廃炉発官Ｒ３第２３４号
令和４年３月２２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　変更認可申請書の
一部補正について

令和２年１２月２５日付け廃炉発官Ｒ２第２２６号をもって申請しました福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 変更認可申請書を別紙の通り一部補正をいたします。

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。

補正箇所，補正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

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燃料取り出し用構台について，審査の進捗を踏まえ，下記の通り補正を行う。

また，２号機燃料取扱設備について，審査の進捗状況と廃炉作業工程を鑑み，別途申請とするため，２号機燃料取扱設備に関する変更申請事項の削除を行う。

併せて，サブドレンピットNo．21移設に伴う概略図の変更を行う。

併せて，原規規発第2104063号，原規規発第2108264号及び原規規発第2111112号にて認可された実施計画の反映を行う。

Ⅱ 特定原子力施設の設計，設備

2.6 滞留水を貯留している（滞留している場合を含む）建屋

本文

・変更なし

添付資料－１

・サブドレンピットNo．21移設に伴う概略配置図の変更

2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

本文

・自然災害対策等について記載の追記
・令和３年９月８日の原子力規制委員会で示された耐震設計における耐震評価方針の見直しによる変更
・エリア放射線モニタ設置に伴う基本仕様の変更
・２号機燃料取扱設備に関する記載の削除
・原規規発第2108264号にて認可された実施計画の反映

添付資料－１－１

・２号機燃料取扱設備に関する記載の削除に際し，申請取下げ

添付資料－１－２

・エリア放射線モニタに係る確認事項の記載の充実化及び配置図の追加

添付資料－３－１

・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の記載の充実化及び系統図，外形図の追加

添付資料－４－１

・２号機燃料取扱設備に関する記載の削除に際し，申請取下げ

添付資料－４－２
・令和３年９月８日の原子力規制委員会で示された耐震設計における耐震評価方針の見直しによる変更及び記載の充実化
・２号機燃料取り出し用構台に係る確認事項について記載の充実化
・２号機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落下防止について記載の充実化
添付資料－４－３
・変更なし
添付資料－５
・変更なし

2.15 放射線管理関係設備等
本文
・変更なし
添付資料－１
・変更なし

2.35 サブドレン他水処理施設
本文
・変更なし
添付資料－１
・サブドレンピットNo．21移設に伴う系統図の変更
添付資料－４
・サブドレンピットNo．21移設に伴う配管概略図の変更

Ⅲ 特定原子力施設の保安
第１編（１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉に係る保安措置）
第６章 放射性廃棄物管理
第４２条
・変更なし
第７章 放射線管理
第６０条
・原規規発第2111112号にて認可された実施計画の反映
第６１条
・変更なし
附則
・原規規発第2111112号にて認可された実施計画の反映

第３編（保安に係る補足説明）
1.7 １～４号機の滞留水とサブドレンの運転管理について
・サブドレンピットNo. 21移設に伴う建屋内外の水位比較範囲の変更

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
・原規規発第2104063号にて認可された実施計画の反映

3 放射線管理に係る補足説明
3.1 放射線防護及び管理
3.1.2 放射線管理
・原規規発第2111112号にて認可された実施計画の反映

○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
目次
・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について新規記載

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について
Ⅰ 燃料取り出し用構台 補足説明資料
Ⅱ 換気設備 換気風量について
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
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
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
・Ⅰ～Ⅴについて新規記載

以 上

别添

2.6　滞留水を貯留している（滞留している場合を含む）建屋

2.6.1　基本設計

2.6.1.1 設置の目的

既設１～４号機の原子炉建屋，タービン建屋（コントロール建屋及び，２，３号機海水配管トレンチ・立坑※1を含む），廃棄物処理建屋には，高レベル放射性汚染水（以下，「滞留水」という。）が滞留している。また，集中廃棄物処理建屋のうち，プロセス主建屋，雑固体廃棄物減容処理建屋（以下，「高温焼却炉建屋」という。）は，１～４号機のタービン建屋の滞留水を移送するための受け入れ先とするものであることから，各建屋の滞留水の状況を適切に監視し，放射性物質の建屋外への漏えいを防止するための機能を満足する設備とする。

※1：立坑とは，規模の大きな地中構造物のうち，比較的深い（１０m 程度）「縦の坑道」をいう。

2.6.1.2 要求される機能

(1) 建屋等に滞留する滞留水の状況を監視できる機能を有し，建屋等の外への漏えいを防止できる機能を有すること。

(2) 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合にも，建屋等の外への漏えいを防止できるよう水位を管理できること。

(3) 滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出を抑制・管理できる機能を有すること。

(4) 建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能を有すること。

2.6.1.3 設計方針

(1) 建屋等の滞留水の状況を監視できる機能を有し，建屋等の外への漏えいを防止できる機能を有する設計とする。

具体的には，建屋等の滞留水の状況を監視できる機能として，水位計を設置する。また，各建屋からの滞留水の漏えいを防止するために，建屋に滞留する滞留水の水位が地下水の水位よりも低くなるように管理する必要があること，地下水の水位は，サブドレン水※2の水位により確認していることから，建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

※2：サブドレン水とは，建屋周辺の地下水をいう。

(2) 汚染水処理設備の長期間の停止，豪雨等があった場合にも，建屋等の外への漏えいが

防止できるよう水位を管理する。

具体的には，汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持することにより管理する。また，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋については，受け入れを停止すれば問題とならない。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，タービン建屋の復水器等に貯留する。

(3) 滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出を抑制・管理できる機能を有する設計とする。

具体的には，滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，可能な限り地下開口部の閉塞を行い，必要に応じて各建屋についてダストサンプリングを実施する。

(4) 建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能を有する設計とする。

具体的には，サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し，定期的に測定する。

(5) 必要に応じて，貯留または滞留している滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理が適切に行える機能を有する設計とする。

具体的には，滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し水素の滞留のないことを確認する。また，念のため，必要に応じて換気口を設けるなど水素の滞留を抑制する。

(6) 環境条件に対する設計上の考慮は，次の通りとする。

海水による影響については，「Ⅲ.3.1.3.1.2(5) １～４号機原子炉建屋の点検について及び，同 添付資料-6 コメント回答③」に記載している。

(7) 電源停止に対する設計上の考慮は，次の通りとする。

全電源喪失による水位の遠隔監視機能が喪失の場合でも，これまでの実績から地下水の流入及び原子炉注水による水位の上昇は緩慢なものであり，水位のシミュレーションも可能である。また，交流電源を使用しない別の水位計により電源復旧までの間，手動での水位計測も可能である。以上のことから，漏えい防止の水位監視機能は喪失しないことから，安全上の問題は生じない。

(8) 信頼性に対する設計上の考慮は，次の通りとする。

建屋等の外への漏えいを防止できる機能については，多重性を持たないが，滞留水を貯留する機能については，１～４号機各建屋の滞留水をプロセス主建屋，高温焼却炉建屋に

移送することができ，更に，タービン建屋の復水器等にも移送が可能であり，それぞれ独立した設備であることから多重性，独立性を有している。

(9) 検査可能性に対する設計上の考慮は，次の通りとする。

建屋そのものの構造・強度の健全性については，直接的には，水没部が高線量であり確認することは出来ないが，類似箇所からの類推評価や解析により健全性を評価することが可能である。

また，建屋の滞留水を貯留する能力については，滞留水の水位制御により担保されていることから，水位が規定の値に制御されていることにより能力が保たれていることを確認することが可能である。また，建屋周囲のサブドレン水の放射能濃度を計測することにより，漏えいがないことを確認でき，滞留水の地下水への漏えいのないことを確認可能である。

(10) 建屋等内に滞留する滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減にかかる方針は，次の通りとする。

滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減を図るためには，今後，地下水位を管理し地下水の流入を抑制し滞留水の水位を下げタービン建屋，原子炉建屋，廃棄物処理建屋内にある滞留水を処理する必要がある。このため，地下水バイパス，トレンチ止水等の方策を検討する。

2.6.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 建屋等の外への滞留水の漏えいを防止できる機能を有すること

2.6.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

滞留水を貯留している建屋等は，集中廃棄物処理建屋のうち，滞留水を貯留するプロセス主建屋，高温焼却炉建屋と，滞留水が滞留する１～４号機の原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋で構成する。

各号機の建屋等について設計内容を目標ごとに以下に記載する。

(2) プロセス主建屋

プロセス主建屋に貯留する滞留水は，１号機，２号機，３号機及び４号機から滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）で移送され，汚染水処理設備で処理されることにより水位調整を行う。移送については，移送元の１～４号機の水位や移送先となる集中廃棄物処理建屋の水位の状況を考慮し実施する。

プロセス主建屋について，以下のとおり設計する。

a．滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，水位計を設置し，建屋内水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 貫通部の止水

漏えいの経路となり得る当該建屋の系外への貫通部に適切な止水を実施する。

(b) 外壁，床面等の亀裂からの漏えい対策

亀裂等からの漏えい対策として，外壁，床面等の亀裂や浸潤などにひび割れ補修を実施する。

(c) 建屋に貯留する滞留水の水位管理

建屋に貯留する滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため，建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

(d) コンクリート壁中における放射性物質の拡散について

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため，拡散評価を行う。

(e) サイトバンカ建屋における滞留水の対応について

プロセス主建屋に隣接するサイトバンカ建屋においては，地下に滞留している水に放射能が検出されていることから，プロセス主建屋に貯留する滞留水が両建屋間を繋ぐ階段室を介し流入した可能性は否定できない。

このため，サイトバンカ建屋の滞留水は適宜プロセス主建屋へ移送する。

また，サイトバンカ建屋近傍のサブドレン水の水位及び放射能濃度を監視する。

b．汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，受け入れ元であるタービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持する。このことから，プロセス主建屋への受け入れを停止すれば問題とならない。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，タービン建屋の復水器等に貯留する。

c．気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，可能な限り地下開口部の閉塞を行う。また，必要に応じてプロセス主建屋についてもダストサンプリングを実施する。

なお，水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として設置する局所排風機は，チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタを通して排気するものとする。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し，定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し，水素の滞留のないことを確認する。また念のため，水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として，建屋上部より吸気して排気する局所排風機を設置する。

なお，滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞する部位については，可燃性ガスが滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

(3) 高温焼却炉建屋

高温焼却炉建屋に貯留する滞留水は，１号機，２号機，３号機及び４号機から滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）で移送することにより受け入れ，汚染水処理設備により処理することにより水位調整を行う。移送については，移送元の１～４号機の水位や移送先となる集中廃棄物処理建屋の水位の状況を考慮し実施する。

高温焼却炉建屋について，以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，水位計を設置し，建屋内水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 貫通部の止水

漏えいの経路となり得る当該建屋の系外への貫通部に適切な止水工事を実施する。

(b) 外壁，床面等の亀裂からの漏えい対策

亀裂等からの漏えい対策として，外壁，床面等の亀裂や浸潤などにひび割れ補修を実施する。

(c) 建屋に貯留する滞留水の水位管理

建屋に貯留する滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理する。そのため，建屋近傍の適切なサブドレンに水位計を設置する。

(d) コンクリート壁中における放射性物質の拡散について

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため，拡散評価を行う。

(e) 隣接する地下通路への滞留水の漏えい対応について

高温焼却炉建屋の滞留水は，隣接する地下通路に漏えいしていることが確認されたが地下通路部の水位の方が高いことから漏えいは抑制されていると考える。念のため，高温焼却炉建屋近傍のサブドレン水の水位及び放射能濃度を監視する。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，受け入れ元であるタービン建屋等の水位を余裕のある水位に維持する。このことから，高温焼却炉建屋への受け入れを停止すれば問題とならない。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，タービン建屋の復水器等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，可能な限り地下開口部の閉塞を行う。また，必要に応じてプロセス主建屋についてもダストサンプリングを実施する。

なお，水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として設置する局所排風機は，チャコールフィルタ，高性能粒子フィルタを通して排気するものとする。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水のサンプリングの監視箇所を適切に設定し，定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し，水素の滞留のないことを確認する。また念のため，水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として，建屋上部より吸気して排気する局所排風機を設置する。

なお，滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞する部位については，可燃性ガスが滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

(4) １号機

１号機の滞留水については，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に滞留しており，原子炉建屋から主に廃棄物処理建屋を通って２号機廃棄物処理建屋へ流出するとと

もに，タービン建屋にも流出する場合があると考えられる。これらの滞留水は，１号機原子炉建屋・タービン建屋から３号タービン建屋または集中廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）を通じて移送することにより水位調整を行う。また，１号機タービン建屋の滞留水については，水位状況に応じて１号機廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）を通じて２号機タービン建屋に移送する。移送については，移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。１号機の各建屋について，以下のとおり設計する。

a．滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また，地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

さらに，地下水による海洋汚染拡大防止を図るため１～４号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置した場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため，拡散評価を行う。

b．汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，１号機の滞留水が流入する２号機タービン建屋等の水位を，余裕のある水位に維持する。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，タービン建屋の復水器等に貯留する。

c．気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，タービン建屋及び廃棄物処理建屋について，可能な限り地下開口部の閉塞を行い，原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋，廃棄物処理建屋についてダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し，定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後，滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

(5) 2号機

2号機の滞留水については，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に滞留しており，各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動があり，2号機原子炉建屋・タービン建屋・廃棄物処理建屋から3号機タービン建屋または集中廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）を通じて移送することにより水位調整を行う。移送については，移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。2号機の各建屋について，以下のとおり設計する。

a. 滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また，地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

T.P.2,564㎜に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに，地下水による海洋汚染拡大防止を図るため1～4号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため，拡散評価を行う。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏

えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を，余裕のある水位に維持し，滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まる T.P.2,564㎜ までの余裕を確保する。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，タービン建屋の復水器等に貯留する。

c．気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，タービン建屋及び廃棄物処理建屋について，可能な限り地下開口部の閉塞を行い，原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋，廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d．地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し，定期的に測定する。

e．滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後，滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

(6) ３号機

３号機の滞留水については，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に滞留しており，３／４号機の各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動がある。また，１号機および２号機から滞留水移送装置で移送された滞留水が流入する。これらの滞留水は３号機原子炉建屋・タービン建屋・廃棄物処理建屋から４号機タービン建屋，集中廃棄物処理建屋へ滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）で移送することにより水位調整を行う。移送については，移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。３号機の各建屋について，以下のとおり設計する。

a．滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するた

め，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また，地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

T.P.2,564mmに開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに，地下水による海洋汚染拡大防止を図るため１～４号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため，拡散評価を行う。

b. 汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を，余裕のある水位に維持し，滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まる T.P.2,564mm までの余裕を確保する。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，タービン建屋の復水器等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，タービン建屋及び廃棄物処理建屋について，可能な限り地下開口部の閉塞を行い，原子炉建屋上部及び必要に応じてタービン建屋，廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後，滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

(7) ４号機

４号機の滞留水については，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に滞留しており，３／４号機の各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動があり，３号機タービン建屋または４号機原子炉建屋・タービン建屋・廃棄物処理建屋から滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）で集中廃棄物処理建屋へ移送することにより水位調整を行う。移送については，移送元の各建屋の水位及び移送先の各建屋水位を考慮し実施する。４号機の各建屋について，以下のとおり設計する。

a．滞留水の監視及び建屋外への漏えい防止

建屋等にある滞留水の状況を監視できる機能として，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水位計を設置し滞留水の水位を監視する。

また，建屋からの漏えいを防止する機能として，以下について実施する。

(a) 建屋内滞留水の水位管理

建屋内滞留水の水位がサブドレン水の水位よりも低くなるように管理するため，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋の滞留水と適切な測定箇所のサブドレンに水位計を設置する。

また，地下水バイパスにより建屋周辺の地下水の水位を低下させる場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

T.P.2,564㎜に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに，地下水による海洋汚染拡大防止を図るため１～４号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置する場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋のコンクリート壁中を放射性物質が拡散し，漏えいする可能性があるため拡散評価を実施する。

b．汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等があった場合における建屋等の外への漏えい防止

汚染水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を，余裕のある水位に維持し，滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まる T.P.2,564㎜ までの余裕を確保する。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，タービン建屋の復水器等に貯留する。

c．気体状の放射性物質の放出抑制・管理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため，タービン建屋及び廃棄物処理建屋について，可能な限り地下開口部の閉塞を行い，必要に応じて原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋についてもダストサンプリングを実施

する。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水のサンプリングの測定箇所を適切に設定し，定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出低減のため地下開口部を閉塞の後，滞留する可能性がある閉塞部の付近にて水素濃度について上昇傾向のないことの確認のためサンプリングを実施する。それにより水素の滞留が確認された場合，対策を実施する。

本資料に記載の標高は，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，下記に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.＝旧 O.P.-1,436mm

水位は，「2.35 サブドレン他水処理施設 添付-11 別紙-7 サブドレン及び建屋滞留水水位への測量結果の反映について」に基づき，計測する。

2.6.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波対策は，「Ⅲ.3.1.3.2 津波への対応 」に記載している。

(2) 豪雨・台風

豪雨・台風対策は，「Ⅲ.3.1.4.1 台風・豪雨について」に記載している。

(3) 竜巻

竜巻対策は，「Ⅲ.3.1.4.2 竜巻について」に記載している。

(4) 火災

建屋内の各設備においては，設備毎に必要な火災対策を実施している。また，滞留水を貯留・滞留している建屋地下エリアは，火気作業が無いため火災が発生するリスクが低く，仮に火災が発生したとしても，滞留水の貯留機能に影響はないことから，追加の火災対策は不要である。

2.6.1.7 構造強度及び耐震性

(1) プロセス主建屋

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析，点検による確認

プロセス主建屋は耐震Ｂクラスであり，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの，弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが，構造物としての健全性が維持されていることについて，地震応答解析，点検により確認を行う。

b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し，参考に基準地震動Ｓｓに対して，構造強度を満足することを確認する。

(2) 高温焼却炉建屋

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析，点検による確認

高温焼却炉建屋は耐震Ｂクラスであり，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの，弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが，構造物としての健全性が維持されていることについて，地震応答解析，点検により確認を行う。

b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し，参考に基準地震動Ｓｓ対して，構造強度を満足することを確認する。

(3) １～４号機

a. 東北地方太平洋沖地震後の地震応答解析

原子炉建屋は耐震Ｓクラス，タービン建屋，廃棄物処理建屋は耐震Ｂクラスであり，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したものの，弾性範囲の挙動を示したものと考えられるが，原子炉建屋とタービン建屋は構造物としての健全性が維持されていることについて，地震応答解析により確認を行う。

b. 地下階への貯水後における耐震安全性評価

大量（満水）の滞留水を貯蔵する荷重条件に対し，原子炉建屋について，基準地震動Ｓｓに対して，構造強度を満足することを確認する。

また，参考に，タービン建屋，廃棄物処理建屋について，基準地震動Ｓｓに対して，構造強度を満足することを確認する。

2.6.2　添付資料

添付資料－１　　系統概略図
添付資料－２　　構造強度及び耐震性
添付資料－３　　地下水バイパスによる地下水流入量の低減
添付資料－４　　プロセス主建屋の貫通部の止水措置
添付資料－５　　プロセス主建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策
添付資料－６　　プロセス主建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価
添付資料－７　　高温焼却炉建屋の貫通部の止水措置
添付資料－８　　高温焼却炉建屋の健全性 ひび割れ等の漏えい対策
添付資料－９　　高温焼却炉建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価
添付資料－１０　１～４号機の各建屋外への放射性物質移行量の評価
添付資料－１１　建屋等内に滞留する滞留水の増加抑制及び滞留水漏えいリスク低減にかかる方針
添付資料－１２　汚染水処理対策委員会で議論された汚染水処理問題の抜本対策
添付資料－１３　汚染された地下水の港湾への流出抑制策等について
添付資料－１４　陸側遮水壁設置による地下水流入量の低減
添付資料－１５　陸側遮水壁の閉合について
添付資料―１６　陸側遮水壁（山側ライン）の試験凍結の実施

系統概略図

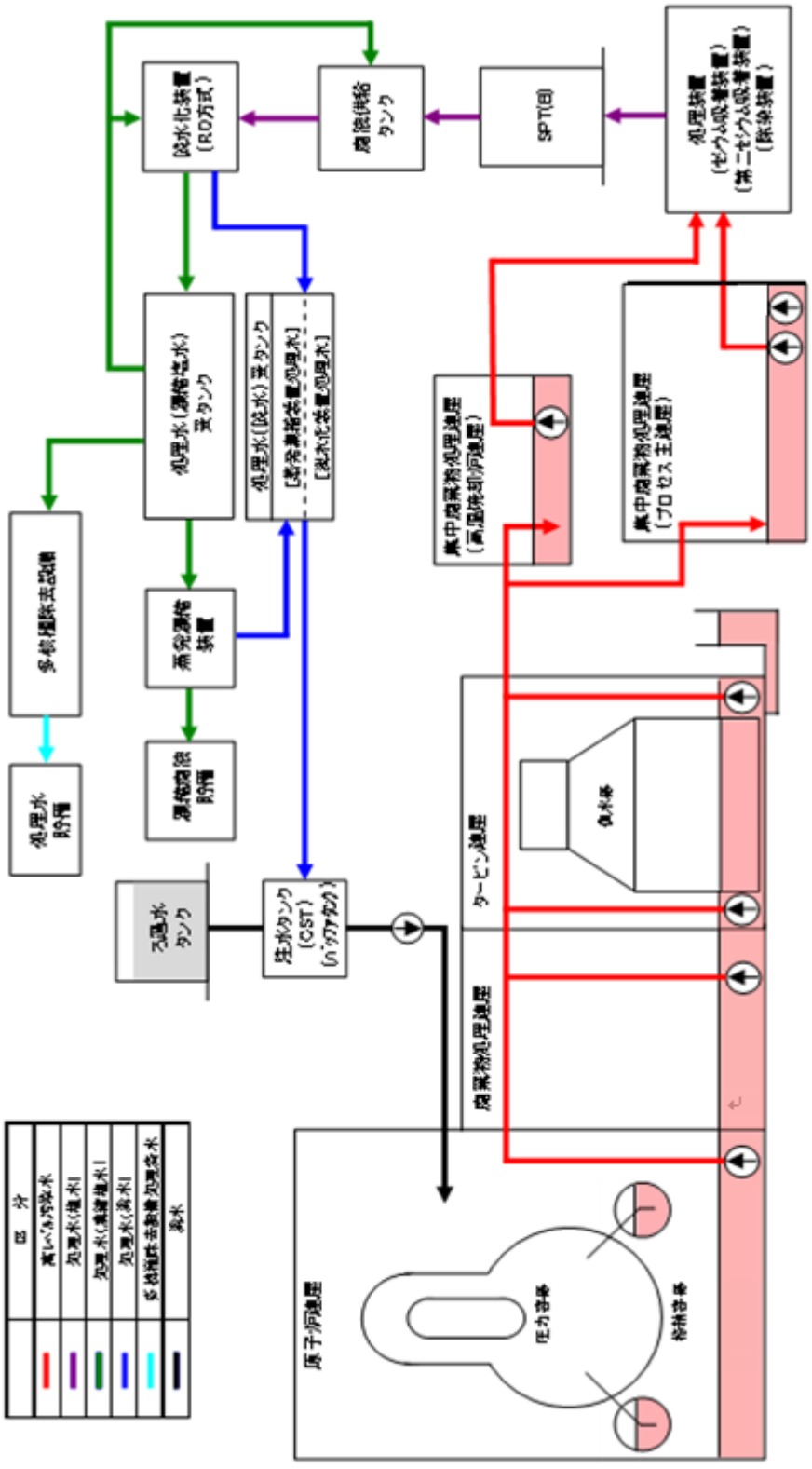


図１　滞留水移送概念図

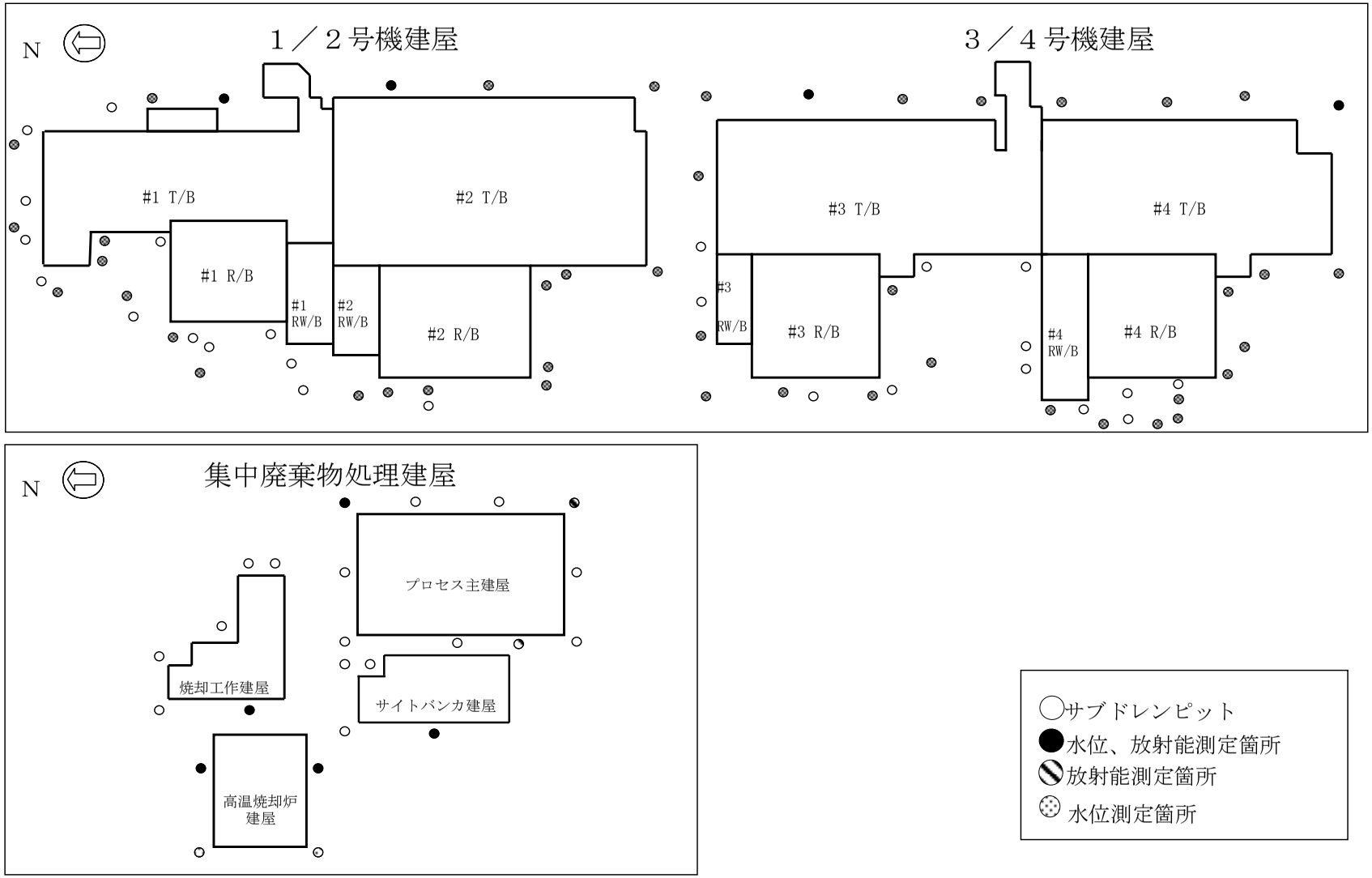


図２　サブドレンピット概略配置図

：制御用水位計設置位置

：監視用水位計設置位置※

：個別水位管理箇所

※局所的な水の滞留が確認された場合は、
個別の水位管理を実施
（「Ⅲ.3.1.7」参照）

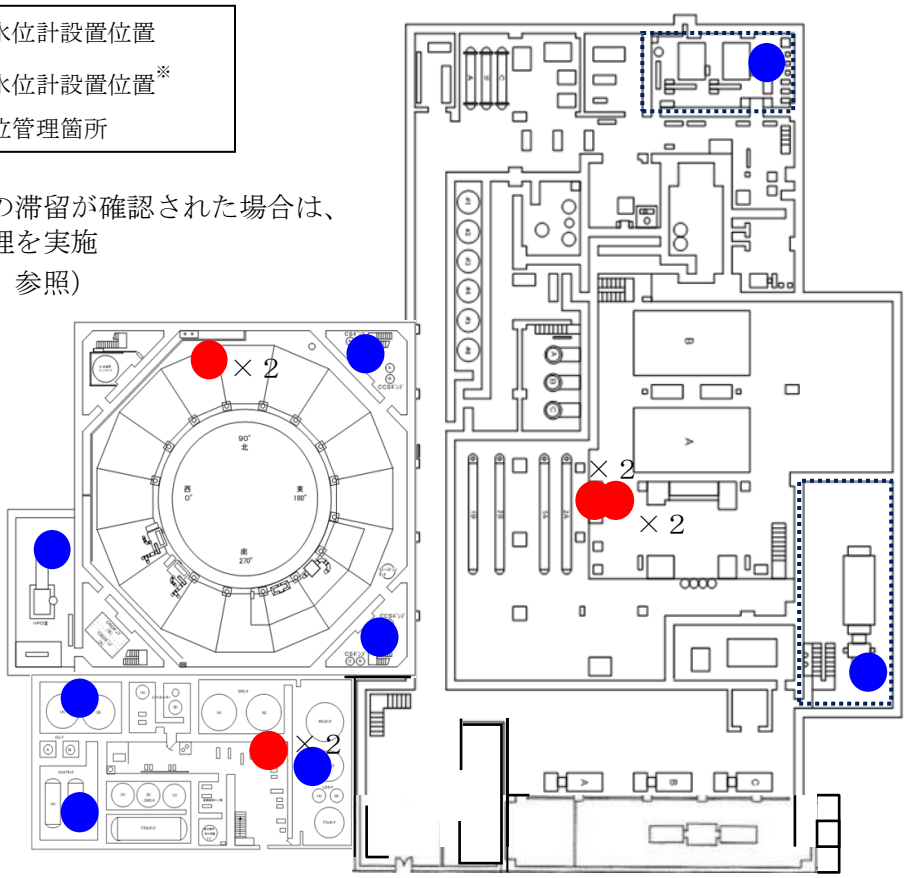


図３　１号機水位計設置位置図

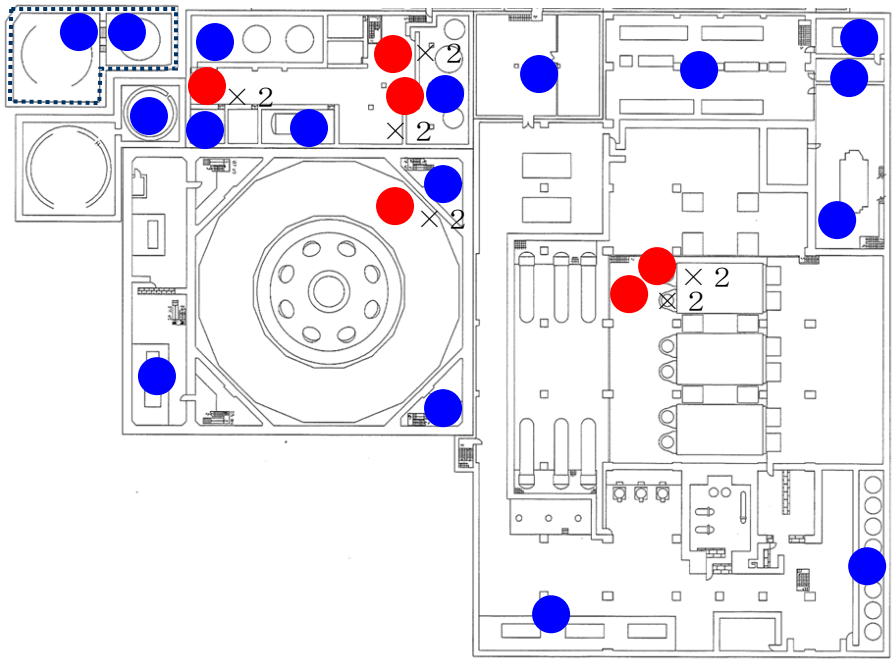
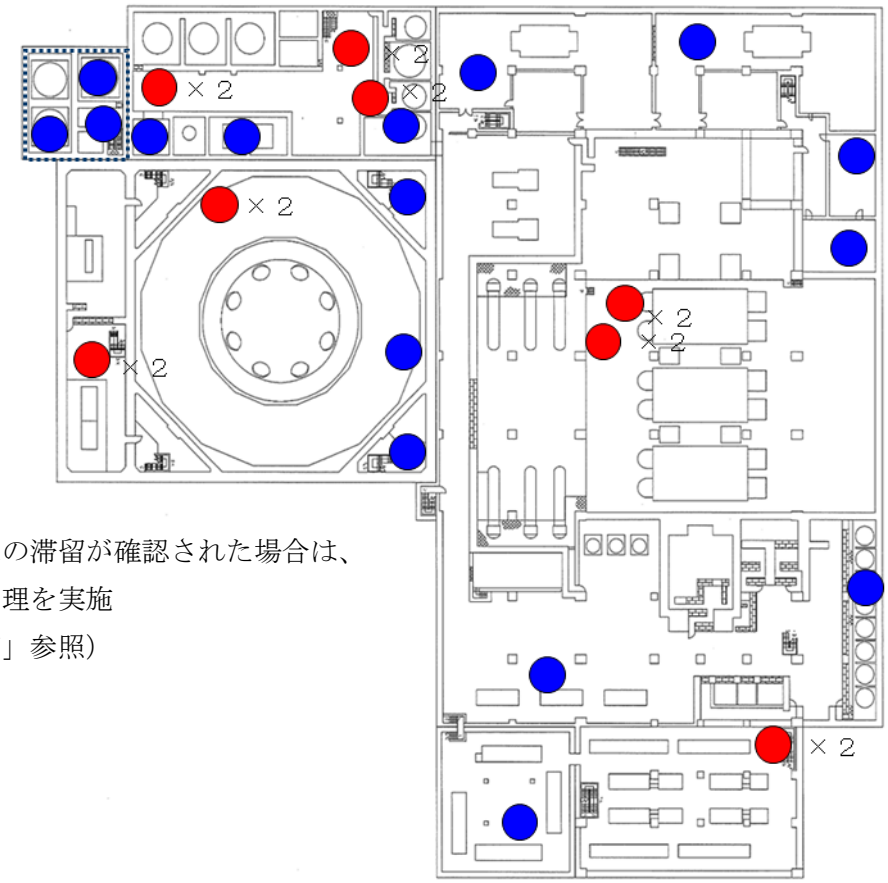


図４　２号機水位計設置位置図

：制御用水位計設置位置

：監視用水位計設置位置※

：個別水位管理箇所



※局所的な水の滞留が確認された場合は、
個別の水位管理を実施
（「Ⅲ.3.1.7」参照）

図５　３号機水位計設置位置図

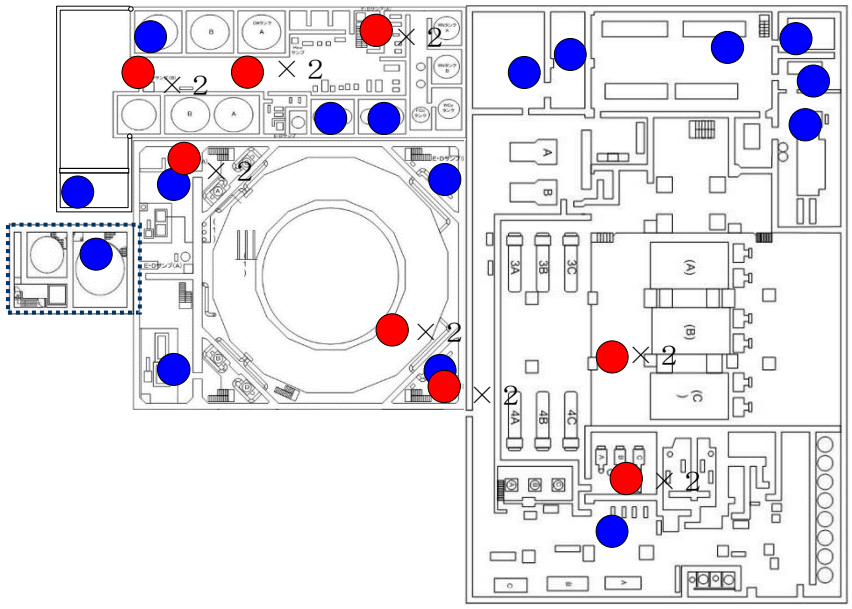


図６　４号機水位計設置位置図

2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

2.11.1 基本設計

2.11.1.1 設置の目的

使用済燃料プールからの燃料取り出しは，燃料取り出し用カバー（又はコンテナ）の設置による作業環境の整備，燃料等を取り扱う燃料取扱設備の設置を行い，燃料を使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックから取り出し原子炉建屋から搬出することを目的とする。

使用済燃料プールからの燃料取り出し設備は，燃料取扱設備，構内用輸送容器，燃料取り出し用カバーで構成される。燃料取扱設備は，燃料取扱機，クレーンで構成され，燃料取り出し用カバーにより支持される。なお，燃料の原子炉建屋外への搬出には，構内用輸送容器を使用する。

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

(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，隙間を低減するとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することにより，カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる設計とする。

2.11.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，動力源がなくなった場合においても吊り荷を保持し続けること。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，除熱，密封，遮蔽，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。

a. 燃料取扱機

燃料取扱機は，使用済燃料プール及びキャスクピット上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。

b. クレーン

クレーンは，オペレーティングフロア上部を水平に移動するガーダ及びその上を移動するトロリで構成する。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，容器本体，蓋，バスケット等で構成する。

(3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，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。

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の主要構成機器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，火災により安全性を損なうことのないようにする。

(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，使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮することとし，検討に用いる地震動として基準地震動 Ss により使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

(b) クレーン

クレーンは，使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮する。クレーンは，「JEAG4601･補-1984 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類･許容応力編」に基づき，通常時は使用済燃料プール上にはなく，基準地震動 Ss が発生して使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックを損傷させる可能性は少ないため,検討に用いる地震動として弾性設計用地震動 Sd により使用済燃料プール，使用済燃料貯蔵ラックへ落下しないことの確認を行う。

耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じて試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

b. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，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

（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. 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（換気設備含む）
（２号機，３号機及び４号機を除く）
個数　　1 式

（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

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※2

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※1

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※2

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※2

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※1

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※1

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。

放射線モニタリングに関する説明書

1　概要

本説明書は，放射線管理用計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。

2　４号機放射線モニタリング

2.1　４号機放射線モニタリングの基本方針

燃料取扱時及び非常時において，エリア放射線モニタは使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を連続計測する目的で設置する。その計測結果を計装監視設備の現場盤に集約し，現場盤のデータはネットワーク回線経由で免震重要棟内 PC に集約し，集中監視する。

なお，エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

エリア放射線モニタを含む制御回路は，無停電電源装置を有しており，瞬停時にも計測を継続可能とする。

(1) 使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測する装置

本計測装置は，使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測して，その計測結果を現場盤にて指示及び記録するとともに，免震重要棟で指示値を確認できるものとする。また，放射線基準設定レベルを超えた時には免震重要棟及び現場設置箇所にて警報を発信する。

表 2.1-1　４号機エリア放射線モニタ仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取付箇所	個数
使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	半導体検出器	10^{-3}～10mSv/h	計測範囲内で可変	４号機　原子炉建屋 5FL (燃料取り出し用カバーオペフロ階)	2

(2) 計測範囲の設定に関する考え方

測定下限値はバックグラウンドレベルが測定でき、測定上限値は設定すべき警報動作値を包含する範囲とする。

(3) 警報動作範囲の設定に関する考え方

警報動作値は，異常を検知する観点からバックグラウンドと有意な差を持たせると同時に，作業安全を考慮した適切な値とする。

2.2　4号機エリア放射線モニタの構成

使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を現場盤にて指示及び記録するとともに，免震重要棟にて指示値を表示する。

また，演算装置にて警報設定値との比較を行い，線量当量率が警報設定値に達した場合には，免震重要棟内に警報音とともに一括警報及び個別警報表示を行う。

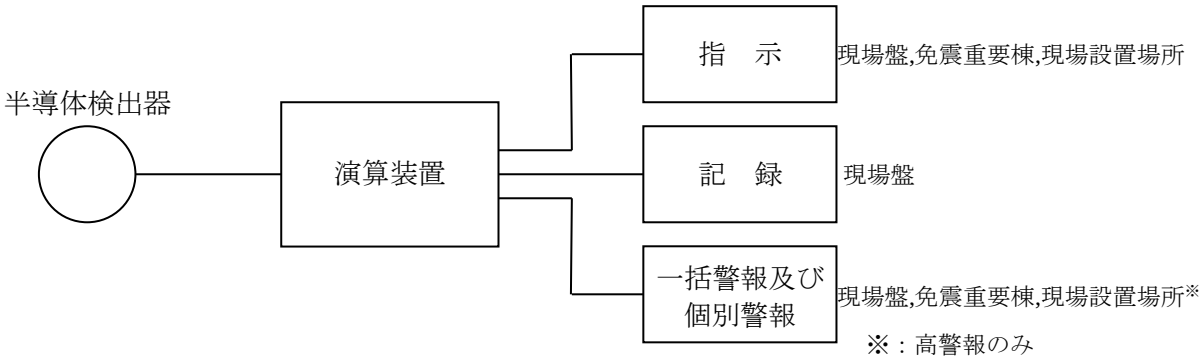


図 2.2-1　4号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ概略構成図

2.3　４号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタの配置

４号機使用済燃料キャスクの移動ルート（SFP 近傍／搬出入口近傍）の 2 箇所に設置する（図 2.3-1 参照）。

検出器のボトムが床から 1500±100mm となるよう壁または柱に設置する。

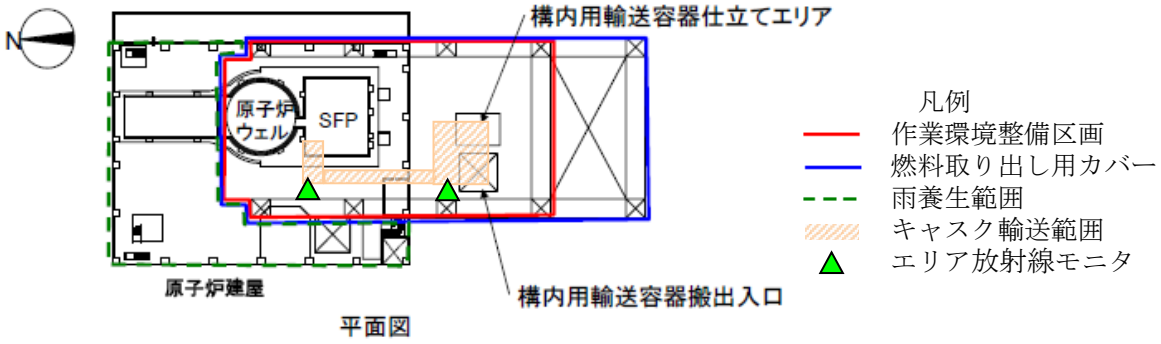


図 2.3-1　４号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ配置図

3　 3号機放射線モニタリング

3.1　3号機放射線モニタリングの基本方針

通常時及び非常時において，エリア放射線モニタは使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を連続計測する目的で設置する。その計測結果は現場盤を介して伝送用PCに集約し，伝送用PCのデータはネットワーク回線経由で免震重要棟内の監視PCに集約・表示し集中監視する。

