング係数  $E_c$   $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰  $h$  5%  
 基礎形状 41.56m(NS 方向)  $\times$  43.56m(EW 方向)

EW 方向



質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^6 \text{kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	—	—	—	—
4	58,690	48.34	—	—
5	67,910	55.90	102.7	9,702
6	77,220	63.55	163.9	13,576
7	88,440 [1,240]	127.32 [1.79]	131.6	14,559
8	162,800 (16,780)	234.31 (24.15)	197.8	36,427
9	185,210 (38,140)	327.39 (67.42)	294.0	52,858
10	62,400	110.32	1,914.3	338,428
合計	702,670			

注 ( )内は滞留水による付加分を示す。  
[ ]内はカバリング工事による付加分を示す。

ヤング係数  $E_c$   $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰  $h$  5%  
 基礎形状 41.56m(NS 方向)  $\times$  43.56m(EW 方向)

表 2.1.4-3 (1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

表 2.1.4-3 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

表 2.1.4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩  (解放基盤)	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-



図 2.1.4-3 地盤ばねの近似

### 2.1.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向、EW方向の最大応答加速度を、滞留水を未考慮\*注の場合と比較して、図2.1.5-1～図2.1.5-6に示す。

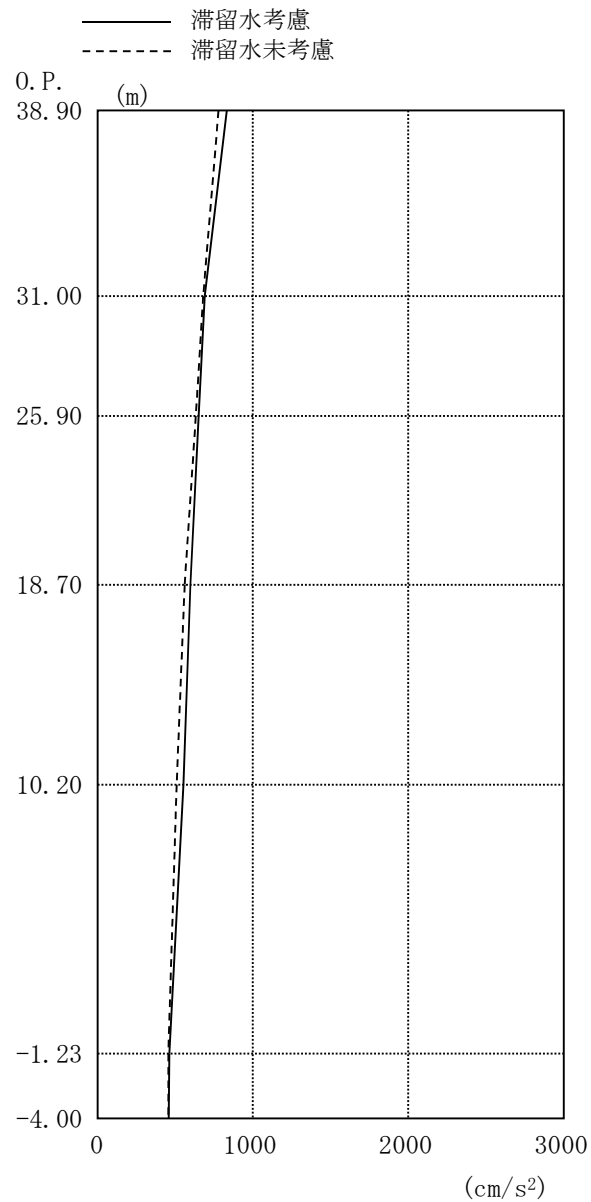


図 2.1.5-1 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-1H)

\*注：滞留水未考慮に用いる結果は、損傷前の「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号 平成 21 年 6 月 19 日付け）の結果を示す。

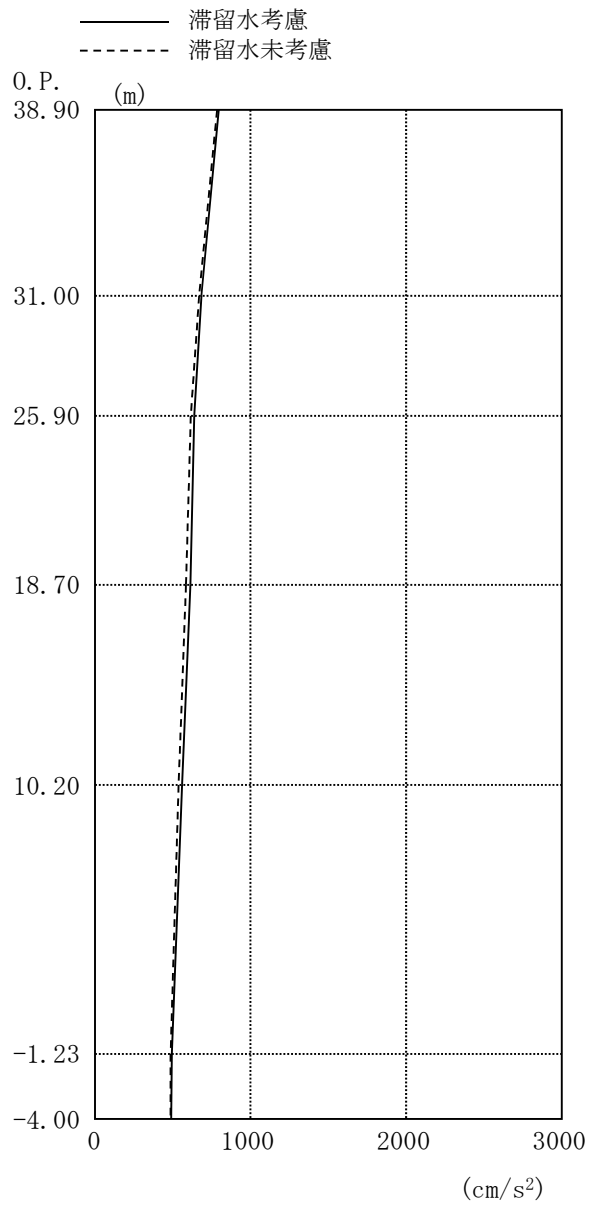


图 2.1.5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)



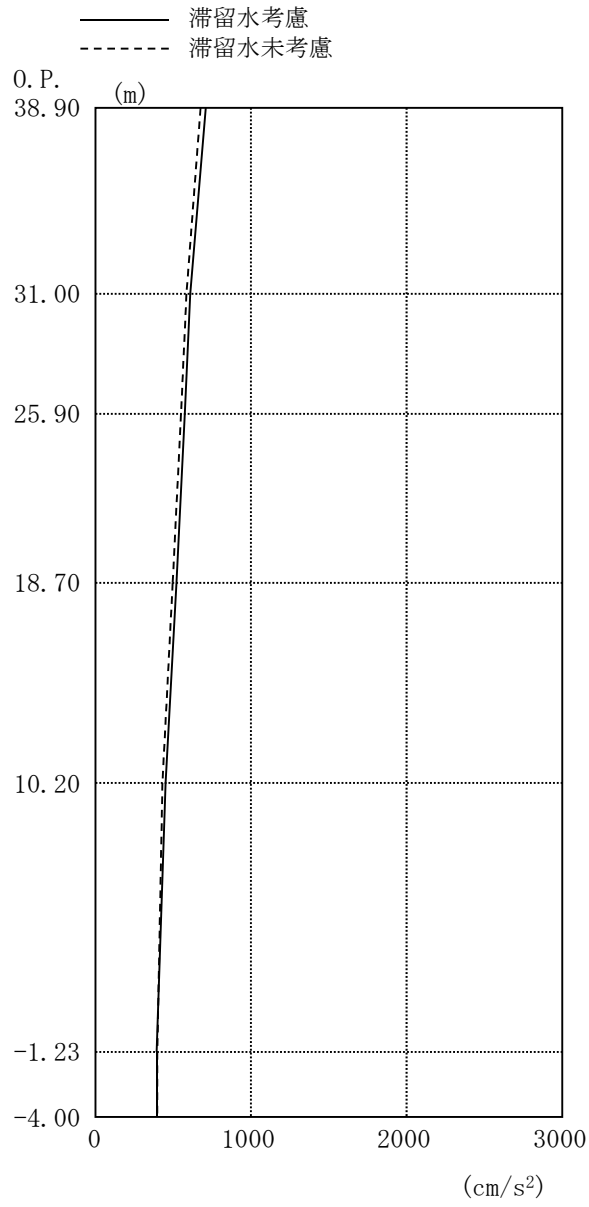


图 2.1.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3H)

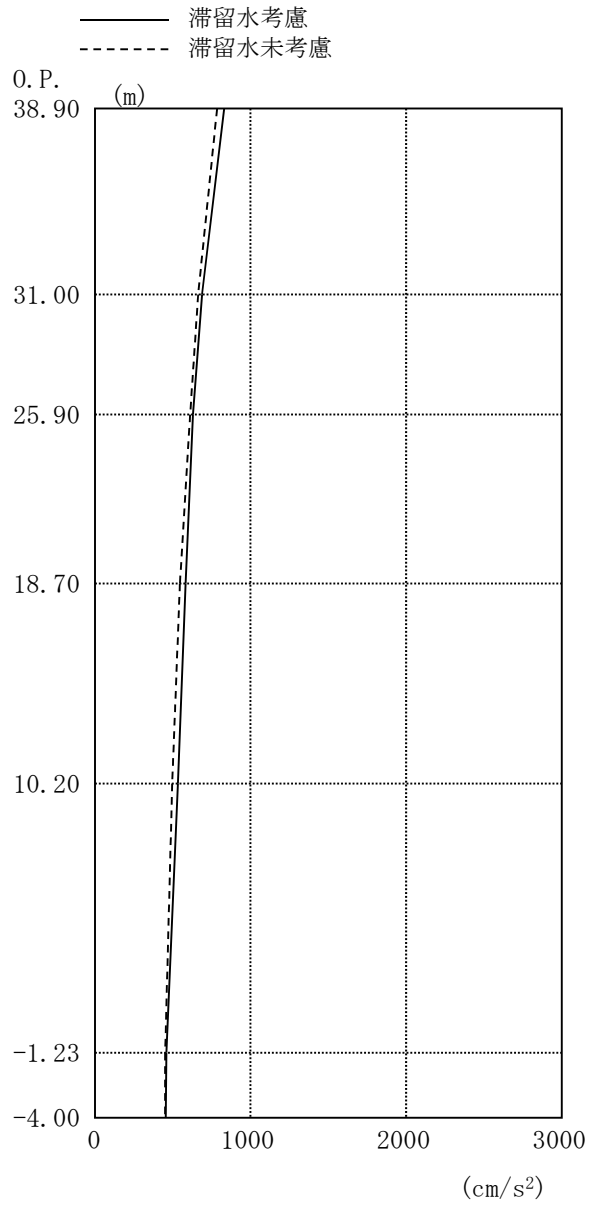


图 2.1.5-4 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-1H)

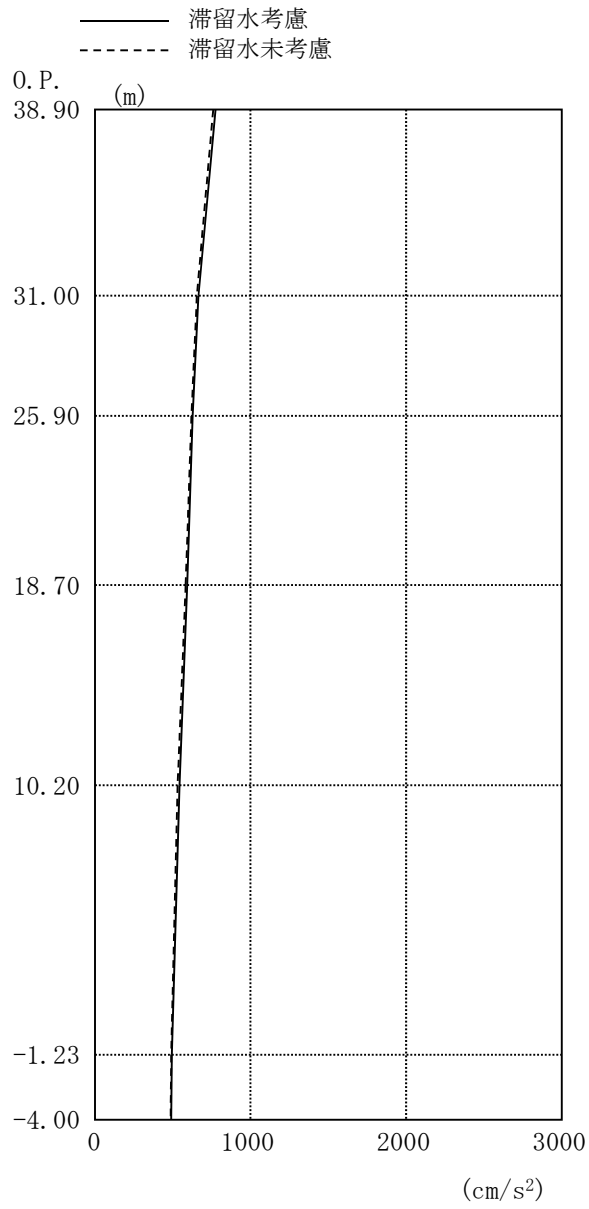


图 2.1.5-5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-2H)

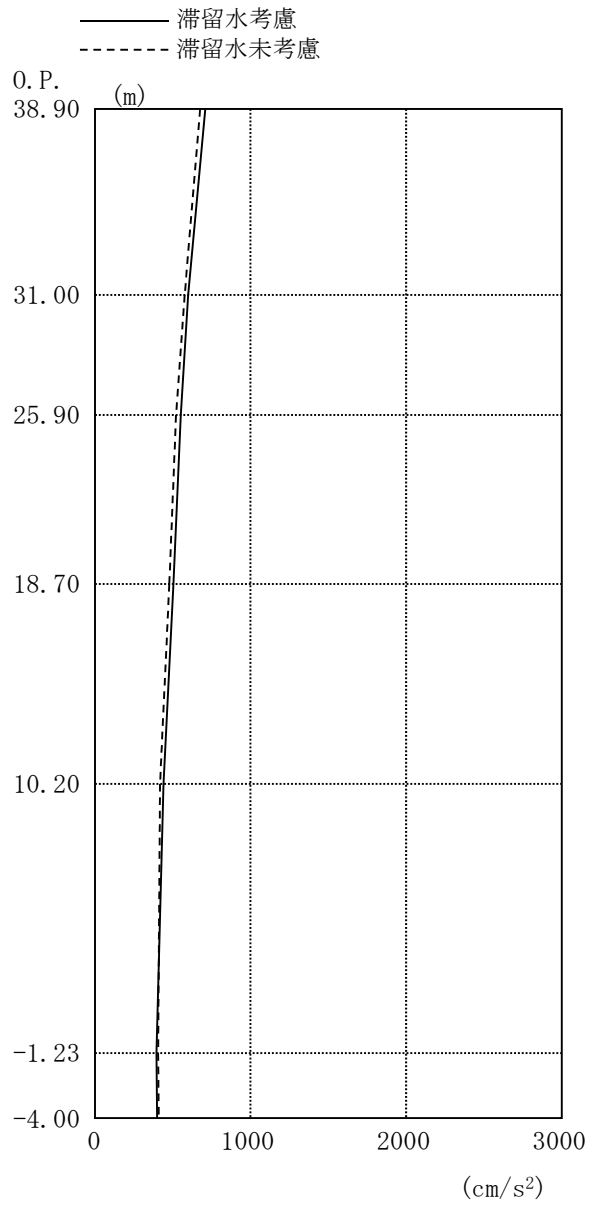


图 2.1.5-6 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-3H)

## 2.1.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 2.1.6-1 及び表 2.1.6-2 に示す。また、図 2.1.6-1 及び図 2.1.6-2 に基準地震動 Ss に対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で  $0.09 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、1号機原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 2.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

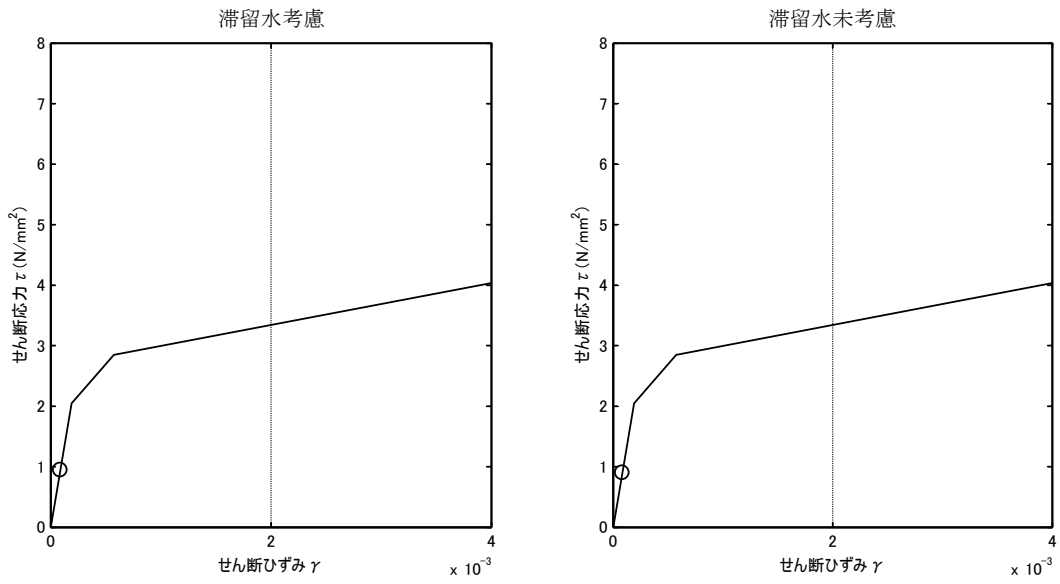
(単位： $\times 10^{-3}$ )

階	O. P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～ -1.23	考慮	0.09	0.09	0.08	4.0 以下
		未考慮	0.08	0.09	0.07	

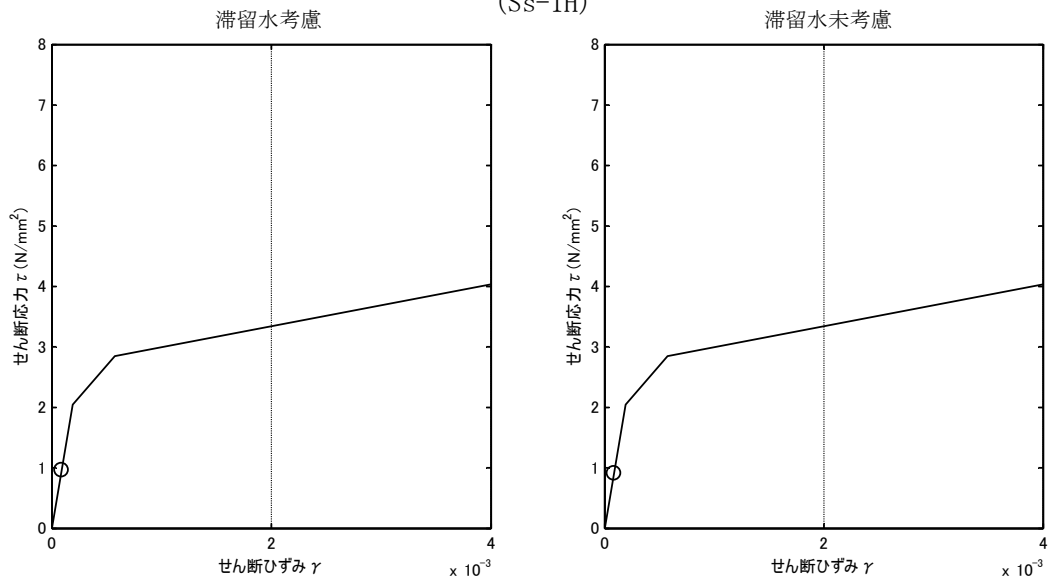
表 2.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位： $\times 10^{-3}$ )

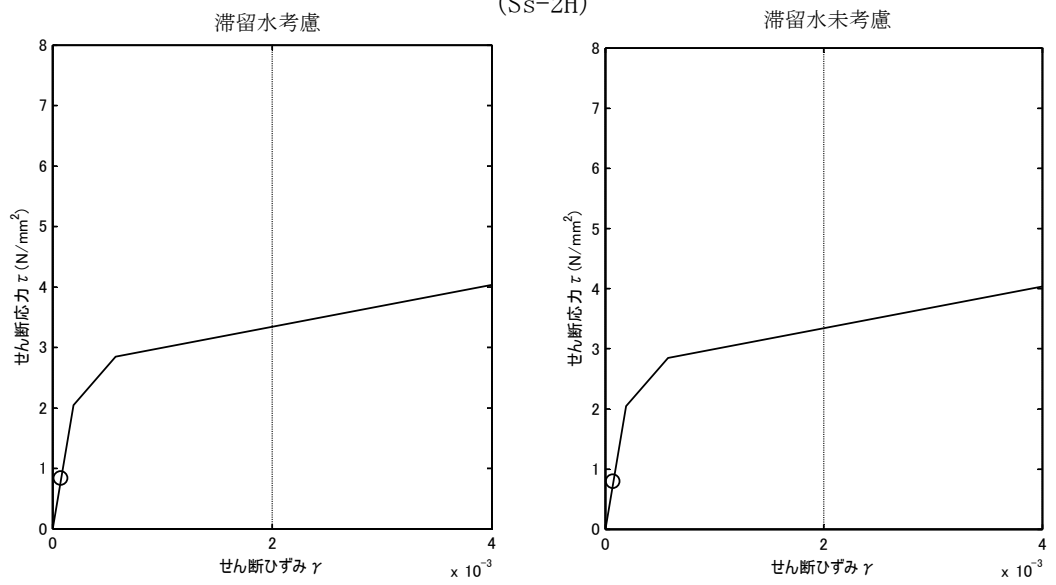
階	O. P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～ -1.23	考慮	0.09	0.09	0.08	4.0 以下
		未考慮	0.08	0.09	0.07	



(Ss-1H)

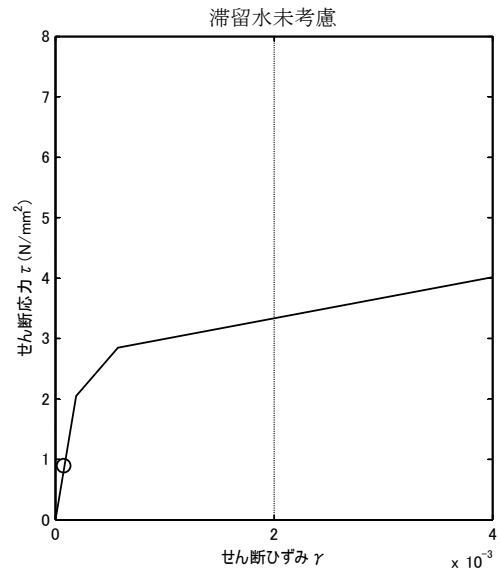
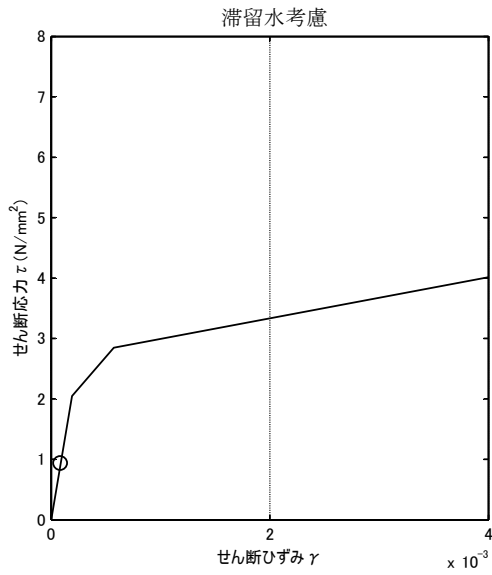


(Ss-2H)

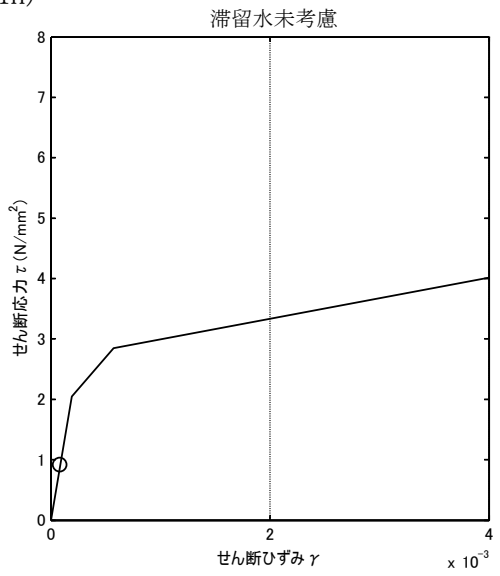
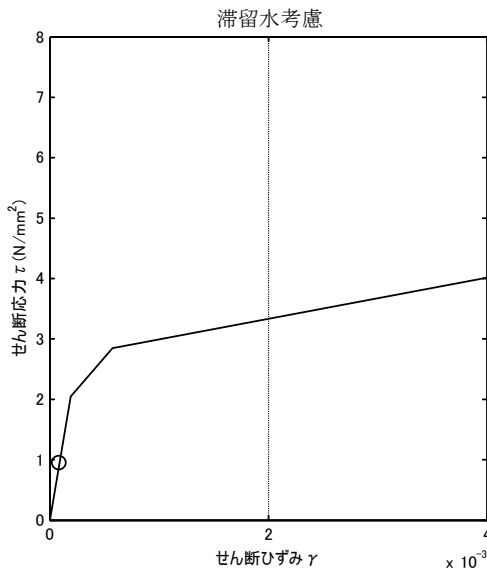


(Ss-3H)

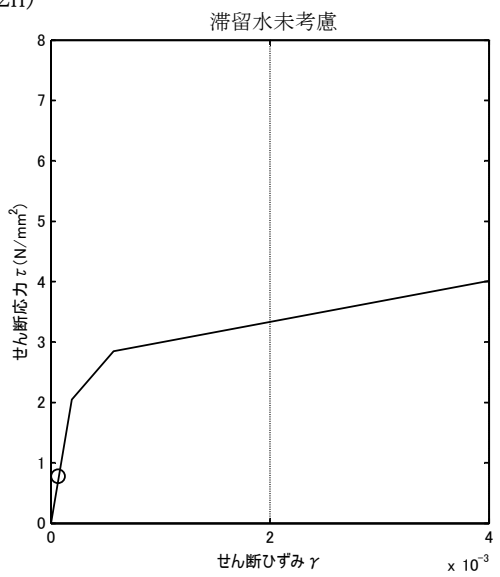
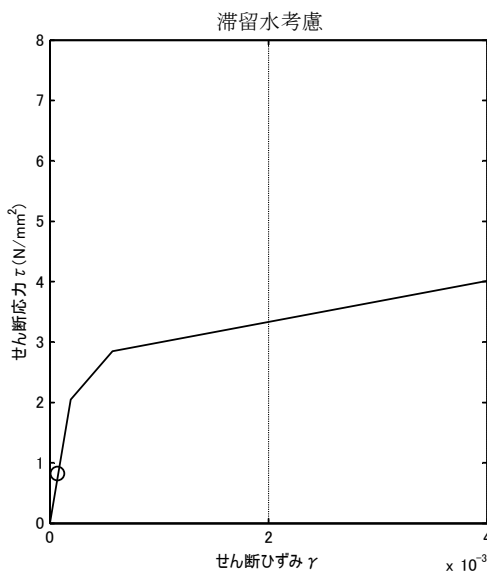
図 2.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 2.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

## 2.2 2号機原子炉建屋

### 2.2.1 解析評価方針

2号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

解析モデルは、地下1階から地上5階に設置された機器を含む建屋全域をNS、EW方向とも1軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) を超えないことを確認することとする。

2号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 2.2.1-1 に示す。



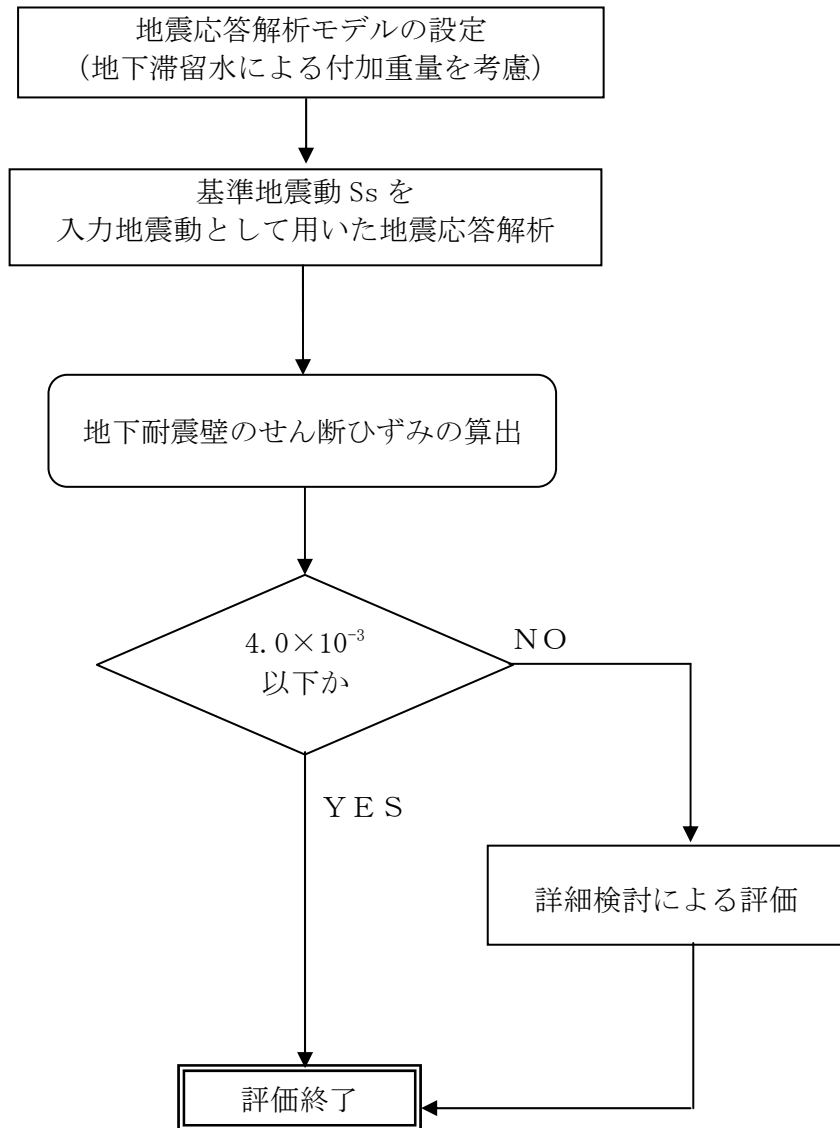


図 2.2.1-1 2号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

## 2.2.2 2号機原子炉建屋の水位及び地下滞留水量

2号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 2.2.2-1 に示す。

表 2.2.2-1 2号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	2号機
水位	O.P. 4,000
貯水量	6,500m <sup>3</sup>

### 2.2.3 解析に用いる入力地震動

2号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.2.3-1 に示す。この2号機原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動  $S_s$  の加速度波形について、図 2.2.3-2 に示す。

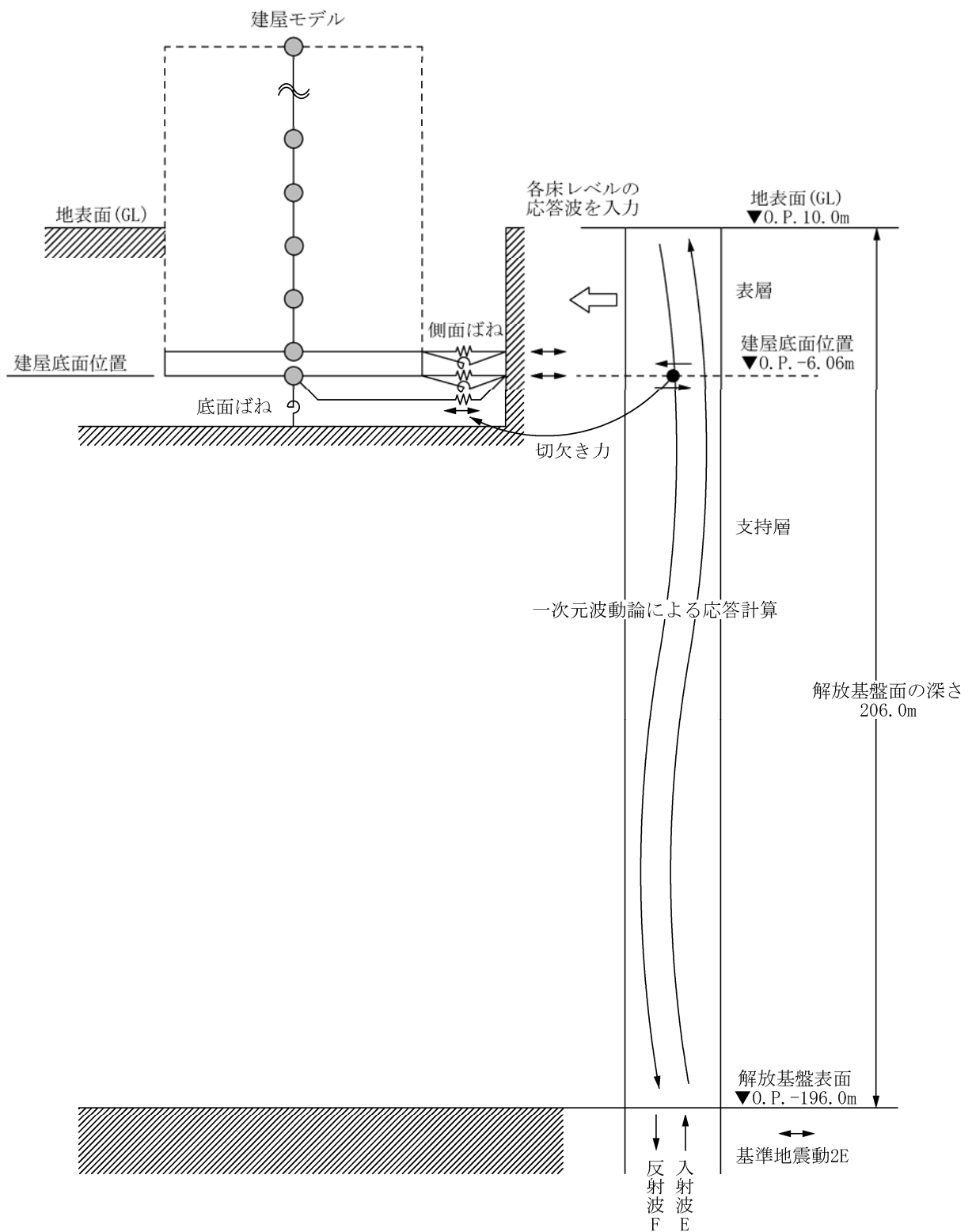


図 2. 2. 3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 2. 2. 3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形 (水平方向)

#### 2.2.4 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する 2 号機原子炉建屋の地震応答解析は、「2.2.3 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 2.2.4-1 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 2.2.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を表 2.2.4-2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 2.2.4-3 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋込部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平及び回転ばねを「JEAG4601-1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 2.2.4-2 に示すようにばね定数 ( $K_c$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_c$ ) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

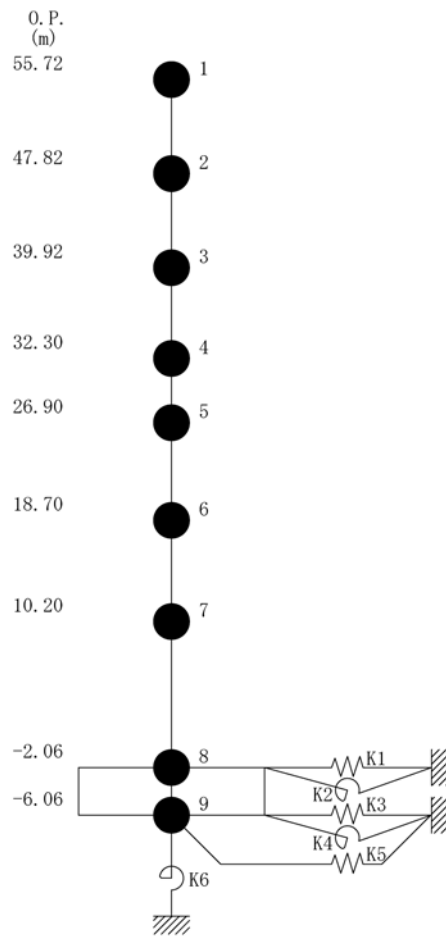


図 2.2.4-1 2号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS・EW 方向)

表 2.2.4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンク	強度*1 F <sub>c</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数*2 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数*2 G (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m <sup>3</sup> )
リート	35.0	2.57×10 <sup>4</sup>	1.07×10 <sup>4</sup>	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

\*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

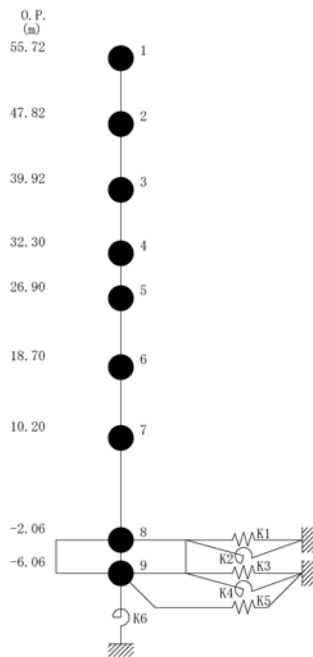
\*2：実強度に基づく値を示す。

\*3：鉄筋コンクリートの値を示す。



表 2.2.4-2 建屋解析モデルの諸元

NS 方向

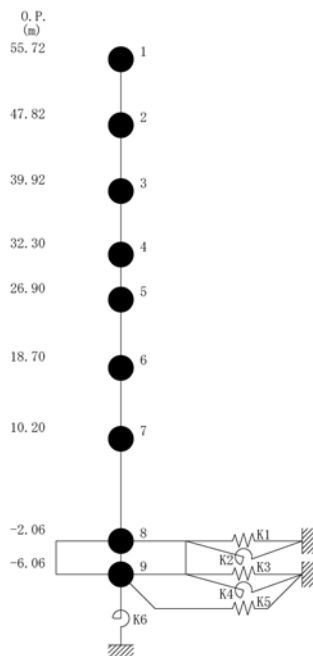


質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント I ( $\text{m}^4$ )
1	14,380	25.99		
2	10,220	18.53	18.6	10,154
3	58,470	105.81	18.6	10,675
4	70,440	127.49	184.3	22,551
5	107,720	194.96	166.8	24,629
6	116,670	211.14	249.3	44,401
7	199,190	360.49	157.1	40,661
8	341,290 (63,750)	617.55 (115.35)	456.8	110,444
9	125,030	226.24	2,656.2	480,675
合計	1,043,410			

注 ( )内は滞留水による付加分を示す。

ヤング係数  $E_c$   $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰  $h$  5%  
 基礎形状 46.60m(NS 方向)  $\times$  57.00m(EW 方向)

EW 方向



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント I ( $\text{m}^4$ )
1	14,380	14.71		
2	10,220	10.40	14.0	5,941
3	58,470	59.72	14.0	6,307
4	70,440	71.88	108.2	11,927
5	107,720	194.96	117.3	14,199
6	116,670	211.14	185.7	33,796
7	199,190	539.37	173.1	41,960
8	341,290 (63,750)	923.98 (172.59)	418.1	132,121
9	125,030	338.53	2,656.2	719,166
合計	1,043,410			

注 ( )内は滞留水による付加分を示す。

ヤング係数  $E_c$   $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰  $h$  5%  
 基礎形状 46.60m(NS 方向)  $\times$  57.00m(EW 方向)

表 2.2.4-3 (1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

表 2.2.4-3 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

表 2.2.4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

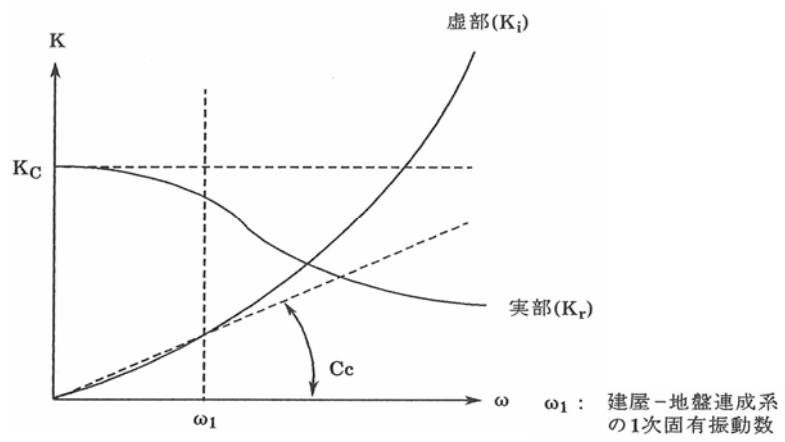


図 2.2.4-2 地盤ばねの近似

### 2.2.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向、EW方向の最大応答加速度を、滞留水を未考慮の場合と比較して、図2.2.5-1～図2.2.5-6に示す。

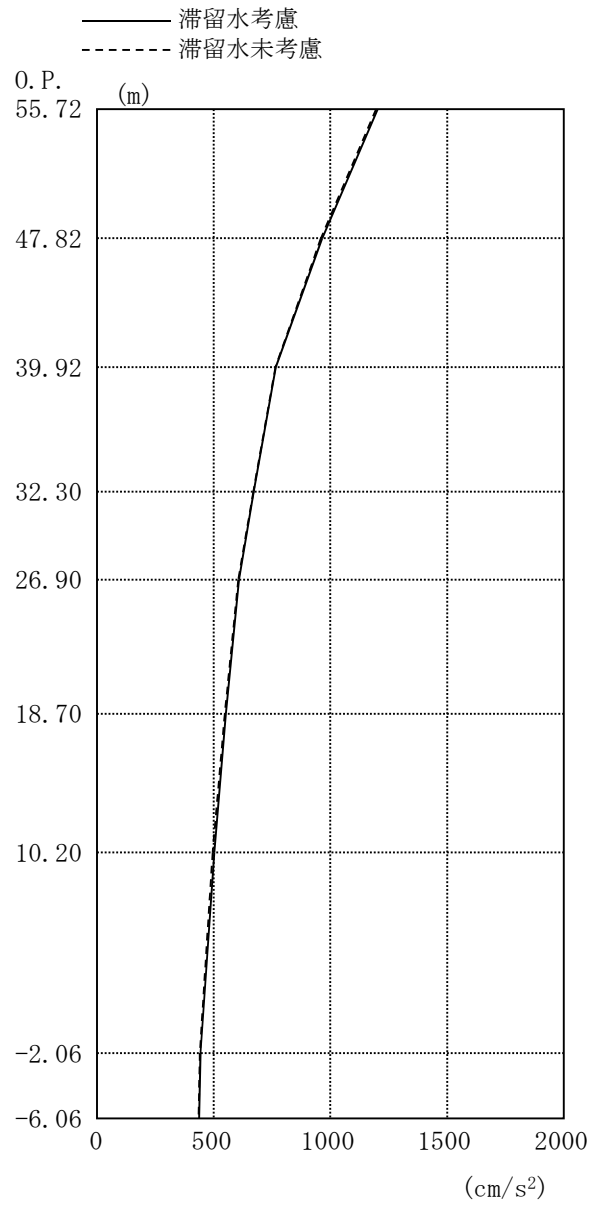


図 2.2.5-1 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-1H)

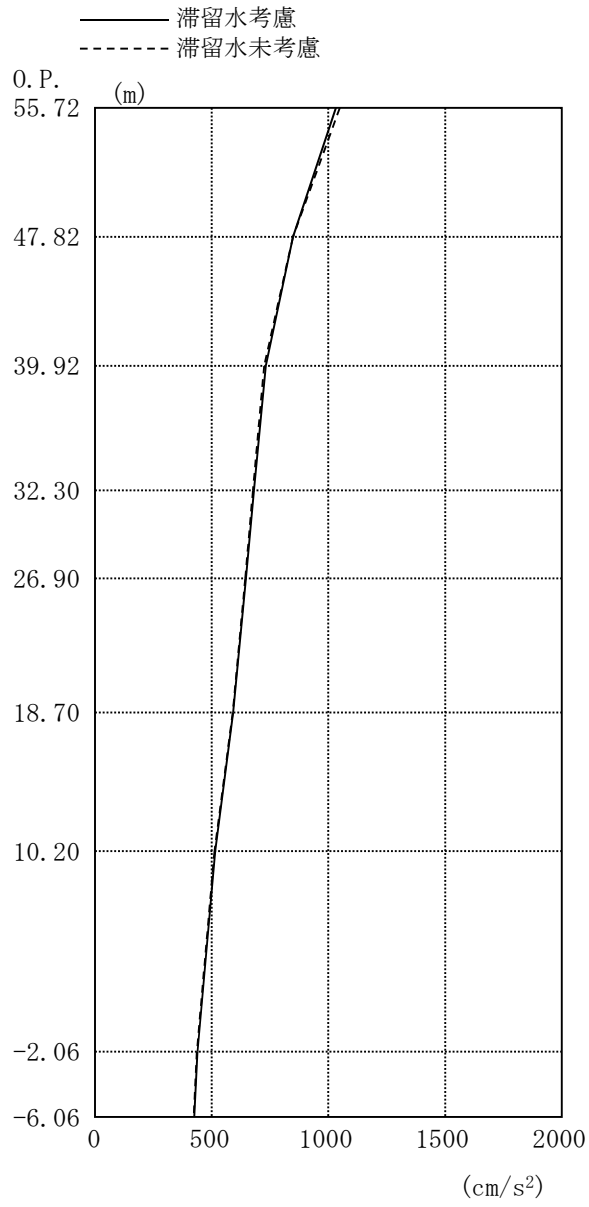


图 2.2.5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)

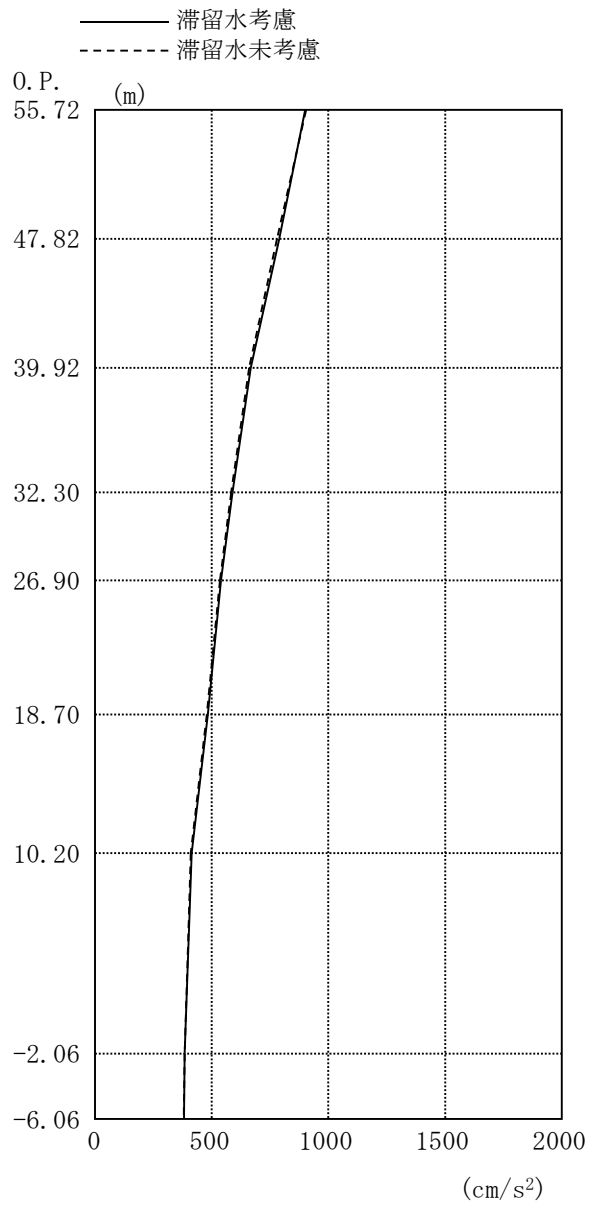


图 2.2.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3H)

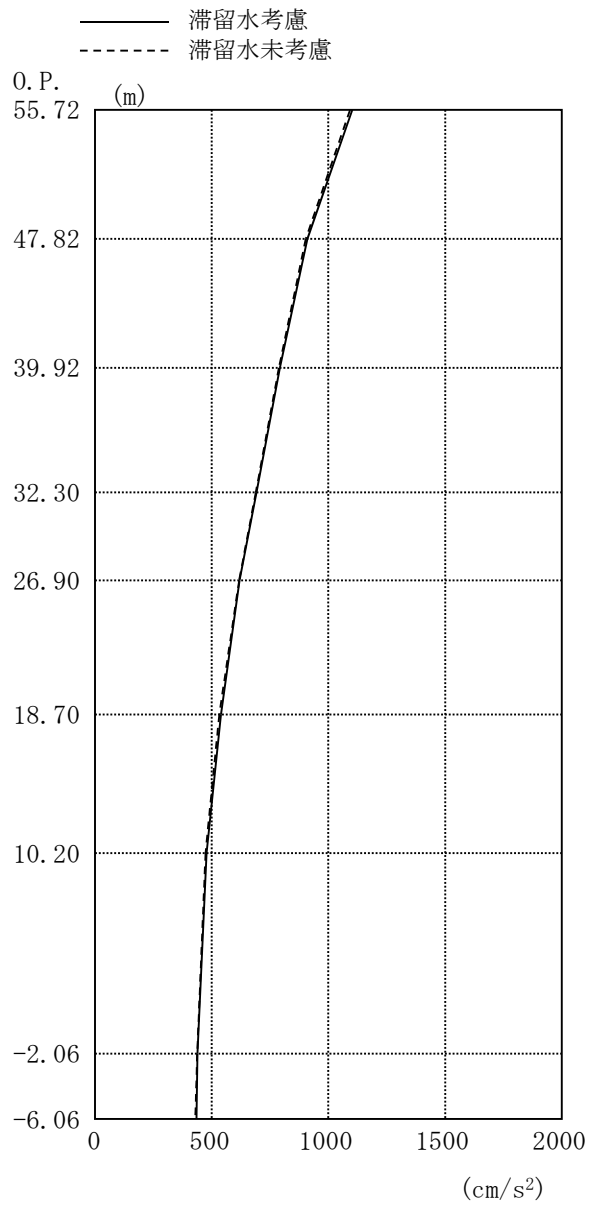


图 2.2.5-4 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-1H)



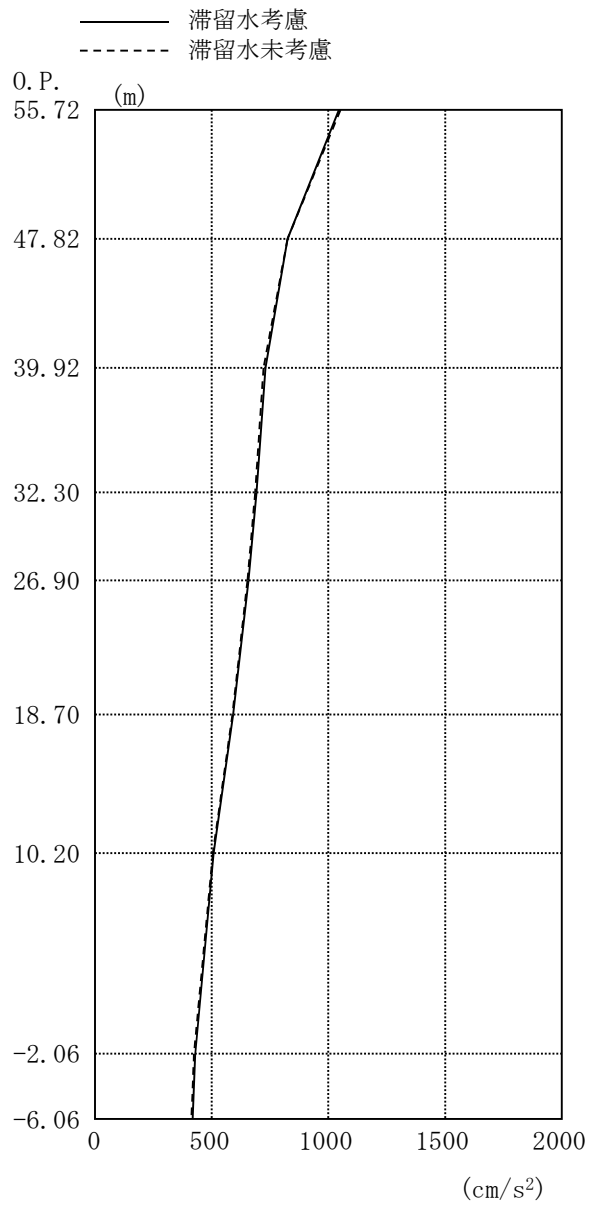


图 2.2.5-5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-2H)

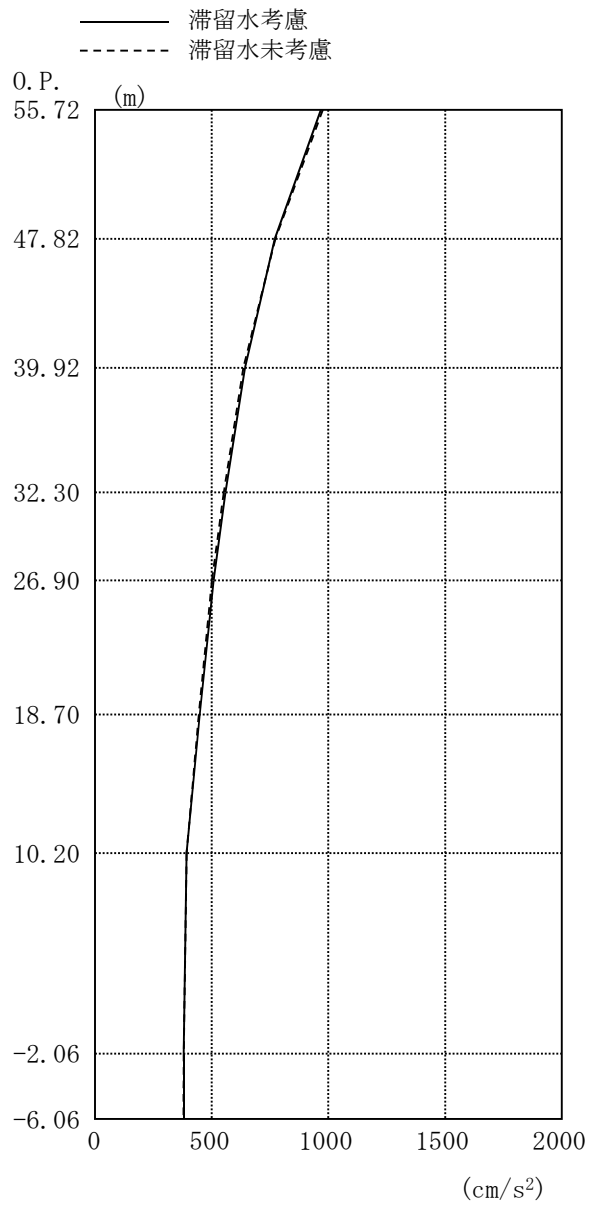


图 2.2.5-6 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-3H)

## 2.2.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 2.2.6-1 及び表 2.2.6-2 に示す。また、図 2.2.6-1 及び図 2.2.6-2 に基準地震動  $S_s$  に対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で  $0.08 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、2号機原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 2.2.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

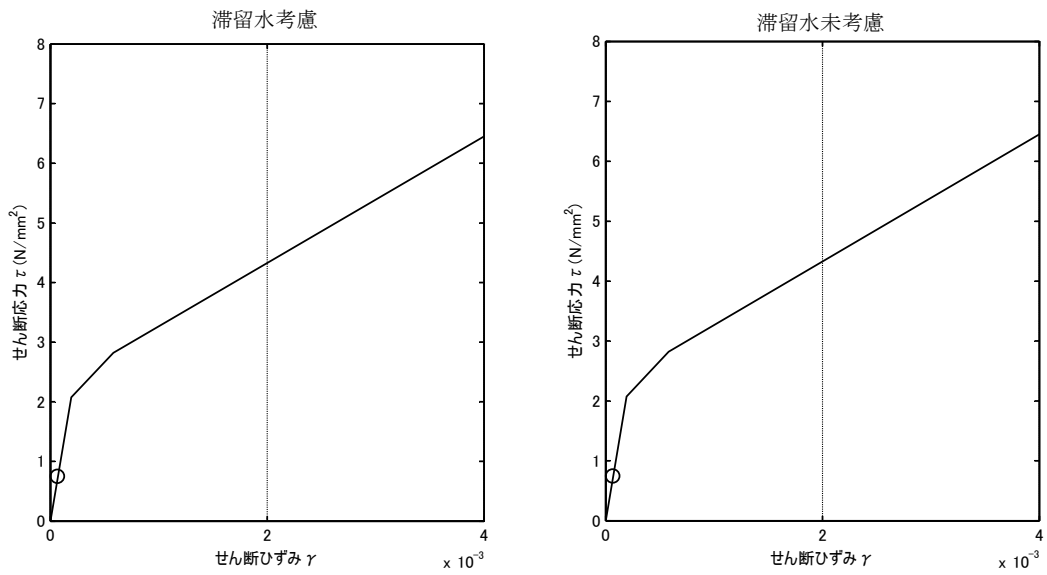
(単位:  $\times 10^{-3}$ )

階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20~-2.06	考慮	0.07	0.08	0.07	4.0 以下
		未考慮	0.07	0.07	0.06	

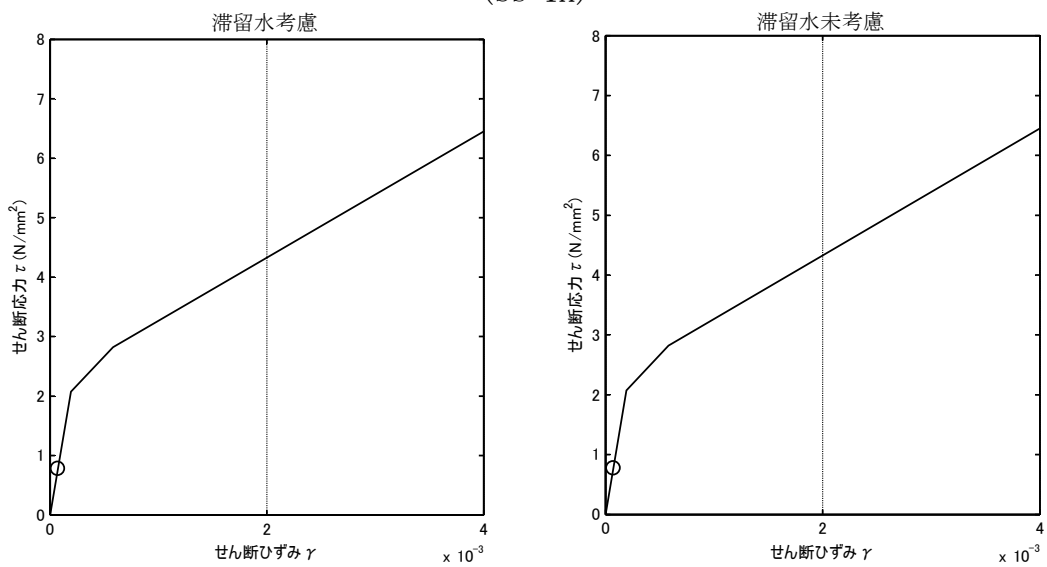
表 2.2.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位:  $\times 10^{-3}$ )

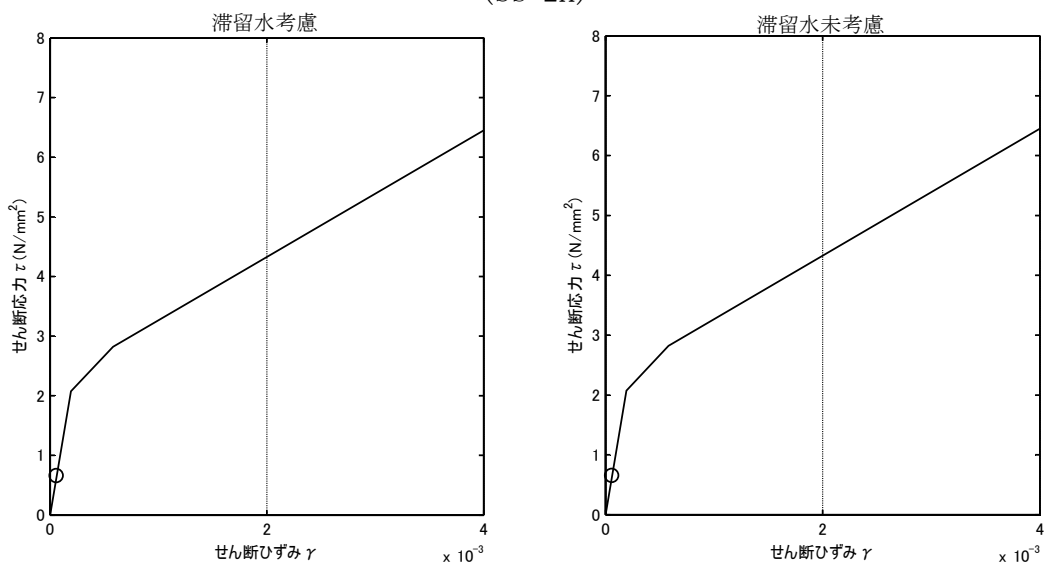
階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20~-2.06	考慮	0.08	0.08	0.07	4.0 以下
		未考慮	0.07	0.08	0.06	



(Ss-1H)

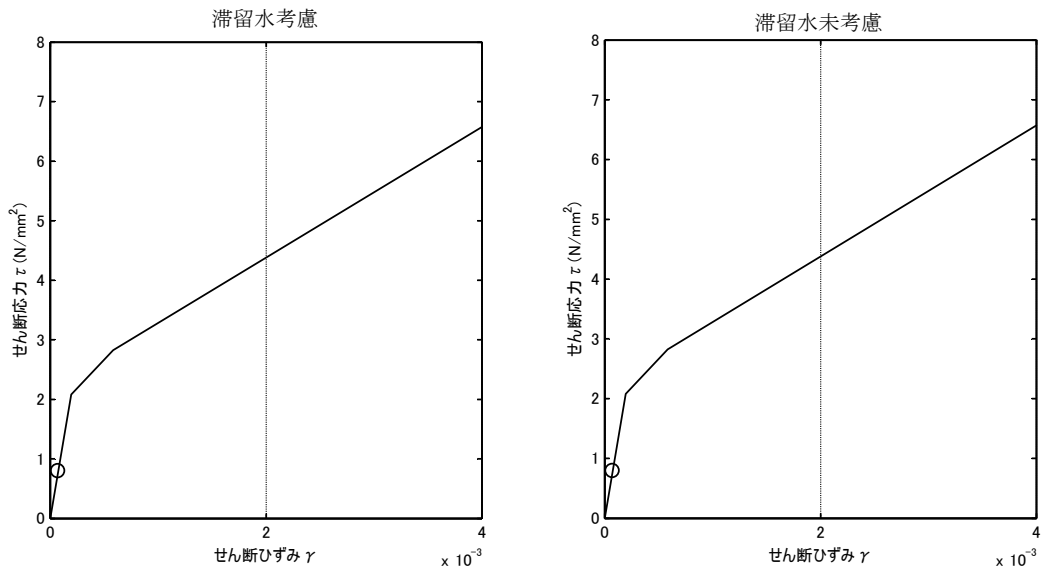


(Ss-2H)

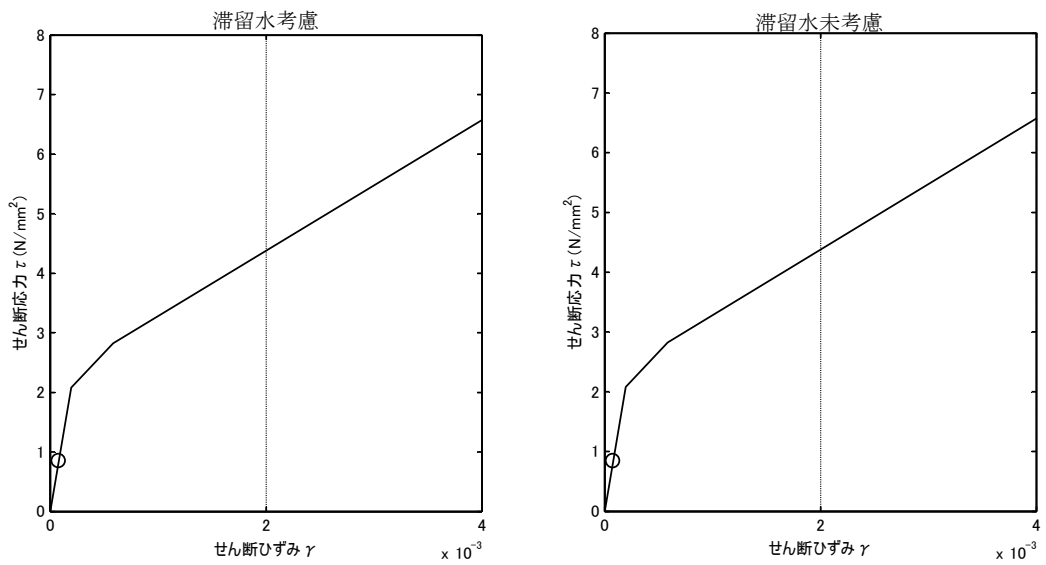


(Ss-3H)

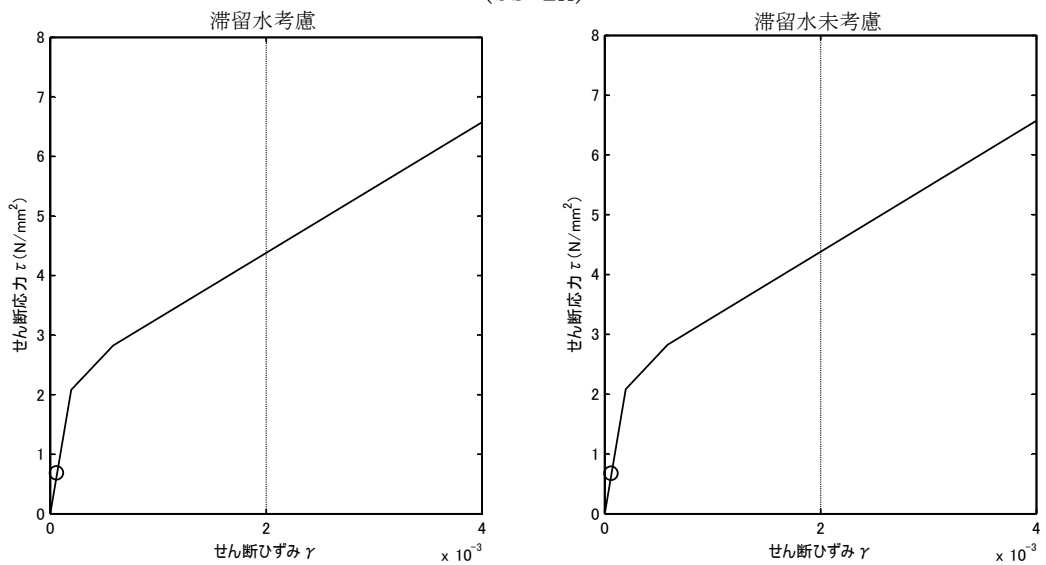
図 2.2.6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 2.2.6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

### 3 タービン建屋

#### 3.1 3号機タービン建屋（代表号機）

##### 3.1.1 解析評価方針

タービン建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全評価は、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

タービン建屋については地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは、地下1階から地上3階に設置された機器を含む建屋全域をNS、EW方向とも多軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) を超えないことを確認することとする。

タービン建屋の地震応答解析の評価手順例を、図-3.1.1に示す。

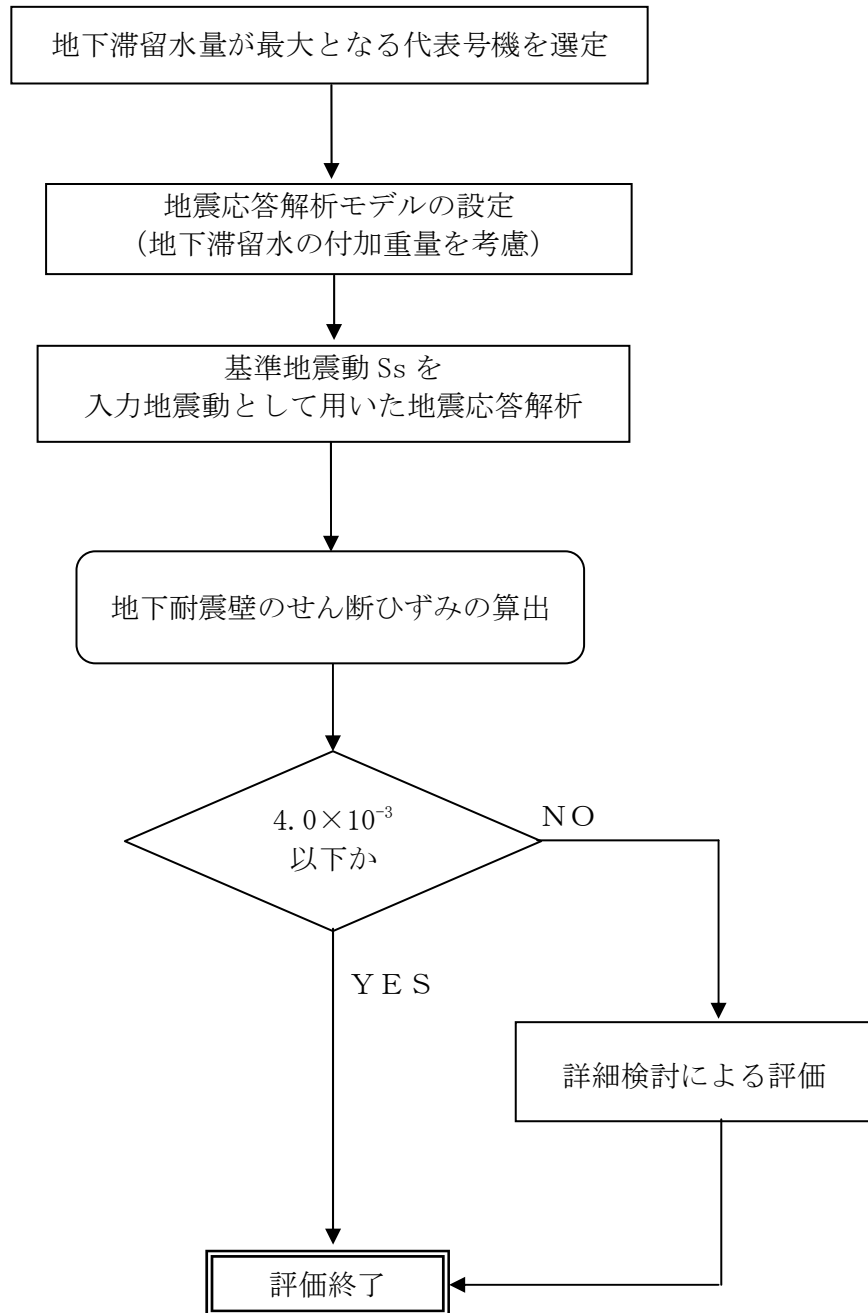


図 3.1.1-1 タービン建屋の地震応答解析の評価手順例

### 3.1.2 代表号機の選定

タービン建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 3.1.2-1 に示す。表 3.1.2-1 より、貯水量の最も多い3号機を代表号機と選定する。

表 3.1.2-1 タービン建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1号機	2号機	3号機	4号機
水位	O.P. 5,300	O.P. 4,000	O.P. 4,000	O.P. 4,000
貯水量	9,600m <sup>3</sup>	13,500m <sup>3</sup>	16,400m <sup>3</sup>	12,800m <sup>3</sup>



### 3.1.3 解析に用いる入力地震動

3号機タービン建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図3.1.3-1に示す。この3号機タービン建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動  $S_s$  の加速度波形について、図3.1.3-2に示す。

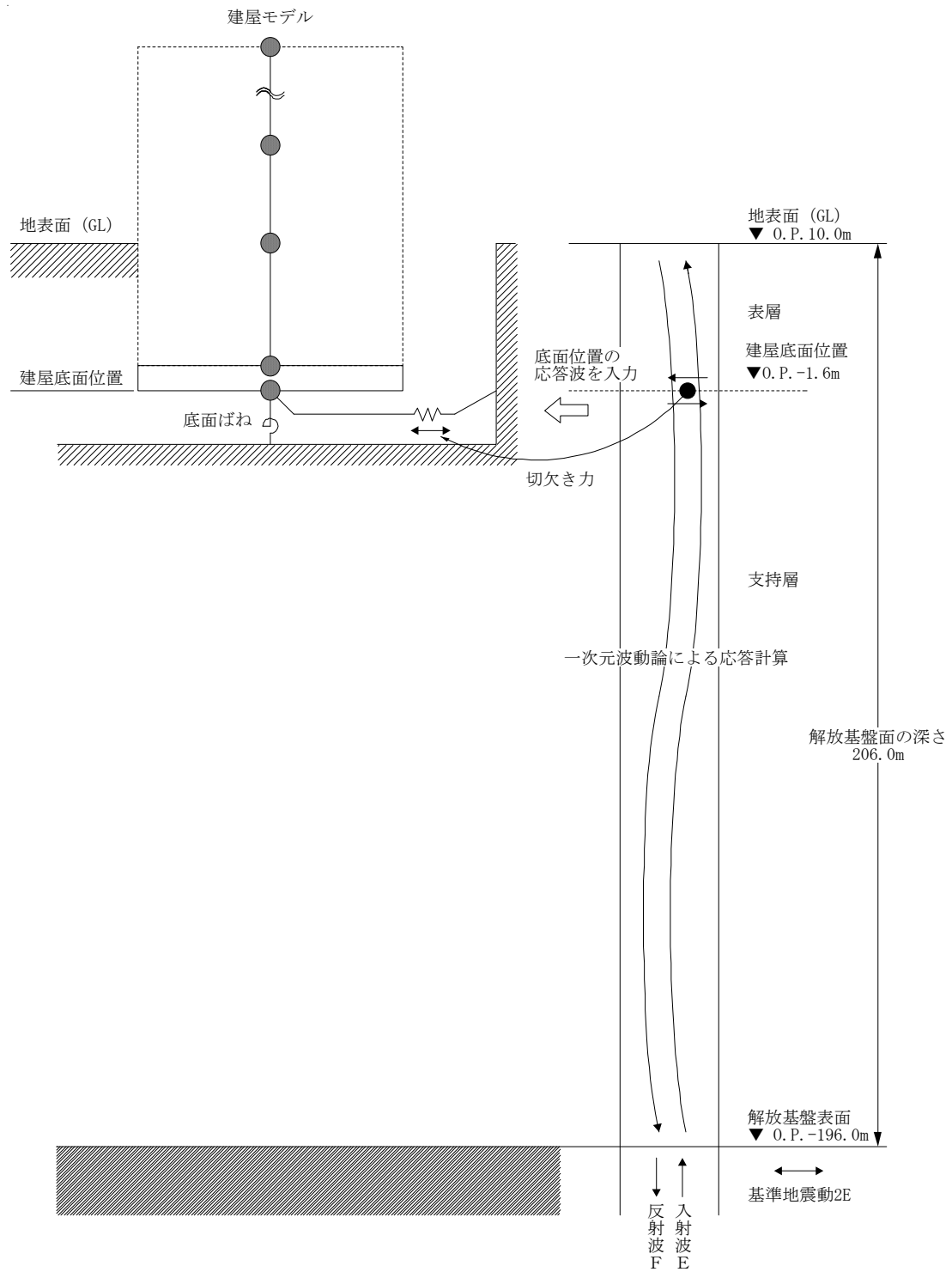
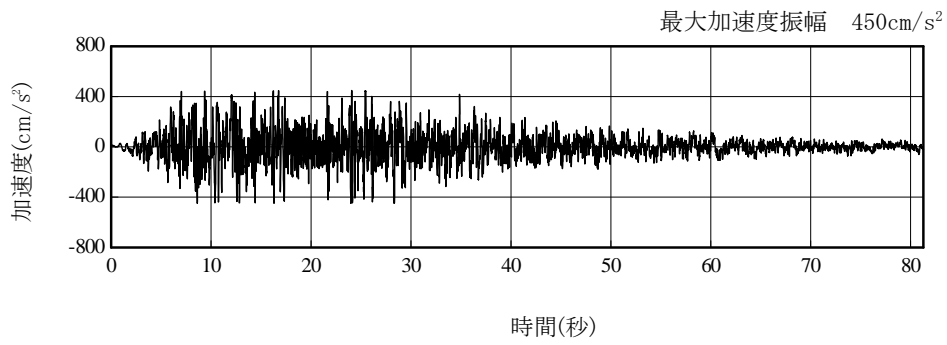
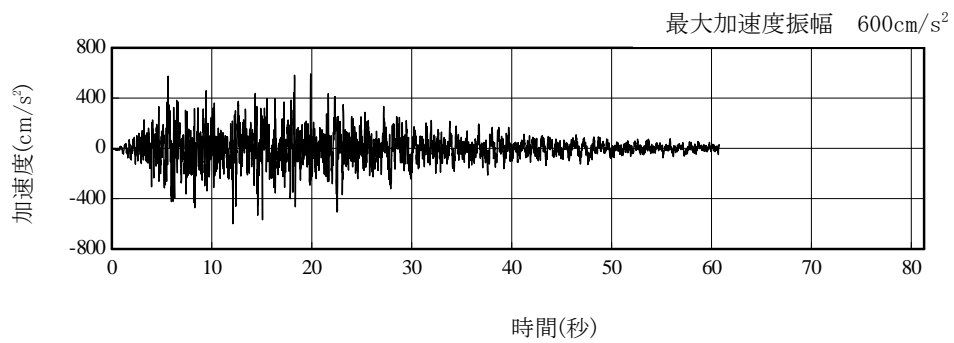


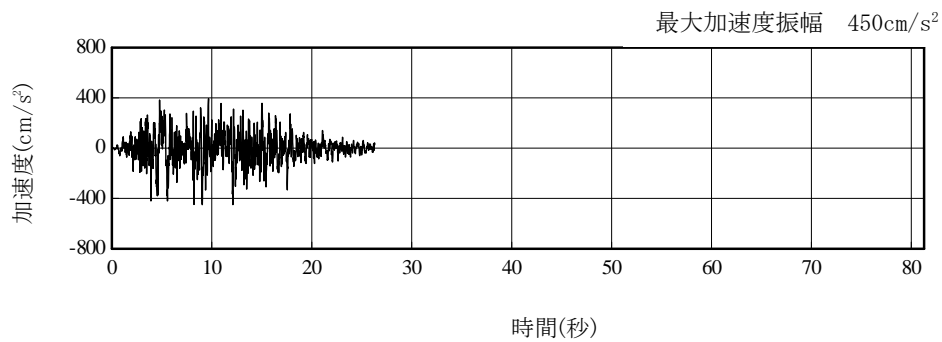
図 3.1.3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 3. 1. 3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

#### 3.1.4 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する 3号機タービン建屋の地震応答解析は、「3.1.3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 3.1.4-1 及び図 3.1.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 3.1.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を図 3.1.4-3～図 3.1.4-6 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 3.1.4-2 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にし、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 3.1.4-7 に示すようにばね定数 ( $K_c$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_c$ ) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

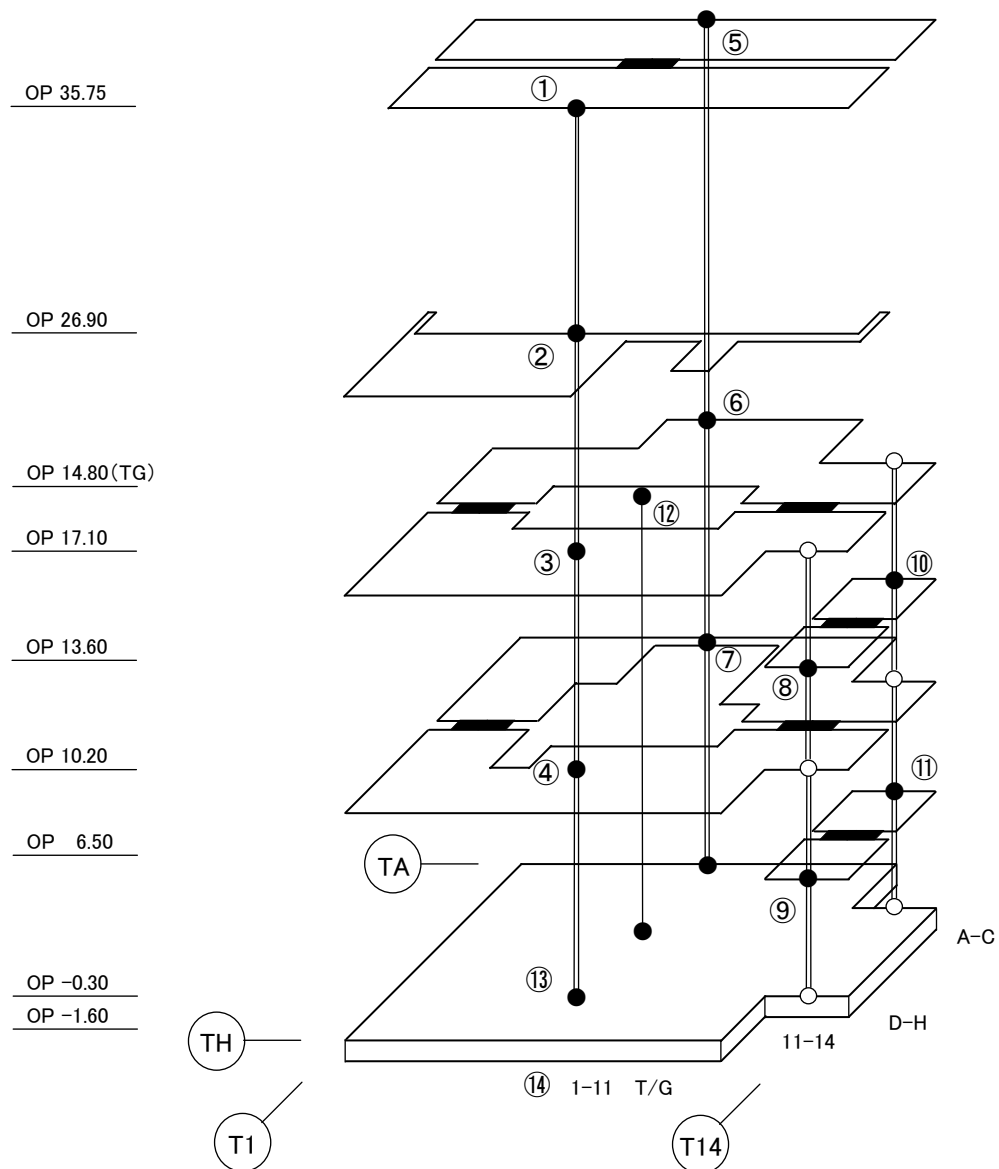


図 3.1.4-1 3号機タービン建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

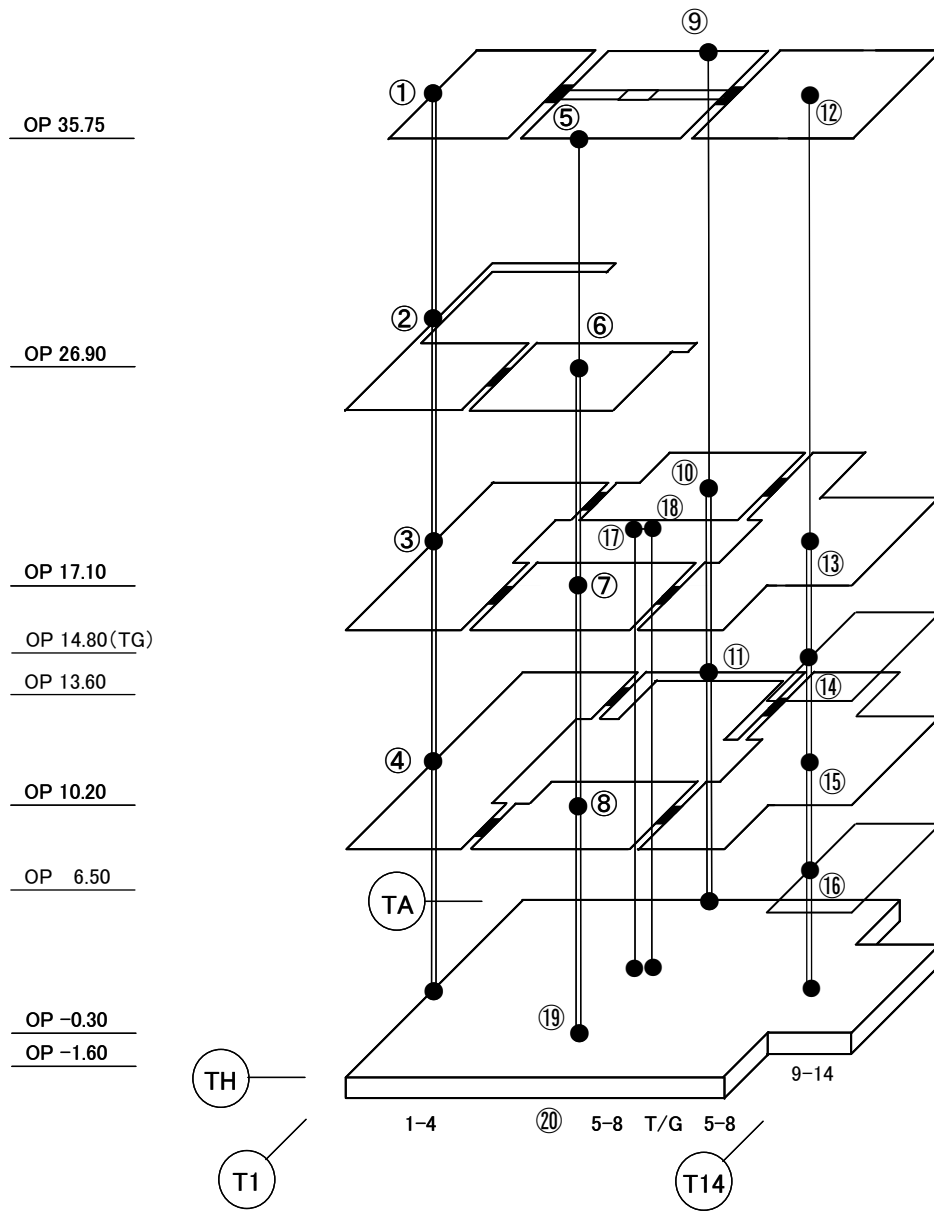


図 3.1.4-2 3号機タービン建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

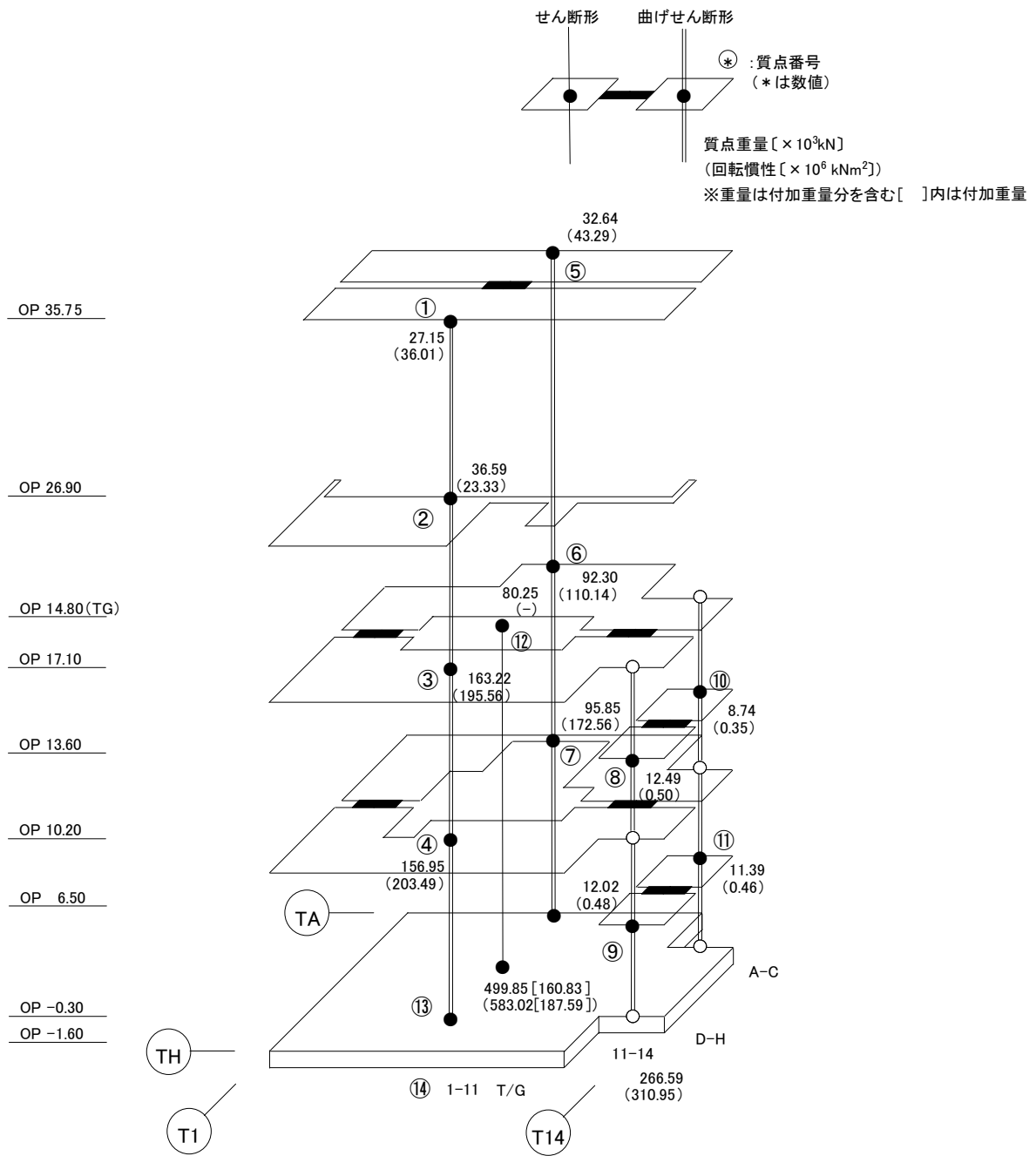
表 3.1.4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンク リート	強度*1 F <sub>c</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数*2 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数*2 G (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m <sup>3</sup> )
	35.0	2.57×10 <sup>4</sup>	1.07×10 <sup>4</sup>	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				
鋼材	SS400相当 (SS41)				

\*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。

\*2：実強度に基づく値を示す。

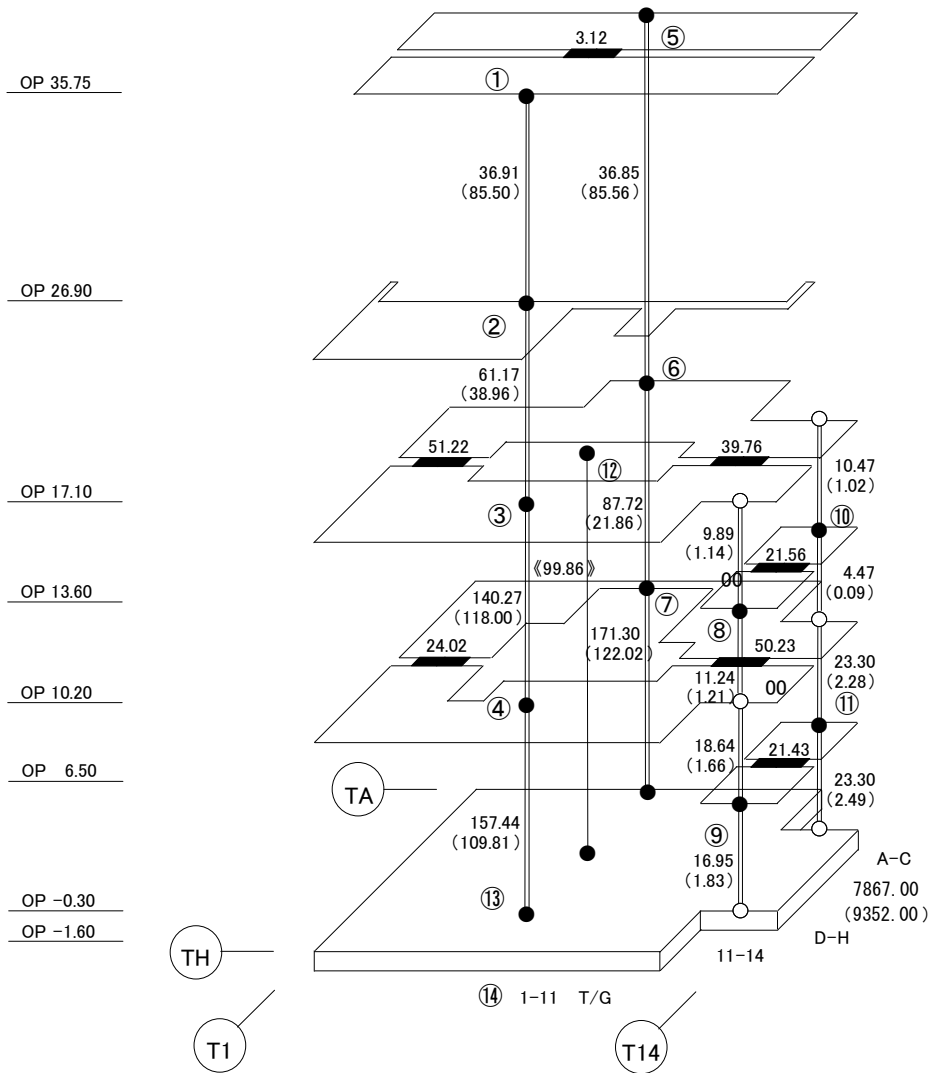
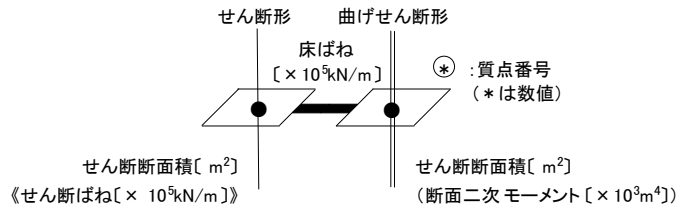
\*3：鉄筋コンクリートの値を示す。



総重量 : 1,496,030 kN

図 3.1.4-3 建屋解析モデルの諸元 (重量・回転慣性) (NS 方向)

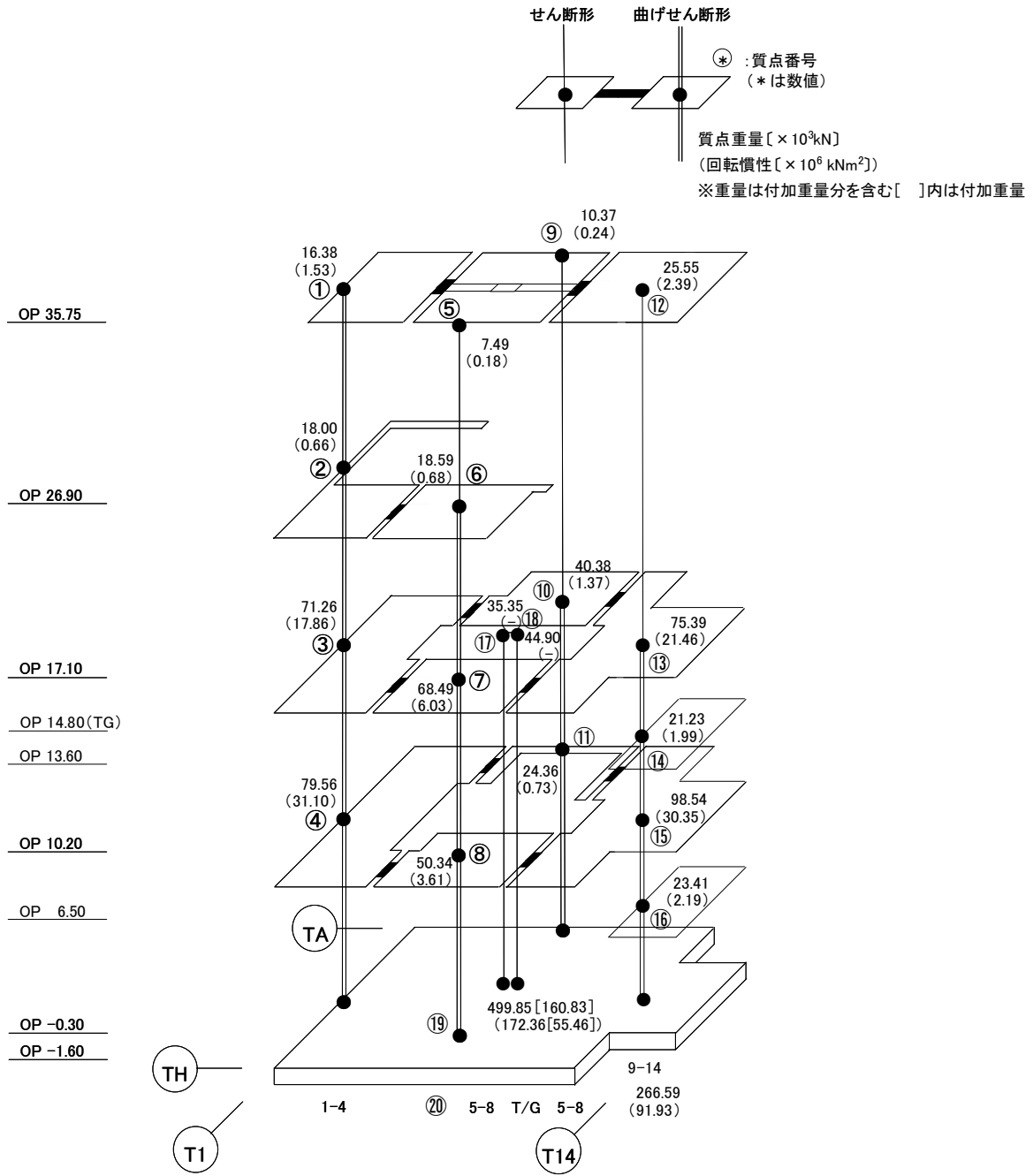




建屋の物性値

ヤング係数 :  $E = 2.57 \times 10^7$  [  $\text{kN/m}^2$  ] コンクリートの物性  
 せん断弾性係数 :  $G = 10.7 \times 10^6$  [  $\text{kN/m}^2$  ] コンクリートの物性  
 基礎形状 116.38m (NS 方向)  $\times$  67.60m (EW 方向)

図 3.1.4-4 建屋解析モデルの諸元 (剛性) (NS 方向)



総重量 : 1,496,030 kN

図 3.1.4-5 建屋解析モデルの諸元 (重量・回転慣性) (EW 方向)

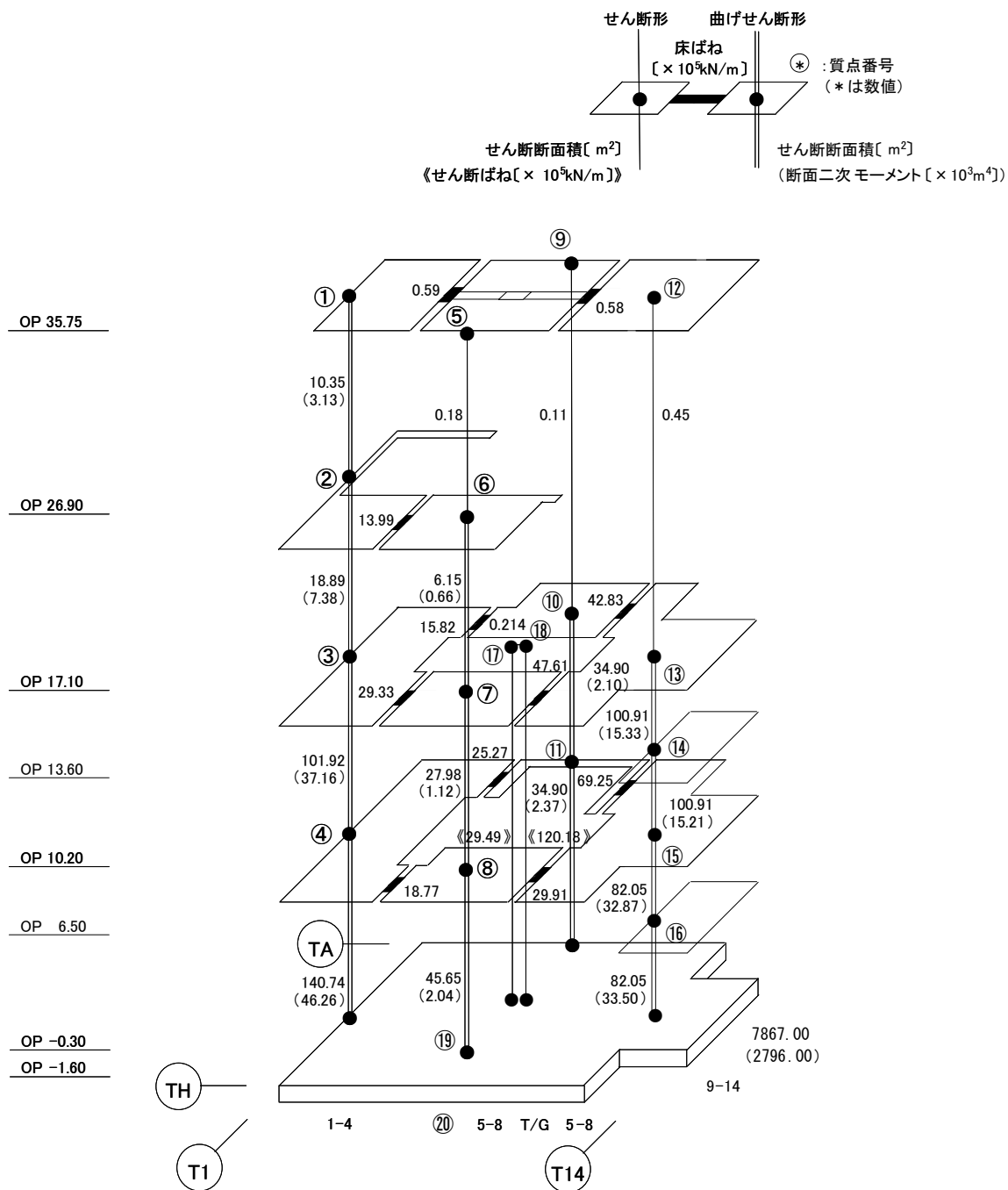


図 3. 1. 4-6 建屋解析モデルの諸元 (剛性) (EW 方向)

表 3.1.4-2 (1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

表 3.1.4-2 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 ν	せん断 弾性係数 G (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E (×10 <sup>5</sup> kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

表 3.1.4-2 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-



図 3.1.4-7 地盤ばねの近似

### 3.1.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を, 滞留水を未考慮の場合と比較して, 図 3.1.5-1～図 3.1.5-6 に示す。

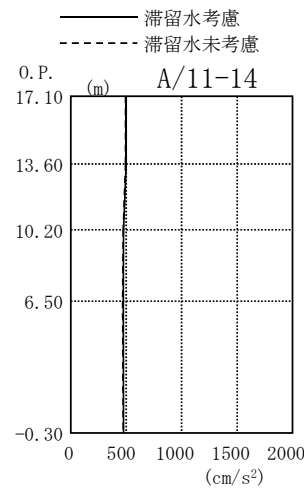
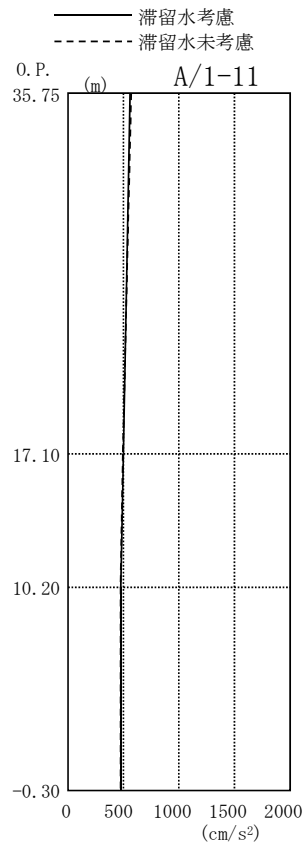
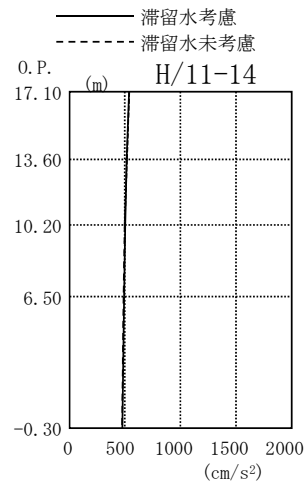
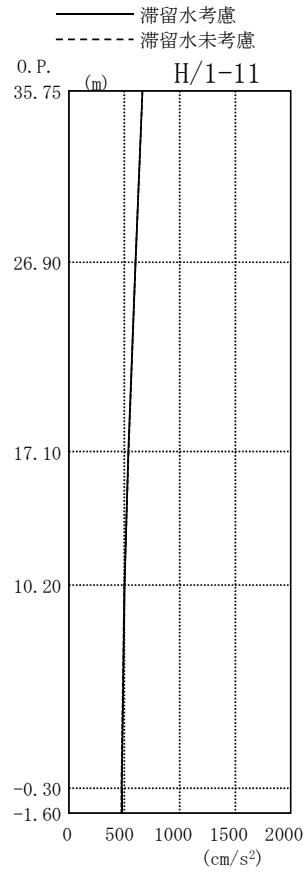


図 3.1.5-1 最大応答加速度 (NS 方向・S<sub>S</sub>-1H)



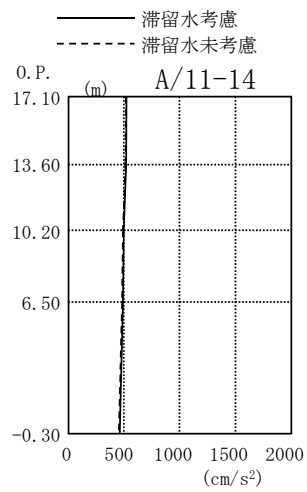
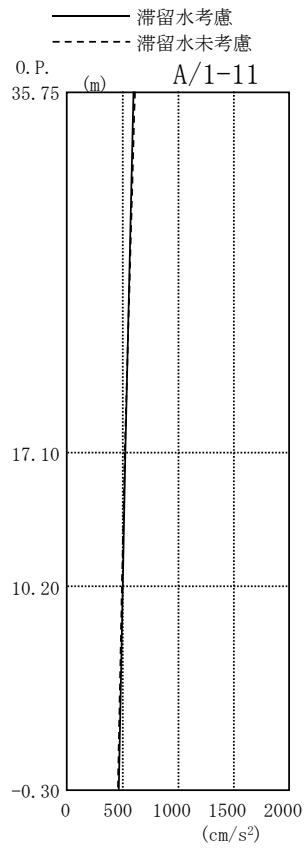
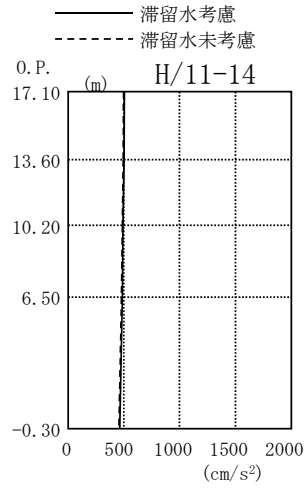
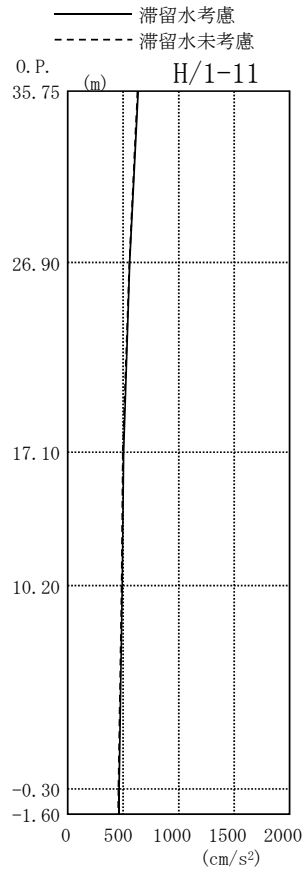


图 3.1.5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)

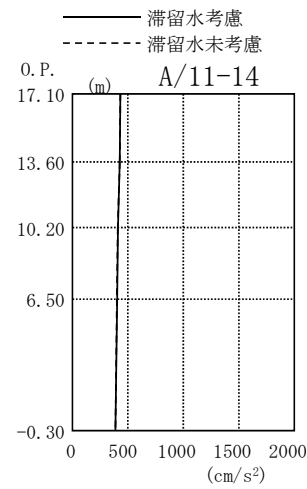
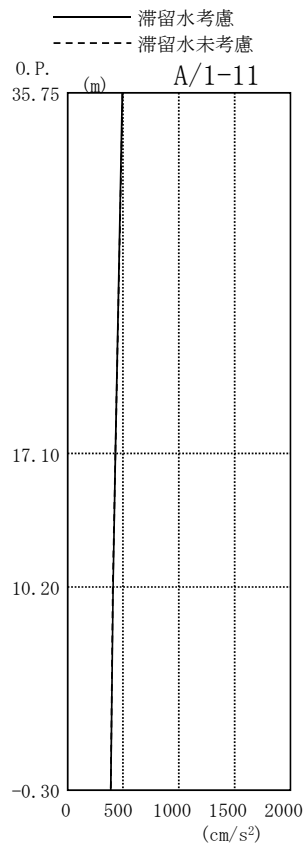
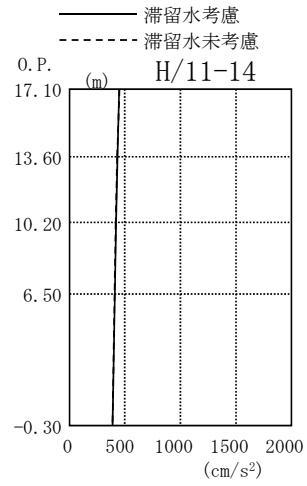
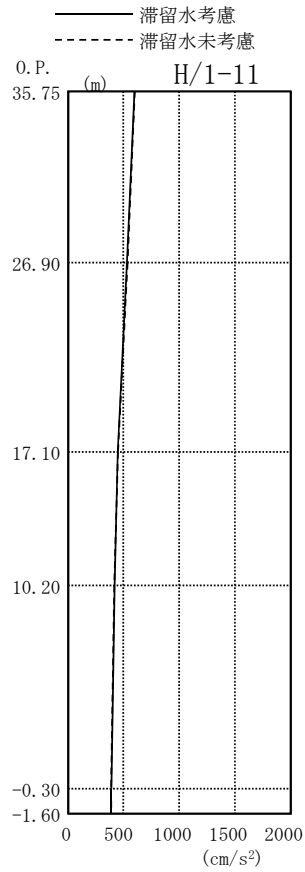


图 3.1.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3H)

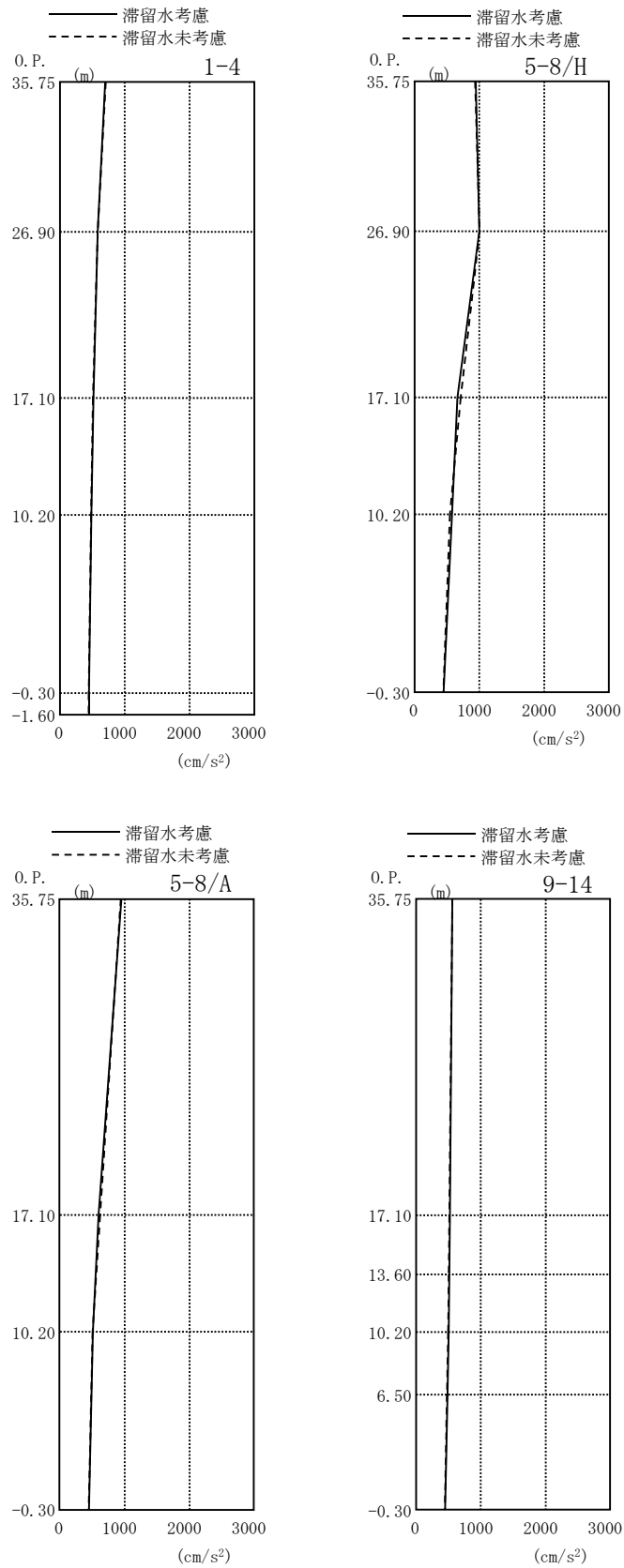


图 3.1.5-4 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-1H)

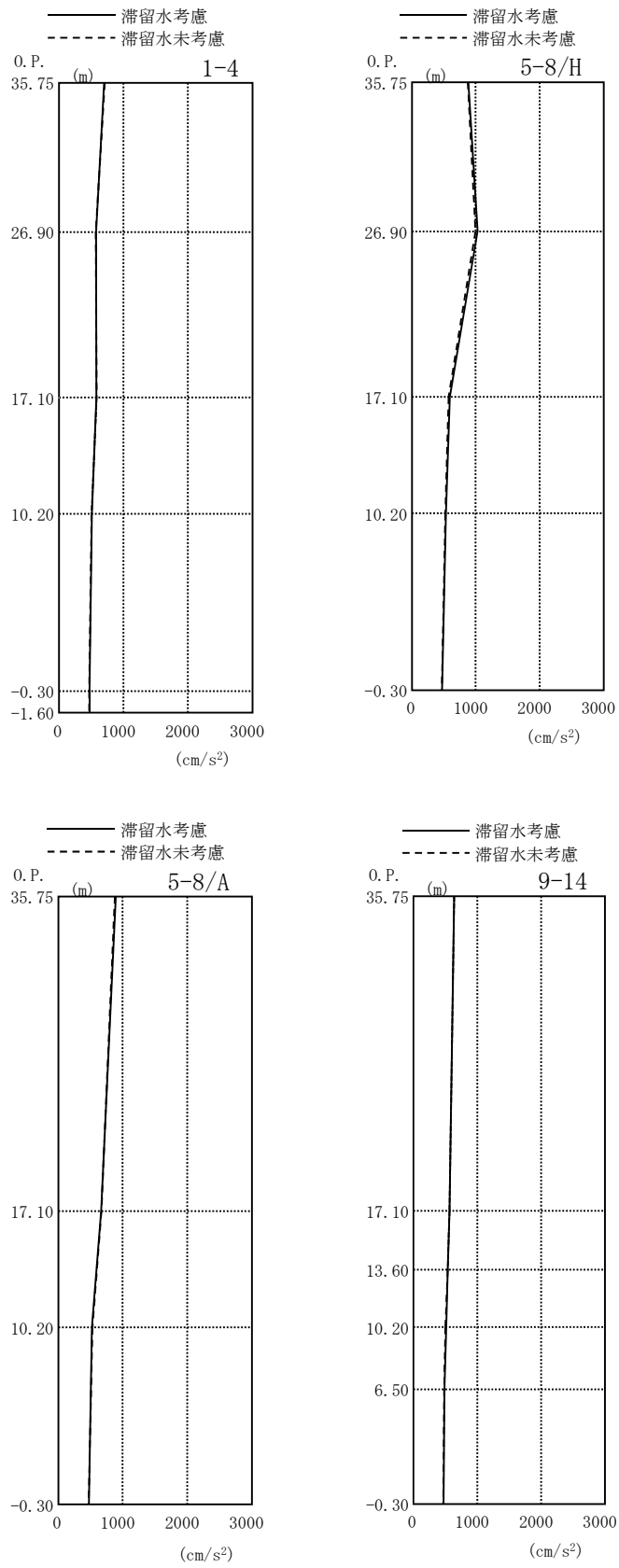


图 3.1.5-5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-2H)

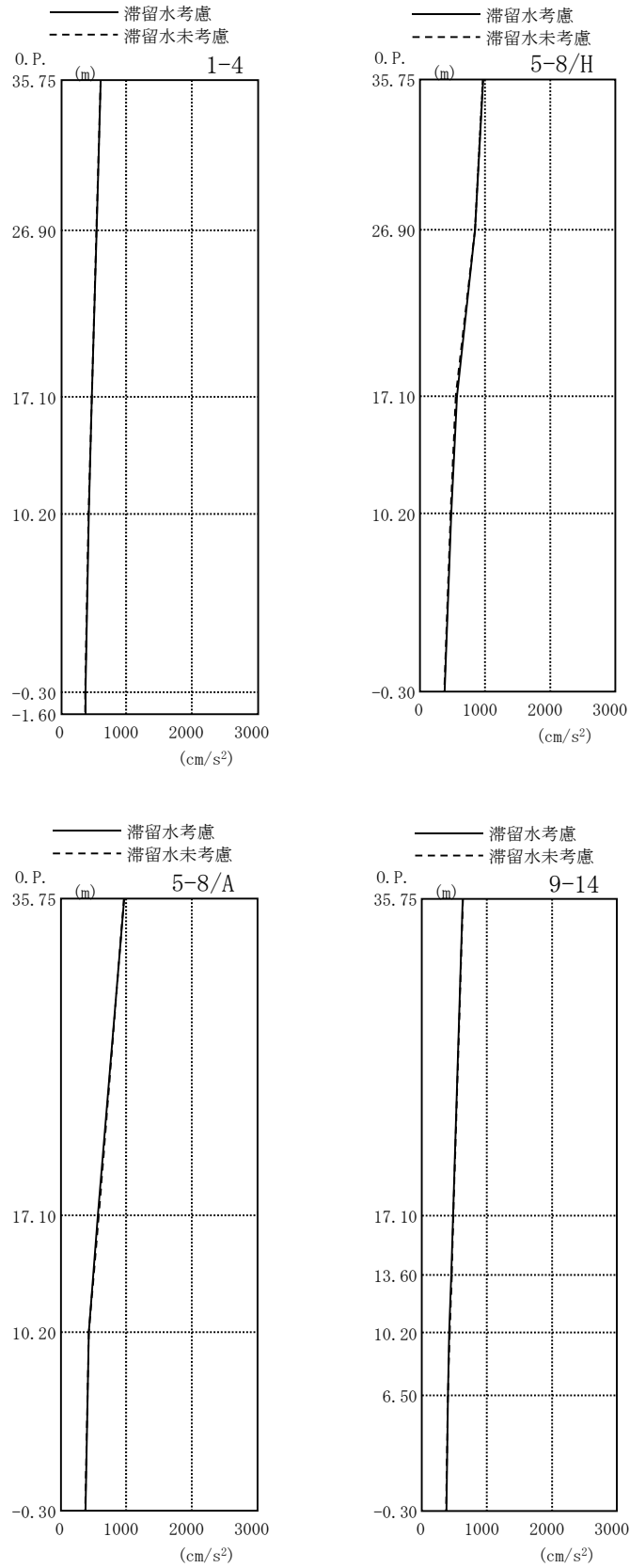


图 3.1.5-6 最大応答加速度 (EW 方向・SS-3H)

### 3.1.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 3.1.6-1 及び表 3.1.6-2 に示す。また、図 3.1.6-1 及び図 3.1.6-2 に基準地震動  $S_s$  に対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で  $0.15 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、3号機タービン建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 3.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

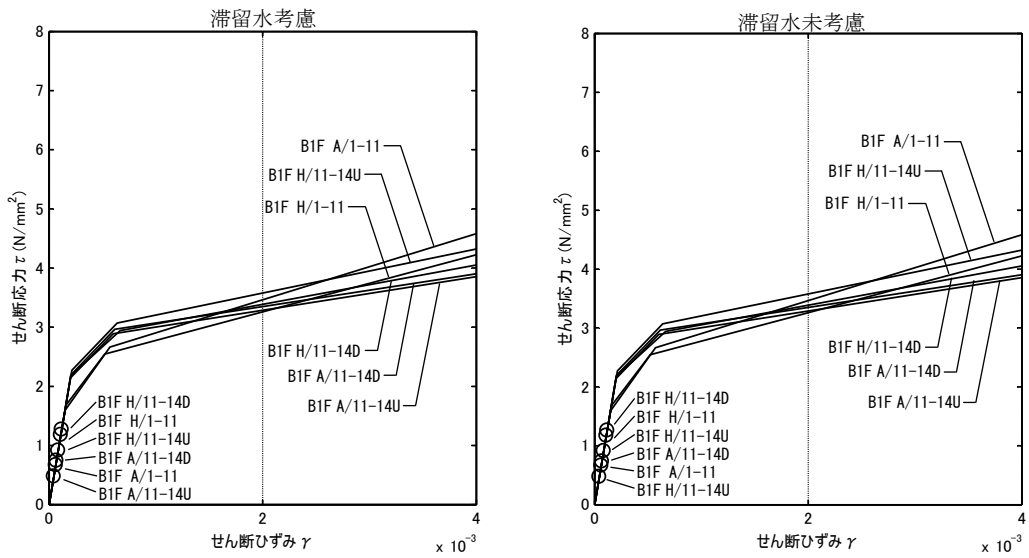
(単位:  $\times 10^{-3}$ )

階	通り	O.P.	S <sub>s</sub> -1H		S <sub>s</sub> -2H		S <sub>s</sub> -3H		評価基準	
			滞留水		滞留水		滞留水			
			考慮	未考慮	考慮	未考慮	考慮	未考慮		
B1F	H/1-11	10.20~-0.30	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	4.0 以下	
	H/11-14	U	10.20~6.50	0.09	0.09	0.08	0.08	0.08		0.08
		D	6.50~-0.30	0.12	0.12	0.12	0.12	0.11		0.11
	A/1-11	10.20~-0.30	0.07	0.07	0.07	0.07	0.06	0.06		
	A/11-14	U	10.20~6.50	0.05	0.05	0.05	0.05	0.04		0.04
		D	6.50~-0.30	0.07	0.07	0.08	0.07	0.06		0.06

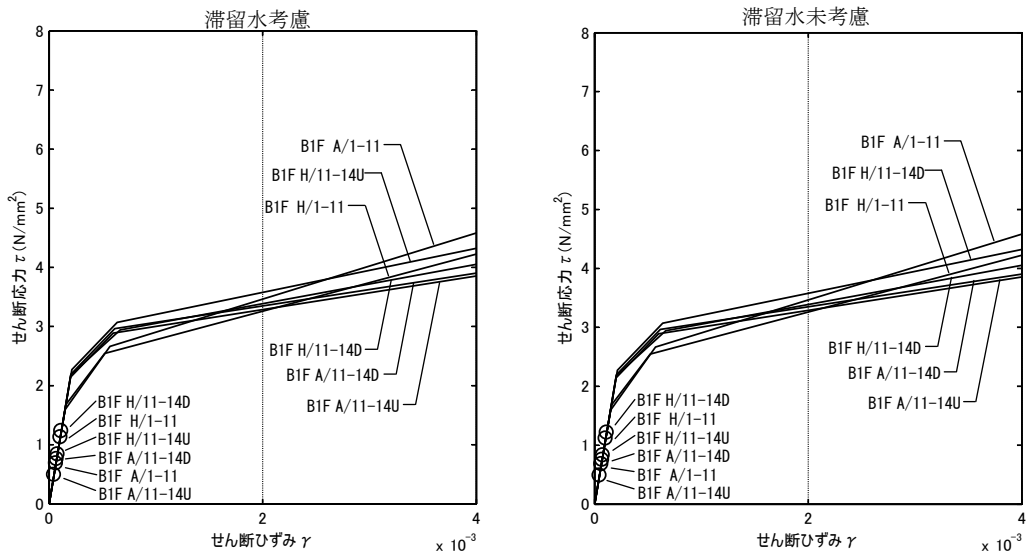
表 3.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位:  $\times 10^{-3}$ )

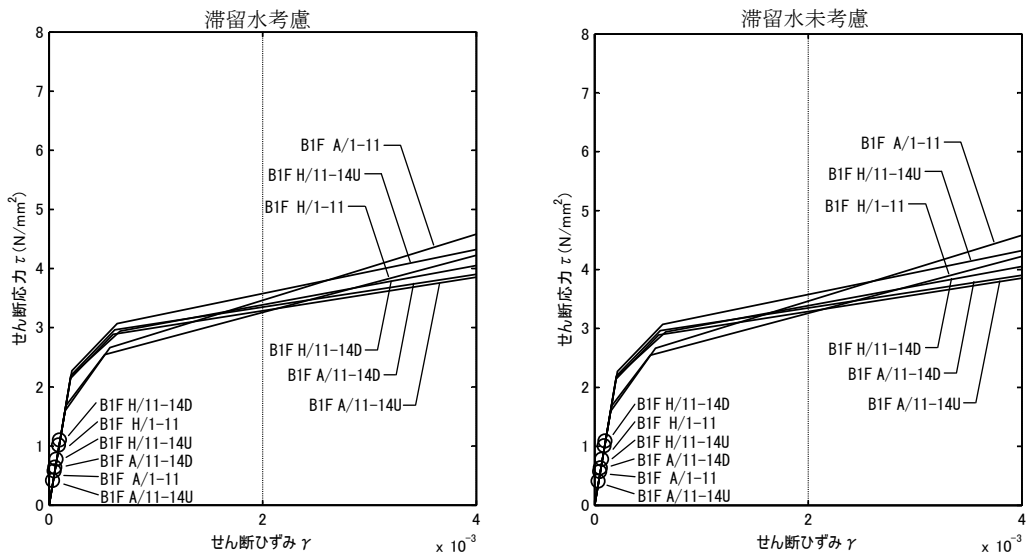
階	通り	O.P.	S <sub>s</sub> -1H		S <sub>s</sub> -2H		S <sub>s</sub> -3H		評価基準	
			滞留水		滞留水		滞留水			
			考慮	未考慮	考慮	未考慮	考慮	未考慮		
B1F	1-4	10.20~-0.30	0.09	0.09	0.08	0.08	0.08	0.07	4.0 以下	
	5-8/H	10.20~-0.30	0.09	0.10	0.09	0.09	0.08	0.08		
	5-8/A	10.20~-0.30	0.09	0.09	0.10	0.10	0.08	0.08		
	9-14	U	10.20~6.50	0.13	0.13	0.14	0.13	0.11		0.11
		D	6.50~-0.30	0.14	0.14	0.15	0.15	0.12		0.12



(Ss-1H)

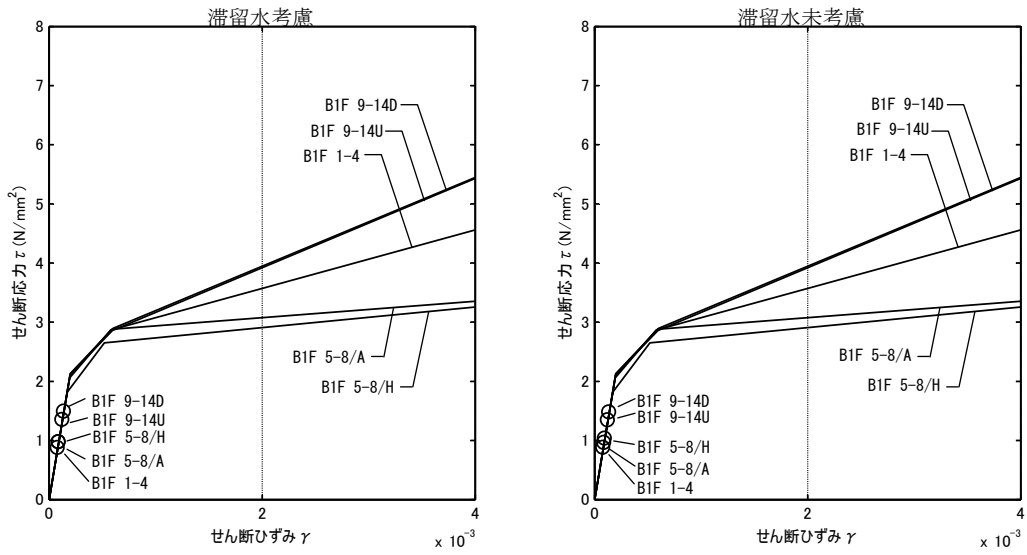


(Ss-2H)

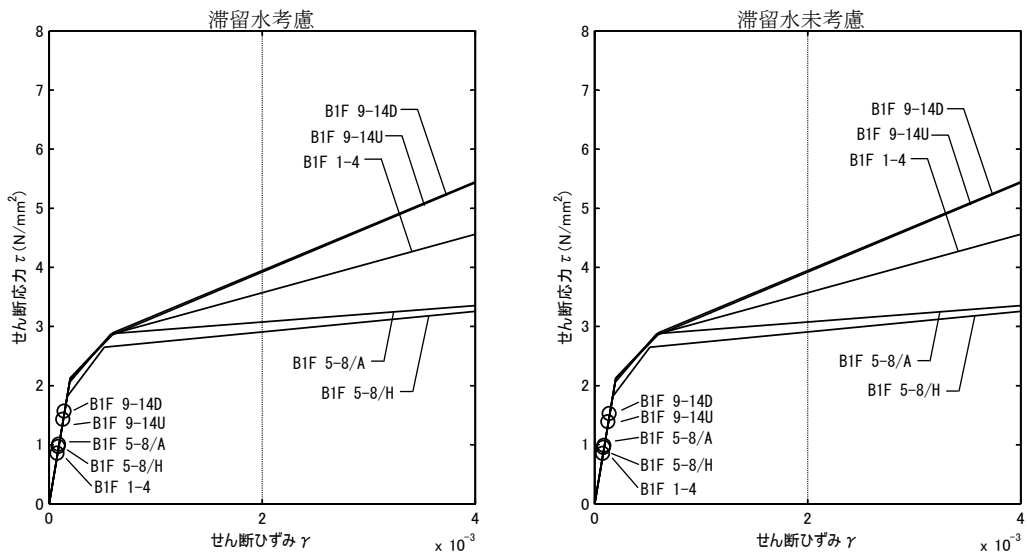


(Ss-3H)

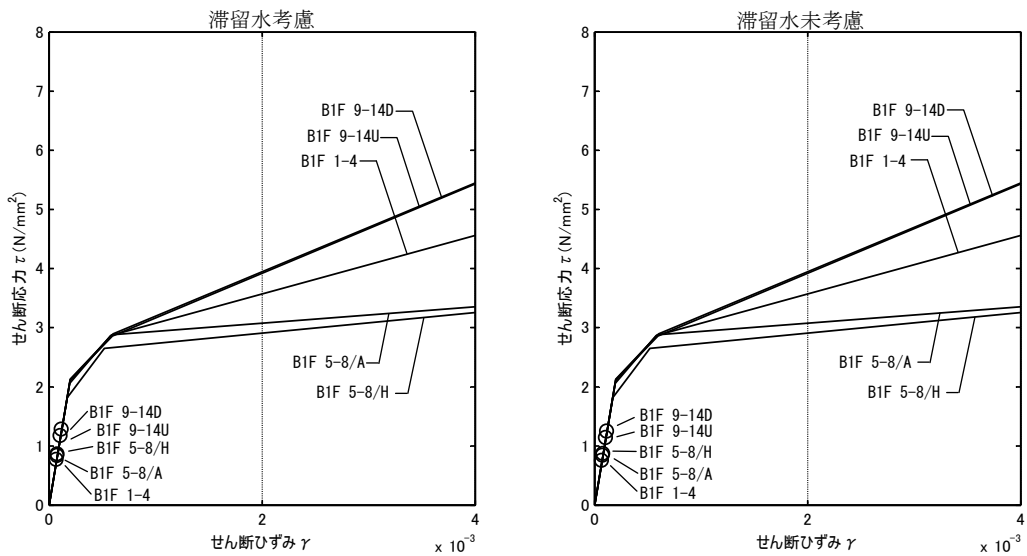
図 3. 1. 6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 3.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)



## 4 廃棄物処理建屋

### 4.1 4号機廃棄物処理建屋（代表号機）

#### 4.1.1 解析評価方針

廃棄物処理建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

廃棄物処理建屋については地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは、地下1階から地上3階に設置された機器を含む建屋全域をNS、EW方向とも多軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、保守的にその全てを固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) を超えないことを確認することとする。

廃棄物処理建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 4.1.1-1 に示す。

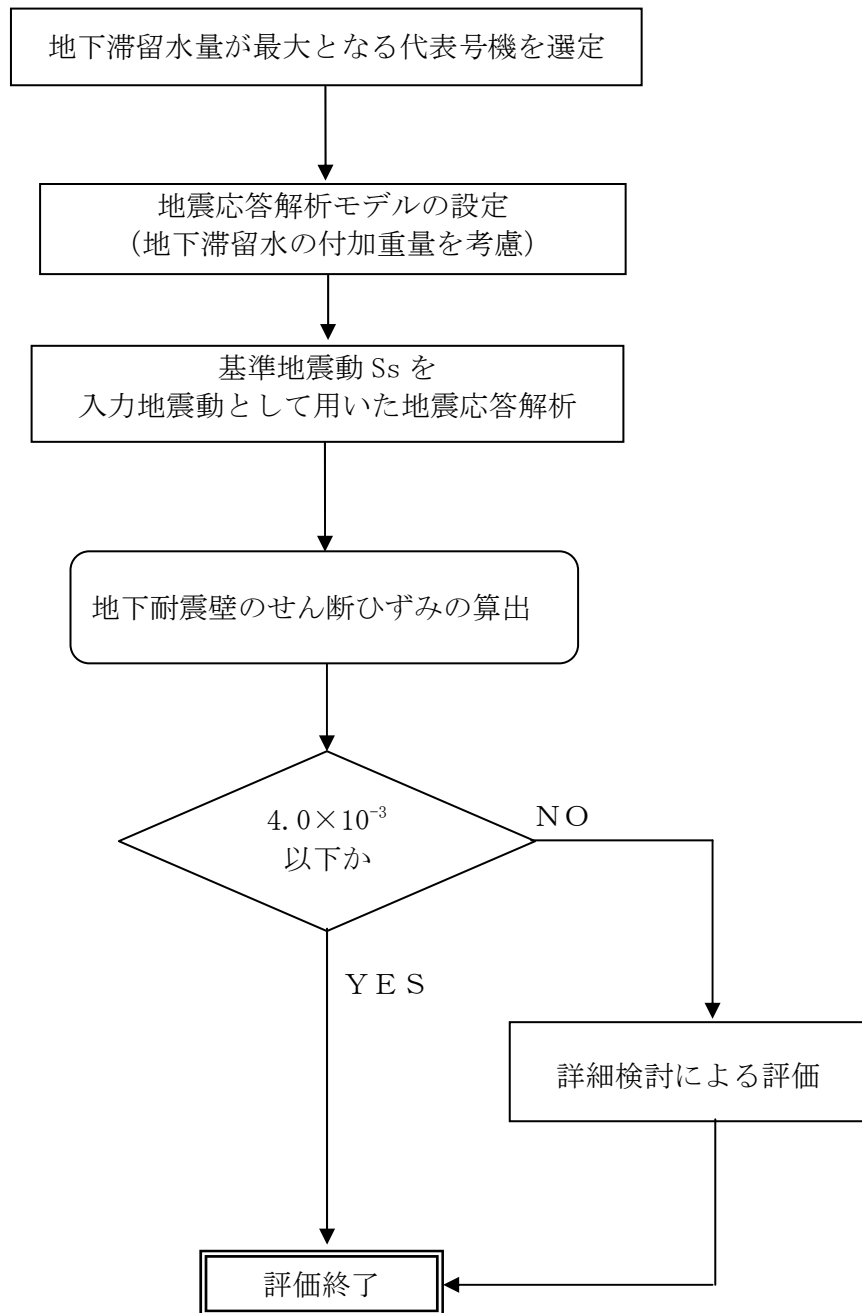


図 4.1.1-1 廃棄物処理建屋の地震応答解析の評価手順例

#### 4.1.2 代表号機の選定

廃棄物処理建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 4.1.2-1 に示す。表 4.1.2-1 より、貯水量の最も多い 4 号機を代表号機と選定する。

表 4.1.2-1 廃棄物処理建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1 号機	2 号機	3 号機	4 号機
水位	O.P. 4,000	O.P. 4,000	O.P. 4,000	O.P. 4,000
貯水量	1,400m <sup>3</sup>	2,600m <sup>3</sup>	2,600m <sup>3</sup>	4,500m <sup>3</sup>

#### 4.1.3 解析に用いる入力地震動

4号機廃棄物処理建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図4.1.3-1に示す。この廃棄物処理建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動  $S_s$  の加速度波形について、図4.1.3-2に示す。

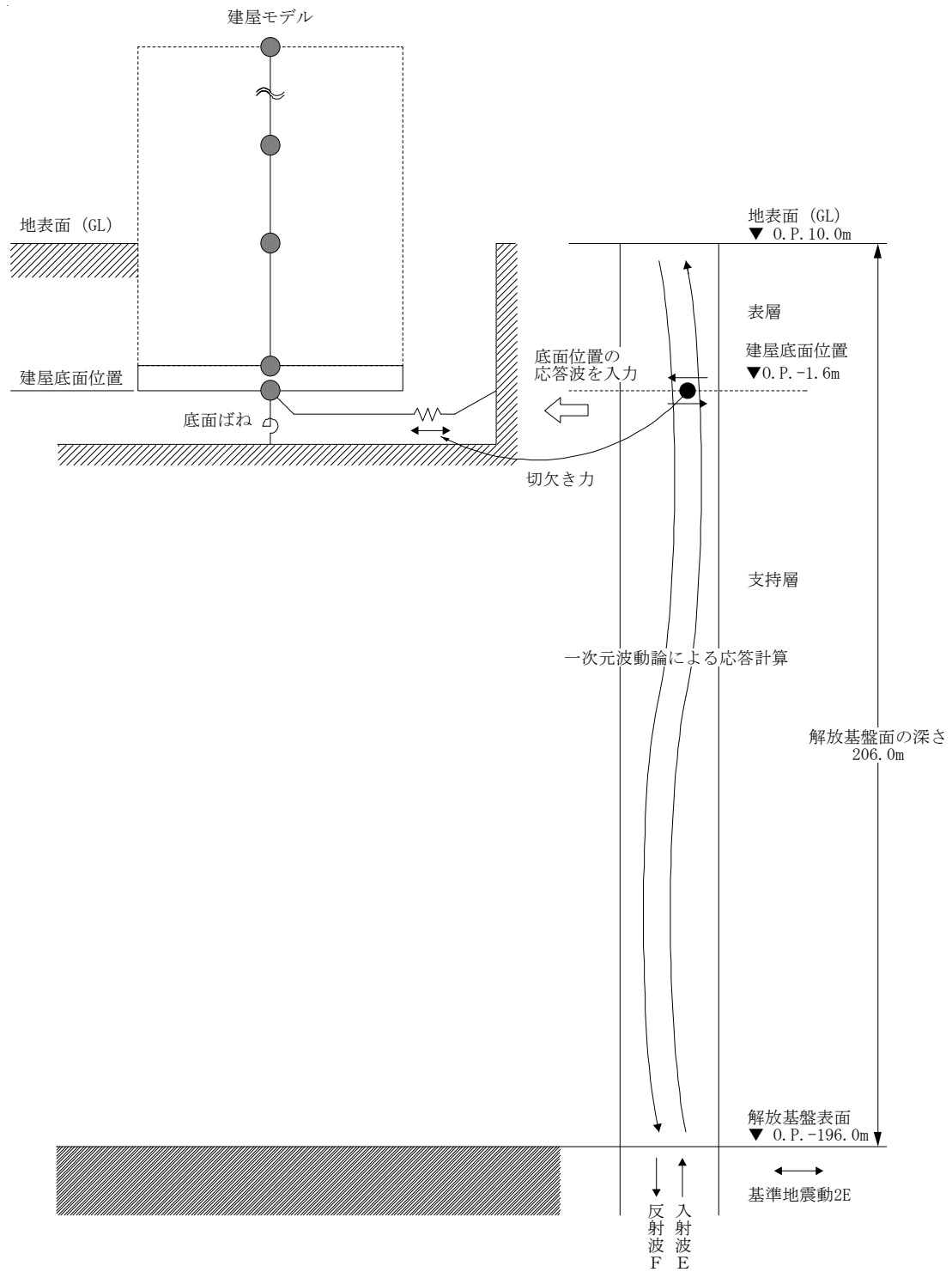
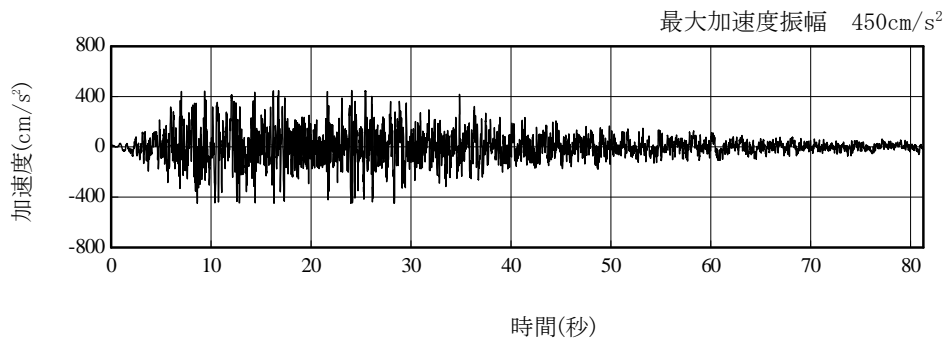
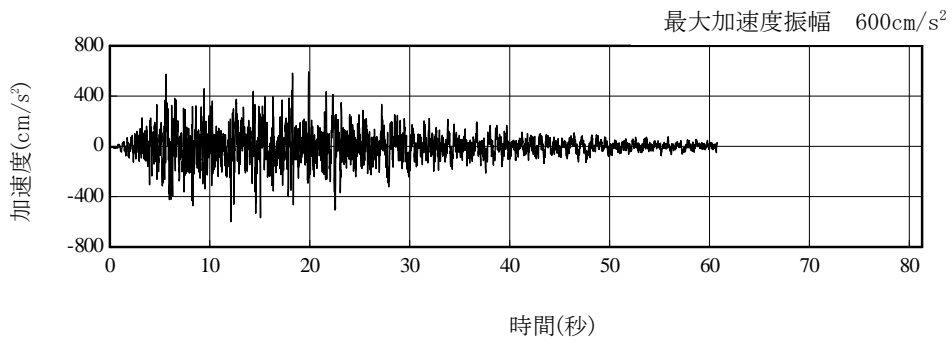


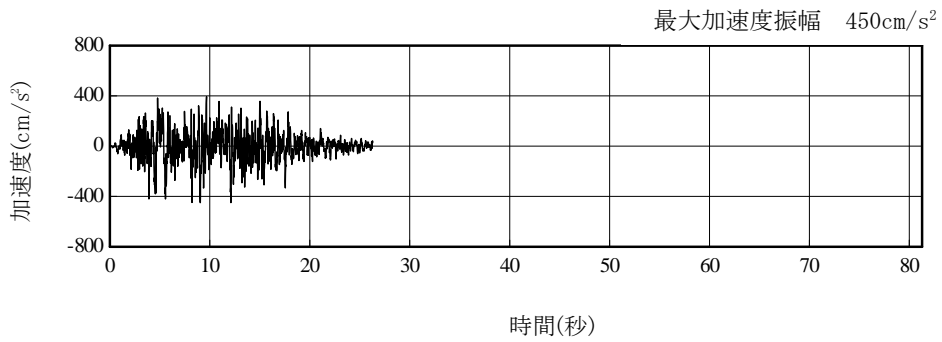
図 4. 1. 3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 4. 1. 3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形 (水平方向)

#### 4.1.4 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する 4号機廃棄物処理建屋の地震応答解析は、「4.1.3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、図 4.1.4-1 及び図 4.1.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 4.1.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を表 4.1.4-2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 4.1.4-3 に示す。

解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にし、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-1.4.3 に示すようにばね定数 ( $K_c$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_c$ ) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

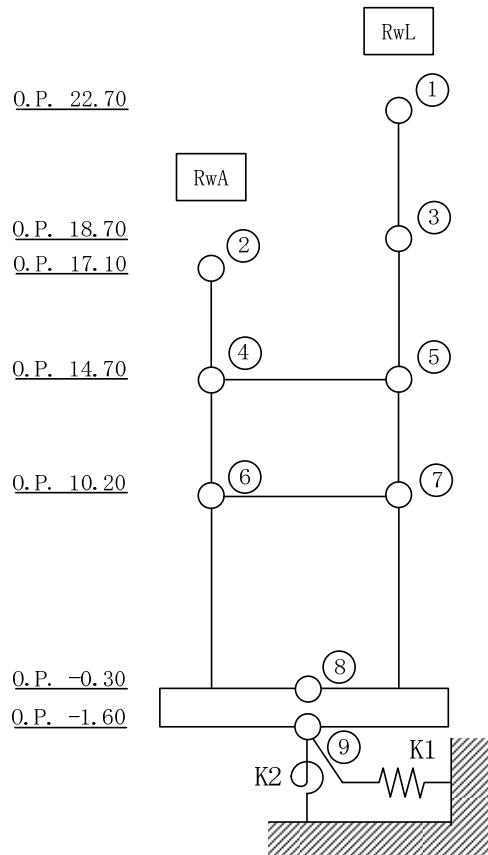


図 4.1.4-1 4号機廃棄物処理建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

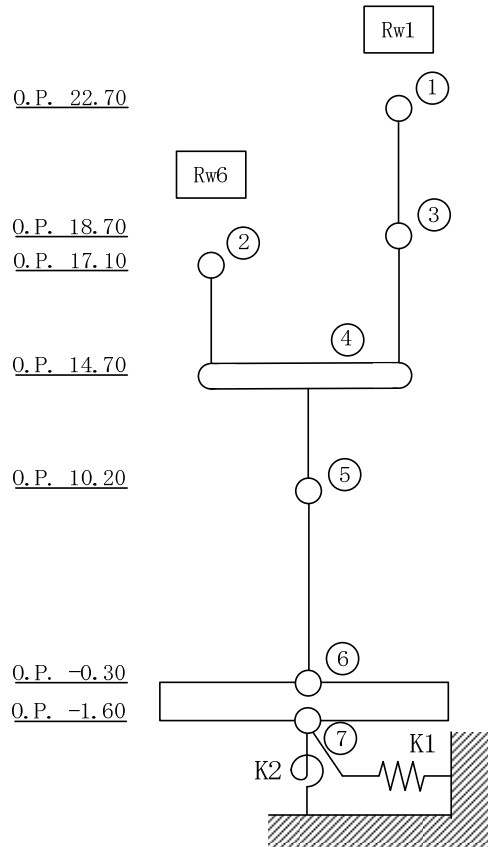


図 4.1.4-2 4号機廃棄物処理建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)



表 4.1.4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンクリート	強度*1 F <sub>c</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数*2 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数*2 G (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m <sup>3</sup> )
	35.0	2.57×10 <sup>4</sup>	1.07×10 <sup>4</sup>	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

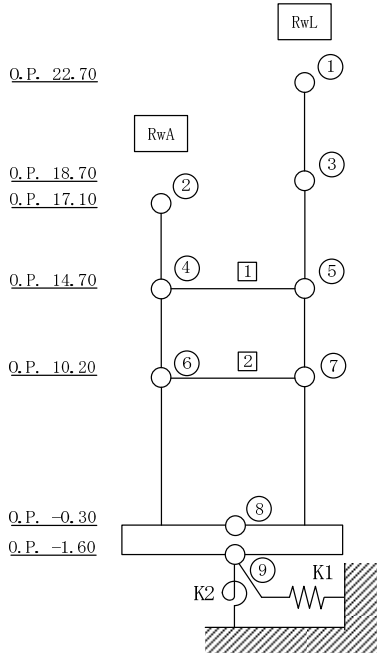
\*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。

\*2：実強度に基づく値を示す。

\*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 4.1.4-2 建屋解析モデルの諸元

NS 方向

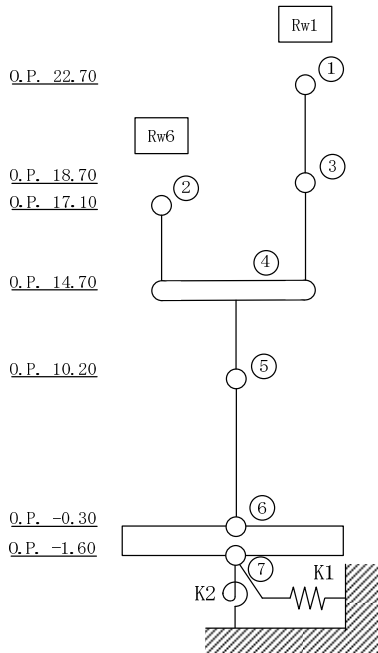


質点番号	質点位置 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性 $I_R$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	せん断断面積 $A_s$ (m <sup>2</sup> )	断面2次モメント $I_b$ (m <sup>4</sup> )	質点番号	質点位置 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性 $I_R$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	せん断断面積 $A_s$ (m <sup>2</sup> )	断面2次モメント $I_b$ (m <sup>4</sup> )
						①	22.7	4,050	0.69		
						③	18.7	11,790	2.33	13.2	271
②	17.1	1,920	0.65	16.0	987	⑤	14.7	24,610	10.29	30.6	1,186
④	14.7	13,110	5.48	34.3	4,408	⑦	10.2	75,660	63.32	50.9	6,138
⑥	10.2	35,150	14.70	44.1	6,208					125.7	25,167
⑧	-0.3	129,370 (44,130)	91.69 (31.28)	1,832.6	129,874						
⑨	-1.6	28,040	19.87								
合計		323,700									

注 ( ) 内は滞留水による付加分を示す。

ヤング係数  $E_c$   $2.57 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰  $h$  5%  
 基礎形状 25.22m (NS 方向)  $\times$  72.65m (EW 方向)  
 床のせん断ばね定数  $K_s$  **1** :  $44.48 \times 10^5$  (kN/m) **2** :  $45.21 \times 10^5$  (kN/m)

EW 方向



質点番号	質点位置 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性 $I_R$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	せん断断面積 $A_s$ (m <sup>2</sup> )	断面2次モメント $I_b$ (m <sup>4</sup> )	質点番号	質点位置 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性 $I_R$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	せん断断面積 $A_s$ (m <sup>2</sup> )	断面2次モメント $I_b$ (m <sup>4</sup> )
						①	22.7	4,050	0.52		
						③	18.7	11,790	5.15	21.2	280
②	17.1	1,920	0.08	5.4	30					45.2	1,824
④	14.7	37,730	127.38	151.8	30,007						
⑤	10.2	110,800	526.07	176.5	66,926						
⑥	-0.3	129,370 (44,130)	614.23 (209.52)	1,832.6	870,078						
⑦	-1.6	28,040	133.13								
合計		323,700									

注 ( ) は滞留水による付加分を示す。

ヤング係数  $E_c$   $2.57 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7$  (kN/m<sup>2</sup>)  
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰  $h$  5%  
 基礎形状 25.22m (NS 方向)  $\times$  72.65m (EW 方向)

表 4. 1. 4-3(1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

表 4. 1. 4-3 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

表 4.1.4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

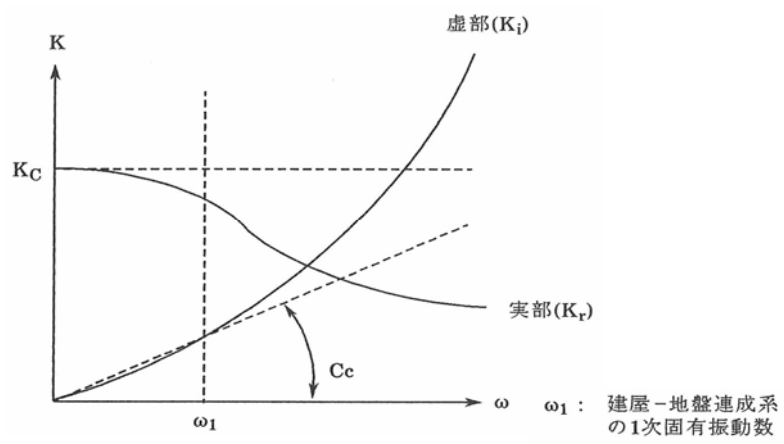


図 4.1.4-3 地盤ばねの近似

#### 4.1.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を, 滞留水を未考慮の場合と比較して, 図 4.1.5-1~図 4.1.5-6 に示す。

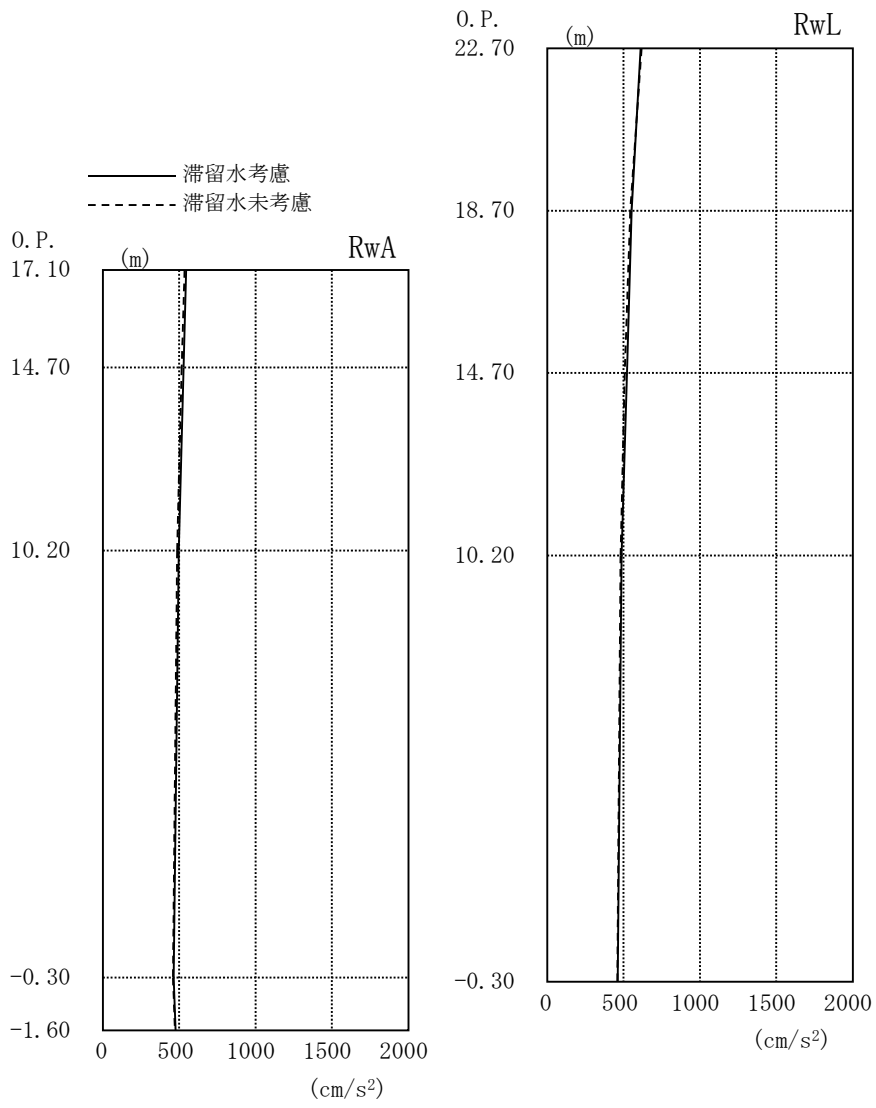


圖 4. 1. 5-1 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-1H)

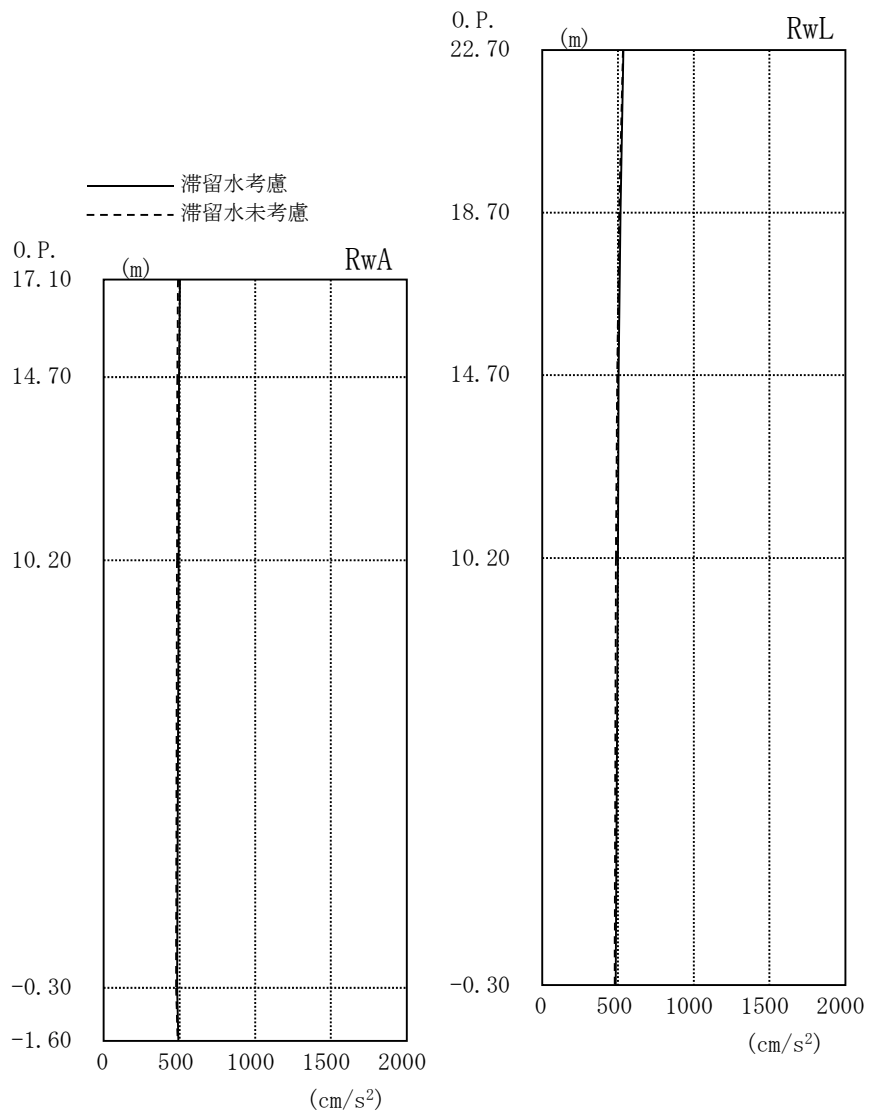


图 4.1.5-2 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-2H)



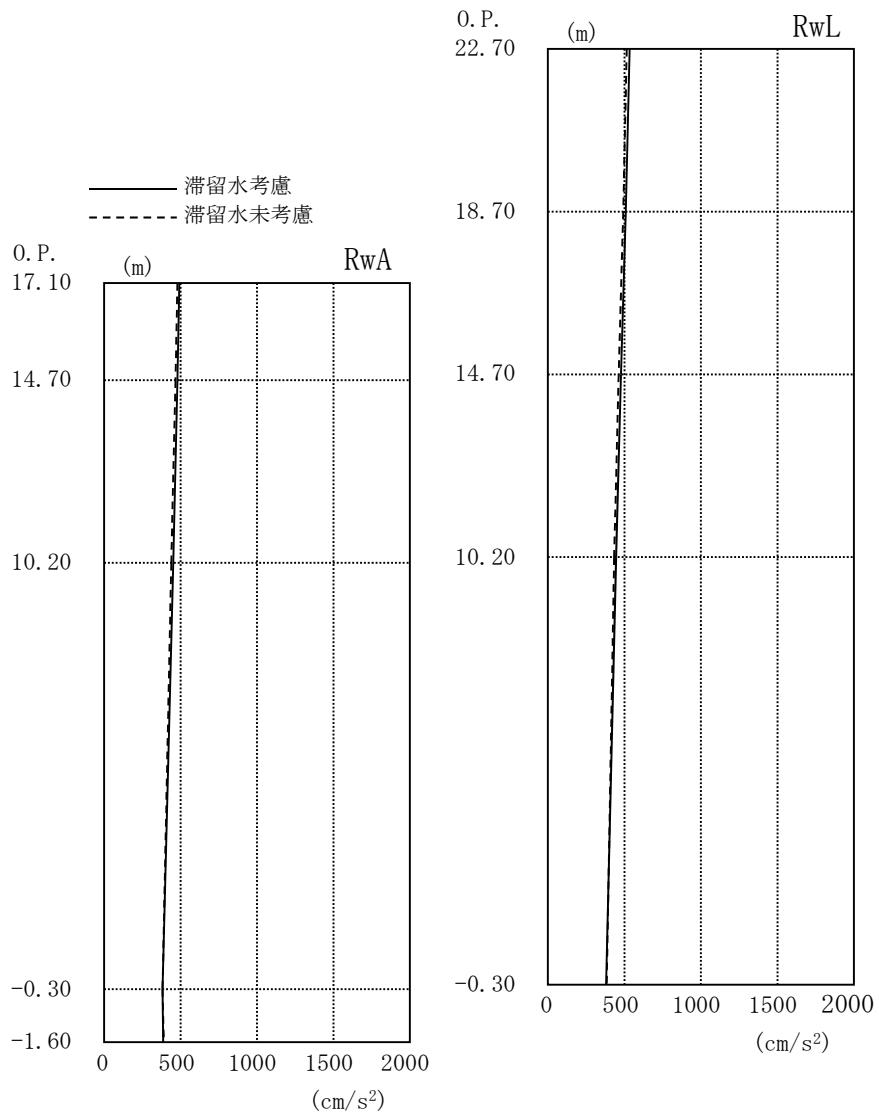


图 4.1.5-3 最大応答加速度 (NS 方向・Ss-3H)

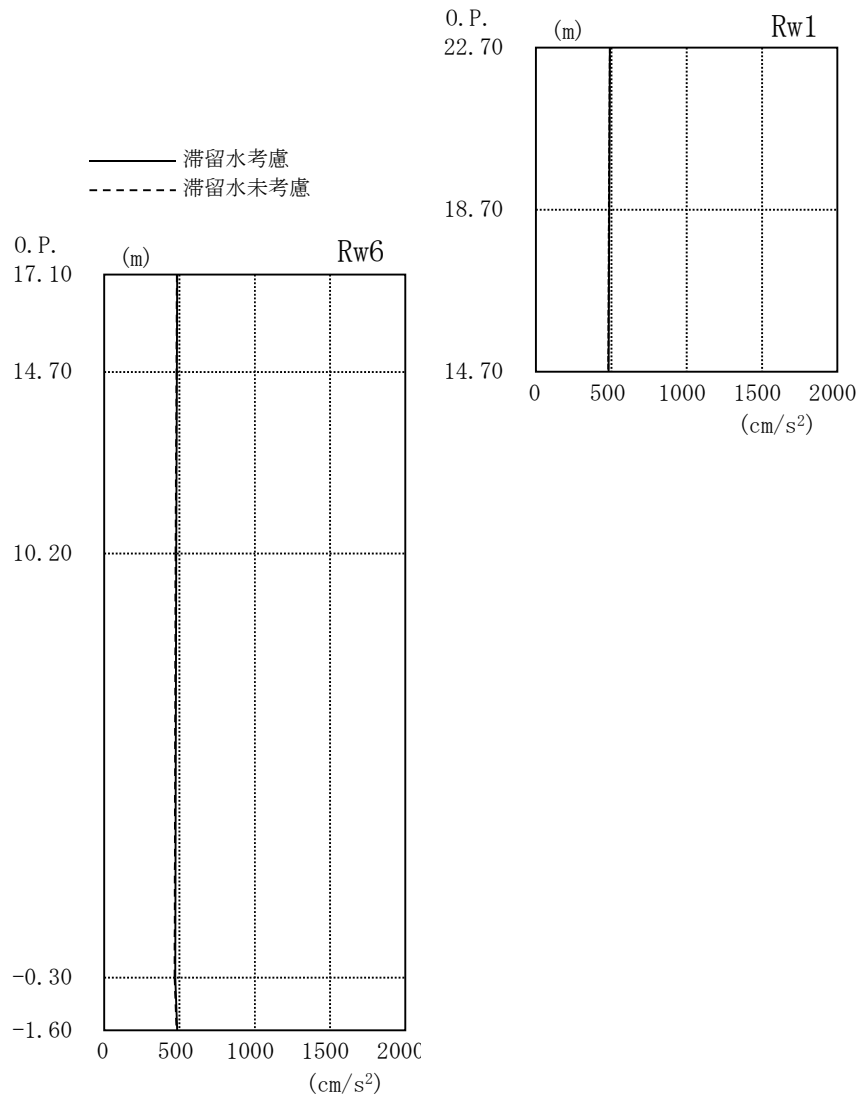


図 4.1.5-4 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-1H)

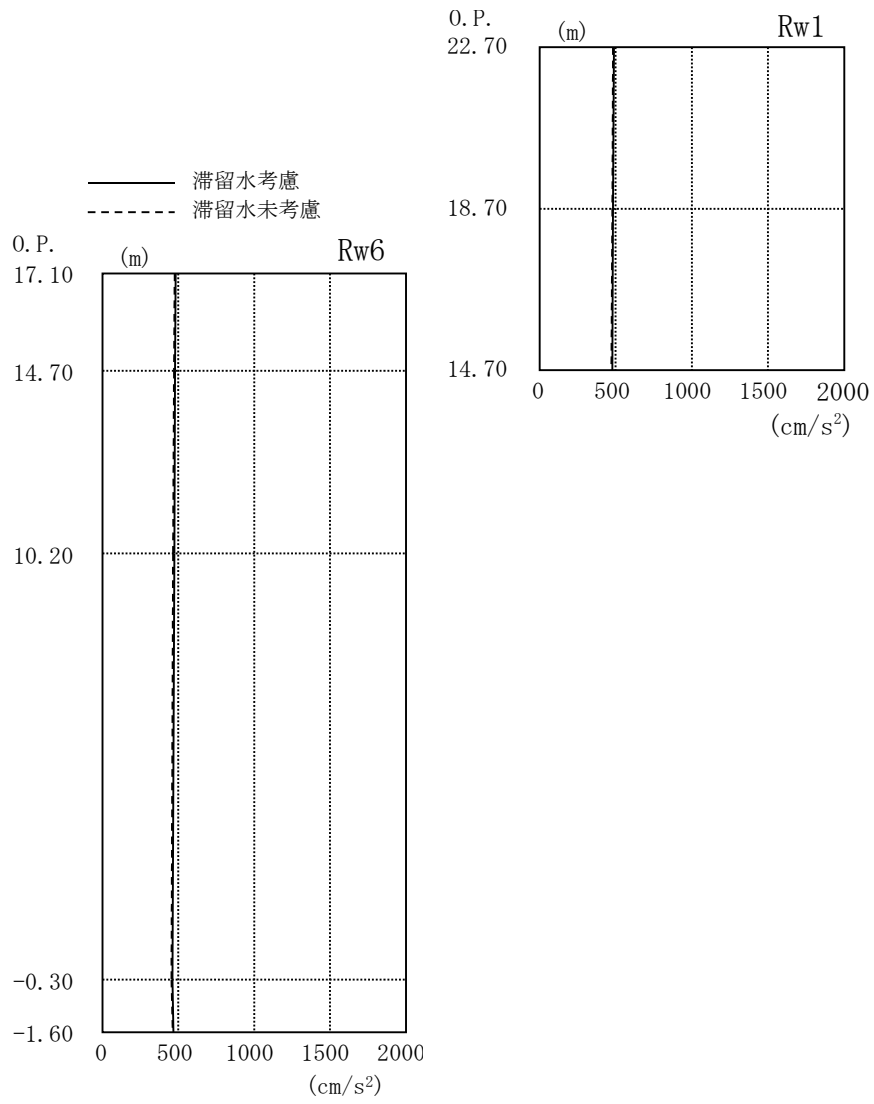


图 4.1.5-5 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-2H)

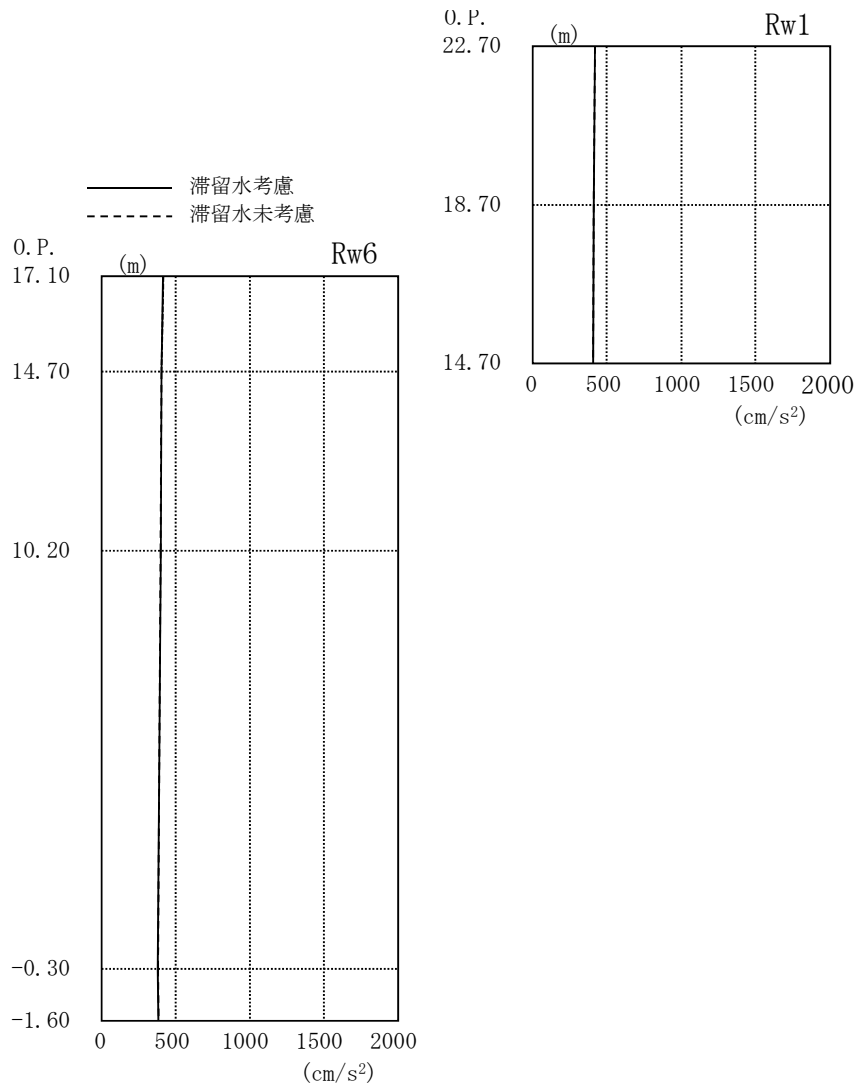


图 4.1.5-6 最大応答加速度 (EW 方向・Ss-3H)

#### 4.1.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、滞留水を未考慮の場合と比較して、表 4.1.6-1 及び表 4.1.6-2 に示す。また、図 4.1.6-1 及び図 4.1.6-2 に基準地震動  $S_s$  に対する最大応答値を、滞留水を未考慮の場合と比較して、耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、滞留水を考慮した場合でも、最大で  $0.06 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、4号機廃棄物処理建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 4.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

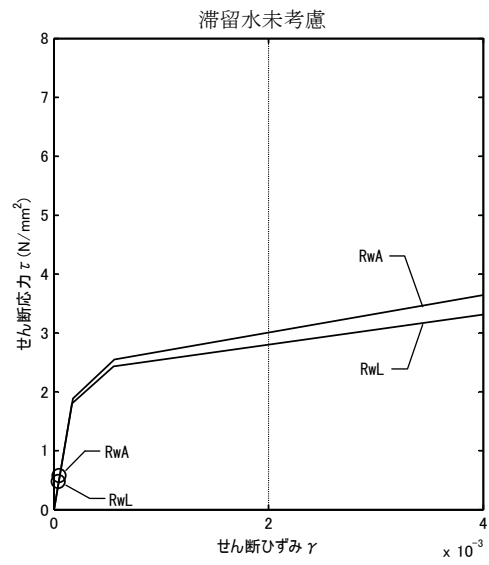
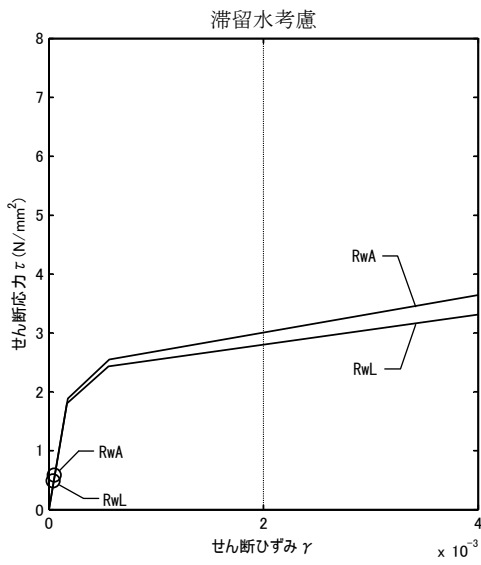
(単位:  $\times 10^{-3}$ )

階	通り	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	RwA	10.20～ -0.30	考慮	0.06	0.06	0.05	4.0 以下
			未考慮	0.06	0.06	0.05	
	RwL	10.20～ -0.30	考慮	0.05	0.05	0.05	
			未考慮	0.05	0.05	0.04	

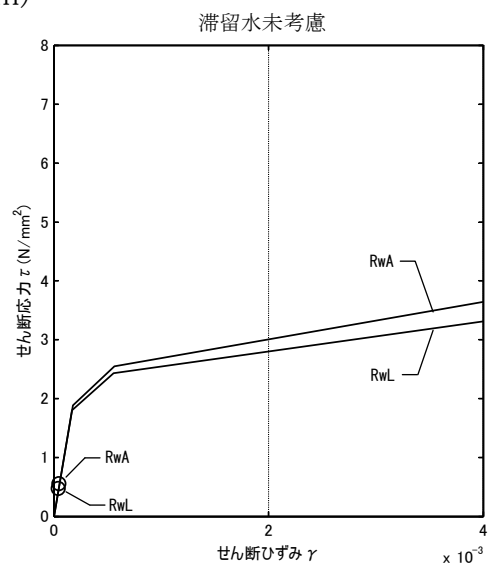
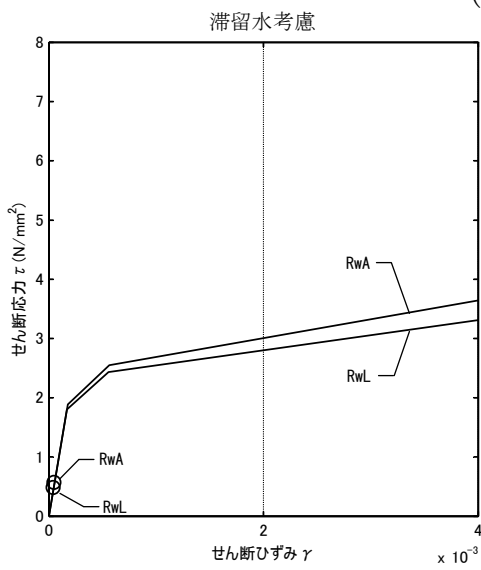
表 4.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位:  $\times 10^{-3}$ )

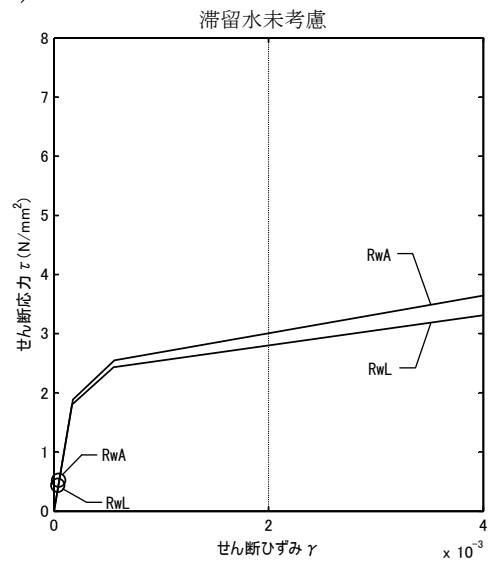
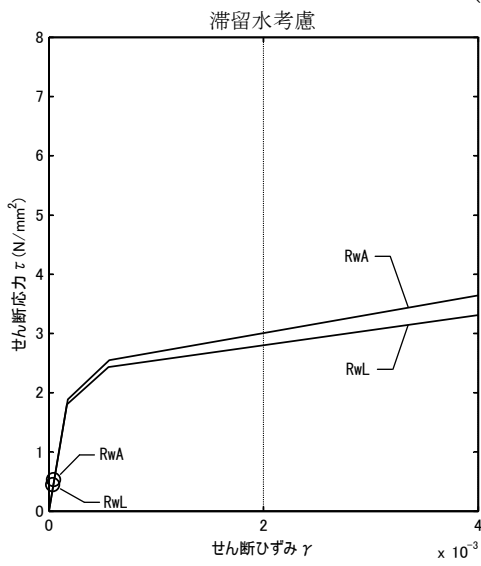
階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～-0.30	考慮	0.05	0.05	0.04	4.0 以下
		未考慮	0.05	0.05	0.04	



(Ss-1H)

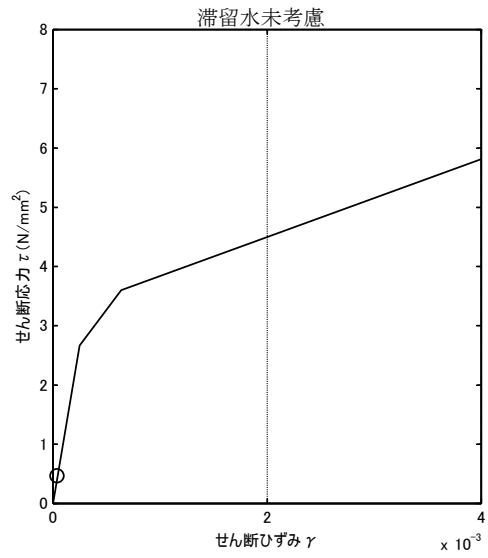
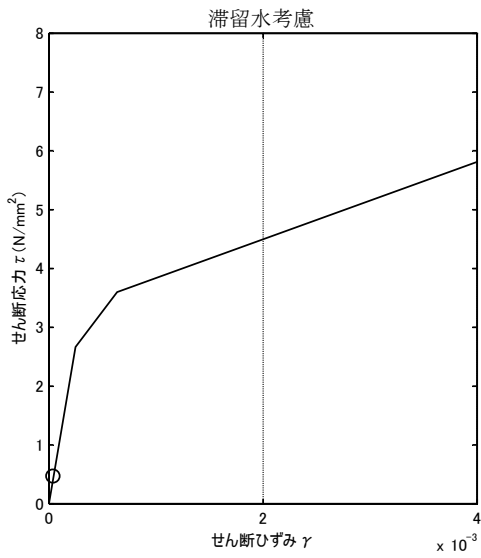


(Ss-2H)

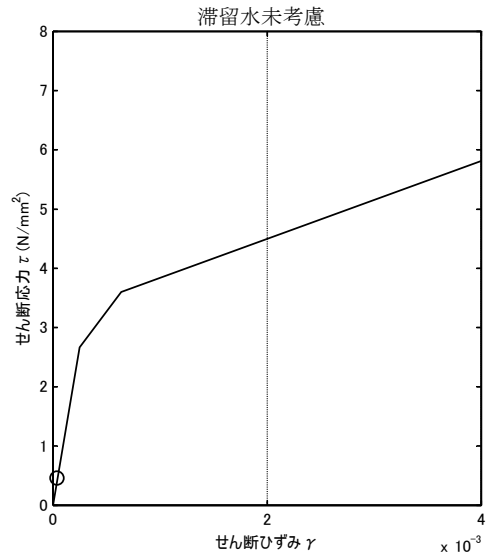
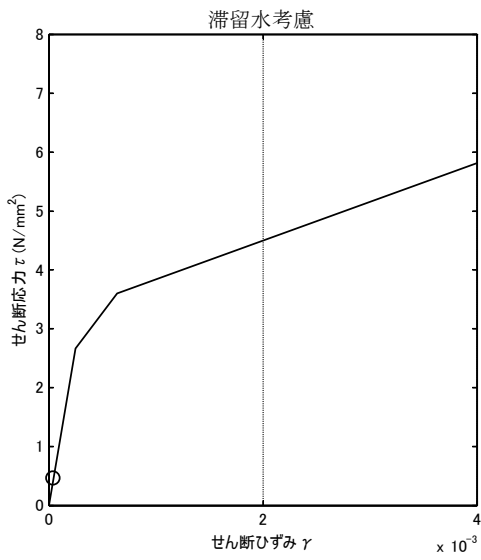


(Ss-3H)

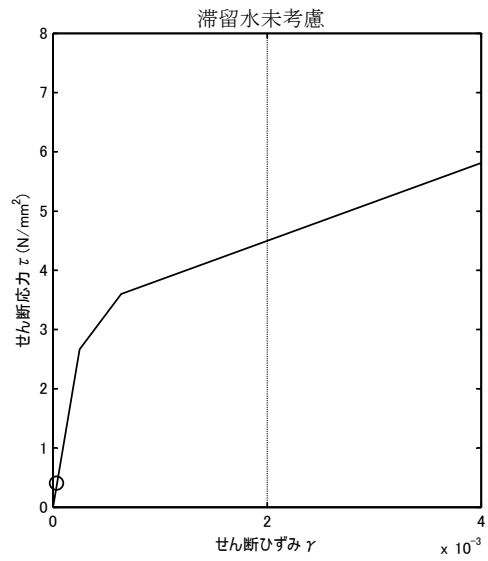
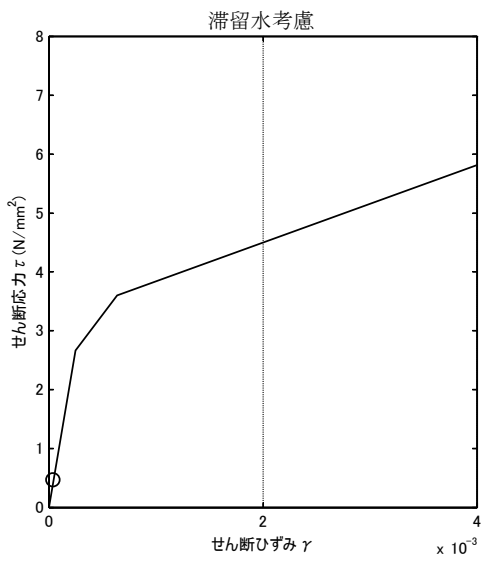
図 4.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 4.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

## 5 コントロール建屋

### 5.1 3号機コントロール建屋（代表号機）

#### 5.1.1 解析評価方針

コントロール建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は、基準地震動  $S_s$  を用いた地震応答解析によることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

コントロール建屋については、地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは、地下2階から地上2階に設置された機器を含む建屋全域をNS, EW方向とも1軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し、固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は、地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) を超えないことを確認することとする。

コントロール建屋の地震応答解析の評価手順例を、図 5.1.1-1 に示す。



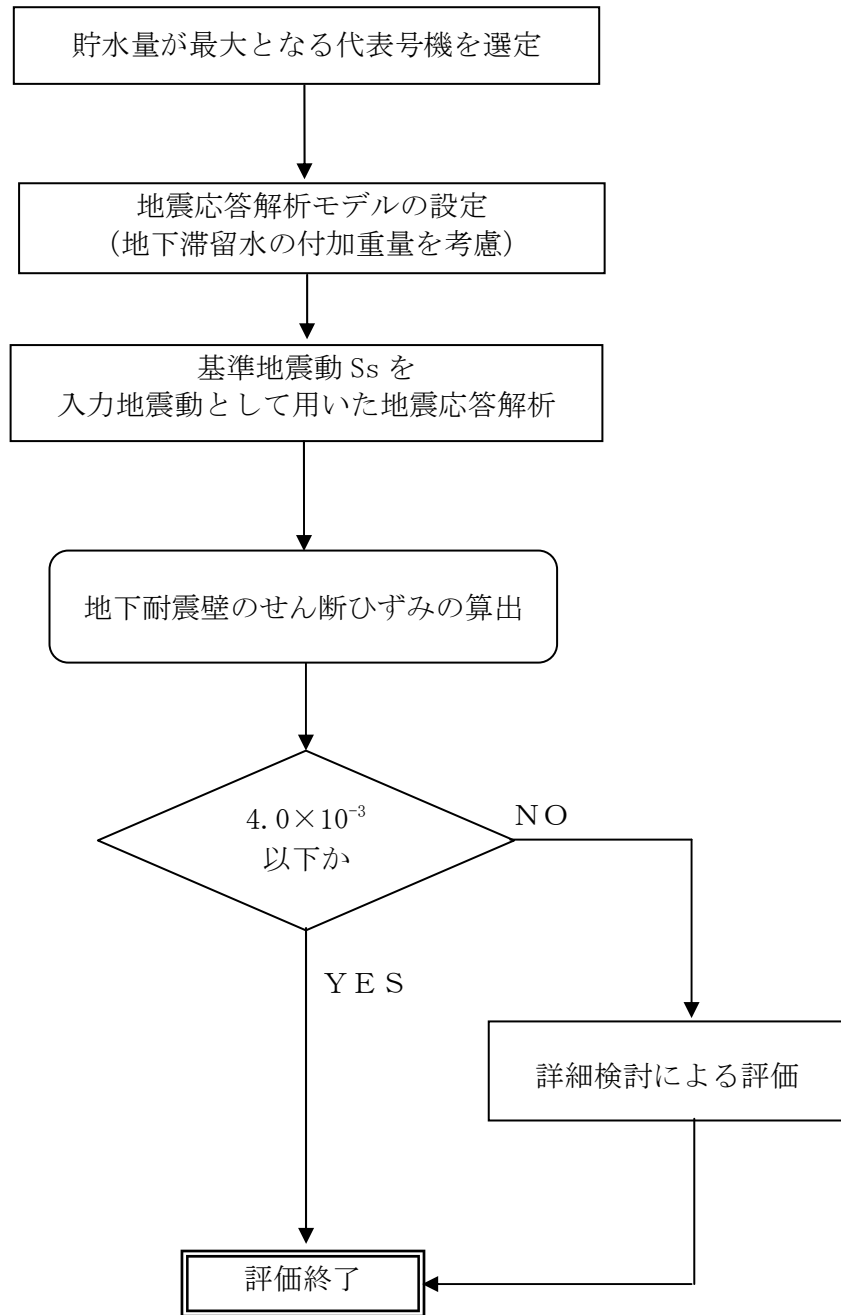


図 5.1.1-1 コントロール建屋の地震応答解析の評価手順例

### 5.1.2 代表号機の選定

コントロール建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 5.1.2-1 に示す。表 5.1.2-1 より、貯水量の最も多い 3 号機を代表号機と選定する。

表 5.1.2-1 コントロール建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1 号機	2 号機	3 号機	4 号機
水位	O.P. 5,300	O.P. 4,000	O.P. 4,000	O.P. 4,000
貯水量	700m <sup>3</sup>	1,600m <sup>3</sup>	1,900m <sup>3</sup>	1,600m <sup>3</sup>

### 5.1.3 解析に用いる入力地震動

3号機コントロール建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図5.1.3-1に示す。このコントロール建屋の解析モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動  $S_s$  に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動  $S_s$  の加速度波形について、図5.1.3-2に示す。

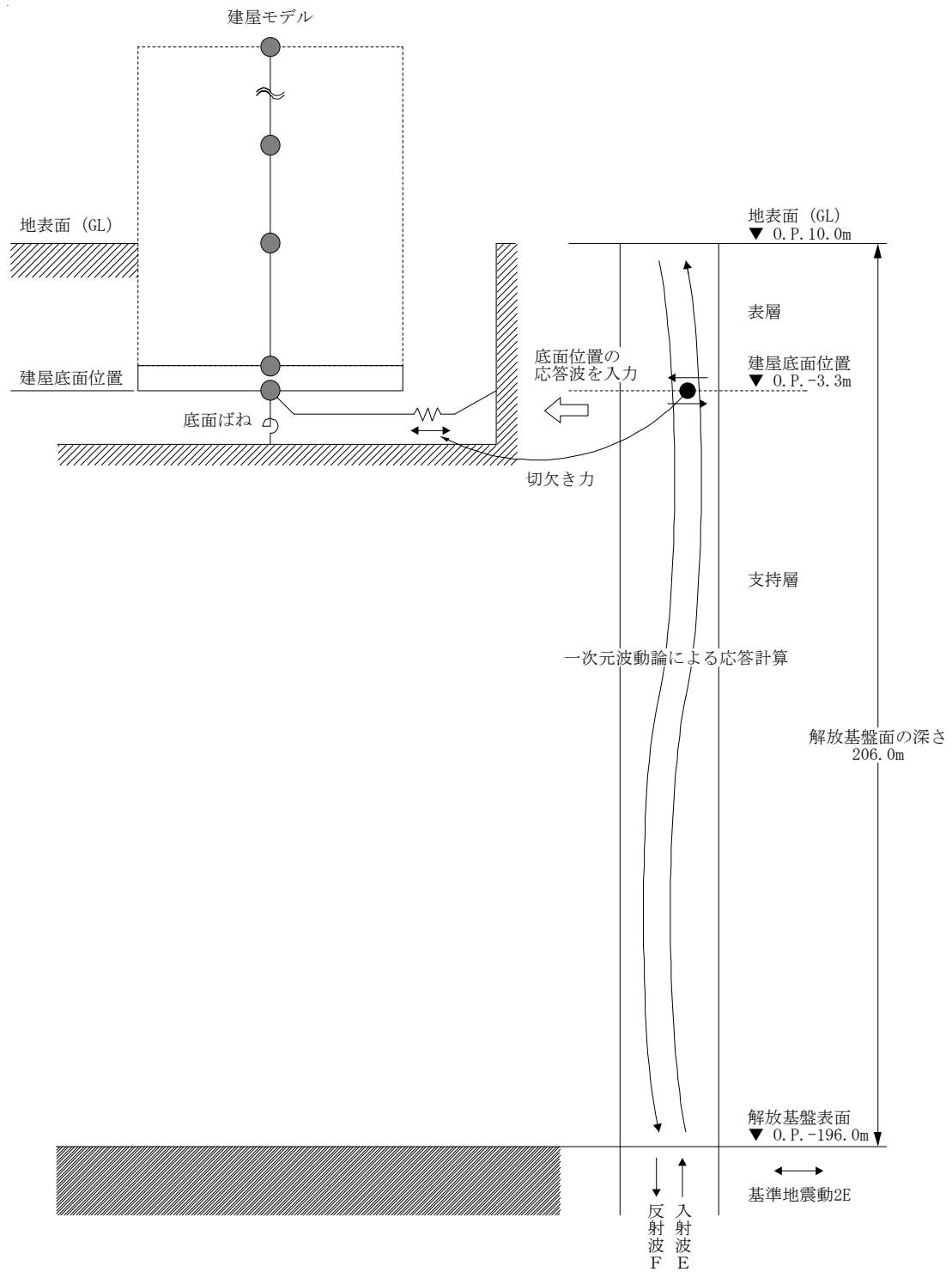
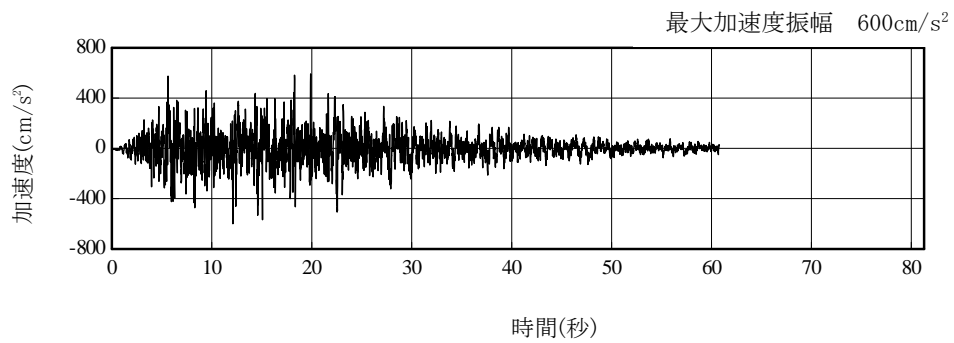


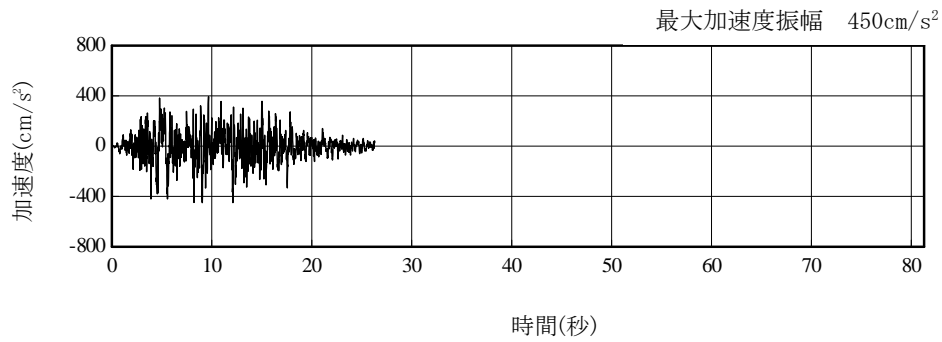
図 5. 1. 3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 5. 1. 3-2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形 (水平方向)

#### 5.1.4 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する 3号機コントロール建屋の地震応答解析は、「5.1.3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは、図 5.1.4-1 及び図 5.1.4-2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 5.1.4-1 に、建屋解析モデルの諸元を表 5.1.4-2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 5.1.4-3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図 5.1.4-3 に示すようにばね定数 ( $K_c$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_c$ ) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

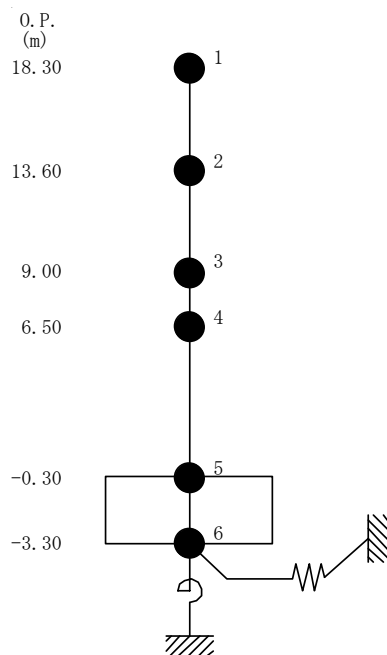


図 5.1.4-1 3号機コントロール建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

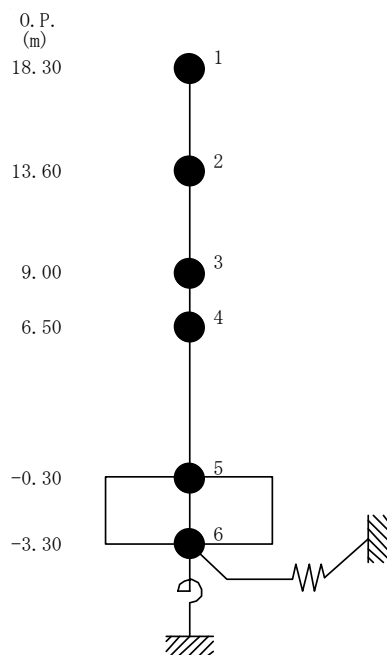


図 5.1.4-2 3号機コントロール建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表 5.1.4-1 地震応答解析に用いる物性値

コンク リート	強度*1 F <sub>c</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	ヤング係数*2 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数*2 G (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ (kN/m <sup>3</sup> )
	35.0	2.57×10 <sup>4</sup>	1.07×10 <sup>4</sup>	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

\*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

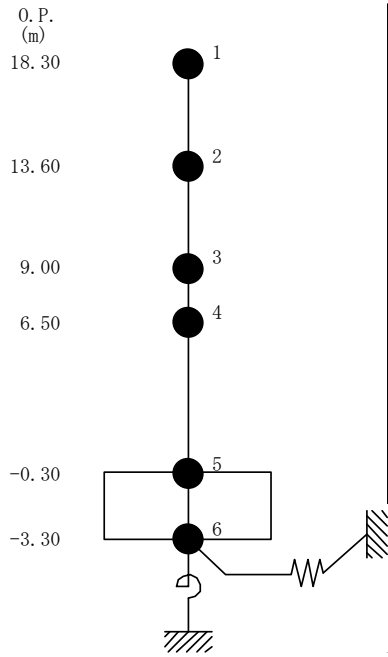
\*2：実強度に基づく値を示す。

\*3：鉄筋コンクリートの値を示す。



表 5.1.4-2 建屋解析モデルの諸元

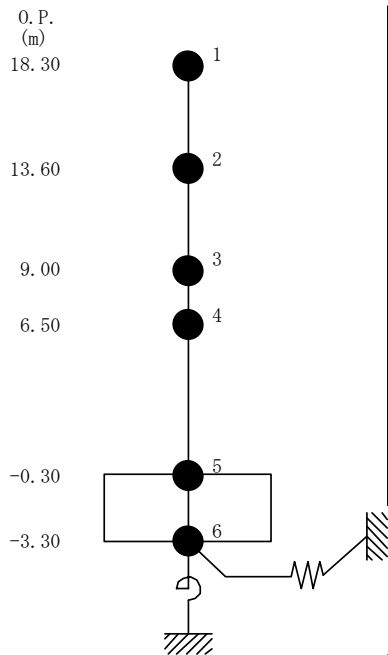
NS 方向



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^3 \text{kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	13,620	547	21.5	2,658
2	9,160	368		
3	8,290	333	21.5	3,177
4	15,110 (3,900)	607 (157)	33.8	5,271
5	36,680 (14,740)	1,473 (592)	33.8	5,271
6	16,230	652	459.9	18,463
合計	99,090			

注 ( )内は滞留水による付加分を示す。  
 ヤング係数  $E_c$   $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰  $h$  5%  
 基礎形状 21.95m(NS 方向)  $\times$  20.95m(EW 方向)

EW 方向



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^3 \text{kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$
1	13,620	498	16.0	2,855
2	9,160	335		
3	8,290	303	20.5	2,957
4	15,110 (3,900)	553 (143)	32.2	4,654
5	36,680 (14,740)	1,342 (539)	32.2	4,654
6	16,230	594	459.9	16,819
合計	99,090			

注 ( )内は滞留水による付加分を示す。  
 ヤング係数  $E_c$   $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 せん断弾性係数  $G$   $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$   
 ポアソン比  $\nu$  0.20  
 減衰  $h$  5%  
 基礎形状 21.95m(NS 方向)  $\times$  20.95m(EW 方向)

表 5.1.4-3(1) 地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩  (解放基盤)	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 5.1.4-3 (2) 地盤定数

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩  (解放基盤)	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 5.1.4-3 (3) 地盤定数

(Ss-3)

標高 O. P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-10.0	泥岩  (解放基盤)	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
		700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-



図 5.1.4-3 地盤ばねの近似

### 5.1.5 地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向,EW方向の最大応答加速度を図5.1.5-1及び図5.1.5-2に,地下滞留水の影響を考慮しない場合と併せて示す。

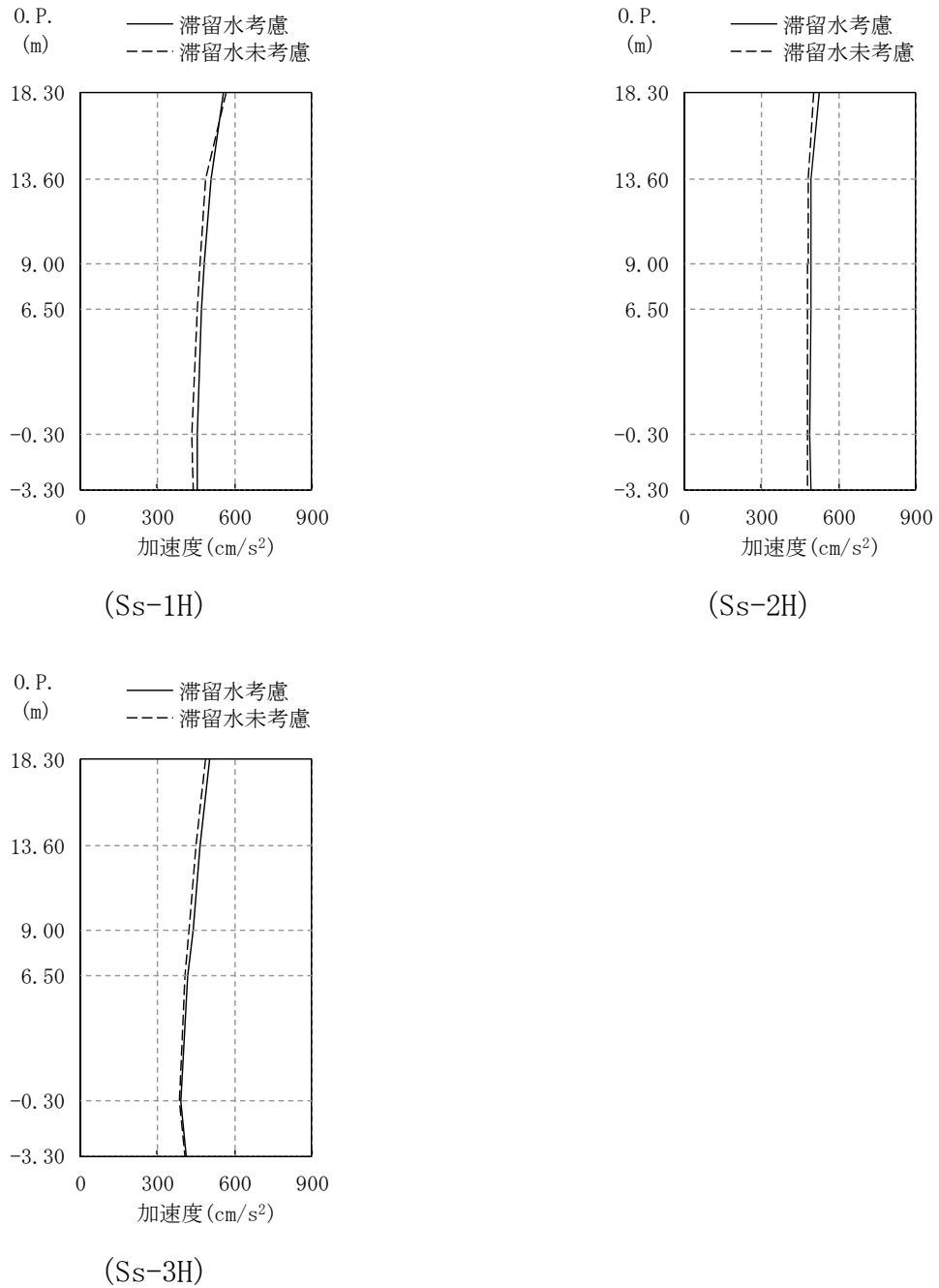
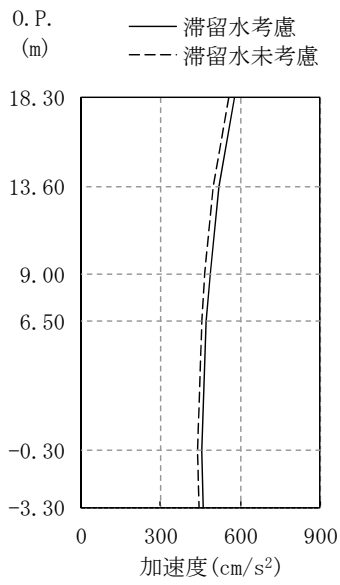
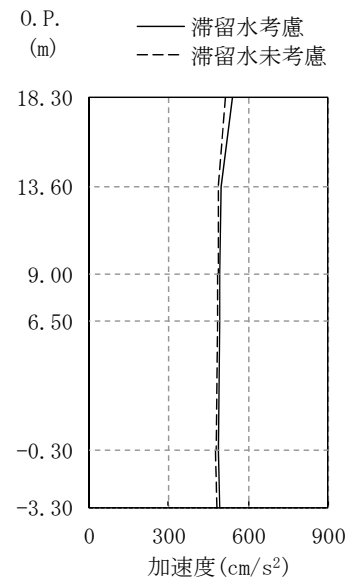


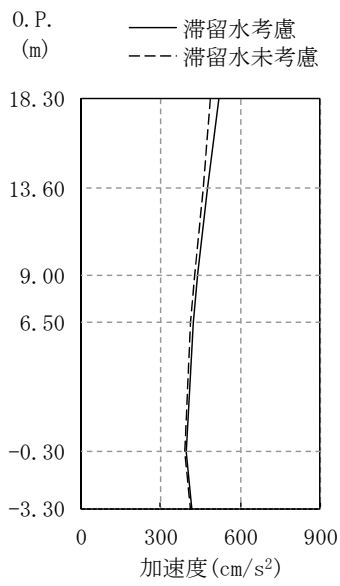
図 5.1.5-1 最大応答加速度 (NS 方向)



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

图 5.1.5-2 最大応答加速度 (EW 方向)

### 5.1.6 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を、表 5.1.6-1 及び表 5.1.6-2 に示す。また、図 5.1.6-1 及び図 5.1.6-2 に基準地震動  $S_s$  に対する最大応答値を耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で  $0.07 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分余裕がある。なお、スケルトン曲線は、建屋の方向別に、層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから、3号機コントロール建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 5.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

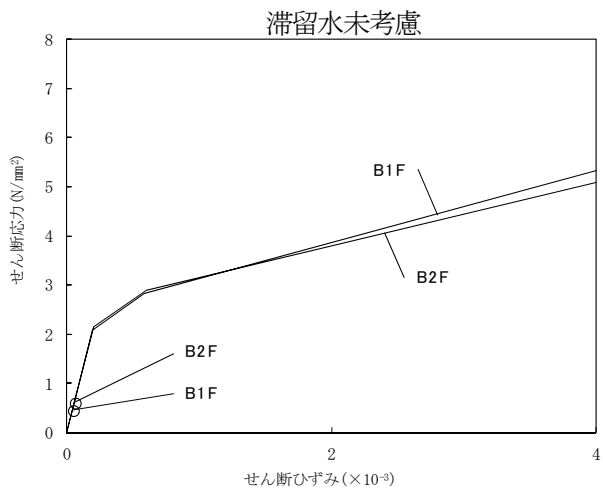
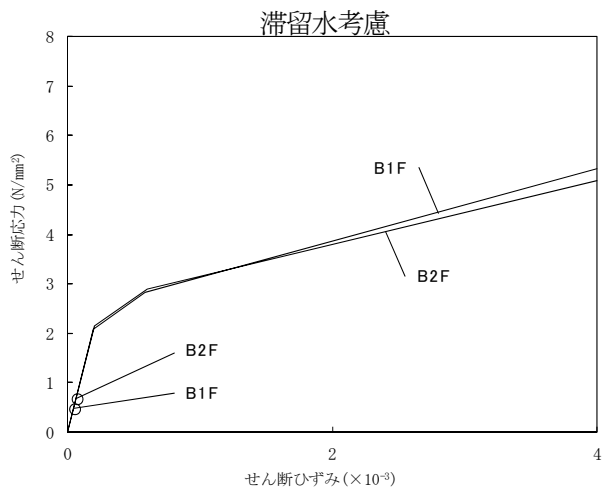
(単位： $\times 10^{-3}$ )

階	O.P.	地下滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	9.00～ 6.50	考慮	0.05	0.05	0.05	4.0 以下
		未考慮	0.05	0.05	0.04	
B2F	6.50～ -0.30	考慮	0.07	0.07	0.06	
		未考慮	0.06	0.06	0.06	

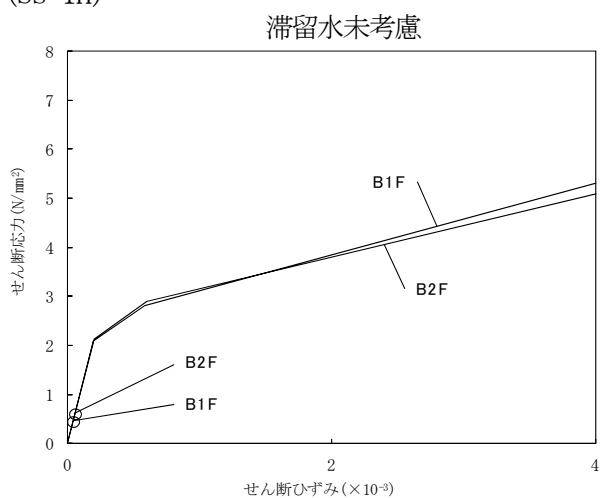
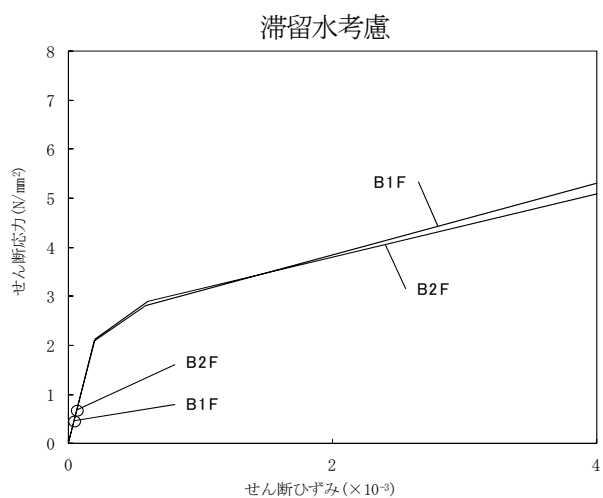
表 5.1.6-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(単位： $\times 10^{-3}$ )

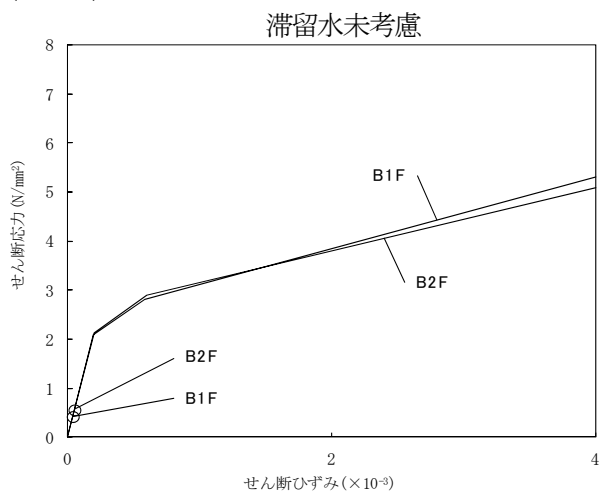
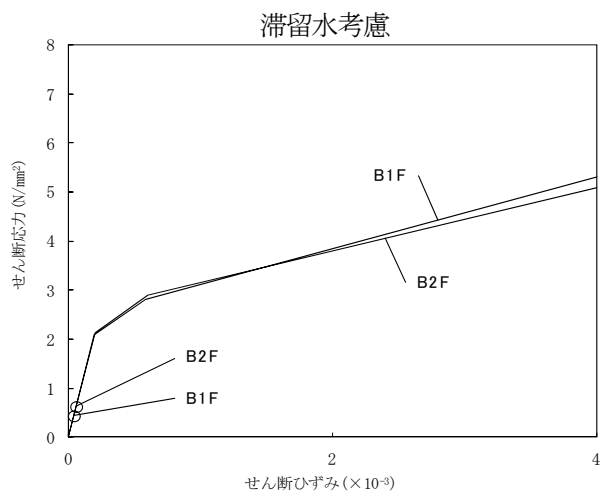
階	O.P.	地下滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	9.00～ 6.50	考慮	0.05	0.05	0.05	4.0 以下
		未考慮	0.05	0.05	0.05	
B2F	6.50～ -0.30	考慮	0.07	0.07	0.07	
		未考慮	0.06	0.06	0.06	



(Ss-1H)



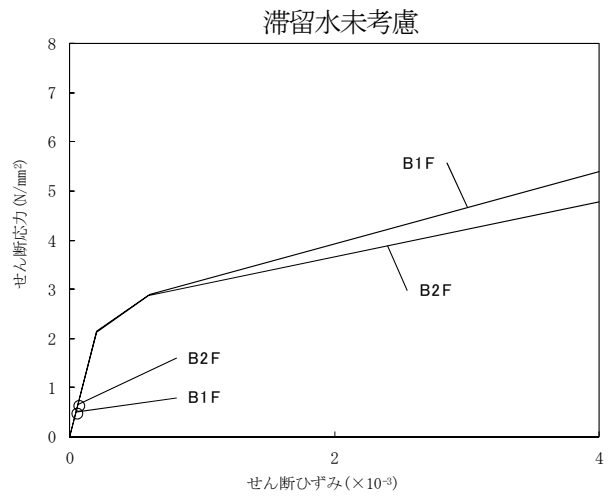
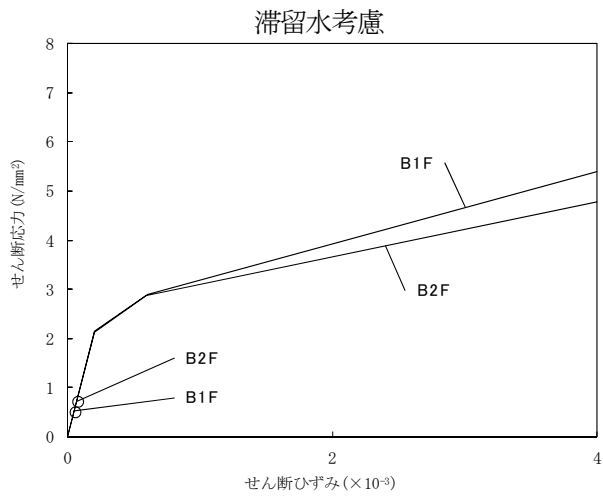
(Ss-2H)



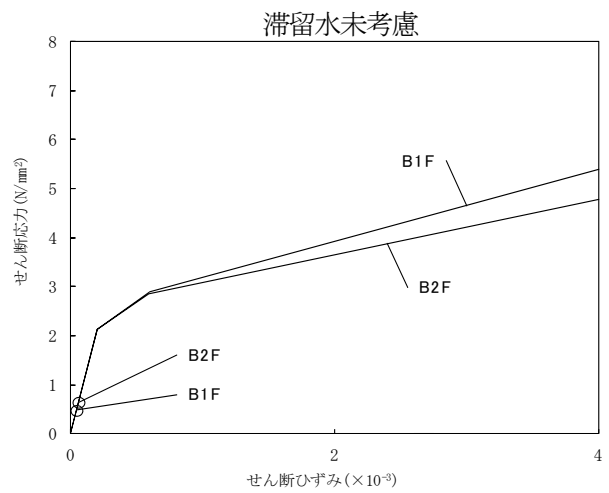
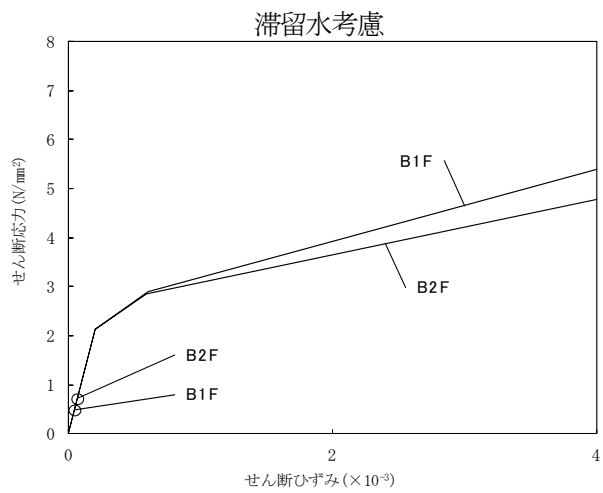
(Ss-3H)

図 5.1.6-1 耐震壁のせん断ひずみ (NS 方向)

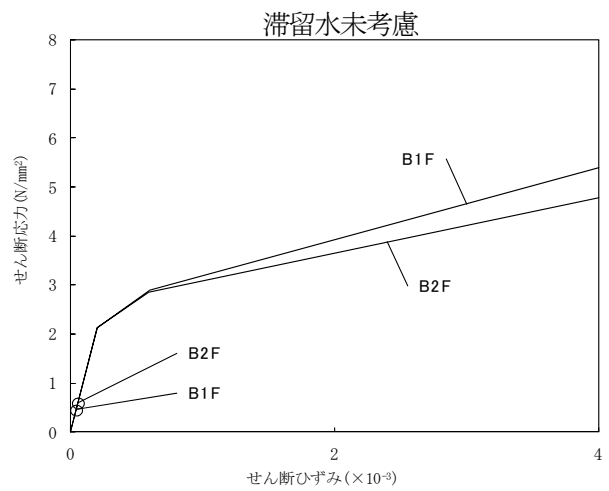
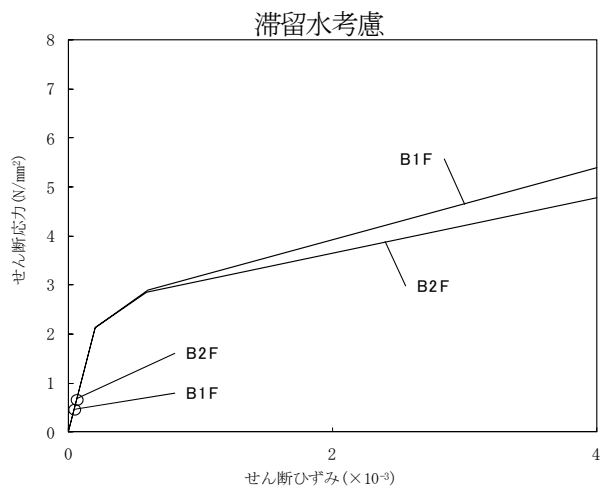




(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 5. 1. 6-2 耐震壁のせん断ひずみ (EW 方向)

## 地下水バイパスによる地下水流入量の低減

## 1 概要

建屋周辺の地下水は、山側から海側に向かって流れていることから、建屋山側の高台で地下水を揚水し、その流路を変更して海にバイパスすることにより、建屋周辺の地下水位を段階的に低下させ、建屋への地下水流入量の低減を図っていく（図1）。

地下水バイパスの設備は、建屋山側で地下水を汲み上げる揚水井及びポンプ、汲み上げた地下水を一時的に貯留して水質を確認するタンク、地下水を移送するための配管等からなる（図2）。

## 2 地下水バイパスによる地下水の建屋流入抑制効果

建屋周辺の地下水位は、浸透流解析により検討した結果、地下水バイパスの実施に伴い、現況より原子炉建屋山側で3 m程度（O. P. + 9 m→O. P. + 6 m）、タービン建屋海側で1 m程度（O. P. + 4 m→O. P. + 3 m）低下するものと想定され（図3～5）、これにより、建屋内への地下水流入量は現況の半分程度に低減されるものと考えられる。

## 3 滞留水の建屋外漏えい防止対策への影響

地下水バイパスの実施にあたっては、地下水低下状況及び水質等をモニタリングし、浸透流解析結果の検証を行いつつ、段階的に地下水位を低下させることで（図6）、建屋内滞留水が建屋外に漏れ出さないように慎重な水位管理を実施していく。

モニタリングにあたっては、原子炉建屋山側のサブドレンを活用するとともに、原子炉建屋と揚水井の間に観測孔を新設する（図7）。

なお、豪雨等の発生による直接的な雨水の流入及び地下水位上昇による地下水流入量の増加時には、地下水位と建屋内滞留水の水位を注意深く監視し、必要に応じて、集中廃棄物処理建屋への移送量を増加すること等により、建屋内滞留水の水位上昇を抑制する。

## 4 地下水の汲み上げによる地盤沈下

地下水バイパスの実施に伴い地下水を汲み上げるが、O. P. + 10 m盤の原子炉建屋、タービン建屋、運用補助共用施設（共用プール）などの建屋については、直接岩盤に支持されていることから沈下の恐れはないと考えられる。また、建屋周辺の地下水位は、東北地方太平洋沖地震前にはサブドレンが稼働し十分に低下していたことから、地下水バイパスの実施に伴い現況から地下水位が低下しても、建屋周辺の地盤沈下の恐れはないと考えられる。

O. P. + 3.5 m盤のタンクエリア等の一部については、地下水位が若干低下する

が、その量は2 m程度以下と少なく、また、揚水する地下水は不圧地下水であり、現況の地下水位よりも下の地層は地質年代が古く（新第三紀）、十分圧密されていることから、地下水位の低下に伴う沈下の恐れはないと考えられる。

## 5 汲み上げた地下水の管理

地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水は、念のため放射性物質を有意に含んでいないことを確認するが、東北地方太平洋沖地震前における放射線管理区域内からの排水と同じ管理を行い、免震重要棟等から生じる生活排水と同様に一般排水として扱う。発電所敷地内の観測井における地下水の水質（放射性物質濃度）は、発電所周辺の河川で検出された濃度より低く、告示濃度の数百分の1程度である。

汲み上げた地下水を汚染させない管理については、以下のとおりである。

- 水質確認のための一時貯留タンク（新設）とバイパス用の専用配管を通して移送する。
- 一時貯留タンクエリア周辺の空気は、事故発災後の測定において、管理区域設定基準を超えておらず、現在は基準値の2桁程度低い濃度で安定に推移しているが、万一の空气中放射性物質混入を防止する対策として、一時貯留タンクの吸気管口を汚染のおそれのない管理対象区域に設ける。
- 放水前には一時貯留タンクから採水し、水質を確認する。
- 水質確認の結果、放射性物質の有意な混入が確認された場合には、稼働を停止し、一時貯留タンク内の地下水を浄化处理する。

## 6 計画工程

地下水バイパスの計画工程を（図8）に示す。

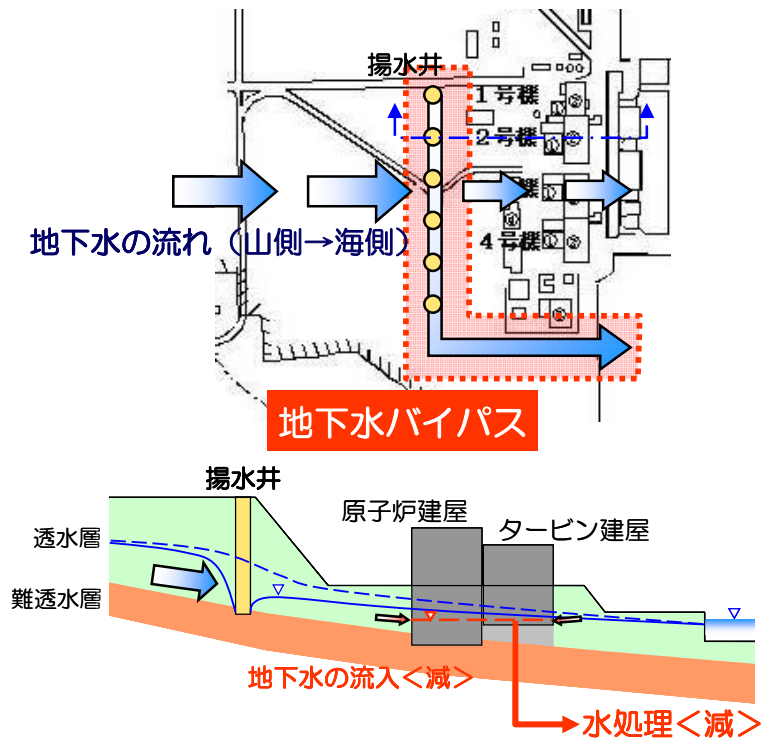


図1 地下水バイパス (イメージ)

