廃炉発官Ｒ５第３６号
令和５年６月１６日

原子力規制委員会　殿

東京都千代田区内幸町１丁目１番３号
東京電力ホールディングス株式会社
代表執行役社長　　小早川　智明

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画　変更認可申請書

核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第６４条の３第２項の規定に基づき，別紙の通り，「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」の変更認可の申請をいたします。

以　上

「福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画」及び「福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画　別冊集」について，下記の箇所を別添の通りとする。

変更箇所，変更理由及びその内容は以下の通り。

○福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画

実効線量の評価に用いる気象条件，評価方法，評価条件の変更に伴う敷地境界線量等の変更及び放射性気体廃棄物の管理について，下記の通り変更を行う。

併せて，工業標準化法の改正に伴う記載の適正化を行う。

Ⅰ 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価

2 リスク評価

2.3 特定原子力施設における主なリスク

・気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更

Ⅱ 特定原子力施設の設計，設備

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

本文

・気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更

添付資料－５

・気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更
・相対濃度及び相対線量の計算方法について新規記載
・記載の適正化

添付資料－９

・工業標準化法の改正に伴う記載の適正化

2.4 原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備

本文

・気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更

添付資料－５

・気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更
・気象条件の変更に伴う評価方法の明確化
・気象条件の変更に伴う相対線量の変更
・記載の適正化

2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備
本文
・変更なし
添付資料－３－１
・気象条件の変更及び評価方法の見直しに伴う実効線量評価値の変更
・記載の適正化
添付資料－３－３
・気象条件の変更及び評価条件の見直しに伴う実効線量評価値の変更
・記載の適正化

2.12 使用済燃料共用プール設備
本文
・変更なし
添付資料－１１
・工業標準化法の改正に伴う記載の適正化

2.16 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設
2.16.2 増設多核種除去設備
本文
・変更なし
添付資料－３
・気象条件及び評価パラメータの変更に伴う実効線量評価値の変更
・評価パラメータの変更に伴う出典の記載及び気象データ設定の明確化
・記載の適正化

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）
本文
・変更なし
添付資料－５
・気象条件の変更に伴う放射性物質濃度の変更
・記載の適正化

2.27 ５・６号機　燃料プール冷却浄化系
本文
・変更なし
添付資料－４
・工業標準化法の改正に伴う記載の適正化

2.42 大型機器除染設備
本文
・工業標準化法の改正に伴う記載の適正化
添付資料－４
・工業標準化法の改正に伴う記載の適正化
添付資料－９
・工業標準化法の改正に伴う記載の適正化
添付資料－１３
・工業標準化法の改正に伴う記載の適正化

2.44 放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（増設雑固体廃棄物焼却設備）
本文
・変更なし
添付資料－５
・気象条件の変更に伴う放射性物質濃度の変更
・記載の適正化

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３章 体制及び評価
第９条
・気象条件の変更に伴い放射性気体廃棄物の放出管理目標値を削除
第６章 放射性廃棄物管理
第８９条
・気象条件の変更に伴い放射性気体廃棄物の放出管理目標値を削除
第１１章 記録及び報告
第１２１条
・気象条件の変更に伴い放射性気体廃棄物の放出管理目標値を削除
附則
・気象条件の変更に伴い放射性気体廃棄物の放出管理目標値を削除

第３編（保安に係る補足説明）
2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明
2.1 放射性廃棄物等の管理
2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理
・１～４号機の気体廃棄物の推定放出量の変更
・５，６号機の気体廃棄物の推定放出量の追加
・記載の適正化

2.2 線量評価

2.2.1 大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量

・気象条件，評価条件，評価方法の変更に伴う実効線量評価値の変更

・記載の適正化

2.2.2 敷地内各施設からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

・記載の適正化

2.2.4 線量評価のまとめ

・気象条件，評価条件，評価方法の変更に伴う実効線量評価値の変更

Ⅴ 燃料デブリの取り出し・廃炉

本文

・変更なし

添付資料－４

・気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更

・記載の適正化

添付資料－６

・気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更

・記載の適正化

添付資料－７

・気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更

・記載の適正化

○福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 別冊集

別冊２８ ２号機 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明

Ⅰ 燃料取り出し用構台 補足説明資料

・変更なし

Ⅱ 換気設備 換気風量について

・変更なし

Ⅲ 原子炉建屋オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の耐震性についての計算書

・変更なし

Ⅳ ２号機燃料取扱設備及び燃料取り出し用構台に対する1/2Ss450評価について

・変更なし

Ⅴ ２号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書

・気象条件の変更に伴う実効線量評価値の変更

・記載の適正化

Ⅵ 燃料取扱設備の耐震性についての計算書

・変更なし

以 上

别添

2.3　特定原子力施設における主なリスク

2.3.1　はじめに

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

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

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

2.3.2　燃料デブリ（１～３号機）

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

確率論的リスク評価による原子炉注水系のリスク評価では，炉心再損傷頻度が約 5.9×10^{-5}／年と評価されており，「施設運営計画に係る報告書（その１）（改訂２）（平成２３年１２月）」で評価された約 2.2×10^{-4}／年の炉心再損傷頻度からリスクが低減していることが確認できる。今後も，原子炉注水系の小ループ化等により信頼性の向上を図り，リスク低減に努めていく。

また，原子炉注水系の異常時の評価では，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）で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，実効線量は敷地境界で年間約 2.0×10^{-4}mSv，特定原子力施設から 5km 地点で約 2.1×10^{-5}mSv，特定原子力施設から 10km 地点で約 7.6×10^{-6}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。「施設運営計画に係る報告書（その１）（改訂２）（平成２３年１２月）」では，シビアアクシデント相当事象で３プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合に敷地境界の実効線量が年間約 11.1mSv と評価されており，燃料デブリの崩壊熱減衰等によって，原子炉注水系の異常時における被ばくリスクが大きく低減していることが分かる。今後も，燃料デブリの崩壊熱は減衰していくため，原子炉注水系の異常時におけるリスクは低減する方向である。

燃料デブリに関するリスクとしては，水素爆発と臨界も挙げられる。

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

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

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

2.3.3　使用済燃料プールの燃料（１～４号機）

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

2.3.4　５・６号機の使用済燃料プールの燃料

５・６号機は，震災前と同等の設備により使用済燃料プールに貯蔵された燃料を安定的に冷却している状況であり，既設設備に関しては，震災前の設計条件を維持している。

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

(1)燃料取扱い時の燃料落下及び使用済燃料への重量物落下による損傷

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

このシナリオに対しては，燃料交換機・原子炉建屋天井クレーンは既設燃料取扱設備であり，燃料交換機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いること，原子炉建屋天井クレーンはブレーキが安全側に動作する機構となっていること，吊り上げられた重量物が使用済燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できないインターロックがあることから，こうしたリスクは小さいものと考えられる。なお，５・６号機の使用済燃料は，震災後８年以上冷却されており，原子炉停止後から放射能は減衰している。Ⅱ.2.11　添付資料－３－３「移送操作中の燃料集合体の落下」と同様の燃料集合体落下事故を想定しても，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えない。

(2)仮設設備（滞留水貯留設備）停止による冷却機能喪失

滞留水貯留設備の移送ポンプ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，使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却の維持に必要な設備に電力を供給している所内高圧母線の被水により電源が停止することで，冷却機能喪失による燃料損傷が考えられる。

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

(3)自然災害による冷却機能喪失

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

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

次に，津波により使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の冷却機能が喪失し，使

用済燃料プール水の温度が上昇すると共に水位が低下するシナリオが考えられる。

このシナリオに対しては，使用済燃料プールの水位が有効燃料頂部に至るまでの時間的余裕が，80 日程度（５号機に比べ６号機が短い）と評価されており，仮設水中ポンプ（残留熱除去海水系）の設置*による，冷却機能の回復までに要する時間は十分確保されていることから，こうしたリスクは小さいものと考えられる。（表－１　参照）

今後，準備が整い次第，使用済燃料プールから使用済燃料共用プールへ使用済燃料を搬出する予定である。

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

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

号機	場所	温度上昇率[℃/h]	時間的余裕［日］
5	使用済燃料プール	0.23	82
6	使用済燃料プール	0.24	80

補足：2018 年 10 月 1 日時点での崩壊熱より算出。

2.3.5　使用済燃料共用プールの燃料

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

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

2.3.6　使用済燃料乾式キャスクの燃料

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

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

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

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

以上のことから，使用済燃料乾式キャスクにかかるリスクは非常に小さい。

2.3.7　放射性廃棄物

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

【設備等からの漏えいリスクを低減させる対策】

・耐圧ホースのポリエチレン管化

・多核種除去設備等により，汚染水に含まれるトリチウム以外の放射性物質を，東京電力福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示（以下「告示」という。）に規定される濃度限度との比の総和が 1 未満となるよう浄化処理した水（以下「ALPS 処理水」という。）の海洋放出による，ALPS 処理水等を貯蔵するタンク（以下「中低濃度タンク」という。）の解体・撤去

【漏えい拡大リスクを低減させる対策】

・中低濃度タンク廻りの堰，土嚢の設置

・放水路の暗渠化

・漏えい検知器，監視カメラの設置

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

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 Ss 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℃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ＣＳＴからＣＳＴ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ＣＳＴ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ＣＳＴ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ＣＳＴ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ＣＳＴ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ＣＳＴ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専用の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

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，原子炉注水専用の消防車を３台配備する。水源については，上記のタンクの他，原水地下タンクを利用できる他，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。

原子炉注水系の腐食防止対策としては，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)。

また，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少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。

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

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，溶接部については，耐圧試験，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

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 Ss 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，ろ過水タンク脇，厚生棟横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 10m³/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－５参照）。

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 2.9×10^{-6} mSv，事故相当事象（注水停止７時間）で約 1.4×10^{-5} 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 6.6×10^{-5}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では約 2.0×10^{-4} 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 2.1×10^{-5} mSv，約 7.6×10^{-6} 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－６参照）。

評価の結果，炉心が再損傷する頻度（点推定値）の内的事象（ハザード発生箇所が発電所内）の合計値は，約 3.2×10^{-7}/年，外部電源喪失（地震）は，約 6.1×10^{-9}/年，大津波事象は，約 5.8×10^{-5}/年となっている。評価結果の合計値は約 5.9×10^{-5}/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）

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

(2)　非常用高台炉注水ポンプ（完成品）（専用Ｄ／Ｇ電源）

台　　数	3
型　　式	多段渦巻ポンプ
容　　量	20m^3/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）（外部電源及び専用Ｄ／Ｇ電源）

台　　数	3
型　　式	多段渦巻ポンプ
容　　量	37 m^3/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

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

２，３号機

台　　数	２号機　2
	３号機　2
型　　式	多段渦巻ポンプ
容　　量	10m^3/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
	２号機　2
	３号機　2
型　　式	単段渦巻ポンプ
容　　量	20m³/h（１台あたり）
揚　　程	70m

(6) 非常用高台炉注水ポンプ用 D/G（完成品）

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

(7) 純水タンク脇炉注水ポンプ用 D/G（完成品）

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

(8) 処理水バッファタンク

基　　数	1
容　　量	700m³

(9) 復水貯蔵タンク（ＣＳＴ）

基　　数	１号機　1
	２号機　1
	３号機　1
容　　量	１号機　　1893Kl
	２／３号機　2448.5Kl

(10) ろ過水タンク

基　　数	1
容　　量	8000 m^3

(11) 純水タンク

基　　数	2
容　　量	2000 m^3（１基あたり）

(12) 原水地下タンク

基　　数	1
容　　量	970m^3

(13) 消防車

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

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	50A／Sch20S 65A／Sch20S 80A／Sch20S
	材質	SUS304TP
	最高使用圧力	1.4MPa
	最高使用温度	50℃
（フレキシブルチューブ）	呼び径	75A 相当
	材質	SUS316Ｌ
	最高使用圧力	1.4MPa
	最高使用温度	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	50A／Sch40 80A／Sch40 150A／Sch40
	材質	SUS304TP
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	80A／Sch40
	材質	STPT370
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch80
	材質	STPT370
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	300A／Sch40
	材質	STPT410
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch40 65A／Sch40 80A／Sch40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch80
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（フレキシブルチューブ）	呼び径	50A 相当
	材質	SUS316L
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃

名称	仕様	
（ポリエチレン管）	呼び径	75A 相当／200A 相当 ／300A 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℃
（消防ホース）	呼び径	65A 相当
	材質	ポリエステル
	最高使用圧力	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	50A／Sch20S 65A／Sch20S 80A／Sch40
	材質	SUS304TP
	最高使用圧力	1.4MPa
	最高使用温度	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	150A／Sch20 200A／Sch20
	材質	SGP
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
（耐圧ホース）	呼び径	75A 相当
	材質	ポリ塩化ビニル
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	50℃
	許容曲げ半径	750mm
（消防ホース）	呼び径	65A 相当
	材質	ポリエステル
	最高使用圧力	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	65A／Sch40
	材質	STPT370
	最高使用圧力	1.4MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch80
	材質	STPT370
	最高使用圧力	1.4MPa
	最高使用温度	50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	50A／Sch80
	材質	SUS304TP
	最高使用圧力	1.4MPa
	最高使用温度	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	65A／Sch40 80A／Sch40 100A／Sch40 150A／Sch40
	材質	STPT370
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	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	50A／Sch160 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	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℃
（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 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	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 50A／Sch40 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　原子炉圧力容器・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　原子炉注水停止時評価の説明資料
添付資料－６　原子炉注水系に関する確率論的リスク評価
添付資料－７　原子炉注水系に係る確認事項
添付資料－８　処理水バッファタンクの基本仕様
添付資料－９　処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の具体的な安全確保策
添付資料－１０　処理水バッファタンクの基礎及び堰に関する説明書
添付資料－１１　既設処理水バッファタンク及び既設処理水バッファタンク接続配管の解体・撤去の方法について
添付資料－１２　原子炉圧力容器・格納容器注水設備の配置

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 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

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

M_1 ：炉心燃料質量[kg]
Cp_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

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

M_2 ：上部構造材質量[kg]
Cp_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

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

M_3 ：シュラウド質量[kg]
Cp_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

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

M_4 ：原子炉圧力容器側部質量[kg]
Cp_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

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

M_5 ：原子炉圧力容器底部質量[kg]
Cp_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

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

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

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

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

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

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^2-K)]
A_{2g}　：上部構造材伝熱面積（蒸気への対流伝熱）[m^2]

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℃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℃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。

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

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

M_{CsOH} ：CsOH 発生量[mol/s]
P_{CsOH} ：CsOH 飽和蒸気圧[N/m^2]
V_g ：発生蒸気流量[m^3/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^3]
ν_{grav} ：重力沈降速度[m/s]
A_{grav} ：重力沈降面積[m^2]
ν_{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^2]
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による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 γ 線による外部被ばく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_γ ：放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量[mSv]
K ：空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy]
E_γ ：γ 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の吸入摂取による内部被ばく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の吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]
K_{in} ：内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq]
R_1 ：呼吸率[m^3/s]
χ/Q ：相対濃度[s/m^3]

(6) 地表沈着したセシウムからのγ線による外部被ばく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γ線による外部被ばく実効線量[mSv]
K_{ex} ：外部被ばく実効線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m^2)]
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実効線量[mSv]
R_2 ：呼吸率[m^3/s]
F ：再浮遊率[m^{-1}]

(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，別紙 1 の計算方法により求めた下表の値を用いる。敷地境界については，福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類六に記載の主蒸気管破断事故と同じ計算条件とした。5km 地点及び 10km 地点については，風下距離を除き敷地境界と同じ計算条件とした。

	敷地境界	5km 地点	10km 地点
相対濃度（χ/Q）[s/m^3]	8.1×10^{-5}	8.6×10^{-6}	3.1×10^{-6}
相対線量（D/Q） [Gy/Bq]	7.3×10^{-19}	1.7×10^{-19}	7.1×10^{-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，原子炉圧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圧力容器底部の温度を代表として検知対象とする。原子炉圧力容器底部の温度変化を図－３に示すが，原子炉圧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に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 m^3/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 m^3/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℃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℃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 5.0×10^{4} Bq
セシウム 137 放出量	約 6.1×10^{4} Bq
年間の実効線量	約 2.9×10^{-6} 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℃，上部構造材温度は約 110℃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 2.3×10^{5} Bq
セシウム 137 放出量	約 2.8×10^{5} Bq
年間の実効線量	約 1.4×10^{-5} 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℃，上部

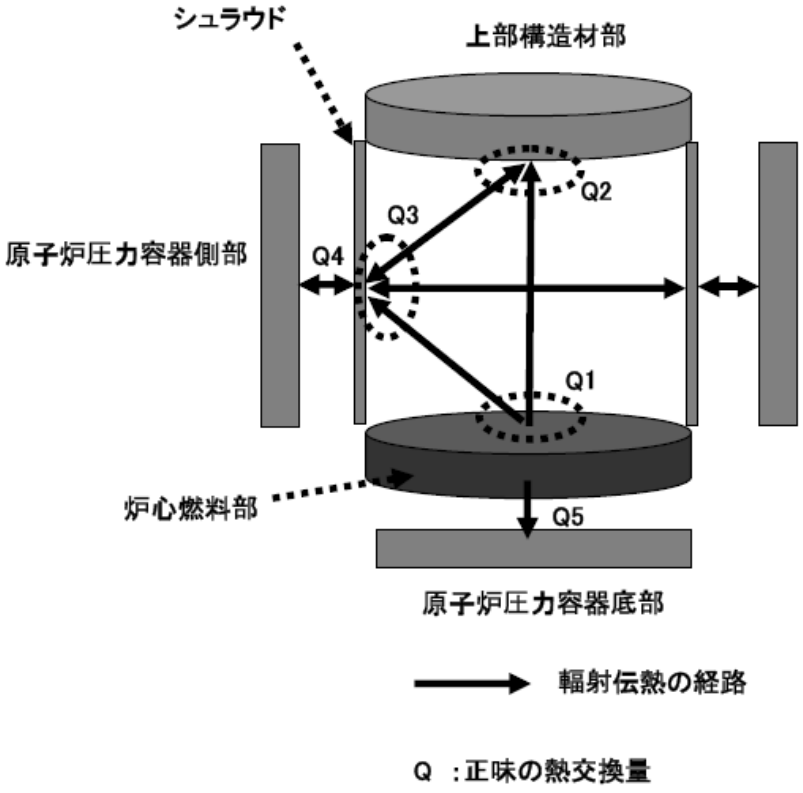
構造材温度は約 120℃まで上昇するが，注水再開により速やかに冷却され，事象は収束する。

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。

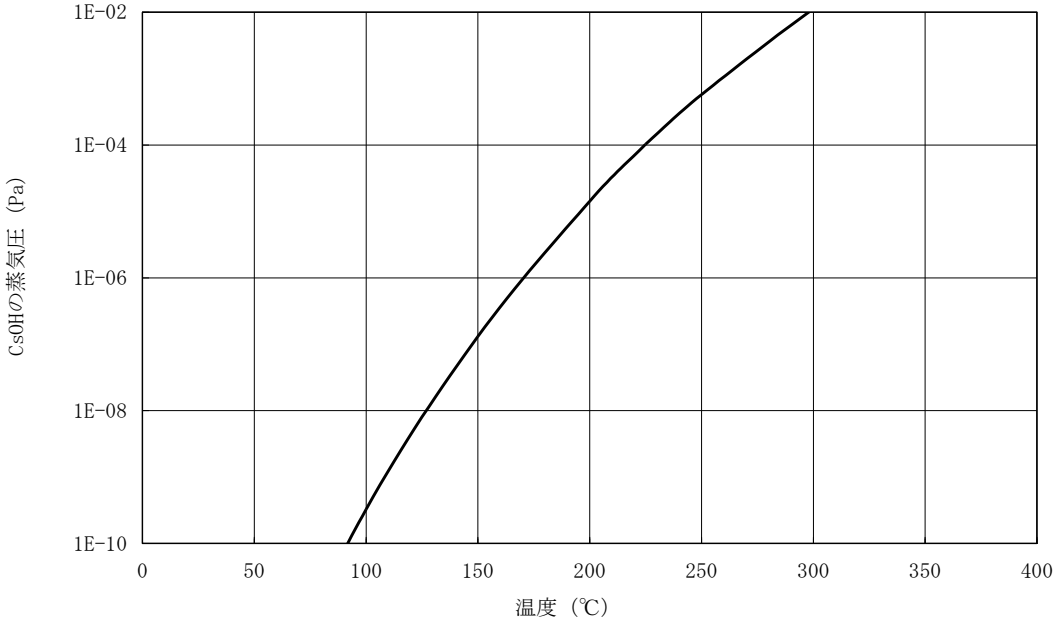
セシウム 134 放出量	約 1.1×10^{6} Bq
セシウム 137 放出量	約 1.4×10^{6} Bq
年間の実効線量	約 6.6×10^{-5} mSv

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 7.0×10^{-6} mSv，約 2.5×10^{-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 2.0×10^{-4} mSv，特定原子力施設から 5km 地点で約 2.1×10^{-5} mSv，10km 地点で約 7.6×10^{-6} mSv となる。

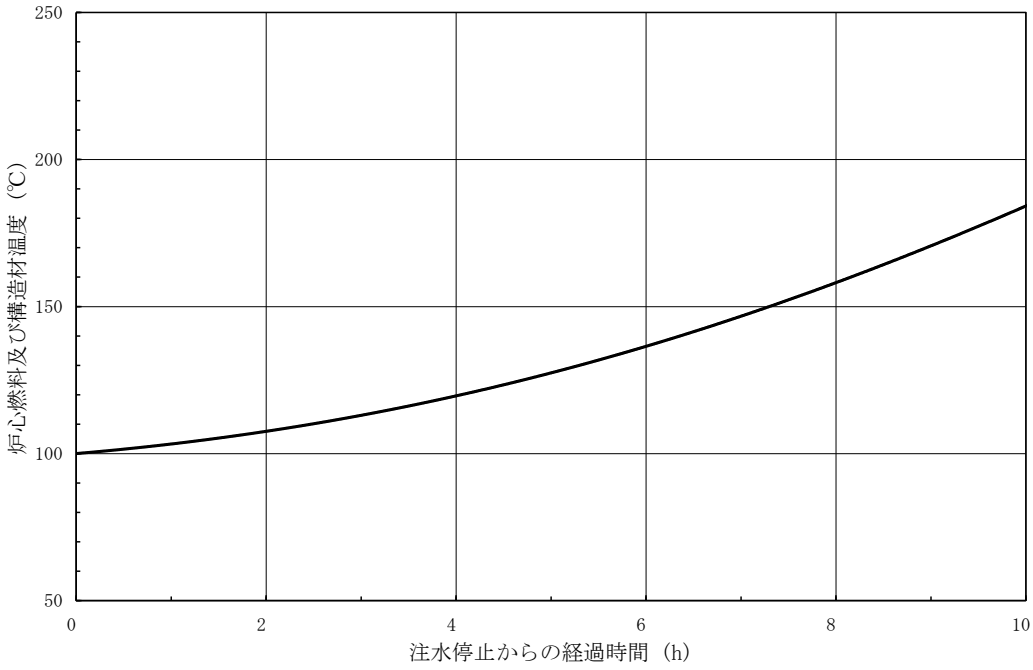
以下余白



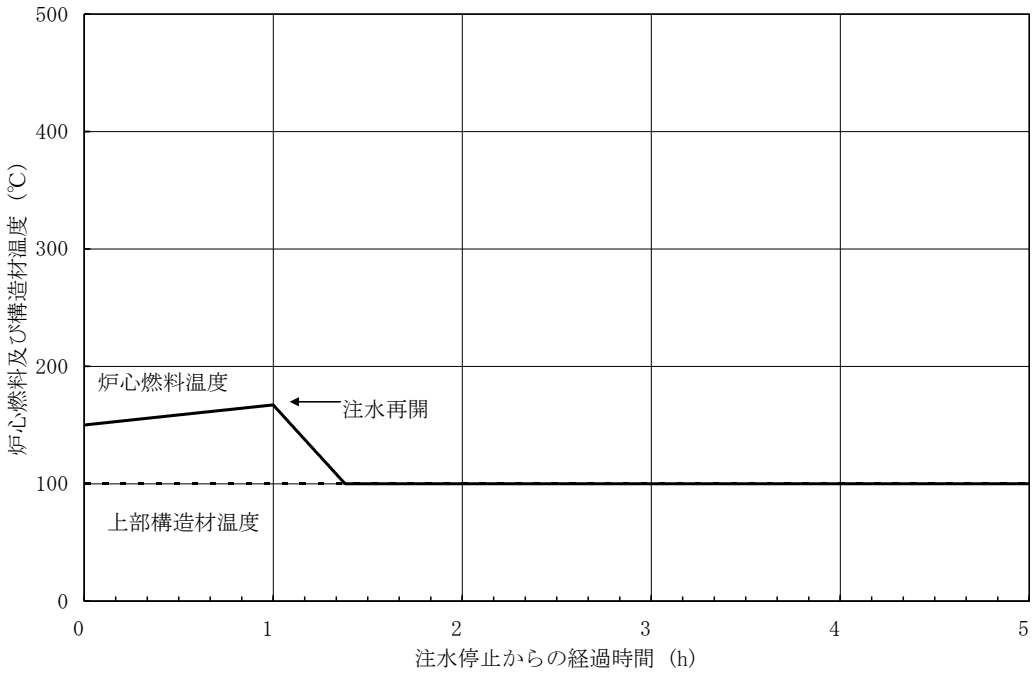
図－１　原子炉圧力容器輻射モデルの概要



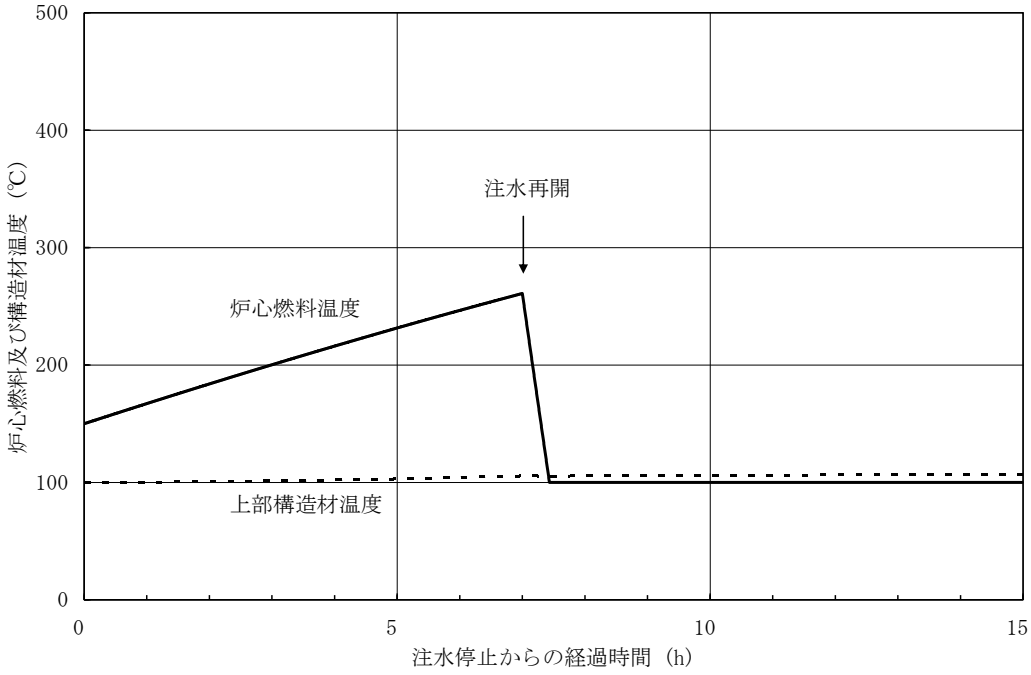
図－２　CsOH 蒸気圧の温度依存性



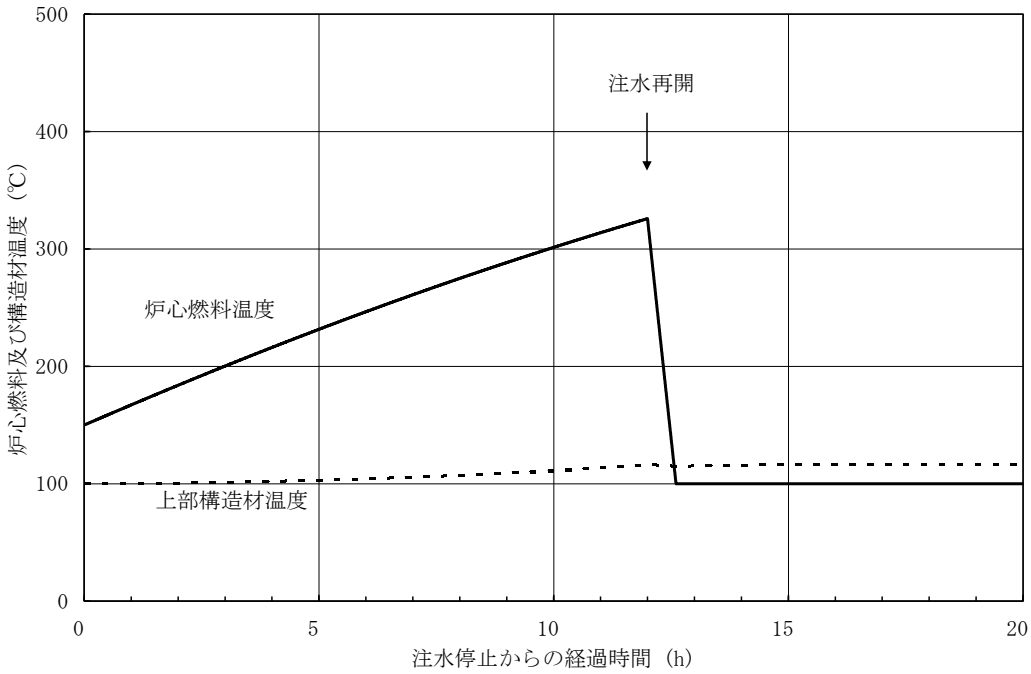
図－３　原子炉圧力容器底部の温度上昇の時間変化



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）

別紙1

相対濃度及び相対線量の計算方法

事故時に放出される放射性物質が，敷地周辺の公衆に及ぼす影響を評価するに当って，放射性物質の拡散状態を推定するために必要な気象条件については，敷地における出現頻度からみて，これより悪い条件がめったに現れないと言えるものを選ばなければならない。

そこで，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づき，線量評価に用いる放射性物質の相対濃度（以下「χ/Q」という。）を求めた。すなわち，(1)式に示すように風向，風速，大気安定度及び実効放出継続時間を考慮したχ/Q を陸側方位について求め，方位別にその値の小さい方からの累積度数を年間のデータ数に対する出現頻度(%)として表わすことにする。横軸にχ/Qを，縦軸に累積出現頻度をとり，着目方位ごとにχ/Qの累積出現頻度分布を書き，この分布から，累積出現頻度が97%に当たるχ/Qを方位別に求め，そのうち最大のものを線量評価に用いるχ/Q とする。ここで，気象データは，地表付近の風を代表する標高46m(地上高10m)における2020年4月から2021年3月までの1年間の観測データを使用した。

$$\chi/\mathrm{Q} = \frac{1}{T}\sum_{i=1}^{T}(\chi/Q)_i \cdot \delta_i \quad \cdots\cdots (1)式$$

ここで，

$\boldsymbol{\chi/Q}$	：	実効放出継続時間中の相対濃度(s/m^3)
$\boldsymbol{T}$	：	実効放出継続時間(h)
$\boldsymbol{(\chi/Q)_i}$	：	時刻 i における相対濃度(s/m^3)
$\boldsymbol{\delta_i}$	：	時刻 i において風向が当該方位にあるとき，$\delta_i = 1$ 時刻 i において風向が他の方位にあるとき，$\delta_i = 0$

$(\chi/\mathrm{Q})_i$の計算に当たっては，短時間放出の場合，方位内で風向軸が一定として(2)式で計算する。

$$(\chi/\mathrm{Q})_i = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{yi} \cdot \sigma_{zi} \cdot U_i}\exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_{zi}^2}\right) \cdots\cdots (2)式$$

ここで，

$\boldsymbol{\sigma_{yi}}$	：	時刻 i における濃度分布の水平方向の拡がりのパラメータ(m)
$\boldsymbol{\sigma_{zi}}$	：	時刻 i における濃度分布の高さ方向の拡がりのパラメータ(m)
$\boldsymbol{U_i}$	：	時刻 i における風速(m/s)
$\boldsymbol{H}$	：	放出源の有効高さ(m)

方位別χ/Q の累積出現頻度を求めるとき，静穏の場合には風速を 0.5m/s として計算し，その風向は静穏出現前の風向を使用する。

実効放出継続時間，放出源の有効高さ及び計算地点までの距離は，福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類六の主蒸気管破断事故と同様とした。すなわち，実効放出継続時間は 1 時間，放出源の有効高さは 0m(地上放散)，計算地点までの距離は敷地境界についてはタービン建屋から周辺監視区域境界までの距離，5km,10km とした。

また，放射性雲からのγ線による空気カーマについては，χ/Q の代わりに空間濃度分布とγ線による空気カーマ計算モデルを組み合わせた相対線量(以下「D/Q」という。)をχ/Q と同様な方法で求めて使用する。実効放出継続時間，放出源の有効高さは，χ/Q 同様に設定する。

γ線による空気カーマ計算には，「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」に基づき，(3)式及び(4)式を使用する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') dx' dy' dz' \quad \cdots (3)\text{ 式}$$

$$\chi(x', y', z') = \frac{Q}{2\pi\sigma_y \sigma_{zU}} \cdot exp\left(-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}\right) \cdot \left(exp\left\{-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + exp\left\{-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}\right\}\right) \quad \cdots (4)\text{ 式}$$

ここで，

D ：計算地点$(x, y, 0)$における空気カーマ率（μGy/h）

K_1 ：空気カーマ率への換算係数$\left(\frac{dis \cdot m^3 \cdot \mu Gy}{MeV \cdot Bq \cdot h}\right)$

E ：γ線の実効エネルギ（MeV/dis）

μ_{en} ：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数（m^{-1}）

μ ：空気に対するγ線の線減衰係数（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γ線の再生係数

$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$

ただし，μ_{en}，μ，α，β，γについては，0.5MeV のγ線に対する値を用い，以下のとおりとする。

μ_{en}＝3.84×10^{-3}（m^{-1}）　　μ＝1.05×10^{-2}（m^{-1}）

α＝1.000　　β＝0.4492　　γ＝0.0038

$\chi(x', y', z')$ ：放射性雲中の点(x', y', z')における濃度（Bq/m^3）

Q ：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)

σ_y ：濃度分布のy’方向の拡がりのパラメータ（m）

σ_z ：濃度分布のz’方向の拡がりのパラメータ（m）

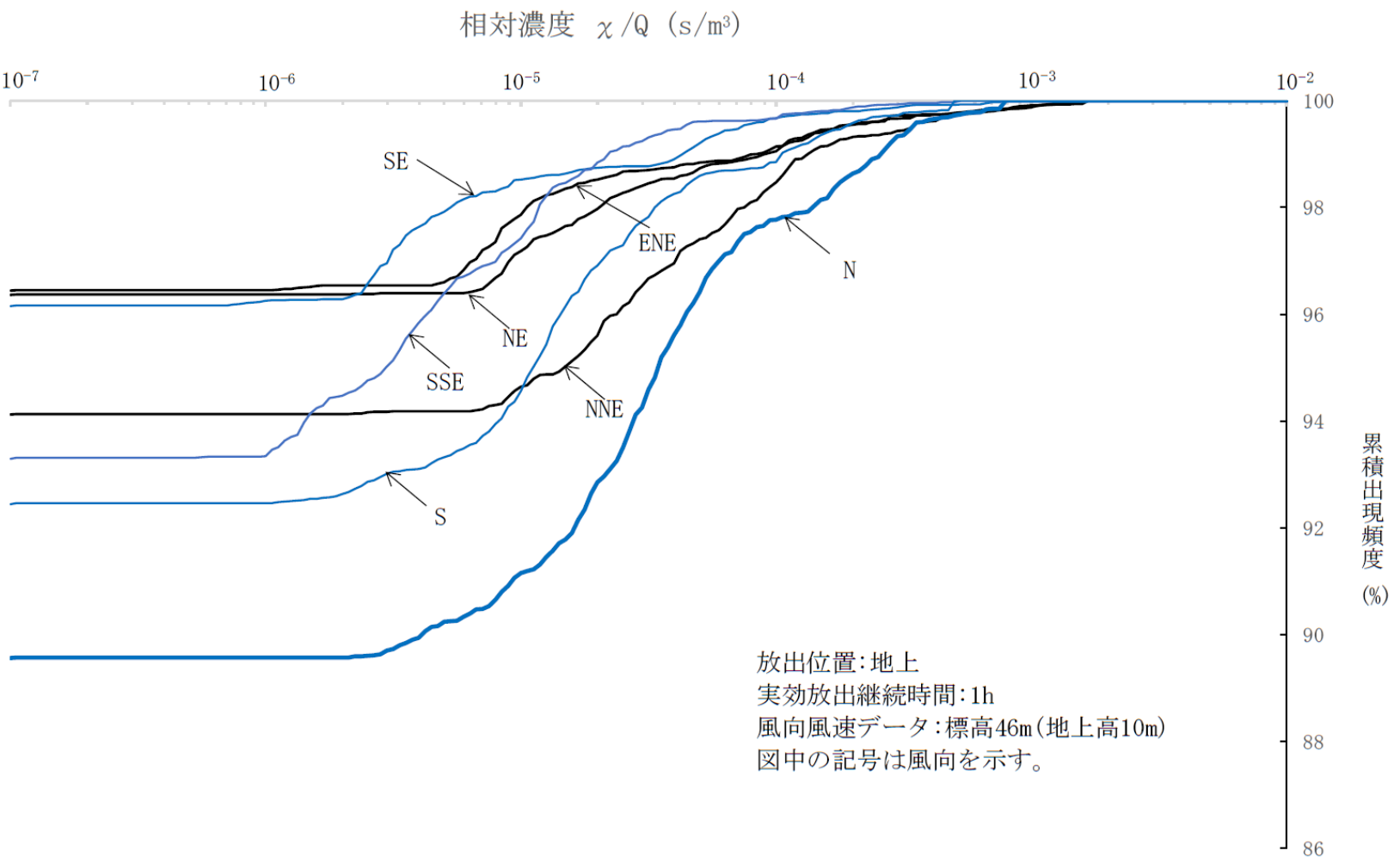
以上により，陸側方位について求めた方位別χ／Q 及びD／Q の累積出現頻度を図－1 か

ら図－10 に示す。

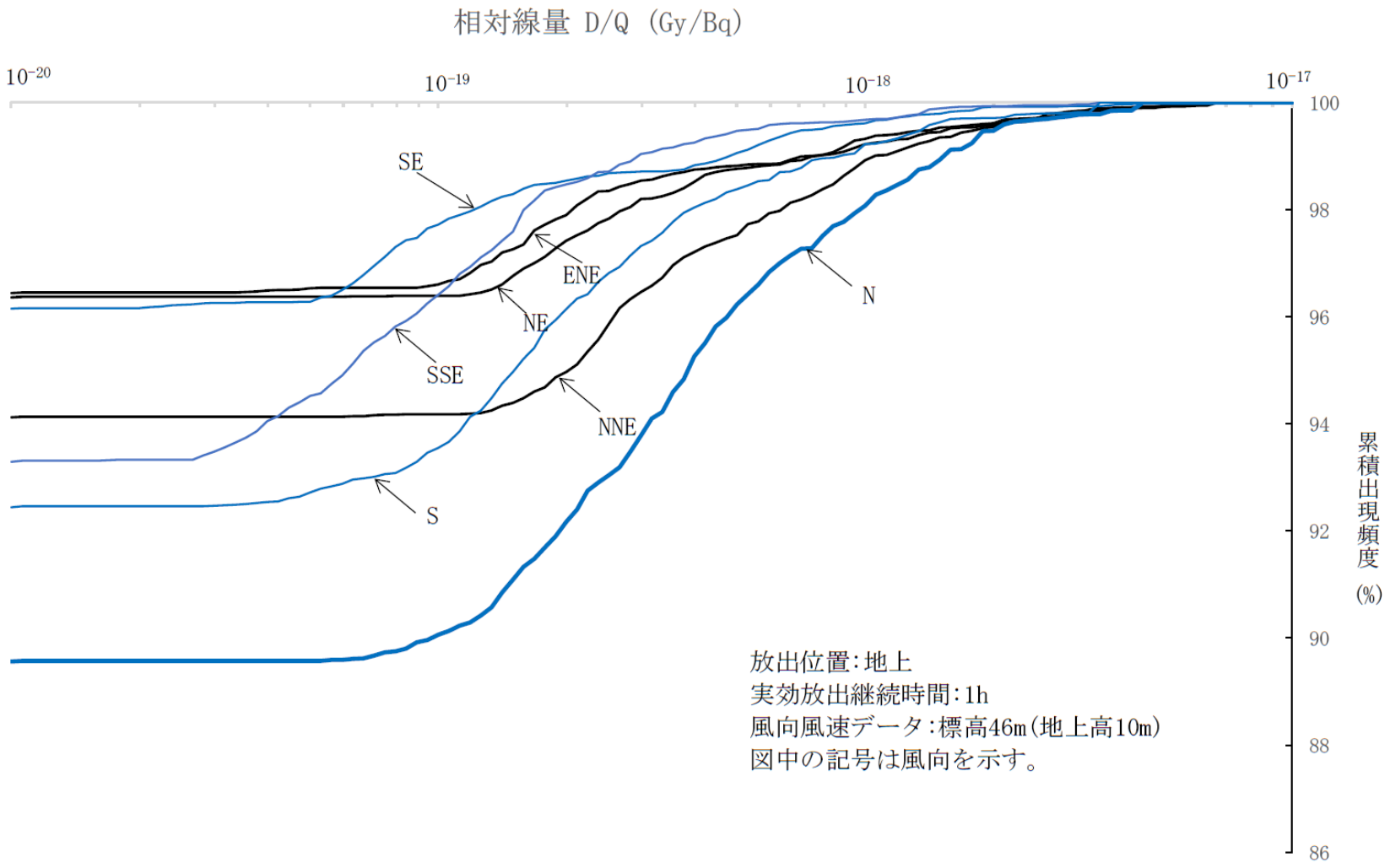
また，線量評価に使用するχ／Q 及び D／Q を表－1 に示す。

表－1　線量評価に使用するχ／Q 及び D／Q 並びに実効放出継続時間

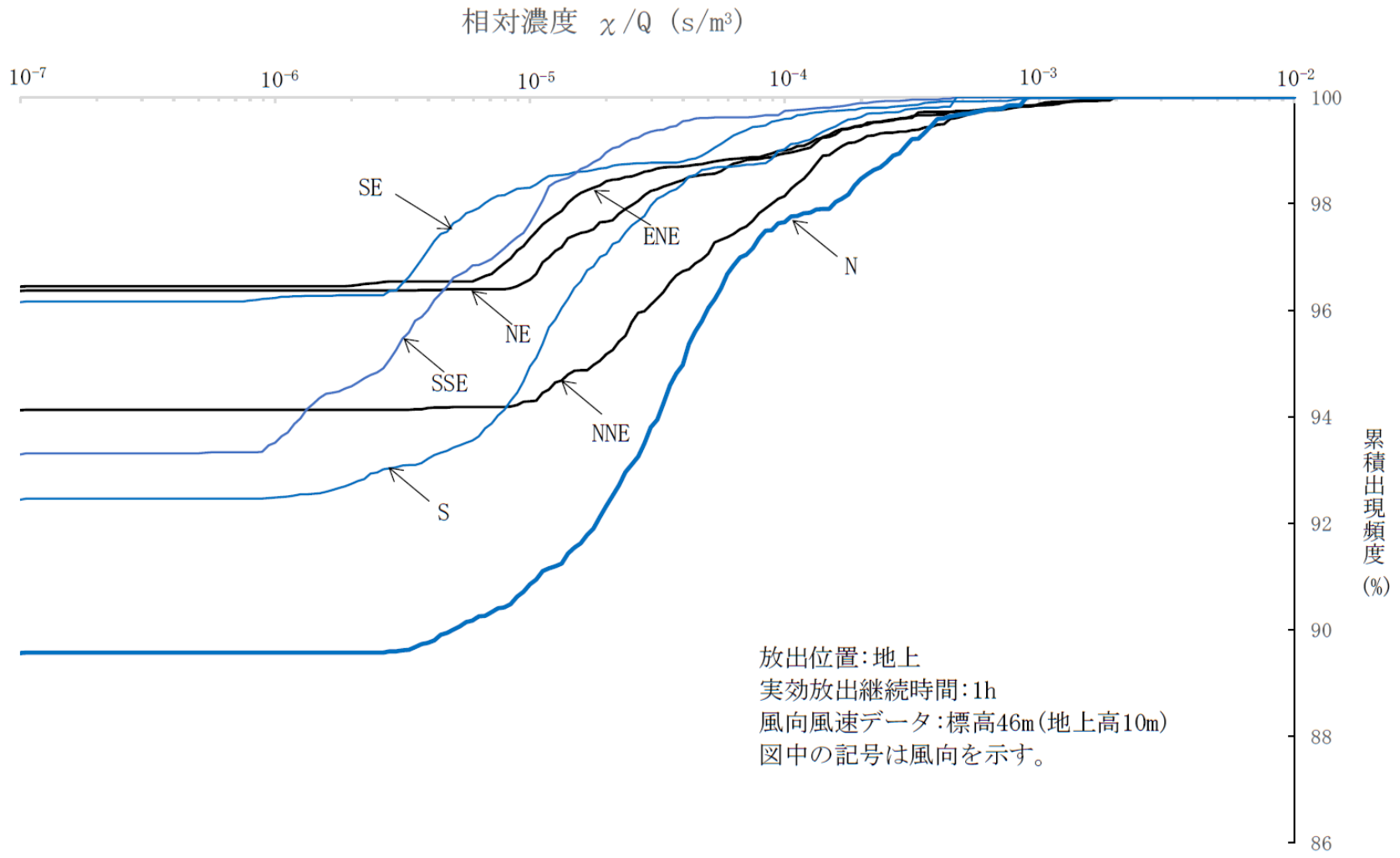
	事故の種類	実効放出継続時間	χ／Q (s/m^3)	D／Q (Gy/Bq)
1 号機(敷地境界)	主蒸気管破断	1 時間	6.0×10^{-5}	6.1×10^{-19}
2 号機(敷地境界)			6.9×10^{-5}	6.6×10^{-19}
3 号機(敷地境界)			8.1×10^{-5}	7.3×10^{-19}
5km 地点			8.6×10^{-6}	1.7×10^{-19}
10km 地点			3.1×10^{-6}	7.1×10^{-20}



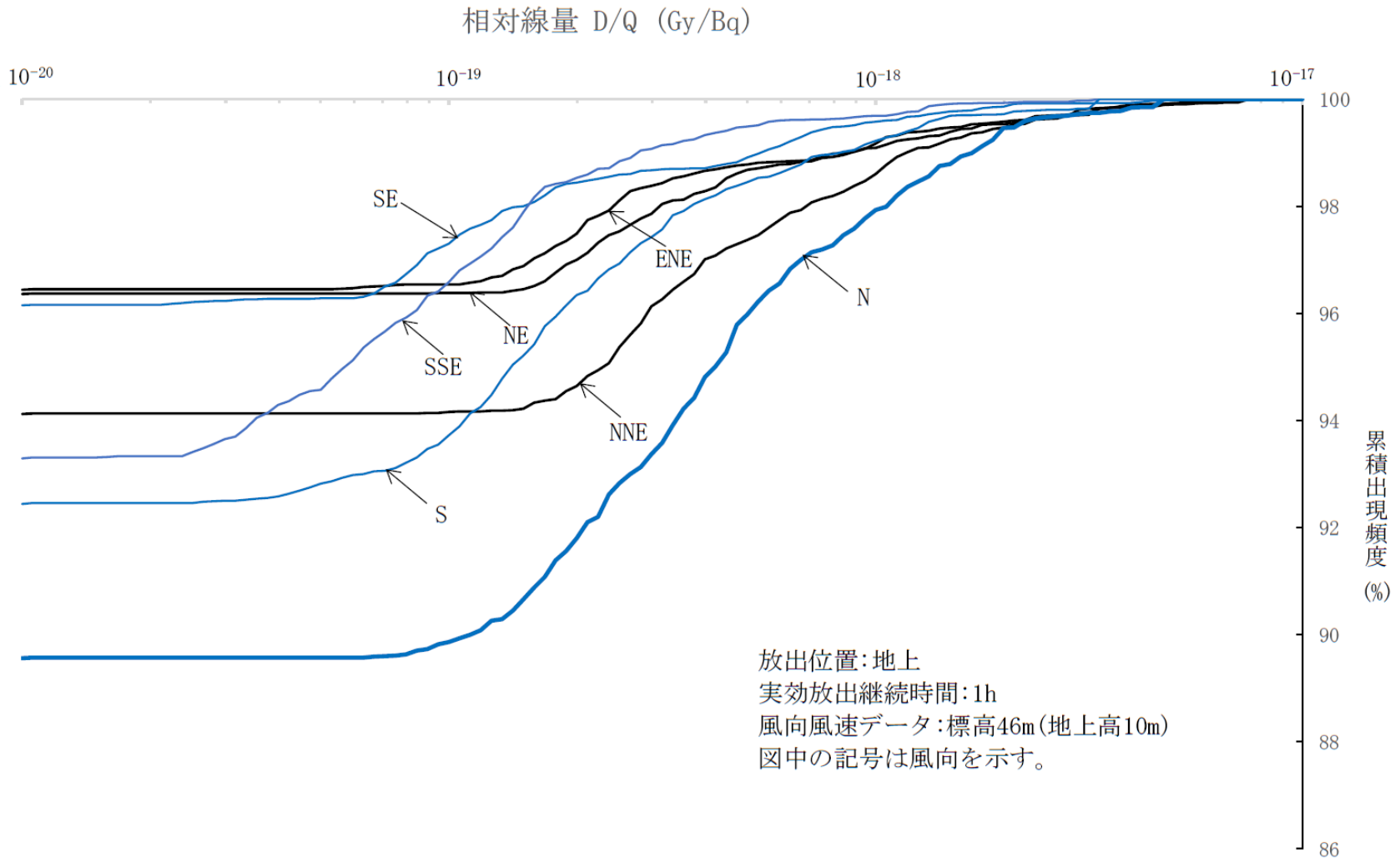
図－1　　方位別相対濃度(χ/Q)の累積出現頻度(1号機主蒸気管破断,敷地境界)



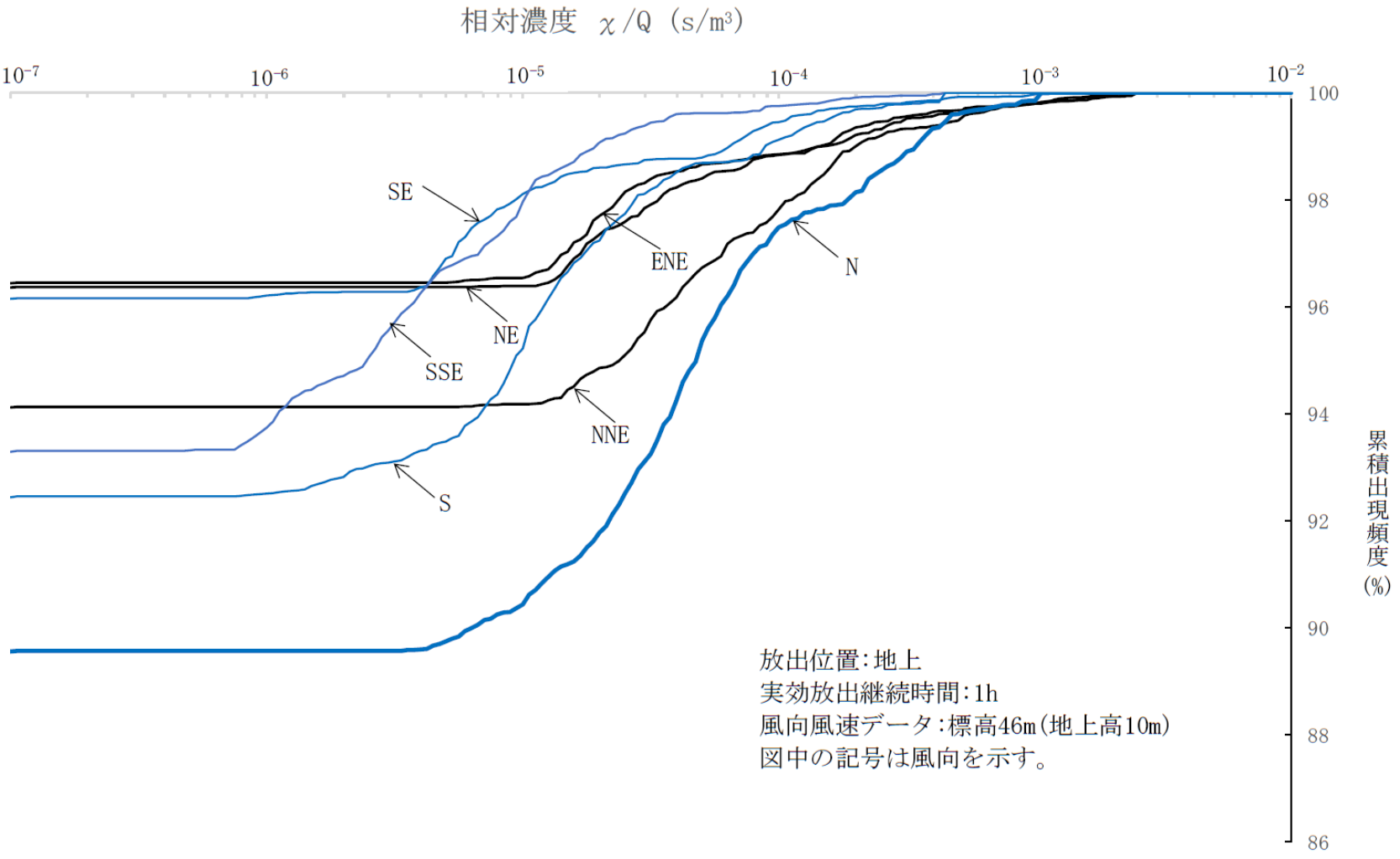
図－2　　方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(1号機主蒸気管破断,敷地境界)



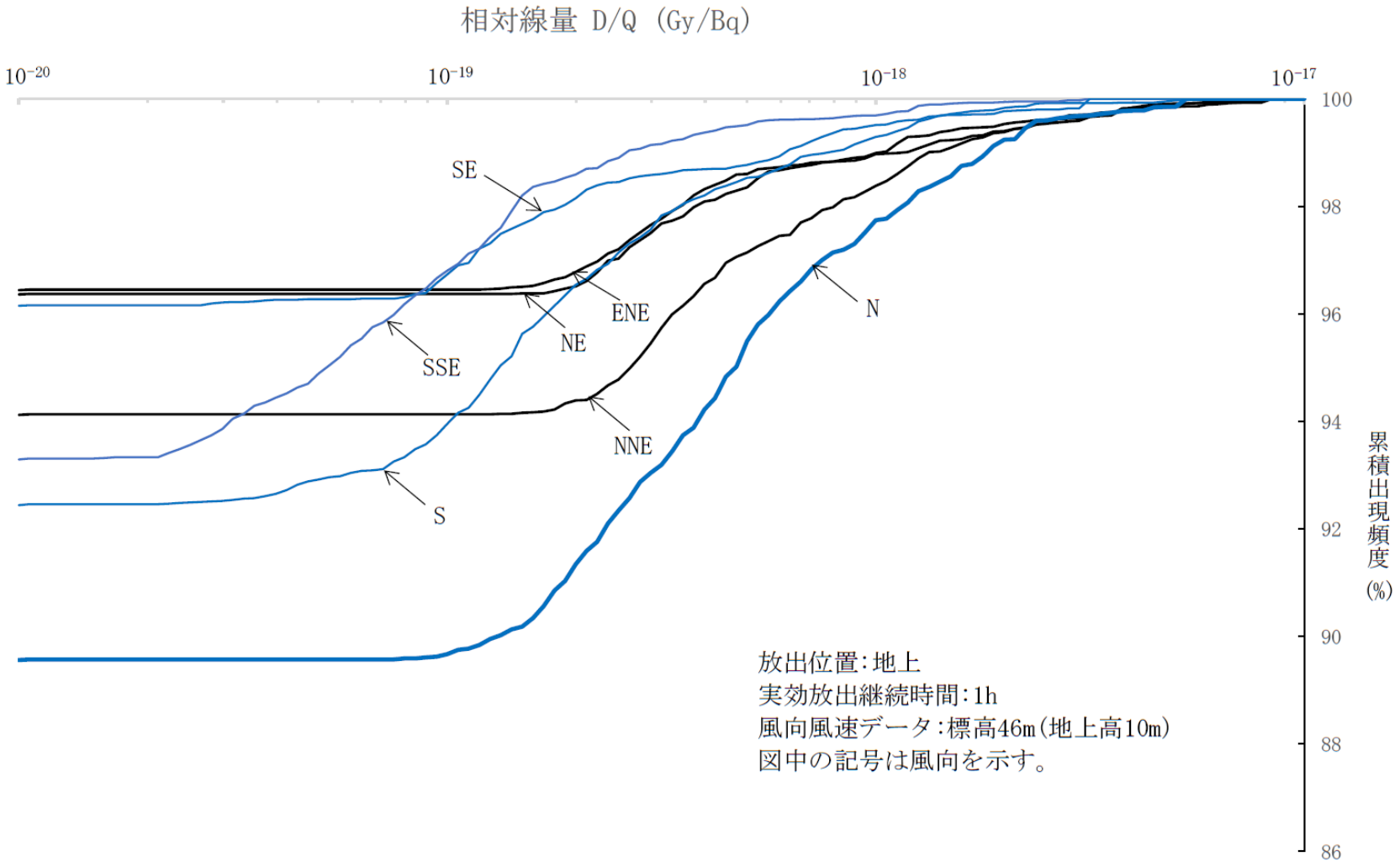
図－3　　方位別相対濃度（χ/Q）の累積出現頻度（2号機主蒸気管破断，敷地境界）



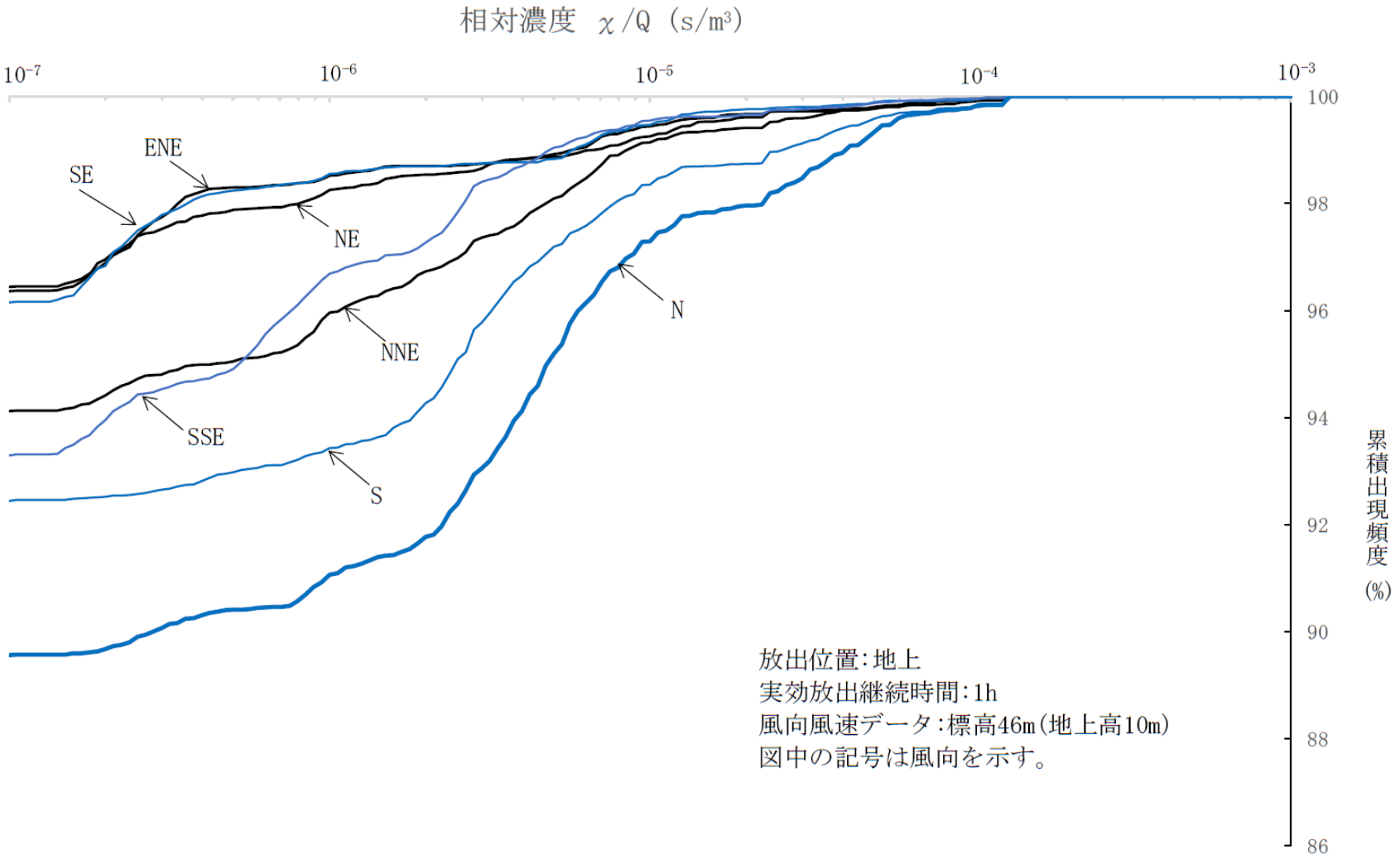
図－4　　方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(2号機主蒸気管破断,敷地境界)



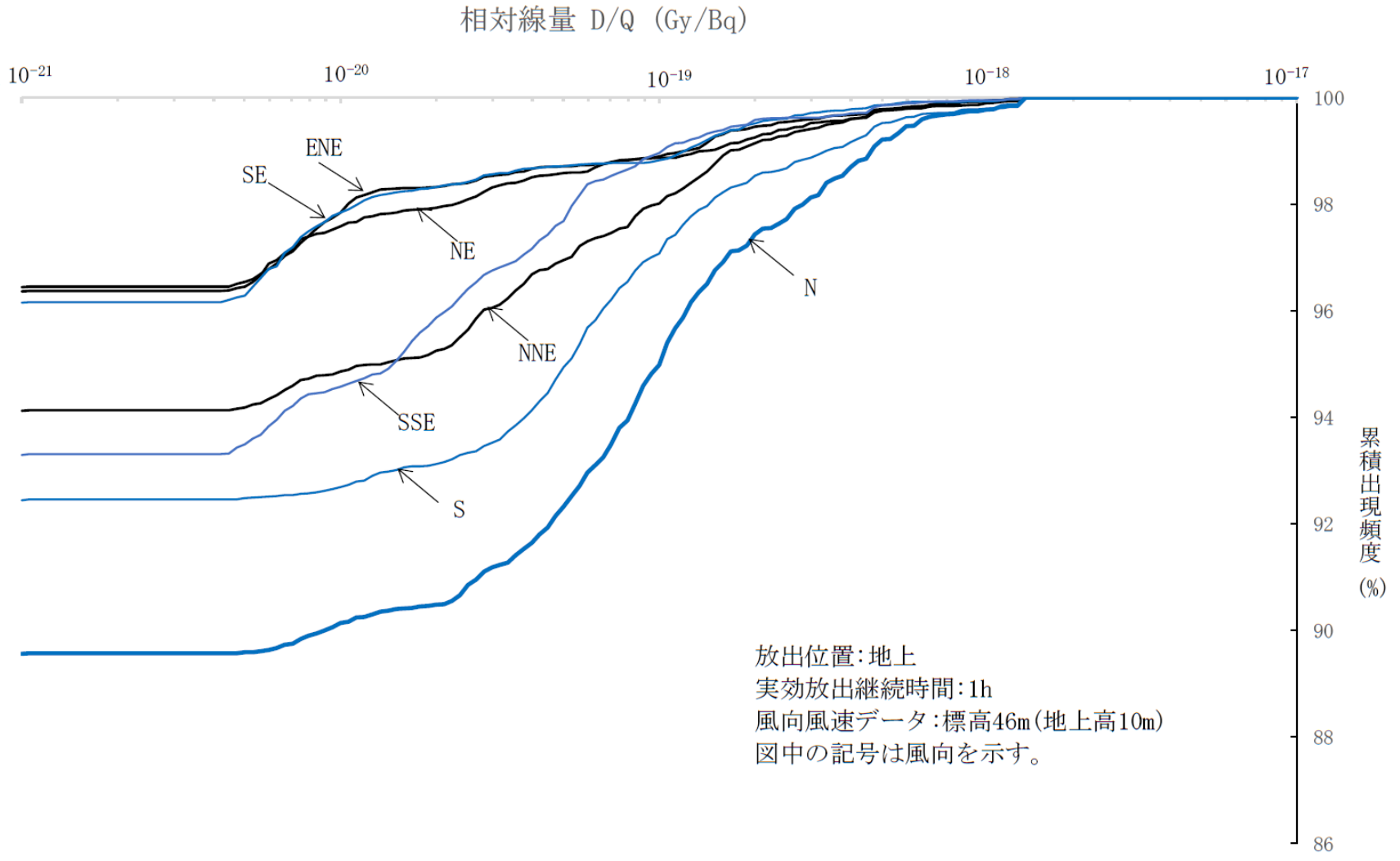
図－5　　方位別相対濃度(χ/Q)の累積出現頻度(3号機主蒸気管破断,敷地境界)



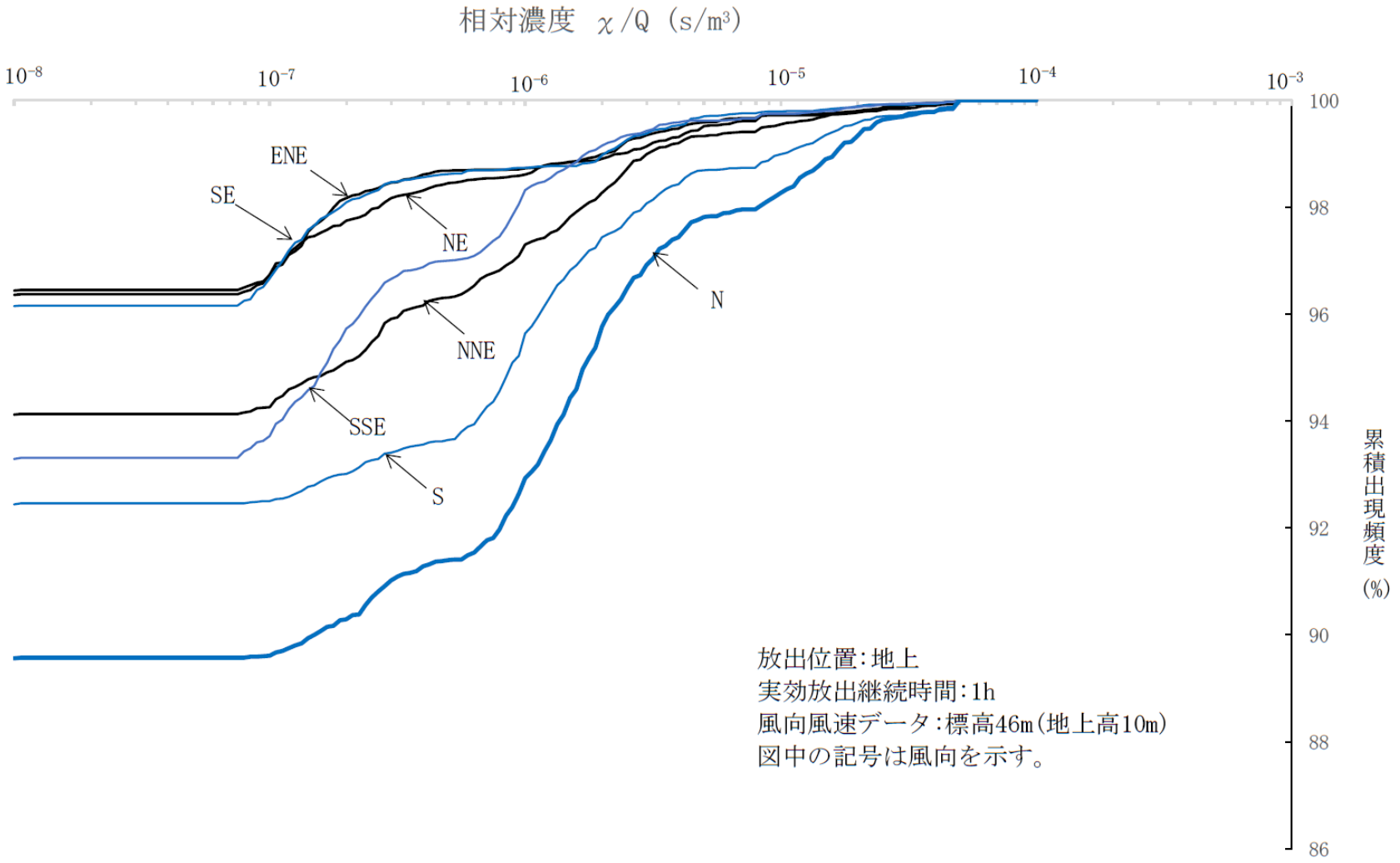
図－6　　方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(3号機主蒸気管破断,敷地境界)



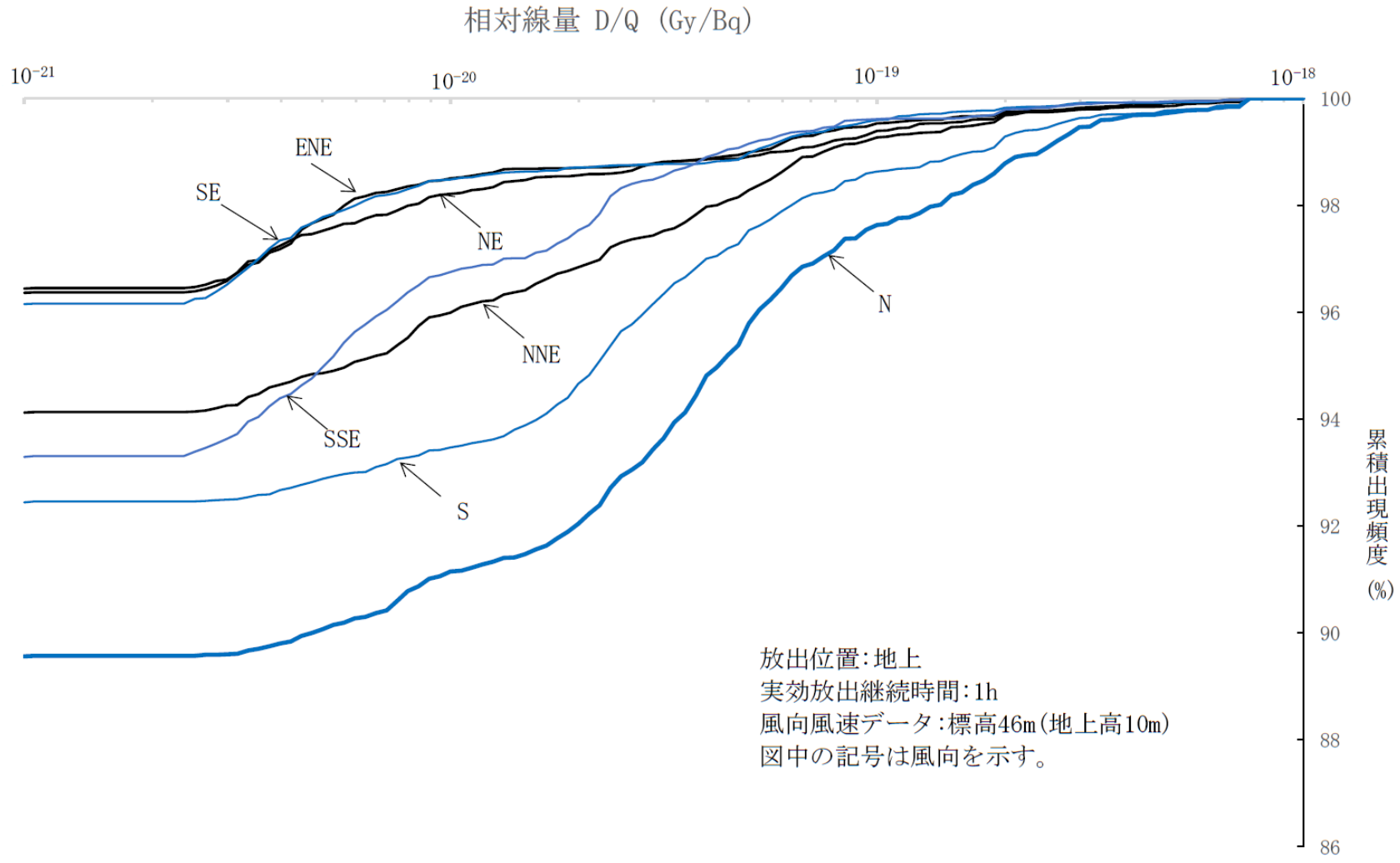
図－7　　方位別相対濃度（χ/Q）の累積出現頻度（主蒸気管破断，5km地点）



図－8　　方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(主蒸気管破断, 5km地点)



図－9　　方位別相対濃度（χ/Q）の累積出現頻度（主蒸気管破断，10km地点）



図－10　　方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度(主蒸気管破断, 10km地点)

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の具体的な安全確確保策

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の準拠規格及び基準，漏えい発生防止対策，自然災害対策，環境条件対策等について具体的な安全確保策を以下の通り定め，実施する。

１．準拠規格及び基準

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，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規準によるものとする。

２．構造強度及び耐震性（添付資料－２参照）

（１）構造強度

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成２５年６月２８日原子力規制委員会規則第６号)」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，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下，JSME 規格という。)」，日本産業規格（JIS 規格）等の国内外の民間規格に適合した工業用品の採用，または，これらと同等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。また，JSME 規格で規定される材料の JIS 規格の年度指定は，技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。さらに，JSME 規格に記載のない非金属材料（ポリエチレン管）については，現場の作業環境等から採用を継続する必要があるが，これらの機器については，日本水道協会規格(JWWA 規格)や配水用ポリエチレンパイプシステム協会規格(PTC 規格)，製品の試験データ等を用いて設計を行う。

（２）耐震性

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のＳクラス相当の設備と位置付けられ，「JEAC4601-2008 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準じた構造強度評価を行うことを基本とするが，評価手法，評価基準については，実態にあわせたものを採用する。

ポリエチレン管は，材料の可撓性により耐震性を確保する。

３．放射性物質の漏えい防止に対する考慮

（１）漏えい発生防止

ａ．処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，設置環境や内部流体の性状に応じた適切な材料を使用する。また，処理水バッファタンクは，水位の検出器を設け，タンク水位を免震重要棟集中監視室に表示し，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。

ｂ．処理水バッファタンクは，十分な肉厚を有する鋼材を基本とする。また，処理水バッファタンク接続配管は，耐腐食性を有するポリエチレン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。

ｃ．鋼管もしくはポリエチレン管の継手部は，溶接構造もしくは融着構造を基本とする。また，堰が設置されない配管や弁の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し，シール材又は発泡剤の充填を実施する。

ｄ．使用開始までに漏えい確認等を実施し，施工不良による大規模な漏えいの発生を防止する。

（２）漏えい検知・漏えい拡大防止

ａ．処理水バッファタンクは，漏えい拡大防止として堰を設ける。堰の容量は，処理水バッファタンクからの想定漏えい量を全量受けきれるものとする（添付資料－１０参照)。

ｂ．処理水バッファタンク接続配管の継手部のうち，フランジ構造となる場合には，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．ポリエチレン管とポリエチレン管の接合部は漏えい発生を防止するため融着構造とすることを基本とし，取合いがフランジ接続となる箇所については養生を行い，漏えい拡大防止を図る。

ｄ．処理水バッファタンク接続配管から漏えいが確認された場合は，ポンプ停止及び隔離弁の閉止操作を行い，系統の隔離及び土嚢の設置等により漏えいの拡大防止を図る。

ｅ．処理水バッファタンクは，水位の検出計を設け，受入時の溢水を防止すると共に水位状況を監視し，漏えい検知に努める。また，巡視点検により漏えいの有無を確認する。処理水バッファタンク接続配管の継手部のうち，フランジ構造部は，ガスケットの経年劣化により微小漏えいの発生が懸念されることから，漏えい検知のため，架空化により視認性を向上させ，巡視点検により漏えいの有無を確認する。

（３）放射線遮へいに対する考慮

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の表面線量当量率の表示により注意喚起することで，放射線従事者の被ばく低減を図る。

（４）敷地境界における実効線量

処理水バッファタンクが敷地境界における実効線量に対して与える影響は，最も近い敷地境界評価地点 No.71 において約 1.0×10^{-7}mSv/y 未満であり，線量評価上有意な値ではない。

４．自然災害対策

（１）津波

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，アウターライズが到達しないと考えられる高さ以上の場所に設置する（設置位置は添付資料－１２参照）。

アウターライズ津波を上回る津波が発生した場合は，水源の損傷状況や現場状況に応じて，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）台風・竜巻

台風・竜巻により処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の損傷が予見される場合は，ポンプ停止及び隔離弁の閉止操作を行い，内包水の漏えい防止及び漏えい水の拡大防止を図る。

（３）豪雨

処理水バッファタンクは，タンク頂部マンホール，管台の上向きの開口部について，容易に雨水が侵入しない構造とする。また，タンクのベント配管については，開口部が下向きになるように設置することで，雨水の侵入を防止する。

（４）火災

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，火災発生を防止するため，実用上可能な限り，不燃性又は難燃性材料を使用する。

５．環境条件対策

（１）腐食

処理水バッファタンクは，十分な肉厚を有する鋼材を用いる。処理水バッファタンク接続配管は，耐腐食性を有するポリエチレン管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を用いる。処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は予備の設備であり，定例試験時を除き内包水は静止しているため，腐食の速度は遅く，腐食の影響は少ないと考えられる。

（２）凍結

処理水バッファタンク接続配管は，凍結による破損が懸念されるため，保温材を取り付けて凍結防止を図る。

（３）生物汚染

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管の内包水は，処理装置を経由した処理水またはろ過水であるため，有意な生物腐食の懸念はない。

（４）紫外線防止

処理水バッファタンク接続配管は，紫外線による劣化を防止するため，紫外線防止効果のある保温材を取り付ける。

（５）耐放射線性

処理水バッファタンク接続配管のうち，ポリエチレン管については，放射線影響が考えられるが，内包水である処理水は，照射線量率が十分低いため，放射線の影響は軽微と考えられる。なお，ポリエチレン管の照射線量率を 1Gy/h と仮定した場合，ポリエチレンは，集積線量が 2×10^5Gy に達すると，引張強度は低下せず，破断時の伸びが減少する傾向を示すが，これに到達する時間は 2×10^5 時間（22.8 年）と評価されるため，数年の使用では影響をうけることはないと考えられる。

６．検査可能性に対する設計上の考慮

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，適切な方法で検査ができるよう，漏えい検査・通水検査等が可能な設計とする。

７．設備保全に対する考慮

処理水バッファタンク及び処理水バッファタンク接続配管は，機器の重要度に応じた有効な保全を計画し，実施が可能な設計とする。

2.4　原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備

2.4.1　基本設計

2.4.1.1　設置の目的

原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備（以下，ホウ酸水注入系という）は，原子炉圧力容器（以下，ＲＰＶという）内あるいは原子炉格納容器（以下，ＰＣＶという）内に存在する核燃料物質を含むデブリが臨界に至った場合，または臨界の可能性がある場合において，未臨界にするまたは臨界を防止するためにホウ酸水をＲＰＶ・ＰＣＶに注入することで，放射性物質の外部への大量放出を防ぐことを目的とする。

2.4.1.2　要求される機能

(1)　原子炉圧力容器・格納容器内での臨界を防止できること。

2.4.1.3　設計方針

2.4.1.3.1　構造強度及び機能の維持

(1)　ホウ酸水注入系は，核燃料物質を含むデブリが臨界に至った場合，または臨界の可能性が認められた場合にホウ酸水を注入することにより核燃料物質を含むデブリを未臨界にできる，または臨界を防止する機能を有する設計とする。

(2)　ホウ酸水注入系の動的機器及び駆動電源は，多重性または多様性及び独立性を備えた設計とする。

(3)　ホウ酸水注入系は，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。

(4)　ホウ酸水注入系は，漏えいしがたい設計とする。

(5)　ホウ酸水注入系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。

2.4.1.3.2　ホウ酸水注入系の監視

ホウ酸水タンクに貯蔵されたホウ酸量は，タンク水位，温度を定期的に確認することにより監視する。

2.4.1.3.3　異常時への対応機能

(1)　ホウ酸水注入系は，外部電源が利用できない場合でも，臨界に至った場合，または臨界の可能性がある場合に，その状況に必要なホウ酸水を注入できる設計とする。

(2)　ホウ酸水注入系は，全母線電源喪失に対して，ホウ酸水注入機能を確保できる設計とする。

(3)　地震，津波等の発生を考慮してもホウ酸水注入機能を確保できる設計とする。

2.4.1.3.4　火災防護

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。

2.4.1.4　供用期間中に確認する項目

臨界を防止するためのホウ酸水が確保されていること。なお，ホウ酸水が注水されることについては，設備が共通の原子炉圧力容器・格納容器注水設備にて確認される。

2.4.1.5　主要な機器

(1)　設備概要（添付資料－１参照）

ホウ酸水注入系は原子炉注水系の水源をホウ酸水タンクに切り替えることにより原子炉注水系を介してホウ酸水を注入する。設備の大部分は原子炉注水系と共用であるため，ここではホウ酸水タンク，及びホウ酸水タンクと原子炉注水系を繋ぐラインを主要な機器とする。

また，ホウ酸水は，構造物への影響が少ない弱アルカリ性の五ホウ酸ナトリウムの水溶液として注入する。注入量は，ＲＰＶ内の保有水量を前提とし，臨界防止，または未臨界維持の観点から必要な量とする。ＲＰＶに注入したホウ酸水はＰＣＶへも漏えいするため，ＰＣＶ内の臨界防止または未臨界維持にも効果が期待できる（添付資料－３，４参照）。

(2)　ホウ酸水タンク

ホウ酸水タンクは２基設置し，２基の内１基について空運用とすることで，地震時における影響を低減する。なお，万が一タンクが２基同時に損傷してしまう場合に備え，仮設プールを配備する。

また，ホウ酸水タンクにヒータ及び攪拌機を設置することにより，冬場の温度低下によるホウ酸水タンク内保有水の凍結を防止する。

(3)　ホウ酸水注入ライン

ホウ酸水注入系は，原子炉注水系の常用高台炉注水ポンプの吸込み側に繋がれており，ホウ酸水は常用高台炉注水ポンプによって注入される。また，常用高台炉注水ポンプが使用不可能になった場合は，非常用高台炉注水ポンプの吸込み側のラインを用いて，非常用高台炉注水ポンプでも注入可能な構成となっている。この他，常用，非常用高台炉注水ポンプの注入ラインが破損した場合などに備え，消防車を用いることで純水タンク脇炉注水ポンプのラインも利用可能となっている。

これらの系を構成するラインは，原子炉注水系と同様にポリエチレン管，一部に鋼管及びフレキシブルチューブを採用している。

2.4.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

津波が発生した場合，原子炉までの注入ラインが損傷する可能性があるが，その際は，速やかに事務本館海側駐車場に移動し，消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を再開する。

(2)　火災

凍結防止用のヒータが存在するため，初期消火の対応ができるよう，近傍に消火器を設置する。

2.4.1.7　構造強度及び耐震性（添付資料－２参照）

(1)　構造強度

ホウ酸水注入系は，技術基準上原子炉停止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。したがって，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，それを考慮できるものとして，評価を行う。また，溶接部については，耐圧試験等を行い，有意な変形や漏えい等のないことをもって評価を行なう。

(2)　耐震性

ホウ酸水注入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，仮設設備については，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，基準地震動 Ss 相当の地震により複数の仮設設備が同時に機能喪失した場合においても，消防車や仮設プールの配備により，ホウ酸水を注入できるようにする。

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て，可能な限り耐震性を確保する。

2.4.1.8　機器の故障への対応

2.4.1.8.1　機器の単一故障

(1)　タンク損傷

ホウ酸水タンクは２基あるため，同時に使用不能になる可能性は低いが，地震の影響等により同時に損傷しないよう，１基はホウ酸水を入れず，耐震性を確保して管理する。なお，この際に，空のホウ酸水タンクの水張りから注入までの所要時間は，タンク水張り，タンクの切替，ホウ酸の注入までで約８時間を要し，臨界検知，判断等の時間を約２時間，また注入完了までの約４時間を加え，約１４時間を想定している。

(2)　原子炉注水系機器の単一故障

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入するため，原子炉注水系の単一故障がホウ酸水注入機能に影響を及ぼすため，その影響について評価した。

ホウ酸注入系のポンプ故障，外部電源喪失や全母線電源喪失による電源喪失については故障時の措置及びその復旧時間は原子炉注水系の異常時の措置と同様であり，非常用高台炉注水ポンプの起動のため３０分程度要することになる。また，原子炉注水系の注入ラインの損傷については以下のとおり対応する。

(3)　原子炉注水系の注入ラインの損傷

ホウ酸水注入時に高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷した場合は，消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を再開する（注入再開の所要時間：６０分程度)。

2.4.1.8.2　ホウ酸水注入系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

(1)　ホウ酸水タンクの２基機能喪失

ホウ酸水タンクが２基同時に機能喪失した場合は，仮設プールを設置し，ホウ酸水注入を行う。この場合の所要時間は，タンク１基の単一故障の場合の１４時間に加え，組立て式の仮設プールの設置時間約８時間（ホース敷設含む）が加わるため，約２２時間を想定している。

ここで，高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷している場合は，Ⅱ.2.4.1.8.1 (3)と同様に，消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を行うが，この場合でも仮設プールの設置時間約８時間に包絡される。

(2)　原子炉注水系の複数設備の機能喪失

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入する。原子炉注水系の複数設備が機能喪失した場合は，Ⅱ.2.1.1.8.2 の通り，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いる。従って，(1)ホウ酸水タンクの２基機能喪失時の所要時間約２２時間に包絡される。

なお，さらに長時間原子炉注水系の機能が喪失する場合については，炉水温度は上昇し，ボイドが発生することにより負の反応度が印加されることから，この間のホウ酸水注入は不要である。

2.4.1.8.3　臨界時の評価

(1) 概要

福島第一原子力発電所第１号機から第３号機のように事故の進展により損傷，溶融した炉心では，　臨界になるための体系から離れていると一般に考えられており，また，これまで臨界の兆候は確認されていないことからも，今後も臨界の可能性は工学的には極めて小さいと考えられる。

現状，未臨界状態が維持されていることの監視として，原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し，仮に臨界の兆候が見られた際には，原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ここでは，現状において仮に臨界が発生した場合の周辺の公衆に対する被ばく線量を評価し，臨界検知からホウ酸水注入までの対応を実施することにより，臨界によ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ことを確認する。

(2) 評価結果（添付資料－５参照）

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は，臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度 1Bq/cm^3 を設定している。ここでは，保守的にその 100 倍の 100Bq/cm^3 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し，臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して１日間臨界が継続した場合の敷地境界における被ばく線量を評価する。その結果，敷地境界での被ばく量は約 6.9×10^{-2}mSv となり，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と考えられる。

2.4.2　基本仕様

2.4.2.1　主要仕様

(1)　ホウ酸水タンク（完成品）

基　　数	2
容　　量	20 m^3（１基あたり）
材　　料	SUS329J4L および SUS444
型　　式	パネルタンク
寸　　法	2m×5m×高さ 2.5m

(2)　仮設プール（完成品）

基　　数	1
容　　量	10 m^3

表２．４－１　主要配管仕様

名　称	仕　様	
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口ヘッダまで （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	150A 相当 SUS304 1.0MPa 50℃
ホウ酸水タンクから ホウ酸水タンク出口ヘッダまで （鋼管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65 A 80A 150A SGP 1.0MPa 50℃
ホウ酸水タンク出口ヘッダから 原子炉注水系まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

2.4.3　添付資料

添付資料－１　原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備系統概略図

添付資料－２　構造強度及び耐震性

添付資料－３　五ホウ酸ナトリウムの必要量

添付資料－４　未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価

添付資料－５　臨界評価の説明資料

臨界評価の説明資料

1.　臨界時の線量評価

1.1　評価前提

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は，臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度 1Bq/cm^3 としている（「別紙－１　臨界判定基準について」参照)。ここでは，保守的にその 100 倍の 100Bq/cm^3 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し，臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して 1 日間臨界が継続した場合の敷地境界における被ばく線量を評価する。

1.2　核分裂生成物の放出量の評価方法

核分裂生成物の生成量と移行，放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

(1) 臨界が発生した場合でも，デブリ周辺には水が存在しており（臨界発生には水が必要)，冷温状態と考えられることから，評価対象核種は揮発性の高い核分裂生成物として希ガスとよう素とする。

(2) 臨界による核分裂生成物の生成量は，ガス放射線モニタで 100Bq/cm^3 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し，各核種の核分裂収率を用いて評価する。臨界時の出力レベルは，平均出力約 1kW 相当とする（「別紙－２　ガス放射線モニタによる臨界検知評価」参照)。

(3) 生成された核分裂生成物が格納容器内気相部へ移行する割合は，希ガスについては 100%，よう素については 10%とする。臨界が発生した場合でもデブリ周辺には水が存在しており，よう素については大部分が液相へ移行すると考えられるが，ここでは保守的な条件を設定する。

(4) 大気への放出量については，臨界で発生した核分裂生成物が直接格納容器に放出され，さらに飽和蒸気も含めて格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考え，以下のように求める。

格納容器内で瞬間的に発生した放射性物質 i が，格納容器から時定数 λ_{PCV} で漏えいする場合の格納容器内の物質収支は，核種の崩壊を考慮して以下の式で表される。

$$dQ_i / dt = -\lambda_i Q_i - \lambda_{PCV} Q_i$$

ここで，放射性物質 i の崩壊定数を λ_i とする。よって初期の発生量を Q_{i0} とすると，

$$Q_i = Q_{i0} \exp(-(\lambda_i + \lambda_{PCV})t)$$

一方，格納容器からの漏えい量は $\lambda_{PCV}Q_i$ であるから，無限時間までの積算漏えい量は，

$$\int_0^{\infty} \lambda_{PCV}Q_i dt = Q_{i0}\lambda_{PCV}/(\lambda_i + \lambda_{PCV})$$

となり，臨界で発生した放射性物質が，格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考えた場合，格納容器から漏えいする量は発生量に $\lambda_{PCV}/(\lambda_i + \lambda_{PCV})$ を乗じた値となる。

ここで，時定数 λ_{PCV} は，格納容器からの気体の漏えい量を窒素封入量と放出蒸気量の和として，以下の式により求める。ここで，放出蒸気量は保守的に冷温停止状態での温度として80℃相当の飽和蒸気圧分の蒸気が窒素とともに放出されるものとする。

$$\lambda_{PCV} = (F_{N2} + F_{H2O})/V_{PCV}$$

F_{N2} ：単位時間あたりの窒素封入量

F_{H2O} ：単位時間あたりの放出蒸気量（80℃相当の飽和蒸気圧分）

V_{PCV} ：格納容器気相部体積

また，格納容器気相部体積については，放出量の観点からは小さい方が保守的であるため，格納容器球部の赤道面に水位が形成されている場合の自由空間体積として１号機で1900m^3，２／３号機で2600m^{3}と設定する。単位時間当たりの窒素封入量については，放出量の観点からは大きい方が保守的であるため，運転実績から保守的に50m^3/hと設定する。

1.3　核分裂生成物の放出量の評価結果

上記の評価方法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－１の通りである。

表－１　核分裂生成物放出量

核分裂生成物	放出量（Bq）	
	１号機	２／３号機
希ガス （γ線実効エネルギ0.5MeV換算値）	3.6×10^{13}	2.7×10^{13}
よう素 （I-131等価量－小児実効線量係数換算）	5.0×10^{10}	4.4×10^{10}

1.4　線量の評価方法

敷地周辺における実効線量は，希ガスのγ線外部被ばくとよう素の内部被ばくによる実効線量の和として計算する。よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量は，感受性の高い小児を対象に行う。また，相対線量（以下，Ｄ／Ｑという），相対濃度（以下，χ／Ｑという）については，地上放散を想定していることから，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料－５別紙1」に記載の値を用いる。ただし，２／３号機については，値の大きい３号機のものを用いる。

(1) 放射性雲の希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量

$$H_\gamma = K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q$$

H_γ　：希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量（Sv）

K　：空気カーマから実効線量への換算係数（1Sv/Gy）

E_γ　：γ線の実効エネルギ（MeV）

D/Q：相対線量（１号機：6.1×10^{-19}Sv/Bq，３号機：7.3×10^{-19}Sv/Bq）

Q　：核分裂生成希ガスの大気放出量（Bq）

(2) 放射性雲のよう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量

$$H_I = K_{in} \cdot R \cdot \chi/Q \cdot Q_I$$

H_I　：よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量（Sv）

K_{in}　：I-131 の吸入摂取による小児の実効線量係数（1.6×10^{-7}Sv/Bq）

R　：小児の呼吸率（活動時：8.61×10^{-5}m^3/s）

χ/Q：相対濃度（１号機：6.0×10^{-5}s/m^3，３号機：8.1×10^{-5}s/m^3）

Q_I　：よう素の大気放出量（I-131 等価量）（Bq）

1.5　線量の評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界の実効線量を評価した結果は，１号機で約 6.4×10^{-2}mSv，２／３号機で約 6.9×10^{-2}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と考えられる。

また，放出量が大きい１号機についての，特定原子力施設からの距離が 5km 及び 10km における評価結果は，それぞれ約 1.2×10^{-2}mSv，約 4.7×10^{-3}mSv となる。

2.　別紙

別紙－１　臨界判定基準について

別紙－２　ガス放射線モニタによる臨界検知評価

以上

臨界判定基準について

現状，未臨界状態が維持されていることの監視として，原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し，仮に臨界の兆候が見られた際には，原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ガス放射線モニタによる未臨界監視において指標とする短半減期希ガス核種は，仮に臨界になった場合の生成量とモニタ到達までの減衰を考慮し，検知しやすい代表核種としてXe-135を選定している。

ここで，以下の点を考慮し，臨界判定基準としてXe-135放射能濃度1Bq/cm^{3}を設定している。

(a) 周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは，十分小さいものであること。
(b) 放射線検出器の検出限界値の実績を考慮すること。
(c) 自発核分裂により常時放出されるXe-135と識別できること。

(a) に関して，「Ⅱ.2.4.1.8.3　臨界時の評価」の通り，100Bq/cm^{3}相当のXe-135が測定される出力レベルの臨界を想定した被ばく線量評価を実施している。これを検知する判定基準 1Bq/cm^{3}は臨界検知からホウ酸水注入までの対応時間を確保でき，周辺の公衆に対する放射線被ばくのリスクは十分小さいものであると言える。

(b) に関して，ガス放射線モニタでは原子炉格納容器ガス管理設備にて抽気されたガスのガンマ線を連続的に計測し，マルチチャンネルアナライザにて得られたガンマ線スペクトルからXe-135の放射能濃度を算出しているが，現状の１～３号機の検出限界濃度は高々0.4Bq/cm^{3}であり，抽気ガス中のXe-135放射能濃度として1Bq/cm^{3}を検出することが可能である。

(c) に関して，「福島第一原子力発電所２号機の格納容器からのＸｅ１３５の検出について」（平成２３年１１月４日，東京電力株式会社）では，自発核分裂により常時放出されるXe-135として約10^{-2}Bq/cm^{3}と評価している。この値は，自発核分裂核種の存在量や実効増倍率，測定までの時遅れによって変わりうるものであることから，自発核分裂により常時放出されるレベルから確実に識別できる基準として 1Bq/cm^{3}は妥当であると考えられる。

なお，ガス放射線モニタが全て故障した場合，代替措置として原子炉圧力容器底部温度計，モニタリングポストにより，未臨界状態の監視を行う。原子炉圧力容器底部温度計は臨界後の出力上昇に伴う温度上昇を検知することにより，モニタリングポストは臨界後に放出される希ガスによる線量上昇を検知することにより，未臨界状態の監視を行うものである。ここでの監視の判定基準は，指示値の異常な上昇を判別する基準として，過去の実

績から設定する。

以上

ガス放射線モニタによる臨界検知評価

1. 評価方法

(1) 格納容器内短半減期希ガス濃度

原子炉圧力容器と格納容器を考慮した簡易的な体系を考え，臨界による原子炉圧力容器内での希ガス発生と，窒素封入，排気（置換）による以下のマスバランス計算から格納容器内濃度を求める。なお，臨界により生成された希ガスは発生源からは直ちに放出されると仮定する。

(RPV 内)　$$\frac{dC_{RPV}}{dt} = -\lambda C_{RPV} - \frac{F_{RPV}}{V_{RPV}} C_{RPV} + \frac{P}{V_{RPV}}$$　①

(PCV 内)　$$\frac{dC_{PCV}}{dt} = -\lambda C_{PCV} - \frac{F_{PCV}}{V_{PCV}} C_{PCV} + \frac{C_{RPV} F_{RPV}}{V_{PCV}}$$　②

ここで，

C_{RPV}：RPV 気相部内放射能濃度

C_{PCV}：PCV 気相部内放射能濃度

V_{RPV}：RPV 気相部体積

V_{PCV}：PCV 気相部体積

F_{RPV}：RPV 置換量=RPV 窒素封入量 N_{RPV}

F_{PCV}：PCV 置換量=RPV 窒素封入量 N_{RPV}＋PCV 窒素封入量 N_{PCV}

λ　：核種の崩壊定数

P　：臨界による単位時間あたりの核種生成量

式①，②を初期条件 $C_{RPV}(t=0)=0$，$C_{PCV}(t=0)=0$ で解く。また，P については，ある平均出力が一定時間継続するものとして，核分裂収率を用いて以下の式にて求める。ここで，１回の核分裂で約 200MeV のエネルギが発生することから，出力 1kW は毎秒 3.1×10^{13} の核分裂に相当するものとする。

$$P=3.1\times10^{13}\times Pc\times Y\times \lambda$$

ここで，

Pc：平均出力

Y：核種の収率

また，原子炉圧力容器気相部体積，格納容器気相部体積については，臨界検知の観点からは大きい方が保守的であるため，２／３号機の保有水を考慮しない空間体積を入力条件

として，それぞれ 520m³，3770m³ と設定する。原子炉圧力容器及び格納容器への単位時間当たりの窒素封入量については，臨界検知の観点からは小さい方が保守的であるため，至近の運転実績から保守的にそれぞれ，10m³/h，0m³/h と設定する。

(2) 格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

原子炉格納容器ガス管理設備のガス放射線モニタは，排気の再循環ラインに設置されたフィルタユニットの下流側から抽気したガスを測定している。

格納容器内濃度がステップ状に変化した場合の，ガス放射線モニタ内濃度の時間応答については，吸込配管部の通過にかかる時間と再循環容積部の置換にかかる時間を考慮し，１時間程度の時間遅れを見込むこととする。

すなわち，(1)で求めた格納容器内希ガス濃度に，測定までの時遅れによる減衰を考慮したガス放射線モニタ内放射能濃度を，以下の式で求める。

（ガス放射線モニタ内）　$C_{Monitor}(t+\Delta t) = C_{PCV}(t)\exp(-\lambda \Delta t)$　　③

ここで，

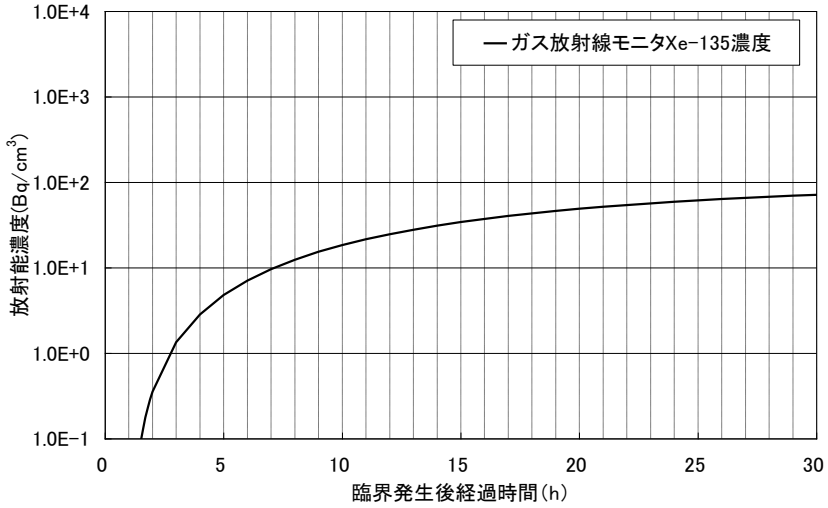
$C_{Monitor}$：ガス放射線モニタ内放射能濃度

Δt：格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

2.　評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した，ガス放射線モニタで平衡濃度 100Bq/cm³ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界は，平均出力約 1.0kW 相当となる。

また，この時のガス放射線モニタ内 Xe-135 濃度の時間変化を図－１に示す。



図－１　臨界発生後の Xe-135 濃度の時間変化

以上

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（構台及び換気設備含む）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（以下，「燃料取り出し設備」という。）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。

また，クレーンはオペレーティングフロア上での資機材運搬や揚重等にも使用する。

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，遮蔽，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，遮蔽，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

燃料取り出し設備は，「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について（平成 24 年 11 月 7 日原子力規制委員会決定。以下，「措置を講ずべき事項」という。）」等の規制基準を満たす設計とする。

その上で，燃料取り出し設備の設計において特に留意すべき点は，以下のとおり。

(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. 遮蔽

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，燃料の遮蔽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蔽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. 遮蔽

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蔽する設計とする。

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，原子炉建屋から大気への開放部分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し，敷地周辺の線量への影響を達成できる限り低減できる設計とする。

(4) 大型カバー（燃料取り出し用カバー）

大型カバーは，その必要な安全機能について，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設計とする。

大型カバーは，その健全性及び能力を確認するため，適切な方法により，その必要な安全機能を検査ができる設計とする。

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，遮蔽，臨界防止の安全機能が維持されていること。

(3) 燃料取り出し用カバー

対象外とする。

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。なお，２号機の燃料取扱設備には，これらに加えてジブクレーンを備える。

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。なお，２号機の燃料取扱機は，低床ジブクレーンとし，原子炉建屋オペレーティングフロア，燃料取り出し用カバー間を水平に移動する走行台車とその上に設置する旋回体で構成する。

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。なお，２号機のクレーンは，低床ジブクレーンとし，原子炉建屋オペレーティングフロア，燃料取り出し用カバー間を水平に移動する走行台車とその上に設置する旋回体で構成する。

(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，２号機を除き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。

なお，２号機については，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燃料取り出し用構台を新設し，既存の原子炉建屋に新たに設ける開口部から，燃料取扱設備を出し入れする構造とする。

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。

１号機の燃料取り出し用カバーは，大型カバーとその内部に設ける内部カバーで構成する。

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，東北地方太平洋沖地震津波相当の津波が到達しないと考えられる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）に設置する。

燃料取り出し用カバーは鉄骨構造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み，津波による影響を受けない。

(2) 豪雨，台風，竜巻，落雷

燃料取り出し用カバーは，建築基準法及び関係法令に基づいた風圧力に対し耐えられるよう設計する。

燃料取扱設備は，建築基準法及び関係法令に基づいた風圧力に対し耐えられるよう設計している燃料取り出し用カバー内に設置する。

燃料取出し用カバーは外装材で覆うことにより風雨を遮る設計とする。燃料取扱設備は，風雨を遮る設計である燃料取出し用カバー内に設置する。

燃料取扱設備および燃料取り出し用構台は建築基準法及び関連法令に従い必要に応じて避雷設備を設ける。

(3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計上の考慮については，Ⅱ.1.14　参照。

(4) 火災

燃料取り出し用カバー及び燃料取り出し用カバー内外の主要構成部材は不燃性のものを使用し，電源盤については不燃性又は難燃性，ケーブルについては難燃性のものを可能な限り使用し，火災が発生することを防止する。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活動を可能にし，火災による影響を軽減する。

(5) 環境条件

燃料取扱設備については，燃料取り出し用カバーに換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することとしている。

燃料取り出し用カバーの外部にさらされている鉄骨部及び機器等は，劣化防止を目的に，塗装を施す。

(6) 被ばく低減対策

放射線業務従事者が立ち入る場所の外部放射線に係る線量率を把握し，作業時間等を管理することで，作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

また，放射線業務従事者の被ばく線量低減策として，大組した構造物をクレーンにてオペレーティングフロアへ吊り込むことにより，オペレーティングフロア上での有人作業の削減を図る。

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，2021 年 9 月 8 日及び 2022 年 11 月 16 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とする。

ただし，2021 年 9 月 8 日以前に認可された設備については，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

(b) クレーン

クレーンは，2021 年 9 月 8 日及び 2022 年 11 月 16 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等

を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とする。

ただし，2021 年 9 月 8 日以前に認可された設備については，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

b. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，2021 年 9 月 8 日及び 2022 年 11 月 16 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とする。

ただし，2021 年 9 月 8 日以前に認可された設備については，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

2.11.2　基本仕様

2.11.2.1　主要仕様

(1) 燃料取扱設備

（２号機，３号機及び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

（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

c. エリア放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器
計測範囲	10^{-3}～10mSv/h
個数	2個
取付箇所	4号機　原子炉建屋5FL（燃料取り出し用カバーオペフロ階）

（３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	：1t
	西側補助ホイスト	：4.9t
	東側補助ホイスト	：4.9t
	テンシルトラス	：1.5t

b. クレーン

型式	床上走行式	
基数	1 基	
定格荷重	主巻	：50t
	補巻	：5t

c. エリア放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器
計測範囲	10^{-2}～10^{2}mSv/h
個数	2 個
取付箇所	3 号機　燃料取り出し用カバー　燃料取り出し作業フロア

（２号機）

a. 燃料取扱機

型式	低床ジブクレーン
基数	1 基
定格荷重	：1t

b. クレーン

型式	低床ジブクレーン
基数	1 基
定格荷重	：47t

c. ジブクレーン

型式	低床ジブクレーン
基数	1 基
定格荷重	：3.9t

d. エリア放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器
計測範囲	10^{-2}～10^{2}mSv/h
個数	2 個
取付箇所	2 号機　燃料取り出し用構台作業エリア

(2) 構内用輸送容器

（３号機及び４号機を除く）

基数	1 式

（４号機）

型式	NFT-22B 型
収納体数	22 体
基数	2 基

型式	NFT-12B 型
収納体数	12 体
基数	2 基

（３号機）

種類	密封式円筒形
収納体数	7 体
基数	2 基

種類	密封式円筒形
収納体数	2 体
基数	1 基

(3) 燃料取り出し用カバー（構台及び換気設備含む）

（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^3/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^3/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^3/h
効率	97%（粒径 0.3μm）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^3/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^3/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^3/h
効率	97%（粒径 0.3μm）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）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^0～10^4s^{-1}
台数	1 台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については，Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

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

（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^3/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^3/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^3/h
効率	97%（粒径0.3μm）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）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^{-1}～$10^{5}s^{-1}$
台数	1台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については，Ⅱ2.15放射線管理関係設備等参照

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号機）

a. 燃料取り出し用構台

種類	鉄骨造
寸法	約33m（南北）×約27m（東西）×約45m（地上高） （作業環境整備区画） 約33m（南北）×約27m（東西）×約17m（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^3/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^3/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^3/h
効率	97%（粒径 0.3μm）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）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^{-1}～$10^{5}s^{-1}$
台数	4 台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については，Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

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

（1 号機）

a. 大型カバー

種類 鉄骨造

寸法 約 66m（南北）×約 56m（東西）×約 68m（地上高）

（作業環境整備区画）

約 66m（南北）×約 56m（東西）×約 40m（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^3/h
台数	2台（うち1台予備）

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	30,000m^3/h
台数	2台（うち1台予備）

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	30,000m^3/h
効率	97%（粒径0.3μm）以上
台数	2台（うち1台予備）

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^0～10^4s^{-1}
台数	2台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については，Ⅱ2.15放射線管理関係設備等参照

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※1

添付資料－１－２　放射線モニタリングに関する説明書※1

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※2

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※2

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※2

添付資料－２－３　構内輸送時の措置に関する説明書※2

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

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※1

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※1

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

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

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※1

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

添付資料－７　福島第一原子力発電所第１号機原子炉建屋カバー解体について

添付資料－８　福島第一原子力発電所第１・２号機原子炉建屋作業エリア整備に伴う干渉物解体撤去について

添付資料－９　福島第一原子力発電所第２号機原子炉建屋西側外壁の開口設置について

添付資料－１０　福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋オペレーティングフロアのガレキの撤去について

添付資料－１０－１　福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋オペレーティングフロア北側のガレキの撤去について

添付資料－１０－２　福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋オペレーティングフロア中央および南側のガレキの一部撤去について

添付資料－１０－３　福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋オペレーティングフロア外周鉄骨の一部撤去について

添付資料－１０－４　福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋オペレーティングフロア床上のガレキの一部撤去について

添付資料－１１　福島第一原子力発電所１号機及び２号機非常用ガス処理系配管の一部撤去について

※1（２号機，３号機及び４号機を除く）及び※2（３号機及び４号機を除く）の説明書については，別途申請する。

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，１号機，２号機，３号機及び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　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。

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，排気ダクトを経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^3/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 50,000m^3/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，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^3/h のユニットを 3 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 50,000m^3/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 0.3μm）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 0.3μm）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
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　10^0～10^4s^{-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，局所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^3/hとなる。

$Q=q/(Cp \cdot \rho \cdot (t1-t2) \cdot 1/3600)$

Q　：換気（排気）風量（m^3/h）

q　：設計用熱負荷，約143（kW）（機器発熱）※1

Cp　：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ　：密度，1.2（kg/m^3）

t1　：カバー内温度，40（℃）

t2　：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，1×10^{-3}～1×10^{-5}%程度であり，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，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-134：4.5×10^{0}Bq/cm^3，Cs-137：6.6×10^{0}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 0.3μm)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，1×10^{-3}～1×10^{-5}%程度であり，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^3)

核種	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 1.2×10^{-4}	約 5.4×10^{-6}
Cs-137	約 1.1×10^{-4}	約 6.2×10^{-6}

※現在は，検出限界値以下であるが，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・(1-f)

Q　：フィルタ通過後の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

C　：カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度（Bq/cm^3）（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^3）
Cs-134	約 3.6×10^{-6}
Cs-137	約 3.3×10^{-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（本換気設備は，2013 年 11 月に運用開始しており，運用後の放出管理及び線量評価は「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」により行っている。）

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 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γ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じ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γ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γ線に起因する実効線量

2.2.2.3　放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性物質のγ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γ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。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z') \, dx' \, dy' \, dz' \quad \cdots \quad 2\text{-}1$$

ここで，　D　　：計算地点(x，y，0)における空気カーマ率（μGy/y)

K_1　　：空気カーマ率への換算係数（$4.46 \times 10^{-4} \frac{dis \cdot m^3 \cdot \mu Gy}{MeV \cdot Bq \cdot h}$）

E　　：γ線の実効エネルギ（0.5MeV/dis)

μ_{en}　　：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数（m^{-1}）

μ　　：空気に対するγ線の線減衰係数（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γ線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし，μ_{en}，μ，α，β，γについては，0.5MeVのγ線に対する値を用い，以下のとおりとする。

$\mu_{en}=3.84\times10^{-3}(m^{-1})$，　$\mu=1.05\times10^{-2}(m^{-1})$

$\alpha=1.000$，　　$\beta=0.4492$，　$\gamma=0.0038$

$\chi(x', y', z')$　：放射性雲中の点(x', y', z')における濃度（Bq/m^3）

なお，$\chi(x', y', z')$は，次式により計算する。

$$\chi(x',y',z') = \frac{Q}{2\pi \cdot \sigma_y \cdot \sigma_z \cdot U} \cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}} \cdot \left\{ e^{-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}} \right\} \quad \cdots 2\text{-}2$$

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）

σ_y　：濃度分布の y’方向の拡がりのパラメータ（m）

σ_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γ線からの空気カーマを合計して，次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_0 \cdot (\overline{D}_L + \overline{D}_{L-1} + \overline{D}_{L+1}) \quad \cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}3$$

ここで，　H_γ　：放射性物質のγ線に起因する年間の実効線量（μSv/y）

K_2　：空気カーマから実効線量への換算係数（0.8μSv/μGy）

f_h　：家屋の遮蔽係数（1.0）

f_0　：居住係数（1.0）

$(\overline{D}_L + \overline{D}_{L-1} + \overline{D}_{L+1})$　：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γ線による空気カーマ(μGy/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$\overline{\chi}$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。

$$\overline{\chi} = \sum_j \overline{\chi}_{jL} + \sum_j \overline{\chi}_{jL-1} + \sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}4$$

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。

$$H_I = 365 \cdot \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}6$$

ここで，　H_I　：吸入摂取による年間の実効線量（μSv/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（μSv/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）

$\overline{\chi}_i$　：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（μSv/Bq）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Ii}	2.0×10^{-2}	3.9×10^{-2}

2.2.2.5　地面に沈着した放射性物質からのγ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γ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$\overline{\chi}$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γ線に起因する実効線量は，次式により計算する。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{Oi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}7$$

$$S_{Oi} = \overline{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i \cdot T_O}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 2\text{-}8$$

ここで，　H_G　：地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する

年間の実効線量（μSv/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_{0i}　：核種ｉの地表濃度（Bq/m^2）

$\overline{\chi}_i$　：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）

λ_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　核種ｉの地表沈着による外部被ばく線量換算係数（(Sv/s)/(Bq/m^2)）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

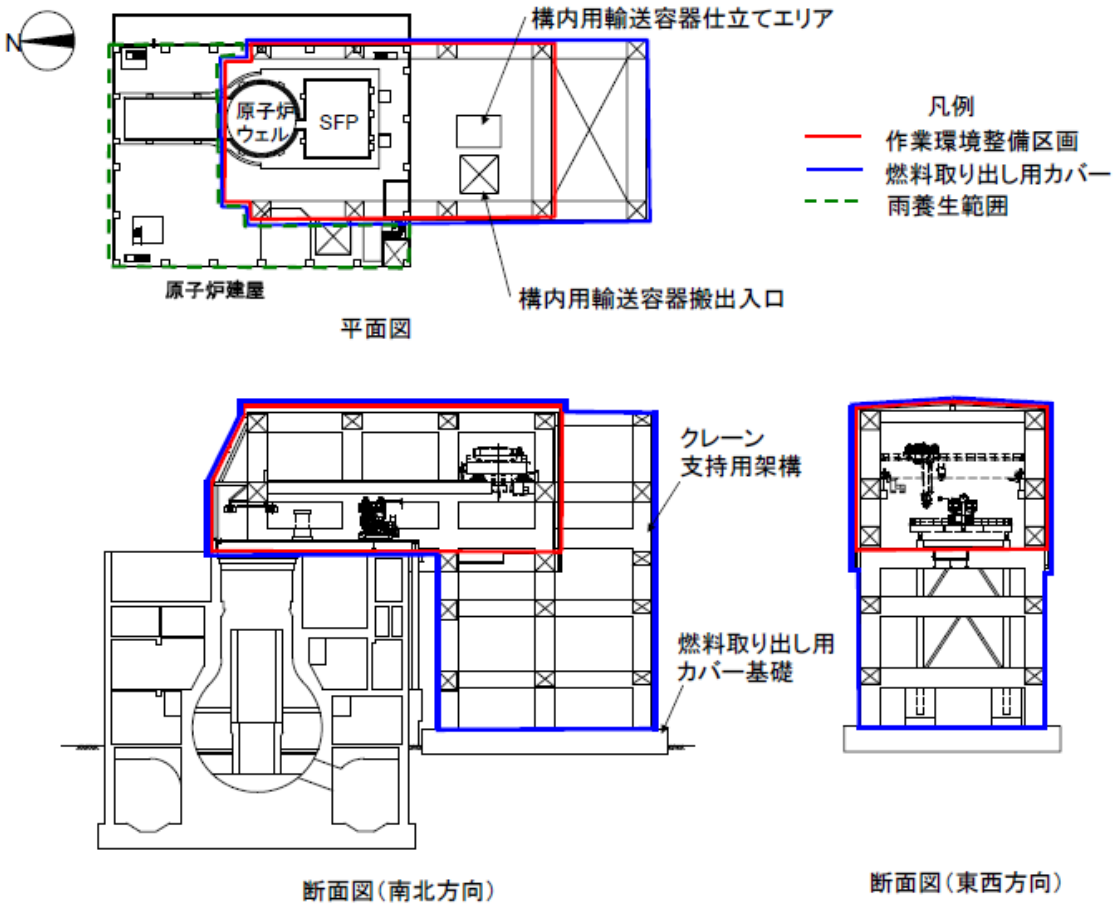
2.2.2.6　評価結果

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特定原子力施設の保安 第３編　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 1.3×10^{-7}	約 5.4×10^{-5}	約 7.4×10^{-3}	約 7.5×10^{-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

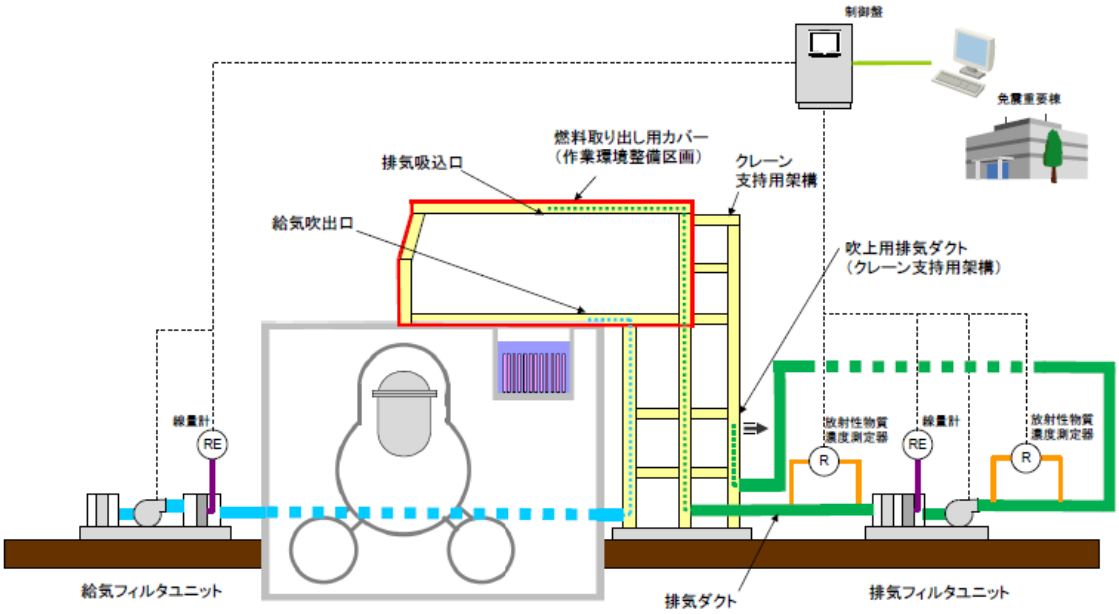


図 2-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

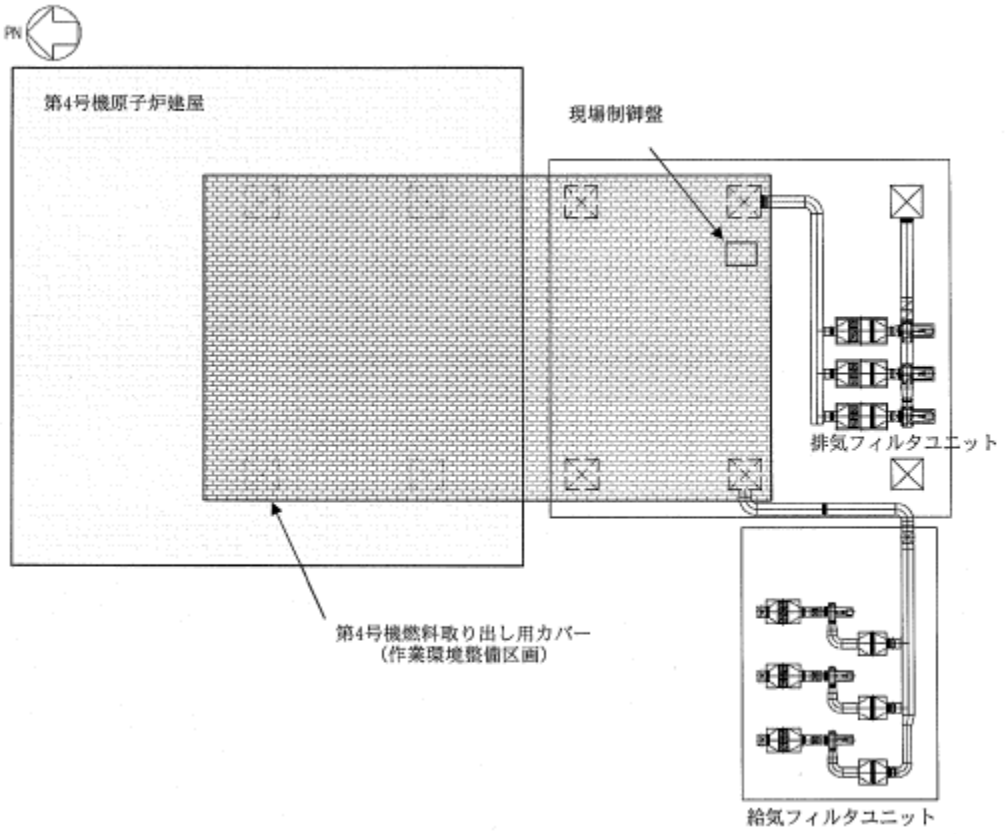


図 2-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

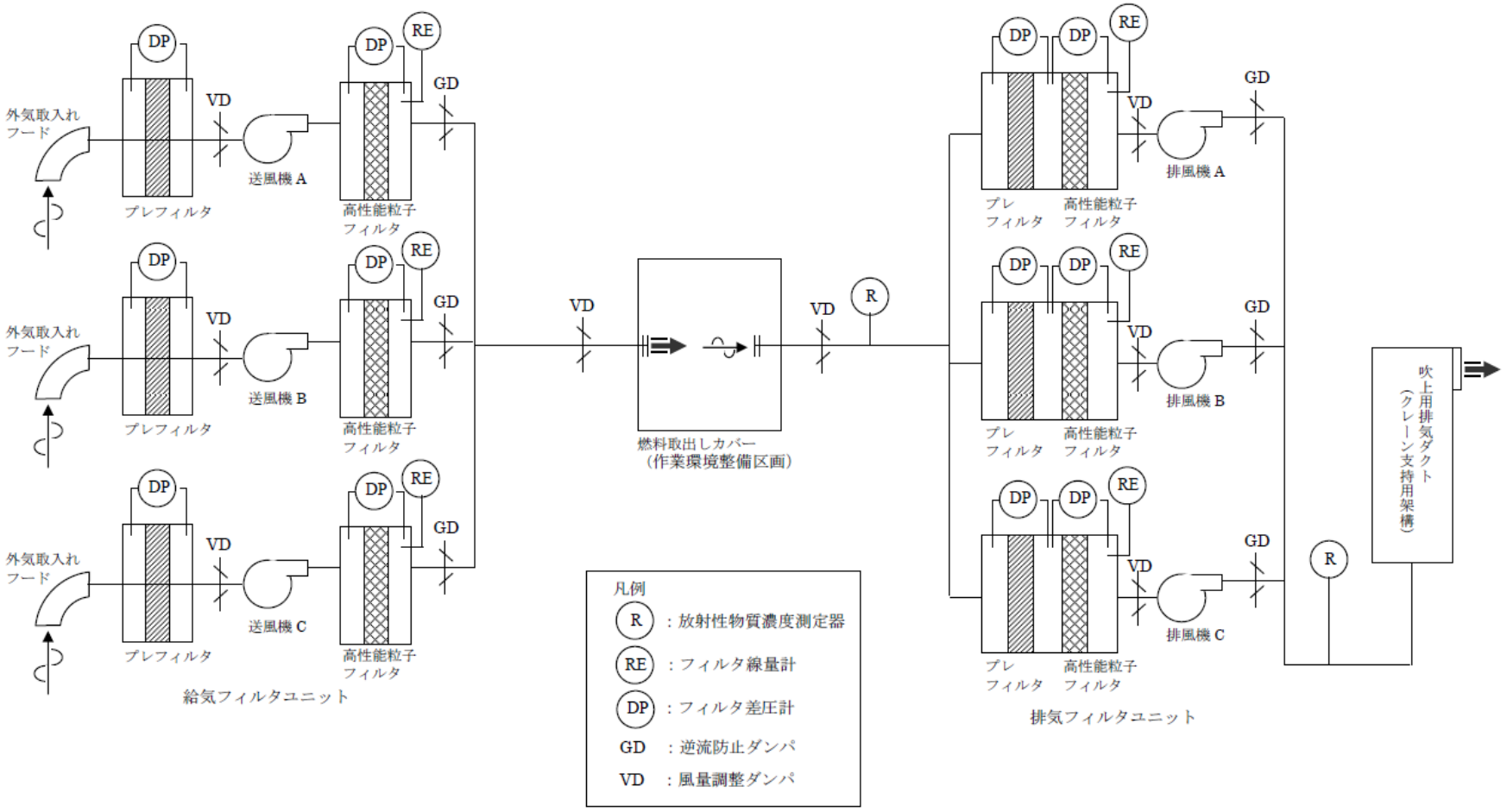
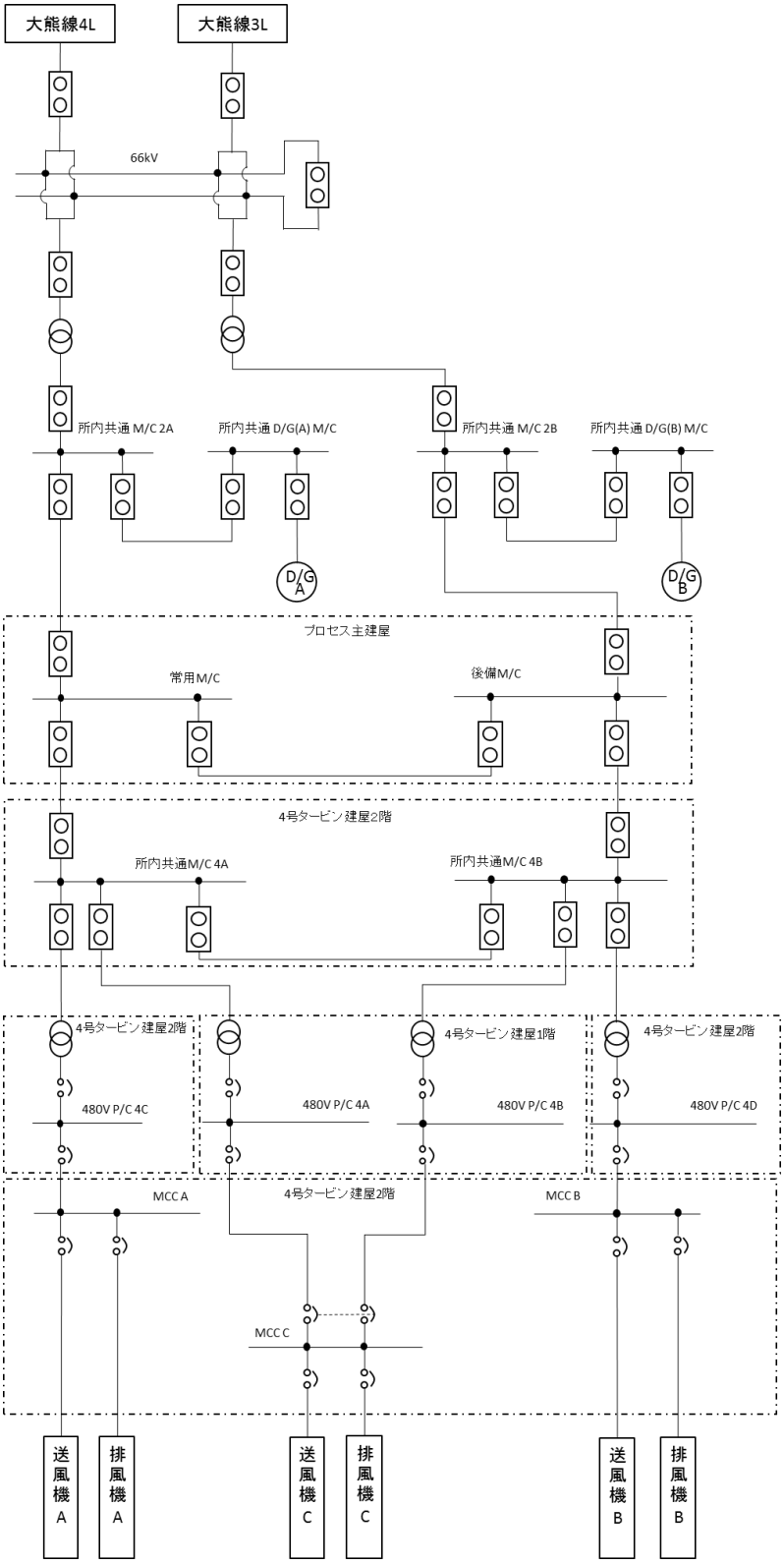


図 2-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※平成 29 年 9 月時点

図 2-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

3　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，排気ダクトを経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^3/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^3/h のユニットを 2 系列（うち 1 系列は予備）設置し，約 30,000m^3/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 0.3μm）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}～$10^{5}s^{-1}$ 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^3/h とする。

$Q=q/(Cp\cdot\rho\cdot(t1-t2)\cdot 1/3600)$

Q：換気（排気）風量（m^3/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）※1

Cp：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ：密度，1.2（kg/m^3）

t1：カバー内温度，40（℃）

t2：設計用外気温度，28.5（℃）※2

※1　約 10%の余裕を含む

※2　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，1×10^{-3}～1×10^{-5}%程度であり，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，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-134：2.4×10^{3}Bq/cm^{3}，Cs-137：3.9×10^{3}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 0.3μm)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，1×10^{-3}～1×10^{-5}%程度であり，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　３号機原子炉建屋上部の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

核種	原子炉上北東側（横方向）※
Cs-134	約 5.2×10^{-4}
Cs-137	約 8.0×10^{-4}

※平成 24 年 9 月 6 日測定

Q=C・(1-f)

Q　：フィルタ通過後の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

C　：カバー内に吸い込まれる外気の放射性物質濃度（Bq/cm^3）（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^3）
Cs-134	約 1.6×10^{-5}
Cs-137	約 2.4×10^{-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（本換気設備は，2018 年 8 月に運用開始しており，運用後の放出管理及び線量評価は「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」により行っている。）

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γ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じ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γ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γ線に起因する実効線量

3.2.2.3　放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性物質のγ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γ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。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu \cdot r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x', y', z')\, dx'\, dy'\, dz' \quad \cdots \quad 3\text{-}1$$

ここで，　D　：計算地点(x，y，0)における空気カーマ率（μGy/h）

K_1　：空気カーマ率への換算係数（$4.46\times10^{-4}\ \frac{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}$）

E　：γ線の実効エネルギ（0.5MeV/dis）

μ_{en}　：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数（m^{-1}）

μ　：空気に対するγ線の線減衰係数（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γ線の再生係数

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし，μ_{en}，μ，α，β，γについては，0.5MeVのγ線に対する値を用い，以下の

とおりとする。

$\mu_{en}=3.84\times10^{-3}(m^{-1})$，　$\mu=1.05\times10^{-2}(m^{-1})$

$\alpha=1.000$，　　$\beta=0.4492$，　$\gamma=0.0038$

$\chi(x',y',z')$：放射性雲中の点(x',y',z')における濃度（Bq/m^3）

なお，$\chi(x',y',z')$は，次式により計算する。

$$\chi(x',y',z')=\frac{Q}{2\pi\cdot\sigma_y\cdot\sigma_z\cdot U}\cdot e^{-\frac{y'^2}{2\sigma_y^2}}\cdot\left\{e^{-\frac{(z'-H)^2}{2\sigma_z^2}}+e^{-\frac{(z'+H)^2}{2\sigma_z^2}}\right\}\quad\cdots\quad 3\text{-}2$$

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）

σ_y　：濃度分布のy’方向の拡がりのパラメータ（m）

σ_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γ線からの空気カーマを合計して，次式により計算する。

$$H_\gamma = K_2\cdot f_h\cdot f_0\cdot \overline{D}_L \qquad\cdots\cdots\cdots\quad 3\text{-}3$$

ここで，　H_γ　：放射性物質のγ線に起因する年間の実効線量（μSv/y）

K_2　：空気カーマから実効線量への換算係数（0.8μSv/μGy）

f_h　：家屋の遮蔽係数（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γ線による空気カーマ(μGy/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。

$$\bar{\chi} = \sum_{j} \overline{\chi}_{jL} + \sum_{j} \overline{\chi}_{jL-1} + \sum_{j} \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}4$$

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。

$$H_I = 365 \cdot \sum_{i} K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}6$$

ここで，　H_I　：吸入摂取による年間の実効線量（μSv/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（μSv/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）

$\overline{\chi}_i$　：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（μSv/Bq）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Ii}	2.0×10^{-2}	3.9×10^{-2}

3.2.2.5　地面に沈着した放射性物質からのγ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γ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γ線に起因する実効線量は，次式により計算する。

$$H_G = \sum_{i} K_{Gi} \cdot S_{Oi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}7$$

$$S_{Oi} = \overline{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i \cdot T_O}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad 3\text{-}8$$

ここで,　H_G　：地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する
年間の実効線量（μSv/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_{0i}　：核種ｉの地表濃度（Bq/m^2）

$\overline{\chi}_i$　：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）

λ_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 3-5　核種ｉの地表沈着による外部被ばく線量換算係数（(Sv/s)/(Bq/m^2)）

核種	Cs-134	Cs-137
K_{Gi}	1.5×10^{-15}	5.8×10^{-16}

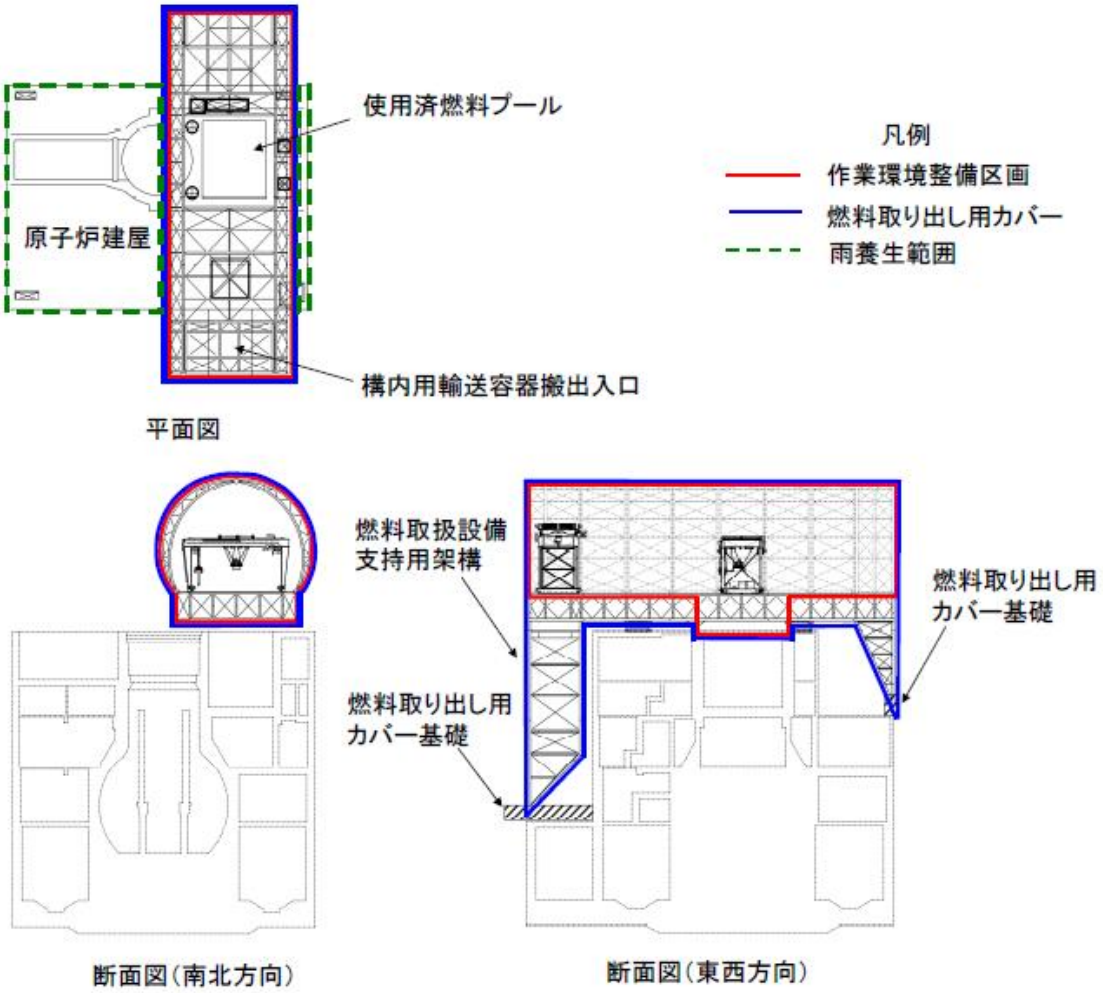
3.2.2.6　評価結果

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，法令の線量限度 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特定原子力施設の保安 第３編　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 4.5×10^{-7}	約 1.3×10^{-4}	約 1.5×10^{-2}	約 1.5×10^{-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

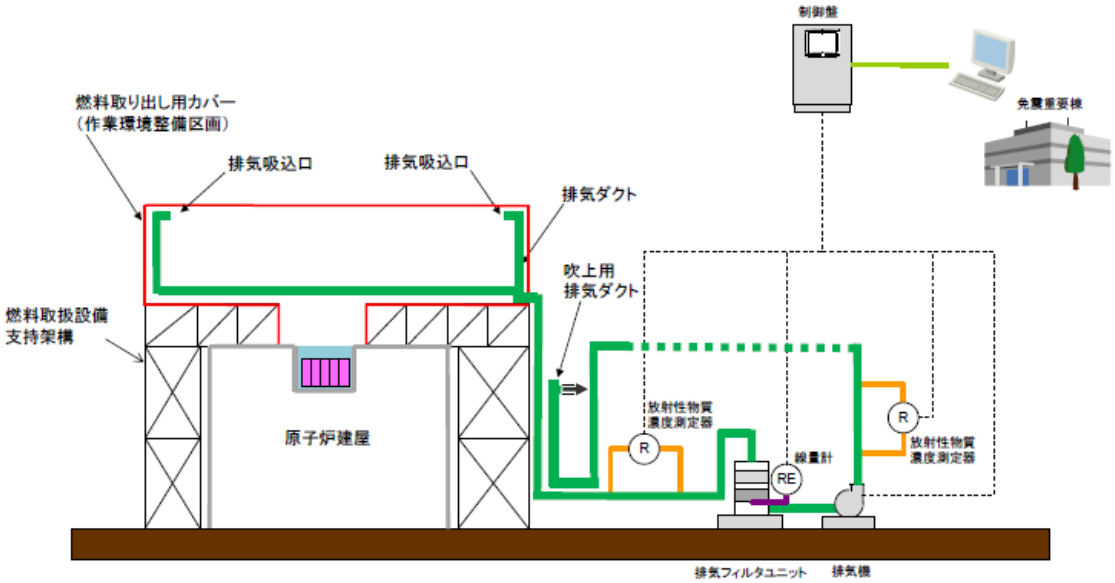


図 3-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

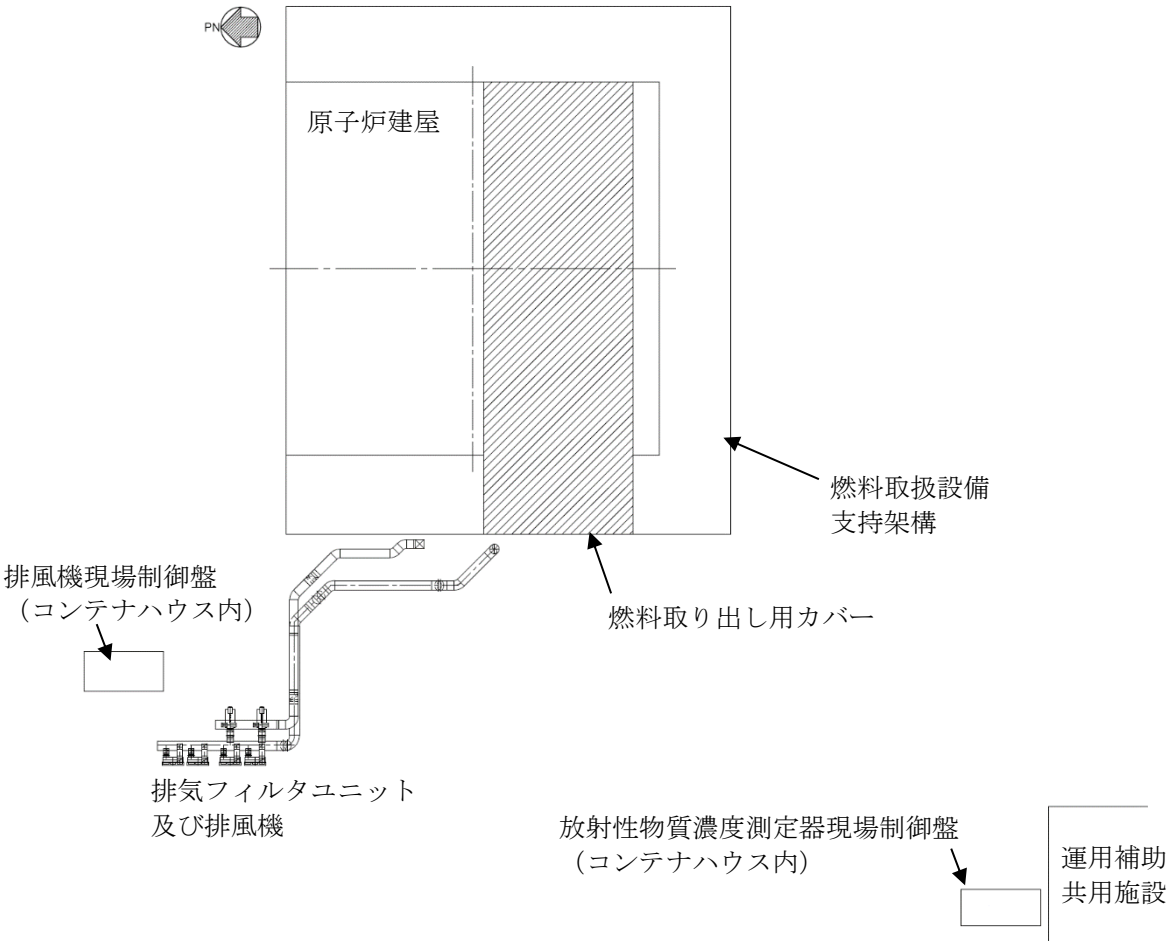


図 3-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

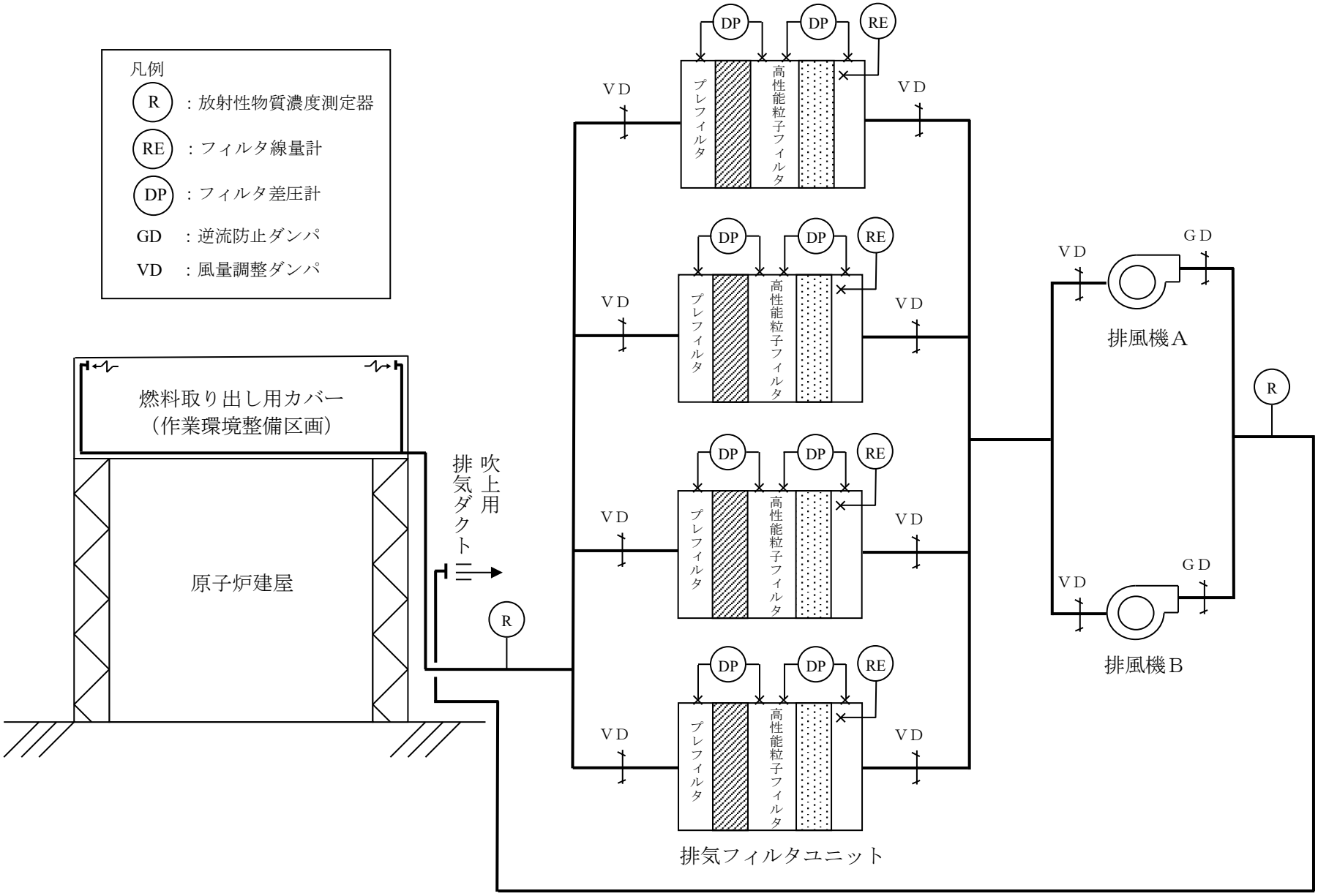
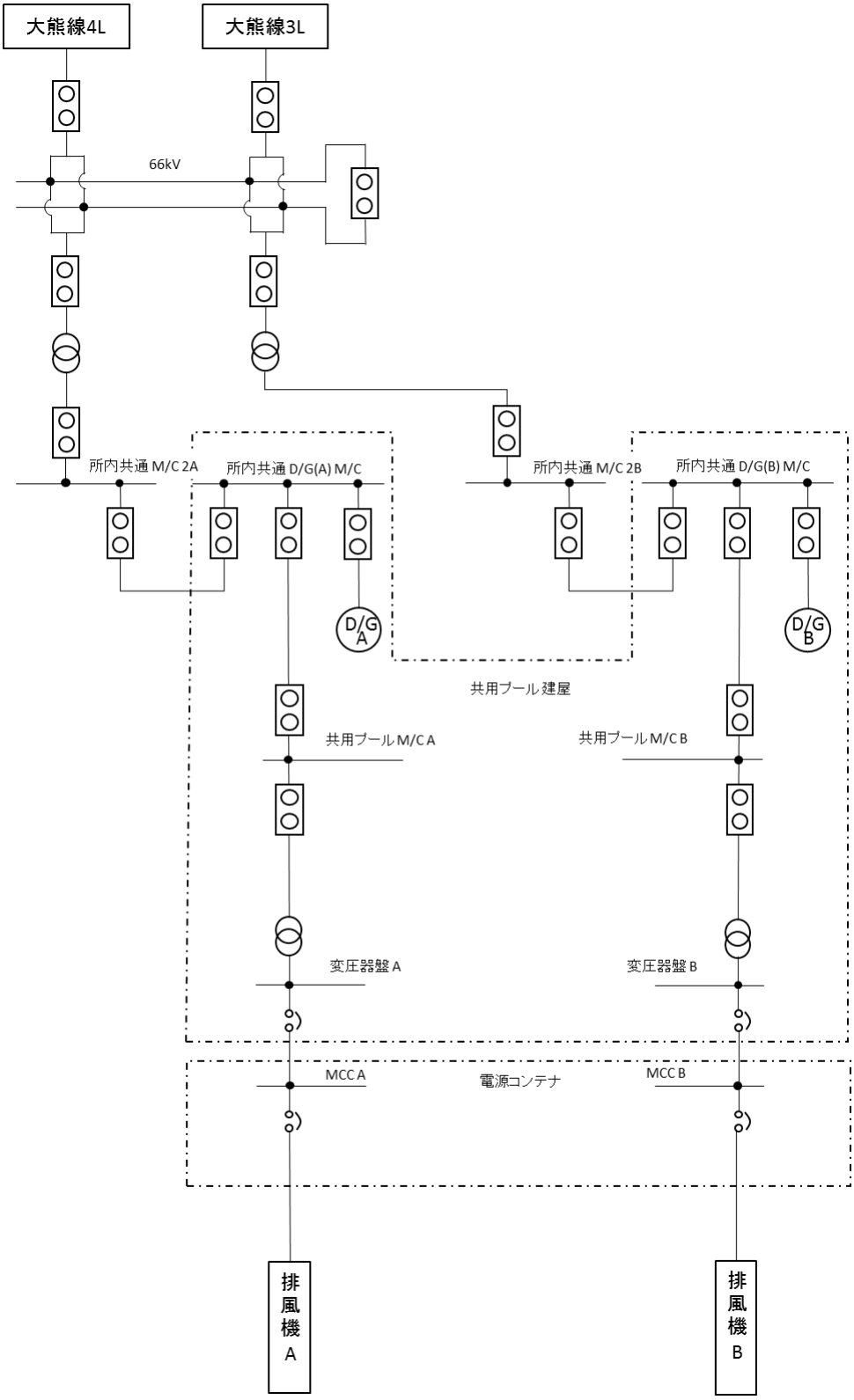


図 3-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※平成 29 年 9 月時点

図 3-5　燃料取り出し用カバー換気設備電源系統図

4　２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

4.1　燃料取り出し用構台について

4.1.1　概要

燃料取り出し用構台は，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，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，燃料取り出し用構台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。

4.1.2　燃料取り出し用構台

燃料取り出し用構台の大きさは，約 33m（南北）×約 27m（東西）×約 45m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，燃料取り出し用構台作業エリアの壁面及び屋根面を外装材で覆い，風雨を遮る構造とする。（図 4-1　燃料取り出し用構台概略図参照）

4.1.3　換気設備

4.1.3.1　系統構成

換気設備は，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の気体を吸引し，排気ダクトを経由して燃料取り出し用構台地上階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^3/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^3/h のユニットを 2 系列（うち 1 系列は予備）設置し，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台作業エリアを約 30,000m^3/h の換気風量で運転する。

また，原子炉建屋オペレーティングフロア内，燃料取り出し用構台内及び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 4-2　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備概略構成図，図 4-3　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備配置図，図 4-4　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図参照）

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の電源は，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 4-5　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備電源系統図参照）

表 4-1　換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：原子炉建屋オペレーティングフロア壁面及び燃料取り出し用構台床上に設置
排気フィルタユニット	配置：燃料取り出し用構台地上階に 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 0.3μm）以上） フィルタ線量計（各排気フィルタユニットに設置） 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:燃料取り出し用構台地上階に 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：原子炉建屋オペレーティングフロア内，燃料取り出し用構台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}～$10^{5}s^{-1}$ 台数　排気フィルタユニット入口　4 台 (原子炉建屋側，燃料取り出し用構台側 2 台ずつ) 排気フィルタユニット出口　2 台

4.1.3.2　換気風量について

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の環境は，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。

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台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^3/h とする。

$$Q=q/(Cp\cdot\rho\cdot(t1-t2)\cdot 1/3600)$$

Q：換気（排気）風量（m^3/h）

q：設計用熱負荷，約 80（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）※1

Cp：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ ：密度，1.2（kg/m^3）

t1：燃料取り出し用構台内温度，40（℃）

t2：設計用外気温度，28.5（℃）※2

※1　約 10%の余裕を含む

※2　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

4.1.3.3　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，免震重要棟集中監視室で行うものとし，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。

免震重要棟集中監視室では，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。

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，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台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入口の放射性物質濃度測定器については，現場の放射性物質監視及び外部への放射性物質飛散抑制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（排気フィルタユニットに設置）の値を確認しながら，必要な時期に交換する。

4.1.3.4　異常時の措置

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台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，1×10^{-5}～1×10^{-3}%程度であり，２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，２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-134：1.42×10^4Bq/L，Cs-137：5.89×10^5Bq/L（令和 2 年 10 月 15 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，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備は，機器の単一故障が発生した場合を想定して，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入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。

4.2　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

4.2.1　排気フィルタによる低減効果

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台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，プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率 97%(粒径 0.3μm)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，1×10^{-5}～1×10^{-3}%程度であり，２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 4-2 に２号機原子炉建屋オペレーティングフロア上で測定された放射性物質濃度を示す。仮に，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内が表 4-2 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 4-3 の通りとなる。

表 4-2　２号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

核種	オペレーティングフロア上の濃度（令和１年８月～令和２年８月の検出濃度の平均値）
Cs-134	約 7.6×10^{-6}
Cs-137	約 5.0×10^{-5}

$Q=C\cdot(1-f)$

Q　：フィルタ通過後の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

C　：原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内の放射性物質濃度（Bq/cm^3）（表 4-2 参照）

f　：フィルタ効率（プレフィルタ／高性能粒子フィルタ　97%）

表 4-3　フィルタ通過後の放射性物質濃度

核種	濃度（Bq/cm^3）
Cs-134	約 2.3×10^{-7}
Cs-137	約 1.5×10^{-6}

以上の結果，表 4-2 及び表 4-3 より，フィルタ通過後の放射性物質濃度は約 1/30 となる。

4.2.2　敷地境界線量

4.2.2.1　評価条件

(1) 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内が，表 4-2 に示す２号機原子炉建屋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（地表沈着を除く）。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 燃料取り出し用構台の供用期間である 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γ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，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」で示したものと同じ気象データを使用する。

4.2.2.2　評価方法

原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台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γ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γ線に起因する実効線量

具体的な計算方法等については，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」に準じる。

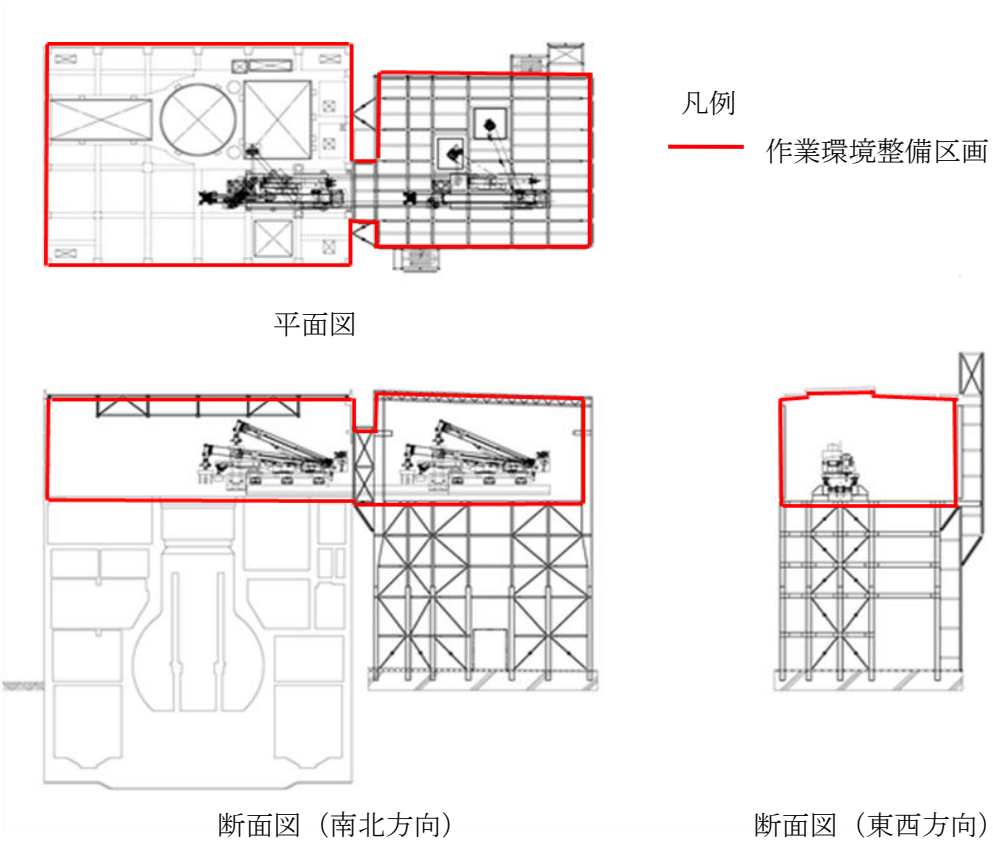
4.2.2.3　評価結果

表 4-3 に示す濃度の放射性物質の放出が燃料取り出し用構台の供用期間である 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 0.00029mSv／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 4-4 参照)。

また，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.0088mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 4-4　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台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 1.9×10^{-8}	約 1.4×10^{-5}	約 2.8×10^{-4}	約 2.9×10^{-4}



【燃料取り出し用構台】

- 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。
- 燃料取り出し用構台のうち，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。