なお，エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

(1) 使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測する装置

本計測装置は，使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を計測して，その計測結果を現場盤にて指示及び記録するとともに，免震重要棟で指示を確認できるものとする。

また，放射線基準設定レベルを超えた時には免震重要棟及び現場設置箇所にて警報を発信する。

表3.1-1　3号機エリア放射線モニタ仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取付箇所	個数
使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ	半導体検出器	10^{-2}～10^{2}mSv/h	計測範囲内で可変	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

(2) 計測範囲の設定に関する考え方

測定下限値はバックグラウンドレベルが測定でき、測定上限値は設定すべき警報動作値を包含する範囲とする。

(3) 警報動作範囲の設定に関する考え方

警報動作値は，異常を検知する観点からバックグラウンドと有意な差を持たせると同時に，作業安全を考慮した適切な値とする。

3.2　３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの構成

使用済燃料貯蔵プールエリアの線量当量率を半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を現場盤にて指示及び記録するとともに，免震重要棟にて指示値を表示する。

また，演算装置にて警報設定値との比較を行い，線量当量率が警報設定値に達した場合には，免震重要棟に警報音とともに一括警報及び個別警報表示を行う。

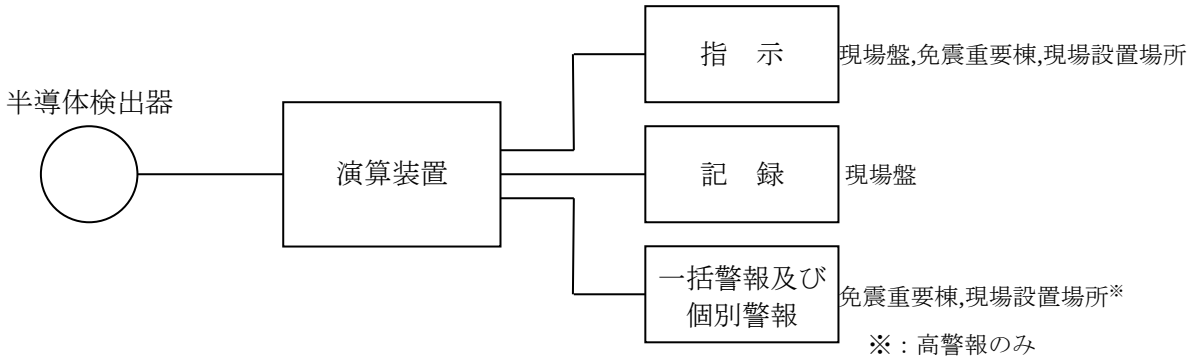


図 3.2-1　３号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ概略構成図

3.3　３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタの配置

３号機燃料取り出し用カバー　燃料取り出し作業フロア（東側メンテナンスエリア／西側メンテナンスエリア）の２箇所に設置する（図 3.3-1 参照）。

検出器のボトムが床から 1300±100㎜となるよう床から自立させて設置する。

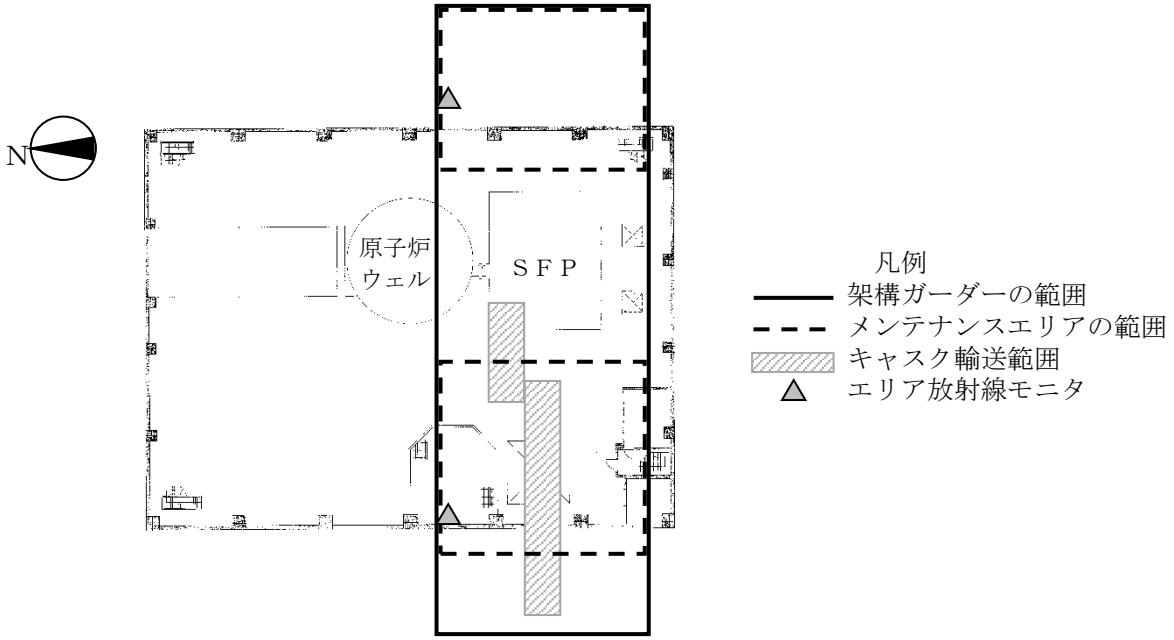


図 3.3-1　３号機使用済燃料貯蔵プールエリアのエリア放射線モニタ配置図

4　２号機放射線モニタリング

4.1　２号機放射線モニタリングの基本方針

通常時及び非常時において，エリア放射線モニタは燃料取り出し用構台内作業エリアの線量当量率を計測する目的で設置する。その計測結果は現場盤を介して伝送用 PC に集約し，伝送用 PC のデータはネットワーク回線経由で免震重要棟内の監視 PC に集約・表示し集中監視する。

なお，エリア放射線モニタは試験及び検査ができる設計とする。

(1) 燃料取り出し用構台内作業エリアの線量当量率を計測する装置

本計測装置は，燃料取り出し用構台内作業エリアの線量当量率を計測して，その計測結果を現場盤及び現場設置場所にて指示するとともに，免震重要棟で指示及び記録するものとする。

また，放射線基準設定レベルを超えた時には免震重要棟及び現場設置箇所にて警報を発信する。

表 4.1-1　２号機エリア放射線モニタ仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	警報動作範囲	取付箇所	個数
燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタ	半導体検出器	10^{-2}～10^{2}mSv/h	計測範囲内で可変	２号機 燃料取り出し用構台内作業エリア	2

(2) 計測範囲の設定に関する考え方

測定下限値はバックグラウンドレベルが測定でき，測定上限値は設定すべき警報動作値を包含する範囲とする。

(3) 警報動作範囲の設定に関する考え方

警報動作値は，異常を検知する観点からバックグラウンドと有意な差を持たせると同時に，作業安全を考慮した適切な値とする。

4.2　２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタの構成

燃料取り出し用構台内作業エリアの線量当量率を，半導体検出器を用いてパルス信号として検出する。検出したパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後，線量当量率を現場盤及び現場設置場所にて指示するとともに，免震重要棟にて指示及び記録する。

また，演算装置にて警報設定値との比較を行い，線量当量率が警報設定値に達した場合には，免震重要棟に警報音とともに一括警報及び個別警報表示を行う。

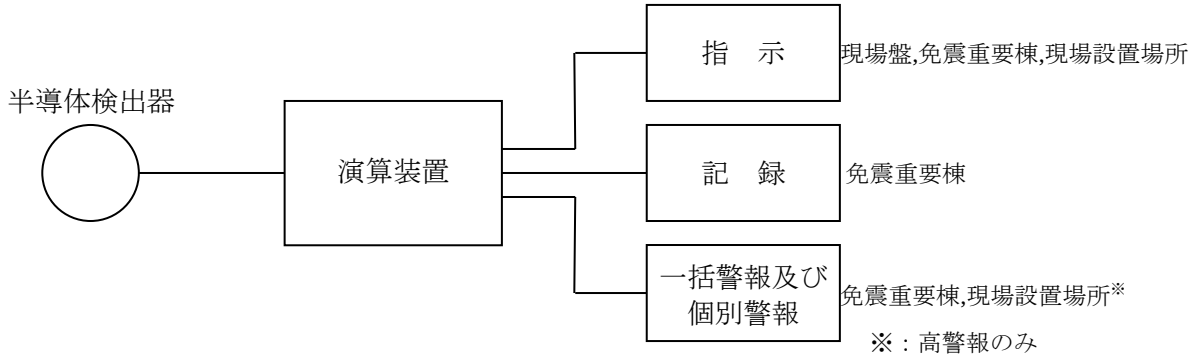


図 4.2-1　２号機燃料取り出し用構台内作業エリアのエリア放射線モニタ概略構成図

4.3　２号機燃料取り出し用構台内作業エリア放射線モニタの配置

燃料取り出し用構台内作業エリアの 2 箇所に設置する（図 4.3-1 参照）。

検出器のボトムが床から 1300±100mm となるよう床から自立させて設置する。

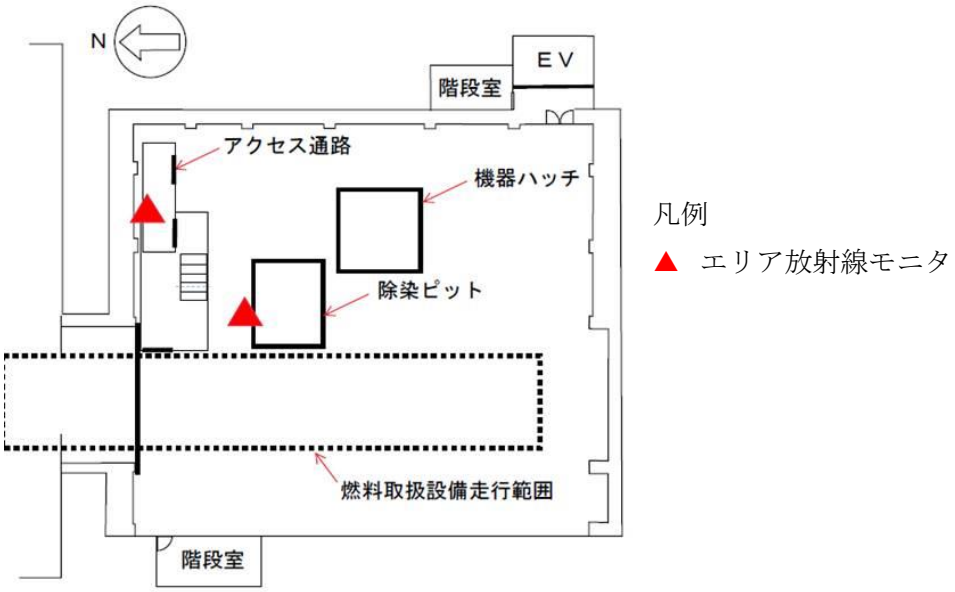


図 4.3-1　２号機燃料取り出し用構台内のエリア放射線モニタ配置図

5　別添

別添－１　４号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

別添－２　３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

別添－３　２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る確認事項

４号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

４号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１　４号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
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。
		据付確認	機器の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画通りに施工・据付されていること。
	機能確認	警報確認	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。
	性能確認	線源校正確認	標準線源を用いて線量当量率を測定し，各検出器の校正が正しいことを確認する。	基準線量当量率に対する正味線量当量が，許容範囲以内であること。
		校正確認	モニタ内のテスト信号発生部により，データ収集装置に各校正点の基準入力を与え，その時のデータ収集装置の指示値が正しいことを確認する。	各指示値が許容範囲以内に入っていること。

３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る主要な確認事項を表－１に示す。

表－１　３号機使用済燃料貯蔵プールエリア放射線モニタに係る確認事項

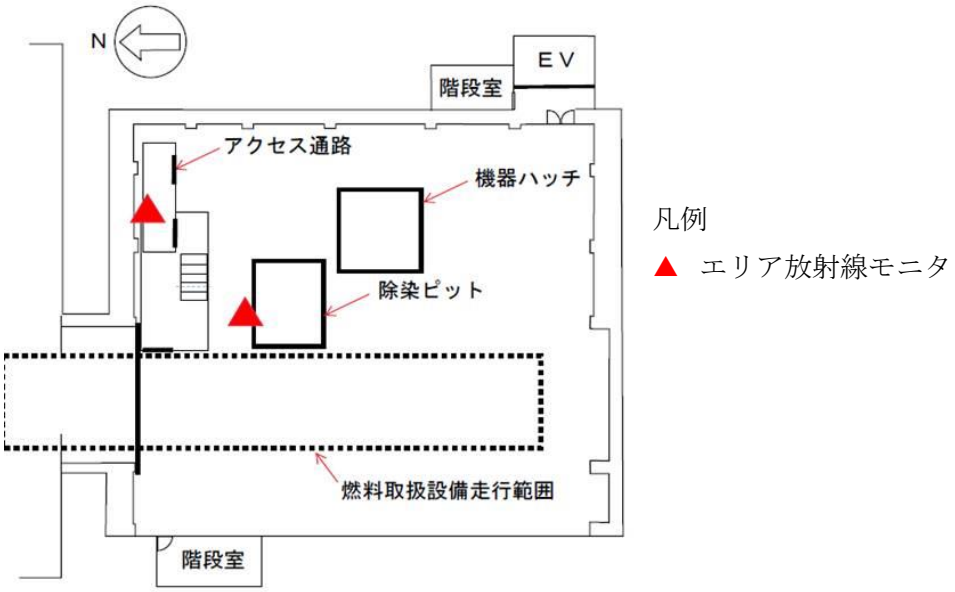
確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
監視	構造確認	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
		据付確認	機器の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画通りに施工・据付されていること。
	機能確認	警報確認	設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	許容範囲以内で警報及び表示灯が作動すること。
	性能確認	線源校正確認	標準線源を用いて線量当量率を測定し，各検出器の校正が正しいことを確認する。	基準線量当量率に対する正味線量当量が，許容範囲以内であること。
		校正確認	モニタ内のテスト信号発生部により，各校正点の基準入力を与え，その時の監視ＰＣの指示値が正しいことを確認する。	各指示値が許容範囲以内に入っていること。

２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る確認事項

２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る主要な確認事項を表－１に，エリア放射線モニタの配置図を図－１に示す。

表－１　２号機燃料取り出し用構台内エリア放射線モニタに係る確認事項

確認事項	確認項目		確認内容	判定基準	検査場所
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	機器の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画通りに施工・据付されていること。	現地
	機能確認	警報確認	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
	性能確認	線源校正確認	標準線源を用いて線量当量率を測定し，各検出器の校正が正しいことを確認する。	基準線量当量率に対する正味線量当量が，許容範囲以内であること。	現地
		校正確認	モニタ内のテスト信号発生部により，各校正点の基準入力を与え，その時の監視ＰＣの指示値が正しいことを確認する。	各指示値が許容範囲以内に入っていること。	現地



図－１　２号機燃料取り出し用構台内のエリア放射線モニタ配置図
（添付資料１－２　図 4.3-1 再掲）

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，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

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（$4.46\times10^{-4}\ \frac{dis\cdot m^3\cdot \mu Gy}{MeV\cdot Bq\cdot h}$）

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。

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

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　：家屋の遮へい係数（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。

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

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

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（$\frac{\mu Sv/y}{Bq/m^2}$）

S_{Oi}　：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　放射性物質濃度から実効線量への換算係数（(Sv/s)/(Bq/m^2)）

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

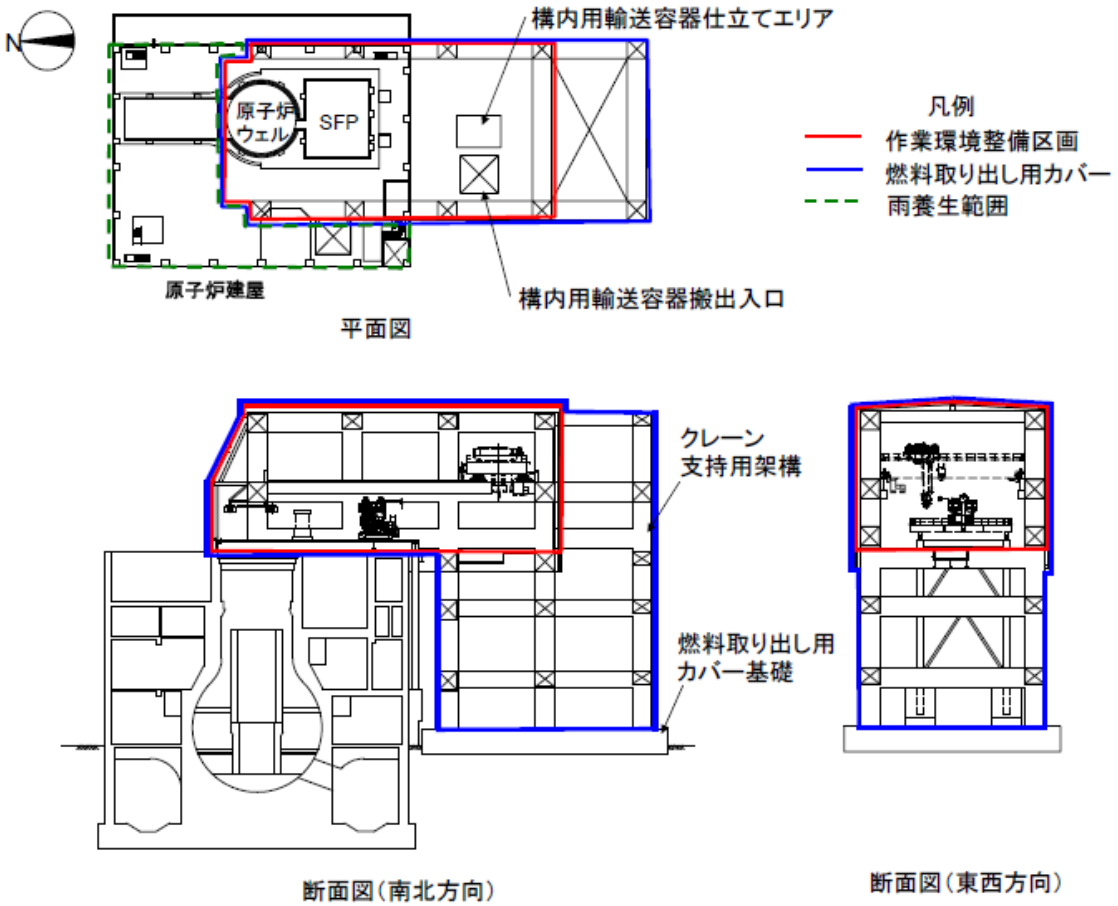
2.2.2.6　評価結果

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.3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても十分に低いと評価される。

表 2-6　燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 1.3×10^{-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

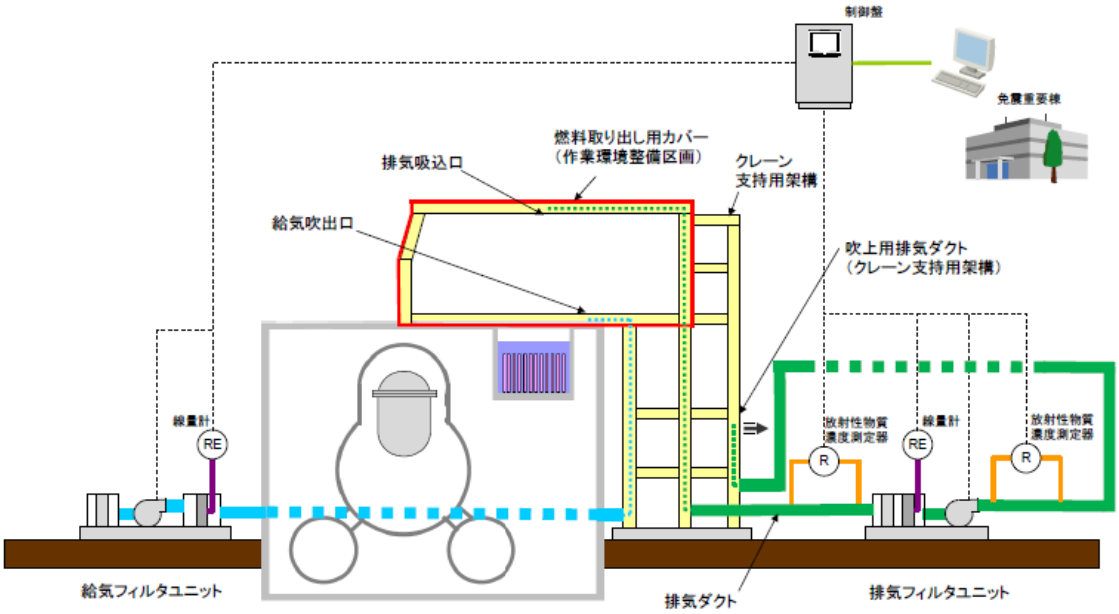


図 2-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

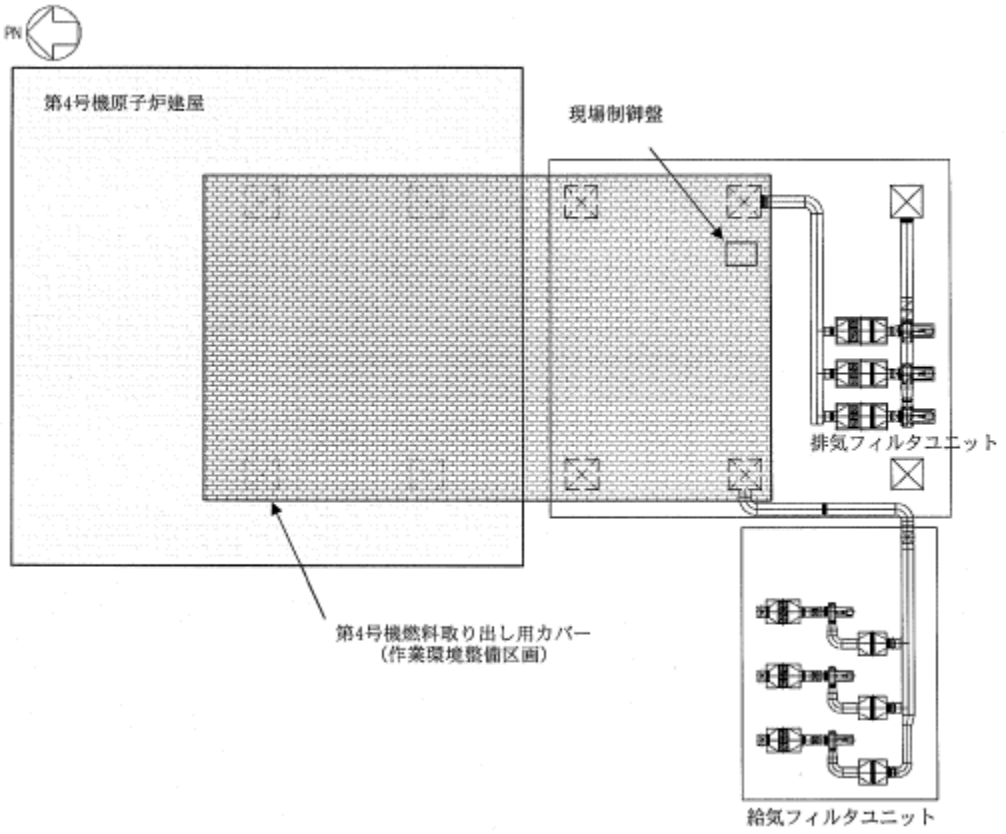


図 2-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

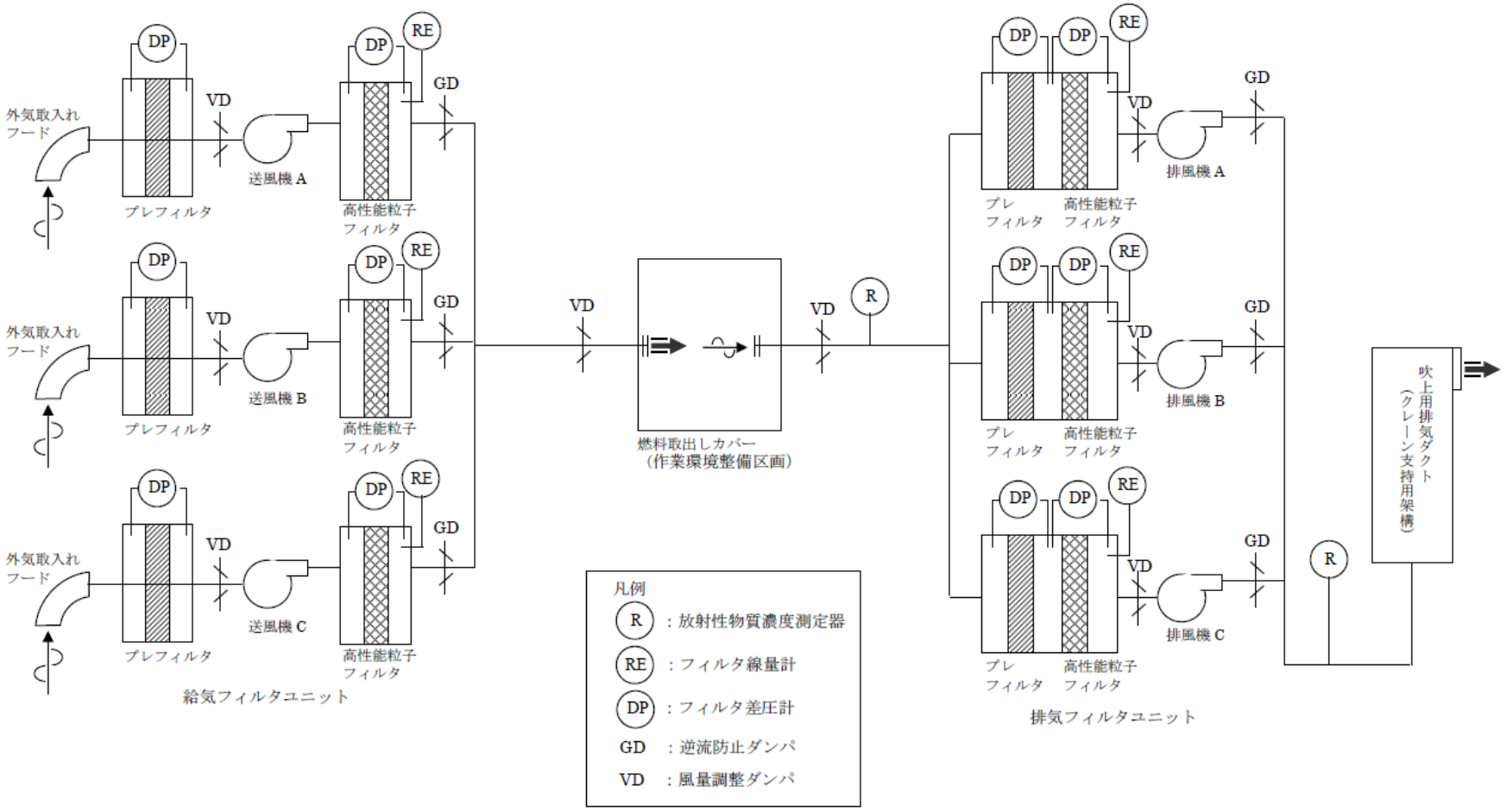
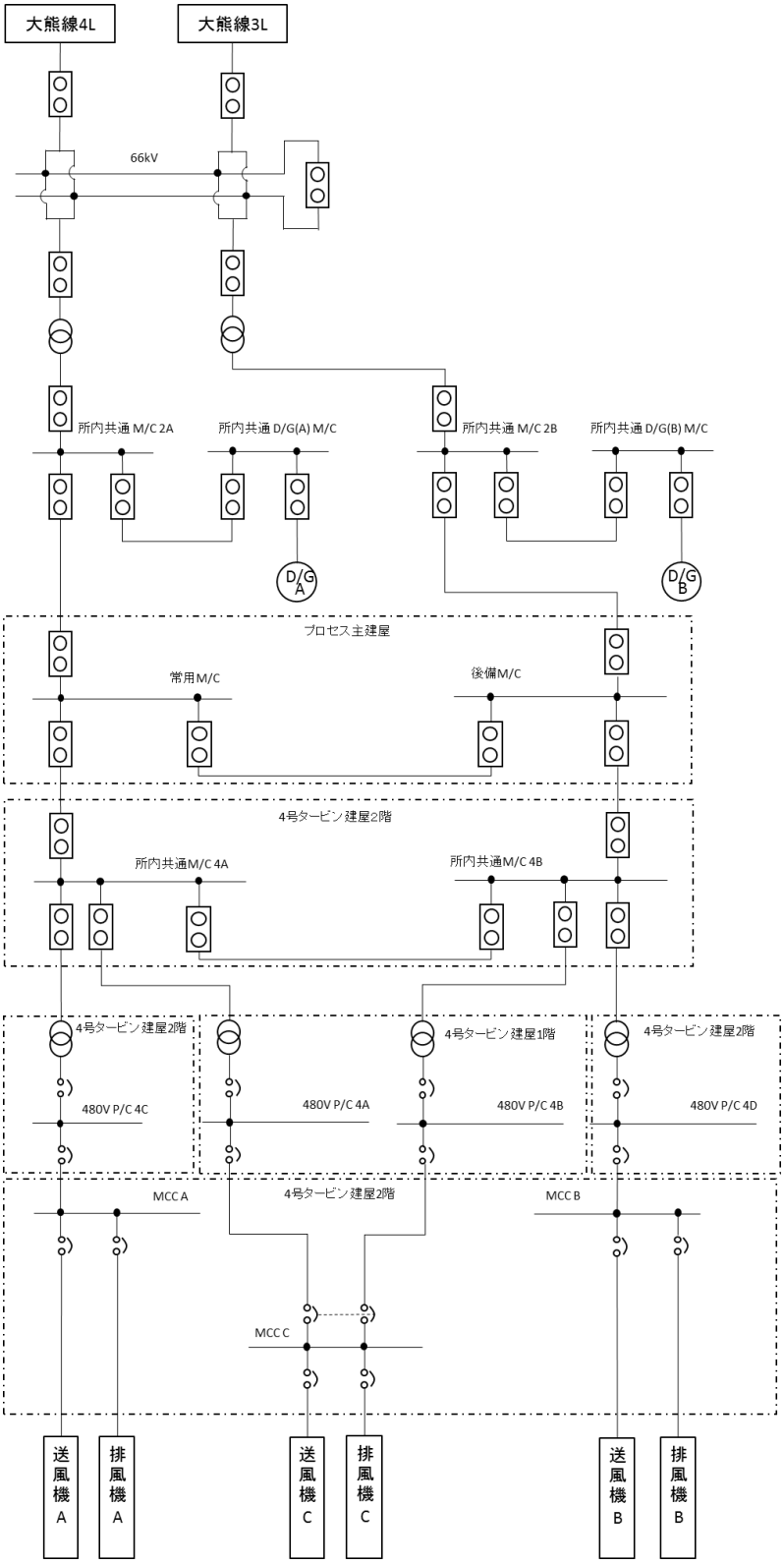


図 2-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※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

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

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

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（$4.46 \times 10^{-4} \frac{dis \cdot m^3 \cdot \mu Gy}{MeV \cdot Bq \cdot h}$）

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。

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

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　：家屋の遮へい係数（1.0）

f_0　：居住係数（1.0）

$\overline{D}_L$　：計算地点を含む方位(L)に向かう放射性雲による年間平均の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。

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

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

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　放射性物質濃度から実効線量への換算係数（(Sv/s)/(Bq/m^2)）

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

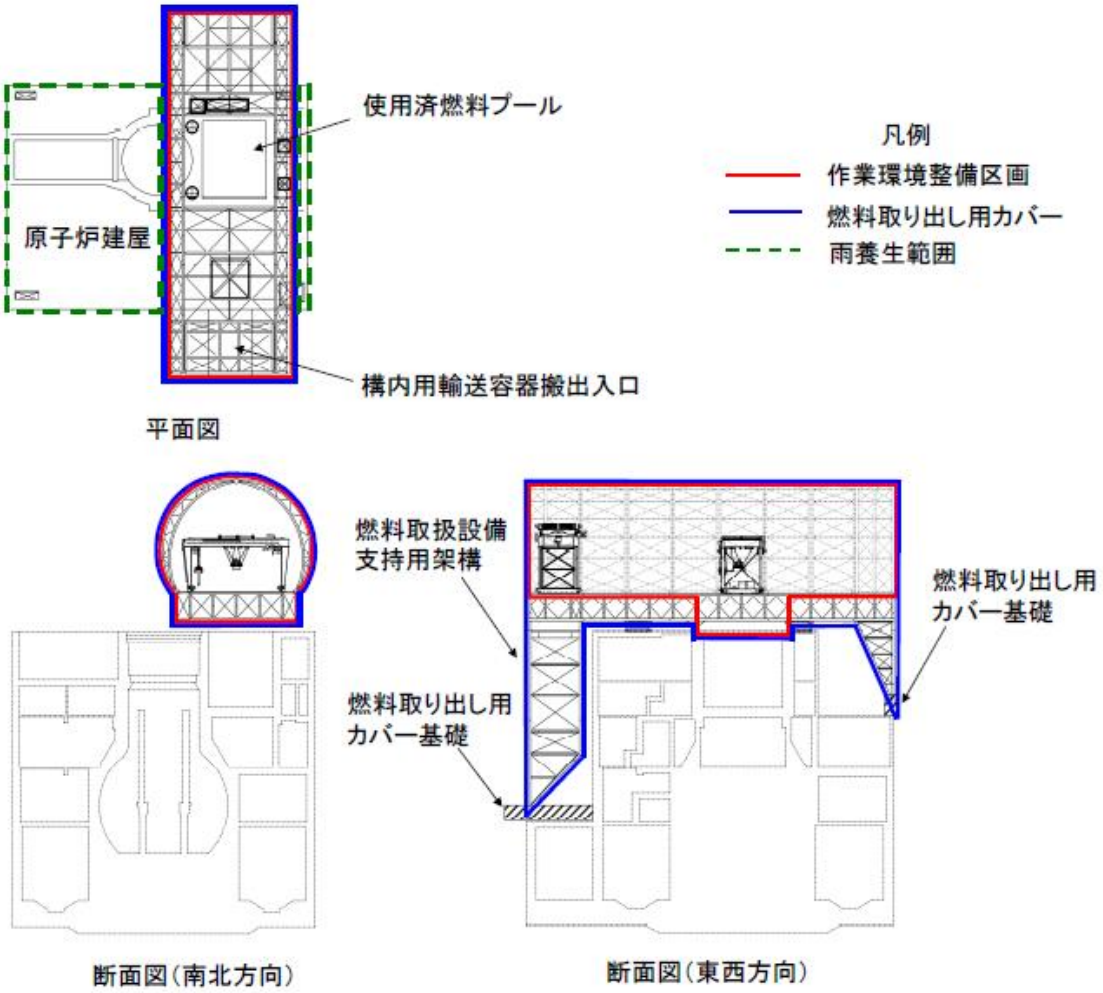
3.2.2.6　評価結果

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，法令の濃度限度 1mSv／年に比べても十分低いと評価される。（表 3-6 参照）

また,「Ⅲ.3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 3-6　燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットからの
放射性物質の放出による一般公衆の実効線量（mSv/年）

評価項目			合計
放射性雲	吸入摂取	地表沈着	
約 4.5×10^{-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