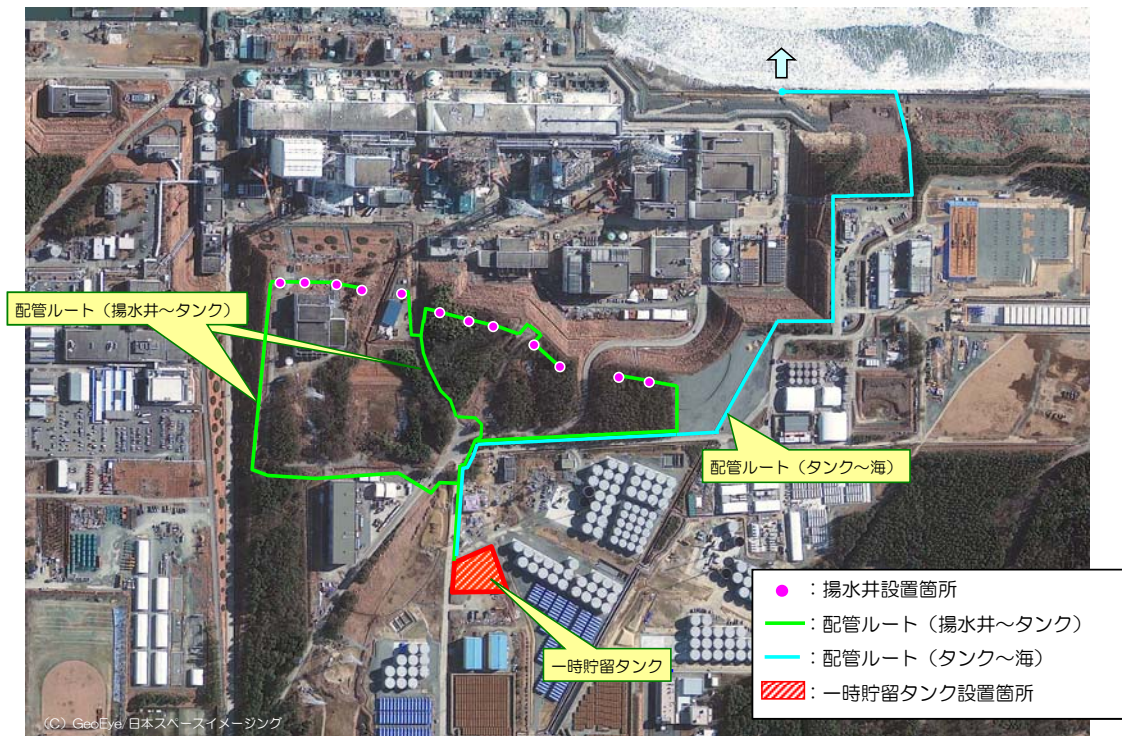


図2 地下水バイパスの設備

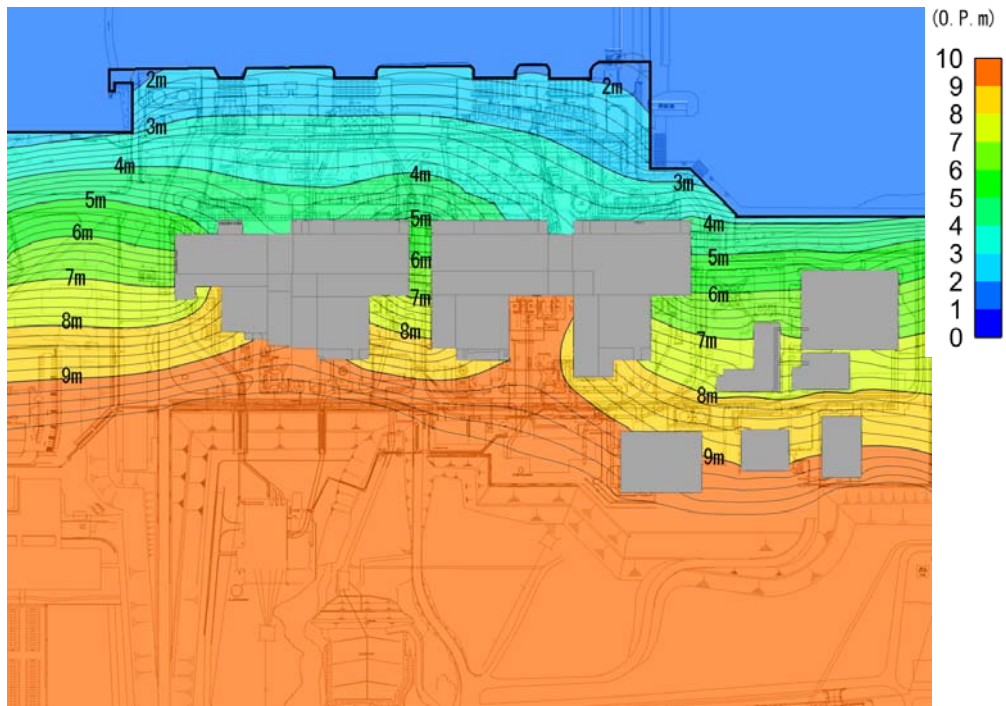


図3 建屋周りの地下水位（現況）

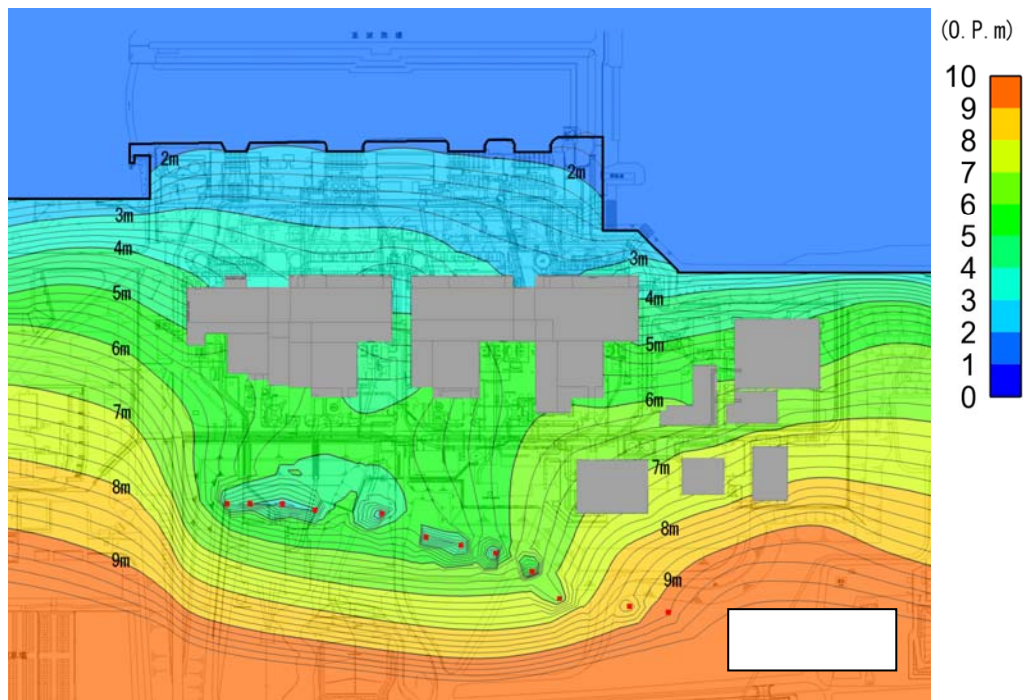


図4 建屋周りの地下水位（地下水バイパス実施後）

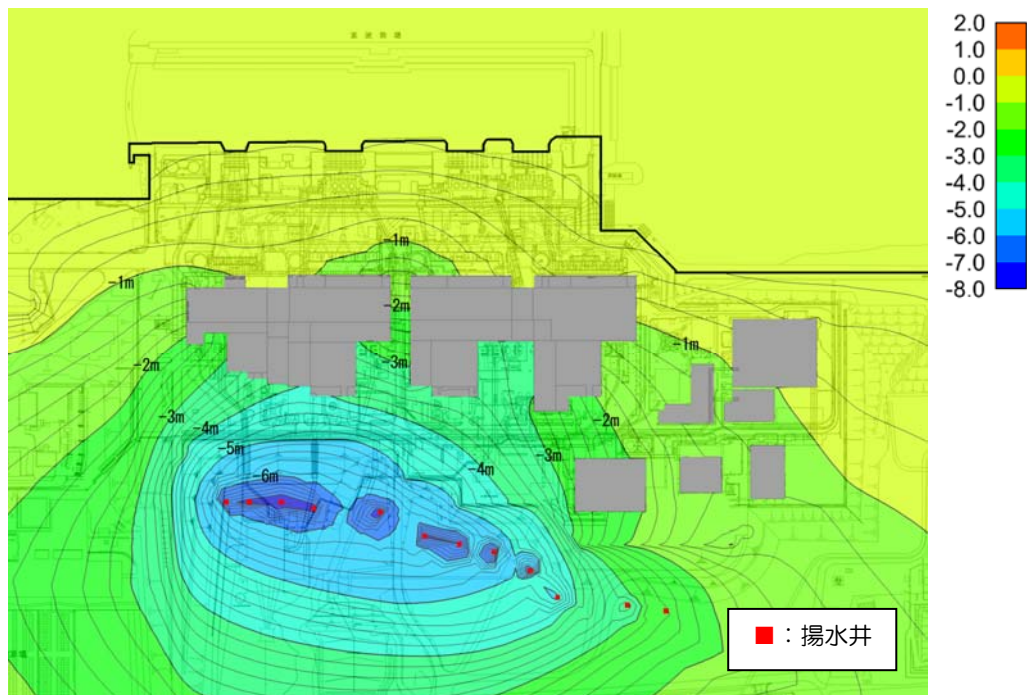


図5 建屋周りの地下水位の低下量（現況と地下水バイパス実施後の差分）

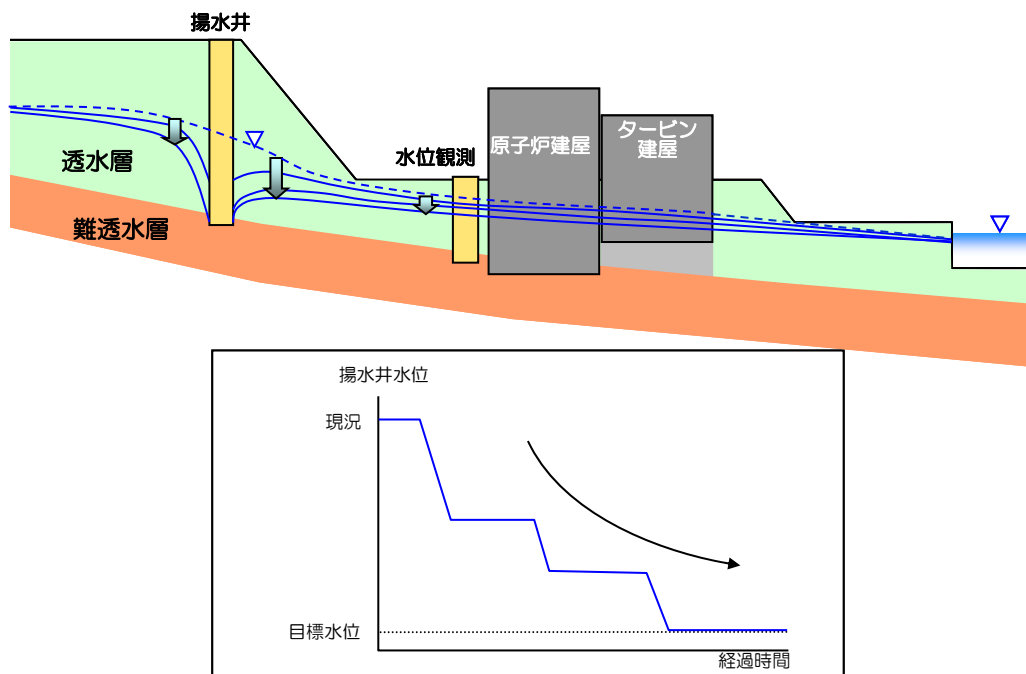


図6 段階的な地下水位低下のイメージ

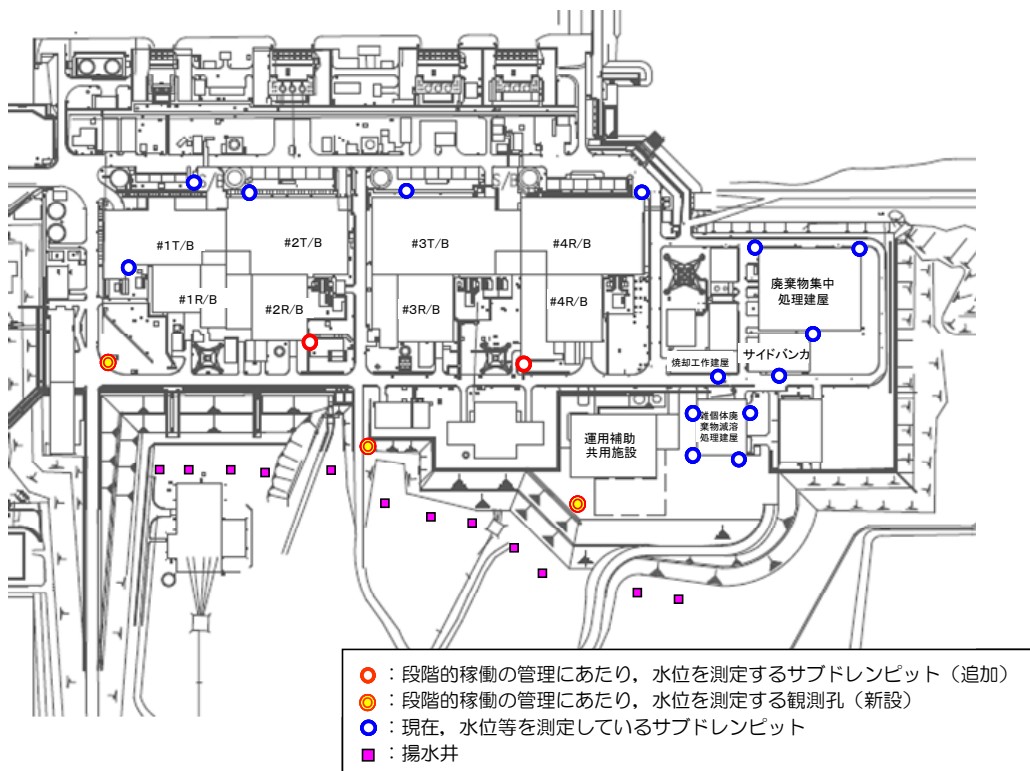
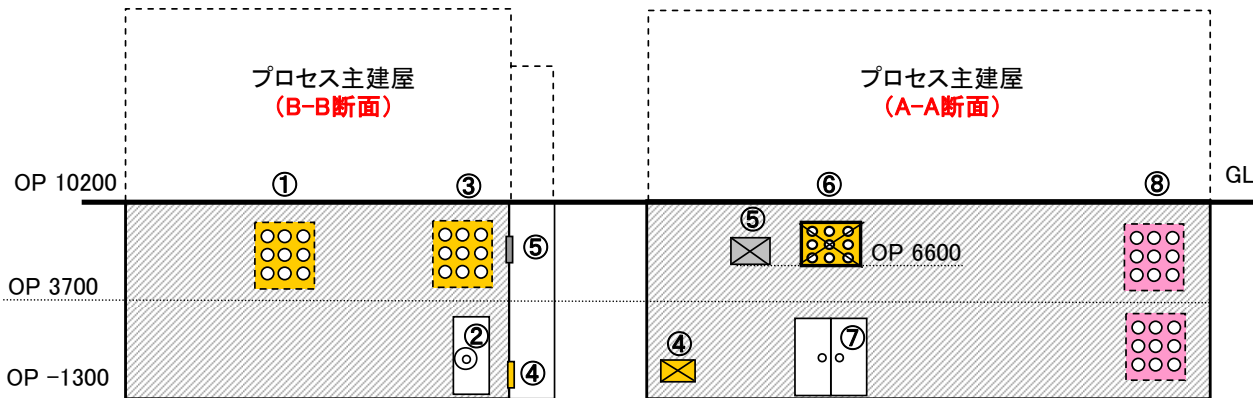
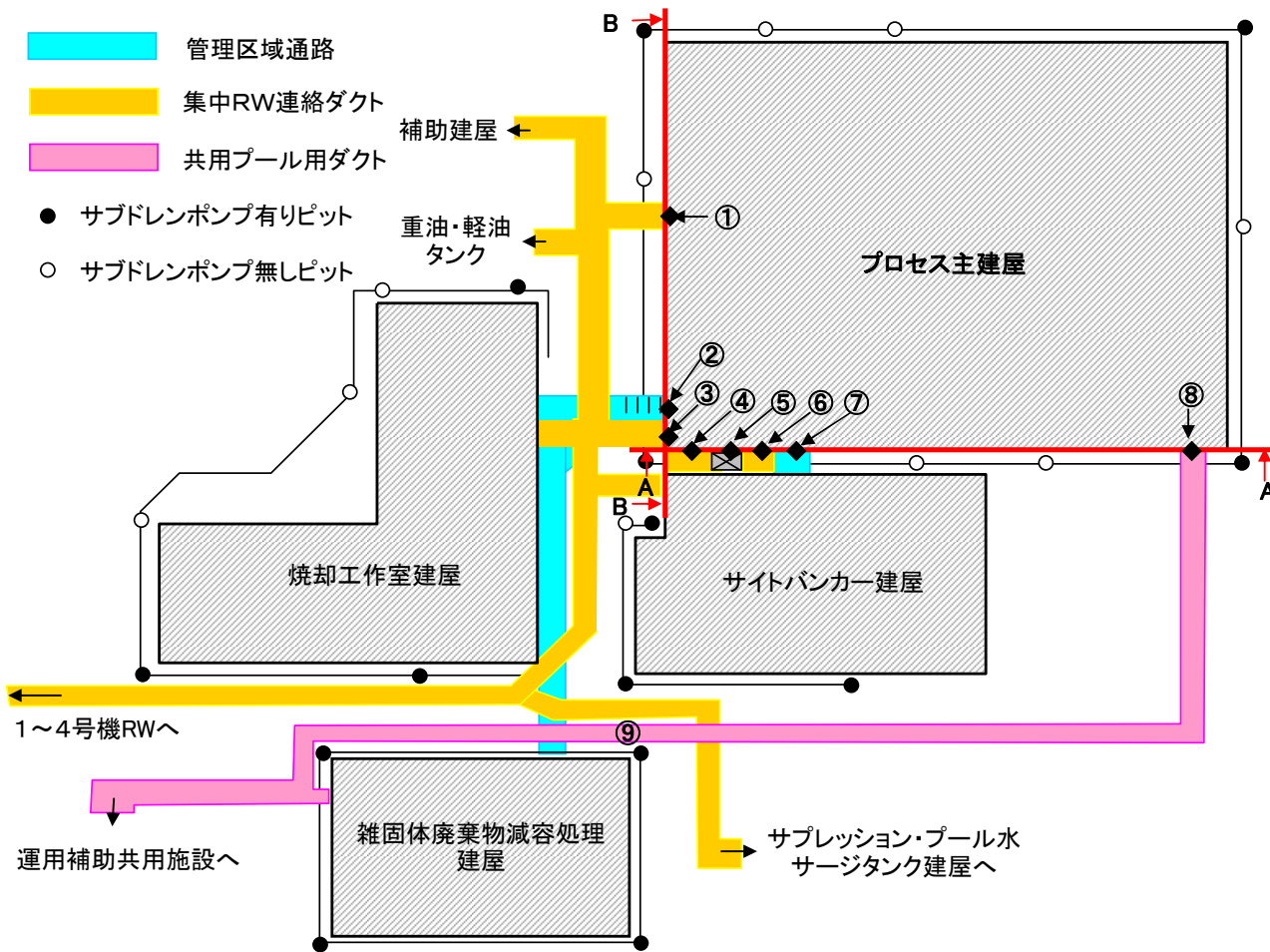


図7 モニタリング計画

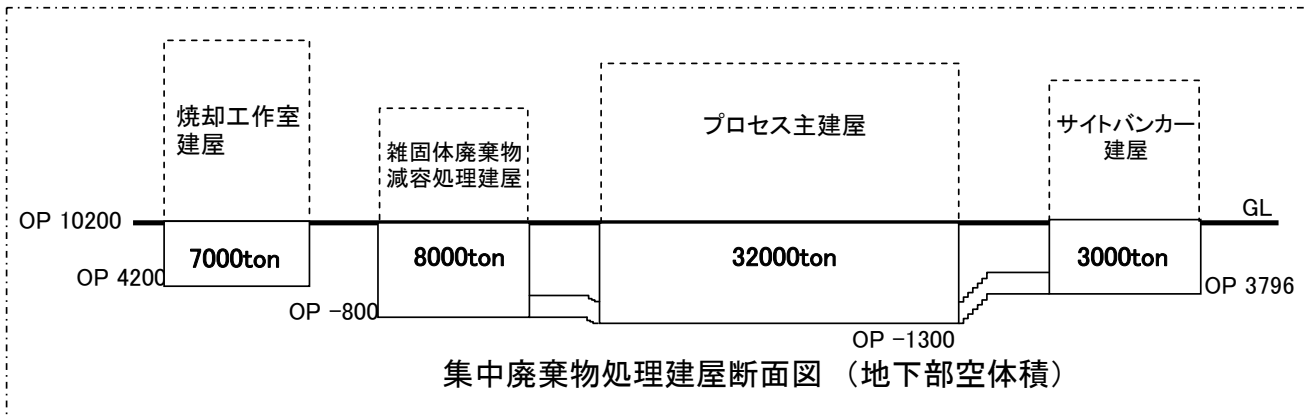
	平成 25 年											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
地下水バイパスの設置				<input type="checkbox"/>	現地工事							
				<input type="checkbox"/>	試運転、水質確認							

図8 計画工程

プロセス主建屋の貫通部の止水措置



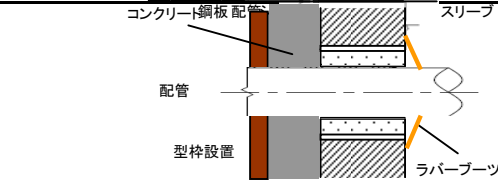
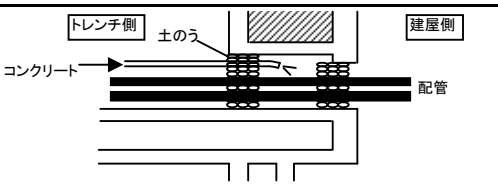
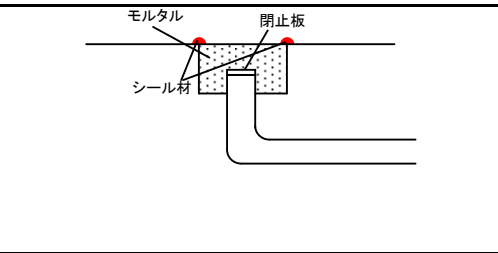
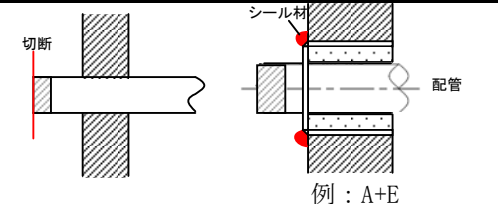
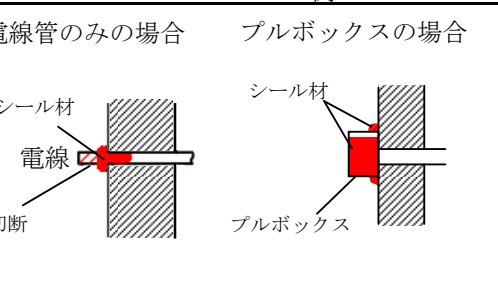
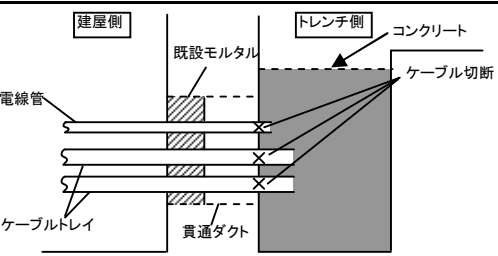
プロセス主建屋位置関係図

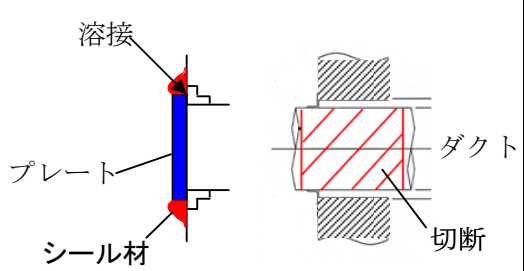
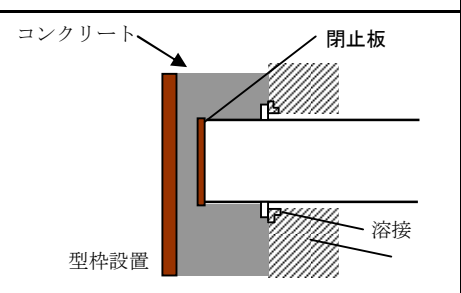
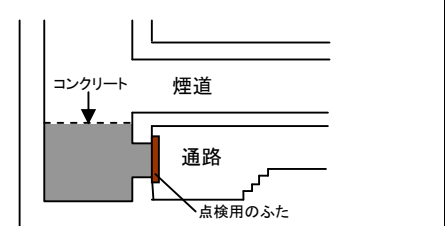
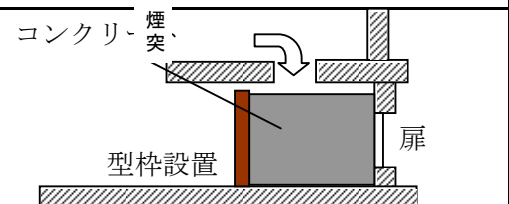
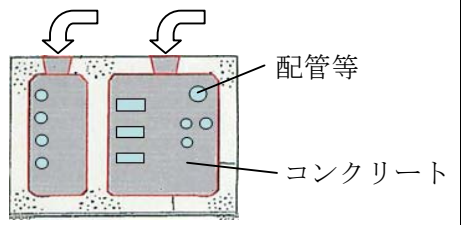
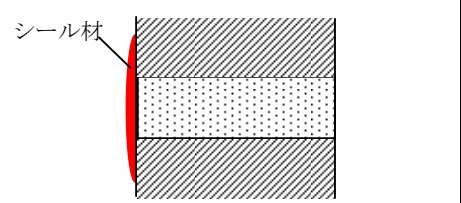


集中廃棄物処理建屋断面図 (地下部空体積)



貫通部止水工事 施工方法について

	<p>型枠を設置してコンクリートを充填する。</p>		<p>B</p>
	<p>開口部の両端に土のうを積み開口内部にコンクリートを充填する。</p>		<p>C</p>
	<p>ファンネル流入口に閉止板を設置し、モルタルをファンネル内に充填した後、床面と充填したモルタルの境界表面にシール材を塗布する。</p>		<p>D</p>
	<p>配管を切断し、閉止板を溶接にて取り付けることにより閉塞する。</p>	 <p style="text-align: center;">例：A+E</p>	<p>E</p>
<p>電線管</p>	<p>電線管切断後、シール材を充填する。</p>	<p>電線管のみの場合      プルボックスの場合</p> 	<p>F</p>
	<p>トレンチ側の電線を切断し、コンクリートで充填する。</p>		<p>G</p>

設備	処置方法	概要図	記号
ダクト	ダクトを切断し、プレートを取り付けて閉止した後、溶接箇所にはシール材を塗布する。		H1
	ダクトに閉止板を設置し、型枠との隙間にコンクリートを充填する。		H2
煙道	煙道出口に閉止板を設置した後、コンクリートを充填して閉塞する。		I
扉	型枠を設置した後、コンクリートを充填することで閉塞する。		J
トレンチ	地上との貫通部よりコンクリートを充填する。		K
予備スリーブ	予備スリーブの加工箇所の壁面、モルタル充填部表面にシール材を塗布		L

## プロセス主建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策

## 1 はじめに

プロセス主建屋の地下躯体部分の水密性を確保する観点から、ひび割れ点検を行うとともに、ひび割れ箇所の補修を行った。

## 2 現場確認方法

プロセス主建屋のひび割れ点検は、日常点検における記録を基に地震後に新たに生じたと考えられるひび割れについて目視点検を行った。

## 3 点検結果及び評価

点検では、新たに地震により生じたひび割れは確認されなかった。今回の地震前から存在していたと思われるひび割れは確認されたが、縦方向のひび割れであることから、経年によるコンクリートの乾燥収縮によって生じたひび割れと判断した。

その他のひび割れについても、ひび割れ部分にはエフロッセンス（白華現象）等の変化が見られないことから、通常時には漏水等の問題はなかったものと考えられる。

また、プロセス主建屋は、不透水層である富岡層（泥岩）に基礎マットが設置されていること、地下外壁面周囲にアスファルト防水が施工されていることから、止水性は確保されているものと考えられるが、地下外壁のひび割れ部の補修を行い、水密性を高めるものとする。

## 4 ひび割れ補修

## 4.1 補修範囲

ひび割れの補修は、プロセス主建屋の日常点検により記録されたひび割れのほか、目視で確認できる全てのひび割れについて実施した。プロセス主建屋のひび割れの補修本数を表-1に示す。

表-1 ひび割れ補修本数

	部 位	実施本数 (0.3mm以上のひび割れ)
プロセス主建屋	地下1階	59
	地下2階	249

## 4.2 補修方法

- ・ 目視で確認できるひび割れを全て補修する。
- ・ 使用材料：ポリマーセメント系塗膜防水材

## 5 まとめ

対象となるひび割れについて全て補修を実施し、当社は適切に補修されたことを確認した。

6 ひび割れ調査図 (壁展開図・ひび割れ幅 0.3mm 以上のものを記録)

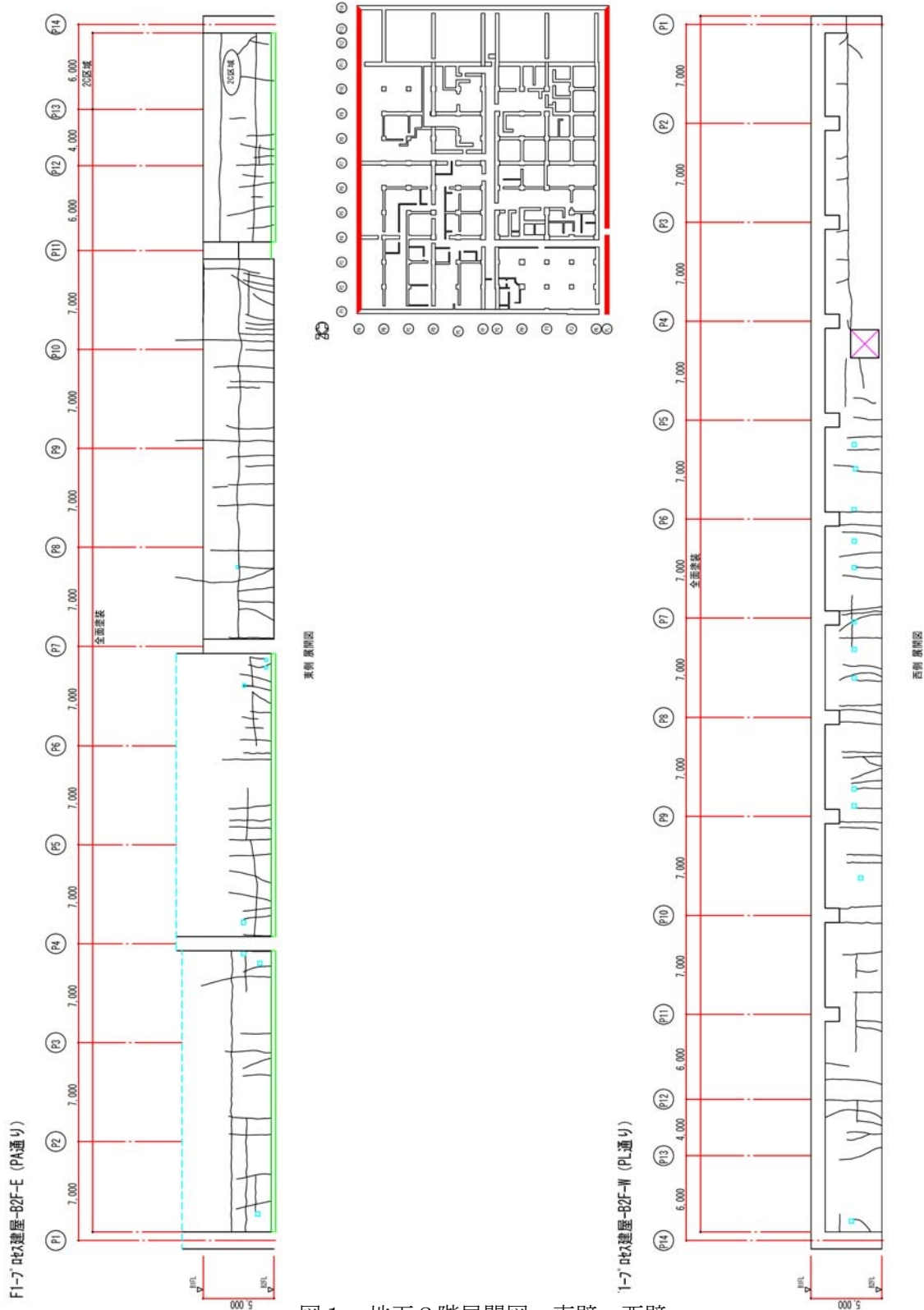


図1 地下2階展開図 東壁, 西壁

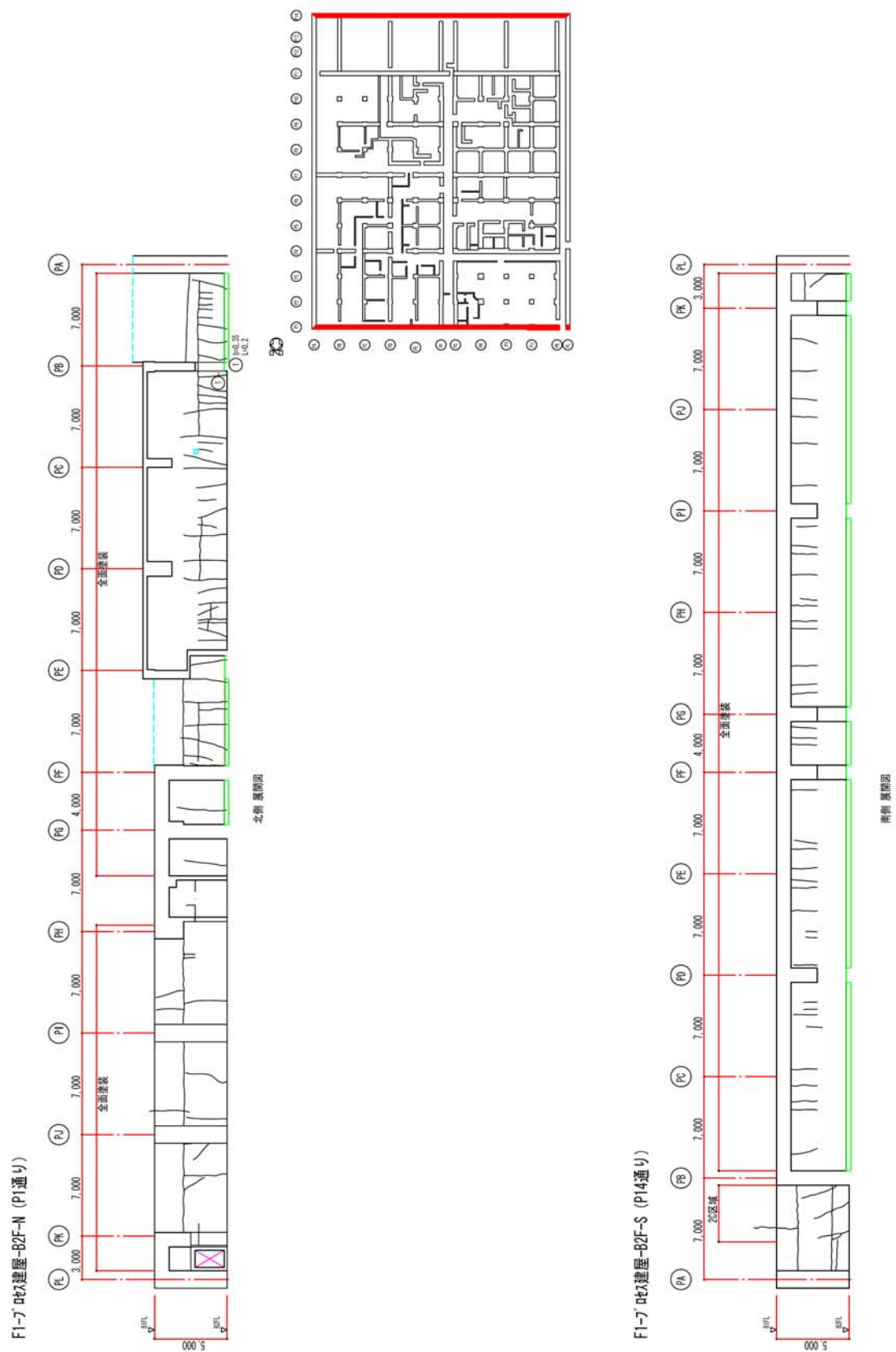
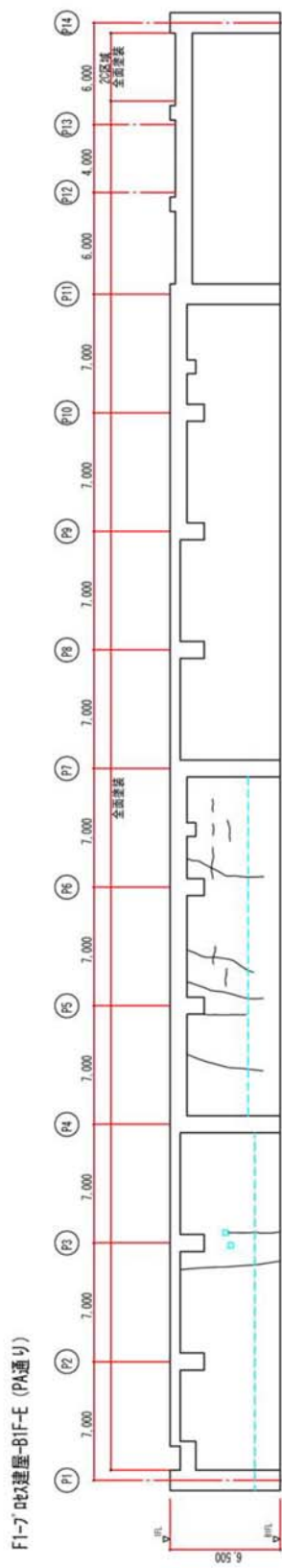
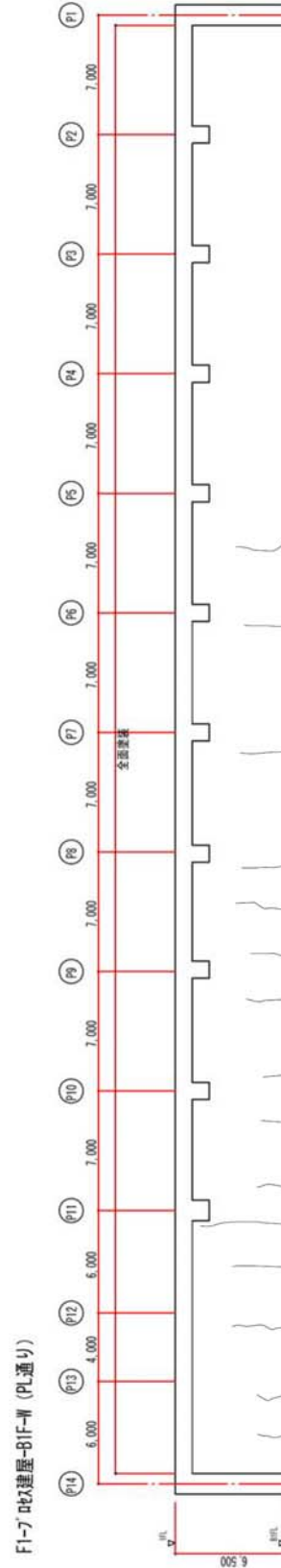
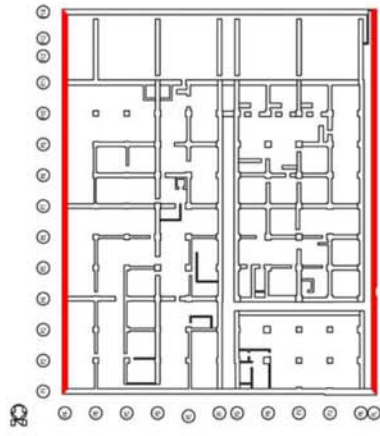


図2 地下2階展開図 北壁, 南壁



東側 展開図



西側 展開図

図3 地下1階展開図 東壁, 西壁

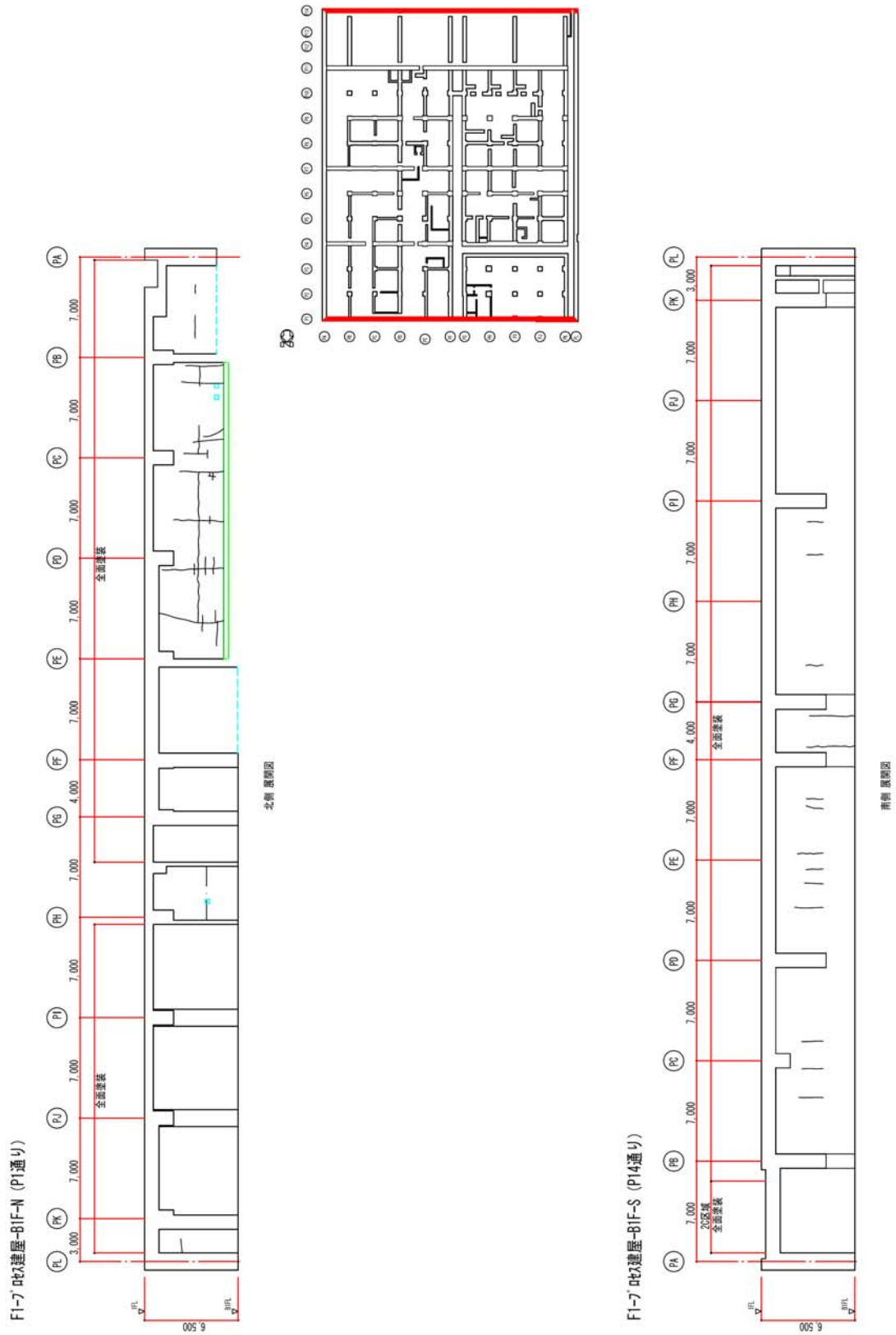
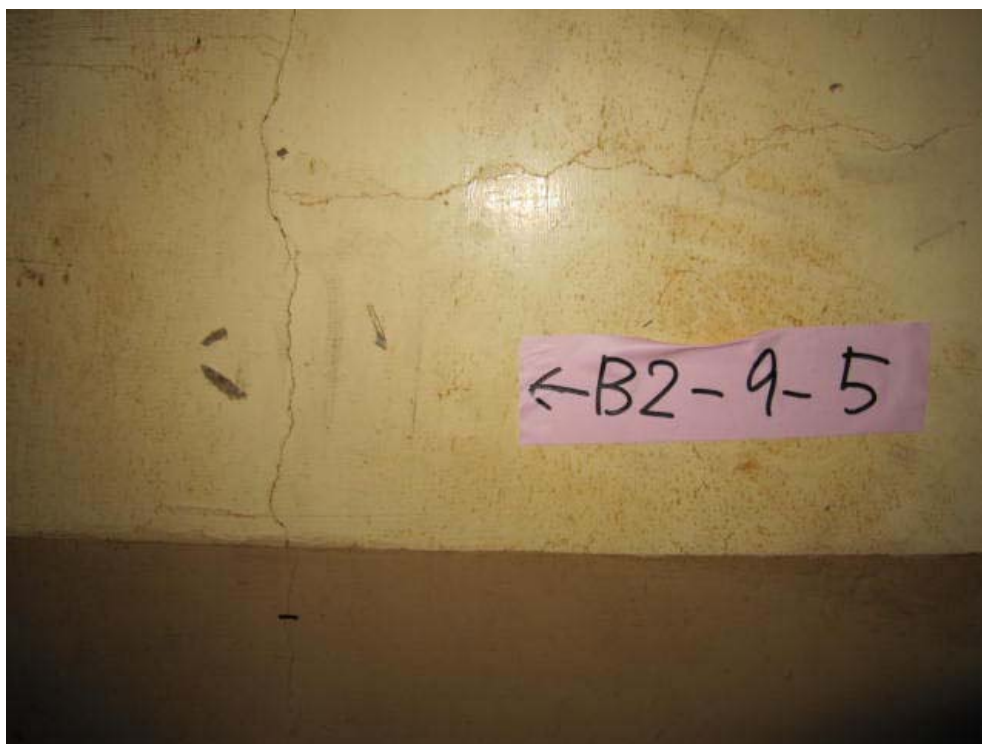


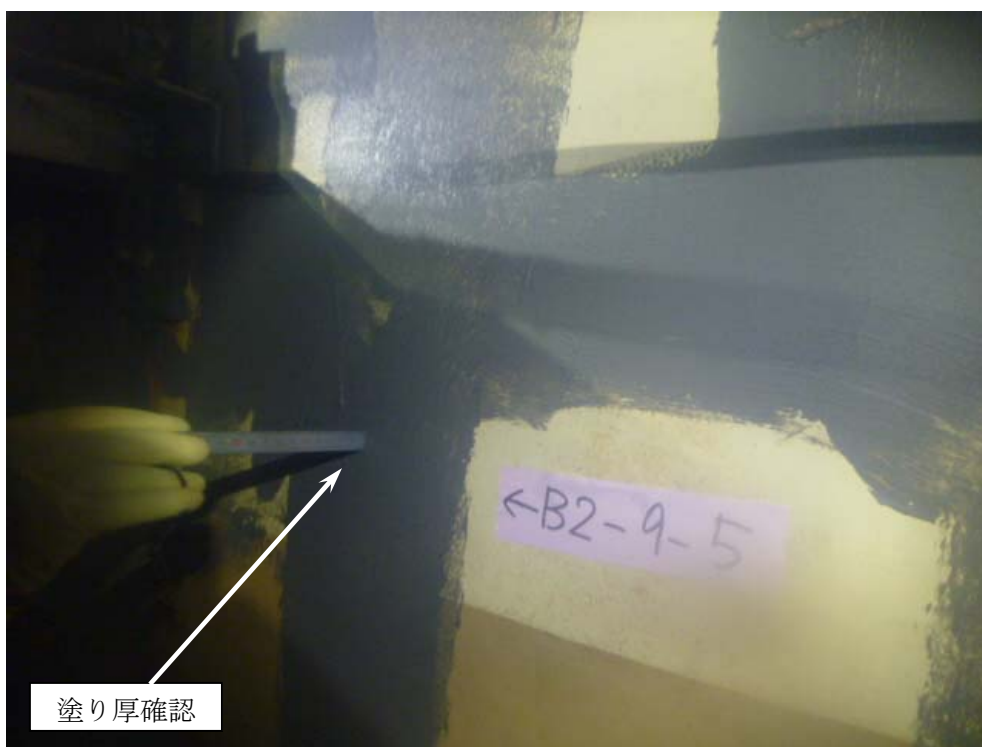
図4 地下1階展開図 北壁, 南壁



7 幅 0.3mm 以上のひび割れ補修状況



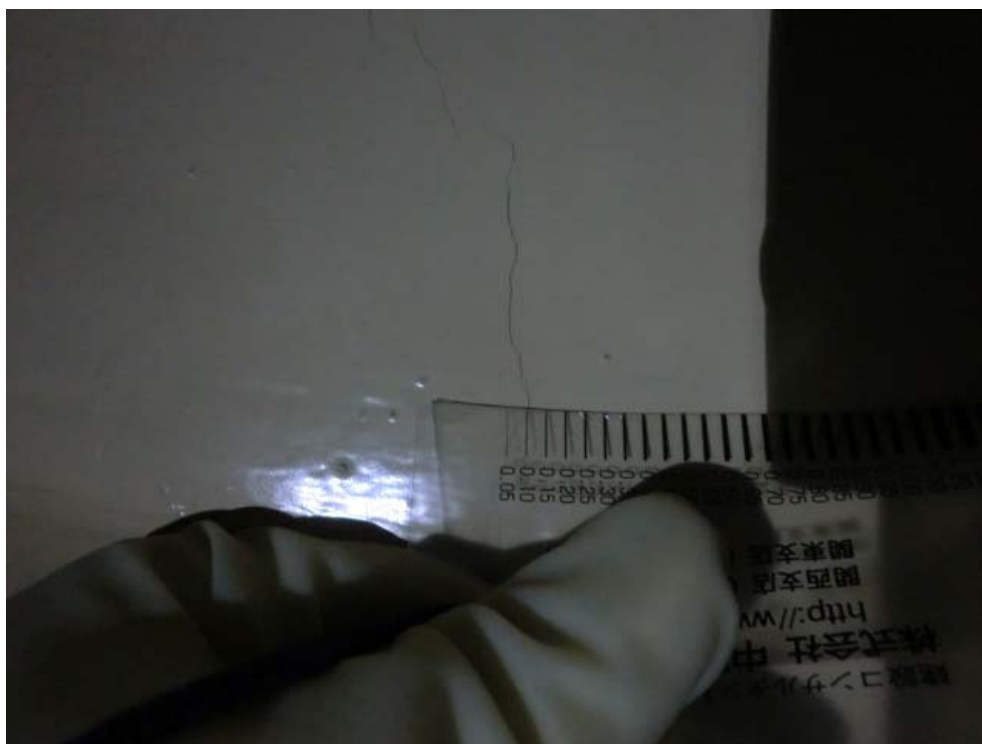
補修前



補修後

図 5 幅 0.3mm 以上のひび割れ補修状況

8 幅 0.3mm 未満のひび割れ補修状況



補修前



補修後

図 6 幅 0.3mm 未満のひび割れ補修状況

## プロセス主建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価

## 1 建屋外への放射性物質の移行

放射性廃液を建屋の地下に貯蔵した場合には、建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高い場合には圧力差による放射性廃液の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが、その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので、ここでは、その移行量を評価する。

## 2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

廃液を現状地下水水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には、周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので、内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では、1 mm程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので、一定の水頭差があれば、健全部の拡散が支配的となる。

地下水水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図1に示す。

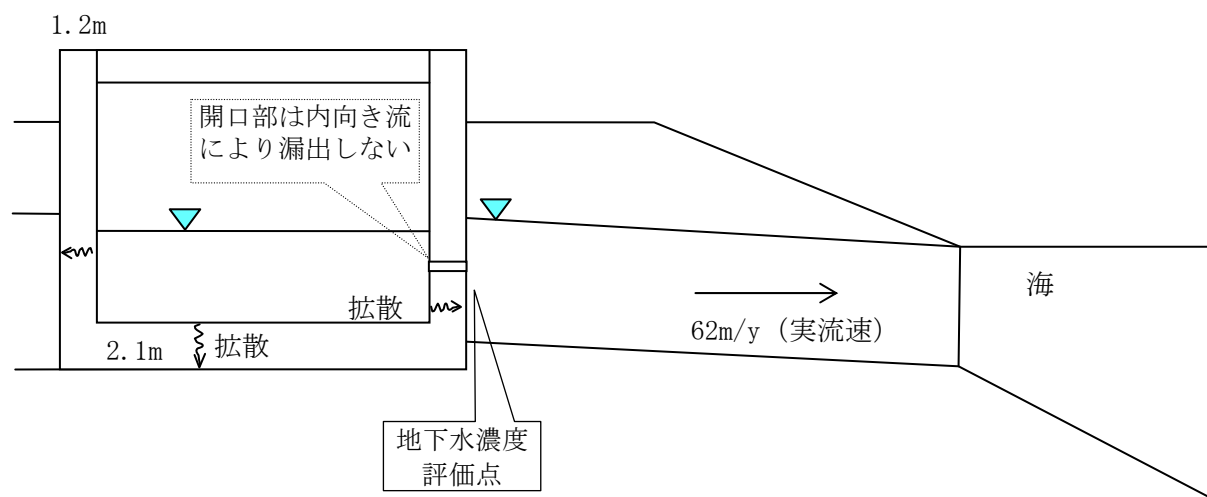


図1 建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図1の場合には、建屋からの放射性物質の漏出について、地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので、健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \cdot Dec \cdot \left. \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z} \right|_{z=L} \dots\dots\dots (1)$$

$$\varepsilon c \cdot Rfc \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \cdot \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \cdot \varepsilon c \cdot Rfc \cdot Cc(z,t) \dots\dots\dots (2)$$

$$Cc(0,t) = Cw = Cw0 \cdot e^{-\lambda \cdot t}$$

$$Cc(L,t) = 0 \dots\dots\dots (3)$$

$$Cc(z,0) = 0$$

$$Cc(0,t) = 0, (t > Tc)$$

- $R$  : 放射性物質の漏出量 (Bq/s)
- $Cw$  : 廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $Cw0$  : 廃液中の放射性物質の初期濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $Sc$  : 建屋コンクリートの底面積または側面積 (m<sup>2</sup>)
- $Dec$  : コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m<sup>2</sup>/s)
- $Cc(z, t)$  : コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $\cdot$  : 崩壊定数 (1/s)
- $L$  : コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ (m)
- $Rfc$  : 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数 (-) =  $1 + \frac{1-\varepsilon c}{\varepsilon c} \cdot \rho c \cdot Kdc$
- $\cdot c$  : コンクリートの間隙率 (-)
- $\cdot c$  : コンクリートの粒子密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $Kdc$  : コンクリートの分配係数 (m<sup>3</sup>/kg)
- $Tc$  : 廃液貯蔵終了時間 (s)

### 3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表1に示す。

表1 評価に用いたパラメータ一覧

パラメータ	設定値	備考
廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/m <sup>3</sup> )	I-131 : 1.3E+13 Cs-134 : 3.1E+12 Cs-137 : 3.0E+12	2011/3/27 採水 2号機タービン建屋 滞留水の分析結果に基づく
建屋コンクリートの内面積 (m <sup>2</sup> )	底面積 : 5834.24 側面積 : 1751.04	底面積 : 84.8W×68.8L 側面積 : 84.8W, 68.8L, 5.7H の 4 側面
コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m <sup>2</sup> /s)	1E-11	土木学会技術資料より
コンクリートの間隙率 (-)	0.2	
コンクリートの粒子密度 (kg/m <sup>3</sup> )	2700	単位体積重量 2.15 t/m <sup>3</sup> と間隙率 0.2 より, 2.15/0.8=2.7 (t/m <sup>3</sup> )
コンクリートの分配係数 (m <sup>3</sup> /kg)	I : 0 Cs : 0.001	JAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまるめた。
コンクリート健全部のダルシー流速 (m/s)	0	健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。

パラメータ	設定値	備考
開口部面積 (m <sup>2</sup> )	実質 0	逆向き流れになるので、拡散に寄与しない。
建屋からの漏出継続期間 (y)	0.25~10 継続	3ヶ月から10年の範囲で検討
帯水層のダルシー流速 (m/y)	25.42	実流速 62 m/y (2E-5m/s×0.04/0.41) ダルシー流速 = 実流速×0.41
帯水層の厚さ (m)	7	底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定

#### 4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図2及び図3に示す。継続期間を3ヶ月～10年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では、100年以内に建屋を解体撤去することにより、建屋外への移行は、環境試料の放射能濃度分析におけるCs-137の検出限界である $8 \times 10^{-6}$  Bq/cm<sup>3</sup>を下回る値となる。

廃液貯蔵継続年数の影響確認 (Cs-137)

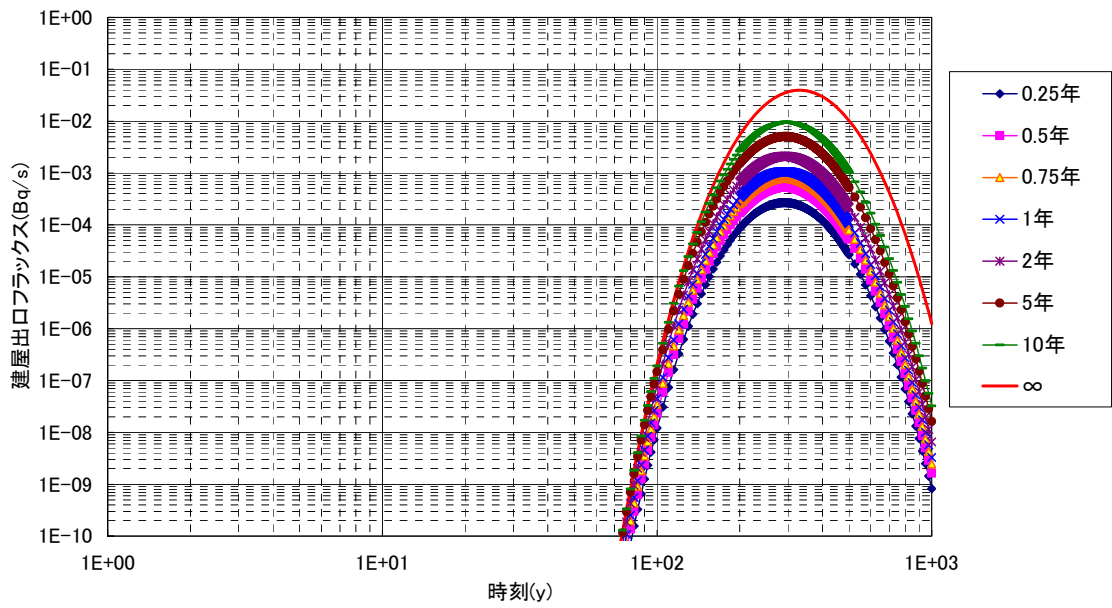


図2 建屋からの流出フラックス  
(プロセス主建屋 側壁 1.2 m)

廃液貯蔵継続年数の影響確認 (Cs-137)

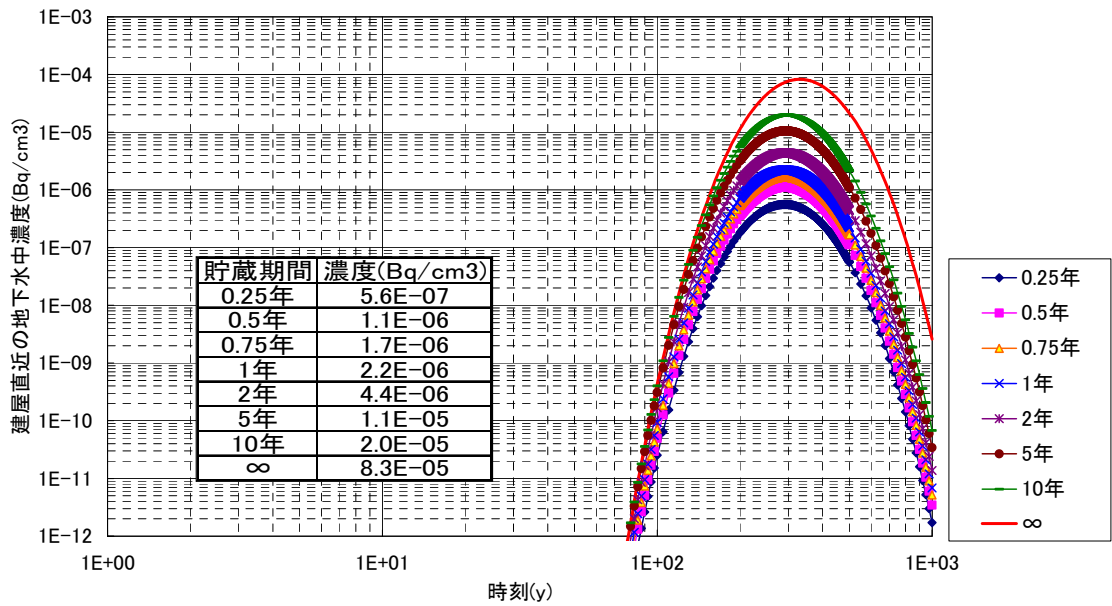
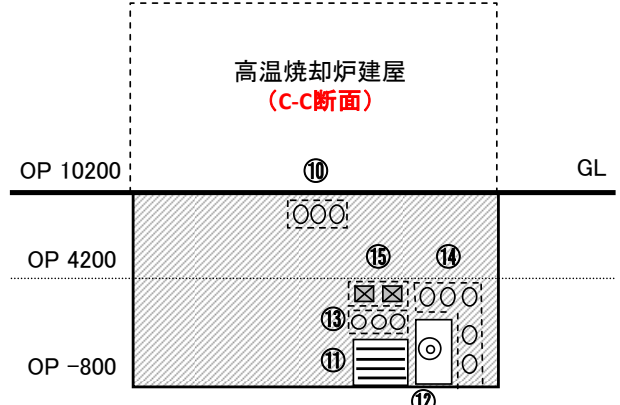
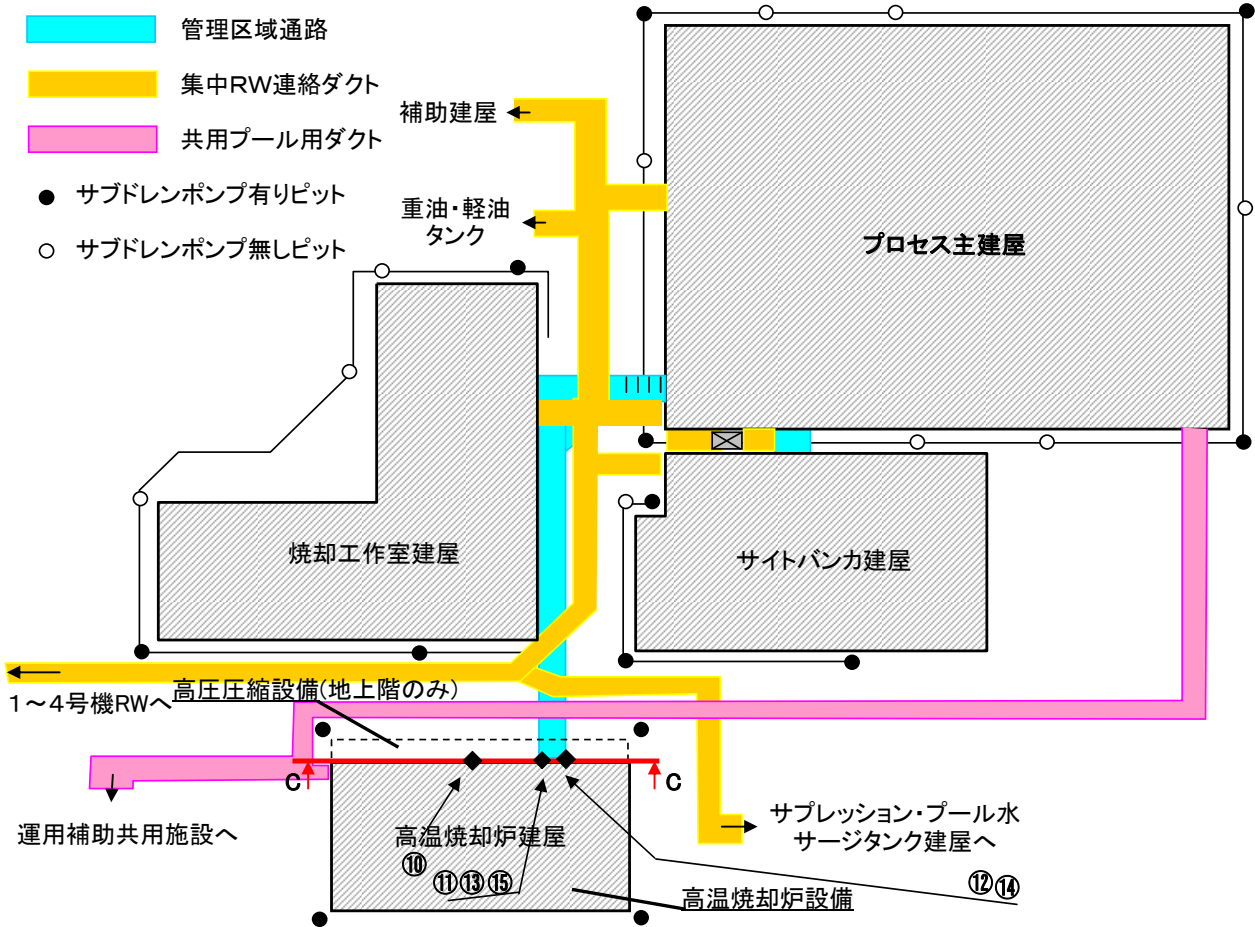
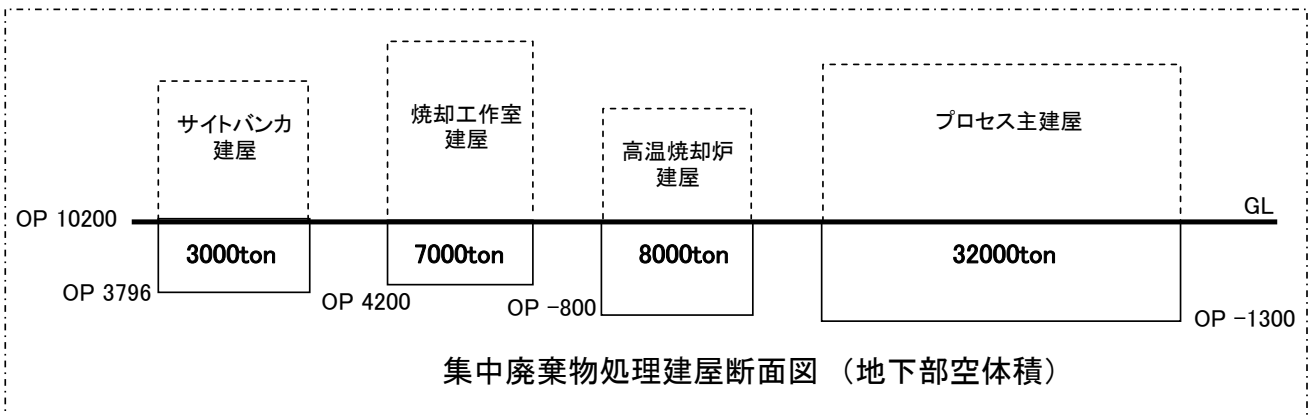


図3 建屋直近の放射性物質の濃度  
(プロセス主建屋 側壁 1.2 m)



高温焼却炉建屋位置関係図



集中廃棄物処理建屋断面図 (地下部空体積)

## 高温焼却炉建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策

## 1 はじめに

高温焼却炉建屋の地下躯体部分の水密性を確保する観点から、ひび割れ点検を行うとともに、ひび割れ箇所の補修を行った。

## 2 現場確認方法

高温焼却炉建屋のひび割れ点検は、地下外壁を対象とし、日常点検における記録を基に地震後に新たに生じたと考えられるひび割れについて目視点検を行った。

## 3 点検結果及び評価

点検では、新たに地震により生じたひび割れは確認されなかった。今回の地震前から存在していたと思われるひび割れは確認されたが、縦方向のひび割れであることから、経年によるコンクリートの乾燥収縮によって生じたひび割れと判断した。

また、その他のひび割れについても、ひび割れ部分にはエフロレッセンス（白華現象）等の変化が見られないことから、通常時には漏水等の問題はなかったものと考えられる。

また、高温焼却炉建屋は、不透水層である富岡層（泥岩）に基礎マットが設置されていること、地下外壁面周囲にアスファルト防水が施工されていることから、止水性は確保されているものと考えられるが、地下外壁のひび割れ部の補修を行い、水密性を高めるものとする。

## 4 ひび割れ補修

## 4.1 補修範囲

ひび割れの補修は、高温焼却炉建屋の日常点検により記録されたひび割れのほか、目視で確認できる全てのひび割れについて実施した。高温焼却炉建屋のひび割れの補修本数を表-1 に示す。

表-1 ひび割れ補修本数

	部 位	実施本数 (0.3mm 以上のひび割れ)
高温焼却炉建屋	地下1階	42
	地下2階	48

## 4.2 補修方法

- ・ 目視で確認できるひび割れを全て補修する。
- ・ 使用材料：ポリマーセメント系塗膜防水材



## 5 まとめ

対象となるひび割れについて全て補修を実施し、当社は適切に補修されたことを確認した。

6 ひび割れ調査図（壁展開図・ひび割れ幅 0.3mm 以上のものを記録）

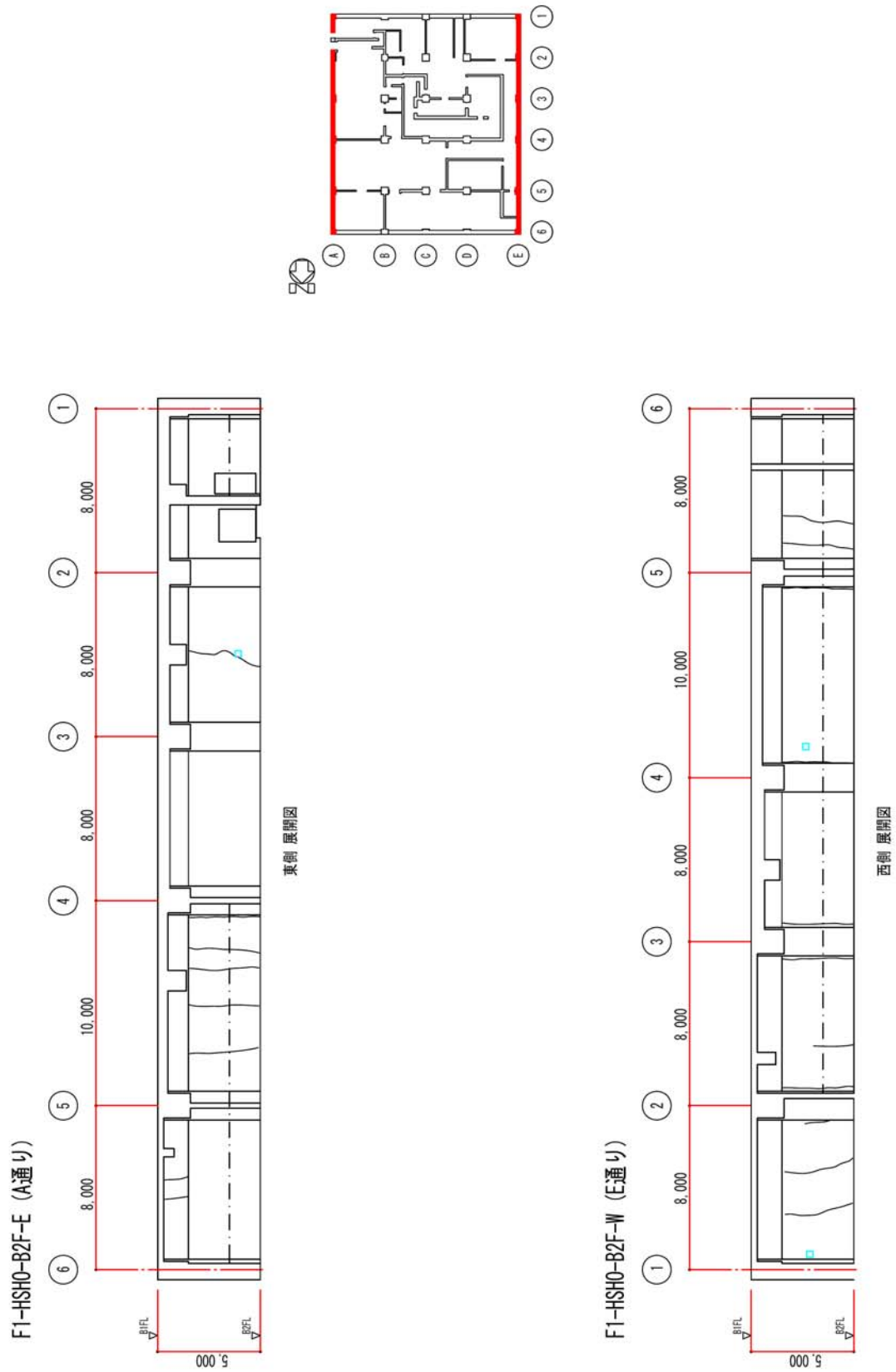


図1 地下2階展開図 東壁, 西壁

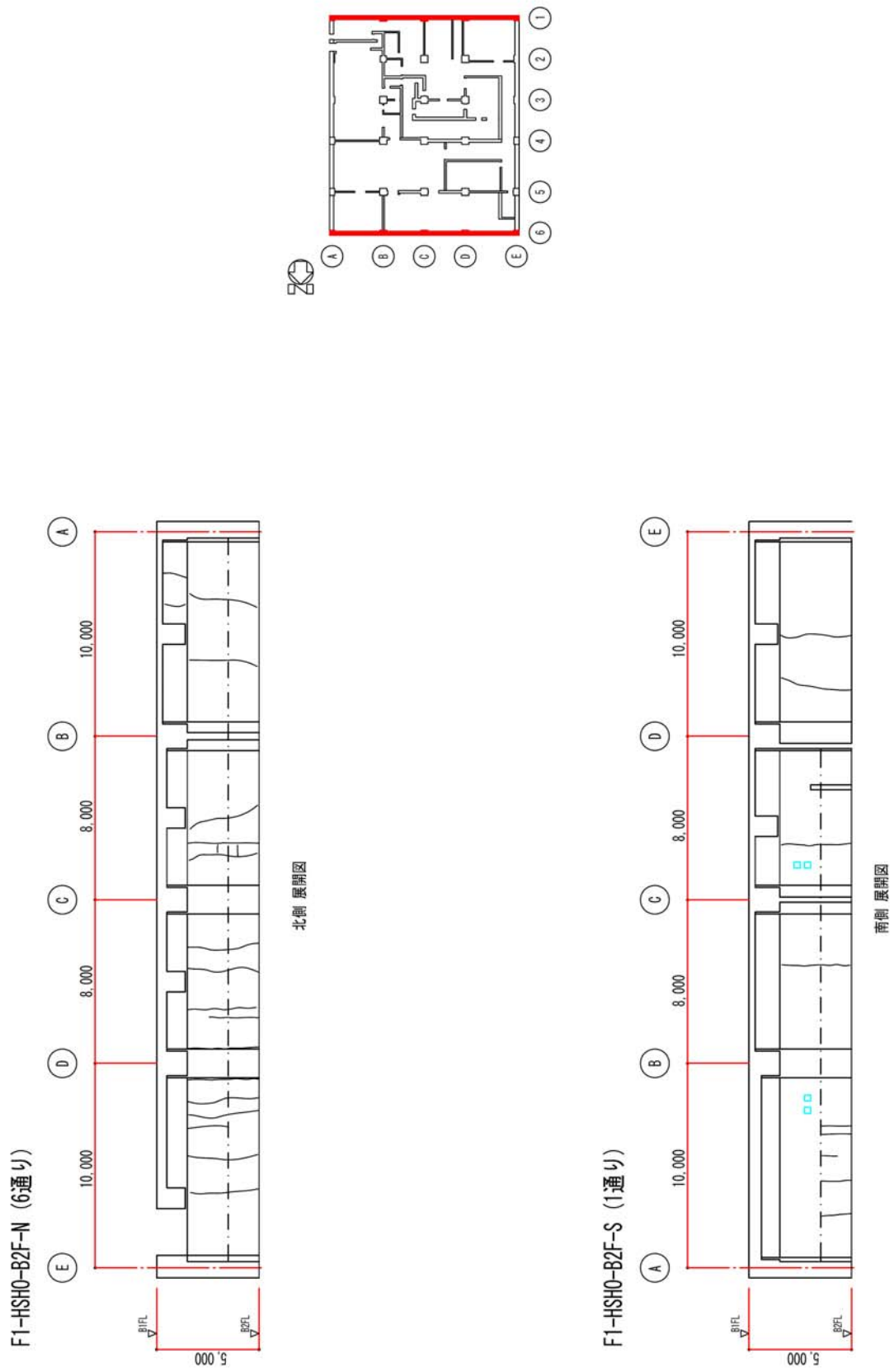


図2 地下2階展開図 北壁, 南壁

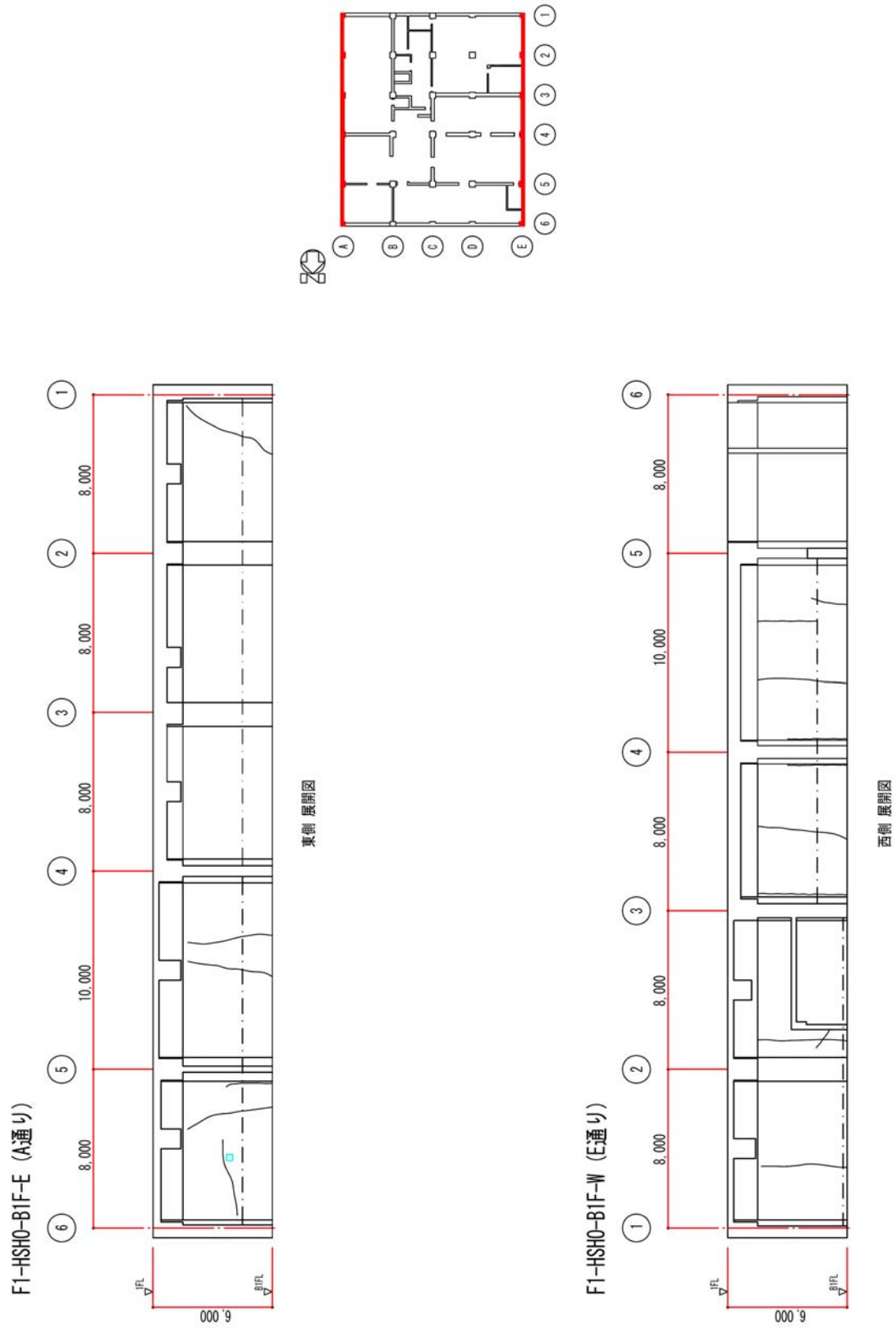


図3 地下1階展開図 東壁，西壁

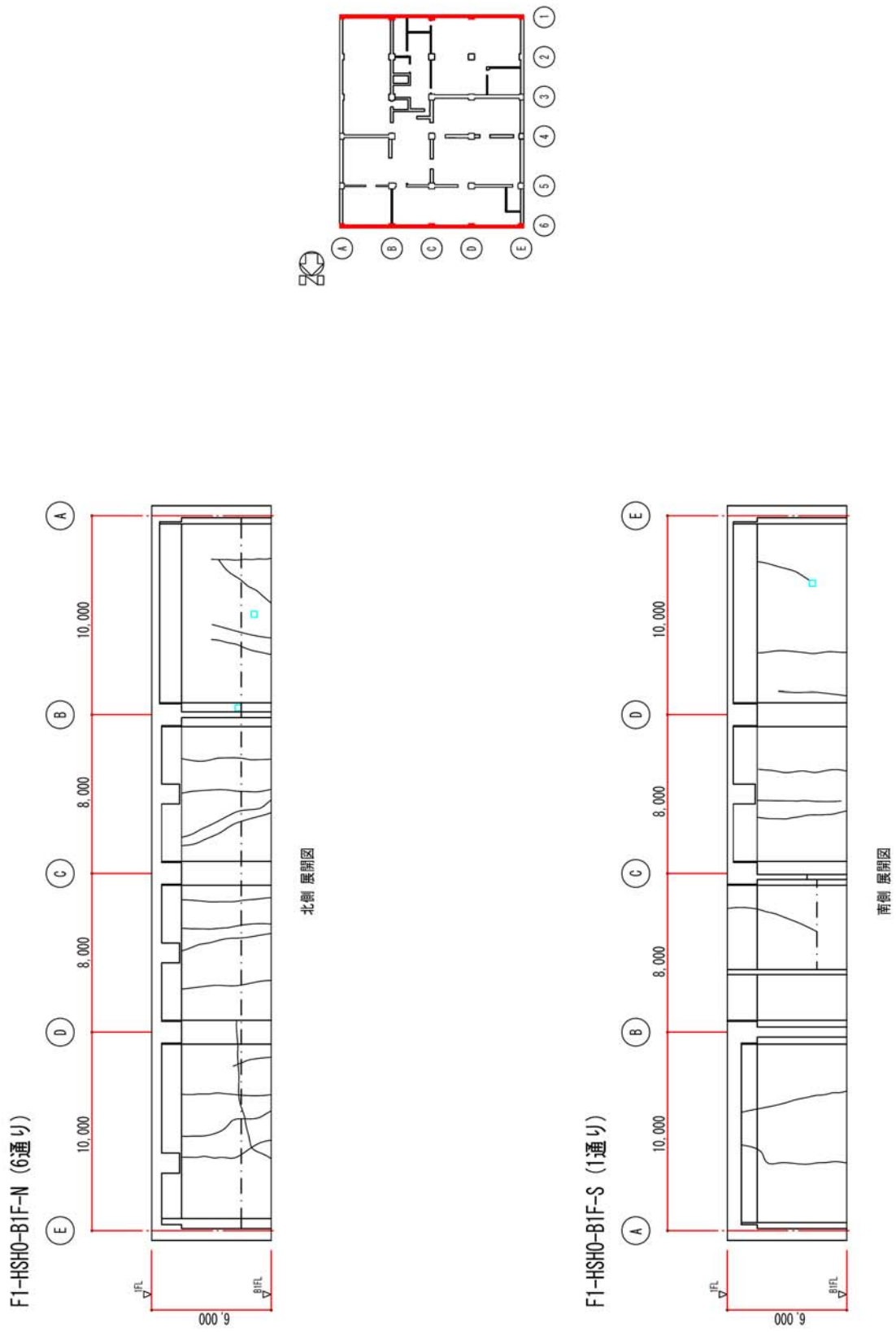
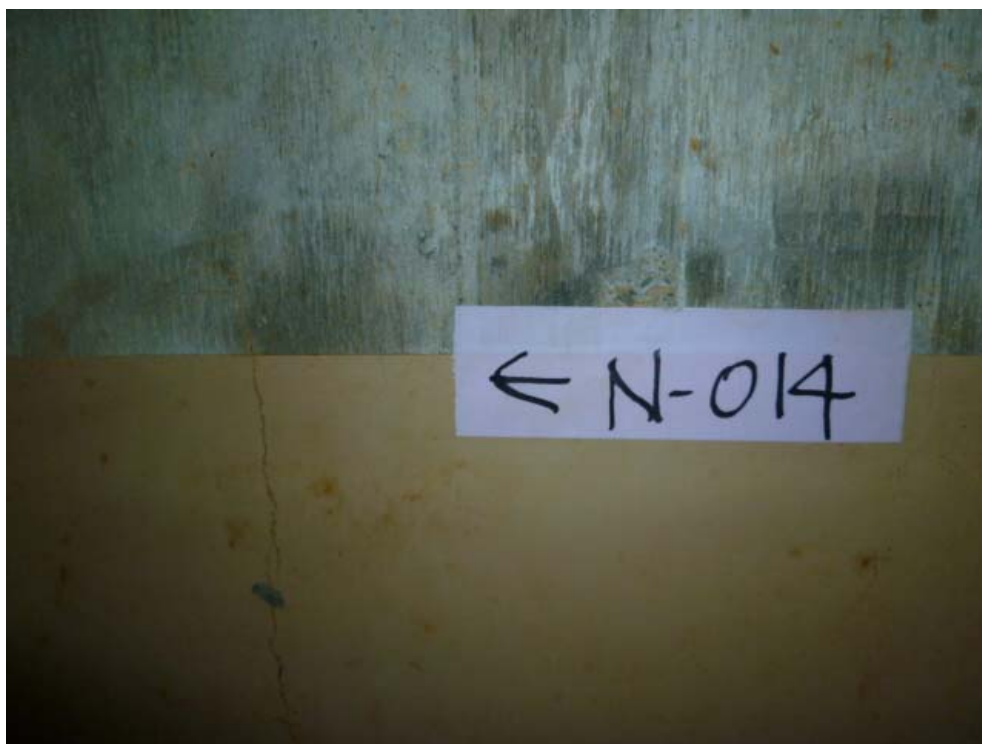
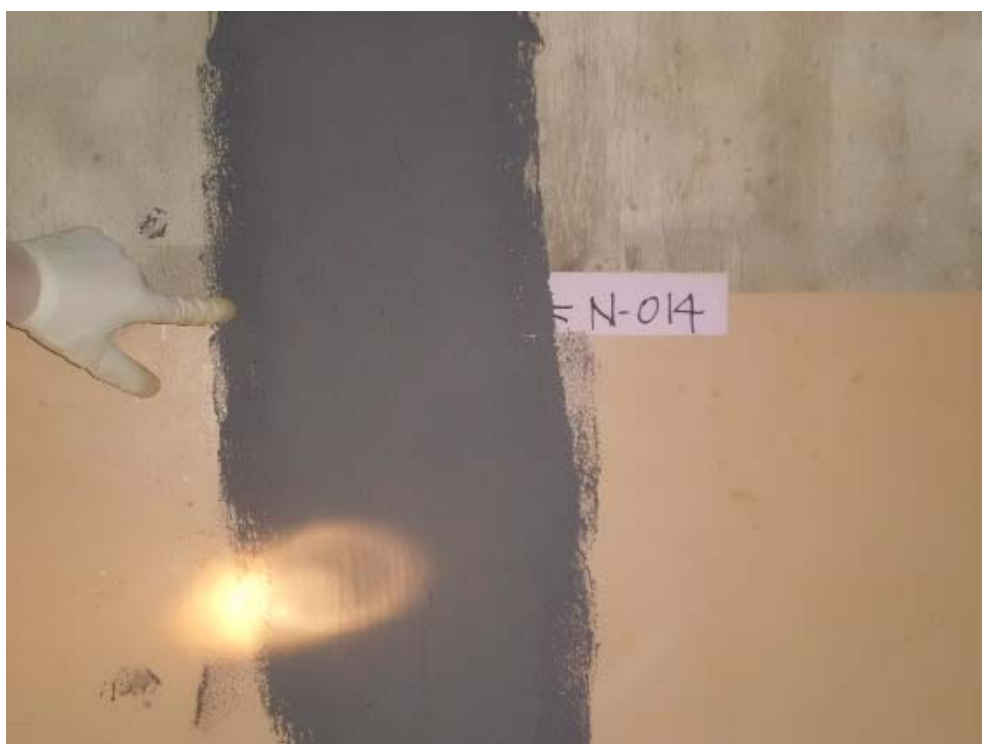


図4 地下1階展開図 北壁, 南壁

7 ひび割れ補修状況（幅 0.3mm 以上のひび割れ）



補修前



補修後

図5 ひび割れ補修状況（幅 0.3mm 以上のひび割れ）

## 高温焼却炉建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価

## 1 屋外への放射性物質の移行

放射性廃液を建屋の地下に貯蔵した場合には、建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高い場合には圧力差による放射性廃液の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが、その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので、ここでは、その移行量を評価する。

## 2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

廃液を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には、周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので、内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では、1 mm 程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので、一定の水位差があれば、健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図 1 に示す。

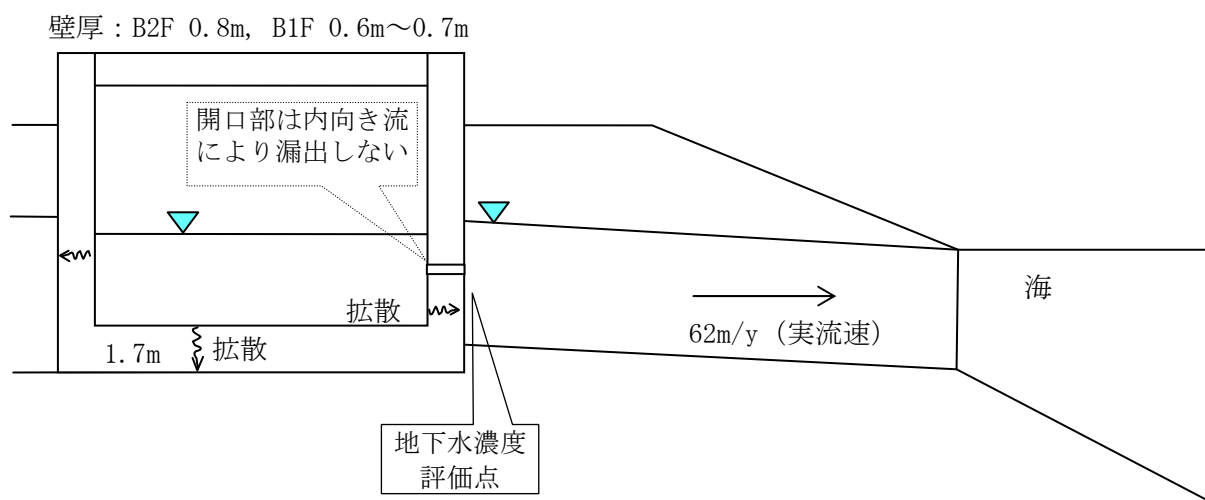


図 1 建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図 1 の場合には、建屋からの放射性物質の漏出について、地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので、健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \cdot Dec \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z} \Big|_{z=L} \dots\dots\dots (1)$$

$$\varepsilon c \cdot Rfc \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \cdot \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \cdot \varepsilon c \cdot Rfc \cdot Cc(z,t) \dots\dots\dots (2)$$

$$Cc(0,t) = Cw = Cw0 \cdot e^{-\lambda \cdot t}$$

$$Cc(L,t) = 0 \dots\dots\dots (3)$$

$$Cc(z,0) = 0$$

$$Cc(0,t) = 0, (t > Tc)$$

- $R$  : 放射性物質の漏出量 (Bq/s)
- $Cw$  : 廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $Cw0$  : 廃液中の放射性物質の初期濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $Sc$  : 建屋コンクリートの底面積または側面積 (m<sup>2</sup>)
- $Dec$  : コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m<sup>2</sup>/s)
- $Cc(z, t)$  : コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- $\cdot$  : 崩壊定数 (1/s)
- $L$  : コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ (m)
- $Rfc$  : 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数 (-)  $= 1 + \frac{1-\varepsilon c}{\varepsilon c} \cdot \rho c \cdot Kdc$
- $\cdot c$  : コンクリートの間隙率 (-)
- $\cdot c$  : コンクリートの粒子密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- $Kdc$  : コンクリートの分配係数 (m<sup>3</sup>/kg)
- $Tc$  : 廃液貯蔵終了時間 (s)

### 3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表1に示す。

表1 評価に用いたパラメータ一覧

パラメータ	設定値	備考
廃液中の放射性物質の濃度 (Bq/m <sup>3</sup> )	I-131 : 1.3E+13 Cs-134 : 3.1E+12 Cs-137 : 3.0E+12	2011/3/27 採水 2号機タービン建屋 滞留水の分析結果に基づく
建屋コンクリートの内面積 (m <sup>2</sup> )	底面積 : 1465.56 側面積: B2F(壁厚0.8m) 768.0 B1F(壁厚0.6m) 414.96 B1F(壁厚0.7m) 174.42	底面積 : 41.4W×35.4L 側面積 : B2F 41.4W, 35.4L, 5.0H の4側面 B1F(壁厚0.6m) 壁厚0.6m, 0.65m 部分の長さ 109.2×3.8H B1F(壁厚0.7m) 壁厚0.7m部分の 長さ 45.9×3.8H
コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m <sup>2</sup> /s)	1E-11	土木学会技術資料より
コンクリートの間隙率 (-)	0.2	
コンクリートの粒子密度 (kg/m <sup>3</sup> )	2700	単位体積重量 2.15 t/m <sup>3</sup> と間隙率 0.2より, 2.15/0.8=2.7 (t/m <sup>3</sup> )



パラメータ	設定値	備考
コンクリートの分配係数 (m <sup>3</sup> /kg)	I : 0 Cs : 0.001	JAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまるめた。
コンクリート健全部のダルシー流速 (m/s)	0	健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。
開口部面積 (m <sup>2</sup> )	実質 0	逆向き流れになるので、拡散に寄与しない。
建屋からの漏出継続期間 (y)	0.25~10 継続	3 ヶ月から 10 年の範囲で検討
帯水層のダルシー流速 (m/y)	25.42	実流速 62 m/y (2E-5m/s×0.04/0.41) ダルシー流速 = 実流速×0.41
帯水層の厚さ (m)	7	底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定

#### 4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図 2 及び図 3 に示す。継続期間を 3 ヶ月～10 年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では、30 年以内に建屋を解体撤去することにより、建屋外への移行は、環境試料の放射能濃度分析における Cs-137 の検出限界である  $8 \times 10^{-6}$  Bq/cm<sup>3</sup> を下回る値となる。

廃液貯蔵継続年数の影響確認 (Cs-137)

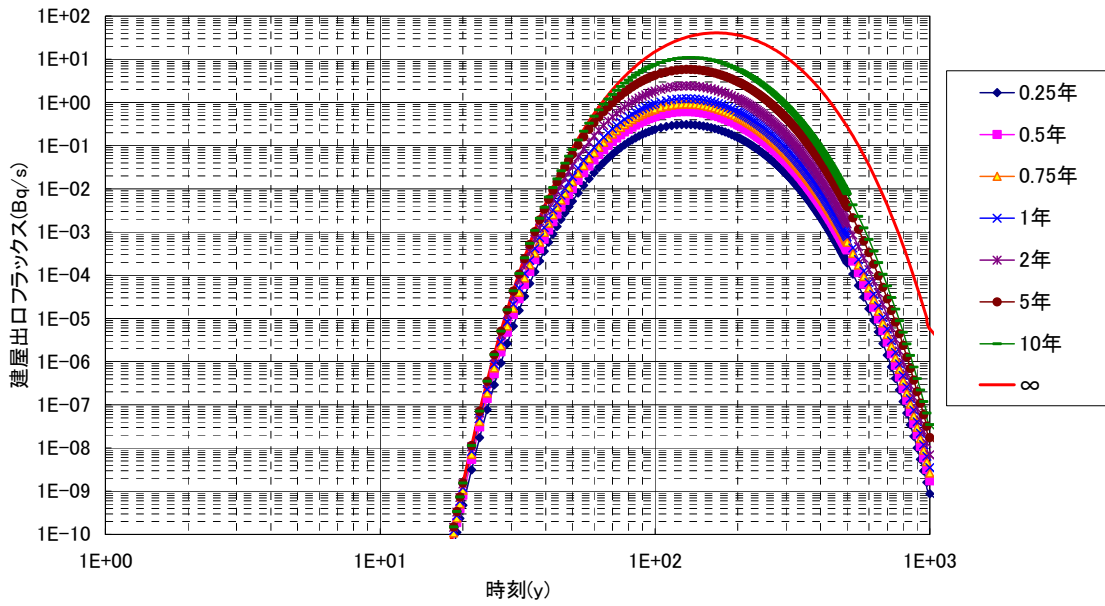


図2 建屋からの流出フラックス  
(高温焼却炉建屋)

廃液貯蔵継続年数の影響確認 (Cs-137)

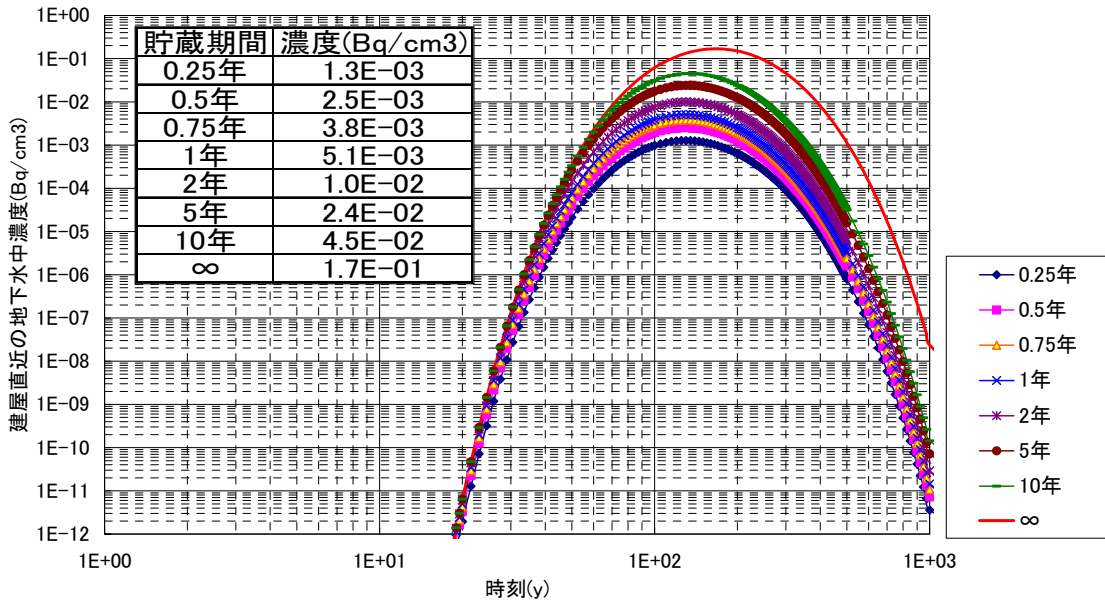


図3 建屋直近の放射性物質の濃度  
(高温焼却炉建屋)

## 1～4号機の各建屋外への放射性物質移行量の評価

## 1 建屋外への放射性物質の移行

高レベル放射性汚染水（以下、「滞留水」という。）が建屋の地下に滞留した場合、建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高くなったときに圧力差による滞留水の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが、その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので、ここでは、その移行量を評価する。

## 2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

滞留水を現状地下水水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には、周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので、内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では、1 mm程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので、一定の水位差があれば、健全部の拡散が支配的となる。

地下水水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図1に示す。

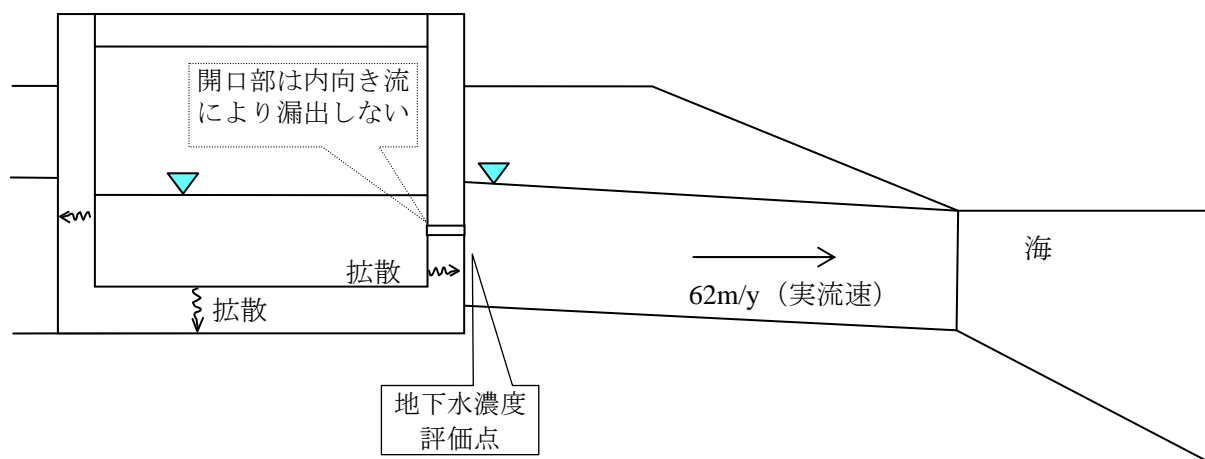


図1 建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図1の場合には、建屋からの放射性物質の漏出について、地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので、健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \cdot Dec \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z} \Big|_{z=L} \dots\dots\dots (1)$$

$$\varepsilon c \cdot Rfc \cdot \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \cdot \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \cdot \varepsilon c \cdot Rfc \cdot Cc(z,t) \dots\dots\dots (2)$$

$$\begin{aligned} Cc(0,t) &= Cw = Cw0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} \\ Cc(L,t) &= 0 \\ Cc(z,0) &= 0 \\ Cc(0,t) &= 0, \quad (t > Tc) \end{aligned} \dots\dots\dots (3)$$

- R* : 放射性物質の漏出量 (Bq/s)
- Cw* : 滞留水中の放射性物質の濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- Cw0* : 滞留水中の放射性物質の初期濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- Sc* : 建屋コンクリートの底面積または側面積 (m<sup>2</sup>)
- Dec* : コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m<sup>2</sup>/s)
- Cc(z,t)* : コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)
- λ* : 崩壊定数 (1/s)
- L* : コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ (m)
- Rfc* : 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数 (-) =  $1 + \frac{1 - \varepsilon c}{\varepsilon c} \cdot \rho c \cdot Kdc$
- εc* : コンクリートの間隙率 (-)
- ρc* : コンクリートの粒子密度 (kg/m<sup>3</sup>)
- Kdc* : コンクリートの分配係数 (m<sup>3</sup>/kg)
- Tc* : 滞留水貯蔵終了時間 (s)

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表1に示す。

表1 評価に用いたパラメータ一覧

パラメータ	設定値	備考
滞留水中の放射性物質の濃度 (Bq/m <sup>3</sup> )	Cs-137: 1.5E+12	2011/7/17 採水_2号機タービン建屋滞留水の分析結果に基づく
建屋コンクリートの内面積 (m <sup>2</sup> )	—	表2 (滞留水に接する表面積) 参照
コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m <sup>2</sup> /s)	1E-11	土木学会技術資料より
コンクリートの間隙率 (-)	0.2	
コンクリートの粒子密度 (kg/m <sup>3</sup> )	2700	単位体積重量 2.15 t/m <sup>3</sup> と間隙率 0.2 より, 2.15/0.8=2.7 (t/m <sup>3</sup> )
コンクリートの分配係数 (m <sup>3</sup> /kg)	I: 0 Cs: 0.001	JAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまらめた。
コンクリート健全部のダルシー流速 (m/s)	0	健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。

パラメータ	設定値	備考
開口部面積 (m <sup>2</sup> )	実質 0	逆向き流れになるので、拡散に寄与しない。
建屋からの漏出継続期間 (y)	0.25～10 継続	3 ヶ月から 10 年，継続の範囲で検討
帯水層のダルシー流速 (m/y)	25.42	実流速 62m/y (2E-5m/s×0.04／0.41) ダルシー流速 = 実流速×0.41
帯水層の厚さ (m)	7	底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定

#### 4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図 2 及び表 2 に示す。継続期間を 3 ヶ月～10 年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では、今後 3 年間程度に 1～4 号機の各建屋のコンクリート壁中から放射性物質が拡散により建屋外への漏えいする可能性は低いと考える。

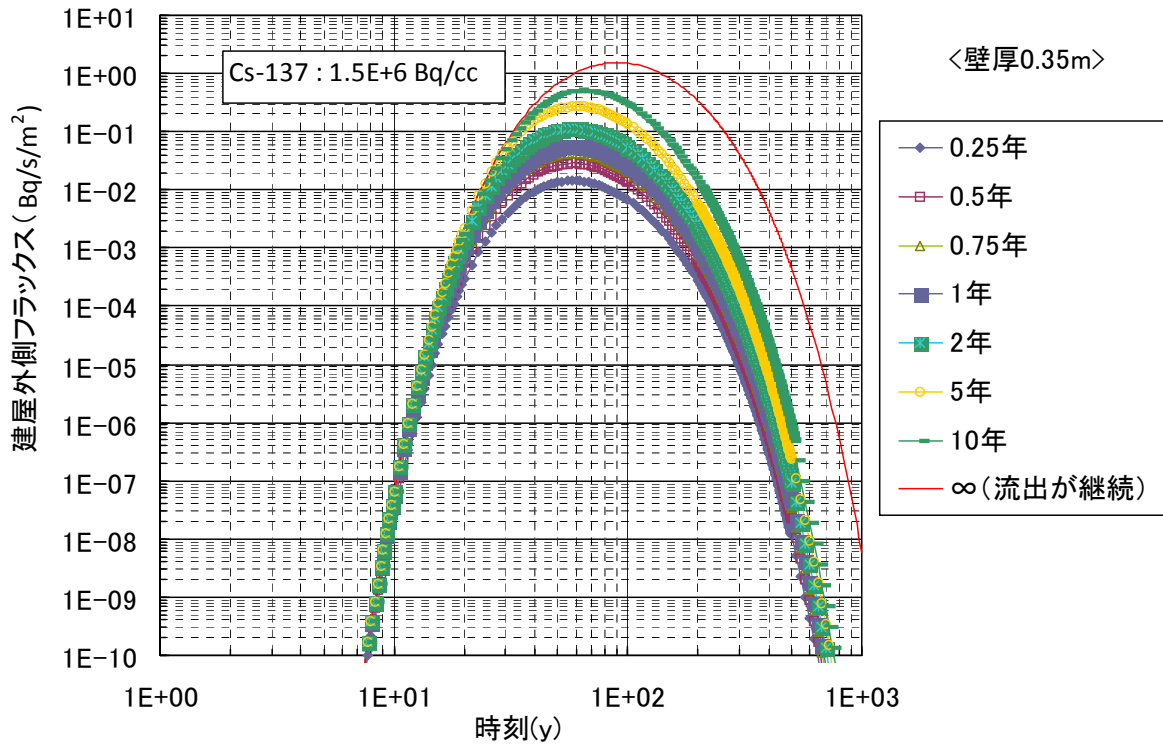


図2 (1) 建屋からの流出フラックス  
(側壁 0.35m)

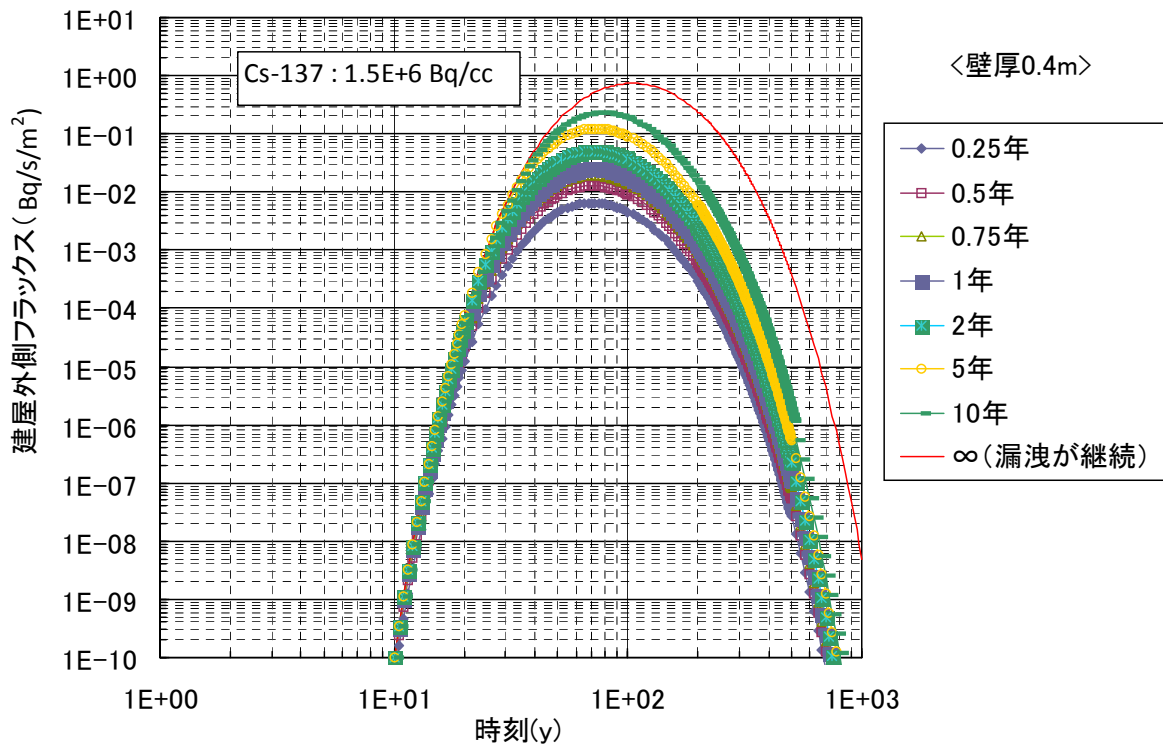


図2 (2) 建屋からの流出フラックス  
(側壁 0.4m)

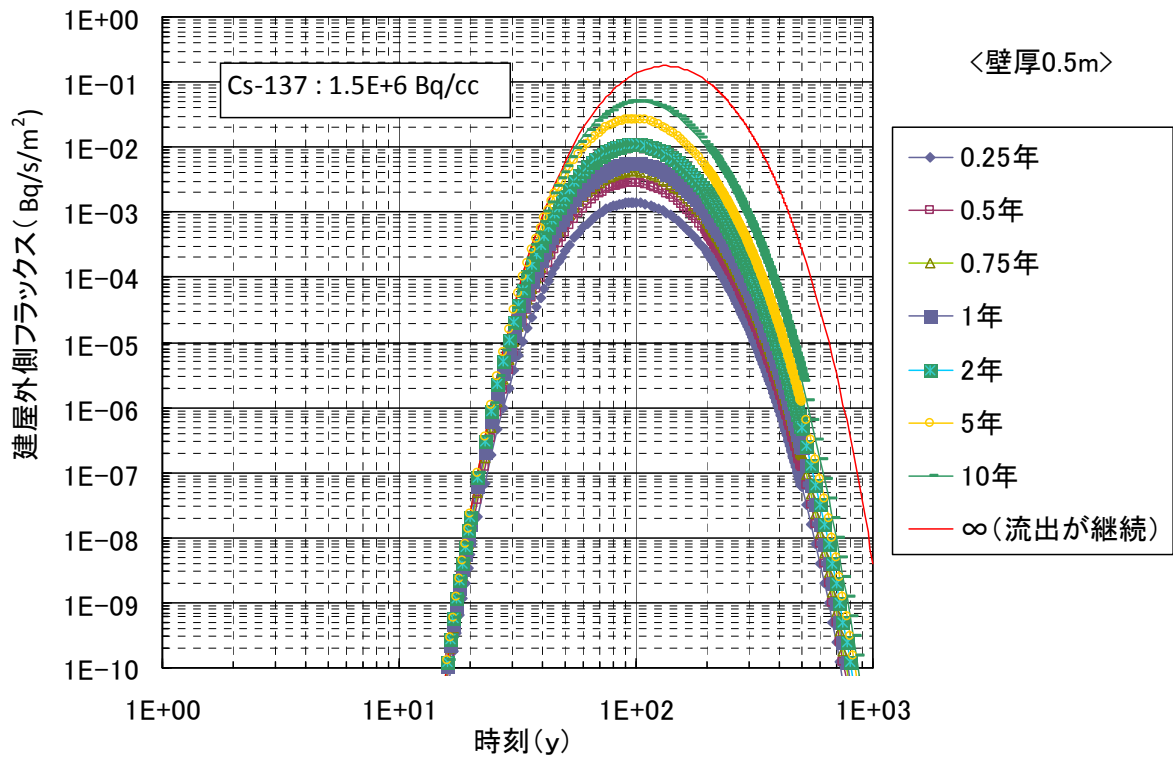


図2 (3) 建屋からの流出フラックス  
(側壁 0.5m)

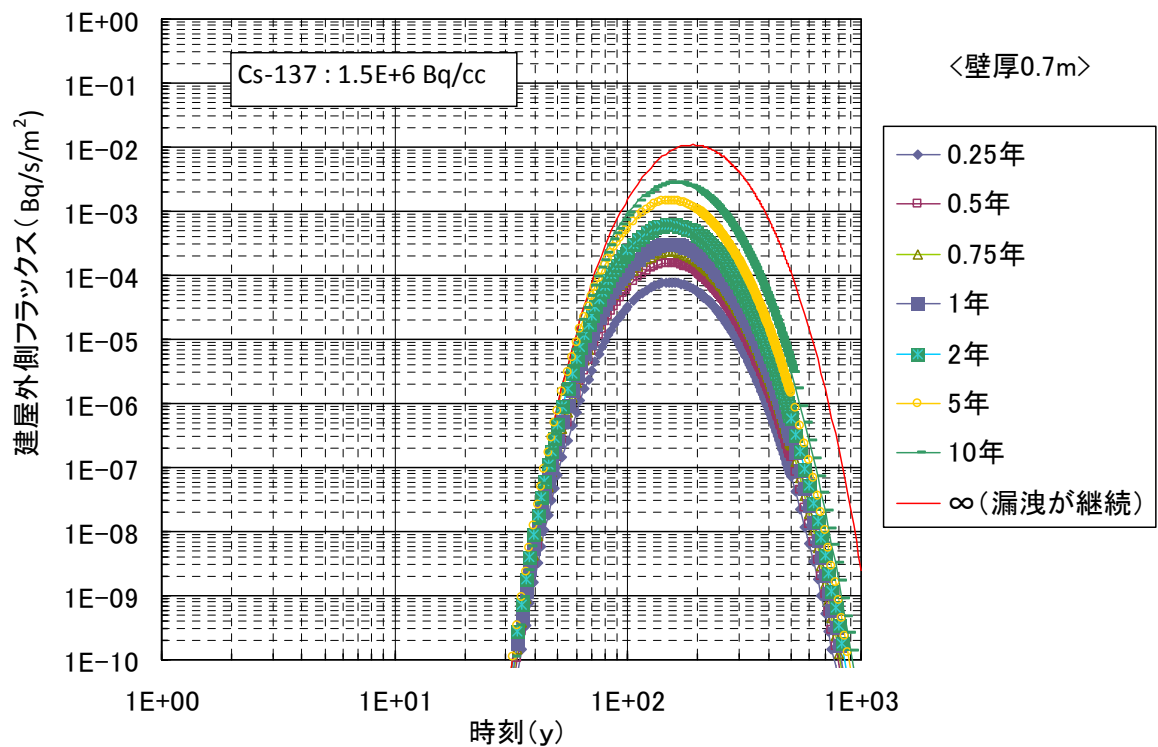


図2 (4) 建屋からの流出フラックス  
(側壁 0.7m)

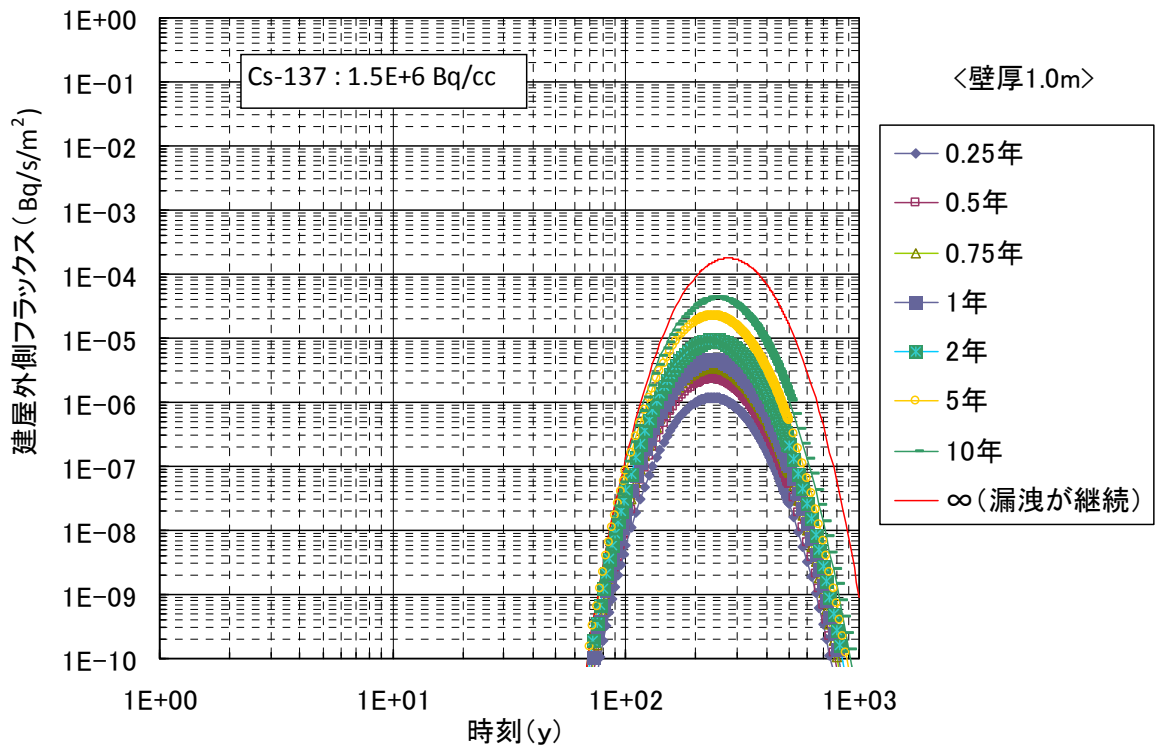


図2 (5) 建屋からの流出フラックス  
(側壁 1.0m)

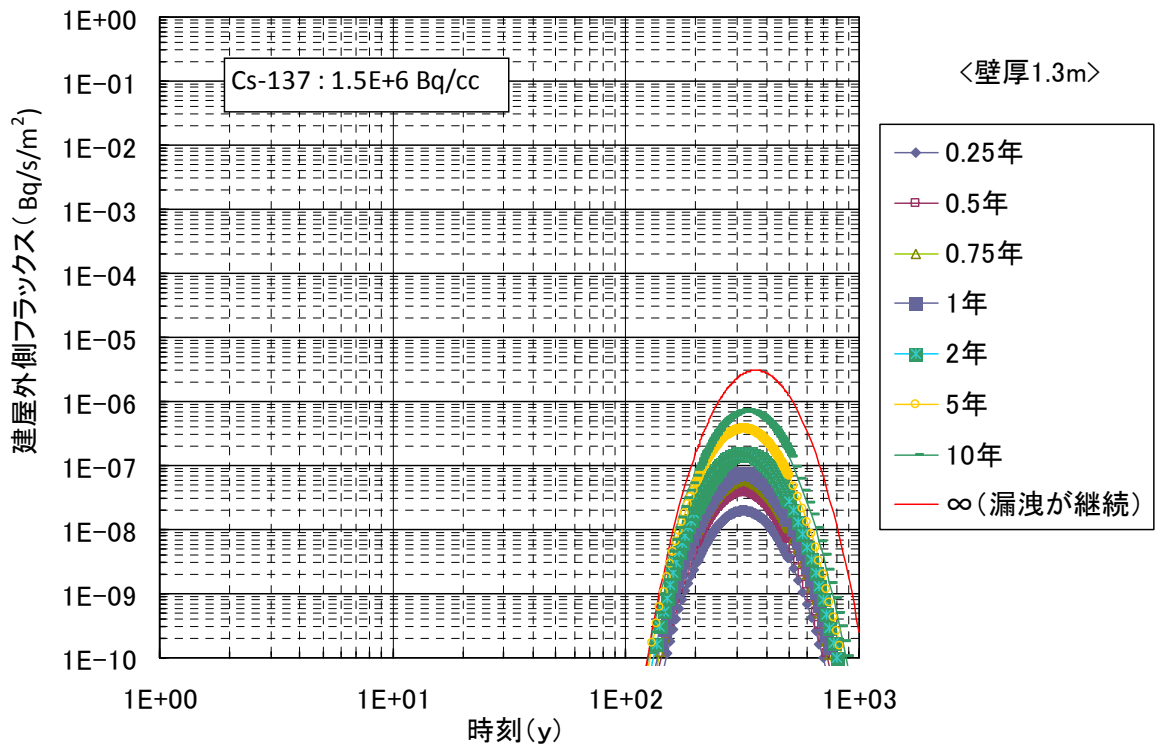


図2 (6) 建屋からの流出フラックス  
(側壁 1.3m)



表2 建屋外への放射性物質移行量の評価

1号炉	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m <sup>2</sup> )	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm <sup>3</sup> となる経過年
R/B	1.3	3040	42	200
T/B	0.5	6250	97	20
RW/B	0.5	1080	22	20

2号炉	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m <sup>2</sup> )	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm <sup>3</sup> となる経過年
R/B	1.5	3760	47	200* <sup>1</sup>
T/B	0.55	8530	105	20* <sup>2</sup>
RW/B	0.7	1510	23	40

3号炉	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m <sup>2</sup> )	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm <sup>3</sup> となる経過年
R/B	1.5	3840	47	200* <sup>1</sup>
T/B	0.7	9800	128	40
RW/B	0.7	2050	23	40

4号炉	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m <sup>2</sup> )	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm <sup>3</sup> となる経過年
R/B	1.5	3840	47	200* <sup>1</sup>
T/B	0.5	8410	106	20* <sup>1</sup>
RW/B	0.7	2760	36	40

	壁厚(m)	滞留水に接する 表面積(m <sup>2</sup> )	トレンチの南北長(m)	8E-6Bq/cm <sup>3</sup> となる経過年
2号炉トレンチ	0.4	1380	7	13
3号炉トレンチ	0.4	1180	6	13
4号炉トレンチ	0.35	1090	5	10

\*1: 壁厚1.3mで評価

\*2: 壁厚0.5mで評価

## 建屋等内に滞留する滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減にかかる方針

### 1 現状及び中期的見通し

現状、1～4号機の滞留水については、建屋内水位を地下水水位よりも低く管理し滞留水の系外流出を防止している。

滞留水の増加抑制及び拡散リスク低減を図るためには、今後、地下水位を管理し地下水の流入を抑制し滞留水の水位を下げタービン建屋、原子炉建屋、廃棄物処理建屋内にある滞留水を処理する必要がある。このため、地下水バイパス、トレンチ止水等の方策を検討する。

### 2 基本的対応方針及び中期的計画

滞留水の水位を維持するとともに、下記の基本的考え方にに基づき、処理を継続していく。将来的には、水位低下に必要となる技術、工法の研究開発を進め、滞留水の減少を図っていく。

#### 滞留水処理の基本的考え方

- ・ 現行水処理設備について、引き続き一部機器の設備改善などを行い、更なる信頼性向上を図るとともに、運転継続・延命化を行い、安定運転を維持する。
- ・ タービン建屋等の滞留水の水位が建屋周囲に設けられたサブドレン水位を上回らないように管理しつつ、サブドレン水位を低下させ、地下水流入量の抑制を図る。
- ・ 今後実施する研究開発成果に基づき滞留水量を減少させていくとともに、これに応じた循環ラインの段階的な縮小化等を検討していく。

中期的には、現行水処理設備の信頼性向上による運転継続、サブドレン水位の低下方法の検討・水位低下を進める。

#### 今後の検討と対策

##### (1) 建屋等からの漏えい防止

1～4号機建屋内に滞留している高濃度放射性汚染水については、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋に移送し、さらに、汚染水処理設備により放射性核種のセシウム及び塩分を除去して淡水を生成し、原子炉への注水に再使用している（循環注水冷却）。ただし、1～4号機の建屋内には地下水が流入しているため、高濃度放射性汚染水が系外に放出しないよう適切に建屋内水位を管理する必要がある。

建屋内の水位については、引き続き管理を継続していく。また、万一、水位がOP. 4000に到達するようなことになれば、高濃度放射性汚染水を高濃度滞留水

受タンク等に移送する措置を施す。さらに、滞留水の地下水への流出を防止するため、建屋内の水位をサブドレン水位より低く管理している。

万一、建屋内の水位がサブドレン水位より高くなった場合は、サブドレン水の放射能濃度を確認し、建屋内からサブドレンへの滞留水の流出の有無を確認する。また、当該建屋からプロセス主建屋、高温焼却炉建屋、高濃度滞留水受タンク等へ滞留水を移送することにより、当該建屋内の水位を早期に下げることとする。

今後、地下水の流入量を低減させるため、建屋山側の高台で地下水を揚水し、建屋周辺の地下水の水位を段階的に低下させる計画である（地下水バイパス）。

地下水バイパスの設備は、建屋山側で地下水を汲み上げる揚水井及びポンプ、汲み上げた地下水を一時的に貯留して水質を確認するタンク、地下水を移送するための配管等からなる。地下水バイパスの稼働にあたっては、段階的な稼働とモニタリングにより、水質及び地下水低下状況等を確認し、建屋内滞留水が建屋外に漏れ出さないように慎重な水位管理を実施していく。

## (2) 止水・回収方法

### ①建屋に滞留する汚染水の止水・回収

汚染水の上流側に位置する原子炉建屋（格納容器下部を含む）を止水するためには、漏えい箇所を特定し、漏えい状況に応じた補修（止水）工法や装置を検討する必要がある。現在、漏えい箇所を調査・補修（止水）するための工法と遠隔操作装置を研究開発しているところである。今後、開発成果を活用して漏えい箇所の特定や漏えい状況の確認を行うとともに、補修（止水）工法や装置の開発成果をもって原子炉建屋（格納容器下部を含む）を補修（止水）する予定である。建屋内に滞留する汚染水については、水処理状況を踏まえつつ、原子炉建屋やタービン建屋等への地下水の流入を抑制するため建屋周辺の地下水位を低下させながら回収する。

地下水位を低下させるには、建屋周辺のサブドレン水を汲み上げる方法が有力であるが、一部のサブドレンピット内の水に僅かな汚染が確認されていることから、サブドレンピット内の溜まり水の浄化を行った後にサブドレン設備の復旧を順次実施する。

また、漏えい箇所の調査や止水のための工法・装置開発を進めつつ、建屋間の配管貫通部を対象とした止水工法・材料の検討も行っている。建屋間の配管貫通部からの漏水を模擬した大型試験装置を製作し、基礎試験で選定した止水材料を用いて止水試験を行い、効果を確認している。

なお、建屋内に滞留する汚染水を回収するまでの間、2、3号機立坑、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の滞留水の水位を制限値以下に維持し、原子炉建屋及びタービン建屋等の滞留水の水位についても周辺のサブドレン水の水位以下に維持するとともにサブドレン水の放射性物質濃度を監視していく。

### ②トレンチ等に滞留する汚染水の止水・回収

建屋内と同レベルの高濃度の汚染水が滞留していると想定される2号機、3号機並

びに4号機海水配管トレンチ等については、タービン建屋内の汚染水の水位よりもトレンチの接続高さが低いことから、トレンチ内の汚染水を回収しても、継続的にタービン建屋から汚染水が流入するため、現時点では、汚染水の回収は困難である。

このため、タービン建屋内の汚染水が回収され、海水配管トレンチ等への汚染水の再流入が無い状態になってから、海水配管トレンチ等の汚染水を回収することとしていたが、系外への流出リスクの低減の観点から、海水配管トレンチ等の汚染水の回収をできるだけ早期に実施できるように、タービン建屋と海水配管トレンチの接続部における止水の可能性について検討を進めるとともに、水処理状況等を踏まえ、可能なトレンチ等から順次、止水・回収を実施する予定である。

なお、海水配管トレンチ等から海へ汚染水が流出しないように、ピットの閉塞等の措置は既に実施しており、2、3号機立坑、プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の滞留水の水位を制限値以下に維持し、原子炉建屋及びタービン建屋等の滞留水の水位についても周辺のサブドレン水の水位以下に維持するとともにサブドレン水の放射性物質濃度を監視していく。

## 2.10 放射性固体廃棄物等の管理施設

### 2.10.1 基本設計

#### 2.10.1.1 設置の目的

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等の管理施設は、作業員の被ばく低減、公衆被ばくの低減及び安定化作業の安全確保のために、放射性固体廃棄物等を適切に管理することを目的として設置する。

#### 2.10.1.2 要求される機能

放射性固体廃棄物等の処理・貯蔵にあたっては、その廃棄物の性状に応じて、適切に処理し、十分な保管容量を確保し、遮蔽等の適切な管理を行うことにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

#### 2.10.1.3 設計方針

##### (1) 貯蔵設備

放射性固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫、ドラム缶等仮設保管設備、サイトバンカ、使用済燃料プール、使用済燃料共用プール、使用済樹脂貯蔵タンク、造粒固化体貯槽等に貯蔵、または保管する設計とする。

発電所敷地内において、今回の地震、津波、水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材、除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は、固体廃棄物貯蔵庫、仮設保管設備、屋外等の一時保管エリアを設定し、一時保管する。

伐採木は、屋外の一時的保管エリアに一時的保管する。

使用済保護衣等は、固体廃棄物貯蔵庫、仮設保管設備、屋外の一時的保管エリアに一時的保管する。

##### (2) 被ばく低減

放射性固体廃棄物の管理施設は、作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるように、必要に応じて十分な遮蔽を行う設計とする。

瓦礫等の管理施設については、保管物の線量に応じた適切な遮蔽や設置場所を考慮することにより、被ばく低減を図る設計とする。

##### (3) 飛散等の防止

放射性固体廃棄物の管理施設は、処理過程における放射性物質の散逸等を防止する設計とする。

瓦礫等の管理施設については、発電所敷地内の空間線量率を踏まえ、周囲への汚染拡大の影響の恐れのある場合には、容器、仮設保管設備、固体廃棄物貯蔵庫、覆土式一時保管施設に収納、またはシートによる養生等を実施する。

#### (4) 貯蔵能力

固体廃棄物貯蔵庫は、200ℓドラム缶約 284,500 本相当、ドラム缶等仮設保管設備は、200ℓドラム缶約 23,000 本相当を貯蔵保管する能力を有し、平成 25 年 1 月現在の保管量は 185,961 本相当である。

サイトバンカは、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等を約 4,300m<sup>3</sup>保管する能力を有し、平成 25 年 1 月現在の保管量は、サイトバンカと使用済燃料プールを合わせて制御棒 1,378 本、チャンネルボックス等 21,503 本、その他 186m<sup>3</sup>である。

瓦礫等の一時保管エリアの保管容量は、約 329,000m<sup>3</sup>であり、平成 25 年 1 月現在の保管量は約 131,000m<sup>3</sup>である。また、瓦礫等の想定保管量は、平成 26 年 3 月において約 209,000m<sup>3</sup>と見込んでおり、平成 25 年度末までの保管容量は確保されるものとする。

なお、瓦礫等の想定保管量については、計画された工事において発生する瓦礫等の物量は、建屋図面の読み取り、現場調査、伐採するエリアの面積等から算出しており、発生する瓦礫等の線量は、これまでの実績を参考にして求めている。

ただし、想定保管量については、工事量の変動等により大きく変動する可能性があるため、保管量の増加により容量不足が見込まれる場合には、一時保管エリアを追設する。

### 2.10.1.4 主要な設備

#### (1) 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫には、1～6号機で発生したドラム缶に収納された放射性固体廃棄物、ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物、開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等の他、瓦礫類や使用済保護衣等を保管する。

瓦礫類は、材質により可能な限り分別し、容器に収納して一時保管エリアとしての固体廃棄物貯蔵庫内に一時保管する。また、容器に収納できない大型瓦礫類は、飛散抑制対策を講じて一時保管する。

固体廃棄物貯蔵庫は、第1棟～第8棟の8つの棟からなり、第6棟～第8棟については、地上1階、地下2階で構成している。これらの地下階に高線量の瓦礫類を保管した場合には、コンクリート製の1階の床及び天井や壁による遮蔽効果により固体廃棄物貯蔵庫表面またはエリア境界の線量は十分低減されるが、この場合には、固体廃棄物貯蔵庫表面またはエリア境界において法令で定められた管理区域の設定基準線量（1.3mSv/3ヶ月（2.6μSv/h）以下）を満足するよう運用管理を実施する。ただし、バックグラウンド線量の影響を除く。なお、最大線量と想定している表面線量率 10Sv/h の瓦礫類を地下2階一面に収納したと仮定した場合でも、固体廃棄物貯蔵庫建屋表面線量率は約  $4 \times 10^{-7}$  μSv/h となり、法令で定められた管理区域の設定基準線量を満足することを評価し、確認している。

震災後の固体廃棄物貯蔵庫の建物調査の結果、第1棟については屋根や壁、柱の一部、第2棟については柱の一部に破損があり、第3棟と第4棟については、床の一部に亀裂

がみられるため、順次、工事計画認可申請書記載の機能を満足するよう復旧し使用していく。第5棟～第8棟については、大きな損傷はみられない。

また、固体廃棄物貯蔵庫の第1棟～第8棟のうち、第4棟～第8棟については遮蔽機能、第5棟～第8棟については耐震性を以下の工事計画認可申請書により確認している。

- 第1棟 建設時第17回工事計画認可申請書（45 公第 3715 号 昭和 45 年 5 月 11 日認可）
- 第2棟 建設時第19回工事計画認可申請書（47 公第 577 号 昭和 47 年 2 月 28 日認可）
- 第3棟 建設時第15回工事計画認可申請書（48 資庁第 1626 号 昭和 48 年 10 月 22 日認可）
- 第4棟 建設時第14回工事計画認可申請書（50 資庁第 12545 号 昭和 51 年 1 月 31 日認可）  
建設時第21回工事計画軽微変更届出書（総官第 860 号 昭和 51 年 11 月 4 日届出）  
建設時第25回工事計画軽微変更届出書（総官第 1293 号 昭和 52 年 2 月 7 日届出）
- 第5棟 工事計画認可申請書（平成 11・09・06 資第 11 号 平成 11 年 10 月 6 日認可）  
建設時第14回工事計画認可申請書（51 資庁第 11247 号 昭和 51 年 10 月 22 日認可）  
建設時第21回工事計画軽微変更届出書（総官第 1341 号 昭和 52 年 2 月 15 日届出）
- 第6棟 建設時第14回工事計画認可申請書（52 資庁第 2942 号 昭和 52 年 4 月 12 日認可）
- 第7棟 工事計画認可申請書（55 資庁第 9548 号 昭和 55 年 8 月 28 日認可）  
工事計画軽微変更届出書（総文発官 56 第 430 号 昭和 56 年 6 月 26 日届出）
- 第8棟 工事計画認可申請書（56 資庁第 14021 号 昭和 56 年 11 月 30 日認可）

## (2) ドラム缶等仮設保管設備

固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備には、ドラム缶等の一部を仮置きする。

ドラム缶等仮設保管設備は、建築基準法に従い設計しており、法令で定められた風圧力や地震力の外力に耐えられる設計であり、鋼材フレームに防災性膜材を張ったテント状の設備で、床面はコンクリートである。

また、ドラム缶等仮設保管設備からの放射線による作業員への被ばくを低減する観点から、仮置きするドラム缶の線量制限を表面線量率 0.1mSv/h 以下とし、保管エリアを区画するとともに、線量率の測定結果を表示し作業員に注意喚起する。

なお、ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶の仮置き期間は、平成 24 年 12 月から約 3 年間とし、仮置き後は今後検討する恒久的な設備へ移動する。

(3) サイトバンカ

サイトバンカには、1～6号機で発生した原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等を保管する。ただし、サイトバンカに保管する前段階において、原子炉内で照射された使用済制御棒、チャンネルボックス等は使用済燃料プールに貯蔵するか、原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は運用補助共用施設内の使用済燃料共用プールに貯蔵する。

また、構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書（53資庁第7311号 昭和53年8月18日認可）

工事計画軽微変更届出書（総文発官53第994号 昭和53年11月4日届出）

(4) 使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備

使用済樹脂、フィルタスラッジ、濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備は、廃棄物処理建屋、廃棄物集中処理建屋、運用補助共用施設内にある使用済樹脂貯蔵タンク、地下使用済樹脂貯蔵タンク、機器ドレン廃樹脂タンク、廃スラッジ貯蔵タンク、地下廃スラッジ貯蔵タンク、沈降分離タンク、造粒固化体貯槽等である。

なお、現状において1～4号機及び集中環境施設設置分については水没や汚染水処理設備の設置等により高線量となっており貯蔵設備へアクセスできないことから構造強度及び耐震性について確認が困難であるため、点検が可能な容器等について、定期に外観点検または肉厚測定を行い、漏えいのないことを確認することにより間接的に状態を把握する。また、仮に放射性廃液等が漏えいしたとしても滞留水に対する措置により系外へ漏えいする可能性は十分低く抑えられている（Ⅰ.2.3.7、Ⅱ.2.6参照）。

5号機及び6号機の貯蔵設備を含む固体廃棄物処理系については、工事計画認可申請書等により、構造強度及び耐震性ならびに建屋内壁による遮へい機能を確認している。主要な設備・機器について以下に示す。

a. 5号機

(a) 廃棄物地下貯蔵設備使用済樹脂貯蔵タンク

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(b) 廃棄物地下貯蔵設備廃スラッジ貯蔵タンク

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(c) 液体・固体廃棄物処理系浄化系スラッジ放出混合ポンプ

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）

(d) 液体・固体廃棄物処理系浄化系スラッジブースタポンプ

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）



- 建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）  
建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）
- (e) 液体・固体廃棄物処理系床ドレン系廃スラッジサージポンプ  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）  
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）  
建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）  
建設時第28回工事計画軽微変更届出書（総官第303号 昭和52年5月30日届出）
- (f) 液体・固体廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵タンク  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）  
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (g) 液体・固体廃棄物処理系濃縮廃液貯蔵タンク  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）  
建設時第8回工事計画軽微変更届出書（総官第534号 昭和49年7月29日届出）  
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）  
建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）
- (h) 液体・固体廃棄物処理系機器ドレン系廃スラッジサージタンク  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）  
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (i) 液体・固体廃棄物処理系床ドレン系廃スラッジサージタンク  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）  
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (j) 液体・固体廃棄物処理系原子炉冷却材浄化系廃樹脂貯蔵タンク  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）  
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (k) 液体・固体廃棄物処理系廃スラッジ貯蔵タンク  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）  
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (l) 液体・固体廃棄物処理系フェイズセパレータ  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）  
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）
- (m) 廃棄物地下貯蔵設備建屋  
工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）
- (n) 廃棄物処理建屋内壁

建設時第30回工事計画軽微変更届出書（総官第961号 昭和52年10月8日届出）

b. 6号機

(a) 液体固体廃棄物処理系原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(b) 液体固体廃棄物処理系機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(c) 液体固体廃棄物処理系使用済樹脂貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(d) 液体固体廃棄物処理系濃縮廃液貯蔵タンク

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

建設時第7回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

(e) 廃棄物処理建屋内壁

建設時第16回工事計画認可申請書（53資庁第5742号 昭和53年6月27日認可）

(5) 覆土式一時保管施設

一時保管エリアの中に設置する覆土式一時保管施設には、瓦礫類を一時保管することができる。

覆土式一時保管施設は、線量低減対策として覆土による遮蔽機能を有する一時保管施設である。

覆土式一時保管施設は、地面を掘り下げ、底部にベントナイトシート、遮水シート、保護土を設置し、瓦礫類を収納して上から保護シート、緩衝材、遮水シート、土で覆う構造である。遮水シートにより雨水等の浸入を防止し、飛散、地下水汚染を防止する。また、保管施設内に溜まった水をくみ上げる設備を設ける。

なお、覆土式一時保管施設に用いる遮水シートは、覆土の変形ならびに地盤変状に追従できるよう、引張伸び率が大きいものを使用する。

覆土による遮蔽機能が万が一損傷した場合には、損傷の程度に応じて、遮蔽の追加、施設の修復や瓦礫類の取り出しを行う。

(6) 伐採木一時保管槽

一時保管エリアの中に設置する伐採木一時保管槽には、伐採木を一時保管することができる。

伐採木一時保管槽は、防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽である。

伐採木一時保管槽は、擁壁または築堤等にて保管槽を設置し、収納効率を上げるために伐採木（枝葉根）を減容し保管槽に収納して、保護シート、土、遮水シートで覆う構造である。また、伐採木（枝葉根）は、保管中の腐食による沈下を考慮する。

なお、伐採木一時保管槽に用いる遮水シートは、覆土の変形に追従できるよう、引張

伸び率が大きいものを使用する。

覆土による遮蔽機能が万が一損傷した場合には、損傷の程度に応じて、遮蔽の追加、保管槽の修復や伐採木の取り出しを行う。

## 2.10.2 基本仕様

### 2.10.2.1 主要仕様

#### (1) 固体廃棄物貯蔵庫（1～6号機共用）

棟数：8

容量：約 284,500 本（ドラム缶相当）

#### (2) ドラム缶等仮設保管設備

大きさ：幅約 13m×奥行約 39m

高さ：約 6m

設置個数：10

#### (3) サイトバンカ（1～6号機共用）

基数：1

容量：約 4,300m<sup>3</sup>

#### (4) 仮設保管設備

##### a. 一時保管エリア A 1（テント）

大きさ：幅約 33m×奥行約 51m

高さ：約 16m

設置個数：1

##### b. 一時保管エリア A 2（テント）

大きさ：幅約 51m×奥行約 51m

高さ：約 16m

設置個数：1

#### (5) 覆土式一時保管施設

大きさ：約 80m×約 20m

高さ：約 5m（最大）

設置個数：4

保管容量：約 4000m<sup>3</sup>/箇所

上部：覆土（厚さ 1m 以上）、遮水シート、緩衝材、保護シート

底部、法面部：保護土、遮水シート、ベントナイトシート

(6) 伐採木一時保管槽

大きさ：1槽あたり，200m<sup>2</sup>以内

高さ：約3m

保管容量：1槽あたり，約600m<sup>3</sup>以内

上部：遮水シート，覆土（厚さ0.5m以上），保護シート

槽間の離隔距離：2m以上

2.10.3 添付資料

添付資料－1 覆土式一時保管施設の主要仕様

添付資料－2 覆土式一時保管施設の仕様と安全管理

添付資料－3 伐採木一時保管槽の主要仕様

添付資料－4 伐採木一時保管槽の仕様と安全管理

添付資料－5 放射性固体廃棄物等の管理施設設置工程

添付資料－6 放射性固体廃棄物等の管理施設に係る確認項目

表 2. 10-1 一時保管エリア一覧

エリア名称	保管物
固体廃棄物貯蔵庫	瓦礫類
一時保管エリア A 1	瓦礫類
一時保管エリア A 2	瓦礫類
一時保管エリア B	瓦礫類
一時保管エリア C	瓦礫類
一時保管エリア D	瓦礫類
一時保管エリア E 1	瓦礫類
一時保管エリア E 2	瓦礫類
一時保管エリア F 1	瓦礫類
一時保管エリア F 2	瓦礫類
一時保管エリア G	伐採木 (枝葉根)
一時保管エリア H	伐採木 (枝葉根・幹)
一時保管エリア I	伐採木 (幹)
一時保管エリア J	瓦礫類
一時保管エリア L	瓦礫類
一時保管エリア M	伐採木 (幹)
一時保管エリア N	瓦礫類
一時保管エリア O	瓦礫類
一時保管エリア P 1	瓦礫類
一時保管エリア P 2	瓦礫類
一時保管エリア Q	瓦礫類
一時保管エリア R	伐採木 (枝葉根)
一時保管エリア S	伐採木 (枝葉根)
一時保管エリア T	伐採木 (枝葉根)
一時保管エリア U	瓦礫類
一時保管エリア V	伐採木 (枝葉根・幹)

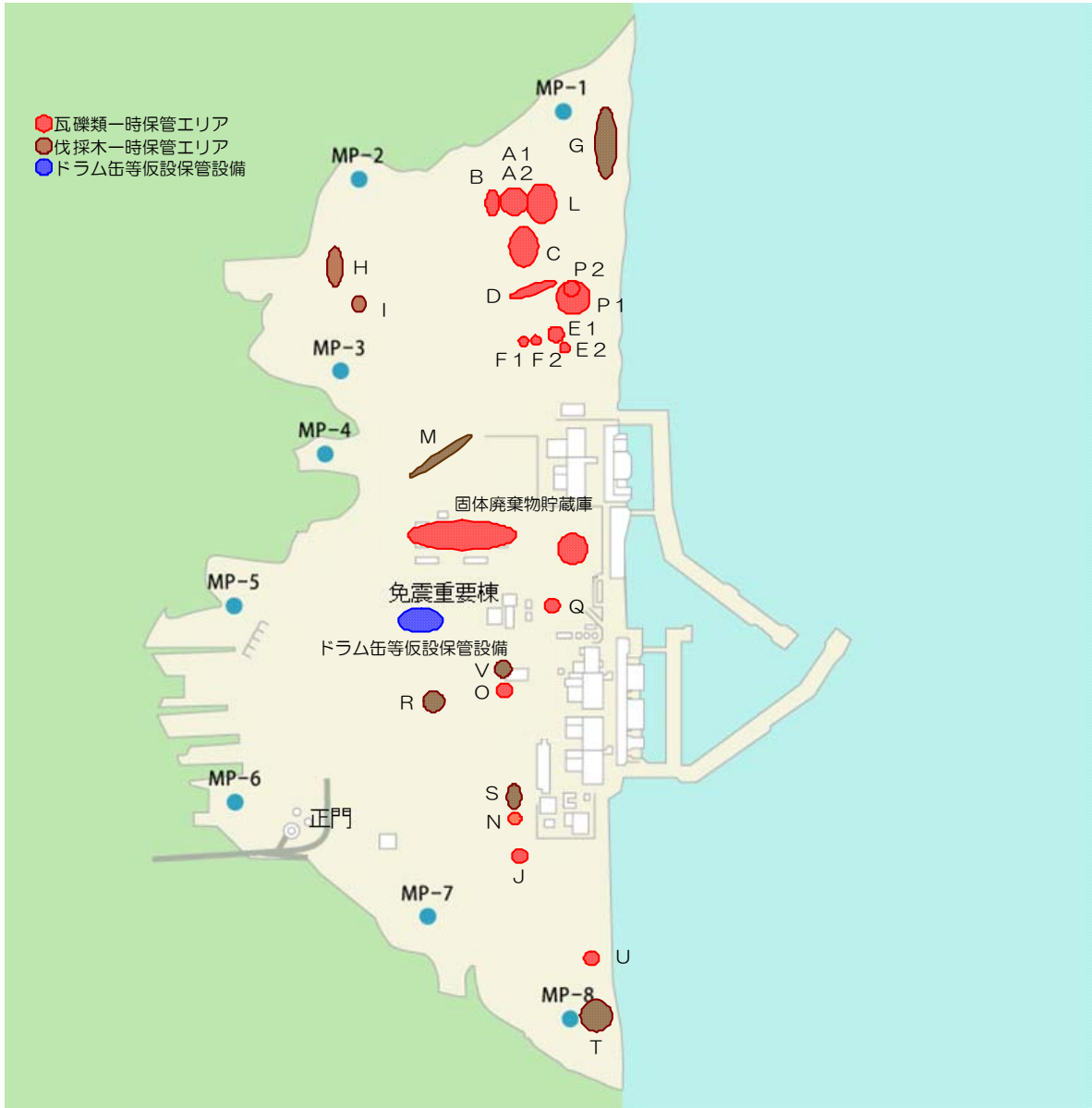


図2. 10-1 一時保管エリア配置図

覆土式一時保管施設の主要仕様

大きさ：約 80m×約 20m

高さ：約 5m (最大)

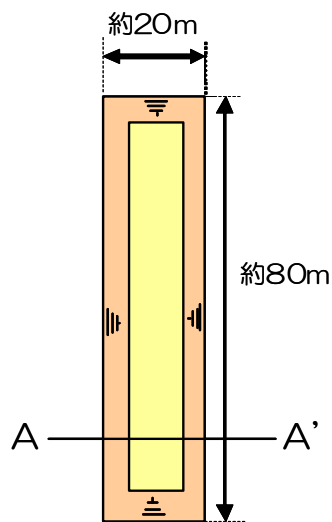
設置個数：4

保管容量：約 4,000m<sup>3</sup>/箇所

上 部：覆土 (厚さ 1m 以上), 遮水シート, 緩衝材, 保護シート

底部, 法面部：保護土, 遮水シート, ベントナイトシート

平面図



A-A' 断面図

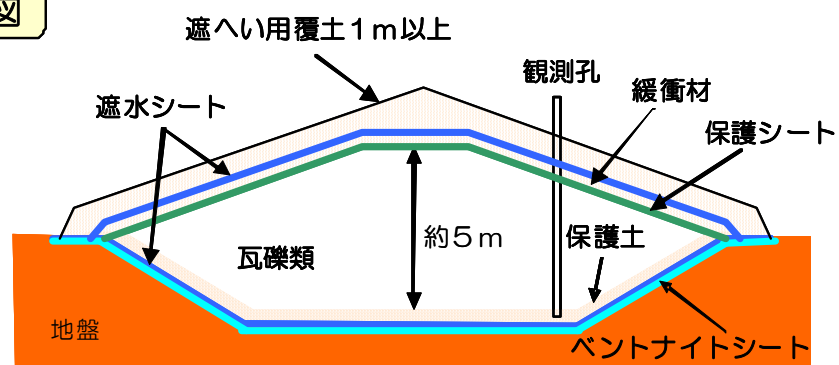


図 覆土式一時保管施設概略図

## 覆土式一時保管施設の仕様と安全管理

	瓦礫類搬入時	瓦礫類搬入後 保管状態
飛散抑制対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>搬入した瓦礫類は、仮設テントで覆い飛散を抑制する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>瓦礫類の搬入が全て終了した後は、上に遮水シート<sup>*1</sup>を敷設し、さらに覆土し飛散を抑制する。</li> </ul>
雨水等の浸入防止、地下水汚染防止対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>底部にベントナイトシート、遮水シート<sup>*1</sup>を敷設し、その上に遮水シート<sup>*1</sup>を保護するための土を敷く。</li> <li>底面には、縦断勾配を設ける。槽内の最も低い位置には観測孔を設け、孔の底部には釜場を設置する。</li> <li>雨水や地下水が槽内に浸入した場合には、観測孔から水を回収し、保管または処理を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>瓦礫類の搬入が全て終了した後は、上に遮水シート<sup>*1</sup>を敷設し、さらに覆土し雨水等の流入を防止する。</li> </ul>
遮蔽対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>瓦礫類を搬入した後、覆土する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>瓦礫類の搬入が全て終了した後は、覆土する。覆土の厚さは搬入時とあわせて1m以上とする。</li> </ul>
保管管理	<ul style="list-style-type: none"> <li>観測孔を用いて定期的に槽内の水位計測を行い、槽内に雨水や地下水が浸入していないことを確認する。</li> <li>施設の周辺の空間線量率、空气中放射性物質濃度を定期的に測定し、線量率測定結果を表示する。</li> <li>地下水の放射能濃度を定期的に測定する。</li> <li>外観確認により、覆土の状態など施設に異常がないことを確認する。</li> <li>施設の保管量を確認する。</li> <li>一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、関係者以外の立ち入りを制限する。</li> </ul>	
異常時の措置	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮蔽機能の低下など施設の保管状態に異常が認められた場合には、損傷の程度に応じて遮蔽の追加、施設の修復や瓦礫類の取り出しを行う。</li> </ul>	



## ※1：遮水シート

### (1) 耐久性

遮水シートの耐久性に関して、最も影響が大きい因子は紫外線の暴露であるが、本施設では覆土により直接紫外線を受けない環境下にあることから、長期の耐久性を期待できる。

本施設で使用する HDPE シート（高密度ポリエチレン）は、耐候性試験 5000 時間（自然暴露で約 15 年に相当）で 80%以上の強度を持つことが規定されている<sup>1)</sup>。

また、ポリエチレンの耐放射線性については、 $10^5\text{Gy}$  程度までは良好な耐放射線性を有すると報告されている<sup>2)</sup>。今回、一時保管する瓦礫類の放射線量率は最大 30mSv/h 程度（約 30mGy/h）であることから、十分長い期間について、放射線による遮水シートの劣化が表れることはないと考えられる。

遮水シートの耐久性については、熱安定性、耐薬品性等についても品質上の規定が設けられており<sup>1)</sup>、いずれの項目についても基準を満足することを確認した。

### (2) 施工時の品質確認

シート施工の際、以下に示す試験によりシートの品質確認を行う。

#### a. 加圧試験（シート自動溶着部の水密性の確認）

シートの自動溶着部全数に対して、加圧試験を実施し、漏気がなく、圧力低下率が 20% 以下であることを確認する。

#### b. 負圧試験（シート手溶着部の水密性の確認）

シートの手溶着部全数に対して、負圧試験を実施し、気泡が発生しないことを確認する。

#### c. スパーク試験（シート母材の水密性の確認）

シート全面に対して、スパーク試験を実施し、スパークが発生しないことを確認する。

---

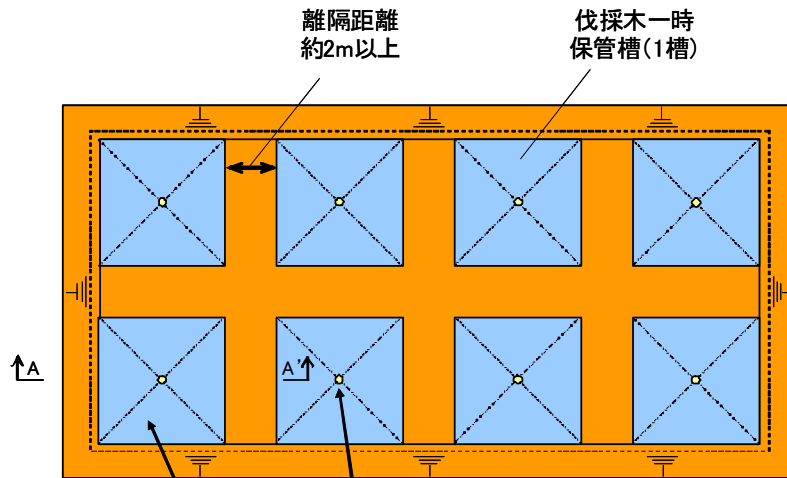
1) 出典：日本遮水工協会ホームページ（遮水シート日本遮水工協会自主基準）

2) 出典：先端材料シリーズ 照射効果と材料 日本材料学会編（図 3.12 種々の高分子材料における耐放射線性の比較）

伐採木一時保管槽の主要仕様

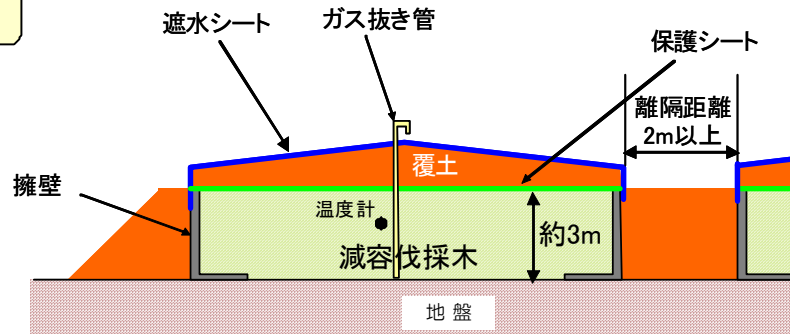
- 大きさ：1槽あたり，200m<sup>2</sup>以内
- 高さ：約3m
- 保管容量：1槽あたり，約600m<sup>3</sup>以内
- 上部：遮水シート，覆土（厚さ0.5m以上），保護シート
- 槽間の離隔距離：2m以上

標準配置図



標準断面図  
(擁壁タイプ)

A-A'断面



標準断面図  
(築堤タイプ)

A-A'断面

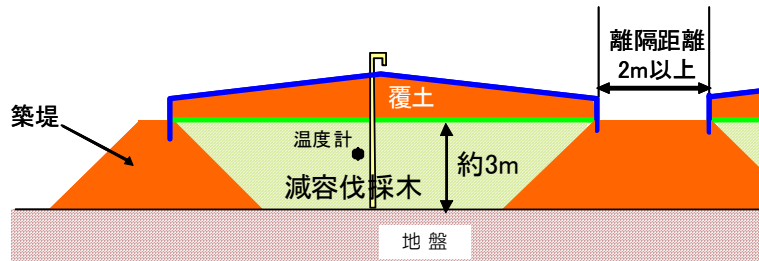


図 伐採木一時保管槽概略図

なお、保管槽の配置および形状は、現地の地形状況に応じて可能な限り効率的に配置する計画としているため、概略図通りとならない場合がある。

## 伐採木一時保管槽の仕様と安全管理

飛散抑制対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>減容した伐採木に覆土し、飛散を抑制する。</li> </ul>
防火対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>減容した伐採木に覆土後、遮水シート※1を敷設することにより、雨水等の流入の防止、空気中の酸素供給を抑制し、減容した伐採木の発酵発熱を抑制する。</li> <li>1槽あたりの設置面積を200m<sup>2</sup>以内とし、各保管槽との間に2m以上の離隔距離をとることにより、火災時の延焼を防止する。</li> <li>覆土することによって、もらい火、不審火を防ぐ構造とする。</li> <li>温度測定により保管槽内の状態を監視する。</li> </ul>
遮蔽対策	<ul style="list-style-type: none"> <li>減容した伐採木を覆土する。</li> </ul>
保管管理	<ul style="list-style-type: none"> <li>保管槽の周辺の空間線量率、空気中放射性物質濃度を定期的に測定し、線量率測定結果を表示する。</li> <li>外観確認により、遮水シートに破損や覆土の異常な沈下がないことを確認する。</li> <li>保管槽の保管量を確認する。</li> <li>一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い、関係者以外の立ち入りを制限する。</li> <li>温度測定により保管槽内の状態を監視する。</li> </ul>
異常時の措置	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮蔽機能の低下など保管槽に異常が認められた場合には、異常の程度に応じて、保管槽の修復を行う。</li> <li>保管槽内において異常な温度上昇が認められた場合には、冷却等の措置を行う。</li> </ul>

※1：遮水シートは、瓦礫類の覆土式一時保管施設と同等の品質である。

放射性固体廃棄物等の管理施設設置工程

設備	平成25年												平成26年												平成27年					
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4					
覆土式一時保管施設				3槽目、4槽目設置																										
伐採木一時保管槽																														

## 放射性固体廃棄物等の管理施設に係る確認項目

放射性固体廃棄物等の管理施設の工事に係る主要な確認項目を表－1、表－2に示す。

表－1 覆土式一時保管施設の工事に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
遮へい機能	寸法確認	実施計画に記載されている覆土の厚さを確認する。	覆土厚さ 1m 以上であること。
遮水機能	材料確認	実施計画に記載されている遮水シートの材料を確認する。	実施計画のとおりであること。
	施工確認	実施計画に記載されている遮水シートの施工状態を確認する。	実施計画のとおりであること。
保管容量	寸法確認	実施計画に記載されている保管容量であることを確認する。	約4,000m <sup>3</sup> /箇所であること。
性能	外観確認	実施計画に記載されている覆土の状態など施設に異常がないことを確認する。	覆土表面に亀裂や陥没がなく平滑であること。

表－2 伐採木一時保管槽の工事に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
遮へい機能	寸法確認	実施計画に記載されている覆土の厚さを確認する。	覆土厚さ 0.5m または 0.7m 以上であること。
防火対策	材料確認	実施計画に記載されている遮水シートを確認する。	実施計画のとおりであること。
	施工確認	実施計画に記載されている遮水シートの施工状態を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載されている保管槽の面積と高さ、離隔距離を確認する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1 槽あたり、200m<sup>2</sup>以内</li> <li>・ 高さ約3m</li> <li>・ 槽間の離隔距離2m以上</li> </ul>
	外観確認	実施計画に記載されている防火対策設備（ガス抜き管、温度計）が設置されていることを確認する。	ガス抜き管、温度計が設置されていること。
保管容量	寸法確認	実施計画に記載されている保管容量であることを確認する。	1 槽あたり、約600m <sup>3</sup> 以内であること。
性能	外観確認	実施計画に記載されている遮水シートに破損や覆土の異常な沈下がないことを確認する。	遮水シートに破損がなく、覆土表面に亀裂や陥没がなく平滑であること。

## 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

### 2.11.1 基本設計

#### 2.11.1.1 設置の目的

使用済燃料プールからの燃料取り出しは、燃料取り出し用カバー（又はコンテナ）の設置による作業環境の整備、燃料等を取り扱う燃料取扱設備の設置を行い、燃料を使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックから取り出し原子炉建屋から搬出することを目的とする。

使用済燃料プールからの燃料取り出し設備は、燃料取扱設備、構内用輸送容器、燃料取り出し用カバーで構成される。燃料取扱設備は、燃料取扱機、クレーンで構成され、燃料取り出し用カバーにより支持される。なお、燃料の原子炉建屋外への搬出には、構内用輸送容器を使用する。

#### 2.11.1.2 要求される機能

##### (1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、二重のワイヤなどにより落下防止を図る他、駆動源喪失時にも燃料集合体を落下させない設計とする。

また、遮へい、臨界防止を考慮した設計とする。

##### (2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、除熱、密封、遮へい、臨界防止を考慮した設計とする。また、破損燃料集合体を収納して輸送する容器については、燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

##### (3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、燃料取扱設備の支持、作業環境の整備及び放射性物質の飛散・拡散防止ができる設計とする。

#### 2.11.1.3 設計方針

##### (1) 燃料取扱設備

###### a. 落下防止

(a) 使用済燃料貯蔵ラック上には、重量物を吊ったクレーンを通過できないようにインターロックを設け、貯蔵燃料への重量物の落下を防止できる設計とする。

(b) 燃料取扱機の燃料把握機は、二重のワイヤや種々のインターロックを設け、また、クレーンの主要要素は、二重化を施すことなどにより、燃料移送操作中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

###### b. 遮へい

燃料取扱設備は、使用済燃料プールから構内用輸送容器への燃料集合体の収容操作を、燃料の遮へいに必要な水深を確保した状態で、水中で行うことができる設計と

するか、放射線防護のための適切な遮へいを設けて行う設計とする。

c. 臨界防止

燃料取扱設備は、燃料集合体を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、燃料の臨界を防止する設計とする。

d. 放射線モニタリング

燃料取扱エリアの放射線モニタリングのため、放射線モニタを設け放射線レベルを測定し、これを免震重要棟集中監視室に表示すると共に、過度の放射線レベルを検出した場合には警報を発し、放射線業務従事者に伝える設計とする。

e. 単一故障

(a) 燃料取扱機の燃料把握機は、二重のワイヤや燃料集合体を確実につかんでいない場合には吊上げができない等のインターロックを設け、圧縮空気等の駆動源が喪失した場合にも、フックから燃料集合体が外れない設計とする。

(b) 燃料取扱機の安全運転に係わるインターロックは電源喪失、ケーブル断線で安全側になる設計とする。

(c) クレーンの主要要素は、二重化を施すことなどにより、移送操作中の構内用輸送容器等の落下を防止できる設計とする。

f. 試験検査

燃料取扱設備のうち安全機能を有する機器は、適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

また、破損燃料を取り扱う場合、燃料取扱設備は、破損形態に応じた適切な取扱手法により、移送中の放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(2) 構内用輸送容器

a. 除熱

使用済燃料の健全性及び構内用輸送容器構成部材の健全性が維持できるように、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。

b. 密封

周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

c. 遮へい

内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため、使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。

d. 臨界防止

想定されるいかなる場合にも、燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

また、破損燃料集合体を収納して輸送する容器は燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

a. 燃料取り出し作業環境の整備

燃料取り出し用カバーは、燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう、風雨を遮る設計とする。

また、必要に応じ燃料取り出し用カバー内にローカル空調機を設置し、カバー内の作業環境の改善を図るものとする。

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

燃料取り出し用カバーは、隙間を低減するとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することにより、カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる設計とする。

2.11.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、動力源がなくなった場合においても吊り荷を保持し続けること。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、除熱、密封、遮へい、臨界防止の安全機能が維持されていること。

2.11.1.5 主要な機器

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、燃料取扱機、クレーンで構成する。

a. 燃料取扱機

燃料取扱機は、使用済燃料プール及びキャスクピット上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。

b. クレーン

クレーンは、オペレーティングフロア上部を水平に移動するガーダ及びその上を移動するトロリで構成する。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、容器本体、蓋、バスケット等で構成する。

(3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、使用済燃料プールを覆う構造としており、必要により、燃料取扱機支持用架構及びクレーン支持用架構を有する。

また、燃料取り出し用カバーは換気設備及びフィルタユニットを有する。

なお、換気設備の運転状態やフィルタユニット出入口で監視する放射性物質濃度等の



監視状態は現場制御盤及び免震重要棟集中監視室に表示され、異常時は警報を発するなどの管理を行う。

#### 2.11.1.6 自然災害対策等

##### (1) 津波

燃料取扱設備は、原子炉建屋オペレーティングフロア上（地上からの高さ約30m）に設置されていることから、津波により燃料取り出し設備に影響を与えることはない。

##### (2) 火災

火災の発生が考えられる箇所について、火災の早期検知に努めるとともに、消火器を設置することで初期消火を可能にし、火災により安全性を損なうことのないようにする。

#### 2.11.1.7 運用

##### (1) 燃料集合体の健全性確認

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について、移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。

##### (2) 破損燃料の取り扱い

燃料集合体の機械的健全性確認において、破損が確認された燃料集合体を移送する場合には、破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により、放射性物質の飛散・拡散を防止する。

#### 2.11.1.8 構造強度及び耐震性

##### (1) 構造強度

###### a. 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準による。

燃料取扱設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

###### b. 構内用輸送容器

構内用輸送容器は取扱中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しない設計とする。

構内用輸送容器は、設計、材料の選定、製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。

###### c. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準を原則とするが、特殊な環境下での設置となるため、必要に応じ解析や試験等を用いた評価により確認する。

燃料取り出し用カバーは、燃料取扱設備を支持するために必要な構造強度を有する設計とする。

## (2) 耐震性

### a. 燃料取扱設備

#### (a) 燃料取扱機

燃料取扱機は、使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮することとし、検討用地震動として基準地震動  $S_s$  により使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

#### (b) クレーン

クレーンは、使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮する。クレーンは、「JEAG4601・補-1984 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編」に基づき、通常時は使用済燃料プール上にはなく、基準地震動  $S_s$  が発生して使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックを損傷させる可能性は少ないため、検討用地震動として弾性設計用地震動  $S_d$  により使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

### b. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、その損傷による原子炉建屋、使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮することとし、基準地震動  $S_s$  により確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが、必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

## 2.11.2 基本仕様

### 2.11.2.1 主要仕様

#### (1) 燃料取扱設備

(第4号機を除く)

##### a. 燃料取扱機

個数 1 式

##### b. クレーン

個数 1 式

(第4号機)

##### a. 燃料取扱機

型式 燃料把握機付移床式

基数 1 基

定格荷重 燃料把握機 : 450kg

補助ホイスト : 450kg

##### b. クレーン

型式 天井走行式

基数 1 基

定格荷重 主巻 : 100t

補巻 : 5t

ホイスト : 10t

#### (2) 構内用輸送容器

(第4号機を除く)

個数 1 式

(第4号機)

型式 NFT-22B 型

収納体数 22 体

個数 2 基

#### (3) 燃料取り出し用カバー (換気設備含む)

(第3号機及び第4号機を除く)

個数 1 式

(第4号機)

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 69m (南北) × 約 31m (東西) × 約 53m (地上高) (作業環境整備区画) 約 55m (南北) × 約 31m (東西) × 約 23m (オペレーティングフロア上部高さ)
個数	1 個

b. 送風機 (給気フィルタユニット)

種類	遠心式
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
台数	3 台

c. プレフィルタ (給気フィルタユニット)

種類	中性能フィルタ (袋型)
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
台数	3 台

d. 高性能粒子フィルタ (給気フィルタユニット)

種類	高性能粒子フィルタ
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
効率	97% (粒径 0.3 μm) 以上
台数	3 台

e. 排風機 (排気フィルタユニット)

種類	遠心式
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
台数	3 台

f. プレフィルタ (排気フィルタユニット)

種類	中性能フィルタ (袋型)
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
台数	3 台

g. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
効率	97%（粒径 0.3 μm）以上
台数	3 台

h. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 <sup>-0</sup> ～10 <sup>4</sup> s <sup>-1</sup>
台数	排気フィルタユニット入口 1 台 排気フィルタユニット出口 2 台

i. ダクト

(a) カバー内ダクト

種類	長方形はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板（SGCC 又は SGHC）／SS400

(b) 屋外ダクト

種類	長方形はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板（SGCC 又は SGHC，ガルバニウム付着）／SS400

(c) 柱架構ダクト

種類	柱架構
材質	鋼材

(第 3 号機)

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高） （作業環境整備区画） 約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 24m（オペレーティングフロア上部高さ）
個数	1 個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m <sup>3</sup> /h
台数	2台

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m <sup>3</sup> /h
台数	4台

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	10,000m <sup>3</sup> /h
効率	97%（粒径 0.3 μm）以上
台数	4台

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 <sup>-1</sup> ～10 <sup>5</sup> s <sup>-1</sup>
台数	排気フィルタユニット入口 1台 排気フィルタユニット出口 2台

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

### 2.11.3 添付資料

#### 添付資料－1 燃料取扱設備の設計等に関する説明書

添付資料－1－1 燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書<sup>※2</sup>

添付資料－1－2 放射線モニタリングに関する説明書<sup>※2</sup>

添付資料－1－3 燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書<sup>※1</sup>

#### 添付資料－2 構内用輸送容器の設計等に関する説明書

添付資料－2－1 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書<sup>※2</sup>

添付資料－2－2 破損燃料用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書<sup>※1</sup>

添付資料－2－3 構内輸送時の措置に関する説明書<sup>※2</sup>

#### 添付資料－3 燃料取り出し用カバーの設計等に関する説明書

添付資料－3－1 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書<sup>※3</sup>

添付資料－3－2 がれき撤去等の手順に関する説明書

添付資料－3－3 移送操作中の燃料集合体の落下<sup>※3</sup>

#### 添付資料－4 構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－4－1 燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書<sup>※2</sup>

添付資料－4－2 燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書<sup>※3</sup>

添付資料－4－3 燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書<sup>※3</sup>

#### 添付資料－5 使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表<sup>※3</sup>

#### 添付資料－6 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバーに関する説明書

※1，※2（第4号機を除く）及び※3（第3号機及び第4号機を除く）の説明書については，現地工事開始前までに報告を行い，確認を受けることとする。

## 燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書

## 1. 4号機燃料取り扱いに関する概要

## 1.1 概要

燃料取扱設備は，燃料取扱機及びクレーンで構成し，新燃料及び使用済燃料を使用済燃料貯蔵プールから取り出し，燃料取り出し用カバーから搬出するまでの取り扱いを行うものである。

なお，燃料の搬出には構内用輸送容器を使用する。

また，燃料取扱機は燃料集合体を1体ずつ取り扱う構造とすることにより，燃料の臨界を防止できる設計とし，燃料集合体の構内用輸送容器への収容操作が使用済燃料の遮へいに必要な水深を確保した状態で，水中で行うことができる設計とする。

さらに，燃料取扱設備は地震荷重等の適切な組み合わせを考慮しても強度上耐え得る設計とするとともに，燃料取扱機は二重のワイヤロープや種々のインターロック等を設け，クレーンの主要要素は種々の二重化を行うこと等により，移送操作中の燃料集合体の落下を防止する設計とする。

また，燃料取扱設備はその機能の健全性を確認するため，定期的に試験及び検査を行う。

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンの概要を以下に示す。

## (1) 4号機 燃料取扱機

燃料取扱機は使用済燃料貯蔵プール，キャスクピット上を走行し，ブリッジ，トロリ，燃料把握機，補助ホイストで構成されている。

トロリには運転台及び1体の燃料集合体をつかむ燃料把握機があり，燃料集合体を使用済燃料貯蔵プール内の適当な位置に移送することができる。

燃料把握機のフックは空気作動式であり，燃料集合体をつかんだ状態で空気源が喪失しても，フックが開としないようにする機械的機構を有しているため，燃料集合体を確実に保持できる。また，燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造である。さらに燃料取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するため，燃料把握機にインターロックを設ける。

本装置は走行，横行，昇降を安全かつ確実にを行うため，各装置にインターロックを設ける。

また，地震時にも転倒することがない構造であり，走行部はレールを抱え込む構造である。

なお，燃料取扱機は崩壊熱により燃料が溶融しないよう，使用済燃料を使用済燃料貯蔵プール水中で取り扱う設計とする。



(2) 4号機 クレーン

クレーンは、燃料取り出し用カバー内及びオペレーションフロア上で構内用輸送容器の移送を行うものである。

本クレーンは、地震時にも落下することがない構造であり、構内用輸送容器の移送中において駆動源が喪失しても確実に保持できる。

また重量物を移送する主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造である。

フックは玉掛け用ワイヤロープ等が当該フックから外れることを防止するための装置を設ける。

さらに、重量物を吊った状態で使用済燃料貯蔵ラック上を通過できないようインターロックを設ける。

1.2. 4号機 燃料落下防止対策

燃料取り扱いに使用する燃料取扱機及びクレーンは、以下に示す落下防止対策により燃料集合体を安全かつ確実に取り扱うことができる設計とする。

燃料集合体の落下防止対策を表1に示す。

表1 燃料集合体の落下防止対策

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し上げ機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

上記の落下防止対策の概要を次紙以降に示す

### 1.3. 4号機 燃料取扱設備の未臨界性

燃料取扱機は、燃料集合体を1体ずつ取り扱う構造とすることにより、未臨界性は確保される。

また、クレーンは未臨界性について評価されている構内用輸送容器に燃料集合体を収納して取り扱う。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し上げ機で保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

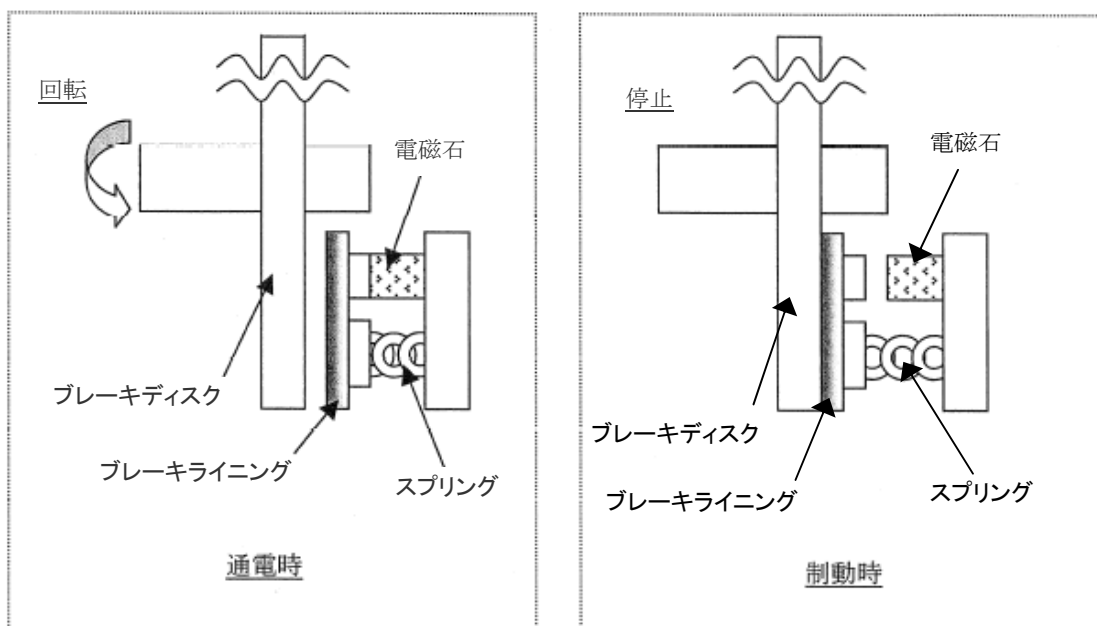
電磁ブレーキは、電源断時にバネによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○電磁ブレーキ（電磁ディスクブレーキ）の動作原理

電磁ディスクブレーキは、スプリング力によってブレーキライニングをブレーキディスクに押しつけて電動機の回転を制動している。電動機に通電すると、電磁コイルに電流が流れ、電磁石がスプリングの力に逆らってブレーキを解放する。

電動機を停止させると、再びスプリング力によってブレーキライニングがブレーキディスクを押しつけて制動する。電磁ディスクブレーキは、ホイストの巻上装置等に使用されている。

以下に通電（回転）時と、制動時の模式図を示す。



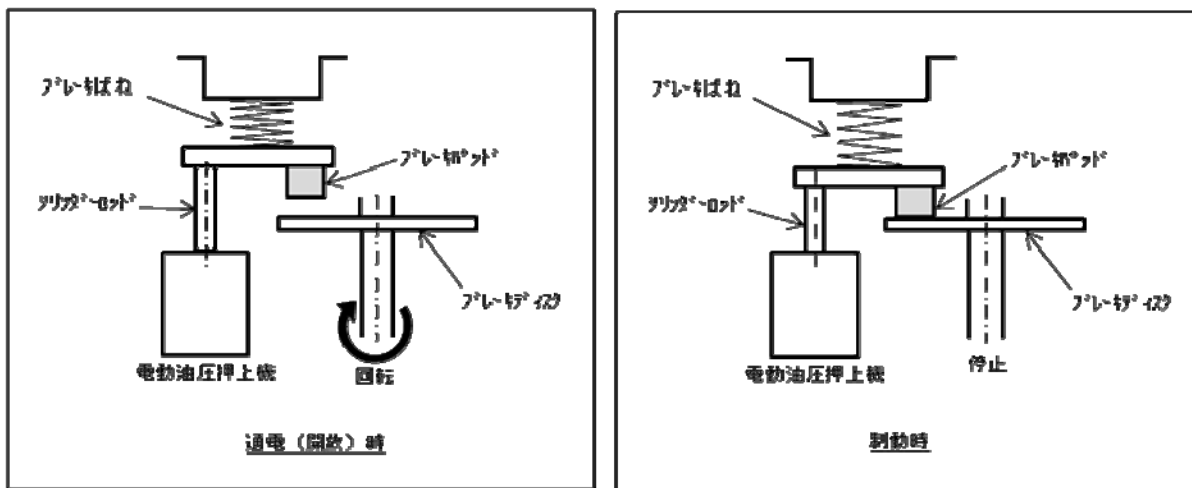
電動油圧押し上げ機ブレーキは、電源断時にブレーキばねによりブレーキがかかり保持できる機構を持っている。

○電動油圧押し上げ機ブレーキ（電動油圧押し上げ機ディスクブレーキ）の動作原理

電動油圧押し上げ機ブレーキは、ブレーキばねの力によってブレーキパッドをブレーキディスクに押しつけて電動機の回転を制動している。巻上モータに通電すると、同時に電動油圧押し上げ機にも通電され、内蔵モータにより油圧が発生し、シリンダーロッドを押し上げ、ブレーキばねを縮めることによりブレーキを開放する。

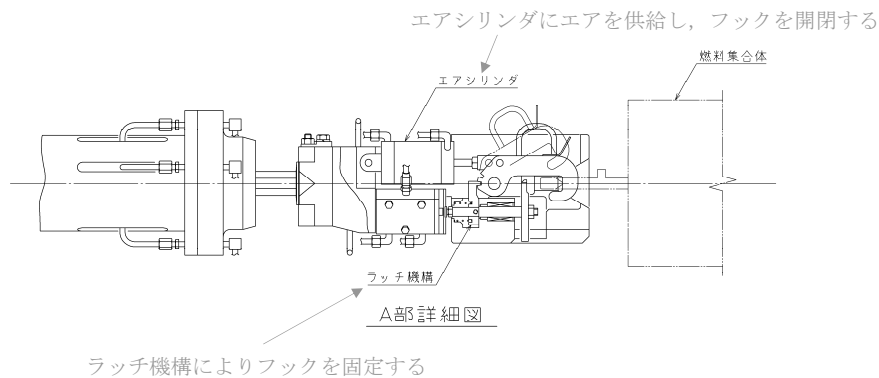
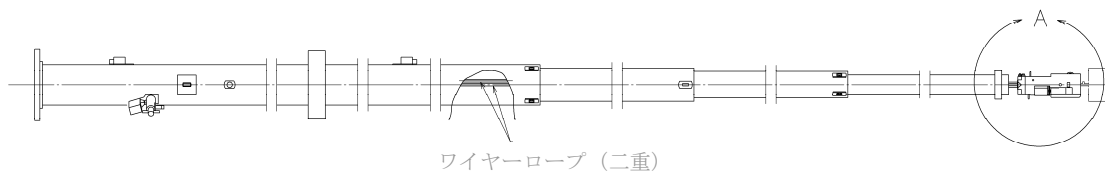
巻上モータを停止させると、電動油圧押し上げ機も停止するため、再びブレーキばねの力によってブレーキパッドがブレーキディスクを押しつけて制動する。

以下に通電(開放)時と、制動時の模式図を示す。



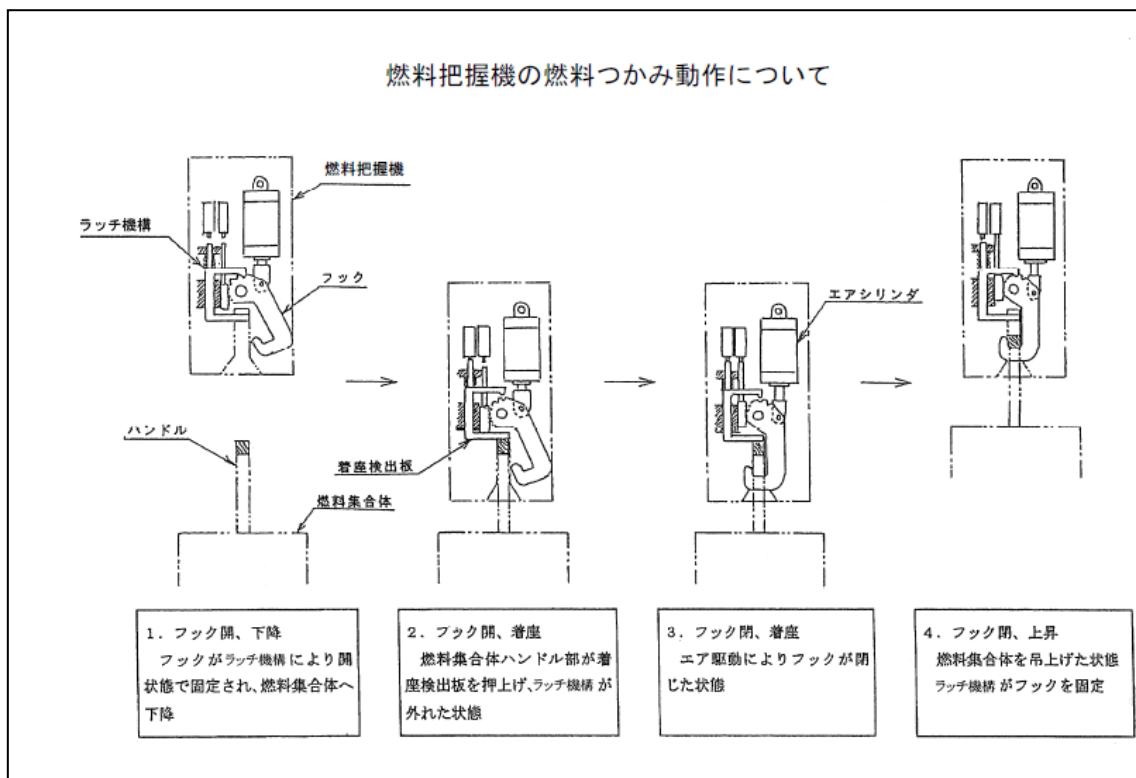
機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 <b>(2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造</b> (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

燃料把握機は、フックの駆動に用いる空気源が喪失しても、ラッチ機構によりフックが開かないような設計としている。



機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 <b>(3) 燃料把握機の機械的インターロック</b> (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し上げ機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) フックは外れ止め装置を有する構造

燃料集合体を吊った状態においては、燃料把握機はラッチ機構により固定されフックを開くことができない。また、燃料把握時には燃料集合体ハンドル部が着座検出板を押し上げるとラッチ機構が外れる機械的インターロックを備えている。

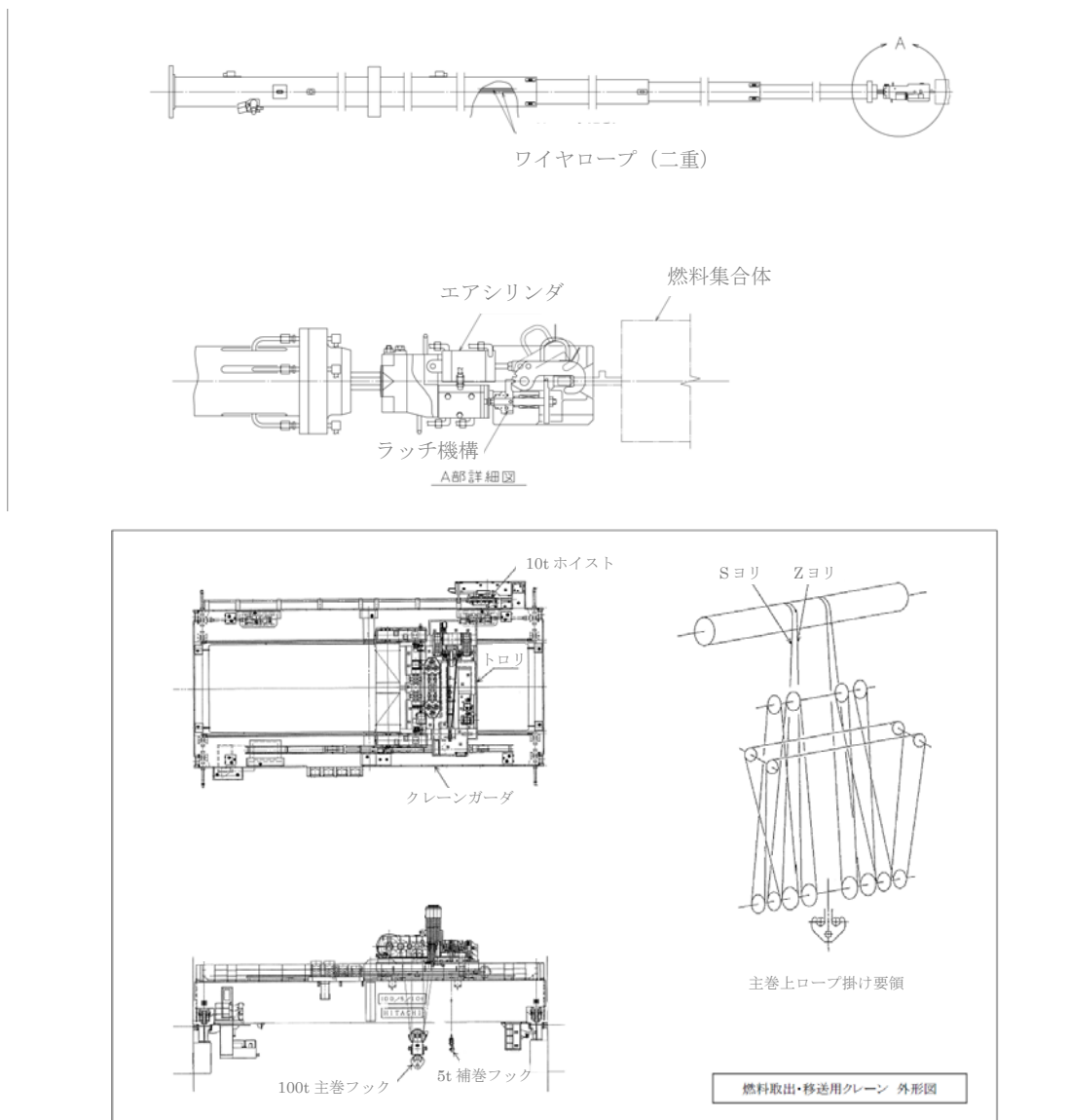


機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造</li> <li>(2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造</li> <li>(3) 燃料把握機の機械的インターロック</li> <li style="border: 2px solid black;">(4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック</li> <li>(5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造</li> </ul>
クレーン	<ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押上機ブレーキで保持する構造</li> <li>(2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造</li> <li>(3) フックは外れ止め装置を有する構造</li> </ul>

燃料把握機のワイヤロープに必要以上の張力が加わらないように、必要以上の荷重を検出した場合に、燃料把握機を上昇することができないインターロックを備えている。

機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック <b>(5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造</b>
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し機ブレーキで保持する構造 <b>(2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造</b> (3) フックは外れ止め装置を有する構造

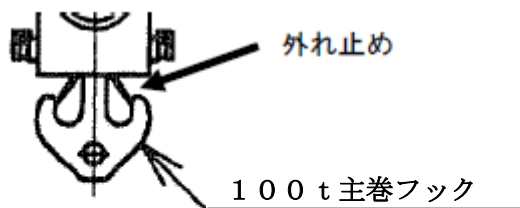
燃料把握機及びクレーンの主巻フックは、ワイヤロープを二重化し、万一ワイヤロープが1本切断したとしても落下を防止できる設計としている。





機器名称	落下防止対策
燃料取扱機	(1) ホイストは電源断時に電磁ブレーキで保持する構造 (2) 燃料把握機は空気源喪失時にフックが開かない構造 (3) 燃料把握機の機械的インターロック (4) 燃料把握機の過荷重時に上昇を阻止するインターロック (5) 燃料把握機は二重のワイヤロープで保持する構造
クレーン	(1) 巻上装置は電源断時に電動油圧押し上げ機ブレーキで保持する構造 (2) 主巻フックは二重のワイヤロープで保持する構造 (3) <b>フックは外れ止め装置を有する構造</b>

主巻フックは、両釣形フックとし、外れ止めを有する。



## 放射線モニタリングに関する説明書

## 1. 概要

本説明書は、放射線管理用計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

## 2. 4号機放射線モニタリング

## 2.1. 4号機放射線モニタリングの基本方針

燃料取扱時及び燃料取扱時の異常な過渡変化時並びに事故時において、エリア放射線モニタは使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を連続計測する目的で設置する。その計測結果を計装監視設備の現場盤に集約し、現場盤のデータはネットワーク回線経由で免震重要棟内PCに集約し、集中監視する。

なお、エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

エリア放射線モニタは、瞬停後に自動的に停電前の状態に復帰可能とするため、制御装置はモニタ専用の無停電電源装置を設置し、制御回路は電源復帰後に自動で再起動できる対策を行う。

## (1) 使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測する装置

本計測装置は、使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測して、その計測結果を現場盤にて指示及び記録するとともに、免震棟で指示値を確認できるものとする。また、放射線基準設定レベルを超えた時には免震棟及び現場設置箇所にて警報を発信する。

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取付箇所	個数
使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	半導体検出器	$10^{-3} \sim 10 \text{mSv/h}$	計測範囲内で可変	4号機 原子炉建屋 5FL (燃料取り出し用カバーオペフロ階)	2

## (2) 計測範囲の設定に関する考え方

測定下限値はバックグラウンドレベルが測定でき、測定上限値は設定すべき警報動作値を包含する範囲とする。

(3) 警報動作範囲の設定に関する考え方

警報動作値は、異常を検知する観点からバックグラウンドと有意な差を持たせると同時に、作業安全を考慮した適切な値とする。

2.2. 4号機エリア放射線モニタの構成

使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を現場盤にて指示及び記録するとともに、免震棟にて指示値を表示する。

また、演算装置にて警報設定値との比較を行い、線量当量率が警報設定値に達した場合には、免震棟内に警報音とともに一括警報及び個別警報表示を行う。

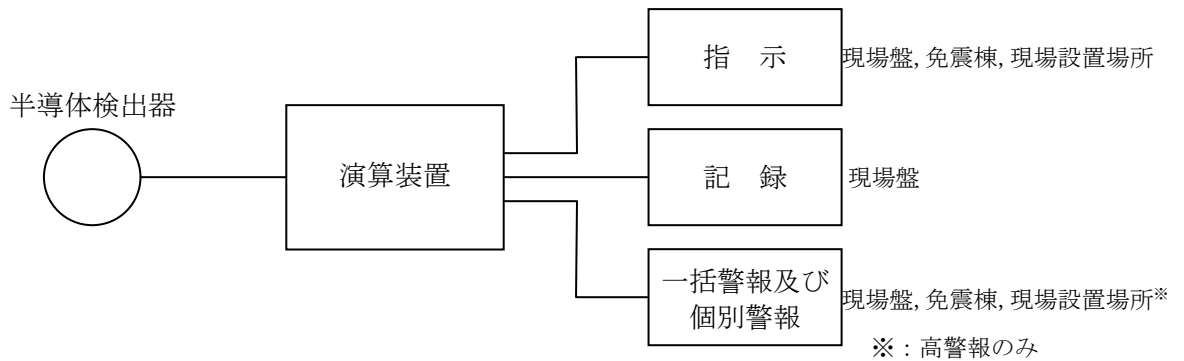


図1 4号機燃料取り出しエリアの放射線モニタ概略構成図

2.3. 4号機燃料取り出しエリアのエリア放射線モニタの配置

4号機使用済燃料キャスクの移動ルート（SFP 近傍／搬出入口近傍）の2箇所に設置する（図2参照）。

検出器のボトムが床から1500mmとなるよう壁または柱に設置する。

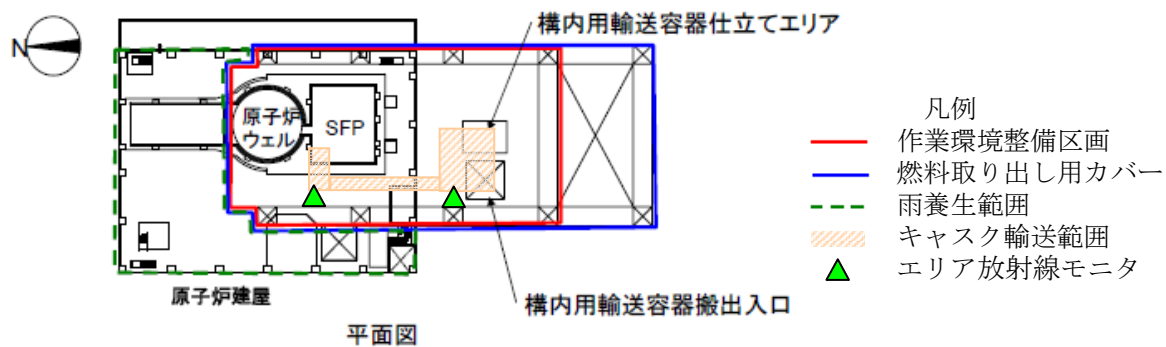


図2 4号機燃料取り出しエリアのエリア放射線モニタ配置図

構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（4号機）

1. 構内用輸送容器の概要

構内用輸送容器は、福島第一原子力発電所第4号機使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料及び新燃料（以下「燃料」という。）を共用プールへ構内輸送する際に使用する。

構内用輸送容器は、福島第一原子力発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され、これまで第3号機から第6号機の使用済燃料を共用プールへ構内輸送する際に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-22B型）である。

使用済燃料輸送容器（NFT-22B型）は、使用済燃料を再処理工場へ輸送するために設計された容器であり、容器の安全機能は核燃料輸送物設計承認書により確認されている。

1.1. 構内用輸送容器の構成

構内用輸送容器は、容器本体、蓋、バスケット及びトラニオンにより構成される。なお、構外輸送においては容器本体の前後に緩衝体を装着するが、構内輸送においては、作業時間を短縮して放射線業務従事者の放射線被ばくを可能な限り低減するために、緩衝体を装着しない運用とする。

構内輸送においては、従来と同様に輸送車両への構内用輸送容器の固縛、輸送車両の徐行等の措置を講じて、輸送車両からの構内用輸送容器の落下防止を図る。

## 1.2. 設備仕様

### 1.2.1. 構内用輸送容器の仕様

構内用輸送容器の仕様を表1-1に、鳥瞰図を図1-1に示す。

表 1-1 構内用輸送容器の仕様

項目	数 値 等
重量 (t) (燃料を含む)	約 91
全長 (m)	約 5.5
外径 (m)	約 2.1
収納体数 (体)	22 以下
基数 (基)	2

### 1.2.2. 燃料仕様

構内用輸送容器の収納可能な燃料の仕様を表 1-2 に示す。

表 1-2 構内用輸送容器 1 基に収納可能な燃料の仕様

項目	燃料仕様
燃料の種類	7×7 燃料 (燃焼度 31,500MWd/t 以下) 8×8 燃料 (燃焼度 38,000MWd/t 以下) 新型 8×8 燃料 (燃焼度 40,000MWd/t 以下) 新型 8×8 シルコウムラ付燃料 (燃焼度 40,000MWd/t 以下) 高燃焼度 8×8 燃料 (燃焼度 50,000MWd/t 以下) 9×9 燃料 (燃焼度 55,000MWd/t 以下)
収納体数	22 体以下
崩壊熱量	25kW 以下
放射能強度	$2.04 \times 10^{17}$ Bq 以下

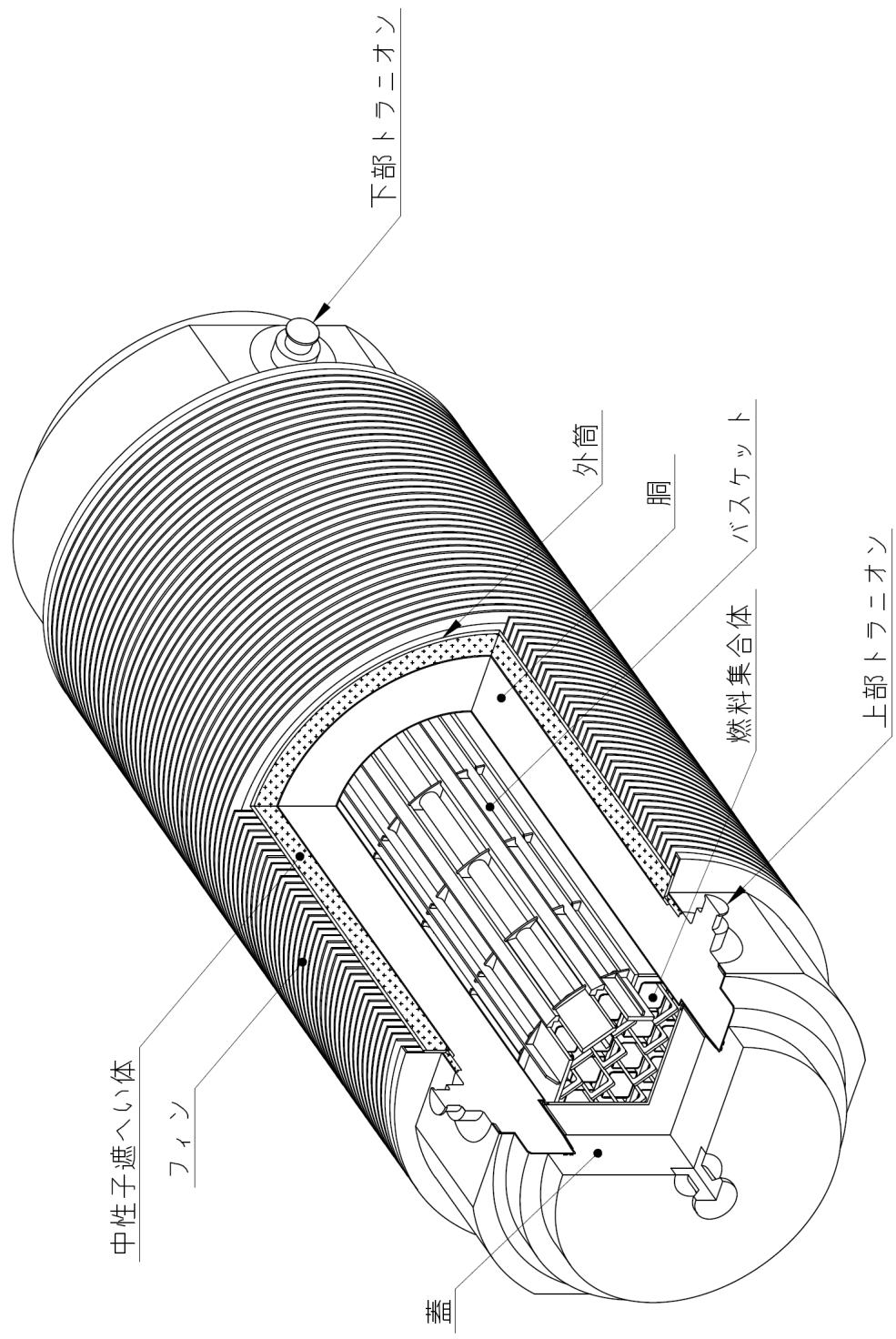


図1-1 構内用輸送容器全体図（鳥瞰図）

## 2. 評価の基本方針

### 2.1. 設計方針

#### 2.1.1. 基本的安全機能

構内用輸送容器は、これまで同発電所における使用済燃料の構内輸送に使用していた使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）であり、本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱、密封、遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに、本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

#### 2.1.2. 構内用輸送容器の安全機能について

使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）の安全機能は、以下の書類にて評価されている。既存評価は緩衝体を装着した状態を評価しているが、構内輸送では緩衝体を装着しない運用とすることから、既存評価を引用可能な項目は引用し、新規評価が必要な項目は新規評価を実施することとする。

- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）  
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
- ・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）  
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

なお、構内用輸送容器は同発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され、以下の書類において安全機能は評価されている。しかし、4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている 9×9 燃料の輸送については評価していないことから、既存評価として引用しない。

- ・福島第一原子力発電所 第 1 号機使用済燃料輸送容器（第 1～第 6 号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成 19 年 2 月 21 日申請，東京電力株式会社）

### 2.2. 安全設計・評価方針

表 2-1 に評価すべき各安全機能に関する既存評価内容と構内用輸送容器での安全設計・評価の方針を示す。

なお、4 号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料については、平均燃焼度が既存評価に用いた平均燃焼度を僅かに上回るものがある。表 2-2 に第 4 号機の使用済燃料プールに貯蔵中の燃料の種類ごとの性状と既存評価に用いられた燃料仕様との比較を示す。これらの燃料は冷却期間が十分のため崩壊熱量及び放射能強度が既存評価を超えることはなく、既存評価に包絡されている。

また、構内用輸送容器に収納する燃料の健全性については、「添付資料－1－3 燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書」で説明する。



表2-1 構内用輸送容器安全評価の基本方針

項目	中期安全確保の考え方	評価対象	既存評価を引用	新評価実施	評価方針	備考
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管	○	—	収納する燃料の崩壊熱量が25kW以下となることをもって評価条件が既存評価と同等であると言えるため、既存評価を引用して評価を行う。	緩衝体がない状態では、緩衝体がある状態と比較して各部の温度は低くなる。
		構内用輸送容器	○	—		
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	構内用輸送容器	○	—	構造強度及び除熱機能の評価結果から、設計事象において、容器の密封部が健全性を維持することを確認する。	構造強度の評価にて密封部の構造健全性を説明する。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため、使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	構内用輸送容器	—	○	線源強度は既存評価に包絡されるが、緩衝体を装着しないため、緩衝体がない状態での遮へい評価を実施する。なお、線源強度は安全側に既存評価の値を用いる。	
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	構内用輸送容器	○	—	収納する燃料の初期濃縮度が4.19wt%以下となることをもって評価条件が既存評価と同等であると言え、既存評価においては容器配列、バスケット内の燃料配置等最も厳しい状態を想定し評価しており、構内輸送での条件と比較して、十分安全側であることから、既存評価を引用して評価を行う。	
構造強度	構内用輸送容器は取扱中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しない設計とする。 構内用輸送容器は、設計、材料の選定、製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。	構内用輸送容器	○	—	容器本体、蓋、バスケット及びトラニオンにおける設計事象の荷重条件が既存評価における荷重条件に包絡されることをもって評価条件が既存評価に包絡されることを確認した上で、既存評価を引用して評価を行う。	

表 2-2 貯蔵中の燃料仕様と既存評価の燃料仕様との比較

燃料の種類	項目	4号機貯蔵中の燃料の性状	既存評価の燃料仕様
9×9 燃料	最高燃焼度 (MWd/t)	50,600 <sup>*1</sup>	55,000
	平均燃焼度 (MWd/t)	49,700 <sup>*2</sup>	50,000
	初期濃縮度 (wt%)	約 3.8	4.19
	冷却期間 (日)	1,035 <sup>*3</sup>	820
	崩壊熱量 (kW)	19 <sup>*4</sup>	24
	放射能強度 (Bq)	$1.63 \times 10^{17}$ <sup>*4</sup>	$2.04 \times 10^{17}$
高燃焼度 8×8 燃料	最高燃焼度 (MWd/t)	45,400 <sup>*1</sup>	50,000
	平均燃焼度 (MWd/t)	45,200 <sup>*2</sup>	44,000
	初期濃縮度 (wt%)	約 3.6	3.67
	冷却期間 (日)	2,012 <sup>*3</sup>	780
	崩壊熱量 (kW)	10 <sup>*4</sup>	22
	放射能強度 (Bq)	$9.40 \times 10^{16}$ <sup>*4</sup>	$1.92 \times 10^{17}$
新型 8×8 ジルコニウムライ 燃料	最高燃焼度 (MWd/t)	34,000 <sup>*1</sup>	40,000
	平均燃焼度 (MWd/t)	32,300 <sup>*2</sup>	38,000
	初期濃縮度 (wt%)	約 3.0	3.3
	冷却期間 (日)	4,884 <sup>*3</sup>	690
	崩壊熱量 (kW)	4 <sup>*4</sup>	22
	放射能強度 (Bq)	$4.70 \times 10^{16}$ <sup>*4</sup>	$1.98 \times 10^{17}$
8×8 燃料	最高燃焼度 (MWd/t)	37,400 <sup>*1</sup>	38,000
	平均燃焼度 (MWd/t)	36,700 <sup>*5</sup>	36,000
	初期濃縮度 (wt%)	約 2.7	2.9
	冷却期間 (日)	9,890 <sup>*3</sup>	1,440
	崩壊熱量 (kW)	4 <sup>*6</sup>	11
	放射能強度 (Bq)	$3.76 \times 10^{16}$ <sup>*6</sup>	$1.08 \times 10^{17}$

\*1 最高燃焼度は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の最高値

\*2 平均燃焼度は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料のうち上位 22 体の平均値

\*3 冷却期間は 2013 年 9 月 30 日における 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の最短の冷却期間

\*4 崩壊熱量及び放射能強度は平均燃焼度及び冷却期間から ORIGEN2 コードにより求めた容器 1 基あたり (燃料 22 体あたり) の値

\*5 8×8 燃料は 4 体しか貯蔵されていないため、平均燃焼度は 4 体の平均値

\*6 8×8 燃料は 4 体しか貯蔵されていないため、崩壊熱量及び放射能強度は平均値の 22 倍の値

### 3. 安全評価

#### 3.1. 構造強度

##### (1) 基本的な考え方

構内用輸送容器の構造強度については、既存評価の結果を基に、構内用輸送容器の構造強度が想定すべき事象（設計事象）において設計基準に適合していることを確認する。

評価部位は、安全上重要な部位として容器本体、蓋、バスケット並びに支持機能を有するトラニオンとする。また、設計基準は、構外用輸送容器としての安全評価に用いられている基準を適用する。

##### (2) 設計事象の抽出

JSME S FA1-2007 金属キャスク構造規格の考え方に基づいて、構内用輸送容器の設計事象として以下を抽出した。

なお、設計事象の抽出にあたっては、図 3.1-1 に示すハンドリングフローに基づき、構内用輸送容器の取扱い及び共用プールまでの輸送において想定される起因事象に着目し、発生防止対策を考慮して事象の発生の可能性を検討した。設計事象の抽出結果を表 3.1-1 に示す。

なお、従来と同様の構内用輸送容器の取扱いが可能となるよう、4号機は燃料取り出し用カバー及びクレーンを設置し、共用プールは震災前の状態に復旧する計画である。

##### 1) 設計事象 I

容器本体及び蓋には、収納する燃料の発熱により内圧及び熱による応力が発生する。また、取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり、応力が発生する。

バスケットには、取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり、応力が発生する。

トラニオンには取扱い時の吊上げ等による応力、及び構内輸送時における固縛荷重による応力が発生する。

## 2) 設計事象Ⅱ

容器本体及び蓋には，輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモード No. 2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモード No. 6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取扱いモード No. 8）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモード No. 9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモード No. 2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモード No. 6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取扱いモード No. 8）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモード No. 9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

トラニオンには，輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモード No. 2）及び構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモード No. 6）の加速度における荷重がかかり，応力が発生する。

## 3) 設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

構内用輸送容器を取扱う設備及び運用においては，クレーンワイヤの二重化，始業前の機器の点検を実施することから，ハンドリングフローから抽出される事象のうち，構内用輸送容器の安全機能を著しく損なう事象であって，一般公衆の放射線被ばくの観点からみて重要と考えられる事象はない。

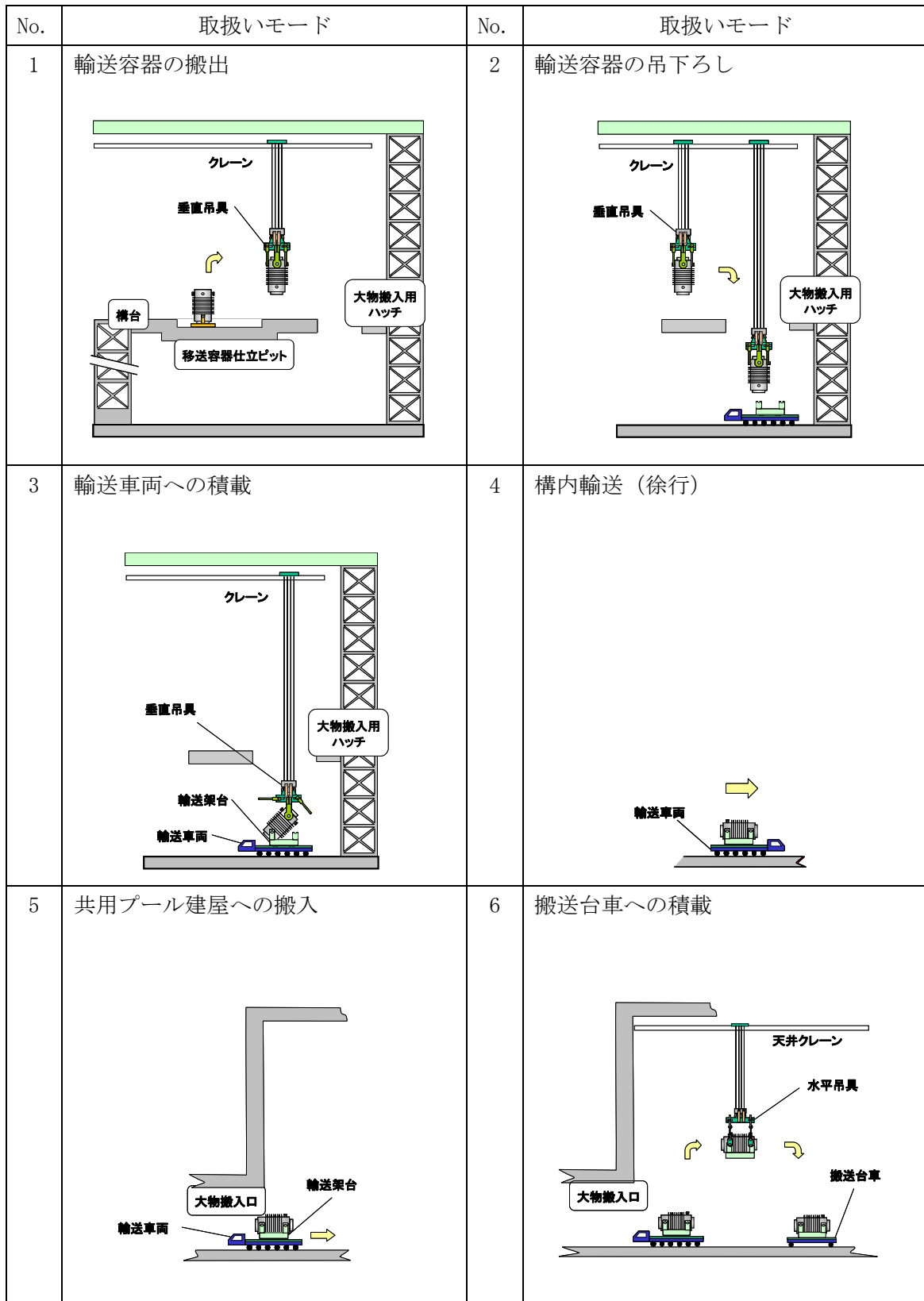


図 3.1-1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (1/2)

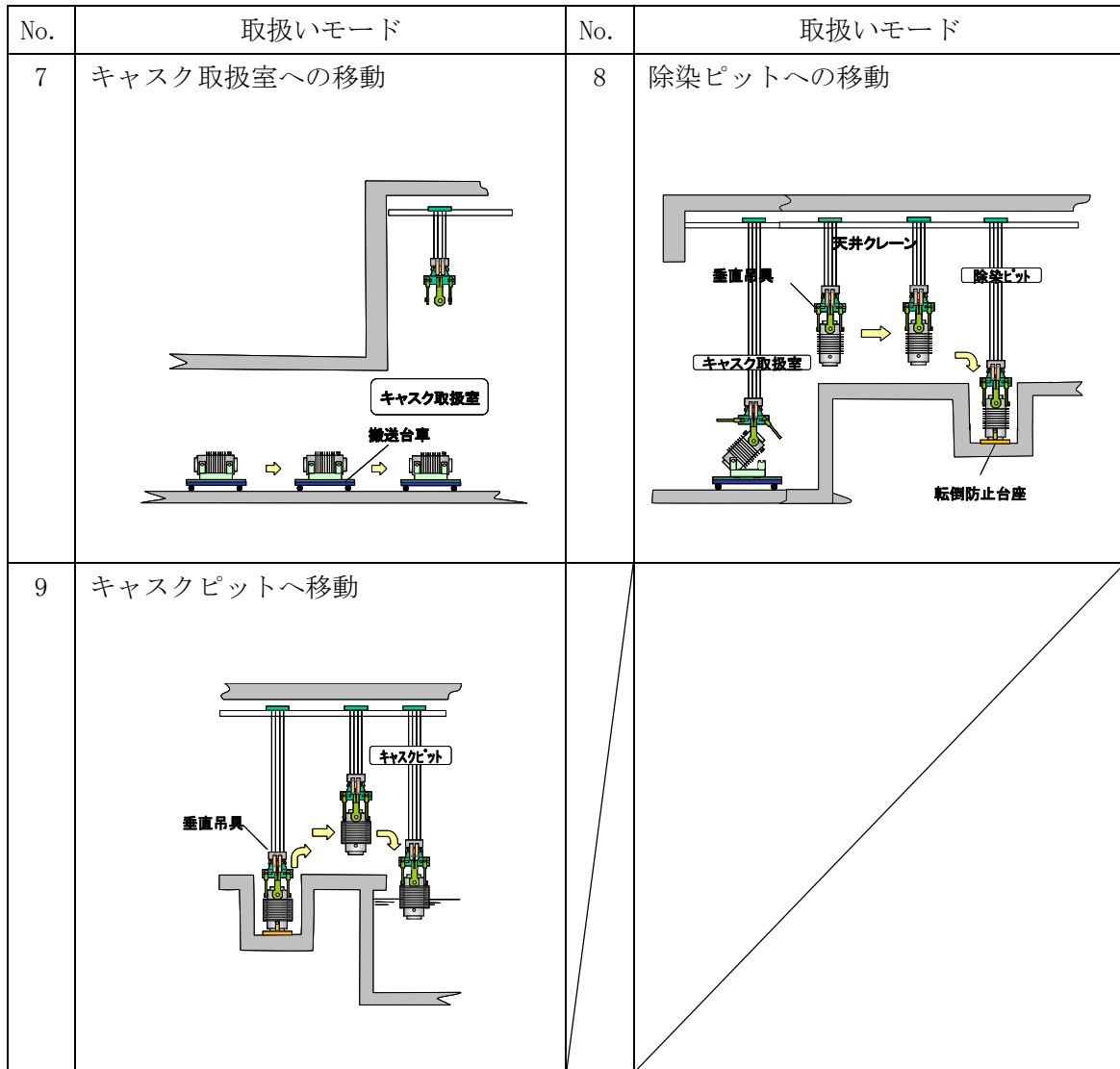


図 3.1-1 構内用輸送容器のハンドリングフロー (2/2)

表 3.1-1 設計事象の抽出

起回事象 (ハンドリングフローNo.)		原因	発生の可能性	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
構内用 輸送容器 の落下	輸送車両取扱い時の落下 (No. 4)	固定ボルトの取付け不良	構内用輸送容器は、輸送車両に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また、構内用輸送容器は輸送車両で徐行して輸送すること、輸送経路は輸送に関係する人及び車両以外の立入を制限することから、落下しない。	×		×
	搬送台車取扱い時の落下 (No. 7)	固定ボルトの取付け不良	構内用輸送容器は、搬送台車に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また、搬送台車はレール上を走行し、走行範囲インターロック及び障害物検知装置を有していることから他の構築物等に衝突はしないため、落下しない。	×		×
	クレーン取扱い時の落下 (No. 1, 2, 3, 6, 8, 9)	吊具の取付け不良	吊具の二重化、始業前の吊具点検、取付け後の外れ止めを施すため、構内用輸送容器は落下しない。	×		×
		ワイヤーロープの切断	ワイヤーロープの二重化、始業前のワイヤーロープ点検を行うため、構内用輸送容器は落下しない。	×		×
構内用 輸送容器 の衝突	クレーン移動時（走行、横行）の衝突 (No. 1, 2, 3, 6, 8, 9)	ブレーキの故障	移動前に移動経路に障害物がないことを確認し、構内用輸送容器と移動経路の芯あわせを行い、走行及び横行それぞれにインバータによる停止機能に加えてブレーキによる停止機能により二重化しているため、構内用輸送容器は他の構築物等へ衝突しない。	×		×
		操作員の誤操作	クレーンの横行走行範囲に制限機能を設ける。また、移動前に移動経路に障害物がないことの確認、構内用輸送容器と移動経路の芯あわせを行うため、構内用輸送容器は他の構築物等へ衝突しない。	×		×
	クレーン吊下げ時の衝突（垂直吊り） （異常着床） (No. 2, 8, 9)	ブレーキの故障	巻上げ装置ブレーキを二重化しているため、構内用輸送容器は輸送架台、転倒防止台座あるいはキャスクピットへ衝突（異常着床）しない。	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により、構内用輸送容器は巻下げ速度で輸送架台、転倒防止台座あるいはキャスクピットに異常着床する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/sで、構内用輸送容器が輸送架台、転倒防止台座あるいはキャスクピットに異常着床する場合を、設計事象として抽出。	○
	クレーン吊下げ時の衝突（水平吊り） （異常着床） (No. 6)	ブレーキの故障	巻上げ装置ブレーキを二重化しているため、構内用輸送容器は搬送台車へ衝突（異常着床）しない。	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により、輸送架台に積載された状態で構内用輸送容器は巻下げ速度で搬送台車に異常着床する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/sで、輸送架台に積載された状態で構内用輸送容器が搬送台車に異常着床する場合を、設計事象として抽出。	○

(3) 設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について、構内用輸送容器に発生する加速度を導出し、荷重条件が既存評価条件に包絡されることを確認する。

1) 設計事象の加速度の導出

事象発生時に構内用輸送容器が有する運動エネルギーを被衝突物（輸送架台，転倒防止台座，キャスクピット床面）の弾性により吸収するとして、発生する衝撃加速度を計算した。衝撃加速度の計算方法と結果を以下に示す。

①輸送架台への衝突（垂直姿勢：取扱いモード No. 2）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

垂直姿勢で、構内用輸送容器の下部トラニオンが輸送架台のトラニオン受けにクレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台後部支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして、（1）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

$$\alpha = 1 + \sqrt{1 + \frac{K \cdot V^2}{m \cdot g^2}} \quad (1)$$

ただし、 $\alpha$ ：衝撃加速度（G）

K：輸送架台後部支持脚の圧縮変形バネ定数（ $3.01 \times 10^{10}$ N/m）

V：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

m：構内用輸送容器の質量（ $9.1 \times 10^4$ kg）

g：重力加速度（ $9.8$ m/s<sup>2</sup>）

発生する衝撃加速度は2.78Gとなり、余裕をみて3.0Gを評価加速度とする。

②構内用輸送容器を載せた輸送架台の搬送台車への衝突（水平姿勢：取扱いモード No. 6）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

構内用輸送容器を載せた輸送架台を搬送台車に積載する際に、輸送架台が搬送台車に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

搬送台車を剛体として、構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして、（1）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし、K：輸送架台前後部支持脚の圧縮変形バネ定数（ $6.16 \times 10^{10}$ N/m）

V：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は3.32Gとなり、余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。



③転倒防止台座への衝突（垂直姿勢：取扱いモード No. 8）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

垂直姿勢で構内用輸送容器が転倒防止台座に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

床面を剛体として，構内用輸送容器の有する運動エネルギーを転倒防止台座のひずみエネルギーで吸収するとして，（1）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし， $K$ ：転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（ $8.81 \times 10^{11} \text{N/m}$ ）

$V$ ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は9.00Gとなり，余裕をみて10.0Gを評価加速度とする。

④キャスクピット床面への衝突（垂直姿勢：取扱いモード No. 9）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

垂直姿勢で構内用輸送容器がキャスクピット床面に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーをキャスクピット床面のひずみエネルギーで吸収するとして，（1）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし， $K$ ：キャスクピット床面のバネ定数（ $5.43 \times 10^{10} \text{N/m}$ ）

$V$ ：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は3.21Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

## 2) 評価結果

構内用輸送容器の設計事象における荷重条件と既存評価の荷重条件の比較を表 3.1-2～表 3.1-4 に示す。なお、構内用輸送容器の設計事象及び荷重条件については、抽出された事象のうち最大の荷重が作用する場合について示す。

表 3.1-2～表 3.1-4 に示すとおり、設計事象における「容器本体及び蓋」、「バスケット」及び「トラニオン」に作用する荷重条件は既存評価の荷重条件に包絡されており、評価条件は既存評価に包絡される。

表 3.1-2 荷重条件の比較（容器本体及び蓋）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
I	構内輸送時	—	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 構内輸送時荷重 上方向*1：2.0G 下方向*1：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 頭部 垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：52.4G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：55.5G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 水平落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.6G 熱荷重
	容器の吊上げ 吊下げ，移動	—	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 吊上げ荷重 下方向*2：3.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：55.5G 熱荷重
II	輸送架台の搬送台車への衝突 （取扱いモード No.6）	—	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 輸送架台の搬送台車への衝突時荷重 下方向*1：4.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 水平落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.6G 熱荷重
	転倒防止台座への衝突 （取扱いモード No.8）	輸送架台へのトラニオン衝突 （取扱いモード No.2） キャスクピットへの衝突 （取扱いモード No.9）	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 転倒防止台座への衝突時荷重 下方向*2：10.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部 垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：55.5G 熱荷重

\*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

\*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-3 荷重条件の比較 (バスケット)

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
I	構内輸送時	—	構内輸送時荷重 上方向*1 : 2.0G 下方向*1 : 3.0G (自重を考慮) 前後方向 : 2.0G 左右方向 : 1.0G	特別の試験条件 9m 頭部垂直落下	落下時荷重 : 89.3G
				特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重 : 95.5G
特別の試験条件 9m 水平落下				落下時荷重 : 98.8G	
	容器の吊上げ 吊下げ, 移動	—	吊上げ荷重 下方向*2 : 3.0G (自重を考慮)	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重 : 95.5G
II	輸送架台の 搬送台車への 衝突 (取扱いモード No. 6)	—	輸送架台の搬送台車 への衝突時荷重 下方向*1 : 4.0G (自重を考慮)	特別の試験条件 9m 水平落下	落下時荷重 : 98.8G
	転倒防止台座 への衝突 (取扱いモード No. 8)	輸送架台への トラニオン衝突 (取扱いモード No. 2) キャスクピットへの衝突 (取扱いモード No. 9)	転倒防止台座への 衝突時荷重 下方向*2 : 10.0G (自重を考慮)	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重 : 95.5G

\*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

\*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-4 荷重条件の比較 (トラニオン)

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
I	構内輸送時	—	構内輸送時荷重 上方向*1 : 2.0G 下方向*1 : 3.0G (自重を考慮) 前後方向 : 2.0G 左右方向 : 1.0G	通常の輸送条件 (固縛装置)	構内輸送時荷重 上方向*1 : 2.0G 下方向*1 : 3.0G (自重を考慮) 前後方向 : 2.0G 左右方向 : 1.0G
	容器の吊上げ 吊下げ, 移動	—	吊上げ荷重 下方向*2 : 3.0G (自重を考慮)	通常の輸送条件 (吊上装置)	吊上げ荷重 下方向*2 : 3.0G (自重を考慮)
II	輸送架台への トラニオン衝突 (取扱いモード No. 2)	輸送架台の搬送 台車への衝突 (取扱いモード No. 6) *3	輸送架台へのトラニオン 衝突時荷重 下方向*2 : 3.0G (自重を考慮)	通常の輸送条件 (吊上装置)	吊上げ荷重 下方向*2 : 3.0G (自重を考慮)

\*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

\*2 構内用輸送容器軸方向

\*3 輸送架台への衝突 (取扱いモード No. 2) は垂直姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は2本であるのに対して、輸送架台の搬送台車への衝突 (取扱いモード No. 6) では水平姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は4本である。このため、構内用輸送容器への荷重は取扱いモード No. 6 の方が大きいものの、トラニオンあたりに作用する荷重は取扱いモード No. 2 の方が大きくなる。以上から、設計事象としては取扱いモード No. 2 が抽出される。

(4) 設計基準

既存評価に用いられている設計基準を表 3.1-5 に示す。

表 3.1-5 設計基準

評価条件等	評価部位	設計基準	設計基準の考え方
一般の試験条件	容器本体（胴） 容器本体（底板） 蓋	<ul style="list-style-type: none"> <li>発生応力を分類し、各応力強さが以下の基準値以下であること。</li> <li><math>P_m \leq S_m</math></li> <li><math>PL \leq 1.5 S_m</math></li> <li><math>PL + P_b \leq 1.5 S_m</math></li> <li><math>PL + P_b + Q \leq 3 S_m</math></li> </ul> ここで、 $P_m$ ：一次一般膜応力強さ $PL$ ：一次局部膜応力強さ $P_b$ ：一次曲げ応力強さ $Q$ ：二次応力強さ $S_m$ ：設計・建設規格付録 材料図表 Part 5 表 1 に示される設計 応力強さ	旧通産省告示第 501号による
	蓋ボルト	<ul style="list-style-type: none"> <li>以下の基準値以下であること。</li> <li><math>\sigma_m \leq 2 S_m</math></li> <li><math>\sigma_m + \sigma_b \leq 3 S_m</math></li> </ul> ここで、 $\sigma_m$ ：平均引張応力 $\sigma_b$ ：曲げ応力 $S_m$ ：設計・建設規格付録 材料図表 Part 5 表 2 に示される設計応力強さ	
特別の試験条件	バスケット	<ul style="list-style-type: none"> <li>膜応力強さが降伏応力、（膜+曲げ） 応力強さが降伏応力の1.5倍以下であること。</li> </ul>	臨界評価上影響のある塑性変形が生じない
通常の輸送条件	トラニオン	<ul style="list-style-type: none"> <li>応力強さが降伏応力以下であること。</li> </ul> ここで、応力強さとは主応力の差の絶対値をいう。	旧科技厅 核燃料輸送物設計承認申請書記載要綱（第2版）による

(5) 評価条件及び評価方法

既存評価の評価条件及び評価方法の内容を以下に示す。

1) 容器本体（胴）、容器本体（底板）、蓋及び蓋ボルト

構内用輸送容器の容器本体及び蓋部の構造強度評価は、想定される圧力荷重、機械的荷重、熱荷重を基に、容器の実形状をモデル化し、構造解析コードABAQUS を用いて容器本体（胴）、容器本体（底板）、蓋及び蓋ボルトの応力評価を行う。

主な構造部材の応力評価箇所を図 3.1-2 に示す。荷重条件は表 3.1-2 に示したとおりである。

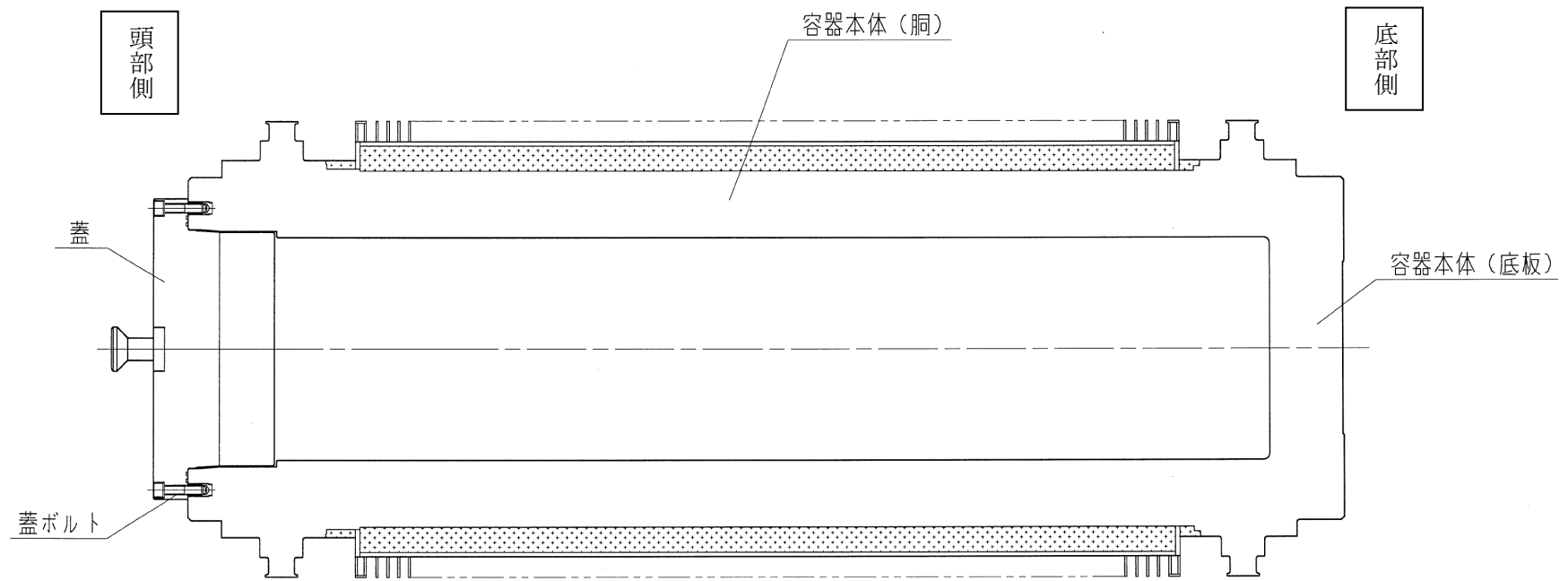


図 3.1-2 容器本体 (胴), 容器本体 (底板), 蓋及び蓋ボルトの応力評価箇所



## 2) バスケット

バスケットの構造強度評価は、想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。頭部垂直落下時及び底部垂直落下時には上下部のスペーサに慣性力による圧縮応力が生じる。また、水平落下時に、チャンネルの横板には、慣性力により曲げ応力が生じ、チャンネルの縦板には圧縮応力が生じる。これらの応力評価箇所を図 3.1-3 に示す。荷重条件は表 3.1-3 に示したとおりである。

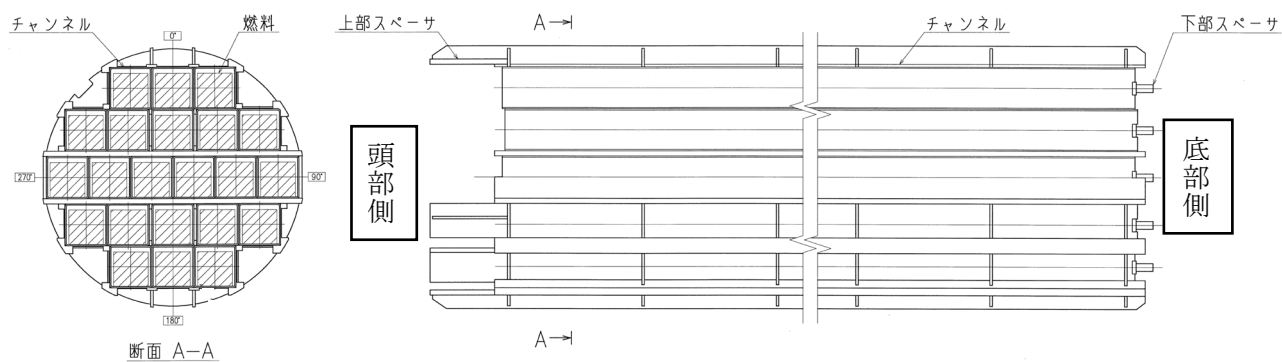


図 3.1-3 バスケットの応力評価箇所

### 3) トラニオン

トラニオンの構造強度評価は、吊上げ時及び固縛時に想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。吊上げ時及び固縛時のトラニオンへの荷重点を図 3.1-4 に示す。荷重条件は表 3.1-4 に示したとおりである。