図 4-1　燃料取り出し用構台概略図

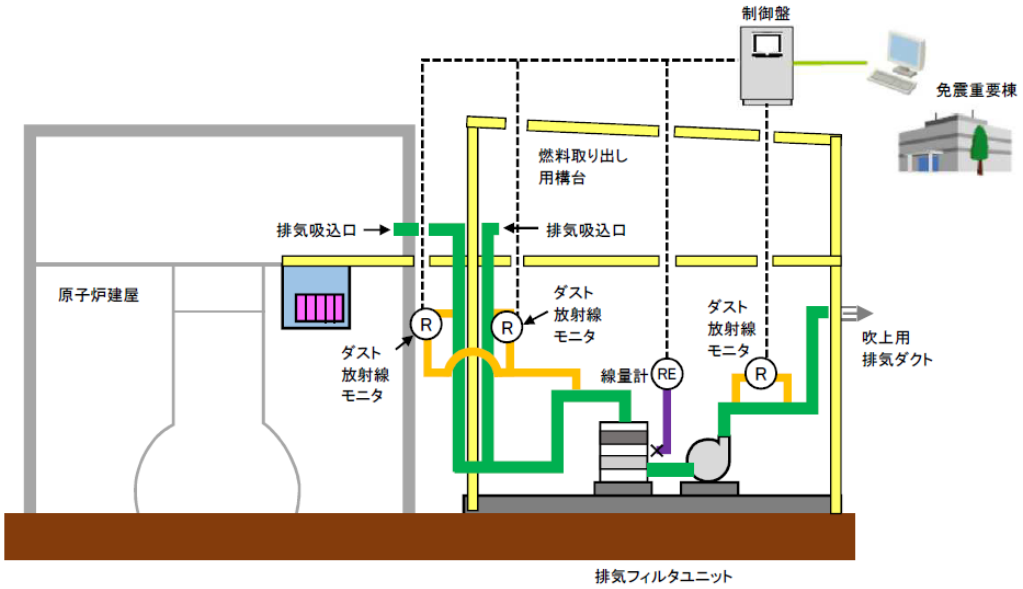


図 4-2　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備 概略構成図

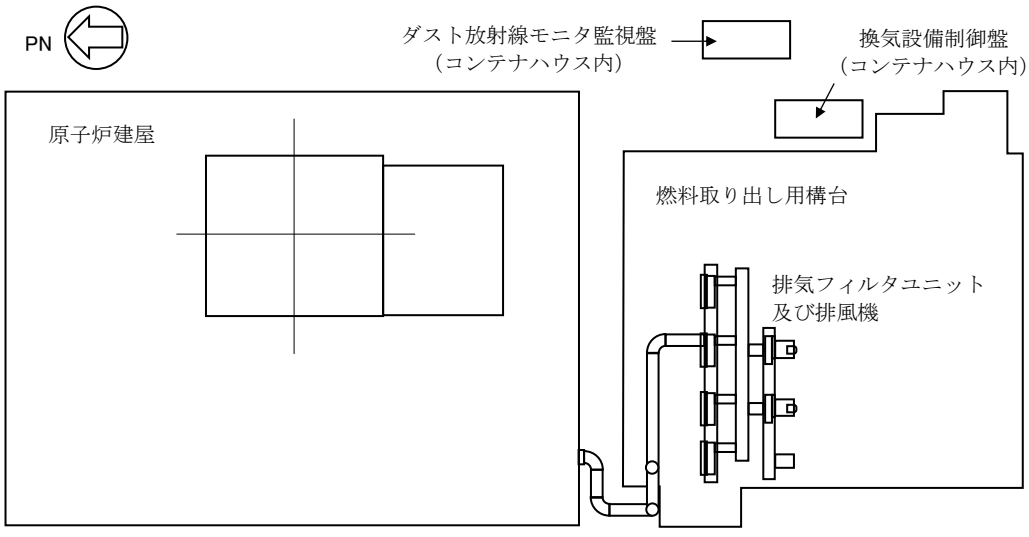


図 4-3　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備配置図

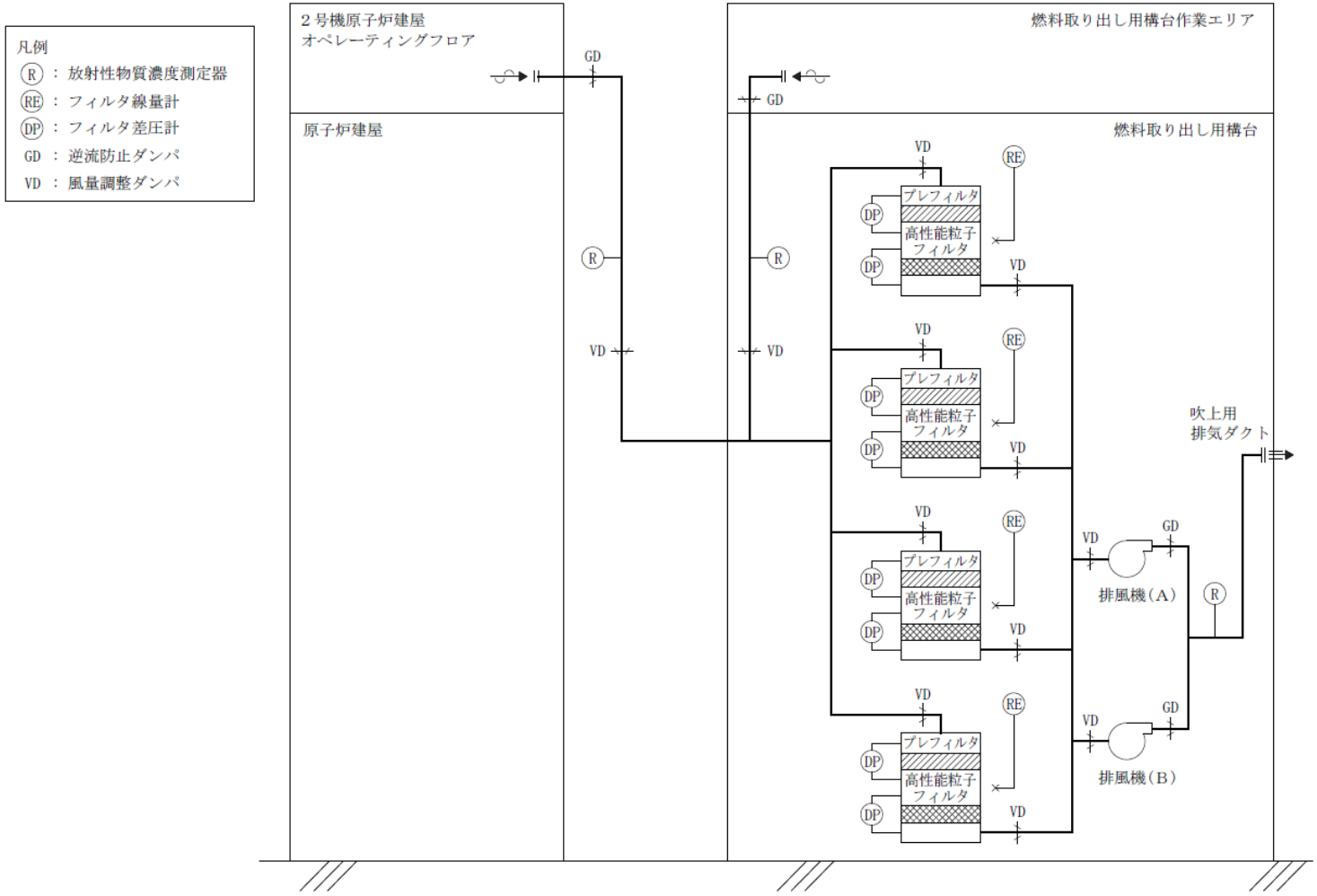
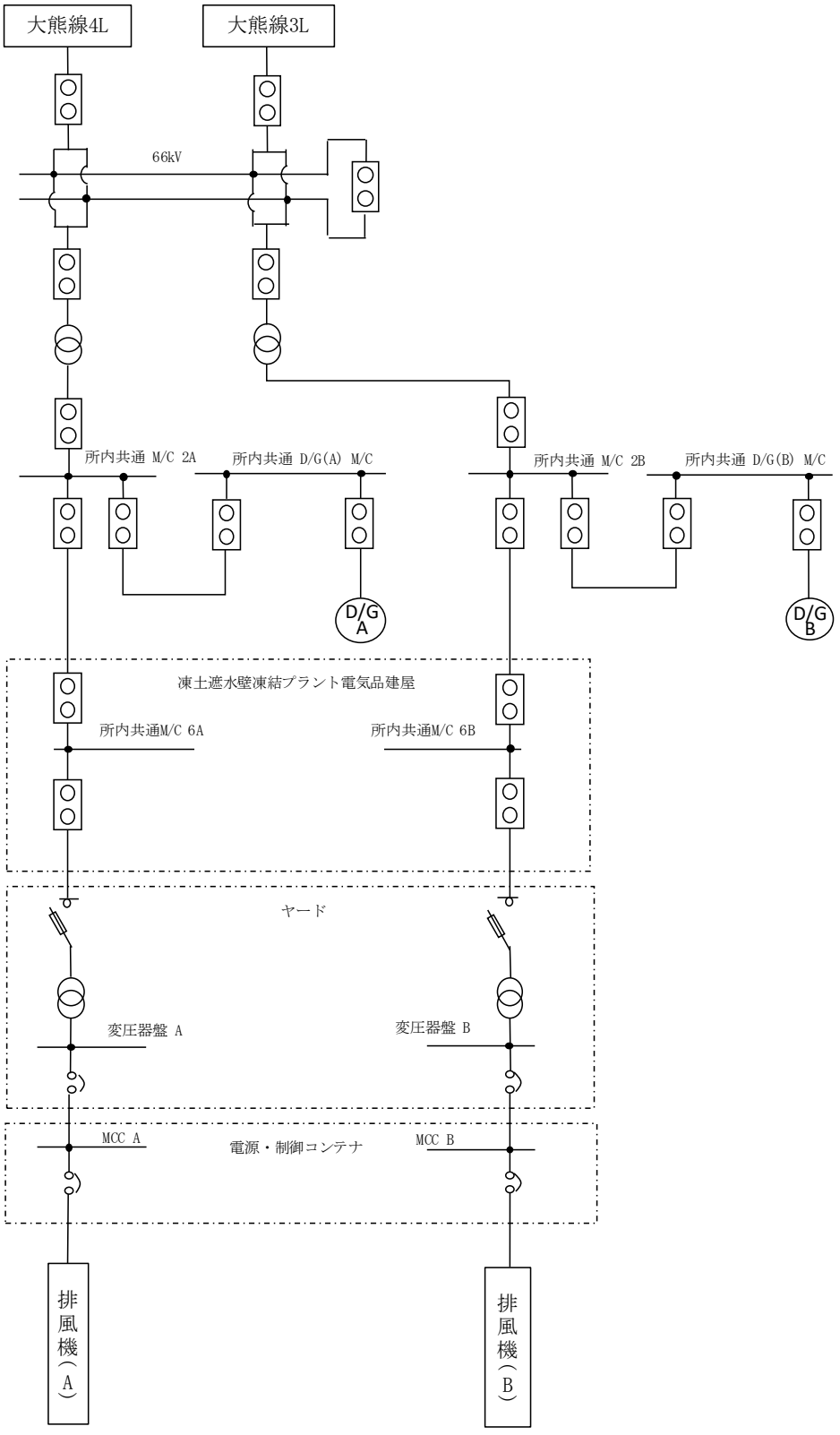


図 4-4　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図



※令和 4 年 7 月時点

図 4-5　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備電源系統図

5　1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

5.1　大型カバーについて

5.1.1　概要

大型カバーは，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，オペレーティングフロア上にあるガレキ撤去時の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，大型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。

5.1.2　大型カバー

大型カバーの大きさは，約66m（南北）×約56m（東西）×約68m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，作業エリアの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 5-1　大型カバー概略図参照）

5.1.3　換気設備

5.1.3.1　系統構成

換気設備は，大型カバー内の気体を吸引し，排気ダクトを経由して大型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，換気風量約30,000m^3/hのユニットを2系列（うち1系列は予備）設置し，約30,000m^3/hの換気風量で運転する。

また，大型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5-2　大型カバー換気設備概略構成図，図5-3　大型カバー換気設備配置図，図5-4　大型カバー換気設備系統図参照）

大型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5-5　大型カバー換気設備電源系統図参照）

表 5-1　換気設備構成

設備名	構成・配置等
排気吸込口	配置：大型カバー壁面に設置
排気フィルタユニット	配置：原子炉建屋北側の屋外に 2 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 0.3μm）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：原子炉建屋北側の屋外に 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：大型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}～$10^{4}s^{-1}$ 台数　排気フィルタユニット入口　2 台 排気フィルタユニット出口　2 台

5.1.3.2　換気風量について

大型カバー内の環境は，ガレキ撤去用天井クレーン及び電源盤等の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。

大型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^3/h とする。

$$Q=q/(Cp\cdot\rho\cdot(t1-t2)\cdot 1/3600)$$

Q　：換気（排気）風量（m^3/h）

q　：設計用熱負荷，約 103（kW）（機器発熱）※1

Cp　：定圧比熱，1.004652（kJ/kg・℃）

ρ　：密度，1.2（kg/m^3）

t1　：カバー内温度，40（℃）

t2　：設計用外気温度，29.7（℃）※2

※1　約 10%の余裕を含む

※2　小名浜気象台で観測された 2015 年～2019 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

5.1.3.3　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，免震重要棟集中監視室で行うものとし，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。

免震重要棟集中監視室では，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。

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，大型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オペレーティングフロア上のガレキ撤去作業時に運転が必要な設備であり，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入口の放射性物質濃度測定器については，現場の放射性物質濃度監視及び外部への放射性物質飛散抑制の観点から多重化し，機器の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。

5.1.3.4　異常時の措置

大型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，1×10^{-5}～1×10^{-3}%程度であり，１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，１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-134：2.32×10^{5}Bq/L，Cs-137：7.02×10^{6}Bq/L（令和 3 年 4 月 23 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，大型カバー換気設備は，機器の故障が発生した場合を想定して，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入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。

5.2　放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

5.2.1　排気フィルタによる低減効果

大型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，プレフィルタ／高性能粒子フィルタ（効率 97%（粒径 0.3μm)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，1×10^{-5}～1×10^{-3}%程度であり，１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）

１号機原子炉建屋オペレーティングフロア上のガレキ撤去実施に伴う大型カバー内での放射性物質の放出率は，下式により求められ表 5-2 の通りとなる。

$R_1=Sd\cdot A\cdot S/h$

R_1　：ガレキ撤去実施に伴う大型カバー内での放射性物質の放出率（Bq/h）

Sd　：崩落屋根鉄骨の表面汚染密度，1.69×10^{8}（Bq/cm^2）※1

A　：ガレキ撤去（鉄骨切断）に伴う欠損面積，約 190（cm^2）

S　：飛散率，0.02（%）※2

h　：1 切断にかかる作業時間，0.23（h）

※1　2016 年 10 月に実施した 1 号機オペレーティングフロア上の空間線量率の測定結果から遮蔽計算コードにて表面汚染密度へ換算

※2　（財）電力中央研究所「廃止措置工事環境影響ハンドブック（第 3 次版）」（平成 19 年 3 月）より引用

表 5-2　１号機原子炉建屋オペレーティングフロア上のガレキ撤去時の放射性物質の放出率（Bq/h）

放出率
約 2.8×10^{7}

仮に，ガレキ撤去実施に伴い大型カバー内で放射性物質が表 5-2 に示す放出率で飛散する場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質の放出率は下式により求められ表 5-3 の通りとなる。

$R_2=R_1\cdot(1-f)\cdot h_1/h_2$

R_2　：フィルタ通過後の放射性物質の放出率（Bq/h）

R_1　：大型カバー内の放射性物質の放出率（Bq/h）（表 5-2 参照）

f　：フィルタ効率（プレフィルタ／高性能粒子フィルタ　97%）

h_1　：1 月あたりのガレキ撤去作業時間，約 100（h/月）

h_2　：1 月の総時間数，720（h/月）

表 5-3　フィルタ通過後の放射性物質の放出率（Bq/h）

核種	放出率※
Cs-134	約 6.8×10^{3}
Cs-137	約 1.1×10^{5}

※核種比を考慮して算出

5.2.2　敷地境界線量

5.2.2.1　評価条件

(1) ガレキ撤去実施時において，大型カバー内が，表 5-2 に示す放出率で放射性物質が飛散し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（地表沈着を除く）。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 大型カバーの供用期間である 6 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γ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，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」で示したものと同じ気象データを使用する。

5.2.2.2　評価方法

大型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γ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γ線に起因する実効線量

具体的な計算方法等については，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2.2 線量評価」に準じる。

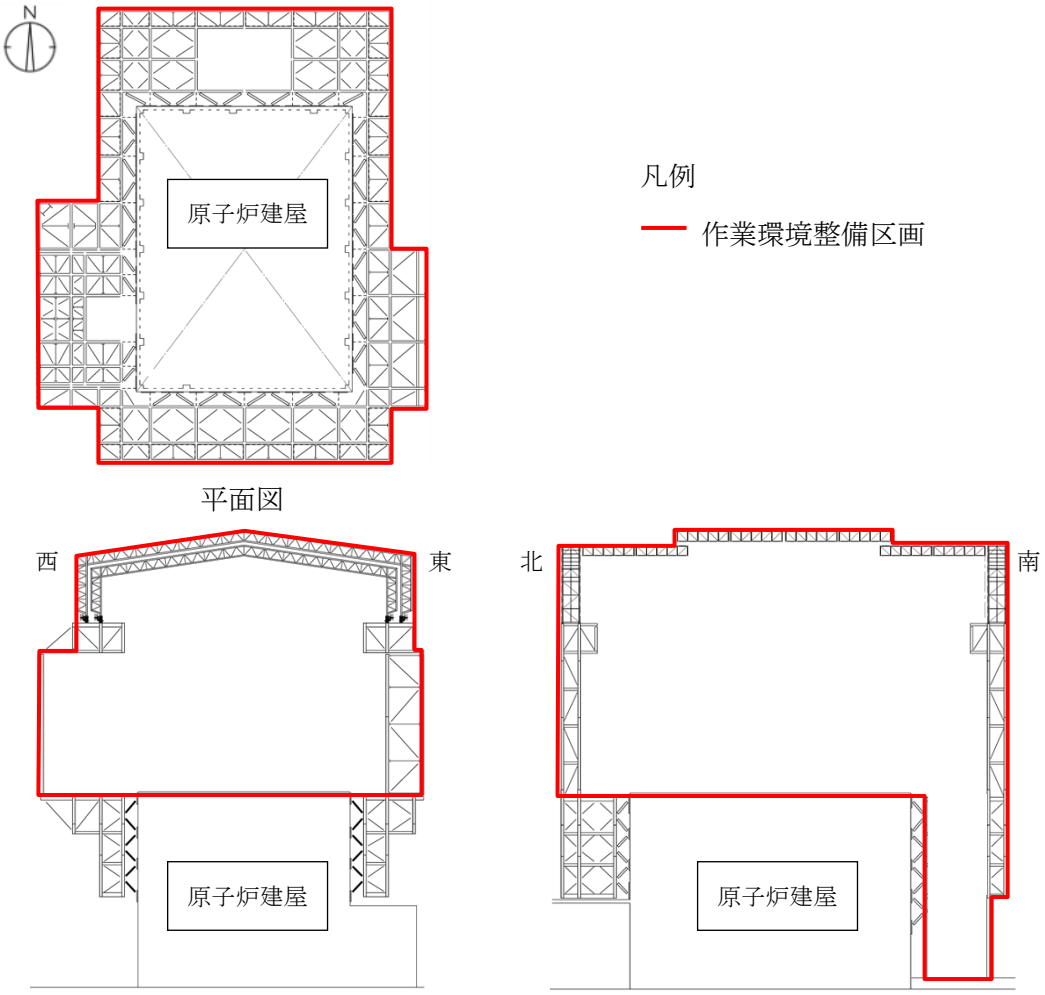
5.2.2.3　評価結果

表 5-3 に示す放出率で放射性物質の放出が大型カバーの供用期間である 6 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 0.00070mSv／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 5-4 参照)。

また，「Ⅲ特定原子力施設の保安 第 3 編 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.0088mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 5-4　大型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 3.5×10^{-8}	約 3.0×10^{-5}	約 6.7×10^{-4}	約 7.0×10^{-4}



【大型カバー】

- 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。
- 大型カバーのうち，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。

図 5-1　大型カバー概略図

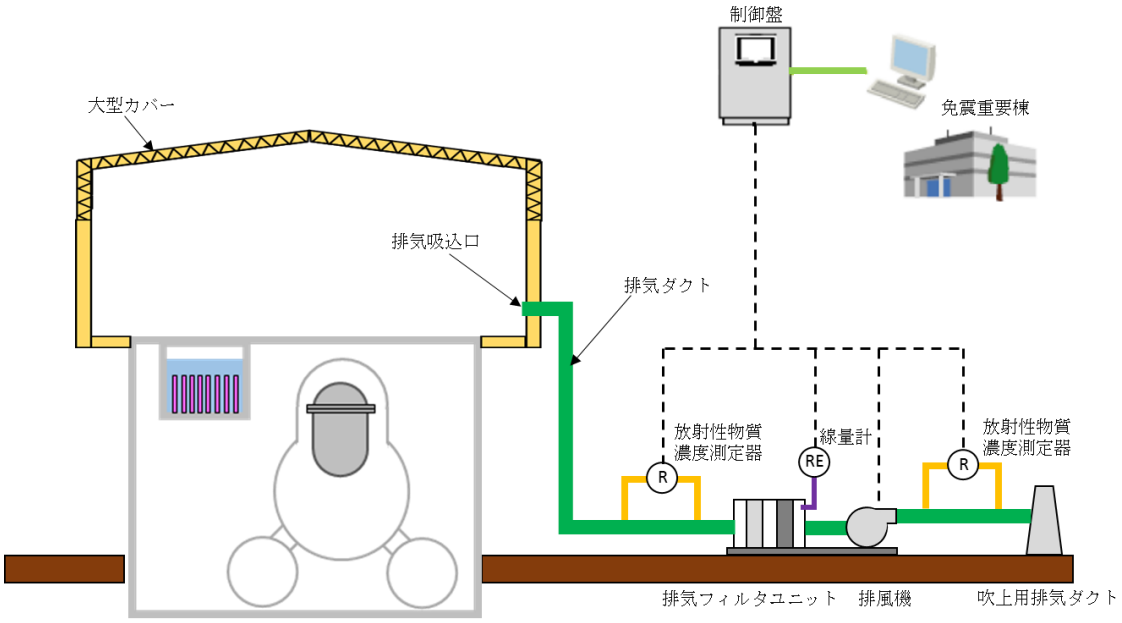


図 5-2　大型カバー換気設備概略構成図

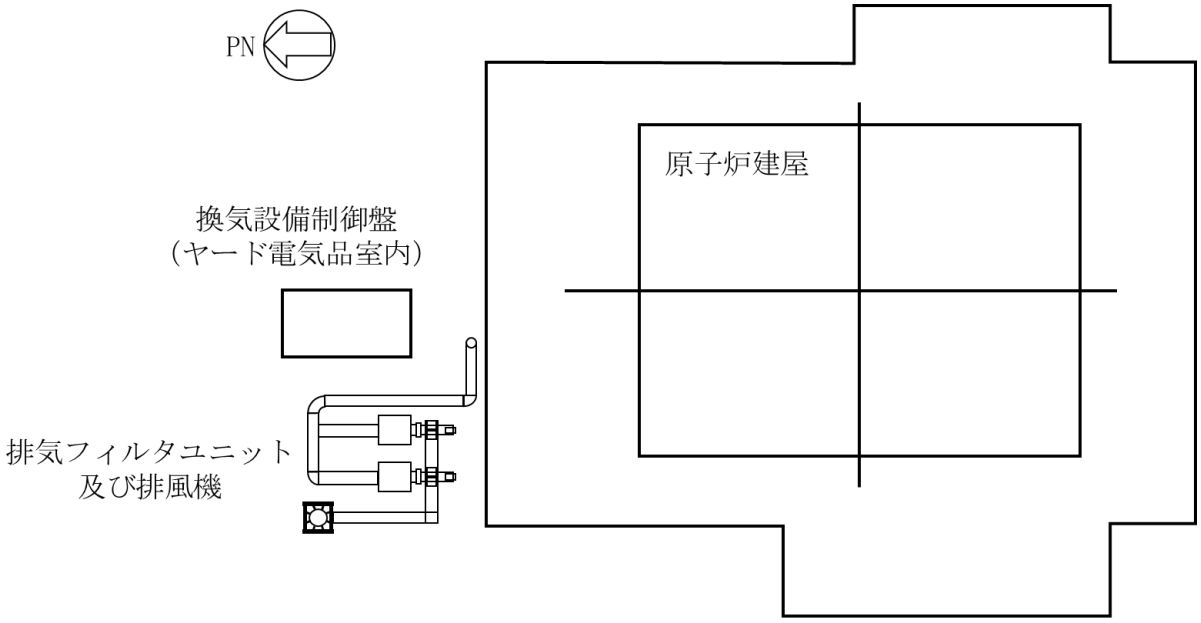


図 5-3　大型カバー換気設備配置図

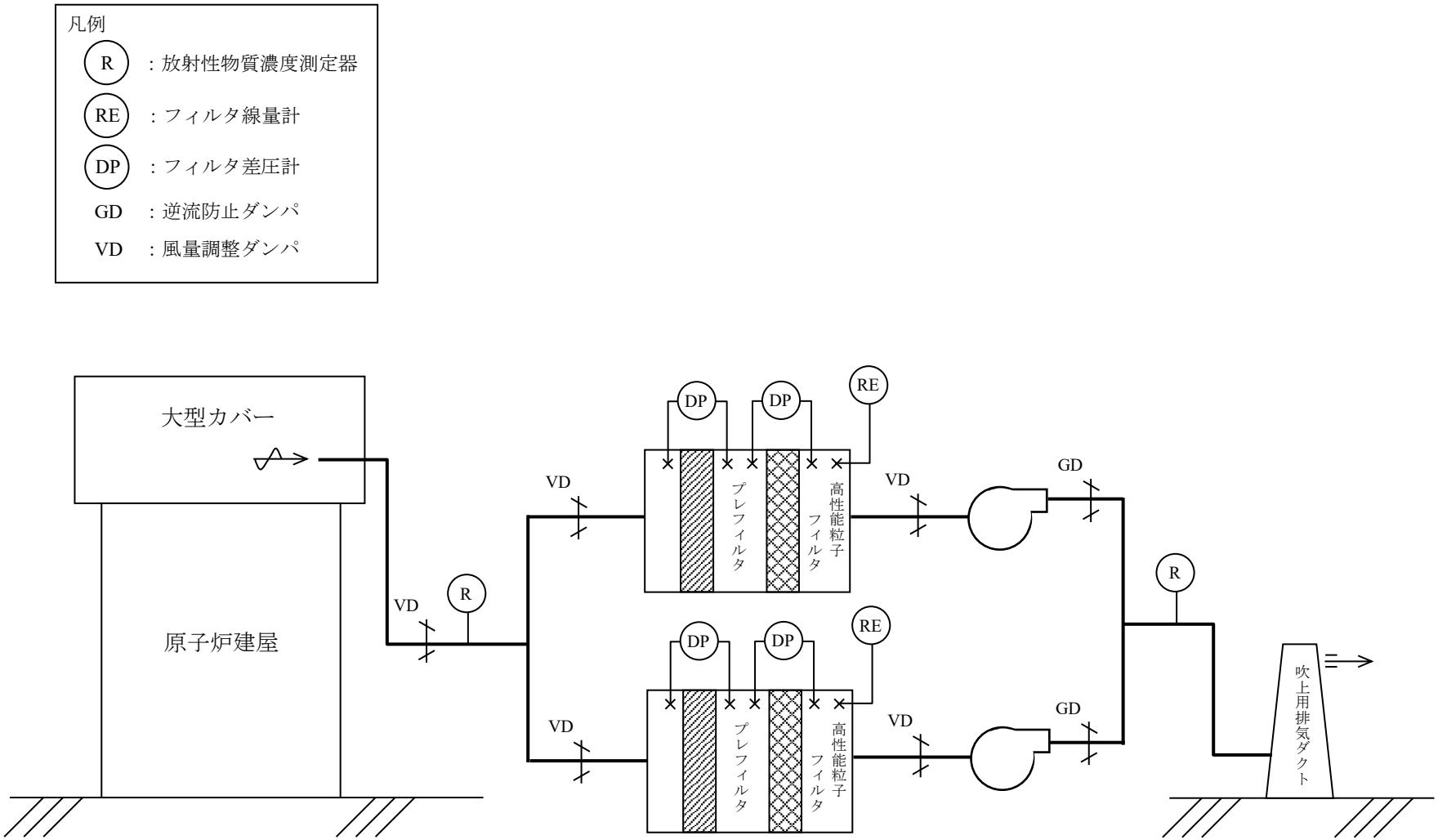
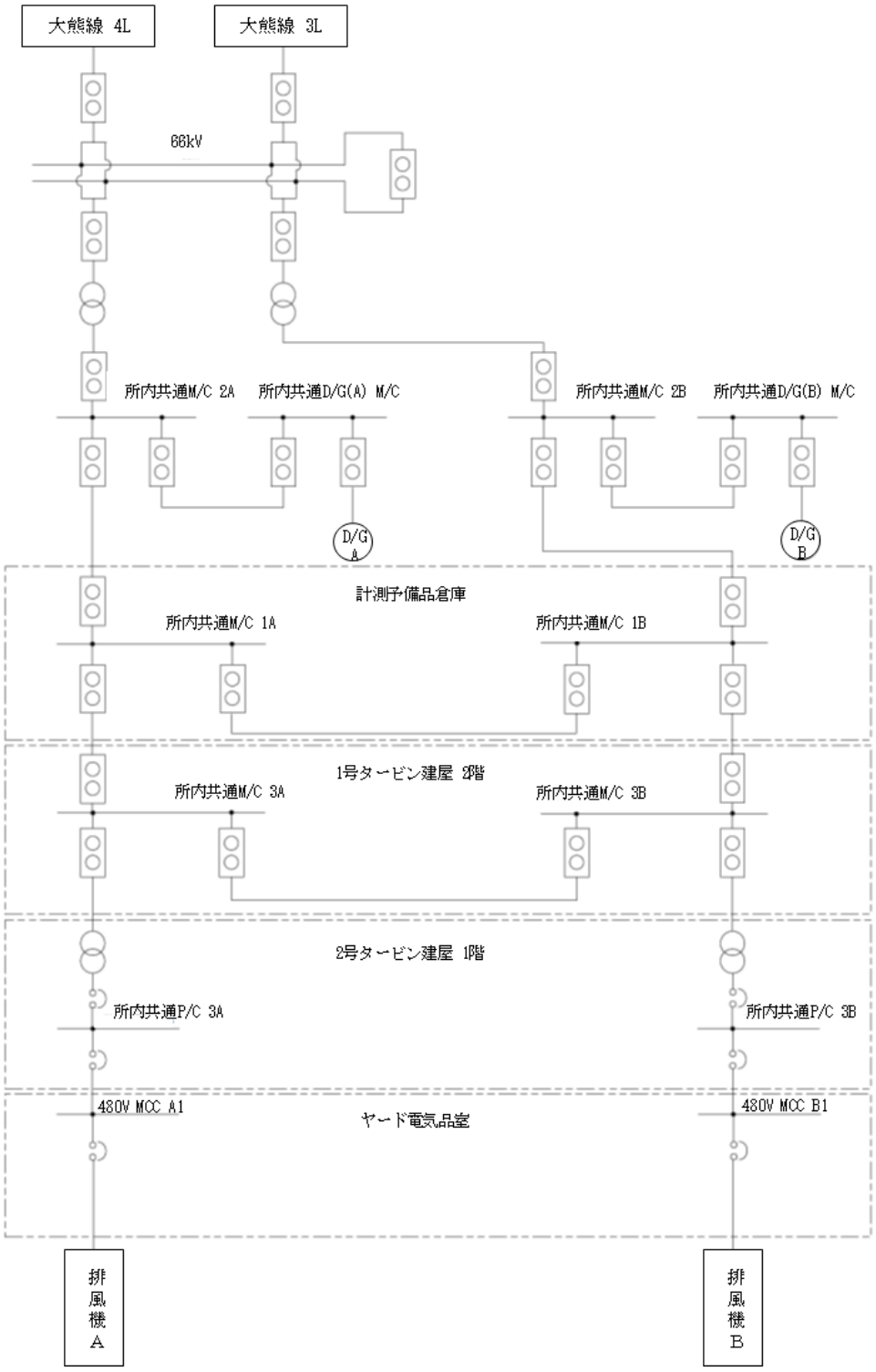


図 5-4　大型カバー換気設備系統図



※令和３年８月時点

図 5-5　大型カバー換気設備電源系統図

6　別添

別添－１　４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

別添－２　３号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

別添－３　２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

別添－４　１号機大型カバー換気設備に係る確認事項

４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１　４号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	送風機・排風機の換気風量を確認する。	送風機・排風機が１台当たり 25,000m^3/h 以上であること。
				送風機・排風機が定格運転（２台運転１台予備）において，50,000m^3/h 以上であること。
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が 97%以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	送風機・排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。

３号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

３号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１　３号機燃料取り出し用カバー換気設備に係る確認事項

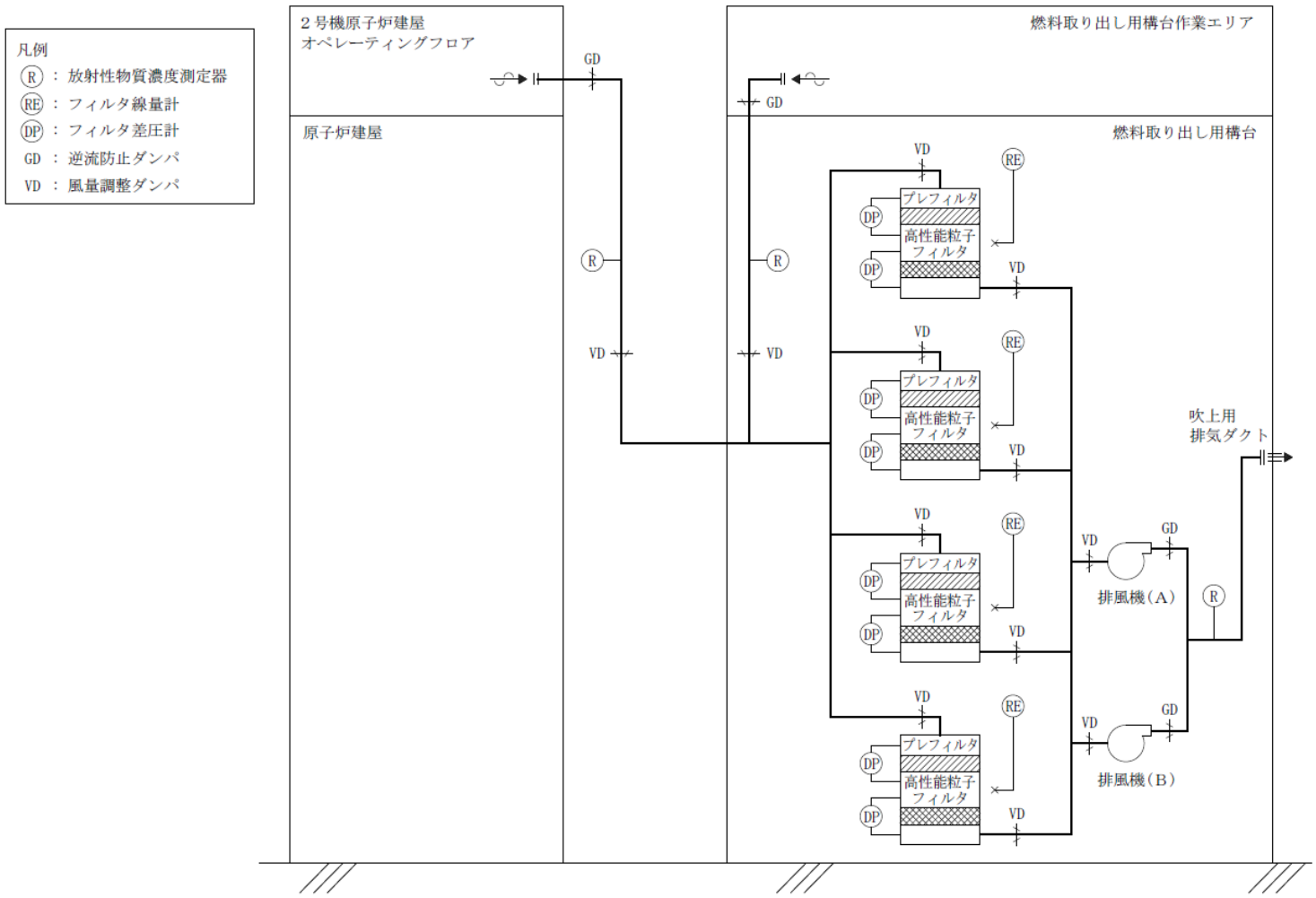
確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が１台当たり30,000m^3/h 以上であること。
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が 97%以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
			標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。
			放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	各指示値が許容値範囲以内に入っていること。

２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

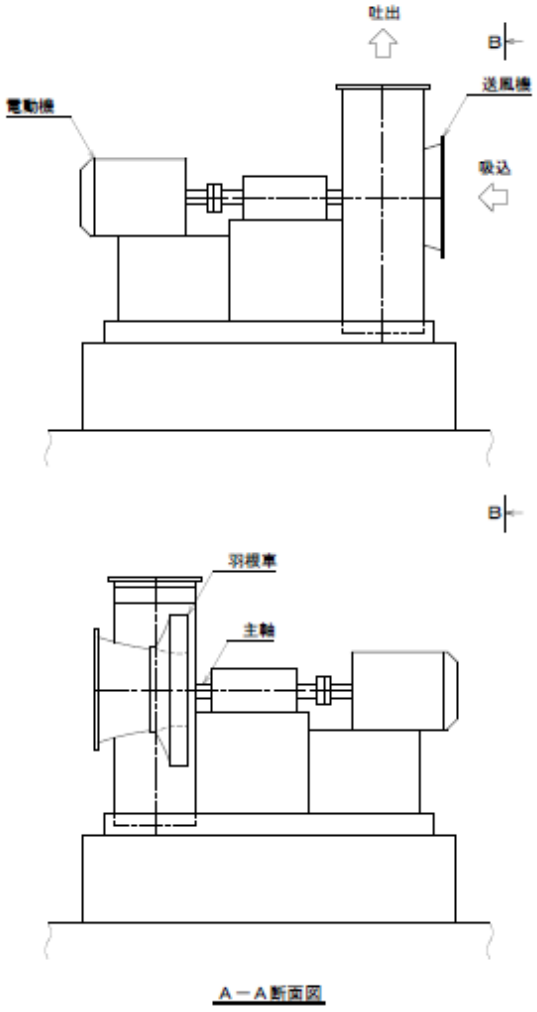
２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。また，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の系統図，排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－１，図―２，図―３に示す。

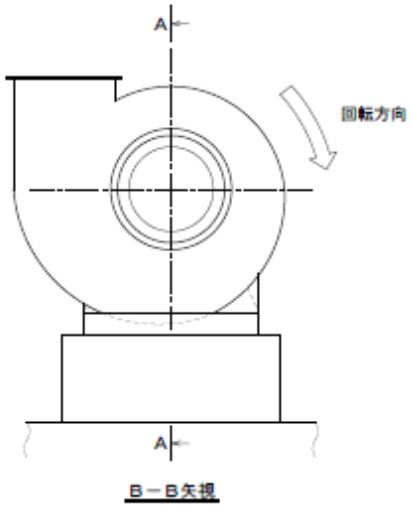
表－１　２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所
放出抑制・監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地
		据付確認	系統構成を確認する。	系統構成が図－１の通りであること。	現地
	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が１台当たり30,000m^3/h 以上であること。	現地
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が97%(粒径 0.3μm)以上であること。	現地
		監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。	現地
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。	現地
			標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。	現地
			放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	放射性物質濃度が現地と免震重要棟に表示され監視可能であること。	現地



図－１　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図（添付３－１　図４－４再掲）

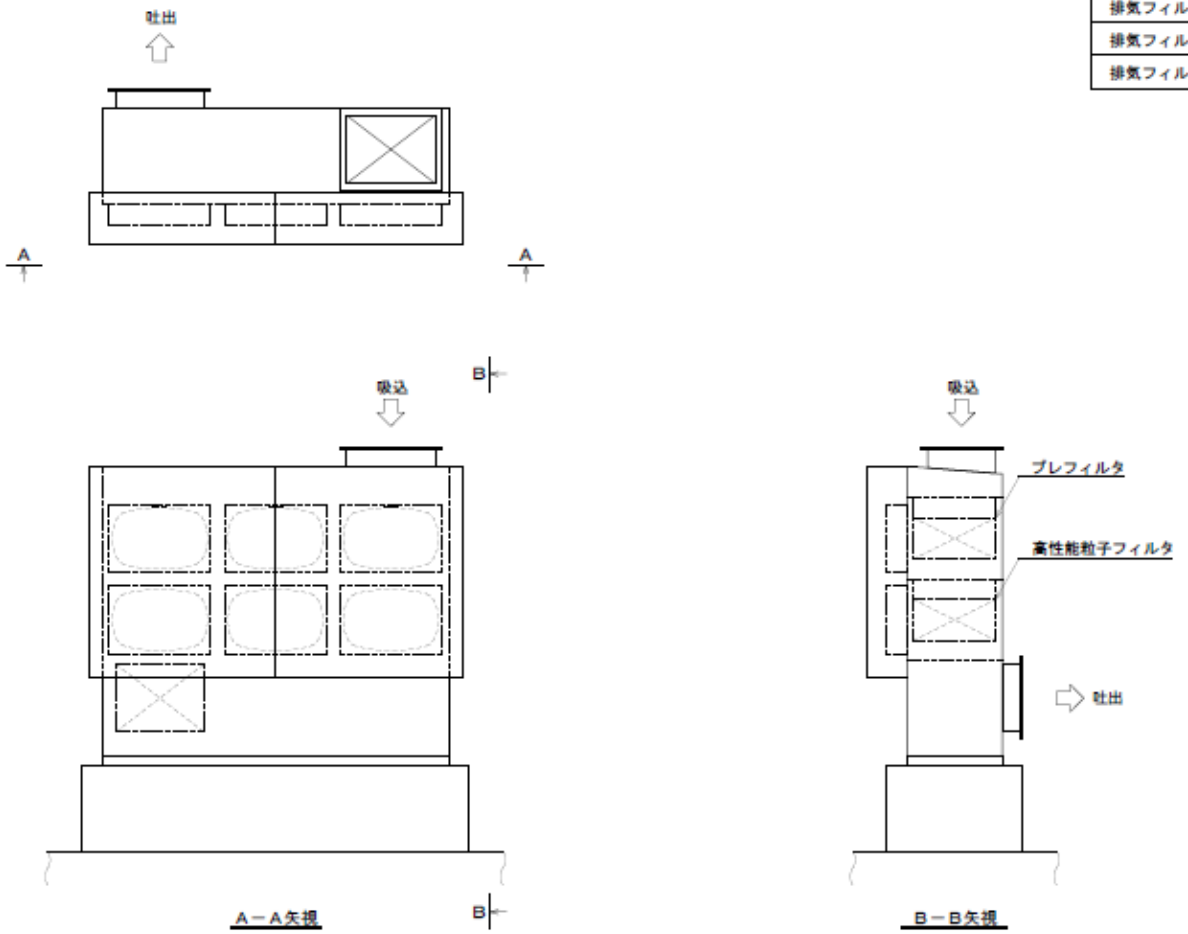




機器名称
排風機（A）
排風機（B）

図－２　排風機　外形図

機器名称
排気フィルタユニット（A）
排気フィルタユニット（B）
排気フィルタユニット（C）
排気フィルタユニット（D）



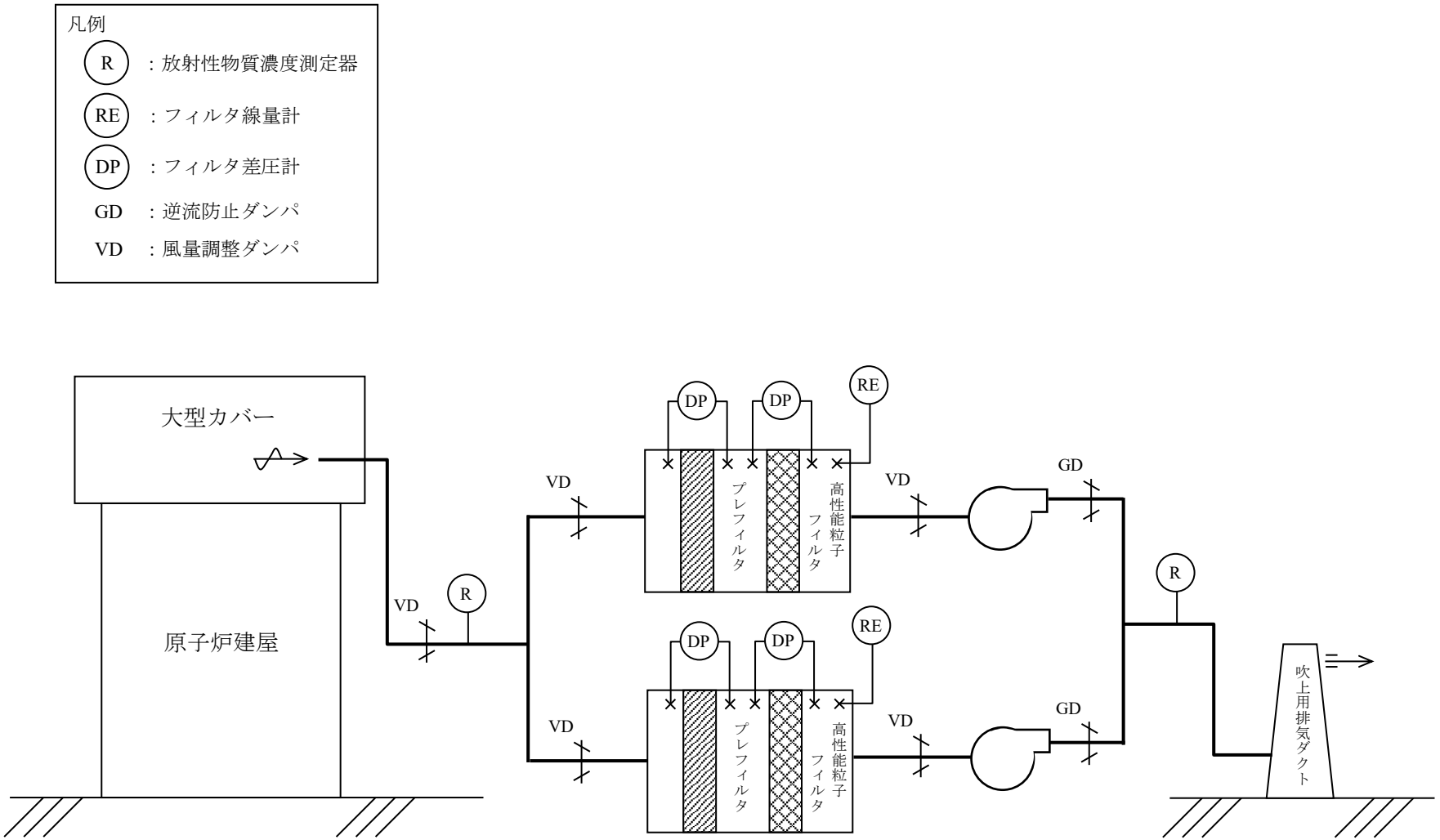
図－３　排気フィルタユニット　外形図

１号機大型カバー換気設備に係る確認事項

１号機大型カバー換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。また，大型カバー換気設備の系統図，排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－1，図－２，図－３に示す。

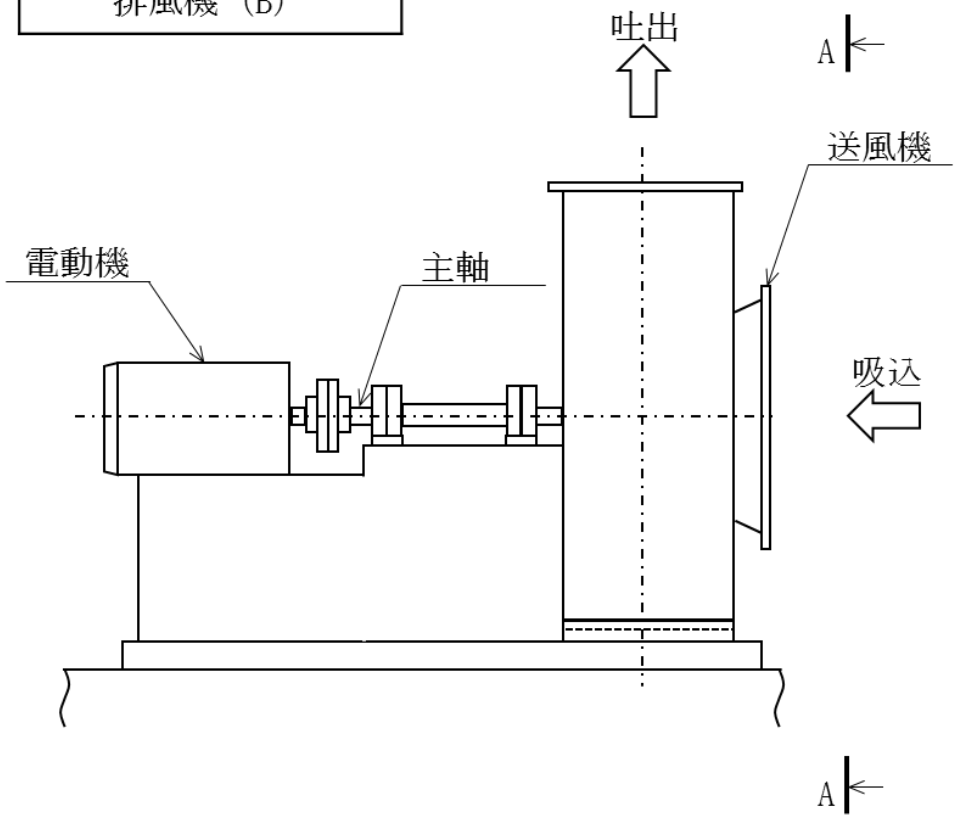
表－１　１号機大型カバー換気設備に係る確認事項

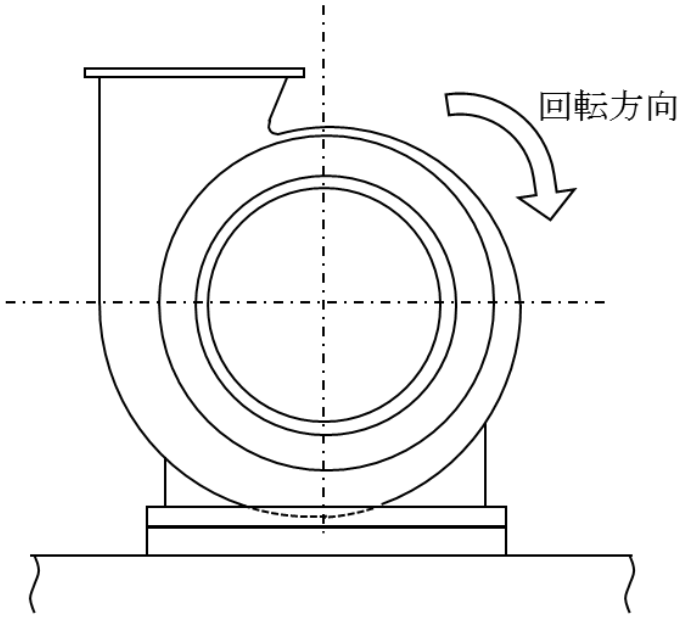
確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所
放出抑制・監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	現地
		据付確認	系統構成を確認する。	系統構成が図－１の通りであること。	
	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が１台当たり 30,000m^3/h 以上であること。	
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が 97%(粒径 0.3μm)以上であること。	
		監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。	
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。	
			標準線源を用いて検出器性能を確認する。	計数効率が規定値以上であること。	
			放射性物質濃度が現場と免震重要棟に表示されることを確認する。	放射性物質濃度が現地と免震重要棟に表示され監視可能であること。	



図－１　大型カバー換気設備系統図（添付３－１　図５－４再掲）

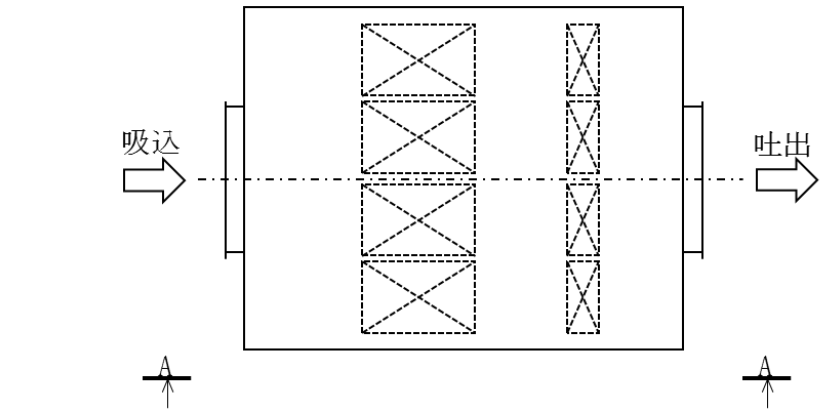
機器名称
排風機（A）
排風機（B）



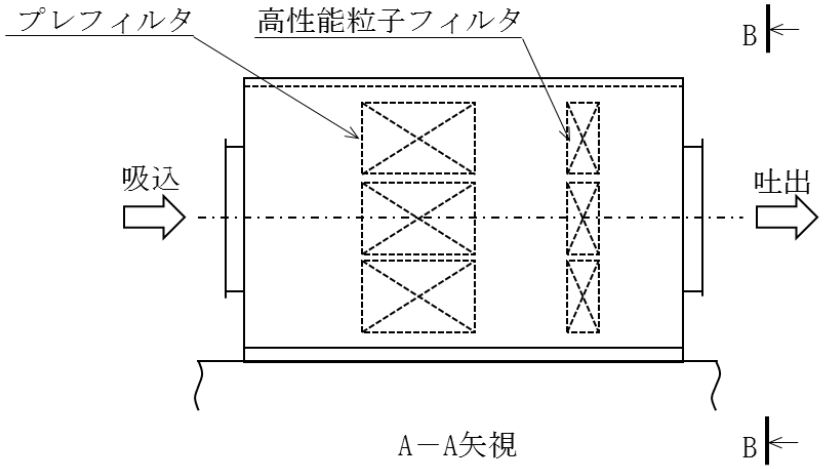


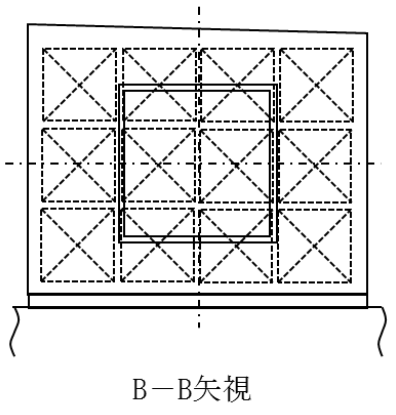
A－A矢視

図－２　排風機　外形図



機器名称
排気フィルタユニット（A）
排気フィルタユニット（B）





図－３　排気フィルタユニット　外形図

移送操作中の燃料集合体の落下

1. 原因

福島第一２～４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・セイフ設計とする。

(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 11 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気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ので，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 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 5.0×10^{11}Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 3.3×10^{6}Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^{7}Bq

3.2. 線量の評価

(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気中濃度は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の計算方法により求めた相対濃度（χ／Q）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（χ／Q）は福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類六に記載の主蒸気管破断（地上放出）と同じ計算条件で求めた値 $9.7\times10^{-5}s/m^3$ を適用する。

b.　敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の計算方法により求めた相対線量（D／Q）に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお，相対線量（D／Q）は相対濃度（χ／Q）と同じ計算条件で求めた値 $8.2\times10^{-19}Gy/Bq$ 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（γ線及びβ線）による実効線量の和として計算する。

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量H_I（Sv）は，(3.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots (3.2\text{-}1)$$

ここで，

R　：呼吸率（m^3/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（小児：$0.31m^3/h$，成人：$1.2m^3/h$）を秒当たりに換算して用いる。

H_∞　：よう素（Ⅰ-131）を 1Bq 吸入した場合の実効線量
（I-131，小児：$1.6\times10^{-7}Sv/Bq$，成人：$2.0\times10^{-8}Sv/Bq$）

χ／Q　：相対濃度（s/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）

希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量H_γ（Sv）は，(3.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots\cdots (3.2\text{-}2)$$

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_γ　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）
（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）

希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量H_β（Sv）は，(3.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2\times10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots\cdots (3.2\text{-}3)$$

ここで，

χ／Q　　：相対濃度（s/m^3）
Q_β　　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）
E_β　　：β線のエネルギ（MeV）（0.251MeV　Kr-85 実効エネルギ）
W_{TS}　　：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication.60 の値を用いる。（0.01）

(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（小児）	実効線量（成人）
約 2.1×10^{-3}mSv	約 2.1×10^{-3}mSv

上記の値から判断して，本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十に記載の燃料集合体落下事故での評価（6.8×10^{-2}mSv）と比較して１桁以上減少しているが，その原因は，原子炉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よう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気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ので，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 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 5.0×10^{11}Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 3.3×10^{6}Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^{7}Bq

4.2.　線量の評価

(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気中濃度は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の相対濃度（χ／Q：8.1×10^{-5}s/m^3）に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

b.　敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の相対線量（D／Q：7.3×10^{-19}Gy/Bq）に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(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（γ線及びβ線）による実効線量の和として計算する。

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量H_I（Sv）は，(4.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \quad \cdots\cdots (4.2\text{-}1)$$

ここで，

R　：呼吸率（m^3/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（小児：0.31m^3/h，成人：1.2m^3/h）を秒当たりに換算して用いる。

H_∞　：よう素（I-131）を 1Bq 吸入した場合の実効線量
（I-131，小児：1.6×10^{-7}Sv/Bq，成人：2.0×10^{-8}Sv/Bq）

χ／Q　：相対濃度（s/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）

希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量H_γ（Sv）は，(4.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \quad \cdots\cdots (4.2\text{-}2)$$

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_{γ}　　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）
（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）

希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量H_{β}（Sv）は，(4.2-3)式で計算する。

$$H_{\beta}=6.2\times10^{-14}\cdot\chi／Q\cdot Q_{\beta}\cdot E_{\beta}\cdot W_{TS}\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\quad(4.2\text{-}3)$$

ここで，

$\chi／Q$　　：相対濃度（s/m^3）
Q_{β}　　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）
E_{β}　　：β線のエネルギ（MeV）（0.251MeV　Kr-85 実効エネルギ）
W_{TS}　　：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication.60 の値を用いる。（0.01）

(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（小児）	実効線量（成人）
約 1.8×10^{-3}mSv	約 1.8×10^{-3}mSv

上記の値から判断して，本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十に記載の燃料集合体落下事故での評価（6.8×10^{-2}mSv）と比較して１桁以上減少しているが，その原因は，原子炉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よう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。

5.　第２号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

5.1.　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 2m 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,原子炉熱出力 2483MW(定格出力の約 105%)で 2000 日運転を行った 9×9 燃料集合体について行う。

b.　燃料集合体の冷却期間は 365 日とする。

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(Kr-85)及びよう素（I-129）それぞれ 30%とする。

d.　放出された希ガスは，全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気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ので，放出されたよう素のうち 1%は有機状とし，すべて原子炉建屋および燃料取り出し用構台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 5.1 の通りである。

表 5.1　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 0.5MeV 換算値)大気放出量	約 5.0×10^{11}Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 3.4×10^{6}Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 1.3×10^{7}Bq

5.2.　線量の評価

(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気中濃度は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の相対濃度（χ／Q：$6.9\times10^{-5}s/m^3$）に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

b.　敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載の相対線量（D／Q：$6.6\times10^{-19}Gy/Bq$）に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(2)　評価方法

福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」並びに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。

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。

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量H_I（Sv）は，(5.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (5.2\text{-}1)$$

ここで，

R　：呼吸率（m^3/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」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。
（小児：$0.31m^3/h$，成人：$1.2m^3/h$）

H_∞　：よう素（I-131）を 1Bq 吸入した場合の実効線量
（小児：$1.6\times10^{-7}Sv/Bq$，成人：$2.0\times10^{-8}Sv/Bq$）

χ／Q　：相対濃度（s/m^3）

Q_I　：よう素の大気放出量（Bq）（I-131 等価量）

希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量H_γ（Sv）は，(5.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (5.2\text{-}2)$$

ここで，

K　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（1Sv/Gy）

D／Q　：相対線量（Gy/Bq）

Q_γ　：希ガスの大気放出量（Bq）（γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値）

また，希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量H_β（Sv）は，(5.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2\times10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (5.2\text{-}3)$$

ここで,

χ／Q	：相対濃度（s/m^3）
Q_β	：希ガスの大気放出量（Bq）
E_β	：β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)
W_{TS}	：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ.60 の値を用いる。(0.01)

(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 5.2 の通りである。

表 5.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量（小児）	実効線量（成人）
約 1.6×10^{-3}mSv	約 1.6×10^{-3}mSv

上記の値から判断して，本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十に記載の燃料集合体落下事故での評価（6.4×10^{-2}mSv）と比較して１桁以上減少しているが，その原因は，原子炉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よう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

5.3. 判断基準への適合性の検討

5.1，5.2 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。

2.12　使用済燃料共用プール設備

2.12.1　基本設計

2.12.1.1　設置の目的

使用済燃料共用プール設備は，燃料の適切な貯蔵を目的として運用補助共用施設内に設け，燃料貯蔵設備と燃料取扱設備等で構成する。

燃料貯蔵設備は，使用済燃料共用プール（以下，「共用プール」という。），共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系，共用プール補給水系等で構成する。

共用プール冷却浄化系は，ポンプ，熱交換器，ろ過脱塩装置，補助機器等で構成する。

燃料取扱設備は，燃料取扱装置及び共用プールで取り扱う構内用輸送容器，使用済燃料乾式貯蔵容器（以下，「乾式貯蔵キャスク」という。）及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器（以下，「輸送貯蔵兼用キャスク」という。）で構成する。なお，これら容器については，「Ⅱ.2.11」，「Ⅱ.2.13」及び「Ⅱ.2.31」に記載する。

その他設備として天井クレーン，使用済燃料輸送容器除染設備，共用プール建屋廃液移送系等がある。

また，共用プールに，1～4 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料，5,6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プール及び炉内に貯蔵中の使用済燃料（合計 5,936 体※）の受け入れを計画している。

その中には，震災前から使用済燃料プールに貯蔵されている変形燃料や破損燃料，震災時に破損した可能性のある燃料が含まれている。変形燃料の貯蔵にあたっては，変形の程度に対して，物理的に貯蔵できるとともに，臨界を防止することが必要である。また破損燃料の貯蔵にあたっては，破損形態に応じて，放射性物質の拡散を抑制するとともに，燃料の形状が維持されていない場合でも臨界を防止することが必要である。

このため，上記の燃料の貯蔵を目的とした使用済燃料貯蔵ラックを設置する。

なお，5,6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料を除く炉内燃料の共用プールへの受け入れ計画を踏まえて，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備（「Ⅱ.2.13」に記載）の増設を計画している。

※　5,6 号機原子炉建屋内に貯蔵中の新燃料は含まない

2.12.1.2　要求される機能

原則，「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」指針 49 から 51 に適合すること。

2.12.1.3　設計方針

(1) 未臨界性

共用プールは，容量いっぱいに燃料集合体を収容した場合でも，通常時はもちろん，予想される外的条件が加わっても未臨界性を確保できる設計とする。

(2) 冷却及び浄化能力

共用プール冷却浄化系は，共用プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去でき，かつ共用プール水の不純物を除去できる能力を持つ設計とする。

使用済燃料の崩壊熱は，共用プール冷却浄化系の熱交換器によって，共用プール補機冷却系へ伝えられ，同系の空気冷却器によって大気に伝えられる設計とする。

(3) 非常用補給能力

津波等により外部電源が喪失した場合にも，共用プール補給水系を用いて共用プール水の補給ができる設計とする。

(4) 貯蔵容量

炉心全装荷量（1～6 号機炉心全装荷量の合計）の約 200%貯蔵できる容量を超えない容量とする。

(5) 遮へい

共用プール及びキャスク・ピット内の壁面及び底部はコンクリート壁による遮へいを施すとともに，使用済燃料の上部には十分な水深を保つことにより，遮へい効果を有する設計とする。

燃料取扱装置は，構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスクまたは輸送貯蔵兼用キャスクと共用プール間の使用済燃料の移送操作及び収容操作が，使用済燃料の遮へい及び熱除去を考慮して，水面下で行うことができる設計とする。

(6) 漏えい防止及び漏えい検知

共用プール水の漏えいを防止するため，共用プール及びキャスク・ピットには排水口を設けない設計としている。また，共用プールに接続された配管が破損しても，共用プール水が流出しない設計としている。

また，万一の共用プール・ライニングの想定される破損による漏えいを検知するため漏えい水検出計及び水位警報装置を設ける。

(7) 構造強度

燃料取扱装置及び貯蔵設備は，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ように設計する。

また，共用プールのライニングは，万一の燃料集合体の落下時にも共用プールの機能を失うような損傷を生じない設計とする。

(8) 落下防止

使用済燃料貯蔵ラック上には，重量物を吊った天井クレーンは通過させないようにし，重量物の貯蔵燃料への落下を防止できる設計とする。

燃料取扱装置の燃料つかみ機は，二重のワイヤや種々のインター・ロックを設け，また天井クレーンの主要要素は種々の二重化を施すことにより移送中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

(9) 除染

構内用輸送容器等の除染ができるようにする。

(10) 被ばく低減

燃料取扱装置及び燃料貯蔵設備は，放射線業務従事者の被ばくを合理的に達成できる限り低くするため，運用補助共用施設の建屋内に設置し，換気空調設備を有する設計とする。

(11) 燃料取扱場所のモニタリング

燃料取扱場所は，崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルを検出できるとともに，これを適切に放射線業務従事者に伝える設計とする。

(12) 格納及び空気浄化

貯蔵設備は運用補助共用施設の建屋内に設置し，換気空調設備を有する設計とする。

(13) 試験可能性

燃料取扱装置及び燃料貯蔵設備のうち安全機能を有する構築物，系統及び機器は，定期的に試験及び検査ができる設計とする。

(14) 火災防護

共用プール施設は，火災により共用プール施設の安全性が損なわれないようにする。

2.12.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 共用プール水温が 65℃以下であること。

(2) 共用プールへ冷却水を補給できること。

(3) 共用プールがオーバーフロー水位付近にあること。

2.12.1.5 主要な機器

運用補助共用施設平面図を図２．１２－１～５に，共用プール概要図を図２．１２－６，７に示す。

(1) 共用プール

a. 共用プールは，鉄筋コンクリート造の設備で運用補助共用施設内にあり，1～6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールまたは炉内で 19 ヶ月以上冷却された使用済燃料（7×7 燃料※1，8×8 燃料，新型 8×8 燃料，新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度 8×8 燃料及び 9×9 燃料）及び 1～4 号機原子炉建屋内の使用済燃料プール内の新燃料（9

×9 燃料※2）を貯蔵し，貯蔵容量は炉心全装荷量（1～6 号機炉心全装荷量の合計）の約 200%である。なお，乾式貯蔵キャスク仕立て時に発生するチャンネルボックス等も共用プールに貯蔵する。

※1　共用プール内の使用済燃料貯蔵ラックにおける未臨界性の評価は，使用済燃料の中性子無限増倍率を新燃料およびいかなる燃焼度の燃料を貯蔵しても十分安全側の評価を得るように 1.30 を仮定している。7×7 燃料の炉心内装荷状態における燃料未照射状態から燃料寿命末期において最も大きい中性子無限増倍率は 1.30 を下回るため，既存の評価に包含される。従って，7×7 燃料を燃料貯蔵ラックに貯蔵した場合でも臨界にはならない。なお，4 号機の使用済燃料貯蔵プールに存在する 7×7 燃料は，チャンネルボックス等の変形により使用済燃料貯蔵ラック（90 体）に貯蔵する事は適さないため，使用済燃料貯蔵ラック（49 体）に貯蔵する。

※2　使用済 9×9 燃料を共用プール内の燃料貯蔵ラックに貯蔵した場合の未臨界性は既存の設置許可において確認されている。使用済 9×9 燃料の未臨界評価においては，燃料未照射状態から燃料寿命末期において最も反応度が高い状態を包絡するような評価を行っていることから，新燃料を燃料貯蔵ラックに貯蔵した場合でも臨界にはならない。

b. 使用済燃料貯蔵ラックは，ステンレス鋼を使用するとともに，適切な燃料間距離を保持することにより，容量いっぱいに燃料を収容し，共用プール水温及びラック内燃料貯蔵位置等について想定される厳しい状態を仮定しても実効増倍率が 0.95 以下となる設計としている。また，使用済燃料貯蔵ラックの一部については，使用済燃料収納缶に入れた燃料を使用済燃料収納缶ごと貯蔵できる設計とする。使用済燃料収納缶は，変形，または破損燃料を使用済燃料収納缶内に収納して取扱うための吊上げ機能をもち，また燃料の形状が維持されていない場合でも放射性物質の拡散を抑制する。
c. 共用プール，キャスク・ピット壁の厚さ及び水深は遮へいを考慮して十分確保し，内面はステンレス鋼でライニングするとともに排水口を設けないことにより漏えいを防止している。また，万一の共用プール・ライニング及びキャスク・ピット・ライニングの想定される破損による漏えいを検知するため，漏えい水検出計及び水位警報装置を設ける。
d. 燃料取扱場所においてガンマ線レベルを連続的に監視し，線量率が設定値を超えた場合には燃料取扱場所に警報を発するエリア放射線モニタを設ける。
e. キャスク・ピットは，共用プールの横に別個に設け，万一のキャスクの落下事故の場合にも，共用プールの機能を喪失しない設計としている。また，万一の燃料集合体の落下時にも共用プールのライニングは機能を喪失しない設計としている。

(2)　共用プール冷却浄化系

共用プール冷却浄化系は，使用済燃料からの崩壊熱を共用プール補機冷却系により熱交換器で除去して共用プール水を冷却するとともに，ろ過脱塩装置で共用プール水をろ過脱塩して，共用プール及びキャスク・ピット水の純度及び透明度を維持する。

共用プール冷却浄化系は，1～6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールまたは炉内に 19

ヶ月以上冷却された使用済燃料及び炉内燃料を年間 900 体ずつ貯蔵容量いっぱいまで受入れた場合の使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負荷を，この系の熱交換器で除去し，1 系列で共用プール水温がコンクリートの制限温度 65℃を超えない，また 2 系列で共用プール水温が現場作業環境を考慮した温度 52℃を超えない設計としている。

共用プールからスキマせきを越えてスキマ･サージ･タンクに流出する共用プール水は，ポンプで昇圧し，ろ過脱塩装置，熱交換器を通した後，共用プールのディフューザから吐出する設計としている。

共用プールに入る配管には逆止弁を設け，サイフォン効果により共用プール水が流出しない設計としている。

共用プール冷却浄化系は，スキマせきを越えてスキマ・サージ・タンクに流出する水をポンプで循環させるので，この系の破損時にも燃料プール水位はスキマせきより低下することはない。

なお，ろ過脱塩装置より発生する使用済イオン交換樹脂は，運用補助共用施設内の本設の沈降分離タンク（共用プールの設備寿命を 40 年として，発生する使用済イオン交換樹脂を収容できる容量として設計されている）で保管する。

また，本系統の電源は，外部電源喪失時に非常用所内電源からの受電が可能となっている。

(3)　共用プール補機冷却系

共用プール補機冷却系は，共用プールで発生する崩壊熱等を共用プール冷却浄化系の熱交換器等によって冷却除去するとともに，この系の空気冷却器によって大気へ伝える。

また，本系統の電源は，外部電源喪失時に非常用所内電源からの受電が可能となっている。

(4)　共用プール補給水系

共用プール補給水系は，通常時及び異常時に共用プール補給水貯蔵槽から共用プール補給水ポンプで昇圧し，共用プール水を補給する。

外部電源が喪失した場合にも，共用プール補給水系を用いて，共用プールへ水の補給ができる。また，長期停止した場合も消防車により共用プールへ水の補給が可能である。

なお，消防車については，ろ過水タンク等（ろ過水タンク：T.P.約 39m，純水タンク：T.P.約 8m）の真水を水源とする。

(5)　燃料取扱装置

燃料取扱装置は，共用プール及びキャスク・ピットの上に設けるレール上を水平に移動するブリッジと，その上を移動するトロリで構成する。

また，燃料つかみ機は，二重のワイヤや種々のインター・ロックを設ける。燃料取扱作業による放射線業務従事者の被ばくを低減するため，燃料取扱装置は，遠隔自動で運転できるようにしている。

(6)　天井クレーン

天井クレーンは，構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスクまたは輸送貯蔵兼用キャスクの運搬等に使用する。

また，天井クレーンの主要要素は，種々の二重化（主巻装置のワイヤーロープ，ドラム等）を施しており，使用済燃料貯蔵ラック上には，重量物を通過させないように，天井クレーンにインター・ロックが設けられている。

(7)　使用済燃料輸送容器除染設備

使用済燃料輸送容器除染設備は，構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスクまたは輸送貯蔵兼用キャスクの除染を行うため，共用プールに隣接して設けている。

(8)　燃料貯蔵区域換気空調系

燃料貯蔵区域換気空調系は，送・排風機，フィルタ等で構成する。共用プールの管理区域に供給された空気は，フィルタを通した後，排風機により排気口から大気に放出する。

(9)　使用済燃料輸送容器保管エリア

使用済燃料装填前あるいは装填後の構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスク及び輸送貯蔵兼用キャスクを必要に応じて一時保管するため，運用補助共用施設内に使用済燃料輸送容器保管エリアを設けている。

(10)　電源

使用済燃料共用プール設備の電源は所内高圧母線から受電できる構成とする。また，外部電源喪失の場合でも，非常用所内電源からの供給が可能な構成とする。

なお，全交流電源喪失の場合でも電源車（「Ⅱ.2.7」に記載）により，使用済燃料共用プール注水機能を維持する機器に対して電源を供給できる構成とする。

(11)　共用プール建屋廃液移送系

共用プール建屋廃液移送系はポンプ，タンク，配管等で構成され，運用補助共用施設内で発生する廃液を雑固体廃棄物減容処理建屋（以下，高温焼却炉建屋）へ移送する。

2.12.1.6　自然災害対策等

(1) 津波

東北地方太平洋沖地震では，共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系及び共用プール補給水系について，地下階に設置されていた電源設備以外のポンプ等の設備は床面より高い位置に設置されていたことにより被害は生じなかったが，地下階に設置されていた電源盤等が浸水による被害を生じたため冷却機能を喪失した。

このため，余震により想定される津波対策としての仮設防潮堤の設置に加え，建屋の防水性向上対策等を行う。

先ずは地下階の防水性向上対策としてトレンチ開口部を閉塞し，地下階の電源盤等の浸水による電源喪失リスクを低減させることで，冷却機能喪失リスクを低減している。また，建屋の浸水を抑えるために床・壁等の開口部の防水性向上対策を行っている。

屋外に設置している共用プール建屋廃液移送系の一部配管は仮設防潮堤内に設置する。また，仮設防潮堤の高さを上回る津波の襲来に備え，大津波警報が出た際は廃液移送設備を停止することにより，設備損傷による影響が最小限になるよう対策を図る。

(2) 火災

復旧した火災報知設備及び消火設備により，火災の早期検知，消火活動の円滑化を図る。

(3) 台風・竜巻

使用済燃料共用プール設備（共用プール建屋廃液移送系を除く）は，屋内に設置してあるため，台風・竜巻の影響を受けない。共用プール建屋廃液移送系は配管の一部を屋外に設置しているため，台風・竜巻時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。

(4) 環境条件

使用済燃料共用プール設備は基本的に東北地方太平洋沖地震において被災した設備を復旧する計画としている。復旧後は以下の保守管理を実施し，設備の維持を図る。

・燃料取扱装置，天井クレーンについては使用前の点検及び定期的な点検を実施する。
・共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系，共用プール補給水系，共用プール建屋廃液移送系，建屋躯体等については，当面は，定期的な巡視点検において状態を監視し，異常の兆候が確認された場合に対応を行うこととしている。

2.12.1.7　構造強度及び耐震性

使用済燃料共用プール設備の構造強度及び耐震性は以下の工事計画認可申請書等により確認している。ただし，共用プール建屋廃液移送系の一部配管を除く（添付資料－１１参照)。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可）
工事計画届出書（総文発官 5 第 1218 号　平成 6 年 4 月 13 日届出）

運用補助共用施設共用プール棟の耐震壁および使用済燃料共用プール躯体について，基準地震動 Ss による耐震安全性評価を実施し，問題のないことを確認している。

2.12.1.8　機器の故障への対応

(1) 共用プール冷却浄化系の機器の単一故障

a. 共用プール冷却浄化系又は共用プール補機冷却系ポンプ故障

共用プール冷却浄化系又は共用プール補機冷却系ポンプが故障した場合は，現場に移動し，待機ポンプの起動を行い，使用済燃料共用プールの循環冷却を再開する。

b. 電源喪失

共用プール冷却浄化系の電源が外部電源喪失や所内電源喪失により喪失した場合，電

源の復旧に長時間を要しない場合は，電源の復旧により使用済燃料共用プールの循環冷却を再開する。

共用プール冷却浄化系ポンプ及び共用プール補給水ポンプの電源の復旧に長時間を要する場合は，予め免震重要棟付近（T.P.約 35m）に待機している電源車を用いて共用プール補給水系の電源を復旧し，使用済燃料共用プールへの注水を行うと共に，必要に応じて予め免震重要棟西側(T.P.約 35m)に待機している消防車の配備を行い，直接プールに注水を行うことにより，プール水位の異常な低下を防止する。

(2) 共用プール冷却浄化系の複数の系統・機器の同時機能喪失

地震，津波等により，万が一，共用プール冷却機能の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には，現場状況に応じて，予め免震重要棟西側(T.P.約 35m)に待機している消防車の配備を行い，プール水位の異常な低下を防止する。共用プール冷却機能が停止してから，燃料の露出を確実に防止でき且つ水遮へいが有効とされる使用済燃料の有効燃料頂部の上部 2m に至るまでは最短でも約 19 日であることから，使用済燃料プールの冷却を確保することは可能である。

(3) 冷却機能喪失事象に対する評価

共用プール冷却機能の喪失評価を添付資料―６に示す。

(4) 燃料集合体の落下

燃料集合体の落下評価を添付資料―７に示す。

2.12.2　基本仕様

2.12.2.1　要求仕様

以下に要求仕様を示す。なお，福島第一原子力発電所　原子炉設置許可申請書に機器仕様を記載されているものは機器名称に※を記載する。

(1) 使用済燃料共用プール

容　　量　　6734 体

（使用済燃料共用プールについては，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（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

(2) 使用済燃料貯蔵ラック

容　　量　　90 体

個　　数　　74

（使用済燃料貯蔵ラックについては，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（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

(3) 使用済燃料貯蔵ラック

容　　量　　49 体

個　　数　　1

(4) 使用済燃料貯蔵ラック

容　　量　　25 体

個　　数　　1

(5) 使用済燃料収納缶（小）

個　　数　　48

(6) 使用済燃料収納缶（大）

個　　数　　25

(7) 共用プール冷却浄化系

a. ポンプ※

台　　数　　3（うち 1 台は予備）

容　　量　　約 500m^3/h/台

（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（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

b. 熱交換器※

基　　数　　2

交換熱量　　約 3.3MW/基（約 2.8×10^{6}kcal/h/基）

（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（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

c. ろ過脱塩装置※

形　　式　　圧力プリコート形

基　　数　　2

容　　量　　約 200m^3/h/基

（ろ過脱塩装置については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

表２．１２－１　共用プール冷却浄化系　主要配管仕様

名　称	仕　様	
スキマ・サージ・タンクから共用プール冷却浄化系ポンプまで	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	267.4／9.3 SUS304TP／STS42 静水頭／14.0 66
共用プール冷却浄化系ポンプから共用プール冷却浄化系熱交換器まで	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	165.2／7.1 216.3／8.2 267.4／9.3 SUS304 TP／STS42 14.0 66
共用プール冷却浄化系熱交換器から使用済燃料共用プールへ	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	267.4／9.3 SUS304 TP 14.0 66
ポンプ出口配管から共用プール冷却浄化系ろ過脱塩器まで	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	165.2／7.1 SUS304TP／STS42／STPT38 14.0 66
共用プール冷却浄化系ろ過脱塩器からポンプ出口配管まで	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	139.8／6.6 165.2／7.1 SUS304TP 14.0 66

（主要配管については，以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

(8) 共用プール補給水系

a. 共用プール補給水貯蔵槽※

基　　数　　1
容　　量　　約430m^3
主要部材質　　ステンレス鋼ライニング

b. ポンプ※

台　　数　　2
容　　量　　約30m^3/h/台

(9) 共用プール補機冷却系

a. ポンプ※

台　　数　　3（うち1台は予備）

容　　量　　約650m³/h/台

（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（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

b. 空気冷却器※

基　　数　　2

交換熱量　　約3.3MW/基（約2.9×10⁶kcal/h/基）

（空気冷却器については，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（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

表２．１２－２　共用プール補機冷却系　主要配管仕様

名　称	仕　様	
共用プール補機冷却ポンプから共用プール冷却浄化系熱交換器まで	外径／厚さ（mm）	216.3／8.2 267.4／9.3 318.5／10.3
	材質	STS42
	最高使用圧力（kg/cm²）	12.0
	最高使用温度（℃）	70
共用プール冷却浄化系熱交換器から共用プール補機冷却系空気冷却器まで	外径／厚さ（mm）	114.3／6.0 165.2／7.1 267.4／9.3 318.5／10.3
	材質	STS42
	最高使用圧力（kg/cm²）	12.0
	最高使用温度（℃）	70
共用プール補機冷却系空気冷却器から共用プール補機冷却系ポンプまで	外径／厚さ（mm）	114.3／6.0 165.2／7.1 318.5／10.3
	材質	STS42
	最高使用圧力（kg/cm²）	12.0
	最高使用温度（℃）	70

（主要配管については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

(10) 燃料取扱装置

型　式　　燃料把握機付移床式

基　数　　1

定格荷重　　燃料把握機　460kg　補助ホイスト　460kg

（燃料取扱装置については，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 1218 号　平成 6 年 4 月 13 日届出））

(11) 天井クレーン

a. 共用プールエリア天井クレーン

型　式　　天井走行式

基　数　　1

定格荷重　　主巻　125t　補巻　5t

（共用プールエリア天井クレーンについては，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 1218 号　平成 6 年 4 月 13 日届出））

b. キャスク搬出入エリア天井クレーン

型　式　　天井走行式

基　数　　1

定格荷重　　主巻　140t　補巻　5t

（キャスク搬出入エリア天井クレーンについては，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 1218 号　平成 6 年 4 月 13 日届出））

(12) 燃料貯蔵区域換気空調系

a. 共用プールエリア送風機

台　数　　2（うち 1 台は予備）

容　量　　約 93,000m^3/h/台

形　式　　遠心式

静　圧　　180mmAq

（共用プールエリア送風機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

b. 共用プールエリア排風機

台　　数　　2（うち 1 台は予備）
容　　量　　約 93,000m^3/h/台
形　　式　　遠心式
静　　圧　　250mmAq

（共用プールエリア排風機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。
工事計画認可申請書（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

(13) 温度計

形　　式　　熱電対
計測範囲　　0～100℃
個　　数　　1

(14) エリア放射線モニタ

検出器の種類	計測範囲	取付箇所
半導体式	10^{-4}～1mSv/h	・3F　1 チャンネル ・2F　1 チャンネル ・1F　3 チャンネル ・B1F　1 チャンネル （合計 6 チャンネル）
	1～10^{4}mSv/h	・3F　1 チャンネル （合計 1 チャンネル）

（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 1218 号　平成 6 年 4 月 13 日届出））

(15) プロセス放射線モニタ

a. 運用補助共用施設排気放射線モニタ（以下「排気放射線モニタ」という）

検出器の種類	計測範囲	取付箇所
シンチレーション	10^{-1}～10^{6} s^{-1}	・3F　2 チャンネル

（排気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 1218 号　平成 6 年 4 月 13 日届出））

b. 共用プール補機冷却系放射線モニタ（以下「補機冷却系放射線モニタ」という）

検出器の種類	計測範囲	取付箇所
シンチレーション	10^{-1}～10^{6} s^{-1}	・B1F　2チャンネル

（補機冷却系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1218号　平成6年4月13日届出））

(16) 使用済燃料輸送容器保管エリア

保管容量（構内用輸送容器，乾式貯蔵キャスク，輸送貯蔵兼用キャスクの合計）
10基

(17) 消防車

基　数	1※
規格放水圧力	0.7MPa以上
放水性能	60m^3/h以上
高圧放水圧力	1.0MPa以上
放水性能	36m^3/h以上

燃料タンク容量，消費量　約63ℓ（参考値），約37ℓ/h（参考値）
※使用済燃料プール設備と共用

(18) ろ過水タンク等

a. ろ過水タンク

基　数	1
容　量	約8,000m^3/基

b. 純水タンク

基　数	2
容　量	約2,000m^3/基

(19) 共用プール建屋廃液移送系

a. 運用補助共用施設沈降分離タンク※

基　数	2
容　量	約100m^3/基

（運用補助共用施設沈降分離タンクについては，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（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

b. 運用補助共用施設デカントポンプ

台　　数　　2（うち1台は予備）

容　　量　　約10m^3/h/台

（運用補助共用施設デカントポンプについては，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（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

c. 運用補助共用施設機器ドレン廃液受タンク※

基　　数　　2

容　　量　　約50m^3/基

（運用補助共用施設機器ドレン廃液受タンクについては，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（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

d. 運用補助共用施設機器ドレン廃液移送ポンプ

台　　数　　2（うち1台は予備）

容　　量　　約35m^3/h/台

（運用補助共用施設機器ドレン廃液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。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

e. 運用補助共用施設高電導度ドレンサンプタンク

基　　数　　2

容　　量　　約4m^3/基

（運用補助共用施設高電導度ドレンサンプタンクについては，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（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

f. 運用補助共用施設高電導度ドレンサンプポンプ

台　　数　　4（うち2台は予備）

容　　量　　約10m^3/h/台

（運用補助共用施設高電導度ドレンサ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。

工事計画認可申請書（6資庁第2935号　平成6年4月27日認可））

表２．１２－３　共用プール建屋廃液移送系　主要配管仕様

名　称	仕　様	
運用補助共用施設高電導度ドレンサンプポンプ(A),(C)から運用補助共用施設高電導度ドレンサンプポンプ出口配管合流部下流まで（＊）	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	60.5／3.9 76.3／5.2 89.1／5.5 SUS316LTP 10.0 66
運用補助共用施設高電導度ドレンサンプポンプ(B),(D)から運用補助共用施設高電導度ドレンサンプポンプ(A),(C)出口配管まで（＊）	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	60.5／3.9 76.3／5.2 SUS304TP／SUS316LTP 10.0 66
運用補助共用施設高電導度ドレンサンプポンプ出口配管合流部下流から高温焼却炉建屋地下滞留水貯留エリアまで （鋼管）	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（MPa） 最高使用温度（℃）	89.1／5.5 SUS304TP 0.98 66
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力（MPa） 最高使用温度（℃）	80A 相当 ポリエチレン 0.98 40
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力（MPa） 最高使用温度（℃）	80A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98 40
運用補助共用施設沈降分離タンクから運用補助共用施設デカントポンプまで （＊）	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	60.5／3.9 SUS304TP 静水頭／10.0 66

（＊の記載が有る配管は，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（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

表２．１２－３　共用プール建屋廃液移送系　主要配管仕様

名　称	仕　様	
運用補助共用施設デカントポンプから運用補助共用施設機器ドレン廃液受タンク集合管まで（＊）	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	34.0／3.4 60.5／3.9 60.5／5.5 SUS304TP／STPT38 10.0 66
運用補助共用施設機器ドレン廃液受タンク集合管（＊）	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	114.3／6.0 STPT38／SUS304TP 10.0 66
運用補助共用施設建屋デカントポンプ出口配管分岐点から運用補助共用施設高電導度ドレンサンプポンプ(B)，(D)出口配管まで	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	60.5／3.9 SUS304TP 10.0 66
運用補助共用施設機器ドレン廃液受タンクから運用補助共用施設機器ドレン廃液移送ポンプまで（＊）	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	114.3／6.0 SUS304TP／STPT38 静水頭／10.0 66
運用補助共用施設機器ドレン廃液移送ポンプから運用補助共用施設機器ドレン廃液移送ポンプ出口配管分岐点まで（＊）	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	60.5／5.5 89.1／5.5 76.3／5.2 STPT38 10.0 66
運用補助共用施設機器ドレン廃液移送ポンプ出口配管分岐点から運用補助共用施設高電導度ドレンサンプポンプ(B)，(D)出口配管まで	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	76.3／5.2 STPT38／SUS304TP 10.0 66

（＊の記載が有る配管は，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（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可））

2.12.3　添付資料

添付資料―１　　系統概略図

添付資料―２　　現在の設備状況

添付資料―３　　有効燃料頂部+2m での線量率評価

添付資料―４　　「共用プール冷却浄化系及び共用プール補機冷却系」1 系列運転時の共用プール水温度評価

添付資料―５　　運用補助共用施設共用プール棟の耐震安全評価について

添付資料―６　　共用プール冷却機能の喪失評価

添付資料―７　　燃料集合体の落下評価

添付資料―８　　使用済燃料共用プール設備の耐震安全性について

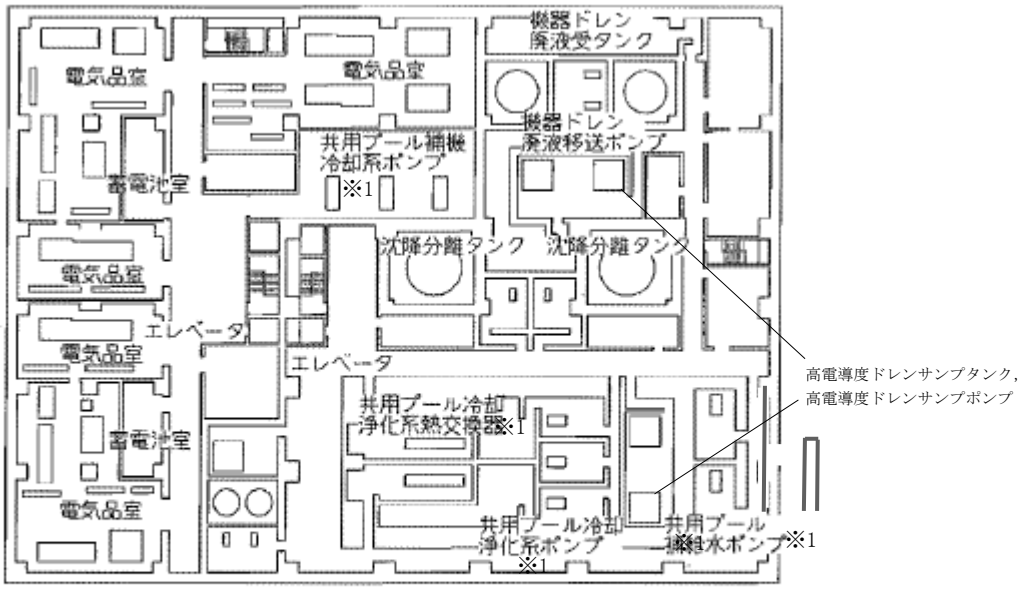
添付資料―９　　使用済燃料貯蔵ラックについて

添付資料―９―１　　使用済燃料貯蔵ラック（49 体）について

添付資料―９―２　　使用済燃料貯蔵ラック（25 体）について

添付資料―１０　使用済燃料共用プール設備に係る確認事項について

添付資料―１１　共用プール建屋廃液移送系について

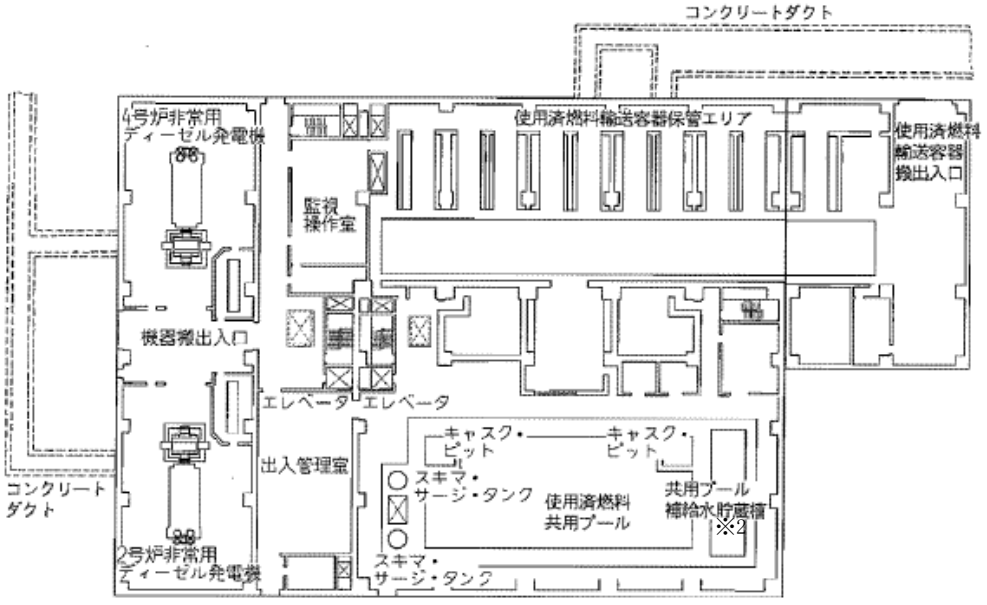


2.12 では，G.L.±0m= T.P.8.5m(※)とする。
(※) 震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P. から T.P.への換算値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

※1：共用プール冷却浄化系ポンプ，共用プール補機冷却系ポンプ，共用プール補給水ポンプ，共用プール冷却浄化系熱交換器は，床面から高い位置に設置。

G.L. -7.3m

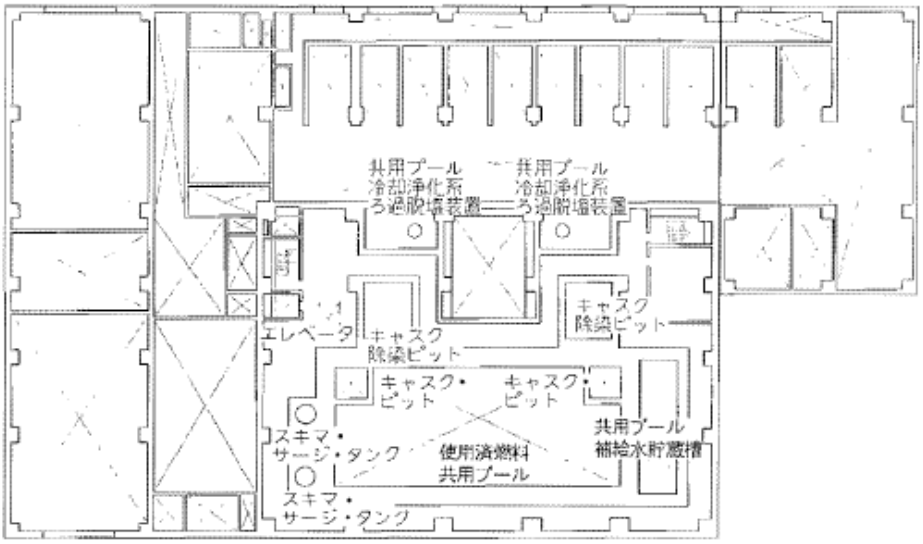
図２．１２－１　運用補助共用施設平面図（その 1）



G.L. +0.2m

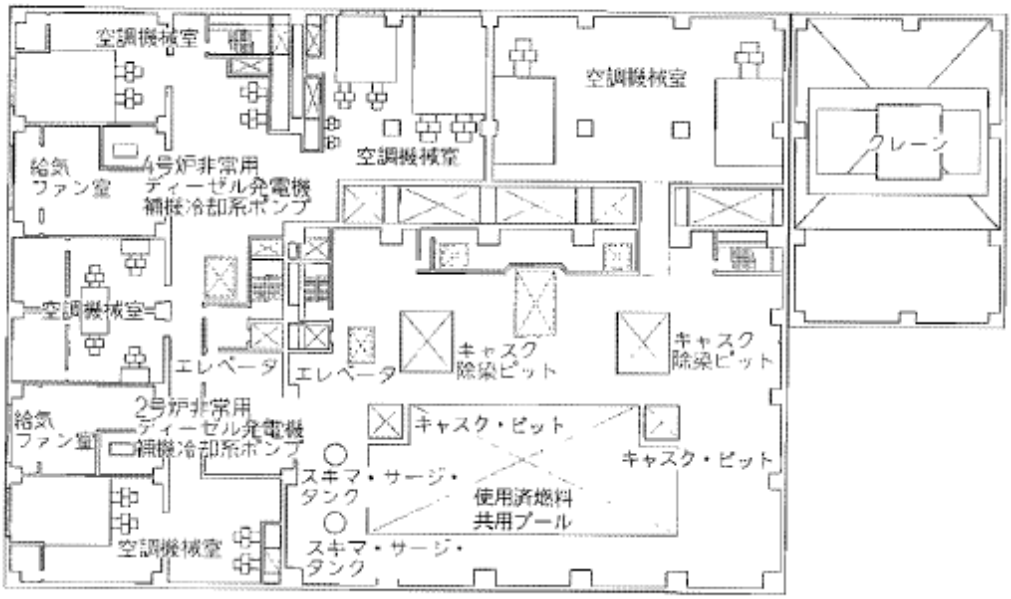
※2：共用プール補給水貯蔵槽は，共用プール同様，鉄筋コンクリート造の設備。

図２．１２－２　運用補助共用施設平面図（その 2）



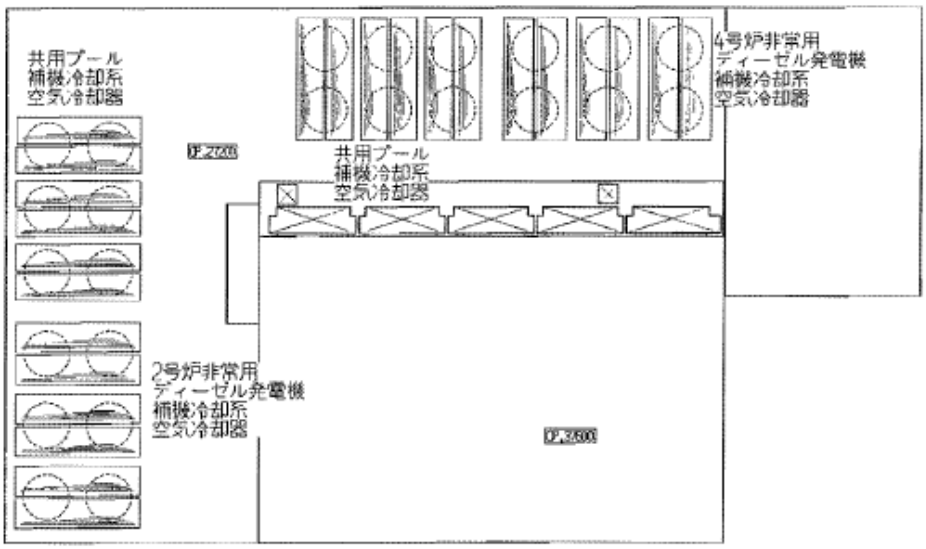
G.L. +5.7m

図２．１２－３　運用補助共用施設平面図（その 3)



G.L. +9.2m, G.L. +10.2m

図２．１２－４　運用補助共用施設平面図（その 4)



G.L. +17.2m, G.L. +27.6m

図２．１２－５　運用補助共用施設平面図（その 5)

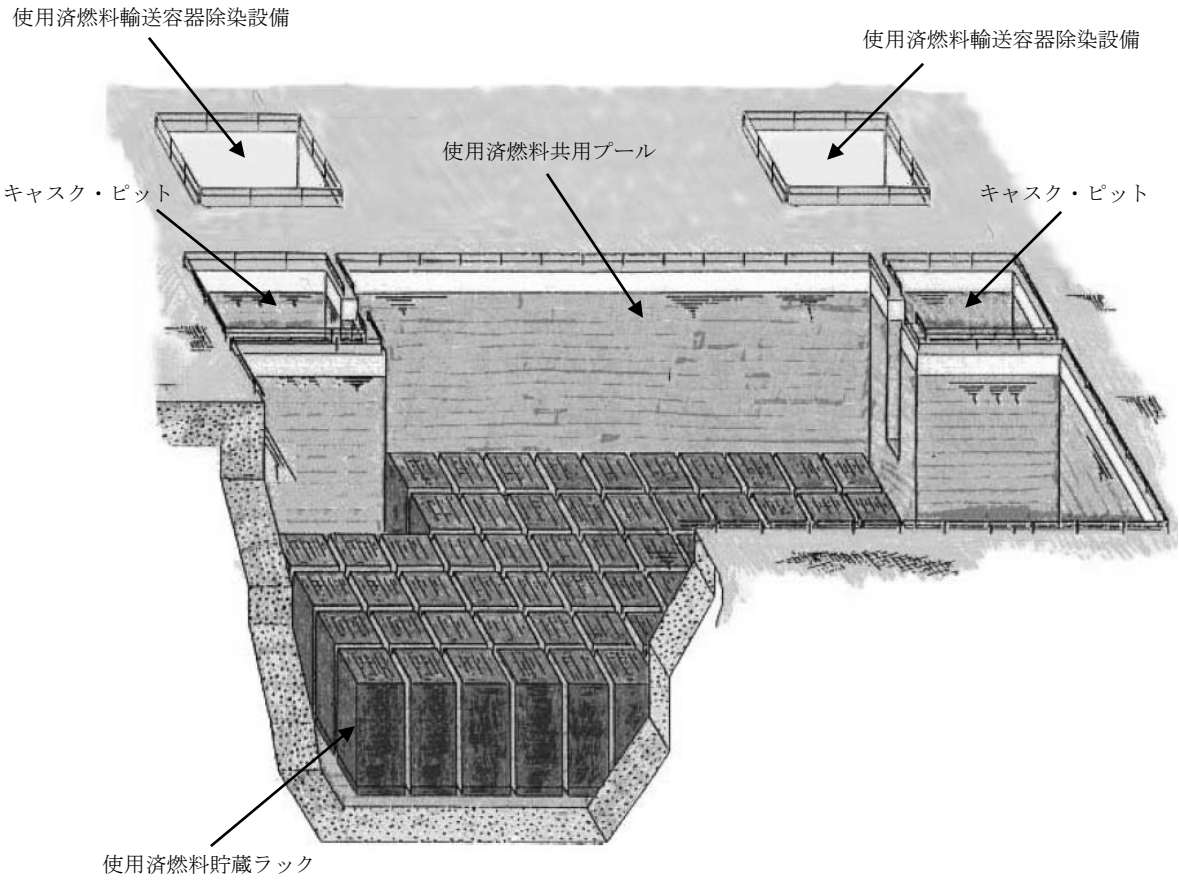


図２．１２－６　共用プール概要図

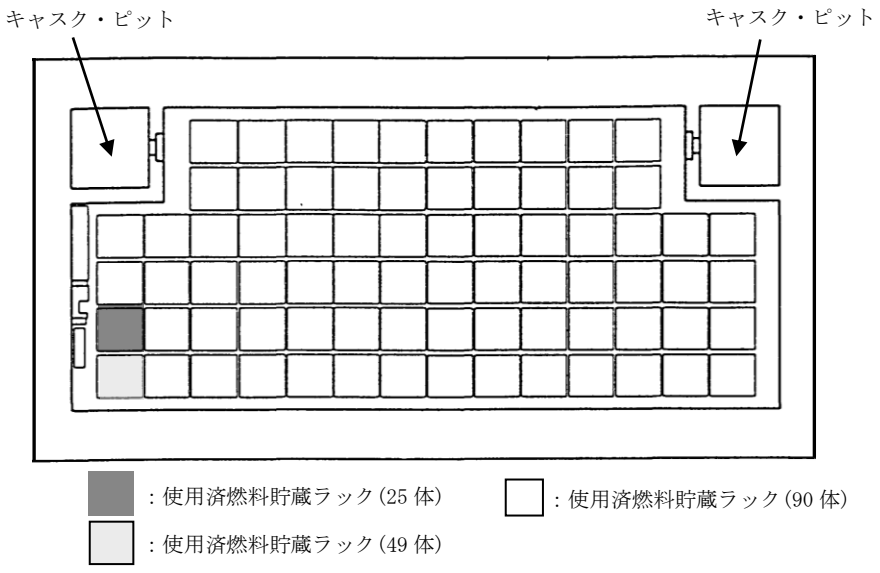


図２．１２－７　共用プール概要図（平面）

共用プール建屋廃液移送系について

従来，運用補助共用施設内で発生する廃液はプロセス主建屋へ移送していたが，プロセス主建屋地下階へ１～４号機のタービン建屋等の滞留水を受入れるため，建屋貫通部の止水措置が必要となったことから，2012 年 3 月より高温焼却炉建屋へ移送先を切り替えている。

以下，運用補助共用施設内で発生する廃液を高温焼却炉建屋へ移送する共用プール建屋廃液移送系（以下，廃液移送系）に関する，2.12.1 の記載事項以外の追加的な安全確保策，準拠規格，構造強度※，耐震性※，確認事項について記載する。（※は工事計画に記載が無い主要配管に限る）

なお，廃液をプロセス主建屋へ移送する系統は，以下の通り工事計画の認可申請・届出を実施している。

工事計画認可申請書（6 資庁第 2935 号　平成 6 年 4 月 27 日認可）

工事計画届出書（総文発官 5 第 1218 号　平成 6 年 4 月 13 日届出）

1. 漏えい防止対策

(1) 漏えい発生防止

廃液移送系は，腐食による漏えいを防止するため，耐食性を有する鋼材，ステンレス鋼鋼管，ポリエチレン管，耐圧ホースもしくは十分な肉厚を有する炭素鋼鋼管を基本とする。廃液移送中は免震重要棟集中監視室にて高温焼却炉建屋水位を監視し，溢水による放射性物質の漏えい発生を防止する。

廃液移送系は，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。

鋼管もしくはポリエチレン管の継手部は，可能な限り溶接構造もしくは融着構造とする。耐圧ホースは継手部の無いものを使用する。

なお，ポリエチレン管と耐圧ホースの継手部は，フランジ構造にすることで外れることがないようにし，締付トルク管理およびフランジ面間の隙間管理を行うことで漏えい発生を防止する。

また，仮設ラインでの移送を行う際には，耐圧ホースを使用する。継手部はフランジ構造にすることで外れることがないようにし，締付トルク管理およびフランジ面間の隙間管理を行うことで漏えい発生を防止する。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

廃液移送系は，一部の配管を除いて建屋内に設置されており，仮に配管から漏えいが発生しても拡大防止堰及び施設外漏えい防止堰により，建屋外へ漏えいが拡大することはない。屋外の配管はすべて融着構造とし，フランジ構造となる継手部を設けず，さらに,金属トレイの中に敷設する。

また，巡視点検等で漏えいがないことを確認する。移送配管は，サポートにより地表面から離すことにより，漏えい検知を容易にする。道路横断部は巡視点検時に端部の金属トレイを開放することにより，漏えい検知が可能である。

なお，仮設ラインでの移送を行う際には，耐圧ホースを使用し，継手部に水受けをもうけることにより，漏えい水を受けられるようにした上で，巡視点検等で漏えいがないことを確認する。

2. 放射線遮へい

移送配管の表面線量率は 0.05mSv/h と評価しており，移送配管付近に線量表示を行い，作業員が不用意に近づくことを防止する。なお，放射線遮へいの必要が生じた場合には，状況に応じて適切な放射線遮へいを行う。

3. 検査可能性に対する設計上の考慮

廃液移送系は，高温焼却炉建屋に廃液を移送できることを確認するための検査が可能な設計とする。

4. 健全性に対する考慮

廃液移送系は，機器の重要度に応じた有効な保全が可能な設計とする。

5. 供用期間中に確認する項目

廃液移送系は，高温焼却炉建屋に廃液を移送できること。

6. 凍結

屋外に敷設する配管は，保温材を設置することにより凍結を防止する。

7. 紫外線

屋外に敷設するポリエチレン管は，耐紫外線性を有する保温材で覆う等の処置を講ずることで，紫外線による劣化を防止する。

8. 火災

廃液移送系は，火災発生防止及び火災影響軽減のため，実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用するとともに設備周辺から可能な限り可燃物を排除する。また，初期消火の対応ができるよう，設備近傍に消火器を設置する。

9. 耐放射性

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，10^5～10^6Gy 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 1Gy/h と仮定すると，集積線量が 10^5Gy 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と考えられる。

ポリエチレンは，集積線量が 2×10^5Gy に達すると，引張強度は低下しないが，破断時の伸びが減少する傾向を示す。ポリエチレン管の照射線量率を 1Gy/h と仮定すると，2×10^5Gy に到達する時間は 2×10^5 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と考えられる。

10. 準拠規格・基準類

廃液移送系の配管で使用する主要材料については，以下の規格・基準類に準拠する。

・発電用原子力設備規格　設計・建設規格（JSME S NC1-2005/2007）
・原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC-4601(2008)）
・日本産業規格（JIS 規格）
・国際標準化機構規格（ISO 規格）
・日本水道協会規格（JWWA 規格）
・原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）

11. 構造強度評価

11.1 構造強度評価の基本方針

廃液移送系を構成する機器は,「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成 25 年 6 月 28 日原子力規制委員会規則第 6 号)」において，廃棄物処理設備に相当するクラス 3 機器に準ずるものと位置付けられる。

廃液移送系については,「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（JSME 規格)」(以下,「JSME 規格」という。)，日本産業規格（JIS 規格）等の国内外の民間規格に適合した工業用品の採用，またはこれらと同等の技術的妥当性を有する規格での設計・製作・検査を行う。

また，JSME 規格で規定される材料の日本産業規格（JIS 規格）年度指定は，技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。

さらに，JSME 規格に記載のない非金属材料（耐圧ホース，ポリエチレン管等）については，現場の作業環境等から採用を継続する必要があるが，これらの機器等については，日本産業規格（JIS 規格）や日本水道協会規格（JWWA 規格)，製品の試験データ等を用いて設計を行う。

11.2 配管（鋼管）の強度評価

強度評価箇所を図－1 に示す。設計・建設規格に準拠し，厚さ評価を行った。評価の結果，最高使用圧力に対して十分な厚さを有することを確認した。（表－1　参照）

内面に圧力を受ける配管について，以下の計算式により計算した値及び設計・建設規格表 PPD-3411-1 に定める値のいずれか大きい方の値以上であること。

＜評価方法＞

内面に圧力を受ける配管について，以下の計算式により計算した値及び設計・建設規格表 PPD-3411-1 に定める値のいずれか大きい方の値以上であること。

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

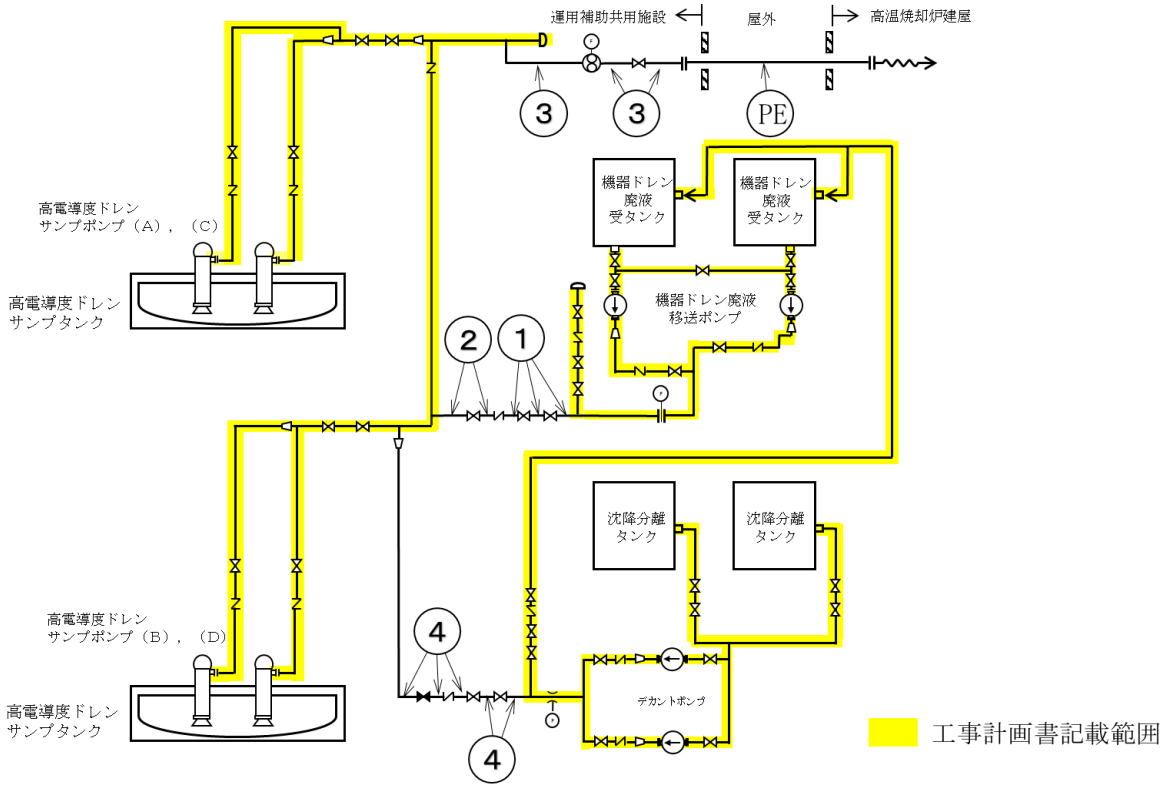
t ：管の計算上必要な厚さ[mm]

P ：最高使用圧力[MPa]

Do ：管の外径[mm]

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



図－1　配管概略図

表－1　配管（鋼管）の厚さ評価結果

評価機器	口径	Sch.	材質	最高使用圧力（kg/cm²）	最高使用温度（℃）	必要厚さ（mm）	設計厚さ（mm）
配管①	65A	40	STPT38	10.0	66	2.70	4.55
配管②	65A	40	SUS304TP	10.0	66	0.30	4.55
配管③	80A	40	SUS304TP	0.98MPa	66	0.35	4.81
配管④	50A	40	SUS304TP	10.0	66	0.24	3.40

11.3 配管（ポリエチレン管）の強度評価

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。

・日本水道協会規格及びISO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。

11.4 配管（耐圧ホース）の強度評価

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，漏えい試験を行い，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。

12. 耐震性評価

12.1 耐震性評価の基本方針

廃液移送系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付けられ，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。）等を準用する。ただし，評価手法，評価基準について実態に合わせたものを採用する場合もある。耐圧ホース，ポリエチレン管は，材料の可撓性により耐震性を確保する。

12.2 配管（鋼管）の耐震性評価

配管支持の位置を決定するにあたっては，定ピッチスパン法により適正な支持間隔を確保する。定められた間隔で支持することにより，配管系の固有周期を設定し，地震応力が過大とならないようにする。また，集中質量部，曲り部，分岐部に発生する応力及び固有周期は，直管部における値を上回らないものとする。

a. 評価条件

評価条件としては，配管軸直 2 方向拘束サポートにて支持される 3 点支持はりモデル（図-2　参照）とする。

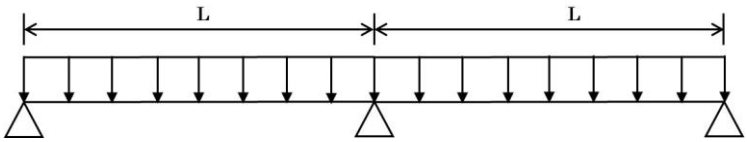


図-2　等分布荷重　3 点支持はりモデル

次に，当該設備における配管（鋼管）について，各種条件を表-2 に示す。

表－2　配管（鋼管）の基準支持間隔

配管分類	主配管（鋼管）			
配管クラス	クラス３相当			
耐震クラス	クラスＢ相当			
最高使用圧力（kg/cm^2）	10.0	10.0	0.98MPa	10.0
最高使用温度（℃）	66			
配管材質	STPT38	SUS304TP		
配管口径	65A	65A	80A	50A
Sch	40	40	40	40
設計震度※1	0.36			
配管支持間隔※2（m）	2.8	2.8	3.0	2.5

※1　設計震度は，建物・建築物の振動性，地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

※2　評価は保守的に 4.0m とする。

b. 評価方法

水平方向震度による配管応力を評価する。

自重による応力S_wは，下記の式で示される。

$$S_w = \frac{M}{Z} = \frac{w \cdot L^2}{8Z} \quad (b.1)$$

S_w ：自重による応力 [MPa]

L ：支持間隔 [mm]

M ：曲げモーメント [N・mm]

Z ：断面係数 [mm^3]

w ：等分布荷重 [N/mm]

地震による応力S_Sは，自重による応力S_wの震度倍で下記の式で示される。

$$S_S = C_H \cdot S_W \quad (b.2)$$

S_S ：地震による応力 [MPa]

C_H ：水平震度

また，評価基準としてJEAC4601-2008に記載の供用応力状態C_Sにおけるクラス3配管の一次応力制限を用いると，地震評価としては下記の式で示される。

$$S = S_P + S_W + S_S = S_P + S_W + C_H \cdot S_W \leq 1.0 S_y \quad (b.3)$$

S ：内圧，自重，地震による発生応力 [MPa]

S_P ：内圧による応力 [MPa]

S_y ：設計降伏点 [MPa]

c. 評価結果

3点支持はりモデルで各応力計算をした結果を表-3に示す。

表-3より，いずれの場合においても許容値に対して十分な裕度があることが確認できた。

表－3　応力評価結果

評価機器	口径	Sch	材質	最高使用圧力 (kg/cm^2)	内圧，自重，地震による発生応力 (MPa)	供用状態C_Sにおける一次応力許容値 (MPa)
配管①	65A	40	STPT38	10.0	26	199
配管②	65A	40	SUS304TP	10.0	26	188
配管③	80A	40	SUS304TP	0.98MPa	25	188
配管④	50A	40	SUS304TP	10.0	32	188

12.3 配管（ポリエチレン管）の耐震性評価

配管（ポリエチレン管）は，可撓性を有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

12.4 配管（耐圧ホース）の耐震性評価

配管（耐圧ホース）は，可撓性を有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

13.その他考慮事項

瓦礫類発生量

配管取替を実施することから，約 2m^3 の瓦礫類が発生する見込みである。瓦礫類の表面線量率は 1mSv/h 以下であり，表面線量率に応じて定められた瓦礫類の一時保管エリア（E1,P2,W,X）もしくは固体廃棄物貯蔵庫第 9 棟地上 1 階へ搬入する。

14. 確認事項

廃液移送系の確認事項を表－4～7 に示す。

表－4　確認事項（鋼管の溶接検査）

確認事項	確認項目	確認内容	判定
溶接検査	材料検査	材料が溶接規格等に適合するものであり，溶接施工法の母材の区分に適合することを確認する。	使用する材料が，溶接規格等に適合するものであり，溶接施工法の母材の区分に適合するものであること。
	開先検査	開先形状等が溶接規格等に適合するものであることを確認する。	開先形状等が溶接規格等に適合するものであること。
	溶接作業検査	あらかじめ確認された溶接施工法又は実績のある溶接施工法又は管理されたプロセスを有する溶接施工法であることを確認する。あらかじめ確認された溶接士により溶接が行われていることを確認する。	あらかじめ確認された溶接施工法および溶接士により溶接施工をしていること。
	非破壊検査	溶接部について非破壊検査を行い，その試験方法及び結果が溶接規格等に適合するものであることを確認する。	溶接部について非破壊検査を行い，その試験方法及び結果が溶接規格等に適合するものであること。
	耐圧・漏えい検査	溶接規格により定められた検査圧力で一定時間保持した後，検査圧力に耐えていること及び耐圧部分から漏えいがないことを確認する。	溶接規格により定められた検査圧力で一定時間保持した後，検査圧力に耐えていること及び耐圧部分から漏えいがないこと。
	外観検査	耐圧・漏えい検査後外観上，傷・へこみ・変形等の異常がないことを確認する。	外観上，傷・へこみ・変形等の異常がないこと。

表－5　確認事項（主要配管（ポリエチレン管））

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付されていること。
	耐圧・漏えい確認	最高使用圧力以上の水圧で，一定時間保持した後，検査圧力に耐えていること及び耐圧部から漏えいがないことを確認する。※1	検査圧力に耐えていること及び耐圧部から漏えいがないこと。
機能	通水確認	通水されていることを確認する。	通水されていること。

※1現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて記録を確認する。

表－6　確認事項（主要配管（耐圧ホース））

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付されていること。
	耐圧・漏えい確認	運転圧力による漏えい有無を確認する。※1	耐圧部から漏えいがないこと。
機能	通水確認	通水されていることを確認する。	通水されていること。

※1現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて記録を確認する。

表－7　確認事項（主要配管（鋼管））

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※１	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付されていること。
	耐圧・漏えい確認	最高使用圧力の１．５倍の水圧で，一定時間保持した後，検査圧力に耐えていること及び耐圧部から漏えいがないことを確認する。※１	検査圧力に耐えていること及び耐圧部から漏えいがないこと。
機能	通水確認	通水されていることを確認する。	通水されていること。

※１現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて記録を確認する。

以上

2.16.2 増設多核種除去設備

2.16.2.1 基本設計

2.16.2.1.1 設置の目的

増設多核種除去設備は,『2.5 汚染水処理設備等』で処理した液体状の放射性物質の処理を早期に完了させる目的から設置するものとし，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『東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示』に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度（以下,「告示濃度限度」という。）を下回る濃度まで低減する。

なお，増設多核種除去設備の性能を確認する試験（以下,「確認試験」という。）において，増設多核種除去設備が上記性能を有する設備であることについて確認した。

2.16.2.1.2 要求される機能

『2.16.1 多核種除去設備 2.16.1.1.2「要求される機能」』に同じ。

2.16.2.1.3 設計方針

『2.16.1 多核種除去設備 2.16.1.1.3「設計方針」』に同じ。

2.16.2.1.4 供用期間中に確認する項目

増設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）が告示濃度限度未満であること。

2.16.2.1.5 主要な機器

増設多核種除去設備は，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，前処理設備及び多核種除去装置へ薬品を供給する薬品供給設備，処理済水のサンプリング,多核種処理水タンクへ移送する多核種移送設備，放射性物質を吸着した吸着材等を収容して貯蔵する高性能容器，増設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。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構成とする。

増設多核種除去設備の除去対象とする核種は,『2.16.1 多核種除去設備 添付資料－６』と同じとする。

増設多核種除去設備の主要な機器は，免震重要棟集中監視室また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。更に，特に重要な運転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。また，増設多核種除去設備の設置エリアには，エリア放射線モニタを設置し，放射線レベルを監視する。

増設多核種除去設備で処理された水は，処理済水貯留用のタンクで貯留する。

(1) 前処理設備

前処理設備は，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価の金属を炭酸塩沈殿処理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する。

炭酸塩沈殿処理による生成物は，クロスフローフィルタまたは沈殿槽により濃縮し，高性能容器に排出する。

(2) 多核種除去装置

多核種除去装置は，１系列あたり１８塔の吸着塔で構成する。

多核種除去装置は，除去対象核種に応じて吸着塔に収容する吸着材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物質を分離・吸着処理する機能を有する。吸着塔に収容する吸着材の構成は，処理対象水の性状に応じて変更する。また，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。

なお，吸着塔は２塔分の増設が可能である。

(3) 高性能容器（HIC；High Integrity Container）

高性能容器は，使用済みの吸着材，沈殿処理生成物を収容するもので，『2.16.1 多核種除去設備』で使用する高性能容器と同じである。高性能容器の仕様及び健全性評価等を『2.16.1 多核種除去設備 添付資料－５』に示す。

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。脱水した水は増設多核種除去設備の系統内に移送する。

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現場で状況を確認しながら手動操作によって行う。高性能容器への収容量は，水位センサにて監視する。

沈殿処理生成物及び使用済みの吸着材を収容した高性能容器は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設で貯蔵する。

また，高性能容器は，取扱い時の落下による漏えいを防止するため，補強体等を取り付ける。

(4) 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へ供給する。添加する薬品は，苛性ソーダ，炭酸ソーダ，塩酸とするが，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。なお，炭酸ソーダについては，増設多核種除去設備の処理済み水に粉体を溶解させ生成することも可能な設計とする。

(5) 多核種移送設備

多核種移送設備は，増設多核種除去設備で処理された水を採取し，分析後の水を処理済水貯留用のタンクに移送するための設備で，サンプルタンク，増設多核種除去設備用移送ポンプおよび移送配管等で構成する。なお，増設多核種除去設備で処理された水は，サンプルタンクをバイパスして処理済水貯留用のタンクに移送することも可能な構成となっている。

また，サンプルタンクは，『2.16.1　多核種除去設備』で処理された水を受け入れることも可能な構成とする。

(6) 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。

(7) 橋形クレーン

高性能容器を取り扱うための橋形クレーンを設ける。

(8) 増設多核種除去設備基礎

増設多核種除去設備基礎は，平面が約６１ｍ（南北方向）×約８１ｍ（東西方向），厚さ約０．３ｍの鉄筋コンクリート造で，段丘堆積層に直接支持されている。

なお，上屋は，地上高さが約１６ｍの鉄骨造で，構造上，基礎から独立した構造となっている。

2.16.2.1.6 自然災害対策等

(1)　津波

増設多核種除去設備は，アウターライズ津波が到達しないと考えられる T.P.約 28m 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，建屋は建築基準法施行令に基づく風荷重に対して設計する。

(3)　積雪

積雪による設備の損傷を防止するため，建屋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する。

(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，汚染水の漏えい防止及び漏えい水の拡大防止を図る。

(6)　火災

火災発生を防止するため，実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。また，火災検知性を向上させるため，消防法基準に準拠した火災検出設備を設置するとともに，初期消火のために近傍に消火器を設置する。さらに，避難時における誘導用のために誘導灯を設置する。

2.16.2.1.7 構造強度及び耐震性

(1)構造強度

増設多核種除去設備を構成する主要な機器は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(平成２５年６月２８日原子力規制委員会規則第６号)」において，廃棄物処理設備に相当すると位置付けられる。これに対する適用規格は，「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，機器区分クラス３の規定を適用することを基本とする。設計・建設規格の適用が困難な機器については，設計・建設規格適用品と同等の構造強度を有することを基本とする。溶接部については，「JSME S NB-1 発電用原子力設備規格　溶接規格」(以下，「溶接規格」という。）の規定を適用することを基本とし，一部の国内製作機器については，JIS や高圧ガス保安協会基準等に準拠する。また，一部の海外製作機器については，「欧州統一規格（European Norm)」(以下，「EN 規格」という。)，CODAP(仏国圧力容器規格)等に準拠する。また，JSME 規格で規定される材料の日本産業規格(JIS)年度指定は，技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。

なお,クラス３機器に該当しないその他の機器は,JIS 等規格適合品を用いることとし，ポリエチレン管は，JWWA または ISO 規格に準拠する。

また，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，経年劣化等の影響についての評価を行う。

(2) 耐震性

増設多核種除去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，2021 年 9 月 8 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，その安全機能の重要度，地

震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。

ただし，2021 年 9 月 8 日以前に認可された機器については，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

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」等に準拠する。要求される地震力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。

2.16.2.1.8 機器の故障への対応

(1) 機器の単一故障

増設多核種除去設備は，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が発生した場合においても，その他の処理系列の運転による処理が可能である。

(2) 高性能容器の落下

万一の高性能容器からの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。

2.16.2.2 基本仕様

2.16.2.2.1 系統仕様

(1) 増設多核種除去設備

処理方式　　沈殿方式＋吸着材方式

処理容量・処理系列　　250m³/日 /系列×3 系列 ※

※ 構内に貯留している RO 濃縮塩水を早期に処理するため，運用上可能な範囲（最大で 1.1 倍程度）において処理量を増加して運転する。

2.16.2.2.2 機器仕様

(1) 容器

a．処理水受入タンク

名称			処理水受入タンク
種類		－	たて置円筒形
容量		m³/個	25
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	3100
	胴板厚さ	mm	9
	下部鏡板厚さ	mm	9
	高さ	mm	4740
材料	胴板	－	SS400・内面ゴムライニング
	下部鏡板	－	SS400・内面ゴムライニング
個数		個	2

b．共沈タンク

名称			共沈タンク
種類		－	たて置円筒形
容量		m³/個	5
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	1750
	胴板厚さ	mm	6
	下部鏡板厚さ	mm	6
	高さ	mm	4257
材料	胴板	－	SS400・内面ゴムライニング
	下部鏡板	－	SS400・内面ゴムライニング
個数		個	1（1 系列あたり）

c．供給タンク

名称			供給タンク
種類		－	たて置円筒形
容量		m^3/個	5
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	1750
	胴板厚さ	mm	6
	下部鏡板厚さ	mm	6
	高さ	mm	3837
材料	胴板	－	SS400・内面ゴムライニング
	下部鏡板	－	SS400・内面ゴムライニング
個数		個	1（1系列あたり）

d．吸着塔入口バッファタンク

名称			吸着塔入口バッファタンク
種類		－	たて置円筒形
容量		m^3/個	6
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	2000
	胴板厚さ	mm	6
	底板厚さ	mm	20
	高さ	mm	2826
材料	胴板	－	SUS316L
	底板	－	SUS316L
個数		個	1（1系列あたり）

ｅ．多核種吸着塔１～１８

名称			多核種吸着塔１～５
種類		－	たて置円筒形
容量		m^3/個	1
最高使用圧力		MPa	1.37
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	1054
	胴板厚さ	mm	18
	上部・下部鏡板厚さ	mm	20
	高さ	mm	2550
材料	胴板	－	SUS316L
	鏡板	－	SUS316L
個数		個	5（1系列あたり）

名称			多核種吸着塔６～１４
種類		－	たて置円筒形
容量		m^3/個	1
最高使用圧力		MPa	1.37
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	1050
	胴板厚さ	mm	16
	さら形ふた板厚さ	mm	16
	下部鏡板厚さ	mm	16
	高さ	mm	2553
材料	胴板	－	SM490A・内面ゴムライニング
	さら形ふた板	－	SM490A・内面ゴムライニング
	下部鏡板	－	SM490A・内面ゴムライニング
個数		個	9（1系列あたり）

名　　称			多核種吸着塔１５～１８
種　　類		－	たて置円筒形
容　　量		m^3/個	2.4
最高使用圧力		MPa	1.37
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	1350
	胴板厚さ	mm	16
	さら形ふた板厚さ	mm	19
	下部鏡板厚さ	mm	19
	高さ	mm	3011
材料	胴板	－	SM490A・内面ゴムライニング
	さら形ふた板	－	SM490A・内面ゴムライニング
	下部鏡板	－	SM490A・内面ゴムライニング
個　　数		個	4（1系列あたり）

f．移送タンク

名　　称			移送タンク
種　　類		－	たて置円筒形
容　　量		m^3/個	27
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	3100
	胴板厚さ	mm	9
	底板厚さ	mm	22
	高さ	mm	4131
材料	胴板	－	SS400・内面ゴムライニング
	底板	－	SS400・内面ゴムライニング
個　　数		個	2

g．サンプルタンク（増設多核種除去設備用処理済水一時貯留タンク）

名称			サンプルタンク
種類		－	たて置円筒形
容量		m^3/個	1235
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	40
主要寸法	胴内径	mm	11000
	胴板厚さ	mm	12
	底板厚さ	mm	12
	高さ	mm	13000
材料	胴板	－	SM400C
	底板	－	SM400C
個数		個	3

h. 炭酸ソーダ溶解槽

名称			炭酸ソーダ溶解槽
種類		－	角形
容量		m^3/個	1.3
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	内寸	mm	1188 × 1188
	側板厚さ	mm	6
	底板厚さ	mm	6
	高さ	mm	1200
材料	側板	－	SS400・内面ゴムライニング
	底板	－	SS400・内面ゴムライニング
個数		個	3

i. 炭酸ソーダ貯槽

名　　称			炭酸ソーダ貯槽
種　　類		－	たて置円筒形
容　　量		m^3/個	33
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	3100
	胴板厚さ	mm	9
	底板厚さ	mm	22
	高さ	mm	5022
材料	胴板	－	SUS316L
	底板	－	SUS316L
個　　数		個	2

j. 反応／凝集槽

名　　称			反応／凝集槽
種　　類		－	たて置円筒形
容　　量		m^3/個	11
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	2300
	胴板厚さ	mm	6
	鏡板厚さ	mm	6
	高さ	mm	4400
材料	胴板	－	SS400・内面ゴムライニング
	鏡板	－	SS400・内面ゴムライニング
個　　数		個	１個／系列（２系列に設置）

k. 沈殿槽

名称			沈殿槽
種類		－	たて置円筒形
容量		m^3/個	12
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	2300
	胴板厚さ	mm	6
	鏡板厚さ	mm	6
	高さ	mm	4400
材料	胴板	－	SUS316L
	鏡板	－	SUS316L
個数		個	１個／系列（２系列に設置）

l. 上澄み水タンク

名称			上澄み水タンク
種類		－	たて置円筒形
容量		m^3/個	2
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	1200
	胴板厚さ	mm	6
	鏡板厚さ	mm	6
	高さ	mm	3800
材料	胴板	－	SUS316L
	鏡板	－	SUS316L
個数		個	１個／系列（２系列に設置）

(2)　ポンプ

ａ．供給ポンプ１（完成品）

台　　数	1 台（1 系列あたり）
容　　量	10.5　m^3/h

ｂ．供給ポンプ２（完成品）

台　　数	1 台（1 系列あたり）
容　　量	11.0　m^3/h

ｃ．循環ポンプ（完成品）

台　　数	1 台（1 系列あたり）
容　　量	313　m^3/h

ｄ．ブースタポンプ１（完成品）

台　　数	1 台（1 系列あたり）
容　　量	11.0　m^3/h

ｅ．ブースタポンプ２（完成品）

台　　数	1 台（1 系列あたり）
容　　量	11.5　m^3/h

ｆ．移送ポンプ（完成品）

台　　数	2 台
容　　量	35　m^3/h

ｇ．増設多核種除去設備用移送ポンプ（完成品）

台　　数	2 台
容　　量	50　m^3/h

h．炭酸ソーダ溶解槽移送ポンプ（完成品）

台　　数	3 台
容　　量	1.8　m^3/h

ｉ．炭酸ソーダ貯槽 1 供給ポンプ（完成品）

台　　数	3 台
容　　量	0.2　m^3/h

ｊ．炭酸ソーダ貯槽２移送ポンプ（完成品）

台　　数　　2 台

容　　量　　20　m^3/h

k. スラリー循環ポンプ

台　　数　　1 台／系列（２系列に設置）

容　　量　　13 m^3/h

l. 上澄み水ポンプ

台　　数　　１台／系列（２系列に設置）

容　　量　　12 m^3/h

(3)　その他機器

ａ．クロスフローフィルタ

台　　数　　6 台（1 系列あたり）

ｂ．出口フィルタ

台　　数　　1 台（1 系列あたり）

(4) 配管

主要配管仕様（１／８）

名　称	仕　様	
ＲＯ後濃縮塩水系受タンク移送流路分岐部から処理水受入タンク入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 STPG370 + ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0.98MPa 60℃ 40℃
（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 0.98MPa 40℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
処理水受入タンク出口から 共沈タンク入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 STPG370 + ﾗｲﾆﾝｸﾞ 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 50A/Sch.40 32A/Sch.40 STPG370 + ﾗｲﾆﾝｸﾞ 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	100A 相当 EPDM 静水頭 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 0.98MPa 60℃
共沈タンク出口から 供給タンク入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 EPDM 静水頭 60℃

主要配管仕様（２／８）

名　称	仕　様	
供給タンク出口から クロスフローフィルタ循環ラインまで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 32A/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 EPDM 静水頭 0.98MPa 60℃
クロスフローフィルタ循環ライン （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A/Sch.40 150A/Sch.40 200A/Sch.40 250A/Sch.40 300A/Sch.40 300A 相当/3mm SUS316L 0.98MPa 60℃
クロスフローフィルタ出口から 吸着塔入口バッファタンク入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 50A/Sch.80 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 EPDM 0.98MPa 60℃
吸着塔入口バッファタンク出口から 多核種吸着塔５下流 塩酸供給点まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（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 静水頭 1.37MPa 60℃

主要配管仕様（３／８）

名　称	仕　様	
多核種吸着塔５下流 塩酸供給点から 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 50A/Sch.80 80A/Sch.40 STPG370 + ﾗｲﾆﾝｸﾞ 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℃
移送タンク出口から サンプルタンク入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.40 STPG370 + ﾗｲﾆﾝｸﾞ 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch.40 65A/Sch.40 80A/Sch.40 100A/Sch.40 STPG370 + ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0.98MPa 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 60℃
（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 0.98MPa 40℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 EPDM 静水頭 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃

主要配管仕様（４／８）

名　称	仕　様	
サンプルタンク出口から 多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽まで※2 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 80A/Sch.40 50A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 STPG370 + ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0.98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.20S SUS316LTP 0.98MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 100A 相当 ポリエチレン 静水頭 40℃
（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 0.98MPa 40℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃
増設多核種除去設備用移送ポンプスキッドから 増設多核種除去設備入口弁スキッドまで （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 0.98MPa 40℃

主要配管仕様（５／８）

名　称	仕　様	
移送ポンプ出口分岐部から 炭酸ソーダ溶解槽まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch.40 40A/Sch.40 20A/Sch.40 STPG370 + ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0.98MPa 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	20A/Sch.40 15A/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	40A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
炭酸ソーダ溶解槽から 炭酸ソーダ貯槽まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 40A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch.40 40A/Sch.80 15A/Sch.40 SUS316L 0.5MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A 相当 PTFE 静水頭 0.5MPa 60℃

主要配管仕様（６／８）

名　称	仕　様	
炭酸ソーダ貯槽から 共沈タンクまで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A/Sch.40 65A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch.40 40A/Sch.40 25A/Sch.40 SUS316L 0.5MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A 相当 PTFE 静水頭 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A 相当 PTFE 0.5MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A 相当 EPDM 0.5MPa 60℃

主要配管仕様（７／８）

名　称	仕　様	
炭酸ソーダ貯槽から 多核種除去設備建屋入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.40 65A/Sch.40 50A/Sch.40 SUS316L 0.5MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A 相当 PTFE 静水頭 60℃
（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 0.5MPa 60℃
処理水受入タンク移送流路分岐部から 反応／凝集槽入口まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 STPG370 + ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0.98MPa 60℃
反応／凝集槽出口から沈殿槽入口 まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 EPDM 静水頭 60℃
沈殿槽出口から 上澄み水タンク入口まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 EPDM 静水頭 60℃

主要配管仕様（８／８）

名　称	仕　様	
上澄み水タンク出口から供給タンク移送流路合流部まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 SUS316L 静水頭 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 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 32A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 60℃
沈殿槽出口から反応／凝集槽まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 40A/Sch.40 32A/Sch.40 25A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 60℃
クロスフローフィルタ循環ライン分岐部から反応／凝集槽まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch.40 25A/Sch.40 15A/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	25A 相当 40A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
炭酸ソーダ貯槽移送流路分岐部から反応／凝集槽入口まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A/Sch.40 SUS316L 0.5MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A 相当 EPDM 0.5MPa 60℃

※1：現場施工状況により，配管仕様（呼び径，厚さ，材質）の一部を使用しない場合がある。

※2：K4 エリアタンクへの配管の一部は，「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」と兼用する。

※3：２系列に設置

(5) 放射線監視装置

放射線監視装置仕様

項目	仕様
名称	エリア放射線モニタ
基数	2 基
種類	半導体検出器
取付箇所	増設多核種除去設備設置エリア
計測範囲	10^{-3} mSv/h ～ 10^{1} mSv/h

2.16.2.3 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： 増設多核種除去設備基礎の構造強度に関する検討結果

添付資料－３： 増設多核種除去設備の耐震性に関する説明書

添付資料－４： 増設多核種除去設備の強度に関する説明書

添付資料－５： 流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えい防止に関する計算書

添付資料－６： 工事工程表

添付資料－７： 増設多核種除去設備の具体的な安全確保策

添付資料－８： 増設多核種除去設備の確認試験結果について

添付資料－９： 増設多核種除去設備に係る確認事項

増設多核種除去設備の耐震性に関する計算書

１．耐震設計の基本方針

申請設備に係る耐震設計は，次の基本方針に基づいて行う。

（１）設備の重要度による耐震クラス別分類

耐震クラス別 ＼ 系統設備	主要設備，補助設備 及び直接支持構造物	間接支持構造物及び相互 影響を考慮すべき設備	
	B	設　備	検討用地震動等
2.16.2　増設多核種除去設備			
(1)容器	処理水受入タンク１，２	処理水受入タンク１，２スキッド	S_B
	共沈タンクA，B，C	共沈タンクA，B，Cスキッド	S_B
	供給タンクA，B，C	供給タンクA，B，Cスキッド	S_B
	吸着塔入口バッファタンク A，B，C	吸着塔入口バッファタンク A，B，Cスキッド	S_B
	多核種吸着塔１～１８A，B，C	多核種吸着塔A，B，Cスキッド １～６	S_B
	移送タンク１，２	移送タンク１，２スキッド	S_B
	サンプルタンクA，B，C	サンプルタンクエリア	S_B
	炭酸ソーダ溶解槽１，２，３	炭酸ソーダ製造スキッド １，２，３	S_B
	炭酸ソーダ貯槽１，２	増設多核種除去設備基礎	S_B
(2)ポンプ	供給ポンプ１A，B，C	供給ポンプ１スキッド	S_B
	供給ポンプ２A，B，C	供給ポンプ２A，B，Cスキッド	S_B
	循環ポンプA，B，C	クロスフローフィルタA，B，C スキッド	S_B

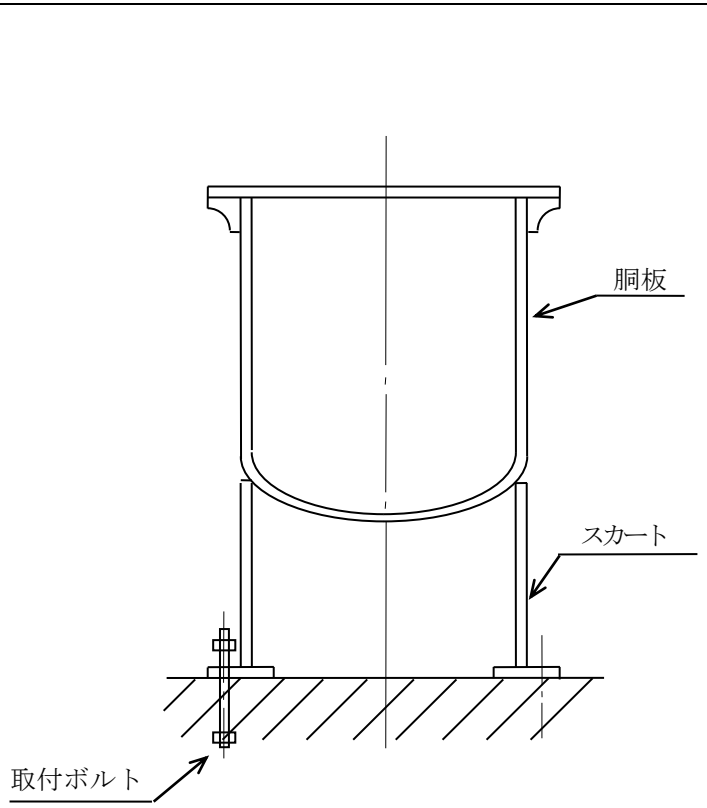
耐震クラス別 系統設備	主要設備，補助設備 及び直接支持構造物	間接支持構造物及び相互 影響を考慮すべき設備	
	B	設　備	検討用地震動等
(つづき：ポンプ)	ブースターポンプ１A,B,C	ブースターポンプ１A,B,C スキッド	S_B
	ブースターポンプ２A,B,C	ブースターポンプ２A,B,C スキッド	S_B
	移送ポンプ１,２	出口移送スキッド	S_B
	増設多核種除去設備用移送 ポンプA,B	増設多核種除去設備用移送 ポンプ用スキッド	S_B
	炭酸ソーダ溶解槽１,２,３ 移送ポンプ	炭酸ソーダ溶解槽１,２,３ 移送スキッド	S_B
	炭酸ソーダ貯槽１供給ポンプ A,B,C	炭酸ソーダ貯槽１供給スキッド	S_B
	炭酸ソーダ貯槽２移送ポンプ １，２	炭酸ソーダ貯槽２移送スキッド	S_B
(3)その他機器	出口フィルタA,B,C	出口フィルタスキッド	S_B
(4)配管	主配管	増設多核種除去設備基礎, スキッド等	S_B
(5)スキッド	増設多核種除去設備入口弁 スキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	処理水受入タンク１,２スキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	供給ポンプ１スキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	共沈タンクA,B,Cスキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	供給タンクA,B,Cスキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	供給ポンプ２A,B,Cスキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	供給ポンプ２弁A,B,C スキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	クロスフローフィルタA,B,Cス キッド	増設多核種除去設備基礎	S_B

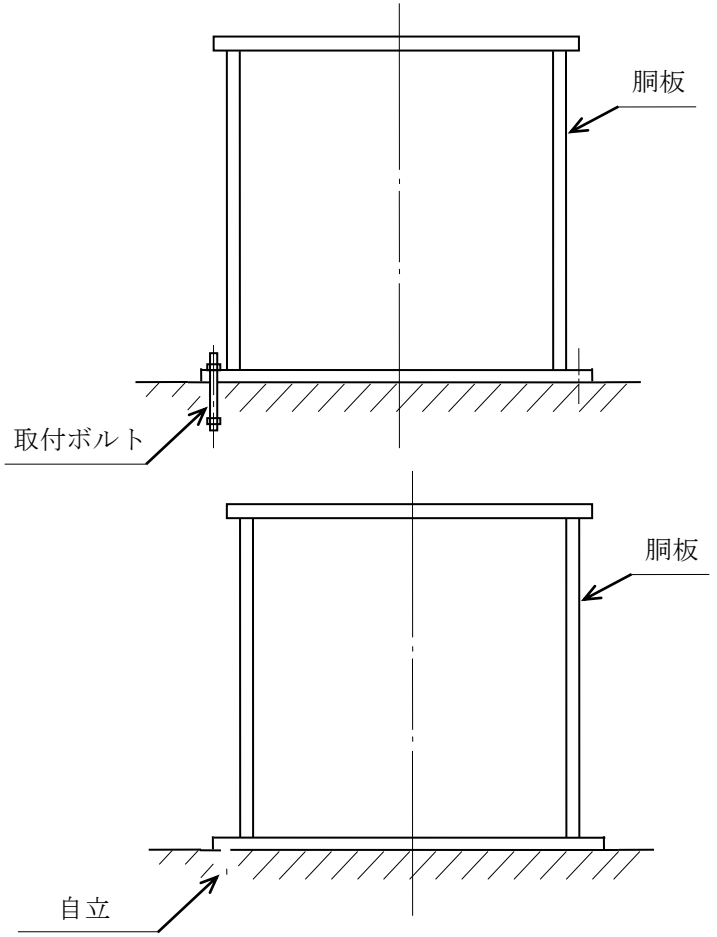
耐震クラス別 系統設備	主要設備，補助設備 及び直接支持構造物	間接支持構造物及び相互 影響を考慮すべき設備	
	B	設　備	検討用地震動等
(つづき：スキッド)	吸着塔入口バッファタンク A,B,Cスキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	ブースターポンプ１Ａ，Ｂ，Ｃスキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	多核種吸着塔Ａ,Ｂ,Ｃスキッド１～６	増設多核種除去設備基礎	S_B
	ブースターポンプ２Ａ，Ｂ，Ｃスキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	出口フィルタスキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	移送タンク１，２スキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	出口移送スキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	増設多核種除去設備用移送ポンプスキッド	多核種移送設備基礎	S_B
	炭酸ソーダ製造スキッド １,２,３	増設多核種除去設備基礎	S_B
	炭酸ソーダ溶解槽１,２,３移送スキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	炭酸ソーダ貯槽１供給スキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
	炭酸ソーダ貯槽２移送スキッド	増設多核種除去設備基礎	S_B
備考	・増設多核種除去設備上屋は設備を支持しておらず，間接支持構造物及び相互影響を考慮すべき設備には該当しない。		

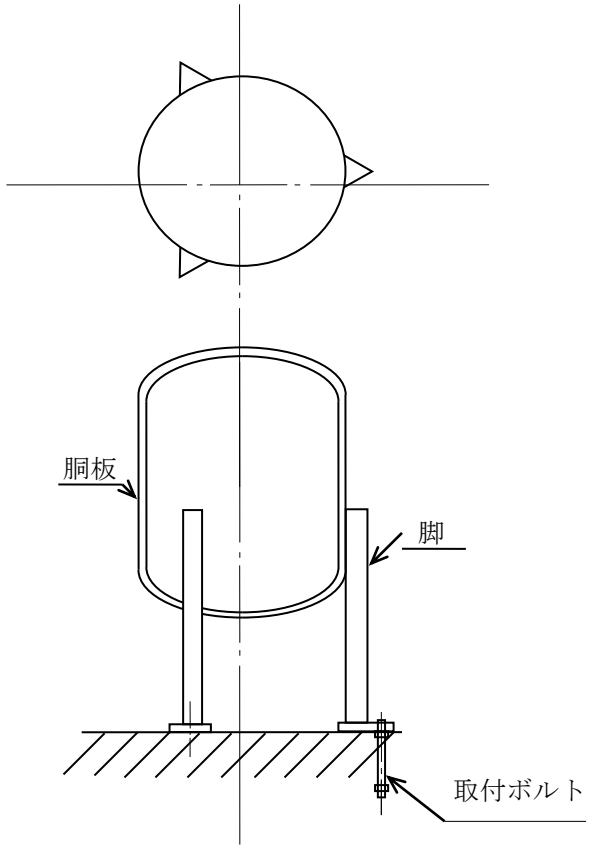
耐震クラス別 系統設備	主要設備，補助設備 及び直接支持構造物	間接支持構造物及び相互 影響を考慮すべき設備	
	B＋	設　備	検討用地震動等
2.16.2　増設多核種除去設備			
(1)容器	反応／凝集槽A，C	反応／凝集・沈殿槽A，Cスキッド	S_{B+}
	沈殿槽A，C	反応／凝集・沈殿槽A，Cスキッド	S_{B+}
	上澄み水タンクA，C	上澄み水タンクA，Cスキッド	S_{B+}
(2)ポンプ	スラリー循環ポンプA，C	凝集沈殿ポンプA，Cスキッド	S_{B+}
	上澄み水ポンプA，C	凝集沈殿ポンプA，Cスキッド	S_{B+}
(4)配管	主配管	増設多核種除去設備基礎， スキッド等	S_{B+}
(5)スキッド	反応／凝集・沈殿槽A，Cスキッド	増設多核種除去設備基礎	S_{B+}
	上澄み水タンクA，Cスキッド	増設多核種除去設備基礎	S_{B+}
	凝集沈殿ポンプA，Cスキッド	増設多核種除去設備基礎	S_{B+}
備考	・増設多核種除去設備上屋は設備を支持しておらず，間接支持構造物及び相互影響を考慮すべき設備には該当しない。		

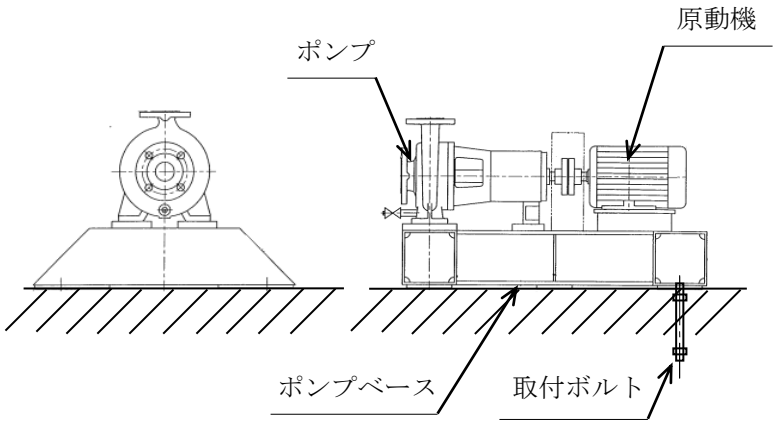
（２）構造計画

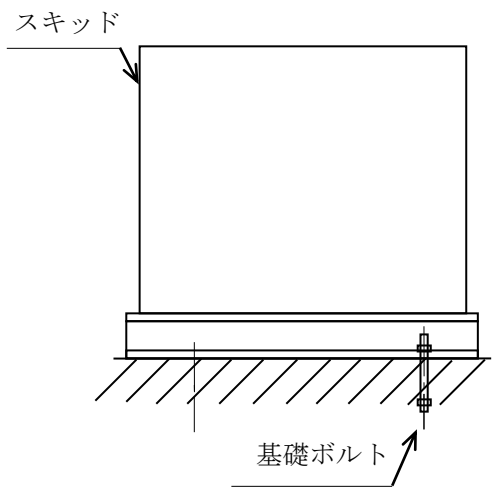
ａ．機器

主要区分	計画の概要		概略構造図	摘要
	基礎・支持構造	主体構造		
(1) スカート支持たて置円筒形容器	胴をスカートで支持し，スカートを取付ボルトでスキッドに据え付ける。	上面に平板,下面に鏡板を有するたて置円筒形 上面及び下面に鏡板を有するたて置円筒形		・処理水受入タンク１，２ ・共沈タンクＡ，Ｂ，Ｃ ・供給タンクＡ，Ｂ，Ｃ ・反応／凝集槽Ａ，Ｃ ・沈殿槽Ａ，Ｃ ・上澄み水タンクＡ，Ｃ ・多核種吸着塔１～１８Ａ，Ｂ，Ｃ

主要区分	計画の概要		概略構造図	摘要
	基礎・支持構造	主体構造		
(2) 平底たて置円筒形容器	底板を取付ボルトでスキッドに据え付ける。	下面に底板を有するたて置円筒形		・吸着塔入口バッファタンクA，B，C ・移送タンク１，２ ・炭酸ソーダ溶解槽１，２，３ ・炭酸ソーダ貯槽１，２
	b.自立 （非固定）			・サンプルタンクA，B，C

主要区分	計画の概要		概略構造図	摘要
	基礎・支持構造	主体構造		
(3) 三脚たて置円筒形容器	胴を３個の脚で支持し,脚を取付ボルトでスキッドに据え付ける。	上面及び下面に鏡板を有するたて置円筒形		・出口フィルタＡ，Ｂ，Ｃ

主要区分	計画の概要		概略構造図	摘要
	基礎・支持構造	主体構造		
(4) 横軸ポンプ	ポンプはポンプベースに固定され，ポンプベースは取付ボルトによりスキッドに据え付ける。	うず巻形		・供給ポンプ１A，B，C ・供給ポンプ２A，B，C ・循環ポンプA，B，C ・ブースターポンプ１A，B，C ・ブースターポンプ２A，B，C ・移送ポンプ１，２ ・増設多核種除去設備用移送ポンプA，B ・炭酸ソーダ溶解槽１，２，３移送ポンプ ・炭酸ソーダ貯槽１供給ポンプA，B，C ・炭酸ソーダ貯槽２移送ポンプ１，２ ・スラリー循環ポンプA，C ・上澄み水ポンプA，C

主要区分	計画の概要		概略構造図	摘要
	基礎・支持構造	主体構造		
(5) スキッド	スキッド架構を基礎ボルトで基礎に据え付ける。	垂直自立形		・増設多核種除去設備入口弁スキッド ・処理水受入タンク１，２スキッド ・供給ポンプ１スキッド ・共沈タンクＡ，Ｂ，Ｃスキッド ・供給タンクＡ，Ｂ，Ｃスキッド ・供給ポンプ２Ａ，Ｂ，Ｃスキッド ・供給ポンプ２弁Ａ，Ｂ，Ｃスキッド ・クロスフローフィルタＡ，Ｂ，Ｃスキッド ・吸着塔入口バッファタンクＡ，Ｂ，Ｃスキッド ・ブースターポンプ１Ａ，Ｂ，Ｃスキッド ・多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド１～６ ・ブースターポンプ２Ａ，Ｂ，Ｃスキッド ・出口フィルタスキッド ・移送タンク１，２スキッド ・出口移送スキッド ・増設多核種除去設備用移送ポンプスキッド ・炭酸ソーダ製造スキッド１,２,３ ・炭酸ソーダ溶解槽１,２,３移送スキッド ・炭酸ソーダ貯槽１供給スキッド ・炭酸ソーダ貯槽２移送スキッド ・反応／凝集・沈殿槽Ａ，Ｃスキッド ・上澄み水タンクＡ，Ｃスキッド ・凝集沈殿ポンプＡ，Ｃスキッド

b．配管系

a）配管（鋼管）

配管はサポートにより建屋（建屋で支持されるスキッドを含む）等の構造物から支持される。サポートの位置を決定するにあたっては、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により適正なサポートスパンを確保する。

（3）設計用地震力

項目	耐震クラス	静的地震力		動的地震力	
		水　平	鉛　直	水　平	鉛　直
機器・配管系	B	1.8・C_i *1	――	1/2Sd225 *2	1/2Sd225 *3
	B＋	1.8・C_i	――	1/2Ss450 1/2Sd225	1/2Ss450 1/2Sd225

注記　＊1：C_i は，標準せん断力係数を 0.2 とし，建物・構築物の振動特性，地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

＊2：水平方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。

＊3：鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。

ただし，2021年9月8日以前に認可された機器については，以下の通りとする。

項目	耐震クラス	適用する地震動等		設計用地震力
		水　平	鉛　直	
機器・配管系	B	静的震度 (1.8・C_i *1)	――	設計用地震力は，静的地震力とする。

注記　＊1：C_i は，標準せん断力係数を 0.2 とし，建物・構築物の振動特性，地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

（4）荷重の組合せと許容限界

荷重の組合せと許容限界は,原子力発電所耐震設計技術指針(重要度分類･許容応力編　ＪＥＡＧ４６０１・補－1984，ＪＥＡＧ４６０１－1987及びＪＥＡＧ４６０１－1991追補版)

（日本電気協会　電気技術基準調査委員会　昭和59年9月,昭和62年8月及び平成3年6月）(以下「ＪＥＡＧ４６０１」という。）及び発電用原子力設備規格（設計・建設規格　ＪＳＭＥＳ　ＮＣ１－2005（2007年追補版含む））（日本機械学会　2005年9月，2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）に準拠する。

記号の説明

Ｄ　　：死荷重

Ｐd　：当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

Ｍd　：当該設備に設計上定められた機械的荷重

S_B　：Ｂクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又はＢクラス設備に適用される静的地震力

S_{B+}　：Ｂ＋クラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又はＢ＋クラス設備に適用される静的地震力

B_AS　：Ｂクラス設備（Ｂ＋クラス設備含む）の地震時許容応力状態

S_y　：設計降伏点　　設計・建設規格　付録材料図表 Part5 表 8 に規定される値

S_u　：設計引張強さ　　設計・建設規格　付録材料図表 Part5 表 9 に規定される値

Ｓ　　：許容引張応力　　設計・建設規格　付録材料図表 Part5 表 5 又は表 6 に規定される値。

f_t　：許容引張応力　　支持構造物（ボルト等を除く。）に対して設計・建設規格 SSB-3121.1 により規定される値。ボルト等に対して設計・建設規格 SSB-3131 により規定される値。

f_s　：許容せん断応力　同　　上

f_c　：許容圧縮応力　支持構造物（ボルト等を除く。）に対して設計・建設規格 SSB-3121.1 により規定される値。

f_b　：許容曲げ応力　同　　上

τ_b　：取付ボルトに生じるせん断応力

ＡＳＳ：オーステナイト系ステンレス鋼

ＨＮＡ：高ニッケル合金

また，「供用状態Ｃ」とは，「対象とする機器等が構造不連続部等においては大変形を生じてもよい」と設計仕様書等で規定された圧力及び機械的荷重が負荷された条件下にある状態をいう。

a．容器

耐震クラス	荷重の組合せ	供用状態（許容応力状態）	許容限界		適用範囲
			一次一般膜応力	一次膜応力＋一次曲げ応力	
B B＋	D＋P_d＋M_d＋S_B ただし，S_Bについては適用する耐震評価方針に応じてS_{B+}に読み替える。	C（B_AS）	S_yと0.6･S_uの小さい方。 ただし，ＡＳＳ及びＨＮＡについては上記の値と1.2･Ｓのうち大きい方とする。	S_y ただし，ＡＳＳ及びＨＮＡについてはS_yと1.2･Ｓのうち大きい方とする。	・処理水受入タンク１，２ ・共沈タンクＡ，Ｂ，Ｃ ・供給タンクＡ，Ｂ，Ｃ ・多核種吸着塔１～１８Ａ，Ｂ，Ｃ ・吸着塔入口バッファタンクＡ，Ｂ，Ｃ ・移送タンク１，２ ・炭酸ソーダ貯槽１，２ ・反応／凝集槽Ａ，Ｃ ・沈殿槽Ａ，Ｃ ・上澄み水タンクＡ，Ｃ

b．支持構造物（注1，注2）

耐震クラス	荷重の組合せ	供用状態（許容応力状態）	許容限界（ボルト等以外）					許容限界（ボルト等）			適用範囲
			一次応力					一次応力			
			引張	せん断	圧縮	曲げ	組合せ	引張	せん断	組合せ	
B B＋	D＋P_d＋M_d＋S_B ただし，S_Bについては適用する耐震評価方針に応じてS_{B+}に読み替える。	C （B_AS）	1.5･f_t	1.5･f_s	1.5･f_c	1.5･f_b	1.5･f_t	1.5･f_t	1.5･f_s	Min{1.5･f_t, (2.1･f_t−1.6･τ_b)}	・基礎ボルト ・取付ボルト ・スカート ・脚

注1： 耐圧部に溶接により直接取り付けられる支持構造物であって，耐圧部と一体の応力解析を行うものについては，耐圧部と同じ許容応力とする。

注2： 鋼構造設計規準（日本建築学会　2005年改定）等の幅厚比の規定を満足する。

２．耐震性評価

本評価は，「付録１　スカート支持たて置円筒形容器の耐震性についての計算書作成の基本方針」，「付録２　平底たて置円筒形容器の耐震性についての計算書作成の基本方針」及び「付録３　横軸ポンプ及びスキッドの耐震性についての計算書作成の基本方針」に基づいて，以下の耐震性の計算を行う。また評価方法が同付録に依らないものは以下に特記する。