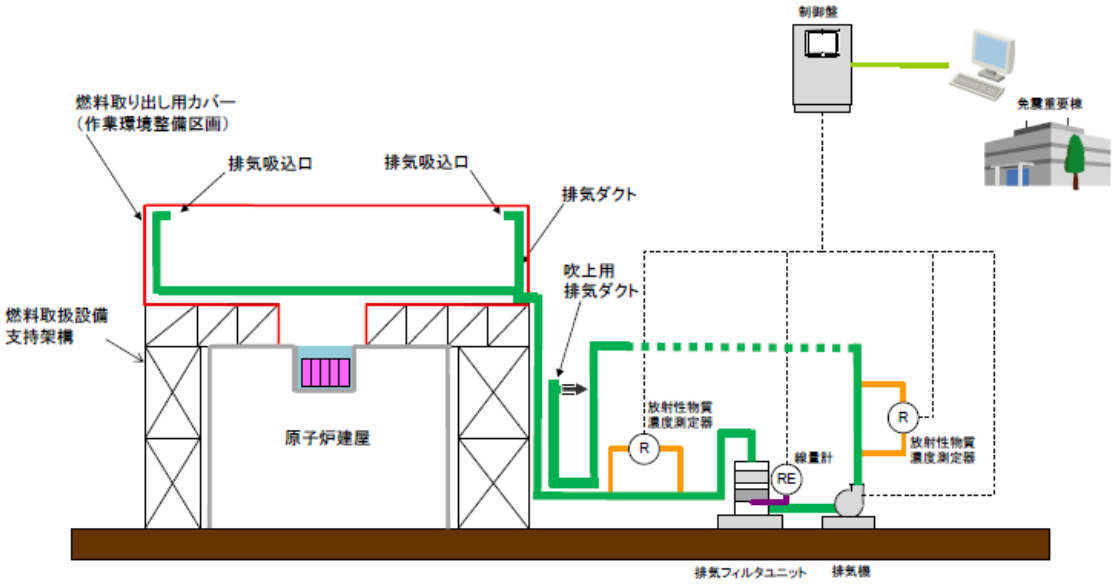


図 3-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

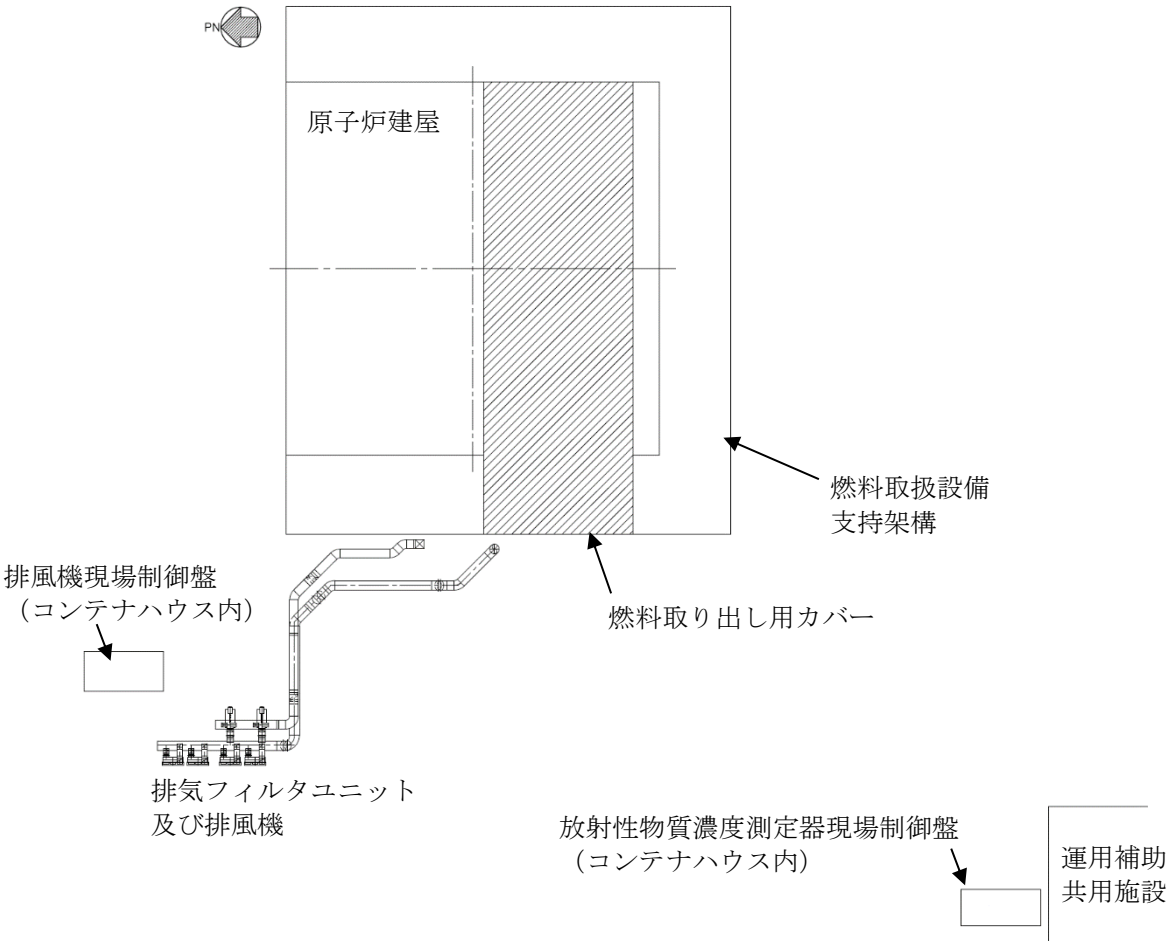


図 3-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

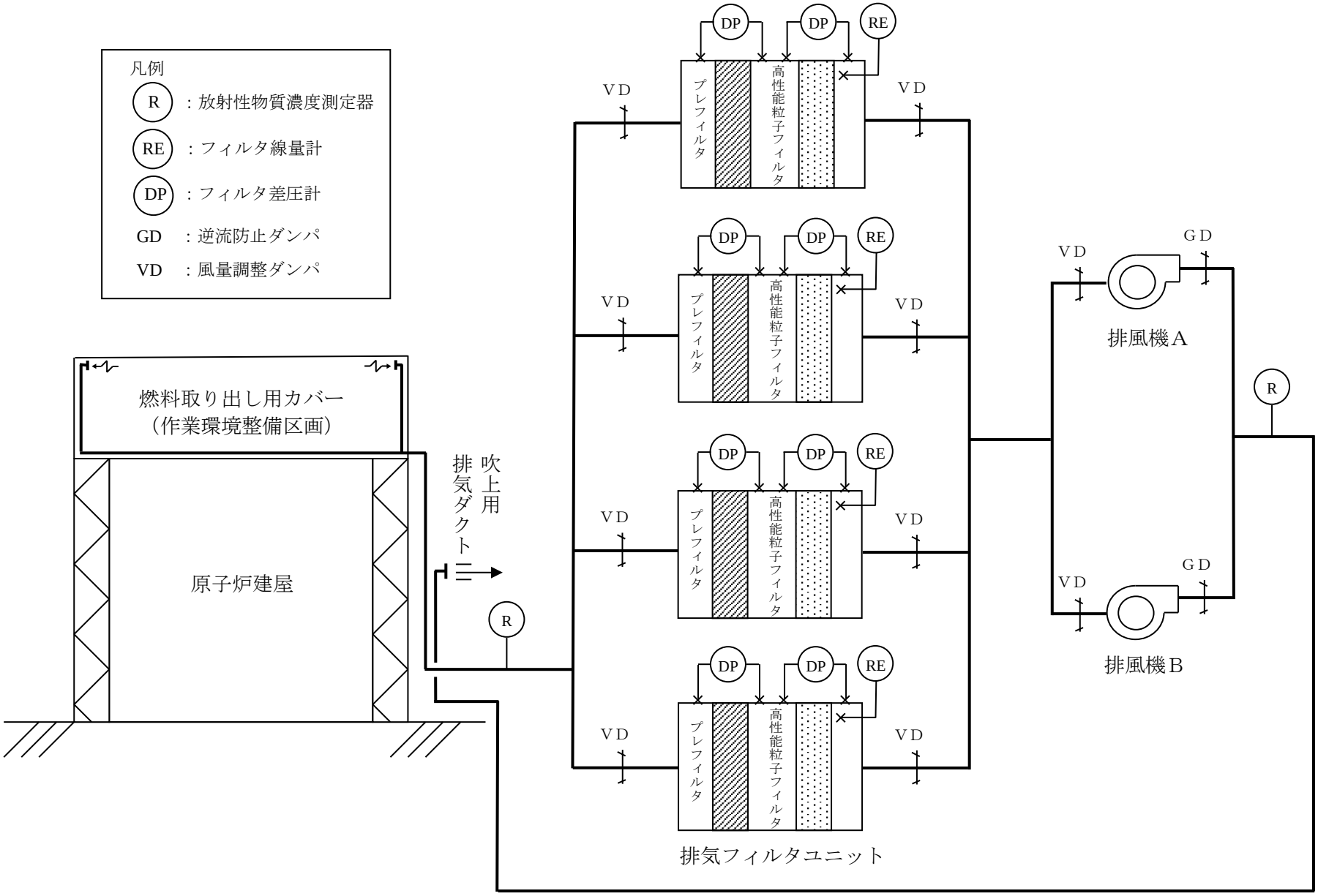
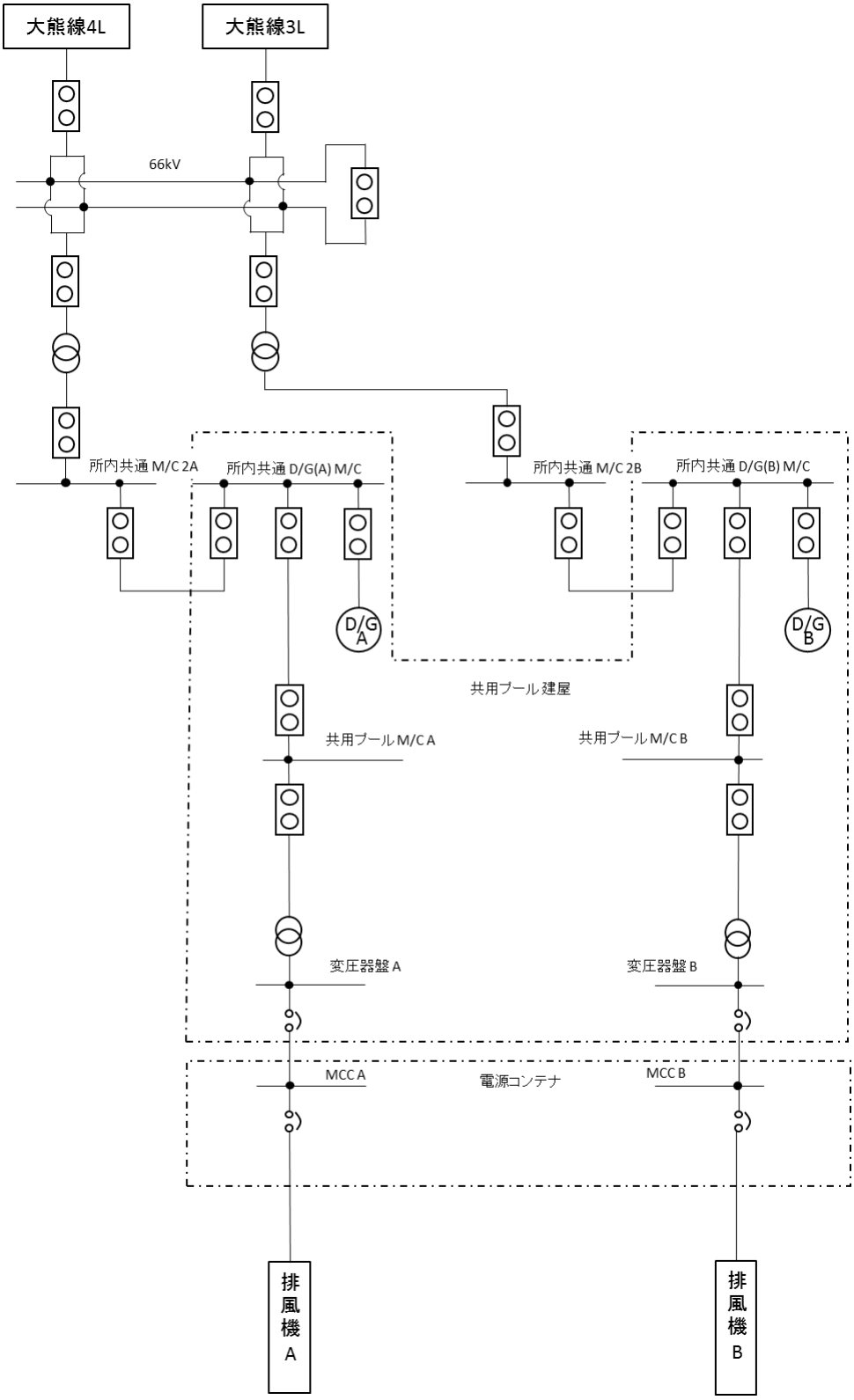


図 3-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図



※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。

(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，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。

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

4.2.2.3　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。

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

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(μr)：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。

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

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。

$$H_\gamma = K_2\cdot f_h\cdot f_0\cdot(\overline{D}_L + \overline{D}_{L-1} + \overline{D}_{L+1}) \quad \cdots\cdots\cdots \quad 4\text{-}3$$

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　：家屋の遮へい係数（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4-1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。

4.2.2.4　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，4-2 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。

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

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。

$$H_I = 365 \cdot \sum_{i} K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 4\text{-}5$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \overline{\chi}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 4\text{-}6$$

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 4-4　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}

4.2.2.5　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，4-4 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。

$$H_G = \sum_i K_{Gi} \cdot S_{Oi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad 4\text{-}7$$

$$S_{Oi} = \overline{\chi}_i \cdot V_g \cdot \frac{f_1}{\lambda_i} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_i \cdot T_O}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad 4\text{-}8$$

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（$\frac{\mu Sv/y}{Bq/m^2}$）

（表 4-5 参照）

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）（燃料取り出し用構台供用期間の 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 4-5　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}

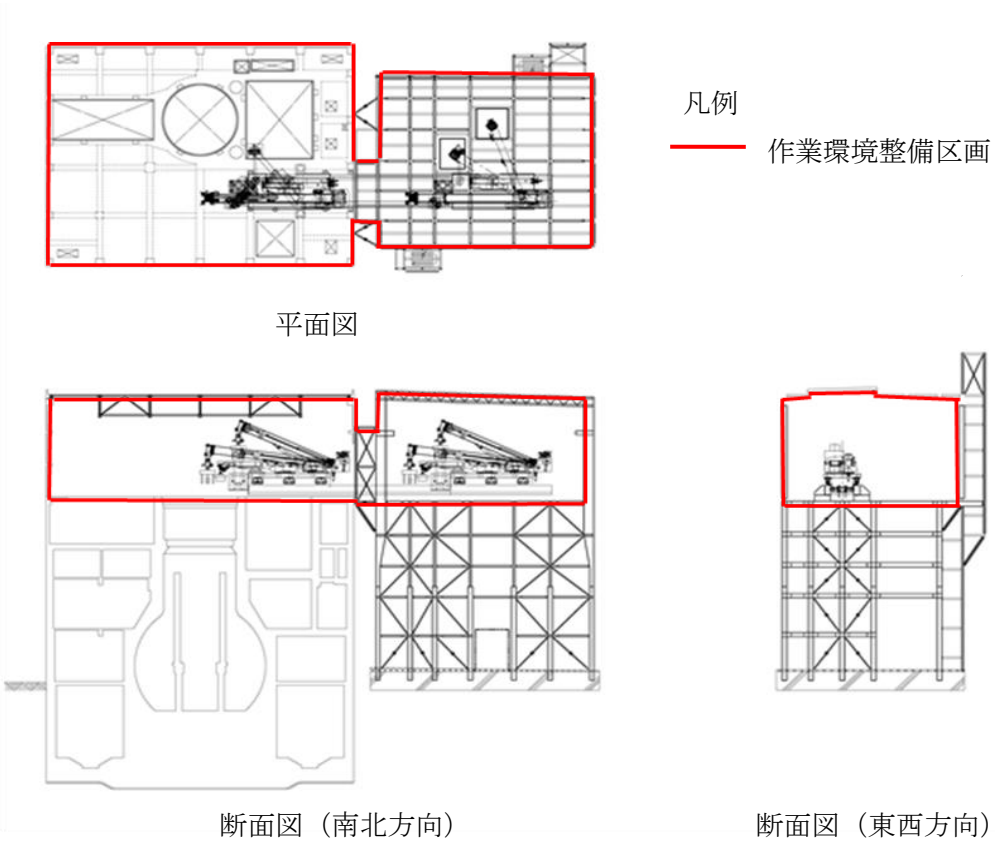
4.2.2.6　評価結果

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 0.003mSv／年であり，法令の濃度限度 1mSv／年に比べても十分低いと評価される。（表 4-6 参照）

また，「Ⅲ.3.2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」での評価（約 0.03mSv/年）に比べても低いと評価される。

表 4-6　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 6.4×10^{-9}	約 7.9×10^{-7}	約 3.0×10^{-3}	約 3.0×10^{-3}



【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

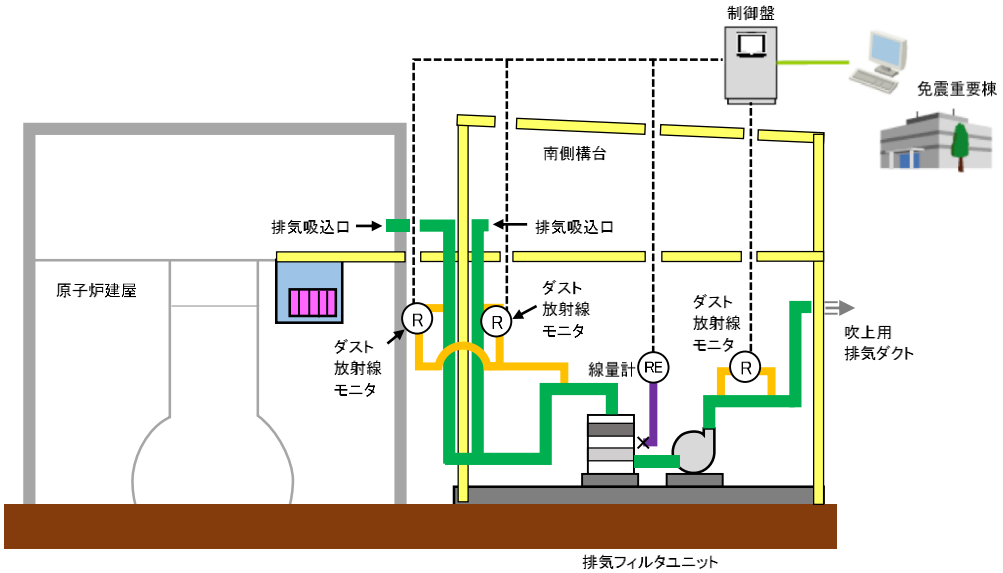


図 4-2　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備　概略構成図

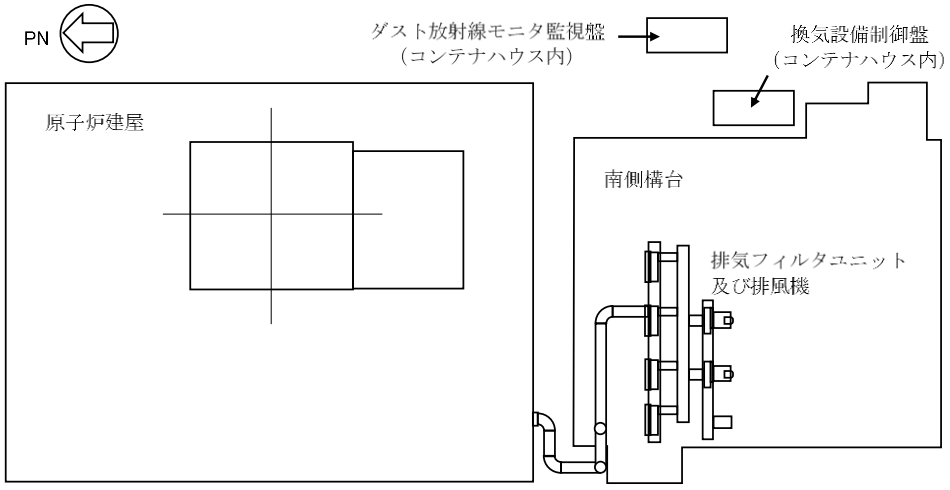


図 4-3　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備配置図

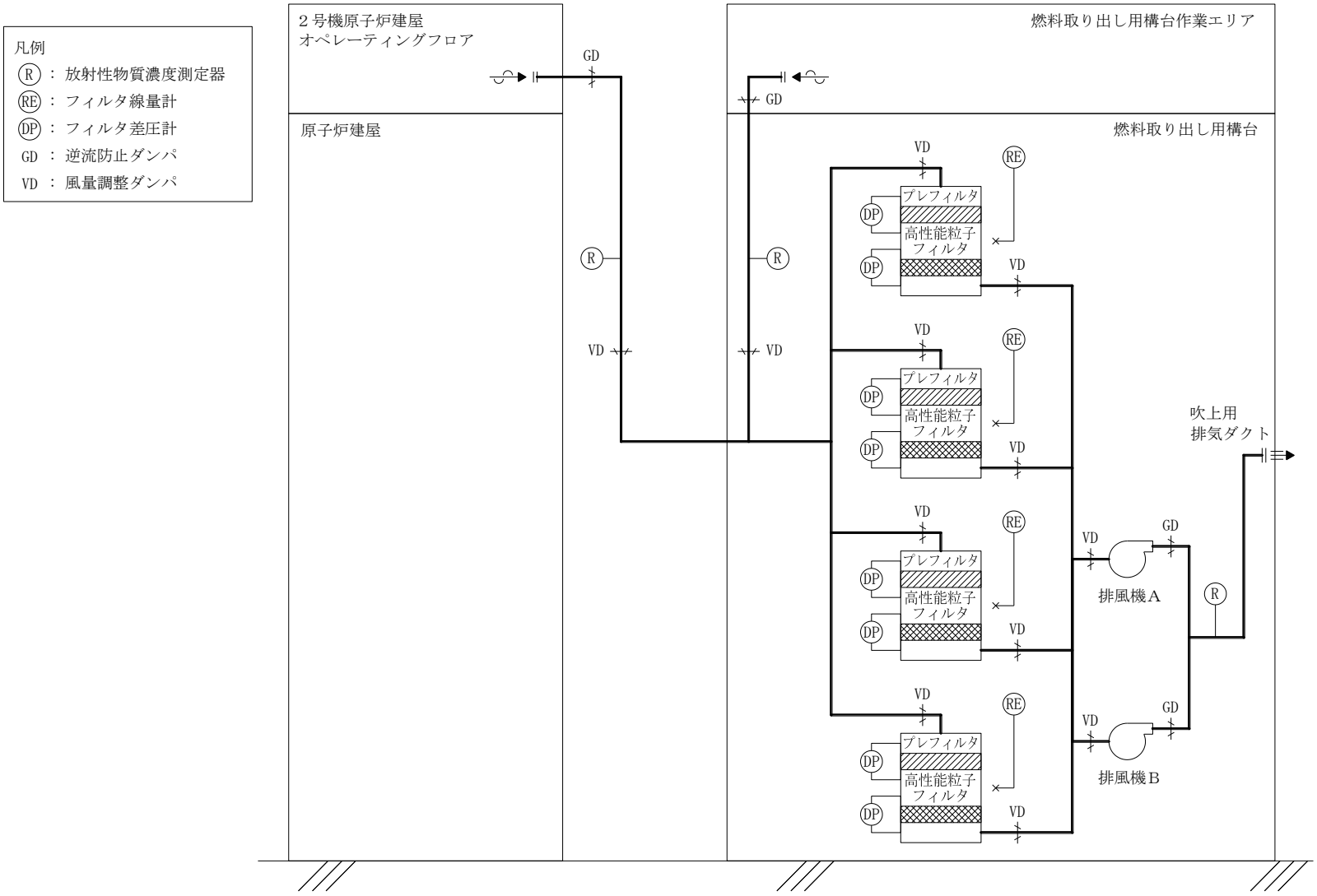
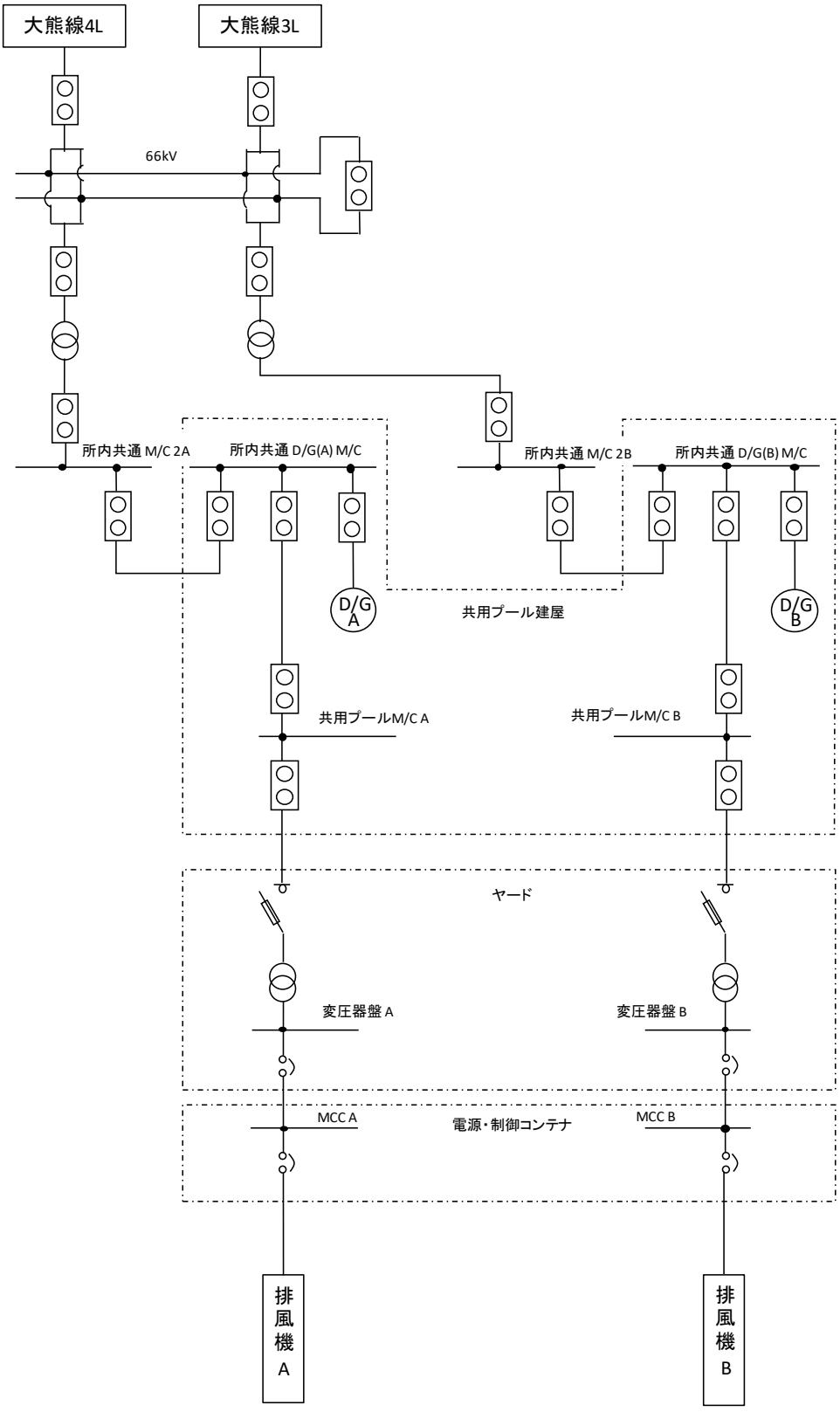


図 4-4　原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備系統図



※令和 2 年 12 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　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

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

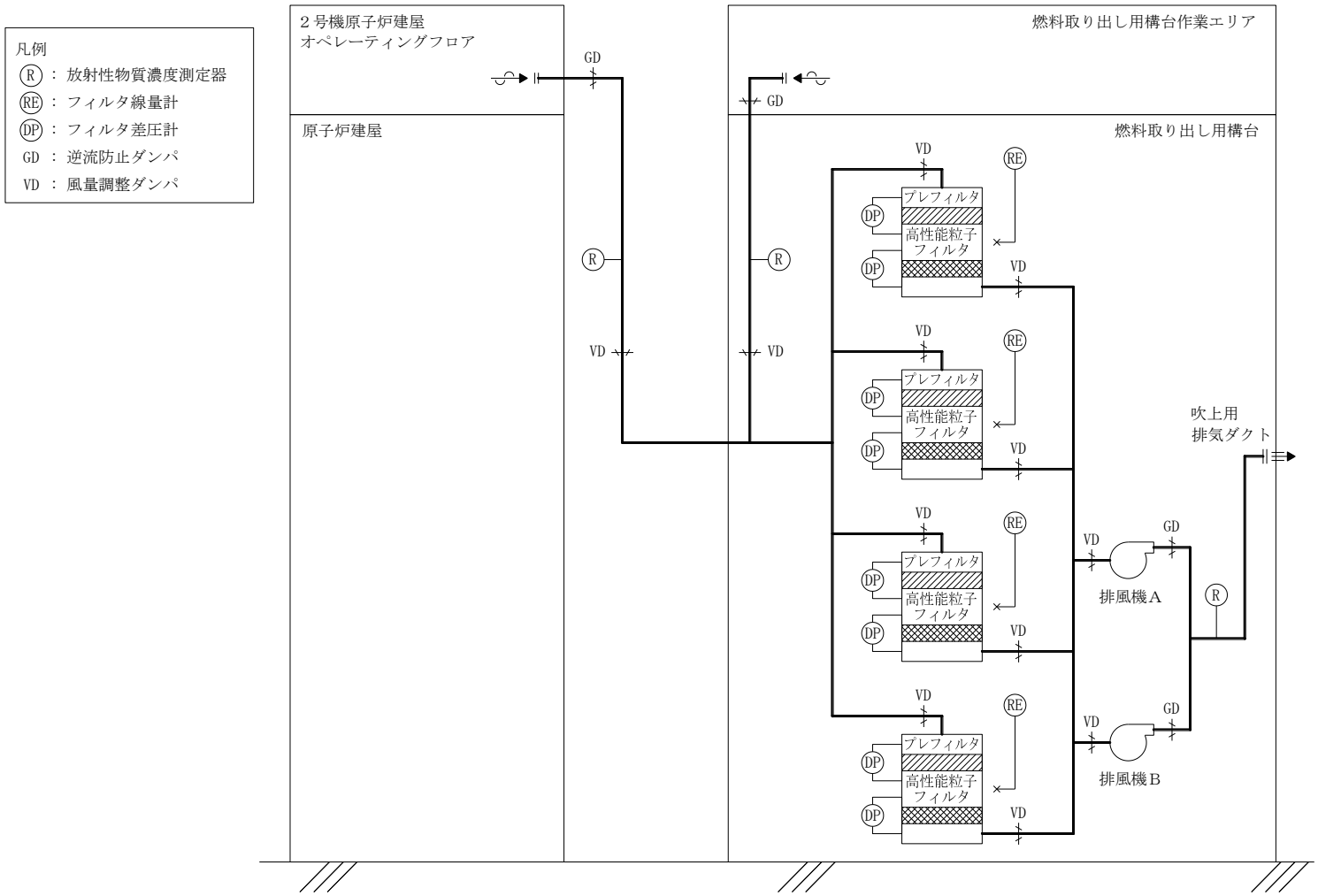
確認事項	確認項目		確認内容	判定基準
放出抑制	機能確認	風量確認	排風機の出口風量を確認する。	排風機が１台当たり30,000m^3/h 以上であること。
		フィルタ性能確認	フィルタの放射性物質の除去効率を確認する。	放射性物質の除去効率が 97%以上であること。
	構造確認	据付確認	放射性物質濃度の測定箇所を確認する。	放射性物質濃度測定箇所が実施計画通りであること。
監視	機能確認	監視機能確認	監視設備により運転状態等が監視できることを確認する。	排風機の運転状態，放射性物質濃度が免震重要棟内のモニタに表示され監視可能であること。
			設定値において警報及び表示灯が作動することを確認する。	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

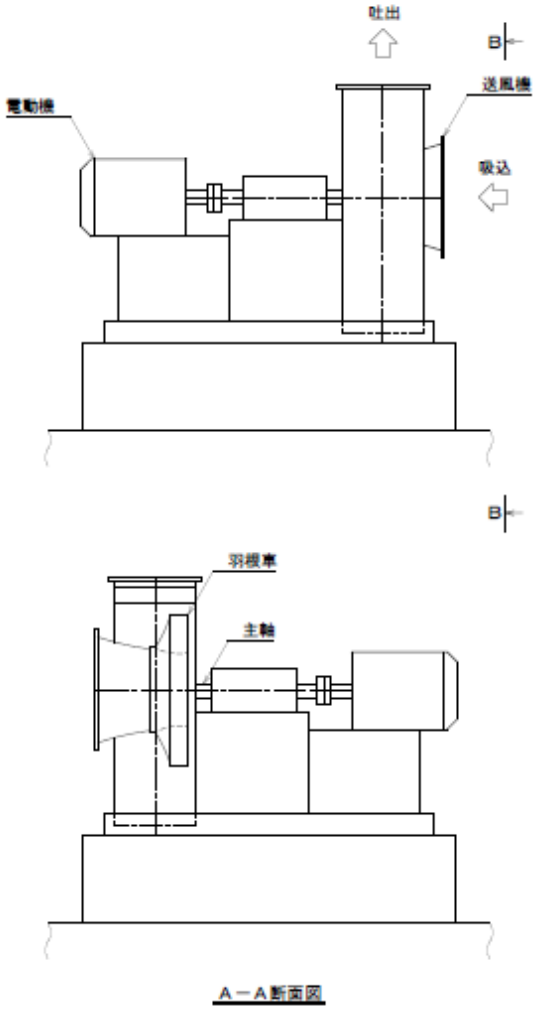
２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る主要な確認事項を表－１に示す。また，原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備の系統図，排風機の外形図及び排気フィルタユニットの外形図を図－１，図―２，図―３に示す。

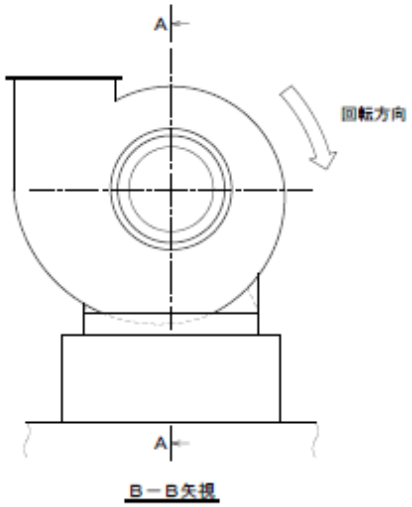
表－１　２号機原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備に係る確認事項

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）

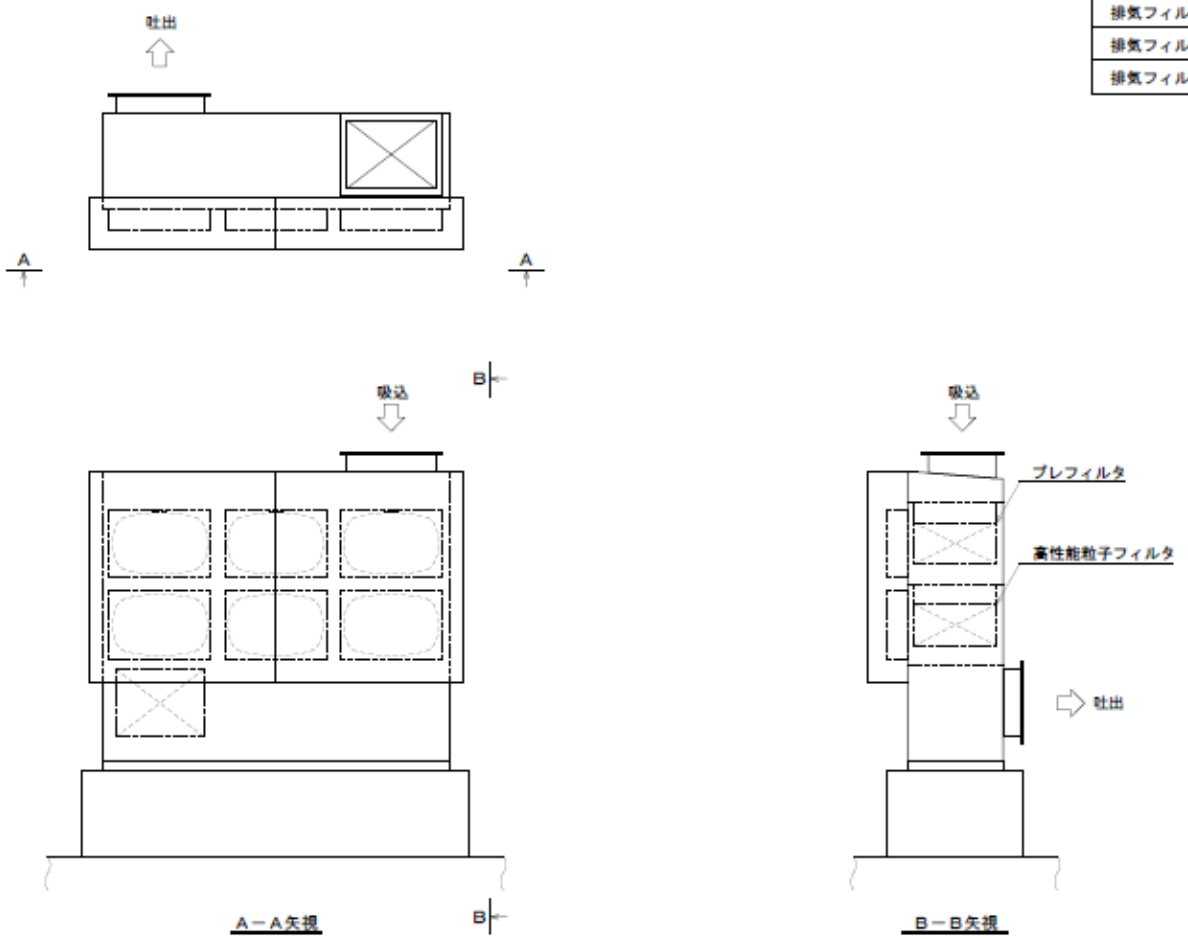




機器名称
排風機（A）
排風機（B）

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

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書

1.　本説明書の記載範囲

本説明書は，２号機，３号機及び４号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について記載するものである。なお，２号機，３号機及び４号機以外については，別途申請する。

2.　４号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

2.1　概要

2.1.1　一般事項

4 号機燃料取り出し用カバーは，使用済燃料プールを覆う構造としており，クレーン支持用架構と燃料取扱機支持用架構を有し，それぞれについて構造強度と耐震性について検討を行う。なお，耐震設計上の重要度分類は，燃料取扱設備の間接支持構造物としてＢクラス相当とする。

燃料取り出し用カバーの構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し，耐震性は基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し，燃料取り出し用カバーの損傷が原子炉建屋，使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，架構が崩壊機構に至らないことを確認する。図 2.1.1-1 に燃料取り出し用カバーのイメージを示す。

なお，一部損壊した原子炉建屋に接合される燃料取扱機支持用架構の施工前において，本説明書で想定しているように，原子炉建屋の接合部が施工に十分な状態かどうか確認した点検結果を別途報告するとともに，不具合が見つかった場合には，適切に補修等を実施する。

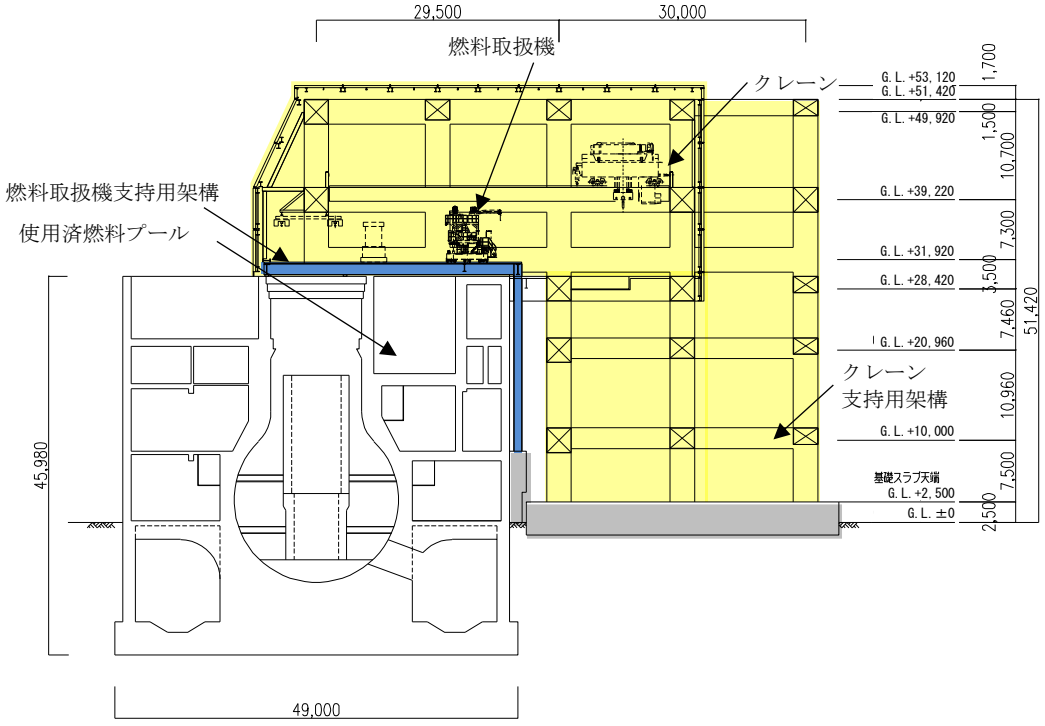


図 2.1.1-1　燃料取り出し用カバーのイメージ

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

(1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
(2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
(3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
(4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
(5) 建築基礎構造設計指針（日本建築学会，2001 改定）
(6) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課･国土交通省 国土技術政策総合研究所･独立行政法人建築研究所･日本建築行政会議，2007 刊行)
(7) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，1975 発行）
(8) 建築工事標準仕様書・同解説 JASS14 カーテンウォール工事（日本建築学会，1996 改定）
(9) 各種合成構造設計指針・同解説（日本建築学会，2010 改定）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

(1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂)
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊)
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 20 年 12 月 改定)
(4) 乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程（JEAC 4616-2009)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 21 年 12 月 制定)

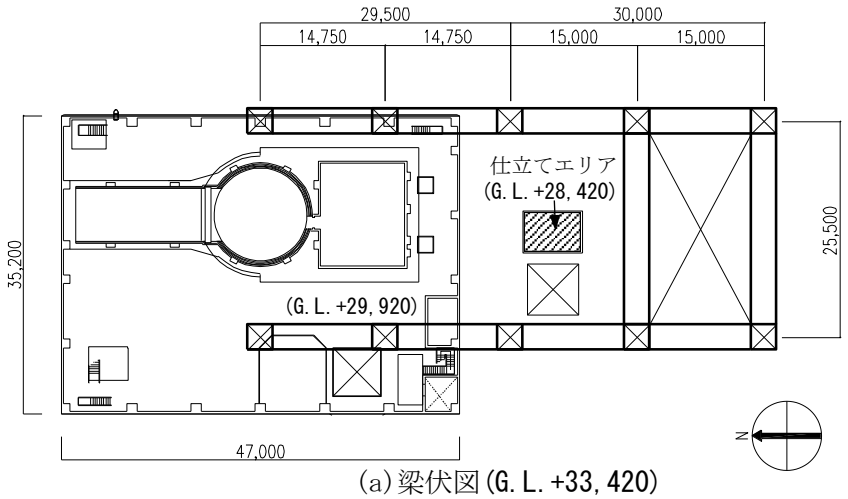
添付資料－4－2 では，G.L.±0mm＝T.P.8,564(※)とする。
(※)震災後の地盤沈下量(-709mm)と，O.P.から T.P.への
読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜ 換算式 ＞ T.P.＝旧 O.P.-1,436mm

2.1.2　クレーン支持用架構

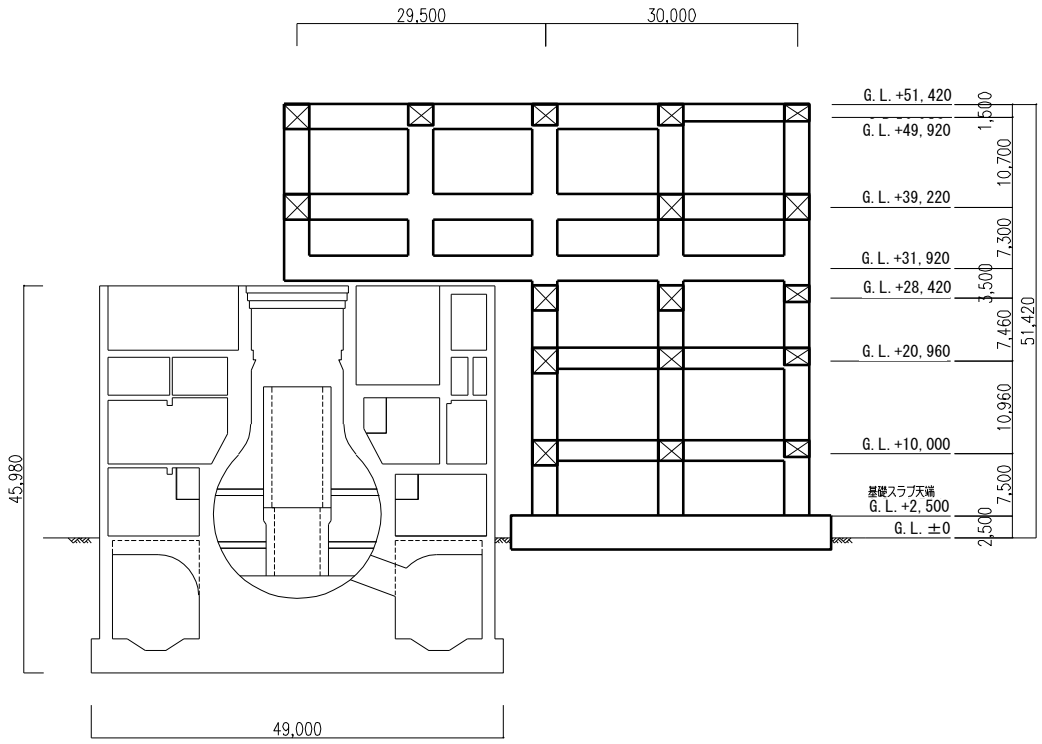
クレーン支持用架構はキャスク搬出入用の天井クレーンを支持する架構で，南北方向に 30.00m，東西方向に 25.50m，地盤面からの高さが 51.42m の柱部分と，北方向に 29.50m 跳ね出した片持ち梁部分からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で，構造種別は鉄骨造である。柱，大梁には，箱型断面部材を用いる。

基礎形式は基礎スラブによる直接基礎とし，地震時の基礎の転倒防止対策として地盤アンカーを用い，基礎スラブを支持する地盤は地盤改良により強固な支持地盤を形成する。改良地盤は既存の原子炉建屋と同様に泥岩に着底している。

クレーン支持用架構の概要を図 2.1.2-1 に，基礎スラブ及び改良地盤の概要を図 2.1.2-2 に示す。

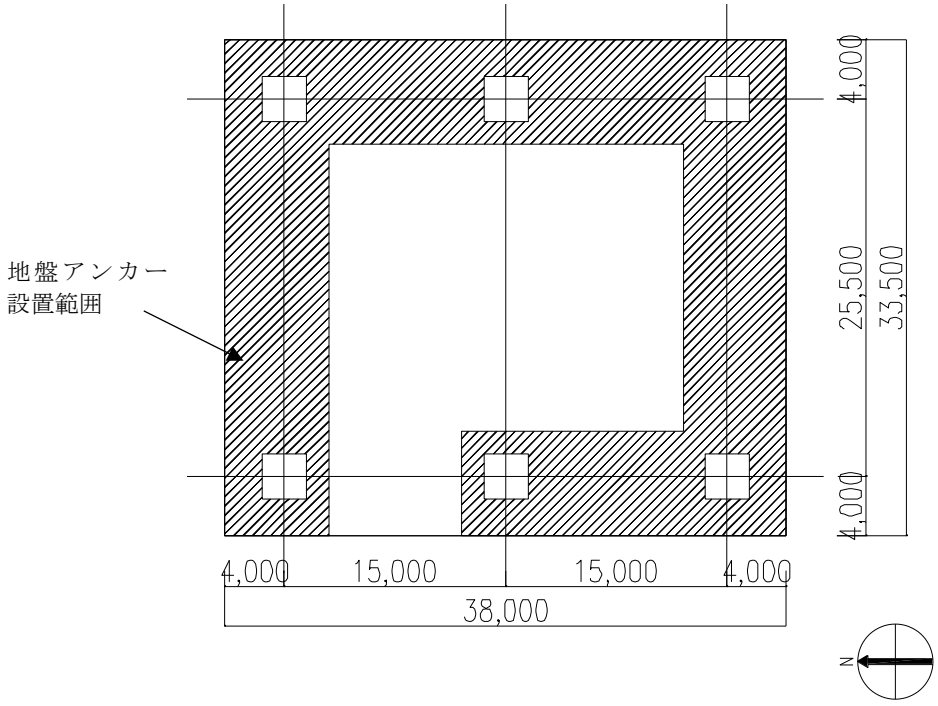


(a)梁伏図(G.L.+33,420)