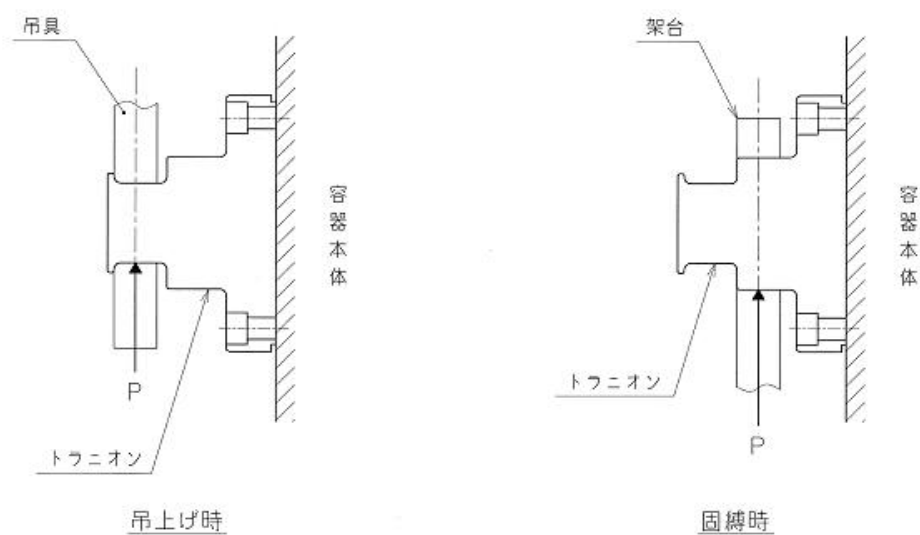


図3.1-4 トラニオンへの荷重点

(6) 評価結果

評価結果を表3.1-6～表3.1-8に示す。いずれも、解析基準値に対して十分に余裕がある。このため、構内用輸送容器の構造健全性は維持される。

表3.1-6 容器本体及び蓋の構造強度評価結果

部位	材料	事象	応力分類	解析基準 *1	解析基準値 (MPa) *2	解析結果 (MPa)
容器本体 (胴)	炭素鋼	頭部 垂直落下	一次応力(Pm)	Sm	124	15.7
			一次応力(PL)	1.5 Sm	185	25.9
			(一次+二次)応力	3 Sm	371	66.6
		底部 垂直落下	一次応力(Pm)	Sm	124	16.9
			一次応力(PL)	1.5 Sm	185	35.8
			(一次+二次)応力	3 Sm	371	39.3
水平落下	一次応力(Pm)	Sm	124	31.1		
	一次応力(PL)	1.5 Sm	185	89.5		
	(一次+二次)応力	3 Sm	371	133		
容器本体 (底板)	炭素鋼	頭部 垂直落下	一次応力(PL+Pb)	1.5 Sm	187	2.90
			(一次+二次)応力	3 Sm	373	11.8
		底部 垂直落下	一次応力(PL+Pb)	1.5 Sm	187	39.2
			(一次+二次)応力	3 Sm	373	43.6
		水平落下	一次応力(PL+Pb)	1.5 Sm	187	25.6
			(一次+二次)応力	3 Sm	373	66.0
蓋	ステンレス鋼	頭部 垂直落下	一次応力(PL+Pb)	1.5 Sm	206	67.4
			(一次+二次)応力	3 Sm	411	105
		底部 垂直落下	一次応力(PL+Pb)	1.5 Sm	206	2.56
			(一次+二次)応力	3 Sm	411	16.0
		水平落下	一次応力(PL+Pb)	1.5 Sm	206	21.4
			(一次+二次)応力	3 Sm	411	89.8
蓋ボルト	ニッケルクロムモリブデン鋼	頭部 垂直落下	平均引張応力	2 Sm	562	74.3
			平均引張応力+曲げ応力	3 Sm	844	126
		底部 垂直落下	平均引張応力	2 Sm	562	127
			平均引張応力+曲げ応力	3 Sm	844	214
		水平落下	平均引張応力	2 Sm	562	135
			平均引張応力+曲げ応力	3 Sm	844	357

\*1 旧通産省告示第501号による

\*2 設計・建設規格より引用

表 3.1-7 バスケットの構造強度評価結果

部位	材料	事象	応力分類	解析基準 *1	解析基準値 (MPa) *2	解析結果 (MPa)
バスケット 上部スペーサ	ステンレ ス鋼	頭部 垂直落下	膜応力	Sy	158 *2	127
バスケット 下部スペーサ	ステンレ ス鋼	底部 垂直落下	膜応力	Sy	158 *2	109
バスケット チャンネル	ボロン入 りステン レス鋼	水平落下	(膜+曲げ)応力	1.5 $\sigma_y$	356 *3	290
			膜応力	$\sigma_y$	237 *3	59.9

\*1 臨界評価上影響のある塑性変形が生じない

\*2 設計・建設規格より引用

\*3 既存評価の材料試験データ

表 3.1-8 トラニオンの構造強度評価結果

部位	材料	事象	応力分類	解析基準 *1	解析基準値 (MPa) *2	解析結果 (MPa)
トラニオン	析出硬 化型ス テンレ ス鋼	吊上げ	(膜+曲げ)応力	Sy	650	444
		固縛	(膜+曲げ)応力	Sy	650	175

\*1 旧科技庁 核燃料輸送物設計承認申請書記載要綱（第2版）による

\*2 設計・建設規格より引用

## 構造強度計算に用いるコード (ABAQUS) について

### (1) 概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt, Karlsson&Sorensen, Ins. (HKS 社) で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり、輸送容器の応力解析等に広く利用されている。

### (2) 機能

ABAQUS コードは、応力解析に際して以下の機能を有している。

- ① 定常，非定常の弾性，弾塑性のいずれの解も得ることができる。
- ② 材料特性として時間依存，歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。
- ③ モデルの形状は一次元～三次元，又は連続体についても取り扱うことができる。
- ④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。
- ⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また，これらの条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

### (3) 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3.1-5 に示す。

### (4) 使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

### (5) 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

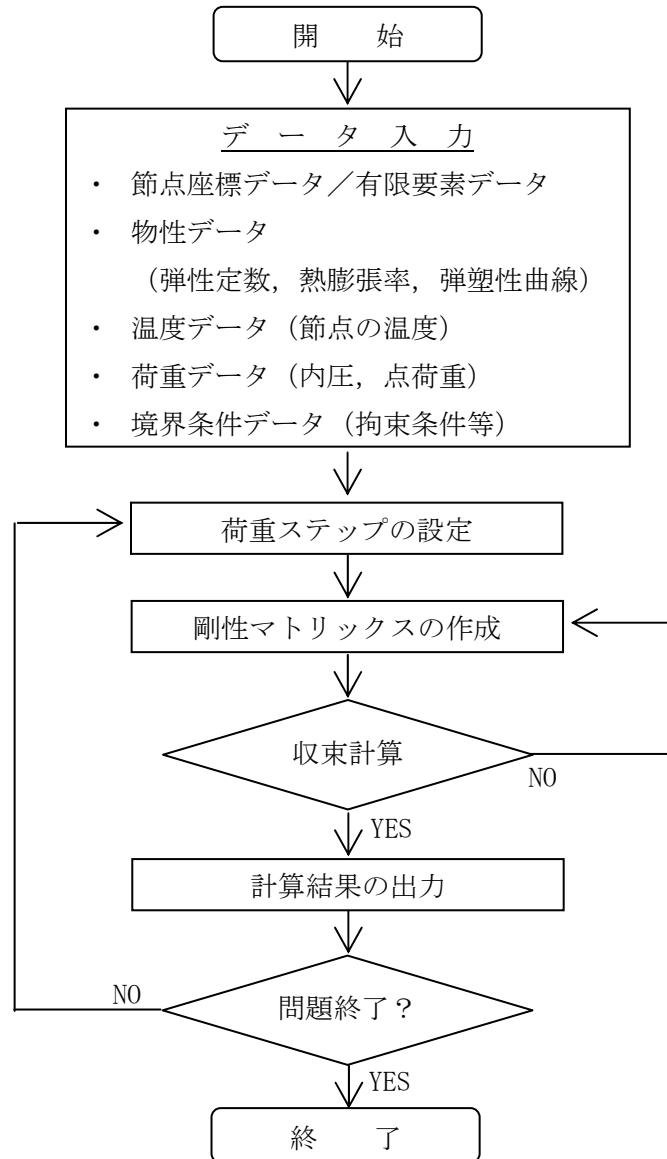


図 3. 1-5 ABAQUS コードの応力解析フロー図

### 3.2. 除熱機能

#### (1) 基本的な考え方

除熱設計にあたっては、燃料の健全性及び構内用輸送容器の安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう、以下のとおり設計する。

- a. 収納された使用済燃料より発生する崩壊熱は、胴内に充填した水及び空気の自然対流及び伝導により容器本体胴に伝える。
- b. 容器本体胴に伝えられた熱は主として中性子遮へい部のレジン中に設けた伝熱フィンにより外筒に伝える。
- c. 外筒に伝えられた熱は外筒及び外筒に設置したフィンにより大気に放散する。

除熱機能の評価においては、収納する使用済燃料の最大崩壊熱量を考慮し、環境条件には構外用輸送容器としての安全評価に用いられている条件を用い、自然冷却により冷却されるものとして各部の温度を求め、各部材料の制限温度を超えないことを評価する。

構内輸送では緩衝体を装着しない運用とするが、除熱設計において緩衝体は断熱の効果を有していることから、緩衝体を装着しない運用は除熱性能が向上し、容器本体の温度は既存評価における各部温度に比べて低くなる。また、表 2-2 に示したように、構内用輸送容器に収納する燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されており、既存評価に比べて使用済燃料の崩壊熱量は十分低いものとなっている。このため、評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

設計基準を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 設計基準

対象部位	材質	設計基準	設計基準温度 (°C)	備考
構内用 輸送容器	レジン	使用可能温度	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	使用可能温度	300	Oリング
	炭素鋼	構造強度が確保される制限温度	375	胴
	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	425	蓋
	ボロン入り ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	200	バスケット
燃料 被覆管	ジルカローイ-2	照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度 *1, *2	200	8×8 燃料
			300	新型 8×8 ジルコニウムライフ燃料, 高燃焼度 8×8 燃料, 9×9 燃料

\*1 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料長期健全性等確認試験に関する試験最終報告書)(06 基炉報-0006, 独立行政法人原子力安全基盤機構)

\*2 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書)(07 基炉報-0004, 独立行政法人原子力安全基盤機構)



(3) 燃料仕様

既存評価では最大崩壊熱量（25kW）で評価を実施しており，本構内輸送で収納を予定している燃料の崩壊熱量（最大 19kW）を包絡している。

(4) 評価条件

既存評価の内容を以下に示す。

構内用輸送容器の除熱評価は以下の 2 種類の解析モデルを用いて行う。

- a. 半径方向輪切り軸方向フィン半ピッチモデル

（以下「輪切り半ピッチモデル」という。）

- b. 軸方向二次元軸対称全体モデル

（以下「全体モデル」という。）

輪切り半ピッチモデル形状図を図 3.2-1 に，全体モデル形状図を図 3.2-2 に示す。

また，評価条件を表 3.2-2 に示す。

表 3.2-2 評価条件

項目		評価条件
収納体数	(体)	22
崩壊熱量	(kW)	25
周囲温度	(°C)	38
太陽熱放射 (W/m <sup>2</sup> )	垂直に輸送される表面及び水平 に輸送されない下向きの表面	200
	その他の表面（曲面）	400

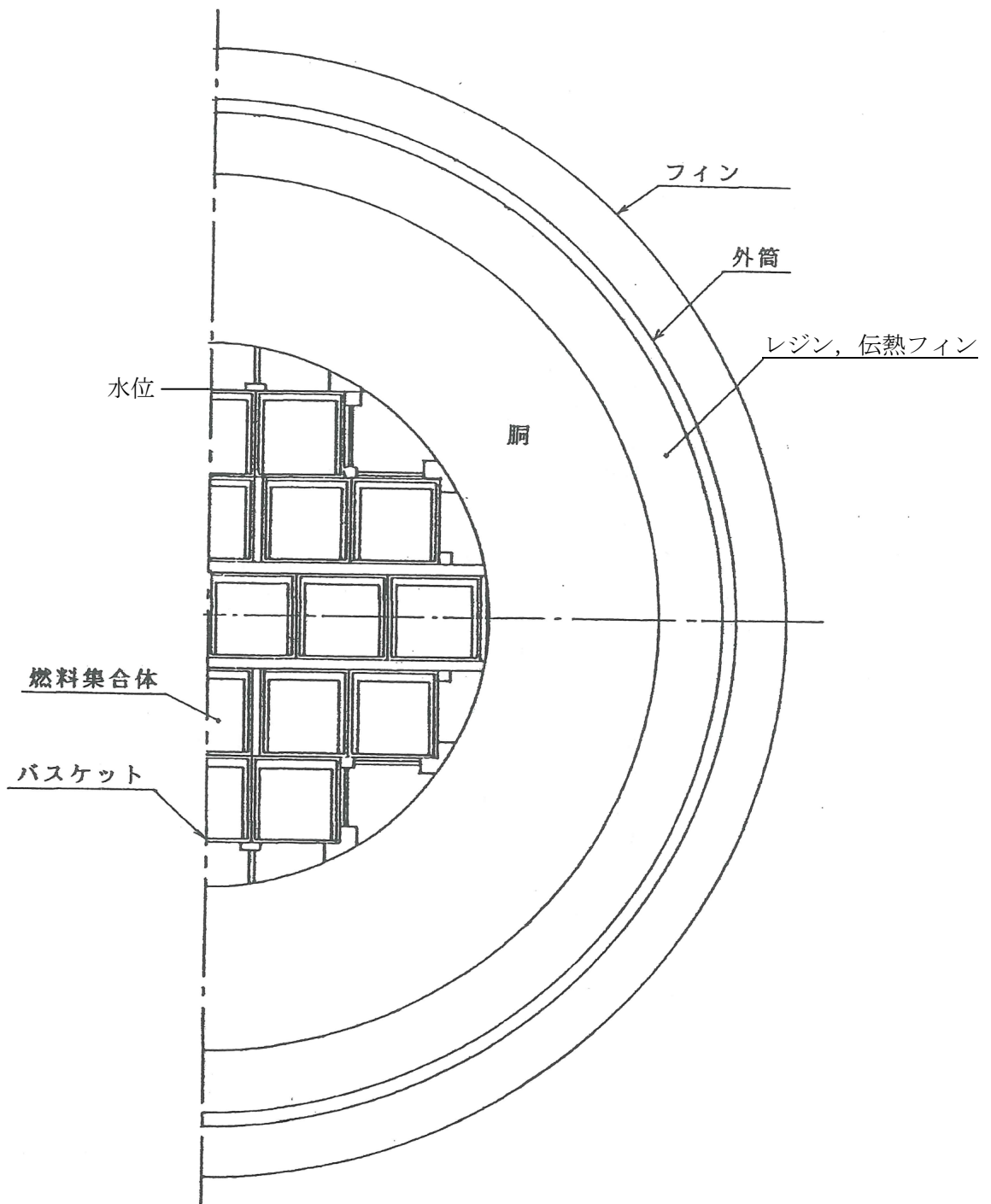
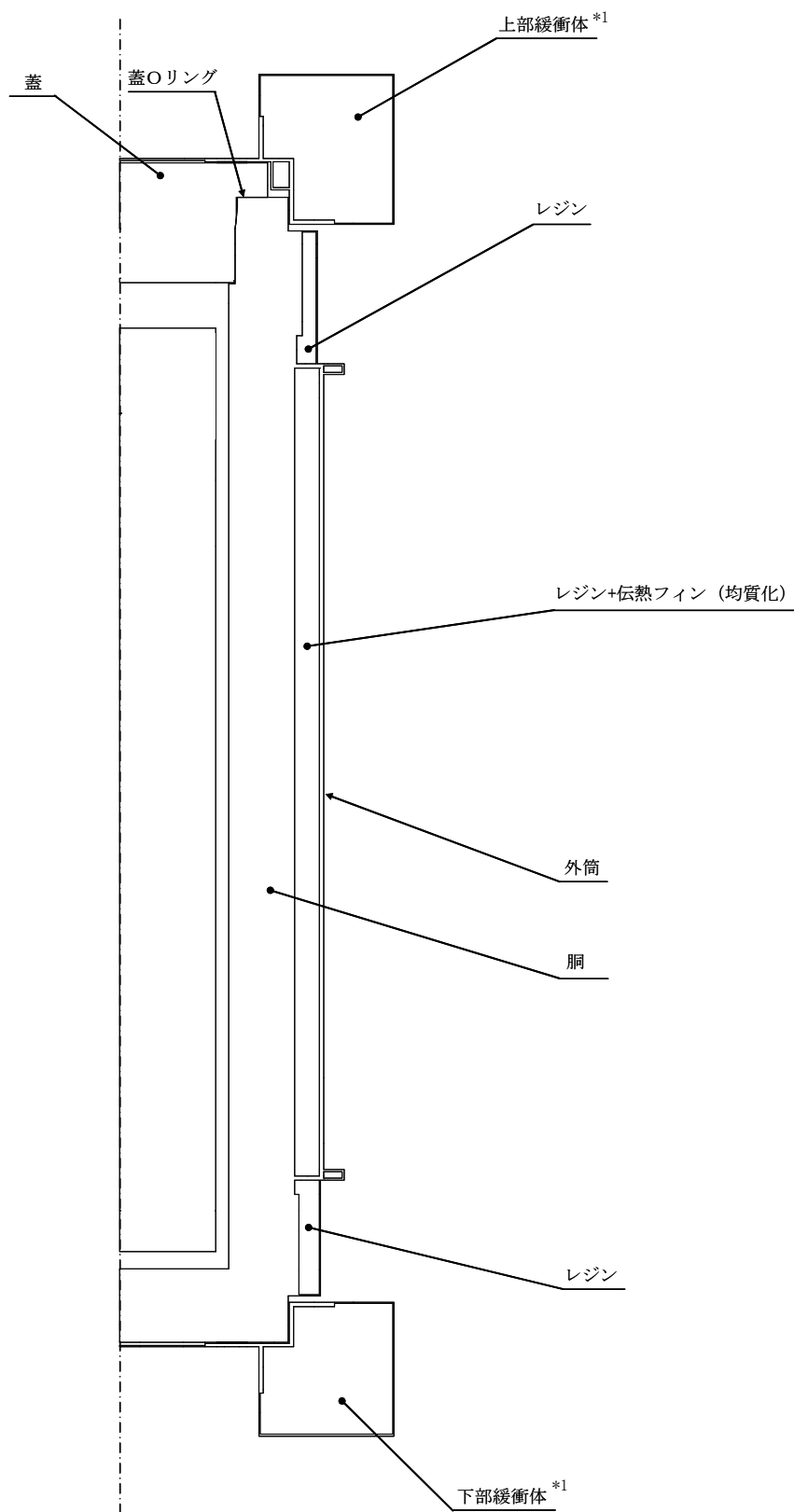


図 3.2-1 輪切り半ピッチモデル形状図



\*1 構内輸送では、上部緩衝体及び下部緩衝体は装着しない。

図 3.2-2 全体モデル形状図

(5) 評価方法

軸方向を断熱とした輪切り半ピッチモデルで構内用輸送容器中央部断面の各部温度を評価する。輪切り半ピッチモデルで評価できない部位については、軸方向の温度分布が求められる全体モデルで評価する。

解析には ABAQUS コードを用いる。

(6) 評価結果

評価結果を表 3.2-3 に示す。本表に示すとおり、構内用輸送容器を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており、熱的健全性は維持される。

また、燃料被覆管の温度は 134℃であり、水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており、燃料の健全性は維持される。

表 3.2-3 評価結果 (各部温度)

対象部位	材質	評価結果 (°C)	設計基準温度 (°C)	備考
構内用輸送容器	レジン	112	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	115	300	Oリング
	炭素鋼	127	375	胴
	ステンレス鋼	119	425	蓋
	ボロン入りステンレス鋼	132	200	バスケット
燃料被覆管	ジルカロイ-2	134	200	8×8 燃料
			300	新型 8×8 ジルコニウムライク燃料, 高燃焼度 8×8 燃料, 9×9 燃料

## 除熱解析に用いるコード (ABAQUS) について

### (1) 概要

ABAQUS コードは、米国 Hibbitt, Karlsson & Sorensen, Inc. (HKS 社) で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり、輸送容器の伝熱解析などに広く利用されている。

### (2) 機能

ABAQUS コードは、伝熱解析に際して以下の機能を有している。

- ① 定常、非定常のいずれの解も得ることができる。
- ② 一次元～三次元の任意形状の構造に対して解くことが可能である。
- ③ 初期条件 (温度) は要素ごとに変化させることができ、計算ステップの自動決定も可能である。
- ④ 境界条件として、時間に依存する熱流束、温度、伝導、対流及び放射が考慮できる。
- ⑤ 構成物質の相変態が考慮できる。

### (3) 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3.2-3 に示す。

### (4) 使用実績

ABAQUS コードは、多くの伝熱解析に使用された実績がある。

### (5) 検証方法

貯蔵容器の定常伝熱試験に対して ABAQUS コードによる解析結果と試験結果を比較・検討し、本コードの妥当性が検証されている\*1。

\*1 山川秀次, 五味義雄, 尾崎幸男, 尾崎明朗「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立—キャスクの伝熱特性評価—」, 電中研報告書, U92038, (1993)

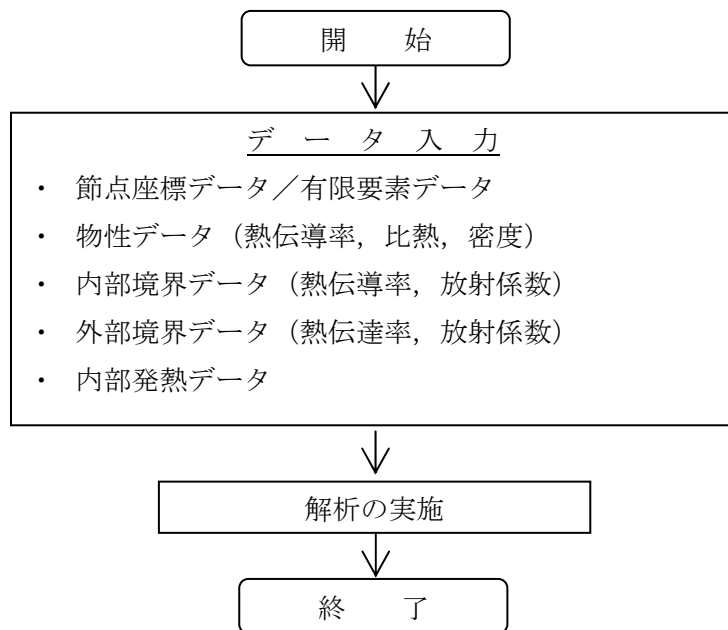


図 3. 2-3 ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

## 除熱解析に用いるコード (ORIGEN2) について

### (1) 概要

ORIGEN2 コードは、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発された炉内中性子束の 1 点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり、輸送容器の崩壊熱計算等に広く利用されている。

### (2) 機能

ORIGEN2 コードは、燃焼解析に際して以下の機能を有している。

- ① 燃料の炉内での燃焼計算、炉取出し後の減衰計算により、冷却期間に対応した崩壊熱、放射線の強度、各核種の放射エネルギー等が求められる。
- ② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し、中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており、任意に選択できる。
- ③ 計算結果は、放射化生成物、アクチノイド、核分裂生成物に分類して出力される。
- ④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ (崩壊熱、ガンマ線のエネルギー分布、自発核分裂と  $(\alpha, n)$  反応により発生する中性子源強度等) に関しては、ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり、これを用いる。

### (3) 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.2-4 に示す。

### (4) 使用実績

ORIGEN2 コードは、輸送容器、核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている\*1。

### (5) 検証方法

汎用コードの導入評価\*1 が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証\*2 が実施されていることが確認されている。

\*1 ORNL, "ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD", CCC-371

\*2 (社)日本原子力学会 "原子炉崩壊熱とその推奨値", 1989 年 8 月

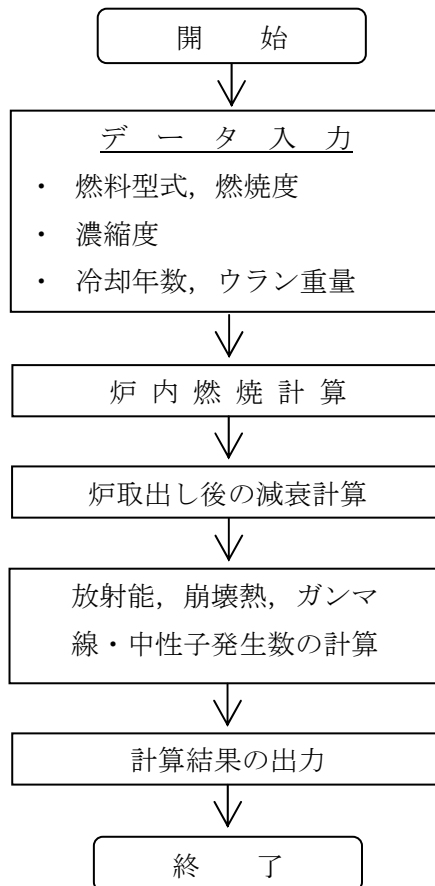


図 3.2-4 ORIGEN2 コードの計算フロー図



### 3.3. 密封機能

#### (1) 基本的な考え方

構内用輸送容器の密封装置は容器本体及び蓋より構成される密封容器とこれに付属するバルブから構成される。容器本体と蓋の間、及びバルブのガスケットにはOリングが使用されている。構内用輸送容器の密封境界を図3.3-1に示す。

密封機能の評価にあたっては、構造強度評価及び除熱機能評価の結果から、構内用輸送容器の密封性能が維持されることを確認する。

#### (2) 評価結果

3.1項に示したとおり、構造強度評価から蓋、蓋ボルト、胴及び底板は構内輸送における荷重条件に対して十分な強度を有しており、密封装置の構造健全性に問題がないことが確認されている。

また、3.2項に示したとおり、除熱機能評価から構内輸送時のOリングの温度は115℃以下であり、設計基準温度である300℃を大きく下回ることから、熱的健全性に問題ないことが確認されている。

以上から、構内用輸送容器の密封性能は維持される。

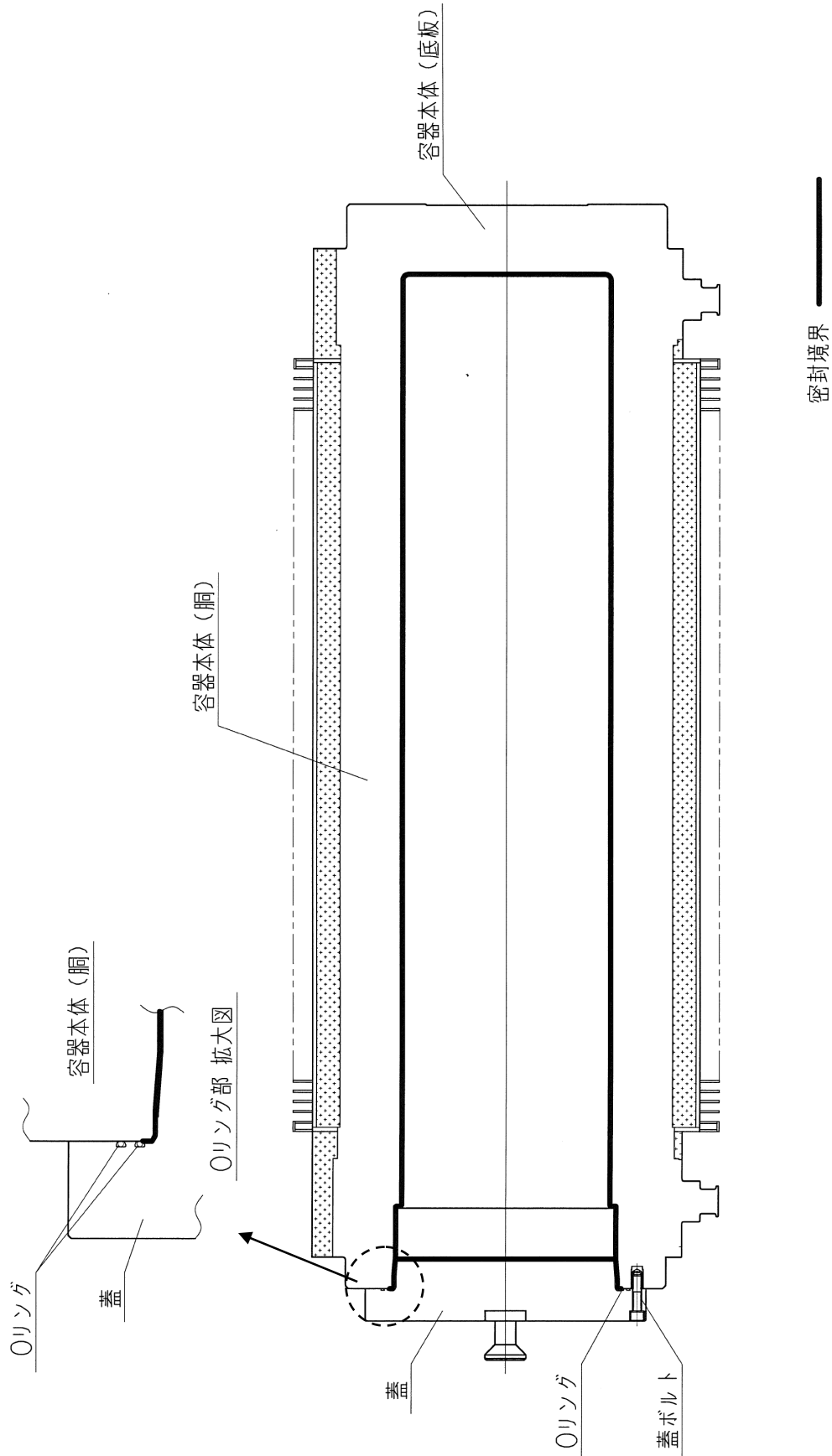


図 3. 3-1 密封境界

### 3.4. 遮へい機能

#### (1) 基本的な考え方

遮へい設計にあたっては、周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

- a. 構内用輸送容器はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。
- b. 主要なガンマ線遮へい材は、胴、底板及び外筒の炭素鋼と蓋のステンレス鋼である。
- c. 主要な中性子遮へい材は、胴内水及び胴と外筒間のレジンである。

遮へい機能の評価においては、収納する使用済燃料の線源強度を考慮し、構外用輸送容器としての安全評価に用いられている評価手法を用い、構内用輸送容器表面及び表面から1 mにおける線量当量率が制限値を超えないことを評価する。

なお、表 2-2 に示したように、構内用輸送容器に収納する燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されるが、構内輸送では緩衝体がない状態で運用することから、再評価を実施する。ただし、緩衝体がない解析モデルである事以外は既存評価と同じとし、既存評価書の内容を引用する。

#### (2) 設計基準

設計基準を表 3.4-1 に示す。

表 3.4-1 設計基準

(単位： $\mu\text{Sv/h}$ )

	設計基準
構内用輸送容器 表面	2000 以下
構内用輸送容器 表面から 1 m	100 以下

(3) 評価条件

1) 遮へい厚さ

構内用輸送容器の遮へい厚さを表 3.4-2 に示す。

表 3.4-2 遮へい厚さ

(単位：mm)

	炭素鋼	ステンレス鋼	レジン
側部 方向	307	—	115
頭部軸方向	—	305	—
底部軸方向	338	—	—

2) 線源条件

表 2-2 に示すように、構内輸送においては 9×9 燃料を収納する場合は、最も放射能強度が大きく、遮へい上厳しい線源条件となる。なお、遮へい機能の評価においては、既存評価の燃料の線源条件で評価する。

構内用輸送容器の収納物の線源条件を表 3.4-3 に示す。

表 3.4-3 線源条件

項目	線源条件
平均燃焼度 (MWd/t)	50,000
冷却期間 (日)	820
収納体数 (体)	22
放射能強度 (Bq)	$2.04 \times 10^{17}$

3) 線源強度及びエネルギー

a. ガンマ線源強度

燃料有効部のガンマ線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られたガンマ線源強度を表 3.4-4 に示す。また、構造材の放射化によるガンマ線源強度は次式で計算する。構造材の放射化によるガンマ線源強度を表 3.4-5 に示す。

$$A = N_0 \cdot \sigma \cdot \phi \cdot \{1 - \exp(-\lambda \cdot T_1)\} \cdot \exp(-\lambda \cdot T_2)$$

ここで、A : 放射化核種 ( $^{60}\text{Co}$ ) の放射能 (Bq)

$N_0$  : ターゲット核種 ( $^{59}\text{Co}$ ) の個数 (atoms)

$\sigma$  : 2200m/s の中性子による ( $^{59}\text{Co}$ ) の (n,  $\gamma$ ) 反応断面積 ( $\text{cm}^2$ )

$\phi$  : 炉内照射熱中性子束 ( $\text{n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ )

$\lambda$  :  $^{60}\text{Co}$  の崩壊定数 (/日)

$T_1$  : 照射期間 (日)

$T_2$  : 冷却期間 (日)

表3.4-4 ガンマ線源強度

(輸送容器1基あたり)

エネルギー 群 数	平均エネルギー (MeV)	線源強度 (photons/s)
1	0.01	$5.449 \times 10^{16}$
2	0.025	$1.247 \times 10^{16}$
3	0.0375	$1.258 \times 10^{16}$
4	0.0575	$1.118 \times 10^{16}$
5	0.085	$7.725 \times 10^{15}$
6	0.125	$8.303 \times 10^{15}$
7	0.225	$6.758 \times 10^{15}$
8	0.375	$3.839 \times 10^{15}$
9	0.575	$6.581 \times 10^{16}$
10	0.85	$2.387 \times 10^{16}$
11	1.25	$3.830 \times 10^{15}$
12	1.75	$2.132 \times 10^{14}$
13	2.25	$1.937 \times 10^{14}$
14	2.75	$5.750 \times 10^{12}$
15	3.5	$7.341 \times 10^{11}$
16	5.0	$5.153 \times 10^8$
17	7.0	$5.943 \times 10^7$
18	9.5	$6.828 \times 10^6$
合 計		$2.113 \times 10^{17}$

表 3.4-5 構造材の放射化によるガンマ線源強度

(輸送容器1基あたり)

	$^{60}\text{Co}$ 線源強度 (Bq)
ハンドル部	$3.52 \times 10^{12}$
上部グリッド部	$4.70 \times 10^{13}$
上部プレナム部	$2.62 \times 10^{14}$
下部タイプレート部	$9.59 \times 10^{13}$

b. 中性子線源強度

中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を表 3.4-6 に示す。また、評価に用いる中性子エネルギースペクトルを表 3.4-7 に示す。

表 3.4-6 中性子線源強度 (輸送容器 1 基あたり)

		中性子線源強度 (n/s)
1 次中性子源	自発核分裂によるもの	$1.177 \times 10^{10}$
	( $\alpha$ , n) 反応によるもの	$1.489 \times 10^8$
	合計	$1.192 \times 10^{10}$
増倍効果を考慮した全中性子線源強度		$2.785 \times 10^{10}$

表 3.4-7 中性子線源スペクトル

エネルギー群数	上限エネルギー (eV)	スペクトル
1	$1.492 \times 10^7$	$5.72 \times 10^{-4}$
2	$1.220 \times 10^7$	$2.02 \times 10^{-3}$
3	$1.000 \times 10^7$	$6.07 \times 10^{-3}$
4	$8.180 \times 10^6$	$2.00 \times 10^{-2}$
5	$6.360 \times 10^6$	$4.12 \times 10^{-2}$
6	$4.960 \times 10^6$	$5.27 \times 10^{-2}$
7	$4.060 \times 10^6$	$1.10 \times 10^{-1}$
8	$3.010 \times 10^6$	$8.74 \times 10^{-2}$
9	$2.460 \times 10^6$	$2.28 \times 10^{-2}$
10	$2.350 \times 10^6$	$1.15 \times 10^{-1}$
11	$1.830 \times 10^6$	$2.07 \times 10^{-1}$
12	$1.110 \times 10^6$	$1.89 \times 10^{-1}$
13	$5.500 \times 10^5$	$1.31 \times 10^{-1}$
14	$1.110 \times 10^5$	$1.59 \times 10^{-2}$
15	$3.350 \times 10^3$	$8.12 \times 10^{-5}$
16	$5.830 \times 10^2$	$5.89 \times 10^{-6}$
17	$1.010 \times 10^2$	$3.89 \times 10^{-7}$
18	$2.900 \times 10^1$	$5.53 \times 10^{-8}$
19	$1.070 \times 10^1$	$1.33 \times 10^{-8}$
20	$3.060 \times 10^0$	$1.88 \times 10^{-9}$
21	$1.120 \times 10^0$	$4.19 \times 10^{-10}$
22	$4.140 \times 10^{-1}$	$1.20 \times 10^{-10}$

#### (4) 評価方法

遮へい計算は、ガンマ線、中性子共に DOT3.5 コードを用いて計算し、構内用輸送容器表面及び表面から 1 m の線量当量率を求める。

遮へい解析モデルを図 3.4-1～図 3.4-3 に示す。解析モデルは、構内用輸送容器の実形状を考慮した上で、構内用輸送容器の底部トランニオン周辺について中性子遮へい材の遮へい厚さが水位方向とトランニオン方向で異なることから、頭部方向、底部水位方向及び底部トランニオン方向に分けてモデル化する。

ライブラリとしては、DLC-23/CASK データを用い、線量当量率への変換は ICRP Publ. 74 に従う。

解析モデルでは既存評価と同様に以下の条件を考慮する。

- ・ 胴内での燃料の軸方向の移動を考慮し、安全側に頭部方向評価モデルでは蓋方向に、底部方向評価モデルでは底方向に移動したモデルとする。
- ・ 胴内水温度は、収納物の崩壊熱量 25kW における水温（127℃）より高い 150℃ に設定する。
- ・ 胴内水位は、安全側に水の膨張を考慮しない場合の水位とする。
- ・ バスケットの最外周部は、遮へい体として考慮し、他の部分については、水没部は燃料領域に均質化し、非水没部はボイドに置換え、均質化領域から除外する。
- ・ フィンは、空気に置換え、距離のみ考慮する。
- ・ チャンネルボックスはボイドに置換え、均質化領域から除外する。
- ・ 各部寸法はすべてノミナル値とし、公差は密度係数として考慮する。

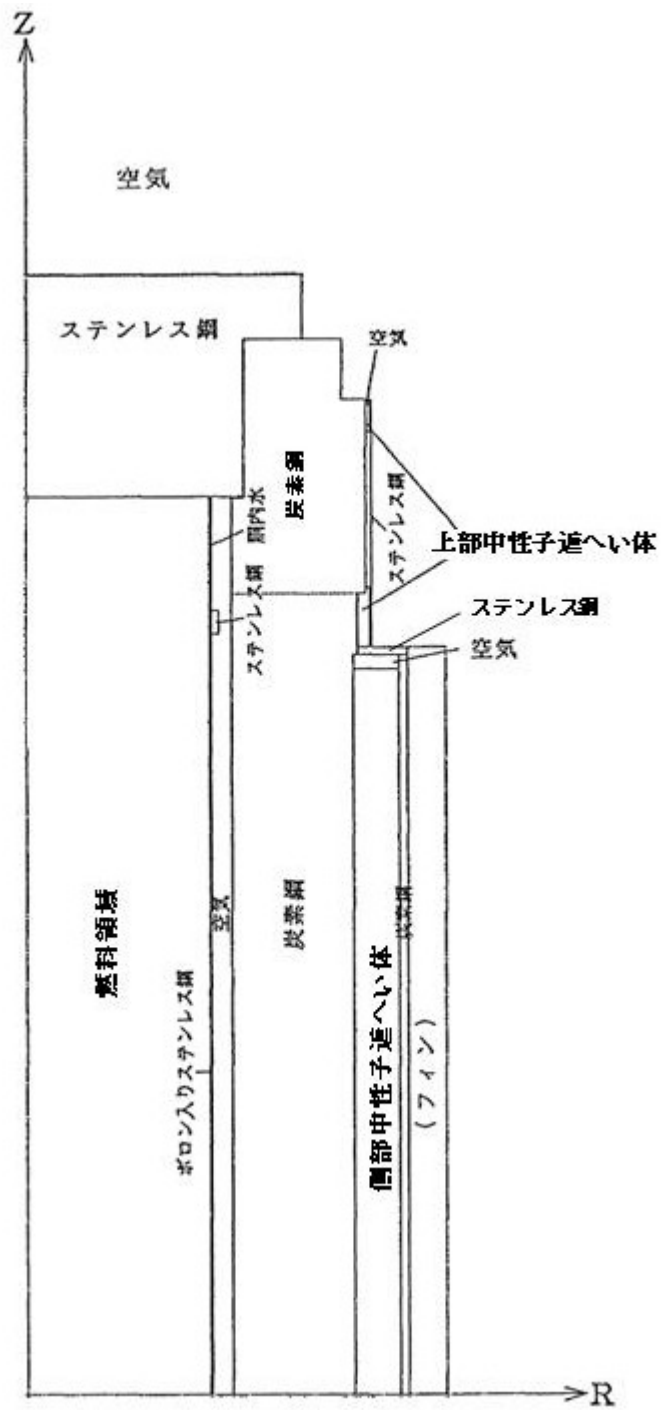


図 3.4-1 遮へい解析モデル (頭部方向)



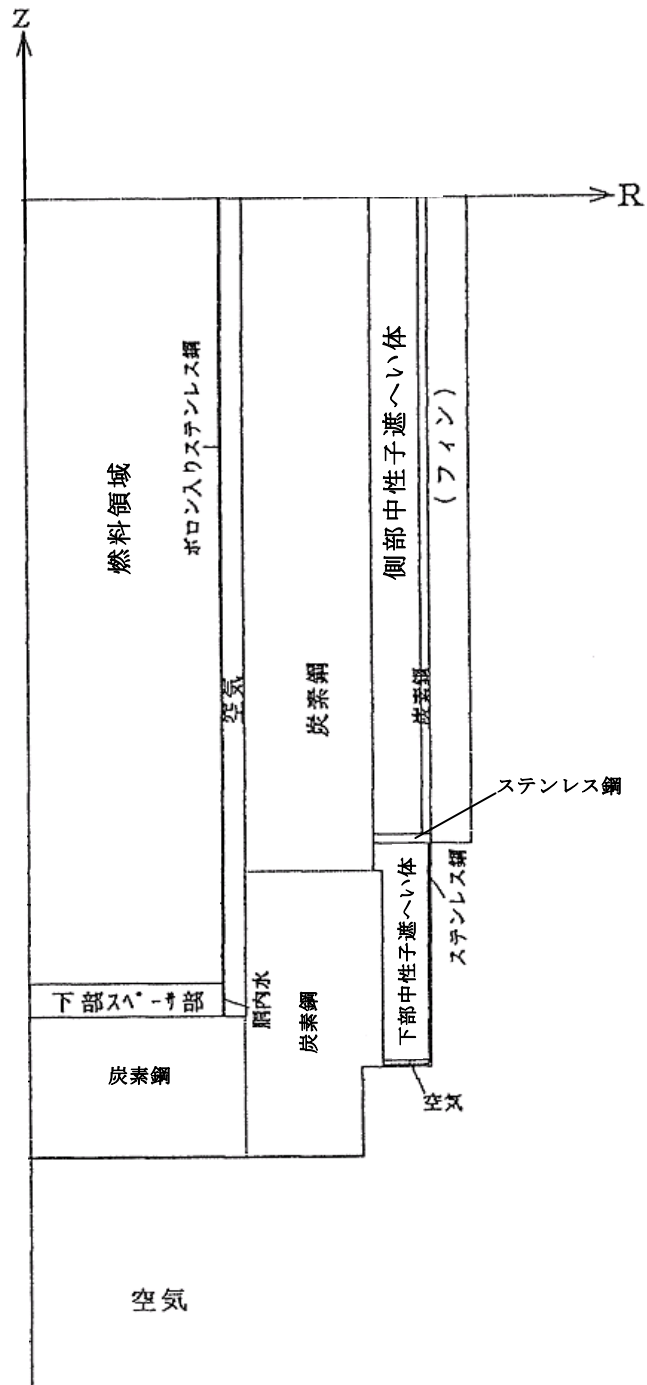


図 3.4-2 遮へい解析モデル (底部水位方向)

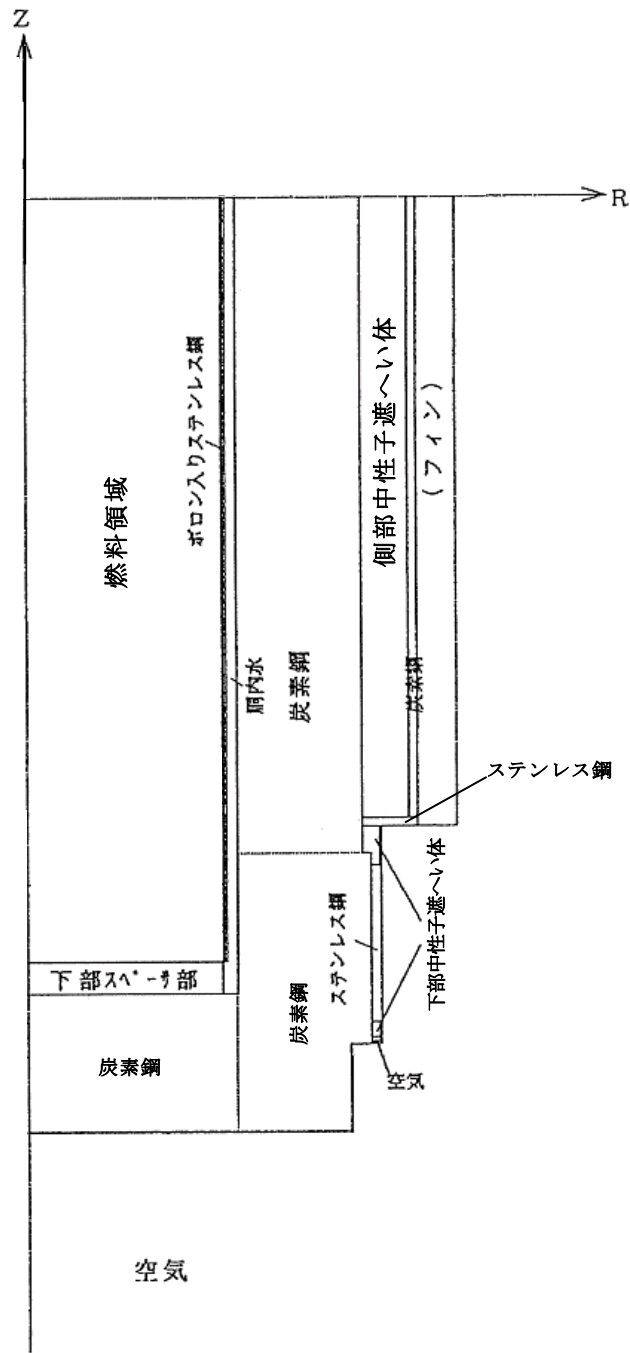


図 3.4-3 遮へい解析モデル (底部トランニオン方向)

(5) 評価結果

構内用輸送容器の線量当量率評価位置を図 3.4-4 に，評価結果を表 3.4-8 に示す。なお，評価結果は頭部軸方向，頭部径方向，側部，底部径方向，底部軸方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり，構内用輸送容器は設計基準値を満足している。

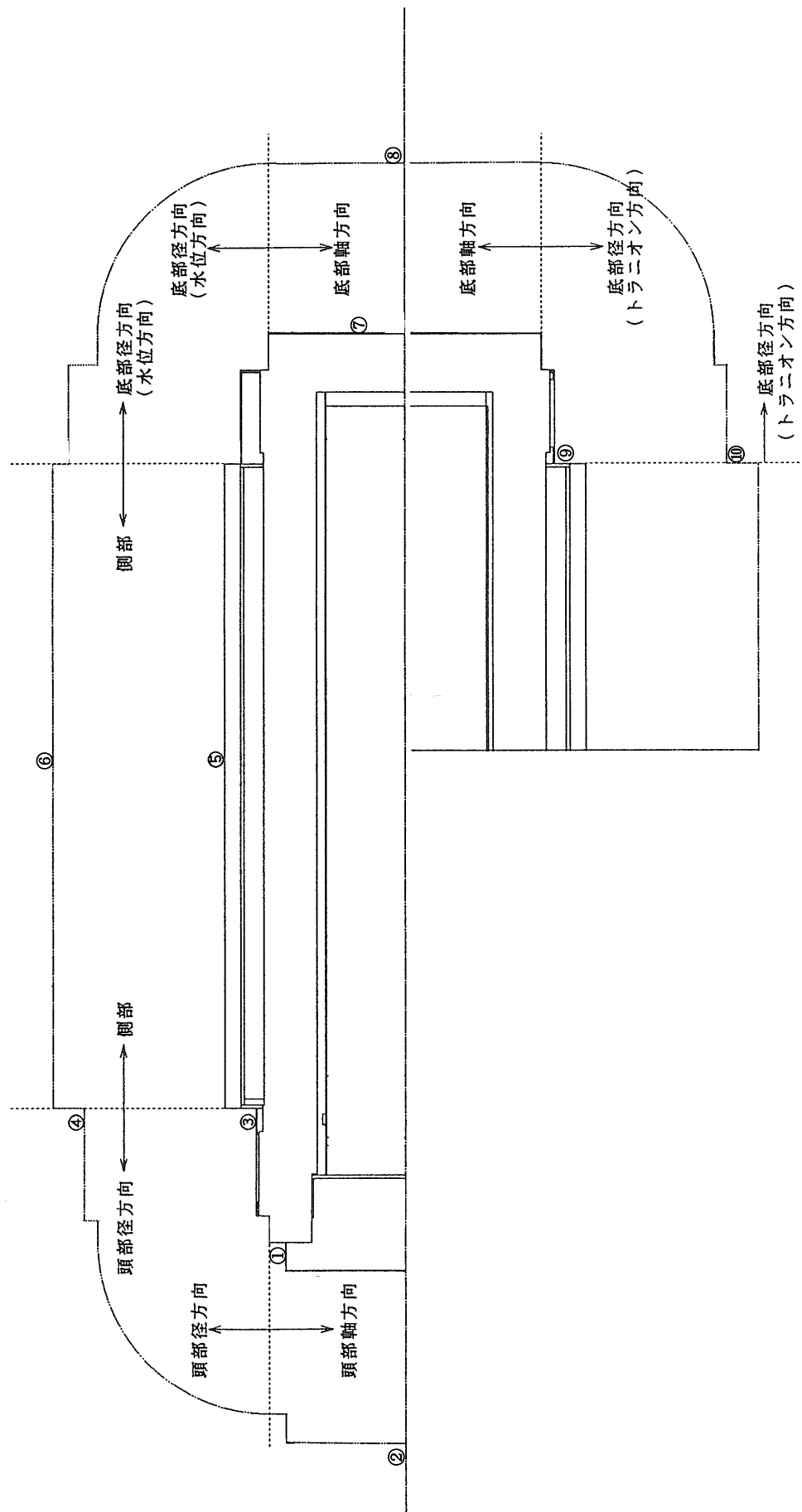


図3.4-4 線量当量率評価位置

表3.4-8 最大線量当量率の計算結果

(単位： $\mu$  Sv/h)

		頭部		側部	底部	
		軸方向	径方向		軸方向	径方向
評価点		①	③	⑤	⑦	⑨
表面	計算結果	1628.2	416.3	225.0	137.2	631.2
	設計基準値	2000				
評価点		②	④	⑥	⑧	⑩
表面から 1 m	計算結果	72.1	45.1	84.2	39.8	50.1
	設計基準値	100				

## 遮へい解析に用いるコード (ORIGEN2) について

### (1) 概要

ORIGEN2 コードは、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発された炉内中性子束の 1 点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり、輸送容器の放射線源強度計算等に広く利用されている。

### (2) 機能

ORIGEN2 コードは、燃焼解析に際して以下の機能を有している。

- ① 燃料の炉内での燃焼計算、炉取出し後の減衰計算により、冷却期間に対応した崩壊熱、放射線の強度、各核種の放射エネルギー等が求められる。
- ② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し、中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており、任意に選択できる。
- ③ 計算結果は、放射化生成物、アクチニド、核分裂生成物に分類して出力される。
- ④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱、ガンマ線のエネルギー分布、自発核分裂と ( $\alpha$ , n) 反応により発生する中性子源強度等) に関しては、ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり、これを用いる。

### (3) 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.4-5 に示す。

### (4) 使用実績

ORIGEN2 コードは、輸送容器、核燃料施設の放射線源強度計算に広く使用されている\*1。

### (5) 検証方法

汎用コードの導入評価\*1 が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証\*2 が実施されていることが確認されている。

\*1 ORNL, "ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD", CCC-371

\*2 (社)日本原子力学会 “原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

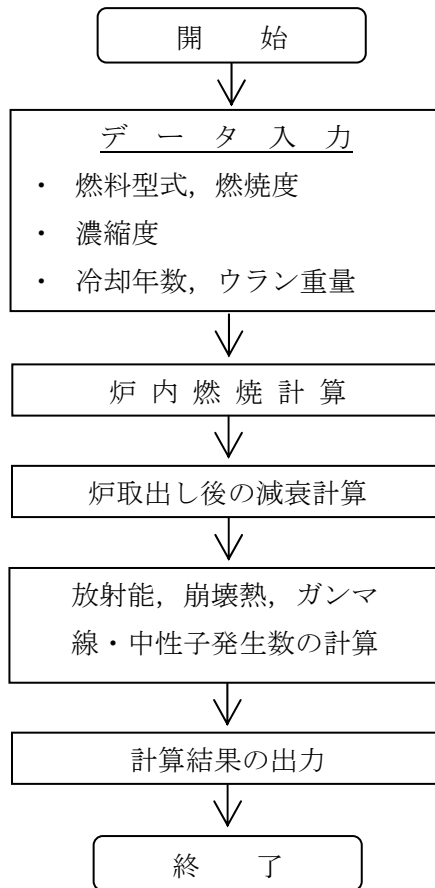


図 3.4-5 ORIGEN2 コードの計算フロー図

## 遮へい解析に用いるコード (DOT3.5 コード) について

### (1) 概要

DOT3.5 コード (以下「DOT コード」という。) は二次元輸送コードであり, 米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発された汎用解析コードである。

### (2) 機能

DOT コードは, 遮へい解析に際して以下の機能を有する。

- ① ガンマ線や中性子線に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり, 放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。
- ② DOT コードは, 二次元の体系を扱うことができる。

### (3) 解析フロー

DOT コードの解析フローを図 3.4-6 に示す。

### (4) 使用実績

DOT コードは, 原子力施設の遮へい計算に広く用いられており, 輸送容器の遮へい解析に豊富な実績がある。

### (5) 検証

汎用コードの導入評価\*1 が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証\*2 が実施されていることが確認されている。

\*1 W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”,  
CCC-276, 1978 年 10 月

\*2 (社)日本原子力学会 “中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月



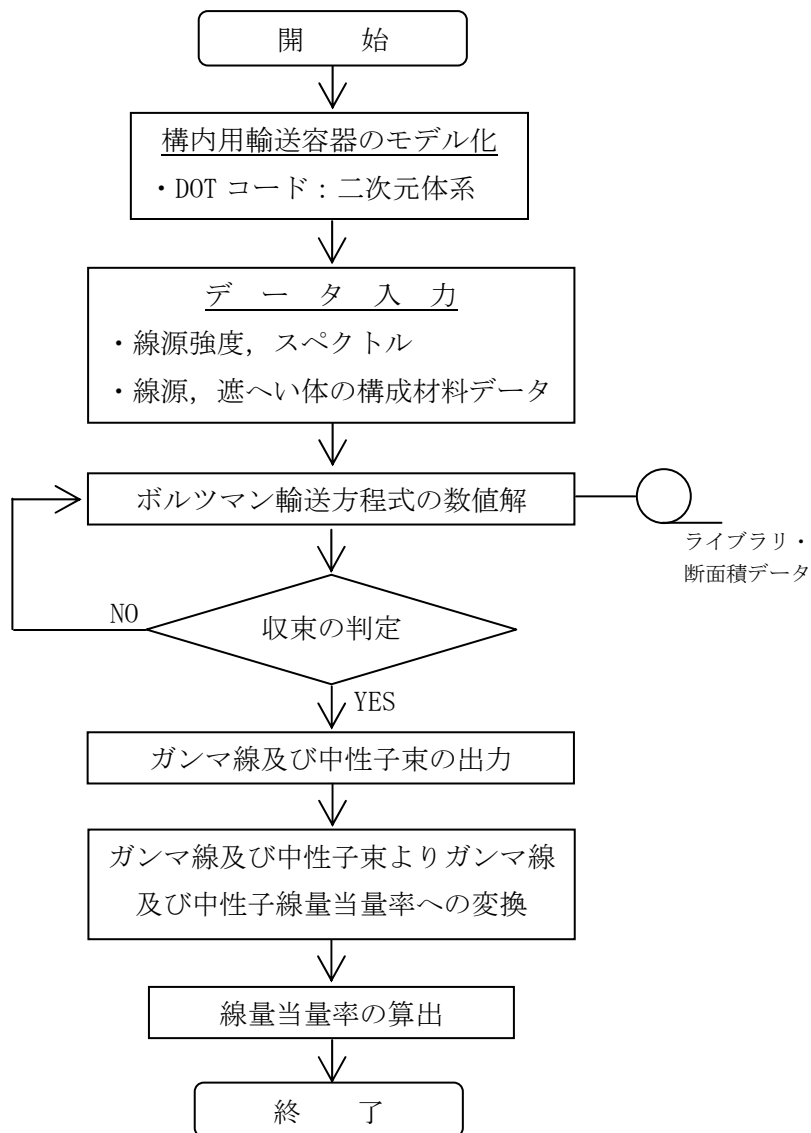


図 3.4-6 DOT コードの解析フロー図

### 3.5. 臨界防止機能

#### (1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては、想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

- a. 燃料を収納するバスケットは格子構造として、燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。
- b. バスケットの主要材料には、中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお、臨界防止機能の評価においては、表 2-2 に示したとおり、構内用輸送容器に収納する燃料の初期濃縮度（約 3.8wt%）は既存評価に用いている初期濃縮度（4.19wt%）に包絡されるため、評価結果は既存評価書の内容を引用する。

#### (2) 設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

#### (3) 評価条件

既存評価の内容を以下に示す。また、臨界解析モデルを図 3.5-1 及び図 3.5-2 に示す。

- ・評価は初期濃縮度の高い 9×9 燃料について行う。
- ・燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値(初期濃縮度)とする。
- ・燃料集合体には可燃性毒物としてガドリニウムを添加した燃料棒が含まれるが、中性子吸収断面積の大きいガドリニウムの存在を無視し、安全側にガドリニウムを添加していない燃料棒に置換える。
- ・燃料が構内用輸送容器の中心寄りに配置された状態とする。また、燃料集合体の変形を考慮し、臨界評価上安全側の仮定となるように収納される全燃料について一部領域の燃料棒ピッチを変化させた配列とする。
- ・バスケット材料のボロン入りステンレス鋼材中の  $^{10}\text{B}$  含有量は、製造下限値とする。
- ・チャンネルボックスを水に置換える。
- ・胴内における燃料として実在する部分は燃料有効長に相当する部分のみとし、上・下部タイプレート部などを水に置換える。
- ・胴内の燃料有効長の範囲外の構造物は水に置換える。
- ・中性子遮へい体及びフィンは無いものとする。
- ・輸送容器外部の雰囲気は安全側に真空とする。

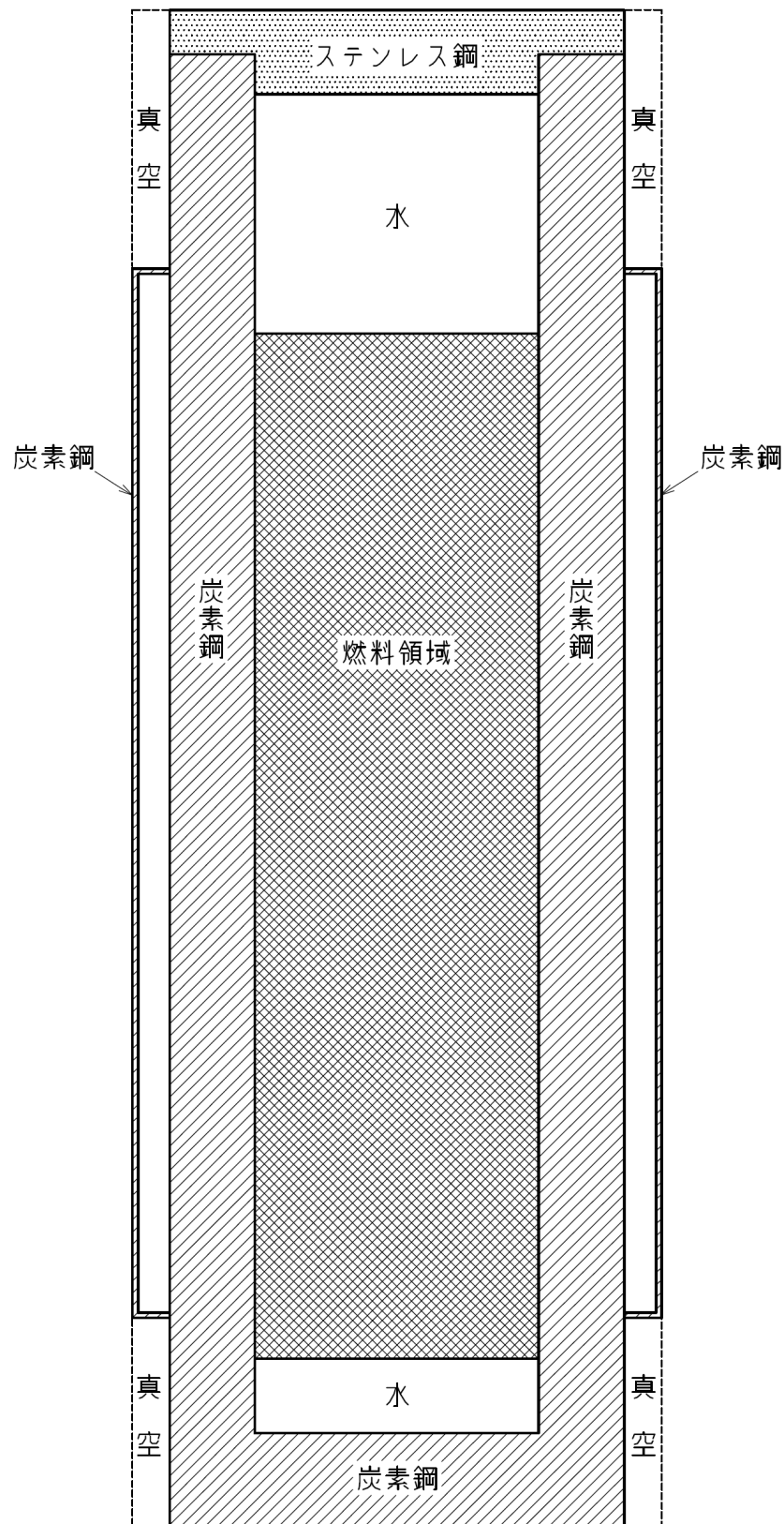
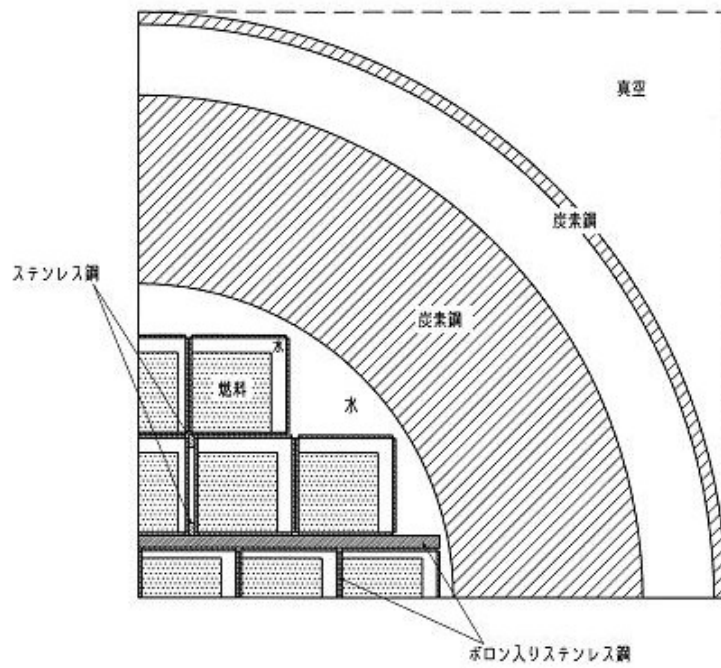
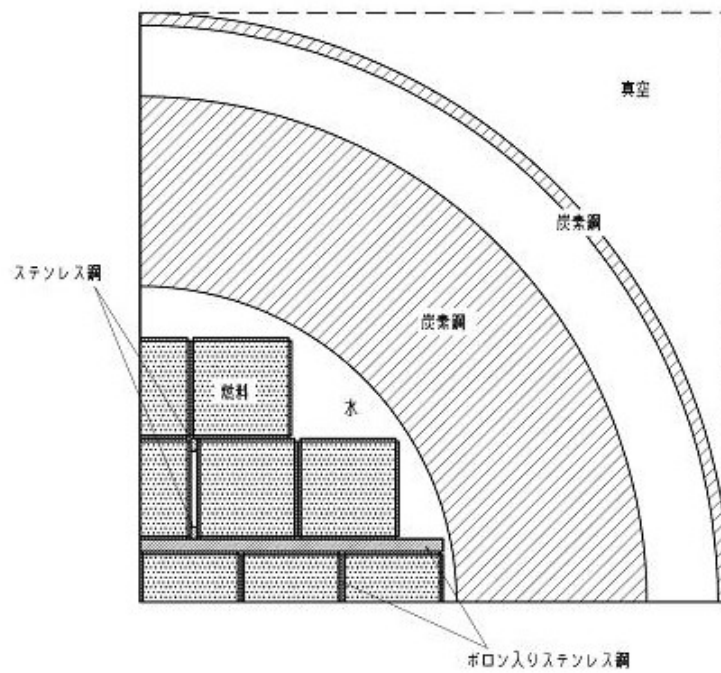


図 3.5-1 臨界解析モデル (縦断面図)



燃料棒ピッチの変化のない領域



燃料棒ピッチの変化のある領域

図 3.5-2 臨界解析モデル（燃料領域部横断面図）

(4) 評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は、燃料のウラン-235の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で、構内用輸送容器の実形状をモデル化し、臨界解析コードKENO-V.aを使用して求める。

(5) 評価結果

評価結果を表 3.5-1 に示す。本表に示すとおり、構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 3.5-1 評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.91 <sup>*1</sup>	0.95

\*1 モンテカルロ計算の統計誤差 (3 $\sigma$ ) を考慮した値

## 臨界解析に用いるコード (KENO-V.a) について

### (1) 概要

KENO-V.a コードは、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり、輸送容器の臨界解析などに利用されている。

### (2) 機能

KENO-V.a コードは、臨界解析に際して以下の機能を有している。

- ① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため、どのような物理的問題にも適用できる。なお、統計的な手法を用いるため、計算結果には統計誤差が付随する。
- ② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

### (3) 解析フロー

KENO-V.a コードの解析フローを図 3.5-3 に示す。

### (4) 使用実績

KENO-V.a コードは、国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ、核燃料施設の臨界解析に使用されている。

### (5) 検証

米国のバットル研究所 (パシフィック ノースウエスト研究所, PNL) で行われた臨界実験<sup>\*1</sup>の中から 16 種類の臨界体系をベンチマーク試験<sup>\*2</sup>として選び、検証を行った。

\*1 S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% <sup>235</sup>U Enriched UO<sub>2</sub> Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784 (PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1981.

\*2 “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments”, LEU-COMP-THERM-010, LEU-COMP-THERM-013, LEU-COMP-THERM-017, LEU-COMP-THERM-042, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2009.

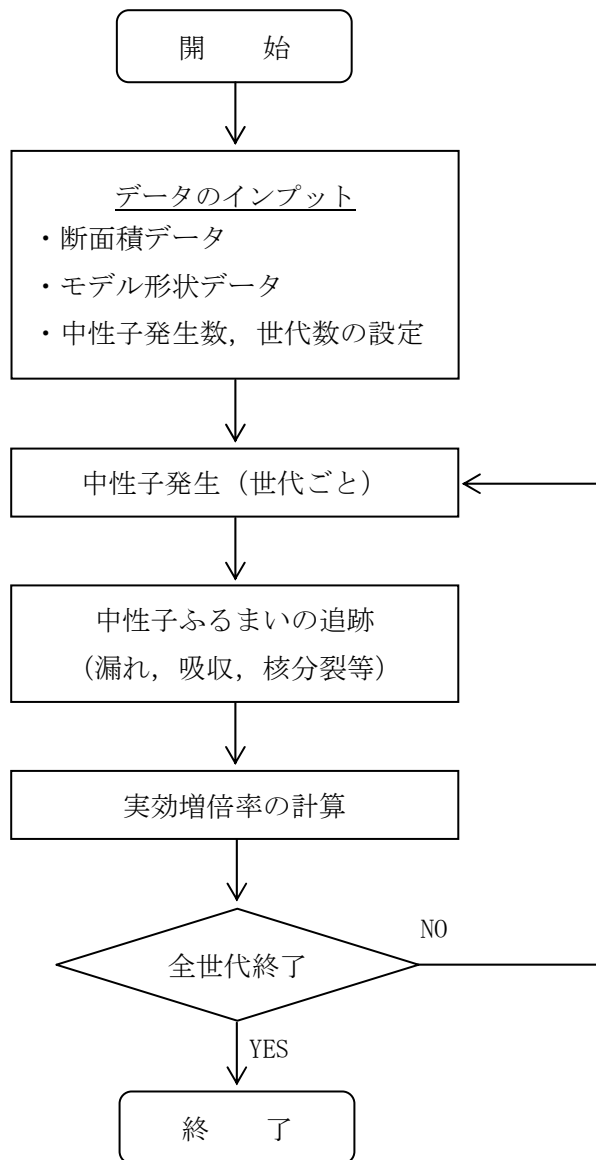


図 3.5-3 KENO-V.a コードの解析フロー図

## 構内輸送時の措置に関する説明書（４号機）

### １．構内輸送の概要

第４号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料は、使用済燃料プールで燃料取扱機を使用して構内用輸送容器に装填する。燃料を装填した構内用輸送容器はクレーンを使用して燃料取り出し用カバーから吊り下ろし、輸送車両に積載し、共用プールに向けて構内輸送する。構内用輸送容器は、福島第一原子力発電所に使用済燃料運搬用容器として設置され、これまで第４号機から共用プールへの使用済燃料の構内輸送に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-22B型）を用いる。

### ２．構内輸送時に講じる措置

「Ⅱ.3.3.1 放射線防護及び管理」において、管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており、保安規定により４号機から共用プールへの輸送経路も管理対象区域に設定されている。

構内輸送時に講じる措置は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の第13条（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施するが、周辺の雰囲気線量や汚染密度が高いことから、周辺環境によっては運搬物の表面及び表面から１メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては法令に適合していることを確認できない可能性がある。

このため、運搬物の表面及び表面から１メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては、作業実施時の最新の保安規定、社内マニュアル等に基づき管理する。



## 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

## 1. 本説明書の記載範囲

本説明書は、第3号機及び第4号機燃料取り出し用カバーの放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について記載するものである。

## 2. 第4号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

## 2.1 燃料取り出し用カバーについて

## 2.1.1 概要

燃料取り出し用カバーは、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり、燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内ではヨウ素（I-131）は検出されていないことから、フィルタユニットは、発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134, 137）の大気への放出が低減できる設計とする。

## 2.1.2 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは、約69m（南北）×約31m（東西）×約53m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり、壁面及び屋根面は風雨を遮る外装材で覆う計画である。屋根面及び壁面上部には勾配を設けて、雨水の浸入を防止する構造とする。（図2-1 燃料取り出し用カバー概略図参照）

## 2.1.3 換気設備

## 2.1.3.1 系統構成

換気設備は、燃料取り出し用カバー内気体を吸引し、排気ダクトを經由して燃料取り出し用カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ、排風機等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは、換気風量約25,000m<sup>3</sup>/hのユニットを3系列（うち1系列は予備）設置し、約50,000m<sup>3</sup>/hの換気風量で運転する。

また、燃料取り出し用カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため、放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図2-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図、図2-3

燃料取り出し用カバー換気設備配置図，図 2-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照)

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は，異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。(図 2-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照)

なお，第 4 号機での燃料取り出し作業は，有人での作業を計画していることから，燃料取り出し用カバー内の放射性物質濃度の低減のため，給気フィルタユニットを有する構造とする。給気フィルタユニットは，プレフィルタ，送風機，高性能粒子フィルタ等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を燃料取り出し用カバー内へ放出する。

給気フィルタユニットは，換気風量約 25,000m<sup>3</sup>/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 50,000m<sup>3</sup>/h の換気風量で運転する。

表 2-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
給気フィルタユニット	配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 送風機 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3 μm）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
給気吹出口	配置：カバー内の側部に設置
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋南側の屋外に 3 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3 μm）以上） 排風機 フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置

設備名	構成・配置等
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 $10^0 \sim 10^4 \text{s}^{-1}$ 台数 排気フィルタユニット入口 1台 排気フィルタユニット出口 2台

### 2.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は、燃料取扱機、クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。また、カバー内での燃料取り出し作業は、有人による作業を計画していることから、作業エリアには、局部的にローカル空調機を設け夏期及び冬期の作業環境の向上を図るものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められ約 50,000m<sup>3</sup>/h となる。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（m<sup>3</sup>/h）

q：設計用熱負荷，約 143（kW）（機器発熱）※1

C<sub>p</sub>：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ：密度，1.2（kg/m<sup>3</sup>）

t<sub>1</sub>：カバー内温度，40（℃）

t<sub>2</sub>：設計用外気温度，31.5（℃）※2

※1 10%の余裕を含む

※2 28.5℃（小名浜気象台で観測された 1971 年～1975 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度）+約 3℃（送風機のヒートアップによる温度上昇）

### 2.1.3.3 運転管理および保守管理

#### (1) 運転管理

送風機・排風機の起動/停止操作は、屋外地上部に設置した現場制御盤で行うものとし、故障等により送風機・排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、送風機・排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。また、免震重要棟でも同様に、送風機・排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し、燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

## (2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

### 2.1.3.4 異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、第4号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また、第4号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $4.5 \times 10^0 \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137： $6.6 \times 10^0 \text{Bq/cm}^3$ （平成24年1月30日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお、燃料取り出し用カバー換気設備は、機器の単一故障が発生した場合を想定して、送風機、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。

## 2.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

### 2.2.1 排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は、高性能粒子フィルタ（効率97%（粒径 $0.3 \mu\text{m}$ ）以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、第4号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）

表2-2に発電所敷地内で測定された放射性物質濃度を示す。仮に、燃料取り出し用カバー内が表2-2に示す放射性物質濃度のうち、濃度の高い第4号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表2-3の通りとなる。

表 2-2 発電所敷地内の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

核種	第 4 号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の濃度 (平成 23 年 6 月 18 日測定)	福島第一原子力発電所西門の濃度 (平成 23 年 6 月 18 日測定) ※
Cs-134	約 $1.2 \times 10^{-4}$	約 $5.4 \times 10^{-6}$
Cs-137	約 $1.1 \times 10^{-4}$	約 $6.2 \times 10^{-6}$

※現在は、検出限界値以下であるが、第 4 号機オペレーティングフロア上の測定値との比較のため、平成 23 年 6 月 18 日の測定値とした。

$$Q=C \cdot (1-f)$$

Q : フィルタ通過後の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

C : カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) (表 2-2 参照)

f : フィルタ効率 (高性能粒子フィルタ 97%)

表 2-3 フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
Cs-134	約 $3.6 \times 10^{-6}$
Cs-137	約 $3.3 \times 10^{-6}$

以上の結果、表 2-2 及び表 2-3 より、フィルタ通過後の放射性物質濃度は西門での放射性物質濃度よりも低いレベルとなる。

## 2.2.2 敷地境界線量

### 2.2.2.1 評価条件

- (1) 燃料取り出し用カバー内が、表 2-2 に示す第 4 号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。
- (2) 減衰は考慮しない。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間 (想定) に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点の $\gamma$ 線に起因する実効線量と仮定し評価する。
- (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同一気象データを使用する。

### 2.2.2.2 評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

- (1) 放射性雲からの $\gamma$ 線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

### 2.2.2.3 放射性雲からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

放射性物質の $\gamma$ 線に起因する実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性雲からの $\gamma$ 線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

#### (1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率は、次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^\infty \int_{-\infty}^\infty \int_0^\infty \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \quad 2-1$$

ここで、 D : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 ( $\mu$  Gy/y)

$K_1$  : 空気カーマ率への換算係数 ( $4.46 \times 10^{-4} \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$ )

E :  $\gamma$ 線の実効エネルギー (0.5MeV/dis)

$\mu_{en}$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線エネルギー吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$\mu$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線減衰係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

r : 放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点(x, y, 0)までの距離 (m)

$B(\mu r)$  : 空気に対する $\gamma$ 線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、 $\mu_{en}$ ,  $\mu$ ,  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ については、0.5MeVの $\gamma$ 線に対する値を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_{en} = 3.84 \times 10^{-3} (\text{m}^{-1}), \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} (\text{m}^{-1})$$

$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$  : 放射性雲中の点(x', y', z')における濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

なお、 $\chi(x', y', z')$ は、次式により計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z' - H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z' + H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \quad \dots \quad 2-2$$

ここで、 Q : 放射性物質の放出率 (Bq/s)

U : 放出源高さを代表する風速 (m/s)

- H : 放出源の有効高さ (m)
- $\sigma_y$  : 濃度分布の y' 方向の拡がりのパラメータ (m)
- $\sigma_z$  : 濃度分布の z' 方向の拡がりのパラメータ (m)

このとき、有効高さと同じ高度 ( $z' = H$ ) の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上 ( $z' = 0$ ) であるため、地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は、計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲の  $\gamma$  線からの空気カーマを合計して、次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot (\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1}) \cdots \cdots \cdots 2-3$$

- ここで、  $H_\gamma$  : 放射性物質の  $\gamma$  線に起因する年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)
- $K_2$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 ( $0.8 \mu$  Sv/ $\mu$  Gy)
- $f_h$  : 家屋の遮へい係数 (1.0)
- $f_0$  : 居住係数 (1.0)
- $(\bar{D}_L + \bar{D}_{L-1} + \bar{D}_{L+1})$  : 計算地点を含む方位(L)及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均の  $\gamma$  線による空気カーマ ( $\mu$  Gy/y)。これらは 2-1 式から得られる空気カーマ率 D を放出モード、大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。

2.2.2.4 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度  $\bar{\chi}$  は、2-2 式を用い、隣接方位からの寄与も考慮して、次式により計算する。

$$\bar{\chi} = \sum_j \bar{\chi}_{jL} + \sum_j \bar{\chi}_{jL-1} + \sum_j \bar{\chi}_{jL+1} \cdots \cdots \cdots 2-4$$

- ここで、 j : 大気安定度 (A~F)
- L : 計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は、次式により計算する。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{li} \cdot A_{li} \cdots \cdots \cdots 2-5$$

$$A_{li} = M_a \cdot \bar{\chi}_i \dots\dots\dots 2-6$$

- ここで、 $H_I$  : 吸入摂取による年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)  
 365 : 年間の日数への換算係数 (d/y)  
 $K_{Ii}$  : 核種 i の吸入摂取による成人実効線量換算係数 ( $\mu$  Sv/Bq)  
 $A_{Ii}$  : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)  
 $M_a$  : 人間の呼吸率 ( $m^3/d$ )  
 (成人の 1 日平均の呼吸率:  $22.2 m^3/d$  を使用)  
 $\bar{\chi}_i$  : 核種 i の年平均地表空気中濃度 ( $Bq/m^3$ )

表 2-4 吸入摂取による成人の実効線量換算係数 ( $\mu$  Sv/Bq)

核種	Cs-134	Cs-137
$K_{Ii}$	$2.0 \times 10^{-2}$	$3.9 \times 10^{-2}$

#### 2.2.2.5 地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線に起因する実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し、放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

##### (1) 放射性物質の年平均地上空気中濃度の計算

計算地点における年平均地上空気中濃度  $\bar{\chi}$  は、2-4 式により計算する。

##### (2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線に起因する実効線量は、次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{oi} \dots\dots\dots 2-7$$

$$S_{oi} = \bar{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_{l1}}{\lambda_i} \cdot \left( 1 - e^{-\lambda_i \cdot T_o} \right) \dots\dots\dots 2-8$$

- ここで、 $H_G$  : 地面に沈着した放射性物質からの  $\gamma$  線に起因する  
 年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)  
 $K_{Gi}$  : 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ( $\frac{\mu$  Sv/y /  $Bq/m^2$ )  
 $S_{oi}$  : 核種 i の地表濃度 ( $Bq/m^2$ )  
 $\bar{\chi}_i$  : 核種 i の年平均地表空気中濃度 ( $Bq/m^3$ )  
 $V_g$  : 沈着速度 (0.01m/s)  
 $\lambda_i$  : 核種 i の物理的減衰係数 ( $s^{-1}$ )  
 $T_o$  : 放射性物質の放出期間 (s) (カバー供用期間の 5 年を想定)



$f_1$  : 沈着した放射性物質のうち残存する割合（保守的に1を用いる）

表 2-5 放射性物質濃度から実効線量への換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m<sup>2</sup>))

核種	Cs-134	Cs-137
$K_{Gi}$	$1.5 \times 10^{-15}$	$5.8 \times 10^{-16}$

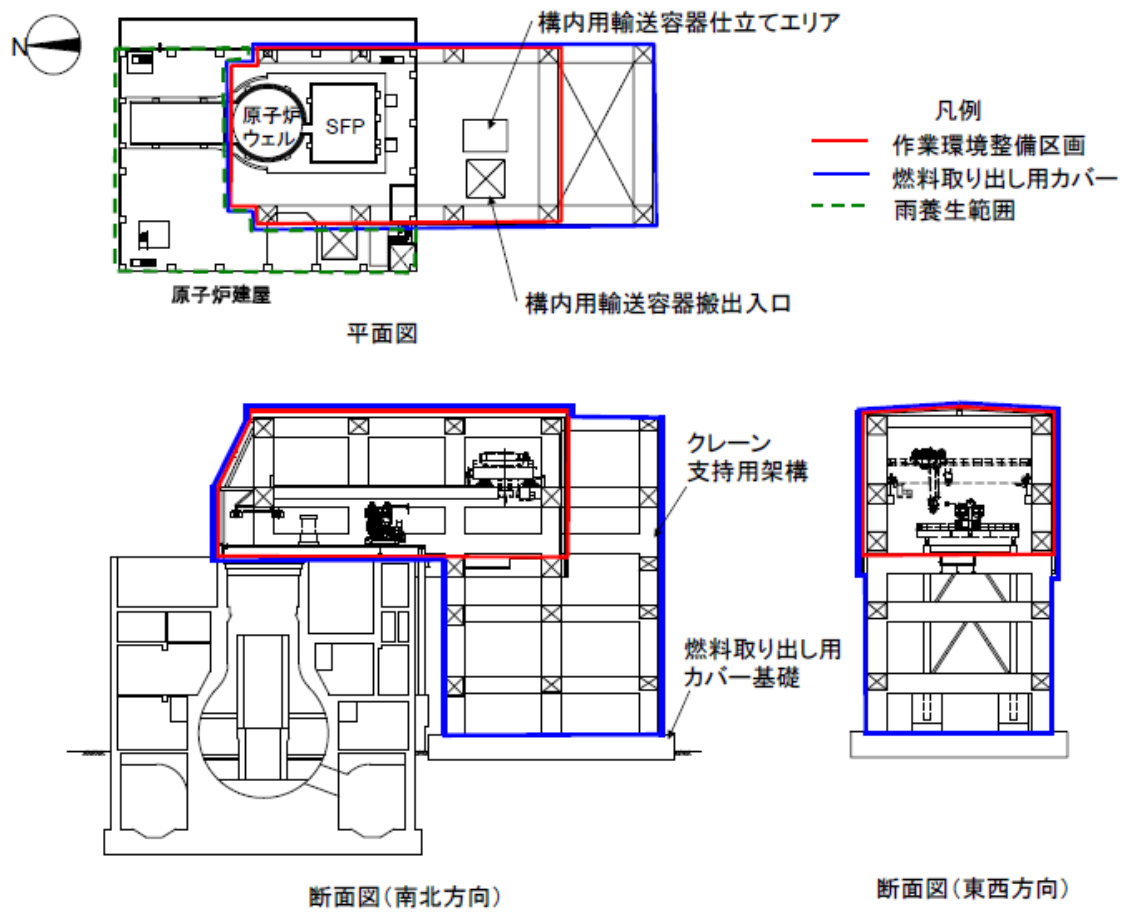
#### 2.2.2.6 評価結果

表 2-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である5年間（想定）続くと仮定して算出した結果、年間被ばく線量は敷地境界で約 0.008mSv/年であり、法令の線量限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される。（表 2-6 参照）

また、「Ⅲ. 3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても十分に低いと評価される。

表 2-6 燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 $1.3 \times 10^{-7}$	約 $5.4 \times 10^{-5}$	約 $7.4 \times 10^{-3}$	約 $7.5 \times 10^{-3}$



【燃料取り出し用カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- ・ 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- ・ 換気対象範囲外とする。

図 2-1 燃料取り出し用カバー概略図

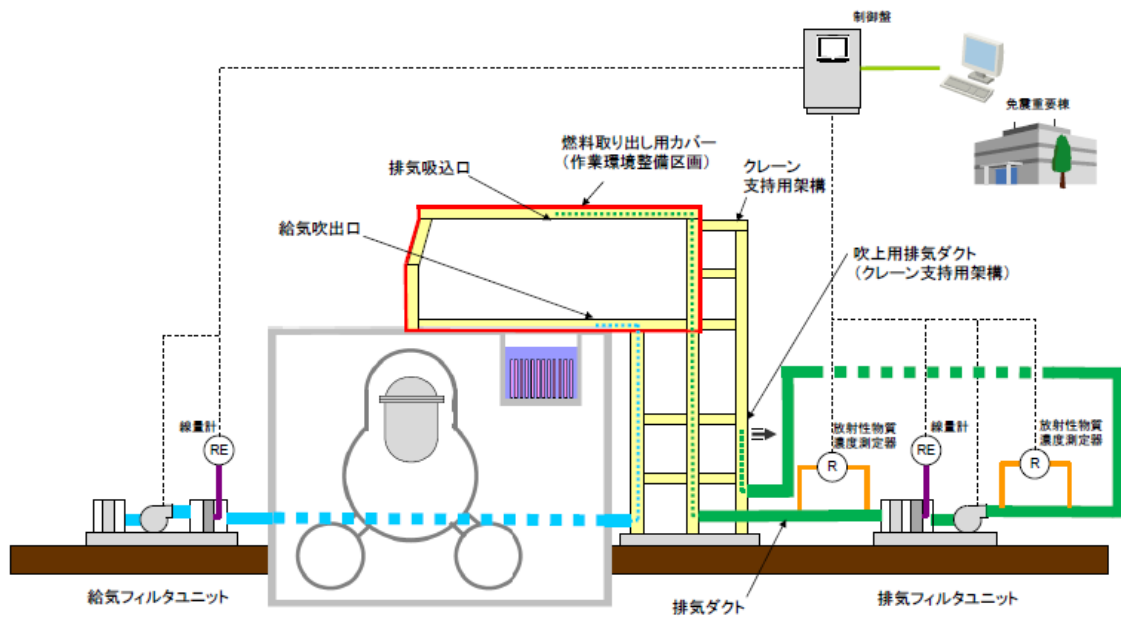


図 2-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

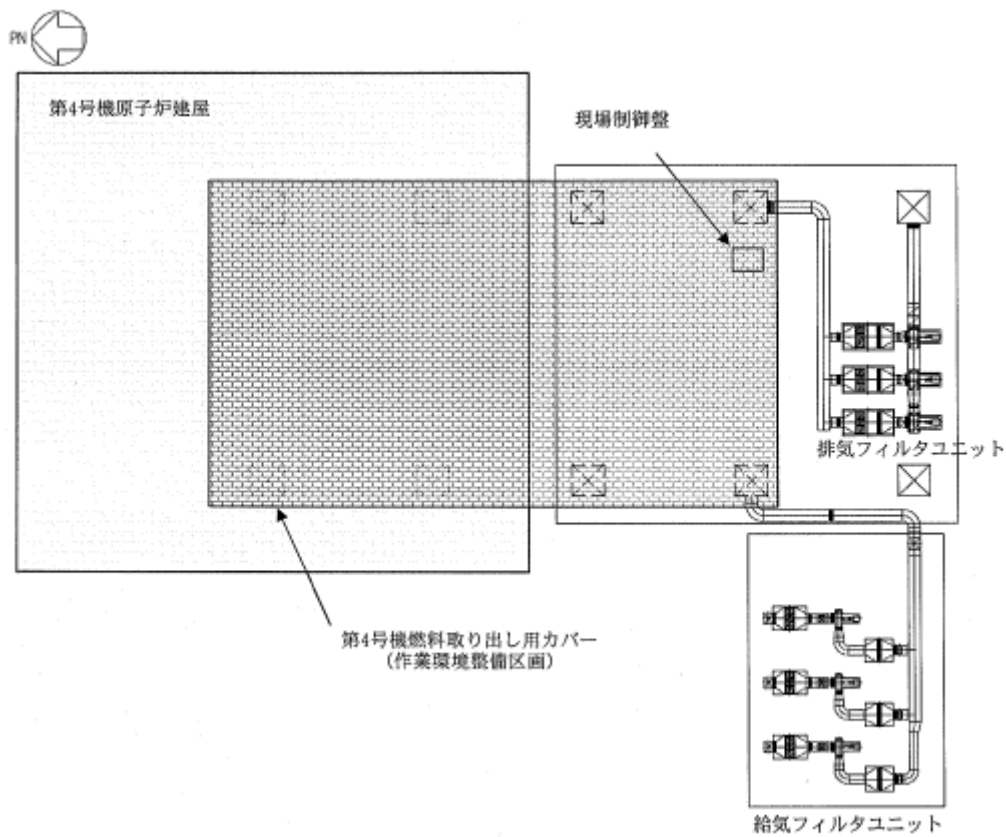


図 2-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

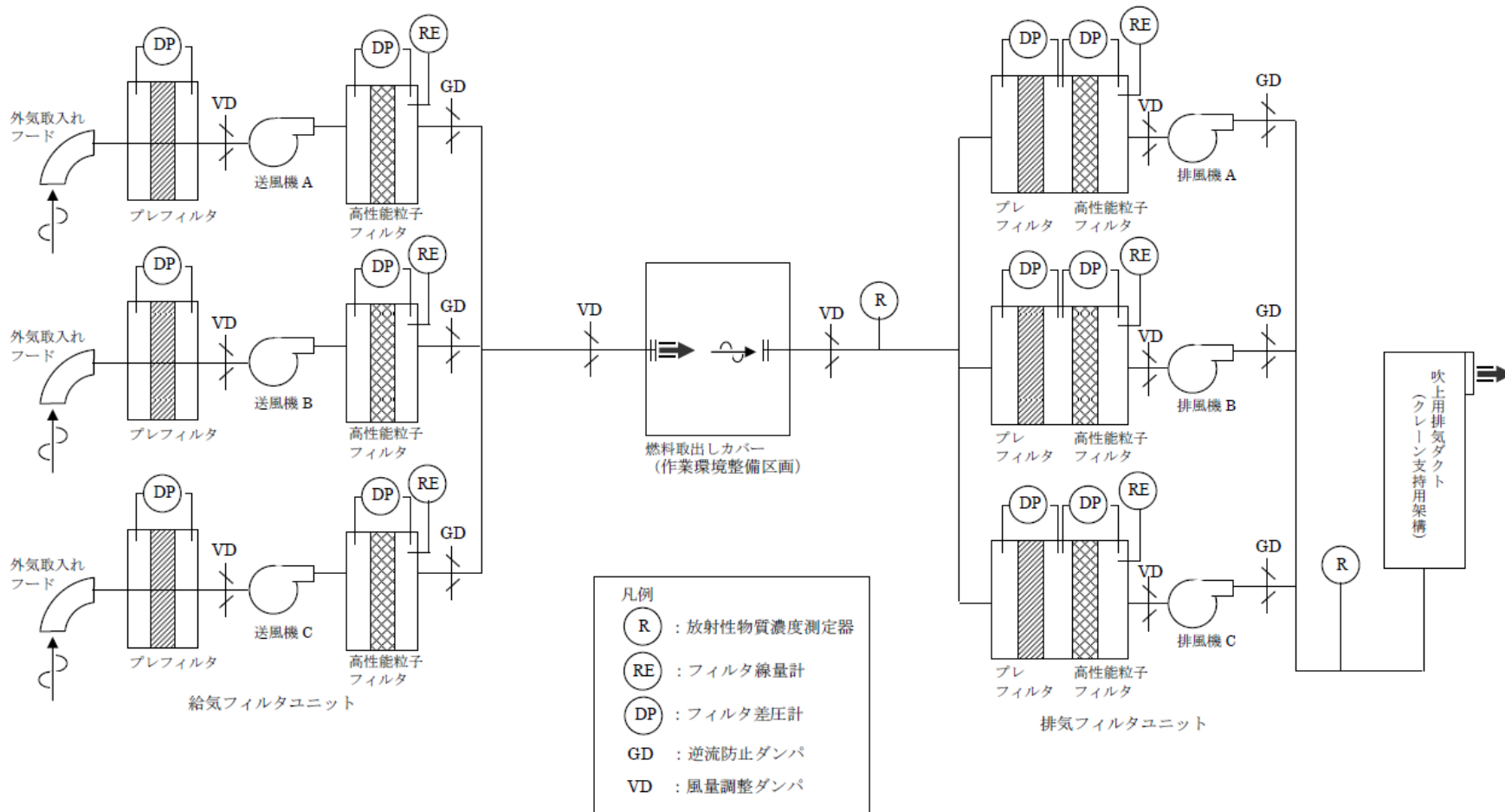
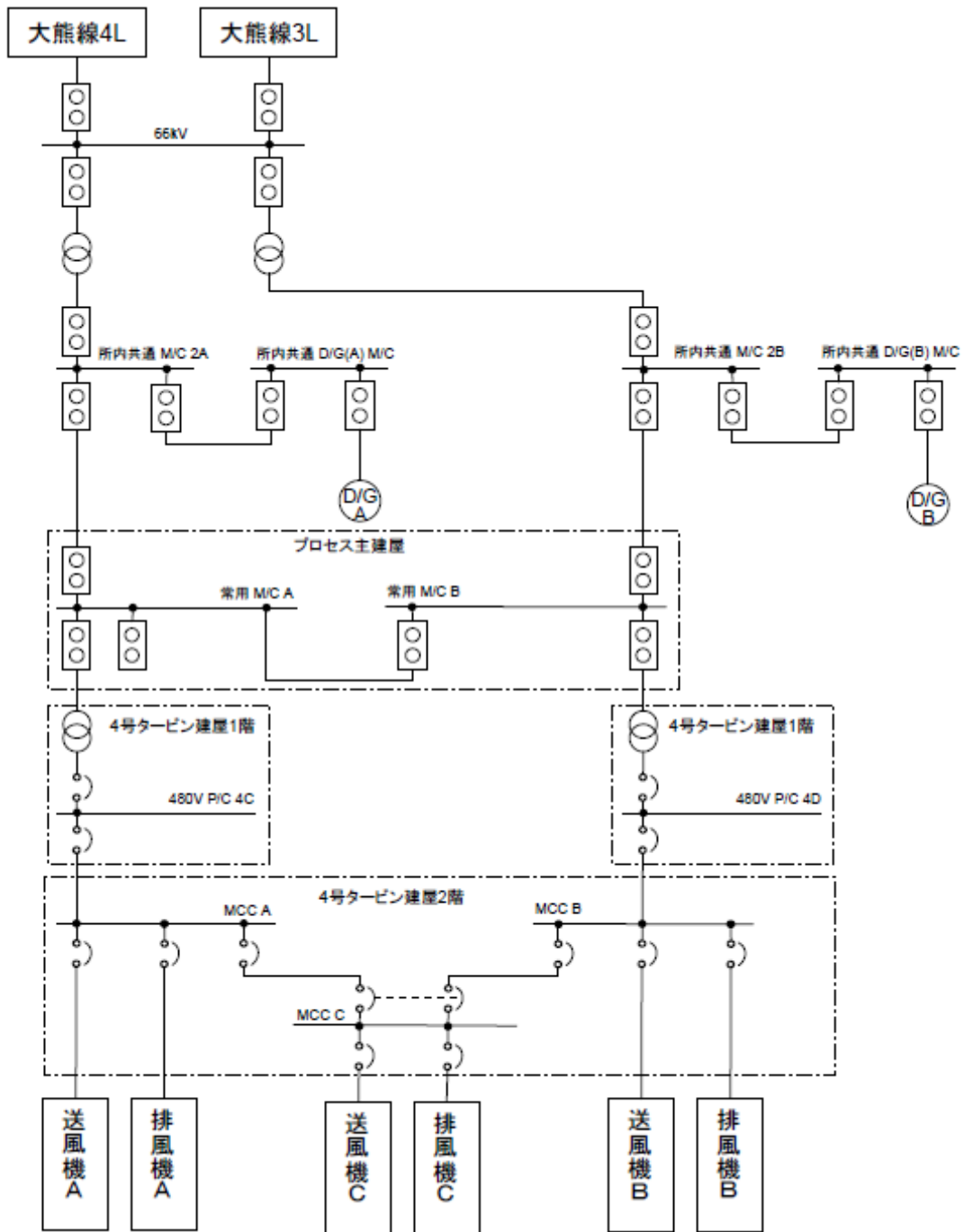


図 2-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※今後の設計の進捗により変更の可能性有り。

図 2-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

### 3. 第3号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

#### 3.1 燃料取り出し用カバーについて

##### 3.1.1 概要

燃料取り出し用カバーは、作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし、風雨を遮る構造とする。また、使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり、燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため、燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また、現在、発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから、フィルタユニットは、発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134, 137）の大気への放出が低減できる設計とする。

##### 3.1.2 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは、約19m（南北）×約57m（東西）×約54m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり、ドーム状の屋根を外装材で覆い、風雨を遮る構造とする。（図3-1 燃料取り出し用カバー概略図参照）

##### 3.1.3 換気設備

###### 3.1.3.1 系統構成

換気設備は、燃料取り出し用カバー内気体を吸引し、排気ダクトを經由して燃料取り出し用カバーの外部に設置した排気フィルタユニットへ導く。排気フィルタユニットは、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ等で構成され、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹上用排気ダクトから大気へ放出する。

排気フィルタユニットは、約10,000m<sup>3</sup>/hのユニットを4系列（うち1系列は予備）、排風機は、換気風量約30,000m<sup>3</sup>/hのユニットを2系列（うち1系列は予備）設置し、約30,000m<sup>3</sup>/hの換気風量で運転する。

また、燃料取り出し用カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するため、放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置する。（図3-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図、図3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図、図3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図参照）

燃料取り出し用カバー換気設備の電源は、異なる系統の所内高圧母線から受電可能な構成とする。（図3-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図参照）

表 3-1 換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：カバー内の天井部に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋西側の屋外に 4 系列（うち予備 1 系列）設置 構成：プレフィルタ 高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3 μm）以上） フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置） フィルタ差圧計（プレフィルタ，高性能粒子フィルタに設置）
排風機	配置：原子炉建屋西側の屋外に 2 系列（うち予備 1 系列）設置
吹上用排気ダクト	配置：排気フィルタユニットの下流側に設置
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様：検出器種類 シンチレーション検出器 計測範囲 $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ 台数 排気フィルタユニット入口 1 台 排気フィルタユニット出口 2 台

### 3.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は、燃料取扱機、クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

燃料取り出し用カバー内の熱負荷を除熱するのに必要な換気風量は、下式により求められる風量に余裕をみた約 30,000m<sup>3</sup>/h とする。

$$Q=q/(C_p \cdot \rho \cdot (t_1-t_2) \cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（m<sup>3</sup>/h）

q：設計用熱負荷，約 60（kW）

（機器発熱，日射，使用済燃料プールからの熱，原子炉からの熱）※<sup>1</sup>

C<sub>p</sub>：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ：密度，1.2（kg/m<sup>3</sup>）

t<sub>1</sub>：カバー内温度，40（℃）

t<sub>2</sub>：設計用外気温度，28.5（℃）※<sup>2</sup>

※<sup>1</sup> 約 10%の余裕を含む

※<sup>2</sup> 小名浜気象台で観測された 1972 年～1976 年の 5 年間の観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度

### 3.1.3.3 運転管理および保守管理

#### (1) 運転管理

排風機の起動/停止操作は、屋外地上部に設置したコンテナハウス内の現場制御盤で行うものとし、故障等により排風機が停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合には、警報を発する。また、免震重要棟でも同様に、排風機の運転状態（起動停止状態）、放射性物質濃度が表示され、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

放射性物質濃度測定器を排気フィルタユニットの出入口に設置し、燃料取り出し用カバー内から大気に放出される放射性物質濃度を測定する。

#### (2) 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

### 3.1.3.4 異常時の措置

燃料取り出し用カバー換気設備が停止しても、セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-5} \%$ 程度であり、第3号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（Ⅱ.2.3 使用済燃料プール設備参照）ことから、放射性物質の異常な放出とならないと考えられる。また、第3号機の使用済燃料プール水における放射性物質濃度は、Cs-134： $2.4 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 、Cs-137： $3.9 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ （平成24年9月24日に使用済燃料プールより採取した水の分析結果）である。

なお、燃料取り出し用カバー換気設備は、機器の単一故障が発生した場合を想定して、送風機、排風機及び電源の多重化を実施しており、切替等により機能喪失後の速やかな運転の再開を可能とする。また、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、2台の連続運転とし、1台故障時においても放射性物質濃度を計測可能とする。



### 3.2 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

#### 3.2.1 排気フィルタによる低減効果

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて大気へ放出される放射性物質は、高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径  $0.3\mu\text{m}$ ）以上）により低減される。

セシウムの使用済燃料プールから大気への移行割合は、 $1\times 10^{-3}\sim 1\times 10^{-5}\%$ 程度であり、第 3 号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ. 2. 3 使用済燃料プール設備参照）

表 3-2 に第 3 号機原子炉建屋上部で測定された放射性物質濃度を示す。仮に、燃料取り出し用カバー内が表 3-2 に示す放射性物質濃度であった場合、排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 3-3 の通りとなる。

表 3-2 第 3 号機原子炉建屋上部の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

核種	原子炉上北東側（横方向）※
Cs-134	約 $5.2\times 10^{-4}$
Cs-137	約 $8.0\times 10^{-4}$

※平成 24 年 9 月 6 日測定

$$Q=C \cdot (1-f)$$

Q : フィルタ通過後の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

C : カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) (表 3-2 参照)

f : フィルタ効率 (高性能粒子フィルタ 97%)

表 3-3 フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
Cs-134	約 $1.6\times 10^{-5}$
Cs-137	約 $2.4\times 10^{-5}$

以上の結果、表 3-2 及び表 3-3 より、フィルタ通過後の放射性物質濃度は約 1/30 となる。

#### 3.2.2 敷地境界線量

##### 3.2.2.1 評価条件

- (1) 燃料取り出し用カバー内が、表 3-2 に示す第 3 号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

- (2) 減衰は考慮しない。
- (3) 地上放出と仮定する。
- (4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である5年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点の $\gamma$ 線に起因する実効線量と仮定し評価する。
- (5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は、福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同一気象データを使用する。

### 3.2.2.2 評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は、以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

- (1) 放射性雲からの $\gamma$ 線に起因する実効線量
- (2) 吸入摂取による実効線量
- (3) 地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

### 3.2.2.3 放射性雲からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

放射性物質の $\gamma$ 線に起因する実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性雲からの $\gamma$ 線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

#### (1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点 (x, y, 0) における空気カーマ率は、次式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4 \pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \dots \quad 3-1$$

ここで、 D : 計算地点(x, y, 0)における空気カーマ率 ( $\mu$  Gy/h)

$K_1$  : 空気カーマ率への換算係数 ( $4.46 \times 10^{-4} \frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{h}}$ )

E :  $\gamma$ 線の実効エネルギー (0.5MeV/dis)

$\mu_{en}$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線エネルギー吸収係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

$\mu$  : 空気に対する $\gamma$ 線の線減衰係数 ( $\text{m}^{-1}$ )

r : 放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点 (x, y, 0) までの距離 (m)

$B(\mu r)$  : 空気に対する $\gamma$ 線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし、 $\mu_{en}$ ,  $\mu$ ,  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ については、0.5MeVの $\gamma$ 線に対する値を用い、以下のとおりとする。

$$\mu_{en} = 3.84 \times 10^{-3} (\text{m}^{-1}), \quad \mu = 1.05 \times 10^{-2} (\text{m}^{-1})$$

$$\alpha = 1.000, \quad \beta = 0.4492, \quad \gamma = 0.0038$$

$\chi(x', y', z')$  : 放射性雲中の点  $(x', y', z')$  における濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)  
 なお,  $\chi(x', y', z')$  は, 次式により計算する。

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z' - H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z' + H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \cdot 3-2$$

ここで,  $Q$  : 放射性物質の放出率 (Bq/s)  
 $U$  : 放出源高さを代表する風速 (m/s)  
 $H$  : 放出源の有効高さ (m)  
 $\sigma_y$  : 濃度分布の  $y'$  方向の拡がりのパラメータ (m)  
 $\sigma_z$  : 濃度分布の  $z'$  方向の拡がりのパラメータ (m)

このとき, 有効高さと同じ高度 ( $z' = H$ ) の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。  
 被ばく評価地点は地上 ( $z' = 0$ ) であるため, 地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は, 計算地点を含む方位に向かう放射性雲の  $\gamma$  線からの空気カーマを合計して, 次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot \overline{D}_L \cdot \dots \cdot 3-3$$

ここで,  $H_\gamma$  : 放射性物質の  $\gamma$  線に起因する年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)  
 $K_2$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 ( $0.8 \mu$  Sv/ $\mu$  Gy)  
 $f_h$  : 家屋の遮へい係数 (1.0)  
 $f_0$  : 居住係数 (1.0)  
 $\overline{D}_L$  : 計算地点を含む方位(L)に向かう放射性雲による年間平均の  $\gamma$  線による空気カーマ ( $\mu$  Gy/y)。

3.2.2.4 吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量については, 「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の吸入摂取による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地表空気中濃度の計算

計算地点における年平均地表空気中濃度  $\overline{\chi}$  は, 3-2 式を用い, 隣接方位からの寄与も考慮して, 次式により計算する。

$$\overline{\chi} = \sum_j \overline{\chi}_{jL} + \sum_j \overline{\chi}_{jL-1} + \sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \cdot \dots \cdot 3-4$$

ここで、 j : 大気安定度 (A~F)  
 L : 計算地点を含む方位

(2) 線量の計算

放射性物質の呼吸による実効線量は、次式により計算する。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \dots\dots\dots 3-5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{\chi}_i \dots\dots\dots 3-6$$

ここで、  $H_I$  : 吸入摂取による年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)  
 365 : 年間日数への換算係数 (d/y)  
 $K_{Ii}$  : 核種 i の吸入摂取による成人実効線量換算係数 ( $\mu$  Sv/Bq)  
 $A_{Ii}$  : 核種 i の吸入による摂取率 (Bq/d)  
 $M_a$  : 人間の呼吸率 ( $m^3/d$ )  
 (成人の1日平均の呼吸率:  $22.2m^3/d$ を使用)  
 $\bar{\chi}_i$  : 核種 i の年平均地表空気中濃度 (Bq/ $m^3$ )

表 3-4 吸入摂取による成人の実効線量換算係数 ( $\mu$  Sv/Bq)

核種	Cs-134	Cs-137
$K_{Ii}$	$2.0 \times 10^{-2}$	$3.9 \times 10^{-2}$

3.2.2.5 地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する実効線量

地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する実効線量については、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」の地面に沈着した放射性物質濃度を計算し、放射性物質濃度からの実効線量への換算係数を用いて評価する。

(1) 放射性物質の年平均地上空気中濃度の計算

計算地点における年平均地上空気中濃度 $\bar{\chi}$ は、3-4式により計算する。

(2) 線量の計算

地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する実効線量は、次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{oi} \dots\dots\dots 3-7$$

$$S_{oi} = \bar{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot (1 - e^{-\lambda_i \cdot T_o}) \dots\dots\dots 3-8$$

ここで、  $H_G$  : 地面に沈着した放射性物質からの $\gamma$ 線に起因する  
 年間の実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

- $K_{Gi}$  : 核種 i の地表沈着による外部被ばく線量換算係数 ( $\frac{\mu\text{Sv/y}}{\text{Bq/m}^2}$ )  
 $S_{oi}$  : 核種 i の地表濃度 ( $\text{Bq/m}^2$ )  
 $\bar{\chi}_i$  : 核種 i の年平均地表空気中濃度 ( $\text{Bq/m}^3$ )  
 $V_g$  : 沈着速度 ( $0.01\text{m/s}$ )  
 $\lambda_i$  : 核種 i の物理的減衰係数 ( $\text{s}^{-1}$ )  
 $T_o$  : 放射性物質の放出期間 (s) (カバー供用期間の 5 年を想定)  
 $f_1$  : 沈着した放射性物質のうち残存する割合 (保守的に 1 を用いる)

表 3-5 放射性物質濃度から実効線量への換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m<sup>2</sup>))

核種	Cs-134	Cs-137
$K_{Gi}$	$1.5 \times 10^{-15}$	$5.8 \times 10^{-16}$

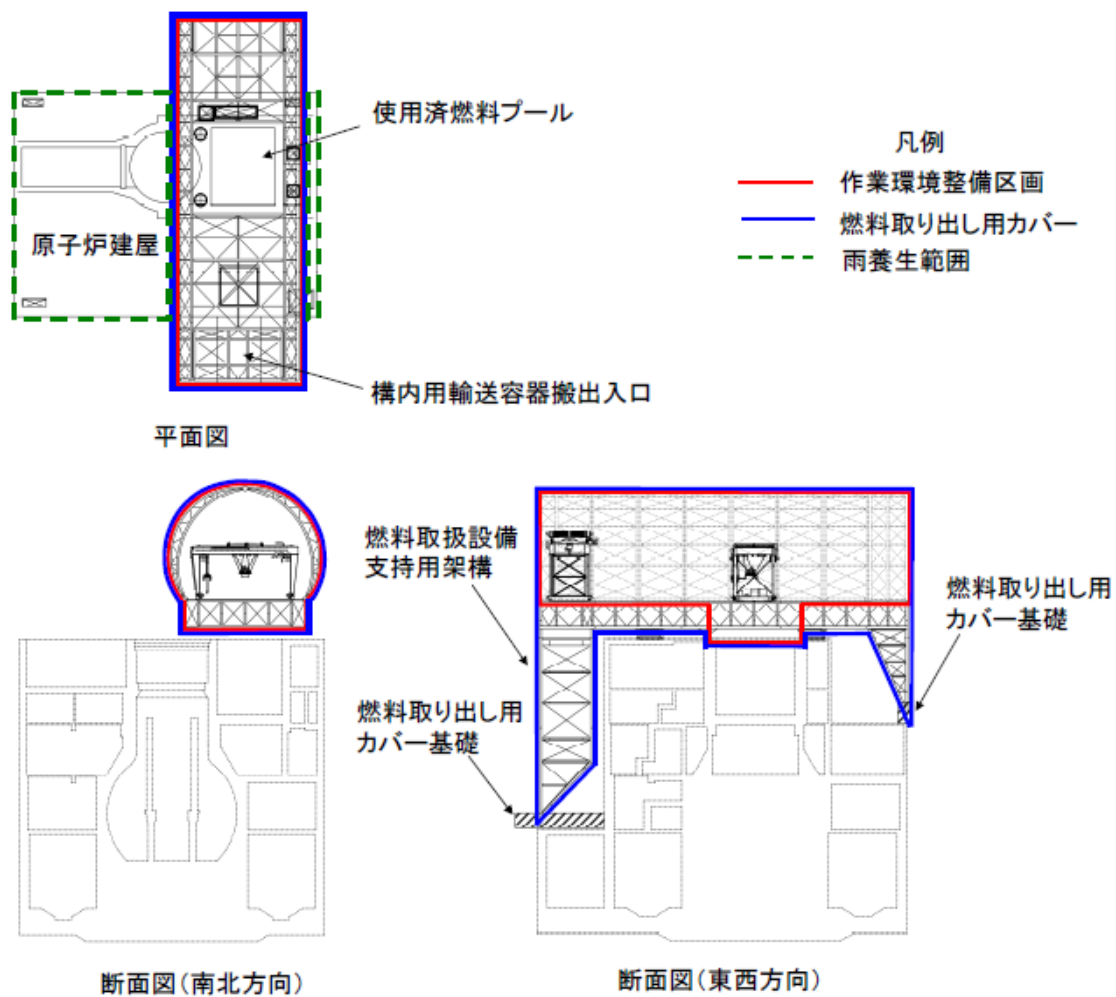
### 3.2.2.6 評価結果

表 3-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間 (想定) 続くと仮定して算出した結果, 年間被ばく線量は敷地境界で約 0.015mSv/年であり, 法令の濃度限度 1mSv/年に比べても十分低いと評価される。(表 3-6 参照)

また, 「Ⅲ. 3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価 (約 0.03mSv/年) に比べても低いと評価される。

表 3-6 燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの放射性物質の放出による一般公衆の実効線量 (mSv/年)

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 $4.5 \times 10^{-7}$	約 $1.3 \times 10^{-4}$	約 $1.5 \times 10^{-2}$	約 $1.5 \times 10^{-2}$



【燃料取り出し用カバー】

- ・ 作業環境整備区画を構成・支持する架構及び附属設備を指す。
- ・ 燃料取り出し用カバーのうち、作業環境整備区画は外装材等により区画し、換気対象範囲とする。

【雨養生範囲】

- ・ 燃料取り出し用カバー以外のオペレーティングフロアエリアは雨水対策を施す。
- ・ 換気対象範囲外とする。

図 3-1 燃料取り出し用カバー概略図

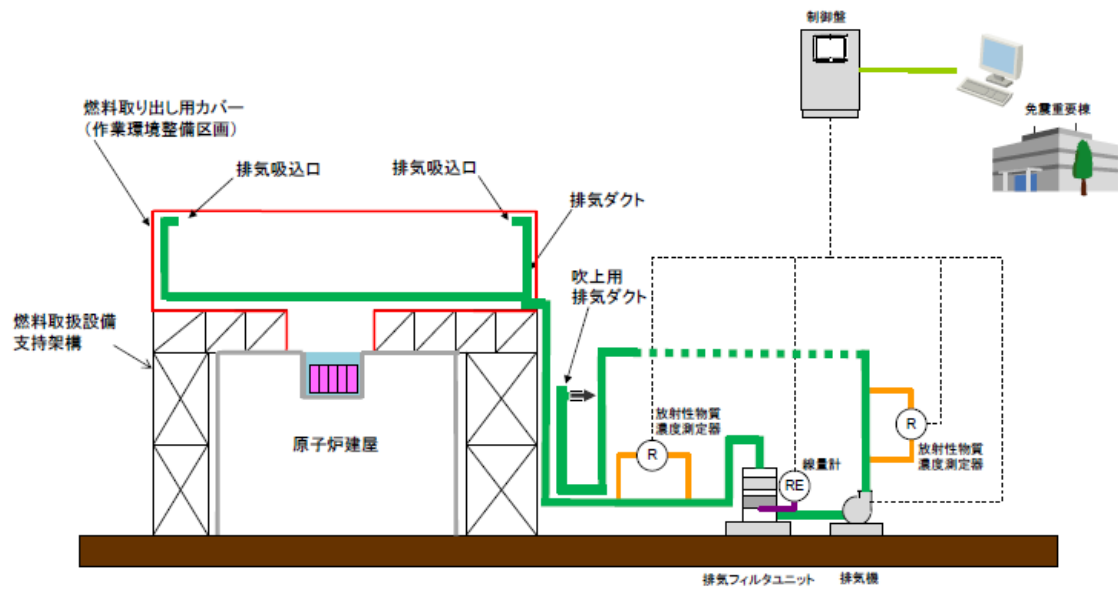


図 3-2 燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

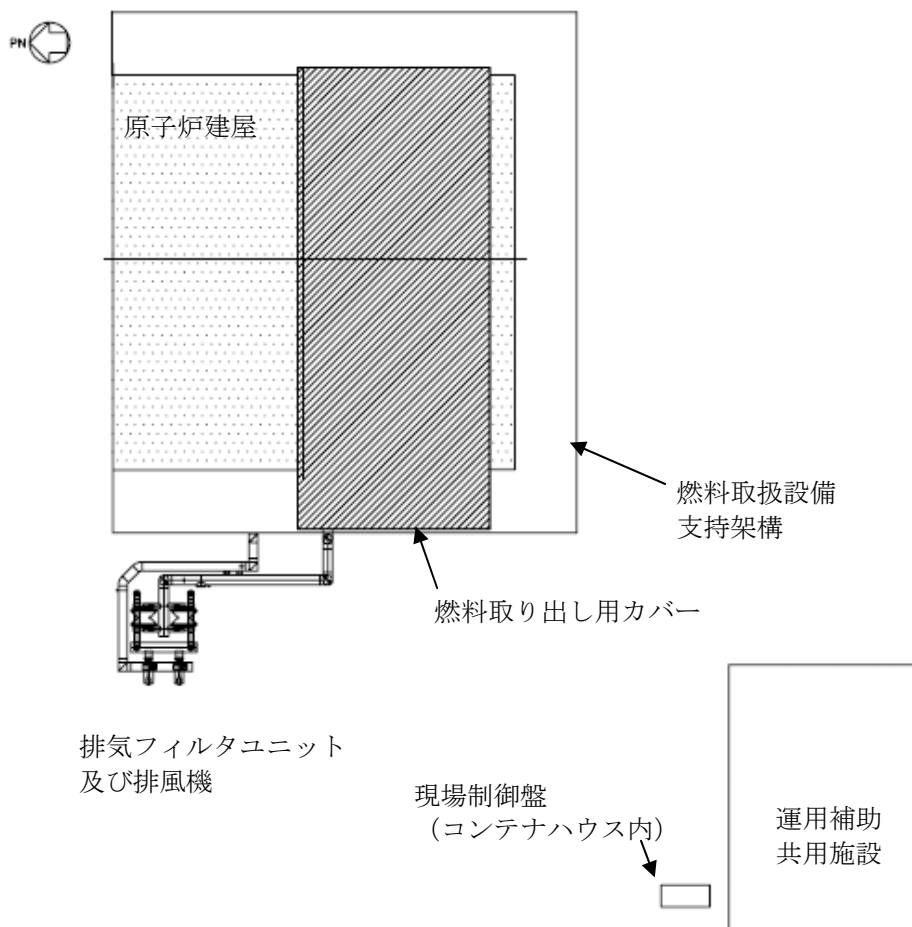


図 3-3 燃料取り出し用カバー換気設備配置図

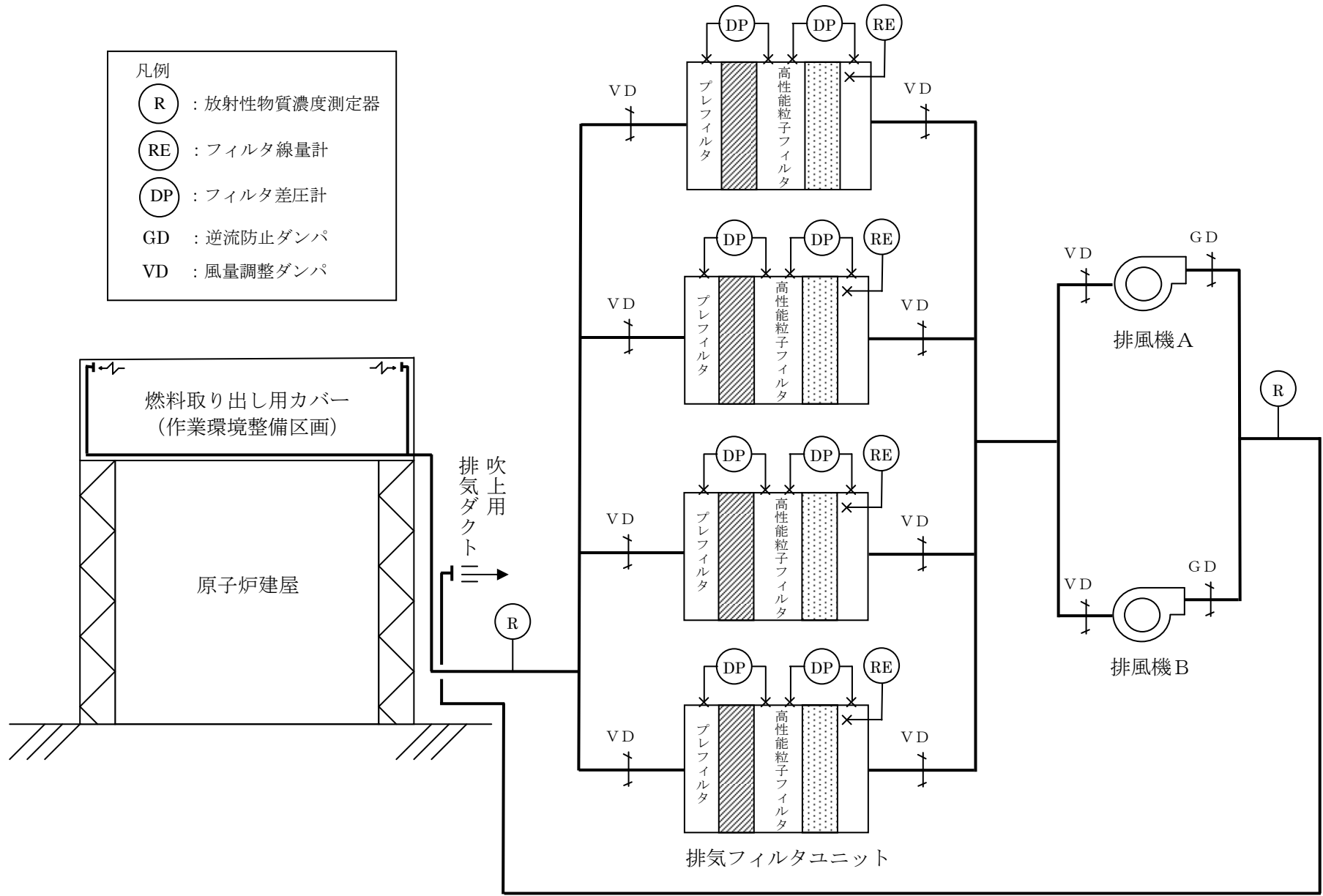
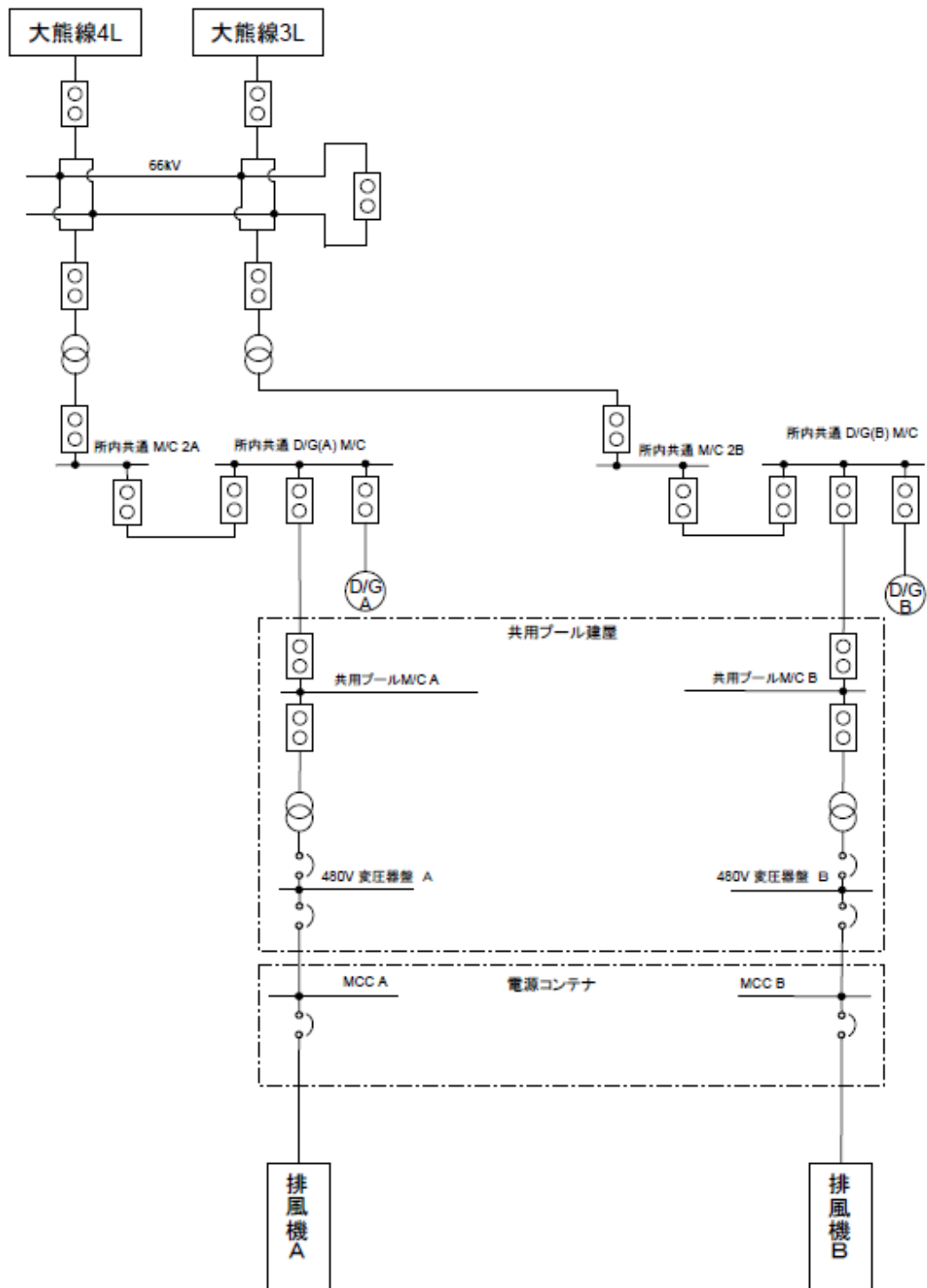


図 3-4 燃料取り出し用カバー換気設備系統図





※今後の設計の進捗により変更の可能性有り。

図 3-5 燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

## がれき撤去等の手順に関する説明書

## 1 現状と今後の作業

福島第一原子力発電所第1，第3，第4号機は天井や外壁が損傷して建屋上部に積み重なっている状況にある。第2号機は東側外壁のブローアウトパネルが開放されているものの外見上の大きな損傷は確認されていない。

第1～第4号機において、使用済燃料プール内燃料の取り出しを計画しているが、第1，第3，第4号機については使用済燃料プール内燃料の取り出しに先立ち、原子炉建屋上部において、がれき撤去等が必要である。

がれき撤去等の作業においては、がれき等を使用済燃料プールに落下させ波及的影響を与えないよう対策を講じる必要がある。本説明書は原子炉建屋上部のがれき撤去等の手順を示すものである。

## 2 がれき撤去等の監理体制

協力会社ががれき撤去等の計画を立案し、当社がその計画の確認を行う。また、放射線管理に関わる計画は、協力会社が立案し、当社がその計画の確認を行う。確認された計画に基づき協力会社が作業を行い、当社が監理を行う。なお、不測事態が発生した場合、協力会社から当社監理員に連絡を行い、当社および協力会社を交え計画の再検討等今後の対応について協議する。

## 3 がれき撤去等の手順

## (1) がれき撤去フロー

オペレーティングフロア上のがれきを安全に撤去するために、図1に示すがれき撤去フローに従い、作業計画を立案する。なお、オペレーティングフロア上のがれき撤去は、作業状況について常時監視した状況で実施する。監視にあたり以下の点に注意し、異常があった場合は直ちに作業を中止し、関係者へ報告する。

- ・使用済燃料プールに異常が無いか
- ・重機による作業区画内に人がいないか
- ・飛散物，落下物，建屋の異常等はないか

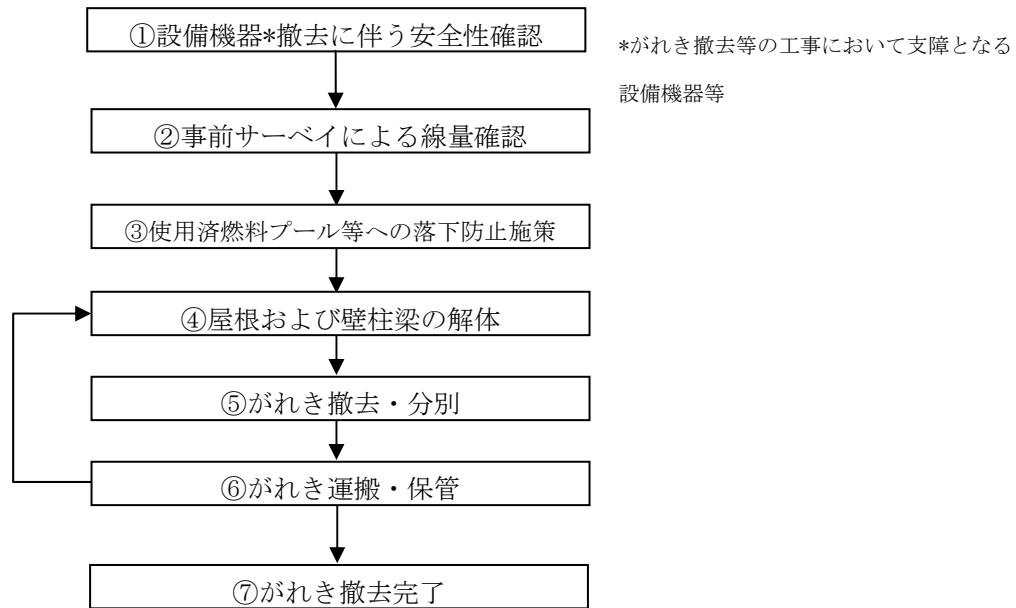


図1 がれき撤去フロー

また、がれき撤去フローにおける①設備機器撤去に伴う安全性確認、③使用済燃料プール等への落下防止施策については、次に具体的な内容を示す。

a. ①設備機器撤去に伴う安全性確認

がれき撤去工程においては、設備機器の撤去作業を伴うが、安全性確保の為、当社および協力会社において十分な調査・計画立案が必要である。設備機器の撤去に関するフローを図2に示す。

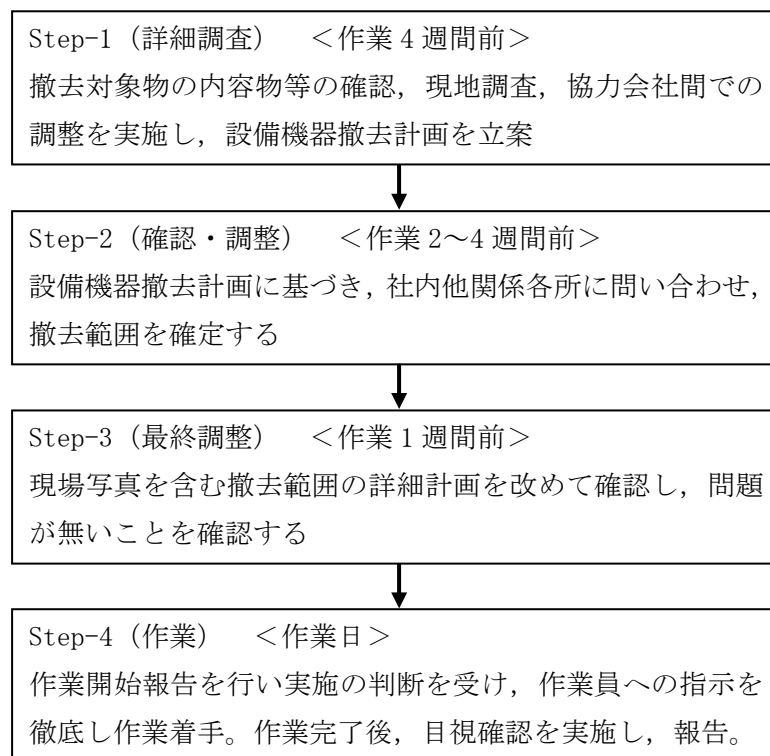


図2 設備機器撤去に伴う詳細調査・確認・調整業務フロー

#### b. ③使用済燃料プール等への落下防止施策

使用済燃料プールにがれきが落下し、使用済燃料貯蔵ラックや使用済燃料プールが損傷することを防止するため、がれき撤去に先立ち、がれきの状況を写真の分析や模型等により把握し作業手順を検討する。

がれき解体用重機には、下部へのがれき落下防止策を施した吊り治具等を使用し、使用済燃料プール外のがれき撤去を行う際には、使用済燃料プール上を通過しないように手順を策定する。また、使用済燃料プール内のがれき撤去を行う際には、使用済燃料貯蔵ラック上を通過しないように手順を策定し、使用済燃料プール内であって使用済燃料貯蔵ラック上に位置するがれきについては、極力使用済燃料貯蔵ラック上の移動距離が短くなるように手順を策定する。

プール内のがれき撤去にあたっては、事前に燃料、ラックとがれきとの干渉について確認する。干渉が想定される場合は、燃料及びラックの健全性並びに作業員の安全を確保するためのがれき撤去の方法について検討し、必要に応じモックアップ等により安全性の確認を実施する。

燃料取扱機、燃料取り出し用カバーの設置等のオペレーティングフロア上で行う作業にあたっては、極力使用済燃料プール上で作業を行わないように手順を策定する。

なお、必要に応じて使用済燃料プールの表面養生等の対策を施す。

#### (2) がれき撤去等における留意事項

##### a. 重機によるがれき撤去

- ① 安全対策：作業範囲周辺の安全性に配慮し、がれきの落下防止及びがれき落下に伴う設備機器・重機損傷の防止を図る。
- ② がれき撤去：使用済燃料プールへがれきを落下させないように十分に注意し、作業を行う。万一がれきが使用済燃料プールに落下した場合には、作業を一時中断し、異常のないことを確認した後、作業を再開する。
- ③ がれきの分別：がれきは、解体重機でダンプに積み込める大きさに小割し、分別する。
- ④ がれきの運搬：原子炉建屋周辺ヤードで、遮蔽措置を施したダンプ等へがれき類を積み替え、指定された集積場所へ運搬する。

##### b. がれきの仮置き及び分別

がれきは、原子炉建屋周辺ヤード内に仮置き場所を設置し、分別集積する。仮置きしたがれきは線量を計測し、高線量の場合は作業員が近寄らないように区画及び表示を行う。

がれきには粉塵などの飛散防止を目的とした飛散防止剤の散布等を行い、ダンプにて搬出する。なお、搬出するがれきについては、放射線量に応じて分別し構内に一時保管する。

##### c. 作業員の安全対策

作業開始前は、事前サーベイによる線量確認を実施し、高線量箇所の注意喚起を行うなど作業員の被ばく量低減に努める。また、事前サーベイによる線量確認状況に応じエリアモニタを設置し、線量の目視確認が可能な状況とする。なお、緊急時（津波警報発生時の避難等）にはサイレン等により警報を発報し、作業員に避難情報を提供する。

d. 既存建屋への影響評価

がれき撤去に伴い既存建屋に作用する荷重は低下傾向を示すが、がれきの飛散防止のための養生材や解体重機の積載などの影響により作用荷重が増加する場合も考えられる。がれき撤去により大幅な荷重増減が生じる場合には、既存建屋が局部的に荷重を負担することのないよう、配慮して計画を行う。

なお、がれき撤去が進むに伴い建屋の損傷状況が確認できた場合には、必要に応じて既存建屋への影響を再度評価することとする。

e. 燃料取扱設備，燃料取り出し用カバー等の設置

- ① 安全対策：作業範囲周辺の安全性に配慮し、設置設備の落下防止及び設備落下に伴う設備機器・重機損傷の防止を図る。
- ② 設備設置：設備設置は極力使用済燃料プール上で行わないこととする。やむを得ず使用済燃料プール上での作業を行う場合は、使用済燃料プールへ設置設備を落下させないように十分に注意し、作業を行う。

## 移送操作中の燃料集合体の落下

### 1. 原因

第 3 号機及び第 4 号機使用済燃料プール内における燃料の移送操作中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される。

### 2. 事故防止対策

燃料集合体の落下を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

- (1) 燃料取扱機は、燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐えることのできる強度に設計する。
- (2) 燃料把握機のワイヤを二重化する。
- (3) 燃料把握機は、圧縮空気等の駆動源が喪失した場合、燃料集合体が外れないフェイル・セーフ設計とする。
- (4) 燃料把握機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には、吊上げができないようなインターロックを設ける。
- (5) 運転要領を十分整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱作業を行う運転管理体制をとる。
- (6) 使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について、移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。
- (7) 燃料集合体の機械的健全性確認において、破損が確認された燃料集合体を移送する場合には、破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により、放射性物質の飛散・拡散を防止する。

### 3. 第 4 号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

#### 3.1. 核分裂生成物の放出量

##### (1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。

- a. 燃料取り出し作業に際し、使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体 1 体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の 2.3 体とする。

なお、炉心での落下高さ 10m に対し、使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に 1m 以下であり、装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸

送容器の方が低いため、使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が、炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約 105%（熱出力 2,483MW）で十分長時間（2,000 日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。
- b. 燃料取り出し作業は、原子炉停止後 365 日冷却された後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。  
 なお、第 4 号機の発電停止は 2010 年 11 月 30 日であり、使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ 2 終了から 2 年以内の 2013 年 12 月頃の開始を目標としている。この場合の冷却日数は約 1100 日となる。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ 30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から燃料取り出し用カバーの空气中へ移行するものとする。
- e. 燃料取り出し作業開始時には、燃料及び冷却材温度は低下しているため、放出されたよう素のうち 1%は有機状とし、すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。
- f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 3.1 の通りである。

表 3.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 $5.0 \times 10^{11}$ Bq
よう素(I-131 等価量)大気放出量	約 $3.3 \times 10^6$ Bq

3.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析

に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

なお、相対濃度 ( $\chi/Q$ ) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断 (地上放出) の値  $3.4 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$  を適用する。

- b. 敷地境界外の希ガスによる  $\gamma$  線空気吸収線量は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお、相対線量 ( $D/Q$ ) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断 (地上放出) の値  $3.4 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$  を適用する。

## (2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量  $H_I$  (Sv) は、(3.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (3.2-1)$$

ここで、

- R : 呼吸率 ( $\text{m}^3/\text{s}$ )  
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率  $0.31 \text{m}^3/\text{h}$  を秒当たりに換算して用いる。
- $H_\infty$  : よう素 (I-131) を  $1 \text{Bq}$  吸入した場合の小児の実効線量 ( $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$ )
- $\chi / Q$  : 相対濃度 ( $\text{s}/\text{m}^3$ )
- $Q_I$  : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

また、希ガスの  $\gamma$  線外部被ばくによる実効線量  $H_\gamma$  (Sv) は、(3.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots \cdots (3.2-2)$$

ここで、

- K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 ( $K = 1 \text{Sv/Gy}$ )
- $D / Q$  : 相対線量 ( $\text{Gy/Bq}$ )
- $Q_\gamma$  : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)  
( $\gamma$  線実効エネルギー  $0.5 \text{MeV}$  換算値)

## (3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 3.2 の通りである。

表 3.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量
約 $1.7 \times 10^{-4} \text{mSv}$



これは、設置許可申請書で評価された燃料集合体の落下時の実効線量約  $6.8 \times 10^{-2} \text{mSv}$  よりさらに小さい値であることから、周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さい。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価と比較して2桁以上減少しているが、その原因は、設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びヨウ素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

### 3.3. 判断基準への適合性の検討

3.1, 3.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

#### 4. 第3号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

##### 4.1. 核分裂生成物の放出量

###### (1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。

- a. 燃料取り出し作業に際し、使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体1体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の2.3体とする。

なお、炉心での落下高さ10mに対し、使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に1m以下であり、装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸送容器の方が低いため、使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が、炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

###### (2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約105%（熱出力2,483MW）で十分長時間（2,000日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。
- b. 燃料取り出し作業は、原子炉停止後365日冷却された後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。

なお、第3号機の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料は2010年6月18日に発電停止したものであり、使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ2終了から3年程度後の2014年末の開始を目標としている。この間の冷却日数は約1600日となる。

- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から燃料取り出し用カバーの空气中へ移行するものとする。
- e. 燃料取り出し作業開始時には、燃料及び冷却材温度は低下しているため、放出されたよう素のうち1%は有機状とし、すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。
- f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は500とする。

###### (3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表4.1の通

りである。

表 4.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 $5.0 \times 10^{11}$ Bq
よう素(I-131 等価量)大気放出量	約 $3.3 \times 10^6$ Bq

#### 4.2. 線量当量の評価

##### (1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

なお、相対濃度 ( $\chi/Q$ ) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断(地上放出)の値  $2.6 \times 10^{-5}$ s/m<sup>3</sup>を適用する。

b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお、相対線量 ( $D/Q$ ) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断(地上放出)の値  $3.0 \times 10^{-19}$ Gy/Bqを適用する。

##### (2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量 $H_I$  (Sv) は、(4.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \dots \dots \dots (4.2-1)$$

ここで、

R : 呼吸率 (m<sup>3</sup>/s)

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率 0.31m<sup>3</sup>/h を秒当たりに換算して用いる。

$H_\infty$  : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の小児の実効線量 ( $1.6 \times 10^{-7}$ Sv/Bq)

$\chi / Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$Q_I$  : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

また、希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量 $H_\gamma$  (Sv) は、(4.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \dots \dots \dots (4.2-2)$$

ここで、

- K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (K = 1Sv/Gy)  
D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)  
Q<sub>γ</sub> : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)  
(γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)

### (3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 4.2 の通りである。

表 4.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量
約 $1.5 \times 10^{-4}$ mSv

これは、設置許可申請書で評価された燃料集合体の落下時の実効線量約  $6.8 \times 10^{-2}$  mSv よりさらに小さい値であることから、周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さい。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価と比較して 2 桁以上減少しているが、その原因は、設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びヨウ素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

### 4.3. 判断基準への適合性の検討

4.1, 4.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

## 燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

### 1. 本説明書の記載範囲

本説明書は、第４号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について記載するものである。

### 2. 第４号機燃料取扱設備の構造強度及び耐震性について

#### 2.1. 概要

##### 2.1.1. 一般事項

第４号機燃料取扱設備は、燃料取扱機とクレーンを有し、それぞれについて構造強度及び耐震性について検討を行う。燃料取扱設備は使用済燃料プールを覆う燃料取り出し用カバーに設置される。

燃料取扱機の構造強度及び耐震性は、検討用地震動として基準地震動  $S_s$  に対する地震応答解析を実施し、燃料取扱機が使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は燃料取扱機が落下に至らないことを確認する。

クレーンの構造強度及び耐震性は、検討用地震動として弾性設計用地震動  $S_d$  に対する地震応答解析を実施し、クレーンが使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は、クレーンが落下に至らないことを確認する。

弾性設計用地震動  $S_d$  は、基準地震動  $S_s$  の  $1/2$  として評価する。

なお、キャスクの縦揺れについては、キャスクの荷重に対して、クレーンのワイヤが切断しない（キャスクが落下しない）ことを確認している。また、キャスクの横揺れについては、クレーンの水平方向固有周期と比較し、ワイヤロープで吊り下げられたキャスクの固有周期は十分に長いことから、クレーン自体の振動には影響されないことを確認している。

燃料取扱設備の検討は、原則として下記に準拠して行う。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601・補-1984）
- (2) 原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG 4601-1987）
- (3) 原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC 4601-2008）
- (4) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME S NC1-2005）
- (5) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2007年追補版）（JSME S NC1-2007）

### 2.1.2. 燃料取扱機

燃料取扱機は、燃料取扱機支持用架構（添付資料－4－2「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので、東西方向を長手方向として2本のガーダが配置され、南北方向に走行する。このガーダ上にトロリが設置され、東西方向に走行する。燃料取扱機フレームは、ガーダ、サドル、トロリで構成される。燃料取扱機の概要を図2.1.2-1に示す。

ブリッジ及びトロリは、各々走行レール及び横行レール上に乗っているので地震時、走行方向に対しては、最大静止摩擦力以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ブリッジ及びトロリの車輪は各々4個であり、そのうち各々2個は摩擦を受ける駆動輪であり、他の2個は従動輪である。ゆえに、最大静止摩擦係数を $\mu=0.3$ とすれば、水平力は鉛直方向荷重 $\times \mu \times 2/4 =$ 鉛直方向荷重 $\times 0.15$ である。

ブリッジ及びトロリは、走行方向に直角な方向に対しては、脱線防止ラグによって荷重を支持する。

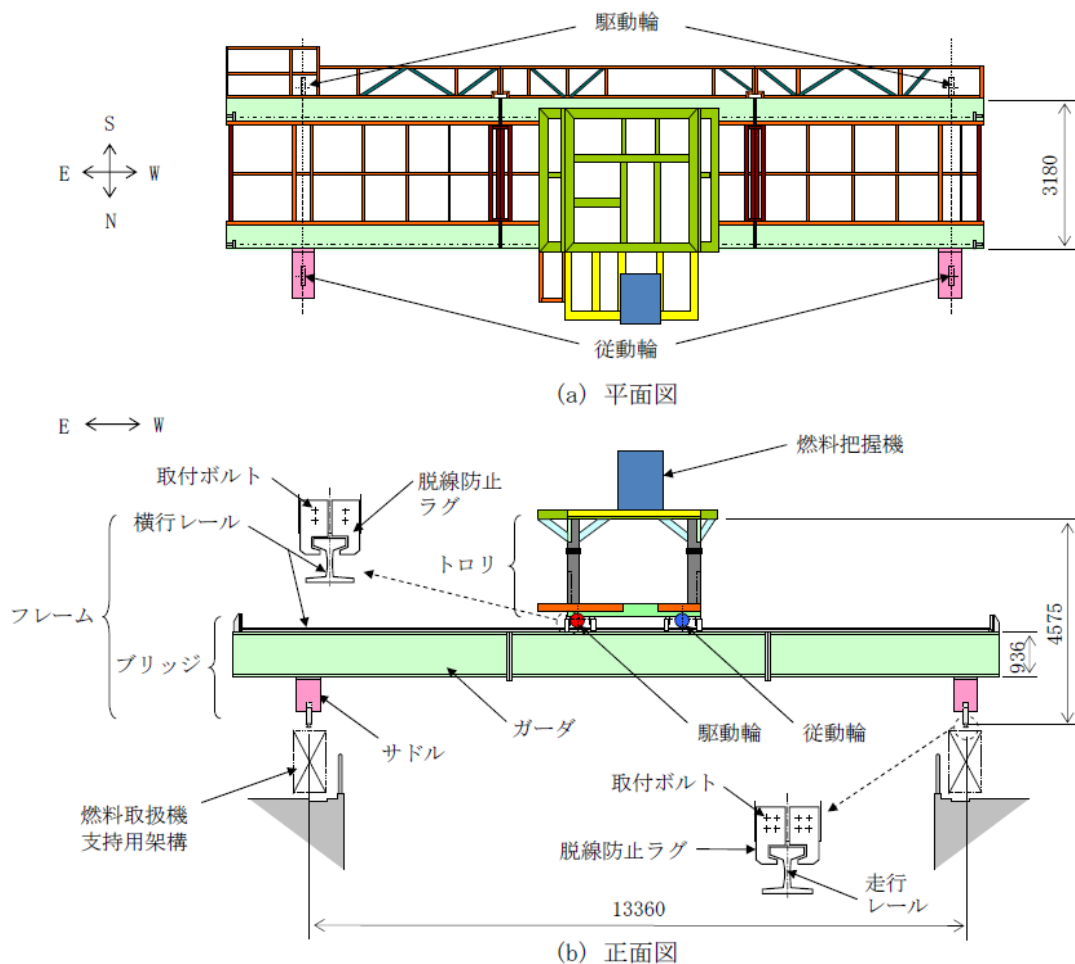


図 2.1.2-1 燃料取扱機の概要

### 2.1.3. クレーン

クレーンは、クレーン支持用架構（添付資料-4-2「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照）に設置されるもので、南北方向に2本のガーダが配置され、南北方向に走行する。このガーダ上にトロリが設置され、東西方向に走行する。クレーンは、ガーダ、サドル、トロリで構成される。クレーンの概要を図2.1.3-1に示す。

クレーンは、各々走行レール及び横行レール上に乗っているため地震時、走行方向及び横行方向に対しては、最大静止摩擦係数以上の水平力が加わった場合すべりを生じる。

ガーダの車輪は8個であり、そのうち2個は摩擦を受ける駆動輪であり、他の6個は従動輪である。ゆえに、最大静止摩擦係数を $\mu = 0.3$ とすれば、水平力は鉛直方向荷重 $\times \mu \times 2/8 =$ 鉛直方向荷重 $\times 0.075$ である。

トロリの車輪は4個であり、そのうち2個は摩擦を受ける駆動輪であり、他の2個は従動輪である。ゆえに、最大静止摩擦係数を $\mu = 0.3$ とすれば、水平力は鉛直方向荷重 $\times \mu \times 2/4 =$ 鉛直方向荷重 $\times 0.15$ である。

ガーダ及びトロリは、走行方向に直角な方向に対しては、脱線防止ラグ、トロリストップパによって荷重を支持する。

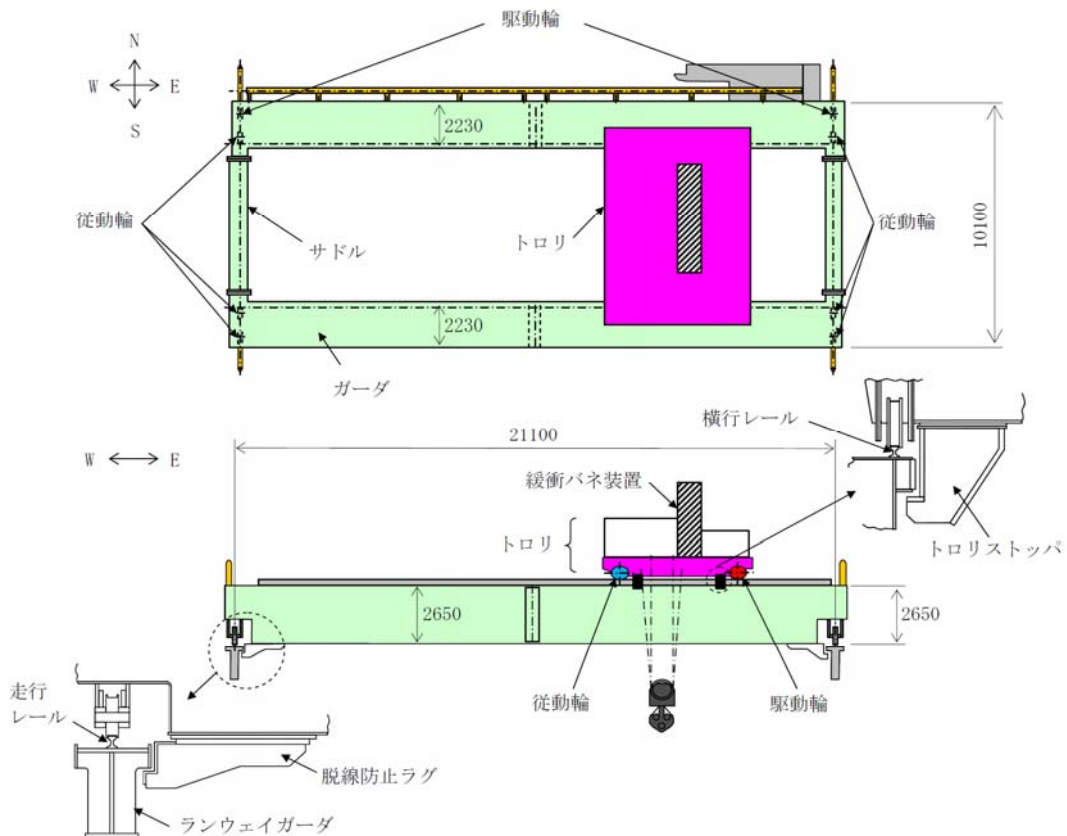


図 2.1.3-1 クレーンの概要

2.2. 燃料取扱機の構造強度及び耐震性について

(1) 検討方針

燃料取扱機について、地震応答解析を実施し、応力評価を行う。

1) 使用材料及び許容応力

燃料取扱機の物性値及び許容応力を表 2.2-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度(40℃)に余裕を見込んだ 50℃とする。落下防止の観点から、曲げと組合せは設計引張強さ  $S_u$  を許容応力とする。せん断応力は、JEAG 4601・補-1984 に従い引張応力から換算して、設計引張強さ  $S_u$  を  $1/\sqrt{3}$  倍して用いる。

表 2.2-1 物性値及び許容応力

材料定数

部位	使用材料	縦弾性係数 (MPa)	ポアソン比	温度 (℃)
燃料取扱機構造物 フレーム	SS400 STKR400	201,000	0.3	50

許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	
燃料取扱機構造物 フレーム	SS400 STKR400	曲げ	394	
		せん断	227	
		組合せ	394	
ブリ ッ ジ	SS400	曲げ	394	
		せん断	227	
		組合せ	394	
	取付ボルト	SCM435	せん断	523
トロ リ	SS400	曲げ	394	
		せん断	227	
		組合せ	394	
	取付ボルト	SCM435	せん断	523
走行レール	レール鋼 (CR 73K-DHH)	曲げ	1080	
		せん断	623	
		組合せ	1080	
横行レール	レール鋼 (1類 AR 30A)	曲げ	690	
		せん断	398	
		組合せ	690	



## 2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含む燃料取扱機自身の質量による荷重である。

地震荷重は基準地震動  $S_s$  による荷重であり、水平 2 方向それぞれの地震荷重に鉛直方向地震荷重を加算する。具体的には次の通りである。

- ・ 死荷重＋水平地震（NS 方向）＋鉛直地震
- ・ 死荷重＋水平地震（EW 方向）＋鉛直地震

ブリッジ質量	42,000(kg)
トロリ質量※	17,000(kg)

※吊り荷質量（450(kg)含む）

(2) 燃料取扱機地震応答解析

解析は、地震応答解析モデルにより計算機コード「SAP-IV」を用いたモーダル解析による応答スペクトル法により行う。

1) 解析に用いる入力地震動

燃料取扱機への入力地震動は、基準地震動  $S_s$  を入力したときの燃料取扱機支持用架構位置 O.P.40.77m (添付資料-4-2「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照) の床応答スペクトルを用いる。床応答スペクトルを図 2.2-1 に示す。

この床応答スペクトルは、燃料取扱機の走行範囲で想定される床応答スペクトルを包絡したものである。

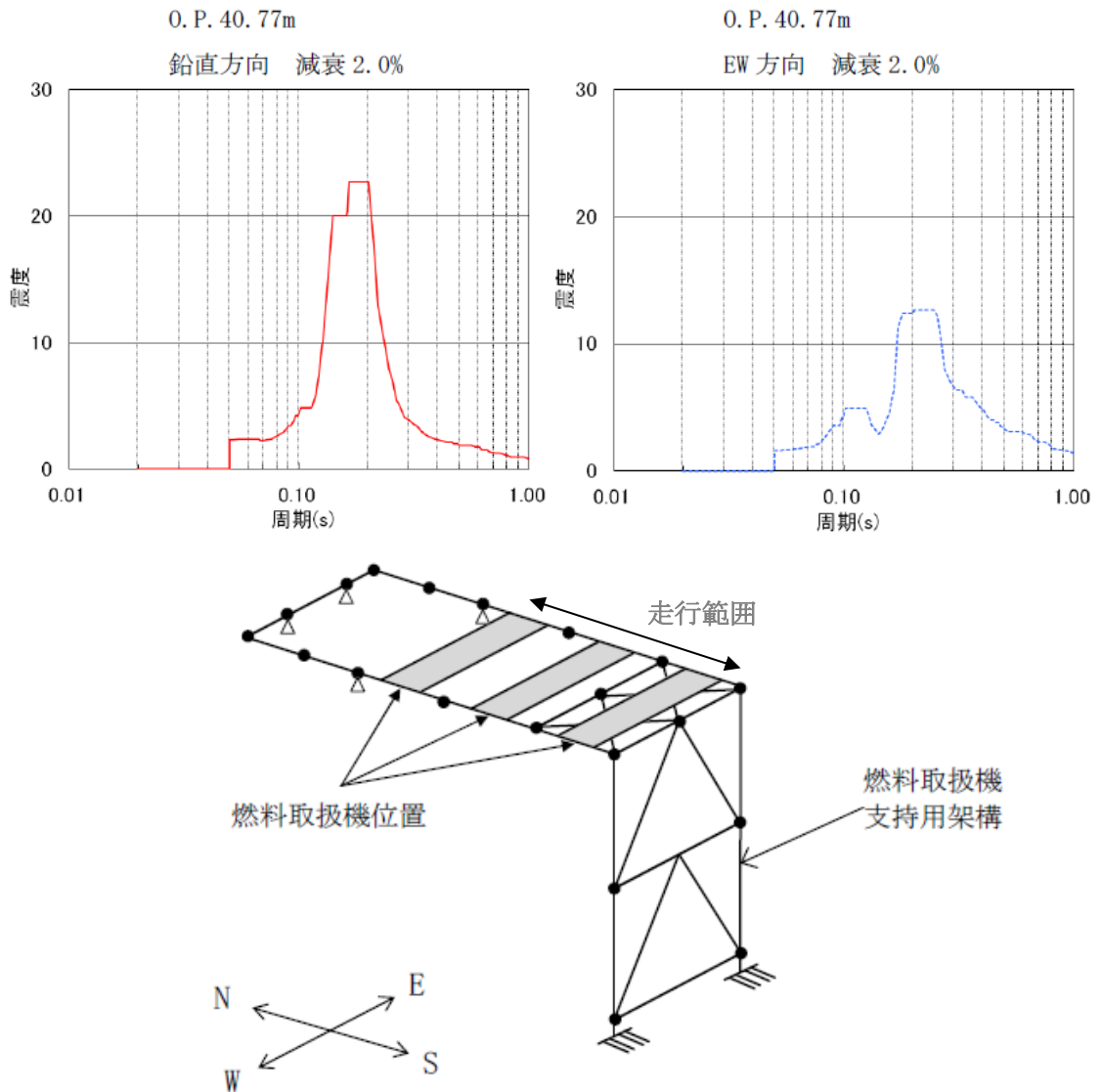


図 2.2-1 床応答スペクトル

## 2) 地震応答解析モデル

燃料取扱機の地震応答解析モデルを図 2.2-2 に示す。

解析モデルはビームでモデル化しており、ブリッジ脱線防止ラグ下端が架構側との取り合い点であり、脱線防止ラグにより浮上りを押さえる構造としているため、そこを拘束点とする。

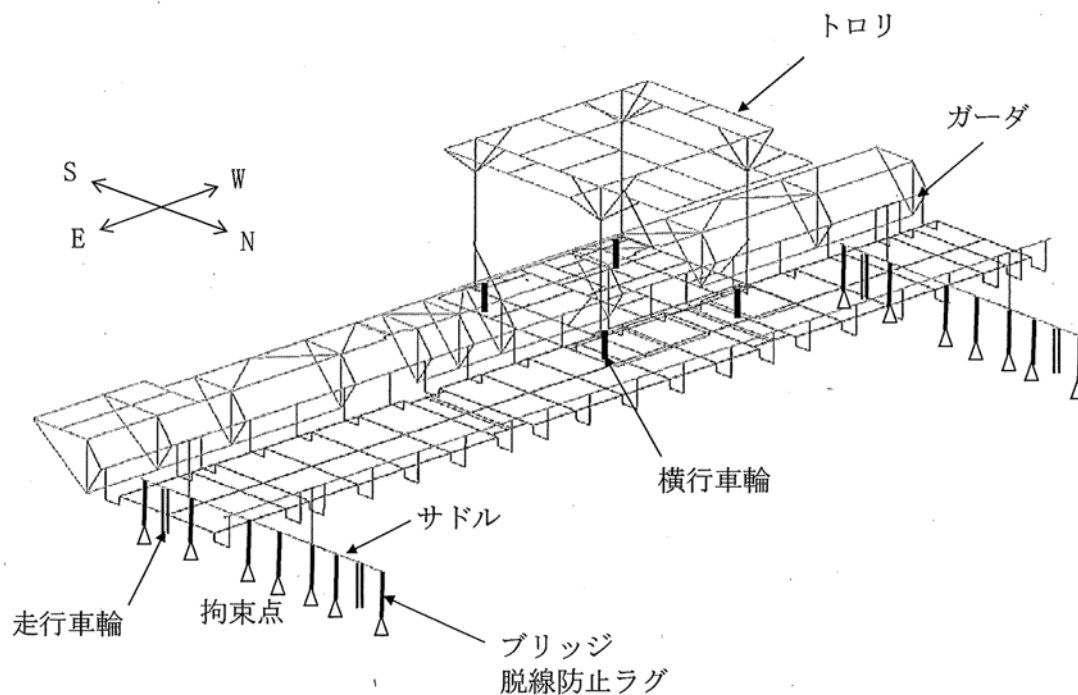


図 2.2-2 地震応答解析モデル

3) 設計震度

- 死荷重は鉛直下向きに 1G とする。
- 地震荷重は，図 2.2-1 に示す床応答スペクトルを入力する。ただし，レールと車輪の走行方向のすべりを考慮し，ブリッジの NS 方向及びトロリの NS，EW 方向については，2.1.2 項で述べた最大静止摩擦係数より求めた値を水平方向設計震度とする。

			固有周期 (s)	設計震度
水平方向	ブリッジ	NS 方向	—	0.15 <sup>※</sup>
		EW 方向	0.034	1.76
	トロリ	NS 方向	—	0.15 <sup>※</sup>
		EW 方向	—	0.15 <sup>※</sup>
鉛直方向			0.065	2.34

注記※：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度

#### 4) 地震応答解析結果

燃料取扱機の地震応答解析結果を図 2.2-3 に示す。

これは死荷重，水平地震及び鉛直地震の荷重を加算して，各部材毎に応力を求めて表示したものである。

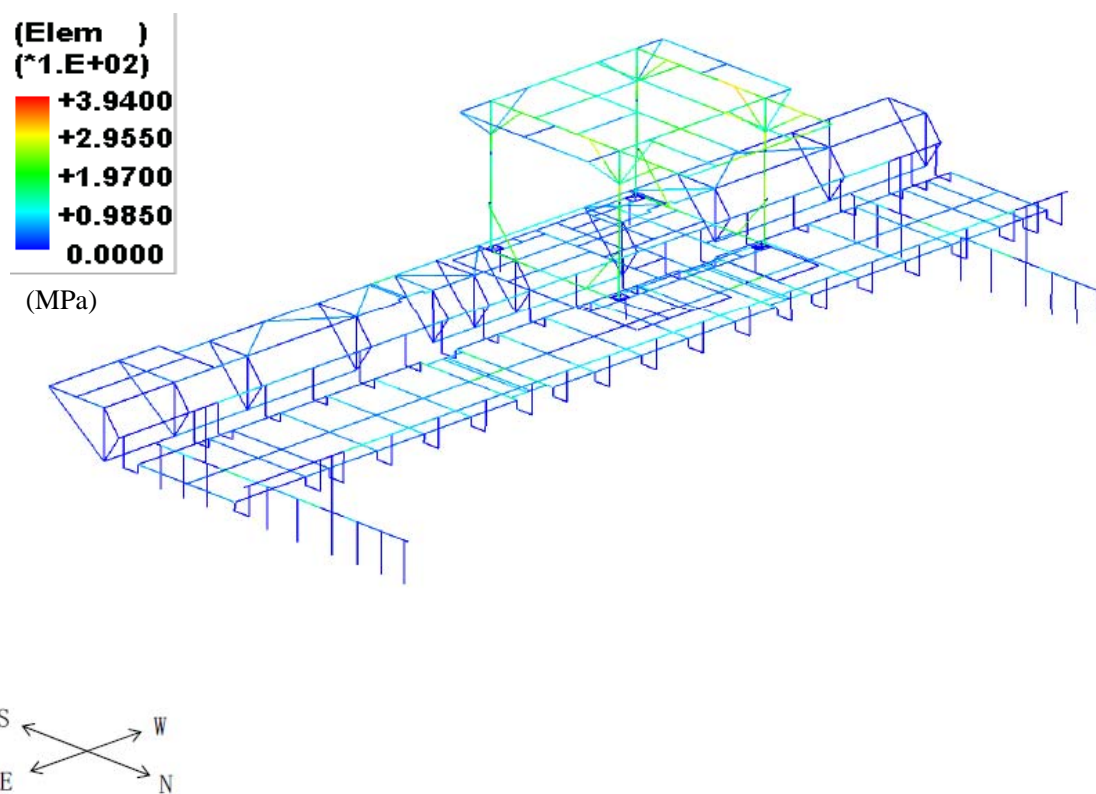


図 2.3-3 地震応答解析結果

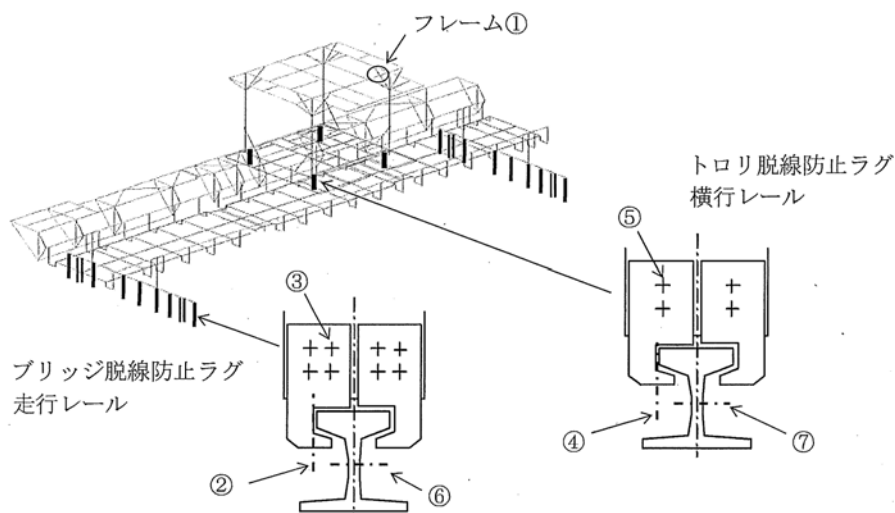
(3) 燃料取扱機の構造強度評価結果

燃料取扱機の応力評価結果を表 2.2-2 に示す。算出応力は許容応力以下であるので、燃料取扱機は基準地震動  $S_s$  に対して落下に至らないことを確認した。

表 2.2-2 応力評価結果纏め

(単位：MPa)

部位	使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
燃料取扱機構造物 フレーム①	SS400 STKR400	曲げ	316	394
		せん断	13	227
		組合せ	316	394
ブリッジ 脱線防止 ラグ②	SS400	曲げ	125	394
		せん断	38	227
		組合せ	140	394
取付ボルト③	SCM435	せん断	66	523
トロリ 脱線防止 ラグ④	SS400	曲げ	90	394
		せん断	35	227
		組合せ	107	394
取付ボルト⑤	SCM435	せん断	139	523
走行レール⑥	レール鋼 (CR 73K-DHH)	曲げ	531	1080
		せん断	42	623
		組合せ	535	1080
横行レール⑦	レール鋼 (1 類 AR 30A)	曲げ	568	690
		せん断	24	398
		組合せ	569	690



## 2.3. クレーンの構造強度及び耐震性について

### (1) 検討方針

クレーンについて、地震応答解析を実施し、応力評価を行う。

#### 1) 使用材料及び許容応力

クレーンの物性値及び許容応力を表 2.3-1 に示す。温度は運転エリアの最高温度(40℃)に余裕を見込んだ 50℃とする。落下防止の観点から、曲げと組合せは設計引張強さ  $S_u$  を許容応力とする。せん断応力は JEAG4601・補-1984 に従い引張応力から換算して、設計引張強さ  $S_u$  を  $1/\sqrt{3}$  倍して用いる。

表 2.3-1 物性値及び許容応力

#### 材料定数

部位	使用材料	縦弾性係数 (MPa)	ポアソン比	温度 (℃)
クレーン本体 ガーダ	SM490A	201,000	0.3	50

#### 許容応力

部位		使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
クレーン本体 ガーダ	中央	SM490A	曲げ	480
	端部	SM490A	せん断	277
脱線防止ラグ		SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394
トロリストッパ		SS400	曲げ	394
			せん断	227
			組合せ	394

## 2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重は死荷重及び地震荷重である。

死荷重は吊り荷を含むクレーン自身の質量による荷重である。

地震荷重は弾性設計用地震動  $S_d$  による荷重であり、水平 2 方向の地震荷重に鉛直方向地震荷重を加算する。具体的には次の通りである。

- ・ 死荷重＋水平地震（NS，EW 方向）＋鉛直地震

クレーン本体ガーダ質量	170,000(kg)
トロリ質量	103,000(kg)
吊り荷質量	100,000(kg)



(2) クレーンの地震応答解析

解析は、地震応答解析モデルにより計算機コード「ABAQUS」を用いた直接積分法による時刻歴解析により行う

1) 解析に用いる入力地震動

クレーンの入力地震動は、弾性設計用地震動 Sd を入力した時のクレーン支持用架構の地震応答計算から得られる O.P.50.22m (添付資料-4-2「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」参照)の時刻歴加速度波を用いる。時刻歴加速度波形を図 2.3-1 に示す。なお、死荷重は鉛直下向きに 1G とする。

この時刻歴加速度波はクレーンの走行範囲で想定される時刻歴加速度波のうち、クレーンに対し最も影響を与えるものである。

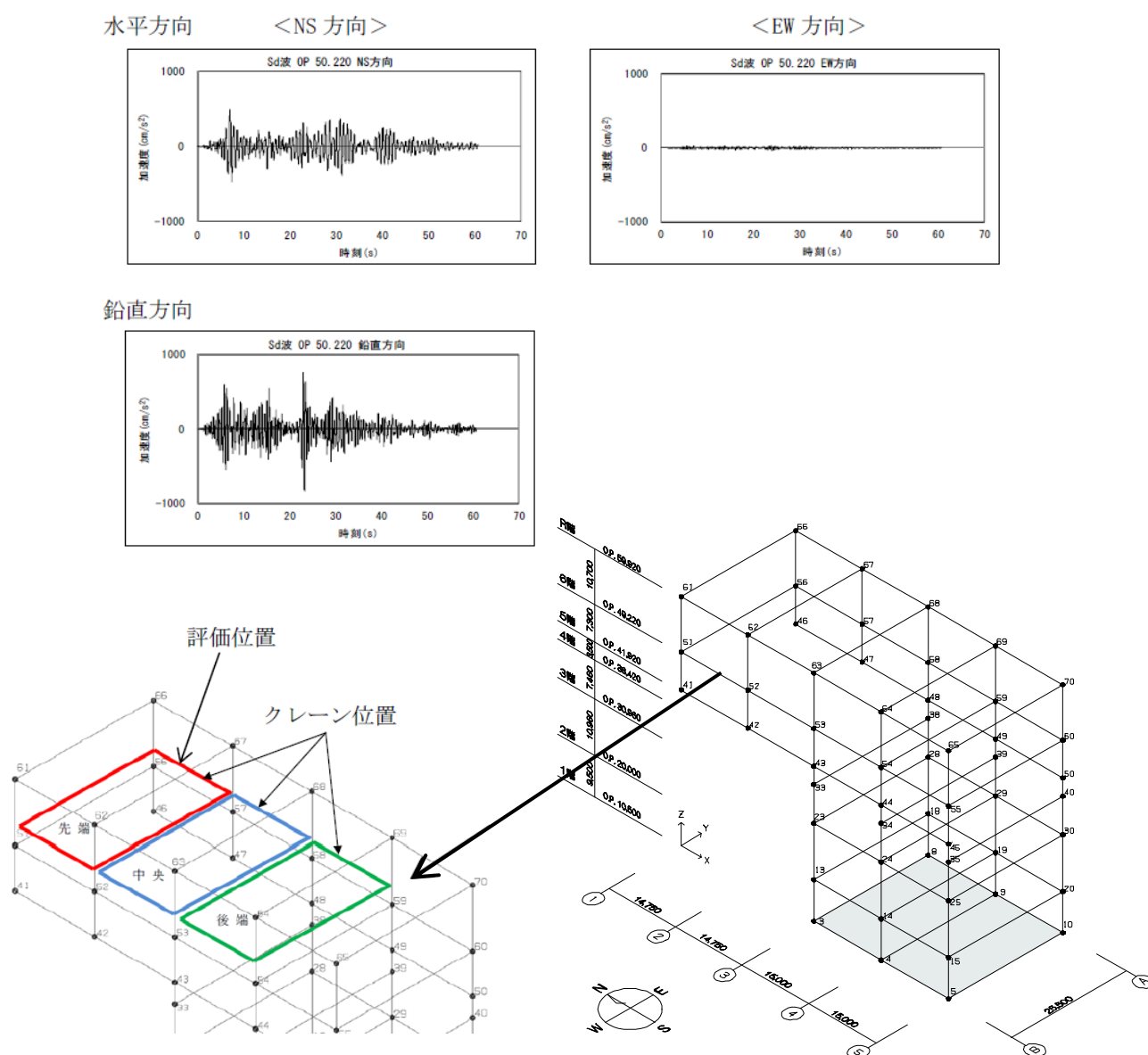


図 2.3-1 時刻歴加速度波形

## 2) 地震応答解析モデル

クレーンの地震応答解析モデルを図 2.3-2 に示す。

解析モデルは、ビーム及び非線形要素でモデル化しており、走行車輪部下端がクレーン支持用架構側との取り合い点であるため、それを拘束点とする。

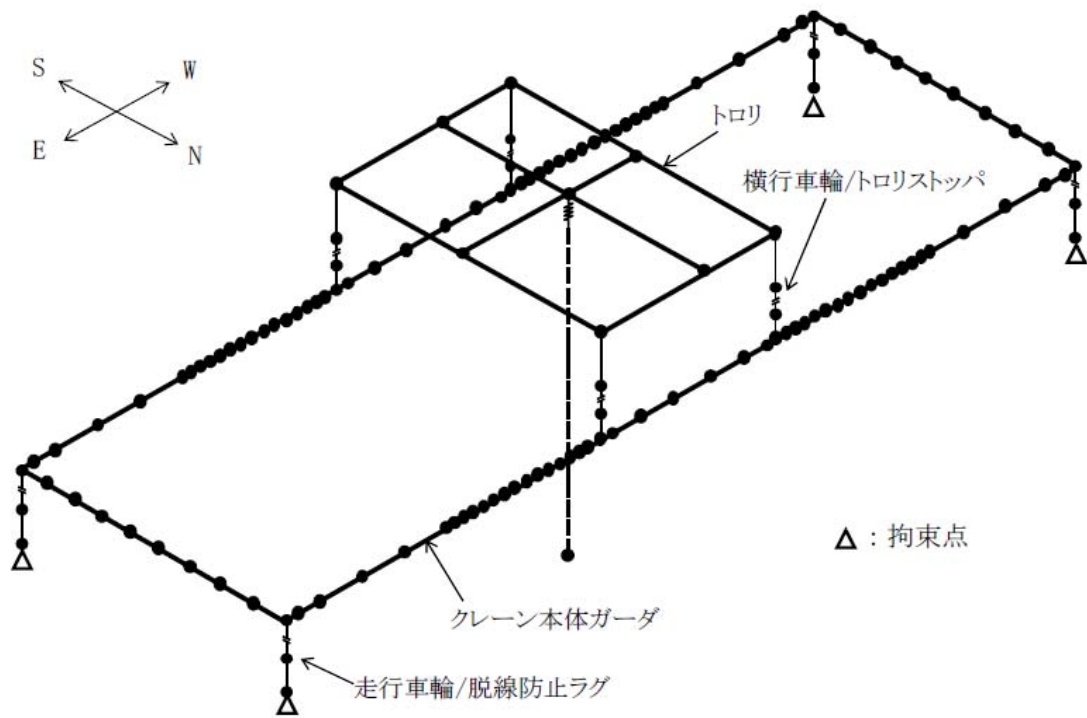


図 2.3-2 地震応答解析モデル

3) 設計地震

脱線防止ラグ及びトロリストッパの評価において、設計震度は以下とする。

	固有周期 (s)	設計震度
走行方向 (NS 方向)	—	0.075 <sup>※</sup>
横行方向 (EW 方向)	0.020	0.89

注記※：最大静止摩擦係数より求めた水平方向設計震度

#### 4) 地震動の入力方法の考え方

クレーンに入力される時刻歴波は、クレーン周囲のクレーン支持用架構の節部分からランウェイガーダ／走行レールを經由してクレーン車輪部に入力されることとなるが、クレーンの位置により時刻歴波が異なることから、クレーン重心位置に応じて平均化した時刻歴波を入力地震動とする。

5) 地震応答解析結果

クレーンの地震応答解析結果を表 2.3-2 に示す。

地震応答解析結果は時刻歴応答結果の最大値を用いる。

表 2.3-2 クレーンの地震応答解析結果

部位		荷重の種類	荷重の方向	荷重値
クレーン本体 ガーダ	中央	曲げモーメント (N・mm)	鉛直	$1.707 \times 10^{10}$
			水平	$8.429 \times 10^8$
	端部	せん断力(N)	鉛直	$2.372 \times 10^6$
脱線防止ラグ		圧縮力(N)	鉛直	$2.779 \times 10^5$
トロリストッパ			鉛直	$1.877 \times 10^5$

注：絶対値にて表示している。

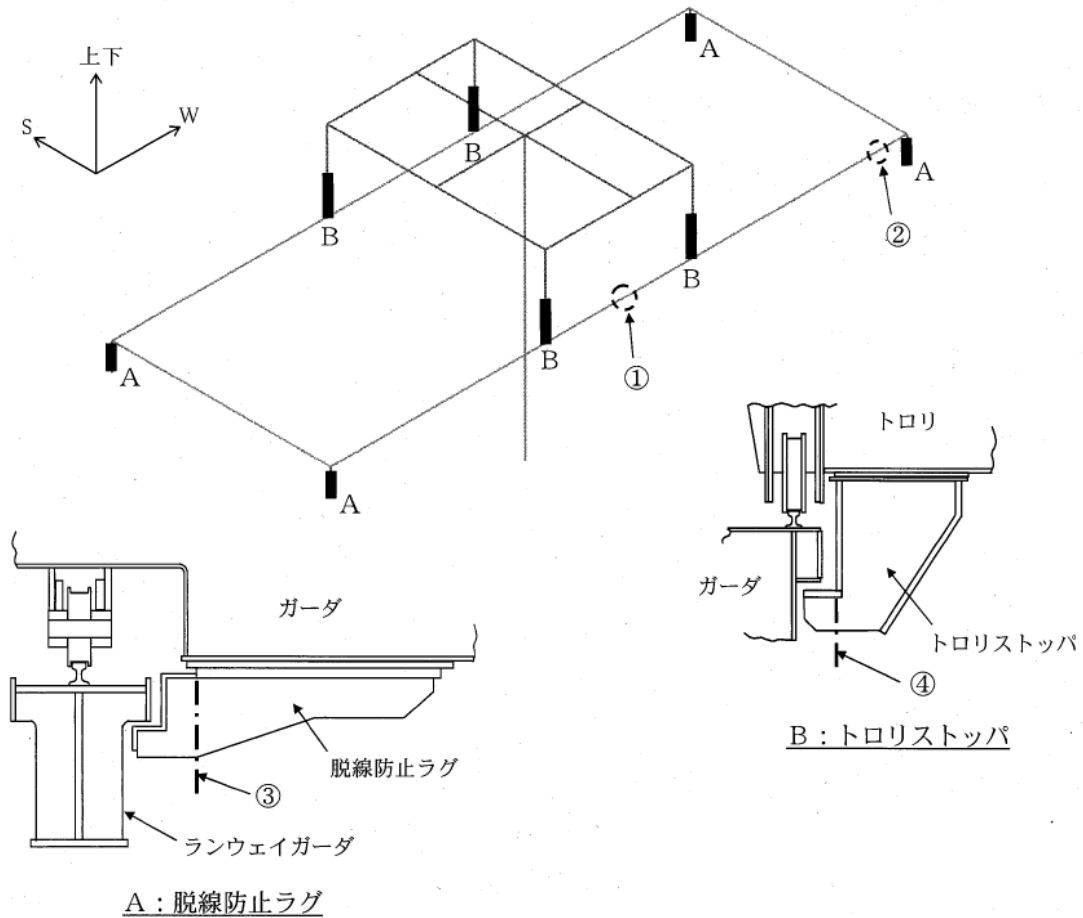
(3) クレーンの構造強度評価結果

クレーンの構造強度評価結果を表 2.3-3 に示す。算出応力は許容応力以下であるので、クレーンは弾性設計用地震動 Sd に対して落下に至らないことを確認した。

表 2.3-3 応力評価結果纏め

(単位：MPa)

部位		使用材料	応力の種類	算出応力	許容応力
クレーン本体 ガーダ	中央①	SM490A	曲げ	140	480
	端部②	SM490A	せん断	60	277
脱線防止ラグ③		SS400	曲げ	87	394
			せん断	12	227
			組合せ	89	394
トロリストッパ④		SS400	曲げ	30	394
			せん断	9	227
			組合せ	34	394



## 耐震解析に用いるコード (SAP-IV) について

項目	コード名 SAP-IV
開発機関	米国カリフォルニア大学
使用したバージョン	導入時バージョンのまま
開発時期	1973年
計算機コードの概要	<p>本計算機コードは、有限要素法による静的・動的解析汎用プログラムである。</p> <p>1970年にSAPの初版が発表された後、SOLID SAP (SAP-II)、SAP-IIIを経て、全面的改訂を加えられ1973年にSAP-IVとして公開された。</p> <p>以下に示す構造に対し、4種類の解析を行うことができる。</p> <p>&lt;構造&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. トラス構造問題</li> <li>2. ラーメン構造問題</li> <li>3. 平面応力/平面ひずみ問題, 軸対象固体問題</li> <li>4. 固体問題</li> <li>5. 厚肉殻</li> <li>6. 板曲げ及び薄肉殻問題</li> <li>7. 配管系問題</li> </ol> <p>&lt;解析&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 静的解析</li> <li>2. 固有値解析</li> <li>3. 動的応答解析</li> <li>4. スペクトル解析</li> </ol>
検証方法	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 別計算機コード「構造解析用計算機コード (NASTRAN 2005.0.0) による検証が実施されていることを確認した。</li> <li>・ 理論解による検証が実施されていることを確認した。(詳細は添付1参照)</li> </ul>

## 添付1 解析及び計算機コードの検証

### 1. 解析の検証

#### 1.1 解析フローチャート

本資料において使用した計算機コード「SAP-IV」を用いて得られた計算結果の妥当性を確認し、本計算機コードの検証を行うものである。また、本計算機コードを用いた計算のフローを図1-1に示す。

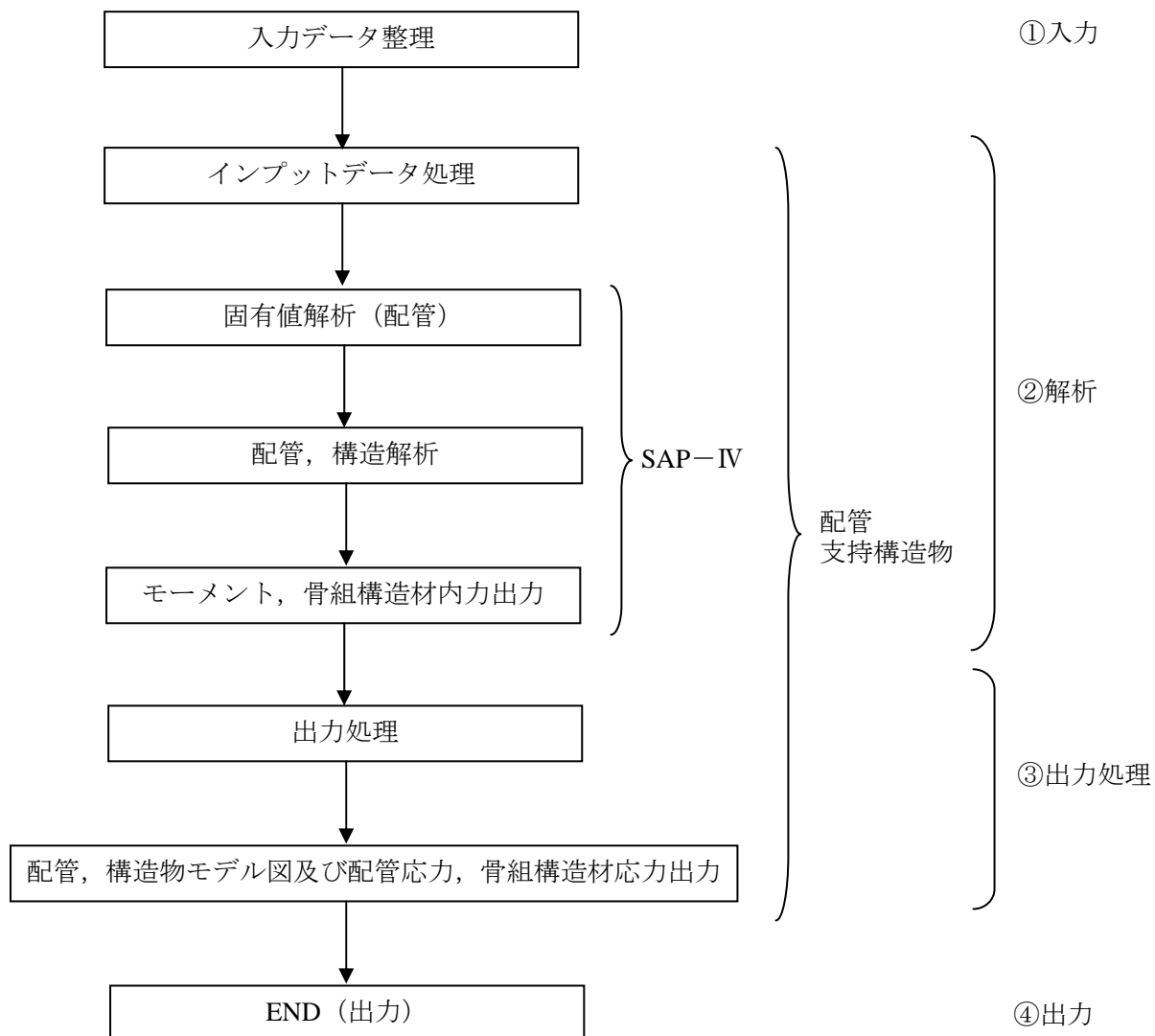


図 1-1 計算フロー



## 1.2 解析の検証

図 1-1 に示した各フローにおける検証方法を以下に示す。

- ・「①入力」

材料，弁質量及び骨組材断面性能等の解析条件の入力に対し，正しく条件が入力されていることの確認を行った。

- ・「②解析」

配管については，別の構造解析用計算機コードを用いて，代表的な配管検証用モデルに対する計算を行い，比較を行うことによって，計算結果の妥当性の確認を行った（2.1 配管参照）。

支持構造物については，材料力学に基づく手計算手法を用いて，代表的な簡易骨組モデルに対する計算を行い，比較を行うことによって計算結果の妥当性の確認を行った（2.2 支持構造物参照）。

- ・「①入力」＋「②解析」＋「③出力処理」＋「④出力」

「SAP-IV」により出力されたモーメントは応力に変換され，正しく出力されていることを確認した。これらの処理は，手計算によりその妥当性について確認を行った。

## 1.3 結論

以上より，解析結果の検証を行い，手順①～④の妥当性を確認した。

## 2. 計算機コードの検証

### 2.1 配管

#### (1) 検証の概要

計算機コード「SAP-IV」による計算結果の検証用に用いた構造解析用計算機コード「NASTRAN」は NASA で開発されたプログラムであり、1965 年開発後、これまで約 40 年の使用実績があり、世界的に使用実績及びクライアント数の多いプログラムの一つである。「SAP-IV」と「NASTRAN」を用いて代表的な配管検証用モデルを対象に解析を行い、得られた結果を比較することにより、検証を行った。

#### (2) 検証解析

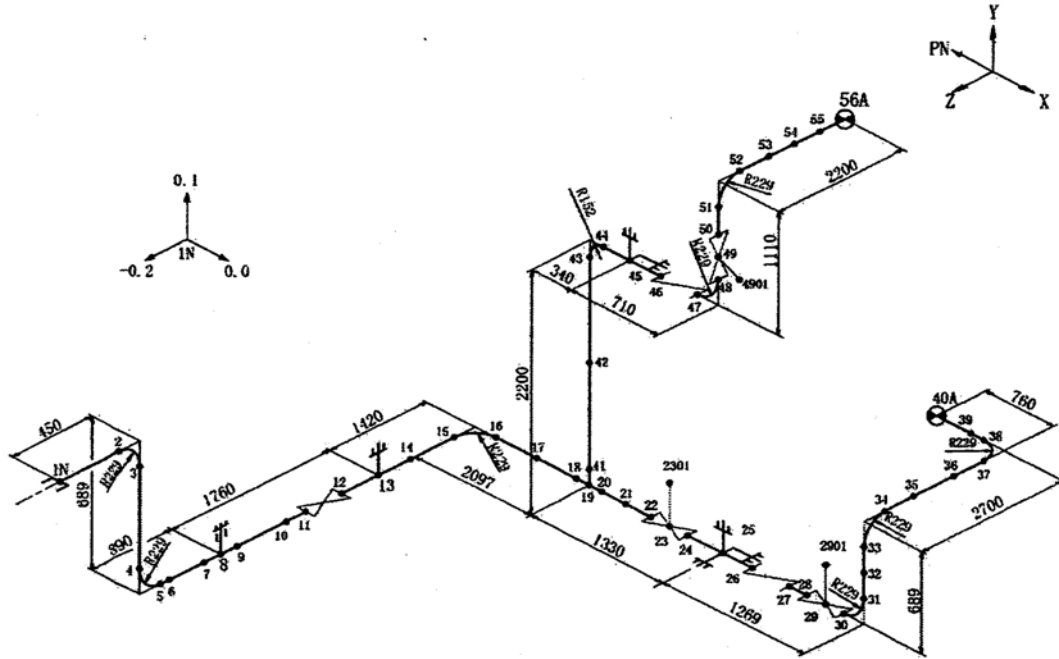
代表的な配管検証用モデルについて、「SAP-IV」及び「NASTRAN」を用いて解析し、両者の解析結果を比較評価する。以下に解析内容及び検証項目を示す。

解析内容	検証項目
静的解析（自重・熱膨張）	拘束点反力

(3) 解析条件

以下に解析モデル及び設計条件を示す。

- ・解析モデル



鳥瞰図記号凡例

記号	内容
●	質点
⊗	アンカ
≡—	レストレイント
≡=—	リジットハンガ
	主要機器取合点等の移動量  注：鳥瞰図中の寸法の単位はmmである。

弁部の質量

質量	対応する評価点	質量	対応する評価点
278.4kg/m	11～12	59.9kg	22～23
59.9kg	23～24	185.4kg/m	26～27
59.7kg	28～29	127.4kg	29～30
185.4kg/m	46～47	127.9kg	48～49
59.9	49～50	119.9kg	2301
119.4kg	2901	119.9kg	4901

・設計条件

以下に示す荷重条件のもとで、配管系の静的な解析を行った。

- a. 自重
- b. 熱膨張

解析 範囲									
管番号	対応する評価点	最高使用圧力 (MPa)	最高資料温度 (°C)	運転温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	縦弾性係数* (MPa)	熱膨張係数* ( $\times 10^{-6}$ mm/mm°C)
1	1N～11,12～22 24～26,27～28 19～43,44～46 47～48	1.04	93	40	165.2	7.1	STPT410	201667	10.3
2	30～40A	0.43	93	40	165.2	7.1	STPT410	201667	10.3
3	43～44	1.04	93	40	165.2	7.1	STPT410	201667	10.3
4	50～56A	1.04	93	40	165.2	7.1	SUS304TP	193667	15.4

注記\*：運転温度における縦弾性係数及び熱膨張係数を示す。

(4)解析結果の比較

表 2-1 拘束点反力（「SAP-IV」と「NASTRAN」の比較）

自重

(単位：N)

節点	SAP-IV			NASTRAN		
	Fx	Fy	Fz	Fx	Fy	Fz
1N	10	442	-99	20	452	-99
8	0	1001	0	0	981	0
13	0	1991	0	0	2021	0
25	599	7365	344	618	7385	344
40A	-89	1226	-89	-89	1226	-99
45	275	4649	0	246	4629	0
56A	-795	1373	-148	-785	1354	-148

熱膨張

(単位：N)

節点	SAP-IV			NASTRAN		
	Fx	Fy	Fz	Fx	Fy	Fz
1N	99	-138	-148	99	-138	-148
8	0	50	0	0	50	0
13	0	383	0	0	383	0
25	-89	1030	-246	-89	1030	-246
40A	-89	-148	246	-89	-148	246
45	363	-991	0	363	-991	0
56A	-295	-187	148	--295	-197	148

(5) 検証結果

表 2-1 における自重及び熱膨張による拘束点反力の比較結果のとおり、両者でよく一致している。

以上の結果から、代表的な配管検証用モデルを用いた両者の解析結果はほぼ同等であり、「SAP-IV」の妥当性が確認された。

## 2.2 支持構造物

### (1) 検証の概要

材料力学に基づく手計算手法を用いて、代表的な簡易骨組構造モデルに対する計算を行い、得られた結果を比較することにより検証を行った。

### (2) 検証解析

代表的な支持構造物検証用モデル「H形鋼材」及び「L形鋼材」について、「SAP-IV」及び「手計算手法」を用いて、両者の比較評価をする。

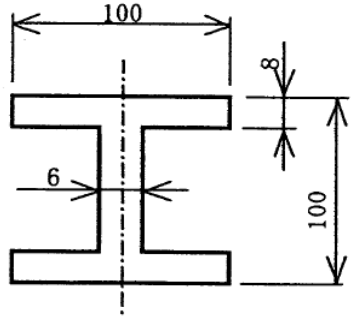
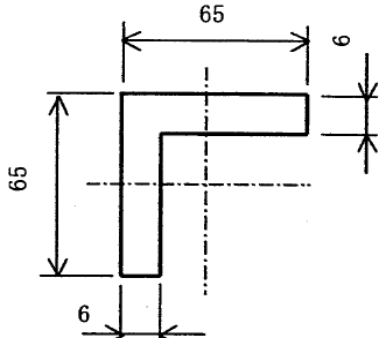
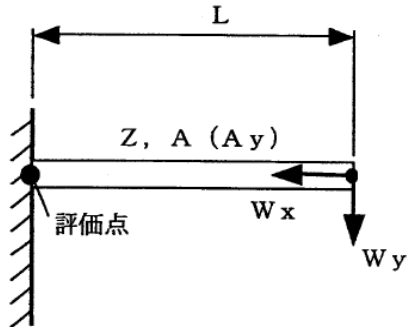
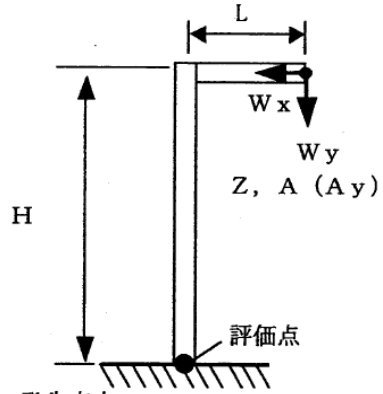
以下に、計算内容及び検証項目を示す。

計算内容	検証項目
圧縮応力，曲げ応力，せん断応力	発生応力

(3) 解析条件

・解析モデル

(単位：mm)

評価1 H形鋼材片持ち梁構造	評価2 L形鋼材L型構造
 <p style="text-align: center;">H鋼断面</p>	 <p style="text-align: center;">L鋼断面</p>
 <p>・発生応力</p> <p>圧縮応力：<math>W_x * g / A</math>          曲げ応力：<math>W_y * g * L / Z</math>          せん断応力：<math>W_y * g / A_y</math></p>	 <p>・発生応力</p> <p>圧縮応力：<math>W_y * g / A</math>          曲げ応力：<math>(W_y * g * L - W_x * g * H) / Z</math>          せん断応力：<math>W_x * g / A_y</math></p>

・設計条件

			評価1	評価2
付加質量	$W_x$	kg	0	0
	$W_y$	kg	61	36
梁長さ	L	mm	300	67.5
柱高さ	H	mm	—	292.5
重力加速度	g	m/s <sup>2</sup>	9.80665	9.80665
断面係数	Z	mm <sup>3</sup>	67800	6270
断面積	A	mm <sup>2</sup>	2190	752.7
有効断面積 (せん断面積)	$A_y$	mm <sup>2</sup>	504	354

(4) 評価結果の比較

表 2-2 発生応力（「SAP-IV」と「手計算手法」の比較）

H 形鋼材

	SAP-IV			手計算手法		
	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力
発生応力 (MPa)	0	3	2	0	2.7	1.2

L 形鋼材

	SAP-IV			手計算手法		
	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力	圧縮応力	曲げ応力	せん断応力
発生応力 (MPa)	1	4	0	0.5	3.9	0

(5) 検証結果

表 2-2 における H 形鋼材及び L 形鋼材による発生応力の比較結果のとおり、両者でよく一致している。

以上の結果から、代表的な簡易骨組構造モデルを用いた両者の計算結果はほぼ同等であり、「SAP-IV」の妥当性が確認された。



耐震解析に用いるコード（ABAQUS）について

項目	コード名	ABAQUS
開発機関		ABAQUS 社
使用したバージョン		Version 6.5.4
開発時期		2005 年（初版開発時期 1978 年）
計算法コードの概要		<p>本計算法コードは、有限要素法による線形／非線形の静的・動的解析汎用プログラムである。以下に示す解析機能及び要素を有している。</p> <p>&lt;解析機能&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 線形・非線形静的応力／変位解析</li> <li>2. 動的／変位解析</li> <li>3. 非定常の動的／変位解析</li> <li>4. 定常・非定常の伝熱解析</li> <li>5. 弾塑性解析</li> <li>6. 大変形解析</li> </ol> <p>&lt;要素&gt;</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 軸対象</li> <li>2. 平面ひずみ／平面応力</li> <li>3. 三次元ソリッド</li> <li>4. 三次元シェル</li> <li>5. トラス</li> <li>6. はり</li> </ol>
検証方法		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 振動試験結果とコードによる地震応答計算結果を比較して検証*が実施されていることを確認した。</li> </ul>

注記：以下の文献を確認し、検証されたコードであることを確認した。

- \*：平成 19 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査  
動的上下動耐震試験（クレーン類）に係る報告書  
（平成 21 年 1 月 独立行政法人 原子力安全基盤機構）

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書

1. 本説明書の記載範囲

本説明書は、第3号機及び第4号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について記載するものである。なお、第3号機及び第4号機以外については、現地工事開始前までに報告を行い、確認を受けることとする。

2. 第4号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

2.1 概要

2.1.1 一般事項

第4号機燃料取り出し用カバーは、使用済燃料プールを覆う構造としており、クレーン支持用架構と燃料取扱機支持用架構を有し、それぞれについて構造強度と耐震性について検討を行う。なお、耐震設計上の重要度分類は、燃料取扱設備の間接支持構造物としてBクラス相当とする。

燃料取り出し用カバーの構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し、耐震性は基準地震動  $S_s$  に対する地震応答解析を実施し、燃料取り出し用カバーの損傷が原子炉建屋、使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は、架構が崩壊機構に至らないことを確認する。図2.1.1-1に燃料取り出し用カバーのイメージを示す。

なお、一部損壊した原子炉建屋に接合される燃料取扱機支持用架構の施工前において、本説明書で想定しているように、原子炉建屋の接合部が施工に十分な状態かどうか確認した点検結果を別途報告するとともに、不具合が見つかった場合には、適切に補修等を実施する。

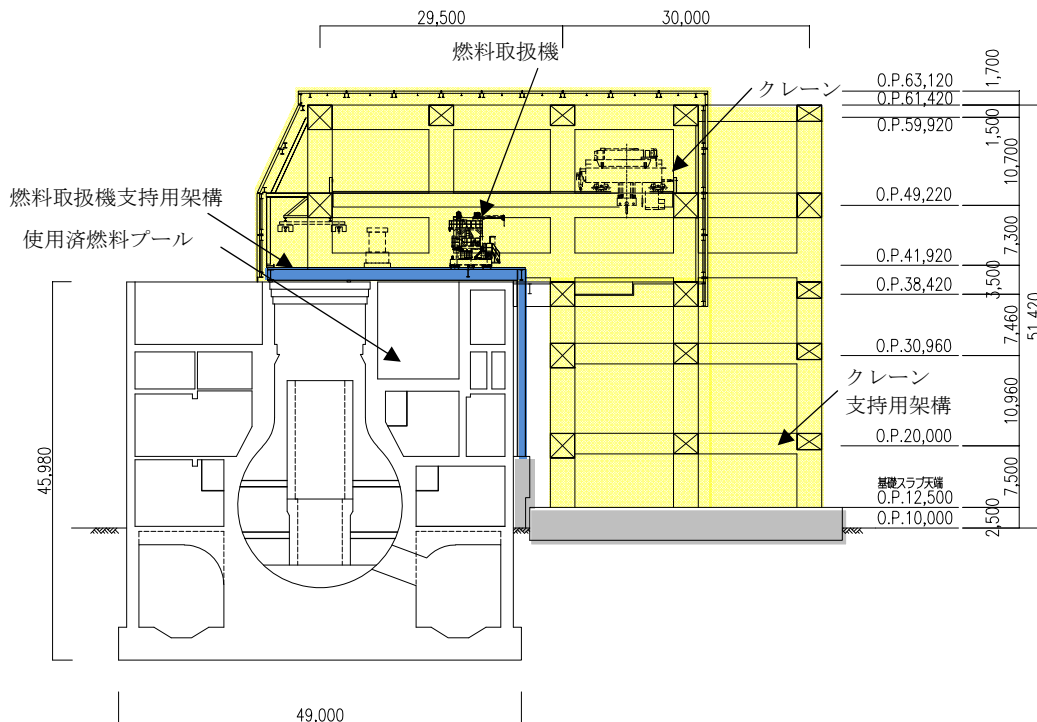


図 2.1.1-1 燃料取り出し用カバーのイメージ

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

- (1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
- (2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
- (3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
- (4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
- (5) 建築基礎構造設計指針（日本建築学会，2001 改定）
- (6) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省  
国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議，2007 刊行)
- (7) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，1975 発行）
- (8) 建築工事標準仕様書・同解説 JASS14 カーテンウォール工事（日本建築学会，1996 改定）
- (9) 各種合成構造設計指針・同解説（日本建築学会，2010 改定）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，  
昭和 62 年 8 月 改訂）
- (2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査  
委員会，平成 3 年 6 月 発刊）
- (3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成  
20 年 12 月 改定）
- (4) 乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程（JEAC  
4616-2009）（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 21 年 12 月 制定）

### 2.1.2 クレーン支持用架構

クレーン支持用架構はキャスク搬出入用の天井クレーンを支持する架構で、南北方向に 30.00m、東西方向に 25.50m、地盤面からの高さが 51.42m の柱部分と、北方向に 29.50m 跳ね出した片持ち梁部分からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で、構造種別は鉄骨造である。柱、大梁には、箱型断面部材を用いる。

基礎形式は基礎スラブによる直接基礎とし、地震時の基礎の転倒防止対策として地盤アンカーを用い、基礎スラブを支持する地盤は地盤改良により強固な支持地盤を形成する。改良地盤は既存の原子炉建屋と同様に泥岩に着底している。

クレーン支持用架構の概要を図 2.1.2-1 に、基礎スラブ及び改良地盤の概要を図 2.1.2-2 に示す。

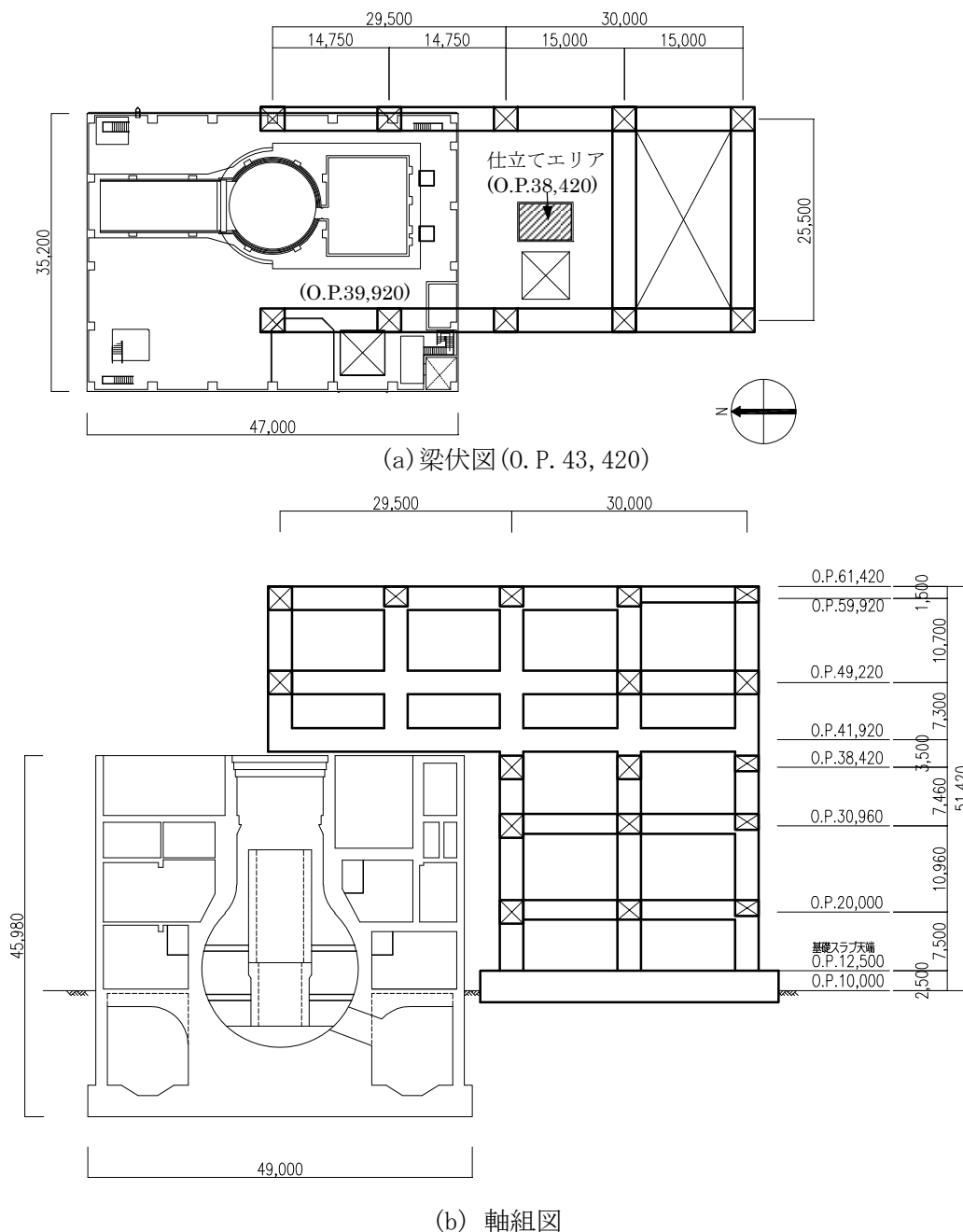
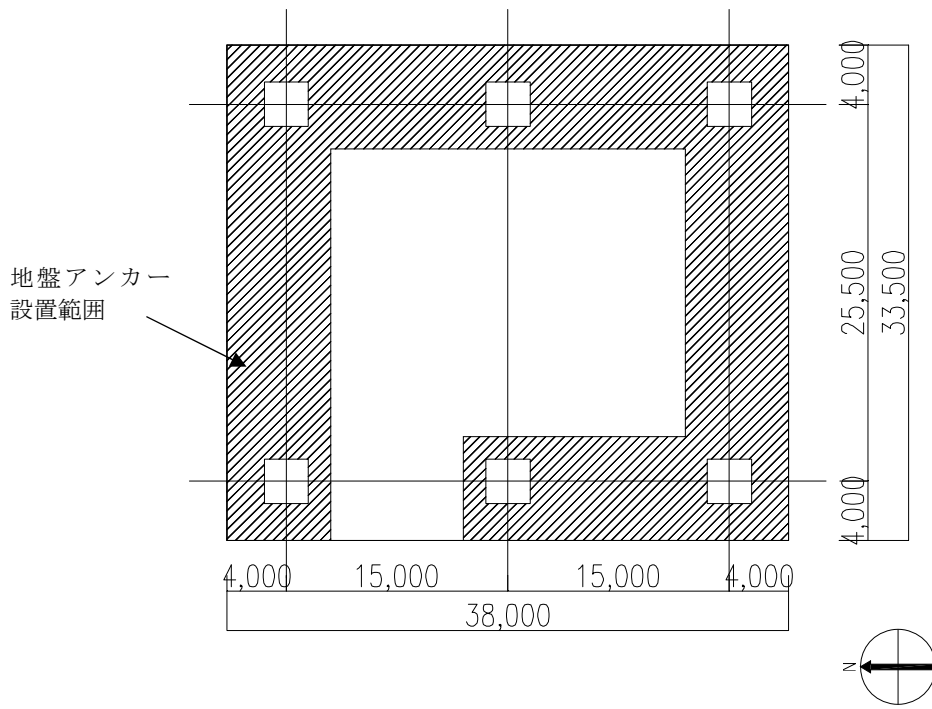
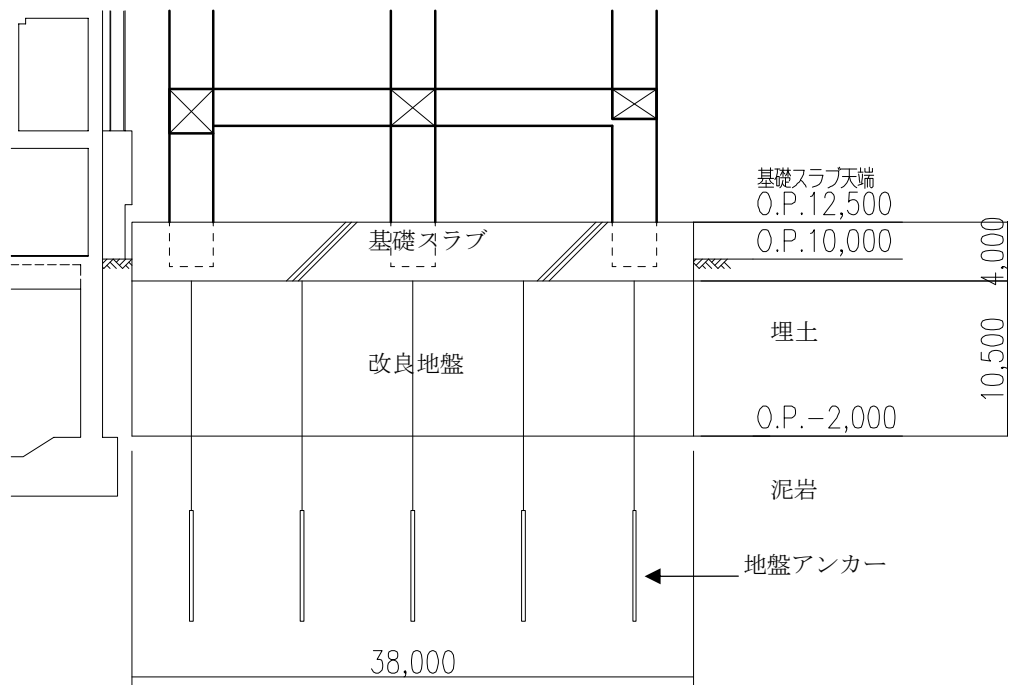


図 2.1.2-1 クレーン支持用架構の概要 (単位 : mm)



(a) 基礎伏図



(b) 基礎断面図

図 2.1.2-2 基礎スラブ及び改良地盤の概要 (単位: mm)

### 2.1.3 燃料取扱機支持用架構

燃料取扱機支持用架構は燃料取扱機を支持する架構で、南北方向に 30.50m、東西方向に 13.36m、地盤面からの高さが 30.77m の柱及び梁からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で、構造種別は鉄骨造である。

支持形式は、原子炉建屋シェル壁上端及び 1 階から 2 階の南側外壁に支持する構造である。燃料取扱機支持用架構の概要を図 2.1.3-1(1) 及び図 2.1.3-1(2) に示す。

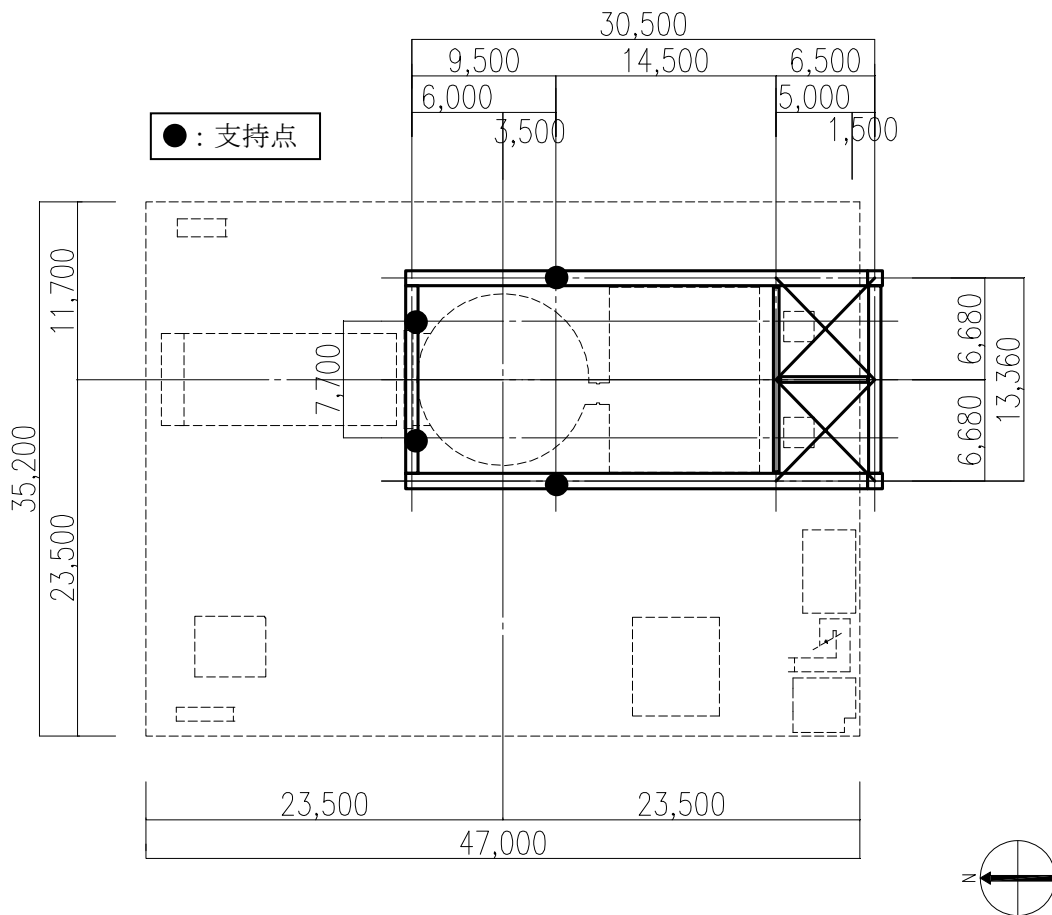
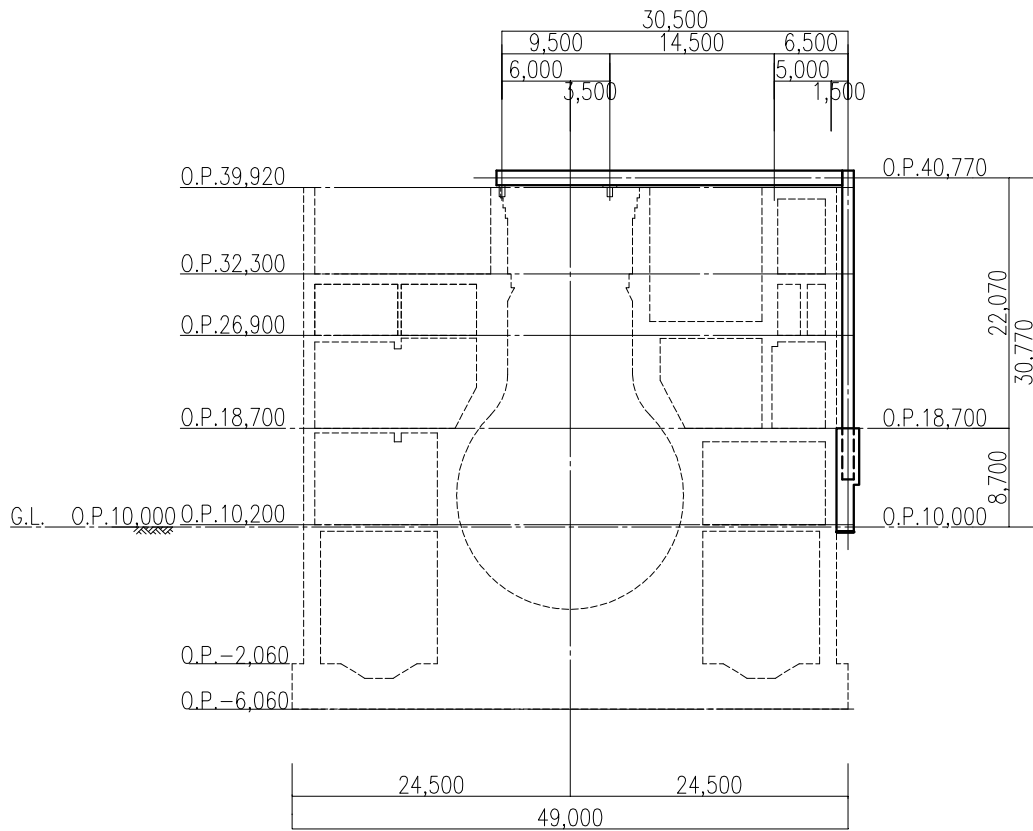
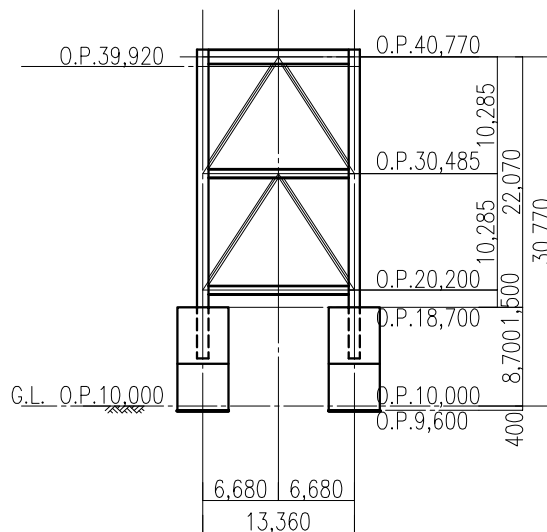


図 2.1.3-1(1) 燃料取扱機支持用架構の概要(梁伏図 (O.P. 41, 42)) (単位: mm)



(a) 断面図



(b) 立面図

図 2. 1. 3-1 (2) 燃料取扱機支持用架構の概要 (単位 : mm)

## 2.2 クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性について

クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.2-1 に示す。

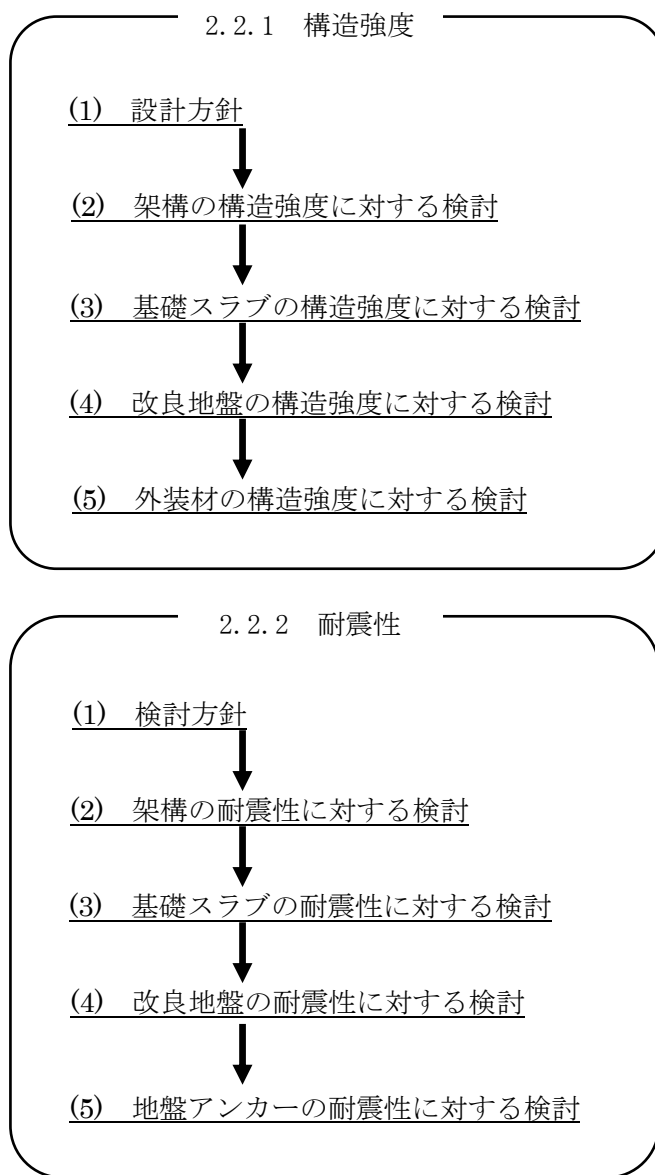


図 2.2-1 クレーン支持用架構の検討フロー



## 2.2.1 構造強度

### (1) 設計方針

構造強度の検討は、クレーン支持用架構、基礎スラブ、改良地盤及び外装材について許容応力度設計を実施する。

#### 1) 使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 2.2.1-1(1)及び表 2.2.1-1(2)に示す。

表 2.2.1-1(1) クレーン支持用架構の物性値及び許容応力度

#### 材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m <sup>3</sup> )
架 構	鉄骨	2.05×10 <sup>5</sup>	0.3	77.0
基礎スラブ	コンクリート	2.44×10 <sup>4</sup>	0.2	24.0

#### コンクリートの許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

設計基準強度=30	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	10.0	—	0.790	20.0	—	1.185

#### 鉄筋の許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			
SD390	D29 未満	215	195	390	390
	D29 以上	195			

#### 構造用鋼材の許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T ≤ 40mm	SS400, SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い、左記 F の値より求める
T > 40mm	SN400B	215	
T ≤ 40mm	SM490A, SN490B	325	
T ≤ 40mm	SM520B	355	

表 2. 2. 1-1(2) 改良地盤, 支持地盤の物性値及び許容応力度

改良地盤の許容応力度

(単位 : kN/m<sup>2</sup>)

設計基準強度=2300* <sup>1</sup>	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
改良地盤	766	—	153	1533	—	306
断面欠損を考慮* <sup>2</sup>	750	—	114	1502	—	229

\*1 : 施工結果を反映した

\*2 : 「JEAC4616-2009」に準拠し, 断面欠損を鉛直方向に 2%, せん断方向に 25%考慮した

支持地盤の許容支持力度

(単位 : kN/m<sup>2</sup>)

種別	長期* <sup>1</sup>	短期* <sup>1</sup>
泥岩 (岩盤)	1960	3920

\*1 : 「福島第一原子力発電所第 4 号機工事計画認可申請書」による

## 2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

### ・鉛直荷重 (VL)

クレーン支持用架構に作用する鉛直方向の荷重で、固定荷重、機器荷重、配管荷重、積載荷重及び地盤アンカーの効果を考慮した荷重とする。

### ・クレーン荷重 (CL)

天井クレーンによる荷重を表 2.2.1-2 に示す。

表 2.2.1-2 クレーン荷重一覧表

クレーン自重	1666 kN
トロリ自重	1010 kN
吊荷	980 kN

### ・積雪荷重 (SL)

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m<sup>2</sup>/cm

### ・風圧力 (WL)

風圧力は建築基準法施行令に準拠し、基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 2.2.1-3 に示す。

表 2.2.1-3 速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の 鉛直分布係数 Er	ガスト 影響係数 Gf	建物高さ と粗度 区分による係数 E	基準風速 Vo (m/s)	速度圧 q (N/m <sup>2</sup> )
52.73	1.28	2.00	3.28	30	1769

\*： 建物高さは、軒高さ (52.34m) と最高高さ (53.12m) の平均値とした

・地震荷重 (K)

水平地震力は O.P. 10.0m を基準面として、下式により算定し、算定結果を表 2.2.1-4 に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

$Q_i$  : 水平地震力 (kN)

$n$  : 施設の重要度に応じた係数 ( $n=1.5$ )

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

$C_i$  : 地震層せん断力係数

$W_i$  : 当該部分が支える重量 (kN)

$Z$  : 地震地域係数 ( $Z=1.0$ )

$R_t$  : 振動特性係数 ( $R_t=1.0$ )

$A_i$  : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、クレーン支持用架構の固有値を用いたモーダル法 (二乗和平方根法) により求める。

$C_0$  : 標準せん断力係数 ( $C_0=0.2$ )

表 2.2.1-4 水平地震力の算定結果

階	標高 O.P. (m)	各階重量 (kN)	$W_i$ (kN)	$A_i$		$n \cdot C_i$		$Q_i$ (kN)	
				NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
R	61.42	10569	—	—	—	—	—	—	—
6	50.72~61.42	13780	10569	1.443	1.477	0.433	0.443	4576	4683
5	43.42~50.72	5195	24349	1.302	1.328	0.391	0.398	9514	9702
4	39.92~43.46	9019	29544	1.254	1.272	0.376	0.382	11118	11271
3	32.46~39.92	5782	38563	1.183	1.187	0.355	0.356	13685	13730
2	21.50~32.46	6390	44345	1.113	1.114	0.334	0.334	14807	14818
1	12.50~21.50	—	50735	1.000	1.000	0.300	0.300	15221	15221

・荷重組合せ

設計で考慮するクレーンの位置を図 2.2.1-1 に、荷重組合せを表 2.2.1-5 に示す。

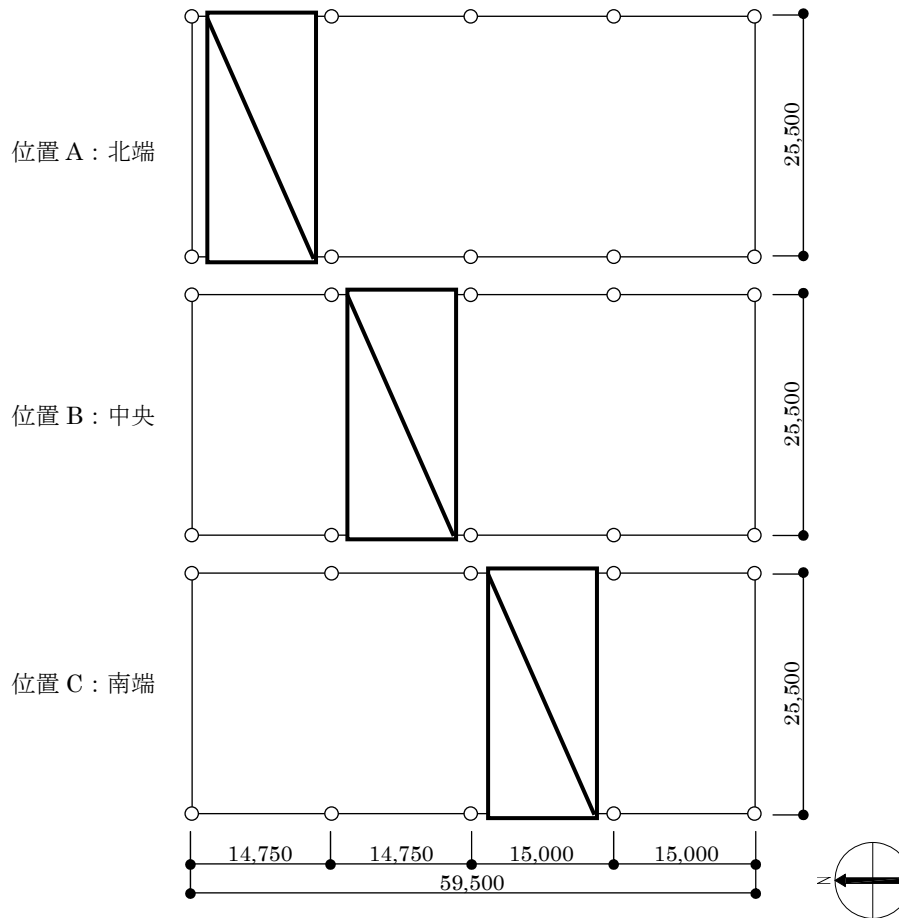


図 2.2.1-1 クレーンの位置 (単位 : mm)

表 2.2.1-5 クレーン支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL <sup>*1</sup>	長期
積雪時 <sup>*3</sup>	S	VL+CL <sup>*1</sup> +SL	短期
暴風時 <sup>*3</sup>	W	VL+CL <sup>*1</sup> +WL	
地震時	E1	VL+CL <sup>*1</sup> +K(+NS) <sup>*2</sup>	
	E2	VL+CL <sup>*1</sup> +K(-NS) <sup>*2</sup>	
	E3	VL+CL <sup>*1</sup> +K(+EW) <sup>*2</sup>	
	E4	VL+CL <sup>*1</sup> +K(-EW) <sup>*2</sup>	

\*1 : 吊荷重量は、常時、積雪時及び暴風時はクレーン位置、地震時は仕立てエリアにて考慮する。

\*2 : 地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

\*3 : 短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし、外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお，地震時と暴風時のクレーン支持用架構の層せん断力について，風荷重の受圧面積が最大になる EW 方向で比較した結果を図 2. 2. 1-2 に示す。図 2. 2. 1-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