（１）処理水受入タンク１，２
（２）共沈タンクＡ，Ｂ，Ｃ
（３）供給タンクＡ，Ｂ，Ｃ
（４）吸着塔入口バッファタンクＡ，Ｂ，Ｃ
（５）サンプルタンクＡ，Ｂ，Ｃ
（６）多核種吸着塔１～５Ａ，Ｂ，Ｃ
（７）多核種吸着塔６～１４Ａ，Ｂ，Ｃ
（８）多核種吸着塔１５～１８Ａ，Ｂ，Ｃ
（９）移送タンク１，２
(10) 供給ポンプ１Ａ，Ｂ，Ｃ
(11) 供給ポンプ２Ａ，Ｂ，Ｃ
(12) 循環ポンプＡ，Ｂ，Ｃ
(13) ブースターポンプ１Ａ，Ｂ，Ｃ
(14) ブースターポンプ２Ａ，Ｂ，Ｃ
(15) 移送ポンプ１，２
(16) 増設多核種除去設備用移送ポンプＡ，Ｂ
(17) 出口フィルタＡ，Ｂ，Ｃ
・・・・・・・・・・・・「JPI-7R-71-96 石油学会規格 竪形容器用レグ」に準拠し評価する。
(18) 増設多核種除去設備入口弁スキッド
(19) 処理水受入タンク１，２スキッド
(20) 供給ポンプ１スキッド
(21) 共沈タンクＡ，Ｂ，Ｃスキッド
(22) 供給タンクＡ，Ｂ，Ｃスキッド
(23) 供給ポンプ２Ａ，Ｂ，Ｃスキッド
(24) 供給ポンプ２弁Ａ，Ｂ，Ｃスキッド
(25) クロスフローフィルタＡ，Ｂ，Ｃスキッド
(26) 吸着塔入口バッファタンクＡ，Ｂ，Ｃスキッド
(27) ブースターポンプ１Ａ，Ｂ，Ｃスキッド
(28) 多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド１
(29) 多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド２
(30) 多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド３
(31) 多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド４
(32) 多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド５
(33) 多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド６
(34) ブースターポンプ２Ａ，Ｂ，Ｃスキッド

(35) 出口フィルタスキッド
(36) 移送タンク１，２スキッド
(37) 出口移送スキッド
(38) 増設多核種除去設備用移送ポンプスキッド
(39)主配管‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥‥配管標準支持間隔評価(定ピッチスパン法)により評価する。
(40) 炭酸ソーダ溶解槽１，２，３
(41) 炭酸ソーダ貯槽１，２
(42) 炭酸ソーダ溶解槽１，２，３移送ポンプ
(43) 炭酸ソーダ貯槽１供給ポンプＡ，Ｂ，Ｃ
(44) 炭酸ソーダ製造スキッド１，２，３
(45) 炭酸ソーダ溶解槽１，２，３移送スキッド
(46) 炭酸ソーダ貯槽１供給スキッド
(47) 炭酸ソーダ貯槽２移送ポンプ１，２
(48) 炭酸ソーダ貯槽２移送スキッド
(49) 反応／凝集槽Ａ，Ｃ
(50) 沈殿槽Ａ，Ｃ
(51) 上澄み水タンクＡ，Ｃ
(52) スラリー循環ポンプＡ，Ｃ
(53) 上澄み水ポンプＡ，Ｃ
(54) 反応／凝集・沈殿槽Ａ，Ｃスキッド
(55) 上澄み水タンクＡ，Ｃスキッド
(56) 凝集沈殿ポンプＡ，Ｃスキッド
(57) 主配管（固有振動数 20Hz 以上）
‥‥‥配管標準支持間隔評価（定ピッチスパン法）により評価する。

なお，機器（配管の一部を除く）の固有周期について確認した結果，固有振動数が 20Hz 以上のため，以下では剛体として扱う。

添付資料３では，設計 GL. 0m= T.P.36.2m(※)とする。

(※) 震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への換算値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。

＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

（1）処理水受入タンク

a．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)	比重
処理水受入タンク 1，2	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	静水頭	60	40	1.00

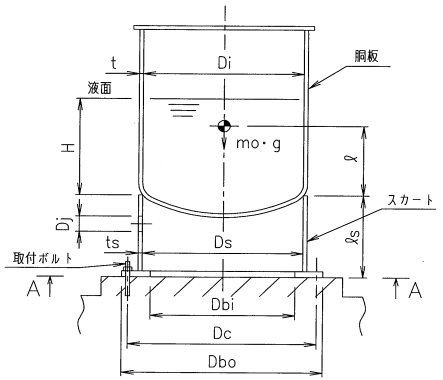
b．評価結果

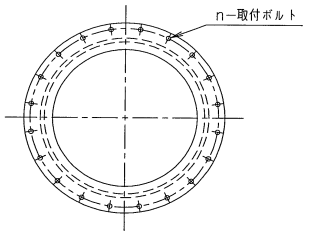
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SS400	組合せ	σ_o＝9	S_a＝233
スカート	SS400	組合せ	σ_s＝12	f_t＝245
		圧縮と曲げの組合せ（坐屈の評価）	$\frac{\eta \cdot \sigma_{S1}}{f_C} + \frac{\eta \cdot \sigma_{S2}}{f_b} \leqq 1$	
			0.07（無次元）	
取付ボルト	SS400	引張り	σ_b＝－	f_{ts}＝176*
		せん断	τ_b＝13	f_{sb}＝135

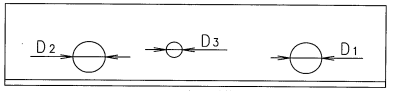
すべて許容応力以下である。

注記 ＊：（3.2.3.2）式より算





A－A矢視図



スカート開口部の形状を示す。

（２）共沈タンク

ａ．条件

機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力（MPa）	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）	比　　重
共沈タンクＡ，Ｂ，Ｃ	Ｂ	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	―	静水頭	60	40	1.01

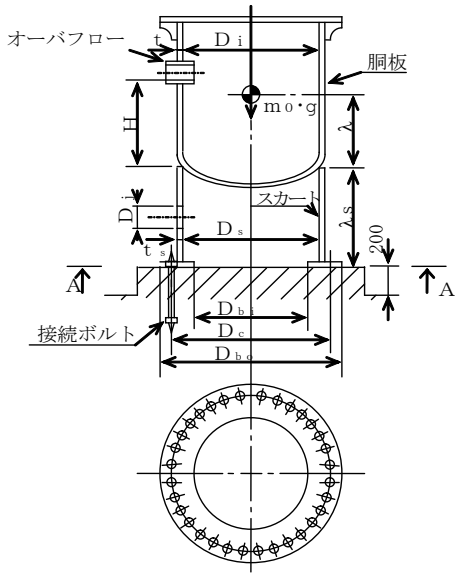
ｂ．評価結果

（単位：MPa）

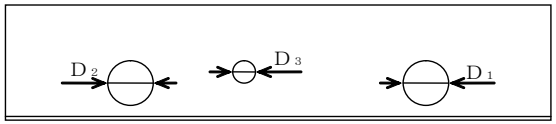
部　　材	材　　料	応　　力	算　出　応　力	許　容　応　力
胴板	ＳＳ４００	組合せ	σ_0＝7	S_a＝233
スカート	ＳＳ４００	組　合　せ	σ_s＝12	f_t＝245
		圧縮と曲げの組合せ（座屈の評価）	$\frac{\eta\cdot\sigma_{s1}}{f_c}+\frac{\eta\cdot\sigma_{s2}}{f_b}\leqq 1$	
			0.1（無次元）	
接続ボルト	ＳＳ４００	引　張　り	σ_b＝6	f_{ts}＝176＊
		せ　ん　断	τ_b＝6	f_{sb}＝135

注記 ＊：（3.2.3.2）式より算出

すべて許容応力以下である。



Ａ～Ａ矢視図



スカート開口部の形状を示す。

（3）供給タンク

a．条件

機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)	比　重
供給タンクA，B，C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝０．３６	—	静水頭	60	40	1.17

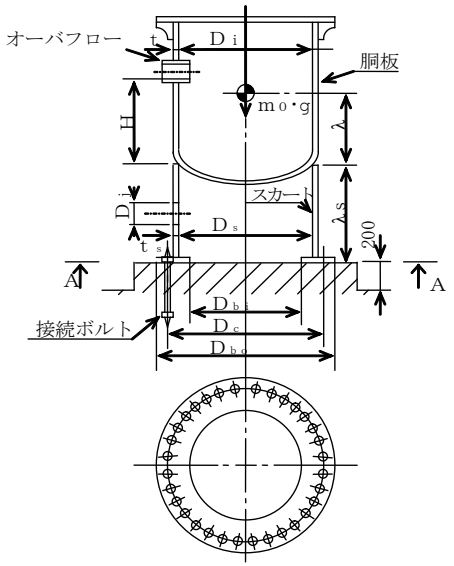
b．評価結果

（単位：MPa）

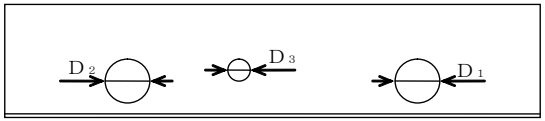
部　材	材　料	応　力	算出応力	許容応力
胴　板	ＳＳ４００	組合せ	σ_0＝7	S_a＝233
スカート	ＳＳ４００	組合せ	σ_s＝11	f_t＝245
		圧縮と曲げの組合せ（座屈の評価）	$\frac{\eta\cdot\sigma_{s1}}{f_c}+\frac{\eta\cdot\sigma_{s2}}{f_b}\leqq 1$	
			0.1（無次元）	
接続ボルト	ＳＳ４００	引張り	σ_b＝4	f_{ts}＝176＊
		せん断	τ_b＝6	f_{sb}＝135

すべて許容応力以下である。

注記 ＊：（3.2.3.2）式より算出



A～A矢視図



スカート開口部の形状を示す。

（4）吸着塔入口バッファタンク

a．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)	比重
吸着塔入口バッファタンク A，B，C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	静水頭	60	40	1.00

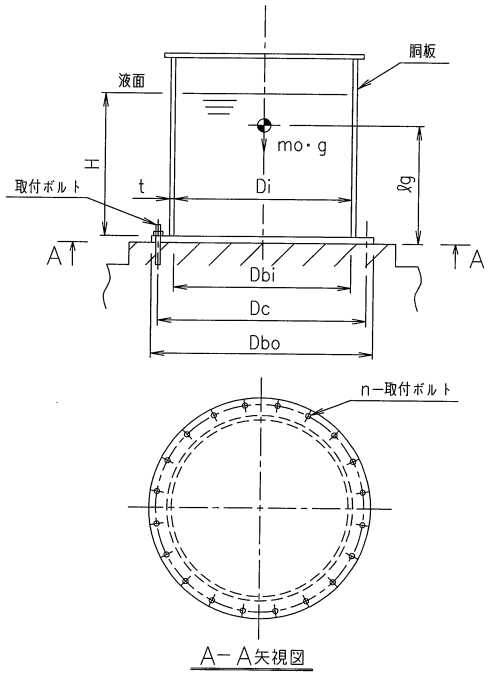
b．評価結果

（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SUS316L	組合せ	σ_0＝6	S_a＝163
		圧縮と曲げの組合せ（坐屈の評価）	$\frac{\eta\cdot(\sigma_{x2}+\sigma_{x3})}{f_c}+\frac{\eta\cdot\sigma_{x4}}{f_b}\leqq 1$	
			0.03（無次元）	
取付ボルト	SS400	引張り	σ_b＝－	f_{ts}＝176*
		せん断	τ_b＝8	f_{sb}＝135

注記 ＊：（3.2.3.2）式より算出

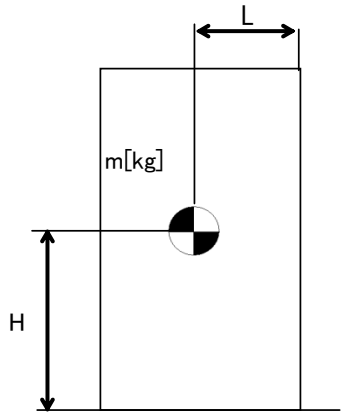
すべて許容応力以下である。



A－A矢視図

（5）サンプルタンク

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。



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・m]=m×g×C_H×H
自重による安定モーメント：M_2[N・m]=m×g×L

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Ａ，Ｂ，Ｃ	本体	転倒	0.36	3.1×10^4	7.1×10^4	kN･m

（6）多核種吸着塔１～５

a．条件

機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)	比　　重
多核種吸着塔１～５ A，B，C	B	~~増設多核種除去設備建屋~~ T.P.36.2	C_H＝0.36	—	1.37	60	40	－

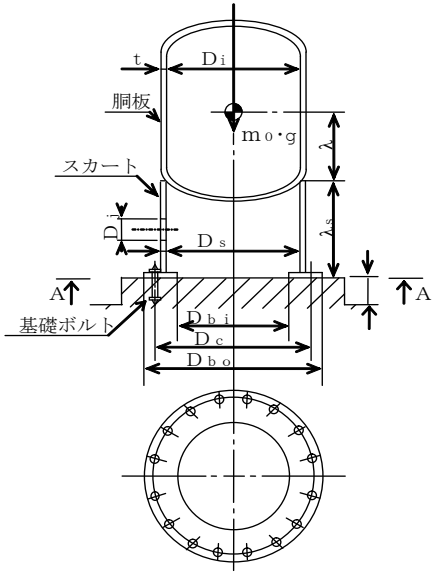
b．評価結果

（単位：MPa）

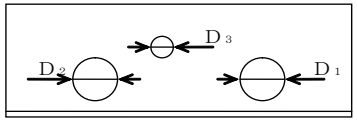
部　　材	材　　料	応　　力	算　出　応　力	許　容　応　力
胴　　板	SUS316L	組　合　せ	σ_0＝41	S_a＝163
スカート	SUS304	組　合　せ	σ_s＝7	f_t ＝205
		圧縮と曲げの組合せ（座屈の評価）	$\frac{\eta \cdot \sigma_{s1}}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b} \leqq 1$	
			0.03（無次元）	
基礎ボルト	SUS316L	引　張　り	σ_b＝2	f_{ts}＝131*
		せ　ん　断	τ_b＝4	f_{sb}＝101

すべて許容応力以下である。

注記　＊：（3.2.3.2）式より算出



A～A矢視図



スカート開口部の形状を示す。

（7）多核種吸着塔６～１４

ａ．条件

機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)	比　重
多核種吸着塔６～１４ A，B，C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	1.37	60	40	－

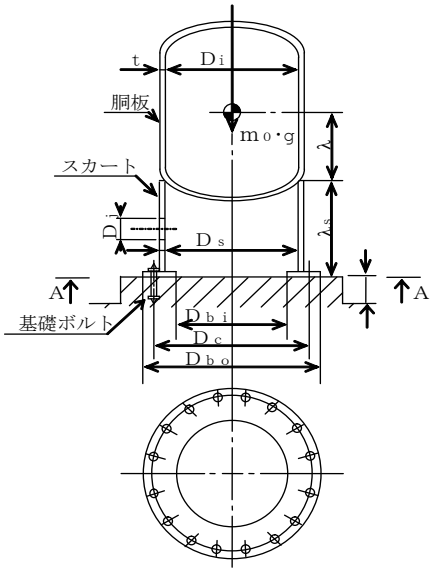
ｂ．評価結果

（単位：MPa）

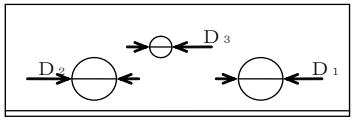
部　材	材　料	応　力	算出応力	許容応力
胴　板	SM490A	組合せ	σ_o＝46	S_a＝313
スカート	SM490A	組合せ	σ_s＝14	f_t ＝325
		圧縮と曲げの組合せ（座屈の評価）	$\frac{\eta \cdot \sigma_{s1}}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b} \leqq 1$	
			0.05（無次元）	
基礎ボルト	SS400	引張り	σ_b＝3	f_{ts}＝161*
		せん断	τ_b＝4	f_{sb}＝124

すべて許容応力以下である。

注記　＊：（3.2.3.2）式より算出



Ａ～Ａ矢視図



スカート開口部の形状を示す。

（8）多核種吸着塔１５～１８

a．条件

機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)	比　重
多核種吸着塔１５～１８ A，B，C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	1.37	60	40	－

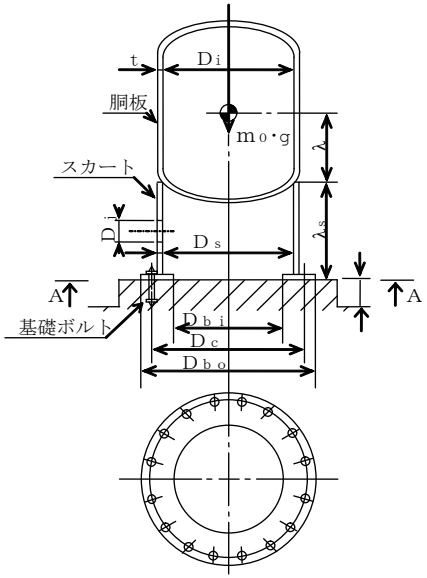
b．評価結果

（単位：MPa）

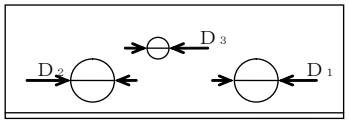
部　材	材　料	応　力	算出応力	許容応力
胴　板	SM490A	組合せ	σ_o＝59	S_a＝313
スカート	SM490A	組合せ	σ_s＝8	f_t＝325
		圧縮と曲げの組合せ（座屈の評価）	$\frac{\eta\cdot\sigma_{s1}}{f_c}+\frac{\eta\cdot\sigma_{s2}}{f_b}\leqq 1$	
			0.03（無次元）	
基礎ボルト	SS400	引張り	σ_b＝2	f_{ts}＝161*
		せん断	τ_b＝7	f_{sb}＝124

すべて許容応力以下である。

注記　＊：（3.2.3.2）式より算出



A～A矢視図



スカート開口部の形状を示す。

（9）移送タンク

a．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)	比重
移送タンク１，２	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	静水頭	60	40	1.00

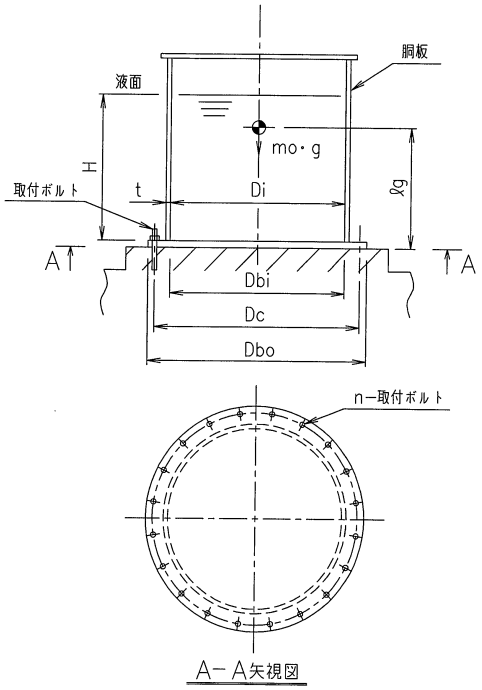
b．評価結果

（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SS400	組合せ	σ_0＝8	S_a＝233
		圧縮と曲げの組合せ（坐屈の評価）	$\frac{\eta\cdot(\sigma_{x2}+\sigma_{x3})}{f_c}+\frac{\eta\cdot\sigma_{x4}}{f_b}\leqq 1$	
			0.03（無次元）	
取付ボルト	SS400	引張り	σ_b＝－	f_{ts}＝176*
		せん断	τ_b＝14	f_{sb}＝135

注記 ＊：（3.2.3.2）式より算出

すべて許容応力以下である。



A－A矢視図

（１０）供給ポンプ１

a．条件

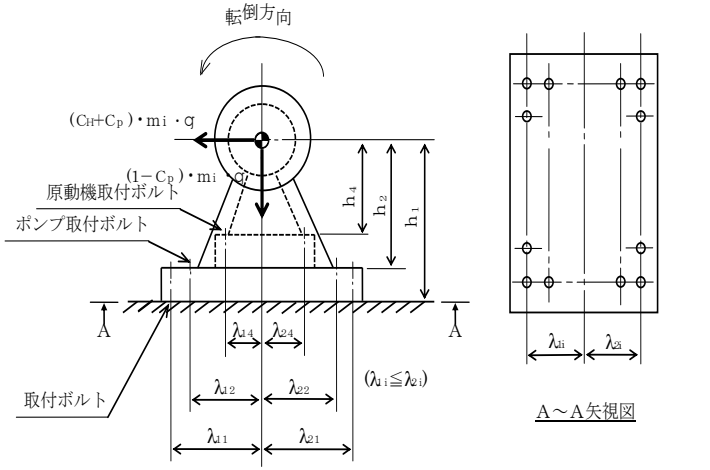
機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
供給ポンプ１ A，B，C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	Cp＝0.18	60	40

b．評価結果

(単位：MPa)

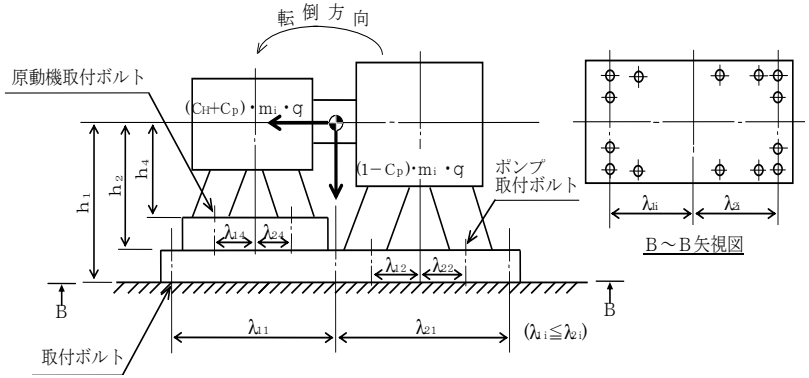
部　　材	材　料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト （ｉ＝１）	SUS304	引張り	—	f_{ts1}＝153*
		せん断	τ_{b1}＝2	f_{sb1}＝118
ポンプ取付ボルト （ｉ＝２）	SUS304	引張り	σ_{b2}＝6	f_{ts2}＝153*
		せん断	τ_{b2}＝1	f_{sb2}＝118
原動機取付ボルト （ｉ＝４）	SUS304	引張り	σ_{b4}＝1	f_{ts4}＝153*
		せん断	τ_{b4}＝1	f_{sb4}＝118

すべて許容応力以下である。



A～A矢視図

注記＊：(3.1.2) 式より算出



B～B矢視図

（１１）供給ポンプ２

a．条件

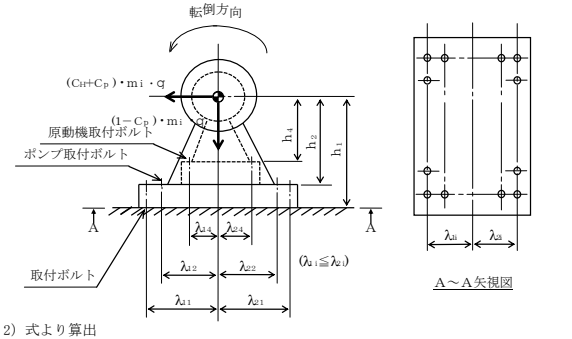
機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
供給ポンプ２ A，B，C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	Cp＝0.26	60	40

b．評価結果

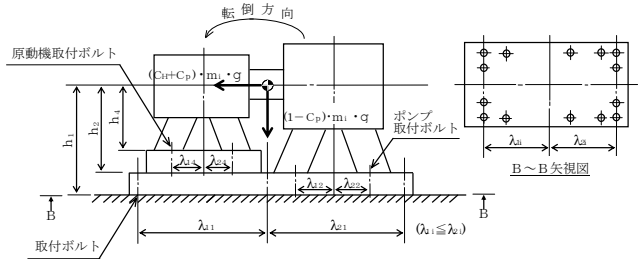
（単位：MPa）

部　材	材　料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト （ｉ＝１）	SUS304	引張り	—	f_{ts1}＝153*
		せん断	τ_{b1}＝2	f_{sb1}＝118
ポンプ取付ボルト （ｉ＝２）	SUS304	引張り	σ_{b2}＝7	f_{ts2}＝153*
		せん断	τ_{b2}＝1	f_{sb2}＝118
原動機取付ボルト （ｉ＝４）	SUS304	引張り	σ_{b4}＝1	f_{ts4}＝153*
		せん断	τ_{b4}＝2	f_{sb4}＝118

すべて許容応力以下である。



注記＊：（3.1.2）式より算出



（１２）循環ポンプ

ａ．条件

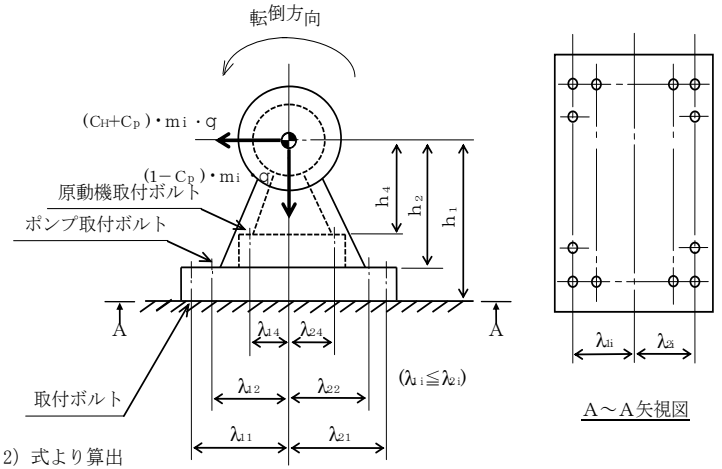
機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
循環ポンプＡ，Ｂ，Ｃ	Ｂ	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	Cp＝0.10	60	40

ｂ．評価結果

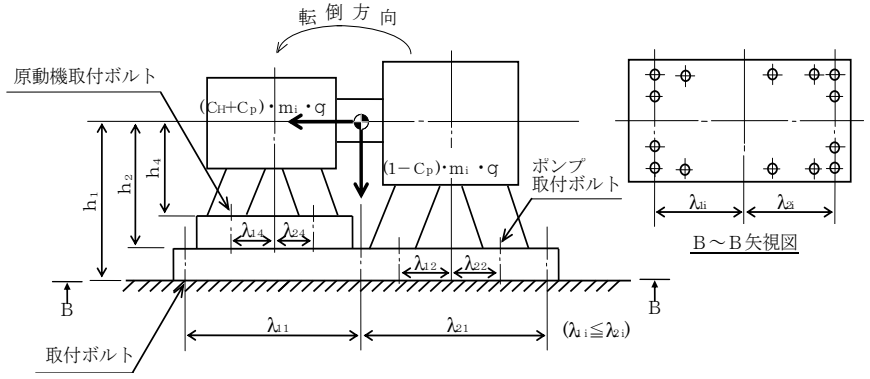
（単位：MPa）

部　　材	材　料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト（ｉ＝１）	SUS304	引張り	—	f_{ts1}＝153*
		せん断	τ_{b1}＝5	f_{sb1}＝118
ポンプ取付ボルト（ｉ＝２）	SUS304	引張り	σ_{b2}＝4	f_{ts2}＝153*
		せん断	τ_{b2}＝1	f_{sb2}＝118
原動機取付ボルト（ｉ＝４）	SUS304	引張り	σ_{b4}＝1	f_{ts4}＝153*
		せん断	τ_{b4}＝3	f_{sb4}＝118

すべて許容応力以下である。



注記＊：（3.1.2）式より算出



（１３）ブースタポンプ１

ａ．条件

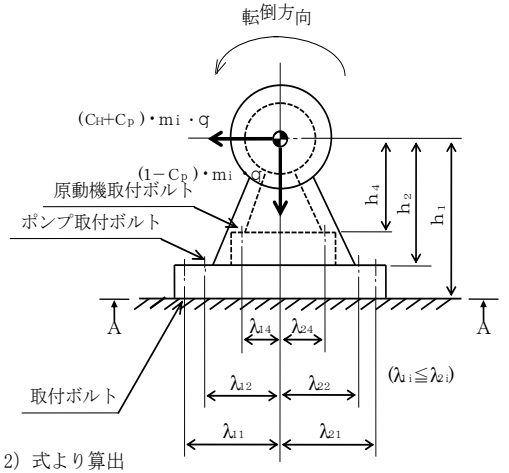
機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
ブースターポンプ１A，B，C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	Cp＝0.26	60	40

ｂ．評価結果

（単位：MPa）

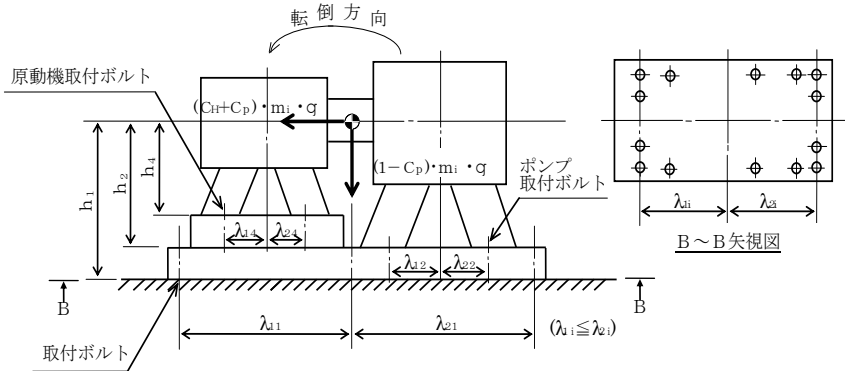
部　材	材　料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト（ｉ＝１）	SUS304	引張り	σ_{b1}＝1	f_{ts1}＝153*
		せん断	τ_{b1}＝3	f_{sb1}＝118
ポンプ取付ボルト（ｉ＝２）	SUS304	引張り	σ_{b2}＝11	f_{ts2}＝153*
		せん断	τ_{b2}＝2	f_{sb2}＝118
原動機取付ボルト（ｉ＝４）	SUS304	引張り	σ_{b4}＝1	f_{ts4}＝153*
		せん断	τ_{b4}＝2	f_{sb4}＝118

すべて許容応力以下である。



A～A矢視図

注記＊：（3.1.2）式より算出



B～B矢視図

（１４）ブースタポンプ２

ａ．条件

機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
ブースターポンプ２ A，B，C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	Cp＝0.26	60	40

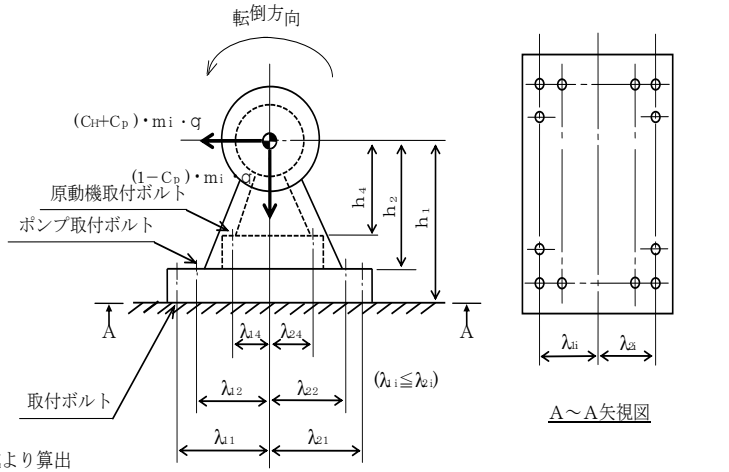
ｂ．評価結果

（単位：MPa）

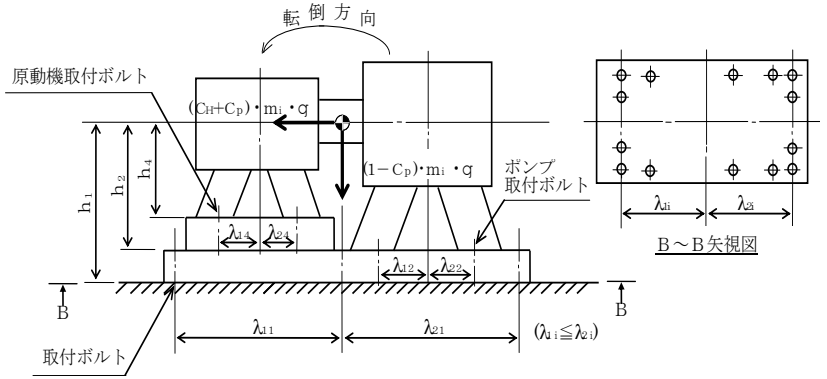
部　材	材　料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト（ｉ＝１）	SUS304	引張り	σ_{b1}＝1	f_{ts1}＝153*
		せん断	τ_{b1}＝3	f_{sb1}＝118
ポンプ取付ボルト（ｉ＝２）	SUS304	引張り	σ_{b2}＝11	f_{ts2}＝153*
		せん断	τ_{b2}＝2	f_{sb2}＝118
原動機取付ボルト（ｉ＝４）	SUS304	引張り	σ_{b4}＝1	f_{ts4}＝153*
		せん断	τ_{b4}＝2	f_{sb4}＝118

すべて許容応力以下である。

注記＊：（3.1.2）式より算出



A～A矢視図



B～B矢視図

（１５）移送ポンプ

a．条件

機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
移送ポンプ１，２	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	Cp＝0.26	60	40

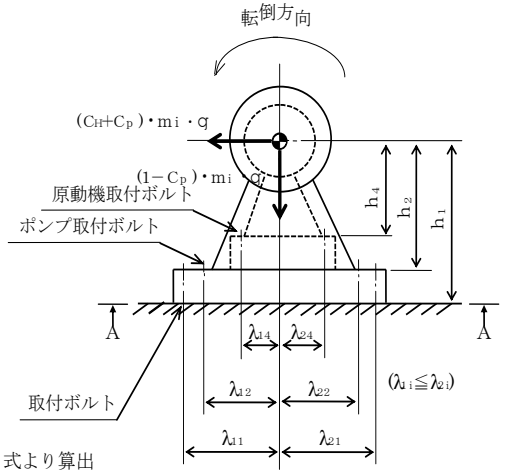
b．評価結果

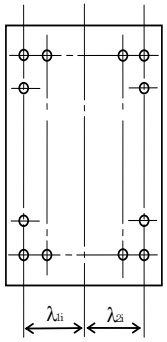
（単位：MPa）

部　材	材　料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト（ｉ＝１）	SUS304	引張り	－	f_{ts1}＝153*
		せん断	τ_{b1}＝3	f_{sb1}＝118
ポンプ取付ボルト（ｉ＝２）	SUS304	引張り	σ_{b2}＝7	f_{ts2}＝153*
		せん断	τ_{b2}＝1	f_{sb2}＝118
原動機取付ボルト（ｉ＝４）	SUS304	引張り	σ_{b4}＝1	f_{ts4}＝153*
		せん断	τ_{b4}＝3	f_{sb4}＝118

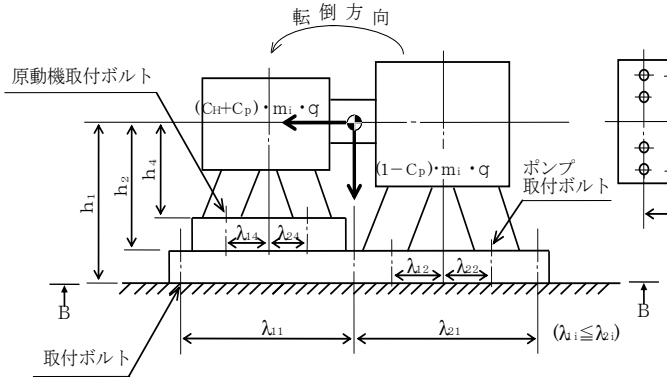
すべて許容応力以下である。

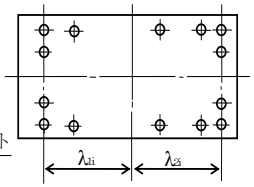
注記＊：（3.1.2）式より算出





A～A矢視図





B～B矢視図

（１６）増設多核種除去設備用移送ポンプ

ａ．条件

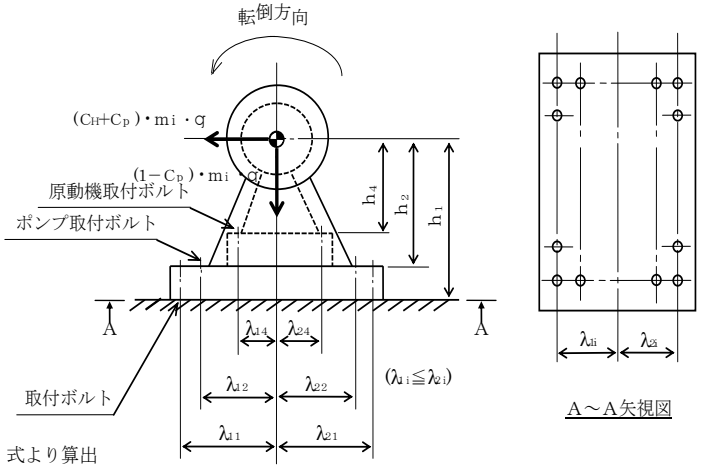
機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
増設多核種除去設備用移送ポンプA，B	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	Cp＝0.18	40	40

ｂ．評価結果

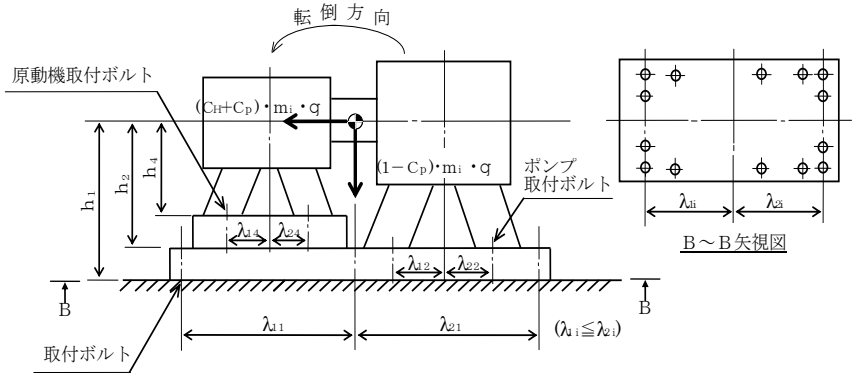
（単位：MPa）

部　　材	材　料	応力	算出応力	許容応力
取付ボルト（ｉ＝１）	SUS304	引張り	σ_{b1}＝1	f_{ts1}＝153*
		せん断	τ_{b1}＝4	f_{sb1}＝118
ポンプ取付ボルト（ｉ＝２）	SUS304	引張り	σ_{b2}＝11	f_{ts2}＝153*
		せん断	τ_{b2}＝2	f_{sb2}＝118
原動機取付ボルト（ｉ＝４）	SUS304	引張り	σ_{b4}＝3	f_{ts4}＝153*
		せん断	τ_{b4}＝3	f_{sb4}＝118

すべて許容応力以下である。



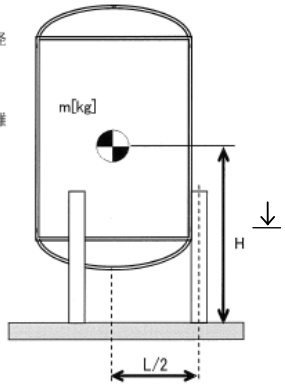
注記＊：（3.1.2）式より算出



（１７）出口フィルタ

ａ．条件

機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計Ｇ.Ｌ.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度
出口フィルタＡ，Ｂ，Ｃ	Ｂ	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	―



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

ｂ．評価方法

三脚たて置き円筒型容器

(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 竪形容器用レグ」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 。

基礎ボルトの引張応力：$\sigma_b = \frac{1}{3\times A_b}\left(\frac{4\times m\times g\times C_H\times H}{L} - m\times g\times\left(1-C_V\right)\right)$

基礎ボルトのせん断応力：$\tau_b = \frac{1}{3\times A_b}\left(m\times g\times C_H - 0.1\times m\times g\times\left(1-C_V\right)\right)$

(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 竪形容器用レグ」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σ_sを下記の通り評価し，許容値を下回ることを確認した 。

$$\sigma_s = \sqrt{\left(\sigma_1+\sigma_2+\sigma_3\right)^2+3\cdot\tau^2}$$

σ_1：脚の質量による軸方向応力
σ_2：脚の鉛直方向地震による軸方向応力
σ_3：脚の曲げモーメントによる軸方向応力
τ：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 。

$$\frac{\eta\cdot\left(\sigma_1+\sigma_2\right)}{f_c}+\frac{\eta\cdot\sigma_3}{f_b}\leqq 1$$

σ_1：脚の質量による軸方向応力
σ_2：脚の鉛直方向地震による軸方向応力
σ_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
η：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 竪形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して，胴板の強度評価を実施した。

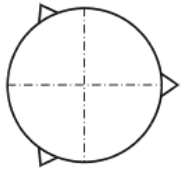
一次一般膜応力σ_0を下記の通り評価し，許容値を下回ることを確認した 。

$$\sigma_0 = Max\left\{\sigma_{0\phi},\sigma_{0x}\right\}$$

$$\sigma_{0x} = \sigma_{x1}+\sigma_{x2}+\sigma_{x5}+\sigma_{x7}$$

$$\sigma_{0\phi} = \sigma_{\phi1}+\sigma_{\phi7}$$

$\sigma_{0\phi}$：一次一般膜応力（周方向）
σ_{0x}：一次一般膜応力（軸方向）
$\sigma_{\phi1}$：内圧による周方向応力
σ_{x1}：内圧による軸方向応力
σ_{x2}：運転時質量による軸方向応力
σ_{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
σ_{x7}：胴の鉛直方向地震による軸方向応力



Ａ～Ａ矢視図

ｃ．評価結果

（単位：MPa）

部　材	材　料	応　力	算出応力	許容応力
胴　板	SUS316L	一次一般膜	σ_0＝37	163
脚	SUS304	組合せ	σ_s＝57	205
		座屈	0.29（無次元）	1（無次元）
基礎ボルト	SUS304	引張り	σ_b＝37	153
		せん断	τ_b＝3	118

すべて許容応力以下である。

（１８）増設多核種除去設備入口弁スキッド

a．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
増設多核種除去設備入口弁スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	—	60	40

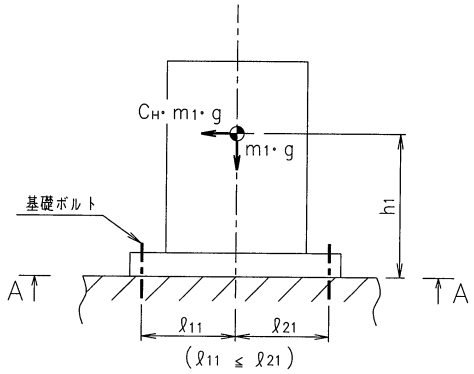
b．評価結果

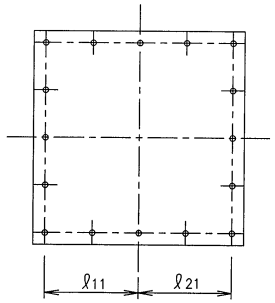
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝—	30　＊
		せん断	τ_{b1}＝16	38　＊

すべて許容応力以下である。

注記　＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（１９）処理水受入タンク１，２スキッド

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
処理水受入タンク１，２スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝ 0.36	－	－	60	40

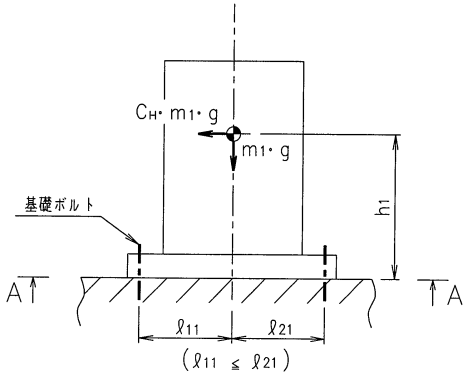
ｂ．評価結果

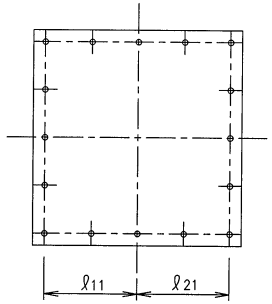
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝－	65 ＊
		せん断	τ_{b1}＝24	70 ＊

すべて許容応力以下である。

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（２０）供給ポンプ１スキッド

a．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
供給ポンプ１スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	－	－	60	40

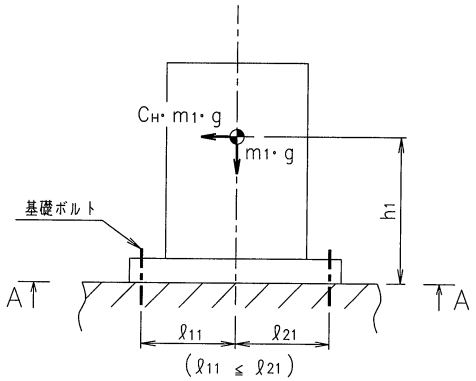
b．評価結果

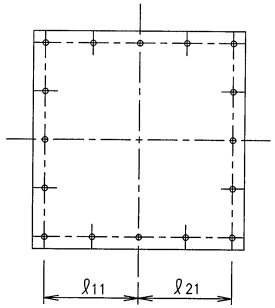
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝－	30　＊
		せん断	τ_{b1}＝8	38　＊

すべて許容応力以下である。

注記　＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（２１）共沈タンクＡ，Ｂ，Ｃスキッド

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
共沈タンクＡ，Ｂ，Ｃスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	－	－	60	40

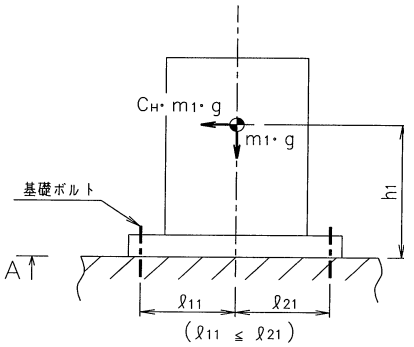
ｂ．評価結果

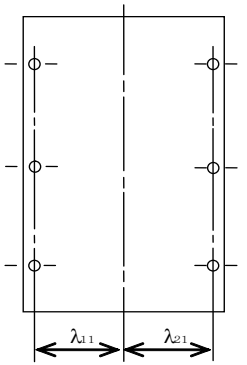
（単位：MPa）

部　　材	材　料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝—	65 ＊
		せん断	τ_{b1}＝16	70 ＊

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。

すべて許容応力以下である。





Ａ～Ａ矢視図

（２２）供給タンクＡ，Ｂ，Ｃスキッド

ａ．条件

機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
供給タンクＡ，Ｂ，Ｃスキッド	Ｂ	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	－	－	60	40

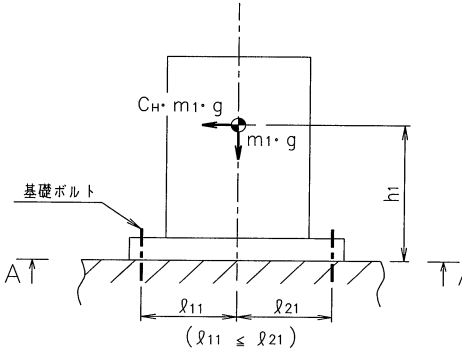
ｂ．評価結果

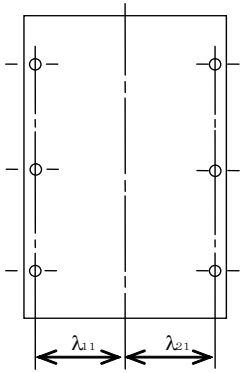
（単位：MPa）

部　　材	材　料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト （ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝－	65 ＊
		せん断	τ_{b1}＝16	70 ＊

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。

すべて許容応力以下である。





Ａ～Ａ矢視図

（２３）供給ポンプ２Ａ，Ｂ，Ｃスキッド

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
供給ポンプ２ Ａ，Ｂ，Ｃスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝ 0.36	－	－	60	40

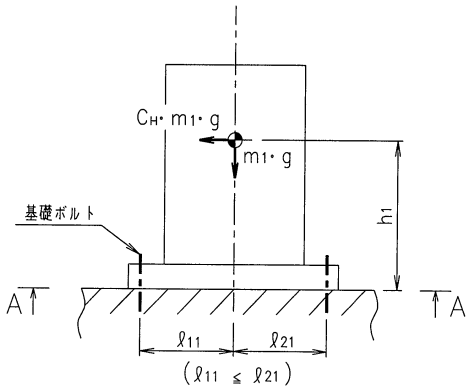
ｂ．評価結果

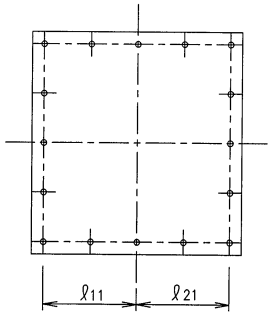
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト （ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝ －	30 ＊
		せん断	τ_{b1}＝ 6	38 ＊

すべて許容応力以下である。

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（２４）供給ポンプ２弁Ａ，Ｂ，Ｃスキッド

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
供給ポンプ２弁 Ａ，Ｂ，Ｃスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝ 0.36	－	－	60	40

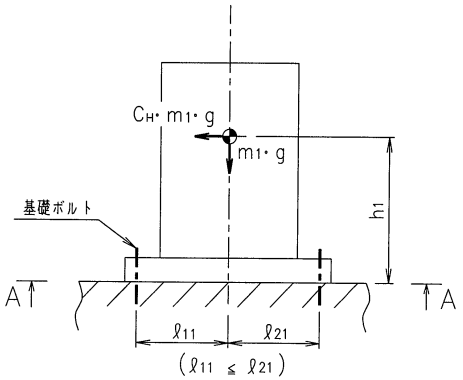
ｂ．評価結果

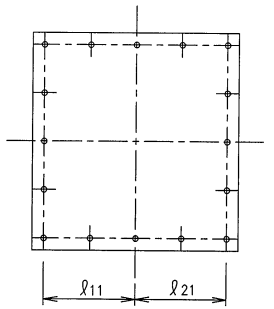
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト （ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝ －	30 ＊
		せん断	τ_{b1}＝ 4	38 ＊

すべて許容応力以下である。

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（２５）クロスフローフィルタＡ，Ｂ，Ｃスキッド

ａ．条件

機　器　名　称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
クロスフローフィルタ Ａ，Ｂ，Ｃスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	－	60	40

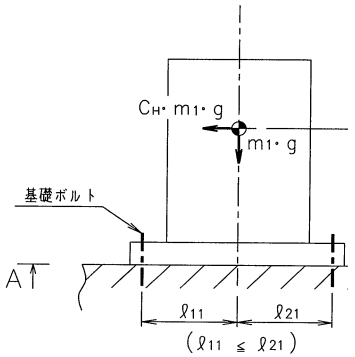
ｂ．評価結果

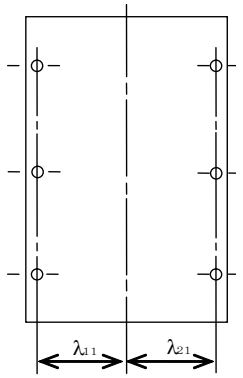
（単位：MPa）

部　材	材　料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト （ｉ＝１）	ＳＳ４００	引張り	σ_{b1}＝－	65 ＊
		せん断	τ_{b1}＝31	70 ＊

すべて許容応力以下である。

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。





Ａ～Ａ矢視図

（２６）吸着塔入口バッファタンクＡ，Ｂ，Ｃスキッド

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
吸着塔入口バッファタンク Ａ，Ｂ，Ｃスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝ 0.36	－	－	60	40

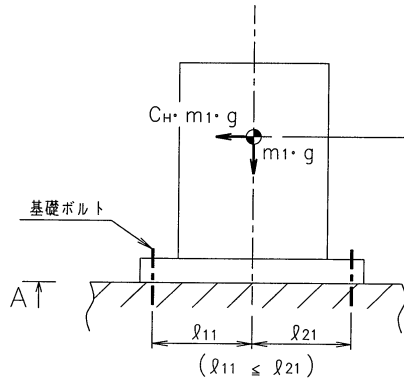
ｂ．評価結果

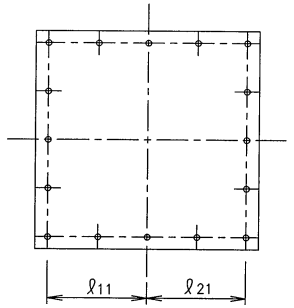
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト （ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}= －	65 ＊
		せん断	τ_{b1}= 13	70 ＊

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。

すべて許容応力以下である。





A－A矢視図

（２７）ブースターポンプ１Ａ，Ｂ，Ｃスキッド

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
ブースターポンプ１Ａ，Ｂ，Ｃスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	－	－	60	40

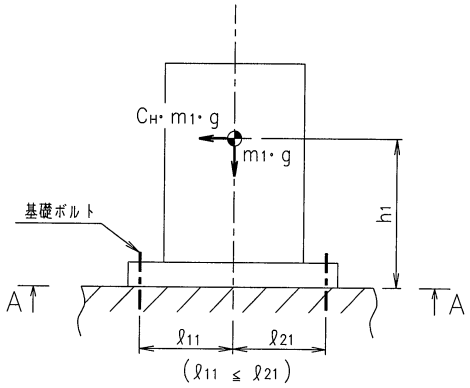
ｂ．評価結果

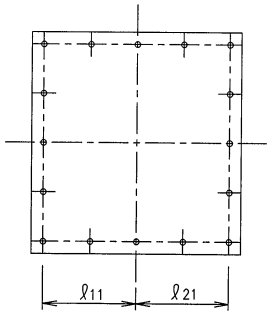
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝－	30 ＊
		せん断	τ_{b1}＝6	38 ＊

すべて許容応力以下である。

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（２８）多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド１

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド１	Ｂ	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝ 0.36	－	－	60	40

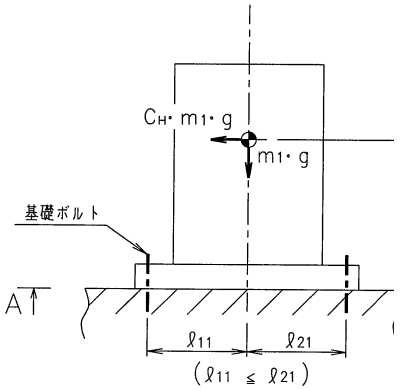
ｂ．評価結果

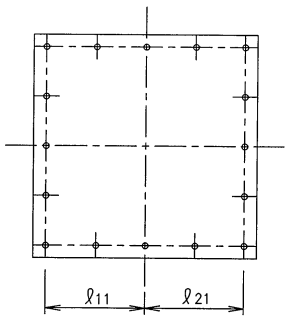
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝ －	65 ＊
		せん断	τ_{b1}＝ 21	70 ＊

すべて許容応力以下である。

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（２９）多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド２

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド２	Ｂ	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝ 0.36	－	－	60	40

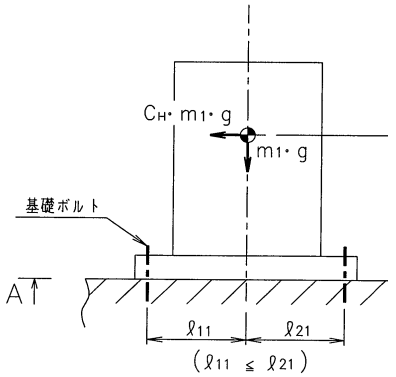
ｂ．評価結果

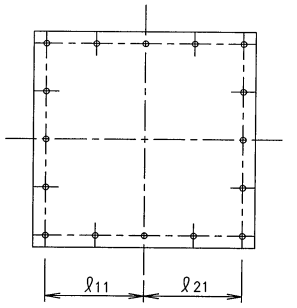
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝ －	65 ＊
		せん断	τ_{b1}＝ 19	70 ＊

すべて許容応力以下である。

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（３０）多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド３

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド３	Ｂ	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝ 0.36	－	－	60	40

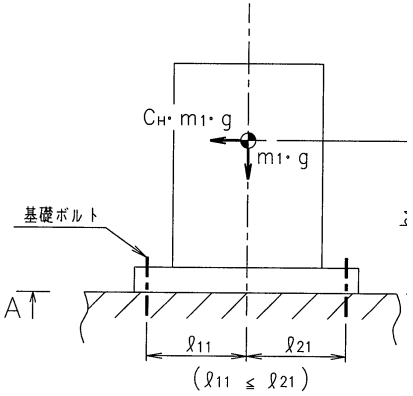
ｂ．評価結果

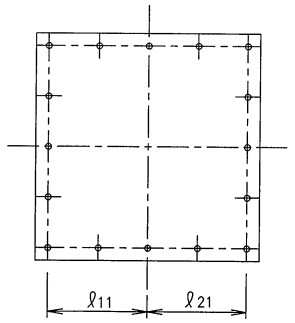
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}= －	65 ＊
		せん断	τ_{b1}= 17	70 ＊

すべて許容応力以下である。

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（３１）多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド４

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド４	Ｂ	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	－	－	60	40

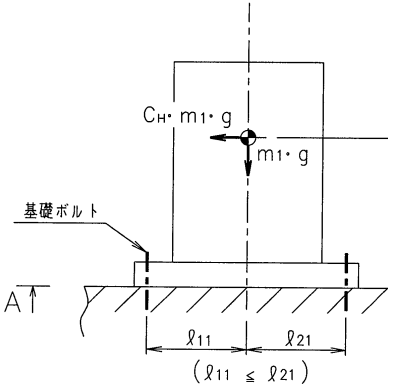
ｂ．評価結果

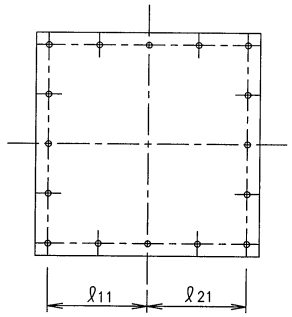
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝－	65　＊
		せん断	τ_{b1}＝18	70　＊

すべて許容応力以下である。

注記　＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（３２）多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド５

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド５	Ｂ	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝ 0.36	－	－	60	40

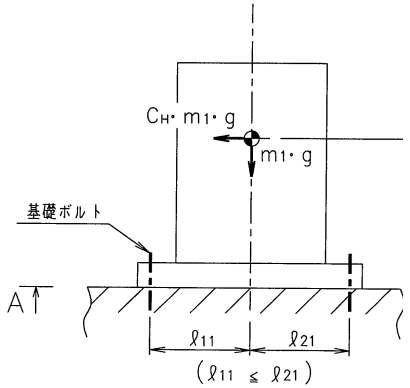
ｂ．評価結果

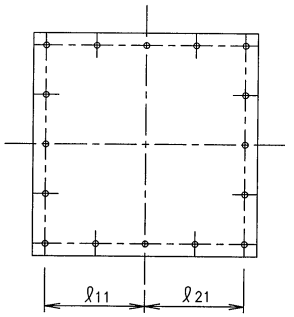
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}= －	65 ＊
		せん断	τ_{b1}= 22	70 ＊

すべて許容応力以下である。

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。





Ａ－Ａ矢視図

（３３）多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド６

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
多核種吸着塔Ａ，Ｂ，Ｃスキッド６	Ｂ	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝ 0.36	－	－	60	40

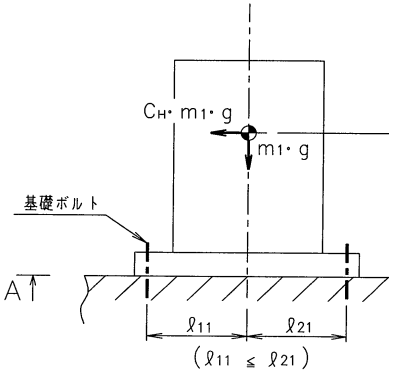
ｂ．評価結果

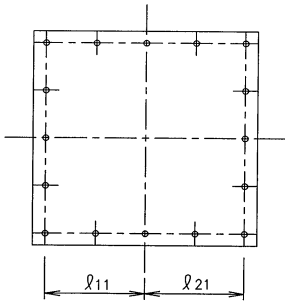
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}= －	65　＊
		せん断	τ_{b1}= 22	70　＊

すべて許容応力以下である。

注記　＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（３４）ブースターポンプ２Ａ，Ｂ，Ｃスキッド

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
ブースターポンプ２Ａ，Ｂ，Ｃスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝ 0.36	－	－	60	40

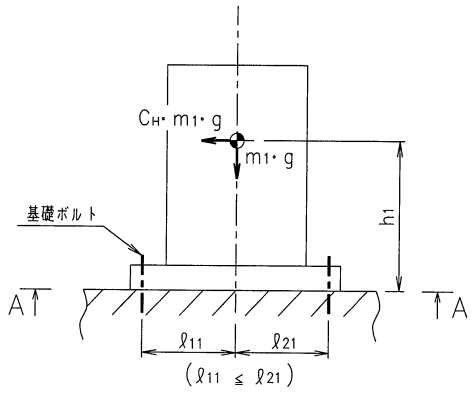
ｂ．評価結果

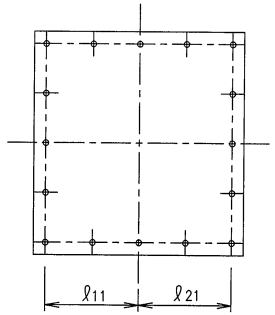
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝ －	30 ＊
		せん断	τ_{b1}＝ 5	38 ＊

すべて許容応力以下である。

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（３５）出口フィルタスキッド

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
出口フィルタスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	－	－	60	40

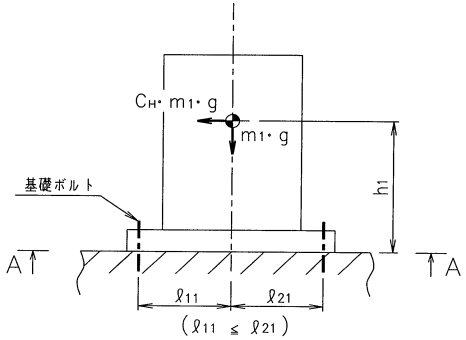
ｂ．評価結果

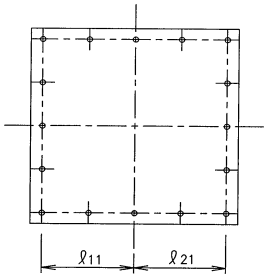
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝－	30　＊
		せん断	τ_{b1}＝9	38　＊

すべて許容応力以下である。

注記　＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（３６）移送タンク１，２スキッド

ａ．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
移送タンク １，２スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝ 0.36	－	－	60	40

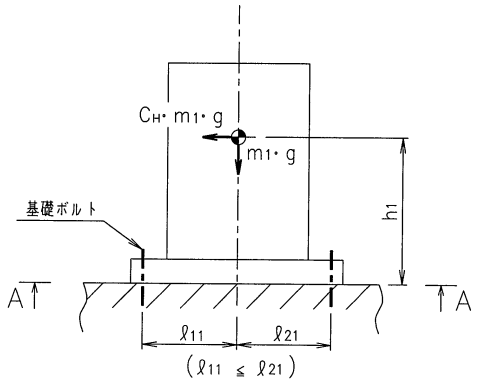
ｂ．評価結果

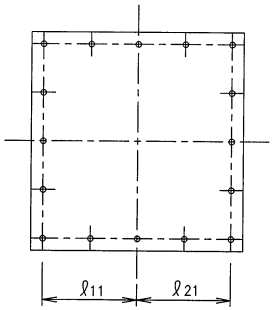
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト （ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}= －	65 ＊
		せん断	τ_{b1}= 25	70 ＊

すべて許容応力以下である。

注記 ＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（３７）出口移送スキッド

a．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
出口移送スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	—	60	40

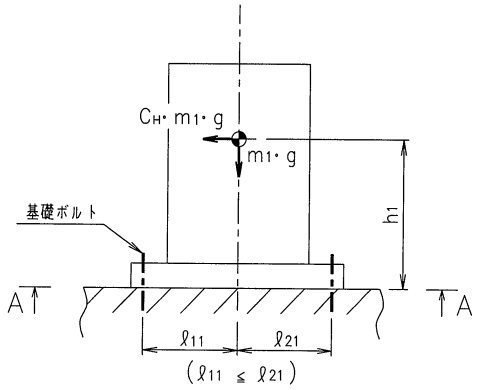
b．評価結果

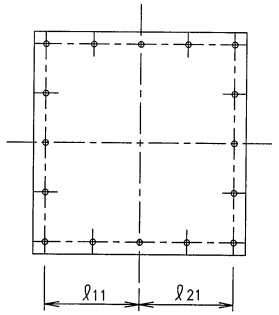
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝－	30　＊
		せん断	τ_{b1}＝10	38　＊

すべて許容応力以下である。

注記　＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（３８）増設多核種除去設備用移送ポンプスキッド

a．条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
増設多核種除去設備用移送ポンプスキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	—	—	40	40

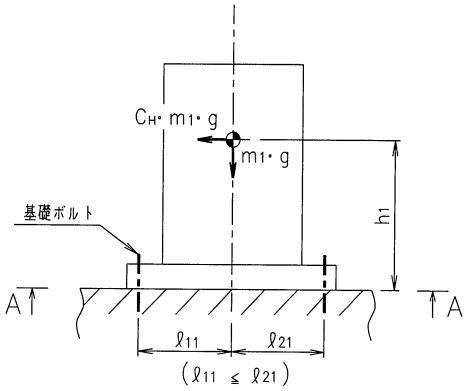
b．評価結果

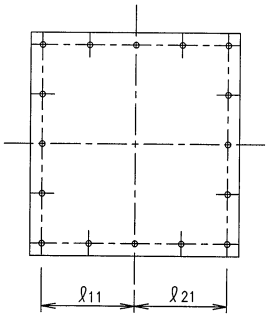
（単位：MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（ｉ＝１）	SS400	引張り	σ_{b1}＝－	30　＊
		せん断	τ_{b1}＝11	38　＊

すべて許容応力以下である。

注記　＊：後打ちアンカー耐力による。





A－A矢視図

（３９）主配管

配管標準支持間隔評価（定ピッチスパン法）

１．評価方法

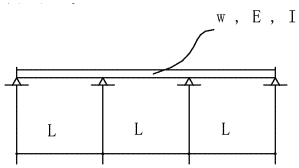
配管系を定められたピッチで支持することにより、配管系の固有周期を設定し、地震応力が過大とならないようにする。

応力基準による定ピッチスパンの設定方法（耐震Ｂクラス配管）

（１）直管部スパン

①一次応力評価

３スパン連続梁において発生する一次応力が許容値以下であることを確認する。



②自重応力の制限

自重による応力は39MPaを超えないものとする。

③１次固有周期の制限

支持スパンは建屋の一次固有周期より短周期側となるように設定する。

上記による直管部　最大支持間隔を、２．評価結果に示す。

（２）集中質量部

集中質量部に発生する応力 及び 固有周期が、直管部における値を上回らないものとする。

（３）曲り部

曲り部の面外方向について、応力 及び 固有周期が直管部のそれを上回らない支持スパンとする。

曲り部の面内方向は、上記の縮小率を超えず、且つ（２）集中質量部の方法を準用し縮小率を決定するものとする。

（４）分岐部

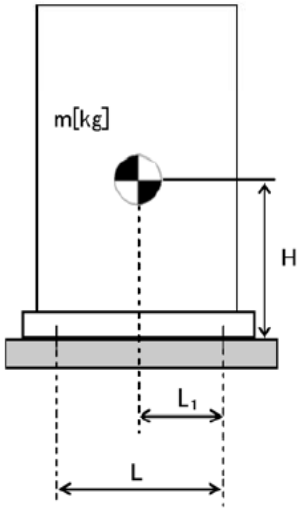
分岐部に発生する応力 及び 固有周期が、直管部における値を上回らないものとする。

２．評価結果

			配管設計条件						
耐震クラス			B	B	B	B	B	B	B
保温			有	無	無	無	無	有	無
しゃへい			無	無	無	無	有	無	無
流体			液体	液体	液体	気体	液体	液体	液体
内　圧（MPa）			静水頭～1.37	静水頭	静水頭～1.37	大気圧	0.98	静水頭～1.37	静水頭～1.37
最高使用温度（℃）			～60	～60	～60	～60	～60	～60	～60
比重(g/cm3)			1.00～1.17	～1.00	1.00～1.17	0.001	1.17	1.00	1.00～1.05
材　質			ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	炭素鋼	炭素鋼
直管部　最大支持間隔	口径	sch	(mm)						
	10A	40	2570	2520	－	－	－	－	－
	15A	40	3210	2940	3690	－	－	3240	－
	20A	40	3770	3420	－	－	－	3820	－
	25A	40	4430	3960	4610	－	－	4500	4700
	32A	40	5070	4590	－	－	－	5170	－
	40A	40	5420	4980	5460	－	－	5540	－
	50A	40	6060	5700	6030	6630	－	－	6170
	65A	40	6930	6680	－	－	－	－	6950
	80A	40	7470	－	－	－	－	－	7470
	100A	40	8400	－	8170	9170	－	－	8360
	125A	40	－	－	8950	－	－	－	9000
	150A	40	－	－	9640	－	－	－	9600
	200A	40	－	－	10890	－	－	－	－
	250A	40	－	－	11990	－	9600	－	－
	300A	40	－	－	12970	－	－	－	－

（４０）炭酸ソーダ溶解槽１，２，３

原子力発電所耐震設計技術指針の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。



m　：機器質量
g　：重力加速度（9.80665 m/s²）
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

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

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：$\tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）	比重
炭酸ソーダ溶解槽 1，2，3	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H=0.36	－	60	40	1.05

b. 評価結果

（単位：MPa）

部　材	材　料	応　力	算出応力	許容応力
基礎ボルト (i=1)	SUS304	引張り	σ_{bi}=-	f_{tsi}=153
		せん断	τ_{bi}=26	f_{sbi}=118

すべて許容応力以下である。

（４１）炭酸ソーダ貯槽１，２

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)	比重
炭酸ソーダ貯槽 １，２	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	0.36	－	静水頭	60	40	1.05

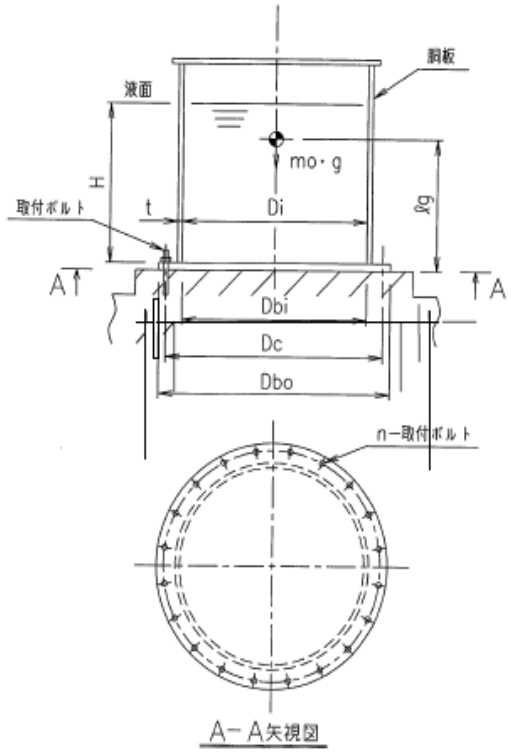
b. 評価結果

（単位： MPa）

部材	材料	応力	算出応力	許容応力
胴板	SUS316L	組合せ	$\sigma_0=11$	$S_a=278$
		圧縮と曲げの組合せ（座屈の評価）	$\frac{n\cdot(\sigma_{x2}+\sigma_{x3})}{f_c}+\frac{n\cdot\sigma_{x4}}{f_b}\leqq 1$	
			0.04 （無次元）	
取付ボルト	SS400	引張り	$\sigma_b=-$	$f_{ts}=176^*$
		せん断	$\tau_b=18$	$f_{sb}=135$

注記 ＊：(3.2.2.2) 式より算出

すべて許容応力以下である。



（４２）炭酸ソーダ溶解槽１，２，３移送ポンプ

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
炭酸ソーダ溶解槽 １，２，３移送ポンプ	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	－	C_P＝0.30	60	40

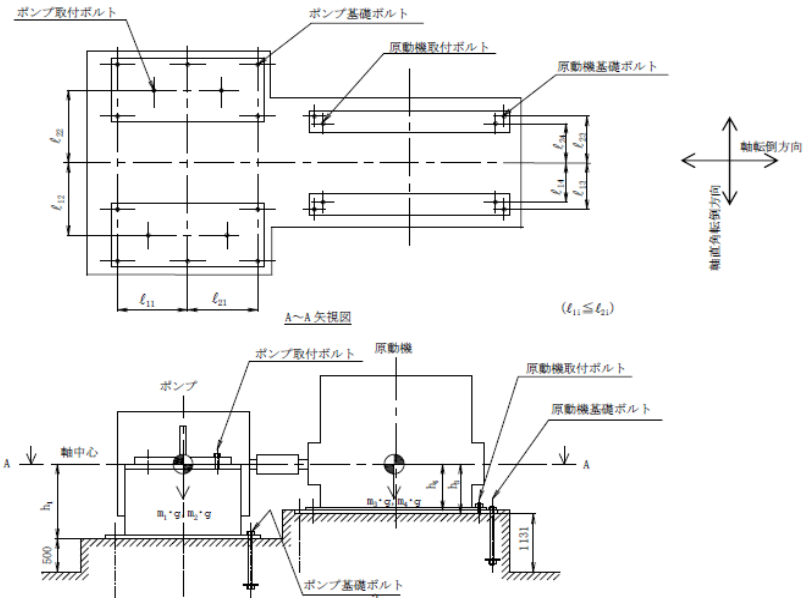
b. 評価結果

（単位：MPa）

部　材	材　料	応　力	算出応力	許容応力
ポンプ基礎ボルト (i=1)	SUS304	引張り	σ_{b1}＝2	f_{ts1}＝153*
		せん断	τ_{b1}＝1	f_{sb1}＝118
ポンプ取付ボルト (i=2)	SS400	引張り	σ_{b2}＝ 4	f_{ts2}＝183*
		せん断	τ_{b2}＝2	f_{sb2}＝141
原動機基礎ボルト (i=3)	－	引張り	－	f_{ts3}＝－
		せん断	τ_{b3}＝－	f_{sb3}＝－
原動機取付ボルト (i=4)	－	引張り	－	f_{ts4}＝－
		せん断	τ_{b4}＝－	f_{sb4}＝－

すべて許容応力以下である。

注記＊：（3.1.2）式より算出



（４３）炭酸ソーダ貯槽１供給ポンプＡ，Ｂ，Ｃ

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
炭酸ソーダ貯槽１ 供給ポンプA,B,C	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	－	C_P＝0.00	60	40

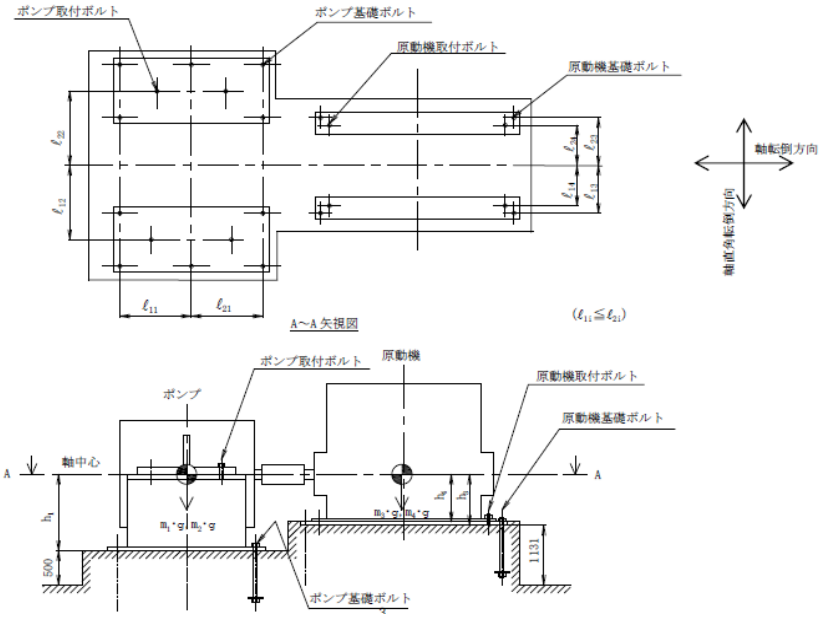
b. 評価結果

（単位：MPa）

部　材	材　料	応　力	算出応力	許容応力
ポンプ基礎ボルト (i=1)	SUS304	引張り	σ_{b1}＝9	f_{ts1}＝153*
		せん断	τ_{b1}＝3	f_{sb1}＝118
ポンプ取付ボルト (i=2)	－	引張り	－	f_{ts2}＝－
		せん断	τ_{b2}＝－	f_{sb2}＝－
原動機基礎ボルト (i=3)	－	引張り	－	f_{ts3}＝－
		せん断	τ_{b3}＝－	f_{sb3}＝－
原動機取付ボルト (i=4)	－	引張り	－	f_{ts4}＝－
		せん断	τ_{b4}＝－	f_{sb4}＝－

すべて許容応力以下である。

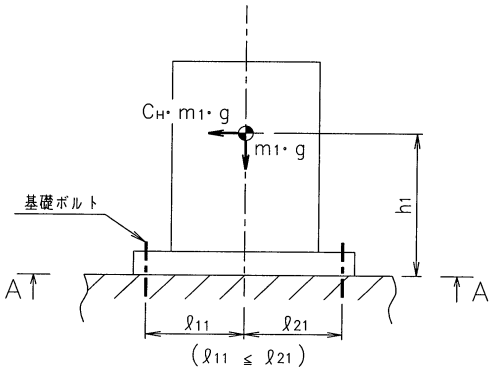
注記＊：（3.1.2）式より算出



（４４）炭酸ソーダ製造スキッド１，２，３

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
炭酸ソーダ製造スキッド1,2,3	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	－	60	40



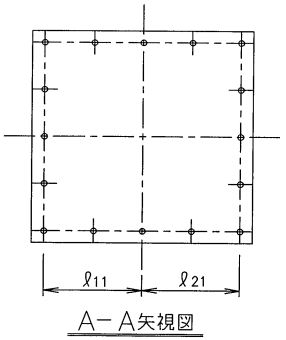
b. 評価結果

（単位：MPa）

部　材	材　料	応　力	算出応力	許容応力
基礎ボルト（i=1）	SS400	引張り	σ_{b1}＝－	f_{ts1}＝39*
		せん断	τ_{b1}＝19	f_{sb1}＝49*

注記　＊：後打ちアンカー耐力による

すべて許容応力以下である。



A－A矢視図

（４５）炭酸ソーダ溶解槽１，２，３移送スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
炭酸ソーダ溶解槽1,2,3 移送スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P. 36.2	C_H＝0.36	－	60	40

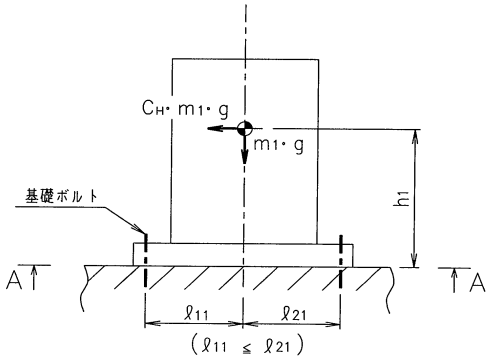
b. 評価結果

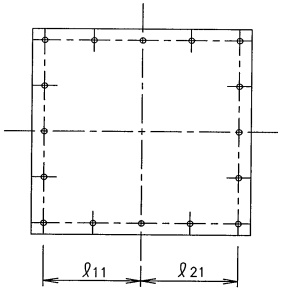
（単位：MPa ）

部　材	材　料	応　力	算出応力	許容応力
基礎ボルト (i=1)	SS400	引張り	σ_{bi}＝－	f_{tsi}＝39*
		せん断	τ_{bi}＝3	f_{sbi}＝49*

注記　＊：後打ちアンカー耐力による

すべて許容応力以下である。





A－A矢視図

（４６）炭酸ソーダ貯槽１供給スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
炭酸ソーダ貯槽１ 供給スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	－	60	40

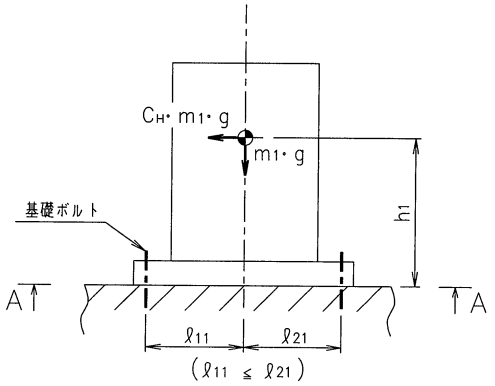
b. 評価結果

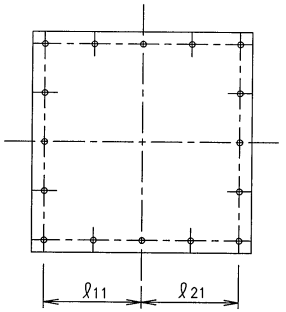
（単位：MPa ）

部　材	材　料	応　力	算出応力	許容応力
基礎ボルト (i=1)	SS400	引張り	σ_{b1}＝－	f_{ts1}＝39*
		せん断	τ_{b1}＝5	f_{sb1}＝49*

注記　＊：後打ちアンカー耐力による

すべて許容応力以下である。



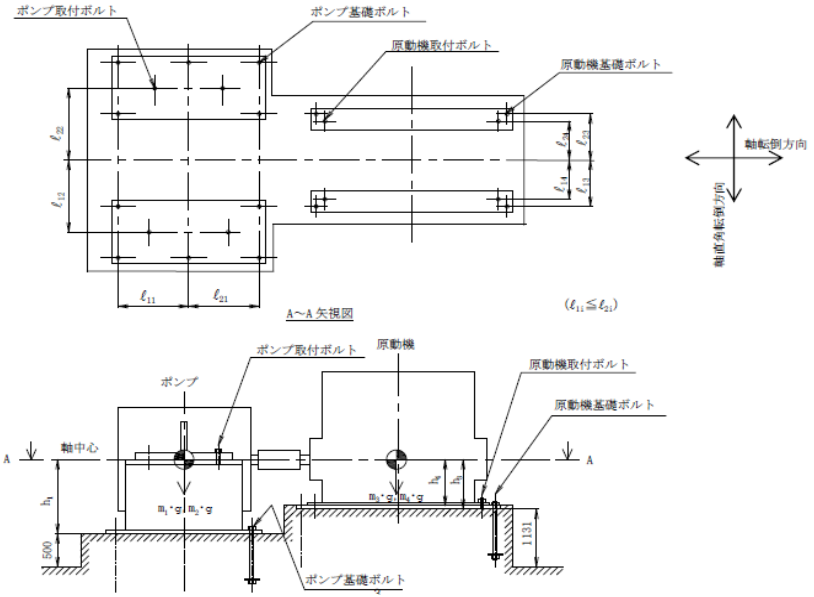


A－A矢視図

（４７）炭酸ソーダ貯槽２移送ポンプ１，２

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計 G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	ポンプ振動による震度	最高使用温度（℃）	周囲環境温度（℃）
炭酸ソーダ貯槽２ 移送ポンプ 1,2	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H＝0.36	－	C_P＝0.30	60	40



b. 評価結果

（単位：MPa ）

部　材	材　料	応　力	算出応力	許容応力
ポンプ基礎ボルト (i=1)	SUS304	引張り	σ_{b1}＝2	f_{ts1}＝153*
		せん断	τ_{b1}＝2	f_{sb1}＝118
ポンプ取付ボルト (i=2)	SS400	引張り	σ_{b2}＝2	f_{ts3}＝183*
		せん断	τ_{b2}＝3	f_{sb2}＝141
原動機基礎ボルト (i=3)	－	引張り	－	f_{ts3}＝－
		せん断	τ_{b3}＝－	f_{sb3}＝－
原動機取付ボルト (i=4)	－	引張り	－	f_{ts4}＝－
		せん断	τ_{b4}＝－	f_{sb4}＝－

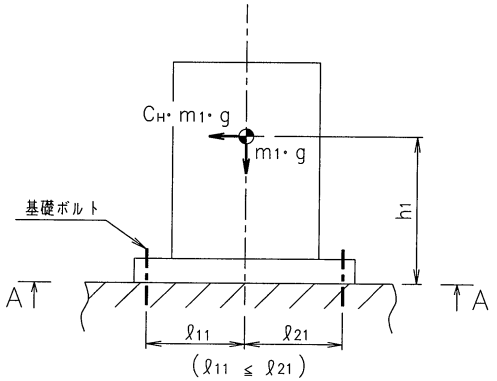
すべて許容応力以下である。

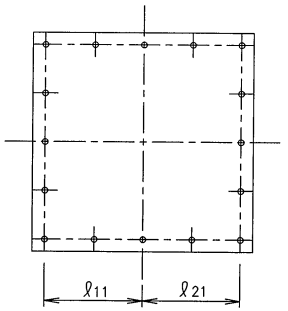
注記＊：（3.1.2）式より算出

（４８）炭酸ソーダ貯槽２移送スキッド

a. 条件

機器名称	耐震設計上の重要度分類	据付場所及び床面高さ 設計G.L.（m）	水平方向設計震度	鉛直方向設計震度	最高使用温度 (℃)	周囲環境温度 (℃)
炭酸ソーダ貯槽２ 移送スキッド	B	増設多核種除去設備建屋 T.P.36.2	C_H=0.36	－	60	40





A－A矢視図

b. 評価結果

（単位：MPa ）

部　材	材　料	応　力	算出応力	許容応力
基礎ボルト (i=1)	SS400	引張り	σ_{b1}=－	f_{ts1}=39*
		せん断	τ_{b1}=4	f_{sb1}=49*

注記　＊：後打ちアンカー耐力による

すべて許容応力以下である。

（４９）反応／凝集槽Ａ，Ｃ

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
反応／凝集槽Ａ，Ｃ	胴板	SS400	組合せ	水平 0.70 鉛直 0.40	19	208	MPa
	スカート	SS400	組合せ		17	215	MPa
			圧縮と曲げの組合せ（座屈の評価）		0.08	1	-
	取付ボルト	SS400	引張り		76	161	MPa
			せん断		37	124	MPa

（５０）沈殿槽Ａ，Ｃ

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
沈殿槽Ａ，Ｃ	胴板	SUS316L	組合せ	水平 0.70 鉛直 0.40	21	160	MPa
	スカート	SUS304	組合せ		17	205	MPa
			圧縮と曲げの組合せ（座屈の評価）		0.09	1	-
	取付ボルト	SS400	引張り		72	161	MPa
			せん断		39	124	MPa

（５１）上澄み水タンクＡ，Ｃ

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
上澄み水タンクＡ，Ｃ	胴板	SUS316L	組合せ	水平 0.70 鉛直 0.40	13	160	MPa
	スカート	SUS304	組合せ		20	205	MPa
			圧縮と曲げの組合せ（座屈の評価）		0.10	1	-
	取付ボルト	SS400	引張り		48	161	MPa
			せん断		9	124	MPa

（５２）スラリー循環ポンプＡ，Ｃ

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
スラリー循環ポンプＡ，Ｃ	取付ボルト	SS400	引張り	水平 0.70	3	161	MPa
			せん断	鉛直 0.40	3	124	MPa

（５３）上澄み水ポンプＡ，Ｃ

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
上澄み水ポンプＡ，Ｃ	取付ボルト	SS400	引張り	水平 0.70	3	161	MPa
			せん断	鉛直 0.40	3	124	MPa

（５４）反応／凝集・沈殿槽Ａ，Ｃスキッド

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
反応／凝集・沈殿槽Ａ，Ｃスキッド	基礎ボルト	SS400	引張り	水平 0.70	51	60*	MPa
			せん断	鉛直 0.40	36	70*	MPa

注記　＊後打ちアンカー耐力による

（５５）上澄み水タンクＡ，Ｃスキッド

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
上澄み水タンクＡ，Ｃスキッド	基礎ボルト	SS400	引張り	水平 0.70	45	60*	MPa
			せん断	鉛直 0.40	15	70*	MPa

注記　＊後打ちアンカー耐力による

（５６）凝集沈殿ポンプＡ，Ｃスキッド

機器名称	評価部位	材料	評価項目	震度	算出値	許容値	単位
凝集沈殿ポンプＡ，Ｃスキッド	基礎ボルト	SS400	引張り	水平 0.70	4	60*	MPa
			せん断	鉛直 0.40	14	70*	MPa

注記　＊後打ちアンカー耐力による

（５７）主配管（固有振動数 20Hz 以上）

１．評価方法

増設多核種除去設備の主配管のうち追設するものは，建屋との共振による加速度増大の防止を目的とし，はりモデルを使用して，配管系の固有振動数が 20Hz 以上となるスパンを解析で算出し，配管系をこの定ピッチスパンで支持するように設計する。

２．評価結果

			配管設計条件				
耐震クラス			B	B	B	B	B
保温			無	無	有	有	無
遮へい			無	無	無	無	無
流体			液体	液体	液体	液体	液体
内 圧 (MPa)			0.98	静水頭～0.98	0.5	0.98	静水頭
最高使用温度 (℃)			～60	～60	～60	～60	～60
比重(g/cm3)			1.0	1.0～1.2	1.0	1.0～1.2	1.1
材 質			炭素鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼
直管部最大支持間隔	口径	sch	(mm)	(mm)	(mm)	(mm)	(mm)
	15A	40				1400	
	25A	40			1850	1800	
	32A	40				2000	
	40A	40				2100	
	50A	40	2550	2500			
	150A	40					4000

増設多核種除去設備の各機器について，参考評価として，耐震 S クラス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した。評価結果を表１に示す。

表１　増設多核種除去設備　各機器に対する耐震評価結果（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
処理水受入れタンク１，２	取付ボルト	引張	0.8	19	176	MPa
		せん断	0.8	29	135	MPa
共沈タンク A，B，C	取付ボルト	引張	0.8	32	176	MPa
		せん断	0.8	12	135	MPa
供給タンク A，B，C	取付ボルト	引張	0.8	27	176	MPa
		せん断	0.8	13	135	MPa
吸着塔入口バッファタンク A，B，C	取付ボルト	引張	0.8	5	176	MPa
		せん断	0.8	16	135	MPa
サンプルタンク A，B，C	本体	転倒	0.8	6.7×10^{4}	7.1×10^{4}	kN・m
多核種吸着塔１～５A，B，C	取付ボルト	引張	0.8	18	131	MPa
		せん断	0.8	8	101	MPa
多核種吸着塔６～１４A，B，C	取付ボルト	引張	0.8	21	158	MPa
		せん断	0.8	9	121	MPa
多核種吸着塔１５～１８A，B，C	取付ボルト	引張	0.8	32	158	MPa
		せん断	0.8	16	121	MPa
移送タンク１，２	取付ボルト	引張	0.8	6	176	MPa
		せん断	0.8	31	135	MPa
供給ポンプ１A，B，C	取付ボルト	引張	0.8	1	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	8	153	MPa
		せん断	0.8	2	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	2	153	MPa
		せん断	0.8	2	118	MPa

表１　増設多核種除去設備　各機器に対する耐震評価結果（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
供給ポンプ２A，B，C	取付ボルト	引張	0.8	2	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	9	153	MPa
		せん断	0.8	2	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
循環ポンプA，B，C	取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	9	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	8	153	MPa
		せん断	0.8	2	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	5	118	MPa
ブースターポンプ１A，B，C	取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	5	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	15	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
ブースターポンプ２A，B，C	取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	5	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	15	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
移送ポンプ１，２	取付ボルト	引張	0.8	2	153	MPa
		せん断	0.8	5	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	10	153	MPa
		せん断	0.8	2	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	3	153	MPa
		せん断	0.8	4	118	MPa

表１　増設多核種除去設備　各機器に対する耐震評価結果（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
増設多核種除去設備用移送ポンプ A，B	取付ボルト	引張	0.8	4	153	MPa
		せん断	0.8	6	118	MPa
	ポンプ取付ボルト	引張	0.8	14	153	MPa
		せん断	0.8	3	118	MPa
	原動機取付ボルト	引張	0.8	5	153	MPa
		せん断	0.8	5	118	MPa
出口フィルタ A，B，C	取付ボルト	引張	0.8	92	153	MPa
		せん断	0.8	6	118	MPa
増設多核種除去設備入口弁スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	－	30	MPa
		せん断	0.8	36	38	MPa
処理水受入タンク１，２スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	37	65	MPa
		せん断	0.8	52	70	MPa
供給ポンプ１スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	－	30	MPa
		せん断	0.8	16	38	MPa
共沈タンク A，B，C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	44	65	MPa
		せん断	0.8	34	70	MPa
供給タンク A，B，C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	32	65	MPa
		せん断	0.8	36	70	MPa
供給ポンプ２A，B，C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	－	30	MPa
		せん断	0.8	12	38	MPa
供給ポンプ２弁 A，B，C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	－	30	MPa
		せん断	0.8	9	38	MPa
クロスフローフィルタ A，B，C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	34	65	MPa
		せん断	0.8	68	70	MPa
吸着塔入口バッファタンク A，B，C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	5	65	MPa
		せん断	0.8	28	70	MPa
ブースターポンプ１A，B，C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	－	30	MPa
		せん断	0.8	13	38	MPa
多核種吸着塔 A，B，C スキッド１	基礎ボルト	引張	0.8	36	65	MPa
		せん断	0.8	45	70	MPa
多核種吸着塔 A，B，C スキッド２	基礎ボルト	引張	0.8	31	65	MPa
		せん断	0.8	41	70	MPa
多核種吸着塔 A，B，C スキッド３	基礎ボルト	引張	0.8	27	65	MPa
		せん断	0.8	37	70	MPa

表１　増設多核種除去設備　各機器に対する耐震評価結果（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
多核種吸着塔 A，B，C スキッド４	基礎ボルト	引張	0.8	32	65	MPa
		せん断	0.8	39	70	MPa
多核種吸着塔 A，B，C スキッド５	基礎ボルト	引張	0.8	20	65	MPa
		せん断	0.8	49	70	MPa
多核種吸着塔 A，B，C スキッド６	基礎ボルト	引張	0.8	20	65	MPa
		せん断	0.8	49	70	MPa
ブースターポンプ２A，B，C スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	－	30	MPa
		せん断	0.8	10	38	MPa
出口フィルタスキッド	基礎ボルト	引張	0.8	－	30	MPa
		せん断	0.8	18	38	MPa
移送タンク１，２ スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	－	65	MPa
		せん断	0.8	55	70	MPa
出口移送スキッド	基礎ボルト	引張	0.8	－	30	MPa
		せん断	0.8	22	38	MPa
増設多核種除去設備用移送ポンプスキッド	基礎ボルト	引張	0.8	－	30	MPa
		せん断	0.8	25	38	MPa

以上

別紙－２

耐震クラスの設定について

増設多核種除去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，2021 年 9 月 8 日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。

本資料では，上記の方針に基づく耐震クラスの設定について記載する。

ただし，本資料に記載が無い，2021 年 9 月 8 日以前に認可された機器については，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

１．Ｂ＋クラスに設定する設備

（１）対象設備

反応／凝集槽，沈殿槽，上澄み水タンク，スラリー循環ポンプ，上澄み水ポンプ，反応／凝集・沈殿槽スキッド，上澄み水タンクスキッド，凝集沈殿ポンプスキッド及びこれらに接続する主配管。

（２）設定の理由

ａ．破損シナリオ

地震により安全機能を失った際の公衆への被ばく影響を評価するため，増設多核種除去設備の各機器が破損して内包する液体放射性物質が漏えいすることを想定する。なお，破損を想定する各機器には，（１）対象設備に加えて，2021 年 9 月 8 日以前に認可された機器を含む。

ｂ．影響評価

敷地境界線量評価の対象としている機器に設置している遮蔽等（各タンクの厚さ含む）が消失することを想定し，これにより放射線量が増大する影響を簡易的に評価した結果，最寄りの敷地境界（評価点 No.70）の線量は年間 1.36mSv 程度になると評価した。

なお，敷地境界線量評価の対象としている機器は，処理水受入タンク，共沈供給タンクスキッド，クロスフローフィルタスキッド，吸着塔，ＨＩＣ（スラリー用及び吸着材用），反応／凝集槽，沈殿槽，上澄み水タンクであり，これらの鉄遮蔽が 5cm 消失することで線量が 10 倍になると設定して評価した。

また，各機器の破損により漏出した放射性物質を最寄りの敷地境界にいる公衆が吸引することにより，0.22mSv 程度の線量影響が有ると評価した（表１参照）。

なお，1 年の間に線源の除去もしくは遮蔽による線量低減は十分可能であること，安全機能を失うような地震が発生したとしても，機器が全て破損することは無いと想定されることから，評価シナリオは保守性を有している。

ｃ．耐震クラス

破損シナリオによる公衆への被ばく影響は1.58mSv程度であり50μSv～5mSvの範囲であること，増設多核種除去設備は供用期間が長期間であることから，耐震クラスはＢ＋クラスと評価する。

表１　漏出した放射性物質を公衆が吸引した場合の線量簡易評価

項目	記号	単位	値	備考
放射性物質量	MAR	Bq	4.10E+14	実施計画記載の敷地境界線量評価条件より設定。核種はSr-90
MARのうち事故の影響を受ける割合	DR	－	1	全機器が損傷するとして保守側に設定
雰囲気中に放出され浮遊する割合	ARF	－	5.00E-05	出典※1より
肺に吸入され得る微粒子の割合	RF	－	1	知見となるデータが無いため保守側に設定
環境中へ漏れ出る割合	LPF	－	1	機器・建物の損傷の程度を考慮せず保守側に設定
五因子法※2による放射性物質放出量	ST	Bq	2.05E+10	MAR×DR×ARF×RF×LPF
一般公衆の呼吸率	Ma	m^3/s	2.57E-04	出典※3より2.22E+07cm^3/日を換算
実効線量係数	H	mSv/Bq	1.6E-04	出典※4よりSr-90の値
発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針による相対濃度	χ/Q	s/m^3	2.63E-04	大気安定度:Ｄ※5，風速2.3m/s※5，敷地境界まで440m
公衆が漏出した放射性物質を吸引することによる内部被ばく線量	Di	mSv	2.22E-01	ST×(χ/Q)×Ma×H

※１：U.S. Department of Energy, AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES, Volume I - Analysis of Experimental Data, DOE-HDBK-3010-94 December 1994
※２：五因子法とは、核燃料サイクル施設の事故解析ハンドブック（NUREG/CR-6410）に記載された簡易的に放射性物質の放出量を評価する手法である。
※３：発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標に対する評価指針
※４：ICRP Publication 72:Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides;Part 5 Complitation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients,1996
※５：2020年4月～2021年3月の気象データから設定

（３）Ｂ＋クラスの設計震度

2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方では，Ｂクラスに対する静的地震力の評価と，動的地震力の評価として1/2Sd225弾性範囲（共振時のみ）の評価を求めており，Ｂ＋クラスではＢクラスの評価に加えて，動的地震力の評価として1/2Ss450機能維持の評価を求めている。

ａ．静的地震力の評価

機器に対する静的地震力の評価は，水平0.3Gに1.2を乗じて水平震度は0.36として評価を行う。この評価は，後述するｃ．に包絡されることから，ａ．の評価を

省略する。

b．1/2Sd225 弾性範囲（共振時のみ）

1/2Sd225 における機器に対する評価では，後述するｃ．に記載する値（水平震度 0.70,鉛直震度 0.40）に 1/2 を乗じて求め，水平震度は 0.35，鉛直震度は 0.20 として評価を行う。

ｃ．1/2Ss450 機能維持

増設多核種除去設備では 1/2Ss450 に対する，基礎（GL-0.1m）での最大応答加速度は水平（２方向）にて 556cm/s^2 および 549cm/s^2 ，鉛直にて 321cm/s^2 である。また水平２方向の各時刻の応答加速度を重ね合わせたところ，最大応答加速度は 570cm/s^2 である。

このため，機器に対する評価では最大応答加速度に 1.2 を乗じて重力加速度で除した値を評価に用いる震度とし，水平震度 0.70，鉛直震度 0.40 にて評価を行う。

以上

付録1　スカート支持たて置円筒形容器の耐震性についての計算書作成の基本方針

1.　一般事項

本基本方針は，スカート支持たて置円筒形容器（耐震設計上の重要度分類ＢクラスおよびＢ＋クラス）の耐震性についての計算方法を示す。

1.1　適用基準

本基本方針における計算方法は，原子力発電所耐震設計技術指針　ＪＥＡＧ４６０１-1987（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和62年8月）に準拠する。

1.2　計算条件

(1)　容器及び内容物の質量は重心に集中するものとする。

(2)　地震力は容器に対して水平方向および鉛直方向に作用するものとする。

(3)　容器はスカートで支持され，スカートは下端のベースプレートを円周上等ピッチの多数の基礎ボルトで基礎に固定された固定端とする。ここで，基礎については剛となるように設計する。

(4)　胴とスカートをはりと考え，変形モードは曲げ及びせん断変形を考慮する。

(5)　容器頂部に水平方向変位を拘束する構造物を設ける場合は，その部分をピン支持とする。

(6)　スカート部材において，マンホール等の開口部があって補強をしていない場合は，欠損の影響を考慮する。

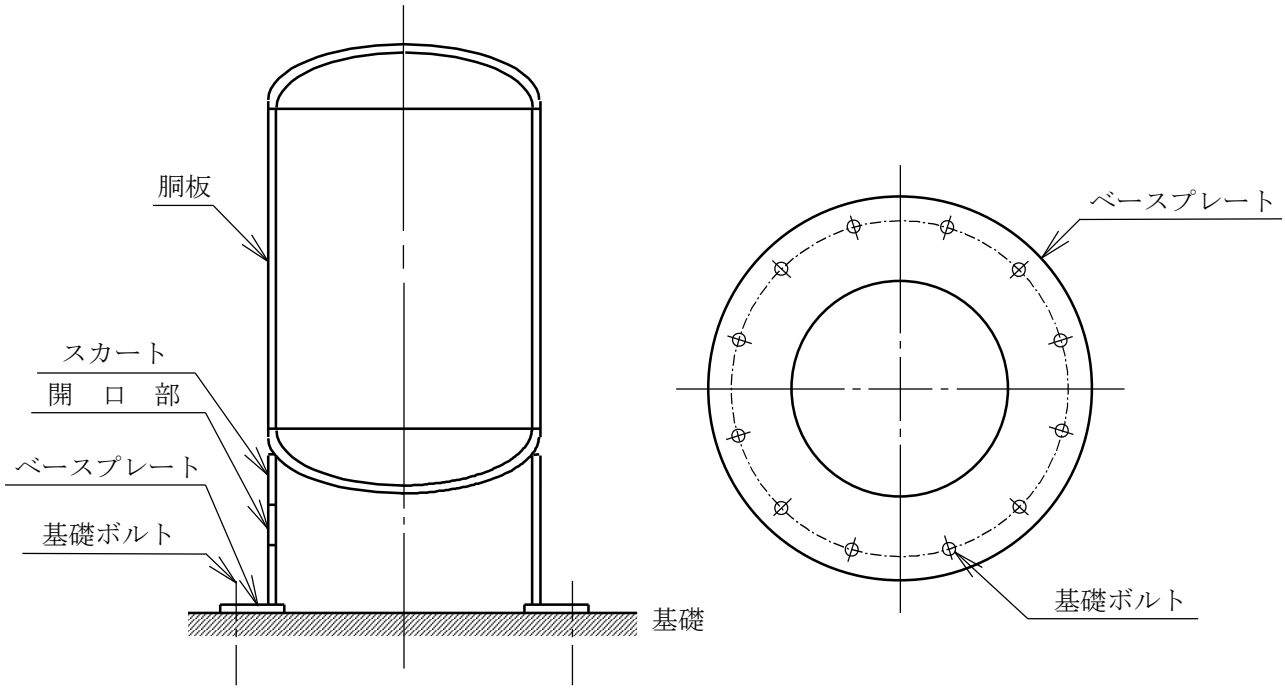


図1－1　概　要　図

1.3　記号の説明

記　　号	記　　号　　の　　説　　明	単　　位
A	胴の軸断面積	mm^2
A_b	基礎ボルトの軸断面積	mm^2
A_e	胴の有効せん断断面積	mm^2
A_s	スカートの軸断面積	mm^2
A_{se}	スカートの有効せん断断面積	mm^2
C_c	基礎ボルト計算における係数	―
C_H	水平方向設計震度	―
C_t	基礎ボルト計算における係数	―
C_v	鉛直方向設計震度	―
D_{bi}	ベースプレートの内径	mm
D_{bo}	ベースプレートの外径	mm
D_c	基礎ボルトのピッチ円直径	mm
D_i	胴の内径	mm
D_j	スカートに設けられた各開口部の穴径（$j=1, 2, 3\cdots j_1$）	mm
D_s	スカートの内径	mm
E	胴の縦弾性係数	MPa
E_s	スカートの縦弾性係数	MPa
e	基礎ボルト計算における係数	―
F	設計・建設規格　SSB-3121.1又はSSB-3131に定める値	MPa
F_c	基礎に作用する圧縮力	N
F_t	基礎ボルトに作用する引張力	N
f_b	曲げモーメントに対する許容座屈応力	MPa
f_c	軸圧縮荷重に対する許容座屈応力	MPa
f_{sb}	せん断力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力	MPa
f_t	スカートの許容引張応力	MPa
f_{to}	引張力のみを受ける基礎ボルトの許容引張応力	MPa
f_{ts}	引張力とせん断力を同時に受ける基礎ボルトの許容引張応力	MPa
G	胴のせん断弾性係数	MPa
G_s	スカートのせん断弾性係数	MPa
g	重力加速度（＝9.80665）	m/s^2
H	水頭	mm
I	胴の断面二次モーメント	mm^4
I_s	スカートの断面二次モーメント	mm^4
j_1	スカートに設けられた開口部の穴の個数	―

記　号	記　号　の　説　明	単　位
K_H	水平方向ばね定数	N/m
K_V	鉛直方向ばね定数	N/m
k	基礎ボルト計算における中立軸の荷重係数	－
ℓ	胴のスカート接合点から重心までの距離	mm
ℓ_1，ℓ_2	基礎ボルト計算における中立軸から荷重作用点までの距離（図2－4に示す距離）	mm
ℓ_r	容器の重心から上端支持部までの長さ	mm
ℓ_s	スカートの長さ	mm
M_s	スカートに作用する転倒モーメント	N･mm
M_{s1}	スカートの上端部に作用する転倒モーメント	N･mm
M_{s2}	スカートの下端部に作用する転倒モーメント	N･mm
m_0	容器の運転時質量	kg
m_e	容器のスカート接合部から上部の空質量	kg
n	基礎ボルトの本数	－
P_r	最高使用圧力	MPa
Q	重心に作用する任意の水平力	N
Q′	Qにより上端の支持部に作用する反力	N
S	設計・建設規格　付録材料図表　Part5　表5に定める値	MPa
S_a	胴の許容応力	MPa
S_u	設計・建設規格　付録材料図表　Part5　表9に定める値	MPa
S_y	設計・建設規格　付録材料図表　Part5　表8に定める値	MPa
s	基礎ボルトと基礎の縦弾性係数比	－
T_H	水平方向固有周期	s
T_V	鉛直方向固有周期	s
t	胴板の厚さ	mm
t_1	基礎ボルト面積相当板幅	mm
t_2	圧縮側基礎相当幅	mm
t_s	スカートの厚さ	mm
Y	スカート開口部の水平断面における最大円周長さ	mm
z	基礎ボルト計算における係数	－
α	基礎ボルト計算における中立軸を定める角度	rad
δ	荷重Qによる容器の上端での変位量	mm
δ'	荷重Q′による容器の上端での変位量	mm
δ_0	荷重Q，Q′による容器の重心での変位量	mm
η	座屈応力に対する安全率	－
π	円周率	－

記　　号	記　　号　　の　　説　　明	単　　位
ρ'	液体の密度（＝比重×10^{-6}）	kg/mm^3
σ_0	胴の一次一般膜応力の最大値	MPa
σ_{0c}	胴の組合せ圧縮応力	MPa
σ_{0t}	胴の組合せ引張応力	MPa
σ_b	基礎ボルトに生じる引張応力	MPa
σ_c	基礎に生じる圧縮応力	MPa
σ_s	スカートの組合せ応力	MPa
σ_{s1}	スカートの運転時質量による軸方向応力	MPa
σ_{s2}	スカートの曲げモーメントによる軸方向応力	MPa
σ_{s3}	スカートの鉛直方向地震による軸方向応力	MPa
σ_{x1}，$\sigma_{\phi 1}$	静水頭又は内圧により胴に生じる軸方向及び周方向応力	MPa
σ_{x2}	胴の運転時質量による軸方向引張応力	MPa
σ_{x3}	胴の空質量による軸方向圧縮応力	MPa
σ_{x4}	地震により胴に生じる軸方向応力	MPa
σ_{x5}	胴の鉛直方向地震による軸方向引張応力	MPa
σ_{x6}	胴の鉛直方向地震による軸方向圧縮応力	MPa
σ_{xc}	胴の軸方向応力の和（圧縮側）	MPa
σ_{xt}	胴の軸方向応力の和（引張側）	MPa
σ_ϕ	胴の周方向応力の和	MPa
$\sigma_{\phi 2}$	静水頭に鉛直方向地震が加わり胴に生じる周方向応力	MPa
τ	地震により胴に生じるせん断応力	MPa
τ_b	基礎ボルトに生じるせん断応力	MPa
τ_s	地震によりスカートに生じるせん断応力	MPa
$\phi_1(x)$	圧縮荷重に対する許容座屈応力の関数	MPa
$\phi_2(x)$	曲げモーメントに対する許容座屈応力の関数	MPa

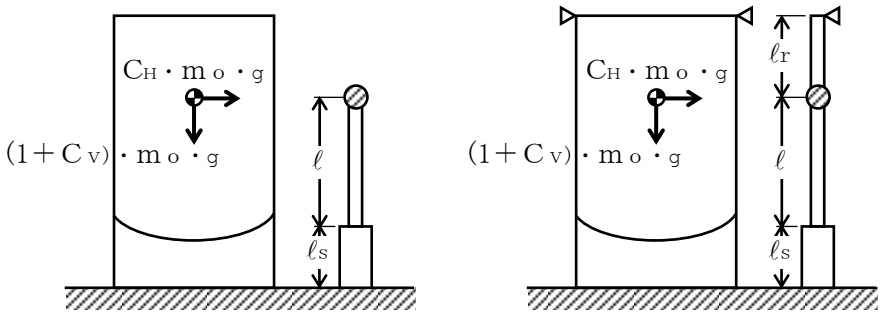
注：「設計・建設規格」とは，発電用原子力設備規格（設計・建設規格　ＪＳＭＥ　ＳＮＣ１－2005（2007年追補版含む。））（日本機械学会　2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）をいう。

2.　計算方法

2.1　固有周期の計算方法

(1)　計算モデル

本容器は，1.2項より図2－1に示す下端固定の1質点系振動モデルあるいは下端固定上端支持の1質点系振動モデルとして考える。



下端固定の場合　　下端固定上端支持の場合

図2－1　固有周期の計算モデル

(2)　水平方向固有周期

a.　下端固定の場合

曲げ及びせん断変形によるばね定数K_Hは次式で求める。

$$K_H=1000\ /\ \left\{\frac{\ell^3}{3\cdot E\cdot I}+\frac{1}{3\cdot E_s\cdot I_s}\cdot(3\cdot\ell^2\cdot\ell_s+3\cdot\ell\cdot\ell_s{}^2+\ell_s{}^3)+\frac{\ell}{G\cdot A_e}+\frac{\ell_s}{G_s\cdot A_{se}}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.1.1)$$

ここで，スカートの開口部（図2－2参照）による影響を考慮し，胴及びスカートの断面性能は次のように求める。

胴の断面性能は

$$I=\frac{\pi}{8}\cdot(D_i+t)^3\cdot t \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.1.2)$$

$$A_e=\frac{2}{3}\cdot\pi\cdot(D_i+t)\cdot t \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.1.3)$$

スカートの断面性能は

$$I_s=\frac{\pi}{8}\cdot(D_s+t_s)^3\cdot t_s-\frac{1}{4}\cdot(D_s+t_s)^2\cdot t_s\cdot Y \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.1.4)$$

スカート開口部の水平断面における最大円周長さは，

（図2－2及び図2－3参照）

$$Y=\sum_{j=1}^{j1}(D_s+t_s)\cdot\sin^{-1}\left(\frac{D_j}{D_s+t_s}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.1.5)$$

$$A_{se}=\frac{2}{3}\cdot\{\pi\cdot(D_s+t_s)-Y\}\cdot t_s \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.1.6)$$

したがって，固有周期T_Hは次式で求める。

$$T_H=2\cdot\pi\cdot\sqrt{\frac{m_0}{K_H}} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.1.7)$$

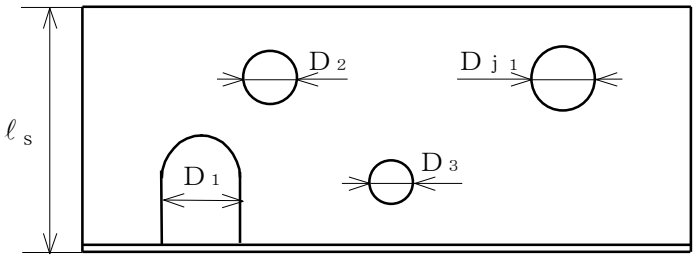


図2－2　スカート開口部の形状

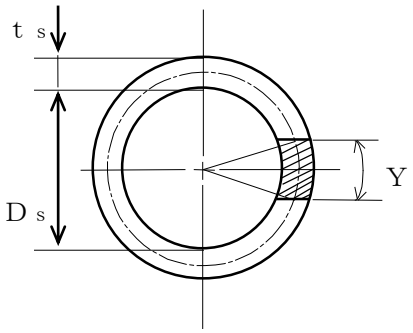


図2－3　スカート開口部の水平断面における最大円周長さ

b.　下端固定上端支持の場合

重心の位置に水平方向の荷重Qが作用したときに上端の支持部に生じる反力Q′は，図2－4 に示すように荷重Q及び反力Q′による上端の変位量δとδ′が等しいとして求める。

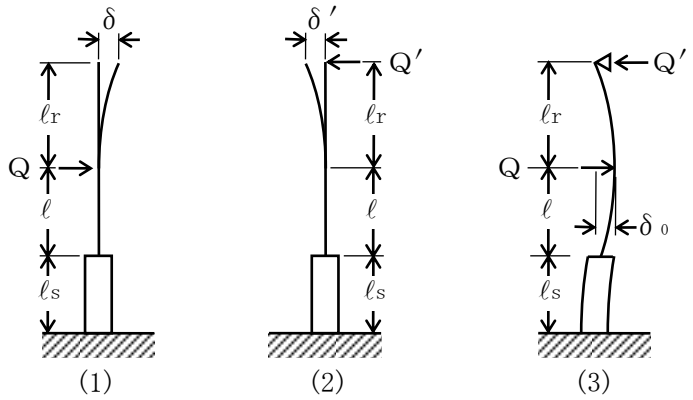


図2－4　下端固定上端支持の場合の変形モデル

図 2－4 の(1)の場合

$$\delta=\frac{Q\cdot\ell^2}{6\cdot E\cdot I}\cdot(2\cdot\ell+3\cdot\ell_r)+\frac{Q}{6\cdot E_s\cdot I_s}\cdot\{2\cdot\ell_s^3+3\cdot\ell_s^2\cdot\ell_r+6\cdot\ell_s\cdot\ell\cdot(\ell_s+\ell+\ell_r)\}+\frac{Q\cdot\ell}{G\cdot A_e}+\frac{Q\cdot\ell_s}{G_s\cdot A_{se}}\quad\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\quad(2.1.8)$$

図 2－4 の(2)の場合

$$\delta'=\frac{Q'\cdot(\ell+\ell_r)^3}{3\cdot E\cdot I}+\frac{Q'}{3\cdot E_s\cdot I_s}\cdot\{3\cdot(\ell+\ell_r)^2\cdot\ell_s+3\cdot(\ell+\ell_r)\cdot\ell_s^2+\ell_s^3\}+\frac{Q'\cdot(\ell+\ell_r)}{G\cdot A_e}+\frac{Q'\cdot\ell_s}{G_s\cdot A_{se}}\quad\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\quad(2.1.9)$$

(2.1.8) 式と (2.1.9) 式を等しく置くことにより，

$$Q'=Q\cdot\left\{\frac{\ell^2\cdot(2\cdot\ell+3\cdot\ell_r)}{6\cdot E\cdot I}+\frac{2\cdot\ell_s^3+3\cdot\ell_s^2\cdot\ell_r+6\cdot\ell_s\cdot\ell\cdot(\ell_s+\ell+\ell_r)}{6\cdot E_s\cdot I_s}+\frac{\ell}{G\cdot A_e}+\frac{\ell_s}{G_s\cdot A_{se}}\right\}\Big/\left\{\frac{(\ell+\ell_r)^3}{3\cdot E\cdot I}+\frac{3\cdot(\ell+\ell_r)^2\cdot\ell_s+3\cdot(\ell+\ell_r)\cdot\ell_s^2+\ell_s^3}{3\cdot E_s\cdot I_s}+\frac{\ell+\ell_r}{G\cdot A_e}+\frac{\ell_s}{G_s\cdot A_{se}}\right\}\quad\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\quad(2.1.10)$$

したがって，図 2－4 の(3)に示す重心位置での変位量 δ_0 は図 2－4 の(1)及び(2)の重心位置での変位量の重ね合せから求めることができ，ばね定数 K_H は次式で求める。

$$K_H=\frac{Q}{\delta_o}=1000\Big/\left\{\frac{\ell^3}{3\cdot E\cdot I}+\frac{3\cdot\ell^2\cdot\ell_s+3\cdot\ell\cdot\ell_s{}^2+\ell_s{}^3}{3\cdot E_s\cdot I_s}+\left(1-\frac{Q'}{Q}\right)\cdot\left(\frac{\ell}{G\cdot A_e}+\frac{\ell_s}{G_s\cdot A_{se}}\right)-\frac{Q'}{Q}\cdot\left(\frac{2\cdot\ell^3+3\cdot\ell^2\cdot\ell_r}{6\cdot E\cdot I}+\frac{3\cdot\ell_s{}^2\cdot\ell+\ell_s{}^3+3\cdot\ell_s\cdot\ell^2+3\cdot\ell_s\cdot\ell\cdot\ell_r+\frac{3}{2}\cdot\ell_s{}^2\cdot\ell_r}{3\cdot E_s\cdot I_s}\right)\right\}$$

……　(2.1.11)

固有周期は（2.1.7）式により求める。

(3)　鉛直方向固有周期

軸方向変形によるばね定数 K_V は次式で求める。

$$K_V=1000\Big/\left\{\frac{\ell}{A\cdot E}+\frac{\ell_s}{A_s\cdot E_s}\right\}$$ ……　(2.1.12)

$$A=\pi\cdot(D_i+t)\cdot t$$ ……　(2.1.13)

$$A_s=\{\pi\cdot(D_s+t_s)-Y\}\cdot t_s$$ ……　(2.1.14)

したがって，固有周期 T_v は次式で求める。

$$T_v=2\cdot\pi\cdot\sqrt{\frac{m_0}{K_v}}$$ ……　(2.1.15)

2.2　応力の計算方法

応力計算において，静的地震力を用いる場合は，絶対値和を用い，動的地震力を用いる場合は，ＳＲＳＳ法を用いることができる。

2.2.1　胴の応力

(1)　静水頭又は内圧による応力

静水頭による場合（鉛直方向地震時を含む。）

$$\sigma_{\phi 1}=\frac{\rho' \cdot g \cdot H \cdot D_i}{2 \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.1)$$

$$\sigma_{\phi 2}=\frac{\rho' \cdot g \cdot H \cdot D_i \cdot C_v}{2 \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.2)$$

$$\sigma_{x1}=0 \quad \cdots\cdots (2.2.1.3)$$

内圧による場合

$$\sigma_{\phi 1}=\frac{P_r \cdot (D_i+1.2 \cdot t)}{2 \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.4)$$

$$\sigma_{\phi 2}=0 \quad \cdots\cdots (2.2.1.5)$$

$$\sigma_{x1}=\frac{P_r \cdot (D_i+1.2 \cdot t)}{4 \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.6)$$

(2)　運転時質量及び鉛直方向地震による応力

胴がスカートと接合する点を境界として，上部には胴自身の質量による圧縮応力が，下部には下部の胴自身の質量と内容物の質量による引張応力が生じる。

下部の胴について

$$\sigma_{x2}=\frac{(m_0-m_e) \cdot g}{\pi \cdot (D_i+t) \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.7)$$

$$\sigma_{x5}=\frac{(m_0-m_e) \cdot g \cdot C_v}{\pi \cdot (D_i+t) \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.8)$$

上部の胴について

$$\sigma_{x3}=\frac{m_e \cdot g}{\pi \cdot (D_i+t) \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.9)$$

$$\sigma_{x6}=\frac{m_e \cdot g \cdot C_v}{\pi \cdot (D_i+t) \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.10)$$

(3)　水平方向地震による応力

水平方向の地震力により胴はスカート接合部で最大となる曲げモーメントを受ける。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次のように求める。

a.　下端固定の場合

$$\sigma_{x4}=\frac{4\cdot C_H\cdot m_0\cdot g\cdot \ell}{\pi\cdot(D_i+t)^2\cdot t} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.11)$$

$$\tau=\frac{2\cdot C_H\cdot m_0\cdot g}{\pi\cdot(D_i+t)\cdot t} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.12)$$

b.　下端固定上端支持の場合

$$\sigma_{x4}=\frac{4\cdot C_H\cdot m_0\cdot g\cdot\left|\ell-\frac{Q'}{Q}\cdot(\ell+\ell_r)\right|}{\pi\cdot(D_i+t)^2\cdot t} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.13)$$

$$\tau=\frac{2\cdot C_H\cdot m_0\cdot g\cdot\left(1-\frac{Q'}{Q}\right)}{\pi\cdot(D_i+t)\cdot t} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.14)$$

(4)　組合せ応力

(1)～(3)によって求めた胴の応力は以下のように組み合わせる。

a.　一次一般膜応力

(a)　組合せ引張応力

$$\sigma_\phi=\sigma_{\phi1}+\sigma_{\phi2} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.15)$$

$$\sigma_{0t}=\frac{1}{2}\cdot\left\{\sigma_\phi+\sigma_{xt}+\sqrt{(\sigma_\phi-\sigma_{xt})^2+4\cdot\tau^2}\right\}$$

$$\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.16)$$

ここで,

【絶対値和】

$$\sigma_{xt}=\sigma_{x1}+\sigma_{x2}+\sigma_{x4}+\sigma_{x5} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.17)$$

【ＳＲＳＳ法】

$$\sigma_{xt}=\sigma_{x1}+\sigma_{x2}+\sqrt{\sigma_{x4}^2+\sigma_{x5}^2} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.18)$$

(b)　組合せ圧縮応力

σ_{xc}が正の値（圧縮側）のとき，次の組合せ圧縮応力を求める。

$$\sigma_\phi=-\sigma_{\phi1}-\sigma_{\phi2} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.19)$$

$$\sigma_{0c}=\frac{1}{2}\cdot\left\{\sigma_\phi+\sigma_{xc}+\sqrt{(\sigma_\phi-\sigma_{xc})^2+4\cdot\tau^2}\right\}$$

$$\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.20)$$

ここで,

【絶対値和】

$$\sigma_{xc} = -\sigma_{x1} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4} + \sigma_{x6} \quad \cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.21)$$

【ＳＲＳＳ法】

$$\sigma_{xc} = -\sigma_{x1} + \sigma_{x3} + \sqrt{\sigma_{x4}^{2} + \sigma_{x6}^{2}} \quad \cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.22)$$

したがって，胴の組合せ一次一般膜応力の最大値は，絶対値和，ＳＲＳＳ法それぞれに対して，

σ_0＝Max ｛組合せ引張応力（σ_{0t}），組合せ圧縮応力（σ_{0c}）｝

$$\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.23)$$

とする。

一次応力は一次一般膜応力と同じになるので省略する。

2.2.2　スカートの応力

(1)　運転時質量及び鉛直方向地震による応力

スカート底部に生じる運転時質量及び鉛直方向地震による圧縮応力は次式で求める。

$$\sigma_{s1} = \frac{m_0 \cdot g}{\{\pi \cdot (D_s + t_s) - Y\} \cdot t_s} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.1)$$

$$\sigma_{s3} = \frac{m_0 \cdot g \cdot C_V}{\{\pi \cdot (D_s + t_s) - Y\} \cdot t_s} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.2)$$

(2)　水平方向地震による応力

水平方向の地震力によりスカートには曲げモーメントが作用する。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次式で求める。

a.　下端固定の場合

$$\sigma_{s2} = \frac{M_s}{(D_s + t_s) \cdot t_s \cdot \left\{\frac{\pi}{4} \cdot (D_s + t_s) - \frac{Y}{2}\right\}} \quad \cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.3)$$

$$\tau_s = \frac{2 \cdot C_H \cdot m_0 \cdot g}{\{\pi \cdot (D_s + t_s) - Y\} \cdot t_s} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.4)$$

ここで,

$$M_s = C_H \cdot m_0 \cdot g \cdot (\ell_s + \ell) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.5)$$

b.　下端固定上端支持の場合

軸方向応力は（2.2.2.3）式で表されるが，曲げモーメントM_sは次のM_{s1}又はM_{s2}のいずれか大きい方の値とする。

$$M_{s1}=C_H \cdot m_0 \cdot g \cdot \left|\ell-\frac{Q'}{Q}\cdot(\ell+\ell_r)\right| \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.6)$$

$$M_{s2}=C_H \cdot m_0 \cdot g \cdot \left|\ell_s+\ell-\frac{Q'}{Q}\cdot(\ell_s+\ell+\ell_r)\right|$$

$$\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.7)$$

$$\tau_s=\frac{2 \cdot C_H \cdot m_0 \cdot g \cdot \left(1-\frac{Q'}{Q}\right)}{\{\pi \cdot (D_s+t_s)-Y\} \cdot t_s} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.8)$$

(3)　組合せ応力

組合せ応力は次式で求める。

【絶対値和】

$$\sigma_s=\sqrt{(\sigma_{s1}+\sigma_{s2}+\sigma_{s3})^2+3 \cdot \tau_s^2} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.9)$$

【ＳＲＳＳ法】

$$\sigma_s=\sqrt{\left(\sigma_{s1}+\sqrt{\sigma_{s2}^2+\sigma_{s3}^2}\right)^2+3 \cdot \tau_s^2} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.10)$$

2.2.3　基礎ボルトの応力

(1)　引張応力

基礎に作用する転倒モーメントＭｓは，下端固定の場合，（2.2.2.5）式を，下端固定上端支持の場合は（2.2.2.6）式又は（2.2.2.7）式を用いる。

転倒モーメントが作用した場合に生じる基礎ボルトの引張荷重と基礎部の圧縮荷重については，荷重と変位量の釣合い条件を考慮することにより求める。（図2－5参照）

以下にその手順を示す。

a.　σｂ及びσｃを仮定して基礎ボルトの応力計算における中立軸の荷重係数ｋを求める。

$$k=\frac{1}{1+\frac{\sigma_b}{s\cdot\sigma_c}} \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.1)$$

b.　基礎ボルトの応力計算における中立軸を定める角度αを求める。

$$\alpha=\cos^{-1}(1-2\cdot k) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.2)$$

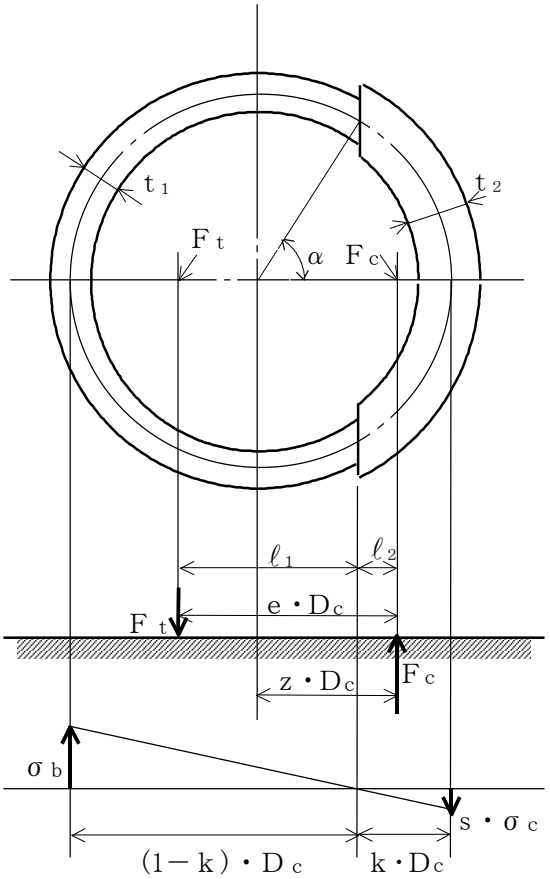


図2－5　基礎の荷重説明図

c.　各定数ｅ，ｚ，Ｃｔ及びＣｃを求める。

$$e=\frac{1}{2}\cdot\left\{\frac{(\pi-\alpha)\cdot\cos^2\alpha+\frac{1}{2}\cdot(\pi-\alpha)+\frac{3}{2}\cdot\sin\alpha\cdot\cos\alpha}{(\pi-\alpha)\cdot\cos\alpha+\sin\alpha}+\frac{\frac{1}{2}\cdot\alpha-\frac{3}{2}\cdot\sin\alpha\cdot\cos\alpha+\alpha\cdot\cos^2\alpha}{\sin\alpha-\alpha\cdot\cos\alpha}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.3)$$

$$z=\frac{1}{2}\cdot\left(\cos\alpha+\frac{\frac{1}{2}\cdot\alpha-\frac{3}{2}\cdot\sin\alpha\cdot\cos\alpha+\alpha\cdot\cos^2\alpha}{\sin\alpha-\alpha\cdot\cos\alpha}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.4)$$

$$C_t=\frac{2\cdot\{(\pi-\alpha)\cdot\cos\alpha+\sin\alpha\}}{1+\cos\alpha} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.5)$$

$$C_c=\frac{2\cdot(\sin\alpha-\alpha\cdot\cos\alpha)}{1-\cos\alpha} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.6)$$

d.　各定数を用いてＦｔ及びＦｃを求める。

【絶対値和】

$$F_t=\frac{M_s-(1-C_v)\cdot m_0\cdot g\cdot z\cdot D_c}{e\cdot D_c} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.7)$$

$$F_c=F_t+(1-C_v)\cdot m_0\cdot g \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.8)$$

【ＳＲＳＳ法】

$$F_t=\frac{\sqrt{M_s^2+(C_v\cdot m_0\cdot g\cdot z\cdot D_c)^2}}{e\cdot D_c}-\frac{z}{e}\cdot m_0\cdot g \quad \cdots\cdots \quad (2.2.3.9)$$

$$F_c=\frac{\sqrt{M_s^2+(C_v\cdot m_0\cdot g\cdot(z-e)\cdot D_c)^2}}{e\cdot D_c}+\left(1-\frac{z}{e}\right)\cdot m_0\cdot g \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.10)$$

基礎ボルトに引張力が作用しないのは，αがπに等しくなったときであり，（2.2.3.3）式及び（2.2.3.4）式においてαをπに近づけた場合の値　ｅ＝0.75及びｚ＝0.25を（2.2.3.7）式又は（2.2.3.9）式に代入し，得られるＦｔの値によって引張力の有無を次のように判定する。

Ｆｔ≦0ならば引張力は作用しない。

Ｆｔ＞0ならば引張力が作用しているので次の計算を行う。

e.　σ_b及びσ_cを求める。

$$\sigma_b=\frac{2\cdot F_t}{t_1\cdot D_c\cdot C_t} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.11)$$

$$\sigma_c=\frac{2\cdot F_c}{(t_2+s\cdot t_1)\cdot D_c\cdot C_c} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.12)$$

ここで,

$$t_1=\frac{n\cdot A_b}{\pi\cdot D_c} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.13)$$

$$t_2=\frac{1}{2}\cdot(D_{bo}-D_{bi})-t_1 \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.14)$$

σ_b及びσ_cがa項にて仮定した値と十分に近似していることを確認する。この場合のσ_b及びσ_cを基礎ボルトと基礎に生じる応力とする。

(2)　せん断応力

a.　下端固定の場合

$$\tau_b=\frac{C_H\cdot m_0\cdot g}{n\cdot A_b} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.15)$$

b.　下端固定上端支持の場合

$$\tau_b=\frac{C_H\cdot m_0\cdot g\cdot\left(1-\frac{Q'}{Q}\right)}{n\cdot A_b} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3.16)$$

3.　評価方法

3.1　固有周期の評価

2.1項で求めた固有周期から，水平方向及び鉛直方向の設計震度を求める。

3.2　応力の評価

3.2.1　胴の応力評価

2.2.1項で求めた組合せ応力が胴の最高使用温度における許容応力Ｓａ以下であること。

応力の種類	許　容　応　力　Sa
一次一般膜応力	設計降伏点Ｓｙと設計引張強さＳｕの0.6倍のいずれか小さい方の値。ただし，オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金にあっては許容引張応力Ｓの1.2倍の方が大きい場合は，この大きい方の値とする。

一次応力の評価は算出応力が一次一般膜応力と同じ値であるので省略する。

3.2.2　スカートの応力評価

(1)　2.2.2項で求めたスカートの組合せ応力が許容引張応力 f_t 以下であること。

$$f_t = \frac{F}{1.5} \cdot 1.5 \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.1)$$

(2)　圧縮膜応力（圧縮応力と曲げによる圧縮側応力の組合せ）は次式を満足すること。

（座屈の評価）

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_{s1} + \sigma_{s3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{s2}}{f_b} \leqq 1 \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.2)$$

ここで，f_c は次による。

$$\frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} \leqq \frac{1200 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_c = F \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.3)$$

$$\frac{1200 \cdot g}{F} < \frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} < \frac{8000 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_c = F \cdot \left[1 - \frac{1}{6800 \cdot g} \cdot \left\{ F - \phi_1 \left(\frac{8000 \cdot g}{F} \right) \right\} \cdot \left(\frac{D_s + 2 \cdot t_s}{2 \cdot t_s} - \frac{1200 \cdot g}{F} \right) \right] \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.4)$$

$$\frac{8000\cdot g}{F}\leqq\frac{D_s+2\cdot t_s}{2\cdot t_s}\leqq 800 \quad \text{のとき}$$

$$f_c=\phi_1\left(\frac{D_s+2\cdot t_s}{2\cdot t_s}\right) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.5)$$

ただし，$\phi_1(x)$は次の関数とする。

$$\phi_1(x)=0.6\cdot\frac{E_s}{x}\cdot\left[1-0.901\cdot\left\{1-\exp\left(-\frac{1}{16}\cdot\sqrt{x}\right)\right\}\right] \cdots\cdots \quad (3.2.2.6)$$

また，f_bは次による。

$$\frac{D_s+2\cdot t_s}{2\cdot t_s}\leqq\frac{1200\cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_b=F \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.7)$$

$$\frac{1200\cdot g}{F}<\frac{D_s+2\cdot t_s}{2\cdot t_s}<\frac{9600\cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_b=F\cdot\left[1-\frac{1}{8400\cdot g}\cdot\left\{F-\phi_2\left(\frac{9600\cdot g}{F}\right)\right\}\cdot\left(\frac{D_s+2\cdot t_s}{2\cdot t_s}-\frac{1200\cdot g}{F}\right)\right] \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.8)$$

$$\frac{9600\cdot g}{F}\leqq\frac{D_s+2\cdot t_s}{2\cdot t_s}\leqq 800 \quad \text{のとき}$$

$$f_b=\phi_2\left(\frac{D_s+2\cdot t_s}{2\cdot t_s}\right) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.9)$$

ただし，$\phi_2(x)$は次の関数とする。

$$\phi_2(x)=0.6\cdot\frac{E_s}{x}\cdot\left[1-0.731\cdot\left\{1-\exp\left(-\frac{1}{16}\cdot\sqrt{x}\right)\right\}\right] \quad \cdots \quad (3.2.2.10)$$

ηは安全率で次による。

$$\frac{D_s+2\cdot t_s}{2\cdot t_s}\leqq\frac{1200\cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$\eta=1 \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.11)$$

$$\frac{1200\cdot g}{F}<\frac{D_s+2\cdot t_s}{2\cdot t_s}<\frac{8000\cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$\eta=1+\frac{0.5\cdot F}{6800\cdot g}\cdot\left(\frac{D_s+2\cdot t_s}{2\cdot t_s}-\frac{1200\cdot g}{F}\right) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.12)$$

$$\frac{8000\cdot g}{F}\leqq\frac{D_s+2\cdot t_s}{2\cdot t_s} \quad \text{のとき}$$

$$\eta=1.5 \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.13)$$

3.2.3　基礎ボルトの応力評価

2.2.3項で求めた基礎ボルトの引張応力σ_bは次式より求めた許容引張応力f_{ts}以下であること。

せん断応力τ_bはせん断力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力f_{sb}以下であること。

$$f_{ts}=1.4\cdot f_{to}-1.6\cdot \tau_b \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.3.1)$$

かつ,

$$f_{ts}\leqq f_{to} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.3.2)$$

ただし，f_{to}及びf_{sb}は下表による。

	許容引張応力　f_{to}	許容せん断応力　f_{sb}
計　　算　　式	$\frac{F}{2}\cdot 1.5$	$\frac{F}{1.5\cdot\sqrt{3}}\cdot 1.5$

付録2　平底たて置円筒形容器の耐震性についての計算書作成の基本方針

1.　一般事項

本基本方針は，平底たて置円筒形容器（耐震設計上の重要度分類ＢクラスおよびＢ＋クラス）の耐震性についての計算方法を示す。

1.1　適用基準

本基本方針における計算方法は，原子力発電所耐震設計技術指針　ＪＥＡＧ４６０１-1987　（日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和62年8月）に準拠する。

1.2　計算条件

(1)　容器及び内容物の質量は重心に集中するものとする。

(2)　地震力は容器に対して水平方向および鉛直方向から作用するものとする。

(3)　容器は胴下端のベースプレートを円周上等ピッチの多数の基礎ボルトで基礎に固定された固定端とする。ここで，基礎については剛となるように設計する。

(4)　胴をはりと考え，変形モードは曲げ及びせん断変形を考慮する。

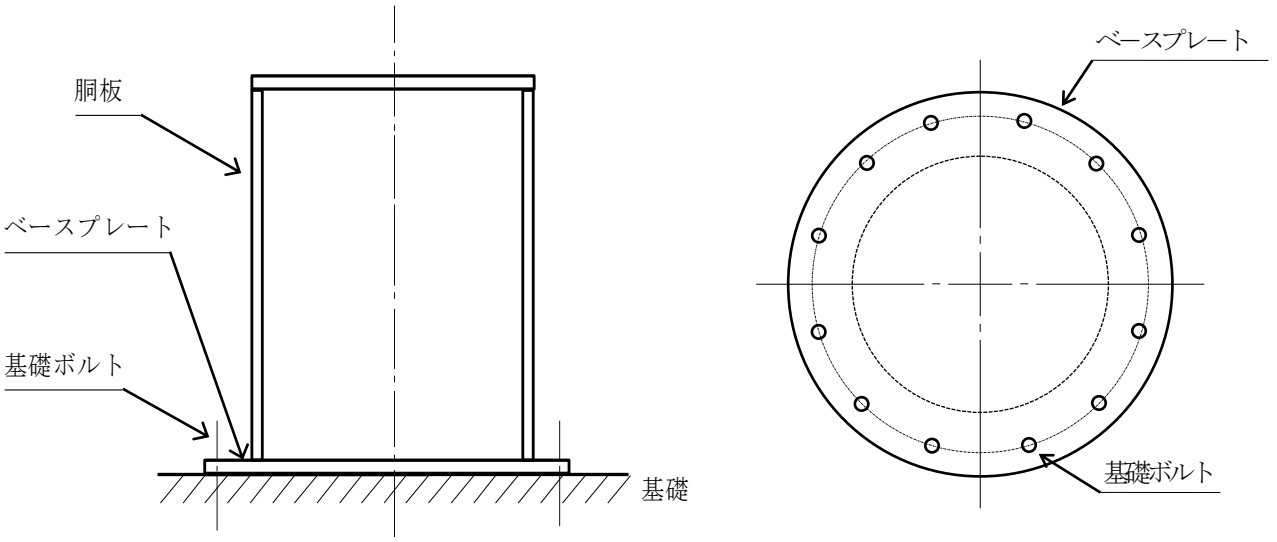


図1－1　概　要　図

1.3　記号の説明

記　号	記　号　の　説　明	単　位
A	胴の軸断面積	mm^2
A_b	基礎ボルトの軸断面積	mm^2
A_e	胴の有効せん断断面積	mm^2
C_c	基礎ボルト計算における係数	－
C_H	水平方向設計震度	－
C_t	基礎ボルト計算における係数	－
C_v	鉛直方向設計震度	－
D_{bi}	ベースプレートの内径	mm
D_{bo}	ベースプレートの外径	mm
D_c	基礎ボルトのピッチ円直径	mm
D_i	胴の内径	mm
E	胴の縦弾性係数	MPa
e	基礎ボルト計算における係数	－
F	設計・建設規格　SSB-3121.1又はSSB-3131に定める値	MPa
F^*	設計・建設規格　SSB-3121.3又はSSB-3133に定める値	MPa
F_c	基礎に作用する圧縮力	N
F_t	基礎ボルトに作用する引張力	N
f_b	曲げモーメントに対する許容座屈応力	MPa
f_c	軸圧縮荷重に対する許容座屈応力	MPa
f_{sb}	せん断力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力	MPa
f_{to}	引張力のみを受ける基礎ボルトの許容引張応力	MPa
f_{ts}	引張力とせん断力を同時に受ける基礎ボルトの許容引張応力	MPa
G	胴のせん断弾性係数	MPa
g	重力加速度（＝9.80665）	m/s^2
H	水頭	mm
I	胴の断面二次モーメント	mm^4
K_H	水平方向ばね定数	N/m
K_V	鉛直方向ばね定数	N/m
k	基礎ボルト計算における中立軸の荷重係数	－
ℓ_1, ℓ_2	基礎ボルト計算における中立軸から荷重作用点までの距離（図2－2に示す距離）	mm
ℓ_g	基礎から容器重心までの距離	mm
M_s	基礎に作用する転倒モーメント	N･mm
m_o	容器の運転時質量	kg
m_e	容器の空質量	kg
n	基礎ボルトの本数	－
S	設計・建設規格　付録材料図表　Part5　表5に定める値	MPa
S_a	胴の許容応力	MPa
S_u	設計・建設規格　付録材料図表　Part5　表9に定める値	MPa

記　号	記　号　の　説　明	単　位
S_y	設計・建設規格　付録材料図表　Part5　表8に定める値	MPa
s	基礎ボルトと基礎の縦弾性係数比	－
T_H	水平方向固有周期	s
T_V	鉛直方向固有周期	s
t	胴板の厚さ	mm
t_1	基礎ボルト面積相当板幅	mm
t_2	圧縮側基礎相当幅	mm
z	基礎ボルト計算における係数	－
α	基礎ボルト計算における中立軸を定める角度	rad
η	座屈応力に対する安全率	－
π	円周率	－
ρ'	液体の密度（＝比重×10^{-6}）	kg/mm^3
σ_0	胴の一次一般膜応力の最大値	MPa
σ_{0c}	胴の組合せ圧縮応力	MPa
σ_{0t}	胴の組合せ引張応力	MPa
σ_2	地震動のみによる胴の一次応力と二次応力の和の変動値の最大値	MPa
$\sigma_{2\phi}$	地震動のみによる胴の周方向一次応力と二次応力の和	MPa
σ_{2c}	地震動のみによる胴の一次応力と二次応力の和の変動値（圧縮側）	MPa
σ_{2t}	地震動のみによる胴の一次応力と二次応力の和の変動値（引張側）	MPa
σ_{2xc}	地震動のみによる胴の軸方向一次応力と二次応力の和（圧縮側）	MPa
σ_{2xt}	地震動のみによる胴の軸方向一次応力と二次応力の和（引張側）	MPa
σ_b	基礎ボルトに生じる引張応力	MPa
σ_c	基礎に生じる圧縮応力	MPa
σ_{x1}，$\sigma_{\phi 1}$	静水頭により胴に生じる軸方向及び周方向応力	MPa
σ_{x2}	胴の空質量による軸方向圧縮応力	MPa
σ_{x3}	胴の鉛直方向地震による軸方向応力	MPa
σ_{x4}	胴の水平方向地震による軸方向応力	MPa
σ_{xc}	胴の軸方向応力の和（圧縮側）	MPa
σ_{xt}	胴の軸方向応力の和（引張側）	MPa
σ_ϕ	胴の周方向応力の和	MPa
$\sigma_{\phi 2}$	静水頭に鉛直方向地震が加わり胴に生じる周方向応力	MPa
τ	地震により胴に生じるせん断応力	MPa
τ_b	基礎ボルトに生じるせん断応力	MPa
ϕ_1（x）	圧縮荷重に対する許容座屈応力の関数	MPa
ϕ_2（x）	曲げモーメントに対する許容座屈応力の関数	MPa

注：「設計・建設規格」とは，発電用原子力設備規格（設計・建設規格　ＪＳＭＥ　ＳＮＣ１－2005（2007年追補版含む。））（日本機械学会　2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）をいう。

2.　計算方法

2.1　固有周期の計算方法

(1)　計算モデル

本容器は，1.2項より図2－1に示すような下端固定の1質点系振動モデルとして考える。

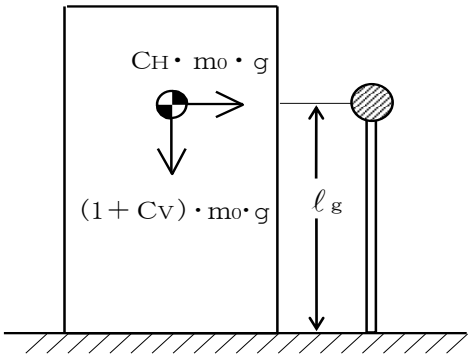


図2－1　固有周期の計算モデル

(2)　水平方向固有周期

曲げ及びせん断変形によるばね定数K_Hは次式で求める。

$$K_H=\frac{1000}{\frac{\ell_g{}^3}{3\cdot E\cdot I}+\frac{\ell_g}{G\cdot A_e}} \quad \cdots\cdots (2.1.1)$$

ここで，胴の断面性能は次のように求める。

$$I=\frac{\pi}{8}\cdot(D_i+t)^3\cdot t \quad \cdots\cdots (2.1.2)$$

$$A_e=\frac{2}{3}\cdot\pi\cdot(D_i+t)\cdot t \quad \cdots\cdots (2.1.3)$$

したがって，固有周期T_Hは次式で求める。

$$T_H=2\cdot\pi\cdot\sqrt{\frac{m_o}{K_H}} \quad \cdots\cdots (2.1.4)$$

(3)　鉛直方向固有周期

軸方向変形によるばね定数K_Vは次式で求める。

$$K_V=\frac{1000}{\frac{\ell_g}{A\cdot E}} \quad \cdots\cdots (2.1.5)$$

ここで，胴の断面性能は次のように求める。

$$A=\pi\cdot(D_i+t)\cdot t \quad \cdots\cdots (2.1.6)$$

したがって，固有周期T_vは次式で求める。

$$T_v=2\cdot\pi\cdot\sqrt{\frac{m_e}{K_v}} \quad \cdots\cdots (2.1.7)$$

2.2　応力の計算方法

応力計算において，静的地震力を用いる場合は，絶対値和を用い，動的地震力を用いる場合は，ＳＲＳＳ法を用いることができる。

2.2.1　胴の応力

(1)　静水頭及び鉛直方向地震による応力

$$\sigma_{\phi 1}=\frac{\rho' \cdot g \cdot H \cdot D_i}{2 \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.1)$$

$$\sigma_{\phi 2}=\frac{\rho' \cdot g \cdot H \cdot D_i \cdot C_v}{2 \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.2)$$

$$\sigma_{x1}=0 \quad \cdots\cdots (2.2.1.3)$$

(2)　運転時質量及び鉛直方向地震による応力

胴がベースプレートと接合する点には，胴自身の質量による圧縮応力と鉛直方向地震による軸方向応力が生じる。

$$\sigma_{x2}=\frac{m_e \cdot g}{\pi \cdot (D_i+t) \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.4)$$

$$\sigma_{x3}=\frac{m_e \cdot g \cdot C_v}{\pi \cdot (D_i+t) \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.5)$$

(3)　水平方向地震による応力

水平方向の地震力により胴はベースプレート接合部で最大となる曲げモーメントを受ける。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次のように求める。

$$\sigma_{x4}=\frac{4 \cdot C_H \cdot m_0 \cdot g \cdot \ell_g}{\pi \cdot (D_i+t)^2 \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.6)$$

$$\tau=\frac{2 \cdot C_H \cdot m_0 \cdot g}{\pi \cdot (D_i+t) \cdot t} \quad \cdots\cdots (2.2.1.7)$$

(4)　組合せ応力

(1)～(3)によって求めた胴の応力は以下のように組み合わせる。

a.　一次一般膜応力

(a)　組合せ引張応力

$$\sigma_{\phi}=\sigma_{\phi 1}+\sigma_{\phi 2} \quad \cdots\cdots (2.2.1.8)$$

$$\sigma_{0t}=\frac{1}{2} \cdot \left\{\sigma_{\phi}+\sigma_{xt}+\sqrt{(\sigma_{\phi}-\sigma_{xt})^2+4 \cdot \tau^2}\right\} \quad \cdots\cdots (2.2.1.9)$$

ここで，

【絶対値和】

$$\sigma_{xt}=\sigma_{x1}-\sigma_{x2}+\sigma_{x3}+\sigma_{x4} \quad \cdots\cdots (2.2.1.10)$$

【ＳＲＳＳ法】

$$\sigma_{xt}=\sigma_{x1}-\sigma_{x2}+\sqrt{\sigma_{x3}^2+\sigma_{x4}^2} \quad \cdots\cdots (2.2.1.11)$$

(b)　組合せ圧縮応力

σ_{xc}が正の値（圧縮側）のとき，次の組合せ圧縮応力を求める。

$$\sigma_{\phi}=-\sigma_{\phi 1}-\sigma_{\phi 2} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.12)$$

$$\sigma_{0c}=\frac{1}{2}\cdot\left\{\sigma_{\phi}+\sigma_{xc}+\sqrt{(\sigma_{\phi}-\sigma_{xc})^{2}+4\cdot\tau^{2}}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.13)$$

ここで，

【絶対値和】

$$\sigma_{xc}=-\sigma_{x1}+\sigma_{x2}+\sigma_{x3}+\sigma_{x4} \quad \cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.14)$$

【ＳＲＳＳ法】

$$\sigma_{xc}=-\sigma_{x1}+\sigma_{x2}+\sqrt{\sigma_{x3}^{2}+\sigma_{x4}^{2}} \quad \cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.15)$$

したがって，胴の組合せ一次一般膜応力の最大値は，絶対値和，ＳＲＳＳ法それぞれに対して，

σ_{0}＝Max｛組合せ引張応力（σ_{0t}），組合せ圧縮応力（σ_{0c}）｝

$$\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1.16)$$

とする。

一次応力は一次一般膜応力と同じになるので省略する。

2.2.2　基礎ボルトの応力

(1)　引張応力

転倒モーメントが作用した場合に生じる基礎ボルトの引張荷重と基礎部の圧縮荷重については，荷重と変位量の釣合い条件を考慮することにより求める。(図 2－2 参照)

以下にその手順を示す。

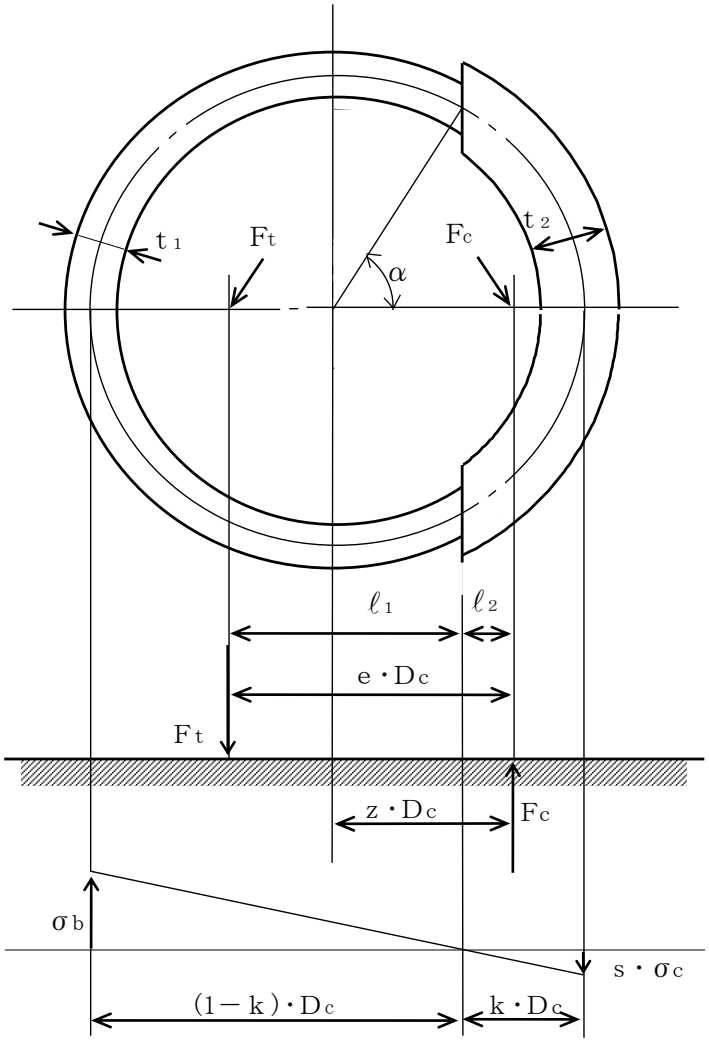


図2－2　基礎の荷重説明図

a.　σb及びσcを仮定して基礎ボルトの応力計算における中立軸の荷重係数kを求める。

$$k=\frac{1}{1+\frac{\sigma_b}{s\cdot\sigma_c}} \quad \cdots\cdots (2.2.2.1)$$

b.　基礎ボルトの応力計算における中立軸を定める角度αを求める。

$$\alpha = \cos^{-1}(1-2\cdot k) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.2)$$

c.　各定数ｅ，ｚ，Ｃｔ及びＣｃを求める。

$$e = \frac{1}{2}\cdot\left\{\frac{(\pi-\alpha)\cdot\cos^2\alpha+\frac{1}{2}\cdot(\pi-\alpha)+\frac{3}{2}\cdot\sin\alpha\cdot\cos\alpha}{(\pi-\alpha)\cdot\cos\alpha+\sin\alpha}+\frac{\frac{1}{2}\cdot\alpha-\frac{3}{2}\cdot\sin\alpha\cdot\cos\alpha+\alpha\cdot\cos^2\alpha}{\sin\alpha-\alpha\cdot\cos\alpha}\right\} \quad \cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.3)$$

$$z = \frac{1}{2}\cdot\left(\cos\alpha+\frac{\frac{1}{2}\cdot\alpha-\frac{3}{2}\cdot\sin\alpha\cdot\cos\alpha+\alpha\cdot\cos^2\alpha}{\sin\alpha-\alpha\cdot\cos\alpha}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.4)$$

$$C_t = \frac{2\cdot\{(\pi-\alpha)\cdot\cos\alpha+\sin\alpha\}}{1+\cos\alpha} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.5)$$

$$C_C = \frac{2\cdot(\sin\alpha-\alpha\cdot\cos\alpha)}{1-\cos\alpha} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.6)$$

d.　各定数を用いてＦｔ及びＦｃを求める。

【絶対値和】

$$F_t = \frac{M_s-(1-C_v)\cdot m_0\cdot g\cdot z\cdot D_c}{e\cdot D_c} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.7)$$

$$F_c = F_t+(1-C_v)\cdot m_0\cdot g \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.8)$$

【ＳＲＳＳ法】

$$F_t = \frac{\sqrt{M_s^2+(C_v\cdot m_0\cdot g\cdot z\cdot D_c)^2}}{e\cdot D_c}-\frac{z}{e}\cdot m_0\cdot g \quad \cdots\cdots \quad (2.2.2.9)$$

$$F_c = \frac{\sqrt{M_s^2+(C_v\cdot m_0\cdot g\cdot(z-e)\cdot D_c)^2}}{e\cdot D_c}+\left(1-\frac{z}{e}\right)\cdot m_0\cdot g \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.10)$$

ここで，

$$M_s = C_H\cdot m_0\cdot g\cdot \ell_g \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2.11)$$

基礎ボルトに引張力が作用しないのは，αがπに等しくなったときであり，（2.2.2.3）式及び（2.2.2.4）式においてαをπに近づけた場合の値ｅ＝0.75及びｚ＝0.25を（2.2.2.7）式又は（2.2.2.9）式に代入し，得られるＦｔの値によって引張力の有無を次のように判定する。

Ｆｔ≦0ならば引張力は作用しない。

Ｆｔ＞0ならば引張力が作用しているので次の計算を行う。

e.　σ_b及びσ_cを求める。

$$\sigma_b=\frac{2\cdot F_t}{t_1\cdot D_c\cdot C_t} \quad \cdots\cdots (2.2.2.12)$$

$$\sigma_c=\frac{2\cdot F_c}{(t_2+s\cdot t_1)\cdot D_c\cdot C_c} \quad \cdots\cdots (2.2.2.13)$$

ここで,

$$t_1=\frac{n\cdot A_b}{\pi\cdot D_c} \quad \cdots\cdots (2.2.2.14)$$

$$t_2=\frac{1}{2}\cdot(D_{bo}-D_{bi})-t_1 \quad \cdots\cdots (2.2.2.15)$$

σ_b及びσ_cがa項にて仮定した値と十分に近似していることを確認する。この場合のσ_b及びσ_cを基礎ボルトと基礎に生じる応力とする。

(2)　せん断応力

$$\tau_b=\frac{C_H\cdot m_0\cdot g}{n\cdot A_b} \quad \cdots\cdots (2.2.2.16)$$

3.　評価方法

3.1　固有周期の評価

2.1 項で求めた固有周期から，水平方向及び鉛直方向の設計震度を求める。

3.2　応力の評価

3.2.1　胴の応力評価

(1)　2.2.1項で求めた組合せ応力が胴の最高使用温度における許容応力Ｓａ以下であること。

応力の種類	許　容　応　力　Sa
一次一般膜応力	設計降伏点Ｓｙと設計引張強さＳｕの0.6倍のいずれか小さい方の値。ただし，オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金にあっては許容引張応力Ｓの1.2倍の方が大きい場合は，この大きい方の値とする。

一次応力の評価は算出応力が一次一般膜応力と同じ値であるので省略する。

(2)　圧縮膜応力（圧縮応力と曲げによる圧縮側応力の組合せ）は次式を満足すること。

（座屈の評価）

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_{x2}+\sigma_{x3})}{f_c}+\frac{\eta \cdot \sigma_{x4}}{f_b} \leqq 1 \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (3.2.1.1)$$

ここで，f_cは次による。

$\dfrac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t} \leqq \dfrac{1200\cdot g}{F}$　のとき

$$f_c = F \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (3.2.1.2)$$

$\dfrac{1200\cdot g}{F} < \dfrac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t} < \dfrac{8000\cdot g}{F}$ のとき

$$f_c = F\cdot\left[1-\frac{1}{6800\cdot g}\cdot\left\{F-\phi_1\left(\frac{8000\cdot g}{F}\right)\right\}\cdot\left(\frac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t}-\frac{1200\cdot g}{F}\right)\right] \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (3.2.1.3)$$

$\dfrac{8000\cdot g}{F} \leqq \dfrac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t} \leqq 800$　のとき

$$f_c = \phi_1\left(\frac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (3.2.1.4)$$

ただし，$\phi_1(x)$は次の関数とする。

$$\phi_1(x) = 0.6\cdot\frac{E}{x}\cdot\left[1-0.901\cdot\left\{1-\exp\left(-\frac{1}{16}\cdot\sqrt{x}\right)\right\}\right] \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (3.2.1.5)$$

また，f_bは次による。

$\frac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t} \leqq \frac{1200\cdot g}{F}$　のとき

$$f_b = F \quad \cdots\cdots (3.2.1.6)$$

$\frac{1200\cdot g}{F} < \frac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t} < \frac{9600\cdot g}{F}$　のとき

$$f_b = F\cdot\left[1-\frac{1}{8400\cdot g}\cdot\left\{F-\phi_2\left(\frac{9600\cdot g}{F}\right)\right\}\cdot\left(\frac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t}-\frac{1200\cdot g}{F}\right)\right] \quad \cdots\cdots (3.2.1.7)$$

$\frac{9600\cdot g}{F} \leqq \frac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t} \leqq 800$　のとき

$$f_b = \phi_2\left(\frac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t}\right) \quad \cdots\cdots (3.2.1.8)$$

ただし，$\phi_2(x)$は次の関数とする。

$$\phi_2(x) = 0.6\cdot\frac{E}{x}\cdot\left[1-0.731\cdot\left\{1-\exp\left(-\frac{1}{16}\cdot\sqrt{x}\right)\right\}\right] \quad \cdots\cdots (3.2.1.9)$$

ηは安全率で次による。

$\frac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t} \leqq \frac{1200\cdot g}{F}$　のとき

$$\eta = 1 \quad \cdots\cdots (3.2.1.10)$$

$\frac{1200\cdot g}{F} < \frac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t} < \frac{8000\cdot g}{F}$　のとき

$$\eta = 1+\frac{0.5\cdot F}{6800\cdot g}\cdot\left(\frac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t}-\frac{1200\cdot g}{F}\right) \quad \cdots\cdots (3.2.1.11)$$