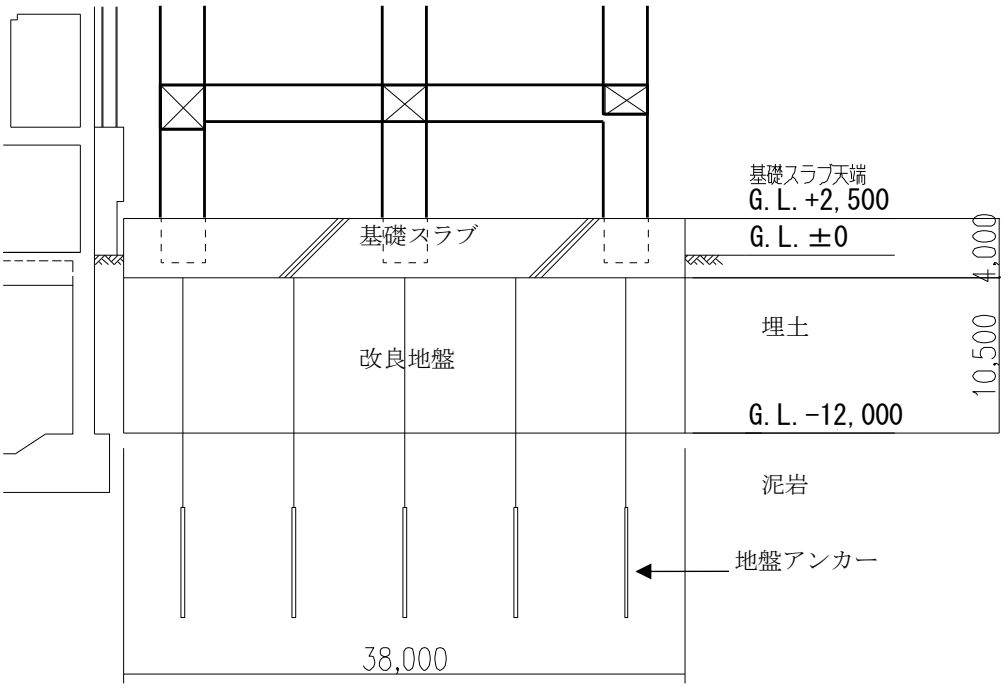


(b) 軸組図

図 2.1.2-1　クレーン支持用架構の概要（単位：mm）



(a) 基礎伏図



(b) 基礎断面図

図 2.1.2-2　基礎スラブ及び改良地盤の概要（単位：mm）

2.1.3　燃料取扱機支持用架構

燃料取扱機支持用架構は燃料取扱機を支持する架構で，南北方向に 30.50m，東西方向に 13.36m，地盤面からの高さが 30.77m の柱及び梁からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で，構造種別は鉄骨造である。

支持形式は，原子炉建屋シェル壁上端及び 1 階から 2 階の南側外壁に支持する構造である。燃料取扱機支持用架構の概要を図 2.1.3-1(1)及び図 2.1.3-1(2)に示す。

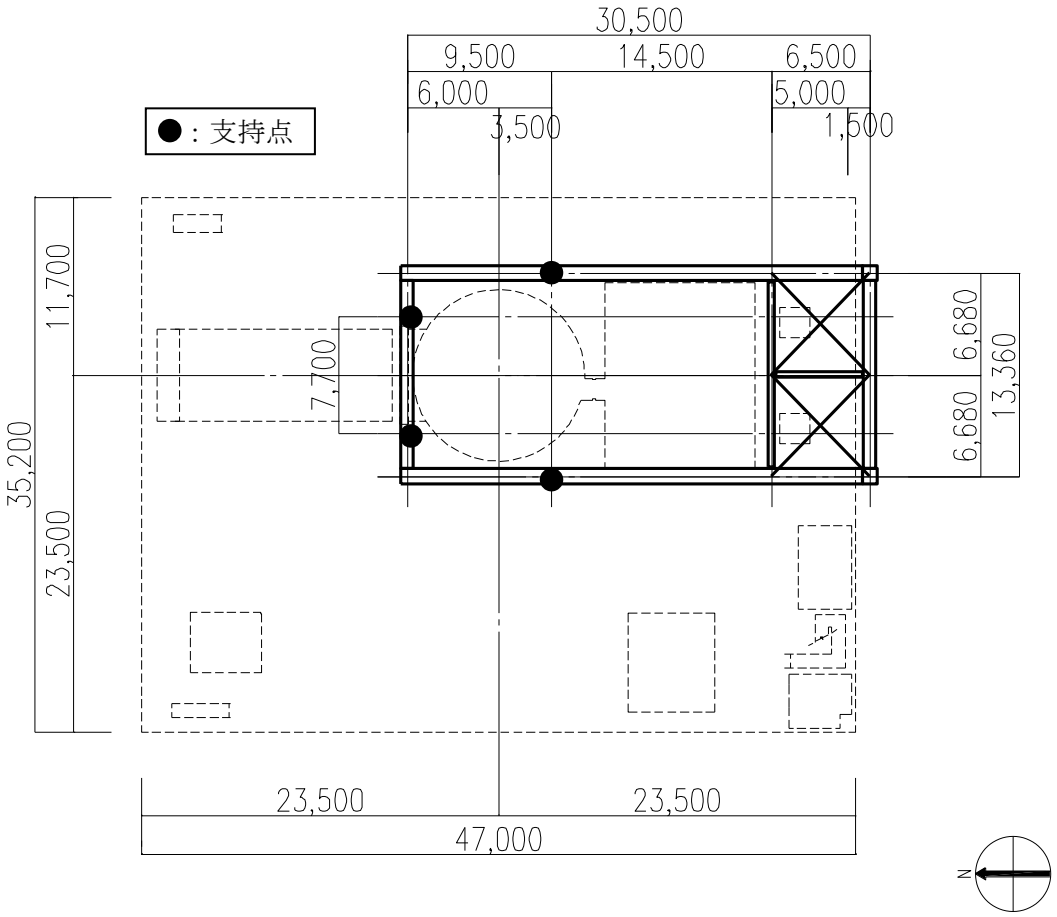
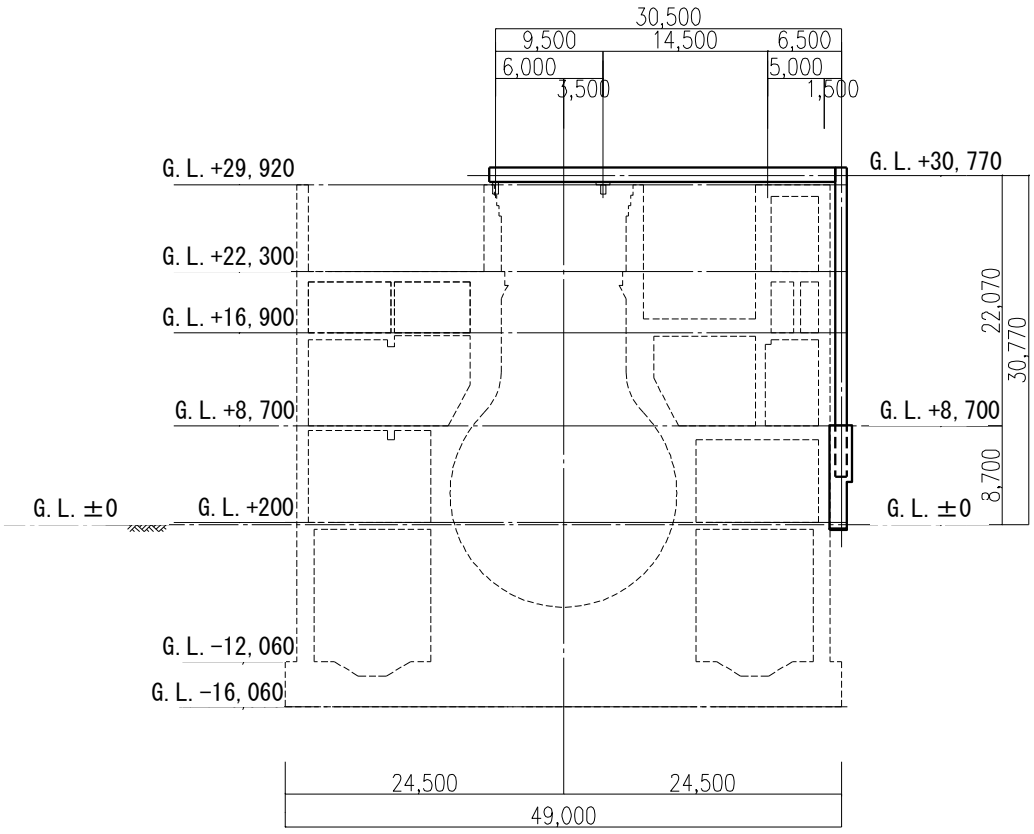
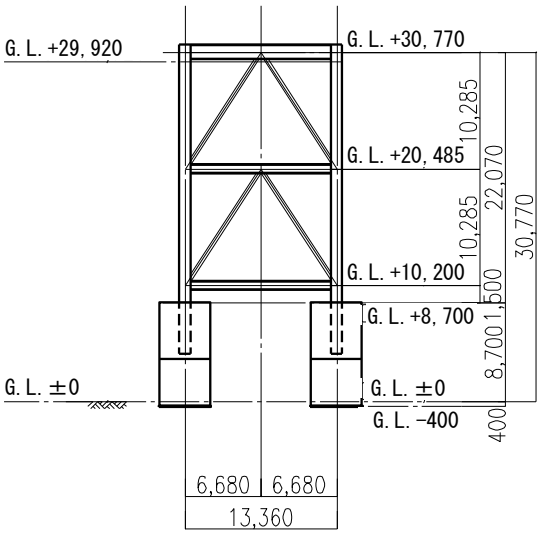


図 2.1.3-1(1)　燃料取扱機支持用架構の概要(梁伏図（G.L.+31,420））（単位：mm）



(a)断面図



(b)立面図

図 2.1.3-1(2)　燃料取扱機支持用架構の概要（単位：mm）

2.2　クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性について

クレーン支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.2-1 に示す。

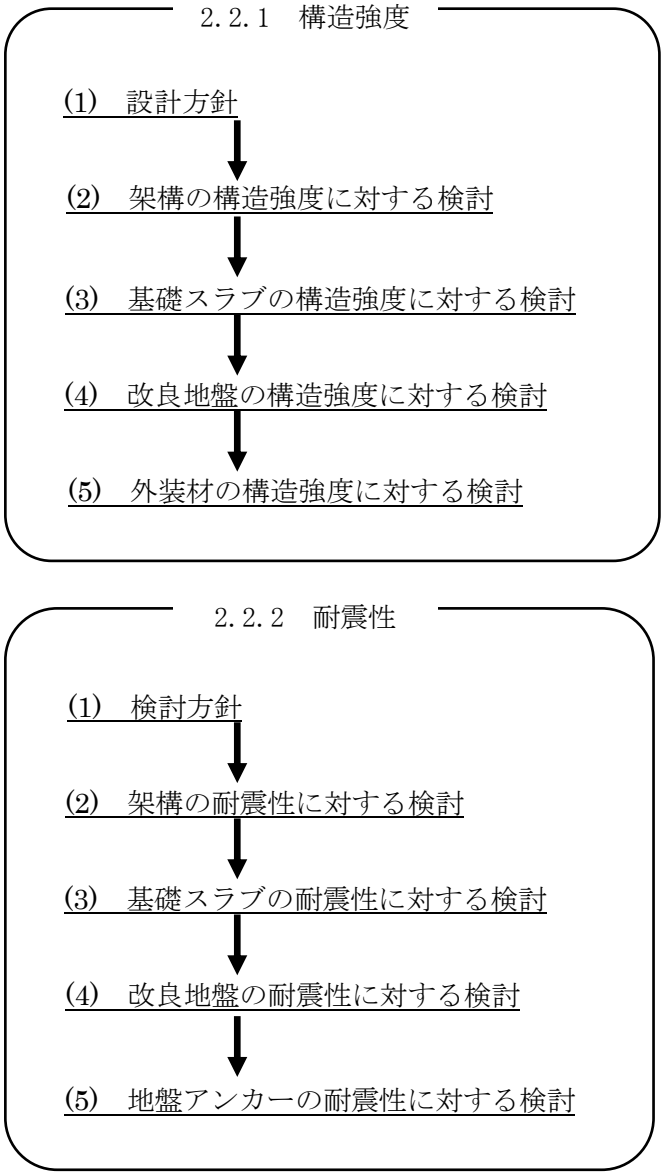


図 2.2-1　クレーン支持用架構の検討フロー

2.2.1　構造強度

(1)　設計方針

構造強度の検討は，クレーン支持用架構，基礎スラブ，改良地盤及び外装材について許容応力度設計を実施する。

1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 2.2.1-1(1)及び表 2.2.1-1(2)に示す。

表 2.2.1-1(1)　クレーン支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E（N/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
基礎スラブ	コンクリート	2.44×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm²）

	長期			短期		
設計基準強度＝30	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	10.0	－	0.790	20.0	－	1.185

鉄筋の許容応力度　（単位：N/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
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			
SD390	D29 未満	215	195	390	390
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度　（単位：N/mm²）

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T≦40mm	SS400，SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い，左記 F の値より求める
T＞40mm	SN400B	215	
T≦40mm	SM490A，SN490B	325	
T≦40mm	SM520B	355	

表 2.2.1-1(2)　改良地盤，支持地盤の物性値及び許容応力度

改良地盤の許容応力度　（単位：kN/m²）

設計基準強度=2300*1	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
改良地盤	766	－	153	1533	－	306
断面欠損を考慮*2	750	－	114	1502	－	229

*1：施工結果を反映した

*2：「JEAC4616-2009」に準拠し，断面欠損を鉛直方向に 2%，せん断方向に 25%考慮した

支持地盤の許容支持力度　（単位：kN/m²）

種別	長期*1	短期*1
泥岩（岩盤）	1960	3920

*1：「福島第一原子力発電所第 4 号機工事計画認可申請書」による

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

クレーン支持用架構に作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重，積載荷重及び地盤アンカーの効果を考慮した荷重とする。

・クレーン荷重（CL）

天井クレーンによる荷重を表 2.2.1-2 に示す。

表 2.2.1-2　クレーン荷重一覧表

クレーン自重	1666 kN
トロリ自重	1010 kN
吊荷	980 kN

・積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m²/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。速度圧の算定結果を表 2.2.1-3 に示す。

表 2.2.1-3　速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の 鉛直分布係数 Er	ガスト 影響係数 Gf	建物高さと粗度 区分による係数 E	基準風速 Vo (m/s)	速度圧 q (N/m²)
52.73	1.28	2.00	3.28	30	1769

＊：　建物高さは，軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

・地震荷重（K）

水平地震力はG.L.±0mを基準面として，下式により算定し，算定結果を表2.2.1-4に示す。

$$Qi=n \cdot Ci \cdot Wi$$
$$Ci=Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi ：水平地震力（kN）

n ：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）

建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

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=1.0）

Ai ：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，クレーン支持用架構の固有値を用いたモーダル法（二乗和平方根法）により求める。

C_0 ：標準せん断力係数（C_0=0.2）

表2.2.1-4　水平地震力の算定結果

階	G.L.(m)	各階重量 (kN)	Wi (kN)	Ai		n・Ci		Qi (kN)	
				NS方向	EW方向	NS方向	EW方向	NS方向	EW方向
R	+51.42	10569	－	－	－	－	－	－	－
6	+40.72～+51.42	13780	10569	1.443	1.477	0.433	0.443	4576	4683
5	+33.42～+40.72	5195	24349	1.302	1.328	0.391	0.398	9514	9702
4	+29.92～+33.46	9019	29544	1.254	1.272	0.376	0.382	11118	11271
3	+22.46～+29.92	5782	38563	1.183	1.187	0.355	0.356	13685	13730
2	+11.50～+22.46	6390	44345	1.113	1.114	0.334	0.334	14807	14818
1	+2.50～+11.50	－	50735	1.000	1.000	0.300	0.300	15221	15221

・荷重組合せ

設計で考慮するクレーンの位置を図 2.2.1-1 に，荷重組合せを表 2.2.1-5 に示す。

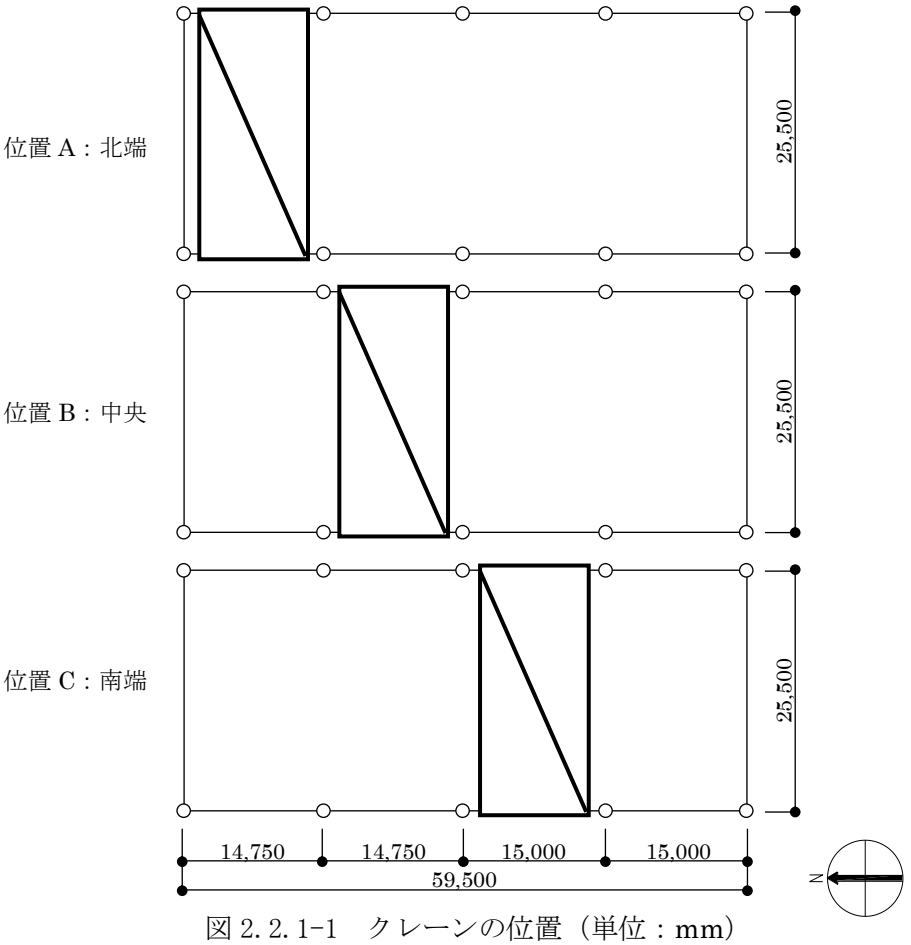


図 2.2.1-1　クレーンの位置（単位：mm）

表 2.2.1-5　クレーン支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL*1	長期
積雪時*3	S	VL+CL*1+SL	短期
暴風時*3	W	VL+CL*1+WL	
地震時	E1	VL+CL*1+K(＋NS)*2	
	E2	VL+CL*1+K(－NS)*2	
	E3	VL+CL*1+K(＋EW)*2	
	E4	VL+CL*1+K(－EW)*2	

*1：　吊荷重量は，常時，積雪時及び暴風時はクレーン位置，地震時は仕立てエリアにて考慮する。

*2：　地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

*3：　短期事象では地震時が支配的であることから，積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし，外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお，地震時と暴風時のクレーン支持用架構の層せん断力について，風荷重の受圧面積が最大になる EW 方向で比較した結果を図 2.2.1-2 に示す。図 2.2.1-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

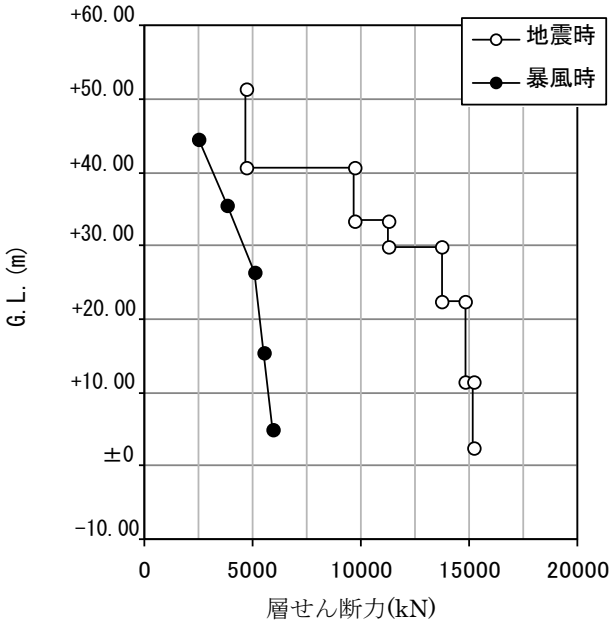


図 2.2.1-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2)　架構の構造強度に対する検討

1)　解析モデル

クレーン支持用架構の解析モデルは，基礎スラブ厚中央（G.L.+0.5m）より上部を立体架構モデルとし，柱及び梁の部材端部の条件は剛接，柱脚部は基礎下でピン支持とする。解析モデル，部材寸法及び応力検討箇所を図 2.2.1-3 に示す。ここに，使用する材質は SM490A とする。

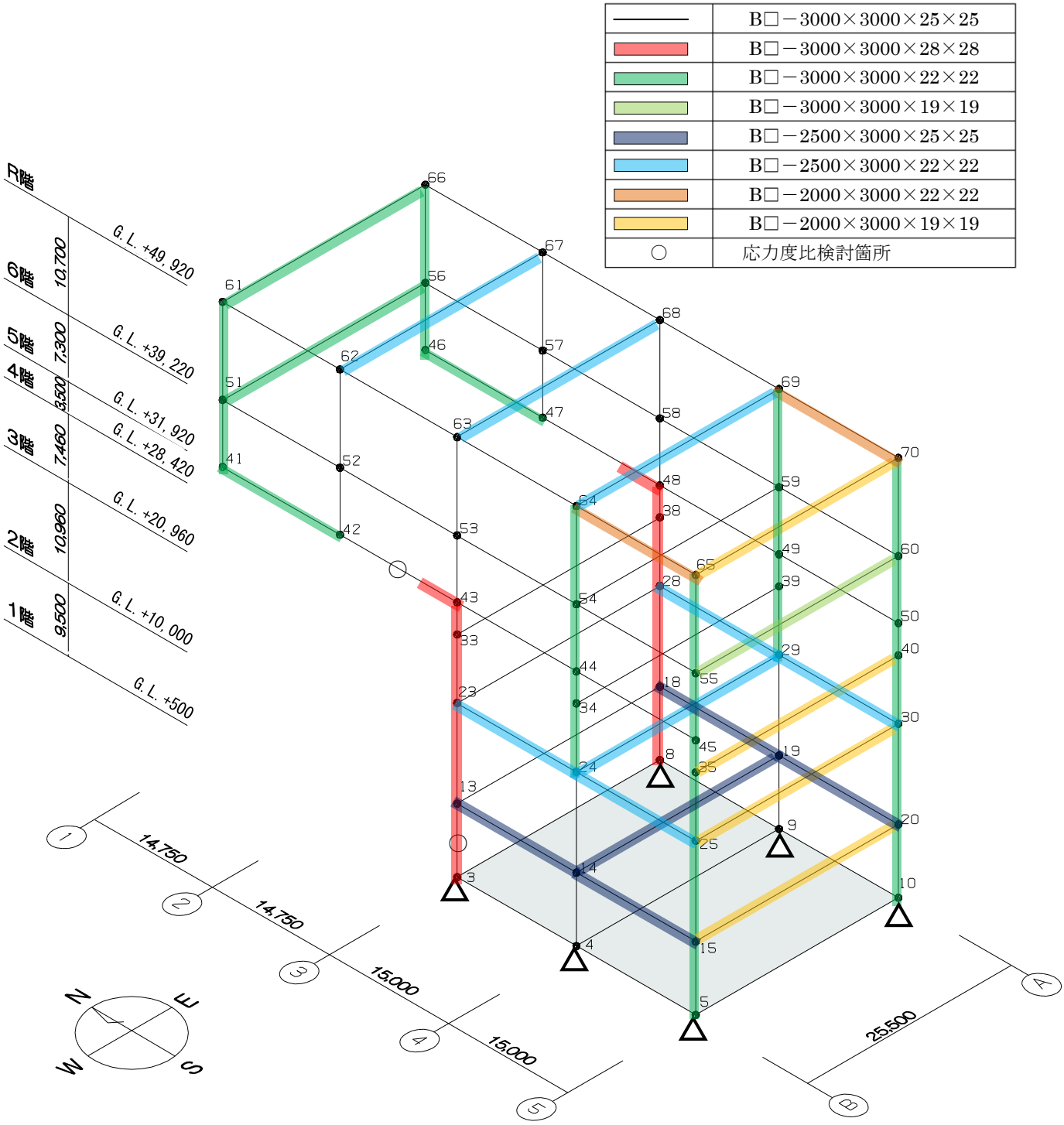
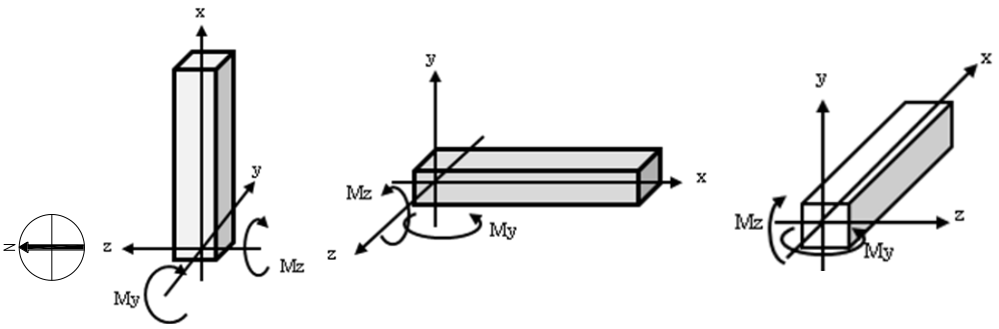


図 2.2.1-3　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

応力解析結果を用い，断面検討は二方向の曲げを図 2.2.1-4 に示すように考慮する。



柱要素　　NS 方向梁要素　　EW 方向梁要素

図 2.2.1-4　曲げモーメントの方向

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，軸力及び曲げモーメントに対する検討は下式にて行う。

・軸圧縮の場合　　$\dfrac{\sigma_c}{f_c}+\dfrac{\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_b}\leqq 1$

・軸引張の場合　　$\dfrac{\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_t}\leqq 1$

ここで，

σ_c：軸応力度（=N／A）

N：軸力，A：断面積

σ_{bz}：部材 z 軸方向曲げ応力度（＝M_z／Z_z）

M_z，Z_z：部材 z 軸回りモーメント及び断面係数

σ_{by}：部材 y 軸方向曲げ応力度（＝M_y／Z_y）

M_y，Z_y：部材 y 軸回りモーメント及び断面係数

f_c：許容圧縮応力度

f_b：許容曲げ応力度

f_t：許容引張応力度

また，せん断力に対する検討は下式にて行う。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_z^{\,2}}}{f_t}\leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_y^{\,2}}}{f_t}\leqq 1$$

ここで，

τ_z：部材 z 軸方向せん断応力度（＝Q_z／A_{wz}）

Q_z，A_{wz}：部材 z 軸方向せん断力及びせん断断面積

τ_y：部材 y 軸方向せん断応力度（＝Q_y／A_{wy}）

Q_y，A_{wy}：部材 y 軸方向せん断力及びせん断断面積

表 2.2.1-6 及び表 2.2.1-7 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.2.1-6　断面検討結果（常時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	C (A)	曲げ Mz	37.3	216.7	0.52	OK
				曲げ My	8.4	216.7		
				圧縮 N	65.1	213.6		
				せん断 Qz	0.8	125.1		
				せん断 Qy	8.9	125.1		
梁	5 階 2-3/B	B□-3000×3000 ×28×28	C (A)	曲げ Mz	93.0	216.7	0.55	OK
				曲げ My	0.4	216.7		
				圧縮 N	19.2	214.1		
				せん断 Qz	0.4	125.1		
				せん断 Qy	20.1	125.1		

*1：クレーンの位置を示す

表 2.2.1-7　断面検討結果（地震時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	E3 (A)	曲げ Mz	160.6	325.0	0.86	OK
				曲げ My	31.9	325.0		
				圧縮 N	79.5	320.4		
				せん断 Qz	7.9	187.6		
				せん断 Qy	37.1	187.6		
梁	5 階 2-3/B	B□-3000×3000 ×28×28	E3 (A)	曲げ Mz	93.1	325.0	0.55	OK
				曲げ My	58.9	325.0		
				圧縮 N	20.0	321.1		
				せん断 Qz	8.3	187.6		
				せん断 Qy	20.5	187.6		

*1：クレーンの位置を示す

(3)　基礎スラブの構造強度に対する検討

1)　解析モデル

基礎スラブの応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行い，解析モデルは図 2.2.1-5 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

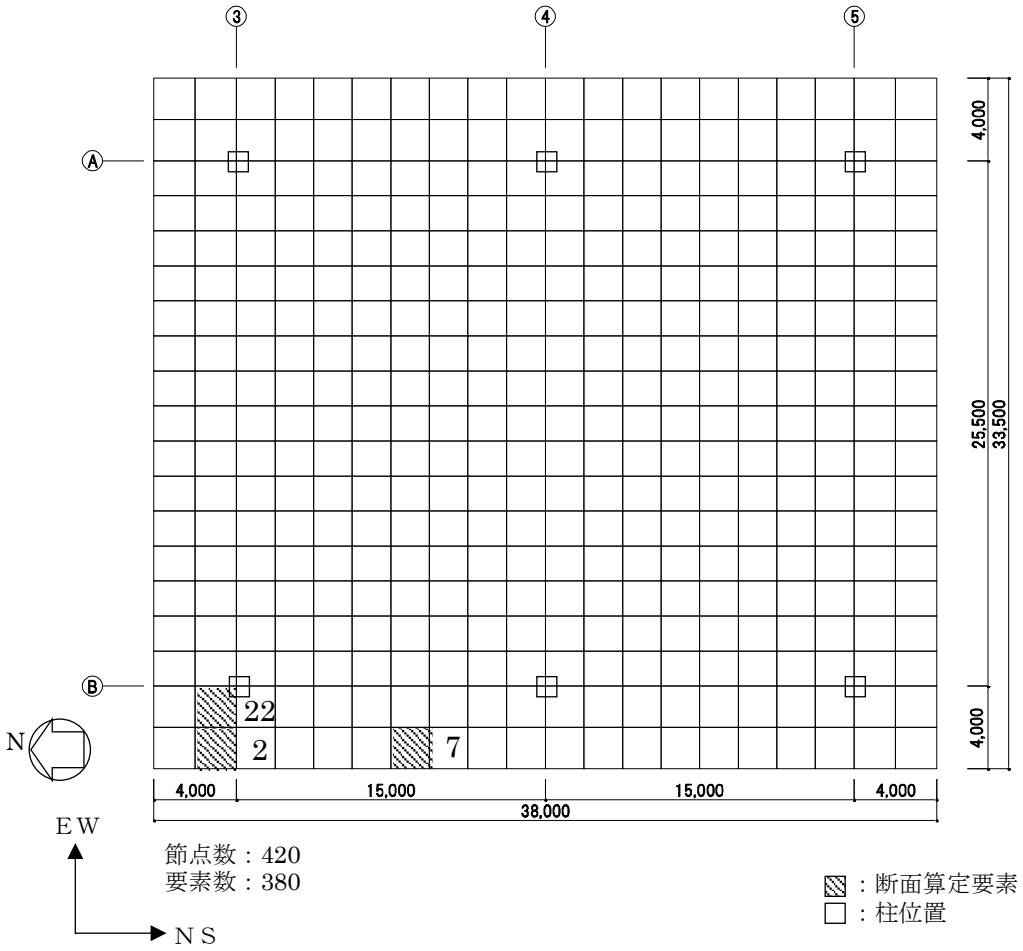


図 2.2.1-5　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

組合せた応力より，各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」より求め，設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。必要鉄筋比が最大となる要素と設計面外せん断力と許容せん断力との比が最大になる要素の断面検討結果を表 2.2.1-8 に示し，必要鉄筋比が最大となる要素を含む EW 方向の配筋図を図 2.2.1-6 に示す。

断面検討の結果，設計配筋は必要鉄筋比を上回り，また面外せん断力は許容せん断力以下であることを確認した。

表 2.2.1-8　基礎スラブの断面算定表

要素番号	方向	荷重ケース(位置)*1	設計応力 N*2 (kN/m)	設計応力 M (kN･m/m)	N/(b･D) *2 (×10⁻²N/mm²)	M/(b･D²) (×10⁻²N/mm²)	Pt (%)	at (mm²/m)	設計配筋 上段：上端筋 [断面積 mm²/m] (pt:%) 下段：下端筋 [断面積 mm²/m] (pt:%)	荷重ケース(位置)*1	設計面外せん断力 Q (kN/m)	許容せん断力 fs･b･j (kN/m)	判定
2	NS	C(A)	-53	2397	-1.4	15.0	0.09	3600	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C(C)	126	2627	OK
		E3(A)	-264	2643	-6.6	16.6	0.06	2400	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	E1(C)	215	3940	OK
	EW	C(A)	16	1589	0.4	10.0	0.06	2400	3-D38@200 [17100] (0.43) 2-D38@200 [11400] (0.29)	C(A)	1583	2627	OK
		E3(A)	110	2111	2.8	13.2	0.03	1200		E3(A)	1925	3940	OK
7	NS	C(A)	47	3678	1.2	23.0	0.13	5200	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C(C)	245	2627	OK
		E2(A)	29	3932	0.8	24.6	0.07	2800	1-D38@200 [5700] (0.14)	E2(C)	396	3940	OK
	EW	C(C)	-2	40	-0.1	0.3	0.00	0	1-D38@200 [5700] (0.14)	C(B)	135	2627	OK
		E4(A)	-26	112	-0.7	0.7	0.00	0	1-D38@200 [5700] (0.14)	E2(A)	154	3940	OK
22	NS	C(A)	13	2582	0.4	16.2	0.09	3600	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	C(C)	104	2627	OK
		E2(A)	239	4038	6.0	25.3	0.06	2400	D38@200+D38@400 [8550] (0.21)	E1(C)	541	3940	OK
	EW	C(A)	77	2818	2.0	17.7	0.10	4000	3-D38@200 [17100] (0.43) 2-D38@200 [11400] (0.29)	C(C)	575	2627	OK
		E3(A)	470	4754	11.8	29.8	0.07	2800		E4(A)	1227	3940	OK

＊1：クレーンの位置を示す
＊2：圧縮を正とする

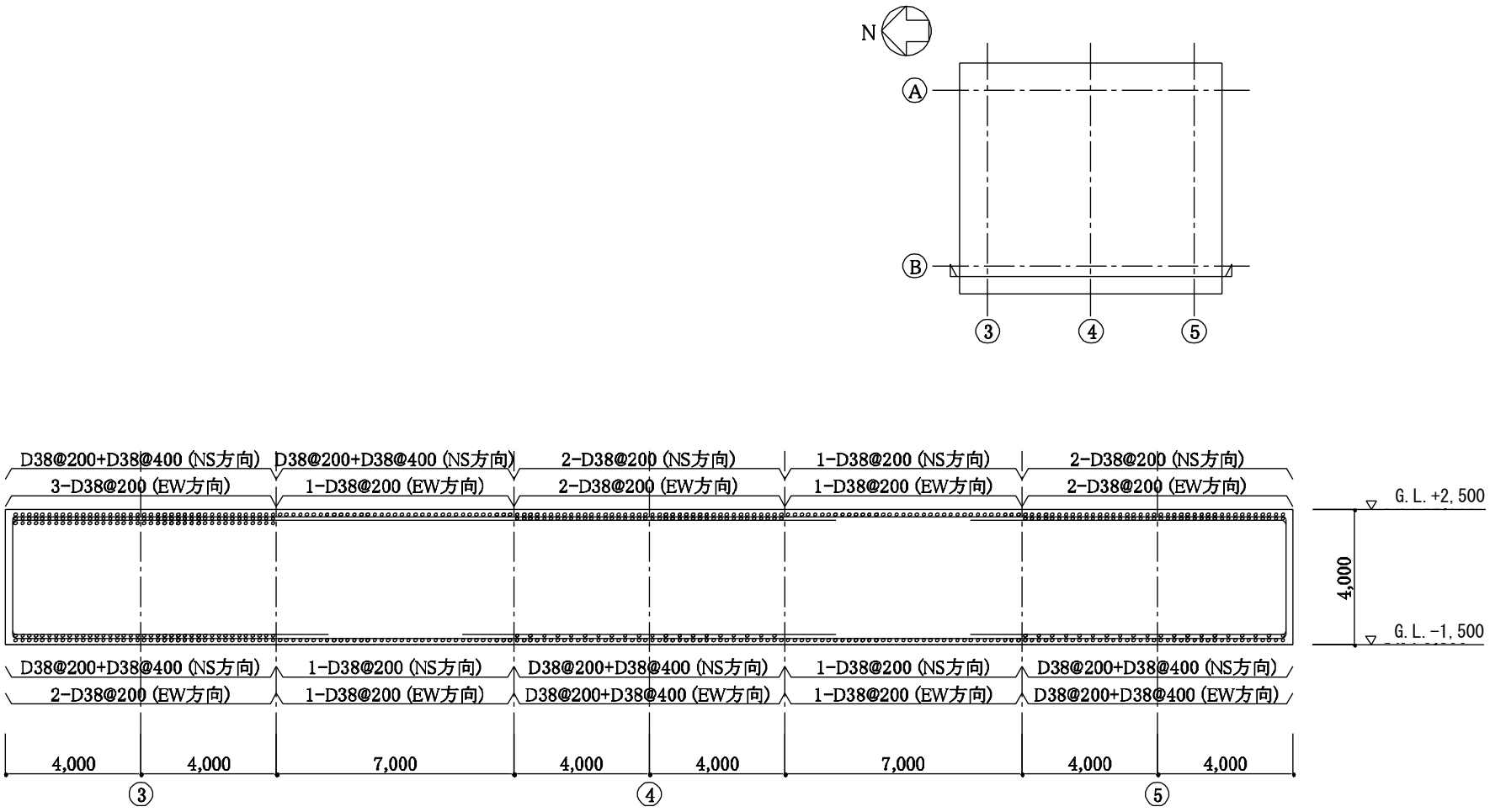


図 2.2.1-6　基礎スラブの配筋図（B 通り）（単位：mm）

(4)　改良地盤の構造強度に対する検討

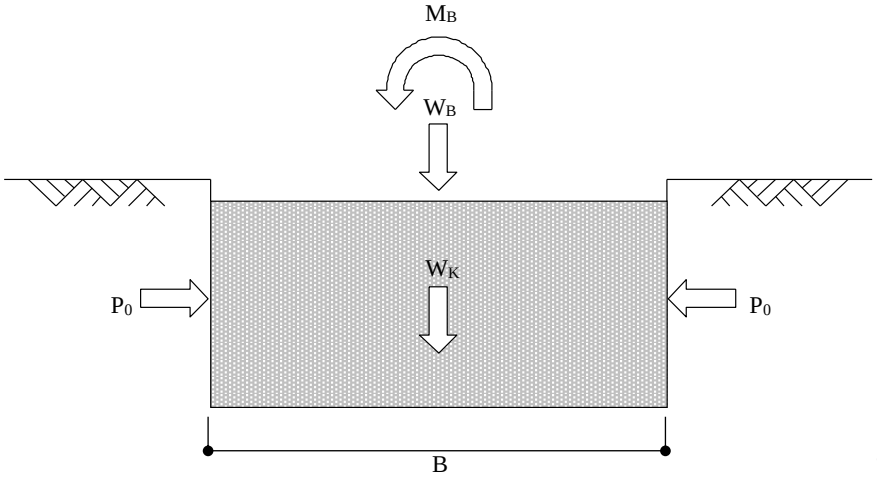
1)　設計方針

クレーン支持用架構を支持する改良地盤は，基礎スラブ直下の地盤を南北方向に 38.0m，東西方向に 33.5m，改良厚さ 10.5m とし，G.L.-12.0mの泥岩に支持する。検討は「JEAC4616-2009」に準拠し，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。さらに，改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

2)　常時に対する検討

・改良地盤の検討

常時において，改良地盤底面に生じる最大接地圧が改良地盤の長期許容圧縮応力度以下であることを確認する。図 2.2.1-7 に作用荷重を示す。



W_B：架構荷重＋基礎スラブ荷重＋地盤アンカー荷重

W_K：改良地盤の自重

M_B：架構の偏心による転倒モーメント

P_o：長期設計用土圧

B：改良幅

図 2.2.1-7　作用荷重（常時）

改良地盤の荷重負担範囲は，面積 A=1273m^2，断面係数 Z=8062m^3 となり，改良地盤底面に生じる最大接地圧は下式にて求める。

鉛直力の合計　　$\Sigma W=W_B+W_K=607373kN$

転倒モーメントの合計　　$\Sigma M=M_B=666480kNm$

改良地盤の最大接地圧　　$q_r=\Sigma W/A+\Sigma M/Z=560kN/m^2$

改良地盤に生じる最大接地圧（q_r）は，改良地盤の長期許容圧縮応力度（$_Lf_{sc}$）以下であることを確認した。

$q_r=560kN/m^2 \leqq {}_Lf_{SC}=750kN/m^2$

・支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧（q_r）が，改良地盤直下の支持地盤の長期許容支持力度（$_Lq_a$）以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧　　$q_r=560kN/m^2$