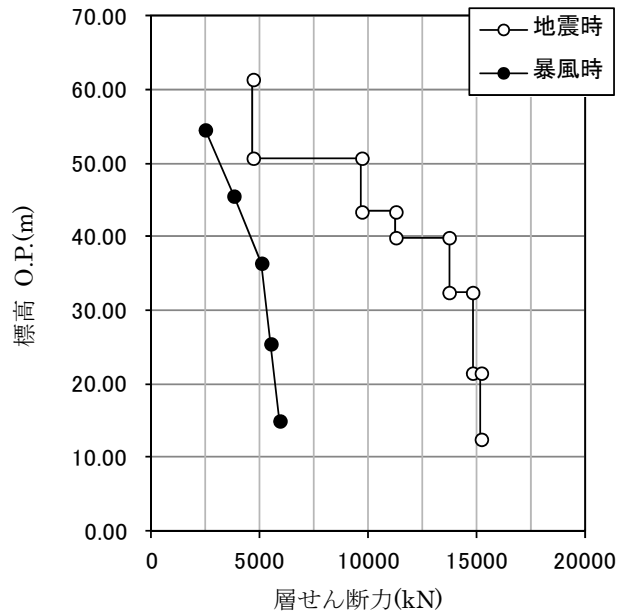
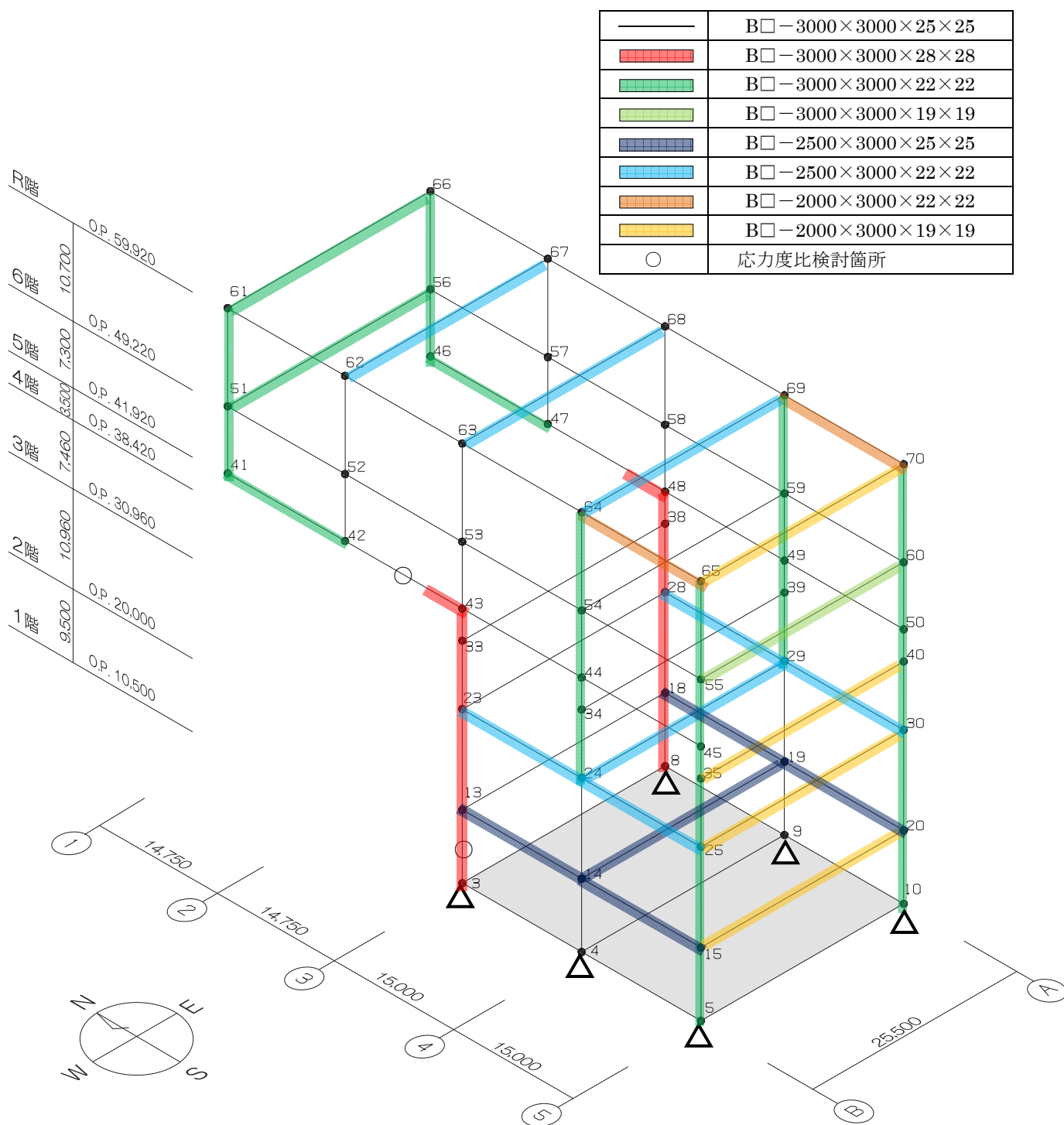


図 2. 2. 1-2 地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2) 架構の構造強度に対する検討

1) 解析モデル

クレーン支持用架構の解析モデルは、基礎スラブ厚中央 (O.P.10.5m) より上部を立体架構モデルとし、柱及び梁の部材端部の条件は剛接、柱脚部は基礎下でピン支持とする。解析モデル、部材寸法及び応力検討箇所を図 2. 2. 1-3 に示す。ここに、使用する材質は SM490A とする。



## 2) 断面検討

応力解析結果を用い、断面検討は二方向の曲げを図 2.2.1-4 に示すように考慮する。

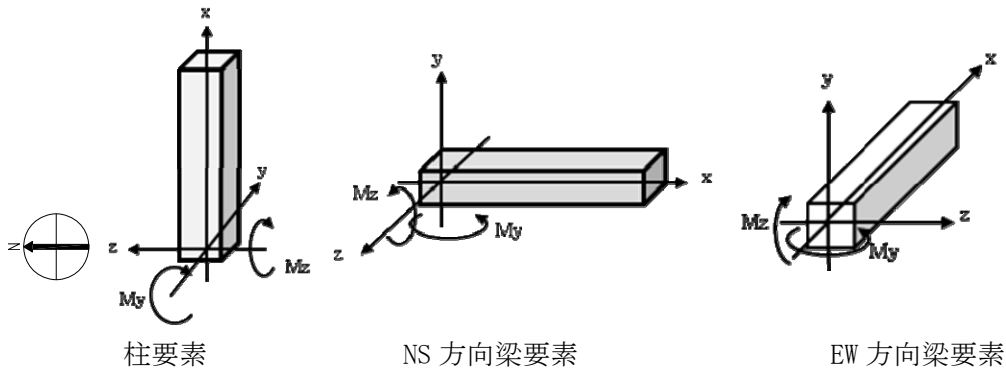


図 2.2.1-4 曲げモーメントの方向

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い、軸力及び曲げモーメントに対する検討は下式にて行う。

・ 軸圧縮の場合 
$$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{\sigma_{bz} + \sigma_{by}}{f_b} \leq 1$$

・ 軸引張の場合 
$$\frac{\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by}}{f_t} \leq 1$$

ここで、

$\sigma_c$  : 軸応力度 (=N/A)

N : 軸力, A : 断面積

$\sigma_{bz}$  : 部材 z 軸方向曲げ応力度 (=Mz/Zz)

Mz, Zz : 部材 z 軸回りモーメント及び断面係数

$\sigma_{by}$  : 部材 y 軸方向曲げ応力度 (=My/Zy)

My, Zy : 部材 y 軸回りモーメント及び断面係数

fc : 許容圧縮応力度

fb : 許容曲げ応力度

ft : 許容引張応力度

また、せん断力に対する検討は下式にて行う。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by})^2 + 3\tau_z^2}}{f_t} \leq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by})^2 + 3\tau_y^2}}{f_t} \leq 1$$

ここで、

$\tau_z$  : 部材 z 軸方向せん断応力度 (=Qz/Awz)

Qz, Awz : 部材 z 軸方向せん断力及びせん断断面積

$\tau_y$  : 部材 y 軸方向せん断応力度 (=Qy/Awy)

Qy, Awy : 部材 y 軸方向せん断力及びせん断断面積



表 2.2.1-6 及び表 2.2.1-7 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。  
 断面検討の結果、全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.2.1-6 断面検討結果（常時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	C (A)	曲げ Mz	37.3	216.7	0.52	OK
				曲げ My	8.4			
				圧縮 N	65.1			
				せん断 Qz	0.8			
				せん断 Qy	8.9			
梁	5 階 2-3/B	B□-3000×3000 ×28×28	C (A)	曲げ Mz	93.0	216.7	0.55	OK
				曲げ My	0.4			
				圧縮 N	19.2			
				せん断 Qz	0.4			
				せん断 Qy	20.1			

\*1：クレーンの位置を示す

表 2.2.1-7 断面検討結果（地震時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	E3 (A)	曲げ Mz	160.6	325.0	0.86	OK
				曲げ My	31.9			
				圧縮 N	79.5			
				せん断 Qz	7.9			
				せん断 Qy	37.1			
梁	5 階 2-3/B	B□-3000×3000 ×28×28	E3 (A)	曲げ Mz	93.1	325.0	0.55	OK
				曲げ My	58.9			
				圧縮 N	20.0			
				せん断 Qz	8.3			
				せん断 Qy	20.5			

\*1：クレーンの位置を示す

### (3) 基礎スラブの構造強度に対する検討

#### 1) 解析モデル

基礎スラブの応力解析は、弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行い、解析モデルは図 2.2.1-5 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し、支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

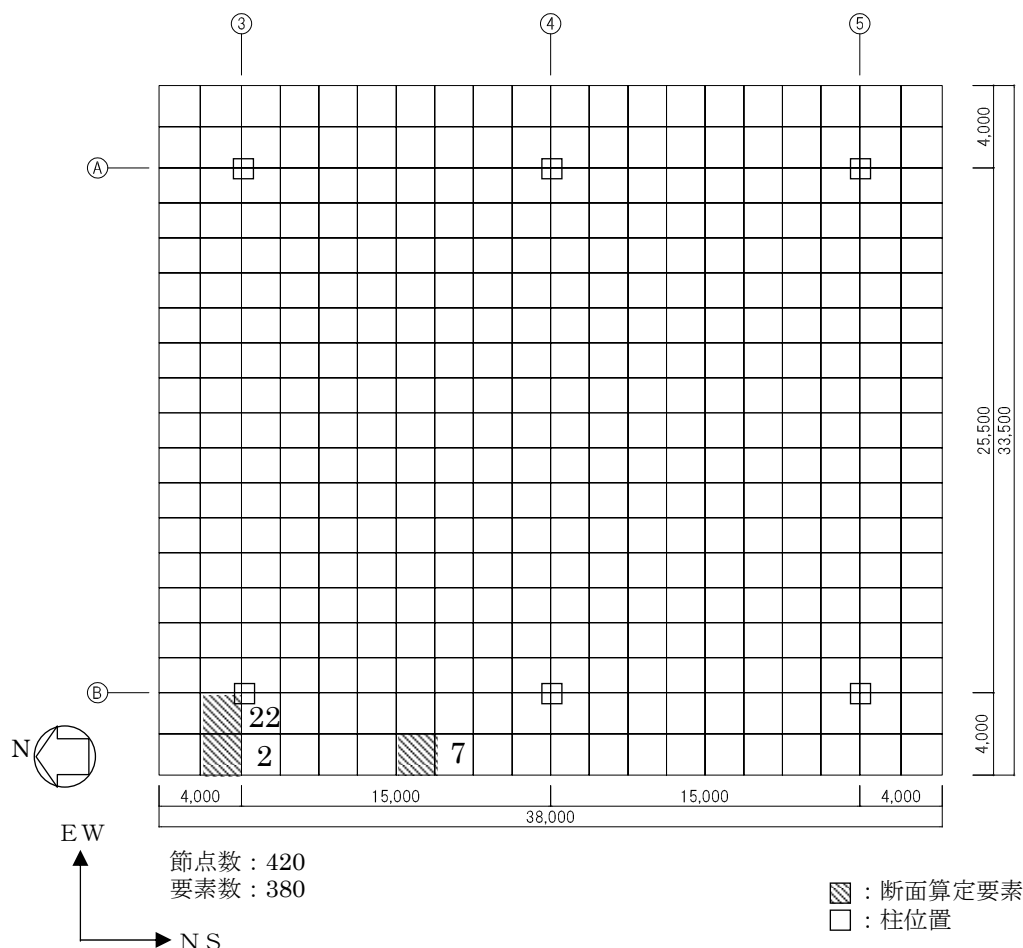


図 2.2.1-5 解析モデル図（単位：mm）

#### 2) 断面検討

組合せた応力より、各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」より求め、設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。必要鉄筋比が最大となる要素と設計面外せん断力と許容せん断力との比が最大になる要素の断面検討結果を表 2.2.1-8 に示し、必要鉄筋比が最大となる要素を含む EW 方向の配筋図を図 2.2.1-6 に示す。

断面検討の結果、設計配筋は必要鉄筋比を上回り、また面外せん断力は許容せん断力以下であることを確認した。

表 2.2.1-8 基礎スラブの断面算定表

要素 番号	方向	荷重 ケース (位置) <sup>*1</sup>	設計応力		N/(b・D) <sup>*2</sup> (×10 <sup>-2</sup> N/mm <sup>2</sup> )	M/(b・D <sup>2</sup> ) (×10 <sup>-2</sup> N/mm <sup>2</sup> )	P <sub>t</sub> (%)	a <sub>t</sub> (mm <sup>2</sup> /m)	設計配筋 上段：上端筋 [断面積 mm <sup>2</sup> /m] (pt:%) 下段：下端筋 [断面積 mm <sup>2</sup> /m] (pt:%)	荷重 ケース (位置) <sup>*1</sup>	設計面外 せん断力 Q (kN/m)	許容 せん断力 f <sub>s</sub> ・b・j (kN/m)	判定
			N <sup>*2</sup> (kN/m)	M (kN・m/m)									
2	NS	C(A)	-53	2397	-1.4	15.0	0.09	3600	D38@200+D38@400 [8550] (0.21) D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C(C)	126	2627	OK
		E3(A)	-264	2643	-6.6	16.6	0.06	2400	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	E1(C)	215	3940	OK
	EW	C(A)	16	1589	0.4	10.0	0.06	2400	3-D38@200 [17100] (0.43) 2-D38@200 [11400] (0.29)	C(A)	1583	2627	OK
		E3(A)	110	2111	2.8	13.2	0.03	1200	2-D38@200 [11400] (0.29)	E3(A)	1925	3940	OK
7	NS	C(A)	47	3678	1.2	23.0	0.13	5200	D38@200+D38@400 [8550] (0.21) 1-D38@200 [5700] (0.14)	C(C)	245	2627	OK
		E2(A)	29	3932	0.8	24.6	0.07	2800	1-D38@200 [5700] (0.14)	E2(C)	396	3940	OK
	EW	C(C)	-2	40	-0.1	0.3	0.00	0	1-D38@200 [5700] (0.14) 1-D38@200 [5700] (0.14)	C(B)	135	2627	OK
		E4(A)	-26	112	-0.7	0.7	0.00	0	1-D38@200 [5700] (0.14)	E2(A)	154	3940	OK
22	NS	C(A)	13	2582	0.4	16.2	0.09	3600	D38@200+D38@400 [8550] (0.21) D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C(C)	104	2627	OK
		E2(A)	239	4038	6.0	25.3	0.06	2400	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	E1(C)	541	3940	OK
	EW	C(A)	77	2818	2.0	17.7	0.10	4000	3-D38@200 [17100] (0.43) 2-D38@200 [11400] (0.29)	C(C)	575	2627	OK
		E3(A)	470	4754	11.8	29.8	0.07	2800	2-D38@200 [11400] (0.29)	E4(A)	1227	3940	OK

\*1： クレーンの位置を示す

\*2： 圧縮を正とする

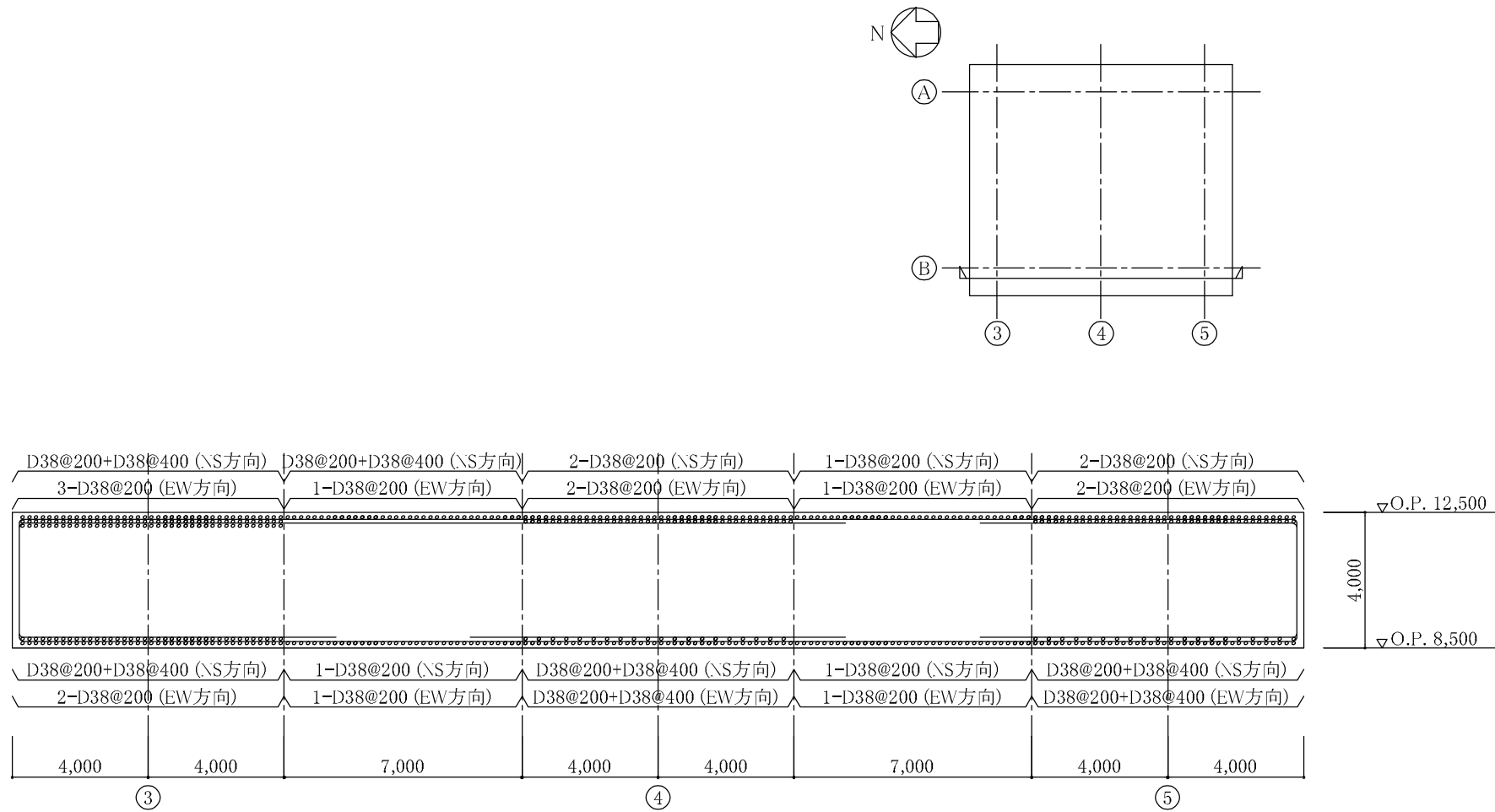


図 2.2.1-6 基礎スラブの配筋図 (B 通り) (単位 : mm)

#### (4) 改良地盤の構造強度に対する検討

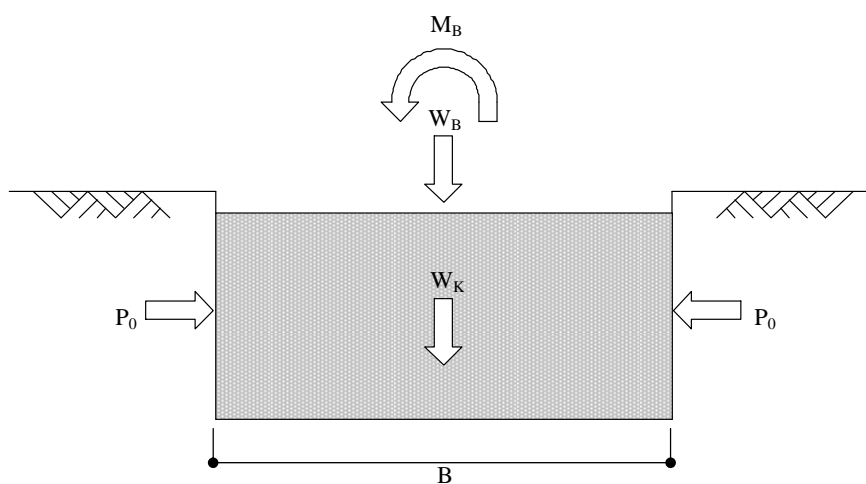
##### 1) 設計方針

クレーン支持用架構を支持する改良地盤は、基礎スラブ直下の地盤を南北方向に 38.0m、東西方向に 33.5m、改良厚さ 10.5m とし、O.P. -2.0m の泥岩に支持する。検討は「JEAC4616-2009」に準拠し、常時及び地震時の改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。さらに、改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して、常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

##### 2) 常時に対する検討

###### ・改良地盤の検討

常時において、改良地盤底面に生じる最大接地圧が改良地盤の長期許容圧縮応力度以下であることを確認する。図 2.2.1-7 に作用荷重を示す。



$W_B$  : 架構荷重 + 基礎スラブ荷重 + 地盤アンカー荷重

$W_K$  : 改良地盤の自重

$M_B$  : 架構の偏心による転倒モーメント

$P_0$  : 長期設計用土圧

$B$  : 改良幅

図 2.2.1-7 作用荷重 (常時)

改良地盤の荷重負担範囲は、面積  $A=1273\text{m}^2$ 、断面係数  $Z=8062\text{m}^3$  となり、改良地盤底面に生じる最大接地圧は下式にて求める。

鉛直力の合計	$\Sigma W=W_B+W_K=607373\text{kN}$
転倒モーメントの合計	$\Sigma M=M_B=666480\text{kNm}$
改良地盤の最大接地圧	$q_r = \Sigma W/A + \Sigma M/Z = 560\text{kN/m}^2$

改良地盤に生じる最大接地圧 ( $q_r$ ) は、改良地盤の長期許容圧縮応力度 ( $Lf_{sc}$ ) 以下であることを確認した。

$$q_r = 560\text{kN/m}^2 \leq Lf_{sc} = 750\text{kN/m}^2$$

・支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧 ( $q_r$ ) が、改良地盤直下の支持地盤の長期許容支持力度 ( $Lq_a$ ) 以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧	$q_r = 560\text{kN/m}^2$
支持地盤の長期許容支持力度	$Lq_a = 1960\text{ kN/m}^2$

$$q_r = 560\text{kN/m}^2 \leq Lq_a = 1960\text{ kN/m}^2$$

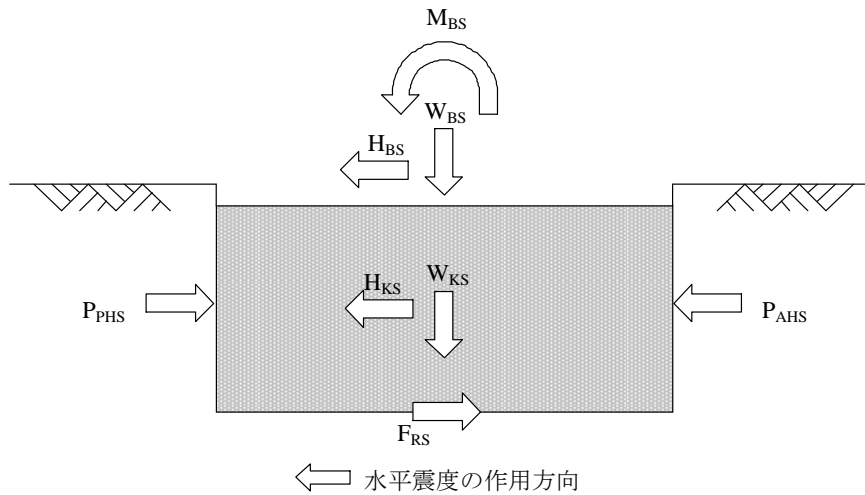
・沈下の検討

支持地盤は泥岩（岩盤）であるため、沈下の検討は不要である。

### 3) 地震時に対する検討

#### ・改良地盤の検討

地震時において、改良地盤底面の最大接地圧及びせん断応力が、改良地盤の短期許容応力度以下であることを確認する。図 2.2.1-8 に作用荷重を示す。



$W_{BS}$  : 架構荷重 + 基礎スラブ荷重 + 地盤アンカー荷重

$W_{KS}$  : 改良地盤の自重

$H_{BS}$  : 架構による水平力 + 基礎スラブによる水平力

$M_{BS}$  : 架構と基礎スラブによる改良地盤底面における転倒モーメント

$H_{KS}$  : 改良地盤の慣性力 (地中震度 0.15)

$P_{AHS}$  : 地震時主働土圧による水平力

$P_{PHS}$  : 地震時受働土圧による水平力

$F_{RS}$  : 支持地盤のせん断抵抗力

図 2.2.1-8 作用荷重 (地震時)

改良地盤の荷重負担範囲は、面積  $A=1273\text{m}^2$ 、断面係数  $Z=8062\text{m}^3$  となり、改良地盤底面の最大接地圧 ( $q_{1S}$ ) 及び最大せん断応力 ( $\tau_{\max}$ ) は下式にて求める。

$$\begin{aligned} \text{鉛直力の合計} & \quad \Sigma W=W_{BS}+W_{KS}=607373\text{kN} \\ \text{水平力の合計} & \quad \Sigma H=H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS}=94687\text{kN} \\ \text{転倒モーメントの合計} & \quad \Sigma M=M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS}=1944139\text{kNm} \end{aligned}$$

ここに、 $M_{KS}$  : 改良地盤の転倒モーメント  
 $M_{AHS}$  : 地震時主働土圧による転倒モーメント  
 $M_{PHS}$  : 地震時受働土圧による転倒モーメント

$$\begin{aligned} \text{改良地盤底面の最大接地圧} & \quad q_{1S}=\Sigma W/A+\Sigma M/Z=719\text{kN/m}^2 \\ \text{改良地盤底面の最大せん断応力} & \quad \tau_{\max}=1.2\times\Sigma H/A=90\text{kN/m}^2 \end{aligned}$$

改良地盤底面の最大接地圧 ( $q_{1S}$ ) 及び最大せん断応力 ( $\tau_{\max}$ ) は短期許容応力度 ( $sf_{sc}$  及び  $sf_{ss}$ ) 以下であることを確認した。

$$\begin{aligned} q_{1S} &= 719\text{kN/m}^2 \leq sf_{sc} = 1502 \text{ kN/m}^2 \\ \tau_{\max} &= 90\text{kN/m}^2 \leq sf_{ss} = 229 \text{ kN/m}^2 \end{aligned}$$

・支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧 ( $q_{1S}$ ) が、改良地盤直下の支持地盤の短期許容支持力度 ( $sq_a$ ) 以下であることを確認した。

$$\begin{aligned} \text{改良地盤の最大接地圧} & \quad q_{1S} = 719\text{kN/m}^2 \\ \text{支持地盤の短期許容支持力度} & \quad sq_a = 3920 \text{ kN/m}^2 \end{aligned}$$

$$q_{1S} = 719\text{kN/m}^2 \leq sq_a = 3920 \text{ kN/m}^2$$



(5) 外装材の構造強度に対する検討

1) 設計方針

クレーン支持用架構の屋根面及び側面を覆う外装材は、鋼板パネルを用いる。設計荷重は暴風時の影響が支配的であることから積雪時及び地震時の検討は省略し、暴風時の応力が短期許容応力度以下になることを確認する。なお、許容応力度は製造メーカーの推奨値を、屋根面のたわみは「鋼板製屋根構法標準 (SSR2007)」(社団法人日本金属屋根協会, 2007)、壁面のたわみは「建築工事標準仕様書・同解説 JASS14 カーテンウォール工事」に準じて設定した。

2) 設計用荷重

設計用風圧力は、平均速度圧にピーク風力係数を乗じて算出する。速度圧の算定結果を表 2.2.1-9 に、ピーク風力係数を表 2.2.1-10 に示し、風力係数の算定箇所イメージを図 2.2.1-9 に示す。

表 2.2.1-9 速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の鉛直分布係数 Er	基準風速 Vo (m/s)	平均速度圧 q (N/m <sup>2</sup> )
52.73	1.28	30	885

\*: 建物高さは、軒高さ (52.34m) と最高高さ (53.12m) の平均値とした

表 2.2.1-10 ピーク風力係数

建物高さ* H (m)	屋根面			壁面	
	一般部	周縁部	隅角部	一般部	隅角部
52.73	-2.5	-3.2	-4.3	-2.11	-2.62

\*: 建物高さは、軒高さ (52.34m) と最高高さ (53.12m) の平均値とした

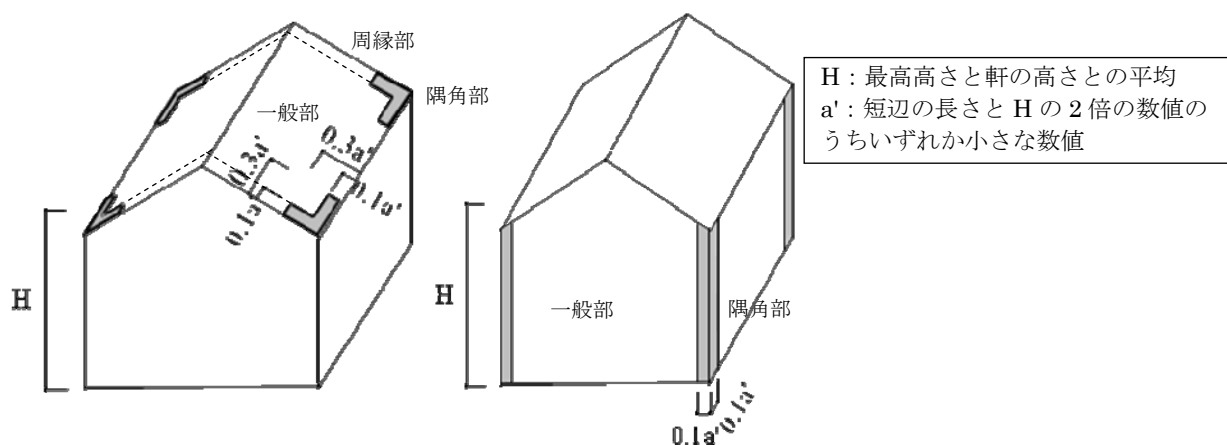


図 2.2.1-9 風力係数の算定箇所のイメージ

3) 外装材の強度検討

検討は応力が厳しくなる図 2. 2. 1-9 に示す隅角部について行う。ここでは、鋼板パネルの自重は考慮しないものとする。

a. 屋根材

鋼板パネルは下地材の間隔が 1.8m で連続支持されているものとし、暴風時の応力度とたわみに対して検討を行う。屋根材の材料諸元を表 2. 2. 1-11 に示す。

表 2. 2. 1-11 屋根材の材料諸元

表面材						芯材		
ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	せん断断面積 As (mm <sup>2</sup> )	形状係数	許容応力度 f <sub>b</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	断面係数 Z (mm <sup>3</sup> )	せん断弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	断面積 A (mm <sup>2</sup> )	形状係数
2.06×10 <sup>5</sup>	7.92×10 <sup>4</sup>	210.7	0.022	59.8	26.3×10 <sup>3</sup>	3.92	4.40×10 <sup>4</sup>	1.2

・応力度に対する検討

$$M = w \times L^2 / 8 = (0.885 \times 4.3) \times 1.8^2 / 8 = 1.542 \text{ kNm}$$

$$\sigma_b = M / Z = 1.542 \times 10^6 / 26.3 \times 10^3 = 58.7 \text{ N/mm}^2$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b} = \frac{58.7}{59.8} = 0.982 \leq 1.0 \quad \dots \dots \text{OK}$$

・たわみの検討

たわみ量は曲げ変形成分 (δ<sub>M</sub>) とせん断変形成分 (δ<sub>Q</sub>) の和で評価し、屋根材の短期許容変形 (1/300) \*以下であることを確認する。

\*:「鋼板製屋根構法標準 (SSR2007)」(社団法人日本金属屋根協会, 2007) による

$$\delta = \delta_M + \delta_Q = 0.220 + 0.302 = 0.522 \text{ cm}$$

$$\frac{\delta}{L} = \frac{0.522}{180} = \frac{1}{344} \leq \frac{1}{300} \quad \dots \dots \text{OK}$$

検討の結果、作用応力は屋根材の短期許容応力度以下であり、たわみは屋根材の短期許容変形以下であることを確認した。

b. 壁材

鋼板パネルは下地材の間隔が 1.2m で連続支持されているものとし、暴風時の応力とたわみに対して検討を行う。壁材の材料諸元を表 2. 2. 1-12 に示す。

表 2. 2. 1-12 壁材の材料諸元

表面材				芯材		
ヤング 係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断 弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	許容 応力度 f <sub>b</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	断面係数 Z (mm <sup>3</sup> )	せん断 弾性係数 G (N/mm <sup>2</sup> )	断面積 A (mm <sup>2</sup> )	形状係数
2.06×10 <sup>5</sup>	7.92×10 <sup>4</sup>	58.8	17.0×10 <sup>3</sup>	4.90	35000	1.2

・応力度に対する検討

$$M = w \times L^2 / 8 = (0.885 \times 2.62) \times 1.2^2 / 8 = 0.418 \text{ kNm}$$

$$\sigma_b = M / Z = 0.418 \times 10^6 / 17.0 \times 10^3 = 24.6 \text{ N/mm}^2$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b} = \frac{24.6}{58.8} = 0.419 \leq 1.0 \quad \dots \text{OK}$$

・たわみの検討

たわみ量は曲げ変形成分 (δ<sub>M</sub>) とせん断変形成分 (δ<sub>Q</sub>) の和で評価し、壁材の短期許容変形 (1/300) \*以下であることを確認する。

\*:「建築工事標準仕様書・同解説 JASS14 カーテンウォール工事」による

$$\delta = \delta_M + \delta_Q = 0.075 + 0.293 = 0.368 \text{ cm}$$

$$\frac{\delta}{L} = \frac{0.368}{120} = \frac{1}{326} \leq \frac{1}{300} \quad \dots \text{OK}$$

検討の結果、作用応力は壁材の短期許容応力度以下であり、たわみは壁材の短期許容変形以下であることを確認した。

## 2.2.2 耐震性

### (1) 検討方針

耐震性の検討は、クレーン支持用架構、基礎スラブ、改良地盤及び地盤アンカーについて行い、基準地震動  $S_s$  に対して、クレーン支持用架構、基礎スラブ、改良地盤及び周辺地盤の応答性状を適切に表現できる地震応答解析モデルを設定して実施する。

### (2) 架構の耐震性に対する検討

#### 1) 解析に用いる入力地震動

検討用地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動  $S_s$  を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.2.2-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき、解放基盤表面で定義される基準地震動  $S_s$  に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動  $S_s-1$ 、 $S_s-2$  及び  $S_s-3$  の加速度時刻歴波形を図 2.2.2-2(1) 及び図 2.2.2-2(2) に示す。

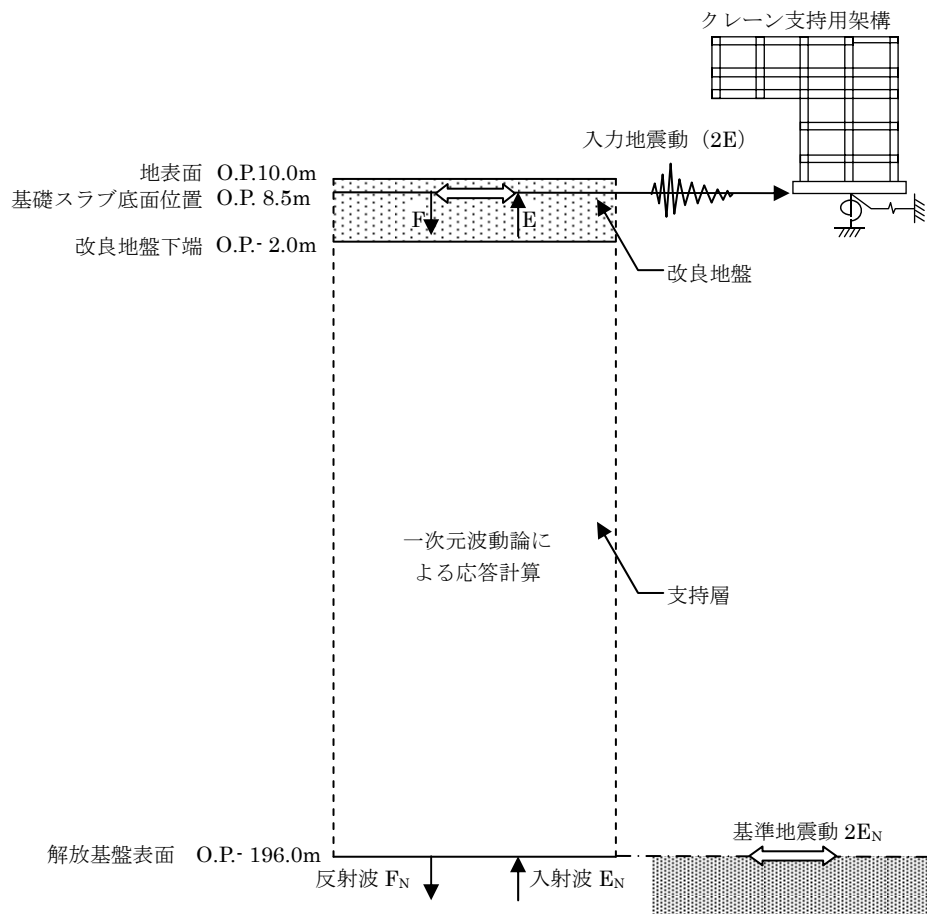
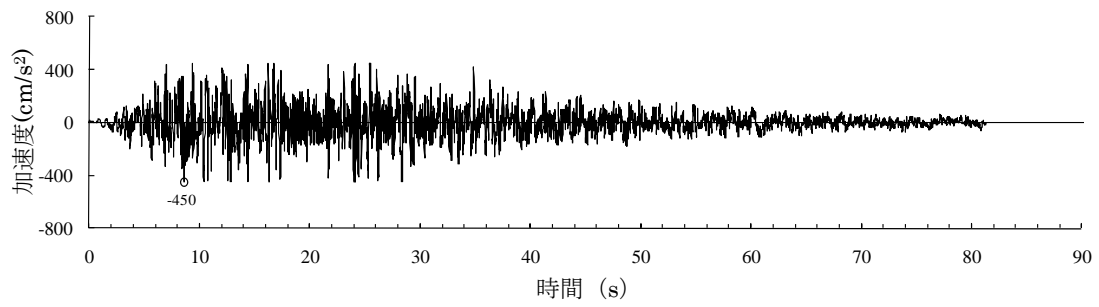
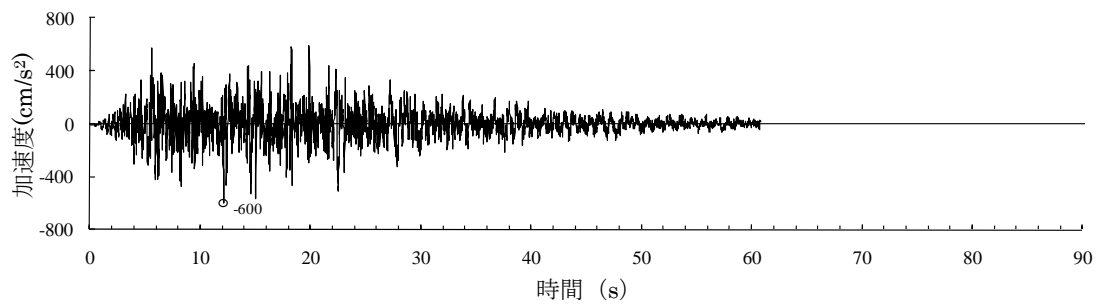


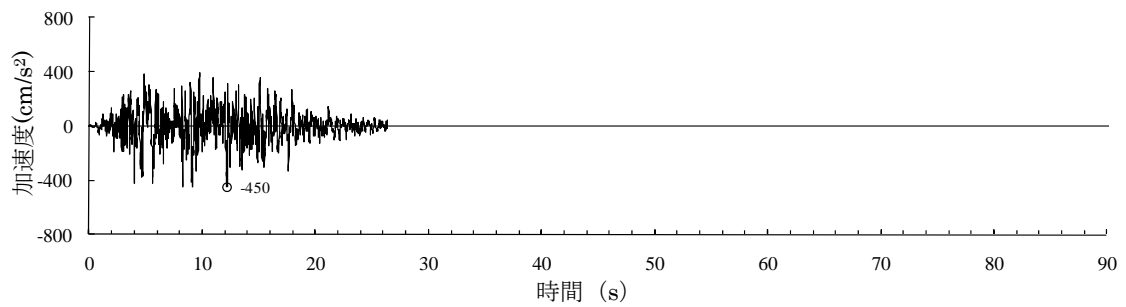
図 2.2.2-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



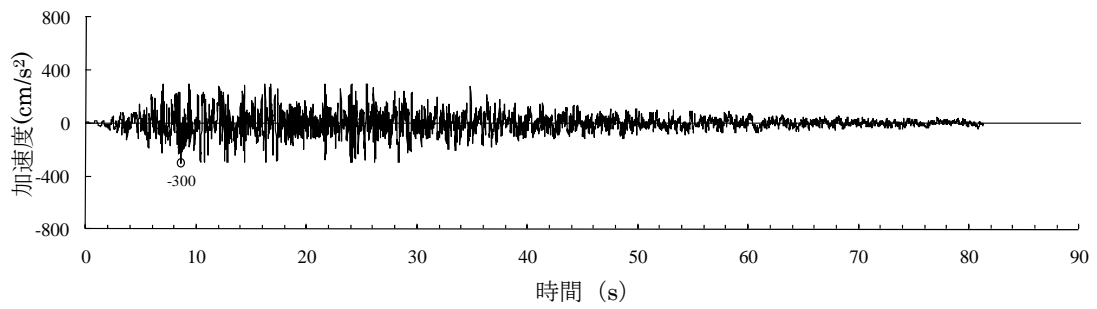
(Ss-2H)



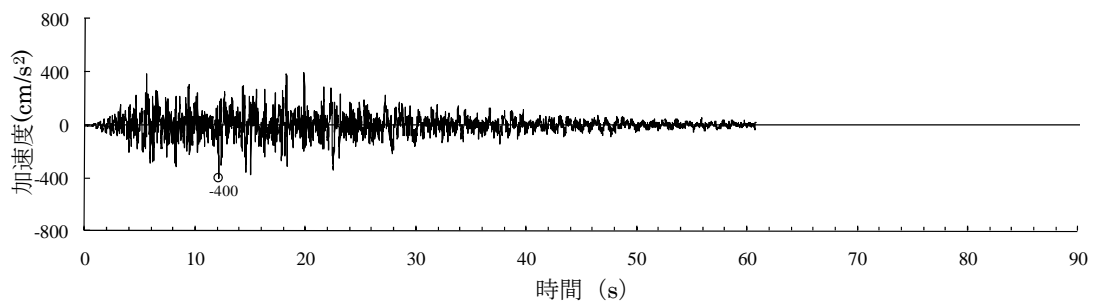
(Ss-3H)

○印は最大値を示す

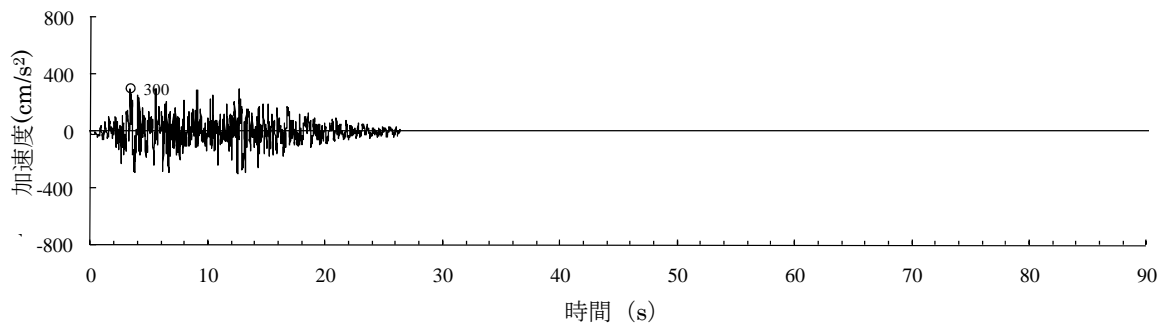
図 2. 2. 2-2(1) 解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形  
(水平方向)



(Ss-1V)



(Ss-2V)



(Ss-3V)

○印は最大値を示す

図 2.2.2-2(2) 解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形  
(鉛直方向)

## 2) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、図 2.2.2-3 に示す柱及び梁を立体的にモデル化した立体架構モデルとし、地盤を等価ばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。

地震応答解析に用いる物性値を表 2.2.2-1 に、層間変形角が最大となるクレーンを北端に設置した場合の地震応答解析モデルの質点重量を表 2.2.2-2 に、クレーン支持用架構の復元力特性の設定を図 2.2.2-4 に示す。復元力特性の設定は「鋼構造塑性設計指針」に準じた。

地震応答解析に用いる地盤定数は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）を参考に、水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。改良地盤の諸元を表 2.2.2-3 に、地盤のひずみ依存性を図 2.2.2-5 に、地盤定数の設定結果を表 2.2.2-4 に示す。基礎底面の地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして、地盤を成層補正し振動アドミタンス理論により評価した。

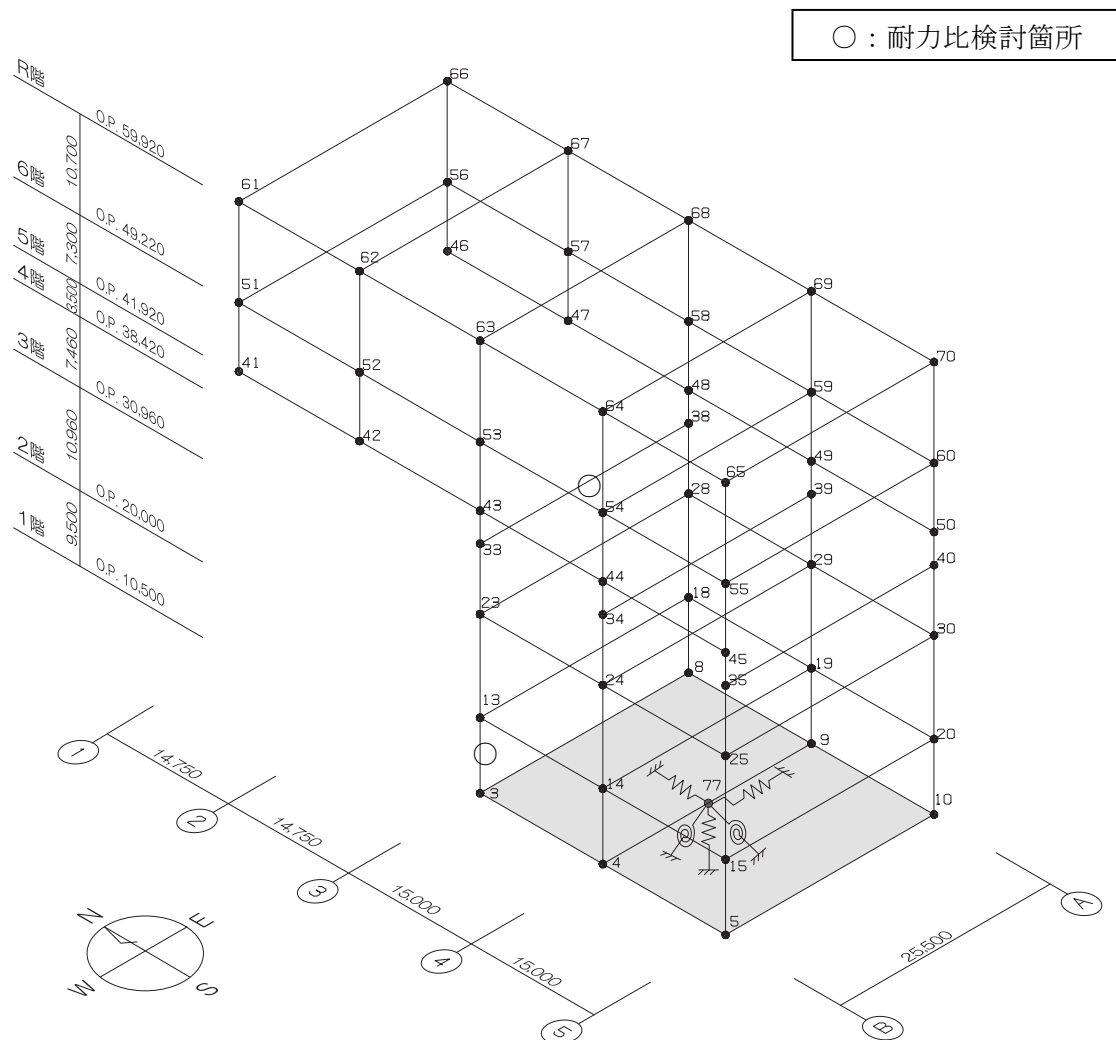


図 2.2.2-3 クレーン支持用架構の地震応答解析モデル (単位: mm)

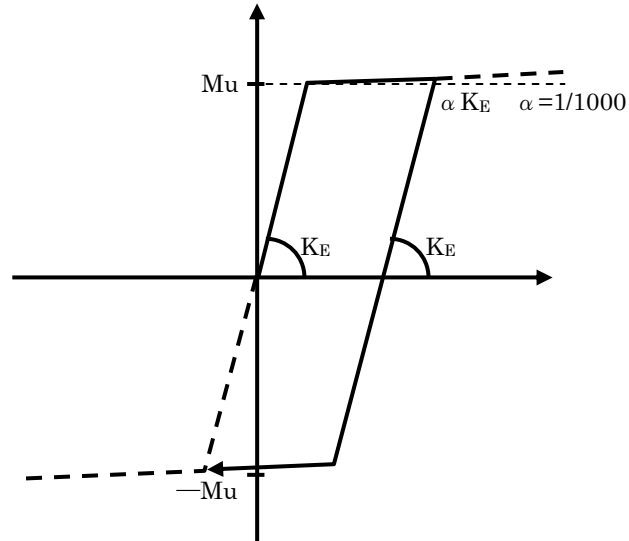
表 2.2.2-1 地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 $\nu$	単位体積重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	減衰定数 h (%)	備考
クレーン支持 用架構	鉄骨	2.05×10 <sup>5</sup>	0.3	77.0	2	SM490A
基礎スラブ	コンクリート	2.44×10 <sup>4</sup>	0.2	24.0	5	設計基準強度 30(N/mm <sup>2</sup> )

表 2.2.2-2 地震応答解析モデルにおける質点重量

階	節点番号	重量(kN)	階	節点番号	重量(kN)	
R	61	1129	4	33	2235	
	62	1221		34	2135	
	63	1225		35	374	
	64	1200		38	2176	
	65	502		39	1726	
	66	1132		40	374	
	6	67	1225	3	23	897
		68	1229		24	1647
		69	1202		25	635
		70	503		28	819
51		2152	29		1178	
52		1894	30		607	
5		53	1094	2	13	1044
		54	1567		14	1722
		55	718		15	700
		56	1629		18	920
	57	1538	19		1315	
	58	1094	20		689	
	5	59	1375	1	3	26894
		60	718		4	41540
		41	393		5	21558
		42	600		8	26896
43		657	9		41034	
44		598	10		21268	
45		321	77	0		
46		377	合計	229924		
47		605				
48		700				
49	622					
50	321					





ここに,

Mu : 全塑性モーメント

$$M_{uy} = \left\{ A_{fy}(b - t_1)\sigma_y + \frac{1}{4}A_{wy}(b - 2t_1)\sigma_y \right\} \quad M_{uz} = \left\{ A_{fz}(d - t_2)\sigma_y + \frac{1}{4}A_{wz}(d - 2t_2)\sigma_y \right\}$$

$$A_{fy} = d \cdot t_1$$

$$A_{fz} = b \cdot t_2$$

$$A_{wy} = 2 \cdot (b - 2 \cdot t_1) \cdot t_2$$

$$A_{wz} = 2 \cdot (d - 2 \cdot t_2) \cdot t_1$$

$$A = b \cdot d - (b - 2 \cdot t_1) \cdot (d - 2 \cdot t_2) \quad \sigma_y : \text{降伏強度}$$

なお, せん断耐力は下式とする。

Qu : せん断耐力

$$Q_{uy} = \frac{1}{\sqrt{3}} A_{wz} \cdot \sigma_y \quad Q_{uz} = \frac{1}{\sqrt{3}} A_{wy} \cdot \sigma_y$$

$$A_{fy} = d \cdot t_1$$

$$A_{fz} = b \cdot t_2$$

$$A_{wy} = 2 \cdot (b - 2 \cdot t_1) \cdot t_2$$

$$A_{wz} = 2 \cdot (d - 2 \cdot t_2) \cdot t_1$$

$$A = b \cdot d - (b - 2 \cdot t_1) \cdot (d - 2 \cdot t_2) \quad \sigma_y : \text{降伏強度}$$

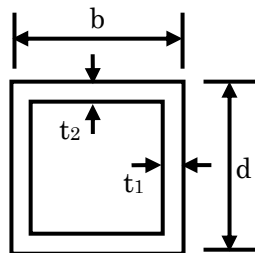


図 2.2.2-4 クレーン支持用架構の復元力特性の設定

表 2. 2. 2-3 改良地盤の諸元

せん断波速度* Vs (m/s)	単位体積重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比* $\nu$	初期せん断弾性係数 Go ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )
800	17.7	0.31	11.52

\*：『柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 建物・構築物の耐震安全性評価について(指摘事項に関する回答)』(平成 22 年 2 月 19 日 東京電力株式会社), 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG (第 46 回) 会合資料

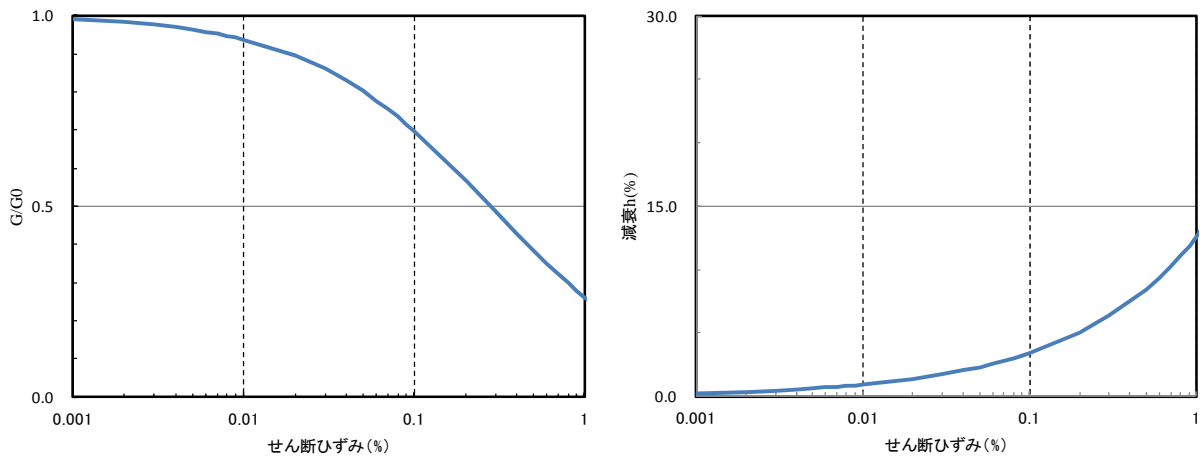


図 2. 2. 2-5 地盤のひずみ依存性(泥岩)\*

\*：『福島第一原子力発電所 3 号機「新耐震指針に照らした耐震安全性評価(中間報告)」に関する補足説明資料(コメント回答資料)ー建物・構築物ー』(平成 22 年 6 月 29 日 東京電力株式会社), 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG (第 26 回) A サブグループ会合資料

表 2.2.2-4 地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-2.0										
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.97	3.41	0.87	8.70	3	8.0
-80.0		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.44	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.60	5.63	0.82	13.31	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.25	3	88.0
-196.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

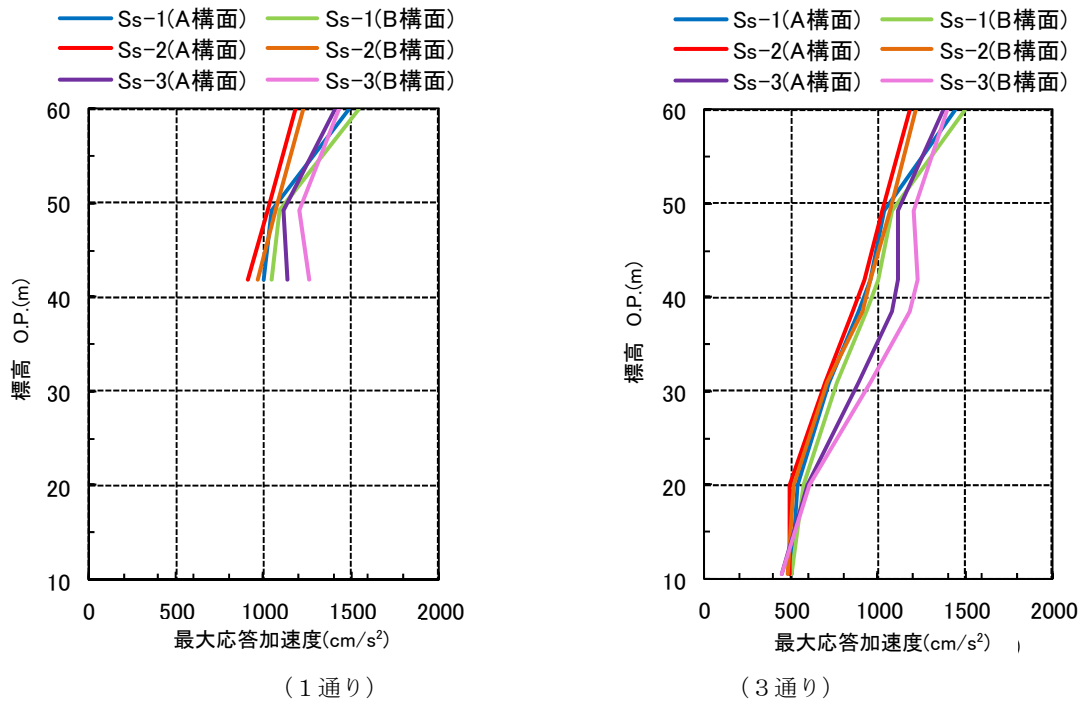
標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-2.0										
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.98	3.41	0.87	8.72	3	8.0
-80.0		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.45	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.62	5.63	0.82	13.36	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.50	6.53	0.84	15.85	3	88.0
-196.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

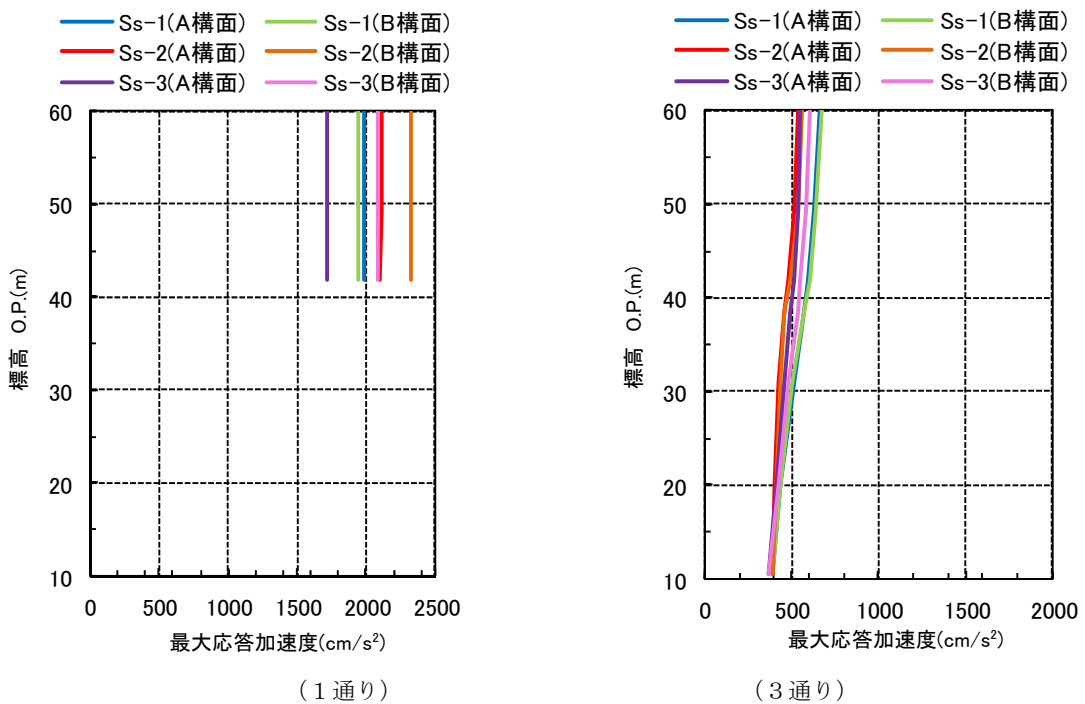
標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	改良地盤	800	17.7	0.310	11.44	11.52	0.99	29.98	2	12.0
-2.0										
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	3.00	3.41	0.88	8.79	3	8.0
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.52	5.63	0.80	13.07	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	4.97	6.53	0.76	14.34	3	88.0
-196.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

### 3) 地震応答解析結果

地震応答解析は水平方向と鉛直方向を同時入力した。最大応答加速度を図 2.2.2-6 及び図 2.2.2-7 に示す。

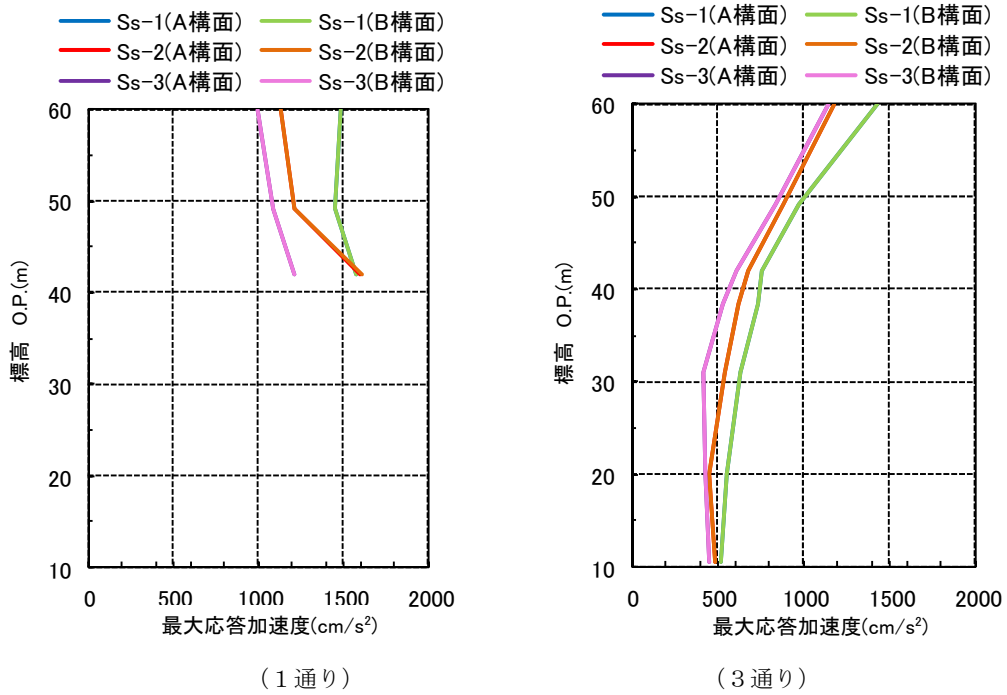


(a) 最大応答加速度 (水平(NS)成分)

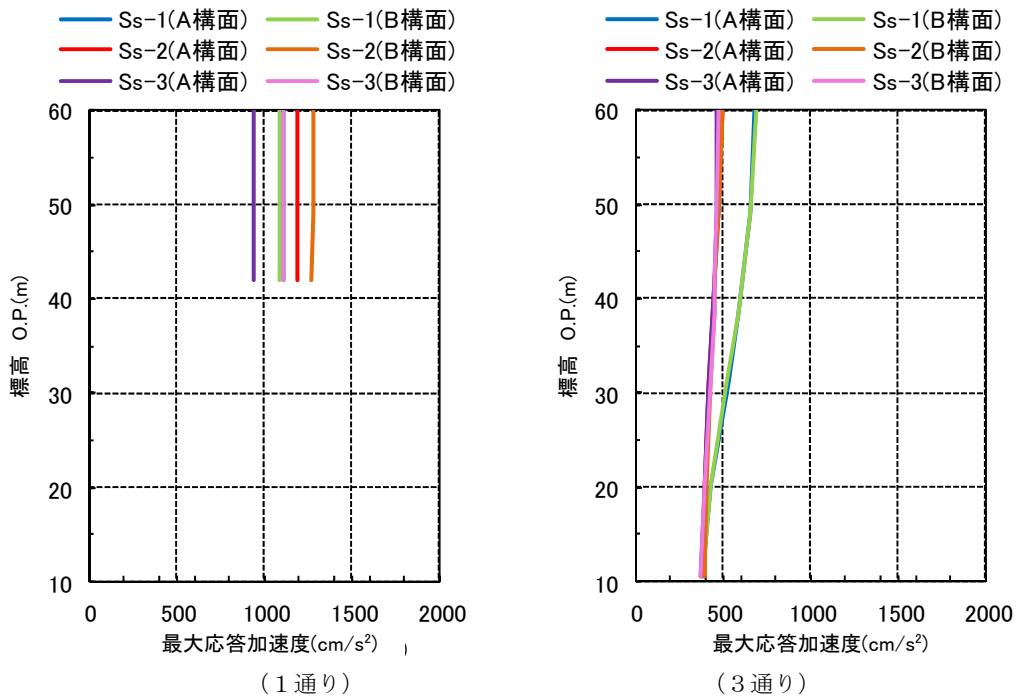


(b) 最大応答加速度 (鉛直成分)

図 2.2.2-6 最大応答加速度 (NS 方向入力時)



(a) 最大応答加速度 (水平(EW)成分)



(b) 最大応答加速度 (鉛直成分)

図 2. 2. 2-7 最大応答加速度 (EW 方向入力時)

#### 4) 波及的影響の評価

地震応答解析結果が、JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」\*1 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

\*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

#### ・ 層間変形角の検討

層間変形の評価はクレーン支持用架構の剛心位置で評価し，表 2.2.2-5 に検討結果を示す。

検討の結果，層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.2.2-5 層間変形角の検討結果

検討箇所	最大応答値						クライテリア	判定
	NS 方向入力時			EW 方向入力時				
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3		
6 階	1/256	1/278	1/229	1/298	1/356	1/352	1/75	OK
5 階	1/240	1/266	1/220	1/239	1/295	1/288	1/75	OK
4 階	1/228	1/249	1/225	1/207	1/243	1/252	1/75	OK
3 階	1/194	1/205	1/199	1/196	1/233	1/237	1/75	OK
2 階	1/206	1/211	1/194	1/187	1/224	1/229	1/75	OK
1 階	1/357	1/359	1/317	1/329	1/397	1/409	1/75	OK

・塑性率の検討

部材の塑性率は、最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は1以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し、表 2.2.2-6 に検討結果を示す。

表 2.2.2-6 より曲げモーメント及びせん断力については、全てのケースで耐力比が1を下回ることから塑性率は1以下となり、クライテリアを満足することを確認した。

表 2.2.2-6 耐力比の検討結果

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	地震波	入力方向	耐力比		判定
柱	1階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	Ss-1	EW	$M_z/M_{uz}$	0.85	OK
					$M_y/M_{uy}$	0.86	
					$Q_z/Q_{uz}$	0.27	
					$Q_y/Q_{uy}$	0.37	
梁	4階 3/A-B	B□-3000×3000 ×25×25	Ss-1	EW	$M_z/M_{uz}$	0.80	OK
					$M_y/M_{uy}$	0.01	
					$Q_z/Q_{uz}$	0.00	
					$Q_y/Q_{uy}$	0.32	

$M_z$  : 部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値

$M_y$  : 部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値

$Q_z$  : 部材 z 方向のせん断力の最大値

$Q_y$  : 部材 y 方向のせん断力の最大値

$M_{uz}$  : 部材 z 軸回りの全塑性モーメント

$M_{uy}$  : 部材 y 軸回りの全塑性モーメント

$Q_{uz}$  : 部材 z 軸方向のせん断耐力

$Q_{uy}$  : 部材 y 軸方向のせん断耐力

(3) 基礎スラブの耐震性に対する検討

1) 解析モデル

基礎スラブの応力解析は、弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは、図 2.2.2-8 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し、支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

検討は組合せ係数法にて行い、荷重組合せケースを表 2.2.2-7 に示す。

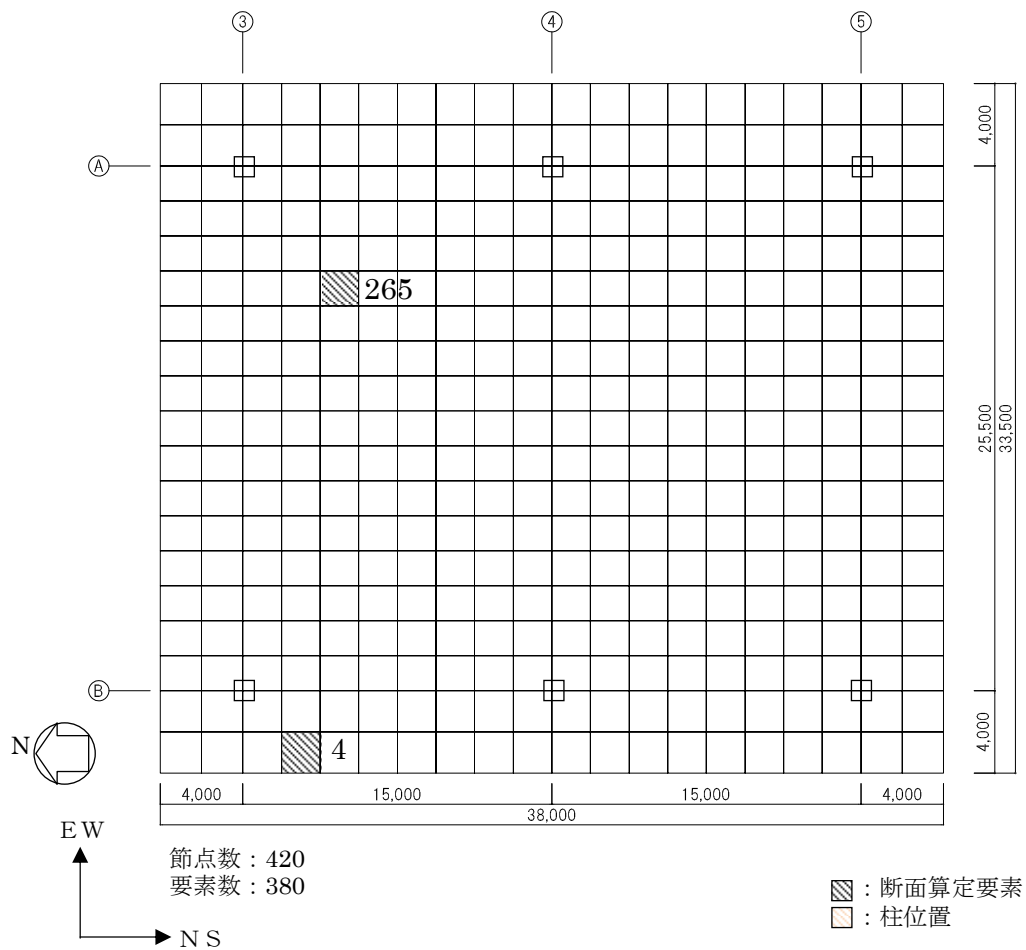


図 2.2.2-8 解析モデル図 (単位：mm)



表 2.2.2-7 荷重組合せケース一覧表

荷重ケース	地震力の作用方向					
	鉛直方向		水平方向			
	上向き	下向き	N→S	S→N	E→W	W→E
Dn		○	○			
Ds		○		○		
De		○			○	
Dw		○				○
Un	○		○			
Us	○			○		
Ue	○				○	
Uw	○					○

## 2) 断面検討

各要素に対して、検討用応力が部材の終局耐力を下回ることを確認する。曲げ終局強度及びせん断終局強度の算定は、「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による柱の終局強度算定式に準拠する。なお、鉄筋の引張強度は、平成 12 年建設省告示第 2464 号に定められた基準強度の 1.1 倍を用いる。検討用曲げモーメントを曲げ終局強度で除した値が最大となる箇所及び検討用せん断力をせん断終局強度で除した値が最大となる箇所の基礎スラブの断面検討結果を表 2.2.2-8 に示す。

断面検討の結果、検討用曲げモーメントは曲げ終局強度を下回り、検討用せん断力はせん断終局強度を下回ることを確認した。

表 2.2.2-8 基礎スラブの断面検討結果

要素 番号	方向	荷重 ケース	検討用応力			設計配筋 上段：上端筋 [断面積 mm <sup>2</sup> /m] (pt.%) 下段：下端筋 [断面積 mm <sup>2</sup> /m] (pt.%)	部材の終局強度		M/M <sub>u</sub>	Q/Q <sub>u</sub>	判定
			N* <sup>1</sup> (kN/m)	M (kN・m/m)	Q (kN/m)		M <sub>u</sub> (kN・m/m)	Q <sub>u</sub> (kN/m)			
4	NS	D e	129	1317	3958	D38@200+D38@400 [8550] (0.21) D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	11995	6778	0.11	0.59	OK
	EW	D e	61	1415	1507	3-D38@200 [17100] (0.43) 2-D38@200 [11400] (0.29)	15772	7294	0.09	0.21	OK
265	NS	D s	24	3316	52	1-D38@200 [5700] (0.14) 1-D38@200 [5700] (0.14)	7873	2215	0.43	0.03	OK
	EW	D w	-349	4927	76	1-D38@200 [5700] (0.14) 1-D38@200 [5700] (0.14)	7267	2184	0.68	0.04	OK

\*1：圧縮を正とする

#### (4) 改良地盤の耐震性に対する検討

##### 1) 検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し、基準地震動  $S_s$  により発生する荷重に対して許容限界を満足することを確認する。改良地盤の許容限界は、改良地盤の設計圧縮強度、せん断抵抗に対する安全率に基づき設定する。支持地盤の許容限界は、支持地盤の極限支持力に対する安全率に基づき設定する。

##### 2) 地震応答解析モデル

応力算定用の地震応答解析モデルを図 2.2.2-9 に示す。改良地盤及び支持地盤の物性は表 2.2.2-4 を用いた。

周辺地盤の物性は、一次元波動論であらかじめ実施した等価線形解析結果をもとに改良地盤及び周辺地盤のひずみレベルに応じた等価なせん断剛性、減衰を設定した。

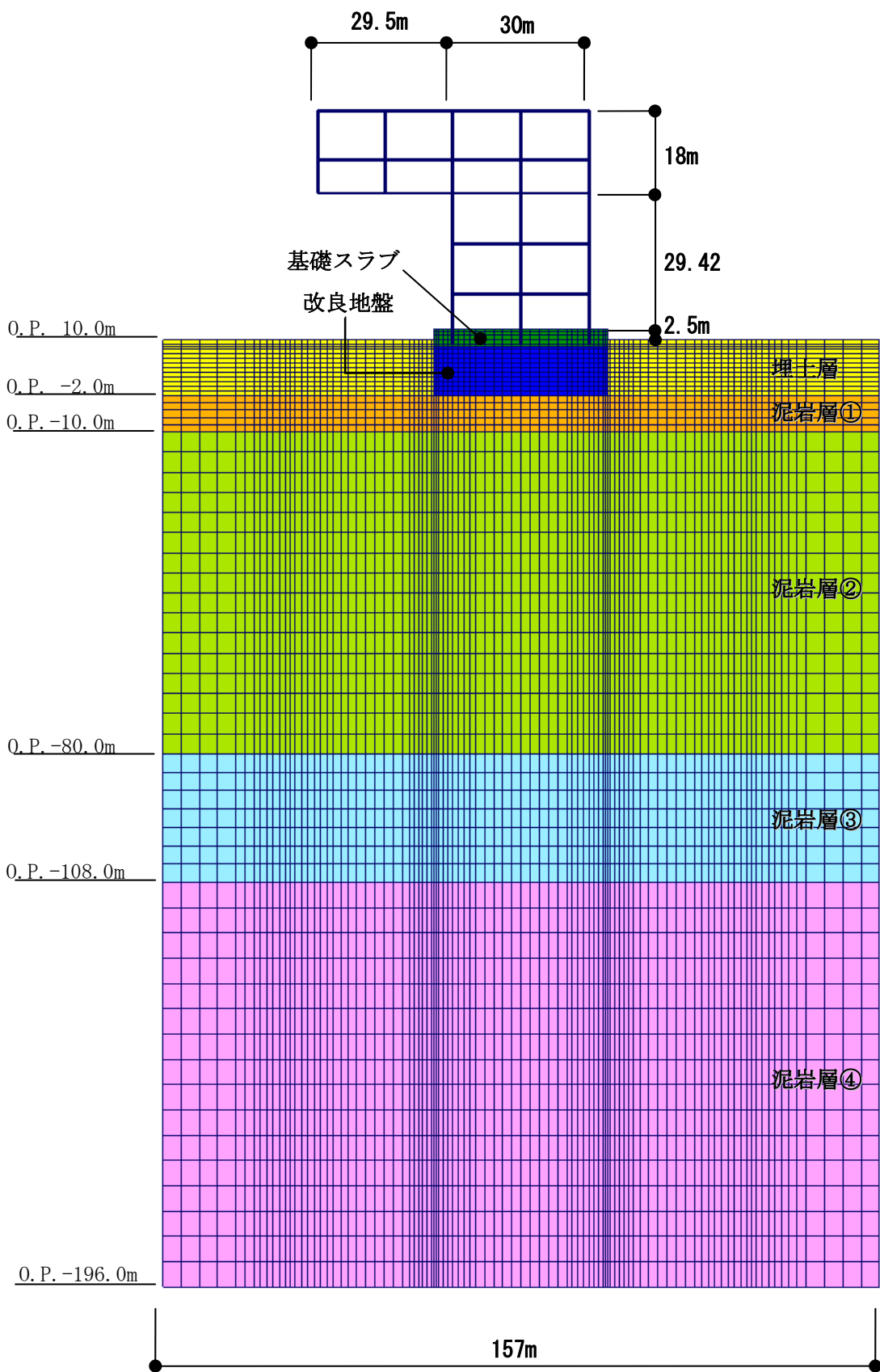


図 2.2.2-9 応力算定用地震応答解析モデル

### 3) 波及的影響の評価

改良地盤の評価は、「JEAC 4616-2009」に準じ、改良地盤に発生する最大応力が許容値に対して1.5以上の安全率を有していることを確認する。

#### ・改良地盤に生じる鉛直応力に対する検討

改良地盤に作用する鉛直応力に対し改良地盤の圧縮強度の安全率が1.5以上であることを下式により確認する。

$$\frac{ssfsc}{\sigma_{y\max}} \geq 1.5$$

ここで、  
 $ssfsc$  : 改良地盤の圧縮強度  
 $\sigma_{y\max}$  : 有限要素解析による各要素の鉛直応力の最大値

改良地盤の圧縮強度（ssfsc）は、「JEAC 4616-2009」により改良地盤の圧縮強度の平均値である設計圧縮強度 4498kN/m<sup>2</sup>（断面欠損 2%を考慮する）を改良地盤の圧縮強度として検討を行う。

安全率の検討結果を表 2.2.2-9 に示す。検討結果より改良地盤の圧縮強度は改良地盤の基礎スラブ直下における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 2.2.2-9 改良地盤の鉛直応力に対する検討結果  
 (改良地盤底部)

地震波	最大鉛直応力 $\sigma_{y\max}$ (kN/m <sup>2</sup> )	圧縮強度 ssfsc(kN/m <sup>2</sup> )	安全率	クライテリア	判定
Ss-1	1809	4498	2.48	1.50	OK
Ss-2	1453	4498	3.09	1.50	OK
Ss-3	1821	4498	2.47	1.50	OK

・改良地盤に作用するせん断力に対する検討

検討は、改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端のせん断力について行う。改良地盤上端及び下端にせん断面を想定し、各時刻 (t) における改良地盤に作用する水平方向せん断力  $F_H(t)$  と改良地盤の水平抵抗力  $F_R(t)$  を評価し、そのせん断に対する安全率  $F_S(t)$  が 1.5 以上であることを下式により確認する。

$$F_S(t) = \frac{F_R(t)}{F_H(t)} \geq 1.5$$

$$F_R(t) = \sum_i F_{R_i}(t) = \sum_i \tau_{Ri}(t) \cdot l_i$$

$$F_H(t) = \sum_i F_{H_i}(t) = \sum_i \tau_{Si}(t) \cdot l_i$$

- ここで、
- $F_S(t)$  :せん断に対する安全率
  - $F_R(t)$  :せん断面上の地盤の水平抵抗力 (kN)
  - $F_H(t)$  :せん断面上の地盤のせん断力 (kN)
  - $\tau_{Ri}(t)$  :せん断面の解析モデル要素 i のせん断抵抗力 (kN/m<sup>2</sup>)  
 $\tau_{Ri}(t)$  は上載圧による強度増加は無視して設定し、せん断強度  $ssf_{ss}$  を用いる。なお、せん断破壊及び鉛直方向応力が引張状態になった地盤要素は評価しない
  - $\tau_{Si}(t)$  :せん断面の解析モデル要素 i に作用するせん断応力 (kN/m<sup>2</sup>)
  - $l_i$  :解析モデル要素 i を横切るせん断面の長さ(要素 i の長さ) (m)
  - $ssf_{ss}$  :改良地盤のせん断強度 (kN/m<sup>2</sup>)

改良地盤のせん断強度 ( $ssf_{ss}$ ) は下式より設定する。

$$ssf_{ss} = \frac{1}{5} ssf_{sc}$$

- ここで、  $ssf_{ss}$  :688kN/m<sup>2</sup> (断面欠損 25%を考慮する)

安全率の検討結果を表 2.2.2-10 及び表 2.2.2-11 に示す。

検討結果より改良地盤の水平抵抗力は、改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端の最大せん断力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。なお、解析は二次元でモデル化しているため、単位長さ当りのせん断力及び水平抵抗力で検討する。

表 2.2.2-10 改良地盤のせん断力に対する検討  
(基礎スラブ下端)

地震波	最大せん断力 F <sub>H</sub> (kN/m)	水平抵抗力 F <sub>R</sub> (kN/m)	安全率 F <sub>S</sub>	クイテリア	判定
Ss-1	3635	21156	5.82	1.50	OK
Ss-2	3052	22188	7.26	1.50	OK
Ss-3	3548	20640	5.81	1.50	OK

表 2.2.2-11 改良地盤のせん断力に対する検討  
(改良地盤底部)

地震波	最大せん断力 F <sub>H</sub> (kN/m)	水平抵抗力 F <sub>R</sub> (kN/m)	安全率 F <sub>S</sub>	クイテリア	判定
Ss-1	7741	24080	3.11	1.50	OK
Ss-2	7481	24424	3.26	1.50	OK
Ss-3	6494	24080	3.70	1.50	OK

#### 4) 支持力の検討

支持力の評価は、改良地盤底部における最大鉛直応力が支持地盤の極限支持力度に対して 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{R_u}{V} \geq 1.5$$

ここで、  
R<sub>u</sub> : 極限鉛直支持力度  
V : 地震応答解析から得られる最大鉛直応力

検討の結果、支持地盤の極限支持力度 (6860kN/m<sup>2</sup>) \*は改良地盤底部における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

\*:「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書 (4号炉増設)」による

$$6860\text{kN/m}^2 / 1821\text{kN/m}^2 = 3.76 \geq 1.50 \dots \text{OK}$$

(5) 地盤アンカーの耐震性に対する検討

1) 検討方針

地盤アンカーは、図 2.2.2-10 に示すように基礎スラブ上端を緊張端とし、泥岩層 0.P. -7.0m 以深を定着長部としている。地盤アンカーの検討は基準地震動  $S_s$  時に自由長部に発生する応力が規格降伏耐力以下及び定着長部の設計定着長が必要定着長以上であることを確認する。検討は、旧建築基準法第 38 条の規定に基づく認定工法「STK 永久アンカー工法」（建設省阪住指発第 353 号，平成 8 年 10 月 16 日）における設計マニュアルに基づき実施する。

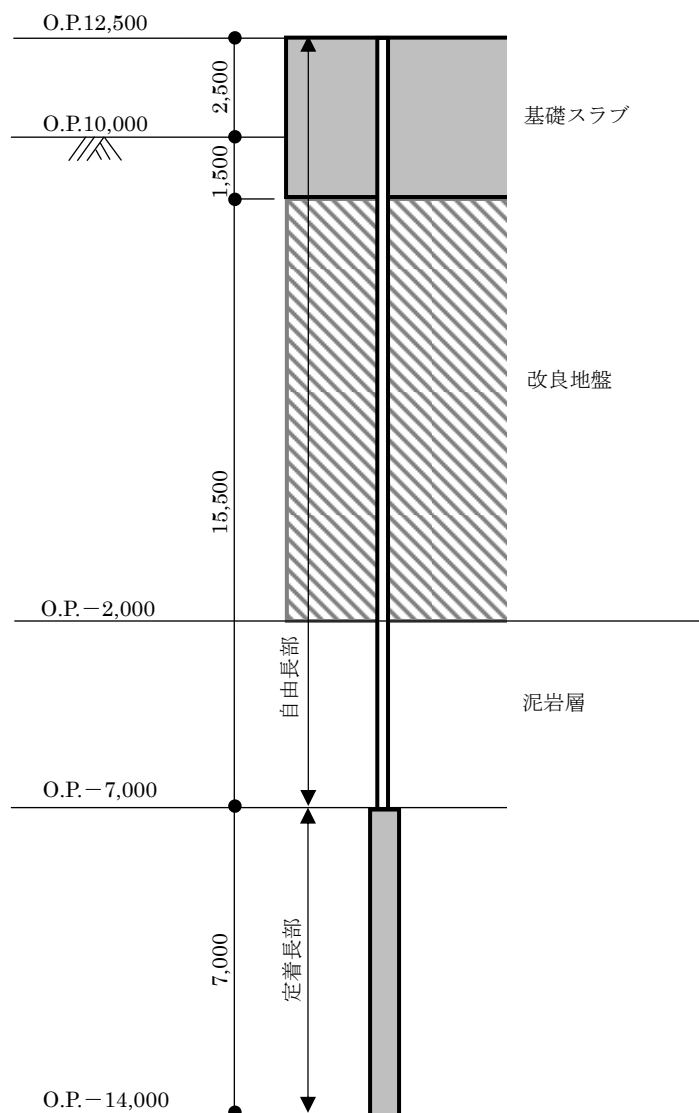


図 2.2.2-10 地盤アンカー設置計画 (単位：mm)



2) 地盤アンカーの検討

・自由長部の検討

地盤アンカーに発生する応力と規格降伏耐力を比較した結果を表 2.2.2-12 に示す。地盤アンカーは STK-200 (SWPR19 4-φ 21.8)を用いる。

検討の結果、耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 2.2.2-12 自由長部の検討結果

発生応力 $T_{max}$ (kN/本)	規格降伏耐力 $T_{ys}$ (kN/本)	耐力比 $T_{max}/T_{ys}$	判定
1590	1981	0.81	OK

・定着長部の検討

定着長部の検討は、地盤アンカーの規格降伏耐力と地盤の極限摩擦抵抗力から求める必要定着長が、設計定着長を下回ることを確認する。結果を表 2.2.2-13 に示す。

検討の結果、検定比が 1 以下になることを確認した。

$$L_a = \frac{T_{ys} \times F}{\tau_u \times \pi \times D_d}$$

ここで、

$L_a$  : 必要定着長 (cm)

$T_{ys}$  : 地盤アンカーの規格降伏耐力 (1981kN)

$F$  : 安全率 (=1.0)

$\tau_u$  : 地盤の極限摩擦抵抗力 (N/cm<sup>2</sup>) (137N/cm<sup>2</sup>) \*

\*: 旧建築基準法第 38 条の規定に基づく認定工法「STK 永久アンカー工法」(建設省阪住指発第 353 号, 平成 8 年 10 月 16 日), 設計マニュアルより N 値 50 以上の泥岩の値

$D_d$  : 地盤アンカー体の設計径 (17cm)

表 2.2.2-13 定着長の検討結果

必要定着長 $L_a$ (cm)	設計定着長 $L_d$ (cm)	検定比 $L_a/L_d$	判定
271	700	0.39	OK

## 2.3 燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性について

燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.3-1 に示す。

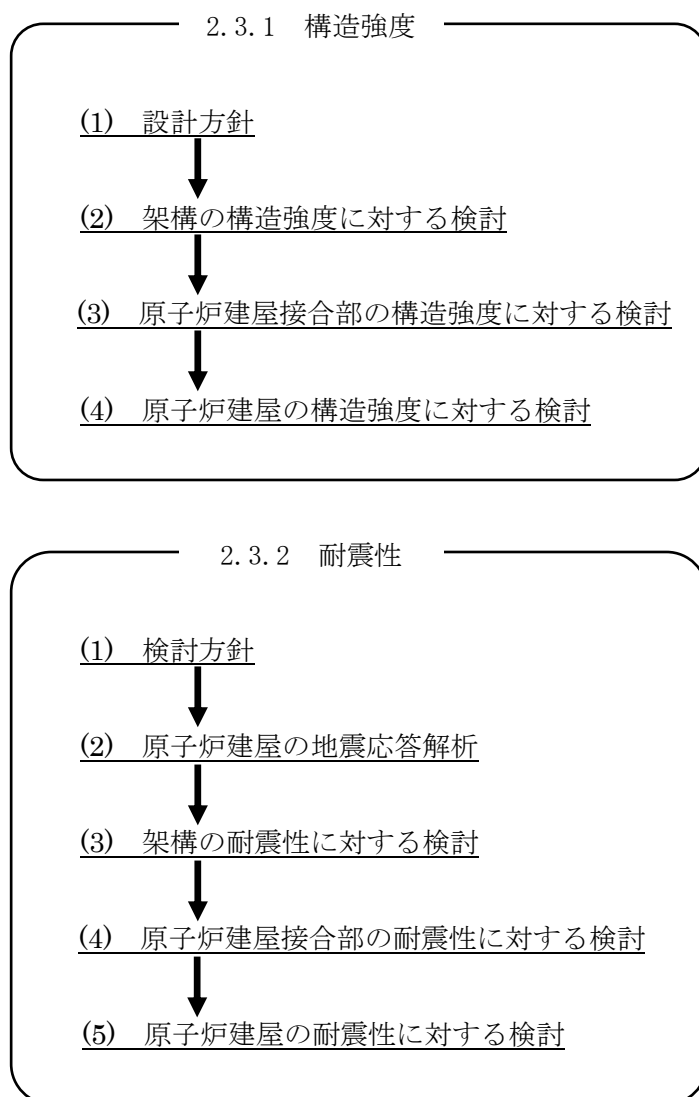


図 2.3-1 燃料取扱機支持用架構の検討フロー

## 2.3.1 構造強度

### (1) 設計方針

構造強度の検討は、燃料取扱機支持用架構、原子炉建屋接合部及び架構反力が作用する原子炉建屋について許容応力度設計を実施する。

#### 1) 使用材料及び許容応力度

燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度を表 2.3.1-1 に示す。

表 2.3.1-1 燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 $\nu$	単位体積重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )
架 構	鉄骨	2.05×10 <sup>5</sup>	0.3	77.0
基礎構造	コンクリート	2.44×10 <sup>4</sup>	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

設計基準強度= 30	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	10.0	—	0.790	20.0	—	1.185

鉄筋の許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T ≤ 40 mm	SS400	235	「鋼構造設計規準」に従い、左記 F の値より求める
T ≤ 40 mm	SM490A	325	
T > 40 mm	TMCP325B*, TMCP325C*	325	
—	BCP325	325	
—	BCR295	295	
—	SNR490B	325	

\*：国土交通大臣指定書（国住指第 326-2，平成 14 年 5 月 7 日）による

2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重 (VL)

燃料取扱機支持用架構に作用する鉛直方向の荷重で、固定荷重、機器荷重、配管荷重及び積載荷重とする。

・クレーン荷重 (CL)

吊荷荷重を含む燃料取扱機による荷重を表 2.3.1-2 に示す。

表 2.3.1-2 クレーン荷重一覧表

燃料取扱機	735 kN
作業台車	196 kN

・地震荷重 (K)

燃料取扱機支持用架構に作用させる地震荷重は、O.P.-2.06m (原子炉建屋基礎スラブ上端レベル) を基準面とした原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果より設定する。原子炉建屋の地震層せん断力係数は下式より算定し、算定結果を表 2.3.1-4 に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_o$$

ここで、

$Q_i$  : 水平地震力 (kN)

$n$  : 施設の重要度に応じた係数 ( $n=1.5$ )

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

$C_i$  : 地震層せん断力係数

$W_i$  : 当該部分が支える重量 (kN)

ここに、燃料取扱機支持用架構の設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は、瓦礫撤去の効果と燃料取扱機支持用架構を新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表 2.3.1-3 に示す。

表 2.3.1-3 原子炉建屋の全体重量(kN)

原子炉建屋全体重量*1	1078100
瓦礫撤去による軽減重量	-39810
燃料取扱機支持用架構の付加重量	+6490
燃料取扱機支持用架構設計用原子炉建屋全体重量	1044780

\*1 「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書 (その1)」(平成 23 年 5 月 28 日 東京電力株式会社) にて用いた原子炉建屋重量(1069320kN) に使用済燃料プール底部の支持構造物の設置工事による重量(8780kN)を加算したもの

Z : 地震地域係数 (Z=1.0)

Rt : 振動特性係数 (Rt=0.8)

Ai : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、燃料取扱機支持用架構の固有値を用いたモーダル法 (二乗和平方根法) により求める。

C<sub>0</sub> : 標準せん断力係数 (C<sub>0</sub>=0.2)

表 2.3.1-4 原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果

階	標高 O.P. (m)	各階重量 (kN)	Wi (kN)	Ai		n・Ci	
				NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
5	39.92	77700	—	—	—	—	—
4	39.92~32.30	88770	77700	2.070	2.218	0.497	0.533
3	32.30~26.90	122210	166470	1.787	1.831	0.429	0.440
2	26.90~18.70	127700	288680	1.520	1.549	0.365	0.372
1	18.70~10.20	208960	416380	1.309	1.315	0.314	0.316
B1	10.20~-2.06	—	625340	1.000	1.000	0.240	0.240

燃料取扱機支持用架構に作用させる水平震度は、原子炉建屋 4 階の NS 方向地震層せん断力係数 (n・Ci=0.497) 及び EW 方向地震層せん断力係数 (n・Ci=0.533) より、水平震度を  $K_i = n \cdot C_i$  として水平地震力を設定する。表 2.3.1-5 に燃料取扱機支持用架構に作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 2.3.1-5 水平地震力の算定結果

標高 O.P. (m)	各階重量 (kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 K <sub>i</sub>	水平地震力 P <sub>i</sub> (kN)	水平震度 K <sub>i</sub>	水平地震力 P <sub>i</sub> (kN)
40.77	2487	0.497	1236	0.533	1326
30.485	298	0.497	148	0.533	159
20.20	188	0.497	93	0.533	100

ここに、燃料取扱機支持用架構は鉄骨造で剛性が小さく、原子炉建屋は壁式鉄筋コンクリート造で剛性が非常に高いことから、燃料取扱機支持用架構の変形量に対して原子炉建屋の変形量は非常に小さく、地震時の原子炉建屋の変形が燃料取扱機支持用架構に及ぼす影響は考慮しないものとした。

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機的位置を図 2.3.1-1 に、荷重組合せを表 2.3.1-6 に示す。なお、燃料取扱機支持用架構はクレーン支持用架構に覆われているため、積雪時及び暴風時は考慮しないものとした。

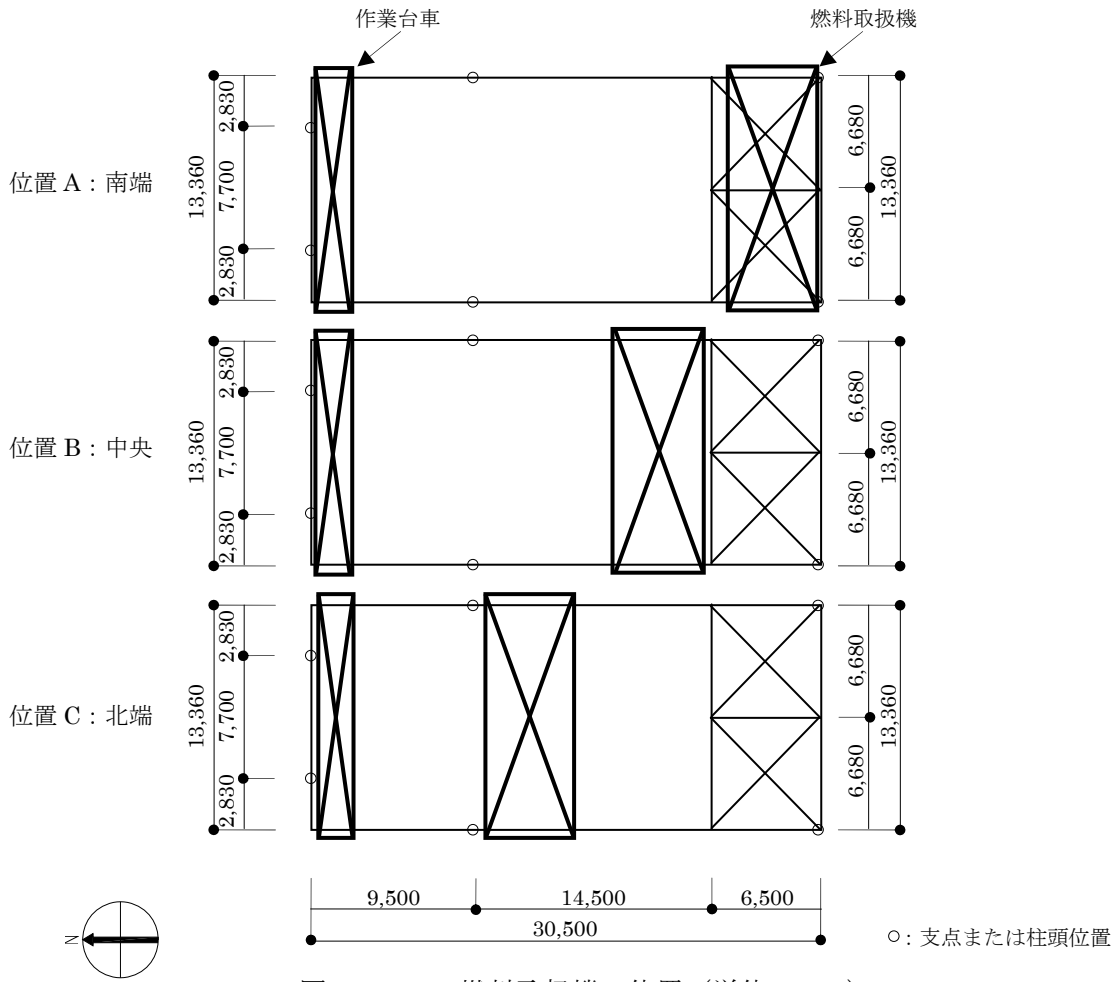


図 2.3.1-1 燃料取扱機的位置 (単位 : mm)

表 2.3.1-6 燃料取扱機支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL	長期
地震時	E1	VL+CL+K(+NS)*1	短期
	E2	VL+CL+K(-NS)*1	
	E3	VL+CL+K(+EW)*1	
	E4	VL+CL+K(-EW)*1	

\*1 : 地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する

(2) 架構の構造強度に対する検討

1) 解析モデル

燃料取扱機支持用架構の解析モデルは、O.P. 18.70m より上部を立体架構モデルとし、柱及び梁端部の境界条件は剛接、原子炉建屋シェル壁上端はピン及び原子炉建屋南側外壁の柱脚部は固定とする。解析モデル、部材寸法及び応力検討箇所を図 2.3.1-2 に示す。

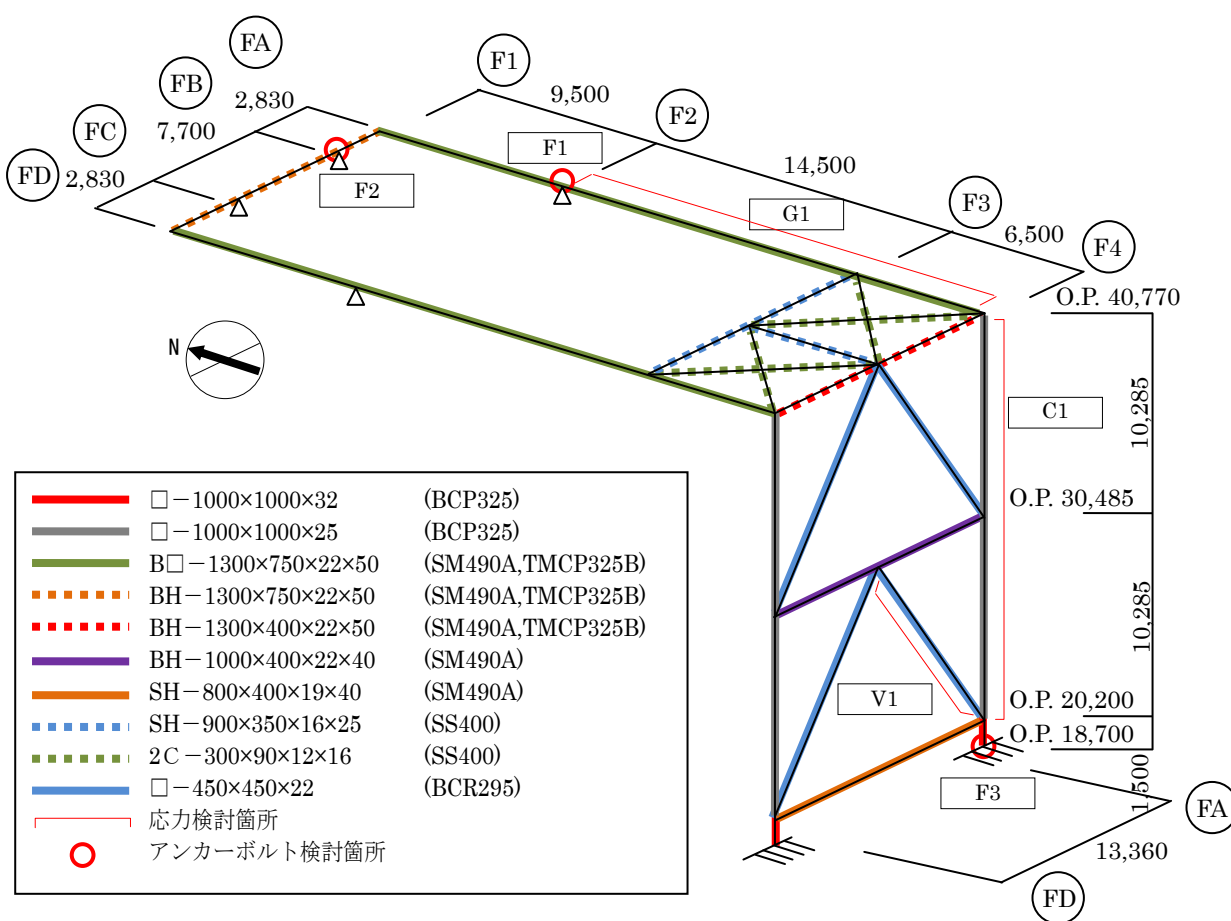


図 2.3.1-2 解析モデル図 (単位: mm)

## 2) 断面検討

応力解析結果を用い、断面検討は二方向の曲げを図 2.3.1-3 に示すように考慮する。

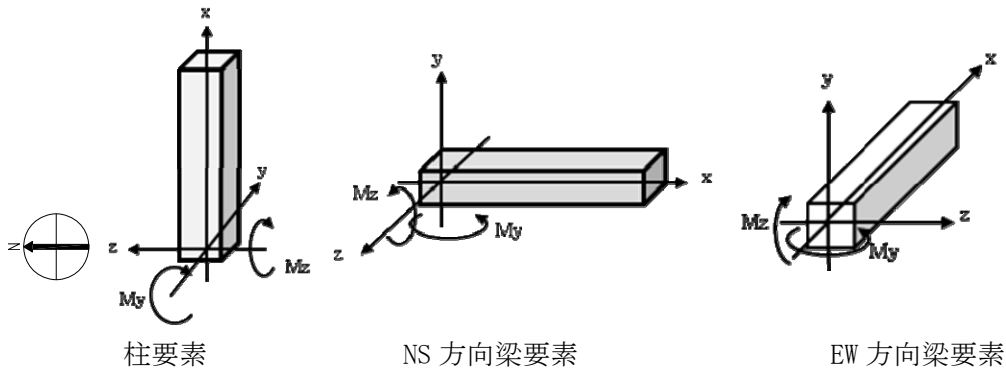


図 2.3.1-3 曲げモーメントの方向

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い、軸力及び曲げモーメントに対する検討は下式にて行う。

・ 軸圧縮の場合 
$$\frac{\sigma_c}{f_c} + \frac{\sigma_{bz} + \sigma_{by}}{f_b} \leq 1$$

・ 軸引張の場合 
$$\frac{\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by}}{f_t} \leq 1$$

ここで、

$\sigma_c$  : 軸応力度 (=N/A)

N : 軸力, A : 断面積

$\sigma_{bz}$  : 部材 z 軸方向曲げ応力度 (=Mz/Zz)

Mz, Zz : 部材 z 軸回りモーメント及び断面係数

$\sigma_{by}$  : 部材 y 軸方向曲げ応力度 (=My/Zy)

My, Zy : 部材 y 軸回りモーメント及び断面係数

fc : 許容圧縮応力度

fb : 許容曲げ応力度

ft : 許容引張応力度

また、せん断力に対する検討は、下式にて行う。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by})^2 + 3\tau_z^2}}{f_t} \leq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c + \sigma_{bz} + \sigma_{by})^2 + 3\tau_y^2}}{f_t} \leq 1$$

ここで、

$\tau_z$  : 部材 z 軸方向せん断応力度 (=Qz/Awz)

Qz, Awz : 部材 z 軸方向せん断力及びせん断断面積

$\tau_y$  : 部材 y 軸方向せん断応力度 (=Qy/Awy)

Qy, Awy : 部材 y 軸方向せん断力及びせん断断面積



表 2.3.1-7 及び表 2.3.1-8 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。  
 断面検討の結果、全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.1-7 断面検討結果（常時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定
柱	C1	□-1000×1000 ×25×25	C (B)	曲げ Mz	0.3	216.7	0.13	OK
				曲げ My	20.0			
				圧縮 N	4.2			
				せん断 Qz	0.9			
				せん断 Qy	0.0			
梁	G1	B□-1300×750 ×22×50	C (B)	曲げ Mz	36.6	216.7	0.18	OK
				曲げ My	1.2			
				圧縮 N	0.4			
				せん断 Qz	0.2			
				せん断 Qy	0.5			
ブレース	V1	□-450×450 ×22	C (B)	曲げ Mz	0.0	196.7	0.02	OK
				曲げ My	1.5			
				圧縮 N	1.5			
				せん断 Qz	0.1			
				せん断 Qy	0.0			

\*1：燃料取扱機の位置を示す

表 2.3.1-8 断面検討結果（地震時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定
柱	C1	□-1000×1000 ×25×25	E2 (B)	曲げ Mz	0.2	325.0	0.10	OK
				曲げ My	25.1			
				圧縮 N	4.3			
				せん断 Qz	1.7			
				せん断 Qy	0.0			
梁	G1	B□-1300×750 ×22×50	E3 (C)	曲げ Mz	34.2	325.0	0.21	OK
				曲げ My	28.5			
				圧縮 N	1.2			
				せん断 Qz	3.4			
				せん断 Qy	10.2			
ブレース	V1	□-450×450 ×22	E3 (A)	曲げ Mz	2.8	295.0	0.13	OK
				曲げ My	0.0			
				圧縮 N	23.9			
				せん断 Qz	0.0			
				せん断 Qy	0.2			

\*1：燃料取扱機の位置を示す

(3) 原子炉建屋接合部の構造強度に対する検討

1) 許容耐力の算定

燃料取扱機支持用架構の原子炉建屋上の支点は接着系アンカーボルトを用いて一体化が図られる。接着系アンカーボルトの許容耐力は「各種合成構造設計指針・同解説」に従い、原子炉建屋の設計基準強度 (22.1N/mm<sup>2</sup>)を用いて下式によって求め、計算結果を表 2.3.1-9 に示す。

$$p_a = \min(p_{a1}, p_{a3})$$

$$q_a = \min(q_{a1}, q_{a2}, q_{a3})$$

ここで、

- $p_a$  : 接着系アンカーボルトの許容引張力
- $p_{a1}$  : アンカーボルトの降伏により決まる許容引張力
- $p_{a3}$  : 付着力により決まる許容引張力
- $q_a$  : 接着系アンカーボルトの許容せん断力
- $q_{a1}$  : アンカーボルトのせん断強度により決まる許容せん断力
- $q_{a2}$  : 躯体の支圧強度により決まる許容せん断力
- $q_{a3}$  : 躯体のコーン破壊により決まる許容せん断力

表 2.3.1-9 接着系アンカーボルトの許容耐力

箇所		シェル壁上端 (F1, F2)	南側外壁 (F3)	
標高	m	O.P.39.92	O.P. 9.60~O.P.18.70	
鋼材種類		M27	D25	
		SNR490B	SD345	
埋め込み長さ	mm	700	450	
アンカーボルトの間隔	mm	300	400	
長期	許容引張力( $p_{aL}$ )	kN/本	58	51
	許容せん断力( $q_{aL}$ )	kN/本	53	58
短期	許容引張力( $p_{aS}$ )	kN/本	116	102
	許容せん断力( $q_{aS}$ )	kN/本	104	116

2) シェル壁上端位置の検討

燃料取扱機支持用架構とシェル壁との接合部の概要を図 2.3.1-4 に、作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.1-10 に示す。

検討の結果、全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

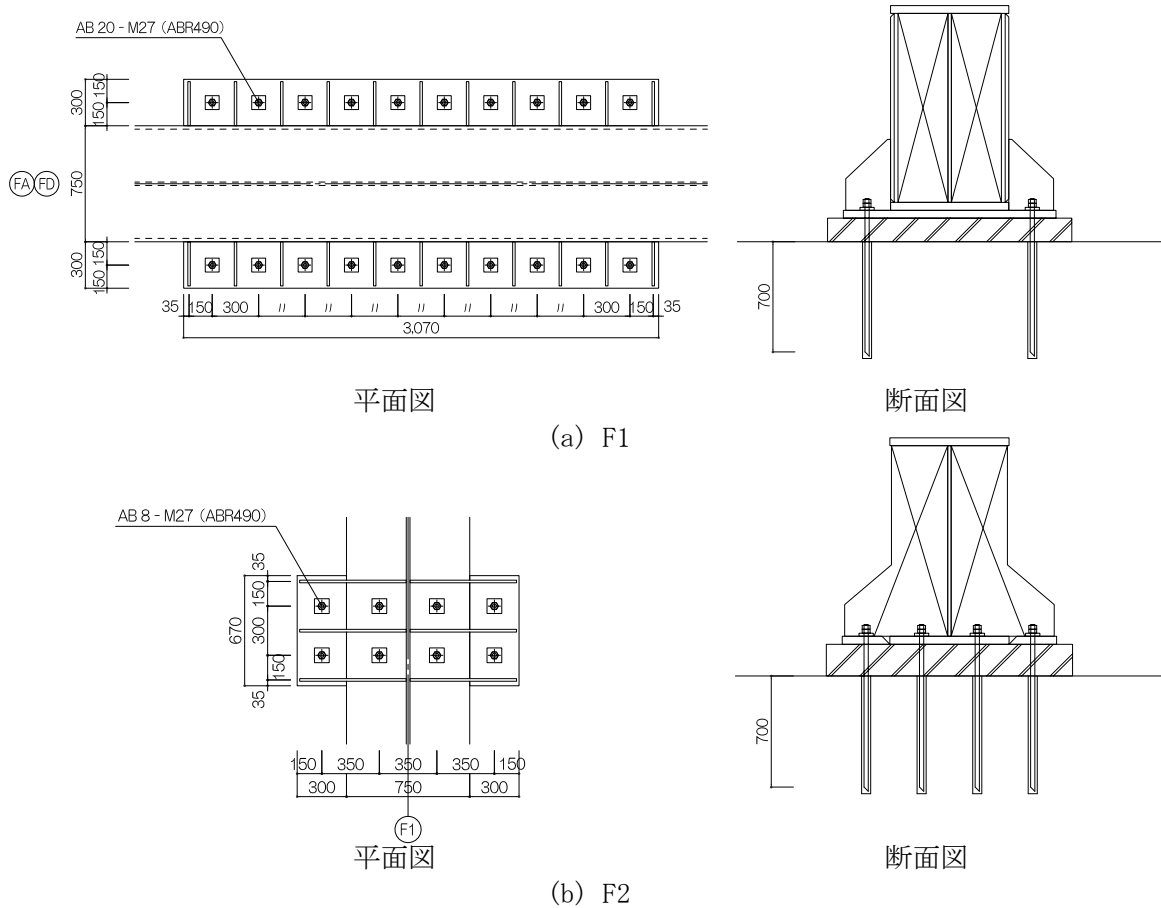


図 2.3.1-4 シェル壁上端位置の接合部概要 (単位: mm)

表 2.3.1-10 シェル壁上端位置の検討結果

検討箇所 (アンカー本数) <sup>*1</sup>	荷重ケース (位置) <sup>*2</sup>	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
		引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 p <sub>a</sub> (kN)	許容せん断力 q <sub>a</sub> (kN)		
F1 (20)	C (B)	0	41	1160	1060	0.04	OK
	E2 (B)	0	669	2320	2080	0.33	OK
F2 (8)	C (A)	0	10	464	424	0.03	OK
	E3 (A)	0	94	928	832	0.12	OK

\*1: 設計で考慮するアンカーボルトの本数

\*2: 燃料取扱機の位置を示す

### 3) 南側外壁位置の検討

燃料取扱機支持用架構と南側外壁との接合部の概要を図 2.3.1-5 に、作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.1-11 に示す。

検討の結果、全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

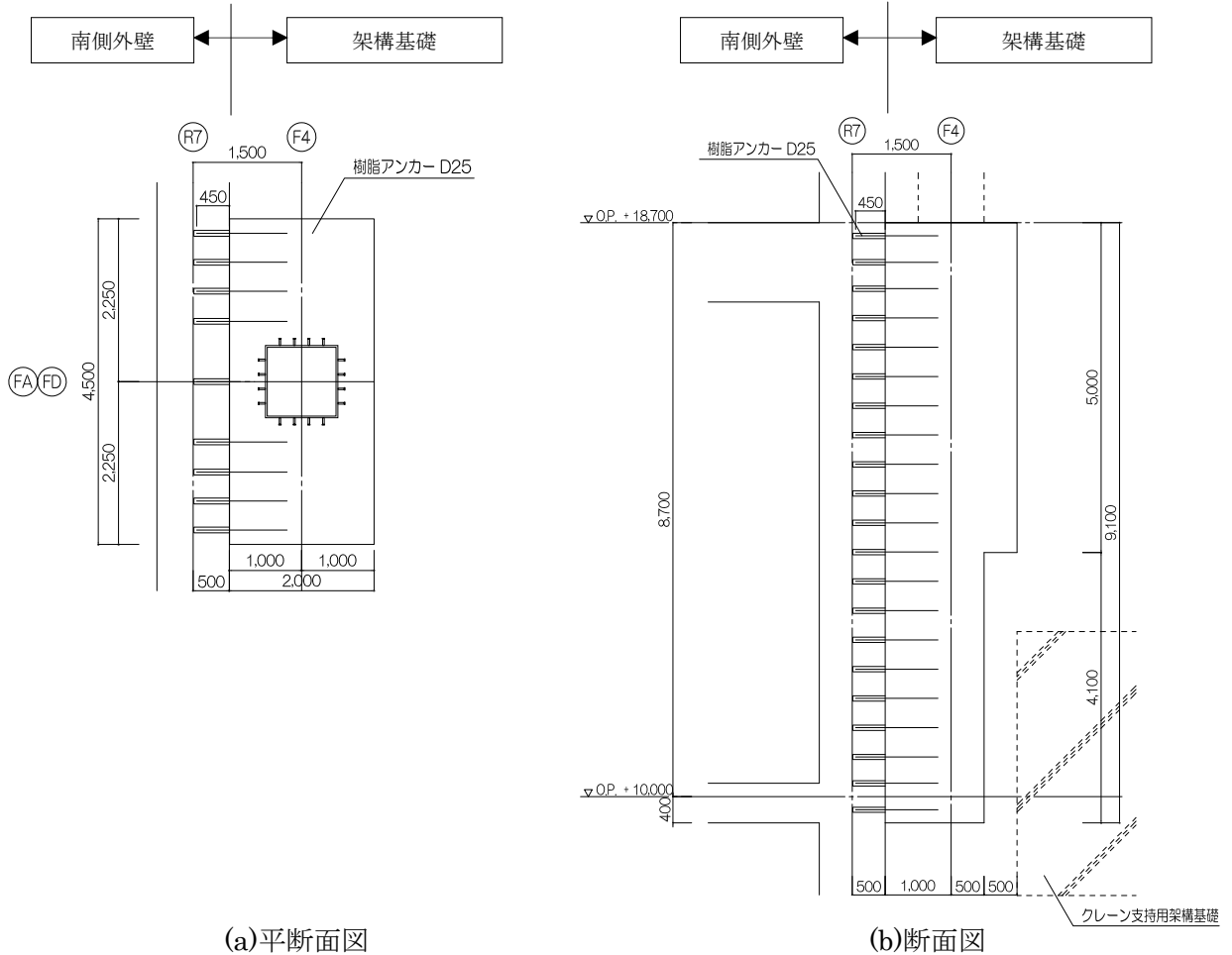


図 2.3.1-5 南側外壁位置の接合部概要 (単位: mm)

表 2.3.1-11 南側外壁位置の検討結果

検討箇所 方向 (アンカー本数)*1	荷重ケース (位置)*2	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
		引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 p <sub>a</sub> (kN)	許容せん断力 q <sub>a</sub> (kN)		
F3 NS 方向 (引張 24) (せん断 99)	C (A)	552	2622	1224	5742	0.46	OK
	E1 (A)	951	2613	2448	11484	0.39	OK
F3 EW 方向 (引張 15) (せん断 99)	C (A)	24	2622	765	5742	0.46	OK
	E3 (A)	412	4049	1530	11484	0.36	OK

\*1: 設計で考慮するアンカーボルトの本数。アンカーボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した

\*2: 燃料取扱機の位置を示す

(4) 原子炉建屋の構造強度に対する検討

1) 検討方針

原子炉建屋の構造強度の検討では、当該躯体建設時の設計用応力\*1に架構反力により生じる応力を重ね合わせた応力が、許容応力度以下になることを確認する。ここで、燃料取扱機支持用架構の重量が原子炉建屋に比較して十分に小さいことから、検討は地震時についてのみ実施する。検討対象部位は、架構反力を受けるシェル壁と南側外壁とする。なお、シェル壁についてはO.P. 18.70mより上部を検討対象とする。検討対象部位を図2.3.1-6に示す。

\*1：原子炉建屋全体重量は、瓦礫撤去の効果（-39810kN）及び燃料取扱機支持用架構の新設（+6490kN）を考慮すると軽減傾向にあり、地震時応力は低減されるが、安全側の評価として建設時の設計用応力を用いる

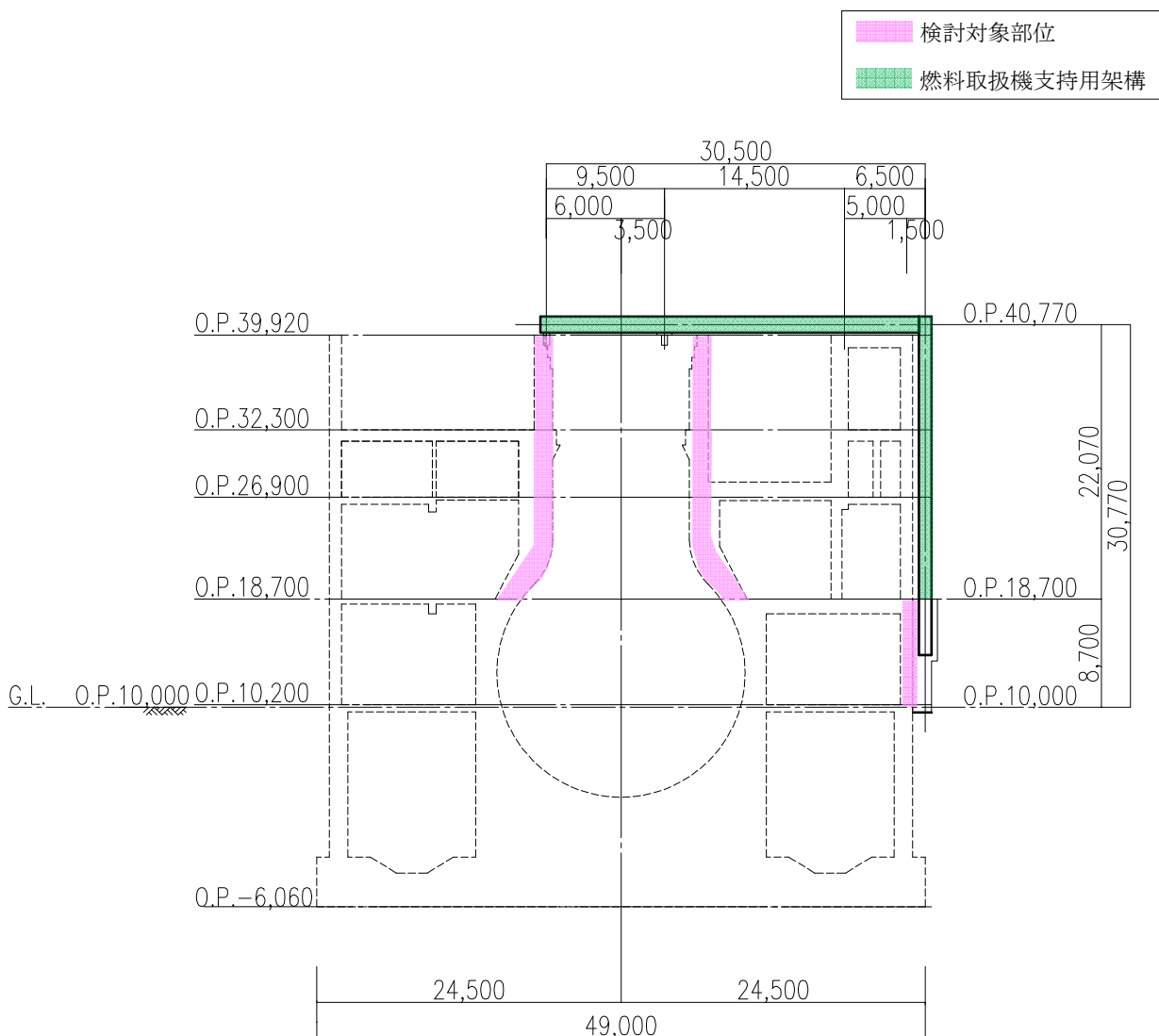


図 2.3.1-6 既存躯体の検討対象部位（単位：mm）

## 2) 断面検討

軸力及び曲げモーメントに対する断面検討とせん断に対する断面検討は、「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」に従い、設計基準強度(22.1N/mm<sup>2</sup>)を用いて行う。

シェル壁の軸力及び曲げモーメントに対する検討結果を表 2.3.1-12 に、せん断力に対する断面検討結果を表 2.3.1-13 に示す。南側外壁の面内方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-14 に、面外方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-15 に示す。

検討の結果、全ての応力度比が1以下になることを確認した。また、燃料取扱機支持用架構の反力により生じる応力は、建設時の設計用応力の10%以下であることを確認した。

表 2.3.1-12 シェル壁の断面検討結果(1)  
(軸力及び曲げモーメントに対する検討)

標高 O.P. (m)	コア壁厚 t (m)	配筋 タテ筋 a <sub>t</sub> (cm <sup>2</sup> /m) P <sub>g</sub> (%)	鉄筋の 最大引張応力度 σ <sub>t</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	コンクリートの 最大圧縮応力度 σ <sub>c</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比 σ <sub>t</sub> /f <sub>t</sub>	判定
39.92~32.30	1.50	a <sub>t</sub> =87.7 P <sub>g</sub> =1.16	58.1	2.0	0.17	OK
32.30~26.90	1.85	a <sub>t</sub> =87.7 P <sub>g</sub> =0.94	80.1	3.4	0.24	OK
26.90~18.70	2.08	a <sub>t</sub> =171.0 P <sub>g</sub> =1.64	64.3	3.7	0.19	OK

表 2.3.1-13 シェル壁の断面検討結果(2)  
(せん断に対する検討)

標高 O.P. (m)	コア壁厚 t (m)	配筋 上段:タテ筋 下段:ヨコ筋 a <sub>t</sub> (cm <sup>2</sup> /m) P <sub>g</sub> (%)	鉄筋の 最大引張応力度 σ <sub>t</sub> (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比 σ <sub>t</sub> /f <sub>t</sub>	判定
39.92~32.30	1.50	a <sub>t</sub> =87.7 P <sub>g</sub> =1.16	86.3	0.26	OK
		a <sub>t</sub> =76.0 P <sub>g</sub> =1.01	99.1	0.29	OK
32.30~26.90	1.85	a <sub>t</sub> =87.7 P <sub>g</sub> =0.94	117.1	0.34	OK
		a <sub>t</sub> =76.0 P <sub>g</sub> =0.82	134.2	0.39	OK
26.90~18.70	2.08	a <sub>t</sub> =171.0 P <sub>g</sub> =1.64	125.0	0.37	OK
		a <sub>t</sub> =171.0 P <sub>g</sub> = 1.64	125.0	0.37	OK

表 2.3.1-14 南側外壁の断面検討結果(1)  
(面内方向)

標高	壁厚	配筋 上段:タテ筋 下段:ヨコ筋	せん断		曲げモーメント		応力度比 $\sigma_t/f_t$	判定
			鉄筋の 最大引張応力度 $\sigma_t$ (N/mm <sup>2</sup> )		鉄筋の 最大引張応力度 $\sigma_t$ (N/mm <sup>2</sup> )	コンクリートの 最大圧縮応力度 $\sigma_c$ (N/mm <sup>2</sup> )		
O.P. (m)	t (m)	P <sub>g</sub> (%)						
18.70 ~ 10.20	1.00	2-D32@200 P <sub>g</sub> =0.79	278.5		0.0	2.0	0.81	OK
		2-D32@200 P <sub>g</sub> =0.79						

表 2.3.1-15 南側外壁の断面検討結果(2)  
(面外方向)

標高	壁厚	配筋 タテ筋	せん断			曲げモーメント			
			コンクリートの最大 せん断応力度 $\tau_s$ (N/mm <sup>2</sup> )	応力 度比 $\tau_s/f_s$	判定	鉄筋の最大 引張応力度 $\sigma_t$ (N/mm <sup>2</sup> )	コンクリートの最大 圧縮応力度 $\sigma_c$ (N/mm <sup>2</sup> )	応力 度比 $\sigma_t/f_t$	判定
O.P. (m)	t (m)	P <sub>g</sub> (%)							
18.70 ~ 10.20	1.00	2-D32@200 P <sub>g</sub> =0.79	0.1	0.10	OK	110.8	2.1	0.33	OK

## 2.3.2 耐震性

### (1) 検討方針

耐震性の検討は、燃料取扱機支持用架構、原子炉建屋接合部及び原子炉建屋の健全性について行い、基準地震動  $S_s$  に対して燃料取扱機支持用架構及び原子炉建屋の応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。

### (2) 原子炉建屋の地震応答解析

#### 1) 解析に用いる入力地震動

検討用地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社)にて作成した解放基盤表面に定義される基準地震動  $S_s$  (図 2.2.2-2(1)及び図 2.2.2-2(2)参照)を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.3.2-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき、解放基盤表面に定義される基準地震動  $S_s$  に対する地盤の応答として評価する。

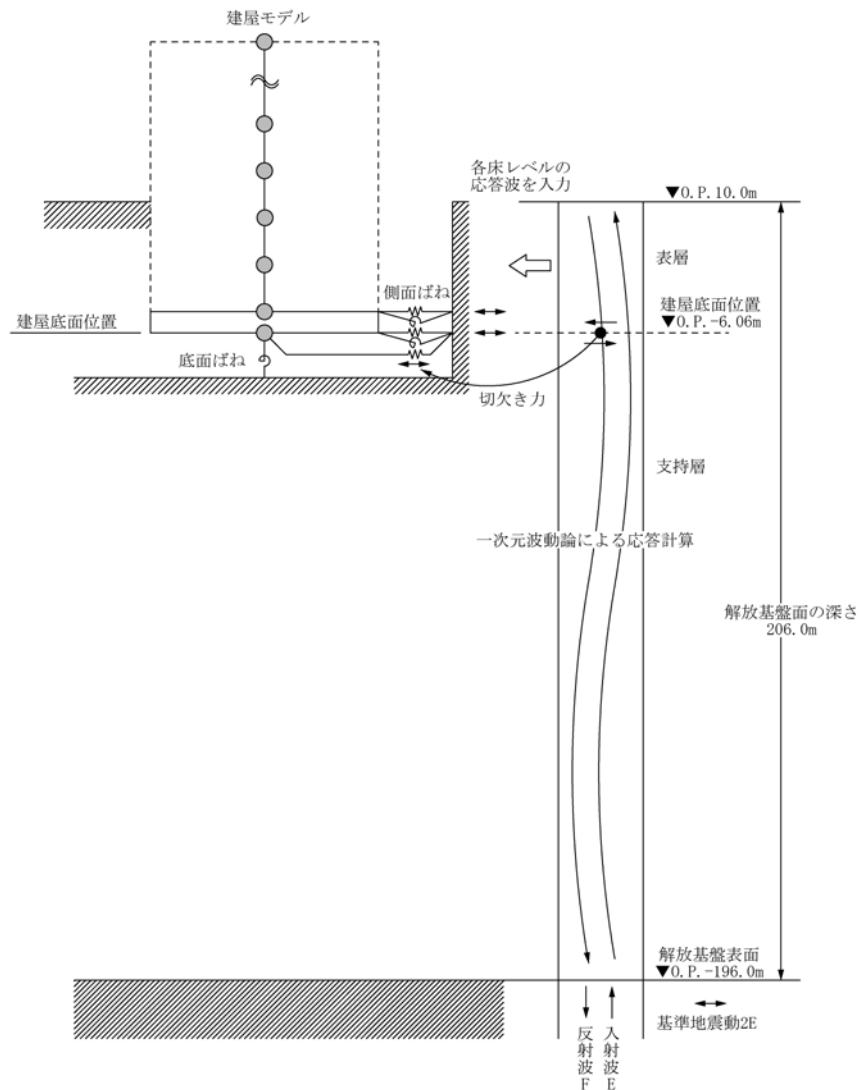


図 2.3.2-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



## 2) 地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは、図 2.3.2-2 に示すように質点系でモデル化し、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その1）」（平成 23 年 5 月 28 日 東京電力株式会社）に示される内容に、使用済燃料プール底部の支持構造物の設置工事、瓦礫撤去及び新規に設置する燃料取扱機支持用架構の重量を考慮した。解析諸元を表 2.3.2-1(1) 及び表 2.3.2-1(2) に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。地盤定数の設定結果を表 2.3.2-2 に示す。基礎底面の地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして、地盤を成層補正し振動アドミタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを評価した。

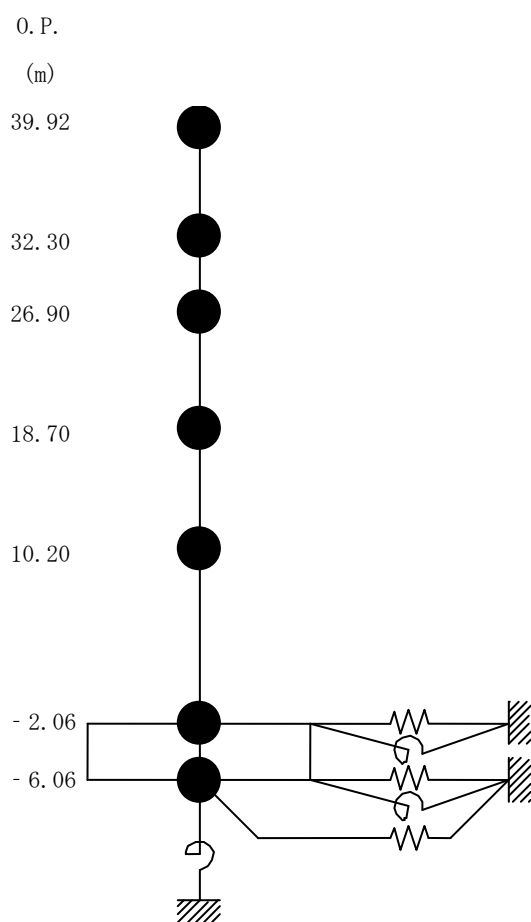


図 2.3.2-2 原子炉建屋の地震応答解析モデル

表 2. 3. 2-1 (1) 原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a) 水平 (NS) 方向

標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{ kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面二次モーメント I ( $\text{m}^4$ )
39.92	77700	141.73	150.8	13068
32.30	88770	163.44		
26.90	122210	224.92	103.4	15942
18.70	127700	244.14	223.4	45026
10.20	208960	391.33	175.4	46774
-2.06	287050	574.38	460.4	114194
-6.06	132390	264.88	2812.6	562754
合計	1044780		ヤング係数 $E_c$ $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ せん断弾性係数 $G$ $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ ポアソン比 $\nu$ 0.20 減衰 $h$ 5%	

(b) 水平 (EW) 方向

標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{ kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面二次モーメント I ( $\text{m}^4$ )
39.92	77700	78.78	90.4	6491
32.30	88770	91.66		
26.90	122210	224.92	105.8	6388
18.70	127700	232.88	167.5	32815
10.20	208960	570.57	166.4	46303
-2.06	287050	828.96	424.5	136323
-6.06	132390	346.27	2812.6	772237
合計	1044780		ヤング係数 $E_c$ $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ せん断弾性係数 $G$ $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ ポアソン比 $\nu$ 0.20 減衰 $h$ 5%	

表 2. 3. 2-1 (2) 原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元  
(鉛直方向)

標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	軸断面積 A <sub>N</sub> (m <sup>2</sup> )	軸ばね剛性 K <sub>A</sub> (×10 <sup>8</sup> kN/m <sup>2</sup> )
39.92	77700	222.6	7.41
32.30	88770		
26.90	122210	218.1	10.58
18.70	127700	380.4	11.92
10.20	208960	340.6	10.30
-2.06	287050	654.7	13.72
-6.06	132390	2812.6	180.71
合計	1044780	ヤング係数 E <sub>c</sub> 2.57×10 <sup>7</sup> (kN/m <sup>2</sup> ) せん断弾性係数 G 1.07×10 <sup>7</sup> (kN/m <sup>2</sup> ) ポアソン比 ν 0.20 減衰 h 5%	

表 2.3.2-2 地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9										
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9										
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	せん断 弾性係数 G ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 G/G <sub>0</sub>	ヤング 係数 E ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9										
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3) 地震応答解析結果

地震応答解析は水平方向と鉛直方向を別々に入力した。最大応答加速度分布を図 2. 3. 2-3 に示す。

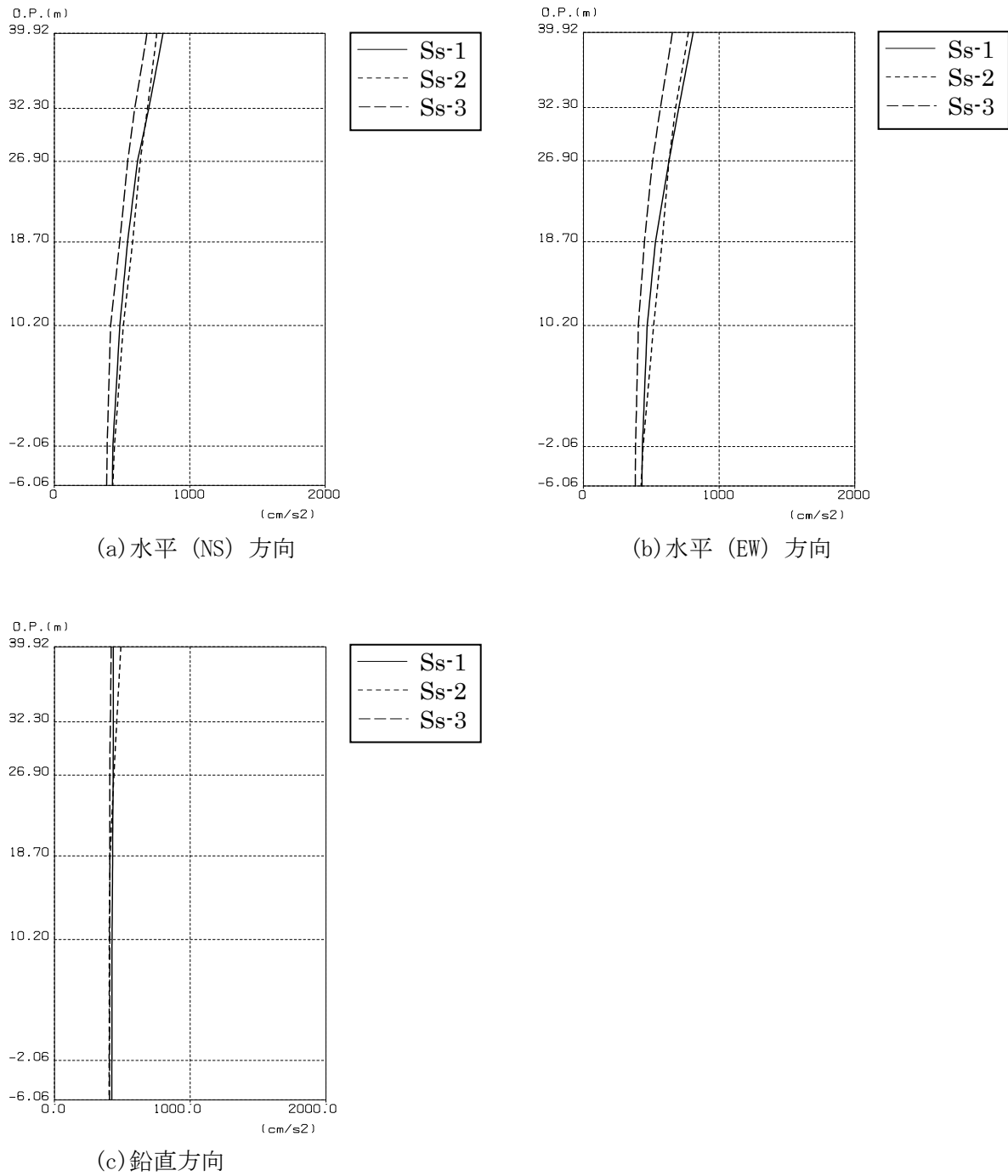


図 2. 3. 2-3 原子炉建屋の最大応答加速度分布

(3) 架構の耐震性に対する検討

1) 解析に用いる入力地震動

燃料取扱機支持用架構への入力地震動は、基準地震動  $S_s$  を入力したときの原子炉建屋 O.P. 39.92m と O.P. 18.70m の時刻歴応答変位を用い、水平方向と鉛直方向の同時入力とする。

2) 地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる入力地震動の概念と燃料取扱機支持用架構の解析モデルを図 2.3.2-4 に、層間変形角が最大となる燃料取扱機を南端に設置した場合の地震応答解析モデルにおける質点重量を表 2.3.2-3 に示す。

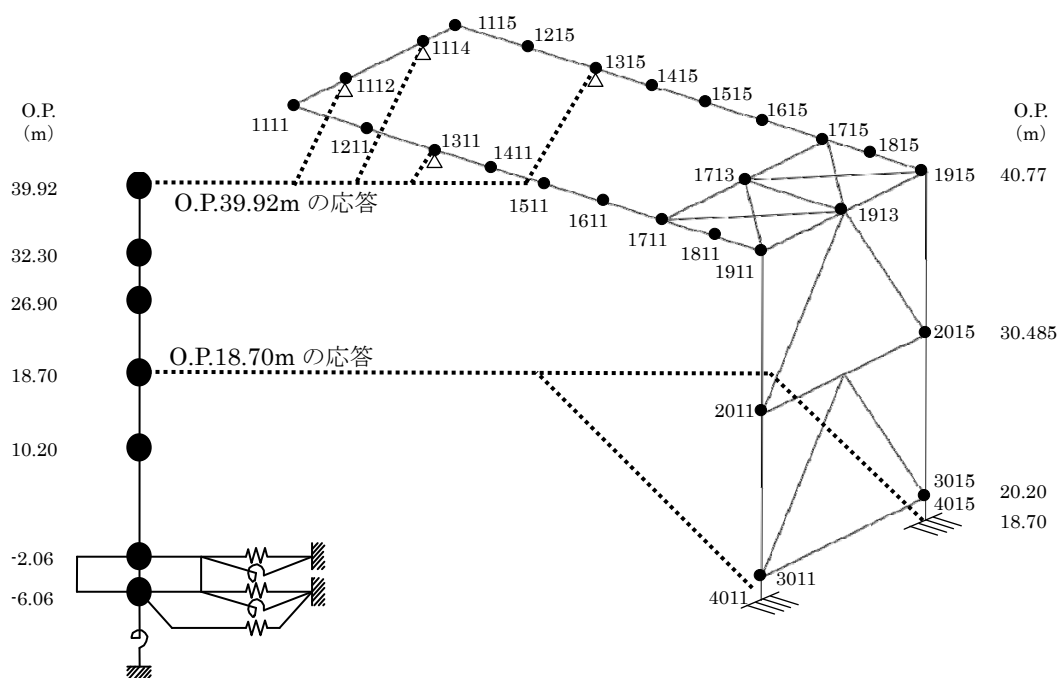


図 2.3.2-4 燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデル

表 2.3.2-3 燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデルにおける質点重量

標高 O.P.(m)	節点番号	質点重量 (kN)	
40.77	1111	57	
	1211	89	
	1311	79	
	1411	68	
	1511	68	
	1611	68	
	1711	78	
	1811	62	
	1911	97	
	1115	57	
	1215	89	
	1315	79	
	1415	68	
	1515	68	
	1615	68	
	1715	78	
	1815	62	
	1915	97	
	30.485	1112	46
		1114	46
1713		37	
1913		94	
9001		49	
9002		49	
9003		49	
9004		49	
9501		184	
9502		184	
20.20	9601	184	
	9602	184	
30.485	2011	149	
	2015	149	
20.20	3011	94	
	3015	94	
合 計		2973	

### 3) 波及的影響の評価

地震応答解析結果が、JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」\*1 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

\*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

#### ・層間変形角の検討

燃料取扱機支持用架構の層間変形角を表 2.3.2-4 に示す。

検討の結果，層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-4 層間変形角の検討結果

標高 O.P. (m)	最大応答値						クライテリア	判定
	NS 方向入力時			EW 方向入力時				
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3	1/75	OK
30.485～40.77	1/10285	1/10285	1/34283	1/1686	1/2057	1/2706		
18.70～30.485	1/1061	1/1309	1/1419	1/1733	1/2104	1/2805		



・塑性率の検討

部材の塑性率は、最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は1以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し、表 2.3.2-5 に検討結果を示す。

表 2.3.2-5 より曲げモーメント及びせん断力については、全てのケースで耐力比が1を下回ることから塑性率は1以下となり、クライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-5 耐力比の検討結果

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	地震波	入力方向	耐力比		判定
柱	C1	□-1000×1000 ×25×25	Ss-1	NS	Mz/Muz	0.01	OK
					My/Muy	0.10	
					Qz/Quz	0.03	
					Qy/Quy	0.01	
梁	G1	B□-1300×750 ×22×50	Ss-1	EW	Mz/Muz	0.12	OK
					My/Muy	0.06	
					Qz/Quz	0.02	
					Qy/Quy	0.09	
ブレース	V1	□-450×450 ×22	Ss-1	EW	Mz/Muz	0.02	OK
					My/Muy	0.02	
					Qz/Quz	0.01	
					Qy/Quy	0.01	

$M_z$  : 部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値

$M_y$  : 部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値

$Q_z$  : 部材 z 方向のせん断力の最大値

$Q_y$  : 部材 y 方向のせん断力の最大値

$M_{uz}$  : 部材 z 軸回りの全塑性モーメント

$M_{uy}$  : 部材 y 軸回りの全塑性モーメント

$Q_{uz}$  : 部材 z 軸方向のせん断耐力

$Q_{uy}$  : 部材 y 軸方向のせん断耐力

(4) 原子炉建屋接合部の耐震性に対する検討

接着系アンカーボルトの耐震性の検討は、短期許容引張力及び短期許容せん断力を許容耐力とし、応力度比が1以下になることを確認する。

1) シェル壁上端位置の検討

作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.2-6 に示す。

検討の結果、全ての応力度比が1以下になることを確認した。

表 2.3.2-6 シェル壁上端位置の検討結果

検討箇所 (アンカー本数)*1	地震波	入力 方向	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
			引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	短期 許容引張力 Pa (kN)	短期 許容せん断力 qa (kN)		
F1 (20)	Ss-1	NS	0	1105	2320	2080	0.54	OK
F2 (8)	Ss-1	EW	104	168	928	832	0.21	OK

\*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数

2) 南側外壁位置の検討

作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.2-7 に示す。

検討の結果、全ての応力度比が1以下になることを確認した。

表 2.3.2-7 南側外壁位置の検討結果

検討箇所 方向 (アンカー本数)*1	地震波	入力 方向	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
			引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	短期 許容引張力 Pa (kN)	短期 許容せん断力 qa (kN)		
F3 NS 方向 (引張 24) (せん断 99)	Ss-1	NS	1568	3214	2448	11484	0.65	OK
F3 EW 方向 (引張 15) (せん断 99)	Ss-1	EW	863	5793	1530	11484	0.57	OK

\*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数。アンカーボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した

## (5) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

### 1) 検討方針

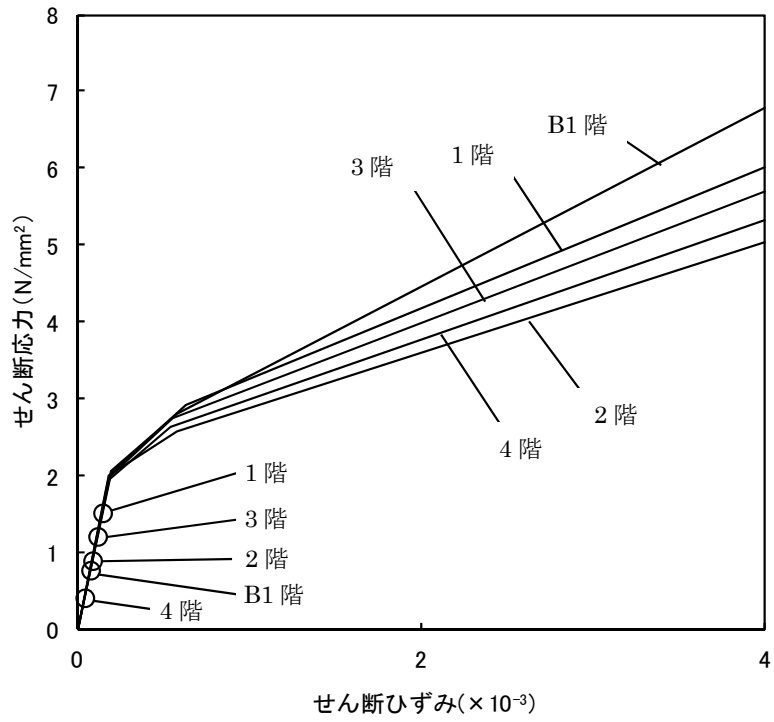
燃料取扱機支持用架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) 以下になることを確認する。

ここで、耐震壁のせん断ひずみは、「(2)原子炉建屋の地震応答解析」で実施した地震応答解析結果の値とする。

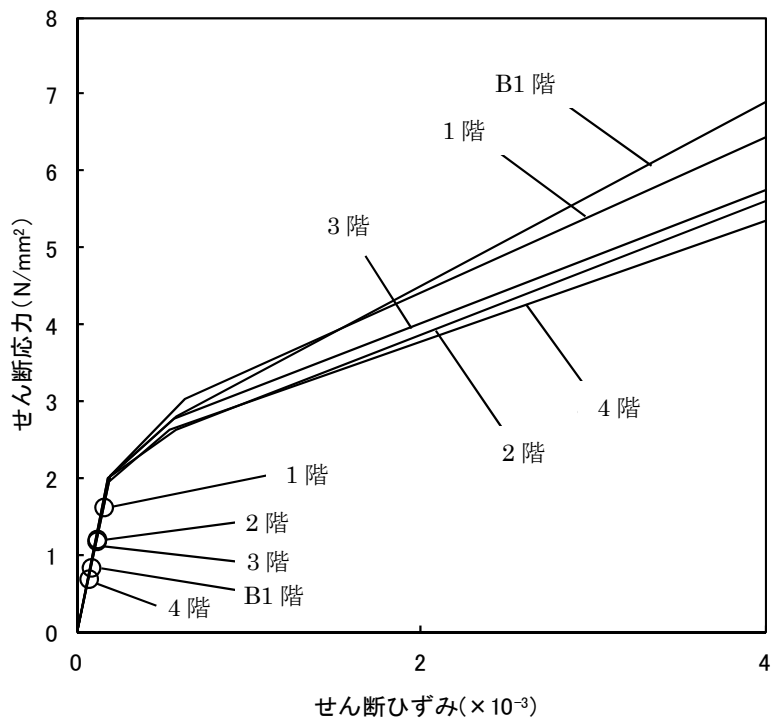
### 2) 検討結果

基準地震動  $S_s$  に対する最大応答値を、「JEAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を、図 2.3.2-5 から図 2.3.2-7 に示す。

検討の結果、地震応答解析により得られる最大応答値は、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分に余裕があることを確認した。

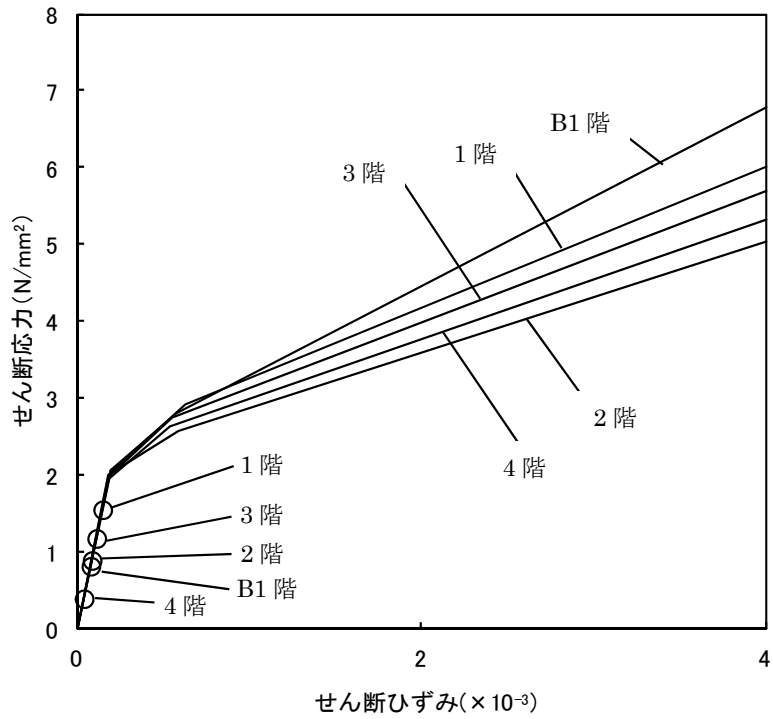


(a) NS 方向

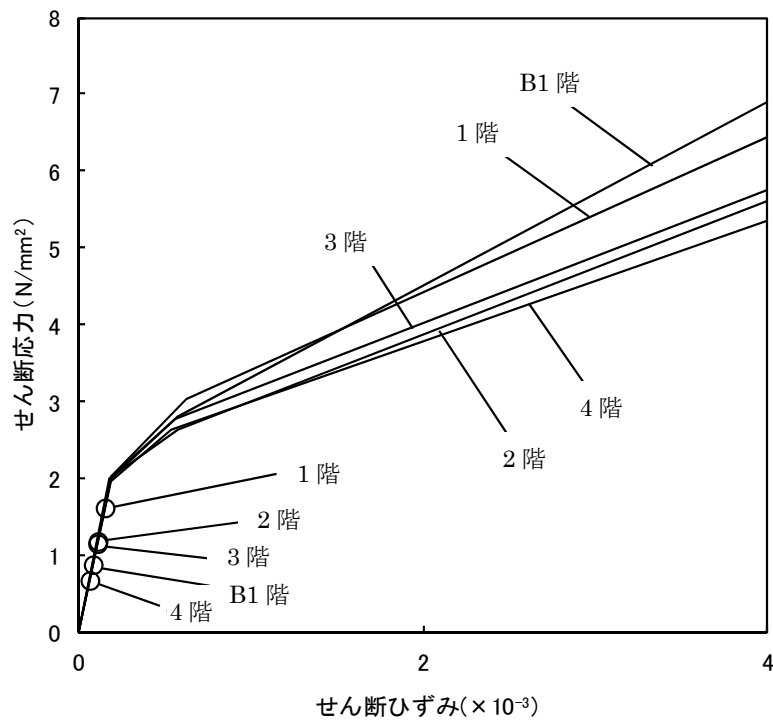


(b) EW 方向

図 2.3.2-5 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1)

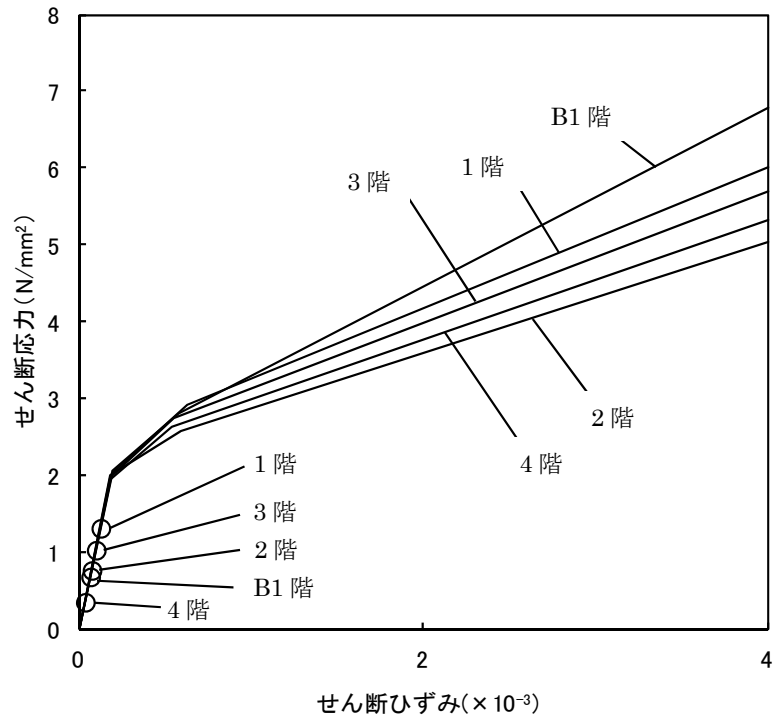


(a) NS 方向

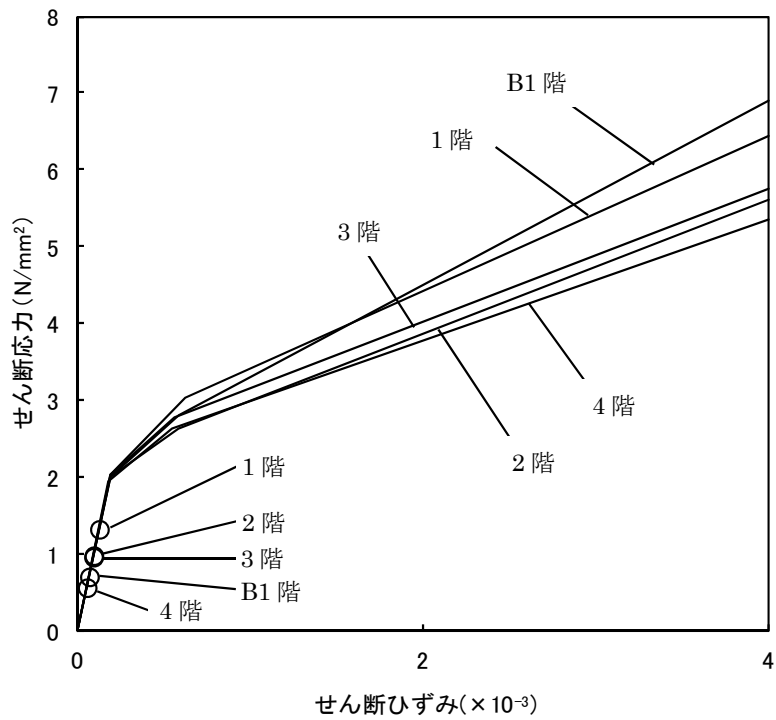


(b) EW 方向

図 2.3.2-6 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2)



(a) NS 方向



(b) EW 方向

図 2.3.2-7 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (S<sub>s</sub>-3)

### 3. 第3号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

#### 3.1 概要

##### 3.1.1 一般事項

第3号機燃料取り出し用カバーは、使用済燃料プールを覆う構造としており、燃料取扱設備（燃料取扱機及びクレーン）を支持するドーム状の屋根を有した門型架構であり、構造強度と耐震性について検討を行う。なお、耐震設計上の重要度分類は、燃料取扱設備の間接支持構造物としてBクラス相当とする。

架構の構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し、耐震性は基準地震動  $S_s$  に対する地震応答解析を実施し、架構の損傷が原子炉建屋、使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで、波及的影響の確認は、架構が崩壊機構に至らないことを確認する。図 3.1.1-1 に燃料取り出し用カバーのイメージを示す。

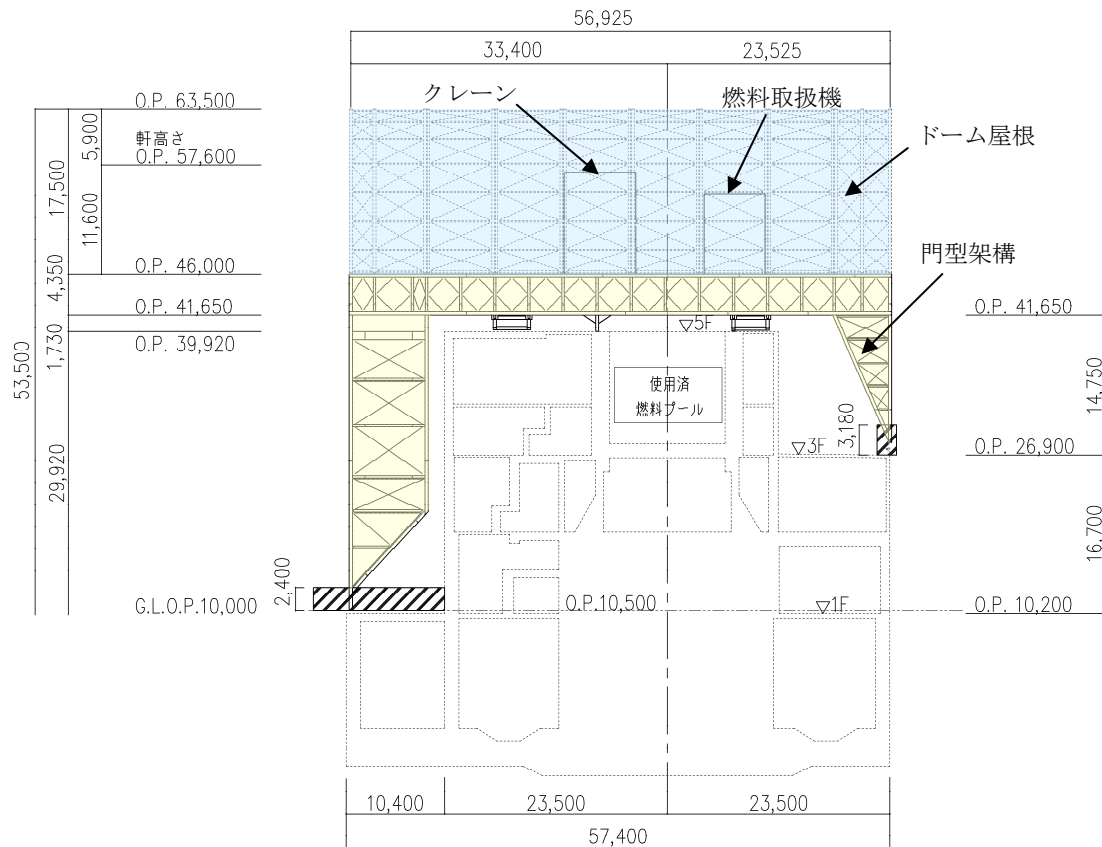


図 3.1.1-1 燃料取り出し用カバーのイメージ（単位：mm）

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

- (1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
- (2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
- (3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
- (4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
- (5) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省  
国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議，2007 刊行)
- (6) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，2010 改定）
- (7) 現場打ち同型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)  
（日本建築学会，2002 制定）
- (8) プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説（日本建築学会，1998 改定）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，  
昭和 62 年 8 月 改訂）
- (2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査  
委員会，平成 3 年 6 月 発刊）
- (3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成  
20 年 12 月 改定）

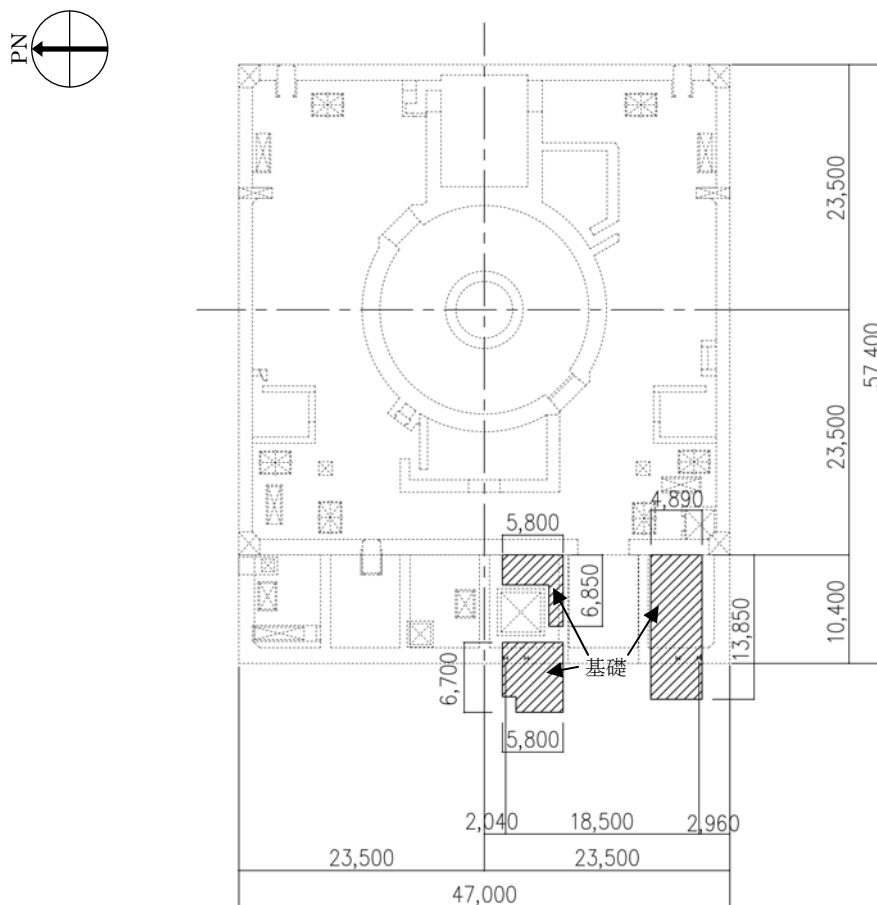


### 3.1.2 構造概要

燃料取り出し用カバーは燃料取扱設備を支持する架構で、南北方向に 18.50m、東西方向に 56.925m、地盤面からの高さが 53.50m のドーム状屋根を設けた門型の架構である。構造形式はトラス構造で、構造種別は鉄骨造である。

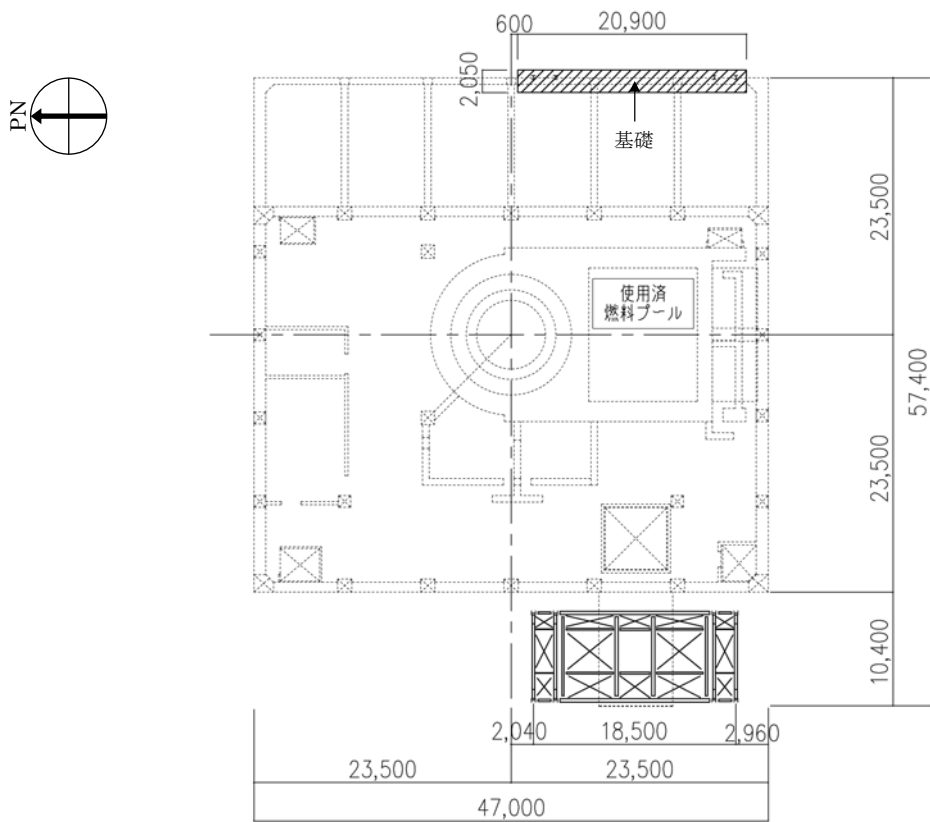
燃料取り出し用カバーは、原子炉建屋の 1 階、3 階及び 5 階に支持される構造である。なお、5 階の原子炉建屋躯体支持点においては、水平振れ止め装置（ストップ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）を用いる。

燃料取り出し用カバーの概要を図 3.1.2-1～図 3.1.2-5 に示す。

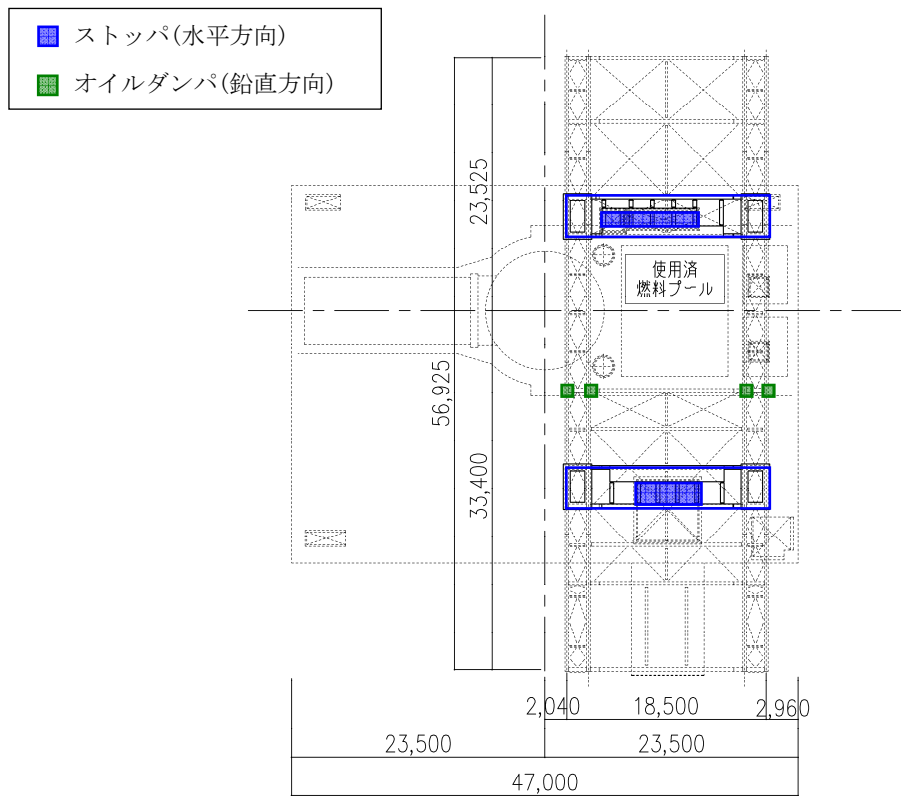


(a) 基礎伏図 (O.P. 10,500 原子炉建屋 1 階レベル+300mm)

図 3.1.2-1 燃料取り出し用カバーの概要 (単位: mm)

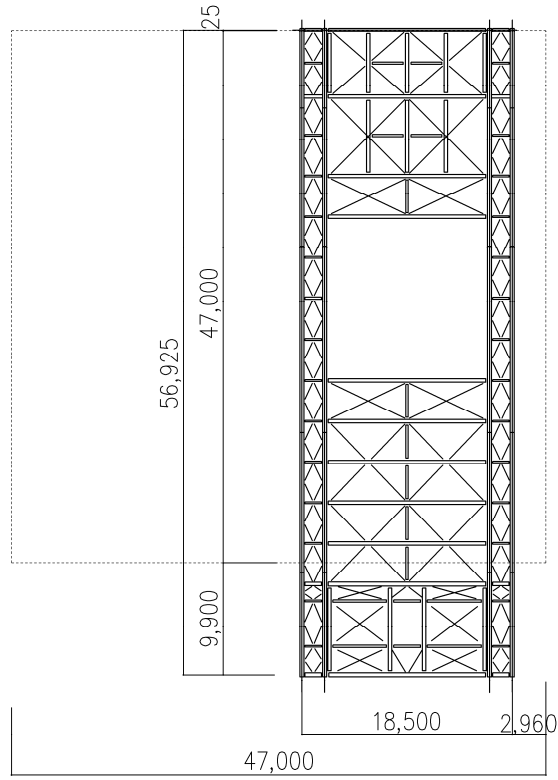
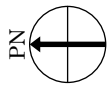


(a) 基礎伏図 (O. P. 26, 900 原子炉建屋 3 階)

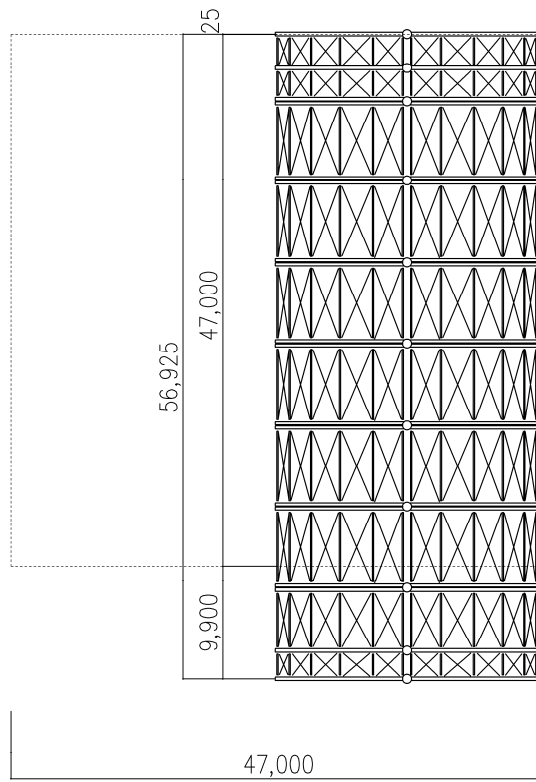


(b) 梁伏図 (O. P. 39, 920 原子炉建屋 5 階)

図 3. 1. 2-2 燃料取り出し用カバーの概要 (単位 : mm)

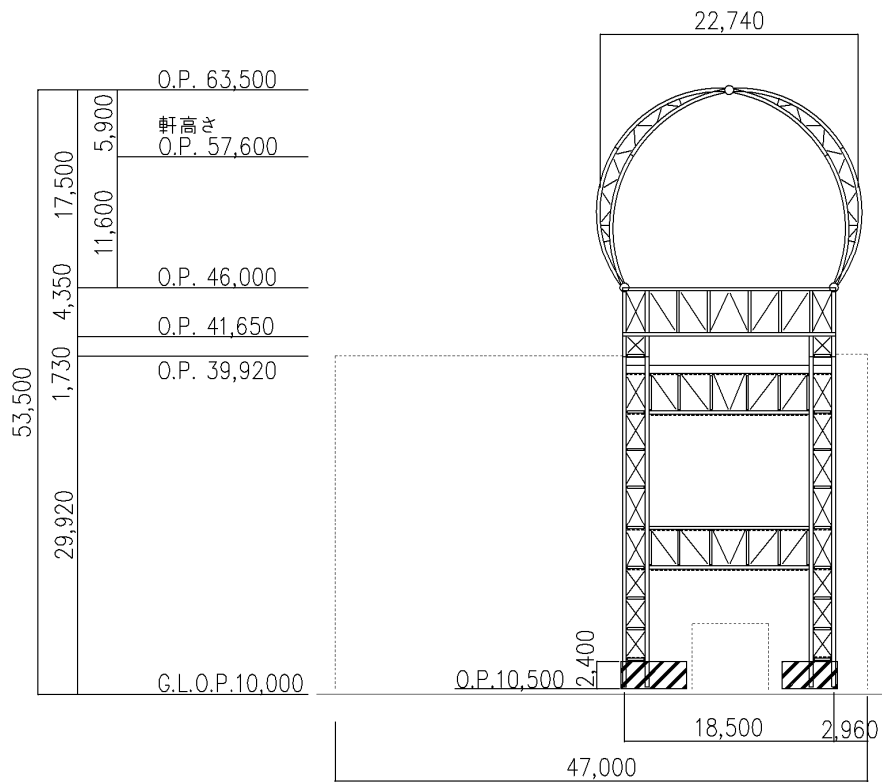


(a) 架構ガーダ一部平面図 (0. P. 46, 000)

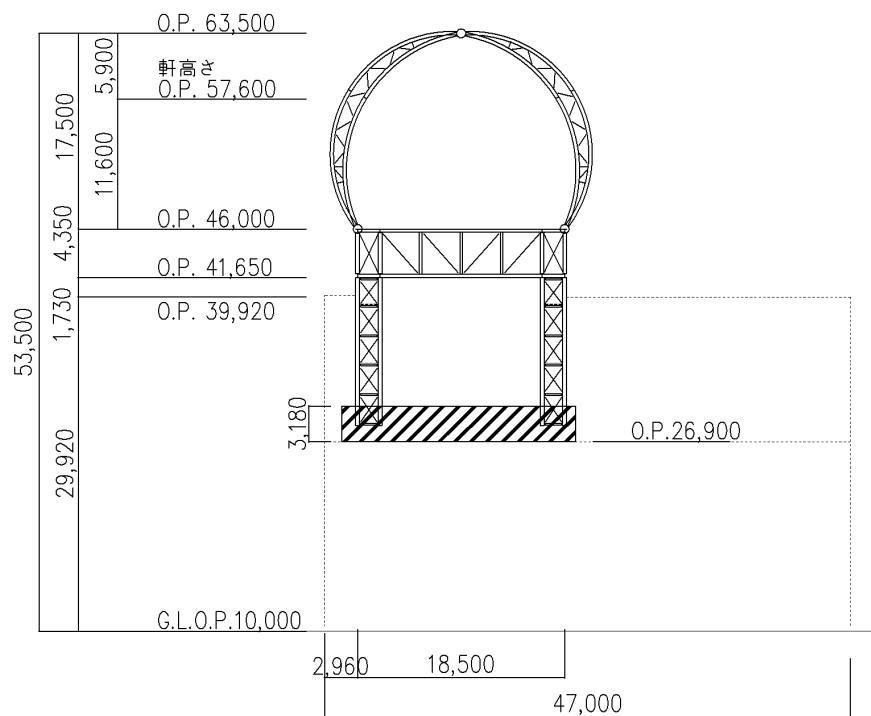


(b) 屋根伏図

図 3. 1. 2-3 燃料取り出し用カバーの概要 (単位 : mm)

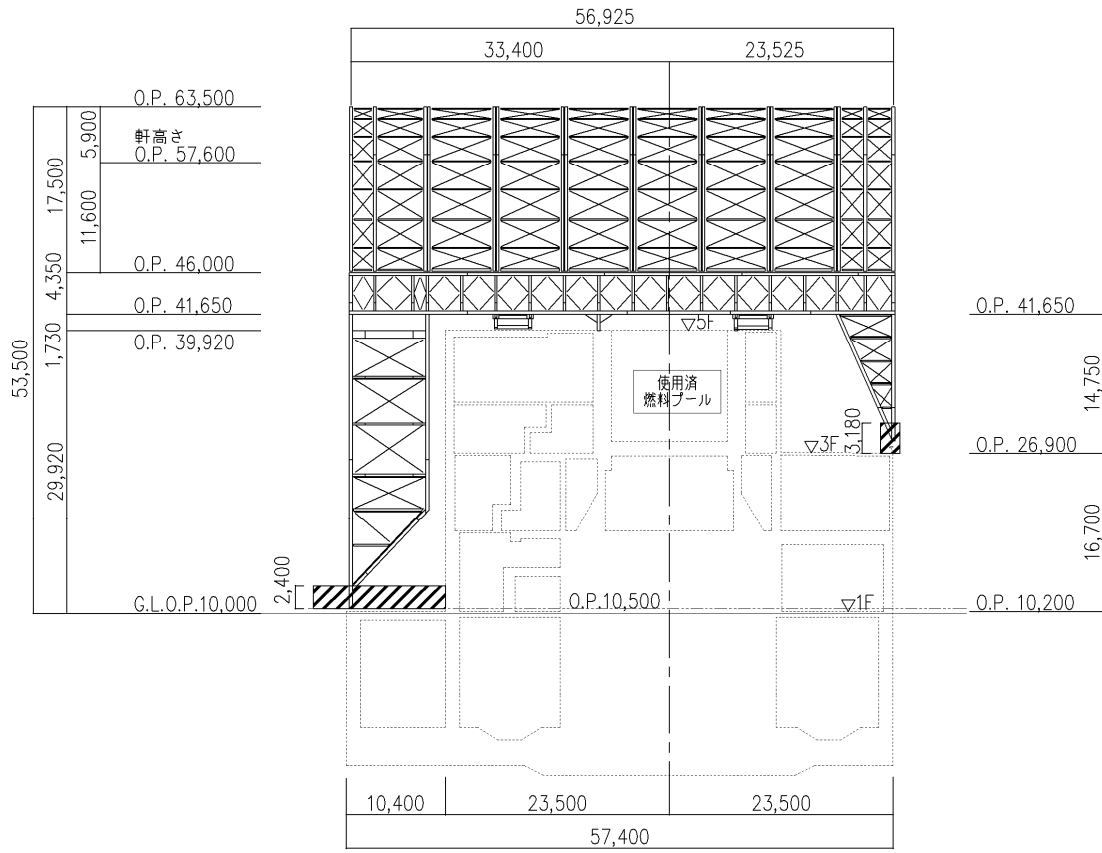


(a) 西軸組図



(b) 東軸組図

図 3.1.2-4 燃料取り出し用カバーの概要 (単位 : mm)



(a) 南軸組図

図 3. 1. 2-5 燃料取り出し用カバーの概要 (単位 : mm)

### 3.1.3 検討フロー

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性の検討フローを図 3.1.3-1 に示す。

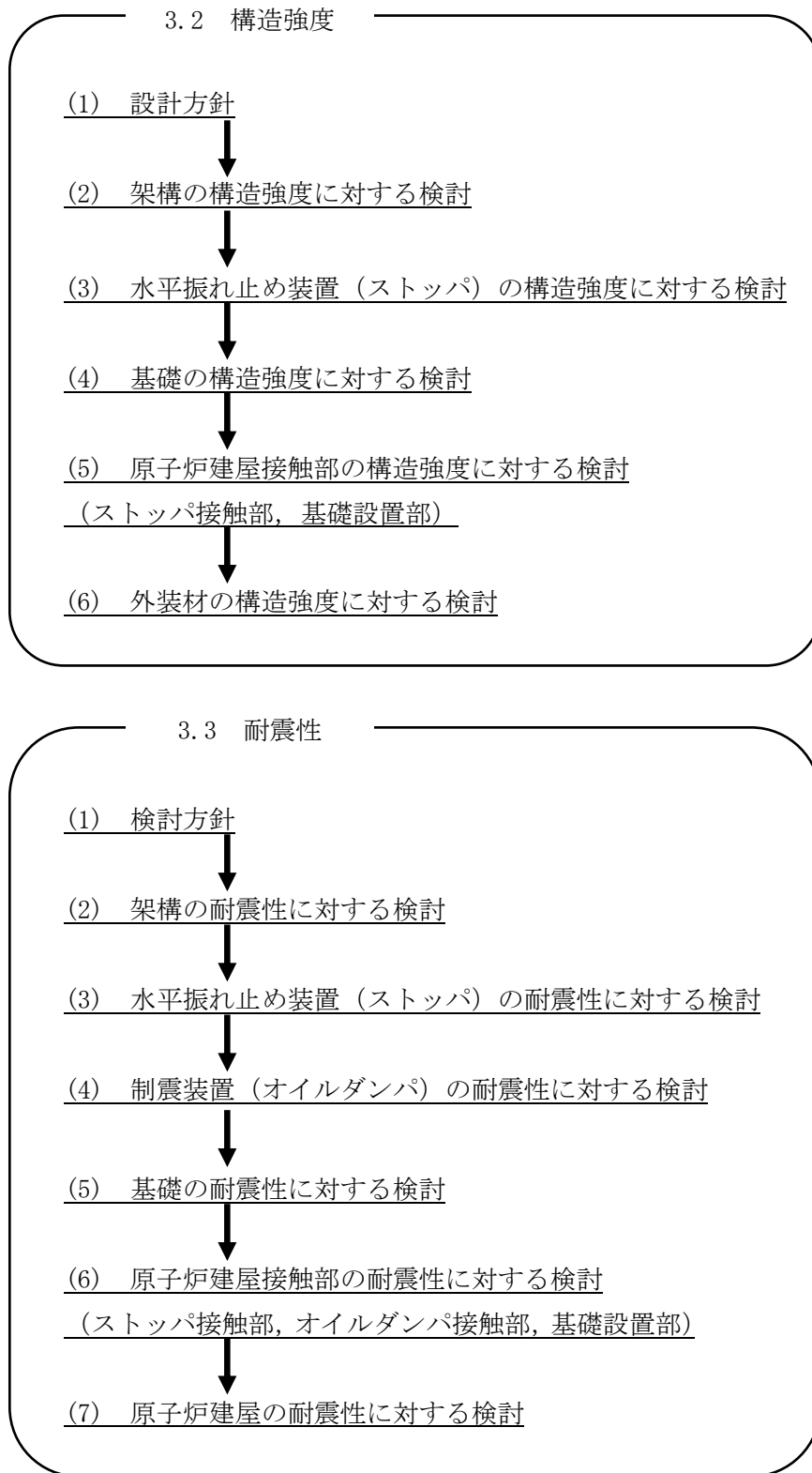


図 3.1.3-1 燃料取り出し用カバーの検討フロー

### 3.2 構造強度

#### (1) 設計方針

構造強度の検討は、門型架構及びドーム屋根、水平振れ止め装置（ストッパ）、基礎及び外装材について許容応力度設計を実施する。

#### 1) 使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 使用材料の物性値及び許容応力度

#### 材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 $\nu$	単位体積重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )
架 構	鉄骨	$2.05 \times 10^5$	0.3	77.0
基 礎	コンクリート	$2.27 \times 10^4$	0.2	24.0

#### コンクリートの許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

設計基準強度=24	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	8.0	—	0.73	16.0	—	1.095

#### 鉄筋の許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			

#### 構造用鋼材の許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T ≤ 40mm	SS400, SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い、左記 F の値より求める
T > 40mm	SN400B	215	
T ≤ 40mm	SM490A, SN490B, STK490	325	
—	STKT590	440*	

\* : 「JIS G 3474-2008」による

2) 荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重 (VL)

燃料取り出し用カバーに作用する鉛直方向の荷重で、固定荷重、機器荷重、配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重 (CL)

燃料取扱設備による荷重を表 3.2-2 に示す。

表 3.2-2 燃料取扱設備荷重一覧表

燃料取扱機	788 kN
クレーン	755 kN
吊荷	461 kN

・積雪荷重 (SL)

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm, 単位荷重：20N/m<sup>2</sup>/cm

・風圧力 (WL)

風圧力は建築基準法施行令第 87 条に基づき、基準風速を 30m/s, 地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 3.2-3 に示す。

表 3.2-3 速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の 鉛直分布係数 Er	ガスト 影響係数 Gf	建物高さ と粗度 区分による係数 E	基準風速 Vo (m/s)	速度圧 q (N/m <sup>2</sup> )
50.55	1.27	2.00	3.23	30	1750

\*： 建物高さは、軒高さ (47.60m) と最高高さ (53.50m) の平均値とした



・地震荷重 (K)

燃料取り出し用カバーに作用させる地震荷重は、0. P. -2. 06m (原子炉建屋基礎スラブ上端レベル) を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定し、算定結果を表 3. 2-5 及び表 3. 2-6 に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

$Q_i$  : 水平地震力 (kN)

$n$  : 施設の重要度に応じた係数 ( $n=1.5$ )

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

$C_i$  : 地震層せん断力係数

$W_i$  : 当該部分が支える重量 (kN)

ここに、燃料取り出し用カバーの設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は、瓦礫撤去の効果と遮へい体及び燃料取り出し用カバーを新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表 3. 2-4 に示す。

表 3. 2-4 原子炉建屋の全体重量 (kN)

原子炉建屋全体重量*	1092200
瓦礫撤去による軽減重量	-24640
遮へい体設置による付加重量	+18000
燃料取り出し用カバー等の付加重量	+44750
燃料取り出し用カバー設計用原子炉建屋全体重量	1130310

\* : 「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書 (その 2)」(東京電力株式会社, 平成 23 年 7 月 13 日) において用いた各階重量の総計

$Z$  : 地震地域係数 ( $Z=1.0$ )

$R_t$  : 振動特性係数 ( $R_t=0.8$ )

$A_i$  : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法 (二乗和平方根法) により求める。

$C_0$  : 標準せん断力係数 ( $C_0=0.2$ )

$i$  層の水平震度  $k_i$  は、下式によって算定する。

$$P_i = Q_i - Q_{i-1}$$

$$k_i = P_i / w_i$$

ここで、

$P_i$  : 当該階とその直下階の水平地震力の差 (kN)

$w_i$  : 各階重量 (kN)

表 3.2-5 原子炉建屋の水平震度の算定結果 (NS 方向)

階	標高 O. P. (m)	各階重量 wi (kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	39.92	87590	—	—	—	—	43010	0.492
4	39.92~32.30	119490	87590	2.046	0.491	43010	42720	0.358
3	32.30~26.90	111340	207080	1.728	0.414	85730	31770	0.286
2	26.90~18.70	130160	318420	1.537	0.369	117500	26050	0.201
1	18.70~10.20	253710	448580	1.331	0.320	143550	25000	0.099
B1	10.20~-2.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

表 3.2-6 原子炉建屋の水平震度の算定結果 (EW 方向)

階	標高 O. P. (m)	各階重量 wi (kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	39.92	87590	—	—	—	—	48610	0.555
4	39.92~32.30	119490	87590	2.311	0.555	48610	39610	0.332
3	32.30~26.90	111340	207080	1.775	0.426	88220	30230	0.272
2	26.90~18.70	130160	318420	1.552	0.372	118450	24200	0.186
1	18.70~10.20	253710	448580	1.323	0.318	142650	25900	0.103
B1	10.20~-2.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

架構に作用させる水平震度は、原子炉建屋 1 階、3 階及び 5 階の水平震度を用いるものとし、水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平震度は、建設省告示第 1389 号に基づく 1.0 に 1.5 を乗じて用いる。表 3.2-7 に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 3.2-7 水平地震力の算定結果

標高 O. P. (m)	各階重量 wi (kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)	水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)
63.50	3200	1.500	4800	1.500	4800
46.00	11400	0.492	5609	0.555	6327
26.90	200	0.286	57	0.272	54
10.20	1200	0.099	119	0.103	124

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機及びクレーンの位置を図 3.2-1 に、荷重組合せを表 3.2-8 に示す。

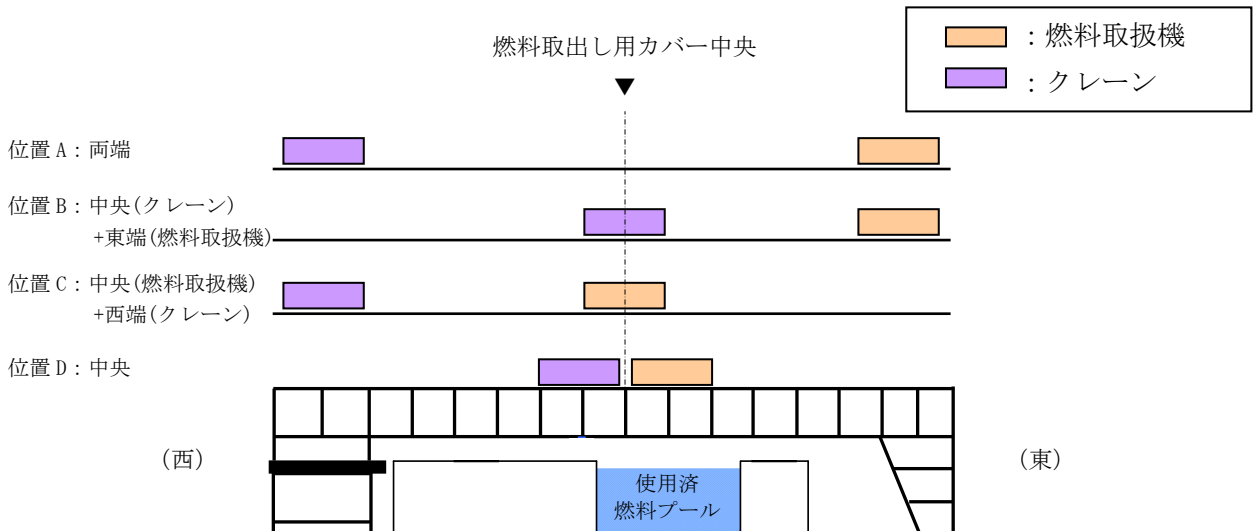


図 3.2-1 燃料取扱設備の位置

表 3.2-8 燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL <sup>*1</sup>	長期
積雪時 <sup>*3</sup>	S	VL+CL <sup>*1</sup> +SL	短期
暴風時 <sup>*3</sup>	W	VL+CL <sup>*1</sup> +WL	
地震時	E1	VL+CL <sup>*1</sup> +K(+NS) <sup>*2</sup>	
	E2	VL+CL <sup>*1</sup> +K(-NS) <sup>*2</sup>	
	E3	VL+CL <sup>*1</sup> +K(+EW) <sup>*2</sup>	
	E4	VL+CL <sup>*1</sup> +K(-EW) <sup>*2</sup>	

\*1：吊荷荷重は、常時、積雪時及び暴風時は図 3.2-1 に示すクレーンの位置、地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。

\*2：地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

\*3：短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし、外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお，地震時と暴風時の架構の層せん断力について，風荷重の受圧面積が最大になる NS 方向で比較した結果を図 3.2-2 に示す。図 3.2-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

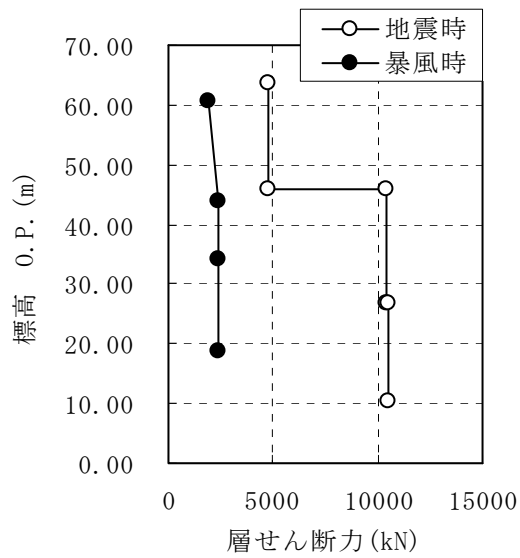


図 3.2-2 地震時と暴風時の層せん断力の比較

## (2) 架構の構造強度に対する検討

### 1) 解析モデル

架構の解析モデルは、門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。図 3.2-3 に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持、ストップ取り付け部は水平方向のみピン支持とする。

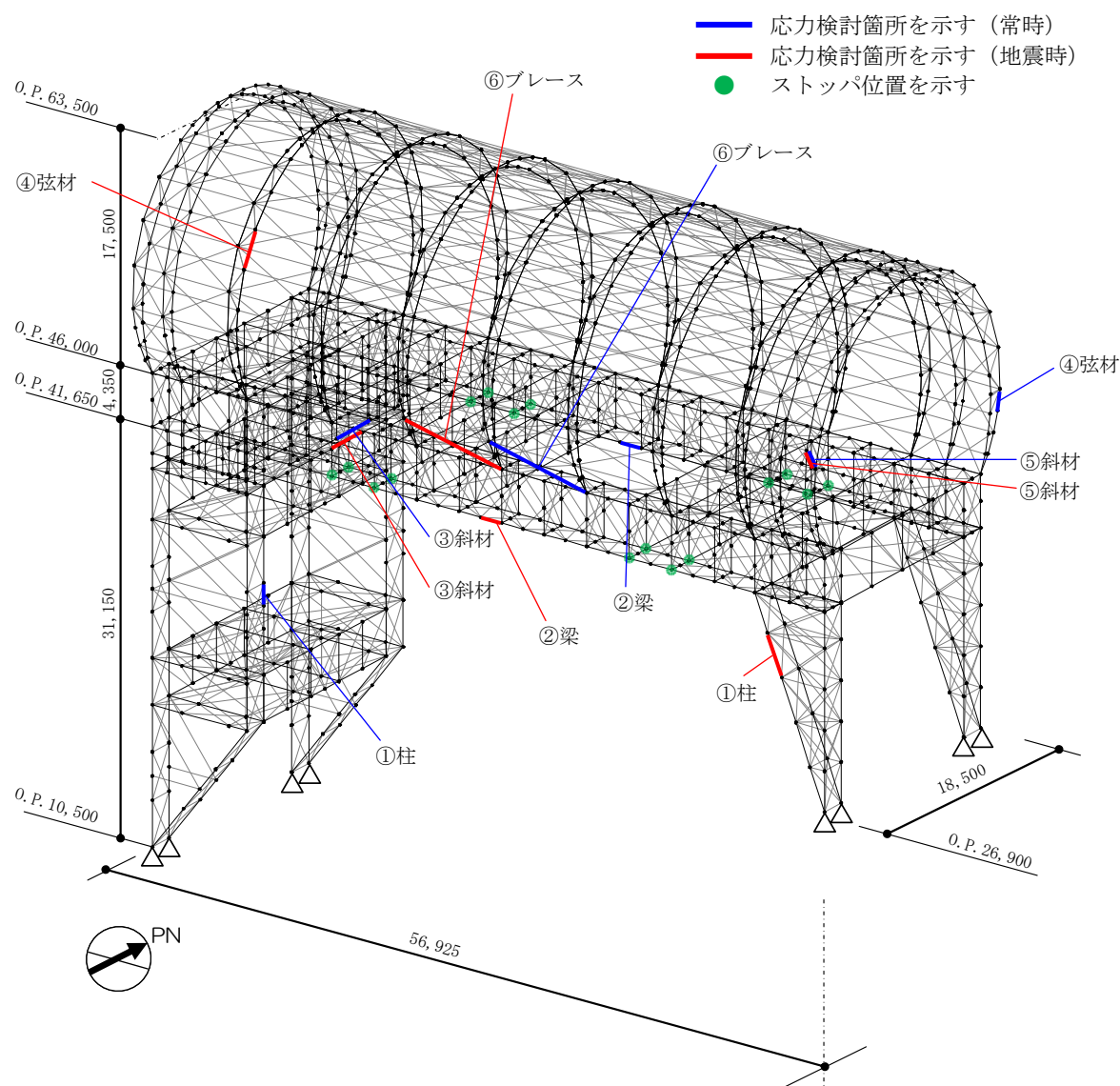


図 3.2-3 解析モデル図 (単位 : mm)

## 2) 断面検討

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い、軸力に対して下式にて検討を行う。

$$\cdot \text{軸圧縮の場合} \quad \frac{\sigma_c}{f_c} \leq 1$$

$$\cdot \text{軸引張の場合} \quad \frac{\sigma_t}{f_t} \leq 1$$

ここで,  $\sigma_c, \sigma_t$ : 圧縮応力度 (N/A) 及び引張応力度 (T/A) (N/mm<sup>2</sup>)

N: 圧縮力(N), T: 引張力(N), A: 断面積(mm<sup>2</sup>)

$f_c$ : 許容圧縮応力度(N/mm<sup>2</sup>)

$f_t$ : 許容引張応力度(N/mm<sup>2</sup>)

表 3.2-9 及び表 3.2-10 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。  
断面検討の結果, 全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 3.2-9 断面検討結果 (常時)

部 位*1		部材形状 (mm) <使用材料>	荷重ケース (位置)*2	作用 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	許容 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定		
門型 架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 <SM490>	C (D)	圧縮	77.4	164	0.48	O. K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 <SM490>	C (D)	引張	91.4	216	0.43	O. K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 <SM490>	C (D)	圧縮	103.0	120	0.86	O. K.
ドーム 屋根	④	弦材	φ-318.5×6.9 <STKT590>	C (B)	引張	33.5	293	0.12	O. K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 <STK490>	C (B)	圧縮	43.4	203	0.22	O. K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 <STK490>	C (D)	圧縮	19.4	92	0.22	O. K.

\*1: ①～⑥の符号は図 3.2-3 の応力検討箇所を示す

\*2: 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

表 3.2-10 断面検討結果（地震時）

部 位* <sup>1</sup>		部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置)* <sup>2</sup>	作用 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定	
門型 架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	138.9	289	0.49	O. K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	引張	108.3	324	0.34	O. K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	164.5	180	0.92	O. K.
ドーム 屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	E1 (D)	圧縮	155.2	396	0.40	O. K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	E3 (A)	圧縮	165.8	304	0.55	O. K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	E3 (D)	圧縮	80.6	138	0.59	O. K.

\*1：①～⑥の符号は図 3.2-3 の応力検討箇所を示す

\*2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(3) 水平振れ止め装置（ストップ）の構造強度に対する検討

原子炉建屋の5階床上面2か所に鋼製のストップを設置し、架構に発生する水平力を、ストップを介して原子炉建屋に支持させる。原子炉建屋へは、5階床の床開口部に突出させた強固なシアキにより水平力を伝達させる。図3.2-4にストップ概要図を示す。

ストップについては、架構と原子炉建屋を結んだバネ材に発生する水平力の最大値が、床開口に差し込むシアキの短期許容せん断力以下であることを確認する。

なお、原子炉建屋と水平振れ止め装置（ストップ）の接触部については、設置前において、本説明書で想定しているように、施工に十分な状況かどうか、雰囲気線量等の作業安全性を鑑みながら、可能な範囲で確認した点検結果を別途報告するとともに、不具合が見つかった場合には適切に補修等を実施する。

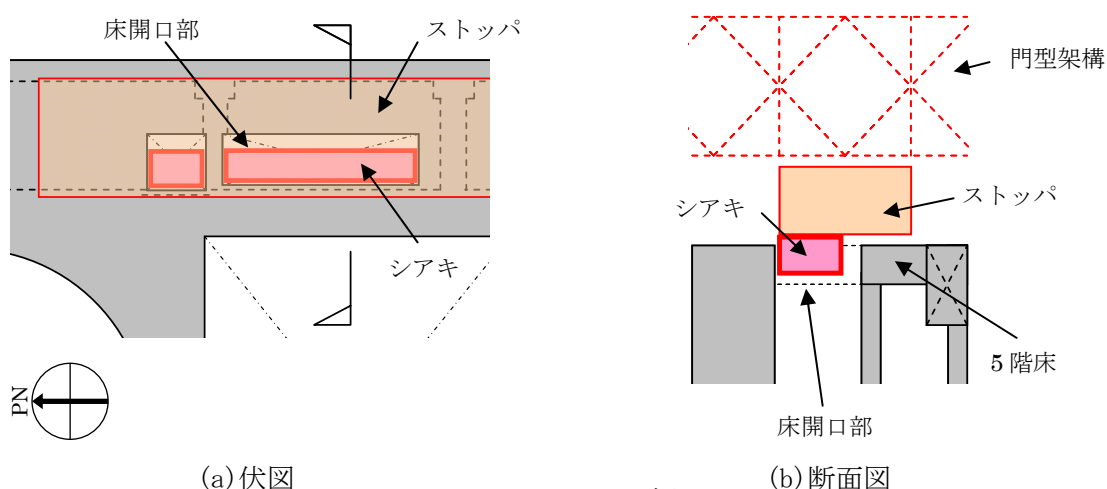


図 3.2-4 ストップ概要図

シアキの許容せん断力は下式より算定し、表3.2-11に応力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果、全てのストップに対する応力比が1以下になることを確認した。

$$Q_a = A \cdot f_s$$

ここに、

$Q_a$  : 短期許容せん断力 (kN)

$A$  : シアキの断面積 ( $\text{mm}^2$ )

$f_s$  : 短期許容せん断応力度 ( $\text{N}/\text{mm}^2$ ) (SM490A)

表 3.2-11 ストップ（シアキ）の断面検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	ストップ反力 Q (kN)	短期許容せん断力 Qa (kN)	応力比 Q/Qa	判定
東側ストップ	E4 (A)	2560	8620	0.30	O. K.

\* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す



(4) 基礎の構造強度に対する検討

架構の基礎は独立フーチング基礎とし、西側柱脚部は原子炉建屋の地下1階壁の直上に設置し、東側柱脚部は原子炉建屋2階壁の直上に設置して基礎反力が原子炉建屋を介して地盤に伝わるようにする。ここでは、基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が0以上であることを確認し、基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が許容摩擦力以下であることを確認する。

なお、基礎底面の摩擦係数は「現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に準じて、特に先打ちコンクリート表面に処理をしない場合の後打ちコンクリートとの境界面で設定する0.6(普通コンクリートの場合)とする。

表3.2-12に基礎反力が最小となる部位の基礎浮き上がりの検討結果を示す。

基礎浮き上がりの検討の結果、全ての基礎の最小圧縮力が0以上であることを確認した。

表3.2-12 基礎浮き上がりの検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚 (北側)	E1 (C)	1990	O. K.

\* : 図3.2-1に示す燃料取扱設備の位置を示す

許容摩擦力は下式より算定し、表3.2-13に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

基礎すべりの検討の結果、全ての基礎に対する応力比が1以下になることを確認した。

$$V_a = \mu(N + R)$$

ここに、

V<sub>a</sub> : 許容摩擦力(kN)

μ : 摩擦係数 (μ=0.6)

N : 基礎重量(kN)

R : 基礎上端の架構の鉛直反力(kN)

表3.2-13 基礎すべりの検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	水平力 Q(kN)	許容摩擦力 V <sub>a</sub> (kN)	応力比 Q/V <sub>a</sub>	判定
東側柱脚	C (D)	2410	5270	0.46	O. K.
	E4 (D)	2430	4580	0.54	O. K.

\* : 図3.2-1に示す燃料取扱設備の位置を示す

(5) 原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

1) ストップ接触部

ストップ接触部の構造強度の検討では、ストップ水平反力が、既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお、許容支圧応力度は、原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm<sup>2</sup>)を用いて「プレレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

短期許容支圧力  $N_a$  は下式より算定し、表 3.2-14 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。検討の結果、全てのストップ接触部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_a = f_n \cdot A_l$$

$$f_n = f_{na} \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \quad \text{ただし,} \quad \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \leq 2.0$$

ここに、

$f_n$  : 短期許容支圧応力度 (N/mm<sup>2</sup>)

$f_{na}$  :  $F_{ci}/1.25$  または  $0.6F_c$  のうち小さいほうの値 (N/mm<sup>2</sup>)

$F_{ci}$  : コンクリート強度、特に定めのない場合には  $20\text{N/mm}^2$  ( $F_{ci}=22.1\text{N/mm}^2$ )

$A_c$  : 支圧端から離れて応力が一様分布となったところのコンクリートの支承面積 (mm<sup>2</sup>)

$A_l$  : 局部圧縮を受ける支圧面積 (mm<sup>2</sup>)

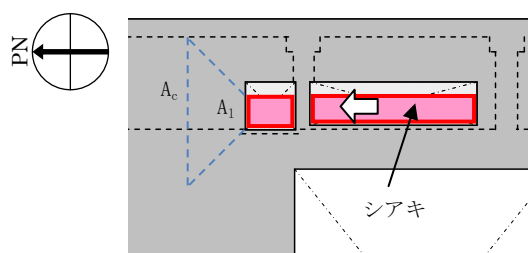


表 3.2-14 ストップ接触部の検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	ストップ水平反力 N (kN)	短期許容支圧力 Na (kN)	応力比 N/Na	判定
東側ストップ	E2 (B)	3980	10300	0.39	O. K.

\* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2) 基礎設置部

架構の西側脚部は原子炉建屋 1 階レベル (O. P. 10.2m) で支持し、東側脚部は原子炉建屋 3 階レベル (O. P. 26.9m) で支持している。基礎設置部については、柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。

許容軸力  $N_a$  は下式より算定し、表 3.2-15 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果、全ての基礎設置部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$${}_L N_a = {}_L f_c \cdot A_l \quad , \quad {}_S N_a = {}_S f_c \cdot A_l$$

ここに、

${}_L f_c$  : 長期許容圧縮応力度 (N/mm<sup>2</sup>) ( ${}_L f_c = 22.1 \times 1/3 = 7.4$ )

${}_S f_c$  : 短期許容圧縮応力度 (N/mm<sup>2</sup>) ( ${}_S f_c = 22.1 \times 2/3 = 14.7$ )

A<sub>1</sub> : 柱脚部支配面積 (mm<sup>2</sup>)

表 3. 2-15 壁の圧縮力の検討結果

部位	荷重ケース (位置) *	軸力 N (kN)	許容軸力 Na (kN)	応力比 N/Na	判定
東側柱脚 (南側)	C (B)	4280	12900	0. 34	O. K.
	E1 (B)	6540	25900	0. 26	O. K.

\* : 図 3. 2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6) 外装材の構造強度に対する検討

1) 検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は、折板を用いる。強度検討は、壁材、屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。なお、短期事象においては、暴風時の影響が支配的であることから、積雪時及び地震時の検討は省略する。検討箇所を図 3.2-5 に示す。

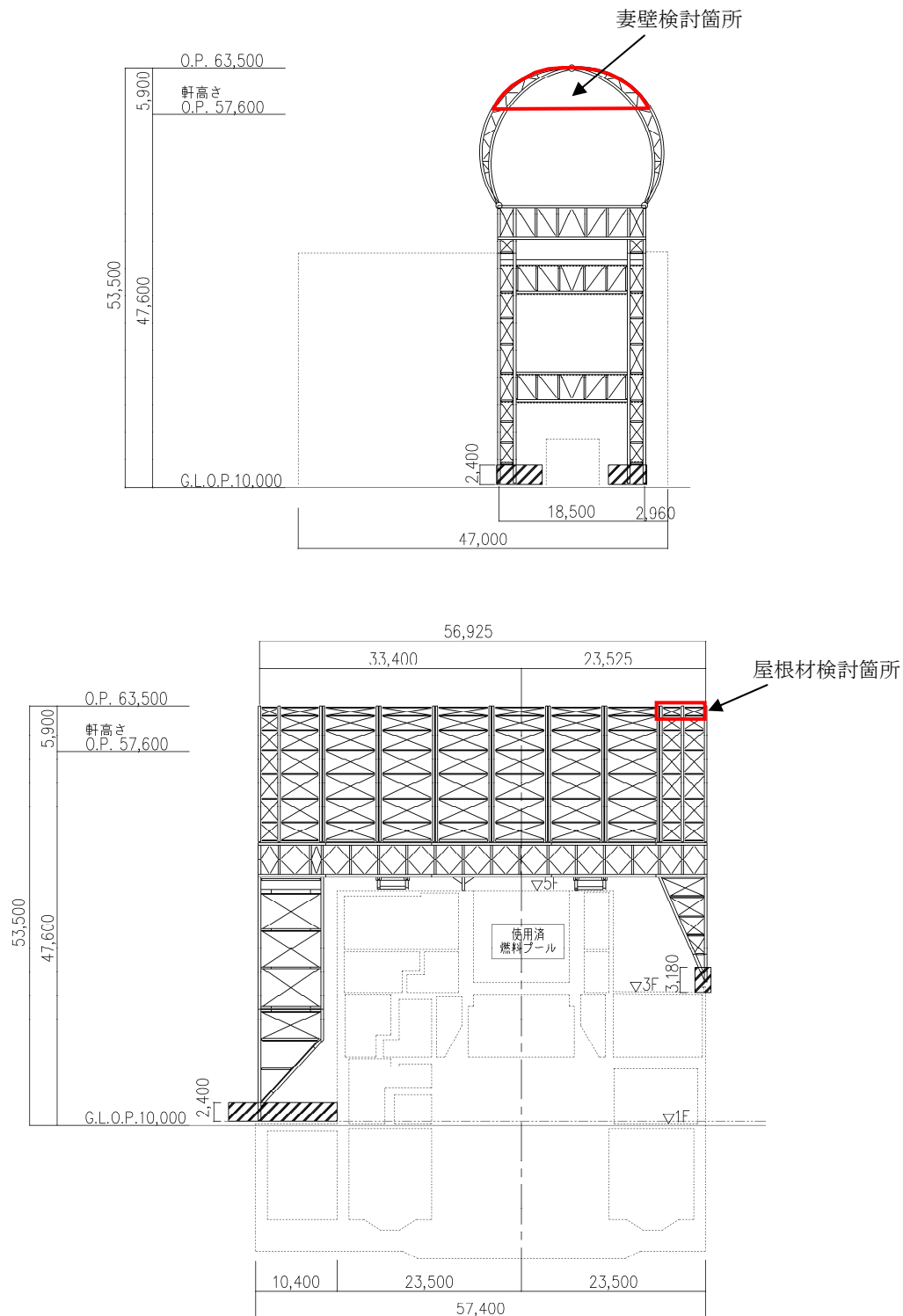


図 3.2-5 外装材検討箇所 (単位: mm)

2) 設計用荷重の算定

設計用風圧力は、建築基準法施行令第 82 条の 4 に準拠し、基準風速 30m/s、地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 3.2-16 に、ピーク風力係数を表 3.2-17 に、風力係数の算定箇所を図 3.2-6 に示す。

表 3.2-16 速度圧の算定結果

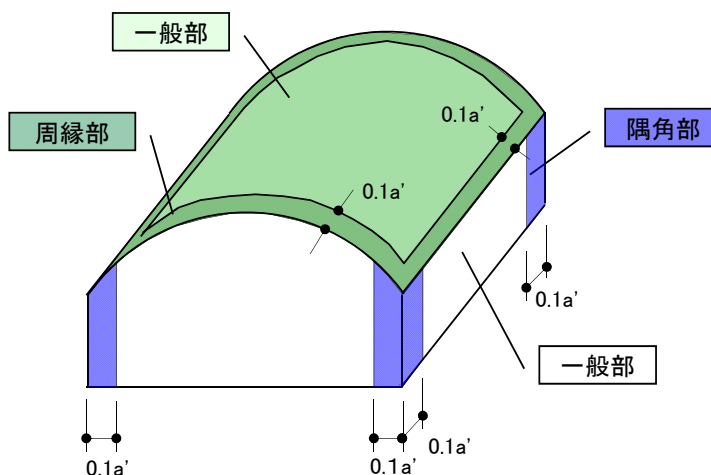
建物高さ*	平均風速の高さ方向の分布を表す係数	基準風速	平均速度圧
H (m)	$E_r$	$V_0$ (m/s)	q (N/m <sup>2</sup> )
50.55	1.27	30	871

\*: 建物高さは、軒高さ (47.60m) と最高高さ (53.50m) の平均値とした

表 3.2-17 ピーク風力係数

建物高さ* H (m)	屋根面		妻壁面	
	一般部	周縁部	一般部	隅角部
50.55	-2.5	-3.2	-2.02	-2.5

\*: 建物高さは、軒高さ (47.60m) と最高高さ (53.50m) の平均値とした



$a'$  は平面の短辺の長さ  $a$  と  $H$  の 2 倍の数値のうちいずれか小さな数値 (30 を超えるときは、30 とする) (単位 : m)

図 3.2-6 風力係数の算定箇所

### 3) 外装材の強度検討

検討は、応力が厳しくなる部位について行う。ここでは、折板の自重は考慮しないものとする。折板の間隔はドーム屋根が 3.4m で連続支持、妻壁が 4.0m で単純支持されているものと仮定する。屋根材及び壁材の材料諸元を表 3.2-18 に示す。また、検討結果を表 3.2-19 に示す。断面検討の結果、全ての外装材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 3.2-18 屋根材及び壁材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面 2 次 モーメント	断面係数	断面 2 次 モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m <sup>2</sup> )	I <sub>x</sub> (cm <sup>4</sup> /m)	Z <sub>x</sub> (cm <sup>3</sup> /m)	I <sub>x</sub> (cm <sup>4</sup> /m)	Z <sub>x</sub> (cm <sup>3</sup> /m)
0.8	118	360	43.6 (13.1*)	347	40.6 (12.2*)

\* : 括弧内の数値は折曲加工部を示す

表 3.2-19 応力度に対する検討結果

部位	作用応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定
ドーム屋根	189	205*	0.93	O. K.
妻壁	109	205*	0.54	O. K.

\* : 「JIS G 3321-2010」による

#### ・ 応力度に対する検討

##### ① ドーム屋根

$$w = 871 \times (-3.20) = -2790 \text{ (N/m}^2\text{)}$$

$$M = (9/128) \times w \times L^2 = (9/128) \times (-2790) \times 3.4^2 \times 10^{-3} = -2.3 \text{ (kNm/m)}$$

$$\sigma_b = M/Z = 2.3 \times 10^6 / (12.2 \times 10^3) = 189 \text{ (N/mm}^2\text{)}$$

$$\sigma_b / f_b = 189 / 205 = 0.93 \leq 1.0 \quad \text{OK}$$

##### ② 妻壁

$$w = 871 \times (-2.50) = -2180 \text{ (N/m}^2\text{)}$$

$$M = (1/8) \times w \times L^2 = (1/8) \times (-2180) \times 4.0^2 \times 10^{-3} = -4.4 \text{ (kNm/m)}$$

$$\sigma_b = M/Z = 4.4 \times 10^6 / (40.6 \times 10^3) = 109 \text{ (N/mm}^2\text{)}$$

$$\sigma_b / f_b = 109 / 205 = 0.54 \leq 1.0 \quad \text{OK}$$

### 3.3 耐震性

#### (1) 検討方針

耐震性の検討は、架構、水平振れ止め装置（ストップパ）、制震装置（オイルダンパ）、基礎、原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い、基準地震動  $S_s$  に対して、これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。なお、地震応答解析は水平方向及び鉛直方向を同時に入力する。

#### (2) 架構の耐震性に対する検討

##### 1) 解析に用いる入力地震動

検討用地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動  $S_s$  を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 3.3-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき、解放基盤表面で定義される基準地震動  $S_s$  に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動  $S_s-1$ 、 $S_s-2$  及び  $S_s-3$  の加速度時刻歴波形を図 3.3-2(1) 及び図 3.3-2(2) に示す。

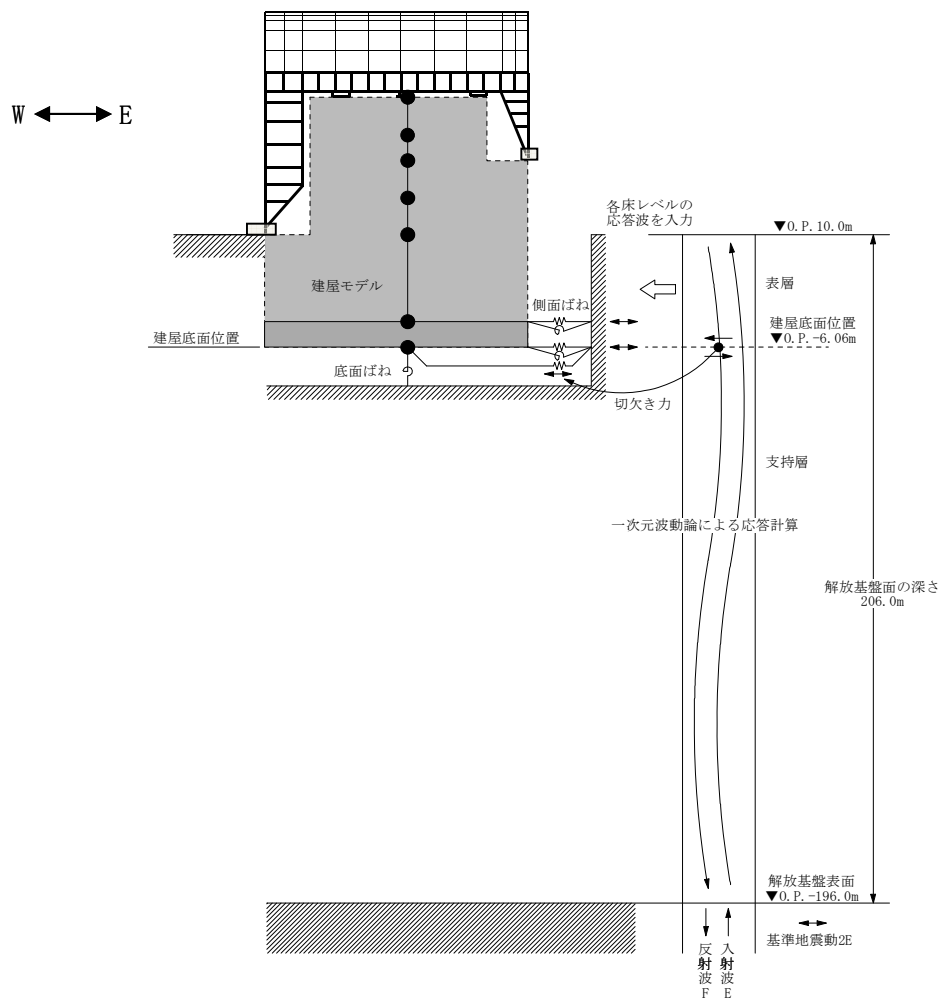
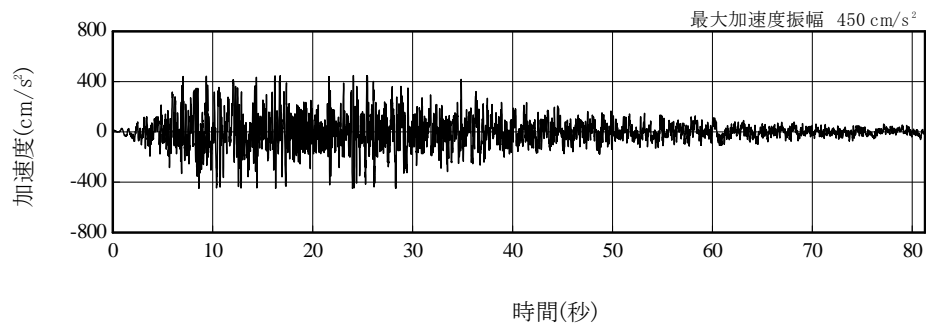
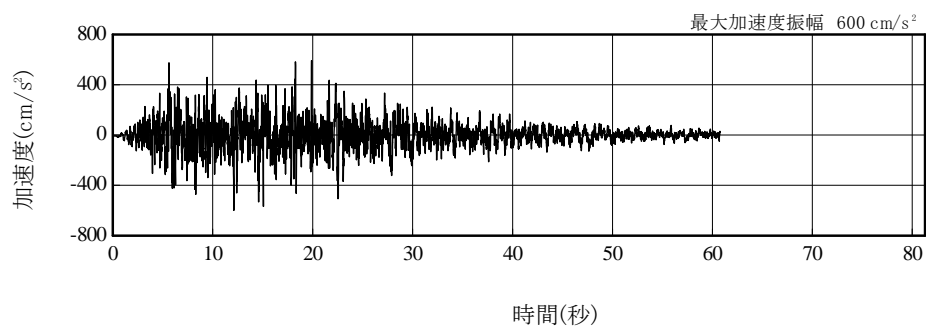


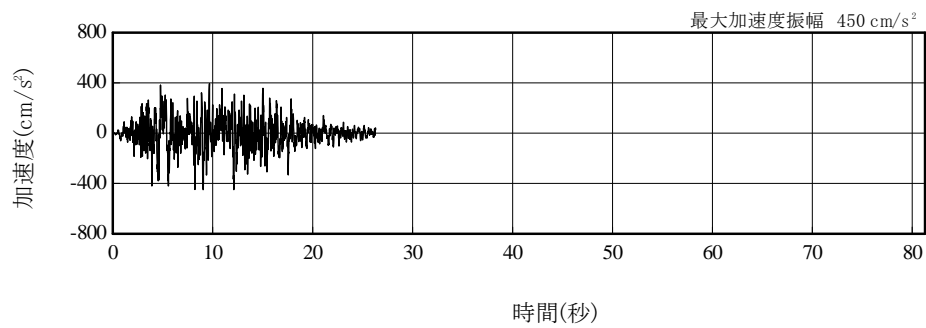
図 3.3-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



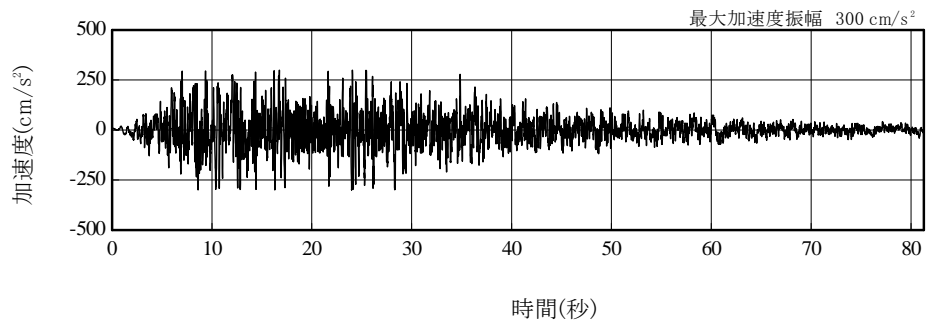
(Ss-2H)



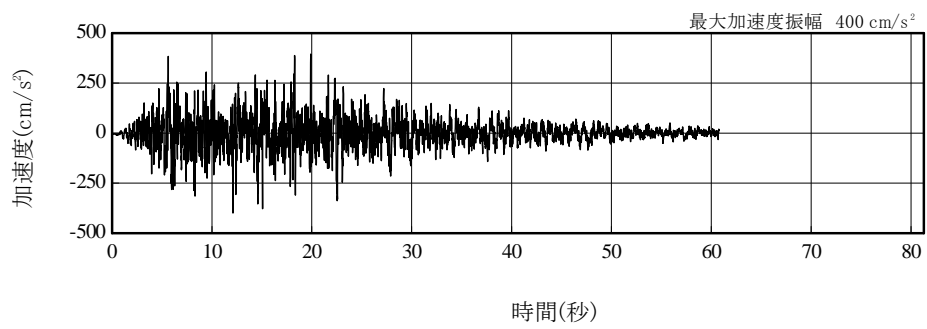
(Ss-3H)

図 3.3-2(1) 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)

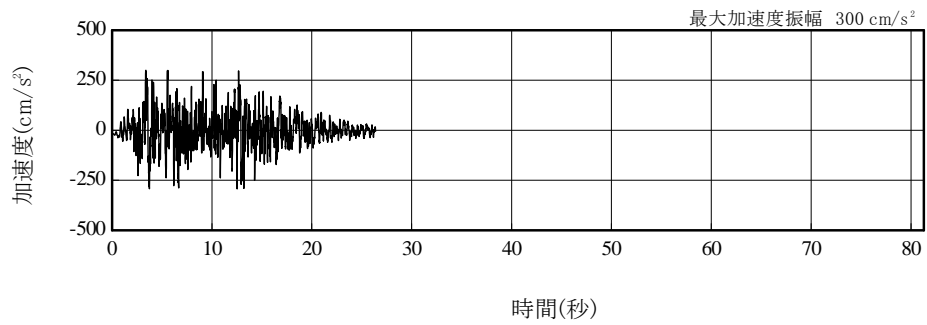




(Ss-1V)



(Ss-2V)



(Ss-3V)

図 3.3-2(2) 解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形  
(鉛直方向)

## 2) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した図 3. 3-3 に示すモデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。ストッパ取り付け部は原子炉建屋 5 階質点 (O. P. 39. 92 m) と水平方向同一変位条件とし、鉛直方向の制震装置 (オイルダンパ) は原子炉建屋の 5 階床上面 4 箇所に門型架構と 5 階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。

地震応答解析に用いる物性値を表 3. 3-1 に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上げ材等を考慮した重量とし、原子炉建屋の質点は瓦礫撤去の重量等を反映した表 3. 3-2 に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の弦材は弾性部材とし、その他ブレース等は「鉄骨 X 型ブレース架構の復元力特性に関する研究」(日本建築学会構造工学論文集 37B 号 1991 年 3 月) に示されている修正若林モデルによる。また、原子炉建屋は、曲げとせん断に「JEAG 4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地盤定数は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(東京電力株式会社, 平成 20 年 3 月 31 日) と同様とし、その結果を表 3. 3-3 に示す。原子炉建屋の地盤ばねは、「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして、底面地盤を成層補正し振動アドミタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを、側面地盤を Novak の方法により建屋側面ばねを評価した。

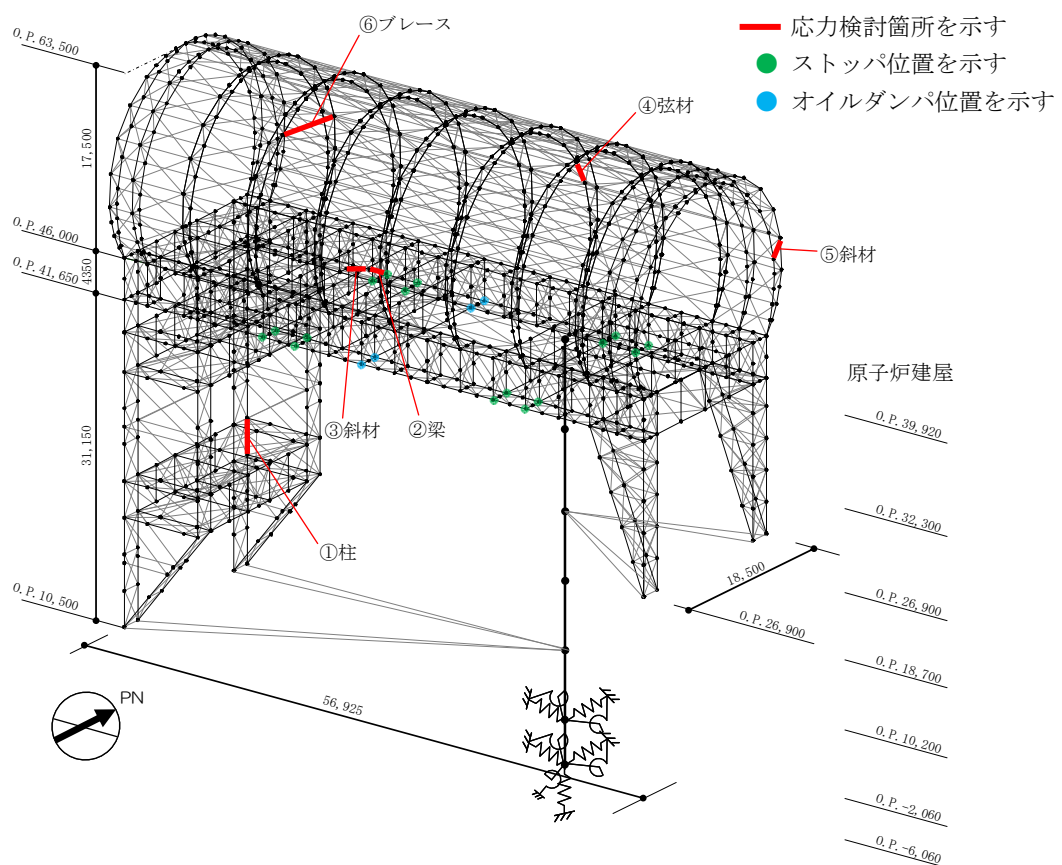


図 3. 3-3 地震応答解析モデル (単位 : mm)

表 3.3-1 地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 $\nu$	単位体積重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	減衰定数 h (%)	備考
架構	鉄骨	$2.05 \times 10^5$	0.3	77.0	2	SS400, SM490A STK490, STKT590

表 3.3-2 地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a) 水平 (NS) 方向

標高 O.P. (m)	質点重量* W (kN)	回転慣性重量 $I_G$ ( $\times 10^5$ kN $\cdot$ m <sup>2</sup> )	せん断断面積 $A_S$ (m <sup>2</sup> )	断面二次モーメント I (m <sup>4</sup> )
39.92	72990	76.95		
			145.3	9598
32.3	119490	238.33		
			146.1	29271
26.9	111140	204.58		
			237.3	56230
18.7	130160	239.58		
			208.6	60144
10.2	252510	464.88		
			458.7	112978
-2.06	301020	554.17		
			2697.8	496620
-6.06	127000	233.79		
合計	1114310			
		ヤング係数 $E_c$	$2.57 \times 10^7$ (kN/m <sup>2</sup> )	
		せん断弾性係数 $G$	$1.07 \times 10^7$ (kN/m <sup>2</sup> )	
		ポアソン比 $\nu$	0.20	
		減衰 $h$	5%	

\* : 「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その2)」(東京電力株式会社, 平成 23 年 7 月 13 日)において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値(ただし, 門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない)

表 3.3-2 地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(b) 水平 (EW) 方向

標高 O.P. (m)	質点重量* W (kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{ kN}\cdot\text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面二次モーメント I ( $\text{m}^4$ )
39.92	72990	56.10		
			61.9	5665
32.3	119490	124.49		
			123.4	12460
26.9	111140	204.58		
			204.1	41352
18.7	130160	239.58		
			226.6	61084
10.2	252510	693.32		
			431.3	135128
-2.06	301020	826.50		
			2697.8	740717
-6.06	127000	348.72		
合計	1114310			
		ヤング係数 $E_c$	$2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$	
		せん断弾性係数 $G$	$1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$	
		ポアソン比 $\nu$	0.20	
		減衰 $h$	5%	

(c) 鉛直方向

標高 O.P. (m)	質点重量* W (kN)	軸断面積 $A_N (\text{m}^2)$	軸ばね剛性 $K_A (\times 10^8 \text{ kN}/\text{m})$
39.92	72990		
		192.0	6.48
32.3	119490		
		266.3	12.67
26.9	111140		
		431.7	13.53
18.7	130160		
		423.0	12.79
10.2	252510		
		691.2	14.49
-2.06	301020		
		2697.8	173.33
-6.06	127000		
合計	1114310		
		ヤング係数 $E_c$	$2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
		せん断弾性係数 $G$	$1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$
		ポアソン比 $\nu$	0.20
		減衰 $h$	5%

\* : 「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その2)」(東京電力株式会社, 平成 23 年 7 月 13 日)において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値(ただし, 門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない)

表 3.3-3 地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	せん断 弾性係数 $G$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 $G/G_0$	ヤング 係数 $E$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 $h$ (%)	層厚 $H$ (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0	泥岩	500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

(b) Ss-2

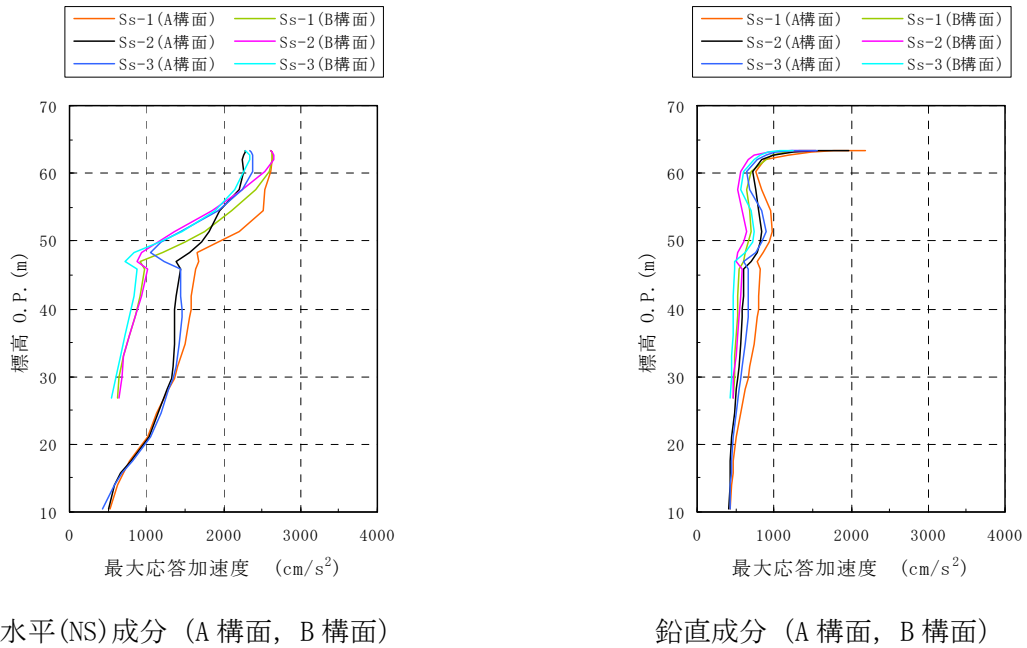
標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	せん断 弾性係数 $G$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 $G/G_0$	ヤング 係数 $E$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 $h$ (%)	層厚 $H$ (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-10.0	泥岩	500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

(c) Ss-3

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 $V_s$ (m/s)	単位体積 重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン 比 $\nu$	せん断 弾性係数 $G$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	初期せん断 弾性係数 $G_0$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	剛性 低下率 $G/G_0$	ヤング 係数 $E$ ( $\times 10^5$ kN/m <sup>2</sup> )	減衰 定数 $h$ (%)	層厚 $H$ (m)
10.0	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0	泥岩	500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0		(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-

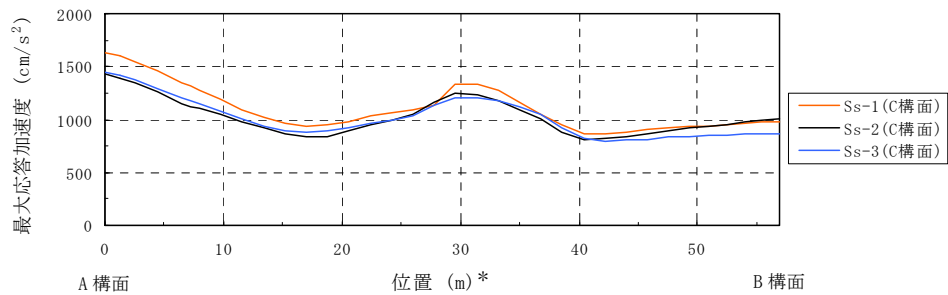
### 3) 地震応答解析結果

最大応答加速度分布を図 3.3-4(1) 及び図 3.3-4(2) に示す。

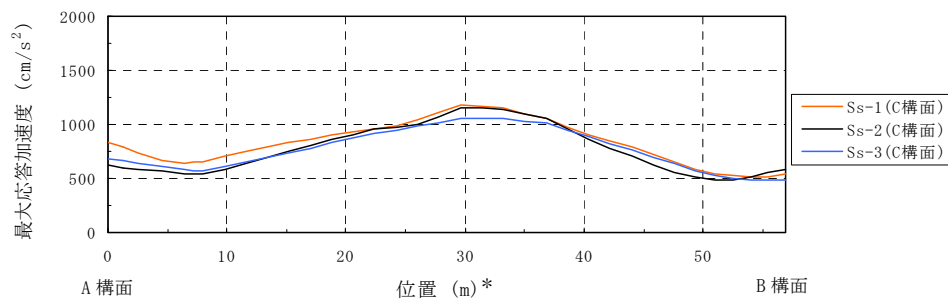


水平(NS)成分 (A 構面, B 構面)

鉛直成分 (A 構面, B 構面)



水平(NS)成分 (C 構面)



鉛直成分 (C 構面)  
(NS 方向)

注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合  
(図 3.2-1 の位置 D) を示す

\*：位置は A 構面側からの距離を示す

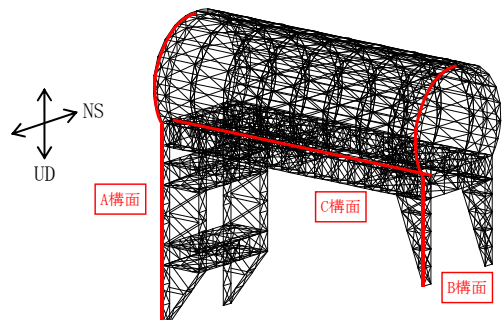
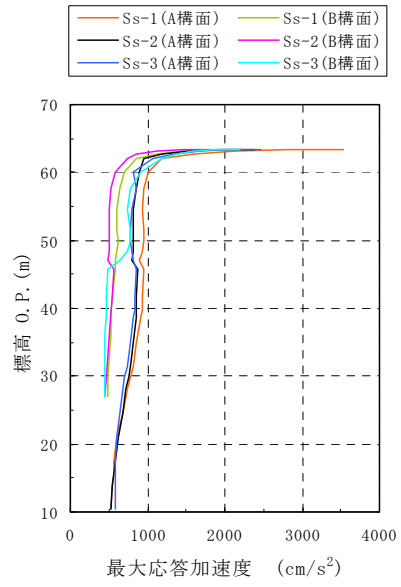
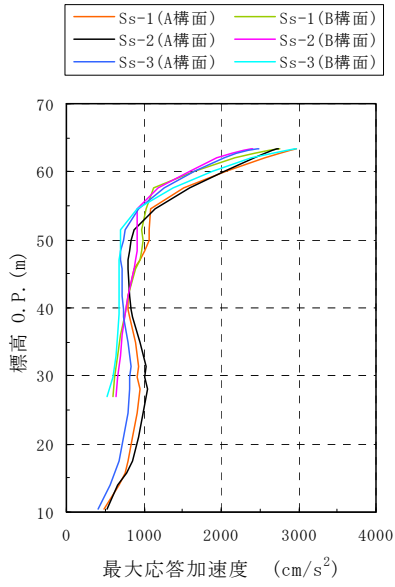
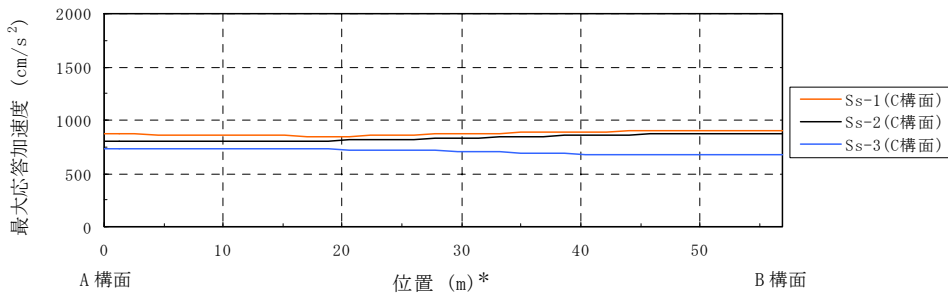


図 3.3-4(1) 最大応答加速度分布

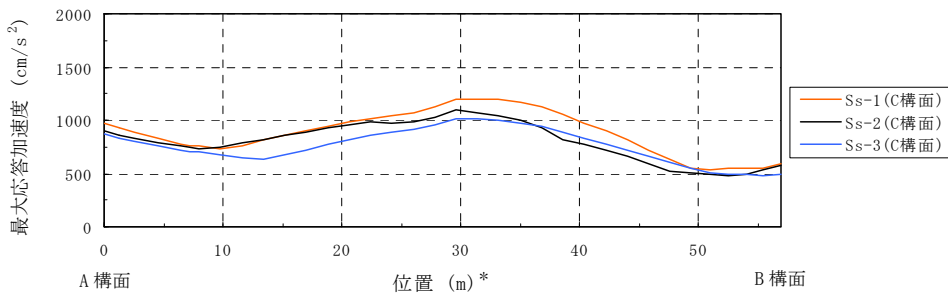


水平(EW)成分 (A 構面, B 構面)

鉛直成分 (A 構面, B 構面)



水平(EW)成分 (C 構面)



鉛直成分 (C 構面)  
(EW 方向)

注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合  
(図 3.2-1 の位置 D) を示す

\*：位置は A 構面側からの距離を示す

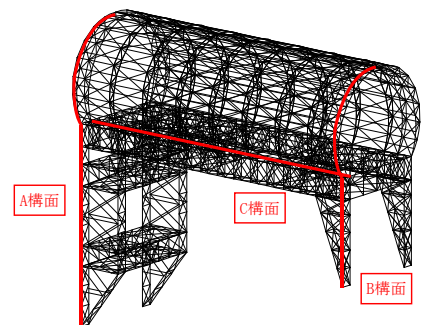


図 3.3-4(2) 最大応答加速度分布

#### 4) 波及的影響の評価

門型架構は、JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」\*）を満足することを確認する。ドーム屋根は，柱・梁によるフレームを構成しないため，JSCA 性能メニューのうち部材の塑性率のクライテリアを満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

\*：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

#### ・層間変形角の検討

門型架構の最大応答層間変形角を表 3.3-4 に示す。

検討の結果，最大応答層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 3.3-4 最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波	入力方向 (位置)*	最大応答値	クライテリア	判定
東側 O.P. 46.00(m) ～O.P. 26.90(m)	Ss-1	NS (A)	1/820	1/75	O.K.
		EW (B)	1/990	1/75	O.K.
	Ss-2	NS (B)	1/990	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1000	1/75	O.K.
	Ss-3	NS (B)	1/990	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1000	1/75	O.K.
西側 O.P. 46.00(m) ～O.P. 10.50(m)	Ss-1	NS (A)	1/720	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-2	NS (C)	1/860	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-3	NS (C)	1/800	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1800	1/75	O.K.