$\frac{8000\cdot g}{F} \leqq \frac{D_i+2\cdot t}{2\cdot t}$　のとき

$$\eta = 1.5 \quad \cdots\cdots (3.2.1.12)$$

3.2.2　基礎ボルトの応力評価

2.2.2 項で求めた基礎ボルトの引張応力 σ_b は次式より求めた許容引張応力 f_{ts} 以下であること。

せん断応力 τ_b はせん断力のみを受ける基礎ボルトの許容せん断応力 f_{sb} 以下であること。

$$f_{ts}=1.4\cdot f_{to}-1.6\cdot \tau_b \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.1)$$

かつ,

$$f_{ts}\leqq f_{to} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3.2.2.2)$$

ただし，f_{to} 及び f_{sb} は下表による。

	許容引張応力　f_{to}	許容せん断応力　f_{sb}
計　　算　　式	$\dfrac{F}{2}\cdot 1.5$	$\dfrac{F}{1.5\cdot\sqrt{3}}\cdot 1.5$

付録３　横軸ポンプ及びスキッドの耐震性についての計算書作成の基本方針

1.　一般事項

本基本方針は，横軸ポンプ（耐震設計上の重要度分類ＢクラスおよびＢ＋クラス）の耐震性についての計算方法を示す。なお，本基本方針はスキッドにも適用する。（その場合は，ポンプをスキッドと読み替える。）

1.1　適用基準

本基本方針における計算方法は，原子力発電所耐震設計技術指針　ＪＥＡＧ４６０１-1987（日本電気協会 電気技術基準調査委員会　昭和 62 年 8 月）（以下「指針」という。）に準拠する。

1.2　計算条件

(1)　ポンプ及び内容物の質量は重心に集中するものとする。

(2)　地震力はポンプに対して水平方向および鉛直方向から作用するものとする。

(3)　ポンプは基礎ボルトで基礎に固定された固定端とする。ここで，基礎については剛となるように設計する。

(4)　転倒方向は図 1－1 概要図における軸直角方向及び軸方向について検討し，計算書には計算結果の厳しい方を記載する。

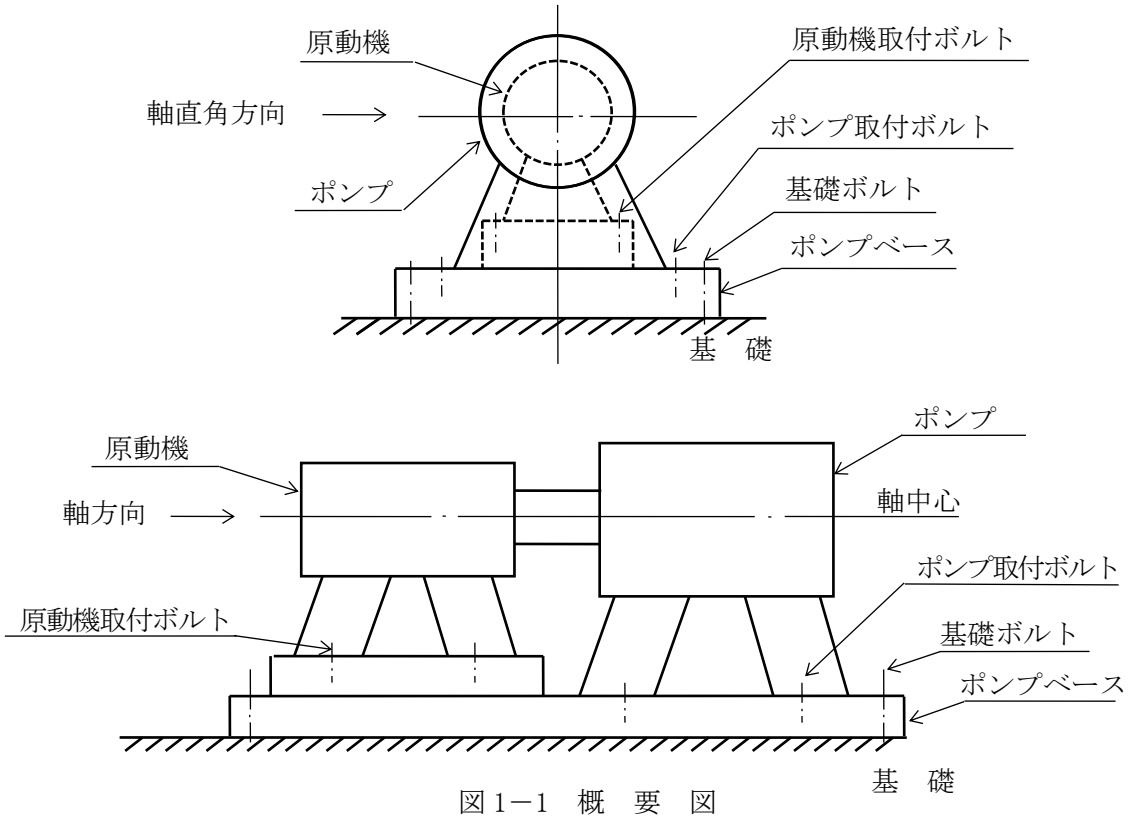


図 1－1　概　要　図

1.3　記号の説明

記　号	記　　号　　の　　説　　明	単　　位
A_{bi}	ボルトの軸断面積	mm^2
C_H	水平方向設計震度	－
C_v	鉛直方向設計震度	－
C_m	原動機振動による震度	－
C_p	ポンプ振動による震度	－
d_i	ボルトの呼び径	mm
F_i	設計・建設規格　SSB-3131 に定める値	MPa
F_{bi}	ボルトに作用する引張力（1 本当たり）	N
f_{sbi}	せん断力のみを受けるボルトの許容せん断応力	MPa
f_{toi}	引張力のみを受けるボルトの許容引張応力	MPa
f_{tsi}	引張力とせん断力を同時に受けるボルトの許容引張応力	MPa
g	重力加速度（＝9.80665）	m/s^2
H_m	原動機予想最大両振幅	μm
H_p	ポンプ予想最大両振幅	μm
h_i	据付面又は取付面から重心までの距離	mm
ℓ_{1i}	重心とボルト間の水平方向距離*	mm
ℓ_{2i}	重心とボルト間の水平方向距離*	mm
M_m	原動機回転により作用するモーメント	N･mm
M_p	ポンプ回転により作用するモーメント	N･mm
m_i	運転時質量	kg
N_m	原動機回転速度（同期回転速度）	min^{-1}
N_p	ポンプ回転速度	min^{-1}
n_i	ボルトの本数	－
n_{fi}	評価上引張力を受けるとして期待するボルトの本数	－
P	原動機出力	kW
Q_{bi}	ボルトに作用するせん断力	N
S_{ui}	設計・建設規格　付録材料図表　Part5　表 9 に定める値	MPa
S_{yi}	設計・建設規格　付録材料図表　Part5　表 8 に定める値	MPa
π	円周率	－
σ_{bi}	ボルトに生じる引張応力	MPa
τ_{bi}	ボルトに生じるせん断応力	MPa

注1：「設計・建設規格」とは，発電用原子力設備規格（設計・建設規格　ＪＳＭＥ　ＳＮＣ１－2005（2007 年追補版含む。））（日本機械学会　2007 年 9 月）（以下「設計・建設規格」という。）をいう。

注2：A_{bi}，d_i，F_i，F_{bi}，f_{sbi}，f_{toi}，f_{tsi}，ℓ_{1i}，ℓ_{2i}，n_i，n_{fi}，Q_{bi}，S_{ui}，S_{yi}，σ_{bi}及びτ_{bi}の添字iの意味は，以下のとおりとする。

ｉ＝1：ポンプ基礎ボルト（ポンプと原動機のベースが共通である場合を含む。）

ｉ＝2：ポンプ取付ボルト

ｉ＝3：原動機基礎ボルト

ｉ＝4：原動機取付ボルト

なお，ポンプと原動機間に増速機がある場合は，次のように定義する。

ｉ＝5：増速機基礎ボルト

ｉ＝6：増速機取付ボルト

注3：h_i及びm_iの添字ｉの意味は，以下のとおりとする。

ｉ＝1：ポンプ据付面

ｉ＝2：ポンプ取付面

ｉ＝3：原動機据付面

ｉ＝4：原動機取付面

なお，ポンプと原動機間に増速機がある場合は，次のように定義する。

ｉ＝5：増速機据付面

ｉ＝6：増速機取付面

注記＊：$\ell_{1i} \leqq \ell_{2i}$

2.　計算方法

2.1　固有周期の計算方法

横軸ポンプは構造的に1個の大きなブロック状をしており，重心の位置がブロック状のほぼ中心にあり，かつ，下面が基礎ボルトにて固定されている。

したがって，全体的に一つの剛体と見なせるため，固有周期は十分に小さく，固有周期の計算は省略する。

2.2　応力の計算方法

2.2.1　ボルトの応力

ボルトの応力は地震による震度，ポンプ振動による震度及びポンプ回転により作用するモーメントによって生じる引張力とせん断力について計算する。

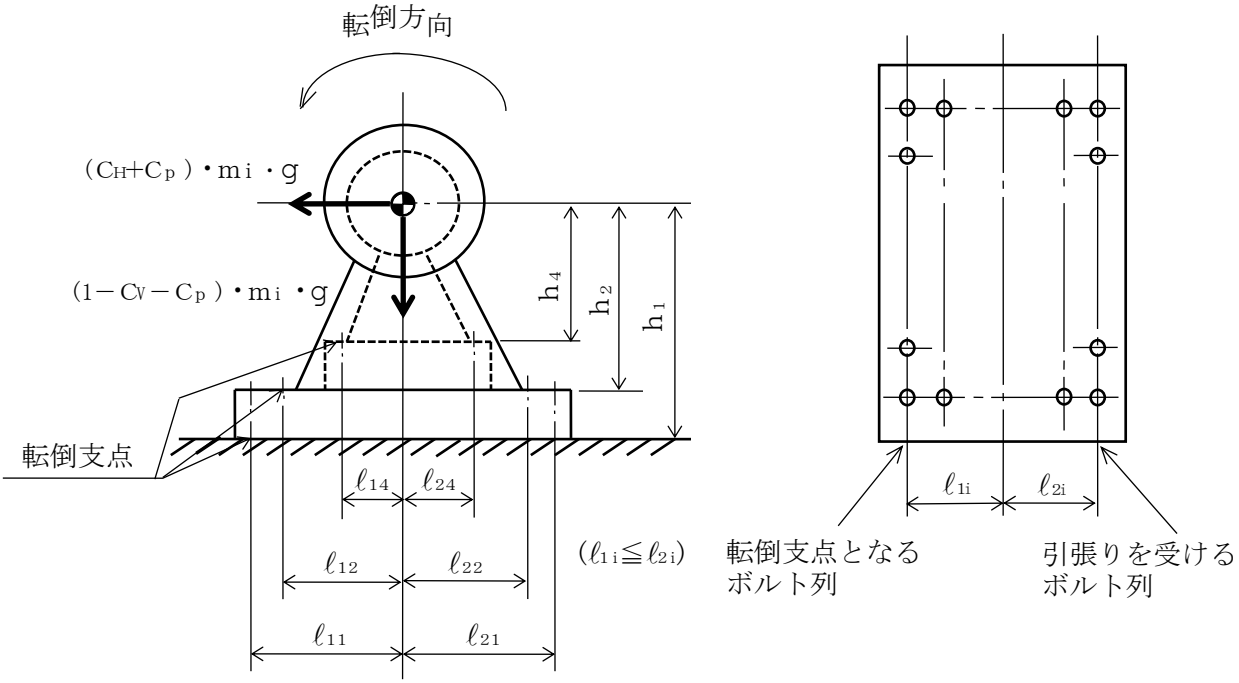


図2−1　計算モデル（軸直角方向転倒）

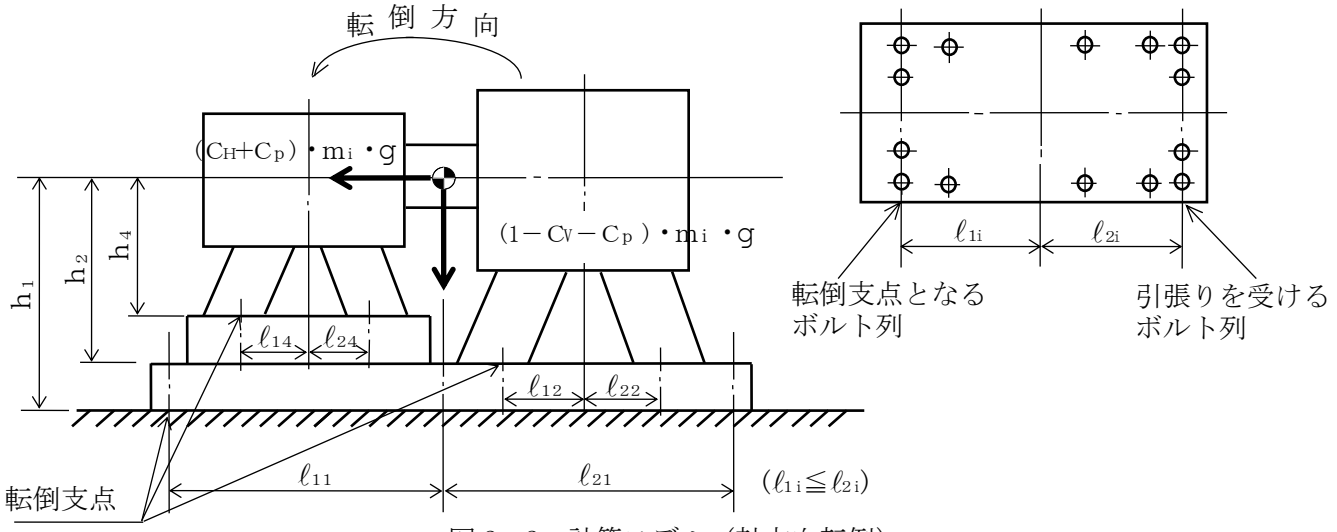


図 2－2　計算モデル（軸方向転倒）

(1)　引張応力

ボルトに対する引張力は最も厳しい条件として，図 2－1 及び図 2－2 で最外列のボルトを支点とする転倒を考え，これを片側の最外列のボルトで受けるものとして計算する。

なお，ポンプと原動機のベースが共通である場合の基礎ボルト（i＝1）及び計算モデル図 2－2 の場合のボルト（i＝1～6）については，ポンプ回転によるモーメントは作用しない。

引張力

$$F_{bi}=\frac{\left(C_H+C_p\right)\cdot m_i\cdot g\cdot h_i+M_p-\left(1-C_v-C_p\right)\cdot m_i\cdot g\cdot l_{1i}}{n_{fi}\cdot\left(l_{1i}+l_{2i}\right)} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.1)$$

ℓ_{1i} が負となる場合，(2.2.1)式中の（1－Cv－Cp）を（1－Cv＋Cp）に置き換える。

増速機のボルト（i＝5 及び 6）の場合，（2.2.1）式中のMpは（Mp＋Mm），Cpは（Cp＋Cm）と置き換える。

ここで，ポンプ回転により作用するモーメントMpは次式で求める。

（Mmについても同様で，次式で求める。この場合，NpはNmと置き換える。）

$$M_p=\left(\frac{60}{2\cdot\pi\cdot N_p}\right)\cdot 10^6\cdot P \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.2)$$

（1kW＝10^6N･mm/s）

また，Cpは振動による振幅及び回転速度を考慮して定める値で，次式で求める。

（Cmについても同様で，次式で求める。この場合，HpはHm，NpはNmと置き換える。）

$$C_p=\frac{\frac{1}{2}\cdot\frac{H_p}{1000}\cdot\left(2\cdot\pi\cdot\frac{N_p}{60}\right)^2}{g\cdot 1000} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2.2.3)$$

引張応力

$$\sigma_{bi}=\frac{F_{bi}}{A_{bi}} \quad \cdots\cdots (2.2.4)$$

ここで，ボルトの軸断面積A_{bi}は

$$A_{bi}=\frac{\pi}{4}\cdot d_i^{\,2} \quad \cdots\cdots (2.2.5)$$

ただし，F_{bi}が負のときボルトには引張力が生じないので，引張応力の計算は行わない。

(2) せん断応力

ボルトに対するせん断力はボルト全本数で受けるものとして計算する。

せん断力

$$Q_{bi}=(C_H+C_p)\cdot m_i\cdot g \quad \cdots\cdots (2.2.6)$$

増速機のボルト(i＝5 及び 6)の場合，(2.2.6) 式中のC_pは(C_p+C_m)と置き換える。

せん断応力

$$\tau_{bi}=\frac{Q_{bi}}{n_i\cdot A_{bi}} \quad \cdots\cdots (2.2.7)$$

3. 評価方法

3.1 応力の評価

3.1.1 ボルトの応力評価

2.2.1 項で求めたボルトの引張応力σ_{bi}は次式より求めた許容引張応力f_{tsi}以下であること。

せん断応力τ_{bi}はせん断力のみを受けるボルトの許容せん断応力f_{sbi}以下であること。

$$f_{tsi}=1.4\cdot f_{toi}-1.6\cdot \tau_{bi} \quad \cdots\cdots (3.1.1)$$

かつ，

$$f_{tsi}\leqq f_{toi} \quad \cdots\cdots (3.1.2)$$

ただし，f_{toi}及びf_{sbi}は下表による。

	許容引張応力 f_{toi}	許容せん断応力 f_{sbi}
計　算　式	$\frac{F_i}{2}\cdot 1.5$	$\frac{F_i}{1.5\cdot\sqrt{3}}\cdot 1.5$

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，本建屋専用の排気筒から放出する設計としており，放出された粒子状の放射性物質の濃度は，試料放射能測定装置により，法令に定める濃度限度を下回ることを確認する。

なお，モニタリング設備にて排気中の放射性物質の濃度を監視しており，定められた値を上回った場合は，焼却運転を自動停止させる設計とする。

(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

雑固体廃棄物焼却設備は，放出する排ガスについて，放射性物質の濃度を環境に放出可能な値までに低減できていること。

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＝10^5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10^6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 T.P.約 22m 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

名　　称			焼却炉
容　　量		kcal/h/基	約 2500000 （廃棄物 300kg/h 相当）
主要寸法	長　　さ	mm	10000
	胴　外　径	mm	2738
	外　殻　厚　さ	mm	19
材料	外　　殻	－	SB410
基　　数		基	2

b.　二次燃焼器

名　　称			二次燃焼器
主要寸法	高　　さ	mm	14759
	胴　外　径	mm	2812
	外　殻　厚　さ	mm	6
材料	外　　殻	－	SS400
基　　数		基	2

c.　排ガス冷却器

名　　称			排ガス冷却器
主要寸法	高　　さ	mm	14600
	胴　外　径	mm	3618
	外　殻　厚　さ	mm	9
材料	外　　殻	－	SS400
基　　数		基	2

d.　バグフィルタ

名　　称			バグフィルタ
容　　量		Nm^3/h/基	15000
主要寸法	た　　て	mm	2680
	横	mm	2610
	高　　さ	mm	11600
材料	ケーシング	－	SS400
基　　数		基	2

e.　排ガスフィルタ

名　　称			排ガスフィルタ
容　　量		Nm^3/h/基	3000
主要寸法	た　　て	mm	900
	横	mm	2000
	高　　さ	mm	3150
材料	ケーシング	－	SS400
基　　数		基	10

f.　排気筒

名　　称			排気筒
主要寸法	内　　径	mm	1800
	高　　さ	mm	18900
材料	胴　　板	－	SS400
基　　数		基	1

g.　煙道

名　　称			煙道
主要寸法	外径／厚さ	mm	718.0／9.0 711.2／6.4 457.2／7.9 355.6／7.9
材料	本　　体	－	SS400, STPY400, SGP

h. 排ガスブロア

容　　量	15000Nm^3/h/基
基　　数	2

i. 排ガス補助ブロア

容　　量	2500Nm^3/h/基
基　　数	2

(2) 廃液処理設備

a. 高電導度廃液サンプ

名称			高電導度廃液サンプ
容量		m^3	3.6
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	1500
	胴板厚さ	mm	8
	鏡板厚さ	mm	8
	平板厚さ	mm	12
	高さ	mm	2511
材料	胴板	－	SUS304
	鏡板	－	SUS304
基数		基	1
制御方法		－	液位高による警報発報回路

b. シャワードレンサンプ

名称			シャワードレンサンプ
容量		m^3	3.6
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	1500
	胴板厚さ	mm	8
	鏡板厚さ	mm	8
	平板厚さ	mm	12
	高さ	mm	2511
材料	胴板	－	SUS304
	鏡板	－	SUS304
基数		基	1
制御方法		－	液位高による警報発報回路

c.　高電導度廃液サンプルタンク

名　　称			高電導度廃液サンプルタンク
容　　量		m^3	3.6
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	1500
	胴板厚さ	mm	8
	上部鏡板厚さ	mm	8
	下部鏡板厚さ	mm	8
	高さ	mm	2598
材料	胴板	－	SUS304
	上部鏡板	－	SUS304
	下部鏡板	－	SUS304
基数		基	1
制御方法		－	液位高による受入停止回路 液位高高による警報発報回路

d.　シャワードレンサンプルタンク

名　　称			シャワードレンサンプルタンク
容　　量		m^3	3.6
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	1500
	胴板厚さ	mm	8
	上部鏡板厚さ	mm	8
	下部鏡板厚さ	mm	8
	高さ	mm	2598
材料	胴板	－	SUS304
	上部鏡板	－	SUS304
	下部鏡板	－	SUS304
基数		基	1
制御方法		－	液位高による受入停止回路 液位高高による警報発報回路

e. 高電導度廃液ポンプ

容　　量	5m³/h/基
基　　数	2

f. シャワードレンポンプ

容　　量	5m³/h/基
基　　数	2

g. 高電導度廃液サンプルポンプ

容　　量	5m³/h/基
基　　数	1

h. シャワードレンサンプルポンプ

容　　量	5m³/h/基
基　　数	1

i. 主配管

名　称	仕　様	
高電導度廃液ポンプから 高電導度廃液サンプルタンクまで （鋼管）	外径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	48.6mm／3.0mm SUS304 0.40MPa 60℃
高電導度廃液サンプルタンクから 高電導度廃液サンプルポンプまで （鋼管）	外径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60.5mm／3.5mm 48.6mm／3.0mm SUS304 静水頭 60℃
高電導度廃液サンプルポンプから 移送容器接続口まで （鋼管）	外径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	48.6mm／3.0mm 34.0mm／3.0mm SUS304 0.40MPa 60℃
シャワードレンポンプから シャワードレンサンプルタンクまで （鋼管）	外径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	48.6mm／3.0mm SUS304 0.30MPa 60℃
シャワードレンサンプルタンクから シャワードレンサンプルポンプまで （鋼管）	外径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60.5mm／3.5mm 48.6mm／3.0mm SUS304 静水頭 60℃
シャワードレンサンプルポンプから 移送容器接続口まで （鋼管）	外径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	48.6mm／3.0mm 34.0mm／3.0mm SUS304 0.40MPa 60℃

j.　施設外への漏えいの拡大を防止するための堰その他の設備

名　　称		サンプピット　(J-1)
主要寸法	堰の高さ	200cm 以上
	床・壁の塗装	床面及び床面から堰の高さ以上までの壁面
材　　料	堰	鉄筋コンクリート
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		焼却炉建屋 地上 1 階

名　　称		サンプルタンク室　(J-2)
主要寸法	堰の高さ	150cm 以上
	床・壁の塗装	床面及び床面から堰の高さ以上までの壁面
材　　料	堰	鉄筋コンクリート
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		焼却炉建屋 地上 1 階

名　　称		焼却炉建屋 1 階の施設外との境界壁面及びこれに囲まれた床面　(J-3)
主要寸法	堰の高さ	－
	床・壁の塗装	床面及び床面から 2cm 以上までの壁面
材　　料	堰	－
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		焼却炉建屋 地上 1 階

名　　称		廃棄物受入エリア西側トラック出入口 (J-4) 廃棄物受入エリア北側出入口 (J-5) 廃棄物受入エリア東側出入口 (J-6) 廃油貯蔵室西側出入口 (J-7) 非常口出入口 (J-8) 焼却設備室 B 系南側出入口 (J-9) 灰ドラム搬出エリア東側トラック出入口 (J-10) 灰ドラム搬出エリア東側出入口 (J-11)
主要寸法	堰の高さ	2cm 以上
	床・壁の塗装	床面及び床面から堰の高さ以上までの壁面
材　　料	堰	鉄筋コンクリート
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		焼却炉建屋 地上 1 階

名　　称		焼却炉建屋 2 階の施設外との境界壁面及びこれに囲まれた床面 (J-12)
主要寸法	堰の高さ	－
	床・壁の塗装	床面及び床面から 10cm 以上までの壁面
材　　料	堰	－
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		焼却炉建屋 地上 2 階

名　　称		焼却設備排気機械室 A 系西側出入口 (J-13)
主要寸法	堰の高さ	10cm 以上
	床・壁の塗装	床面及び床面から堰の高さ以上までの壁面
材　　料	堰	鉄筋コンクリート
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		焼却炉建屋 地上 2 階

名　　称		焼却炉建屋3階の施設外との境界壁面 及びこれに囲まれた床面　(J-14)
主要寸法	堰の高さ	－
	床・壁の塗装	床面及び床面から10cm以上までの壁面
材　　料	堰	－
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		焼却炉建屋 地上3階

名　　称		排気機械室北側出入口　(J-15)
主要寸法	堰の高さ	10cm以上
	床・壁の塗装	床面及び床面から堰の高さ以上までの壁面
材　　料	堰	鉄筋コンクリート
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		焼却炉建屋 地上3階

k.　漏えいの検出装置及び自動警報装置

	高電導度廃液サンプ，シャワードレンサンプ　(K-1)	
名　　称	漏えい検出装置	警報装置
検出器の種類	電極式	－
動作範囲	サンプピット底面＋20㎜ ～サンプピット上端	サンプピット底面＋20㎜ ～サンプピット上端
取付箇所	サンプルタンク室 サンプピット	焼却炉建屋制御室個別表示 ５号中央制御室一括表示

(3) 換気空調設備

a. 焼却炉建屋送風機

容　　量　　48500m³/h/基

基　　数　　3

b. 焼却炉建屋排風機

容　　量　　43500m³/h/基

基　　数　　3

c. 排気処理装置

名　　称			排気処理装置
容　　量		m³/h/基	14500
主要寸法	た　　て	mm	700
	横	mm	4250
	高　　さ	mm	2240
基　　数		基	7

(4)　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^3 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		
			西壁 (3 階)	500		
			北壁 (屋上階)	300		
			西壁 (屋上階)	300		
			東壁 (屋上階)	300		

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B系	南壁 (1階)	500	自然冷却	普通コンクリート (密度2.15g/cm^{3}以上)
			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^3 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
添付資料－17　雑固体廃棄物焼却設備の耐震性に関する説明書
添付資料－18　雑固体廃棄物焼却設備の強度に関する説明書
添付資料－19　雑固体廃棄物焼却設備に関する構造図
添付資料－20　流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えい防止能力についての計算書
添付資料－21　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－５

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。

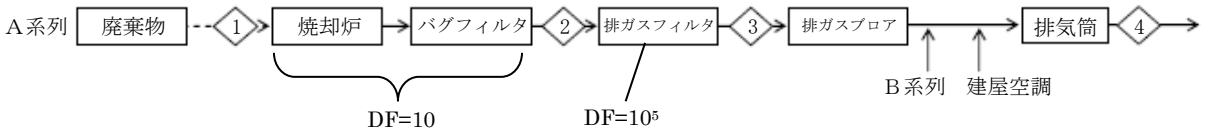
表－１　雑固体廃棄物の放射能濃度

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/cm³)	◇3 (Bq/cm³)	◇4 (Bq/cm³)	告示濃度限度 (Bq/cm³)	告示濃度限度に対する割合
流量 (m³/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

添付資料－５　別添

雑固体廃棄物焼却設備自動停止時の放出評価

1.　自動停止時の放出評価方法の考え方

雑固体廃棄物焼却設備は，モニタリング設備にて排気中の放射性物質の濃度を監視しており，定められた値を上回った場合は自動停止する設計としているが，焼却設備が停止する際には，炉内に残存している未燃物（通常運転１時間分）の焼却が完了するまで，排ガスは発生し続ける。

本評価では自動停止に至る事象として，２系統同時に排ガスフィルタ５台中の１台が何らかの不具合により破損した場合で，雑固体廃棄物焼却設備が自動停止するものの，未燃物の焼却が完了するまでの期間に，破損した排ガスフィルタから漏出し続けたケースで評価する。なお，運用開始後に当該事象が発生した場合は，異常のある排ガスフィルタの前後ダンパを閉じる措置を講じて，フィルタを介して放出する状態に復帰させる。

2.　廃棄物の放射能濃度

雑固体廃棄物の放射能濃度は，添付資料－５　表－１を参照。

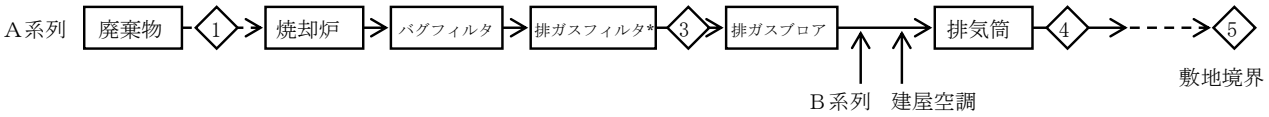
3.　排気中の放射性物質濃度

焼却炉の処理能力，除染係数の考え方は添付資料－５と同様とするが，排ガスフィルタについては５台中の１台が何らかの不具合により破損しており，除染性能が全く発揮できないとする。また，自動停止後の炉内に残存している未燃物は１時間で焼却完了するものとし，排ガス流量は不具合前後で変わらないと仮定する。

なお，敷地境界の空気中の放射性物質濃度の評価においては，告示に定める濃度限度と比較するため，排ガスフィルタから漏出した状態で連続放出した場合を想定する。

気象条件及び計算地点は，「Ⅲ特定原子力施設の保安　第３編 2.2 線量評価」に示したものと同じとした。

上記条件で計算した結果，敷地境界における空気中の放射性物質濃度は，告示に定める濃度限度を下回り，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。



*排ガスフィルタは5台中1台破損している。

流体番号	◇1 (Bq/kg)	◇3 (Bq/cm^3)	◇4 (Bq/cm^3)	◇5 (Bq/cm^3)	告示濃度限度 (Bq/cm^3)	告示濃度限度に対する割合
流量 (m^3/h)	－	20810	176249	－	－	－
Mn-54	4.0E+04	1.2E-05	2.7E-06	1.4E-10	8.0E-05	1.8E-06＜1
Co-58	1.9E+02	5.5E-08	1.3E-08	6.7E-13	6.0E-05	1.1E-08＜1
Co-60	1.1E+05	3.2E-05	7.5E-06	3.9E-10	4.0E-06	9.8E-05＜1
Sr-89	1.6E+03	4.6E-07	1.1E-07	5.7E-12	2.0E-05	2.8E-07＜1
Sr-90	9.9E+06	2.9E-03	6.7E-04	3.5E-08	8.0E-07	4.4E-02＜1
Ru-103	1.4E+00	4.0E-10	9.5E-11	5.0E-15	4.0E-05	1.2E-10＜1
Ru-106	3.7E+05	1.1E-04	2.5E-05	1.3E-09	2.0E-06	6.6E-04＜1
Sb-124	2.1E+02	6.1E-08	1.4E-08	7.5E-13	2.0E-05	3.7E-08＜1
Sb-125	3.5E+05	1.0E-04	2.4E-05	1.2E-09	3.0E-05	4.1E-05＜1
I-131	3.8E-21	5.5E-29	1.3E-29	6.7E-34	5.0E-06	1.3E-28＜1
Cs-134	3.4E+06	9.8E-04	2.3E-04	1.2E-08	2.0E-05	6.0E-04＜1
Cs-136	2.5E-13	7.2E-23	1.7E-23	8.9E-28	1.0E-04	8.9E-24＜1
Cs-137	9.4E+06	2.7E-03	6.4E-04	3.3E-08	3.0E-05	1.1E-03＜1
Ba-140	1.6E-11	4.6E-21	1.1E-21	5.7E-26	1.0E-04	5.7E-22＜1
α	2.6E+02	7.5E-08	1.8E-08	9.2E-13	3.0E-09	3.1E-04＜1
合計	2.4E+07	6.8E-03	1.6E-03	8.4E-08	－	4.7E-02＜1

評価点◇2については，添付資料-5　図1と同様なので省略する。

図－1　自動停止時における排気中の放射性物質濃度

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

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^3/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^3/h)	３，６００
最高使用圧力(MPa)	０．８６
最高使用温度(℃)	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^3/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^3/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

配管は，系統の温度，圧力を考慮し「日本産業規格」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。

2.42　大型機器除染設備

2.42.1　基本設計

2.42.1.1　設置の目的

大型機器除染設備は，発電所内で発生する汚染金属を，敷地境界における線量の低減及び保管中のリスク低減の観点から，除染処理することを目的とする。

2.42.1.2　要求される機能

汚染金属の除染処理にあたっては，その汚染金属の形状に応じて，適切に除染処理し，敷地境界における線量の低減及び保管中のリスク低減を達成できるように，汚染金属の表面汚染密度を低減すること。

2.42.1.3　設計方針

(1)　放射性固体廃棄物等の処理

大型機器除染設備は，汚染金属の除染処理において，放射性物質の散逸の防止を考慮した設計とする。具体的には，除染処理により発生する除染廃棄物(切削金属，廃塗装片及び廃研磨材)は，容器に充填して密閉し，遮へい機能を有する固体廃棄物貯蔵庫に保管する。処理過程においては，除染廃棄物を取り扱う系統を漏えいし難い構造にし，放射性物質が散逸しない設計とする。

また，除染処理に伴い発生する粉じんは，集塵機及び排気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,大型機器除染設備から大型機器点検建屋内に放出する設計とする。

(2)　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，必要に応じて日本産業規格や製品規格に従った設計とする。

(3)　耐震性

大型機器除染設備の耐震設計は,「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)(以下，耐震設計審査指針という。)に従い設計するものとする。

(4)　火災防護

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がないようにする。

(5)　被ばく低減

大型機器除染設備は，放射線業務従事者等の立入場所における被ばく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，放射性物質の散逸防止，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。

2.42.1.4　供用期間中に確認する項目

処理過程において，放射性物質が散逸しないように排気ブロワにより加工室内が負圧維持できていること。

2.42.1.5　主要な機器

大型機器除染設備は，建築基準法に準拠した大型機器点検建屋内に設置され，汚染金属表面の除染処理を行い，そこで発生した除染廃棄物を回収・保管する。

大型機器除染設備は，除染処理設備，排気処理設備で構成している。

(1)　除染処理設備

汚染金属は，加工室内で，汚染金属表面に研磨材を直接噴射することにより除染処理される。除染処理により発生した除染廃棄物と研磨材は加工室から回収され，セパレータ及び振動ふるいで除染廃棄物と再使用可能な研磨材に分離処理される。除染廃棄物は，容器へ排出され，再使用可能な研磨材は，供給ホッパ，上部加圧タンク，下部加圧タンクを経て加工室に戻る。

(2)　排気処理設備

除染廃棄物には粉じん状のものが含まれているため，フィルタを内蔵した集塵機で処理し，排気フィルタで処理後に，排気ブロワから建屋内に排気する。

2.42.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

大型機器除染設備は，アウターライズ津波が到達しないと考えられる T.P.約 34m の大型機器点検建屋内に設置する。このため，津波の影響は受けない。

(2)　火災

大型機器除染設備を設置するエリアには，基本的に可燃物の持ち込みはないが，初期消火の対応ができるよう，近傍に消火器を設置する。

(3)　強風(台風・竜巻)

大型機器除染設備は，強風による設備の損傷を防止するため，建築基準法施行令に基づく風荷重に対して設計された大型機器点検建屋に設置する。豪雨に対しては，構造設計上

考慮することはないが，屋根面や樋による適切な排水を行うものとする。なお，大型機器除染設備に損傷を与える可能性がある場合は，大型機器除染設備の運転を停止し，放射性物質の散逸防止を図る。

(4)　積雪

大型機器除染設備は，積雪による設備の損傷を防止するため，建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行細則に基づく積雪荷重に対して設計された大型機器点検建屋に設置する。

2.42.1.7　構造強度及び耐震性

(1)　構造強度

大型機器除染設備を構成する機器のうち上部加圧タンク及び下部加圧タンクは，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成２５年６月２８日原子力規制委員会規則第６号)」において，クラス３に位置付けられることから，設計・建設規格に準拠する。それ以外の機器については，日本産業規格，鋼構造設計基準に準拠する。

(2)　耐震性

大型機器除染設備の耐震設計は,耐震設計審査指針に従い設計し，大型機器除染設備を構成する機器は，Ｃクラスの設備として評価を行う。

2.42.1.8　機器の故障への対応

大型機器除染設備の主要な機器が故障した場合には，速やかに除染処理を停止し，放射性物質の散逸防止を図る設計とする。

2.42.2　基本仕様

2.42.2.1　主要仕様

(1)　加工室

容　　量	幅 2.3m×高さ 3.3m×長さ 12.2m（受入寸法）
基　　数	1

(2)　セパレータ

処理容量	100kg/min/基
基　　数	2

(3)　振動ふるい

処理容量	60kg/min/基
基　　数	2

(4)　供給ホッパ

容　　量	0.25m^3/基
基　　数	2

(5)　上部加圧タンク

名　　称			上部加圧タンク
容　　量		m^3	0.17
最高使用圧力		MPa	0.69
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	650
	胴板厚さ	mm	9
	鏡板厚さ	mm	9
	円すい胴板厚さ	mm	9
	高さ	mm	806
材料	胴板	－	SS400
	鏡板	－	SS400
	円すい胴板	－	SS400
基　　数		基	2

(6)　下部加圧タンク

名　　称			下部加圧タンク
容　　量		m^3	0.25
最高使用圧力		MPa	0.69
最高使用温度		℃	60
主要寸法	胴内径	mm	650
	胴板厚さ	mm	9
	鏡板厚さ	mm	9
	円すい胴板厚さ	mm	9
	高さ	mm	1046
材料	胴板	－	SS400
	鏡板	－	SS400
	円すい胴板	－	SS400
基　　数		基	2

(7)　集塵機

容　　量　　5,590Nm^3/h/基

基　　数　　3

(8)　排気フィルタ

容　　量　　5,590Nm^3/h/基

基　　数　　3

(9)　排気ブロワ

容　　量　　11,180Nm^3/h/基

基　　数　　1

2.42.3　添付資料

添付資料－1　大型機器除染設備概略系統図
添付資料－2　大型機器除染設備の全体概要図
添付資料－3　大型機器除染設備の配置を明示した図面
添付資料－4　除染処理に係る廃棄物の性状及び発生量に関する説明書
添付資料－5　大型機器除染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－6　大型機器除染設備の強度に関する説明書
添付資料－7　大型機器除染設備に関する構造図
添付資料－8　大型機器除染設備に係る確認事項
添付資料－9　手動除染処理作業の方法について
添付資料－10 粉じん爆発について
添付資料－11 大型機器除染設備の安全性確認について
添付資料－12 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－13 主要配管の設計方針について

添付資料－4

除染処理に係る廃棄物の性状及び発生量に関する説明書

1. 性状について

大型機器除染設備の運用に伴い，除染廃棄物（切削金属，廃塗装片及び廃研磨材）等が発生する。発生した除染廃棄物が危険物第２類の可燃性固体危険物となる場合には，不活性材の投入を行い，非危険物化し保管を行う。なお，不活性材の投入は除染廃棄物と一定の割合で混ざるように一定流量で粉じんが流れている加工室から実施する。

2. 発生量について

大型機器除染設備の運用に伴い，除染廃棄物等が発生する。大型機器除染設備で汚染金属を除染処理した場合の除染廃棄物等の発生量について，以下の計算条件にて評価を行った。

＜計算条件＞

・大型機器除染設備の単位面積当たりの除染廃棄物発生量（0.89kg/m^2）とする。

＜評価結果＞

(1)除染廃棄物（線量区分：1～30mSv/h）

除染廃棄物の発生量は，保守的に一番処理量が多い 1,000m^3 タンクを処理すると想定した場合，1 年間運用すると約 24m^3 発生する。

(2)定期交換品（線量区分：1～30mSv/h）

排気フィルタ・振動ふるいメッシュ等の定期交換品については，定期交換を想定した場合，1 年間運用すると約 3m^3 発生する。

(3)消耗品（線量区分：0.1～1mSv/h）

ホースやノズル等の消耗品については，適宜交換すると想定した場合，1 年間運用すると約 1m^3 発生する。

＜結論＞

大型機器除染設備で発生する除染廃棄物は 1～30mSv/h の表面線量率であり，容器に収容し表面線量率に応じて放射性固体廃棄物として固体廃棄物貯蔵庫に保管する。また，定期交換品は 1～30mSv/h，消耗品は 0.1～1mSv/h の表面線量率であり，表面線量率に応じて定められた一時保管エリア（受入目安表面線量率 0.1～1mSv/h のエリア（一時保管エリア D,E1,P2,W,X），受入目安表面線量率 1～30mSv/h のエリア（一時保管エリア A,E2,F1,Q））に保管する。

大型機器除染設備で発生する除染廃棄物等は，最大でも(1)～(3)の合計約 28m^3/年と想定

される。なお，除染廃棄物等には，手動除染装置による発生分も含む。

3.　不活性材投入装置の設計方針について

3.1　仕様

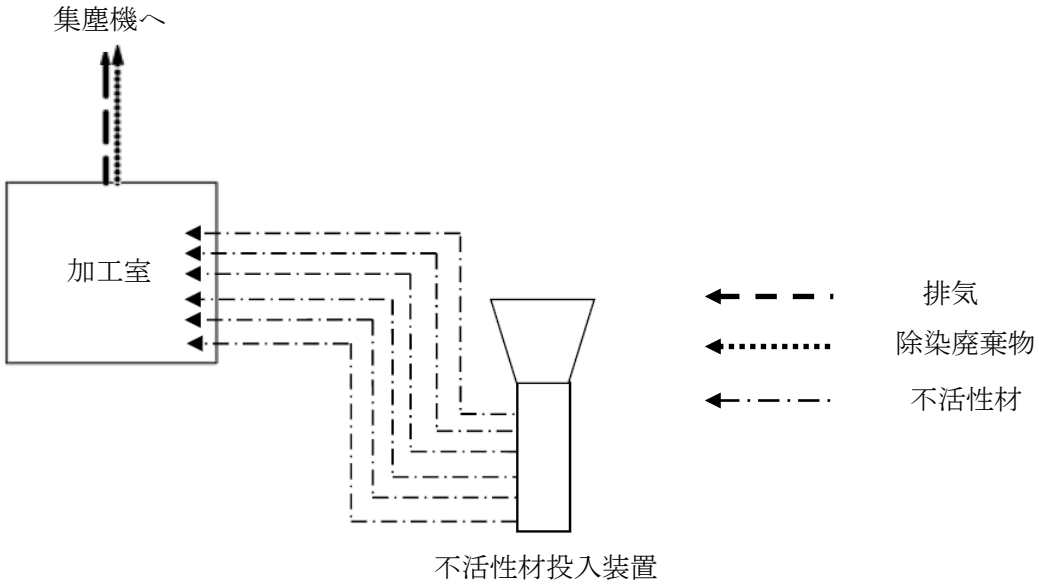
(1)　不活性材投入装置

容　　量	14.4m^3/min/基（2.4m^3/min×6 系統）
基　　数	1

3.2　規格・基準等

不活性材投入装置は，日本産業規格に準拠する。

3.3　概略系統図



3.4　構造要件

不活性材投入装置は，耐震Ｃクラスの設備として転倒評価，基礎ボルトの強度評価を行った結果，転倒しないこと及び基礎ボルトの強度が確保されていることを確認した。不活性材投入ラインを構成するゴムホースは，材料の可撓性により耐震性を確保する。

添付資料－9

手動除染処理作業の方法について

大型機器除染設備の設置に伴い，汚染金属については自動除染処理を実施するが，狭隘部等の十分な除染が出来ない可能性があるため，当該部分について手動除染処理作業を行う場合の方法について定める。

1. 手動除染処理作業時の汚染拡大防止策

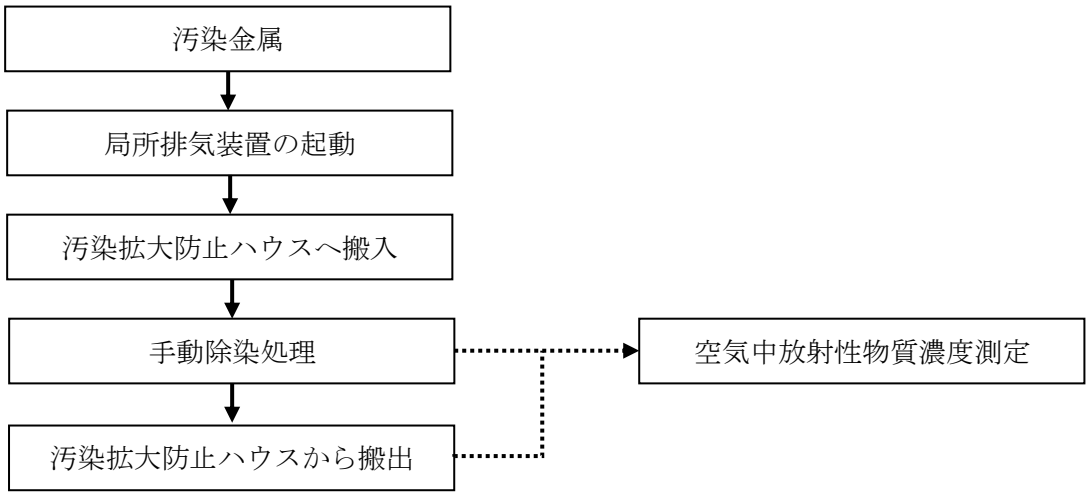
手動除染処理作業手順の概要を図－１に示す。

a. 手動除染処理作業は，汚染拡大防止ハウス内で実施する。また，局所排気装置（ブロワ，HEPA フィルタで構成される）を設置し，汚染拡大防止ハウス内を負圧にするとともに，吸引した空気をフィルタでろ過する。

b. 局所排気装置が起動していること，汚染拡大防止ハウス天井のスライド扉及び二重扉が確実に閉まっていることを確認した後,手動除染処理作業を実施する。なお,スライド扉はハウスの中からのみの開閉操作とし，誤操作防止のためハウスの外から開閉操作が出来ないようにする。

c. 手動除染処理作業中は，汚染拡大防止ハウス内の空気中の放射性物質濃度を連続ダストモニタにより確認する。なお，測定値に異常が確認された場合には，除染処理作業を停止し，空気中の放射性物質濃度の低減対策を実施した上で除染作業を再開する。

d. 手動除染処理終了後，汚染拡大防止ハウス天井のスライド扉を開く際には，汚染拡大防止ハウス内の空気中の放射性物質濃度を測定し基準を満足することを確認し,汚染拡大防止に留意して行う。なお,手動除染に関わる作業員は二重扉構造の出入口から出入りする。



図－１　除染処理作業のフロー

2.　作業員の被ばく低減

a.　手動除染処理作業を行う作業員は，全面マスクを装備することで，放射性物質の内部取り込みを防止する。

b.　手動除染処理作業時は，必要に応じ時間管理や遮へいの取付けを行い，被ばく低減を図る。

c.　手動除染処理作業は，原則，自動除染処理を行った汚染金属を対象とすることで，被ばく低減を図る。

3.　安全性を確保した設計

(1)　適用材料

手動除染装置は一般産業界における汎用品を使用する。汎用品が設計された条件にて使用する。研磨材移送用のホース，フィルタは定期交換をすることにより機能を維持する。

(2)　放射性物質散逸防止

手動除染装置は，囲い式フードを設けることにより散逸を防止する。

(3)　構造要件

手動除染装置は，導電性を確保し接地を行うことにより静電気による着火源の除去を行う。

汚染拡大防止ハウスは，耐震Ｃクラスの設備として転倒評価，基礎ボルトの強度評価を行った結果，転倒しないこと及び基礎ボルトの強度が確保されていることを確認した。

(4)　インターロックによる管理

手動除染装置は，装置付の集塵機が稼働していないと除染処理ができない構造とすることで，放射性物質の散逸を防止する。

(5)　放射性気体廃棄物の監視方法

除染処理に伴い発生する粉じんは，局所排気装置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，大型機器点検建屋内に放出する設計（図－２）としており，放出された粒子状の放射性物質の濃度は，試料放射能測定装置により，法令に定める濃度限度を下回ることを確認する。

(6)　規格・基準

手動除染装置は日本産業規格に準拠した設計を行う。また，汚染拡大防止ハウスは建築基準法に準拠した設計を行う。

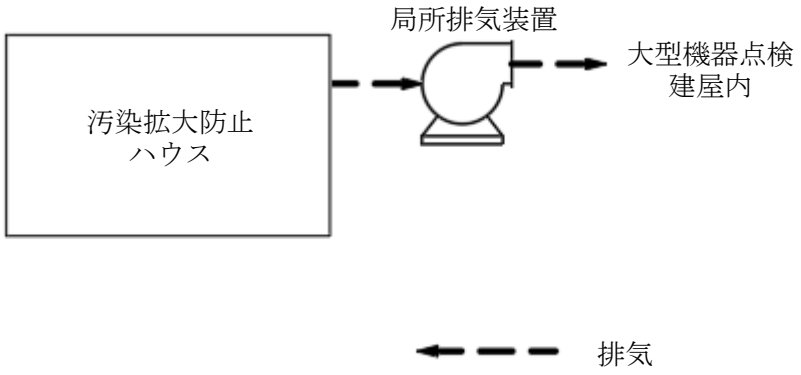
4.　異常時への対応

(1)　放射能閉じ込め

汚染拡大防止ハウスは局所排気装置により負圧に維持しているが，万一局所排気装置に異常が生じた場合は，手動除染処理作業を停止することで放射性物質が散逸しないようにする。なお，局所排気装置には，風量計を設置し異常を検知した際にはアラームを発し除染処理作業を中止する。

5.　除染廃棄物の性状確認

手動除染装置で発生した除染廃棄物が危険物第２類の可燃性固体廃棄物となる場合には不活性材の投入を行い,非危険物化し保管を行う。なお，不活性材の投入は除染廃棄物が飛散しないように対策を講じた上で，廃棄物と一定の割合で混ざるように実施する。



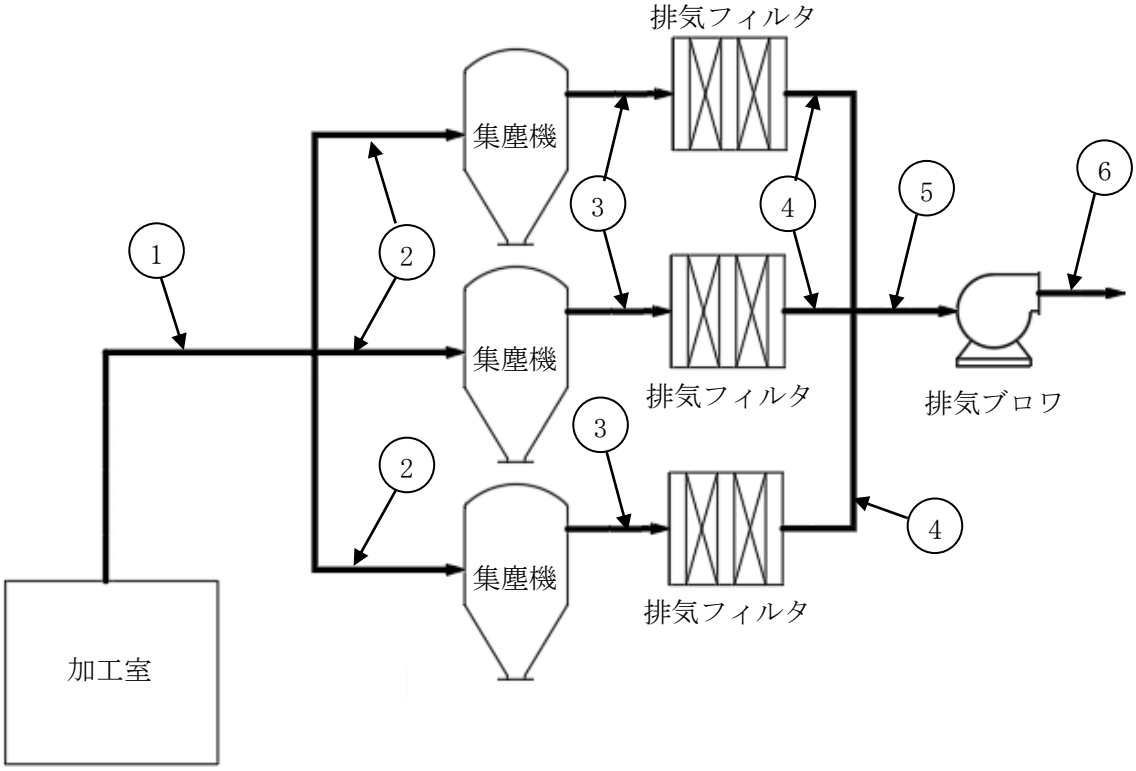
図－２　汚染拡大防止ハウスの排気について

主要配管の設計方針について

1.　設計方針

(1)　仕様

大型機器除染設備の主要配管の仕様について，以下に示す。



No.	外径 または 外形寸法 (mm)	厚さ (mm)	材料
①	φ558.8	6.0	SUS304
②	φ355.6	6.0	SUS304
③	φ355.6	6.0	SUS304
④	φ355.6	5.0	SUS304
⑤	φ558.8	5.5	SUS304
⑥	440×725	4.5	SS400

(2)　規格・基準等

主要配管は，日本産業規格に準拠する。

(3)　耐震性

主要配管は，耐震Ｃクラスの設備として梁モデルによる評価を行った結果，部材の強度が確保されていることを確認した。

2.44　放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（増設雑固体廃棄物焼却設備）

2.44.1　基本設計

2.44.1.1　設置の目的

増設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。

2.44.1.2　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。

2.44.1.3　設計方針

(1)　放射性固体廃棄物等の処理

増設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専用の密閉できる保管容器に詰めて密閉し，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

増設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を，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，本建屋専用の排気筒から放出する設計としており，放出された粒子状の放射性物質の濃度は，試料放射能測定装置により，法令に定める濃度限度を下回ることを確認する。

なお，モニタリング設備にて排気中の放射性物質の濃度を監視しており，定められた値を上回った場合は，焼却運転を自動停止させる設計とする。

(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

増設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

増設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。

2.44.1.4　供用期間中に確認する項目

増設雑固体廃棄物焼却設備は，焼却設備のフィルタとモニタリング設備の健全性を維持することにより排気筒から放出する排ガスについて，放射性物質の濃度を環境に放出可能な値まで低減できていること。

2.44.1.5　主要な機器

増設雑固体廃棄物焼却設備は，新たに設置する建屋内に設置され，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

焼却設備はロータリーキルン･ストーカ・二次燃焼器（以下，焼却機器という。），排ガス冷却器，バグフィルタ，プレフィルタ，一次排ガスフィルタ，二次排ガスフィルタ，排ガスブロワ，排ガス補助ブロワ，排気筒で構成される。

焼却機器は，ロータリーキルンを回転させることで攪拌させ，かつストーカ上で時間をかけて焼却処理を行い，二次燃焼器で排ガスを 800℃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，当該設備の除染係数（以下，ＤＦとする。）は 10 以上を確保する。

一次排ガスフィルタ，二次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フィルタを一次排ガスフィルタ，二次排ガスフィルタの 2 段直列に配置することでＤＦ＝10^5 以上を確保する。なお，ＨＥＰＡフィルタの目詰まり

抑制のため，その前段にプレフィルタを設ける。

排ガスブロワは，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10^6以上である。

なお，焼却処理にて発生する焼却灰は専用の密閉できる保管容器に保管する。

(2)　増設雑固体廃棄物焼却設備建屋

増設雑固体廃棄物焼却設備建屋（以下，増設焼却炉建屋という。）は，鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造および一部鉄骨造）の地上5階で，平面が約80m（東西方向）×約51m（南北方向）の建物で，地上高さは約39mである。

(3)　換気空調設備

換気空調設備は，送風機，排風機，排気フィルタ等で構成する。

送風機，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。

2.44.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

増設焼却炉建屋は，アウターライズ津波が到達しないと考えられるT.P.約32mの場所に設置する。このため，津波の影響は受けない。

(2)　火災

増設焼却炉建屋内では，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，消火設備，消火器等を消防法及び関係法令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。

(3)　その他の自然災害（台風，竜巻，積雪等）

台風・竜巻など暴風時に係る建屋の設計は，建築基準法及び関係法令に基づく風圧力に対して耐えられるように設計する。なお，その風圧力は，その地方における観測記録に基づくものとする。豪雨に対しては，構造設計上考慮することはないが，屋根面の排水等，適切な排水を行うものとする。

その他自然現象としては，積雪時に係る建屋の設計は，建築基準法及び関係法令，福島県建築基準法施行細則第 19 条に基づく積雪荷重に耐えられるように設計する。なお，その積雪荷重は，その地方における垂直積雪量を考慮したものとする。

2.44.1.7　構造強度及び耐震性

(1)　強度評価の基本方針

増設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

増設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，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用する。

2.44.1.8　機器の故障への対応

2.44.1.8.1　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

増設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予備機を設置する。負圧維持機能を有する排ガスブロワと排ガス補助ブロワは同時に運転することはないことから，いずれか一方が故障した場合には，もう一方の運転継続により負圧維持が可能となる。

(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

増設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。

2.44.1.8.2　複数の設備が同時に機能喪失した場合

増設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，速やかに焼却処理を停止する。外部電源喪失した場合，廃棄物の供給は停止するため，焼却は自然に停止に向かう。

2.44.2　基本仕様

2.44.2.1　主要仕様

(1)　焼却設備

a.　ロータリーキルン･ストーカ・二次燃焼器

名　　称				ロータリーキルン･ストーカ・二次燃焼器
容　　量			kcal/h/基	約 13400000 (廃棄物 3960kg/h 相当)
ロータリーキルン	主要寸法	長　　さ	mm	8000
		胴　外　径	mm	3750
		外 殻 厚 さ	mm	25
	材料	外　　殻	—	SS400
ストーカ	主要寸法	た　　て	mm	9262
		横	mm	3158
		高　　さ	mm	7304
		外 殻 厚 さ	mm	9
	材料	外　　殻	—	SS400
二次燃焼器	主要寸法	た　　て	mm	3718
		横	mm	3718
		高　　さ	mm	12219
		外 殻 厚 さ	mm	9
	材料	外　　殻	—	SS400
基　　数			基	1

b.　排ガス冷却器

名　　称			排ガス冷却器
主要寸法	高　　さ	mm	26023
	胴　外　径	mm	4468
	外 殻 厚 さ	mm	9
材料	外　　殻	－	SS400
基　　数		基	1

c. バグフィルタ

名称			バグフィルタ
容量		Nm^3/h/基	62000
主要寸法	たて	mm	10720
	横	mm	3060
	高さ	mm	12000
材料	ケーシング	－	SS400
基数		基	1

d. プレフィルタ

名称			プレフィルタ
容量		Nm^3/h/基	31000
主要寸法	胴外径	mm	2924
	長さ	mm	4600
材料	ケーシング	－	SS400
基数		基	2

e. 一次排ガスフィルタ

名称			一次排ガスフィルタ
容量		Nm^3/h/基	31000
主要寸法	胴外径	mm	2924
	長さ	mm	6150
材料	ケーシング	－	SS400
基数		基	2

f. 二次排ガスフィルタ

名称			二次排ガスフィルタ
容量		Nm^3/h/基	31000
主要寸法	胴外径	mm	2924
	長さ	mm	6150
材料	ケーシング	－	SS400
基数		基	2

g. 排気筒

名称			排気筒
主要寸法	胴外径	mm	2518
	高さ	mm	16000
材料	胴板	－	SUS304
基数		基	1

h. 煙道

名称			煙道
主要寸法	外径／厚さ	mm	1524.0／12.0 1117.6／12.0
材料	本体	－	SS400

i. 排ガスブロワ

容　量　　62000Nm^3/h/基

基　数　　1

j. 排ガス補助ブロワ

容　量　　6800Nm^3/h/基

基　数　　1

(2) 廃液処理設備

a. 建屋ドレンサンプタンク

名称			建屋ドレンサンプタンク
容量		m^3/基	4.5
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	66
主要寸法	胴内径	mm	2000
	胴板厚さ	mm	6
	鏡板厚さ	mm	6
	平板厚さ	mm	12
	高さ	mm	1944
材料	胴板	－	SUS304
	鏡板	－	SUS304
基数		基	1
制御方法		－	液位高による警報発報回路

b. サンプルタンク

名称			サンプルタンク
容量		m^3/基	4.5
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	66
主要寸法	胴内径	mm	2000
	胴板厚さ	mm	6
	鏡板厚さ	mm	6
	平板厚さ	mm	12
	高さ	mm	1944
材料	胴板	－	SUS304
	鏡板	－	SUS304
基数		基	1
制御方法		－	液位高による受入停止回路 液位高高による警報発報回路

c.　建屋ドレンポンプ

容　　量　　2.4m³/h 基

基　　数　　1

d.　サンプルポンプ

容　　量　　2.4m³/h/基

基　　数　　1

e.　主配管

名　称	仕　様	
建屋ドレンポンプから サンプルタンクまで （鋼管）	外径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	48.6mm／3.7mm 27.2mm／2.9mm SUS304TP 0.78MPa 66℃
サンプルポンプから 移送容器接続口まで （鋼管）	外径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	48.6mm／3.7mm 27.2mm／2.9mm SUS304TP 0.78MPa 66℃

f.　施設外への漏えいの拡大を防止するための堰その他の設備

名　　称		ドレンタンク室　(F-1)
主要寸法	堰の高さ	30cm 以上
	床・壁の塗装	床面及び床面から堰の高さ以上までの壁面
材　　料	堰	鉄筋コンクリート
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		増設焼却炉建屋 地上 1 階

名　　称		増設焼却炉建屋 1 階の施設外との境界壁面 (F-2) 及びこれに囲まれた床面 (F-3)
主要寸法	堰の高さ	－
	床・壁の塗装	床面及び床面から 5cm 以上までの壁面
材　　料	堰	－
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		増設焼却炉建屋 地上 1 階

名　　称		搬出入室トラックヤード出入口 (F-4) 送風機室前室出入口 (F-5) 焼却炉室通路出入口 (F-6) 出入管理エリア出入口 (F-7)
主要寸法	堰の高さ	5cm 以上
	床・壁の塗装	床面及び床面から堰の高さ以上までの壁面
材　　料	堰	鉄筋コンクリート
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		増設焼却炉建屋 地上 1 階

名　　称		増設焼却炉建屋 4 階の施設外との境界壁面及びこれに囲まれた床面 (F-8)
主要寸法	堰の高さ	－
	床・壁の塗装	床面及び床面から 5cm 以上までの壁面
材　　料	堰	－
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		増設焼却炉建屋 地上 4 階

名　　称		排気室出入口 (F-9) 排気室出入口 (F-10)
主要寸法	堰の高さ	5cm 以上
	床・壁の塗装	床面及び床面から堰の高さ以上までの壁面
材　　料	堰	鉄筋コンクリート
	床・壁の塗装	エポキシ樹脂
取　付　箇　所		増設焼却炉建屋 地上 4 階

g.　漏えいの検出装置及び自動警報装置

	建屋ドレンサンプタンク，サンプルタンク (G-1)	
名　　称	漏えい検出装置	警報装置
検出器の種類	電極式	－
動作範囲	ドレンタンク室集水ます底面 ＋20㎜ ～ドレンタンク室 1 階床面	ドレンタンク室集水ます底面 ＋20㎜ ～ドレンタンク室 1 階床面
取付箇所	ドレンタンク室	制御室表示

(3) 換気空調設備

a. 送風機

容　　量　　52500m^3/h/基

基　　数　　3

b. 排風機

容　　量　　105000m^3/h/基

基　　数　　3

c. 排気フィルタ

名　　称			排気フィルタ
容　　量		m^3/h/基	70000
主要寸法	たて	mm	3070
	横	mm	4890
	高さ	mm	3030
基　　数		基	4

(4) モニタリング設備

名　　称	検出器の種類	計測範囲	取付箇所
ダスト放射線モニタ	シンチレーション	10^{-1}～10^{5} s^{-1}	増設雑固体廃棄物焼却設備排気筒出口 合計2チャンネル (監視・記録は制御室)
ガス放射線モニタ	シンチレーション	10^{-1}～10^{5} s^{-1}	増設雑固体廃棄物焼却設備排気筒出口 合計2チャンネル (監視・記録は制御室)

(5)　補助遮へい

種類				主要寸法 (mm)	冷却方法	材料
補助遮へい	増設焼却炉建屋	送風機室	南壁 (1 階)	500	自然冷却	普通コンクリート (密度 2.15g／cm^3 以上)
			南壁 (2 階)	500		
			南壁 (3 階)	500		
			天井 (3 階)	300		
		送風機室前室	北壁 (1 階)	500		
			東壁 (1 階)	500		
		搬出入室	西壁 (1 階)	500		
			西壁 (2 階)	500		
			西壁 (3 階)	500		
		搬出入室 トラックヤード	西壁 (1 階)	500		
			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		
		灰充填室通路	南壁 (1 階)	500		

種類				主要寸法 (mm)	冷却方法	材料
補助遮へい	増設焼却炉建屋	焼却炉室	東壁 (2 階)	650	自然冷却	普通コンクリート (密度 2.15g／cm^3以上)
			南壁 (2 階)	500		
			東壁 (3 階)	500		
			南壁 (3 階)	500		
			東壁 (4 階)	350		
			南壁 (4 階)	500		
			西壁 (5 階)	300		
			南壁 (5 階)	300		
			天井 (5 階)	200		
		焼却炉室通路	南壁 (1 階)	500		
		廃棄物貯留ピット	北壁 (1 階)	500		
			東壁 (1 階)	650		
			北壁 (2 階)	500		
			東壁 (2 階)	650		
			東壁 (3 階)	500		
			東壁 (4 階)	350		
		灰ホッパ室	南壁 (2 階)	500		
			南壁 (3 階)	500		
		給気フィルタ室	天井 (2 階)	300		

種類				主要寸法 (mm)	冷却方法	材料
補助遮へい	増設焼却炉建屋	廃棄物受入室	北壁 (3 階)	350	自然冷却	普通コンクリート (密度 2.15g／cm^3 以上)
			西壁 (3 階)	500		
			東壁 (3 階)	500		
			北壁 (4 階)	350		
			東壁 (4 階)	350		
		クレーン操作室	北壁 (3 階)	200		
			東壁 (3 階)	200		
			南壁 (3 階)	200		
			天井 (3 階)	200		
		排気室	北壁 (4 階)	350		
			西壁 (4 階)	350		
			天井 (4 階)	300		
		廃油タンク室	西壁 (4 階)	350		
			南壁 (4 階)	500		
			天井 (4 階)	300		
		排水タンク室	南壁 (4 階)	500		
			天井 (4 階)	300		
		冷却水タンク室	南壁 (4 階)	500		
			天井 (4 階)	300		

種類				主要寸法 (mm)	冷却方法	材料
補助遮へい	増設焼却炉建屋	排ガスモニタ室	北壁 (4 階)	350	自然冷却	普通コンクリート (密度 2.15g／cm^3 以上)
		排ガス処理室	北壁 (5 階)	300		
			西壁 (5 階)	300		
			天井 (5 階)	200		
		クレーン保守エリア	北壁 (5 階)	300		
			東壁 (5 階)	300		
			天井 (5 階)	300		
		廃棄物供給室	東壁 (5 階)	300		
			天井 (5 階)	300		
		廃棄物供給室前室	南壁 (5 階)	300		
			天井 (5 階)	300		

2.44.3　添付資料

添付資料－1　焼却設備概略系統図
添付資料－2　増設雑固体廃棄物焼却設備の全体概要図
添付資料－3　増設焼却炉建屋平面図
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　増設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　放射性物質の散逸防止に関する説明書
添付資料－15　増設雑固体廃棄物焼却設備の設置について
添付資料－16　増設雑固体廃棄物焼却設備に係る確認事項
添付資料－17　増設雑固体廃棄物焼却設備の耐震性に関する説明書
添付資料－18　増設雑固体廃棄物焼却設備の強度に関する説明書
添付資料－19　増設雑固体廃棄物焼却設備に関する構造図
添付資料－20　流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えい防止能力についての計算書
添付資料－21　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－5

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。

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	3.4E+03
Co-58	1.6E+01
Co-60	9.6E+03
Sr-89	1.3E+02
Sr-90	8.4E+05
Ru-103	1.2E-01
Ru-106	3.2E+04
Sb-124	1.7E+01
Sb-125	3.0E+04
I-131	3.2E-22
Cs-134	2.9E+05
Cs-136	2.1E-14
Cs-137	7.9E+05
Ba-140	1.4E-12
α	2.2E+01
合計	2.0E+06

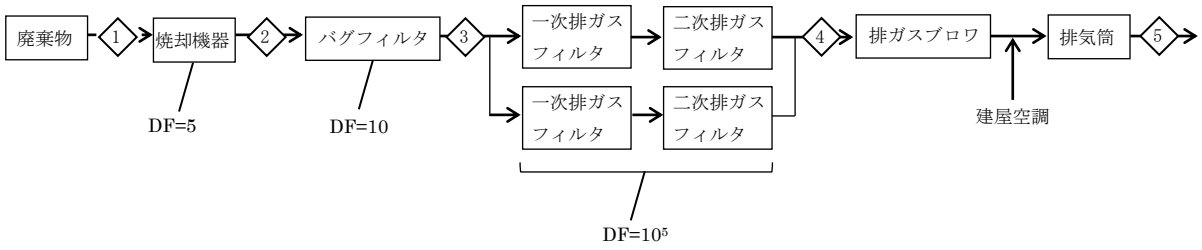
2.　排気中の放射性物質濃度

焼却機器の処理能力 3960kg/h，系統全体の除染係数 10^6 以上（焼却機器で 5，バグフィルタで 10，一次排ガスフィルタと二次排ガスフィルタで 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。

なお，排気中の放射性物質の濃度を確認するために粒子状物質（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，全アルファ放射能，ストロンチウム８９濃度，ストロンチウム９０濃度），

トリチウム，よう素１３１濃度の測定を実施する。



流体番号	1 (Bq/kg)	2 (Bq/cm³)	3 (Bq/cm³)	4 (Bq/cm³)	5 (Bq/cm³)	告示濃度限度 (Bq/cm³)	告示濃度限度に対する割合
流量 (m³/h)	－	106284	110679	113841	371169	－	－
Mn-54	3.4E+03	2.5E-05	2.4E-06	2.4E-11	7.3E-12	8.0E-05	9.1E-08＜1
Co-58	1.6E+01	1.2E-07	1.1E-08	1.1E-13	3.4E-14	6.0E-05	5.7E-10＜1
Co-60	9.6E+03	7.2E-05	6.9E-06	6.7E-11	2.0E-11	4.0E-06	5.1E-06＜1
Sr-89	1.3E+02	9.7E-07	9.3E-08	9.0E-13	2.8E-13	2.0E-05	1.4E-08＜1
Sr-90	8.4E+05	6.3E-03	6.0E-04	5.8E-09	1.8E-09	8.0E-07	2.2E-03＜1
Ru-103	1.2E-01	8.9E-10	8.6E-11	8.3E-16	2.6E-16	4.0E-05	6.4E-12＜1
Ru-106	3.2E+04	2.4E-04	2.3E-05	2.2E-10	6.8E-11	2.0E-06	3.4E-05＜1
Sb-124	1.7E+01	1.3E-07	1.2E-08	1.2E-13	3.6E-14	2.0E-05	1.8E-09＜1
Sb-125	3.0E+04	2.2E-04	2.1E-05	2.1E-10	6.4E-11	3.0E-05	2.1E-06＜1
I-131	3.2E-22	1.2E-29	1.1E-29	1.1E-29	3.4E-30	5.0E-06	6.8E-25＜1
Cs-134	2.9E+05	2.2E-03	2.1E-04	2.0E-09	6.2E-10	2.0E-05	3.1E-05＜1
Cs-136	2.1E-14	1.6E-22	1.5E-23	1.5E-28	4.5E-29	1.0E-04	4.5E-25＜1
Cs-137	7.9E+05	5.9E-03	5.7E-04	5.5E-09	1.7E-09	3.0E-05	5.6E-05＜1
Ba-140	1.4E-12	1.0E-20	1.0E-21	9.7E-27	3.0E-27	1.0E-04	3.0E-23＜1
α	2.2E+01	1.6E-07	1.6E-08	1.5E-13	4.7E-14	3.0E-09	1.6E-05＜1
合計	2.0E+06	1.5E-02	1.4E-03	1.4E-08	4.3E-09	－	2.4E-03＜1

図－１　増設雑固体廃棄物焼却設備　排気中の放射性物質濃度

添付資料－5　別添

増設雑固体廃棄物焼却設備自動停止時の放出評価

1.　自動停止時の放出評価方法の考え方

増設雑固体廃棄物焼却設備は，モニタリング設備にて排気中の放射性物質の濃度を監視しており，定められた値を上回った場合は自動停止する設計としているが，焼却設備が停止する際には，炉内に残存している未燃物（通常運転１時間分）の焼却が完了するまで，排ガスは発生し続ける。

本評価では自動停止に至る事象として，一次排ガスフィルタと二次排ガスフィルタのいずれか４台中の１台が何らかの不具合により破損した場合で，増設雑固体廃棄物焼却設備が自動停止するものの，未燃物の焼却が完了するまでの期間に，破損した一次排ガスフィルタまたは二次排ガスフィルタから漏出し続けたケースで評価する。なお，運用開始後に当該事象が発生した場合は，異常のある排ガスフィルタの前後ダンパを閉じる措置を講じて，異常のないフィルタを介して放出する状態に復帰させる。

2.　廃棄物の放射能濃度

雑固体廃棄物の放射能濃度は，添付資料－5　表－１を参照。

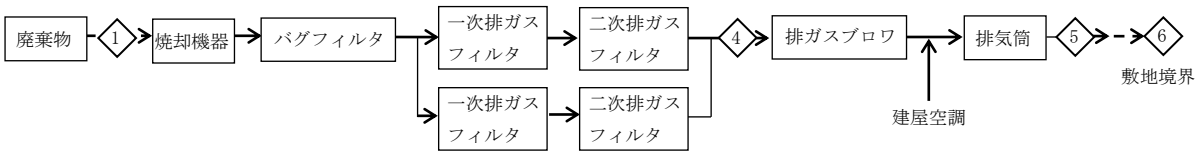
3.　排気中の放射性物質濃度

焼却機器の処理能力，除染係数の考え方は添付資料－5 と同様とするが，一次排ガスフィルタと二次排ガスフィルタのいずれか４台中の１台が何らかの不具合により破損しており，除染性能が全く発揮できないとする。また，自動停止後の炉内に残存している未燃物は１時間で焼却完了するものとし，排ガス流量は不具合前後で変わらないと仮定する。

なお，敷地境界の空気中の放射性物質濃度の評価においては，告示に定める濃度限度と比較するため，排ガスフィルタから漏出した状態で連続放出した場合を想定する。

気象条件及び計算地点は，「Ⅲ特定原子力施設の保安　第３編 2.2 線量評価」に示したものと同じとした。

上記条件で計算した結果，敷地境界における空気中の放射性物質濃度は，告示に定める濃度限度を下回り，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。



＊　一次排ガスフィルタと二次排ガスフィルタのいずれか４台中の１台が何らかの不具合により破損している。

流体 番号	1 (Bq/kg)	4 (Bq/cm^3)	5 (Bq/cm^3)	6 (Bq/cm^3)	告示濃度 限度 (Bq/cm^3)	告示濃度 限度に 対する割合
流量 (m^3/h)	－	113841	371169	－	－	－
Mn-54	3.4E+03	2.4E-08	7.3E-09	1.2E-12	8.0E-05	1.5E-08＜1
Co-58	1.6E+01	1.1E-10	3.4E-11	5.8E-15	6.0E-05	9.7E-11＜1
Co-60	9.6E+03	6.7E-08	2.0E-08	3.5E-12	4.0E-06	8.7E-07＜1
Sr-89	1.3E+02	9.0E-10	2.8E-10	4.7E-14	2.0E-05	2.4E-09＜1
Sr-90	8.4E+05	5.8E-06	1.8E-06	3.0E-10	8.0E-07	3.8E-04＜1
Ru-103	1.2E-01	8.3E-13	2.6E-13	4.3E-17	4.0E-05	1.1E-12＜1
Ru-106	3.2E+04	2.2E-07	6.8E-08	1.2E-11	2.0E-06	5.8E-06＜1
Sb-124	1.7E+01	1.2E-10	3.6E-11	6.2E-15	2.0E-05	3.1E-10＜1
Sb-125	3.0E+04	2.1E-07	6.4E-08	1.1E-11	3.0E-05	3.6E-07＜1
I-131	3.2E-22	1.1E-29	3.4E-30	5.8E-34	5.0E-06	1.2E-28＜1
Cs-134	2.9E+05	2.0E-06	6.2E-07	1.0E-10	2.0E-05	5.2E-06＜1
Cs-136	2.1E-14	1.5E-25	4.5E-26	7.6E-30	1.0E-04	7.6E-26＜1
Cs-137	7.9E+05	5.5E-06	1.7E-06	2.9E-10	3.0E-05	9.5E-06＜1
Ba-140	1.4E-12	9.7E-24	3.0E-24	5.1E-28	1.0E-04	5.1E-24＜1
α	2.2E+01	1.5E-10	4.7E-11	8.0E-15	3.0E-09	2.7E-06＜1
合計	2.0E+06	1.4E-05	4.3E-06	7.2E-10	－	4.0E-04＜1

評価点 2 ， 3 については，添付資料-5　図１と同様なので省略する。

図－1　自動停止時における排気中の放射性物質濃度

第２編

（５号炉及び６号炉に係る保安措置）

（原子炉主任技術者の職務等）

第９条

原子炉主任技術者は，原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実に行うことを任務とし，「原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に基づき，次の職務を遂行する。

（１）原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は，運転に従事する者へ指示する。

（２）表９－１に定める事項のうち，第１１８条及び第１１９条については，廃炉・汚染水対策最高責任者の承認に先立ち確認し，その他の事項については，所長の承認に先立ち確認する。

（３）表９－２に定める各職位からの報告内容等を確認する。

（４）表９－３に定める記録の内容を確認する。

（５）第１２１条第１項の報告を受けた場合は，自らの責任で確認した正確な情報に基づき，社長に直接報告する。

（６）保安の監督状況について，定期的に及び必要に応じて社長に直接報告する。

（７）保安委員会及び運営委員会に少なくとも１名が必ず出席する。

（８）その他，原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。

２．原子炉施設の運転に従事する者は，原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。

表９－１

条　　文	内　　容
第９２条（管理対象区域の設定及び解除）	第５項に定める建物等の内部における一時的な管理対象区域の設定及び解除
	第７項に定める管理対象区域の設定及び解除
第９２条の２（管理区域の設定及び解除）	第５項に定める一時的な管理区域の設定及び解除
	第７項に定める管理区域の設定及び解除
第１１８条（所員への保安教育）	所員の保安教育実施計画
第１１９条（協力企業従業員への保安教育）	協力企業従業員の保安教育実施計画

表９－２

条　　文	内　　容
第１７条（地震・火災等発生時の対応）	地震・火災が発生した場合に講じた措置の結果
第７３条（運転上の制限を満足しない場合）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	運転上の制限を満足していると判断した場合
第７４条（保全作業を実施する場合）	必要な安全措置
	運転上の制限外から復帰していると判断した場合
第７６条（異常発生時の基本的な対応）	異常が発生した場合の原因調査及び対応措置
第１２１条（報告）	運転上の制限を満足していないと判断した場合
	放射性液体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合
	外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合
	東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関する規則（以下「福島第一炉規則」という。）第18条第3号から第6号及び第8号から第15号に定める報告事象が生じた場合

表９－３

記　録　項　目
１．運転日誌 ・原子炉に使用している冷却材及び減速材の毎日の補給量
２．燃料に係る記録 ・使用済燃料の貯蔵施設内における燃料体の配置 ・使用済燃料の払出し時における放射能の量 ・燃料体の形状又は性状に関する検査の結果
３．引継日誌
４．放射線管理に係る記録 ・使用済燃料の貯蔵施設，放射性廃棄物の廃棄施設等の放射線しゃへい物の側壁における線量当量率 ・管理区域における外部放射線に係る１週間の線量当量，空気中の放射性物質の１週間についての平均濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度 ・放射性物質による汚染の広がりの防止及び除去を行った場合には，その状況
５．放射性廃棄物管理に係る記録 ・放射性廃棄物の排気口又は排気監視設備及び排水口又は排水監視設備における放射性物質の１日間及び３月間についての平均濃度 ・廃棄施設に廃棄した放射性廃棄物の種類，当該放射性廃棄物に含まれる放射性物質の数量，当該放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器と一体的に固型化した場合には当該容器の数量及び比重並びにその廃棄の場所及び方法 ・放射性廃棄物を容器に封入し，又は容器に固型化した場合には，その方法 ・発電所の外において運搬した核燃料物質等の種類別の数量，その運搬に使用した容器の種類並びにその運搬の経路
６．原子炉施設の巡視又は点検の結果
７．保安教育の実施報告書

（放射性気体廃棄物の管理）

第８９条

分析評価ＧＭは，表８９－１に定める項目について，同表に定める頻度で測定し，測定した結果を放出・環境モニタリングＧＭに通知する。また，放出・環境モニタリングＧＭは，次の事項を管理するとともに，その結果を放出実施ＧＭに通知する。

（１）排気筒等からの放射性気体廃棄物の放出による周辺監視区域外の空気中の放射性物質濃度の３ヶ月平均値が，法令に定める周辺監視区域外における空気中の濃度限度を超えないこと。

２．放出実施ＧＭは，放射性気体廃棄物を放出する場合は，排気筒等より放出し，排気筒モニタを監視する。

表８９－１

分　　類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施ＧＭ
放射性気体廃棄物	・５，６号炉共用排気筒	希ガス濃度	排気筒モニタ	常時（建屋換気空調系運転時）	当直長
		よう素131濃度 粒子状物質濃度（主要ガンマ線放出核種）	試料放射能測定装置	１週間に１回（建屋換気空調系運転時）	
	・焼却炉建屋排気筒 ・増設焼却炉建屋排気筒	粒子状物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能）	試料放射能測定装置	１週間に１回（建屋換気空調系運転時）	運用支援ＧＭ
		ストロンチウム９０濃度	試料放射能測定装置	３ヶ月に１回（建屋換気空調系運転時）	

分　　類	排気筒等	測定項目	計測器種類	測定頻度	放出実施GM
放射性気体廃棄物	・減容処理設備排気口	粒子状物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能）	試料放射能測定装置	１週間に１回（建屋換気空調系運転時）	運用支援GM
		ストロンチウム９０濃度	試料放射能測定装置	３ヶ月に１回（建屋換気空調系運転時）	
	・固体廃棄物貯蔵庫第９棟排気口 ・固体廃棄物貯蔵庫第１０棟排気口（10-A/B，10-C）	粒子状物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能）	試料放射能測定装置	１週間に１回（建屋換気空調系運転時）	廃棄物対策プログラム部長
		ストロンチウム９０濃度	試料放射能測定装置	３ヶ月に１回（建屋換気空調系運転時）	

（報告）

第１２１条

各プログラム部長，運用部長又は各ＧＭは，次のいずれかに該当する場合又は該当するおそれがあると判断した場合について直ちに所長及び原子炉主任技術者に報告する。

（１）運転上の制限を満足していないと判断した場合（第73条）

（２）放射性液体廃棄物について放出管理目標値を超えて放出した場合（第88条）

（３）外部放射線に係る線量当量率等に異常が認められた場合（第101条）

（４）福島第一炉規則第18条第3号から第6号及び第8号から第15号に定める報告事象が生じた場合

（５）第７６条第１項に定める異常が発生した場合

２．所長は，前項に基づく報告を受けた場合，社長に報告する。

３．第１項又は第２項に基づく報告が，不在で遂行できない場合及び夜間休祭日の報告方法は，「トラブル等の報告マニュアル」による。

４．第１項（１）に該当する場合は，「トラブル等の報告マニュアル」に基づき，直ちに原子力規制委員会に報告する。

附　　則

附則（　　）

（施行期日）

第１条

この規定は，原子力規制委員会の認可を受けた日から１０日以内に施行する。

附則（令和５年５月１０日　原規規発第 2305107 号）

（施行期日）

第１条

２．第５条については，ＡＬＰＳ処理水希釈放出設備の運用を開始した時点から適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和５年４月１７日　原規規発第 23041712 号）

（施行期日）

第１条

２．添付１（管理区域図）の全体図及び添付２（管理対象区域図）の全体図の変更は，それぞれの区域の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和５年３月２２日　原規規発第 2303227 号）

（施行期日）

第１条

２．第１０２条については，令和２年９月１１日に公布された放射性同位元素等の規制に関する法律施行規則の施行までに適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和５年３月７日　原規規発第 2303075 号）

（施行期日）

第１条

２．添付２（管理対象区域図）の全体図における瓦礫類一時保管エリアの変更は，それぞれの区域の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和５年２月２１日　原規規発第 2302212 号）

（施行期日）

第１条

２．第８９条の表８９－１における固体廃棄物貯蔵庫第１０棟排気口から放出される放射

性気体廃棄物の管理については，固体廃棄物貯蔵庫第１０棟の運用を開始した時点から適用することとし，それまでの間は従前の例による。

３．添付１（管理区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第１０棟の管理区域図面並びに添付２（管理対象区域図）の全体図及び固体廃棄物貯蔵庫第１０棟の管理対象区域図面の変更は，それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和３年４月６日　原規規発第 2104063 号）

（施行期日）

第１条

２．第５条，第８７条，第８７条の２及び第８９条については，減容処理設備の運用を開始した時点から適用することとし，それまでの間は従前の例による。

３．添付１（管理区域図）の全体図及び減容処理建屋の管理区域図面並びに添付２（管理対象区域図）の全体図及び減容処理建屋の管理対象区域図面の変更は，それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和２年８月３日　原規規発第 2008037 号）

（施行期日）

第１条

２．添付１（管理区域図）の全体図における免震重要棟及び入退域管理棟，添付２（管理対象区域図）の全体図における免震重要棟及び入退域管理棟並びに免震重要棟及び入退域管理棟の管理対象区域図面の変更は，それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和２年５月２７日　原規規発第 2005271 号）

（施行期日）

第１条

２．第５条については，大型廃棄物保管庫の運用を開始した時点から適用することとし，それまでの間は従前の例による。

３．添付１（管理区域図）の全体図及び大型廃棄物保管庫の管理区域図面並びに添付２（管理対象区域図）の全体図及び大型廃棄物保管庫の管理対象区域図面の変更は，それぞれの区域の区域区分の変更をもって適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（令和２年２月１３日　原規規発第 2002134 号）

（施行期日）

第１条

２．第５条，第８７条，第８７条の２及び第８９条の表８９－１における増設焼却炉建屋排気筒から放出される放射性気体廃棄物の管理については，増設雑固体廃棄物焼却設備の運用を開始した時点から適用することとし，それまでの間は従前の例による。

附則（平成２５年８月１４日　原規福発第 1308142 号）

（施行期日）

第１条

第６１条において，非常用発電機の運用を開始するまでは，必要な電力供給が可能な場合，他号炉の非常用ディーゼル発電機又は可搬式発電機を非常用発電設備とみなすことができる。

2.1.3　放射性気体廃棄物等の管理

2.1.3.1　概要

1～4 号機については事故の影響により排気筒の監視装置は使用不能である。5，6 号機では主排気筒放射線モニタにおいて放出を監視している。主な放出源と考えられる 1～4 号機原子炉建屋の上部において空気中放射性物質濃度を測定している。また，敷地内の原子炉建屋近傍，敷地境界付近で空気中放射性物質濃度の測定を行い，敷地境界付近では告示の濃度限度を下回ることを確認している。1～3 号機では原子炉格納容器ガス管理設備が稼働し，格納容器内から窒素封入量と同程度の量の気体を抽出してフィルタにより放出される放射性物質を低減している。

2.1.3.2　基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行う。また，敷地境界付近で空気中放射性物質濃度の測定を行い，敷地境界付近において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っていることを確認する。

放射性物質を内包する建屋等については放射性物質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，放出抑制を図っていく。実施の検討にあたっては，建屋や設備の損傷状況，作業場所のアクセス方法や線量率，建屋内の濃度や作業環境，今後の建屋の利用計画等を考慮し，測定データや現場調査の結果を基に，実現性を判断の上，可能な方策により計画していく。

今後設置される施設についても，内包する放射性物質のレベル等に応じて必要となる抑制対策をとるものとする。

放射性物質の新たな発生，継続した放出の可能性のある建屋等を対象として，可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。連続的な監視を行うための測定方法，伝送方法について，現場状況の確認結果をもとに検討し，換気設備を設ける場合は排気口において放出監視を行う。

2.1.3.3　対象となる放射性廃棄物と管理方法

各建屋から発生する気体状（粒子状，ガス状）の放射性物質を対象とする。

(1) 発生源

a. 1～3 号機原子炉建屋格納容器

格納容器内の放射性物質を含む気体については，窒素封入量と同程度の量の気体を抽出して原子炉格納容器ガス管理設備のフィルタで放出される放射性物質を低減する。

b. 1～4 号機原子炉建屋

格納容器内の気体について，建屋内へ漏洩したものは原子炉格納容器ガス管理設備で処理されずに，上部開口部（機器ハッチ）への空気の流れによって放出される。

建屋内の空気の流れ及び建屋地下部の滞留水の水位低下により，建屋内の壁面，機器，瓦礫に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，上部開口部（機器ハッチ）より放出される可能性がある。滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出については，移行試験の結果から，極めて少ないと考えている。移行試験は，濃度が高く被ばく線量への寄与も大きい Cs-134，Cs-137 に着目し，安定セシウムを用いて溶液から空気中への移行量を測定した結果，移行率（蒸留水のセシウム濃度／試料水中のセシウム濃度）が約 1.0×10^{-4} %と水温に依らず小さいことが判明している。

1 号機については，オペレーティングフロア上ガレキ撤去時，使用済燃料プール内ガレキ撤去時及び燃料取り出し作業時における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を設置し，ガレキ撤去作業時及び燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

2 号機については，使用済燃料プールからの燃料取り出しのため，燃料取り出し用構台を設置し，燃料取り出し時に原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

3 号機については，使用済燃料プールからの燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的として作業エリアを被うカバーを設置し，燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図る。

4 号機については，燃料取り出し用カバーを設置している。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する。

使用済燃料貯蔵プール水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，Cs-134，Cs-137 に着目し，上述の測定結果から，プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

c. 1～4 号機タービン建屋

建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，原子炉建屋と同様に，極めて少ないと評価している。

d. 1～4 号機廃棄物処理建屋

タービン建屋と同様に，建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付

着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，同様に極めて少ないと評価している。

e. 集中廃棄物処理施設

プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋の各建屋について，タービン建屋と同様に，建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，同様に極めて少ないと評価している。

また，建屋内に設置されている汚染水処理設備，貯留設備の内，除染装置（セシウム凝集・沈殿），造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については，内部のガスをフィルタにより放射性物質を除去して排気している。

f. 5，6 号機各建屋

各建屋地下部の滞留水について，建屋外から入ってきた海水及び地下水であり，放射性物質濃度は 1～4 号機に比べ低い。

原子炉建屋については，原子炉建屋常用換気系により，原子炉建屋内の空気をフィルタを通して，主排気筒から放出する。

g. 使用済燃料共用プール

共用プール水について，放射性物質濃度は 1～4 号機に比べ低く，プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

共用プール建屋内からの排気は，フィルタを通し放射性物質を除去した後に，建屋内排気口から放出する。

h. 廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する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施設では，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気する。

i. 焼却炉建屋

焼却設備の焼却処理からの排ガスは，フィルタを通し，排ガスに含まれる放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後に，焼却設備の排気筒から放出する。

なお，フィルタを通し十分低い濃度になることから，焼却炉建屋からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

j. 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫に保管される放射性固体廃棄物等は,容器やドラム缶等に収納されるため,放射性固体廃棄物等からの放射性物質の追加的放出はないものと評価している。

k. 瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアは，瓦礫類については周囲への汚染拡大の影響がない値として目安値を設定し，目安値を超える瓦礫類は容器，仮設保管設備，覆土式一時保管施設に収納，またはシートによる養生等による飛散抑制対策を行い保管していること，また伐採木については周囲への汚染拡大の影響がないことを予め確認していることから，放射性物質の追加的放出は極めて少ないと評価している。

l. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

セシウム吸着装置吸着塔，第二セシウム吸着装置吸着塔，第三セシウム吸着装置吸着塔，高性能容器，処理カラム，高性能多核種除去設備吸着塔は，セシウム吸着塔一時保管施設において静的に貯蔵している。使用済みの吸着材を収容する高性能容器，及び，使用済みの吸着材を収容する処理カラムは，セシウム等の主要核種を吸着塔内のゼオライト等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なっている。高性能容器は，圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設けており，放射性物質の漏えいを防止している。また，保管中の温度上昇等を考慮しても吸着材の健全性に影響を与えるものでは無いため，吸着材からの放射性物質の離脱は無いものと評価している。このため，放射性物質の追加的放出は極めて小さいと評価している。

m. 貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

貯留設備（タンク類，地下貯水槽）は，汚染水受入れ後は満水保管するため，水位変動が少ないこと，蒸発濃縮装置出口水の放射能濃度測定結果から空気中への放射性物質の移行は極めて低いことから放射性物質の追加的放出は極めて少ないと考えている。

n. 多核種除去設備等

多核種除去設備は，タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し，排気しているため，放射性物質の追加的放出は極めて小さいと考えている。

増設多核種除去設備は，多核種除去設備と同様の設計とし，タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し，排気しているため，放射性物質の追加的放出は極めて小さいものと考える。

高性能多核種除去設備は，タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し，排気しているため，放射性物質の追加的放出は極めて小さいものと考える。

o. 大型機器除染設備

大型機器除染設備からの排気は，フィルタを通し放射性物質を除去した後に，排

気口から放出する。

フィルタを通し十分低い濃度になることから，大型機器除染設備からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

p. 油処理装置

油処理装置は,常温・湿式で油を分解するため空気中への放射性物質の移行は極めて低いと評価しており，更に排気はフィルタを通して排気する。

q. 大型廃棄物保管庫

大型廃棄物保管庫からの排気は，フィルタを通し放射性物質を除去した後に，排気口から放出する。１．(使用済セシウム吸着塔一時保管施設)と同様，保管対象である吸着塔内の吸着材からの放射性物質の離脱は無いものと評価している。このため，放射性物質の追加的放出は極めて小さいと評価している。更にフィルタを通し十分低い濃度になることから，大型廃棄物保管庫からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

r. 減容処理設備

減容処理設備からの排気は，フィルタを通し放射性物質を除去した後に，建屋換気排気口から放出する。

フィルタを通し十分低い濃度になることから，減容処理設備からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

(2) 放出管理の方法

気体廃棄物について，原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。

a. 1～3 号機原子炉建屋格納容器

1～3 号機は原子炉格納容器ガス管理設備出口において，ガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより連続監視する。

b. 1～4 号機原子炉建屋

1 号機については，原子炉建屋上部の空気中の放射性物質を監視するとともに，定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。また，大型カバー設置後においては，大型カバー換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。2 号機については，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。3 号機については，原子炉建屋上部で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。使用済燃料プールから燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的とした燃料取り出し用カバーが設置されており，換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。また，4 号機については，使用済燃料プールから燃料取出し時の放射性物質の飛散抑制を目的と

した燃料取出し用カバーが設置されており，換気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。

c. 1～4 号機タービン建屋

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，建屋内地上部の大物搬入口等の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

d. 1～4 号機廃棄物処理建屋

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，建屋内地上部の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

e. 集中廃棄物処理施設（プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋）

追加的放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋の各建屋内地上部の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。また，建屋内に設置されている汚染水処理設備，貯留設備の内，除染装置（セシウム凝集・沈殿），造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気しており，除染装置運転時や廃棄物受け入れ時等において，排気中の放射性物質濃度を必要により測定する。

f. 5，6 号機各建屋

主排気筒において，放射性物質濃度をガス放射線モニタにより監視する。

g. 使用済燃料共用プール

建屋内の排気設備にて，放射性物質濃度を排気放射線モニタにより監視する。

h. 廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを一時貯蔵する施設では，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気し，ダスト放射線モニタで監視する。

i. 焼却炉建屋

焼却設備の排気筒において，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。

j. 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫において，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

k. 瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアにおいて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

l. 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のエリアにおいては，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

m. 貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

貯留設備（タンク類，地下貯水槽）のエリアにおいては，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

n. 多核種除去設備等

多核種除去設備においては，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去し，排気しているため，多核種除去設備設置エリアの放射性物質濃度を必要により測定する。また，増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備は，多核種除去設備と同様にフィルタで放射性物質を除去し，排気しているため，各設備の設置エリアにおける放射性物質濃度を必要により測定する。

o. 大型機器除染設備

大型機器除染設備排気口及び汚染拡大防止ハウス排気口において，空気中の放射性物質を定期的（除染設備運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，ストロンチウム９０濃度）を測定する。なお，除染対象物のアルファ核種による汚染は極めて低いと評価しているが，念のために全アルファ放射能の放射性物質濃度も１ヶ月に１回測定する。

p. 油処理装置

油処理装置排気口において，空気中の放射性物質を定期的（油処理装置運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，ストロンチウム９０濃度）を測定する。

q. 大型廃棄物保管庫

大型廃棄物保管庫において，空気中の放射性物質を定期的（建屋換気設備運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，ストロンチウム９０濃度）を測定する。

r. 減容処理設備

減容処理設備排気口において，空気中の放射性物質を定期的（建屋換気空調系運転時）及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度（主要ガンマ線放出核種，全ベータ放射能，ストロンチウム９０濃度）を測定する。

(3) 推定放出量

1～4 号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は，極めて少ないと考えられるため，1～4 号機原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から検出されている Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とし，建屋開口部等における放射性物質濃度及び空気流量等の測定結果並びに停止後の経過年数を考慮して評価した 1～4 号機原子炉建屋からの推定放出量を表２．１．３－１に示す。

なお，これまでの放出量の推移を図２．１．３－１に示す。

表２．１．３－１　1～4 号機の気体廃棄物の推定放出量

	Cs-134（Bq/sec）	Cs-137（Bq/sec）
1 号機　原子炉建屋	4.7×10^{1}	4.7×10^{2}
2 号機　原子炉建屋	9.4×10^{0}	9.4×10^{1}
3 号機　原子炉建屋	7.1×10^{1}	7.1×10^{2}
4 号機　原子炉建屋	1.2×10^{1}	1.2×10^{2}

（注）Cs-137 は 2014 年 2 月時点の評価値と同じとした。

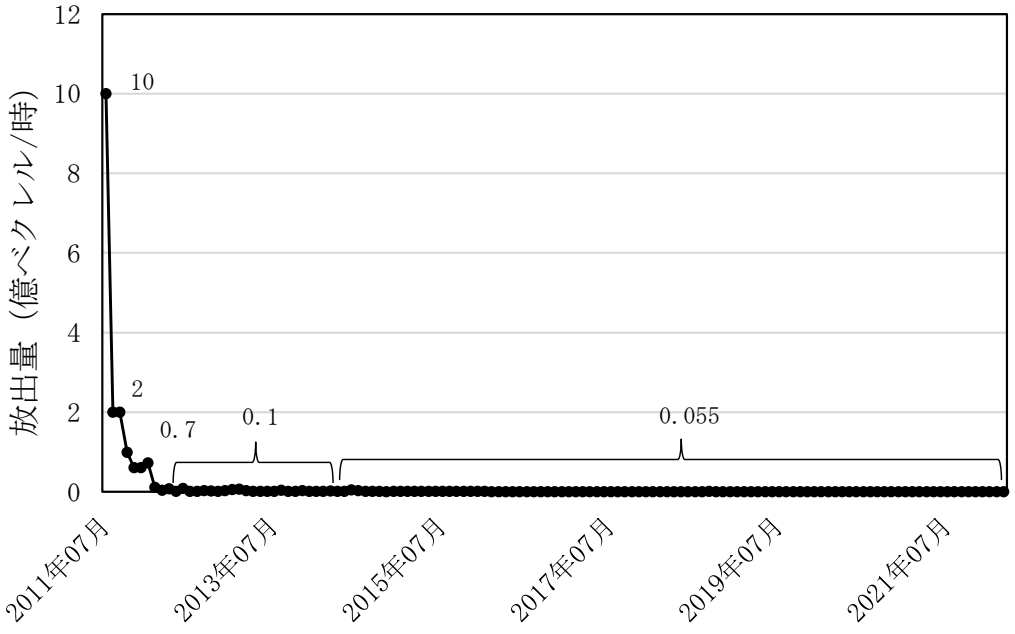


図２．１．３－１　１～４号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移

一方，5,6 号機については，廃止が決定しており，放射性の希ガス・よう素の放出はない。停止後 5,6 号機共用排気筒の粒子状物質のサンプリング結果は，図２．１．３－２に示すとおり，検出下限値未満で推移している。5,6 号機各建屋では 1～4 号機で採取された試料の分析等が実施されていることから，1～4 号機と同様に Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とし，5，6 号機共用排気筒の排気風量，検出限界値及び停止後の経過年数を考慮して評価した推定放出量を表２．１．３－２ に示す。

表２．１．３－２　5,6 号機の気体廃棄物の推定放出量※

	Cs-134（Bq/sec）	Cs-137（Bq/sec）
5,6 号機共用排気筒	1.5×10^{0}	1.5×10^{1}

※：推定放出量＝推定放出濃度×排気筒風量

推定放出濃度は，「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会）に記載された粒子状物質の測定下限濃度（4×10^{-9}Bq/cm^3）に安全係数（10）を乗じ Cs-137 濃度とした。Cs-134 濃度は，事故後の減衰を考慮して Cs-137 濃度の 1/10 を設定した。排気筒風量は，定格風量（安全側に事故前の約 3.8×10^{8}cm^3/s）を設定した。

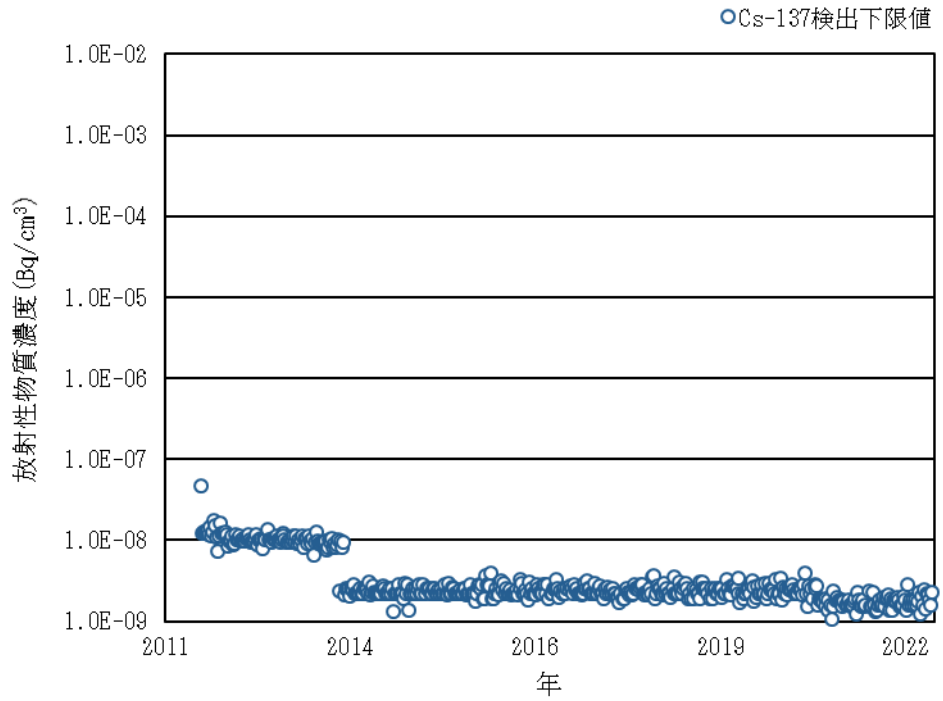


図２．１．３－２　５，６号機共用排気筒からの粒子状物質放出濃度推移

2.2　線量評価

敷地周辺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から放射性物質の放出に起因する実効線量の評価を，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。

2.2.1　大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量

2.2.1.1　評価の基本的な考え方

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の評価については，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下，「気象指針」という），「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」（以下，「評価指針」という）及び「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」（以下，「一般公衆の線量評価」という）を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量の評価は，原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし，外部被ばくについては放射性雲からの γ 線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量を考慮する。

食物摂取による実効線量については，現実に存在する被ばく経路について，食生活の様態等が標準的である人を対象として行うため，敷地周辺で農業・畜産業が行われていない現状では有意な被ばく経路は存在しない。ただし，今後敷地周辺において農業・畜産業が再開されることを見越し，被ばく評価全体において食物摂取による被ばくが占める程度を把握するため，参考として，葉菜及び牛乳摂取による実効線量を評価する。

2.2.1.2　計算のための前提条件

(1)気象条件の代表性の検討

敷地において観測した 2020 年 4 月から 2021 年 3 月までの 1 年間の気象資料により線量評価を行うに当り，観測を行った 1 年間の気象状態が，長期間の気象状態と比較して特に異常でないかどうかの検討を行った。

風向出現頻度及び風速出現頻度について，敷地内の標高 46m(地上高 10m)における 10 年間(欠測率の高い 2010 年 4 月～2011 年 3 月の 1 年間を除く 2009 年 4 月～2020 年 3 月)の資料により検定を行った。検定法は，不良標本の棄却検定に関するＦ分布検定の手順に従った。

その結果は，表２．２．１－１及び表２．２．１－２に示すとおりであり，有意水準 5%で棄却されたものは 27 項目中 1 項目であった。

これは線量評価に使用した観測期間の気象状態が長期間の気象状態と比較して特に異常でないことを示しており，この期間の気象資料を用いて大気拡散の解析を行うことは

妥当であることを示している。

(2)大気拡散の解析に使用する気象条件

敷地周辺に及ぼす影響を評価するに当っては,敷地内における 2020 年 4 月から 2021 年 3 月までの 1 年間の風向，風速及び大気安定度の観測資料から以下のパラメータを求め，これを用いる。

なお，風向，風速については，敷地内の地上付近の風を代表する標高 46m(地上高 10m)及び排気筒高さ付近の風を代表する標高 131m(地上高 95m)の風向，風速とする。

a. 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均

風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均は，(2-2-1) 式，(2-2-2) 式によりそれぞれ計算する。

$$S_{d,s} = \sum_{i=1}^{N} \frac{{}_{d,s}\delta_i}{U_i} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{(2-2-1) 式}$$

$$\bar{S}_{d,S} = \frac{1}{N_{d,s}} S_{d,s} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{(2-2-2) 式}$$

ここで,

$S_{d,s}$ ：風向別大気安定度別風速逆数の総和(s/m)

$\bar{S}_{d,S}$ ：風向別大気安定度別風速逆数の平均(s/m)

N ：実観測回数(回)

U_i ：時刻 i における風速(m/s)

${}_{d,s}\delta_i$ ：時刻 i において風向 d，大気安定度 s の場合 ${}_{d,s}\delta_i = 1$

その他の場合 ${}_{d,s}\delta_i = 0$

$N_{d,s}$ ：風向 d，大気安定度 s の総出現回数(回)

b. 風向出現頻度

風向出現頻度は，(2-2-3) 式，(2-2-4) 式によりそれぞれ計算する。

$$f_d = \sum_{i=1}^{N} \frac{{}_d\delta_i}{N} \times 100 \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{(2-2-3) 式}$$

$$f_{dT} = f_d + f_{d'} + f_{d''} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{(2-2-4) 式}$$

ここで,

f_d ：風向 d の出現頻度(%)

N ：実観測回数(回)

${}_d\delta_i$ ：時刻 i において風向 d の場合 ${}_d\delta_i = 1$

その他の場合 ${}_d\delta_i = 0$

$f_{d'}, f_{d''}$ ：風向 d に隣接する風向 d’，d”の出現頻度(%)

f_{dT} 風向 d，d’，d”の出現頻度の和(%)

静穏時については，風速は 0.5m/s とし，風向別大気安定度別出現回数は，静穏時の大気安定度別出現回数を風速 0.5～2.0m/s の風向出現頻度に応じて比例配分して求める。

また，欠測については，欠測を除いた期間について得られた統計が，欠測期間についても成り立つものとする。

以上の計算から求めた風向別大気安定度別風速逆数の総和を表２．２．１－３及び表２．２．１－６に，風向別大気安定度別風速逆数の平均及び風向別風速逆数の平均を表２．２．１－４及び表２．２．１－７に，風向出現頻度及び風速 0.5～2.0m/s の風向出現頻度を表２．２．１－５及び表２．２．１－８に示す。

(3)放出源と有効高さ

a．1～4 号機

放出源は各建屋からの排気であるが，「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」で述べたとおり，1～4 号機の原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの放出は無視しうるため，放出位置は 1～4 号機の原子炉建屋とする。

有効高さについて，現在の推定放出位置は原子炉建屋オペレーティングフロア付近であるが，保守的に地上放散とする。

地上放散の保守性については，以下のとおりである。

「気象指針」において，位置(x,y,z)における放射性物質濃度$\chi(x,y,z)$を求める基本拡散式を（2-2-5）式に示す。

$$\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U}\cdot\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)\cdot\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y{}^2}\right)\cdot\left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z{}^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z{}^2}\right\}\right]$$

……（2-2-5）式

ここで，

$\chi(x,y,z)$：点(x,y,z)における放射性物質の濃度（Bq/m^3）

放出源直下の地表を原点に，風下方向を x 軸，その直角方向を y 軸，鉛直方向を z 軸とする

Q ：放出率（Bq/s）

U ：放出源高さを代表する風速（m/s）

λ ：物理的崩壊定数（1/s）

H ：放出源の有効高さ(m)

σ_y ：濃度分布のｙ方向の拡がりのパラメータ（m）

σ_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。

b．5 号機及び 6 号機

放出源は各建屋からの排気であり，放出位置は 5,6 号機共用排気筒とする。排気筒から放出される放射性物質の敷地周辺に及ぼす影響を評価するに当っては，敷地周辺の地形等の影響を考慮し表２．２．１－ ９に示す放出源の有効高さを用いる。

(4)放出を考慮する核種

放射性物質の放出量は，原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から想定しており，現時点では実際に検出されている Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とする。

Cs-134 及び Cs-137 以外の核種には，検出限界未満であることが確認されている核種だけではなく，測定自体ができていないものもあるが，評価結果に大きな影響は与えないものと考えている。これら評価対象としなかった核種の影響度合いについては，「2.2.1.8 Cs 以外の核種の影響について」で詳しく述べる。

(5)線量及び濃度計算地点

線量の計算は，図２．２．１－１に示すとおり，1，2 号機共用排気筒を中心として 16 方位に分割した陸側 9 方位の敷地境界外について行う。ただし，これらの地点より大きな線量を受ける恐れのある地点が別に陸側にある場合は，その地点も考慮する。

1，2 号機共用排気筒から各計算地点までの距離は，表２．２．１－１０に示す。

2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算

計算は連続放出とし，放出位置毎に行う。単位放出率あたりの地上における放射性物質濃度は，放射性物質の減衰を無視すると（2-2-6）式となる。

$$\chi(x,y,0)=\frac{1}{\pi\sigma_y\sigma_z U}\cdot\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y{}^2}\right)\cdot\exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z{}^2}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}6)\text{ 式}$$

計算地点における年間平均相対濃度 $\overline{\chi}$ は，隣接方位からの寄与も考慮して以下のように計算する。

$$\overline{\chi}=\sum_j \overline{\chi}_{jL}+\sum_j \overline{\chi}_{jL-1}+\sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}7)\text{ 式}$$

ここで，

j ：大気安定度（A～F）

L ：計算地点を含む方位

計算結果を表２．２．１－１１ に示す。これに「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表２．１．３－１に示した推定放出量を乗じた結果を表２．２．１－１２及び表２．２．１－１３に示す。1～4 号機合計の濃度が最大となるのは，1，2 号機共用排気筒の南方位約 1,340 mの敷地境界で，Cs-134 が約 5.0×10^{-10}Bq/cm^3，Cs-137 が約 5.0×10^{-9}Bq/cm^3 である。

2.2.1.4 単位放出率あたりの実効線量の計算

建屋から放出された放射性雲による計算地点における空気カーマ率は，(2-2-8) 式により計算する。

$$D = K_1 \cdot E \cdot \mu_{en} \cdot \int_0^{\infty}\int_{-\infty}^{\infty}\int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} \cdot B(\mu r) \cdot \chi(x',y',z')dx'dy'dz' \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{(2-2-8) 式}$$

ここで，

D ：計算地点 $(x,y,0)$ における空気カーマ率（μGy/h）

K_1 ：空気カーマ率への換算係数 $\left(\frac{dis \cdot m^3 \cdot \mu Gy}{MeV \cdot Bq \cdot h}\right)$

E ：γ 線の実効エネルギ（MeV/dis）

μ_{en} ：空気に対する γ 線の線エネルギ吸収係数（m^{-1}）

μ ：空気に対する γ 線の線減衰係数（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 γ 線の再生係数で，次式から求める。

$$B(\mu r) = 1 + \alpha(\mu r) + \beta(\mu r)^2 + \gamma(\mu r)^3$$

ただし，μ_{en}，μ，α，β，γ については，0.5MeV の γ 線に対する値を用い，以下のとおりとする。

μ_{en} ＝3.84×10^{-3}（m^{-1}）　　μ ＝1.05×10^{-2}（m^{-1}）

α ＝1.000　　β ＝0.4492　　γ ＝0.0038

$\chi(x',y',z')$ ：放射性雲中の点 (x',y',z') における濃度（Bq/m^3）

計算地点における単位放出量当たりの年間の実効線量は，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 γ 線からの空気カーマを合計して，次の (2-2-9) 式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_o\left(\overline{D}_L + \overline{D}_{L-1} + \overline{D}_{L+1}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{(2-2-9) 式}$$

ここで，

H_γ ：計算地点における実効線量（μSv/年）

K_2 ：空気カーマから実効線量への換算係数（μSv/μGy）

f_h ：家屋の遮蔽係数

f_o ：居住係数

$\overline{D}_L$，$\overline{D}_{L-1}$，$\overline{D}_{L+1}$ ：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 γ 線による空気カーマ（μGy/年）。これらは，(2-2-8) 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。

計算結果を表２．２．１－１４及び表２．２．１－１５に示す。

2.2.1.5 年間実効線量の計算

(1)放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は,「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表２．１．３－１の推定放出量に「2.2.1.4 単位放出率あたりの実効線量の計算」で求めた単位放出率あたりの実効線量を乗じ求める。計算結果を表２．２．１－１６及び表２．２．１－１７に示す。

計算の結果，放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は南方向沿岸部で最大となり，年間約 2.0×10^{-6}mSv である。

(2)地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

a.計算の方法

(a)実効線量

地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量は，(2-2-10) 式で求める。

$$H_A = K(S_d + S_r) \cdot 8760 \cdot 10 \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}10)\text{式}$$

ただし，

H_A ：年間実効線量(mSv/年)

K ：外部被ばく実効線量換算係数$\left(\frac{mSv/h}{kBq/m^2}\right)$

S_d ：無降水期間における放射性物質の地表濃度 (Bq/cm^2)

S_r ：降水期間における放射性物質の地表濃度 (Bq/cm^2)

8760 ：年間時間数への換算係数 (h/年)

外部被ばく実効線量換算係数は，表２．２．１－１８に示すとおりである。

(b)地表沈着量

無降水期間中及び降水期間中の地表面への放射性物質の沈着量は，下記のとおり求める。

ｉ．無降水期間における沈着量

無降水期間中は乾性沈着のみとなるため，(2-2-11) 式で表せる。

$$S_d = \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_1}{\lambda_r}\{1-\exp(-\lambda_r T_0)\}\cdot(1-K_r) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}11)\text{式}$$

ただし，

$\bar{x}_i$ ：地上における年間平均濃度 (Bq/cm^3)

V_g ：沈着速度（cm/s）
λ_r ：物理的崩壊定数（1/s）
T_0 ：放射性物質の放出期間（s）
f_1 ：沈着した放射性物質のうち残存する割合（－）
K_r ：降水期間割合（－）

ここで，V_g は 0.3cm/s，T_0 は 1 年，f_1 はフォールアウトの調査結果より平均値の 0.5，K_r は気象データより 0.071 とした。なお，降水期間割合（K_r）を 0 とすれば，「一般公衆の線量評価」と同じ評価式となる。

ⅱ．降水期間における沈着量

降水期間中は，乾性沈着及び湿性沈着が重なるため，(2-2-12）式で表せる。

$$S_r = \left\{ \overline{\chi_i} V_g + \Lambda \frac{\mathrm{Q}}{2\pi x/16} \frac{1}{N_t} \sum_{s=A}^{F} \frac{1}{U_s} \right\} \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \left(1 - \exp(-\lambda_r T_0)\right) K_r \quad \cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}12) \text{式}$$

ただし，

$\overline{\chi_i}$ ：地上における年間平均濃度（Bq/cm^3）
V_g ：沈着速度（cm/s）
Λ ：降水による洗浄係数（1/s）で，以下の式により求める。

$$\Lambda = 1.2 \times 10^{-4} \cdot I^{0.5}$$

ここで，降水強度I（mm/h）は，気象データより，2.18mm/h とする。
Q ：放射性物質の放出率(Bq/s)
x ：放出点から計算地点までの距離(cm)
$\frac{1}{U_S}$ ：大気安定度別の風速逆数の総和(s/cm)
N_t ：1 年間の総観測回数(8760)
λ_r ：物理的崩壊定数（1/s）
T_0 ：放射性物質の放出期間（s）
f_{1r} ：沈着した放射性物質のうち残存する割合（－）
降水時は地表面に全て残存すると仮定し，1.0 とする。
K_r ：降水期間割合（－）

b. 計算結果

$\overline{\chi_i}$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の Cs-134 約 5.0×10^{-10}Bq/cm^3，Cs-137 約 5.0×10^{-9}Bq/cm^3 を用いる。計算の結果，地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量は，Cs-134 及びCs-137 の合計で年間約 7.2×10^{-3}mSv

である。

(3)吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量は，「評価指針」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_I = 365\sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}13)\text{ 式}$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{x}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (2\text{-}2\text{-}14)\text{ 式}$$

ここで，

H_I ：吸入摂取による年間の実効線量（μSv/年）

365 ：年間日数への換算係数（d/年）

K_{Ii} ：核種 i の吸入摂取による実効線量係数（μSv/Bq）

A_{Ii} ：核種 i の吸入による摂取率（Bq/d）

M_a ：呼吸率（cm^3/d）

$\bar{x}_i$ ：核種 i の年平均地上空気中濃度（Bq/cm^3）

$\bar{x}_i$は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の Cs-134 約 $5.0\times10^{-10}Bq/cm^3$，Cs-137 約 $5.0\times10^{-9}Bq/cm^3$を用いる。その他に評価に必要なパラメータは，表２．２．１－１９及び表２．２．１－２０に示す。計算の結果，吸入摂取による実効線量は，Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 1.7×10^{-3}mSv である。

なお，吸入摂取の被ばく経路には地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが，「一般公衆の線量評価」の再浮遊係数（$10^{-8}cm^{-1}$）を用いると再浮遊濃度は Cs-134 が約 $2.7\times10^{-11}Bq/cm^3$ ，Cs-137 が約 $3.2\times10^{-10}Bq/cm^3$ 程度であり，被ばく評価全体への寄与は小さい。

2.2.1.6　5 号機及び 6 号機の寄与

5 号機及び 6 号機は 2014 年 1 月 31 日に廃止後，1～4 号機の廃炉関連作業エリアに供されており，Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とする。

「2.1.3 放射性気体廃棄物等の管理」表２．１．３－２に示した推定放出量並びに 2.2.1.5 に記載した実効線量の計算方法により求めた放射性雲からの γ 線による実効線量，地表に沈着した放射性物質による実効線量及び吸入摂取による実効線量は，1，2 号機共用排気筒の北方位で最大となり，それぞれ年間約 6.0×10^{-9}mSv，年間約 1.2×10^{-5}mSv，年間約 1.0×10^{-6}mSv である。

上記の線量評価に用いた推定放出量は「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（平成 13 年 3 月 29 日原子力安全委員会）に記載された粒子状物質の測定下限濃度（$4\times10^{-9}Bq/cm^3$）に安全係数（10）を乗じ Cs-137 濃度としているが，実際の放出実績は検出下限値以下であり，5 号機及び 6 号機からの追加的放出による敷地境界線

量への寄与は極めて小さいと評価している。

2.2.1.7　計算結果

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は,最大で年間約8.8×10^{-3}mSv である。

2.2.1.8　Cs 以外の核種の影響について

(1) γ 線放出核種

γ 線を放出する核種のうち，粒子状の放射性物質はダストサンプリングにより定期的に測定しており，Cs 以外の核種は測定限界未満となっていることから，現在の状態が維持されれば敷地周辺への影響は Cs に比べて軽微である。

一方，希ガスのようなガス状の放射性物質については，これまでの評価から，大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は，地表に沈着した放射性物質からの γ 線の外部被ばくが支配的であり，沈着しないガス状の放射性物質の寄与は小さいと考えられる。

(2) β 線及び α 線放出核種

β 線及び α 線の放出核種で，γ 線を放出しない又は微弱でゲルマニウム半導体検出器による核種分析ができない核種は，現時点で直接分析ができていない。これらの核種は，地表に沈着した放射性物質からの γ 線は無視しうるが，特に α 線を放出する核種は内部被ばくにおける実効線量換算係数が α 線を放出しない核種に比べて 100～1,000 倍程度となる。

Cs との比較可能な測定データとして表２．２．１－２３にグラウンド約西南西における土壌分析結果を示す。表２．２．１－２３ では，β 線を放出する主要な核種である Sr と，α 線を放出する主要な核種である Pu が分析されており，その量は Cs に比べ，Sr で 1/1,000 程度，Pu で 1/1,000,000 程度である。この分析結果から，線質による違いを無視しうるほどに放出量は小さく，Cs-134 及び Cs-137 に比べ，線量への寄与は小さいと考えられる。

2.2.1.9　食物摂取による実効線量の計算

2.2.1.9.1　葉菜摂取による実効線量

葉菜摂取による実効線量は，評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから，沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Vi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{(2-2-15) 式}$$

$$A_{vi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_g \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{effi} \cdot t_1}\right)}{\lambda_{effi} \cdot \rho} + \frac{V_g' \cdot B_{vi} \left(1 - e^{-\lambda_{ri} \cdot t_0}\right)}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_t \cdot f_d \cdot M_v \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{(2-2-16) 式}$$

ここで，

H_v　：葉菜摂取による年間の実効線量（μSv/年）

365　：年間日数への換算係数（d/年）

K_{Ti}　：核種ｉの経口摂取による実効線量係数（μSv/Bq）

A_{vi}　：核種ｉの葉菜による摂取率（Bq/d）

V_g　：葉菜への沈着速度(cm/s)

λ_{effi}　：核種ｉの葉菜上実効崩壊定数(1/s)

$$\lambda_{effi} = \lambda_{ri} + \lambda_w$$

λ_{ri}　：核種ｉの物理的崩壊定数（1/s）

λ_w　：ウェザリング効果による減少係数（1/s）

ρ　：葉菜の栽培密度（g/cm^2）

t_1　：葉菜の栽培期間（s）

V_g'　：葉菜を含む土壌への核種の沈着速度（cm/s）

P_v　：経根移行に寄与する土壌の有効密度（g/cm^2）

B_{vi}　：土壌 1g 中に含まれる核種ｉが葉菜に移行する割合（－）

t_0　：核種の蓄積期間（s）

f_t　：葉菜の栽培期間年間比（－）

f_d　：調理前洗浄による核種の残留比（－）

M_v　：葉菜摂取量（g/d）

評価に必要なパラメータは，表２．２．１－２０～表２．２．１－２２に示す。

$\bar{x}_i$は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の Cs-134 約 5.0×10^{-10}Bq/cm^3，Cs-137 約 5.0×10^{-9}Bq/cm^3 を用いて計算した結果，葉菜摂取による実効線量は最大で年間約 9.8×10^{-3}mSv である。

2.2.1.9.2　牛乳摂取による実効線量

牛乳摂取による実効線量は，評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であるこ

とから，沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{（2-2.1-17）式}$$

$$A_{Mi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_{gM} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{effi} \cdot t_{1M}}\right)}{\lambda_{effi} \cdot \rho_M} + \frac{V'_{gM} \cdot B_{vi} \left(1 - e^{-\lambda_{ri} \cdot t_0}\right)}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_t \cdot Q_f \cdot F_{Mi} \cdot M_M \quad \cdots\cdots\cdots \text{（2-2.1-18）式}$$

ここで，

H_M ：牛乳摂取による年間の実効線量（μSv/年）

A_{Mi} ：核種ｉの牛乳による摂取率（Bq/d）

V_{gM} ：牧草への沈着速度(cm/s)

λ_{effi} ：核種ｉの牧草上実効減衰定数(1/s)

$$\lambda_{effi} = \lambda_{ri} + \lambda_W$$

λ_{ri} ：核種ｉの物理的崩壊定数（1/s）

λ_W ：ウェザリング効果による減少係数（1/s）

ρ_M ：牧草の栽培密度（g/cm^2）

t_{1M} ：牧草の栽培期間（s）

V'_{gM} ：牧草を含む土壌への核種の沈着速度（cm/s）

P_V ：経根移行に寄与する土壌の有効密度（g/cm^2）

B_{Vi} ：土壌 1g 中に含まれる核種ｉが牧草に移行する割合（－）

t_0 ：核種の蓄積期間（s）

f_t ：放牧期間年間比（－）

Q_f ：乳牛の牧草摂取量（g/d）

F_{Mi} ：乳牛が摂取した核種ｉが牛乳に移行する割合（(Bq/cm^3)/(Bq/d)）

M_M ：牛乳摂取量（cm^3/d）

評価に必要なパラメータは，表２．２．１－２０～表２．２．１－２２に示す。

$\bar{x}_i$ は「2.2.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の Cs-134 約 5.0×10^{-10}Bq/cm^3，Cs-137 約 5.0×10^{-9}Bq/cm^3 を用いて計算した結果，牛乳摂取による実効線量は最大で年間約 1.6×10^{-2}mSv である。

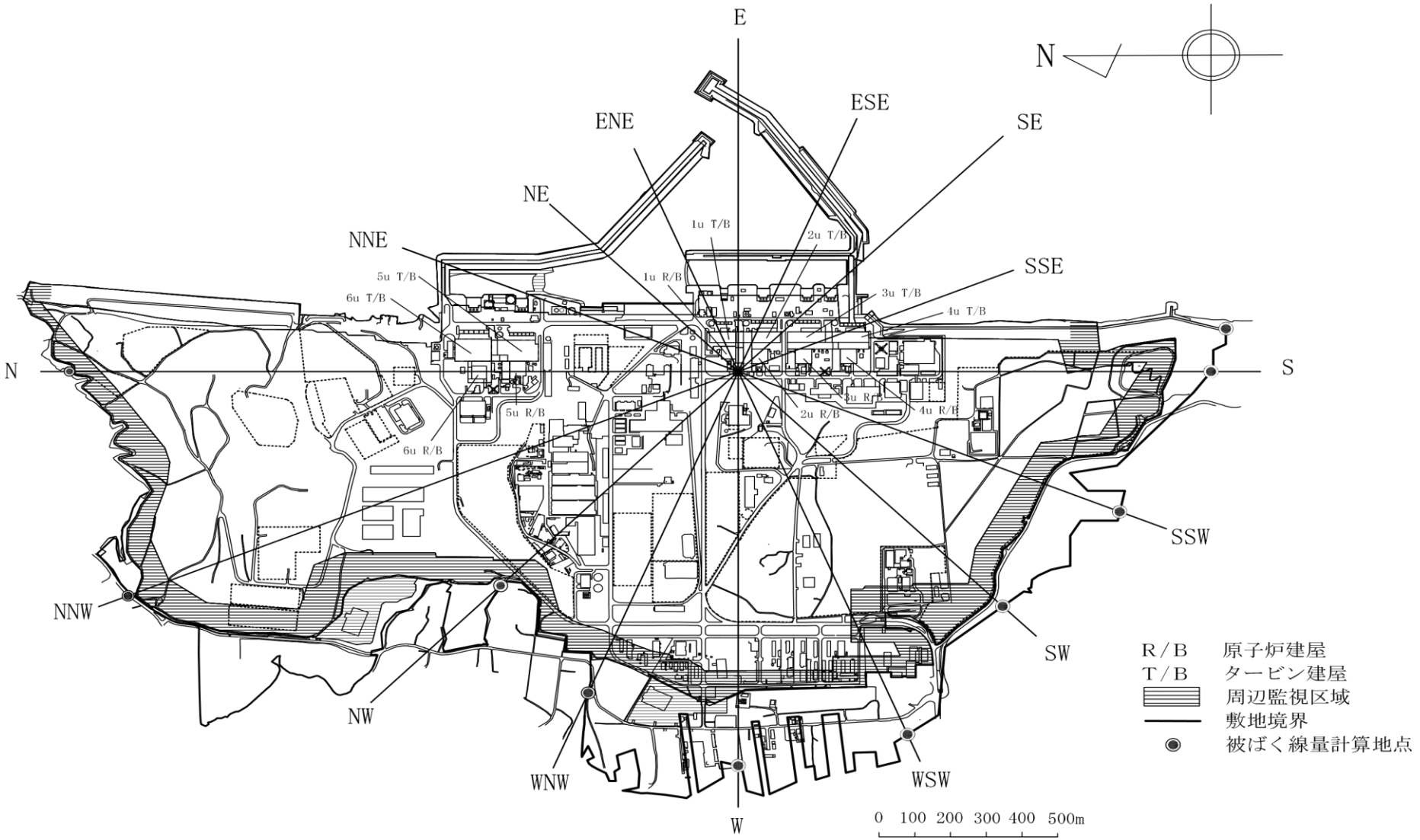


図２．２．１－１　被ばく線量計算地点（敷地境界）

表２．２．１－１　風向分布に対する棄却検定表

標高 46m(地上高 10m)

(%)

統計 / 年度 / 風向	2009	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	平均値	検定年	棄却限界		判定
												2020	上限	下限	○採択 ×棄却
N	6.38	5.32	5.58	5.60	5.79	8.25	8.58	8.15	8.30	8.84	7.08	10.21	10.53	3.63	○
NNE	4.49	3.74	4.32	4.39	3.59	4.58	5.03	4.74	4.71	5.24	4.48	5.76	5.70	3.26	×
NE	3.01	3.37	3.93	4.09	4.24	3.48	3.19	2.93	2.34	3.05	3.36	3.53	4.76	1.96	○
ENE	3.76	2.66	2.69	2.79	2.79	2.58	3.25	2.81	2.89	3.43	2.96	3.37	3.88	2.05	○
E	2.62	2.63	2.67	2.48	2.58	2.46	1.82	1.74	2.02	2.27	2.33	1.84	3.16	1.50	○
ESE	3.19	2.96	3.07	2.70	2.73	2.42	2.00	2.70	2.31	2.06	2.61	2.37	3.58	1.64	○
SE	4.65	7.10	5.83	4.05	4.63	4.73	3.44	4.40	4.09	3.55	4.65	3.76	7.25	2.05	○
SSE	7.25	6.62	6.62	7.75	7.85	7.93	6.56	7.90	7.62	7.04	7.31	6.57	8.66	5.96	○
S	5.85	4.99	5.78	5.42	5.39	5.14	6.01	6.73	6.87	7.05	5.93	7.27	7.67	4.18	○
SSW	3.54	2.95	3.34	4.15	4.23	5.48	5.22	4.65	4.77	5.18	4.35	5.55	6.40	2.30	○
SW	2.96	2.91	2.91	2.54	2.73	2.91	2.40	2.40	2.05	2.14	2.60	2.21	3.40	1.79	○
WSW	5.00	4.85	4.98	5.13	4.15	4.09	2.54	2.34	2.18	2.40	3.77	2.18	6.75	0.79	○
W	11.01	10.25	10.33	9.96	11.30	8.55	6.65	6.02	5.31	4.84	8.42	5.39	14.33	2.52	○
WNW	13.07	12.85	13.21	12.43	13.50	10.67	11.90	11.16	10.40	10.56	11.97	10.88	14.82	9.13	○
NW	11.93	14.75	13.32	14.49	10.80	10.68	11.17	11.12	11.90	10.46	12.06	8.85	15.81	8.31	○
NNW	9.17	9.20	9.11	9.61	10.39	11.23	14.53	12.85	15.01	15.13	11.62	14.87	17.63	5.62	○
静穏	2.10	2.85	2.30	2.41	3.29	4.84	5.71	7.34	7.23	6.73	4.48	5.38	9.56	0.00	○

注）2010 年度は欠測率が高いため除外

表２．２．１－２　風速分布に対する棄却検定表

標高 46m(地上高 10m)

(%)

風速階級＼統計年度	2009	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	2018	2019	平均値	検定年	棄却限界		判定
												2020	上限	下限	○採択 ×棄却
～ 0.4	2.10	2.85	2.30	2.41	3.29	4.84	5.71	7.34	7.23	6.73	4.48	5.38	9.56	0.00	○
0.5 ～ 1.4	21.12	24.85	23.09	20.38	27.40	32.14	31.01	34.70	33.38	32.10	28.02	29.76	40.69	15.34	○
1.5 ～ 2.4	35.97	35.63	33.66	33.83	33.06	30.20	27.83	27.01	26.59	27.54	31.13	28.56	39.92	22.35	○
2.5 ～ 3.4	20.88	19.15	21.48	21.83	17.42	17.13	17.56	15.88	16.40	15.91	18.36	18.73	23.83	12.89	○
3.5 ～ 4.4	10.59	8.74	10.18	10.74	9.73	8.87	9.45	8.45	9.08	8.82	9.46	9.33	11.39	7.54	○
4.5 ～ 5.4	4.94	4.33	4.97	5.48	4.71	3.95	4.54	4.01	4.46	4.67	4.61	4.43	5.70	3.52	○
5.5 ～ 6.4	2.22	2.07	2.24	2.48	2.53	2.09	2.17	1.57	1.99	2.63	2.20	2.19	2.93	1.47	○
6.5 ～ 7.4	1.07	1.02	0.90	1.34	1.03	0.65	1.14	0.67	0.52	1.01	0.94	1.03	1.54	0.34	○
7.5 ～ 8.4	0.50	0.47	0.46	0.80	0.55	0.07	0.43	0.22	0.24	0.35	0.41	0.42	0.89	0.00	○
8.5 ～ 9.4	0.23	0.36	0.26	0.41	0.24	0.07	0.09	0.09	0.05	0.15	0.20	0.09	0.50	0.00	○
9.5 ～	0.37	0.52	0.46	0.31	0.06	0.00	0.06	0.06	0.07	0.09	0.20	0.06	0.66	0.00	○

注）2010 年度は欠測率が高いため除外

表２．２．１－３　風向別大気安定度別風速逆数の総和

標高 46m(地上高 10m)

（ｓ／ｍ）

風向＼大気安定度	A	B	C	D	E	F
Ｎ	0	49.59	25.66	270.33	14.08	158.66
ＮＮＥ	2.47	45.20	31.57	137.18	1.68	55.83
ＮＥ	1.20	72.78	13.75	69.35	1.23	43.93
ＥＮＥ	5.33	82.60	10.42	75.48	0.50	44.08
Ｅ	9.61	53.30	1.90	44.61	0.46	15.63
ＥＳＥ	9.51	69.44	2.53	64.91	0	32.64
ＳＥ	6.77	94.60	7.63	76.95	2.12	38.11
ＳＳＥ	1.06	58.25	50.05	92.72	1.65	28.48
Ｓ	0	21.85	17.64	153.58	19.97	78.18
ＳＳＷ	0	17.23	6.33	132.92	21.91	137.30
ＳＷ	0	26.41	0.46	76.72	0	159.26
ＷＳＷ	2.37	19.96	0.29	65.83	0	188.39
Ｗ	13.52	49.95	0.50	123.16	0.50	449.69
ＷＮＷ	6.26	83.55	14.26	213.97	11.88	547.19
ＮＷ	1.56	49.03	14.41	208.80	15.81	326.86
ＮＮＷ	0	61.32	30.10	371.03	26.53	322.87

表２．２．１－４　風向別大気安定度別風速逆数の平均及び風向別風速逆数の平均

標高 46m(地上高 10m)

（ｓ／ｍ）

大気安定度 / 風向	A	B	C	D	E	F	全安定度
Ｎ	0	0.62	0.33	0.49	0.37	0.87	0.56
ＮＮＥ	0.61	0.54	0.31	0.50	0.33	1.06	0.52
ＮＥ	0.60	0.52	0.35	0.64	0.41	1.41	0.62
ＥＮＥ	0.66	0.51	0.37	0.89	0.50	1.46	0.70
Ｅ	0.60	0.58	0.47	0.90	0.45	1.60	0.73
ＥＳＥ	0.63	0.63	0.36	0.92	0	1.53	0.80
ＳＥ	0.67	0.51	0.33	0.78	0.42	1.40	0.65
ＳＳＥ	0.53	0.45	0.26	0.40	0.41	1.11	0.39
Ｓ	0	0.62	0.27	0.38	0.36	0.82	0.44
ＳＳＷ	0	0.79	0.33	0.54	0.36	0.84	0.62
ＳＷ	0	1.22	0.45	1.24	0	1.22	1.22
ＷＳＷ	0.78	1.13	0.29	1.38	0	1.32	1.30
Ｗ	0.67	0.74	0.50	1.30	0.50	1.32	1.21
ＷＮＷ	0.69	0.63	0.32	0.84	0.35	0.99	0.85
ＮＷ	0.77	0.64	0.32	0.71	0.36	0.89	0.75
ＮＮＷ	0	0.66	0.32	0.51	0.39	0.86	0.60

表２．２．１－５　風向出現頻度及び風速 0.5～2.0m/s 風向出現頻度

標高 46m(地上高 10m)

(%)

風向	風向出現頻度	風速 0.5～2.0m/s 風向出現頻度
Ｎ	8.5	7.9
ＮＮＥ	4.5	4.0
ＮＥ	3.3	3.1
ＥＮＥ	3.6	3.8
Ｅ	2.1	2.3
ＥＳＥ	3.0	3.5
ＳＥ	3.7	3.9
ＳＳＥ	3.8	2.2
Ｓ	4.8	3.8
ＳＳＷ	5.2	5.0
ＳＷ	4.3	4.5
ＷＳＷ	4.6	4.5
Ｗ	10.5	10.6
ＷＮＷ	14.5	15.9
ＮＷ	10.2	11.2
ＮＮＷ	13.4	13.7

表２．２．１－６　風向別大気安定度別風速逆数の総和

標高 131m(地上高 95m)

（ｓ／ｍ）

大気安定度 / 風向	A	B	C	D	E	F
Ｎ	0.31	30.97	15.17	118.05	5.46	61.21
ＮＮＥ	2.02	45.18	23.72	85.15	0.69	26.22
ＮＥ	1.75	54.28	7.57	45.34	0.87	15.34
ＥＮＥ	4.31	40.57	3.93	47.26	0.11	13.25
Ｅ	6.51	37.56	1.83	36.96	0.30	10.40
ＥＳＥ	5.57	36.32	2.20	36.25	0.22	10.70
ＳＥ	3.90	48.68	6.51	39.91	0.37	20.23
ＳＳＥ	2.64	44.38	20.66	79.26	1.54	35.86
Ｓ	1.70	32.05	18.34	127.89	12.66	94.97
ＳＳＷ	1.12	17.16	2.95	60.63	5.32	89.89
ＳＷ	0.40	15.90	0.47	48.81	0.61	82.11
ＷＳＷ	2.28	20.52	0.12	42.47	0.11	70.71
Ｗ	3.80	29.64	3.34	42.95	1.97	89.28
ＷＮＷ	0.90	23.33	5.46	67.87	5.19	108.02
ＮＷ	0	31.03	10.43	105.13	8.10	138.04
ＮＮＷ	0	44.97	14.38	176.70	9.74	124.88

表２．２．１－７　風向別大気安定度別風速逆数の平均及び風向別風速逆数の平均

標高 131m(地上高 95m)

（ｓ／ｍ）

風向＼大気安定度	A	B	C	D	E	F	全安定度
Ｎ	0.31	0.46	0.23	0.28	0.20	0.44	0.32
ＮＮＥ	0.50	0.37	0.21	0.31	0.22	0.68	0.33
ＮＥ	0.58	0.43	0.26	0.41	0.28	0.84	0.43
ＥＮＥ	0.54	0.44	0.30	0.75	2.00	1.17	0.58
Ｅ	0.50	0.49	0.46	0.70	0.29	1.03	0.59
ＥＳＥ	0.46	0.43	0.36	0.57	0.21	1.08	0.52
ＳＥ	0.77	0.41	0.22	0.56	0.35	1.10	0.49
ＳＳＥ	0.52	0.34	0.15	0.31	0.22	0.67	0.31
Ｓ	0.42	0.31	0.16	0.22	0.16	0.38	0.25
ＳＳＷ	1.11	0.43	0.21	0.38	0.16	0.36	0.35
ＳＷ	0.40	0.69	0.16	0.62	0.20	0.43	0.49
ＷＳＷ	0.21	0.37	0.12	0.50	2.00	0.39	0.41
Ｗ	0.20	0.22	0.11	0.31	0.14	0.33	0.28
ＷＮＷ	0.30	0.28	0.14	0.34	0.13	0.37	0.32
ＮＷ	0	0.34	0.15	0.29	0.15	0.30	0.28
ＮＮＷ	0	0.47	0.20	0.26	0.17	0.35	0.29

表２．２．１－８　風向出現頻度及び風速 0.5～2.0m/s 風向出現頻度

標高 131m(地上高 95m)

(%)

風向	風向出現頻度	風速 0.5～2.0m/s 風向出現頻度
Ｎ	7.9	6.9
ＮＮＥ	6.2	5.6
ＮＥ	4.3	5.3
ＥＮＥ	3.7	5.4
Ｅ	3.2	4.9
ＥＳＥ	3.1	4.4
ＳＥ	4.1	5.4
ＳＳＥ	6.3	6.1
Ｓ	9.8	7.2
ＳＳＷ	6.0	6.0
ＳＷ	5.1	6.7
ＷＳＷ	4.6	5.7
Ｗ	5.8	5.6
ＷＮＷ	7.2	7.1
ＮＷ	10.0	7.8
ＮＮＷ	12.6	10.0

表２．２．１－９　放出源の有効高さ

(m)

計算地点の 方位	吹上げ高さを考慮しない場合の 5，6 号機共用排気筒の 放出源の有効高さ
S	65
SSW	65
SW	65
WSW	65
W	65
WNW	65
NW	65
NNW	65
N	65
S 方向沿岸部	65

注）排気筒の地上高さは 120m である。

表２．２．１－１０　1，2 号機共用排気筒から敷地境界までの距離

(m)

計算地点の 方位	1，2 号機共用排気筒から 敷地境界までの距離
S	1,340
SSW	1,100
SW	1,040
WSW	1,270
W	1,270
WNW	1,170
NW	950
NNW	1,870
N	1,930
S 方向沿岸部	1,400

表２．２．１－１１　単位放出率あたりの年間平均濃度（(Bq/cm^3)/(Bq/s)）

放出位置 / 評価位置	1 号原子炉建屋	2 号原子炉建屋	3 号原子炉建屋	4 号原子炉建屋
S	約 2.9×10^{-12}	約 3.3×10^{-12}	約 3.9×10^{-12}	約 4.8×10^{-12}
SSW	約 1.7×10^{-12}	約 2.0×10^{-12}	約 2.4×10^{-12}	約 2.0×10^{-12}
SW	約 1.2×10^{-12}	約 1.4×10^{-12}	約 1.6×10^{-12}	約 1.8×10^{-12}
WSW	約 8.9×10^{-13}	約 9.5×10^{-13}	約 9.9×10^{-13}	約 4.9×10^{-13}
W	約 4.2×10^{-13}	約 4.3×10^{-13}	約 4.2×10^{-13}	約 6.8×10^{-13}
WNW	約 8.3×10^{-13}	約 8.0×10^{-13}	約 7.4×10^{-13}	約 8.3×10^{-13}
NW	約 1.5×10^{-12}	約 1.4×10^{-12}	約 1.2×10^{-12}	約 1.0×10^{-12}
NNW	約 4.9×10^{-13}	約 4.6×10^{-13}	約 4.1×10^{-13}	約 3.8×10^{-13}
N	約 9.3×10^{-13}	約 8.6×10^{-13}	約 7.8×10^{-13}	約 7.1×10^{-13}
S 方向沿岸部	約 2.7×10^{-12}	約 3.0×10^{-12}	約 3.6×10^{-12}	約 4.3×10^{-12}

表２．２．１－１２　Cs-134 の年間平均濃度(Bq/cm^3)

放出位置 / 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	4 号 原子炉建屋	合計
S	約 1.4×10^{-10}	約 3.1×10^{-11}	約 2.8×10^{-10}	約 5.7×10^{-11}	約 5.0×10^{-10}
SSW	約 8.0×10^{-11}	約 1.8×10^{-11}	約 1.7×10^{-10}	約 2.3×10^{-11}	約 2.9×10^{-10}
SW	約 5.7×10^{-11}	約 1.3×10^{-11}	約 1.1×10^{-10}	約 2.2×10^{-11}	約 2.0×10^{-10}
WSW	約 4.2×10^{-11}	約 8.9×10^{-12}	約 7.0×10^{-11}	約 5.8×10^{-12}	約 1.3×10^{-10}
W	約 2.0×10^{-11}	約 4.1×10^{-12}	約 3.0×10^{-11}	約 8.2×10^{-12}	約 6.2×10^{-11}
WNW	約 3.9×10^{-11}	約 7.5×10^{-12}	約 5.2×10^{-11}	約 9.9×10^{-12}	約 1.1×10^{-10}
NW	約 7.0×10^{-11}	約 1.3×10^{-11}	約 8.3×10^{-11}	約 1.2×10^{-11}	約 1.8×10^{-10}
NNW	約 2.3×10^{-11}	約 4.3×10^{-12}	約 2.9×10^{-11}	約 4.5×10^{-12}	約 6.1×10^{-11}
N	約 4.4×10^{-11}	約 8.1×10^{-12}	約 5.5×10^{-11}	約 8.5×10^{-12}	約 1.2×10^{-10}
S 方向沿岸部	約 1.3×10^{-10}	約 2.9×10^{-11}	約 2.6×10^{-10}	約 5.2×10^{-11}	約 4.6×10^{-10}

表２．２．１－１３　Cs-137 の年間平均濃度(Bq/cm^3)

放出位置 / 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	4 号 原子炉建屋	合計
S	約 1.4×10^{-9}	約 3.1×10^{-10}	約 2.8×10^{-9}	約 5.7×10^{-10}	約 5.0×10^{-9}
SSW	約 8.0×10^{-10}	約 1.8×10^{-10}	約 1.7×10^{-9}	約 2.3×10^{-10}	約 2.9×10^{-9}
SW	約 5.7×10^{-10}	約 1.3×10^{-10}	約 1.1×10^{-9}	約 2.2×10^{-10}	約 2.0×10^{-9}
WSW	約 4.2×10^{-10}	約 8.9×10^{-11}	約 7.0×10^{-10}	約 5.8×10^{-11}	約 1.3×10^{-9}
W	約 2.0×10^{-10}	約 4.1×10^{-11}	約 3.0×10^{-10}	約 8.2×10^{-11}	約 6.2×10^{-10}
WNW	約 3.9×10^{-10}	約 7.5×10^{-11}	約 5.2×10^{-10}	約 9.9×10^{-11}	約 1.1×10^{-9}
NW	約 7.0×10^{-10}	約 1.3×10^{-10}	約 8.3×10^{-10}	約 1.2×10^{-10}	約 1.8×10^{-9}
NNW	約 2.3×10^{-10}	約 4.3×10^{-11}	約 2.9×10^{-10}	約 4.5×10^{-11}	約 6.1×10^{-10}
N	約 4.4×10^{-10}	約 8.1×10^{-11}	約 5.5×10^{-10}	約 8.5×10^{-11}	約 1.2×10^{-9}
S 方向沿岸部	約 1.3×10^{-9}	約 2.9×10^{-10}	約 2.6×10^{-9}	約 5.2×10^{-10}	約 4.6×10^{-9}

表２．２．１－１４　Cs-134 の単位放出率あたりの実効線量（(μSv/年)/(Bq/s)）

放出位置 / 評価位置	1 号原子炉建屋	2 号原子炉建屋	3 号原子炉建屋	4 号原子炉建屋
S	約 2.4×10^{-6}	約 2.6×10^{-6}	約 3.0×10^{-6}	約 3.4×10^{-6}
SSW	約 1.5×10^{-6}	約 1.6×10^{-6}	約 1.8×10^{-6}	約 2.0×10^{-6}
SW	約 1.1×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}	約 1.5×10^{-6}
WSW	約 8.3×10^{-7}	約 8.1×10^{-7}	約 7.5×10^{-7}	約 6.6×10^{-7}
W	約 4.8×10^{-7}	約 4.9×10^{-7}	約 5.3×10^{-7}	約 5.7×10^{-7}
WNW	約 7.4×10^{-7}	約 7.6×10^{-7}	約 7.5×10^{-7}	約 7.3×10^{-7}
NW	約 1.3×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}	約 1.1×10^{-6}	約 9.9×10^{-7}
NNW	約 5.6×10^{-7}	約 5.3×10^{-7}	約 5.0×10^{-7}	約 4.7×10^{-7}
N	約 8.8×10^{-7}	約 8.3×10^{-7}	約 7.7×10^{-7}	約 7.1×10^{-7}
S 方向沿岸部	約 2.5×10^{-6}	約 2.8×10^{-6}	約 3.2×10^{-6}	約 3.7×10^{-6}

表２．２．１－１５　Cs-137 の単位放出率あたりの実効線量（(μSv/年)/(Bq/s)）

放出位置 / 評価位置	1 号原子炉建屋	2 号原子炉建屋	3 号原子炉建屋	4 号原子炉建屋
S	約 9.0×10^{-7}	約 1.0×10^{-6}	約 1.0×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}
SSW	約 5.7×10^{-7}	約 6.2×10^{-7}	約 6.9×10^{-7}	約 7.6×10^{-7}
SW	約 4.2×10^{-7}	約 4.6×10^{-7}	約 5.1×10^{-7}	約 5.6×10^{-7}
WSW	約 3.2×10^{-7}	約 3.1×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 2.5×10^{-7}
W	約 1.8×10^{-7}	約 1.9×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}	約 2.2×10^{-7}
WNW	約 2.9×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}
NW	約 4.9×10^{-7}	約 4.7×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}
NNW	約 2.1×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}	約 1.9×10^{-7}	約 1.8×10^{-7}
N	約 3.4×10^{-7}	約 3.2×10^{-7}	約 3.0×10^{-7}	約 2.7×10^{-7}
S 方向沿岸部	約 9.7×10^{-7}	約 1.1×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}	約 1.4×10^{-6}

表２．２．１－１６　Cs-134 の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

放出位置 / 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	4 号 原子炉建屋	合計
S	約 1.1×10^{-4}	約 2.4×10^{-5}	約 2.1×10^{-4}	約 4.1×10^{-5}	約 3.9×10^{-4}
SSW	約 7.0×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}	約 1.3×10^{-4}	約 2.4×10^{-5}	約 2.4×10^{-4}
SW	約 5.1×10^{-5}	約 1.1×10^{-5}	約 9.5×10^{-5}	約 1.8×10^{-5}	約 1.7×10^{-4}
WSW	約 3.9×10^{-5}	約 7.6×10^{-6}	約 5.3×10^{-5}	約 7.9×10^{-6}	約 1.1×10^{-4}
W	約 2.2×10^{-5}	約 4.6×10^{-6}	約 3.8×10^{-5}	約 6.8×10^{-6}	約 7.2×10^{-5}
WNW	約 3.5×10^{-5}	約 7.2×10^{-6}	約 5.3×10^{-5}	約 8.8×10^{-6}	約 1.0×10^{-4}
NW	約 6.0×10^{-5}	約 1.2×10^{-5}	約 7.8×10^{-5}	約 1.2×10^{-5}	約 1.6×10^{-4}
NNW	約 2.6×10^{-5}	約 5.0×10^{-6}	約 3.5×10^{-5}	約 5.7×10^{-6}	約 7.2×10^{-5}
N	約 4.1×10^{-5}	約 7.8×10^{-6}	約 5.5×10^{-5}	約 8.5×10^{-6}	約 1.1×10^{-4}
S 方向沿岸部	約 1.2×10^{-4}	約 2.6×10^{-5}	約 2.3×10^{-4}	約 4.5×10^{-5}	約 4.2×10^{-4}

表２．２．１－１７　Cs-137 の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

放出位置 / 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	4 号 原子炉建屋	合計
S	約 4.2×10^{-4}	約 9.4×10^{-5}	約 8.0×10^{-4}	約 1.6×10^{-4}	約 1.5×10^{-3}
SSW	約 2.7×10^{-4}	約 5.8×10^{-5}	約 4.9×10^{-4}	約 9.1×10^{-5}	約 9.0×10^{-4}
SW	約 2.0×10^{-4}	約 4.3×10^{-5}	約 3.6×10^{-4}	約 6.8×10^{-5}	約 6.7×10^{-4}
WSW	約 1.5×10^{-4}	約 2.9×10^{-5}	約 2.0×10^{-4}	約 3.1×10^{-5}	約 4.1×10^{-4}
W	約 8.6×10^{-5}	約 1.8×10^{-5}	約 1.5×10^{-4}	約 2.6×10^{-5}	約 2.7×10^{-4}
WNW	約 1.3×10^{-4}	約 2.8×10^{-5}	約 2.0×10^{-4}	約 3.4×10^{-5}	約 4.0×10^{-4}
NW	約 2.3×10^{-4}	約 4.4×10^{-5}	約 3.0×10^{-4}	約 4.6×10^{-5}	約 6.2×10^{-4}
NNW	約 1.0×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}	約 1.4×10^{-4}	約 2.2×10^{-5}	約 2.8×10^{-4}
N	約 1.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-5}	約 2.1×10^{-4}	約 3.3×10^{-5}	約 4.3×10^{-4}
S 方向沿岸部	約 4.6×10^{-4}	約 1.0×10^{-4}	約 8.7×10^{-4}	約 1.7×10^{-4}	約 1.6×10^{-3}

表２．２．１－１８　外部被ばく実効線量換算係数[1]

元素	記号	単位	数値
Cs-134	K	(mSv/h)/(kBq/m^2)	5.4×10^{-6}
Cs-137			2.1×10^{-6}

表２．２．１－１９　吸入摂取の評価パラメータ[2]

パラメータ	記号	単位	数値
呼吸率	M_a	cm^3/d	2.22×10^{7}

表２．２．１－２０　実効線量係数[3]

元素	吸入摂取（K_{Ii}）（μSv/Bq）	経口摂取（K_{Ti}）（μSv/Bq）
Cs-134	2.0×10^{-2}	1.9×10^{-2}
Cs-137	3.9×10^{-2}	1.3×10^{-2}

表２．２．１－２１　葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ

経路	パラメータ	記号	単位	数値
葉菜摂取	核種の葉菜への沈着速度[2][4]	V_g	cm/s	1
	ウェザリング効果による減少定数[4]	λ_w	1/s	5.73×10^{-7} (14 日相当)
	葉菜の栽培密度[2]	ρ	g/cm^2	0.23
	葉菜の栽培期間[4]	t_1	s	5.184×10^{6} (60 日)
	葉菜を含む土壌への核種の沈着速度[4]	V_g'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度[4]	P_v	g/cm^2	24
	核種の蓄積期間	t_0	s	3.1536×10^{7} (1 年間)
	葉菜の栽培期間年間比[2]	f_t	－	0.5
	調理前洗浄による核種の残留比[4]	f_d	－	1
	葉菜摂取量（成人）[2]	M_v	g/d	100
牛乳摂取	核種の牧草への沈着速度[2]	V_{gM}	cm/s	0.5
	ウェザリング効果による減少定数[4]	λ_w	1/s	5.73×10^{-7} (14 日相当)
	牧草の栽培密度[5]	ρ_M	g/cm^3	0.07
	牧草の栽培期間[5]	t_{1M}	s	2.592×10^{6} (30 日間)
	牧草を含む土壌への核種の沈着速度[4]	V_{gM}'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度[4]	P_v	g/cm^2	24
	放牧期間年間比[2]	f_t	－	0.5
	乳牛の牧草摂取量[4]	Q_f	g/d wet	5×10^{4}
	牛乳摂取量（成人）[2]	M_M	cm^3/d	200

表２．２．１－２２　葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ[5]

元素	土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜及び牧草に移行する割合（B_{vi}）	乳牛が摂取した核種 i が牛乳に移行する割合（F_{Mi}）((Bq/cm^3)/(Bq/d))
Cs	1.0×10^{-2}	1.2×10^{-5}

（出典）

[1] IAEA-TECDOC-1162:Generic procedures for assessment and response during a radiological emergency,2000

[2] 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　平成 13 年 3 月 29 日，原子力安全委員会一部改訂

[3] ICRP Publication 72:Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides;Part 5 Complitation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients,1996

[4] 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　平成 13 年 3 月 29 日，原子力安全委員会一部改訂

[5] U.S.NRC :Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50,Appendix I, Regulatory Guide 1.109, Revision 1,1977

表２．２．１－２３　土壌分析結果

	土壌（Bq/kg） （グラウンド約西南西 500m）	分析日
Cs-134	4.1×10^{5}	2011 年 11 月 7 日
Cs-137	4.7×10^{5}	2011 年 11 月 7 日
Sr-89	1.8×10^{2}	2011 年 10 月 10 日
Sr-90	2.5×10^{2}	2011 年 10 月 10 日
Pu-238	2.6×10^{-1}	2011 年 10 月 31 日
Pu-239	1.1×10^{-1}	2011 年 10 月 31 日
Pu-240	1.1×10^{-1}	2011 年 10 月 31 日

2.2.2　敷地内各施設からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

2.2.2.1 線量の評価方法

(1) 線量評価点

施設と評価点との高低差を考慮し，各施設からの影響を考慮した敷地境界線上（図２．２．２－１）の最大実効線量評価地点（図２．２．２－２）における直接線及びスカイシャイン線による実効線量を算出する。

(2) 評価に使用するコード

MCNP 等，他の原子力施設における評価で使用実績があり，信頼性の高いコードを使用する。

(3) 線源及び遮蔽

線源は各施設が内包する放射性物質量に容器厚さ，建屋壁，天井等の遮蔽効果を考慮して設定する。内包する放射性物質量や，遮蔽が明らかでない場合は，設備の表面線量率を測定し，これに代えるものとする。

対象設備は事故処理に係る使用済セシウム吸着塔保管施設，廃スラッジ貯蔵施設，貯留設備（タンク類），固体廃棄物貯蔵庫，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備及び瓦礫類，伐採木の一時保管エリア等とし，現に設置あるいは現時点で設置予定があるものとする。

2.2.2.2　各施設における線量評価

2.2.2.2.1　使用済セシウム吸着塔保管施設，大型廃棄物保管庫，廃スラッジ貯蔵施設及び貯留設備（タンク類）

使用済セシウム吸着塔保管施設，大型廃棄物保管庫，廃スラッジ貯蔵施設及び貯留設備（タンク類）は，現に設置，あるいは設置予定のある設備を評価する。セシウム吸着装置吸着塔および第二セシウム吸着装置吸着塔については，使用済セシウム吸着塔一時保管施設，大型廃棄物保管庫に保管した使用済吸着塔の線量率測定結果をもとに線源条件を設定する。（添付資料－１）　また特記なき場合，セシウム吸着装置吸着塔あるいは第二セシウム吸着装置吸着塔を保管するエリアに保管するこれら以外の吸着塔等については，相当な表面線量をもつこれら吸着塔とみなして評価する。

貯留設備（タンク類）は，設置エリア毎に線源を設定する。全てのタンク類について，タンクの形状をモデル化する。濃縮廃液貯槽（D エリア），濃縮水タンクの放射能濃度は，水分析結果を基に線源条件を設定する。濃縮廃液貯槽（H2 エリア）の内包物は貯槽下部にスラリー状の炭酸塩が沈殿していることから，貯槽下部，貯槽上部の放射能濃度をそれぞれ濃縮廃液貯槽①，濃縮廃液貯槽②とし水分析結果を基に線源条件を設定する。RO 濃縮水貯槽のうち RO 濃縮水貯槽 15（H8 エリア），17 の一部（G3 西エリアの D ），18（J1 エリア），