支持地盤の長期許容支持力度　$_Lq_a=1960\ kN/m^2$

$q_r=560kN/m^2 \leqq {}_Lq_a=1960\ kN/m^2$

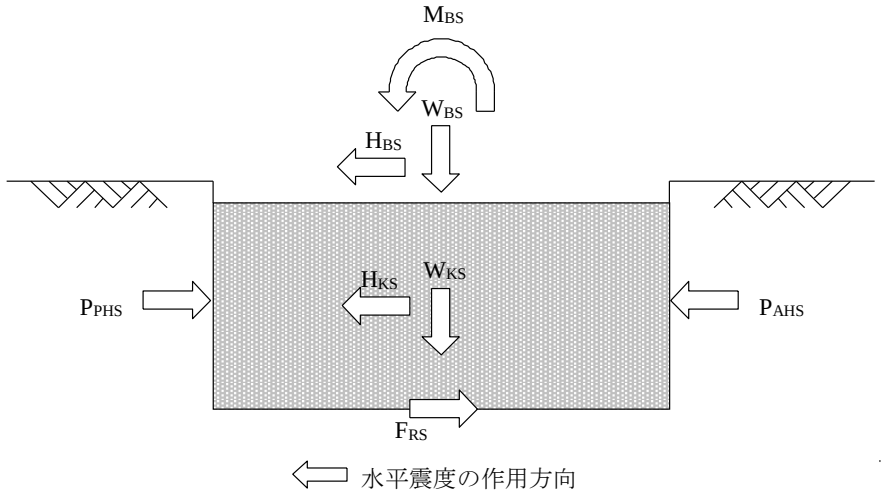
・沈下の検討

支持地盤は泥岩（岩盤）であるため，沈下の検討は不要である。

3)　地震時に対する検討

・改良地盤の検討

地震時において，改良地盤底面の最大接地圧及びせん断応力が，改良地盤の短期許容応力度以下であることを確認する。図 2.2.1-8 に作用荷重を示す。



W_{BS}：架構荷重＋基礎スラブ荷重＋地盤アンカー荷重

W_{KS}：改良地盤の自重

H_{BS}：架構による水平力＋基礎スラブによる水平力

M_{BS}：架構と基礎スラブによる改良地盤底面における転倒モーメント

H_{KS}：改良地盤の慣性力（地中震度 0.15）

P_{AHS}：地震時主働土圧による水平力

P_{PHS}：地震時受働土圧による水平力

F_{RS}：支持地盤のせん断抵抗力

図 2.2.1-8　作用荷重（地震時）

改良地盤の荷重負担範囲は，面積 $A=1273m^2$，断面係数 $Z=8062m^3$ となり，改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τ_{max}）は下式にて求める。

鉛直力の合計　$\Sigma W=W_{BS}+W_{KS}=607373kN$

水平力の合計　$\Sigma H= H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS}=94687kN$

転倒モーメントの合計　$\Sigma M=M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS}=1944139kNm$

ここに，　M_{KS} ：改良地盤の転倒モーメント

M_{AHS}：地震時主働土圧による転倒モーメント

M_{PHS}：地震時受働土圧による転倒モーメント

改良地盤底面の最大接地圧　$q_{1S}=\Sigma W/A+\Sigma M/Z=719kN/m^2$

改良地盤底面の最大せん断応力　$\tau_{max}=1.2\times\Sigma H/A=90kN/m^2$

改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τ_{max}）は短期許容応力度（${}_sf_{sc}$ 及び ${}_sf_{ss}$）以下であることを確認した。

$q_{1S}=719kN/m^2 \leqq {}_sf_{SC}=1502\ kN/m^2$

$\tau_{max}=90kN/m^2 \leqq {}_sf_{SS}=229\ kN/m^2$

・支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧（q_{1S}）が，改良地盤直下の支持地盤の短期許容支持力度（${}_sq_a$）以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧　$q_{1S}=719kN/m^2$

支持地盤の短期許容支持力度　${}_sq_a=3920\ kN/m^2$

$q_{1S}=719kN/m^2 \leqq {}_sq_a=3920\ kN/m^2$

(5)　外装材の構造強度に対する検討

1)　設計方針

クレーン支持用架構の屋根面及び側面を覆う外装材は，鋼板パネルを用いる。設計荷重は暴風時の影響が支配的であることから積雪時及び地震時の検討は省略し，暴風時の応力が短期許容応力度以下になることを確認する。なお，許容応力度は製造メーカの推奨値を，屋根面のたわみは「鋼板製屋根構法標準（SSR2007)」(社団法人日本金属屋根協会，2007)，壁面のたわみは「建築工事標準仕様書・同解説　JASS14　カーテンウォール工事」に準じて設定した。

2)　設計用荷重

設計用風圧力は，建築基準法施行令第 82 条の 4 および建設省告示第 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。速度圧の算定結果を表 2.2.1-9 に，ピーク風力係数を表 2.2.1-10 に，風力係数の算定箇所を図 2.2.1-9 に示す。

表 2.2.1-9　速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の鉛直分布係数 Er	基準風速 Vo (m/s)	平均速度圧 $\bar{q}$ (N/m²)
52.73	1.28	30	885

＊：　建物高さは，軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

表 2.2.1-10　ピーク風力係数

建物高さ* H (m)	屋根面			壁面	
	一般部	周縁部	隅角部	一般部	隅角部
52.73	-2.5	-3.2	-4.3	-2.11	-2.62

＊：　建物高さは，軒高さ（52.34m）と最高高さ（53.12m）の平均値とした

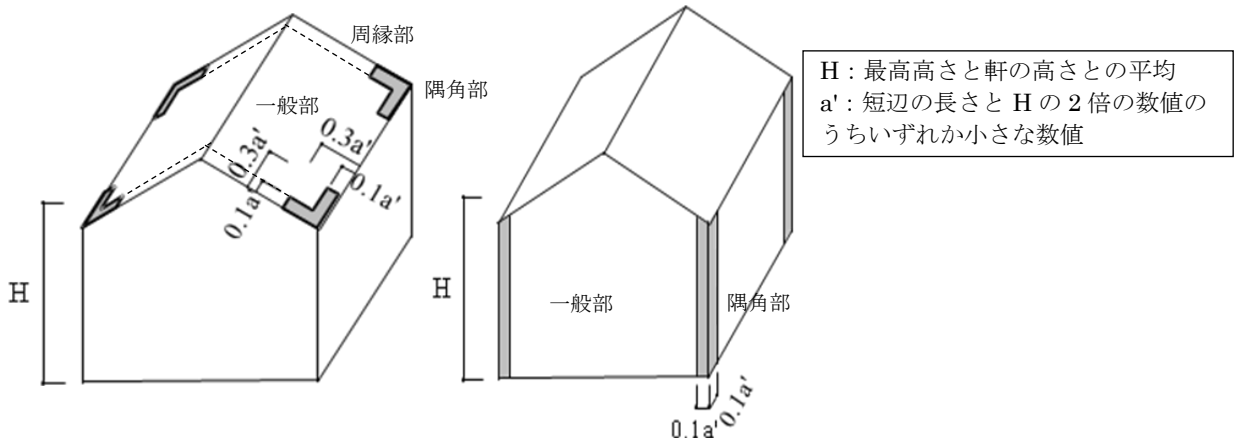


図 2.2.1-9　風力係数の算定箇所のイメージ

3)　外装材の強度検討

検討は応力が厳しくなる図 2.2.1-9 に示す隅角部について行う。ここでは，鋼板パネルの自重は考慮しないものとする。

a. 屋根材

鋼板パネルは下地材の間隔が 1.8m で連続支持されているものとし，暴風時の応力度とたわみに対して検討を行う。屋根材の材料諸元を表 2.2.1-11 に示す。

表 2.2.1-11　屋根材の材料諸元

表面材						芯材		
ヤング係数 E (N/mm^2)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	せん断断面積 As (mm^2)	形状係数	許容応力度 f_b (N/mm^2)	断面係数 Z (mm^3)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	断面積 A (mm^2)	形状係数
2.06×10^5	7.92×10^4	210.7	0.022	59.8	26.3×10^3	3.92	4.40×10^4	1.2

・応力度に対する検討

$$M = w\times L^2/8=(0.885\times4.3)\times1.8^2/8 = 1.542\ \mathrm{kNm}$$

$$\sigma_b = M/Z=1.542\times10^6/26.3\times10^3 = 58.7\ \mathrm{N/mm^2}$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b}=\frac{58.7}{59.8}=0.982\leqq1.0 \quad \cdots\cdots \text{OK}$$

・たわみの検討

たわみ量は曲げ変形成分（δ_M）とせん断変形成分（δ_Q）の和で評価し，屋根材の短期許容変形（1/300）*以下であることを確認する。

＊:「鋼板製屋根構法標準（SSR2007）」（社団法人日本金属屋根協会，2007）による

$$\delta = \delta_M+\delta_Q = 0.220 + 0.302 = 0.522\ \mathrm{cm}$$

$$\frac{\delta}{L}=\frac{0.522}{180}=\frac{1}{344}\leqq\frac{1}{300} \quad \cdots\cdots \text{OK}$$

検討の結果，作用応力は屋根材の短期許容応力度以下であり，たわみは屋根材の短期許容変形以下であることを確認した。

b.　壁材

鋼板パネルは下地材の間隔が 1.2m で連続支持されているものとし，暴風時の応力とたわみに対して検討を行う。壁材の材料諸元を表 2.2.1-12 に示す。

表 2.2.1-12　壁材の材料諸元

表面材				芯材		
ヤング係数 E (N/mm^2)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	許容応力度 f_b (N/mm^2)	断面係数 Z (mm^3)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	断面積 A (mm^2)	形状係数
2.06×10^5	7.92×10^4	58.8	17.0×10^3	4.90	35000	1.2

・応力度に対する検討

$$M = w\times L^2 / 8 = (0.885\times2.62)\times1.2^2 / 8 = 0.418\ \mathrm{kNm}$$

$$\sigma_b = M / Z = 0.418\times10^6 / 17.0\times10^3 = 24.6\ \mathrm{N/mm^2}$$

$$\frac{\sigma_b}{f_b} = \frac{24.6}{58.8} = 0.419 \leqq 1.0 \quad \cdots\cdots \text{OK}$$

・たわみの検討

たわみ量は曲げ変形成分（δ_M）とせん断変形成分（δ_Q）の和で評価し，壁材の短期許容変形（1/300）*以下であることを確認する。

*:「建築工事標準仕様書・同解説　JASS14　カーテンウォール工事」による

$$\delta = \delta_M + \delta_Q = 0.075 + 0.293 = 0.368\ \mathrm{cm}$$

$$\frac{\delta}{L} = \frac{0.368}{120} = \frac{1}{326} \leqq \frac{1}{300} \quad \cdots\cdots \text{OK}$$

検討の結果，作用応力は壁材の短期許容応力度以下であり，たわみは壁材の短期許容変形以下であることを確認した。

2.2.2　耐震性

(1)　検討方針

耐震性の検討は，クレーン支持用架構，基礎スラブ，改良地盤及び地盤アンカーについて行い，基準地震動 Ss に対して，クレーン支持用架構，基礎スラブ，改良地盤及び周辺地盤の応答性状を適切に表現できる地震応答解析モデルを設定して実施する。

(2)　架構の耐震性に対する検討

1)　解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.2.2-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置における基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 の加速度時刻歴波形を図 2.2.2-2(1)及び図 2.2.2-2(2)に示す。

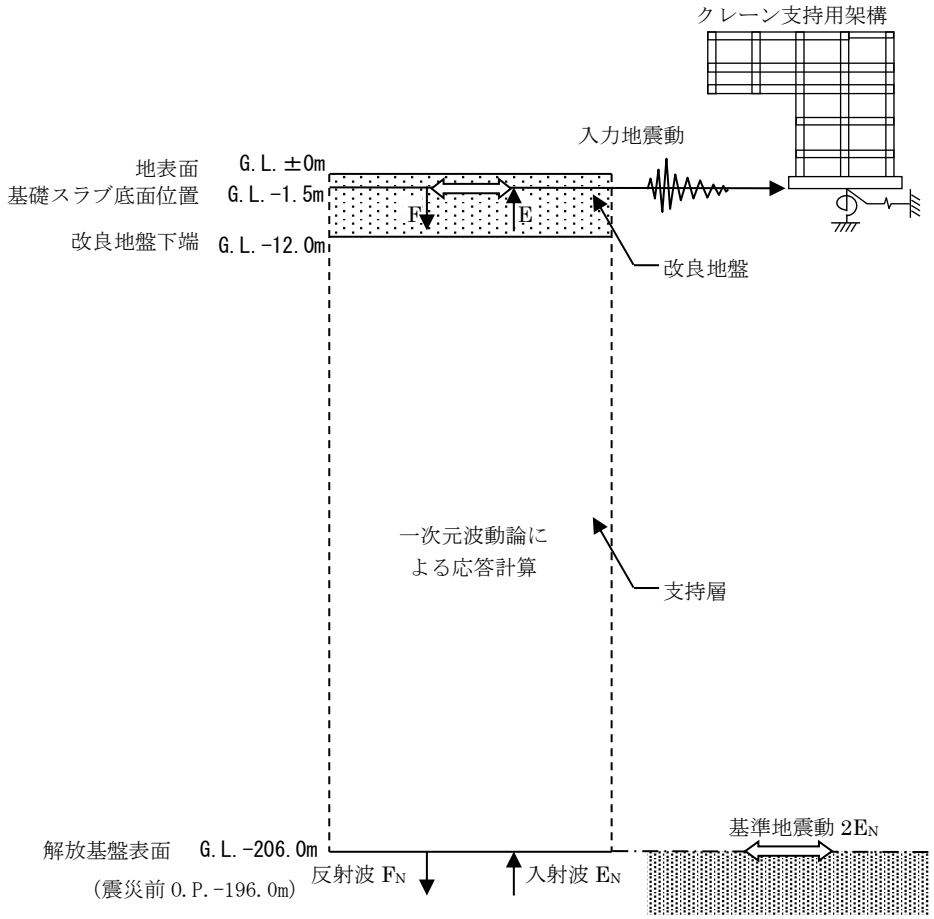
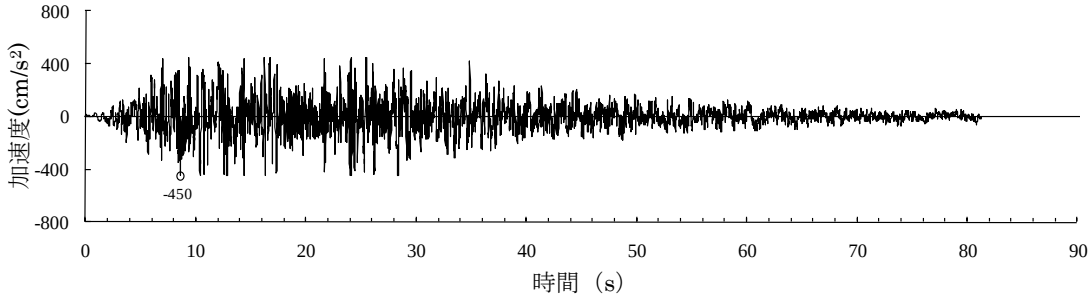
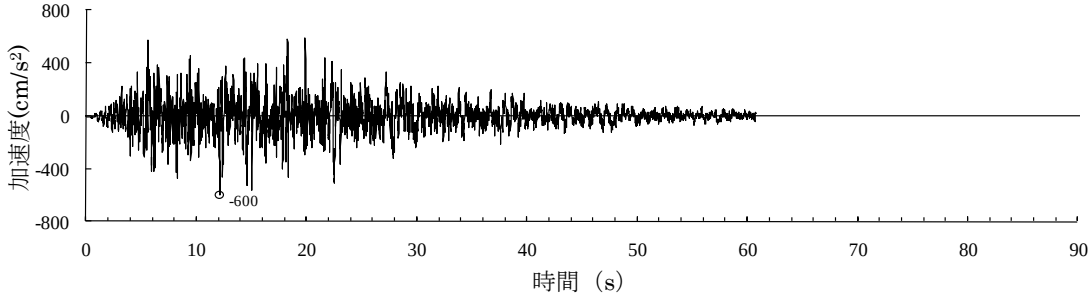


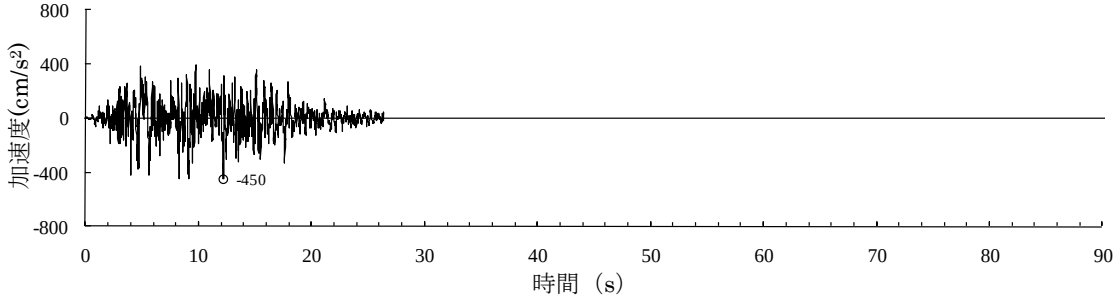
図 2.2.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)

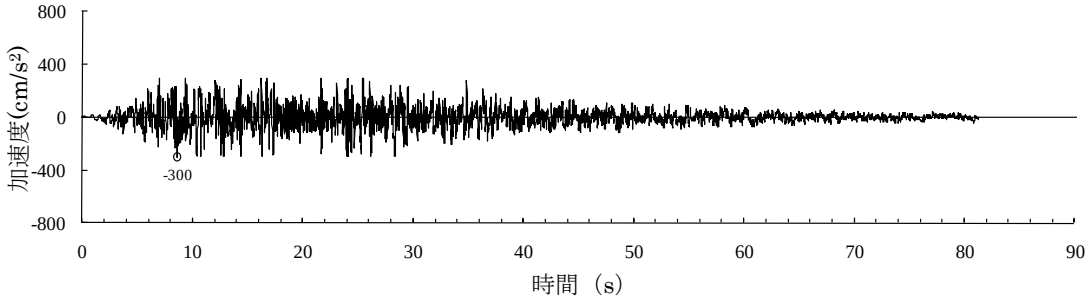


(Ss-3H)

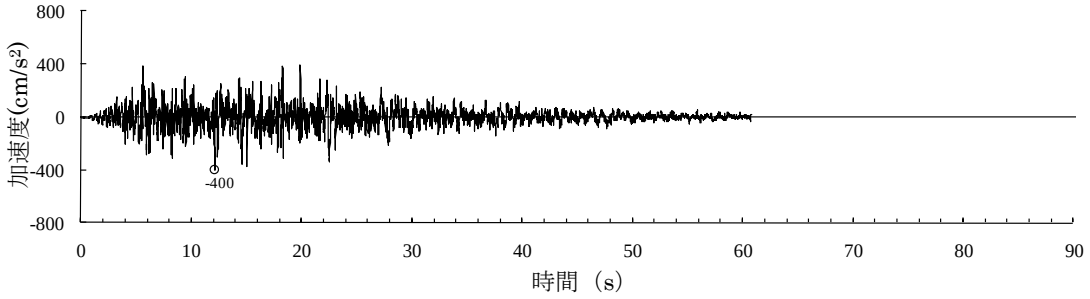
○印は最大値を示す

図 2.2.2-2(1)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形

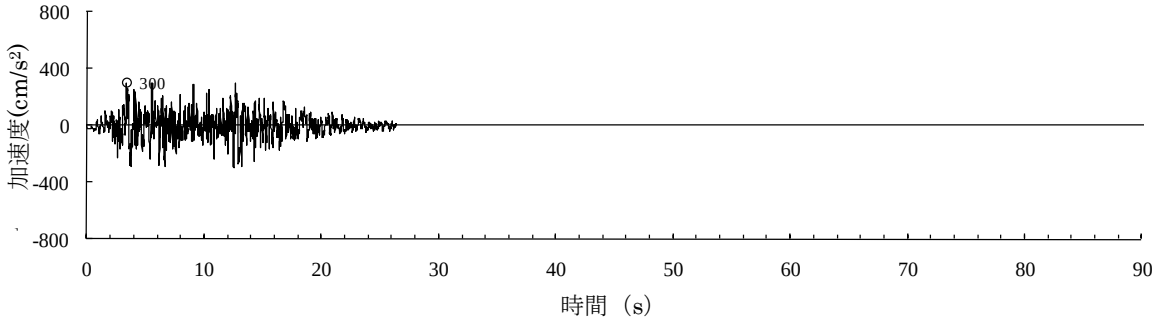
(水平方向)



(Ss-1V)



(Ss-2V)



(Ss-3V)

○印は最大値を示す

図 2.2.2-2(2)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
(鉛直方向)

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは,図 2.2.2-3 に示す柱及び梁を立体的にモデル化した立体架構モデルとし,地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析に用いる物性値を表 2.2.2-1 に，層間変形角が最大となるクレーンを北端に設置した場合の地震応答解析モデルの質点重量を表 2.2.2-2 に，クレーン支持用架構の復元力特性の設定を図 2.2.2-4 に示す。復元力特性の設定は「鋼構造塑性設計指針」に準じた。

地震応答解析に用いる地盤定数は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）を参考に，水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。改良地盤の諸元を表 2.2.2-3 に，地盤のひずみ依存性を図 2.2.2-5 に，地盤定数の設定結果を表 2.2.2-4 に示す。基礎底面の地盤ばねについては,「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論により評価した。

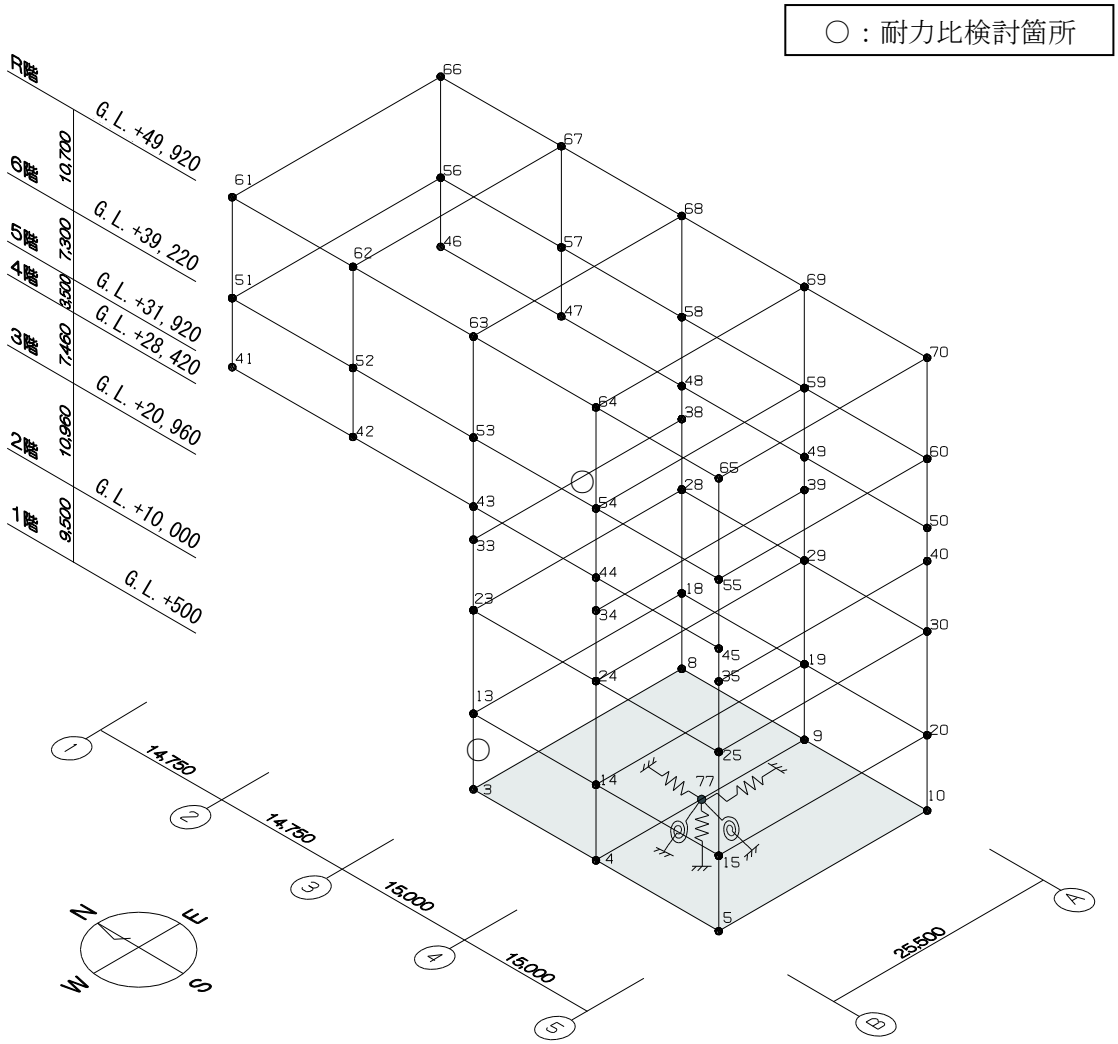


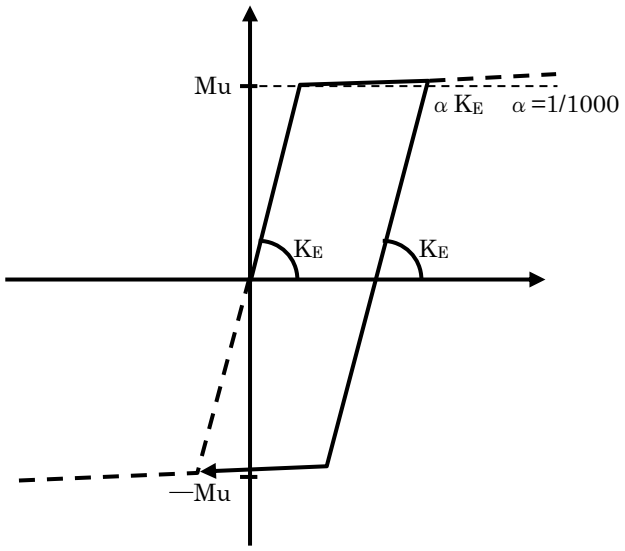
図 2.2.2-3　クレーン支持用架構の地震応答解析モデル（単位：mm）

表 2.2.2-1　地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m³)	減衰定数 h(%)	備考
クレーン支持用架構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SM490A
基礎スラブ	ｺﾝｸﾘｰﾄ	2.44×10^4	0.2	24.0	5	設計基準強度 30(N/mm²)

表 2.2.2-2　地震応答解析モデルにおける質点重量

階	節点番号	重量(kN)
R	61	1129
	62	1221
	63	1225
	64	1200
	65	502
	66	1132
	67	1225
	68	1229
	69	1202
	70	503
6	51	2152
	52	1894
	53	1094
	54	1567
	55	718
	56	1629
	57	1538
	58	1094
	59	1375
	60	718
5	41	393
	42	600
	43	657
	44	598
	45	321
	46	377
	47	605
	48	700
	49	622
	50	321
4	33	2235
	34	2135
	35	374
	38	2176
	39	1726
	40	374
3	23	897
	24	1647
	25	635
	28	819
	29	1178
	30	607
2	13	1044
	14	1722
	15	700
	18	920
	19	1315
	20	689
1	3	26894
	4	41540
	5	21558
	8	26896
	9	41034
	10	21268
	77	0
合　計		229924



ここに,

Mu：全塑性モーメント

$$M_{uy}=\left\{A_{fy}(b-t_1)\sigma_y+\frac{1}{4}A_{wy}(b-2t_1)\sigma_y\right\} \qquad M_{uz}=\left\{A_{fz}(d-t_2)\sigma_y+\frac{1}{4}A_{wz}(d-2t_2)\sigma_y\right\}$$

$A_{fy}=d\cdot t_1$　　$A_{fz}=b\cdot t_2$

$A_{wy}=2\cdot(b-2\cdot t_1)\cdot t_2$　　$A_{wz}=2\cdot(d-2\cdot t_2)\cdot t_1$

$A=b\cdot d-(b-2\cdot t_1)\cdot(d-2\cdot t_2)$　　σ_y：降伏強度

なお，せん断耐力は下式とする。

Qu：せん断耐力

$$Q_{uy}=\frac{1}{\sqrt{3}}A_{wz}\cdot\sigma_y \qquad Q_{uz}=\frac{1}{\sqrt{3}}A_{wy}\cdot\sigma_y$$

$A_{fy}=d\cdot t_1$　　$A_{fz}=b\cdot t_2$

$A_{wy}=2\cdot(b-2\cdot t_1)\cdot t_2$　　$A_{wz}=2\cdot(d-2\cdot t_2)\cdot t_1$

$A=b\cdot d-(b-2\cdot t_1)\cdot(d-2\cdot t_2)$　　σ_y：降伏強度

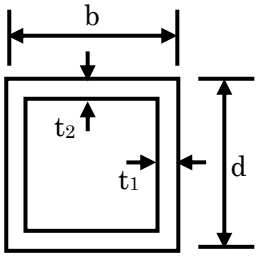


図 2.2.2-4　クレーン支持用架構の復元力特性の設定

表 2.2.2-3　改良地盤の諸元

せん断波速度* Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比* ν	初期せん断弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/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

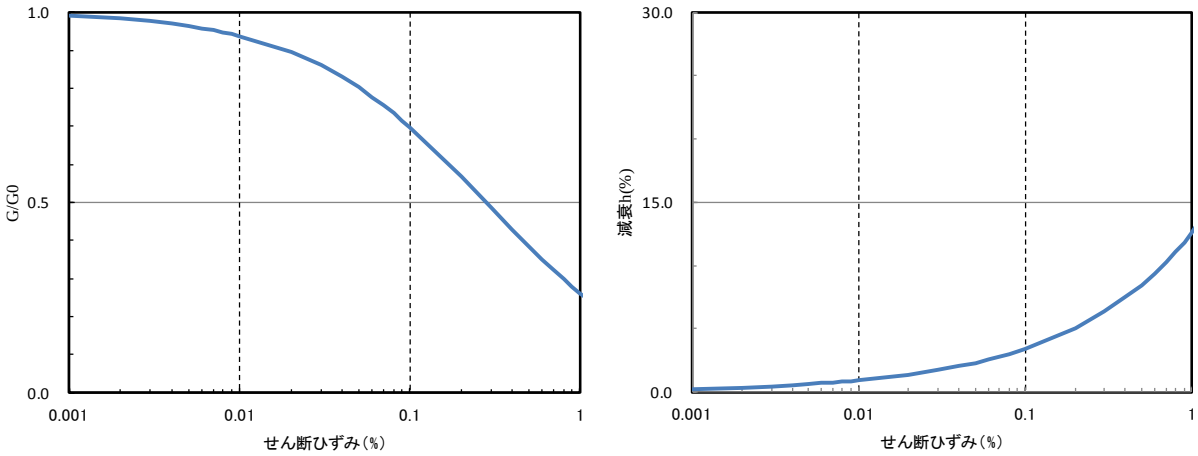


図 2.2.2-5　地盤のひずみ依存性(泥岩)*

＊:『福島第一原子力発電所３号機「新耐震指針に照らした耐震安全性評価（中間報告)」に関する補足説明資料（コメント回答資料）－建物・構築物－』（平成 22　年 6 月 29 日　東京電力株式会社），総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG（第 26 回）A サブグループ会合資料

表 2.2.2-4　地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-12.0		450	16.5	0.464	2.97	3.41	0.87	8.70	3	8.0
-20.0		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.44	3	70.0
	泥岩	560	17.6	0.446	4.60	5.63	0.82	13.31	3	28.0
-90.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.25	3	88.0
-118.0										
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

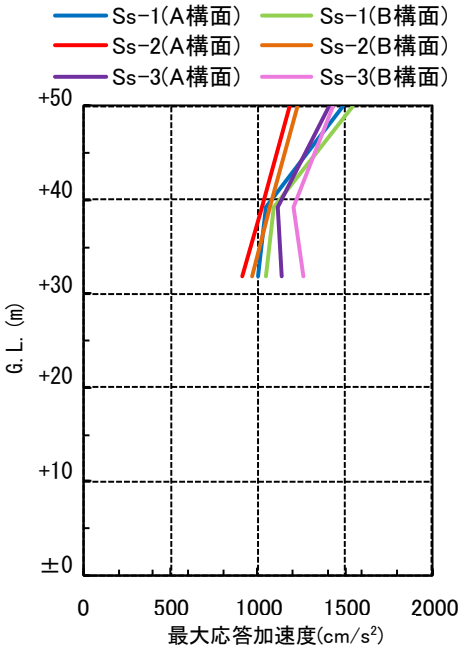
G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-12.0		450	16.5	0.464	2.98	3.41	0.87	8.72	3	8.0
-20.0		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.45	3	70.0
	泥岩	560	17.6	0.446	4.62	5.63	0.82	13.36	3	28.0
-90.0		600	17.8	0.442	5.50	6.53	0.84	15.85	3	88.0
-118.0										
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

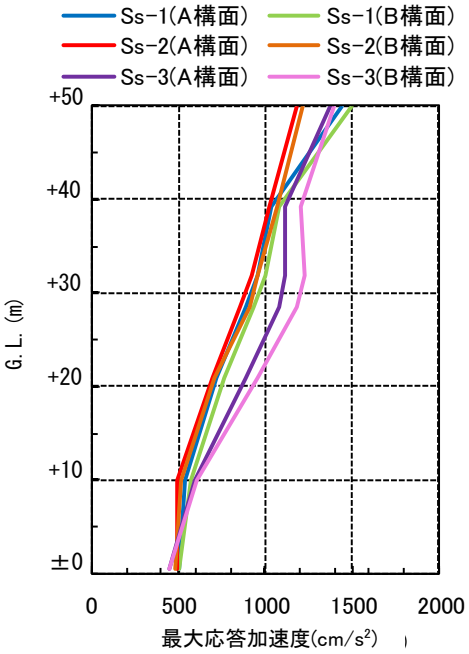
G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.44	11.52	0.99	29.98	2	12.0
-12.0		450	16.5	0.464	3.00	3.41	0.88	8.79	3	8.0
-20.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
	泥岩	560	17.6	0.446	4.52	5.63	0.80	13.07	3	28.0
-90.0		600	17.8	0.442	4.97	6.53	0.76	14.34	3	88.0
-118.0										
-206.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3) 地震応答解析結果

地震応答解析は水平方向と鉛直方向を同時入力した。最大応答加速度を図 2.2.2-6 及び図 2.2.2-7 に示す。

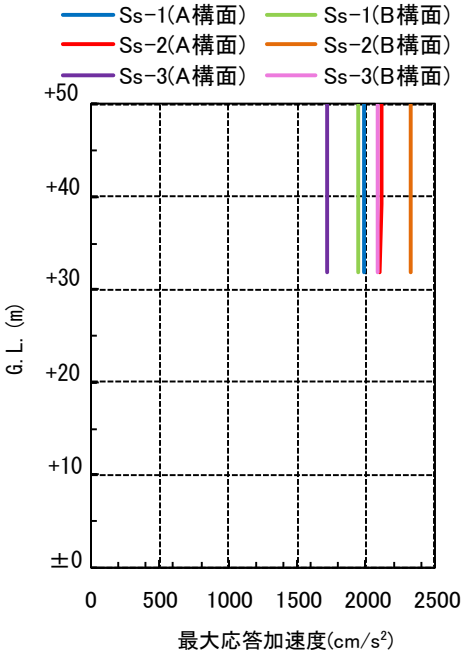


（１通り）

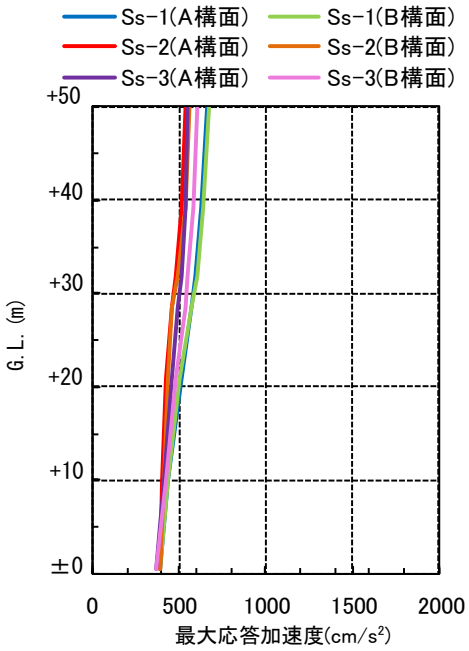


（３通り）

(a) 最大応答加速度（水平(NS)成分）



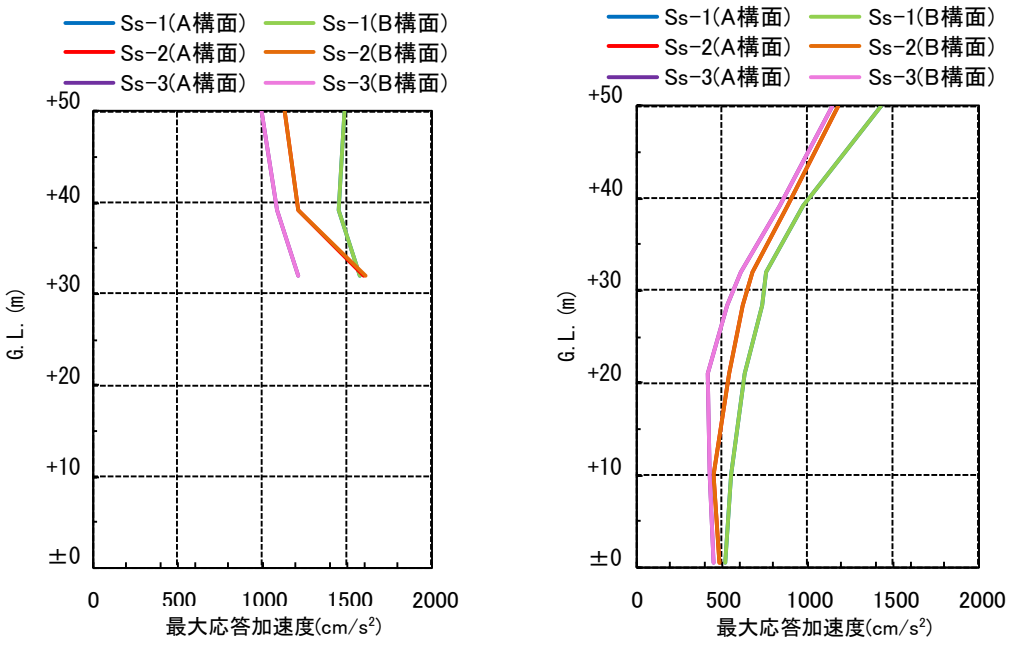
（１通り）



（３通り）

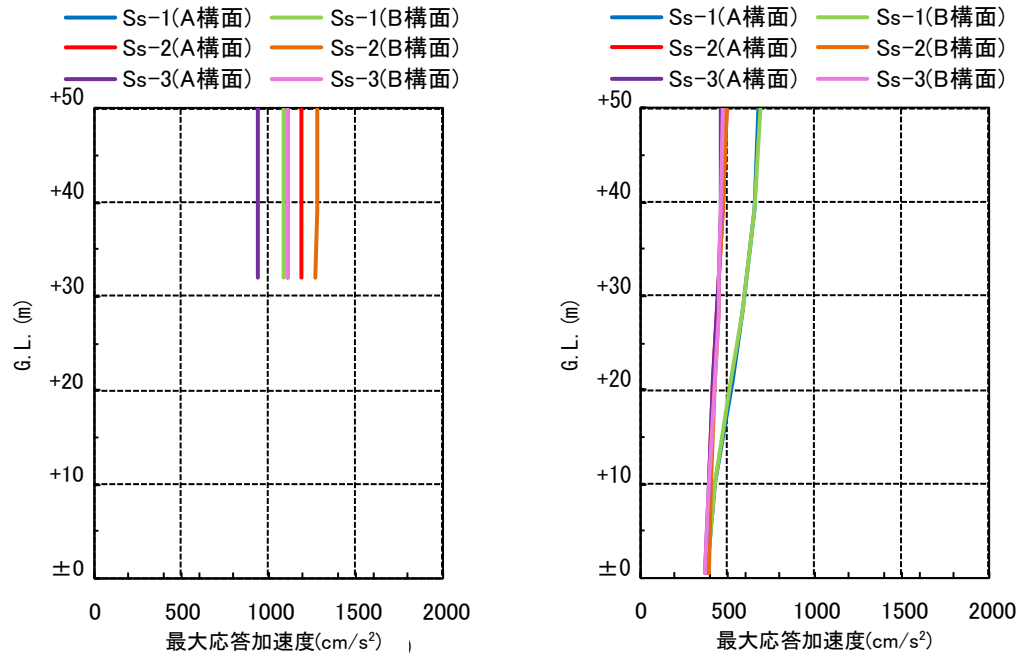
(b) 最大応答加速度（鉛直成分）

図 2.2.2-6　最大応答加速度（NS 方向入力時）



（１通り）　　（３通り）

(a)最大応答加速度（水平(EW)成分）



（１通り）　　（３通り）

(b)最大応答加速度（鉛直成分）

図 2.2.2-7　最大応答加速度（EW 方向入力時）

4)波及的影響の評価

地震応答解析結果が，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*1 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

層間変形の評価はクレーン支持用架構の剛心位置で評価し，表 2.2.2-5 に検討結果を示す。

検討の結果，層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.2.2-5　層間変形角の検討結果

検討箇所	最大応答値						ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
	NS 方向入力時			EW 方向入力時				
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3		
6 階	1/256	1/278	1/229	1/298	1/356	1/352	1/75	OK
5 階	1/240	1/266	1/220	1/239	1/295	1/288	1/75	OK
4 階	1/228	1/249	1/225	1/207	1/243	1/252	1/75	OK
3 階	1/194	1/205	1/199	1/196	1/233	1/237	1/75	OK
2 階	1/206	1/211	1/194	1/187	1/224	1/229	1/75	OK
1 階	1/357	1/359	1/317	1/329	1/397	1/409	1/75	OK

・塑性率の検討

部材の塑性率は，最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は 1 以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し，表 2.2.2-6 に検討結果を示す。

表 2.2.2-6 より曲げモーメント及びせん断力については，全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 2.2.2-6　耐力比の検討結果