\*：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す



・塑性率の検討

部材の塑性率は、引張及び圧縮に対して最大軸力時のひずみを引張耐力または座屈耐力時のひずみで除した値で表される。最大軸力時のひずみが引張耐力または座屈耐力時のひずみ未満の場合は弾性であり塑性率は1未満となる。最大応答軸力を引張耐力または座屈耐力で除した値を耐力比と定義し、表 3.3-5 に検討結果を示す。なお、引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度（STKT590 材を除く）は「平成 19 年国土交通省告示第 625 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

表 3.3-5 より全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 未満となり、クライテリアを満足することを確認した。

表 3.3-5 耐力比の検討結果

部位*1		部材形状 (mm)	地震波	入力方向 (位置)*2	耐力比		判定	
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 <SM490A>	Ss-2	NS (C)	C/Cu	0.50	OK
	②	梁	H-350×350 ×12×19 <SM490A>	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.45	OK
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 <SM490A>	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.75	OK
ドーム屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 <STKT590>	Ss-1	NS (D)	C/Cu	0.63	OK
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 <STK490>	Ss-1	EW (D)	C/Cu	0.90	OK
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 <STK490>	Ss-2	EW (C)	C/Cu	0.45	OK

\*1：①～⑥の符号は図 3.3-3 の応力検討箇所を示す

\*2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

C：部材軸方向の圧縮力の最大値

Cu：座屈耐力

T：部材軸方向の引張力の最大値

Tu：引張耐力

(3) 水平振れ止め装置（ストップ）の耐震性に対する検討

ストップ（鋼製）の耐震性に対する検討は、材料強度を基準強度F値の1.1倍としたせん断耐力とし、耐力比が1以下になることを確認する。図3.3-5にストップ概要図を示す。

表3.3-6に耐力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果、全てのストップに対する耐力比が1以下になることを確認した。

表 3.3-6 ストップ（シアキ）の断面検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最大応答 ストップ反力 Q (kN)	せん断耐力 Qu (kN)	耐力比 Q/Qu	判定
東側ストップ	Ss-1	EW (D)	3970	9480	0.42	O. K.

\*：図3.2-1に示す燃料取扱設備の位置を示す

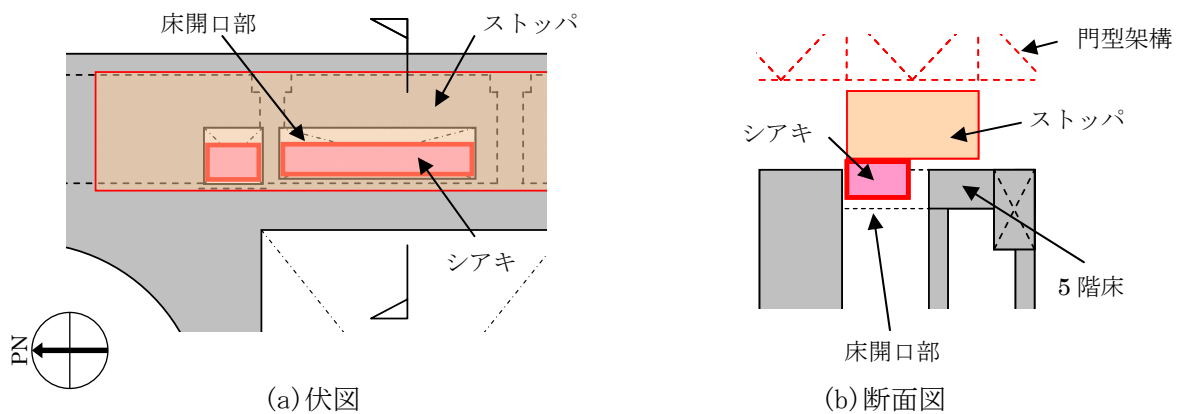


図 3.3-5 ストップ概要図

(4) 制震装置（オイルダンパ）の耐震性に対する検討

原子炉建屋の5階床上面4箇所に設置するオイルダンパ概念図を図3.3-6に示す。

オイルダンパの耐震性に対する検討は、架構と原子炉建屋5階床がオイルダンパを介して各々変形する時の相対的な応答値がオイルダンパの許容値以下であることを確認する。

表3.3-7に最大応答値と許容値を比較した結果を示す。

検討の結果、全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。

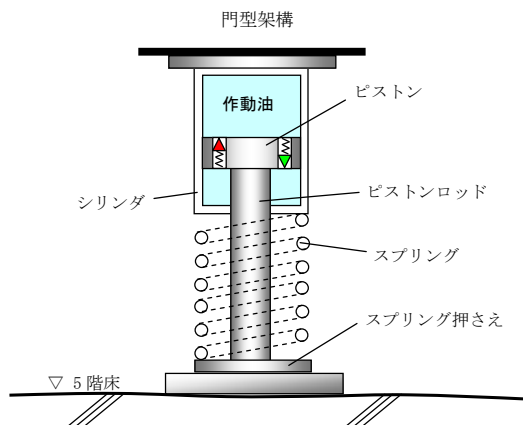


図 3.3-6 オイルダンパ概念図

表 3.3-7 オイルダンパの検討結果

検討	地震波	入力方向 (位置)*	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ変位 (mm)	Ss-3	NS (D)	72	±100	O. K.
オイルダンパ速度 (m/s)	Ss-1	NS (D)	0.48	1.00	O. K.

\* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(5) 基礎の耐震性に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が 0 以上であることを確認し、基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が摩擦耐力以下であることを確認する。

1) 基礎浮き上がりの検討

表 3.3-8 に基礎反力が最小となる部位の基礎浮き上がりの検討結果を示す。  
検討の結果、全ての基礎の最小圧縮力が 0 以上になることを確認した。

表 3.3-8 基礎浮き上がりの検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最小圧縮力 N (kN)	判定
東側柱脚 (北側)	Ss-3	NS (C)	227	O. K.

\* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2) 基礎すべりの検討

表 3.3-9 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。  
検討の結果、全ての耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-9 基礎すべりの検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最大水平力 Q (kN)	摩擦耐力 Vu (kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW (D)	2810	4780	0.59	O. K.

\* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6) 原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

1) ストッパ接触部

ストッパ接触部の耐震性の検討では、最大ストッパ水平反力が、既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお、支圧耐力は、原子炉建屋の設計基準強度 (22.1N/mm<sup>2</sup>) を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

表 3.3-10 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果、全てのストッパ接触部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-10 ストッパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最大ストッパ 水平反力 N (kN)	支圧耐力 Nu (kN)	耐力比 N/Nu	判定
西側ストッパ	Ss-1	NS (C)	10400	19600	0.54	O. K.

\* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2) オイルダンパ接触部

オイルダンパ接触部の耐震性の検討では、最大オイルダンパ鉛直反力が、既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお、支圧耐力は、原子炉建屋の設計基準強度 (22.1N/mm<sup>2</sup>) を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

表 3.3-11 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果、全てのオイルダンパ接触部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_u = f_n \cdot A_l$$

$$f_n = f_{na} \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \quad \text{ただし,} \quad \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \leq 2.0$$

ここに、

$f_n$  : 短期許容支圧応力度 (N/mm<sup>2</sup>)

$f_{na}$  :  $F_{ci}/1.25$  または  $0.6F_c$  のうち小さいほうの値 (N/mm<sup>2</sup>)

$F_{ci}$  : コンクリート強度、特に定めのない場合には 20N/mm<sup>2</sup> ( $F_{ci}=22.1\text{N/mm}^2$ )

$A_c$  : 支圧端から離れて応力が一様分布となったところのコンクリートの支承面積 (mm<sup>2</sup>)

$A_l$  : 局部圧縮を受ける支圧面積 (mm<sup>2</sup>)

( $500 \times 500 = 2.50 \times 10^5 \text{mm}^2$ )

表 3.3-11 オイルダンパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最大オイルダンパ 鉛直反力 N (kN)	支圧耐力 Nu (kN)	耐力比 N/Nu	判定
南側端部	Ss-1	NS (D)	1250	6620	0.19	O. K.

\* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

### 3) 基礎設置部

基礎設置部の耐震性の検討では、柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の最大軸力が壁の軸耐力以下であることを確認する。

表 3.3-12 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果、全ての基礎設置部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_u = {}_s f_c \cdot A_1$$

ここに、

${}_s f_c$  : 短期許容圧縮応力度 (N/mm<sup>2</sup>) ( ${}_s f_c = 22.1 \times 2/3 = 14.7$ )

$A_1$  : 柱脚部支配面積 (mm<sup>2</sup>)

表 3.3-12 壁の圧縮力の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置)*	最大軸力 N (kN)	軸耐力 Nu (kN)	耐力比 N/Nu	判定
東側柱脚 (南側)	Ss-3	NS (B)	7430	25900	0.29	O. K.

\* : 図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

## (7) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

### 1) 検討方針

架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) 以下になることを確認する。

### 2) 原子炉建屋の地震応答解析

#### ・解析に用いる入力地震動

検討用地震動は、「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した基準地震動  $S_s$  を用いる。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図は図 3.3-1 と同様であり、モデルに入力する地震動は「(2) 架構の耐震性に対する検討」に示したものと同一である。

#### ・地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは、図 3.3-7 に示すように質点系でモデル化し、地盤を等価なばねで評価した建屋—地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社，平成23年7月13日）に示される内容に、瓦礫撤去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。地震応答解析モデルの諸元のうち表 3.3-2 から変更した質点重量及び回転慣性重量を表 3.3-13 に示す。

地盤定数は、「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した地盤定数と同一である。

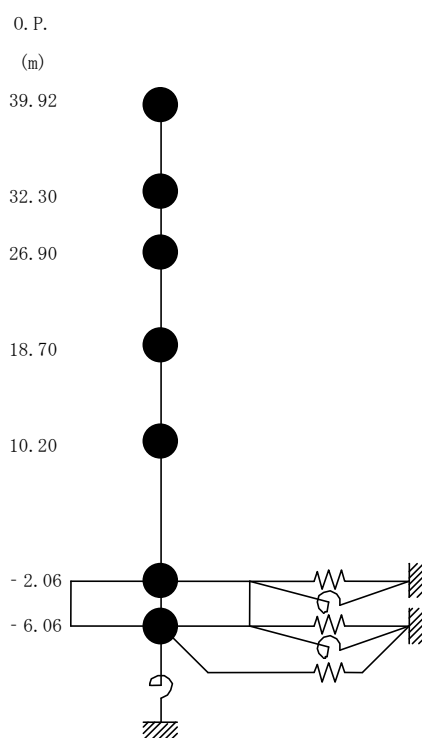


図 3.3-7 原子炉建屋の地震応答解析モデル

表 3.3-13 原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

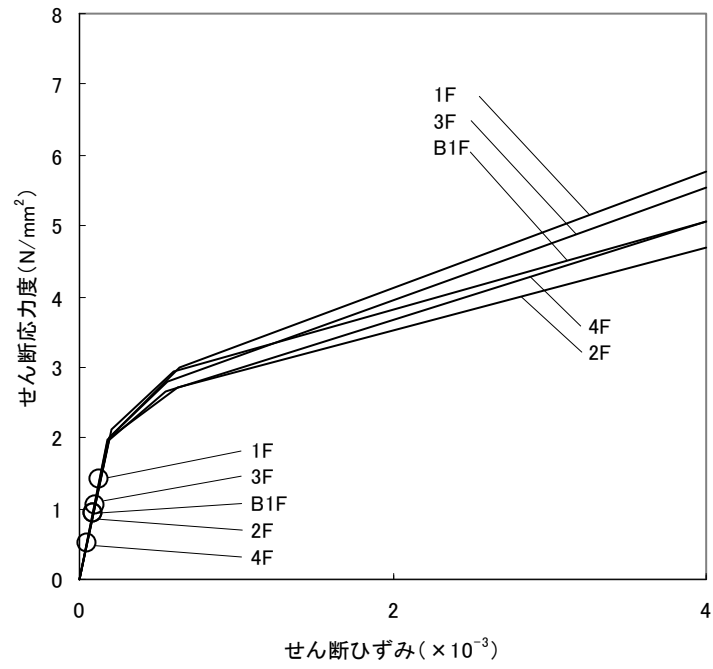
標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_g (\times 10^5 \text{ kN}\cdot\text{m}^2)$	
		水平(NS)方向	水平(EW)方向
39.92	87590	92.34	67.32
32.3	119490	238.33	124.49
26.9	111340	204.95	204.95
18.7	130160	239.58	239.58
10.2	253710	467.09	696.62
-2.06	301020	554.17	826.50
-6.06	127000	233.79	348.72
合計	1130310		

### 3) 検討結果

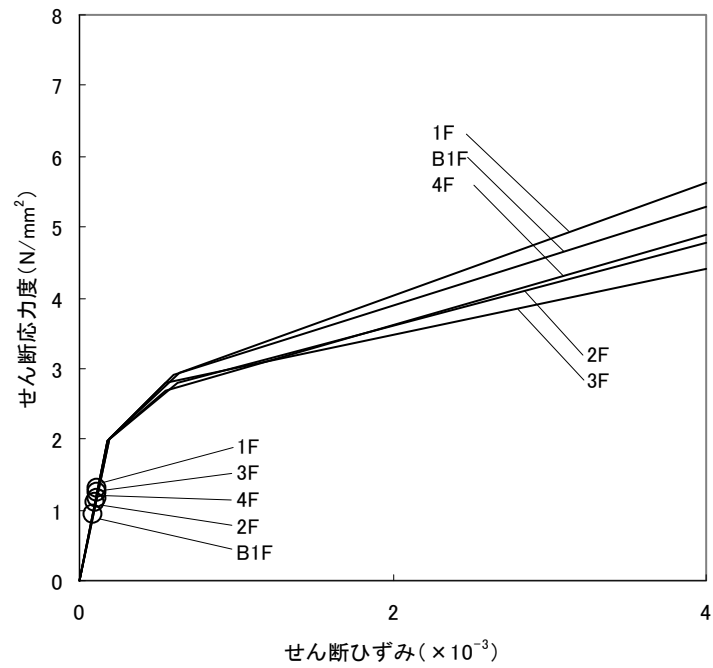
基準地震動  $S_s$  に対する最大応答値を、「JEAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を、図 3.3-8 から図 3.3-10 に示す。

検討の結果、地震応答解析により得られる最大応答値は、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分に余裕があることを確認した。



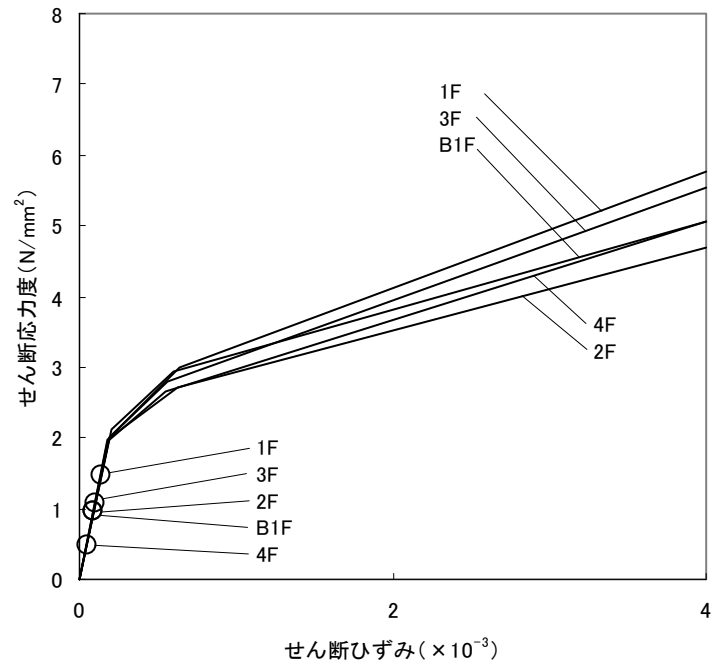


(a) NS 方向

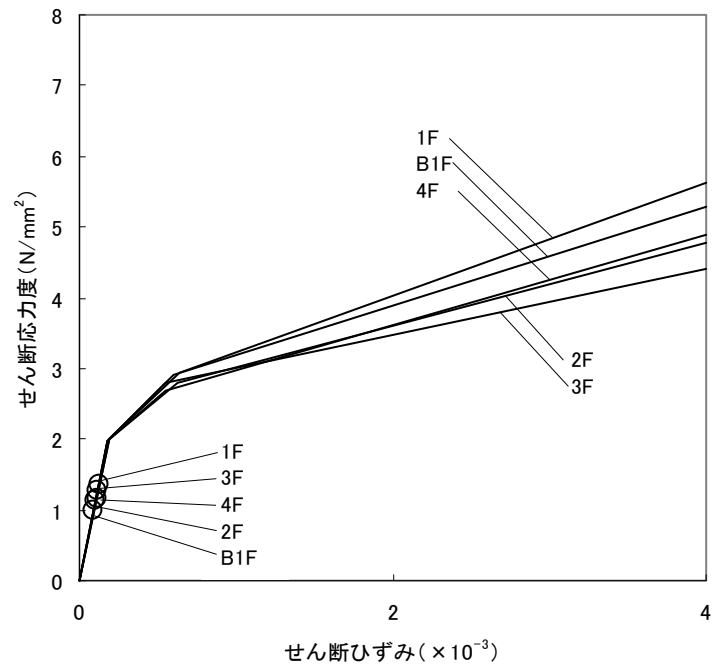


(b) EW 方向

図 3.3-8 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1)

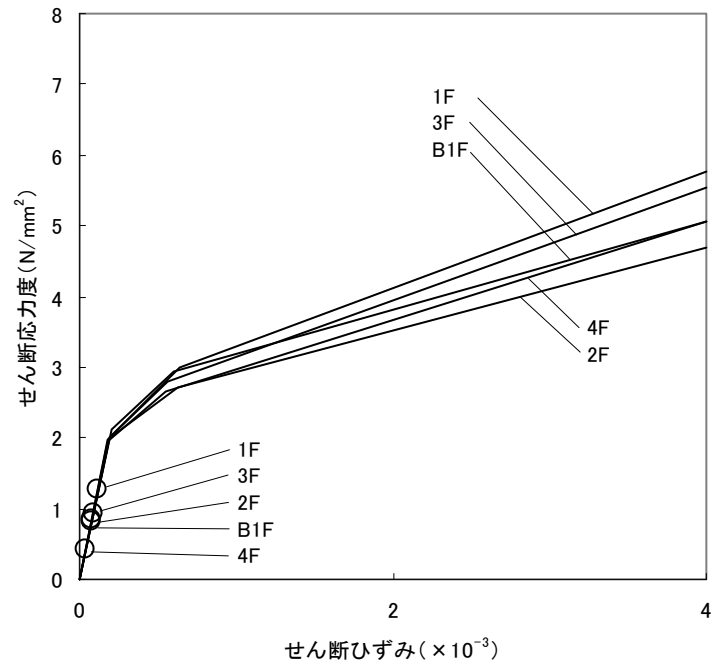


(a) NS 方向

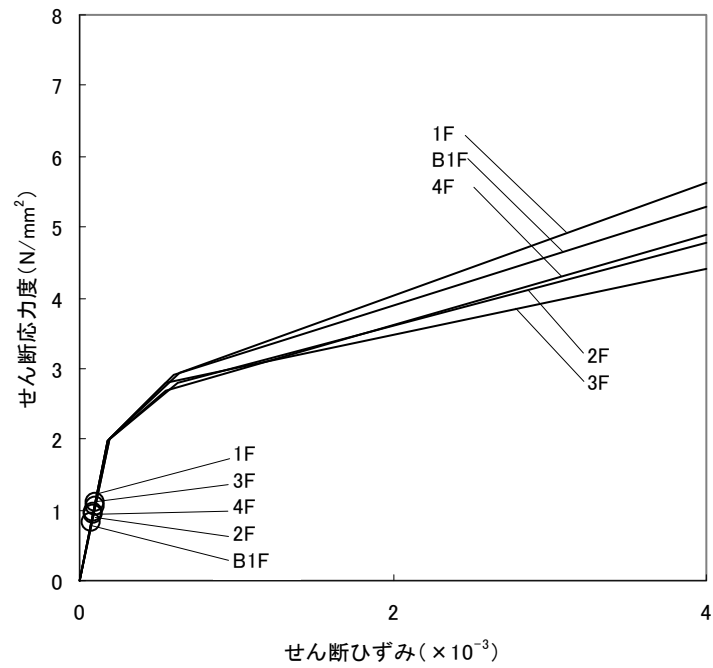


(b) EW 方向

図 3.3-9 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2)



(a) NS 方向



(b) EW 方向

図 3.3-10 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-3)

#### 4. 別添

- 別添－1 福島第一原子力発電所 3号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について  
(東京電力株式会社, 平成25年2月21日, 特定原子力施設監視・評価検討会(第4回)資料4)
- 別添－2 福島第一原子力発電所 3号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について  
(コメント回答)(東京電力株式会社, 平成25年3月8日, 特定原子力施設監視・評価検討会(第6回)資料5)
- 別添－3 4号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項
- 別添－4 3号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

特定原子力施設監視・  
評価検討会(第４回)  
資料４  
(第３回資料４を一部改定)

# 福島第一原子力発電所 ３号機燃料取り出し用カバーの 構造強度及び耐震性について

平成25年2月21日  
東京電力株式会社



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

1. 施設概要と要求機能
2. 構造概要
3. 設計概要
4. 解析モデル
5. 耐震性に対する検討結果
6. 建屋損傷の反映状況と今後の対応
  - ・ コメント回答
  - ・ 参考資料

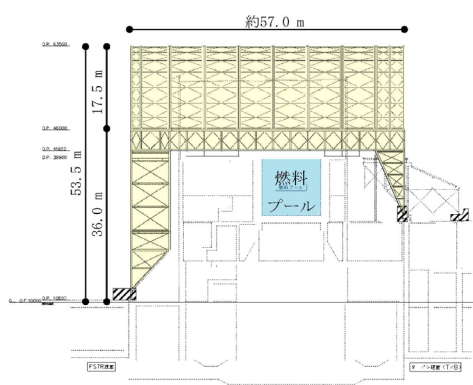


無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

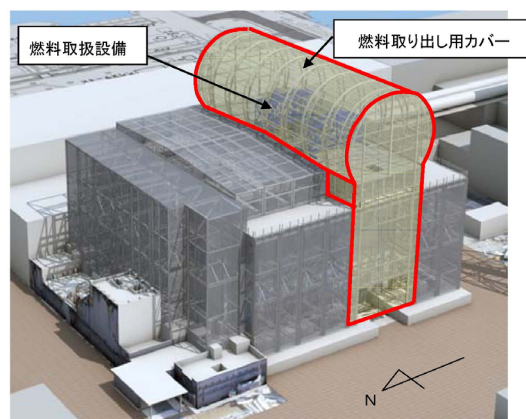
# 1. 施設概要と要求機能

## (1) 施設概要

- 燃料取り出し用カバーは、プール内燃料の取り出しと燃料取り出し中の作業環境保持のために設置する。
- 東西約57.0m、南北約22.8m、高さ53.5mの鉄骨構造物で、周囲を鋼製の折板で覆う。

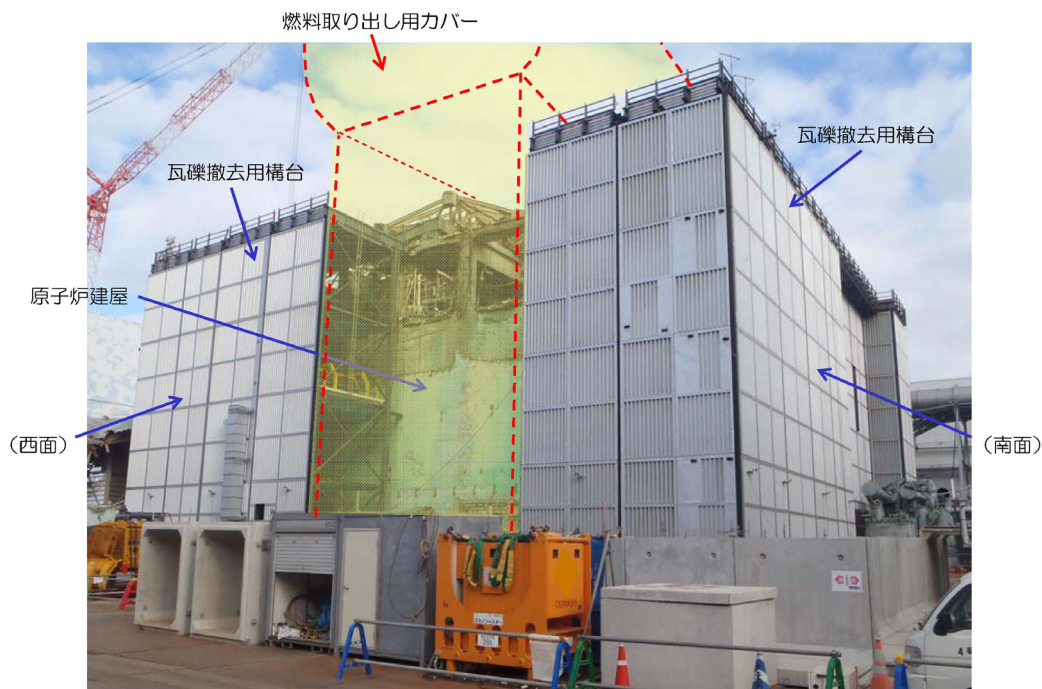


東西断面図



完成イメージ図（北西側外観）

# 1. 施設概要と要求機能



3号機原子炉建屋の現況写真  
(南西面、2013年1月8日撮影)

# 1. 施設概要と要求機能

## (2) 要求機能

### 1. 作業環境保持

燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう、風雨を遮る構造とする。

### 2. 飛散・拡散抑制

外周覆いの隙間を低減し、排気設備によりカバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる構造とする。

### 3. 燃料取扱設備の支持

燃料取扱設備を支持できる構造とする。

## (3) 使用期間

ロードマップに示した燃料取り出し作業に支障がない期間とする。

ロードマップ (2012年7月)



# 2. 構造概要

## (1) 構造概要

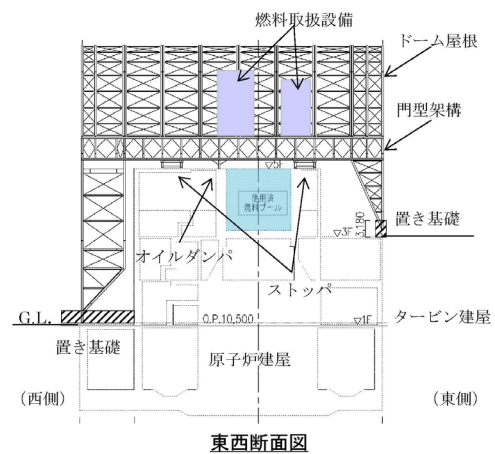
① 高線量下での建設となるため、作業員の被ばくを最小限とする構造とする。

- 軽量の鉄骨トラス構造を採用し、建屋上部に予め大組みした鉄骨ブロックをクレーンで吊り込むことで、現地作業の低減をはかる。
- 建屋との取り合い部は、アンカー等による固縛が不要な構造とし、現地作業の低減をはかる。

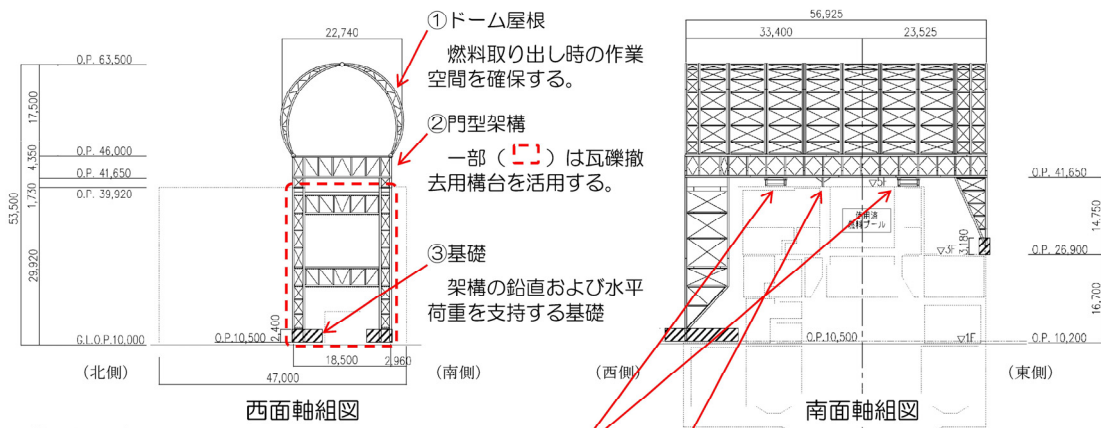
② 建屋1、3階部にコンクリート造の置き基礎を設け、燃料取扱設備を支持する門型架構を構築する。

③ 門型架構の中央部にはストッパおよびオイルダンパを配置し、地震時の建屋との一体挙動を確保する。

④ 門型架構の上部に、軽量のドーム屋根を取り付けて、燃料取り出し時の作業空間を確保する。

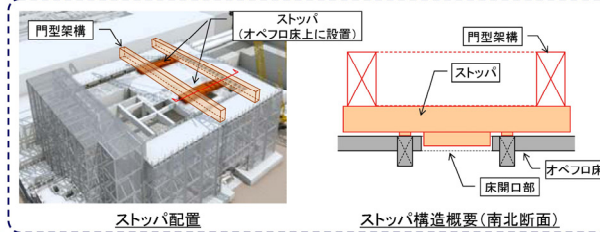


## 2. 構造概要



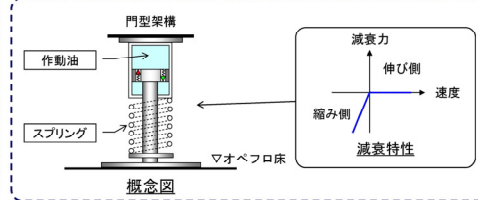
### ④ストッパ

地震時に建屋とカバーが水平方向に一体挙動させるための連結材



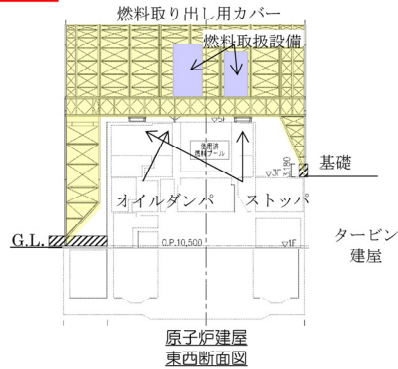
### ⑤オイルダンパ

地震時に鉛直方向に過度の揺れを生じさせないための減衰装置

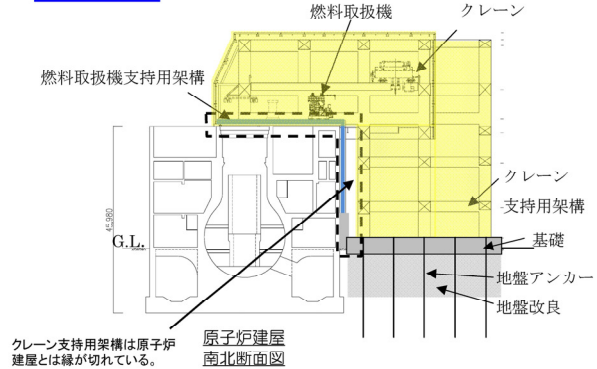


## 2. 構造概要 (2) 4号機との比較

### 3号機



### 4号機



放射線量の高い作業環境(数m~数百mSv/h)	↔	放射線量の比較的低い作業環境(1.0mSv/h程度)
軽量の鉄骨トラス構造物とし、建屋上部に設置	↔	大型の鉄骨柱・梁構造物とし、建屋と分離設置
小型の基礎、ストッパ等を介し建屋と一体化	↔	地盤改良等による独立基礎で支持
		建屋と一体の燃料取扱機支持用架構を別途設置

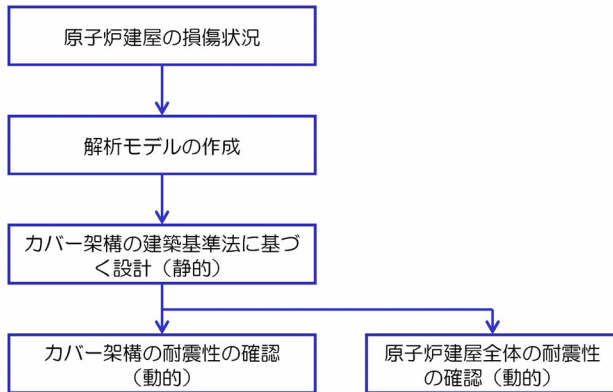
現地作業を低減し作業員の被ばくを最小限とする



### 3. 設計概要

#### 設計方針

- 耐震クラスは、燃料取り出し用カバーは安全機能を有しないため定めない。
- 設計は、建築基準法（地震\*1、風圧力\*2、積雪）に基づく。
- 基準地震動Ssに対して耐震性\*3を確認する。



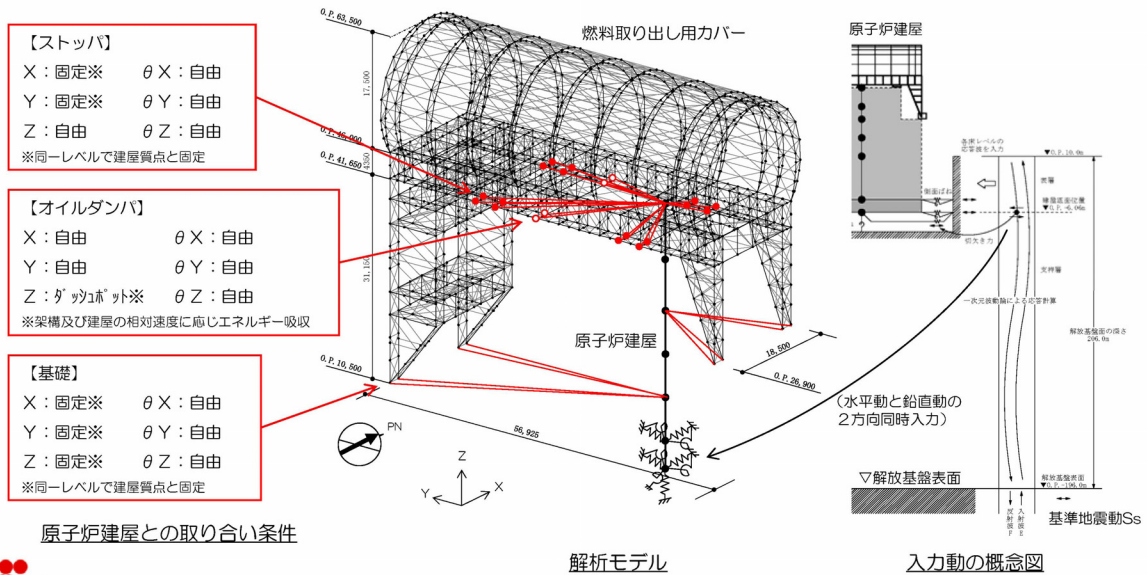
- \*1：建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。
- \*2：基準風速30m/s（10分間平均風速、最大瞬間風速50m/s相当）
- \*3：原子炉建屋、使用済み燃料プールおよび使用済み燃料貯蔵ラックに波及的影響を与えないこと。

(注記) その他の荷重に対する考え方  
 津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。  
 暴風：外装材は、設計風圧力の約4倍の耐力を有することを確認している。

### 4. 解析モデル

#### 基準地震動Ssに対する耐震性評価モデル

- 立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続したモデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。



## 5. 耐震性に対する検討結果

いずれも評価クライテリア以下であることを確認した。

### (1) 架構の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定
門型架構	層間変形角	1/720	1/75以下	OK
門型架構	塑性率	0.75	5以下	OK
ドーム屋根	塑性率	0.90	5以下	OK
オイルダンパ	相対変位	72 mm	100 mm以下	OK
	相対速度	0.48 m/s	1.0 m/s以下	OK
ストッパ	せん断耐力比	0.42	1.0以下	OK
基礎	浮き上がりの有無	生じない	生じないこと	OK
	すべり摩擦抵抗比	0.59	1.0以下	OK

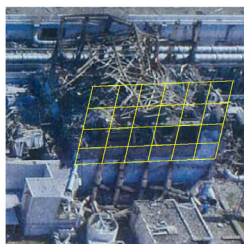
### (2) 原子炉建屋の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定
ストッパ接触部	支圧耐力比	0.54	1.0以下	OK
オイルダンパ接触部	支圧耐力比	0.19	1.0以下	OK
基礎設置部	圧縮耐力比	0.29	1.0以下	OK
原子炉建屋	せん断ひずみ	$0.14 \times 10^{-3}$	$4.0 \times 10^{-3}$ 以下	OK

## 6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

### (1) 建屋損傷の反映状況

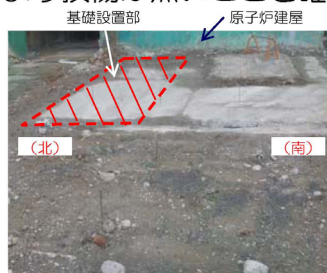
- ・外壁：損傷状況を解析モデルに反映
- ・基礎設置部：目視調査により損傷が無いことを確認



①西面



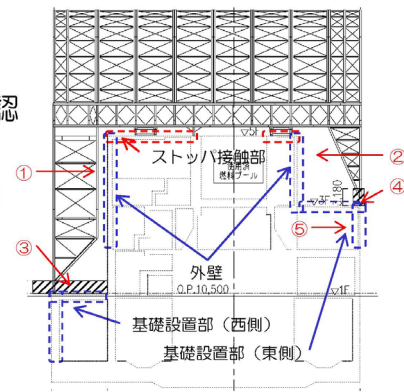
②東面  
外壁



③基礎設置部（西側）



④基礎設置部（東側、外部）



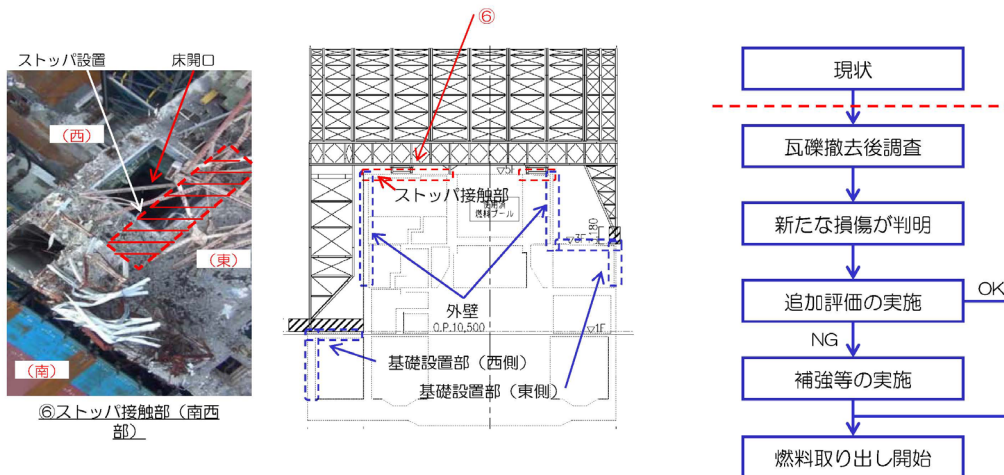
⑤基礎設置部（東側、内部）

## 6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

### (2) 今後の予定

- ・ストッパ接触部：瓦礫撤去後にカメラ等による無人調査を予定

今後、燃料取り出し開始前に、瓦礫撤去後予定する建屋オペフロ床の調査結果を基に、安全性の再確認を実施する。



## コメント回答①

①使用期間と設計のクライテリアは密接に関係することから、3号機燃料取り出し用カバーの使用期間を明確に記載すること。仮に、燃料取り出し後も継続使用するのであれば、竜巻、あるいは地震・津波に関わる新安全設計基準にどのように対応するつもりなのかを明確にすること。

### 使用期間

3号機燃料取り出し用カバーの使用期間は、ロードマップに示した「使用済み燃料」取り出し作業に支障がない期間（2017年度頃まで）としている。

その後に計画している「デブリ燃料」取り出し作業に関しては、別の構造体を構築することを想定している。当該構造体については、別途申請する予定である。

ロードマップ（2012年7月）



## コメント回答②

②JSCAのクライテリア（層間変形角1/75、層の塑性率4以下、部材の塑性率5以下を満足すること）については、一般の建築物に採用するクライテリアであるため、使用期間及び耐震安全性の観点から、リスク評価の観点から検討し、燃料取り出し用カバーの設計に適用して支障ないことを説明すること。特に、①とも関係し、ドーム屋根の塑性率に対する検定比が0.90となっていることは、仮に損傷を受けた場合に、補修方法も含めて問題がないか説明すること。

### 1. 評価には、JSCA及び日本建築センター両者のクライテリアを用いている。

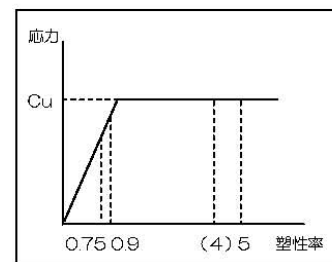
日本建築センターのクライテリアは、層間変形角1/100以下、層の塑性率2以下、部材の塑性率4以下とされており、これを越える場合には、水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し、安全性を確認するものとされている。

## コメント回答②

### 2. 評価結果は、JSCA及び日本建築センター両者のクライテリアに対し十分余裕がある結果となっており、十分な耐震安全性を確保している。

部位	評価項目	最大応答値	評価クライテリア	耐震余裕
門型架構	層間変形角	1/720	1/75以下 (1/100以下)	9.6倍 (7.2倍)
門型架構	塑性率	0.75	5以下 (4以下)	6.6倍 (5.3倍)
ドーム屋根	塑性率	0.90	5以下 (4以下)	5.5倍 (4.4倍)

(注) ( ) は、日本建築センター「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」の判定基準に基づく値を示す。



門型架構、ドーム屋根の最大塑性率

(注)  $C_{ul}$  は、建築学会鋼構造設計規準、建築基準法告示を基に算定した座屈荷重

### 3. 本構造物の使用期間は、前述の通り一般の建築物に比べ短い。

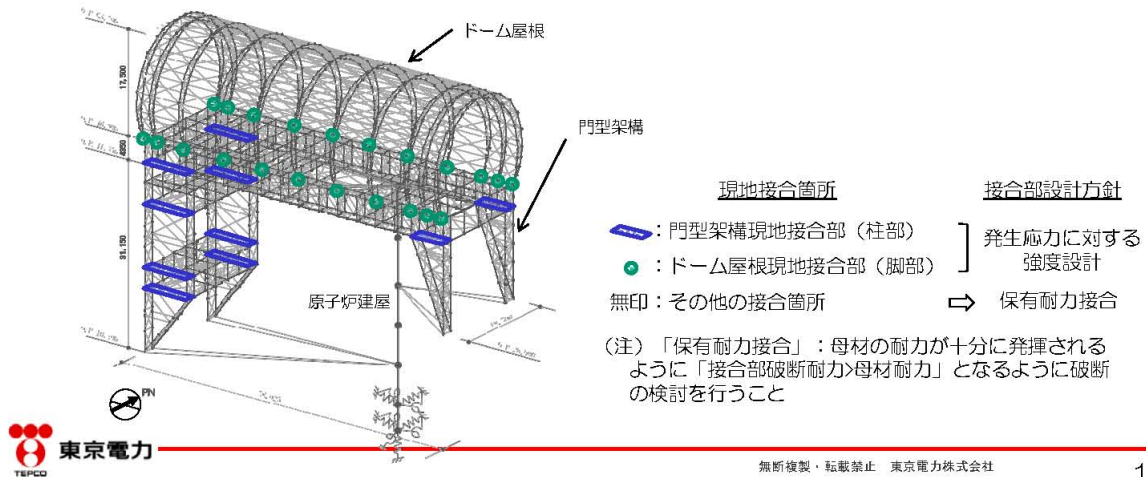
⇒ 2つのクライテリアを用いること、両者のクライテリアに対し十分余裕があること、使用期間が一般の建築物に比べ短いことから、3号機燃料取り出し用カバーの耐震性評価に適用して支障がないと考えている。

## コメント回答③

③鋼構造において接合部等の詳細設計は耐震安全性を判断する上で重要な審査項目であるので、接合部等の詳細設計結果を追加報告すること。

### 1. 接合部の設計方針

- ・原則として、保有耐力接合（接合部で破断させない設計）とする。
- ・高線量下での作業となる一部の現地接合部については、発生応力に対する強度設計を行う。（強度余裕確保）



16

## コメント回答③

### 2. 基準地震動Ssに対する接合部の検討結果

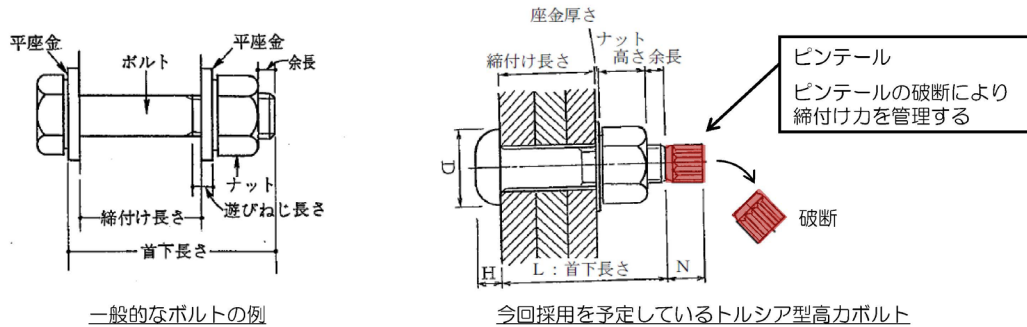
架構	検討部位	設計	検定比 (最大箇所)	耐震余裕
門型架構	現地接合部 (柱部)	発生応力に対する強度設計	$0.60 \leq 1.0$ (フランジプレート)	1.6倍
ドーム屋根	現地接合部 (脚部)	発生応力に対する強度設計	$0.36 \leq 1.0$ (スプライスプレート)	2.7倍
門型架構 ドーム屋根	その他の接合部	保有耐力接合	接合部では破断しない	

（注）検定比＝発生応力／接合部破断耐力

## コメント回答④

④立ち入りが難しい場所で施工管理（特に接合部）の計画について説明すること。

1. 有人にて現地作業が行えるよう、除染、遮へいにより作業環境を確保する。
2. ボルト接合部については、短時間の現地作業によって安定した品質確保及び品質管理が可能なトルシア型の高力ボルト接合工法を採用する。

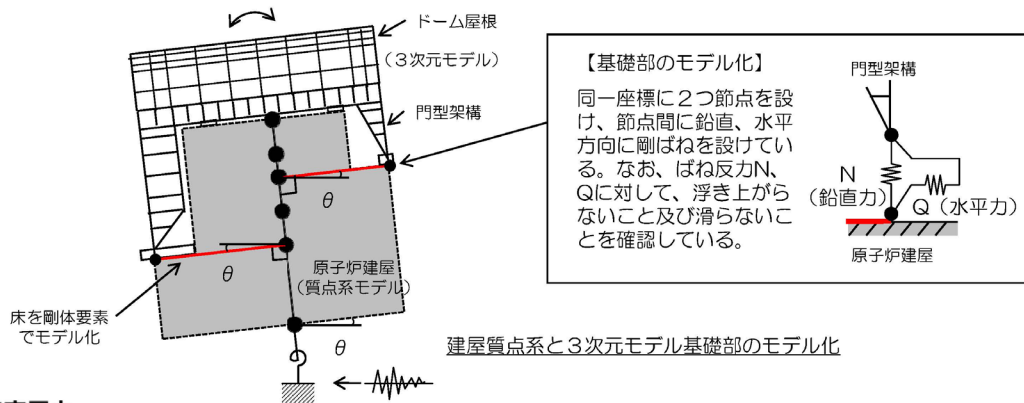


3. 施工品質の管理は、作業完了後に、施工会社（協力会社）が現場環境を考慮し、全数確認（遠隔操作室からのカメラまたはその他のカメラ、あるいは目視）を実施し、東京電力は抜き取りで確認を実施する。

## コメント回答⑤

⑤燃料取り出し用カバーの3次元モデルと原子炉建屋の質点系モデルを連成した地震応答解析モデルにおいて、原子炉建屋の剛体的なロッキング運動による燃料取り出し用カバーへの影響（架構基礎部からの鉛直動入力及び柱脚基礎部の相対変位）を反映されていることについて説明すること。

- ・ 建屋のロッキング運動による影響を模擬するため、距離効果を表現できる剛体要素で建屋質点系モデルと3次元モデルの基礎部を連結する。
- ・ さらに、基礎との連結部には鉛直と水平方向に剛ばねを設け、建屋から架構基礎への入力伝達が表現できる境界条件となっている。

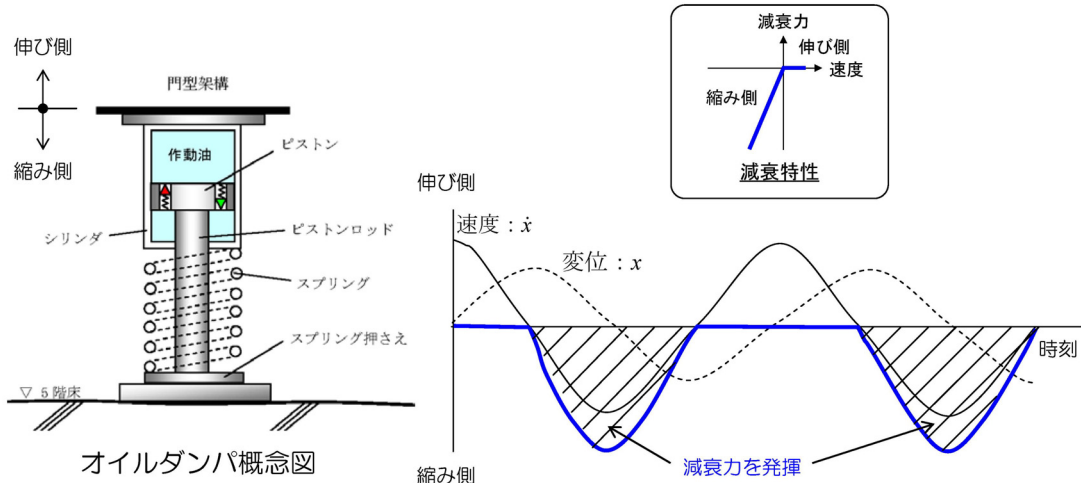


## コメント回答⑥

⑥オイルダンパーの機構が分かりにくいので確認したい。資料に示された復元力特性は、横軸が速度で良いかについて確認したい。

オイルダンパーの減衰特性の横軸は速度を示している。

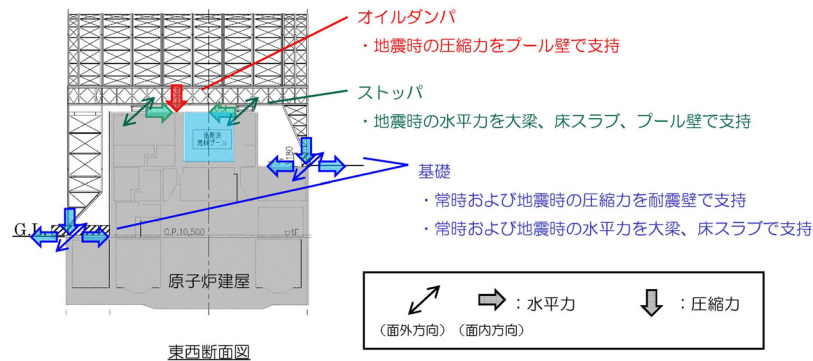
オイルダンパーは、地震時に上下方向の縮み側に変形する場合に減衰力が発生し、伸び側に変形する場合にフリーとなる機構を有している。



## コメント回答⑦

⑦今回設置する構造物の荷重が原子炉建屋にどのようにかかるのか。建屋カバー（燃料取り出し用カバー）を考慮した場合と考慮しない場合の建屋の耐震上の余裕の変化を主要な部分についてまとめて示して欲しい。

- ・燃料取り出し用カバーからの荷重は、ストッパ接触部、オイルダンパ接触部、基礎設置部から原子炉建屋に作用する。
- ・接触部の原子炉建屋躯体については、耐震安全性を確認している。（構造強度 p.43、耐震性 p.67）



## コメント回答⑦

- ・カバー設置前後の、原子炉建屋重量および、建屋の主要な耐震安全指標として、基準地震動Ssによる耐震壁の評価結果を以下に示す。
- ・原子炉建屋に対して、カバー設置による影響はほとんど見られない。



22

## コメント回答⑧

⑧燃料取り出し用カバー東側の2つの支点を支える置き基礎の直下、あるいはダンパの直下の既存コンクリート接触部の鉛直耐力は局所的な損傷等を考慮し十分な余裕を見ているか。あるいは補強などは行わないのか。

- ・燃料取り出し用カバーの基礎およびオイルダンパの支点は、直下に強固な耐震壁(オイルダンパ部はプール壁)のある部分に設定している。
- ・Ss地震時の評価結果は、以下に示す通り3倍以上の余裕のある結果となっている。

原子炉建屋接触部の耐震安全性評価結果

部位	検討用応力 (kN)	耐力 (kN)	耐力比	裕度
東側基礎	7430	25900	0.29	3.4
オイルダンパ	1250	6620	0.19	5.2



## コメント回答⑨

⑨東側置き基礎の滑り摩擦抵抗は直下に接する既存コンクリート部の損傷、凹凸など考慮したものになっているか。

- ・基礎は現地で既存コンクリート上部にコンクリートを流し込む方法で構築している。従って、凹凸などに対し密着性を確保している。
- ・日本建築学会「現場打ち同等型プレキャストコンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に様々な条件下での摩擦係数が規定されている。今回の基礎底面の摩擦抵抗は凹凸などは考慮せず、コンクリート-コンクリート間に相当すると考え、摩擦係数として0.6を採用している。

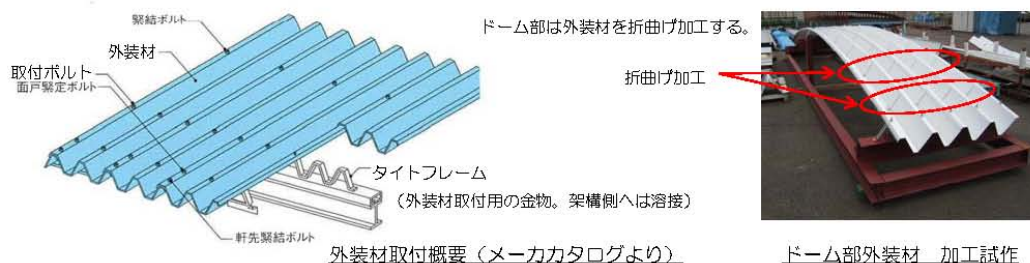
境界面の状態	摩擦係数
コンクリート-コンクリート間	0.6
目荒ししたコンクリート-コンクリート間	1.0
一体で打設したコンクリート-コンクリート間	1.4

- ・なお、米国規準 (AC I 318) でも、日本建築学会と同様、0.6の摩擦係数が規定されている。

## コメント回答⑩

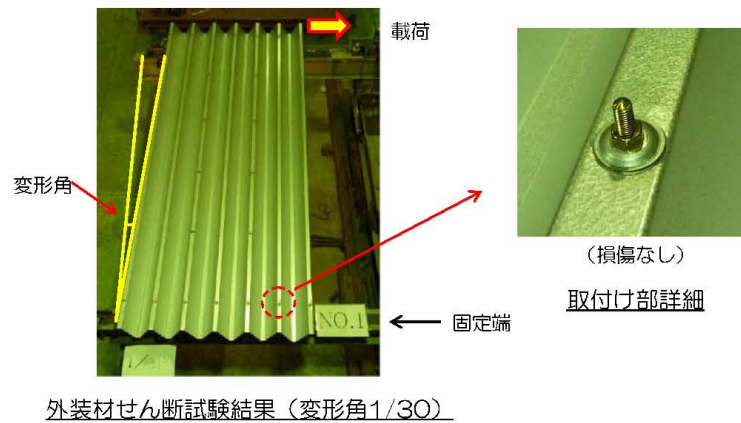
⑩燃料取り出し用カバーの外装材の耐震性は大丈夫か（地震時の層間変形に対して安全な構法か、特に東西面の円形部分）。

- ・外装材は下図に示す通り、ボルトを用いてタイトフレームを介して直接架構に取付ける納まりとなっている。



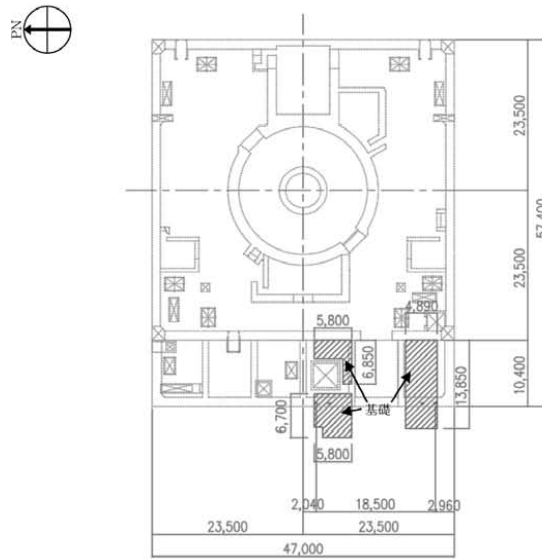
## コメント回答⑩

- ・変形に対する外装材の追従性の確認試験を行い、外装材の変形角1/30でも外装材は外れず、地震時の変形に対して追従性があることを確認している。



## 【参考資料】

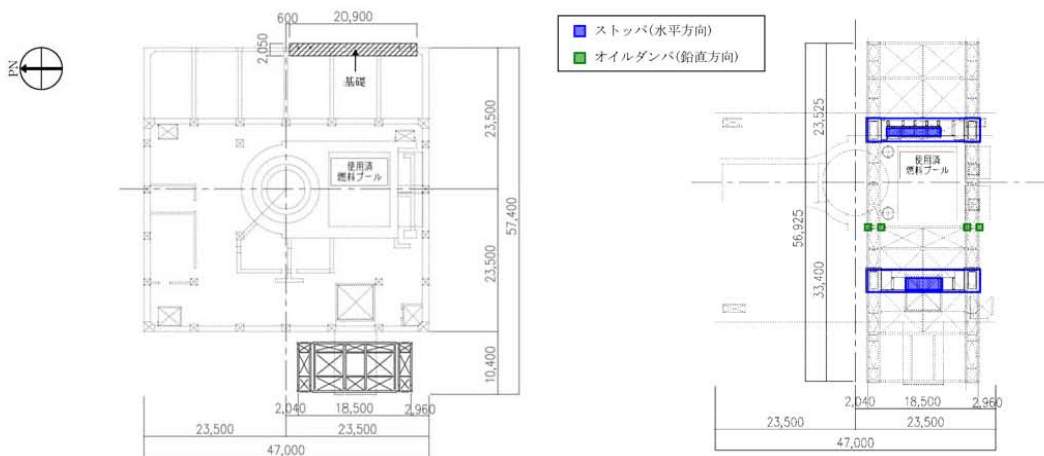
# 参考1 構造概要



(a) 基礎伏図 (O.P.10,500 原子炉建屋1階レベル+300mm)

燃料取り出し用カバーの概要 (単位: mm)

# 参考1 構造概要

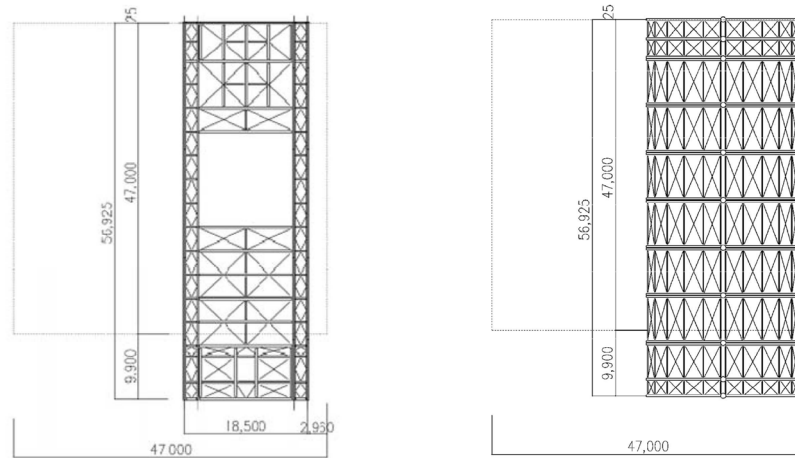


(a) 基礎伏図 (O.P.26,900 原子炉建屋3階)

(b) 梁伏図 (O.P.26,900 原子炉建屋5階)

燃料取り出し用カバーの概要 (単位: mm)

# 参考 1 構造概要



(a) 架構カーダー部平面図 (O.P.46,000)

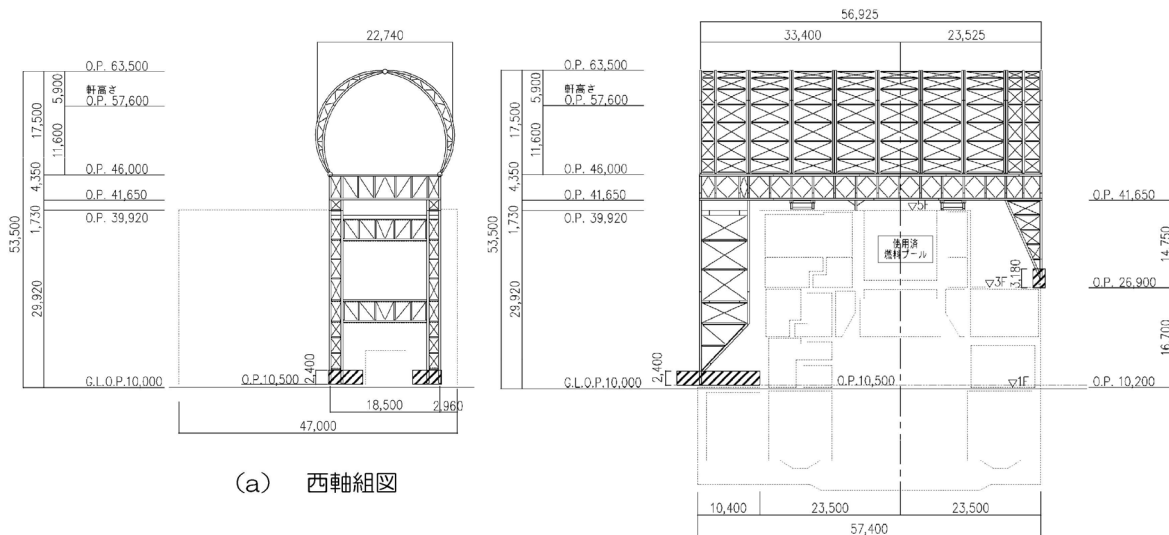
(b) 屋根伏図

燃料取り出し用カバーの概要 (単位: mm)



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

# 参考 1 構造概要



(a) 西軸組図

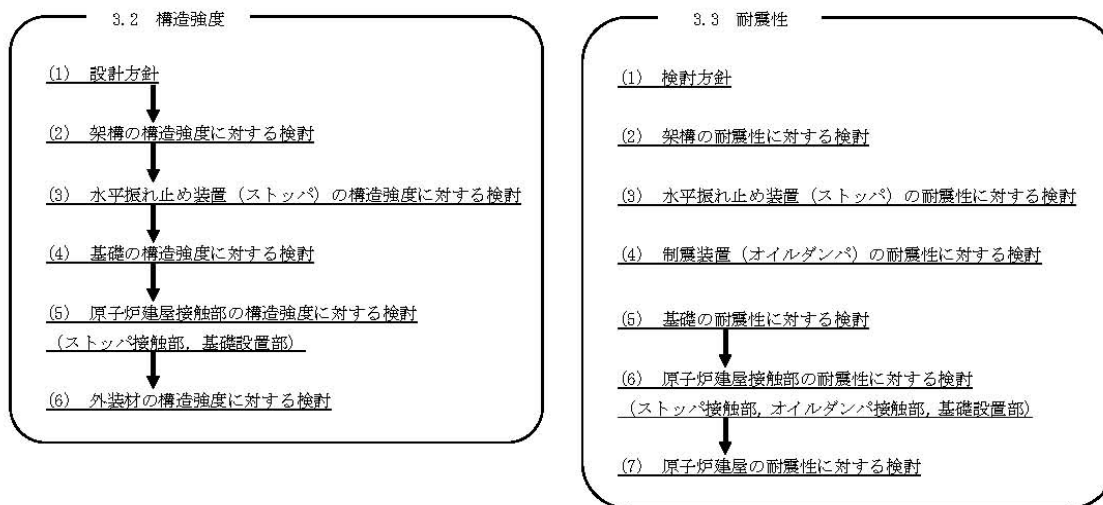
(b) 南軸組図

燃料取り出し用カバーの概要 (単位: mm)



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

## 参考2 検討フロー



## 参考3 構造強度

### (1) 設計方針

#### 1) 使用材料及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 $\nu$	単位体積重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )
架 構	鉄骨	$2.05 \times 10^5$	0.3	77.0
基 礎	コンクリート	$2.27 \times 10^4$	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度

(単位: N/mm<sup>2</sup>)

設計基準強度=24	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	8.0	—	0.73	16.0	—	1.095

鉄筋の許容応力度

(単位: N/mm<sup>2</sup>)

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29未満	215	195	345	345
	D29以上	195			

構造用鋼材の許容応力度

(単位: N/mm<sup>2</sup>)

板厚	材料	基準強度F	許容応力度
T ≤ 40mm	SS400, SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い、左記Fの値より求める
T > 40mm	SN400B	215	
T ≤ 40mm	SM490A, SN490B, STK490	325	
—	STKT590	440*	

\* 「JIS G 3474-2008」による

## 参考3 構造強度

### (1) 設計方針

### 2) 荷重及び荷重組合せ

#### ・鉛直荷重 (VL)

燃料取り出し用カバーに作用する鉛直方向の荷重で、固定荷重、機器荷重、配管荷重及び積載荷重とする。

#### ・燃料取扱設備荷重 (CL)

燃料取扱機	788 kN
クレーン	755 kN
吊荷	461 kN

#### ・積雪荷重 (SL)

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m<sup>2</sup>/cm

#### ・風圧力 (WL)

建築基準法施行令第87条に基づき、基準風速を30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。

建物高さ*	平均風速の鉛直分布係数	ガスト影響係数	建物高さと粗度区分による係数	基準風速	速度圧
H (m)	Er	Gf	E	Vo (m/s)	q (N/m <sup>2</sup> )
50.55	1.27	2.00	3.23	30	1750



東京電力

※：建物高さは、軒高さ (47.60m) と最高高さ (53.50m) の平均値とした

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

34

## 参考3 構造強度

### (1) 設計方針

### 2) 荷重及び荷重組合せ

#### ・地震荷重 (K)

燃料取り出し用カバーに作用させる地震荷重は、O.P.-2.06m (原子炉建屋基礎スラブ上端レベル) を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定する。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

Q<sub>i</sub> : 水平地震力 (kN)

n : 施設の重要度に応じた係数 (n=1.5)  
建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

C<sub>i</sub> : 地震層せん断力係数

Z : 地震地域係数 (Z=1.0)

R<sub>t</sub> : 振動特性係数 (R<sub>t</sub>=1.0)

A<sub>i</sub> : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、  
原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法 (二乗和平方根法) より求める。

C<sub>0</sub> : 標準せん断力係数 (C<sub>0</sub>=0.2)



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

35

## 参考3 構造強度

### (1) 設計方針

### 2) 荷重及び荷重組合せ

#### ・地震荷重 (K)

i層の水平地震力は下式より算定する。

$$P_i = Q_i - Q_{i-1}$$

$$k_i = P_i / w_i$$

$P_i$  : 当該階とその直下の水平地震力の差 (kN)

$w_i$  : 各階重量 (kN)

架構に作用させる水平地震度は、原子炉建屋1階、3階及び5階の水平地震度を用いるものとし、水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平地震度は、建設省告示第1389号に基づく1.0に1.5を乗じて用いる。表3.2-7に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

水平地震力の算定結果

標高 O.P.(m)	各階重量 $w_i$ (kN)	NS方向		EW方向	
		水平地震度 $k_i$	水平地震力 $P_i$ (kN)	水平地震度 $k_i$	水平地震力 $P_i$ (kN)
63.50	3200	1.500	4800	1.500	4800
46.00	11400	0.492	5609	0.555	6327
26.90	200	0.286	57	0.272	54
10.20	1200	0.099	119	0.103	124

## 参考3 構造強度

### (1) 設計方針

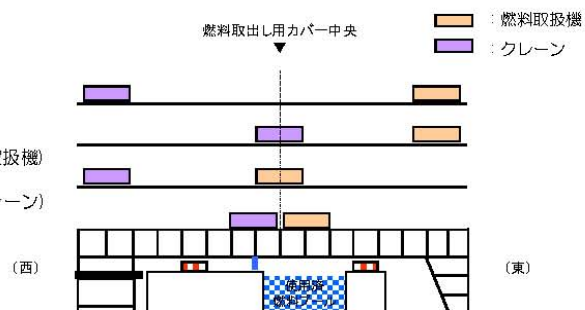
### 2) 荷重及び荷重組合せ

位置A：両端

位置B：中央(クレーン)+東端(燃料取扱機)

位置C：中央(燃料取扱機)+西端(クレーン)

位置D：中央



燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL*1	長期
積雪時*3	S	VL+CL*1+SL	短期
暴風時*3	W	VL+CL*1+WL	
地震時	E1	VL+CL*1+K(+NS)*2	
	E2	VL+CL*1+K(-NS)*2	
	E3	VL+CL*1+K(+EW)*2	
	E4	VL+CL*1+K(-EW)*2	

\*1：吊荷荷重は、常時、積雪時及び暴風時は上図に示すクレーンの位置、地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。

\*2：地震荷重はNS方向及びEW方向を考慮する。

\*3：短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時及び暴風時の検討は省略する。

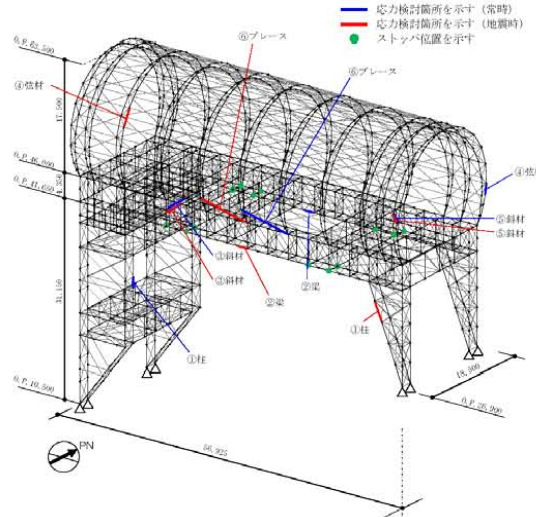
ただし、外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

# 参考3 構造強度

## (2) 架構の強度設計構造強度に対する検討

### 1) 解析モデル

架構の解析モデルは、門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。下図に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持、ストッパ取り付け部は水平方向のみピン支持とする。



解析モデル図 (単位: mm)

# 参考3 構造強度

## (2) 架構の強度設計構造強度に対する検討

### 2) 断面検討

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い、検討を行う。

全ての部材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

断面検討結果 (常時)

部 位*1		部材形状 (mm) <使用材料>	荷重ケース (位置) *2	作用 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	許容 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定
門型 架構	① 柱	H-350×350 ×12×19 <SM490>	C (D)	圧縮 77.4	164	0.48	OK
	② 梁	H-350×350 ×12×19 <SM490>	C (D)	引張 91.4	216	0.43	OK
	③ 斜材	2ls-150×75 ×6.5×10 <SM490>	C (D)	圧縮 103.0	120	0.86	OK
ドーム 屋根	④ 弦材	φ-318.5×6.9 <STKT59D>	C (B)	引張 33.5	293	0.12	OK
	⑤ 斜材	φ-139.8×4.5 <STK490>	C (B)	圧縮 43.4	203	0.22	OK
	⑥ ブレース	φ-114.3×4.5 <STK490>	C (D)	圧縮 19.4	92	0.22	OK

\*1: ①~⑥の符号はP24の応力検討箇所を示す

\*2: P23に示す燃料取扱設備の位置を示す



# 参考3 構造強度

## (2) 架構の強度設計構造強度に対する検討

### 2) 断面検討

断面検討結果（地震時）

部 位*1		部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置)*2	作用 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	許容 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定
門型 架構	①	柱 H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮 138.9	289	0.49	OK.
	②	梁 H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	引張 108.3	324	0.34	OK.
	③	斜材 2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮 164.5	180	0.92	OK.
ドーム 屋根	④	弦材 φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	E1 (D)	圧縮 155.2	396	0.40	OK.
	⑤	斜材 φ-139.8×4.5 〈STK490〉	E3 (A)	圧縮 165.8	304	0.55	OK.
	⑥	ブレース φ-114.3×4.5 〈STK490〉	E3 (D)	圧縮 80.6	138	0.59	OK.

\*1：①～⑥の符号はP24の応力検討箇所を示す

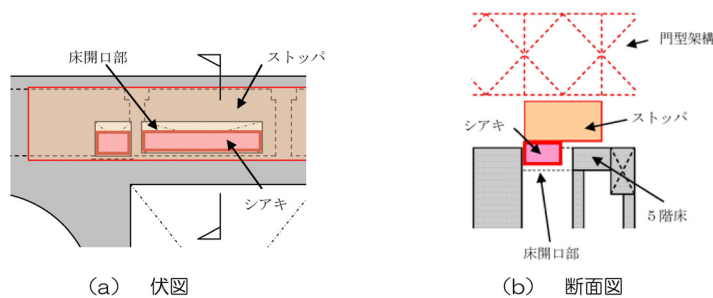
\*2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

# 参考3 構造強度

## (3) 水平振れ止め装置（ストップ）の構造強度に対する検討

架構と原子炉建屋を結んだバネ材に発生する水平力の最大値が、床開口に差し込むシアキの短期許容せん断力以下であることを確認する。全ての部材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

なお、原子炉建屋と水平振れ止め装置（ストップ）の接触部については、設置前において、本説明書で想定しているように、施工に十分な状況かどうか、雰囲気線量等の作業安全性を鑑みながら、可能な範囲で確認した点検結果を別途報告するとともに、不具合が見つかった場合には適切に補修等を実施する。



ストップ概要図

全てのストップに対する応力比が1以下になることを確認した。

断面検討結果（常時）

部位	荷重ケース (位置)*	ストップ反力 Q(kN)	短期許容せん断力 Qa(kN)	応力比 Q/Qa	判定
東側ストップ	E4 (A)	2560	8620	0.30	OK.

\*：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

## 参考3 構造強度

### (4) 基礎の構造強度に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が0以上であることを確認し、基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が許容摩擦力以下であることを確認する。

なお、基礎底面の摩擦係数は「現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に準じて、0.6とする。

基礎浮き上がりの検討の結果、全ての基礎の最小圧縮力が0以上であることを確認した。

基礎浮き上がりの検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚 (北側)	E1 (C)	1990	OK

\*: P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

基礎すべりの検討の結果、全ての基礎に対する応力比が1以下になることを確認した。

基礎すべりの検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	水平力 Q(kN)	許容摩擦力 Va(kN)	応力比 Q/Va	判定
東側柱脚	C (D)	2410	5270	0.46	OK
	E4 (D)	2430	4580	0.54	OK

\*: P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

## 参考3 構造強度

### (5) 原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

#### 1) ストッパ接触部

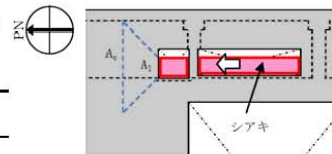
ストッパ接触部の構造強度の検討では、ストッパ水平反力が、既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお、許容支圧応力度は、原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm<sup>2</sup>)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規程・同解説」に基づき算出する。

全てのストッパ接触部に対する応力比が1以下になることを確認した。

ストッパ接触部の検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	ストッパ水平反力 N(kN)	短期許容支圧力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側ストッパ	E2 (B)	3980	10300	0.39	OK

\*: P23に示す燃料取扱設備の位置を示す



#### 2) 基礎設置部

柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。

全ての基礎設置部に対する応力比が1以下になることを確認した。

壁の圧縮力の検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	軸力 N(kN)	許容軸力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側柱脚 (南側)	C (B)	4280	12900	0.34	OK
	E1 (B)	6540	25900	0.26	OK

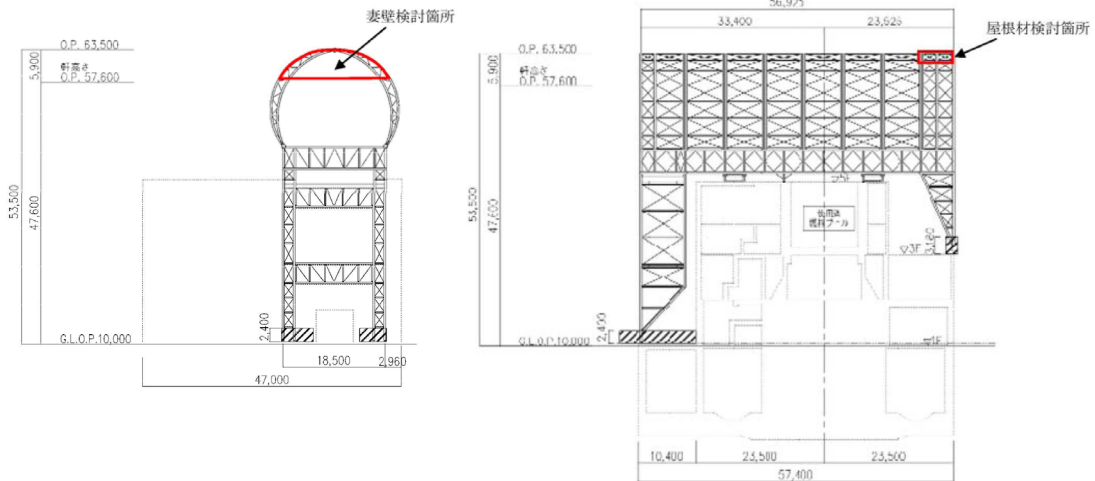
\*: P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

## 参考3 構造強度

### (6) 外装材の構造強度に対する検討

#### 1) 検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は、折板を用いる。強度検討は、壁材、屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。



外装材検討箇所 (単位: mm)

## 参考3 構造強度

### (6) 外装材の構造強度に対する検討

#### 3) 外装材の強度検討

全ての外装材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

屋根材及び壁材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面2次モーメント	断面係数	断面2次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m <sup>2</sup> )	I <sub>x</sub> (cm <sup>4</sup> /m)	Z <sub>x</sub> (cm <sup>3</sup> /m)	I <sub>x</sub> (cm <sup>4</sup> /m)	Z <sub>x</sub> (cm <sup>3</sup> /m)
0.8	118	360	43.6 (13.1*)	347	40.6 (12.2*)

\*: 括弧内の数値は折曲加工部を示す

応力度に対する検討結果

部位	作用応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定
ドーム屋根	189	205*	0.93	O.K.
妻壁	109	205*	0.54	O.K.

\*: 「JIS G 3321-2010」による

(注) ドーム屋根外装材については、設計風圧力の約4倍の耐力を有することを試験により確認している。

## 参考4 耐震性

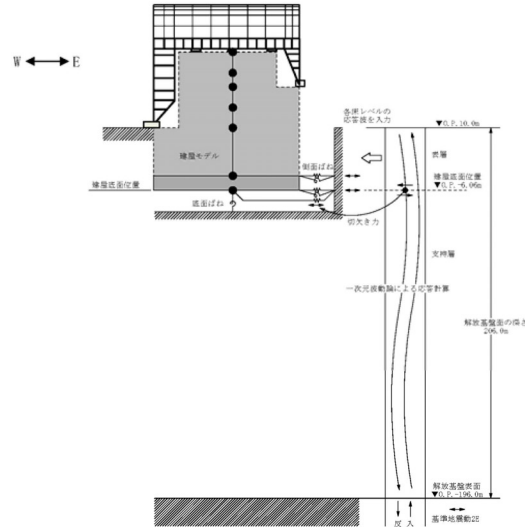
### (1) 検討方針

耐震性の検討は、架構、水平振れ止め装置（ストッパ）、制震装置（オイルダンパ）、基礎、原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い、基準地震動 $S_s$ に対して、これらの応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。なお、地震応答解析は水平方向及び鉛直方向を同時に入力する。

### (2) 架構の耐震性に対する検討

#### 1) 解析に用いる入力地震動

検討用地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（東京電力株式会社、平成20年3月31日）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 $S_s$ を用いる。



地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

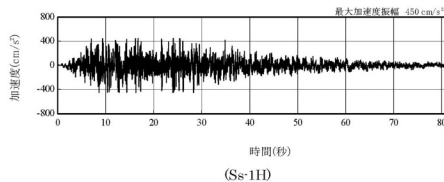
46



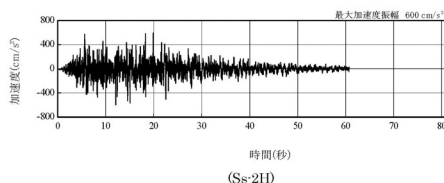
## 参考4 耐震性

### (2) 架構の耐震性に対する検討

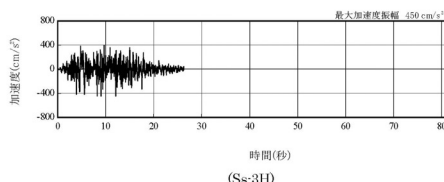
#### 1) 解析に用いる入力地震動



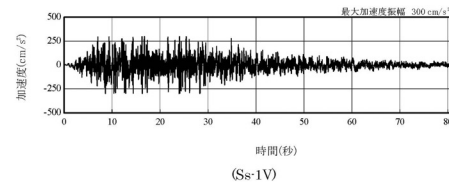
(Ss-1H)



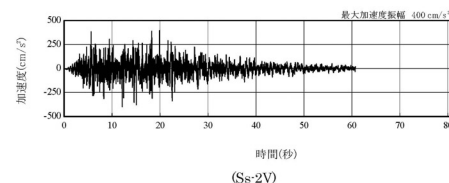
(Ss-2H)



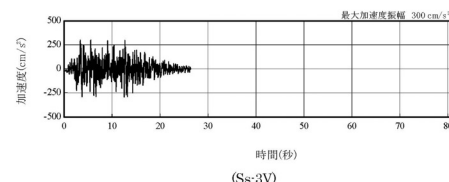
(Ss-3H)



(Ss-1V)



(Ss-2V)



(Ss-3V)

解放基盤表面位置における地震動の  
加速度時刻歴波形(水平方向)

解放基盤表面位置における地震動の  
加速度時刻歴波形(鉛直方向)



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

47

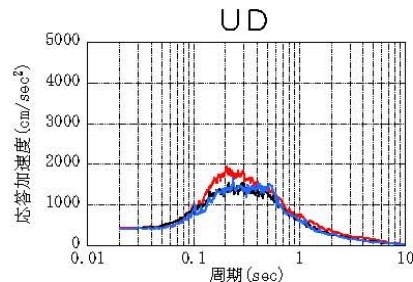
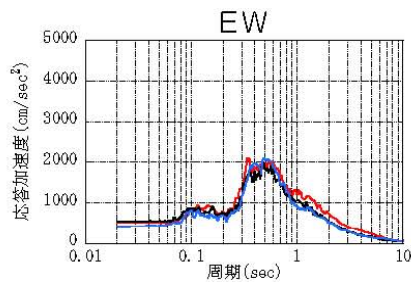
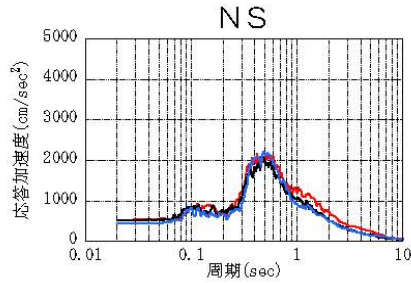
# 参考4 耐震性

## (2) 架構の耐震性に対する検討

### 1) 解析に用いる入力地震動

建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

1F



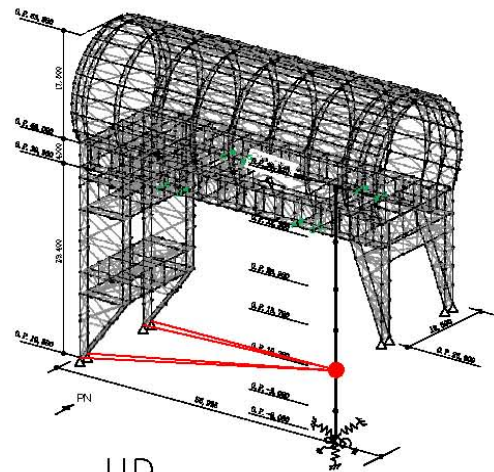
(h=2%)

- Ss-1
- Ss-2
- Ss-3



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社



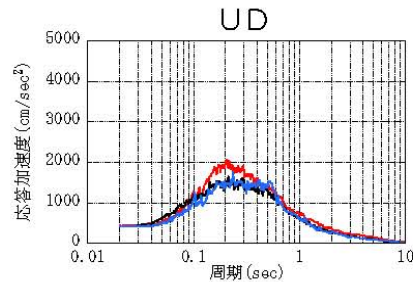
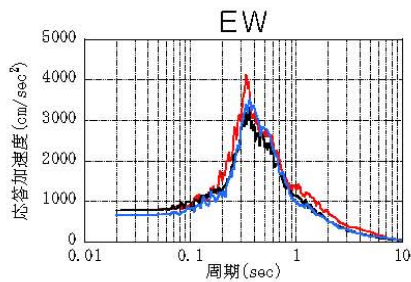
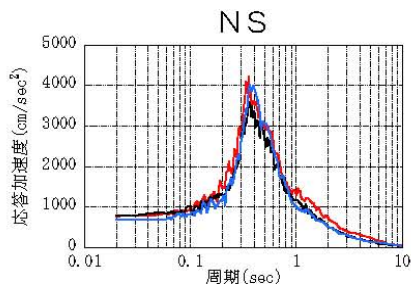
# 参考4 耐震性

## (2) 架構の耐震性に対する検討

### 1) 解析に用いる入力地震動

建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

5F



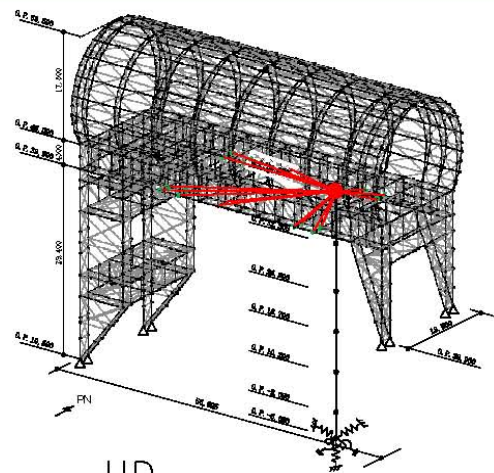
(h=2%)

- Ss-1
- Ss-2
- Ss-3



東京電力

無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

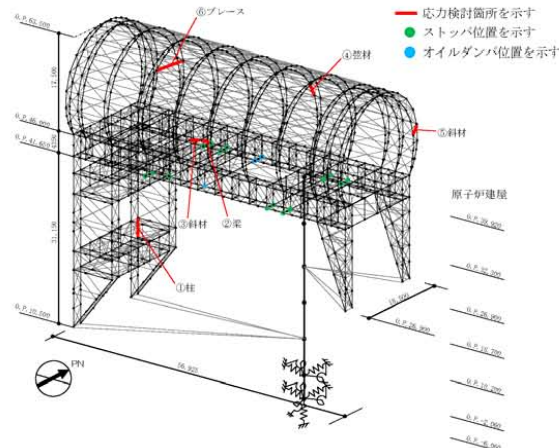


## 参考4 耐震性

### (2) 架構の耐震性に対する検討

#### 2) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した下図に示すモデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。ストップ取り付け部は原子炉建屋5階質点（O.P.39.92 m）と水平方向同一変位条件とし、鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）は原子炉建屋の5階床上面4箇所（門型架構と5階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。



地震応答解析モデル（単位：mm）

## 参考4 耐震性

### (2) 架構の耐震性に対する検討

#### 2) 地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる物性値を下表に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上げ材等を考慮した重量とし、原子炉建屋の質点は瓦礫撤去の重量等を反映したP38に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の弦材は弾性部材とし、その他ブレース等は「鉄骨X型ブレース架構の復元力特性に関する研究」（日本建築学会構造工学論文集37B号 1991年3月）に示されている修正若林モデルによる。また、原子炉建屋は、曲げとせん断に「JEAG 4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 ν	単体積重量 γ(kN/m <sup>3</sup> )	減衰定数 h(%)	備考
架構	鉄骨	2.05×10 <sup>5</sup>	0.3	77.0	2	SS400,SM490A, STK490,STKT590

## 参考4 耐震性

### (2) 架構の耐震性に対する検討

#### 2) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平(NS)方向

標高 O.P. (m)	質点重量* W (kN)	回転慣性重量 $I_g (\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面二次モーメント $I (\text{m}^4)$
39.92	72990	76.95		
32.3	119490	238.33	145.3	9598
26.9	111140	204.58	146.1	29271
18.7	130160	239.58	237.3	56230
10.2	252510	464.88	208.6	60144
-2.06	301020	554.17	458.7	112978
-6.06	127000	233.79	2697.8	496620
合計	1114310		ヤング係数 $E_c$ $2.57 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ せん断弾性係数 $G$ $1.07 \times 10^7 (\text{kN}/\text{m}^2)$ ポアソン比 $\nu$ 0.20 減衰 $h$ 5%	

\* 「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その2)」(東京電力株式会社, 平成23年7月13日)において用いた各階重量に互換除去等による重量増減を考慮した数値(ただし, 門型架構の重量12800kN及びドーム屋根重量3200kNは含まない)

地盤定数は, 「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(東京電力株式会社, 平成20年3月31日)と同様とする。原子炉建屋の地盤ばねは, 「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして, 底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを, 側面地盤をNovakの方法により建屋側面ばねを評価した。

## 参考4 耐震性

### (2) 架構の耐震性に対する検討

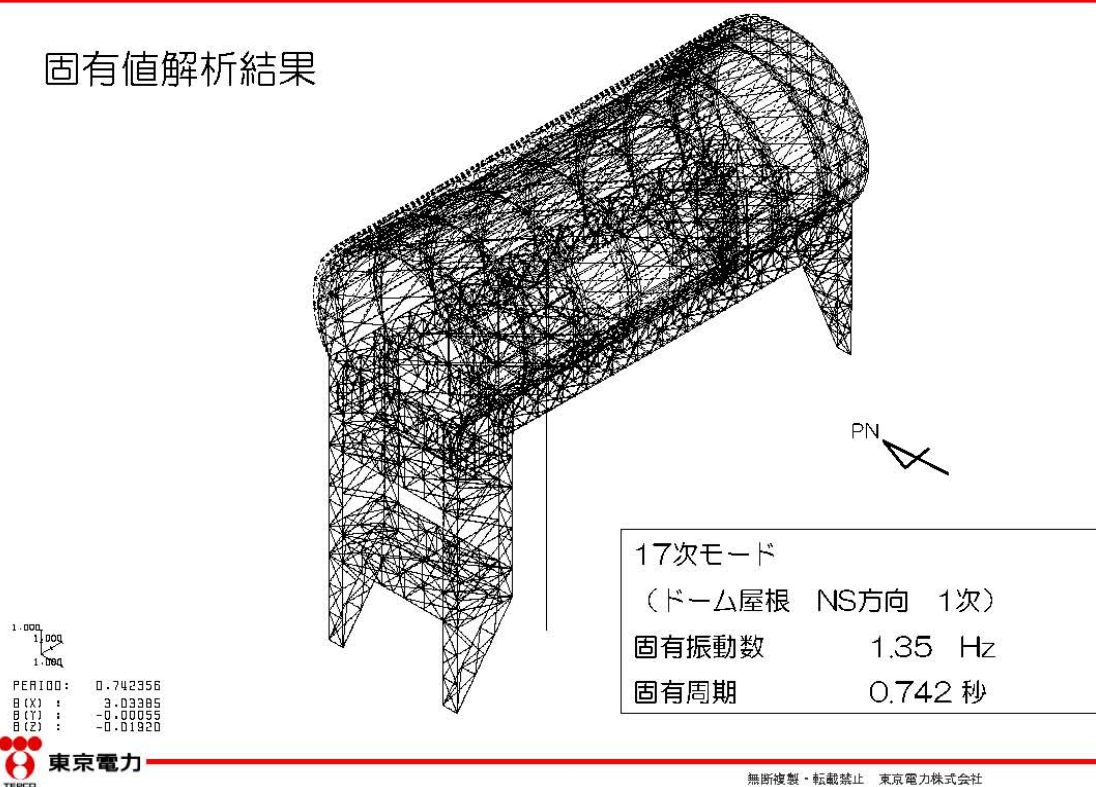
#### 2) 地震応答解析モデル

固有値解析結果

次数	固有振動数 (Hz)	固有周期 (秒)	刺激係数			備考
			NS方向 (X方向)	EW方向 (Y方向)	UD方向 (Z方向)	
17	1.35	0.742	3.034	-0.001	-0.019	ドーム屋根NS方向1次
25	1.78	0.561	-0.056	2.478	0.422	ドーム屋根EW方向1次
33	2.53	0.396	2.914	-0.031	-0.045	門型架構・原子炉建屋NS方向1次
34	2.65	0.377	-0.111	-7.751	-0.073	門型架構・原子炉建屋EW方向1次
35	2.94	0.340	2.165	-0.950	4.500	門型架構UD方向1次
54	4.30	0.233	-0.428	0.038	-40.498	原子炉建屋UD方向1次

## 参考4 耐震性

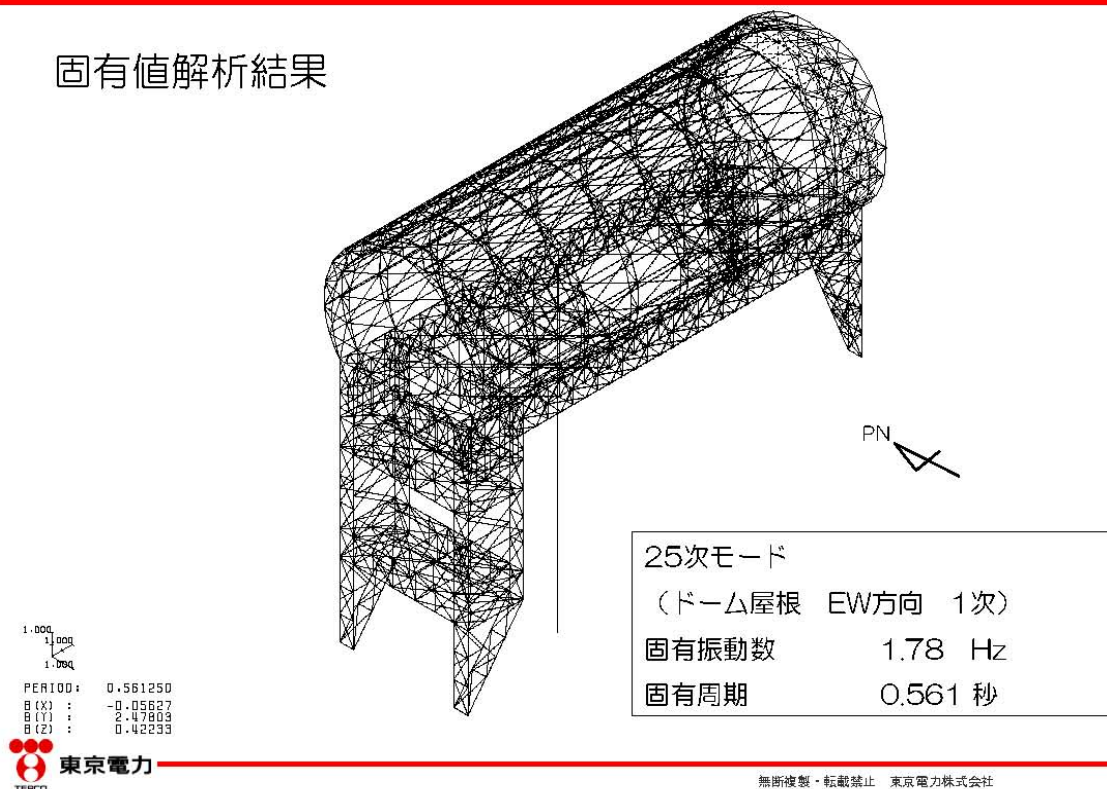
### 固有値解析結果



54

## 参考4 耐震性

### 固有値解析結果

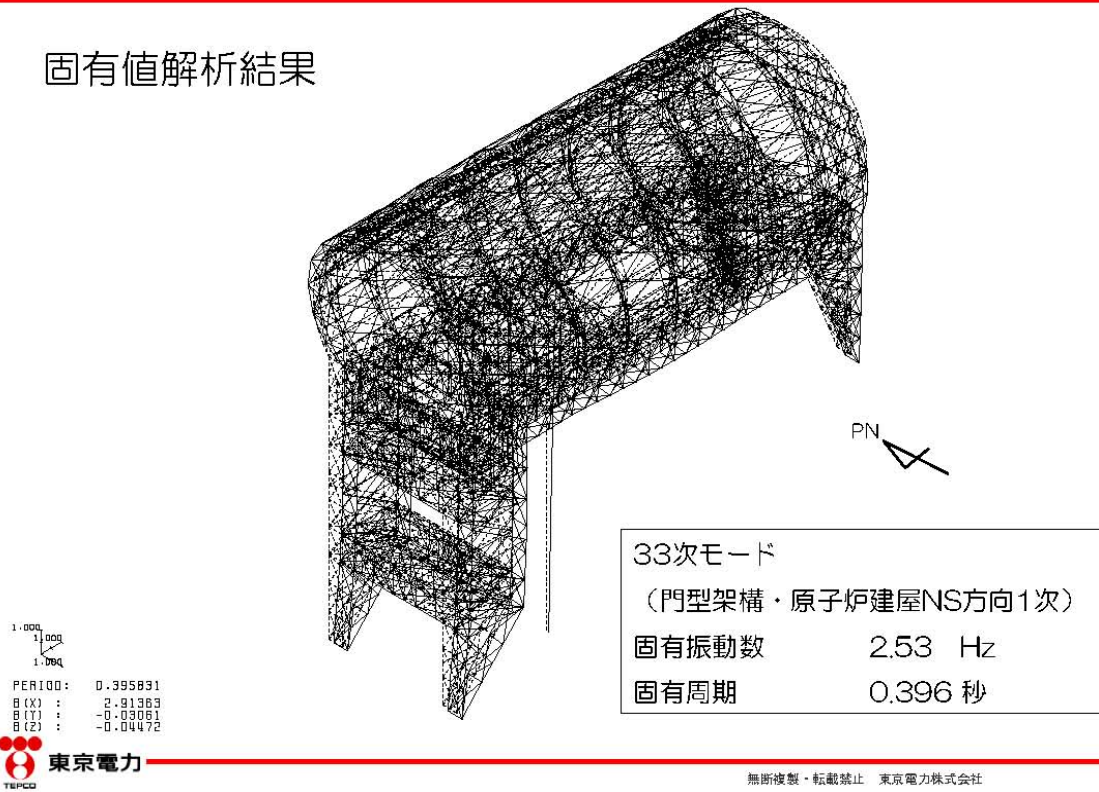


55



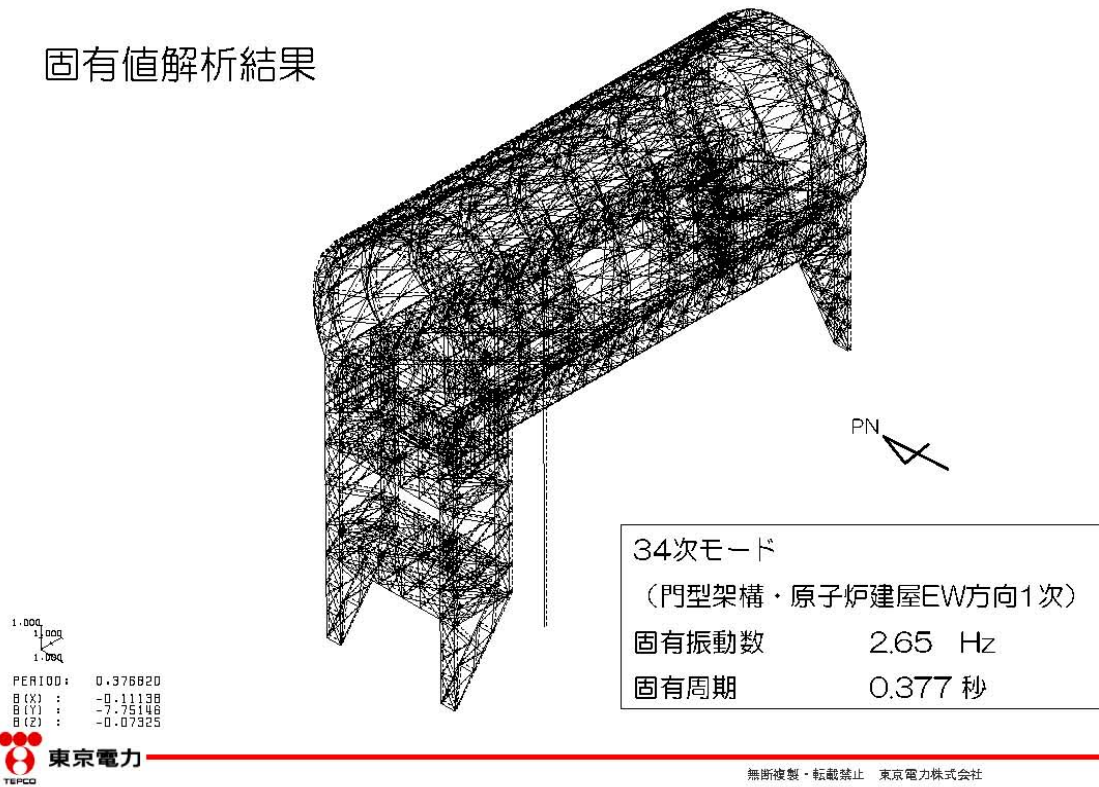
## 参考4 耐震性

固有値解析結果



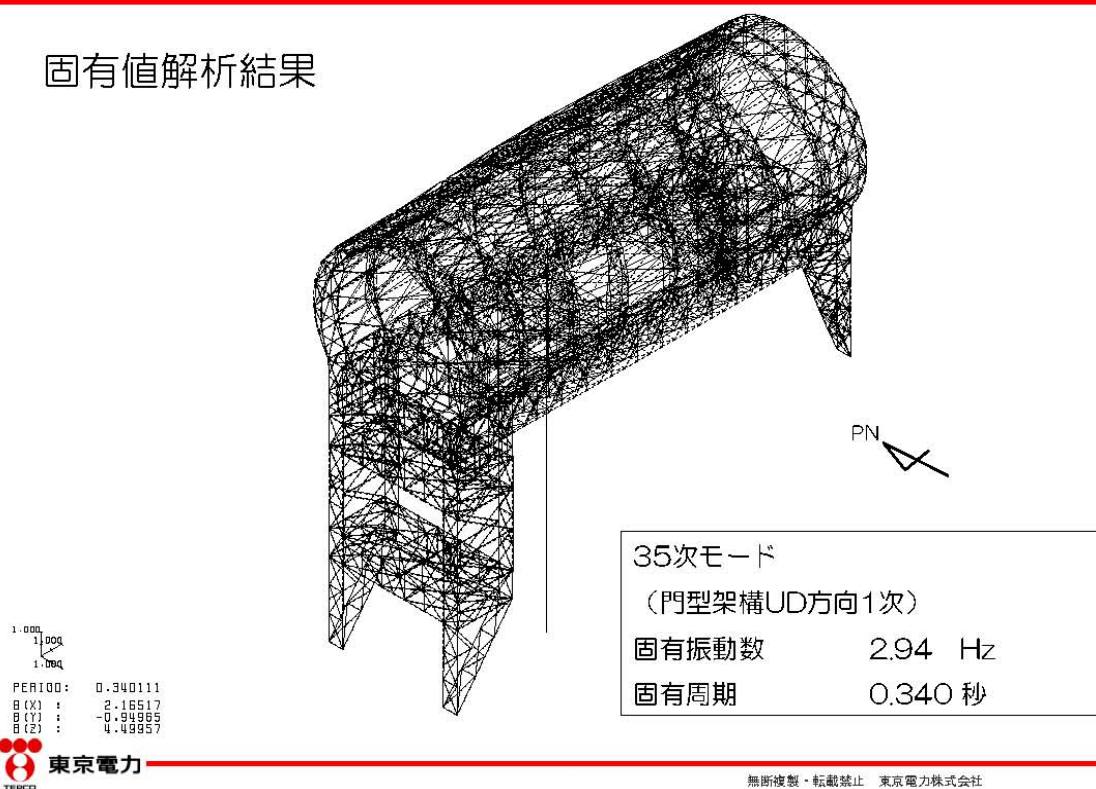
## 参考4 耐震性

固有値解析結果



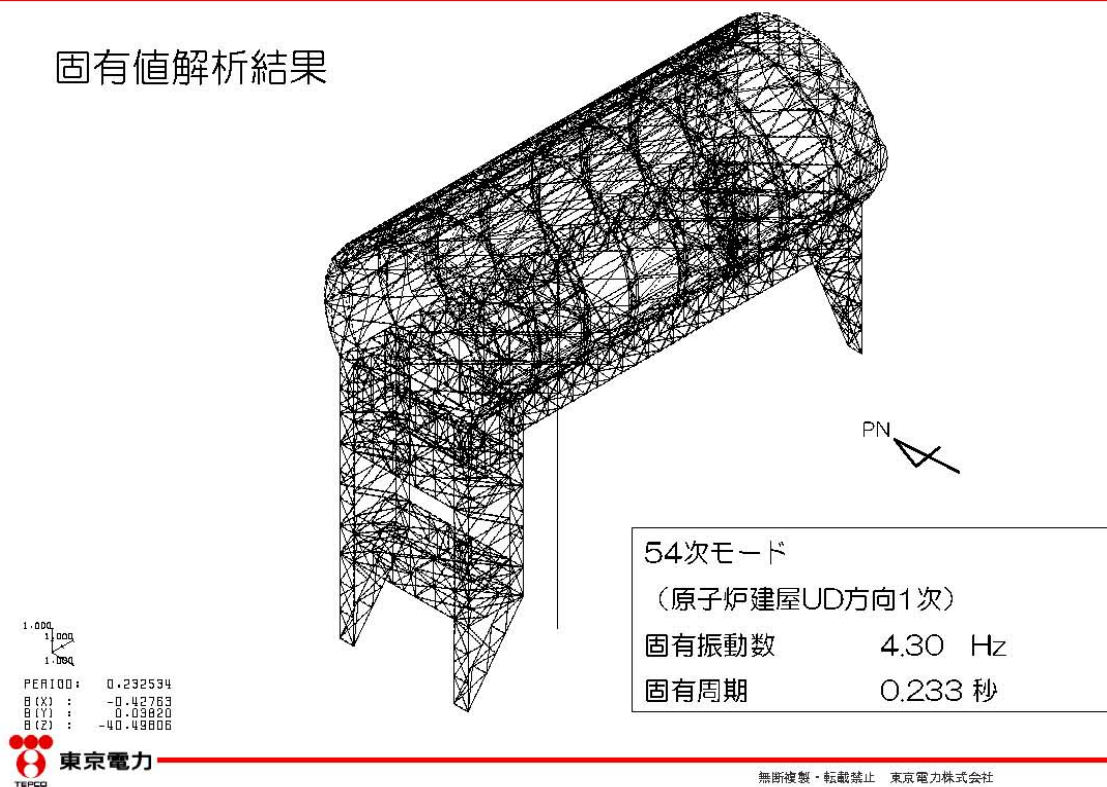
## 参考4 耐震性

固有値解析結果



## 参考4 耐震性

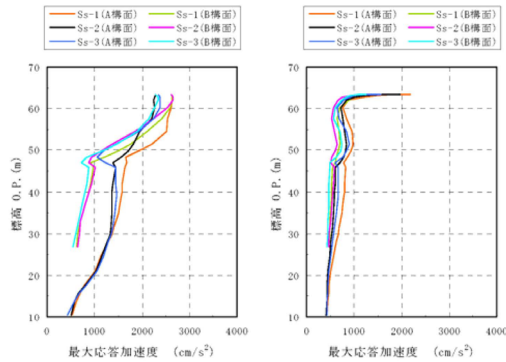
固有値解析結果



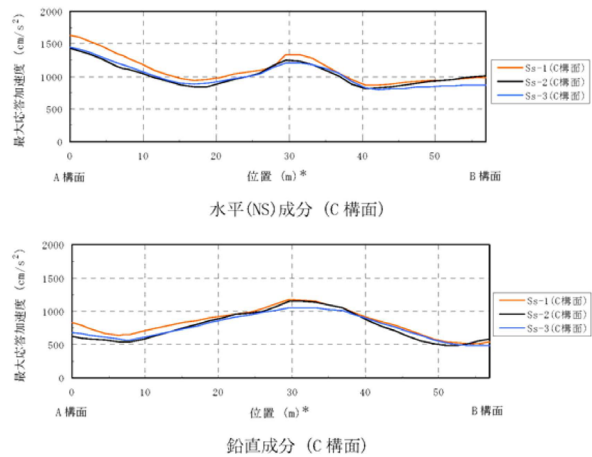
# 参考4 耐震性

## (2) 架構の耐震性に対する検討

### 3) 地震応答解析結果

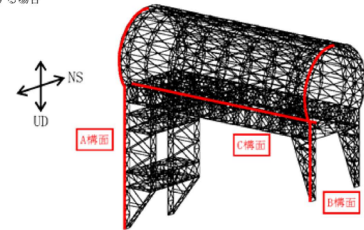


水平(NS)成分 (A構面, B構面) 鉛直成分 (A構面, B構面)



注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合 (図3.2-1の位置D) を示す  
\*：位置はA構面側からの距離を示す

最大応答加速度分布



# 参考4 耐震性

## (2) 架構の耐震性に対する検討

### 4) 波及的影響の評価

門型架構は、JSCA性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会、2002年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は1/75以下、層の塑性率は4以下、部材の塑性率は5以下」\*）を満足することを確認する。ドーム屋根は、柱・梁によるフレームを構成しないため、JSCA性能メニューのうち部材の塑性率のクライテリアを満足することを確認する。

なお、解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター、平成19年7月20日）に示されるクライテリア（層間変形角は1/100以下、層の塑性率は2以下、部材の塑性率は4以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し、安全性を確認する。

\*：北村春幸、宮内洋二、浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」、日本建築学会構造系論文集、第604号、2006年6月

## 参考4 耐震性

### (2) 架構の耐震性に対する検討

#### 4) 波及的影響の評価

##### ・層間変形角の検討

最大応答層間変形角は1/75以下となりクライテリアを満足することを確認した。

最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波	入力方向(位置)*	最大応答値	対称性	判定
東側 OP.46.00(m) ~OP.26.90(m)	Ss-1	NS (A)	1/820	1/75	OK.
		EW (B)	1/990	1/75	OK.
	Ss-2	NS (B)	1/990	1/75	OK.
		EW (B)	1/1000	1/75	OK.
	Ss-3	NS (B)	1/990	1/75	OK.
		EW (B)	1/1000	1/75	OK.
西側 OP.46.00(m) ~OP.10.50(m)	Ss-1	NS (A)	1/720	1/75	OK.
		EW (B)	1/1600	1/75	OK.
	Ss-2	NS (C)	1/860	1/75	OK.
		EW (B)	1/1600	1/75	OK.
	Ss-3	NS (C)	1/800	1/75	OK.
		EW (B)	1/1800	1/75	OK.

\* : P.2.3に示す燃料取扱設備の位置を示す

## 参考4 耐震性

### (2) 架構の耐震性に対する検討

#### 4) 波及的影響の評価

##### ・塑性率の検討

全てのケースで耐力比が1を下回ることから塑性率は1未満となり、クライテリアを満足することを確認した。

耐力比の検討結果

部位*1		部材形状 (mm)	地震波	入力方向 (位置)*2	耐力比		判定
門型架構	①	柱 H-350×350 ×12×19 <SM490A>	Ss-2	NS (C)	C/Cu	0.50	OK
	②	梁 H-350×350 ×12×19 <SM490A>	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.45	OK
	③	斜材 2[s-150×75 ×6.5×10 <SM490A>	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.75	OK
ドーム屋根	④	弦材 φ-267.4×6.6 <STK1590>	Ss-1	NS (D)	C/Cu	0.63	OK
	⑤	斜材 φ-139.8×4.5 <STK490>	Ss-1	EW (D)	C/Cu	0.90	OK
	⑥	ブレース φ-114.3×4.5 <STK490>	Ss-2	EW (C)	C/Cu	0.45	OK

\*1 : ①~⑥の符号はP36の応力検討箇所を示す

\*2 : P.2.3に示す燃料取扱設備の位置を示す

C : 部材軸方向の圧縮力の最大値  
Cu : 座屈耐力  
T : 部材軸方向の引張力の最大値  
Tu : 引張耐力

## 参考4 耐震性

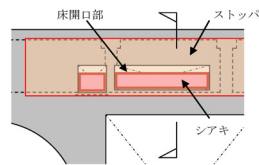
### (3) 水平振れ止め装置（ストップ）の耐震性に対する検討

全てのストップに対する耐力比が1以下になることを確認した。

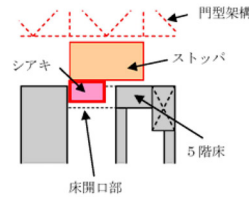
ストップ（シアキ）の断面検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）	最大応答 ストップ反力 Q <sub>u</sub> (kN)	せん断耐力 Q <sub>u</sub> (kN)	耐力比 Q/Q <sub>u</sub>	判定
東側ストップ	Ss-1	EW (D)	3970	9480	0.42	OK

\*：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す



(a) 伏図



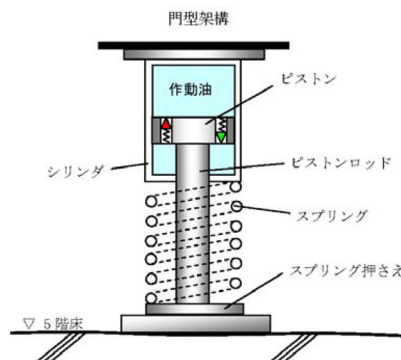
(b) 断面図

ストップ概要図

## 参考4 耐震性

### (4) 制震装置（オイルダンパ）の耐震性に対する検討

全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。



オイルダンパ概念図

オイルダンパの検討結果

検討	地震波	入力方向 (位置)*	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ変位 (mm)	Ss-3	NS (D)	72	±100	OK
オイルダンパ速度 (m/s)	Ss-1	NS (D)	0.48	1.00	OK

\*：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

## 参考4 耐震性

### (5) 基礎の耐震性に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が以上であることを確認し、基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が摩擦耐力以下であることを確認した。

#### 1) 基礎浮き上がりの検討

基礎浮き上がりの検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置) *	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚 (北側)	Ss-3	NS (C)	227	OK

\* : P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

#### 2) 基礎すべりの検討

基礎すべりの検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置) *	最大水平力 Q(kN)	摩擦耐力 Vu(kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW (D)	2810	4780	0.59	OK

\* : P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

## 参考4 耐震性

### (6) 原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

#### 1) ストッパ接触部

最大ストッパ水平反力が、既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお、支圧耐力は、原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm<sup>2</sup>)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

ストッパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置) *	最大ストッパ 水平反力 N(kN)	支圧耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
西側ストッパ	Ss-1	NS (C)	10400	19600	0.54	OK

\* : P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

#### 2) オイルダンバ接触部

最大オイルダンバ鉛直反力が、既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお、支圧耐力は、原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm<sup>2</sup>)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

オイルダンバ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置) *	最大水平力 Q(kN)	摩擦耐力 Vu(kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW (D)	2810	4780	0.59	OK

\* : P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

#### 3) 基礎設置部

柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の最大軸力が壁の軸耐力以下であることを確認する。

壁の圧縮力の検討結果

部位	地震波	入力方向 (位置) *	最大軸力 N(kN)	軸耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
東側柱脚 (南側)	Ss-3	NS (B)	7430	25900	0.29	OK

\* : P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

## 参考4 耐震性

### (7) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

#### 1) 検討方針

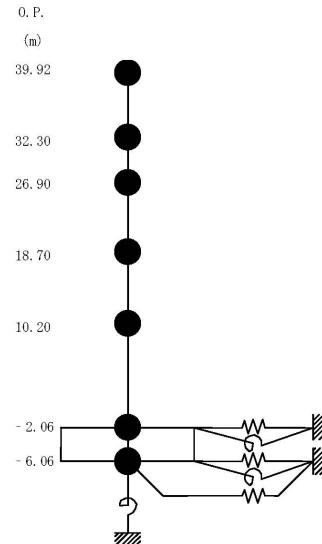
架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) 以下になることを確認する。

#### 2) 原子炉建屋の地震応答解析

##### ・入力地震動 基準地震動Ss

原子炉建屋の地震応答解析モデルは、右図に示すように質点系でモデル化し、地盤を等価なばねで評価した建屋-地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書(その2)」(東京電力株式会社、平成23年7月13日)に示される内容に、瓦礫撤去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。



原子炉建屋の地震応答解析モデル

## 参考4 耐震性

### (7) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

#### 2) 原子炉建屋の地震応答解析

原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元 (水平方向)

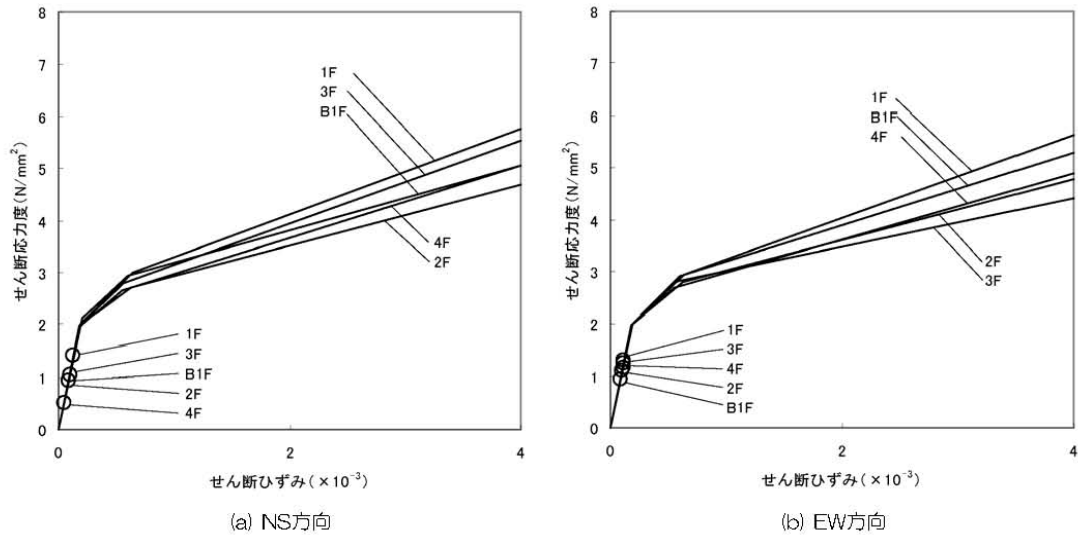
標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_e (\times 10^6 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	
		水平(NS)方向	水平(EW)方向
39.92	87590	92.34	67.32
32.3	119490	238.33	124.49
26.9	111340	204.95	204.95
18.7	130160	239.58	239.58
10.2	253710	467.09	696.62
-2.06	301020	554.17	826.50
-6.06	127000	233.79	348.72
合計	1130310		

## 参考4 耐震性

### (7) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

#### 3) 検討結果

地震応答解析により得られる最大応答値は、評価基準値 ( $4.0 \times 10^{-3}$ ) に対して十分に余裕があることを確認した。

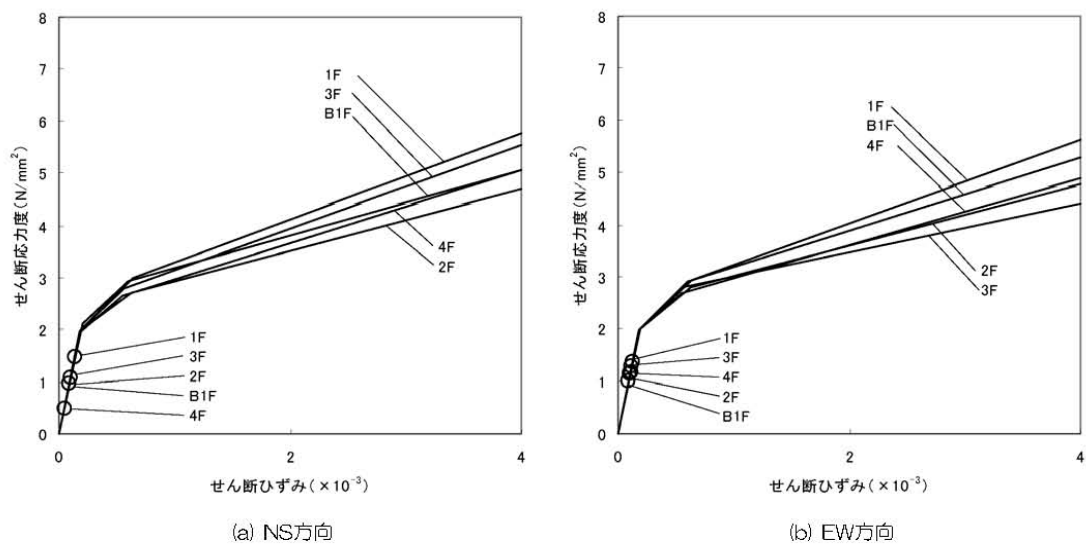


せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1)

## 参考4 耐震性

### (7) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

#### 3) 検討結果



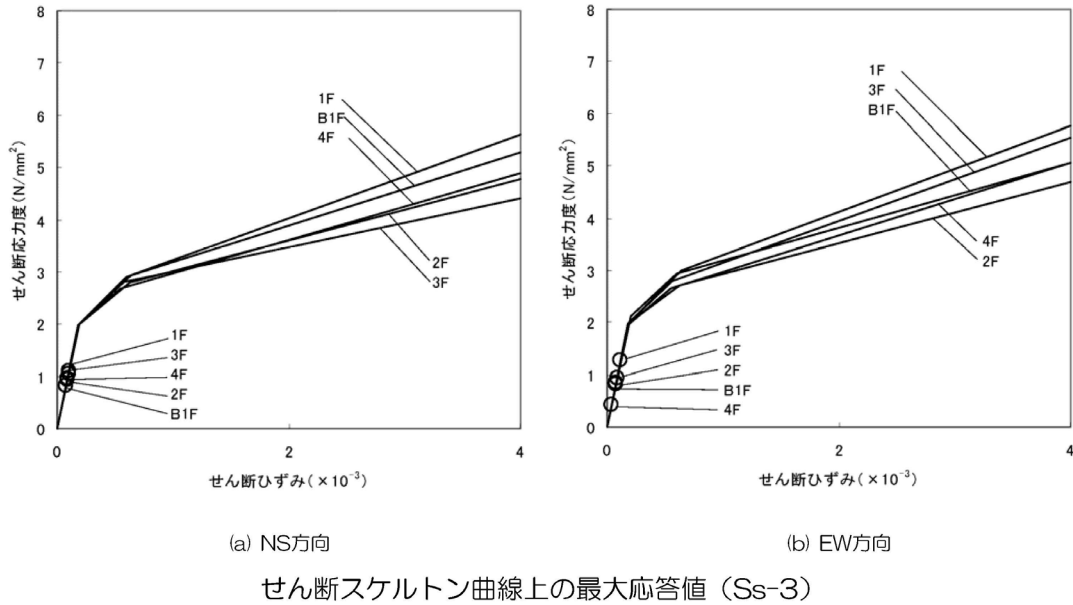
せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2)



## 参考4 耐震性

(7) 原子炉建屋の耐震性に対する検討

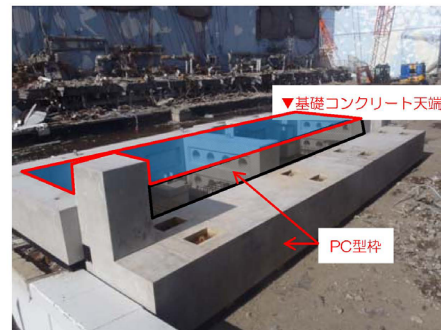
### 3) 検討結果



## 参考5 瓦礫撤去用構台基礎の施工状況



瓦礫撤去用構台西側基礎部 PC型枠設置



瓦礫撤去用構台東側基礎部 PC型枠設置



瓦礫撤去用構台西側基礎部 コンクリート打設



瓦礫撤去用構台東側基礎部 コンクリート打設

特定原子力施設監視・  
評価検討会(第8回)  
資料5

## 福島第一原子力発電所 3号機燃料取り出し用カバーの 構造強度及び耐震性について (コメント回答)

東京電力株式会社

平成25年3月8日



### 目次

- ・コメント回答① 地震・津波・竜巻等への対応について ……P.2
- ・コメント回答② 耐震性の検討結果（表）の記載について ……P.4
- ・コメント回答③ 作業環境の確保について ……P.6
- ・コメント回答④ オイルダンパの機構および損傷時の対応について……P.7



## コメント回答①

①3号機燃料取り出し用カバーの使用期間が短いとしても、地震・津波に関わる新安全設計基準への対応あるいは竜巻などの想定外事象に対する安全性や修復性は確保しなくてよいのか、既にされているのかを説明すること。（林教授）

- ・現在、国により策定中の新安全設計基準への対応については今後となるが、以下を念頭に計画している。
- ・地震：各部の検討において、可能な限り余裕を確保した計画<sup>\*1</sup>としている。また、脆性的な破壊を生じないよう、原則として保有耐力接合<sup>\*2</sup><sup>\*3</sup>としている。
- ・津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。

\*1 5ページ参照。例えば、ドーム屋根は基準地震動 $S_s$ に対し、約5倍の裕度がある。

\*2 母材の耐力が十分に発揮されるように「接合部の破断耐力>母材耐力」となるように破断の検討を行うこと。

\*3 特定原子力施設監視・評価検討会（第4回）資料4 16A'-Z' 参照

## コメント回答①

- ・竜巻：ドーム屋根の外装材は、設計風圧力の約4倍以上の耐力を有することを確認しており、最大瞬間風速100m/s程度の暴風に対しても飛散しない計画となっている。
- ・修復性については、除染・遮へい対策を施す計画（コメント回答③参照）であり、現地へのアクセスは可能であると考えている。また、オペレーティングフロア上のガレキ撤去に用いたクレーン等により、遠隔操作による作業も可能であると考えている。

## コメント回答②

②特定原子力施設監視・評価検討会（第4回）資料4の10ページの耐震性の検討結果の表は、検定比なのか、最大応答値なのかを区別できるように明確にすること。（林教授）

- ・評価項目欄が、「耐力比」もしくは「抵抗比」となっている項目が「検定比」で評価している項目であり、その他が「最大応答値」で評価している項目である。
- ・「検定比」か「最大応答値」かが分かるように、結果欄に追記した。  
(次ページ参照)

## 5. 耐震性に対する検討結果

いずれも評価クライテリア以下であることを確認した。

### (1) 架構の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定
門型架構	層間変形角	最大応答値 1/720	1/75以下	OK
門型架構	塑性率	最大応答値 0.75	5以下	OK
ドーム屋根	塑性率	最大応答値 0.90	5以下	OK
オイルダンバ	相対変位	最大応答値 72 mm	100 mm以下	OK
	相対速度	最大応答値 0.48 m/s	1.0 m/s以下	OK
ストッパ	せん断耐力比	検定比 0.42	1.0以下	OK
基礎	浮き上がりの有無	最大応答値 生じない	生じないこと	OK
	すべり摩擦抵抗比	検定比 0.59	1.0以下	OK

### (2) 原子炉建屋の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定
ストッパ接触部	支圧耐力比	検定比 0.54	1.0以下	OK
オイルダンバ接触部	支圧耐力比	検定比 0.19	1.0以下	OK
基礎設置部	圧縮耐力比	検定比 0.29	1.0以下	OK
原子炉建屋	せん断ひずみ	最大応答値 $0.14 \times 10^{-3}$	$4.0 \times 10^{-3}$ 以下	OK

## コメント回答③

③立ち入りが難しい場所で有人にて接合部などの現地作業が行えるように、作業環境をどのように確保するのかについて説明すること。（林教授）

- ・線量的に、立入りが最も厳しい箇所はオペレーティングフロア上部と考えている。当該部における有人作業ができるように、有人作業が発生するまでに、線量低減対策として、遠隔操作重機による下記3段階の作業を計画している。

1. 瓦礫撤去作業（現在実施中）

オペレーティングフロア上部に残存する瓦礫（鉄骨、コンクリート、機械設備等）を撤去する。

2. 除染作業

オペレーティングフロア上部の瓦礫撤去後に、床面はつき装置や吸引装置等を使用し、除染作業を実施する。

3. 遮へい体設置作業

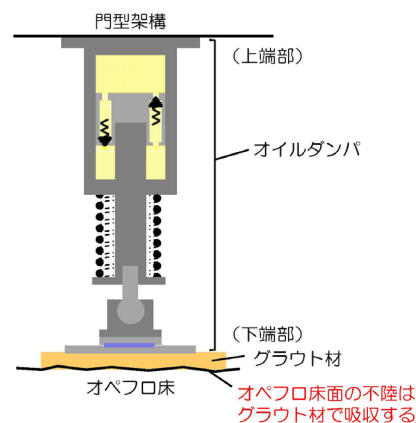
除染作業後にオペレーティングフロア上部に遮へい体（鉄板等）を設置する。

なお、作業中は適宜、雰囲気線量を計測し、慎重に作業を実施する。

## コメント回答④

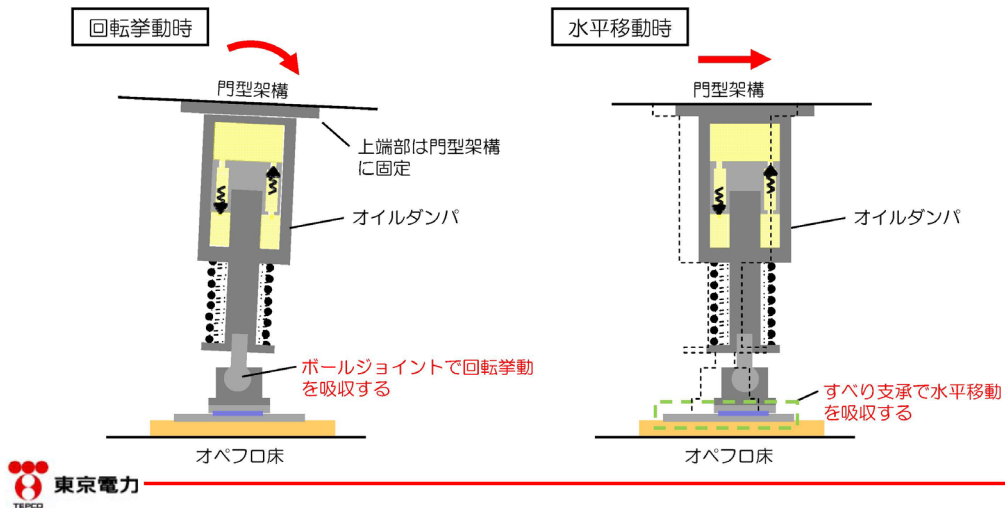
④オイルダンパについては、5階床面の不陸や門型架構の変形などにより、5階床と門型架構が平行でなくなり、スプリング押さえ等の損傷が生じないかについて説明すること。また、スプリング押さえ等の損傷により、システム上の問題が発生しないのかについて確認したい。（林教授）

- ・5階床面は躯体の不陸が想定される。
- ・オイルダンパは上端部を架構側に接合し、下端部とオペフロ床とのGAP部にグラウト材を充填し、床面の不陸を吸収する計画としている。
- ・オイルダンパが故障や損傷した場合は、修理・取替をする計画としている。
- ・グラウト材は既存躯体コンクリートの強度よりも高強度のものを使用している。



## コメント回答④

- ・ 門型架構とオペフロ床間の挙動が平行ではなくなった場合に備え、オイルダンパ下端部にはボールジョイントとすべり支承を取り付けている。
- ・ ボールジョイントとすべり支承により、オイルダンパの機構損傷が生じないようにしている。



## 4号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

4号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表-1および表-2に示す。

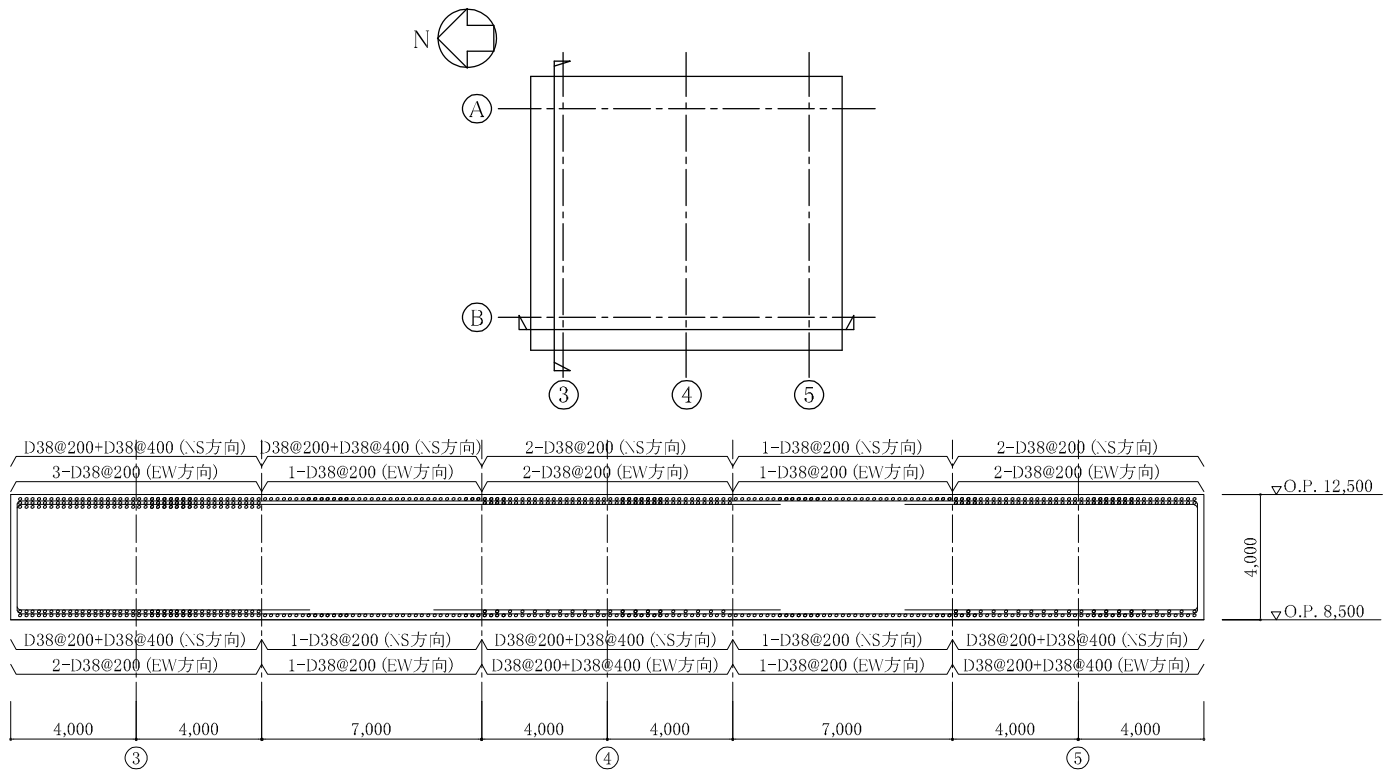
表-1 4号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（クレーン支持用架構）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 及び 耐震性	材料確認	地盤改良土の一軸圧縮強さを確認する。	地盤改良土の一軸圧縮強さが、実施計画に記されている設計基準強度に対して JEAC4616-2009 の基準を満足すること。
		構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が、実施計画に記載されている設計基準強度に対して、JASS 5N の基準を満足すること。
		鉄筋の材質、強度、化学成分を確認する。	JIS G 3112 に適合すること。
		地盤アンカーの材質、強度、化学成分を確認する。	JIS G 3536 JIS G 3502 に適合すること。
		鋼材の材質、強度、化学成分を確認する。	JIS G 3106 又は建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定に適合すること。
		高力ボルトの締め付け張力を確認する。	特殊ボルト（ワンサイドボルト）について、導入張力試験を JASS 6 に準じて実施し、所定の張力が得られること。
	寸法確認	地盤アンカー長を確認する。	地盤アンカー長が 26.75m 以上であること。
	据付確認	地盤改良範囲（深さ）を確認する。	支持層に着底していること。
		鉄筋の径、間隔（図-1 参照）を確認する。	鉄筋の径が実施計画に記載されている通りであること。鉄筋の間隔が実施計画に記載しているピッチにほぼ均等に分布していること。
		接合部（図-2～4 参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。

表-2 4号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（燃料取扱機支持用架構）

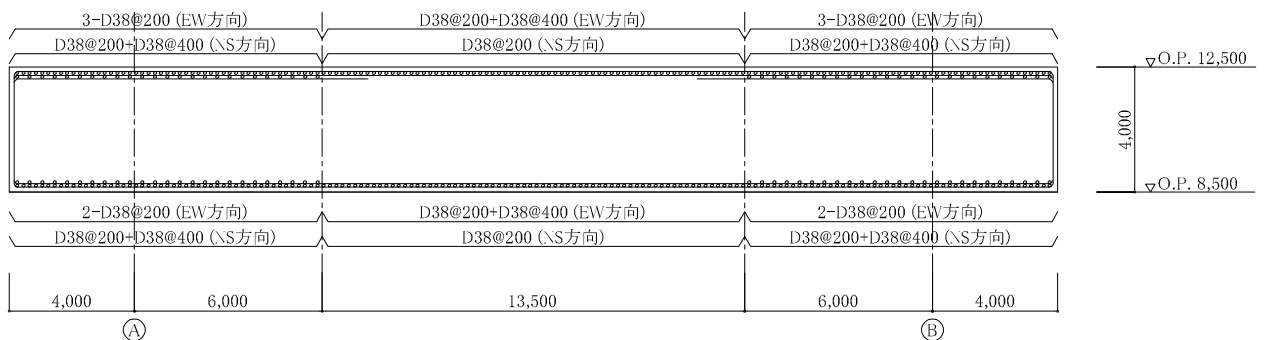
確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 及び 耐震性	材料確認	構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が、実施計画に記載されている設計基準強度に対して、JASS 5Nの基準を満足すること。
		鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3106 又は建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定に適合すること。
		アンカーボルトの材質，強度，化学成分（床面）を確認する。	JIS G 3138 に適合すること。
		アンカーボルトの材質，強度，化学成分（壁面）を確認する。	JIS G 3112 に適合すること。
	寸法確認	アンカーボルト埋め込み長さ（床面）を確認する。	有効埋め込み長さが700mm以上かつボルトの余長はナット面から突き出た長さが3山以上であること。
		アンカーボルト埋め込み長さ（壁面）を確認する。	有効埋め込み長さが450mm以上であること。
	据付確認	接合部（図-5，6参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。





かぶり厚さ 7cm 以上

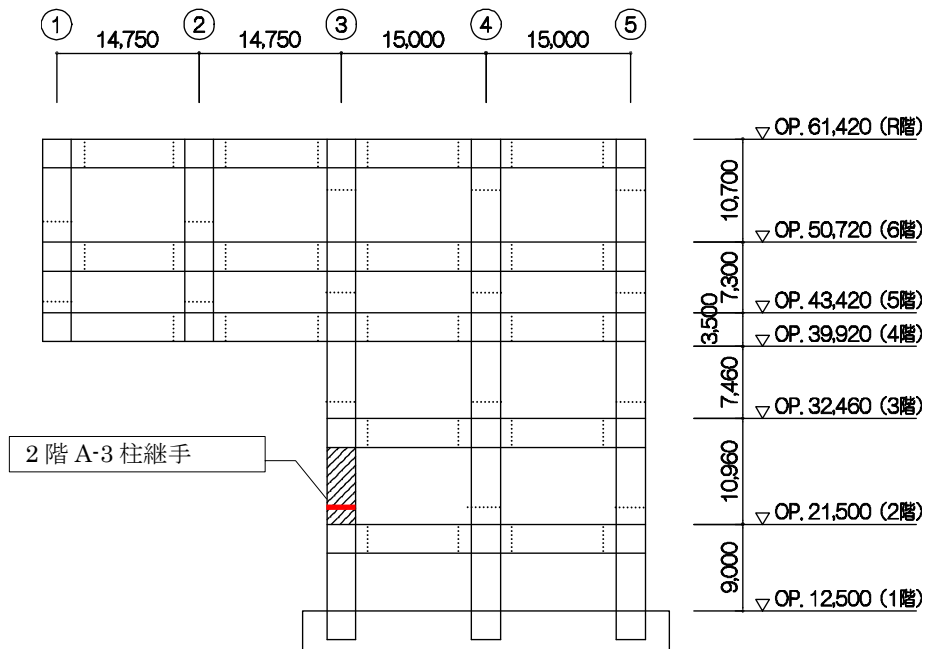
クレーン支持用架構 基礎配筋図(B 通り)



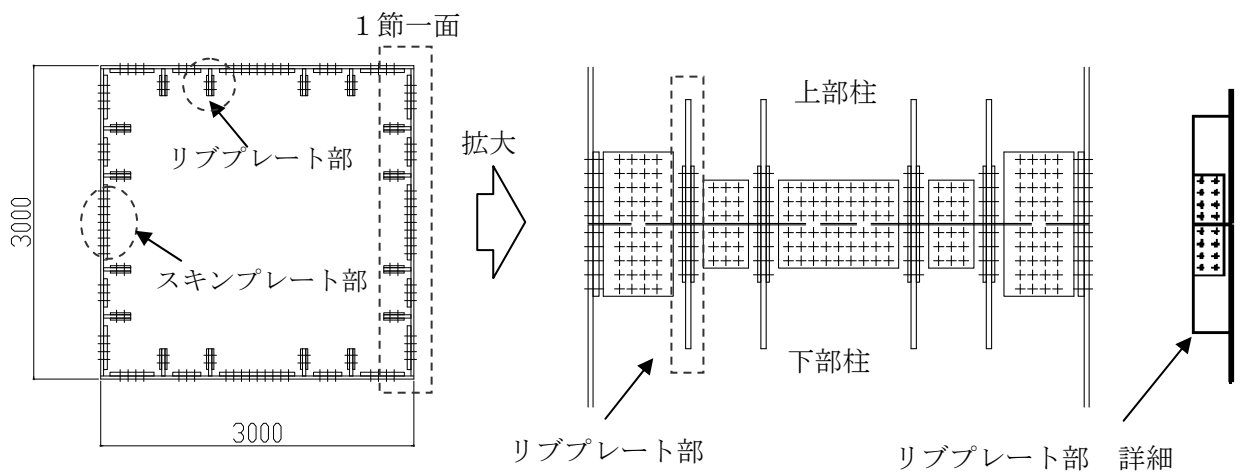
かぶり厚さ 7cm 以上

クレーン支持用架構 基礎配筋図(3 通り)

図-1 クレーン支持用架構 基礎配筋図



(1) 接合部位置 (A通り軸組図)

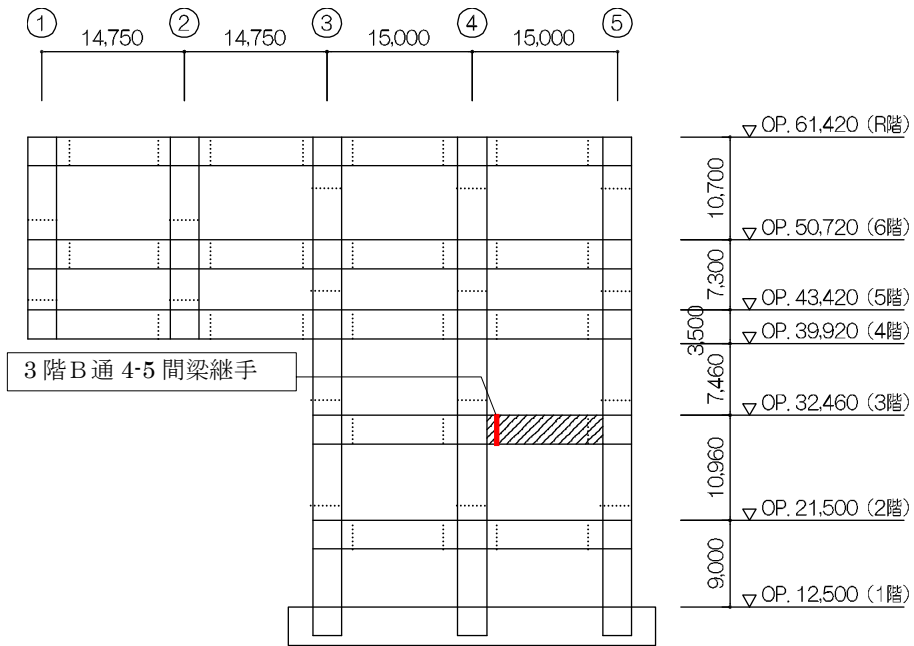


【スキンプレート部】  
 ボルト種類：MUTF27  
 本数：85本×2 (1面あたり)

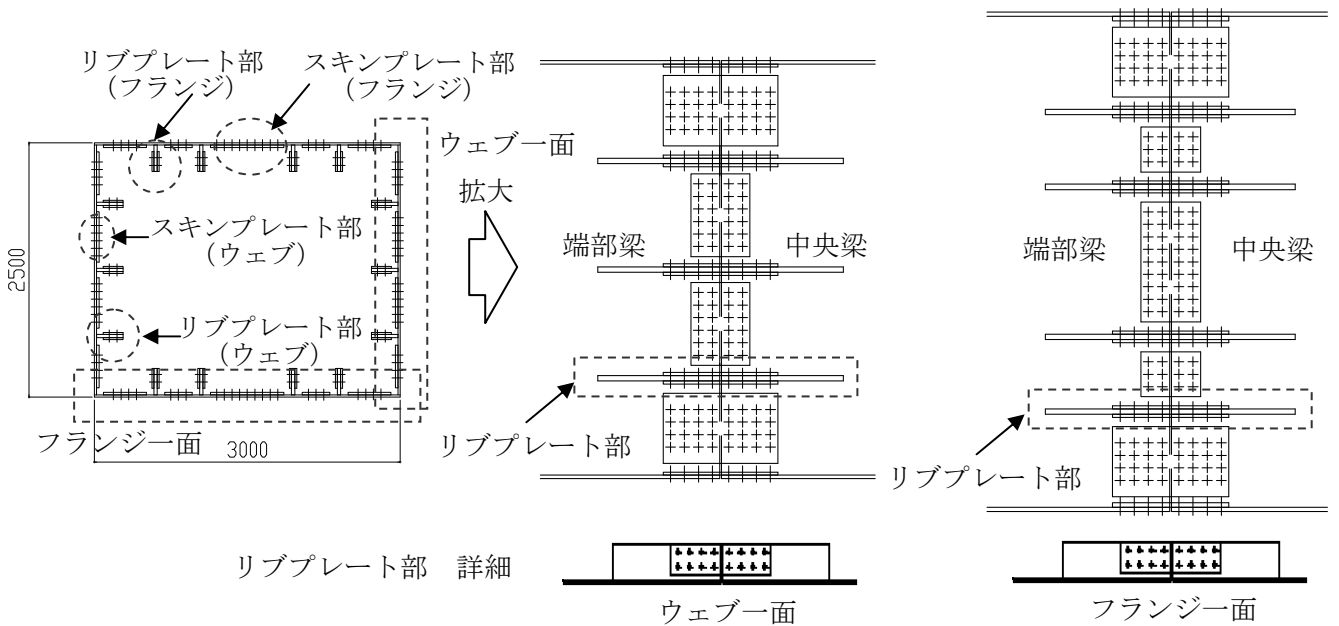
【リブプレート部】  
 ボルト種類：SHTB M24  
 本数：8本×2 (1箇所あたり)

(2) クレーン支持用架構 接合部詳細

図-2 クレーン支持用架構 接合部①



(1) クレーン支持用架構 接合部位置 (B通り軸組図)

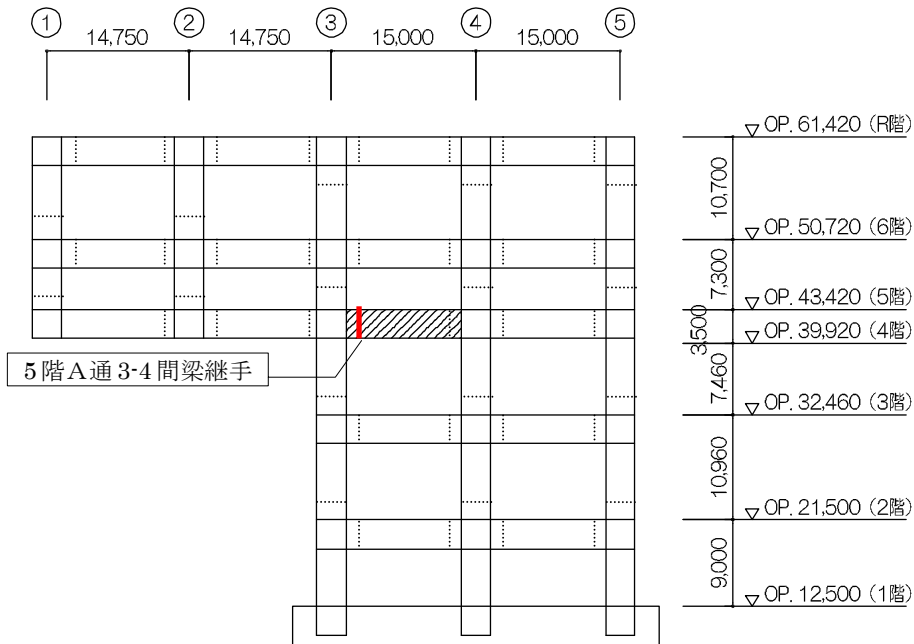


【スキンプレート部】  
ボルト種類：MUTF27  
本数：62本×2 (フランジ1面あたり)  
本数：56本×2 (ウェブ1面あたり)

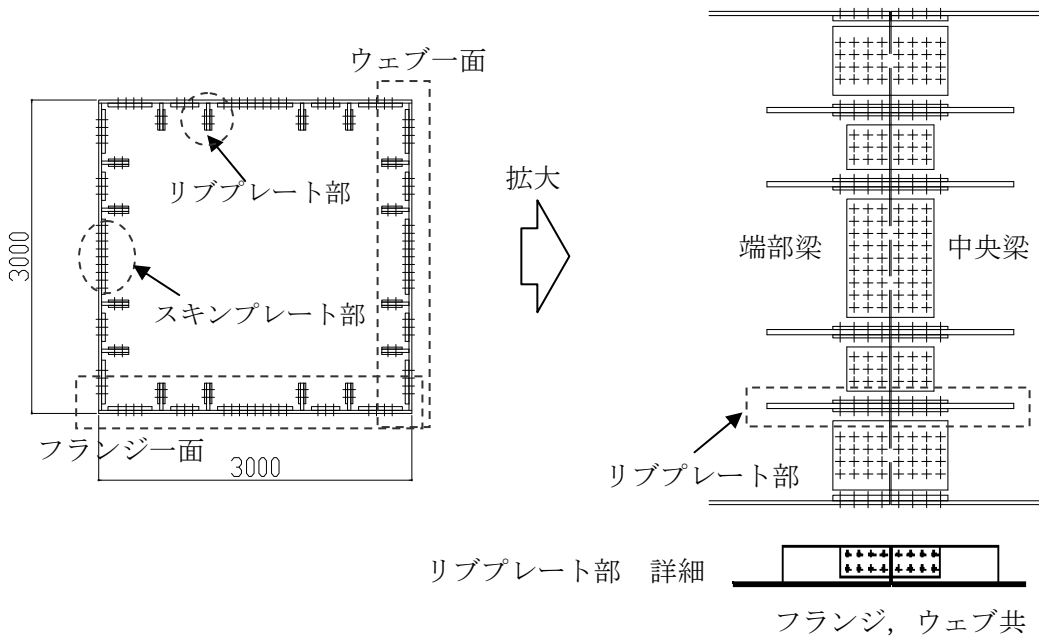
【リブプレート部】  
ボルト種類：SHTB M24  
本数：8本×2 (1箇所あたり)

(2) 接合部詳細(3階B通 4-5 間梁)

図-3 クレーン支持用架構 接合部②



(1) 接合部位置 (A通り軸組図)



【スキンプレート部】

ボルト種類：MUTF27

本数：77本×2 (フランジ，ウェブ共1面あたり)

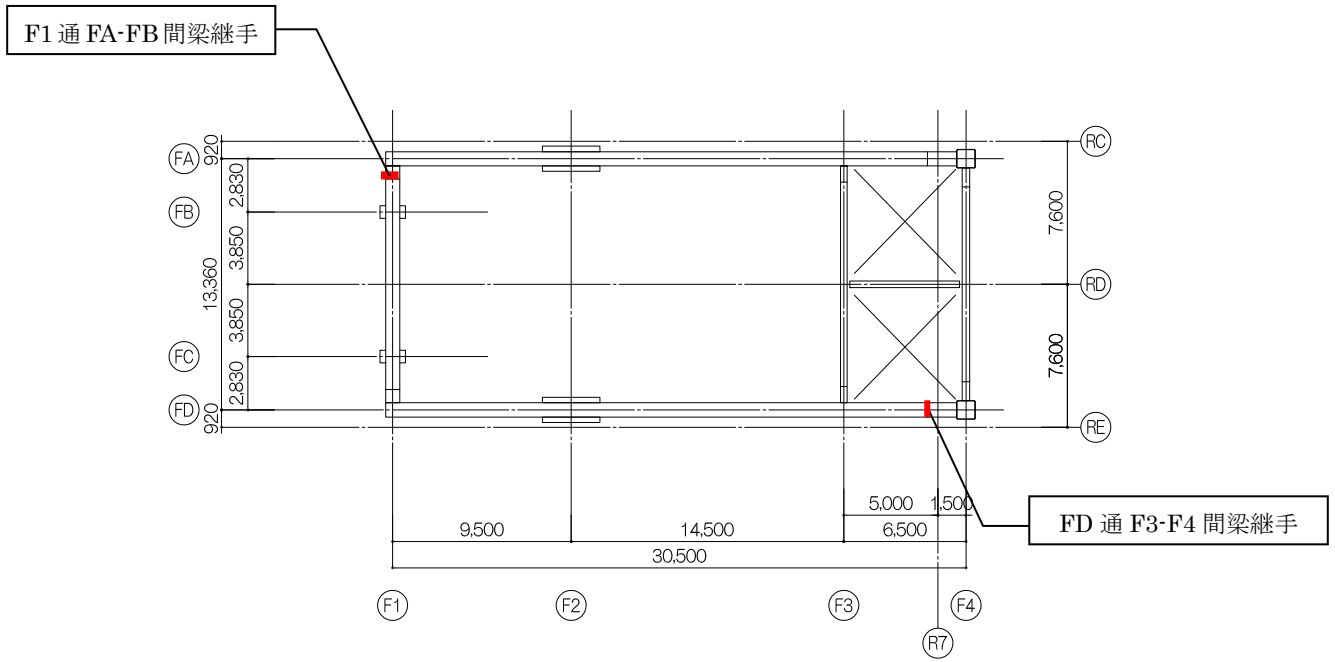
【リブプレート部】

ボルト種類：SHTB M24

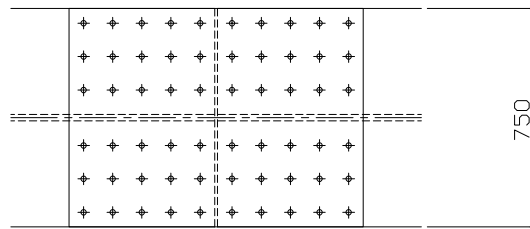
本数：8本×2 (1箇所あたり)

(2) 接合部詳細(5階A通3-4間梁)

図-4 クレーン支持用架構 接合部③

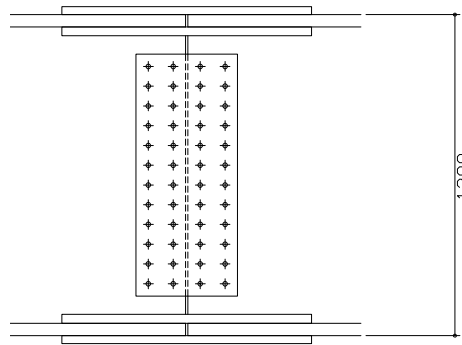


(1) 接合部位置



(a) フランジ

ボルト種類：HTB M27  
ボルト本数：30本×2

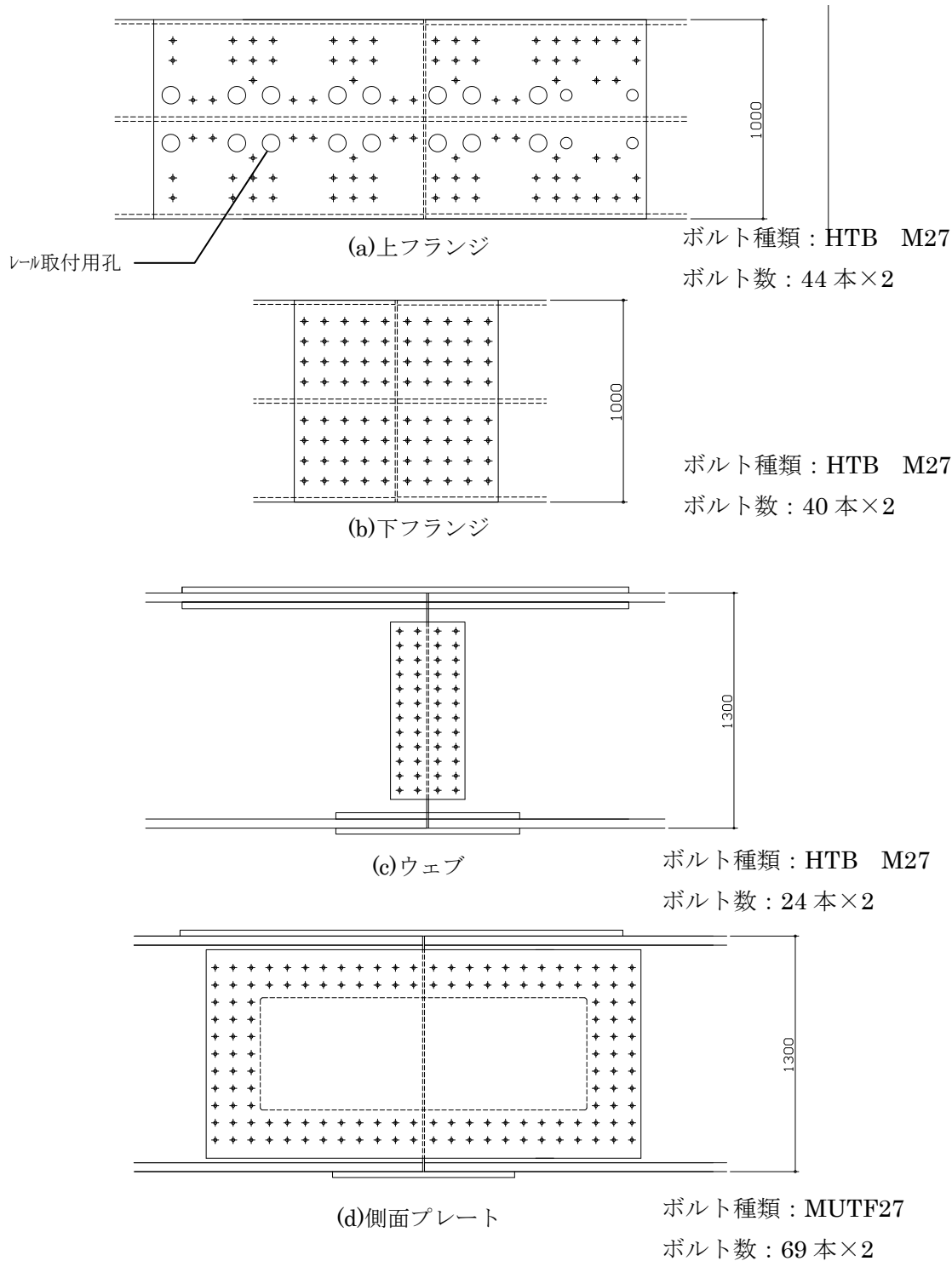


(b) ウェブ

ボルト種類：HTB M27  
ボルト数：24本×2

(2) 接合部詳細図 (F1 通 FA-FB 間梁継手)

図-5 燃料取扱機支持用架構 接合部図①



接合部詳細図 (FD 通 F3-F4 間梁継手) (接合部位置は図-5 参照)

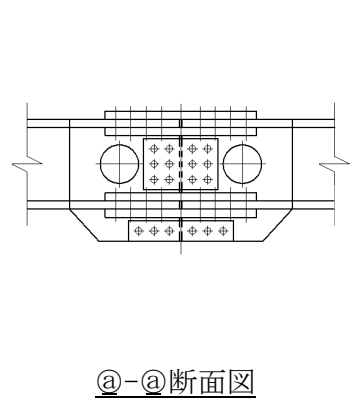
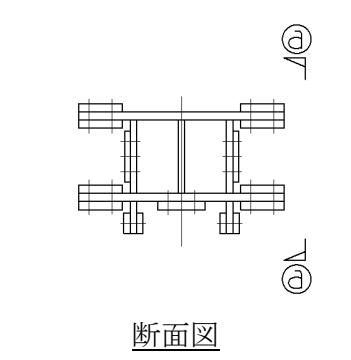
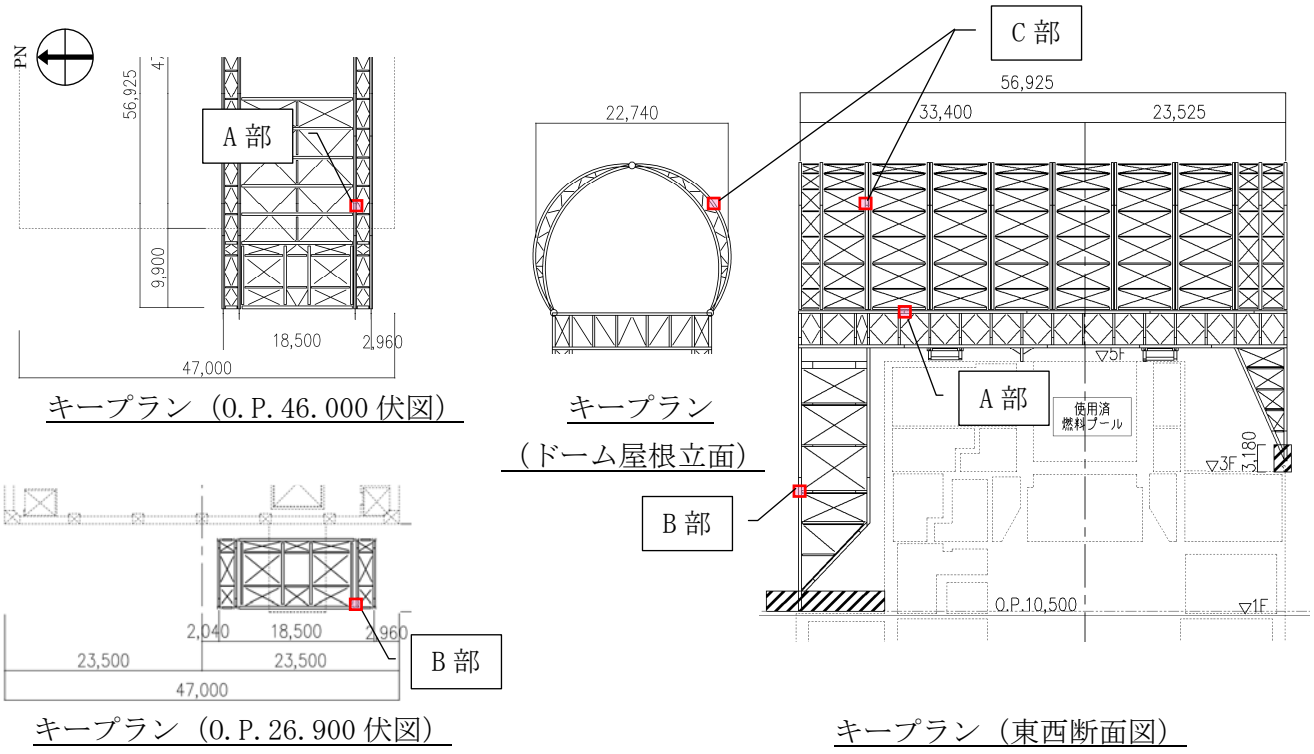
図-6 燃料取扱機支持用架構 接合部図②

## 3号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

3号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－1に示す。

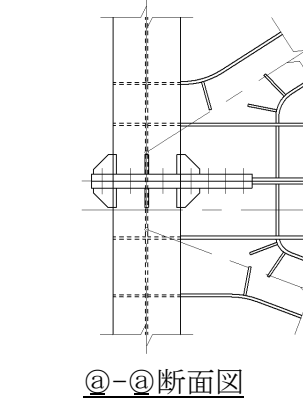
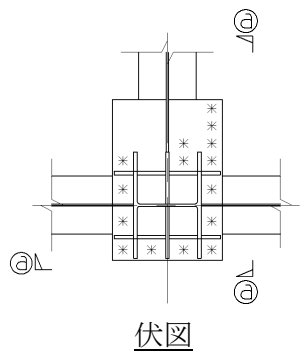
表－1 3号機燃料取り出し用カバーの工事に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度及び耐震性	材料確認	鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3136, JIS G 3101, JIS G 3106, JIS G 3444, JIS G 3474に適合すること。
		制震装置（オイルダンパ）の減衰係数を確認する。	減衰係数（ $C_1=50 \times 10^5 \text{ N} \cdot \text{s/m}$ , $C_2=3.95 \times 10^5 \text{ N} \cdot \text{s/m}$ ）が±10%以内であること。
	据付確認	接合部（図－1参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。
	外観確認	制震装置（オイルダンパ）の外観を確認する。	有害な欠陥がないこと。



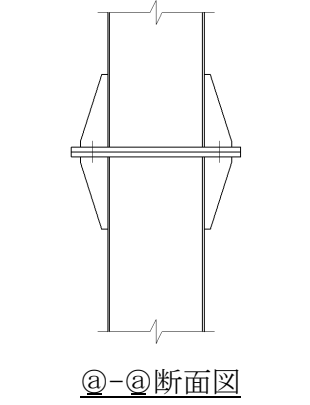
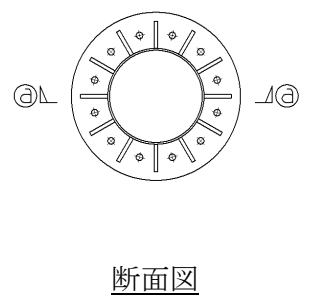
ボルト種類 : SHTB M24  
本数 58×2

(a) ガーダ上弦材 (A 部)



ボルト種類 : SHTB M24  
本数 15

(b) 柱材 (B 部)



ボルト種類 : SHTB M22  
本数 12

(c) 弦材 (C 部)

図-1 接合部詳細



## 燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

## 1. 構造強度

燃料取り出し用カバー換気設備は、その用途から換気空調設備に類似すると考える。当該設備は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が  $37\text{mBq}/\text{cm}^3$  未満であることから適用除外の設備と位置付けられるが、系統機能試験等を行い、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認することで、必要な構造強度を有するものと評価する。

## 2. 耐震性

## 2.1 基本方針

燃料取り出し用カバーの換気設備は、換気空調系であるCクラス相当と位置付けられることから、一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

## 2.2 主要設備の耐震構造

「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」等を準用し、静的震度 (1.2Ci) に基づく主要機器の転倒等の評価を行い、Cクラス相当の耐震性を有するものと評価する。

## 2.3 第4号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

## 2.3.1 送風機・排風機の耐震性

送風機・排風機の耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、送風機・排風機基礎の溶接部の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた  $0.36G$  を採用した。基礎の溶接部の許容応力については、供用状態Dにおける許容応力を適用し、溶接部の評価温度は  $50^\circ\text{C}$  とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果、基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり、基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した (表 2.3-1 参照)。

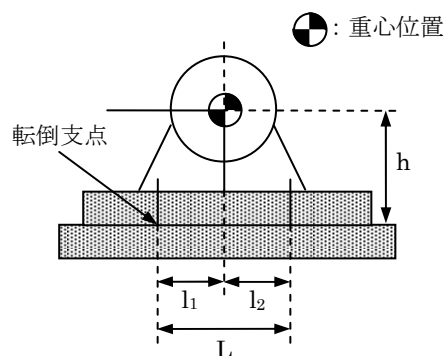


図 2.3-1 送風機・排風機の耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎の溶接部
- ・考慮する荷重：地震荷重 / 送風機・排風機振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{鉛直方向のせん断力 } Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_p - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{\frac{1}{2} n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{鉛直方向のせん断応力 } \tau_v = \frac{Q_v}{A_w}$$

$$\text{水平方向のせん断力 } Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$$

$$\text{水平方向のせん断応力 } \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

M<sub>p</sub> : 送風機・排風機回転により働くモーメント

※基礎溶接部に M<sub>p</sub> は作用しない

l<sub>1</sub> : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離

l<sub>2</sub> : 送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離 (l<sub>1</sub> ≤ l<sub>2</sub>)

n<sub>f</sub> : 鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

n : 基礎の溶接部の箇所数

A<sub>w</sub> : 基礎の溶接部の断面積

C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度

C<sub>P</sub> : 送風機・排風機振動による震度

表 2.3-1 送風機・排風機基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
送風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	13	65
排風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	23	65

### 2.3.2 フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、2.3.1 項と同様の方法で基礎の溶接部の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震 C クラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部の許容応力については、供用状態 D における許容応力を適用し、溶接部の評価温度は 50℃とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果、基礎の溶接部に生

じるせん断応力は許容応力以下であり、基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表 2.3-2 参照）。

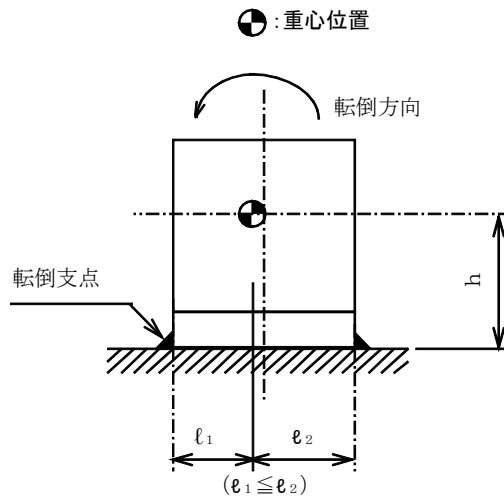


図 2.3-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎の溶接部
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{鉛直方向せん断力 } Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{鉛直方向せん断応力 } \tau_v = \frac{Q_v}{A_w}$$

$$\text{水平方向せん断力 } Q_H = W \cdot g \cdot C_H$$

$$\text{水平方向せん断応力 } \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_w}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

$l_1$  : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離

$l_2$  : フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離 ( $l_1 \leq l_2$ )

$n_f$  : 鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

n : 基礎の溶接部の箇所数

$A_w$  : 基礎の溶接部の断面積

$C_H$  : 水平方向設計震度

$C_v$  : 鉛直方向設計震度

表 2.3-2 フィルタユニット基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
給気フィルタユニット (プレフィルタ)	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	11	65
給気フィルタユニット (高性能粒子フィルタ)	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	9	65
排気フィルタユニット	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	11	65

### 2.3.3 ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として、許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔 (表 2.3-3) よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお、燃料取り出し用カバー内のダクトは、燃料取り出し用カバーのクレーン支持用架構を利用している (添付資料-3-1 図 2.2 参照)。クレーン支持用架構は、添付資料-4-2 「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」で、基準地震動  $S_s$  に対する地震応答解析を実施し崩壊しないことを確認していることから、使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

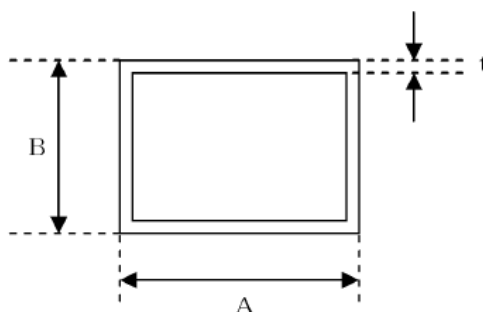


図 2.3-3 角ダクトの評価モデル

- ・評価部位：角ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_x \cdot 1000}{W \cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_y \cdot 1000}{W \cdot g} \cdot \frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}} = \frac{M_Y}{M_{Ya}} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔 } L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Xa}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Ya}}}}$$

- L : 基準支持間隔
- $M_x$  : 水平方向座屈曲げモーメント
- $M_{xa}$  : 水平方向許容座屈曲げモーメント
- $M_y$  : 鉛直方向座屈曲げモーメント
- $M_{ya}$  : 鉛直方向許容座屈曲げモーメント
- W : ダクト単位長さ当たり質量
- g : 重力加速度 (=9.80665)
- $C_H$  : 水平方向設計震度

表 2.3-3 角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×1.0t	熔融亜鉛めっき鋼板	10998
850×850×1.0t	熔融亜鉛めっき鋼板	13703

## 2.4 第3号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

### 2.4.1 排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として、「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、排風機の基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については、評価温度 50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重・応力は許容値以下であり、基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.4-1, 2.4-2 参照）。

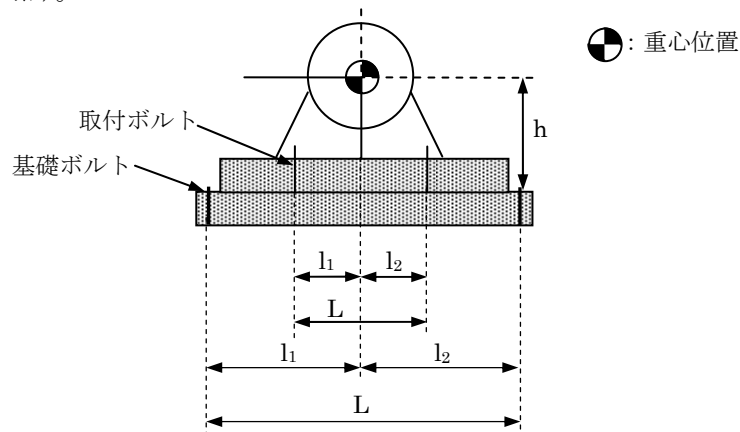


図 2.4-1 排風機の耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重 / 排風機振動による荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_p - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{引張応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度 (=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

$M_p$  : 排風機回転により働くモーメント

※基礎ボルト・取付ボルト部に  $M_p$  は作用しない

$l_1$  : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

$l_2$  : 排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離 ( $l_1 \leq l_2$ )

$n_f$  : 評価上引張を受けるボルト本数

n : 全ボルト本数

- $A_b$  : 基礎ボルト・取付ボルトの断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_P$  : 排風機振動による震度

表 2.4-1 排風機の基礎ボルトの強度評価

評価対象 機器	部位※	材料	評価 項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎 ボルト	SS400	荷重	2449	作用 しない	3900	4900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は、ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-2 排風機の取付ボルトの強度評価

評価対象 機器	部位	材料	評価 項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	取付 ボルト	SS400	応力	4	作用 しない	159	207

#### 2.4.2 フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として、「JEA4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し、2.4.1 項と同様の方法で基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた0.36Gを採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については、評価温度50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果、基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重及び応力は許容値以下であり、基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した(表2.4-3, 2.4-4 参照)。

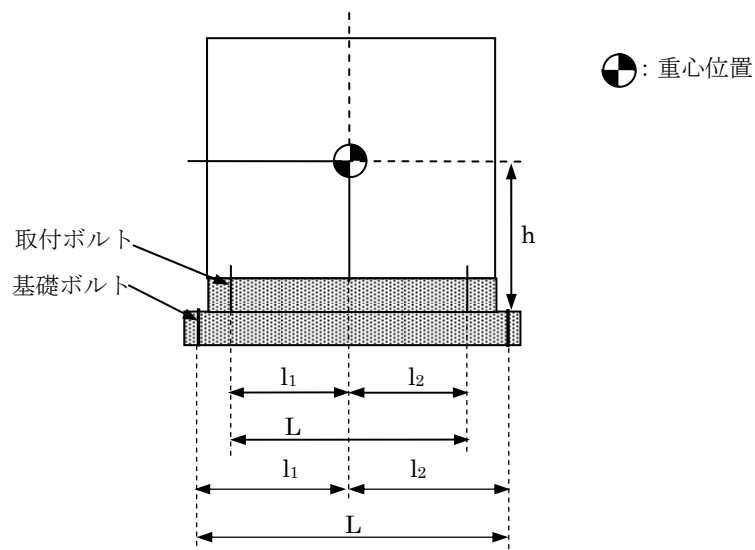


図 2.4-2 フィルタユニットの耐震評価モデル

- ・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

$$\text{引張力} \quad Q_v = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

$$\text{引張応力} \quad \tau_v = \frac{Q_v}{A_b}$$

$$\text{せん断力} \quad Q_H = W \cdot g \cdot C_H$$

$$\text{せん断応力} \quad \tau_H = \frac{Q_H}{n \cdot A_b}$$

W : 据付面に作用する重量

g : 重力加速度(=9.80665)

h : 据付面から重心までの距離

$l_1$  : フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

$l_2$  : フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

( $l_1 \leq l_2$ )

$n_f$  : 評価上引張を受けるボルト本数

n : 全ボルト本数

$A_b$  : 基礎ボルト・取付ボルトの断面積

$C_H$  : 水平方向設計震度

$C_v$  : 鉛直方向設計震度

表 2.4-3 フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位※	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	2158	作用しない	3900	4900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は、ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-4 フィルタユニットの取付ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	取付ボルト	SS400	応力	5	3	159	207

### 2.4.3 ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として、許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお、震度については、耐震設計審査指針上の耐震Cクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 2.4-5, 2.4-6 参照）よ



りも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお、燃料取り出し用カバー内のダクトは、使用済燃料プール上に配置しないことから、使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

(1) 角ダクトの耐震計算

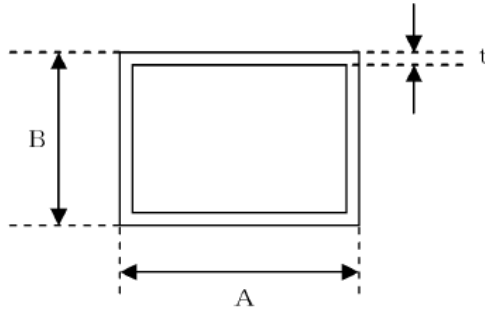


図 2.4-3 角ダクトの評価モデル

- ・評価部位：角ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_X \cdot 1000}{W \cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_Y \cdot 1000}{W \cdot g} \cdot \frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}} = \frac{M_Y}{M_{Ya}} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔 } L = \frac{1}{\sqrt{\frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Xa}} + C_H \frac{W \cdot g}{1000 \cdot 8 \cdot M_{Ya}}}}$$

- L : 基準支持間隔
- $M_x$  : 水平方向座屈曲げモーメント
- $M_{x a}$  : 水平方向許容座屈曲げモーメント
- $M_Y$  : 鉛直方向座屈曲げモーメント
- $M_{Y a}$  : 鉛直方向許容座屈曲げモーメント
- W : ダクト単位長さ当たり質量
- g : 重力加速度 (=9.80665)
- $C_H$  : 水平方向設計震度

表 2.4-5 角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×3.2t	ガルバニウム鋼板	37633
900×900×3.2t	ガルバニウム鋼板	40671
650×500×3.2t	ガルバニウム鋼板	43643
1100×1100×2.3t	ガルバニウム鋼板	26033
1300×1300×1.2t	ガルバニウム鋼板	9740
1300×1000×1.2t	ガルバニウム鋼板	10334
1100×1100×1.2t	ガルバニウム鋼板	11589
900×900×1.2t	ガルバニウム鋼板	13882
700×700×1.2t	ガルバニウム鋼板	15364

(2) 丸ダクトの耐震計算

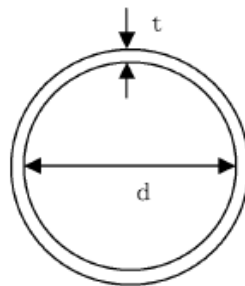


図 2.4-4 丸ダクトの評価モデル

- ・評価部位：丸ダクト
- ・考慮する荷重：地震荷重
- ・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M = \sqrt{1^2 + C_H^2} \cdot \frac{W \cdot g}{1000} \cdot \frac{L^2}{8}$$

$$\frac{M}{M_a} = 1$$

上記式を解くと

$$\text{基準支持間隔} \quad L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_a}{\frac{W \cdot g}{1000} \sqrt{(1 + C_H^2)}}$$

L : 基準支持間隔

M : 座屈曲げモーメント

- $M_a$  : 許容座屈曲げげモーメント  
 $W$  : ダクト単位長さ当たり質量  
 $g$  : 重力加速度 (=9.80665)  
 $C_H$  : 水平方向設計震度

表 2.4-6 丸ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1200 $\phi$ $\times$ 3.2t	鋼板	42685
700 $\phi$ $\times$ 3.2t	鋼板	42674

使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表

第4号機使用済燃料プールからの燃料取り出し 工程表

	平成24年度				平成25年度			
	4月	7月	10月	1月	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期
第4号機 燃料取り出し 用カバー/燃 料取扱設備設 置	がれき撤去						燃料取り出し開始 (目標) ▽	
	[Progress bar from April to October]							
	地盤改良工事							
	[Progress bar from April to October]							
	[Progress bar from October to January]							
			燃料取り出し用カバー設置工事					※
		燃料取り出し用カバー換気設備設置工事						
			燃料取扱設備設置工事					

※：燃料取り出し用カバー/燃料取扱設備設置工事の進捗によって工程に影響を与える可能性有

第3号機使用済燃料プールからの燃料取り出し 工程表

	平成24年度		平成25年度				平成26年度				
	10月	1月	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期	第一 四半期	第二 四半期	第三 四半期	第四 四半期	
第3号機 燃料取り出し 用カバー/燃 料取扱設備設 置	がれき撤去									燃料取り出し開始 (目標) ▽	
				※1							
			線量低減対策・燃料取り出し用カバー設置工事								
				燃料取り出し用カバー換気設備設置工事							
									燃料取扱設備設置工事		
							プール内がれき撤去・燃料調査等				
											※2

※1：がれきの状況により終了時期が変動する可能性有

※2：がれき撤去の進捗によっては、燃料取り出し用カバー/燃料取扱設備設置工事工程等に影響を与える可能性有

## 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバーに関する説明書

## 1. 原子炉建屋カバーの位置づけ

福島第一原子力発電所第1号機は、原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）より上部が開放された状態であり、放射性物質を含む水蒸気の蒸散や瓦礫・粉塵の風雨による飛散が懸念される。一方、放射性物質の閉じ込め機能および放射線の遮へい機能を有する構造物を設置するまでには、その要求性能を踏まえた建屋構造とし、かつ諸設備を設ける必要があり、短期的に完工できるものではない。このため応急措置的対策（2年程度の供用期間を想定）として、放射性物質の飛散を抑制する原子炉建屋カバーの設置している。

## 2. 原子炉建屋カバーの設置効果

原子炉建屋カバー（附属設備を含む）を設置することにより以下の効果が期待できる。

- ① 原子炉建屋から大気中へ放出される放射性物質が抑制されること。
- ② 原子炉建屋への雨水等の浸入が防止されること。
- ③ 原子炉建屋からカバー内に放出される放射性物質濃度を把握できること。

## 3. 原子炉建屋カバーの設計方針

## 3.1 建物概要

原子炉建屋カバーは放射性物質の飛散抑制のために極力気密性のよい素材を選定するが、応急措置的対策であることから、可能な限り早く設置できる設計・施工方法とする。

平面寸法は約 47m（NS 方向）×約 42m（EW 方向）の長方形で、高さは地上から約 54m である。主体構造は鉄骨造、壁面および屋根面は防水性のある膜材で覆う計画であり、屋根面および壁面上部には勾配を設けて、雨水の浸入を防止する構造とする。また、原子炉建屋カバー下部の膜材端部には、台風時の風の吹き込みや巻き上げを防ぐための重りを取り付ける。

## 3.2 構造概要

原子炉建屋カバーは原子炉建屋周囲への放射性物質の飛散を抑制する覆いであるが、原子炉施設への影響を考慮し、建築基準法に準じて設計する。

## 3.2.1 設計荷重について

常時、積雪時、暴風時、地震時における構造強度および構造安全性の評価における外力条件は下記のとおりである。

- ①積雪荷重；積雪深 30cm，単位荷重 20N/m<sup>2</sup>/cm
- ②風圧力 ；基準風速 25m/s

### ③地震荷重；水平震度 0.2

なお、風圧力の算定には応急措置として供用期間が 2 年程度であることを考慮し、10 年再現期間で低減した風速を採用しているが、当該地点近傍において過去 35 年の間に観測された最大風速（17m/s）を上回る値となっている。

地震荷重および積雪荷重の設定は建築基準法施行令に準じている。なお、地震荷重の設定に用いる水平震度 0.2 は原子力発電所耐震設計技術指針に定める C クラスの地震力に相当する。また、短期事象において、暴風時、地震時の影響が支配的であることから、積雪荷重の検討は省略している。

#### 3.2.2 架構の強度検討

荷重の組み合わせによる応力解析には 3 次元フレームモデルを使用する。柱、梁、火打材の剛性は、はり要素として集約し、屋根部分および膜材については非構造部材として重量のみ考慮し、剛性は考慮しない。応力解析は、長期の常時荷重、短期の風圧力および地震力について実施し、柱及び梁部材の断面検討の結果、許容値以下の応力度となる。

#### 3.2.3 基礎の検討

原子炉建屋カバーの基礎は地盤面または既設建屋（コントロール建屋、廃棄物処理建屋）の屋根スラブ上面に置かれているため、水平荷重が作用した場合のすべりに対する検討を実施し、柱脚部に作用するせん断力に対し、すべり抵抗は十分に余裕があることを確認した。

また、南面の柱脚部は既設建屋の屋根スラブ上面に架台組した基礎で支持されることから、既設建屋のパンチングシア（押し抜きせん断力）に対する検討を実施し、柱の支持力が十分に確保されていることを確認した。

#### 3.2.4 膜材の検討

屋根面および壁面に使用する膜材の材質は、塩化ビニル樹脂コーティングポリエステル繊維織物とする。膜材の強度検討は、風圧力に対して行う。風圧力により膜材に生じる応力度は、許容応力度以下であり、基準風速に対して十分な余裕があることを確認した。

### 3.3 附属設備

原子炉建屋から放出される放射性物質の大気放出を抑制するため、原子炉建屋カバーとともに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー天井部から内部気体を吸引し、排気ダクトを経由して原子炉建屋カバーの外部に設置したフィルタユニットへ導く。フィルタユニットは、プレフィルタ、加熱コイル、高性能粒子フィルタ、よう素

用チャコールフィルタ、排風機等で構成し、各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を吹き上げ用排気ダクトから大気放出する。排気風量約 10,000m<sup>3</sup>/h のフィルタユニットを 6 系列（うち 2 系列は予備）設置し、合計約 40,000m<sup>3</sup>/h の排気風量で運転する。

現在、使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われており、これが停止した場合の代替手段として、使用済燃料プールの上部からコンクリートポンプ車による注水を行うこととしている。原子炉建屋カバー設置後は、原子炉建屋カバーの天井部に注水ノズル（方向調整機能付）を取り付け、配管・ホースで原子炉建屋カバー外部の給水系統に接続することで代替注水を可能とする。

また、原子炉建屋カバー内の温度を測定するための温度計や使用済燃料プールへの注水状況などを確認するためのカメラを設置する。原子炉建屋カバー内の放射性物質や吹上用排気ダクトから大気に放出される放射性物質の濃度を測定するための装置と原子炉建屋カバー内の水素濃度を測定するための装置を設置する。

### 3.4 その他

#### 3.4.1 津波への配慮

津波については、原子炉建屋カバー工事完了までに設置予定の防潮堤により対処する。

#### 3.4.2 火災への配慮

オペレーティングフロア上には元来、火災の原因となる火気は無いため、原子炉建屋カバー内で火災が発生する可能性は小さい。仮に火災が生じた場合においても原子炉建屋カバーが延焼し、原子炉建屋へ波及的影響を与えないよう、JIS A 1322-1966「建築用薄物材料の難燃性試験方法」に基づく「防災 2 級」以上の性能を有する塩化ビニル樹脂コーティングポリエステル繊維織物を壁パネル・屋根パネルに張って使用する。なお、万一オペレーティングフロアで火災が発生した場合には、カバー屋根又はシャッターを開放して内部に放水する。

#### 3.4.3 放射性物質の飛散抑制

仮に原子炉建屋カバーの膜が一部破損・崩壊することがあっても放射性物質の飛散範囲が拡大することのないよう、原子炉建屋の外壁および原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）には事前に飛散防止剤を散布する。

#### 3.4.4 水素の影響

原子炉及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により水素が発生するが、排気風量 40,000m<sup>3</sup>/h に比べて発生量が十分に少ないこと、カバー内気体と混合されること、排気設備の吸引口を天井部に設けていることからカバー内に水素が滞留する可能性は極めて低い。万一、水素濃度が可燃限界濃度に達した場合には、カバー屋根又はシャ



ッターを開放し、カバー外へ放出する。

#### 4. 原子炉建屋カバーの設置によるリスク

##### 4.1 設置によるリスク

原子炉建屋カバーを設置することにより下記のリスクが想定される。

- (1) 設計荷重以上の外力（地震力または風圧力）により、原子炉建屋カバーが損傷し、原子炉建屋へ波及的影響を及ぼすこと
- (2) 原子炉建屋カバー内の熱や水蒸気により、原子炉建屋内の環境（温度、湿度）が悪化すること
- (3) 事故の収束に向けた他工程との干渉により、相互の工程遅延が生じること
- (4) 事故の収束に向けた後工程の計画に影響を及ぼすこと

これらリスクへの対応策をそれぞれ十分に考慮した上で、原子炉建屋カバーの設置計画を行う。

##### 4.1.1 原子炉建屋カバーの損傷による原子炉建屋への波及的影響について

応急措置としての原子炉建屋カバーは2年程度の供用期間を考慮した上で、設計条件を決定し、建築基準法に準じた構造検討を実施しているが、設計荷重以上の外力が作用した場合の崩壊メカニズムについても検討を行い、原子炉建屋に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

漸増載荷解析の結果から、風荷重、地震荷重いずれにおいても、原子炉建屋カバーの架構が崩壊形を形成する前に柱脚がすべり、架構の崩壊には至らない。また、すべり量が増加した場合に備え、原子炉建屋カバーに変形抑制のためのストッパーをO.P.28.9mの位置（原子炉建屋の健全性が確認されている壁面高さ）に設置し、原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。このストッパーにより原子炉建屋カバーの滑動及び架構の倒壊を防ぎ、放射性物質の飛散抑制効果に大きな影響を及ぼさない。この場合、原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが、原子炉建屋重量に比べて原子炉建屋カバー重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約4%）、振動性状を示す固有周期に与える影響も約2%である。一方、基準地震動Ss-1及びSs-2に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で $0.12 \times 10^{-3}$ であり、評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）に対して十分余裕がある。

なお、架構がすべりを生じるまでの滑動抵抗力は、設計風荷重に対し約1.8倍、設計地震荷重に対し3.0倍の余裕度があり、地震および暴風に対し十分な安全性を有している。

以上より、原子炉建屋カバーに設計荷重以上（地震時、暴風時）の外力が作用した場合に、原子炉建屋が原子炉建屋カバーの荷重を負担することになるが、波及的影響

は極めて小さい。

#### 4.1.2 原子炉建屋内の環境への影響について

原子炉からの熱，使用済燃料プールからの熱，外気温及び日射熱を考慮すると，原子炉建屋カバー内の温度は上昇し，原子炉建屋内の温度が最大 10℃程度上昇する場合がある。一方で，原子炉建屋カバーに附属する排気設備では，原子炉建屋カバーのすき間から外気を取り込み，原子炉建屋の外側を外壁に沿って上昇することを想定している。このため，原子炉建屋内においては，スポットクーラー等を設置することで局所的に作業エリアの環境改善を図り，また，状況によっては作業時間を限定するなどの対策をとる。

使用済燃料プール水および原子炉内燃料の崩壊熱により発生した蒸気により原子炉建屋カバー内が加湿されるが，原子炉建屋内の湿度が著しく高くなることはない。

#### 4.1.3 事故の収束に向けた他工程への干渉について

原子炉建屋カバーの設置工事が原子炉および使用済燃料プールの安定的冷却のための他工程へ干渉が生じることがないように，工程調整・ヤード調整を行い，計画を進める。現在，使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われているため，原子炉建屋カバーと注水作業が干渉することはない。しかし，原子炉建屋の内部配管を経由して行われる注水作業が中断した場合の代替注水手段であるコンクリートポンプ車による注水作業の代わりとして，原子炉建屋カバーに注水ノズルと注水管・ホースを設置するとともに，注水ノズルによる注水状況やオペレーティングフロア上の状況は原子炉建屋カバー内に設置したカメラを通じて，免震重要棟で確認する。

#### 4.1.4 事故の収束に向けた後工程への影響について

使用済燃料の取り出し，放射線の遮へい機能を有するコンテナ設置等の後工程に対しては，原子炉建屋カバーの一部あるいは全面解体することを前提に，柱・梁に鉄骨材，壁・屋根に膜材を使用し，解体撤去が可能な構造を採用する。なお，原子炉建屋カバーの一部あるいは全面解体を実施する場合は，周辺環境への影響を考慮した上で実施する。

### 5. 運転管理および保守管理

#### 5.1 運転管理

フィルタユニット内の排風機の起動/停止操作は，フィルタユニットの傍に設置した現場制御盤で行うものとし，故障等により排風機が停止した場合には，予備機が自動起動する。

現場制御盤では，排風機の運転状態（起動停止状態），カバー内温度，水素濃度，放

放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合は、警報を発する。免震重要棟に設置するモニタには、制御盤の情報が送られ、カメラによるカバー内状況とともに確認することができる。また、免震重要棟でも同様に、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

また、放射性物質は、原子炉圧力容器から原子炉格納容器、原子炉建屋内、オペレーティングフロアの開口部（機器ハッチ等）を経てカバー内に放出されるものと、使用済燃料プールの水中からプール上空に移行するものが想定される。このため、機器ハッチ開口部近傍に1箇所及び使用済燃料プール上方部に1箇所から各々吸引できるよう放射性物質濃度測定用のサンプリング配管を設置する。また、カバー内上部空間及び大気放出前（フィルタ通過後）の放射性物質濃度測定用の配管を排気ダクトに設置する。さらに念のため、オペレーティングフロア面のコーナー部近傍に3箇所設置し、各々のサンプリング配管を放射性物質濃度測定器に接続し、原子炉建屋から放出される放射性物質濃度を測定し、1号機原子炉建屋の周辺環境への影響を評価する。

## 5.2 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、よう素用チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

## 6. 別添

- 別添－1 原子炉建屋カバーの設計方針、構内建屋配置図、立面図・アイソメ図
- 別添－2 構造計算書、伏図・軸組図
- 別添－3 供用期間を考慮した風荷重の設定
- 別添－4 設計荷重以上の外力に対する検討
- 別添－5 原子炉建屋カバー附属設備について

## 1. 原子炉建屋カバーの設計方針

### 1.1 設計概要

#### 1.1.1 原子炉建屋カバーを設置する位置づけ

福島第一原子力発電所第1号機は、原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）より上部が開放された状態であり、放射性物質を含む水蒸気の蒸散や瓦礫・粉塵が風雨による飛散が懸念される。一方、放射性物質の閉じ込め機能および放射線の遮へい機能を有する構造物を設置するまでには、その要求性能を踏まえた建屋構造とし、かつ諸設備を設ける必要があり、短期的に完工できるものではない。このため応急措置的対策として、放射性物質の飛散を抑制する原子炉建屋カバーの設置が必要である。

この原子炉建屋カバーの設置は、平成23年4月17日に示した「福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋」において「Ⅱ. 抑制（4）大気・土壌での放射性物質の抑制」の課題への対策として位置づけているものである。

#### 1.1.2 原子炉建屋カバーの要求性能

原子炉建屋カバーの設計にあたり、要求する性能は下記のとおりとする。

(1) 遮へい性：考慮しない

(2) 気密性：

以下に示す放射性物質の飛散抑制のため、極力气密性のよい素材を選定する。

- ① 原子炉から放出される放射性物質
- ② 使用済燃料プール水からの水蒸気に含まれる放射性物質
- ③ 放射性物質が付着した瓦礫・粉塵等

(3) 構造安全性：後述

#### 1.1.3 設計条件

原子炉建屋カバーの設計にあたり、留意すべき条件は下記のとおりとする。

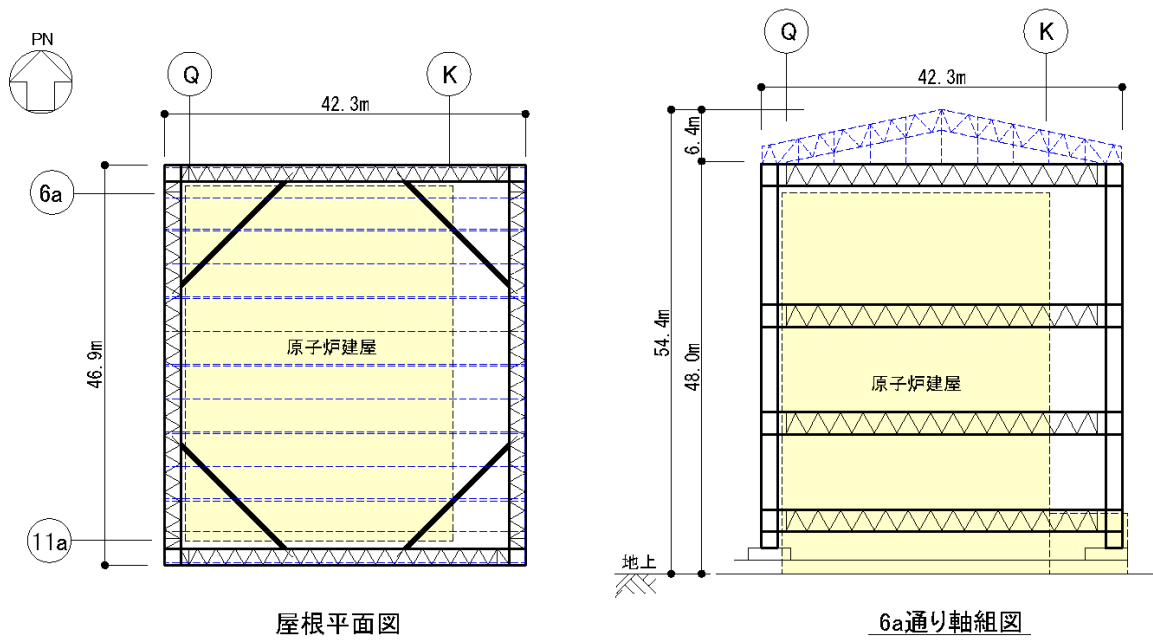
- (1) 出来るだけ早く設置できる設計・施工工法であること
- (2) 原子炉建屋カバーの損傷により原子炉建屋に波及的影響を及ぼさないこと
- (3) 事故の収束に向けた他工程との干渉により相互の工程に遅延を生じさせないこと
- (4) 事故の収束に向けた後工程の計画に影響を及ぼさないこと

## 1.2 建物概要

### 1.2.1 構造概要

#### 1.2.1.1 構造種別：

主体構造は鉄骨造であり，壁面および屋根面は膜材で覆う。



屋根平面図

6a通り軸組図

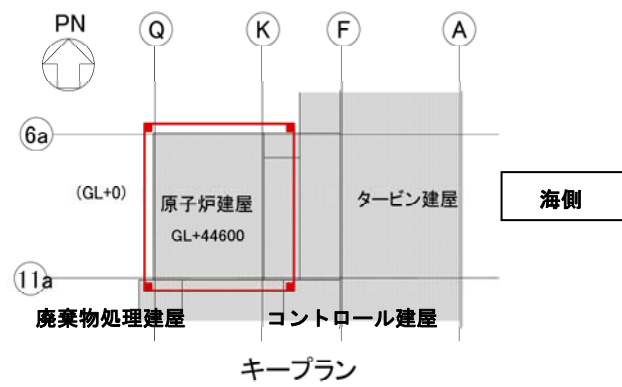


図 1-1 1号機原子炉建屋カバー概要図

## 1.2.2 構造安全性

### 1.2.2.1 設計基規準

- ・ 関係諸法規等  
建築基準法・施行令および関連告示等
- ・ 規準規格類  
日本建築学会「建築物荷重指針・同解説」1993年版  
日本建築学会「鋼構造設計規準」2005年版

### 1.2.2.2 使用材料と材料強度

- ・ 鋼材

表 1-1 鋼材の材料強度

種類	基準強度 F (N/mm <sup>2</sup> )
SS400, SN400, STK400, STKR400	235
SN490, SM490	325

- ・ 膜材：塩化ビニル樹脂コーティング ポリエステル繊維織物  
引張強さ 400 N/cm 以上

### 1.2.2.3 外力

表 1-2 外力の設定条件

種類	条件	備考
積雪荷重	積雪深 30cm 単位荷重 20N/m <sup>2</sup> /cm	建築基準法施行令・福島県施行細則に準拠
風圧力	基準風速 25m/sec	建築基準法施行令の基準風速（30m/sec：50年再現期間）に対し、使用期間を考慮し日本建築学会「建築物荷重指針」（1993年版）に示される評価式に基づき10年再現期間で低減した値とする。なお、サイト近傍（広野町、浪江町）での過去35年の最大風速は17m/sec程度である。
地震荷重	水平震度 0.2	建築基準法施行令に準拠

1.2.2.4 荷重の組合せ

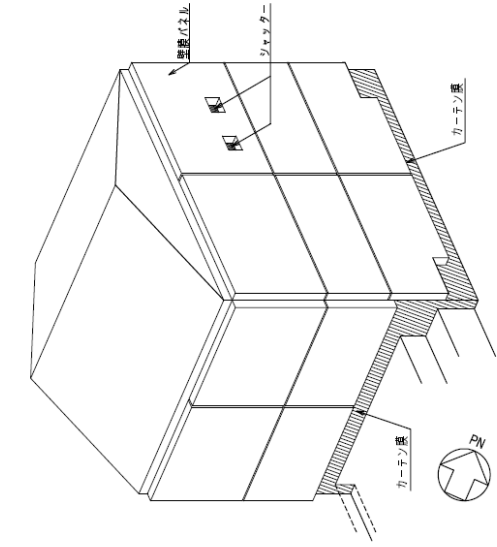
表 1-3 荷重組み合わせ一覧（基準法施行令による）

想定する状態	鉛直荷重	水平荷重	許容応力度
常時	G+P		長期
積雪時	G+P+S		短期
暴風時	G+P	W	
地震時	G+P	K	

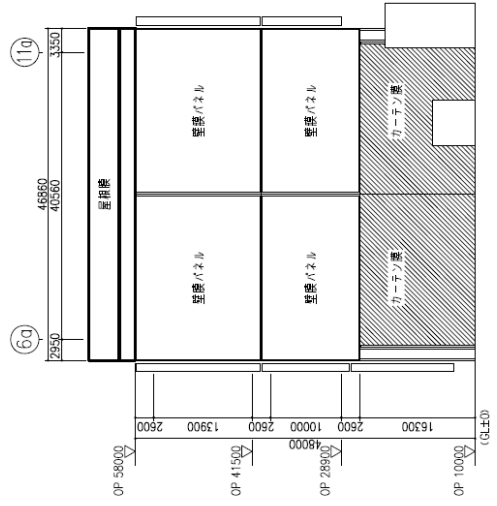
G：固定荷重，P：積載荷重，S：積雪荷重，W：風圧力，K：地震荷重



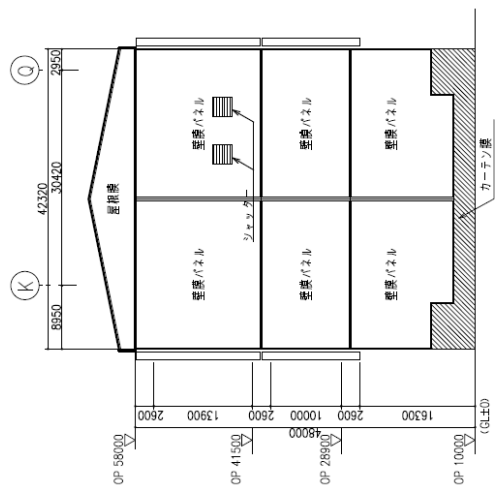




アイソメ図



西側立面図



北側立面図

立面図・アイソメ図

構造計算書

1 構造計画

原子炉建屋カバーは、福島第一原子力発電所1号機原子炉建屋において、原子炉建屋を覆う構造物である。

原子炉建屋カバーの寸法は、図2-1に示すように、平面寸法は約47m(NS方向)×約42m(EW方向)の長方形で、高さは地上から約54mである。主体構造は鉄骨造であり、壁面及び屋根面は膜材で覆う計画である。

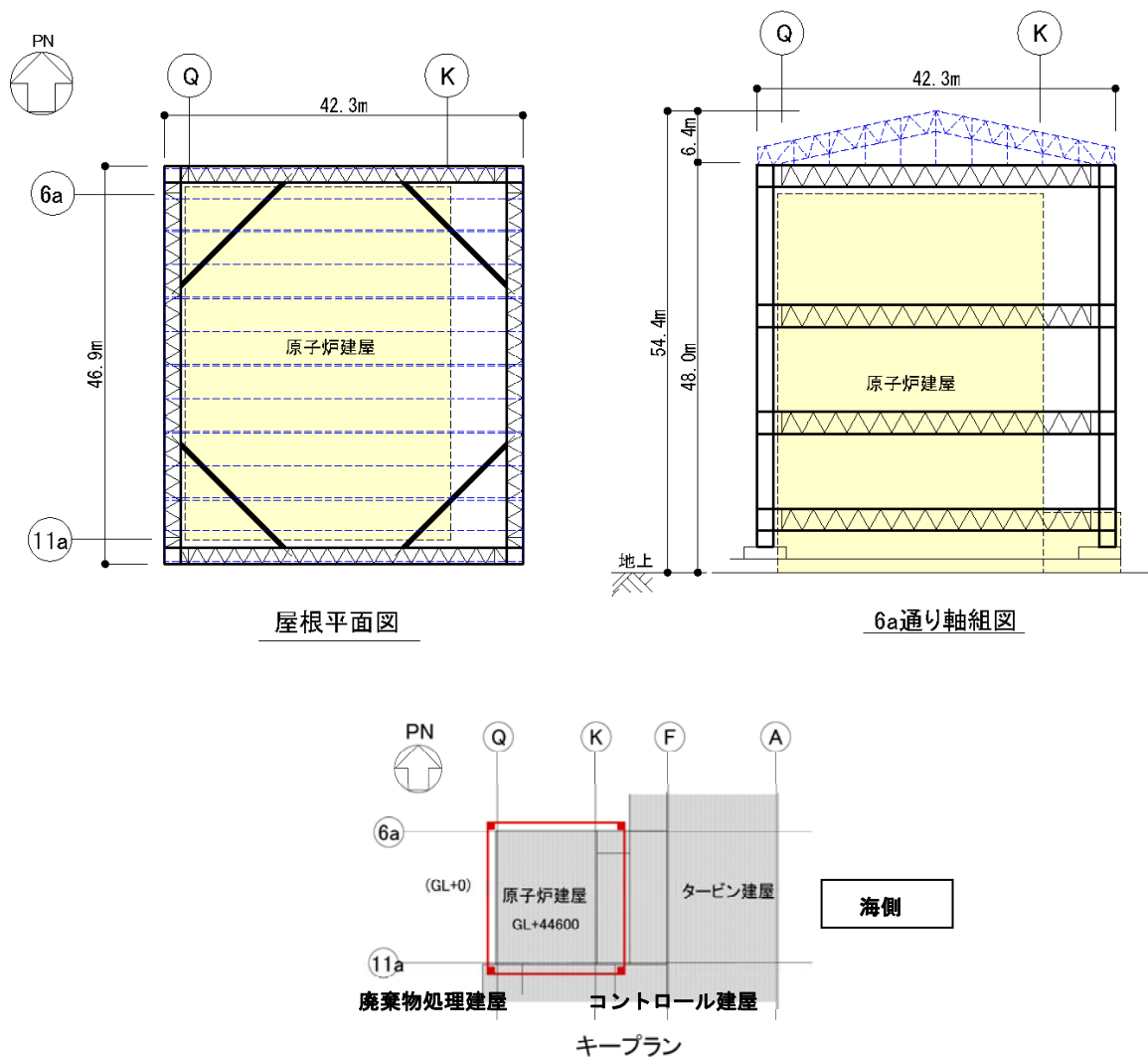


図2-1 1号機 原子炉建屋カバー概要図

主要構造部材である柱、梁及び補助材である火打材は、弦材と斜材による組立材で構成する。構造検討に用いる応力は、3次元フレームモデルを用いて算定する。図2-2に解析モデル及び部材形状の概要を示す。

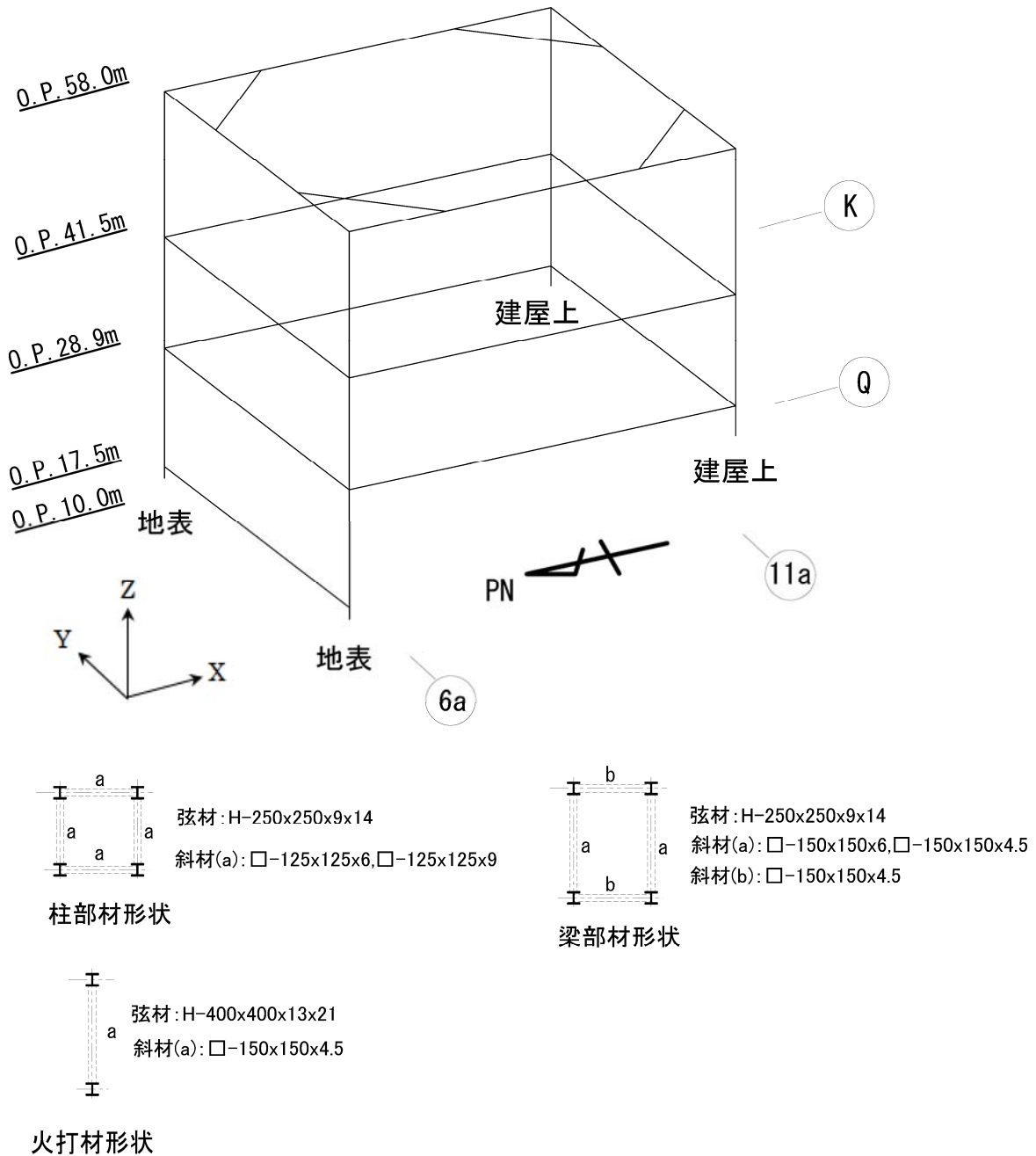


図2-2 解析モデル及び部材形状の概要

## 2 全体架構の設計

### 2.1 使用材料及び材料の許容応力度

鋼材は SS400, SN400, STK400, STKR400, SN490, SM490 のいずれかを使用する。

鋼材の材料定数及び許容応力度を表 2-1～表 2-2 に示す。

表 2-1 材料の定数

材 料	ヤング係数 E (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソン比 ν	単位体積重量 (kN/m <sup>3</sup> )
鉄 骨	2.05×10 <sup>5</sup>	0.3	77 *1

注) \*1 : 鉄骨の単位体積重量は質量密度 7.85t/m<sup>3</sup>に換算係数 9.80665 を乗じた。

表 2-2 鋼材の基準強度及び許容応力度 (単位 : N/mm<sup>2</sup>)

	材料	板厚	基準強度 F	許容応力度
構造用 鋼材	SS400,SN400 STK400,STKR400	t ≤ 40mm	235	日本建築学会「鋼構造設計規準」に従って左記 F の値により求める。
		t > 40mm	215	
	SN490,SM490	t ≤ 40mm	325	
		t > 40mm	295	

## 2.2 荷重及び荷重の組合せ

### (1) 荷重

設計に当たっては、以下の荷重を考慮する。

#### a. 鉛直荷重

構造物に対して鉛直方向に作用する荷重で、以下の値とする。

鉄骨	77 kN/m <sup>3</sup>
膜材自重	0.01 kN/m <sup>2</sup>

上記より、部材に作用する単位荷重を以下のとおり設定する。

柱	25.0 kN/m
梁	6.0 kN/m
屋根	1.00 kN/m <sup>2</sup>
火打材	17.0 kN/箇所
壁膜 (パネル部)	0.45 kN/m <sup>2</sup>
壁膜 (カーテン部)	0.4 kN/m

応力解析モデルに考慮する鉛直荷重の概要を図 2-3 に示す。

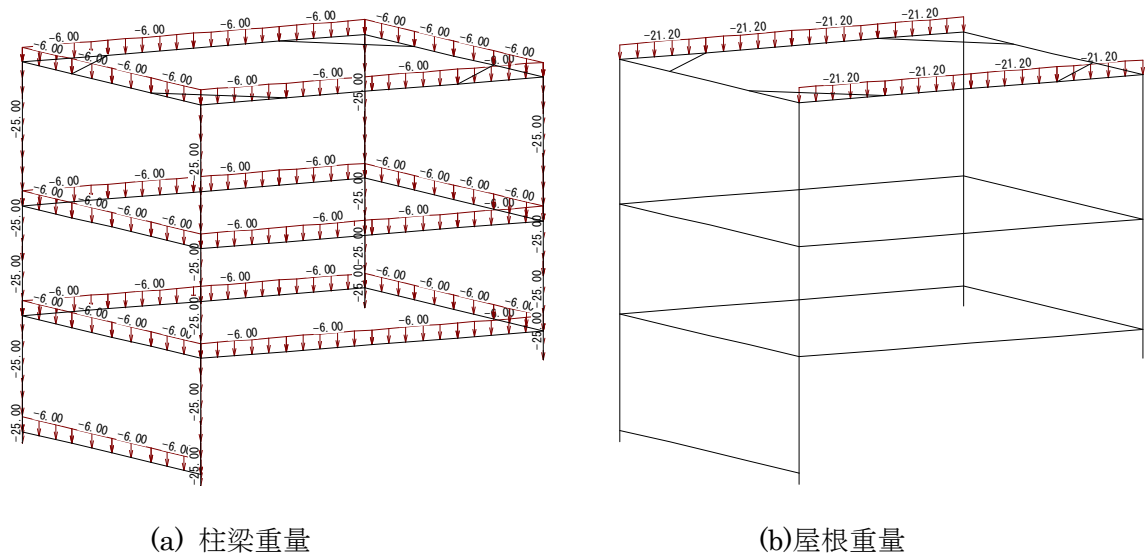


図 2-3 鉛直荷重の概要

b. 積雪荷重

建築基準法施行令及び福島県施行細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量 30 cm

単位荷重 20 N/m<sup>2</sup>/cm

$$W_{SNL} = 30 \times 20 \times 10^{-3} = 0.60 \text{ kN/m}^2$$

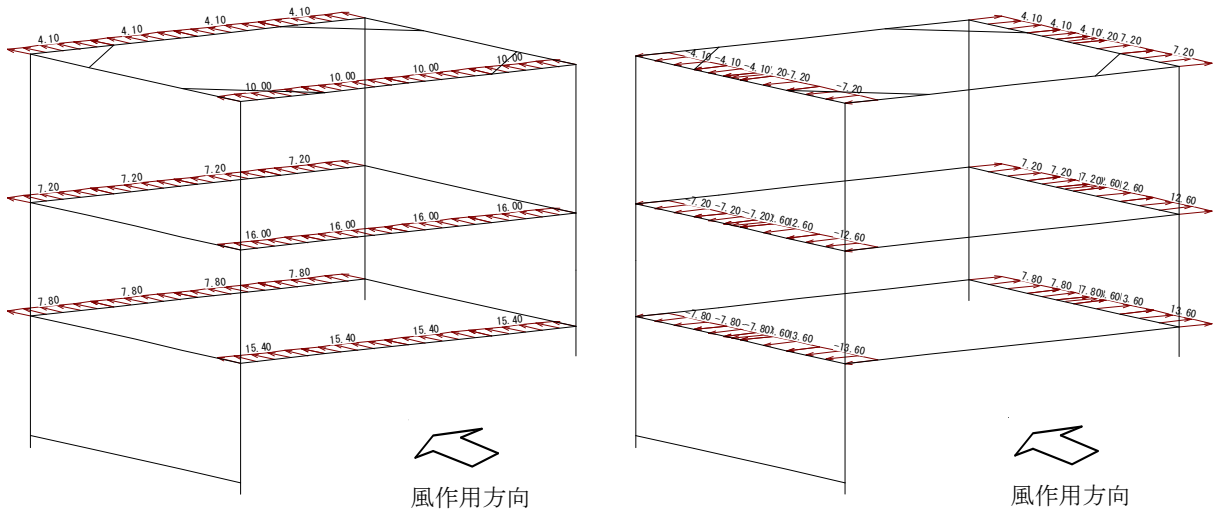
c. 風圧力

基準風速は建築基準法施行令第 87 条及び日本建築学会「建築物荷重指針」(1993 年版)に示される評価式に基づく条件とする。

風圧力は建築基準法施行令第 87 条に準拠して算定する。速度圧の算定結果を表 2-3 に、また、西風による風圧力の概要を図 2-4 に示す。

表 2-3 速度圧の算定

標高 O.P. (m)	軒高さ (m)	最高高さ (m)	平均高さ H (m)	平均風速の 高さ方向の 分布を表す 係数 E <sub>r</sub>	ガスト影響 係数 G <sub>r</sub>	建築物の高 さと地表面 粗度に応じ た係数 E	基準風速 V <sub>0</sub> (m/s)	速度圧 q (N/m <sup>2</sup> )
58.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1230