20 の一部（D エリアの B,C,D）及びろ過水タンク並びに Sr 処理水貯槽のうち Sr 処理水貯槽（K2 エリア）及び Sr 処理水貯槽（K1 南エリア）の放射能濃度は，水分析結果を基に線源条件を設定する。RO 濃縮水貯槽 17 の一部（G3 エリアの E,F,G,H）については、平成 28 年 1 月時点の各濃縮水貯槽の空き容量に、平成 27 年 8 月から平成 28 年 1 月までに採取した淡水化装置出口水の平均放射能濃度を有する水を注水し、満水にした際の放射能濃度を基に線源条件を設定する。サプレッションプール水サージタンク及び廃液 RO 供給タンクについては，平成 25 年 4 月から 8 月までに採取した淡水化装置入口水の水分析結果の平均値を放射能濃度として設定する。RO 濃縮水受タンクについては，平成 25 年 4 月から 8 月までに採取した淡水化装置出口水の水分析結果の平均値を放射能濃度として設定する。また，ろ過水タンクは残水高さを 0.5m とし，水位に応じた評価を実施する。

(1) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

a. 第一施設

容　　量：セシウム吸着装置吸着塔　　：544 体
　　第二セシウム吸着装置吸着塔：230 体

ⅰ.セシウム吸着装置吸着塔

放射能強度：添付資料－1 表 1 及び図 1 参照

遮　　蔽：吸着塔側面　：鉄 177.8mm
　　吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm
　　吸着塔二次蓋：鉄 127mm
　　コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 403mm），密度 2.30g/cm^3
　　追加コンクリート遮蔽版（施設西端，厚さ 200mm，密度 2.30g/cm^3）

評価地点までの距離：約 1590m

線源の標高：T.P.約 33m

ⅱ.第二セシウム吸着装置吸着塔

放射能強度：添付資料－1 表 3 及び図 1 参照

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm
　　吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評価地点までの距離：約 1590m

線源の標高：T.P.約 33m

評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

b.　第二施設

容　　量：高性能容器（HIC）：736 体
放 射 能 強 度：表２．２．２－１参照
遮　　蔽：コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm），
密度 2.30g/cm^3
評価地点までの距離：約 1580m
線 源 の 標 高：T.P.約 33m
評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

c.　第三施設

容　　量：高性能容器（HIC）　　：3,648 体
放 射 能 強 度：表２．２．２－１参照
遮　　蔽：コンクリート製ボックスカルバート：150mm（通路側 400mm），
密度 2.30g/cm^3
蓋：重コンクリート 400mm，密度 3.20g/cm^3
評価地点までの距離：約 1570m
線 源 の 標 高：T.P.約 35m
評 価 結 果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

d．　第四施設

容　　量：セシウム吸着装置吸着塔　　：680 体
第二セシウム吸着装置吸着塔：345 体

ⅰ.セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料－１　表１及び図２参照
遮　　蔽：吸着塔側面　：鉄 177.8mm（K1～K3：85.7mm）
吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm（K1～K3：174.5mm）
吸着塔二次蓋：鉄 127mm　（K1～K3：55mm）
コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm），
密度 2.30g/cm^3
評価地点までの距離　約 610m
線 源 の 標 高：T.P.約 35m

ⅱ.第二セシウム吸着装置吸着塔

放 射 能 強 度：添付資料－１　表３及び図２参照

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm
　　吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm
評価地点までの距離：約 610m
線 源 の 標 高：T.P.約 35m
評 価 結 果：約 4.01×10^{-2}mSv/年

表２．２．２－１　評価対象核種及び放射能濃度（1/2）

核種	放射能濃度（Bq／cm^3）		
	スラリー（鉄共沈処理）	スラリー（炭酸塩沈殿処理）	吸着材３
Fe-59	5.55E+02	1.33E+00	0.00E+00
Co-58	8.44E+02	2.02E+00	0.00E+00
Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+04
Sr-89	1.08E+06	3.85E+05	0.00E+00
Sr-90	2.44E+07	8.72E+06	0.00E+00
Y-90	2.44E+07	8.72E+06	0.00E+00
Y-91	8.12E+04	3.96E+02	0.00E+00
Nb-95	3.51E+02	8.40E-01	0.00E+00
Tc-99	1.40E+01	2.20E-02	0.00E+00
Ru-103	6.37E+02	2.01E+01	0.00E+00
Ru-106	1.10E+04	3.47E+02	0.00E+00
Rh-103m	6.37E+02	2.01E+01	0.00E+00
Rh-106	1.10E+04	3.47E+02	0.00E+00
Ag-110m	4.93E+02	0.00E+00	0.00E+00
Cd-113m	0.00E+00	5.99E+03	0.00E+00
Cd-115m	0.00E+00	1.80E+03	0.00E+00
Sn-119m	6.72E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sn-123	5.03E+04	0.00E+00	0.00E+00
Sn-126	3.89E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sb-124	1.44E+03	3.88E+00	0.00E+00
Sb-125	8.99E+04	2.42E+02	0.00E+00
Te-123m	9.65E+02	2.31E+00	0.00E+00
Te-125m	8.99E+04	2.42E+02	0.00E+00
Te-127	7.96E+04	1.90E+02	0.00E+00
Te-127m	7.96E+04	1.90E+02	0.00E+00
Te-129	8.68E+03	2.08E+01	0.00E+00
Te-129m	1.41E+04	3.36E+01	0.00E+00
I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05
Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05
Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03

表２．２．２－１　評価対象核種及び放射能濃度（2/2）

核種	放射能濃度（Bq／cm^3）		
	スラリー（鉄共沈処理）	スラリー（炭酸塩沈殿処理）	吸着材３
Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05
Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05
Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ce-141	1.74E+03	8.46E+00	0.00E+00
Ce-144	7.57E+03	3.69E+01	0.00E+00
Pr-144	7.57E+03	3.69E+01	0.00E+00
Pr-144m	6.19E+02	3.02E+00	0.00E+00
Pm-146	7.89E+02	3.84E+00	0.00E+00
Pm-147	2.68E+05	1.30E+03	0.00E+00
Pm-148	7.82E+02	3.81E+00	0.00E+00
Pm-148m	5.03E+02	2.45E+00	0.00E+00
Sm-151	4.49E+01	2.19E-01	0.00E+00
Eu-152	2.33E+03	1.14E+01	0.00E+00
Eu-154	6.05E+02	2.95E+00	0.00E+00
Eu-155	4.91E+03	2.39E+01	0.00E+00
Gd-153	5.07E+03	2.47E+01	0.00E+00
Tb-160	1.33E+03	6.50E+00	0.00E+00
Pu-238	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-239	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-240	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Pu-241	1.13E+03	5.48E+00	0.00E+00
Am-241	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Am-242m	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Am-243	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-242	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-243	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Cm-244	2.54E+01	1.24E-01	0.00E+00
Mn-54	1.76E+04	4.79E+00	0.00E+00
Co-60	8.21E+03	6.40E+00	0.00E+00
Ni-63	0.00E+00	8.65E+01	0.00E+00
Zn-65	5.81E+02	1.39E+00	0.00E+00

(2) 大型廃棄物保管庫

容　　量：第二セシウム吸着装置吸着塔：540 体

遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 200mm，密度 約 2.1g/cm^3

i.第二セシウム吸着装置吸着塔

放射能強度：添付資料－1　表３及び図３参照

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm

吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評価地点までの距離：約 480m

線源の標高：T.P.約 26m

評価結果：約 1.51×10^{-2}mSv/年

(3) 廃スラッジ一時保管施設

合計容量：約 630m^3

放射能濃度：約 1.0×10^{7}Bq/cm^3

遮　　蔽：炭素鋼 25mm，コンクリート 1,000mm（密度 2.1g/cm^3）

（貯蔵建屋外壁で 1mSv/時）

評価地点までの距離：約 1480m

線源の標高：T.P.約 33m

評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(4) 廃止（高濃度滞留水受タンク）

(5) 濃縮廃液貯槽，濃縮水タンク

a. 濃縮廃液貯槽（H2 エリア）

合計容量：約 300m^3

放射能濃度：表２．２．２－２参照

遮　　蔽：SS400（9mm）

コンクリート 150mm(密度 2.1g/cm^3)

評価点までの距離：約 910m

線源の標高：T.P.約 36m

評価結果：約 6.26×10^{-4} mSv/年

b．濃縮廃液貯槽（D エリア）

容　　量：約 10,000m^3

放射能濃度：表２．２．２－２参照

遮　　蔽：側面：SS400（12㎜）
　　上面：SS400（9㎜）
評価点までの距離：約830m
線源の標高：T.P.約33m
評価結果：約1.45×10^{-3}mSv/年

c. 濃縮水タンク
合計容量：約150m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12㎜）
　　上面：SS400（9㎜）
評価点までの距離：約1210m
線源の標高：T.P.約33m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(6) RO濃縮水貯槽

a. 廃止（RO濃縮水貯槽1（H1エリア））

b. 廃止（RO濃縮水貯槽2（H1東エリア））

c. 廃止（RO濃縮水貯槽3（H2エリア））

d. 廃止（RO濃縮水貯槽4（H4エリア））

e. 廃止（RO濃縮水貯槽5（H4東エリア））

f. 廃止（RO濃縮水貯槽6（H5エリア））

g. 廃止（RO濃縮水貯槽7（H6エリア））

h. 廃止（RO濃縮水貯槽8（H4北エリア））

i. 廃止（RO濃縮水貯槽9（H5北エリア））

j. 廃止（RO濃縮水貯槽10（H6北エリア））

k. 廃止（RO 濃縮水貯槽 11（H3 エリア））

l. 廃止（RO 濃縮水貯槽 12（E エリア））

m. 廃止(RO 濃縮水貯槽 13（C エリア））

n. 廃止(RO 濃縮水貯槽 14（G6 エリア））

o. RO 濃縮水貯槽 15（H8 エリア）

容　　量：約 17,000m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）
評価点までの距離：約 940m
線源の標高：T.P.約 33m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

p. 廃止（RO 濃縮水貯槽 16（G4 南エリア））

q. RO 濃縮水貯槽 17（G3 エリア）

容　　量：D：約 7,500m^3，E,F,G：約 34,000m^3,H:約 6,600m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）
評価点までの距離：約 1630m，約 1720m
線源の標高：T.P.約 33m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

r. RO 濃縮水貯槽 18（J1 エリア）

容　　量：A：約 8,500m^3，B：約 8,500m^3，C,N；約 13,000m^3，G：約 9,600m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SS400（12mm）
　　上面：SS400（6mm）

評価点までの距離：約1490m，約1440m
線源の標高：T.P.約35m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

s．RO濃縮水貯槽20（Dエリア）
容量：約20,000m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮蔽：側面：SS400（12mm）
上面：SS400（9mm）
評価点までの距離：約830m
線源の標高：T.P.約33m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(7) サプレッションプール水サージタンク
容量：約6,800m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮蔽：側面：SM41A（15.5mm）
上面：SM41A（6mm）
評価点までの距離：約1280m
線源の標高：T.P.約8m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(8) RO処理水一時貯槽
貯蔵している液体の放射能濃度が10^{-2}Bq/cm^3程度と低いため，評価対象外とする。

(9) RO処理水貯槽
貯蔵している液体の放射能濃度が10^{-2}Bq/cm^3程度と低いため，評価対象外とする。

(10) 受タンク等
合計容量：約1,300m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮蔽：側面：SS400（12mmまたは6mm）
上面：SS400（9mmまたは4.5mm）

評価点までの距離：約1260m，約1220m
線源の標高：T.P.約33m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(11) ろ過水タンク

容量：約240m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮蔽：側面：SM400C(18mm)，SS400（12mm，10mm，8mm）
上面：SS400（4.5mm）
評価点までの距離：約220m
線源の標高：T.P.約39m
評価結果：約2.50×10^{-2}mSv/年

(12) Sr処理水貯槽

a. Sr処理水貯槽（K2エリア）

容量：約28,000m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮蔽：側面：SS400（15mm）
上面：SS400（9mm）
評価点までの距離：約 380m
線源の標高：T.P.約34m
評価結果：約6.91×10^{-4}mSv/年

b. Sr処理水貯槽（K1南エリア）

容量：約11,000m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮蔽：側面：SM400C（12mm）
上面：SM400C（12mm）
評価点までの距離：約 430m
線源の標高：T.P.約34m
評価結果：約1.24×10^{-4}mSv/年

(13) ブルータンクエリアA1

エリア面積：約490m^2
積上げ高さ：約6.3m
表面線量率：約0.017mSv/時（実測値）

放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２の核種比率
評 価 点 ま で の 距 離：約690m
線 源 の 標 高：T.P.約34m
線 源 形 状：四角柱
評 価 結 果：約3.64×10^{-4}mSv/年

(14) ブルータンクエリアA2
エ リ ア 面 積：約490m^2
積 上 げ 高 さ：約6.3m
表 面 線 量 率：約0.002mSv/時（実測値）
放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２の核種比率
評 価 点 ま で の 距 離：約670m
線 源 の 標 高：T.P.約34m
線 源 形 状：四角柱
評 価 結 果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(15) ブルータンクエリアB
エ リ ア 面 積：約5,700m^2
積 上 げ 高 さ：約6.3m
表 面 線 量 率：約0.050mSv/時
放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２の核種比率
評 価 点 ま で の 距 離：約990m
線 源 の 標 高：T.P.約34m
線 源 形 状：四角柱
評 価 結 果：約4.85×10^{-4}mSv/年

(16) ブルータンクエリアC1
エ リ ア 面 積：約310m^2
積 上 げ 高 さ：約5.9m
表 面 線 量 率：約1.000mSv/時
放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２「濃縮廃液貯槽②(H2エリア)」の核種比率
評 価 点 ま で の 距 離：約1060m
線 源 の 標 高：T.P.約34m
線 源 形 状：四角柱
評 価 結 果：約4.08×10^{-4}mSv/年

(17) ブルータンクエリア C2

エ　リ　ア　面　積：約 280m^2
積　上　げ　高　さ：約 5.9m
表　面　線　量　率：約 0.050mSv/時（実測値）
放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２「濃縮廃液貯槽②(H2 エリア)」の核種比率
評 価 点 ま で の 距 離：約 1060m
線　源　の　標　高：T.P.約 34m
線　源　形　状：四角柱
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(18) ブルータンクエリア C3

エ　リ　ア　面　積：約 2,000m^2
積　上　げ　高　さ：約 5.9m
表　面　線　量　率：約 0.015mSv/時（実測値）
放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２「濃縮廃液貯槽②(H2 エリア)」の核種比率
評 価 点 ま で の 距 離：約 1060m
線　源　の　標　高：T.P.約 34m
線　源　形　状：四角柱
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(19) ブルータンクエリア C4

エ　リ　ア　面　積：約 270m^2
積　上　げ　高　さ：約 6.3m
表　面　線　量　率：約 0.050mSv/時
放 射 能 濃 度 比：表２．２．２－２の核種比率
評 価 点 ま で の 距 離：約 1070m
線　源　の　標　高：T.P.約 34m
線　源　形　状：四角柱
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(20) 濃縮水受タンク，濃縮水処理水タンク仮置き場所

エ　リ　ア　面　積：約 1,100m^2

容　　量：約0.2m^3
積上げ高さ：約4.7m
遮　　蔽：側面：炭素鋼（12mm）
　　上面：炭素鋼（9mm）
放射能濃度：表２．２．２－２表
評価点までの距離：約1560m
線源の標高：T.P.約34m
線源形状：四角柱
評価結果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(21) 増設RO濃縮水受タンク
合計容量：約30m^3
放射能濃度：表２．２．２－２参照
遮　　蔽：側面：SUS316L（9mm）
　　上面：SUS316L（6mm）
評価点までの距離：約1090m
線源の標高：T.P.約35m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

表２．２．２－２　評価対象核種及び放射能濃度

		放射能濃度（Bq／cm³）						
		Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
(a)濃縮廃液貯槽								
濃縮廃液貯槽① (H2 エリア,タンク A,B)		8.8E+02	1.2E+03	1.5E+03	7.8E+02	2.1E+03	5.1E+03	1.1E+07
濃縮廃液貯槽① (H2 エリア,タンク C)		9.2E+02	7.2E+02	4.7E+03	4.7E+02	4.7E+03	1.4E+04	2.6E+07
濃縮廃液貯槽②（H2 エリア） 濃縮廃液貯槽（D エリア） 濃縮水タンク		3.0E+01	3.7E+01	1.7E+01	7.9E+01	4.5E+02	7.4E+00	2.8E+05
(b)RO 濃縮水貯槽								
RO 濃縮水貯槽 15		1.3E-01	5.7E-01	2.7E-01	3.6E-02	6.4E+00	2.9E-01	2.2E+02
RO 濃縮水貯槽 17	D	1.0E-02	7.2E-03	2.0E-02	6.9E-03	2.4E-02	2.8E-02	1.5E+00
	E,F,G	6.9E-01	3.1E+00	2.4E-01	1.7E-02	3.0E+00	2.9E-01	1.0E+02
	H	7.1E-01	3.2E+00	2.2E-01	1.6E-02	3.1E+00	2.9E-01	1.0E+02
RO 濃縮水貯槽 18	A	1.1E-02	9.9E-03	5.6E-02	7.5E-03	2.3E-02	3.4E-02	1.4E+01
	B	5.0E-01	2.2E+00	1.8E-01	1.6E-02	7.1E-01	3.1E-01	6.2E+02
	C,N	2.3E-01	1.1E+00	3.2E-02	1.3E-02	4.4E-01	1.5E-01	1.3E+02
	G	8.8E-03	5.7E-03	8.4E-03	5.3E-03	1.8E-02	3.4E-02	1.2E+00
RO 濃縮水貯槽 20	B,C,D,E	1.5E+00	3.0E+00	8.8E-01	1.1E+00	7.4E+00	2.6E-01	1.6E+04
(c)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		2.1E+00	2.3E+00	4.9E+00	7.8E-01	1.8E+01	8.0E+00	4.4E+04
(d)受タンク等								
廃液 RO 供給タンク		2.1E+00	2.3E+00	4.9E+00	7.8E-01	1.8E+01	8.0E+00	4.4E+04
RO 濃縮水受タンク		2.0E+00	4.4E+00	5.8E-01	9.9E-01	3.5E+01	8.8E+00	7.4E+04
(e)ろ過水タンク								
ろ過水タンク		2.3E+00	4.3E+00	4.0E-01	6.3E-01	3.4E+01	1.2E+01	4.7E+04
(f)Sr 処理水貯槽								
Sr 処理水貯槽（K2 エリア）		5.8E-02	2.7E-02	5.0E-02	1.6E-02	5.5E+00	2.6E-01	6.9E+01
Sr 処理水貯槽（K1 南エリア）		6.4E-02	2.6E-02	9.6E-02	1.6E-02	6.6E+00	3.1E-01	1.7E+01
(g)濃縮水受タンク、濃縮処理水タンク仮置き場所								
濃縮水受タンク		1.1E+01	1.2E+01	7.1E+00	5.7E+00	6.9E+01	4.4E+01	1.2E+05
(h)ブルータンクエリア								
ブルータンクエリア A1,A2,B,C4		5.9E+01	9.9E+01	2.3E+01	4.5E+01	1.2E+02	9.1E+01	2.1E+05
(i)増設 RO 濃縮水受タンク								
増設 RO 濃縮水受タンク		2.0E+00	4.4E+00	5.8E-01	9.9E-01	3.5E+01	8.8E+00	7.4E+04

2.2.2.2.2　瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類の線量評価は，次に示す条件でMCNPコードにより評価する。

なお，保管エリアが満杯となった際には，実際の線源形状に近い形でMCNPコードにより再評価することとする。（添付資料－２）

瓦礫類一時保管エリアについては，今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種はCs-134及びCs-137とする。なお，一時保管エリアＵについては保管する各機器の形状，保管状態を考慮した体積線源として各々評価する。また，機器本体の放射化の可能性が否定出来ないことから，核種はCo-60とする。

評価条件における「保管済」は実測値による評価，「未保管」は受入目安表面線量率による評価を表す。

また，実測値による評価以外の実態に近づける線量評価方法も必要に応じて適用していく。（添付資料－３）

(1)一時保管エリアＡ１

貯　蔵　容　量：約7,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約1,400m^2
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.01mSv/時（未保管）
遮　蔽：コンクリート壁:高さ 約3m,厚さ 約120mm,密度 約2.1g/cm^3
評価点までの距離：約980m
線　源　の　標　高：T.P.約47m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(2)一時保管エリアＡ２

貯　蔵　容　量：約12,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約2,500m^2
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.005mSv/時（未保管）
遮　蔽：コンクリート壁:高さ 約3m,厚さ 約120mm,密度 約2.1g/cm^3
評価点までの距離：約1,010m
線　源　の　標　高：T.P.約47m
線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(3)一時保管エリアＢ

①エリア１

貯　蔵　容　量：約 3,200m^3
エ　リ　ア　面　積：約 600m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：0.01mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 960m
線　源　の　標　高：T.P.約 47m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

②エリア２

貯　蔵　容　量：約 2,100m^3
エ　リ　ア　面　積：約 400m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：0.01mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 910m
線　源　の　標　高：T.P.約 47m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(4) 一時保管エリアＣ

貯　蔵　容　量：約 67,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約 13,400m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：約 0.01mSv/時（保管済約 31,000m^3），0.1 mSv/時（未保管約 1,000m^3），0.025mSv/時（未保管約 35,000m^3）
評価点までの距離：約 890m
線　源　の　標　高：T.P.約 32m

線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 1.41×10^{-3}mSv/年

(5)一時保管エリアＤ
貯　蔵　容　量：約 2,700m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,000m^2
積　上　げ　高　さ：約 4.5m
表　面　線　量　率：約 0.02mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約 780m
線　源　の　標　高：T.P.約 34m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 1.02×10^{-4}mSv/年

(6)一時保管エリアＥ１
貯　蔵　容　量：約 16,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約 3,500m^2
積　上　げ　高　さ：約 4.5m
表　面　線　量　率：約 0.11mSv/時（保管済約 3,200m^3），1mSv/時（未保管約 12,800m^3）
評価点までの距離：約 760m
線　源　の　標　高：T.P.約 26m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 3.03×10^{-2}mSv/年

(7)一時保管エリアＥ２
貯　蔵　容　量：約 1,200m^3
エ　リ　ア　面　積：約 500m^2
積　上　げ　高　さ：約 4.5m
表　面　線　量　率：2mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 730m
線　源　の　標　高：T.P.約 11m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 1.13×10^{-2}mSv/年

(8)一時保管エリアＦ１

貯　蔵　容　量：約 650m^3
エ　リ　ア　面　積：約 220m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：約 0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 620m
線　源　の　標　高：T.P.約 26m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 1.32×10^{-3}mSv/年

(9)一時保管エリアＦ２

貯　蔵　容　量：約 6,400m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,500m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 660m
線　源　の　標　高：T.P.約 26m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 3.65×10^{-3}mSv/年

(10)一時保管エリアＪ

貯　蔵　容　量：約 6,300m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,600m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：0.005mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 1,390m
線　源　の　標　高：T.P.約 34m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(11)一時保管エリアＬ

覆土式一時保管施設１槽毎に評価した。

貯　蔵　容　量：約 4,000m^3×４
貯　蔵　面　積：約 1,400m^2×４
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：１槽目 0.005mSv/時（保管済），２槽目 0.005mSv/時（保管済），３槽目 30mSv/時（未保管），４槽目 30mSv/時（未保管）
遮　蔽：覆土：厚さ 1m，密度 1.2g/cm^3
評価点までの距離：１槽目約 1,070m，２槽目約 1,150m，３槽目約 1,090m，４槽目約 1,170m
線　源　の　標　高：T.P.約 35m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：鉄 0.5g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(12)一時保管エリアＮ

貯　蔵　容　量：約 9,700m^3
エ　リ　ア　面　積：約 2,000m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 1,160m
線　源　の　標　高：T.P.約 33m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(13)一時保管エリアＯ

①エリア１

貯　蔵　容　量：約 23,600m^3
エ　リ　ア　面　積：約 5,500m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：0.01mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約 810m
線　源　の　標　高：T.P.約 23m

線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 2.22×10^{-4}mSv/年

②エリア２
貯　蔵　容　量：約 14,600m^3
エ　リ　ア　面　積：約 3,400m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 800m
線　源　の　標　高：T.P.約 28m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 1.45×10^{-3}mSv/年

③エリア３
貯　蔵　容　量：約 1,800m^3
エ　リ　ア　面　積：約 2,100m^2
積　上　げ　高　さ：約 1m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 820m
線　源　の　標　高：T.P.約 28m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 7.05×10^{-4}mSv/年

④エリア４
貯　蔵　容　量：約 4,100m^3
エ　リ　ア　面　積：約 960m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 870m
線　源　の　標　高：T.P.約 28m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果：約 3.15×10^{-4}mSv/年

(14)一時保管エリアＰ１

①エリア１

貯　蔵　容　量：約 47,300m^3

エ　リ　ア　面　積：約 5,850m^2

積　上　げ　高　さ：約 10.4m

表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 850m

線　源　の　標　高：T.P.約 26m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 1.81×10^{-3}mSv/年

②エリア２

貯　蔵　容　量：約 15,400m^3

エ　リ　ア　面　積：約 4,840m^2

積　上　げ　高　さ：約 5m

表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 930m

線　源　の　標　高：T.P.約 26m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 4.61×10^{-4}mSv/年

(15)一時保管エリアＰ２

貯　蔵　容　量：約 6,700m^3

エ　リ　ア　面　積：約 2,000m^2

積　上　げ　高　さ：約 4.5m

表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 890m

線　源　の　標　高：T.P.約 26m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 3.49×10^{-3}mSv/年

(16)一時保管エリアU

貯　蔵　容　量：約750m^3
エ　リ　ア　面　積：約450m^2
積　上　げ　高　さ：約4.3m
表　面　線　量　率：0.015 mSv/時（未保管約310m^3），0.020 mSv/時（未保管約110m^3），0.028 mSv/時（未保管約330m^3）
評価点までの距離：約660m
線　源　の　標　高：T.P.約35m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄7.86g/cm^{3}またはコンクリート2.15g/cm^3
評　価　結　果：約4.76×10^{-4}mSv/年

(17)一時保管エリアV

貯　蔵　容　量：約6,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約1,200m^2
積　上　げ　高　さ：約5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約930m
線　源　の　標　高：T.P.約23m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約1.76×10^{-4}mSv/年

(18)一時保管エリアW

貯　蔵　容　量：約11,600m^3
エ　リ　ア　面　積：約5,100m^2
積　上　げ　高　さ：約4.5m
表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約730m
線　源　の　標　高：T.P.約33m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約3.86×10^{-2}mSv/年

(19)一時保管エリアX

貯　蔵　容　量：約7,900m^3

エ　リ　ア　面　積　：約 2,700m^2
積　上　げ　高　さ　：約 4.5m
表　面　線　量　率　：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離　：約 800m
線　源　の　標　高　：T.P.約 33m
線　源　形　状　：円柱
か　さ　密　度　：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果　：約 1.03×10^{-2}mSv/年

(20)一時保管エリアＡＡ

①エリア１

貯　蔵　容　量　：約 36,400m^3
エ　リ　ア　面　積　：約 3,500m^2
積　上　げ　高　さ　：約 10.4m
表　面　線　量　率　：0.001mSv/時（未保管）
評価点までの距離　：約 1,080m
線　源　の　標　高　：T.P.約 35m
線　源　形　状　：円柱
か　さ　密　度　：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果　：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

※主に瓦礫類を保管するものの，使用済保護衣等の保管も行う。

②エリア２

貯　蔵　容　量　：約 34,200m^3
エ　リ　ア　面　積　：約 6,900m^2
積　上　げ　高　さ　：約 7.8m
表　面　線　量　率　：0.001mSv/時（未保管）
評価点までの距離　：約 1,130m
線　源　の　標　高　：T.P.約 35m
線　源　形　状　：円柱
か　さ　密　度　：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果　：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

※主に瓦礫類を保管するものの，使用済保護衣等の保管も行う。

(21)一時保管エリアＢＢ

①エリア１

貯　蔵　容　量：約 28,550m^3

エ　リ　ア　面　積：約 10,380m^2

積　上　げ　高　さ：約 4.5m

表　面　線　量　率：0.01mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 720m

線　源　の　標　高：T.P.約 52m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 7.04×10^{-4}mSv/年

②エリア２

貯　蔵　容　量：約 16,240m^3

エ　リ　ア　面　積：約 5,940m^2

積　上　げ　高　さ：約 4.5m

表　面　線　量　率：0.01mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 620m

線　源　の　標　高：T.P.約 52m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 1.24×10^{-3}mSv/年

(22)一時保管エリアＣＣ

①エリア１

貯　蔵　容　量：約 11,670m^3

エ　リ　ア　面　積：約 3,060m^2

積　上　げ　高　さ：約 4.5m

表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 660m

線　源　の　標　高：T.P.約 26m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評　価　結　果：約 7.80×10^{-3}mSv/年

②エリア２

貯　蔵　容　量：約 7,170m^3

エ　リ　ア　面　積　：約 2,620m^2
積　上　げ　高　さ　：約 4.5m
表　面　線　量　率　：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離　：約 600m
線　源　の　標　高　：T.P.約 26m
線　源　形　状　：円柱
か　さ　密　度　：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果　：約 7.80×10^{-3}mSv/年

(23)一時保管エリアＤＤ１
貯　蔵　容　量　：約 4,050m^3
エ　リ　ア　面　積　：約 1,360m^2
積　上　げ　高　さ　：約 4.5m
表　面　線　量　率　：0.005mSv/時（未保管）
評価点までの距離　：約 810m
線　源　の　標　高　：T.P.約 37m
線　源　形　状　：円柱
か　さ　密　度　：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果　：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(24)一時保管エリアＤＤ２
貯　蔵　容　量　：約 6,750m^3
エ　リ　ア　面　積　：約 2,320m^2
積　上　げ　高　さ　：約 4.5m
表　面　線　量　率　：0.005mSv/時（未保管）
評価点までの距離　：約 810m
線　源　の　標　高　：T.P.約 37m
線　源　形　状　：円柱
か　さ　密　度　：鉄 0.3g/cm^3
評　価　結　果　：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(25)一時保管エリアＥＥ１
表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の瓦礫類を一時保管するため，評価対象外とする。

(26)一時保管エリアＥＥ２

貯　蔵　容　量：約6,300m^3
エ　リ　ア　面　積：約2,130m^2
積　上　げ　高　さ：約4.5m
表　面　線　量　率：0.005mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約980m
線　源　の　標　高：T.P.約38m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(27)一時保管エリアｄ

貯　蔵　容　量：約1,890m^3
エ　リ　ア　面　積：約630m^2
積　上　げ　高　さ：約4.5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約370m
線　源　の　標　高：T.P.約44m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約3.67×10^{-2}mSv/年

(28)一時保管エリアｅ

貯　蔵　容　量：約6,660m^3
エ　リ　ア　面　積：約1,480m^2
積　上　げ　高　さ：約4.5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約490m
線　源　の　標　高：T.P.約43m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約1.99×10^{-2}mSv/年

(29)一時保管エリアｋ

貯　蔵　容　量：約9,450m^3

エ　リ　ア　面　積　：約3,260m^2
積　上　げ　高　さ　：約4.5m
表　面　線　量　率　：0.01mSv/時（未保管）
評価点までの距離　：約370m
線　源　の　標　高　：T.P.約19m
線　源　形　状　：円柱
か　さ　密　度　：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果　：約2.42×10^{-2}mSv/年
※主に瓦礫類を保管するものの，使用済保護衣等の保管も行う。

(30)一時保管エリアｌ
貯　蔵　容　量　：約7,200m^3
エ　リ　ア　面　積　：約2,540m^2
積　上　げ　高　さ　：約4.5m
表　面　線　量　率　：0.005mSv/時（未保管）
評価点までの距離　：約400m
線　源　の　標　高　：T.P.約20m
線　源　形　状　：円柱
か　さ　密　度　：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果　：約5.83×10^{-3}mSv/年
※主に瓦礫類を保管するものの，使用済保護衣等の保管も行う。

(31)一時保管エリアｍ
貯　蔵　容　量　：約4,380m^3
エ　リ　ア　面　積　：約1,770m^2
積　上　げ　高　さ　：約4.5m
表　面　線　量　率　：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離　：約760m
線　源　の　標　高　：T.P.約34m
線　源　形　状　：円柱
か　さ　密　度　：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果　：約1.00×10^{-2}mSv/年

(32)一時保管エリアｎ
貯　蔵　容　量　：約8,720m^3
エ　リ　ア　面　積　：約3,890m^2
積　上　げ　高　さ　：約4.5m

表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約760m
線　源　の　標　高：T.P.約33m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評　価　結　果：約2.01×10^{-2}mSv/年

2.2.2.2.3　伐採木一時保管エリア

伐採木の線量評価は，次に示す条件でMCNPコードにより評価する。

なお，保管エリアが満杯となった際には，実際の線源形状に近い形でMCNPコードにより再評価することとする。（添付資料－２）

伐採木一時保管エリアについては，今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種はCs-134及びCs-137とする。

評価条件における「保管済」は実測値による評価，「未保管」は受入目安表面線量率による評価を表す。

また，実測値による評価以外の実態に近づける線量評価方法も必要に応じて適用していく。（添付資料－３）

(1)一時保管エリアG

①エリア１

貯　蔵　容　量：約4,200m^3
貯　蔵　面　積：約1,400m^2
積　上　げ　高　さ：約3m
表　面　線　量　率：0.079mSv/時（保管済）
遮　蔽：覆土：厚さ0.7m，密度1.2g/cm^3
評価点までの距離：約1,360m
線　源　の　標　高：T.P.約30m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木0.1g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

②エリア２

貯　蔵　容　量：約8,900m^3
貯　蔵　面　積：約3,000m^2
積　上　げ　高　さ：約3m

表　面　線　量　率：0.055mSv/時（保管済　約3,000m^3），0.15mSv/時（未保管　約5,900m^3）
遮　　蔽：覆土：厚さ0.7m，密度1.2g/cm^3
評価点までの距離：約1,270m
線　源　の　標　高：T.P.約30m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木0.1g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

③エリア３
貯　蔵　容　量：約16,600m^3
貯　蔵　面　積：約5,500m^2
積　上　げ　高　さ：約3m
表　面　線　量　率：0.15mSv/時（未保管）
遮　　蔽：覆土：厚さ0.7m，密度1.2g/cm^3
評価点までの距離：約1,310m
線　源　の　標　高：T.P.約30m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木0.1g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

なお，当該エリアには表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹根）も一時保管する。

(2)一時保管エリアH

表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹根）を一時保管するため，評価対象外とする。

(3)一時保管エリアM

表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹根）を一時保管するため，評価対象外とする。

(4)一時保管エリアT

貯　蔵　容　量：約11,900m^3
貯　蔵　面　積：約4,000m^2
積　上　げ　高　さ：約3m

表　面　線　量　率：0.3mSv/時（未保管）
遮　　蔽：覆土：厚さ 0.7m，密度 1.2g/cm^3
評価点までの距離：約 1,880m
線　源　の　標　高：T.P.約 45m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木 0.1g/cm^3
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(5)一時保管エリアⅤ
貯　蔵　容　量：約 6,000m^3
貯　蔵　面　積：約 1,200m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：0.3mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 910m
線　源　の　標　高：T.P.約 23m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木 0.05g/cm^3
評　価　結　果：約 7.58×10^{-4}mSv/年
なお，当該エリアには表面線量率がバックグランド線量率と同等以下の伐採木（幹根）も一時保管する。

2.2.2.2.4　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

使用済燃料乾式キャスク仮保管設備については，線源スペクトル，線量率，乾式キャスク本体の寸法等の仕様は，工事計画認可申請書又は核燃料輸送物設計承認申請書等，乾式キャスクの設計値及び収納する使用済燃料の収納条件に基づく値とする。なお，乾式キャスクの線量率は，側面，蓋面，底面の 3 領域に分割し，ガンマ線，中性子線毎にそれぞれ表面から 1m の最大線量率で規格化する。乾式キャスクの配置は，設備の配置設計を反映し，隣接する乾式キャスク等による遮蔽効果を考慮し，敷地境界における直接線及びスカイシャイン線の合計の線量率を評価する。

貯　蔵　容　量：65 基(乾式貯蔵キャスク 20 基及び輸送貯蔵兼用キャスク 45 基)
エ　リ　ア　面　積：約 80m×約 96m
遮　　蔽：コンクリートモジュール　200mm(密度 2.15g/cm^3)
評価点までの距離：約 350m

評 価 結 果 の 種 類 : MCNP コードによる評価結果
線　源　の　標　高 : T.P.約 38m
評　　価　　結　　果 : 約 5.54×10^{-2}mSv/年

2.2.2.2.5　固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫の線量評価は，次に示す条件で MCNP コードにより評価する。

固体廃棄物貯蔵庫については，放射性固体廃棄物や一部を活用して瓦礫類，使用済保護衣等を保管，または一時保管するため，実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し，核種を Co-60 として評価するものとする。

固体廃棄物貯蔵庫（第６棟～第８棟）地下には，放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫類を保管するが，遮蔽効果が高いことから地下保管分については，設置時の工事計画認可申請書と同様に評価対象外とする。

また，実測値による評価以外の実態に近づける線量評価方法も必要に応じて適用していく。（添付資料－３）

(1)固体廃棄物貯蔵庫（第１棟）

貯　　蔵　　容　　量 : 約 3,600m^3
エ　リ　ア　面　積 : 約 1,100m^2
積　上　げ　高　さ : 約 3.2m
表　面　線　量　率 : 約 0.1mSv/時
遮　　蔽 : 天井及び壁：鉄板厚さ 約 0.5mm
評価地点までの距離 : 約 750m
線　源　の　標　高 : T.P.約 33m
線　　源　　形　　状 : 直方体
か　　さ　　密　　度 : コンクリート 2.0g/cm^3
評　　価　　結　　果 : 約 1.32×10^{-3}mSv/年

(2)固体廃棄物貯蔵庫（第２棟）

貯　　蔵　　容　　量 : 約 6,700m^3
エ　リ　ア　面　積 : 約 2,100m^2
積　上　げ　高　さ : 約 3.2m
表　面　線　量　率 : 約 5mSv/時
遮　　蔽 : 天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 180mm，密度 約 2.2g/cm^3
評価地点までの距離 : 約 740m
線　源　の　標　高 : T.P.約 33m
線　　源　　形　　状 : 直方体

か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm^3
評　価　結　果：約7.72×10^{-3}mSv/年

(3)固体廃棄物貯蔵庫（第３棟）
貯　蔵　容　量：約7,400m^3
エ　リ　ア　面　積：約2,300m^2
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.1mSv/時
遮　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約180mm，密度 約2.2g/cm^3
評価地点までの距離：約470m
線　源　の　標　高：T.P.約42m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm^3
評　価　結　果：約3.50×10^{-3}mSv/年

(4)固体廃棄物貯蔵庫（第４棟）
貯　蔵　容　量：約7,400m^3
エ　リ　ア　面　積：約2,300m^2
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.5mSv/時
遮　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約700mm，密度 約2.2g/cm^3
評価地点までの距離：約420m
線　源　の　標　高：T.P.約42m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm^3
評　価　結　果：約0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(5)固体廃棄物貯蔵庫（第５棟）
貯　蔵　容　量：約2,500m^3
エ　リ　ア　面　積：約800m^2
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.5mSv/時
遮　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約500mm，密度 約2.2g/cm^3
評価地点までの距離：約400m
線　源　の　標　高：T.P.約42m

線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm^3
評　価　結　果：約 2.31×10^{-4}mSv/年

(6)固体廃棄物貯蔵庫（第６棟）
貯　蔵　容　量：約 12,200m^3（１階部分）
エ　リ　ア　面　積：約 3,800m^2
積　上　げ　高　さ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 0.5mSv/時
遮　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm，密度 約 2.2g/cm^3
評価地点までの距離：約 360m
線　源　の　標　高：T.P.約 42m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm^3
評　価　結　果：約 1.68×10^{-3}mSv/年
※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(7)固体廃棄物貯蔵庫（第７棟）
貯　蔵　容　量：約 17,200m^3（１階部分）
エ　リ　ア　面　積：約 5,400m^2
積　上　げ　高　さ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 0.5mSv/時
遮　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm，密度 約 2.2g/cm^3
評価地点までの距離：約 320m
線　源　の　標　高：T.P.約 42m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート 2.0g/cm^3
評　価　結　果：約 3.15×10^{-3}mSv/年
※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(8)固体廃棄物貯蔵庫（第８棟）
貯　蔵　容　量：約 17,200m^3（１階部分）
エ　リ　ア　面　積：約 5,400m^2
積　上　げ　高　さ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 0.5mSv/時
遮　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 600mm，密度 約 2.2g/cm^3

評価地点までの距離 ：約 280m
線　源　の　標　高 ：T.P.約 42m
線　　源　　形　　状 ：直方体
か　　さ　　密　　度 ：コンクリート 2.0g/cm^3
評　　価　　結　　果 ：約 1.46×10^{-3}mSv/年
※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(9)固体廃棄物貯蔵庫（第９棟）
貯　　蔵　　容　　量：地下２階部分　約 15,300m^3
地下１階部分　約 15,300m^3
地上１階部分　約 15,300m^3
地上２階部分　約 15,300m^3
エ　リ　ア　面　積 ：約 4,800m^2
積　上　げ　高　さ ：約 3.3m
表　面　線　量　率：地下２階部分　約 10Sv/時
地下１階部分　約 30mSv/時
地上１階部分　約 1mSv/時
地上２階部分　約 0.05mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 200mm～約 650mm,
密度 約 2.1g/cm^3
評価地点までの距離 ：約 240m
線　源　の　標　高 ：T.P.約 42m
線　　源　　形　　状 ：直方体
か　　さ　　密　　度 ：鉄 0.3g/cm^3
評　　価　　結　　果 ：約 1.75×10^{-2}mSv/年

(10)固体廃棄物貯蔵庫（第１０棟）
固体廃棄物貯蔵庫（第１０棟）は，1mSv/時までの瓦礫類を保管する場合のケース１と，0.02mSv/時の瓦礫類を保管する場合のケース２により運用し，敷地境界における線量評価はケース１にて実施する。なお，1mSv/時までの瓦礫類を全て移送し，ケース２により運用開始した際は，敷地境界における線量評価をケース２にて実施する。
（ケース１）
貯　　蔵　　容　　量：10-A 部分　約 34,000m^3
10-B 部分　約 34,000m^3
10-C 部分　約 78,000m^3
エ　リ　ア　面　積 ：約 11,200m^2

積　上　げ　高　さ：約 13.1m
表　面　線　量　率：10-A 部分　約 0.01mSv/時，約 0.1mSv/時，約 1mSv/時
10-B 部分　約 0.01mSv/時，約 0.1mSv/時，約 1mSv/時
10-C 部分　約 0.01mSv/時，約 0.02mSv/時
遮　　蔽：遮蔽壁，遮蔽蓋：コンクリート 厚さ 遮蔽壁約 300mm，遮蔽蓋約 500mm
密度 約 2.15g/cm^3
評価地点までの距離：約 410m
線　源　の　標　高：T.P.約 33m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：鉄 0.8g/cm^3
土 1.7g/cm^3
評　価　結　果：約 4.19×10^{-3}mSv/年

（ケース２）
貯　蔵　容　量：10-A 部分　約 34,000m^3
10-B 部分　約 34,000m^3
10-C 部分　約 78,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約 11,200m^2
積　上　げ　高　さ：約 13.1m
表　面　線　量　率：10-A 部分　約 0.01mSv/時，約 0.02mSv/時
10-B 部分　約 0.01mSv/時，約 0.02mSv/時
10-C 部分　約 0.01mSv/時，約 0.02mSv/時
遮　　蔽：遮蔽壁，遮蔽蓋：コンクリート 厚さ 遮蔽壁約 300mm，遮蔽蓋約 500mm
密度 約 2.15g/cm^3
評価地点までの距離：約 410m
線　源　の　標　高：T.P.約 33m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：鉄 0.8g/cm^3
土 1.7g/cm^3
評　価　結　果：約 2.72×10^{-3}mSv/年

2.2.2.2.6　廃止（ドラム缶等仮設保管設備）

2.2.2.2.7　多核種除去設備

多核種除去設備については，各機器に表２．２．２－３及び表２．２．２－４に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGEN-Sにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度	：	表２．２．２－３，表２．２．２－４参照
遮蔽	：	鉄（HIC用遮蔽材）　112㎜
	：	鉄（循環タンク用遮蔽材）　100㎜
	：	鉄（吸着塔用遮蔽材）　50㎜
	：	鉛（クロスフローフィルタ他用遮蔽材）　8㎜，4㎜
	：	鉛（循環弁スキッド，クロスフローフィルタスキッド）18㎜，9㎜
評価地点までの距離	：	約420m
線源の標高	：	T.P.約36m
評価結果	：	約8.77×10^{-2}mSv/年

表２．２．２－３　評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）

(1/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）			
		汚染水 （処理対象水）	スラリー （鉄共沈処理）	スラリー （炭酸塩沈殿処理）	前処理後の 汚染水
1	Fe-59	3.45E+00	5.09E+02	9.35E-01	1.06E-02
2	Co-58	5.25E+00	7.74E+02	1.42E+00	1.61E-02
3	Rb-86	2.10E+01	0.00E+00	0.00E+00	4.19E+00
4	Sr-89	2.17E+04	1.85E+05	3.74E+05	3.28E+01
5	Sr-90	4.91E+05	4.18E+06	8.47E+06	7.42E+02
6	Y-90	4.91E+05	4.18E+06	8.47E+06	7.42E+02
7	Y-91	5.05E+02	7.44E+04	2.79E+02	3.03E-03
8	Nb-95	2.19E+00	3.22E+02	5.92E-01	6.69E-03
9	Tc-99	8.50E-02	1.28E+01	1.55E-02	1.70E-06
10	Ru-103	6.10E+00	5.84E+02	1.41E+01	2.98E-01
11	Ru-106	1.06E+02	1.01E+04	2.45E+02	5.15E+00
12	Rh-103m	6.10E+00	5.84E+02	1.41E+01	2.98E-01
13	Rh-106	1.06E+02	1.01E+04	2.45E+02	5.15E+00
14	Ag-110m	2.98E+00	4.52E+02	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	4.68E+02	0.00E+00	4.23E+03	4.77E+01
16	Cd-115m	1.41E+02	0.00E+00	1.27E+03	1.43E+01
17	Sn-119m	4.18E+01	6.16E+03	0.00E+00	2.51E-01
18	Sn-123	3.13E+02	4.61E+04	0.00E+00	1.88E+00
19	Sn-126	2.42E+01	3.57E+03	0.00E+00	1.45E-01
20	Sb-124	9.05E+00	1.32E+03	2.73E+00	4.27E-02
21	Sb-125	5.65E+02	8.24E+04	1.71E+02	2.67E+00
22	Te-123m	6.00E+00	8.84E+02	1.63E+00	1.84E-02
23	Te-125m	5.65E+02	8.24E+04	1.71E+02	2.67E+00
24	Te-127	4.95E+02	7.30E+04	1.34E+02	1.51E+00
25	Te-127m	4.95E+02	7.30E+04	1.34E+02	1.51E+00
26	Te-129	5.40E+01	7.96E+03	1.46E+01	1.65E-01
27	Te-129m	8.75E+01	1.29E+04	2.37E+01	2.68E-01
28	I-129	8.50E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.70E+00
29	Cs-134	6.00E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.20E+01
30	Cs-135	1.98E+02	0.00E+00	0.00E+00	3.95E+01
31	Cs-136	2.24E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.47E-01

表２．２．２－３　評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）

(2/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）			
		汚染水 （処理対象水）	スラリー （鉄共沈処理）	スラリー （炭酸塩沈殿処理）	前処理後の 汚染水
32	Cs-137	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
33	Ba-137m	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
34	Ba-140	1.29E+01	0.00E+00	0.00E+00	2.58E+00
35	Ce-141	1.08E+01	1.59E+03	5.96E+00	6.48E-05
36	Ce-144	4.71E+01	6.94E+03	2.60E+01	2.83E-04
37	Pr-144	4.71E+01	6.94E+03	2.60E+01	2.83E-04
38	Pr-144m	3.85E+00	5.68E+02	2.13E+00	2.31E-05
39	Pm-146	4.91E+00	7.23E+02	2.71E+00	2.94E-05
40	Pm-147	1.67E+03	2.45E+05	9.20E+02	9.99E-03
41	Pm-148	4.86E+00	7.16E+02	2.68E+00	2.92E-05
42	Pm-148m	3.13E+00	4.61E+02	1.73E+00	1.87E-05
43	Sm-151	2.79E-01	4.11E+01	1.54E-01	1.67E-06
44	Eu-152	1.45E+01	2.14E+03	8.01E+00	8.70E-05
45	Eu-154	3.77E+00	5.55E+02	2.08E+00	2.26E-05
46	Eu-155	3.06E+01	4.50E+03	1.69E+01	1.83E-04
47	Gd-153	3.16E+01	4.65E+03	1.74E+01	1.89E-04
48	Tb-160	8.30E+00	1.22E+03	4.58E+00	4.98E-05
49	Pu-238	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
50	Pu-239	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
51	Pu-240	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
52	Pu-241	7.00E+00	1.03E+03	3.87E+00	4.20E-05
53	Am-241	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
54	Am-242m	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
55	Am-243	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
56	Cm-242	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
57	Cm-243	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
58	Cm-244	1.58E-01	2.33E+01	8.73E-02	9.48E-07
59	Mn-54	1.07E+02	1.61E+04	3.38E+00	4.86E-02
60	Co-60	5.00E+01	7.52E+03	4.51E+00	5.10E-02
61	Ni-63	6.75E+00	0.00E+00	6.09E+01	6.89E-01
62	Zn-65	3.62E+00	5.33E+02	9.79E-01	1.11E-02

表２．２．２－４　評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(1/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）				
		吸着材２※	吸着材３※	吸着材６※	吸着材５※	吸着材７※
1	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	8.49E+01	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	1.29E+02	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	0.00E+00	5.02E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Sr-89	2.52E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	5.70E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	5.70E+06	0.00E+00	2.37E+04	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	0.00E+00	0.00E+00	2.44E+01	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	5.38E+01	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.23E-02
10	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+03
11	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.71E+04
12	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	6.65E+01	0.00E+00	2.15E+03
13	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	2.60E+03	0.00E+00	3.71E+04
14	Ag-110m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	0.00E+00	0.00E+00	3.84E+05	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	1.15E+05	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	2.02E+03	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	1.51E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	1.17E+03	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.44E+02	0.00E+00
21	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+04	0.00E+00
22	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.48E+02	0.00E+00
23	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+04	0.00E+00
24	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.22E+04	0.00E+00
25	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.22E+04	0.00E+00
26	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.33E+03	0.00E+00
27	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.15E+03	0.00E+00
28	I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	0.00E+00	1.44E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-135	0.00E+00	4.73E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Cs-136	0.00E+00	5.35E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には，最大吸着量で評価を実施。

表２．２．２－４　評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(2/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）				
		吸着材２※	吸着材３※	吸着材６※	吸着材５※	吸着材７※
32	Cs-137	0.00E+00	1.98E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ba-137m	0.00E+00	1.98E+05	1.33E+05	0.00E+00	0.00E+00
34	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	2.08E+04	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	5.21E-01	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	2.27E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	2.27E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	1.86E-01	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	2.37E-01	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	8.04E+01	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	2.35E-01	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	1.51E-01	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	1.35E-02	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	7.00E-01	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	1.82E-01	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	1.47E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	1.52E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	4.01E-01	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	3.38E-01	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	7.63E-03	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	3.91E+02	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	4.10E+02	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	5.54E+03	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	8.90E+01	0.00E+00	0.00E+00

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には，最大吸着量で評価を実施。

2.2.2.2.8　雑固体廃棄物焼却設備

雑固体廃棄物焼却設備については，雑固体廃棄物と焼却灰を線源として，直接線は QAD，スカイシャイン線は，ANISN＋G33 コードにて評価を行う。

遮蔽は，焼却炉建屋の建屋壁，天井のコンクリート厚さを考慮する。なお，焼却灰については，重量コンクリートによる遮蔽を考慮する。

焼却炉建屋

容　　量：雑固体廃棄物：約 2,170m^3
　　焼却灰：約 85m^3
線 源 強 度：表２．２．２－５参照
遮　　蔽：コンクリート（密度 2.15g/cm^3）300mm～700mm
　　重量コンクリート（密度 3.715 g/cm^3）：50mm
評価地点までの距離：約 620m
線 源 の 標 高：T.P.約 22m
線 源 形 状：直方体
か さ 密 度：雑固体廃棄物：0.134g/cm^3
　　焼却灰：0.5g/cm^3
評 価 結 果：約 2.65×10^{-4}mSv/年

表２．２．２－５　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度（Bq／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

2.2.2.2.9　増設多核種除去設備

増設多核種除去設備については，各機器に表２．２．２－６－１及び表２．２．２－６－２に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN-S により求め，3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度	：表２．２．２－６－１及び表２．２．２－６－２参照	
遮蔽	：鉄（共沈タンク・供給タンクスキッド）	40～80mm
	：鉄（クロスフローフィルタスキッド）	20～60mm
	：鉄（スラリー移送配管）	28mm
	：鉄（吸着塔）	30～80mm
	：鉄（高性能容器（HIC））	120mm
	：鉄（反応／凝集槽，沈殿槽）	20～40mm
	：コンクリート（高性能容器（HIC））	
評価地点までの距離	：約 460m	
線源の標高	：T.P.約 37m	
評価結果	：約 2.58×10^{-2}mSv/年	

表２．２．２－６－１　評価対象核種及び放射能濃度（1/2）

No	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）					
		汚染水	スラリー	吸着材１※	吸着材２※	吸着材４※	吸着材５※
1	Fe-59	3.45E+00	8.90E+01	2.30E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	5.25E+00	1.35E+02	3.50E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	2.10E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.12E+04	0.00E+00
4	Sr-89	2.17E+04	5.64E+05	0.00E+00	4.58E+05	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	3.00E+05	1.30E+07	0.00E+00	1.06E+07	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	3.00E+05	1.30E+07	6.53E+04	1.06E+07	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	5.05E+02	1.32E+04	6.60E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	2.19E+00	5.72E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	8.50E-02	2.23E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
10	Ru-103	6.10E+00	1.21E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
11	Ru-106	1.06E+02	2.09E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
12	Rh-103m	6.10E+00	1.21E+02	1.80E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
13	Rh-106	1.06E+02	2.09E+03	7.03E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
14	Ag-110m	2.98E+00	7.79E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	4.68E+02	6.01E+03	1.04E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	1.41E+02	1.80E+03	3.12E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	4.18E+01	1.06E+03	5.46E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	3.13E+02	7.95E+03	4.09E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	2.42E+01	6.15E+02	3.16E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	9.05E+00	3.79E+01	3.94E+02	0.00E+00	0.00E+00	2.20E+04
21	Sb-125	5.65E+02	2.37E+03	2.46E+04	0.00E+00	0.00E+00	1.37E+06
22	Te-123m	6.00E+00	1.55E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.69E+02
23	Te125m	5.65E+02	2.37E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.37E+06
24	Te-127	4.95E+02	1.28E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04
25	Te-127m	4.95E+02	1.28E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.22E+04
26	Te-129	5.40E+01	1.39E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.42E+03
27	Te-129m	8.75E+01	2.26E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.92E+03
28	I-129	8.50E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	6.00E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+05	0.00E+00
30	Cs-135	1.98E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	8.60E+05	0.00E+00
31	Cs-136	2.24E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.73E+03	0.00E+00

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には，最大吸着量で評価を実施。

表２．２．２－６－１　評価対象核種及び放射能濃度（2/2）

No	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）					
		汚染水	スラリー	吸着材１※	吸着材２※	吸着材４※	吸着材５※
32	Cs-137	8.25E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	0.00E+00
33	Ba-137m	8.25E+01	2.16E+03	0.00E+00	0.00E+00	3.59E+05	0.00E+00
34	Ba-140	1.29E+01	3.38E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	1.08E+01	2.83E+02	1.41E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	4.71E+01	1.23E+03	6.15E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	4.71E+01	1.23E+03	4.19E+01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	3.85E+00	1.01E+02	5.03E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	4.91E+00	1.28E+02	6.41E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	1.67E+03	4.36E+04	2.18E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	4.86E+00	1.27E+02	6.35E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	3.13E+00	8.19E+01	4.08E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	2.79E-01	7.31E+00	3.65E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	1.45E+01	3.80E+02	1.89E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	3.77E+00	9.86E+01	4.92E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	3.06E+01	8.00E+02	3.99E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	3.16E+01	8.26E+02	4.12E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	8.30E+00	2.17E+02	1.08E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	7.00E+00	1.83E+02	9.15E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	1.58E-01	4.14E+00	2.06E-02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	1.07E+02	2.78E+03	1.06E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	5.00E+01	1.30E+03	1.11E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	6.75E+00	8.66E+01	1.50E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	3.62E+00	9.32E+01	2.41E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能収容時には，最大吸着量で評価を実施。

表２．２．２－６－２　評価対象核種及び放射能濃度（１／３）

核種	放射能濃度[Bq/cm^3]		
	反応／凝集槽	沈殿槽下部	沈殿槽上部，上澄み水タンク
Fe-59	4.45E+01	8.90E+01	8.90E+00
Co-58	6.75E+01	1.35E+02	1.35E+01
Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Sr-89	2.82E+04	5.64E+04	5.64E+03
Sr-90	6.50E+05	1.30E+06	1.30E+05
Y-90	6.50E+05	1.30E+06	1.30E+05
Y-91	6.60E+03	1.32E+04	1.32E+03
Nb-95	2.86E+01	5.72E+01	5.72E+00
Tc-99	1.12E+00	2.23E+00	2.23E-01
Ru-103	6.05E+01	1.21E+02	1.21E+01
Ru-106	1.05E+03	2.09E+03	2.09E+02
Rh-103m	6.05E+01	1.21E+02	1.21E+01
Rh-106	1.05E+03	2.09E+03	2.09E+02
Ag-110m	3.90E+01	7.79E+01	7.79E+00
Cd-113m	3.01E+03	6.01E+03	6.01E+02
Cd-115m	9.00E+02	1.80E+03	1.80E+02
Sn-119m	5.30E+02	1.06E+03	1.06E+02
Sn-123	3.98E+03	7.95E+03	7.95E+02
Sn-126	3.08E+02	6.15E+02	6.15E+01
Sb-124	1.90E+01	3.79E+01	3.79E+00
Sb-125	1.19E+03	2.37E+03	2.37E+02

表２．２．２－６－２　評価対象核種及び放射能濃度（２／３）

核種	放射能濃度[Bq/cm^3]		
	反応／凝集槽	沈殿槽下部	沈殿槽上部，上澄み水タンク
Te-123m	7.75E+01	1.55E+02	1.55E+01
Te-125m	1.19E+03	2.37E+03	2.37E+02
Te-127	6.40E+03	1.28E+04	1.28E+03
Te-127m	6.40E+03	1.28E+04	1.28E+03
Te-129	6.95E+02	1.39E+03	1.39E+02
Te-129m	1.13E+03	2.26E+03	2.26E+02
I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Ba-137m	1.08E+03	2.16E+03	2.16E+02
Ba-140	1.69E+02	3.38E+02	3.38E+01
Ce-141	1.42E+02	2.83E+02	2.83E+01
Ce-144	6.15E+02	1.23E+03	1.23E+02
Pr-144	6.15E+02	1.23E+03	1.23E+02
Pr-144m	5.05E+01	1.01E+02	1.01E+01
Pm-146	6.40E+01	1.28E+02	1.28E+01
Pm-147	2.18E+04	4.36E+04	4.36E+03
Pm-148	6.35E+01	1.27E+02	1.27E+01
Pm-148m	4.10E+01	8.19E+01	8.19E+00

表２．２．２－６－２　評価対象核種及び放射能濃度（３／３）

核種	放射能濃度[Bq/cm^3]		
	反応／凝集槽	沈殿槽下部	沈殿槽上部，上澄み水タンク
Sm-151	3.66E+00	7.31E+00	7.31E-01
Eu-152	1.90E+02	3.80E+02	3.80E+01
Eu-154	4.93E+01	9.86E+01	9.86E+00
Eu-155	4.00E+02	8.00E+02	8.00E+01
Gd-153	4.13E+02	8.26E+02	8.26E+01
Tb-160	1.09E+02	2.17E+02	2.17E+01
Pu-238	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Pu-239	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Pu-240	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Pu-241	9.15E+01	1.83E+02	1.83E+01
Am-241	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Am-242m	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Am-243	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Cm-242	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Cm-243	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Cm-244	2.07E+00	4.14E+00	4.14E-01
Mn-54	1.39E+02	2.78E+02	2.78E+01
Co-60	6.50E+01	1.30E+02	1.30E+01
Ni-63	4.33E+01	8.66E+01	8.66E+00
Zn-65	4.66E+01	9.32E+01	9.32E+00

2.2.2.2.10　高性能多核種除去設備

高性能多核種除去設備については，各機器に表２．２．２－７及び表２．２．２－８に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放　射　能　強　度：表２．２．２－７，表２．２．２－８参照
遮　　蔽：鉛（前処理フィルタ）50mm
　　：鉛（多核種吸着塔）145mm
評価地点までの距離：約410m
線　源　の　標　高：T.P.約37m
評　価　結　果：約3.60×10^{-3}mSv/年

表２．２．２－７　評価対象核種及び放射能濃度

（前処理フィルタ・多核種吸着塔 1～3 塔目）(1/2)

No.	核種	前処理フィルタ			多核種吸着塔				
					1～3 塔目				
		1 塔目	2 塔目	3～4 塔目	1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目
1	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.93E+04				
2	Sr-89	5.19E+06	0.00E+00	7.29E+06	3.42E+07				
3	Sr-90	5.19E+08	0.00E+00	7.29E+08	3.42E+09				
4	Y-90	5.19E+08	3.62E+08	7.29E+08	3.42E+09				
5	Y-91	0.00E+00	1.68E+07	0.00E+00	0.00E+00				
6	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
7	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
8	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
9	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
10	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
11	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
12	Ag-110m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
13	Cd-113m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
14	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
15	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
16	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
17	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
18	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
19	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
20	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.15E+03				
21	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.88E+06				
22	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.64E+05				
23	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.64E+05				
24	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.54E+05				
25	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.09E+05				
26	I-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
27	Cs-134	5.19E+04	7.22E+05	0.00E+00	1.71E+06	2.05E+05	1.20E+05	5.13E+04	3.42E+04
28	Cs-135	3.06E-01	4.26E+00	0.00E+00	1.01E+01	1.21E+00	7.06E-01	3.03E-01	2.02E-01
29	Cs-136	3.84E+02	5.34E+03	0.00E+00	1.26E+04	1.52E+03	8.85E+02	3.79E+02	2.53E+02
30	Cs-137	5.19E+04	7.22E+05	0.00E+00	1.71E+06	2.05E+05	1.20E+05	5.13E+04	3.42E+04
31	Ba-137m	5.19E+04	7.22E+05	0.00E+00	1.71E+06	2.05E+05	1.20E+05	5.13E+04	3.42E+04

表２．２．２－７　評価対象核種及び放射能濃度

（前処理フィルタ・多核種吸着塔 1～3 塔目）(2/2)

No.	核種	前処理フィルタ			多核種吸着塔				
					1～3 塔目				
		1 塔目	2 塔目	3～4 塔目	1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目
32	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	3.45E+04	0.00E+00				
33	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
34	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
35	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
36	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
37	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
38	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
39	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
40	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
41	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
42	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
43	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
44	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
45	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
46	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
47	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
48	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
49	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
50	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
51	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
52	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
53	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
54	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
55	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
56	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
57	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
58	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
59	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00				

表２．２．２－８　評価対象核種及び放射能濃度（多核種吸着塔 4～13 塔目）(1/2)

No.	核種	多核種吸着塔							
		4～5 塔目					6～8 塔目	9～10 塔目	11～13 塔目
		1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目			
1	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
2	Sr-89	2.91E+03					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
3	Sr-90	2.91E+05					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Y-90	2.91E+05					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Y-91	0.00E+00					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Nb-95	0.00E+00					0.00E+00	2.82E+04	0.00E+00
7	Tc-99	0.00E+00					3.20E+03	0.00E+00	0.00E+00
8	Ru-103	0.00E+00					0.00E+00	3.75E+04	4.16E+03
9	Ru-106	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+06	6.41E+05
10	Rh-103m	0.00E+00					0.00E+00	3.75E+04	4.16E+03
11	Rh-106	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+06	6.41E+05
12	Ag-110m	0.00E+00					0.00E+00	3.04E+04	0.00E+00
13	Cd-113m	0.00E+00					0.00E+00	1.95E+08	0.00E+00
14	Cd-115m	0.00E+00					0.00E+00	1.47E+06	0.00E+00
15	Sn-119m	0.00E+00					0.00E+00	6.41E+05	0.00E+00
16	Sn-123	0.00E+00					0.00E+00	4.81E+06	0.00E+00
17	Sn-126	0.00E+00					0.00E+00	2.27E+05	0.00E+00
18	Sb-124	0.00E+00					4.16E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sb-125	0.00E+00					1.60E+07	0.00E+00	0.00E+00
20	Te-123m	0.00E+00					6.09E+03	0.00E+00	0.00E+00
21	Te-125m	0.00E+00					1.60E+07	0.00E+00	0.00E+00
22	Te-127	0.00E+00					4.81E+05	0.00E+00	0.00E+00
23	Te-127m	0.00E+00					4.81E+05	0.00E+00	0.00E+00
24	Te-129	0.00E+00					3.01E+05	0.00E+00	0.00E+00
25	Te-129m	0.00E+00					9.29E+04	0.00E+00	0.00E+00
26	I-129	0.00E+00					0.00E+00	2.92E+03	0.00E+00
27	Cs-134	1.46E+04	1.75E+03	1.02E+03	4.37E+02	2.91E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
28	Cs-135	8.59E-02	1.03E-02	6.01E-03	2.58E-03	1.72E-03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-136	1.08E+02	1.29E+01	7.54E+00	3.23E+00	2.16E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-137	1.46E+04	1.75E+03	1.02E+03	4.37E+02	2.91E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Ba-137m	1.46E+04	1.75E+03	1.02E+03	4.37E+02	2.91E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

表２．２．２－８　評価対象核種及び放射能濃度（多核種吸着塔 4～13 塔目）(2/2)

No.	核種	多核種吸着塔							
		4～5 塔目					6～8 塔目	9～10 塔目	11～13 塔目
		1 層目	2 層目	3 層目	4 層目	5 層目			
32	Ba-140	0.00E+00					0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ce-141	0.00E+00					0.00E+00	1.12E+05	0.00E+00
34	Ce-144	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00
35	Pr-144	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00
36	Pr-144m	0.00E+00					0.00E+00	5.13E+05	0.00E+00
37	Pm-146	0.00E+00					0.00E+00	5.45E+04	0.00E+00
38	Pm-147	0.00E+00					0.00E+00	8.65E+05	0.00E+00
39	Pm-148	0.00E+00					0.00E+00	7.05E+04	0.00E+00
40	Pm-148m	0.00E+00					0.00E+00	3.01E+04	0.00E+00
41	Sm-151	0.00E+00					0.00E+00	4.16E+03	0.00E+00
42	Eu-152	0.00E+00					0.00E+00	2.11E+05	0.00E+00
43	Eu-154	0.00E+00					0.00E+00	5.45E+04	0.00E+00
44	Eu-155	0.00E+00					0.00E+00	2.82E+05	0.00E+00
45	Gd-153	0.00E+00					0.00E+00	2.63E+05	0.00E+00
46	Tb-160	0.00E+00					0.00E+00	7.37E+04	0.00E+00
47	Pu-238	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
48	Pu-239	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
49	Pu-240	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
50	Pu-241	0.00E+00					0.00E+00	2.53E+03	0.00E+00
51	Am-241	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
52	Am-242m	0.00E+00					0.00E+00	3.52E+00	0.00E+00
53	Am-243	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
54	Cm-242	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
55	Cm-243	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
56	Cm-244	0.00E+00					0.00E+00	5.77E+01	0.00E+00
57	Mn-54	0.00E+00					0.00E+00	2.53E+04	0.00E+00
58	Fe-59	0.00E+00					0.00E+00	3.52E+04	0.00E+00
59	Co-58	0.00E+00					0.00E+00	2.63E+04	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00					0.00E+00	2.11E+04	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00					0.00E+00	3.20E+05	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00					0.00E+00	4.81E+04	0.00E+00

2.2.2.2.11　廃止（RO 濃縮水処理設備）

2.2.2.2.12　サブドレン他浄化設備

サブドレン他浄化設備については，各機器に表２．２．２－９に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGEN により求め，3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した（線量評価条件については添付資料－６参照)。

放　射　能　強　度：表２．２．２－９参照
遮　　蔽：鉄 6.35mm 及び鉛 50mm（前処理フィルタ１，２）
　　：鉄 6.35mm 及び鉛 40mm（前処理フィルタ３）
　　：鉄 25.4mm（吸着塔１～５）
評価地点までの距離：約 330m
線　源　の　標　高：T.P.約 39m
評　　価　　結　　果：約 8.53×10^{-3}mSv/年

表２．２．２－９　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度（Bq／cm^3）				
	前処理フィルタ２	前処理フィルタ３	吸着塔１	吸着塔４	吸着塔５
Cs-134	1.34E+05	0.00E+00	1.95E+03	0.00E+00	0.00E+00
Cs-137	2.47E+05	0.00E+00	5.83E+03	0.00E+00	0.00E+00
Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.58E+02	0.00E+00
Ag-110m	7.93E+03	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.61E+01
Sr-89	0.00E+00	2.32E+02	1.77E+02	0.00E+00	0.00E+00
Sr-90	0.00E+00	5.73E+03	4.37E+03	0.00E+00	0.00E+00
Y-90	0.00E+00	5.73E+03	4.37E+03	1.97E+03	1.35E+03
Co-60	4.35E+02	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.35E+01

2.2.2.2.13 放射性物質分析・研究施設第 1 棟

放射性物質分析・研究施設第 1 棟については,分析対象物の表面線量率を設定し,核種をCo－60 として線源の放射能強度を決定し,3 次元モンテカルロ計算コード MCNP により敷地境界における実効線量を評価した。

放 射 能 強 度：1.1×10^{8} Bq（固体廃棄物払出準備室）
3.7×10^{7} Bq（液体廃棄物一時貯留室）
2.2×10^{8} Bq（ライブラリ保管室）
5.3×10^{11} Bq（鉄セル室）
9.3×10^{5} Bq（グローブボックス室）
1.3×10^{6} Bq（フード室）
1.7×10^{9} Bq（パネルハウス室）
1.8×10^{10} Bq（小型受入物待機室）
3.7×10^{5} Bq（測定室）

遮 蔽：建屋天井及び壁 コンクリート 厚さ 約 250mm～約 700mm,
密度 約 2.1g/cm^{3}
ライブラリ保管室の線源の遮蔽 鉄 厚さ 約 150mm,
密度 約 7.8g/cm^{3}
鉄セル 鉄 厚さ 約 300mm, 密度 約 7.8g/cm^{3}
パネルハウス室の待機中の線源の遮蔽 鉄 厚さ 約 100mm, 密度 約 7.8g/cm^{3}
小型受入物待機室 鉄 厚さ 約 150mm, 密度 約 7.8g/cm^{3}

評価点までの距離：約 540m
線 源 の 標 高：T.P.約 40m
線 源 の 形 状：直方体,円柱,点
評 価 結 果：約 0.0001mSv／年未満 ※影響が小さいため線量評価上無視する

2.2.2.2.14　大型機器除染設備

大型機器除染設備については，除染廃棄物を線源として，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGEN2により求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

遮蔽は，除染廃棄物保管エリアの壁による遮蔽を考慮する。

容　　量：約3m^3
放射能強度：表２．２．２－１０参照
遮　　蔽：鉄（密度7.8g/cm^3）10mm～30mm
評価地点までの距離：約700m
線源の標高：T.P.約34m
線源形状：円柱
かさ密度：2.31g/cm^3
評価結果：約6.19×10^{-4}mSv/年

表２．２．２－１０　評価対象核種及び放射能濃度

ケース①主要な汚染がRO濃縮水の場合

核種	放射能濃度（Bq／kg）
Mn-54	1.2E+06
Co-60	3.4E+05
Sr-90	3.1E+09
Ru-106	1.9E+06
Sb-125	6.5E+06
Cs-134	8.7E+05
Cs-137	1.5E+06

ケース②主要な汚染がCoの場合

核種	放射能濃度（Bq／kg）
Co-60	7.5E+06

ケース③主要な汚染がCsの場合

核種	放射能濃度（Bq／kg）
Cs-137	1.1E+08

2.2.2.2.15　増設雑固体廃棄物焼却設備

増設雑固体廃棄物焼却設備については，雑固体廃棄物と焼却灰を線源として，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGEN2により求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

遮蔽は，焼却炉建屋の建屋壁，天井のコンクリート厚さを考慮する。

容　　量：雑固体廃棄物：約1050m^3
　　焼却灰：約200m^3
放射能強度：表２．２．２－１１参照
遮　　蔽：コンクリート（密度2.15g/cm^3）200mm～650mm
評価地点までの距離：約500m
線源の標高：T.P.約32m
線源形状：直方体
かさ密度：雑固体廃棄物：0.3g/cm^3
　　焼却灰：0.5g/cm^3
評価結果：約0.0001mSv／年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

表２．２．２－１１　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度（Bq／cm^3）	
	雑固体廃棄物	焼却灰
Mn-54	1.0E+00	1.7E+01
Co-58	4.8E-03	8.0E-02
Co-60	2.9E+00	4.8E+01
Sr-89	3.9E-02	6.5E-01
Sr-90	2.5E+02	4.2E+03
Ru-103	3.6E-05	6.0E-04
Ru-106	9.6E+00	1.6E+02
Sb-124	5.1E-03	8.5E-02
Sb-125	9.0E+00	1.5E+02
I-131	9.6E-26	1.6E-24
Cs-134	8.7E+01	1.5E+03
Cs-136	6.3E-18	1.1E-16
Cs-137	2.4E+02	4.0E+03
Ba-140	4.2E-16	7.0E-15
合計	6.0E+02	1.0E+04

2.2.2.2.16　浄化ユニット

浄化ユニットについては，各機器に表２．２．２－１２に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

放射能強度：表２．２．２－１２参照
遮蔽：鉄8ｍｍ
評価地点までの距離：約750m
線源の標高：T.P.約27m
評価結果：約1.47×10^{-4}mSv/年

表２．２．２－１２　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能量（Bq/cm^3）
	吸着塔タイプ２
Cs-134	9.84E+02
Cs-137	3.32E+03
Ba-137m	3.32E+03
Sr-90	5.66E+03
Y-90	5.66E+03

2.2.2.2.17　貯留タンク，中間タンク

貯留タンク，中間タンクについては，各タンク群に表２．２．２－１３に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

ａ．貯留タンク（ＨＩＪタンク群）

放射能濃度：表２．２．２－１３参照
遮蔽：鉄9ｍｍ
評価点までの距離：約780m
線源の標高：T.P.約27m
評価結果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

ｂ．貯留タンク（Ｋタンク群）

放　射　能　濃　度：表２．２．２－１３参照
遮　　蔽：鉄12ｍｍ
評価点までの距離：約810m
線　源　の　標　高：T.P.約27m
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

ｃ．中間タンク（Ｎタンク群）

放　射　能　濃　度：表２．２．２－１３参照
遮　　蔽：鉄12ｍｍ
評価点までの距離：約760m
線　源　の　標　高：T.P.約27m
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

表２．２．２－１３　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能量（Bq/cm^3）
	各タンク群
Mn-54	3.434E-03
Co-60	8.312E-03
Sr-90	7.780E+00
Ru-106	1.605E-02
Sb-125	7.280E-03
Cs-134	5.356E-02
Cs-137	1.696E-01

2.2.2.2.18　油処理装置

油処理装置については，各機器に表２．２．２－１４に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGENにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

容　　量：原水　：約12m^3
処理水：約4m^3
放射能強度：表２．２．２－１４参照
遮　　蔽：側面：SUS304（9mm，6mm，4mm）
上面：SUS316（4mm），SUS304（6mmまたは4mm）
評価地点までの距離：約1330m
線源の標高：T.P.約9m
評価結果：約0.0001mSv／年未満
※影響が小さいため線量評価上無視する

表２．２．２－１４　評価対象核種及び放射能濃度

	放射能濃度（Bq／cm^3）						
	Cs-134	Cs-137 (Ba-137m)	Co-60	Mn-54	Sb-125 (Te-125m)	Ru-106 (Rh-106)	Sr-90 (Y-90)
原水	5.9E+03	2.8E+04	8.9E+01	8.4E+01	7.1E+02	1.1E+03	2.0E+04
処理水	8.4E+02	4.0E+03	1.3E+01	1.2E+01	1.1E+02	1.6E+02	2.8E+03

2.2.2.2.19　減容処理設備

減容処理設備については，減容処理対象物の表面線量率を設定し，核種をCo-60として線源の放射能強度を決定し，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した。

容　　量：金属廃棄物　約214m^3
コンクリート廃棄物　約46m^3
放射能強度：表２．２．２－１５参照
遮　　蔽：コンクリート（密度2.15g/cm^3）200mm～500mm
鉄（密度7.8g/cm^3）3.2mm，50mm
評価地点までの距離：約350m
線源の標高：T.P.約33m
線源形状：直方体，円柱

か　　さ　　密　　度：金属廃棄物 0.4g/cm^3（減容処理前）
0.8g/cm^3（減容処理後）
コンクリート廃棄物 0.6g/cm^3（減容処理前）
1.2g/cm^3（減容処理後）
評　　価　　結　　果：約 2.64×10^{-3}mSv/年

表２．２．２－１５　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度（Bq/kg）	
	金属廃棄物	コンクリート廃棄物
Co-60	2.43E+06	2.09E+06

2.2.2.3　敷地境界における線量評価結果

各施設からの影響を考慮して敷地境界線上の直接線・スカイシャイン線を評価した結果（添付資料－４），最大実効線量は評価地点 No.71 において約 0.55mSv/年となる。

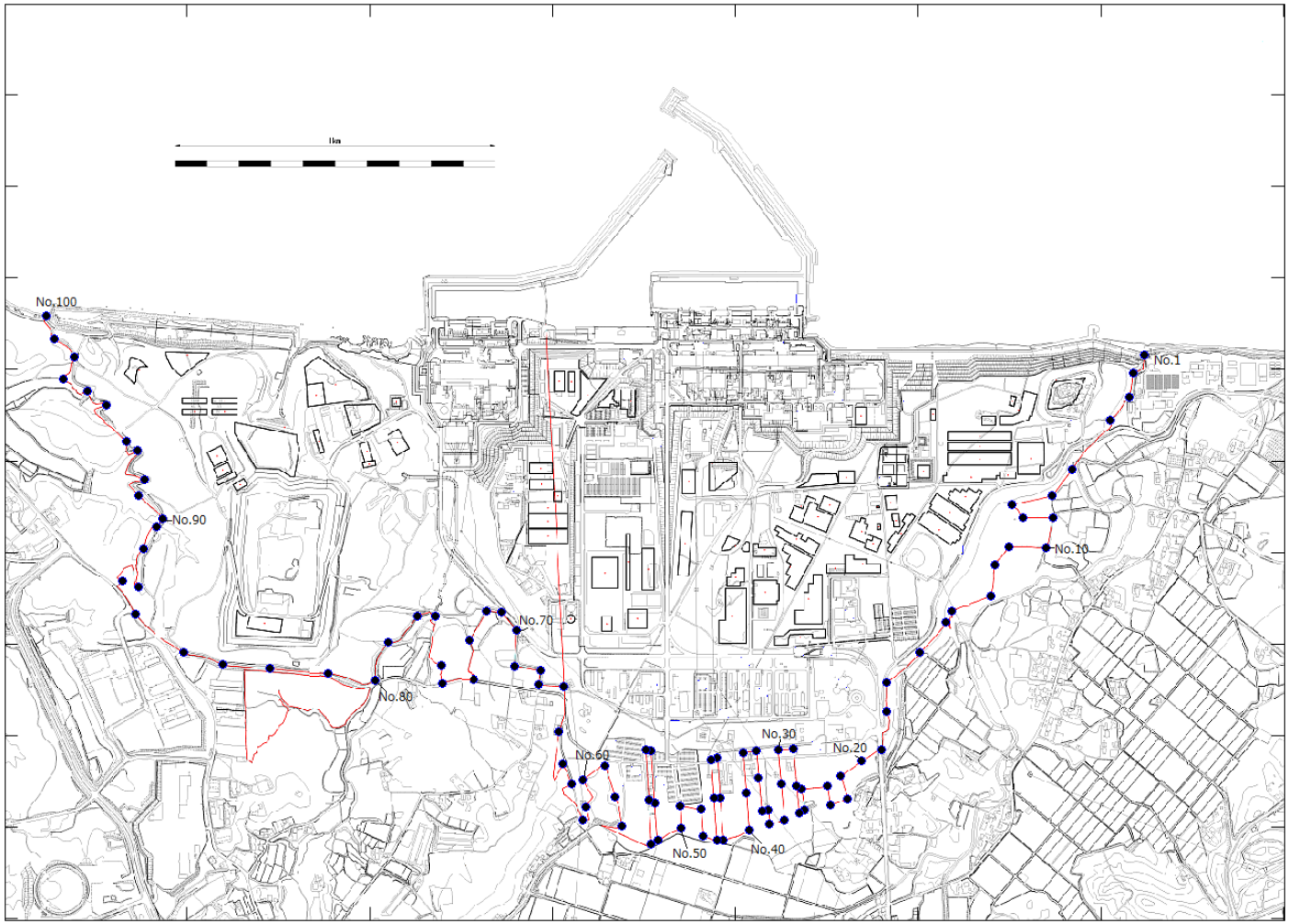


図２．２．２－１　直接線ならびにスカイシャイン線の線量評価地点

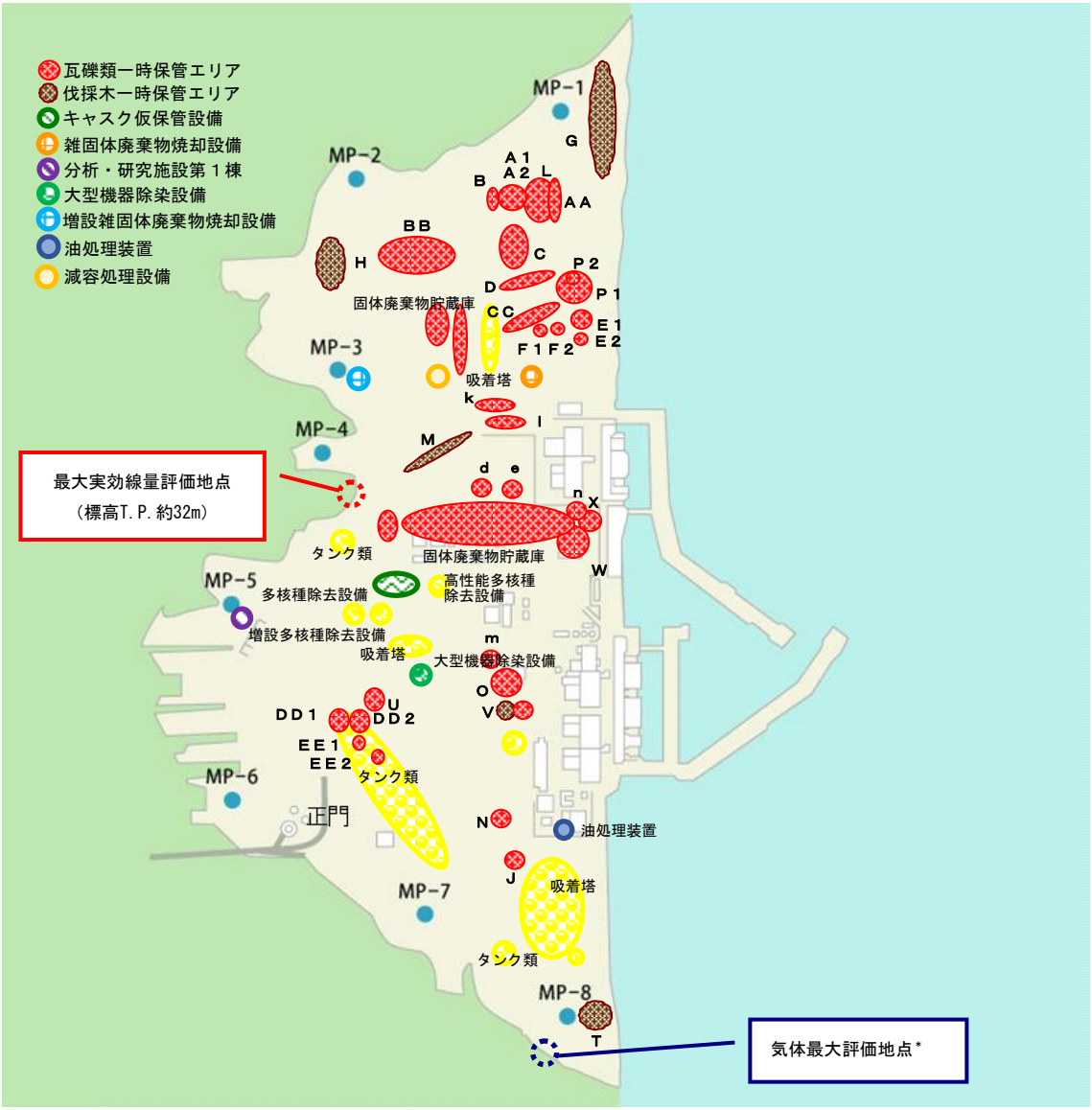


図２．２．２－２　敷地境界線上の最大実効線量評価地点

＊：1～4 号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加的放出は極めて少ないと考えられるため，1～4 号機原子炉建屋からの放出量により評価

2.2.2.4　添付資料

添付資料－１　使用済セシウム吸着塔一時保管施設および大型廃棄物保管庫におけるセシウム吸着装置・第二セシウム吸着装置吸着塔の線源条件と保管上の制限について

添付資料－２　瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

添付資料－３　実態に近づける線量評価方法について

添付資料－４　敷地境界における直接線・スカイシャイン線の評価結果

添付資料－５　多核種除去設備，増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備の線量評価条件について

添付資料－６　サブドレン他浄化設備の線量評価条件について

使用済セシウム吸着塔一時保管施設および大型廃棄物保管庫における
セシウム吸着装置・第二セシウム吸着装置吸着塔の線源条件と保管上の制限について

1. 保管上の制限内容

使用済セシウム吸着塔一時保管施設および大型廃棄物保管庫におけるセシウム吸着装置および第二セシウム吸着装置の吸着塔の線源条件については，滞留水中の放射能濃度が低下してきていることに伴って吸着塔内のセシウム吸着量も運転当初から変化していると考えられることから，吸着塔側面の線量率の実測値に基づき，実態を反映した線源条件とした。2.に後述するように，セシウム吸着装置吸着塔についてはK1～K7の7段階に，第二セシウム吸着装置吸着塔についてはS1～S4の4段階に区分し，図１～３のように第一・第四施設および大型廃棄物保管庫の配置モデルを作成し,敷地境界線量に対する2.2.2.2.1(1)に示した評価値を求めた。よって，保管後の線量影響が評価値を超えぬよう，図１～３を保管上の制限として適用することとする。

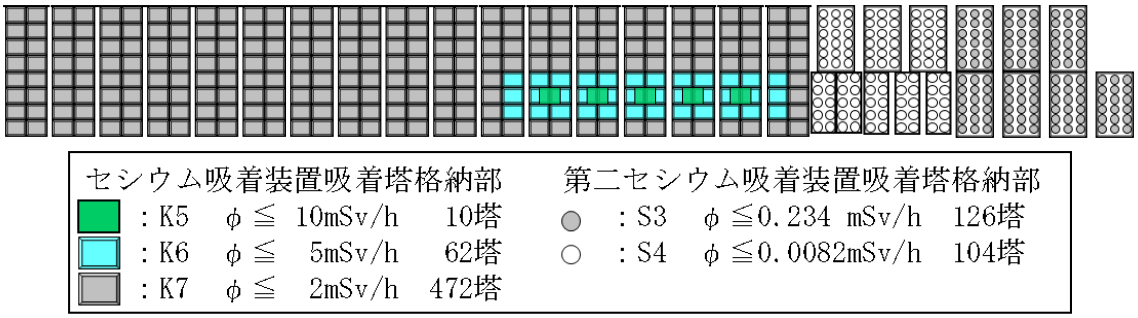


図１　第一施設の吸着塔格納配置計画（φ：吸着塔側面線量率）

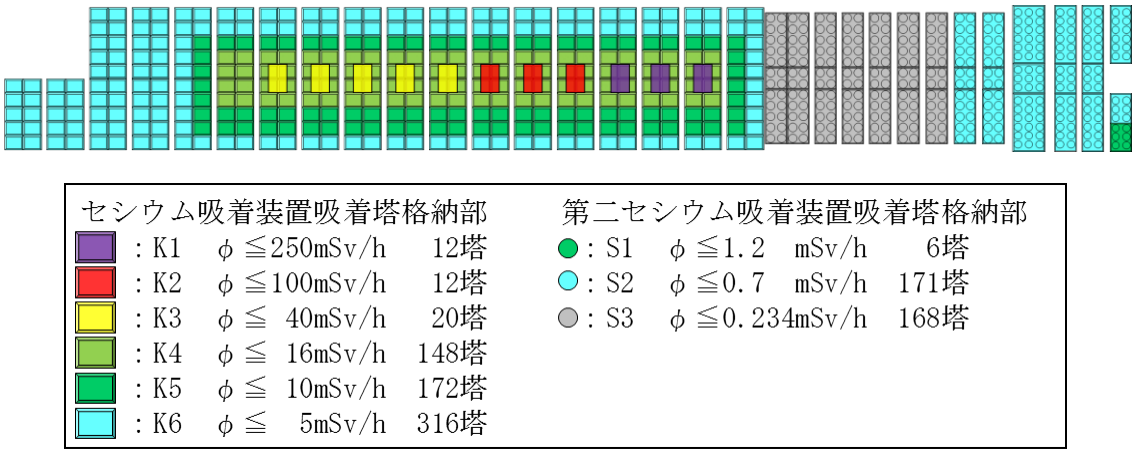


図２　第四施設の吸着塔格納配置計画（φ：吸着塔側面線量率）

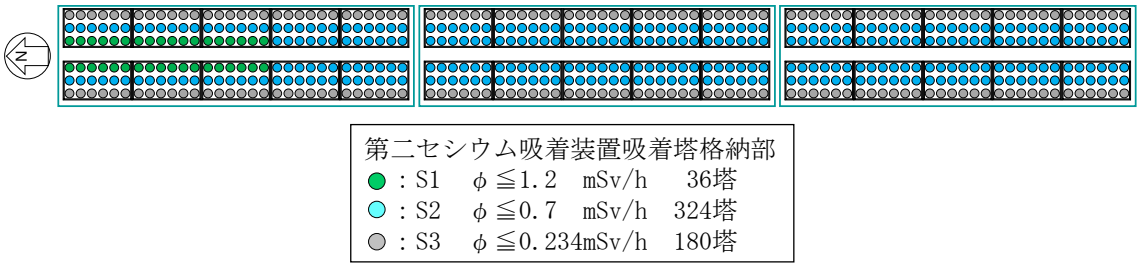


図３　大型廃棄物保管庫の吸着塔格納配置モデル（φ：吸着塔側面線量率）

なお，図１～３の配置の結果，各施設が敷地境界に及ぼす線量は，第一施設については No.7，第四施設については No.70，大型廃棄物保管庫については No.78 への影響が最大になるとの評価結果を得ている。

2. 吸着塔の側面線量率の実態を反映した線源条件の設定

2.1　セシウム吸着装置吸着塔の線源設定

敷地境界線量評価用の線源条件として，別添－１所載の初期の使用済吸着塔側部の線量率測定結果を参考に，表１に示す K1～K7 に線源条件を分類した。低線量側の K4～K7 については，当初設計との比率に応じて，それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウム吸着量を表１のように設定した。低線量側吸着塔の遮蔽厚が７インチであるのに対し，K1～K3 の高線量側吸着塔は，すべて SMZ スキッドから発生した３インチ遮蔽の吸着塔であるため，３インチ遮蔽でモデル化して，吸着塔側面線量率が表の値となるように線源条件を設定した。

表１　セシウム吸着装置吸着塔の線量評価用線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-136 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
K1	約 1.0×10^{14}	約 1.9×10^{11}	約 1.2×10^{14}	250
K2	約 4.0×10^{13}	約 7.6×10^{10}	約 4.9×10^{13}	100
K3	約 1.6×10^{13}	約 3.0×10^{10}	約 1.9×10^{13}	40
K4	約 6.9×10^{14}	約 1.3×10^{12}	約 8.3×10^{14}	16
K5	約 4.3×10^{14}	約 8.1×10^{11}	約 5.2×10^{14}	10
K6	約 2.2×10^{14}	約 4.1×10^{11}	約 2.6×10^{14}	5
K7	約 8.6×10^{13}	約 1.6×10^{11}	約 1.0×10^{14}	2

上記のカテゴリーを図１，２のように適用して敷地境界線量を評価した。よって図に K1～K7 として示したエリアに格納可能となる吸着塔の側面線量率の制限値は，表２の格納制限の値となる。同表に，2022 年 3 月 31 日までに発生したセシウム吸着装置吸着塔の線量範囲ごとの発生数を示す。いずれのカテゴリーでも，より高い線量側のカテゴリーに保管容量の裕度を確保しており，当面の吸着塔保管に支障を生じることはない。なお，同じエリアに格納されるセシウム吸着装置吸着塔以外の吸着塔の線量率も最大で 2.5mSv/時（2 塔，他は 2mSv/時以下）にとどまっており，K6～K7 に割り当てた容量で格納できる。

表２　セシウム吸着装置吸着塔の線量別保管状況と保管容量確保状況

	K1	K2	K3	K4	K5	K6	K7
評価設定(mSv/時)	250	100	40	16	10	5	2
格納制限(mSv/時)	250≧ϕ	100≧ϕ	40≧ϕ	16≧ϕ	10≧ϕ	5≧ϕ	2≧ϕ
線量範囲(mSv/時)※	250≧ϕ＞100	100～40	40～16	16～10	10～5	5～2	2 以下
保管数※※	9	5	17	79	173	79	413
保管容量※※※	12	12	20	148	182	378	472

※：K2～K7 の線量範囲（不等号の適用）は K1 に準ずる。　（2022 年 3 月 31 日現在）
※※：線量未測定の 4 本を含まず。　※※※：第一・第四施設の合計。

2.2　第二セシウム吸着装置吸着塔の線源設定

平成 31 年 4 月 24 日までに一時保管施設に保管した 216 本のうち，平成 23 年 8 月の装置運転開始から一年間以内に保管したもの 50 本，それ以降平成 28 年度までに保管したもの 136 本，平成 29 年度以降に保管したもの 30 本の吸着塔側面線量率（図４参照）の平均値はそれぞれ 0.65mSv/時，0.11mSv/時，0.28mSv/時であった。この実績を包絡する線源条件として，側面線量率が実績最大の 1.2mSv/時となる値（S1），0.7mSv/時となる値（S2），および S2 の 1/3 の値（S3）を用いることとし，それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウ

ム吸着量を表３のように設定した。第二セシウム吸着装置吸着塔を格納するエリアには，線量率が大幅に低い高性能多核種除去設備吸着塔も格納することから，そのエリアについてはS4として線源設定することとした。高性能多核種除去設備から発生する使用済み吸着塔で想定線量が最大である多核種吸着塔（1～3塔目）をモデル化した場合と，第二セシウム吸着装置吸着塔でモデル化した場合の評価結果比較により，より保守的な評価（高い敷地境界線量）を与えた後者でS4をモデル化することとした。

上記のカテゴリーを図１～３のように適用して敷地境界線量を評価した。よって図にS1～S4として示したエリアに格納可能となる吸着塔の側面線量率の制限値は，表４の格納制限の値となる。同表に，平成31年4月24日までに発生した第二セシウム吸着装置吸着塔の線量範囲ごとの発生数を示す。いずれのカテゴリーでも，より高い線量側のカテゴリーに保管容量の裕度を確保しており，当面の吸着塔保管に支障を生じることはない。

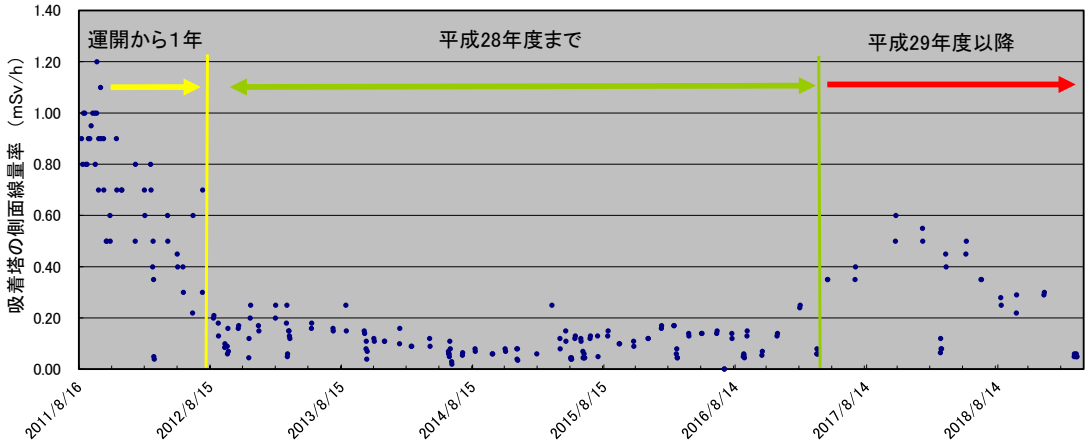


図４　一時保管施設に保管した第二セシウム吸着装置吸着塔の発生時期と側面線量率分布

表３　第二セシウム吸着装置吸着塔の線量評価用線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
S1	5.1×10^{15}	5.1×10^{15}	1.2
S2	3.0×10^{15}	3.0×10^{15}	0.7
S3	1.0×10^{15}	1.0×10^{15}	0.234
S4	3.5×10^{13}	3.5×10^{13}	0.0082

表４　第二セシウム吸着装置吸着塔の線量別保管状況と保管容量確保状況

	S1	S2	S3	S4
評価設定(mSv/時)	1.2	0.7	0.234	0.0082
格納制限(mSv/時)	1.2≧φ	0.7≧φ	0.234≧φ	0.0082≧φ
線量範囲(mSv/時)※	1.2≧φ＞0.7	0.7～0.234	0.234～0.0082	0.0082 以下
保管数※※	0	19	197	0※※※※
保管容量※※※	6	171	294	104

※：S2～S4 の線量範囲（不等号の適用）は S1 に準ずる。（平成 31 年 4 月 24 日現在）

※※：保管後の再測定によるカテゴリー変更を反映。※※※：第一・第四施設の合計。

※※※※：高性能多核種除去設備及び RO 濃縮水処理設備の吸着塔 95 本の側面線量率はいずれも 0.0082mSv/時未満である。

3. 被ばく軽減上の配慮

第一･第四施設に格納する,他のものより大幅に線量が高いセシウム吸着装置吸着塔は,関係作業者が通行しうるボックスカルバート間の通路に面しないように配置する計画とした。また通路入口部に通路内の最大線量率を表示して注意喚起することにより，無駄な被ばくを避けられるようにすることとする。

大型廃棄物保管庫においては，通常の巡視時の被ばく軽減を期して，図３に示す東西端の列には低線量の吸着塔を配置する計画とする。

別添－１

初期のセシウム吸着装置使用済吸着塔の線源設定について

当初設計では，吸着塔あたりの放射能濃度を表１に示すように推定し，この場合の吸着塔側面線量率を，MCNP コードによる評価により 14mSv/時と評価した。使用済吸着塔の側面線量率から，低線量吸着塔（10mSv/時未満），中線量吸着塔（10mSv/時以上 40mSv/時未満），高線量吸着塔（40mSv/時以上）に分類したところ，側面線量率の平均値はそれぞれ 5，12.9，95mSv/時であった。低・中線量吸着塔については，当初設計との比率に応じて，それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウム吸着量を表１のように設定した。また，低・中線量吸着塔の遮蔽厚が７インチであるのに対し，高線量吸着塔は，すべて前段の SMZ スキッドから発生した３インチ遮蔽の吸着塔であるため，これをモデル化して，側面線量率が 95mSv/時となるように線源条件を設定した。これらの値は，平成 26 年度末までの敷地境界線量に及ぼす吸着塔一時保管施設の影響の評価に用いた。

平成 23 年 6 月からの 3 か月ごとの期間に発生した使用済吸着塔の低，中，高線量吸着塔の割合を図１に示す。運転開始初期には中・高線量吸着塔の割合が高かったが，滞留水中の放射能濃度低下に伴い，低線量吸着塔の割合が高くなっている。

表１　セシウム吸着装置吸着塔の線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-136 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
当初設計吸着塔	約 6.0×10^{14}	約 1.1×10^{12}	約 7.3×10^{14}	14（計算値）
低線量吸着塔	約 2.2×10^{14}	約 4.1×10^{11}	約 2.6×10^{14}	5
中線量吸着塔	約 5.6×10^{14}	約 1.1×10^{12}	約 6.7×10^{14}	12.9
高線量吸着塔	約 3.8×10^{13}	約 7.2×10^{10}	約 4.6×10^{13}	95

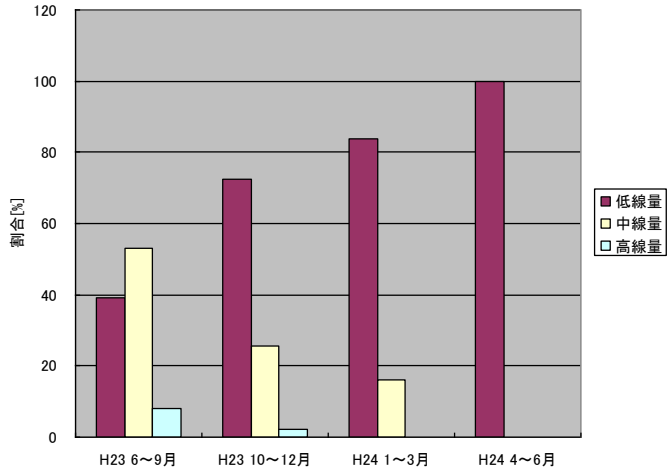


図１　使用済セシウム吸着装置吸着塔の発生時期による割合の変化

添付資料－２

瓦礫類および伐採木一時保管エリアにおける敷地境界線量評価について

敷地周辺における線量評価のうち，瓦礫類および伐採木一時保管エリアからの放射線に起因する実効線量を評価するため，各エリアの線源形状をモデル化し，MCNP コードを用いて評価している。

一時保管エリアのうち，保管される廃棄物の形状が多種多様で，一時保管エリアを設定する時点で，線源の規模は確定できるが線源形状が変動する可能性がある一時保管エリアについては，線源形状を円柱にモデル化した評価を行った。（図１）

なお,円柱にモデル化している一時保管エリアについては,保管完了後に実績を反映し,線源を実態に近い形状にモデル化した詳細な評価を行うこととする。対象となる一時保管エリアを表１に示す。

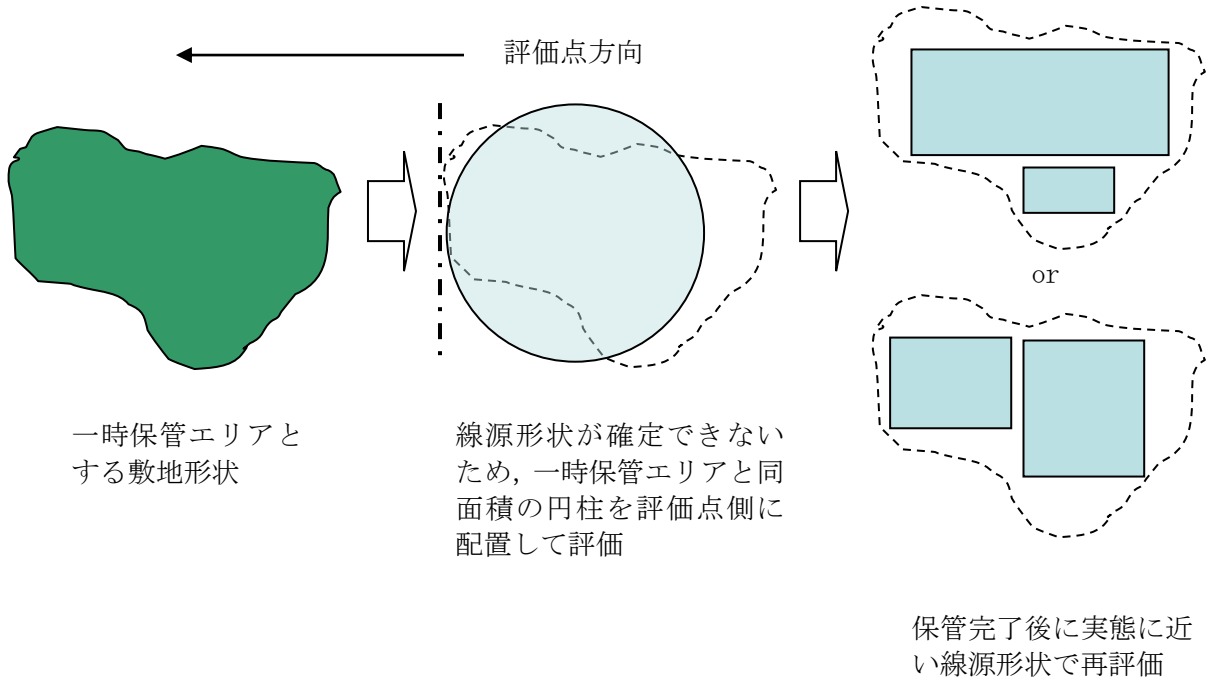


図１　線量評価イメージ

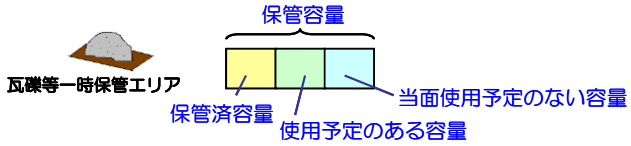
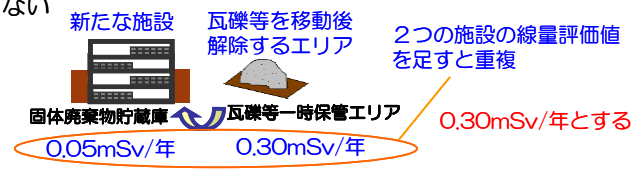
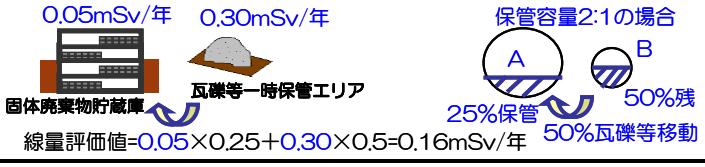
表１　詳細評価実施エリア

エリア名称	
一時保管エリアＡ１	一時保管エリアＴ
一時保管エリアＡ２	一時保管エリアＶ
一時保管エリアＢ	一時保管エリアＷ
一時保管エリアＣ	一時保管エリアＸ
一時保管エリアＤ	一時保管エリアＡＡ
一時保管エリアＥ１	一時保管エリアＢＢ
一時保管エリアＥ２	一時保管エリアＣＣ
一時保管エリアＦ１	一時保管エリアＤＤ１
一時保管エリアＦ２	一時保管エリアＤＤ２
一時保管エリアＧ	一時保管エリアＥＥ２
一時保管エリアＨ	一時保管エリアｄ
一時保管エリアＪ	一時保管エリアｅ
一時保管エリアＮ	一時保管エリアｋ
一時保管エリアＯ	一時保管エリアｌ
一時保管エリアＰ１	一時保管エリアｍ
一時保管エリアＰ２	一時保管エリアｎ

実態に近づける線量評価方法について

現状の瓦礫類・伐採木の一時保管エリアにおける敷地境界線量評価は，施設やエリアを枠取りの考え方で，受け入れ上限値の線量を有する廃棄物が保守的にあらかじめ満杯になった条件で実施しており，実際の運用と比較すると保守的な評価となっている。このため，実測線量率に基づいた線源条件により敷地境界線量の再評価を行い，より実態に近づけるものとする。

以下に，具体的な線量評価方法を示す。

	説明（数字は一例）	効果
方法１	保管エリアの中で、定置済の瓦礫は実測評価、今後使用予定の分は受け入れ上限値評価、当面使用予定のない分は評価値から除外する 	満杯になったとした設計値評価に対して実態に近い保管容量で評価可能である
方法２	新たな固体廃棄物貯蔵庫設置に伴い瓦礫等一時保管エリアを移動する等により解除する場合、重複する施設の線量評価値はカウントしない 	線量評価値の重複による過度の保守性をなくすことができる
方法３	保管エリア間で瓦礫等を移動する場合、各々のエリアの線量評価値×保管容量におけるエリア占有率を線量評価値とする 	物量の出入りを反映するため実態に近い線量評価が可能である

一時保管エリアＬについては，方法１を適用して敷地境界の線量評価を行った。

なお，今後は，その他の一時保管エリアについても，実測値による評価以外の線量評価方法（方法１～３のいずれか）を必要に応じて適用していく。

添付資料－４

敷地境界における直接線・スカイシャイン線の評価結果

敷地境界評価地点	評価地点の標高「m」	敷地内各施設からの直接線・スカイシャイン線「mSv/年」
No.1	T.P.約4	0.06
No.2	T.P.約18	0.11
No.3	T.P.約18	0.10
No.4	T.P.約19	0.18
No.5	T.P.約16	0.29
No.6	T.P.約16	0.29
No.7	T.P.約21	0.53
No.8	T.P.約16	0.31
No.9	T.P.約14	0.17
No.10	T.P.約15	0.09
No.11	T.P.約17	0.18
No.12	T.P.約17	0.14
No.13	T.P.約16	0.14
No.14	T.P.約18	0.15
No.15	T.P.約21	0.13
No.16	T.P.約26	0.12
No.17	T.P.約34	0.16
No.18	T.P.約37	0.10
No.19	T.P.約33	0.04
No.20	T.P.約37	0.04
No.21	T.P.約38	0.03
No.22	T.P.約34	0.02
No.23	T.P.約35	0.02
No.24	T.P.約38	0.03
No.25	T.P.約39	0.03
No.26	T.P.約32	0.02
No.27	T.P.約31	0.02
No.28	T.P.約39	0.04
No.29	T.P.約39	0.12
No.30	T.P.約39	0.13
No.31	T.P.約39	0.04
No.32	T.P.約31	0.02
No.33	T.P.約33	0.01
No.34	T.P.約38	0.02
No.35	T.P.約38	0.02
No.36	T.P.約39	0.06
No.37	T.P.約39	0.14
No.38	T.P.約39	0.13
No.39	T.P.約39	0.04
No.40	T.P.約32	0.01
No.41	T.P.約31	0.01
No.42	T.P.約39	0.04
No.43	T.P.約39	0.12
No.44	T.P.約39	0.11
No.45	T.P.約39	0.04
No.46	T.P.約30	0.02
No.47	T.P.約32	0.01
No.48	T.P.約39	0.03
No.49	T.P.約39	0.03
No.50	T.P.約35	0.02

敷地境界評価地点	評価地点の標高「m」	敷地内各施設からの直接線・スカイシャイン線「mSv/年」
No.51	T.P.約32	0.02
No.52	T.P.約39	0.03
No.53	T.P.約39	0.16
No.54	T.P.約39	0.17
No.55	T.P.約39	0.04
No.56	T.P.約33	0.01
No.57	T.P.約39	0.02
No.58	T.P.約39	0.04
No.59	T.P.約39	0.09
No.60	T.P.約41	0.05
No.61	T.P.約42	0.02
No.62	T.P.約38	0.02
No.63	T.P.約44	0.04
No.64	T.P.約44	0.07
No.65	T.P.約41	0.14
No.66	T.P.約40	0.53
No.67	T.P.約39	0.30
No.68	T.P.約37	0.42
No.69	T.P.約36	0.26
No.70	T.P.約35	0.55
No.71	T.P.約32	0.55
No.72	T.P.約29	0.48
No.73	T.P.約29	0.23
No.74	T.P.約35	0.10
No.75	T.P.約31	0.08
No.76	T.P.約31	0.12
No.77	T.P.約15	0.39
No.78	T.P.約19	0.46
No.79	T.P.約19	0.28
No.80	T.P.約19	0.11
No.81	T.P.約35	0.23
No.82	T.P.約38	0.34
No.83	T.P.約40	0.21
No.84	T.P.約41	0.10
No.85	T.P.約37	0.05
No.86	T.P.約33	0.06
No.87	T.P.約26	0.08
No.88	T.P.約22	0.16
No.89	T.P.約20	0.34
No.90	T.P.約20	0.47
No.91	T.P.約20	0.31
No.92	T.P.約21	0.47
No.93	T.P.約20	0.49
No.94	T.P.約28	0.37
No.95	T.P.約21	0.25
No.96	T.P.約19	0.14
No.97	T.P.約15	0.06
No.98	T.P.約23	0.08
No.99	T.P.約25	0.03
No.100	T.P.約-1	0.02

添付資料－５

多核種除去設備，増設多核種除去設備及び高性能多核種除去設備の線量評価条件について

1. 多核種除去設備の線量評価条件について

1.1 評価対象設備・機器

多核種除去設備の評価対象設備・機器を表１に示す。

表１　評価対象設備・機器（多核種除去設備）

設備・機器		評価対象とした機器数（基数×系列）	放射能条件	遮へい体
前処理設備１（鉄共沈処理）	バッチ処理タンク	1×3	汚染水（処理対象水）	なし
	循環タンク	1×3	スラリー（鉄共沈処理）	鉄 100mm
	デカントタンク	1×3	汚染水（処理対象水）	なし
	循環タンク弁スキッド	1×3	スラリー（鉄共沈処理）	鉛 18mm
	クロスフローフィルタスキッド	1×3	スラリー（鉄共沈処理）	鉛 8mm（配管周囲） 鉛 9mm（スキッド周囲）
	スラリー移送配管	1×3	スラリー（鉄共沈処理）	鉛 18mm
	スラリー移送配管（40A-30m）	1×3	スラリー（鉄共沈処理）	鉛 8mm
前処理設備２（炭酸塩沈殿処理）	共沈タンク	1×3	汚染水（処理対象水）	なし
	供給タンク	1×3	汚染水（処理対象水）	なし
	クロスフローフィルタスキッド	1×3	スラリー（炭酸塩沈殿処理）	鉛 4mm（配管周囲） 鉛 9mm（スキッド周囲）
	スラリー移送配管（40A-40m）	1×3	スラリー（炭酸塩沈殿処理）	鉛 4mm
多核種除去装置	吸着塔（吸着材２）	1×3	吸着材２	鉄 50mm
	吸着塔（吸着材３）	1×3	吸着材３	
	吸着塔（吸着材６）	1×3	吸着材６	
	吸着塔（吸着材５）	1×3	吸着材５	
	処理カラム（吸着材７）	1×3	吸着材７	なし
高性能容器（HIC）	スラリー（鉄共沈処理）用	1×3	スラリー（鉄共沈処理）	鉄 112mm
	スラリー（炭酸塩沈殿処理）用	1×3	スラリー（炭酸塩沈殿処理）	鉄 112mm
	吸着材２用	1	吸着材２※	鉄 112mm
	吸着材３用	1	吸着材３※	鉄 112mm
	吸着材６用	1	吸着材６※	鉄 112mm
	吸着材５用	1	吸着材５※	鉄 112mm

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能容器収容時には，最大吸着量で評価を実施。

1.2　放射能条件の設定

多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- スラリーは，クロスフローフィルタで濃縮されることから，スラリー濃度は濃縮前～濃縮後の平均的な濃度を考慮する。スラリー（鉄共沈処理）の濃度は，約 70g/L～約 84g/L の平均値である約 77g/L より設定し，スラリー（炭酸塩沈殿処理）の濃度は，初期の設計では最大約 305g/L としているが運転実績より知見が得られたことから，約 195g/L～236g/L の平均値である約 215g/L より設定する。
- 各吸着材の吸着量は，吸着塔のメリーゴーランド運用を考慮すると，最大吸着量の概ね 10%～100%の間で推移し，平均的には最大吸着量の 55%程度となる。よって，各吸着材の放射能濃度は，平均的な吸着量を考慮して設定。
- スラリー，吸着材の放射能濃度は，想定される濃度に対して，保守的に 30%を加算して評価を行う。

2. 増設多核種除去設備の線量評価条件

2.1 評価対象設備・機器

増設多核種除去設備の評価対象設備・機器を表２に示す。

表２　評価対象設備・機器（増設多核種除去設備）

	設備・機器	評価上考慮する基数×系列	放射能条件	遮へい体
処理水受入	処理水受入タンク	1×1	汚染水	なし
前処理設備	共沈･供給タンクスキッド	1×3	汚染水	鉄：40～80mm
	クロスフローフィルタスキッド	1×3	スラリー	鉄：20～60mm
	スラリー移送配管	1×3	スラリー	鉄：28mm
	反応／凝集槽	1×2	沈殿物混合水	鉄：20～40mm
	沈殿槽	1×2	上部：上澄み水 下部：沈殿物	鉄：20～40mm
	上澄み水タンク	1×2	上澄み水	なし
多核種吸着塔	吸着塔（吸着材１）	1×3	吸着材１	鉄：30～80mm
	吸着塔（吸着材２）	1×3	吸着材２	
	吸着塔（吸着材４）	1×3	吸着材４	
	吸着塔（吸着材５）	1×3	吸着材５	
高性能容器(HIC)	スラリー（前処理）	1×3	スラリー	コンクリート及びハッチ（鉄：120mm）
	吸着材（吸着材１）	1×1	吸着材１※	
	吸着材（吸着材２）	1×1	吸着材２※	
	吸着材（吸着材４）	1×1	吸着材４※	
	吸着材（吸着材５）	1×1	吸着材５※	

※吸着塔収容時は，平均的な濃度（最大吸着量の 55%）を用いて評価を行うが高性能容器収容時には，最大吸着量で評価を実施。

2.2　放射能条件の設定

増設多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- スラリーは，クロスフローフィルタで濃縮されることから，スラリー濃度は濃縮前～濃縮後の平均的な濃度を考慮し，スラリーの濃度は，195g/L～236g/L の平均値である約 215g/L より設定する。
- 各吸着材の吸着量は，吸着塔のメリーゴーランド運用を考慮すると，最大吸着量の概ね 10%～100%の間で推移し，平均的には最大吸着量の 55%程度となる。よって，各吸着材の放射能濃度は，平均的な吸着量を考慮して設定。
- スラリー，吸着材の放射能濃度は，想定される濃度に対して，保守的に 30%を加算して評価を行う。
- 沈殿槽下部の沈殿物はスラリーであるが，増設多核種除去設備設置以降の処理対象水（汚染水）の放射能濃度低減を踏まえて Sr-89,Sr-90,Y-90,Mn-54,Co-60 濃度をスラリーの 1/10 に設定する。
- 反応／凝集槽の沈殿物混合水は沈殿槽から返送する沈殿物と，処理対象水（汚染水）の混合水であり，混合比率を踏まえて沈殿物の放射能濃度の 1/2 に設定する。
- 上澄み水タンク及び沈殿槽上部の上澄み水は沈殿槽で沈殿物を除いた後の上澄み水であり，沈殿物の放射能濃度の 1/10 に設定する。

3. 高性能多核種除去設備の線量評価条件

3.1 評価対象設備・機器

高性能多核種除去設備の評価対象設備・機器を表３に示す。

表３　評価対象設備・機器（高性能多核種除去設備）

機器		評価上考慮する基数（基）	放射能条件
前処理フィルタ	1 塔目	1	前処理フィルタ 1 塔目
	2 塔目	1	前処理フィルタ 2 塔目
	3～4 塔目	2	前処理フィルタ 3～4 塔目
多核種吸着塔	1～3 塔目	3	多核種除去塔 1～3 塔目
	4～5 塔目	2	多核種除去塔 4～5 塔目
	6～8 塔目	3	多核種除去塔 6～8 塔目
	9～10 塔目	2	多核種除去塔 9～10 塔目
	11～13 塔目	3	多核種除去塔 11～13 塔目

3.2　放射能条件の設定

高性能多核種除去設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

・ 吸着材の放射能濃度は，各フィルタ・吸着塔の入口濃度から除去率，通水量（機器表面線量が 1mSv/h 以下となるよう設定）を考慮して算出した値に保守的に 30%を加算して評価を行う。
・ 多核種吸着塔１～５塔目の線源は，Cs の吸着量分布を考慮し，吸着塔の高さ方向に均等５分割し，各層に線源を設定する。

以上

添付資料－６

サブドレン他浄化設備の線量評価条件について

1. サブドレン他浄化設備の線量評価条件

1.1 評価対象設備・機器

サブドレン他浄化設備の評価対象設備・機器を表１に示す。なお，吸着塔に収容する吸着材の構成は，最も保守的なケースとして，吸着塔１～３をセシウム・ストロンチウム同時吸着塔，吸着塔４をアンチモン吸着塔，吸着塔５を重金属塔として評価した。

表１　評価対象設備・機器（サブドレン他浄化設備）

機器		評価上考慮する基数（基）	放射能条件
前処理フィルタ	1～2 塔目	4	前処理フィルタ 1～2 塔目
	3 塔目	2	前処理フィルタ 3 塔目
吸着塔	1～3 塔目	6	吸着塔 1～3 塔目
	4 塔目	2	吸着塔 4 塔目
	5 塔目	2	吸着塔 5 塔目

1.2 放射能条件の設定

サブドレン他浄化設備の放射能条件は以下の事項を考慮して設定する。

- 前処理フィルタ及び吸着塔は，各々が交換直前で放射性物質の捕捉量又は吸着量が最大になっているものとする。
- 前処理フィルタ１～２は，フィルタ２塔に分散する放射性物質の全量が前処理フィルタ２で捕捉されているものとする。
- 吸着塔１～３は，吸着塔３塔に分散する放射性物質の全量が吸着塔１で吸着されているものとする。
- 吸着塔のうちアンチモン吸着塔，重金属塔は除外可能とし，セシウム・ストロンチウム同時吸着塔は最大５塔まで装填可能とするが，表１が最も保守的なケースとなる。

以上

2.2.4 線量評価のまとめ

現状の設備の運用により，気体廃棄物放出分で約 0.0088mSv/年，敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量分で約 0.55mSv/年，放射性液体廃棄物等の排水分で約 0.22mSv/年，構内散水した堰内雨水の処理済水の H-3 を吸入摂取した場合の敷地境界の実効線量は約 3.3×10^{-2}mSv/年，構内散水した５・６号機滞留水の処理済水の地表に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量は約 4.6×10^{-2}mSv/年となり合計約 0.86mSv/年となる[注)]。

注）四捨五入した数値を記載しているため，合算値が合計と合わない場合がある。

Ⅴ　燃料デブリの取り出し・廃炉

１．　燃料デブリの取り出し・廃炉に係わる作業ステップ

燃料デブリ等の取り出しを開始するまでに必要な作業は高線量下にある原子炉建屋内等で行なわれる。現在，炉心に注入した冷却水が圧力容器や格納容器から漏えいしている状態にあるが，漏えい箇所の状況や格納容器・圧力容器の内部の状況が確認できていない。このため，ＴＩＰ案内管を活用し燃料デブリの位置に関する情報や取り出し装置開発に必要なインプットに資する情報入手作業を試みる検討をしているが，現時点において情報を入手できていないため，燃料デブリ等を取り出すための具体的な方策を確定することは難しい状況にある。しかし，燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法が作業被ばく低減等の観点から最も確実な方法の１つであると考えていることから，まずは調査装置等を開発し，格納容器の水張りに向けた調査を行ない，止水に向けた具体的な方策を構築するものとする。また，燃料デブリの取り出し技術の開発に向けて，開発した装置を用いて格納容器内の状況調査を実施する。

なお，格納容器の水張りに向けた調査や格納容器内の状況調査にあたり，事前に遠隔操作型の除染装置等を用いて除染等を行ない作業場所の線量低減を図るものとする。

現時点で想定している燃料デブリ取り出しに係わる作業ステップは以下の通りである。本ステップについては，今後の現場調査の結果や技術開発の進捗状況等により適宜見直していく。また，廃止措置に向けて，燃料デブリの取り出し作業等によって得られる各種データの蓄積を図っていく。

①原子炉建屋内は高線量であるため，作業場所の線量低減が必要となる。遠隔操作型の除染装置等を用いて原子炉建屋内の線量低減を図るべく，2013 年度上期から瓦礫撤去と除染・遮へい作業を実施する。

②線量低減後に，開発中の遠隔操作型の調査装置を用いて格納容器下部の漏えい箇所等の状況確認を実施する。線量低減に要する期間を事前に予見することは難しいが，2014 年度から漏えい箇所等の状況確認ができるよう装置開発を進める。

③格納容器下部の漏えい箇所等の状況確認結果を踏まえ，格納容器下部の止水装置を開発し，止水・水張りを行なう。

④格納容器内本格調査用装置開発のためにはデータ収集が必要であるため，線量低減後に格納容器内の環境調査（アクセスルートの状況，線量，温度など）を目的に格納容器内事前調査を 2013 年から実施する。この事前調査で得られた情報を基に格納容器内部調査に必要となる技術開発を行ない，実証終了後，本格的な内部調査を行なう。

⑤格納容器上部補修のための遠隔操作型の調査・補修装置を開発し，調査・補修・水張りを実施する。

⑥原子炉建屋コンテナ等を設置し，圧力容器の上蓋等を開放する。

⑦圧力容器内部の調査技術を開発し，調査を実施する。

⑧格納容器や圧力容器の内部調査結果等を踏まえ，燃料デブリ取り出し技術の開発，燃料デブリの臨界管理技術の開発，燃料デブリ収納缶の開発，計量管理方策の確立が完了していること等も確認した上で，燃料デブリの取り出しを開始する。

２．　添付資料

添付資料－１　燃料デブリ取り出しに向けたプロセス

添付資料－２　現段階での原子炉格納容器内部調査について

添付資料－３　現段階での２号機 TIP 案内管を活用した炉内調査・温度計設置について

添付資料－４　原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料

添付資料－５　原子炉格納容器内部（ペデスタル内）調査について

添付資料－６　１号機原子炉格納容器内部詳細調査について

添付資料－７　内部調査及び試験的取り出し作業のうち２号機原子炉格納容器内部詳細調査について

原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料

1. 目的

新設の温度計の設置等に伴い事故後に施工した原子炉格納容器（以下 PCV という）の貫通部等が開放し，PCV 内の核分裂生成物を含む気体（以下 PCV ガスという）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。

2. 放出量評価

(1) PCV 圧力は，現状では 10 kPa 程度の正圧となっているため，施工箇所の損傷によって大気に開放された場合，差圧分の PCV ガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また，本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物質の放出抑制機能を期待しないこととし，上記差圧分の放出に加え，開放した PCV 貫通部を閉じるまでの間，窒素封入量相当の PCV ガスの放出が継続するものとする。なお，現在施工を終えている設備の貫通部においては，施工時に PCV 内の水位が低く液体の放出がないことを確認しているため，本評価では気体のみの放出とする。

(2) 差圧分の放出容積は，20kPa 程度に相当する容積として，PCV 容積（4240 m^3：1 号機よりも容積の大きい 2,3 号機の値（ベント管含む）。PCV 空間部容積は，PCV 下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが，ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価。）の２割（848m^3）とする。また，窒素封入量は今後必要な封入量が減少していくことから，過去の封入量の最大値を包絡するよう，保守的に 50m^3/h とし，施工箇所の PCV 貫通部を再度閉じる作業に３日間程度要すると考え，窒素封入量相当の PCV ガスの放出継続時間は 72 時間とする。

(3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム 134 とセシウム 137 とし，PCV 内における濃度は，平成 25 年 4 月～5 月頃に実施した，１～３号機 PCV ガス管理設備（HEPA フィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ，チャコールフィルタ）及び凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より，実績の最大値を包絡するよう，以下のとおりとする。

	PCV ガス中の放射能濃度
セシウム 134	2.0×10^{-3} Bq/cm^3
セシウム 137	2.0×10^{-3} Bq/cm^3

3. 線量影響評価

(1) 大気中へ放出される核分裂生成物は，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影響を年間の実効線量を用いて評価する。

(2) 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による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。

(3) 放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく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_γ ：放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量[mSv]
K ：空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy]
E_γ ：γ 線の実効エネルギー[MeV]
D/Q ：相対線量[Gy/Bq]
Q_{Cs} ：セシウムの大気放出量[Bq]

(4) 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく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の吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]
K_{in} ：内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq]
R_1 ：呼吸率[m^3/s]
χ/Q ：相対濃度[s/m^3]

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

(6) 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実効線量[mSv]

R_2 : 呼吸率[m^3/s]

F : 再浮遊率[m^{-1}]

(7) 相対濃度と相対線量については,「Ⅱ 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載される下表の値を用いる。

	敷地境界
相対濃度[s/m^3]	8.1×10^{-5}
相対線量[Gy/Bq]	7.3×10^{-19}

4. 評価結果

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。

セシウム 134 放出量	約 8.9×10^{6} Bq
セシウム 137 放出量	約 8.9×10^{6} Bq
年間の実効線量	約 4.9×10^{-4} mSv

以上

１号機原子炉格納容器内部詳細調査について

燃料デブリの取り出しを進めるうえで，燃料デブリの分布と既設構造物の状態等を把握することは重要であり，そのため，燃料デブリ取り出し前に原子炉格納容器内部の調査を実施していく。

1. 原子炉格納容器内部詳細調査の概要

福島第一原子力発電所１号機における 2019 年度以降の原子炉格納容器内の調査は，原子炉格納容器貫通部 X-2 ペネトレーション（以下 X-2 ペネ）（別添－１）よりアクセス・調査装置を投入し，堆積物３次元測定，堆積物厚さ測定，中性子束測定を行うことを基本とする。それ以外の項目については，詳細を検討した上で決定する。

１号機　X-2 ペネの概要

項目	内容
原子炉格納容器貫通部番号	X-2（所員用エアロック）
場所	１号機原子炉建屋１階　西部
外径	φ2456mm
閉止板厚	75mm（エアロック扉部）， 38mm（エアロック扉部以外）
工事による孔加工の大きさ	φ約 330mm，φ約 250mm，φ約 190mm

2. X-2 ペネの構造変更及び原子炉格納容器内部詳細調査

(1) 調査設備の設計方針

原子炉格納容器バウンダリとなる調査設備は，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のないように，適切に設計を行う。調査設備は，現状の原子炉格納容器内圧力を考慮し，それに耐えうる構造とする。

(2) X-2 ペネの構造変更

ある程度の水位が形成されている原子炉格納容器内部において広範囲にわたる調査を行うため，潜水機能付ボート型のアクセス・調査装置（直径約 0.3m，長さ約 1m）を X-2 ペネから投入する計画である。アクセス・調査装置の投入にあたっては，これまで内部調査に使用している X-100B ペネの開口部（φ130mm）が小さいことから，X-2 ペネ（内径 2400mm）に新たに孔あけする（計３箇所φ約 330mm（アクセス・調査装置投入用），φ約 250mm（監視カメラ・照明用），φ約 190mm（監視カメラ・照明用））。X-2 ペネ前に生体遮へい壁（ブロック壁）が設置されていることから，まずブロック壁を取り外した後，X-2 ペネに孔あけを実施する。この際，原子炉格納容器との隔離の維持ならびに作業上の安全対策と外部へのガス等の放出防止を目的として，バウンダリとなる接続管，隔離弁を設ける。調査終了後は，隔離弁を全閉し，隔離弁から調査設備を取外し，隔離弁に閉止フランジを取り付ける。

(3)　作業内容

a.　調査設備設置作業

X-2 ペネのエアロック外扉及び内扉を，孔あけ加工機（コアビット，アブレシブウォータージェット）による孔あけを実施する。孔あけ箇所については孔あけ前にバウンダリとなる隔離弁，接続管を取り付けるとともに，著しい漏えいがないことを確認した上で，孔あけする。（別添－２参照）隔離弁は，加工後の孔あけ加工機取外しの際に閉じる。外扉，内扉の孔あけ後，原子炉格納容器内干渉物をアブレシブウォータージェットにて加工し，アクセス・調査装置のアクセスルートを確保する。アブレシブウォータージェットによる加工時は原子炉格納容器内への注水量が一時的に増加することから，原子炉未臨界維持に必要な安全措置を事前に講じた上で作業を実施する。

ガイドパイプを挿入し，ガイドパイプ固定ピンにて固定後，隔離弁にシールボックス，アクセス・調査装置を内包するケーブルドラムを取り付ける。（別添－３）

b.　原子炉格納容器内部詳細調査

アクセス・調査装置はガイドパイプ内を通過させ，原子炉格納容器地下階にアクセスし，水上を移動させながら，堆積物３次元測定，堆積物厚さ測定，中性子束測定を行うことを基本とする。ガイドリングをジェットデフに取り付け，アクセス・調査装置はガイドリング内を通過させ，既設構造物へのケーブルの絡まり等を防止する。アクセス・調査装置はケーブルドラムと一体になっており，調査項目ごとにアクセス・調査装置とケーブルドラムの取り換えを行う。

なお，内部調査に用いる機器については，当該機器からの著しい漏えいがないようバウンダリ機能を構築する。（別添－３，４）

c.　内部詳細調査装置撤去作業

調査終了後，隔離弁を全閉し，シールボックス，ケーブルドラムを撤去し，隔離弁に閉止フランジを取り付け，原子炉格納容器バウンダリ機能を維持する。（別添－５）

(4)　被ばく低減対策

事前に模擬訓練を行い作業の習熟度の向上を図るとともに，日々の作業における時間管理にて被ばく低減に努める。調査中は原則遠隔による操作とし，作業員の被ばく低減に努める。その他，仮設遮へいを活用し被ばく低減対策を実施する。

アクセス・調査装置を原子炉格納容器内から回収する際には水による除染を行い，被ばく低減および汚染拡大防止を図る。

また，X-2 ペネ孔あけ作業においては，加工機内に窒素を封入し，残留水素があった場合の爆発防止を図るとともに，原子炉格納容器内雰囲気の流出による過剰被ばくを防止する。調査設備の窒素換気等で発生する排気はフィルタにて粒子状の放射性物質を除去した後に排気を行う。排気はモニタリングを行い，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ことを確認する。

(5)　構造強度

福島第一原子力発電所１号機における X-2 ペネの構造変更に伴い新たな原子炉格納容器バウンダリとなる箇所を別添－５に示す。このうち設置する接続管，隔離弁，閉止フランジのシール部は，現状の原子炉格納容器内圧力を考慮した設計を行い必要な構造強度を有するものとする。

１号機　閉止フランジシール部許容圧力

部位	許容圧力
閉止フランジシール部	10kPa g
（参考）原子炉格納容器圧力	（参考）6.61kPa g(2016 年 2 月最大値)

なお，閉止フランジが許容圧力に耐えることは，製造時における耐圧・外観試験により確認する。また，閉止フランジ設置時には，取付け部から著しい漏えいのないことを確認する。

(6)　バウンダリ損傷時の対応

調査設備のバウンダリの健全性に影響を与える恐れがある地震等の事象が発生した場合には，損傷有無を確認する。損傷が生じた場合には，アクセス・調査装置を回収，もしくはアクセス・調査装置のケーブルを切断し原子炉格納容器に押し込んだ後，隔離弁を閉止するなどの封止措置を速やかに実施する。

この措置を取るまでの間に損傷箇所（原子炉格納容器側）より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は，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ものではないことを評価している。（別添－６）

(7)　アブレシブウォータージェット作業時の影響評価

現在原子炉格納容器内に浮遊しているダストに加え，X-2 ペネ内扉及び原子炉格納容器内干渉物を切削するアブレシブウォータージェット作業により，切削対象物表面に付着した核分裂生成物が追加的にダストとして浮遊し，原子炉格納容器内の放射性ダスト濃度が一時的に上昇する可能性がある。

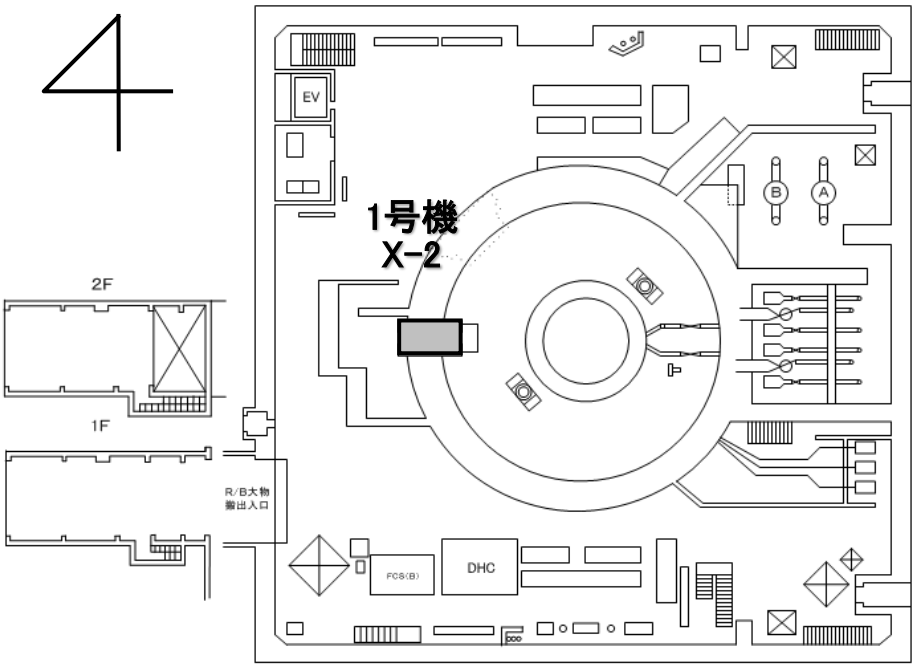
この作業により原子炉格納容器内の気体が環境中に放出された場合，放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量については，周辺の公衆に対し，放射線被ばくの影響を与えるものではないことを評価している。（別添－７）

3.　添付資料

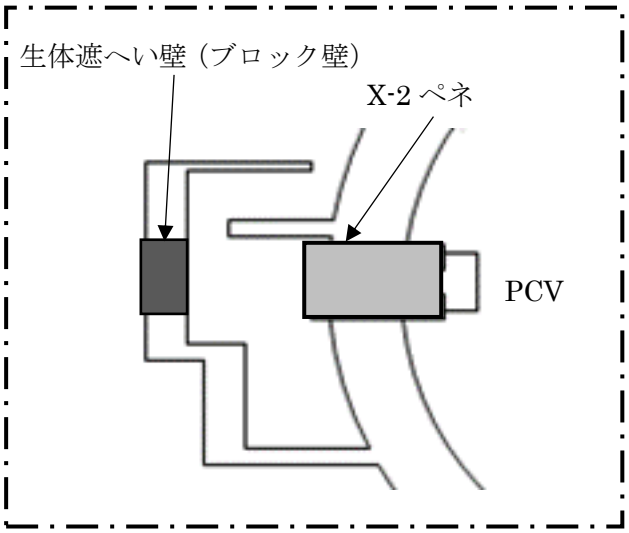
別添－１　X-2 ペネ　位置図（平面図）
別添－２　X-2 ペネ　加工機　構造概略図
別添－３　調査設備　バウンダリ構造概略図
別添－４　原子炉格納容器内部詳細調査　概略図
別添－５　閉止フランジ設置後　原子炉格納容器バウンダリ範囲概略図

別添－６　１号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料

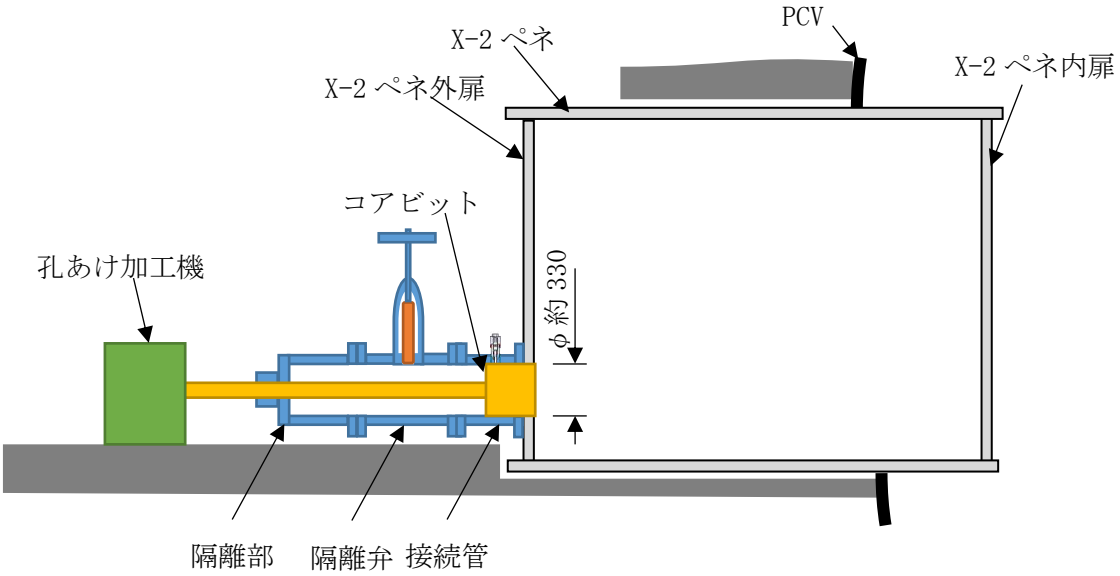
別添－７　１号機原子炉格納容器内部詳細調査　アブレシブウォータージェット作業時の影響評価に関する説明資料

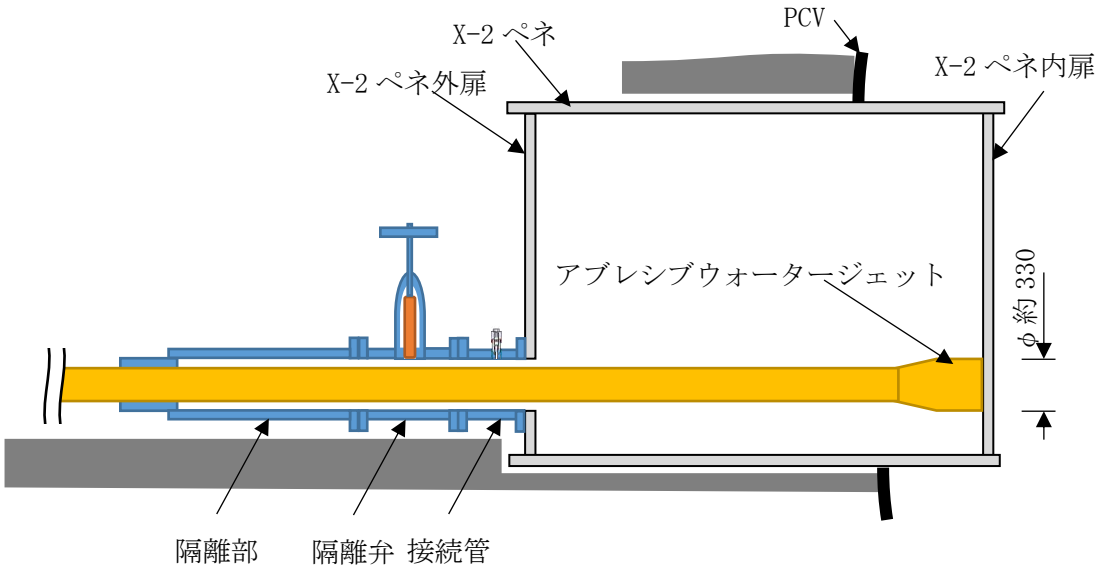


１号原子炉建屋１階

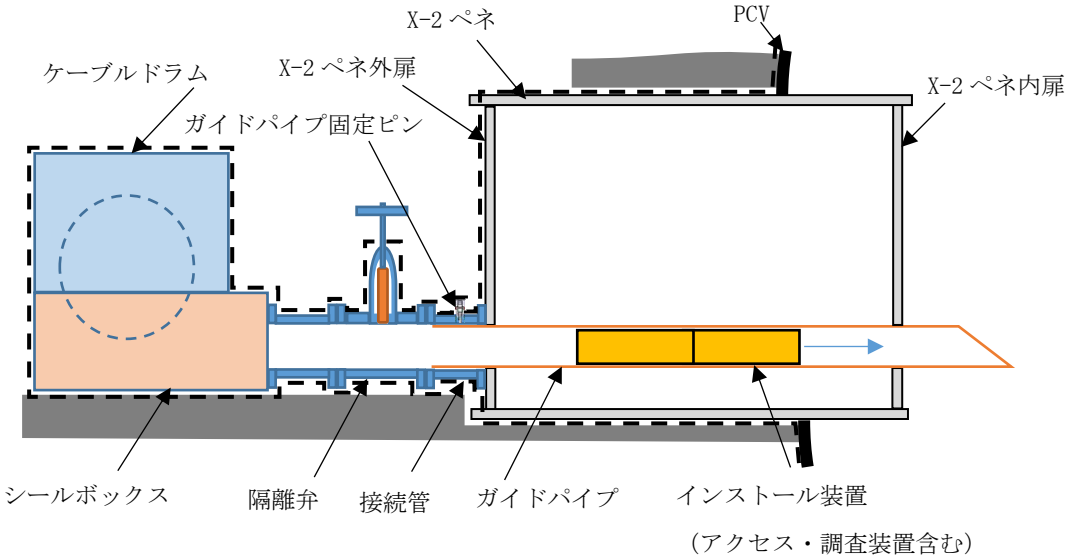


X-2 ペネ　位置図（平面図）

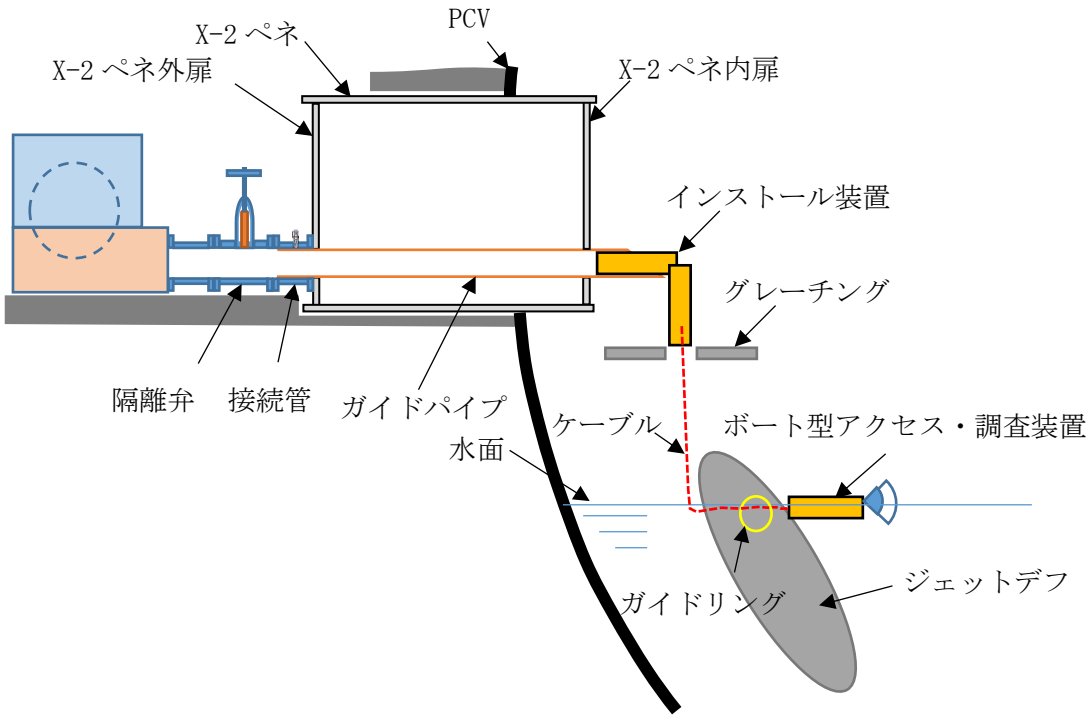




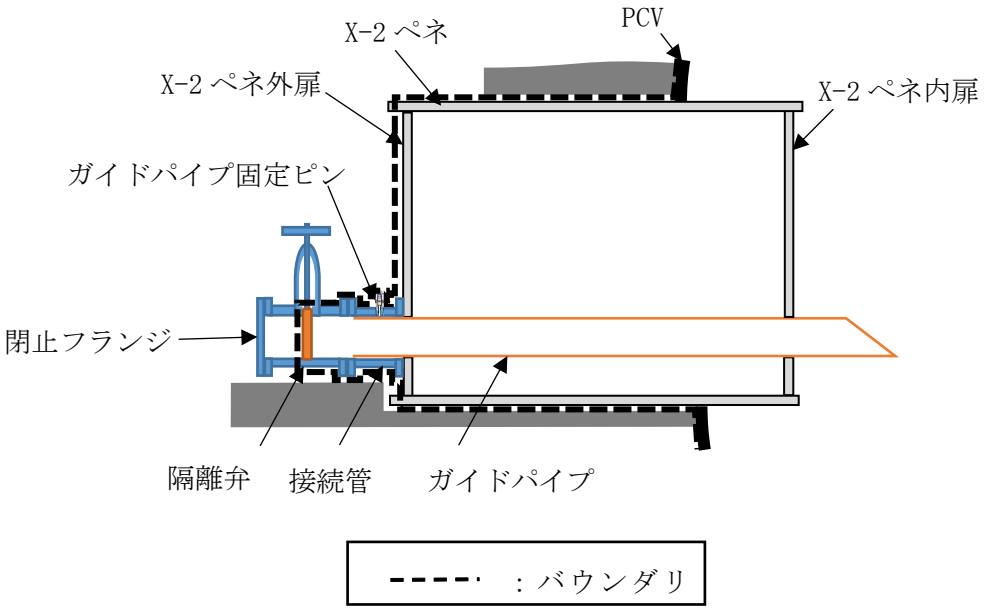
X-2 ペネ　加工機　構造概略図



調査設備　バウンダリ構造概略図



原子炉格納容器内部詳細調査　概略図



閉止フランジ設置後　原子炉格納容器バウンダリ範囲概略図

1号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料

1. 目的

1号機原子炉格納容器内部詳細調査に伴い，事故後に施工した原子炉格納容器（以下PCVという）の貫通部等が開放し，PCV内の核分裂生成物を含む気体（以下PCVガスという）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。

2. 放出量評価

(1) PCV圧力は，現状では10kPa以下の正圧となっているため，施工箇所の損傷によって大気に開放された場合，差圧分のPCVガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また，本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物質の放出抑制機能を期待しないこととし，上記差圧分の放出に加え，開放したPCV貫通部を閉じるまでの間，窒素封入量相当のPCVガスの放出が継続するものとする。なお，施工箇所よりPCV内の水位が低いことを確認しているため，本評価では気体のみの放出とする。

(2) 差圧分の放出容積は，10kPa程度に相当する容積として，PCV容積（3410 m^3（ベント管含む)。PCV空間部容積は，PCV下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが，ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価)の1割（341m^3）とする。また，平成30年7月時点での原子炉格納容器内窒素封入設備からの窒素封入量は50m^3/h以下であるため，窒素封入量相当を50m^3/hとし，施工箇所のPCV貫通部を再度閉じる作業に3日間程度要すると考え，窒素封入量相当のPCVガスの放出継続時間は72時間とする。

(3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム134とセシウム137とし，PCV内における濃度は，1号機PCVガス管理設備（HEPAフィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ，チャコールフィルタ）及び凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より，以下のとおりとする。

	PCVガス中の放射能濃度
セシウム134	1.5×10^{-4} Bq/cm^3
セシウム137	1.0×10^{-3} Bq/cm^3

3. 線量影響評価

(1) 大気中へ放出される核分裂生成物は，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影響を年間の実効線量を用いて評価する。

(2) 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による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。

(3) 放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく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_γ ：放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量[mSv]
K ：空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy]
E_γ ：γ 線の実効エネルギー[MeV]
D/Q ：相対線量[Gy/Bq]
Q_{Cs} ：セシウムの大気放出量[Bq]

(4) 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく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の吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]
K_{in} ：内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq]
R_1 ：呼吸率[m^3/s]
χ/Q ：相対濃度[s/m^3]

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

(6) 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実効線量[mSv]
R_2 ：呼吸率[m^3/s]
F ：再浮遊率[m^{-1}]

(7) 相対濃度と相対線量については,「Ⅱ 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料5 別紙 1」に記載される下表の値を用いる。

	敷地境界
相対濃度[s/m^3]	6.0×10^{-5}
相対線量[Gy/Bq]	6.1×10^{-19}

4. 評価結果

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。

セシウム 134 放出量	約 6.0×10^{5} Bq
セシウム 137 放出量	約 4.0×10^{6} Bq
年間の実効線量	約 6.5×10^{-5} mSv

以上

１号機原子炉格納容器内部詳細調査　アブレシブウォータージェット作業時の影響評価に関する説明資料

1.　目的

１号機原子炉格納容器内部詳細調査のため，X-2 ペネのエアロック内扉や原子炉格納容器（以下，PCV と言う）内の調査に干渉する構造材をアブレシブウォータージェット（以下，AWJ と言う）にて切削する。AWJ 作業により，切削対象物表面に付着した核分裂生成物がダストとして浮遊し,PCV 内の放射性ダスト濃度が一時的に上昇する可能性がある。このため，AWJ 作業により放射性ダスト濃度が上昇した場合の影響を把握することを目的に，現在 PCV 内に浮遊しているダスト（以下，現浮遊ダストと言う）に加えて，AWJ 作業により追加的に PCV 内に浮遊するダスト（以下，追加浮遊ダストと言う）を想定し，これらを含む PCV 内の気体（以下，PCV ガスと言う）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。

2.　PCV ガスに含まれる放射性ダストの放出

本評価で求める PCV ガスに含まれる放射性ダストの放出量は，現浮遊ダストの放出分と追加浮遊ダストの放出分を合計したものとする。現浮遊ダストと追加浮遊ダストの設定を下記に示す。

(1)現浮遊ダストの設定

評価対象核種は支配的核種であるセシウム 134 とセシウム 137 とする。１号機 PCV ガス管理設備（HEPA フィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ，チャコールフィルタ）および凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より，PCV 内の現浮遊ダストの放射能濃度は表１のとおりとする（別添－６に同じ）。この濃度は PCV 内の気体の放出によらず一定と仮定し，評価期間中に PCV から放出される放射能が，直接あるいは PCV ガス管理設備を経由し，現浮遊ダスト分として放出されるものとする。

表１　PCV 内の現浮遊ダストの放射能濃度

	現浮遊ダスト放射能濃度
セシウム 134	1.5×10^{-4} Bq/cm^3
セシウム 137	1.0×10^{-3} Bq/cm^3

(2)追加浮遊ダストの設定

AWJ 作業によって切削対象物の汚染した表面より発生する放射性ダストは，切削粉に付着したり AWJ 噴出水中に混入したりする形で飛散する。発生する放射性ダストの放射能量は，切削対象物の表面汚染密度に AWJ 作業によって欠損する表面積を乗じて求める。表面汚染密度には，2015 年 4 月に実施した 1 号機 PCV 内部調査におけるペデスタル外の

空間線量率の実測値（約 10Sv/h）に基づき算出した表 2 の値を用いる（ペデスタル外の空間線量率は PCV 内壁およびペデスタル外壁面のセシウム 134 およびセシウム 137 の汚染によるものと推定)。AWJ 作業によって欠損する表面積は，AWJ 切削試験における切削欠損幅測定値に基づき設定した欠損幅 2cm に，切削する表面上の軌道長さを乗じて求める。AWJ による切削箇所および欠損表面積を表 3 に示す。実際の AWJ 作業は，計画した作業期間の中で段階的に行うが，本評価では全ての AWJ 作業により発生する放射性ダストが一度に生じるものとして扱う。

表 2　切削対象物の表面汚染密度

	表面汚染密度
セシウム 134	2.7×10^{7} Bq/cm^2
セシウム 137	1.8×10^{8} Bq/cm^2

表 3　 AWJ による切削箇所および欠損表面積

切削箇所	欠損表面積(cm^2)
内扉(350A)	約 2.2×10^{2}
内扉(250A)	約 1.6×10^{2}
内扉(200A)	約 1.4×10^{2}
グレーチング	約 1.5×10^{3}
手摺	約 1.2×10^{2}
電線管	約 4.1×10^{2}
I 型鋼	約 6.2×10^{2}
計	約 3.2×10^{3}

発生する放射性ダストの大部分は，沈着（沈降）したり水に捕捉されたりすることから，実際にはごく一部のみが PCV 気相部に浮遊するものと考えられる。本評価では，保守的な設定として，沈着（沈降）は考慮しないものとし，AWJ 作業により発生する放射性ダストは，その全てが AWJ 噴出水中に理想的に取り込まれるものと仮定する。AWJ 噴出水中に取り込まれた放射性ダストは，大部分は水に捕捉され続け，一部が気相へ移行し沈着（沈降）せずに追加浮遊ダストとして気相部に存在するものと仮定する。放射性ダストの水から気相への移行率には，DOE HANDBOOK [1]より「加圧容器/配管からのベント

[1]Department of Energy, ″DOE HANDBOOK:AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES Volume I - Analysis of Experimental Data″, DOE-HDBK-3010-94, December, 1994 Reaffirmed 2013.