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	地震波	入力方向	耐力比		判定
柱	1 階 3-B	B□-3000×3000 ×28×28	Ss-1	EW	M_z/M_{uz}	0.85	OK
			Ss-3	NS	M_y/M_{uy}	0.86	
			Ss-3	NS	Q_z/Q_{uz}	0.27	
			Ss-1	EW	Q_y/Q_{uy}	0.37	
梁	4 階 3/A-B	B□-3000×3000 ×25×25	Ss-1	EW	M_z/M_{uz}	0.80	OK
					M_y/M_{uy}	0.01	
					Q_z/Q_{uz}	0.00	
					Q_y/Q_{uy}	0.32	

M_z：部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値　　M_{uz}：部材 z 軸回りの全塑性モーメント

M_y：部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値　　M_{uy}：部材 y 軸回りの全塑性モーメント

Q_z：部材 z 方向のせん断力の最大値　　Q_{uz}：　部材 z 軸方向のせん断耐力

Q_y：部材 y 方向のせん断力の最大値　　Q_{uy}：　部材 y 軸方向のせん断耐力

(3)　基礎スラブの耐震性に対する検討

1)解析モデル

基礎スラブの応力解析は，弾性地盤上に支持された版として有限要素法を用いて行う。解析モデルは，図 2.2.2-8 に示すように四辺形の均質等方な板要素により構成し，支持地盤は等価な弾性ばねとしてモデル化する。

検討は組合せ係数法にて行い，荷重組合せケースを表 2.2.2-7 に示す。

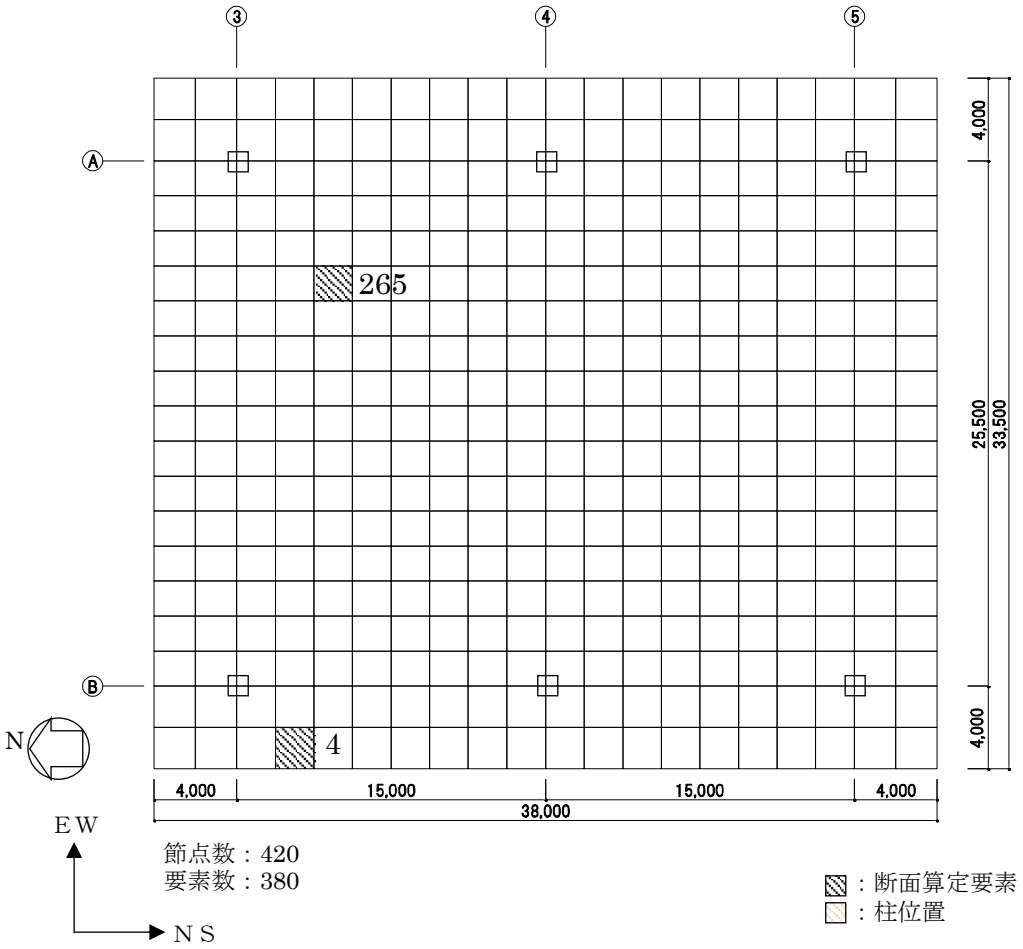


図 2.2.2-8　解析モデル図（単位：mm）

表 2.2.2-7　荷重組合せケース一覧表

荷重ケース	地震力の作用方向					
	鉛直方向		水平方向			
	上向き	下向き	N→S	S→N	E→W	W→E
Dn		○	○			
Ds		○		○		
De		○			○	
Dw		○				○
Un	○		○			
Us	○			○		
Ue	○				○	
Uw	○					○

2)　断面検討

各要素に対して，検討用応力が部材の終局耐力を下回ることを確認する。曲げ終局強度及びせん断終局強度の算定は，「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」による柱の終局強度算定式に準拠する。なお，鉄筋の引張強度は，平成 12 年建設省告示第 2464 号に定められた基準強度の 1.1 倍を用いる。検討用曲げモーメントを曲げ終局強度で除した値が最大となる箇所及び検討用せん断力をせん断終局強度で除した値が最大となる箇所の基礎スラブの断面検討結果を表 2.2.2-8 に示す。

断面検討の結果，検討用曲げモーメントは曲げ終局強度を下回り，検討用せん断力はせん断終局強度を下回ることを確認した。

表 2.2.2-8　基礎スラブの断面検討結果

要素番号	方向	荷重ケース	検討用応力			設計配筋 上段：上端筋［断面積 mm^2/m］(pt:%) 下段：下端筋［断面積 mm^2/m］(pt:%)	部材の終局強度		M/Mu	Q/Qu	判定
			N*1 (kN/m)	M (kN･m/m)	Q (kN/m)		Mu (kN･m/m)	Qu (kN/m)			
4	NS	De	129	1317	3958	D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21) D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21)	11995	6778	0.11	0.59	OK
	EW	De	61	1415	1507	3-D38@200 ［17100］ (0.43) 2-D38@200 ［11400］ (0.29)	15772	7294	0.09	0.21	OK
265	NS	Ds	24	3316	52	1-D38@200 ［5700］ (0.14) 1-D38@200 ［5700］ (0.14)	7873	2215	0.43	0.03	OK
	EW	Dw	-349	4927	76	1-D38@200 ［5700］ (0.14) 1-D38@200 ［5700］ (0.14)	7267	2184	0.68	0.04	OK

＊1：圧縮を正とする

(4)　改良地盤の耐震性に対する検討

1)　検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し，基準地震動 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。改良地盤の許容限界は，改良地盤の設計圧縮強度，せん断抵抗に対する安全率に基づき設定する。支持地盤の許容限界は，支持地盤の極限支持力に対する安全率に基づき設定する。

2)　地震応答解析モデル

応力算定用の地震応答解析モデルを図 2.2.2-9 に示す。改良地盤及び支持地盤の物性は表 2.2.2-4 を用いた。

周辺地盤の物性は，一次元波動論であらかじめ実施した等価線形解析結果をもとに改良地盤及び周辺地盤のひずみレベルに応じた等価なせん断剛性，減衰を設定した。

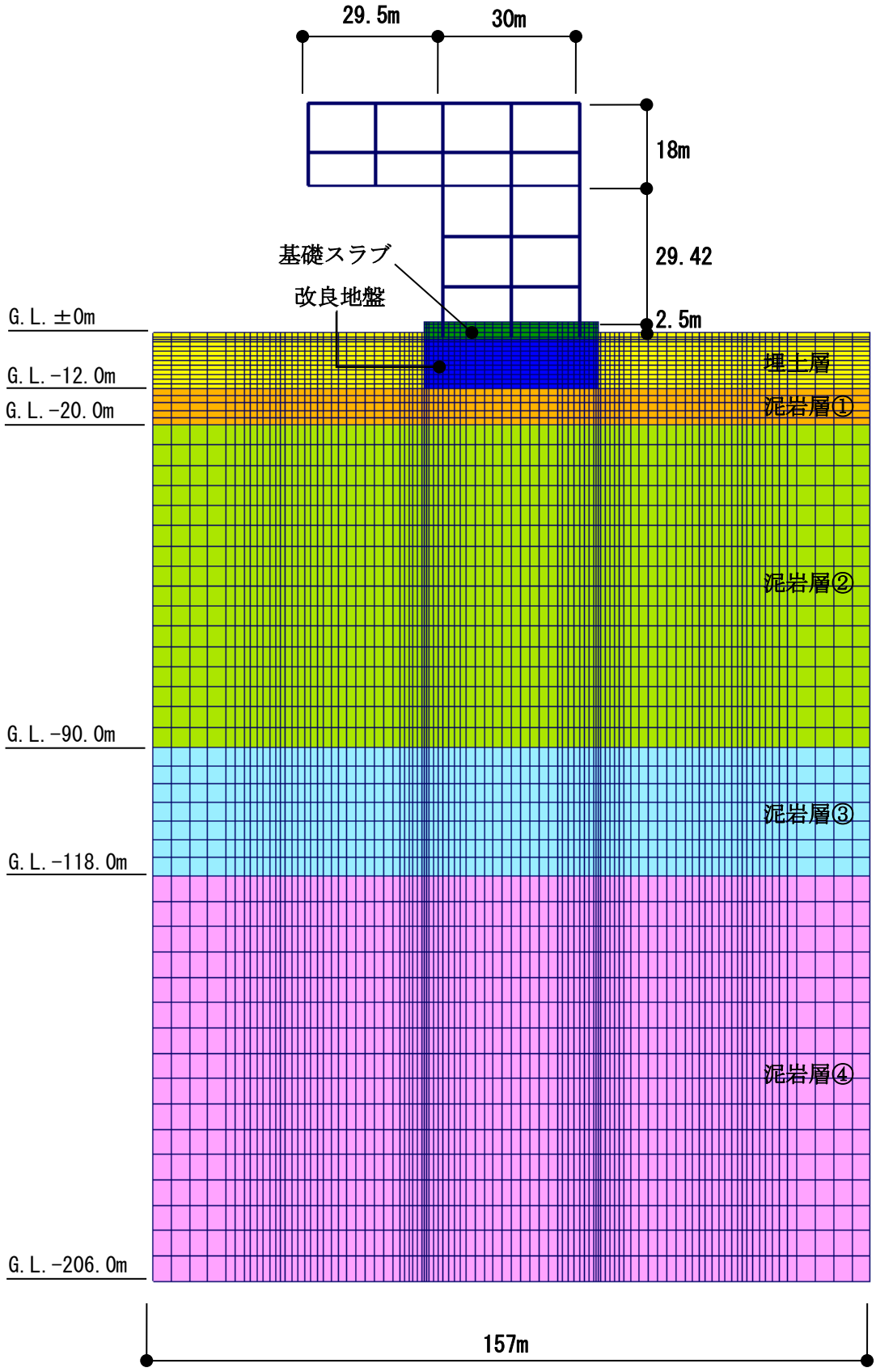


図 2.2.2-9　応力算定用地震応答解析モデル

3)　波及的影響の評価

改良地盤の評価は，「JEAC 4616-2009」に準じ，改良地盤に発生する最大応力が許容値に対して1.5以上の安全率を有していることを確認する。

・改良地盤に生じる鉛直応力に対する検討

改良地盤に作用する鉛直応力に対し改良地盤の圧縮強度の安全率が1.5以上であることを下式により確認する。

$$\frac{{}_{ss}f_{SC}}{\sigma_{ymax}} \geqq 1.5$$

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4498kN/m²（断面欠損2%を考慮する）を改良地盤の圧縮強度として検討を行う。

安全率の検討結果を表2.2.2-9に示す。検討結果より改良地盤の圧縮強度は改良地盤の基礎スラブ直下における最大鉛直応力の1.5以上の安全率を有していることを確認した。

表2.2.2-9　改良地盤の鉛直応力に対する検討結果

（改良地盤底部）

地震波	最大鉛直応力 $\sigma_{y\,max}$(kN/m²)	圧縮強度 $_{ss}f_{SC}$(kN/m²)	安全率	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
Ss-1	1809	4498	2.48	1.50	OK
Ss-2	1453	4498	3.09	1.50	OK
Ss-3	1821	4498	2.47	1.50	OK

・改良地盤に作用するせん断力に対する検討

検討は，改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端のせん断力について行う。改良地盤上端及び下端にせん断面を想定し，各時刻（t）における改良地盤に作用する水平方向せん断力 $F_H(t)$と改良地盤の水平抵抗力 $F_R(t)$を評価し，そのせん断に対する安全率 $F_S(t)$が 1.5 以上であることを下式により確認する。

$$F_S(t) = \frac{F_R(t)}{F_H(t)} \geqq 1.5$$

$$F_R(t) = \sum_i F_R(t) = \sum \tau_{Ri}(t) \cdot l_i$$

$$F_H(t) = \sum_i F_H(t) = \sum \tau_{Si}(t) \cdot l_i$$

ここで，　$F_S(t)$　：せん断に対する安全率

$F_R(t)$　：せん断面上の地盤の水平抵抗力（kN）

$F_H(t)$　：せん断面上の地盤のせん断力（kN）

$\tau_{Ri}(t)$　：せん断面の解析モデル要素 i のせん断抵抗力（kN/m²）

$\tau_{Ri}(t)$は上載圧による強度増加は無視して設定し，せん断強度 $_{ss}f_{ss}$ を用いる。なお，せん断破壊及び鉛直方向応力が引張状態になった地盤要素は評価しない

$\tau_{Si}(t)$　：せん断面の解析モデル要素 i に作用するせん断応力（kN/m²）

l_i　：解析モデル要素 i を横切るせん断面の長さ（要素 i の長さ）（m）

$_{ss}f_{ss}$　：改良地盤のせん断強度（kN/m²）

改良地盤のせん断強度（$_{ss}f_{ss}$）は下式より設定する。

$$_{ss}f_{ss} = \frac{1}{5} {}_{ss}f_{sc}$$

ここで，　$_{ss}f_{ss}$　：688kN/m²　（断面欠損 25%を考慮する）

安全率の検討結果を表 2.2.2-10 及び表 2.2.2-11 に示す。

検討結果より改良地盤の水平抵抗力は，改良地盤の基礎スラブ直下及び改良地盤下端の最大せん断力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。なお，解析は二次元でモデル化しているため，単位長さ当りのせん断力及び水平抵抗力で検討する。

表 2.2.2-10　改良地盤のせん断力に対する検討

（基礎スラブ下端）

地震波	最大せん断力 F_H (kN/m)	水平抵抗力 F_R (kN/m)	安全率 F_S	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
Ss-1	3635	21156	5.82	1.50	OK
Ss-2	3052	22188	7.26	1.50	OK
Ss-3	3548	20640	5.81	1.50	OK

表 2.2.2-11　改良地盤のせん断力に対する検討

（改良地盤底部）

地震波	最大せん断力 F_H (kN/m)	水平抵抗力 F_R (kN/m)	安全率 F_S	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
Ss-1	7741	24080	3.11	1.50	OK
Ss-2	7481	24424	3.26	1.50	OK
Ss-3	6494	24080	3.70	1.50	OK

4)　支持力の検討

支持力の評価は，改良地盤底部における最大鉛直応力が支持地盤の極限支持力度に対して 1.5 以上の安全率を有していることを確認する。

$$\frac{R_u}{V} \geqq 1.5$$

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

検討の結果，支持地盤の極限支持力度（6860kN/m²）*は改良地盤底部における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

＊：「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書（４号炉増設）」による

$$6860\text{kN/m}^2 \ / \ 1821\ \text{kN/m}^2 \ = \ 3.76 \ \geqq \ 1.50 \ \cdots\cdot\text{OK}$$

(5)　地盤アンカーの耐震性に対する検討

1)　検討方針

地盤アンカーは，図 2.2.2-10 に示すように基礎スラブ上端を緊張端とし，泥岩層 G.L.-17.0m 以深を定着長部としている。地盤アンカーの検討は基準地震動 Ss 時に自由長部に発生する応力が規格降伏耐力以下及び定着長部の設計定着長が必要定着長以上であることを確認する。検討は，旧建築基準法第 38 条の規定に基づく認定工法「STK 永久アンカー工法」（建設省阪住指発第 353 号，平成 8 年 10 月 16 日）における設計マニュアルに基づき実施する。

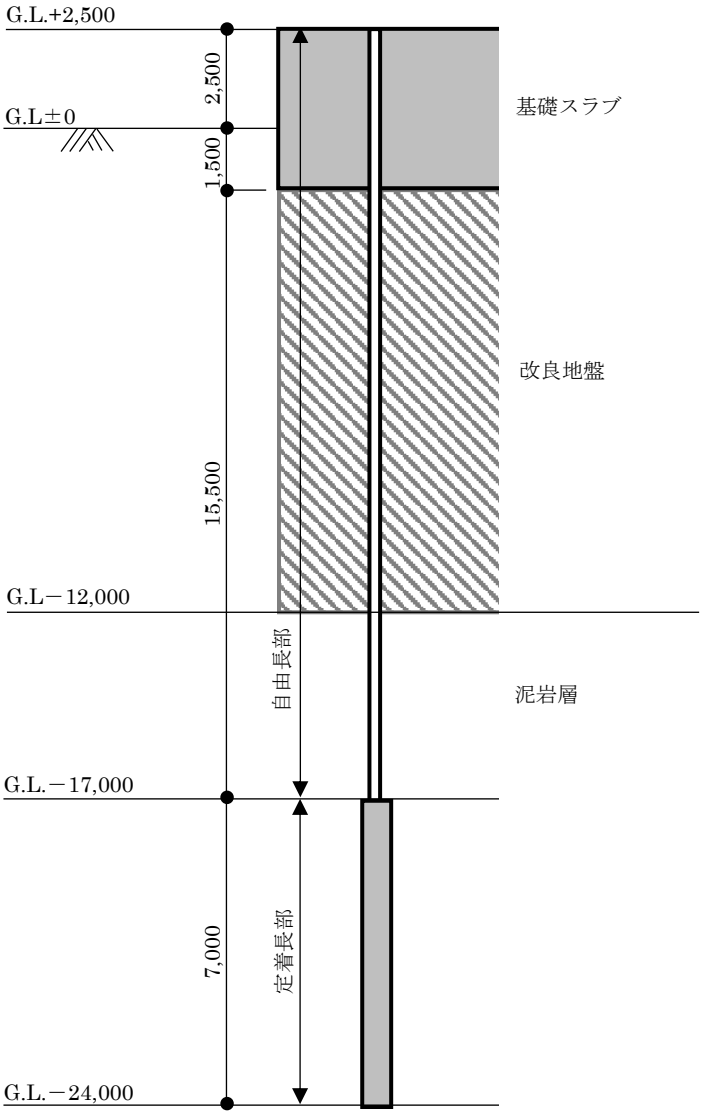


図 2.2.2-10　地盤アンカー設置計画（単位：mm）

2)　地盤アンカーの検討

・自由長部の検討

地盤アンカーに発生する応力と規格降伏耐力を比較した結果を表 2.2.2-12 に示す。地盤アンカーは STK-200 (SWPR19 4-φ21.8)を用いる。

検討の結果，耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 2.2.2-12　自由長部の検討結果

発生応力 T_{max} (kN/本)	規格降伏耐力 T_{ys} (kN/本)	耐力比 $T_{max}／T_{ys}$	判定
1590	1981	0.81	OK

・定着長部の検討

定着長部の検討は，地盤アンカーの規格降伏耐力と地盤の極限摩擦抵抗力から求める必要定着長が，設計定着長を下回ることを確認する。結果を表 2.2.2-13 に示す。

検討の結果，検定比が 1 以下になることを確認した。

$$L_a = \frac{T_{ys} \times F}{\tau_u \times \pi \times D_d}$$

ここで，

La　：必要定着長（cm）

T_{ys}　：地盤アンカーの規格降伏耐力（1981kN）

F　：安全率（=1.0）

τ_u　：地盤の極限摩擦抵抗力（N/cm²）（137N/cm²）*

＊：旧建築基準法第 38 条の規定に基づく認定工法「STK 永久アンカー工法」(建設省阪住指発第 353 号，平成 8 年 10 月 16 日)，設計マニュアルより N 値 50 以上の泥岩の値

D_d　：地盤アンカー体の設計径（17cm）

表 2.2.2-13　定着長の検討結果

必要定着長 L_a (cm)	設計定着長 L_d (cm)	検定比 $L_a／L_d$	判定
271	700	0.39	OK

2.3　燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性について

燃料取扱機支持用架構の構造強度及び耐震性の検討フローを図 2.3-1 に示す。

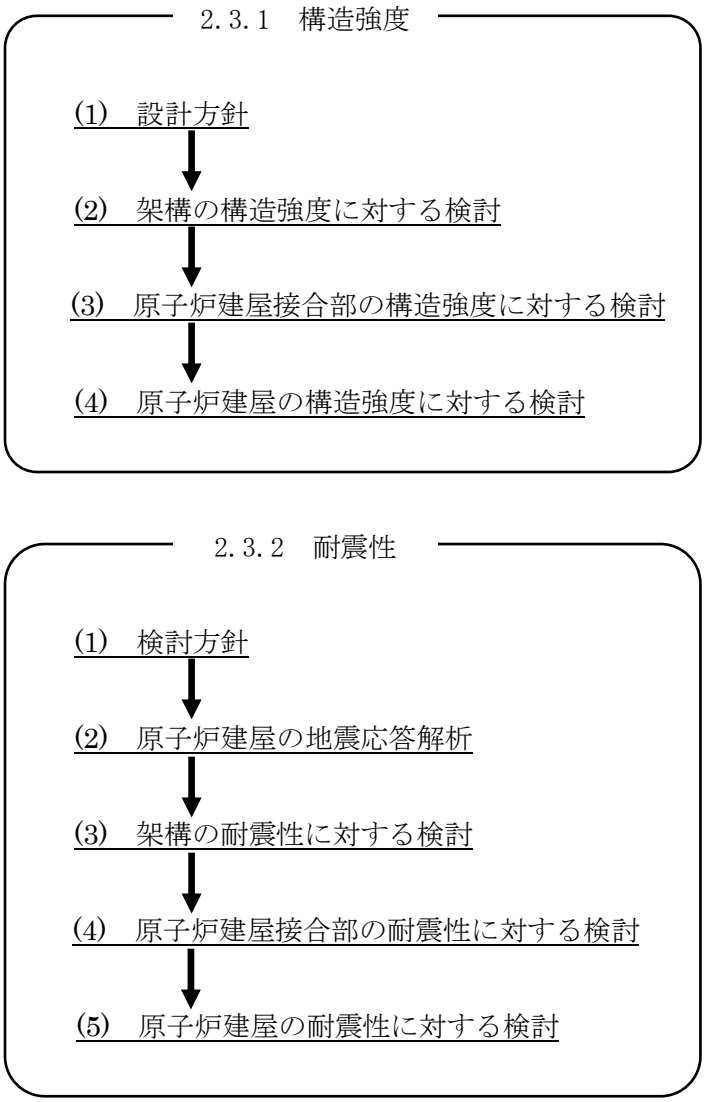


図 2.3-1　燃料取扱機支持用架構の検討フロー

2.3.1　構造強度

(1)　設計方針

構造強度の検討は，燃料取扱機支持用架構，原子炉建屋接合部及び架構反力が作用する原子炉建屋について許容応力度設計を実施する。

1)　使用材料及び許容応力度

燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度を表 2.3.1-1 に示す。

表 2.3.1-1　燃料取扱機支持用架構の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E（N/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
基礎構造	コンクリート	2.44×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm²）

	長期			短期		
設計基準強度= 30	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	10.0	－	0.790	20.0	－	1.185

鉄筋の許容応力度　（単位：N/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
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≦40 mm	SS400	235	「鋼構造設計規準」に従い，左記 F の値より求める
T≦40 mm	SM490A	325	
T＞40 mm	TMCP325B*，TMCP325C*	325	
－	BCP325	325	
－	BCR295	295	
－	SNR490B	325	

*：国土交通大臣指定書（国住指第 326-2，平成 14 年 5 月 7 日）による

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

燃料取扱機支持用架構に作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・クレーン荷重（CL）

吊荷荷重を含む燃料取扱機による荷重を表 2.3.1-2 に示す。

表 2.3.1-2　クレーン荷重一覧表

燃料取扱機	735 kN
作業台車	196 kN

・地震荷重（K）

燃料取扱機支持用架構に作用させる地震荷重は，G.L.-12.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果より設定する。原子炉建屋の地震層せん断力係数は下式より算定し，算定結果を表 2.3.1-4 に示す。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi：水平地震力（kN）

n　：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

Ci：地震層せん断力係数

Wi：当該部分が支える重量（kN）

ここに，燃料取扱機支持用架構の設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は，瓦礫撤去の効果と燃料取扱機支持用架構を新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表 2.3.1-3 に示す。

表 2.3.1-3　原子炉建屋の全体重量(kN)

原子炉建屋全体重量*1	1078100
瓦礫撤去による軽減重量	-39810
燃料取扱機支持用架構の付加重量	+6490
燃料取扱機支持用架構設計用原子炉建屋全体重量	1044780

*1　「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（平成 23 年 5 月 28 日　東京電力株式会社）にて用いた原子炉建屋重量(1069320kN)に使用済燃料プール底部の支持構造物の設置工事による重量(8780kN)を加算したもの

Z　：地震地域係数（Z=1.0）

Rt　：振動特性係数（Rt=0.8）

Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で，燃料取扱機支持用架構の固有値を用いたモーダル法（二乗和平方根法）により求める。

C_0　：標準せん断力係数（C_0=0.2）

表 2.3.1-4　原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果

階	G.L. (m)	各階重量 (kN)	Wi (kN)	Ai		n･Ci	
				NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
5	+29.92	77700	－	－	－	－	－
4	+29.92～+22.30	88770	77700	2.070	2.218	0.497	0.533
3	+22.30～+16.90	122210	166470	1.787	1.831	0.429	0.440
2	+16.90～+8.70	127700	288680	1.520	1.549	0.365	0.372
1	+8.70～+0.20	208960	416380	1.309	1.315	0.314	0.316
B1	+0.20～-12.06	－	625340	1.000	1.000	0.240	0.240

燃料取扱機支持用架構に作用させる水平震度は，原子炉建屋 4 階の NS 方向地震層せん断力係数(n・Ci=0.497)及び EW 方向地震層せん断力係数(n・Ci=0.533)より，水平震度を Ki=n・Ci として水平地震力を設定する。表 2.3.1-5 に燃料取扱機支持用架構に作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 2.3.1-5　水平地震力の算定結果

G.L. (m)	各階重量 (kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 Ki	水平地震力 Pi (kN)	水平震度 Ki	水平地震力 Pi (kN)
+30.77	2487	0.497	1236	0.533	1326
+20.485	298	0.497	148	0.533	159
+10.20	188	0.497	93	0.533	100

ここに，燃料取扱機支持用架構は鉄骨造で剛性が小さく，原子炉建屋は壁式鉄筋コンクリート造で剛性が非常に高いことから，燃料取扱機支持用架構の変形量に対して原子炉建屋の変形量は非常に小さく，地震時の原子炉建屋の変形が燃料取扱機支持用架構に及ぼす影響は考慮しないものとした。

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機の位置を図 2.3.1-1 に，荷重組合せを表 2.3.1-6 に示す。なお，燃料取扱機支持用架構はクレーン支持用架構に覆われているため，積雪時及び暴風時は考慮しないものとした。

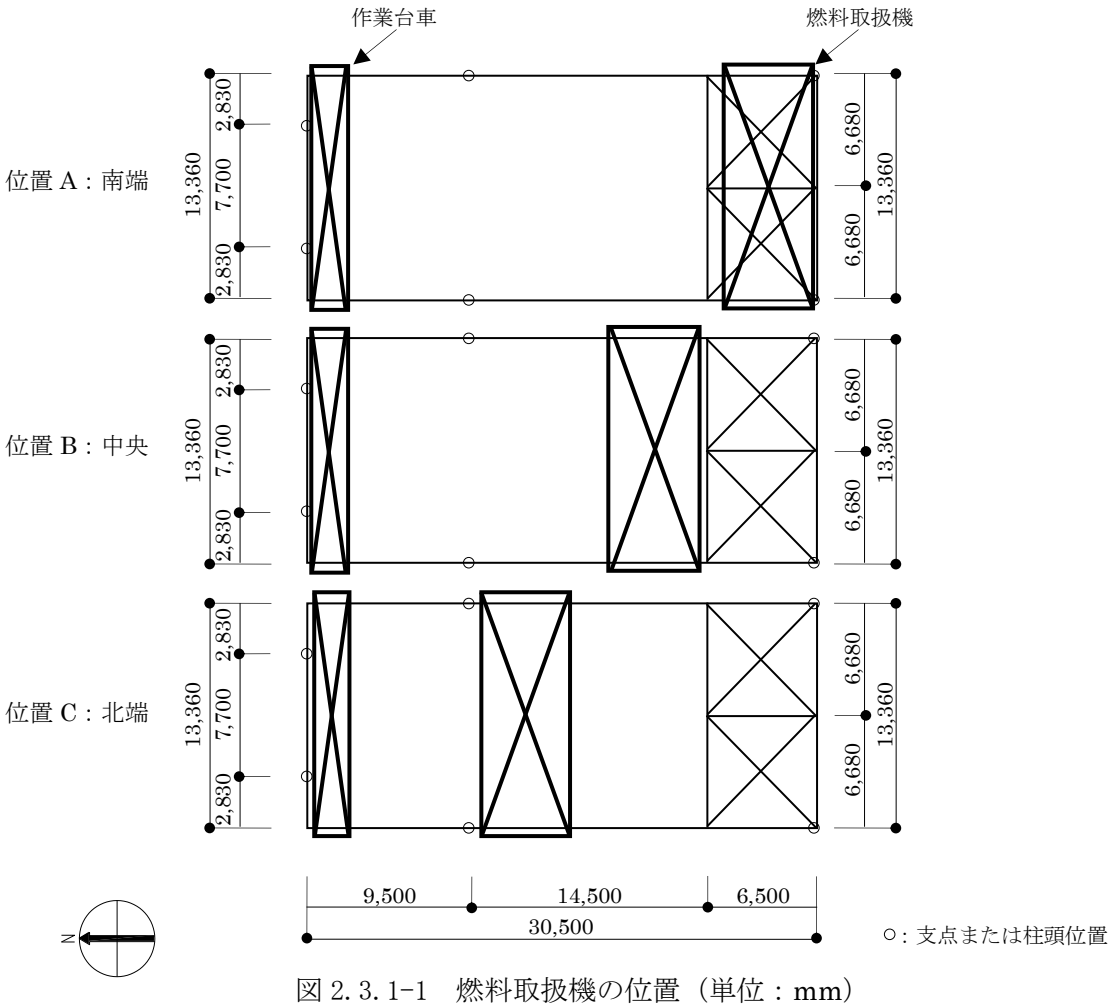


図 2.3.1-1　燃料取扱機の位置（単位：mm）

表 2.3.1-6　燃料取扱機支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL＋CL	長期
地震時	E1	VL＋CL＋K(＋NS)*1	短期
	E2	VL＋CL＋K(－NS)*1	
	E3	VL＋CL＋K(＋EW)*1	
	E4	VL＋CL＋K(－EW)*1	

*1：地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する

(2)　架構の構造強度に対する検討

1)　解析モデル

燃料取扱機支持用架構の解析モデルは，G.L.+8.70m より上部を立体架構モデルとし，柱及び梁端部の境界条件は剛接，原子炉建屋シェル壁上端はピン及び原子炉建屋南側外壁の柱脚部は固定とする。解析モデル，部材寸法及び応力検討箇所を図 2.3.1-2 に示す。

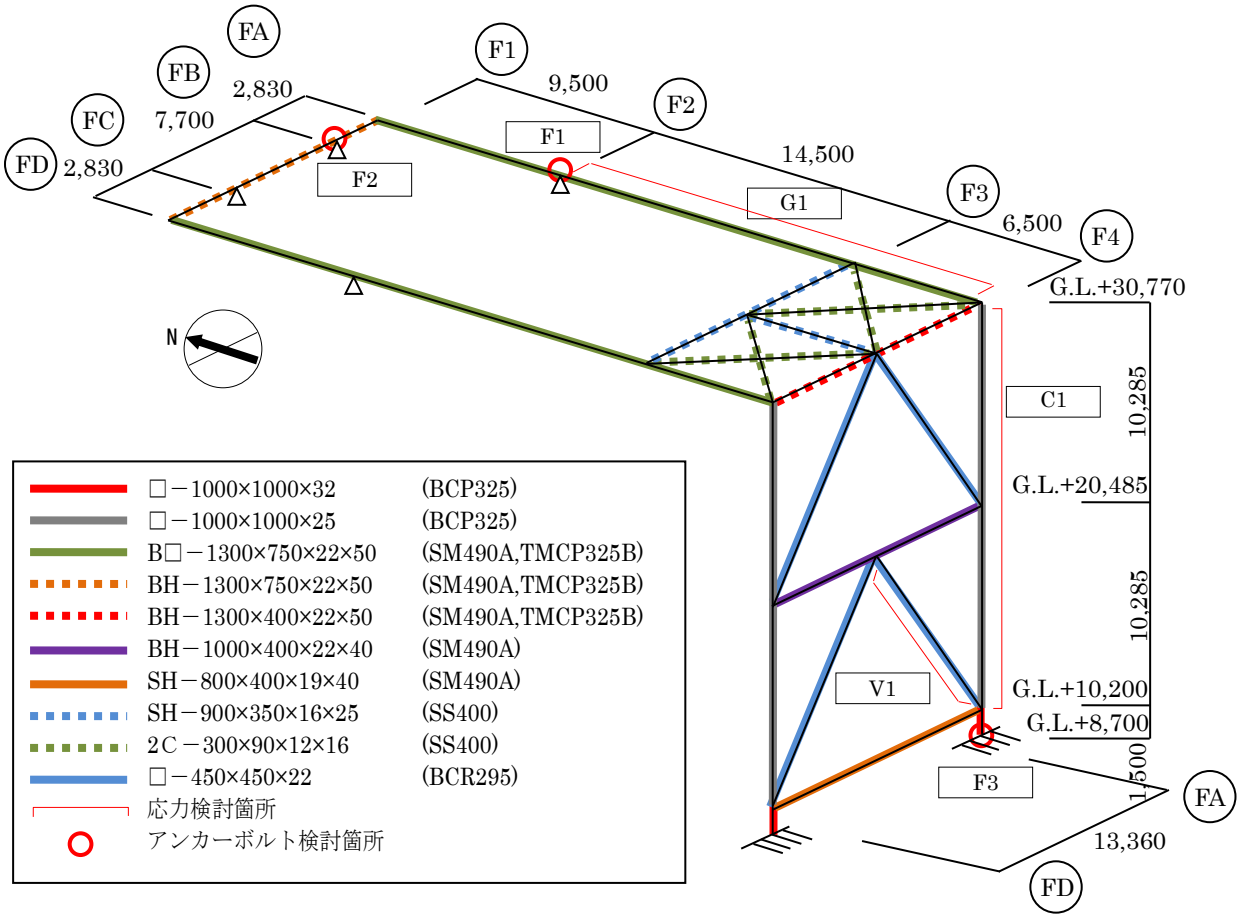
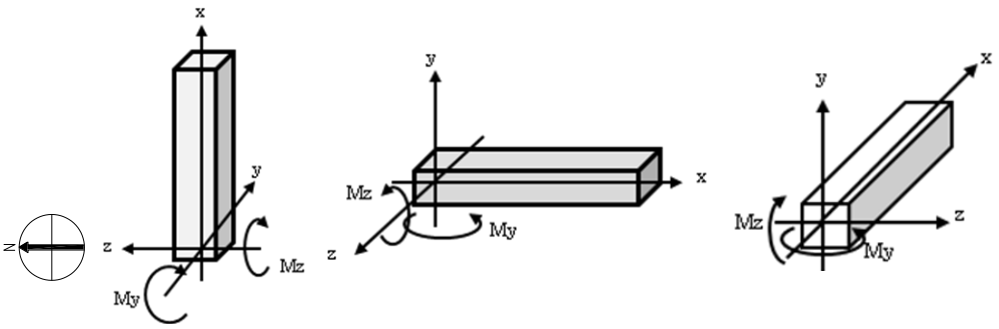


図 2.3.1-2　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

応力解析結果を用い，断面検討は二方向の曲げを図 2.3.1-3 に示すように考慮する。



柱要素　　NS 方向梁要素　　EW 方向梁要素

図 2.3.1-3　曲げモーメントの方向

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，軸力及び曲げモーメントに対する検討は下式にて行う。

・軸圧縮の場合　　$\dfrac{\sigma_c}{f_c}+\dfrac{\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_b}\leqq 1$

・軸引張の場合　　$\dfrac{\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by}}{f_t}\leqq 1$

ここで，

σ_c：軸応力度（=N／A）

N：軸力，A：断面積

σ_{bz}：部材 z 軸方向曲げ応力度（＝M_z／Z_z）

M_z，Z_z：部材 z 軸回りモーメント及び断面係数

σ_{by}：部材 y 軸方向曲げ応力度（＝M_y／Z_y）

M_y，Z_y：部材 y 軸回りモーメント及び断面係数

f_c：許容圧縮応力度

f_b：許容曲げ応力度

f_t：許容引張応力度

また，せん断力に対する検討は，下式にて行う。

$$\frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_z^{\,2}}}{f_t}\leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{\sqrt{(\sigma_c+\sigma_{bz}+\sigma_{by})^2+3\tau_y^{\,2}}}{f_t}\leqq 1$$

ここで，

τ_z：部材 z 軸方向せん断応力度（＝Q_z／A_{wz}）

Q_z，A_{wz}：部材 z 軸方向せん断力及びせん断断面積

τ_y：部材 y 軸方向せん断応力度（＝Q_y／A_{wy}）

Q_y，A_{wy}：部材 y 軸方向せん断力及びせん断断面積

表 2.3.1-7 及び表 2.3.1-8 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.1-7　断面検討結果（常時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
柱	C1	□-1000×1000 ×25×25	C (B)	曲げ Mz	0.3	216.7	0.13	OK
				曲げ My	20.0	216.7		
				圧縮 N	4.2	150.1		
				せん断 Qz	0.9	125.1		
				せん断 Qy	0.0	125.1		
梁	G1	B□-1300×750 ×22×50	C (B)	曲げ Mz	36.6	216.7	0.18	OK
				曲げ My	1.2	216.7		
				圧縮 N	0.4	134.0		
				せん断 Qz	0.2	125.1		
				せん断 Qy	0.5	125.1		
ブレース	V1	□-450×450 ×22	C (B)	曲げ Mz	0.0	196.7	0.02	OK
				曲げ My	1.5	196.7		
				圧縮 N	1.5	135.1		
				せん断 Qz	0.1	113.5		
				せん断 Qy	0.0	113.5		

*1：燃料取扱機の位置を示す

表 2.3.1-8　断面検討結果（地震時）

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	荷重ケース (位置)*1	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
柱	C1	□-1000×1000 ×25×25	E2 (B)	曲げ Mz	0.2	325.0	0.10	OK
				曲げ My	25.1	325.0		
				圧縮 N	4.3	225.2		
				せん断 Qz	1.7	187.6		
				せん断 Qy	0.0	187.6		
梁	G1	B□-1300×750 ×22×50	E3 (C)	曲げ Mz	34.2	325.0	0.21	OK
				曲げ My	28.5	325.0		
				圧縮 N	1.2	201.0		
				せん断 Qz	3.4	187.6		
				せん断 Qy	10.2	187.6		
ブレース	V1	□-450×450 ×22	E3 (A)	曲げ Mz	2.8	295.0	0.13	OK
				曲げ My	0.0	295.0		
				圧縮 N	23.9	202.7		
				せん断 Qz	0.0	170.3		
				せん断 Qy	0.2	170.3		

*1：燃料取扱機の位置を示す

(3)　原子炉建屋接合部の構造強度に対する検討

1)　許容耐力の算定

燃料取扱機支持用架構の原子炉建屋上の支点は接着系アンカーボルトを用いて一体化が図られる。接着系アンカーボルトの許容耐力は「各種合成構造設計指針・同解説」に従い，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて下式によって求め，計算結果を表 2.3.1-9 に示す。

$$p_a = \min(p_{a1},\ p_{a3})$$
$$q_a = \min(q_{a1},\ q_{a2},\ q_{a3})$$

ここで，

p_a	：接着系アンカーボルトの許容引張力
p_{a1}	：アンカーボルトの降伏により決まる許容引張力
p_{a3}	：付着力により決まる許容引張力
q_a	：接着系アンカーボルトの許容せん断力
q_{a1}	：アンカーボルトのせん断強度により決まる許容せん断力
q_{a2}	：躯体の支圧強度により決まる許容せん断力
q_{a3}	：躯体のコーン破壊により決まる許容せん断力

表 2.3.1-9　接着系アンカーボルトの許容耐力

箇所			シェル壁上端（F1，F2）	南側外壁(F3)
高さ		m	G.L.+29.92	G.L.-0.40～G.L.+8.70
鋼材種類			M27	D25
			SNR490B	SD345
埋め込み長さ		mm	700	450
アンカーボルトの間隔		mm	300	400
長期	許容引張力(p_{aL})	kN/本	58	51
	許容せん断力(q_{aL})	kN/本	53	58
短期	許容引張力(p_{aS})	kN/本	116	102
	許容せん断力(q_{aS})	kN/本	104	116

2)　シェル壁上端位置の検討

燃料取扱機支持用架構とシェル壁との接合部の概要を図 2.3.1-4 に，作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.1-10 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