(a) 風上及び風下壁面 (風作用方向)

(b) 側壁面 (風直交方向)

図 2-4 風圧力の概要 (西風)

d. 地震力

地震力は地表面（O.P.+10.0m）を基準として，下式により算定する。

$$Q_i = C_i \cdot W_i$$

$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで，

$Q_i$  : 地震力 (kN)

$C_i$  : 地震層せん断力係数

$W_i$  : 当該層以上の重量 (kN)

$Z$  : 地震地域係数 ( $Z=1.0$ )

$R_t$  : 振動特性係数 ( $R_t=1.0$ )

$A_i$  : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数

$C_0$  : 標準せん断力係数 ( $C_0=0.2$ )

地震力は，構造物を 1 層構造とみなし，建屋重量による慣性力が建屋頂部に作用するものとして算定する。

地震力の算定結果を表 2-4 に示す。

表 2-4 地震力の算定結果

標高 O.P. (m)	重量 $W_i$ (kN)	$\Sigma W_i$ (kN)	$A_i$	$C_i$	地震力 $Q$ (kN)
58.0	8336	8336	1.0	0.2	1668

(2) 荷重の組合せ

建築基準法施行令により，以下の荷重の組合せを考慮する。

表 2-5 荷重の組合せ

想定する状態	鉛直荷重	水平荷重	許容応力度
常時	G+P	—	長期
積雪時	G+P+S	—	短期
暴風時	G+P	W	
地震時	G+P	K	

ここで，

G : 固定荷重

P : 積載荷重

S : 積雪荷重

W : 風圧力

K : 地震力

なお，短期事象においては，暴風時及び地震時の影響が支配的であることから，積雪時の検討は省略する。



## 2.3 全体架構の強度検討

### (1) 解析モデル

解析モデルは、図 2-5 に示すとおり、柱、梁、火打材の剛性をはり要素として集約して評価した 3 次元フレームモデルとする。屋根部分については、重量は考慮するが、屋根自体の剛性は考慮しない。また、膜材についても同様に、重量は考慮するが、膜材自体の剛性は考慮しない。

解析モデルにおける柱、梁の部材端条件は剛接を基本とする。なお、柱脚部はピン支持とする。

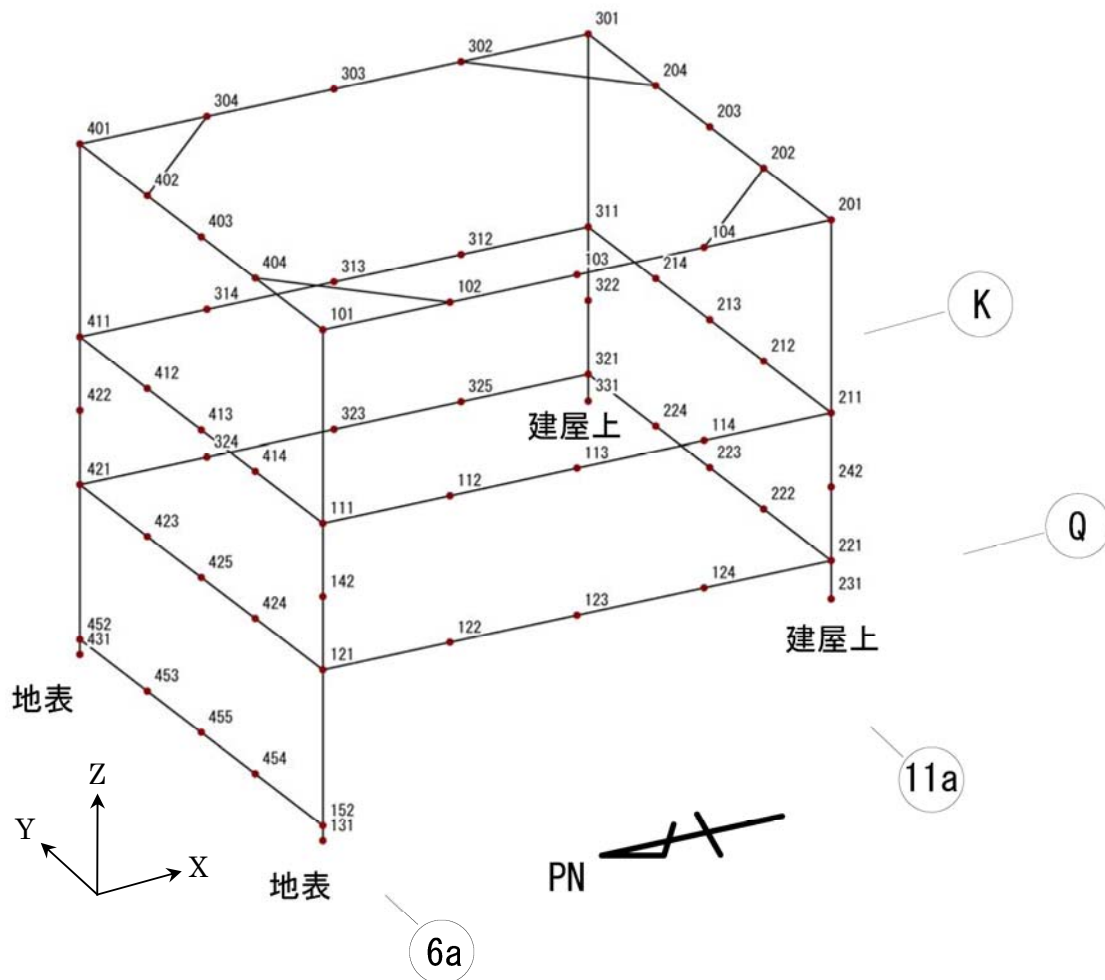


図 2-5 解析モデル

(2) 応力解析

応力解析は以下の 9 ケースについて実施する。

表 2-6 応力解析ケース

ケース No.	荷重	許容応力度
1	常時荷重 (固定+積載)	長期
2	風圧力 (東→西)	短期
3	風圧力 (西→東)	短期
4	風圧力 (南→北)	短期
5	風圧力 (北→南)	短期
6	地震力 (東→西)	短期
7	地震力 (西→東)	短期
8	地震力 (南→北)	短期
9	地震力 (北→南)	短期

注) : 架構が非対称となるため、風圧力及び地震力は 4 方向からの荷重を考慮する。

(3) 部材の断面検討

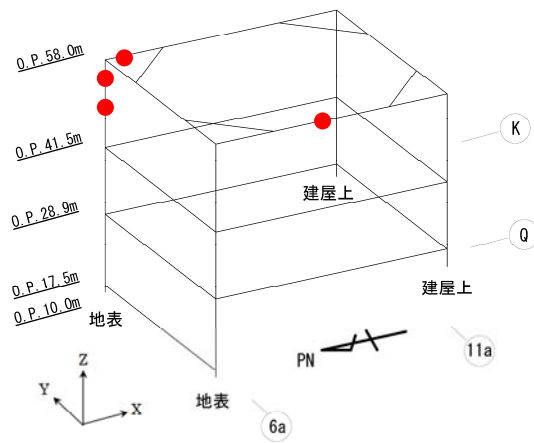
応力解析で得られた各荷重を組み合わせ、柱及び梁部材の断面検討を行う。表 2-7 に常時 (固定+積載)、表 2-8 に暴風時 (固定+積載+風圧力)、表 2-9 に地震時 (固定+積載+地震力) における断面検討結果を示す。各表には、軸力及び曲げモーメントとせん断力に対する断面検討結果から各々の応力度比が最も厳しくなる部位の結果を示している。

全ての荷重組合せ状態について、柱及び梁部材の応力度は許容値以下となることを確認した。

表 2-7 柱及び梁部材の断面検討結果（常時）

部材		使用部材		応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定
		弦材	斜材					
柱 (北東)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	31.3	201	0.64	OK
	〃			曲げ	102.8			
	O.P.41.5m			せん断	27.3	142	0.20	OK

部材		使用部材		応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	判定
		弦材	斜材					
梁 (西面)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	9.0	186	0.60	OK
				曲げ	119.0			
				せん断	119.7	137	0.88	OK
梁 (東面)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	9.2	186	0.60	OK
				曲げ	118.8			
				せん断	119.8	137	0.88	OK



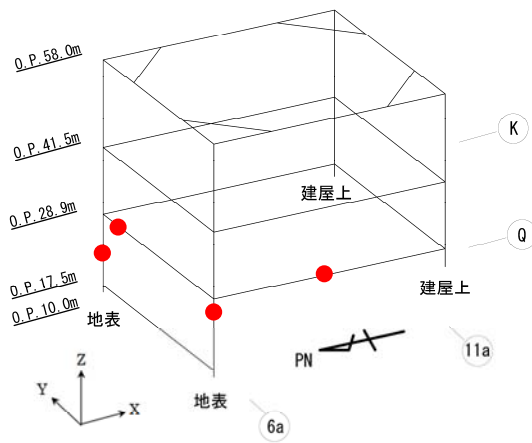
●は最大応力発生位置を示す

図 2-6

表 2-8 柱及び梁部材の断面検討結果（暴風時）

部材		使用部材		応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	決定 ケース	判定
		弦材	斜材	軸力	曲げ				
柱 (北西)	O.P.28.9m	H-250*250*9*14	□-125*125*9	軸力	88.8	301	0.69	東→西	OK
	}			曲げ	127.8				
	O.P.15.6m			せん断	105.0	213	0.50	東→西	OK
					20.0	213	0.10	南→北	OK
柱 (北東)	O.P.28.9m	H-250*250*9*14	□-125*125*9	軸力	77.4	301	0.57	西→東	OK
	}			曲げ	99.0				
	O.P.15.6m			せん断	106.0	213	0.50	西→東	OK
					5.9	213	0.03	北→南	OK

部材		使用部材		応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	決定 ケース	判定
		弦材	斜材	軸力	曲げ				
梁 (西面)	O.P.28.9m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	11.3	279	0.68	西→東	OK
				曲げ	205.2	325			
				せん断	109.4	206	0.54	西→東	OK
梁 (北面)	O.P.28.9m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	7.9	279	0.53	北→南	OK
				曲げ	162.5	325			
				せん断	116.9	207	0.57	西→東	OK



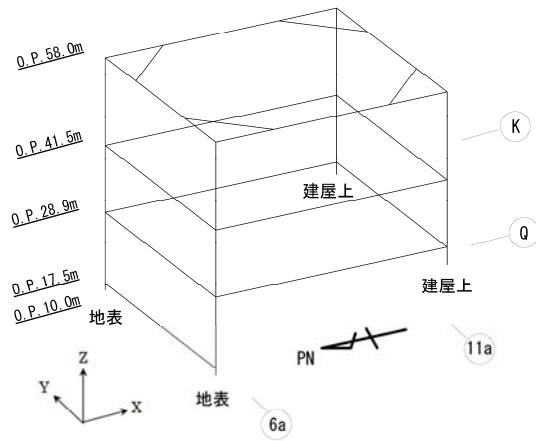
●は最大応力発生位置を示す

図 2-7

表 2-9 柱及び梁部材の断面検討結果（地震時）

部材		使用部材		応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	決定ケース	判定
		弦材	斜材	軸力	曲げ				
柱 (南西)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	37.1	301	0.69	東→西	OK
	↘			曲げ	184.2				
	O.P.41.5m			せん断	120.7	214	0.57	東→西	OK
					154.8	214	0.73	北→南	OK
柱 (北東)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-125*125*6	軸力	36.1	301	0.67	南→北	OK
	↘			曲げ	177.2				
	O.P.41.5m			せん断	109.2	214	0.52	西→東	OK
					158.6	214	0.75	南→北	OK

部材		使用部材		応力度 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度比	決定ケース	判定
		弦材	斜材	軸力	曲げ				
梁 (東面)	O.P.58.0m	H-250*250*9*14	□-150*150*6	軸力	16.8	279	0.63	南→北	OK
				曲げ	183.7				
				せん断	168.6	206	0.82	南→北	OK



●は最大応力発生位置を示す

図 2-8

## 2.4 基礎の検討

### (1) すべりに対する検討

原子炉建屋カバーは、基礎となる柱脚部分が地盤面または既設建屋の屋根スラブ上面に設置されているため、水平荷重が作用した場合のすべりの検討を行う。

表 2-10 にすべりに対する検討結果を示す。

水平荷重時（暴風時及び地震時）の柱脚部のせん断力はすべり抵抗以下となる。

表 2-10 すべりに対する検討結果

(単位：kN)

部位	せん断力			すべり抵抗	判定
	暴風時		地震時		
	東・西	南・北			
柱脚	2720	2445	1668	5024	OK

注)：すべり抵抗は、「鋼構造設計規準 17 章 柱脚」に基づき、摩擦係数 0.4 を用いて算定した。

(2) 柱支持力に対する検討

原子炉建屋カバーの柱のうち南面の柱は、図 2-9 に示すとおり既設建屋の屋根スラブ上面に設置する架台で支持されるため、常時及び水平荷重時（暴風時及び地震時）について柱支持力に対する検討を行う。

表 2-11 に柱支持力に対する検討結果を示す。

各々の柱に作用する軸力は既設建屋のパンチングシアに対する許容せん断力以下であり、柱の支持力は十分に確保されている。

表 2-11 柱支持力に対する検討結果

(単位 : kN)

部位	作用荷重			パンチングシアに対する許容せん断力		判定
	長期	短期		長期	短期	
	常時	暴風時	地震時			
南東柱	1442	1549	1808	4719	7046	OK
南西柱	973	1118	1211	3513	5245	OK

注) : パンチングシアに対する許容せん断力は、「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 20 条 基礎」に基づき算定した。

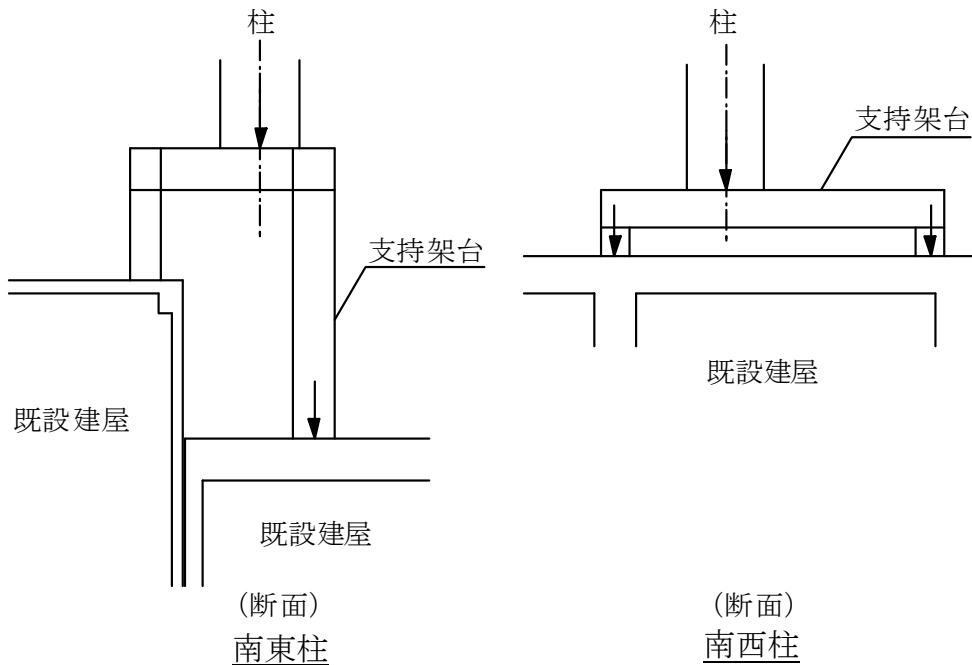


図 2-9 支持架台

### 3 膜材の設計

#### 3.1 使用材料及び材料の許容応力度

膜材としては塩化ビニル樹脂コーティング ポリエステル繊維織物を用いる。  
膜材の許容応力度を表 2-12 に示す。

表 2-12(a) 膜材の許容応力度 (壁パネル)

膜厚さ t(mm)	繊維方向	基準強度*1 Fm(N/cm)	許容引張応力度*2	
			長期 lft(N/mm <sup>2</sup> )	短期 sft(N/mm <sup>2</sup> )
0.52	タテ糸方向	457	14.64	29.29
	ヨコ糸方向	408	13.07	26.15

注記 \*1 : 基準強度は JIS L 1096 「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ (建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの)

\*2 :  $ft = Fm/t/v$  : v は安全率 (平成 14 年国土交通省告示第 667 号「テント倉庫建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第 3 項第一号に従い, 長期は 6, 短期は 3 とする)

表 2-12(b) 膜材の許容応力度 (屋根)

膜厚さ t(mm)	繊維方向	基準強度*1 Fm(N/cm)	許容引張応力度*2	
			長期 lft(N/mm <sup>2</sup> )	短期 sft(N/mm <sup>2</sup> )
0.63	タテ糸方向	654	12.97	25.95
	ヨコ糸方向	654	12.97	25.95

注記 \*1 : 基準強度は JIS L 1096 「一般織物試験方法」-1999 の定速伸長形引張試験機を用いたストリップ法により測定した引張強さ (建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定を受けたもの)

\*2 :  $ft = Fm/t/v$  : v は安全率 (平成 14 年国土交通省告示第 666 号「膜構造の建築物又は建築物の構造方法に関する安全上必要な技術的基準を定める等の件」第 6 第一号に従い, 長期は 8, 短期は 4 とする)



### 3.2 設計用荷重

膜材の強度検討は、風圧力に対して行う。

#### (1) 風圧力

全体架構の設計と同様に、設計における基準風速は 25 m/sec とする。

風圧力の算定結果を表 2-13 に示す。

表 2-13 速度圧及び風力係数の算定

##### (a)速度圧(q)の算定

標高 O.P. (m)	軒高さ (m)	最高高さ (m)	平均高さ H (m)	平均風速の 高さ方向の 分布を表す 係数 E <sub>r</sub>	ガスト影響 係数 G <sub>f</sub>	建築物の高 さと地表面 粗度に応じ た係数 E	基準風速 V <sub>0</sub> (m/s)	速度圧 q (N/m <sup>2</sup> )
58.0	50.17	54.37	52.27	1.28	2.00	3.28	25	1230

##### (b)風力係数(C<sub>p</sub>)の算定

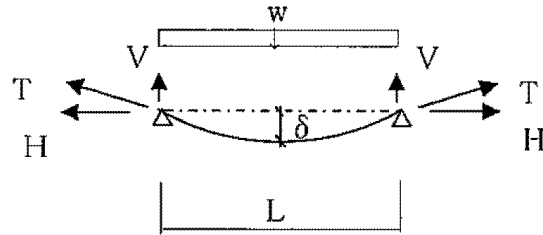
標高 O.P. (m)	地上高さ Z(m)	k <sub>z</sub>	壁面:正圧時			壁面:負圧時		
			外圧係数	内圧係数	風力係数	外圧係数	内圧係数	風力係数
			C <sub>pe</sub>	C <sub>pi</sub>	C <sub>f</sub>	C <sub>pe</sub>	C <sub>pi</sub>	C <sub>f</sub>
58.0	38.5	0.912	0.73	-0.20	0.93	-0.70	0	-0.70

設計用風圧力は、以下のとおりとなる。

壁パネル膜材： (正圧時)  $w=0.93 \times 1230=1144$  → 1150N/m<sup>2</sup>  
 (負圧時)  $w=0.70 \times 1230=861$  → 870N/m<sup>2</sup>  
 屋根膜材： (負圧時)  $w=1.0 \times 1230=1230$  → 1230N/m<sup>2</sup>

### 3.3 膜材の強度検討

風圧力  $w$  により膜材に生じる応力度  $T'$  は以下の式により算定する。



$$V = w \cdot L / 2 \quad (\text{N/m})$$

$$H = \sqrt[3]{(w^2 \cdot L^2 \cdot Et) / 24 + T_0} \quad (\text{N/m}) \quad (T_0 = 1000 \text{ N/m})$$

$$T = \sqrt{V^2 + H^2} \quad (\text{N/m})$$

$$T' = T / t / 1000 \quad (\text{N/mm}^2)$$

ここで、

$L$  : 支持スパン (m)

$Et$  : 引張剛性 (壁パネル膜材 : タテ糸方向 230000N/m, ヨコ糸方向 160000N/m)  
(屋根膜材 : タテ糸方向 418400N/m, ヨコ糸方向 367600N/m)

$T_0$  : 初期張力 (=1000 N/m)

$t$  : 膜厚さ (mm)

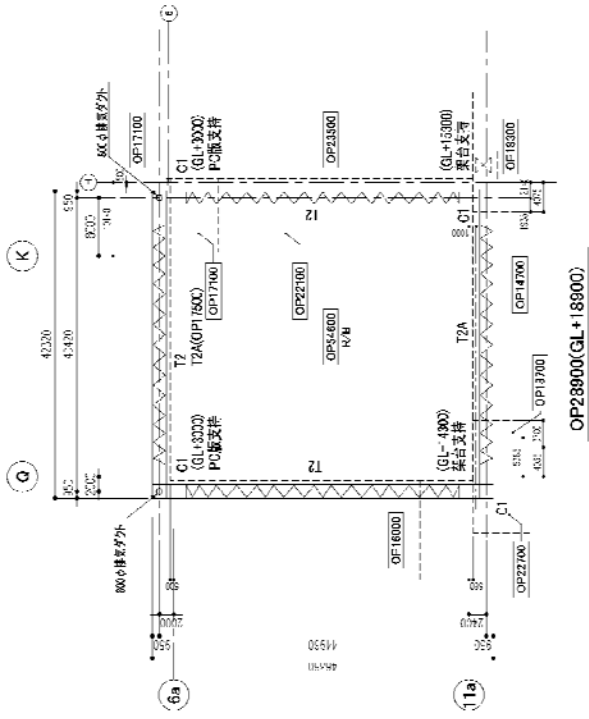
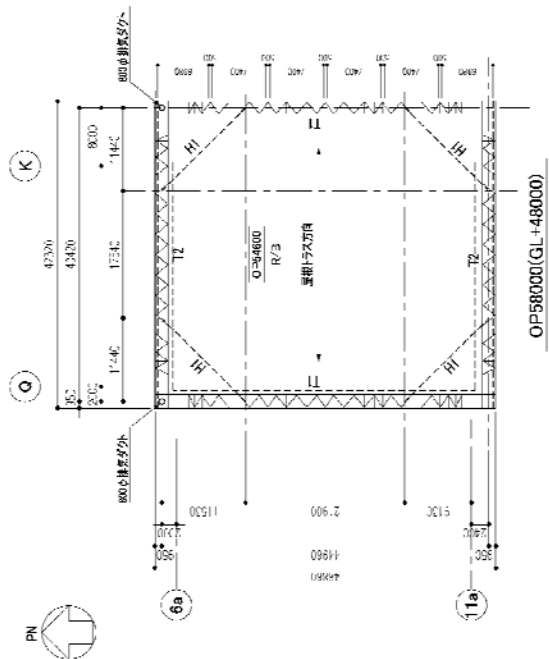
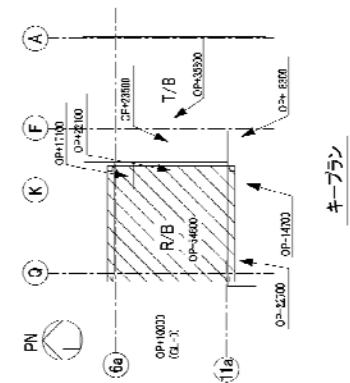
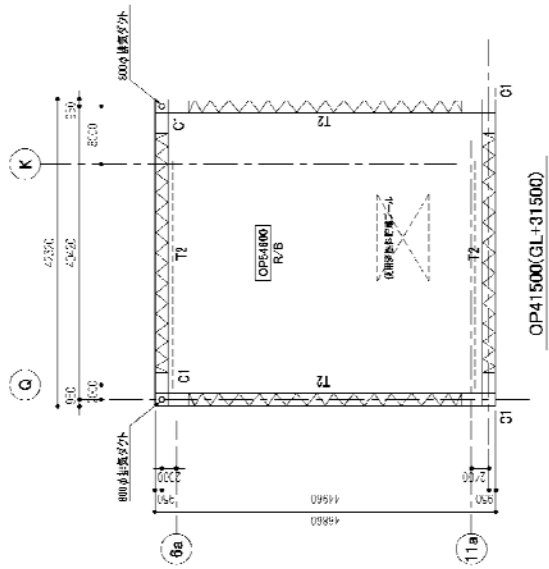
壁パネル膜材及び屋根膜材の強度検討結果を表 2-14 に示す。

風圧力により膜材に生じる応力度は、表 2-12 に示す許容応力度以下であり、基準風速に対して約 2 倍の余裕度がある。

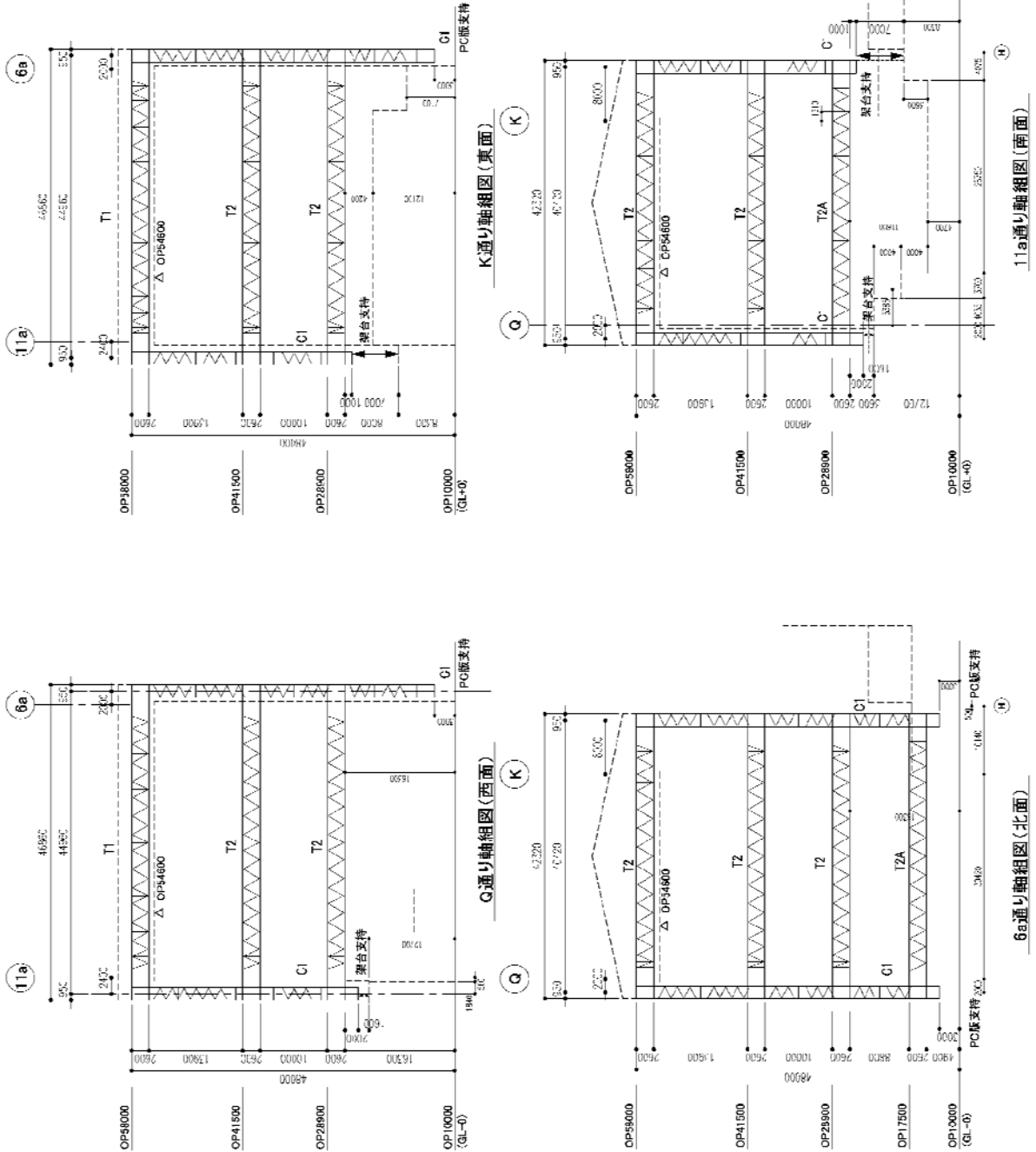
表 2-14 膜材の強度検討結果

	(壁パネル膜材)		(屋根膜材)		
	(正圧時)	(負圧時)	(屋根面)	(側面)	(妻面)
	(Cf=0.93)	(Cf=-0.7)	(Cf=-1.0)	(Cf=1.0)	(Cf=1.0)
	短期	短期	短期	短期	短期
風圧力 $w$ (N/m <sup>2</sup> )	1150	870	1230	1230	1230
糸方向	ヨコ	ヨコ	ヨコ	ヨコ	ヨコ
支持スパン $L$ (m)	2.31	2.31	1.85	1.85	2.53
応力度 $T'$ (N/mm <sup>2</sup> )	9.23	7.93	8.60	8.60	10.29
許容応力度 $ft$ (N/mm <sup>2</sup> )	26.15	26.15	25.95	25.95	25.95
応力度比 $T'/ft$	0.35	0.30	0.33	0.33	0.40
判定	OK	OK	OK	OK	OK

参考文献：国土交通省国土技術政策総合研究所 他監修「膜構造の建築物・膜材料等の技術基準及び同解説」,  
平成 15 年 8 月



1号機原子炉建屋カバー 伏図  
II-2-11-添6-30



1号機原子炉建屋カバー 軸組図

供用期間を考慮した風荷重の設定  
－ 風荷重の設定方針について －

1 原子炉建屋カバーの供用期間を考慮した風荷重の算定について

原子炉建屋カバーは恒久的対策実施までの短期的対策として、約 2 年間の使用を考えているが、建築基準法で定められる基準風速は建築物の供用期間を考慮し、再現期間を概ね 50 年として設定されている。しかし、原子炉建屋カバーについては供用期間が短期であることを考慮し、日本建築学会「建築物荷重指針（1993 年版）」に基づき、10 年再現期間で低減した風速による風荷重を採用することとする。

2 日本建築学会「建築物荷重指針（1993 年版）」の適用について

日本建築学会「建築物荷重指針」は統計的データや確率・統計的分析により得られた知見をもとに、1993 年に荷重全般について改定され、その後、2004 年に見直しが行われている。

「建築物荷重指針（2004 年版）」では建築物の長期使用を見込み、設計風速の算定に用いる再現期間換算係数は、再現期間 500 年の年最大風速  $U_{500}$  に基づいた近似式となっている。そのため、再現期間が 100 年から 500 年の範囲から外れるに従って、推定誤差は大きくなる（※1）。

一方、「建築物荷重指針（1993 年版）」は、100 年再現期間の風速に対する再現期待値として定義しており、短期使用の構造物への適用には誤差が少ない算定式と考えられる（※2）。

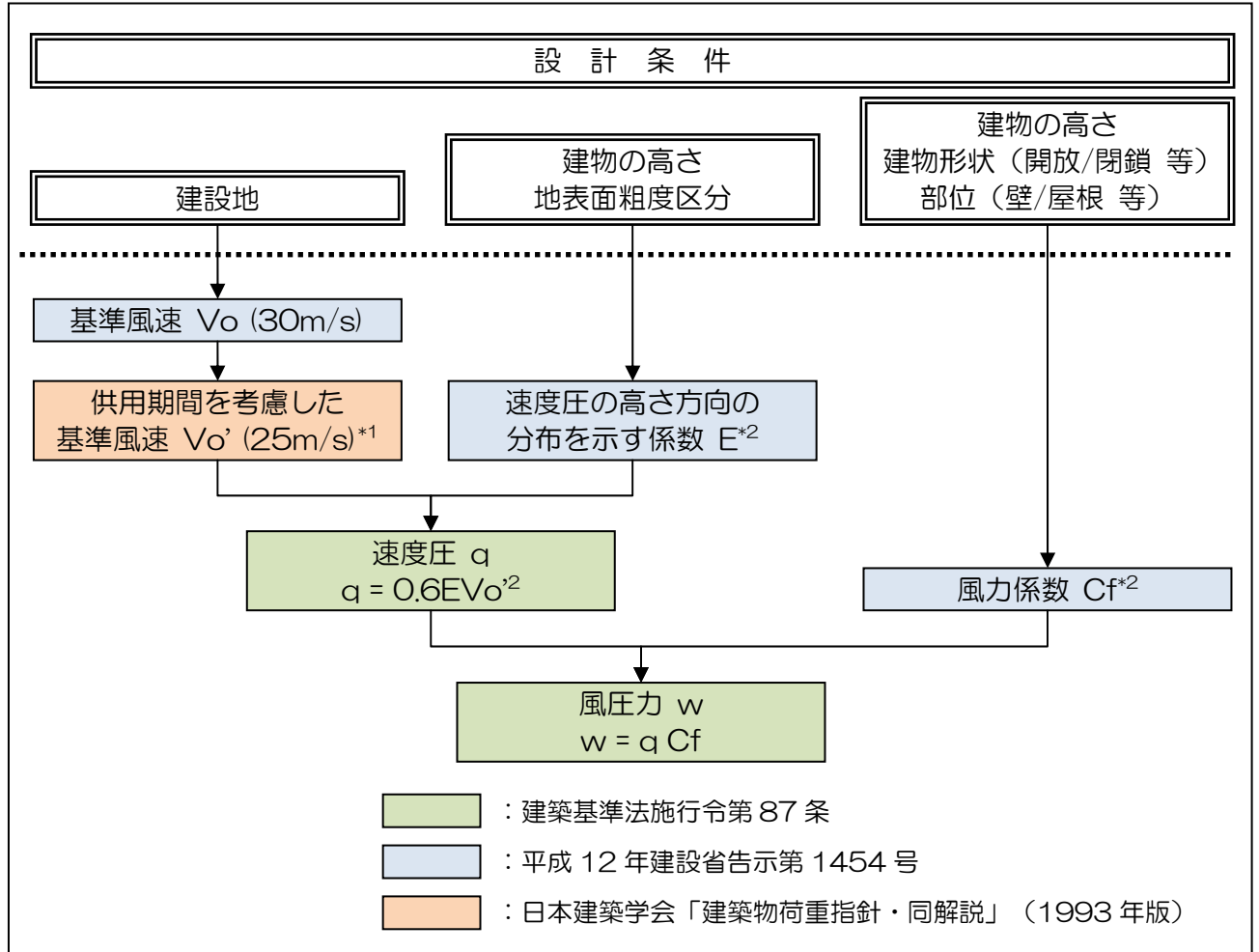
（※1）建築物荷重指針（2004 年版）の再現期間 20 年とした場合の誤差は約 9%

（※2）建築物荷重指針（1993 年版）の再現期間 5 年とした場合の誤差は 0.6%

以上より、原子炉建屋カバーに作用する風荷重は「建築物荷重指針（1993 年版）」を用いて算定する。

### 3 風荷重の算定フロー

設計に用いる風荷重（風圧力）は、以下のフローに従い算定する。



\*1: 風速の再現期間換算係数  $R$  は、設計用再現期間  $r$  (年) に応じて、下式により算定される。

$$R = 0.54 + 0.1 \ln(r)$$

50年再現期間に相当する基準風速  $V_o=30\text{m/s}$  を10年再現期間に換算すると以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} V_o' &= V_o \times (0.54 + 0.1 \ln(10)) / (0.54 + 0.1 \ln(50)) \\ &= 30 \times 0.77 / 0.93 = 24.8 \rightarrow 25 \text{ m/s} \end{aligned}$$

\*2:  $E$  および  $C_f$  は、告示第1454号中に示される数式や図表に示される係数により算定される。

## 設計荷重以上の外力に対する検討

## 1 架構がすべる場合の検討

架構の総重量は、約 12,560 kN であり、すべり摩擦係数を 0.4 とすると、  
 架構のすべり抵抗は、 $Q_a = 0.4 \times 12,560 = 5,024$  kN となる。

風荷重、地震荷重について漸増載荷解析を実施した結果を図 4-2 及び図 4-3 に示す。崩壊形を形成する場合の最下層のせん断力（保有水平耐力）は、架構のすべり抵抗以上の値となる。

（風荷重時）  $Q_u = \text{約 } 7,450$  kN

（地震荷重時）  $Q_u = \text{約 } 6,330$  kN

すなわち、風荷重時、地震荷重時のいずれにおいても、（ $Q_a < Q_u$  となるため）架構は崩壊形を形成する前にすべると想定される。柱脚部にすべりが生じた場合、架構にはそれ以上の荷重は作用しないことになるため、架構の崩壊には至らないと考えられる。

また、すべり量が増加した場合、最終的には原子炉建屋カバーは原子炉建屋に接触して変位は拘束され、それ以上の荷重は原子炉建屋が受けることになる。なお、原子炉建屋カバーの OP28,900 レベルの梁の原子炉建屋側に変位抑制のためのストッパーを設置し、万一すべりが生じた場合でも、原子炉建屋のコンクリート壁部分で原子炉建屋カバーを支持できる構造とする。

この場合、原子炉建屋は原子炉建屋カバーの荷重を負担することとなるが、動的解析に用いられる原子炉建屋の質点重量に比べて原子炉建屋カバーの重量は十分に小さく（原子炉建屋カバー総重量／原子炉建屋質点重量（基礎重量をのぞく）＝約 4%）、振動性状を示す固有周期に与える影響も約 2%である。一方、基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 に対する原子炉建屋の耐震壁のせん断ひずみは最大で  $0.12 \times 10^{-3}$  であり、評価基準値（ $4.0 \times 10^{-3}$ ）に対して十分余裕がある（※）。これより、原子炉建屋カバーが原子炉建屋に接触しても原子炉建屋の健全性に与える影響は軽微であると言える。

※「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係わる報告書（その1）」参照

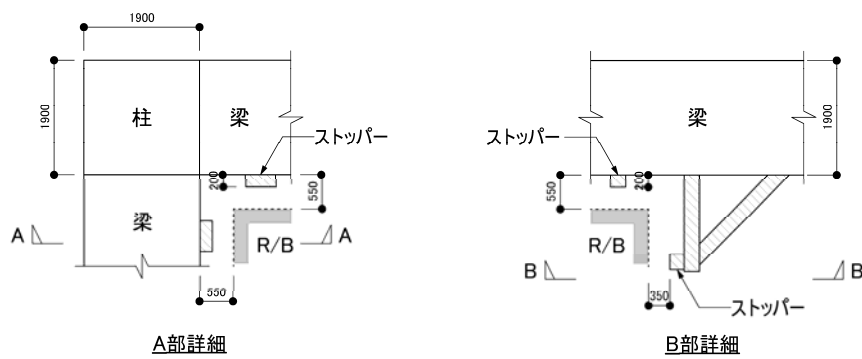
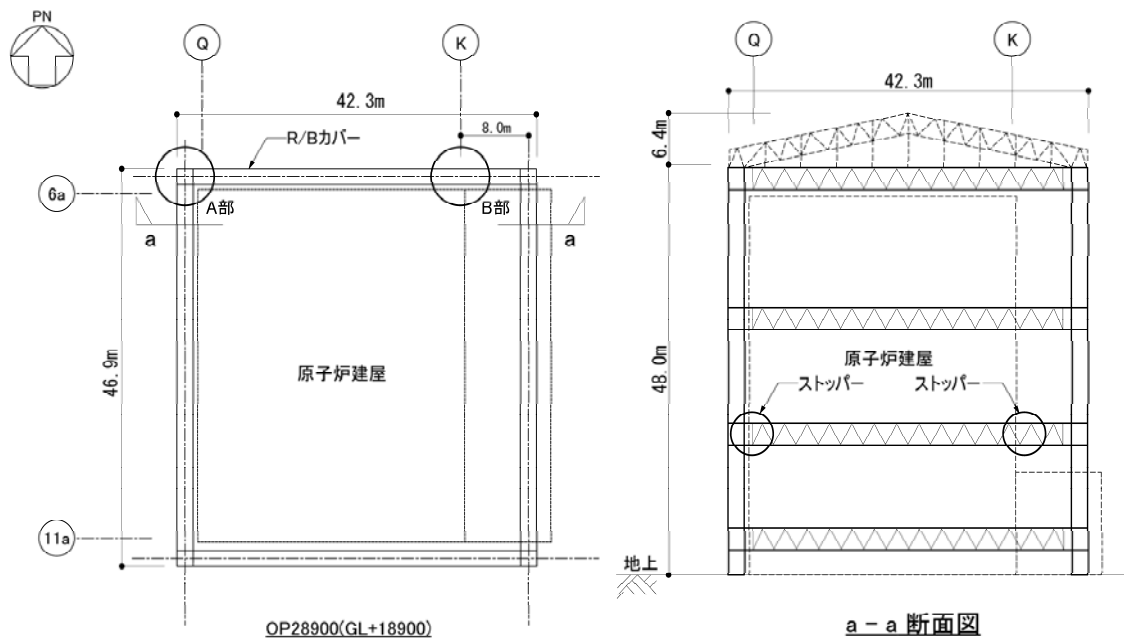
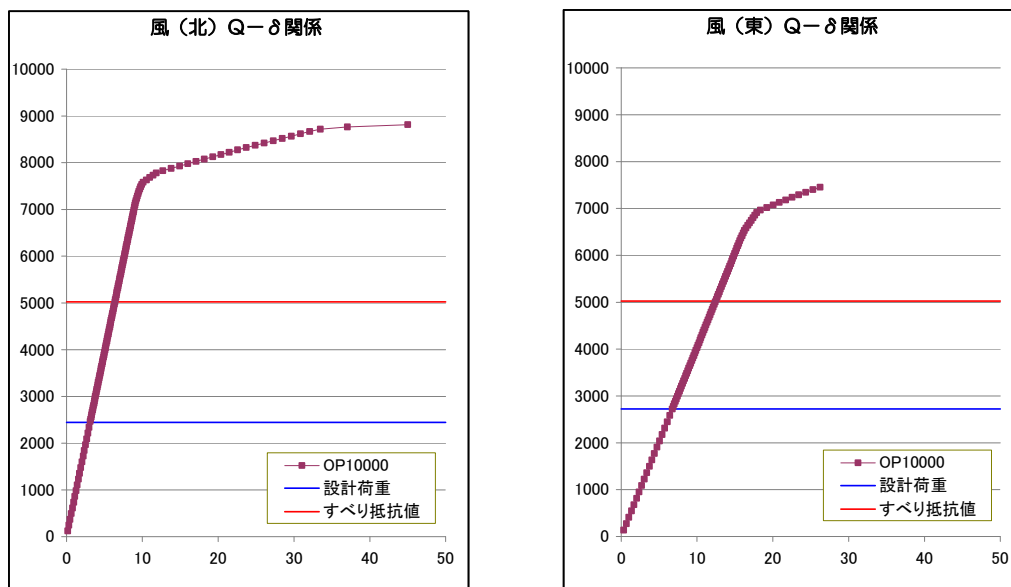


図 4-1 ストッパーの概要

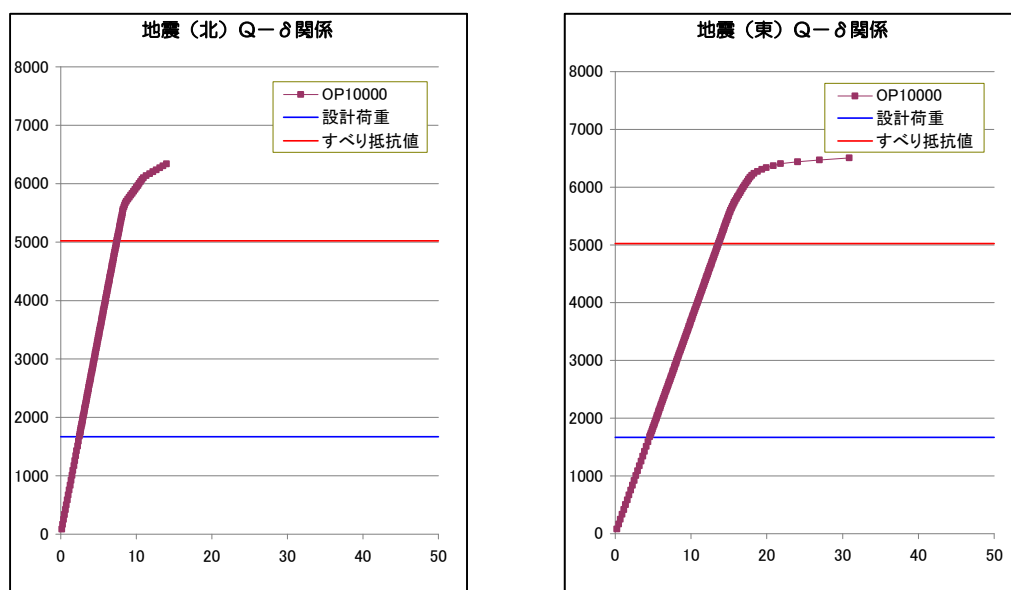


設計荷重に対するすべり抵抗値を比較すると、風荷重時は約 1.8 倍（基準風速に対し約 1.3 倍）、地震荷重時は約 3.0 倍の余裕度がある。



単位：横軸（cm），縦軸（kN）

図 4-2 荷重-変形関係：風荷重時



単位：横軸（cm），縦軸（kN）

図 4-3 荷重-変形関係：地震荷重時

なお、設計荷重に対する架構の保有耐力は、風荷重時は約 2.7 倍（基準風速に対し約 1.6 倍）、地震荷重時で約 3.7 倍の余裕度がある。

## 原子炉建屋カバー附属設備について

## 1. 設備概要

## 1.1 系統構成

放射性物質の外部流出を抑制するため、原子炉建屋カバーに排気設備（フィルタ付）を設置する。原子炉建屋カバー内の天井部に吸込口を設け、排気ダクトを經由してカバー外に設置したフィルタユニットへ導く。高性能粒子フィルタ（効率97%）、よう素用チャコールフィルタ（効率90%）、加熱コイル、排風機等から構成されたフィルタユニットを6系列（うち予備2系列）設置する。各フィルタユニットの排気風量は、約10,000m<sup>3</sup>/hとし、総排気風量約40,000m<sup>3</sup>/h（4系列）で運転する。原子炉建屋カバー下部は仕切板により区画されており、オペレーティングフロアより上のカバー空間は、約45,000m<sup>3</sup>（図5-2参照）であることから、1回/h程度の換気頻度となる。

また、カバー内の状況や温度、放射性物質の濃度等を確認できる装置を設置する。

表5-1 排気設備及び計測設備等

設備名	構成・配置等
吸込口	配置：カバー内の北側天井部に設置
フィルタユニット	配置：原子炉建屋西側の屋外に6系列（うち予備2系列）設置 構成：プレフィルタ、よう素用チャコールフィルタ（効率90%）、高性能粒子フィルタ（効率97%）、加熱コイル、排風機、フィルタ線量計（高性能粒子フィルタに設置）、フィルタ差圧計（プレフィルタ、よう素用チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）
排気管 （吹上用排気ダクト）	配置：フィルタユニットの下流側に設置 （直径：約 1m, 高さ：約 4m）
カメラ	配置：オペレーティングフロア上部外周に6台（うち予備3台） 対象：プールへの注水状況及びカバー内状況
温度計	配置：天井部に2個（うち予備1個）、 オペレーティングフロア高さに2個（うち予備1個）
放射性物質濃度測定器	測定対象：オペレーティングフロアコーナー部近傍（3箇所）、 機器ハッチ開口部近傍、使用済燃料プール上方、 カバー内上部空間及び大気放出前の放射性物質の濃度
水素濃度計	測定対象：カバー内上部空間の水素濃度 配置：フィルタユニットの下流側に2台（うち予備1台）

## 1.2 計測設備構成

原子炉建屋カバー内の各種状態を監視できるよう以下の計測設備を設置する（図5-1 参照）。

### 1.2.1 カメラ

カバー天井部に設置した使用済燃料プール注水用の注水ノズル（1.3項参照）から注水する場合の注入状況，及びカバー内の全体状況を監視するため，オペレーティングフロアより約18m 上のカバー内の外周に沿ってカメラを6 台（うち予備3 台）設置する。設置場所は，オペレーティングフロアを対角線に監視できるよう北面の東側，西面の南側に各2 台（うち予備2台）と使用済燃料プールをより確実に監視できるよう使用済燃料プールの西側に2 台（うち予備1 台）とする。

### 1.2.2 温度計

使用済燃料プール上方（オペレーティングフロアより約23m）に2 個（うち予備1 個）及びオペレーティングフロアとほぼ同じ高さの北側と西側外周部に各1 個（うち予備1 個）の温度計を設置する。

### 1.2.3 放射性物質濃度測定器

放射性物質は，原子炉圧力容器から原子炉格納容器，原子炉建屋内，オペレーティングフロアの開口部（機器ハッチ等）を経てカバー内に放出されるものと，使用済燃料プールの水中からプール上空に移行するものが想定される。このため，機器ハッチ開口部近傍（オペレーティングフロアより約1m 上，機器ハッチ端部より約2m 西側）と，使用済燃料プール上方（オペレーティングフロアより約25m）から各々吸引できるよう放射性物質濃度測定用のサンプリング配管を設置する。また，カバー内上部空間（オペレーティングフロアより約25m 上）及び大気放出前（フィルタ通過後）の放射性物質濃度測定用の配管を排気ダクトに設置する。さらに念のため，オペレーティングフロア面の北東，北西，南西コーナー部近傍（オペレーティングフロアより約1m 上，原子炉建屋端部より約1m）に各1 箇所設置し（南東コーナー部近傍の1 箇所は環境改善を行うなど設置が可能となるよう工夫した後，設置），各々のサンプリング配管は放射性物質濃度測定器に接続する。（図5-2 参照）

### 1.2.4 フィルタ線量計

Cs-134（半減期2 年）及びCs-137（半減期30 年）は，I-131（半減期8 日）に比べ半減期が長く，セシウムを捕集する高性能粒子フィルタのフィルタ線量が短期間で上昇する可能性があるため，適切な時期にフィルタ交換ができるよう，高性能粒子フィルタに $\gamma$ 線線量計を設置する。

#### 1.2.5 フィルタ差圧計

カバー内の粉塵等を捕集することにより、フィルタ差圧が上昇することが想定されるため、プレフィルタ、高性能粒子フィルタ、よう素用チャコールフィルタに差圧計を設置する。

#### 1.2.6 水素濃度計

3.3項に記載の通り、原子炉及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により水素が発生する。水素の発生量は、排気風量に比べ十分に少ないことや、カバー内気体と混合されること、天井から排気することから、カバー内に水素濃度が滞留する可能性は極めて低い。念のため水素濃度計を排気ダクトに2台（うち予備1台）を設置する。

#### 1.3 使用済燃料プール注水設備

現在、使用済燃料プールへの注水は原子炉建屋の内部配管を経由して行われており、これが停止した場合の代替手段として、使用済燃料プールの上部からコンクリートポンプ車による注水を行うこととしている。原子炉建屋カバー設置後は、原子炉建屋カバーの天井部に注水ノズル（方向調整機能付）を取り付け、配管・ホースで原子炉建屋カバー外部の給水系統に接続することで代替注水を可能とする。注水管は予備1本を含め2本設置し、注水管の先端に接続する注水ノズルの向きはコンテナに格納された現場制御盤において遠隔で操作が可能である。

#### 1.4 電源構成

原子炉建屋カバー排気設備及び附属設備の電源は、構内設置の降圧変圧器盤から供給される。降圧変圧器盤は、高圧電源盤に接続されており、高圧電源盤は多重化された外部から給電される構成としている。

#### 1.5 配置

原子炉建屋カバー排気設備、コンテナに格納された現場制御盤及び排気管は、原子炉建屋の西側の屋外に設置する（図5-3 参照）。

#### 1.6 運転管理

原子炉建屋カバーの排気設備については、フィルタユニットの近傍に設置した現場制御盤で操作し、排気設備の故障等により停止した場合には、予備機が自動起動する。

現場制御盤では、排風機の運転状態（起動停止状態）、カバー内温度、水素濃度、放射性物質濃度が表示され、それらの異常を検知した場合は、警報を発する。免震重要棟に設置するモニタには、制御盤の情報が送られ、カメラによるカバー内状況とと

もに確認することができる。また、免震重要棟でも同様に、それらの情報に異常を検知した場合は、警報を発するシステムとなっている。

## 1.7 保守管理

換気設備については安全上重要な設備ではなく、運転継続性の要求が高くない。保守作業に伴う被ばくを極力低減する観点から、異常の兆候が確認された場合に対応する。なお、排気フィルタユニット出口の放射性物質濃度測定器については、外部への放射性物質放出抑制の監視の観点から多重化し、機器の単一故障により機能が喪失した場合でも測定可能な設備構成とする。

また、フィルタについては、差圧計（プレフィルタ、よう素用チャコールフィルタ、高性能粒子フィルタに設置）又は線量計（高性能粒子フィルタに設置）の値を確認しながら、必要な時期に交換する。

## 2. 放出抑制効果について

燃料取り出し用カバー内から排気フィルタユニットを通じて外部へ放出される放射性物質は、高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径  $0.3\mu\text{m}$ ）以上）により低減される。

なお、原子炉建屋カバー設置後の敷地境界における年間実効線量については、「Ⅲ. 3. 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」の評価を参照。

## 3. 原子炉建屋カバー設置による影響について

### 3.1 温度の影響について

外気 $28.5^{\circ}\text{C}$ （夏季設計用温度）、原子炉からの熱（10月1日時点）、使用済燃料プールからの熱（10月1日時点）及び日射（秋）、排気風量 $40,000\text{m}^3/\text{h}$ と仮定した場合におけるカバー内の温度について、気流解析により評価した結果、オペレーティングフロア上約 $1.5\text{m}$ の温度が約 $40^{\circ}\text{C}$ となった。また、原子炉建屋カバーに附属する排気システムは、原子炉建屋カバーのすき間から外気を取り込むことを前提とした構成であり、原子炉建屋内の気体を排気することは想定していない。そこで、原子炉建屋内温度について以下の計算方法で評価した結果、約 $10^{\circ}\text{C}$ 上昇して約 $39^{\circ}\text{C}$ となった。原子炉建屋内で作業を行う場合には、必要に応じてスポットクーラー等を設置し、作業エリアの環境改善を図り、また状況によっては、作業時間を限定するなどの対策をとる。

<計算方法>

- ① 下式により、カバー設置前の原子炉建屋内温度を $28.5^{\circ}\text{C}$ と仮定した場合の駆体負荷 $Q$  (W) を求める。
- ② ①で求めた駆体負荷 $Q$  (W) と同程度となるカバー内温度（気流解析結果）と原子炉建屋内温度の温度差 $\Delta t$  ( $^{\circ}\text{C}$ ) を逆算し、カバー設置後の原子炉建屋内温度を

求める。

$$Q=KA \Delta t$$

Q : 駆体負荷 (W)

K : 熱通過率 ( $W/m^2 \cdot ^\circ C$ )

A : 伝熱面積 ( $m^2$ )

$\Delta t$  : 室内外温度差 ( $^\circ C$ )

$$T=t-\Delta t$$

T : 原子炉建屋内温度 ( $^\circ C$ )

t : カバー内温度 ( $^\circ C$ )

### 3.2 湿度の影響について

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱全てがプール水の蒸発に使用されと仮定した場合の蒸発量は約231kg/h, 原子炉内燃料の崩壊熱により発生した蒸気が格納容器から漏出したと仮定した場合の蒸発量は180kg/h となる。また, 排気風量 40,000 $m^3$ /h で, カバー設置前の温度/相対湿度を28.5 $^\circ C$ /75%と仮定した場合, カバー設置後のカバー内温度が約40 $^\circ C$ の時の相対湿度を以下の計算方法で評価した結果, カバー内湿度は約58%となった。

原子炉建屋内の湿度については, カバーを設置することにより原子炉建屋内温度が約40 $^\circ C$ となることから (2.1項参照), カバー内の湿度と同等の約58%になるものと考ええる。

<計算方法>

- ① 下式により, カバー設置後の絶対湿度 X ( $kg/kg'$ ) を求める。
- ② ①で求めた絶対湿度 X ( $kg/kg'$ ) とカバー内温度の 40 $^\circ C$ から, 湿り空気 h-x 線図より相対湿度を求める。

$$X=X1+\{(LS+LR)/(W \gamma)\}$$

X : カバー設置後の絶対湿度 ( $kg/kg'$ )

X1 : カバー設置前の絶対湿度 (0.0186 $kg/kg'$ )

LS : 使用済燃料プールからの蒸発量 (231 $kg/h$ )

LR : 原子炉からの蒸発量 (180 $kg/h$ )

W : カバー排気風量 (40,000 $m^3/h$ )

$\gamma$  : 空気密度 (1.2 $kg/m^3$ )

### 3.3 水素発生に対する影響について

原子炉圧力容器内燃料及び使用済燃料プール内の燃料による水の放射線分解により発生する水素の量について評価した（表5-2 参照）。

評価の結果、水素の発生量は、カバー内の容積及び排気風量に比べ十分に少ないこと、カバー内気体と混合されやすいこと、カバー内の空気を天井から排気することから、カバー内の水素濃度が上昇する可能性は極めて低い。万一、水素濃度が可燃限界濃度に達した場合には、カバー屋根又はシャッターを開放し、カバー外へ放出する。なお、オペレーティングフロアより上のカバー内容積45,000m<sup>3</sup>/h に対しての水素濃度は、約0.01%となる。

表5-2 水素発生量

発生箇所	発生量* (Nm <sup>3</sup> /h)	40℃の場合 (m <sup>3</sup> /h)
原子炉圧力容器内燃料	約3.17	約3.65
使用済燃料貯蔵プール内燃料	約0.56	約0.64
合計	約3.73	約4.29

\*原子炉内の燃料, 使用済燃料貯蔵プール内の燃料ともに100%破損を仮定

- 原子炉圧力容器内燃料の水素発生量は、3.4kmol/日  
体積に換算すると、3.4kmol/日×22.4Nm<sup>3</sup>/kmol=76.2Nm<sup>3</sup>/日=3.17Nm<sup>3</sup>/h
- 使用済燃料貯蔵プール内燃料の水素発生量は、5.98E-01kmol/日  
体積に換算すると、5.98E-01kmol/日×22.4Nm<sup>3</sup>/kmol=13.4Nm<sup>3</sup>/日=0.56Nm<sup>3</sup>/h  
(安全側に7月末時点(原子炉停止後135日)での評価とした)

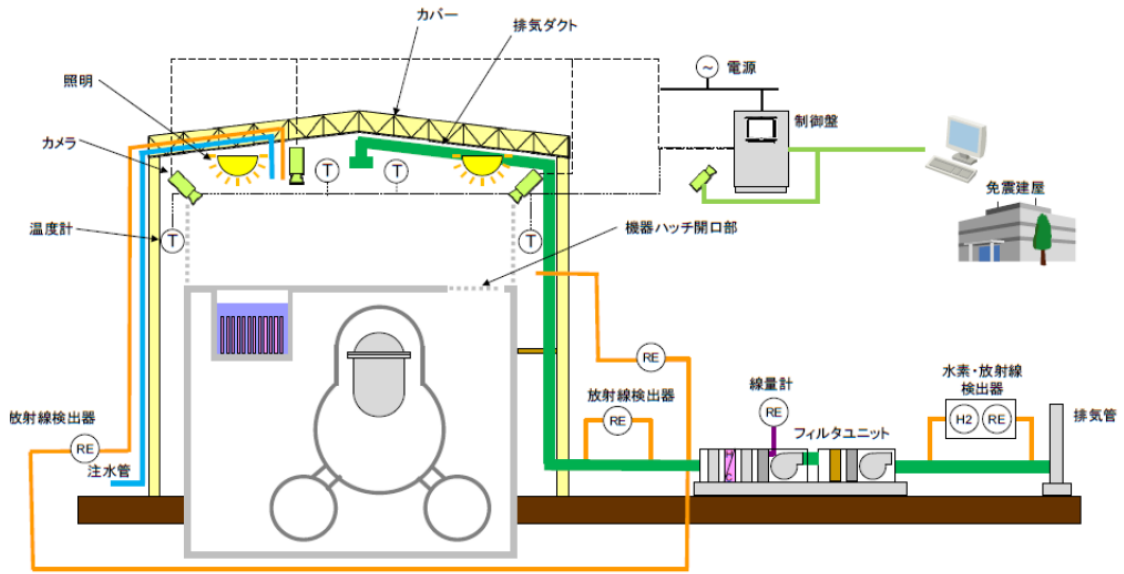


図5-1 原子炉建屋カバー排気設備及びモニタリング設備概略構成図

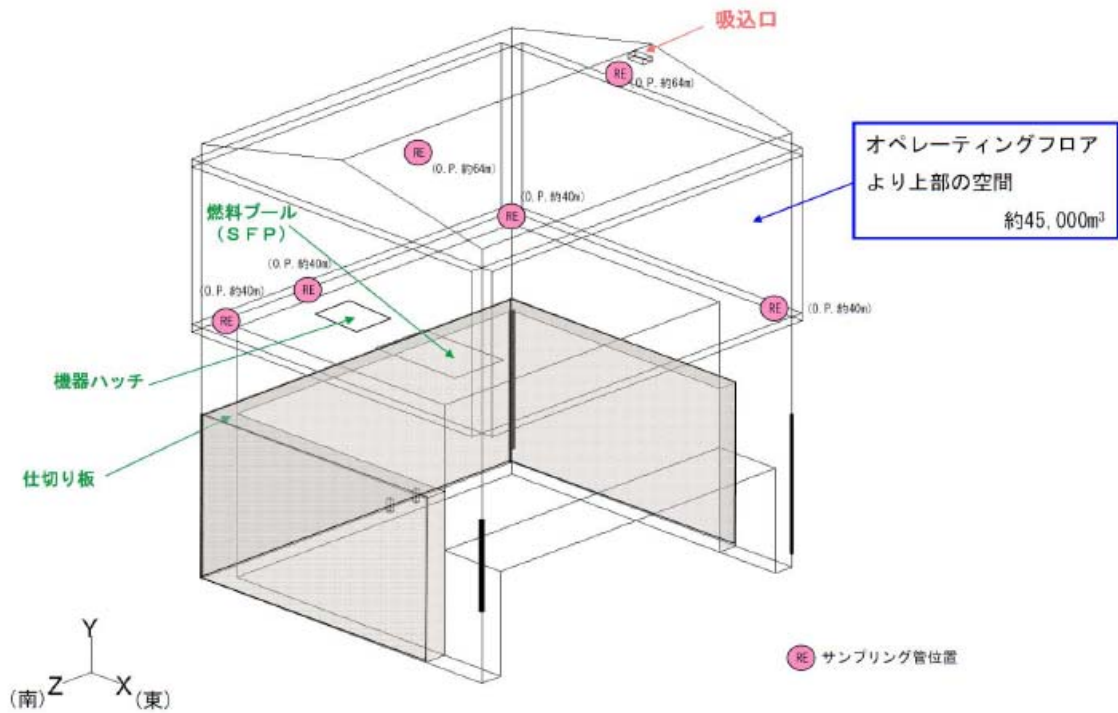


図5-2 原子炉建屋カバー放射性物質濃度サンプリング位置図



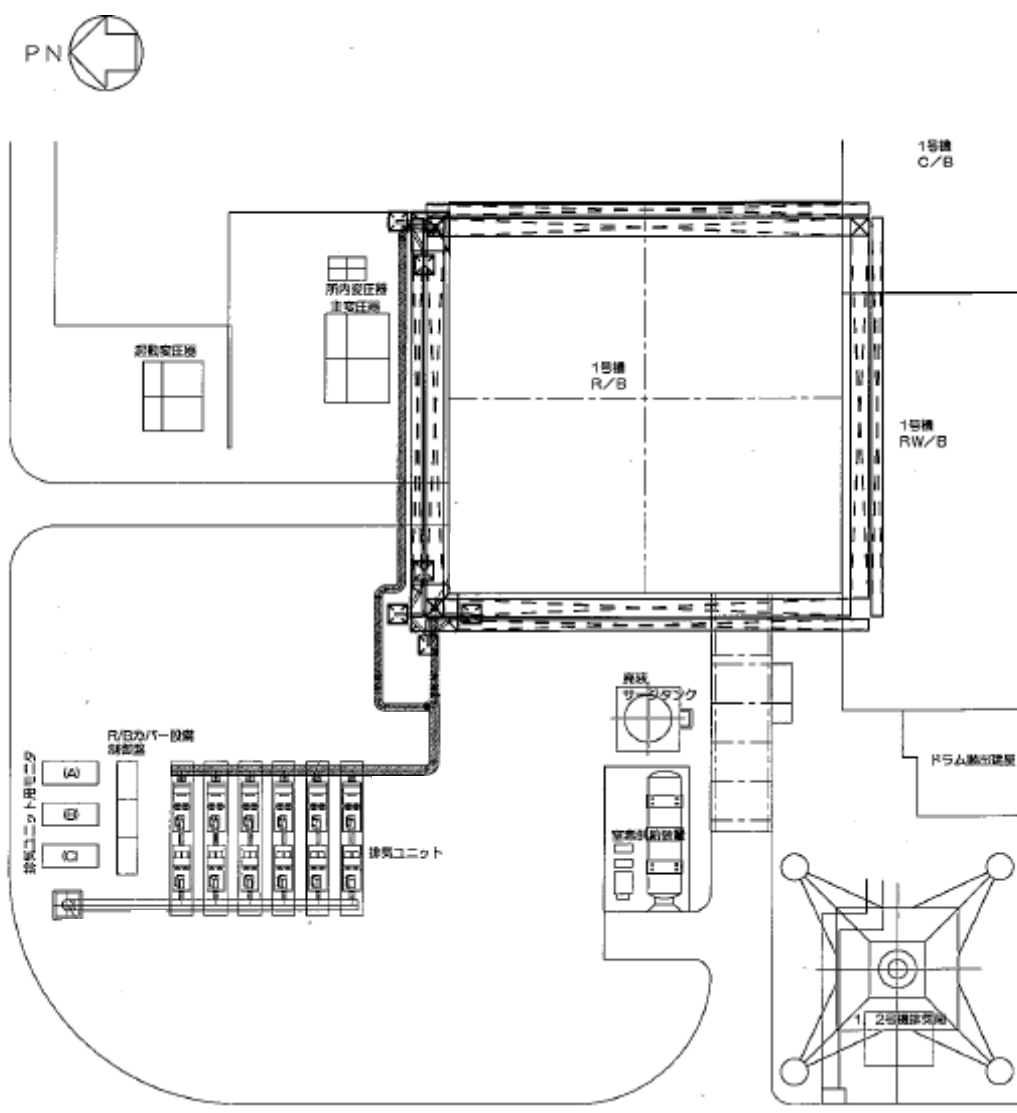


図5-3 原子炉建屋カバー排気設備配置図

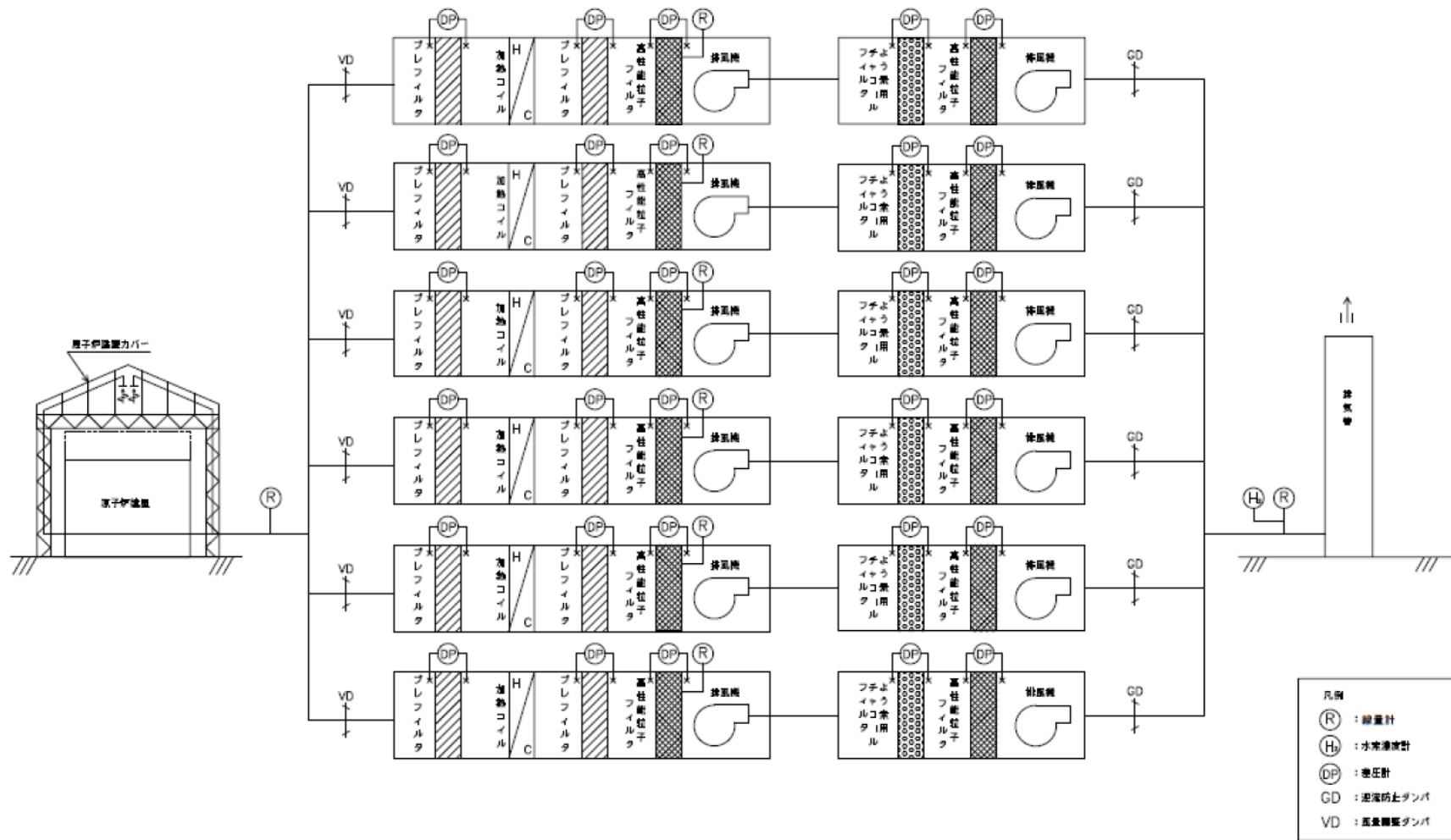


図5-4 原子炉建屋カバー排気設備系統図

## 2.16 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設

### 2.16.1 基本設計

#### 2.16.1.1 設置の目的

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は、汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度になるまで除去する多核種除去設備、多核種除去設備の処理済水を貯留するタンク、槽類から構成する。

#### 2.16.1.2 要求される機能

- (1) 発生する液体状の放射性物質の量を上回る処理能力を有すること。
- (2) 発生する液体状の放射性物質について適切な方法によって、処理、貯留、減衰、管理等を行い、放射性物質等の濃度及び量を適切な値に低減する能力を有すること。
- (3) 放射性液体廃棄物が漏えいし難いこと。
- (4) 漏えい防止機能を有すること。
- (5) 放射性液体廃棄物が、万一、機器・配管等から漏えいした場合においても、施設からの漏えいを防止でき、又は敷地外への管理されない放出に適切に対応できる機能を有すること。
- (6) 施設内で発生する気体状及び固体状の放射性物質及び可燃性ガスの検出、管理及び処理が適切に行える機能を有すること。

#### 2.16.1.3 設計方針

##### (1) 放射性物質の濃度及び量の低減

多核種除去設備は、汚染水処理設備で処理した水を、ろ過、凝集沈殿、イオン交換等により周辺環境に対して、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

##### (2) 処理能力

多核種除去設備は、滞留水の発生原因となっている雨水、地下水の建屋への流入量を上回る処理容量とする。

##### (3) 材料

多核種除去設備の機器等は、処理対象水の性状を考慮し、適切な材料を用いた設計とする。

##### (4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

多核種除去設備の機器等は、液体状の放射性物質の漏えい防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいの発生を防止するため、機器等には適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器、インターロック回路等を設ける。
- b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は、漏えいの早期検出を可能にするとともに、漏えい液体の除去を容易に行えるようにする。
- c. タンク水位、漏えい検知等の警報については、シールド中央制御室等に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにし、これを監視できるようにする。
- d. 多核種除去設備の機器等は、可能な限り周辺に堰を設けた区画内に設け、漏えいの拡大を防止する。また、処理対象水の移送配管類は、万一、漏えいしても排水路を通じて環境に放出することがないように、排水路から可能な限り離隔するとともに、排水路を跨ぐ箇所はボックス鋼内等に配管を敷設する。さらに、ボックス鋼端部から排水路に漏えい水が直接流入しないように土のうを設ける。

(5) 被ばく低減

多核種除去設備は、遮へい、機器の配置等により被ばくの低減を考慮した設計とする。

(6) 可燃性ガスの管理

多核種除去設備は、水の放射線分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できる設計とする。また、排出する可燃性ガスに放射性物質が含まれる可能性がある場合には、適切に除去する設計とする。

(7) 健全性に対する考慮

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は、機器の重要度に応じた有効な保全が可能な設計とする。

2.16.1.4 供用期間中に確認する項目

多核種除去設備処理済水に含まれる除去対象の放射性核種濃度（トリチウムを除く）が『実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示』に示される濃度限度（以下、「告示濃度限度」という）以下であること。

2.16.1.5 主要な機器

多核種除去設備は、3系列から構成し、各系列は前処理設備と多核種除去装置で構成する。さらに共通設備として、前処理設備から発生する沈殿処理生成物及び放射性核種を吸着した吸着材を收容して貯蔵する高性能容器、薬品を供給するための薬品供給設備、多核種除去設備の運転監視を行う監視制御装置、電源を供給する電源設備等で構成する。なお、2系列運転で定格処理容量を確保するが、R0濃縮塩水の処理を早期に完了させる観点から、

3系列同時運転も可能な構成とする。また、装置の処理能力を確認するための試料採取が可能な設備とする。

多核種除去設備は電源が喪失した場合、系統が隔離されるため、電源喪失による設備から外部への漏えいが発生することはない。

多核種除去設備の主要な機器はシールド中央制御室の監視・制御装置により遠隔操作及び運転状況の監視を行う。監視・制御装置は、故障により各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。また、運転員の誤操作、誤判断を防止するため、装置毎に配置する等の配慮を行うとともに、特に重要な装置の緊急停止操作についてはダブルアクションを要する等の設計とする。

多核種除去設備で処理された水は、処理済水貯留用タンク・槽類で貯留する。

#### (1) 多核種除去設備

##### a. 前処理設備

前処理設備は、アルファ核種、コバルト 60、マンガン 54 等の除去を行う鉄共沈処理設備及び吸着阻害イオン（マグネシウム、カルシウム等）の除去を行う炭酸塩沈殿処理設備で構成する。

鉄共沈処理は、後段の多核種除去装置での吸着材の吸着阻害要因となる除去対象核種の錯体を次亜塩素酸により分解すること及び処理対象水中に存在するアルファ核種を水酸化鉄により共沈させ除去することを目的とし、次亜塩素酸ソーダ、塩化第二鉄を添加した後、pH 調整のために苛性ソーダを添加して水酸化鉄を生成させ、さらに凝集剤としてポリマーを投入する。

また、炭酸塩沈殿処理は、多核種除去装置での吸着材によるストロンチウムの除去を阻害するマグネシウム、カルシウム等の 2 価の金属を炭酸塩により除去することを目的とし、炭酸ソーダと苛性ソーダを添加し、2 価の金属の炭酸塩を生成させる。

沈殿処理等により生成された生成物は、クロスフローフィルタにより濃縮し、高性能容器に排出する。

##### b. 多核種除去装置

多核種除去装置は、1 系列あたり 1 4 塔の吸着塔及び 2 塔の処理カラムで構成する。

多核種除去装置は、除去対象核種に応じて吸着塔、処理カラムに収容する吸着材（活性炭、キレート樹脂等）の種類が異なっており、処理対象水に含まれるコロイド状及びイオン状の放射性核種を分離・吸着処理する機能を有する。なお、吸着塔は 2 塔分の増設が可能である。

吸着塔に含まれる吸着材は、所定の容量を通水した後、高性能容器へ排出する。また、処理カラムに含まれる吸着材は、所定の容量を通水した後、処理カラムごと交換する。吸着材を収容した高性能容器あるいは使用済みの処理カラムは、使用済セシウム吸着塔

一時保管施設にて貯蔵する。

c. 高性能容器 (HIC ; High Integrity Container)

高性能容器は使用済みの吸着材，沈殿処理生成物を貯蔵する。

使用済みの吸着材は，収容効率を高めるために脱水装置 (SEDS ; Self-Engaging Dewatering System) により脱水処理される。

沈殿処理生成物の高性能容器への移送は自動制御で行い，使用済みの吸着材の移送は手動操作によって行う。なお，使用済み吸着材の移送は現場で輸送状況を確認し操作する。高性能容器内の貯蔵量は，水位センサにて監視する。交換した使用済みの高性能容器は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設で貯蔵する。高性能容器取扱い時に落下による漏えいを発生させないよう高性能容器への補強体等を取り付ける。

d. 薬品供給設備

薬品供給設備は，各添加薬液に対してそれぞれタンクを有し，沈殿処理や pH 調整のため，ポンプにより薬品を前処理設備や多核種除去装置に供給する。添加する薬品は，次亜塩素酸ソーダ，苛性ソーダ，炭酸ソーダ，塩酸，塩化第二鉄，ポリマーである。

何れも不燃性であり，装置内での反応熱，反応ガスも有意には発生しない。

e. 電源設備

電源は，異なる 2 系統の所内高圧母線から受電できる構成とする。なお，電源が喪失した場合でも，設備からの外部への漏えいは発生することはない。

f. 橋形クレーン

高性能容器，処理カラムを取り扱うための橋形クレーンを 2 基設ける。

(2) 多核種除去設備関連施設

a. 処理済水貯留用タンク・槽類

処理済水貯留用タンク・槽類は，多核種除去設備の処理済水を貯留する。

タンク・槽類は，鋼製の円筒形タンクもしくは地下貯水槽を使用する。

2.16.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

多核種除去設備及び関連施設は，アウターライズ津波が到達しないと考えられる O.P. 30m 以上の場所に設置する。

(2) 台風

台風による設備の損傷を防止するため、上屋外装材は建築基準法施行令に基づく風荷重に対して設計している。

(3) 積雪

積雪による設備の損傷を防止するため、上屋外装材は建築基準法施行令および福島県建築基準法施行規則細則に基づく積雪荷重に対して設計している。

(4) 落雷

接地網を設け、落雷による損傷を防止する。

(5) 竜巻

竜巻の発生の可能性が予見される場合は、設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い、汚染水の拡大防止を図る。また、車両などの飛来物によって、設備を破壊させることがないように、車両を設備から遠ざける措置をとる。

(6) 火災

火災発生を防止するため、消防法基準に準拠した対策を実施する。また、初期消火ができるよう近傍に消火器を設置する。

#### 2.16.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

多核種除去設備等を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス3機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME D NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定される。ただし、福島第一原子力発電所構内の作業環境、機器等の設置環境等が通常時と大幅に異なっているため、設計・建設規格の要求を全て満足して設計・製作・検査を行うことは困難である。

従って、可能な限り設計・建設規格のクラス3機器相当の設計・製作・検査を行うものの、JIS等の規格に適合した一般産業品の機器等や、設計・建設規格に定める材料と同等の信頼性を有する材料・施工方法等を採用する。

(2) 耐震性

多核種除去設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のBクラス相当の設備と位置づけられ、耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠する。

#### 2.16.1.8 機器の故障への対応

##### (1) 機器の単一故障

多核種除去設備は、3つの処理系列を有し、電源についても多重化している。そのため、動的機器、電源系統の単一故障については、処理系列の切替作業等により、速やかな処理の再開が可能である。

##### (2) 除染能力の低下

放射性核種の濃度測定の結果、有意な濃度が確認された場合には、処理済水を再度多核種除去設備に戻す再循環処理を実施する。

##### (3) 高性能容器の落下

高性能容器については、多核種除去設備での運用を考慮した高さから落下しても容器の健全性に問題ないことが確認されているものを使用する。

また、万一の容器落下破損による漏えい時の対応として、回収作業に必要な吸引車等を配備し、吸引車を操作するために必要な要員を確保する。また、漏えい回収訓練及び吸引車の点検を定期的に行う。



## 2.16.2. 基本仕様

### 2.16.2.1. 主要仕様

#### (1) 多核種除去設備

処理方式	凝集沈殿方式+吸着材方式
処理容量・処理系列	250m <sup>3</sup> /日/系列×3系列（1系列は予備）

#### (2) バッチ処理タンク

基 数	2基（1系列あたり）
容 量	33.1 m <sup>3</sup>

#### (3) スラリー移送ポンプ（完成品）

台 数	1台（1系列あたり）
容 量	36 m <sup>3</sup> /h

#### (4) 循環タンク

基 数	1基（1系列あたり）
容 量	5.87 m <sup>3</sup>

#### (5) 循環ポンプ1（完成品）

台 数	1台（1系列あたり）
容 量	191 m <sup>3</sup> /h

#### (6) デカントポンプ（完成品）

台 数	1台（1系列あたり）
容 量	120 m <sup>3</sup> /h

#### (7) デカントタンク

基 数	1基（1系列あたり）
容 量	35.57 m <sup>3</sup>

#### (8) 供給ポンプ1（完成品）

台 数	1台（1系列あたり）
容 量	12.5 m <sup>3</sup> /h

- (9) 共沈タンク
- |     |                     |
|-----|---------------------|
| 基 数 | 1 基 (1 系列あたり)       |
| 容 量 | 3.42 m <sup>3</sup> |
- (10) 供給タンク
- |     |                     |
|-----|---------------------|
| 基 数 | 1 基 (1 系列あたり)       |
| 容 量 | 3.69 m <sup>3</sup> |
- (11) 供給ポンプ 2 (完成品)
- |     |                        |
|-----|------------------------|
| 台 数 | 1 台 (1 系列あたり)          |
| 容 量 | 12.5 m <sup>3</sup> /h |
- (12) 循環ポンプ 2 (完成品)
- |     |                       |
|-----|-----------------------|
| 台 数 | 1 台 (1 系列あたり)         |
| 容 量 | 313 m <sup>3</sup> /h |
- (13) 吸着塔入口バッファタンク
- |     |                     |
|-----|---------------------|
| 基 数 | 1 基 (1 系列あたり)       |
| 容 量 | 6.52 m <sup>3</sup> |
- (14) ブースターポンプ 1 (完成品)
- |     |                        |
|-----|------------------------|
| 台 数 | 1 台 (1 系列あたり)          |
| 容 量 | 12.5 m <sup>3</sup> /h |
- (15) ブースターポンプ 2 (完成品)
- |     |                        |
|-----|------------------------|
| 台 数 | 1 台 (1 系列あたり)          |
| 容 量 | 12.5 m <sup>3</sup> /h |
- (16) 吸着塔
- |     |                |
|-----|----------------|
| 基 数 | 14 基 (1 系列あたり) |
|-----|----------------|
- (17) 処理カラム
- |     |               |
|-----|---------------|
| 基 数 | 2 基 (1 系列あたり) |
|-----|---------------|

- (18) 移送タンク
- |     |                     |
|-----|---------------------|
| 基 数 | 1 基 (1 系列あたり)       |
| 容 量 | 4.12 m <sup>3</sup> |
- (19) 移送ポンプ (完成品)
- |     |                        |
|-----|------------------------|
| 台 数 | 1 台 (1 系列あたり)          |
| 容 量 | 12.5 m <sup>3</sup> /h |
- (20) 前段クロスフローフィルタ (完成品)
- |     |               |
|-----|---------------|
| 台 数 | 2 台 (1 系列あたり) |
|-----|---------------|
- (21) 後段クロスフローフィルタ (完成品)
- |     |               |
|-----|---------------|
| 台 数 | 6 台 (1 系列あたり) |
|-----|---------------|
- (22) 出口フィルタ (完成品)
- |     |               |
|-----|---------------|
| 台 数 | 1 台 (1 系列あたり) |
|-----|---------------|
- (23) 高性能容器 (完成品)
- |     |                      |
|-----|----------------------|
| 基 数 | 12 基 (多核種除去設備での設置台数) |
| 容 量 | 2.86 m <sup>3</sup>  |
- (24) 苛性ソーダ貯槽 (完成品)
- |     |                   |
|-----|-------------------|
| 基 数 | 1 基               |
| 容 量 | 15 m <sup>3</sup> |
- (25) 炭酸ソーダ貯槽 (完成品)
- |     |                   |
|-----|-------------------|
| 基 数 | 2 基               |
| 容 量 | 50 m <sup>3</sup> |
- (26) 次亜塩素酸ソーダ貯槽 (完成品)
- |     |                  |
|-----|------------------|
| 基 数 | 1 基              |
| 容 量 | 3 m <sup>3</sup> |
- (27) 塩酸貯槽 (完成品)
- |     |                   |
|-----|-------------------|
| 基 数 | 1 基               |
| 容 量 | 30 m <sup>3</sup> |

(28) 塩化第二鉄貯槽 (完成品)

基 数	1 基
容 量	4 m <sup>3</sup>

(29) サンプルタンク

基 数	4 基
容 量	1100 m <sup>3</sup>

(30) 処理済水移送ポンプ

台 数	2 台
容 量	40 m <sup>3</sup> /h

表2. 16-1 主要配管仕様 (1/2)

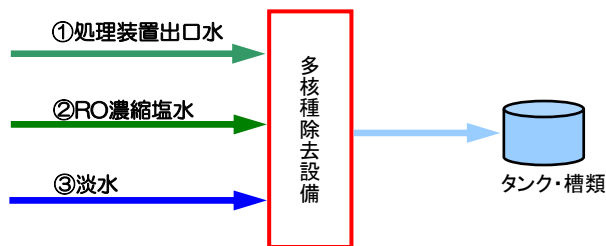
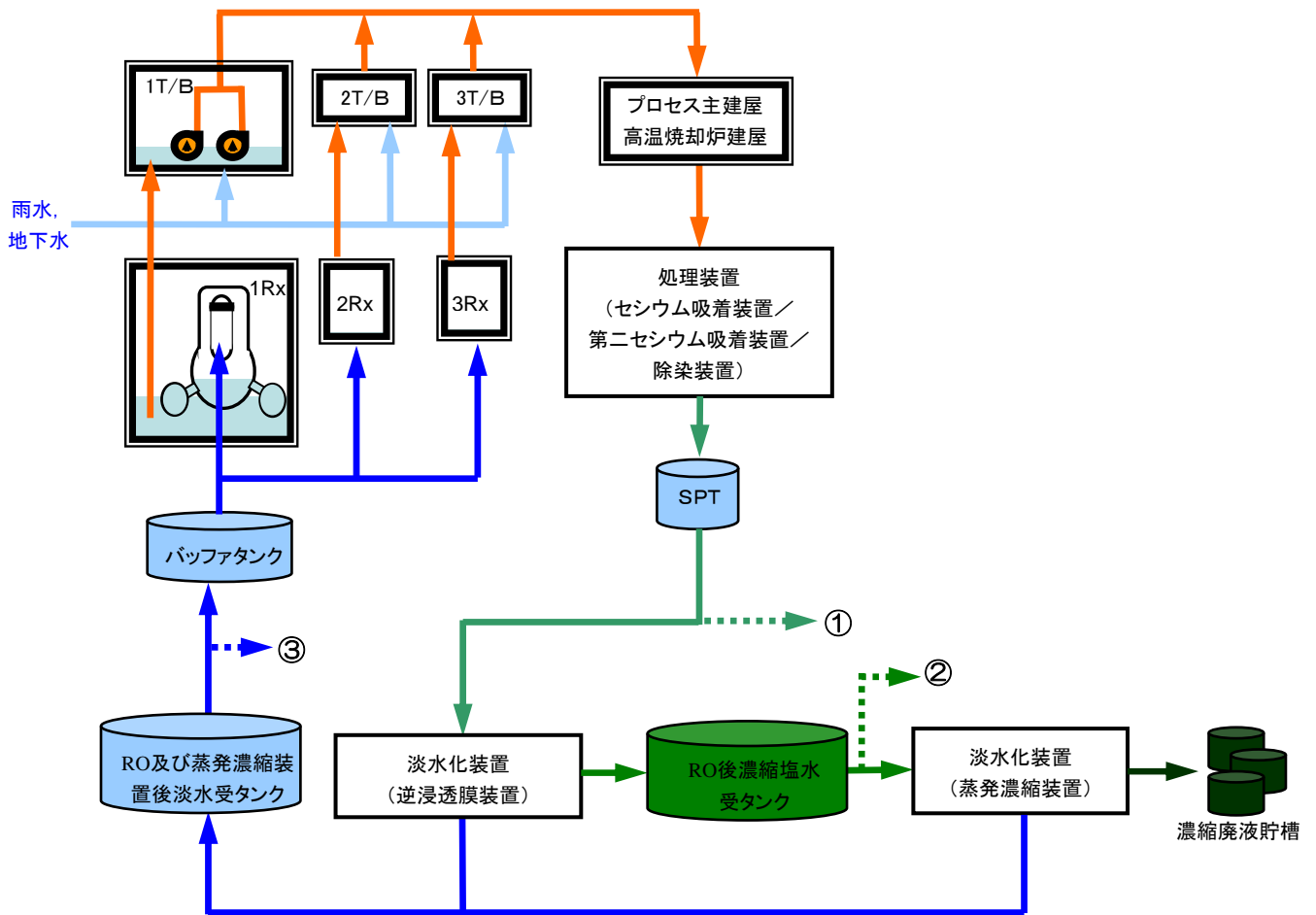
名 称	仕 様	
中低濃度タンクから 多核種除去設備入口まで (ポリエチレン管)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.15MPa 40℃
(鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 80 STPG370 1.15MPa 40℃
多核種除去設備入口から ブースターポンプ1まで (鋼管)	呼び径/厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 80 STPG370 0.98MPa 60℃
(鋼管)	呼び径/厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A/Sch. 40 32A/Sch. 40 50A/Sch. 40 65A/Sch. 40 100A/Sch. 40 125A/Sch. 40 150A/Sch. 40 200A/Sch. 40 250A/Sch. 40 300A/Sch. 40 SUS316L 0.98MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径  材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 150A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
ブースターポンプ1から 移送タンクまで (鋼管)	呼び径/厚さ  材質 最高使用圧力 最高使用温度	32A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 1.37MPa 60℃
(耐圧ホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 1.37MPa 60℃

表 2. 16-1 主要配管仕様 (2/2)

名 称	仕 様	
移送タンクから 多核種除去塔出口まで (鋼管)	呼び径/厚さ	32A/Sch. 40 50A/Sch. 40
	材質	SUS316L
	最高使用圧力	1.15MPa
	最高使用温度	60℃
(鋼管)	呼び径/厚さ	50A/Sch. 80
	材質	STPG370
	最高使用圧力	1.15MPa
	最高使用温度	60℃
(鋼管)	呼び径/厚さ	50A/Sch. 80 100A/Sch. 80
	材質	STPG370
	最高使用圧力	1.15MPa
	最高使用温度	40℃
多核種除去設備出口から 地下貯水槽まで (ポリエチレン管)	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	40℃

### 2.16.3 添付資料

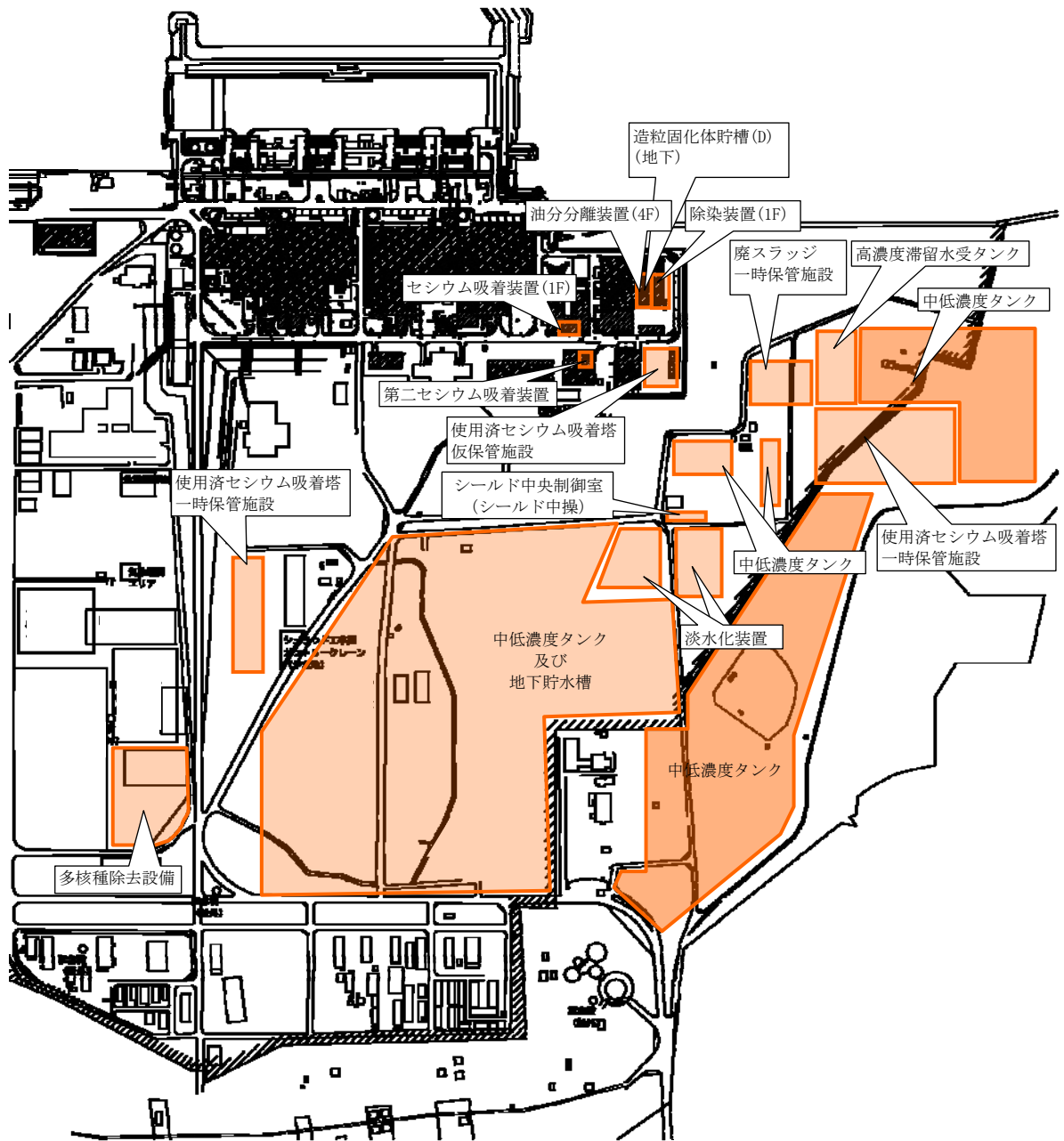
- 添付資料－1：全体概要図及び系統構成図
- 添付資料－2：放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果
- 添付資料－3：多核種除去設備上屋の耐震性に関する検討結果
- 添付資料－4：多核種除去設備等の具体的な安全確保策
- 添付資料－5：高性能容器の健全性評価
- 添付資料－6：除去対象核種の選定
- 添付資料－7：高性能容器落下破損時の漏えい物回収作業における被ばく線量評価
- 添付資料－8：放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の試験及び工事計画



(a) 配置概要

図-1 汚染水処理設備並びに多核種除去設備等の全体概要図





(b) 配置概要

図-2 汚染水処理設備等の全体概要図

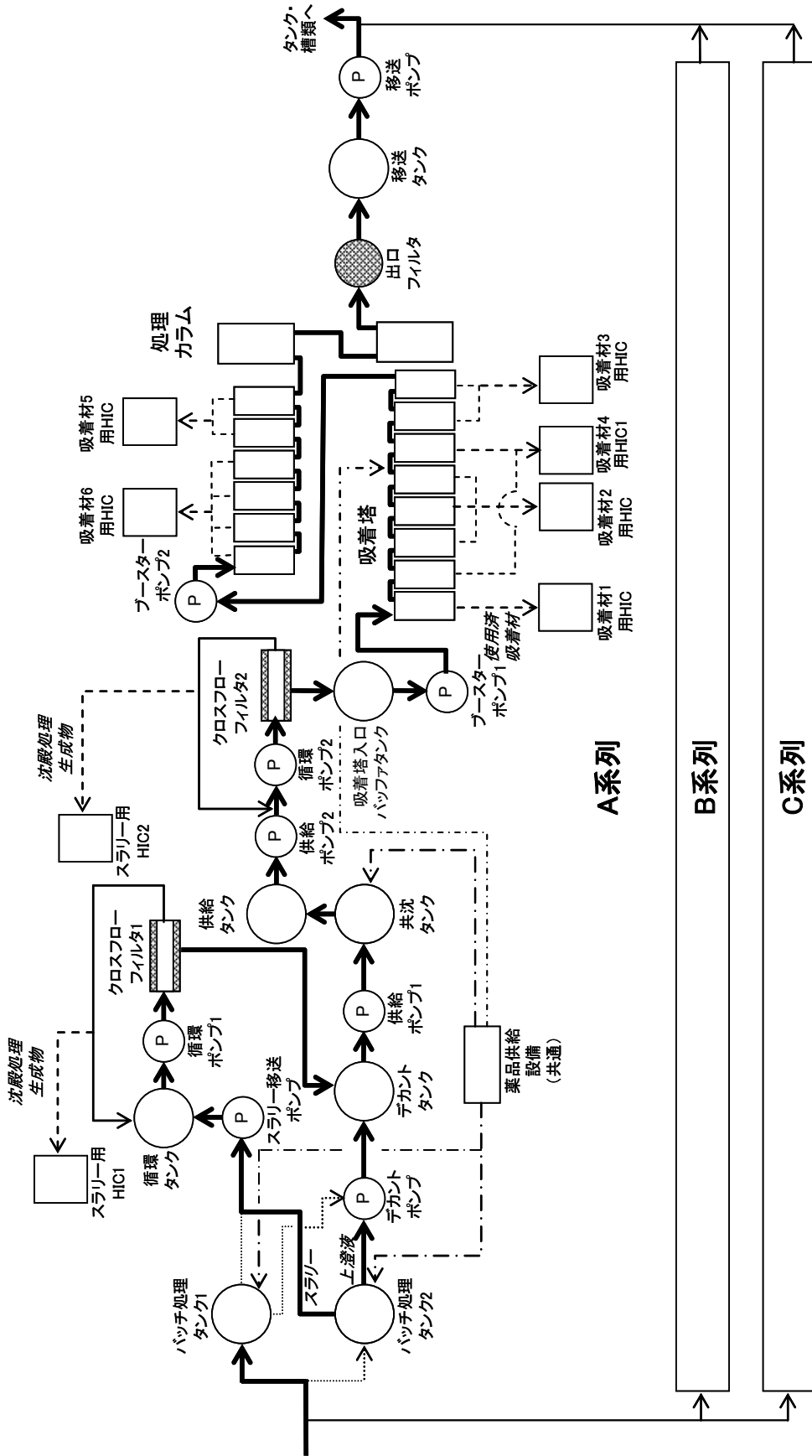


図-3 多核種除去設備の系統構成図

## 放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

放射性液体廃棄物処理設備等を構成する設備について、構造強度評価の基本方針及び耐震性評価の基本方針に基づき構造強度及び耐震性等の評価を行う。

## 1.1 基本方針

## 1.1.1 構造強度評価の基本方針

多核種除去設備等を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に相当するクラス3機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定される。ただし、福島第一原子力発電所構内の作業環境、機器等の設置環境等が通常時と大幅に異なっているため、設計・建設規格の要求を全て満足して設計・製作・検査を行うことは困難である。

従って、可能な限り設計・建設規格のクラス3機器相当の設計・製作・検査を行うものの、JIS等の規格に適合した一般産業品の機器等や、設計・建設規格に定める材料と同等の信頼性を有する材料・施工方法等を採用する。

## 1.1.2 耐震性評価の基本方針

多核種除去設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のBクラス相当の設備と位置づけられ、耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」（以下、「耐震設計技術規程」という。）等に準用する。

また、参考評価として、基準地震動  $S_s$  相当の水平震度に対して健全性が維持されることを確認する。

## 1.2 評価結果

## 1.2.1 ポンプ類

## (1) 構造強度評価

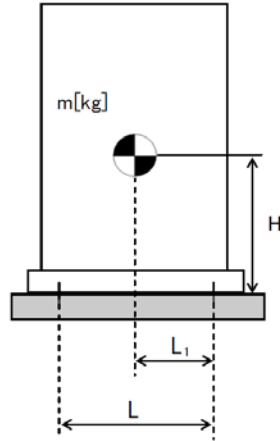
ポンプは一般産業品とするため、設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら、以下により高い信頼性を確保した。

- ・ 公的規格に適合したポンプを選定する。
- ・ 耐腐食性（塩分対策）を有したポンプを選定する。
- ・ 試運転により、有意な変形や漏えい、運転状態に異常がないことを確認する。

## (2) 耐震性評価

## a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表1）。



- L : 基礎ボルト間の水平方向距離
- m : 機器重量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L<sub>1</sub> : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n<sub>f</sub> : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A<sub>b</sub> : 基礎ボルトの軸断面積
- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度
- C<sub>V</sub> : 鉛直方向設計震度

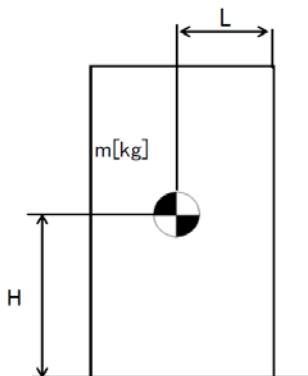
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

#### b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくことから、転倒しないことを確認した。また、地震による転倒モーメント > 自重による安定モーメントとなるものについては、a. での計算により基礎ボルトの強度が確保されることから転倒しないことを確認した(表1)。



- C<sub>H</sub> : 水平方向設計震度
- m : 機器重量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- L : 転倒支点から機器重心までの距離

$$\text{地震による転倒モーメント} : M_1 = m \times g \times C_H \times H$$

$$\text{自重による安定モーメント} : M_2 = m \times g \times L$$

表 1 : ポンプ耐震評価結果 ( 1 / 2 )

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラリー移送ポンプ	本体	転倒	0.36	$3.17 \times 10^5$	$6.71 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	1	139	MPa
循環ポンプ 1	本体	転倒	0.36	$2.34 \times 10^6$	$4.70 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	4	133	MPa
デカントポンプ	本体	転倒	0.36	$6.84 \times 10^5$	$1.32 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
供給ポンプ 1	本体	転倒	0.36	$1.95 \times 10^5$	$4.80 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	1	139	MPa
供給ポンプ 2	本体	転倒	0.36	$3.28 \times 10^5$	$7.36 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
循環ポンプ 2	本体	転倒	0.36	$2.59 \times 10^6$	$5.21 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	4	133	MPa
ブースターポンプ 1	本体	転倒	0.36	$4.85 \times 10^5$	$1.02 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
ブースターポンプ 2	本体	転倒	0.36	$4.85 \times 10^5$	$1.02 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
移送ポンプ	本体	転倒	0.36	$1.95 \times 10^5$	$4.80 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	1	139	MPa
処理済水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	$8.30 \times 10^5$	$1.10 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	2	141	MPa

※引張評価の算出値「-」については、引張応力が作用していない。

表 1 : ポンプ耐震評価結果 (2 / 2)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラリー移送ポンプ	本体	転倒	0.80	$7.04 \times 10^5$	$6.71 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	3	139	MPa
循環ポンプ 1	本体	転倒	0.80	$5.18 \times 10^6$	$4.70 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	173	MPa
		せん断	0.80	8	133	MPa
デカントポンプ	本体	転倒	0.80	$1.52 \times 10^6$	$1.32 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	5	139	MPa
供給ポンプ 1	本体	転倒	0.80	$4.33 \times 10^5$	$4.80 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	2	139	MPa
供給ポンプ 2	本体	転倒	0.80	$7.29 \times 10^5$	$7.36 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	3	139	MPa
循環ポンプ 2	本体	転倒	0.80	$5.74 \times 10^6$	$5.21 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	173	MPa
		せん断	0.80	9	133	MPa
ブースターポンプ 1	本体	転倒	0.80	$1.08 \times 10^6$	$1.02 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	4	139	MPa
ブースターポンプ 2	本体	転倒	0.80	$1.08 \times 10^6$	$1.02 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	4	139	MPa
移送ポンプ	本体	転倒	0.80	$4.33 \times 10^5$	$4.80 \times 10^5$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	2	139	MPa
処理済水移送ポンプ	本体	転倒	0.80	$1.90 \times 10^6$	$1.10 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	3	183	MPa
		せん断	0.80	5	141	MPa

※引張評価の算出値「-」については、引張応力が作用していない。

## 1.2.2 タンク類，吸着塔及び処理カラム

### (1) 構造強度評価

タンク類は，SUS316L もしくは炭素鋼（ライニング付）とするが材料の調達において一般産業品とするため，材料証明がなく，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下により高い信頼性を確保した。

- ・工場にて溶接を行い高い品質を確保する。
- ・水張りによる溶接部の漏えい確認等を行う。

また，吸着塔及び処理カラムは，SUS316L とするが材料の調達において一般産業品とするため，材料証明がなく，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下を考慮することで，高い信頼性を確保した。

- ・公的規格に適合した一般産業品の SUS316L を用いて吸着塔，処理カラムを製作する。
- ・溶接継手は，PT 検査，運転圧による漏えい確認等を行う。
- ・工場にて溶接を行い高い品質を確保する。

#### a. スカート支持たて置円筒形容器

スカート支持たて置円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧（開放型タンク），最高使用圧力（密閉型タンク）に耐えられることを確認した（表 2）。

（開放型の場合）

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ

Di : 胴の内径

H : 水頭

$\rho$  : 液体の比重

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力

$\eta$  : 長手継手の効率

（密閉型の場合）

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ

Di : 胴の内径

P : 最高使用圧力

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力

$\eta$  : 長手継手の効率

ただし，t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は  $t = 3.00[\text{mm}]$  以上，その他の金属の場合は  $t = 1.50[\text{mm}]$  以上とする。

表 2：スカート支持たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
バッチ処理タンク	胴板	1.50	7.80
	鏡板	2.67	7.80
循環タンク	胴板	1.50	7.80
	鏡板	1.14	8.35
デカントタンク	胴板	3.00	7.45
	鏡板	1.26	6.00
共沈タンク	胴板	3.00	4.60
	鏡板	0.31	3.90
供給タンク	胴板	3.00	4.60
	鏡板	0.32	3.90
吸着塔	胴板	9.57	16.50
	鏡板	10.18	18.50
処理カラム	胴板	12.29	18.70
	鏡板	13.09	20.70

b. 平底たて置円筒形容器

平底たて置円筒形容器については、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、水頭圧に耐えられることを確認した(表3)。

$$t = \frac{D_i H \rho}{0.204 S \eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ  
 Di : 胴の内径  
 H : 水頭  
 ρ : 液体の比重  
 S : 最高使用温度における材料の許容引張応力  
 η : 長手継手の効率

ただし、t の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は t = 3.00[mm]以上、その他の金属の場合は t = 1.50[mm]以上とする。



表 3：平底たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
吸着塔入口バッファタンク	胴板	1.50	7.80
	底板	3.00	23.70
移送タンク	胴板	3.00	4.60
	底板	3.00	14.45

c. 三脚たて置円筒形容器

三脚たて置円筒形容器については、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、最高使用圧力に耐えられることを確認した（表 4）。

$$t = \frac{PD_i}{2S\eta - 1.2P}$$

t：胴の計算上必要な厚さ  
 Di：胴の内径  
 P：最高使用圧力  
 S：最高使用温度における材料の許容引張応力  
 η：長手継手の効率

ただし、t の値は炭素鋼、低合金鋼の場合は t = 3.00[mm]以上、その他の金属の場合は t = 1.50[mm]以上とする。

表 4：三脚たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
出口フィルタ	胴板	1.92	3.50
	鏡板	1.34	3.10

d. 円筒型タンク

円筒型タンクについては、設計・建設規格に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、水頭圧に耐えられることを確認した（表5）。

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ  
Di : 胴の内径  
H : 水頭  
 $\rho$  : 液体の比重  
S : 最高使用温度における材料の許容引張応力  
 $\eta$  : 長手継手の効率

ただし、t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は  $t = 3.00$  [mm] 以上，その他の金属の場合は  $t = 1.50$  [mm] 以上とする。

表5：円筒型タンク板厚評価結果

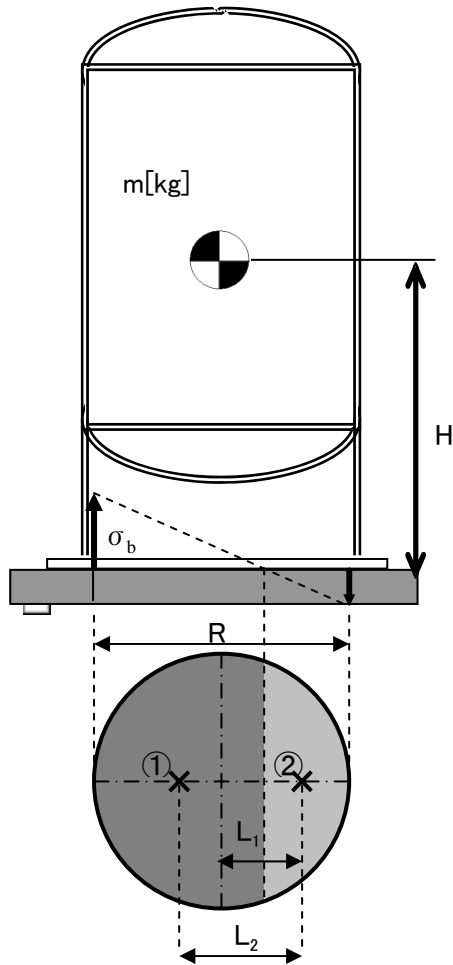
機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
サンプルタンク	タンク板厚	5.89	12.00

(2)耐震性評価

a. スカート支持たて置円筒形容器

(a) 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表6）。



- m : 機器重量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- n : 基礎ボルトの本数
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度
- $C_t$  : 中立軸の位置より求める係数
- $\sigma_b$  : 基礎ボルトに作用する引張応力
- $F_t$  : 基礎ボルトに作用する引張力
- ① : 基礎ボルトに作用する引張力の作用点
- ② : 基礎部に作用する圧縮力の作用点
- R : 基礎ボルトのピッチ円直径
- $L_1$  : 基礎ボルトのピッチ円中心から②までの距離
- $L_2$  : ①から②までの距離

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_t = \frac{1}{L_2} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトに作用する引張応力} : \sigma_b = \frac{2\pi \times F_t}{n \times A_b \times C_t}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

(b) 洞板の強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して、洞板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力  $\sigma_0$  を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表6)。

$$\sigma_0 = \text{Max}\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

$\sigma_{0t}$  : 一次一般膜応力 (引張側)

$\sigma_{0c}$  : 一次一般膜応力 (圧縮側)

$\sigma_\phi$  : 洞の周方向応力の和

$\sigma_{xt}$  : 洞の軸方向応力の和 (引張側)

$\sigma_{xc}$  : 洞の軸方向応力の和 (圧縮側)

$\tau$  : 地震により洞に生じるせん断応力

(c) スカートの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して、スカートの強度評価を実施した。

組合せ応力  $\sigma_s$  を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表6)。

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3)^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

$\sigma_1$  : スカートの質量による軸方向応力

$\sigma_2$  : スカートの鉛直方向地震による軸方向応力

$\sigma_3$  : スカートの曲げモーメントによる軸方向応力

$\tau$  : 地震によるスカートに生じるせん断応力

また、座屈評価を下記の式により行い、スカートに座屈が発生しないことを確認した(表6)。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_3}{f_b} \leq 1$$

$\sigma_1$  : スカートの質量による軸方向応力

$\sigma_2$  : スカートの鉛直方向地震による軸方向応力

$\sigma_3$  : スカートの曲げモーメントによる軸方向応力

$f_c$  : 軸圧縮荷重に対する許容座屈応力

$f_b$  : 曲げモーメントに対する許容座屈応力

$\eta$  : 座屈応力に対する安全率

表6：スカート支持たて置円筒形容器耐震評価結果（1／2）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理 タンク	胴板	一次一般膜	0.36	15	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	10	205	MPa
		座屈	0.36	0.05	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	130	MPa
		せん断	0.36	33	101	MPa
循環タンク	胴板	一次一般膜	0.36	8	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	9	205	MPa
		座屈	0.36	0.04	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	131	MPa
		せん断	0.36	18	101	MPa
デカント タンク	胴板	一次一般膜	0.36	12	233	MPa
	スカート	組合せ	0.36	17	241	MPa
		座屈	0.36	0.10	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	440	MPa
		せん断	0.36	21	338	MPa
共沈タンク	胴板	一次一般膜	0.36	5	233	MPa
	スカート	組合せ	0.36	10	241	MPa
		座屈	0.36	0.05	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	11	180	MPa
		せん断	0.36	11	139	MPa
供給タンク	胴板	一次一般膜	0.36	6	233	MPa
	スカート	組合せ	0.36	11	241	MPa
		座屈	0.36	0.06	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	9	180	MPa
		せん断	0.36	13	139	MPa
吸着塔	胴板	一次一般膜	0.36	41	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	4	205	MPa
		座屈	0.36	0.02	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	2	131	MPa
		せん断	0.36	3	101	MPa
処理カラム	胴板	一次一般膜	0.36	48	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	4	205	MPa
		座屈	0.36	0.02	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	1	131	MPa
		せん断	0.36	12	101	MPa

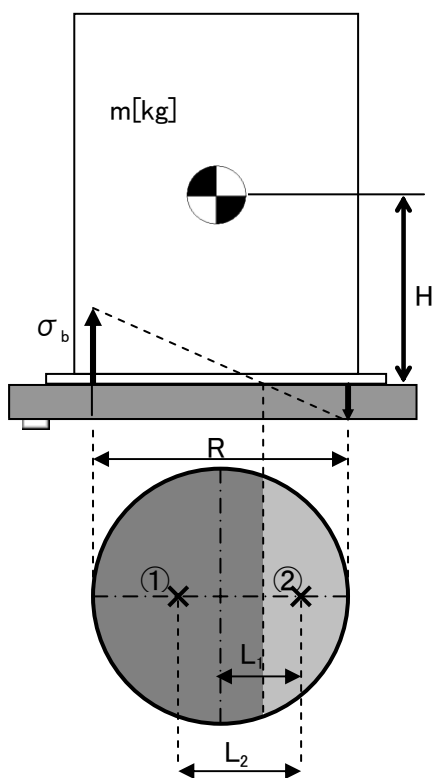
表6：スカート支持たて置円筒形容器耐震評価結果（2／2）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理 タンク	胴板	一次一般膜	0.80	21	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	17	205	MPa
		座屈	0.80	0.08	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	75	131	MPa
		せん断	0.80	26	101	MPa
循環タンク	胴板	一次一般膜	0.80	12	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	16	205	MPa
		座屈	0.80	0.07	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	42	121	MPa
		せん断	0.80	39	101	MPa
デカント タンク	胴板	一次一般膜	0.80	20	233	MPa
	スカート	組合せ	0.80	32	241	MPa
		座屈	0.80	0.17	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	63	440	MPa
		せん断	0.80	47	338	MPa
共沈タンク	胴板	一次一般膜	0.80	8	233	MPa
	スカート	組合せ	0.80	20	241	MPa
		座屈	0.80	0.10	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	72	180	MPa
		せん断	0.80	25	139	MPa
供給タンク	胴板	一次一般膜	0.80	10	233	MPa
	スカート	組合せ	0.80	21	241	MPa
		座屈	0.80	0.10	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	73	180	MPa
		せん断	0.80	28	139	MPa
吸着塔	胴板	一次一般膜	0.80	41	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	8	205	MPa
		座屈	0.80	0.04	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	16	131	MPa
		せん断	0.80	7	101	MPa
処理カラム	胴板	一次一般膜	0.80	48	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	8	205	MPa
		座屈	0.80	0.03	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	39	131	MPa
		せん断	0.80	26	101	MPa

b. 平底たて置円筒形容器

(a) 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表7）。



- $m$  : 機器重量
- $g$  : 重力加速度
- $H$  : 据付面からの重心までの距離
- $n$  : 基礎ボルトの本数
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度
- $C_t$  : 中立軸の位置より求める係数
- $\sigma_b$  : 基礎ボルトに作用する引張応力
- $F_t$  : 基礎ボルトに作用する引張力
- ① : 基礎ボルトに作用する引張力の作用点
- ② : 基礎部に作用する圧縮力の作用点
- $R$  : 基礎ボルトのピッチ円直径
- $L_1$  : 基礎ボルトのピッチ円中心から②までの距離
- $L_2$  : ①から②までの距離

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力： } F_t = \frac{1}{L_2} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトの引張応力： } \sigma_b = \frac{2\pi \times F_t}{n \times A_b \times C_t}$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力： } \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

(b) 洞板の強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して、洞板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力  $\sigma_0$  を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表7)。

$$\sigma_0 = \text{Max}\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

$\sigma_{0t}$  : 一次一般膜応力 (引張側)

$\sigma_{0c}$  : 一次一般膜応力 (圧縮側)

$\sigma_\phi$  : 洞の周方向応力の和

$\sigma_{xt}$  : 洞の軸方向応力の和 (引張側)

$\sigma_{xc}$  : 洞の軸方向応力の和 (圧縮側)

$\tau$  : 地震により洞に生じるせん断応力

また、座屈評価を下記の式により行い、洞板に座屈が発生しないことを確認した(表7)。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_3}{f_b} \leq 1$$

$\sigma_1$  : 洞の空質量による軸方向圧縮応力

$\sigma_2$  : 洞の鉛直方向地震による軸方向応力

$\sigma_3$  : 洞の水平方向地震による軸方向応力

$f_c$  : 軸圧縮荷重に対する許容座屈応力

$f_b$  : 曲げモーメントに対する許容座屈応力

$\eta$  : 座屈応力に対する安全率



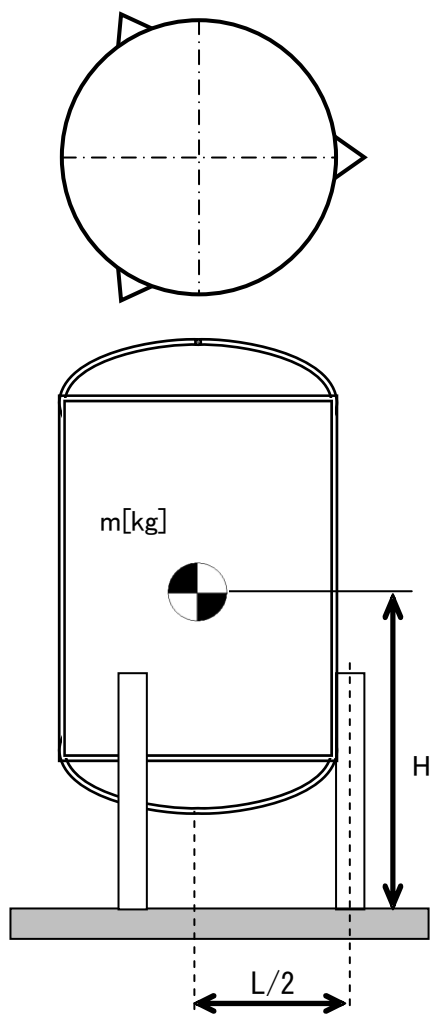
表 7 : 平底たて置円筒形容器耐震評価結果

機器名称	評価部位		水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔入口 バッファタ ンク	胴板	一次 一般膜	0.36	7	163	MPa
		座屈	0.36	0.04	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	6	131	MPa
		せん断	0.36	10	101	MPa
	胴板	一次 一般膜	0.80	14	163	MPa
		座屈	0.80	0.08	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	55	131	MPa
		せん断	0.80	21	101	MPa
移送タンク	胴板	一次 一般膜	0.36	5	233	MPa
		座屈	0.36	0.03	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	2	180	MPa
		せん断	0.36	12	139	MPa
	胴板	一次 一般膜	0.80	11	233	MPa
		座屈	0.80	0.05	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	52	180	MPa
		せん断	0.80	26	139	MPa

c. 三脚たて置円筒形容器

(a) 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 縦形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表8）。



- L : 脚断面の図心の描く円の直径
- m : 機器重量
- g : 重力加速度
- H : 据付面からの重心までの距離
- $A_b$  : 基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$  : 水平方向設計震度
- $C_V$  : 鉛直方向設計震度

$$\text{基礎ボルトの引張応力} : \sigma_b = \frac{1}{3 \times A_b} \left( \frac{4 \times m \times g \times C_H \times H}{L} - m \times g \times (1 - C_V) \right)$$

$$\text{基礎ボルトのせん断応力} : \tau_b = \frac{1}{3 \times A_b} (m \times g \times C_H - 0.1 \times m \times g \times (1 - C_V))$$

(b)脚の強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 縦形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して、脚の強度評価を実施した。

組合せ応力  $\sigma_s$  を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表8)。

$$\sigma_s = \sqrt{(\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3)^2 + 3 \cdot \tau^2}$$

- $\sigma_1$  : 脚の質量による軸方向応力
- $\sigma_2$  : 脚の鉛直方向地震による軸方向応力
- $\sigma_3$  : 脚の曲げモーメントによる軸方向応力
- $\tau$  : 地震による脚に生じるせん断応力

また、座屈評価を下記の式により行い、脚に座屈が発生しないことを確認した(表8)。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_1 + \sigma_2)}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_3}{f_b} \leq 1$$

- $\sigma_1$  : 脚の質量による軸方向応力
- $\sigma_2$  : 脚の鉛直方向地震による軸方向応力
- $\sigma_3$  : 脚の曲げモーメントによる軸方向応力
- $f_c$  : 軸圧縮荷重に対する許容座屈応力
- $f_b$  : 曲げモーメントに対する許容座屈応力
- $\eta$  : 座屈応力に対する安全率

(c)胴板の強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 縦形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して、胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力  $\sigma_0$  を下記の通り評価し、許容値を下回ることを確認した(表8)。

$$\sigma_0 = \text{Max}\{\sigma_{0\phi}, \sigma_{0x}\}$$

$$\sigma_{0x} = \sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x5} + \sigma_{x7}$$

$$\sigma_{0\phi} = \sigma_{\phi1} + \sigma_{\phi7}$$

- $\sigma_{0\phi}$  : 一次一般膜応力 (周方向)
- $\sigma_{0x}$  : 一次一般膜応力 (軸方向)
- $\sigma_{\phi1}$  : 内圧による周方向応力
- $\sigma_{x1}$  : 内圧による軸方向応力
- $\sigma_{x2}$  : 運転時質量による軸方向応力
- $\sigma_{x5}$  : 地震力により生じる  
転倒モーメントによる軸方向応力
- $\sigma_{\phi7}$  : 胴の鉛直方向地震による周方向応力
- $\sigma_{x7}$  : 胴の鉛直方向地震による軸方向応力

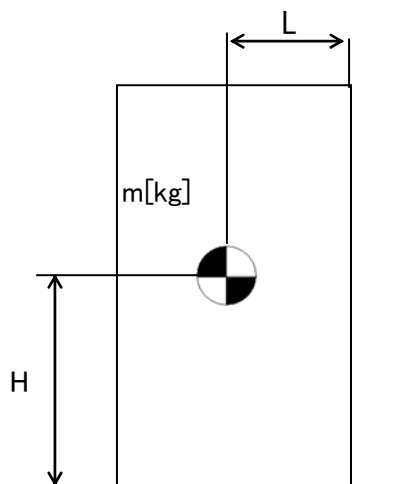
表 8 : 三脚たて置円筒形容器耐震評価結果

機器名称	評価部位		水平震度	算出値	許容値	単位
出口 フィルタ	胴板	一次一般膜	0.36	37	163	MPa
	脚	組合せ	0.36	57	205	MPa
		座屈	0.36	0.29	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	37	153	MPa
		せん断	0.36	3	118	MPa
	胴板	一次一般膜	0.80	37	163	MPa
	脚	組合せ	0.80	120	205	MPa
		座屈	0.80	0.61	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	92	153	MPa
		せん断	0.80	6	118	MPa

c. 円筒型タンク

(a) 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから、転倒しないことを確認した（表 9）。



$C_H$  : 水平方向設計震度

$m$  : 機器質量

$g$  : 重力加速度

$H$  : 据付面からの重心までの距離

$L$  : 転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント :  $M_1 = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント :  $M_2 = m \times g \times L$

表9：円筒型タンク耐震評価結果

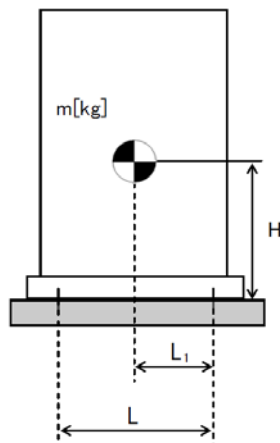
機器名称	評価部位	評価項目	水平地震動	算出値	許容値	単位
サンプルタンク	本体	転倒	0.36	$2.20 \times 10^{10}$	$7.20 \times 10^{10}$	N・mm
			0.80	$4.80 \times 10^{10}$		

### 1.2.3 スキッド

#### (1)耐震性評価

##### a. 基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表10）。



- L：基礎ボルト間の水平方向距離
- m：機器重量
- g：重力加速度
- H：据付面からの重心までの距離
- $L_1$ ：重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- $n_f$ ：引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n：基礎ボルトの本数
- $A_b$ ：基礎ボルトの軸断面積
- $C_H$ ：水平方向設計震度
- $C_V$ ：鉛直方向設計震度

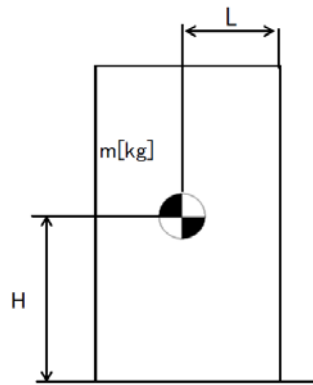
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力：} F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

$$\text{基礎ボルトのせん断応力：} \tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$$

## b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらと比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さく、転倒しないことを確認した。また、地震による転倒モーメント > 自重による安定モーメントとなるものについては、a. での計算により基礎ボルトの強度が確保されることから転倒しないことを確認した（表10）。



$C_H$  : 水平方向設計震度

m : 機器重量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

L : 転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント :  $M_1 = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント :  $M_2 = m \times g \times L$

表10：スキッド耐震評価結果（1/4）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理タンク スキッド	本体	転倒	0.36	$9.27 \times 10^8$	$1.08 \times 10^9$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	23	139	MPa
バッチ処理タンク 用弁スキッド	本体	転倒	0.36	$5.29 \times 10^6$	$1.85 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	6	139	MPa
循環タンク スキッド	本体	転倒	0.36	$4.04 \times 10^8$	$4.94 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	25	139	MPa
循環タンク 用弁スキッド	本体	転倒	0.36	$5.42 \times 10^6$	$1.16 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	8	139	MPa
スラリー移送ポンプ スキッド	本体	転倒	0.36	$1.80 \times 10^6$	$5.75 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa
クロスフローフィルタ スキッド1	本体	転倒	0.36	$6.80 \times 10^7$	$1.40 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	16	139	MPa
デカントタンク スキッド	本体	転倒	0.36	$4.71 \times 10^8$	$7.95 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	50	139	MPa
共沈・供給タンク スキッド	本体	転倒	0.36	$9.16 \times 10^7$	$1.56 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	16	139	MPa
クロスフローフィルタ スキッド2	本体	転倒	0.36	$1.14 \times 10^8$	$2.11 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	25	139	MPa
吸着塔入口 バッファタンク スキッド	本体	転倒	0.36	$8.61 \times 10^7$	$1.04 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	13	139	MPa
ブースターポンプ1 スキッド	本体	転倒	0.36	$2.56 \times 10^6$	$7.62 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa
ブースターポンプ2 スキッド	本体	転倒	0.36	$2.44 \times 10^6$	$8.36 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa

※引張評価の算出値「-」については、引張応力が作用していない。

表10：スキッド耐震評価結果（2/4）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔 スキッド1	本体	転倒	0.36	$1.50 \times 10^8$	$2.28 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	21	139	MPa
吸着塔 スキッド2	本体	転倒	0.36	$1.33 \times 10^8$	$1.91 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	19	139	MPa
吸着塔 スキッド3	本体	転倒	0.36	$1.33 \times 10^8$	$1.91 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	19	139	MPa
吸着塔 スキッド4	本体	転倒	0.36	$1.22 \times 10^8$	$1.88 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	18	139	MPa
処理カラム スキッド	本体	転倒	0.36	$1.04 \times 10^8$	$1.43 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	13	139	MPa
出口移送 スキッド	本体	転倒	0.36	$3.12 \times 10^7$	$9.77 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	18	139	MPa
ALPS入口弁 スキッド（I）	本体	転倒	0.36	$1.89 \times 10^7$	$6.14 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa
ALPS入口弁 スキッド（II）	本体	転倒	0.36	$3.13 \times 10^6$	$1.42 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	3	139	MPa
ALPS出口弁 スキッド	本体	転倒	0.36	$6.57 \times 10^6$	$2.27 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	3	139	MPa
排水タンク スキッド	本体	転倒	0.36	$2.90 \times 10^7$	$8.44 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	18	139	MPa
HIC遮へい体	本体	転倒	0.36	$9.28 \times 10^7$	$2.05 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	23	139	MPa

※引張評価の算出値「-」については、引張応力が作用していない。



表10：スキッド耐震評価結果（3/4）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理タンク スキッド	本体	転倒	0.80	$2.06 \times 10^9$	$1.08 \times 10^9$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	116	171	MPa
		せん断	0.80	51	139	MPa
バッチ処理タンク 用弁スキッド	本体	転倒	0.80	$1.18 \times 10^7$	$1.85 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	13	139	MPa
循環タンク スキッド	本体	転倒	0.80	$8.97 \times 10^8$	$4.94 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	112	165	MPa
		せん断	0.80	55	139	MPa
循環タンク 用弁スキッド	本体	転倒	0.80	$1.21 \times 10^7$	$1.16 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	17	139	MPa
スラリー移送ポンプ スキッド	本体	転倒	0.80	$4.00 \times 10^6$	$5.75 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	10	139	MPa
クロスフローフィルタ スキッド1	本体	転倒	0.80	$1.52 \times 10^8$	$1.40 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	4	180	MPa
		せん断	0.80	36	139	MPa
デカントタンク スキッド	本体	転倒	0.80	$1.05 \times 10^9$	$7.95 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	44	73	MPa
		せん断	0.80	112	139	MPa
共沈・供給タンク スキッド	本体	転倒	0.80	$2.04 \times 10^8$	$1.56 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	11	180	MPa
		せん断	0.80	35	139	MPa
クロスフローフィルタ スキッド2	本体	転倒	0.80	$2.53 \times 10^8$	$2.11 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	14	166	MPa
		せん断	0.80	54	139	MPa
吸着塔入口 バッファタンク スキッド	本体	転倒	0.80	$1.92 \times 10^8$	$1.04 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	57	180	MPa
		せん断	0.80	27	139	MPa
ブースターポンプ1 スキッド	本体	転倒	0.80	$5.69 \times 10^6$	$7.62 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	11	139	MPa
ブースターポンプ2 スキッド	本体	転倒	0.80	$5.41 \times 10^6$	$8.36 \times 10^6$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	11	139	MPa

※引張評価の算出値「-」については、引張応力が作用していない。

表10：スキッド耐震評価結果（4／4）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔 スキッド1	本体	転倒	0.80	$3.32 \times 10^8$	$2.28 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	35	177	MPa
		せん断	0.80	47	139	MPa
吸着塔 スキッド2	本体	転倒	0.80	$2.94 \times 10^8$	$1.91 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	34	180	MPa
		せん断	0.80	41	139	MPa
吸着塔 スキッド3	本体	転倒	0.80	$2.94 \times 10^8$	$1.91 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	34	180	MPa
		せん断	0.80	41	139	MPa
吸着塔 スキッド4	本体	転倒	0.80	$2.70 \times 10^8$	$1.88 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	27	180	MPa
		せん断	0.80	39	139	MPa
処理カラム スキッド	本体	転倒	0.80	$2.30 \times 10^8$	$1.43 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	31	180	MPa
		せん断	0.80	28	139	MPa
出口移送 スキッド	本体	転倒	0.80	$6.93 \times 10^7$	$9.77 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	40	139	MPa
ALPS入口弁 スキッド（I）	本体	転倒	0.80	$4.19 \times 10^7$	$6.14 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	10	139	MPa
ALPS入口弁 スキッド（II）	本体	転倒	0.80	$6.96 \times 10^6$	$1.42 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	7	139	MPa
ALPS出口弁 スキッド	本体	転倒	0.80	$1.46 \times 10^7$	$2.27 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	6	139	MPa
排水タンク スキッド	本体	転倒	0.80	$6.44 \times 10^7$	$8.44 \times 10^7$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	40	139	MPa
HIC遮へい体	本体	転倒	0.80	$2.07 \times 10^8$	$2.05 \times 10^8$	N・mm
	基礎 ボルト	引張	0.80	1	173	MPa
		せん断	0.80	50	139	MPa

※引張評価の算出値「-」については、引張応力が作用していない。

## 1.2.4 高性能容器

### (1) 構造強度評価

高性能容器本体は、ポリエチレン製の容器であり設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら、高性能容器は、米国において低レベル放射性廃棄物の最終処分に使用されている容器であり、米国 NRC (Nuclear Regulatory Commission, 原子力規制委員会) から権限を委譲されたサウスカロライナ州健康環境局 (S.C. Department of Health and Environmental Control) の認可を得ており、多数の使用実績がある。

#### a. 収容物重量に対する評価

高性能容器の収容物重量は容積から決定しており、当該型式の高性能容器の設計重量は約 4.5t である。多核種除去設備で使用する高性能容器への収容物の重量は最大で 3.5t とすることから、収容物重量に対して十分な強度を有している。

#### b. 圧力に対する評価

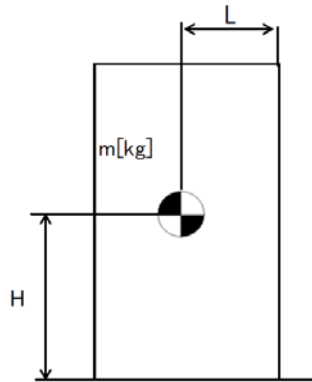
当該型式の高性能容器の外圧に対する設計圧力は、25 kPa である。多核種除去設備で用いる高性能容器の外圧は屋外設置のため大気圧程度であることから、設計圧力を満足している。

一方、内圧に対しては、サウスカロライナ州健康環境局の認可に当たり、50 kPa で試験を行い、容器に歪みがないことを確認している。高性能容器は、ベント機能を設けていることから、多核種除去設備で使用する際の内圧は、大気圧程度となり、試験圧力を満足している。

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらと比較することにより転倒評価を行った。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さく，転倒しないことを確認した（表 1 1）。



$C_H$  : 水平方向設計震度

$m$  : 機器重量

$g$  : 重力加速度

$H$  : 据付面からの重心までの距離

$L$  : 転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント :  $M_1 = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント :  $M_2 = m \times g \times L$

表 1 1 評価結果

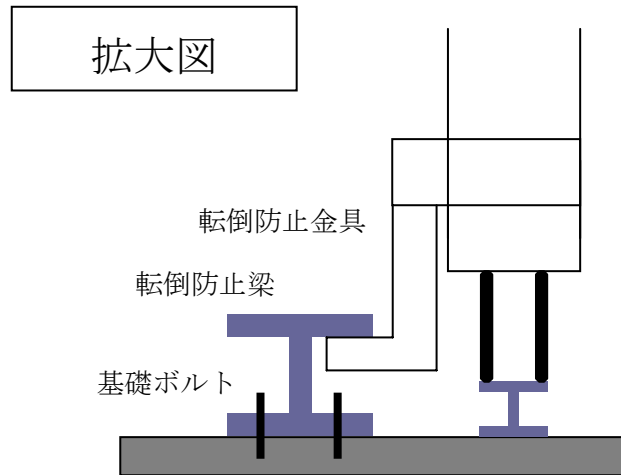
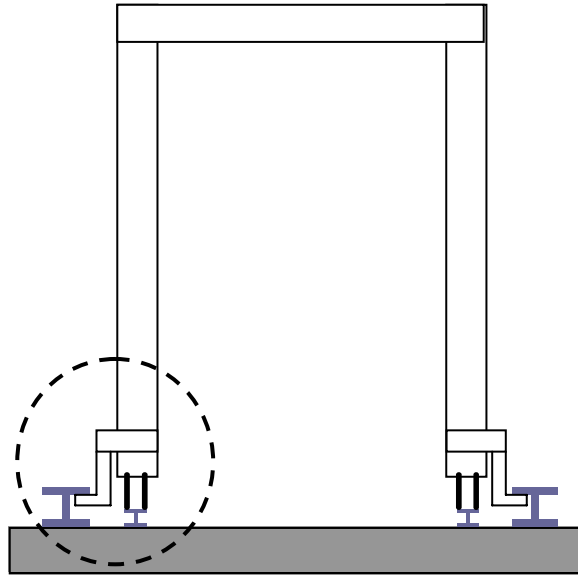
機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
高性能容器 (補強体付き)	本体	転倒	0.36	$2.04 \times 10^7$	$4.56 \times 10^7$	N・mm
			0.80	$4.52 \times 10^7$		

### 1.2.5 クレーン類

#### (1)耐震性評価

##### a. 基礎ボルト等の強度評価

耐震設計技術規程並びに「クレーン構造規格」の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果、基礎ボルト・転倒防止金具・転倒防止梁の強度が確保されることを確認した（表12）。



b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果、地震による転倒モーメントが自重による安定モーメントより小さくなるものについては、転倒しないことを確認した。また、地震による転倒モーメントが自重による安定モーメントより大きくなるものについては、a. での計算により基礎ボルト・転倒防止金具・転倒防止梁の強度が確保されることから転倒しないことを確認した（表12）。

表12：クレーン類耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
高性能容器 交換用クレーン	本体	転倒	0.36	$5.47 \times 10^4$	$7.44 \times 10^4$	kg・m
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	kg
	転倒防止金具	変形	0.36	-	-	N/mm <sup>2</sup>
	転倒防止梁	変形	0.36	-	-	N/mm <sup>2</sup>
	本体	転倒	0.80	$1.21 \times 10^5$	$7.44 \times 10^4$	kg・m
	基礎ボルト	引張	0.80	542	1435	kg
	転倒防止金具	変形	0.80	37.7	175	N/mm <sup>2</sup>
	転倒防止梁	変形	0.80	12.4	175	N/mm <sup>2</sup>
処理カラム 交換用クレーン	本体	転倒	0.36	$2.24 \times 10^4$	$2.25 \times 10^4$	kg・m
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	kg
	転倒防止金具	変形	0.36	-	-	N/mm <sup>2</sup>
	転倒防止梁	変形	0.36	-	-	N/mm <sup>2</sup>
	本体	転倒	0.80	$4.96 \times 10^4$	$2.25 \times 10^4$	kg・m
	基礎ボルト	引張	0.80	467	1435	kg
	転倒防止金具	変形	0.80	32.5	175	N/mm <sup>2</sup>
	転倒防止梁	変形	0.80	10.7	175	N/mm <sup>2</sup>

※ 算出値「-」については、引張荷重・応力が作用していない。

## 1.2.6 配管

### (1)構造強度評価

#### a. 配管（鋼管）

配管（鋼管）はステンレスまたは炭素鋼の一般産業品とするため、設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら、以下により高い信頼性を確保する。

- ・ 公的規格に適合した配管（鋼管）を選定する。
- ・ 溶接継手は、運転圧による漏えい確認もしくは代替検査を行う。
- ・ 可能な限り工場にて溶接を行い、現地での溶接作業を少なくする。

また、配管（鋼管）には保温材を取り付け凍結防止対策を施す。

#### b. 配管（ポリエチレン管）

配管（ポリエチレン管）は鋼材ではなく、一般産業品であるため、設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら、配管（ポリエチレン管）は、一般に耐食性、電気特性（耐電気腐食）、耐薬品性を有しており、鋼管と同等の信頼性を有している。また、以下により高い信頼性を確保する。

- ・ 日本水道協会規格に適合したポリエチレン管を採用する。
- ・ 継手は、可能な限り融着構造とする。

また、配管（ポリエチレン管）には保温材を取り付け凍結防止対策を施す。なお、本対策は、配管（ポリエチレン管）の紫外線劣化対策を兼ねる。

#### c. 配管（耐圧ホース）

配管（耐圧ホース）は鋼材ではなく、一般産業品であるため、設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら、以下により高い信頼性を確保する。

- ・ 耐圧ホースで発生した過去の不適合のうち、チガヤによる耐圧ホースの貫通に関してはチガヤが生息する箇所においては鉄板敷き等の対策を施す。
- ・ 継手金属と樹脂の結合部（カシメ部）の外れ防止対策として、結合部に外れ防止金具を装着する。
- ・ 通水等による漏えい確認を行う。

### (2)耐震性評価

#### a. 配管（鋼管）

配管（鋼管）は、原子力発電所の耐震設計に用いられている定ピッチスパン法等によりサポートスパンを確保する。

#### b. 配管（ポリエチレン管）

配管（ポリエチレン管）は、可撓性を有しており地震により有意な応力は発生しない。

c. 配管（耐圧ホース）

配管（耐圧ホース）は、可撓性を有しており地震により有意な応力は発生しない。

以上



## 多核種除去設備上屋の耐震性に関する検討結果

### 1. Bクラス施設としての評価

#### 1.1 評価方針

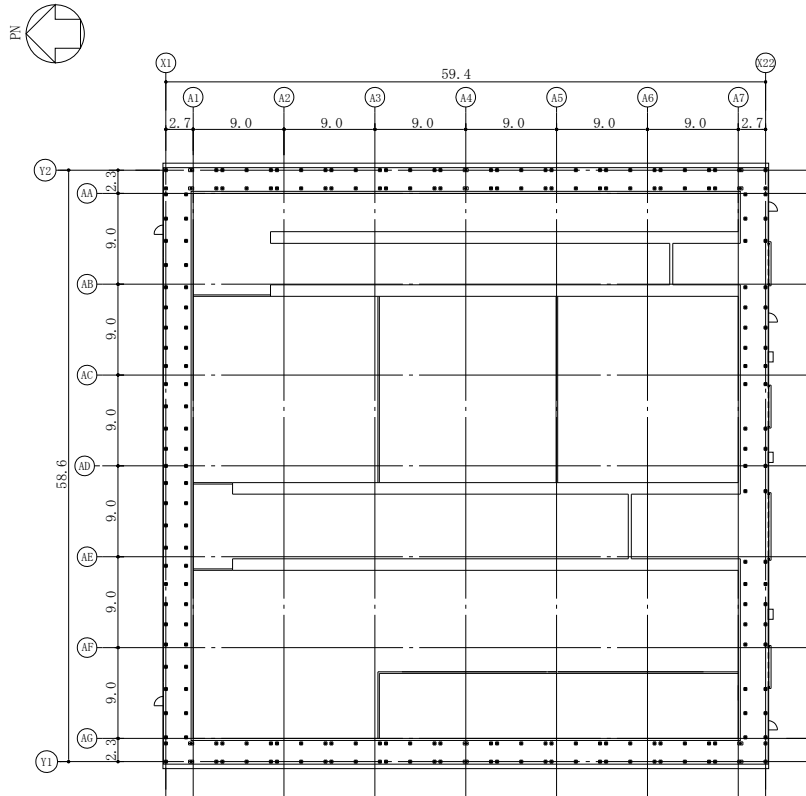
多核種除去設備上屋は、耐震設計審査指針上のBクラス相当の建物と位置づけられるため、耐震Bクラスとしての評価を実施する。

多核種除去設備建屋は、地上1階建で平面が59.4m（NS）×58.6m（EW）の鉄骨造の建物である。基礎底面からの高さは約20.2mであり、地上高さは約18.9mである。基礎スラブは厚さ1.5mのべた基礎で、長期許容支持力170kN/m<sup>2</sup>以上の地盤に設置する。建屋の平面図及び断面図を図－1～図－4に示す。

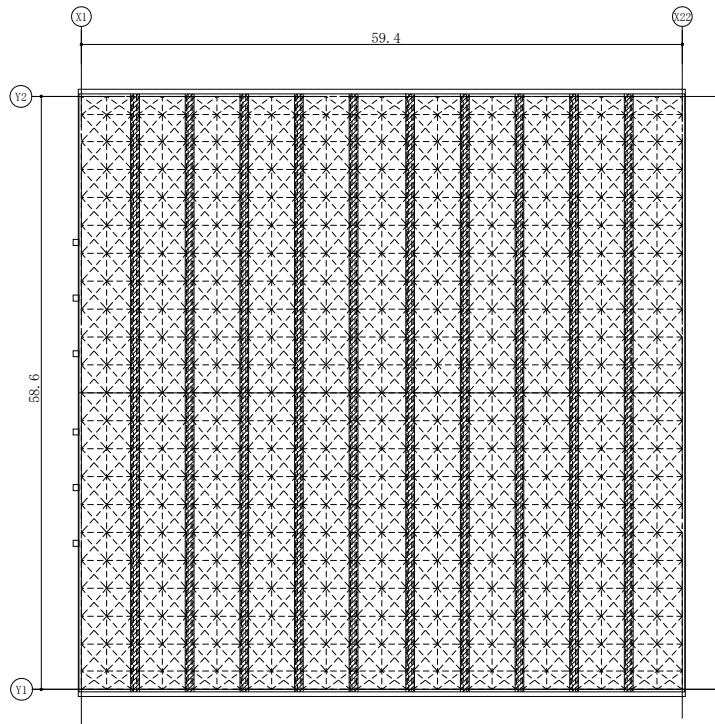
建物に加わる地震時の水平力を、NS方向はブレース、EW方向は柱・梁ともトラス形式のフレームで負担する。

耐震性の評価は、地上1階の地震層せん断力係数として0.3を採用した場合の当該部位の応力に対して行う。

多核種除去設備建屋の評価手順を図－5に示す。



图一 1 建屋平面图 (O.P. 37.7) (单位 : m)



图一 2 屋根平面图 (O.P. 56.4) (单位 : m)

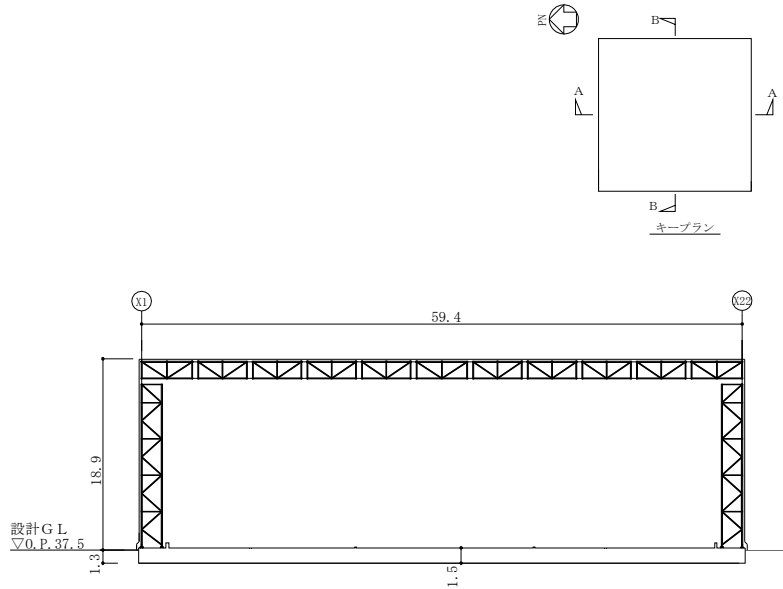


図-3 A-A断面図 (NS方向) (単位:m)

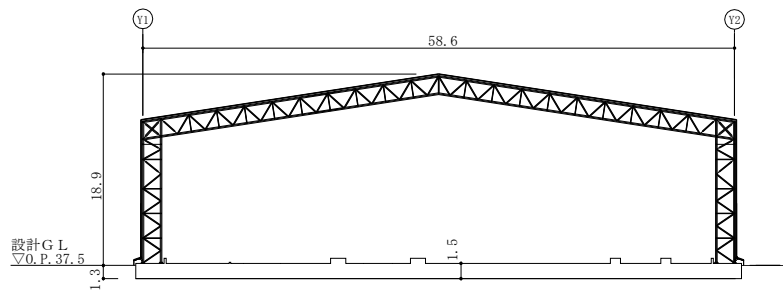


図-4 B-B断面図 (EW方向) (単位:m)

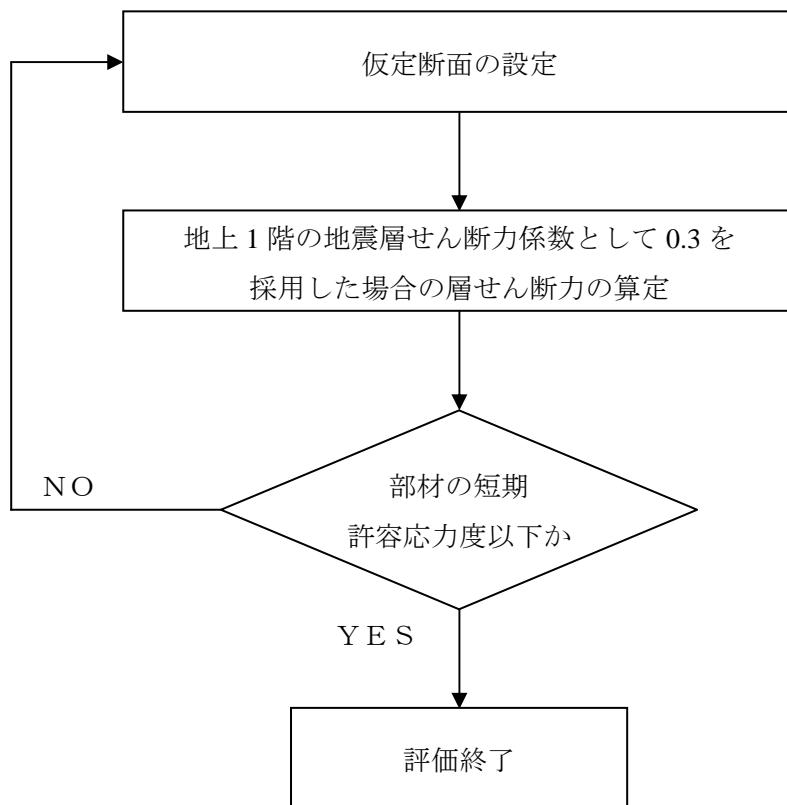


図-5 Bクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

1.2 評価条件（検討に用いる設計用地震力の設定）

地震層せん断力係数及び設計用地震力を表－1に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表－2～表－4に、基礎地盤の許容支持力度を表－5に示す。

表－1 地震層せん断力係数及び設計用地震力

O.P. (m)	$W_i$ (kN)	地震層せん断力係数		設計用地震力 ( $S_B$ ) (kN)	
		NS	EW	NS	EW
56.2～37.7	4250	0.30		1275	

表－2 構造用鋼材の許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

	板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
構造用鋼材	$t \leq 40\text{mm}$	SS400, SN400B STK400, STKR400	235	「鋼構造設計規準」 に従って左記 F の 値により求める。
	$t \leq 40\text{mm}$	SM490C SNR490B	325	

表－3 コンクリートの許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

		長 期		短 期	
		圧縮	せん断	圧縮	せん断
基礎 スラブ	$F_c = 30$	10	0.79	20	1.18

表－４ 鉄筋の許容応力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

		長 期		短 期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
基礎 スラブ	SD345	215*	195	345	345

※：呼び径 D29 以上の太さの鉄筋に対しては 195 とする。

表－５ 基礎地盤の許容支持力度

(単位：N/mm<sup>2</sup>)

		長 期	短 期
支持地盤		0.17	0.34

注：建築基準法施行令第 93 条及び平成 13 年国土交通省告示第 1113 号に基づき算定した。

### 1.3 評価結果

#### (1) 上部架構の評価結果

解析モデルは、全ての部材を線材置換した立体モデルで、柱脚はピンとする。

検討により得られた部材応力の内、応力度／短期許容応力度が最大となる鉄骨部材の断面検討結果を表－6に示す。

これより鉄骨部材の応力度は、短期許容応力度以下であることを確認した。

表－6 鉄骨部材の応力度と短期許容応力度

部位	荷重条件	応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	短期許容応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	応力度／短期許容応力度
トラス梁 (STK400)	積雪荷重	62 (圧縮)	170 (圧縮)	0.37
トラス柱 (STK400)	積雪荷重	56 (圧縮)	162 (圧縮)	0.35

(2) 基礎スラブの評価結果

基礎スラブの応力解析は、弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは、四辺形の均質等方な板要素により構成し、支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

必要鉄筋比が最大となる要素と面外せん断力が最大となる要素の断面検討結果を表-7及び表-8に示す。

これより、設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り、また面外せん断力は短期許容せん断力以下であることを確認した。基礎スラブ配筋図を図-6に示す。

なお、基礎地盤に生じる接地圧は短期で最大  $0.08 \text{ N/mm}^2$  であり、基礎地盤の短期許容支持力度  $0.34 \text{ N/mm}^2$  以内となっている。

表-7 軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

応力		必要鉄筋比 (%)	設計鉄筋比 (%)	必要鉄筋比 /設計鉄筋比
軸力* (kN/m)	曲げモーメント (kN・m/m)			
65	619	0.10	0.38	0.27

※：圧縮を正とする。

表-8 面外せん断力に対する検討結果

応力 面外せん断力(kN/m)	短期許容 せん断力(kN/m)	応力/短期許容せん断力
500	1316	0.38

以上のことから、設計用地震力に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。



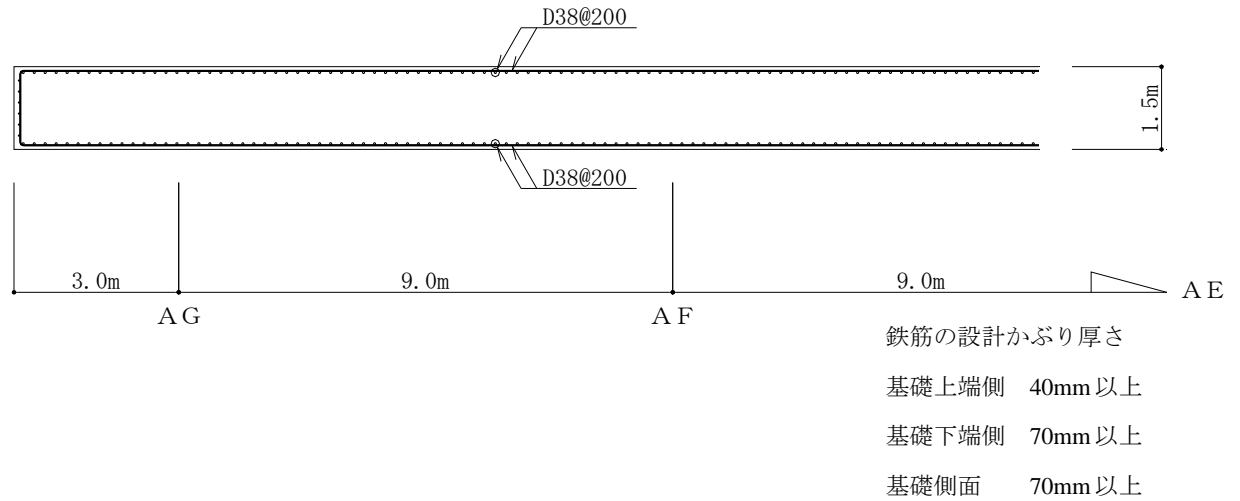


図-6 基礎スラブ配筋図 (A1 通り)

## 2.基準地震動 $S_s$ に対する評価

### 2.1 解析評価方針

建屋について、参考評価として基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、崩壊しないことを確認する。

解析モデルは、基礎及び地上階の曲げ、せん断及び軸剛性を評価した質点系モデルとする。

部材の評価は、地震応答解析により得られた当該部位の応力に対して、部材の終局耐力と比較することによって行う。ただし、部材応力が短期許容応力度以下である場合は、終局耐力との比較を省略する。

基準地震動  $S_s$  に対する建屋の耐震性評価手順を図-7に示す。

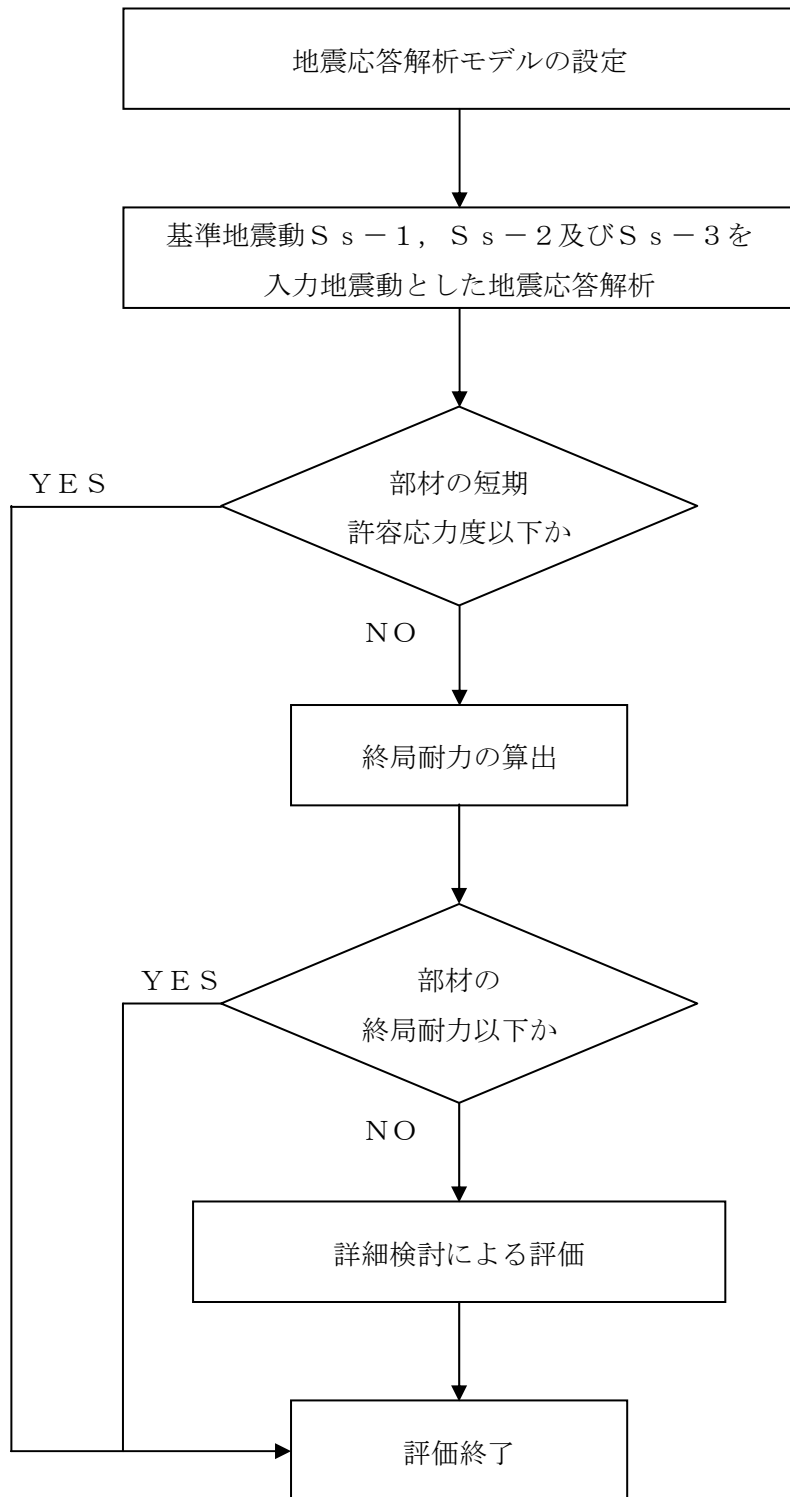
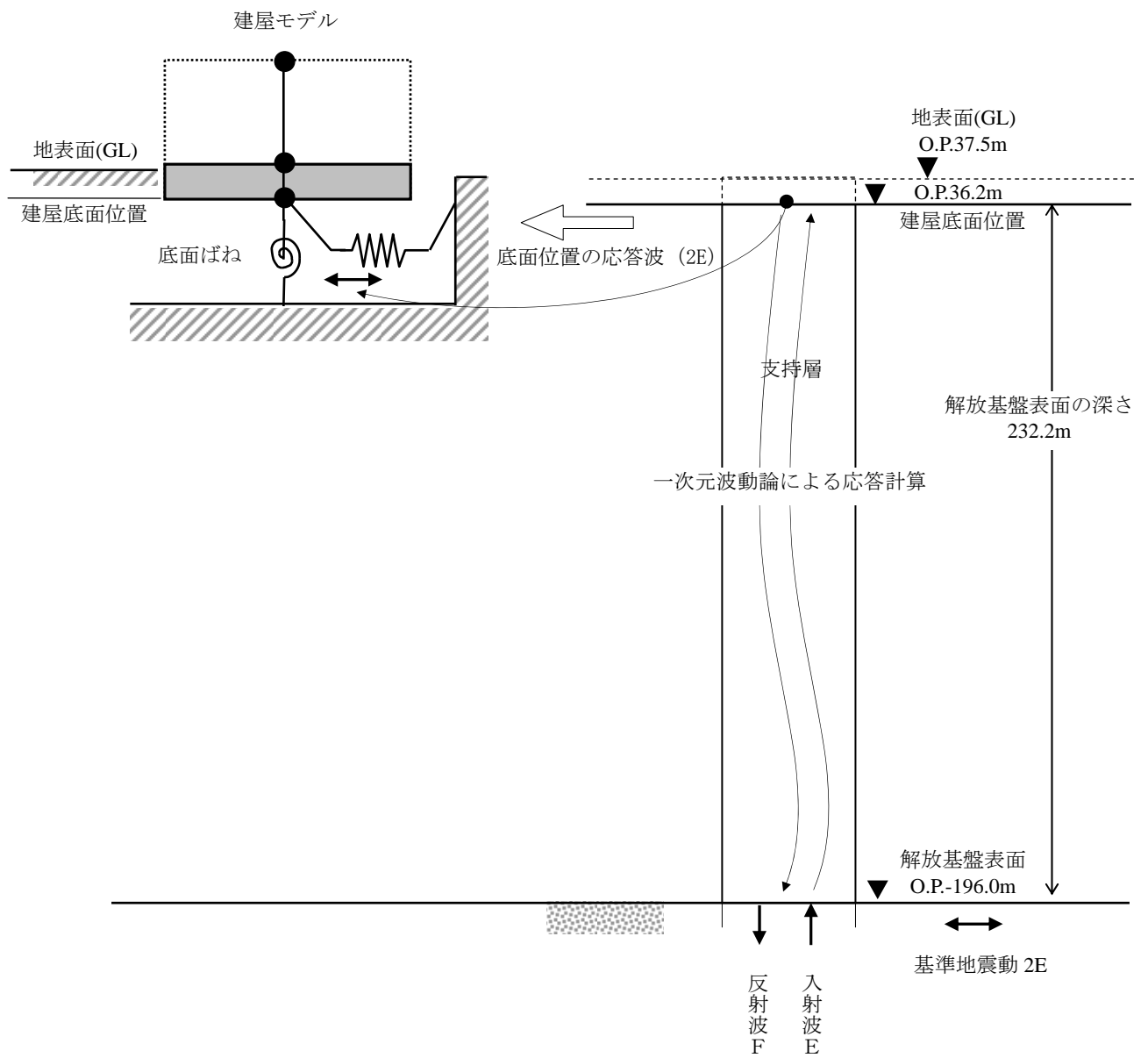


図-7 基準地震動  $S_s$  に対する建屋の耐震性評価手順

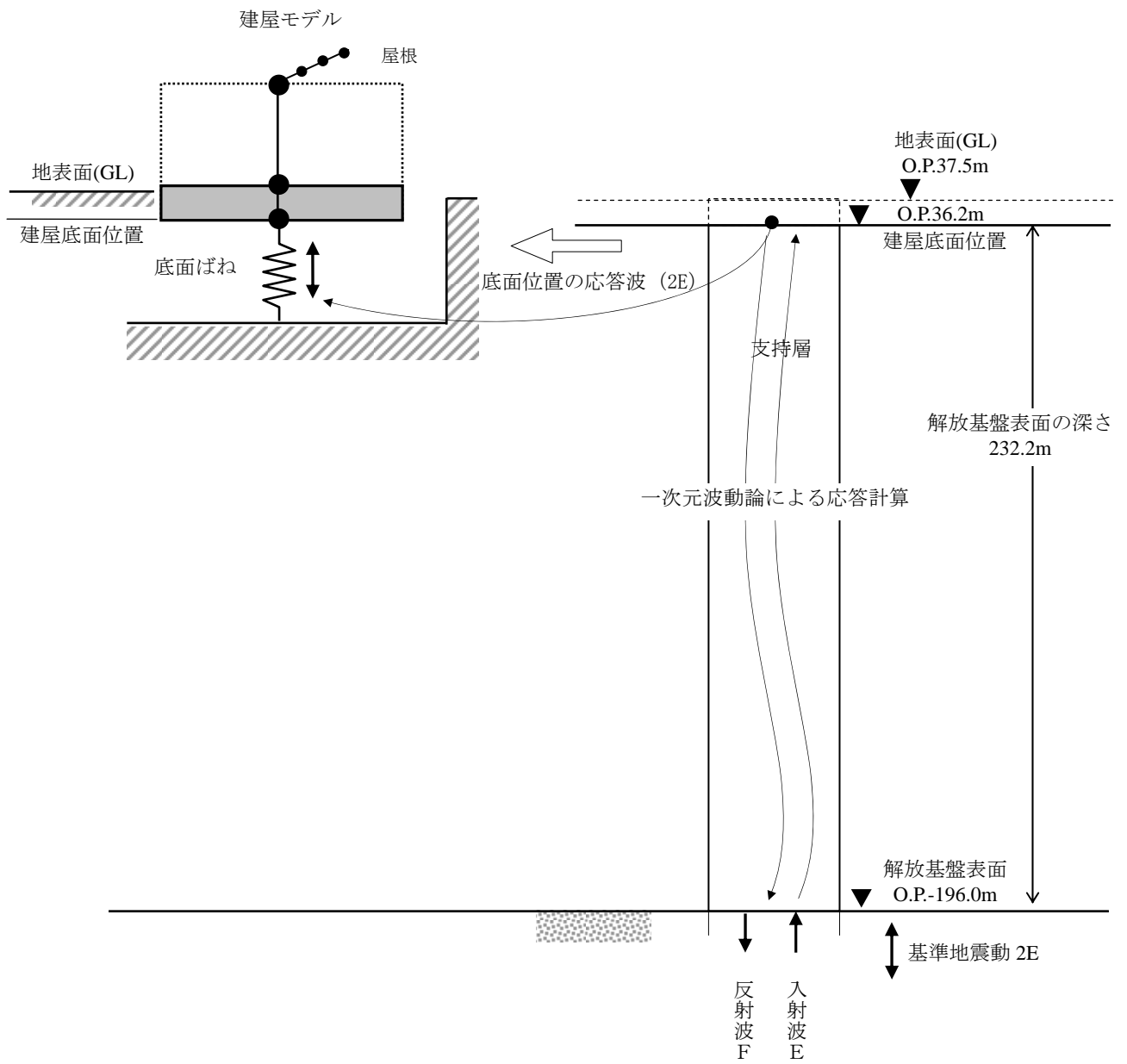
## 2.2 解析に用いる入力地震動

建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価 中間報告書」（原管発管19第603号 平成20年3月31日付）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する $S_s-1$ 、 $S_s-2$ 及び $S_s-3$ に基づき算定することとする。

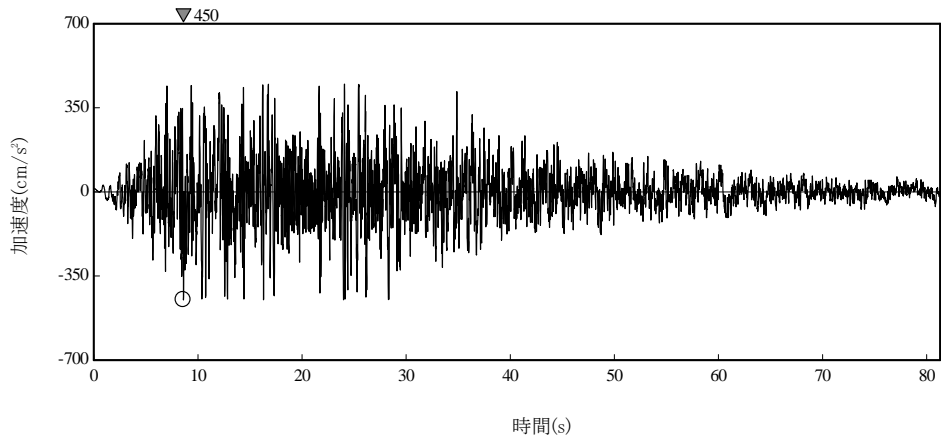
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-8及び図-9に示す。この建屋の解析モデルは、建屋と地盤の相互作用を考慮したスウェイ・ロックキングモデルである。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 $S_s$ に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（O.P.-196.0m）における基準地震動 $S_s-1$ 、 $S_s-2$ 及び $S_s-3$ の加速度波形を図-10及び図-11に示す。



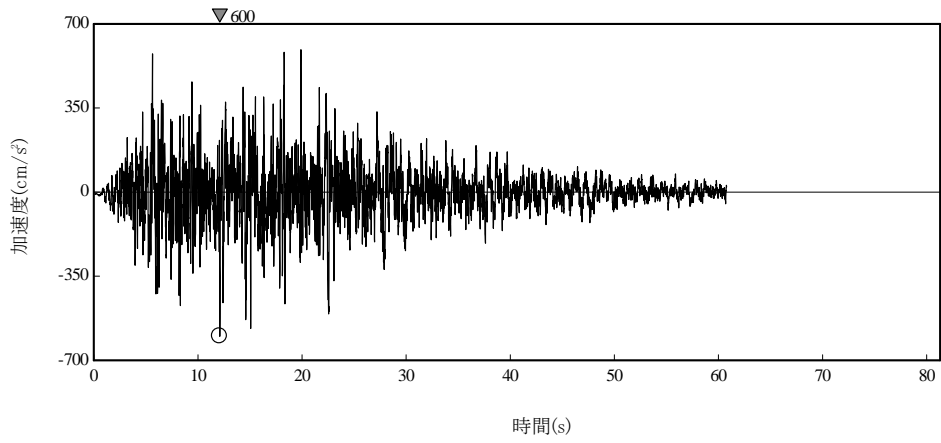
図一 8 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図 (水平方向)



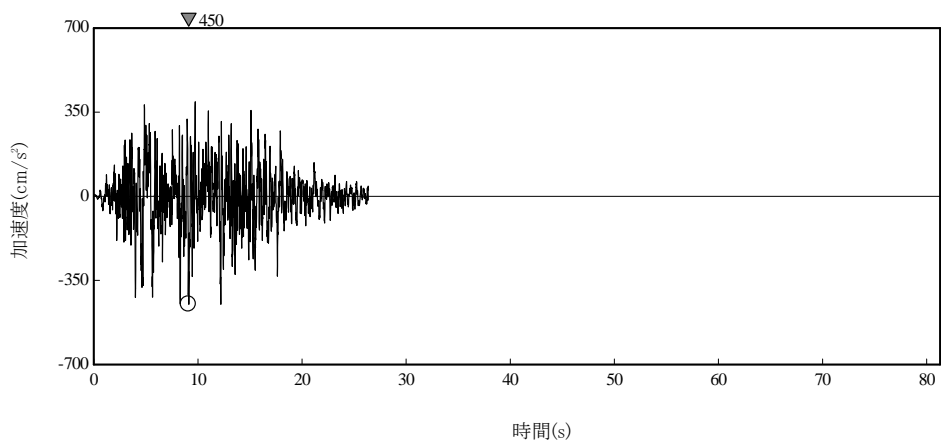
図一 9 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図 (鉛直方向)



(S s - 1<sub>H</sub>)

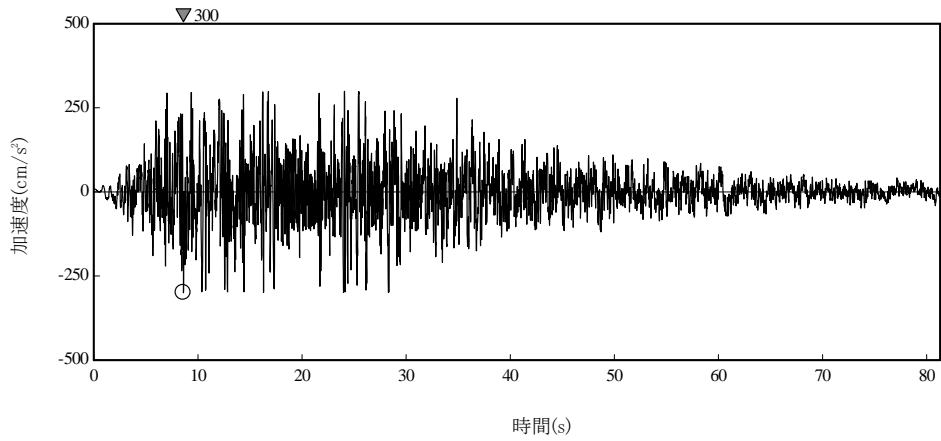


(S s - 2<sub>H</sub>)

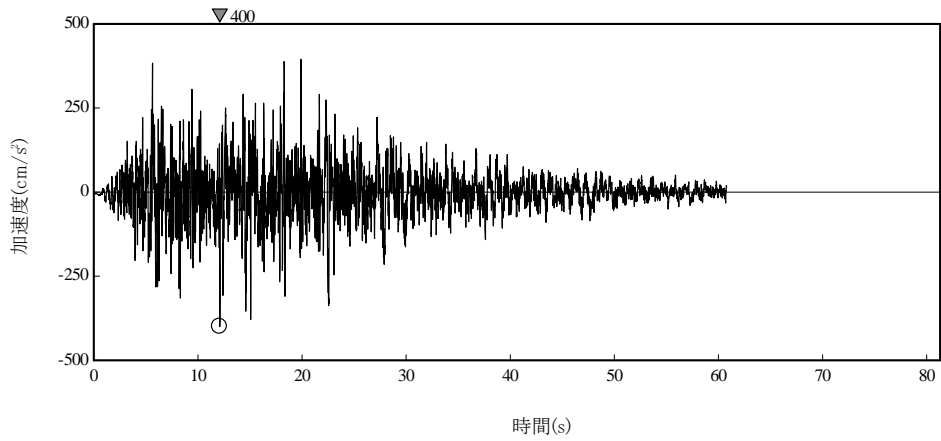


(S s - 3<sub>H</sub>)

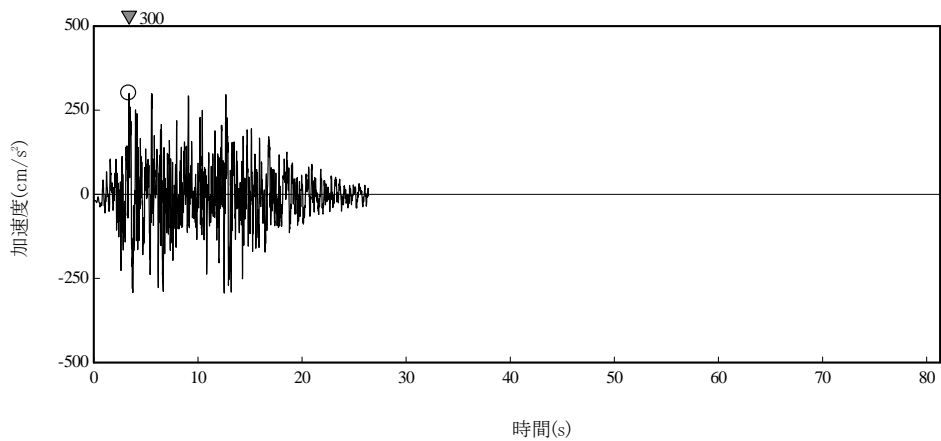
図-10 解放基盤表面位置における地震動の加速度波形（水平方向）



(S s - 1 v)



(S s - 2 v)



(S s - 3 v)

図-1 1 解放基盤表面位置における地震動の加速度波形（鉛直方向）



### 2.3 地震応答解析モデル

基準地震動  $S_s$  に対する建屋の地震応答解析は、「2.2 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは、水平方向については建屋の曲げ変形とせん断変形を考慮した質点系、鉛直方向はトラス柱の上下軸変形及びトラス梁の曲げ変形とせん断変形を考慮した質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。解析に用いる物性値は以下のとおりとし、建屋解析モデルの諸元を表－9及び表－10に示す。

#### a) コンクリート

- ・ヤング係数  $E = 2.44 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$  ( $F_c = 30 \text{ N/mm}^2$ ) ; 基礎部
- ・ポアソン比  $\nu = 0.2$
- ・単位体積重量  $\gamma = 24 \text{ kN/m}^3$
- ・減衰定数  $h = 5\%$

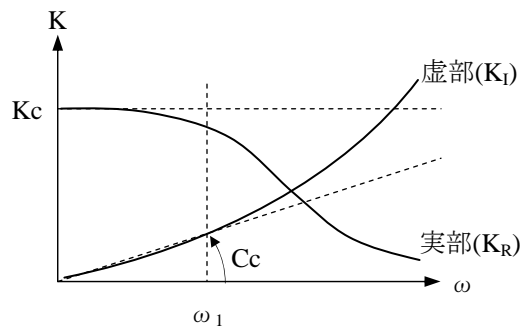
#### b) 鉄骨

- ・ヤング係数  $E = 2.05 \times 10^5 \text{ N/mm}^2$
- ・ポアソン比  $\nu = 0.3$
- ・単位体積重量  $\gamma = 77 \text{ kN/m}^3$
- ・減衰定数  $h = 2\%$

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表－11～表－13に示す。

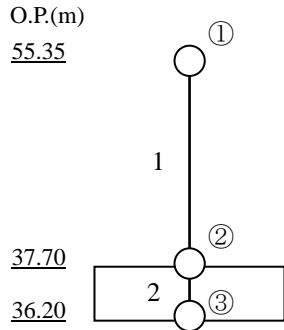
基礎底面地盤ばねについては、「JEAC4601-2008」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミッタンス理論に基づいて、水平方向はスウェイ及びロックイングばねを、鉛直方向は鉛直ばねを近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図－12に示すようにばね定数 ( $K_c$ ) として実部の静的な値を、また、減衰係数 ( $C_c$ ) として建屋－地盤連成系の1次固有振動数  $\omega_1$  に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。



図－12 地盤ばねの近似

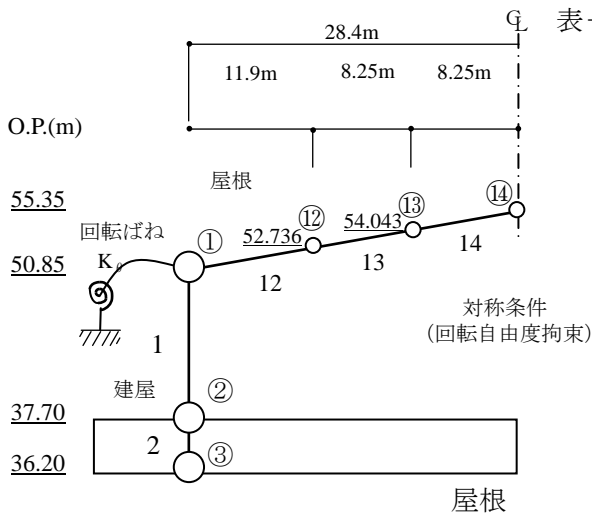
表-9 建屋の振動諸元(水平方向)



質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_G$ ( $\times 10^6 \text{ kN}\cdot\text{m}^2$ )	部材番号	せん断断面積 $A_s (\text{m}^2)$	断面二次モーメント $I (\times 10^5 \text{ m}^4)$
①	3700	—	—	—	—
②	132790	39.87	1	$7.90 \times 10^{-3}$ (NS) $29.0 \times 10^{-3}$	—
③	64800	19.46	2	3600.0	10.8
			—	—	—

・基礎形状 60.0m(NS) $\times$ 60.0m(EW) $\times$ 1.5m(厚さ)  
 ・総重量 201290 kN

表-10 建屋の振動諸元(鉛直方向)



建屋

質点番号	質点重量 W(kN)	部材番号	軸断面積 $A (\text{m}^2)$
①	1140	—	—
②	132790	1	$465.0 \times 10^{-3}$
③	64800	2	3600.0
		—	—

屋根

質点番号	質点重量 W(kN)	部材番号	軸断面積 $A (\times 10^{-3} \text{ m}^2)$	せん断断面積 $A_s (\times 10^{-3} \text{ m}^2)$	断面二次モーメント $I (\text{m}^4)$
①	1140	—	—	—	—
⑫	1120	12	382	67.3	0.277
⑬	960	13	332	61.8	0.241
⑭	480	14	354	65.5	0.257
		—	—	—	—

柱端部回転ばね  $K_\theta = 2.36 \times 10^7 \text{ kN}\cdot\text{m/rad}$

表-11 地盤定数 (S<sub>s</sub>-1<sub>H</sub>)

標高 O.P. (m)	層厚 (m)	地質	単体体積重量 γ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比	初期 せん断波速度 V <sub>s0</sub> (m/s)	初期 せん断弾性係数 G <sub>0</sub> (kN/m <sup>2</sup> )	S <sub>s</sub> -1 <sub>H</sub> 地震時				
							剛性低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断弾性係数 G (kN/m <sup>2</sup> )	せん断波速度 V <sub>s</sub> (m/s)	縦波速度 V <sub>p</sub> (m/s)	減衰定数 h (%)
36.2 ~ 28.3	7.9	段丘 堆積層	15.6	0.480	315	158,000	0.58	92,000	240	1,230	7
28.3 ~ 1.9	26.4	砂岩	17.8	0.473	380	262,000	0.63	165,000	302	1,330	8
1.9 ~ -10.0	11.9	泥岩	16.5	0.464	450	341,000	0.77	263,000	395	1,530	3
-10.0 ~ -80.0	70.0		17.1	0.455	500	436,000	0.77	336,000	439	1,530	3
-80.0 ~ -108.0	28.0		17.6	0.446	560	563,000	0.77	434,000	492	1,580	3
-108.0 ~ -196.0	88.0		17.8	0.442	600	653,000	0.75	490,000	520	1,610	3
-196.0 ~	-	解放基盤	18.5	0.421	700	924,000	-	924,000	700	1,890	-

表-12 地盤定数 (S<sub>s</sub>-2<sub>H</sub>)

標高 O.P. (m)	層厚 (m)	地質	単体体積重量 γ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比	初期 せん断波速度 V <sub>s0</sub> (m/s)	初期 せん断弾性係数 G <sub>0</sub> (kN/m <sup>2</sup> )	S <sub>s</sub> -2 <sub>H</sub> 地震時				
							剛性低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断弾性係数 G (kN/m <sup>2</sup> )	せん断波速度 V <sub>s</sub> (m/s)	縦波速度 V <sub>p</sub> (m/s)	減衰定数 h (%)
36.2 ~ 28.3	7.9	段丘 堆積層	15.6	0.480	315	158,000	0.57	90,000	238	1,210	7
28.3 ~ 1.9	26.4	砂岩	17.8	0.473	380	262,000	0.64	168,000	304	1,340	8
1.9 ~ -10.0	11.9	泥岩	16.5	0.464	450	341,000	0.78	266,000	398	1,530	3
-10.0 ~ -80.0	70.0		17.1	0.455	500	436,000	0.78	340,000	442	1,540	3
-80.0 ~ -108.0	28.0		17.6	0.446	560	563,000	0.82	462,000	507	1,630	3
-108.0 ~ -196.0	88.0		17.8	0.442	600	653,000	0.81	529,000	540	1,670	3
-196.0 ~	-	解放基盤	18.5	0.421	700	924,000	-	924,000	700	1,890	-

表-13 地盤定数 (S<sub>s</sub>-3<sub>H</sub>)

標高 O.P. (m)	層厚 (m)	地質	単位体積重量 $\gamma$ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比	初期 せん断波速度 $V_{S0}$ (m/s)	初期 せん断弾性係数 $G_0$ (kN/m <sup>2</sup> )	S <sub>s</sub> -3 <sub>H</sub> 地震時				
							剛性低下率 $G/G_0$	せん断弾性係数 $G$ (kN/m <sup>2</sup> )	せん断波速度 $V_s$ (m/s)	縦波速度 $V_p$ (m/s)	減衰定数 $h$ (%)
36.2 ~ 28.3	7.9	段丘 堆積層	15.6	0.480	315	158,000	0.60	95,000	244	1,250	6
28.3 ~ 1.9	26.4	砂岩	17.8	0.473	380	262,000	0.66	173,000	309	1,360	7
1.9 ~ -10.0	11.9	泥岩	16.5	0.464	450	341,000	0.78	266,000	398	1,530	3
-10.0 ~ -80.0	70.0		17.1	0.455	500	436,000	0.76	331,000	436	1,520	3
-80.0 ~ -108.0	28.0		17.6	0.446	560	563,000	0.73	411,000	479	1,530	3
-108.0 ~ -196.0	88.0		17.8	0.442	600	653,000	0.77	503,000	526	1,630	3
-196.0 ~	—	解放基盤	18.5	0.421	700	924,000	—	924,000	700	1,890	—

## 2.4 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向及び鉛直方向の最大応答加速度を図-13～図-15に示す。

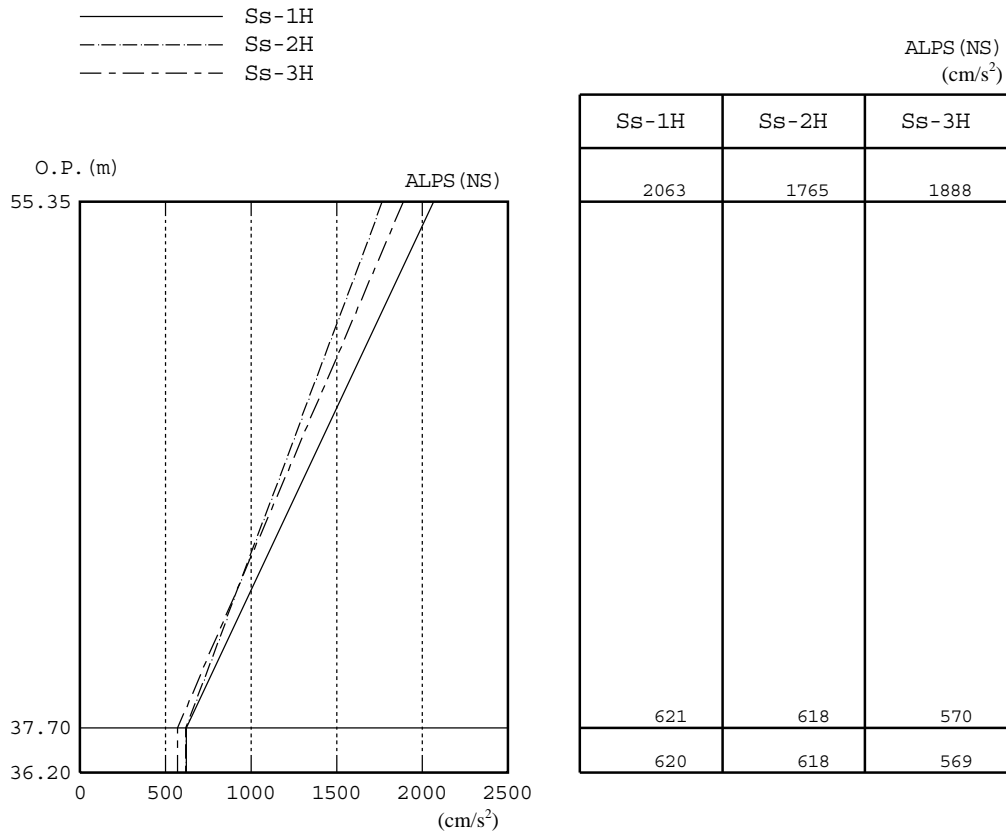


图-13 最大応答加速度 (NS 方向)

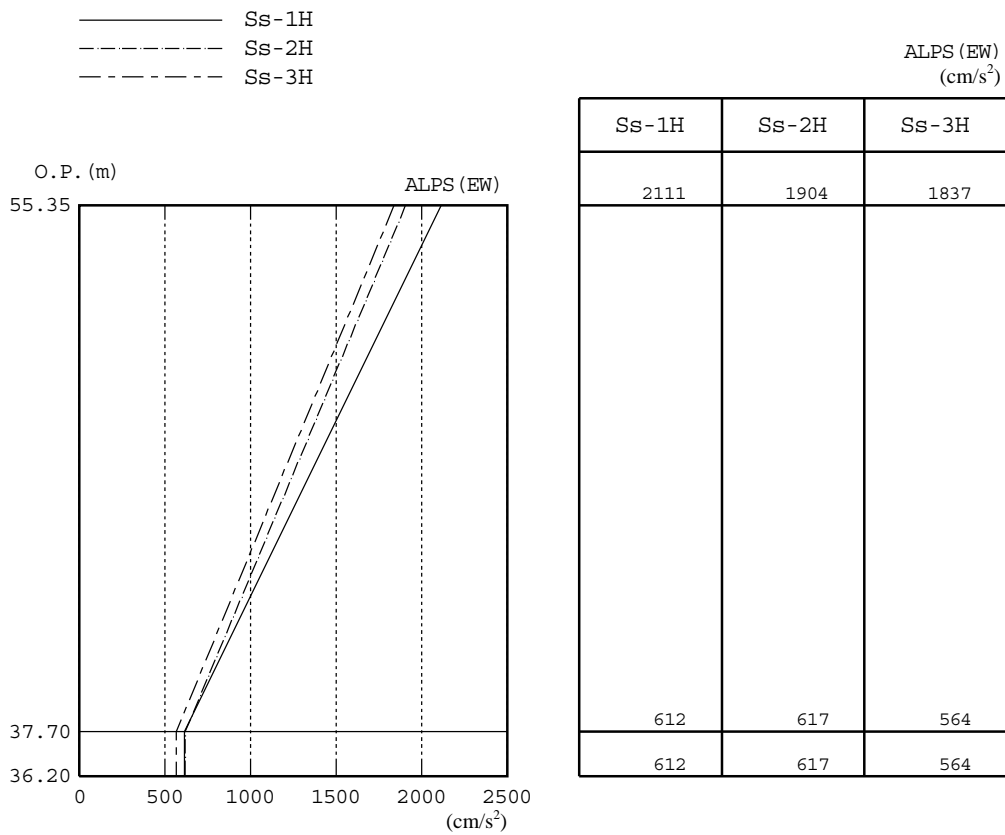


图-14 最大応答加速度 (EW 方向)

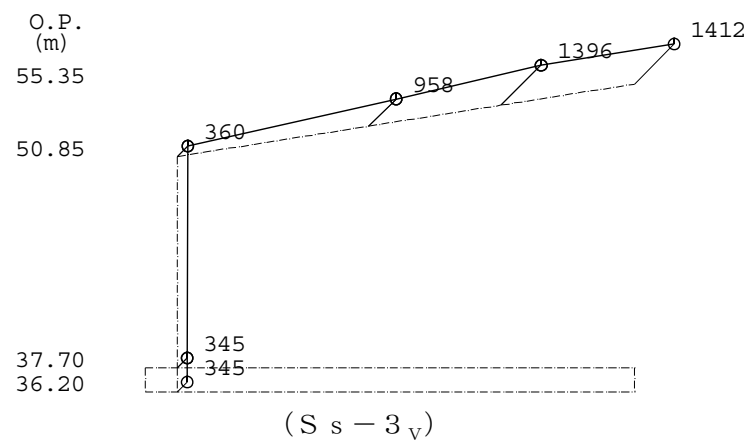
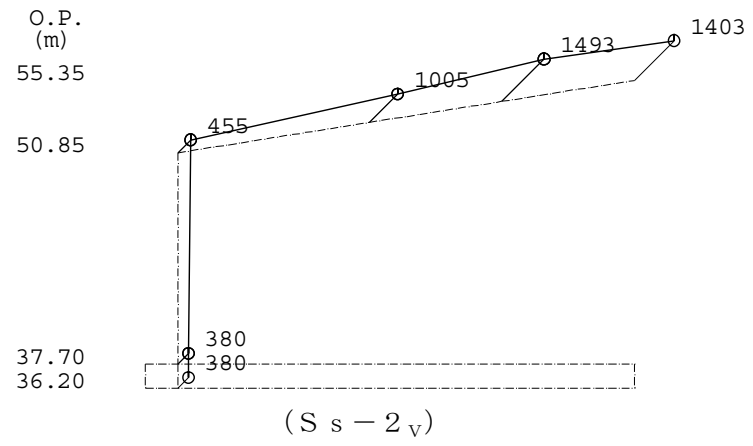
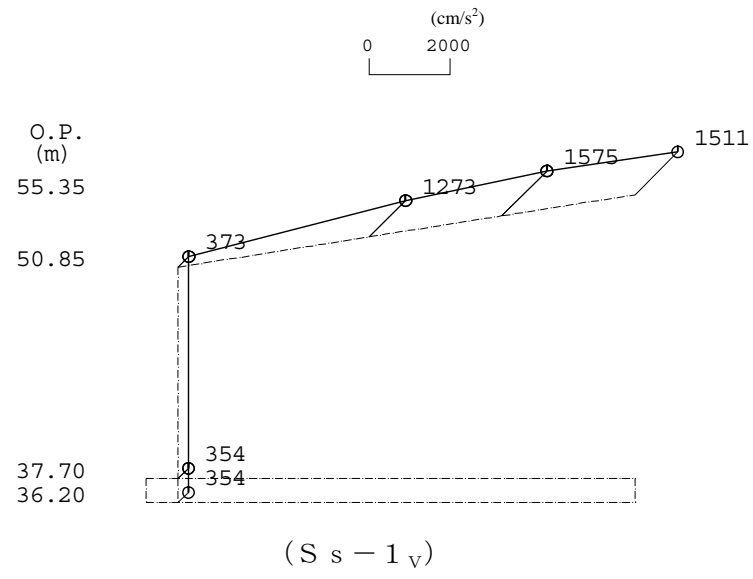


图-15 最大応答加速度 (鉛直方向)

## 2.5 耐震安全性評価結果

### (1) 上部架構の評価結果

地震応答解析により得られた部材応力の内、応力度／短期許容応力度が最大となる鉄骨部材の断面検討結果を表－14に示す。

これより地震応答解析による鉄骨部材の応力度は、短期許容応力度以下であることを確認した。

表－14 鉄骨部材の応力度と短期許容応力度

部位	方向	応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	短期許容応力度* (N/mm <sup>2</sup> )	応力度／短期許容応力度
トラス梁 (STK400)	NS	121 (圧縮)	157 (圧縮)	0.78
トラス柱 (STK400)	NS	132 (圧縮)	172 (圧縮)	0.77

※：F値を1.1倍している。



(2) 基礎スラブの評価結果

必要鉄筋比が最大となる要素と面外せん断力が最大となる要素の断面検討結果を表-15及び表-16に示す。

これより、設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り、また面外せん断力は短期許容せん断力以下であることを確認した。

なお、基礎地盤に生じる接地圧は最大  $0.14 \text{ N/mm}^2$  であり、基礎地盤の短期許容支持力度  $0.34 \text{ N/mm}^2$  以内となっている。

表-15 軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

応力		必要鉄筋比 (%)	設計鉄筋比 (%)	必要鉄筋比 /設計鉄筋比
軸力※ (kN/m)	曲げモーメント (kN・m/m)			
-240	889	0.17	0.38	0.45

※：圧縮を正とする。

表-16 面外せん断力に対する検討結果

応力 面外せん断力(kN/m)	短期許容 せん断力(kN/m)	応力/短期許容せん断力
741	1316	0.57

以上のことから、 $S_s$ 地震力に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

以上

## 多核種除去設備等の具体的な安全確保策

多核種処理設備等は、高濃度の放射能を扱う設備ため、漏えい防止対策、放射線遮へい・崩壊熱除去、可燃性ガス滞留防止について具体的に安全確保策を以下の通り定め、実施する。

## 1. 放射性物質の漏えい防止等に対する考慮

## (1) 漏えい発生防止

- a. 処理対象水、処理済水の移送配管は、耐腐食性を有するポリエチレン管、ステンレスの鋼管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を基本とする。(別添－１)
- b. 放射性流体を内包する配管のうち、ポリエチレン管より可撓性を有する配管を使用する必要がある箇所（各スキッド間、各吸着塔間、吸着材排出ライン、処理カラム取合部、脱水装置）は、耐圧ホース（EPDM；エチレンプロピレンジエンモノマー）を使用する。ただし、福島第一原子力発電所で発生した耐圧ホース（PVC；ポリ塩化ビニル）と継手金属との結合部（カシメ部）の外れ事象に鑑み、耐圧ホース（EPDM）と継手金属の結合部（カシメ部）に外れ防止金具を装着する。
- c. 吸着塔、処理カラムは、耐腐食性を有する SUS316L とする。(別添－１)
- d. 高性能容器本体は、強度、耐腐食性、耐久性、耐放射線性、耐薬品性に優れたポリエチレンとする。(別添－１)
- e. 鋼材もしくはポリエチレンの継手部は、可能な限り溶接構造もしくは融着構造とする。また、漏えい堰等が設置されない移送配管等で継手部がフランジ構造となる場合には、継手部に漏えい拡大防止カバーを設置する。
- f. タンク・槽類には水位検出器を設け、オーバーフローを防止する。
- g. ポンプの軸封部は、漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

## (2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. 多核種除去設備はスキッド毎に漏えいパンを設け、エリア外への漏えいを防止するとともに、漏えい検知器を設ける。また、多核種除去設備設置エリアの最外周及びその内側にも漏えいの拡大を防止する堰を設ける。さらに、カメラを設けてシールド中央制御室で漏えいを監視する。
- b. 継手部は、漏えい拡大防止カバーで覆った上で中に吸水シートを入れ、漏えい水の拡大防止に努める。
- c. 漏えいを検知した場合には、シールド中央制御室に警報を発し、運転操作員によりカメラ、流量等の運転監視パラメータ等の状況を確認し、適切な対応を図る。また、大量の漏えいが確認された場合には、緊急停止スイッチにより多核種除去設備の運転を停止する。

- d. 漏えい水のコンクリートへの浸透を防止するため、多核種除去設備設置エリアには床塗装を実施する。
- e. 万一漏えいが発生した場合でも構内排水路を通じて環境に汚染水が放出することがないように、排水路から可能な限り隔離して配管等を敷設するとともに、排水路を跨ぐ箇所は、ボックス鋼内等に配管を敷設する。また、ボックス鋼端部から排水路に漏えい水が直接流入しないように土のうを設ける。
- f. 多核種除去設備の設置エリアは、エリア放射線モニタにより連続的に監視し、放射線レベルが高い場合にはシールド中央制御室及び現場に警報を発する。

## 2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

### (1) 線源条件の設定

放射線遮へい・崩壊熱除去評価で必要となる高性能容器、各吸着塔での線源強度は、処理対象水の放射能濃度を、発電所構内で貯留している R0 濃縮塩水及び処理装置出口水のサンプリングデータから保守的に設定し、さらに、前処理設備、多核種除去装置での核種除去性能を考慮して決定する。

### (2) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

- a. 多核種除去装置、高性能容器等からの放射線による雰囲気線量当量率（機器表面から 1m の位置）が 1mSv/h 以下となるように遮へいを設ける。また、多核種除去設備からの直接線・スカイシャイン線による敷地境界での実効線量を低減するための遮へいをクロスフローフィルタスキッド及び循環弁スキッドに設ける。
- b. ポンプ等の動的機器は、保守作業を考慮し遮へい体内が高線量雰囲気となる吸着塔スキッドとは区分して配置するとともに、作業スペースを確保する。さらに、保守作業時の放射線業務従事者の被ばく低減のため、機器のフラッシングが行える構成とする。
- c. 多核種除去設備の運転操作等に係る放射線業務従事者以外の者が不要に近づくことがないように、標識等を設ける。さらに、放射線レベルの高い区域は標識を設け、運転操作等に係る放射線業務従事者の被ばく低減を図る。
- d. 高性能容器輸送時は、適切な遮へい機能を有する鋼製の容器に収容し、放射線業務従事者の被ばく低減を図る。（別添－2）

### (3) 崩壊熱除去

- a. 処理対象水に含まれる放射性物質の崩壊熱は、通水により熱除去する。
- b. 使用済みの吸着材あるいは沈殿処理生成物を収容する高性能容器、処理カラムのうち、最も発熱量が大きいストロンチウム吸着材を収容する高性能容器の貯蔵時において
- c. も、容器の健全性に影響を与えるものではない。

### 3. 可燃性ガスの滞留防止

- a. 多核種除去設備では、水の放射線分解により発生する可燃性ガスは、通水時は処理対象水により排出される。また、多核種除去設備の運転停止時は、発熱量が大きいストロンチウム吸着材を収容している吸着塔のベントを開ける運用とする。
- b. 使用済みの吸着材、沈殿処理生成物を収容する高性能容器は、可燃性ガスの発生を考慮して圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設ける。

以上

## 多核種除去設備に使用する材料の適合性評価

## 1. はじめに

多核種除去設備は、RO 濃縮塩水等を処理することから、系統内の塩化物イオン濃度が高く、また、前処理設備等での薬液注入により、pH が変動することから、多核種除去設備の使用環境における材料の適合性について評価を実施した。

## 2. 使用環境における材料の適合性について

多核種除去設備を構成する主な機器の材料選定理由を表 1 に示す。表 1 の材料のうち、SUS316L、炭素鋼に対する耐食性について評価を行った。

表 1 多核種除去設備を構成する主な機器の使用材料と選定理由

機器	材料	選定理由
吸着塔及び 処理カラム	SUS316L	処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから、耐食性に優れる SUS316L を使用する。
高性能容器	ポリエチレン	収容するスラリー及び吸着材の脱水後の残水には、海水由来の塩分が含まれていることから、約 20 年の貯蔵期間を想定し、金属材料よりも耐食性に優れるポリエチレンを使用する。
タンク類	SUS316L 炭素鋼 (ゴムライニング付)	処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから、耐食性に優れる SUS316L 及び炭素鋼（ゴムライニング付）を使用する。
配管 (鋼管)	SUS316L 炭素鋼	処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから、耐食性に優れる SUS316L を使用する。また、全面腐食の懸念はあるが、十分な肉厚が確保されている炭素鋼を使用する。
配管 (ポリエチレン管)	ポリエチレン	耐食性に優れることから、屋外配管に主に使用する。
配管 (耐圧ホース)	EPDM (エチレンプロピレン ジエンモノマー)	可撓性のある配管を使用する必要がある箇所（各スキッド間（各スキッド間、各吸着塔間、吸着材排出ライン等））に使用する。

## 2.1 ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼の耐食性について

ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼の腐食モードを表2に示す。これらの腐食モードに対する耐食性について、表3に示す使用範囲を考慮し評価を実施した。ただし、ガルバニック腐食については、絶縁パッキンや絶縁ボルト等を使用しており、異材溶接箇所はないことから、評価対象外とした。

表2 使用材料における腐食モード

使用材料	腐食モード
ステンレス鋼 (SUS316L)	塩化物応力腐食割れ (SCC)
	すきま腐食
	孔食
	全面腐食
炭素鋼	全面腐食
	ガルバニック腐食※

※評価対象外

表3 ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼を使用する範囲の環境

使用材料	使用範囲	塩化物イオン濃度[ppm]	常用温度 [°C]	最大流速 [m/s]	pH
ステンレス鋼 (SUS316L)	前処理ステージ I (バッチ処理タンク入口配管のみ)	13000	40	2.6	7
	前処理ステージ I (バッチ処理タンク入口配管以外)	13000	60	1.7	7.5~8.5
	前処理ステージ II	13000	60	2.8	11.8~12.2
	多核種吸着塔 1~5 塔目	13000	40	1.5	11.8~12.2
	多核種吸着塔 6~14 塔目 処理カラム~移送ポンプ	13000	40	1.5	6~7
炭素鋼	ALPS 入口~前処理ステージ I 移送ポンプ~ALPS 出口	13000	40	1.7	6~7

### a. ステンレス鋼の塩化物応力腐食割れ (SCC)

塩化物応力腐食割れ (SCC) の発生には、使用温度と塩化物イオン濃度が寄与する。塩化物イオン濃度が 10ppm を超える条件においては一般的に 316 系の SCC 発生限界温度は 100°C とした値がよく用いられており、使用温度 60°C、塩化物イオン濃度 13000ppm の使用環境では、塩化物応力腐食割れ (SCC) が発生する可能性は低いと考えられる。

1)

1) 化学工学協会編: “多管式ステンレス鋼熱交換器の応力腐食割れ,” 化学工業社 (1984).

#### b. ステンレス鋼のすきま腐食

すきま腐食の発生には、使用温度と塩化物イオン濃度が寄与する。SUS316において、使用温度 60℃、塩化物イオン濃度 13000ppmの使用環境下では、すきま腐食が発生する可能性は否定できない。<sup>1)</sup>このため、すきま腐食が発生する可能性のある箇所について定期的な点検・保守を行っていく。

#### c. ステンレス鋼の孔食

孔食の発生には、自然電位、使用温度、塩化物イオン濃度が寄与する。ステンレス鋼の自然電位はpHに依存し、pHが低いほど自然電位は高く孔食が発生する可能性が高くなるが多核種除去設備の使用環境pH = 6 では 0.137 V vs. SCE程度であり、使用温度 60℃、塩化物イオン濃度 13000ppmという条件は、孔食が発生する可能性が低い領域であることから、多核種除去設備の使用環境においては、孔食が発生する可能性は低いと考えられる。<sup>2)3)</sup>

#### d. ステンレス鋼の全面腐食

全面腐食の発生には、pH及び流速が寄与する。pH6～12.2の使用環境では不動態皮膜は安定である。また、最大流速 2.8m/s (9.2feet/s) では、全面腐食が進行する速度は小さいと考えられる。<sup>4)5)</sup>

#### e. 炭素鋼の全面腐食

使用温度 30℃、塩化物イオン濃度 12000ppmにおける腐食速度は 0.85mm/year程度である。一般的に温度が高いほど腐食速度は増加傾向にあり、20℃に対して、40℃では 1.4倍程度である。以上の点を考慮すると、使用温度 40℃、塩化物イオン濃度 13000ppmにおける腐食速度は、1.2mm/year程度となる。<sup>6)7)</sup>

多核種除去設備で使用する炭素鋼配管の肉厚は、50Aのもので 5.5mm であり、2～3年程度は使用上問題ないと判断できる。また、定期的な点検・保守についても併せて行っていく。

1) 宮坂松甫他、「ポンプの高信頼性と材料」、ターボ機械 第36巻 第9号、2008年9月

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

3) ステンレス協会編: “ステンレス鋼データブック,” 日刊工業新聞社, p. 270 (2000).