時の飛散率」の液面上もしくは容器全体破損条件の数値から，0.35MPa 以上の水溶液のバウンディング値（2×10^{-3}）を採用する。

以上の想定により，本評価で用いる PCV 内における追加浮遊ダストの放射能量は，発生する放射性ダスト放射能量に気相移行率を乗じたものとする。表 4 に算出した PCV 内の追加浮遊ダスト放射能量を示す。

表 4　PCV 内の追加浮遊ダスト放射能量

	追加浮遊ダスト放射能量
セシウム 134	1.7×10^{8} Bq
セシウム 137	1.2×10^{9} Bq

3.　放出量評価

AWJ 作業に伴い， PCV 内の放射性ダスト濃度が上昇する可能性があることから，PCV 窒素封入設備および PCV ガス管理設備が稼働している通常時と，別添－６で想定した原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放が生じる異常時について評価を行う。

(1)　通常時放出量評価

至近 1 年の実績として，PCV 窒素封入設備からの窒素封入量は 50m³/h 以下であるため，窒素封入量を 50m³/h とする。同じく，PCV ガス管理設備の排気流量は約 20m³/h であるため，排気流量を 20m³/h とする。従って，大気中へ放出される PCV ガス 50m³/h のうち，20m³/h は PCV ガス管理設備を経由し，30m³/h は PCV から直接漏えいして大気へ放出されるとして評価を行う。

(2)　異常時放出量評価（別添－６に同じ）

原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放を異常時と想定し，別添－６の放出量評価条件にて評価を行う。

(3)　評価期間

バウンダリ施工箇所開放時の PCV 貫通部を再度閉じる作業に 3 日程度要すると考え，PCV ガスの放出継続時間の 72 時間を異常時の評価期間とする。通常時についても，異常時の評価期間に合わせ 72 時間を評価期間とする。

4.　線量影響評価

(1)　大気中へ放出される核分裂生成物は，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，放射線被ばくの影響を年間の実効線量を用いて評価する。

(2)　実効線量は，以下に述べる内部被ばくによる実効線量およ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。

(3) 放射性雲のセシウムからの γ 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。

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

H_{γ} ：放射性雲のセシウムからの γ 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_{γ} ：γ 線の実効エネルギー[MeV]
D/Q ：相対線量[Gy/Bq]
Q_{Cs}^{i} ：セシウムの大気放出量[Bq]
（Q_{Cs}^{1} ：PCV ガス管理設備を経由するセシウムの大気放出量,
Q_{Cs}^{2} ：PCV から直接漏えいするセシウムの大気放出量）
DF^{i} ：除染係数[-]
（DF^{1} ：PCV ガス管理設備フィルタの除染係数(100),
DF^{2} ：PCV からの直接漏えい(1)）

(4) 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。

$$H_{Cs} = \sum_{i} K_{in} \cdot R_{1} \cdot \chi / Q \cdot Q_{Cs}^{i} / DF^{i}$$

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^3/s]
χ/Q ：相対濃度[s/m^3]

(5) 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。

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

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^2)]
V ：沈降速度[m/s]
f ：残存割合[-]
T ：被ばく時間[s]

(6) 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。

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

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^3/s]

F ：再浮遊率[m^{-1}]

(7) 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，表 5 の値を用いる。

表 5　評価に用いる相対濃度，相対線量

	敷地境界
相対濃度[s/m^3]	1.9×10^{-5}
相対線量[Gy/Bq]	2.5×10^{-19}

5. 評価結果

AWJ 作業に伴い放出されるセシウム量および敷地境界での実効線量について評価した結果は表 6 のとおりであり，周辺の公衆に対し，放射線被ばくの影響を与えることはない。

表 6　AWJ 作業に伴い放出されるセシウム量および敷地境界での実効線量評価結果

	通常時	異常時
セシウム 134 放出量	約 1.1×10^{8} Bq	約 1.7×10^{8} Bq
セシウム 137 放出量	約 6.9×10^{8} Bq	約 1.2×10^{9} Bq
年間の実効線量	約 3.5×10^{-3} mSv	約 5.8×10^{-3} mSv

以上

内部調査及び試験的取り出し作業のうち
２号機原子炉格納容器内部詳細調査について

燃料デブリの取り出しを進めるうえで，燃料デブリの分布と既設構造物の状態等を把握することは重要であり，そのため原子炉格納容器内部の調査を実施していく。

1. 原子炉格納容器内部詳細調査の概要

福島第一原子力発電所２号機における 2019 年度以降の原子炉格納容器内の調査は，ペデスタル内へ通じる原子炉格納容器貫通部 X-6 ペネトレーション（以下 X-6 ペネ）（別添－１）よりアクセス・調査装置を投入し，堆積物・既設構造物の３次元形状測定，線量測定を行うことを基本とする。それ以外の調査項目については，詳細を検討した上で決定する。

２号機　X-6 ペネの概要

項目	内容
原子炉格納容器貫通部番号	X-6（CRD 機構搬出入口）
場所	２号機原子炉建屋１階　北西部
外径	φ609.6mm

2. 原子炉格納容器貫通部の構造変更及び原子炉格納容器内部詳細調査

(1) 調査設備設計方針

原子炉格納容器バウンダリとなる調査設備は，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のないように，適切に設計を行う。調査設備は，現状の原子炉格納容器内圧力を考慮し，それに耐えうる構造とする。

(2) 原子炉格納容器貫通部の構造変更

a. X-53 ペネの構造変更

アクセスルート構築作業により，原子炉格納容器内の放射性ダスト（以下，ダスト）濃度が一時的に上昇する可能性があることから，ダスト濃度上昇の抑制対策として，X-53 ペネトレーション（以下，X-53 ペネ）（別添－１）にスプレイ治具を設置する。X-53 ペネに設置されている常設監視計器を取外した後，新たな隔離弁を取付け，原子炉格納容器バウンダリを構築する。その後，X-53 ペネの孔径を 130 ㎜に拡大させた後（別添－２），スプレイ治具を X-53 ペネに設置する。（別添－３）

b. X-6 ペネの構造変更

原子炉格納容器内部において広範囲にわたる調査を行うため，ペデスタル内外にアクセス可能な X-6 ペネからアーム型のアクセス・調査装置を投入する計画である。アクセス・調査装置（断面約 400㎜×約 250㎜）はこれまで内部調査に使用している X-6 ペネ閉止板の開口部（φ115㎜）が小さいことから，X-6 ペネ（内径約 550㎜）の閉止板を開放する。X-6 ペネに隔離機構ユニットが設置されていることから，まず

は隔離機構ユニットを取外し，ハッチ開放装置にて X-6 ペネ閉止板の締結ボルトを切断し，X-6 ペネ閉止板を開放する。この際，原子炉格納容器との隔離の維持ならびに作業上の安全対策と外部へのガス等の放出防止を目的として，バウンダリとなる一時的な隔離部屋を設ける。

(3)　作業内容

a. 調査設備設置作業

X-53 ペネに設置されている常設監視計器を取外した後，新たな隔離弁を設置する。その後，X-53 ペネの孔径を 130 ㎜に拡大させた後，スプレイ治具を X-53 ペネに設置する。

次に X-6 ペネ閉止板に設置されている隔離機構ユニットを撤去し，隔離部屋を設置する。隔離部屋にハッチ開放装置を搬入後に著しい漏えいがないことを確認した上で，X-6 ペネ閉止板の開放作業を行う。（別添－４）

X-6 ペネ開放後，隔離部屋内のハッチ開放装置を搬出し，X-6 ペネ内の堆積物・構造物を X-6 ペネ内低圧水除去装置による低圧水及び X-6 ペネ内堆積物除去装置による高圧水噴射・アブレシブウォータージェットにより除去する。その後，隔離弁を有する X-6 ペネ接続構造を搬入し，X-6 ペネ接続構造を X-6 ペネに接続する。装置の搬出入時には原子炉格納容器との隔離の維持ならびに作業上の安全対策と外部へのガスなどの放出防止を目的として，気密扉の全閉および隔離部屋の窒素換気を実施する。隔離部屋の一部（ロボット搬入部屋）を撤去した後，X-6 ペネ接続構造に遮へい機能を有する接続管，アクセス・調査装置を内包するエンクロージャを接続する。（別添－５）

エンクロージャ接続後，原子炉格納容器内干渉物をアーム型のアクセス・調査装置に搭載したアブレシブウォータージェットにて切断し，アクセス・調査装置のアクセスルートを構築する。

X-6 ペネ内の堆積物・構造物の X-6 ペネ内低圧水除去装置による低圧水及び X-6 ペネ内堆積物除去装置による高圧水噴射・アブレシブウォータージェット作業時は原子炉格納容器内への注水量が一時的に増加することから，原子炉未臨界維持に必要な安全措置を事前に講じた上で作業を実施する。

b. 原子炉格納容器内部詳細調査

アーム型のアクセス・調査装置を伸展させ，原子炉格納容器内にアクセスし，堆積物・既設構造物の３次元形状測定，線量測定を行う。アクセス・調査装置は先端に測定器を搭載し，調査項目ごとに測定器を取り換える。

なお，内部調査に用いる機器については，当該機器からの著しい漏えいがないようバウンダリ機能を構築する。（別添－５，６）

(4)　被ばく低減対策

事前に模擬訓練を行い作業の習熟度の向上を図るとともに，日々の作業における

時間管理にて被ばく低減に努める。調査中は原則遠隔による操作とし，作業員の被ばく低減に努める。その他，仮設遮へいを活用し被ばく低減を図る。

また，X-6 ペネ閉止板開放作業においては，隔離部屋内に窒素を封入し，原子炉格納容器内雰囲気の流出による過剰被ばく防止および作業上の安全対策を行う。

調査中は既設設備に影響を与えない範囲で調査装置から窒素を原子炉格納容器に封入し，アクセス・調査装置の汚染防止を図る。また，調査設備の窒素換気等で発生する排気はフィルタにて粒子状の放射性物質の除去を行う。排気はモニタリングを行い，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ことを確認する。

(5)　構造強度

a.　X-53 ペネ

スプレイ治具の新たな原子炉格納容器バウンダリとなる箇所を別添－３に示す。シール部は，現状の原子炉格納容器内圧力を考慮した設計を行い，必要な強度を有するものとする。

２号機　スプレイ治具取付けシール部許容圧力

部位	許容圧力
スプレイ治具取付けシール部	10kPa g
（参考）原子炉格納容器圧力	（参考）8.44kPa g(2015 年 4 月最大値)

なお，スプレイ治具が許容圧力に耐えることは，製造時における耐圧・外観試験により確認する。また，スプレイ治具の設置作業時にも，取付け部等に漏えいのないことを確認する。

b.　X-6 ペネ

X-6 ペネの構造変更に伴う原子炉格納容器バウンダリとなる箇所を別添－５に示す。シール部は，現状の原子炉格納容器内圧力を考慮した設計を行い，必要な強度を有するものとする。

２号機　調査設備取付けシール部許容圧力

部位	許容圧力
調査設備取付けシール部	10kPa g
（参考）原子炉格納容器圧力	（参考）8.44kPa g(2015 年 4 月最大値)

なお，調査設備が許容圧力に耐えることは，製造時における耐圧・外観試験により確認する。また，調査設備の設置作業時にも，取付け部等に漏えいのないことを確認する。

(6)　耐震性

X-6 ペネ接続構造は調査設備の中でも長期間使用するため，基準地震動 Ss に対して，X-6 ペネ及び X-6 ペネ接続構造が健全であることを確認している。（別添－７）

なお，調査中に地震が発生した場合，調査設備の状況に応じてアクセス・調査装置を原子炉格納容器から引抜き，X-6 ペネ接続構造の隔離弁を閉とすることで，原子炉格納容器バウンダリを維持できる構造とする。

(7)　バウンダリ損傷時の対応

調査設備のバウンダリ健全性に影響を与える恐れがある地震等の事象が発生した場合には，損傷有無を確認する。損傷が生じた場合には，アクセス・調査装置を原子炉格納容器から引抜き，隔離弁を閉止するなどの封止措置を速やかに実施する。

この措置を取るまでの間に損傷箇所（原子炉格納容器側）より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は，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ものではないことを評価している。（別添－８）

(8)　アクセスルート構築作業時の影響評価

アクセスルート構築作業により，対象物表面に付着した放射性物質が追加的に浮遊し，原子炉格納容器内の放射性ダスト濃度が一時的に上昇する可能性がある。

この作業により原子炉格納容器内の気体が環境中に放出された場合，放射性核種の放出量及び敷地境界での実効線量については，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ものではないことを評価している。（別添－９）

3. 添付資料

別添－１　X-6 ペネ，X-53 ペネ　位置図（平面図）

別添－２　X-53 ペネ　孔径変更作業における構造概略図

別添－３　スプレイ治具　構造概略図

別添－４　X-6 ペネ　隔離部屋　構造概略図

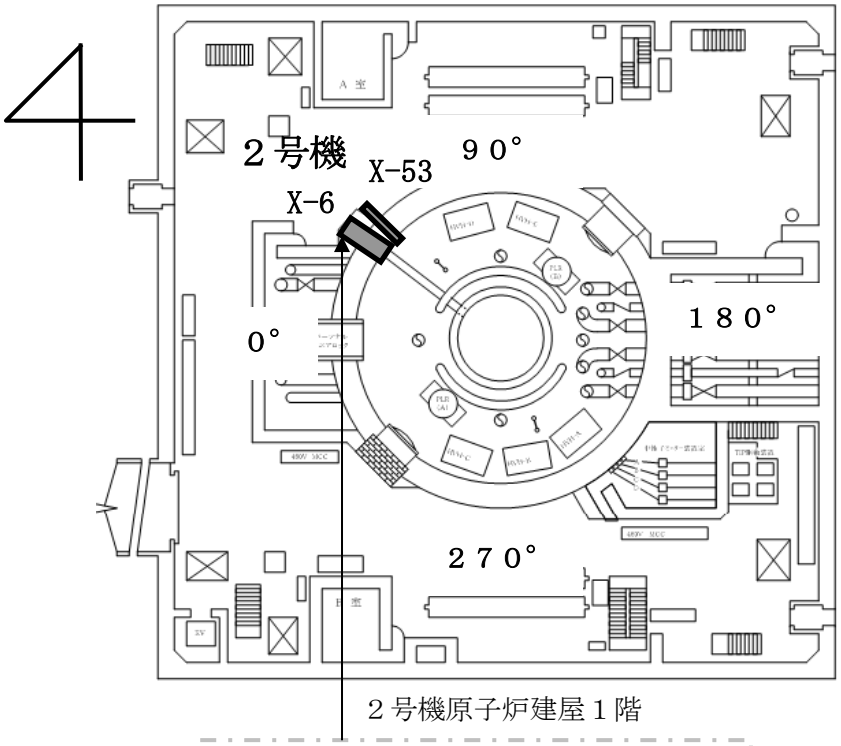
別添－５　調査設備　バウンダリ構造概略図

別添－６　原子炉格納容器内部詳細調査　概略図

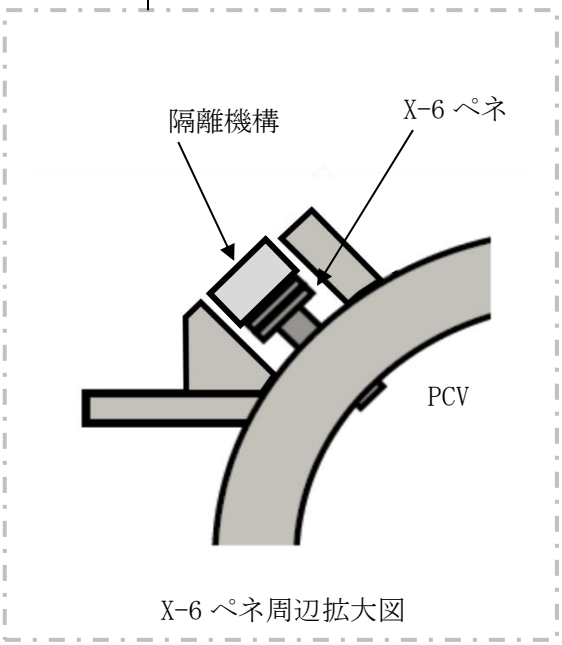
別添－７　X-6 ペネ及び X-6 ペネ接続構造の耐震性評価

別添－８　２号機原子炉格納容器内部詳細調査　原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料

別添－９　２号機原子炉格納容器内部詳細調査　アクセスルート構築作業時の影響評価について

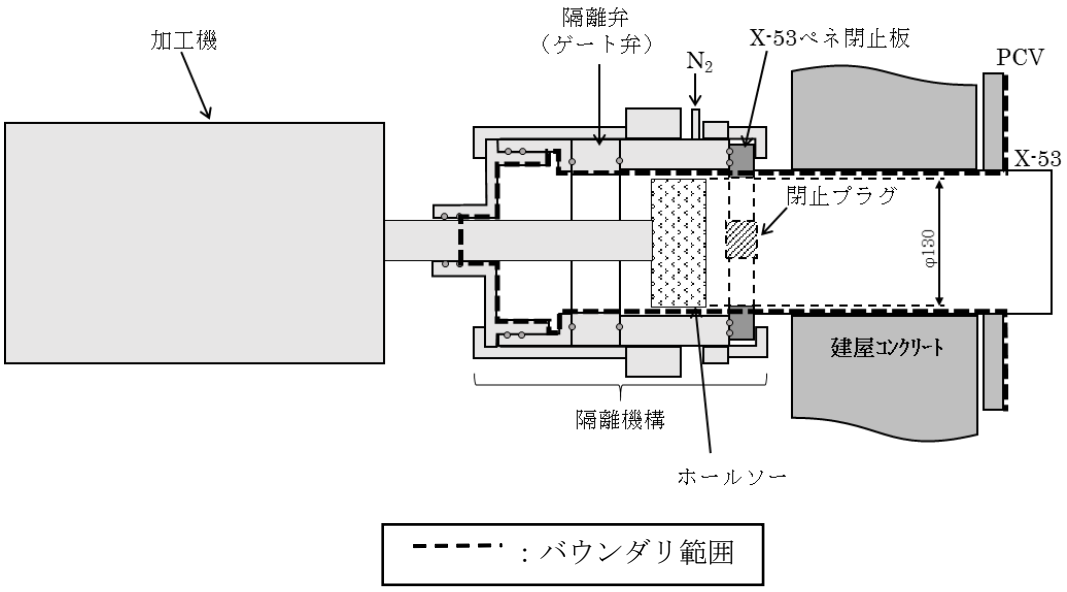


２号機原子炉建屋１階



X-6 ペネ周辺拡大図

X-6 ペネ，X-53 ペネ　位置図（平面図）



閉止板孔あけ加工

１．常設監視計器を引き抜き後，閉止プラグを設置し，バウンダリを確保

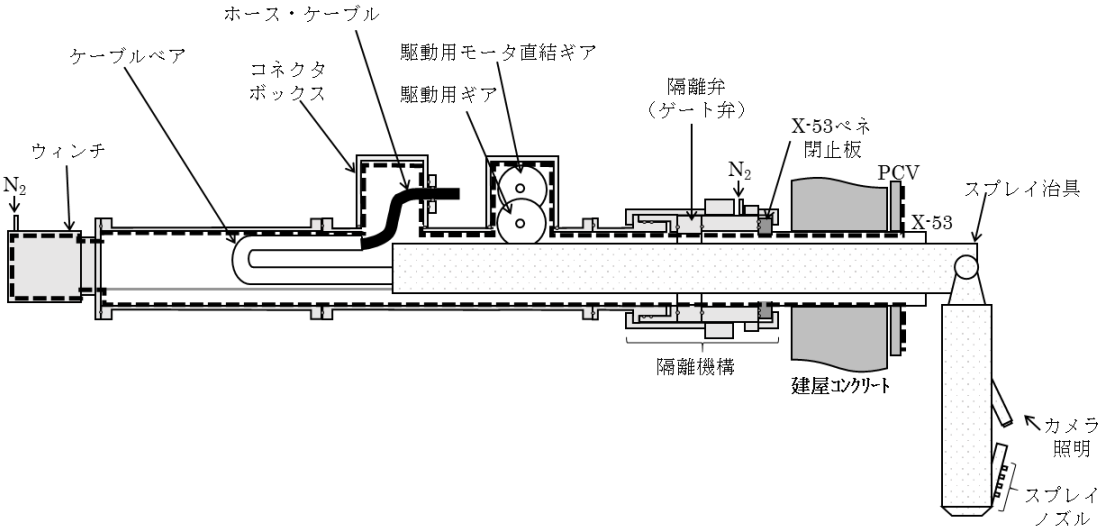
２．既設スプールを切断後，隔離機構を取付け

３．加工機を設置し，ホールソーにて孔径を拡大※

４．ホールソーを引き抜き，隔離弁を閉じる

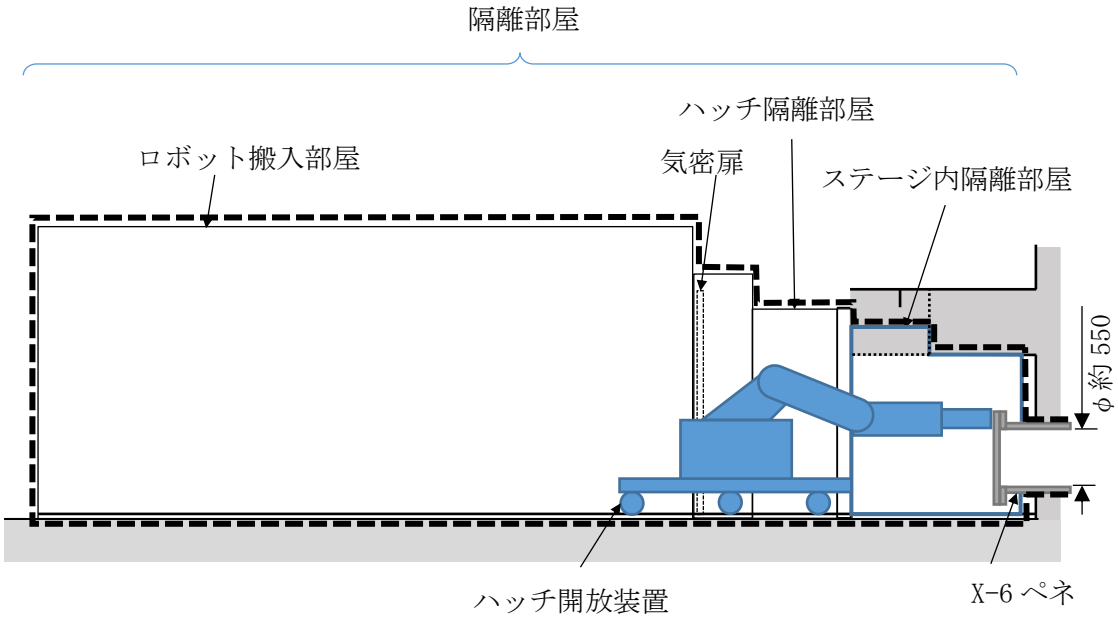
※孔径拡大前に窒素を封入

X-53 ペネ　孔径変更作業における構造概略図

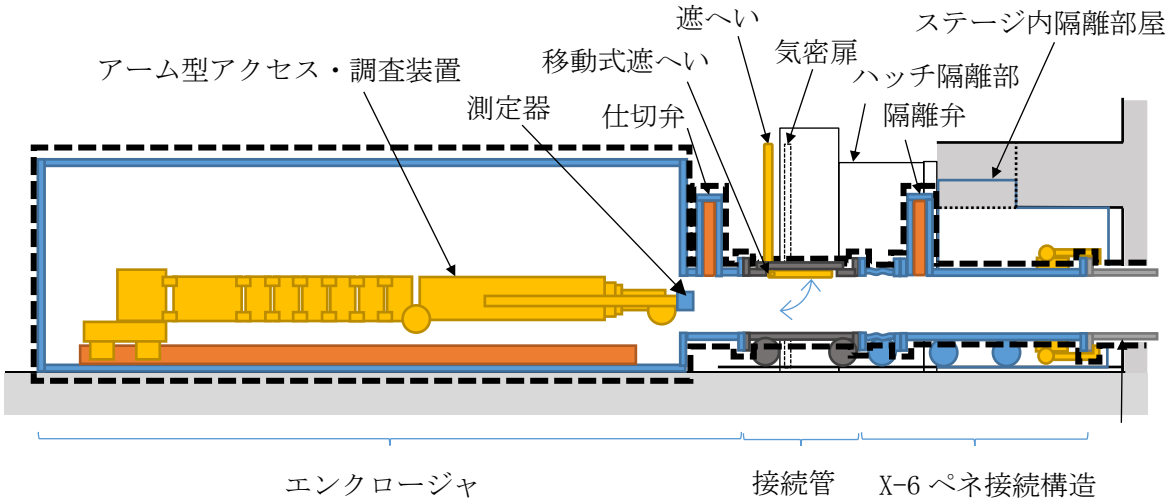


－－－－：バウンダリ範囲

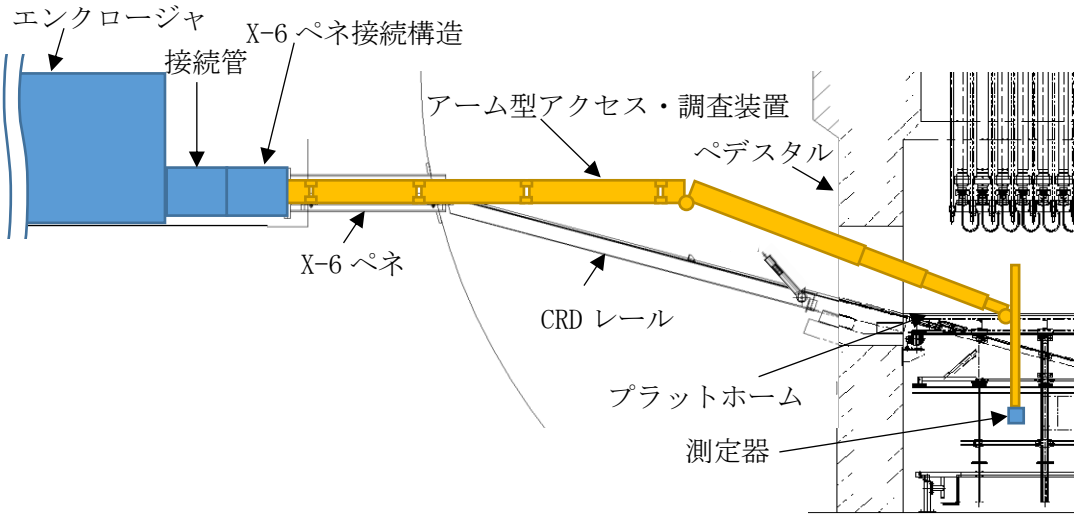
スプレイ治具　構造概略図



X-6 ペネ　隔離部屋　構造概略図



調査設備　バウンダリ構造概略図



原子炉格納容器内部詳細調査　概略図

X-6 ペネ及び X-6 ペネ接続構造の耐震性評価

1．評価条件

(1) 評価は「JEAG4601　原子力発電所耐震設計技術指針」を準用することを基本とするが，評価手法は実態にあわせたものを採用。

(2) 適用する地震動として，基準地震動 Ss を適用。

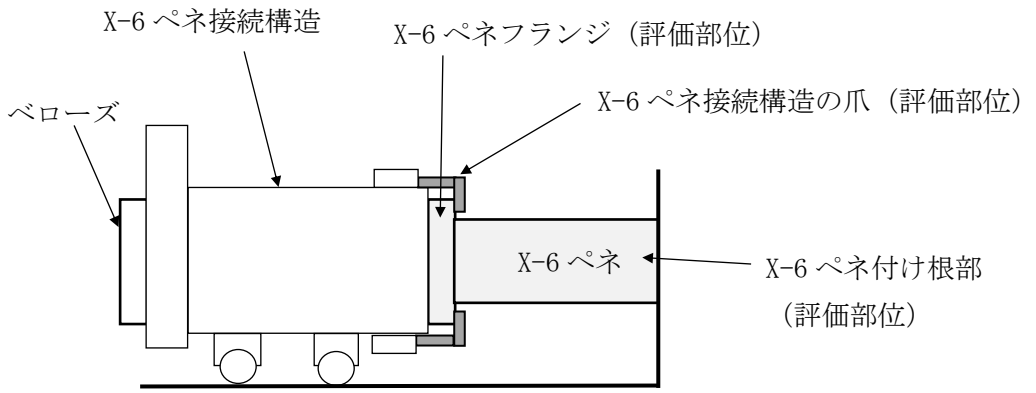
(3) X-6 ペネ接続構造の減衰定数は 0.5%を設定。

2．評価方法

(1) X-6 ペネ接続構造は X-6 ペネを介して地震力を受けるため，X-6 ペネ接続構造と X-6 ペネが接続されたモデルにて固有値解析を行い，応答加速度を算出。

(2) 応答加速度から X-6 ペネ付け根部及び X-6 ペネフランジ部における発生応力を算出。

(3) X-6 ペネ接続構造の爪に作用する引張荷重を算出し，引張及びせん断の発生応力を算出。なお，X-6 ペネ接続構造より後続の設備への荷重はベローズで吸収する。



X-6 ペネと X-6 ペネ接続構造の固有値：5.3Hz

X-6 ペネ及び X-6 ペネ接続構造の評価部位

3. 評価結果

評価部位に生じる発生応力が許容応力以下であることを確認した。

評価部位	材料	応力の種類	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
X-6 ペネ付け根部	SA516 Gr70	引張	0.5	260
		曲げ	31.0	260
X-6 ペネフランジ部	SA516 Gr70	曲げ	24.0	260
X-6 ペネ接続構造の爪	S45C	引張	24.4	345
		せん断	13.1	199

以上

２号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料

1. 目的

２号機原子炉格納容器内部詳細調査に伴い，事故後に施工した原子炉格納容器（以下 PCV という）の貫通部等が開放し，PCV 内の核分裂生成物を含む気体（以下 PCV ガスという）が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。

2. 放出量評価

(1) PCV 圧力は，現状では 10kPa 未満の正圧となっているため，施工箇所の損傷によって大気に開放された場合，差圧分の PCV ガスが原子炉建屋内に放出されるものと想定される。また，本評価では原子炉格納容器ガス管理設備の放射性物質の放出抑制機能を期待しないこととし，上記差圧分の放出に加え，開放した PCV 貫通部を閉じるまでの間，窒素封入量相当の PCV ガスの放出が継続するものとする。なお，施工箇所より PCV 内の水位が低いことを確認しているため，本評価では気体のみの放出とする。

(2) 差圧分の放出容積は，10kPa 程度に相当する容積として，PCV 容積（4240 m^3（ベント管含む)。PCV 空間部容積は，PCV 下部に蓄積している液相体積を差し引く必要があるが，ここでは保守的に液相がないものとして放出容積を評価)の 1 割（424m^3）とする。また，2018 年 7 月時点での原子炉格納容器内窒素封入設備からの窒素封入量は 20m^3/h 以下で，調査設備側からの窒素封入量の計画は 10m^3/h 以下であるため，窒素封入量相当は 30m^3/h とし，施工箇所の PCV 貫通部を再度閉じる作業に 10 日間程度要すると考え，窒素封入量相当の PCV ガスの放出継続時間は 240 時間とする。

(3) 評価対象核種は支配的核種であるセシウム 134 とセシウム 137 とし，PCV 内における濃度は，2 号機原子炉格納容器ガス管理設備（HEPA フィルタ入口側）の気体（粒子状フィルタ，チャコールフィルタ）及び凝縮水（マリネリ瓶）のサンプリング結果より，以下のとおりとする。

	PCV ガス中の放射能濃度
セシウム 134	3.8×10^{-4} Bq/cm^3
セシウム 137	7.0×10^{-4} Bq/cm^3

3. 線量影響評価

(1) 大気中へ放出される核分裂生成物は，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影響を年間の実効線量を用いて評価する。

(2) 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による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。

(3) 放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく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_γ ：放射性雲のセシウムからの γ 線による外部被ばく実効線量[mSv]
K ：空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy]
E_γ ：γ 線の実効エネルギー[MeV]
D/Q ：相対線量[Gy/Bq]
Q_{Cs} ：セシウムの大気放出量[Bq]

(4) 放射性雲のセシウムの吸入摂取による内部被ばく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の吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]
K_{in} ：内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq]
R_1 ：呼吸率[m^3/s]
χ/Q ：相対濃度[s/m^3]

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

(6) 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実効線量[mSv]
R_2 ：呼吸率[m^3/s]

F　：再浮遊率[m^{-1}]

(7) 相対濃度と相対線量については，「Ⅱ 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料5別紙1」に記載される下表の値を用いる。

	敷地境界
相対濃度[s/m^3]	6.9×10^{-5}
相対線量[Gy/Bq]	6.6×10^{-19}

4. 評価結果

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。

セシウム134放出量	約2.9×10^{6} Bq
セシウム137放出量	約5.4×10^{6} Bq
年間の実効線量	約1.7×10^{-4} mSv

以上

２号機原子炉格納容器内部詳細調査　アクセスルート構築作業時の影響評価について

1.　目的

２号機原子炉格納容器（以下，PCV）内部詳細調査のため，X-6 ペネ内の堆積物の除去及び PCV 内干渉物切断により，アーム型アクセス・調査装置のアクセスルートを構築する必要がある。X-6 ペネ内の堆積物・構造物は X-6 ペネ内低圧水除去装置による低圧水及び X-6 ペネ内堆積物除去装置による高圧水噴射・アブレシブウォータージェット（以下，AWJ）により除去する。また，PCV 内干渉物はアーム型のアクセス・調査装置に搭載した AWJ にて切断する。当該作業により，対象物表面に付着した放射性物質が追加的に浮遊し，PCV 内の放射性ダスト（以下，ダスト）濃度が一時的に上昇する可能性がある。このため，当該作業によりダスト濃度が上昇した場合の影響を把握することを目的に，追加的に PCV 内に浮遊するダストを想定し，これを含む PCV 内の気体が環境中に放出された場合の周辺の公衆に対する放射線被ばくの影響評価を行う。

2.　アクセスルート構築作業及びダスト浮遊の要因

アクセスルート構築作業の概念図を図１に示す。

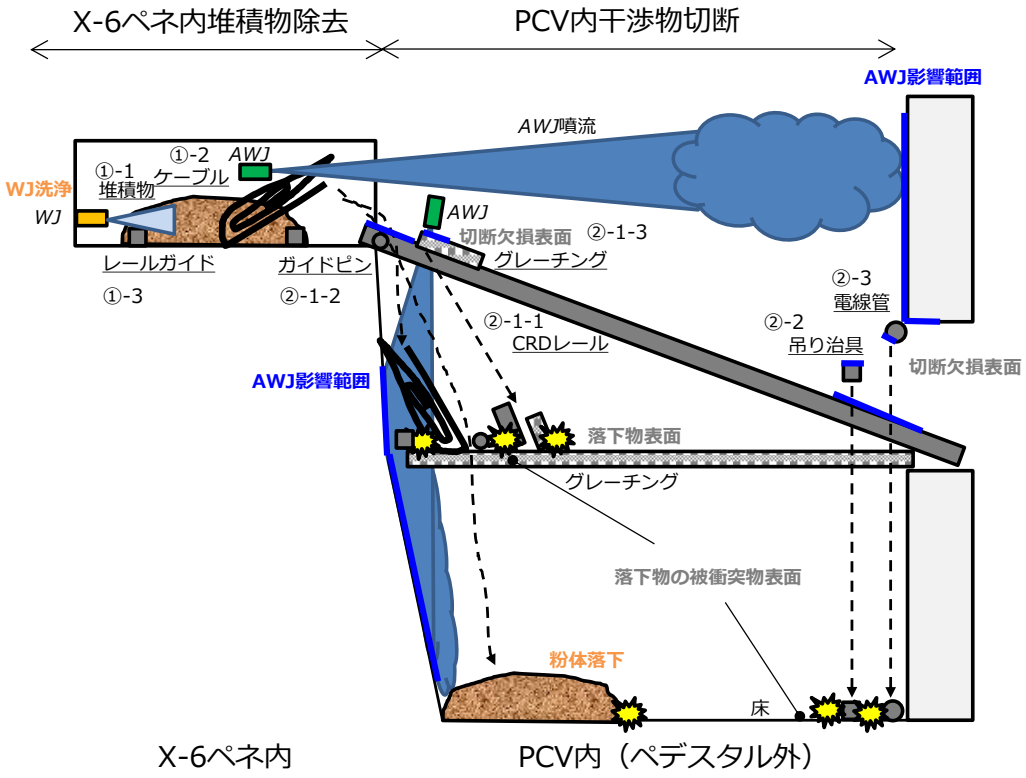


図１　アクセスルート構築作業の概念図（図中の番号は表１の作業ステップを示す）

X-6 ペネ内にはこれまでの PCV 内部調査において，砂状の堆積物の存在が確認されている。このため，低圧水・高圧水（以下，まとめてウォータジェット（WJ））を用いた洗浄作業により，PCV 内へ押し出すことで除去する。このとき，WJ による洗浄及び堆積物の PCV 床面への落下によりダストが浮遊する可能性がある。

また，X-6 ペネ内にはケーブルが残置されており，除去するためには干渉する制御棒駆動機構交換用のレール（以下，CRD レール）ガイドも除去する必要がある。このため，AWJ を用いて，ケーブルを細断し，CRD レールガイドを切断する。切断したケーブル及び CRD レールガイドは PCV 内へ押し出すことで除去する。これらに伴い，AWJ による切断及び切断物の落下時にダストが浮遊する可能性がある。

PCV 内では，アーム型アクセス・調査装置のアクセスルート上で，CRD レールの一部及びガイドピン，CRD レール上のグレーチング，CRD レール吊り治具，制御棒駆動機構交換用のペデスタル開口部（以下，CRD 開口部）にある電線管が干渉する。このため，AWJ を用いてこれら干渉物を切断する。AWJ による干渉物切断により，切断欠損表面及び切断片の落下に伴う落下物表面及び被衝突物表面からダストが浮遊する可能性がある。

加えて，１号機 PCV 内部詳細調査に向けた AWJ 作業により，AWJ 噴流の当たる遠方の構造物からもダストが発生した可能性が示唆されたため，2 号機においても X-6 ペネ内及び PCV 内での AWJ を用いた切断作業において，AWJ 噴流の影響範囲にある構造物の汚染表面が剥離しダストが浮遊する可能性がある。

本評価で考慮する作業ステップ及びダスト浮遊の要因の一覧を表 1 にまとめる。なお，作業によらず PCV 内に存在する現浮遊ダストについては，別添－８に示すとおりバウンダリ施工箇所が開放する厳しい事象であってもその影響は小さいことから，本評価では考慮しない。

表１　アクセスルート構築作業における作業ステップ及びダスト浮遊の要因

作業ステップ		ダスト発生源	ダスト浮遊の要因
① X-6 ペネ内			
①-1 X-6 ペネ堆積物洗浄／落下		堆積物	WJ による洗浄
			堆積物の落下
①-2 ケーブル切断／落下*1		PCV 下部グレーチング（被衝突物）	切断片の落下
		PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離
①-3 レールガイド切断／落下*1		PCV 下部グレーチング（被衝突物）	切断片の落下
		PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離
② PCV 内			
②-1 CRD レール切断作業	②-1-1 CRD レール切断／落下	CRD レール	AWJ による切断
			切断片の落下
		PCV 下部グレーチング（被衝突物）	切断片の落下
		PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離
	②-1-2 ガイドピン切断／落下	ガイドピン	AWJ による切断
			切断片の落下
		PCV 下部グレーチング（被衝突物）	切断片の落下
		PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離
	②-1-3 CRD レール上グレーチング切断／落下	CRD レール上グレーチング	AWJ による切断
			切断片の落下
		PCV 下部グレーチング（被衝突物）	切断片の落下
		PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離
②-2 CRD レール吊り治具切断／落下		CRD レール吊り治具	AWJ による切断
			切断片の落下
		PCV 床面（被衝突物）	切断片の落下
		PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離
②-3 電線管切断／落下		電線管	AWJ による切断
			切断片の落下
		PCV 床面（被衝突物）	切断片の落下
		PCV 内構造物	AWJ 影響範囲の表面剥離

＊１　前段作業で洗浄されているため，切断による浮遊及び落下物からの浮遊は考慮しない。

3. 各作業におけるダスト浮遊量の評価方法

2.で挙げた各作業について，ダストの浮遊量は以下のように計算する。

ダスト浮遊量＝ダスト発生源の放射能濃度[Bq/g]（または表面汚染密度[Bq/cm^2]）
× ダスト浮遊に寄与するダスト発生源の量[g]（または表面積[cm^2]）
× ダスト発生メカニズムに応じた気相移行率[-]

ダスト発生メカニズムに応じた気相移行率については，「Department of Energy, ″DOE HANDBOOK:AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES Volume I - Analysis of Experimental Data″, DOE-HDBK-3010-94, December, 1994 Reaffirmed 2013」（以下，DOE HANDBOOK）に基づき設定した。

本章では，影響の大きいX-6ペネ内堆積物及びAWJ影響範囲にある構造物について，以下に各因子の設定方法について述べる。その他のダストの設定に関する詳細については別紙1にまとめる。

(1) X-6ペネ内堆積物

(a) ダスト発生源における放射能濃度

X-6ペネ内の堆積物の放射能濃度については，平成28年6月に測定したX-6ペネハッチ前（原子炉建屋側）のコリメートした線量率（ハッチ部合計約200mSv/h）に基づき評価する。X-6ペネ内には砂状堆積物やケーブルなどに加え，管内の表面汚染があり，またPCV内からの線量率寄与が考えられるが，本評価ではX-6ペネハッチ前の線量率は全て砂状堆積物に起因するものと想定した。また，X-6ペネハッチによりα線及びβ線は遮へいされることから，PCV内の主たるγ線源であるCs-134，Cs-137を堆積物中のγ線源として想定した。砂状堆積物はX-6ペネ内の映像より，堆積物高さはペネ管内径の半分（27cm），堆積物長さはハッチ内側から100cmまで堆積しているものと想定した。堆積物の体積は$1.2\times10^5cm^3$，密度は一般的な土の密度である$2g/cm^3$とし，堆積物の質量を2.4×10^5gと設定した。この条件で放射能濃度計算を実施した。

平成31年2月に実施した2号機PCV内部調査のガイドパイプシールリングのスミアにて，燃料由来のα核種であるAm-241が検出されており，このAm-241を含む全α核種/Cs-137放射能比は約0.8倍であった。これを踏まえ，X-6ペネ内の堆積物には，Cs-137と同量のAm-241が代表的なα核種として存在するものと設定した。ただし，PCV内外部のα核種の広がり傾向より，α核種についてはCs-137に比べてPCV気相中に存在しにくく，PCV外へは放出されにくい傾向があると考えられる。平成29年5月に実施した原子炉格納容器ガス管理設備（以下，PCVガス管理設備）の粒子状フィルタの全α計測にて全α核種/Cs-137放射能比は約10^{-3}倍であったことから，PCVから放出されるまでには1/100倍に低減されているものと仮定した。

また，Cs 以外の β 核種が含まれることを想定して，PCV 内で検出されている Sr-90 を代表的なβ核種として考慮する。平成 29 年 2 月に実施した PCV ガス管理設備のドレン水及び粒子状フィルタの分析では，ドレン水から Sr-90/Cs-137 放射能比が約 5 倍，粒子状フィルタから全β核種/Cs-137 放射能比が約 21 倍であったことから，保守的に Sr-90 が Cs-137 の 25 倍存在するものと設定した。

以上のとおり，本評価に用いる X-6 ペネ内堆積物の放射能濃度を表 2 にまとめる。

表 2　X-6 ペネ内堆積物の放射能濃度

	放射能濃度
Cs-134	2.8×10^{6} Bq/g
Cs-137	3.5×10^{7} Bq/g
α核種（Am-241）	3.5×10^{7} Bq/g ＊1
β核種（Sr-90）	8.8×10^{8} Bq/g

＊1　PCV 外へ放出されるまでに 1/100 倍に低減されているものと仮定して評価。

(b)　ダスト浮遊に寄与するダスト発生源の量

ダスト発生源の量は，2.に記載のダスト浮遊要因に基づき設定した。

X-6 ペネ内堆積物の量は，前項に記載のとおり X-6 ペネ内の映像に基づき 2.4×10^{5}g とした。

(c)　ダスト発生メカニズムに応じた気相移行率

ダストの気相移行率は，2.に記載のダスト浮遊要因に基づき設定した。

X-6 ペネ内の堆積物は，WJ により洗浄し PCV 床面へ落下させる。WJ 洗浄によるダストの気相移行率は，DOE HANDBOOK の「加圧容器/配管からのベント時の飛散率」の液面上もしくは容器全体破損条件の数値から，0.35MPa 以上の水溶液のバウンディング値 0.2%を設定した。実際の WJ は AWJ ほど表面汚染物を細かく破砕し，気相中へ移行させやすくはないものと考えられるが，(a)に記載したとおり X-6 ペネ内のダスト発生源を全て砂状堆積物に設定していることから，AWJ によるケーブル及び CRD レールガイド切断も包絡するよう，この値を採用した。堆積物の PCV 床面への落下によるダストの気相移行率は，DOE HANDBOOK の「粉体の自由落下時」の気相移行率に基づき 1%と設定した。

(2)　AWJ 影響範囲にある構造物

(a)　ダスト発生源における表面汚染密度

AWJ の影響範囲となる PCV 内の構造物の表面汚染密度は，平成 29 年 1，2 月に実施した 2 号機 PCV 内部調査におけるペデスタル外の空間線量率の実測値に基づき算出した表 3 の値を用いる（ペデスタル外の空間線量率は PCV 内壁及びペデスタル外壁面の Cs-134 及び Cs-137 の汚染によるものと推定)。

3.(1)(a)に記載したとおり，PCV 内の構造物の汚染表面には，Cs-137 と同量の Am-241 が代表的なα核種として存在するものと設定し，α核種については，PCV から放出されるまでには 1/100 倍に低減されているものと仮定した。また，Sr-90 を代表的なβ核種として考慮し，保守的に Sr-90 が Cs-137 の 25 倍存在するものと設定した。

以上のとおり，本評価に用いる PCV 内の構造物の表面汚染密度を表 3 にまとめる。

表 3　PCV 内の構造物の表面汚染密度

	表面汚染密度
Cs-134	4.7×10^{8} Bq/cm^2
Cs-137	5.8×10^{9} Bq/cm^2
α核種（Am-241）	5.8×10^{9} Bq/cm^2 ＊1
β核種（Sr-90）	1.5×10^{11} Bq/cm^2

＊1　PCV 外へ放出されるまでに 1/100 倍に低減されているものと仮定して評価。

(b)　ダスト浮遊に寄与するダスト発生源の表面積

ダスト発生源の表面積は，2.に記載のダスト浮遊要因に基づき設定した。

AWJ 影響範囲にある構造物の汚染表面から剥離する表面積については，AWJ 影響範囲を確認し対象表面積を設定した。定点で AWJ を噴射した場合，1m 以内は AWJ 噴流角（片角）の約 3.4 倍，1m～4m は約 1.7 倍，4m 以遠は距離に応じて減少するとした領域が影響範囲となる。各作業で想定される位置・噴射角度に対してこの影響範囲を適用し，手前の構造物の陰に入らない構造物の表面積を算出した。その結果，AWJ 影響範囲の構造物の汚染表面から剥離する表面積は，当該作業全体で 4.4×10^{5}cm^2（1m 以内：5.9×10^{4}cm^2，1m 以遠：3.8×10^{5}cm^2），CRD レール切断時で 3.3×10^{5}cm^2（1m 以内：3.0×10^{4}cm^2，1m 以遠：3.0×10^{5}cm^2）である。

(c)　ダスト発生メカニズムに応じた気相移行率

ダストの気相移行率は，2.に記載のダスト浮遊要因に基づき設定した。

AWJ 影響範囲にある構造物の汚染表面から剥離する場合については，AWJ の有効切断距離を踏まえて設定する。当該作業で使用する AWJ の有効切断距離は約 1m である。このため，1m 以内の AWJ 影響範囲の気相移行率については，AWJ 切断時と同等と見なし 0.2%を

設定した。一方，1m 以遠の気相移行率については，1m 以内に比べ構造物の表面へ付与されるエネルギーが小さいことから，DOE HANDBOOK の「加圧容器/配管からのベント時の飛散率」の液面下の条件の気相移行率のバウンディング値 0.01%を設定した。

4. 放出量評価

当該作業に伴い，PCV 内でダストが浮遊し PCV 内のダスト濃度が現状より上昇する可能性があることから，原子炉格納容器内窒素封入設備（以下，PCV 窒素封入設備）及び PCV ガス管理設備が稼働している通常時と，別添－８と同様に PCV バウンダリ施工箇所開放が生じる異常時について評価を行う。

(1) 共通条件

PCV 窒素封入設備からの窒素封入量は令和 2 年 5 月時点で約 20m³/h 以下であり，X-6 ペネに接続されるエンクロージャは約 15m³/h で窒素封入し約 10m³/h で原子炉建屋（以下，R/B）へ排気するため，エンクロージャから約 5m³/h のガスが PCV へと供給される。これらを踏まえ，PCV への窒素供給は保守的に 30m³/h とする。

PCV から R/B へ漏えいしたダストは，R/B 内で拡散することが想定されるが，本評価では保守的に，X-6 ペネのある R/B1 階北西の小エリア（1 階部の 1/4 区画；825m³）に限定されるものとした。また，エンクロージャからの排気先及び R/B から環境への放出元もこの R/B 小エリアとする。

PCV 内及び R/B 内に浮遊・移行したダストは，重力沈降をはじめ，その他沈着や凝集等による低減効果が働くことが考えられる。本評価では重力沈降で低減効果を代表し，１号機 PCV 内部詳細調査に向けた AWJ 作業時に計測されたダストの低減率を踏まえ，ダストの粒径を 5μm とした場合の低減率を用いる。

本評価では，PCV 気相部容積が小さい方がダスト放出量は大きくなることから，PCV 容積（4240m³（ベント管含む））から PCV 下部に蓄積している液相体積（約 47m³）を差し引き，PCV 気相部容積を保守的に 4100m³ とする。

(2) 通常時放出量評価

図 2 に通常時放出量評価のモデルを示す。

PCV ガス管理設備の排気流量は令和 2 年 5 月時点で約 10m³/h であるため，PCV からの排気流量を 10m³/h とする。PCV ガス管理設備フィルタの除染係数（DF）は 100 とする。

PCV 圧力は令和 2 年 5 月時点で 10kPa 未満の正圧に保たれており，PCV からの漏えいはあるものの，ある程度気相部で気密は有しているものと考えられる。このため，PCV からの R/B へ漏えい経路では，狭隘な漏えい箇所を通過することから，PCV 漏えい箇所での捕集効果を見込む。捕集の除染係数は，財団法人原子力発電技術機構の報告書[1]の PCV 貫通部の漏えい試験に基づき，10 とする。

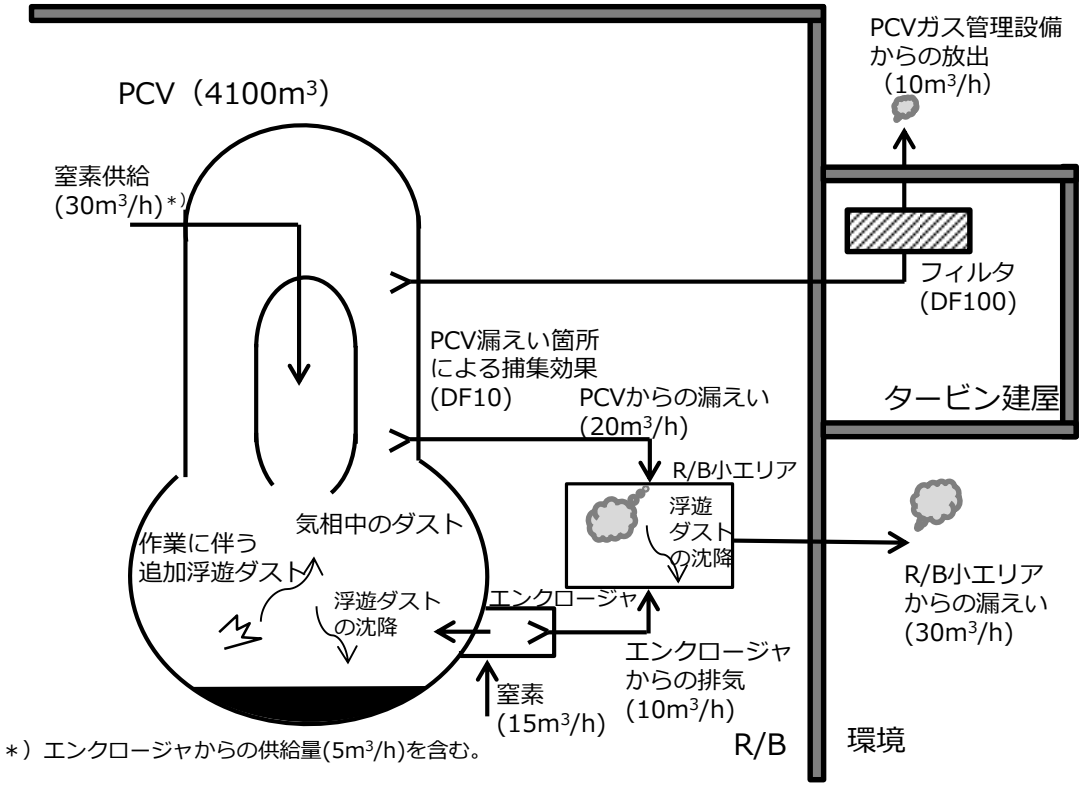


図 2　通常時放出量評価モデル

[1] 財団法人 原子力発電技術機構，「重要構造物安全評価（ 原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」，平成 15 年 3 月.

(3)　異常時放出量評価

図 3 に異常時放出量評価のモデルを示す。

別添－８と同様に，施工箇所の損傷によって大気に開放された場合，差圧分の PCV ガスが R/B 内に放出されるものと想定し，差圧分の放出容積は保守的に液相がないものとした PCV 容積（4240m³）の 1 割（424m³）とする。

施工箇所の損傷によって大気に開放されることを想定するため，PCV ガス管理設備での排気及び PCV 漏えい箇所での捕集効果は見込まないものとする。

評価対象は，(2)の通常時放出量評価の結果，最も放出量の大きな作業工程である CRD レール切断作業（表 1 の②-1）を選定した。

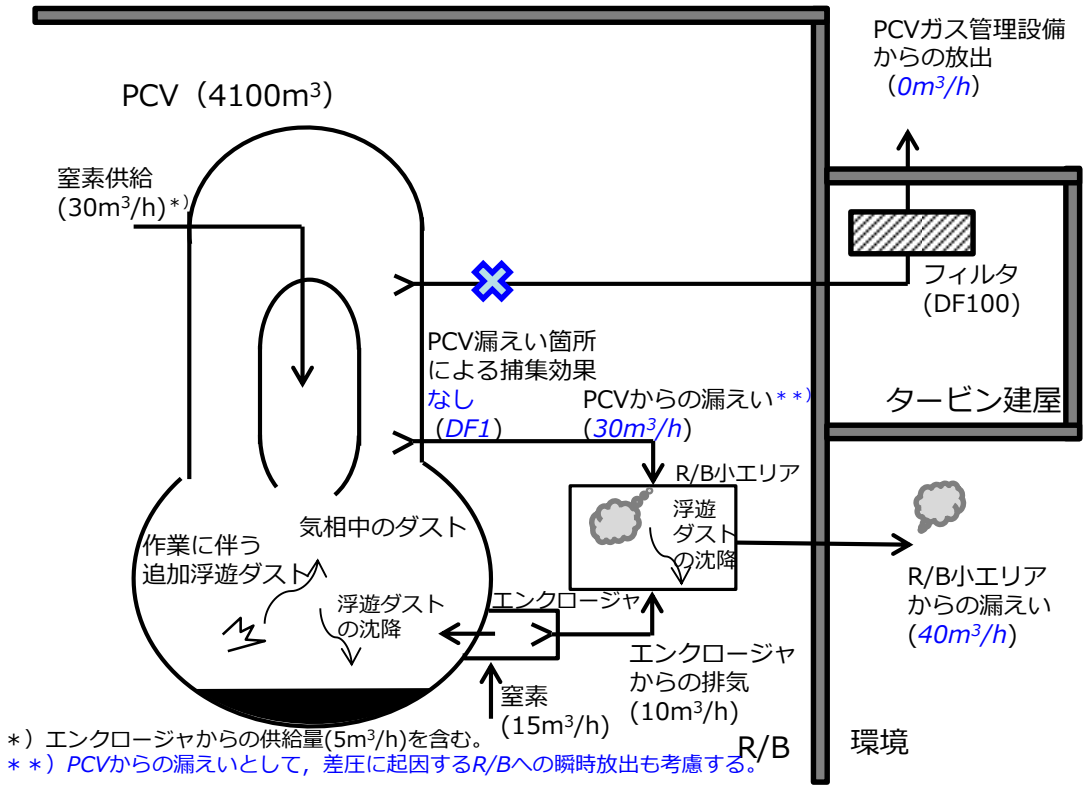


図 3　異常時放出量評価モデル（青字は通常時と異なる項目）

5. 線量影響評価

大気中へ放出される放射性核種は，R/B 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影響を，実効線量を用いて評価する。

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，放射性雲中の核種による外部被ばくと内部被ばく，地表沈着した核種による外部被ばくと内部被ばくを考慮する。

(1) 放射性雲中の核種からの γ 線による外部被ばく

放射性雲中の核種からの γ 線による外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_\gamma = K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q_R \cdot 1000$$

H_γ ：放射性雲中の核種からの γ 線による外部被ばく実効線量[mSv]
K ：空気カーマから実効線量への換算係数[Sv/Gy]
E_γ ：γ 線の実効エネルギー[MeV]
D/Q ：相対線量[Gy/Bq]
Q_R ：放射性核種の大気放出量（各経路の DF を考慮した合計）[Bq]

(2) 放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく

放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H_I = K_{in} \cdot R_1 \cdot \chi/Q \cdot Q_R$$

H_I ：放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]
K_{in} ：内部被ばく実効線量係数[mSv/Bq]
R_1 ：呼吸率[m^3/s]
χ/Q ：相対濃度[s/m^3]

(3) 地表沈着した核種からのγ線による外部被ばく

地表沈着した核種からのγ線による外部被ばく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。核種の崩壊については保守的に考慮しない。

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

G_{ex} ：地表沈着した核種からのγ線による外部被ばく実効線量[mSv]

K_{ex} ：外部被ばく実効線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m^2)]

V ：沈降速度[m/s]

f ：残存割合[-]

T ：被ばく時間[s]

(4) 地表沈着した核種の吸入摂取による内部被ばく

地表沈着した核種から再浮遊した核種の吸入摂取による内部被ばく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。核種の崩壊については保守的に考慮しない。

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

G_{in} ：地表沈着した核種から再浮遊した核種の吸入摂取による内部被ばく実効線量[mSv]

R_2 ：呼吸率[m^3/s]

F ：再浮遊率[m^{-1}]

(5) 相対濃度及び相対線量

異常時の相対濃度と相対線量については，「Ⅱ 2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料 5 別紙 1」に記載される表 4 の値を用いる。また，通常時の相対濃度と相対線量については，作業期間は月オーダーを要すると想定するため，年間 5 回の間欠放出として求めた表 4 の値を用いる。

表 4　評価に用いる相対濃度，相対線量

	通常時	異常時
相対濃度	4.1×10^{-6} s/m^3	6.9×10^{-5} s/m^3
相対線量	3.5×10^{-20} Gy/Bq	6.6×10^{-19} Gy/Bq

6. 評価結果

当該作業に伴う放射性核種の放出量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は表5，6のとおりであり，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。

表5　アクセスルート構築作業に伴い放出される放射性核種の放射能量及び敷地境界での実効線量評価結果（通常時）

	通常時
Cs-134 放出量	約 1.6×10^{7} Bq
Cs-137 放出量	約 1.9×10^{8} Bq
α核種（Am-241）放出量	約 1.9×10^{6} Bq
β核種（Sr-90）放出量	約 4.8×10^{9} Bq
敷地境界実効線量	約 1.9×10^{-3} mSv

表6　アクセスルート構築作業に伴い放出される放射性核種の放射能量及び敷地境界での実効線量評価結果（異常時）

	異常時 （②-1 CRD レール切断作業）
Cs-134 放出量	約 2.1×10^{8} Bq
Cs-137 放出量	約 2.7×10^{9} Bq
α核種（Am-241）放出量	約 2.7×10^{7} Bq
β核種（Sr-90）放出量	約 6.7×10^{10} Bq
敷地境界実効線量	約 4.5×10^{-1} mSv

以上

２号機原子炉格納容器内部詳細調査　アクセスルート構築作業時の影響評価についての補足説明資料

1.　はじめに

本書は，別添－９「２号機原子炉格納容器内部詳細調査　アクセスルート構築作業時の影響評価について」（以下，本文）を補足するものである。

2.　各作業におけるダスト浮遊量の評価方法

各作業について，放射性ダスト（以下，ダスト）の浮遊量は以下のように計算する。

ダスト浮遊量＝ダスト発生源の放射能濃度[Bq/g]（または表面汚染密度[Bq/cm^2]）
×　ダスト浮遊に寄与するダスト発生源の量[g]（または表面積[cm^2]）
×　ダスト発生メカニズムに応じた気相移行率[-]

本章では，ダスト浮遊に寄与するダスト発生源の量（または表面積）及びダスト発生メカニズムに応じた気相移行率について補足説明する。また，ダスト発生メカニズムに応じた気相移行率については，「Department of Energy, ″DOE HANDBOOK:AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES Volume I - Analysis of Experimental Data″, DOE-HDBK-3010-94, December, 1994 Reaffirmed 2013」（以下，DOE HANDBOOK）に基づき設定した。

2.1　X-6 ペネ内堆積物の堆積物量及び気相移行率

X-6 ペネ内の堆積物については，ウォータージェット（以下，WJ）による洗浄及び堆積物の原子炉格納容器（以下，PCV）床面への落下によりダストが浮遊することを想定する。堆積物量及び気相移行率については，本文記載のとおりに設定し，別表(1)-1 のとおりとした。

別表(1)-1　X-6 ペネ内堆積物の堆積物量及び気相移行率

作業ステップ	浮遊要因	落下先	落下高さ (cm)	堆積物量 (g)	気相移行率 (－)
①　X-6 ペネ内					
①-1　X-6 ペネ堆積物洗浄／落下	WJ 洗浄	－		2.4×10^{5}	0.2%
	落下	PCV 床面	526		1% ※1

※1：堆積物落下に伴う気相移行率は，落下高さ，落下物重量及び落下物の密度に依存する。
堆積物の密度は線源強度設定における想定密度 $2g/cm^3$ とした。
また，包絡値とするためのファクターとして 2 倍を設定した。

2.2　AWJ 影響範囲にある構造物の汚染表面から剥離する表面積及び気相移行率

アブレシブウォータジェット（以下，AWJ）影響範囲にある構造物の汚染表面から剥離する表面積及び気相移行率については，本文記載のとおりに設定し，別表(1)-2 のとおりとした。

別表(1)-2　AWJ 影響範囲にある構造物の汚染表面から剥離する表面積
及び気相移行率

<table>
<tr><th colspan="2" rowspan="2">作業ステップ</th><th rowspan="2">切断対象物</th><th colspan="2">AWJ 影響表面積（cm^2）</th><th colspan="2">気相移行率(－)</th></tr>
<tr><th>1 m 以内</th><th>1 m 以遠</th><th>1 m 以内</th><th>1 m 以遠</th></tr>
<tr><td colspan="7">① X-6 ペネ内</td></tr>
<tr><td colspan="2">①-1　X-6 ペネ堆積物
洗浄／落下</td><td colspan="5">－
（AWJ 施工なし）</td></tr>
<tr><td colspan="2">①-2　ケーブル
切断／落下</td><td>ケーブル</td><td rowspan="2">2.3×10^4</td><td rowspan="2">8.5×10^4</td><td rowspan="2">0.2 %</td><td rowspan="2">0.01 %</td></tr>
<tr><td colspan="2">①-3　レールガイド
切断／落下</td><td>レールガイド</td></tr>
<tr><td colspan="7">② PCV 内</td></tr>
<tr><td rowspan="4">②-1 CRD レール切断作業</td><td>②-1-1
CRD レール
切断／落下</td><td>CRD レール</td><td rowspan="3">3.0×10^4</td><td rowspan="3">3.0×10^5</td><td rowspan="5">0.2 %</td><td rowspan="5">0.01 %</td></tr>
<tr><td>②-1-2
ガイドピン
切断／落下</td><td>ガイドピン</td></tr>
<tr><td>②-1-3
CRD レール上
グレーチング
切断／落下</td><td>CRD レール上
グレーチング</td></tr>
<tr><td colspan="2">②-2　CRD レール
吊り治具
切断／落下</td><td>CRD レール
吊り治具</td><td>4.4×10^3</td><td>5.0×10^2</td></tr>
<tr><td colspan="2">②-3　電線管
切断／落下</td><td>電線管</td><td>1.5×10^3</td><td>－
（該当なし）</td></tr>
</table>

2.3　AWJ 切断欠損部の表面積及び気相移行率

X-6 ペネ内のケーブル及びレールガイドの AWJ 切断については，前段作業である X-6 ペネ堆積物洗浄／落下において表面の汚染が除去されることを想定し，切断に伴うダスト浮遊を考慮しない。

PCV 内干渉物の AWJ 切断においては，切断による欠損部表面からのダストの浮遊を想定する。AWJ による欠損部の表面積は，CAD を用いて切断長さを読み取り，それに切断幅を乗じて算出する。切断幅は，AWJ による鋼材の切断試験における実績から，2 cm とする。気相移行率は，DOE HANDBOOK の「加圧容器/配管からのベント時の飛散率」の液面上もしくは容器全体破損条件の数値から，0.35MPa 以上の水溶液のバウンディング値 0.2%を設定した。算出した AWJ 切断欠損部の表面積及び気相移行率を別表(1)-3 にまとめる。

別表(1)-3　AWJ 切断欠損部の表面積及び気相移行率

<table>
<tr><th colspan="2">作業ステップ</th><th>切断対象物</th><th>切断による
欠損面積
(cm^2)</th><th>気相
移行率
(－)</th></tr>
<tr><td colspan="5">①　X-6 ペネ内</td></tr>
<tr><td colspan="2">①-1　X-6 ペネ堆積物　洗浄／落下</td><td>－
(切断なし)</td><td colspan="2">－
(切断なし)</td></tr>
<tr><td colspan="2">①-2　ケーブル　切断／落下</td><td>ケーブル</td><td colspan="2" rowspan="2">－
(考慮せず) ※1</td></tr>
<tr><td colspan="2">①-3　レールガイド　切断／落下</td><td>レールガイド</td></tr>
<tr><td colspan="5">②　PCV 内</td></tr>
<tr><td rowspan="5">②-1 CRD レール
切断作業</td><td>②-1-1　CRD レール　切断／落下</td><td>CRD レール</td><td>1.9×10^3</td><td rowspan="5">0.2 %</td></tr>
<tr><td>②-1-2　ガイドピン　切断／落下</td><td>ガイドピン</td><td>4.6×10^1</td></tr>
<tr><td>②-1-3　CRD レール上グレーチング
切断／落下</td><td>CRD レール上
グレーチング</td><td>1.5×10^3</td></tr>
<tr><td colspan="2">②-2　CRD レール吊り治具　切断／落下</td><td>CRD レール吊り治具</td><td>1.7×10^2</td></tr>
<tr><td colspan="2">②-3　電線管　切断／落下</td><td>電線管</td><td>1.4×10^2</td></tr>
</table>

※1：前段作業である X-6 ペネ堆積物洗浄／落下において表面の汚染が除去されることを想定し，切断に伴う浮遊は考慮しない。

2.4　切断片落下時のダスト発生源の表面積と気相移行率

2.4.1. 落下物からの浮遊

表面の汚染した切断片が落下する場合，表面付着物の一部が浮遊することが想定される。落下する切断片の表面積は CAD を用いて算出した。グレーチングについては，グレーチングを平板であるとして読み取った表面積の 2 倍と設定した。

切断対象物の材質は多くの場合金属であるが，切断対象物表面には堆積物が付着していることが想定される。このため，切断片の落下時の気相移行率としては，DOE HANDBOOK で与えられている「非金属又は複合固体の自由落下時」の気相移行率に基づき設定した。算出した落下物の表面積及び気相移行率を別表(1)-4 にまとめる。

2.4.2. 被衝突物からの浮遊

切断片が落下すると PCV 下部グレーチングまたは PCV 床面に衝突する。これら被衝突物も表面汚染があると考えられることから，被衝突物からもダストが浮遊する可能性がある。被衝突物からの浮遊量は，落下物からの浮遊量を基準に想定する。対象がグレーチングの場合，前項のとおり平板であるとして読み取った表面積の 2 倍と設定することに基づき，下記に示す落下物と被衝突物の組み合わせにより被衝突物からの浮遊量を想定した。

<u>被衝突物からの浮遊量</u>（落下物からの浮遊量基準）

落下物；グレーチング以外／被衝突物；グレーチング以外の場合：落下物の 1 倍
落下物；グレーチング　　／被衝突物；グレーチング　　の場合：落下物の 1 倍
落下物；グレーチング以外／被衝突物；グレーチング　　の場合：落下物の 2 倍
落下物；グレーチング　　／被衝突物；グレーチング以外の場合：対象なし

2.4.3. 切断片落下時のダスト浮遊量の補正係数

上述のとおり，切断片落下時には，落下物と被衝突物からダストの浮遊を想定することから，落下物のダスト浮遊量に落下物及び被衝突物を考慮した補正係数を乗じて，切断片落下時のダスト浮遊量を評価した。落下物及び被衝突物を考慮した補正係数を別表(1)-4 にまとめる。

別表(1)-4　切断片落下時のダスト発生源の表面積と気相移行率

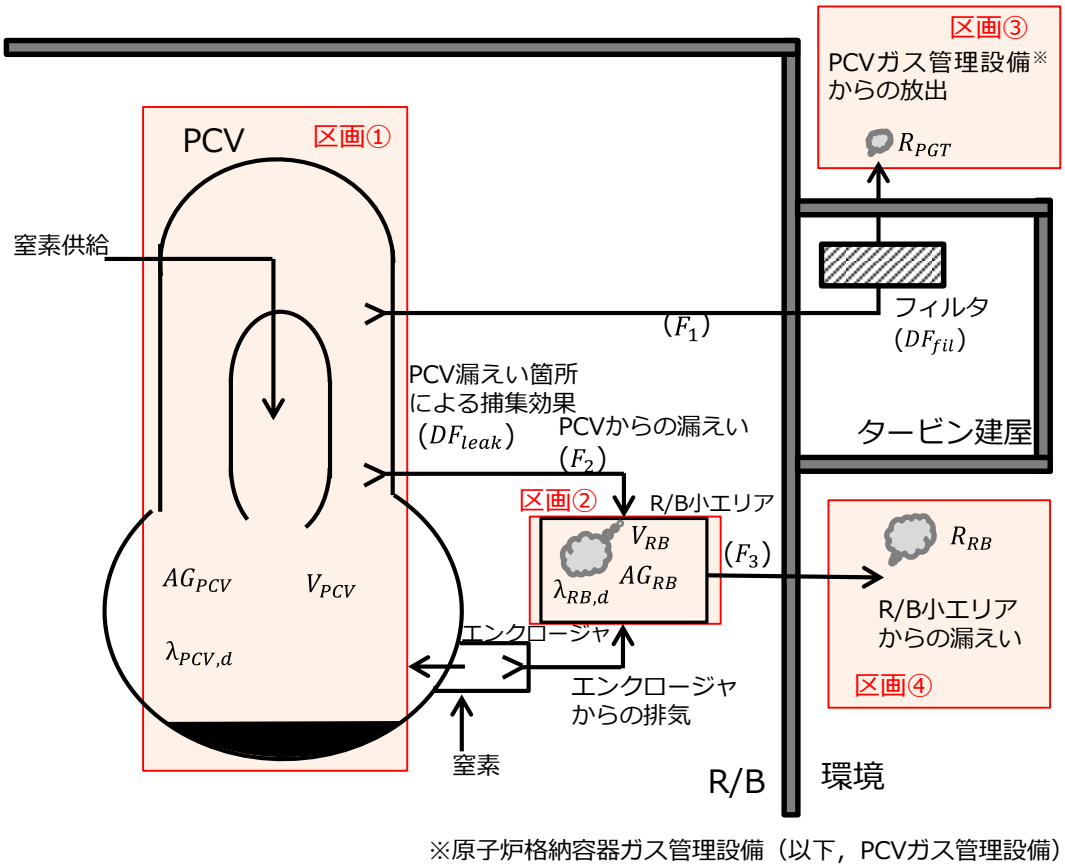
作業ステップ		落下物	落下先 (被衝突物)	落下 高さ (cm)	落下物 表面積 (cm^2)	気相 移行率 ※1 (－)	落下物及び 被衝突物を 考慮した 補正係数 (－)
①　X-6 ペネ内							
①-1　X-6 ペネ堆積物 洗浄／落下		－ (切断片なし)					
①-2　ケーブル 切断／落下		ケーブル 切断片	PCV 下部 グレーチング	119	4.5×10^{4}	3.0×10^{-5}	2 ※2 (落下物：0 ＋ 被衝突物：2)
①-3　レールガイド 切断／落下		レールガイド 切断片			2.0×10^{3}		2 ※2 (落下物：0 ＋ 被衝突物：2)
②　PCV 内							
②-1 CRD レール切断作業	②-1-1 CRD レール 切断／落下	CRD レール 切断片	PCV 下部 グレーチング	105	7.0×10^{3}	3.0×10^{-5}	3 (落下物：1 ＋ 被衝突物：2)
	②-1-2 ガイドピン 切断／落下	ガイドピン 切断片			3.6×10^{2}		3 (落下物：1 ＋ 被衝突物：2)
	②-1-3 CRD レール上 グレーチング 切断／落下	CRD レール上 グレーチング 切断片			9.0×10^{3}		2 (落下物：1 ＋ 被衝突物：1)
②-2　CRD レール 吊り治具 切断／落下		CRD レール 吊り治具 切断片	PCV 床面	416	6.6×10^{3}	9.0×10^{-5}	2 (落下物：1 ＋ 被衝突物：1)
②-3　電線管 切断／落下		電線管 切断片	PCV 床面	463	2.1×10^{3}	1.0×10^{-4}	2 (落下物：1 ＋ 被衝突物：1)

※１：切断片落下に伴う気相移行率は，落下高さ，落下物の密度に依存する。複合固体の密度として保守的に UO_2 の密度を用いて算出。

※２：ケーブル及びレールガイドに付着した放射性物質は前段の作業で洗浄されることを想定するため，落下物からの浮遊は想定しない。

3.　ダスト放射能量の移行評価式

評価区画を別図(1)-1 に，評価に用いる定数一覧を別表(1)-5 に示す。区画①～④に対して，ダスト放射能量の移行評価式を立て，放出量の評価を行った。



別図(1)-1　評価区画図

別表(1)-5　評価に用いる定数一覧

定数		通常時	異常時
V_{PCV}	: PCV 体積(m^3)	4100	
V_{RB}	: R/B 小エリア体積(m^3)	825	
F_1	: PCV ガス管理設備排気流量(m^3/h)	10	0
F_2	: PCV から R/B 小エリアへの漏えい流量(m^3/h)	20	30
F_3	: R/B 小エリアから環境への漏えい流量(m^3/h)	30	40
$\lambda_{PCV,d}$	: PCV 内の沈降による除去速度(1/h)	2.01×10^{-1}	
$\lambda_{RB,d}$	: R/B 小エリア内の沈降による除去速度(1/h)	1.36×10^{0}	
DF_{leak}	: PCV 漏えい箇所での捕集効果(-)	10	1
DF_{fil}	: PCV ガス管理設備フィルタ DF (-)	100	

① PCV 内浮遊放射能量AG_{PCV} (Bq)［区画①］

PCV 内浮遊放射能量の評価にあたっては，各作業による PCV 内への浮遊，PCV ガス管理設備による排気，R/B 小エリアへの漏えい及び PCV 内での沈降を考慮する。PCV 内で浮遊するダストの量は，各作業で想定されるダストの全てが一度に浮遊するものとする。

$$\frac{dAG_{PCV}}{dt} = -\left(\lambda_{PCV,d} + \frac{F_1 + F_2}{V_{PCV}}\right) \cdot AG_{PCV}$$

② R/B 小エリア内浮遊放射能量AG_{RB} (Bq) ［区画②］

R/B 小エリア内浮遊放射能量の評価にあたっては，PCV 漏えい箇所を通じた PCV 内浮遊放射能の R/B 小エリアへの漏えい，R/B 小エリア内での沈降及び R/B 小エリアから環境への漏えいを考慮する。なお，R/B 排気設備による排気については見込まないものとする。

$$\frac{dAG_{RB}}{dt} = \frac{F_2}{V_{PCV} \cdot DF_{leak}} \cdot AG_{PCV} - \left(\lambda_{RB,d} + \frac{F_3}{V_{RB}}\right) \cdot AG_{RB}$$

③ PCV ガス管理設備からの放出放射能量R_{PGT} (Bq) ［区画③］

$$\frac{dR_{PGT}}{dt} = \frac{F_1}{V_{PCV} \cdot DF_{fil}} \cdot AG_{PCV}$$

④ R/B 小エリアからの漏えいによる放出放射能量R_{RB} (Bq) ［区画④］

$$\frac{dR_{RB}}{dt} = \frac{F_3}{V_{RB}} \cdot AG_{RB}$$

以上の方程式を解き，環境への放出放射能量Q_R (Bq) を評価した。

<u>放出放射能量</u>

$$Q_R = R_{PGT} + R_{RB}$$

4. 線量影響評価結果の内訳

各作業及びダスト浮遊要因毎の敷地境界での実効線量（通常時）の内訳を別表(1)-6に示す。また，最も放出量の大きな作業工程であるCRDレール切断作業（本文表1の②-1）時にバウンダリ施工箇所開放が生じた場合の敷地境界での実効線量（異常時）の内訳を別表(1)-7に示す。

別表(1)-6　通常時の敷地境界での実効線量の内訳

		合計 (mSv)	内訳 (mSv)		
			洗浄または切断によるダスト浮遊	切断片の落下によるダスト浮遊	AWJ影響範囲の表面剥離によるダスト浮遊
①X-6ペネ内					
①-1　X-6ペネ堆積物		1.8×10^{-4}	2.9×10^{-5}	1.5×10^{-4}	—
①-2　ケーブル		5.9×10^{-4}	—	2.8×10^{-5}	5.6×10^{-4}
①-3　レールガイド			—	1.2×10^{-6}	
②PCV内					
②-1 CRDレール切断作業	②-1-1　CRDレール	1.0×10^{-3}	3.9×10^{-5}	6.6×10^{-6}	9.3×10^{-4}
	②-1-2　ガイドピン		9.5×10^{-7}	3.3×10^{-7}	
	②-1-3　CRDレール上グレーチング		3.2×10^{-5}	5.6×10^{-6}	
②-2　CRDレール吊り治具		1.1×10^{-4}	3.5×10^{-6}	1.2×10^{-5}	9.1×10^{-5}
②-3　電線管		3.9×10^{-5}	2.9×10^{-6}	4.4×10^{-6}	3.2×10^{-5}
合計		1.9×10^{-3}	1.1×10^{-4}	2.0×10^{-4}	1.6×10^{-3}

別表(1)-7　異常時の敷地境界での実効線量の内訳（PCVバウンダリ施工箇所開放）

		合計 (mSv)	内訳 (mSv)		
			洗浄または切断によるダスト浮遊	切断片の落下によるダスト浮遊	AWJ影響範囲の表面剥離によるダスト浮遊
②-1 CRDレール切断作業	②-1-1　CRDレール	4.5×10^{-1}	1.7×10^{-2}	2.9×10^{-3}	4.1×10^{-1}
	②-1-2　ガイドピン		4.2×10^{-4}	1.5×10^{-4}	
	②-1-3　CRDレール上グレーチング		1.4×10^{-2}	2.4×10^{-3}	
合計		4.5×10^{-1}	3.1×10^{-2}	5.5×10^{-3}	4.1×10^{-1}

以上

別冊２８

２号機　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明

本資料は，２号機使用済燃料プールからの燃料取り出しを目的とした設備に係る実施計画面談資料のうち，実施計画本文や添付資料の補足として必要な部分，及び評価の根拠を示すための計算書を取り纏めたものである。

Ⅰ　燃料取り出し用構台　補足説明資料

2号機燃料取扱設備及び燃料取り出し用構台の設置について

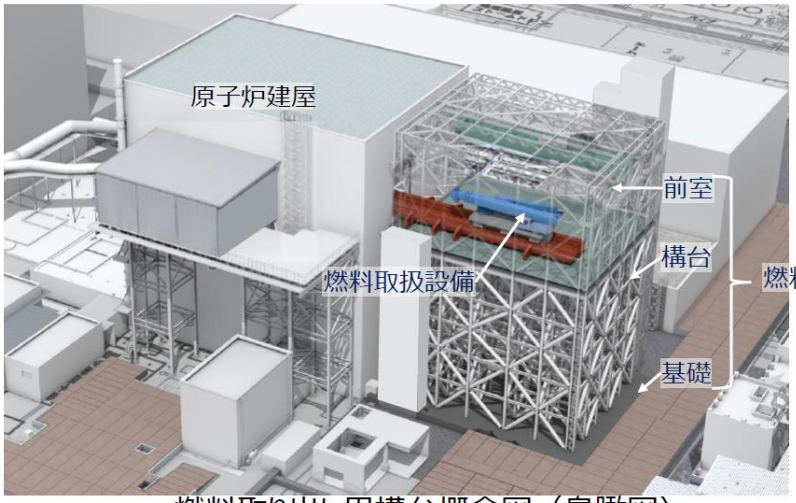
燃料取り出し用構台　補足説明資料

東京電力ホールディングス株式会社

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

概要（燃料取り出し用構台）

- 原子炉建屋上部を全面解体せず，建屋南側に燃料取り出し用構台を設置した上で，南側外壁の小開口から燃料と輸送容器を取り扱う。
- ブーム型クレーン式の燃料取扱設備を採用することで，南側外壁の開口部は小さくなり，原子炉建屋の構造部材のうち柱と梁の解体を回避できる。
- 燃料取扱設備は，燃料取り出し用構台上での組立・保守作業が可能となることから，作業員被ばくを低減できる。



青字：新設設備

燃料取り出し用構台概念図（鳥瞰図）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.1.1 一般事項（燃料取り出し用構台）

TEPCO

- 2号機燃料取り出し用構台は，原子炉建屋の南側に設置される基礎・構台・前室と，原子炉建屋に延伸して設置されるランウェイガーダ，弾性支承，オイルダンパから構成され，改良地盤上に設置する。また，ランウェイガーダ上を燃料取扱設備が走行する。ここでは，本燃料取り出し用構台の構造強度と耐震性について検討を行う。なお，2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ，安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で，核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行う*とともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とし，具体的にはB+クラスに分類される燃料取出設備の間接支持構造物として，B+クラス相当の地震力に対する耐震評価を行う。

＊：耐震設計における耐震クラス分類は，「令和３年２月１３日の福島県沖の地震を踏まえた東京電力福島第一原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方（２回目）」(原子力規制庁，令和3 年9 月8 日）に基づき，地震により安全機能を失った際の公衆への被ばく影響を行い，Ｂクラスもしくは Ｂ＋クラスと判断されるが，通常のＢクラスよりも高い耐震性が求められるＢ＋クラスの対象設備の要件として挙げられる使用済燃料を移動させるために必要な燃料取出設備の間接支持構造物としてＢ＋クラス相当とする。なお，耐震クラス分類に係わる被ばく評価については，「別冊２８　２号機使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明」（以下，別冊２８と記載）**P113～P1○○（Ⅴ　2号燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書）**参照。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.1.1 一般事項（燃料取り出し用構台）

TEPCO

- 燃料取り出し用構台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，耐震性は検討用地震動（最大加速度900gal）の1/2の最大加速度450galの地震動（以下，1/2Ss450と記載）に対する地震応答解析を実施し，燃料取り出し用構台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，燃料取り出し用構台が崩壊機構に至らないことを確認する。検討用地震動（最大加速度900gal）は「東京電力福島第一原子力発電所の外部事象に対する防護の検討について」（東京電力株式会社，平成26年10月3日，特定原子力施設監視・評価検討会（第27回））にて提示した地震動とする。
- なお，2号機燃料取り出し用構台については，実施計画変更認可申請の審査期間中に，適用地震動見直しが行われたことから，一部の評価については，「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）（以下，バックチェックと記載）にて作成した解放基盤表面で定義される新規制基準によらない従来のSs（最大加速度600gal）（以下，Ss600と記載）に対する地震応答解析結果との比較から耐震性を確認する。
- 上記1/2Ss450を用いた評価については，「Ⅳ　2号燃料取り出し関連設備に対する1/2Ss450評価について」に記載するため，本資料（Ⅰ　燃料取り出し用構台　補足説明資料）への記載は省略し，Ss600（本資料では基準地震動Ssと記載）に対する評価を記載する。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

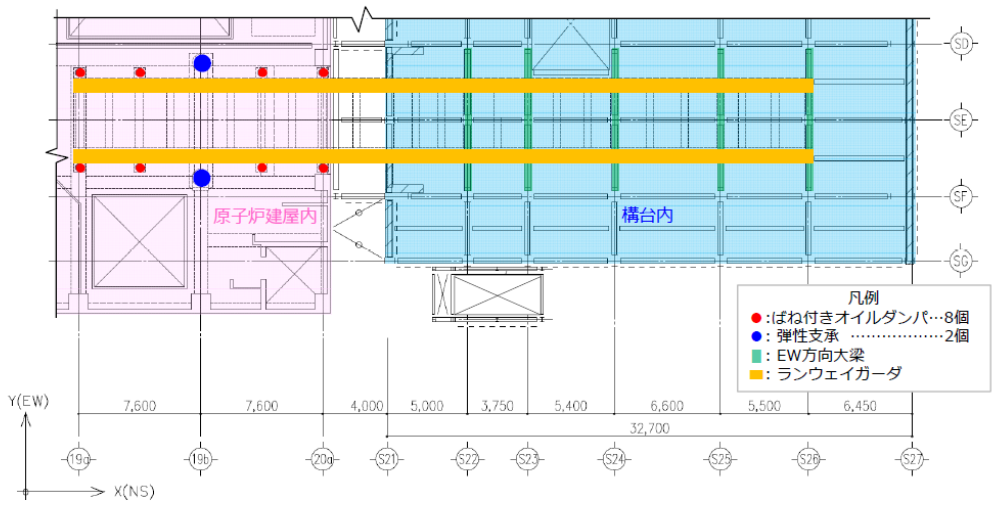
4.1.2 構造概要（燃料取り出し用構台）

■ 燃料取り出し用構台は，東西方向27.0m，南北方向32.7m，高さ44.75mの矩形架構で構造種別は鉄骨造である。

1. 原子炉建屋と燃料取り出し用構台の間にオイルダンパ（水平棟間）を設置する。
2. 構台は5層の柱・梁・ブレース及びオイルダンパ（鉛直）から成る架構とし，オイルダンパ（鉛直）はブレース状に配置する。
3. 前室は，柱・梁・ブレース及び屋根トラスから成る架構とする。
4. ランウェイガーダは，原子炉建屋南側外壁に開口を設け，構台と原子炉建屋に跨がる形で設置する。構台内ではEW方向の大梁に接続し，水平方向，鉛直方向ともに支持する。原子炉建屋内では水平方向の支持は行わないため，構台からの片持形式であり，鉛直方向は弾性支承で支持する。なお，弾性支承と原子炉建屋床面の固定は行わない。また，ランウェイガーダと原子炉建屋床面との間にばね付きオイルダンパを設置する。ばね付きオイルダンパの下面にはすべり材を取付け，原子炉建屋床面上に設置したすべり板との間で接触させ，水平方向に滑動可能な構造とする。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.1.2 構造概要（燃料取り出し用構台）



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

オイルダンパ，弾性支承の設置目的・役割

■ オイルダンパ（水平棟間）
　原子炉建屋は剛構造(＝短周期)であり，長周期の燃料取り出し用構台と地震時の揺れ方が異なるため，2棟の相対変位を制御するとともに，構台上部の変形を抑制するためにオイルダンパを棟間に計4台設置する。

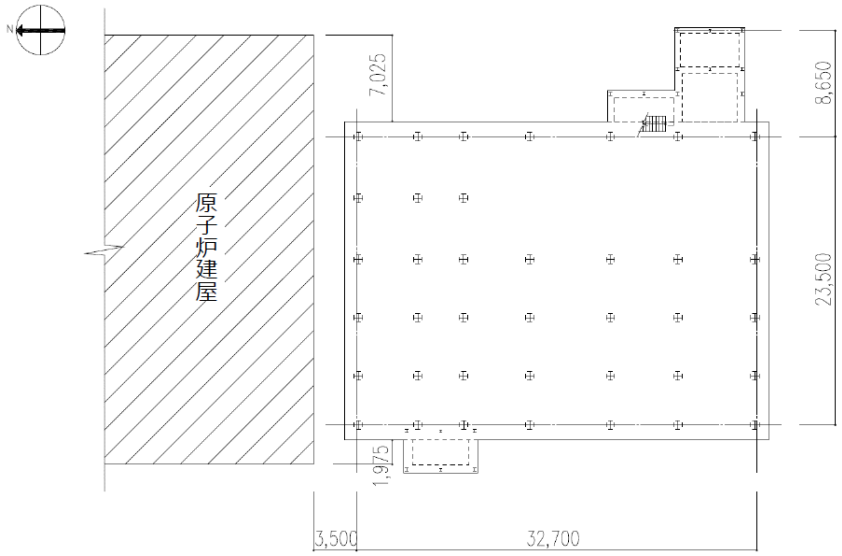
■ オイルダンパ（鉛直）
　地震時のランウェイガーダの水平方向加速度応答スペクトルの低減を目的として，構台にオイルダンパをブレース状に計98台配置し構台の減衰の付与を図る。

■ ばね付きオイルダンパ
　ランウェイガーダ～オペフロ床間にばね付きオイルダンパを計8台設置し，ランウェイガーダの鉛直方向加速度応答スペクトルの低減を図る。原子炉建屋床面との固定を行わないことにより，鉛直方向（原子炉建屋に対して下向き挙動時）のみ減衰力が作用し，水平方向には減衰力は作用しない。

■ 弾性支承
　ランウェイガーダ及び燃料取扱設備の重量を原子炉建屋内で支持する支点とするため，計2台設置する。免震で用いる弾性支承を用い，原子炉建屋床面との固定を行わないことにより，鉛直方向力（圧縮）を支持し，水平方向力を負担しない機構としている。 また，軸剛性が剛でなく積層ゴムの剛性であることにより，燃料取扱設備の地震時鉛直方向の加速度応答低減の役割も有する。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

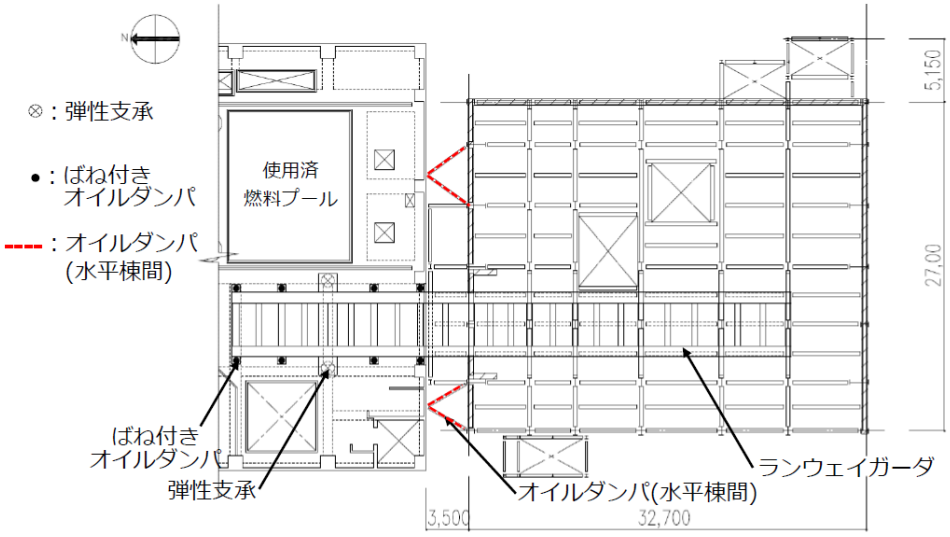
4.1.2 構造概要（燃料取り出し用構台）



(a) 1F伏図 (G.L.2,060)
図 4.1.2-1 燃料取り出し用構台の概要（単位：mm）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.1.2 構造概要（燃料取り出し用構台）

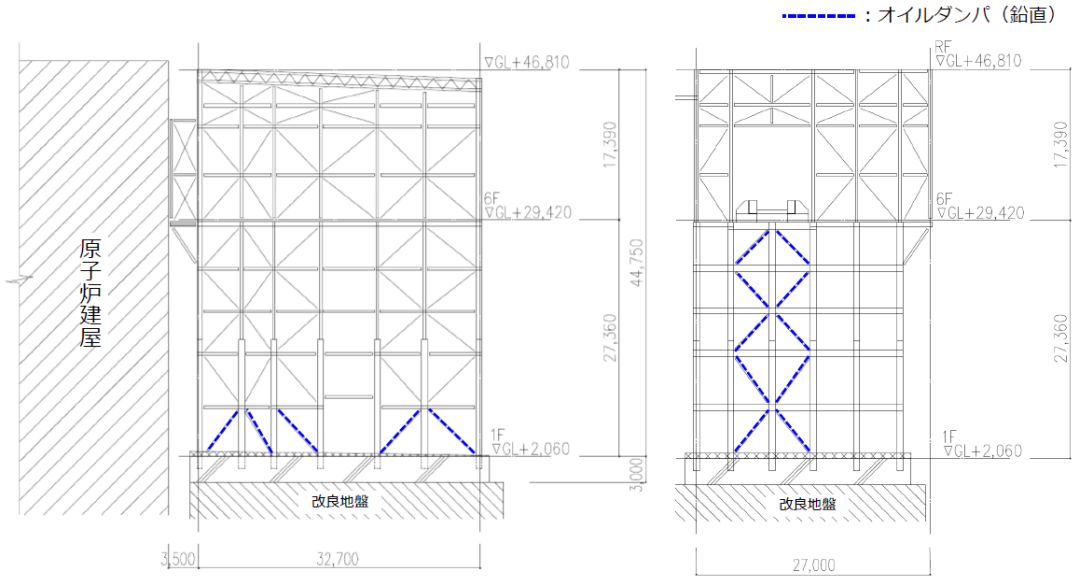


(b) 6F伏図 (G.L.29,420)

図 4.1.2-2 燃料取り出し用構台の概要（単位：mm）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.1.2 構造概要（燃料取り出し用構台）

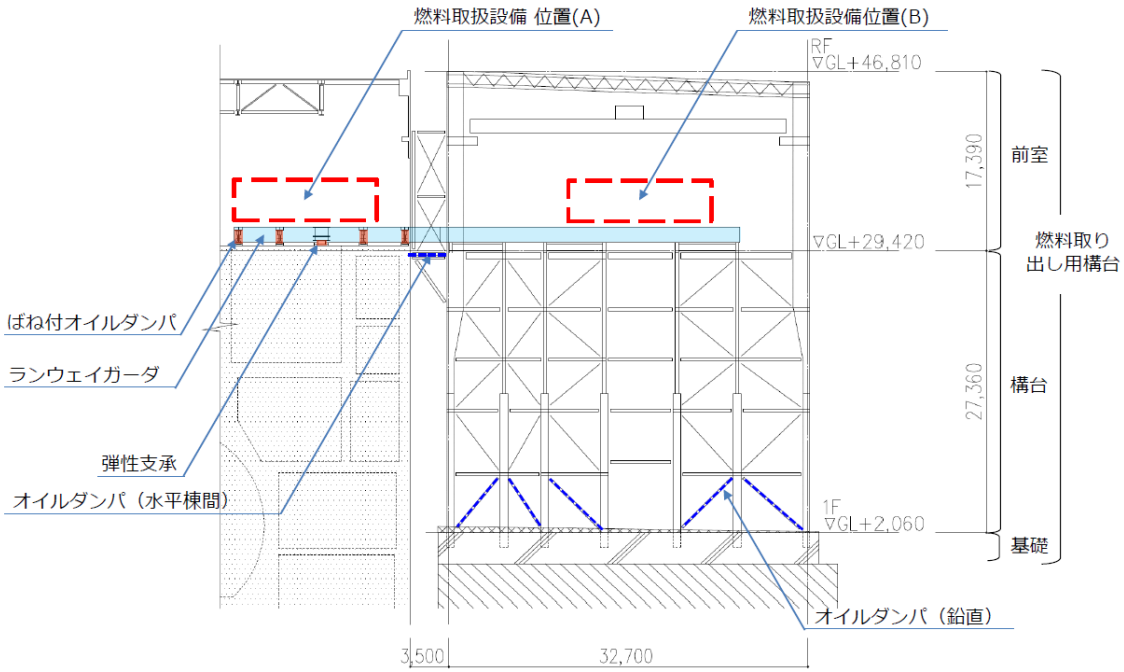


(a) 構台最西側軸組図　　(b) 構台最北側軸組図

図 4.1.2-3 燃料取り出し用構台の概要（単位：mm）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

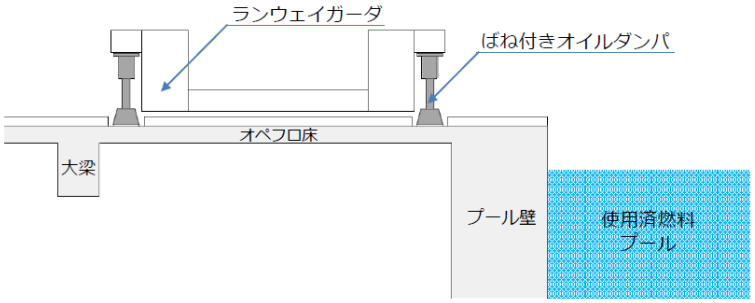
オイルダンパ，弾性支承の配置



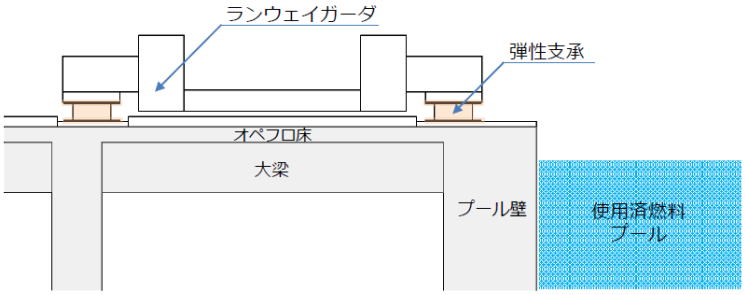
ランウェイガーダ部断面図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

オイルダンパ，弾性支承の配置



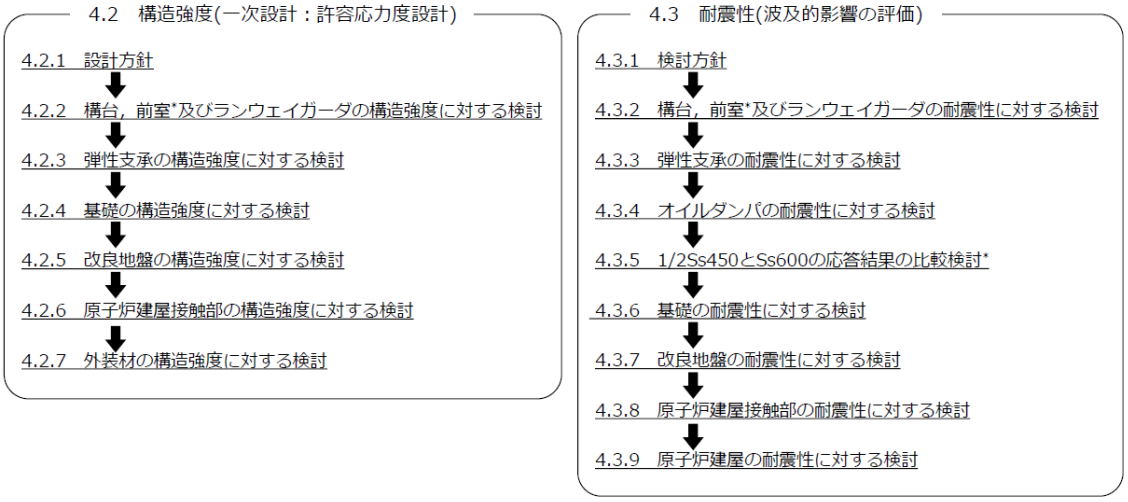
ばね付きオイルダンパ部



弾性支承部

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.
無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.1.3 検討フロー



＊：「Ⅳ　2号燃料取り出し関連設備に対する1/2Ss450評価について」に記載する

図 4.1.3-1 燃料取り出し用構台の検討フロー

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針（構造強度）

構造強度の検討は，構台及びランウェイガーダ，弾性支承，基礎及び改良地盤について許容応力度設計を実施する。

表 4.2.1-1(1) 燃料取り出し用構台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/mm²）	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ（kN/m³）
架　構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
床・基礎スラブ	コンクリート	2.27×10^4	0.2	23.0

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm²）

設計基準強度	長期			短期		
24	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	8.0	－	0.73	16.0	－	1.095

[引用文献]

- 鋼構造設計規準　－許容応力度設計法－（日本建築学会2005年 9月）
- 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会2018年12月）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

表 4.2.1-1(2) 燃料取り出し用構台の物性値及び許容応力度

鉄筋の許容応力度 (単位：N/mm²)

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
SD295	—	195	195	295	295
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/mm²)

板厚	材料	基準強度F	許容応力度
T≦40mm	SGLCC	205	JIS G 3321に従い，左記Fの値（降伏点又は耐力）より求める
	SS400	235＊	「建設省告示第2464号」に従い，左記Fの値より求める ＊：終局強度は基準強度F値の1.1倍とする
	SM490A，STK490	325＊	
	SN490B，SN490C	325＊	
T＞40mm	SN490B	295＊	
	TMCP325	325	

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針

表 4.2.1-2 弾性支承の物性値

弾性支承の物性値

種別	ゴム			鋼 材	
積層ゴム	ゴム径 (㎜)	鉛直剛性 (×10³ kN/m)	水平剛性 (×10³ kN/m)	フランジプレート	内部鋼板
	750	2140	0＊	SS400	SS400

＊：ローラー支承と仮定。

ブリヂストン「建築免震用積層ゴム製品仕様一覧 2019 VoL.1」による。

表 4.2.1-3 改良地盤・支持地盤の許容応力度

改良地盤の許容応力度 (単位：kN/m²)

設計基準強度=3000＊1	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
改良地盤	1000	—	200	2000	—	400
断面欠損を考慮＊2	980	—	150	1960	—	300

＊1：設計圧縮強度 = 5000kN/m²
＊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/m²)

種別	長期＊3	短期＊3
泥岩（岩盤）	1960	3920

＊3：「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。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針

■ 荷重

- 鉛直荷重（VL）
  燃料取り出し用構台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）
  構内用輸送容器揚重時を想定し，構内用輸送容器を含んだ重量とする。

表 4.2.1-4 燃料取扱設備荷重

位置	合計重量(t)
原子炉建屋内(A)	310
前室内(B)	310

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針

- 積雪荷重（SL）
  積雪荷重は建築基準法施行令第86条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。
  なお，国土交通省告示594号による多雪区域以外の区域における積雪後の降雨を見込んだ割増係数を乗じた積雪荷重を考慮する。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m^2/cm

- 風圧力（WL）
  風圧力は建築基準法施行令第87条および建設省告示第1454号に基づき，基準風速を30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。

表 4.2.1-5　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^2)
46.81	1.26	2.00	3.16	30	1707

＊：建物高さは，安全側に水上鉄骨天端とする。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針

TEPCO

- 地震荷重（K）

燃料取り出し用構台に作用させる地震荷重は，G.L.+2.06m（構台基礎上端レベル）を基準面とした構台の水平地震力の算定結果より設定する。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$
$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi ：層せん断力（kN）
n ：施設の重要度に応じた係数
　建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。
Ci ：地震層せん断力係数　　Wi ：当該部分が支える重量（kN）
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，燃料取り出し用構台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。
Co ：標準せん断力係数（ Co=0.2）

i層の水平震度kiは，下式によって算定する。

$$Pi = Q_i - Q_{i-1}$$
$$ki = Pi/wi$$

ここで，

Pi：当該階とその直下階の水平地震力の差（kN）
wi：各階重量（kN）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針

TEPCO

表 4.2.1-6 燃料取り出し用構台の水平震度の算定結果

標高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	NS方向		EW方向	
		水平地震力 Pi (kN)	水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)	水平震度 ki
46.81	3523.2	1068	0.304	1147	0.326
46.81～40.42	2275.1	655	0.288	719	0.317
40.42～34.82	1316.1	354	0.269	376	0.286
34.82～29.42	22168.4	5631	0.254	6033	0.273
29.42～24.30	2805.8	638	0.228	609	0.217
24.30～19.38	2426.8	487	0.201	394	0.163
19.38～14.46	2957.4	524	0.178	339	0.115
14.46～8.26	3530.4	484	0.138	224	0.064
8.26～2.06	—	—	—	—	—

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

耐震安全上必要な機器等の点検をする上での設計上の考慮

TEPCO

- 燃料取り出し用構台設置時に必要な足場（歩廊）を設置後に転用し，耐震安全上重要であるオイルダンパの点検を行うための歩廊として活用
- 必要に応じ歩廊の追加設置を行う予定
- 歩廊は2次部材であるため剛性は考慮せず，重量のみ解析モデルに反映

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

今後の申請のうち構台の評価に取り込む条件について

TEPCO

- 燃料取り出し用構台設置に係る実施計画変更認可申請以降の申請内容（燃料取扱設備設置，南側開口設置）および遮蔽体重量について，以下の通り解析条件に取り込んでいる
- 後段の申請にあたり，取り込んだ条件に変更が生じた場合，速やかに燃料取り出し用構台への影響を確認のうえ，影響が生じる場合は燃料取り出し用構台の変更認可申請を実施する

【燃料取扱設備】

構内用輸送容器揚重時を想定し，構内用輸送容器を含んだ下記重量を，燃料取扱設備の動作姿勢（R/B内：キャスクピットへのキャスク揚重，構台内：機器ハッチへのキャスク揚重）を考慮したうえで構台の解析モデル（ランウェイガーダ上）に分配

機器名	重量（t）
キャスク	50
クレーン	54
燃料取扱機	23
ジブクレーン	13
走行台車	170
全体	310

※現設計における概算重量は設計裕度に収まる

【南側開口】

6.75m（幅）× 8.3m（高さ）を考慮し，原子炉建屋のEW方向解析モデルのせん断断面積および断面二次モーメント，UD方向の軸断面積および軸ばね剛性を低減

【遮蔽体】

原子炉建屋オペフロ上および燃料取り出し用構台前室に設置する遮蔽体の重量を，下記の通り想定したうえで，それを上回る重量を原子炉建屋および構台の解析モデルに配置

名称	重量（t）
オペフロ遮蔽体（R/B）	1560
前室遮蔽体（構台）	230

※現設計における概算重量は設計裕度に収まる

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針

■ 荷重組合せ

表 4.2.1-7 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	長期
積雪時	S	VL+SL	短期
暴風時	W	VL+WL	
地震時	E1	VL+K(+NS)	
	E2	VL+K(-NS)	
	E3	VL+K(+EW)	
	E4	VL+K(-EW)	

注：各荷重ケースにおいて，燃料取扱設備の位置は原子炉建屋内位置(A)と前室内位置(B)の2ケース考慮する。

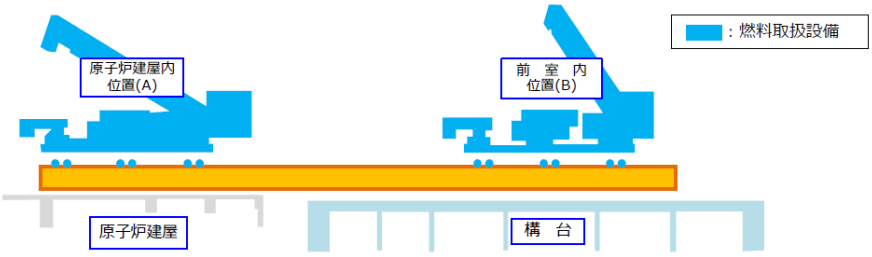


図 4.2.1-1 燃料取扱設備の位置

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.2.1 設計方針

■ 層せん断力

地震時と暴風時の燃料取り出し用構台の層せん断力について，風荷重の受圧面積が大きい EW方向で比較した結果を図 4.2.1-2に示す。図 4.2.1-2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。

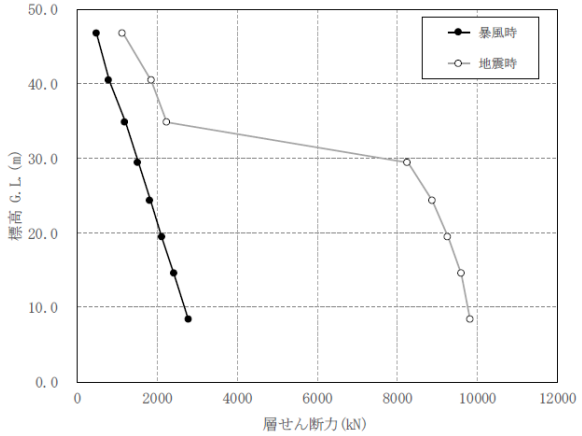


図4.2.1-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較（EW方向）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.2.2構台，前室及びランウェイガーダの構造強度に対する検討

■ 解析モデル

架構の解析モデルは，構台及び前室とランウェイガーダ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。構造強度に対する検討は静的検討であるため，動的荷重（応答速度）に対し減衰力を発揮するオイルダンパはモデル化しない。

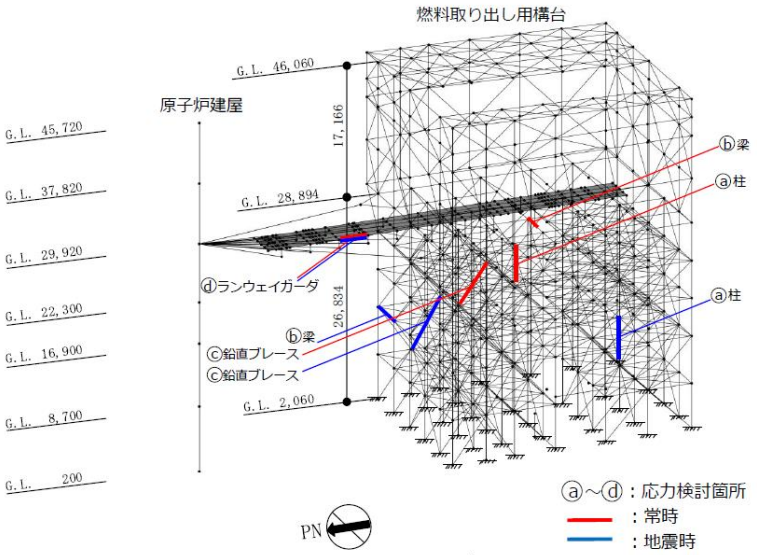


図 4.2.2-1 解析モデル

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.2構台，前室及びランウェイガーダの構造強度に対する検討

■ 柱及び梁部材の検討

部材の応力度比は，「鋼構造設計規準（2005年9月）」に従い，2方向の曲げ，軸力及びせん断力の各最大応力と各許容応力度との比を組み合わせた値で表される。

・軸圧縮の場合 $\sqrt{\left(\frac{\sigma_c}{f_c}+\frac{\sigma_{by}}{f_{by}}+\frac{\sigma_{bz}}{f_{bz}}\right)^2+\left(\frac{\tau}{f_s}\right)^2} \leqq 1$　　・軸引張の場合 $\sqrt{\left(\frac{\sigma_t}{f_t}+\frac{\sigma_{by}}{f_{by}}+\frac{\sigma_{bz}}{f_{bz}}\right)^2+\left(\frac{\tau}{f_s}\right)^2} \leqq 1$

ここで，

σ_c，σ_t：圧縮応力度（N/A）及び引張応力度（T/A）(N/mm^2)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm^2)

σ_{by}，σ_{bz}：強軸まわりの曲げ応力度（M_y/Z_y）及び弱軸まわりの曲げ応力度（M_z/Z_z）(N/mm^2)

M_y，Z_y：強軸まわりの曲げモーメント(Nm)及び断面係数(mm^3)

M_z，Z_z：弱軸まわりの曲げモーメント(Nm)及び断面係数(mm^3)

τ：せん断応力度（Q/A_s）(N/mm^2)

Q：せん断力(N)，A_s：せん断断面積(mm^2)

f_c：許容圧縮応力度(N/mm^2)

f_t：許容引張応力度(N/mm^2)

f_{by}：強軸まわりの許容曲げ応力度(N/mm^2)

f_{bz}：弱軸まわりの許容曲げ応力度(N/mm^2)

f_s：許容せん断応力度(N/mm^2)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.2構台，前室及びランウェイガーダの構造強度に対する検討

■ トラス梁の斜材，ブレースの検討

応力度比の検討は，「鋼構造設計規準（2005年9月）」に従い，軸力に対し下式にて検討を行う。

・軸圧縮の場合　$\frac{\sigma_c}{f_c} \leqq 1$

・軸引張の場合　$\frac{\sigma_t}{f_t} \leqq 1$

ここで，　σ_c，σ_t：圧縮応力度（N/A）及び引張応力度（T/A）(N/mm²)
N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm²)
f_c：許容圧縮応力度(N/mm²)
f_t：許容引張応力度(N/mm²)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.2構台，前室及びランウェイガーダの構造強度に対する検討

表 4.2.2-1　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/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
鉄骨部材	ⓐ	柱	(Y)H-700×300 ×16×32 <SM490A>	C (B)	σ_c	48.7	f_c	144	0.48	O.K.
					σ_{by}	20.5	f_{by}	161		
					σ_{bz}	2.1	f_{bz}	216		
					τ	3.8	f_s	125		
	ⓑ	梁	H-800×350 ×19×36 <SM490A>	C (B)	σ_c	0.0	f_c	200	0.44	O.K.
					σ_{by}	59.0	f_{by}	207		
					σ_{bz}	0.0	f_{bz}	216		
					τ	41.4	f_s	125		
	ⓒ	鉛直 ブレース	Φ-355.6×9.5 <STK490>	C (B)	σ_c	21.4	f_c	142	0.16	O.K.
	ⓓ	ランウェイガーダ	□-1500×900× (80+40)×80 <SN490B>	C (B)	σ_c	0.0	f_c	196	0.25	O.K.
					σ_b	45.7	f_b	196		
					τ	9.2	f_s	113		

*1：ⓐ～ⓓの符号は図 4.2.2-1の応力検討箇所を示す。
*2：( )内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.2構台，前室及びランウェイガーダの構造強度に対する検討

表 4.2.2-2　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/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
鉄骨部材	ⓐ	柱	(X)H-700×300×40×40 (Y)H-700×350×40×40 <SM490A>	E1 (A)	σ_c	42.5	f_c	285	0.67	O.K.
					σ_{by}	11.2	f_{by}	312		
					σ_{bz}	154.4	f_{bz}	324		
					τ	7.3	f_s	187		
	ⓑ	梁	H-700×350×19×36 <SM490A>	E3 (A)	σ_c	1.0	f_c	241	0.57	O.K.
					σ_{by}	134.0	f_{by}	261		
					σ_{bz}	2.1	f_{bz}	324		
					τ	38.1	f_s	187		
	ⓒ	鉛直ブレース	Φ-406.4×9.5 <STK490>	E2 (B)	σ_t	83.8	f_t	231	0.37	O.K.
	ⓓ	ランウェイガーダ	□-1500×900×(80+40)×80 <SN490B>	E3 (B)	σ_c	14.3	f_c	294	0.22	O.K.
					σ_b	45.7	f_b	294		
					τ	9.2	f_s	169		

*1：ⓐ～ⓓの符号は図 4.2.2-1の応力検討箇所を示す。
*2：( )内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.3 弾性支承の構造強度に対する検討

弾性支承に作用する圧縮力による面圧が，弾性支承の圧縮限界強度以下となることを確認する。圧縮限界強度はゴム材料の弾性係数に応じて製品が規定する数値である。

表 4.2.3-1　弾性支承の構造強度に対する検討結果

設置位置	最大面圧発生ケース (位置)*	圧縮限界強度 σv (N/mm²)	最大圧縮面圧 σ_D(N/mm²)	$\sigma_D/\sigma v$	判定
西側	E2(A)	43.00	6.37	0.15	O.K.
東側	E2(A)	43.00	6.36	0.15	O.K.

*：( )内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

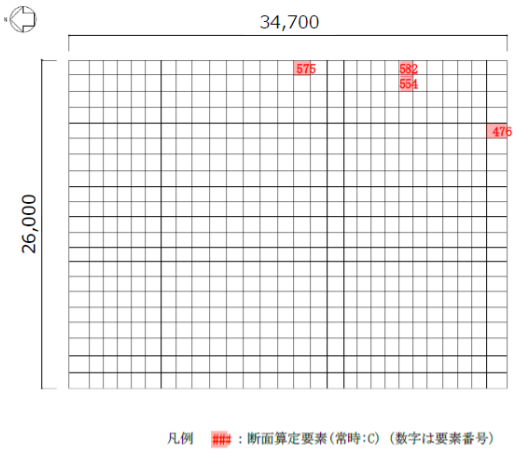
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.4 基礎の構造強度に対する検討

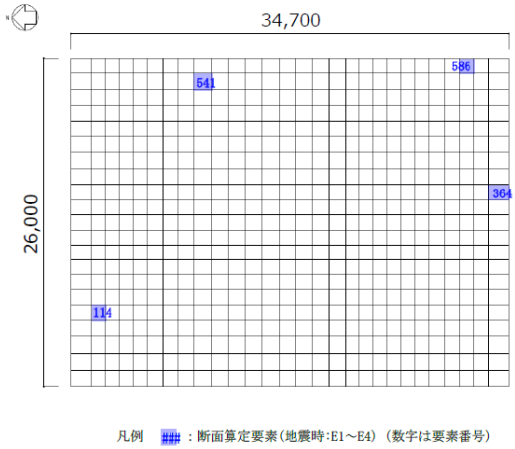
TEPCO

■ 解析モデル

基礎の応力解析は，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，解析モデルは下図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。但し，浮き上がった場合は，ばねの剛性が 0 となる。



（常時:C）
図 4.2.4-1　解析モデル図（単位：mm）



（地震時:E1～E4）
図 4.2.4-2　解析モデル図（単位：mm）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.2.4 基礎の構造強度に対する検討

TEPCO

■ 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（2013年8月）」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。

表 4.2.4-1　断面検討結果（常時:C）

要素番号	方向	荷重ケース（位置）*1	設計応力 N*2 (kN/m)	設計応力 M (kN・m/m)	N/(b・D)*2 (×10⁻² N/mm²)	M/(b・D²) (×10⁻² N/mm²)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	設計面外せん断力 Q(kN/m)	許容せん断力 fs・b・j (kN/m)	判定
575	NS	C(B)	-0.5	408.2	0.000	0.045	0.026	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	75.5	1775	O.K.
476	EW	C(B)	-0.8	798.1	0.000	0.089	0.051	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	101.1	1775	O.K.
582	NS	C(B)	1.6	75.3	0.001	0.008	0.005	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	466.3	1775	O.K.
554	EW	C(B)	-0.7	22.0	0.000	0.002	0.001	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	488.7	1775	O.K.

表 4.2.4-2　断面検討結果（地震時:E1～E4 ）

要素番号	方向	荷重ケース（位置）*1	設計応力 N*2 (kN/m)	設計応力 M (kN・m/m)	N/(b・D)*2 (×10⁻² N/mm²)	M/(b・D²) (×10⁻² N/mm²)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	設計面外せん断力 Q(kN/m)	許容せん断力 fs・b・j (kN/m)	判定
541	NS	E2(B)	-119.5	969.9	0.040	0.108	0.061	2-D38@200 (0.38) 3-D38@200 (0.57)	50.8	2616	O.K.
114	EW	E4(A)	-104.7	1140.3	0.035	0.127	0.046	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	14.4	2663	O.K.
586	NS	E3(A)	29.4	316.8	0.010	0.035	0.010	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	748.8	2663	O.K.
364	EW	E1(B)	26.5	109.7	0.009	0.012	0.003	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	677.2	2663	O.K.

*1：燃料取扱設備の位置を示す。　*2：圧縮を正とする。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.2.4 基礎の構造強度に対する検討

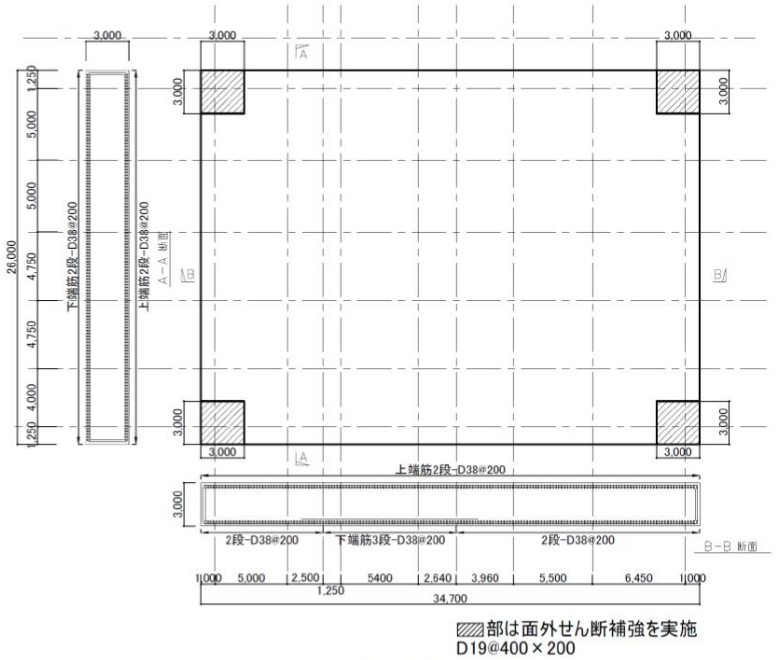


図 4.2.4-3　基礎の配筋図（単位：mm）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

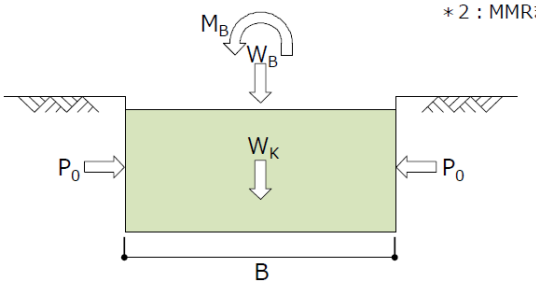
4.2.5 改良地盤の構造強度に対する検討

■ 常時に対する検討

燃料取り出し用構台を支持する改良地盤は，基礎直下の地盤を南北方向に 34.7m，東西方向に 26.0m，改良厚さ 7.16m程度*1とし，G.L.-8.1mの支持地盤*2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，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。

＊1：MMR等の既存地下構造物のため，位置により異なる
＊2：MMRまたは泥岩相当の地盤



W_B：燃料取り出し用構台荷重
W_K：改良地盤の自重
M_B：燃料取り出し用構台の偏心による転倒モーメント
P_o：長期設計用土圧
B ：改良幅

図 4.2.5-1　作用荷重（常時:C）

◆ 改良地盤の検討

最大接地圧 qr = 279 kN/m² ≦ 長期許容圧縮応力度 ${}_Lf_{SC}$ = 980 kN/m²

◆ 支持力の検討

最大接地圧 qr = 279 kN/m² ≦ 長期許容支持力度 ${}_Lq_a$ = 1960 kN/m²

◆ 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

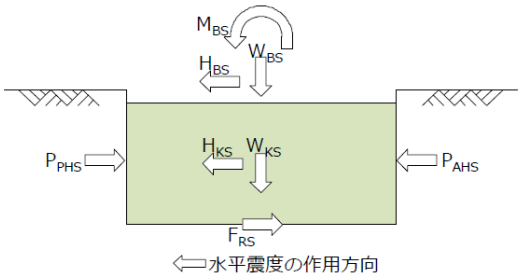
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.5 改良地盤の構造強度に対する検討

■ 地震時に対する検討

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。

さらに，改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して，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



W_{BS}：燃料取り出し用構台荷重
W_{KS}：改良地盤の自重
H_{BS}：燃料取り出し用構台による水平力
M_{BS}：燃料取り出し用構台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 4.2.5-2 作用荷重（地震時:E1～E4）

◆ 改良地盤の検討

最大接地圧 q_{1S} = 440 kN/m² ≦ 短期許容応力度 ${}_{S}f_{SC}$ = 1960 kN/m²

最大せん断応力 Tmax = 50 kN/m² ≦ 短期許容応力度 ${}_{S}f_{SS}$ = 300 kN/m²

◆ 支持力の検討

最大接地圧 q_{1S} = 440 kN/m² ≦ 短期許容支持力度 ${}_{S}q_{a}$ = 3920 kN/m²

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.6 原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

■ 弾性支承反力に対する検討

弾性支承からの反力によって原子炉建屋RC梁に生じるせん断力が，梁の長期許容せん断耐力以下となることを確認する。弾性支承の反力は基本的に，プール壁及び下階柱に直接かかるように配置するが，一部梁端に作用するため，それを考慮する。

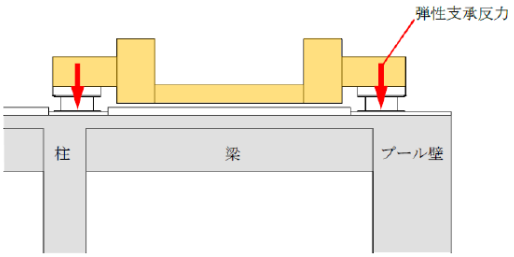


図 4.2.6-1 弾性支承からの反力

表 4.2.6-1 弾性支承反力に対する検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	梁端せん断力 Q(kN)	長期許容せん断力 Qa(kN)	耐力比 Q/Qa	判定
弾性支承受梁	C (A)	760	1486	0.52	O.K.

*：( )内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.7 外装材の構造強度に対する検討

■ 設置目的

燃料取り出し用構台前室周囲には，燃料取り出し作業環境の整備並びに放射性物質の飛散・拡散防止のため，外装材を設置する。

■ 評価方針

架構の屋根材，壁材には金属製外装材を用いる。断面検討は，屋根材，壁材それぞれに風圧力によって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。

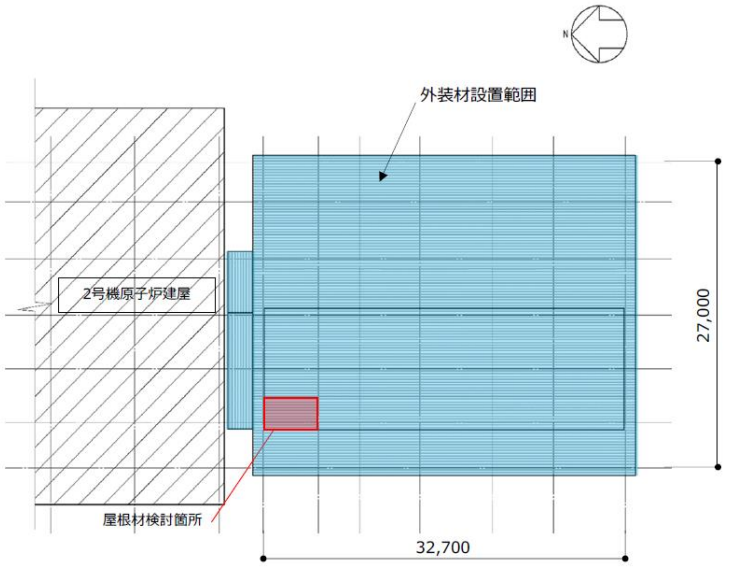
■ 検討箇所

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4.2.7-1に示す。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.7 外装材の構造強度に対する検討

■ 検討箇所



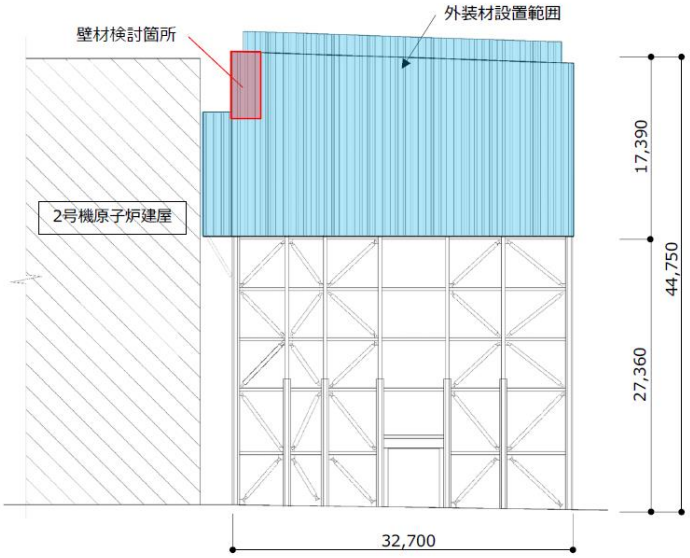
a. 屋根伏図

図 4.2.7-1(1)　外装材検討箇所（単位：mm）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.7 外装材の構造強度に対する検討

■ 検討箇所



b. 西側立面

図 4.2.7-1(2)　外装材検討箇所（単位：mm）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.7 外装材の構造強度に対する検討

■ 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及び建設省告示第1458 号に基づき，基準風速 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。

表 4.2.7-1　速度圧の算定結果

建物高さ* H（m）	平均風速の高さ方向の分布を表す係数 Er	基準風速 V_0（m/s）	平均速度圧 q（N/m²）
47	1.258	30	855

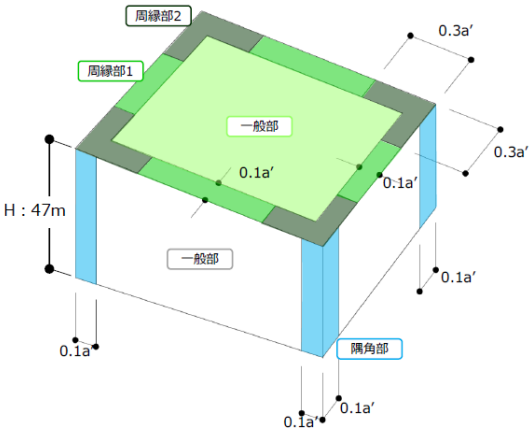
表 4.2.7-2　ピーク風力係数（屋根）

建物高さ* H (m)	正圧	負圧		
		一般部	周縁部1	周縁部2
47	0.50	-2.50	-3.20	-4.30

表 4.2.7-3　ピーク風力係数（壁）

建物高さ* H (m)	正圧	負圧	
		一般部	隅角部
47	2.60	-1.88	-2.31

＊：建物高さは，安全側に建築物の高さと軒の高さ(水上側鉄骨天端)との平均値以上とした



a'は平面の短辺の長さと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 4.2.7-2　風力係数の算定箇所

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.7 外装材の構造強度に対する検討

TEPCO

■ 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，外装材の自重は考慮しないものとする。外装材の支持間隔は，保守的な評価となるように最長スパンを用いて評価するものとし，屋根材の間隔は，3.3mで連続支持，壁材が0.75mで連続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4.2.7-4，4.2.7-5に示す。また，検討結果を表4.2.7-6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。

①屋根材

$w = 855\times(-4.30) = -3678 \Rightarrow -3680(N/m^2)$

$M = w\times L^2 / 8 = (-3680)\times 3.3^2\times 10^{-3} / 8 = -5.0(kNm/m)$

$\sigma_b = M/Z_x = 5.0\times 10^6/(40.6\times 10^3) = 123.2 \Rightarrow 124(N/mm^2)$

$\sigma_b/f_b = 124/205 = 0.61 \leqq 1.0$　　OK

②壁材

$w = 855\times(2.60) = 2223 \Rightarrow 2230(N/m^2)$

$M = w\times L^2 / 8 = (2230)\times 0.75^2\times 10^{-3} / 8 = 0.16(kNm/m)$

$\sigma_b = M/Z_x = 0.16\times 10^6/(1.67\times 10^3) = 95.8 \Rightarrow 96(N/mm^2)$

$\sigma_b/f_b = 96/205 = 0.47 \leqq 1.0$　　OK

ただし　w：風圧力(N/m^2)
M：単位幅当りの外装材に生ずる最大曲げモーメント(kNm/m)
L：スパン(m)
σ_b：曲げモーメントによる応力度(N/mm^2)
Z_x：単位幅当りの断面係数(mm^3/m)
f_b：許容曲げ応力度(N/mm^2)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.7 外装材の構造強度に対する検討

TEPCO

■ 外装材の強度検討

表 4.2.7-4　屋根材の材料諸元

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^2)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)
0.8	118	360	43.6	347	40.6

表 4.2.7-5　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^2)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)	I_x (cm^4/m)	Z_x (cm^3/m)
0.6	59	2.31	1.67	2.31	1.67

表 4.2.7-6　応力度に対する検討結果

部位	材料	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
屋根材	SGLCC*1	124	205*2	0.61	O.K.
壁　材	SGLCC*1	96	205*2	0.47	O.K.

＊1：溶融55%アルミニウム－亜鉛合金めっき鋼板
＊2：「JIS G 3321」の「降伏点又は耐力」とする

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.1 検討方針（耐震性）

- 耐震性の検討は，構台及びランウェイガーダ，弾性支承，オイルダンパ，基礎，改良地盤，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Ss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。

- 地震応答解析は水平1方向及び鉛直方向を同時に入力する。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

- 解析に用いる入力地震動
  入力地震動は，バックチェックにて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動Ssを用いる。

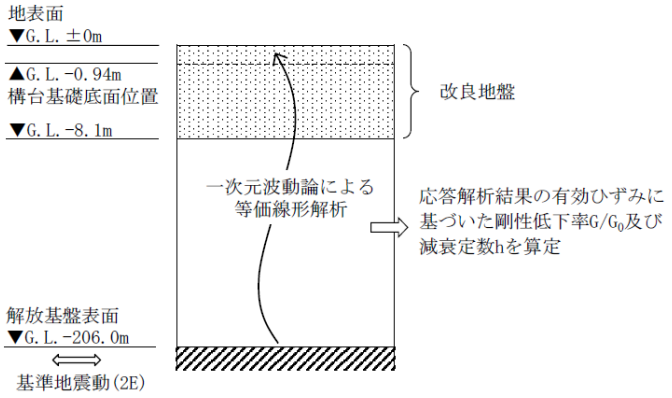
  モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される基準地震動Ssに対する地盤の応答として評価する。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

入力地震動の策定について

■ 地震応答解析モデルへの入力地震動策定

水平地震動は，基準地震動SsをG.L.-206.0mの解放基盤位置に入力し，初期地盤物性に対して一次元波動論に基づいた等価線形解析を行い，各層で生じる地盤のひずみ依存特性を考慮した等価な剛性低下率G/G0及び減衰定数hを定め，定めた地盤物性値をもとに，線形解析を行っている。
なお，鉛直地震動は，等価線形解析を実施せず，水平方向の等価地盤物性からVpを算定し，線形解析により設定する。



燃料取り出し用構台側

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

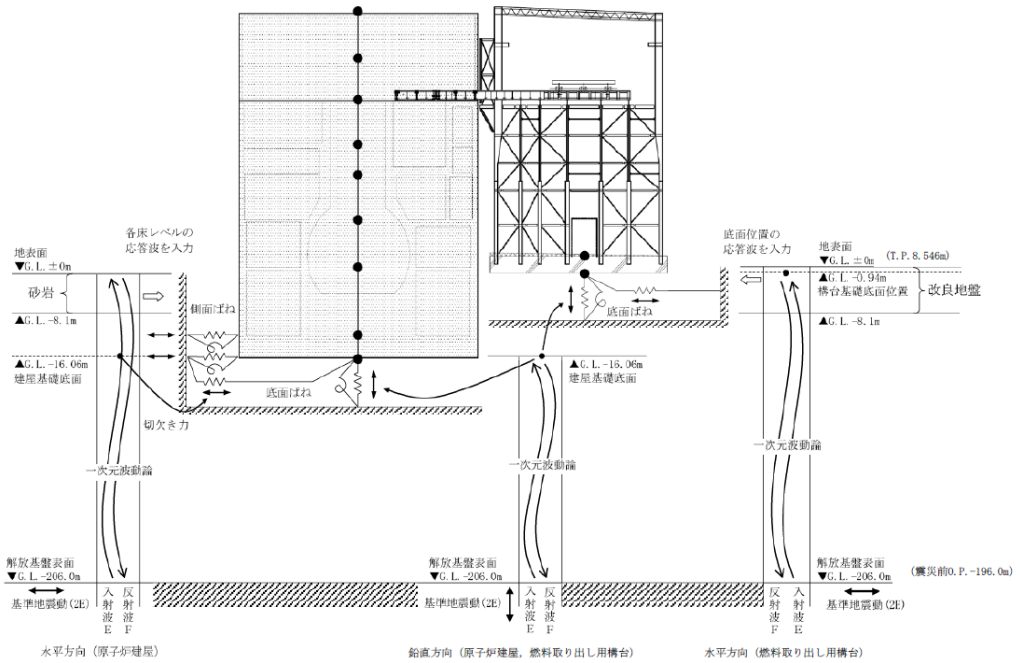


図 4.3.2-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

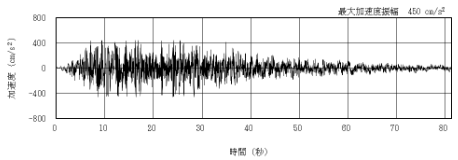
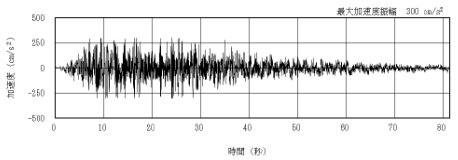
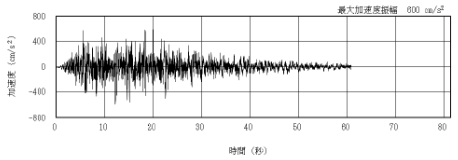
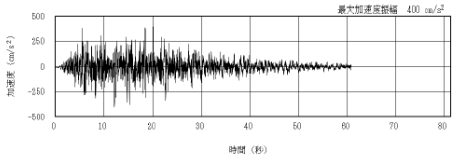
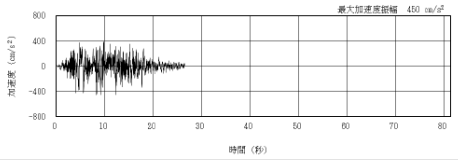
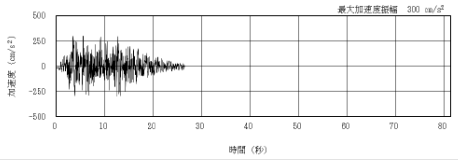
地震波	水平方向	鉛直方向
Ss-1		
Ss-2		
Ss-3		

図 4.3.2-2　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形

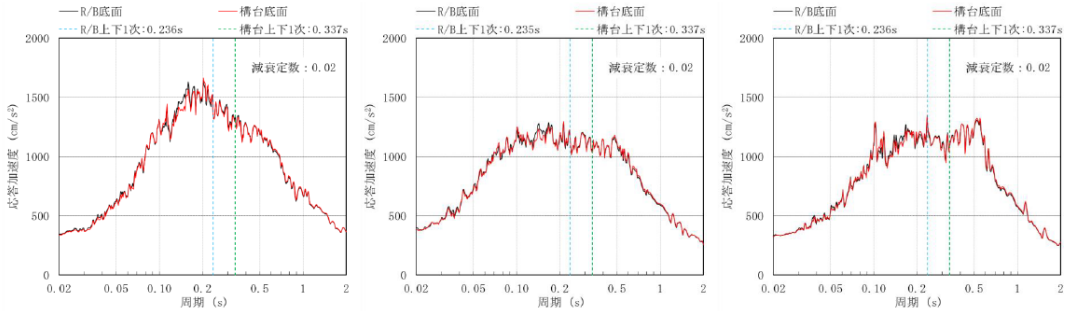
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

解析モデルへの入力方法の考え方と妥当性(上下動)

- 使用する解析コードの制約から上下動の入力波は１つに限られるため，燃料取り出し用構台についても原子炉建屋底面位置での上下動を，入力波として使用している。
- 原子炉建屋及び構台の基礎底面位置の上下方向の地盤応答加速度応答スペクトルの比較を次頁に示す。これによると，原子炉建屋及び構台の上下方向の1次固有周期で双方にほとんど差がみられず，その他の周期帯でも，0.1～0.2秒の周期帯を除き，はほとんど差が見られない
- また，原子炉建屋底面及び構台基礎底面位置の上下動を入力波とした場合のランウェイガーダ先端部の加速度応答スペクトルの比較を次頁に示す。これによると，双方に全ての周波数帯でほとんど差がみられない。
- さらに，原子炉建屋，燃料取り出し用構台それぞれの基礎底面位置での変位時刻歴波形と，相対変位時刻歴波形を次々頁に示す。相対変位がほとんど生じないことを確認した。
- 上記から，原子炉建屋基礎底面位置の地盤応答を構台に入力することによる構台の応答結果には影響が無く，妥当だと判断した

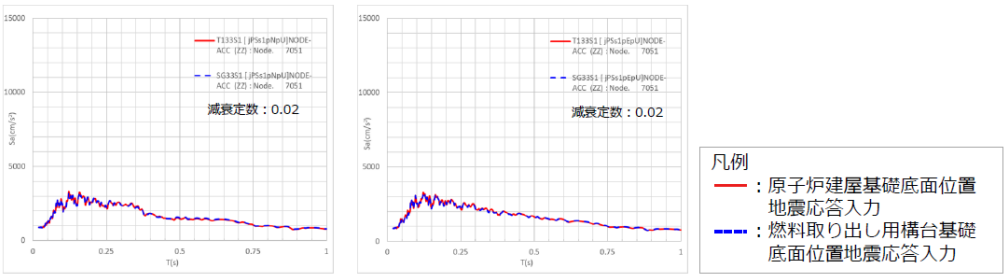
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

解析モデルへの入力方法の考え方と妥当性(上下動)



(Ss-1)　(Ss-2)　(Ss-3)

原子炉建屋及び構台の基礎底面位置の加速度応答スペクトル比較

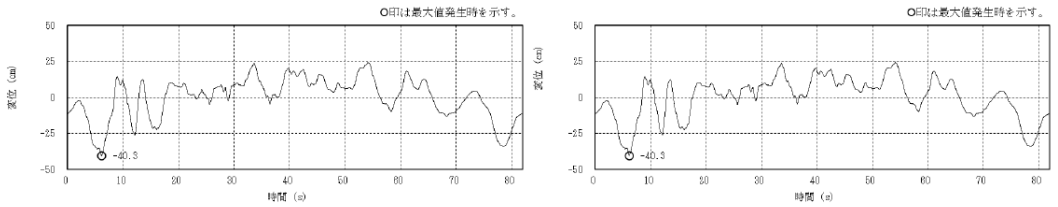


NS+UD加力時　UD方向　　EW+UD加力時　UD方向

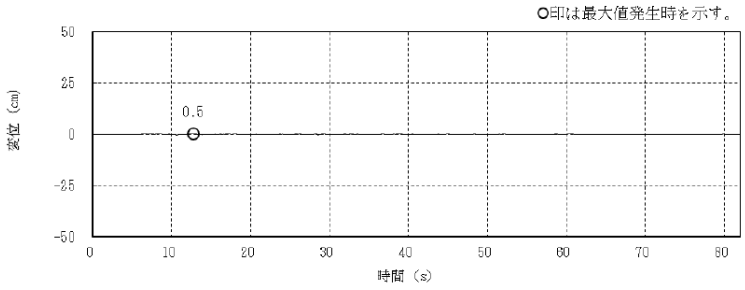
ランウェイガーダ先端部の加速度応答スペクトル比較（Ss-1）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

解析モデルへの入力方法の考え方と妥当性(上下動)



原子炉建屋（G.L.-16.06 m）　　燃料取り出し用構台（G.L. -0.94 m）



相対変位

基礎底面位置　変位時刻歴波形比較

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

- 地震応答解析モデルは，曲げ，せん断剛性及び軸剛性を考慮した原子炉建屋の質点系モデルの質点に，三次元立体骨組でモデル化した燃料取り出し用構台を接続し，地盤との相互作用を考慮した建屋－地盤連成系モデルとする。
- 原子炉建屋のモデルは「Ⅱ章2.11　添付資料－９　別添－１　第２号機原子炉建屋西側外壁開口設置後の原子炉建屋の耐震安全性」で用いた解析モデルを基本に，南側外壁開口や遮蔽コンクリート等の設置を考慮して，重量や剛性を増減させたモデルとする。なお，原子炉建屋の質点は炉心位置にモデル化する。
- 燃料取り出し用構台の部材接合部の節点は機器荷重・仕上げ材等を考慮した重量とし，原子炉建屋の質点は表 4.3.2-3 に示す重量とする。燃料取り出し用構台の柱，梁は弾性部材の梁要素，鉛直ブレースは弾性部材のトラス要素とする。
- 構台と原子炉建屋南側壁間，構台鉛直面，およびランウェイガーダと原子炉建屋床間に設置するオイルダンパは，減衰要素とばね要素を直列に結合したモデルとする。
- ランウェイガーダと原子炉建屋床間に設置する弾性支承の鉛直方向は軸ばねとし，水平方向はローラーとする。なお，床上のオイルダンパ・弾性支承とも，圧縮専用ばねを原子炉建屋質点との間に設けることにより浮き上りを許容したモデルとする。
- 原子炉建屋の質点系モデルは，軸方向は弾性とし，曲げとせん断に非線形特性を考慮する。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

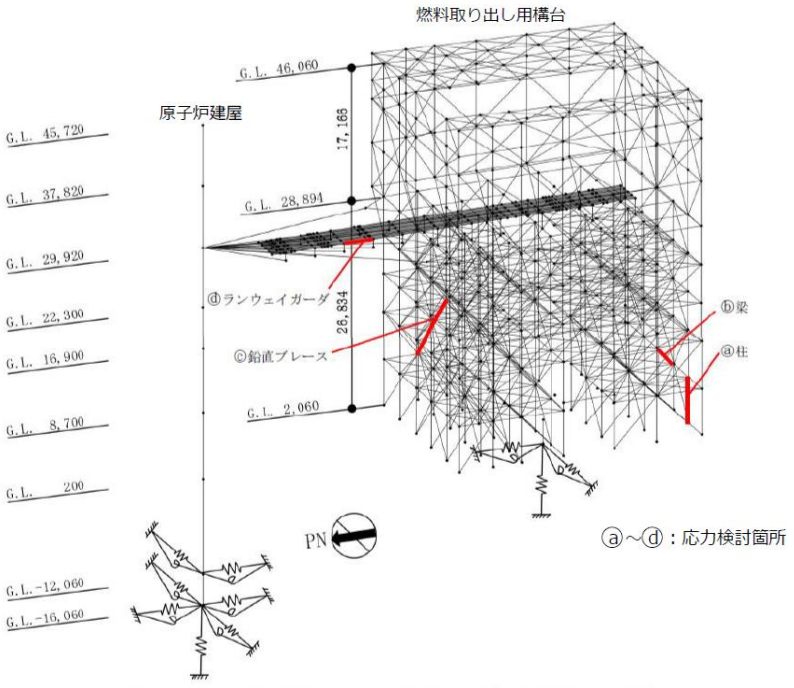
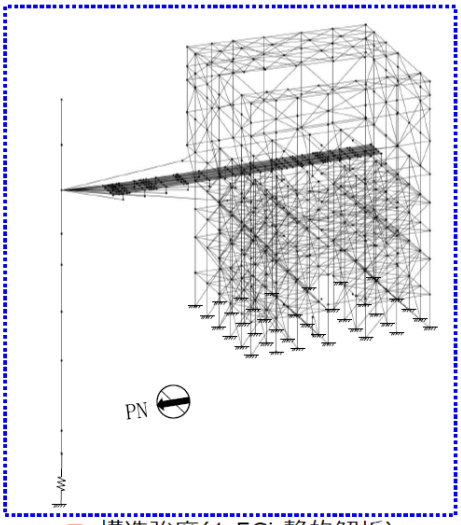


図 4.3.2-3　地震応答解析モデル（単位：mm）

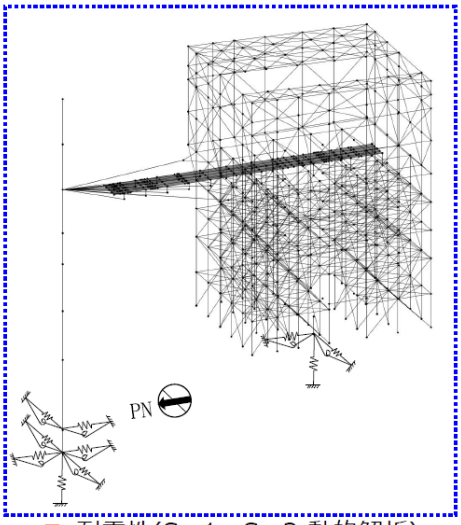
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

解析モデルの比較

■ 耐震性の検討（動的解析）に使用する解析モデルは，構造強度の検討（静的解析）と比較し，脚部境界条件およびオイルダンパのモデル化の点が異なる



■ 構造強度(1.5Ci 静的解析)
脚部境界条件：鉄骨柱脚部を固定
その他：ダンパ考慮しない



■ 耐震性(Ss-1～Ss-3 動的解析)
脚部境界条件：地盤をSRばねとして考慮
その他：ダンパ考慮

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

解析モデル詳細（原子炉建屋～構台間の接続条件）

■ 次頁に記載の通り，解析モデル上，原子炉建屋～構台間の接続にはMPC*を用いる

■ 原子炉建屋オペレーティングフロア床面上に配置する弾性支承およびばね付きオイルダンパは，鉛直方向の軸力のみ作用するモデルとするため，上下方向のみの自由度を有し，原子炉建屋のオペレーティングフロアレベルの質点と，弾性支承およびばね付きオイルダンパ各々のばね直下質点とをMPC要素で拘束する

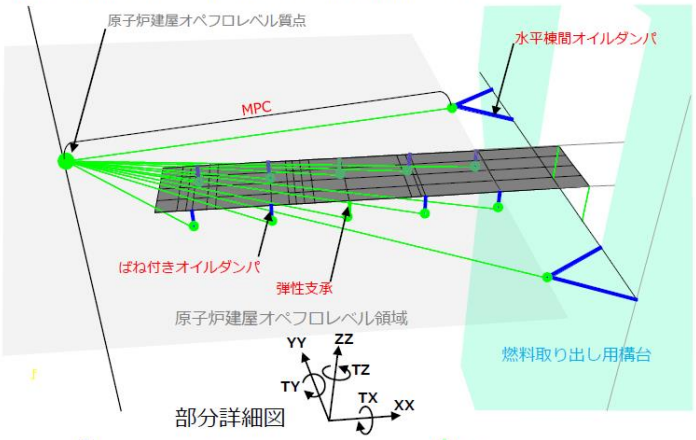
■ 水平棟間オイルダンパは水平面内の軸力のみ作用するモデルとするため，水平面内のみ自由度を有し，原子炉建屋のオペレーティングフロアレベルの質点とMPC要素で拘束する

＊：Multi Point Constraint（多点拘束）
節点自由度を他の１つ，または複数の節点自由度により定義するもの。

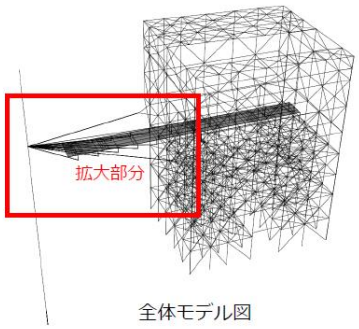
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

解析モデル詳細（原子炉建屋～構台間の接続条件）

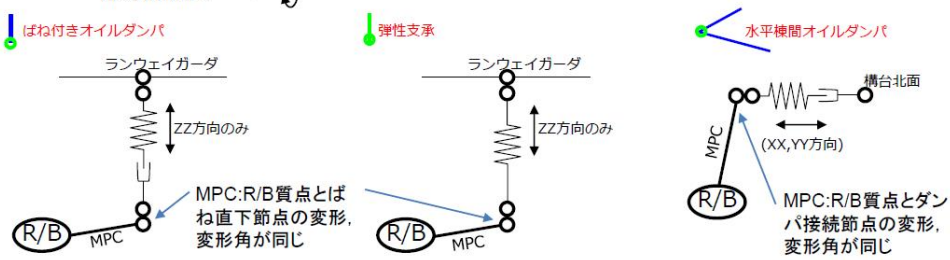
■ 原子炉建屋～構台間の接続条件について



部分詳細図



全体モデル図



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

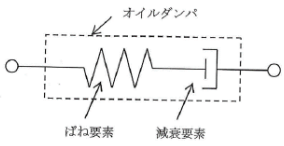
4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

表 4.3.2-1　地震応答解析に用いる物性値

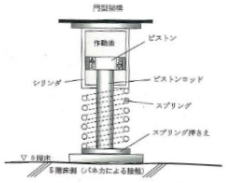
部位	材料	ヤング係数 E(N/mm²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ(kN/m³)	減衰定数 h(%)	備考
燃料取り出し用構台	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400, SM490A, STK490, SN490B, SN490C, TMCP325

表4.3.2-2　オイルダンパの物性値及び許容値

ダンパ種類	最大減衰力 (kN)	リリーフ荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN·s/m)	第二減衰係数 (kN·s/m)	ストローク (mm)
オイルダンパ（水平棟間）	1970	1700	0.70	12000	490	±100
オイルダンパ（鉛直）	2060	1600	0.50	40000	1000	±60
ばね付き オイルダンパ	1500	1200	1.00	5000	395	±100



オイルダンパのモデル化



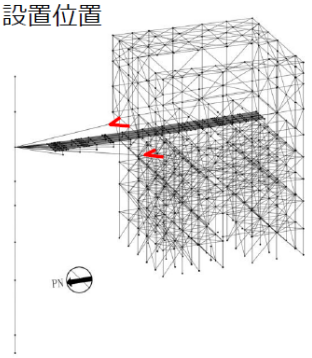
ばね付きオイルダンパ概念図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

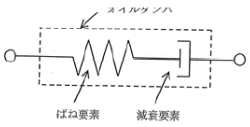
オイルダンパ（水平棟間）の物性について

オイルダンパは特注品となるため，仕様(物性値及び許容値)に従ったオイルダンパを製作し，全数製品試験を行い性能を満たしていることを確認する。

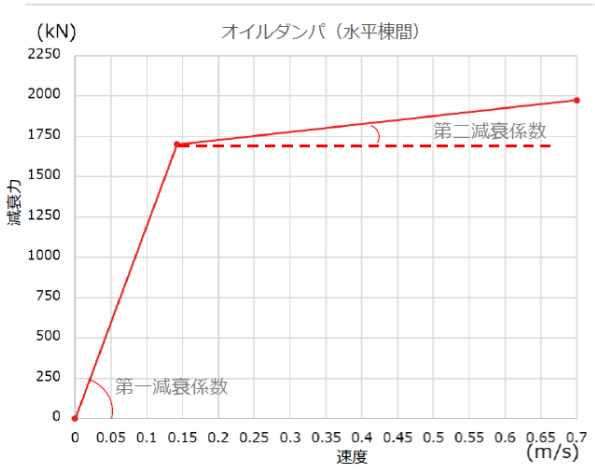
■ 設置位置



■ モデル化



■ 設計特性



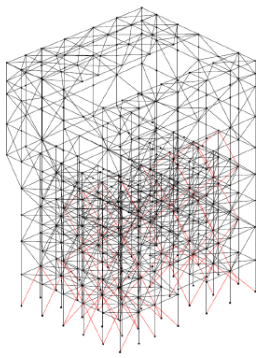
■ 物性値及び許容値

最大減衰力 (kN)	リリーフ荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN･s/m)	第二減衰係数 (kN･s/m)	ストローク (㎜)
1970	1700	0.70	12000	490	±100

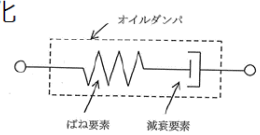
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

オイルダンパ（鉛直）の物性について

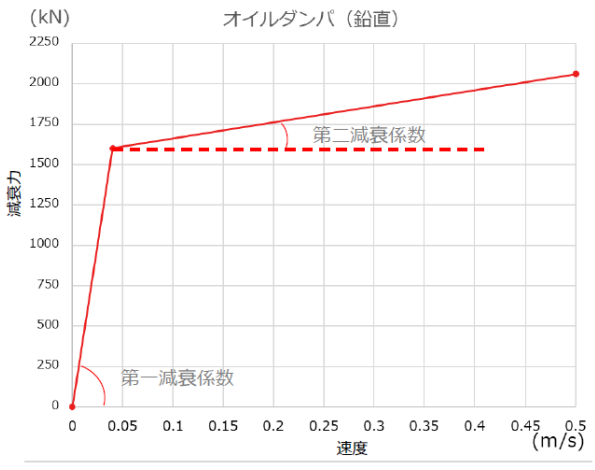
■ 設置位置



■ モデル化



■ 設計特性



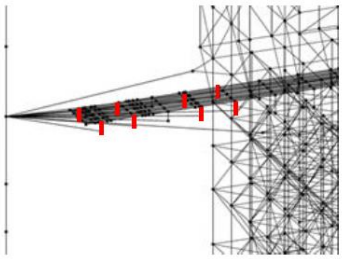
■ 物性値及許容値

最大減衰力 (kN)	リリーフ荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN･s/m)	第二減衰係数 (kN･s/m)	ストローク (㎜)
2060	1600	0.50	40000	1000	±60

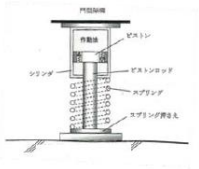
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

ばね付きオイルダンパの物性について

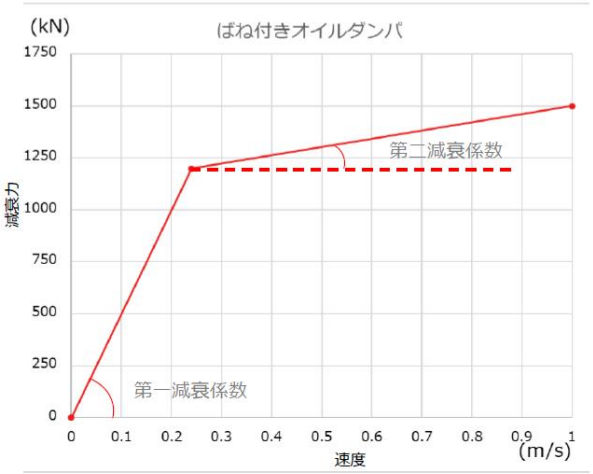
■ 設置位置



■ 概念図



■ 設計特性



（圧縮側を示す）

■ 物性値及許容値

最大減衰力 (kN)	リリーフ荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN･s/m)	第二減衰係数 (kN･s/m)	ストローク (mm)
1500	1200	1.00	5000	395	±100

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

表 4.3.2-3(1)　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 G.L.（m）	質点重量 W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times 10^5$ kN･m²）	せん断断面積 As（m²）	断面二次モーメント I（m⁴）
45.72	12880	23.28		
			18.6	10154
37.82	10220	18.53		
			16.1	10626
29.92	74470	134.76		
			184.3	22551
22.3	79440	143.78		
			166.8	24629
16.9	107720	194.96		
			249.3	44401
8.7	116670	211.14		
			157.1	40661
0.2	201190	364.11		
			456.8	110444
−12.06	341290	617.55		
			2656.2	480675
−16.06	125030	226.24		
合計	1068910			

ヤング係数 Ec　2.57×10^7(kN/m²)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7(kN/m²)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

表 4.3.2-3(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 G.L.（m）	質点重量 W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times 10^5$ kN・m^2）	せん断断面積 A_S（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
45.72	12880	13.18		
			13.6	5926
37.82	10220	10.40		
			12.6	6255
29.92	74470	76.06		
			108.2	11927
22.3	79440	81.06		
			117.3	14199
16.9	107720	194.96		
			185.7	33796
8.7	116670	211.14		
			173.1	41960
0.2	201190	544.79		
			418.1	132121
−12.06	341290	923.98		
			2656.2	719166
−16.06	125030	338.53		
合計	1068910			

ヤング係数 Ec　2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 TEPCO

表 4.3.2-3(3)　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
(c) 鉛直方向

標高 G.L.（m）	質点重量 W（kN）	軸断面積 A_N（m^2）	軸ばね剛性 K_A（$\times 10^8$ kN/m）
45.72	12880		
		43.0	1.40
37.82	10220		
		42.5	1.38
29.92	74470		
		291.9	9.84
22.3	79440		
		295.1	14.04
16.9	107720		
		437.5	13.71
8.7	116670		
		359.4	10.87
0.2	201190		
		627.4	13.15
−12.06	341290		
		2656.2	170.66
−16.06	125030		
合計	1068910		

ヤング係数 Ec　2.57×10^7(kN/m^2)
せん断弾性係数 G　1.07×10^7(kN/m^2)
ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　5%

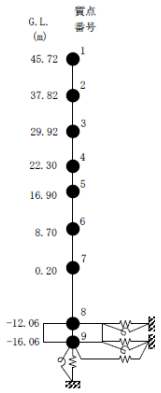
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

バックチェック時の解析モデルとの変更点と理由

TEPCO

■ バックチェック時と今回実施計画変更認可申請時の原子炉建屋解析モデル諸元の比較を行い，変更点とその理由を以下に記載する

（バックチェックモデル）
（NS 方向）



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^3$ kN・m^2)	せん断断面積 A_S (m^2)	断面2次モーメント I (m^4)
1	14,380	25.99		
			18.6	10,154
2	10,220	18.53		
			18.6	10,675
3	58,470	105.81		
			184.3	22,551
4	70,440	127.49		
			166.8	24,629
5	107,720	194.96		
			249.3	44,401
6	116,670	211.14		
			157.1	40,661
7	199,190	360.49		
			456.8	110,444
8	277,540	502.20		
			2,656.2	480,675
9	125,030	226.24		
合計	979,660			

ヤング係数 E_C	2.57×10^7 (kN/m^2)
せん断弾性係数 G	1.07×10^7 (kN/m^2)
ポアソン比 ν	0.20
減衰 h	5%
基礎形状	46.6m(NS方向)×57.0m(E

（申請モデル）
（NS方向）

質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times10^3$ kN・m^2)	せん断断面積 A_S (m^2)	断面二次モーメント I (m^4)
1	12880 〈1500〉 *1	23.28 〈2.71〉 *1		
			18.6	10154
2	10220	18.53		
			16.1 〈1.3〉 *5 [1.2] *6	10626 〈24〉 *5 [26] *6
3	74470 (16000) *2	134.76 (28.95) *2		
			184.3	22551
4	79440 [9000] *3	143.78 [16.29] *3		
			166.8	24629
5	107720	194.96		
			249.3	44401
6	116670	211.14		
			157.1	40661
7	201190 [2000] *3	364.11 [3.62] *3		
			456.8	110444
8	341290 [63750] *4	617.55 [118.35] *4		
			2656.2	480675
9	125030	226.24		
合計	1068910			

74470 (16000)*2	134.76 (28.95)*2

■ 質点重量及び回転慣性重量
＊1：屋根保護層撤去による減少
＊2：遮へい体追加による増加
＊3：西側構台追加による増加
＊4：滞留水考慮による増加

■ せん断断面積及び断面二次モーメント
＊5：ブローアウトパネル開口考慮による減少
＊6：西側外壁開口による減少

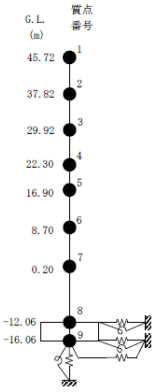
原子炉建屋解析モデル諸元比較（NS方向）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

バックチェック時の解析モデルとの変更点と理由

TEPCO

（バックチェックモデル）
（EW 方向）



質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times10^3$ kN・m^2)	せん断断面積 A_S (m^2)	断面2次モーメント I (m^4)
1	14,380	14.71		
			14.0	5,941
2	10,220	10.40		
			14.0	6,307
3	58,470	59.72		
			108.2	11,927
4	70,440	71.88		
			117.3	14,199
5	107,720	194.96		
			185.7	33,796
6	116,670	211.14		
			173.1	41,960
7	199,190	539.37		
			418.1	132,121
8	277,540	751.39		
			2,656.2	719,166
9	125,030	338.53		
合計	979,660			

ヤング係数 E_C	2.57×10^7 (kN/m^2)
せん断弾性係数 G	1.07×10^7 (kN/m^2)
ポアソン比 ν	0.20
減衰 h	5%
基礎形状	46.6m(NS方向)×57.0m(EW方向)

（申請モデル）
（EW方向）

質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times10^3$ kN・m^2)	せん断断面積 A_S (m^2)	断面二次モーメント I (m^4)
1	12880 〈1500〉 *1	13.18 〈1.53〉 *1		
			13.6 〈0.4〉 *5 *6	5926 〈15〉 *5 *6
2	10220	10.40		
			12.6 〈1.4〉 *5 *6	6255 〈52〉 *5 *6
3	74470 (16000) *2	76.06 (16.34) *2		
			108.2	11927
4	79440 (9000) *3	81.06 [9.18] *3		
			117.3	14199
5	107720	194.96		
			185.7	33796
6	116670	211.14		
			173.1	41960
7	201190 [2000] *3	544.79 [5.42] *3		
			418.1	132121
8	341290 [63750] *4	923.98 [172.59] *4		
			2656.2	719166
9	125030	338.53		
合計	1068910			

74470 (16000)*2	76.06 (16.34)*2

13.6 〈0.4〉*5	5926 〈15〉*5
12.6 〈1.4〉*5	6255 〈52〉*5

■ 質点重量及び回転慣性重量
＊1：屋根保護層撤去による減少
＊2：遮へい体追加による増加
＊3：西側構台追加による増加
＊4：滞留水考慮による増加

■ せん断断面積及び断面二次モーメント
＊5：南側開口による減少

原子炉建屋解析モデル諸元比較（EW方向）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

バックチェック時の解析モデルとの変更点と理由

(バックチェックモデル)
(鉛直方向)

建屋

質点番号	質点重量 W(kN)	軸断面積 A_s(m²)	軸ばね剛性 K_s(×10³kN/m)
1	8,560		
2	10,220	44.4	1.44
3	58,470	46.4	1.51
4	70,440	291.9	9.85
5	107,720	295.1	14.05
6	116,670	437.5	13.71
7	199,190	359.4	10.87
8	277,540	627.4	13.15
9	125,030	2,656.2	170.66
合計	979,660		

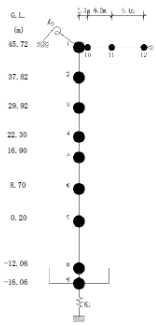
屋根

質点番号	質点重量 W(kN)	せん断断面積 A_s(×10⁻³m²)	断面2次モーメント I(m⁴)
1	–		
10	1,580	8.46	0.664
11	2,700	5.48	0.664
12	1,540	2.81	0.664

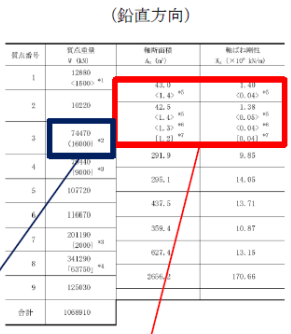
①コンクリート部
ヤング係数E_c 2.57×10^7 (kN/m²)
せん断弾性係数G 1.07×10^7 (kN/m²)
ポアソン比ν 0.20
減衰h 5%

②鉄骨部
ヤング係数E_s 2.05×10^8 (kN/m²)
せん断弾性係数G 7.90×10^7 (kN/m²)
ポアソン比ν 0.30
減衰h 2%

トラス端部回転拘束ばねK_r 2.11×10^7 (kN-m/rad)
基礎形状 46.6m(NS方向)×57.0m(EW方向)

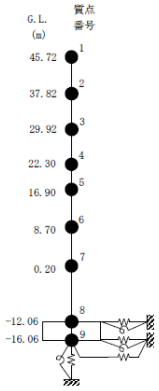


(申請モデル)
(鉛直方向)



74470
(16000)*2

43.0 〈1.4〉*5	1.40 〈0.04〉*5
42.5 〈1.4〉*5 〈1.3〉*6 〔1.2〕*7	1.38 〈0.05〉*5 〈0.04〉*6 〔0.04〕*7



■ 質点重量及び回転慣性重量
＊1：屋根保護層撤去による減少
＊2：遮へい体追加による増加
＊3：西側構台追加による増加
＊4：滞留水考慮による増加

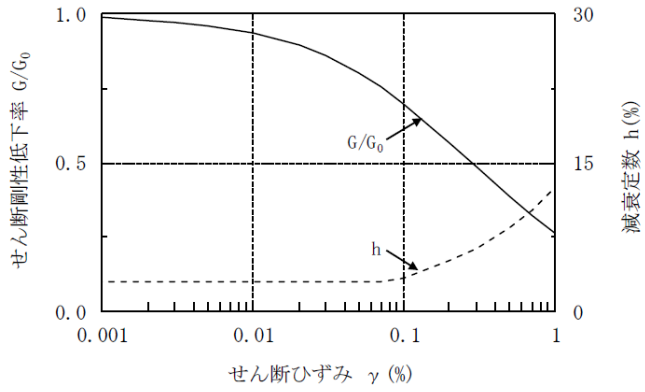
■ 軸断面積及び軸ばね剛性
＊5：南側開口による減少
＊6：ブローアウトパネル開口考慮による減少
＊7：西側外壁開口による減少

原子炉建屋解析モデル諸元比較（UD方向）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

- 燃料取り出し用構台の地盤定数は，バックチェック時の地盤定数を参考に，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
- 原子炉建屋の地盤定数は，バックチェック時に作成したモデルと同様としている



地盤のひずみ依存性(泥岩)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

表 4.3.2-4　改良地盤の諸元

せん断波速度* Vs(m/s)	単位体積重量 γ(kN/m³)	ポアソン比* ν	初期せん断弾性係数 G0(×10⁵kN/m²)
800	17.7	0.31	11.52

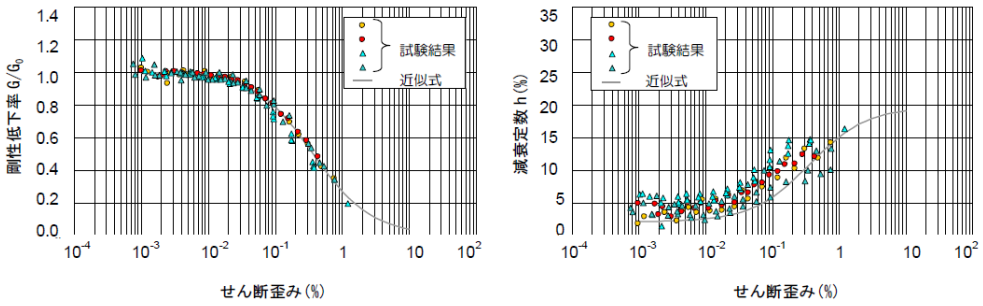
＊：『柏崎刈羽原子力発電所1号機　建物・構築物の耐震安全性評価について（指摘事項に関する回答）』（平成22 年2月19日　東京電力株式会社），総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造WG（第46回）会合資料

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

改良地盤物性の設定について

■ 類似条件下での改良地盤の試験結果を以下に示す。

出典：『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



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

表4.3.2-5(1)　地盤定数の設定結果（燃料取り出し用構台）
(a) Ss-1

標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ﾔﾝｸﾞ係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩	560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 TEPCO

表4.3.2-5(2)　地盤定数の設定結果（燃料取り出し用構台）
(b) Ss-2

標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ﾔﾝｸﾞ係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.73	3.41	0.80	7.99	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	3.49	4.36	0.80	10.16	3	70.0
-90.0	泥岩	560	17.6	0.446	4.50	5.63	0.80	13.01	3	28.0
-118.0		600	17.8	0.442	5.22	6.53	0.80	15.05	3	88.0
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

表4.3.2-5(3)　地盤定数の設定結果（燃料取り出し用構台）
(c) Ss-3

標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ﾔﾝｸﾞ係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.40	11.52	0.99	29.87	2	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.63	3.41	0.77	7.70	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.36	4.36	0.77	9.78	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.34	5.63	0.77	12.55	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.03	6.53	0.77	14.51	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 TEPCO

表 4.3.2-6(1)　地盤定数の設定結果（原子炉建屋）
(a) Ss-1

標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ﾔﾝｸﾞ係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

表 4.3.2-6(2)　地盤定数の設定結果（原子炉建屋）
(b) Ss-2

標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ﾔﾝｸﾞ係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討 TEPCO

表 4.3.2-6(3)　地盤定数の設定結果（原子炉建屋）
(c) Ss-3

標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ﾔﾝｸﾞ係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-90.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-118.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-206.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

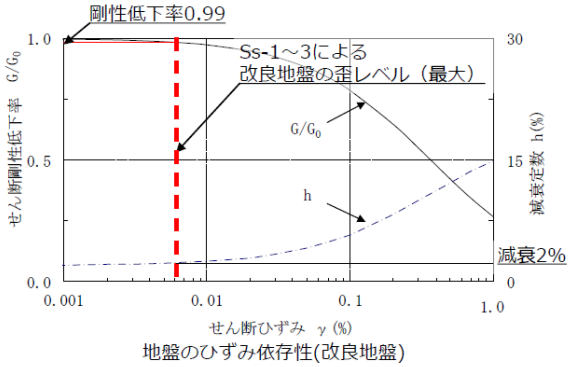
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

改良地盤物性の設定について

- 燃料取り出し用構台基礎直下は支持層（泥岩）に到達していないため，高圧噴射攪拌工法により地盤改良を行う。
- 物性値のうち圧縮強度とせん断波速度は，2号機燃料取り出し用構台と同一条件の４号機燃料取り出し用カバーでの実績値に基づき設定している。
- ひずみ依存特性は，本件と同様に，原地盤が砂質埋め戻し土及び砂岩であり，改良方法が高圧噴射攪拌工法を用いた類似条件下での物性を参照する。
- ひずみ依存性は，福島サイトでの実績値はないが，上記理由のほか，今回の入力地震動では剛性低下をほぼ起こさない応答レベルであり，減衰についても下限値の2%としている。
- 施工例が少なく，同工法，同設計値（剛性，強度）でのひずみ依存特性の実績値は上記を除き確認できなかったため，パラメトリックスタディを実施し，改良地盤のひずみ依存特性が応答に与える影響を確認した。（次頁以降記載）

	2号燃料取り出し用構台	（参考）4号機燃料取り出し用カバー	
	設計仕様	設計仕様	実施工後の試験結果
せん断波速度 Vs(m/s)	800	800	836
圧縮強度 (N/mm²)	5	5	4.498*
設計基準強度 (N/mm²)	3	3	2.300*

＊：設計バックフィットを実施し，設計成立性を確認している

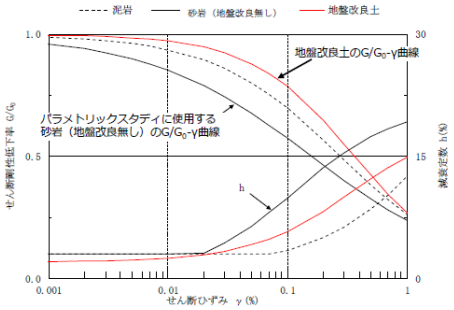


地盤のひずみ依存性(改良地盤)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

改良地盤物性の設定について

- 地盤改良を実施すると，改良前地盤よりせん断剛性低下率のひずみ依存性が改善される
- ここでは仮に，地盤改良を実施しない砂岩のせん断剛性低下率のひずみ依存性を用いて基礎下入力動に及ぼす影響を確認する
- 一方，初期せん断剛性や減衰定数は，地盤改良土の物性をそのまま用いる
- 上記条件の場合，剛性低下しやすくなり，応答が大きくなる傾向となる
- 入力波基準地震動Ss-1とする



地盤改良土の物性をそのまま使用　　ひずみ依存特性を変更したことにより変更

標高 G.L.(m)	地質	初期せん断波速度 Vs_0 (m/s)	単位体積重量 γt (kN/m³)	ポアソン比 ν	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵ kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	せん断弾性係数 G (×10⁵ kN/m²)	剛性低下後せん断波速度 Vs (m/s)	剛性低下後縦波速度 Vp (m/s)	減衰定数 h (%)	層厚 h (m)
0.0											
-8.1	（地盤改良土）	800	17.7	0.310	11.52	0.93	10.71	770	1470	2	8.1
-20.0	泥岩	450	16.5	0.464	3.41	0.78	2.66	398	1530	3	11.9
-90.0		500	17.1	0.455	4.36	0.78	3.40	442	1540	3	70.0
-118.0		560	17.6	0.446	5.63	0.78	4.39	495	1580	3	28.0
-206.0		600	17.8	0.442	6.53	0.78	5.09	530	1640	3	88.0
	（解放基盤）	700	18.5	0.421	9.24	－	9.24	700	1890	－	－

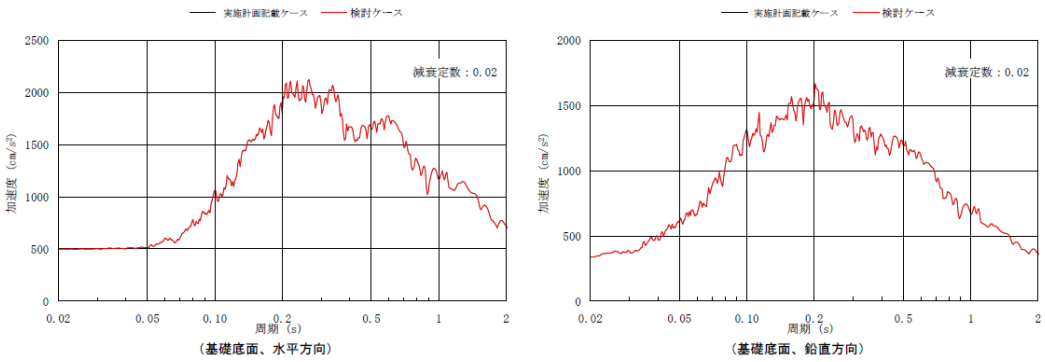
【参考】砂岩の物性値

0.0											
-8.1	砂岩	380	17.8	0.473	2.62	0.85	2.23	350	○○	3	8.1

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

改良地盤物性の設定について

- 基礎下入力動の比較を以下に示す
- 地盤改良を実施しない砂岩のひずみ依存特性を適用した場合においても，基礎下入力動は地盤改良を実施した類似条件下のひずみ依存性を用いた場合とほぼ同等であり，改良地盤のひずみ依存特性が応答に与える影響は十分小さいことを確認した

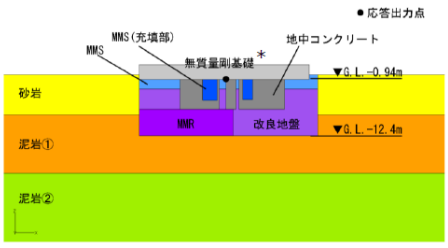


基礎下入力動の加速度応答スペクトルの比較（基準地震動Ss-1）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

改良地盤部の地中構築物影響について

- 改良地盤部には，地中構築物（コンクリート）やMMRが残置されており，これらの影響について2D-FEMモデルを用いて確認する
- 地中コンクリート及びMMRは，建設時の工事記録の設計基準強度を参照し，剛性を設定する
- 2D-FEMモデル下端は解放基盤（G.L.-206.0m）までとし，下端には粘性境界を，側方はエネルギー伝達境界を設定する
- 検討用地震動は，3波のうち最も応答が大きくなる傾向がある基準地震動Ss-1とする
- 入力方法は，水平と鉛直の同時入力とする

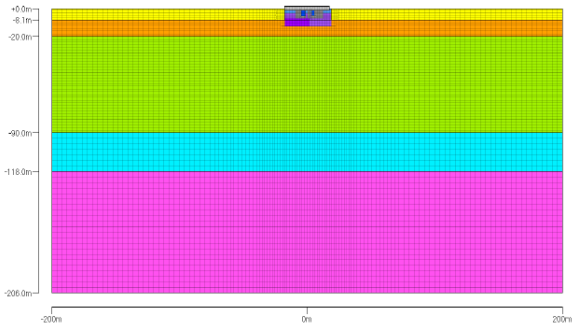


＊：一次元波動論により算出した応答との比較を行うため，一次元波動論での算出時にモデル化していない基礎は，無質量剛基礎とした

改良地盤部の地盤物性値

	改良地盤・MMS（設計仕様）	地中コンクリート	MMR
せん断波速度 Vs(m/s)	800	—	—
圧縮強度 (N/mm²)	5	—	—
設計基準強度 (N/mm²)	3	22.1*	13.7*

＊：剛性の算定は日本建築学会RC規準に基づく

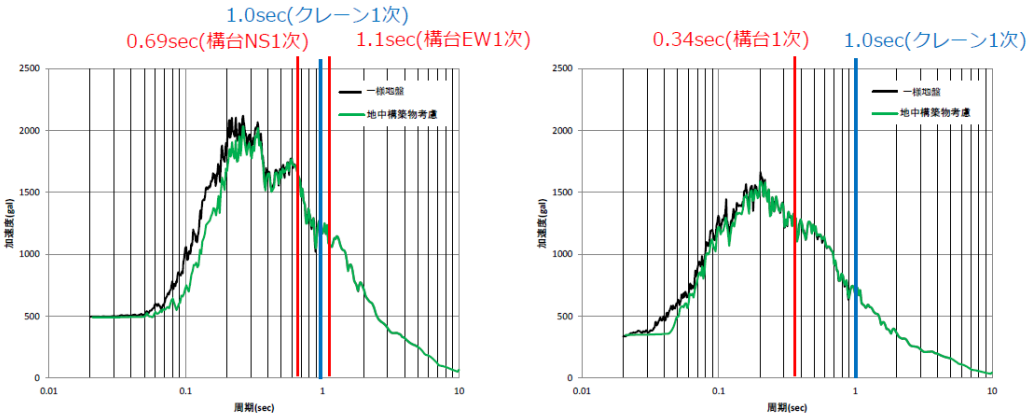


地盤FEMモデル

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

改良地盤部の地中構築物影響について

- 基礎下入力動の比較を以下に示す
- 水平動および鉛直動ともに，地中構築物を考慮した解析結果は，実施計画変更認可申請に記載した結果（地中構築物を考慮せず，一様な改良地盤と仮定し一次元波動論により算出（以下「一様地盤」と呼ぶ））と比較して，ほぼ同等で一部周期帯では下回る結果となった
- 以上より，架構，燃料取扱設備とも地中構築物を考慮せず，一様な改良地盤として評価する方が保守的な評価になっており，妥当であることを確認した

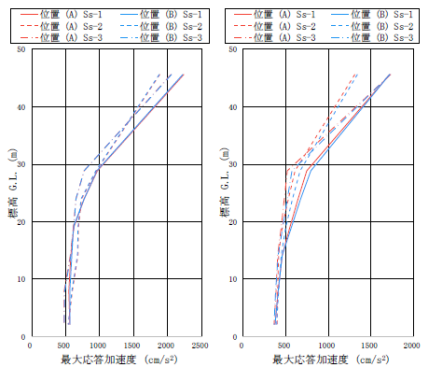


(a) 水平動　　(b) 鉛直動

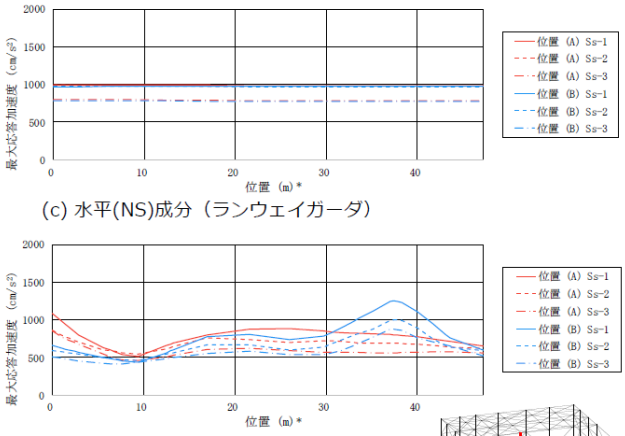
基礎下入力動の加速度応答スペクトルの比較（基準地震動Ss-1，h=2%）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

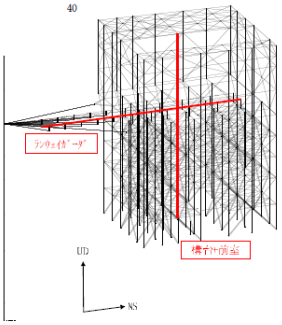


(a) 水平(NS)成分（構台+前室）　(b) 鉛直成分（構台+前室）



(c) 水平(NS)成分（ランウェイガーダ）

(d) 鉛直成分（ランウェイガーダ）



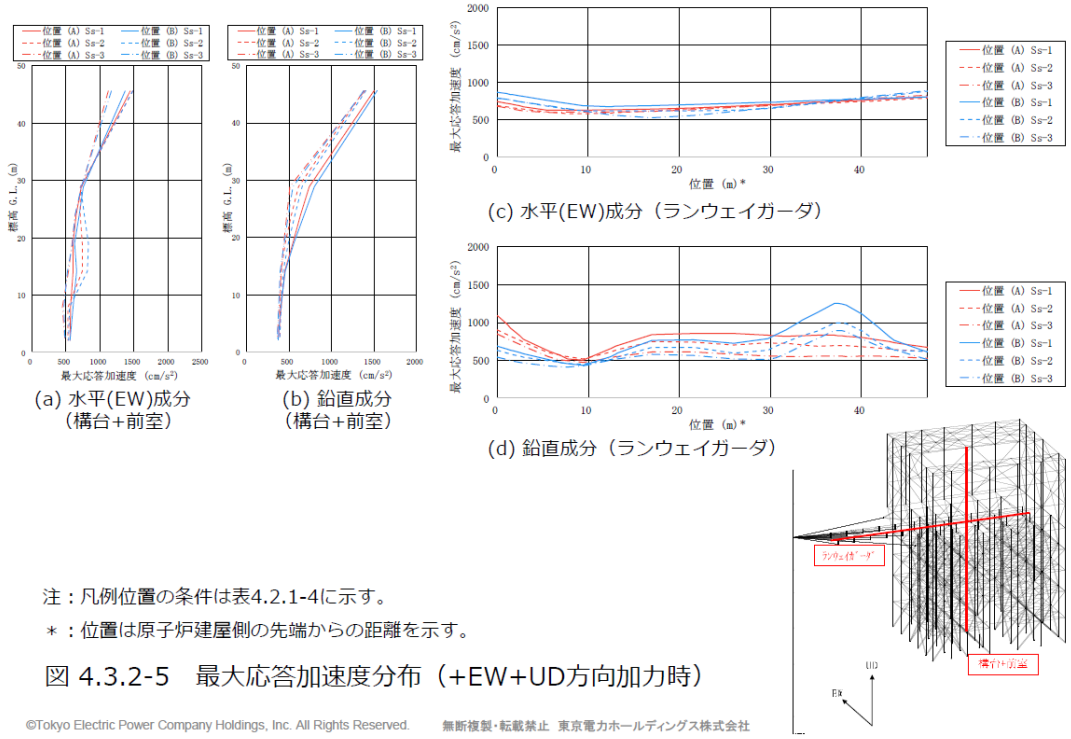
注：凡例位置の条件は表4.2.1-4に示す。

＊：位置は原子炉建屋側の先端からの距離を示す。

図 4.3.2-4　最大応答加速度分布（+NS+UD方向加力時）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討



(a) 水平(EW)成分（構台+前室）　(b) 鉛直成分（構台+前室）

(c) 水平(EW)成分（ランウェイガーダ）

(d) 鉛直成分（ランウェイガーダ）

注：凡例位置の条件は表4.2.1-4に示す。

＊：位置は原子炉建屋側の先端からの距離を示す。

図 4.3.2-5　最大応答加速度分布（+EW+UD方向加力時）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

■ 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2018年3月）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」*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。

＊：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

表 4.3.2-7　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
構台 (1F-6F間) G.L.28.894(m) ～G.L.2.060(m)	Ss-1	NS（B）	1/443	1/75	O.K.
		EW（B）	1/320	1/75	O.K.
	Ss-2	NS（B）	1/461	1/75	O.K.
		EW（B）	1/280	1/75	O.K.
	Ss-3	NS（A）	1/591	1/75	O.K.
		EW（B）	1/262	1/75	O.K.