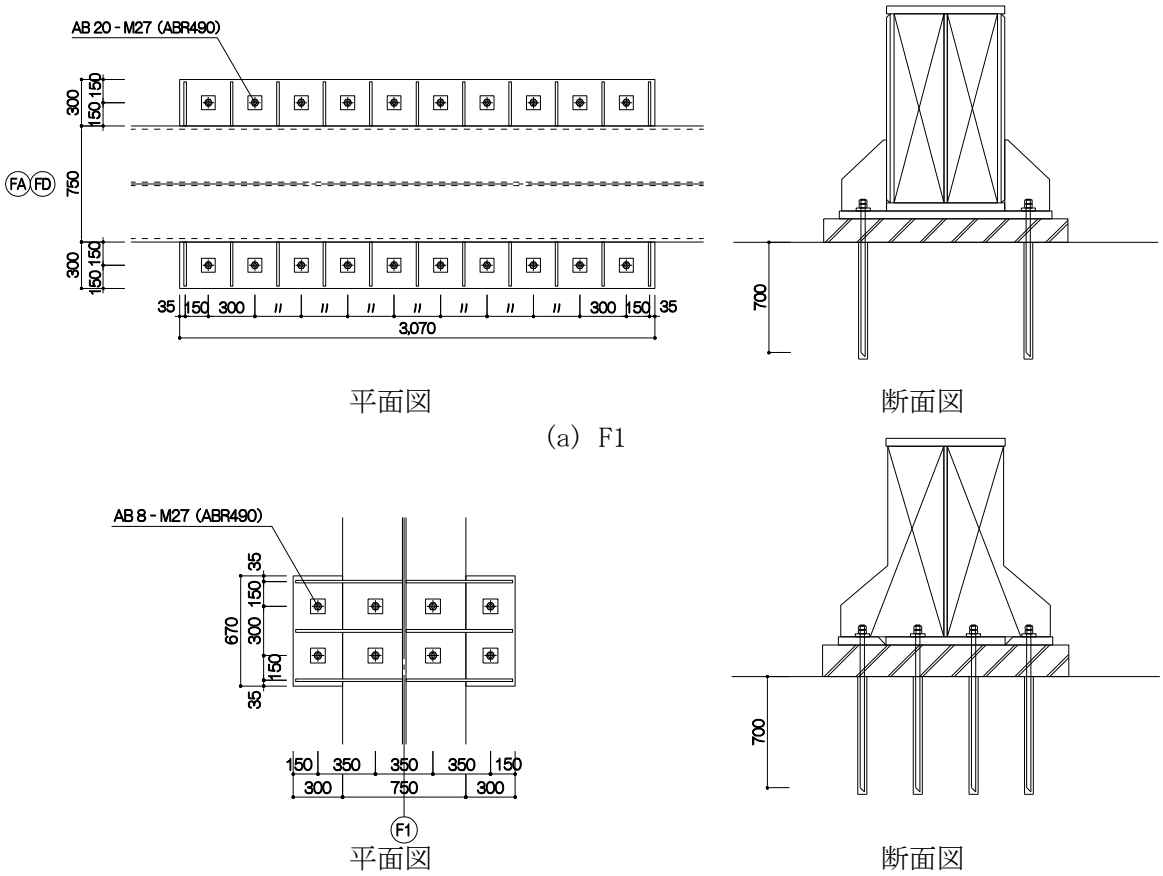


図 2.3.1-4　シェル壁上端位置の接合部概要（単位：mm）

表 2.3.1-10　　シェル壁上端位置の検討結果

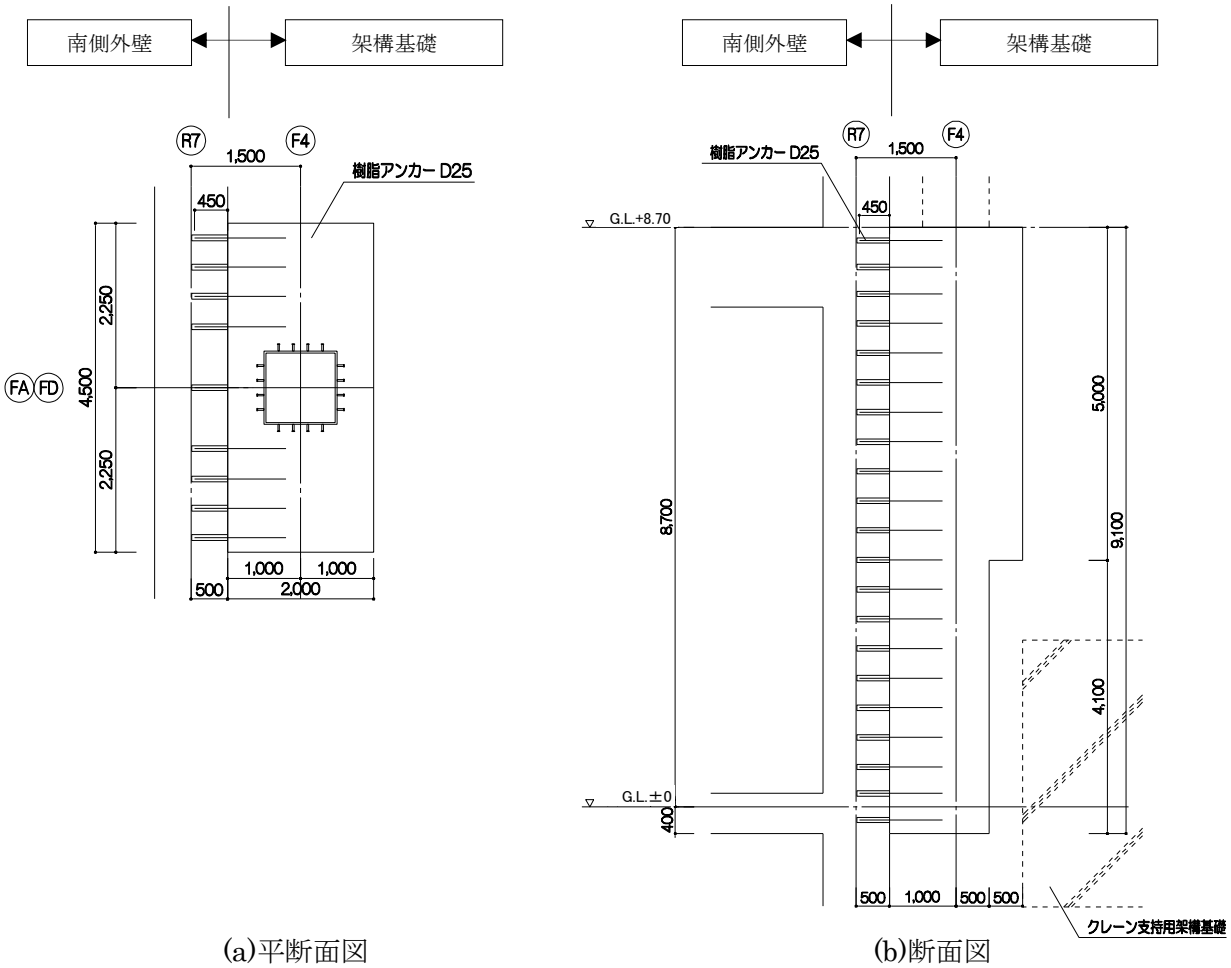
検討箇所 (ｱﾝｶｰ本数) *1	荷重ケース (位置) *2	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
		引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 p_a (kN)	許容せん断力 q_a (kN)		
F1 (20)	C (B)	0	41	1160	1060	0.04	OK
	E2 (B)	0	669	2320	2080	0.33	OK
F2 (8)	C (A)	0	10	464	424	0.03	OK
	E3 (A)	0	94	928	832	0.12	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数
*2：燃料取扱機の位置を示す

3)　南側外壁位置の検討

燃料取扱機支持用架構と南側外壁との接合部の概要を図 2.3.1-5 に，作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.1-11 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。



(a)平断面図　　(b)断面図

図 2.3.1-5　南側外壁位置の接合部概要（単位：mm）

表 2.3.1-11　南側外壁位置の検討結果

検討箇所 方向 (ｱﾝｶｰ本数)*1	荷重ケース (位置)*2	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
		引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	許容引張力 p_a (kN)	許容せん断力 q_a (kN)		
F3 NS 方向 (引張 24) (せん断 99)	C (A)	552	2622	1224	5742	0.46	OK
	E1 (A)	951	2613	2448	11484	0.39	OK
F3 EW 方向 (引張 15) (せん断 99)	C (A)	24	2622	765	5742	0.46	OK
	E3 (A)	412	4049	1530	11484	0.36	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数。アンカーボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した

*2：燃料取扱機の位置を示す

(4)　原子炉建屋の構造強度に対する検討

1)　検討方針

原子炉建屋の構造強度の検討では，当該躯体建設時の設計用応力*1に架構反力により生じる応力を重ね合わせた応力が，許容応力度以下になることを確認する。ここで，燃料取扱機支持用架構の重量が原子炉建屋に比較して十分に小さいことから，検討は地震時についてのみ実施する。検討対象部位は，架構反力を受けるシェル壁と南側外壁とする。なお，シェル壁については G.L.+8.70m より上部を検討対象とする。検討対象部位を図 2.3.1-6 に示す。

*1：原子炉建屋全体重量は，瓦礫撤去の効果（－39810kN）及び燃料取扱機支持用架構の新設（＋6490kN）を考慮すると軽減傾向にあり，地震時応力は低減されるが，安全側の評価として建設時の設計用応力を用いる

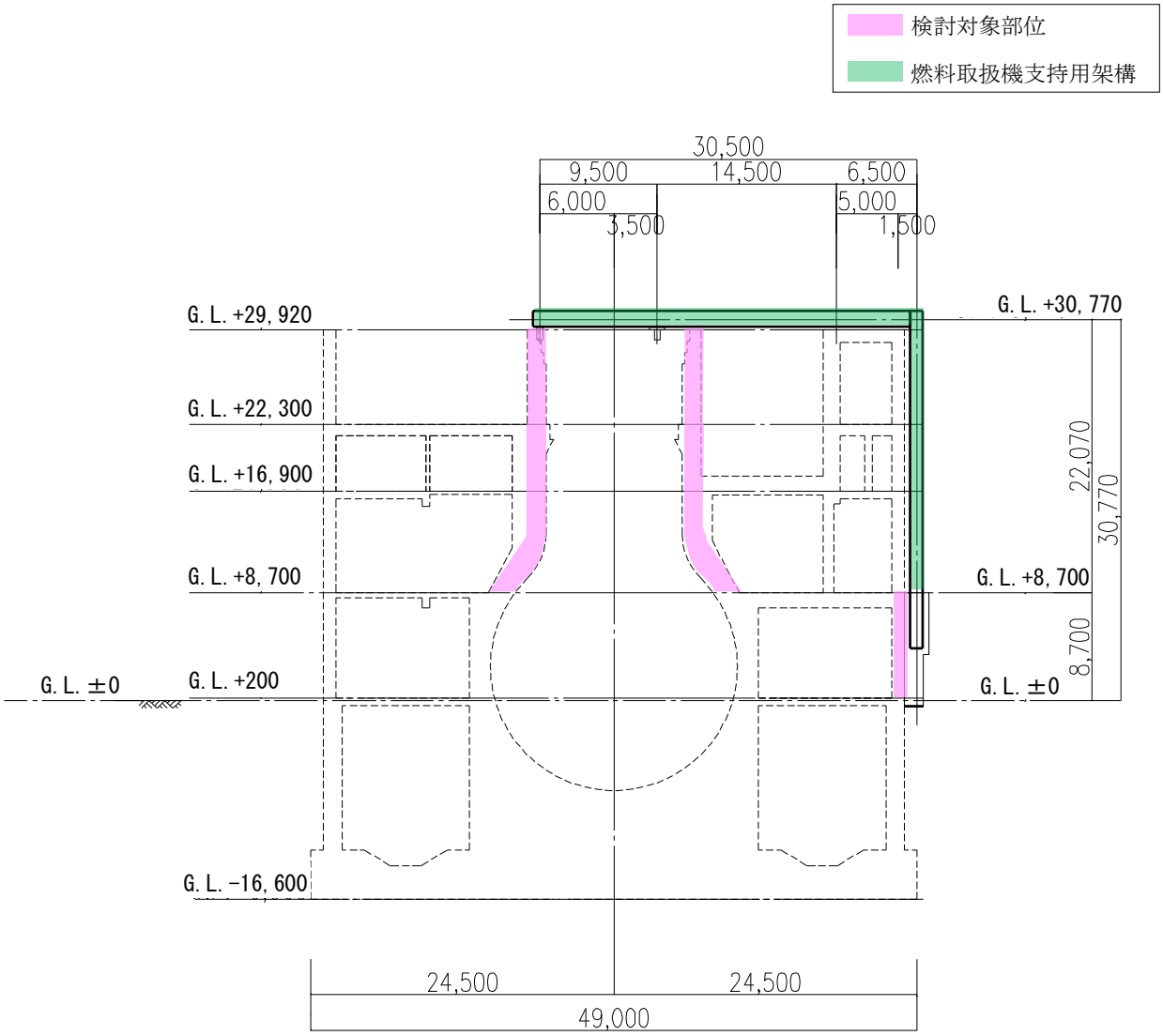


図 2.3.1-6　既存躯体の検討対象部位（単位：mm）

2) 断面検討

軸力及び曲げモーメントに対する断面検討とせん断に対する断面検討は，「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」に従い，設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて行う。

シェル壁の軸力及び曲げモーメントに対する検討結果を表 2.3.1-12 に，せん断力に対する断面検討結果を表 2.3.1-13 に示す。南側外壁の面内方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-14 に，面外方向に対する断面検討結果を表 2.3.1-15 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。また，燃料取扱機支持用架構の反力により生じる応力は，建設時の設計用応力の 10%以下であることを確認した。

表 2.3.1-12　シェル壁の断面検討結果(1)
(軸力及び曲げモーメントに対する検討)

G.L. (m)	コア壁厚 t (m)	配筋 タテ筋 a_t(cm²/m) P_g(%)	鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm²)	コンクリートの 最大圧縮応力度 σ_c (N/mm²)	応力度比 σ_t / f_t	判定
+29.92～ +22.30	1.50	a_t=87.7 P_g=1.16	58.1	2.0	0.17	OK
+22.30～ +16.90	1.85	a_t=87.7 P_g=0.94	80.1	3.4	0.24	OK
+16.90～ +8.70	2.08	a_t=171.0 P_g=1.64	64.3	3.7	0.19	OK

表 2.3.1-13　シェル壁の断面検討結果(2)
(せん断に対する検討)

G.L. (m)	コア壁厚 t (m)	配筋 上段:タテ筋 下段:ヨコ筋 a_t(cm²/m) P_g(%)	鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm²)	応力度比 σ_t / f_t	判定
+29.92～ +22.30	1.50	a_t =87.7 P_g =1.16	86.3	0.26	OK
		a_t =76.0 P_g =1.01	99.1	0.29	OK
+22.30～ +16.90	1.85	a_t =87.7 P_g =0.94	117.1	0.34	OK
		a_t =76.0 P_g =0.82	134.2	0.39	OK
+16.90～ +8.70	2.08	a_t =171.0 P_g =1.64	125.0	0.37	OK
		a_t =171.0 P_g = 1.64	125.0	0.37	OK

表 2.3.1-14　南側外壁の断面検討結果(1)
(面内方向)

G.L. (m)	壁厚 t (m)	配筋 上段:タテ筋 下段:ヨコ筋 P_g (%)	せん断 鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm²)	曲げモーメント 鉄筋の 最大引張応力度 σ_t (N/mm²)	曲げモーメント コンクリートの 最大圧縮応力度 σ_c (N/mm²)	応力度比 σ_t / f_t	判定
+8.70 ～ +0.20	1.00	2-D32@200 P_g=0.79 2-D32@200 P_g=0.79	278.5	0.0	2.0	0.81	OK

表 2.3.1-15　南側外壁の断面検討結果(2)
(面外方向)

G.L. (m)	壁厚 t (m)	配筋 タテ筋 P_g (%)	せん断 ｺﾝｸﾘｰﾄの最大 せん断応力度 τ_s (N/mm²)	せん断 応力 度比 τ_s / f_s	せん断 判定	曲げモーメント 鉄筋の最大 引張応力度 σ_t (N/mm²)	曲げモーメント ｺﾝｸﾘｰﾄの最大 圧縮応力度 σ_c (N/mm²)	曲げモーメント 応力 度比 σ_t / f_t	曲げモーメント 判定
+8.70 ～ +0.20	1.00	2-D32@200 P_g =0.79	0.1	0.10	OK	110.8	2.1	0.33	OK

2.3.2　耐震性

(1)　検討方針

耐震性の検討は，燃料取扱機支持用架構，原子炉建屋接合部及び原子炉建屋の健全性について行い，基準地震動 Ss に対して燃料取扱機支持用架構及び原子炉建屋の応答性状を適切に表現できる地震応答解析を用いて評価する。

(2)　原子炉建屋の地震応答解析

1)　解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社）にて作成した解放基盤表面に定義される基準地震動 Ss（図 2.2.2-2(1)及び図 2.2.2-2(2)参照）とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.3.2-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面に定義される基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。

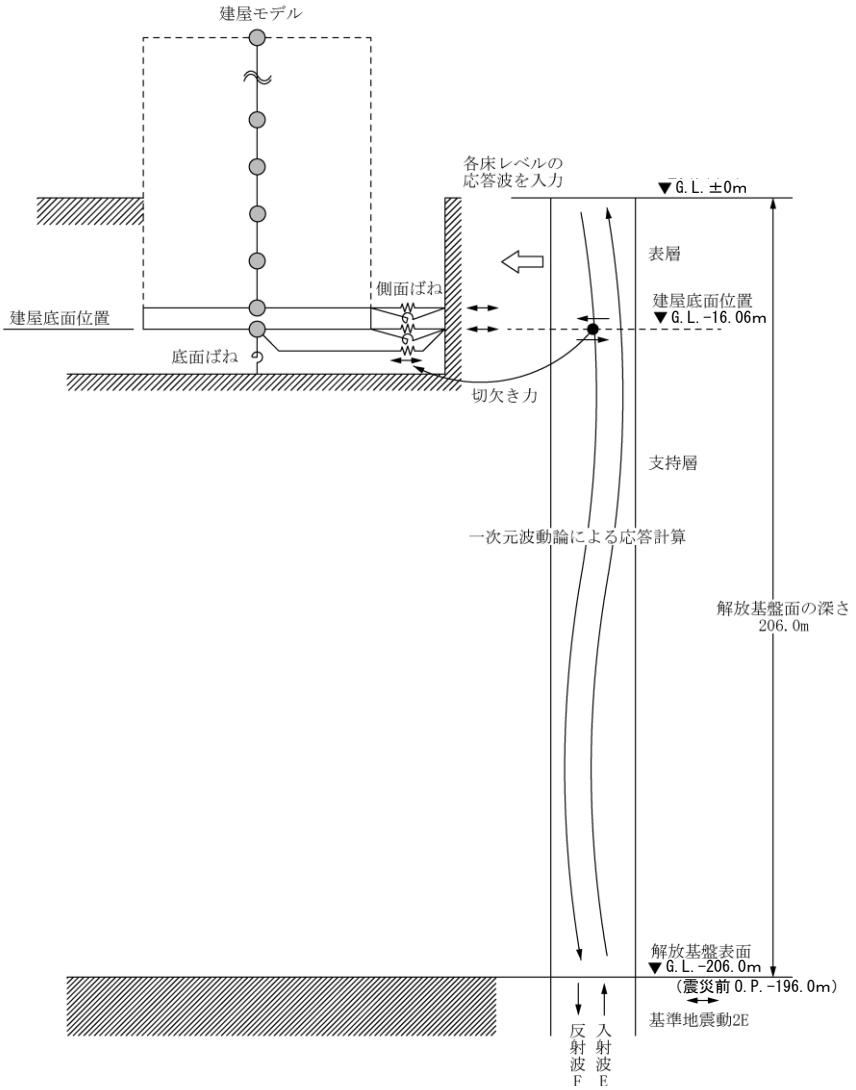


図 2.3.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

2)　地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，図 2.3.2-2 に示すように質点系でモデル化し，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その１）」（平成 23 年 5 月 28 日　東京電力株式会社）に示される内容に，使用済燃料プール底部の支持構造物の設置工事，瓦礫撤去及び新規に設置する燃料取扱機支持用架構の重量を考慮した。解析諸元を表 2.3.2-1(1)及び表 2.3.2-1(2)に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。地盤定数の設定結果を表 2.3.2-2 に示す。基礎底面の地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを評価した。

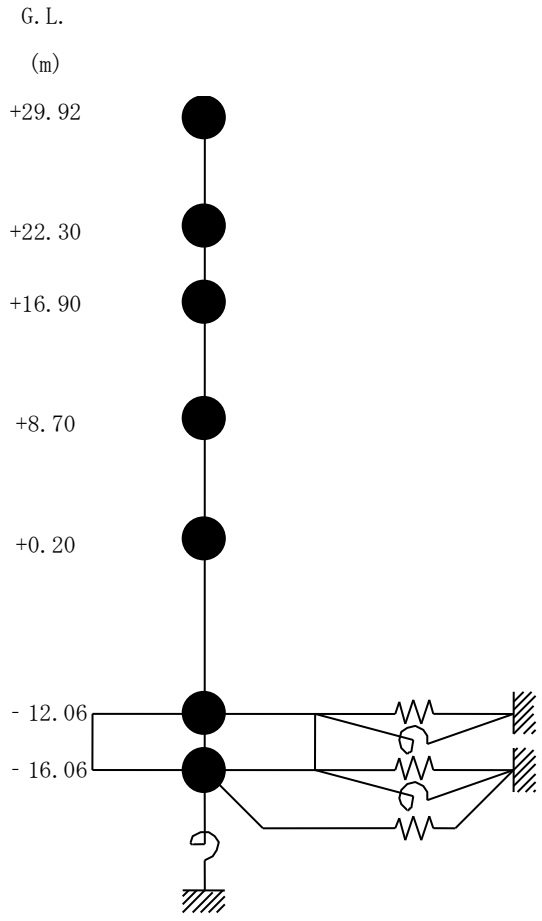


図 2.3.2-2　原子炉建屋の地震応答解析モデル

表 2.3.2-1(1)　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

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 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
+29.92	77700	141.73		
			150.8	13068
+22.30	88770	163.44		
			103.4	15942
+16.90	122210	224.92		
			223.4	45026
+8.70	127700	244.14		
			175.4	46774
+0.20	208960	391.33		
			460.4	114194
-12.06	287050	574.38		
			2812.6	562754
-16.06	132390	264.88		
合計	1044780			

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%

(b)水平（EW）方向

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 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
+29.92	77700	78.78		
			90.4	6491
+22.30	88770	91.66		
			105.8	6388
+16.90	122210	224.92		
			167.5	32815
+8.70	127700	232.88		
			166.4	46303
+0.20	208960	570.57		
			424.5	136323
-12.06	287050	828.96		
			2812.6	772237
-16.06	132390	346.27		
合計	1044780			

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%

表 2.3.2-1(2)　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

（鉛直方向）

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^2）
+29.92	77700		
		222.6	7.41
+22.30	88770		
		218.1	10.58
+16.90	122210		
		380.4	11.92
+8.70	127700		
		340.6	10.30
+0.20	208960		
		654.7	13.72
-12.06	287050		
		2812.6	180.71
-16.06	132390		
合計	1044780		

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%

表 2.3.2-2　地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±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	-	-

(b) Ss-2

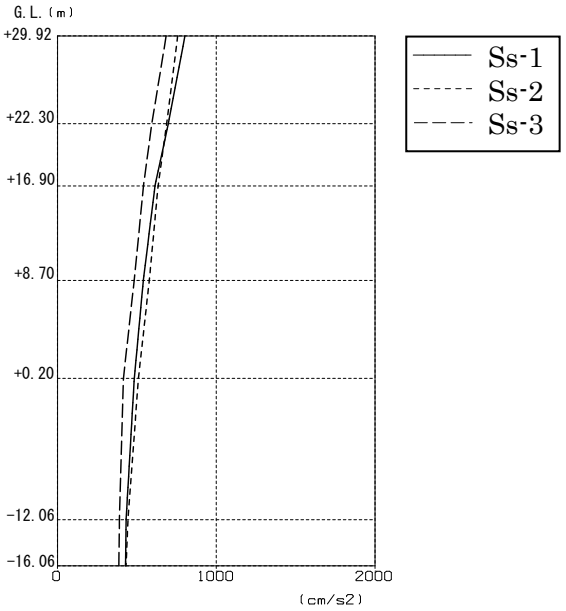
G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	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	-	-

(c) Ss-3

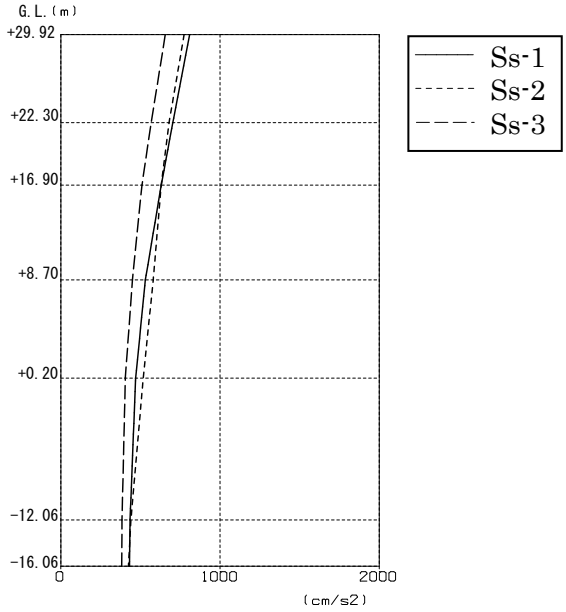
G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
±0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0		500	17.1	0.455	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	-	-

3)　地震応答解析結果

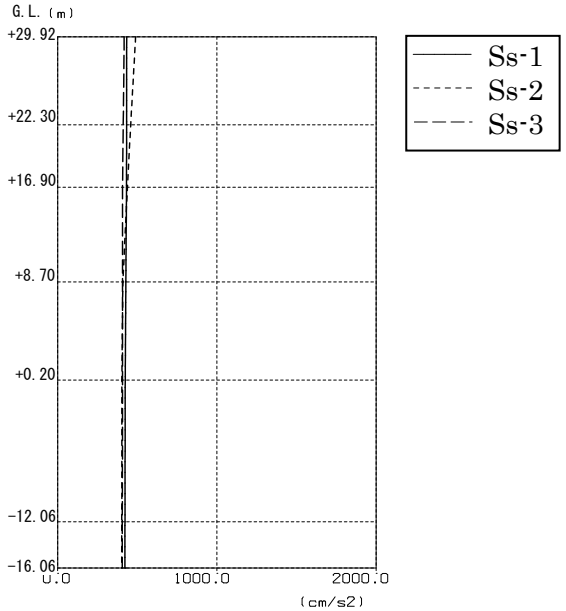
地震応答解析は水平方向と鉛直方向を別々に入力した。最大応答加速度分布を図 2.3.2-3 に示す。



(a)水平（NS）方向



(b)水平（EW）方向



(c)鉛直方向

図 2.3.2-3　原子炉建屋の最大応答加速度分布

(3)　架構の耐震性に対する検討

1)　解析に用いる入力地震動

燃料取扱機支持用架構への入力地震動は，基準地震動 Ss を入力したときの原子炉建屋 G.L.+29.92m と G.L.+8.70m の時刻歴応答変位を用い，水平方向と鉛直方向の同時入力とする。

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる入力地震動の概念と燃料取扱機支持用架構の解析モデルを図 2.3.2-4 に，層間変形角が最大となる燃料取扱機を南端に設置した場合の地震応答解析モデルにおける質点重量を表 2.3.2-3 に示す。

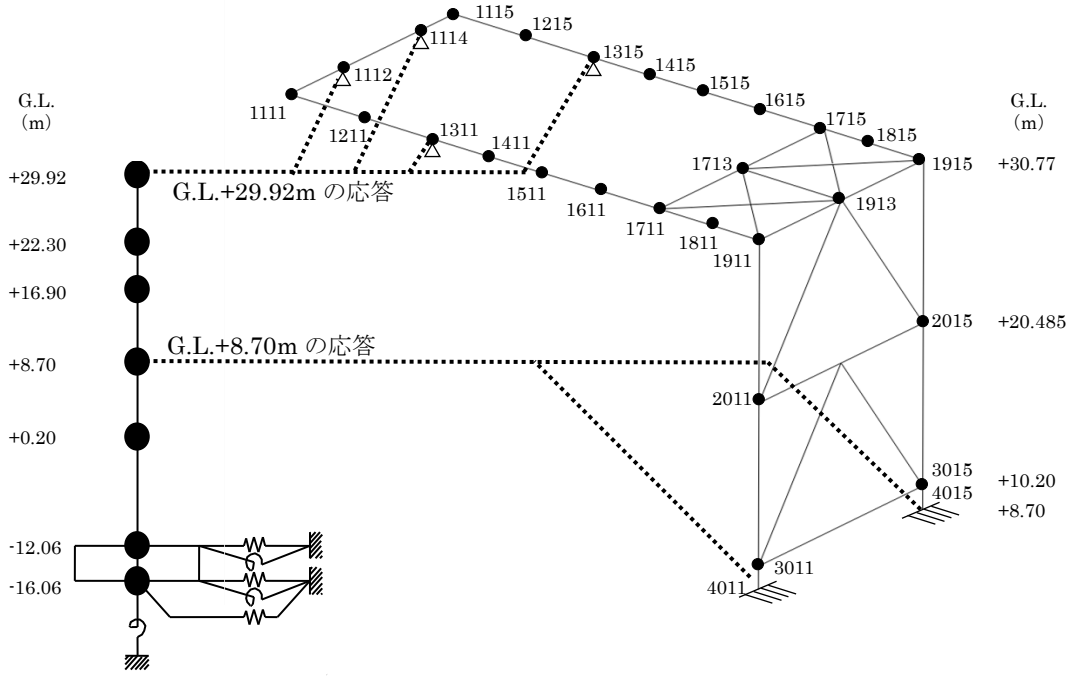


図 2.3.2-4　燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデル

表 2.3.2-3　燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデルにおける質点重量

G.L.(m)	節点番号	質点重量 (kN)
+30.77	1111	57
	1211	89
	1311	79
	1411	68
	1511	68
	1611	68
	1711	78
	1811	62
	1911	97
	1115	57
	1215	89
	1315	79
	1415	68
	1515	68
	1615	68
	1715	78
	1815	62
	1915	97
	1112	46
	1114	46
	1713	37
	1913	94
	9001	49
	9002	49
	9003	49
	9004	49
	9501	184
	9502	184
	9601	184
	9602	184
+20.485	2011	149
	2015	149
+10.20	3011	94
	3015	94
合　計		2973

3)　波及的影響の評価

地震応答解析結果が，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*1 及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*1：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

燃料取扱機支持用架構の層間変形角を表 2.3.2-4 に示す。

検討の結果，層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-4　層間変形角の検討結果

G.L. (m)	最大応答値						ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
	NS 方向入力時			EW 方向入力時				
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3		
+20.485～+30.77	1/10285	1/10285	1/34283	1/1686	1/2057	1/2706	1/75	OK
+8.70～+20.485	1/1061	1/1309	1/1419	1/1733	1/2104	1/2805		

・塑性率の検討

部材の塑性率は，最大応答曲げモーメント時の曲率を全塑性モーメントに至る時の曲率で除した値で表される。最大曲げモーメントが全塑性モーメント以下の場合は弾性であり塑性率は 1 以下となる。最大応答値を全塑性モーメントまたはせん断耐力で除した値を耐力比と定義し，表 2.3.2-5 に検討結果を示す。

表 2.3.2-5 より曲げモーメント及びせん断力については，全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 2.3.2-5　耐力比の検討結果

部位	検討箇所	部材形状 (mm)	地震波	入力方向	耐力比		判定
柱	C1	□-1000×1000×25×25	Ss-1	NS	Mz/Muz	0.01	OK
					My/Muy	0.10	
					Qz/Quz	0.03	
					Qy/Quy	0.01	
梁	G1	B□-1300×750×22×50	Ss-1	EW	Mz/Muz	0.12	OK
					My/Muy	0.06	
					Qz/Quz	0.02	
					Qy/Quy	0.09	
ブレース	V1	□-450×450×22	Ss-1	EW	Mz/Muz	0.02	OK
					My/Muy	0.02	
					Qz/Quz	0.01	
					Qy/Quy	0.01	

M_z：部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値　M_{uz}：部材 z 軸回りの全塑性モーメント

M_y：部材 y 軸回りの曲げモーメントの最大値　M_{uy}：部材 y 軸回りの全塑性モーメント

Q_z：部材 z 方向のせん断力の最大値　Q_{uz}：部材 z 軸方向のせん断耐力

Q_y：部材 y 方向のせん断力の最大値　Q_{uy}：部材 y 軸方向のせん断耐力

(4) 原子炉建屋接合部の耐震性に対する検討

接着系アンカーボルトの耐震性の検討は，短期許容引張力及び短期許容せん断力を許容耐力とし，応力度比が 1 以下になることを確認する。

1) シェル壁上端位置の検討

作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.2-6 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.2-6 シェル壁上端位置の検討結果

検討箇所 (ｱﾝｶｰ本数)*1	地震波	入力 方向	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
			引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	短期 許容引張力 p_a (kN)	短期 許容せん断力 q_a (kN)		
F1 (20)	Ss-1	NS	0	1105	2320	2080	0.54	OK
F2 (8)	Ss-1	EW	104	168	928	832	0.21	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数

2) 南側外壁位置の検討

作用応力と許容耐力を比較した結果を表 2.3.2-7 に示す。

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 2.3.2-7 南側外壁位置の検討結果

検討箇所 方向 (ｱﾝｶｰ本数)*1	地震波	入力 方向	作用応力		許容耐力		応力度比	判定
			引抜力 P (kN)	せん断力 Q (kN)	短期 許容引張力 p_a (kN)	短期 許容せん断力 q_a (kN)		
F3 NS 方向 (引張 24) (せん断 99)	Ss-1	NS	1568	3214	2448	11484	0.65	OK
F3 EW 方向 (引張 15) (せん断 99)	Ss-1	EW	863	5793	1530	11484	0.57	OK

*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数。アンカーボルトは引張に抵抗するものとせん断に抵抗するものをそれぞれ設定した

(5)　原子炉建屋の耐震性に対する検討

1）検討方針

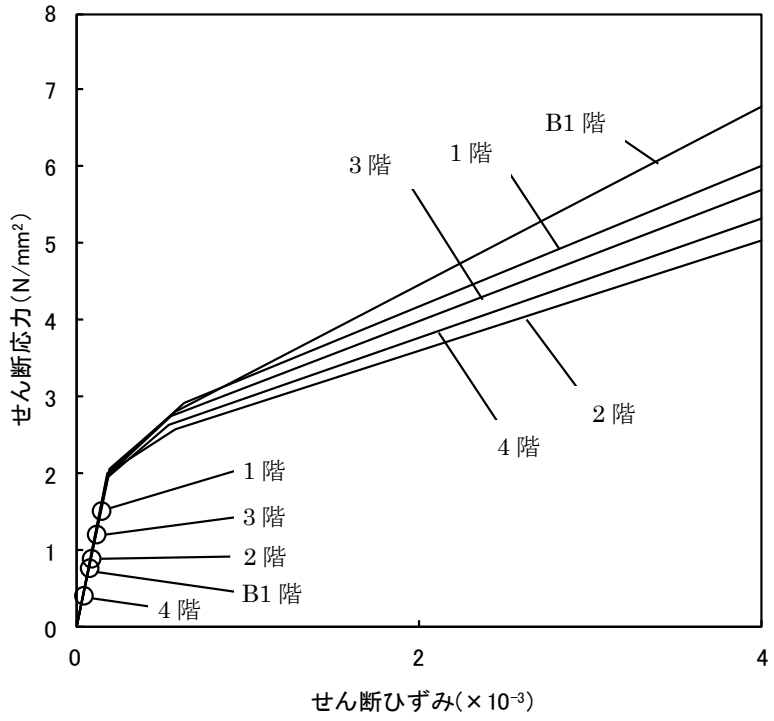
燃料取扱機支持用架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

ここで，耐震壁のせん断ひずみは，「(2)原子炉建屋の地震応答解析」で実施した地震応答解析結果の値とする。

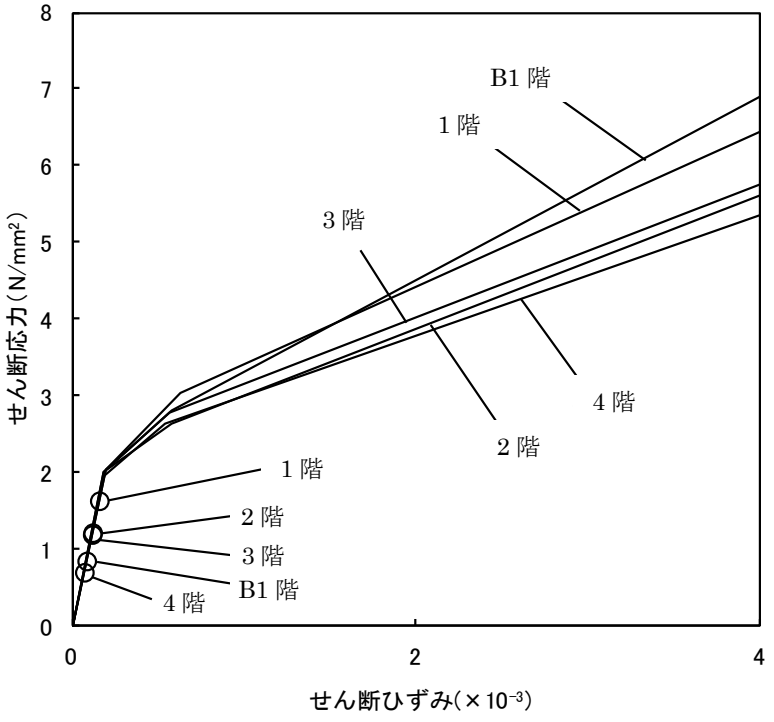
2）検討結果

基準地震動 Ss に対する最大応答値を，「JEAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を，図 2.3.2-5 から図 2.3.2-7 に示す。

検討の結果，地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分に余裕があることを確認した。

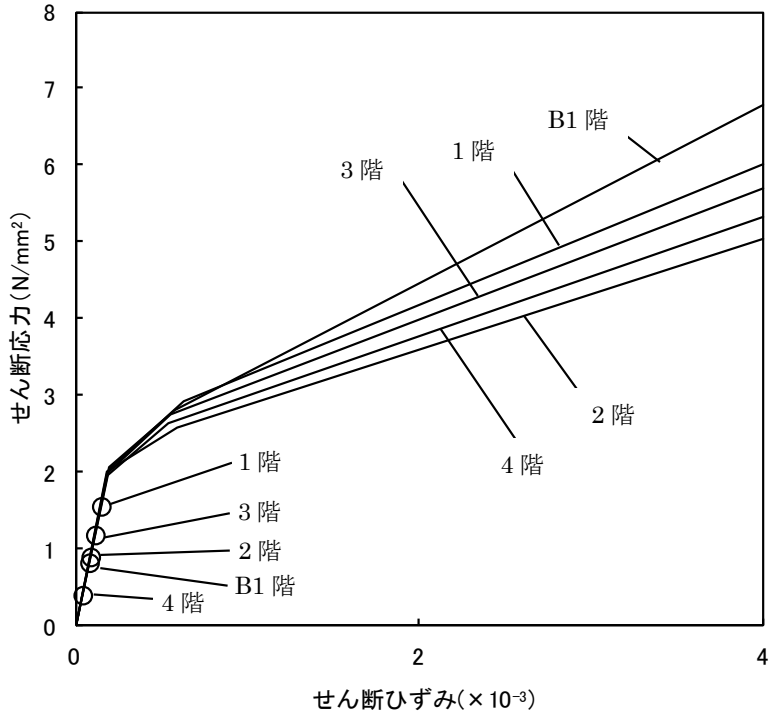


(a)NS 方向

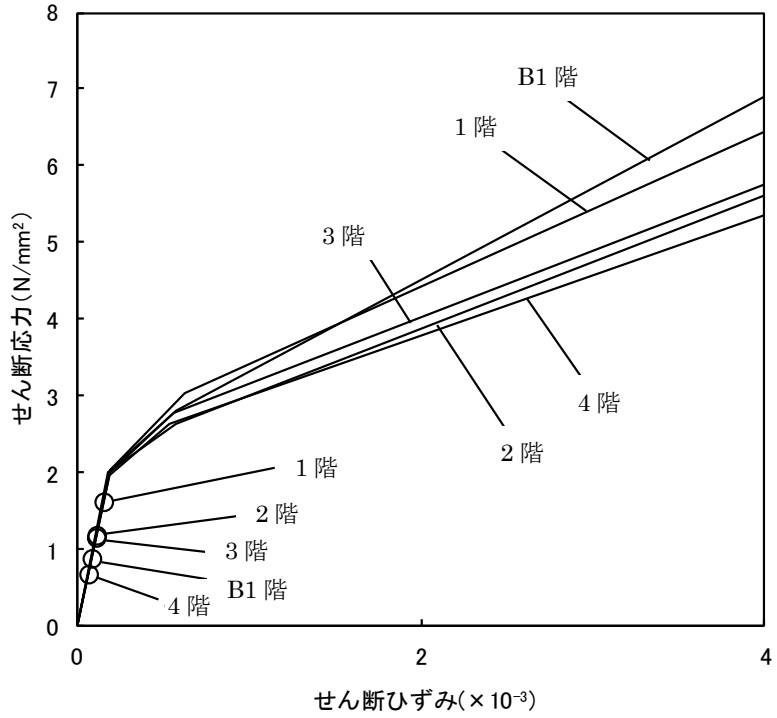


(b)EW 方向

図 2.3.2-5　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

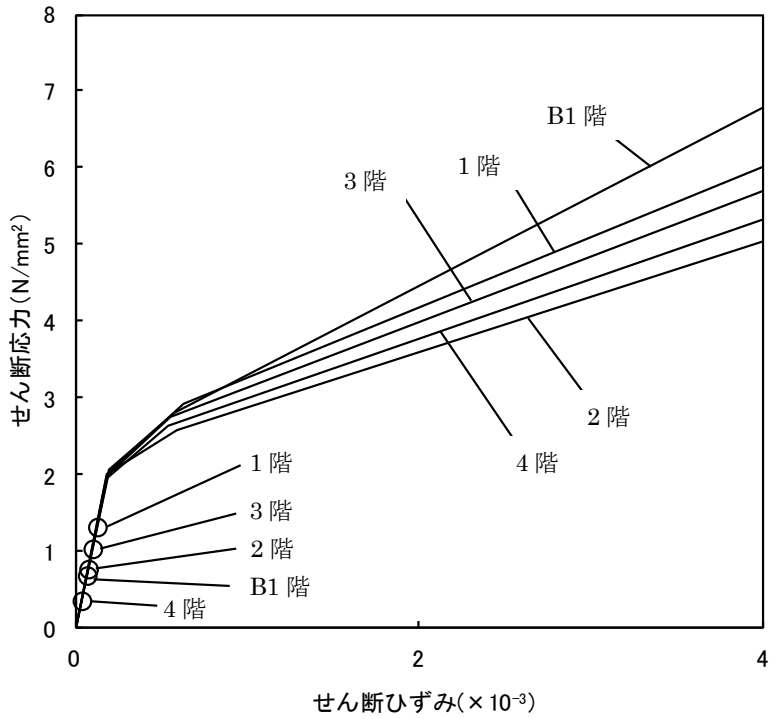


(a)NS 方向

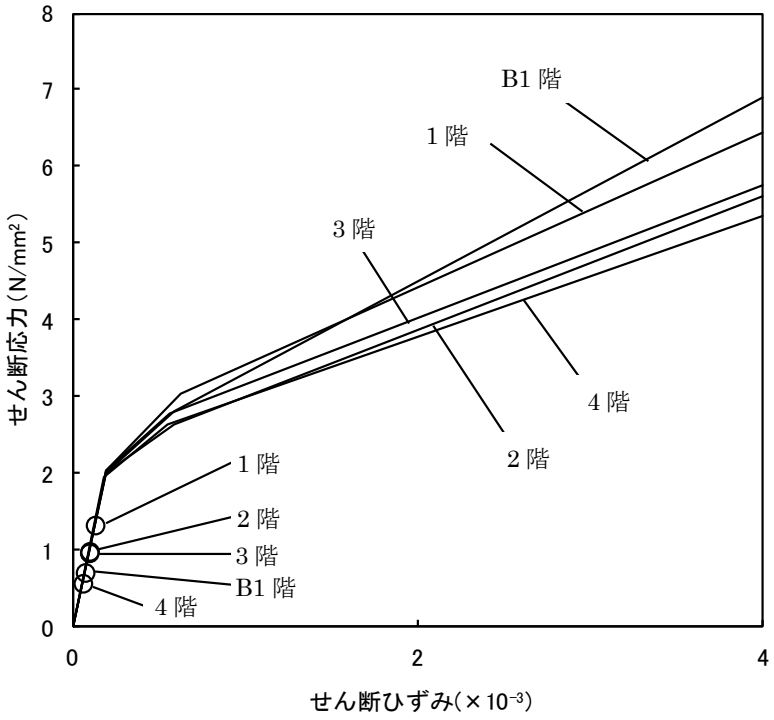


(b)EW 方向

図 2.3.2-6　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）



(a)NS 方向



(b)EW 方向

図 2.3.2-7　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）

3.　3 号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

3.1　概要

3.1.1　一般事項

3 号機燃料取り出し用カバーは，使用済燃料プールを覆う構造としており，燃料取扱設備（燃料取扱機及びクレーン）を支持するドーム状の屋根を有した門型架構であり，構造強度と耐震性について検討を行う。なお，耐震設計上の重要度分類は，燃料取扱設備の間接支持構造物としてＢクラス相当とする。