4) ステンレス協会編、ステンレス鋼便覧 第3版、日刊工業新聞社

5) 腐食防食協会編、腐食・防食ハンドブック、丸善

6) 木下ら、防食技術, 32, 31-36(1983)

7) 腐食防食協会: “金属の腐食・防食 Q&A コロージョン 110 番”, 丸善, P10(1988)

## 2.2 腐食に対する対応方針

評価結果から、ステンレス鋼及び炭素鋼に対する対応方針を表4に示す。

表4 腐食に対する対応方針

使用材料	腐食モード	対応方針
ステンレス鋼 (SUS316L)	すきま腐食	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 運転中の巡視点検</li><li>・ 代表部位に対する定期的な分解点検等</li><li>・ 万一の漏えい対策として、当該部位のビニール養生および受けパン設置</li></ul>
炭素鋼	全面腐食	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 運転中の巡視点検</li><li>・ 代表部位に対する定期的な肉厚測定等</li></ul>

ステンレス鋼（SUS316L）は、海水ポンプ等の海水環境で使用される材質としては最も一般的であり、これまでの使用実績を考慮しても、運転開始直後に腐食が発生する可能性は低いと考えられる。しかしながら、腐食発生の可能性は否定できないことから、表4の対応方針を保全計画に反映する。

以 上



## 高性能容器に対する線量当量率評価結果

## 1. 概要

放射線遮へい・被ばく低減を考慮するにあたり、高性能容器（HIC）に対する線量当量率評価を実施した。

## 2. 評価条件

## (1) 線源

前処理で発生するスラリーと吸着材をそれぞれ線源として設定した。また、スラリー及び吸着材 1～6 は HIC 内に均一に充填されるものとした。

なお、吸着材 7 については、含まれる放射性物質の濃度が低く、また、処理カラムによる遮へい効果が高いため、線量当量率としては低くなることから評価対象から除外した。

## (2) 評価モデル

スラリーを充填する HIC の評価モデルを図 1 に、吸着材を充填する HIC の評価モデルを図 2 に示す。HIC は円柱形状でモデル化し、スラリー及び吸着材は均一に充填するものとした。なお、実際の運転状態を考慮し、スラリーを充填する HIC は、遮へい体の上部に開口部を設け、吸着材を充填する HIC は遮へい体の上部に開口部は設けないものとして評価を実施した。評価点は、水平方向（線源領域の中心位置）及び高さ方向に遮へい体表面から 1m に設定した。

## (3) 評価方法

線量評価では、制動エックス線を考慮した  $\gamma$  線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN-S により求め、線量当量率の計算には点減衰積分コード QAD-CGGP2R を使用した。

## 3. 評価結果

評価点における各々の HIC の線量当量率を表 1 に示す。また、HIC 容器表面の線量当量率を表 2 に示す。

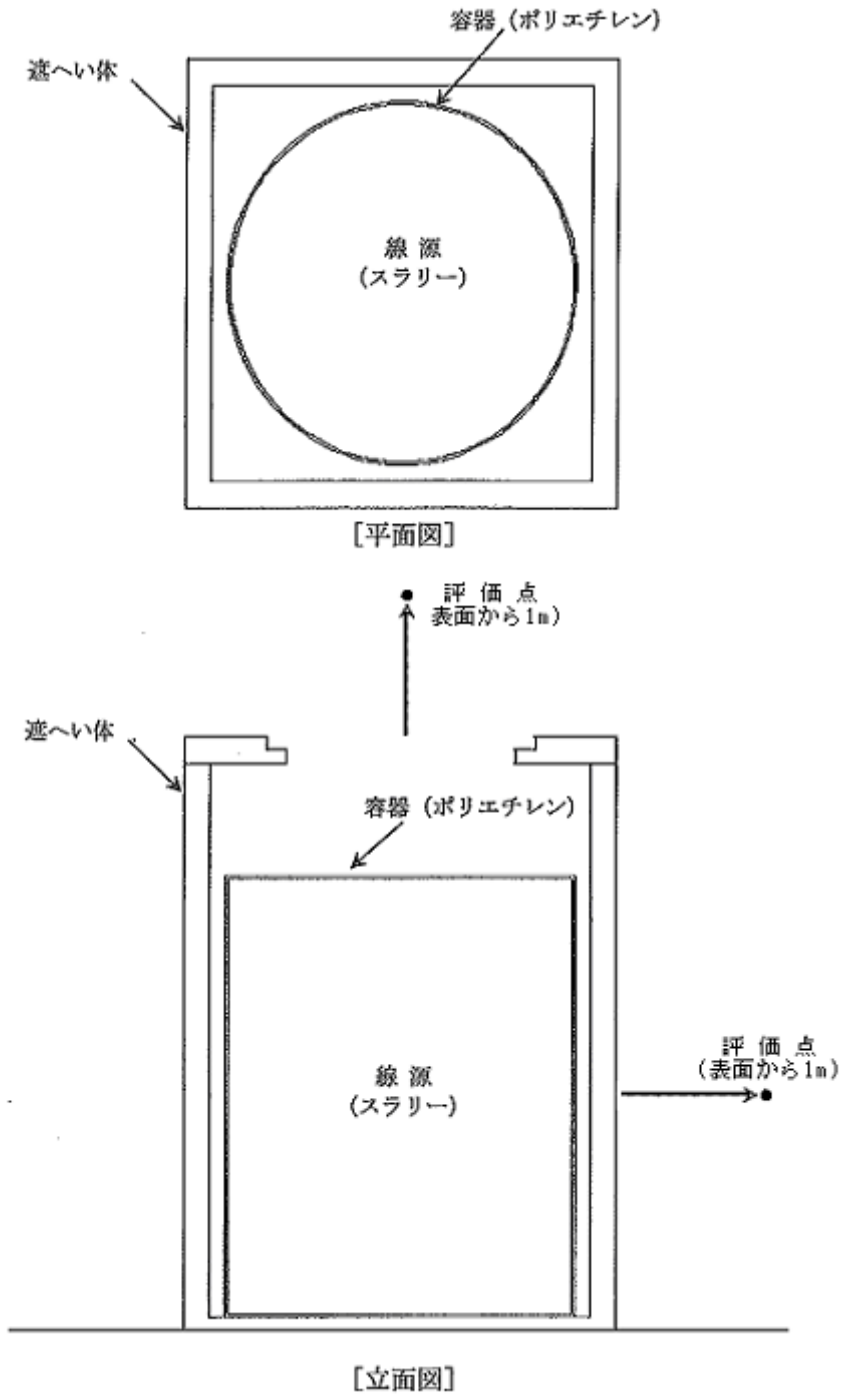


図1 スラリーを充填する HIC の評価モデル

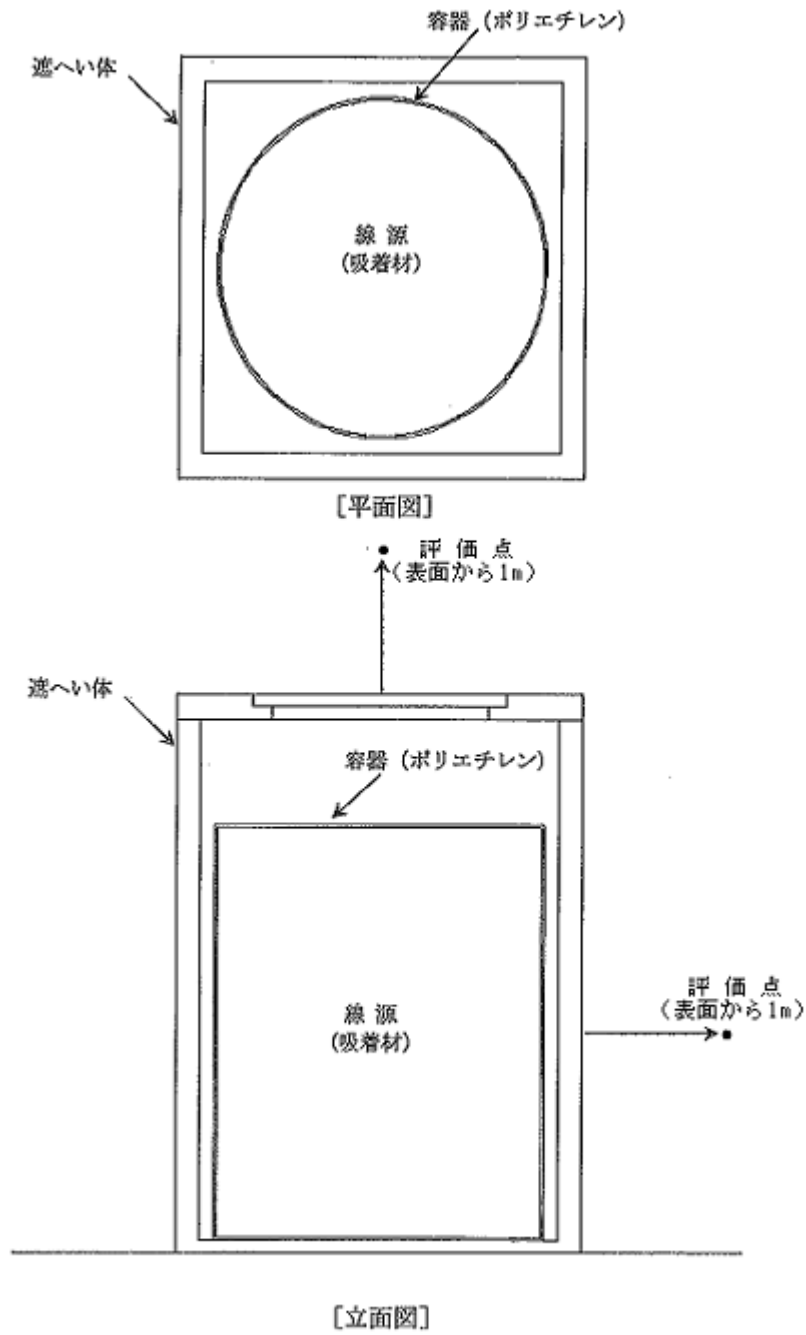


図2 吸着材を充填する HIC の評価モデル

表1 遮へい体表面から1mにおけるHICの線量当量率評価結果

HIC 充填物		遮へい体	線量当量率(mSv/h) <sup>※1</sup>	
			水平方向	上部方向
スラリー	鉄共沈処理	鉄 112mm	9.1E-02	1.2E+01
	炭酸塩沈殿処理	鉄 112mm	1.2E-02	2.9E+00
吸着材	吸着材 1/4	鉄 112mm	2.8E-16	2.6E-16
	吸着材 2	鉄 112mm	5.9E-02	4.2E-02
	吸着材 3	鉄 112mm	4.5E-01	3.3E-01
	吸着材 6	鉄 112mm	4.1E-02	3.1E-02
	吸着材 5	鉄 112mm	5.3E-03	3.9E-03

※1 遮へい体表面から1mにおける線量当量率

表2 HIC 容器表面における線量当量率評価結果

HIC 充填物		線量当量率(mSv/h) <sup>※2</sup>	
		水平方向	上部方向
スラリー	鉄共沈処理	1.2E+02	1.3E+02
	炭酸塩沈殿処理	2.8E+01	3.0E+01
吸着材	吸着材 1/4	8.0E-01	8.4E-01
	吸着材 2	1.2E+02	1.3E+02
	吸着材 3	4.7E+02	5.1E+02
	吸着材 6	7.0E+01	7.6E+01
	吸着材 5	9.9E+00	1.1E+01

※2 HIC 容器表面における線量当量率

## 高性能容器の健全性評価

## 1. 概要

多核種除去設備で発生する使用済みの吸着材及び沈殿処理生成物の貯蔵は、耐久性、耐放射線性、耐薬品性に優れた高性能容器（HIC;High Integrity Container）（以下、「HIC」という）を使用する。今回、HICを福島第一原子力発電所構内で貯蔵することから、この健全性について評価した。

## 2. 主要仕様

HICの主要仕様を表1に、概略図を図1に示す。サウスカロライナ州健康環境局（S. C. Department of Health and Environmental Control）（以下、SC DHECという）は、大きさ等の異なる数種類の型式のHICを認可しており、多核種除去設備で使用されるHICはこのうち1型式である。更に、HICには落下時の健全性を確保するため、鋼製の補強体等を取り付ける（図2）。

表1 主要仕様

項目		仕様
材 料	本体	ポリエチレン
寸 法	外径	1,524 mm (60 インチ)
	高さ	1,828.8 mm (72 インチ)
	最小厚さ	11.4 mm (0.45 インチ)
容 量		2.86 m <sup>3</sup>
最高使用圧力		25 kPa
重 量	空重量	0.27 ton
	最大重量	約 4.9 ton (収容物及び蓋等付属品含む)

## 3. 健全性評価

## (1) 腐食・化学的影響について

## a. 収容物（化学成分）

HIC本体はポリエチレンで構成されており、一部の有機溶媒を除き、一般的な化学薬品に対して良好な耐性を有する。

HICに収容する吸着材（表2）、沈殿処理生成物及び処理過程で添加する薬品成分（次亜塩素酸ソーダ、苛性ソーダ、炭酸ソーダ、塩酸、塩化第二鉄、ポリマー）が、SC DHECの認可においてHICへの収容を禁止した成分を含まず、収容物の化学成分に対してポリエチレンは安定している。

表2 HIC に收容する吸着材の種類

No. ※1	吸着材の組成	除去対象核種
1	活性炭	コロイド
2	チタン酸塩	Sr ( $M^{2+}$ )
3	フェロシアン化合物	Cs
4	Ag 添着活性炭	I
5	酸化チタン	Sb
6	キレート樹脂	Co ( $M^{2+}$ , $M^{3+}$ )
7	樹脂系吸着材	Ru, 負電荷コロイド

※1 : No. 1～No. 6 は吸着塔, No. 7 は処理カラム

b. 水分・水質

多核種除去設備で使用する HIC は、自由水体積で 100%までの範囲を取り得るが、HIC 本体を構成するポリエチレンは水に対して安定であり、水分が HIC の健全性に影響を与えることはない。

また、多核種除去設備において、pH は 6～12.2 となる仕様であるが、HIC 本体のポリエチレンは耐アルカリ性が高いため、水質が HIC の健全性に影響を与えることはない。

(2) 耐熱性について

HIC の設計温度は、IAEA Safety Standards に示される A 型輸送容器に対する使用温度の条件 (-40℃～70℃ (158° F)) に余裕をみて、-40℃から 76.6℃ (170° F) とする。米国認可時の試験では、170° F においてポリエチレンの材料特性を維持できることが確認されている。

多核種除去設備で使用する HIC は、屋外配置であり、使用環境の温度下限は-10℃を想定していることから、設計温度下限については問題ない。一方、設計温度上限については、HIC の温度評価結果は、最も発熱量が大きいストロンチウム吸着材 (吸着材 2) を收容する場合において、一時保管施設貯蔵時は HIC 容器温度で約 60℃となる。さらに夏期の太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇を考慮しても、HIC 容器表面温度は約 73℃となることから、HIC の設計温度 76.6℃に対して低い (別添-1)。また、ポリエチレンは、95℃のクリープ試験において、長期間にわたり屈曲点が現れていないことから、想定される使用環境において貯蔵時の熱負荷における劣化はない (別添-2)。このため、温度について十分に余裕があり、HIC の温度監視は不要である。

### (3) 耐放射線性について

HICは照射線量  $10^6$  Gyとして設計している。また、SC DHECの認可に当たり、 $3 \times 10^6$  Gyの照射まで材料特性（強度・延性）が維持されることを確認している。多核種除去設備で使用するHICの照射線量は、貯蔵開始時で約 0.5 Gy/h（年間 約  $5 \times 10^3$  Gy）であり、一時保管施設貯蔵時の放射線の影響については問題ない。（別添－3）

### (4) 耐紫外線性について

HIC は、ポリエチレン材であるため、紫外線環境下は1年未満となるよう設計している。これは米国認可要件を採用しており、2年間の紫外線曝露試験の結果、推定寿命が1～2年と評価したことによる。

多核種除去設備で用いる HIC は、多核種除去設備運転中に紫外線環境下となるため、交換周期の長い HIC 上部には着脱式のカバーを設置し、一時保管施設貯蔵時は蓋をしたボックスカルバートに収納する（図3）。ただし、HIC は、冬季に、ボックスカルバート上蓋の貫通口を通じて短時間（最大約4時間/日）太陽光に曝されるが、曝される面積・箇所は太陽の軌跡から日々変化するため、これによる劣化の影響は無視し得る（図4）。よって、HIC が1年以上の紫外線環境下となることはない。また、過度に紫外線環境評価下に晒されないよう、製造から工場出荷までの紫外線照射時間を出荷時の品質保証書で確認し、輸送時に遮光カバーを取り付ける運用・管理を実施する。

### (5) 密閉性について

密閉性については、SC DHEC の認可要件として、保管期間等を考慮した信頼性の高いシーリングを選定することとされており、HIC は密閉性のあるねじ込み蓋を採用している。さらに、HIC に收容した液体が一時保管施設貯蔵中に外部へ漏えいしないよう、收容物の体積膨張を考慮した空間容積を確保する。

また、HIC 転倒時の漏えいを想定して、図5に示すベントフィルタに10 kPa の水圧をかけて透過試験を実施した結果、水の透過量は約 1ml/s と少量であることを確認している。スラリーの粘性は水に比べて高いことから、HIC 転倒時における收容物の漏えいは更に限定的となる。よって、万一、HIC が転倒し、スラリーが漏えいした場合には、ふき取り等により速やかに回収することで対応する。

なお、ねじ込み蓋を開けることにより、HIC の收容物を確認できる構造としている。

### (6) ベント機能について

SC DHEC の認可要件として内圧を開放するベントを設けることとされている。ベントフィルタの設置目的は、HIC 内部で発生する可燃性ガスを大気へ放出するとともに、HIC への湿分の浸入及び HIC からの收容物の流出を最小限とすることである。ベントフィルタは、3重構造により、フィルタエレメントへの收容物（液体）の飛散を防止する設計としており、

HIC 移送時等に収容物の揺れ等が発生しても、フィルタが閉塞することはない（図5）。なお、万一、HIC が転倒し、スラリーがフィルタに付着した際は、念のため、HIC の蓋を取り替える。

HIC 内の水分の蒸発は無視できるほど小さいことから、ベントフィルタ等が目詰まりすることはない。また、蒸発した水分によるベントフィルタ等の凍結に対しては、スラリーの発熱量は小さく、雰囲気温度0℃付近では水蒸気の発生はほとんどないため、問題ない。仮に、ベント機能が喪失した場合、発生した水素が HIC 内部に蓄積することになるが、着火源がないため水素爆発には至らない。

#### (7) 寿命について

SC DHEC は、最低 300 年間は構造を維持し、廃棄物を収容していることを認可要件としており、上述の確認結果等から妥当と判断している。多核種除去設備で使用する HIC については、上述のような条件を満足しており、一時保管施設貯蔵中は問題とならない。

#### (8) 落下に対する評価について

HIC 取扱いにおける落下防止対策や落下時の漏えい発生防止対策を行っており、落下時の漏えい発生防止対策では、HIC への補強体取り付け、傾斜落下防止等の為の設備対応及び想定される落下ケースについての落下試験を行い、落下時の健全性に問題ないことを確認している（別添-4）。

以上



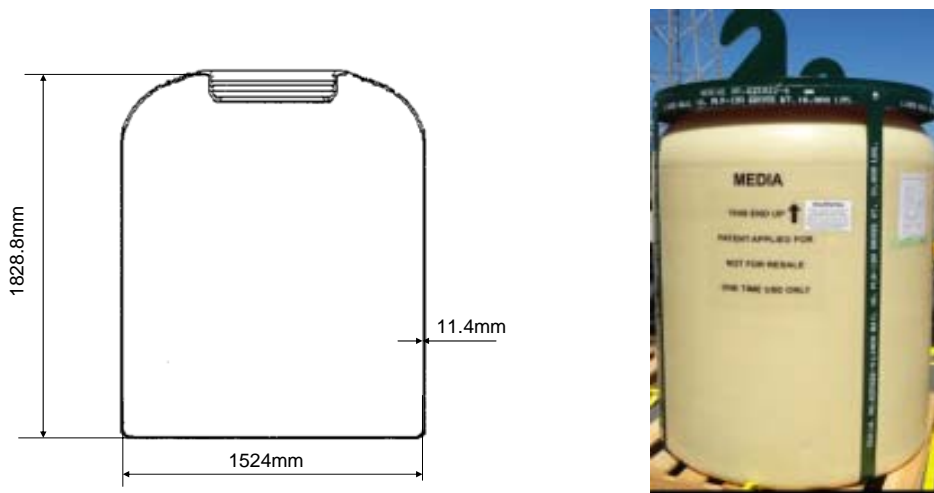
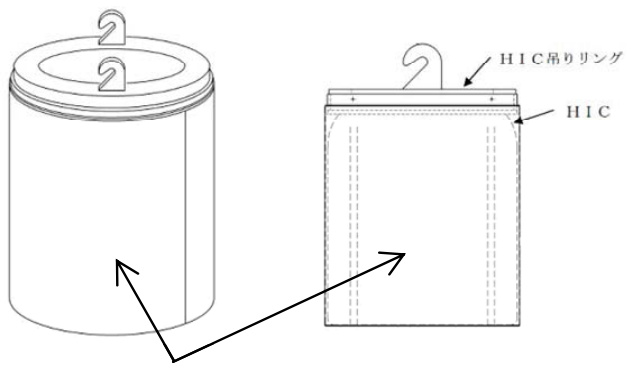


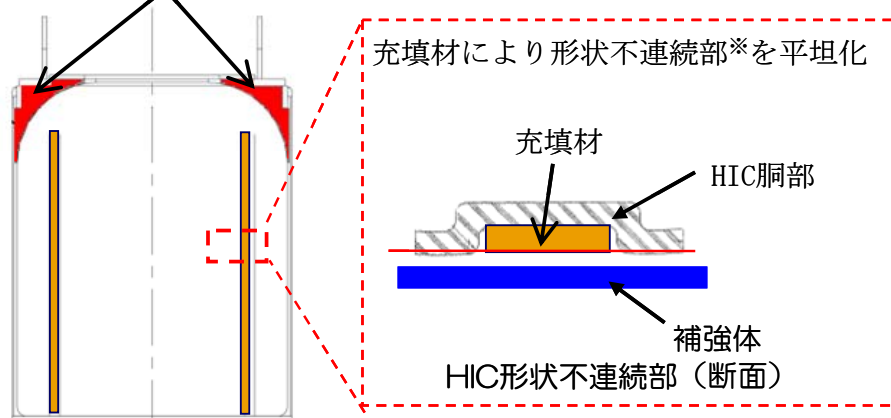
図1 HIC 概略図



補強体 (SUS製)  
「厚さ：側面10mm、底面20mm」



上部空隙に緩衝材の挿入



※吊りかごのバンドを引っかけるための凹み

図2 HIC 補強概要

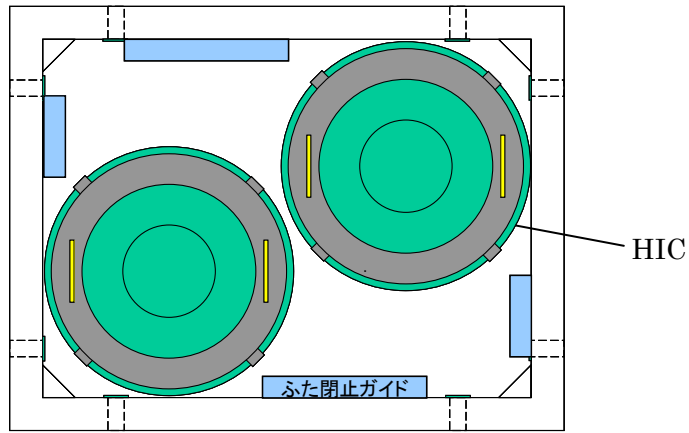


図3 ボックスカルバート内HIC収容（平面）イメージ

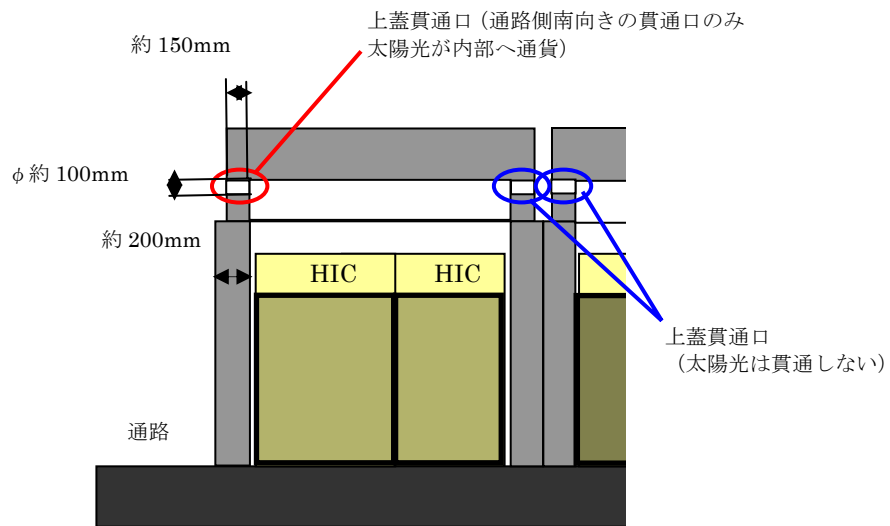
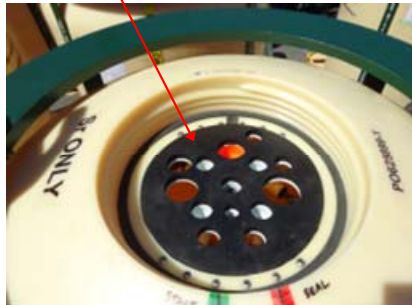


図4 HIC ボックスカルバート内配置概要

脱水装置取付用パン

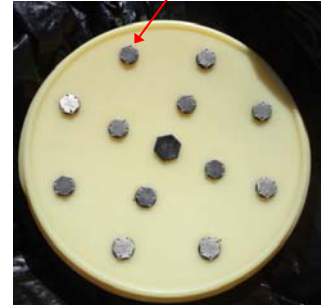


HIC上部



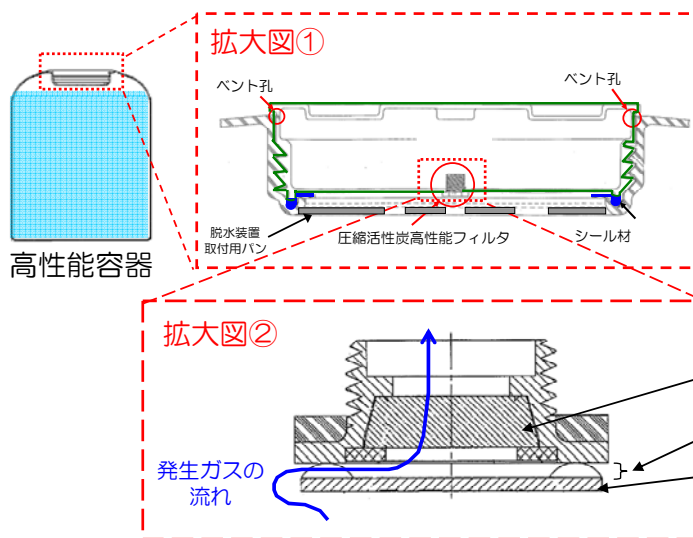
HIC蓋 (表面)

フィルタ



HIC蓋 (裏面)

(a) 写真



収容物には粘性があるほか、以下の3重構造により、フィルタエレメントへの収容物（液体）の飛散を防止する設計としていることから、フィルタが閉塞することはない。

- ・脱水装置取付用パン
- ・フィルタ蓋
- ・フィルタエレメントを側面隙間部より更に上部に設置



(b) ベント構造概略

※1 ベント構造は、水素発生量に応じ2種類（①フィルタ 2個、ベント孔16個 ②フィルタ13個、ベント孔32個）を使用することで、可燃限界に対して十分低い濃度を確保する。

※2 フィルタは、カーボンコンポジット材（炭素繊維強化炭素複合材）を採用しており、 $0.4\mu\text{m}$ の微粒子を99.97%阻止できる。

図5 HICベント構造※1

HIC の温度評価

温度評価は、HIC の収容物である吸着材からの発熱を入熱条件とし、一次元の定常温度評価により HIC 容器温度を算出したうえで、太陽光から入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇を考慮した場合の HIC 容器温度が設計温度 76.6℃以下となることを確認する。

1. HIC 内部の発熱による容器温度の評価概要

- 評価手法：1次元定常温度評価（評価体系については、図1参照）
- 入熱条件：吸着材2を充填したHIC(発熱量58.8[W])2基を発熱体とした。
- 初期条件：ボックスカルバート外側の空気の初期温度40℃
- その他の評価条件：
  - ・上蓋貫通孔からの空気の出入りは考慮しない(図2参照)。
  - ・HIC 接地面への除熱は考慮しない(図2参照)。
  - ・ボックスカルバートの側面のうち、他のボックスカルバートに面する3面からの除熱は考慮しない(図2参照)。

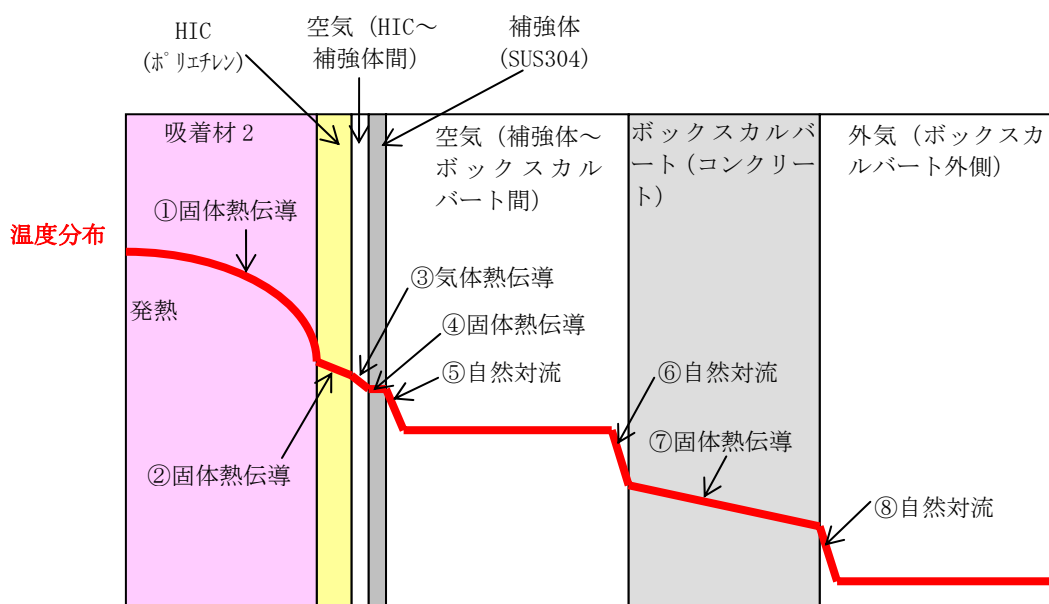


図1 評価体系の概念図 (1次元定常温度評価モデル)

表 1 考慮した熱伝達機構及び物性値

番号	伝熱箇所	伝熱機構	物性値
①	吸着材 2	固体熱伝導	熱伝導率 0.15 [W/mK]
②	HIC (ポリエチレン)	固体熱伝導	熱伝導率 0.46 [W/mK]
③	空気 (HIC~補強体間)	気体熱伝導	熱伝導率 0.028 [W/m K]
④	補強体 (SUS304)	固体熱伝導	熱伝導率 51 [W/m K]
⑤	補強体から空気 (補強体~ボックスカルパート間)	自然対流	熱伝達率 1.7 [W/m <sup>2</sup> K]
⑥	空気 (補強体~ボックスカルパート間) からコンクリート	自然対流	熱伝達率 1.7 [W/m <sup>2</sup> K]
⑦	コンクリート	固体熱伝導	熱伝導率 1.3 [W/m K]
⑧	空気 (ボックスカルパート外)	自然対流	熱伝達率 2.4 [W/m <sup>2</sup> K]

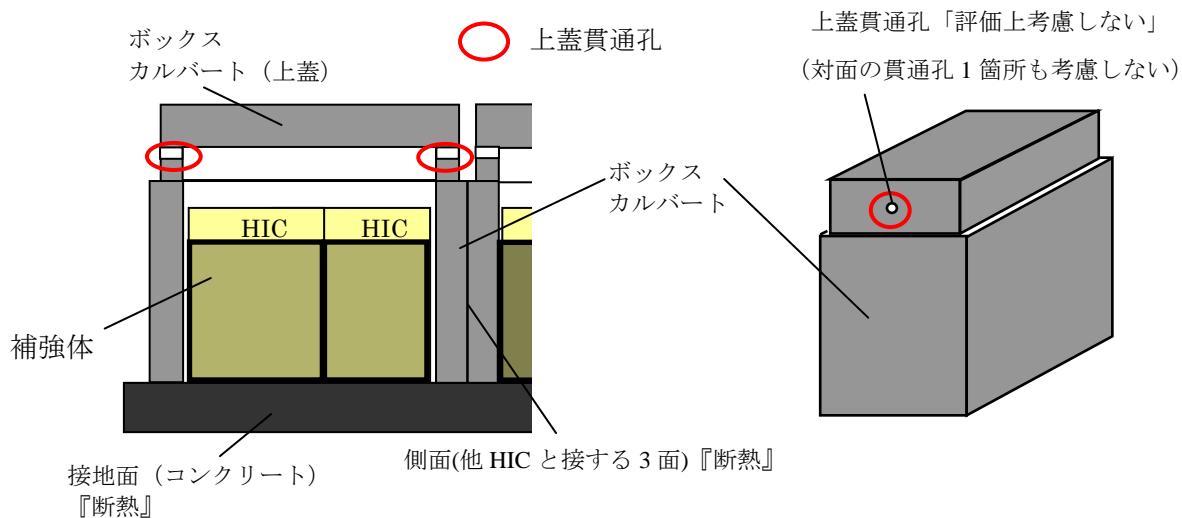


図 2 温度評価条件 (ボックスカルパート)

## 2. 太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度評価

太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇の評価を実施した。評価体系の概念を図3に示す。上蓋コンクリートのみをモデル化し、太陽光からの入熱及び大気放射による入熱を上蓋コンクリート上表面に与え、上蓋コンクリート下表面における温度を評価した。

○評価手法：非定常温度評価（評価体系については、図3参照）

○入熱条件：2011年5月25日（2011年において全天日射量が最大となる日）福島気象台の全天日射量（図4参照）にコンクリート吸収率0.75を乗じた値。

○外気温度条件：2011年8月14日（2011年において最高気温が最大となる日）福島気象台の外気温度分布を使用（ただし、当日の最高気温36.3℃が、a.の評価条件40℃と一致するように各時間の気温を3.7℃かさ上げした仮想温度分布を使用）（図5参照）

○評価上考慮した熱物性

- ・ボックスカルバート上蓋の上表面からの輻射伝熱による除熱及び上下表面からの自然対流による除熱を考慮。

○その他の評価条件：

- ・上蓋コンクリート側面は断熱とし、上表面からの蒸発潜熱による除熱は考慮しない。

## 3. 評価結果

HIC内部の発熱による容器温度を評価した結果、HIC容器の温度は、約60℃となった。

また、太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度を評価した結果、上蓋下面の最高温度は53℃となった。仮に外気温度が40℃で一定で太陽光からの入熱が無い場合、上蓋下面の温度は40℃であることから、太陽光からの入熱があった場合と無い場合の上蓋下面の温度差は最大約13℃となる。

よって、HIC内部の発熱による容器温度の評価結果である約60℃に上蓋の温度上昇を約13℃が全て加算された場合においても容器温度は約73℃となり、HICの設計温度76.6℃に対して低いことから、安全上の問題はないと判断する。

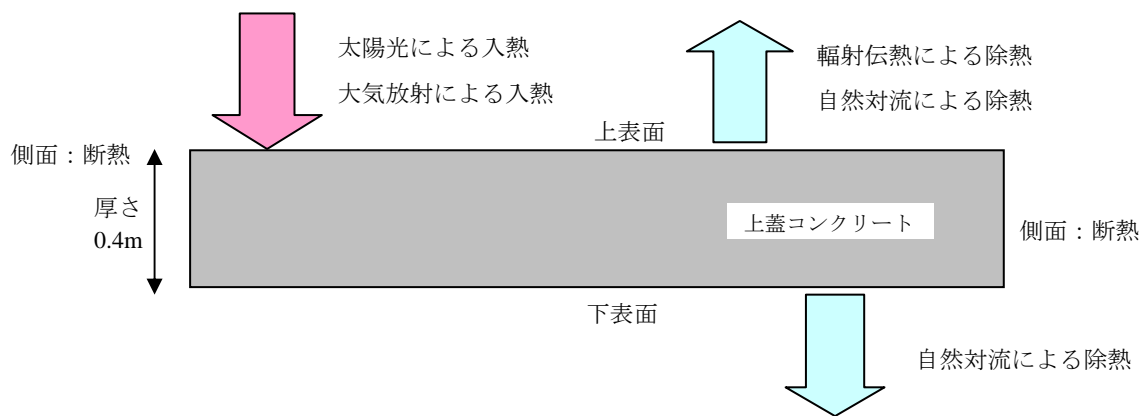


図3 太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度評価体系の概念

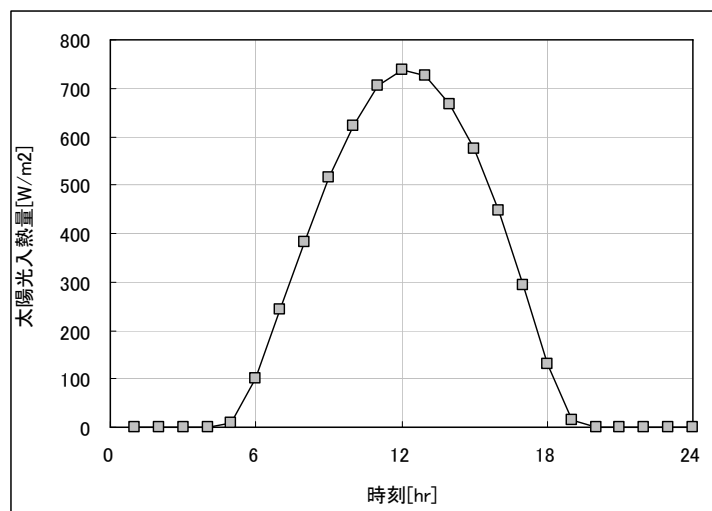


図4 太陽光入熱量の時間変化

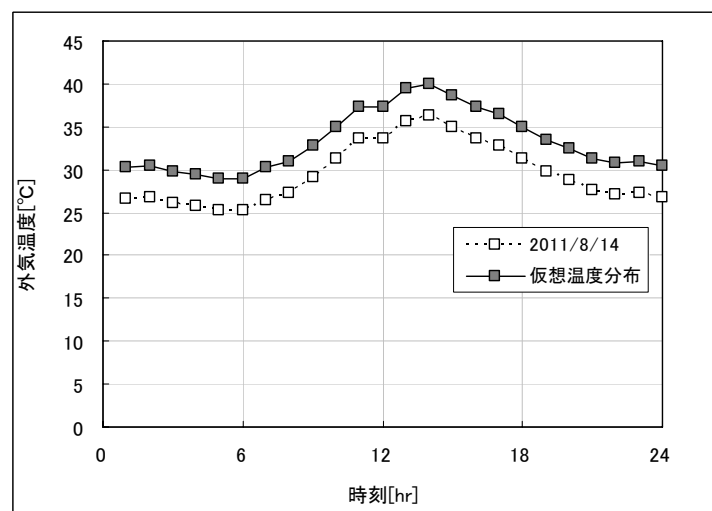


図5 外気温度の時間変化

以上

## ポリエチレンのクリープに対する評価について

架橋ポリエチレン管のクリープ特性は、図１に示すような熱間内圧クリープ試験で測定される。

一般的なプラスチック管のクリープ線図には、時間に対してクリープの発生する円周応力が急降下する屈曲点があられる。この急降下はプラスチックの酸化劣化による脆性破壊の開始をあらわしており、この時間を使用限界（寿命時間）とするのが一般的である<sup>※１</sup>。HICの材料である架橋ポリエチレンは、巨大な網目分子構造を持っており、酸化劣化の影響を受けにくい。円周応力 3 MPa程度においても、95℃以下のクリープ線図の屈曲点は、長期間（一時保管施設の貯蔵として 20 年を想定しても）あられず、時間に対して直線状になっている特性がある<sup>※１</sup>。

※１ 架橋ポリエチレン 技術資料 架橋ポリエチレン工業会

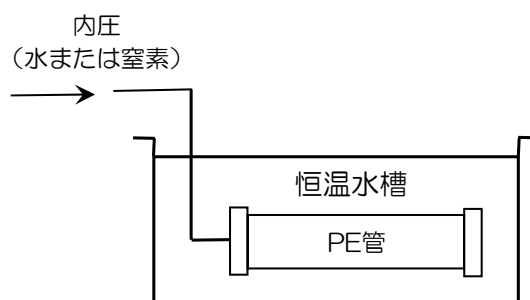


図 1. 熱間内圧クリープ試験の概念図

以上



## HIC 貯蔵時における照射劣化の影響評価

HIC の一時保管施設における貯蔵期間（20 年）において、内包する放射性物質からの放射線照射による劣化を HIC の材料である架橋ポリエチレンに対する照射後の引張試験および高速曲げ試験結果から評価する。

## (1) HIC 貯蔵条件

- 貯蔵場所：一時保管施設のボックスカルバート（コンクリート製）内
- 貯蔵期間：20 年
- 貯蔵期間（20 年）における積算線量
  - ・前処理 1 スラリー用 HIC（前処理 2 スラリーと比べ表面線量が高い）： $1.3 \times 10^4 \text{Gy}$
  - ・吸着材 3 用 HIC（吸着材のうち、最も表面線量が高い）： $4.6 \times 10^4 \text{Gy}$

## &lt;参考&gt;

積算線量（40 年）「貯蔵期間 2 倍（40 年相当）における評価値」

- ・前処理 1 スラリー用 HIC： $2.5 \times 10^4 \text{Gy}$
- ・吸着材 3 用 HIC： $9.1 \times 10^4 \text{Gy}$

## (2) 架橋ポリエチレン照射試験条件

架橋ポリエチレンに対する照射試験の条件を表 2 に示す。

表 2 架橋ポリエチレン照射試験条件

	空気雰囲気
線量率	1000 Gy/h
積算線量	$5.0 \times 10^4 \text{Gy}$ （50 時間照射）
	$1.0 \times 10^5 \text{Gy}$ （100 時間照射）
温度	室温
サンプル数	各積算線量につき 2 サンプル
照射後	①引張試験，②シャルピー衝撃試験（高速曲げ試験）

## (3) 照射後引張試験

照射後の架橋ポリエチレンに対し引張試験を行った。試験結果を表 3 に示す。

表 3 照射後引張試験結果

	最大応力 [N/mm <sup>2</sup> ]	
	サンプル 1	サンプル 2
照射なし	24.5	24.4
5.0×10 <sup>4</sup> Gy (50 時間照射)	23.9	23.9
1.0×10 <sup>5</sup> Gy (100 時間照射)	24.3	24.4

(4) 照射後シャルピー衝撃試験 (高速曲げ試験)

照射後の架橋ポリエチレンに対しシャルピー衝撃試験を行った。試験結果を表 4 に示す。  
 なお、試験はひずみ速度 280 s<sup>-1</sup>\*で行っている。

※落下時のひずみ速度：100s<sup>-1</sup>程度

表 4 照射後シャルピー衝撃試験結果

	公称ひずみ [%]	
	サンプル 1	サンプル 2
照射なし	80	80
5.0×10 <sup>4</sup> Gy (50 時間照射)	80	80
1.0×10 <sup>5</sup> Gy (100 時間照射)	80	80

(5) 照射試験の結果

照射後の材料試験の結果、1.0×10<sup>5</sup>Gy照射後にも材料特性に有意な変化は確認されなかった。1.0×10<sup>5</sup>Gyは、表面線量の高い吸着材 3 の仮に 40 年貯蔵した場合における積算線量よりも高く、貯蔵期間 20 年ではHICの材料特性に影響は無い。

以上

## 高性能容器落下時の健全性確認

## 1. 概要

多核種除去設備の運転に伴い二次廃棄物（使用済み吸着材、沈殿処理生成物）が発生し、二次廃棄物を収容した高性能容器(HIC;High Integrity Container)（以下、「HIC」という）を多核種除去設備エリアから使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送する。

HIC 取扱い時に万一 HIC を落下させた場合を考慮し、漏えい発生防止対策として、HIC への補強体の取付け及び傾斜落下防止対策等の設備対応を行った。更に、対策実施後に発生する可能性のある落下姿勢を整理した上で、HIC への影響が大きいと想定される落下ケースについて落下試験を実施することにより落下時の健全性確認を行った。

## 2. 落下時の漏えい発生防止対策

HIC の取扱い時に万一落下事象が発生した場合を考慮し、以下の施設対応等を行った。

- ・ 垂直落下に対しては、補強体及び緩衝材によって HIC の健全性を保つ。
- ・ 傾斜落下及び逆さ傾斜落下に対しては、傾斜落下防止対策によって、当該の落下姿勢の発生を防止する。
- ・ 角部落下に対しては、補強体及び緩衝材によって HIC の健全性を保つ。

また、HIC、多核種除去設備設置エリア及び一時保管施設に対する具体的な対策を以下に示す。

## (1) HIC に対する対策

- ・ HIC に補強体を取り付ける。

## (2) 多核種除去設備設置エリアでの対策

## a. 緩衝材及び傾斜落下防止架台の設置

- ・ HIC 遮へい体内、輸送用遮へい体内に緩衝材を設置する。
- ・ トレーラ後部に門型の傾斜落下防止架台を追設することにより傾斜落下を防止する。

## b. クレーン東西方向への移動操作の制限（傾斜落下防止）

- ・ HIC 取扱時は、東西の移動（横行）機能のないクレーン操作機を使用し、傾斜落下を防止する。

## c. 角部への緩衝材取付

- ・ HIC の吊上げ・吊下ろし時に HIC 遮へい体、輸送用遮へい体の側板上部に緩衝材を取付ることにより角部落下時の影響を緩和する。

(3) 一時保管施設での対策

- ・クレーン吊上げ高さ制限（3m）とリミットスイッチ等による移動可能範囲の制限により、傾斜落下が発生する箇所への HIC の移動を防止する。
- ・ボックスカルバート内に傾斜落下防止の器具を予め収容したうえで、HIC の収容作業を行うことにより斜め落下の可能性を排除する。

3. 落下時の健全性確認

2. の対策実施後、発生する可能性のある落下姿勢を整理、HIC への影響が大きいと想定されるケースについて落下試験を複数回実施した。落下試験条件を表 1 に示す。

表 1 落下試験の条件

	試験体	落下高さ	落下面	落下姿勢	試験回数
①	HIC(底板 20mm, 側板 10mm, SUS 補強済)	4.5m	緩衝材	垂直	2回
②	HIC(底板 20mm, 側板 10mm, SUS 補強済)	2.6m	角部	垂直 □100mm 角棒 (緩衝材敷設) 上への落下	2回

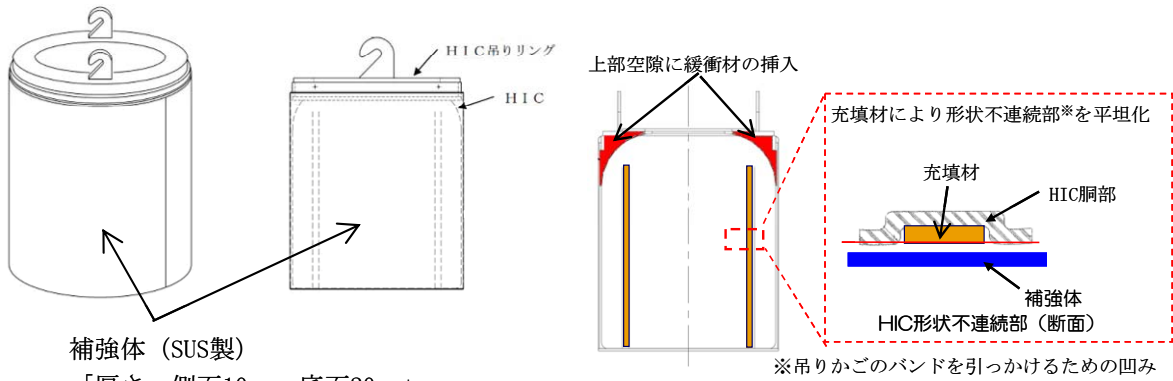


図 1 試験体

4. 試験結果

試験の良否判定は HIC 破損による内容物の漏えいの有無及び HIC 本体の異常な損傷等の有無により行った。

試験の結果、各試験ケースとも内容物の漏えいはなく、また、HIC 本体にも異常な損傷等がないことから、落下時の漏えい発生防止対策は有効であり HIC が落下した場合にも健全性は維持されると判断する。

以上

## 除去対象核種の選定

## 1. 除去対象核種の選定方針

多核種除去設備の処理対象水（淡水，RO濃縮塩水及び処理装置出口水）は，1～3号機原子炉内の燃料に由来する放射性物質（以下，「FP核種」という）及びプラント運転時の保有水に含まれていた腐食生成物に由来する放射性物質（以下，「CP核種」という）を含んでいると想定される。多核種除去設備の設計として，処理対象水が万一環境への漏えいした場合の周辺公衆への放射線被ばくのリスクを低減するため，処理対象水に含まれるFP核種及びCP核種のうち，多核種除去設備で除去すべき高い濃度で存在する核種を推定することが必要となる。

よって，処理対象水に含まれる放射性物質の濃度を推定するにあたり，FP核種については，炉心インベントリの評価結果から有意な濃度で存在すると想定される核種を選定し，そのうち，2011/3に放射性物質の測定を実施している核種については，測定結果から滞留水中の濃度を推定し，測定していない核種については，炉心インベントリの評価結果から滞留水に含まれる濃度を推定した。

また，CP核種については，プラント運転時の原子炉保有水に含まれていた核種が滞留水に移行していること，また，高温焼却炉建屋に滞留水を移送した際に，濃縮廃液タンクの保有水に含まれていた核種が混入したことが考えられることから，プラント運転時の原子炉及び濃縮廃液タンクの保有水に対するCP核種の測定結果を用いて，滞留水に含まれる濃度を推定した。

FP核種，CP核種共に多核種除去設備の稼動時期が原子炉停止後より1年後(365日後)以降となると想定されたことから，半減期を考慮し原子炉停止365日後の滞留水中濃度を減衰補正により推定した。減衰補正により得られた原子炉停止後365日後の推定濃度が告示濃度限度<sup>※1</sup>に対し，1/100を超える核種を滞留水中に有意な濃度で存在するものとして多核種除去設備の除去対象核種として選定した。ただし，トリチウム<sup>※2</sup>については除去することが困難であるため除去対象核種から除外した。

※1 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示(別表第2第六欄周辺監視区域外の水中の濃度限度)

※2 H23年9月～H25年1月に採取した淡水化装置（逆浸透膜装置）入口水トリチウム測定値： $8.5 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3 \sim 4.2 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$

## 2. 除去対象核種の選定結果

FP核種から56核種，CP核種から6核種を選定し，それらを加えた計62核種を除去対象核種として選定した（表1参照）。

表1 除去対象核種一覧

No.	放射性物質の種類	線種	No.	放射性物質の種類	線種
1	Rb-86	$\beta \gamma$	32	Ba-140	$\beta \gamma$
2	Sr-89	$\beta$	33	Ce-141	$\beta \gamma$
3	Sr-90	$\beta$	34	Ce-144	$\beta \gamma$
4	Y-90	$\beta$	35	Pr-144	$\beta \gamma$
5	Y-91	$\beta \gamma$	36	Pr-144m	$\gamma$
6	Nb-95	$\beta \gamma$	37	Pm-146	$\beta \gamma$
7	Tc-99	$\beta$	38	Pm-147	$\beta \gamma$
8	Ru-103	$\beta \gamma$	39	Pm-148	$\beta \gamma$
9	Ru-106	$\beta$	40	Pm-148m	$\beta \gamma$
10	Rh-103m	$\beta \gamma$	41	Sm-151	$\beta \gamma$
11	Rh-106	$\gamma$	42	Eu-152	$\beta \gamma$
12	Ag-110m	$\beta \gamma$	43	Eu-154	$\beta \gamma$
13	Cd-113m	$\gamma$	44	Eu-155	$\beta \gamma$
14	Cd-115m	$\beta \gamma$	45	Gd-153	$\gamma$
15	Sn-119m	$\gamma$	46	Tb-160	$\beta \gamma$
16	Sn-123	$\beta \gamma$	47	Pu-238	$\alpha$
17	Sn-126	$\beta \gamma$	48	Pu-239	$\alpha$
18	Sb-124	$\beta \gamma$	49	Pu-240	$\alpha$
19	Sb-125	$\beta \gamma$	50	Pu-241	$\beta$
20	Te-123m	$\gamma$	51	Am-241	$\alpha$
21	Te-125m	$\gamma$	52	Am-242m	$\alpha$
22	Te-127	$\beta \gamma$	53	Am-243	$\alpha$
23	Te-127m	$\beta \gamma$	54	Cm-242	$\alpha$
24	Te-129	$\beta \gamma$	55	Cm-243	$\alpha$
25	Te-129m	$\beta \gamma$	56	Cm-244	$\alpha$
26	I-129	$\beta \gamma$	57	Mn-54	$\gamma$
27	Cs-134	$\beta \gamma$	58	Fe-59	$\gamma$
28	Cs-135	$\beta$	59	Co-58	$\gamma$
29	Cs-136	$\beta \gamma$	60	Co-60	$\beta \gamma$
30	Cs-137	$\beta \gamma$	61	Ni-63	$\beta$
31	Ba-137m	$\gamma$	62	Zn-65	$\beta \gamma$

## 高性能容器落下破損時の漏えい物回収作業における被ばく線量評価

1. 概要

多核種除去設備の運転に伴い二次廃棄物（使用済み吸着材、沈殿処理生成物）が発生し、二次廃棄物を収容した高性能容器(HIC;High Integrity Container)（以下、「HIC」という）を多核種除去設備エリアから使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送する。

HIC 取扱いにおける安全確保のため、落下防止対策、漏えい発生防止の実施により HIC の落下・破損の可能性を低減するが、万一の漏えい事象への対策として漏えい物回収についての作業手順の検討と作業における被ばく線量評価を行った。

2. 落下モードの想定

万一 HIC が落下する場合の落下モードとしては吊りワイヤー切断等が考えられ、クレーン可動制限の対策を実施していることから、垂直落下を想定する。

垂直落下に対しては、落下試験結果等から、補強体及び緩衝材を取り付けることによって、HIC 本体の損傷がないこと及び補強体にき裂等の損傷はなく、内容物の漏えいがないことを確認している。

3. 漏えい範囲の想定

HIC 内のスラリー及び脱水処理された廃吸着材は、仮に HIC 落下損傷により床面に漏えいしても粘性のない液体に比べ漏えい量及び床面への広がりは限定されるものと想定される。

(1) 多核種除去設備エリア

HIC 設置エリアは堰により漏えい範囲が限定される。また、トレーラヤードには、HIC が落下しないような措置（クレーン可動範囲の制限）をするが、万一の落下時の漏えい拡大防止の観点からトレーラヤードの南端にはスロープ堰を設置する。併せて、漏えい物の飛散を考慮してトレーラヤードにて飛散防止対策等を行う。

(2) 一時保管施設エリア

ボックスカルバート設置エリアは堰により漏えい範囲が限定されるが、排水のための堰の切れ間には土嚢を設置する。さらにトレーラエリアには HIC が落下しないような措置およびクレーン可動範囲の制限および柵を設置する。また、トレーラエリアの北端には盛り上げ堰を設置する。

ボックスカルバート間の隙間は狭隘であり、ボックスカルバート間通路へ HIC が落下することはなく、通路上への漏えいが発生する可能性も低いと考えられる。また、ボックスカルバート内下部は塗装され水密構造となっているため、ボックスカルバート内に HIC が落下し漏えいが発生した場合でも外部への漏えい物の流出は発生しない。

#### 4. 評価ケースについて

回収作業時の被ばく線量を評価するにあたり、一時保管施設のトレーラエリアで吸着材 3 の HIC が落下し漏えいが発生した場合の回収手順を最も厳しいケースとして評価する。評価に用いる線量条件を表 1 に示す。

(評価ケース選定時の考慮事項)

- ・HIC 落下による損傷はクレーン作業時に発生することが想定されることから、クレーン稼働範囲での漏えい発生を考え、トレーラによる移動エリアでの漏えいは想定しない。
- ・クレーンの稼働範囲には堰を設けることにより、スラリーおよび廃吸着材の漏えい範囲は限定される。
- ・スラリーは流動性があるため、堰内で漏えい範囲が拡大するが、溜め枡や漏えい物水位の最深部に回収ポンプを配置し、ろ過水で希釈することで、比較的低い線量下での回収作業が可能である。
- ・廃吸着材は流動性がないため、漏えい物の拡散範囲が狭く、高線量の漏えい物に作業員が接近して回収作業を行う必要がある。
- ・遮へい体が設置されている多核種除去設備エリアと比較し、一時保管施設トレーラエリアは、漏えい物からの線量を遮断するものがなく、作業員の被ばく線量が多くなると考えられる。

表 1 吸着材 3 (Cs) 漏えい時の線量条件

漏えい物 (吸着材) の縁からの距離 [m]	線量率 <sup>※1</sup> [mSv/h]
0	78
1	27
2	12
3	6.8
4	4.3
5	3

※1 線量率：各々の距離における高さ 1.5m の点での評価値



## 5. 回収作業手順と被ばく線量評価

### (1) 漏えい発生に対する準備

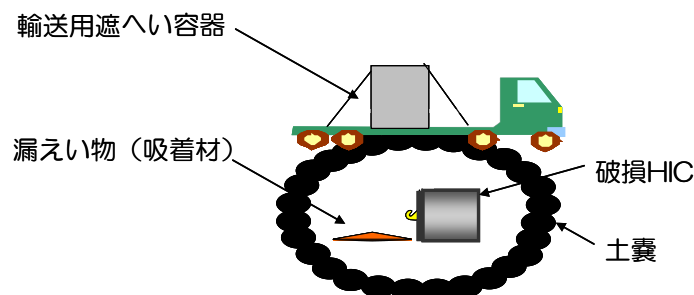
HIC 取扱い時には、5 人程度の作業員が現場作業に従事しており、漏えい発生時の初期対応（土嚢設置による漏えい拡大等）に従事する。なお、土嚢は多核種除去設備設置エリア、一時保管施設エリアに予め準備しておく。

その後の漏えい物回収作業等に従事する作業員（数十人程度を想定）は、多核種除去設備操作室や免震重要棟、バックオフィス（J ヴィレッジ等）から吸引車等の必要資機材を準備したうえで、1,2 時間程度での現場集合が可能である

### (2) 作業手順と被ばく線量

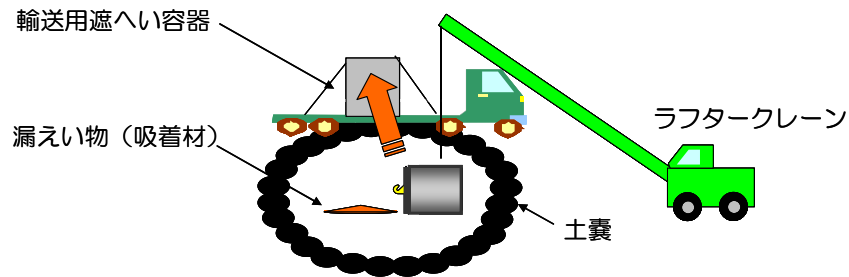
一時保管施設のトレーラエリアにおいて吸着材が漏えいした場合を想定し、その際の回収手順を示す。また想定被ばく線量を表 2 に示す。回収作業は、予め機材を準備することで数時間から半日程度で実施でき、想定される総被ばく線量は  $50\text{mSv}\cdot\text{人}$  以下である。

#### <回収手順 1> 漏えい拡大防止（土嚢設置）



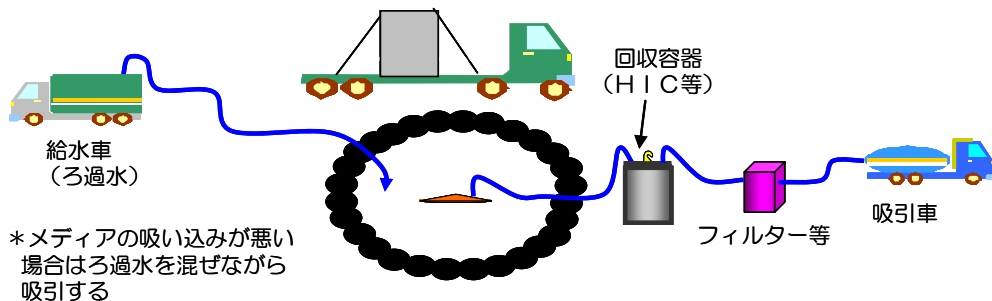
- ・ HIC の輸送作業に従事していた作業員（5 人程度）が初動対応として、土嚢を設置。
- ・ 系外漏えい防止のため、一時保管施設の雨水排水用の堰の切れ間に土嚢を設置。
- ・ 被ばく低減のため、HIC から 3m 離隔した場所に土嚢を設置。
- ・ 被ばく線量は、漏えい物から 3m 程度に近づく作業時間から算出。
- ・ 土嚢は予め一時保管エリアに準備してあり、土嚢の移動距離は数十 m 程度であるため、作業時間は 10 分程度。

<回収手順2>HIC 回収



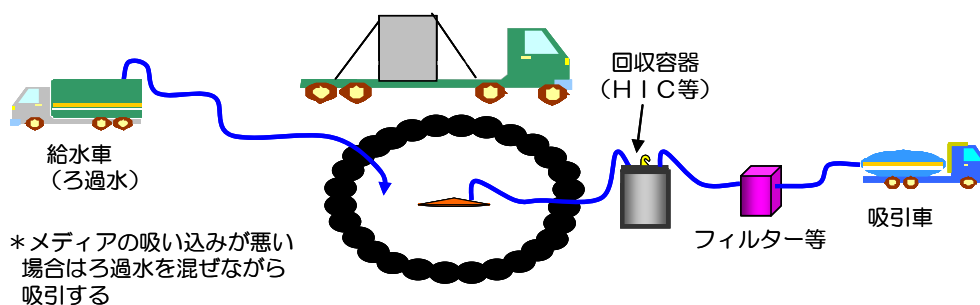
- ・漏えい物の回収作業における被ばく線量を下げするため、線源となる HIC を回収する。
- ・HIC 吊り具は、補強体に溶接で取り付けられており、破損はないものとする。
- ・HIC を取り扱う門型クレーンに何らかの異常が発生した場合を想定し、HIC の回収はラフタークレーンを使用する。
- ・玉掛け作業は作業員が接近して行うが、クレーン操作は 10m 程度離れたラフタークレーン操作室で行うため、被ばくの影響はほとんどない。
- ・HIC への玉掛けが行いにくい横倒し状態を想定し、玉掛け作業は 2 人で行う。
- ・HIC は輸送用遮へい容器内へ回収する。

<回収手順3>漏えい物回収



- ・吸引車（1 F 構内に予め準備）を使用し、回収物吐き出し作業等による更なる被ばくを避けるため回収容器（HIC 等）へ漏えい物を直接回収する。
- ・メディアもスラリーも吸着した放射性物質が気相へ移行することはないが、念のため、フィルターを介して吸引する。
- ・吸い込みノズルを操作する作業員は 1 人で行い、被ばく線量を考慮して、5 分程度で交代することを想定する。
- ・吸い込みノズルは漏えい物から 2m 程度離れた距離で操作する。

<回収手順4>回収後の除染



- ・ろ過水を使用し、床面等の除染を実施する。
- ・車輛サーベイ実施後、トレーラを移動させる。
- ・使用後のろ過水は水中ポンプ（1F構内に予め準備）を使用し、回収後、汚染水を収納しているタンク等へ移送する。
- ・漏えい物を回収した後は1mSv/h以下である。
- ・トレーラエリアは床塗装が実施してあり、15人程度が約1時間作業を実施すれば、十分に除染できると考えられる。

表2 回収作業時の想定被ばく線量

作業内容	想定被ばく線量 <sup>※2</sup>	
①漏えい拡大防止 (土嚢設置)	5人×10分×6.8mSv/h(@3m)	5.7mSv・人
②HIC回収	2人×2分×27mSv/h(@1m)	1.8mSv・人
③漏えい物回収	18人×5分×12mSv/h(@2m)	18mSv・人
④回収後の除染	15人×60分×1mSv/h以下	15mSv・人以下

※2 作業人数，時間は漏えい物に接近して行う作業の人数・時間である。

以上

## 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の試験及び工事計画

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は、設備の安定運転の維持、安全確保の観点から以下の試験及び工事について計画し、実施する。

## 1. 汚染水を用いた通水試験（ホット試験）の実施

多核種除去設備は、福島第一原子力発電所内に貯留している汚染水に含まれる放射性核種を除去し、汚染水の漏えいによる放射線被ばくのリスクを低減させるもので、早期に稼働させるべく、十分な安全対策を施した上で汚染水を用いた通水試験（ホット試験）を開始することとする。

ホット試験は、十分な安全対策を施した上で A 系から実施し、試験結果の評価等を踏まえ、B 系、C 系のホット試験の方法等について検討する。

## 2. 上屋設置

多核種除去設備の安定運転の維持、設備保護の観点では、上屋の設置が好ましいことから、上屋の設置工事を行う。

上屋は、耐震 B クラスの施設として耐震設計を行う。また、参考として、基準地震動 Ss に対する健全性についても評価する。

## 3. 漏えい物飛散防止対策

HIC 取扱時における多核種除去設備エリアトレーラヤードでの万一の落下による HIC 収容物のエリア外への飛散を考慮し、トレーラヤードの搬入口設置等を行う。

4. 工程

項目	平成26年												平成27年														
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3			
ホット試験	A系ホット試験			A系ホット試験結果の評価等			B,C系ホット試験			B,C系ホット試験結果の評価等			本格運転														
上屋設置	据付																										
漏えい物飛散防止対策	※工事開始時期は未定			本設搬入口設置																							

以上

## 2.17 放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備）

### 2.17.1 基本設計

#### 2.17.1.1 設置の目的

雑固体廃棄物焼却設備は、放射性固体廃棄物等（その他雑固体廃棄物、使用済樹脂、瓦礫類、伐採木、使用済保護衣等）で処理可能なものについて焼却処理することを目的とする。

#### 2.17.1.2 要求される機能

放射性固体廃棄物等の処理にあたっては、その廃棄物の性状に応じて、適切に処理し、遮へい等の適切な管理を行うことにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

#### 2.17.1.3 設計方針

##### (1) 放射性固体廃棄物等の処理

雑固体廃棄物焼却設備は、放射性固体廃棄物等の処理過程において放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とする。具体的には、焼却処理により発生する焼却灰はドラム缶に詰めて密閉し、固体廃棄物貯蔵庫などの遮へい機能を有する設備に貯蔵保管する。処理過程においては、系統を負圧にし、放射性物質が散逸しない設計とする。

##### (2) 放射性気体廃棄物の考慮

雑固体廃棄物焼却設備は、敷地周辺の線量を合理的に達成できる限り低減できるように、焼却処理に伴い発生する排ガス及び汚染区域の排気は、フィルタを通し、放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら本建屋専用の排気筒から放出する設計とする。

##### (3) 構造強度

「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）に従うことを基本方針とし、必要に応じて JIS や製品規格に従った設計とする。

##### (4) 耐震性

雑固体廃棄物焼却設備の耐震設計は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18年9月19日）に従い設計するものとする。

##### (5) 火災防護

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

#### (6) 被ばく低減

雑固体廃棄物焼却設備は放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、遮へい、機器の配置、放射性物質の漏えい防止、換気等の所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

また、敷地周辺の線量を達成できる限り低減するため、遮へい等の所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

#### 2.17.1.4 供用期間中に確認する項目

供用期間中に確認する項目については、詳細設計が終了した段階で反映していく。

#### 2.17.1.5 主要な機器

雑固体廃棄物焼却設備は、新たに設置する焼却炉建屋内に設置され、焼却設備、換気空調設備、モニタリング設備等で構成され、放射性固体廃棄物等で処理可能なものを焼却する。

##### (1) 焼却設備

焼却設備は焼却炉（ロータリーキルン式）、二次燃焼器、排ガス冷却器、バグフィルタ、排ガスフィルタ、排ガスブロア、排ガス補助ブロア、排気筒で構成される。焼却設備は、2系列で構成し、1系列が点検中の場合においても廃棄物を処理できる設計とする。

焼却炉（ロータリーキルン式）は、炉を回転させることで、攪拌させながら時間をかけて焼却処理を行う。

二次燃焼器では、排ガスを850℃以上で2秒以上の滞留で完全燃焼させ、ダイオキシン類を完全に分解し安定した性状の排ガスを排ガス冷却器へ供給する。

排ガス冷却器では、水噴霧により排ガスを急冷しダイオキシン類の再合成を防止するとともに、高温に達した排ガスをフィルタ類で処理できる温度まで冷却する。

バグフィルタはケーシング内にろ布が装着され、排ガスを通すことによりろ布表面で集塵を行う。ダストが堆積した場合、逆洗により定期的にダストを払い落とし、回収を行う。なお、焼却炉から当該設備までで除染係数（以下、DFとする）10以上を確保する。

排ガスフィルタは粒径0.3μmに対して99.97%の粒子捕集率があるHEPAフィルタで構成され、バグフィルタで集塵しきれなかった排ガス中の微粒子を回収する。当該設備ではHEPAフィルタを2段直列に配置することでDF=10<sup>5</sup>以上を確保する。

排ガスブロアは、焼却炉から一連の系統を吸引しフィルタにて処理された排ガスを排気筒へ送り出す。また、系統を負圧にし、放射性物質の散逸等を防止する。

これらの焼却設備のDFは系統全体で10<sup>6</sup>以上である。

なお、焼却処理にて発生する焼却灰はドラム缶等の密閉できる容器に保管する。

## (2) 焼却炉建屋

5, 6号機北側に配置する焼却炉建屋は、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造）の地上3階で、平面が約69m（東西方向）×約45m（南北方向）の建物で、地上高さは約26.5mである。

## (3) 換気空調設備

換気空調設備は、焼却炉建屋送風機、焼却炉建屋排風機、排気処理装置等で構成する。

焼却炉建屋送風機、焼却炉建屋排風機は、それぞれ50%容量のもの3台で構成する。建屋内に供給された空気は、フィルタを通した後、排風機により排気筒から大気に放出する。

## (4) モニタリング設備

排気筒において排ガス中の放射性物質濃度をガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより監視する。

## (5) 遮へい壁

焼却設備、雑固体廃棄物、焼却灰などからの放射線に対し、放射線業務従事者等を保護する目的として、主に機器まわりのコンクリート壁・天井による遮へいを行う。

また、敷地周辺の線量を達成できる限り低減するために、雑固体廃棄物及び焼却灰からの放射線について、建屋のコンクリート壁・天井により遮へいを行う。

### 2.17.1.6 自然災害対策等

#### (1) 津波

アウターライズ津波による遡上、大雨等による溢水を考慮し、焼却炉建屋はO.P.約23.0mに設置する。

#### (2) 火災

焼却炉建屋内では、可燃性の雑固体廃棄物を一時保管し、燃料を使用するため、火災報知設備、消火栓設備、不燃性ガス消火設備、消火器等を消防法等に基づいて、適切に設置し、火災の早期検知、消火活動の円滑化を図る。

### 2.17.1.7 構造強度及び耐震性

#### (1) 強度評価の基本方針

雑固体廃棄物焼却設備を構成する機器は、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、廃棄物処理設備に該当することから、クラス3に位置付けられる機器を含む。設計・建設規格のクラス3に該当するものについては、同規格に準拠した設計・製作・検査を行う。



## (2) 耐震性評価の基本方針

雑固体廃棄物焼却設備の耐震設計は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18年9月19日）に従い設計するものとする。また、耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準用する。

## 2.17.1.8 機器の故障への対応

### 2.17.1.8.1 機器の単一故障

#### (1) 負圧維持機能を有する動的機器の故障

雑固体廃棄物焼却設備の負圧維持機能を有する動的機器に関しては複数台設置する。負圧維持機能を有する動的機器が故障した場合でも、予備機により運転継続もしくは停止作業が可能となる。

#### (2) モニタリング設備の故障

ガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタは、2チャンネルを有し、1チャンネル故障時でも他の1チャンネルで排気筒における放射性物質濃度を監視可能とする。

#### (3) その他の主要な機器の故障

その他の主要な機器が故障した場合、速やかに焼却運転を停止させる。

#### (4) 電源喪失

雑固体廃棄物焼却設備の電源は2系統より受電する設計とし、1系統からの受電が停止した場合でも全ての負荷に給電できる構成とする。

### 2.17.1.8.2 複数の設備が同時に機能喪失した場合

雑固体廃棄物焼却設備の複数の設備が同時に機能喪失した場合、速やかに運転を停止させる。外部電源喪失した場合、廃棄物や燃料の供給は停止するため、焼却は自然に停止に向かう。

## 2.17.2 基本仕様

### 2.17.2.1 主要仕様

#### (1) 焼却設備

##### a. 焼却炉

容 量	約 2,500,000kcal/h/基 (廃棄物 300kg/h 相当)
基 数	2

##### b. 二次燃焼器

基 数	2
-----	---

##### c. 排ガス冷却器

基 数	2
-----	---

##### d. バグフィルタ

容 量	15,000Nm <sup>3</sup> /h/基
基 数	2

##### e. 排ガスフィルタ

容 量	3,000Nm <sup>3</sup> /h/基
基 数	10

##### f. 排ガスブロア

容 量	15,000Nm <sup>3</sup> /h/基
基 数	2

##### g. 排ガス補助ブロア

容 量	2,500Nm <sup>3</sup> /h/基
基 数	2

(2) 換気空調設備

a. 焼却炉建屋送風機

容 量 48,500m<sup>3</sup>/h/基

基 数 3

b. 焼却炉建屋排風機

容 量 43,500m<sup>3</sup>/h/基

基 数 3

c. 排気処理装置

容 量 14,500m<sup>3</sup>/h/基

基 数 7

(3) 補助遮へい

種類			主要寸法 (mm)	冷却方法	材料	
補助遮へい	焼却炉建屋	廃棄物受入エリア	北壁 (1階)	500	自然冷却	普通コンクリート (密度 2.15g/cm <sup>3</sup> 以上)
			東壁 (1階)	500		
		雑固体一時置場	西壁 (1階)	500		
			南壁 (1階)	500		
			天井 (1階)	500		
		非常口	南壁 (1階)	450		
			東壁 (1階)	450		
		充填エリア	南壁 (1階)	500		
		焼却設備室 A 系	北壁 (1階)	500		
			北壁 (2階)	500		
			西壁 (2階)	500		
			北壁 (3階)	500		

種類			主要寸法 (mm)	冷却方法	材料	
補助 遮へい	焼却 炉建屋	焼却設備室 A 系	西壁 (3 階)	500	自然冷却	普通コンクリート (密度 2.15g/cm <sup>3</sup> 以上)
			北壁 (屋上階)	300		
			西壁 (屋上階)	300		
			東壁 (屋上階)	300		
		焼却設備室 B 系	南壁 (1 階)	500		
			西壁 (2 階)	500		
			南壁 (2 階)	500		
			西壁 (3 階)	500		
			南壁 (3 階)	500		
			西壁 (屋上階)	300		
			南壁 (屋上階)	300		
			東壁 (屋上階)	300		
		廃油貯蔵室	北壁 (1 階)	300/400		
			西壁 (1 階)	300		
			天井 (1 階)	300/450		
		サンプルタンク室	北壁 (1 階)	400		
			東壁 (1 階)	700		
		灰ドラム一時貯蔵庫	南壁 (1 階)	700		
			東壁 (1 階)	700		

種類			主要寸法 (mm)	冷却方法	材料	
補助遮へい	焼却炉建屋	焼却設備排気機械室	北壁 (2階)	300	自然冷却	普通コンクリート (密度 2.15g/cm <sup>3</sup> 以上)
			西壁 (2階)	300		
			南壁 (2階)	300		
			東壁 (2階)	400		
			天井 (2階)	300		
		排ガス冷却水 タンクエリア	北壁 (3階)	300		
			西壁 (3階)	300		
			東壁 (3階)	300		
			天井 (3階)	300		
		排気機械室	北壁 (3階)	300		
			東壁 (3階)	300		
			天井 (3階)	300		
		モニタ室	南壁 (3階)	300		
			東壁 (3階)	300		
			天井 (3階)	300		

### 2.17.3 添付資料

- 添付資料－1 焼却設備概略系統図
- 添付資料－2 雑固体廃棄物焼却設備の全体概要図
- 添付資料－3 焼却炉建屋平面図
- 添付資料－4 換気空調設備概略系統図
- 添付資料－5 排気中の放射性物質濃度に係る説明書
- 添付資料－6 設定根拠に関する説明書
- 添付資料－7 廃棄設備に係る機器の配置を明示した図面
- 添付資料－8 焼却炉建屋の構造強度に関する検討結果
- 添付資料－9 安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面
- 添付資料－10 非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面
- 添付資料－11 火災防護に関する説明書並びに消火設備の取付箇所を明示した図面
- 添付資料－12 生体遮へい装置の放射線の遮へい及び熱除去についての計算書
- 添付資料－13 補助遮へいに関する構造図
- 添付資料－14 固体廃棄物処理設備における放射性物質の散逸防止に関する説明書
- 添付資料－15 雑固体廃棄物焼却設備の設置について
- 添付資料－16 雑固体廃棄物焼却設備に係る確認事項

以下の添付資料については、詳細設計や評価が終了した段階で反映していく。

- 添付資料 雑固体廃棄物焼却設備の構造強度及び耐震性に関する説明書
- 添付資料 雑固体廃棄物焼却設備に関する構造図
- 添付資料 流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大防止能力及び施設外への漏えい防止能力についての計算書
- 添付資料 流体状の放射性廃棄物の漏えいの検出装置及び自動警報装置の構成に関する説明書
- 添付資料 検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

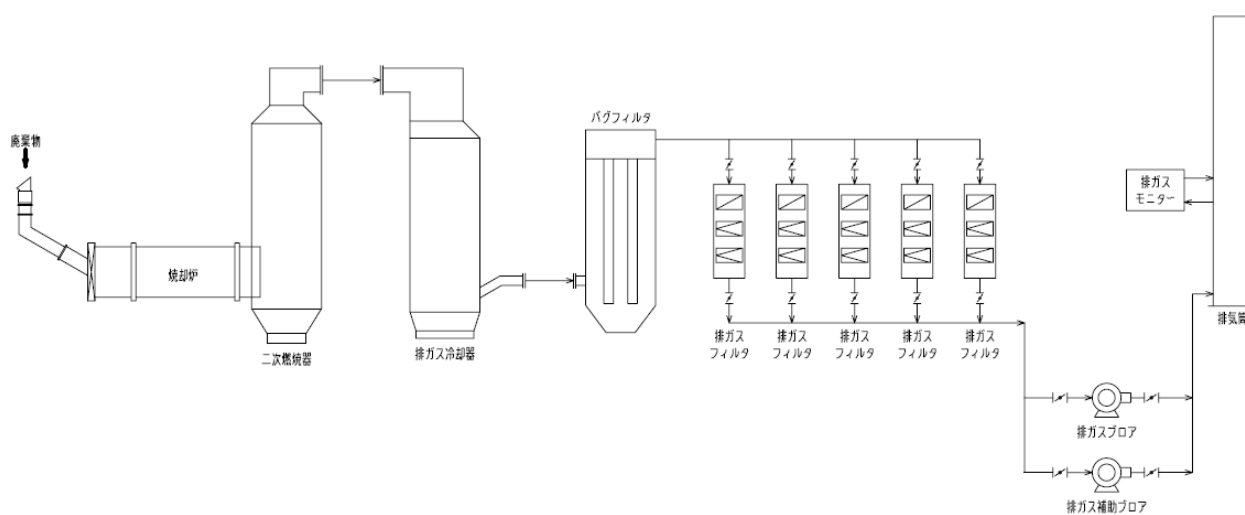


図-1 焼却設備概略系統図

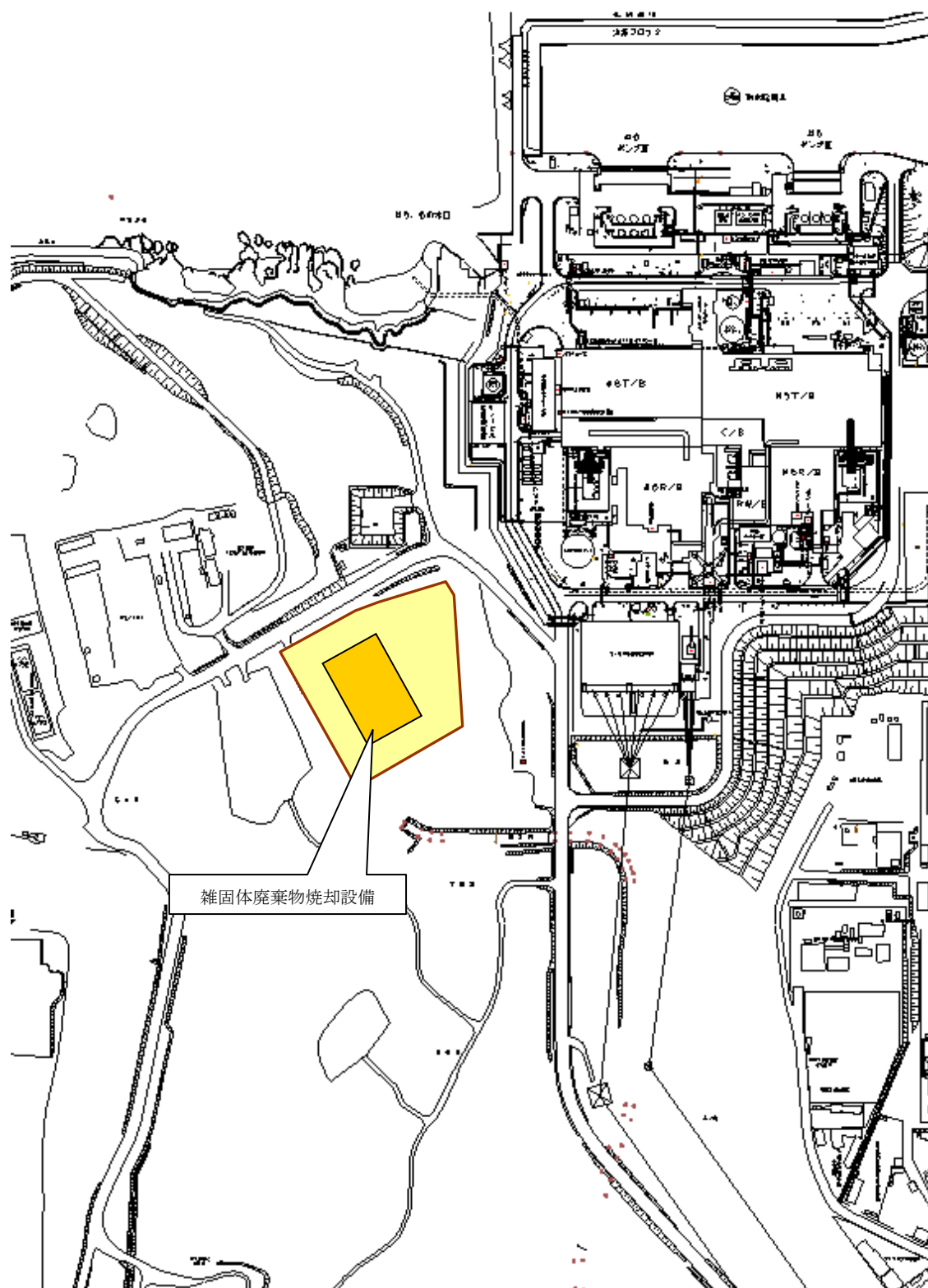
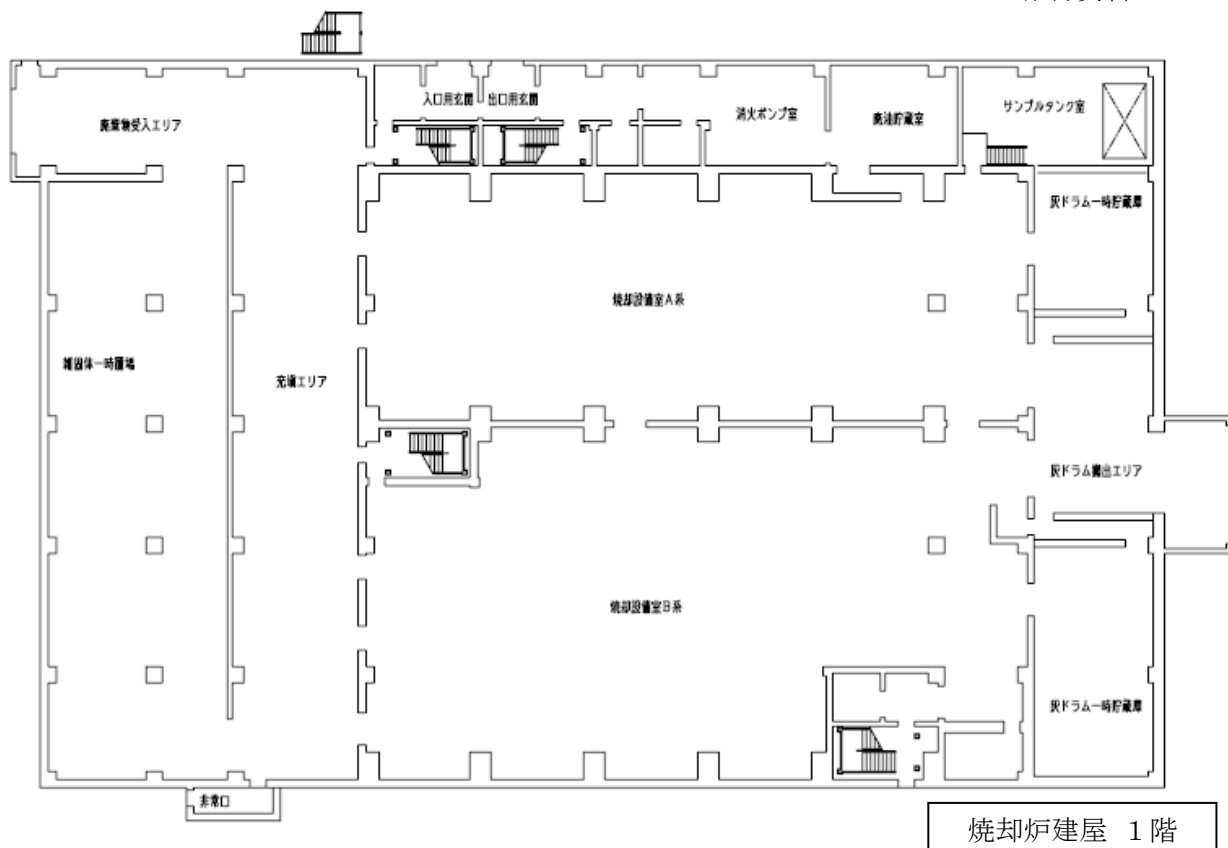
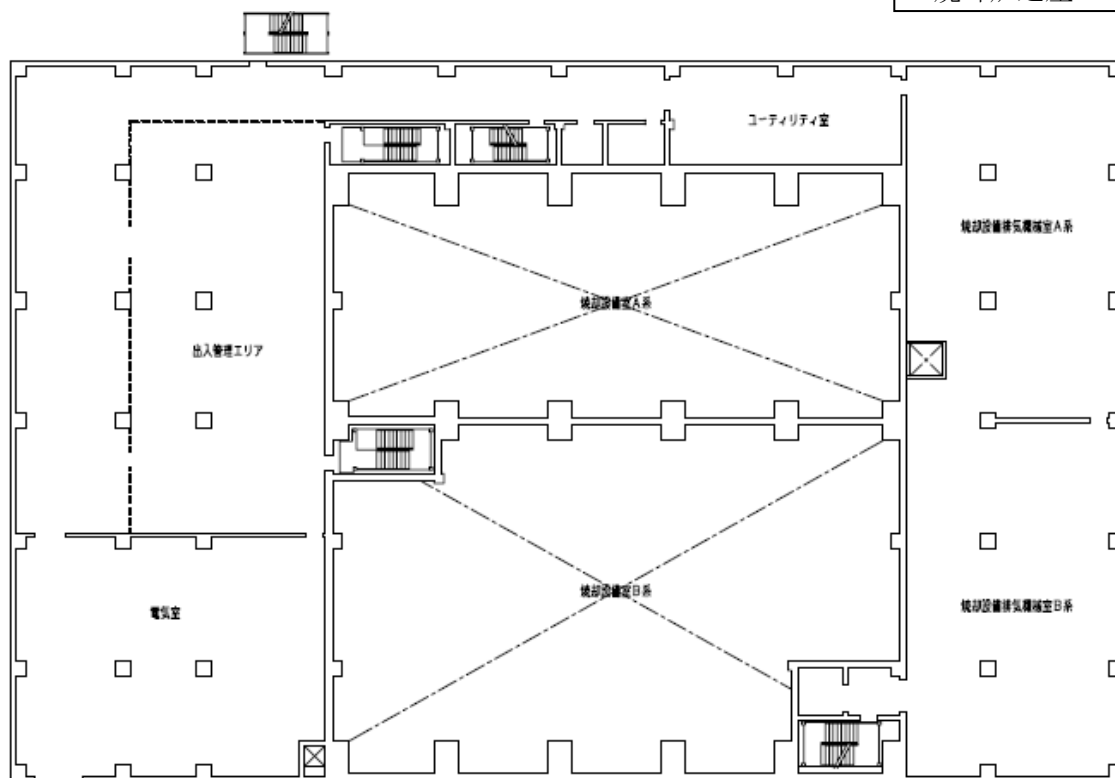


図-1 雑固体廃棄物焼却設備の全体概要図



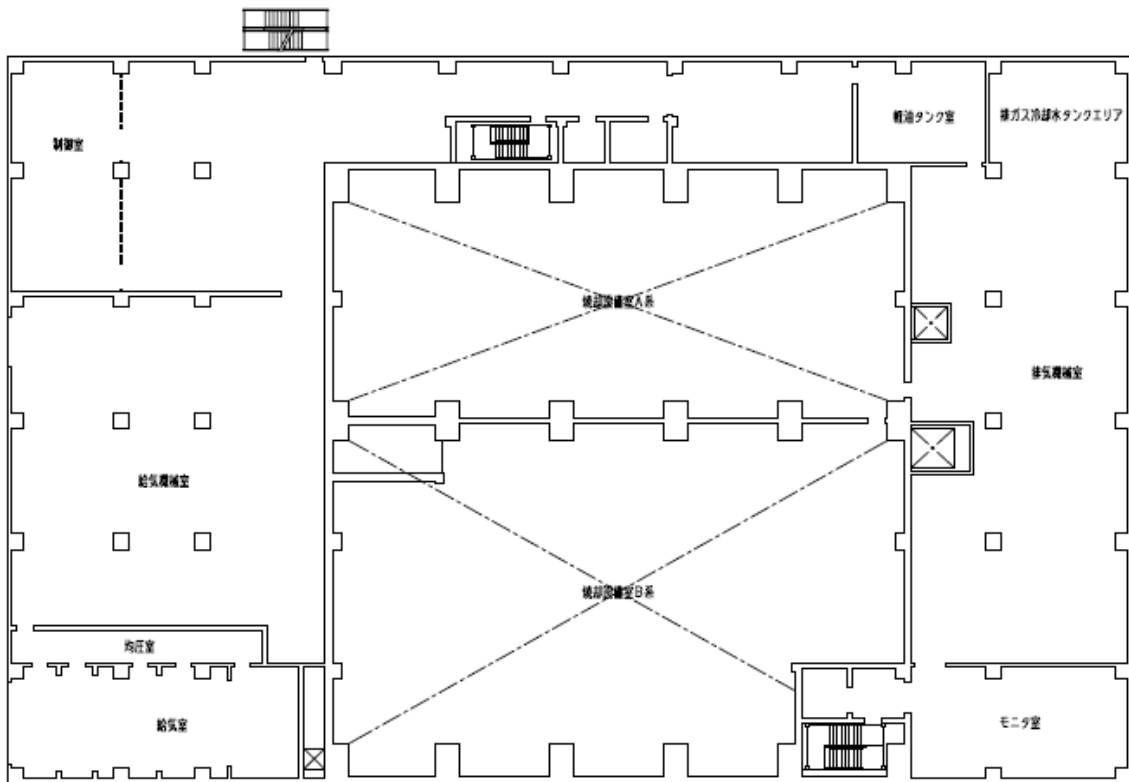


焼却炉建屋 1階

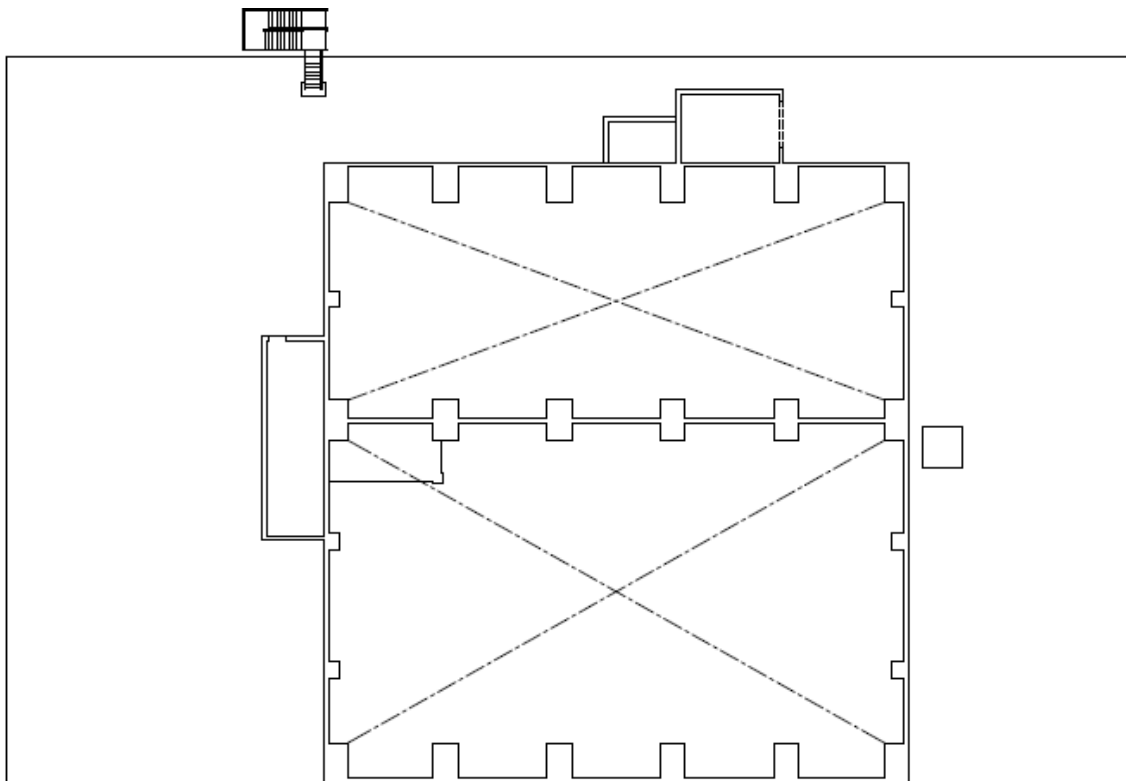


焼却炉建屋 2階

図-1 焼却炉建屋平面図 (1/2)

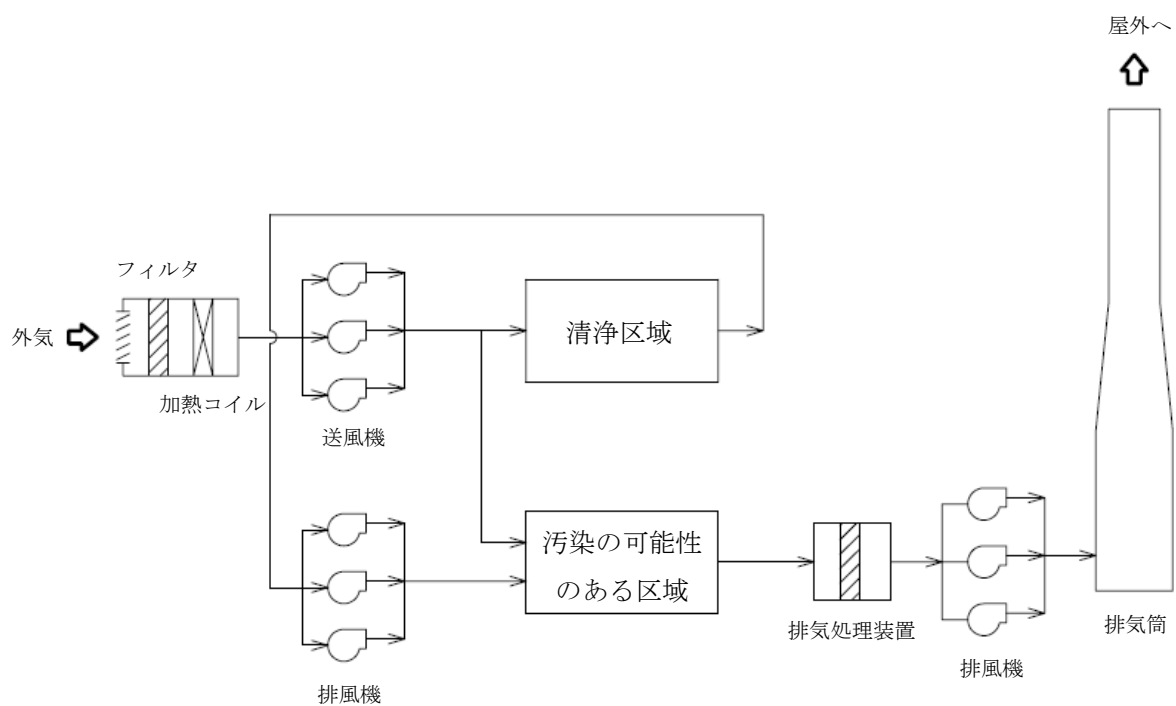


焼却炉建屋 3階



焼却炉建屋 屋上階

図-1 焼却炉建屋平面図 (2 / 2)



図－１ 換気空調設備概略系統図

## 排気中の放射性物質濃度に係る説明書

## 1. 廃棄物の放射能濃度

雑固体廃棄物の放射能濃度を表－1に示す。核種組成については、滞留水の核種組成実測値に2年後の減衰を見込んで設定している。

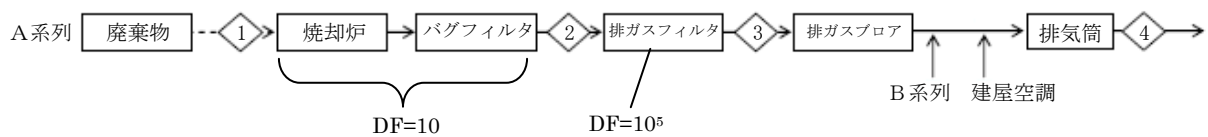
表－1 雑固体廃棄物の放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Mn-54	4.0E+04
Co-58	1.9E+02
Co-60	1.1E+05
Sr-89	1.6E+03
Sr-90	9.9E+06
Ru-103	1.4E+00
Ru-106	3.7E+05
Sb-124	2.1E+02
Sb-125	3.5E+05
I-131	3.8E-21
Cs-134	3.4E+06
Cs-136	2.5E-13
Cs-137	9.4E+06
Ba-140	1.6E-11
α	2.6E+02
合計	2.4E+07

## 2. 排気中の放射性物質濃度

焼却炉の処理能力300kg/h、系統全体の除染係数 $10^6$ (焼却炉からバグフィルタまでで $10$ 、排ガスフィルタで $10^5$ )、系統の流量を考慮すると、排気中の放射性物質濃度は図－1のようになり、排気筒出口の各核種の放射性物質濃度は、告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回り、各核種の告示濃度限度に対する割合の和が1未満となっている。

さらに、排気筒からの大気拡散効果を考慮すると、周辺監視区域外においては、この濃度はさらに低下することから告示に定める濃度限度を十分に下回る。



流体 番号	◇1 (Bq/kg)	◇2 (Bq/cm <sup>3</sup> )	◇3 (Bq/cm <sup>3</sup> )	◇4 (Bq/cm <sup>3</sup> )	告示濃度 限度 (Bq/cm <sup>3</sup> )	告示濃度限 度に対する 割合
流量 (m <sup>3</sup> /h)	—	20810	20810	176249	—	—
Mn-54	4.0E+04	5.8E-05	5.8E-10	1.4E-10	8.0E-05	1.7E-06 < 1
Co-58	1.9E+02	2.7E-07	2.7E-12	6.5E-13	6.0E-05	1.1E-08 < 1
Co-60	1.1E+05	1.6E-04	1.6E-09	3.7E-10	4.0E-06	9.4E-05 < 1
Sr-89	1.6E+03	2.3E-06	2.3E-11	5.4E-12	2.0E-05	2.7E-07 < 1
Sr-90	9.9E+06	1.4E-02	1.4E-07	3.4E-08	8.0E-07	4.2E-02 < 1
Ru-103	1.4E+00	2.0E-09	2.0E-14	4.8E-15	4.0E-05	1.2E-10 < 1
Ru-106	3.7E+05	5.3E-04	5.3E-09	1.3E-09	2.0E-06	6.3E-04 < 1
Sb-124	2.1E+02	3.0E-07	3.0E-12	7.1E-13	2.0E-05	3.6E-08 < 1
Sb-125	3.5E+05	5.0E-04	5.0E-09	1.2E-09	3.0E-05	4.0E-05 < 1
I-131	3.8E-21	5.5E-29	5.5E-29	1.3E-29	5.0E-06	2.6E-24 < 1
Cs-134	3.4E+06	4.9E-03	4.9E-08	1.2E-08	2.0E-05	5.8E-04 < 1
Cs-136	2.5E-13	3.6E-22	3.6E-27	8.5E-28	1.0E-04	8.5E-24 < 1
Cs-137	9.4E+06	1.4E-02	1.4E-07	3.2E-08	3.0E-05	1.1E-03 < 1
Ba-140	1.6E-11	2.3E-20	2.3E-25	5.4E-26	1.0E-04	5.4E-22 < 1
α	2.6E+02	3.7E-07	3.7E-12	8.9E-13	3.0E-09	3.0E-04 < 1
合計	2.4E+07	3.4E-02	3.4E-07	8.0E-08	—	4.5E-02 < 1

図-1 雑固体廃棄物焼却設備 排気中の放射性物質濃度

## 設定根拠に関する説明書

## 1. 焼却設備に関する設定根拠

## (1) 焼却炉

基 数	—	2
容 量	kcal/h/基	約 2,500,000 (廃棄物 300kg/h 相当)
<p>1. 容量の設定根拠</p> <p>○福島第一原子力発電所では、至近の実績から約 140t/月の使用済保護衣等が発生する。</p> <p>・ 140t/月 = 194kg/h  <math>&lt; 300\text{kg/h} \times 2 \text{ 基}</math>  発生量 &lt; 容量 であることから、容量は妥当である。</p> <p>○廃棄物の発熱量を約 8330kcal/kg とすると、<math>8330 \times 300 = 2,499,000</math> より、  約 2,500,000kcal/h/基とした。</p>		

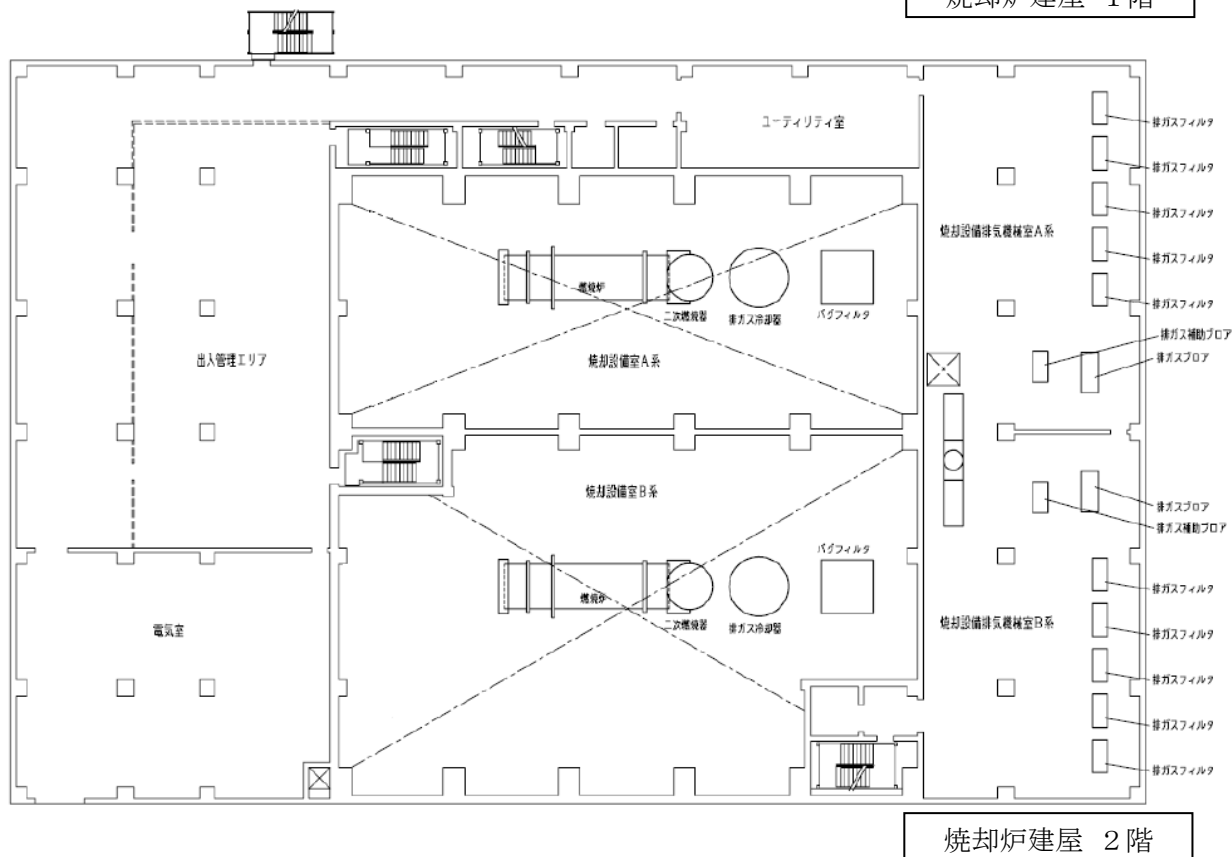
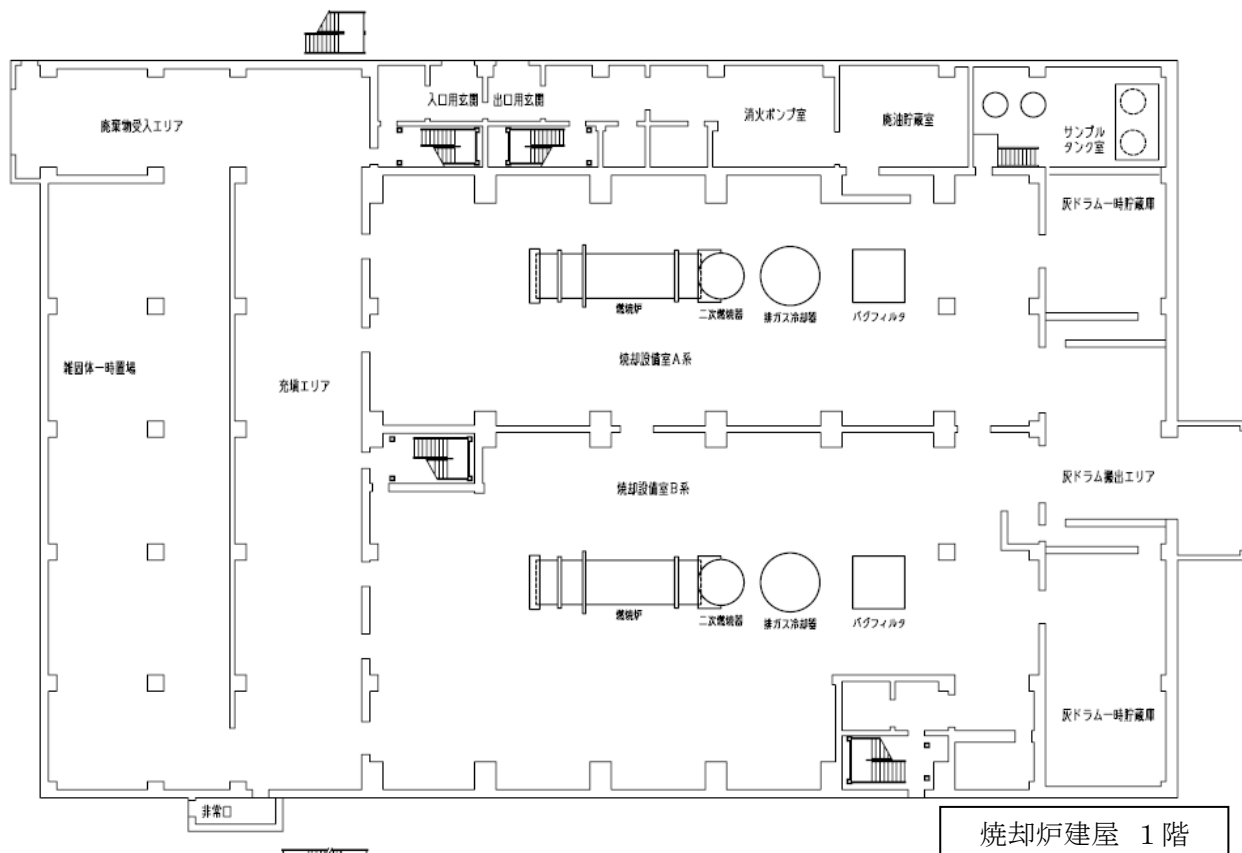
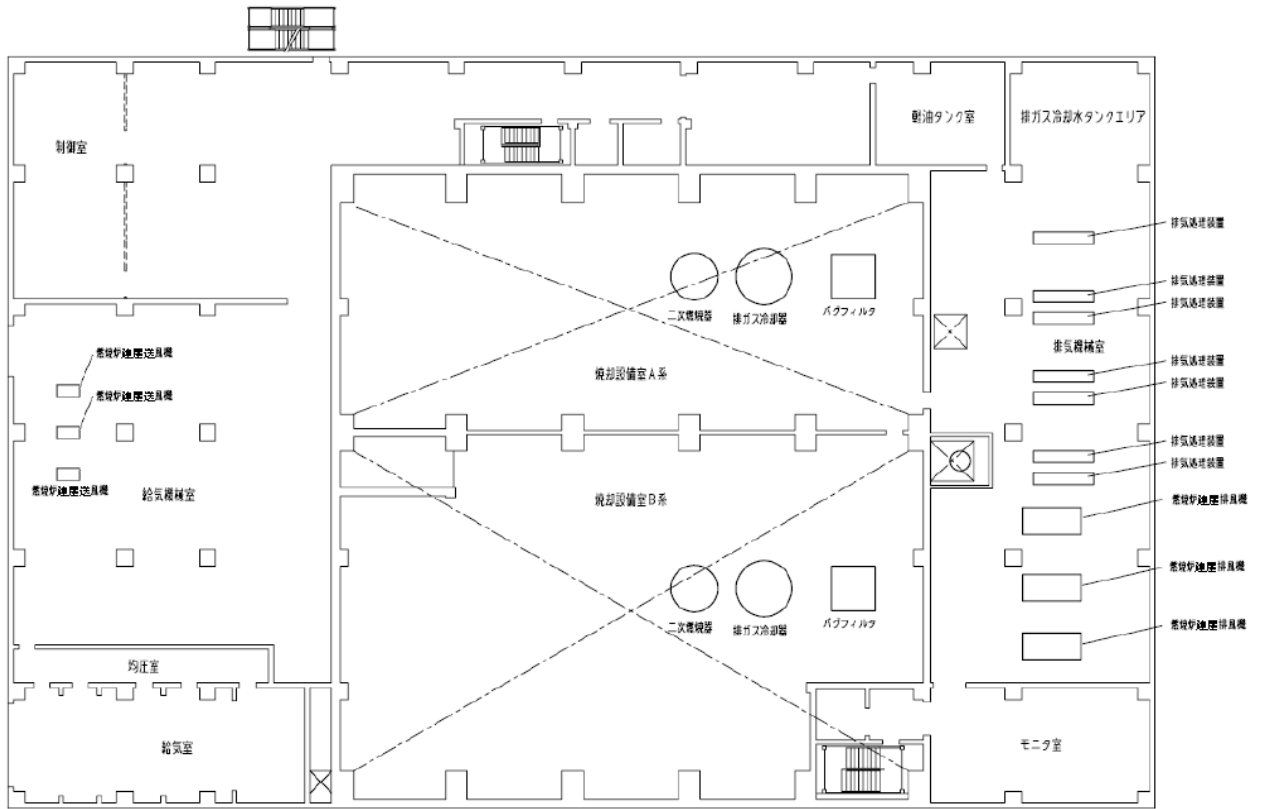
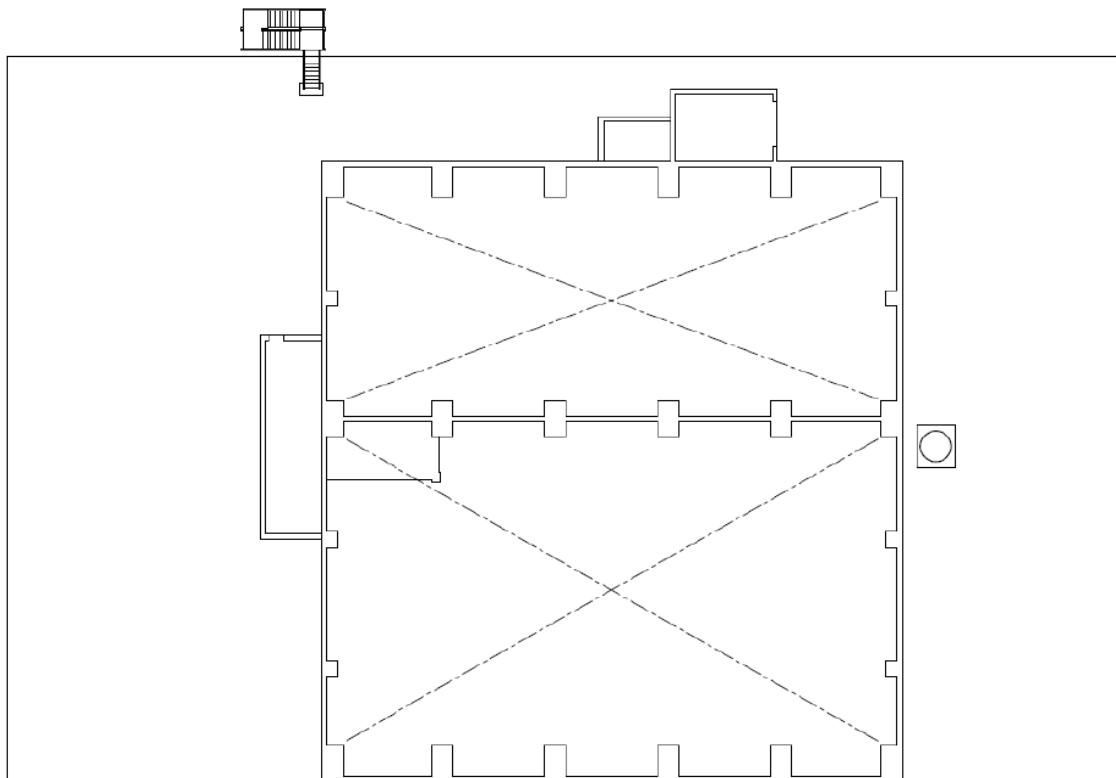


図-1 廃棄設備に係る機器の配置を明示した図面 (1/2)



焼却炉建屋 3階



焼却炉建屋 屋上階

図-1 廃棄設備に係る機器の配置を明示した図面 (2 / 2)



焼却炉建屋の構造強度に関する検討結果

## 1. 評価方針

焼却炉建屋は、耐震設計審査指針上のBクラスの建物と位置づけられるため、耐震Bクラスとしての評価を実施する。なお、設計は建築基準法に準拠し、積雪荷重及び風圧についても評価する。

焼却炉建屋は、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び一部鉄骨造）の地上3階で、平面が69m（EW方向）×45m（NS方向）の建物で、地上高さは26.5mである。基礎はべた基礎で、改良地盤を介して設置する。焼却炉建屋の平面図及び断面図を図-1～図-7に示す。

建屋に加わる地震時の水平力は、耐震壁及び柱とはりからなるラーメン構造で負担する。耐震性の評価は、地震層せん断力係数として $1.5 \cdot C_i$ を採用した場合の当該部位の応力に対して行う。焼却炉建屋の評価手順を図-8に示す。

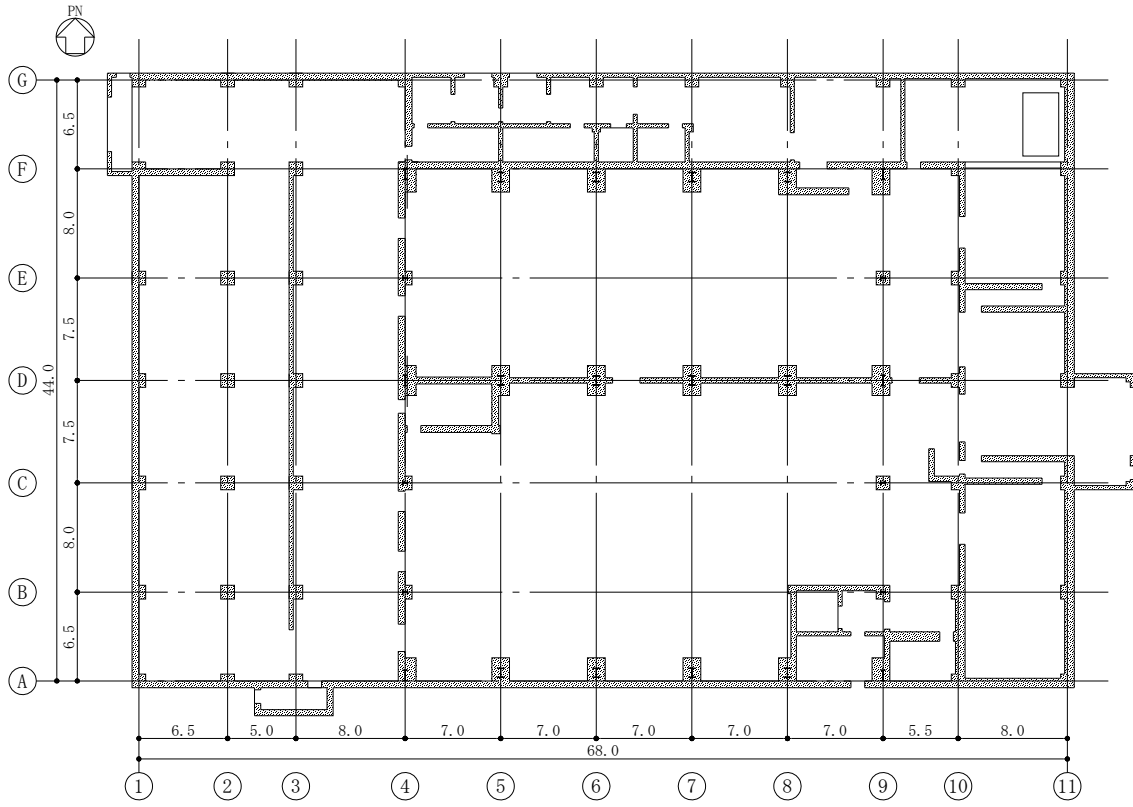


图-1 1 階平面図 (O.P. 23.25) (单位 : m)

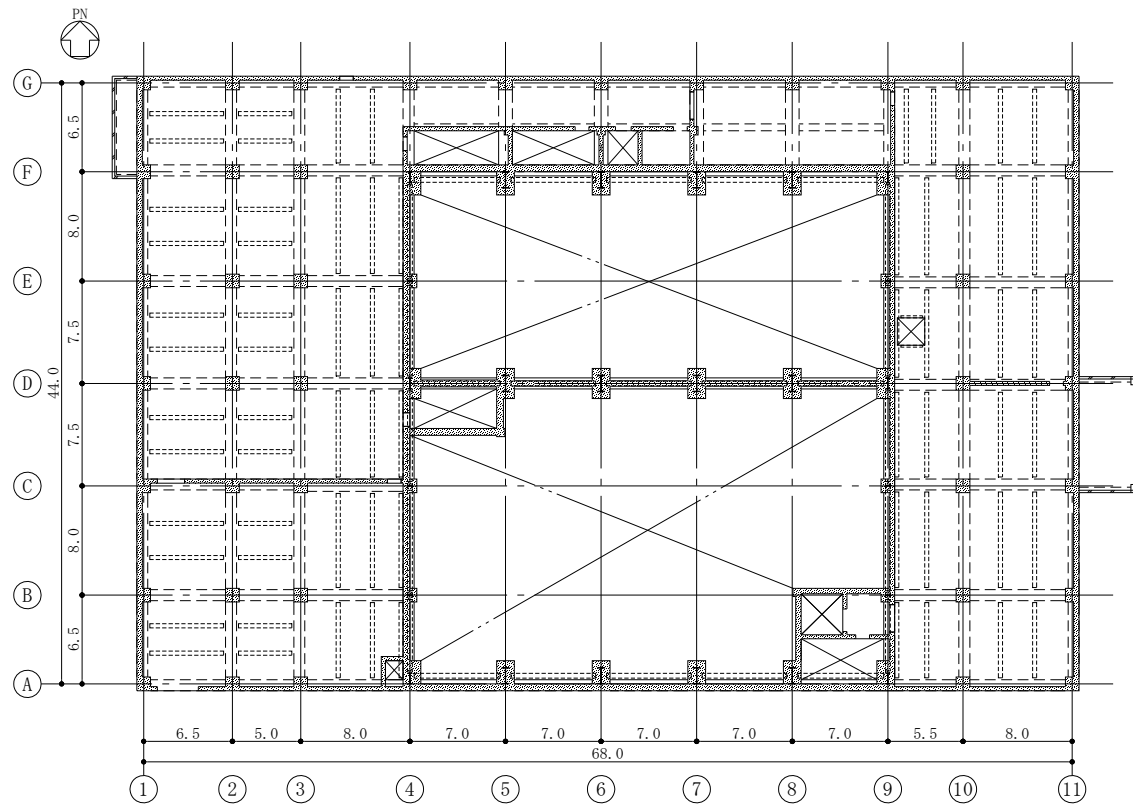


图-2 2 階平面図 (O.P. 30.8) (单位 : m)

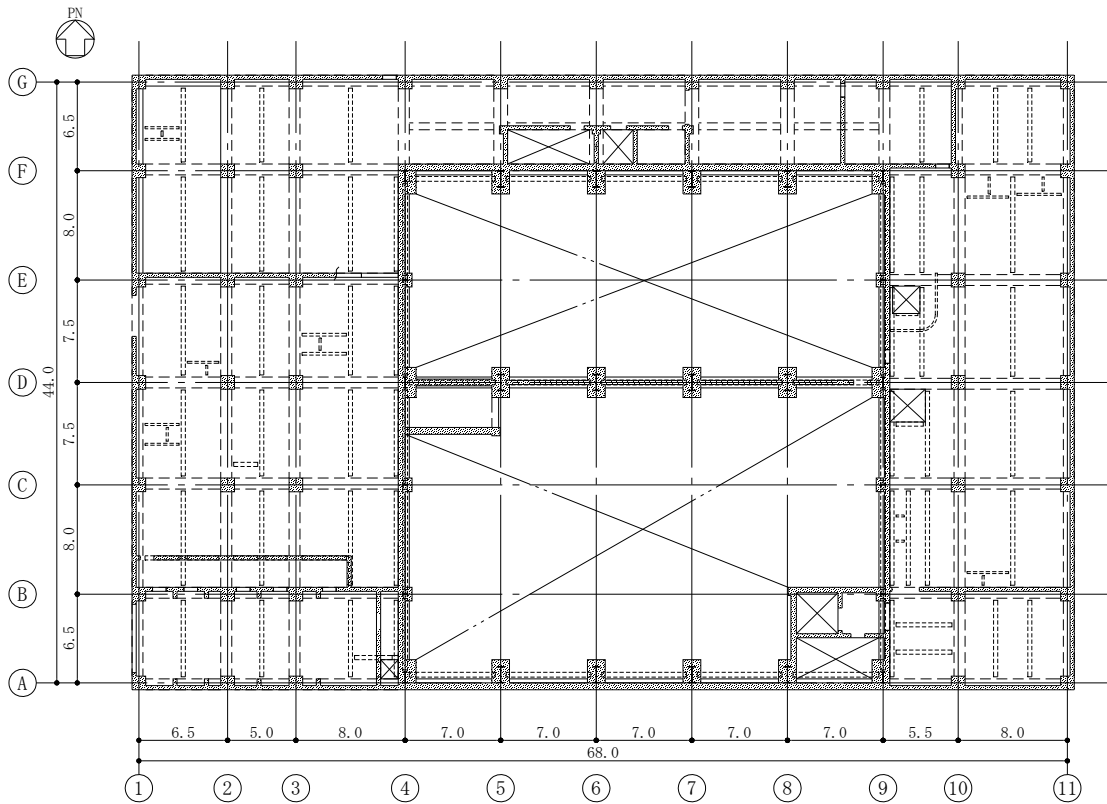


図-3 3階平面図 (O.P. 38.3) (単位 : m)

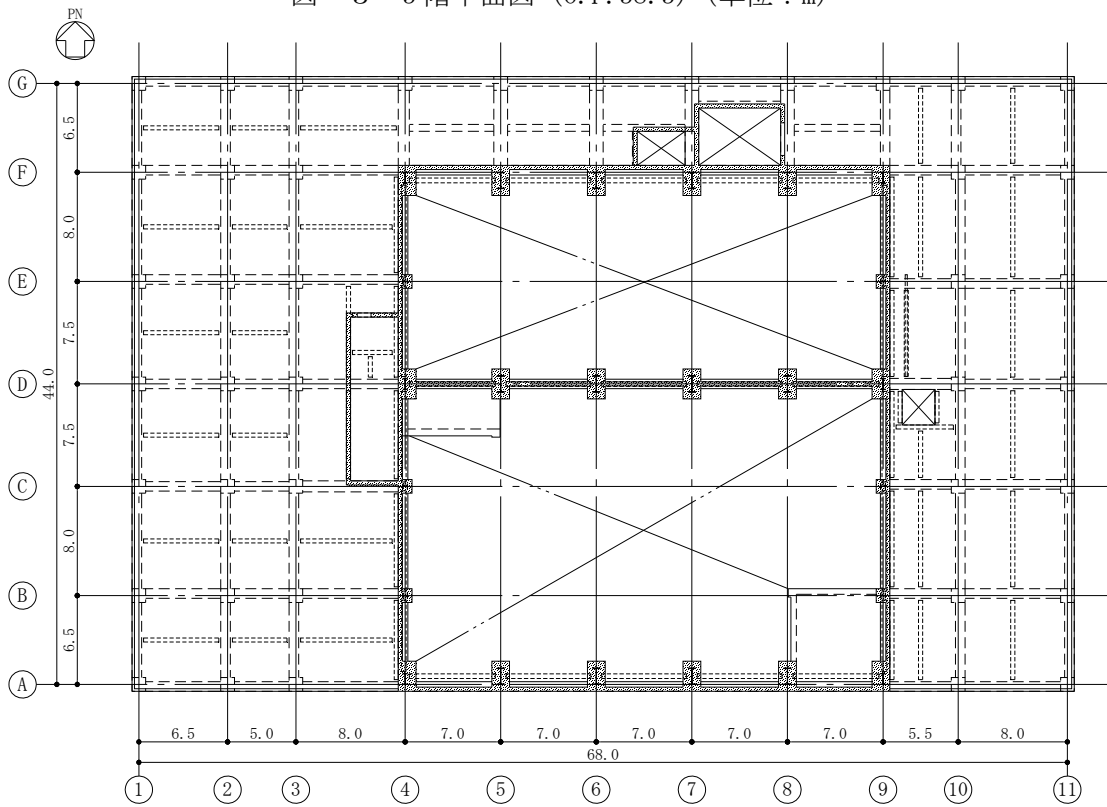


図-4 屋根平面図 (その1) (O.P. 44.3) (単位 : m)

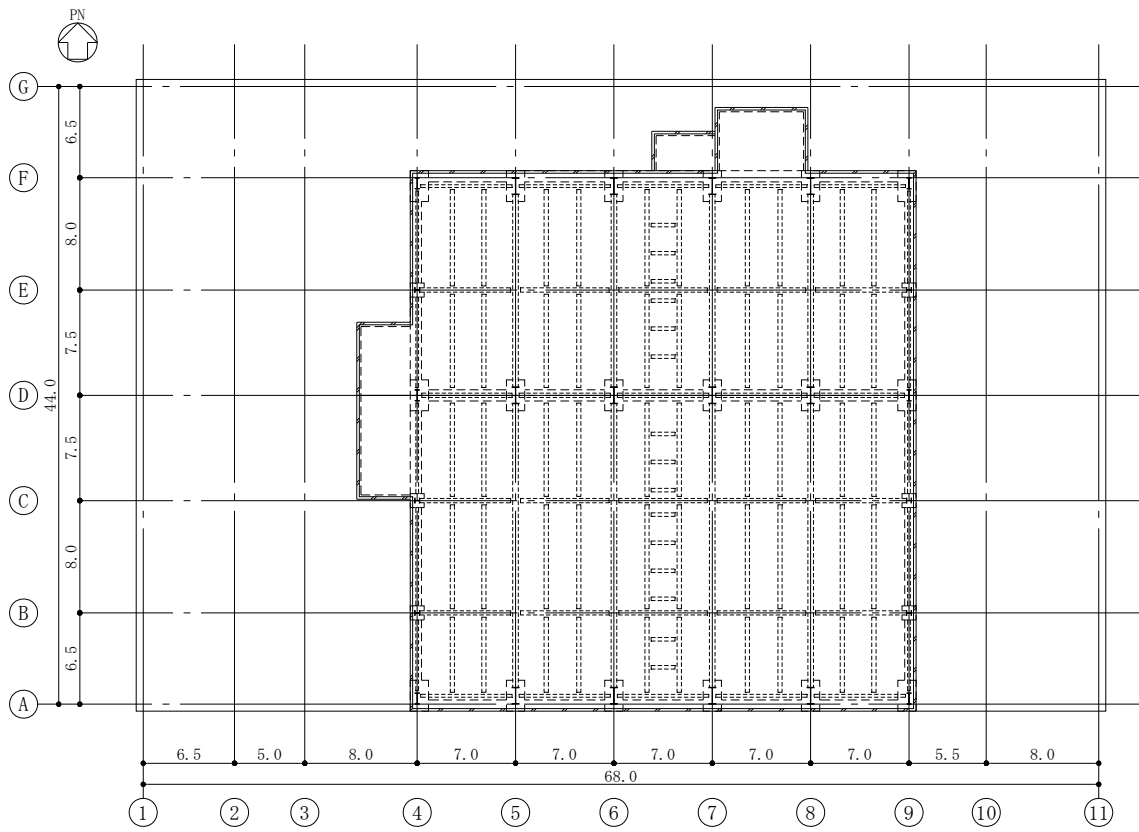


図-5 屋根平面図 (その2) (O.P. 48.8) (単位 : m)

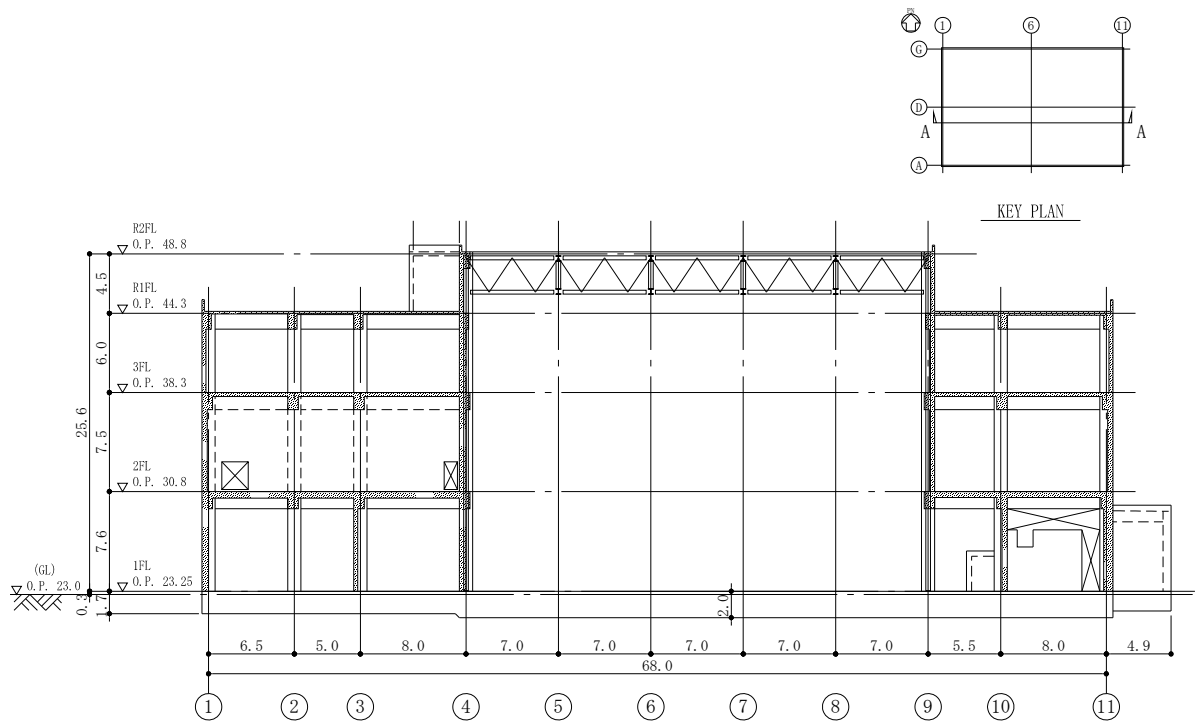


图-6 A-A 断面图 (EW 方向) (单位 : m)

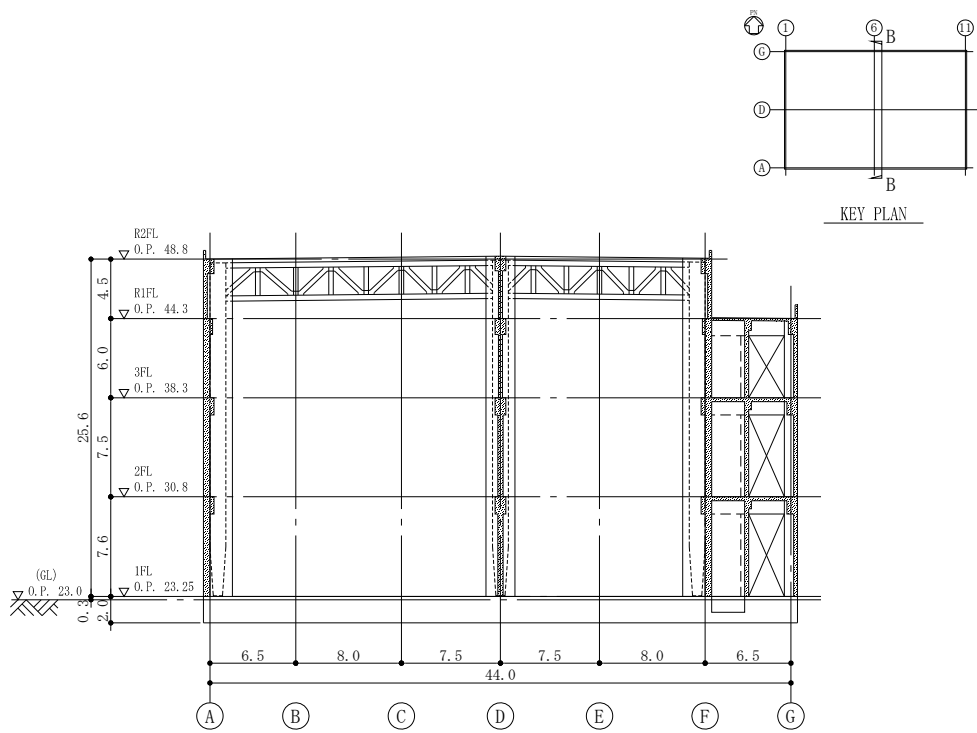
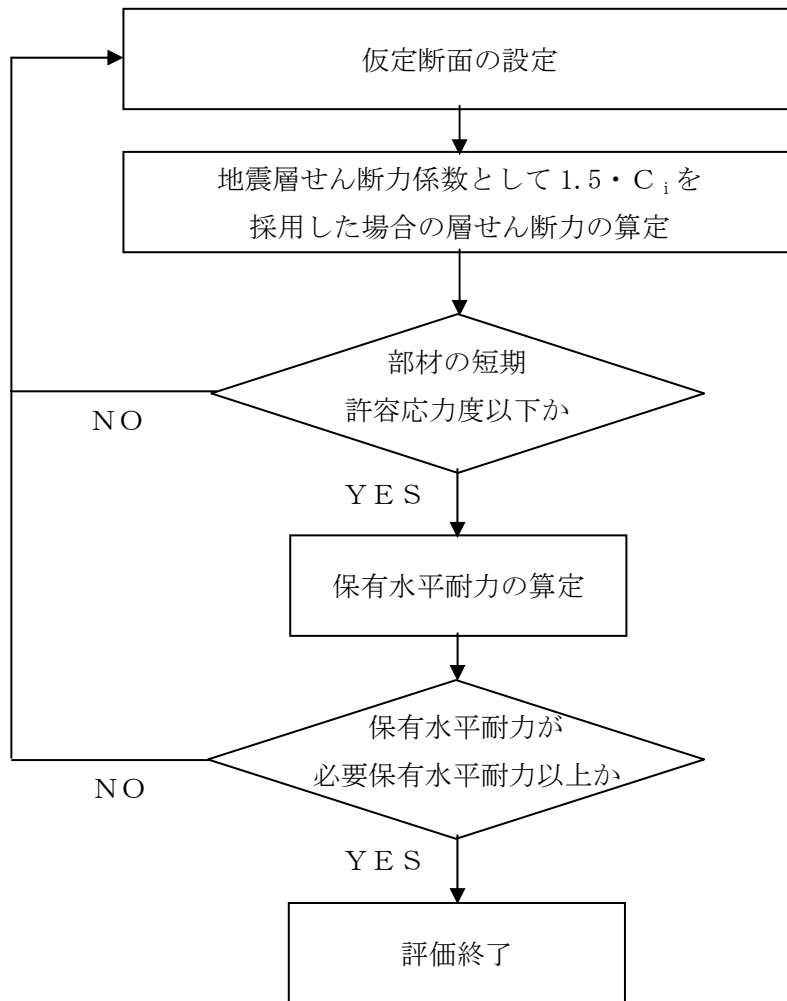


图-7 B-B 断面图 (NS 方向) (单位 : m)



図ー 8 Bクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

## 2. 評価条件

### 2.1 使用材料並びに材料の許容応力度及び材料強度

焼却炉建屋の上部構造及び基礎スラブに用いる材料のうち、コンクリートは普通コンクリートとし、コンクリートの設計基準強度  $F_c$  は  $27\text{N/mm}^2$  とする。鉄筋は SD295A 及び SD345 とする。鋼材は SN400B とする。各使用材料の許容応力度及び材料強度を表-1～表-3に示す。

表-1 コンクリートの許容応力度

(単位： $\text{N/mm}^2$ )

	長期		短期	
	圧縮	せん断	圧縮	せん断
$F_c = 27$	9	0.76	18	1.14

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表-2 鉄筋の許容応力度

(単位： $\text{N/mm}^2$ )

		長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD295A	D16 以下	195	195	295	295
SD345	D25 以下	215	195	345	345
	D29 以上	195			

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表-3 構造用鋼材の許容応力度

(単位： $\text{N/mm}^2$ )

	材質	板厚	基準強度 F	許容応力度
構造用鋼材	SN400B	$\leq 40\text{mm}$	235	「建築基準法」及び「鋼構造設計規準」に従って左記 F の値により求める。
		$> 40\text{mm}$	215	

注：日本建築学会「鋼構造設計規準・同解説」による。

## 2.2 荷重及び荷重の組合せ

### (1) 荷重

設計で考慮する荷重を以下に示す。

#### 1) 鉛直荷重 (VL)

鉛直荷重は、固定荷重、機器荷重、配管荷重及び積載荷重とする。

#### 2) 積雪荷重 (SNL)

積雪荷重は、建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30 cm, 単位荷重：20 N/m<sup>2</sup>/cm

#### 3) 風荷重 (WL)

建築基準法施行令第 87 条、建設省告示第 1454 号に基づく速度圧及び風力係数を用いて算定する。

- ・基準風速：30 m/s
- ・地表面粗度区分：Ⅱ

#### 4) 地震荷重 (SEL)

地震力を算定する際の基準面は、基礎スラブ上端として、建屋の高さに応じた当該部分に作用する全体の地震力を算定する。水平地震力は下式により算定し、算定結果を表-4に示す。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$
$$C_i = Z \cdot R_t \cdot A_i \cdot C_0$$

ここで、

- $Q_i$ ：水平地震力 (kN)
- $n$ ：施設の重要度分類に応じた係数 ( $n=1.5$ )
- $C_i$ ：地震層せん断力係数
- $W_i$ ：当該層以上の重量 (kN)
- $Z$ ：地震地域係数 ( $Z=1.0$ )
- $R_t$ ：振動特性係数 ( $R_t=1.0$ )
- $A_i$ ：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数
- $C_0$ ：標準せん断力係数 ( $C_0=0.2$ )



表-4 水平地震力の算定結果

0.P. (m)	当該層以上の重量 $W_i$ (kN)	地震層せん断力係数 $1.5 \cdot C_i$	設計用地震力 (kN)
48.80	21552.7	0.704	15166.5
44.30	78223.2	0.480	37530.4
38.30	155335.9	0.380	58975.9
30.80	252179.6	0.300	75653.9
23.25			

(2) 荷重の組合せ

荷重の組合せについて表-5に示す。

表-5 荷重の組合せ

荷重状態	荷重ケース	荷重の組合せ	許容応力度
常時	A	VL	長期
積雪時	B	VL+SNL	短期
地震時	C1	VL+SEL(W→E方向)	
	C2	VL+SEL(E→W方向)	
	C3	VL+SEL(S→N方向)	
	C4	VL+SEL(N→S方向)	

注1：鉛直荷重 (VL) は固定荷重 (DL), 配管荷重 (PL), 機器荷重 (EL) 及び積載荷重 (LL) を加え合わせたものである。

注2：風荷重 (WL) は地震荷重 (設計用地震力  $1.5 \cdot C_i$ ) に比べて小さいため、荷重の組合せにおいては地震荷重によって代表させる。

### 3. 評価結果

上部構造の応力解析は、大ばり及び柱を線材置換したフレームで、耐震壁は壁エレメント置換した立体モデルにより行う。

#### 3.1 耐震壁の評価結果

検討により求められた耐震壁のせん断応力度を基に、地震時のせん断力をすべて鉄筋が負担するものとして求めた鉄筋の応力度を、鉄筋の短期許容応力度と比較して、検定比の最大となる部位について表-6に示す。耐震壁配筋図を図-9に示す。

これより、耐震壁のせん断による鉄筋の応力度は、短期許容応力度以下となっていることを確認した。

表-6 耐震壁の検討結果

部位	断面	荷重ケース	鉄筋のせん断 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	鉄筋の短期許容 応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	検定比
2階1通り D~E通り間	壁厚 400mm タテ, ヨコ共 2-D16@200	地震時 C3	268	295	0.91 ≤ 1.0

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

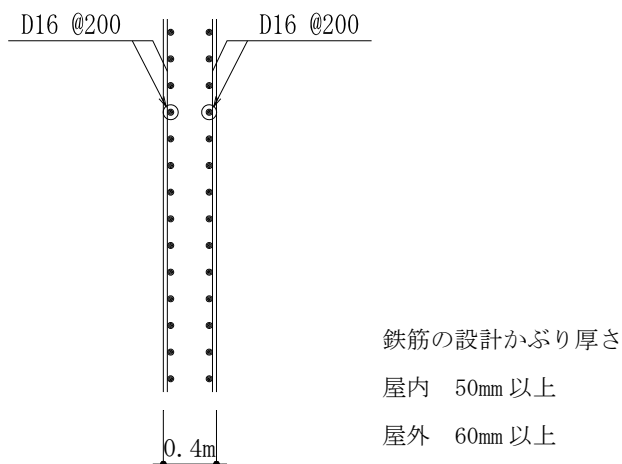


図-9 耐震壁の配筋図

### 3.2 ラーメン構造部の評価結果

検討により求められたフレーム部材の応力を許容応力と比較して、検定比の最大となる部位について表-7～表-9に示す。

これより、各部材の応力は、許容応力以下となっていることを確認した。

表-7 大ばり断面算定表（鉄筋コンクリート）

検討箇所	断面	荷重ケース	応力	作用応力	許容応力	検定比
R1階 D通り 3～4 通り間	B×D =800×1200 主筋上端 12-D32 主筋下端 12-D32 あばら筋 5-D13@200	常時 A	曲げモーメント	1353.8 kN・m	1642.3 kN・m	0.83 ≤ 1.0
			せん断力	822.5 kN	979.1 kN	0.84 ≤ 1.0
2階 C通り 10～11 通り間	B×D =800×1300 主筋上端 8-D32 主筋下端 8-D32 あばら筋 4-D13@200	地震時 C1	曲げモーメント	607.5 kN・m	2203.2 kN・m	0.28 ≤ 1.0
			せん断力	792.7 kN	1056.3 kN	0.76 ≤ 1.0

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

表-8 柱断面算定表（鉄筋コンクリート）

検討箇所	断面	荷重ケース	応力	作用応力	許容応力	検定比
3階 4/C通り	B×D =1000×1000 主筋 20-D32 帯筋 4-4-D13@100	常時 A	曲げモーメント	520.3 kN・m	965.3 kN・m (軸力 577.3 kN 作用時*)	0.54 ≤ 1.0
			せん断力	135.4 kN	598.5 kN	0.23 ≤ 1.0
1階 4/A通り	B×D =1300×2200 主筋 34-D35 帯筋 5-4-D16@200	地震時 C3	曲げモーメント	3821.7 kN・m	6130.0 kN・m (軸力-246.9 kN 作用時*)	0.63 ≤ 1.0
			せん断力	1542.2 kN	3069.9 kN	0.51 ≤ 1.0

注：日本建築学会「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による。

注記\*：圧縮を正とする。

表-9 トラス部材断面算定表 (鉄骨)

検討箇所	断面	荷重ケース	圧縮応力度* (N/mm <sup>2</sup> )	許容圧縮応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	検定比
6通り, C~D通り間 D通り側(斜材)	H-350×350 ×12×19	常時 A	77.30	134.45	0.58 ≤ 1.0
6通り, C~D通り間 C通り側(斜材)	H-300×300 ×10×15	地震時 C4	87.17	207.26	0.43 ≤ 1.0

注：日本建築学会「鋼構造設計規準・同解説」による。

注記\*：圧縮を正とする。

### 3.3 基礎スラブの評価結果

基礎スラブの応力解析は、弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは、四辺形の均質等方な板要素により構成し、支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

必要鉄筋比及び面外せん断力について、検定比が最大となる要素の断面検討結果を表-10及び表-11に示す。基礎スラブ配筋図を図-10に示す。

これより、設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り、また面外せん断力は短期許容せん断力以下となっていることを確認した。

表-10 軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

荷重 ケース	応 力		必要鉄筋比 (%)	設計鉄筋比 (%)	検定比
	軸 力* (kN/m)	曲げモーメント (kN・m/m)			
常時 A	-1	2561	0.44	0.57	$0.78 \leq 1.0$
地震時 C1	-242	2008	0.30	0.50	$0.60 \leq 1.0$

注記\*：圧縮を正とする。

表-11 面外せん断力に対する検討結果

荷重 ケース	応 力 面外せん断力 (kN/m)	短期許容 せん断力 (kN/m)	検定比
常時 A	605	904	$0.67 \leq 1.0$
地震時 C2	858	1356	$0.64 \leq 1.0$

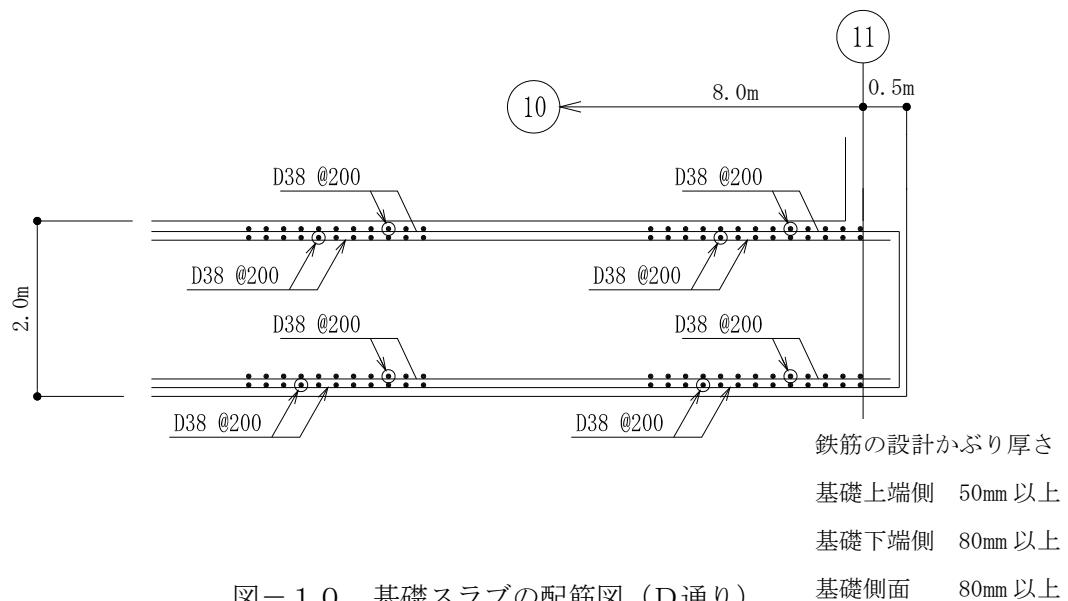


図-10 基礎スラブの配筋図 (D通り)

### 3.4 改良地盤の評価結果

#### (1) 設計方針

焼却炉建屋を支持する改良地盤は、基礎スラブ直下の地盤を南北方向に約 45m，東西方向に約 69m，改良体厚さ約 10m とし，O.P. 11m の泥岩に支持する。

検討は「改定版 建築物のための改良地盤設計及び品質管理指針 日本建築センター」に準拠し，改良地盤の支持力に対して，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。さらに，常時及び地震時の改良体に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。

#### (2) 常時における改良地盤の検討

常時における改良地盤に生じる最大応力と許容応力度の比較を，検定比が最大となる位置について表-12及び表-13に示す。

これより，改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認した。

表-12 改良地盤の許容支持力度と接地圧の比較

検討位置	接地圧 (kN/m <sup>2</sup> )	許容支持力度 (kN/m <sup>2</sup> )	検定比
C / 4 通り	196	322	0.61 ≤ 1.0

表-13 改良体の許容圧縮応力と鉛直応力の比較

検討位置	鉛直応力度 (kN/m <sup>2</sup> )	許容圧縮応力度 (kN/m <sup>2</sup> )	検定比
C / 4 通り	380	500	0.77 ≤ 1.0

(3) 地震時における改良地盤の検討

地震時における改良地盤に生じる最大応力と許容応力度の比較を、検定比が最大となる位置について表-14～表-16に示す。

これより、改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認した。

表-14 改良地盤の許容支持力度と接地圧の比較

検討位置	接地圧 (kN/m <sup>2</sup> )	許容支持力度 (kN/m <sup>2</sup> )	検定比
A/11通り	610	963	0.64 ≤ 1.0

表-15 改良体の許容圧縮応力と鉛直応力の比較

検討位置	鉛直応力度 (kN/m <sup>2</sup> )	許容圧縮応力度 (kN/m <sup>2</sup> )	検定比
A/11通り	642	1000	0.65 ≤ 1.0

表-16 改良体の許容せん断応力度とせん断応力の比較

検討位置	せん断応力 (kN/m <sup>2</sup> )	許容せん断応力度 (kN/m <sup>2</sup> )	検定比
A/11通り	336	351	0.96 ≤ 1.0

4. 保有水平耐力の検討

必要保有水平耐力 ( $Q_{un}$ ) に対して、保有水平耐力 ( $Q_u$ ) が上回っていることを確認する。

各層の保有水平耐力は、建築基準法・同施行令及び平成 19 年国土交通省告示第 594 号に基づき算出する。各層の必要保有水平耐力と保有水平耐力の算定結果を表-17 に示す。

これより、焼却炉建屋は必要保有水平耐力の 1.644 倍以上の保有水平耐力を有していることを確認した。

表-17 必要保有水平耐力と保有水平耐力の比較

(1) EW 方向 (長辺)

O.P. (m)	必要保有水平耐力 $Q_{un}$ (kN)	保有水平耐力 $Q_u$ (kN)	$\frac{Q_u}{Q_{un}}^*$
44.3~48.8	27805.2	54894.9	1.974
38.3~44.3	68805.8	135840.8	1.974
30.8~38.3	108122.4	213462.2	1.974
23.25~30.8	138698.8	273828.1	1.974

(2) NS 方向 (短辺)

O.P. (m)	必要保有水平耐力 $Q_{un}$ (kN)	保有水平耐力 $Q_u$ (kN)	$\frac{Q_u}{Q_{un}}^*$
44.3~48.8	27805.2	45715.7	1.644
38.3~44.3	68805.8	113126.4	1.644
30.8~38.3	108122.4	177768.5	1.644
23.25~30.8	138698.8	228040.4	1.644

注記\*：安全余裕

以上のことから、焼却炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。



安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面

1. 安全避難通路の設置方針

焼却炉建屋には、廃棄物の分別、焼却炉運転及び定期的な放射線測定、建物及び建物内の巡視点検のための出入りを行うことから、建築基準法及び関係法令並びに消防法及び関係法令に基づく安全避難通路を設定する。

避難経路を、図－ 1 に示す。

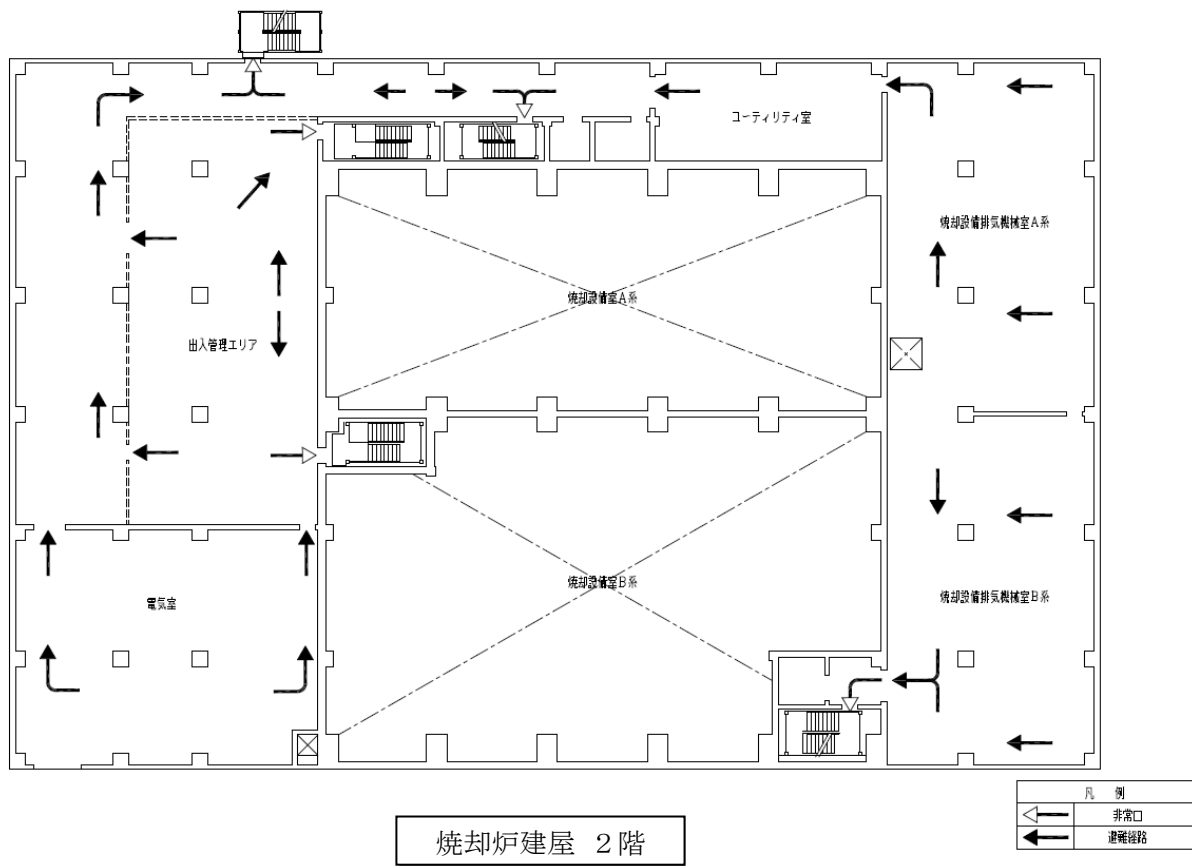
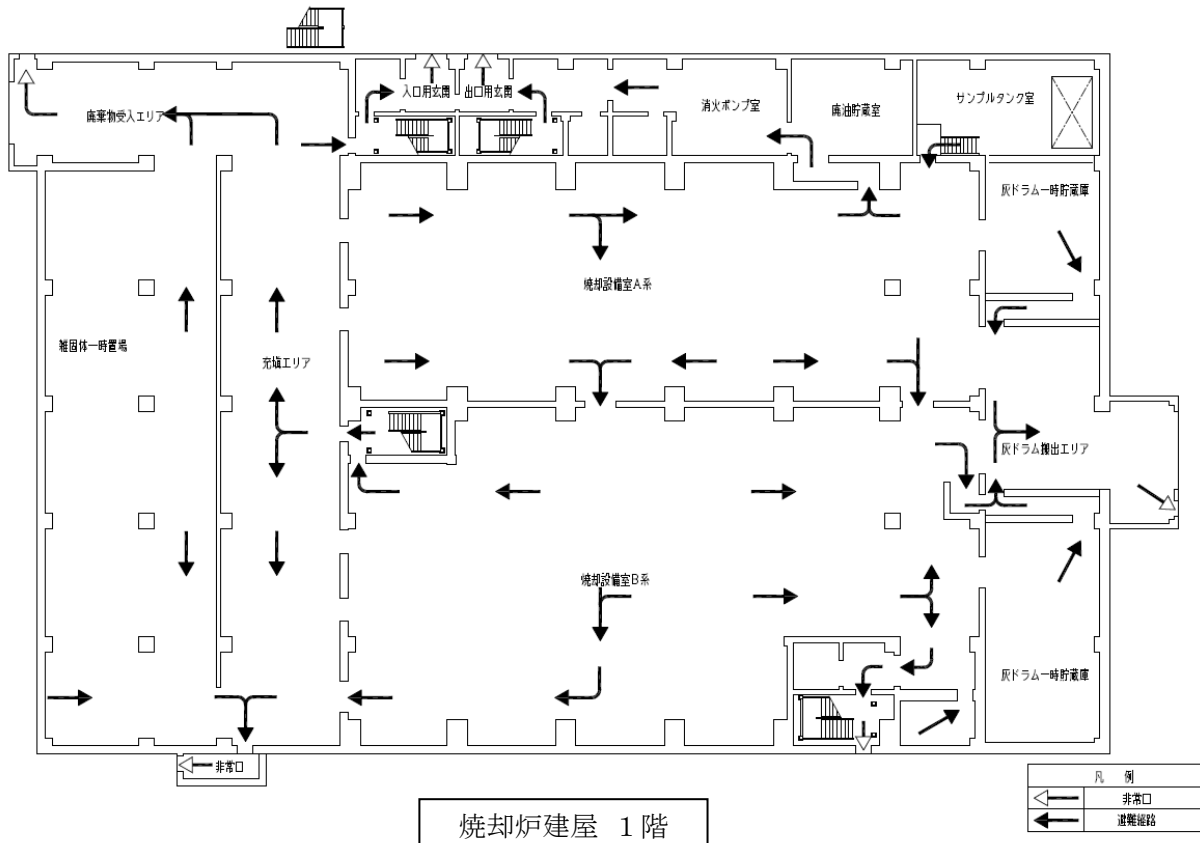
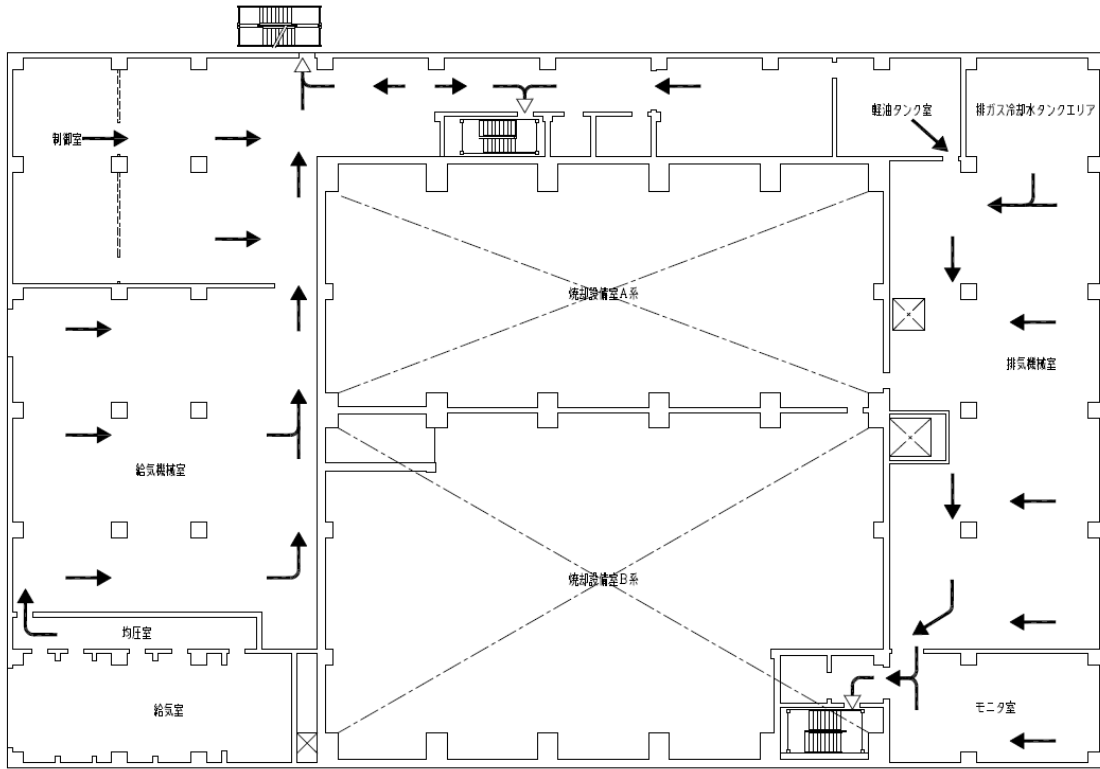
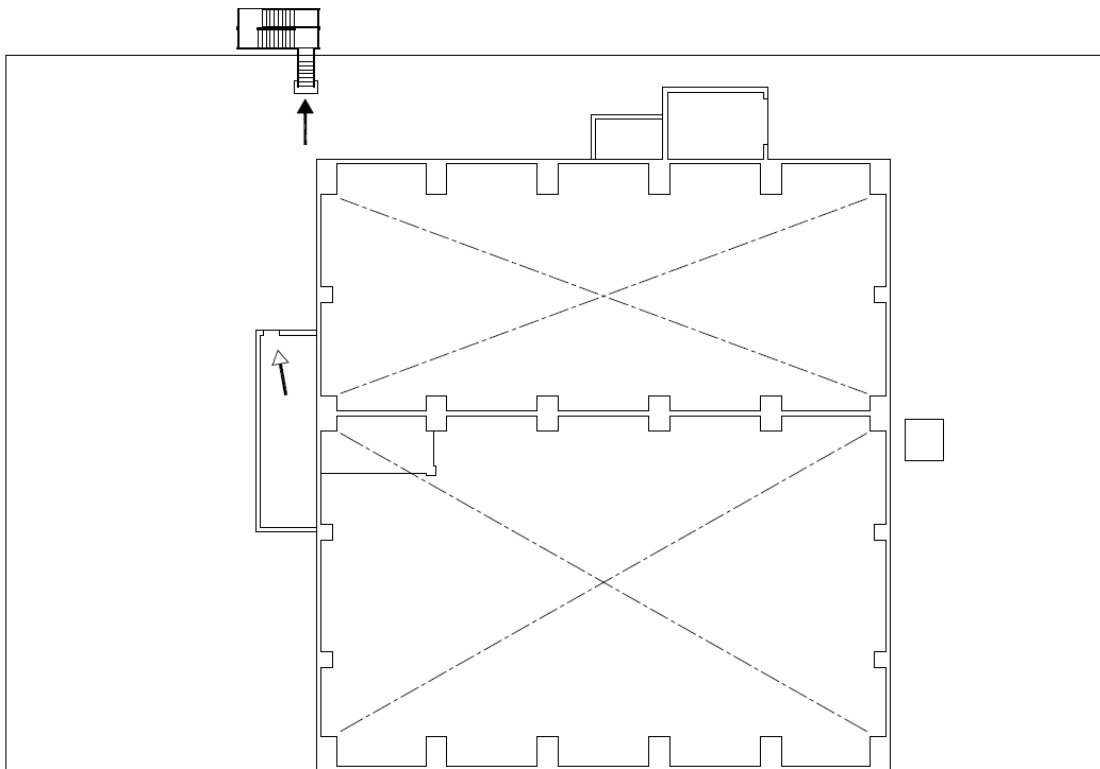


図-1 安全避難通路を明示した図面 (1 / 2)



焼却炉建屋 3階

凡 例	
◀	非常口
➡	避難経路



焼却炉建屋 屋上階

凡 例	
◀	非常口
➡	避難経路

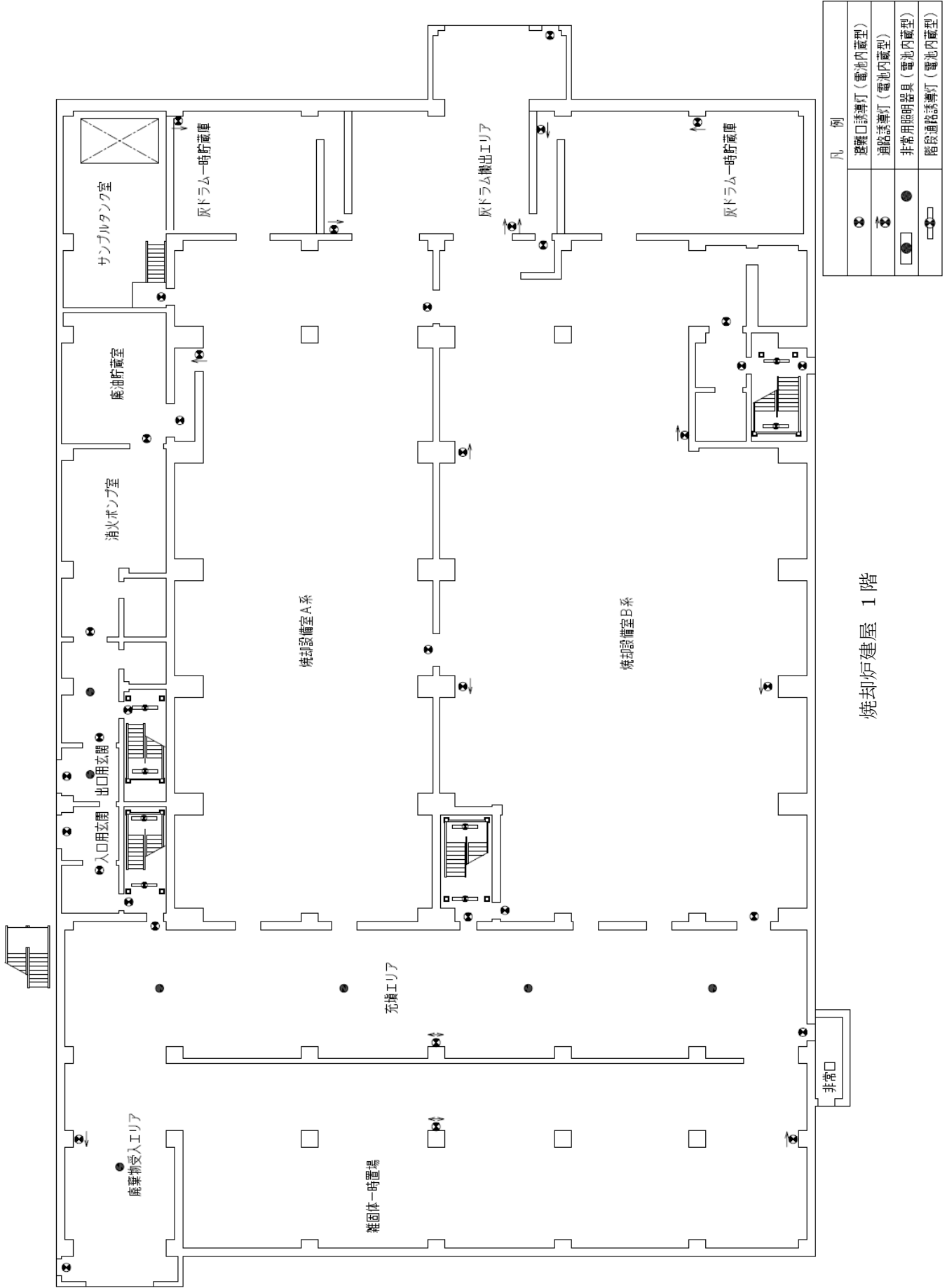
図-1 安全避難通路を明示した図面 (2 / 2)

非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面

1. 非常用照明の設置方針

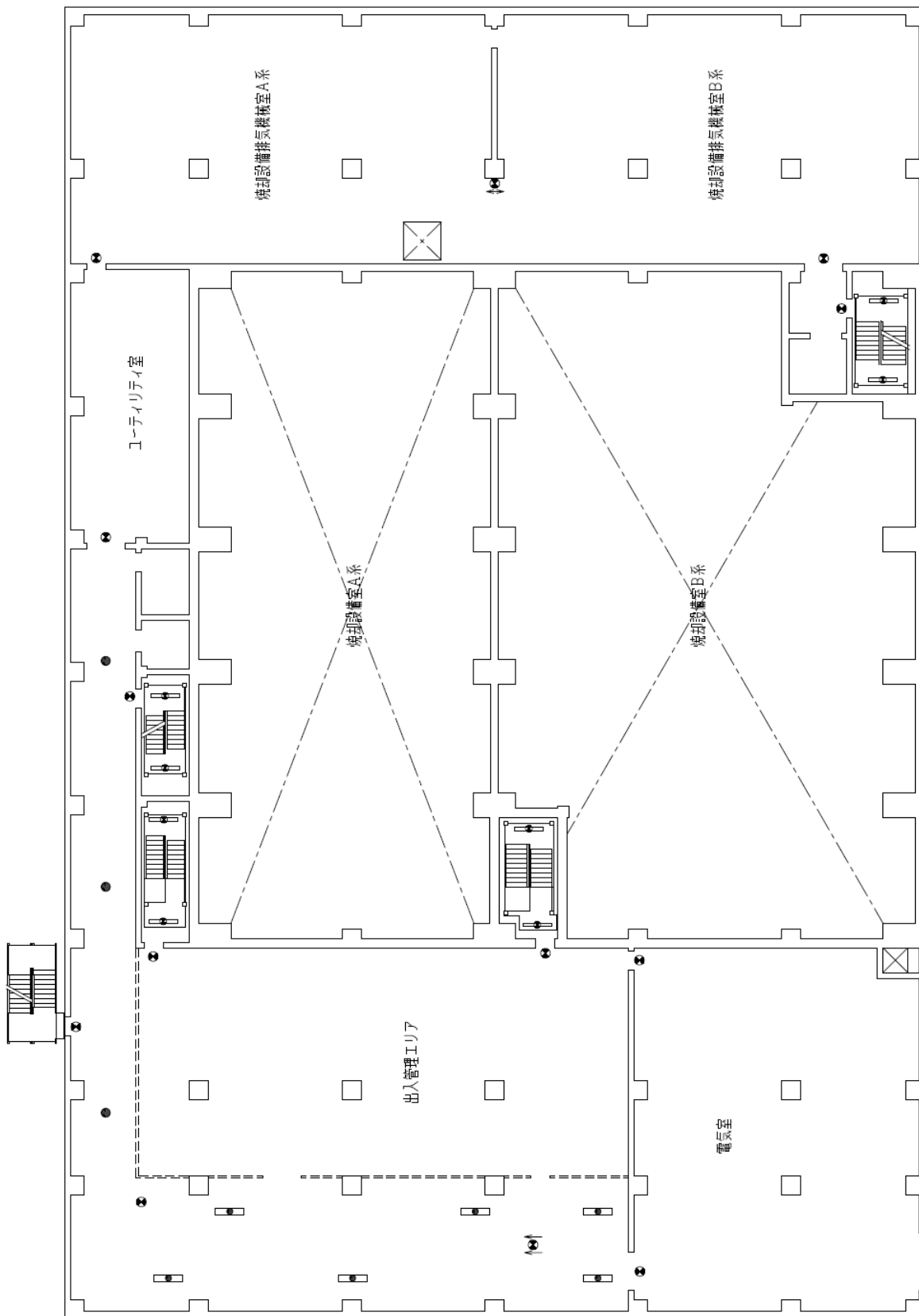
焼却炉建屋には、廃棄物の分別、焼却炉運転及び定期的な放射線測定、建物及び建物内の巡視点検のための出入りを行うことから、建築基準法及び関係法令に基づく非常用の照明装置、並びに消防法及び関係法令に基づく誘導灯を設置する。

非常用照明の取付箇所について、図－1に示す。



焼却炉建屋 1階

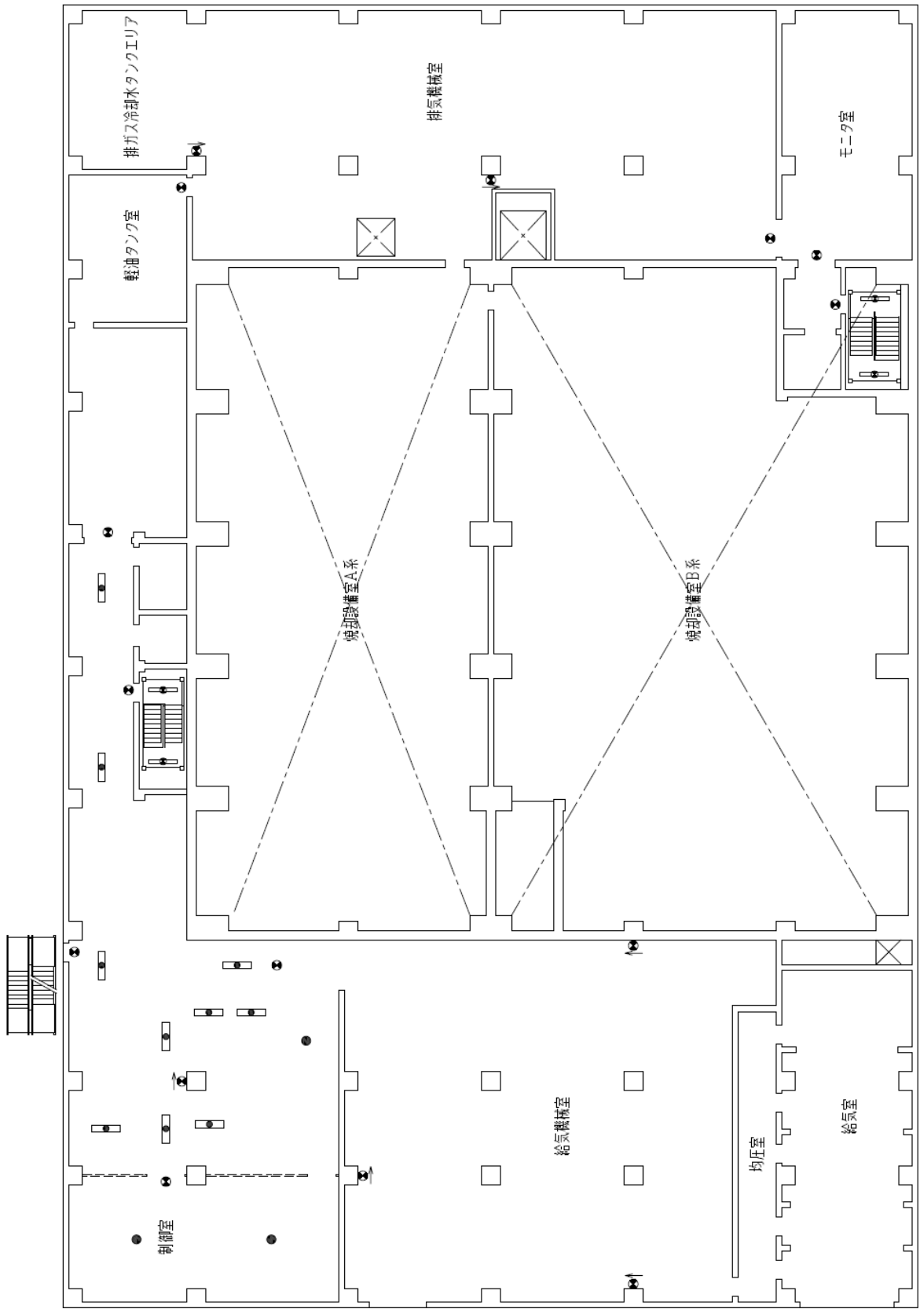
図一1 非常用照明の取付箇所を明示した図面 (1 / 4)



凡 例	
	避難口誘導灯 (電池内蔵型)
	通路誘導灯 (電池内蔵型)
	非常用照明器具 (電池内蔵型)
	階段通路誘導灯 (電池内蔵型)

焼却炉建屋 2階

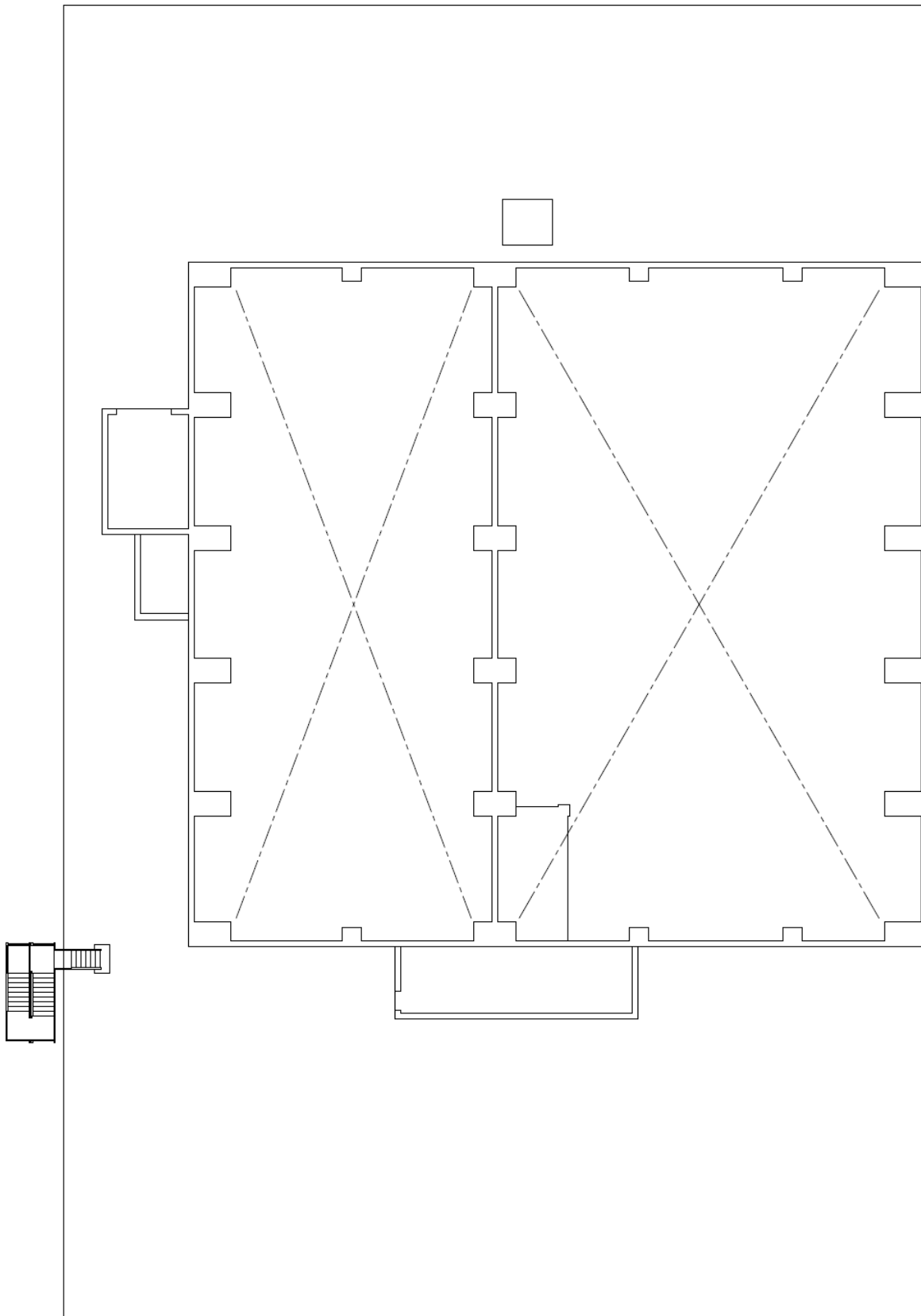
図一1 非常用照明の取付箇所を明示した図面 (2 / 4)



凡 例	
⊗	避難口誘導灯 (電池内蔵型)
⊕	通路誘導灯 (電池内蔵型)
●	非常用照明器具 (電池内蔵型)
□	階段通路誘導灯 (電池内蔵型)

焼却炉建屋 3階

図一1 非常用照明の取付箇所を明示した図面 (3 / 4)



凡 例	
●	避難口誘導灯 (電池内蔵型)
○	通路誘導灯 (電池内蔵型)
□	非常用照明器具 (電池内蔵型)
□	階段通路誘導灯 (電池内蔵型)

焼却炉建屋 屋上階

図-1 非常用照明の取付箇所を明示した図面 (4 / 4)



火災防護に関する説明書並びに消火設備の取付箇所を明示した図面

## 1. 火災防護に関する基本方針

雑固体廃棄物焼却設備（以下、「本設備」という。）は、火災により安全性が損なわれることを防止するために、火災の発生防止対策、火災の検知及び消火対策、火災の影響の軽減対策の3方策を適切に組み合わせた措置を講じる。

## 2. 火災の発生防止

## 2.1 不燃性材料，難燃性材料の使用

本設備では、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。

## 2.2 発火性，引火性材料の予防措置

通常運転時のもとより、異常状態においても火災の発生を防止するための予防措置を講じる。

発火性又は引火性液体を内包する設備については、溶接構造，シール構造等とし、液面監視等により、漏えいの早期発見を図る。また、その内蔵量を運転上の要求に見合う最低量に抑える設計とする。

## 2.3 自然現象による火災発生防止

本設備の構築物，系統及び機器は、落雷，地震等の自然現象により火災が生じることがないように防護した設計とし、建築基準法に従い避雷設備を設置する。

本設備は「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18年9月19日）（以下、「耐震設計審査指針」という。）に従い設計を行い、破壊又は倒壊を防ぐことにより、火災発生を防止する設計とする。

## 3. 火災の検知及び消火

## 3.1 火災検出設備及び消火設備

火災検出設備及び消火設備は、本設備に対する火災の悪影響を限定し、早期消火を行える消防法に基づいた設計とする。

消火設備は、消火栓設備及び二酸化炭素消火設備並びに消火器で構成する。消火用水の専用水源として、本設備建屋内に貯水槽を設置する。

## 3.2 自然現象に対する消火装置の性能維持

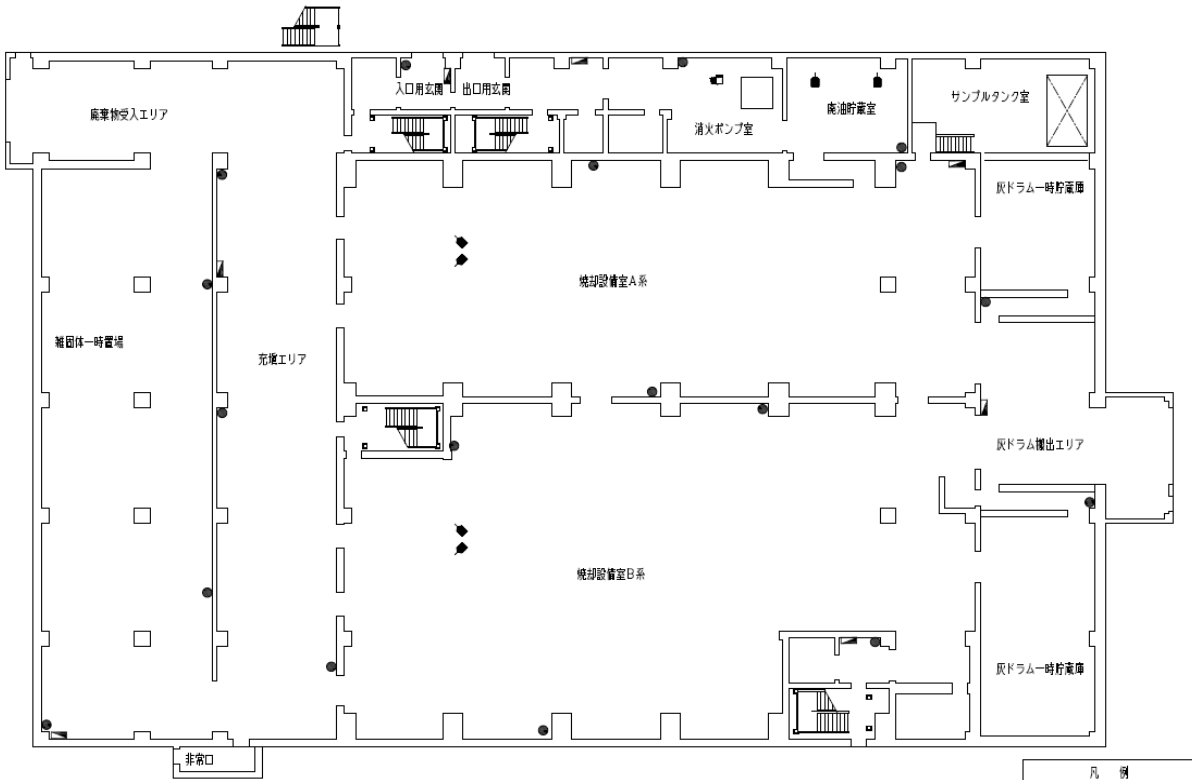
火災検出設備及び消火設備は地震等の自然現象によっても、その性能が著しく阻害されることがないように措置を講じる。消火設備は、消防法に基づいた設計とし、耐震設計は耐震設計審査指針に基づいて適切に行う。

#### 4. 火災の影響の軽減

本設備は、隣接区域の火災による影響も含めた火災の影響を軽減するため、耐火壁、隔壁、間隔及び消火設備の組み合わせにより、防火区画を設定する。

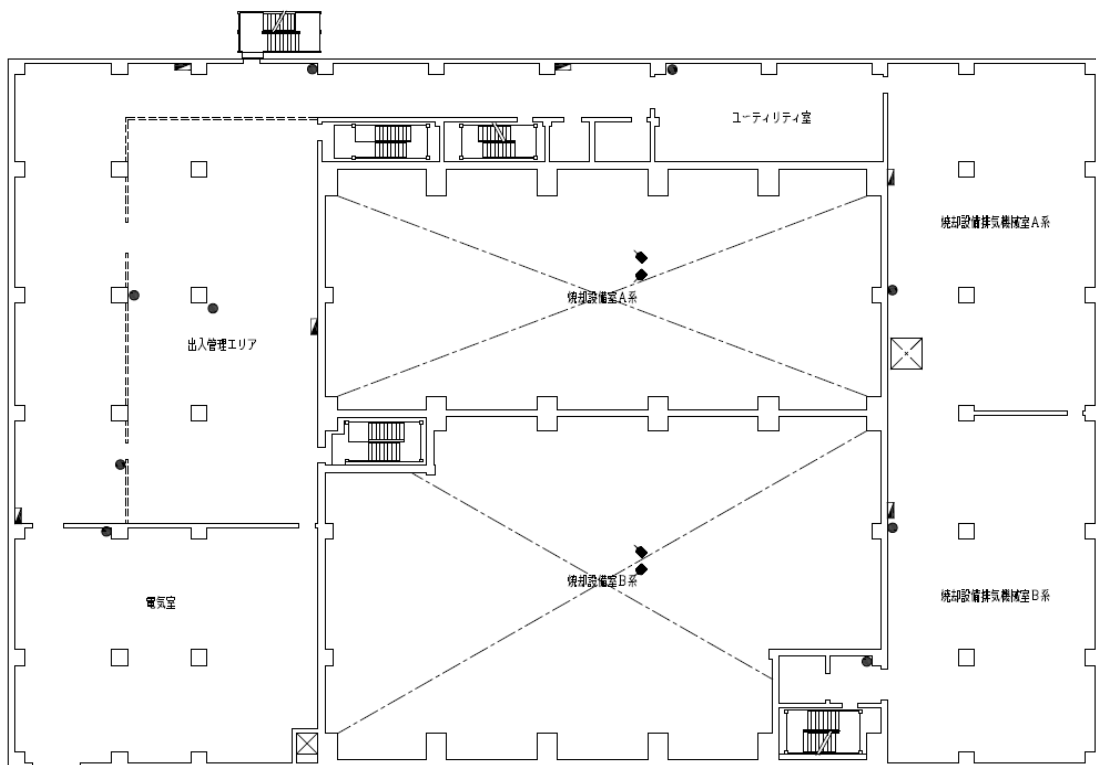
#### 5. 消火設備の取付箇所を明示した図面

消火設備の取付箇所について、図－1 に示す。



焼却炉建屋 1階

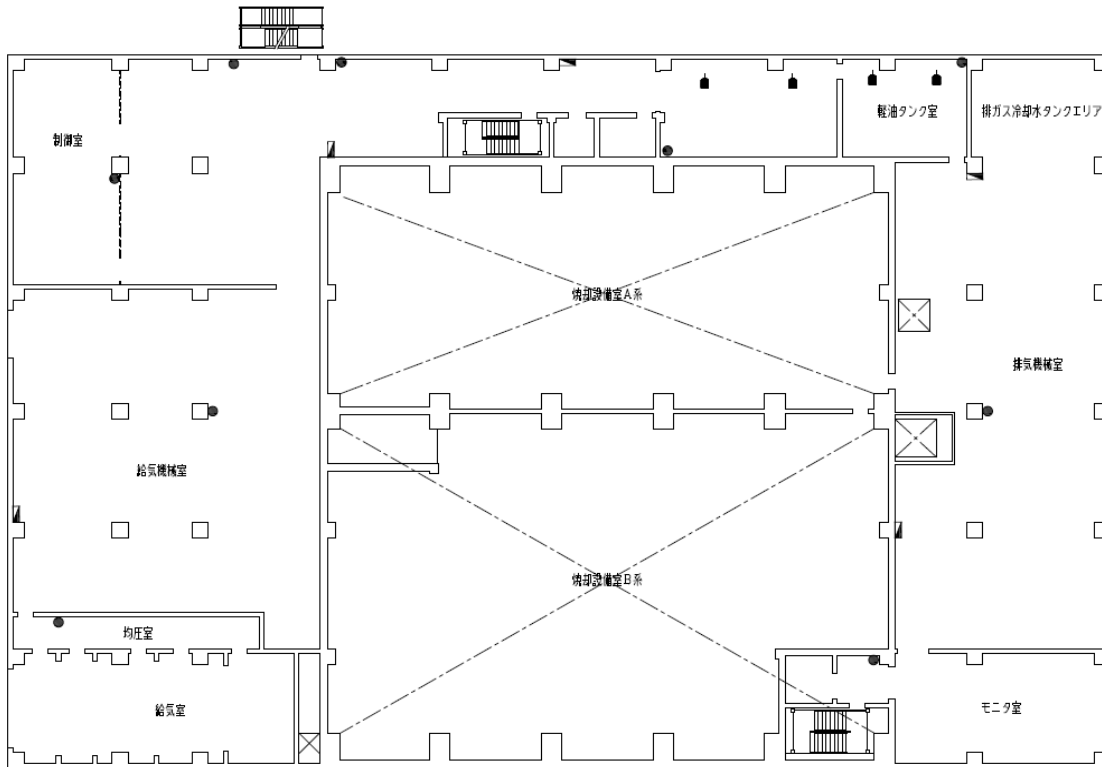
凡 例	
	屋内消火栓設備
	消火器
	二酸化炭素消火設備



焼却炉建屋 2階

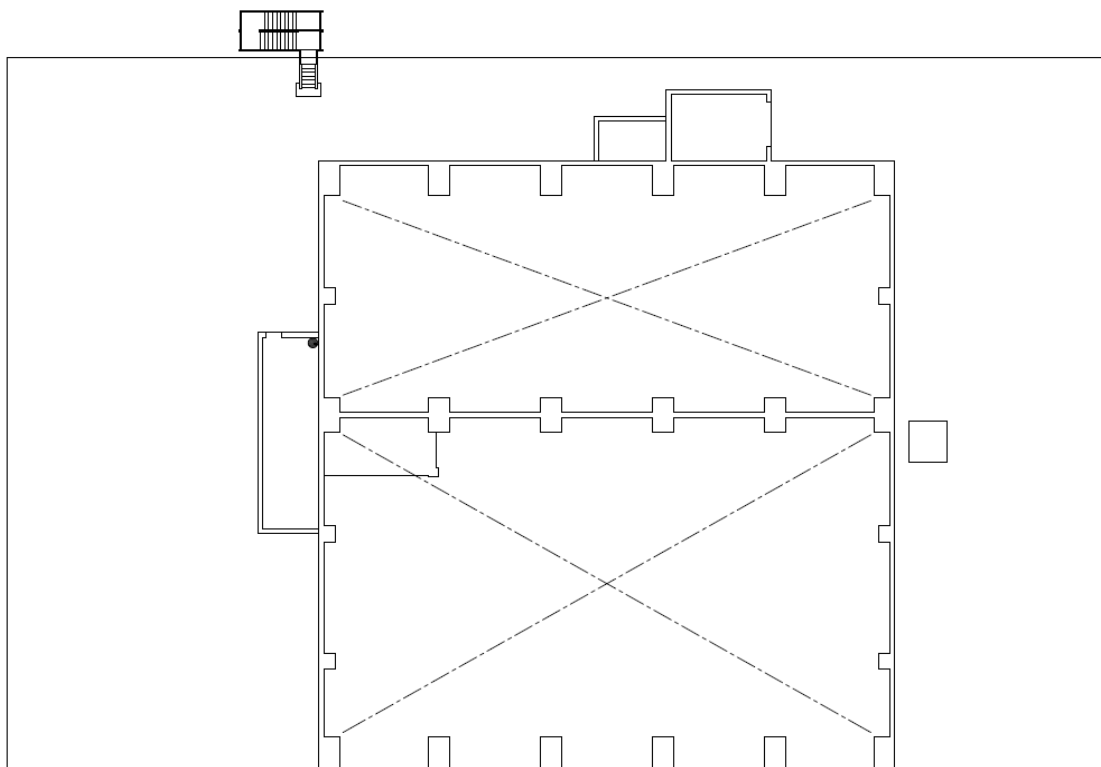
凡 例	
	屋内消火栓設備
	消火器
	二酸化炭素消火設備

図-1 消火設備の取付箇所を明示した図面 (1 / 2)



焼却炉建屋 3階

凡 例	
▲	屋内消火栓設備
●	消火器
■	二酸化炭素消火設備



焼却炉建屋 屋上階

凡 例	
▲	屋内消火栓設備
●	消火器
■	二酸化炭素消火設備

図-1 消火設備の取付箇所を明示した図面 (2 / 2)

生体遮へい装置の放射線の遮へい及び熱除去についての計算書

## 1. 一般事項

本計算書は、焼却炉建屋における生体遮へい装置（以下、「補助遮へい」という。）の放射線の遮へい及び熱除去に関する評価について説明するものである。

## 1.1 遮へい設計評価の基本方針

雑固体廃棄物焼却設備は、建屋躯体を用いた補助遮へいで区画し、その補助遮へいの厚さに対し、雑固体廃棄物焼却設備の各線源からの線量率計算結果が、外部放射線に係る設計基準線量率  $2.6 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$  以下を満足していることを確認することにより、遮へい設計が十分であるものと評価する。

## 1.2 遮へい設計の設計基準線量率

通常運転時、放射線業務従事者の受ける線量が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（経済産業省告示第187号）に定めた線量限度を超えないようにするとともに、放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減するように、放射線防護上の措置を講じた設計とする。遮へい設計に際しては、焼却設備の各線源からの外部放射線に係る線量率が、設計基準線量率  $2.6 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$  以下を満足する設計とする。

## 1.3 遮へい設計の方法

焼却炉建屋の補助遮へいの設計方法は、以下のとおりである。

- (1) 線源となる雑固体廃棄物、焼却灰は、原則としてコンクリートの遮へい壁で囲まれた区画に収容する。
- (2) 焼却炉建屋の通常運転時に予想される線源強度で、実効線量率が最大となる時の線源強度を計算する。
- (3) 遮へい計算は、対象となる線源の線源強度および幾何学的形状を勘案して適切な計算機コードを選択し、機器配置を考慮して補助遮へい外側表面の線量率を計算する。

#### 1.4 遮へい設計の前提条件

補助遮へいの遮へい設計に用いる前提条件は、以下のとおりである。

- (1) コンクリートの密度は  $2.15\text{g}/\text{cm}^3$  とする。
- (2) 遮へい計算に用いる壁の厚さは、公称値からマイナス側許容差 (5mm) を引いた値を用いる。
- (3) 計算モデル化に際しては、保守的な評価となるようにする。

#### 1.5 熱除去に関する設計

焼却炉建屋の補助遮へいは、取り扱われるものが雑固体廃棄物、焼却灰であることから、コンクリート壁に入射するガンマ線エネルギー束が低いので、コンクリート壁での発熱量は小さく、また建屋内は換気空調設備で熱除去される。

#### 2. 補助遮へいの計算に用いる線源強度

焼却炉建屋における補助遮へいの対象となる線源は、雑固体廃棄物、焼却灰である。各線源は滞留水を汚染起源と仮定し、表-1に示す核種、放射能濃度を内包しているとする。なお、各線源のガンマ線源強度の計算は ORIGIN2 コードにより行う。

表-1 遮へい計算に用いる各線源の放射能濃度

核種	放射能濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )	
	雑固体廃棄物	焼却灰
Mn-54	5.4E+00	4.0E+02
Co-58	2.5E-02	1.9E+00
Co-60	1.5E+01	1.1E+03
Sr-89	2.1E-01	1.6E+01
Sr-90	1.3E+03	9.9E+04
Ru-103	1.9E-04	1.4E-02
Ru-106	5.0E+01	3.7E+03
Sb-124	2.8E-02	2.1E+00
Sb-125	4.7E+01	3.5E+03
I-131	5.1E-25	3.8E-23
Cs-134	4.6E+02	3.4E+04
Cs-136	3.4E-17	2.5E-15
Cs-137	1.3E+03	9.4E+04
Ba-140	2.1E-15	1.6E-13
合計	3.2E+03	2.4E+05

### 3. 補助遮へい計算

#### 3.1 計算方法

焼却炉建屋の遮へい計算には、計算機コード「QAD」を用いる。計算機コードの主な入力条件は以下の項目である。

- ・線源の放射能濃度
- ・線源のエネルギースペクトル
- ・線源形状
- ・遮へい厚さ
- ・線源からの距離
- ・遮へい体の物質の指定

#### 3.2 線量率計算

補助遮へい外側表面の線量率計算は、3.1に示した入力条件を計算機コードに入力して行う。

##### 3.2.1 線量率計算モデル

線量率の評価位置は、線源強度および遮へい厚さが異なる代表的な壁および天井スラブの外側表面において線量率が最大になる箇所とする。

図-1～4の計算配置図に焼却炉建屋の線源配置と個数および評価点位置を示す。

##### (1) 雑固体一時置場の計算モデル

雑固体一時置場で取り扱う雑固体廃棄物コンテナの数量は最大で352個相当であるが、解析における線源形状・寸法は保守的に雑固体廃棄物コンテナが24行×4列×4段とし、各雑固体廃棄物コンテナ間の空間も全て線源とした直方体線源とする。線源の放射能濃度は、表-1に示した放射能濃度とする。

##### a. 雑固体一時置場の西壁（壁厚 500mm）

雑固体一時置場の西壁外側表面（評価点①）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法、壁の厚さ、評価点の位置を図-5に示す。

線源から壁までの距離は、設計距離より短い安全側の条件として0mmとする。評価点位置は、線量率が最大となる位置とする。

##### b. 雑固体一時置場の天井スラブ（スラブ厚 500mm）

雑固体一時置場の天井スラブ外側表面（評価点②）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法、スラブの厚さ、評価点の位置を図-6に示す。

線源から天井スラブまでの距離は、設計距離より短い安全側の条件として2000mmとす

る。評価点位置は、線量率が最大となる位置とする。

## (2) 自動倉庫 A の計算モデル

焼却設備室 A 系に設置する自動倉庫 A に保管する雑固体廃棄物パレットの数量は最大で 152 個相当であるが、解析における線源形状・寸法は保守的に雑固体廃棄物パレットを 6 行×2 列×13 段とし、各雑固体廃棄物パレット間の空間も全て線源とした直方体線源とする。線源の放射能濃度は、表-1 に示した放射能濃度とする。

なお、自動倉庫 B については、線源設定は同じものの、壁までの距離が同等以上であるため、自動倉庫 A の評価に包含される。

### a. 自動倉庫 A 北壁 (壁厚 500mm)

自動倉庫 A の北壁外側表面 (評価点③) の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法、壁の厚さ、評価点の位置を図-7 に示す。

線源から壁までの距離は、設計距離より短い安全側の条件として 3000mm とする。評価点位置は、線量率が最大となる位置とする。

### b. 自動倉庫 A 西壁 (壁厚 500mm)

自動倉庫 A の西壁外側表面 (評価点④) の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法、壁の厚さ、評価点の位置を図-8 に示す。

線源から壁までの距離は、設計距離より短い安全側の条件として 0mm とする。評価点位置は、線量率が最大となる位置とする。

### c. 自動倉庫 A 西壁 (壁厚 300mm)

自動倉庫 A の西壁外側表面 (評価点⑤) の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法、壁の厚さ、評価点の位置を図-9 に示す。

線源から壁までの距離は、設計距離より短い安全側の条件として 2500mm とする。評価点位置は、屋上階において線量率が最大となる位置とする。

## (3) 灰ドラム一時貯蔵庫 (南) の計算モデル

灰ドラム一時貯蔵庫 (南) で取り扱う灰ドラム缶の数量は最大で 88 本相当であるが、解析における線源形状・寸法は保守的に灰ドラム缶を 16 行×6 列×1 段とし、各灰ドラム缶間の空間も全て線源とした直方体線源とする。線源の放射能濃度は、表-1 に示した放射能濃度とする。

なお、灰ドラム一時貯蔵庫 (北) については、上述の灰ドラム一時貯蔵庫 (南) と比較すると、壁の厚さは同じものの、図-1 に示すように灰ドラム缶の仮置き数量が最大 52 本相当であり、灰ドラム一時貯蔵庫 (南) より 36 本ドラム缶本数が少ないので、灰ド



ラム一時貯蔵庫（南）の評価に包含される。

a. 灰ドラム一時貯蔵庫（南）東壁（壁厚 700mm）

灰ドラム一時貯蔵庫（南）の東壁外側表面（評価点⑥）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法，壁の厚さ，評価点の位置を図-10に示す。

線源から壁までの距離は，設計距離より短い安全側の条件として 500mm とする。評価点位置は，線量率が最大となる位置とする。

b. 灰ドラム一時貯蔵庫（南）の天井スラブ

（1階スラブ厚 450mm，屋上スラブ厚 300mm）

灰ドラム一時貯蔵庫（南）の天井スラブ外側表面（評価点⑦）の線量率の計算に用いる線源の形状・寸法，スラブの厚さ，評価点の位置を図-11に示す。

線源から1階天井スラブまでの距離，1階天井スラブから屋上天井スラブまでの距離は，設計距離より短い安全側の条件としてそれぞれ 6000mm，13000mm とする。なお，2階天井スラブについては，遮へい要求はないため，保守的に遮へい効果を考慮しないものとする。評価点位置は，線量率が最大となる位置とする。

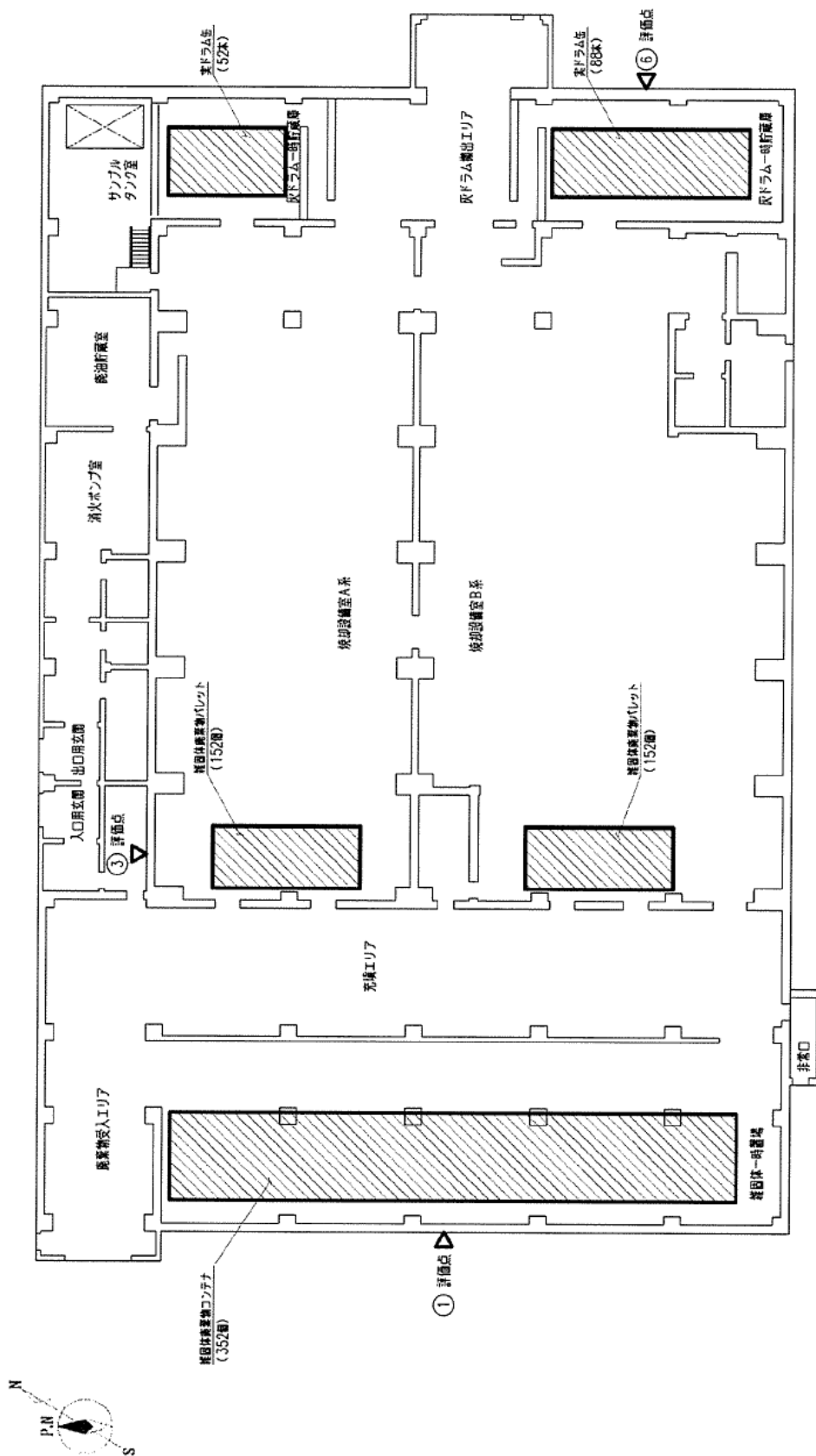
### 3.2.2 線量率計算結果

線量率の計算結果を表-2に示す。

補助遮へい外側表面の線量率は，いずれのエリアも設計基準線量率  $2.6 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$  以下を満足することを確認した。

表-2 線量率の計算結果

評価点	評価箇所	線量率計算結果	設計基準線量率
①	雑固体一時置場の西壁	$1.7 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$	$2.6 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下
②	雑固体一時置場の天井スラブ	$1.6 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$	
③	自動倉庫A北壁	$1.3 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$	
④	自動倉庫A西壁	$1.7 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$	
⑤	自動倉庫A西壁	$2.1 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$	
⑥	灰ドラム一時貯蔵庫（南）東壁	$4.3 \times 10^{-4} \text{mSv/h}$	
⑦	灰ドラム一時貯蔵庫（南）の天井スラブ	$6.7 \times 10^{-5} \text{mSv/h}$	



図一1 雑固体廃棄物焼却設備の計算配置図（1階）

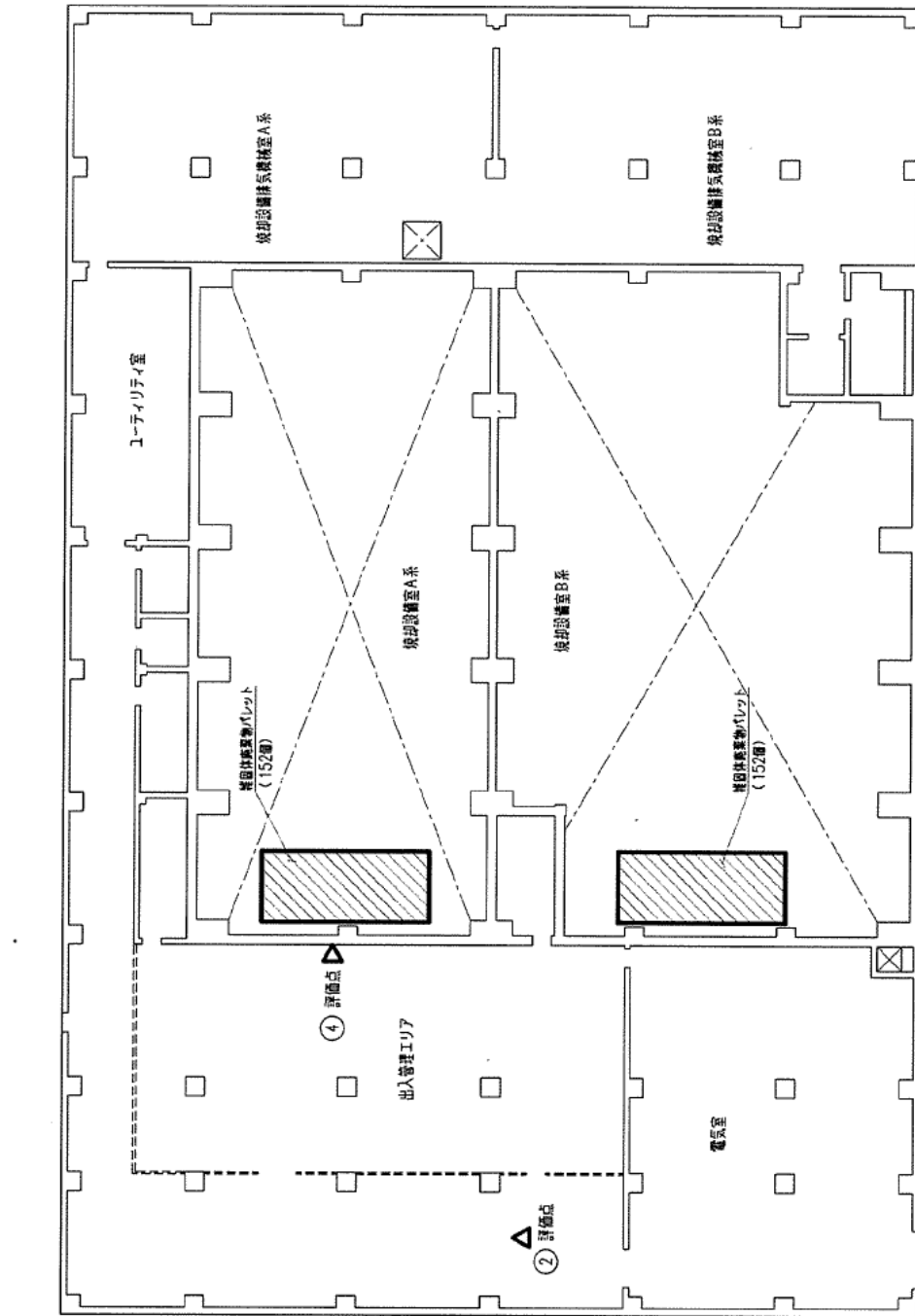
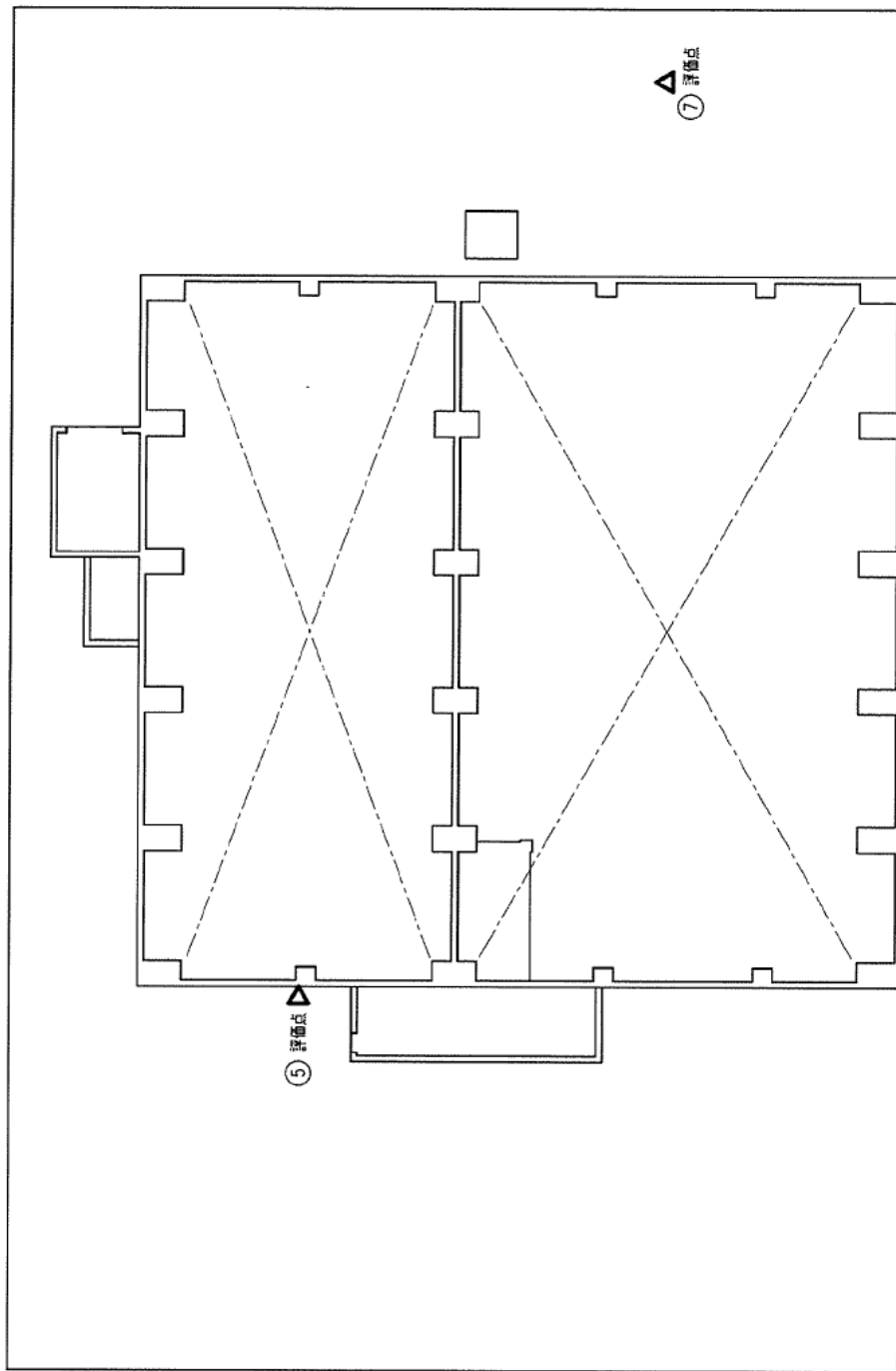


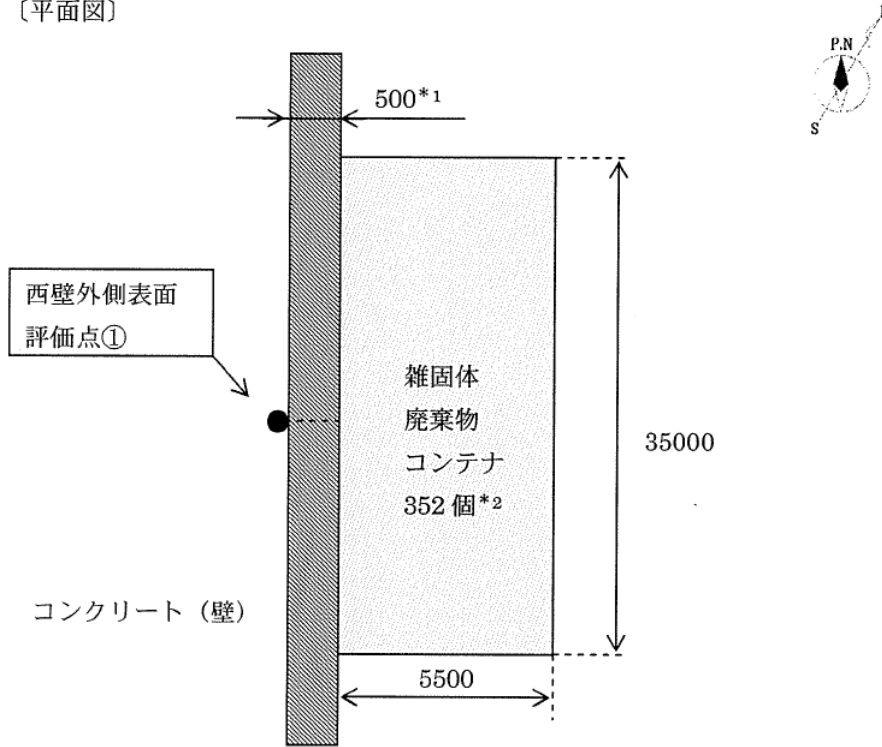
図-2 雑固体廃棄物焼却設備の計算配置図 (2階)



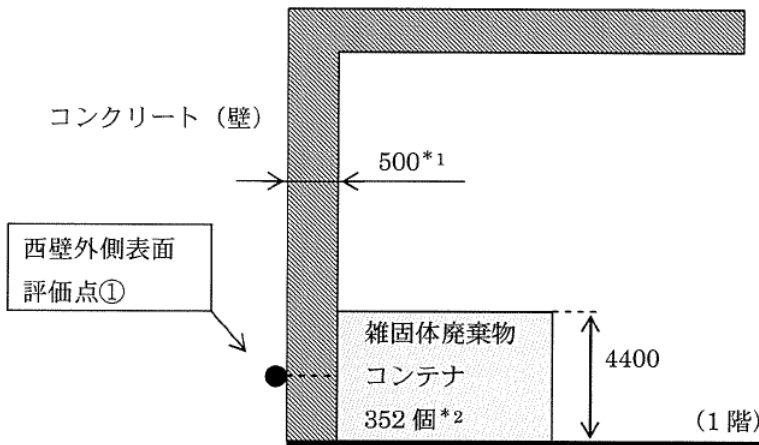


図一 4 雑固体廃棄物焼却設備の計算配置図（屋上階）

[平面図]



[立面図]



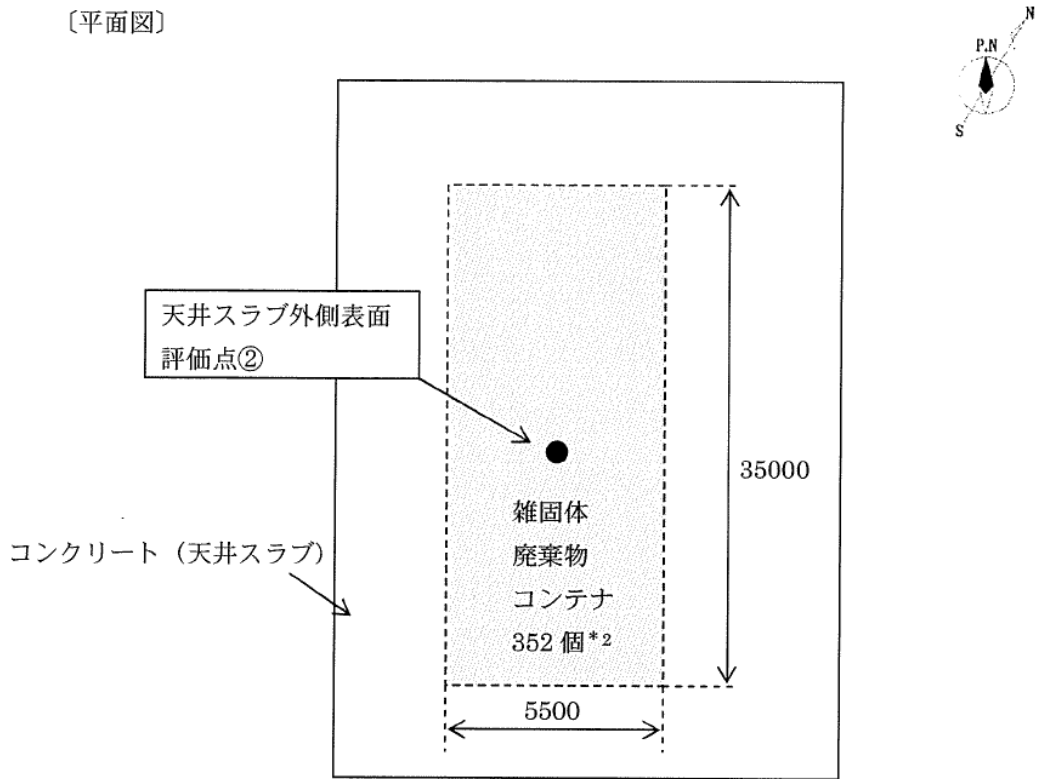
注記 \*1 : 公称値を示す

(単位:mm)

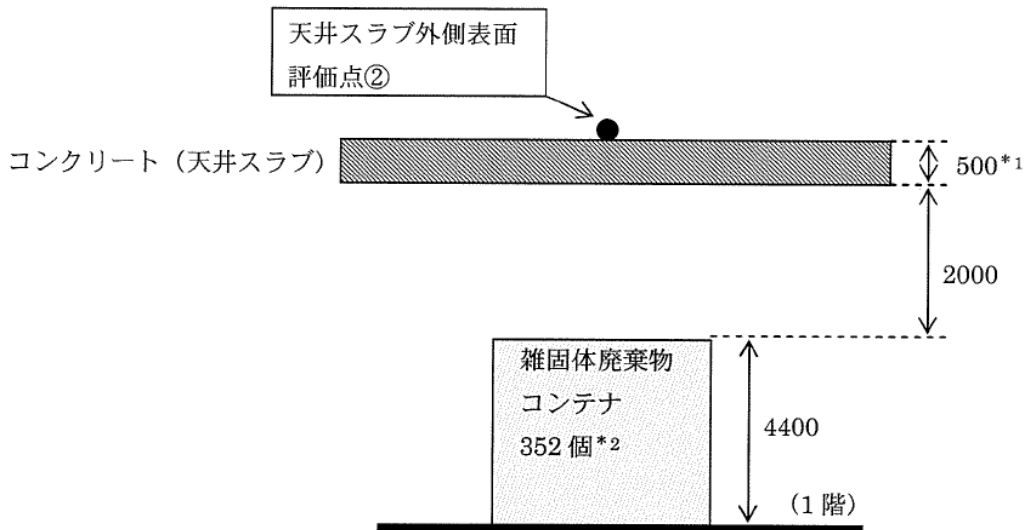
\*2 : コンテナ 24 行×4 列×4 段の配列を包含する直方体線源

図-5 雑固体一時置場の西壁外側表面の計算モデル

〔平面図〕



〔立面図〕



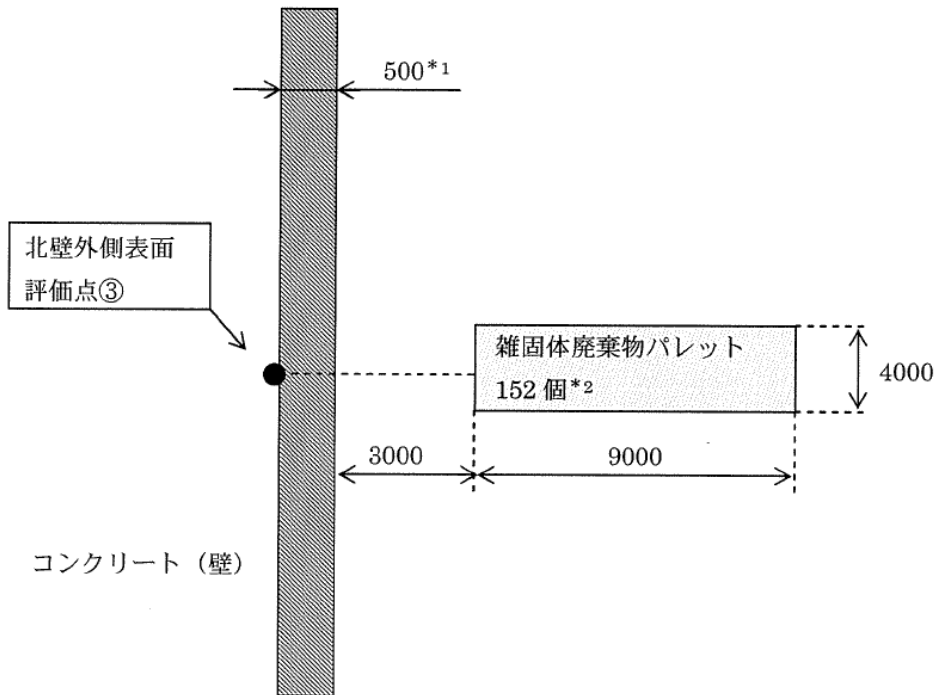
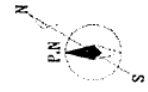
注記 \*1: 公称値を示す

\*2: コンテナ 24 行×4 列×4 段の配列を包含する直方体線源

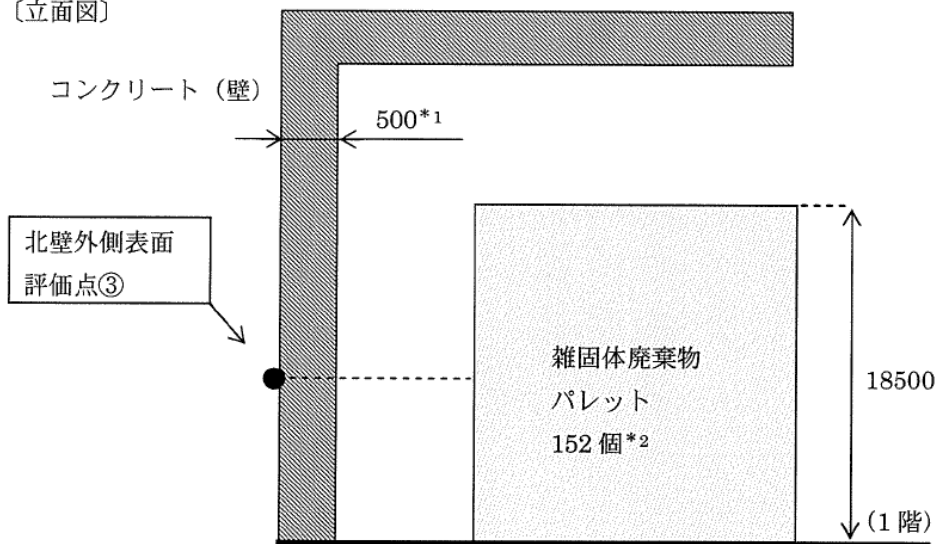
(単位: mm)

図-6 雑固体一時置場の天井スラブ外側表面の計算モデル

〔平面図〕



〔立面図〕



注記 \*1: 公称値を示す

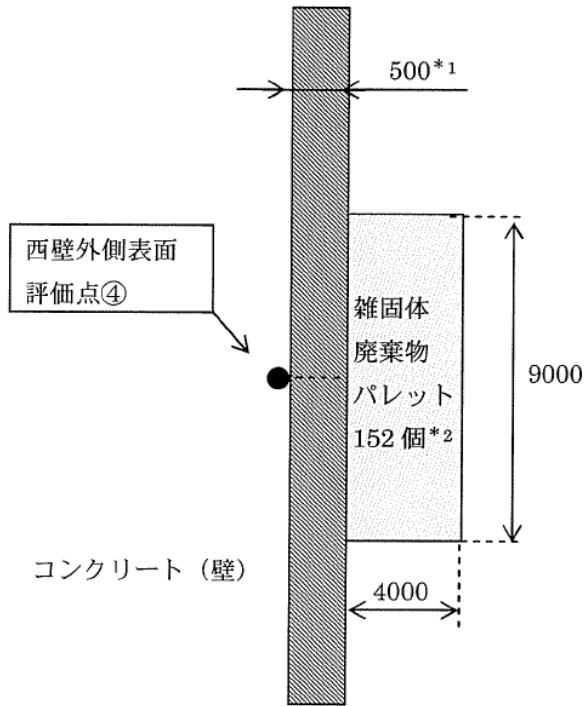
(単位: mm)

\*2: パレット 6 行×2 列×13 段の配列を包含する直方体線源

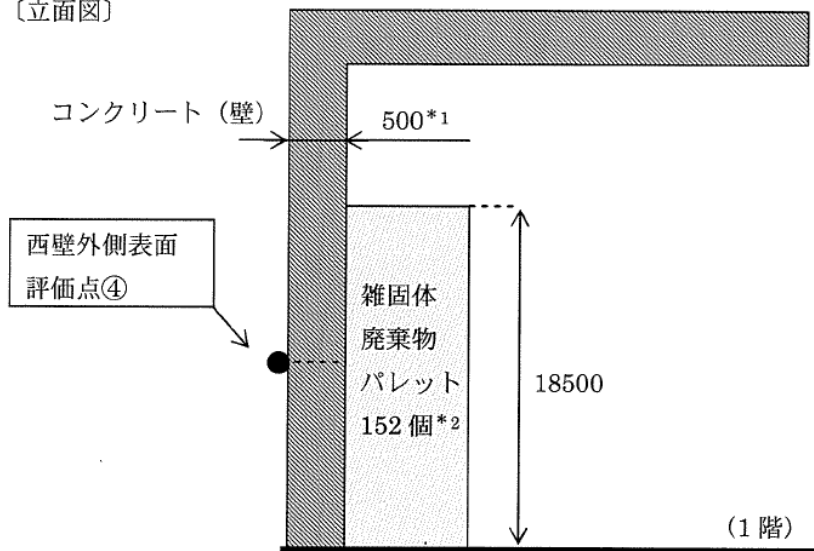
図-7 自動倉庫Aの北壁外側表面の計算モデル



〔平面図〕



〔立面図〕



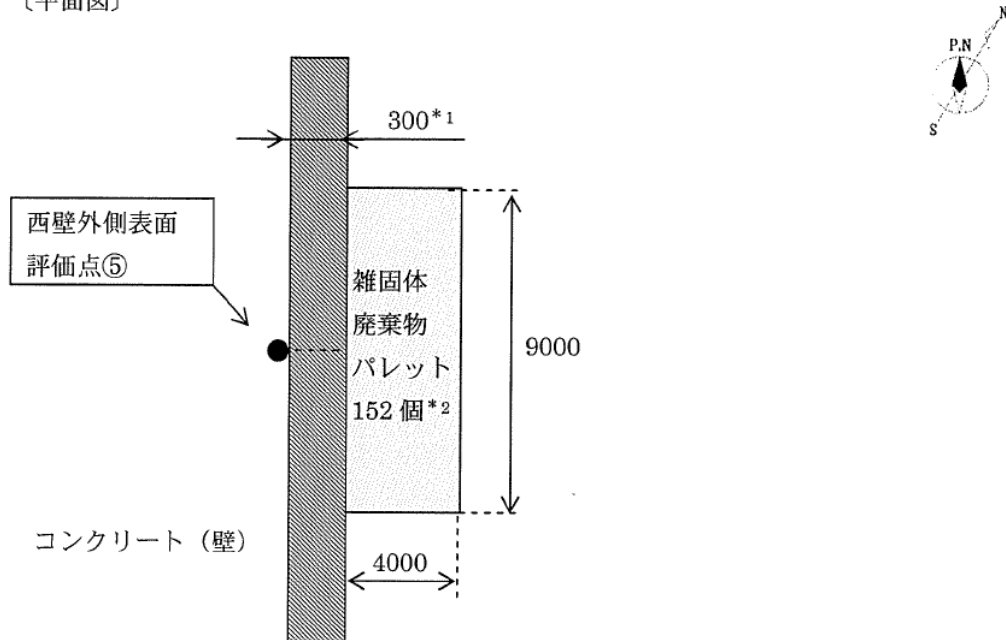
(単位: mm)

注記 \*1: 公称値を示す

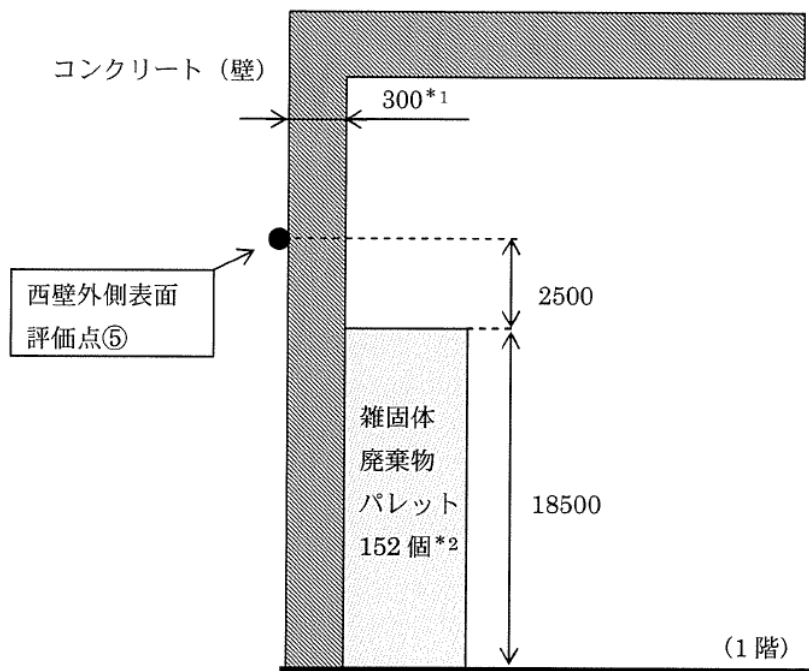
\*2: パレット 6 行×2 列×13 段の配列を包含する直方体線源

図-8 自動倉庫Aの西壁外側表面の計算モデル

〔平面図〕



〔立面図〕



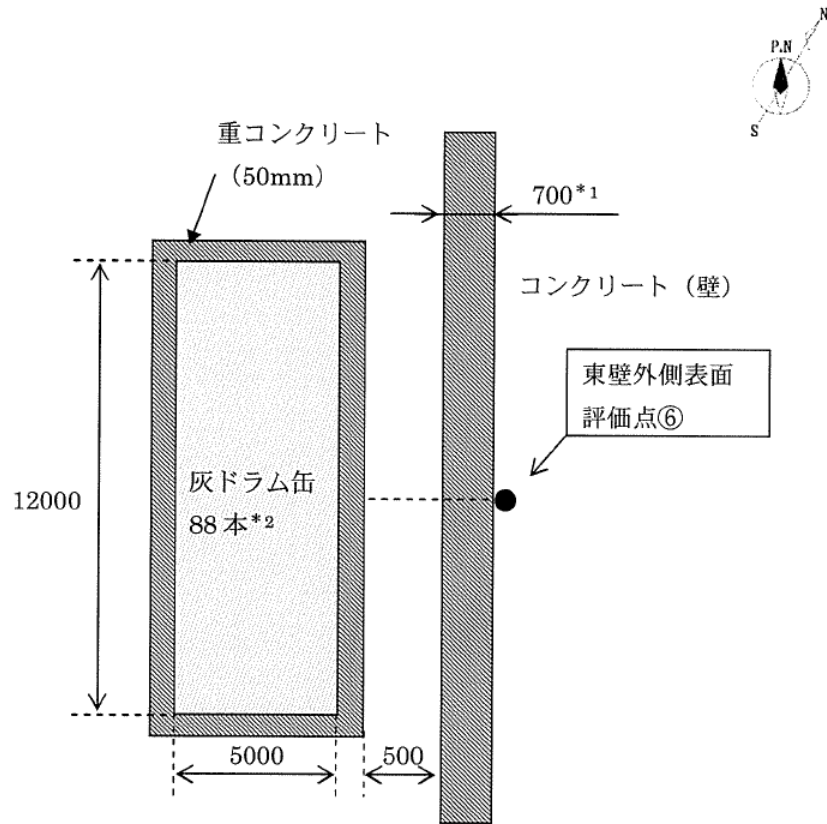
(単位: mm)

注記 \*1: 公称値を示す

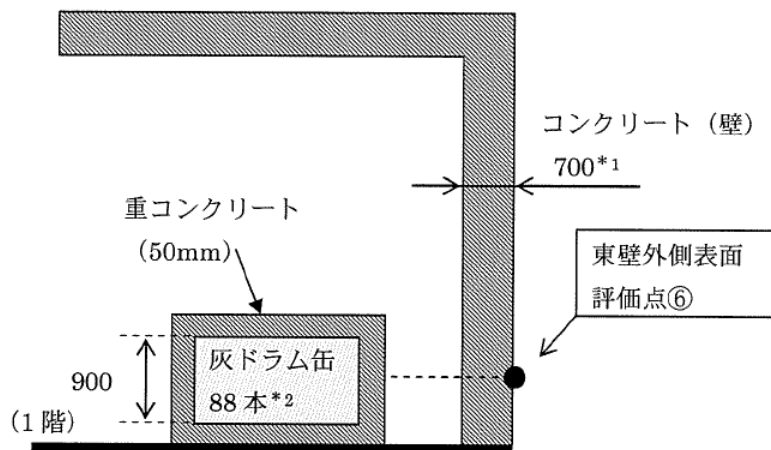
\*2: パレット6行×2列×13段の配列を包含する直方体線源

図-9 自動倉庫Aの西壁外側表面の計算モデル

〔平面図〕



〔立面図〕



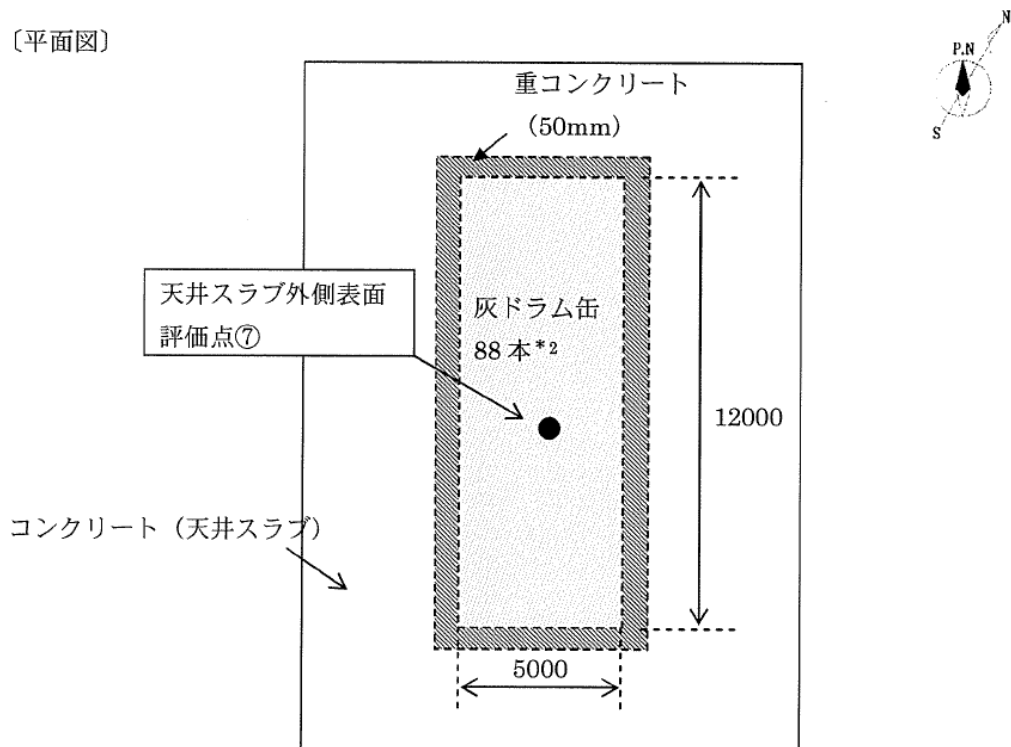
注記 \*1：公称値を示す

\*2：灰ドラム缶 16行×6列×1段の配列を包含する直方体線源

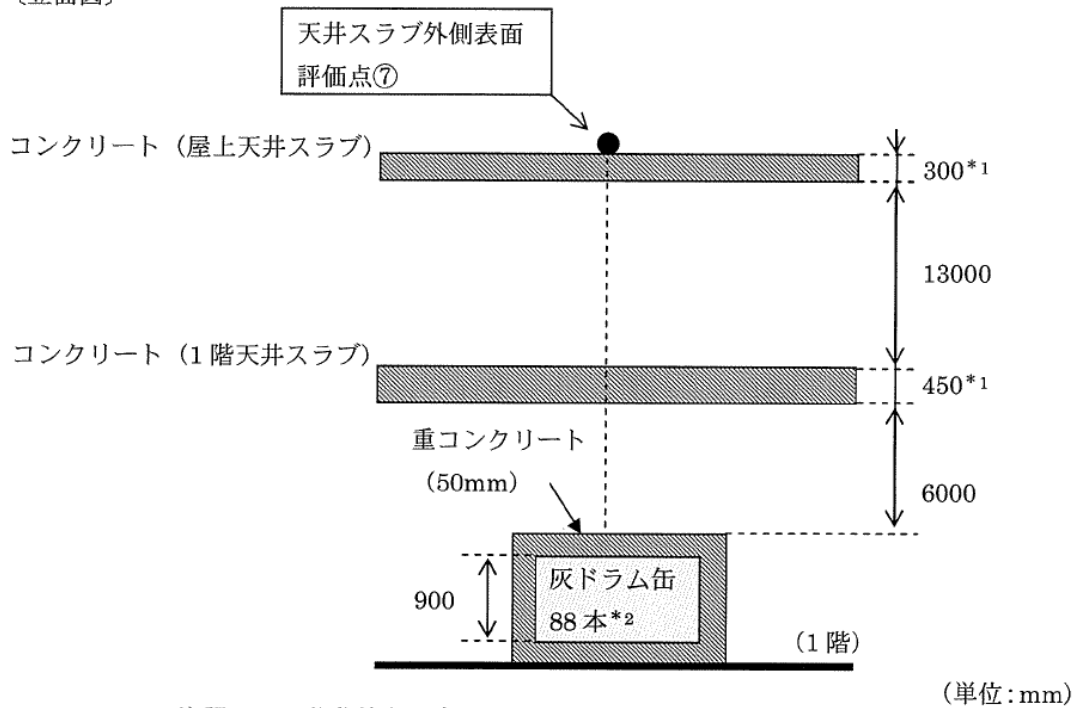
(単位：mm)

図-10 灰ドラム一時貯蔵庫(南)の東壁外側表面の計算モデル

〔平面図〕



〔立面図〕



注記 \*1: 公称値を示す

\*2: 灰ドラム缶 16行×6列×1段の配列を包含する直方体線源

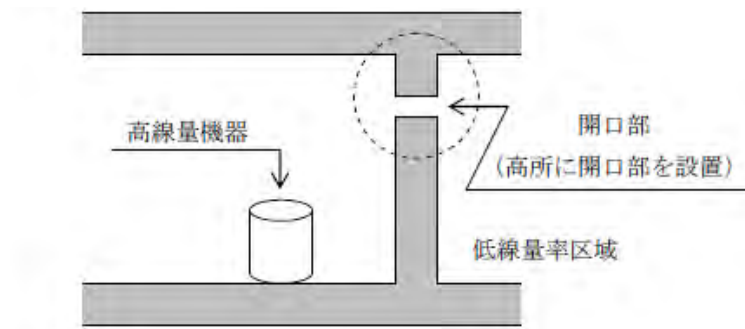
図-1.1 灰ドラム一時貯蔵庫 (南) の天井スラブ外側表面の計算モデル

#### 4. 補助遮へいの貫通部に対する考慮

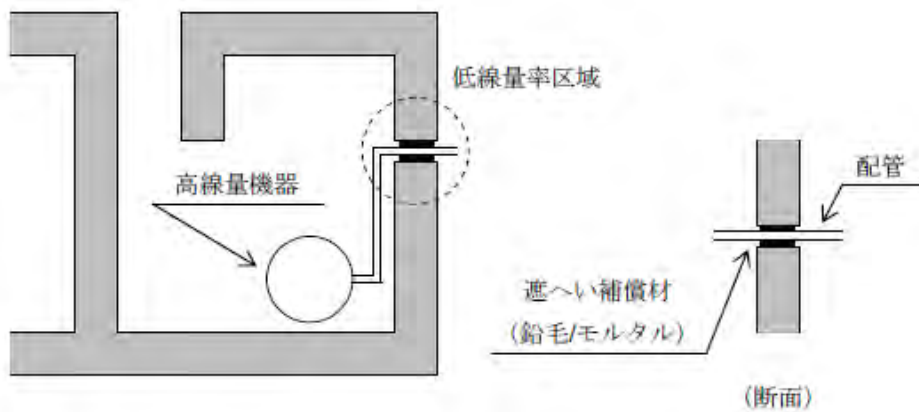
焼却炉建屋の高線量率区域と低線量率区域の間の補助遮へい貫通部は、原則として放射線漏れが問題とならないようにその位置を決める。

ただし、放射線漏れが問題となる位置に設置せざるを得ない場合は、配管等の貫通部に遮へい補償材（鉛毛またはモルタル）を詰め、放射線漏れを防止する措置を講じることとする。

貫通部に対する放射線漏れ防止措置の例を図－12、13に示す。



図－12 開口部の高所設置 (例)



図－13 貫通孔の補償遮へい (例)

## 5. 補助遮へいの熱除去計算

### 5.1 補助遮へいの熱除去計算方法

補助遮へいであるコンクリート中のガンマ発熱密度はコンクリート中のガンマ線フラックスの減衰に応じて減少する。しかし、安全側にガンマ線の減衰を無視して入射面の最大のガンマ発熱密度でコンクリート全体が均一に発熱するものと仮定すると、コンクリート中の温度と表面温度の差の最大値  $\Delta T_{max}$  は、内部発熱が均一とした平板の温度分布の計算式 (6. 引用文献(1)参照) を引用した下式により求められる。

$$\Delta T_{max} = T_{max} - T_s = Q' \cdot L^2 / 2\lambda$$

ここで、 $T_{max}$  : コンクリート厚さ中心での最高温度 (°C)

$T_s$  : コンクリート表面温度 (°C)

$Q'$  : コンクリートの発熱密度 (W/m<sup>3</sup>)

$L$  : コンクリートの厚さの 1/2 (m)

$\lambda$  : コンクリートの熱伝導率 (W/m・°C)

また、上記のコンクリートの発熱密度は、下式により求められる。

$$Q' = 10^6 \cdot \rho \cdot Q$$

ここで、 $\rho$  : コンクリート密度 (g/cm<sup>3</sup>)

$Q$  : ガンマ発熱密度 (W/g)

$$= K \cdot \phi$$

$K$  : ガンマ発熱密度換算係数 (W・s・cm<sup>2</sup>/g)

$$= C \cdot E \cdot (\mu_{en} / \rho)$$

$C$  : 換算係数 (W・s /MeV) (1.602×10<sup>-13</sup>)

$E$  : ガンマ線エネルギー (MeV)

$(\mu_{en} / \rho)$  : コンクリートの質量エネルギー吸収係数 (cm<sup>2</sup>/g)

$\phi$  : ガンマ線フラックス (photons/cm<sup>2</sup>・s)

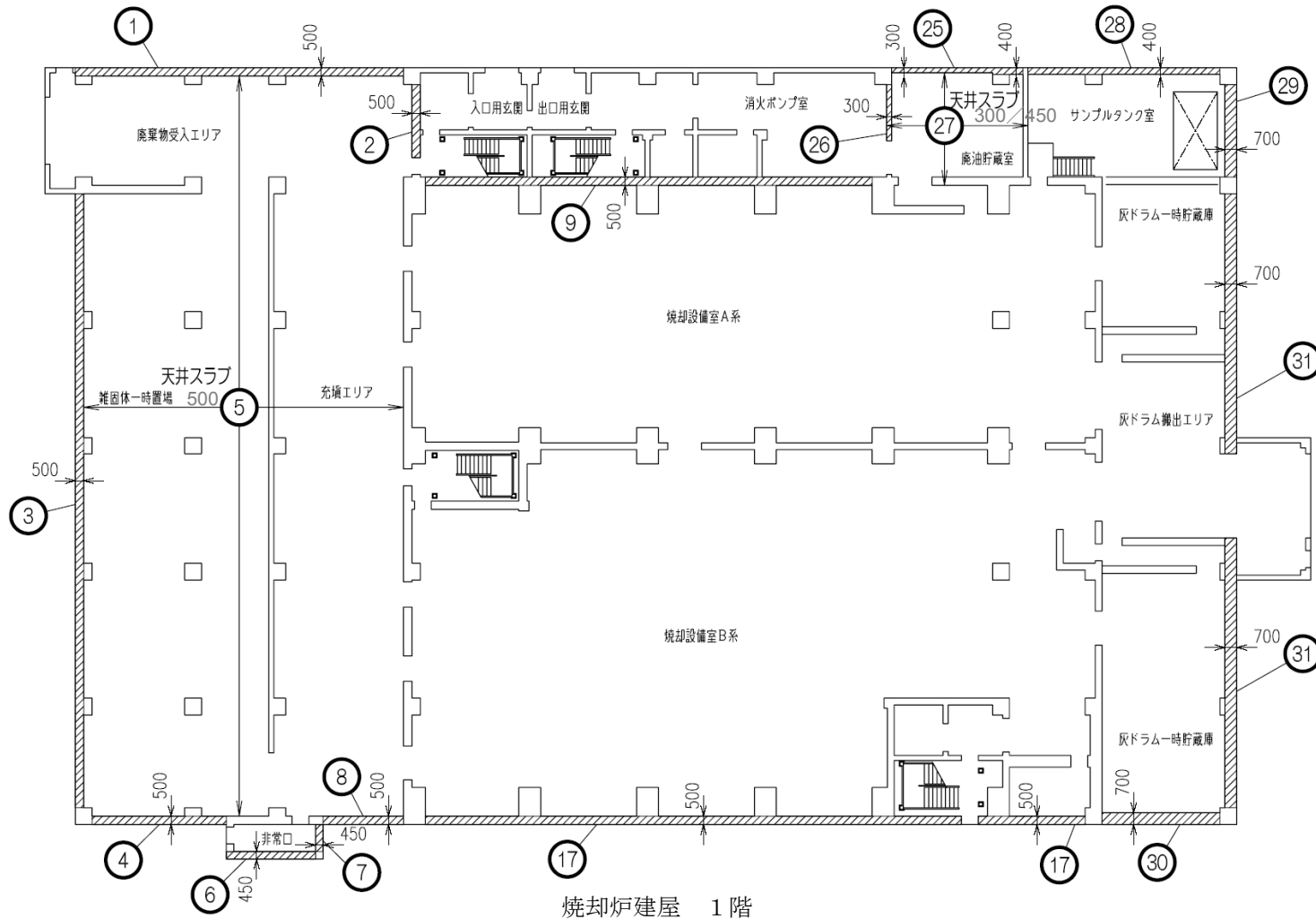
上記において、ガンマ発熱密度は補助遮へいの灰ドラム一時貯蔵庫東壁内側表面の最大となる点について計算機コード「QAD」にて計算を行う。