＊：（ ）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

部材の応力度比は，2方向の曲げ，軸力及びせん断力の各最大応力と各許容応力度との比を組み合わせた値で表される。なお，材料強度は「建設省告示第2464号」に定められた基準強度F 値の1.1 倍を用いる。

表 4.3.2-8　断面検討結果

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/mm²)		許容応力度(N/mm²)		応力度比	判定
鉄骨部材	ⓐ	柱	(X)H-700×300×36×36 (Y)H-700×350×36×40 <SM490A>	Ss-3 +EW-UD (B)	σ_c	43.4	f_c	343	0.91	O.K.
					σ_{by}	246.2	f_{by}	337		
					σ_{bz}	17.1	f_{bz}	357		
					τ	18.8	f_s	205		
	ⓑ	梁	H-750×350×40×40 <SM490A>	Ss-3 +EW-UD (B)	σ_c	24.1	f_c	350	0.87	O.K.
					σ_{by}	265.9	f_{by}	352		
					σ_{bz}	5.0	f_{bz}	357		
					τ	41.5	f_s	205		
	ⓒ	鉛直ブレース	Φ-406.4×9.5 <STK490>	Ss-1 +NS-UD (B)	σ_c	214.2	f_c	294	0.73	O.K.
	ⓓ	ランウェイガーダ	□-1500×900×(80+40)×80 <SN490B>	Ss-1 +NS-UDと+EW-UDとの包絡 (A)	σ_c	24.2	f_c	323	0.35	O.K.
					σ_b	85.4	f_b	323		
					τ	14.9	f_s	186		

*1：ⓐ～ⓓの符号は図 4.3.2-4の応力検討箇所を示す。
*2：（ ）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

JSCA性能メニューと損傷レベル

■ JSCA性能メニューに定められた各クライテリアの損傷レベルについて

対象		性能評価項目		損傷限界	安全限界余裕度 Ⅰ <性能限界余裕度 Ⅰ>	安全限界余裕度 Ⅱ <性能限界余裕度 Ⅱ>	安全限界 <性能限界>
建物挙動		R (rad)		1/200	1/150	1/100	1/ 75
構造体	構造骨組(層)	Q		Q_y	Q_u		
		μ		1.0	μ_u / 2.0	μ_u / 1.33 < μ_u / 1.50 >	μ_u = 4.0 < μ_u = 3.0 >
		η	JASS6 型	0	η_u / 4.0	η_u / 1.77	η_u =10.7(δ_v/δ_{eq})
			ﾉﾝｽｶﾗｯﾌﾟ	0	η_u / 4.0	η_u / 1.77	η_u =18.2(δ_v/δ_{eq})
			梁端混用	0	η_u / 4.0	η_u / 1.77	η_u = 6.7(δ_v/δ_{eq})
	構造部材	γ (%)		0	30	60	100
		μ_m		1.0	μ_{mu} / 2.0	μ_{mu} / 1.33	μ_{mu} = 5.0
		η_m	JASS6 型	0	η_{mu} / 4.0	η_{mu} / 1.77	η_{mu} = 21.5
			ﾉﾝｽｶﾗｯﾌﾟ	0	η_{mu} / 4.0	η_{mu} / 1.77	η_{mu} = 36.5
			梁端混用	0	η_{mu} / 4.0	η_{mu} / 1.77	η_{mu} = 13.5
制振免震部材		η_d		—	η_{du} / 4.0	η_{du} / 1.77	η_{du}
		W_d		—	W_{du} / 4.0	W_{du} / 1.77	W_{du}
		δ_1		—	δ_{lu} / 2.0	δ_{lu} / 1.33	δ_{lu}
建物の状態				無被害 機能維持 修復不要	軽微な被害 主要機能確保 軽微な修復	小破 指定機能確保 小規模修復	中破 限定機能確保 中規模修復

※< >内は 2017 年版 JSCA 性能設計説明書において変更した項目

出典：JSCA性能設計説明書2017年版【耐震性能編】（社団法人日本建築構造技術者協会）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

JSCA性能メニューと損傷レベル

■ 地震によるＳ造建物の状態

被害の程度	軽微な被害	小　破	中　破	大　破
構造部材	無被害	ほぼ無被害	ブレースなどの一部に座屈などの損傷が生じる	建物を支持する部材に座屈・破断が生じる
外　壁	ほぼ無被害	継目のシール材に剥離、ずれなどの損傷が生じる	外装材の一部に損傷が生じるが、脱落はしない	外装材が破損し、脱落が生じる
内　壁	下地材の継目で仕上げ材（クロス）に亀裂などの損傷が生じる	下地材の一部に損傷が生じる	下地材に損傷が生じ、一部で脱落する	下地材が破損し、脱落が生じる
天　井	ほぼ無被害	天井材の一部に損傷が生じる	天井材に損傷が生じ、一部で脱落する	天井材が破損し、脱落が生じる

■ 中破の被災イメージ

出典：JSCA性能設計説明書2017年版【耐震性能編】（社団法人日本建築構造技術者協会）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

No.25 国交省で定められたF値の1.1倍適用の考え方

■燃料取り出し用構台に用いる鋼材は以下告示に定めるJIS規格品を用いるため適用可能。

告示　平12建告第2464号　第１・第３

鋼材等及び溶接部の許容応力度並びに材料強度の基準強度を定める件

建築基準法施行令（昭和25年政令第338号）第90条，第92条，第96条及び第98条の規定に基づき，鋼材等及び溶接部の許容応力度並びに鋼材等及び溶接部の材料強度の基準強度を次のように定める。

第１　表　鋼材等の許容応力度の基準強度（抜粋）

鋼材等の種類及び品質					基準強度(単位１平方ミリメートルにつきニュートン)
炭素鋼	構造用鋼材	SS400	JIS G3101	鋼材の厚さが40ミリメートル以下のもの	235
		SM490A	JIS G3106	鋼材の厚さが40ミリメートルを超え100以下のもの	215
		SN490B	JIS G3136	鋼材の厚さが40ミリメートル以下のもの	235
		SN490C	JIS G3136		
		STK490	JIS G3444	鋼材の厚さが40ミリメートルを超え100以下のもの	295
異形鉄筋		SD295	JIS G3112, JIS G3117	-	295
		SD345		-	345

第３　鋼材等の材料強度の基準強度

一　鋼材等の材料強度の基準強度は，次号に定めるもののほか，第１の表の数値とする。**ただし，炭素鋼の構造用鋼材，丸鋼及び異形鉄筋のうち，同表に掲げるJISに定めるものについては，同表の数値のそれぞれ1.1倍以下の数値とすることができる。**

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.3 弾性支承の耐震性に対する検討

■ 弾性支承に作用する圧縮力による面圧が，圧縮限界強度以下となることを確認する。圧縮限界強度はゴム材料の弾性係数に応じて製品が規定する数値である。

表 4.3.3-1　弾性支承の耐震性に対する検討結果

設置位置	最大面圧発生ケース (位置)*	圧縮限界強度σv (N/mm²)	最大圧縮面圧 σ_D(N/mm²)	$\sigma_D/\sigma v$	判定
西側	Ss-1+NS-UD(A)	43.00	10.83	0.26	O.K.
東側	Ss-1+NS-UD(A)	43.00	10.83	0.26	O.K.

*：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

弾性支承の耐震性に対する検討

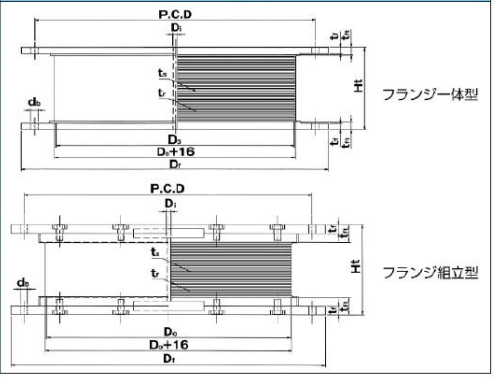
■ 下記製品相当品を使用予定

出典：ブリヂストン建築免震用積層ゴム製品仕様一覧2019 Vol.1

天然ゴム系積層ゴム（NRB）

国土交通省免震材料認定番号　MVBR-0295（N3、G3、G5）　取得：2006年1月
MVBR-0509/MVBR-0518（G4）　取得：2014年12月

●製品形状

	項　目	解　説
各部の形状、寸法	ゴム外径 : D_o (mm)	
	ゴム内径 : D_i (mm)	
	ゴム内径数 : n_i	
	有効断面積 : A (× 10^3mm²)	
	ゴム一層厚 : t_r (mm)	
	ゴム層数 : n	
	ゴム総厚 : H = n・t_r (mm)	
	1 次形状係数 $S_1 = (D_o^2 - n_i \cdot D_i^2)/(4 \cdot t_r \cdot (D_o + n_i \cdot D_i))$	
	2 次形状係数 $S_2 = D_o/(n \cdot t_r)$	
	フランジ外径 : D_f (mm)	
	フランジ厚さ：端部 / 中央部 : t_f/t_{ft} (mm)	
	取付ボルト穴 PCD : PCD (mm)	
	取付ボルト穴径×数 : d_b (mm) ×数	
	想定ボルトサイズ : M (d_b−3)	
	内部鋼板厚さ : t_s (mm)	
	製品総高さ : H_t (mm)	
	製品総重量 1 (kN) = 1/9.80665 (tonf)	

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

出典：ブリヂストン建築免震用積層ゴム製品仕様一覧2019 Vol.1（つづき）

●鉛直性能

■ 鉛直剛性 Kv

●鉛直剛性 Kv は以下の式より算出します。

$$K_V = E_C \cdot \frac{A}{H} \qquad E_C = \frac{E(1+2\kappa S_1^2)}{1+E(1+2\kappa S_1^2)/E_\infty}$$

■ 圧縮限界強度（右図参照）

●せん断ひずみ 0 時の座屈面圧 σ_{cr} は次式で決定しています。

$$\sigma_{cr} = \pi / 4 \cdot \alpha_c \cdot (G_{eq} \cdot E_b)^{0.5} \cdot S_2$$

ただし、$E_b = E\,(1 + 2/3 \cdot \kappa \cdot S_1^2) / \{1 + E\,(1 + 2/3 \cdot \kappa \cdot S_1^2) / E_\infty\}$

α_c：弊社試験データより定めた S_2 による補正係数

$S_2 \geq 5$ の場合：$\alpha_c = 1.0$　$S_2 < 5$ の場合：$\alpha_c = 0.10 \cdot (S_2 - 5) + 1$

●任意のせん断ひずみγにおける圧縮限界強度 $\sigma_{cr}'(\gamma)$ は、σ_{cr} を用いて次式で決定しています。

$$\sigma_{cr}'(\gamma) = \sigma_{cr} \cdot (1 - \beta_c \cdot \gamma / S_2)$$

β_c：弊社試験データより定めた S_2 による補正係数

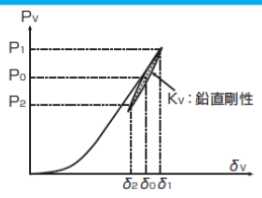
$S_2 \geq 5$ の場合：$\beta_c = 0.76$　$S_2 < 5$ の場合：$\beta_c = 0.76 / \{0.15 \cdot (S_2 - 5) + 1\}$

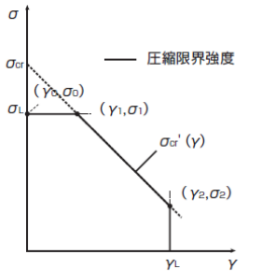
●圧縮限界強度はゴム材料の弾性係数に応じて以下の上限値 σ_L を超えない領域までとし、ひずみ領域としては 0 面圧時の限界ひずみ γ_L を超えない範囲までで規定しています。

ゴム材料（呼称）G0.30、G0.35 の場合：$\sigma_L = 40$　(N/mm²)

ゴム材料（呼称）G0.40、G0.45 の場合：$\sigma_L = 60$　(N/mm²)

$\gamma_L = 400\%$ または $S_2 \times 100\%$ のうち小さい値





©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

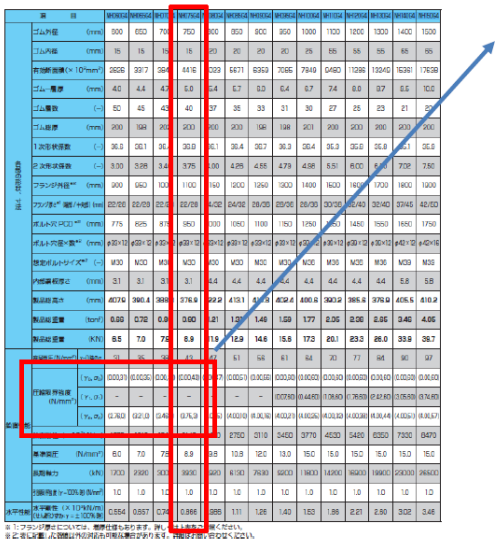
弾性支承の耐震性に対する検討

出典：ブリヂストン建築免震用積層ゴム製品仕様一覧2019 Vol.1（つづき）

認定番号　MVBR-0509/MVBR-0518(G4)

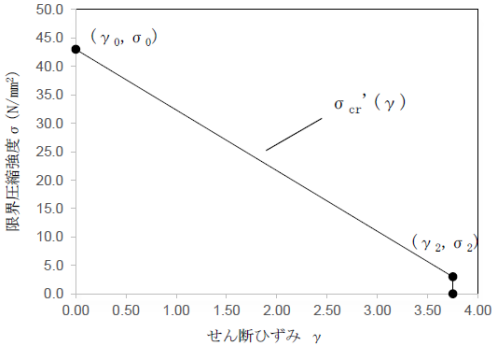
● NHシリーズ（ゴム総厚 20cm タイプ）

ゴムコード	ゴム硬度	せん断弾性率 (N/mm²)
G4	G0.40	0.392



装置性能

せん断ひずみ		限界圧縮強度	
γ_0	0.00	σ_0	43.0
γ_2	3.75	σ_2	3.0



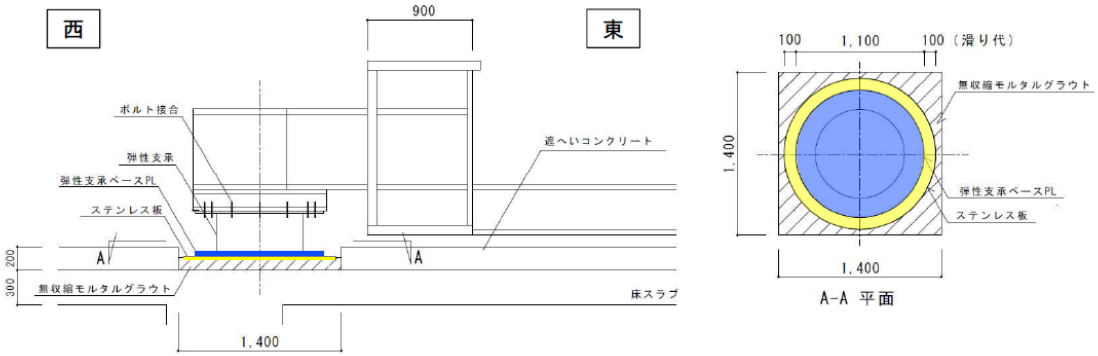
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

弾性支承の設置条件

- 次頁に示すように，弾性支承は原子炉建屋床面上にステンレス板を設置し，その上に直接設置する計画としているが，被ばく量の低減のためテフロン板，防塵カバーの設置や床面への固定は行わない
- Ss時の水平方向の最大応答相対変位は，NS方向で45mm，EW方向で71mmであり，滑り代100mm以下であるため，弾性支承がステンレス板上を滑動しても問題無い
- Ss時の水平方向の最大応答相対変位は，弾性支承のせん断変形に対する許容値400 mm（せん断歪みγ＝200%に相当）と比較し十分小さいことから，ベースプレートとステンレス板の摩擦により弾性支承が滑動しなかったとしても，地震により発生するせん断歪みで損傷することは無い
- 水平方向の摩擦力は地震時にランウェイガーダの応答を抑制する側に作用するため，地震応答解析では摩擦力を考慮せず，フリーの条件とすることは，ランウェイガーダの応答を保守的に評価することとなる
- 以上から，現状の摩擦力を考慮しない境界条件は，妥当だと判断している

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

弾性支承の設置条件



弾性支承設置概要図（単位：mm）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

弾性支承の設置条件

【弾性支承（天然ゴム系積層ゴム）の耐放射線性】

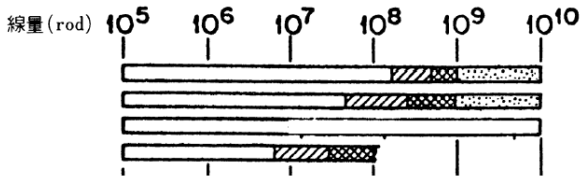
- 弾性支承の放射線に対する耐久性は以下の文献を参照し，10^6rad （=1.0×10^4 Gy）程度であれば大きな劣化は起こらず問題無いと判断している
- 設置環境を仮定し，どの程度の照射量となるか試算した

  2年×365日×24時間×19mSv/h* =332.9Sv → 332.9Gy ＜ 1.0×10^4 Gy

  使用限界線量に対し十分小さいことを確認した

＊：2021年2月～3月（除染及び遮蔽未実施）の実測値であり今後低減させる見込み

Hydrocarbon Rubbers	
Natural Rubber	
Tensile Strength, psi	2600
Elongation at Break, %	420
Shore Hardness, Scale A	60
Compression Set, recovery, %	93



注）
- 初期値の80－100%が保持されている。
- 〃 50－ 80% 〃
- 〃 10－ 50% 〃
- 〃 0－ 10% 〃

出典：日本ゴム協会誌 第52巻 第2号(1979) ゴムの耐放射線性 町 末男

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.4 オイルダンパの耐震性に対する検討

各部位で用いられるオイルダンパの耐震性に対する検討は，地震応答解析における最大応答値が許容値以下であることを確認する。

表 4.3.4-1 オイルダンパ（水平棟間）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-1	NS（B）	50	±100	O.K.
オイルダンパ速度（m/s）	Ss-2	NS（B）	0.54	0.70	O.K.

表 4.3.4-2 オイルダンパ（鉛直）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	EW（B）	18	±60	O.K.
オイルダンパ速度（m/s）	Ss-1	NS（B）	0.16	0.50	O.K.

表 4.3.4-3 はね付き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-1	NS（A）	18	±100	O.K.
オイルダンパ速度（m/s）	Ss-1	NS（A）	0.14	1.00	O.K.

＊：（ ）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

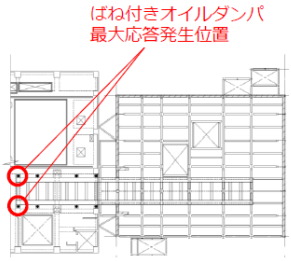
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

ばね付きオイルダンパの設置条件

- 次頁に示すように，ばね付きオイルダンパの下面にはすべり材（テフロン板）を取付け，原子炉建屋床面上に設置したすべり板（ステンレス板）との間で接触させ，水平方向に滑動できる計画としており，剛すべり支承*1の機構を参考に水平力を負担しない条件とした
- Ss時の水平方向の最大応答相対変位は，NS方向で45mm，EW方向で76mmであり，滑り代100mm以下となっている
- Ss時の最大面圧は13.4N/mm²であり，基準面圧*2（20N/mm²）を下回ることから，面圧によるテフロンの損傷は起こらない
- ステンレス板（テフロンコーティング）とテフロン板との基準摩擦係数は0.013であり，非常に小さい
- 摩擦係数はばらつきや次頁の通り速度依存性や面圧依存性が有るため，設置条件を考慮し，保守的に摩擦係数を0.040と仮定すると，Ss時の応答解析結果から得られる最大発生軸力に，上記摩擦係数を掛けて得た最大摩擦力は，28kN（0.04×680kN（最大軸力））となり，ばね付きオイルダンパのせん断許容値である 40kN を下回る
- 一般的にオイルダンパは両端固定し設置し，伸方向/縮方向両方向で減衰力を発揮
- 一方剛すべり支承は長期荷重を負担し，地震時に荷重を逃がす形で設置
- 今回の設置方法は，オイルダンパ下部にすべり材（テフロン板）を備えており，縮方向のみ減衰力を発揮することや，長期荷重を負担しない部分にすべり材を設置することが一般的な設置条件と異なる
- なお，3号機燃料取り出し用カバーで2号燃料取り出し用構台と同様の設置方法を用いており，実績がある

＊1 すべり材（テフロン板）を備え，すべり板（ステンレス板）上を滑らせる構造とした，「剛すべり支承」は，一般建物の渡り廊下や免震建物の付属施設（エレベータ，階段，周辺低層部）の下部に用いられている

＊2 長期許容面圧に相当

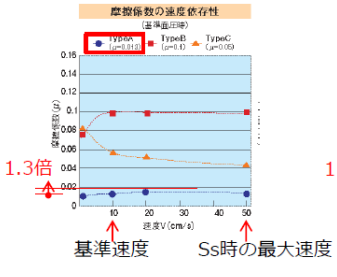


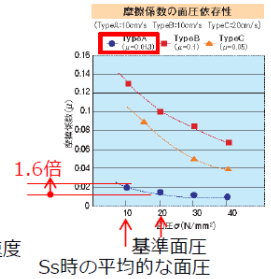
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

ばね付きオイルダンパの設置条件

	TypeA μ=0.013	TypeB μ=0.1	TypeC μ=0.05
長期鉛直荷重	100kN~10000kN		
短期鉛直荷重	200kN~20000kN（長期鉛直荷重x2.0）		
摩擦係数※1	0.013	0.1	0.05
基準面圧	20N/mm²		30N/mm²
変位量※2	±500mm		

※1.TypeA,TypeBは正弦波最大速度10cm/sの時、TypeCは20cm/sの時を示しております。
※2.変位量は設計を考慮して広げることができます。





・摩擦係数のばらつき*：±30%
・速度依存性：＋30%
・面圧依存性：+60%

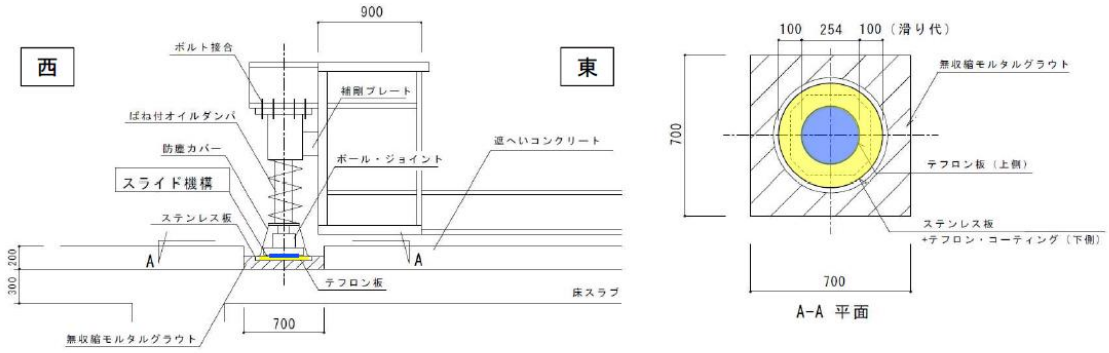
変動要因をすべて考慮した摩擦係数
0.013×1.3×1.3×1.6＝0.035　→　0.04と仮定

＊：設計で参照したカタログ（MVBR-0293）には記載がないものの，最新の大臣認定（MVBR-0606）のカタログを参照し設定

基準摩擦係数および摩擦係数の速度および面圧依存特性（出典：日本ピラー工業（株）カタログ）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

ばね付きオイルダンパの設置条件



ばね付きオイルダンパ設置概要図（単位：mm）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

ばね付きオイルダンパの設置条件

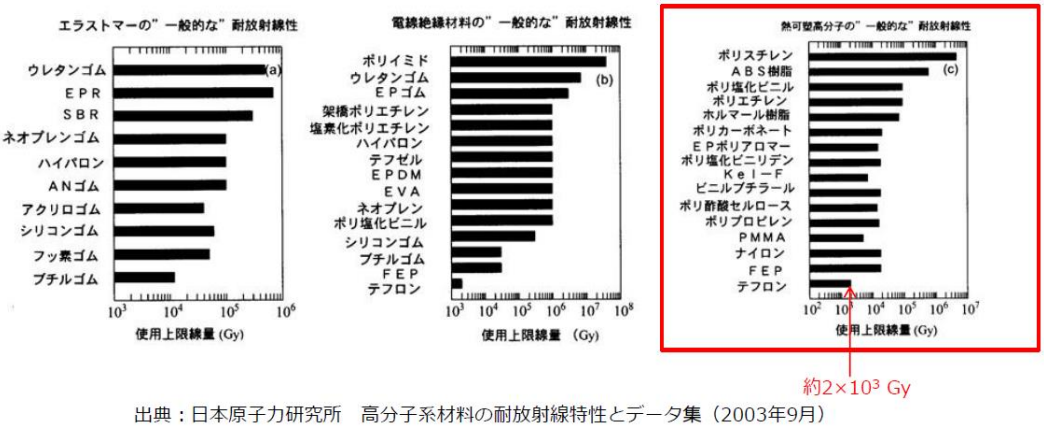
【テフロンの耐放射線性】

- テフロンの放射線に対する耐久性は以下によると，約2×10³ Gyと評価されている
- 設置環境を仮定し，どの程度の照射量となるか試算した

  2年×365日×24時間×19mSv/h*＝332.9Sv　→　332.9Gy　＜　2000Gy

  使用限界線量に対し十分小さいことを確認した

＊：2021年2月～3月（除染及び遮蔽未実施）の実測値であり今後低減させる見込み



出典：日本原子力研究所　高分子系材料の耐放射線特性とデータ集（2003年9月）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

燃料取扱設備位置選定の妥当性について

TEPCO

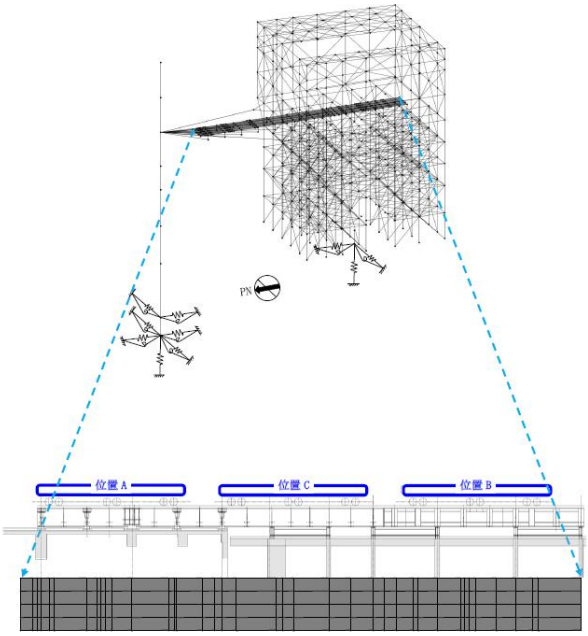
- 実施計画変更認可申請書において，燃料取扱設備が原子炉建屋側にある場合（位置 A）と構台内ある場合（位置 B）を，構造強度および耐震性の検討条件としていることの妥当性を確認するため，中間位置にある場合（以降 位置C）における走行台車位置応答，および燃料取り出し用構台を構成する各部材の応答結果の比較を行った

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

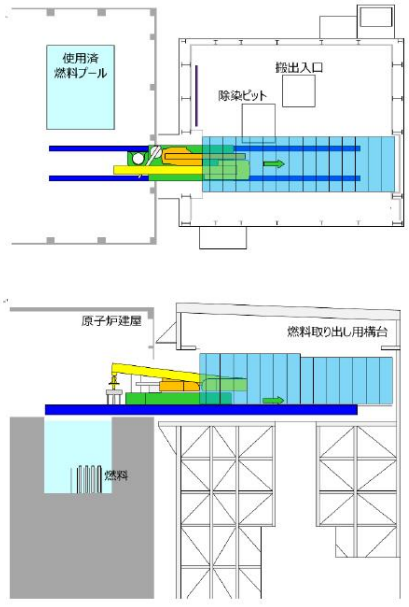
燃料取扱設備の位置の選定の妥当性について

TEPCO

- 燃料取扱設備の位置，および位置 C における作業姿勢は下図のとおり



燃料取扱設備位置図



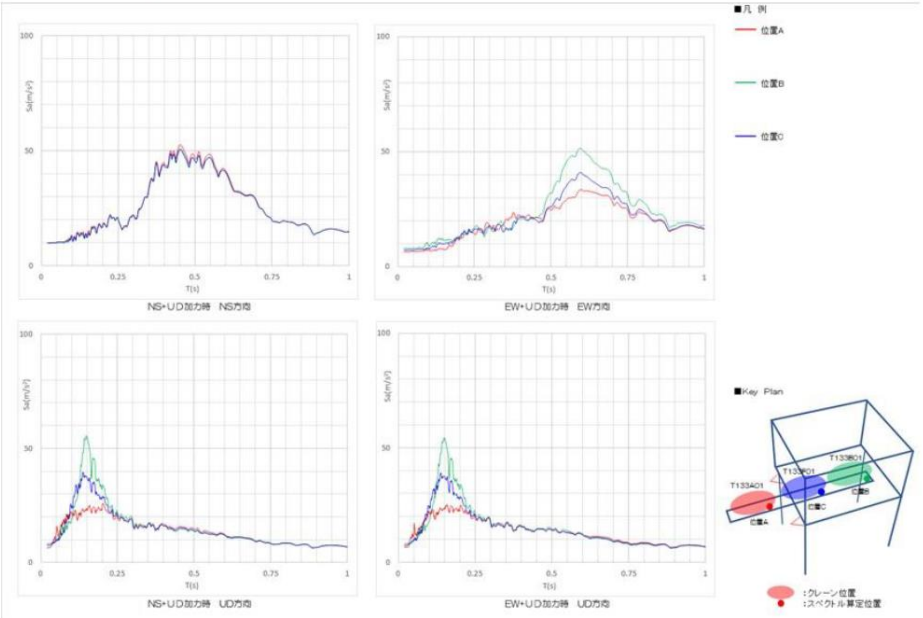
燃料取扱設備台車上の機器の姿勢

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

燃料取扱設備の位置の選定の妥当性について

TEPCO

- 位置Cにおける燃料取扱設備作業台車車輪位置での加速度応答スペクトルは，位置Aおよび位置Bにおける加速度応答スペクトルにほぼ包絡される形となり，中間位置での応答が燃料取扱設備に与える影響は十分に小さいことを確認した



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

燃料取扱設備の位置の選定の妥当性について

TEPCO

- 燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果の比較は以下のとおり
- 位置の違いによる最大応力度比発生位置に違いは無く，位置Cの応答結果が位置A,Bの包絡値を下回ることを確認した

部位			部材形状(mm) <使用材料>		許容応力度 (N/mm²)	位置A,B包絡値 作用応力度 (N/mm²)	位置A,B包絡値 応力度比	位置C応答結果 作用応力度 (N/mm²)	位置C応答結果 応力度比
鉄骨部材	a	柱	(X)H-700×300×36×36 (Y)H-700×350×36×40 <SM490A>	f_c	343	43.4	0.91	44.6	0.81
				f_{by}	337	246.2		215.6	
				f_{bz}	357	17.1		11.6	
				f_s	205	18.8		16.5	
	b	梁	H-750×350×40×40 <SM490A>	f_c	350	24.1	0.87	21.1	0.76
				f_{by}	352	265.9		231.4	
				f_{bz}	357	5.0		4.3	
				f_s	205	41.5		36.2	
	c	鉛直ブレース	Φ-406.4×9.5 <STK490>	f_c	294	214.2	0.73	213.3	0.73
	d	ランウェイガーダ	□-1500×900×(80+40)×80 <SN490B>	f_c	323	24.2	0.35	10.3	0.27
				f_b	323	85.4		73.3	
				f_s	186	14.9		12.7	

燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果比較

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

燃料取扱設備の位置の選定の妥当性について

- 弾性支承およびオイルダンパの応答結果の比較は以下のとおり
- 位置Cでの応答結果が位置A,Bの包絡値を下回ることを確認した
- 前頁に記載した，燃料取扱設備台車車輪位置での加速度応答スペクトル，燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果と併せ，位置Aおよび位置Bを構造強度および耐震性の検討条件として選定することの妥当性を確認した

			位置A,B 包絡値	位置C 応答結果
		許容値	最大応答値	最大応答値
ｵｲﾙﾀﾞﾝﾊﾟ (水平棟間)	変位 (mm)	±100	50	47
	速度 (m/s)	0.70	0.54	0.52
ｵｲﾙﾀﾞﾝﾊﾟ (鉛直)	変位 (mm)	±60	18	16
	速度 (m/s)	0.50	0.16	0.15
ばね付き ｵｲﾙﾀﾞﾝﾊﾟ	変位 (mm)	±100	18	8
	速度 (m/s)	1.00	0.14	0.12

オイルダンパの応答結果比較

		位置A,B 包絡値	位置C 応答結果
設置 位置	圧縮限界 強度 σv (N/mm^2)	最大圧縮 面圧 σ_D (N/mm^2)	最大圧縮 面圧 σ_D (N/mm^2)
西側	43.00	10.83	5.87
東側	43.00	10.83	5.92

弾性支承の応答結果比較

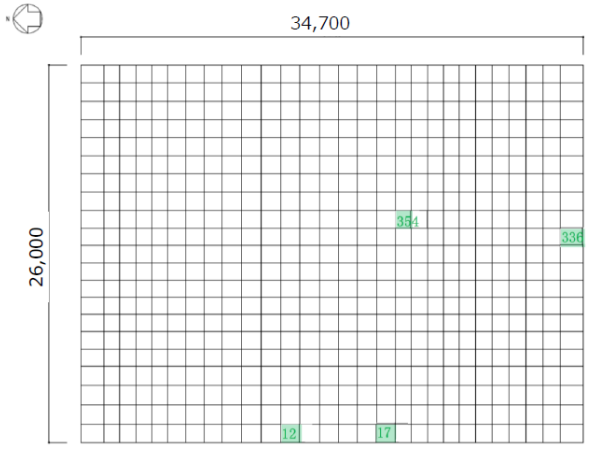
＊：【4.3.5　1/2Ss450とSs600の応答結果の比較検討】については，「Ⅳ　２号燃料取り出し関連設備に対する1/2Ss450評価について」に記載するため，本資料では省略する

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.3.6 基礎の耐震性に対する検討

- 解析モデル

基礎の応力解析は，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。解析モデルは下図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。但し，浮き上がった場合は，ばねの剛性が 0 となる。



凡例　###：Ss 地震時断面算定要素（数字は要素番号）

図 4.3.6-1　基礎モデル(Ss 地震時)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.3.6 基礎の耐震性に対する検討

TEPCO

■ 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（2013年8月）」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。なお，各許容応力度及び引張耐力算定時の材料強度は「建設省告示第2464号」に定められた基準強度F 値の1.1 倍を用いる。

表 4.3.6-1　断面検討結果

要素番号	方向	荷重ケース（位置）*1	設計応力 N*2 (kN/m)	設計応力 M (kN・m/m)	N/(b・D)*2 (×10-2 N/mm2)	M/(b・D2) (×10-2 N/mm2)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	設計面外せん断力 Q(kN/m)	許容せん断力 fs・b・j (kN/m)	判定
12	NS	Ss-1 +NS-UD (A)	382.3	11137.8	0.127	1.238	0.378	2-D38@200 (0.38) 3-D38@200 (0.57)	542.8	2616	O.K.
336	EW	Ss-3 +EW-UD (B)	702.3	8453.6	0.234	0.939	0.261	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	513.9	2663	O.K.
17	NS	Ss-1 +NS-UD (A)	485.8	3585.9	0.162	0.398	0.099	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	2048.4	2663	O.K.
354	EW	Ss-2 -EW+UD (B)	700.2	4994.3	0.233	0.555	0.139	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	1806.0	2663	O.K.

*1：燃料取扱設備の位置を示す。　*2：圧縮を正とする。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

基礎版FEMの荷重条件と応力コンター

TEPCO

■ 基礎版の断面検定において最大検定比となる荷重ケースを下表に示す。検定比最大ケースの応力コンター図を次ページ以降に示す。

表：検定比最大ケース一覧

要素番号	方向	荷重ケース（位置）*1	設計応力 N*2 (kN/m)	設計応力 M (kN・m/m)	N/(b・D)*2 (×10-2 N/mm2)	M/(b・D2) (×10-2 N/mm2)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	せん断補強筋 (Pw:%)	設計面外せん断力 Q(kN/m)	許容せん断力 fs・b・j (kN/m)	判定
12	NS	Ss-1+NS -UD(A)	382.3	11137.8	0.127	1.238	0.378	2-D38@200 (0.38) 3-D38@200 (0.57)	－	542.8	2616	O.K.
336	EW	Ss-3+EW -UD(B)	702.3	8453.6	0.234	0.939	0.261	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	－	513.9	2663	O.K.
17	NS	Ss-1+NS -UD(A)	485.8	3585.9	0.162	0.398	0.099	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	－	2048.4	2663	O.K.
354	EW	Ss-2-EW +UD(B)	700.2	4994.3	0.233	0.555	0.139	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	－	1806.0	2663	O.K.

*1：燃料設備の位置を示す。*2：圧縮を正とする。

■ 最大検定比が生じる要素が応力最大要素ではない。①配筋が異なること，②断面検定が応力の組み合わせを考慮しているためである。せん断力については最大検定比と最大応力の発生要素の領域が大きく異なるため，せん断力最大時の荷重ケースとコンター図も示す。

表：せん断応力最大ケース一覧

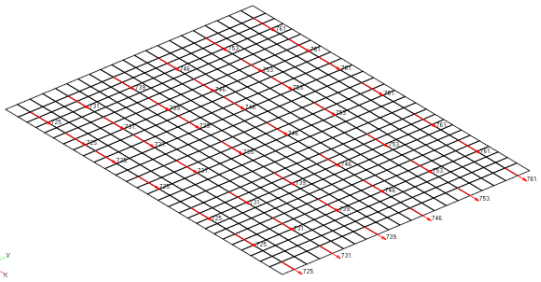
要素番号	方向	荷重ケース（位置）*1	設計応力 N*2 (kN/m)	設計応力 M (kN・m/m)	N/(b・D) (×10-2 N/mm2)	M/(b・D2) (×10-2 N/mm2)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	せん断補強筋 (Pw:%)	設計面外せん断力 Q(kN/m)	許容せん断力 α・fs・b・j Qa(kN/m)	判定
587	NS	Ss-1+NS+UD (A)	-152.6	431.5	0.051	0.048	0.021	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	D19@400×200 (0.36)	2201.9	5992	O.K.
560	EW	Ss-1+NS+UD (A)	7.4	13.4	0.002	0.001	0	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	D19@400×200 (0.36)	2014.1	5992	O.K.

*1：燃料設備の位置を示す。*2：圧縮を正とする。

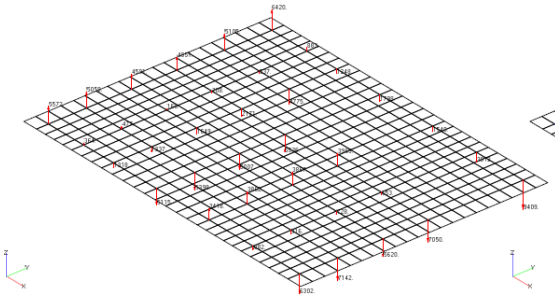
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

基礎版FEMの荷重条件と応力コンター

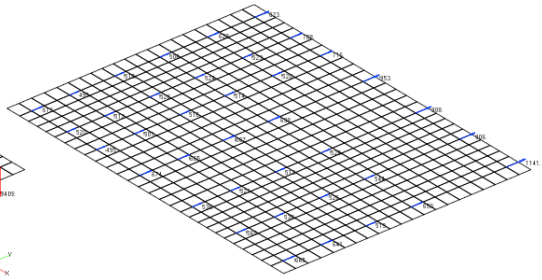
- 基礎の耐震性に対する検討では，基礎上部から受ける荷重として，柱反力（柱脚軸力・曲げモーメント・せん断力）を各柱位置の接点に入力する
- 上記に加え，基礎自重，水平方向並びに鉛直方向の慣性力，付加曲げ応力を入力する



柱脚せん断力Q



柱脚軸力N

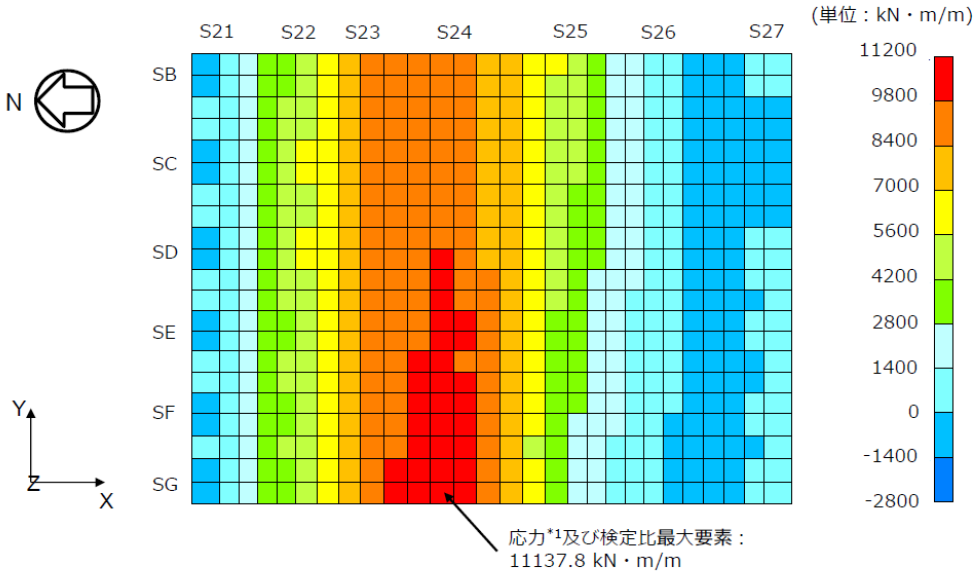


柱脚曲げモーメントM

荷重条件例：Ss-1+NS-UD(A)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

基礎版FEMの荷重条件と応力コンター

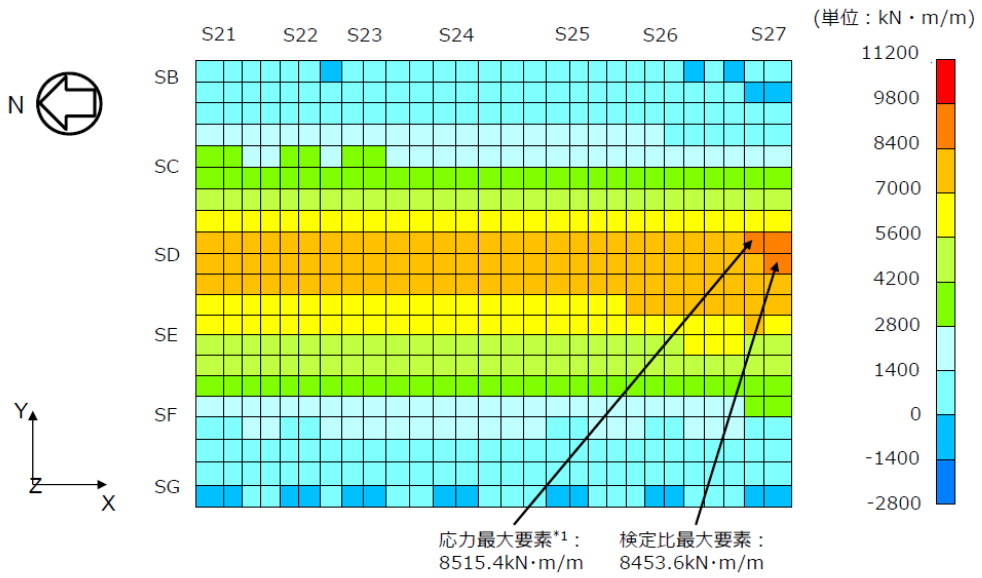


*1：本ケースにおける応力最大要素を示す。

応力コンター（Y軸まわり曲げモーメント）
応力及び検定比最大値発生荷重ケース： Ss-1+NS-UD(A)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

基礎版FEMの荷重条件と応力コンター

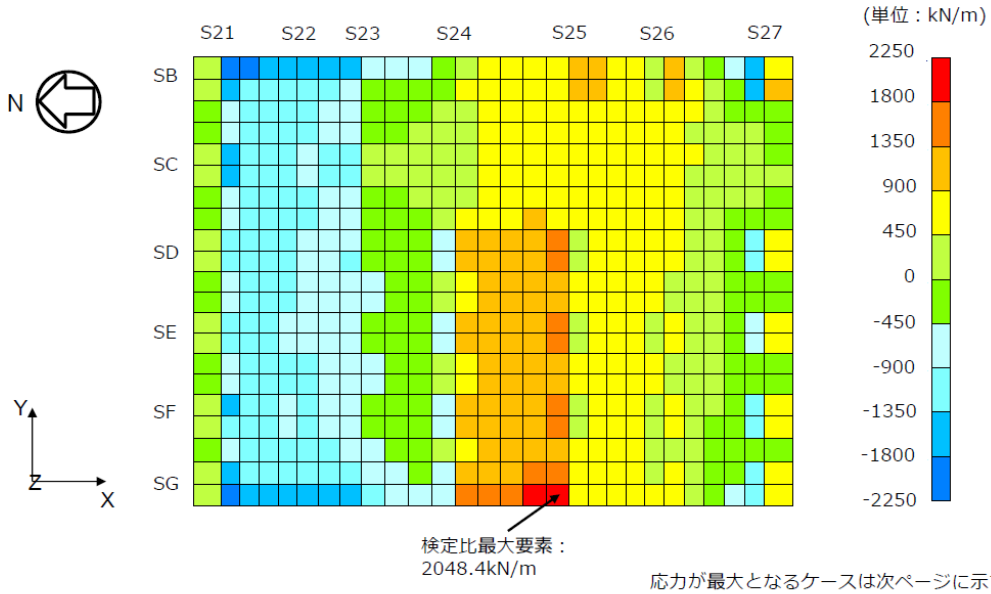


*1：本ケースにおける応力最大要素を示す。

応力コンター（X軸まわり曲げモーメント）
応力及び検定比最大値発生荷重ケース： Ss-3+EW-UD(B)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

基礎版FEMの荷重条件と応力コンター

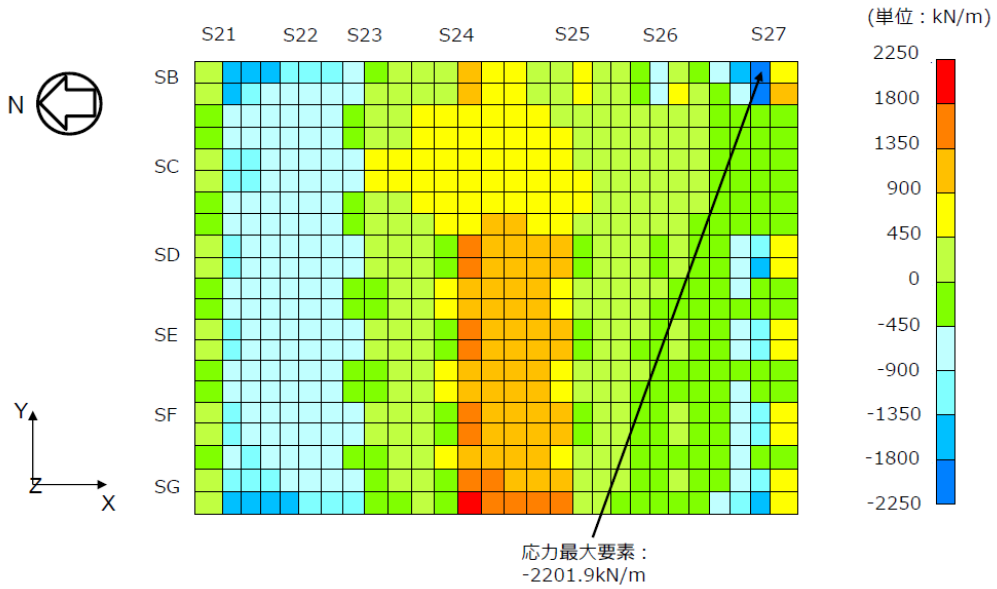


応力が最大となるケースは次ページに示す。

応力コンター（NS方向せん断力）
検定比最大値発生荷重ケース： Ss-1+NS-UD(A)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

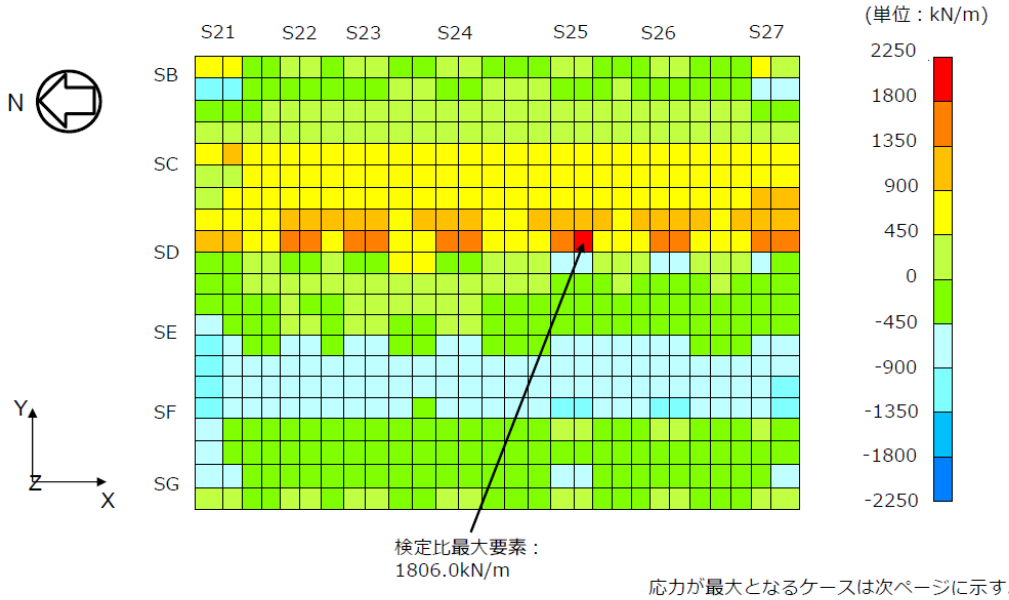
基礎版FEMの荷重条件と応力コンター



応力コンター（NS方向せん断力）
応力最大値発生荷重ケース： Ss-1+NS+UD(A)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

基礎版FEMの荷重条件と応力コンター

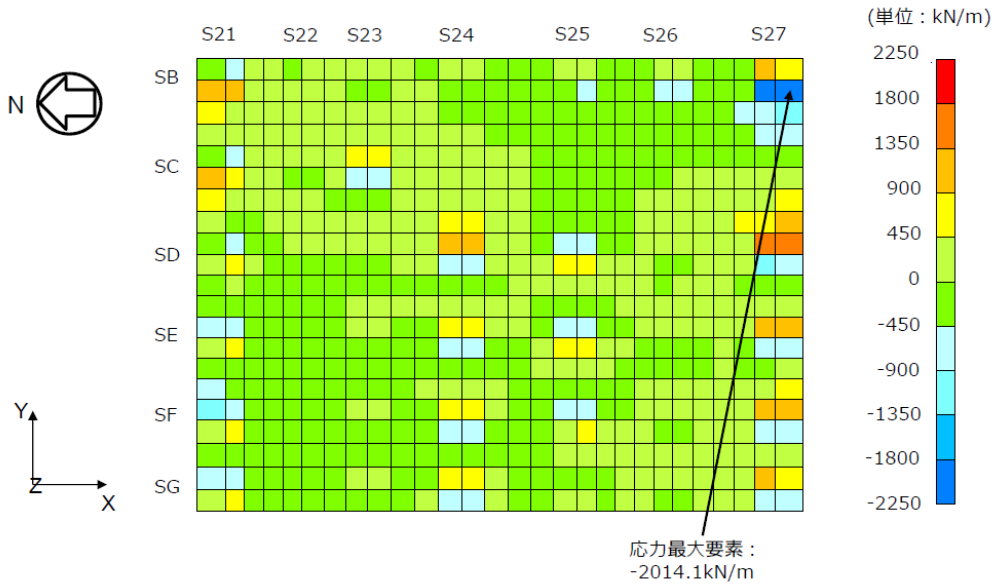


応力が最大となるケースは次ページに示す。

応力コンター（EW方向せん断力）
検定比最大値発生荷重ケース： Ss-2-EW+UD(B)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

基礎版FEMの荷重条件と応力コンター



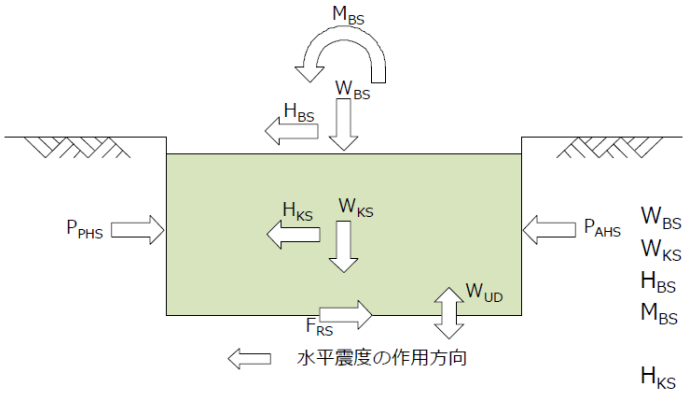
応力コンター（EW方向せん断力）
応力最大値発生荷重ケース： Ss-1+NS+UD(A)

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.7 改良地盤の耐震性に対する検討

■ 基準地震動Ss時に対する検討

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し，基準地震動Ss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。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以下であることを確認する。



W_{BS}：燃料取り出し用構台荷重
W_{KS}：改良地盤の自重
H_{BS}：燃料取り出し用構台による水平力
M_{BS}：燃料取り出し用構台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
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
W_{UD}：上下動による鉛直応力

図4.3.7-1 作用荷重（基準地震動Ss時）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.7 改良地盤の耐震性に対する検討

TEPCO

■ 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以上であることを確認する。

$$\frac{{}_{SS}f_{SC}}{\sigma_{ymax}} \geqq 1.5$$

ここで，${}_{SS}f_{SC}$：改良地盤の圧縮強度
σ_{ymax}：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（${}_{SS}f_{SC}$）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5000 kN/m²とし，断面欠損を考慮した場合 4900 kN/m²とする。

表4.3.7-1　改良地盤の鉛直応力に対する検討結果

方向	最大鉛直応力 発生地震波	最大鉛直応力 σ_{ymax}(kN/m²)	圧縮強度 ${}_{SS}f_{SC}$(kN/m²)	安全率	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
NS	Ss-1	761	4900	6.43	1.50	OK
EW	Ss-2	793	4900	6.17	1.50	OK

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.7 改良地盤の耐震性に対する検討

TEPCO

■ 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，せん断に対する安全率F_Sが1.5以上であることを確認する。

$$F_S = \frac{F_R}{F_H} \geqq 1.5$$

ここで，F_S:せん断に対する安全率
F_R:せん断面上の地盤の水平抵抗力（kN）
F_H:せん断面上の地盤のせん断力（kN）

表 4.3.7-2　改良地盤のせん断力に対する検討結果（基礎直下）

方向	最大せん断力 発生地震波	最大せん断力 F_H(kN)	水平抵抗力 F_R(kN)	安全率 F_S	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
NS	Ss-2	56816	676650	11.90	1.50	OK
EW	Ss-1	55076	676650	12.28	1.50	OK

表 4.3.7-3　改良地盤のせん断力に対する検討結果（改良地盤下端）

方向	最大せん断力 発生地震波	最大せん断力 F_H(kN)	水平抵抗力 F_R(kN)	安全率 F_S	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
NS	Ss-2	105335	676650	6.42	1.50	OK
EW	Ss-1	106956	676650	6.32	1.50	OK

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.7 改良地盤の耐震性に対する検討

TEPCO

■ 支持力の検討

支持力の評価は，改良地盤下端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。

$$\frac{R_u}{V} \geqq 1.5$$

ここで，R_u：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

表 4.3.7-4　支持地盤の鉛直応力に対する検討結果

方向	最大鉛直応力発生地震波	最大鉛直応力 V (kN/m²)	支持地盤の極限支持力度 Ru (kN/m²)*	安全率 F_s	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
NS	Ss-1	761	6860	9.01	1.50	OK
EW	Ss-2	793	6860	8.65	1.50	OK

＊：「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。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.8 原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

TEPCO

■ 弾性支承反力に対する検討

地震応答解析で得られる弾性支承に生ずる最大圧縮軸力の反力として原子炉建屋のRC梁に生じるせん断力が，梁の許容せん断耐力以下となることを確認する。

表 4.3.8-1　弾性支承反力に対する検討結果

部位	地震波	入力方向	梁端せん断力Q(kN)	許容せん断耐力Qa(kN)	耐力比	判定
弾性支承受梁	Ss-1	NS(A)*	1203	2313	0.52	O.K.

＊：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

■ ばね付きオイルダンパの反力に対する検討

ばね付きオイルダンパの反力を受ける原子炉建屋床架構を有限要素法を用いてモデル化し弾性解析を行う。床スラブは板要素で，大梁は線材でモデル化する。

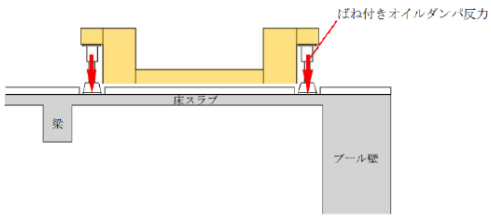


図 4.3.8-1　ばね付きオイルダンパ反力概要図

表 4.3.8-2　ばね付きオイルダンパの反力に対する検討結果

部位	地震波	入力方向	応力	発生応力	許容耐力	耐力比	判定
ばね付きオイルダンパ受け床スラブ	Ss-1	NS(A)*	曲げM (kNm/m)	79	216	0.37	O.K.
			せん断Q(kN/m)	321	420	0.77	O.K.

＊：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.8 原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

■ オイルダンパ（水平棟間）反力に対する検討

オイルダンパ（水平棟間）の反力を受ける原子炉建屋南側外壁（壁・大梁及び柱）を有限要素法を用いてモデル化し，弾性解析を行う。壁付梁は板要素で，柱は線材でモデル化する。オイルダンパ（水平棟間）の反力を受ける箇所は2箇所あるが，面外方向の反力値が大きく，躯体断面の小さい西側での検定比が支配的となるため西側での検討を代表として行う。

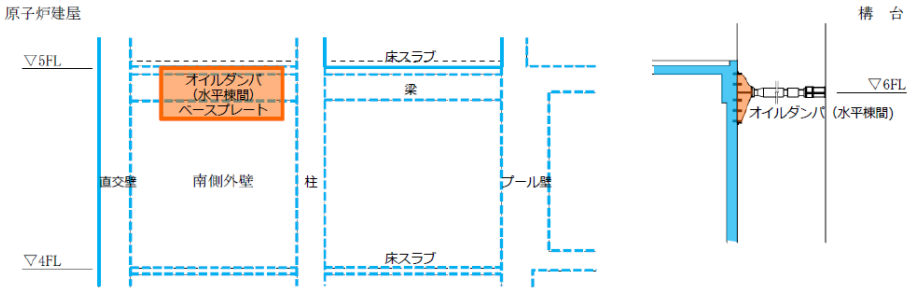


図 4.3.8-2　オイルダンパ（水平棟間）ベースプレート概要図

表 4.3.8-3　オイルダンパ（水平棟間）反力に対する検討結果

部位	地震波	入力方向	応力	発生応力	許容耐力	耐力比	判定
オイルダンパ（水平棟間）受け外壁	Ss-2	NS(B)*	曲げM (kNm/m)	206	422	0.49	O.K.
			せん断Q(kN/m)	273	589	0.47	O.K.

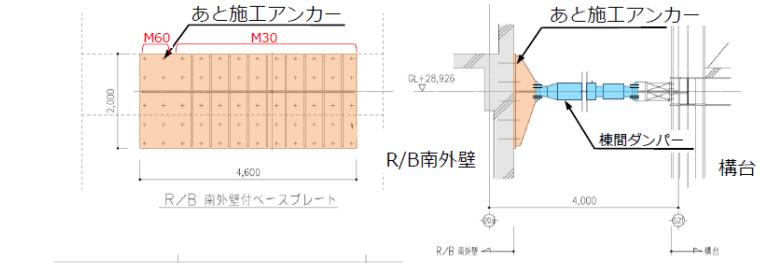
＊：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

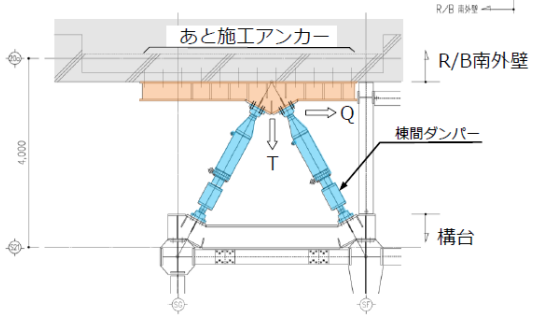
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

棟間ダンパー R/B南外壁接続について

■ 棟間ダンパは，R/B南側外壁のオペフロより下がった位置で，あと施工アンカー（M30及びM60 の2種類）　を用いて壁面に固定されたベースプレートと接続している。

■ あと施工アンカーは，地震応答解析で得られた棟間ダンパのR/B側節点反力（引張及びせん断方向）の最大値に対して短期許容強度を用いて必要本数を算出して配置している。





一般あと施工アンカー及びFMボルトの短期許容強度

種　類	径	有効埋込長	短期許容強度	
一般あと施工アンカー	M30	300 ㎜	107 kN/本	引張
FMボルト	M60	265 ㎜	329 kN/本	せん断

ベースプレートに作用する設計用反力

設計用反力	Ss地震時最大値
面外引張力	3203 kN
面内せん断力	2219 kN

検　定　比

種　類	径	検定比	
一般あと施工アンカー	M30	0.60	引張
FMボルト	M60	0.68	せん断

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

あと施工アンカーの適用性と妥当性について

TEPCO

- M30アンカーボルトの設計は，「各種合成構造設計指針・同解説（日本建築学会）」「4.5接着系アンカーボルトの設計」，及び「あと施工アンカー工法・製品評価認証書 セメフォースアンカー150，セメフォースアンカー500」（日本建築あと施工アンカー協会　認証番号：第17-0005号）による

- 以下の通り，M30のアンカーボルトの設計方法及び工法は妥当であると判断する
  - 躯体コンクリートの設計基準強度は22.1N/mm2であり，各種合成構造設計指針の適用範囲内（18～48N/mm2）である
  - アンカーボルト材料はSNR400であり，各種合成構造設計指針の適用範囲内である
  - 接着材は「あと施工アンカー工法・製品評価認証書」を取得した材料を用いる
  - セメフォースアンカーの製品評価認証書に定めてあるアンカーボルト径はD22までだが，D22を超える太径アンカー筋に対する無機系あと施工アンカーの付着強度に対する知見は土木学会論文に記載されており，D51まで各種合成構造設計指針の付着強度以上が確保されていることを確認していることから，適用には問題無い

- 本アンカーボルトは無機系材料（セメント系）を使用しており，耐久性や耐放射線性はコンクリート躯体同等である

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

あと施工アンカーの適用性と妥当性について

TEPCO

- M60のアンカーボルトの設計は，「評定書（工法等）　FMボルト工法」（日本建築センター　BCJ評定-SS0031-01）による
- 本評定書において，構造設計方法及び工法が妥当であることが示されている

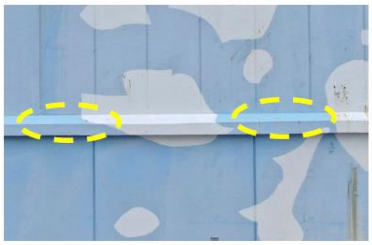
- 以下の通り，M60のアンカーボルトの設計方法及び工法は妥当であると判断する
  - 躯体コンクリートの設計基準強度は22.1N/mm2であり，評定書の適用範囲内（21～42N/mm2）である
  - アンカーボルト材料はSNR400であり，評定書の適用範囲内である
  - 接着材は評定書で指定された材料である
  - アンカーボルト径M60は評定書の適用範囲内（30～60mm）である

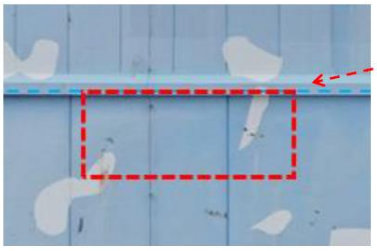
- 本アンカーボルトは無機系材料（セメント系）を使用しており，耐久性や耐放射線性はコンクリート躯体同等である

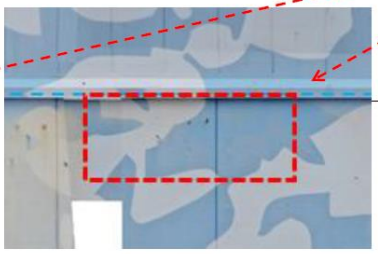
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

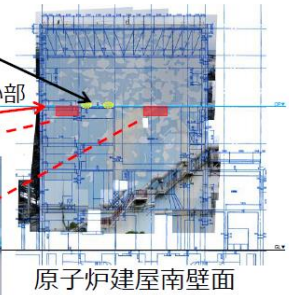
原子炉建屋接触部の状況について（1）

- 現在に至るまでに該当箇所に損傷や劣化が生じていないかを，遠隔カメラによる画像で確認している。
- オイルダンパ（水平棟間）取り合い部およびばね付きオイルダンパ設置部の損傷は，3号機水素爆発によると思われる塗装面の傷が若干見られる程度であり，躯体構造に及ぼす影響は生じていない。









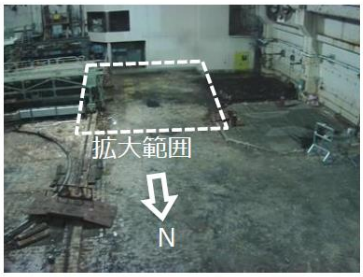
原子炉建屋南壁面
合成写真

ドローンカメラによる遠隔撮影（2020/6/29）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

原子炉建屋接触部の状況について（2）

- 弾性支承およびばね付きオイルダンパ設置位置となる原子炉建屋オペレーティングフロア床面上部には大きな損傷は無く，躯体構造に及ぼす影響は生じていない。



オペフロ全景

原子炉建屋天井監視カメラにより遠隔撮影した
合成写真（2021/4/15）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

TEPCO

■ 検討方針

燃料取り出し用構台を支持する原子炉建屋の耐震性の検討は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，原子炉建屋の耐震壁及び屋根トラス（以下，原子炉建屋上部架構）の健全性について行い，基準地震動Ssに対して原子炉建屋上部架構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。

■ 解析に用いる入力地震動

原子炉建屋上部架構の地震応答解析に用いる入力地震動は，基準地震動Ssを入力したときの原子炉建屋G.L.29.92mの時刻歴応答加速度とし，水平方向，回転方向及び鉛直方向の同時入力とする。入力地震動の概念図を図 4.3.9-1に示す。

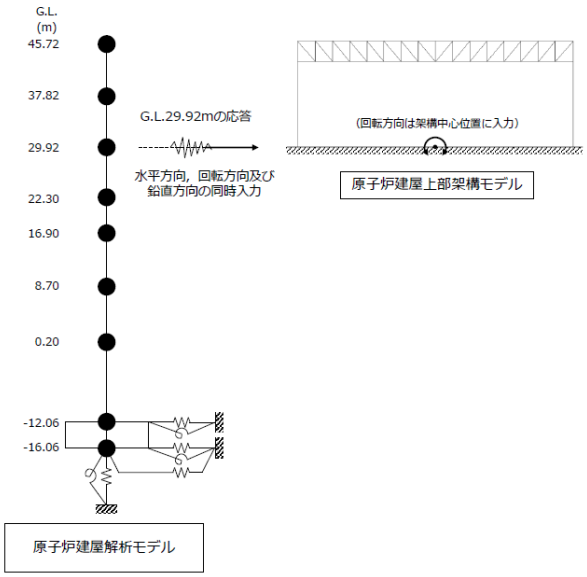


図 4.3.9-1　入力地震動の概念図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

TEPCO

■ 地震応答解析モデル

原子炉建屋上部架構の地震応答解析モデルは，G.L.29.92mより上部の鉄骨造の屋根と鉄筋コンクリート造の柱，梁及び耐震壁を組み込んだ立体架構モデルとし，境界条件は柱及び耐震壁脚を固定とする。

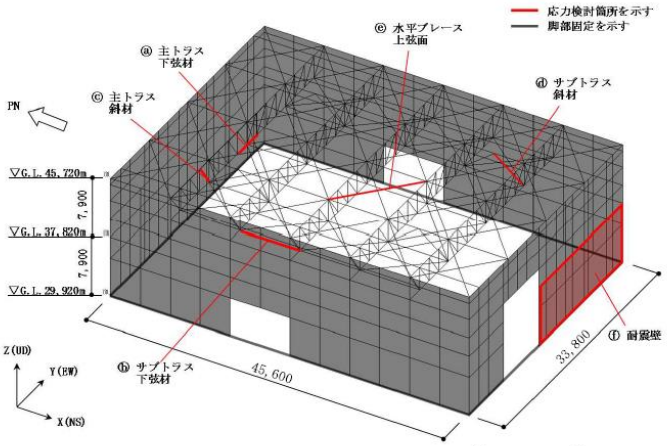


図 4.3.9-2　原子炉建屋上部架構の地震応答解析モデル

表 4.3.9-1　地震応答解析に用いる物性値

部　位	材　料	ヤング係数 E (N/mm²)	せん断弾性係数 G (N/mm²)	減衰定数 h (%)
屋根	鉄骨	2.05×10^5	7.90×10^4	2
外周部	コンクリート*	2.57×10^4	1.07×10^4	5

*：実強度(Fc35)に基づく物性値を示す。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

■ 波及的影響の評価

原子炉建屋上部架構の変形は，JSCA性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2018年3月）を参考に定めたクライテリアとして，鉄骨造部材は，塑性率が5以下を満足することを確認する。耐震壁のせん断ひずみは，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（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

■ 応力度比及び塑性率の検討

部材の応力度比は，2方向の曲げ，軸力及びせん断力の各最大応力と各許容応力度との比を組み合わせた値で表され，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。なお，各許容応力度，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度は「建設省告示第2464号」に定められた基準強度F値の1.1倍を用いる。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

表 4.3.9-2　応力度比の検討結果

部 位*1			部材形状(mm)<使用材料>	地震波入力方向（位置）*2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
主トラス	ⓐ	下弦材	H-400×400×13×21 <SS400>	Ss-1+NS+UD (A)	σ_t	108.4	258	0.72	O.K.
					σ_{by}	49.7	190		
					σ_{bz}	7.4	258		
					τ	5.0	148		
サブトラス	ⓑ	下弦材	H-248×249×8×13 <SS400>	Ss-1+EW-UD (A)	σ_c	53.1	142	0.38	O.K.
					σ_{by}	0.0	157		
					σ_{bz}	0.0	258		
					τ	0.0	148		

＊1：ⓐ，ⓑの符号は図 4.3.9-2 の応力検討箇所を示す。
＊2：（ ）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4参照）

σ_t ：引張応力度の最大値
σ_c ：圧縮応力度の最大値
σ_{by} ：強軸まわりの曲げ応力度の最大値
σ_{bz} ：弱軸まわりの曲げ応力度の最大値
τ ：せん断応力度の最大値

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

表4.3.9-3 塑性率の検討結果

部 位*1			部材形状(mm) <使用材料>	地震波入力方向 (位置) *2	塑性率		判定
主トラス	ⓒ	斜材	2Ls-100×100×13 <SS400>	Ss-1+NS+UD (A)	T/Tu	0.82	O.K.
サブトラス	ⓓ	斜材	2Ls-100×100×7 <SS400>	Ss-1+NS+UD (A)	C/Cu	0.58	O.K.
水平ブレース	ⓔ	上弦面	CT-125×250×9×14 <SS400>	Ss-2+EW-UD (A)	C/Cu	1.68	O.K.

＊1 :ⓒ, ⓓ, ⓔ の符号は図 4.3.9-2 の応力検討箇所を示す。
＊2 : ( )内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4参照）

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

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

■ 耐震壁のせん断ひずみの検討

耐震壁の最大せん断ひずみは4.0×10^{-3}以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.9-4 耐震壁の最大せん断ひずみの検討結果

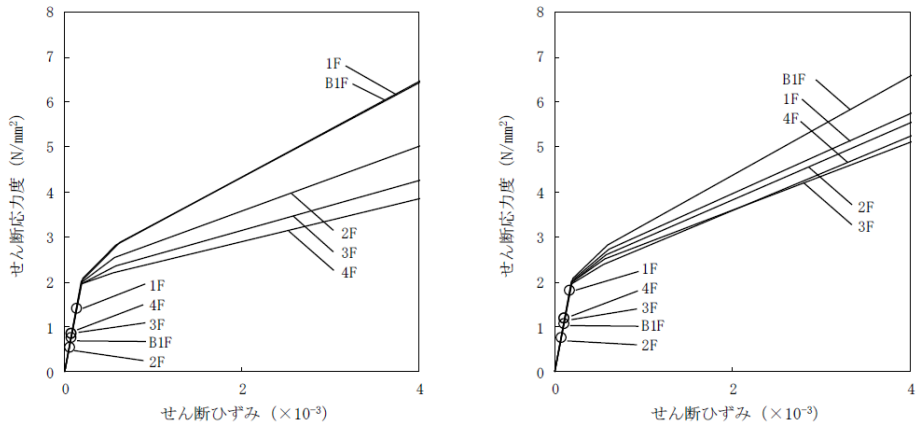
部 位*1			部材形状(mm) <使用材料>	地震波入力方向 (位置) *2	せん断ひずみ ($\times10^{-3}$)	判定
耐震壁	ⓕ	建屋南側 5F	t=200 <Fc22.1>	Ss-1+EW+UD (A)	0.24	O.K.

＊1 :ⓕ の符号は図 4.3.9-2 の応力検討箇所を示す。
＊2 : ( )内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4参照）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.3.9 原子炉建屋の耐震性に対する検討

「4.3.2 架構の耐震性に対する検討」で実施した地震応答解析による原子炉建屋の最大せん断ひずみを，「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示す。



(a) NS方向　　(b) EW方向

図4.3.9-3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

Ⅱ　換気設備　換気風量について

1. 必要換気風量の設定

燃料取扱設備等の電気品保護のため，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台前室内の環境を 40℃以下(設計値)となるよう換気設備の換気風量を設定する。また，各エリアの放射性物質濃度が上がらないよう換気回数 0.5 回/h 以上を確保することを目安とする。これらの要求を満足する換気風量として，原子炉建屋オペレーティングフロアの換気風量を 20000(m^3/h)，燃料取り出し用構台の換気風量を 10000(m^3/h)に設定した。具体的な算定結果を以下に示す。

1.1 原子炉建屋オペレーティングフロアの環境維持に必要な換気風量

(1) 設計用熱負荷の除熱に必要な換気風量

$Q_1 = q_1/(C_p \cdot \rho \cdot (t_{1a} - t_2) \cdot 1/3600) = 15580$ (m^3/h)

Q_1 :設計用熱負荷の除熱に必要な換気風量(m^3/h)

q_1 :設計用熱負荷，約 60 (kW)(機器発熱(照明)，使用済燃料プールからの熱)

C_p :定圧比熱，1.004652(kJ/kg･℃)

ρ :密度，1.2(kg/m^3)

t_{1a} :原子炉建屋オペレーティングフロア温度，40(℃)

t_2 :設計用外気温度，28.5(℃)

(2) 換気回数の確保に必要な換気風量

$Q_1' = Vol_1 \cdot 0.5 = 13000$ (m^3/h)

Q_1':換気回数 0.5 回/h に必要な換気風量(m^3/h)

Vol_1 :原子炉建屋オペレーティングフロア内容積，約 26000(m^3)

1.2 燃料取り出し用構台の環境維持に必要な換気風量

(1) 設計用熱負荷の除熱に必要な換気風量(m^3/h)

$Q_2 = q_2/(C_p \cdot \rho \cdot (t_{1b} - t_2) \cdot 1/3600) = 5193$ (m^3/h)

Q_2 :設計用熱負荷の除熱に必要な換気風量(m^3/h)

q_2 :設計用熱負荷，約 20 (kW)(機器発熱(照明))

C_p :定圧比熱，1.004652(kJ/kg･℃)

ρ :密度，1.2(kg/m^3)

t_{1b} :燃料取り出し用構台前室内温度，40(℃)

t_2 :設計用外気温度，28.5(℃)

(2) 換気回数の確保に必要な換気風量

$Q_2' = Vol_2 \cdot 0.5 = 8000$ (m^3/h)

Q_2':換気回数 0.5 回/h に必要な換気風量(m^3/h)

Vol_2 :燃料取り出し用構台前室内容積，約 16000(m^3)

2. 原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台における気流の流れ

1 章に基づき, 原子炉建屋オペレーティングフロアの換気風量を 20000(m³/h), 燃料取り出し用構台の換気風量を 10000(m³/h)に設定した場合の気流の流れを評価する。

2.1 評価モデル

評価モデルを図 1 に, 評価で考慮する隙間を表 1 に示す。

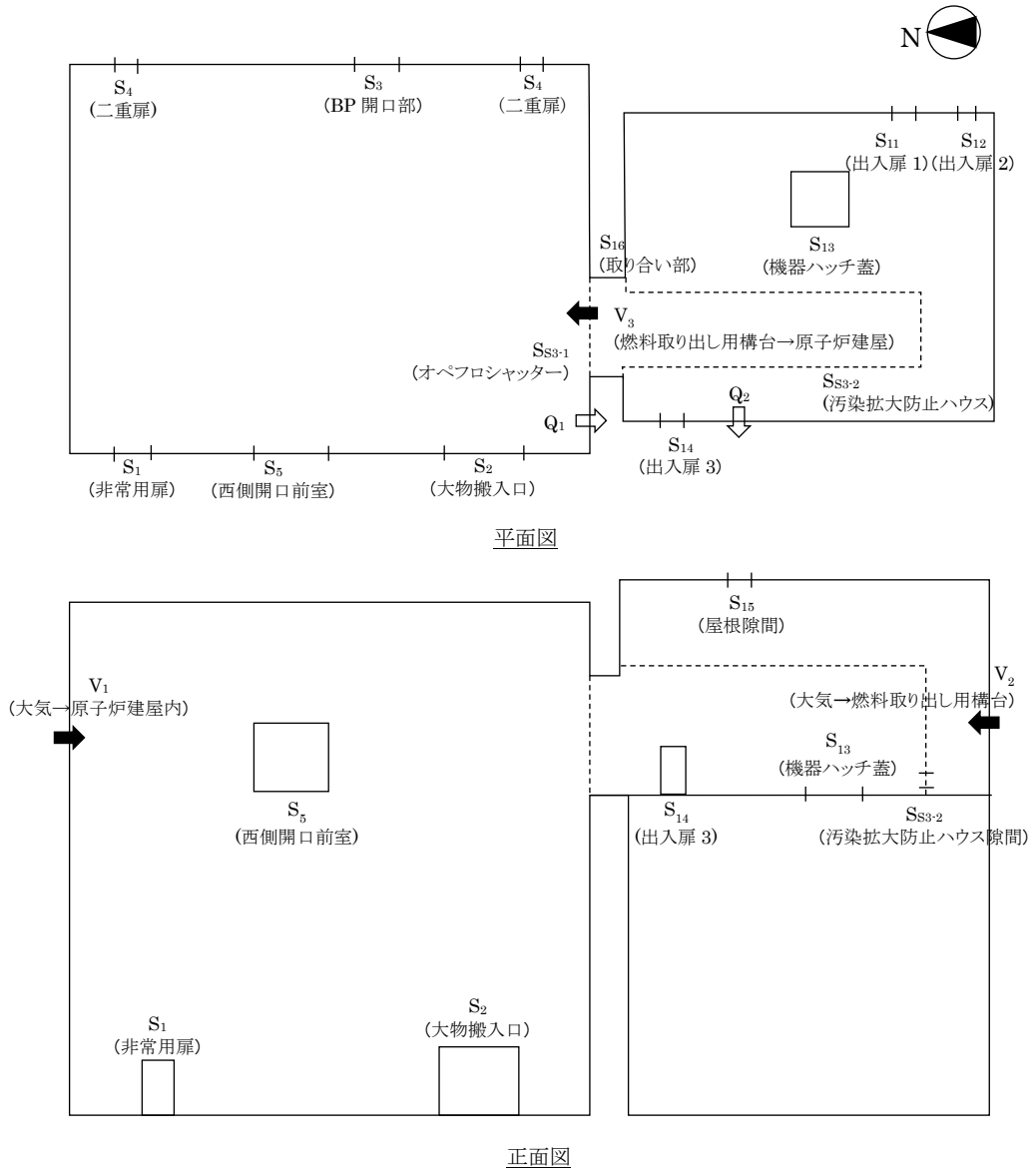


図 1 評価モデル

表 1 評価で考慮する隙間面積

記号	名称	単位	数値(*)	備考
S_{S1}	原子炉建屋隙間 合計面積	m^2	－	
S_1	非常用扉 開口面積(*)	m^2	0	津波対策のため閉止済
S_2	大物搬入口 開口面積(*)	m^2	0	津波対策のため閉止済
S_3	ブローアウトパネル(BP)開口部 隙間面積(*)	m^2	0.34	
S_4	原子炉建屋二重扉(南北)開口面積(*)	m^2	0	津波対策のため閉止済
S_5	西側開口前室 開口面積(*)	m^2	0.467	西側開口前室隙間合計
S_{S2}	燃料取り出し用構台隙間合計面積	m^2	－	
S_{11}	出入扉 1 隙間	m^2	0.06	
S_{12}	出入扉 2 隙間	m^2	0.08	
S_{13}	機器ハッチ蓋隙間	m^2	0.2	
S_{14}	出入扉 3 隙間	m^2	0.06	
S_{15}	燃料取り出し用構台屋根隙間	m^2	0.98	
S_{16}	燃料取り出し用構台取り合い部隙間	m^2	0.42	オペフロシャッター開時は S_{S1} に加算 オペフロシャッター閉時は S_{S2} に加算
$S_{S3\text{-}1}$	オペフロシャッター隙間	m^2	2.33	オペフロシャッター閉時に適用
$S_{S3\text{-}2}$	汚染拡大防止ハウス隙間	m^2	2.34	オペフロシャッター開時に適用

(*)原子炉建屋からの放出量評価適用値。

2.2 評価ケース

燃料取り出し作業時に，大気から原子炉建屋へ，大気から燃料取り出し用構台へ，燃料取り出し用構台から原子炉建屋へ流入する気流が生じることを確認する。評価ケースは以下の 2 ケースとする。

(1) オペフロシャッター閉時

オペフロシャッター閉，汚染拡大防止ハウスは収納状態とした場合の評価モデルを図 2 に示す。

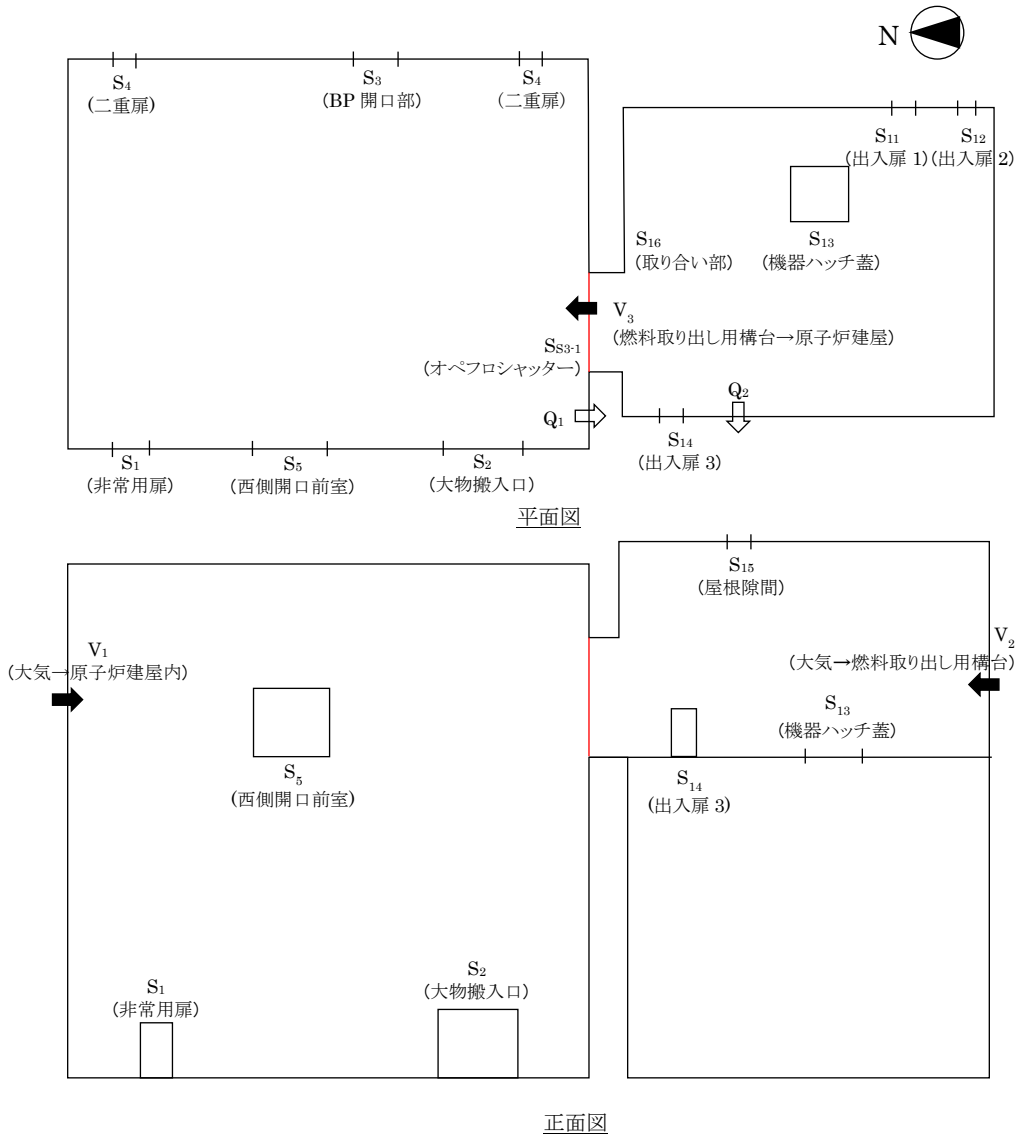


図 2 オペフロシャッター閉時 評価モデル

(2) オペフロシャッター開時

オペフロシャッター開，汚染拡大防止ハウスは展開状態とした場合の評価モデルを図 3 に示す。

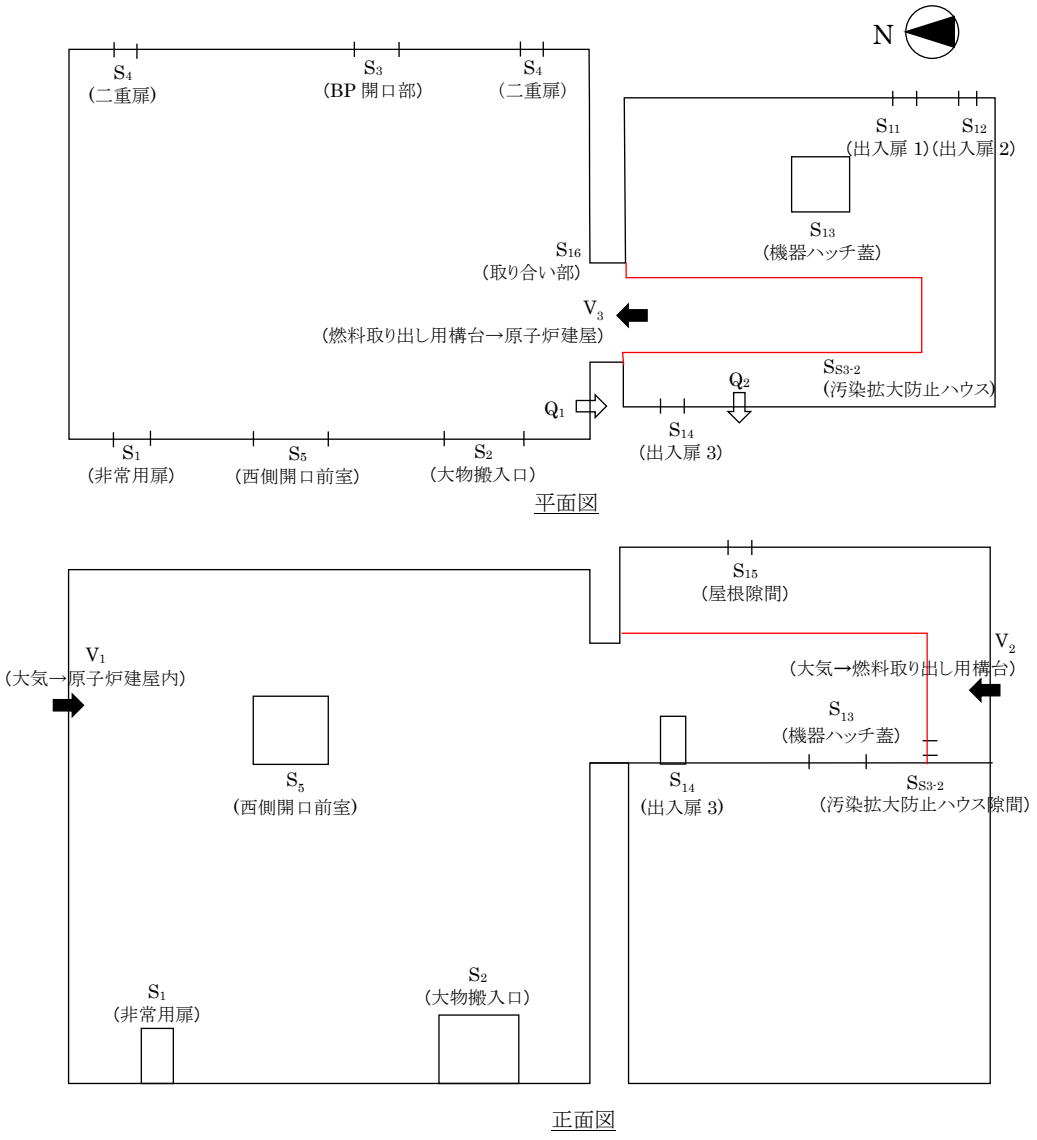


図 3 オペフロシャッター開時 評価モデル

2.3 評価方法

燃料取り出し用構台から原子炉建屋オペレーティングフロアへ気流の流れが生じている状態では原子炉建屋，燃料取り出し用構台でのマスバランスは以下の通りとなる。

$$Q_1 = (V_1 \times S_{S1} + V_3 \times S_{S3}) \times 3600 \quad (1)$$

$$Q_2 = (V_2 \times S_{S2} - V_3 \times S_{S3}) \times 3600 \quad (2)$$

Q_1 :原子炉建屋換気風量 20000(m^3/h)
Q_2 :燃料取り出し用構台換気風量 10000(m^3/h)
S_{S1} :原子炉建屋隙間合計面積 表 1 参照
S_{S2} :燃料取り出し用構台隙間合計面積 表 1 参照
S_{S3} :原子炉建屋／燃料取り出し用構台間隙間 表 1 参照
V_1 :大気から原子炉建屋への流入風速(m/s)
V_2 :大気から燃料取り出し用構台への流入風速(m/s)
V_3 :燃料取り出し用構台から原子炉建屋への流入風速(m/s)

各流入風速は以下の式より求める。

$$P_0 - P_1 = \zeta \times \rho \times V_1^2/2g \quad (3)$$

$$P_0 - P_2 = \zeta \times \rho \times V_2^2/2g \quad (4)$$

$$P_2 - P_1 = \zeta \times \rho \times V_3^2/2g \quad (5)$$

P_0 :大気圧 0(Pa)
P_1 :原子炉建屋内圧(Pa)
P_2 :燃料取り出し用構台内圧(Pa)
ζ :形状抵抗係数 2.00(-)
ρ :空気密度 1.2(kg/m^3)
g :重力加速度 9.81(m/s^2)

大気圧を 0(Pa)とし，(3)～(5)式を変形する。

$$V_1 = \sqrt{-P_1 \times 2g/(\zeta \times \rho)} \quad (6)$$

$$V_2 = \sqrt{-P_2 \times 2g/(\zeta \times \rho)} \quad (7)$$

$$V_3 = \sqrt{(P_2 - P_1) \times 2g/(\zeta \times \rho)} \quad (8)$$

(6)～(8)式を(1)，(2)式に代入し，マスバランスを満たす P_1，P_2 を求める。

2.4 算定結果

2.3 項に記載の方法に従い，原子炉建屋内圧，燃料取り出し用構台内圧を算定し，各流入風速を算定した。

記号	名称	単位	オペフロ シャッター開時	オペフロ シャッター閉時
P_1	原子炉建屋内圧	Pa	-1.28	-1.38
P_2	燃料取り出し用構台内圧	Pa	-1.22	-1.20
V_1	大気から原子炉建屋への 流入風速	m/s	3.2	3.4
V_2	大気から燃料取り出し用構台へ の流入風速	m/s	3.2	3.1
V_3	燃料取り出し用構台から 原子炉建屋への流入風速	m/s	0.68	1.2

2.5 評価

2.4 項に示す通り，オペフロシャッターの開閉状態に関わらず，大気から原子炉建屋へ，大気から燃料取り出し用構台へ，燃料取り出し用構台から原子炉建屋へ流入する気流が生じる。

以上より，ダスト飛散抑制の観点で適切に換気風量が設定されていることを確認した。

3. まとめ

1 章及び 2 章に示す通り，原子炉建屋オペレーティングフロアの換気風量を 20000(m^3/h)，燃料取り出し用構台の換気風量を 10000(m^3/h)と設定することで，原子炉建屋及び燃料取り出し構台内の温度維持，換気回数の確保，ダスト飛散抑制のための気流の確保が可能となることを確認した。

Ⅲ　原子炉建屋オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の耐震性についての計算書

1/2Ss450 を用いた評価については,「Ⅳ　2 号機燃料取り出し関連設備に対する 1/2Ss450 評価について」に記載するため，本資料「Ⅲ　原子炉建屋オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の耐震性についての計算書」への記載は省略する。

I. 遮蔽体に係る耐震設計の基本方針

1. 設備の重要度による耐震クラス別分類

設備名	耐震 クラス別	確認用 地震動
遮蔽体	ノンクラス	Ss

2 号機原子炉建屋内の作業環境改善のため，原子炉建屋内のオペレーティングフロア床面及び壁側に遮蔽体を設置する計画としている。

遮蔽体の耐震クラス別分類は原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601・補-1984)に規定される放射性物質にかかわる設備には該当しないため，ノンクラスとなる。但し，オペレーティングフロアに設置する遮蔽体のうち使用済燃料プール周りに設置するものが，地震による破損などの事象により，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。

本資料では，使用済燃料プール周りに設置する下記遮蔽体の支持部材の構造強度の結果を示す。各遮蔽体の配置を図 1 に示す。なお，本書に示す形状は現場の状況に合わせて変更する可能性がある。

(1) 使用済燃料プール(SFP)北側遮蔽
(2) 使用済燃料プール(SFP)南側遮蔽
(3) 使用済燃料プール(SFP)東側遮蔽
(4) 使用済燃料プール(SFP)西側遮蔽

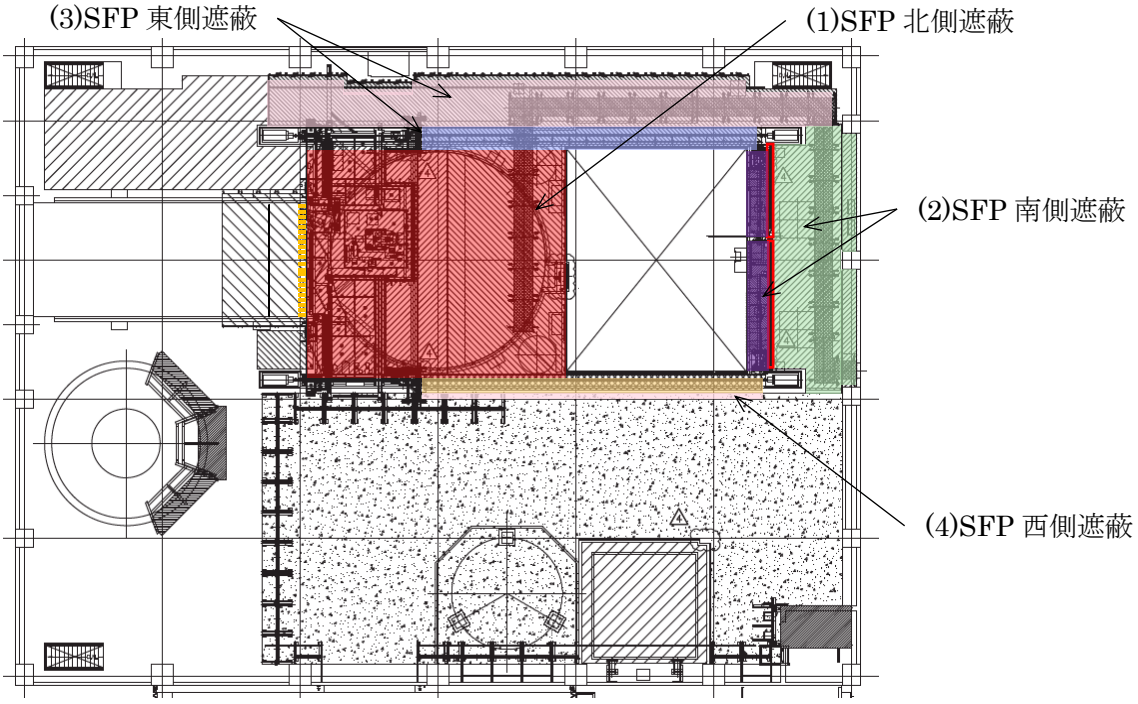


図 1 使用済燃料プール周りに設置する遮蔽体

2. 設計用地震力

遮蔽体の耐震評価には，原子炉建屋オペレーティングフロアの層せん断係数より 1.2 倍の裕度を考慮した静的地震力(水平震度 0.99G，鉛直震度 0.29)，地震応答解析結果から，遮蔽体を剛構造とみなし 1.2 倍の裕度を考慮した動的地震力(水平震度 0.94G，鉛直震度 0.54)のうち，保守的となる地震力を選定する。

遮蔽体に負荷される水平力 F は以下のようにあらわされる。

$$F = mgC_H - \mu(1 - C_V)mg = \left(C_H - \mu(1 - C_V)\right)mg$$

m ：遮蔽体質量
g ：重力加速度
C_H ：水平方向地震力
C_V ：鉛直方向地震力
μ ：摩擦係数(=0.25)

上式において静的地震力により遮蔽体に負荷される水平力 F は，

$$F = 0.8125mg$$

動的地震力による遮蔽体に負荷される水平力 F は，

$$F = 0.825mg$$

となり，動的地震力の方が大きくなる。以降の評価では，遮蔽体の設計用地震力として動的地震力を適用する。

3. 荷重の組合せ，応力算定及び許容応力

記号の説明

D　:死荷重

Ss　: Ss 地震動により求まる地震力

$1.5f_s$:許容せん断応力

設計・建設規格 SSB-3121.3 により規定される値

$1.5f_c$:許容圧縮応力

同上

$1.5f_b$:許容曲げ応力

同上

荷重の組合せ	許容限界		
	1 次応力		
	せん断	圧縮	曲げ
D+Ss	$1.5f_s$	$1.5f_c$	$1.5f_b$

注)組合せ応力についても評価する。

II. 遮蔽体の耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本計算書は遮蔽体の耐震性についての計算書である。

2. 計算条件

(1) 遮蔽体は原子炉建屋のオペレーティングフロア上に設置されるため，摩擦係数(μ=0.25)*を考慮し，水平方向地震力からオペレーティングフロアと遮蔽体間の摩擦力を減じた荷重が遮蔽体に負荷されるものとする。

(*)電中研報告書「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立-地震時のキャスク転倒評価-」(研究報告：U92037)より，コンクリート及び鋼材表面の塗装条件を様々に変化させた試験結果のうち，最も不利な摩擦係数を適用する。

3. 評価方法

3.1. 応力算定方法

各遮蔽体の支持部に発生する曲げ応力，せん断応力，支圧応力を工学算定式により算出し，それぞれ許容応力以下となることを確認する。また，曲げ応力とせん断応力が同時に負荷される場合には，組合せ応力が許容応力以下となることを確認する。

3.2. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 1 に示す。

表 1 材料及び許容応力

部位		材質	許容応力 (MPa)	
SFP 北側遮蔽	ブラケット	SS400	曲げ	280
			せん断	161
			組合せ	280
	D/S プールカバー支持ビーム(既設)	A6061T6	支圧	252
SFP 南側遮蔽	荷重受け部材①	SS400	曲げ	280
			せん断	161
			組合せ	280
	荷重受け部材②	SS400	曲げ	280
			せん断	161
			組合せ	280
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	280
			せん断	161
			組合せ	280
SFP 東側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	280
			せん断	161
			組合せ	280
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	323
			せん断	161
			組合せ	280
SFP 西側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	323
			せん断	161
			組合せ	280

4. 設計条件

4.1. 耐震上の重要度分類　　ノンクラス(Ss)

4.2. 据付場所及び床面高さ　　原子炉建屋オペレーティングフロア T.P.38484

4.3. 設計震度

水平震度 0.94G, 鉛直震度 0.54G

4.4. 荷重条件

自重＋地震荷重

5. 結論

強度評価の結果を表 2 に示す。使用済燃料プール周りに設置する遮蔽体について, 地震時水平荷重負荷時に支持部材に生じる応力は許容応力を下回るため, 遮蔽体が使用済燃料プールへ落下することはない。

表 2 遮蔽体支持部材の構造強度評価結果

部位		材質	許容応力 (MPa)		算出応力 (MPa)
SFP 北側遮蔽	ブラケット	SS400	曲げ	280	146
			せん断	161	46
			組合せ	280	167
	D/S プールカバー支持ビーム(既設)	A6061T6	支圧	252	73
SFP 南側遮蔽	荷重受け部材①	SS400	曲げ	280	244
			せん断	161	17
			組合せ	280	246
	荷重受け部材②	SS400	曲げ	280	270
			せん断	161	20
			組合せ	280	273
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	280	52
			せん断	161	3
			組合せ	280	53
SFP 東側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	280	23
			せん断	161	6
			組合せ	280	26
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	323	201
			せん断	161	13
			組合せ	280	203
SFP 西側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	323	57
			せん断	161	2
			組合せ	280	58

6. 数値計算

6.1. SFP 北側遮蔽

6.1.1 形状・寸法

SFP 北側遮蔽は図 2 に示す通り，SFP 北側のオペレーティングフロア上に並べられた各遮蔽体支持部材間を，かぎ型のフックで接続し，SFP 北側遮蔽全体の地震時水平方向荷重を，北側端部の遮蔽体支持部材のブラケットで支持する構造を有する。そのため，地震時水平方向荷重がブラケットに負荷された場合の強度評価を行う。また，ブラケットと取合い地震時荷重が負荷される D/S プールカバー支持ビームの強度評価を行う。

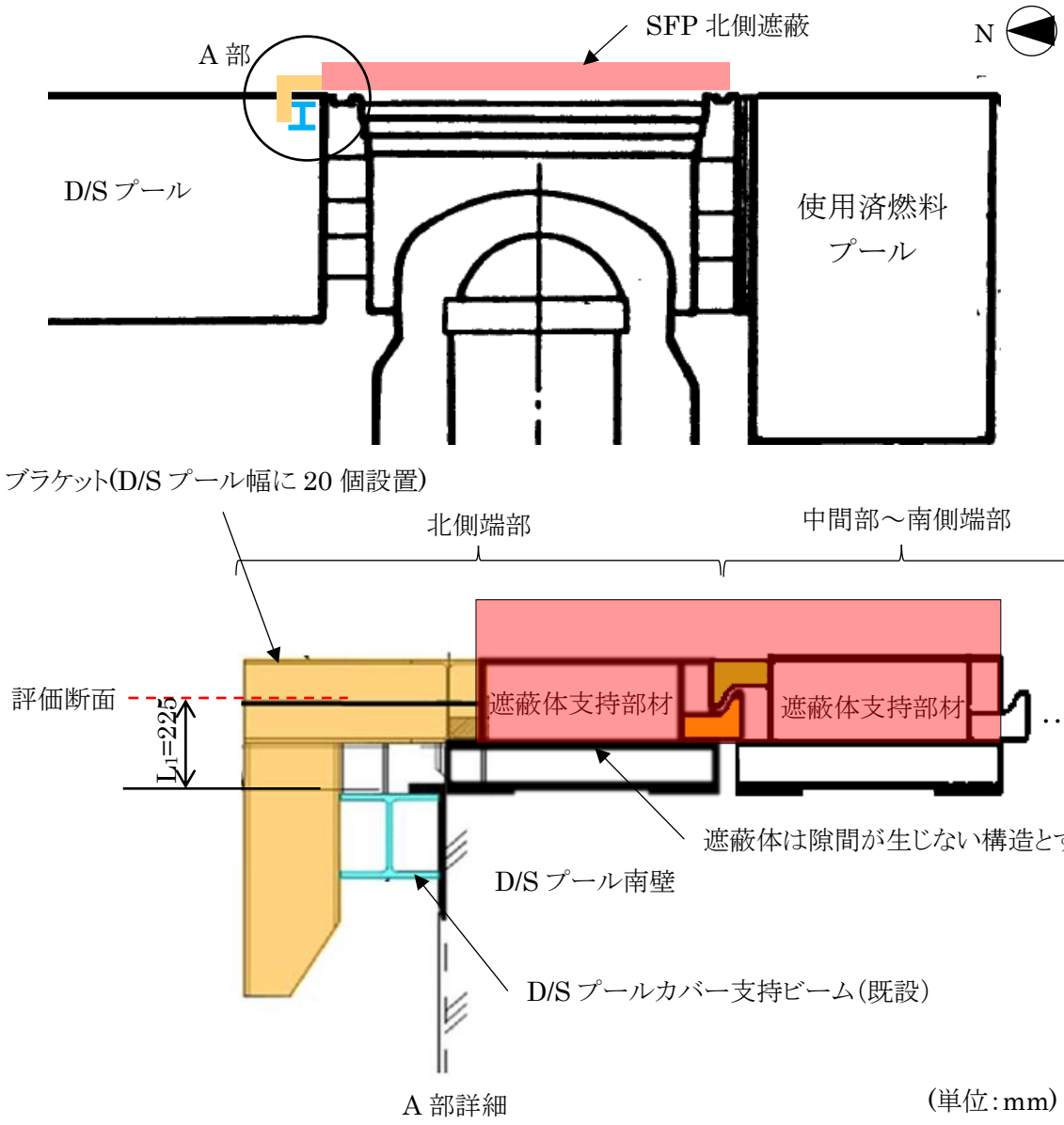


図 2 SFP 北側遮蔽 評価対象部

6.1.2　ブラケットの強度

(1)　曲げ応力

$$P_1 = W_1 \cdot g \cdot (C_H - \mu(1 - C_V))/N_1$$

P_1　:地震時にブラケット 1 個当たりに生じる荷重(N)

W_1　:SFP 北側遮蔽質量　432000(kg)

g　:重力加速度　9.80665(m/s^2)

C_H　:水平方向設計震度　0.94

C_V　:鉛直方向設計震度　0.54

μ　:摩擦係数　0.25

N_1　:ブラケット数量　20

$$M_1 = P_1 \cdot L_1$$

$$\sigma_1 = M_1/Z_1 = 146(\mathrm{MPa})$$

σ_1　:ブラケット 1 個当たりに生じる曲げ応力(MPa)

M_1　:ブラケット 1 個当たりに生じる曲げモーメント(N・mm)

L_1　:評価断面から荷重点の距離　225(mm)

Z_1　:ブラケットの断面係数　271000(mm^3)

(2)　せん断応力

$$\tau_1 = P_1/A_1 = 46(\mathrm{MPa})$$

τ_1　:ブラケット 1 個当たりに生じるせん断力(N)

A_1　:ブラケットの断面積　3811(mm^2)

(3)　組合せ応力

$$\sigma_{fa1} = \sqrt{\sigma_1^2 + 3 \cdot \tau_1^2} = 167(\mathrm{MPa})$$

σ_{fa1}　:ブラケット 1 個当たりに生じる組合せ応力(MPa)

6.1.3　D/S プールカバー支持ビームの強度

(1)　支圧応力

$$\sigma_{p1} = P_1/A_2 = 73(\mathrm{MPa})$$

σ_{p1}　:D/S プールカバー支持ビームに生じる支圧応力(MPa)

A_2　:D/S プールカバー支持ビームの支圧断面積　2400(mm^2)

6.2. SFP 南側遮蔽

6.2.1 形状・寸法

SFP 南側遮蔽は図 3 に示す通り，SFP 南側のオペレーティングフロア上に並べられた遮蔽体の地震時水平方向荷重をジブクレーン及びチャンネル取扱いブーム間に設置する荷重受け部材で支持する構造を有する。ジブクレーン及びチャンネル取扱ブームはケミカルアンカーにて十分な強度で原子炉建屋オペレーティングフロア床面に固定されているため，地震時水平方向荷重を支持する荷重受け部材の強度評価を行う。また，SFP 南側遮蔽のうち，荷重受け部材より使用済燃料プール側に設置する遮蔽体の地震時水平荷重が，同遮蔽体の引っ掛け部材に負荷された場合の強度評価を行う。

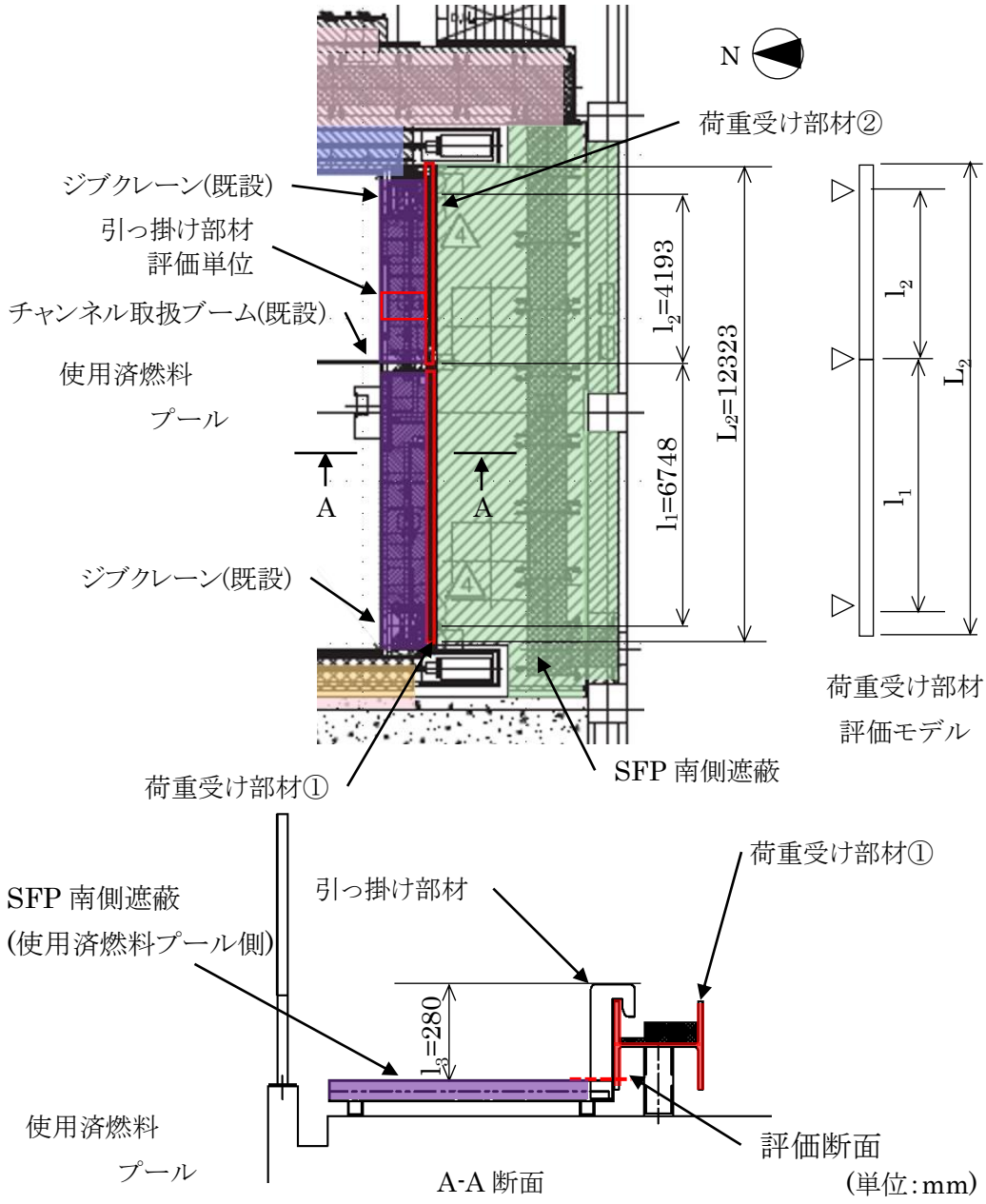


図 3 SFP 南側遮蔽体 評価対象部

6.2.2　荷重受け部材①の強度

(1)　曲げ応力

$P_2 = W_2 \cdot g \cdot (C_H - \mu(1 - C_V))/L_2$

P_2　:地震時に荷重受け部材に生じる単位長さ当たりの荷重(N/mm)

W_2　:SFP 南側遮蔽質量　88000(kg)

L_2　:荷重受け部材が荷重を受ける長さ　12323(mm)

$M_2 = P_2 \cdot l_1^2/8$

$\sigma_2 = M_2/Z_2 = 244(\mathrm{MPa})$

σ_2　:荷重受け部材①に生じる曲げ応力 (MPa)

M_2　:荷重受け部材①に生じる曲げモーメント(N・mm)

l_1　:荷重受け部材①の支持点間距離　6748(mm)

Z_2　:荷重受け部材①の断面係数　1350000(mm^3)

(2)　せん断応力

$\tau_2 = P_2 \cdot l_1/(2 \cdot A_1) = 17(\mathrm{MPa})$

τ_2　:荷重受け部材①に生じるせん断応力(MPa)

A_3　:荷重受け部材①の断面積　11850(mm^2)

(3)　組合せ応力

$\sigma_{fa2} = \sqrt{\sigma_2^2 + 3 \cdot \tau_2^2} = 246(\mathrm{MPa})$

σ_{fa2}　:荷重受け部材①に生じる組合せ応力(MPa)

6.2.3　荷重受け部材②の強度

(1)　曲げ応力

$M_3 = P_2 \cdot l_2^2/8$

$\sigma_3 = M_3/Z_3 = 270(\mathrm{MPa})$

σ_3　:荷重受け部材②に生じる曲げ応力 (MPa)

M_3　:荷重受け部材②に生じる曲げモーメント(N・mm)

l_2　:荷重受け部材②の支持点間距離　4193 (mm)

Z_3　:荷重受け部材②の断面係数　472000(mm^3)

(2)　せん断応力

$\tau_3 = P_2 \cdot l_2/(2 \cdot A_4) = 20(\mathrm{MPa})$

τ_3　:荷重受け部材②に生じるせん断応力(MPa)

A_4　:荷重受け部材②の断面積　6353(mm^2)

(3)　組合せ応力

$\sigma_{fa3} = \sqrt{\sigma_3^2 + 3 \cdot \tau_3^2} = 273(\mathrm{MPa})$

σ_{fa3}　:荷重受け部材②に生じる組合せ応力(MPa)

6.2.4　引っ掛け部材の強度

SFP 南側遮蔽(使用済燃料プール側)は評価単位に分割されており，個々に 2 個の引っ掛け部材を有しているため，評価単位での評価とし，評価単位の質量を保守的に設定することで代表とする。引っ掛け部材の評価においては最も大きな曲げ応力が生じる脚部を評価断面とする。

(1)　曲げ応力

$P_3 = W_3 \cdot g \cdot (C_H - \mu(1 - C_V)) / N_2$

P_3　:地震時に引っ掛け部材 1 個当たりに生じる荷重(N)

W_3　:SFP 南側遮蔽（使用済燃料プール側のみ）質量 380 (kg)

N_2　:遮蔽体 1 個当たりの引っ掛け部材数　2

$M_4 = P_3 \cdot l_3$

$\sigma_4 = M_4 / Z_4 = 52(\mathrm{MPa})$

σ_4　:引っ掛け部材 1 個当たりに生じる曲げ応力 (MPa)

M_4　:引っ掛け部材 1 個当たりに生じる曲げモーメント(N・mm)

l_3　:引っ掛け部材高さ　280(mm)

Z_4　:引っ掛け部材の断面係数　8438(mm^3)

(2)　せん断応力

$\tau_4 = P_3 / A_5 = 3(\mathrm{MPa})$

τ_4　:引っ掛け部材 1 個当たりに生じるせん断応力(MPa)

A_5　:引っ掛け部材の断面積　675 (mm^2)

(3)　組合せ応力

$\sigma_{fa4} = \sqrt{\sigma_4^2 + 3 \cdot \tau_4^2} = 53(\mathrm{MPa})$

σ_{fa4}　:引っ掛け部材 1 個当たりに生じる組合せ応力(MPa)

6.3. SFP 東側遮蔽

6.3.1 形状・寸法

SFP 東側遮蔽は図 4 に示す通り，SFP 東側のオペレーティングフロア上に並べられた遮蔽体の地震時水平方向荷重を燃料取替機レールで支持し，同レールより使用済燃料プール側に設置する遮蔽体の地震時水平方向荷重は引っ掛け部材，荷重受け部材で支持する構造を有する。燃料取替機レールはケミカルアンカーにて十分な強度で原子炉建屋オペレーティングフロア床面に固定されているため，燃料取替機レールより使用済燃料プール側に設置する遮蔽体の地震時水平方向荷重が引っ掛け部材及び荷重受け部材に負荷された場合の強度評価を行う。

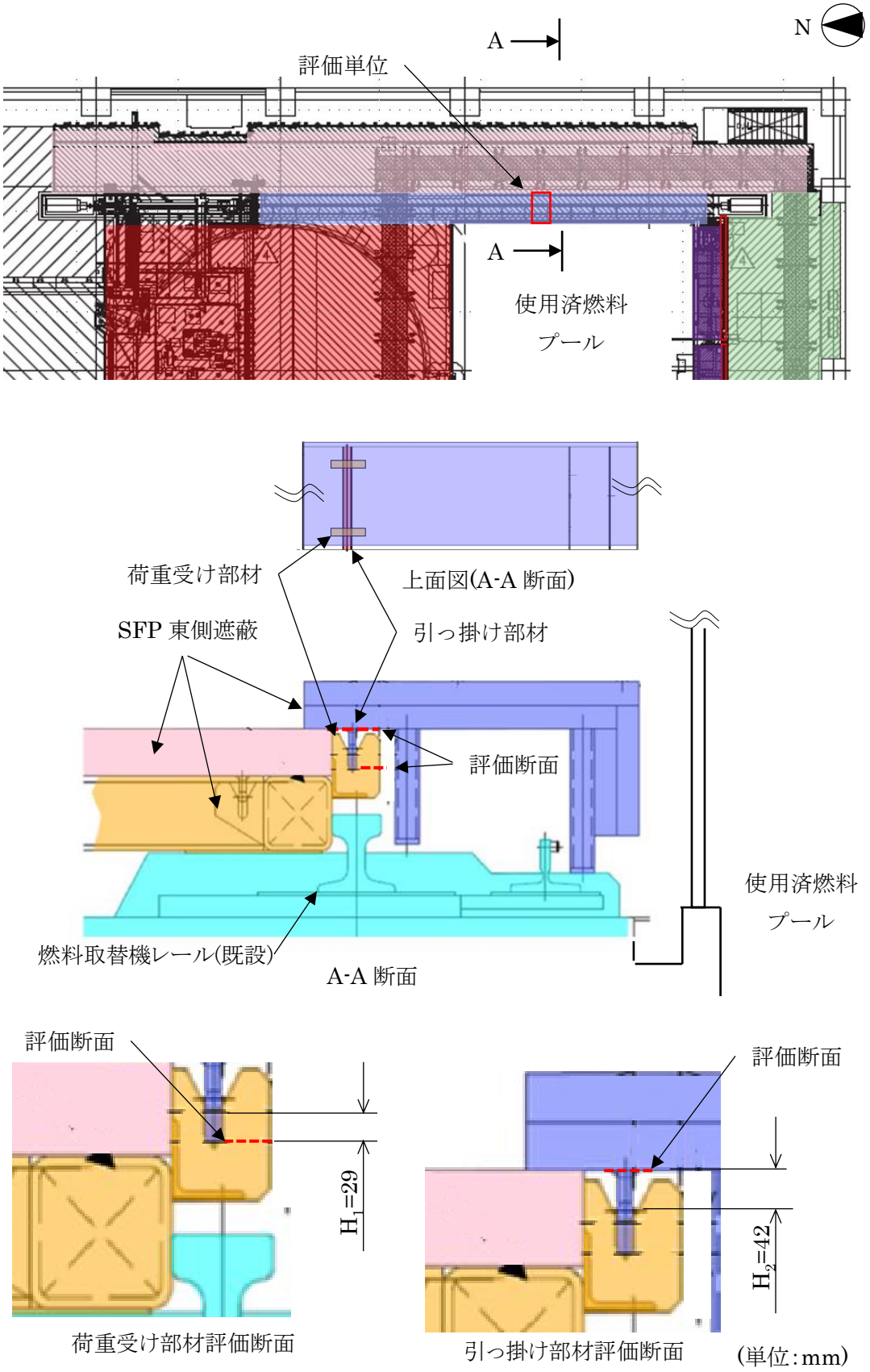


図 4 SFP 東側遮蔽体 評価対象部

6.3.2　荷重受け部材の強度

SFP 東側遮蔽(使用済燃料プール側)は評価単位に分割されており，個々に 2 個の引っ掛け部材を有しているため，評価単位での評価とし，評価単位の質量を保守的に設定することで代表とする。荷重受け部材の評価においては，最も大きな曲げ応力が生じる脚部を評価断面とする。

(1)　曲げ応力

$P_4 = W_4 \cdot g \cdot (C_H - \mu(1 - C_V))/N_3$

P_4　:地震時に荷重受け部材 1 個当たりに生じる荷重(N/mm)

W_4　:SFP 東側遮蔽（使用済燃料プール側のみ）質量 570(kg)

N_3　:W_4を支持する荷重受け部材数　2

$M_5 = P_4 \cdot H_1$

$\sigma_5 = M_5/Z_5 = 23(\mathrm{MPa})$

σ_5　:荷重受け部材 1 個当たりに生じる曲げ応力 (MPa)

M_5　:荷重受け部材 1 個当たりに生じる曲げモーメント(N・mm)

H_1　:荷重受け部材部材高さ　29(mm)

Z_5　:荷重受け部材 1 個当たりの断面係数　2888(mm^3)

(2)　せん断応力

$\tau_5 = P_4/A_6 = 6(\mathrm{MPa})$

τ_5　:荷重受け部材 1 個当たりに生じるせん断応力(MPa)

A_6　:荷重受け部材の断面積　456(mm^2)

(3)　組合せ応力

$\sigma_{fa5} = \sqrt{\sigma_5^2 + 3 \cdot \tau_5^2} = 26(\mathrm{MPa})$

σ_{fa5}　:荷重受け部材 1 個当たりに生じる組合せ応力(MPa)

6.3.3　引っ掛け部材の強度

最も大きな曲げ応力が生じる引っ掛け部材脚部を評価断面とする。

(1)　曲げ応力

$P_5 = W_4 \cdot g \cdot (C_H - \mu(1 - C_V))/N_4$

P_5　:地震時に引っ掛け部材 1 個当たりに生じる荷重(N/mm)

N_4　:W_4を支持する引っ掛け部材数　2

$M_6 = P_5 \cdot H_2$

$\sigma_6 = M_6/Z_6 = 201(\mathrm{MPa})$

σ_6　:引っ掛け部材 1 個当たりに生じる曲げ応力 (MPa)

M_6　:引っ掛け部材 1 個当たりに生じる曲げモーメント(N・mm)
H_2　:引っ掛け部材高さ　42(mm)
Z_6　:引っ掛け部材の断面係数　512(mm^3)

(2)　せん断応力

$\tau_6 = P_5/A_7 = 13(MPa)$
τ_6　:引っ掛け部材 1 個当たりに生じるせん断応力(MPa)
A_7　:引っ掛け部材の断面積　192 (mm^2)

(3)　組合せ応力

$\sigma_{fa6} = \sqrt{\sigma_6^2 + 3 \cdot \tau_6^2} = 203(MPa)$
σ_{fa6}　:引っ掛け部材 1 個当たりに生じる組合せ応力(MPa)

6.4. SFP 西側遮蔽

6.4.1 形状・寸法

SFP 西側遮蔽は図 5 に示す通り，SFP 西側のオペレーティングフロア上に並べられた遮蔽体の地震時水平方向荷重を既設燃料取替機レールで支持する構造を有する。既設燃料取替機レールはケミカルアンカーにて十分な強度で原子炉建屋オペレーティングフロア床面に固定されているため，SFP 西側遮蔽体の地震時水平方向荷重が荷重受け部材に負荷された場合の強度評価を行う。

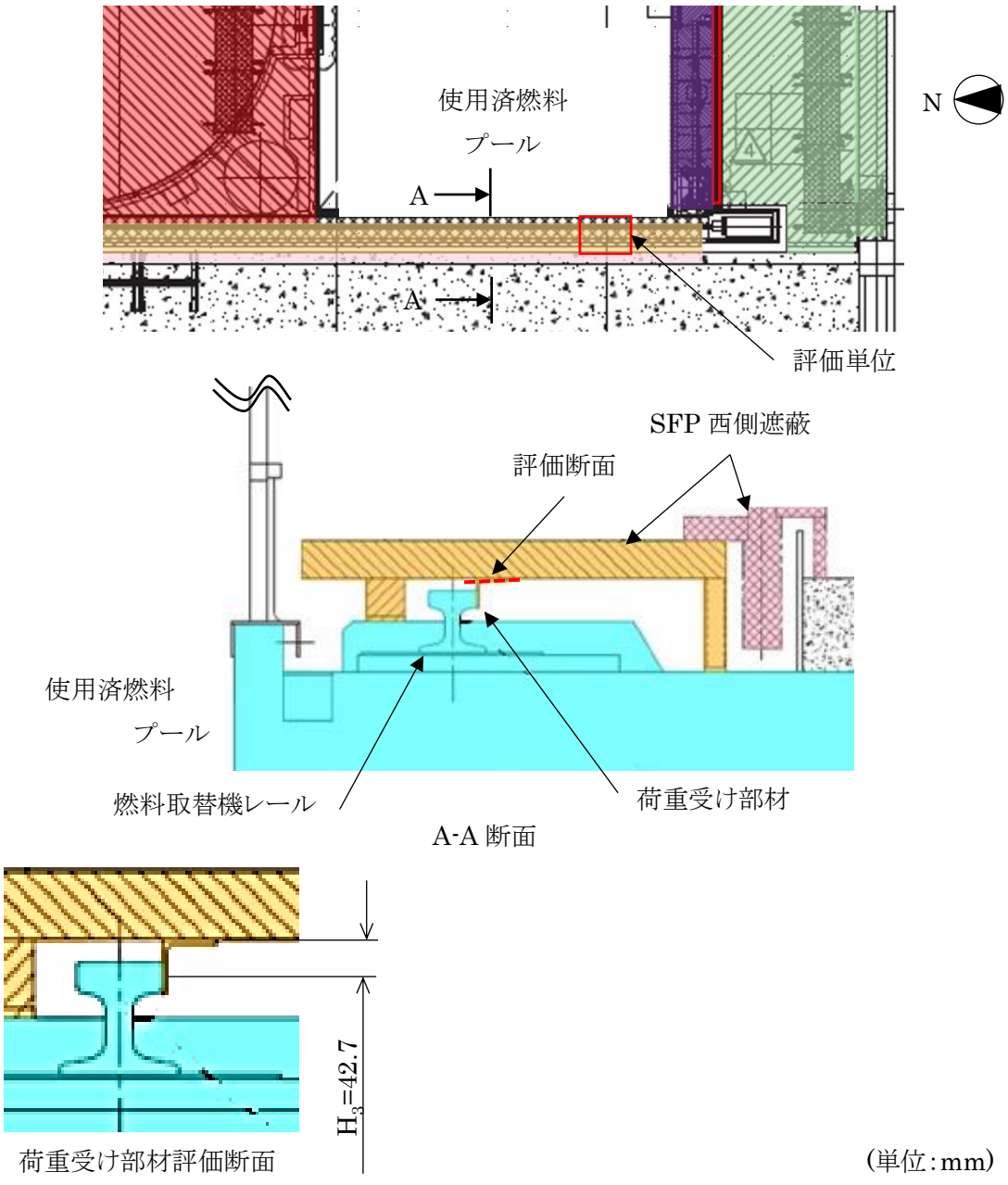


図 5 SFP 西側遮蔽 評価対象部

6.4.2　荷重受け部材の強度

SFP 西側遮蔽は評価単位に分割されており，個々に荷重受け部材で支持されるため，評価単位での評価とし，評価単位の質量を保守的に設定することで代表とする。荷重受け部材の評価においては，最も大きな曲げ応力が生じる脚部を評価断面とする。

(1)　曲げ応力

$P_6 = W_6 \cdot g \cdot (C_H - \mu(1 - C_V))$

P_6　:地震時に荷重受け部材 1 個当たりに生じる荷重(N)

W_6　:SFP 西側遮蔽質量　960(kg)

$M_7 = P_6 \cdot H_3$

$\sigma_7 = M_7/Z_7 = 57(\mathrm{MPa})$

σ_7　:荷重受け部材 1 個当たりに生じる曲げ応力 (MPa)

M_7　:荷重受け部材 1 個当たりに生じる曲げモーメント(N・mm)

H_3　:荷重受け部材部材高さ　42.7(mm)

Z_7　:荷重受け部材断面係数　5880 (mm^3)

(2)　せん断応力

$\tau_7 = P_6/A_8 = 2(\mathrm{MPa})$

τ_7　:荷重受け部材 1 個当たりに生じるせん断応力(MPa)

A_8　:引っ掛け部材の断面積　5880(mm^2)

(3)　組合せ応力

$\sigma_{fa7} = \sqrt{\sigma_7^2 + 3 \cdot \tau_7^2} = 58(\mathrm{MPa})$

σ_{fa7}　:引っ掛け部材 1 個当たりに生じる組合せ応力(MPa)

Ⅳ　2 号機燃料取扱設備及び燃料取り出し用構台に対する 1/2Ss450 評価について

解析条件比較（燃料取り出し用構台）

- 1/2Ss450（水平2方向＋鉛直方向）を適用した場合の影響評価として，実施計画変更認可初回申請書記載の解析結果（以下，Ss600評価結果）と比較する
- 1/2Ss450評価では，地震動の位相反転を考慮せずに解析ケースを絞っているため，位相反転を考慮することによる，断面検討結果の変動から評価ケースの代表性を確認する
- 解析条件

解析条件	条件相違	1/2Ss450評価	Ss600評価
解析に用いる入力地震動	有り	**1/2Ss450** 次頁以降に示す検討用地震動（最大加速度900gal）の1/2の最大加速度450galの地震動（1波）	**Ss600** バックチェックにて作成した基準地震動Ss （最大加速度600gal,450gal）（3波）
地震力の組合せ	有り	**水平2方向**及び鉛直方向地震力の同時入力	**水平1方向**及び鉛直方向地震力の同時入力
ケース数	**有り**	**1ケース***	**8ケース**
地盤定数	有り (手法は同様)	**1/2Ss450**の水平動を用いて等価線形解析により算出	**Ss600**の水平動を用いて等価線形解析により算出
地盤バネ	有り (手法は同様)	上記地盤定数を用いて算出	上記地盤定数を用いて算出
原子炉建屋モデル	無し	質点系モデル	
構台モデル	無し	三次元立体モデル	
荷重条件 (燃料取扱設備荷重)	無し	構内用輸送容器揚重時を想定し，構内用輸送容器を含んだ重量を，燃料取扱設備の動作姿勢（R/B内：キャスクピットへのキャスク揚重，構台内：機器ハッチへのキャスク揚重）を考慮したうえで構台の解析モデル（ランウェイガーダ上）に分配 燃料取扱設備位置は原子炉建屋内位置(A)と前室内位置(B)の2ケース考慮	

＊　位相反転を考慮することによる，断面検討結果の変動から代表性確認を実施

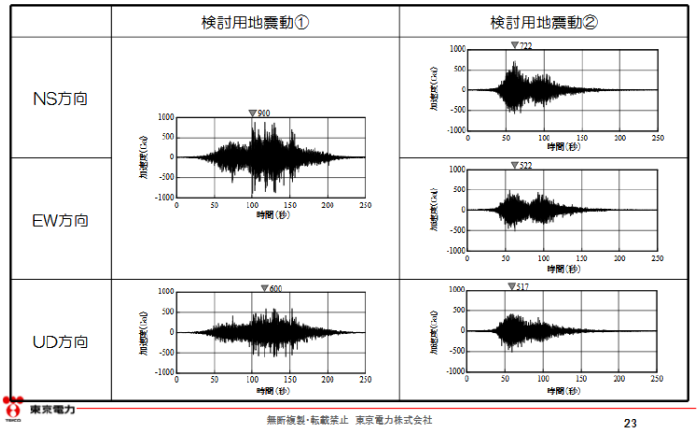
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

検討に用いる地震動の概要

- 本検討に用いる地震動は，第27回特定原子力施設監視・評価検討会にてご説明した，検討用地震動（以下，「Ss900Gal」という）とする。
- Ss900Galは以下の二つの地震動からなる。
- Ss600による評価結果との比較には，Ss900Galの二つの地震動のうち，振幅が大きく，燃料取り出し用構台および燃料取扱設備の応答が大きくなる傾向となる検討用地震動①を用いる。

4．1　検討用地震動の評価（検討用地震動）

加速度時刻歴波形



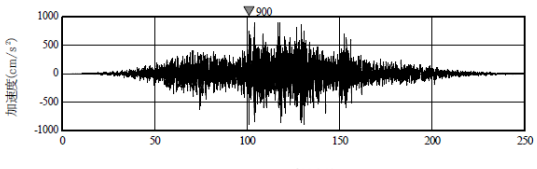
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

第27回特定原子力施設監視・評価検討会　資料2「東京電力福島第一原子力発電所の外部事象に対する防護の検討について」より抜粋

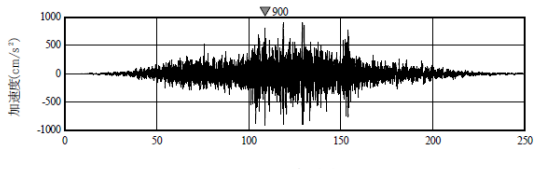
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

検討に用いる地震動の概要（水平二方向の検討に関して）

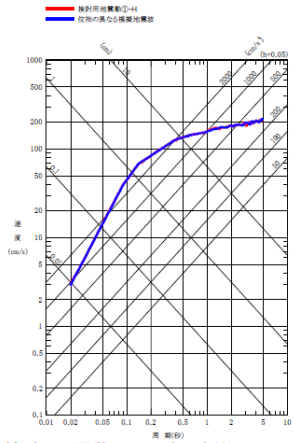
- 水平二方向の影響評価を実施するに当たっては，水平2方向及び鉛直方向地震力の同時入力を行う。
- 影響評価に当たっては，全く同じ地震動が同時に水平2方向に入力されることは現実的に考えにくいことから，検討用地震動①を作成した方法と同一の方法で，目標とする応答スペクトルに適合する位相の異なる模擬地震波を利用する。
- なお，検討用地震動①-Hの位相が，2011年東北地方太平洋沖地震において福島第一原子力発電所敷地内の地震観測記録のNS方向の位相を基に作成していることから，模擬地震波はそれと直交するEW方向の位相を基に作成する。



検討用地震動①-Hの加速度時刻歴波形



位相の異なる模擬地震波の加速度時刻歴波形



検討用地震動①の設計用応答スペクトル

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

観測記録を用いた位相差の確認

- なお，念のために自由地盤系南地点（O.P.-200m）の観測記録から，当該サイトにおいて，水平2方向の地震波で位相差が生じる傾向を確認した。確認の方法として，検討用地震動①を同時に水平2方向に入力した場合のオービット（図1）と，観測記録の水平2方向のオービット（図2及び図3）との比較を行った。図1から，全く同じ地震動を同時に水平2方向に入力した場合，オービットは現実的に考えにくい45°方向に直線的な軌跡を示す。一方，図2及び図3より観測記録ではオービットは位相差によって生じるランダムな軌跡を示すことを確認した。

本資料におけるO.P.表記は震災前の「旧O.P.表記」を指す。T.P.表記に換算する際は，震災後の地盤沈下量(-709mm)とO.P.からT.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
(換算式) T.P. = 旧O.P. -1,436mm

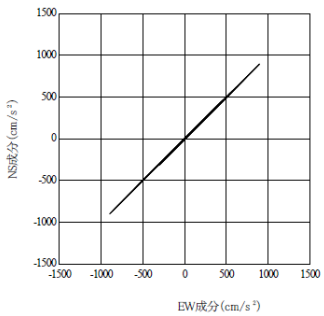


図1 検討用地震動
水平2方向の加速度成分のオービット

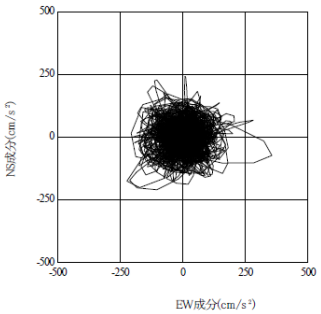


図2 2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録
水平2方向の加速度成分のオービット

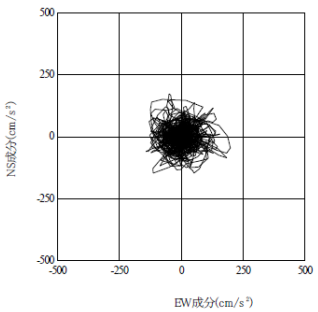


図3 2021年2月13日福島県沖地震の観測記録
水平2方向の加速度成分のオービット

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

観測記録を用いた位相差の確認

- また，検討用地震動①と位相の異なる模擬地震波を水平2方向に入力した場合のオービット（図4）と観測記録の水平2方向のオービット（図2及び図3）との比較を行った。図4のオービットはランダムな軌跡を示し，実際の観測記録と似たような軌跡を示すことを確認した。
- このため，位相の異なる模擬地震波はサイト特性を適切に考慮しており，妥当であると考えている。

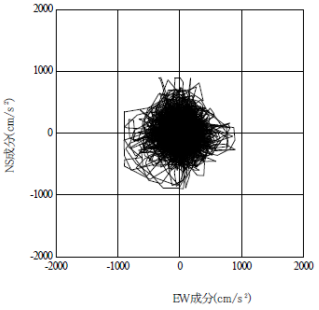


図4 検討用地震動①と
位相の異なる模擬地震波の
水平2方向の加速度成分のオービット

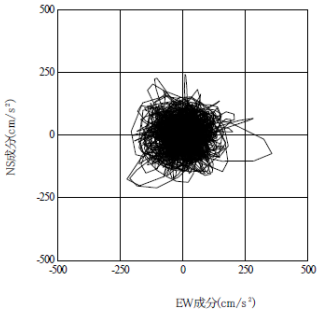


図2 2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録
水平2方向の加速度成分のオービット

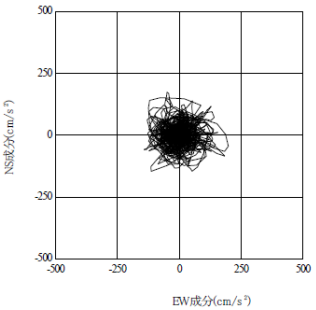
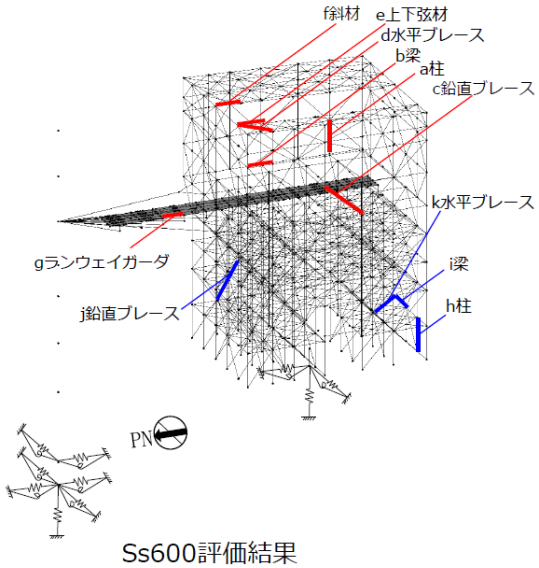


図3 2021年2月13日福島県沖地震の観測記録
水平2方向の加速度成分のオービット

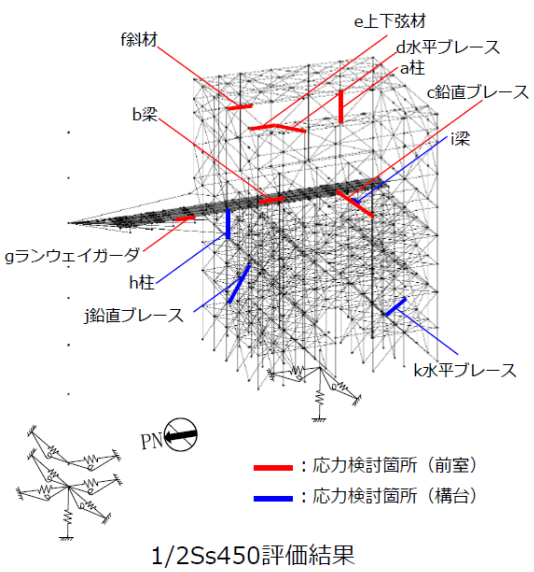
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響評価結果（燃料取り出し用構台）

- 燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果の比較を，前室と構台の層に区分し，より詳細に比較を行った
- 評価の結果，最大応力度比発生部材は下図のとおり



Ss600評価結果



1/2Ss450評価結果

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響評価結果（燃料取り出し用構台）

- 燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果の比較は以下のとおり
- 部位により，同位置の部材が最大になる場合と，異なる場合の両方が存在するが，全ての部位において1/2Ss450評価結果がSs600評価結果を下回ることを確認した

部位			Ss600評価結果						1/2Ss450評価結果						比
			部材形状(mm)<使用材料>	設備位置	許容応力度(N/mm²)		作用応力度(N/mm²)	応力度比	部材形状(mm)<使用材料>	設備位置	許容応力度(N/mm²)		作用応力度(N/mm²)	応力度比	
前室	a	柱	H-700×300×14×28<SM490A>	(A)	f_c	310	13.7	0.82	H-700×300×14×28<SM490A>	(A)	f_c	310	24.2	0.71	0.87
					f_{by}	298	223.5				f_{by}	313	180.8		
					f_{bz}	357	3.6				f_{bz}	357	17.9		
					f_s	205	27.6				f_s	205	3.0		
	b	梁	H-390×300×10×16<SM490A>	(B)	f_t	357	6.8	0.91	H-390×300×10×16<SM490A>	(B)	f_t	357	3.8	0.70	0.77
					f_{by}	273	0.0				f_{by}	273	0.0		
					f_{bz}	357	314.6				f_{bz}	357	243.8		
					f_s	205	5.5				f_s	205	4.2		
	c	鉛直ブレース	φ-355.6×9.5<STK490>	(A)	f_c	279	199.6	0.72	φ-355.6×9.5<STK490>	(B)	f_c	279	128.8	0.47	0.66
	d	水平ブレース	2[s-200×90×8×13.5<SS400>	(B)	f_t	258	178.7	0.70	2[s-150×75×9×12.5<SS400>	(B)	f_t	258	129.7	0.51	0.73

燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果比較（前室(1)）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響評価結果（燃料取り出し用構台）

部位			Ss600評価結果						1/2Ss450評価結果						比
			部材形状(mm)<使用材料>	設備位置	許容応力度(N/mm²)		作用応力度(N/mm²)	応力度比	部材形状(mm)<使用材料>	設備位置	許容応力度(N/mm²)		作用応力度(N/mm²)	応力度比	
前室	e	屋根トラス上下弦材	H-300×300×16×16<SM490A>	(B)	f_c	316	221.0	0.80	H-300×300×16×16<SM490A>	(B)	f_c	316	169.2	0.66	0.83
					f_{bz}	357	33.3				f_{bz}	357	43.7		
					f_s	205	0.5				f_s	205	0.7		
	f	屋根トラス斜材	2[s-150×75×6.5×10<SS400>	(B)	f_c	239	148.7	0.63	2[s-150×75×6.5×10<SS400>	(A)	f_c	239	117.1	0.49	0.78
	g	ランウェイガーダ	□-1500×900×(80+40)×80<SN490B>	(A)	f_c	323	24.2	0.35	□-1500×900×(80+40)×80<SN490B>	(A)	f_c	323	20.4	0.29	0.83
					f_b	323	85.4				f_b	323	69.8		
					f_s	186	14.9				f_s	186	12.5		

燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果比較（前室(2)）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響評価結果（燃料取り出し用構台）

TEPCO

部位			Ss600評価結果 部材形状(mm) <使用材料>	設備位置	許容応力度 (N/mm²)		作用応力度 (N/mm²)	応力度比	1/2Ss450評価結果 部材形状(mm) <使用材料>	設備位置	許容応力度 (N/mm²)		作用応力度 (N/mm²)	応力度比	比
構台	h	柱	(X)H-700×300 ×36×36 (Y)H-700×350 ×36×40 <SM490A>	(B)	f_c	343	43.4	0.91	(X)H1500×400 ×16×32 (Y)H-700×350 ×16×32 <SM490A>	(B)	f_c	348	41.6	0.83	0.92
					f_{by}	337	246.2				f_{by}	303	120.5		
					f_{bz}	357	17.1				f_{bz}	357	108.5		
					f_s	205	18.8				f_s	205	12.8		
	i	梁	H-750×350 ×40×40 <SM490A>	(B)	f_c	350	24.1	0.87	H-800×350 ×19×36 <SM490A>	(B)	f_c	342	0.1	0.69	0.80
					f_{by}	352	265.9				f_{by}	339	152.4		
					f_{bz}	357	5.0				f_{bz}	357	0.7		
					f_s	205	41.5				f_s	205	106.1		
	j	鉛直ブレース	φ-406.4×9.5 <STK490>	(B)	f_c	294	214.2	0.73	φ-406.4×9.5 <STK490>	(B)	f_c	294	137.7	0.47	0.65
	k	水平ブレース	[-180×75×7 ×10.5 <SS400>	(B)	f_t	258	63.3	0.25	[-180×75×7 ×10.5 <SS400>	(B)	f_t	258	36.1	0.14	0.56

燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果比較（構台）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響評価結果（燃料取り出し用構台）

TEPCO

- 弾性支承およびオイルダンパの応答結果の比較は以下のとおり
- 1/2Ss450評価結果がSs600評価結果を下回ることを確認した
- 前頁に記載した，燃料取り出し用構台（鉄骨部材）の断面検討結果と併せ， 1/2Ss450評価結果がSs600評価結果を下回り，影響が十分小さいことを確認した

オイルダンパの応答結果比較

			Ss600 評価結果		1/2Ss450評価結果	
		許容値	設備位置	最大応答値	設備位置	最大応答値
ｵｲﾙﾀﾞﾝﾊﾟ (水平棟間)	変位 (mm)	±100	(B)	50	(A)	40
	速度 (m/s)	0.70	(B)	0.54	(A)	0.42
ｵｲﾙﾀﾞﾝﾊﾟ (鉛直)	変位 (mm)	±60	(B)	18	(B)	13
	速度 (m/s)	0.50	(B)	0.16	(B)	0.07
ばね付き ｵｲﾙﾀﾞﾝﾊﾟ	変位 (mm)	±100	(A)	18	(A)	14
	速度 (m/s)	1.00	(A)	0.14	(A)	0.10

弾性支承の応答結果比較

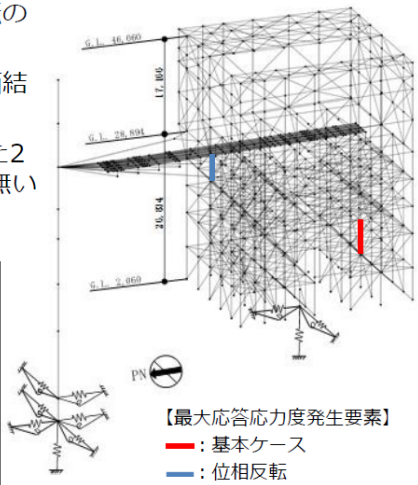
		Ss600 評価結果		1/2Ss450 評価結果	
	圧縮限界強度 σv (N/mm²)	設備位置	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm²)	設備位置	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm²)
西側	43.00	(A)	10.83	(A)	8.80
東側	43.00	(A)	10.83	(A)	8.86

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

影響確認に用いた評価ケースの代表性について

- 1/2Ss450評価結果で応力度比が最大となるケース（設備位置(B)，要素：柱）に対し，位相反転を考慮した場合（１ケース）の応力度比の変動を下表の通り確認した
- 上記最大応力度比となる部材における変動は6%程度
- 1/2Ss450評価結果とSs600評価結果の差は全頁以前に記載の通り最小でも8%と， 1/2Ss450評価における位相反転の変動以上に大きく大小関係は変わらない
- 許容値への裕度は，上記1/2Ss450評価結果とSs600評価結果の差以上に大きい
- 以上から，新耐震方針への変更による影響確認は実施した2ケース（設備位置(A)および(B)，位相反転無し）で問題無いことを確認した

荷重ケース	部材形状(mm) <使用材料>	許容応力度 (N/mm²)		作用応力度 (N/mm²)	応力度比	基本ケースとの比較
1/2Ss450 -NS+EW+UD (B) (基本ケース)	(X)H-1500×400 ×16×32 (Y)H-700×350 ×16×32 <SM490A>	f_c	348	41.6	0.83	1.00
		f_{by}	303	120.5		
		f_{bz}	357	108.5		
		f_s	205	12.8		
1/2Ss450 +NS-EW-UD (B) (位相反転)	(X)H-700×300 ×40×40 (Y)H-700×350 ×40×40 <SM490A>	f_c	322	70.9	0.78	0.94
		f_{by}	340	120.5		
		f_{bz}	357	72.6		
		f_s	205	5.6		

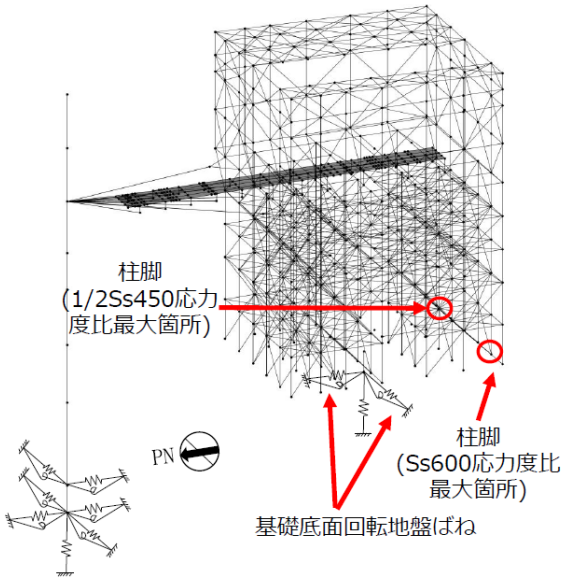


最大応答応力度発生要素位置

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

基礎スラブの影響評価について

- 地震応答解析結果より基礎スラブに作用する検討用応力を次頁の通り比較した
- 基礎全体に掛かる転倒モーメントの比較のため，基礎底面回転地盤ばね反力の最大応答値を用いて比較
- 柱脚反力により局所的に応答が大きくなる箇所が存在すると考えられるため，全体の転倒モーメント比較に加え，柱脚の最大応力度比の比較も実施
- 1/2Ss450の検討用応力はSs600より小さくなるため，基礎の耐震性に対する検討は，1/2Ss450評価結果がSs600評価結果を下回り，影響が十分小さいことを確認した



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

基礎スラブの影響評価について

【全体応答】

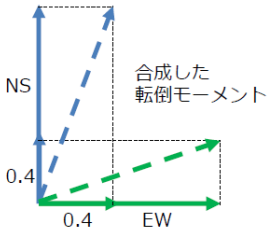
基礎スラブの地震時検討用応力の比較（全体）

地震時検討用応力		Ss600	1/2Ss450	1/2Ss450／Ss600
最大転倒モーメント	M_{NS}(kN·m)	1,119,000	649,000	0.58
	M_{EW}(kN·m)	843,000	658,000	0.79
最大軸力	N(kN)	49,000	46,000	0.94

1/2Ss450では，水平2方向の影響を考慮する必要があるため，発生時刻の異なるNS方向，EW方向の最大転倒モーメントを，荷重係数法を用いて一方を係数倍(0.4)したうえで，二乗和平方根を用いて合成し，Ss600の1方向の転倒モーメントと比較する。

・NS方向
合成した転倒モーメント＝$\sqrt{649{,}000^2+(0.4\times658{,}000)^2}$ ≒701,000 kN·m
701,000／1,119,000＝0.63

・EW方向
合成した転倒モーメント＝$\sqrt{(0.4\times649{,}000)^2+658{,}000^2}$ ≒708,000 kN·m
708,000／843,000＝0.84



【局所応答】

構台から作用する応力（柱脚柱の断面検討結果）の比較

柱脚柱の断面検討結果	Ss600	1/2Ss450	1/2Ss450／Ss600
応力度比	0.91	0.76	0.84
部材形状(mm)	(X)H-700×300×36×36 (Y)H-700×350×36×40 <SM490A>	(X)H-700×300×40×40 (Y)H-700×350×40×40 <SM490A>	

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

基礎スラブの影響評価について

- 前頁で記載した転倒モーメントの合成方法の妥当性を確認するため，Ss600評価の最大モーメントと，荷重係数法を用いた1/2Ss450評価の最大転倒モーメントに加え，時刻歴評価による1/2Ss450評価の最大転倒モーメントの比較を行った
- 時刻歴評価による1/2Ss450評価の最大転倒モーメントが，Ss600評価の最大モーメントと，荷重係数法を用いた1/2Ss450評価の最大転倒モーメントより小さくなっており，荷重係数法を用いた転倒モーメントの合成方法の妥当性を確認した

基礎スラブの地震時検討用応力の比較（全体）

地震時検討用応力		Ss600	1/2Ss450 （荷重係数法）	1/2Ss450 （時刻歴評価）
最大転倒モーメント	M_{NS}(kN·m)	1,119,000	649,000	(648,000)*
	M_{EW}(kN·m)	843,000	658,000	(155,000)*
合成した転倒モーメント	M(kN·m)	－	708,000	667,000

＊合成した転倒モーメントが最大となる時刻のNS方向，EW方向それぞれの転倒モーメントを記載

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

新基準による遮蔽体耐震評価結果

- 使用済燃料プール周りに設置する遮蔽体について，新基準による地震水平荷重負荷時に支持部材に生じる応力が，許容応力を下回ることを確認した。
- また，Ss600と1/2Ss450の評価結果の比較検討を行った。その結果1/2Ss450を用いた場合より保守的であることを確認した。
- 比較検討結果
  - ✓ Ss600　　:地震時に遮蔽対に負荷される水平力が大きい動的地震動を用いて評価。
  - ✓ 1/2Ss450:地震時に遮蔽体に負荷される水平力は，Ss600で算出した値を下回る結果となった。
  - ✓ これより，1/2Ss450の評価結果はSs600の評価結果に包絡される。

適用地震動	静的地震力を用いて算出した水平力	動的地震力を用いて算出した水平力
Ss600	0.8125mg	0.825mg
1/2Ss450	0.8125mg	0.61mg

地震時に遮蔽体に負荷される水平力:$F = (C_H - \mu(1 - CV))mg$
Ss600:静的地震力（C_H:水平0.99G，C_V:鉛直0.29G），動的地震力（C_H:水平0.94G，C_V:鉛直0.54G）
1/2Ss450:静的地震力（C_H:水平0.99G，C_V:鉛直0.29G），動的地震力（C_H:水平0.74G，C_V:鉛直0.48G）
μ:摩擦係数（0.25）

- 実施計画変更認可申請の審査において，1/2Ss450を用いた場合よりSs600を用いることの適切性を確認した。このため，添付4-2別添8に「Ss600が1/2Ss450を用いた場合より保守的である」旨を記載する。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

別添資料

- 補足説明資料
  - ➢ 別添１　2号機燃料取扱設備の設備停止位置における耐震性についての計算書

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

別添１　２号機燃料取扱設備の設備停止位置における
耐震性についての計算書

※本計算書は，「2 号機燃料取扱設備及び燃料取り出し用構台の設置」に関する実施計画申請の内，燃料取扱設備の申請範囲を分割することから，先行して認可を受ける燃料取り出し用構台への影響を確認するため暫定的な評価を行うものである。

I. 2 号機燃料取扱設備に係る耐震設計の基本方針

1. 設備の重要度による耐震クラス別分類

設備名	耐震 クラス別	確認用 地震動
燃料取扱設備	B+	1/2Ss450

燃料取扱設備は，燃料取扱機及びクレーンによる揚重作業時，原子炉建屋側または燃料取り出し用構台側の所定の停止位置にて 4 本のアウトリガーピンを介してランウェイガーダに固定し，原子炉建屋側では燃料取扱及び輸送容器取扱作業を，燃料取り出し用構台側では輸送容器取扱作業を行う。また，アウトリガーピンによる固定解除後，ランウェイガーダに設置する走行レール上を走行し，原子炉建屋と燃料取り出し用構台間を移動する。

2 号機燃料取扱設備の耐震クラス別分類は，「令和3年2月13日の福島県沖の地震を踏まえた東京電力福島第一原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方（2 回目）」(原子力規制庁，令和 3 年 9 月 8 日）に基づき，B+クラスに分類される。本計算書では，2 号機燃料取り出し用構台の実施計画申請にあたり，別申請にて提示する燃料取扱設備の耐震応答解析の結果が構台の申請内容に影響しないことに当たりをつけるため，各設備停止位置における転倒評価を行うものである。

2. 設計用地震力

2.1. 設計用床応答スペクトル

(1) 床応答スペクトルは，原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の地震応答解析モデルに対して，確認用地震動を用いた時刻歴応答解析を行い，ランウェイガーダ上の走行台車部車輪位置（計 6 箇所)での加速度応答時刻歴を求める。時刻歴応答解析においては，地震動（1/2Ss450），入力方向（+NS+EW+UD），ランウェイガーダに付加する荷重（燃料取扱状態，輸送容器取扱状態，輸送容器固定状態）の組合せを考慮する。

(2) (1)で求めた各走行台車車輪位置での加速度応答時刻歴を入力として，1 自由度系の応答スペクトルを求める。

(3) (2)で求めた応答スペクトル 6 点を包絡する応答スペクトルを求める。

(4) (3)で求めた応答スペクトルに対し，周期方向に±10%の拡幅を行い設計用床応答スペクトルとする。

2.2. 剛構造の機器に適用する設計地震力

評価対象機器が剛構造の場合は，各地震動，入力方向，ランウェイガーダに付加する荷重条件においてランウェイガーダの原子炉建屋側燃料取扱設備停止位置

から得られる最大床応答加速度と燃料取り出し用構台側燃料取扱設備停止位置から得られる最大床応答加速度の 1.2 倍の加速度を地震力とする。

3. 荷重の組合せ，応力算定及び許容応力

記号の説明

D　　：死荷重

1/2Ss450　：1/2Ss450 地震動により求まる地震力

$1.5f_t$　　：許容引張応力

ボルト以外の支持構造物に対しては発電用原子力設備規格 設計・建設規格（以下，設計・建設規格）SSB-3121.3，ボルト材に対しては設計・建設規格 SSB-3133 により規定される値

$1.5f_s$　　：許容せん断応力

同上

$1.5f_c$　　：許容圧縮応力

設計・建設規格 SSB-3121.3 により規定される値

$1.5f_b$　　：許容曲げ応力

同上

荷重の組合せ	許容限界 (ボルト以外)				許容限界 (ボルト等)	
	1 次応力				1 次応力	
	引張	せん断	圧縮	曲げ	引張	せん断
D+1/2Ss450	$1.5f_t$	$1.5f_s$	$1.5f_c$	$1.5f_b$	$1.5f_t$	$1.5f_s$

II. 燃料取扱設備停止時の耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本書は燃料取扱設備が原子炉建屋内及び燃料取り出し用構台内で停止時の耐震性についての計算書である。

1.2. 計算条件

(1) 燃料取扱設備全体が原子炉建屋内で停止時に使用済燃料プール(以下，SFP)に波及的影響を及ぼさないこと及び通常時における駐機位置として燃料取り出し用構台内で停止時に転倒しないことを確認するため，各停止時においてアウトリガーピンが挿入されていない状態について評価を行う。

(2) 燃料取扱機，クレーン，ジブクレーンは格納状態，固定治具は構内用輸送容器固定状態とする。

(3) 走行姿勢において評価対象(走行台車部)は剛構造であるため，停止時の耐震評価についてはランウェイガーダ上で得られる最大床応答加速度の 1.2 倍の加速度を地震力とする。

(4) 走行台車積載構造物の影響を考慮するため，地震力は構内用輸送容器を含めた設備全体の重心位置に付加する。

1.3. 荷重の伝達経路

図 1-1 及び図 1-2 に荷重伝達経路を示す。(荷重①～③)

本評価においては，転倒方向である+EW の水平力及び鉛直方向+UD による転倒モーメントを考慮する。なお，本計算書は暫定的に走行姿勢で評価しており，下記荷重伝達経路の内，転倒防止ラグが転倒モーメントを支持する時間は十分に短いと考えられるため NS 方向の力は考慮しない。

以上に基づき荷重経路を選定すると，荷重は走行台車(荷重①)，転倒防止ラグ(荷重②)，転倒防止ラグボルト(荷重③)の順に伝達する。

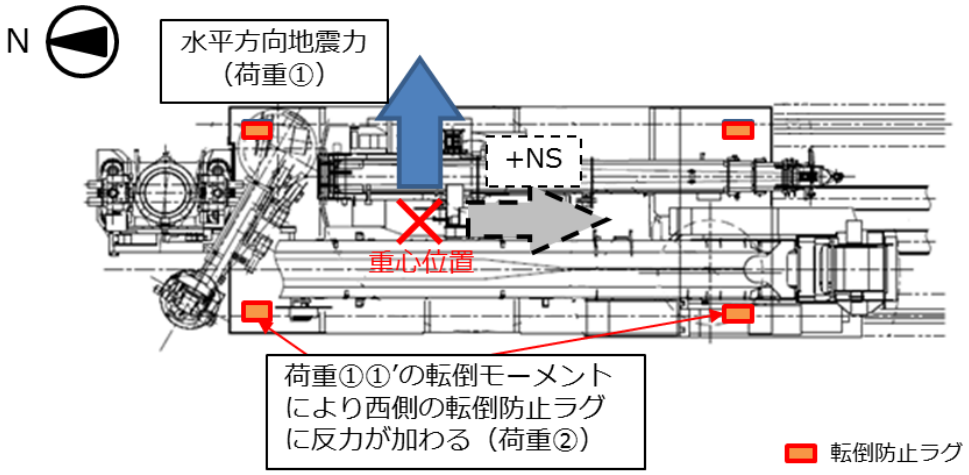


図 1-1 燃料取扱設備荷重経路の概略図(平面)

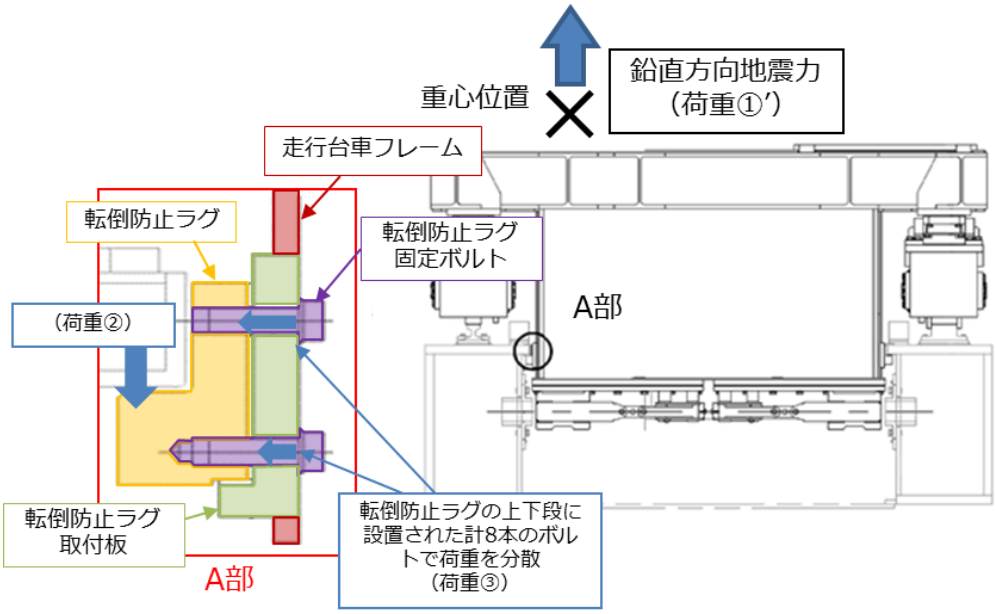


図 1-2 燃料取扱設備荷重経路の概略図(南側から見た図)

2. 計算方法

2.1. 計算モデル

1.2 及び 1.3 に基づいた計算モデルを図 1 に示す。

転倒防止ラグは転倒防止ラグ取付板を介して走行台車のフレーム部材に取り付けられるため，モーメントに対する強度は十分に有する。また，転倒防止ラグ取付板取付部は十分な溶接脚長を確保できるため，転倒防止ラグ固定ボルトが最も厳しい部位となる。

よって，荷重伝達経路のうち，最も厳しい転倒防止ラグ固定ボルトに生じる応力を評価する。なお，転倒防止ラグ固定ボルトにせん断力が生じないよう転倒防止ラグ取付板につばを設けている。

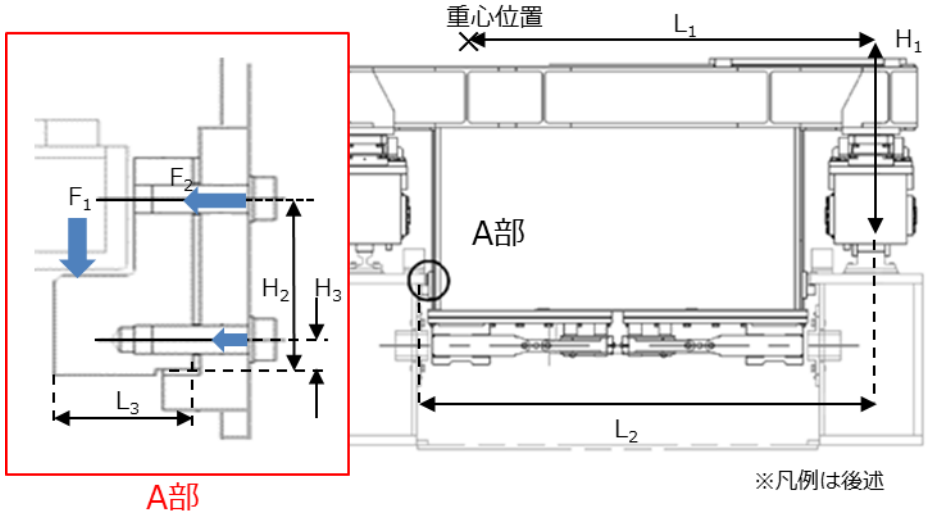


図 2 燃料取扱設備 停止時の計算モデル

2.2. 計算に用いる入力地震動

ランウェイガーダの原子炉建屋側及び燃料取り出し用構台位置での燃料取扱設備車輪位置(6 点)で得られる最大応答加速度包絡値の 1.2 倍の加速度を用いて設計用震度とする。適用する地震動を表1に示す。なお，本計算書は暫定的に走行姿勢で評価しており，転倒防止ラグが転倒モーメントを支持する時間は十分に短いと考えられるため NS 方向の力は考慮しない。

表 1 適用する地震動

	設計用震度	
停止位置	原子炉建屋	燃料取り出し用構台
確認用地震動	1/2Ss450	1/2Ss450
鉛直方向	0.77	0.81
水平方向	0.66	1.47

3. 評価方法

3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 2 に示す。

表 2 材料及び許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
転倒防止ラグ固定ボルト	SCM435H	引張	651

3.2. 結論

算出応力は，表 3 に示す通り，全て許容応力値以下であることを確認した。

表 3 算定応力の評価

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	算出応力(MPa)	
				原子炉建屋	燃料取り出し用構台
転倒防止ラグ固定ボルト	SCM435H	引張	651	110	434

4. 数値計算

4.1. 燃料取扱設備停止時の転倒防止ラグ 固定ボルトの算出応力

4.1.1 原子炉建屋内での評価

(1) 引張応力

地震時に燃料取扱設備の転倒防止ラグ 1 個当たりに生じる鉛直力 F_1 は，走行台車東側車輪端部を支点としたモーメントつり合い式より下式となる。走行台車片側に転倒防止ラグは 2 個設置する。

$$F_1 = \frac{W_1 \cdot g \cdot C_H \cdot H_1 + W_1 \cdot g \cdot (C_V - 1) \cdot L_1}{2L_2}$$

F_1	:転倒防止ラグ 1 個当たりに生じる鉛直力(N)	
W_1	:燃料取扱設備質量	310000(kg)
g	:重力加速度	9.80665(m/s²)
C_H	:水平方向地震力	0.66
H_1	:燃料取扱設備重心高さ(走行レール上面基準)	1793(mm)
C_V	:鉛直方向地震力	0.77
L_1	:燃料取扱設備重心東西位置(走行レール(東側)東端部基準)	2340(mm)
L_2	:走行レール(東側)東端部から転倒防止ラグ荷重点までの距離	4034(mm)

転倒防止ラグ 1 個当たりに生じる鉛直力 F_1 より，転倒防止ラグ固定ボルト(上段)1 本当たりに生じる引張応力 F_2 は，転倒防止ラグ下端を支点としたモーメントつり合い式より下式となる。転倒防止ラグ 1 個に転倒防止ラグ固定ボルトは上段／下段に 4 本ずつ設置する。

$$F_2 = \frac{F_1 \cdot L_3}{4 \cdot (H_2 + \frac{H_3^2}{H_2})}$$

$$\sigma_1 = \frac{F_2}{A_1} = 110(MP_a)$$

F_2	:転倒防止ラグ固定ボルト 1 本当たりに生じる引張力(N)	
σ_1	:転倒防止ラグ固定ボルト(上段)に生じる引張応力(MPa)	
L_3	:転倒防止ラグ板厚	95(mm)
H_2	:転倒防止ラグ下端からの転倒防止ラグ固定ボルト位置(上段)	145(mm)
H_3	:転倒防止ラグ下端からの転倒防止ラグ固定ボルト位置(下段)	25(mm)
A_1	:転倒防止ラグ固定ボルト(M24)有効断面積	353 (mm²)

4.1.2　燃料取り出し用構台内での評価

(1)　引張応力

地震時に燃料取扱設備の転倒防止ラグ 1 個当たりに生じる鉛直力 F_1'は，走行台車東側車輪端部を支点としたモーメントつり合い式より下式となる。走行台車片側に転倒防止ラグは 2 個設置する。

$$F_1' = \frac{W_1 \cdot g \cdot C_H' \cdot H_1 + W_1 \cdot g \cdot (C_V' - 1) \cdot L_1}{2L}$$

F_1'	:転倒防止ラグ 1 個当たりに生じる鉛直力(N)	
W_1	:燃料取扱設備質量	310000(kg)
g	:重力加速度	9.80665(m/s²)
C_H'	:水平方向地震力	0.81
H_1	:燃料取扱設備重心高さ(走行レール上面基準)	1793(mm)
C_V'	:鉛直方向地震力	1.47
L_1	:燃料取扱設備重心東西位置(走行レール(東側)東端部基準)	2340(mm)
L_2	:走行レール(東側)東端部から転倒防止ラグ荷重点までの距離	4034(mm)

転倒防止ラグ 1 個当たりに生じる鉛直力 F_1'より，転倒防止ラグ固定ボルト(上段)1 本当たりに生じる引張応力 F_2'は，転倒防止ラグ下端を支点としたモーメントつり合い式より下式となる。転倒防止ラグ 1 個に転倒防止ラグ固定ボルトは上段／下段に 4 本ずつ設置する。

$$F_2' = \frac{F_1' \cdot L_3}{4 \cdot (H_2 + \frac{H_3^2}{H_2})}$$

$$\sigma_1' = \frac{F_2'}{A_1} = 434(MP_a)$$

F_2'	:転倒防止ラグ固定ボルト 1 本当たりに生じる引張力(N)	
σ_1'	:転倒防止ラグ固定ボルト(上段)に生じる引張応力(MPa)	
L_3	:転倒防止ラグ板厚	95(mm)
H_2	:転倒防止ラグ下端からの転倒防止ラグ固定ボルト位置(上段)	145(mm)
H_3	:転倒防止ラグ下端からの転倒防止ラグ固定ボルト位置(下段)	25(mm)
A_1	:転倒防止ラグ固定ボルト(M24)有効断面積	353 (mm²)

Ⅴ　2 号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書

1. 2 号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価シナリオ

2 号機燃料取扱設備の内，地震影響に対する裕度が小さいクレーン旋回輪軸受取付ボルトが破損したと想定し※1，公衆被ばくに至るシナリオとして，以下の３つが考えられる。

① 燃料取扱設備クレーンが使用済燃料プール内に落下し，プールのライナーが破損することで水位が低下する

② 燃料取扱設備クレーンが使用済燃料プール内に落下し，燃料が破損する

③ 燃料取り出し用構台で吊り下ろし作業中の構内用輸送容器が地上に落下し，燃料が破損する

地震によりこれらのシナリオが発生したと仮定し，敷地境界における線量を評価する。なお，シナリオ①と②については同時に起こることを考える。

2. 燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下（シナリオ①，②）

2.1 使用済燃料プールライナーの破損による線量の上昇（シナリオ①）

(1) 評価方法

本シナリオの線量率評価は，以下の前提に基づき評価する。

a. 2 号機使用済燃料プールのプール水が全喪失した場合の使用済燃料および制御棒のスカイシャイン線，直接線による敷地境界へ与える線量影響を評価した。

なお，使用済燃料の冷却期間は 10 年以上経過しており，短半減期核種は減衰し，長半減期核種が支配的であるため，6 号機の解析結果を元に，2 号機との使用済燃料の体数比，制御棒の本数，制御棒の種類に応じた線源強度比，冷却期間から比例計算する。6 号機の解析条件は別添 1 の通りであり，その解析結果(6 号機原子炉建屋から 900m 地点)を表 1 に示す。

表 1　6 号機解析結果

	使用済燃料[mSv/h]	制御棒[mSv/h]	合計[mSv/h]
900m 地点	2.3×10^{-5}	9.0×10^{-5}	1.2×10^{-4}

b. 放出点を使用済燃料プールとし，評価点は使用済燃料プール中心からの距離が最も短い地点とする。

c. 図 1 に評価モデルを示す。

※1 公衆被ばくに至るシナリオを定めるため，「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新規制基準によらない従来の基準地震動 Ss(最大加速度 600gal)及び弾性設計用地震動 Sd(最大加速度 300gal)で評価した結果より，地震影響に対する裕度が最も小さいクレーン旋回輪軸受取付ボルトが破損したと想定した。

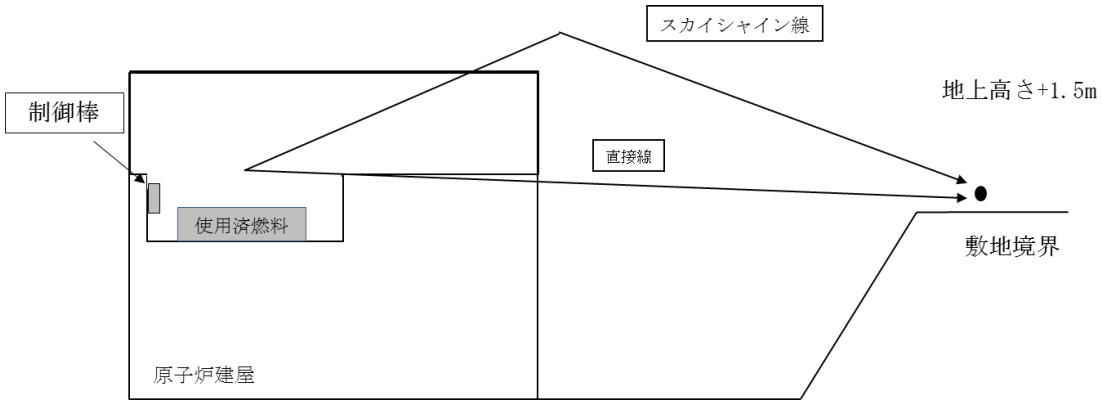


図 1 評価モデルの概要

d. 使用済燃料および制御棒の線量影響は(1)式，(2)式の通り評価する。

$$H_{F1} = H_{F2} \times \frac{N_{F1}}{N_{F2}} \qquad \text{(1)式}$$

H_{F1}：2 号機の使用済燃料の線量率[mSv/h]
H_{F2}：6 号機の使用済燃料の解析結果[mSv/h]
N_{F1}：2 号機の使用済燃料体数[体]
N_{F2}：6 号機の使用済燃料体数[体]

$$H_{C1} = H_{C2} \times \frac{N_{C1}}{N_{C2}} \times \frac{S_1}{S_2} \times \left(\frac{1}{2}\right)^{\frac{(t1-t2)}{T}} \qquad \text{(2)式}$$

H_{C1}：2 号機の制御棒の線量率[mSv/h]
H_{C2}：6 号機の制御棒の解析結果[mSv/h]
N_{C1}：2 号機の制御棒の本数[本]
N_{C2}：6 号機の制御棒の本数[本]
S_1 ：2 号機の線源強度比[-]
S_2 ：6 号機の線源強度比[-]
$t1$:2 号機の冷却期間[年]
$t2$:6 号機の冷却期間[年]
T :Co-60 の半減期(5.27)[年]

(2) 評価条件

本シナリオの線量率評価条件を表 2 に示す。

なお，制御棒の評価対象はハンガーラックに装荷しているものとする。

表 2　評価条件

	使用済燃料			制御棒		
	体数［体］	燃焼度［GWd/t］	冷却期間［年］	本数［本］	線源強度比※2［-］	冷却期間［年］
2 号機	587	49	9.8	28	0.64	9.7
6 号機	1456	51	9.9	27	1.0	13.8

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づき敷地境界線量は表 3 の通りである。

表 3　2 号機評価結果

	使用済燃料［mSv］	制御棒［mSv］	合計［mSv］
敷地境界線量	約 1.2×10^{-3}	約 1.3×10^{-2}	約 1.4×10^{-2}

SFP 水の容積及びライナードレンからの最大漏えい量を考慮した BAF までの到達時間は十分に裕度があり，また復旧作業も数時間程度で着手可能と考えるが，保守的に燃料露出継続時間を 5 日間とする。

2.2　使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出（シナリオ②）

2.2.1　核分裂生成物の放出量

(1) 評価方法

福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」と同様の方法で評価する。

破損する燃料体数の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a. 燃料取扱設備に搭載しているクレーンが地震の影響により根元の旋回部から折損し，保守的にクレーンが使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック上に落下するものと仮定する。

b. 使用済燃料プールの西側から 20 列目までの使用済燃料全てが破損すると仮定し，落下による燃料集合体の破損体数は 449 体とする。（図 2 参照）

※2 6 号機の制御棒の照射量(Hf, 4.9snvt)に対する線源強度を 1 とした時の線源強度の比を線源強度比と定義し，2号機の制御棒(B4C, 1.4snvt)に対する線源強度比を算出する。

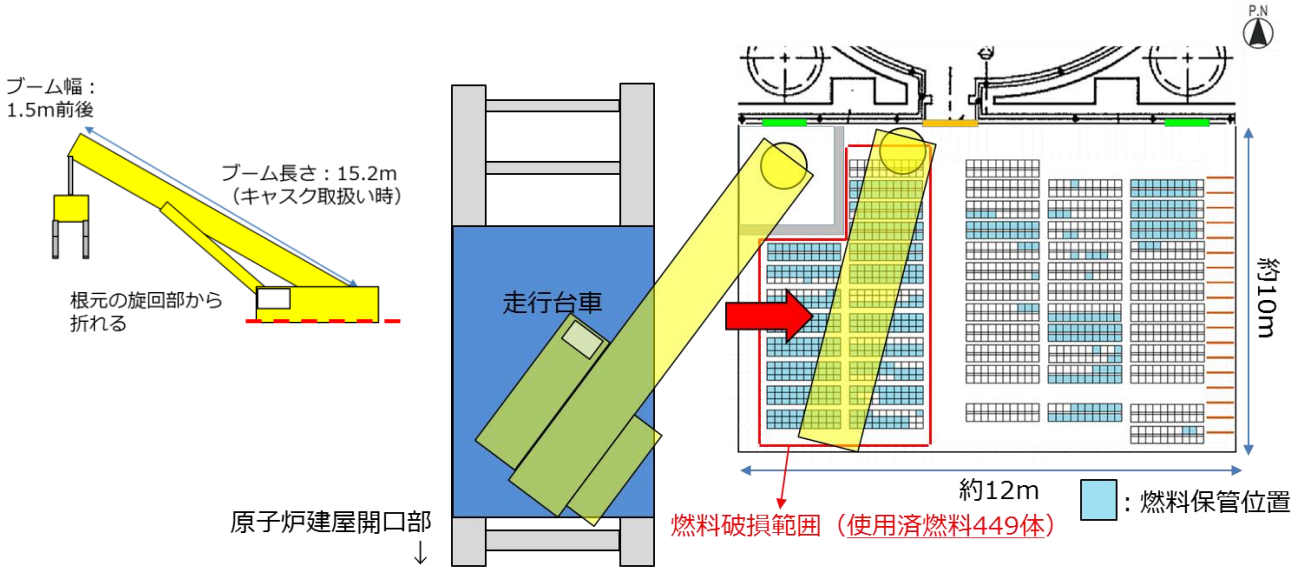


図 2 評価モデルの概要

(2) 評価条件

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，原子炉熱出力 2483MW（定格出力の約 105%）で 2000 日運転を行った 9×9 燃料集合体について行う。

b. 燃料集合体の冷却期間は 365 日とする。

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(Kr-85)及びよう素（I-129）それぞれ 30%とする。

d. 放出された希ガスは，全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。

e. 放出されたよう素は，全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが，同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。

(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 の通りである。

表 4　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 9.8×10^{13}Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 5.5×10^{10}Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 2.1×10^{11}Bq

2.2.2　線量の評価

(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気中濃度は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備添付資料－５別紙 1」に記載の相対濃度（χ／Q：6.9×10^{-5}s/m^3）に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

b. 敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料－５別紙 1」に記載の相対線量（D／Q：6.6×10^{-19}Gy/Bq）に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(2) 評価方法

福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」並びに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。

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。

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量H_I（Sv）は，(1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \quad \cdots\cdots (1)$$

ここで，

R　　：呼吸率（m^3/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」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。（小児：0.31m^3/h，成人：1.2m^3/h）

H_∞　：よう素（Ｉ-131）を 1Bq 吸入した場合の実効線量
（小児：1.6×10^{-7}Sv/Bq，成人：2.0×10^{-8}Sv/Bq）

χ／Q　：相対濃度（s/m^3）

Q_I　　：よう素の大気放出量（Bq）（I-131 等価量）

希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量H_γ（Sv）は，(2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D/Q \cdot Q_\gamma \cdots\cdots (2)$$

ここで，

K　　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（1Sv/Gy）

D／Q　：相対線量（Gy/Bq）

Q_γ　　：希ガスの大気放出量（Bq）（γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値）

また，希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量H_β（Sv）は，(3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2\times10^{-14} \cdot \chi/Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots\cdots (3)$$

ここで，

χ／Q：相対濃度（s/m^3）

Q_β　：希ガスの大気放出量（Bq）

E_β　：β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。（0.251MeV Kr-85 実効エネルギー）

W_{TS}　：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ.60 の値を用いる。（0.01）

(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 5 の通りである。

表 5　クレーンの使用済燃料プールへの落下時の実効線量

実効線量（小児）	実効線量（成人）
約 3.5×10^{-1}mSv	約 4.0×10^{-1}mSv

2.3　燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下シナリオにおける公衆への被ばく影響

公衆への被ばく影響については，2.1 と 2.2 に示す評価結果を合算し，約 4.1×10^{-1}mSv となる。

3.　構内用輸送容器の落下による核分裂生成物の放出（シナリオ③）

構内用輸送容器が地上に落下することで燃料が破損し，核分裂生成物が放出されたと仮定する。

3.1　核分裂生成物の放出量

(1) 評価方法

福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」と同様の方法で評価する。

破損する燃料体数の評価は，次の仮定に基づいて行う。

a. 構内用輸送容器の取り扱い作業に際し，構内用輸送容器が落下して，構内用輸送容器に収納された燃料集合体が破損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，構内用輸送容器の収納体数 7 体とする。

(2) 評価条件

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，原子炉熱出力 2483MW（定格出力の約 105%）で 2000 日運転を行った 9×9 燃料集合体について行う。

b. 燃料集合体の冷却期間は 365 日とする。

c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が構内用輸送容器内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(Kr-85)及びよう素（I-129）それぞれ 30%とする。

d. 放出された希ガスは，全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとする。

e. 放出されたよう素は，全量が構内用輸送容器から大気中へ移行するものとし，構内用輸送容器に内包する水による除去は無いものとする。

(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 6 の通りである。

表 6　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 1.6×10^{12}Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 8.6×10^{8}Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 3.3×10^{9}Bq

3.2　線量の評価

(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気中濃度は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料－５別紙1」に記載の相対濃度（χ／Q：6.9×10^{-5}s/m^3）に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

b. 敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料－５別紙1」に記載の相対線量（D／Q：6.6×10^{-19}Gy/Bq）に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(2) 評価方法

福島第一原子力発電所原子炉設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」並びに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。

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。

よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量H_I（Sv）は，(1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \quad \cdots\cdots (1)$$

ここで，

R　：呼吸率（m^3/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」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。（小児：0.31m^3/h，成人：1.2m^3/h）

H_∞　：よう素（Ｉ-131）を1Bq吸入した場合の実効線量（小児：1.6×10^{-7}Sv/Bq，成人：2.0×10^{-8}Sv/Bq）

χ／Q　：相対濃度（s/m^3）

Q_I　：よう素の大気放出量（Bq）（I-131等価量）

希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量H_γ（Sv）は，(2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \quad \cdots\cdots (2)$$

ここで，

K　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（1Sv/Gy）

D／Q　：相対線量（Gy/Bq）

Q_γ　：希ガスの大気放出量（Bq）（γ線実効エネルギー0.5MeV換算値）

また，希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量H_β（Sv）は，(3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2\times10^{-14}\cdot\chi/Q\cdot Q_\beta\cdot E_\beta\cdot W_{TS} \quad \cdots\cdots (3)$$

ここで，

χ/Q　：相対濃度（s/m^3）

Q_β　：希ガスの大気放出量（Bq）

E_β　：β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)

W_{TS}　：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ.60 の値を用いる。(0.01)

(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 7 の通りである。

表 7　構内用輸送容器の落下時の実効線量

実効線量（小児）	実効線量（成人）
約 5.5×10^{-3}mSv	約 6.2×10^{-3}mSv

4.　2 号機燃料取扱設備の耐震クラスについて

2.　燃料取扱設備クレーンの使用済燃料プールへの落下，並びに 3.　構内用輸送容器の落下の被ばく評価に示すとおり，地震の影響により燃料取扱設備が破損したと想定した場合の公衆への被ばく影響は 5mSv 未満である。

以上より，2 号機燃料取扱設備の耐震クラスは B クラスと考えられるが，運転できないことによるリスク低減活動への影響を考慮し，耐震クラスは B+クラスと考える。

5.　補足説明資料

別添 1　「2 号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」における使用済燃料プールのプール水全喪失時の影響評価に対する補足説明

別添 2　「2 号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」における燃料破損時の被ばく評価に対する補足説明

別添１　「２号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」における
使用済燃料プールのプール水全喪失時の影響評価に対する補足説明

1. 目的

Ⅴ「2 号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」における 2.1.「使用済燃料プールライナーの破損による線量の上昇(シナリオ①)」の 2 号機使用済燃料プールのプール水全喪失時のスカイシャイン線，直接線による敷地境界へ与える線量影響評価では，6 号機の解析結果を基に評価をしており，6 号機の解析条件を示す。

2. 解析条件

(1) 使用済燃料の解析条件は以下の通り。

a. 使用済燃料の体数は 1456 体とする。

b. 使用済燃料の燃焼度は保守的に最高燃焼度 51GWd/tとする。

c. 使用済燃料の冷却期間は冷却期間が最も短い使用済燃料の冷却期間とし，9.9 年とする。

d. ORIGEN2.2 により使用済燃料の線源強度を計算し，この線源強度を用いて MCNP5-1.60 により線量率を解析する。

(2) 制御棒の解析条件は以下の通り。

a. 制御棒の本数は 27 本(ハンガーラック装荷本数)とする。

b. 制御棒の照射量は保守的に最大照射量 4.9snvt とする。

c. 制御棒の冷却期間は冷却期間が最も短い制御棒の冷却期間とし，13.8 年とする。

d. ORIGEN2.2 により制御棒の線源強度を計算し，この線源強度を用いて MCNP5-1.60 により線量率を解析する。

3. 解析結果

2 号機原子炉建屋から敷地境界までの距離は約 900m であることから，6 号機原子炉建屋から 900m 地点における線量率を表 1 に示す。

表 1　6 号機解析結果

	使用済燃料[mSv/h]	制御棒[mSv/h]	合計[mSv/h]
900m 地点	約 2.3×10^{-5}	約 9.0×10^{-5}	約 1.2×10^{-4}

別添２　「2 号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」における
燃料破損時の被ばく評価に対する補足説明

Ⅴ「2 号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」における被ばく評価は，福島第一原子力発電所２号機の「原子炉設置変更許可申請書　添付書類十　３．事故解析　３．４．３燃料集合体の落下」を基に評価している。

Ⅴ「2 号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書」では，2.2 にて燃料取扱設備クレーンが使用済燃料プールに落下し，燃料が破損するシナリオと，3.1 にて構内用輸送容器が地上に落下し，燃料が破損するシナリオについて燃料破損の評価をしているが，同等の評価であることから前者について設置許可からの変更点を説明する。

V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由
2.2 使用済燃料プール内の燃料破損による核分裂生成物の放出（シナリオ②） 2.2.1　核分裂生成物の放出量 (1) 評価方法 破損する燃料体数の評価は，次の仮定に基づいて行う。 a.　燃料取扱設備に搭載しているクレーンが地震の影響により根元の旋回部から折損し，保守的にクレーンが使用済燃料プールの使用済燃料貯蔵ラック上に落下するものと仮定する。 b.　使用済燃料プールの西側から 20 列目までの使用済燃料全てが破損すると仮定し，落下による燃料集合体の破損体数は 449 体とする。（図 2 参照）	(1) 評価するシナリオの違いとそれに伴い破損する燃料体数の違い（設置許可は 2.3 体相当以下）
(2) 評価条件 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，原子炉熱出力 2483MW（定格出力の約 105%）で 2000 日運転を行った 9×9 燃料集合体について行う。 b.　燃料集合体の冷却期間は 365 日とする。 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(Kr-85)及びよう素(I-129)それぞれ 30%とする。 d.　放出された希ガスは，全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。 e.　放出されたよう素は，全量が水中から原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとするが，同時に水位低下が起こることを想定するため保守的に水による除去は無いものとする。	(2) 設定する条件の違い b. 冷却期間を実際の取り出し時期とすると被ばく評価結果は低くなるが，基準 5mSv と比べて大きくないため，保守的に他の実施計画の評価と合わせた（設置許可は 1 日） c. 十分に冷却した燃料で短半減期核種が減衰し長半減期核種のギャップへの放出割合が大きくなることから，ギャップ放出割合を 30%※とした。（設置許可は希ガス 10%，よう素 5%） ※（独）原子力安全基盤機構「平成 18 年度高燃焼度 9 × 9 型燃料信頼性実証成果報告書（総合評価編）」図 3.10.1，図 3.10.1.2 にて，FP ガス放出率は最大 25%程度 d, e. 評価シナリオで保守的に水がなくなったと仮定しているため，よう素の水による除染係数は考慮しておらず，大気にそのまま放出されるとしている（設置許可は除染係数 500，非常用ガス処理系を考慮）

Ⅴ 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由
(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 の通りである。 2.2.2 線量の評価 (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気中濃度は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料－５別紙 1」に記載の相対濃度（χ／Q：$6.9\times10^{-5}s/m^3$）に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。 b. 敷地境界外の希ガスからのγ線による空気吸収線量は，「Ⅱ2.1 原子炉圧力容器・格納容器注水設備 添付資料－５別紙 1」に記載の相対線量（D／Q：$6.6\times10^{-19}Gy/Bq$）に希ガスの全放出量を乗じて求める。	(1) 設置許可と同等だが，以下を見直し。 相対濃度（χ／Q），相対線量（D／Q）： 燃料集合体の落下ではなく保守的に主蒸気管破断の地上放出の値を適用（設置許可はχ／Q＝$5.6\times10^{-6}s/m^3$，D／Q＝$1.5\times10^{-19}Gy/Bq$）

V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由
(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。 よう素の吸入摂取による内部被ばく実効線量H_I（Sv）は，(1)式で計算する。 $H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (1) ここで， R　：呼吸率（m^3/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」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。 (小児：0.31m^3/h，成人：1.2m^3/h) H_∞　：よう素（Ｉ-131）を 1Bq 吸入した場合の実効線量 (小児：1.6×10^{-7}Sv/Bq，成人：2.0×10^{-8}Sv/Bq) χ / Q　：相対濃度（s/m^3） Q_I　：よう素の大気放出量（Bq）(I-131 等価量) 希ガスからのγ線による外部被ばく実効線量H_γ（Sv）は，(2)式で計算する。 $H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (2) ここで， K　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（1Sv/Gy） D／Q　：相対線量（Gy/Bq） Q_γ　：希ガスの大気放出量（Bq）（γ線実効エネルギー0.5MeV 換算値）	(2) 呼吸率： 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の値とした（設置許可は ICRP Publ.23(1974)） よう素（Ｉ-131）を 1Bq 吸入した場合の実効線量： ICRP Publ.71(1995) の値とした（設置許可は ICRP Publ.30(1978)）

V 被ばく評価計算書	設置許可との差異・理由
また，希ガスからのβ線による外部被ばく実効線量H_{β}（Sv）は，(3)式で計算する。 $H_{\beta}=6.2\times10^{-14}\cdot\chi/Q\cdot Q_{\beta}\cdot E_{\beta}\cdot W_{TS}$ ・・・・・・・・・・・・・・・・・・ (3) ここで， χ/Q ：相対濃度（s/m^3） Q_{β} ：希ガスの大気放出量（Bq） E_{β} ：β線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV) W_{TS} ：皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ.60 の値を用いる。(0.01) (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 5 の通りである。	設置許可　添付書類十　４．重大事故及び仮想事故　４．１．１原子炉冷却材喪失におけるβ線による全身に対する線量（4-3）式を用いて評価。ただし，β線による外部被ばくによる実効線量を求めるため，原子力安全委員会「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」より，皮膚に対する組織荷重係数を乗じて算出した。(設置許可は等価線量の計算式)

Ⅵ 燃料取扱設備の耐震性についての計算書

I. 燃料取扱設備に係る耐震設計の基本方針

1. 設備の重要度による耐震クラス別分類

設備名	耐震 クラス別
燃料取扱設備	B+

燃料取扱設備は，燃料取扱機及びクレーンによる揚重作業時，原子炉建屋側または燃料取り出し用構台側の所定の停止位置にて 4 本のアウトリガーピンを介してランウェイガーダに固定し，原子炉建屋側では燃料取扱及び輸送容器取扱作業を，燃料取り出し用構台側では輸送容器取扱作業を行う。また，アウトリガーピンによる固定解除後，ランウェイガーダに設置する走行レール上を走行し，原子炉建屋と燃料取り出し用構台間を移動する。

2. 構造設計

(1) 構造概要

燃料取扱設備は，構内用輸送容器（以下，輸送容器）を取り扱うクレーン，燃料を取り扱う燃料取扱機，輸送容器一次蓋を取り扱うジブクレーン，輸送容器を積載し転倒を防止するキャスク固定治具，それらを支持する走行台車から構成される。（図 1 参照）

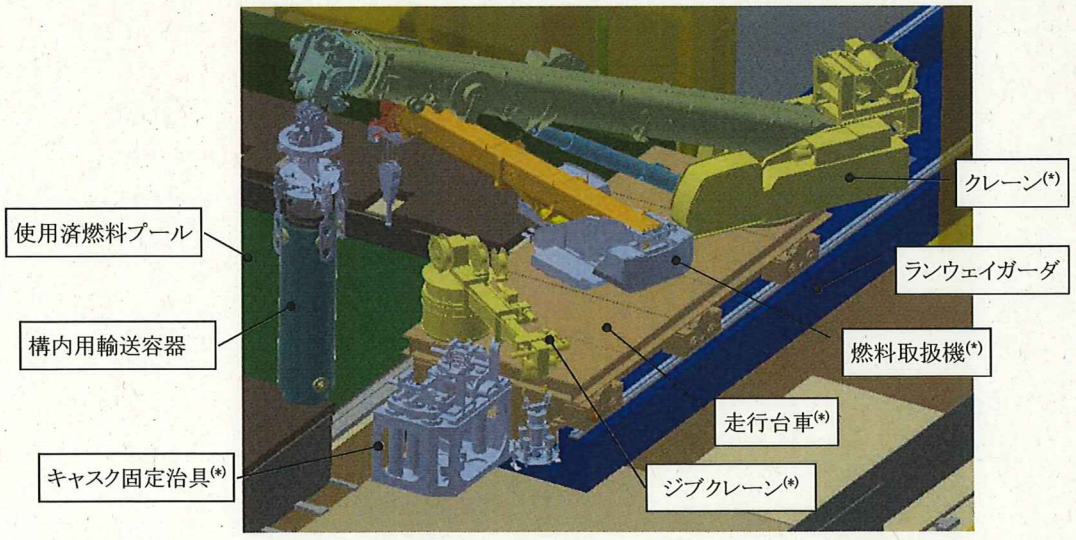


図 1 燃料取扱設備 構造概要(*が本書の評価対象機器)

3. 評価に適用する確認用地震動

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がないことを確認するための地震動として，1/2Ss450 を適用する。

4. 設計用地震力

4.1. 設計用床応答スペクトル

(1) 床応答スペクトルは，原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の地震応答解析モデル(図 2 参照)に対して，1/2Ss450 を用いた時刻歴応答解析を行い，ランウェイガーダ上の走行台車部車輪位置(原子炉建屋側，燃料取り出し用構台側停止位置)につき 6 箇所(図 3 参照)での加速度応答時刻歴を求める。時刻歴応答解析においては，入力方向(+NS+EW+UD)，ランウェイガーダに負荷する荷重(燃料取扱状態，輸送容器取扱状態，輸送容器固定状態)の組合せを考慮する。

(2) (1)で求めた各走行台車部車輪位置での加速度応答時刻歴を入力として，1 自由度系の床応答スペクトルを求める。

(3) (2)で求めた床応答スペクトル 6 点を包絡する床応答スペクトルを求める。

(4) (3)で求めた床応答スペクトルに対し，周期方向に±10%の拡幅を行い設計用床応答スペクトルとする。

(5) 走行台車部は剛構造を有しており(Ⅳ章参照)，応答増幅は極めて小さいと考えられることから，走行台車部に搭載される燃料取扱機(旋回体)，クレーン(旋回体)，キャスク固定治具の耐震性は上記床応答スペクトルを用いて評価する。

(6) 各機器の耐震性の評価においては，水平 2 方向と鉛直方向の地震力が同時に負荷されるものとする。地震力の組合せについては，2乗和平方根法を用いて算出する。

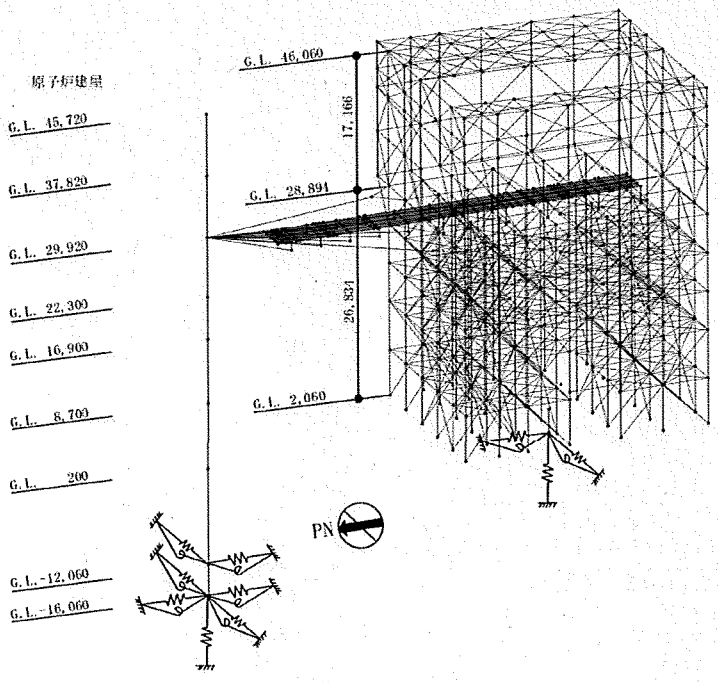


図 2 地震応答解析モデル

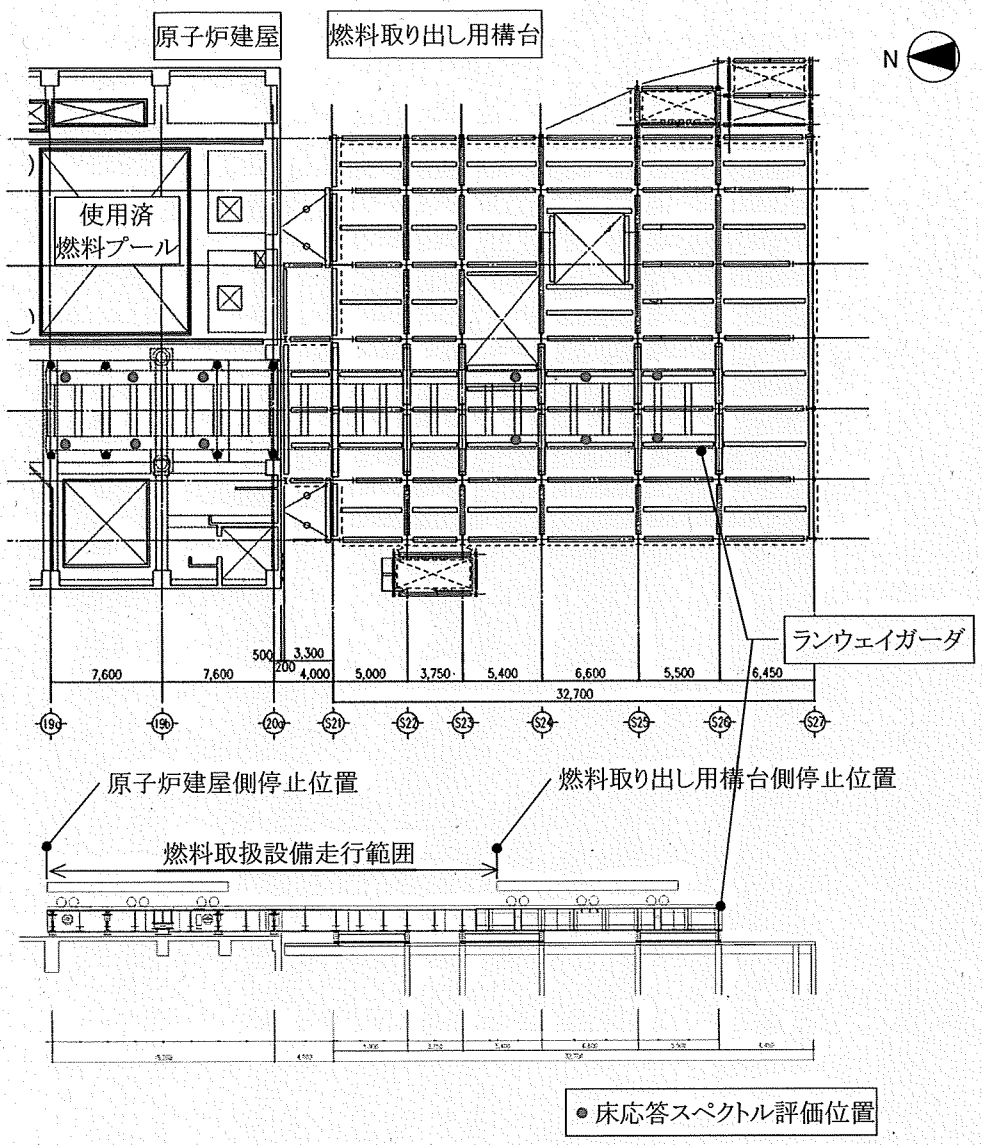


図 3 床応答スペクトル 評価位置

4.2. 剛構造の機器に適用する設計地震力

走行台車部のように評価対象機器が剛構造の場合は，各地震動，入力方向，ランウェイガーダに負荷する荷重条件においてランウェイガーダの原子炉建屋側燃料取扱設備停止位置，または，燃料取り出し用構台側燃料取扱設備停止位置から得られる最大床応答加速度の 1.2 倍の加速度を地震力とする。

5. 荷重の組合せ，応力算定及び許容応力

記号の説明

D　　：死荷重

1/2Ss450　：1/2Ss450 地震動により求まる地震力

$1.5f_t$　　：許容引張応力

ボルト以外の支持構造物に対しては設計・建設規格 SSB-3121.3，
ボルト材に対しては設計・建設規格 SSB-3133 により規定される値

$1.5f_s$　　：許容せん断応力

同上

$1.5f_p$　　：許容支圧応力

設計・建設規格 SSB-3121.3 により規定される値

$1.5f_b$　　：許容曲げ応力

同上

荷重の組合せ	許容限界 (ボルト以外)				許容限界 (ボルト等)	
	1次応力				1次応力	
	引張	せん断	支圧	曲げ	引張	せん断
D+1/2Ss450	$1.5f_t$	$1.5f_s$	$1.5f_p$	$1.5f_b$	$1.5f_t$	$1.5f_s$

注)組合せ応力についても評価する。

II. 燃料取扱機(旋回体)の耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本計算書は燃料取扱機(旋回体)の耐震性についての計算書である。

1.2. 計算条件

(1) 燃料取扱機(旋回体)の耐震性の評価は評価姿勢，荷重条件ともに最も厳しい条件となる燃料取扱状態で代表する。

(2) 燃料取扱機(旋回体)は，走行台車上面に旋回輪軸受取付ボルトで固定する。

(3) 燃料取扱機(旋回体)には水平方向地震力と鉛直方向地震力が同時に作用するものとし，ブーム伸縮方向，ブーム旋回方向の地震力が燃料取扱機(旋回体)に同時に作用するものとする。

(4) 地震力はランウェイガーダと取り合う走行台車部の車輪位置から，走行台車の構造物フレーム(燃料取扱機支持部)に伝達し，燃料取扱機(旋回体)の旋回輪軸受取付ボルトを介して，旋回体部のブーム及びブーム根元支持ピンへ伝達される。上記の荷重伝達経路を考慮し，燃料取扱機(旋回体)として，ブーム，ブーム根元支持ピン，旋回輪軸受取付ボルトを評価対象部位とする。

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

2.1.1 条件

(1) 燃料取扱機(旋回体)の重量として自重及び定格荷重を考慮する。燃料取扱機(旋回体)の重量を表 1 及び構造概要を図 4 に示す。

(2) 旋回輪軸受取付ボルトは剛な走行台車部で支持する。

(3) 燃料取扱機(旋回体)の重量には，定格荷重を考慮する。

表 1 燃料取扱機(旋回体)の重量

名称	重量(t)
燃料取扱機(旋回体)	22.5
定格荷重	1

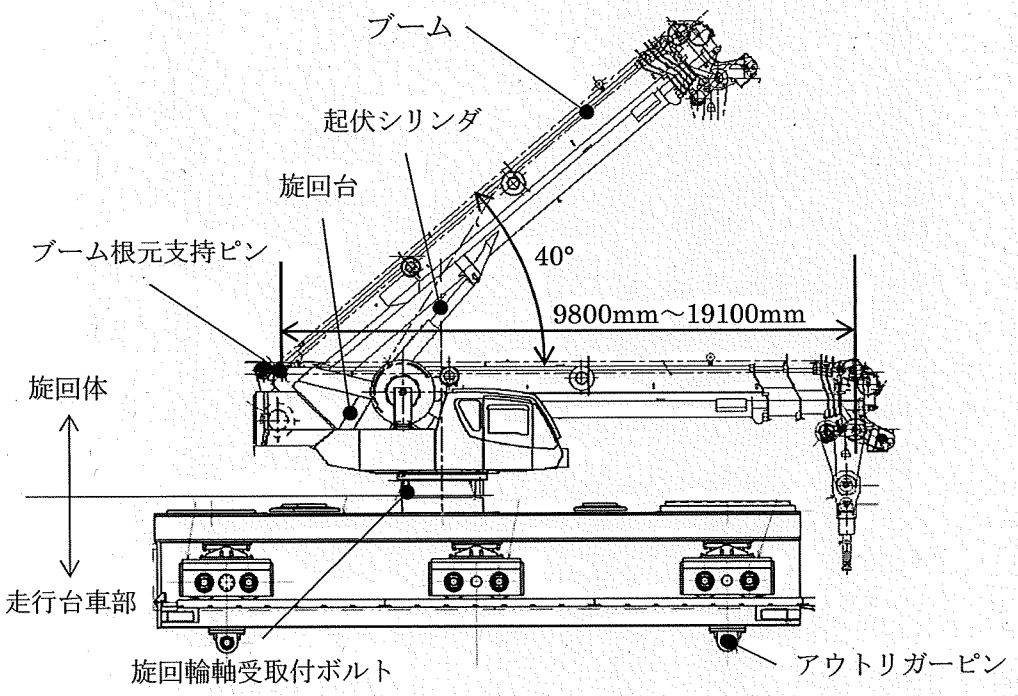


図 4 燃料取扱機 構造概要

2.1.2　計算モデル

2.1.1 の条件に基づいた計算モデルを図 5 に示す。

(1) ブームごとに断面形状に基づき断面特性を設定したはり要素でモデル化する。

(2) ブーム根元支持ピン及び旋回輪軸受取付ボルトははり要素でモデル化する。

(3) 燃料取扱機(旋回体)は燃料取扱時にブーム長さ，起伏角を変化させるため，起伏角度 0° でのブーム長さ(9.8m，16.64m，19.1m)の影響，ブーム長さ 9.8m での起伏角度(0° ，40°)の影響を確認し，裕度が最も小さい姿勢となるブーム長さ 19.1m，起伏角 0° を代表姿勢とした。

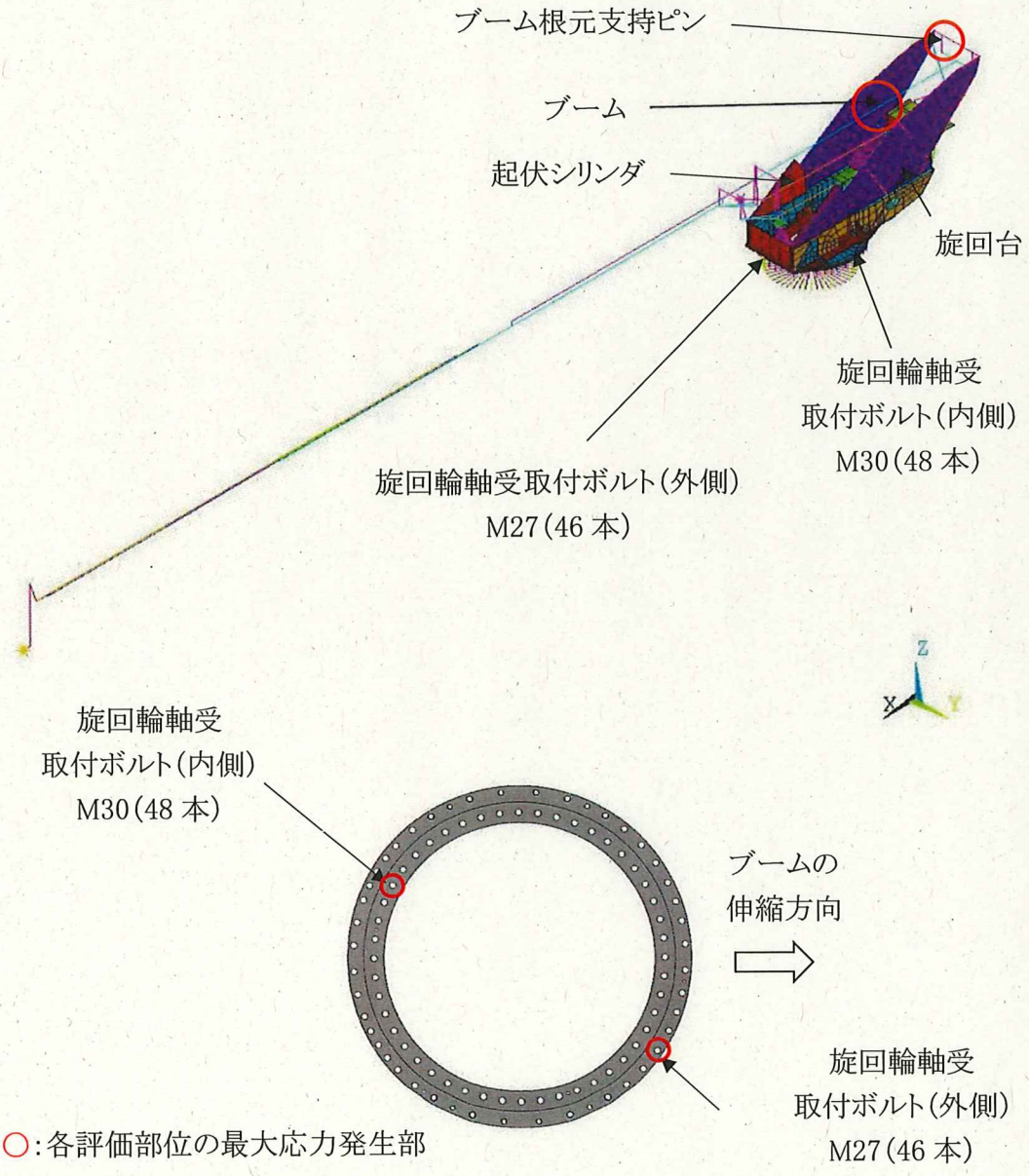


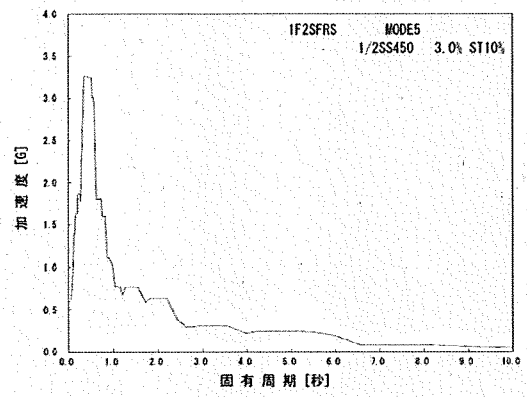
図 5　燃料取扱機(旋回体)　計算モデル

2.1.3　計算

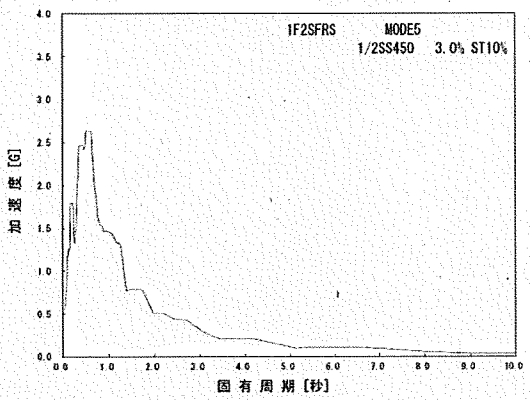
燃料取扱機の固有周期は水平 1.6s, 上下 1.0s となる。

2.2.　計算に用いる入力地震動

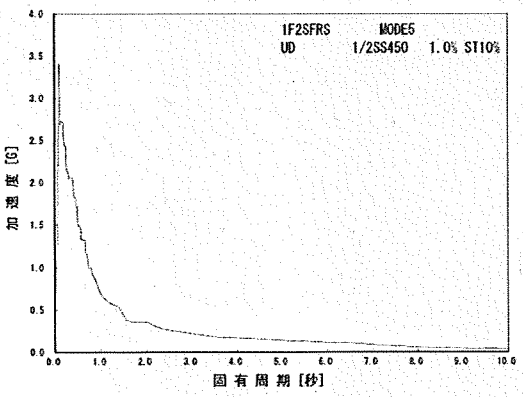
本評価では, 1/2Ss450 地震動(水平 2 方向及び鉛直方向)を原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の地震応答解析モデルへ入力し得られる加速度応答時刻歴から求めた設計用床応答スペクトルを用いる。ランウェイガーダへの負荷荷重は, 燃料取扱状態として燃料取扱設備重量及び燃料取扱機定格荷重を考慮した。床応答スペクトルの減衰定数は, 燃料取扱機の振動特性から水平 3%, 鉛直 1%を適用した。本評価で用いる設計用床応答スペクトルを図 6 に示す。



ブーム伸縮方向



ブーム旋回方向



鉛直方向

図 6 設計用床応答スペクトル(燃料取扱状態)

3. 評価方法

3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 2 に示す。

表 2 材料及び許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
ブーム	WEL-TEN980RE /WEL-TEN980E	引張	686
		せん断	396
		曲げ	686
		組合せ	686
ブーム根元支持ピン	SNB23-1	せん断	460
		曲げ	1088
		組合せ	798
旋回輪軸受取付ボルト (内側)	SUS630	引張	917
		せん断	529
旋回輪軸受取付ボルト (外側)		引張	917
		せん断	529

4. 数値計算

各要素に生じる力，モーメントを計算機(計算機コード ANSYS)にて求め，各要素の断面性状から応力を算定する。上記手順で求めた組合せ応力が最大となった要素の応力算定過程を記載する。

4.1. 燃料取扱機(旋回体)の計算過程を示す。

4.1.1 ブームの強度検討

(1) 引張応力

$\sigma_{t1} = P_{t1}/A_1 = 115(\mathrm{MPa})$

P_{t1}:ブームに作用する軸方向引張力

A_1:ブームの断面積

(2) せん断応力

$\tau_1 = (P_{\tau y1} + P_{\tau z1})/A_1 + T_1/(2 \cdot A_{i1} \cdot t_1) = 15(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau y1}$:ブームに作用するY軸方向せん断力

$P_{\tau z1}$:ブームに作用するZ軸方向せん断力

A_1 :ブームの当該断面の断面積

T_1 :ブームに作用する捩じりモーメント

A_{i1}:ブームの当該断面の内側境界断面積

t_1 :ブームの当該断面の最小板厚

(3) 曲げ応力

$\sigma_{b1} = M_{y1} \cdot H_{z1}/I_{yy1} + M_{z1} \cdot B_{y1}/I_{zz1} = 355(\mathrm{MPa})$

M_{y1}:ブームに作用するY軸周りモーメント

M_{z1}:ブームに作用するZ軸周りモーメント

H_{z1}:ブームの当該断面中心からZ方向端部までの最長長さ

B_{y1}:ブームの当該断面中心からY方向端部までの最長長さ

I_{yy1}:ブームの当該断面のY方向断面二次モーメント

I_{zz1}:ブームの当該断面のZ方向断面二次モーメント

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 1} = \sqrt{(\sigma_{b1} + \sigma_{t1})^2 + 3{\tau_1}^2} = 471(\mathrm{MPa})$$

4.1.2　ブーム根元支持ピンの強度検討

(1) せん断応力

$\tau_2 = (P_{\tau x2} + P_{\tau z2})/A_2 = 153(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau x2}$：ブーム根元支持ピンに作用するX方向せん断力

$P_{\tau z2}$：ブーム根元支持ピンに作用するZ方向せん断力

A_2：ブーム根元支持ピンの断面積

(2) 曲げ応力

$\sigma_{b2} = (P_{\tau x2} + P_{\tau z2}) \cdot B_2 \cdot D_2/(2 \cdot I_2) = 112(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau x2}$：ブーム根元支持ピンに作用するX方向せん断力

$P_{\tau z2}$：ブーム根元支持ピンに作用するZ方向せん断力

B_2　：ブーム根元支持ピンからせん断力の作用点までの距離

D_2　：ブーム根元支持ピンの外径

I_2　：ブーム根元支持ピンの断面二次モーメント

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 2} = \sqrt{\sigma_{b2}^2 + 3\tau_2^{\,2}} = 288(\mathrm{MPa})$$

4.1.3　旋回輪軸受取付ボルト(内側)の強度検討

(1) 引張応力

$\sigma_{t3} = P_{t3}/A_3 = 187(\mathrm{MPa})$

P_{t3}：取付ボルトに作用する引張力

A_3：取付ボルトの有効断面積

(2) せん断応力

$\tau_3 = P_{\tau 3}/A_3 + \tau_{b3} = 53(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau 3}$：取付ボルトに作用するせん断力

A_3：取付ボルトの有効断面積

τ_{b3}：捩じりモーメントによるせん断応力

4.1.4　旋回輪軸受取付ボルト(外側)の強度検討

(1) 引張応力

$\sigma_{t4} = P_{t4}/A_4 = 237(MPa)$

P_{t4}:取付ボルトに作用する引張力

A_4:取付ボルトの有効断面積

(2) せん断応力

$\tau_4 = P_{\tau 4}/A_4 + \tau_{b4} = 66(MPa)$

$P_{\tau 4}$:取付ボルトに作用するせん断力

A_4:取付ボルトの有効断面積

τ_{b4}:捩じりモーメントによるせん断応力

5. 結論

算出応力は，表 3 に示すように，全て許容応力値以下であることを確認した。

表 3 算出応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	算出応力 (MPa)
ブーム	WEL-TEN980RE /WEL-TEN980E	引張	686	115
		せん断	396	15
		曲げ	686	355
		組合せ	686	471
ブーム根元支持ピン	SNB23-1	せん断	460	153
		曲げ	1088	112
		組合せ	798	288
旋回輪軸受取付ボルト (内側)	SUS630	引張	917	187
		せん断	529	53
旋回輪軸受取付ボルト (外側)		引張	917	237
		せん断	529	66

III. クレーン(旋回体)の耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本計算書はクレーン(旋回体)の耐震性についての計算書である。

1.2. 計算条件

(1) 輸送容器取扱状態以外ではクレーン(旋回体)は吊荷，旋回体ともに使用済燃料プール上にないことから，クレーン(旋回体)の耐震性の評価は評価姿勢，荷重条件ともに最も厳しい条件となる輸送容器取扱状態で代表する。

(2) クレーン(旋回体)は，走行台車上面に旋回輪軸受取付ボルトで固定する。

(3) クレーン(旋回体)には水平方向地震力と鉛直方向地震力が同時に作用するものとし，ブーム伸縮方向，ブーム旋回方向の地震力がクレーン(旋回体)に対して同時に作用するものとする。

(4) クレーン(旋回体)の評価は原子炉建屋側及び燃料取り出し用構台側での輸送容器取扱姿勢にて行う。

(5) 地震力はランウェイガーダと取り合う走行台車部の車輪位置から，走行台車の構造物フレーム(クレーン支持部)に伝達し，クレーンの旋回輪軸受取付ボルトを介して，旋回体部のブーム及びブーム根元支持ピンへ伝達される。上記の荷重伝達経路を考慮し，クレーン(旋回体)として，ブーム，ブーム根元支持ピン，旋回輪軸受取付ボルトを評価対象部位とする。

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

2.1.1 条件

(1) クレーン(旋回体)の重量として自重及び定格荷重を考慮する。クレーン(旋回体)の重量を表 4 に示す。

(2) クレーン(旋回体)の原子炉建屋側での評価姿勢を図 7に, 燃料取り出し用構台側での評価姿勢を図 8 に示す。

(3) 旋回輪軸受取付ボルトは剛な走行台車部で支持する。

表 4 クレーンの重量

名称	重量(t)
クレーン(旋回体)	54
定格荷重	47

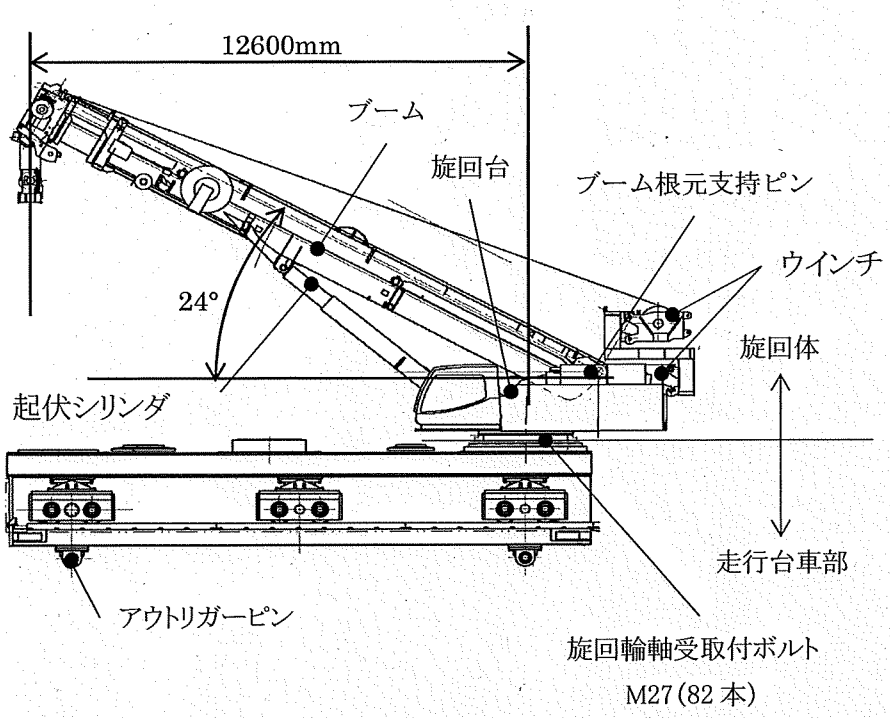


図 7 クレーン 構造概要(原子炉建屋側)

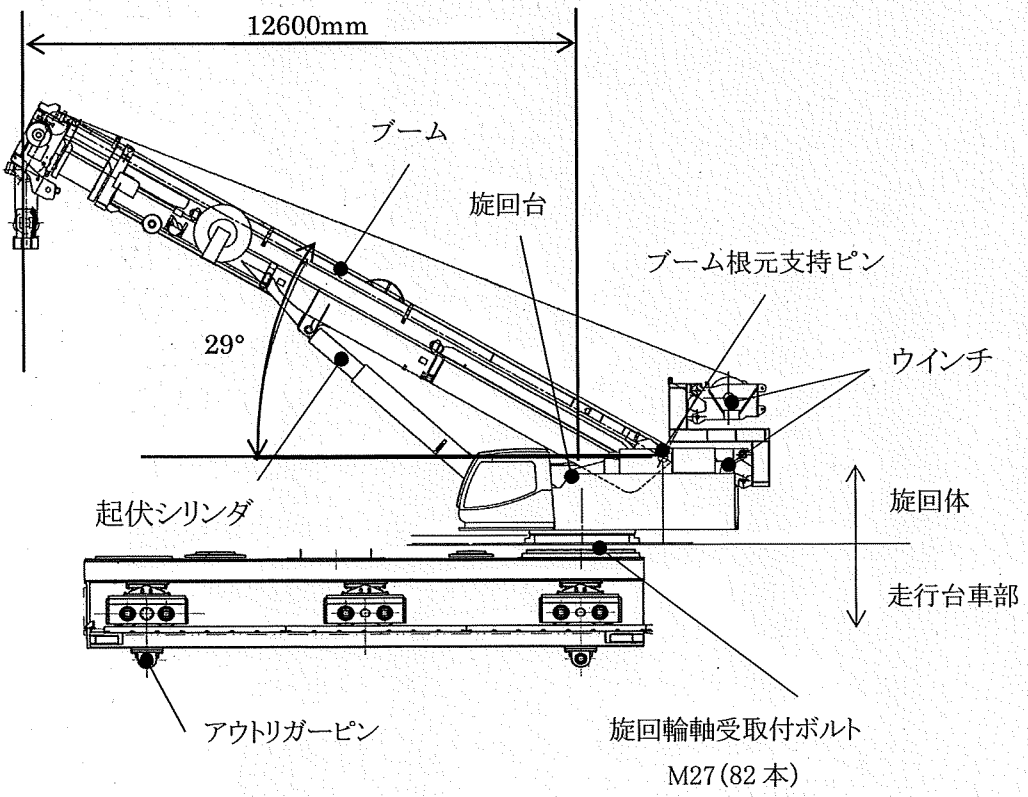


図 8 クレーン 構造概要(燃料取り出し用構台側)

2.1.2　計算モデル

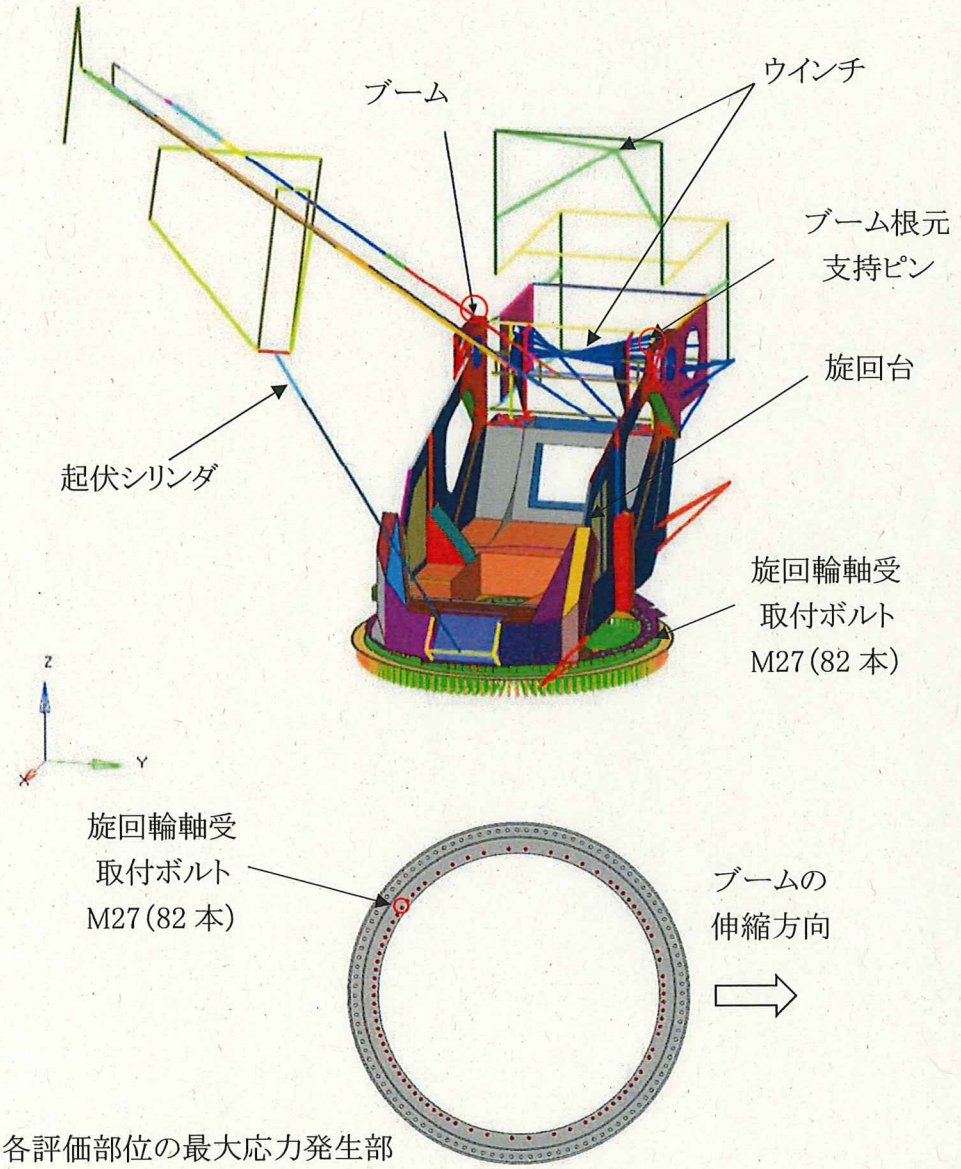
2.1.1 の条件に基づいた計算モデルを図 9 に示す。

(1) ブームごとに断面形状に基づき断面特性を設定したはり要素でモデル化する。

(2) ブーム根元支持ピン及び旋回輪軸受取付ボルトははり要素でモデル化する。

(3) クレーンは輸送容器取扱時の姿勢である旋回半径 12.6m, 起伏角 24° または起伏角 29° とする。

(4) 旋回輪軸受取付ボルトは, 内側 82 本,外側 108 本であるため, 内側を代表して評価する。



○:各評価部位の最大応力発生部

図 9　クレーン(旋回体)　計算モデル

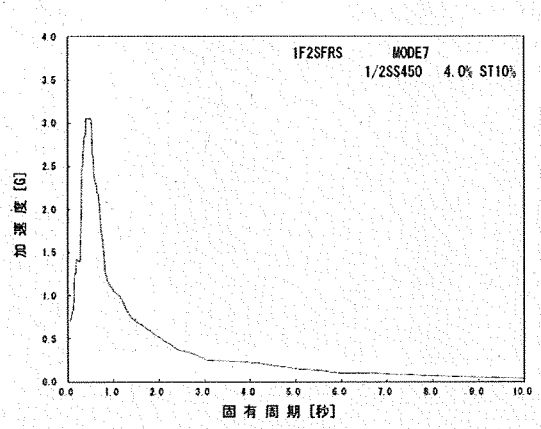
(原子炉建屋側, 最大応力発生部は燃料取り出し構台側も同様)

2.1.3　計算

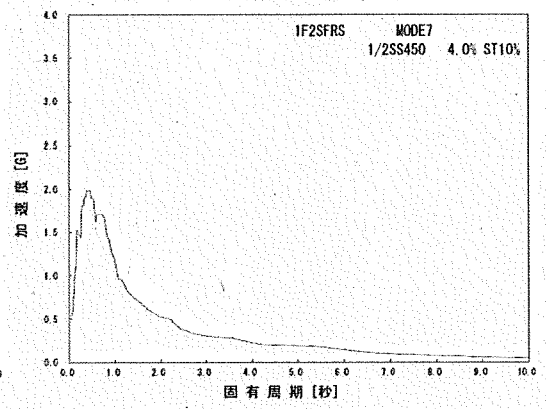
クレーンの固有周期は水平 1.0s, 上下 1.0s となる。

2.2.　計算に用いる入力地震動

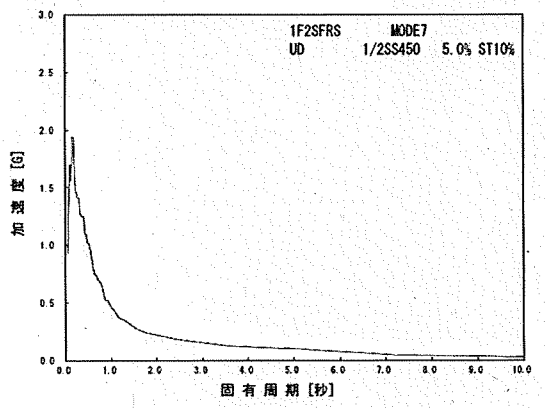
本評価では, 1/2Ss450 地震動(水平 2 方向及び鉛直方向)を原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の地震応答解析モデルへ入力し得られる加速度応答時刻歴から求めた設計用床応答スペクトルを用いる。ランウェイガーダへの負荷荷重は, 輸送容器取扱状態として燃料取扱設備重量及びクレーン定格荷重を考慮した。床応答スペクトルの減衰定数は, クレーンの振動特性から水平 4%, 鉛直 5%を適用した。本評価で用いる原子炉建屋側の設計用床応答スペクトルを図 10 に, 燃料取り出し用構台側の設計用床応答スペクトルを図 11 に示す。



ブーム伸縮方向

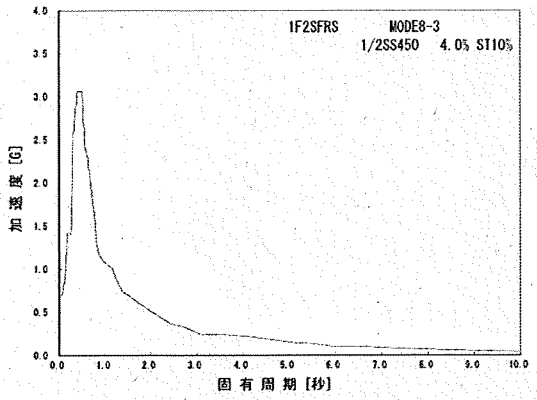


ブーム旋回方向

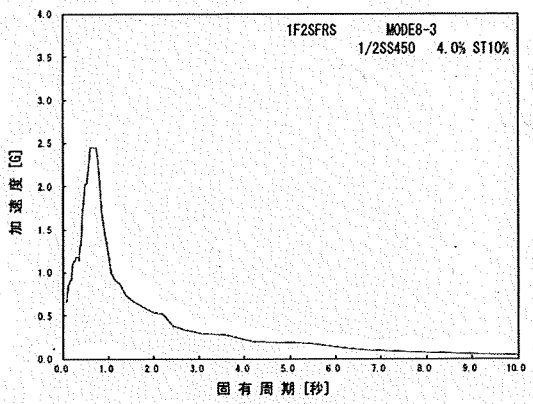


鉛直方向

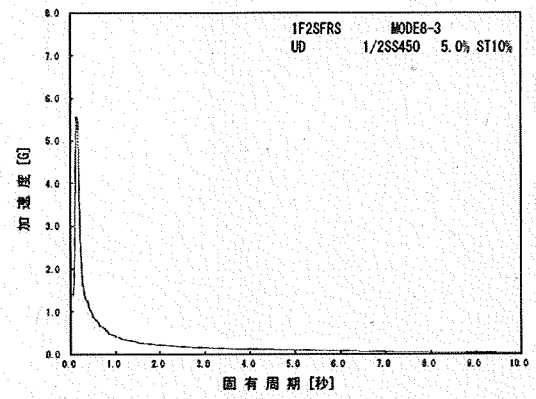
図 10　設計用床応答スペクトル(輸送容器取扱状態, 原子炉建屋側)



ブーム伸縮方向



ブーム旋回方向



鉛直方向

図 11 設計用床応答スペクトル(輸送容器取扱状態, 燃料取り出し用構台側)

3. 評価方法

3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 5 に示す。

表 5 材料及び許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
ブーム	WELDOX1100E (STRENX1100E)	引張	875
		せん断	505
		曲げ	875
		組合せ	875
ブーム根元支持ピン	42CrMoS4	せん断	303
		曲げ	525
		組合せ	525
旋回輪軸受取付ボルト	SUS630	引張	917

4. 数値計算

各要素に生じる力，モーメントを計算機(計算機コード ANSYS)にて求め，各要素の断面性状から応力を算定する。上記手順で求めた組合せ応力が最大となった要素の応力算定過程を記載する。

4.1. 原子炉建屋側でのクレーン(旋回体)の計算過程を示す。

4.1.1 ブームの強度検討

(1) 引張応力

$\sigma_{t1} = P_{t1}/A_1 = 108(\mathrm{MPa})$

P_{t1}:ブームに作用する軸方向引張力

A_1:ブームの断面積

(2) 曲げ応力

$\sigma_{b1} = M_{y1} \cdot H_{z1}/I_{yy1} + M_{z1} \cdot B_{y1}/I_{zz1} = 297(\mathrm{MPa})$

M_{y1}:ブームに作用するY軸周りモーメント

M_{z1}:ブームに作用するZ軸周りモーメント

H_{z1}:ブームの当該断面中心からZ方向端部までの最長長さ

B_{y1}:ブームの当該断面中心からY方向端部までの最長長さ

I_{yy1}:ブームの当該断面のY方向断面二次モーメント

I_{zz1}:ブームの当該断面のZ方向断面二次モーメント

(3) せん断応力

$\tau_1 = (P_{\tau y1} + P_{\tau z1})/A_1 + T_1/(2 \cdot A_{i1} \cdot t_1) = 18(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau y1}$:ブームに作用するY軸方向せん断力

$P_{\tau z1}$:ブームに作用するZ軸方向せん断力

A_1 :ブームの当該断面の断面積

T_1 :ブームに作用する捩じりモーメント

A_{i1}:ブームの当該断面の内側境界断面積

t_1 :ブームの当該断面の最小板厚

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 1} = \sqrt{(\sigma_{b1} + \sigma_{t1})^2 + 3{\tau_1}^2} = 407(\mathrm{MPa})$$

4.1.2　ブーム根元支持ピンの強度検討

(1) 曲げ応力

$\sigma_{b2} = \sqrt{P_{\tau x2}^2 + P_{\tau z2}^2} \cdot B_2 \cdot D_2/(2 \cdot I_2) = 58(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau x2}$:ブーム根元支持ピンに作用するX方向せん断力 [redacted]

$P_{\tau z2}$:ブーム根元支持ピンに作用するZ方向せん断力 [redacted]

B_2 :ブーム根元支持ピンからせん断力の作用点までの距離 [redacted]

D_2 :ブーム根元支持ピンの外径 [redacted]

I_2 :ブーム根元支持ピンの断面二次モーメント [redacted]

(2) せん断応力

$\tau_2 = \sqrt{P_{\tau x2}^2 + P_{\tau z2}^2}/A_2 = 153(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau x2}$:ブーム根元支持ピンに作用するX方向せん断力 [redacted]

$P_{\tau z2}$:ブーム根元支持ピンに作用するZ方向せん断力 [redacted]

A_2:ブーム根元支持ピンの断面積 [redacted]

(3) 組合せ応力

$\sigma_{\sigma 2} = \sqrt{\sigma_{b2}^2 + 3\tau_2^{\,2}} = 272(\mathrm{MPa})$

4.1.3　旋回輪軸受取付ボルトの強度検討

(1) 引張応力

$\sigma_{t3} = P_{t3}/A_3 = 815(\mathrm{MPa})$

P_{t3}:取付ボルトに作用する引張力 [redacted]

A_3:取付ボルトの有効断面積 [redacted]

4.2. 燃料取り出し用構台側でのクレーン(旋回体)の計算過程を示す。

4.2.1 ブームの強度検討

(1) 引張応力

$\sigma_{t1} = P_{t1}/A_1 = 96(\mathrm{MPa})$

P_{t1}:ブームに作用する軸方向引張力

A_1:ブームの断面積

(2) 曲げ応力

$\sigma_{b1} = M_{y1} \cdot H_{z1}/I_{yy1} + M_{z1} \cdot B_{y1}/I_{zz1} = 277(\mathrm{MPa})$

M_{y1}:ブームに作用するY軸周りモーメント

M_{z1}:ブームに作用するZ軸周りモーメント

H_{z1}:ブームの当該断面中心からZ方向端部までの最長長さ

B_{y1}:ブームの当該断面中心からY方向端部までの最長長さ

I_{yy1}:ブームの当該断面のY方向断面二次モーメント

I_{zz1}:ブームの当該断面のZ方向断面二次モーメント

(3) せん断応力

$\tau_1 = (P_{\tau y1} + P_{\tau z1})/A_1 + T_1/(2 \cdot A_{i1} \cdot t_1) = 17(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau y1}$:ブームに作用するY軸方向せん断力

$P_{\tau z1}$:ブームに作用するZ軸方向せん断力

A_1 :ブームの当該断面の断面積

T_1 :ブームに作用する捩じりモーメント

A_{i1}:ブームの当該断面の内側境界断面積

t_1 :ブームの当該断面の最小板厚

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 1} = \sqrt{(\sigma_{b1} + \sigma_{t1})^2 + 3{\tau_1}^2} = 375(\mathrm{MPa})$$

4.2.2　ブーム根元支持ピンの強度検討

(1) 曲げ応力

$\sigma_{b2} = \sqrt{P_{\tau x2}^2 + P_{\tau z2}^2} \cdot B_2 \cdot D_2/(2 \cdot I_2) = 54(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau x2}$:ブーム根元支持ピンに作用するX方向せん断力 [redacted]

$P_{\tau z2}$:ブーム根元支持ピンに作用するZ方向せん断力 [redacted]

B_2 :ブーム根元支持ピンからせん断力の作用点までの距離 [redacted]

D_2 :ブーム根元支持ピンの外径 [redacted]

I_2 :ブーム根元支持ピンの断面二次モーメント [redacted]

(2) せん断応力

$\tau_2 = \sqrt{P_{\tau x2}^2 + P_{\tau z2}^2}/A_2 = 142(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau x2}$:ブーム根元支持ピンに作用するX方向せん断力 [redacted]

$P_{\tau z2}$:ブーム根元支持ピンに作用するZ方向せん断力 [redacted]

A_2:ブーム根元支持ピンの断面積 [redacted]

(3) 組合せ応力

$\sigma_{\sigma 2} = \sqrt{\sigma_{b2}^2 + 3{\tau_2}^2} = 252(\mathrm{MPa})$

4.2.3　旋回輪軸受取付ボルトの強度検討

(1) 引張応力

$\sigma_{t3} = P_{t3}/A_3 = 830(\mathrm{MPa})$

P_{t3}:取付ボルトに作用する引張力 [redacted]

A_3:取付ボルトの有効断面積 [redacted]

5. 結論

算出応力は，表 6 に示す通り，全て許容応力値以下であることを確認した。

表 6 算出応力の評価

評価位置	部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	算出応力 (MPa)
原子炉建屋側	ブーム	WELDOX1100E (STRENX1100E)	引張	875	108
			せん断	505	18
			曲げ	875	297
			組合せ	875	407
	ブーム根元支持ピン	42CrMoS4	せん断	303	153
			曲げ	525	58
			組合せ	525	272
	旋回輪軸受取付ボルト	SUS630	引張	917	815
燃料取り出し用構台側	ブーム	WELDOX1100E (STRENX1100E)	引張	875	96
			せん断	505	17
			曲げ	875	277
			組合せ	875	375
	ブーム根元支持ピン	42CrMoS4	せん断	303	142
			曲げ	525	54
			組合せ	525	252
	旋回輪軸受取付ボルト	SUS630	引張	917	830

IV. 燃料取扱機／クレーン(走行台車部)の耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本書は燃料取扱機及びクレーンを構成する走行台車部の耐震性についての計算書である。

1.2. 計算条件

(1) 燃料取扱設備全体が使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認するため，燃料取扱状態，輸送容器取扱状態について評価を行う。

(2) 走行台車部は走行レール上を走行し，燃料取扱時及び輸送容器取扱時，輸送容器固定状態ではアウトリガーピンによりランウェイガーダに固定されるものとする。

(3) 走行台車部には水平 2 方向地震力と鉛直方向地震力が同時に作用するものとする。

(4) 地震力はランウェイガーダと取り合う走行台車部の車輪位置から，走行台車部の構造物フレーム，アウトリガーピン及び転倒防止ラグに伝達される。また，搭載機器からの反力を走行台車部の構造物フレーム，アウトリガーピン及び転倒防止ラグで支持する。上記の荷重伝達経路を考慮し，走行台車部として，構造物フレーム，アウトリガーピン及び転倒防止ラグを評価対象部位とする。

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

2.1.1 条件

(1) 走行台車部の重量として自重及び搭載機器を考慮する。走行台車部の構造概要を図 12 に，走行台車部及び搭載機器の重量を表 7 に示す。

(2) 走行台車部の自重及び搭載機器に作用する鉛直方向の地震力は，搭載機器を支持する構造物フレーム及び車輪を介してランウェイガーダに支持される。地震による水平力(NS 方向)及び転倒力はアウトリガーピン，地震による水平力(EW 方向)は転倒防止ラグを介してランウェイガーダに支持される。

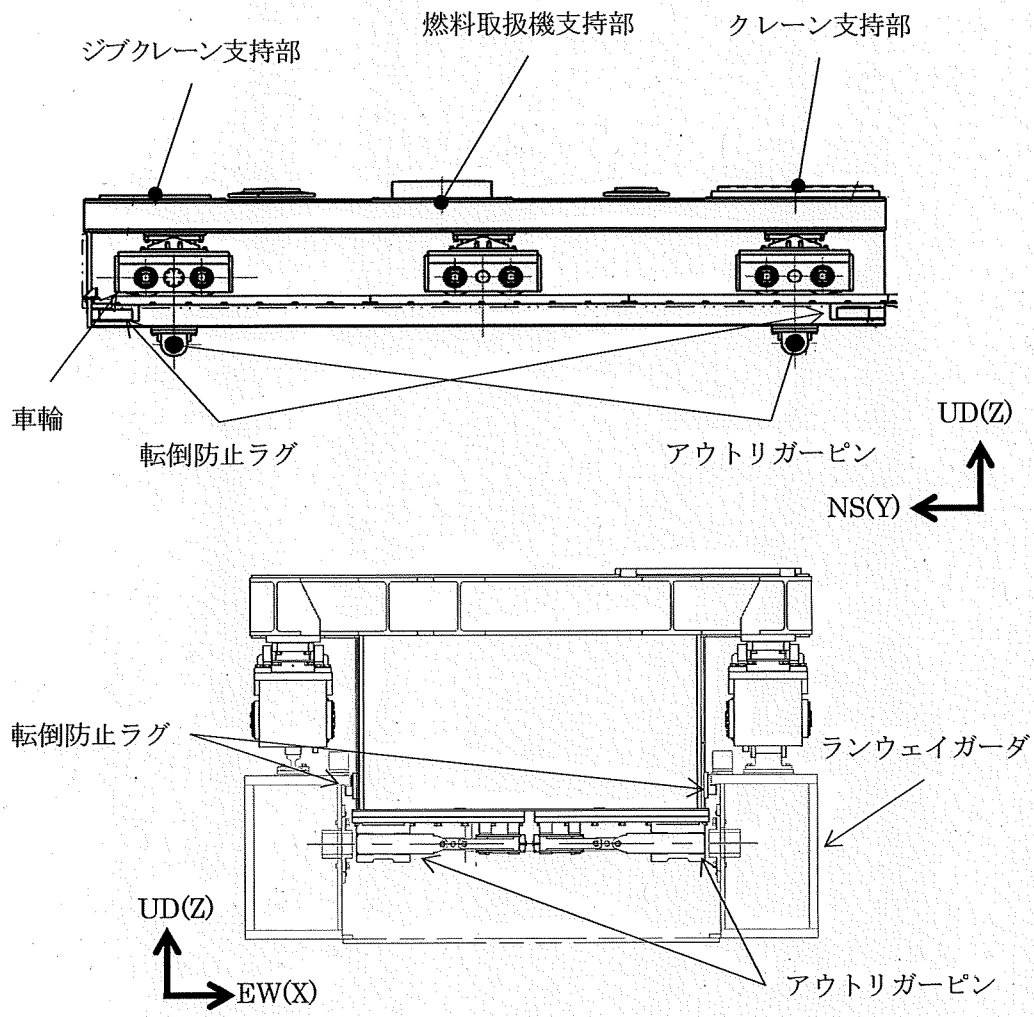


図 12 走行台車 構造概要

表 7 走行台車部及び搭載機器の重量

名称	重量(t)	各状態において追加で考慮する重量
走行台車部	153.6	—
燃料取扱機(旋回体)	22.5	燃料取扱状態において定格荷重(1t)を考慮
クレーン(旋回体)	54	輸送容器取扱において定格荷重(47t)を考慮
キャスク固定治具	28	—

2.1.2　計算モデル

2.1.1 の条件に基づいた計算モデルを図 13 に示す。

(1) 走行台車部の各搭載機器の支持部は，H 形又は箱型断面を有する構造物フレームにより構成され，車輪にて支持される構造となっているため，両端支持梁として搭載機器の支持部ごとに評価を行う。走行台車部にかかる水平力（EW 方向）は転倒防止ラグにて支持されるため，走行台車は水平方向にも十分剛である。また，アウトリガーピン支持部及び転倒防止ラグ支持部は地震力を支持する構造を有するが走行台車部の剛性には影響しない。

(2) クレーン，燃料取扱機の自重及び耐震計算の結果反力として生じる地震力，モーメントは旋回輪軸受取付ボルト穴ピッチ円の中心位置で各支持部へ伝達させる。

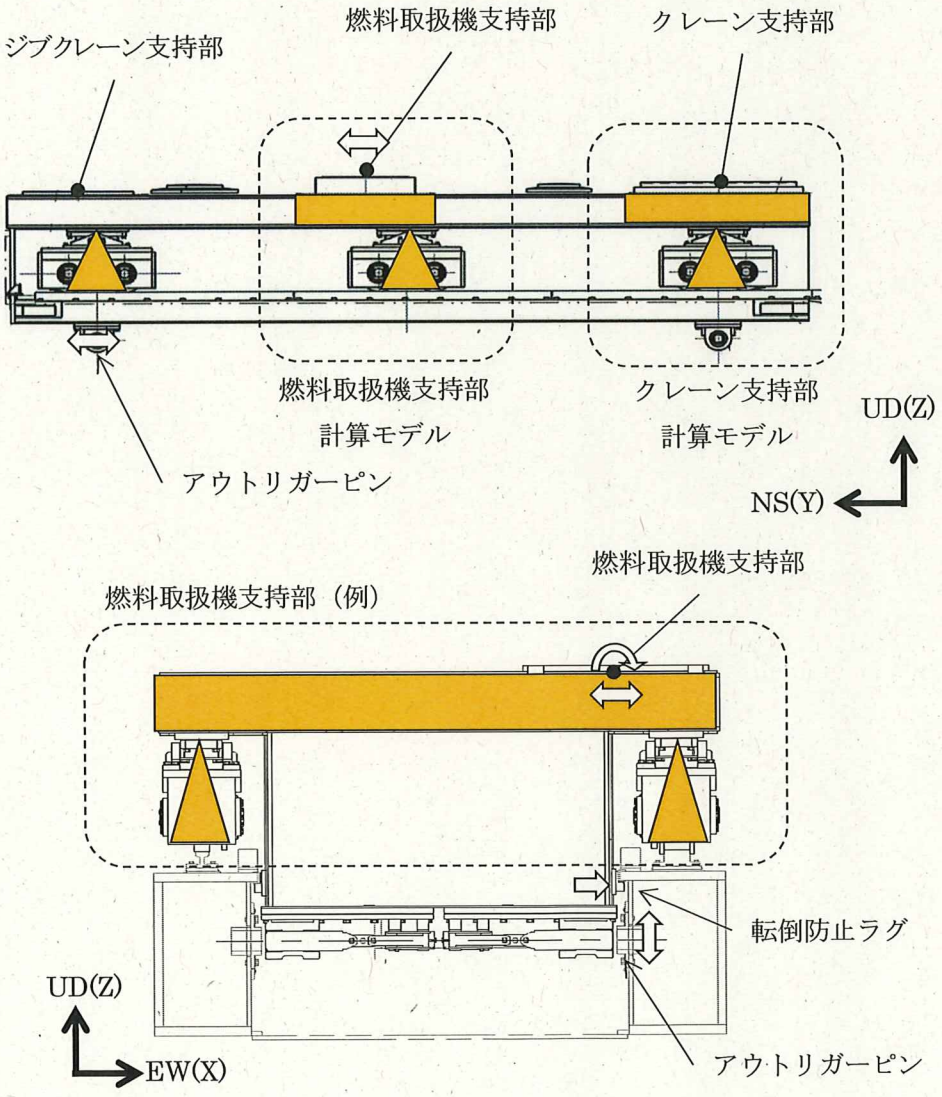


図 13　走行台車　計算モデル

2.1.3　計算

燃料取扱機及びクレーンを支持する構造物フレームの固有周期を次式により求める。固有周期算定に用いる値を表 8 に示す。

$$T = 2L^2/\pi \cdot \sqrt{w/1000EI}$$

表 8　固有周期算定に用いる値

	項目	単位	燃料取扱機 支持部	クレーン 支持部
T	固有周期	s	0.01 以下	
L	はりの長さ	mm	4400	
w	単位長さ当りのはりの重量	kg/mm	1.361	1.568
E	はりの縦弾性係数	N/mm^2	201000	
I	はりの断面二次モーメント	mm^4	9.279E+10	1.793E+11

2.2. 計算に用いる入力地震動

構造物フレームの固有周期は水平方向，鉛直方向ともに 0.01s 以下であり，剛構造と考えられるため，各状態におけるランウェイガーダへの負荷荷重を考慮し，ランウェイガーダの燃料取扱設備停止位置から得られる最大応答加速度の 1.2 倍の加速度を用いて設計用震度とする。

表 9 適用する地震動

	燃料取扱機支持部	クレーン支持部	
	原子炉建屋側	原子炉建屋側	燃料取り出し用構台側
NS 方向	0.83	0.83	0.81
EW 方向	0.67	0.66	0.81
鉛直方向	0.74	0.77	1.47

3. 評価方法

3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 10 に示す。

表 10 材料及び許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
構造物フレーム	SM490B	引張	343
		せん断	198
		曲げ	343
		組合せ	343
アウトリガーピン	SNB23-1	せん断	460
		曲げ	1088
		組合せ	798
転倒防止ラグ	SM490B	支圧	977

4. 数値計算

4.1. 走行台車部の燃料取扱状態における各部の強度

4.1.1 走行台車の構造物フレーム(燃料取扱機支持部)の強度検討

以下の応力算定に用いる力(P_{t1}, $P_{\tau y1}$, $P_{\tau z1}$)及びモーメント(T_1, M_{y1}, M_{z1})は,燃料取扱機の耐震解析の結果から求まる燃料取扱機支持部にかかる力及びモーメント,燃料取扱機支持部の自重及び燃料取扱機支持部にかかる地震力を考慮して求めた値を用いる。

(1) 引張応力

$\sigma_{t1} = P_{t1}/A_1 = 1(\mathrm{MPa})$

P_{t1} :構造物フレームに作用する軸方向引張力 $1.780\times10^5(\mathrm{N})$

A_1 :構造物フレームの断面積 $1.734\times10^5\ (\mathrm{mm^2})$

(2) せん断応力

$\tau_1 = (P_{\tau y1} + P_{\tau z1})/A_1 + T_1/(2A_{i1}\cdot t_1) = 10(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau y1}$:構造物フレームに作用するY軸方向せん断力 $2.588\times10^5(\mathrm{N})$

$P_{\tau z1}$:構造物フレームに作用するZ軸方向せん断力 $4.441\times10^5(\mathrm{N})$

A_1 :構造物フレームの断面積 $1.734\times10^5\ (\mathrm{mm^2})$

T_1 :構造物フレームに作用する捩じりモーメント $2.091\times10^8(\mathrm{N\cdot mm})$

A_{i1} :構造物フレームの内側境界断面 $9.402\times10^5\ (\mathrm{mm^2})$

t_1 :構造物フレームの最小板厚 $22\ (\mathrm{mm})$

(3) 曲げ応力

$\sigma_{b1} = M_{y1}\cdot H_{z1}/I_{yy1} + M_{z1}\cdot B_{y1}/I_{zz1} = 38(\mathrm{MPa})$

M_{y1} :構造物フレームに作用するY軸まわりのモーメント $1.287\times10^9(\mathrm{N\cdot mm})$

M_{z1} :構造物フレームに作用するZ軸まわりのモーメント $3.593\times10^8(\mathrm{N\cdot mm})$

H_{z1} :構造物フレームの評価断面中立軸から評価点までのZ方向の長さ $288\ (\mathrm{mm})$

B_{y1} :構造物フレームの評価断面中立軸から評価点までのY方向の長さ $850\ (\mathrm{mm})$

I_{yy1} :構造物フレームにおけるY軸まわりの断面二次モーメント $1.074\times10^{10}\ (\mathrm{mm^4})$

I_{zz1} :構造物フレームにおけるZ軸まわりの断面二次モーメント $9.279\times10^{10}\ (\mathrm{mm^4})$

(4) 組合せ応力

$\sigma_{\sigma t1} = \sqrt{(\sigma_{t1}+\sigma_{b1})^2 + 3\tau_1^2} = 43(\mathrm{MPa})$

4.1.2　走行台車の構造物フレーム(クレーン支持部)の強度検討

4.2.2 の評価に包絡される。

4.1.3　アウトリガーピンの強度検討

アウトリガーピンの応力算定に用いるせん断力($P_{\tau 3}$)は，走行台車にかかる地震力による転倒モーメントに加え，全搭載機器の耐震解析の結果から求まる各搭載機器支持部にかかる力，モーメントが保守的に同時に作用するとして求めた値を用いる。

(1) せん断応力

$\tau_3 = P_{\tau 3}/(\pi d_3^2/4) = 169(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau 3}$:ピンに作用するせん断力　4.293×10^6(N)

d_3 :ピンの外径　180 (mm)

(2) 曲げ応力

$\sigma_{b3} = (P_{\tau 3}\cdot L_3/2)/(\pi d_3^3/32) = 150(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau 3}$:ピンに作用するせん断力　4.293×10^6(N)

L_3 :ピンの曲げ長さ　40 (mm)

d_3 :ピンの外径　180 (mm)

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 3} = \sqrt{\sigma_{b3}^2 + 3\tau_3^2} = 329(\mathrm{MPa})$$

4.1.4　転倒防止ラグの強度検討

転倒防止ラグの応力算定に用いる水平力(P_{p4})は，走行台車にかかる地震力に加え，全搭載機器の耐震解析の結果から求まる各搭載機器支持部にかかる水平力が保守的に同時に作用するとして求めた値を用いる。

(1) 支圧応力

$\sigma_{p4} = P_{P4}/A_4 = 69(\mathrm{MPa})$

P_{p4} :転倒防止ラグに作用する水平力　1.362×10^6(N)

A_4 :支圧面積　2.000×10^4 (mm^2)

4.2. 原子炉建屋側での走行台車部の輸送容器取扱状態における各部の強度

4.2.1 走行台車の構造物フレーム(燃料取扱機支持部)の強度検討

4.1.1 の評価に包含される。

4.2.2 走行台車の構造物フレーム(クレーン支持部)の強度検討

以下の応力算定に用いる力(P_{t2}, $P_{\tau y2}$, $P_{\tau z2}$)及びモーメント(T_2, M_{y2}, M_{z2})は,クレーンの耐震解析の結果から求まるクレーン支持部にかかる力及びモーメント,クレーン支持部の自重及びクレーン支持部にかかる地震力を考慮して求めた値を用いる。

(1) 引張応力

$\sigma_{t2} = P_{t2}/A_2 = 2(\mathrm{MPa})$

P_{t2} :構造物フレームに作用する軸方向引張力 $3.172\times10^5(\mathrm{N})$

A_2 :構造物フレームの断面積 $1.998\times10^5\ (\mathrm{mm^2})$

(2) せん断応力

$\tau_2 = (P_{\tau y2} + P_{\tau z2})/A_2 + T_2/(2\cdot A_{i2}\cdot t_2) = 40(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau y2}$:構造物フレームに作用するY軸方向せん断力 $6.398\times10^5(\mathrm{N})$

$P_{\tau z2}$:構造物フレームに作用するZ軸方向せん断力 $3.219\times10^6(\mathrm{N})$

A_2 :構造物フレームの断面積 $1.998\times10^5\ (\mathrm{mm^2})$

T_2 :構造物フレームに作用する捩じりモーメント $1.151\times10^9(\mathrm{N\cdot mm})$

A_{i2} :構造物フレームの内側境界断面 $1.273\times10^6\ (\mathrm{mm^2})$

t_2 :構造物フレームの最小板厚 22 (mm)

(3) 曲げ応力

$\sigma_{b2} = M_{y2}\cdot H_{z2}/I_{yy2} + M_{z2}\cdot B_{y2}/I_{zz2} = 229(\mathrm{MPa})$

M_{y2} :構造物フレームに作用するY軸まわりのモーメント $9.849\times10^9(\mathrm{N\cdot mm})$

M_{z2} :構造物フレームに作用するZ軸まわりのモーメント $9.114\times10^8(\mathrm{N\cdot mm})$

H_{z2} :構造物フレームの評価断面中立軸から評価点までのz方向の長さ 288 (mm)

B_{y2} :構造物フレームの評価断面中立軸から評価点までのy方向の長さ 1150 (mm)

I_{yy2} :構造物フレームにおけるY軸まわりの断面二次モーメント $1.276\times10^{10}\ (\mathrm{mm^4})$

I_{zz2} :構造物フレームにおけるZ軸まわりの断面二次モーメント $1.793\times10^{11}\ (\mathrm{mm^4})$

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma t2} = \sqrt{(\sigma_{t2} + \sigma_{b2})^2 + 3\tau_2^2} = 242(\mathrm{MPa})$$

4.2.3 アウトリガーピンの強度検討

アウトリガーピンの応力算定に用いるせん断力($P_{\tau 4}$)は，走行台車にかかる地震力による転倒モーメントに加え，全搭載機器の耐震解析の結果から求まる各搭載機器支持部にかかる力，モーメントが保守的に同時に作用するとして求めた値を用いる。

(1) せん断応力

$$\tau_4 = P_{\tau 4}/(\pi d_4^2/4) = 169(\mathrm{MPa})$$

$P_{\tau 4}$:ピンに作用するせん断力 4.300×10^6(N)

d_4 :ピンの外径 180 (mm)

(2) 曲げ応力

$$\sigma_{b4} = (P_{\tau 4} \cdot L_3/2)/(\pi d_4^3/32) = 151(\mathrm{MPa})$$

$P_{\tau 4}$:ピンに作用するせん断力 4.300×10^6 (N)

L_4 :ピンの曲げ長さ 40 (mm)

d_4 :ピンの外径 180 (mm)

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 4} = \sqrt{\sigma_{b4}^2 + 3\tau_4^2} = 330(\mathrm{MPa})$$

4.2.4 転倒防止ラグの強度検討

転倒防止ラグの応力算定に用いる水平力(P_{p5})は，走行台車にかかる地震力に加え，全搭載機器の耐震解析の結果から求まる各搭載機器支持部にかかる水平力が保守的に同時に作用するとして求めた値を用いる。

(1) 支圧応力

$$\sigma_{p5} = P_{P5}/A_5 = 67(\mathrm{MPa})$$

P_{p5} :転倒防止ラグに作用する水平力 1.341×10^6(N)

A_5 :支圧面積 2.000×10^4 (mm^2)

4.3. 燃料取り出し用構台側での走行台車部の輸送容器取扱状態における各部の強度

4.3.1 走行台車の構造物フレーム(燃料取扱機支持部)の強度検討

4.1.1 の評価に包含される。

4.3.2 走行台車の構造物フレーム(クレーン支持部)の強度検討

以下の応力算定に用いる力($P_{t2\prime}$, $P_{\tau y2\prime}$, $P_{\tau z2\prime}$)及びモーメント($T_{2\prime}$, $M_{y2\prime}$, $M_{z2\prime}$)は; クレーンの耐震解析の結果から求まるクレーン支持部にかかる力及びモーメント, クレーン支持部の自重及びクレーン支持部にかかる地震力を考慮して求めた値を用いる。

(1) 引張応力

$\sigma_{t2\prime} = P_{t2\prime}/A_{2\prime} = 3(\mathrm{MPa})$

$P_{t2\prime}$:構造物フレームに作用する軸方向引張力 $5.227\times10^{5}(\mathrm{N})$

$A_{2\prime}$:構造物フレームの断面積 $1.998\times10^{5}\ (\mathrm{mm^2})$

(2) せん断応力

$\tau_{2\prime} = (P_{\tau y2\prime} + P_{\tau z2\prime})/A_{2\prime} + T_{2\prime}/(2\cdot A_{i2\prime}\cdot t_{2\prime}) = 41(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau y2\prime}$:構造物フレームに作用するY軸方向せん断力 $5.862\times10^{5}(\mathrm{N})$

$P_{\tau z2\prime}$:構造物フレームに作用するZ軸方向せん断力 $3.073\times10^{6}(\mathrm{N})$

$A_{2\prime}$:構造物フレームの断面積 1.998×10^{5} (mm2)

$T_{2\prime}$:構造物フレームに作用する捩じりモーメント $1.237\times10^{9}(\mathrm{N\cdot mm})$

$A_{i2\prime}$:構造物フレームの内側境界断面 1.273×10^{6} (mm2)

$t_{2\prime}$:構造物フレームの最小板厚 22 (mm)

(3) 曲げ応力

$\sigma_{b2\prime} = M_{y2\prime}\cdot H_{z2\prime}/I_{yy2\prime} + M_{z2\prime}\cdot B_{y2\prime}/I_{zz2\prime} = 221(\mathrm{MPa})$

$M_{y2\prime}$:構造物フレームに作用するY軸まわりのモーメント $9.540\times10^{9}(\mathrm{N\cdot mm})$

$M_{z2\prime}$:構造物フレームに作用するZ軸まわりのモーメント $8.521\times10^{8}(\mathrm{N\cdot mm})$

$H_{z2\prime}$:構造物フレームの評価断面中立軸から評価点までのz方向の長さ 288 (mm)

$B_{y2\prime}$:構造物フレームの評価断面中立軸から評価点までのy方向の長さ 1150 (mm)

$I_{yy2\prime}$:構造物フレームにおけるY軸まわりの断面二次モーメント $1.276\times10^{10}\ (\mathrm{mm^4})$

$I_{zz2\prime}$:構造物フレームにおけるZ軸まわりの断面二次モーメント $1.793\times10^{11}\ (\mathrm{mm^4})$

(4) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma t2\prime} = \sqrt{(\sigma_{t2\prime} + \sigma_{b2\prime})^2 + 3\tau_{2\prime}^2} = 235(\mathrm{MPa})$$

4.3.3 アウトリガーピンの強度検討

アウトリガーピンの応力算定に用いるせん断力($P_{\tau 4\prime}$)は，走行台車にかかる地震力による転倒モーメントに加え，全搭載機器の耐震解析の結果から求まる各搭載機器支持部にかかる力，モーメントが保守的に同時に作用するとして求めた値を用いる。

(1) せん断応力

$$\tau_{4\prime} = P_{\tau 4\prime}/(\pi d_{4\prime}^2/4) = 184(\mathrm{MPa})$$

$P_{\tau 4\prime}$	:ピンに作用するせん断力	4.673×10^6(N)
$d_{4\prime}$	:ピンの外径	180 (mm)

(2) 曲げ応力

$$\sigma_{b4\prime} = (P_{\tau 4\prime} \cdot L_{4\prime}/2)/(\pi d_{4\prime}^3/32) = 164(\mathrm{MPa})$$

$P_{\tau 4\prime}$	:ピンに作用するせん断力	4.673×10^6 (N)
$L_{4\prime}$	:ピンの曲げ長さ	40 (mm)
$d_{4\prime}$	:ピンの外径	180 (mm)

(3) 組合せ応力

$$\sigma_{\sigma 4\prime} = \sqrt{\sigma_{b4\prime}^2 + 3\tau_{4\prime}^2} = 359(\mathrm{MPa})$$

4.3.4 転倒防止ラグの強度検討

転倒防止ラグの応力算定に用いる水平力($P_{p5\prime}$)は，走行台車にかかる地震力に加え，全搭載機器の耐震解析の結果から求まる各搭載機器支持部にかかる水平力が保守的に同時に作用するとして求めた値を用いる。

(1) 支圧応力

$$\sigma_{p5\prime} = P_{P5\prime}/A_{5\prime} = 73(\mathrm{MPa})$$

$P_{p5\prime}$	:転倒防止ラグに作用する水平力	1.451×10^6(N)
$A_{5\prime}$	:支圧面積	2.000×10^4 (mm^2)

5. 結論

算出応力は，表 11 に示す通り，全て許容応力値以下であることを確認した。

表 11 算定応力の評価
(燃料取扱状態，輸送容器取扱状態)

部位	評価位置	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	算出応力(MPa)	
					燃料取扱状態	輸送容器取扱状態
構造物フレーム (燃料取扱機支持部)	原子炉建屋側	SM490B	引張	343	1	
			せん断	198	10	
			曲げ	343	38	
			組合せ	343	43	
構造物フレーム (クレーン支持部)	原子炉建屋側	SM490B	引張	343		2
			せん断	198		40
			曲げ	343		229
			組合せ	343		242
	燃料取り出し用構台側		引張	343		3
			せん断	198		41
			曲げ	343		221
			組合せ	343		235
アウトリガーピン	原子炉建屋側	SNB23-1	せん断	460	169	169
			曲げ	1088	150	151
			組合せ	798	329	330
	燃料取り出し用構台側		せん断	460		184
			曲げ	1088		164
			組合せ	798		359
転倒防止ラグ	原子炉建屋側	SM490B	支圧	977	69	67
	燃料取り出し用構台側					73

V. キャスク固定治具の耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本計算書はキャスク固定治具の耐震性についての計算書である。

1.2. 計算条件

(1) キャスク固定治具に積載する輸送容器が転倒して使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認するため，輸送容器積載時の評価を行う。設計床応答スペクトルは加速度応答のより大きいランウェイガーダ先端側を含む走行台車車輪位置 6 点を包絡したものを使用する。

(2) キャスク固定治具には水平 2 方向地震力と鉛直方向地震力が同時に作用するものとする。

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

2.1.1 条件

(1) キャスク固定治具の重量として自重及び搭載機器(輸送容器)を考慮する。キャスク固定治具の重量を表 12 に，構造概要を図 14 に示す。

(2) キャスク仮置台取付ボルトは剛な走行台車に支持されているものとする。

(3) キャスク仮置台取付ボルトにせん断力が生じないよう，走行台車接続部に発生するせん断力は構造物フレームで支持する構造とする。

表 12 キャスク固定治具の重量

名称	重量(t)
キャスク固定治具	28
搭載機器(輸送容器)	50

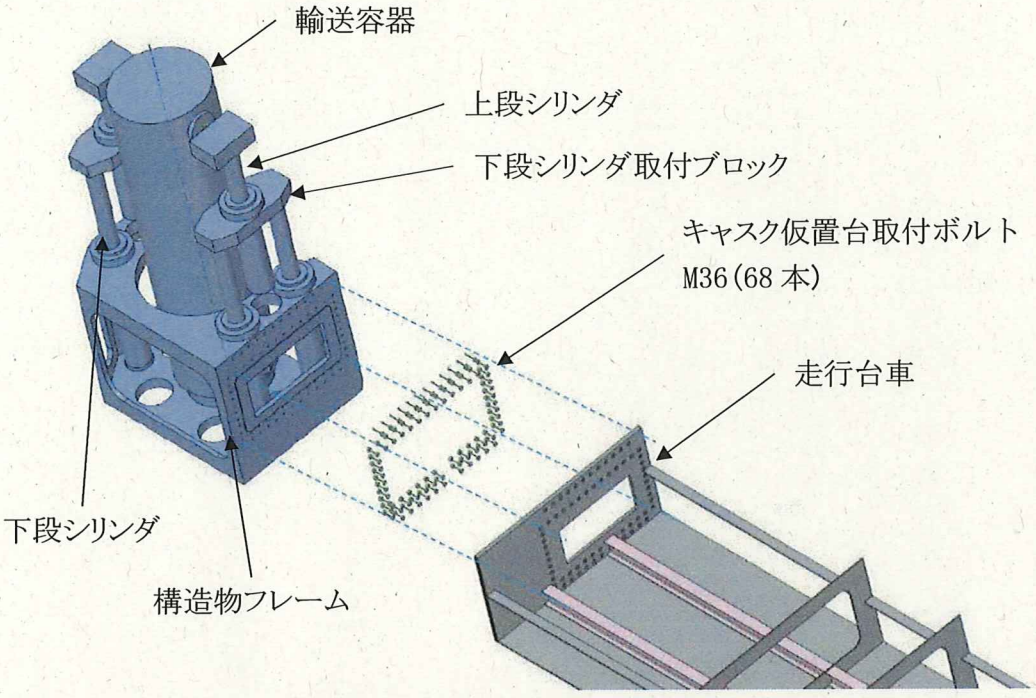


図 14 キャスク固定治具 構造概要

2.1.2　計算モデル

2.1.1 の条件に基づいた計算モデルを図 15 に示す。

(1) 輸送容器を支持する構造物フレームははり要素でモデル化する。

(2) キャスク固定治具は走行台車側面にキャスク仮置台取付ボルトで固定し，当該ボルトにせん断力がかからないよう Y 方向及び Z 方向の力を構造物フレームのインローで支持する構造を有する。モデル化では上記構造を反映した。

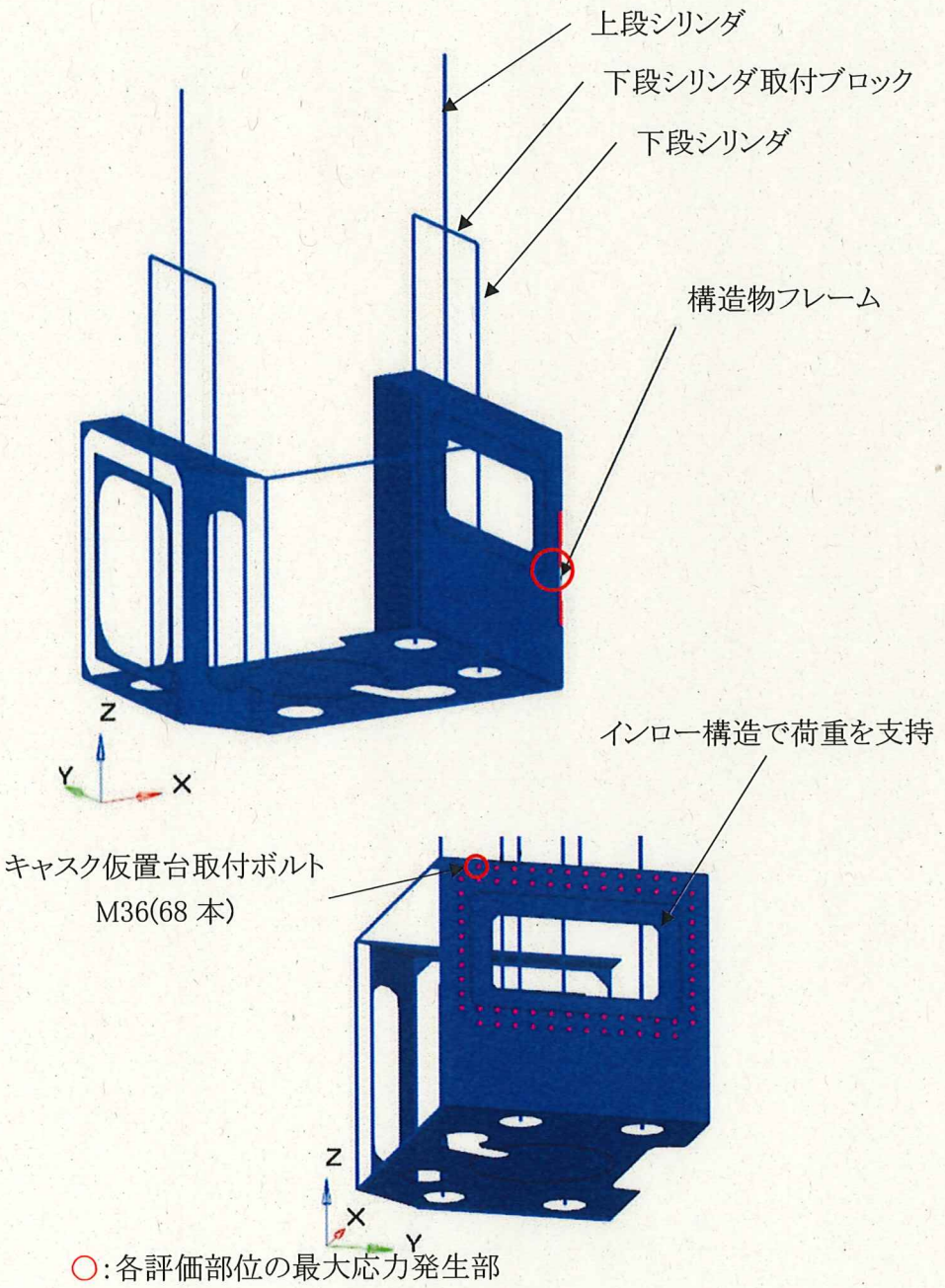


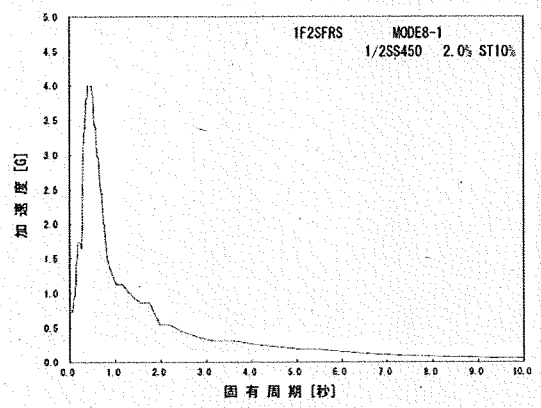
図 15 キャスク固定治具　計算モデル

2.1.3　計算

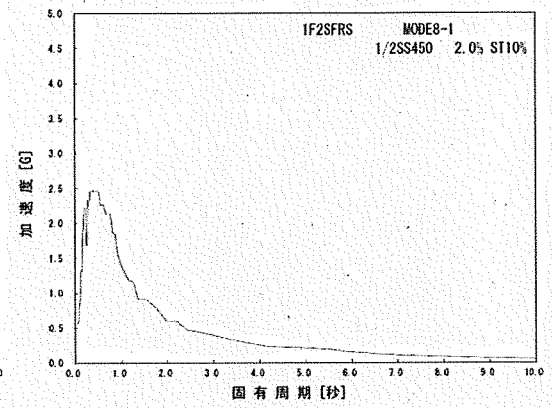
キャスク固定治具の固有周期は水平 0.2s，上下 0.2s となる。

2.2.　計算に用いる入力地震動

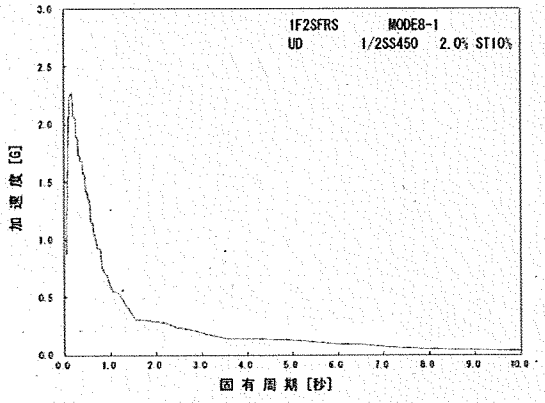
本評価では，1/2Ss450 地震動(水平 2 方向及び鉛直方向)を原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の地震応答解析モデルへ入力し得られる応答加速度時刻歴から求めた設計用床応答スペクトルを用いる。ランウェイガーダへの負荷荷重は，輸送容器固定状態として燃料取扱設備重量及び輸送容器重量を考慮した。床応答スペクトルの減衰定数は，ボルト及びリベット構造物として水平 2%，鉛直 2%を適用した。本評価で用いる設計用床応答スペクトルを図 16 に示す。



NS 方向



EW 方向



鉛直方向

図 16　設計用床応答スペクトル(輸送容器固定状態)

3. 評価方法

3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 13 に示す。

表 13 材料及び許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
構造物フレーム	SM490B	引張	343
		せん断	198
		曲げ	343
		組合せ	343
キャスク仮置台取付ボルト	SNB23-1	引張	798

4. 数値計算

各要素に生じる力，モーメントを計算機(計算機コード ANSYS)にて求め，各要素の断面性状から応力を算定する。上記手順で求めた組合せ応力が最大となった要素の応力算定過程を記載する。

4.1. キャスク固定治具の輸送容器固定状態における各部の強度

4.1.1 構造物フレームの強度検討

(1) 引張応力

$\sigma_{t1} = P_{t1}/A_1 = 72(\mathrm{MPa})$

P_{t1} :構造物フレームに作用する軸方向引張力 $1.171\times10^{6}(\mathrm{N})$

A_1 :構造物フレームの断面積 $1.625\times10^{4}(\mathrm{mm^2})$

(2) せん断応力

$\tau_1 = (P_{\tau y1} + P_{\tau z1})/A_1 + T_1/Z_{p1} = 34(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau y1}$:構造物フレームに作用するY軸方向せん断力 $2.319\times10^{5}(\mathrm{N})$

$P_{\tau z1}$:構造物フレームに作用するZ軸方向せん断力 $2.372\times10^{4}(\mathrm{N})$

A_1 :構造物フレームの断面積 $1.625\times10^{4}(\mathrm{mm^2})$

T_1 :構造物フレームに作用する捩じりモーメント $4.923\times10^{6}(\mathrm{N\cdot mm})$

Z_{p1} :捩じり極断面係数 $2.822\times10^{5}(\mathrm{mm^2})$

(3) 曲げ応力

$\sigma_{b1} = M_{y1}/Z_{y1} + M_{z1}/Z_{z1} = 252(\mathrm{MPa})$

M_{y1} :構造物フレームに作用するY軸まわりのモーメント $4.997\times10^{6}(\mathrm{N\cdot mm})$

M_{z1} :構造物フレームに作用するZ軸まわりのモーメント $1.514\times10^{8}(\mathrm{N\cdot mm})$

Z_{y1} :構造物フレームの当該断面のY軸まわりの断面係数 $1.760\times10^{5}(\mathrm{mm^3})$

Z_{Z1} :構造物フレームの当該断面のZ軸まわりの断面係数 $6.771\times10^{5}(\mathrm{mm^3})$

(4) 組合せ応力

$\sigma_{\sigma t1} = \sqrt{(\sigma_{t1} + \sigma_{b1})^2 + 3\tau_1^2} = 330(\mathrm{MPa})$

4.1.2　キャスク仮置台取付ボルトの強度検討

(1) 引張応力

$\sigma_{t2} = P_{t2}/A_2 = 774(MPa)$

P_{t2}　:取付ボルトに作用する引張力　　$6.322\times10^5(N)$

A_2　:取付ボルトの有効断面積　　$817\ (mm^2)$

5. 結論

算出応力は，表 14 に示す通り全て許容応力値以下であることを確認した。

表 14 算出応力の評価

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	算出応力 (MPa)
構造物フレーム	SM490B	引張	343	72
		せん断	198	34
		曲げ	343	252
		組合せ	343	330
キャスク仮置台取付ボルト	SNB23-1	引張	798	774

VI. ジブクレーンの耐震性についての計算書

1. 概要

1.1. 一般事項

本計算書はジブクレーンの耐震性についての計算書である。

1.2. 計算条件

(1) ジブクレーンが転倒して使用済燃料プール及び使用済燃料貯蔵ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認するため，輸送容器一次蓋取扱時の評価を行う。

(2) ジブクレーンには水平 2 方向地震力と鉛直方向地震力が同時に作用するものとする。

2. 計算方法

2.1. 固有周期の計算方法

2.1.1 条件

(1) ジブクレーンの重量として自重及び搭載機器(一次蓋と一次蓋仮締付装置)を考慮する。ジブクレーンの重量を表 15 に，構造概要を図 17 に示す。

(2) 取付ボルトは剛な走行台車に支持されているものとする。

(3) 取付ボルトはコラム下面に取付けられるものとする。

表 15 ジブクレーンの重量

名称	重量(t)
ジブクレーン	9
搭載機器	4

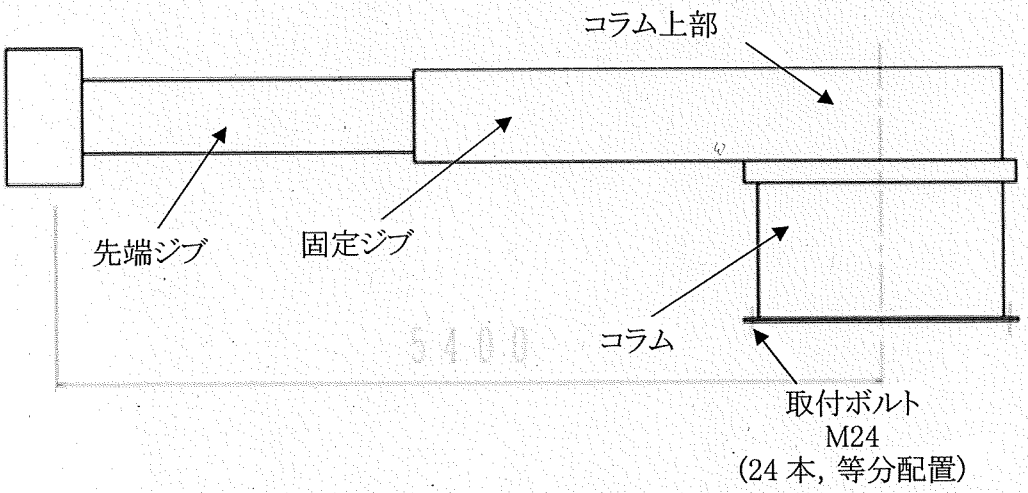


図 17 キャスク固定治具 構造概要(単位:mm)

2.1.2　計算モデル

2.1.1 の条件に基づいた計算モデルを図 18 に示す。

(1) ジブクレーンの計算モデルは，はり要素でモデル化する。

(2) ジブクレーンの姿勢は，先端ジブ最大長（作業半径 5.4m）とする。

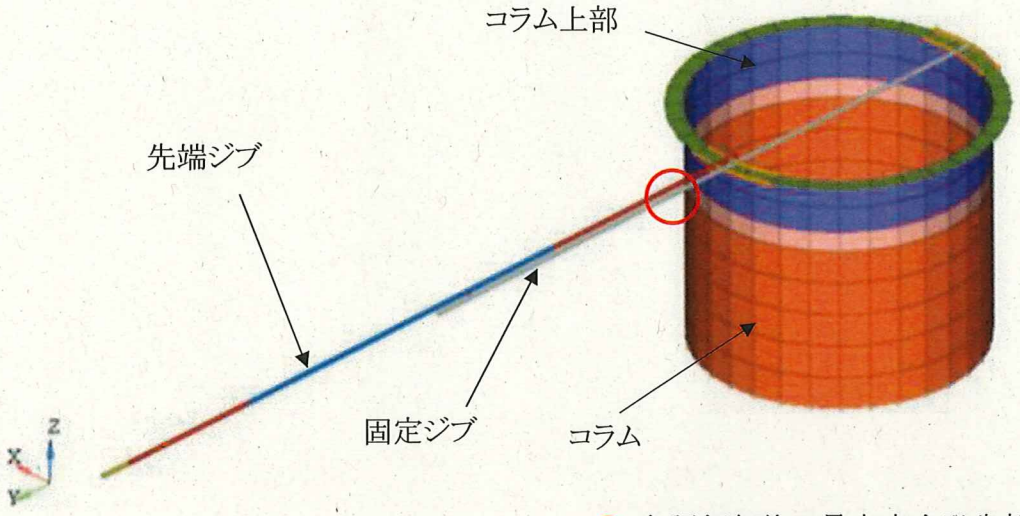


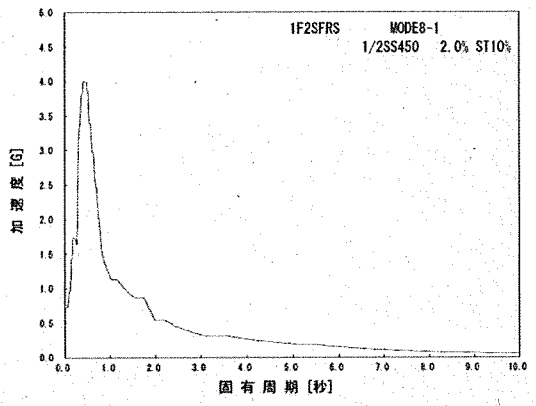
図 18 ジブクレーン 計算モデル

2.1.3　計算

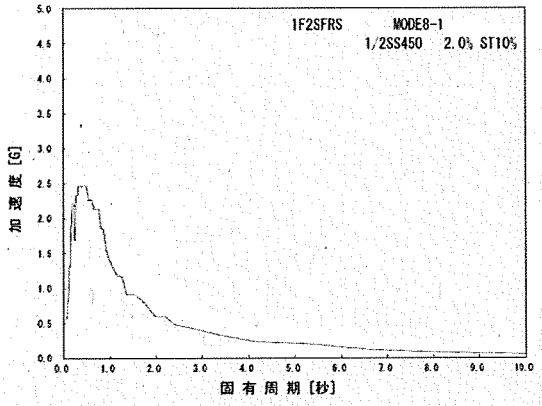
ジブクレーンの固有周期は水平 0.2s，上下 0.2s となる。

2.2. 計算に用いる入力地震動

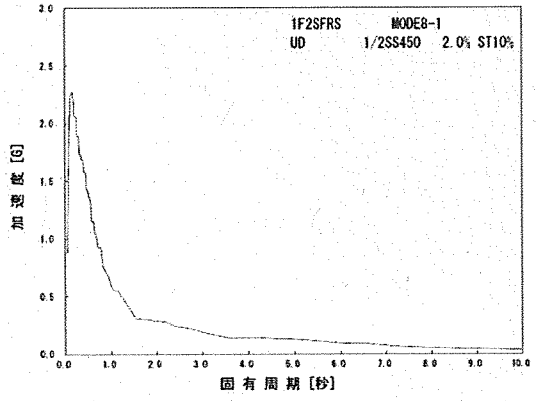
本評価では，1/2Ss450 地震動(水平 2 方向及び鉛直方向)を原子炉建屋及び燃料取り出し用構台の地震応答解析モデルへ入力し得られる応答加速度時刻歴から求めた設計用床応答スペクトルを用いる。ランウェイガーダへの負荷荷重は，輸送容器固定状態として燃料取扱設備重量及び輸送容器重量を考慮した。床応答スペクトルの減衰定数は，ボルト及びリベット構造物として水平 2%，鉛直 2%を適用した。本評価で用いる設計用床応答スペクトルを図 19 に示す。



NS 方向



EW 方向



鉛直方向

図 19 設計用床応答スペクトル(輸送容器固定状態)

3. 評価方法

3.1. 応力の評価方法

材料及び許容応力を表 16 に示す。

表 16 材料及び許容応力

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)
先端ジブ	SM490B	引張	343
		せん断	198
		曲げ	343
		組合せ	343
取付ボルト	S45C	引張	399
		せん断	230
		組合せ	399

4. 数値計算

先端ジブについては，各要素に生じる力，モーメントを計算機（計算機コードANSYS）にて求め，各要素の断面性状から応力を算定する。上記手順で求めた組合せ応力が最大となった要素の応力算定過程を記載する。

取付ボルトについては，円筒のコラムに等分配置されているため基礎ボルトの計算式を用いて計算する。（スカート支持たて置円筒形容器基礎ボルトの応力）

4.1. ジブクレーンの輸送容器固定状態における各部の強度

4.1.1 先端ジブの強度検討

(1) 引張応力

$\sigma_{t1} = P_{t1}/A_1 = 0(\mathrm{MPa})$

P_{t1} :先端ジブに作用する軸方向引張力 $6.661\times10^{2}(\mathrm{N})$

A_1 :先端ジブの断面積 $2.175\times10^{4}\ (\mathrm{mm^2})$

(2) せん断応力

$\tau_1 = (P_{\tau y1} + P_{\tau z1})/A_1 + T_1/(2A_{i1}\cdot t_1) = 21(\mathrm{MPa})$

$P_{\tau y1}$:先端ジブに作用するY軸方向せん断力 $4.195\times10^{4}(\mathrm{N})$

$P_{\tau z1}$:先端ジブに作用するZ軸方向せん断力 $1.939\times10^{5}(\mathrm{N})$

A_1 :先端ジブの断面積 $2.175\times10^{4}\ (\mathrm{mm^2})$

T_1 :先端ジブに作用する捩じりモーメント $1.517\times10^{7}(\mathrm{N\cdot mm})$

A_{i1} :先端ジブの内側境界断面 $8.431\times10^{4}\ (\mathrm{mm^2})$

t_1 :先端ジブの最小板厚 $9\ (\mathrm{mm})$

(3) 曲げ応力

$\sigma_{b1} = M_{y1}\cdot H_{z1}/I_{yy1} + M_{z1}\cdot B_{y1}/I_{zz1} = 254(\mathrm{MPa})$

M_{y1} :先端ジブに作用するY軸まわりのモーメント $8.245\times10^{8}(\mathrm{N\cdot mm})$

M_{z1} :先端ジブに作用するZ軸まわりのモーメント $1.284\times10^{7}(\mathrm{N\cdot mm})$

H_{z1} :先端ジブの評価断面中立軸から評価点までのZ方向の長さ $247\ (\mathrm{mm})$

B_{y1} :先端ジブの評価断面中立軸から評価点までのY方向の長さ $191\ (\mathrm{mm})$

I_{yy1} :先端ジブにおけるY軸まわりの断面二次モーメント $8.407\times10^{8}\ (\mathrm{mm^4})$

I_{zz1} :先端ジブにおけるZ軸まわりの断面二次モーメント $2.182\times10^{8}\ (\mathrm{mm^4})$

(4) 組合せ応力

$\sigma_{\sigma t1} = \sqrt{(\sigma_{t1} + \sigma_{b1})^2 + 3\tau_1^2} = 257(\mathrm{MPa})$

4.1.2　取付ボルトの強度検討

(1) 引張応力

$\sigma_{t2} = P_{t2}/A_2 = 201(MPa)$

P_{t2} :取付ボルトに作用する引張力　$7.095\times10^4(N)$

A_2 :取付ボルトの有効断面積　$353(mm^2)$

(2) せん断応力

$\tau_2 = P_{\tau2}/A_2 = 33(MPa)$

$P_{\tau2}$:取付ボルトに作用するせん断力　$1.148\times10^4(N)$

A_2 :取付ボルトの有効断面積　$353\ (mm^2)$

5. 結論

算出応力は，表 17 に示す通り全て許容応力値以下であることを確認した。

表 17 算出応力の評価

部位	使用材料	応力の種類	許容応力 (MPa)	算出応力 (MPa)
先端ジブ	SM490B	引張	343	0
		せん断	198	21
		曲げ	343	254
		組合せ	343	257
取付ボルト	S45C	引張	399	201
		せん断	230	33