### 5.2 補助遮へいの熱除去計算結果

補助遮へい中のガンマ発熱による発熱密度は約  $8 \times 10^{-4}$  W/m<sup>3</sup> となり、温度上昇は 0.1°C 未満であり、自然冷却で十分である。

## 6. 引用文献

- (1) 日本機械学会「伝熱工学資料 改訂第5版」(2009)

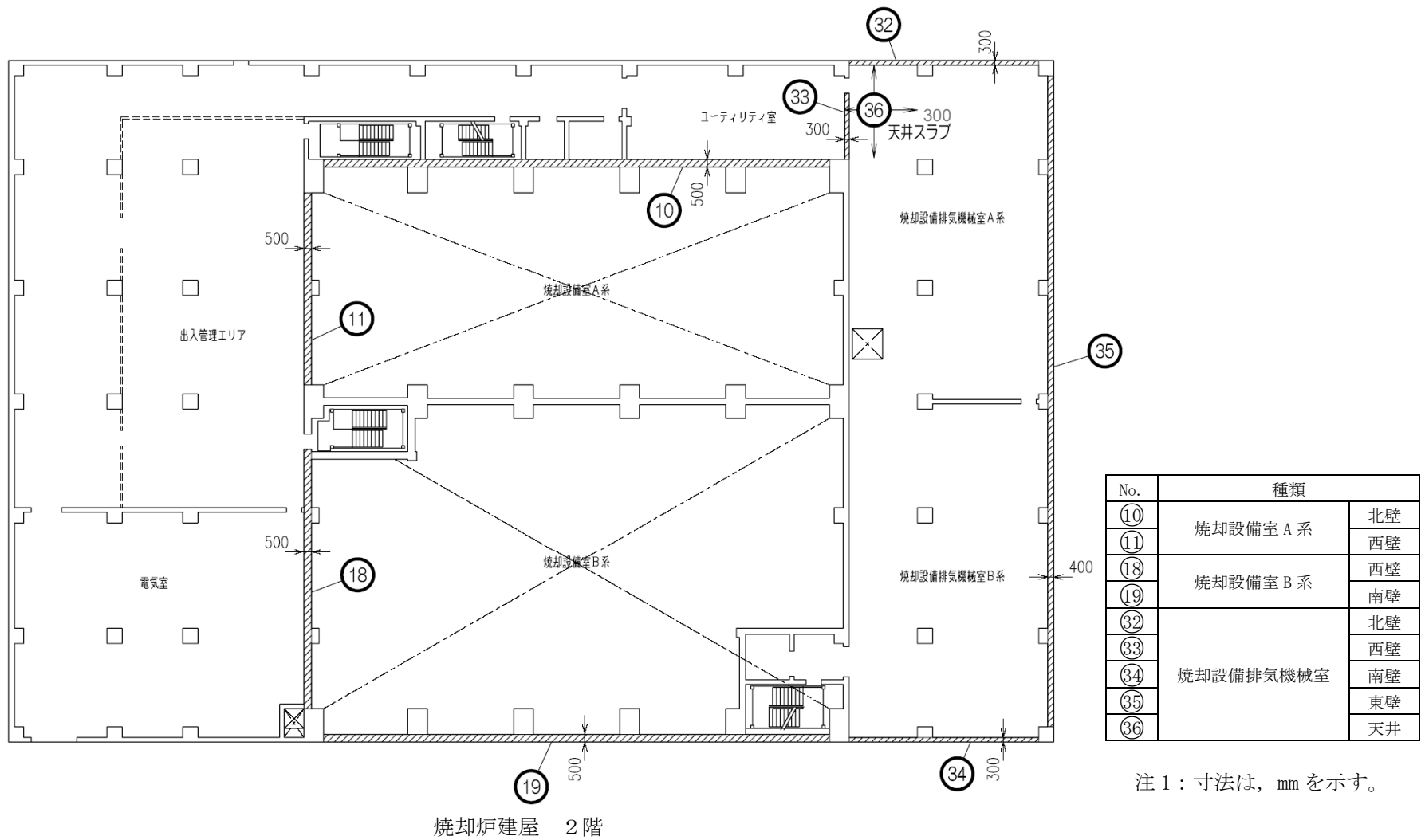


No.	種類	
①	廃棄物受入エリア	北壁
②		東壁
③	雑固体一時置場	西壁
④		南壁
⑤	天井	天井
⑥		南壁
⑦	非常口	東壁
⑧		南壁
⑨	充填エリア	南壁
⑩	焼却設備室 A 系	北壁
⑪	焼却設備室 B 系	南壁
⑫	廃油貯蔵室	北壁
⑬		西壁
⑭		天井
⑮	サンプルタンク室	北壁
⑯	灰ドラム一時貯蔵庫	東壁
⑰		南壁
⑱	灰ドラム一時貯蔵庫	南壁
⑳		東壁

注1: 寸法は, mm を示す。

焼却炉建屋 1階

図-1 補助遮へいに関する構造図 (1 / 4)

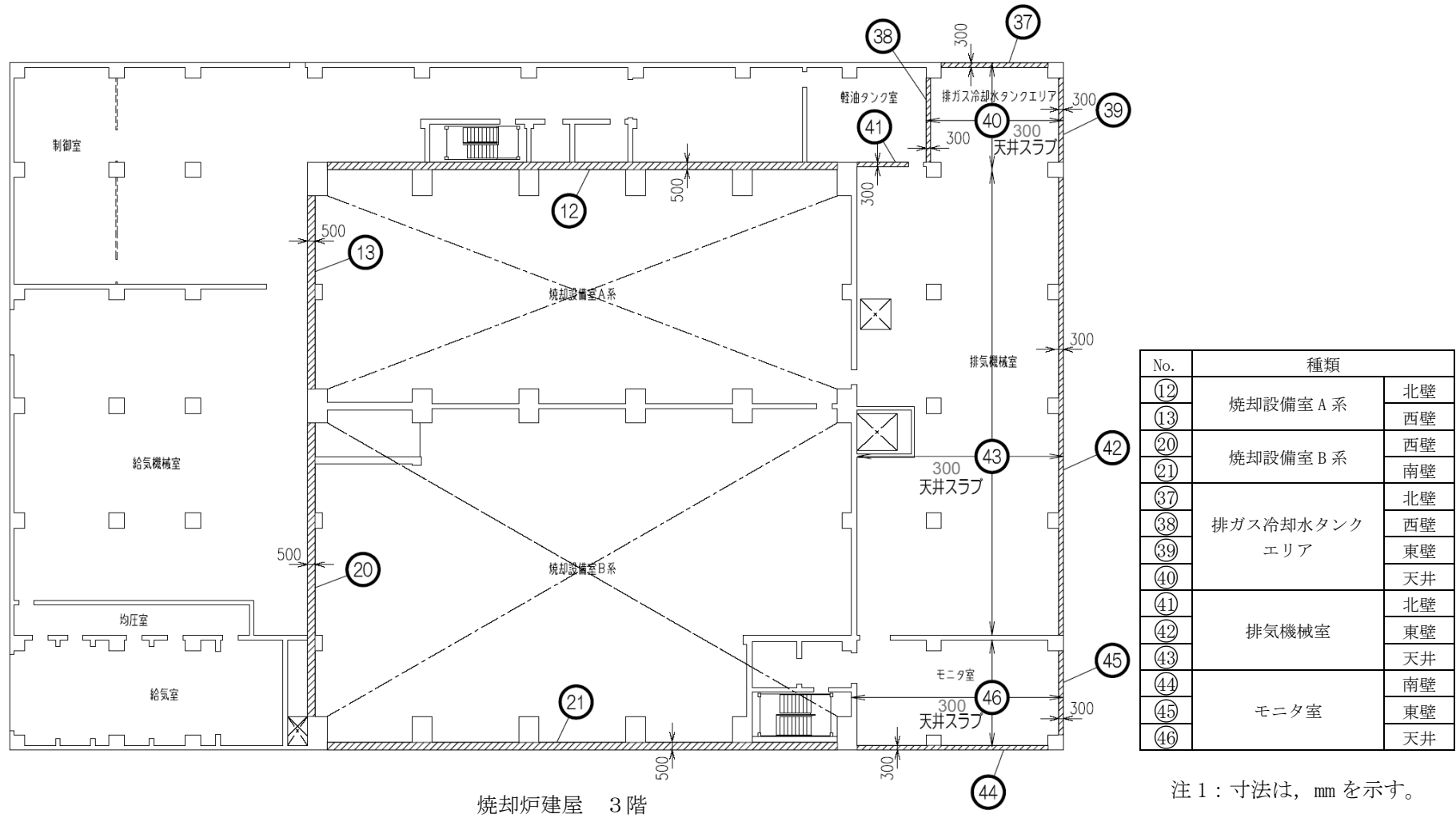


No.	種類	
⑩	焼却設備室 A系	北壁
⑪	焼却設備室 A系	西壁
⑱	焼却設備室 B系	西壁
⑲	焼却設備室 B系	南壁
⑳	焼却設備排気機械室	北壁
㉓		西壁
㉔		南壁
㉕		東壁
㉖		天井

注1: 寸法は, mmを示す。

図-1 補助遮へいに関する構造図 (2/4)

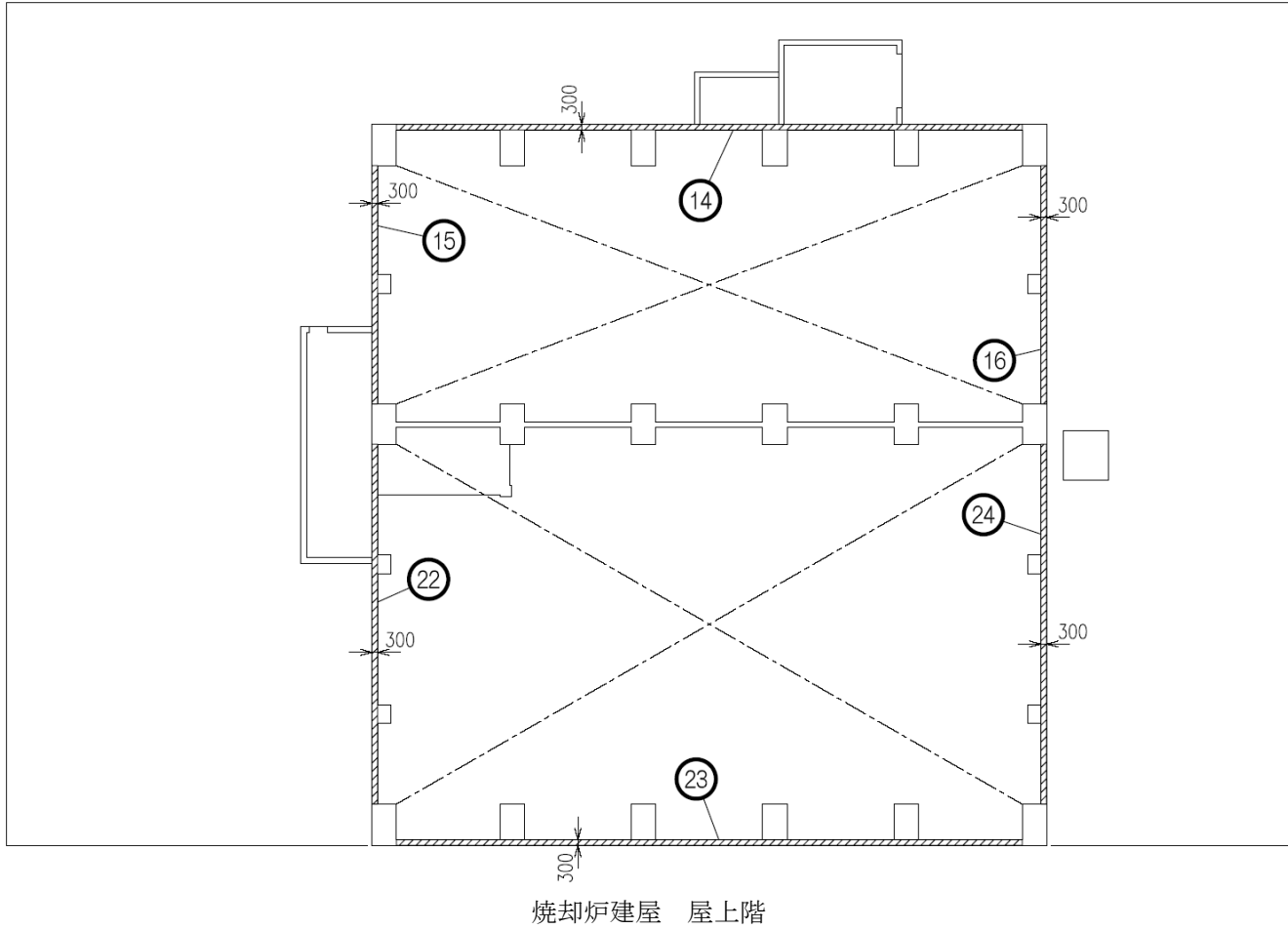




No.	種類	
⑫	焼却設備室 A 系	北壁
⑬		西壁
⑳	焼却設備室 B 系	西壁
㉑		南壁
㉟	排ガス冷却水タンク エリア	北壁
㉡		西壁
㉢		東壁
㉣		天井
㉤	排気機械室	北壁
㉥		東壁
㉦		天井
㉧	モニタ室	南壁
㉨		東壁
㉩		天井

注1: 寸法は, mm を示す。

図-1 補助遮へいに関する構造図 (3 / 4)



No.	種類	
⑭	焼却設備室 A 系	北壁
⑮		西壁
⑯		東壁
㉒	焼却設備室 B 系	西壁
㉓		南壁
㉔		東壁

注 1：寸法は，mm を示す。

図-1 補助遮へいに関する構造図 (4 / 4)

固体廃棄物処理設備における放射性物質の散逸防止に関する説明書

1. 焼却灰取扱設備

雑固体廃棄物焼却設備では、放射性固体廃棄物等の焼却処理を行う。

排ガスはフィルタを通し、放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら本建屋専用の排気筒から放出し、焼却灰はドラム缶に密閉し保管する。

焼却灰取扱設備の概要は以下のとおりである。なお、焼却灰取扱設備の構成図を図-1に示す。

(1) 焼却炉及び二次燃焼器

焼却処理により発生する焼却灰は、二次燃焼器下部から排出され、灰搬送コンベアにて搬送される。

(2) 排ガス冷却器

排ガスに伴い排ガス冷却器へ持ち込まれた焼却灰の一部は、排ガス冷却器下部から排出され、二次燃焼器からの灰と合わせ、灰搬送コンベアにて搬送される。

(3) バグフィルタ

排ガス冷却器を通過した排ガス中の焼却灰は、バグフィルタで捕捉される。

フィルタ逆洗に伴い、焼却灰はバグフィルタ底部から排出され、二次燃焼器及び排ガス冷却器からの灰と合わせ、灰搬送コンベアにて灰投入ホッパに搬送される。

(4) 灰搬送コンベア及び灰投入ホッパ

灰搬送コンベアにて搬送された灰は、灰投入ホッパに一時貯留後、灰ドラム缶へ排出される。

## 2. 焼却灰の散逸防止

焼却灰取扱設備で取扱う焼却灰は固体状であり、流体状ではないため、万一散逸した場合でも拡大する恐れはない。

ただし、焼却灰は放射性物質の濃度が比較的高いことから、放射線業務従事者等の被ばくを合理的に達成できる限り低減する観点に立ち、以下のとおり、焼却灰の散逸防止を図る。

また、万一の焼却灰散逸時の対応に十分配慮するとともに、インターロック等により、異常時にも対応できるよう配慮する。

### 2.1 安全性を確保した設計

#### (1) 適用材料

焼却灰取扱設備は、運転状態における最高使用圧力及び最高使用温度を考慮し適正な材料を使用する。

灰投入ホッパは耐食性を考慮し、ステンレス鋼とし、接続部は溶接またはフランジ構造とし散逸を防止する。

#### (2) 焼却灰散逸防止

灰搬送コンベアは、二次燃焼器、排ガス冷却器及びバグフィルタから排出される焼却灰を搬送し、カバーで囲まれ焼却灰の散逸し難いものとする。

焼却灰が散逸し難いように、焼却灰のドラム缶への充填作業は、チャンバ内で行う。

#### (3) インターロックによる管理

灰投入ホッパには灰レベル高を検出するレベル計を設け、警報を発して運転員に知らせるとともに、インターロックにより廃棄物投入を停止する。停止後灰投入ホッパに供給される量に対し、レベル計検知後の灰ホッパへの投入可能容量に十分な余裕があり、灰投入ホッパからの焼却灰散逸を防止する。

焼却灰を充填する灰ドラム缶には、灰レベル高を検出するレベル計を設け、灰ホッパからの灰排出を停止し焼却灰散逸を防止する。

また、排ガスブローア停止等の異常時には警報を発して運転員に異常を知らせるとともに、負圧を維持する排ガス補助ブローアによりバックアップし、焼却炉の運転を自動停止する。

## 2.2 異常時への対応

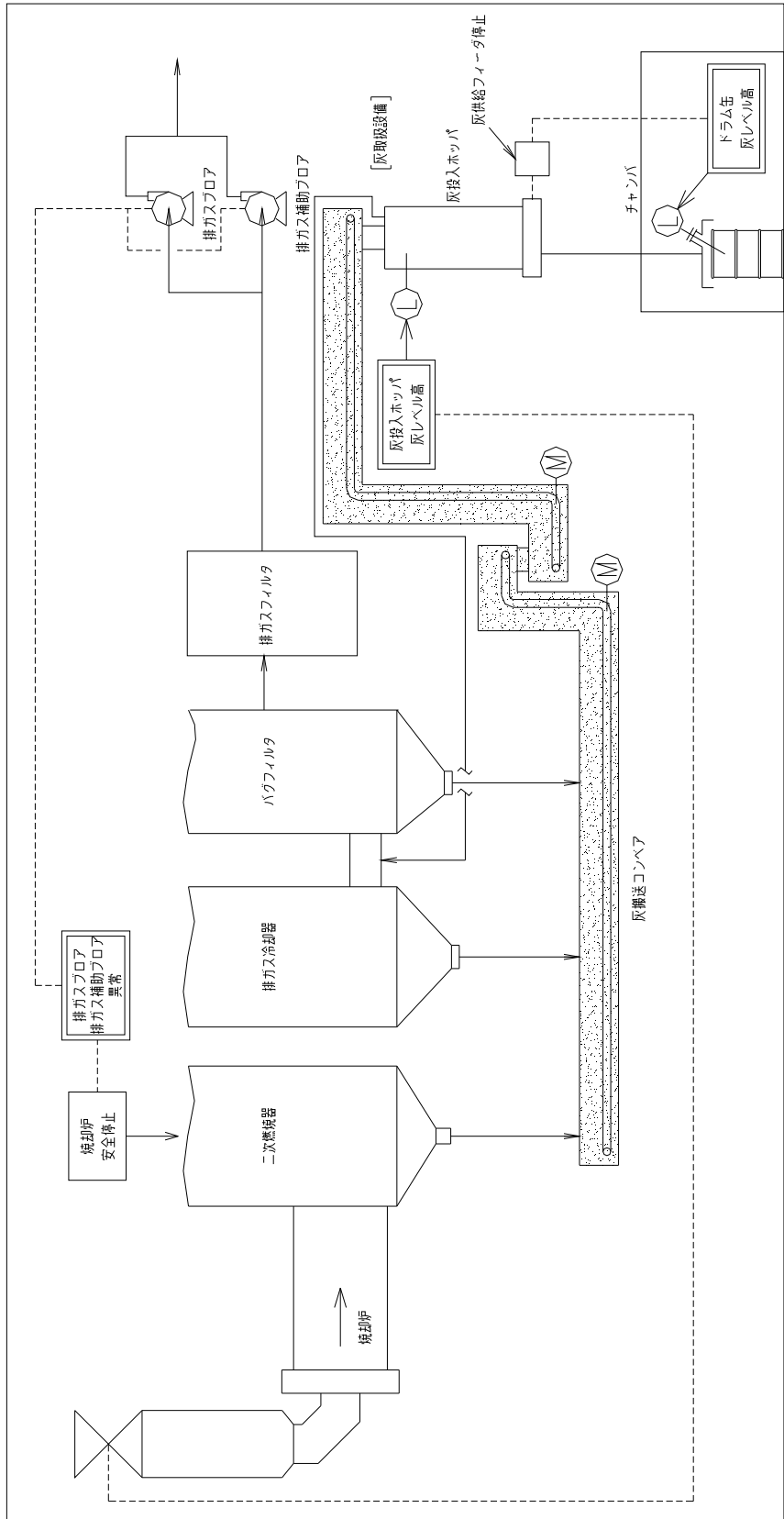
### (1) 放射能閉じ込め

焼却炉，二次燃焼器，排ガス冷却器，バグフィルタ及び焼却灰取扱設備内は，排ガスブロアおよび排ガス補助ブロアにより負圧に維持し，万一損傷が生じた場合でも，焼却灰が飛散しないようにする。

### (2) 焼却灰散逸時の対応

焼却灰のドラム缶への充填作業は，吸引されているチャンバ内で行うため，焼却灰がドラム缶充填時に散逸したとしても，焼却灰がチャンバ外へ散逸する可能性は少ない。

また，焼却灰取扱設備が破損し焼却灰が飛散しても，補助遮へい壁で囲まれた区画内に保持されているため，周辺公衆へ焼却灰が散逸することはほとんどない。



□ : 検出信号  
 □ : インタロック

図一 1 焼却灰取扱設備の概要



## 雑固体廃棄物焼却設備に係る確認事項

焼却炉建屋の工事に係る主要な確認項目を表－1に示す。

表－1 焼却炉建屋の工事に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
遮へい機能	材料確認	コンクリートの乾燥単位容積質量を確認する。	2.15 g/cm <sup>3</sup> 以上であること。
	寸法確認	遮へい部材の断面寸法を確認する。	遮へい部材の断面寸法が、実施計画に記載されている寸法に対して、JASS 5Nの基準を満足すること。
構造強度	材料確認	構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が、実施計画に記載されている設計基準強度に対して、JASS 5Nの基準を満足すること。
		鉄筋の材質、強度、化学成分を確認する。	JIS G 3112に適合すること。
	寸法確認	構造体コンクリート部材の断面寸法を確認する。	構造体コンクリート部材の断面寸法が、実施計画に記載されている寸法に対して、JASS 5Nの基準を満足すること。
	据付確認	鉄筋の径、間隔を確認する。	鉄筋の径が実施計画に記載されている通りであること。鉄筋の間隔が実施計画に記載しているピッチにほぼ均等に分布していること。



## 2.18 5・6号機に関する共通事項

### 2.18.1 設備の維持・管理について

5・6号機は、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により被災したものの、その被害の大半は津波による海水系設備の損傷であった。

その後、海水系設備の復旧ならびに冷温停止維持に関する設備の健全性確認を進め、現在では、震災前と同等の設備により安定的な冷温停止を維持している状況である。また、冷温停止維持に関する設備と比較し緊急性は少ないものの、冷温停止維持に属さない設備については、状態確認を進めていく予定である。

したがって、5・6号機の設備に関しては、本実施計画「Ⅲ 特定原子力施設の保安」を遵守しつつ、福島第一原子力発電所第5号機保全計画及び福島第一原子力発電所第6号機保全計画に基づく計画的な機器の保全活動を実施していくと共に、設置変更許可等の許認可の内容に従って、設備を維持・管理していくこととする。

### 2.18.2 要求される機能について

本実施計画に記載のある5・6号機の設備に要求される機能とは、工程(I.1.2 参照)に示す冷温停止において維持・管理する機能である。

### 2.18.3 異常時の対応

○冷温停止の維持に必要な複数設備のすべてが機能喪失した場合

冷温停止中、津波が発生した場合、海水系の機能喪失および全交流電源が喪失し、その状態が継続すると燃料損傷に至る可能性がある。このため、燃料損傷を回避するために、復旧余裕時間\*1) (2.7日間)内に次の様な対応を行う。(図-1 フローチャート 参照)

\*1) 復旧余裕時間：崩壊熱により、冷却材の温度が上昇し100℃に到達する時間（使用済燃料プールは、65℃で評価）。ここで、復旧余裕時間が最も短いのは5号機の原子炉であり、その時間内に注水対応ができれば、燃料損傷を回避することができる。

【電源復旧対応】電源車対応による既設設備の復旧

【代替設備対応】消防車等機動的な代替設備の使用による原子炉への注水および使用済燃料プールへの注水対応

原子炉側：5号機原子炉（初期温度 40℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は 2.7 日であり、また、原子炉水位が低下し有効燃料頂部に至るまでの時間は約 13 日間である。同様に 6 号機の復旧余裕時間は 3.8 日であり、また、原子炉水位が低下し有効燃料頂部に至るまでの時間は約 16 日間である。（平成 24 年 10 月 1 日時点の崩壊熱にて算出）

使用済燃料プール側：5号機使用済燃料プール（初期温度 30℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は 4.6 日であり、同様に 6 号機の復旧余裕時間は 4.6 日である。（平成 24 年 10 月 1 日時点の崩壊熱にて算出）

復旧時に必要な消防車\*2) (5・6号機用として2台以上, 消防車用のホースも原子炉建屋内に配備済) は高台に配備されているが, 震災の場合は高台から移動し注水可能な位置に消防車を配置する。消防車の規格放水圧は0.55MPa以上あり, 原子炉建屋最上階(オペレーティングフロア)の高さは, 消防車の位置からそれぞれ5号機が約30m, 6号機が約39mである。圧力損失を考慮しても, 原子炉圧力容器及び使用済燃料プールに注水するのに十分な能力を有している。

電源車(5・6号機用として2台以上)は高台に配備されており, 5号機タービン建屋2階に設置されている所内低圧母線へ供給可能なケーブルが接続済である。また, 消防車及び電源車の運転訓練等も実施しており, 初動体制も確立しているため復旧余裕時間内に十分対応できるものであると評価している。

\*2) 消防車: 消防車による5号機原子炉及び使用済燃料プールへ注水に必要な水量は, 平成24年10月1日の崩壊熱より算出されており, 9t/hと評価されている。6号機についても同様に9t/hと評価されており, 注水の水源となる純水タンクの最低限の保有水量は263tであることから, 5・6号機それぞれ注水可能時間は14時間程度である。なお, 上記に加え電源車により既設設備が復旧されれば既設のポンプを用いた注水や, 消防車を用いた海水による注水が可能である。

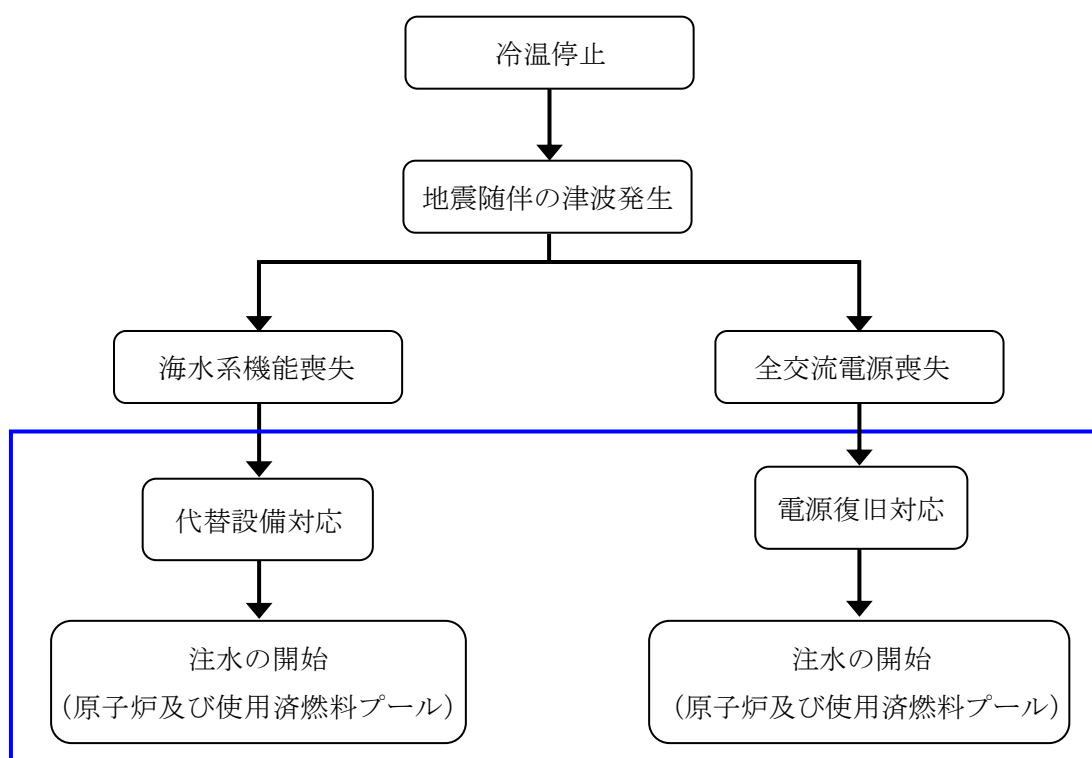


図-1 注水開始までのフローチャート

復旧余裕時間内に対応

#### 2.18.4 添付資料

添付資料-1 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

表 - 1 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設備	分類 (注1)	ウォークダウン(*) の結果(被害状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用環境 (注2)	備考	
2.19	5 原子炉圧力容器 (冷却材圧力バウンダリ)	③	異常なし	-	一部未復旧**1)	○	※1) 主蒸気隔離弁及び主蒸気逃がし安全弁等の動作確認が未実施。 (上記各弁は全閉状態であり、冷却材圧力バウンダリは維持されている)	
	6 原子炉圧力容器 (冷却材圧力バウンダリ)	③	異常なし	-	一部未復旧**1)	○	※1) 主蒸気隔離弁及び主蒸気逃がし安全弁等の動作確認が未実施。 (上記各弁は全閉状態であり、冷却材圧力バウンダリは維持されている)	
2.20	原子炉 格納施設	5 原子炉格納容器	①	異常なし	→	復旧済	○	●復旧済の定義 以下の復旧(健全性確認)プロセスを経て、機器が使用中(または 使用可能)となっている状態のこと。 ・震災にて損傷した機器の修理が完了している。 ・ウォークダウンにて健全性を確認している。 ・ウォークダウンの健全性確認に加え、復旧プロセス記載の健全性 確認を実施し問題ないことを確認している。 (主に、動的機器、電気品)
		原子炉建屋	①	大物搬入口が津波に より損傷	修理	復旧済	○	
		原子炉格納容器	①	異常なし	→	復旧済	○	
		原子炉建屋	①	大物搬入口が津波に より損傷	修理	復旧済	○	
2.21	5 制御棒及び制御棒駆動系	③	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	一部未復旧**2)	○	※2) 水圧制御ユニット及び制御棒駆動機構の動作確認が未実施。 (燃料移動時に復旧する)	
	6 制御棒及び制御棒駆動系	③	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	一部未復旧**2)	○	※2) 水圧制御ユニット及び制御棒駆動機構の動作確認が未実施。 (燃料移動時に復旧する)	
2.22	5 残留熱除去系	①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的 (ここでは設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、配水配管における健全 性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。	
		②	全てのポンプが津波に より損傷	ポンプ:分解点検	復旧済	△ (配管が一部 没水**3))		
2.23	6 非常用 炉心冷却系	①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的 (ここでは設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、配水配管における健全 性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。	
		②	全てのポンプが津波に より損傷	ポンプ:分解点検	復旧済	△ (配管が一部 没水**3))		
2.23	炉心スプレイス系	①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○	※4) 制御棒が全挿入、かつ燃料の冷却が維持されていることから、原子炉圧力容 器の圧力は高圧になることはなく、他の非常用炉心冷却系及び復水補給水系に て原子炉圧力容器への注水は十分可能であるため、高圧炉心スプレイス系を復旧 していない。今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。	
		①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○		
		①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○		
		①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○		
2.23	高圧炉心スプレイス系	①	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	復旧済	○	※4) 制御棒が全挿入、かつ燃料の冷却が維持されていることから、原子炉圧力容 器の圧力は高圧になることはなく、他の非常用炉心冷却系及び復水補給水系に て原子炉圧力容器への注水は十分可能であるため、高圧炉心スプレイス系を復旧 していない。今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。	
		③	異常なし	ポンプ:ハンドスターニング 運転確認	未復旧**4)	○		

注1) ①: 既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用  
 ②: 既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用  
 ③: 未復旧(復旧中)の既設設備  
 ④: 仮設設備

注2) ①: 設計上想定内の環境で使用  
 ②: 設計上想定外の環境で使用

\*) ウォークダウン:  
 設備に触れずにおりのままを觀察し、  
 被害当初の状態を確認すること。

表一2 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設備	分類 注1)	ウォークダウン*) の結果(被害状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用環境 注2)	備考
2.24	復水補給水系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	復水補給水系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
2.25	原子炉冷却材浄化系	③	異常なし	ポンプ:分解点検	一部未復旧**5)	○	※5) 循環ポンプ2台のうち1台が未復旧であり、未復旧のポンプについては点検を行った後、運転状態を確認し復旧する。
	原子炉冷却材浄化系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
2.26	原子炉建屋常用換気系	①	異常なし	送排風機、排気ファン: ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	原子炉建屋常用換気系	①	異常なし	送排風機、排気ファン: ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
2.27	燃料プールの 冷却浄化系	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	補機冷却海水系	②	全てのポンプが津波により損傷	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	△ (配管が一部 没水**3)	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
2.28	燃料交換系 及び 燃料貯蔵設備	①	異常なし	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
	燃料交換機	③	全てのポンプが津波により損傷	ポンプ:ハンドターニング 運転確認	復旧済	△ (配管が一部 没水**3)	※3) 設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
5	原子炉建屋天井クレーン	③	オベロの高温度環境により電気設備の絶縁低下や機械設備の発熱に至る(震災時の燃料プールの冷却機能喪失により、プール水温度が上昇し水蒸気が発生)	修理中	未復旧**6)	○	※6) 復旧工程は、図一1 5・6号機 中期スケジュールに記載。(I.1.2 参照)
	使用済燃料プール	①	異常なし	→	復旧済	○	※6) 復旧工程は、図一1 5・6号機 中期スケジュールに記載。(I.1.2 参照)

注1) ①:既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用  
 ②:既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用  
 ③:未復旧(復旧中)の既設設備  
 ④:仮設備  
 注2) ①:設計上想定内の環境で使用  
 △:設計上想定外の環境で使用

\*) ウォークダウン:  
 設備に触れず、ありのままを観察し、  
 被害当初の状態を確認すること。

表-3 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設備	分類 (注1)	ウォークダウン*) の結果(被害状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用環境 (注2)	備考
2.28	燃料取扱系 及び 燃料貯蔵設備	③	オパブロの高温度環境により電気設備の絶縁低下や機械設備の巻線に至る(震災時の燃料プールの冷却機能喪失により、プール水温度が上昇し水蒸気が発生)	修理中	未復旧 <sup>※6)</sup>	○	※6)復旧工程は、図-1 5・6号機 中期スケジュールに記載。(I.1.2 参照)
		①		修理	復旧済	○	
		①	異常なし	→	復旧済	○	
2.29	非常用ガス処理系	②	異常なし	排風機:ハンドターニング 運転確認	復旧済	△ (配管が一部 没水 <sup>※3)</sup> )	※3)設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び没水が発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
		②	異常なし	排風機:ハンドターニング 運転確認	復旧済	△ (配管が一部 没水 <sup>※3)</sup> )	※3)設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び没水が発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
2.30	中央制御室換気系	①	異常なし	送排風機:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
		①	異常なし	送排風機:ハンドターニング 運転確認	復旧済	○	
2.32	電源系統 設備	①	異常なし	→	復旧済	○	
		①	異常なし	運転確認	復旧済	○	
		②	全てのポンプが津波により損傷	ポンプ:分解点検	復旧済	△ (配管が一部 没水 <sup>※3)</sup> )	※3)設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び没水が発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。
		①	異常なし	蓄電池:比重・電圧測定	復旧済	○	
		②	ケーブルが一部没水(その他は異常なし)	絶縁抵抗測定	復旧済	△ (ケーブルが一部 没水 <sup>※1)</sup> )	※7)海水系ポンプ(残留熱除去海水系、補機冷却海水系、非常用ディーゼル発電機冷却海水系)に電力を供給しているケーブルが一部没水。時間の経過により絶縁性能の低下が懸念されるため、予備のケーブルを敷設し信頼性向上を図っている。
		①	異常なし	→	復旧済	○	
		③	異常なし	運転確認	復旧済 (高圧炉心スプレイス は未復旧 <sup>※8)</sup> )	○	※8)復旧されている5・6号機全ての非常用ディーゼル発電機を含めて考えれば、非常用高圧母管網に接続する動作可能な非常用ディーゼル発電機は十分確保されている。今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。
6	非常用ディーゼル発電機 冷却海水系	③	全てのポンプが津波により損傷	ポンプ:分解点検	復旧済 (高圧炉心スプレイス は未復旧 <sup>※9)</sup> )	△ (配管が一部 没水 <sup>※3)</sup> )	※3)設備の健全性は各パラメータを監視することにより確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び没水が発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。 ※9)高圧炉心スプレイス系のみ冷却水を供給するものであり、今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。
		③	異常なし	蓄電池:比重・電圧測定	復旧済 (高圧炉心スプレイス <sup>※10)</sup> は未復旧 <sup>※10)</sup> )	○	※10)高圧炉心スプレイス系の制御電源のみに電力を供給するものであり、今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧する。
		②	ケーブルが一部没水(その他は異常なし)	絶縁抵抗測定	復旧済	△ (ケーブルが一部 没水 <sup>※1)</sup> )	※7)海水系ポンプ(残留熱除去海水系、補機冷却海水系、非常用ディーゼル発電機冷却海水系)に電力を供給しているケーブルが一部没水。時間の経過により絶縁性能の低下が懸念されるため、予備のケーブルを敷設し信頼性向上を図っている。

\*)ウォークダウン: 設備に触れず、ありのままを観察し、被害当初の状態を確認すること。  
 注1) ①:既設設備を復旧し設計上想定内の環境で使用  
 ②:既設設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用  
 ③:未復旧(復旧中)の既設設備  
 ④:仮設備  
 注2) ①:設計上想定内の環境で使用  
 ②:設計上想定外の環境で使用

表一4 5・6号機 冷温停止維持に関する設備の復旧状況等について

号機	設備	分類 注1)	ウォークダウン* の結果(被害状況)	復旧プロセス	復旧状況	使用環境 注2)	備考
5	放射性液体廃棄物処理系	③	異常なし	ポンプ:ハンダターニング 運転確認	一部未復旧 <sup>※11)</sup>	○	※11)未復旧機器は、添付資料一4 系統概要図に記載。(II.2.33 参照) 設備の一部が未復旧であるが、発生する廃液は、機器トレン系にて処理可能。
6	放射性液体廃棄物処理系	③	設備が一部没水 (その他は異常なし)	—	未復旧 <sup>※12)</sup>	△ (設備が一部 没水 <sup>※12)</sup> )	※12)未復旧機器及び没水機器は、添付資料一4 系統概要図に記載。 (II.2.33 参照) 発生する廃液は、5号機の機器トレン系にて処理可能。
5・6	仮設備(滞留水貯留設備)	④	仮設備を設置し、建屋内滞留水の処理を行っている。			○	
5	計測制御設備	①	異常なし	計器:点検・校正	復旧済	○	
6	計測制御設備	①	異常なし	計器:点検・校正	復旧済	○	

\*) ウォークダウン:  
設備に触れずそのままを観察し、  
被害当初の状態を確認すること。

注1) ①:既設備を復旧し設計上想定内の環境で使用  
②:既設備を復旧しているが設計上想定外の環境で使用  
③:未復旧(復旧中)の既設備  
④:仮設備

注2) ○:設計上想定内の環境で使用  
△:設計上想定外の環境で使用

## 2.19 5・6号機 原子炉压力容器

### 2.19.1 系統の概要

原子炉压力容器は、通常運転時の温度及び圧力に十分耐えるよう設計されており、原子炉冷却系統設備の故障等により、万が一、冷温停止が維持できなくなった場合においても、冷却材圧力バウンダリを形成し、燃料棒の温度上昇を緩和することができる。

#### [系統の現況]

5・6号機の原子炉压力容器は、ベント弁が全開状態にあり大気開放状態となっているものの、ベント弁を除く冷却材圧力バウンダリは、構成されている。また、主蒸気隔離弁及び主蒸気逃し安全弁等の動作確認を実施していないが、全閉状態であり、震災後の外観点検にて、異常がないこと及び原子炉水位の低下が発生していないことから冷却材圧力バウンダリは維持されていると考える。(添付資料-1, 2 参照)

なお、冷温停止中は冷却材の温度及び原子炉压力容器の圧力上昇は考えにくいですが、万が一、自然災害（津波）により冷温停止が維持できなくなった場合においても、压力容器ベント弁を全閉状態にすることは可能であり、消防車等による機動的な対応により、燃料損傷を回避することが可能である。(Ⅱ.2.18 参照)

### 2.19.2 要求される機能

原子炉压力容器を含む冷却材圧力バウンダリからの放射性物質を含む冷却材の漏えいが無く、冷温停止状態を維持することが可能であること。

### 2.19.3 主要な機器

#### (1) 5号機

##### a. 原子炉压力容器

原子炉压力容器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

#### (2) 6号機

##### a. 原子炉压力容器

原子炉压力容器については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
建設時第17回工事計画変更認可申請書(52資庁第11661号 昭和52年10月17日認可)

#### 2.19.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

##### (1) 5号機

建設時第4回工事計画認可申請書(48公第1787号 昭和48年4月7日認可)

工事計画認可申請書(平成11・10・12資第18号 平成11年11月30日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

##### (2) 6号機

建設時第6回工事計画認可申請書(50資庁第8249号 昭和50年10月20日認可)

建設時第6回工事計画変更認可申請書(51資庁第6576号 昭和51年8月4日認可)

建設時第17回工事計画変更認可申請書(52資庁第11661号 昭和52年10月17日認可)

#### 2.19.5 添付資料

添付資料ー1 冷却材圧力バウンダリを構成する機器

添付資料ー2 冷却材圧力バウンダリ概要図



冷却材圧力バウンダリを構成する機器

1. 5号機

(1) 残留熱除去系

残留熱除去系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。

(Ⅱ.2.22 参照)

(2) 炉心スプレイ系

炉心スプレイ系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。(Ⅱ.2.23 参照)

(3) 原子炉冷却材浄化系

原子炉冷却材浄化系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。(Ⅱ.2.25 参照)

(4) 原子炉再循環系

原子炉再循環系の主配管・主要弁については、工事計画届出書等により確認している。

工事計画届出書(総文発官 8 第 562 号 平成 9 年 1 月 13 日届出)

工事計画届出書(総官発 11 第 239 号 平成 11 年 9 月 30 日届出)

建設時第 6 回工事計画軽微変更届出書(総官第 33 号 昭和 49 年 4 月 6 日届出)

(5) 主蒸気系

主蒸気系の主配管・主蒸気逃がし安全弁・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第 9 回工事計画認可申請書(48 資庁第 2745 号 昭和 48 年 11 月 19 日認可)

工事計画認可申請書(平成 20・10・24 原第 21 号 平成 20 年 11 月 20 日認可)

建設時第 1 1 回工事計画変更認可申請書(49 資庁第 21842 号 昭和 50 年 3 月 4 日認可)

(6) 給水系

給水系の主配管・主要弁については、工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第 5 回工事計画変更認可申請書(49 資庁第 1067 号 昭和 49 年 4 月 26 日認可)

(7) 高圧注水系

高圧注水系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16・10・22原第7号 平成16年12月1日認可)

建設時第 1 2 回工事計画変更認可申請書(50 資庁第 2959 号 昭和 50 年 5 月 31 日認可)

(8)原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系の主配管・主要弁については、工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第12回工事計画変更認可申請書(50資庁第2959号 昭和50年5月31日認可)

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(9)ほう酸水注入系

ほう酸水注入系の主配管・主要弁については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第603号 昭和51年9月9日届出)

(10)制御棒駆動系

制御棒駆動系の主配管については、工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第27回工事計画軽微変更届出書(総官第1503号 昭和52年3月26日届出)

2.6号機

(1)残留熱除去系

残留熱除去系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。

(Ⅱ.2.22 参照)

(2)低圧炉心スプレイ系

低圧炉心スプレイ系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。(Ⅱ.2.23 参照)

(3)原子炉冷却材浄化系

原子炉冷却材浄化系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。(Ⅱ.2.25 参照)

(4)原子炉再循環系

原子炉再循環系の主配管・主要弁については、工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第21回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

建設時第12回工事計画軽微変更届出書(総官第263号 昭和52年5月25日届出)

(5) 主蒸気系

主蒸気系の主配管・主蒸気逃がし安全弁・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第10回工事計画認可申請書(50資庁第13220号 昭和51年2月6日認可)

建設時第10回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)

(6) 給水系

給水系の主配管・主要弁については、工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

(7) 高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系の主配管・主要弁については、工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第15回工事計画変更認可申請書(50資庁第14309号 昭和51年2月28日認可)

(8) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系の主配管・主要弁については、工事計画届出書等により確認している。

工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

(9) ほう酸水注入系

ほう酸水注入系の主配管・主要弁については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

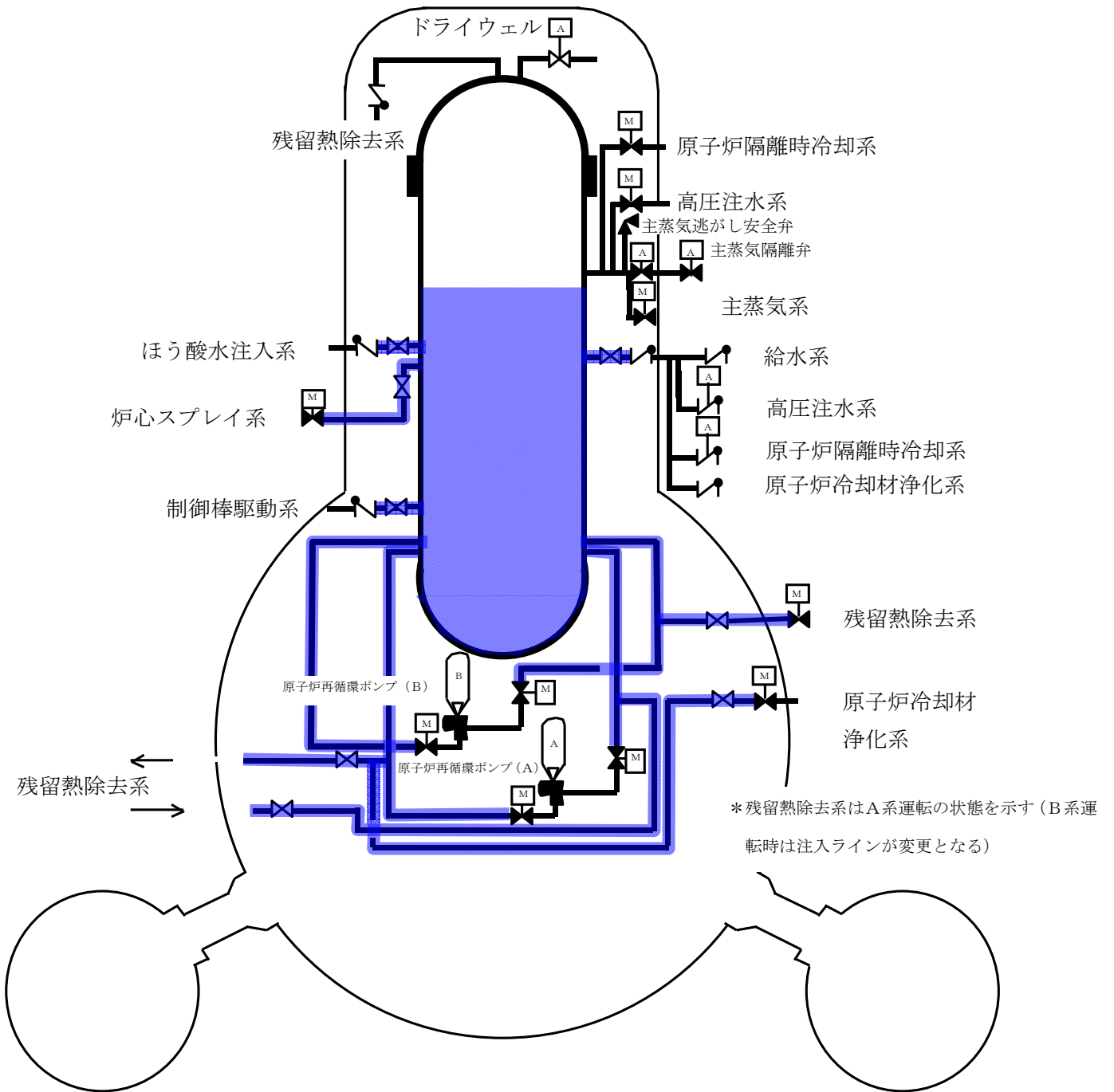


図-1 5号機 冷却材圧力バウンダリ概要図

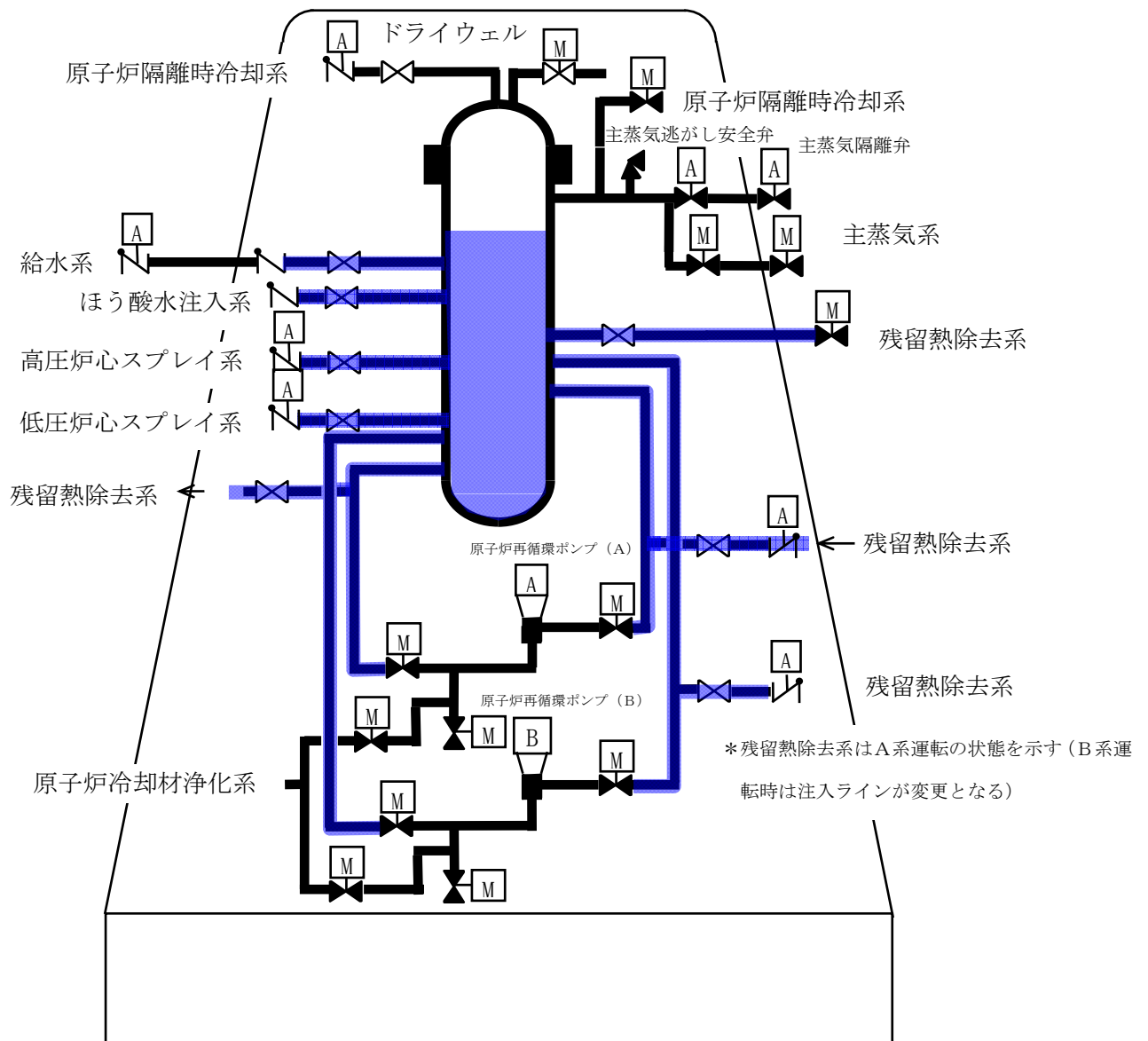


図-2 6号機 冷却材圧力バウンダリ概要図

## 2.20 5・6号機 原子炉格納施設

### 2.20.1 系統の概要

原子炉格納施設は、工学的安全施設の一つであり、原子炉格納容器設計用の想定事象時に発生する放射性物質を原子炉格納容器で隔離し、所定の漏えい量以下に抑えることによりその放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制する機能をもつ。原子炉格納施設は、原子炉格納容器（一次格納施設）ならびに原子炉建屋（二次格納施設）で構成されている。

#### (1) 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器は、冷却材喪失事故のなかで、もっとも過酷な原子炉再循環配管1本の完全破断がおこり、破断両端口から冷却材が最大流量で放出されることを仮定して設計されている。その際ドライウェル圧力の上昇が抑制され、放出された放射性物質は原子炉格納容器内に保留される。

#### (2) 原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋への大物搬入口及び所員エアロックは、電氣的にインターロックされた二重扉になっており、その他すべての貫通部も十分シールされているので原子炉建屋は気密性が高い。事故時には、原子炉建屋は非常用ガス処理系によって負圧に保たれるので、原子炉格納容器から放射性物質の漏えいがあってもこれが発電所周辺にフィルタを通らずに直接放出されることはない。(添付資料-1 参照)

#### [系統の現況]

原子炉格納容器は、現状、原子炉格納容器のハッチ類は開放されており、原子炉格納容器内の機器において不具合が発生した場合、早期発見並びに目視による確認が可能である。

さらに、機器の点検や巡視点検の際、原子炉格納容器内へのアクセスも可能となり、ハッチ類を閉鎖するより格納容器内機器の状況の的確な把握及び不適合が発生した場合における対応が迅速に図られることから、ハッチ類は現状の通り開放状態を維持する。

また、原子炉の冷温停止状態では、ジルコニウム-水反応による水素の大量発生は考えられないことから、原子炉格納容器のバウンダリを形成し窒素（窒素ガス供給系）を封入する必要はなく、可燃性ガス濃度制御系についても必要としない。

## 2.20.2 要求される機能

原子炉建屋は、大物搬入口及び所員エアロックを閉鎖した状態で、原子炉建屋常用換気系または非常用ガス処理系により、負圧に維持することが可能であること。

なお、原子炉格納容器に対するバウンダリ機能については必要としない。

## 2.20.3 主要な機器

### (1) 5号機

#### a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第1回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)

#### b. 原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第2回工事計画認可申請書(47公第1375号 昭和47年5月12日認可)

### (2) 6号機

#### a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第8回工事計画変更認可申請書(51資庁第12459号 昭和51年11月12日認可)

建設時第14回工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

#### b. 原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第1回工事計画認可申請書(47公第11995号 昭和48年3月16日認可)

建設時第8回工事計画変更認可申請書(51資庁第12459号 昭和51年11月12日認可)

建設時第14回工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

建設時第1回工事計画軽微変更届出書(総官第451号 昭和48年7月26日届出)

## 2.20.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

### (1) 5号機

#### a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

建設時第1回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)

建設時第11回工事計画変更認可申請書(49資庁第21842号 昭和50年3月4日認可)

建設時第12回工事計画変更認可申請書(50資庁第2959号 昭和50年5月31日認可)

建設時第23回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

建設時第26回工事計画変更認可申請書(52資庁第1839号 昭和52年3月29日認可)

建設時第1回工事計画軽微変更届出書(総官第829号 昭和47年11月9日届出)  
建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

建設時第2回工事計画認可申請書(47公第1375号 昭和47年5月12日認可)

(2) 6号機

a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

建設時第1回工事計画認可申請書(47公第11995号 昭和48年3月16日認可)  
建設時第3回工事計画変更認可申請書(49資庁第18331号 昭和49年10月14日認可)  
建設時第8回工事計画変更認可申請書(51資庁第12459号 昭和51年11月12日認可)  
建設時第2回工事計画軽微変更届出書(総官第57号 昭和49年4月15日届出)  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

建設時第1回工事計画認可申請書(47公第11995号 昭和48年3月16日認可)  
建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)  
建設時第5回工事計画軽微変更届出書(総官第70号 昭和50年4月17日届出)

2.20.5 添付資料

添付資料－1 原子炉建屋（二次格納施設）について



原子炉建屋（二次格納施設）について

二次格納施設である原子炉建屋の大物搬入口及び所員エアロックは、電氣的にインターロックされた二重扉であり、原子炉建屋の気密性維持については、その設計・機能に変わらないことを、福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

## 2.21 5・6号機 制御棒及び制御棒駆動系

### 2.21.1 系統の概要

制御棒及び制御棒駆動系は、原子炉の出力制御及び反応度補償として制御棒の位置調整、原子炉スクラムとして制御棒を炉心内に急速に挿入する機能をもつ。

制御棒は、炉心の最大過剰反応度を十分制御出来るよう5号機で137本、6号機で185本設置されている。

制御棒駆動系は、制御棒駆動機構、制御棒駆動水圧系、水圧制御ユニット及びスクラム排出容器等にて構成され、通常の運転操作に必要な速度で制御棒を炉心に挿入（あるいは引抜き）すると共に、緊急時は急速に制御棒を原子炉内に挿入するスクラム動作を行う。

#### [系統の現況]

5・6号機は制御棒の全数が全挿入状態、水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉であり、制御棒は動作できない状態（原子炉の臨界未満の維持）となっている。

また、5・6号機の制御棒駆動水ポンプは復旧済みであるが、冷温停止を維持するために必要な系統ではないこと及び水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉であることから、系統機能としては復旧していない。なお、燃料移動時には健全性を確認しながら制御棒駆動系の系統機能を復旧する。（添付資料－1 参照）

### 2.21.2 要求される機能

制御棒を全挿入位置で保持し、原子炉を臨界未満に維持できること。

### 2.21.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－2に示す。

#### (1) 5号機

##### a. 制御棒

制御棒については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成13・09・17原第4号 平成13年11月13日認可)

##### b. 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(55資庁第1815号 昭和55年5月2日認可)

##### c. 制御棒駆動水圧系

###### (a) 制御棒駆動水フィルタ

制御棒駆動水フィルタについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(b) 制御棒駆動水ポンプ

制御棒駆動水ポンプについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

d. 水圧制御ユニット

水圧制御ユニットについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
工事計画認可申請書(58資庁第10951号 昭和58年8月15日認可)

e. スクラム排出容器

スクラム排出容器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

f. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。  
工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)  
工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)  
工事計画認可申請書(平成11・09・30資第25号 平成11年11月5日認可)  
建設時第27回工事計画軽微変更届出書(総官第1503号 昭和52年3月26日届出)

(2) 6号機

a. 制御棒

制御棒については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
工事計画認可申請書(平成11・03・05資第80号 平成11年3月31日認可)

b. 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)  
建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

c. 制御棒駆動水圧系

(a) 制御棒駆動水フィルタ

制御棒駆動水フィルタについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

(b) 制御棒駆動水ポンプ

制御棒駆動水ポンプについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

d. 水圧制御ユニット

水圧制御ユニットについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)

工事計画認可申請書(60資庁第2373号 昭和60年3月26日認可)

e. スクラム排出容器

スクラム排出容器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)

f. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)

工事計画認可申請書(平成15・08・28原第13号 平成15年10月3日認可)

建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

2. 21. 4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

建設時第10回工事計画認可申請書(49資庁第478号 昭和49年4月8日認可)

工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第5283号 昭和57年4月16日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

工事計画認可申請書(58資庁第10951号 昭和58年8月15日認可)

工事計画認可申請書(元資庁第373号 平成元年2月10日認可)

工事計画認可申請書(2資庁第7778号 平成2年7月2日認可)

工事計画認可申請書(平成11・09・30資第25号 平成11年11月5日認可)

工事計画認可申請書(平成13・09・17原第4号 平成13年11月13日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)  
建設時第7回工事計画変更認可申請書(49資庁第4376号 昭和49年6月12日認可)  
建設時第17回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)  
建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1068号 昭和51年12月17日届出)  
建設時第27回工事計画軽微変更届出書(総官第1503号 昭和52年3月26日届出)  
建設時第28回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

## (2) 6号機

建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)  
建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)  
工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)  
工事計画認可申請書(58資庁第17157号 昭和59年1月20日認可)  
工事計画認可申請書(59資庁第2198号 昭和59年3月27日認可)  
工事計画認可申請書(60資庁第2373号 昭和60年3月26日認可)  
工事計画認可申請書(元資庁第7984号 平成元年9月7日認可)  
工事計画認可申請書(平成10・03・10資第29号 平成10年3月25日認可)  
工事計画認可申請書(平成11・03・05資第80号 平成11年3月31日認可)  
工事計画認可申請書(平成15・08・28原第13号 平成15年10月3日認可)  
建設時第27回工事計画変更認可申請書(54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可)  
建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)  
建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

### 2.21.5 添付資料

添付資料ー1 5号機 制御棒駆動系の一部未復旧期間における臨界未満の維持について

添付資料ー2 系統概要図

5号機 制御棒駆動系の一部未復旧期間における臨界未満の維持について

5号機は制御棒の全数が全挿入状態，水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉，かつ意図せず操作できない管理となっている。これに加え，制御棒駆動機構は一度挿入動作をしない限り，機械的に引抜き動作ができない構造であることから，制御棒が引抜かれることはない。

また，この状態において，最大価値を有する制御棒 1 本が引抜かれた場合を仮定したとしても，下記により，原子炉が臨界になるリスクは小さい。

- ・震災当時は定期検査期間中であり，原子炉停止余裕検査にて最大価値を有する制御棒 1 本が引抜かれた場合においても，原子炉が臨界にならないことを確認していること。
- ・震災後から現在に至るまで炉心変更（原子炉内の燃料配置の変更）を行っていないことから，上記の停止余裕は有効であると判断できること。

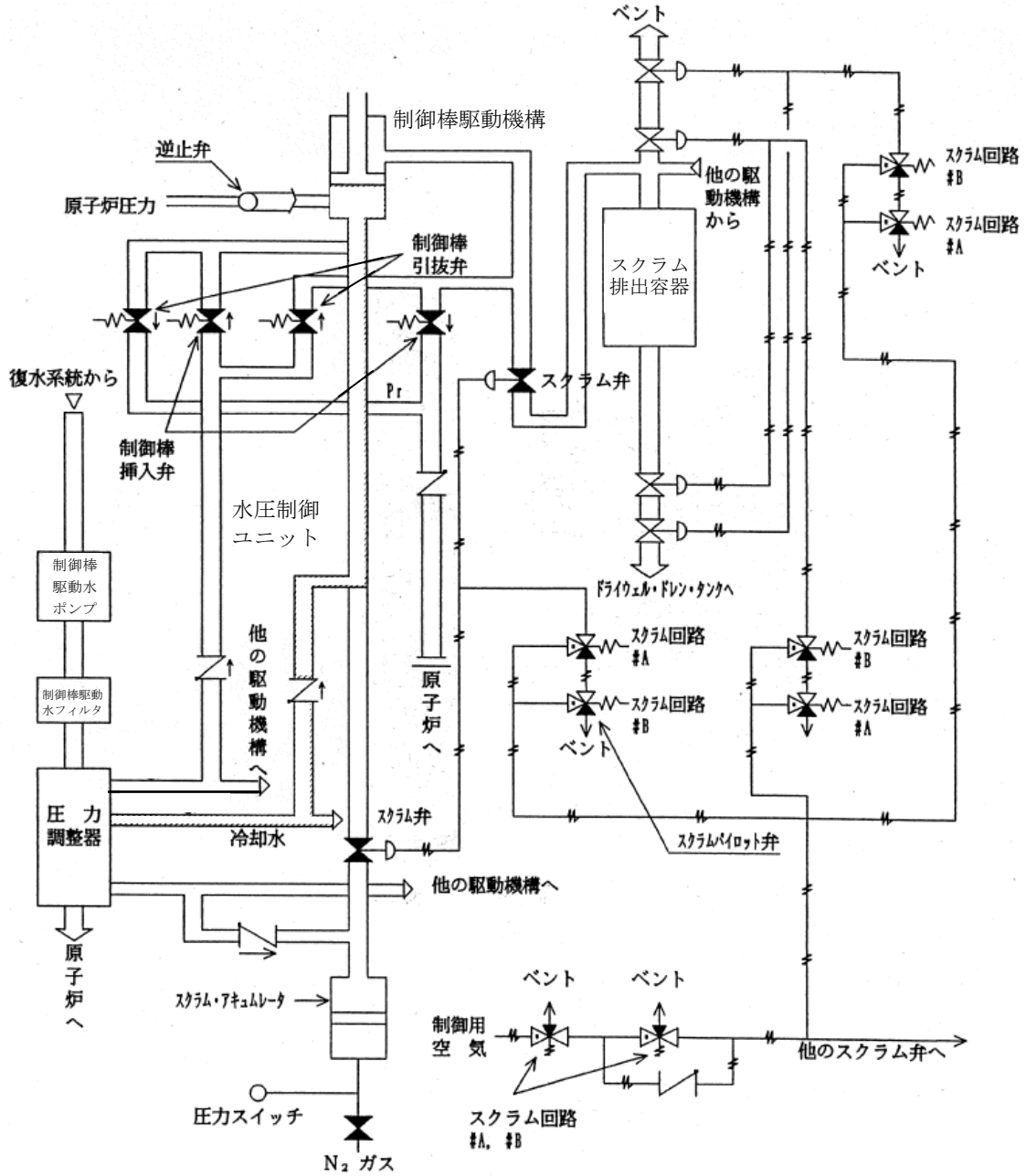


図-1 5号機 制御棒駆動系 系統概要図

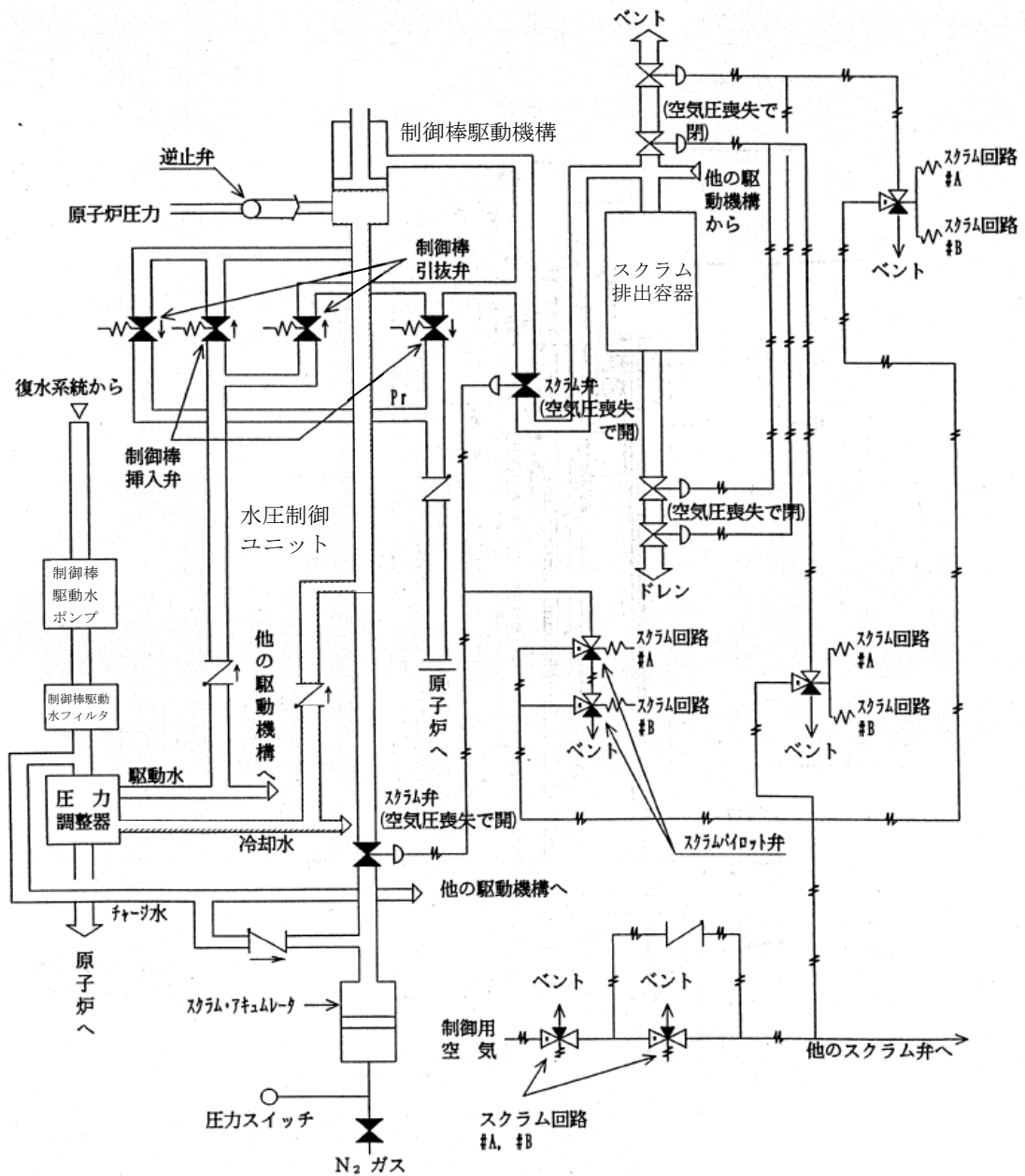


図-2 6号機 制御棒駆動系 系統概要図



## 2.22 5・6号機 残留熱除去系

### 2.22.1 系統の概要

残留熱除去系は、原子炉停止後の炉心の崩壊熱及び原子炉圧力容器・配管・冷却材中の保有熱を除去、原子炉冷却材喪失時等の炉心冷却等を行う。

残留熱除去系は、2系統（6号機は3系統）からなり、2基の熱交換器、4台のポンプ（6号機は3台）及び4台の海水ポンプ等から構成されている。

この系は、その運転方法により、原子炉停止時冷却モード、低圧注水モード、格納容器冷却モード（6号機は格納容器スプレイ冷却モード）ならびに使用済燃料貯蔵プール水の冷却及び補給の各機能を有する。

#### [系統の現況]

残留熱除去系の系統機能は復旧済みであり、残留熱除去海水系ポンプ（5号機：4台、6号機：4台）は5・6号機各1台（予備は各3台）の運転により、原子炉の安定的な冷温停止状態を維持している。また、運転中に当該ポンプが故障した場合は、予備のポンプ1台を起動する（切り替える）ことによって原子炉の冷却は維持可能である。

しかしながら、震災の津波により取水路内に流入した瓦礫類を完全に除去出来ていない可能性があることから、取水口の点検中（当該ポンプの半数である2台が使用できない状況）において、運転中のポンプに何らかの不適合が発生した場合は、予備ポンプがない状態となる。

このため、冷温停止の維持に影響を及ぼす当該ポンプに不適合が発生した場合に備え、震災時に実績のある仮設水中ポンプを配備し、残留熱除去海水系の信頼性向上を図っている。

また、残留熱除去海水系配管の一部には、トレンチ内で津波による没水部位があり、設備の健全性は系統流量や温度監視により確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。（添付資料－1 参照）

### 2.22.2 要求される機能

残留熱除去系は原子炉停止時に崩壊熱の除去機能を有し、冷温停止状態を維持出来ること（原子炉停止時冷却モード）。また、使用済燃料プール内の崩壊熱を除去できること。

なお、冷温停止においては格納容器冷却モード（6号機は格納容器スプレイ冷却モード）の機能は必要としておらず、低圧注水モードについては、Ⅱ.2.23 参照。

### 2.22.3 主要な機器

系統概要図 添付資料-2 に示す。

#### (1) 5号機

##### a. ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

##### b. ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

##### c. 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

##### d. ポンプ(残留熱除去海水系)

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

##### e. ストレーナ(残留熱除去海水系)

ストレーナについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

##### f. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16・10・22原第7号 平成16年12月1日認可)

工事計画認可申請書(平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可)

工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

工事計画認可申請書(平成21・06・26原第17号 平成21年7月13日認可)

工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

g. 主要弁

主要弁については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

h. 仮設水中ポンプ(残留熱除去海水系)

仮設水中ポンプについては、以下の工事の届出書により確認している。

電気事業法第47条第4項による工事の届出書(総管発24第245号 平成24年11月8日届出)

(2) 6号機

a. ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

b. ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)

c. 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成15・12・09原第9号 平成16年3月8日認可)

d. ポンプ(残留熱除去海水系)

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

e. ストレーナ(残留熱除去海水系)

ストレーナについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第21回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

f. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16・01・29原第13号 平成16年4月7日認可)

工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)

工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)

工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)  
建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

g. 主要弁

主要弁については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

h. 仮設水中ポンプ(残留熱除去海水系)

仮設水中ポンプについては、以下の工事の届出書により確認している。  
電気事業法第47条第4項による工事の届出書(総管発24第245号 平成24年11月8日届出)

2.22.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)  
工事計画認可申請書(平成16・10・22原第7号 平成16年12月1日認可)  
工事計画認可申請書(平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可)  
工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)  
工事計画認可申請書(平成21・06・26原第17号 平成21年7月13日認可)  
工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)  
建設時第3回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)  
建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)  
建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)  
建設時第10回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)  
建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

## (2) 6号機

建設時第3回工事計画認可申請書(49資庁第17943号 昭和49年11月12日認可)  
建設時第5回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)  
建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)  
建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)  
建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)  
工事計画認可申請書(平成12・12・19資第37号 平成12年12月27日認可)  
工事計画認可申請書(平成16・01・29原第13号 平成16年4月7日認可)  
工事計画認可申請書(平成15・12・09原第9号 平成16年3月8日認可)  
工事計画認可申請書(平成19・07・04原第6号 平成19年9月11日認可)  
建設時第10回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)  
建設時第11回工事計画変更認可申請書(52資庁第5413号 昭和52年6月16日認可)  
建設時第24回工事計画変更認可申請書(53資庁第9792号 昭和53年8月25日認可)  
建設時第27回工事計画変更認可申請書(54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可)  
工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)  
工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)  
工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)  
建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)  
建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)  
建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)  
建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

### 2.22.5 添付資料

- 添付資料ー1 残留熱除去海水系の一部没水配管における健全性評価について
- 添付資料ー2 系統概要図

残留熱除去海水系の一部没水配管における健全性評価について

残留熱除去海水系配管は、材質が炭素鋼であるが、腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状、トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから、塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお、配管の内側はライニング処理により腐食がないものとし、ここでは、外面からの配管の腐食について評価する。

まず、5号機及び6号機の工事計画軽微変更届出書では、配管の肉厚（5号機：11.7mm、6号機：11.7mm）及び配管の必要肉厚（5号機：7.8mm、6号機：8.3mm）の記載<sup>\*1</sup>がある。これまでは、計画的な点検により表面状態を確認し、必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら、配管が海水中に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため、必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで、塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック<sup>\*2</sup>によれば、海水中では腐食速度は0.1mm/年、飛沫帯では0.3mm/年と報告されているため、水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は0.3mm/年とする。

その結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は5号機で約13年、6号機で約11年となると予測される。

\* 1：以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

5号機：建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

6号機：建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

\* 2：腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49 (1995).

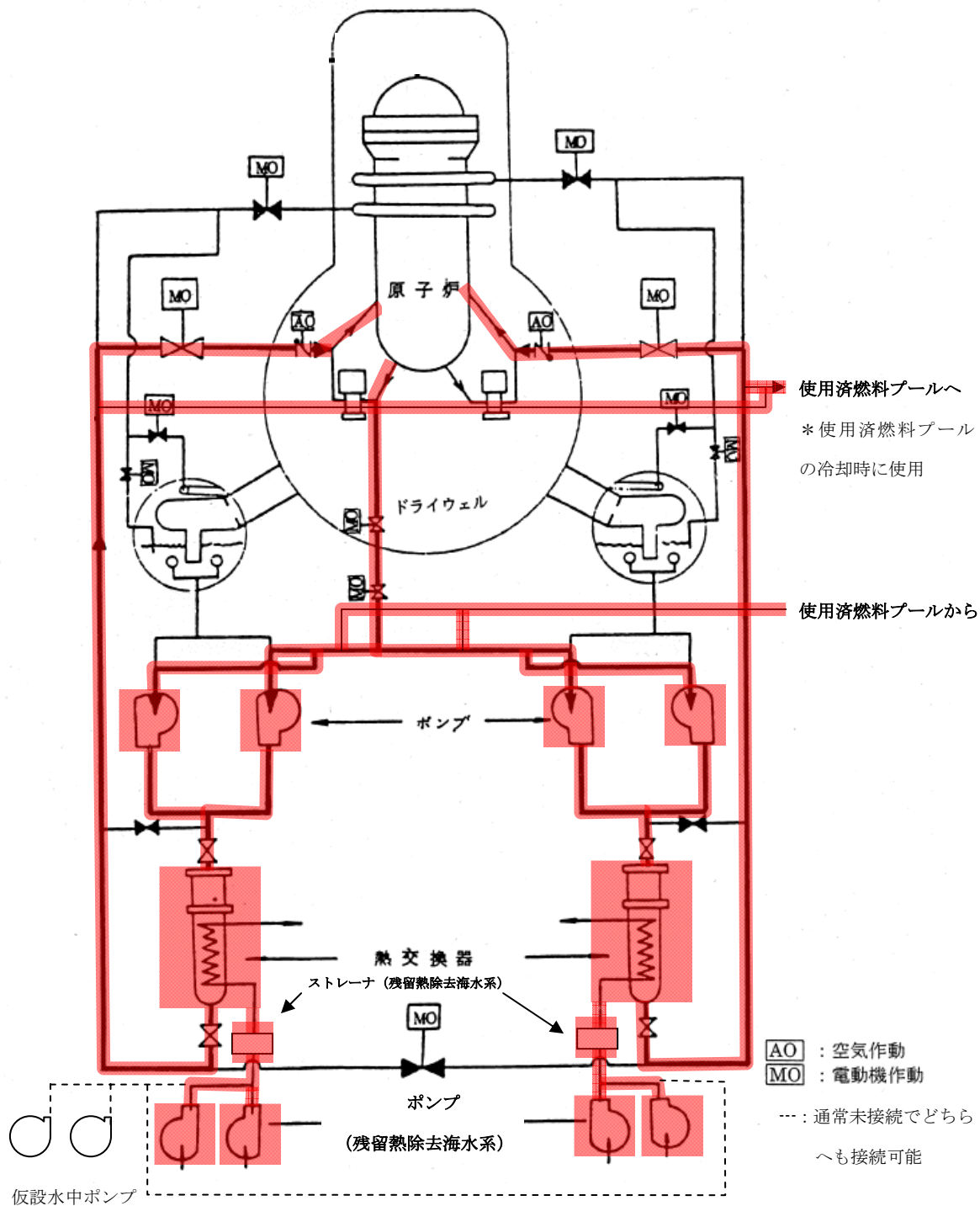


図-1 5号機 残留熱除去系 系統概要図

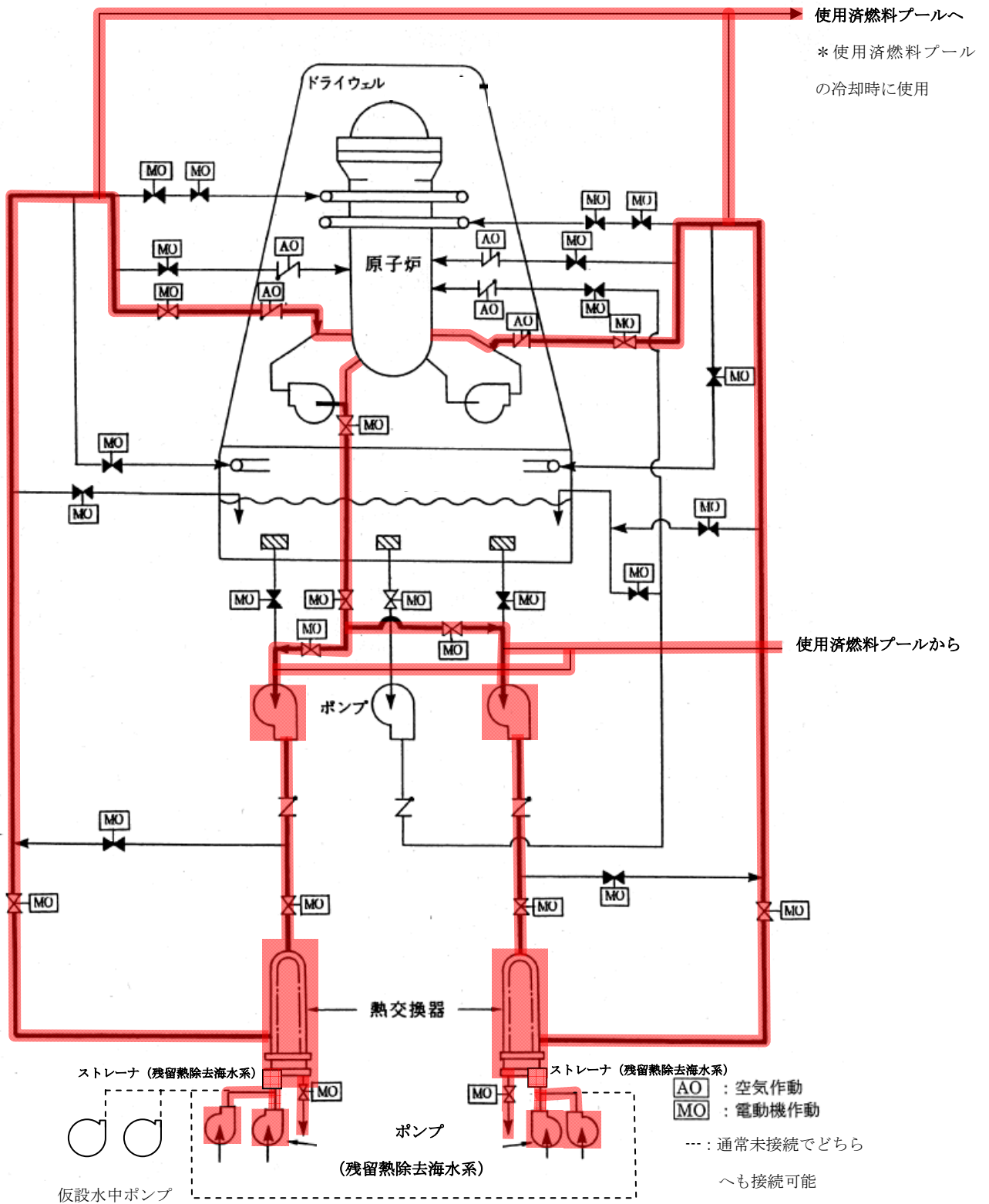


図-2 6号機 残留熱除去系 系統概要図



## 2.23 5・6号機 非常用炉心冷却系

### 2.23.1 系統の概要

非常用炉心冷却系は、冷却材喪失時の燃料の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期に亘って除去する機能を持ち、炉心スプレイ系（6号機は低圧炉心スプレイ系）、低圧注水系等で構成されている。

#### (1) 5号機

##### a. 炉心スプレイ系

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に、非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして、燃料の過熱を防止する。

##### b. 低圧注水系（低圧注水モード）

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に、非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの水を炉心へ注水し、炉心を水浸けにして、燃料の過熱を防止する。

##### c. 高圧注水系

1次系配管の中小破断時に、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水あるいはサプレッション・プールの水を炉心へ注水して、燃料の過熱を防止する。

##### d. 自動減圧系

主蒸気逃がし安全弁が作動すれば、原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に原子炉蒸気をサプレッション・プールへ逃がして、原子炉圧力を速やかに低下させて炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とする。

#### (2) 6号機

##### a. 低圧炉心スプレイ系

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に、非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして、燃料の過熱を防止する。

##### b. 低圧注水系（低圧注水モード）

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に、非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの水を炉心へ注水し、炉心を水浸けにして、燃料の過熱を防止する。

#### c. 高圧炉心スプレイ系

原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に、専用の非常用電源を有している電動機駆動ポンプにより、復水貯蔵タンクあるいはサプレッション・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして、燃料の過熱を防止する。

#### d. 自動減圧系

主蒸気逃がし安全弁が作動すれば、原子炉再循環配管の破断のような冷却材喪失時に原子炉蒸気をサプレッション・プールへ逃がして、原子炉圧力を速やかに低下させて低圧炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とする。

### [系統の現況]

非常用炉心冷却系の系統機能は復旧済みである（下記を除く）。

現在は、5・6号機は制御棒が全挿入、かつ燃料の冷却が維持されていることから、原子炉圧力容器の圧力は高圧になることはなく、5号機の高圧注水系（高圧注水機能）、6号機の高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ機能）、自動減圧系（原子炉減圧機能）については必要としない。これらの設備については復旧していないが、外観点検上問題がないことは確認しており、今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧していくこととする。

なお、6号機の高圧炉心スプレイ系については注水機能に期待できるが、原子炉圧力容器の圧力が低圧であれば、他の非常用炉心冷却系及び復水補給水系にて原子炉圧力容器への注水は十分可能である。（添付資料－1 参照）

また、非常用炉心冷却系のポンプ冷却は、残留熱除去海水系により供給される海水によって行われる。（Ⅱ.2.22 参照）

#### 2.23.2 要求される機能

冷却材の流出に対する低圧注水機能として、次に示す非常用炉心冷却系のうち、5・6号機それぞれ最大2系列が動作可能であること。

5号機：炉心スプレイ系（2系列）、低圧注水系（4系列）

6号機：低圧炉心スプレイ系（1系列）、低圧注水系（3系列）

#### 2.23.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－2に示す。

(1) 5号機

a. 炉心スプレイ系

(a) ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

(b) ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
工事計画認可申請書（平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可）

(c) 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。  
建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)  
工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)  
建設時第15回工事計画変更認可申請書(50資庁第14309号 昭和51年2月28日認可)

(d) 主要弁

主要弁については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

b. 低圧注水系

(a) ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

(b) ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)

(c) 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。  
工事計画認可申請書(平成16・10・22原第7号 平成16年12月1日認可)  
工事計画認可申請書(平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可)  
工事計画認可申請書(平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可)  
工事計画認可申請書(平成21・06・26原第17号 平成21年7月13日認可)

工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

(d) 主要弁

主要弁については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(e) ポンプ (残留熱除去海水系)

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

(f) ストレーナ (残留熱除去海水系)

ストレーナについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

(g) 主配管 (残留熱除去海水系)

主配管については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

(2) 6号機

a. 低圧炉心スプレイ系

(a) ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(b) ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)

(c) 主配管

主配管については、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

(d) 主要弁

主要弁については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

b. 低圧注水系

(a) ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(b) ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)

(c) 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16・01・29原第13号 平成16年4月7日認可)

工事計画変更認可申請書(平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可)

工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

(d) 主要弁

主要弁については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(e) ポンプ (残留熱除去海水系)

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(f) ストレーナ (残留熱除去海水系)

ストレーナについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第21回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

(g) 主配管 (残留熱除去海水系)

主配管については、以下の工事計画届出書等により確認している。

工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）  
建設時第19回工事計画軽微変更届出書（総官第1268号 昭和52年12月12日届出）

#### 2.23.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

##### (1) 5号機

###### a. 炉心スプレイ系

建設時第6回工事計画認可申請書（48公第3623号 昭和48年6月2日認可）  
建設時第7回工事計画認可申請書（48公第5381号 昭和48年8月21日認可）  
工事計画認可申請書（平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可）  
建設時第5回工事計画変更認可申請書（49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可）  
建設時第15回工事計画変更認可申請書（50資庁第14309号 昭和51年2月28日認可）  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）  
建設時第6回工事計画軽微変更届出書（総官第33号 昭和49年4月6日届出）  
建設時第13回工事計画軽微変更届出書（総官第237号 昭和50年6月20日届出）

###### b. 低圧注水系

建設時第7回工事計画認可申請書（48公第5381号 昭和48年8月21日認可）  
工事計画認可申請書（平成16・10・22原第7号 平成16年12月1日認可）  
工事計画認可申請書（平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可）  
工事計画認可申請書（平成20・01・23原第5号 平成20年2月18日認可）  
工事計画認可申請書（平成21・06・26原第17号 平成21年7月13日認可）  
工事計画届出書（総官発21第88号 平成21年6月26日届出）  
建設時第3回工事計画軽微変更届出書（総官第923号 昭和48年10月30日届出）  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）  
建設時第6回工事計画軽微変更届出書（総官第33号 昭和49年4月6日届出）  
建設時第8回工事計画軽微変更届出書（総官第534号 昭和49年7月29日届出）  
建設時第10回工事計画軽微変更届出書（総官第919号 昭和49年11月18日届出）  
建設時第13回工事計画軽微変更届出書（総官第237号 昭和50年6月20日届出）  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書（総官第1102号 昭和51年3月17日届出）

##### (2) 6号機

###### a. 低圧炉心スプレイ系

建設時第7回工事計画認可申請書（50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可）  
工事計画認可申請書（平成19・07・04原第6号 平成19年9月11日認可）  
工事計画変更認可申請書（平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可）

建設時第15回工事計画軽微変更届出書（総官第446号 昭和52年6月30日届出）  
建設時第18回工事計画軽微変更届出書（総官第966号 昭和52年10月15日届出）  
建設時第19回工事計画軽微変更届出書（総官第1268号 昭和52年12月12日届出）

b. 低圧注水系

建設時第3回工事計画認可申請書（49資庁第17943号 昭和49年11月12日認可）  
建設時第5回工事計画認可申請書（50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可）  
建設時第7回工事計画認可申請書（50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可）  
建設時第11回工事計画認可申請書（50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可）  
建設時第13回工事計画認可申請書（51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可）  
工事計画認可申請書（平成16・01・29原第13号 平成16年4月7日認可）  
工事計画認可申請書（平成19・07・04原第6号 平成19年9月11日認可）  
建設時第10回工事計画変更認可申請書（51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可）  
建設時第11回工事計画変更認可申請書（52資庁第5413号 昭和52年6月16日認可）  
建設時第24回工事計画変更認可申請書（53資庁第9792号 昭和53年8月25日認可）  
建設時第27回工事計画変更認可申請書（54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可）  
工事計画変更認可申請書（平成20・01・16原第2号 平成20年1月21日認可）  
工事計画届出書（総文発官6第605号 平成6年10月4日届出）  
工事計画届出書（総官発15第230号 平成15年9月29日届出）  
建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1193号 昭和50年2月26日届出）  
建設時第15回工事計画軽微変更届出書（総官第446号 昭和52年6月30日届出）  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）  
建設時第18回工事計画軽微変更届出書（総官第966号 昭和52年10月15日届出）  
建設時第19回工事計画軽微変更届出書（総官第1268号 昭和52年12月12日届出）  
建設時第22回工事計画軽微変更届出書（総官第1788号 昭和53年3月23日届出）

2.23.5 添付資料

添付資料ー1 6号機 高圧炉心スプレイ系（ポンプ，非常用ディーゼル発電機，直流電源装置を含む）の未復旧期間における注水機能の維持について  
添付資料ー2 系統概要図

6号機 高圧炉心スプレイ系（ポンプ，非常用ディーゼル発電機，直流電源装置を含む）の未復旧期間における注水機能の維持について

万が一，冷却材圧力バウンダリが高圧状態となり，冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等が破損した場合には，冷却材が系外に流出する。この場合，冷却水が補給できないと炉心冷却能力が低下し，燃料損傷に至る可能性がある。

しかしながら，6号機については，以下の措置を講じていることから，冷却材圧力バウンダリが高圧状態に至ることはなく，万が一，冷却材の大規模な流出に際して，高圧炉心スプレイ系が未復旧であっても，他の非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）2系統，または，他の非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）1系統及び復水移送ポンプ1台のどちらかにより注水機能は十分確保されているため，燃料損傷に至るリスクは小さい。

- ・制御棒の全数が全挿入状態，水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉，かつ意図せず操作できない管理となっている。これに加え，制御棒駆動機構は一度挿入動作をしない限り，機械的に引抜き動作ができない構造であることから，制御棒が引抜かれることはない。
- ・自然災害（地震，津波）により残留熱除去海水系ポンプが機能喪失し，全交流電源が喪失した場合においても，高台に配備している電源車及び消防車により，原子炉注水機能を維持できる。（Ⅱ.2.18 参照）



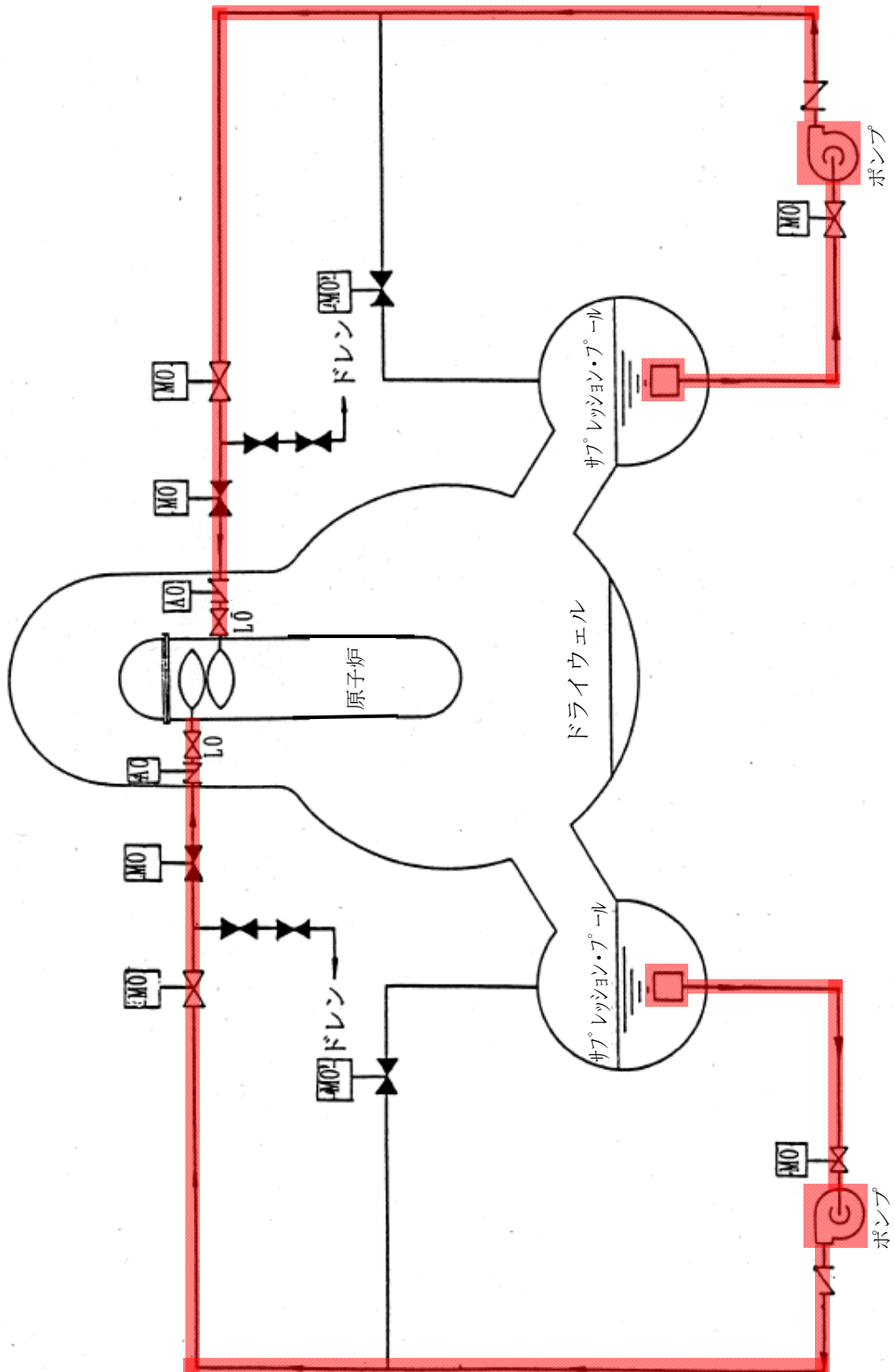


図-1 5号機 非常用炉心冷却系（炉心スプレイ系） 系統概要図

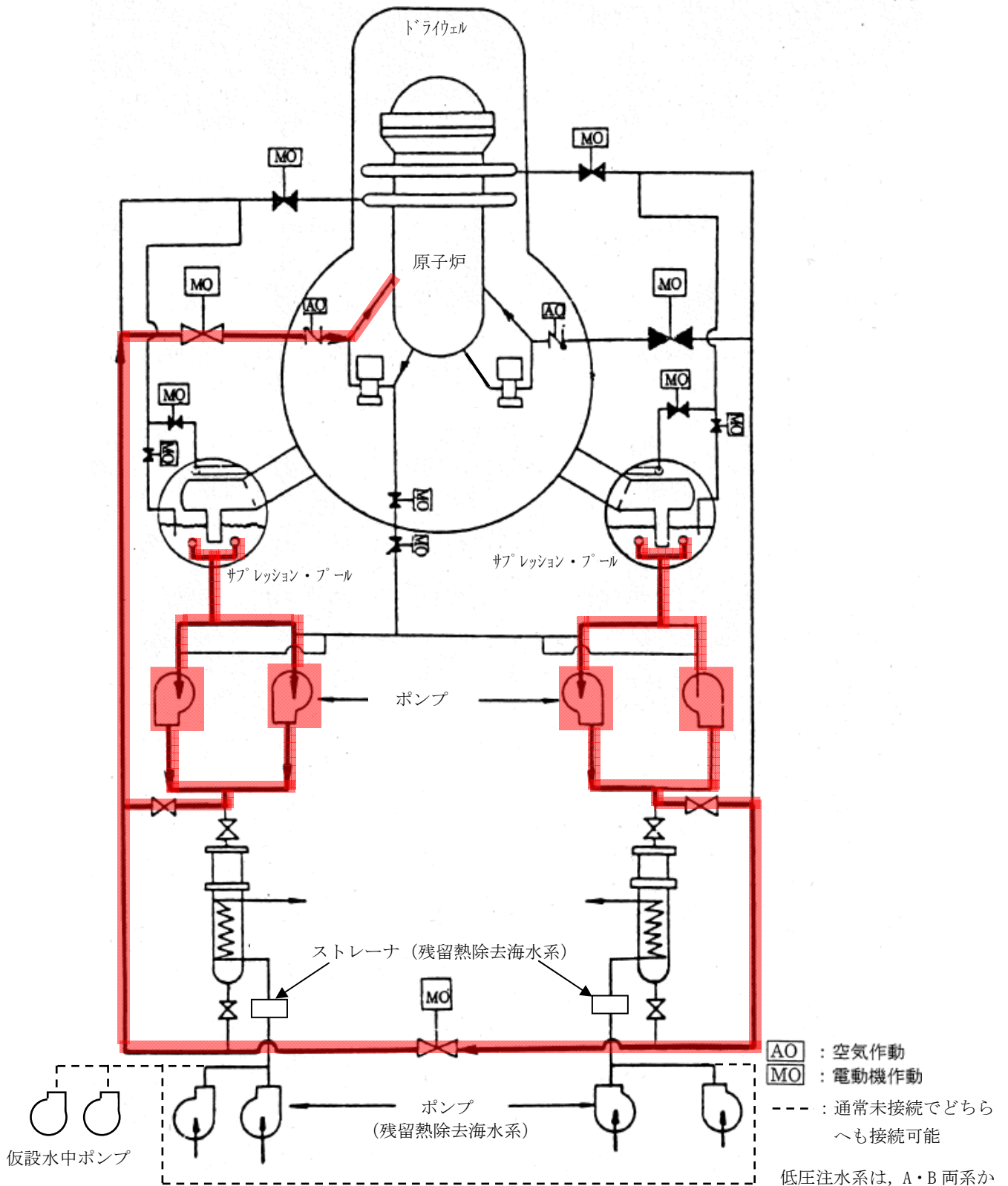
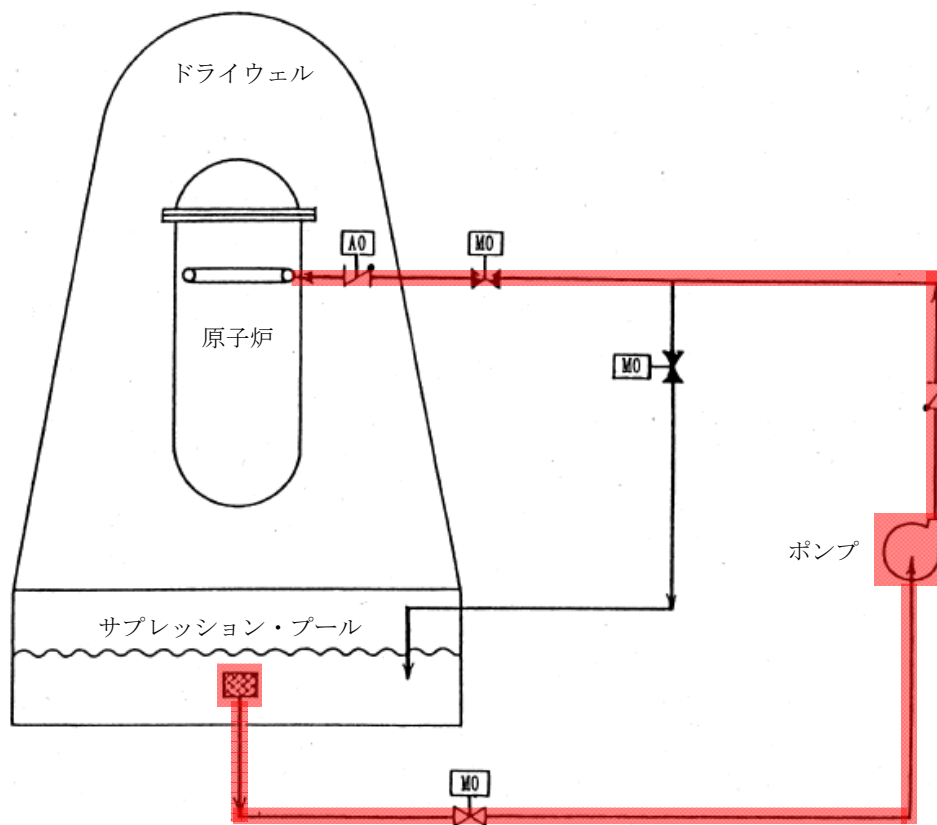


図-2 5号機 非常用炉心冷却系 (低圧注水系) 系統概要図



図ー 3 6号機 非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系） 系統概要図

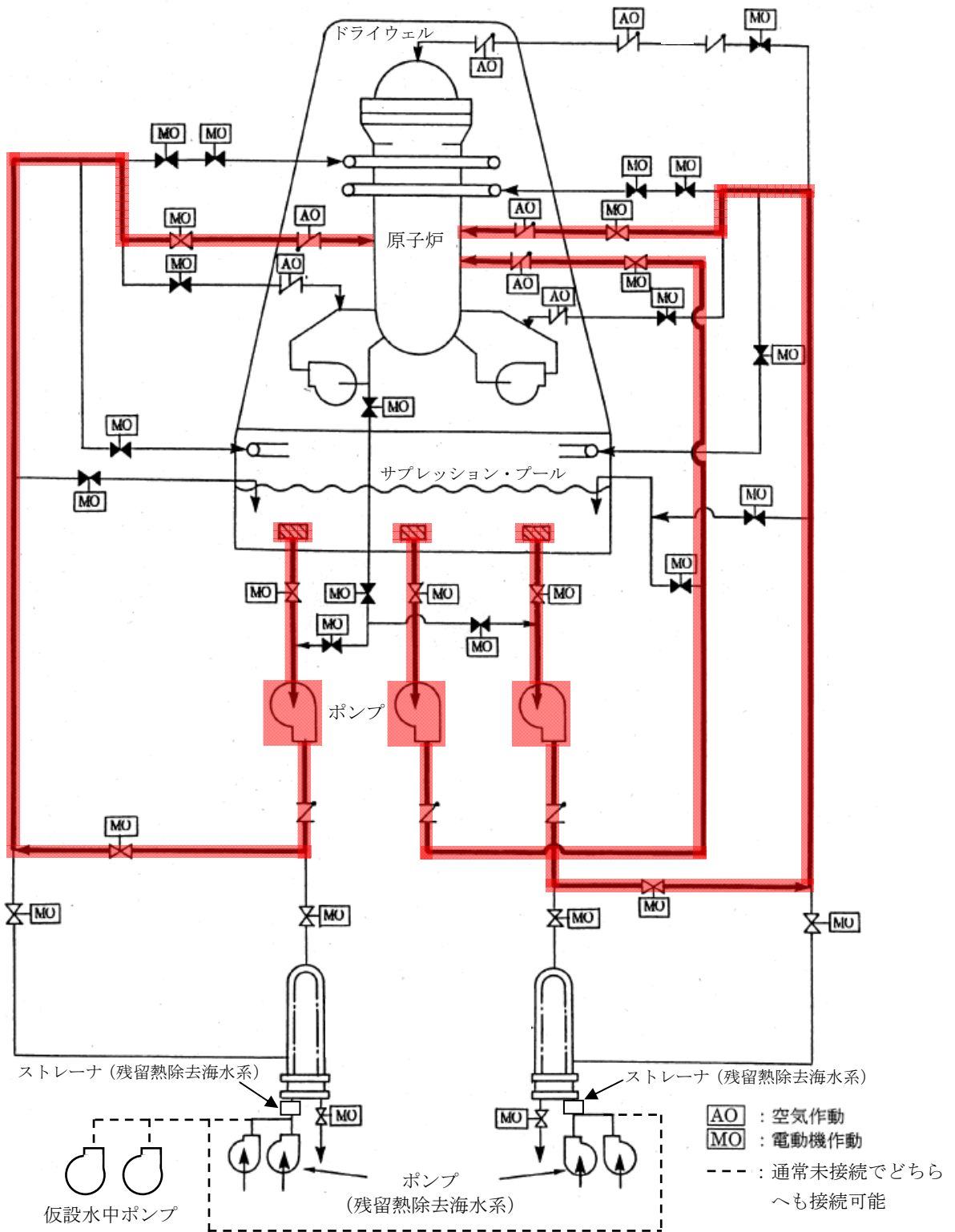


図-4 6号機 非常用炉心冷却系（低压注水系） 系統概要図

## 2.25 5・6号機 原子炉冷却材浄化系

### 2.25.1 系統の概要

原子炉冷却材浄化系は、冷却材の純度を高く維持するためのものであって、この系統は、原子炉再循環系から冷却材の一部を抜き出し、連続的に冷却材の浄化を行うものである。

原子炉冷却材浄化系は、ろ過脱塩器、熱交換器（再生熱交換器・非再生熱交換器）及び循環ポンプ等から構成されている。

なお、循環ポンプを運転するには制御棒駆動水ポンプからのパージ水が必要であり、このパージ水は原子炉内へ戻される。

#### [系統の現況]

5号機は、原子炉冷却材浄化系による冷却材の浄化は可能であるが、循環ポンプは、2台のうち1台が未復旧である。未復旧のポンプは、震災時の電源喪失により停止したものの、ポンプ内部へクラッドが混入している可能性があるため、点検を行った後、運転状態を確認し復旧する。（添付資料－1 参照）

6号機は、系統機能が復旧され運転可能な状態となっている。

なお、5・6号機共に、ポンプの運転による余剰水の増加が懸念されることから、冷却材の水質の状況に応じて運転する。

### 2.25.2 要求される機能

冷却材を浄化する機能を有すること。

### 2.25.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－2に示す。

#### (1) 5号機

##### a. 再生熱交換器

再生熱交換器については、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書（総文発官4第351号 平成4年7月27日届出）

##### b. 非再生熱交換器

非再生熱交換器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第6回工事計画認可申請書（48公第3623号 昭和48年6月2日認可）

##### c. 循環ポンプ

循環ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（平成14・12・20原第10号 平成15年1月27日認可）

d. ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第6回工事計画認可申請書（48公第3623号 昭和48年6月2日認可）

e. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。  
工事計画認可申請書（平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可，総発官16第444号 平成17年1月24日一部補正）  
工事計画変更認可申請書（51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可）  
工事計画届出書（総官発14第375号 平成14年12月20日届出）

f. 主要弁

主要弁については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
工事計画変更認可申請書（51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可）

(2) 6号機

a. 再生熱交換器

再生熱交換器については、以下の工事計画届出書により確認している。  
工事計画届出書（総文発官3第1242号 平成4年2月13日届出）

b. 非再生熱交換器

非再生熱交換器については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
建設時第10回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)

c. 循環ポンプ

循環ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
工事計画認可申請書（5資庁第6407号 平成5年6月15日認可）

d. ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第22回工事計画軽微変更届出書（総官第1788号 昭和53年3月23日届出）

e. 主配管

主配管については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第18回工事計画軽微変更届出書（総官第966号 昭和52年10月15日届出）  
建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

f. 主要弁

主要弁については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

2.25.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第6回工事計画認可申請書 (48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

工事計画認可申請書 (平成14・12・20原第10号 平成15年1月27日認可)

工事計画認可申請書 (平成16・10・18原第7号 平成16年11月30日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書 (49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第17回工事計画変更認可申請書 (51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)

工事計画届出書 (総文発官4第351号 平成4年7月27日届出)

工事計画届出書 (総官発14第375号 平成14年12月20日届出)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書 (総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書 (総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第13回工事計画軽微変更届出書 (総官第237号 昭和50年6月20日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書 (総官第603号 昭和51年9月9日届出)

建設時第28回工事計画軽微変更届出書 (総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) 6号機

建設時第11回工事計画認可申請書 (50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

工事計画認可申請書 (5資庁第6407号 平成5年6月15日認可)

建設時第10回工事計画変更認可申請書 (51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)

工事計画届出書 (総文発官3第1242号 平成4年2月13日届出)

建設時第18回工事計画軽微変更届出書 (総官第966号 昭和52年10月15日届出)

建設時第19回工事計画軽微変更届出書 (総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

建設時第22回工事計画軽微変更届出書 (総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書 (総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

2.25.5 添付資料

添付資料－1 5号機 原子炉冷却材浄化系の一部未復旧期間における冷却材の水質維持について

添付資料－2 系統概要図

5号機 原子炉冷却材浄化系の一部未復旧期間における冷却材の水質維持について

震災以降、冷却材の導電率は概ね  $4\sim 5\ \mu\text{S}/\text{cm}$  程度で推移しており、水質は有意な変化のない状態を維持しているため、今後短期間で水質が急速に悪化することは考えにくい。また、原子炉冷却材浄化系の循環ポンプ 1 台が未復旧であっても、復旧しているポンプ 1 台による冷却材の浄化ができることから、水質の維持は可能である。

なお、現在の復水補給水系にて原子炉への注水（冷却材の希釈）を行うことによる水質の改善も可能である。



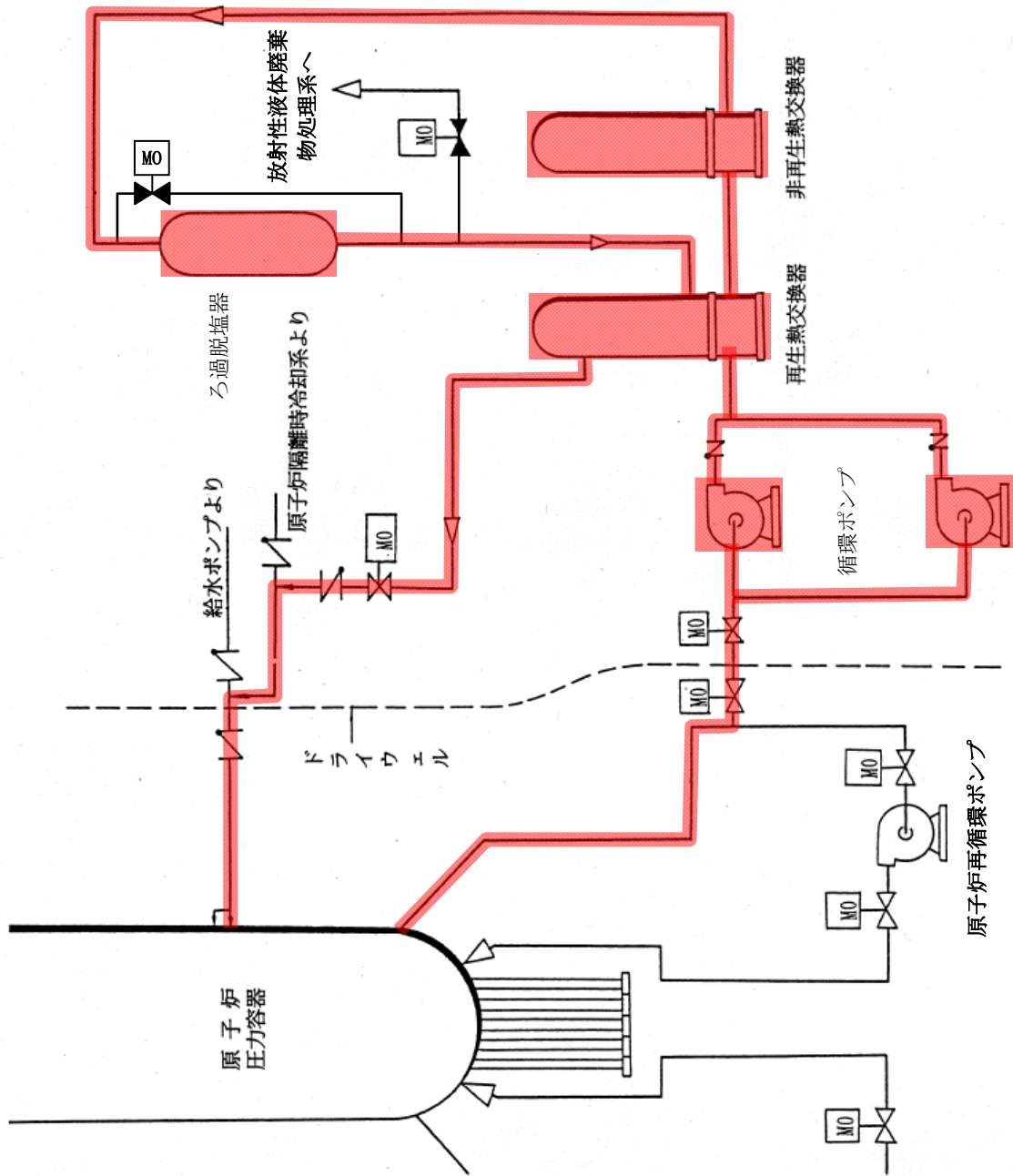
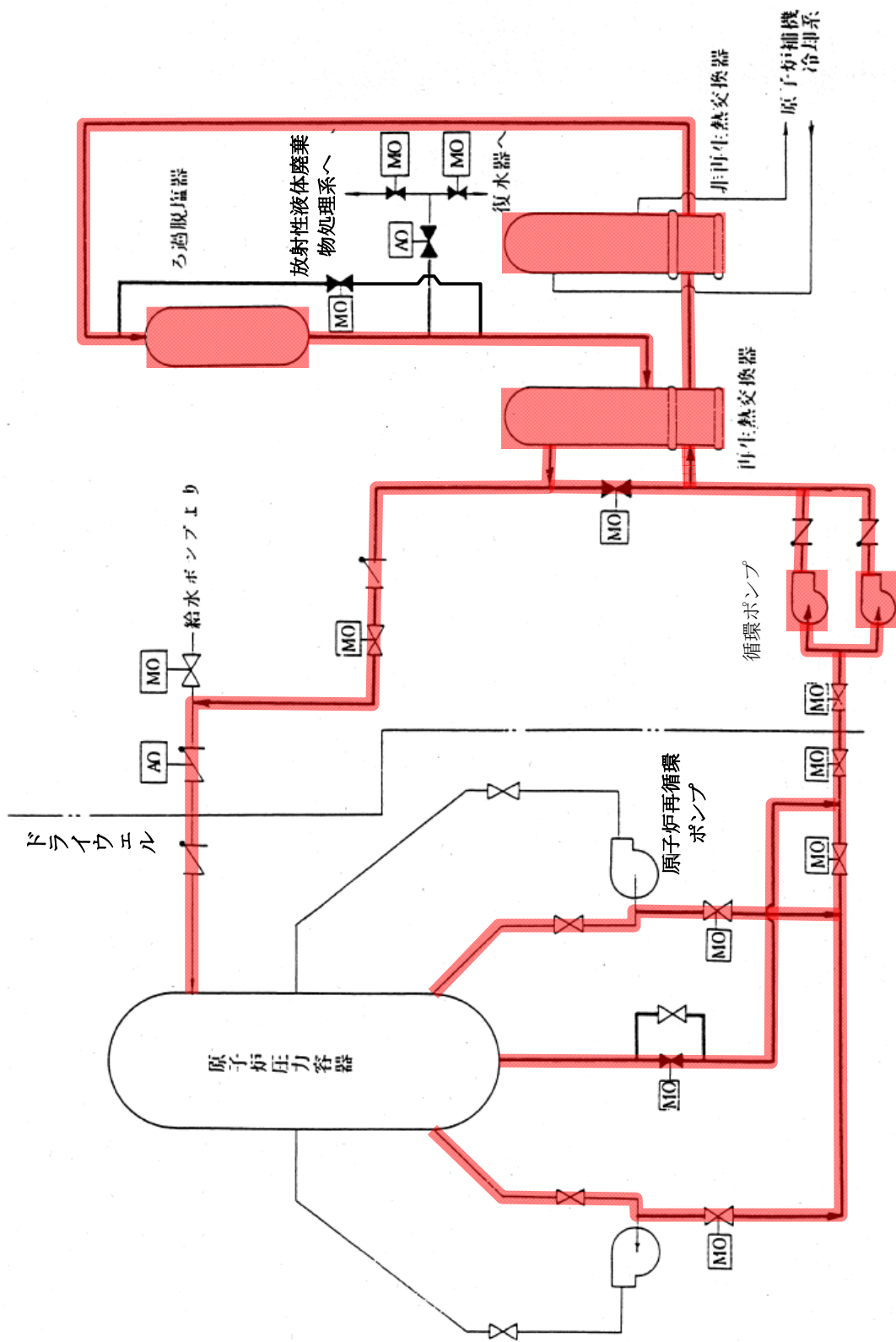


図-1 5号機 原子炉冷却材浄化系 系統概要図



図一2 6号機 原子炉冷却材浄化系 系統概要図

## 2.26 5・6号機 原子炉建屋常用換気系

### 2.26.1 系統の概要

原子炉建屋常用換気系は、建屋内に加熱あるいは冷却した清浄な空気を供給し建屋内の雰囲気温度を調整するとともに、これら供給空気の流れを適切に保ち、建屋内の清浄区域汚染を防止する。

原子炉建屋常用換気系は、他の換気系とは独立になっており、空気供給系と排気系を備え、それぞれ100%容量のファン2台（1台は予備）をもっている。また、差圧制御器により、出口弁を調整し、原子炉建屋内はわずかに負圧に保たれている。排気空気は、フィルタを通じて主排気筒から大気中へ放出される。（添付資料－1 参照）

換気用の原子炉建屋入口及び出口ダクトには、それぞれ2個の空気作動隔離弁があり、原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し、非常用ガス処理系が自動起動することで放射性物質の系外放出を防ぐ。

#### [系統の現況]

原子炉建屋常用換気系は、建屋内の作業環境維持や機器類保護のため、現在換気運転をしている。また、建屋の負圧を維持しつつ放射性物質の系外放出を防止しなくてはならないことから、震災後、建屋の給排気ケーシング内に高性能フィルタを設置している。（高性能フィルタは放射性物質の捕集効率が高いが、その能力を発揮するために当該系統の風量を定格値の70%程度で運転する）

### 2.26.2 要求される機能

原子炉建屋の負圧を維持しつつ、機器類保護等のために建屋の換気を行えること。

### 2.26.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－2に示す。

#### (1) 5号機

##### a. 送風機

送風機については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画届出書(総文発官2第166号 平成2年6月5日届出)

##### b. 排風機・ページ用排気ファン

排風機・ページ用排気ファンについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画届出書(総文発官2第166号 平成2年6月5日届出)

(2) 6号機

a. 送風機

送風機については、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

工事計画届出書(総文発官元第312号 平成元年8月25日届出)

b. 排風機・パージ用排気ファン

排風機・パージ用排気ファンについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

2.26.4 添付資料

添付資料－1 主排気筒について

添付資料－2 系統概要図

主排気筒について

5・6号機共用である主排気筒については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

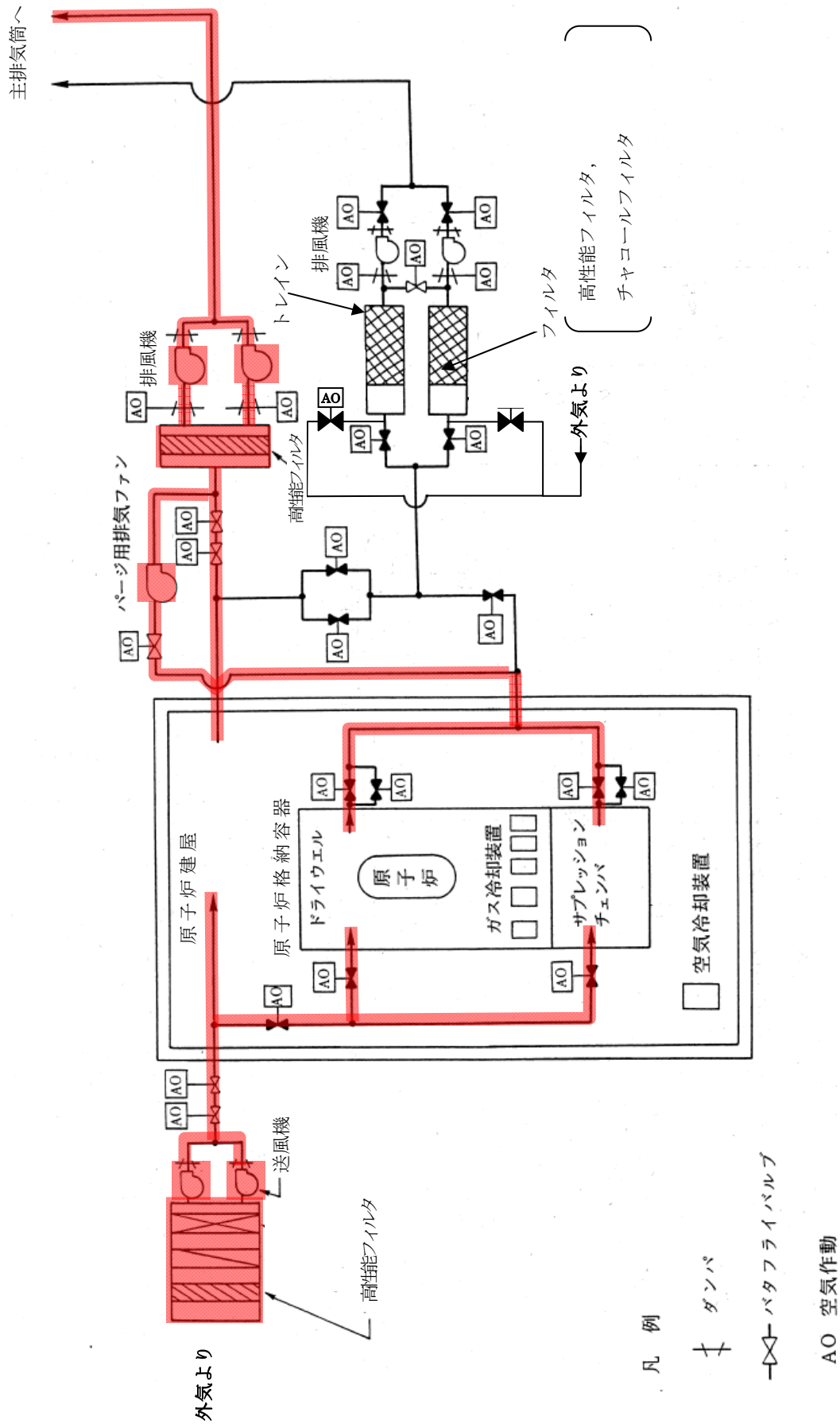
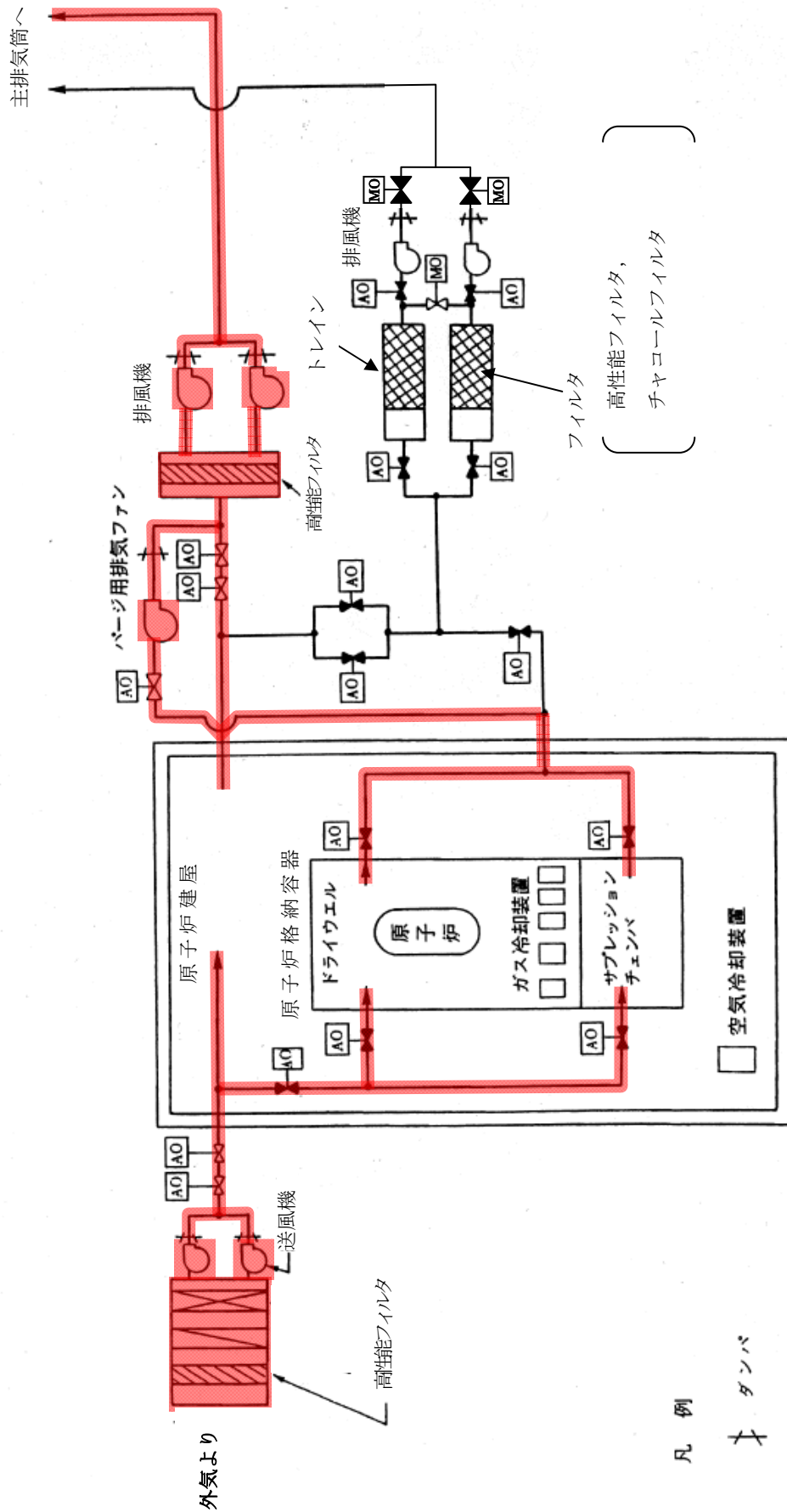


図-1 5号機 原子炉建屋常用換気系 系統概要図



高性能フィルタ,  
活性炭フィルタ

凡例

ダンプ

バタフライバルブ

AO 空気作動

MO 電動機駆動

図-2 6号機 原子炉建屋常用換気系 系統概要図

## 2.27 5・6号機 燃料プール冷却浄化系

### 2.27.1 系統の概要

燃料プール冷却浄化系は、燃料プール冷却浄化系、原子炉補機冷却系、補機冷却海水系で構成されており、使用済燃料からの崩壊熱の除去及び使用済燃料プールの水の純度を保ち、遮へい（燃料上部に十分な水深を確保すること）を維持している。

燃料プール冷却浄化系の循環ポンプの吸込みラインは、使用済燃料プールに隣接するスキマサージタンクに接続されているため、この系の破断時にも使用済燃料プールの水は流出しない。（添付資料－1 参照）

#### [系統の現況]

燃料プール冷却浄化系の系統機能は、復旧済みである。

しかし、補機冷却海水系配管の一部には、タービン建屋トレンチ内で津波による没水部位があり、設備の健全性は系統流量や温度監視により確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。（添付資料－2 参照）

### 2.27.2 要求される機能

使用済燃料プールの水位を維持し、プール内の崩壊熱を除去すると共に浄化できる機能を有すること。

### 2.27.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－3に示す。

#### (1) 5号機

##### a. 燃料プール冷却浄化系

###### (a) 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

###### (b) ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第3回工事計画軽微変更届出書（総官第923号 昭和48年10月30日届出）

###### (c) 循環ポンプ

循環ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第6回工事計画認可申請書（48公第3623号 昭和48年6月2日認可）



(d) 主配管

主配管については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

b. 原子炉補機冷却系

(a) 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(b) ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(c) 主配管

主配管については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

c. 補機冷却海水系

添付資料-4 参照

(2) 6号機

a. 燃料プール冷却浄化系

(a) 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。  
建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)  
建設時第23回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

(b) ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

(c) 循環ポンプ

循環ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

(d) 主配管

主配管については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

b. 原子炉補機冷却系

(a) 熱交換器

熱交換器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

(b) ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(c) 主配管

主配管については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

c. 補機冷却海水系

添付資料-4 参照

2.27.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

a. 燃料プール冷却浄化系

建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第3回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第30回工事計画軽微変更届出書(総官第961号 昭和52年10月8日届出)

b. 原子炉補機冷却系

建設時第6回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)

建設時第5回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)  
建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)  
建設時第28回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

c. 補機冷却海水系

添付資料－4 参照

(2) 6号機

a. 燃料プール冷却浄化系

建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)  
建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

b. 原子炉補機冷却系

建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)  
建設時第19回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)  
建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

c. 補機冷却海水系

添付資料－4 参照

2.27.5 添付資料

- 添付資料－1 使用済燃料プールの冷却能力について
- 添付資料－2 補機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について
- 添付資料－3 系統概要図
- 添付資料－4 5・6号機 補機冷却海水系に係る、主要な機器、構造強度及び耐震性について

使用済燃料プールの冷却能力について

使用済燃料プールの冷却能力については、使用済燃料から発生する崩壊熱の除去を行うのに十分な冷却能力を有しており、その設計・機能に変わりないことを福島第一原子力発電所 5・6 号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

## 補機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について

補機冷却海水系配管は、材質が炭素鋼であるが、腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状、タービン建屋トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから、塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお、配管の内側はライニング処理により腐食がないものとし、ここでは、外面からの配管の腐食について評価する。

現在没水している配管の肉厚は、5号機で肉厚 9.5mm 及び必要肉厚 4.2mm であり、6号機で肉厚 12.7mm 及び必要肉厚 5.0mm である。これまでは、計画的な点検により表面状態を確認し、必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら、配管が海水中に一部没水しているため、外面からの腐食が進む可能性がある。そのため、必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。なお、5号機については、没水配管が 3 系列あり、時間的余裕が最も厳しい配管を代表として記載している。

ここで、塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック\*<sup>1</sup>によれば、海水中では腐食速度は 0.1mm/年、飛沫帯では 0.3mm/年と報告されているため、水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は 0.3mm/年とする。

その結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は、5号機で約 17 年、6号機で約 25 年となると予測される。

\* 1 : 腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49 (1995)。

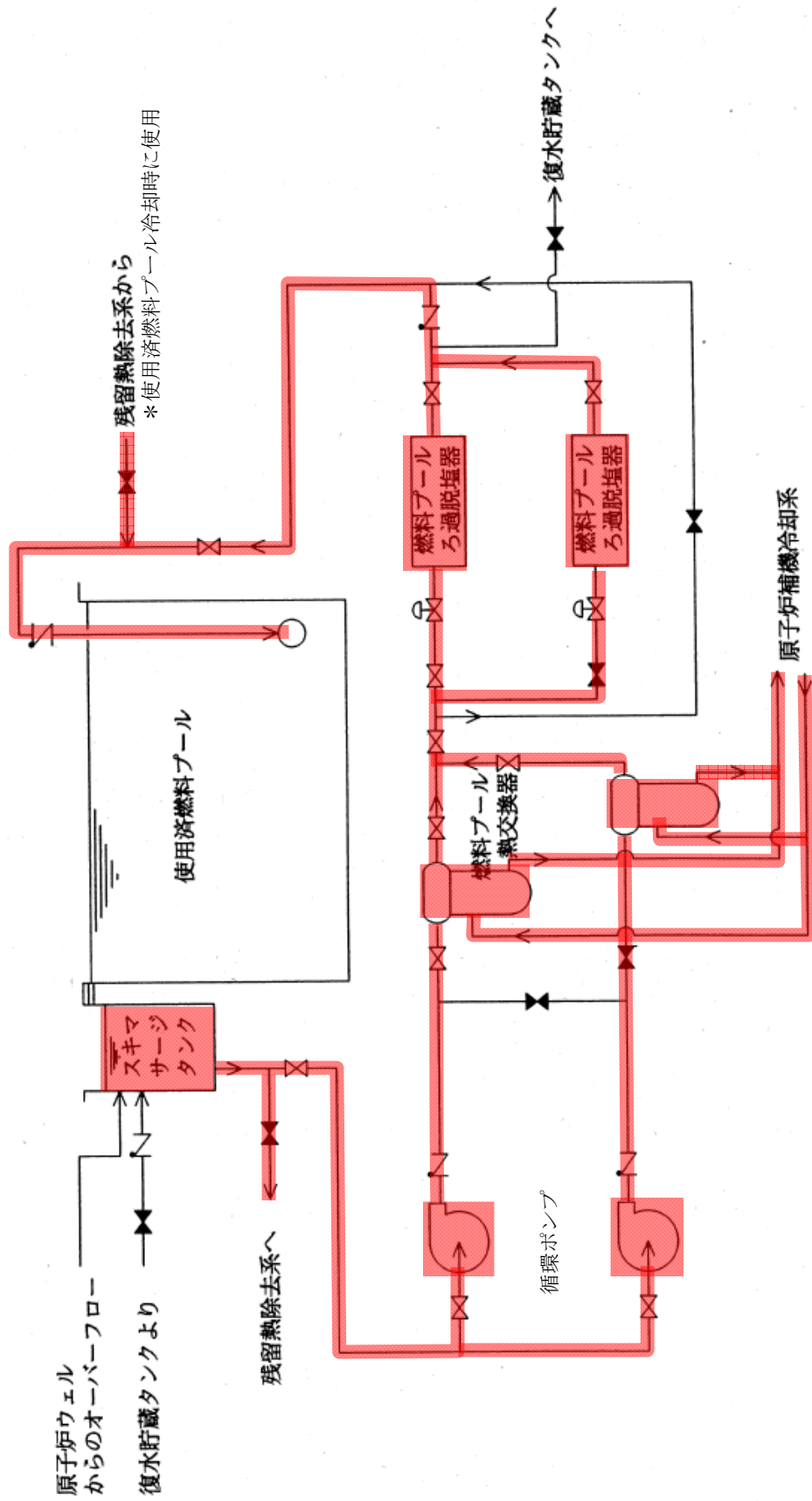


図-1 5号機 燃料プール冷却浄化系 系統概要図

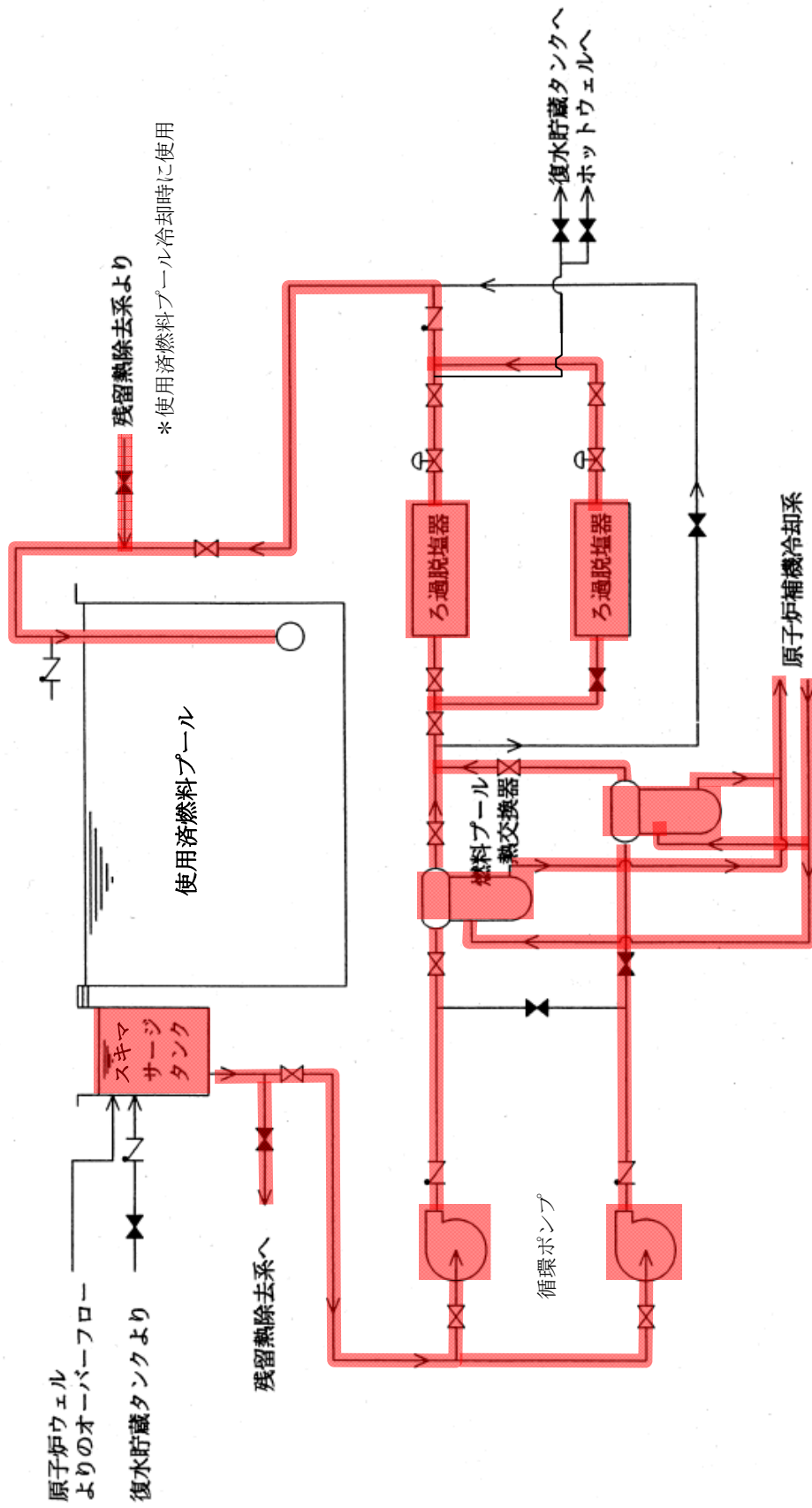


図-2 6号機 燃料プール冷却浄化系 系統概要図

## 5・6号機 補機冷却海水系に係る、主要な機器、構造強度及び耐震性について

## 1. 主要な機器

## (1) 5号機

## a. ポンプ

種 類	立軸多段遠心形
容 量(m <sup>3</sup> /h)	1, 800
全 揚 程(m)	45
主 要 寸 法	
高 さ(mm)	11, 770
吐 出 口 径(mm)	500
主 要 材 料	
胴	SCS14
羽 根 車	SCS14
主 軸	SUS316
回 転 数(rpm)	1, 000
原 動 機	
種 類	三相誘導電動機
出 力(kW)	310
個 数	常用 2 予備 1

## b. ストレーナ

種 類	横置電動切替形ダブルストレーナ
容 量(m <sup>3</sup> /h)	3, 600
最高使用圧力(MPa)	0.86
最高使用温度(°C)	44
主 要 寸 法	
全 長(mm)	2, 200
主 要 材 料	
胴	SCPL1
個 数	1



c. 配 管

最高使用圧力 MPa	最高使用温度 ℃	外径 mm	厚さ mm	材料
0.86	38	762	9.5	SM400B
		609.6	9.5	SM400B
		508	9.5	SM400B
		355.6	11.1	STPG370
		318.5	10.3	STPG370

(2) 6号機

a. ポンプ

種 類	立軸1段片吸込形
容 量(m <sup>3</sup> /h)	2,839
全 揚 程(m)	38.1
主 要 寸 法	
高 さ(mm)	12,720
吐 出 口 径(mm)	700
主 要 材 料	
胴	SCS14
羽 根 車	SCS14
主 軸	SUS316
回 転 数(rpm)	1,000
原 動 機	
種 類	三相誘導電動機
出 力(kW)	400
個 数	常用 2 予備 1

b. ストレーナ

種 類	横置電動切替形ダブルストレーナ
容 量(m <sup>3</sup> /h)	5,674
最高使用圧力(MPa)	0.86
最高使用温度(℃)	66

主要寸法

全長(mm) 3,000

主要材料

胴 SCPL1

個数 1

c. 配管

最高使用圧力 MPa	最高使用温度 ℃	外径 mm	厚さ mm	材料
0.86	66	914.4	12.7	SM400B
		762	9.5	SM400B
		711.2	9.5	SM400B
		508	9.5	SM400B
		457.2	9.5	SM400B
		406.4	9.5	SM400B

2. 構造強度及び耐震性(5・6号機共通)

(1) 構造強度の評価

補機冷却海水系を構成する機器は、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令上、クラス3機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格設計・建設規格」で規定されるものであるが、各機器については、以下のとおり個別に評価している。

a. ポンプ

ポンプについては、系統の温度、圧力を考慮した仕様とする。

健全性については、震災後、系統の試運転を行い、有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことからポンプは、必要な構造強度を有するものと評価している。

b. ストレーナ

ストレーナについては、系統の温度、圧力を考慮した仕様とする。

健全性については、震災後、系統の試運転を行い、有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことからストレーナは、必要な構造強度を有するものと評価している。

c. 配 管

配管については，系統の温度，圧力を考慮し「日本工業規格」を準拠した仕様とする。

健全性については，震災後，系統の試運転を行い，有意な漏えい及び運転状態に異常がないことを確認している。

以上のことから配管は，必要な構造強度を有するものと評価している。

(2)耐震設計の基本方針

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」上の耐震クラス C の設備と位置付けられ，以下の様な基本方針としている。

a. 考え方

機器・配管系は原則として剛にする。

b. 配管類

支持構造：定ピッチスパン法\*による支持とする。

\*：配管自重を受けるために，適正なピッチでサポートを設置

c. 機器類

ポンプは地震荷重に耐えられるように設計する。

また，耐震クラス C につき，垂直方向の地震力は対象外とする。

## 2.28 5・6号機 燃料取扱系及び燃料貯蔵設備

### 2.28.1 系統の概要

燃料取扱系は、新燃料を原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）に搬入してから炉心に装荷するまで及び使用済燃料を炉心から取出し原子炉建屋最上階から搬出するまでの取扱いを行う。

燃料取扱系及び燃料貯蔵設備は、燃料交換機、原子炉建屋天井クレーン、使用済燃料プール、新燃料貯蔵設備で構成される。（添付資料－1，2 参照）

#### [系統の現況]

震災時、燃料プール冷却浄化系及び原子炉建屋常用換気系が機能喪失したことにより、使用済燃料プール水温度が上昇し、水蒸気が発生した。その影響で、原子炉建屋最上階の環境が高湿度となり燃料交換機及び原子炉建屋天井クレーンの電気設備の絶縁低下や機械設備の発錆に至ったことから、燃料取出しに向けて復旧を図るものである。（I.1.2 参照）

### 2.28.2 要求される機能

燃料交換機は燃料を所定の位置まで移動できること及び燃料つかみ機が空気源喪失した場合、安全側に動作し燃料を落下することが無いこと。また、燃料移動時は一定の水深（水面から燃料上端まで）を維持できること。

原子炉建屋天井クレーンは構内用輸送容器・新燃料を所定の位置まで移動できること及び電源喪失時に安全側に動作し吊り荷が落下することが無いこと。

### 2.28.3 主要な機器

#### (1) 5号機

##### a. 燃料取扱系

##### (a) 燃料交換機

燃料交換機については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。  
建設時第13回工事計画軽微変更届出書（総官第237号 昭和50年6月20日届出）

##### (b) 原子炉建屋天井クレーン

原子炉建屋天井クレーンについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書（49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可）

b. 燃料貯蔵設備

(a) 使用済燃料プール

使用済燃料プールについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(53資庁第12306号 昭和53年12月9日認可)

工事計画軽微変更届出書(総文発官53第1413号 昭和54年1月20日届出)

(b) 新燃料貯蔵設備

新燃料貯蔵設備については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第8回工事計画認可申請書(48公第8194号 昭和49年1月7日認可)

(2) 6号機

a. 燃料取扱系

(a) 燃料交換機

燃料交換機については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

(b) 原子炉建屋天井クレーン

原子炉建屋天井クレーンについては、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第23回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

b. 燃料貯蔵設備

(a) 使用済燃料プール

使用済燃料プールについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第23回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

(b) 新燃料貯蔵設備

新燃料貯蔵設備については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第23回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

#### 2.28.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

##### (1) 5号機

建設時第8回工事計画認可申請書(48公第8194号 昭和49年1月7日認可)

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1068号 昭和51年12月17日届出)

##### (2) 6号機

建設時第11回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

建設時第21回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

建設時第23回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

#### 2.28.5 添付資料

添付資料－1 使用済燃料プールにおける漏えいの監視方法，遮へい機能及び臨界未満の維持について

添付資料－2 燃料取扱い時の燃料落下防止について

使用済燃料プールにおける漏えいの監視方法，遮へい機能及び臨界未満の維持について

### 1. 漏えいの監視方法

使用済燃料プールの漏えいの監視方法については，万が一，漏えいが生じた場合に監視可能な漏えい水検知装置を備えており，その設計・機能に変わらないことを福島第一原子力発電所 5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

### 2. 遮へい機能

使用済燃料プールの遮へい機能については，強固な構造物で壁の厚さ及び水深は遮へいを考慮し十分とっており，その設計・機能に変わらないことを福島第一原子力発電所 5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

### 3. 臨界未満の維持

使用済燃料プールにおける燃料貯蔵上の未臨界性については，貯蔵燃料間の距離を確保すること及び中性子吸収材と構造材を兼ねる角管によって保たれており，その設計・機能に変わらないことを以下の工事計画認可申請書及び工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：工事計画認可申請書（53資庁第12306号 昭和53年12月9日認可）

6号機：建設時第23回工事計画変更認可申請書（53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可）

## 燃料取扱い時の燃料落下防止について

### 1. 燃料交換機

燃料交換機における燃料の落下防止については、燃料取扱い中に動力源が喪失しても燃料を保持する機構となっており、その設計・機能に変わりないことを福島第一原子力発電所５・６号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

### 2. 原子炉建屋天井クレーン

原子炉建屋天井クレーンにおける構内用輸送容器・新燃料の落下防止について、ブレーキは安全設計となるように電磁コイルが無励磁となった状態でブレーキを制動し、励磁となった状態で制動を解除する構造とする。



## 2.29 5・6号機 非常用ガス処理系

### 2.29.1 系統の概要

非常用ガス処理系は、原子炉建屋放射能高の信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し、自動起動する。非常用ガス処理系が起動することで原子炉建屋を負圧に保ち、原子炉格納容器等から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去する機能を有する。

非常用ガス処理系は100%容量の2系統からなり、各系統は、高性能フィルタ、チャコールフィルタ、排風機等から構成されている。この系により処理されたガスは、主排気筒に沿って設けている排気管を通して主排気筒排気口から放出される。

#### [系統の現況]

非常用ガス処理系の系統機能は復旧しているものの、非常用ガス処理系の排気管はトレンチ内で一部に津波による没水部位がある。このため、設備の健全性は定期的な系統流量の監視により確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び浸水が発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。(添付資料-1 参照)

### 2.29.2 要求される機能

原子炉水位低、原子炉建屋放射能高のいずれかの信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し、非常用ガス処理系が自動起動することで原子炉建屋を負圧に保つこと。また、原子炉格納容器等から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去し主排気筒から放出する機能を有することを、福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

ただし、冷温停止状態では原子炉水位低での自動起動は必要としない。

### 2.29.3 主要な機器

系統概要図 添付資料-2に示す。

#### (1) 5号機

##### a. 排風機

排風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

##### b. フィルタ

フィルタについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

c. トレイン

トレインについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

(2) 6号機

a. 排風機

排風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

b. フィルタ

フィルタについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

c. トレイン

トレインについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第16回工事計画認可申請書(53資庁第5742号 昭和53年6月27日認可)

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

2. 29. 4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第12回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

建設時第8回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第13回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(2) 6号機

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

建設時第15回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

#### 2.29.5 添付資料

添付資料－1 非常用ガス処理系の一部没水配管における健全性評価について

添付資料－2 系統概要図

非常用ガス処理系の一部没水配管における健全性評価について

非常用ガス処理系配管は、材質が炭素鋼であるが、腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状、トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから、塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお、配管の内側については気体を扱っているため配管の減肉に大きな影響を与えないものとし、ここでは、外面からの配管の腐食について評価する。

まず、5号機の工事計画軽微変更届出書では、配管の肉厚（5・6号機共通：8.3mm）及び配管の必要肉厚（5・6号機共通：0.6mm）の記載<sup>\*1</sup>がある。これまでは、計画的な点検により表面状態を確認し、必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら、配管が海水中に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため、必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで、塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック<sup>\*2</sup>によれば、海水中では腐食速度は0.1mm/年、飛沫帯では0.3mm/年と報告されているため、水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は0.3mm/年とする。

その結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は5・6号機共通で約25年となると予測される。

\* 1：以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

5号機：建設時第8回工事計画軽微変更届出書（総官第534号 昭和49年7月29日届出）

\* 2：腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49（1995）.

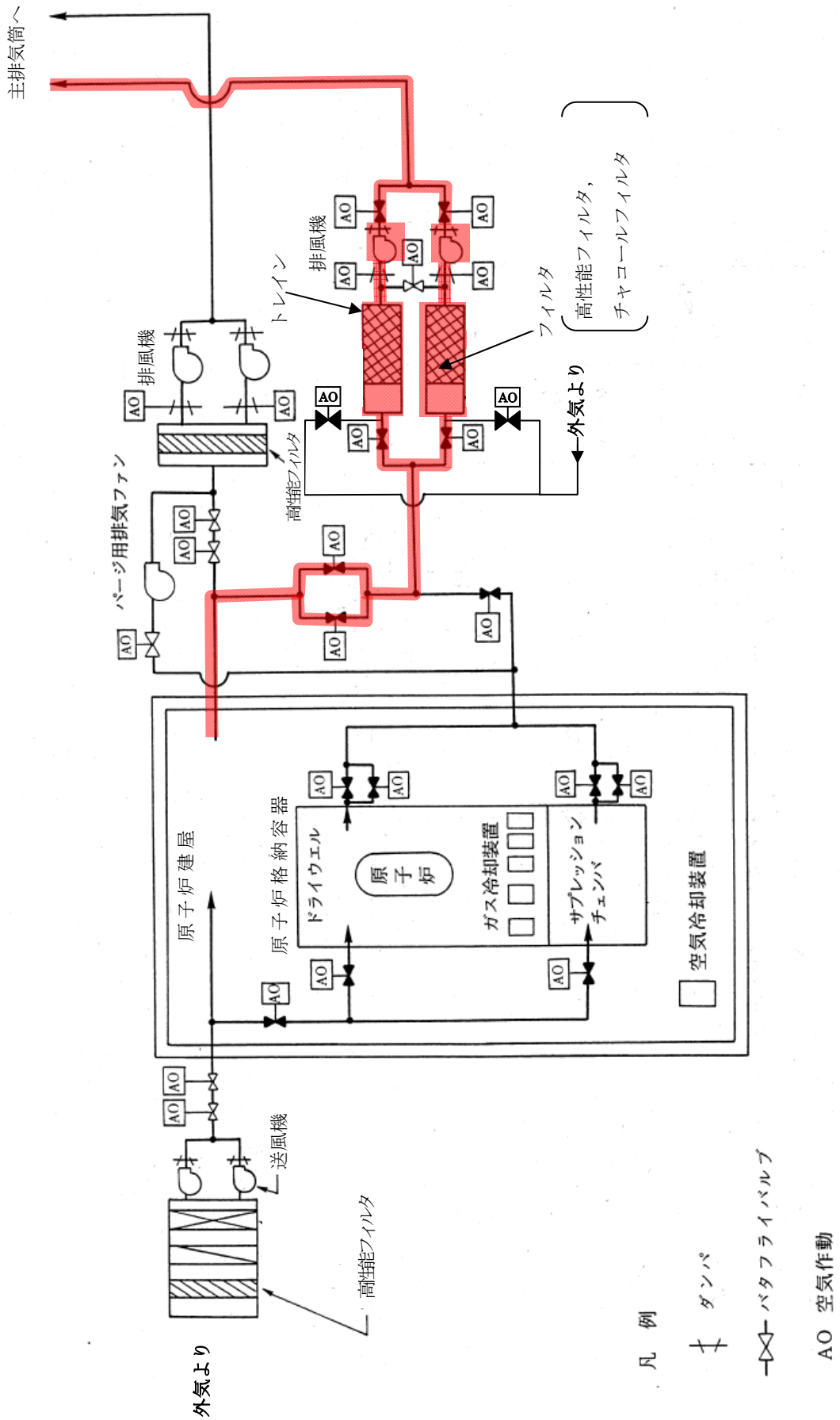
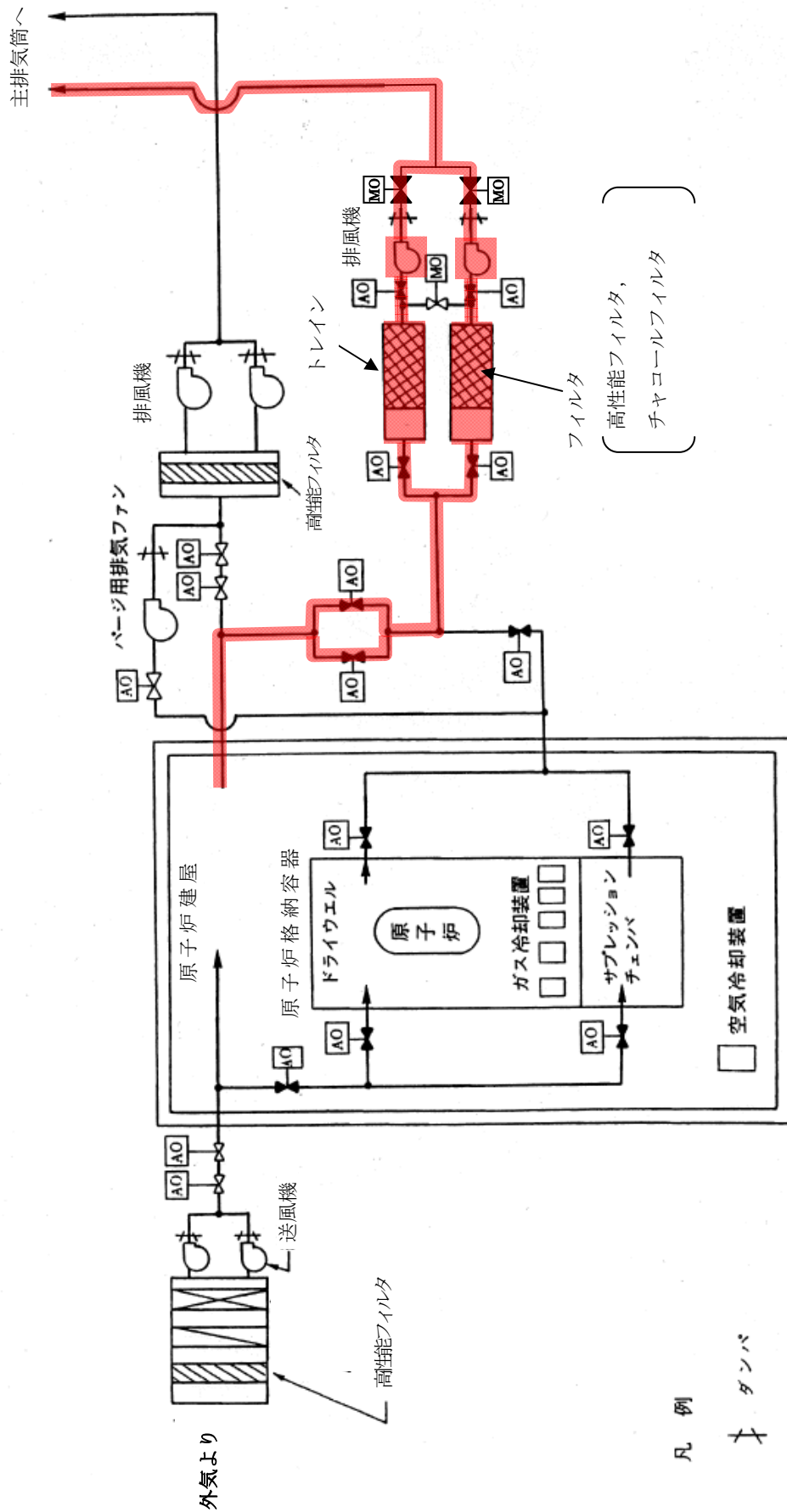


図-1 5号機 非常用ガス処理系 系統概要図



凡例

ダンパ

パタフライバルブ

AO 空気作動

MO 電動機駆動

図-2 6号機 非常用ガス処理系 系統概要図

## 2.30 5・6号機 中央制御室換気系

### 2.30.1 系統の概要

中央制御室換気系は、中央制御室へ一部外気を取り入れる再循環方式により空気調節を行うが、事故時には、必要な運転操作を汚染の可能性がなく継続することができるように他系統と分離されており、チャコールフィルタを通して再循環できる構成である。

#### [系統の現況]

中央制御室換気系の系統機能は、復旧済みである。

### 2.30.2 要求される機能

燃料移動（炉心変更）時、中央制御室換気系が2系列（1系列あたり、送・排風機各2台、フィルタユニット1基）動作可能であること。

### 2.30.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－1 に示す。

#### (1) 5号機（5・6号機共用）

##### a. 送風機

送風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

##### b. 排風機

排風機については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

##### c. フィルタユニット

フィルタユニットについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

### 2.30.4 耐震性

耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

### 2.30.5 添付資料

添付資料－1 系統概要図

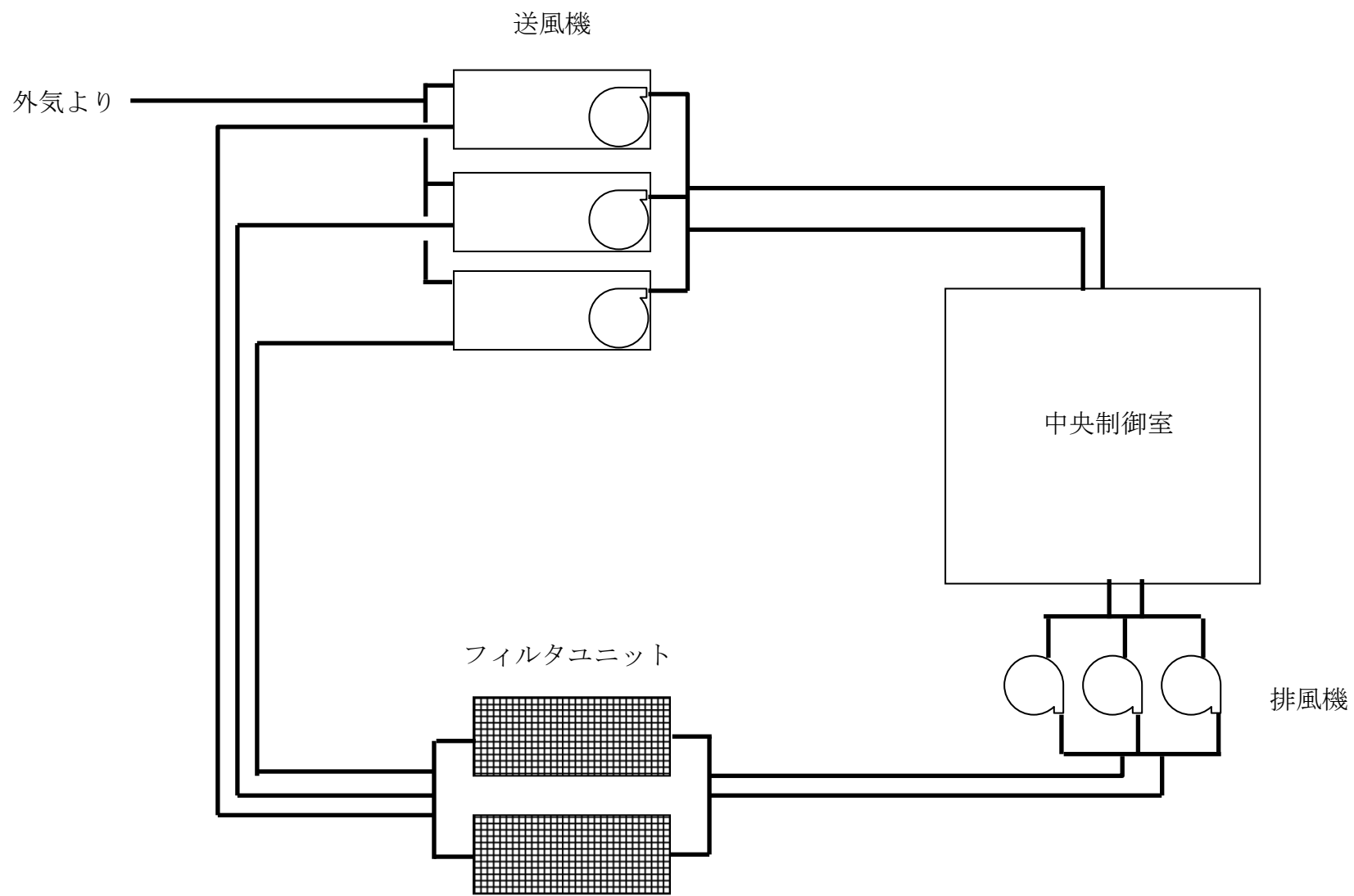


図-1 5号機 中央制御室換気系 系統概要図



## 2.32 5・6号機 電源系統設備

### 2.32.1 系統の概要

通常電力供給を66kV送電線2回線（双葉線1号，2号）及び非常用ディーゼル発電機（5号機2台，6号機3台設置）で構成し，多重化・多様化を図っており外部電源が喪失した場合でも安定した電力供給が可能である。

各機器への電源供給は，既設の66kV開閉所，起動変圧器，6.9kV所内高圧母線及び480V所内低圧母線を通じて行い，主要な計測用電源や制御電源を必要とする機器に対しては，蓄電池を設置している。

なお，中央制御室にて送電線電圧及び所内高圧母線電圧を監視できる装置を備えており，故障が発生した場合には，異常を検知し，その拡大及び伝播を防止するため異常箇所を自動的に切り離す保護装置を備えている。（添付資料－1 参照）

#### [系統の現況]

##### <外部電源>

福島第一原子力発電所5・6号機の特定原子力施設に電力供給する送電線は，66kV送電線5回線（双葉線1号，2号，大熊線3号，4号，東北電力（株）東電原子力線）で構成されている。（大熊線3号，4号，東北電力（株）東電原子力線から所内高圧母線を通じて受電することも可能）

##### <非常用ディーゼル発電機>

非常用ディーゼル発電機は復旧済みである。（高圧炉心スプレイ系を除く）

6号機の高圧炉心スプレイ系と同様に，6号機の高圧炉心スプレイ系の非常用ディーゼル発電機については復旧していないものの，外観点検上は問題がないことは確認しており，今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧\*していくこととする。

（Ⅱ.2.23 参照）

当該発電機は高圧炉心スプレイ系のみで電力を供給する設備であり，他の復旧されている5・6号機全ての非常用ディーゼル発電機を含めて考えれば，万が一，外部電源（双葉線1号，2号）が喪失した場合には，電源供給を必要とする負荷に対して非常用高圧母線に接続する動作可能な非常用ディーゼル発電機は十分確保されている。

（添付資料－2 参照）

\*：高圧炉心スプレイ系のみで冷却水を供給する非常用ディーゼル発電機冷却海水系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系の制御電源のみに電力を供給する直流電源装置は，高圧炉心スプレイ系の復旧に合わせて動作可能である状態に復旧していくこととする。

#### < 所内高圧母線 >

所内電源構成は震災前と同等であり、冷温停止に必要な設備に電源を供給している。震災時、所内高圧母線が津波により被水し電源が喪失したことから、現状の設備に加え津波対策のため、津波による影響がない場所を想定し所内高圧母線（電源喪失時に使用）を設置している。

所内高圧母線が津波により被水し電源が喪失した場合、切替操作を行い6号機非常用ディーゼル発電機または電源車から、津波による影響がない場所を想定し設置している所内高圧母線（電源喪失時に使用）を通じて、原子炉注水及び使用済燃料プール注水機能を有する機器等に電源を供給する。また、1～4号機、5・6号機双方から受電することも可能な構成となっている。（Ⅱ.2.7 添付資料－2 参照）

#### < 仮設設備 >

震災以降、仮設設備を設置しており電源を供給している。（添付資料－3 参照）

#### < 代替電源 >

外部電源及び非常用ディーゼル発電機が使用できない場合は、電源車を代替電源として配備しており、原子炉注水及び使用済燃料プール注水機能を有する機器等に電源を供給する。（添付資料－4 参照）

#### < ケーブル・海水配管 >

5・6号機の海水系ポンプ（残留熱除去海水系ポンプ、非常用ディーゼル発電機冷却海水系ポンプ、補機冷却海水系ポンプ）に電力を供給する電源ケーブルは、一部が没水しており、時間の経過により絶縁性能の低下が懸念される。このため、予備の電源ケーブルを敷設することで設備の多重化による信頼性向上を図っている。

また、非常用ディーゼル発電機冷却海水系の冷却水配管は、トレンチ内で一部に津波による没水部位がある。このため、設備の健全性は系統圧力や温度監視により確認できるものの、長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから、没水配管における健全性評価及び漏えいが発生した場合に備えた諸方策の検討を実施している。（添付資料－5 参照）

### 2.32.2 要求される機能

- (1) 冷温停止の維持・管理に必要な設備に関し、外部電源及び非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられること。
- (2) 原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において、外部電源が1系列動作可能であること。
- (3) 非常用所内電源が使用できない場合は、代替となる電源を有すること。

## 2.32.3 主要な機器

### (1) 5号機

#### a. 変圧器

##### (a) 起動変圧器

起動変圧器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第5回工事計画認可申請書(48公第3622号 昭和48年6月26日認可)

#### b. 非常用電源設備 (A) (B)

##### (a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第9回工事計画認可申請書(48資庁第2745号 昭和48年11月19日認可)

建設時第4回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

##### (b) 非常用ディーゼル発電機冷却海水系

###### ①ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

###### ②ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第6回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

###### ③主配管

主配管については、以下の工事計画届出書等により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

建設時第28回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

#### c. 直流電源装置 (添付資料-2 参照)

##### (a) 所内蓄電池

所内蓄電池については、福島第一原子力発電所5号炉原子炉設置変更許可申請書添付書類八により確認している。

(b) 中性子モニタ用蓄電池

中性子モニタ用蓄電池については、福島第一原子力発電所5号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

(2) 6号機

a. 非常用電源設備 (A)

(a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(b) 非常用ディーゼル発電機冷却海水系

①ポンプ

ポンプについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官8第112号 平成8年7月16日届出)

②ストレーナ

ストレーナについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

③主配管

主配管については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

b. 非常用電源設備 (B)

(a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)

(b) 非常用ディーゼル発電機補機冷却系

非常用ディーゼル発電機補機冷却系(空気冷却器・ポンプ・主配管)については、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)

c. 直流電源装置 (添付資料- 2 参照)

(a) 所内蓄電池

所内蓄電池については、福島第一原子力発電所 6 号炉原子炉設置変更許可申請書添付書類八により確認している。

(b) 中性子モニタ用蓄電池

中性子モニタ用蓄電池については、福島第一原子力発電所 6 号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

(3) 5・6号機共用

代替電源(電源車)

台 数	2 台以上
容 量(kVA)	5 0 0 (1 台あたり)
電 圧(kV)	6 . 6
相 数	3
周波数(Hz)	5 0
タンク容量/燃料消費率	2 時間以上

2. 32. 4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

- 建設時第 7 回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)
- 建設時第 9 回工事計画認可申請書(48資庁第2745号 昭和48年11月19日認可)
- 建設時第 5 回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)
- 工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)
- 工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)
- 建設時第 4 回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)
- 建設時第 8 回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)
- 建設時第 1 3 回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)
- 建設時第 1 9 回工事計画軽微変更届出書(総官第603号 昭和51年9月9日届出)
- 建設時第 2 8 回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) 6号機

- 建設時第 5 回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)
- 建設時第 7 回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

建設時第13回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)  
建設時第7回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)  
工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)  
工事計画届出書(総文発官8第112号 平成8年7月16日届出)  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)  
建設時第18回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)  
建設時第22回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)  
建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

#### 2.32.5 添付資料

- 添付資料ー1 所内単線結線図及び監視装置について
- 添付資料ー2 非常用ディーゼル発電機及び直流電源装置の容量について
- 添付資料ー3 仮設設備負荷一覧
- 添付資料ー4 電源車負荷リスト
- 添付資料ー5 非常用ディーゼル発電機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について

## 所内単線結線図及び監視装置について

### 1. 所内単線結線図

所内単線結線図の構成については震災前と同等であり，その設計に変わらないことを，福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

### 2. 監視装置

監視装置については，中央制御室にて監視できる装置を備えており，その設計・機能に変わらないことを福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

## 非常用ディーゼル発電機及び直流電源装置の容量について

現状、高圧炉心スプレイ系の直流電源装置は未復旧状態であるが、他の復旧している設備については震災前と同等であることを以下の様に確認している。

### 1. 非常用ディーゼル発電機

5・6号機の非常用ディーゼル発電機（5A，5B，6A，6B）は外部電源が喪失した場合においても、各号機1台で冷温停止を維持するために必要な負荷を運転するのに十分な容量を有している。そのため、点検等で1台が停止した場合においても、十分な容量を確保している。

非常用ディーゼル発電機の容量については、福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。

### 2. 直流電源装置

直流電源装置の容量については、福島第一原子力発電所5・6号炉原子炉設置変更許可申請書 添付書類八により確認している。



仮設設備負荷一覧

仮設設備		供給電源箇所
滞留水貯留設備	移送設備	M/C 5B
	油分分離装置	
	浄化装置	
	淡水化装置	
	移送設備(建屋内)	M/C 5SB-2 系低圧電源

## 電源車負荷リスト

原子炉注水及び使用済燃料プール注水機能を有する機器等に対して、以下のように使用する負荷を選定している。5・6号機の対象負荷へそれぞれ電源車（500kVA）から、所内低圧母線を通じて電源を供給する。

5号機	
対象負荷	負荷容量
復水移送ポンプ*1	30kW (約36kVA)
非常用ガス処理系排風機	5.5kW (約6.5kVA)
中央制御室換気系(送・排風機)	30kW (約36kVA)
直流125V充電器盤	33kVA
直流250V充電器盤	86kVA
No.1通信用充電器盤	22kVA
照明用分電盤	35kVA
	合計：約255kVA

6号機	
対象負荷	負荷容量
復水移送ポンプ*1	45kW (約60kVA)
非常用ガス処理系排風機	15kW (約20kVA)
直流125V充電器盤	75.5kVA
直流250V充電器盤	98.5kVA
PHS分電盤	15kVA
照明用分電盤	50kVA
交流120/240V計測用電源	50kVA
交流120/240V計測用電源（5号機）*2	50kVA
	合計：約419kVA

\*1：注水機能を有する機器

\*2：6号機所内低圧母線から電源を供給する。

## 非常用ディーゼル発電機冷却海水系の一部没水配管における健全性評価について

非常用ディーゼル発電機冷却海水系配管は、材質が炭素鋼であるが、腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状、トレンチ内に海水が溜まっており配管の状態が確認できないことから、塗装がはく離し腐食する可能性がある。なお、配管の内側はライニング処理により腐食がないものとし、ここでは、外面からの配管の腐食について評価する。

まず、5号機及び6号機の工事計画届出書及び工事計画認可申請書では、配管の肉厚（5号機：8.13mm、6号機：7.2mm）及び配管の必要肉厚（5号機：3.8mm、6号機：3.8mm）の記載\*<sup>1</sup>がある。これまでは、計画的な点検により表面状態を確認し、必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら、配管が海水中に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため、必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで、塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック\*<sup>2</sup>によれば、海水中では腐食速度は0.1mm/年、飛沫帯では0.3mm/年と報告されているため、水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は0.3mm/年とする。

その結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は5号機で約14年、6号機で約11年となると予測される。

\* 1：以下の工事計画届出書及び工事計画認可申請書により確認している。

5号機：工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

6号機：建設時第7回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

\* 2：腐食防食協会編；腐食防食データブック，丸善，p. 49 (1995).

## 2.33 5・6号機 放射性液体廃棄物処理系

### 2.33.1 5・6号機 既設設備

#### 2.33.1.1 系統の概要

放射性液体廃棄物処理系は、機器ドレン系、床ドレン系等で構成し、原子炉施設で発生する放射性廃液及び潜在的に放射性物質による汚染の可能性のある廃液を、その性状により分離収集し、処理する。

#### [系統の現況]

5・6号機タービン建屋等には津波により流入した大量の海水と地下水が、震災前から建屋内で管理されていた低濃度の放射性物質と共に滞留した。（以下、これを「滞留水」という）

地下水については止水処置を実施しているが、流入を完全に抑制できないことから建屋内水位が上昇した場合、原子炉の冷温停止に必要な設備への影響が懸念される。

滞留水の発生抑制については、地下水の水位を低下させることが必要であるが、地下水を汲み上げて水位を下げる設備として建屋周辺に設置されているサブドレン設備は、震災により被災したことから、設備の浄化等を行いサブドレン設備の使用に向けた準備を実施する。

放射性液体廃棄物処理系については、一部未復旧の設備があるが、5・6号機で発生する廃液については、5号機にてろ過器、脱塩器による処理後、復水貯蔵タンクに回収することができる。しかし、大量の滞留水を処理することができないため、サブドレン設備及び放射性液体廃棄物処理系が復旧するまで、仮設の滞留水貯留設備にて処理している。（添付資料－1，2，3 参照）

メガフロートについては、震災当初5・6号機の建屋内の滞留水を移送し、貯留していたが、港湾内の係留位置変更のため全量を受入タンクに移送した。係留位置変更後であっても変更前同様、最適な係留方法にて安全に位置保持している。なお、今後、滞留水を貯留する計画はない。

#### 2.33.1.2 要求される機能

放射性液体廃棄物処理系は、原子炉施設で発生する廃液を、その性状により分離収集し、処理する機能を有すること。

#### 2.33.1.3 主要な機器

系統概要図 添付資料－4に示す。

##### (1) 5号機

##### a. 機器ドレン系

##### (a) 廃液収集タンク

廃液収集タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(b) 廃液収集ポンプ

廃液収集ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

(c) 廃液ろ過器

廃液ろ過器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
工事計画認可申請書（62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可）

(d) 廃液脱塩器

廃液脱塩器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

(e) 廃液サンプルタンク

廃液サンプルタンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）  
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(f) 廃液サンプルポンプ

廃液サンプルポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

(g) 廃液サージタンク

廃液サージタンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(h) 廃液サージポンプ

廃液サージポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

b. 床ドレン系

(a) 床ドレン収集タンク

床ドレン収集タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(b) 床ドレン収集ポンプ

床ドレン収集ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

(c) 床ドレンろ過器

床ドレンろ過器については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(d) 床ドレンサージタンク

床ドレンサージタンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

(e) 床ドレン濃縮器給液ポンプ

床ドレン濃縮器給液ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可）

(f) 床ドレン濃縮器

床ドレン濃縮器については、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書（総文発官57第685号 昭和57年9月25日届出）

(g) 床ドレン濃縮器復水器

床ドレン濃縮器復水器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

建設時第5回工事計画変更認可申請書（49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可）

可)

(h) 凝縮水貯蔵タンク

凝縮水貯蔵タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第8回工事計画軽微変更届出書（総官第534号 昭和49年7月29日届出）

(i) 凝縮水移送ポンプ

凝縮水移送ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

(j) 床ドレン脱塩器

床ドレン脱塩器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

(k) 床ドレンサンプルタンク

床ドレンサンプルタンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(l) 床ドレンサンプルポンプ

床ドレンサンプルポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

c. 再生廃液系

(a) 廃液中和タンク

廃液中和タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

(b) 廃液中和ポンプ

廃液中和ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

(c) 廃液濃縮器給液ポンプ

廃液濃縮器給液ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（63資庁第13号 昭和63年5月31日認可）

(d) 廃液濃縮器

廃液濃縮器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（59資庁第10414号 昭和59年9月28日認可）

工事計画認可申請書（元資庁第4474号 平成元年6月15日認可）

(e) 廃液濃縮器復水器

廃液濃縮器復水器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書（元資庁第4474号 平成元年6月15日認可）

工事計画認可申請書（63資庁第14698号 平成元年2月23日認可）

建設時第5回工事計画変更認可申請書（49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可）

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書（56資庁第3240号 昭和56年8月19日認可）

工事計画認可申請書（57資庁第13908号 昭和57年11月9日認可）

工事計画認可申請書（61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可）

工事計画認可申請書（62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可）

工事計画認可申請書（63資庁第13号 昭和63年5月31日認可）

工事計画認可申請書（平成12・03・28資第17号 平成12年4月26日認可）

工事計画認可申請書（平成14・05・24原第9号 平成14年6月11日認可）

建設時第5回工事計画変更認可申請書（49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

建設時第2・3回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）

工事計画変更認可申請書（56資庁第15242号 昭和57年1月16日認可）

建設時第1・3回工事計画軽微変更届出書（総官第237号 昭和50年6月20日届出）

建設時第2・8回工事計画軽微変更届出書（総官第303号 昭和52年5月30日届出）

(2) 6号機

a. 機器ドレン系

(a) 機器ドレン収集タンク



機器ドレン収集タンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

(b) 機器ドレン混合ポンプ

機器ドレン混合ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第26回工事計画変更認可申請書（53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可）

(c) ろ過器給液ポンプ

ろ過器給液ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第26回工事計画変更認可申請書（53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可）

(d) 機器ドレンろ過器

機器ドレンろ過器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）

(e) 機器ドレンろ過水タンク

機器ドレンろ過水タンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(f) 機器ドレンろ過水ポンプ

機器ドレンろ過水ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第26回工事計画変更認可申請書（53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可）

(g) 機器ドレン補助ろ過器ポンプ

機器ドレン補助ろ過器ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可）

(h) 機器ドレン補助ろ過器

機器ドレン補助ろ過器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可）

(i) 機器ドレン脱塩器

機器ドレン脱塩器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

建設時第16回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）

(j) 廃液サンプルタンク

廃液サンプルタンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

建設時第25回工事計画軽微変更届出書（総文発官第636号 昭和53年8月31日届出）

(k) 廃液サンプルポンプ

廃液サンプルポンプについては、工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

建設時第26回工事計画変更認可申請書（53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可）

b. 床ドレン化学廃液系

(a) 床ドレン化学廃液収集タンク

床ドレン化学廃液収集タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書（総文発官第636号 昭和53年8月31日届出）

(b) 床ドレン化学廃液混合ポンプ

床ドレン化学廃液混合ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(c)床ドレン化学廃液ろ過器

床ドレン化学廃液ろ過器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）

(d)床ドレン化学廃液ろ過水タンク

床ドレン化学廃液ろ過水タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書（総文発官第636号 昭和53年8月31日届出）

(e)床ドレン化学廃液ろ過水ポンプ

床ドレン化学廃液ろ過水ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

(f)蒸発濃縮器給液ポンプ

蒸発濃縮器給液ポンプについては、以下の工事計画届出書により確認している。  
工事計画届出書（総文発官6第1066号 平成7年2月17日届出）

(g)蒸発濃縮器

蒸発濃縮器については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書（59資庁第10413号 昭和59年9月21日認可）

工事計画届出書（総文発官57第470号 昭和57年7月20日届出）

(h)蒸発濃縮器復水器

蒸発濃縮器復水器については、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）

(i)蒸留水タンク

蒸留水タンクについては、以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第25回工事計画軽微変更届出書（総文発官第636号 昭和53年8月31日届出）

届出)

(j) 蒸留水ポンプ

蒸留水ポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(k) 蒸留水脱塩器

蒸留水脱塩器については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(l) 蒸留水サンプルタンク

蒸留水サンプルタンクについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(m) 蒸留水サンプルポンプ

蒸留水サンプルポンプについては、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

(n) 蒸発濃縮器循環ポンプ

蒸発濃縮器循環ポンプについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。  
建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）  
工事計画届出書（総文発官59第928号 昭和59年11月19日届出）

c. 洗浄廃液系

(a) 洗浄廃液収集タンク

洗浄廃液収集タンクについては、以下の工事計画認可申請書等により確認している。  
建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）  
建設時第16回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）

(b) 洗浄廃液ポンプ

洗浄廃液ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

(c) 洗浄廃液ろ過器

洗浄廃液ろ過器については、以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第7回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

建設時第16回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）

d. 主配管

主配管については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

工事計画認可申請書（58資庁第2841号 昭和58年3月28日認可）

工事計画認可申請書（60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可）

工事計画認可申請書（61資庁第8632号 昭和61年7月11日認可）

建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1193号 昭和50年2月26日届出）

建設時第16回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）

建設時第19回工事計画軽微変更届出書（総官第1268号 昭和52年12月12日届出）

建設時第25回工事計画軽微変更届出書（総文発官第636号 昭和53年8月31日届出）

(3) 5・6号機共用

a. シャワードレン系

(a) シャワードレン受タンク

シャワードレン受タンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(b) シャワードレン移送ポンプ

シャワードレン移送ポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(c) シャワードレンタンク

シャワードレンタンクについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

(d) シャワードレンポンプ

シャワードレンポンプについては、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

b. サプレッションプール水サージタンク

サプレッションプール水サージタンクについては、以下の工事計画変更認可申請書及び工事計画認可申請書により確認している。

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

6号機：建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

6号機：建設時第7回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

2.33.1.4 構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については、以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) 5号機

建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

工事計画認可申請書（59資庁第10414号 昭和59年9月28日認可）

工事計画認可申請書（61資庁第13609号 昭和62年2月5日認可）

工事計画認可申請書（62資庁第10732号 昭和62年12月4日認可）

工事計画認可申請書（63資庁第13号 昭和63年5月31日認可）

工事計画認可申請書（元資庁第4474号 平成元年6月15日認可）

工事計画認可申請書（63資庁第14698号 平成元年2月23日認可）

建設時第5回工事計画変更認可申請書（49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可）

建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

建設時第2、3回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）

建設時第4回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

(2) 6号機

建設時第4回工事計画認可申請書（49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可）

工事計画認可申請書（59資庁第10413号 昭和59年9月21日認可）

工事計画認可申請書（60資庁第8681号 昭和60年7月24日認可）

建設時第7回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

建設時第26回工事計画変更認可申請書（53資庁第14829号 昭和53年12月9日認可）

建設時第16回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）

建設時第25回工事計画軽微変更届出書（総文発官第636号 昭和53年8月31日届出）

(3) 5・6号機共用

1号機：工事計画認可申請書（48公第657号 昭和48年3月3日認可）

5号機：建設時第3回工事計画認可申請書（47公第11378号 昭和48年2月19日認可）

5号機：建設時第9回工事計画変更認可申請書（49資庁第15900号 昭和50年3月10日認可）

5号機：建設時第23回工事計画変更認可申請書（52資庁第519号 昭和52年3月1日認可）

## 2.33.2 5・6号機 仮設設備（滞留水貯留設備）

### 2.33.2.1 基本設計

#### 2.33.2.1.1 設置の目的

屋外に設置する滞留水貯留設備へ滞留水を移送し、貯留することを目的とする。

#### 2.33.2.1.2 要求される機能

滞留水を貯留し、放射性物質を閉じ込める機能を有すること。

#### 2.33.2.1.3 設計方針

##### (1) 処理能力

滞留水貯留設備は、地下水の流入により増加する滞留水に対して、十分対処できる貯留容量とすると共に、散水可能な放射能濃度を満足する性能を有するものとする。

##### (2) 規格・基準等

滞留水貯留設備の機器等は、設計、材料の選定、製作及び検査について、原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

##### (3) 滞留水の漏えい防止及び管理されない放出の防止

滞留水貯留設備は、滞留水の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

- a. 漏えいを防止するため、機器等には設置環境や滞留水の性状に応じた適切な材料を使用すると共に、タンク水位の検出器を設ける。
- b. 滞留水貯留設備は、異常のないことを巡視点検等により容易に確認できる設備とし、漏えいを停止するための適切な処置ができるようにする。

##### (4) 遮へいに関する考慮

遮へいについては、内包する滞留水の線量が低いため設置は考慮しない。

##### (5) 監視

- a. 滞留水貯留設備は、漏えいの検知及び貯留状況の確認に必要な水位を監視できる設計とする。
- b. 滞留水貯留設備は、設備の異常を検知できる設計とする。

#### 2.33.2.1.4 供用期間中に確認する項目



滞留水貯留設備からの有意な漏えいがないこと。

#### 2.33.2.1.5 主要な機器

系統概要図 添付資料－４に示す。

滞留水は、６号機タービン建屋から移送設備により貯留設備（タンク・メガフロート）に移送され、貯留する。

貯留設備に貯留された滞留水の一部は、浄化装置及び淡水化装置により放射性核種を除去した後、構内散水に使用し、滞留水を低減する。

滞留水は、これまでの実績より地下水の流入により約 $30\text{m}^3$ /日で増加しており、構内散水により約 $25\text{m}^3$ /日（実績）で増加を抑制している。なお、平成24年11月末現在、貯留タンクの設備容量（約 $10,000\text{m}^3$ ）に対し約70%貯留している。

今後、滞留水は、地下水流入量の変動が予想されるものの増加傾向にあるため、貯留タンクについて、空き容量約 $2,000\text{m}^3$ を目安に、貯留能力増強のため増設を計画する。（添付資料－５ 参照）

##### (1) 貯留設備

###### a. タンク

タンクは、屋外に設置された受入タンク及び貯留タンクで構成され、５・６号機の滞留水を貯留する。

受入タンクは、建屋からの滞留水を受け入れる。

貯留タンクは、受入タンクから油分除去した滞留水を受け入れた後、浄化装置により放射性核種を除去し、貯留する。また、淡水化装置の戻り水を貯留する。

なお、汚染拡大防止対策として、タンク周辺に土嚢等の設置を計画する。（一部については設置中）

###### b. メガフロート

メガフロートは、港湾内において安全に係留するための水深確保等を考慮した場所を選定し、長期の係留における潮位変動、荒天時のメガフロートの動揺等を考慮した最適な係留方法にて、安全に位置保持する。

##### (2) 移送設備

移送設備は、滞留水を貯留設備へ移送することを目的に、移送ポンプ、移送ラインで構成する。

移送ポンプは、地下水の流入により増加する滞留水に対して十分対処可能な設備容量を確保する。滞留水の移送は、移送元のタービン建屋の水位や移送先となる貯留設備の水位の状況に応じて、移送ポンプの起動時間を適宜選定して実施する。

移送ラインは、使用環境を考慮した材料を選定し、必要に応じて保温等を設置する。

なお、今後、信頼性向上のため耐圧ホースをポリエチレン管へ変更を計画する。

### (3) 油分分離装置

油分分離装置は、滞留水に含まれる油分を活性炭により除去する。

### (4) 浄化装置

浄化装置は、内部に充填されたキレート樹脂及びゼオライトにより、滞留水に含まれる放射性核種を除去する。

### (5) 淡水化装置

淡水化装置は、逆浸透膜の性質を利用して滞留水に含まれる放射性核種を散水可能な放射能濃度\*まで除去する。

また、淡水化後は散水し滞留水の低減を実施しているが、今後、淡水化装置の信頼性向上のため装置の増設を計画する。（添付資料－5 参照）

\*：散水可能な放射能濃度；セシウム134とセシウム137の和が、 $0.01\text{Bq}/\text{cm}^3$ を満足すること。

### (6) 監視装置

滞留水貯留設備は、警報装置及び監視カメラにて監視する。

警報装置は、タンク水位高・低及び移送ポンプ用電動機過負荷を検知し、中央制御室に警報を発する。

### (7) 電源設備

電源設備については、Ⅱ.2.32 参照。

## 2.33.2.1.6 自然災害対策等

### (1) 津波

タンクは、津波が到達した場合においても破損や損傷等の被害が最小限になるような位置に設置する。

メガフロートは、津波による破損や損傷等の被害が最小限になるような港湾内の位置に係留する。

### (2) 台風・豪雨・竜巻

滞留水貯留設備は、屋外に設置してあるため台風・豪雨・竜巻による直接的な被害を受ける可能性は否定できないが、台風・豪雨・竜巻の発生の可能性が予見される場合には、移送設備の停止等を行い、設備損傷による影響が最小限になるよう対策を図

る。

### (3) 火災

電源設備については，初期消火の対応ができるよう，近傍に消火器を設置する。

## 2.33.2.1.7 構造強度

滞留水貯留設備を構成する機器は，発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令上，廃棄物処理設備に相当するクラス3 機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格設計・建設規格」（以下，「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが，各機器については，以下のとおり個別に評価する。

### (1) 貯留設備（タンク・メガフロート）

タンク・メガフロートは，「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験を行い，有意な漏えいがないことを確認する。

また，タンク・メガフロートは全て大気開放のため，水頭圧以上の内圧が作用することはない。

以上のことから，タンク・メガフロートは，必要な構造強度を有するものと評価する。（添付資料－6 参照）

### (2) 移送設備

#### a. 移送ポンプ

移送ポンプについては，「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが，系統の温度，圧力を考慮して仕様を選定した上で，試運転を行い有意な漏えい，運転状態に異常がないことを確認する。

以上のことから，移送ポンプは，必要な構造強度を有するものと評価する。

#### b. 移送ライン（耐圧ホース・ポリエチレン管）

耐圧ホース及びポリエチレン管は，非金属材料であるため，「設計・建設規格」上のクラス3 機器に対する要求を満足するものではないが，系統の温度，圧力を考慮して仕様を選定した上で，漏えい試験を行い，有意な漏えいのないことを確認する。

以上のことから，耐圧ホース及びポリエチレン管は，必要な構造強度を有するものと評価する。

### (3) 油分分離装置及び浄化装置

油分分離装置及び浄化装置は，「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験を行い，有意な漏えいがないことを確認する。

以上のことから，各装置は，必要な構造強度を有するものと評価する。

#### (4) 淡水化装置

淡水化装置は、「設計・建設規格」におけるクラス3 機器の要求を満足するものではないが、試運転を行い、有意な漏えいがないこと及び運転状態に異常がないことを確認する。

以上のことから、淡水化装置は、必要な構造強度を有するものと評価する。

#### 2.33.2.1.8 耐震性

滞留水貯留設備を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」上のBクラス相当の設備と位置付けられる。

耐震性を評価するにあたっては、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態にあわせたものを採用する場合もある。

支持部材がない等の理由によって、耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては、可撓性を有する材料を使用するなどし、耐震性を確保する。（添付資料-6 参照）

#### 2.33.2.1.9 機器の故障への対応

##### (1) 移送ポンプの故障

移送ポンプが故障した場合は、ポンプの修理または交換を行い、1週間程度で機能を回復する。

##### (2) 電源喪失

移送ポンプの電源が喪失した場合は、仮設発電機を使用することで、1週間程度で機能を回復する。

##### (3) 異常時の評価

移送ポンプによる移送が長期に停止した場合、地下水の流入により建屋内の水位が上昇し、冷温停止に必要な設備に電源を供給している所内高圧母線が被水する可能性がある。

移送停止後、建屋内水位が冷温停止に必要な設備に電源を供給している所内高圧母線が被水する可能性がある水位に達するまでの水量の余裕は、約4,500m<sup>3</sup>と想定しているため、地下水の流入量（約30m<sup>3</sup>/日）を考慮しても約5ヶ月の余裕がある。

したがって、移送ポンプの故障及び電源喪失した場合でも、1週間程度で機能を回復できるため、建屋内水位が電源設備に影響するまでの期間内（約5ヶ月）に十分復旧可能である。

## 2.33.2.2 基本仕様

### (1) 貯留設備

#### a. 受入タンク (完成品)

合計容量	7, 514 m <sup>3</sup>
基 数	33 基
容 量	12 m <sup>3</sup> /基×1 基
	35 m <sup>3</sup> /基×6 基
	42 m <sup>3</sup> /基×6 基
	110 m <sup>3</sup> /基×4 基
	160 m <sup>3</sup> /基×5 基
	200 m <sup>3</sup> /基×2 基
	600 m <sup>3</sup> /基×9 基 (平成25年7月より順次、貯留タンク に変更)

#### b. 貯留タンク

合計容量	15, 541 m <sup>3</sup>
基 数	26 基
容 量	299 m <sup>3</sup> /基×3 基 (完成品)
	508 m <sup>3</sup> /基×18 基 (完成品)
	1, 100 m <sup>3</sup> /基×5 基

#### c. メガフロート (完成品)

主要寸法	136 m × 46 m × 3 m (長さ×幅×深さ)
基 数	1 基

### (2) 移送設備

#### a. 移送ポンプ (完成品)

台 数	15 台
容 量	30 m <sup>3</sup> /日 (1台あたり)

#### b. 耐圧ホース

呼 び 径	75 A相当, 100 A相当, 200 A相当
材 質	ポリ塩化ビニル
最高使用圧力	0.98 MPa
最高使用温度	50 °C

c. ポリエチレン管

呼び径	35 A相当, 75 A相当, 100 A相当
材質	ポリエチレン
最高使用圧力	0.98 MPa
最高使用温度	40 °C

(3) 油分分離装置

処理量	20 m <sup>3</sup> /h
系列数	直列2系列

(4) 浄化装置

吸着剤	キレート樹脂及びゼオライト
処理量	20 m <sup>3</sup> /h
系列数	1系列

(5) 淡水化装置 (完成品)

処理量	100~200 m <sup>3</sup> /日
基数	2基

2.33.3 添付資料

- 添付資料-1 建屋内の滞留水による冷温停止設備への影響について
- 添付資料-2 6号機 放射性液体廃棄物処理系の未復旧期間における廃液の処理について
- 添付資料-3 6号機 原子炉建屋付属棟の一部没水機器について
- 添付資料-4 系統概要図及び全体概要図
- 添付資料-5 滞留水貯留設備の増設及び移設について
- 添付資料-6 構造強度及び耐震性に関する評価結果について

建屋内の滞留水による冷温停止設備への影響について

現在、滞留水は5号機タービン建屋地下階・6号機タービン建屋地下階及び6号機原子炉建屋附属棟地下階の3箇所に滞留しており、定期的に水位の計測を実施している。なお、前述の各建屋に隣接するコントロール建屋等（冷温停止設備の電源室）へ滞留水が流入する可能性のある水位は、各建屋の床面から約2mであるが、仮設の滞留水貯留設備による処理により、水位はその半分以下で推移しているため、問題ないと考える。

6号機 放射性液体廃棄物処理系の未復旧期間における廃液の処理について

5・6号機の廃液については、現状6号機の放射性液体廃棄物処理系が未復旧であることから、5号機の機器ドレン系にて全量処理後、5・6号機の復水貯蔵タンクに回収し、その全量を再使用している。

廃液の発生量は、5・6号機共に冷温停止維持設備の点検時に約50m<sup>3</sup>程度（月1回以内）であり、仮に、5・6号機の点検が同時期になっても廃液発生量は約100m<sup>3</sup>/月となり、処理能力45m<sup>3</sup>/hを有する5号機の機器ドレン系にて、十分処理可能である。

また、復水貯蔵タンクの容量（5号機：2,500m<sup>3</sup>、6号機：3,194m<sup>3</sup>）に対して、震災以降、5・6号機共に概ねタンクの半分程度の保管量で推移しており、廃液の回収には十分な余裕がある。

なお、廃液の貯留を目的に設置されている、サブプレッションプール水サージタンクは、津波による損傷が著しく使用できない状態にあるが、上記のとおり復水貯蔵タンクに回収できることから廃液の処理は問題ないと考える。



## 6号機 原子炉建屋付属棟の一部没水機器について

原子炉建屋付属棟の地下階は、大量の滞留水により没水している。

滞留水により没水している設備のうち、放射性廃液を貯蔵しているタンクは、機器ドレン収集タンク、廃液サンプルタンク、床ドレン化学廃液収集タンク、蒸留水サンプルタンク、機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク（固体）、原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク（固体）、使用済樹脂貯蔵タンク（固体）、濃縮廃液貯蔵タンク（固体）、蒸留水タンクがある。また、タンクの付属配管についても一部没水している。

タンク及び付属配管の材質は、ステンレス鋼または炭素鋼である。

## 1. ステンレス鋼製タンク及び付属配管

文献\*1によれば、通常の水環境において、ステンレス鋼の表面には保護皮膜が形成されるため、腐食速度は無視できるほど小さいが、環境中に濃度の高い塩化物イオンがあると、保護皮膜が局部的に破壊されて、腐食進展速度の大きい局部腐食が生じる場合がある。ステンレス鋼に局部腐食が発生し得る塩化物イオン濃度は、常温で500ppm程度とされているが、現状、設備外面が接する滞留水の塩化物イオン濃度は200ppm程度（水温約20℃）で推移しており、外面から腐食が発生する可能性は小さいと考えられる。なお、滞留水の増加要因は、主に地下水の流入であり、塩化物イオン濃度が増加する可能性は小さいが、引き続き、滞留水中の塩化物イオン濃度を確認する。

一方、設備内面が接する水環境は震災前と変わらないことから、内面からの腐食が発生する可能性も小さいと考えられる。

一部没水しているステンレス鋼製のタンク及び付属配管を表－1に示す。

表－1 ステンレス鋼製タンク及び付属配管

機 器 名	材 質
床ドレン化学廃液収集タンク	SUS304（エポキシライニング）
機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク（固体）	SUS304
原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク（固体）	SUS304
使用済樹脂貯蔵タンク（固体）	SUS304
床ドレン化学廃液収集タンク付属配管	SUS316TP
濃縮廃液貯蔵タンク（固体）付属配管	SUS316LTP
廃液サンプルタンク付属配管	SUS304TP
蒸留水サンプルタンク付属配管	SUS304TP

\*1：宮坂松甫他、「ポンプの高信頼性と材料」、ターボ機械 第36巻 第9号、2008年9月

## 2. 炭素鋼製タンク及び付属配管

タンク及び付属配管は、腐食防止のために表面塗装が施されており、塗装が健全であれば外面腐食を防止できる。しかしながら現状、滞留水が溜まっていることから、塗装がはく離し腐食している可能性がある。なお、タンク及び付属配管の内面は腐食がないものとし、ここでは、外面からの腐食について評価する。

### (1) 炭素鋼製タンク

これまでの、計画的な点検により表面状態を確認し、必要に応じて補修塗装を実施し健全性を維持している。

しかしながら、タンクが滞留水に一部没水しているため外面からの腐食が進む可能性がある。そのため、必要肉厚を下回るのにどの程度の時間的余裕があるか評価した。

ここで、塗装のはく離及び飛沫帯がある状態を想定する。腐食防食データブック<sup>\*2</sup>によれば、海中では腐食速度は 0.1mm/年、飛沫帯では 0.3mm/年と報告されているため、水面からの飛沫があると仮定し腐食速度は 0.3mm/年とする。

その結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は約 10 年以上となると予測される。

一部没水している炭素鋼製タンクの評価結果を表-2に示す。

表-2 炭素鋼製タンクの評価結果

機器名	材質	肉厚 (mm)	必要肉厚 (mm)	必要肉厚 までの時間	備考
機器ドレン収集タンク	SM41 (エポキシライニング)	10.8	6.73	約 13 年	* 3
濃縮廃液貯蔵タンク (固体)	SM41A (エポキシライニング)	16.2	3.75	約 41 年	* 4
廃液サンプルタンク	SM41A (エポキシライニング)	6.96	3.81	約 10 年	
蒸留水サンプルタンク	SM41A (エポキシライニング)	9.96	3.81	約 10 年	
蒸留水タンク	SM41A (エポキシライニング)	7.1	3	約 13 年	

\* 2 : 腐食防食協会編 ; 腐食防食データブック, 丸善, p. 49 (1995).

\* 3 : 建設時第 4 回工事計画認可申請書 (49資庁第21657号 昭和50年2月5日認可)

\* 4 : 建設時第 7 回工事計画変更認可申請書 (51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

(2) 炭素鋼製タンク付属配管

付属配管の外表面は防食塗装が施工されているため、急速な腐食の進展は少ないと考えられるが、タンク同様に外表面よりの腐食速度を0.3mm/年とした結果、必要肉厚に到達するまでの時間的余裕は約6年以上となると予測される。

付属配管については、念のため、定期的に肉厚の測定を実施し、減肉評価を実施する。(初回は、平成25年度に計画する)

一部没水している炭素鋼製タンク付属配管の評価結果を表-3に示す。

表-3 炭素鋼製タンク付属配管の評価結果

機器名	口径	材質	肉厚 (mm)	必要肉厚 (mm)	必要肉厚 までの時間	備考
機器ドレン収集タンク付属配管	100A	STPT42	5.2	3.4	6年	*5
	80A	STPT42	4.8	3.0	6年	*5
	40A	PT42	4.4	2.2	7年	*6
原子炉浄化系フィルタスラッジ貯蔵タンク(固体)付属配管	100A	STPT42	5.2	3.4	6年	*5
	80A	STPT42	4.8	3.0	6年	*5
	40A	PT42	4.4	2.2	7年	*6
機器ドレンフィルタスラッジ貯蔵タンク(固体)付属配管	100A	STPT42	5.2	3.4	6年	*5
	80A	STPT42	4.8	3.0	6年	*5
	40A	PT42	4.4	2.2	7年	*6
蒸留水タンク付属配管	80A	STPT42	4.8	3.0	6年	*5
	25A	PT42	3.9	1.7	7年	*6

\*5：建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総文発官第704号 昭和52年8月15日届出)

\*6：建設時第25回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

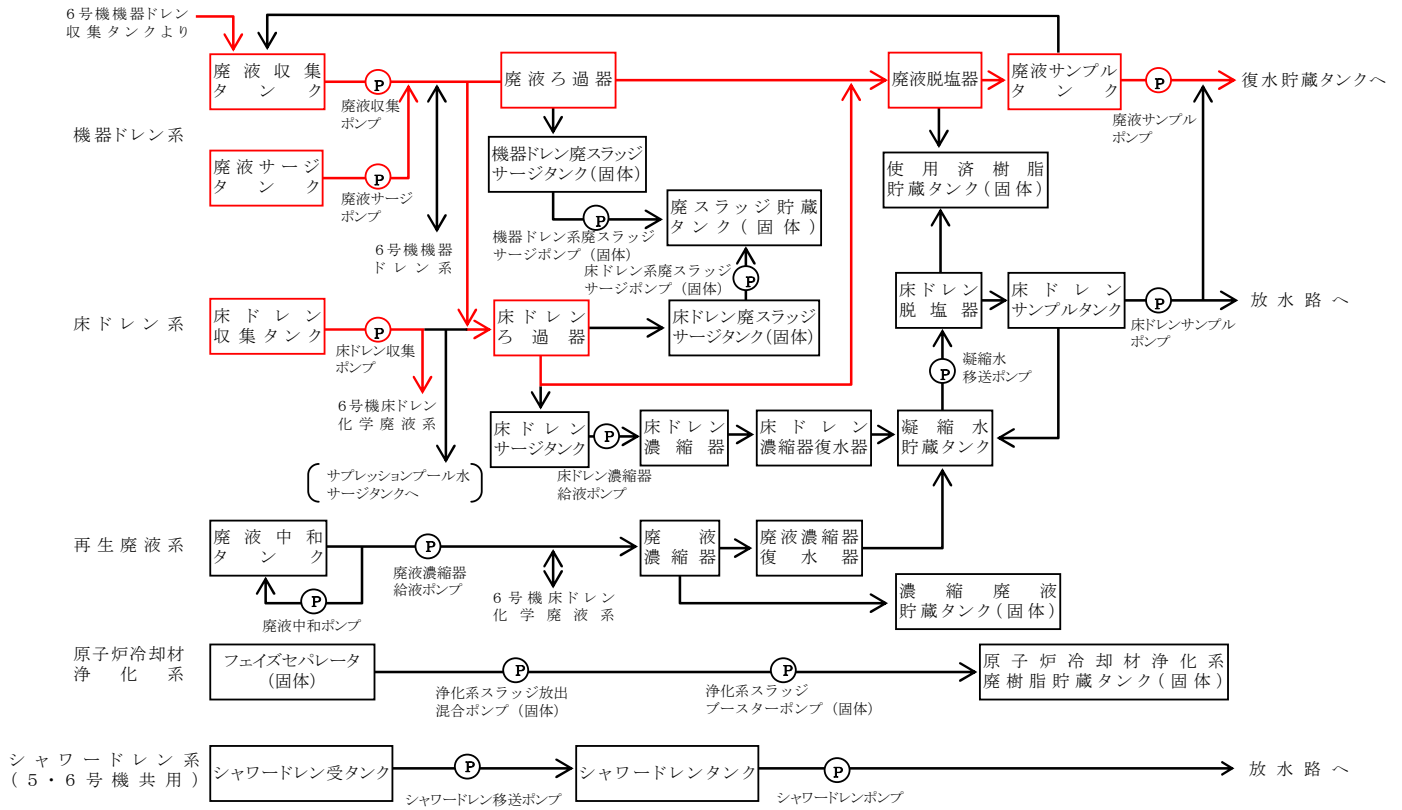


図-1 5号機 放射性液体廃棄物処理系 系統概要図

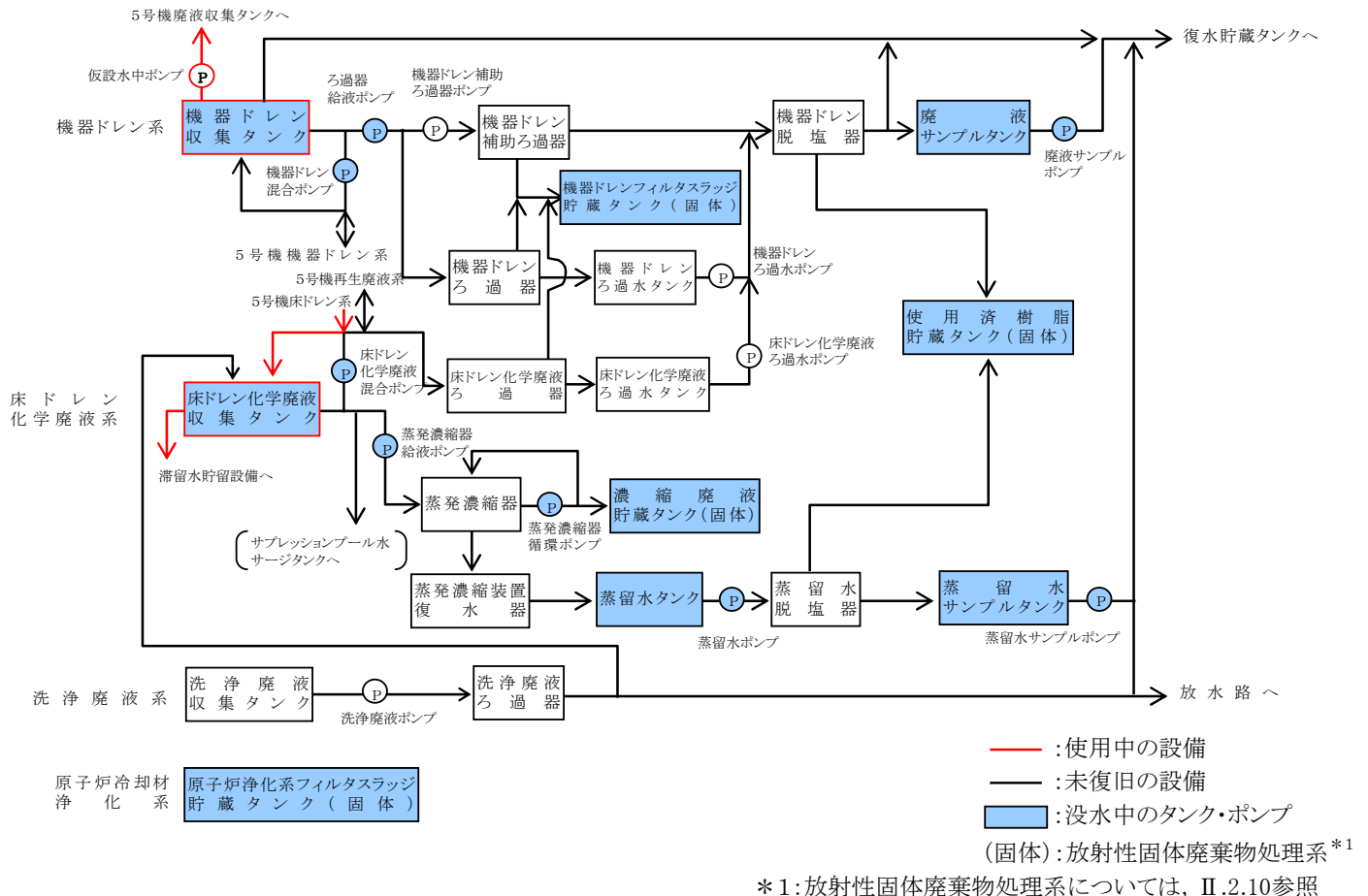


図-2 6号機 放射性液体廃棄物処理系 系統概要図

II-2-33-添4-2

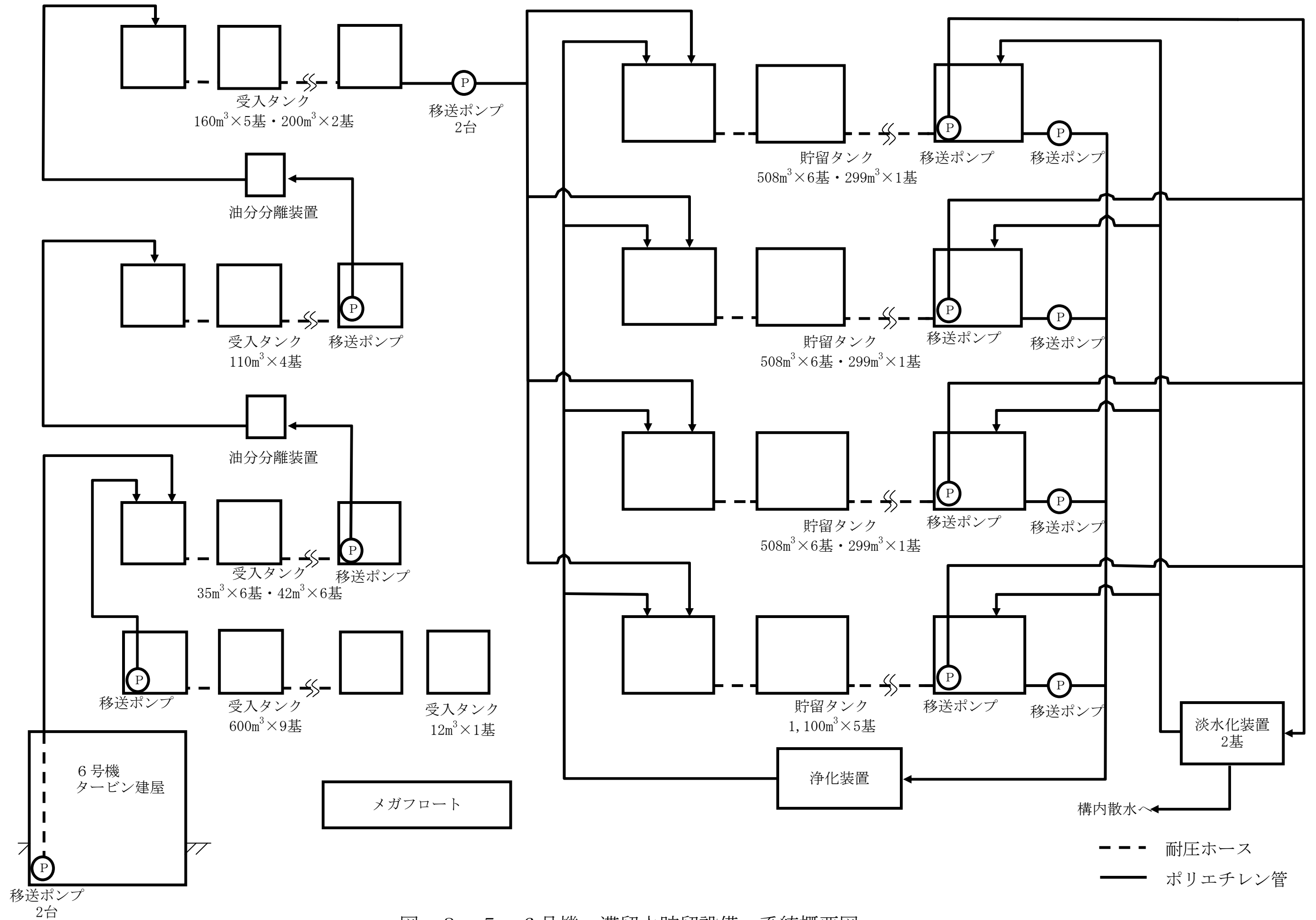


図-3 5・6号機 滞留水貯留設備 系統概要図

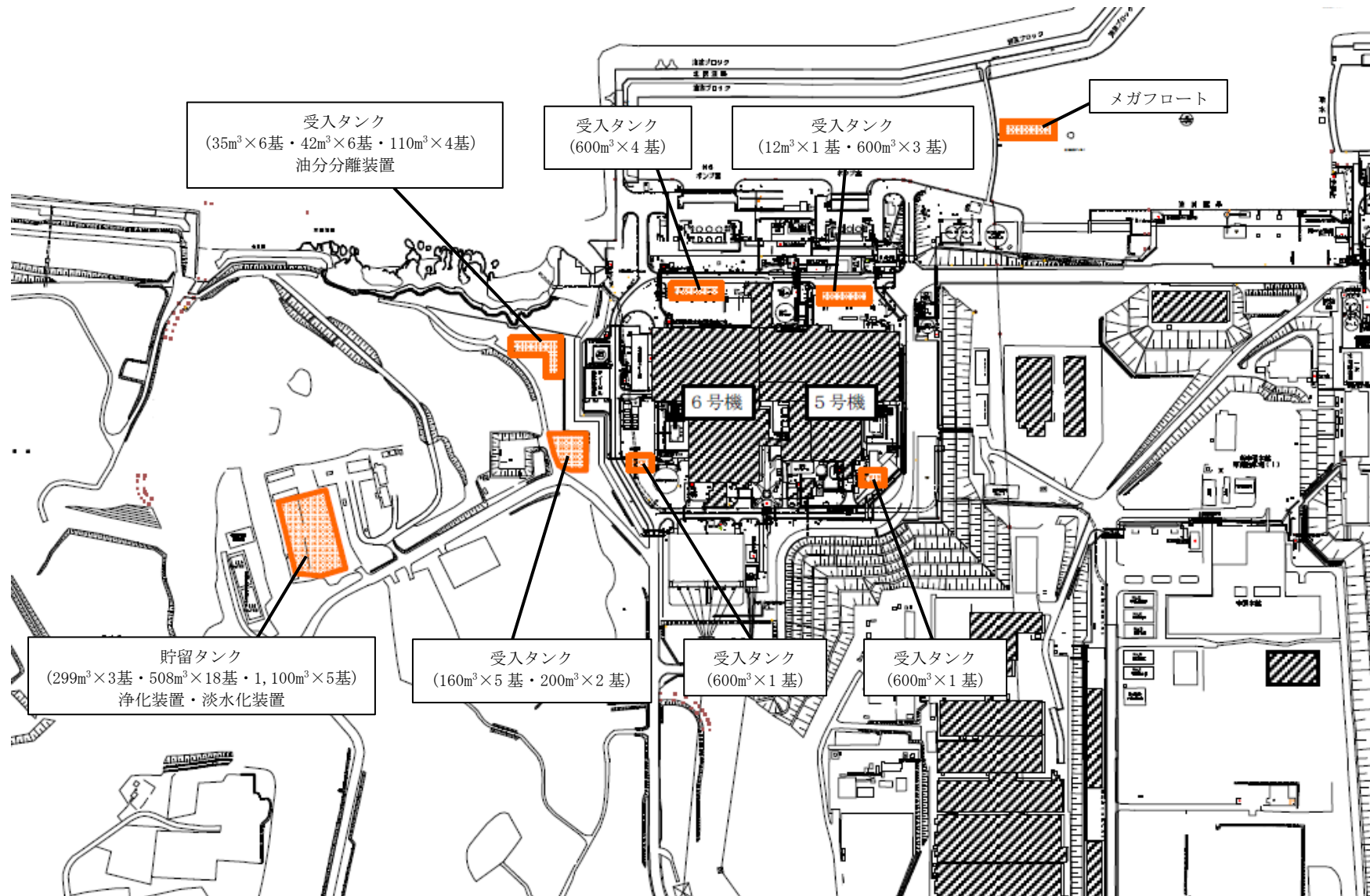


図-4 5・6号機 滞留水貯留設備 全体概要図

## 滞留水貯留設備の増設及び移設について

滞留水貯留設備は、貯留能力増強対策及び信頼性向上対策を目的とした以下の工事について計画し実施する。

## 1. 工事概要

## 1.1 貯留設備（貯留タンク）増設及び移設

貯留設備の貯留能力増強対策のため、貯留タンクの増設を行う。なお、受入タンクのうち600m<sup>3</sup>タンク9基については、貯留タンクとして使用目的を変更し移設する。

## 1.2 淡水化装置増設

淡水化装置は、信頼性向上対策のため、増設を行う。

## 2. 設備概要

## 2.1 貯留設備（貯留タンク）

## (1) 増設

容 量 : 1,100 m<sup>3</sup>/基  
基 数 : 5 基  
材 料 : SS400  
板厚（胴板） : 12 mm

## (2) 移設（完成品）

容 量 : 600 m<sup>3</sup>/基  
基 数 : 9 基  
(受入タンクから貯留タンクに使用目的を変更する)

## 2.2 淡水化装置（完成品）

処 理 量 : 100～200 m<sup>3</sup>/日  
基 数 : 1 基

## 2.3 各設備付属配管

## (1) 耐圧ホース（完成品）

呼 び 径 : 75 A相当, 100 A相当, 200 A相当  
材 質 : ポリ塩化ビニル  
最高使用圧力 : 0.98 MPa

最高使用温度 : 50 °C

(2) ポリエチレン管 (完成品)

呼び径 : 75 A相当

材質 : ポリエチレン

最高使用圧力 : 0.98 MPa

最高使用温度 : 40 °C

3. 工 程

年度	2013						
	4月	5月	6月	7月	8月	9月	10月
貯留設備 (貯留タンク)		増設*					
		移設*					
淡水化装置					装置増設*		

\* : 各設備付属配管の増設を含む。



## 構造強度及び耐震性に関する評価結果について

## 1. 構造強度及び耐震性

滞留水貯留設備を構成する機器の構造強度及び耐震性についての評価を行う。

## 2. 構造強度

## (1) 受入タンク及び貯留タンクの評価

「設計・建設規格」に準拠し、円筒形タンクの板厚評価を実施した。評価の結果、水頭圧に耐えられることを確認した。(表－1)

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

$t$  : 胴の必要板厚

$Di$  : 胴の内径

$H$  : 水頭

$\rho$  : 液体の比重

$S$  : 最高使用温度における材料 (SS400) の許容引張応力

$\eta$  : 長手継手の効率

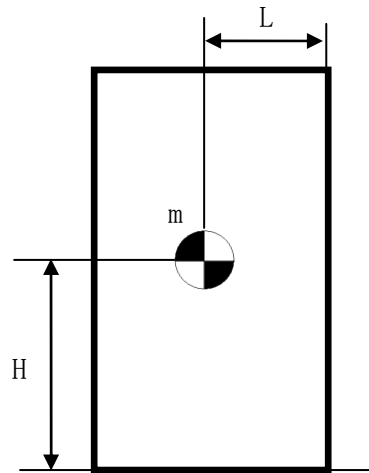
表－1 板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要板厚[mm]	板厚[mm]
受入タンク (容量：160m <sup>3</sup> )	胴板	1.5	4.5
受入タンク (容量：200m <sup>3</sup> )	胴板	1.9	6.0
受入タンク (容量：600m <sup>3</sup> )	胴板	4.4	9.0
貯留タンク (容量：299m <sup>3</sup> )	胴板	3.1	9.0
貯留タンク (容量：508m <sup>3</sup> )	胴板	4.0	9.0
貯留タンク (容量：1,100m <sup>3</sup> )	胴板	9.6	12.0

### 3. 耐震性

#### (1) 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらと比較することにより転倒評価を行った。評価の結果、「地震による転倒モーメント<自重による安定モーメント」となることから、転倒しないことを確認した。(表-2)



- $C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36)
- $m$  : 機器質量 (水の自重)
- $g$  : 重力加速度
- $H$  : 据付面からの重心までの距離
- $L$  : 転倒支点から機器重心までの距離

地震による転倒モーメント :  $M_1 = m \times g \times C_H \times H$

自重による安定モーメント :  $M_2 = m \times g \times L$

#### (2) 滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより、滑動評価を行った。評価の結果、「地震時の水平荷重によるすべり力<接地面の摩擦力」となることから、滑動しないことを確認した。(表-2)

地震時の水平荷重によるすべり力 :  $F_L = C_H \times m \times g$

接地面の摩擦力 :  $F_\mu = \mu \times m \times g$

- $C_H$  : 水平方向設計震度 (0.36)
- $m$  : 機器質量 (水の自重)
- $g$  : 重力加速度
- $\mu$  : 摩擦係数(コンクリート上 : 0.4,  
敷鉄板上 : 0.52)

表-2 受入タンク及び貯留タンクの転倒・滑動評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
受入タンク (容量：12m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	41	117	kN・m
		滑動		43	61	kN
受入タンク (容量：35m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	139	346	kN・m
		滑動		124	178	kN
受入タンク (容量：42m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	167	477	kN・m
		滑動		149	214	kN
受入タンク (容量：110m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	497	2,533	kN・m
		滑動		389	560	kN
受入タンク (容量：160m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	1,271	5,331	kN・m
		滑動		565	815	kN
受入タンク (容量：200m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	1,941	6,664	kN・m
		滑動		706	1,019	kN
受入タンク (容量：600m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	10,568	25,977	kN・m
		滑動		2,117	3,057	kN
貯留タンク (容量：299m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	4,833	9,924	kN・m
		滑動		1,055	1,523	kN
貯留タンク (容量：508m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	8,275	21,994	kN・m
		滑動		1,793	2,588	kN
貯留タンク (容量：1,100m <sup>3</sup> )	本体	転倒	0.36	20,446	64,680	kN・m
		滑動		3,881	4,312	kN

## 2.34 5・6号機 計測制御設備

### 2.34.1 系統の概要

計測制御設備は、通常運転時に起こり得る運転条件の変化、負荷の変化及び外乱に対して、監視及び制御を行うためのものである。

さらに、これらの設備からの情報を基にプラントの主要な系統の運転に必要なパラメータの監視及び機器の操作を集中して管理するための計測制御設備を中央制御室に設ける。

#### [系統の現況]

冷温停止を維持・管理するための主要な系統の監視及び臨界未満に維持されていることを監視するための主要な機器は復旧済みである。

### 2.34.2 要求される機能

- (1) 冷温停止を維持・管理するための主要な系統の監視ができること。
- (2) 炉心、冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの健全性を確保するために必要なパラメータを監視することができること。
- (3) 燃料が装荷されている状態において、臨界未満に維持されていることを監視できること。

### 2.34.3 主要な機器

(1) 冷温停止を維持・管理するための主要な系統の監視機器は下記に示すとおりである。

また、冷温停止時の運転上の制限（設定値）については、「Ⅲ 特定原子力施設の保安 第2編（5号炉及び6号炉に係る保安措置）第27条」に示す。

#### a. 原子炉系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計，導電率計

#### b. 残留熱除去系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

#### c. 燃料プール冷却浄化系計測制御設備

圧力計，温度計，水位計，流量計

#### d. 非常用炉心冷却系計測制御設備

圧力計，流量計

#### e. 復水補給水系計測制御設備

圧力計

#### f. 原子炉冷却材浄化系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

#### g. 原子炉補機冷却系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計

- h. 制御棒駆動系計測制御設備
    - 圧力計，流量計，水位計
  - i. 非常用予備電源装置関連計測制御設備
    - 圧力計，温度計
  - j. 核計測装置
    - 起動領域モニタ，出力領域モニタ（6号機のみ）
  - k. 安全保護系計測制御設備
    - 地震計
  - l. 制御棒駆動機構関連計測制御設備
    - 原子炉手動制御系，制御棒位置指示系
  - m. 非常用ガス処理系計測制御設備
    - 流量計，差圧計
  - n. 原子炉建屋常用換気系及び中央制御室換気系計測制御設備
    - 流量計，差圧計
  - o. 放射線モニタ関連計測制御設備
    - エリア放射線モニタ，プロセス放射線モニタ\*<sup>1</sup>
- \*1：放射性気体廃棄物の放出管理は，主排気筒放射線モニタである。

(2) 炉心，冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器バウンダリの健全性を確保されていることを監視するために必要な機器は下記に示すとおりである。

なお，5・6号機の原子炉格納容器に関しては，今後，燃料取出し作業を計画しているため，現状の開放状態を維持・継続することから除外する。

- a. 原子炉系計測制御設備
  - 水位計，温度計

(3) 燃料が装荷されている状態において，臨界未満に維持されていることを監視するために必要な機器は下記に示すとおりである。

- a. 核計測装置
  - 起動領域モニタ

また，上記監視機器において，既に工事計画軽微変更届出書等により確認している，原子炉水位，原子炉圧力，残留熱除去系熱交換器入口温度（原子炉水温度），残留熱除去系流量，炉心スプレイ系圧力・流量（5号機），低圧炉心スプレイ系流量（6号機），起動領域モニタ，出力領域モニタ（6号機），主排気筒放射線モニタ，エリア放射線モニタのパラメータについては，添付資料－1に示す。

#### 2.34.4 添付資料

##### 添付資料－1 パラメータ一覧

パラメーター一覧

1. 5号機

(1)原子炉水位

原子炉水位を計測する装置については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

(2)原子炉圧力

原子炉圧力を計測する装置については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第16回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

(3)残留熱除去系熱交換器入口温度(原子炉水温度)

残留熱除去系熱交換器入口温度を計測する装置については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第24回工事計画軽微変更届出書(総官第1230号 昭和52年1月25日届出)

(4)残留熱除去系流量

残留熱除去系流量を計測する装置については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第24回工事計画軽微変更届出書(総官第1230号 昭和52年1月25日届出)

(5)炉心スプレイ系圧力

炉心スプレイ系圧力を計測する装置については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第8回工事計画認可申請書(48公第8194号 昭和49年1月7日認可)

(6)炉心スプレイ系流量

炉心スプレイ系流量を計測する装置については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第8回工事計画認可申請書(48公第8194号 昭和49年1月7日認可)

(7)起動領域モニタ

起動領域モニタについては，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官4第679号 平成4年11月5日届出)

(8)主排気筒放射線モニタ

主排気筒放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。  
工事計画届出書(総文発官 62 第 319 号 昭和 62 年 6 月 29 日届出)

(9)エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。  
工事計画届出書(総文発官 6 第 18 号 平成 6 年 4 月 19 日届出)

2. 6号機

(1)原子炉水位

原子炉水位を計測する装置については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
建設時第 2 1 回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 1730 号 昭和 53 年 3 月 28 日認可)

(2)原子炉圧力

原子炉圧力を計測する装置については、以下の工事計画変更認可申請書により確認している。  
建設時第 2 1 回工事計画変更認可申請書(53 資庁第 1730 号 昭和 53 年 3 月 28 日認可)

(3)残留熱除去系熱交換器入口温度(原子炉水温度)

残留熱除去系熱交換器入口温度を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第 1 1 回工事計画認可申請書(50 資庁第 14354 号 昭和 51 年 4 月 8 日認可)

(4)残留熱除去系流量

残留熱除去系流量を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第 1 1 回工事計画認可申請書(50 資庁第 14354 号 昭和 51 年 4 月 8 日認可)

(5)低圧炉心スプレイ系流量

低圧炉心スプレイ系流量を計測する装置については、以下の工事計画認可申請書により確認している。  
建設時第 1 1 回工事計画認可申請書(50 資庁第 14354 号 昭和 51 年 4 月 8 日認可)

(6)起動領域モニタ

起動領域モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。  
工事計画届出書(総文発官 5 第 182 号 平成 5 年 5 月 26 日届出)



(7) 出力領域モニタ

出力領域モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 5 第 182 号 平成 5 年 5 月 26 日届出)

(8) エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては、以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官 5 第 245 号 平成 5 年 7 月 8 日届出)