架構の構造強度は一次設計に対応した許容応力度設計を実施し，耐震性は基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し，架構の損傷が原子炉建屋，使用済燃料プール及び使用済燃料ラックに波及的影響を及ぼさないことを確認する。ここで，波及的影響の確認は，架構が崩壊機構に至らないことを確認する。図 3.1.1-1 に燃料取り出し用カバーのイメージを示す。

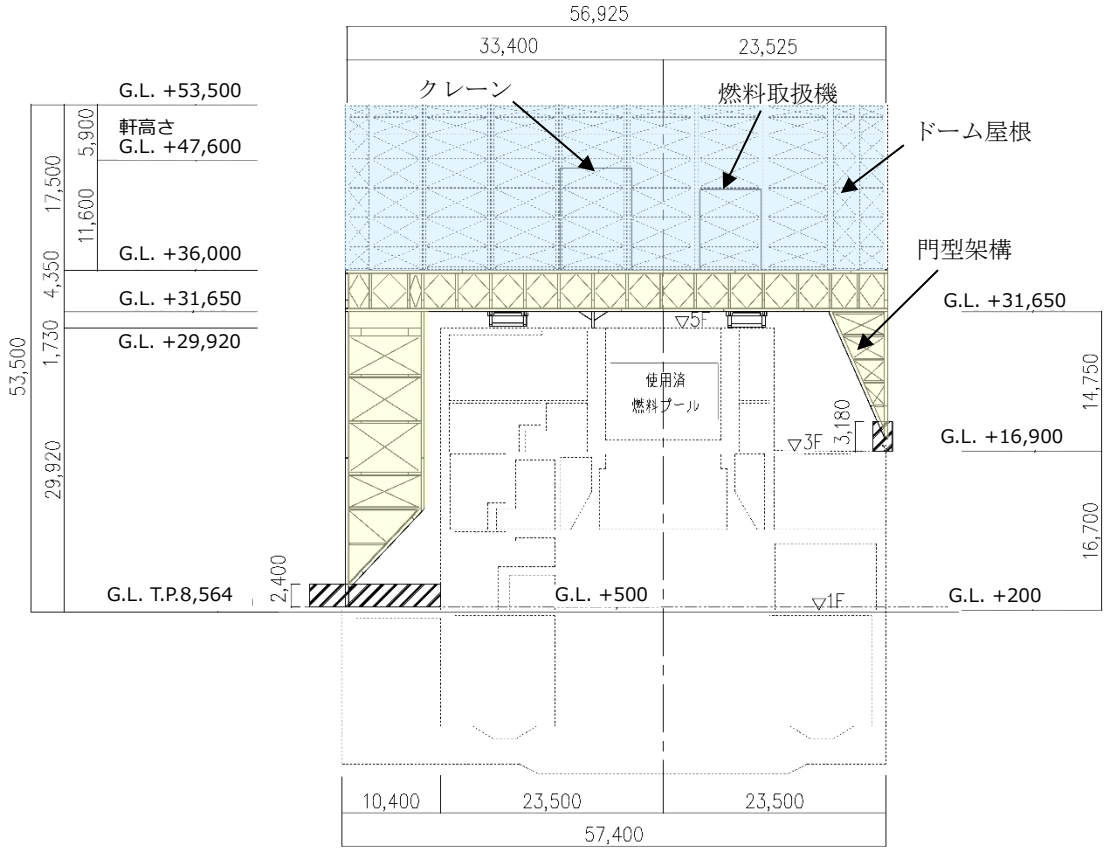


図 3.1.1-1　燃料取り出し用カバーのイメージ（単位：mm）

本章に記載の標高は，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，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

燃料取り出し用カバーの検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

(1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
(2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2005 制定）
(3) 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，2010 改定）
(4) 鋼構造設計規準（日本建築学会，2005 改定）
(5) 2007 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課･国土交通省 国土技術政策総合研究所･独立行政法人建築研究所･日本建築行政会議，2007 刊行)
(6) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，2010 改定）
(7) 現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002) （日本建築学会，2002 制定）
(8) プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説（日本建築学会，1998 改定）

また，原子力施設の設計において参照される下記の指針及び規程を参考にして検討を行う。

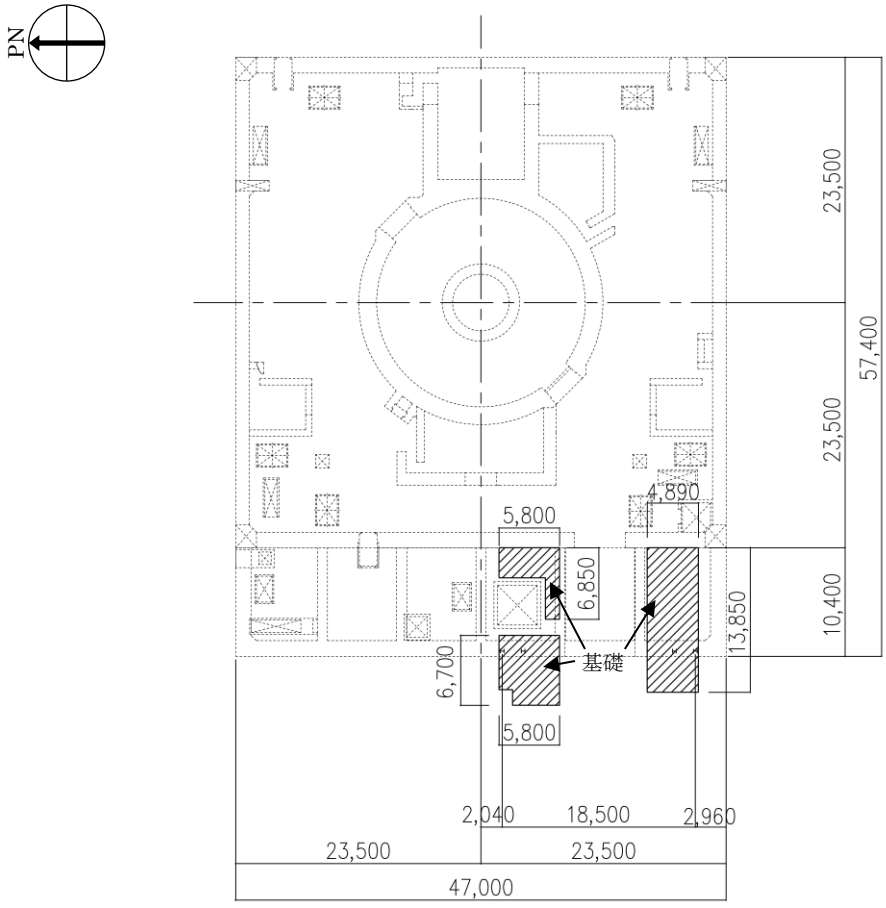
(1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会　電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂)
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会　電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊)
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会　原子力規格委員会，平成 20 年 12 月 改定)

3.1.2　構造概要

燃料取り出し用カバーは燃料取扱設備を支持する架構で，南北方向に 18.50m，東西方向に 56.925m，地盤面からの高さが 53.50m のドーム状屋根を設けた門型の架構である。構造形式はトラス構造で，構造種別は鉄骨造である。

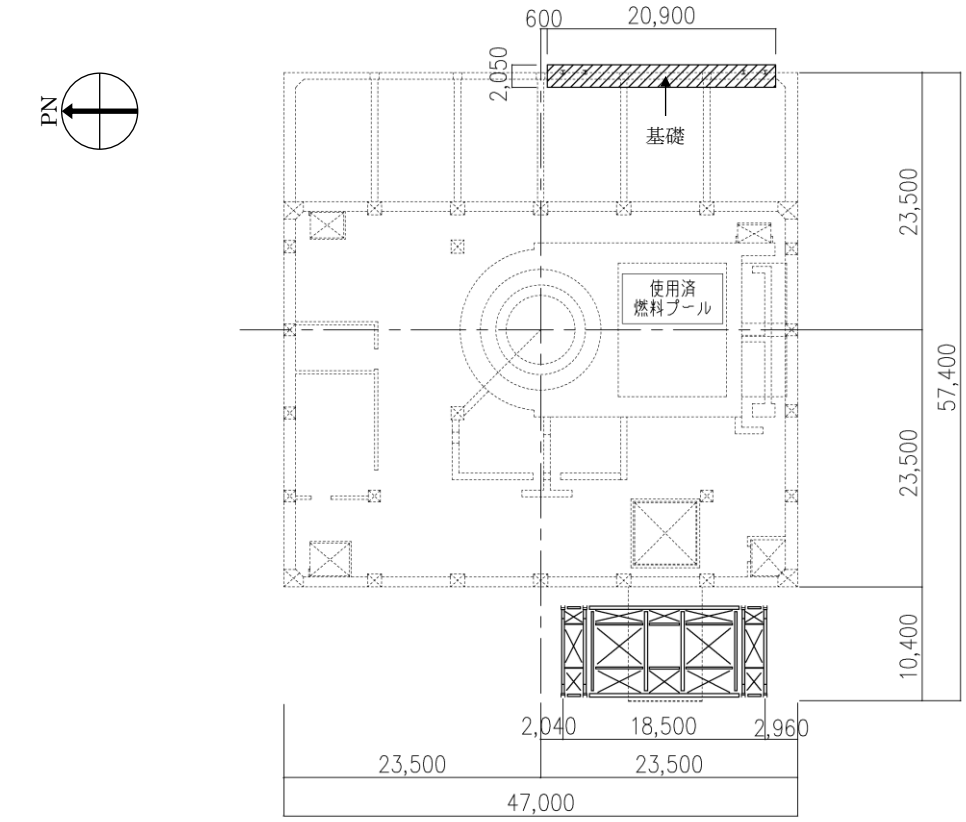
燃料取り出し用カバーは，原子炉建屋の 1 階，3 階及び 5 階に支持される構造である。なお，5 階の原子炉建屋躯体支持点においては，水平振れ止め装置（ストッパ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）を用いる。

燃料取り出し用カバーの概要を図 3.1.2-1～図 3.1.2-5 に示す。

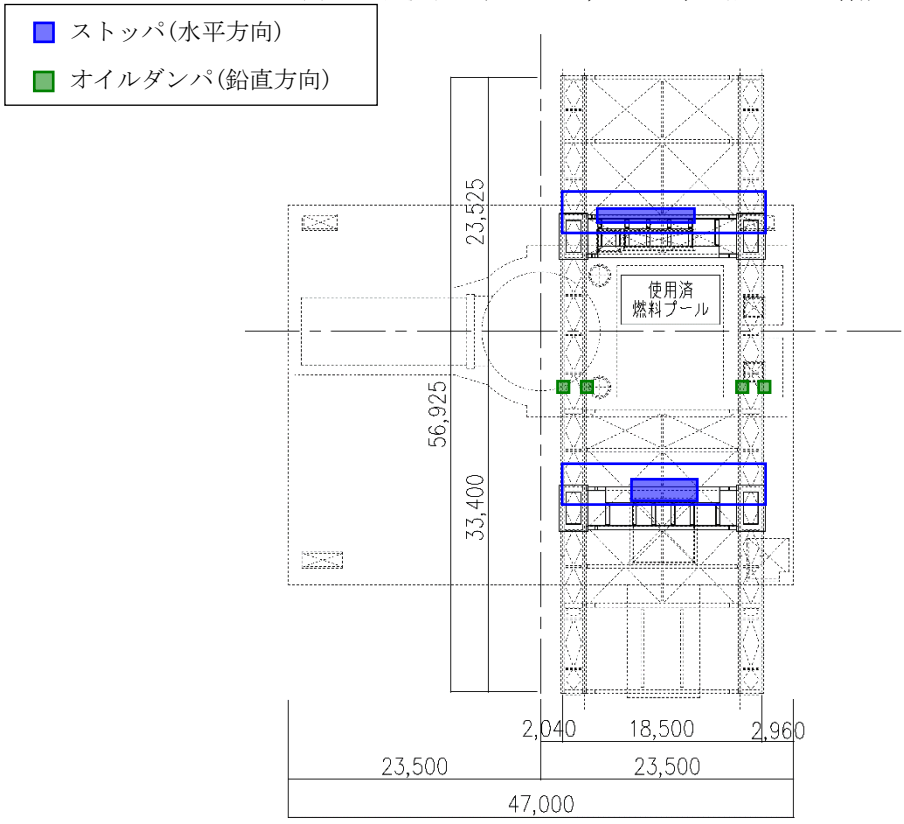


(a) 基礎伏図（G.L.+500　原子炉建屋 1 階レベル+300mm）

図 3.1.2-1　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

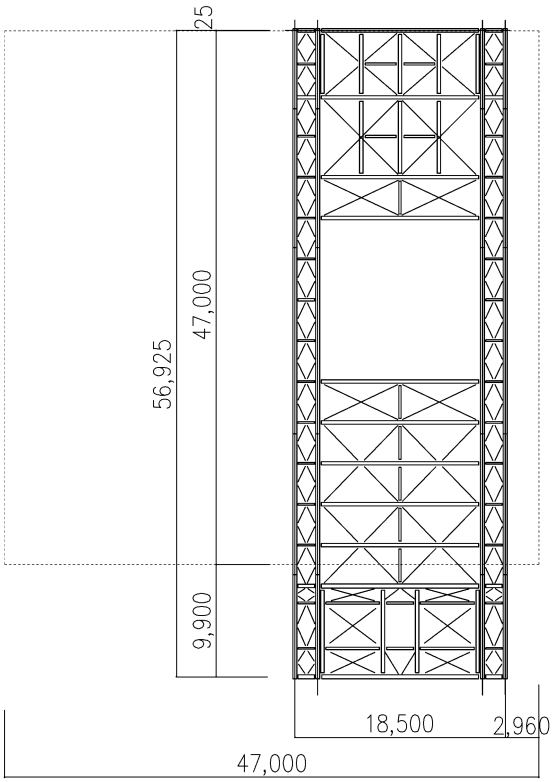


(a) 基礎伏図 (G.L.+16,900　原子炉建屋 3 階)

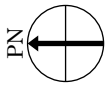


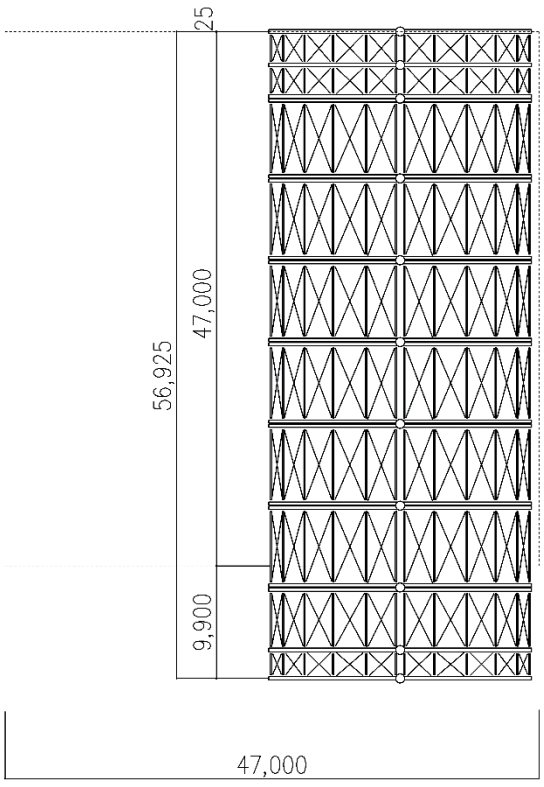
(b)梁伏図 (G.L.+29,920　原子炉建屋 5 階)

図 3.1.2-2　燃料取り出し用カバーの概要 (単位：mm)



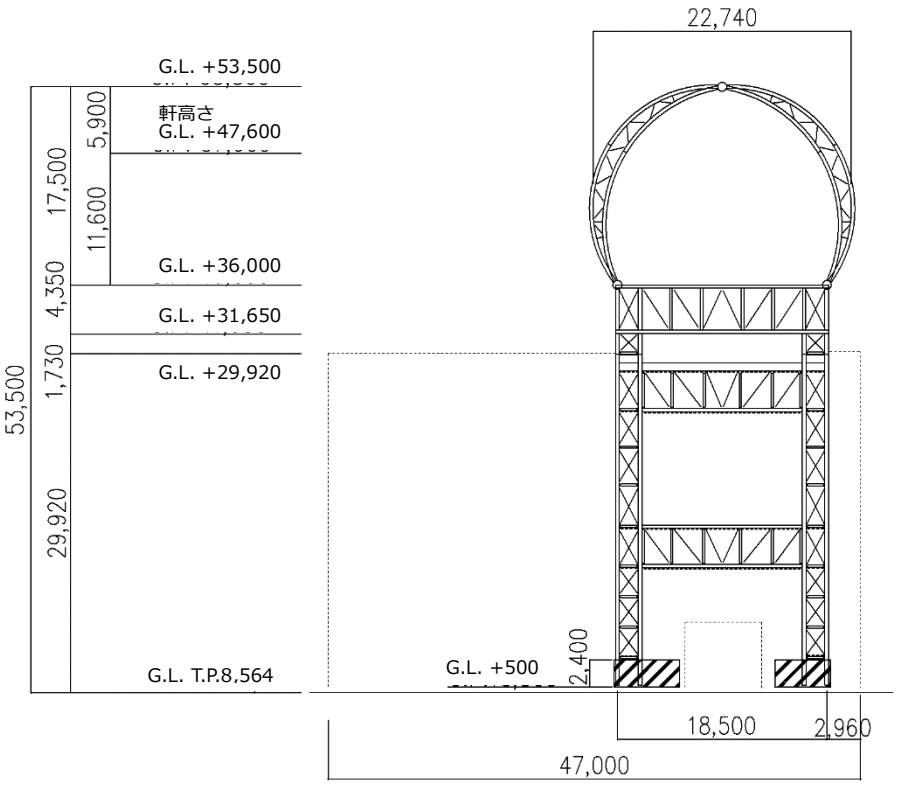
(a)架構ガーダー部平面図(G.L.+36,000)



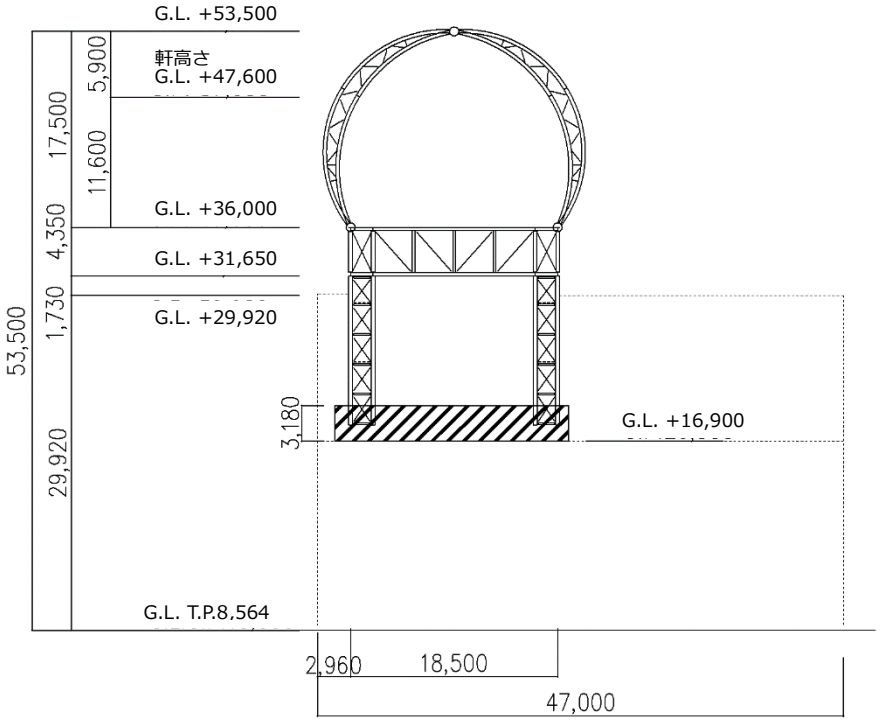


(b)屋根伏図

図 3.1.2-3　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

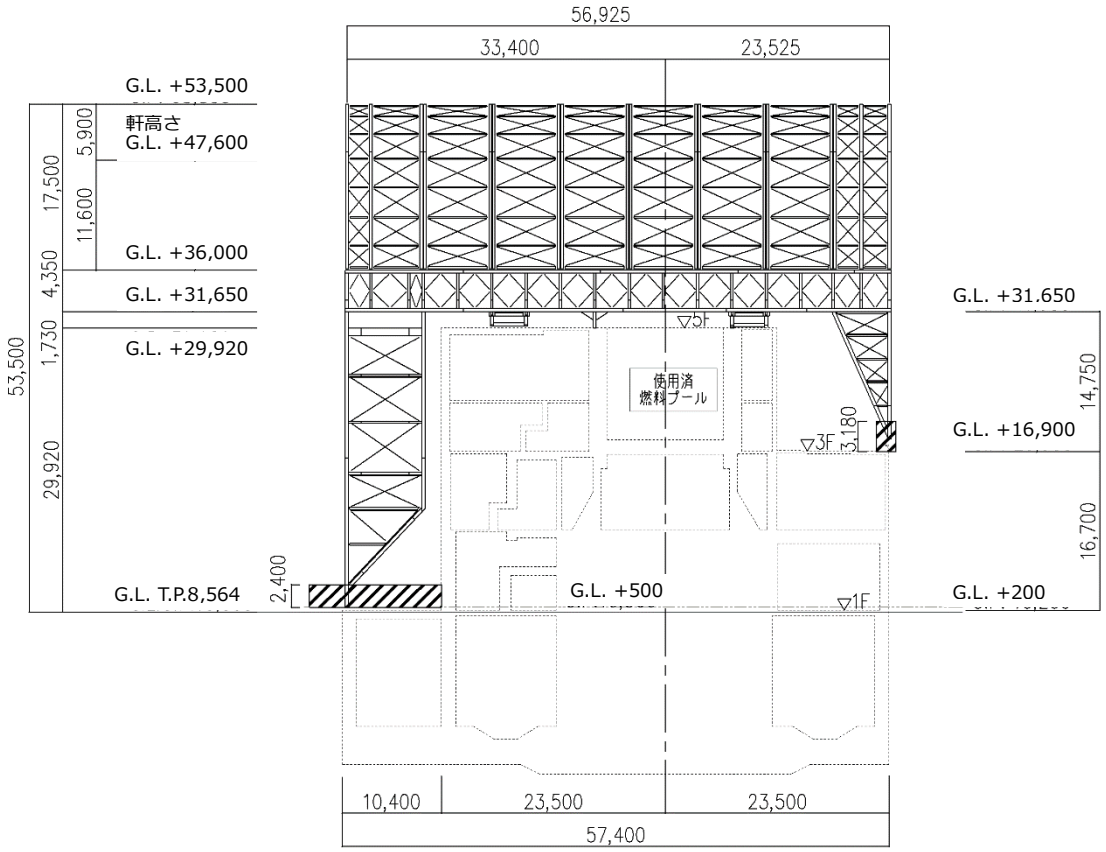


(a) 西軸組図



(b) 東軸組図

図 3.1.2-4　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）



(a)南軸組図

図 3.1.2-5　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

3.1.3　検討フロー

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性の検討フローを図 3.1.3-1 に示す。

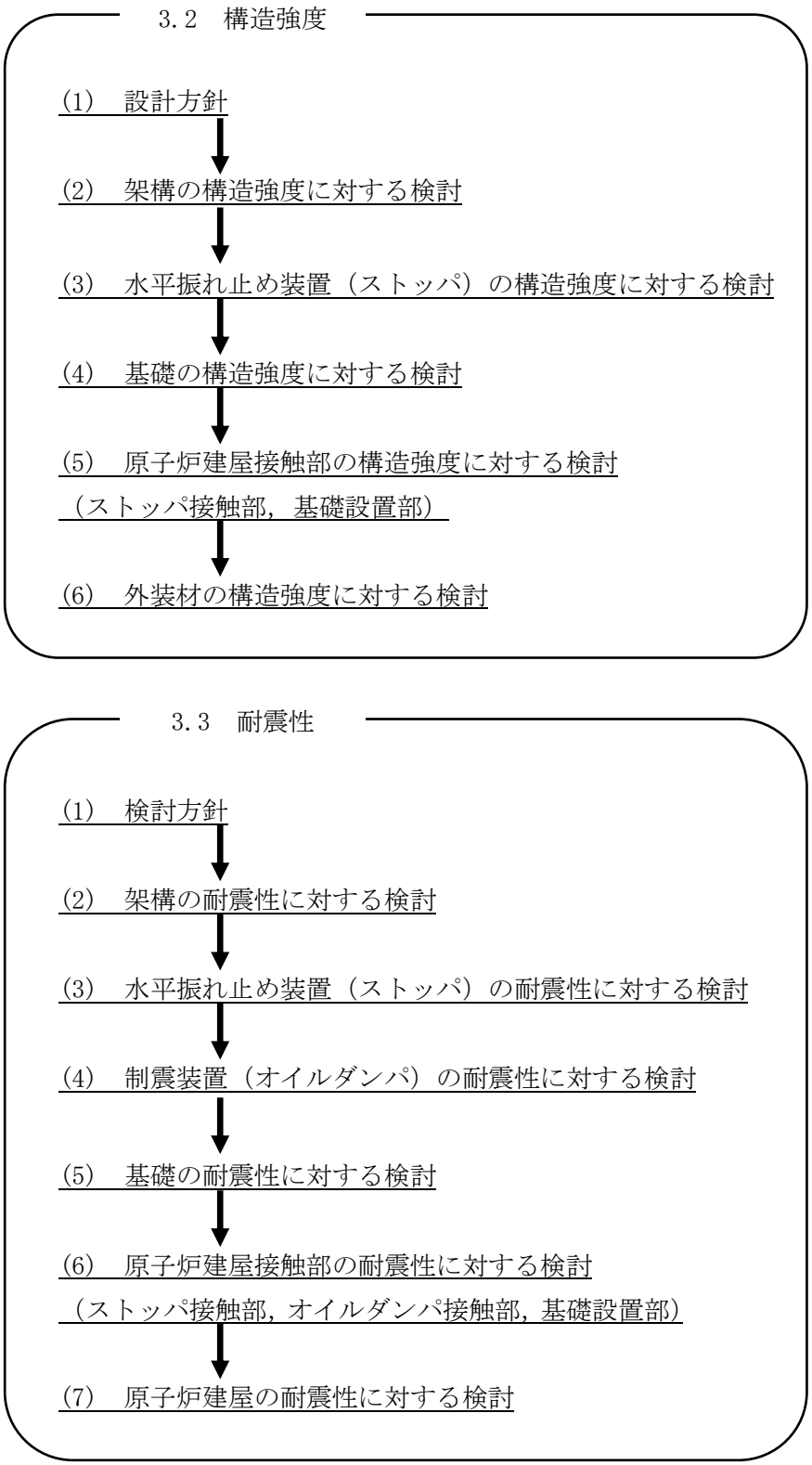


図 3.1.3-1　燃料取り出し用カバーの検討フロー

3.2　構造強度

(1)　設計方針

構造強度の検討は，門型架構及びドーム屋根，水平振れ止め装置（ストッパ），基礎及び外装材について許容応力度設計を実施する。

1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1　使用材料の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)
架　　構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0
基　　礎	コンクリート	2.27×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm^2）

設計基準強度＝24	長期			短期		
	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	8.0	－	0.73	16.0	－	1.095

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm^2）

記号	鉄筋径	長期		短期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
SD345	D29 未満	215	195	345	345
	D29 以上	195			

構造用鋼材の許容応力度　（単位：N/mm^2）

板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
T≦40mm	SS400，SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い，左記 F の値より求める
T＞40mm	SN400B	215	
T≦40mm	SM490A，SN490B，STK490	325	
－	STKT590	440*	

＊：　「JIS G 3474-2008」による

2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

・鉛直荷重（VL）

燃料取り出し用カバーに作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重（CL）

燃料取扱設備による荷重を表 3.2-2 に示す。

表 3.2-2　燃料取扱設備荷重一覧表

燃料取扱機	788 kN
クレーン	755 kN
吊荷	461 kN

・積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m^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。速度圧の算定結果を表 3.2-3 に示す。

表 3.2-3　速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の 鉛直分布係数 Er	ガスト 影響係数 Gf	建物高さと粗度 区分による係数 E	基準風速 Vo (m/s)	速度圧 q (N/m^2)
50.55	1.27	2.00	3.23	30	1750

＊：　建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

・地震荷重（K）

燃料取り出し用カバーに作用させる地震荷重は，G.L.-12.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定し，算定結果を表 3.2-5 及び表 3.2-6 に示す。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

ここで，

Qi ：水平地震力（kN）

n ：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）

建築基準法で定める地震力の 1.5 倍を考慮する。

Ci ：地震層せん断力係数

Wi ：当該部分が支える重量（kN）

ここに，燃料取り出し用カバーの設計で考慮する原子炉建屋の全体重量は，瓦礫撤去の効果と遮へい体及び燃料取り出し用カバーを新規に設置する影響を考慮した。原子炉建屋の全体重量を表 3.2-4 に示す。

表 3.2-4　原子炉建屋の全体重量(kN)

原子炉建屋全体重量*	1092200
瓦礫撤去による軽減重量	-24640
遮へい体設置による付加重量	+18000
燃料取り出し用カバー等の付加重量	+44750
燃料取り出し用カバー設計用原子炉建屋全体重量	1130310

＊：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量の総計

Z ：地震地域係数（Z=1.0）

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，原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法（二乗和平方根法）により求める。

C_0 ：標準せん断力係数（C_0=0.2）

i 層の水平震度 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）

表 3.2-5　原子炉建屋の水平震度の算定結果（NS 方向）

階	標 高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	+29.92	87590	—	—	—	—	43010	0.492
4	+29.92～+22.30	119490	87590	2.046	0.491	43010	42720	0.358
3	+22.30～+16.90	111340	207080	1.728	0.414	85730	31770	0.286
2	+16.90～+8.70	130160	318420	1.537	0.369	117500	26050	0.201
1	+8.70～+0.20	253710	448580	1.331	0.320	143550	25000	0.099
B1	+0.20～-12.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

表 3.2-6　原子炉建屋の水平震度の算定結果（EW 方向）

階	標 高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	+29.92	87590	—	—	—	—	48610	0.555
4	+29.92～+22.30	119490	87590	2.311	0.555	48610	39610	0.332
3	+22.30～+16.90	111340	207080	1.775	0.426	88220	30230	0.272
2	+16.90～+8.70	130160	318420	1.552	0.372	118450	24200	0.186
1	+8.70～+0.20	253710	448580	1.323	0.318	142650	25900	0.103
B1	+0.20～-12.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

架構に作用させる水平震度は，原子炉建屋 1 階，3 階及び 5 階の水平震度を用いるものとし，水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平震度は，建設省告示第 1389 号に基づく 1.0 に 1.5 を乗じて用いる。表 3.2-7 に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

表 3.2-7　水平地震力の算定結果

標高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 ki	水平地震力 Pi　(kN)	水平震度 ki	水平地震力 Pi　(kN)
+53.50	3200	1.500	4800	1.500	4800
+36.00	11400	0.492	5609	0.555	6327
+16.90	200	0.286	57	0.272	54
+0.20	1200	0.099	119	0.103	124

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機及びクレーンの位置を図 3.2-1 に，荷重組合せを表 3.2-8 に示す。

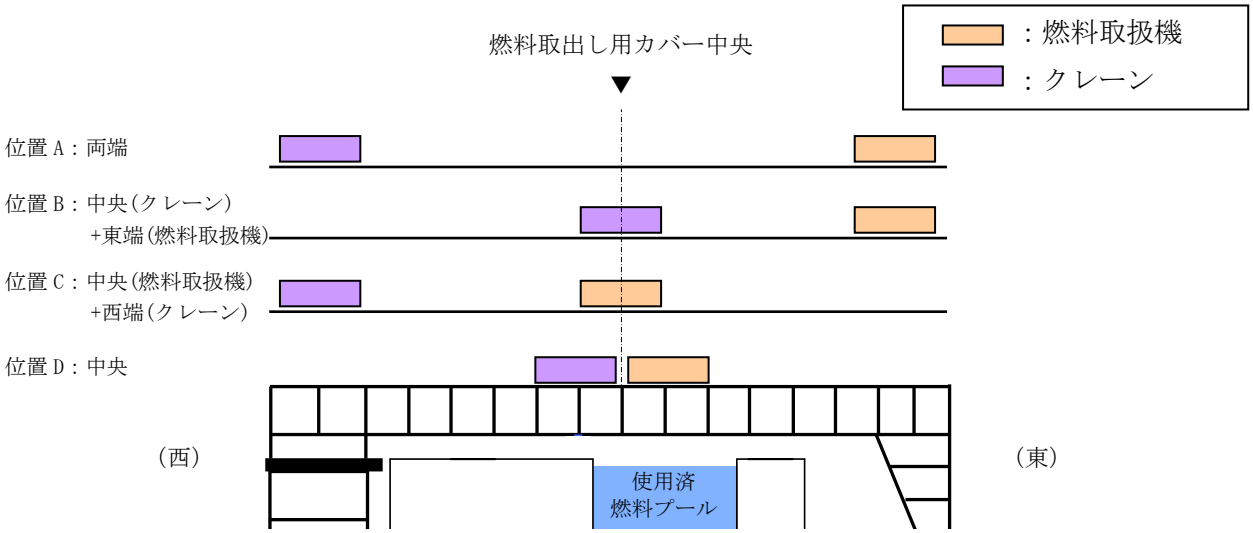


図 3.2-1　燃料取扱設備の位置

表 3.2-8　燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL*1	長期
積雪時*3	S	VL+CL*1+SL	短期
暴風時*3	W	VL+CL*1+WL	
地震時	E1	VL+CL*1+K(+NS) *2	
	E2	VL+CL*1+K(-NS) *2	
	E3	VL+CL*1+K(+EW) *2	
	E4	VL+CL*1+K(-EW) *2	

＊1：吊荷荷重は，常時，積雪時及び暴風時は図 3.2-1 に示すクレーンの位置，地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。

＊2：地震荷重は NS 方向及び EW 方向を考慮する。

＊3：短期事象では地震時が支配的であることから，積雪時及び暴風時の検討は省略する。ただし，外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

なお，地震時と暴風時の架構の層せん断力について，風荷重の受圧面積が最大になる NS 方向で比較した結果を図 3.2-2 に示す。図 3.2-2 より，地震時の層せん断力は暴風時の層せん断力を包絡しており，支配的な荷重である。

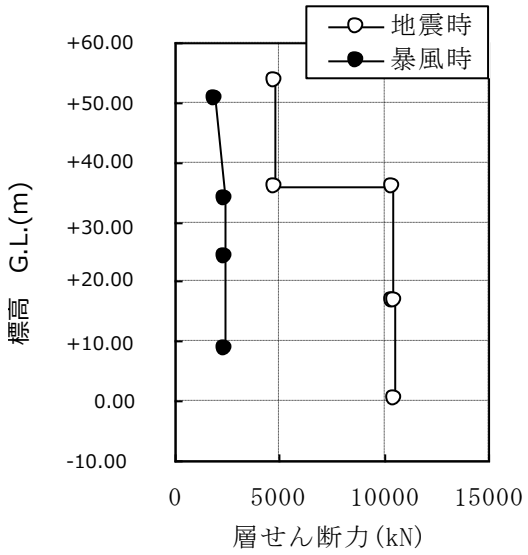


図 3.2-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較

(2)　架構の構造強度に対する検討

1)　解析モデル

架構の解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。図 3.2-3 に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持，ストッパ取り付き部は水平方向のみピン支持とする。

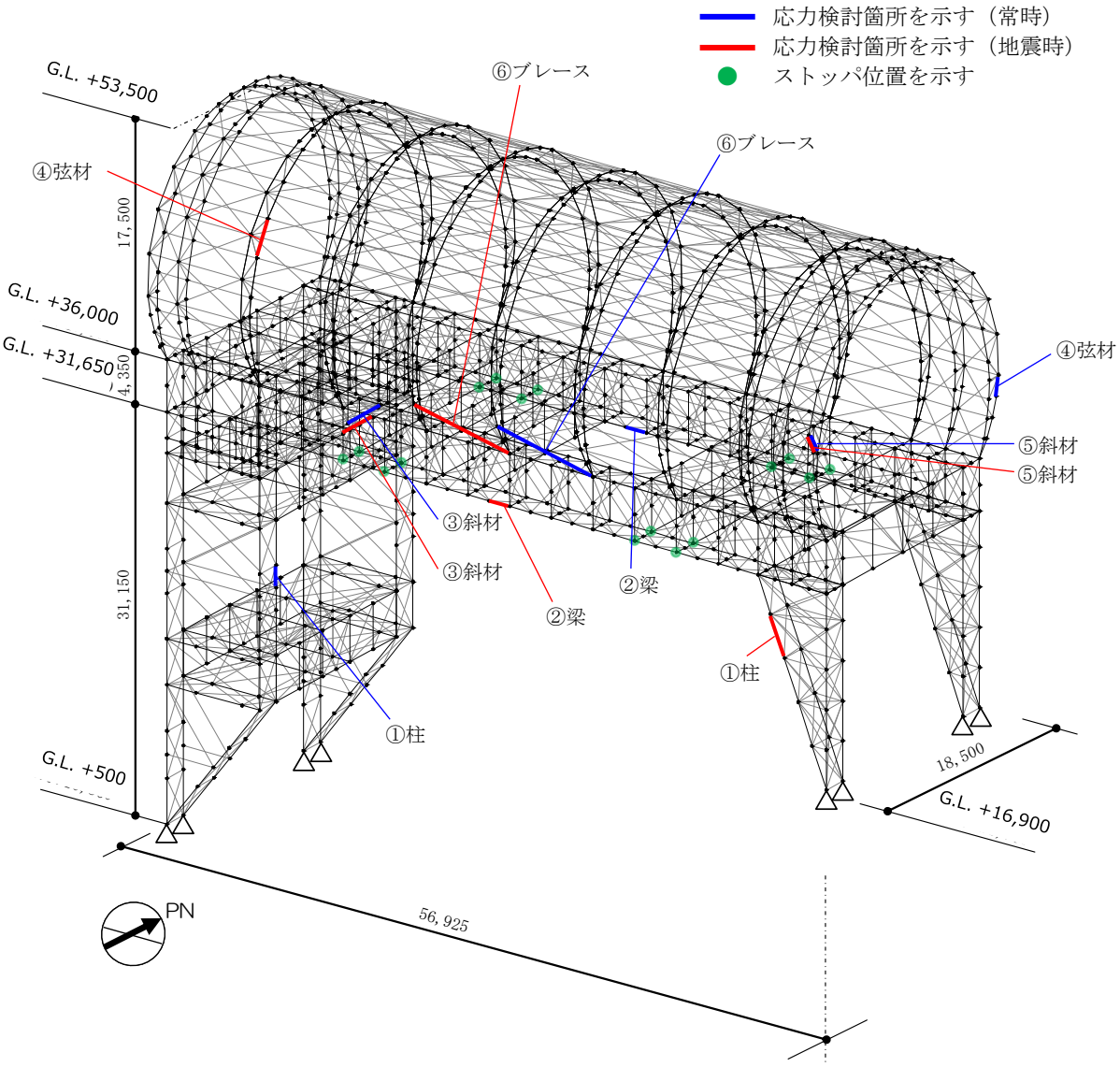


図 3.2-3　解析モデル図（単位：mm）

2)　断面検討

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，軸力に対して下式にて検討を行う。

・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/mm^2)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：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)

表 3.2-9 及び表 3.2-10 に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 3.2-9　断面検討結果（常時）

部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース （位置）*2	作用 応力度 (N/mm^2)		許容 応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
門型 架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	C (D)	圧縮	77.4	164	0.48	O.K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	C (D)	引張	91.4	216	0.43	O.K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉	C (D)	圧縮	103.0	120	0.86	O.K.
ドーム 屋根	④	弦材	φ-318.5×6.9 〈STKT590〉	C (B)	引張	33.5	293	0.12	O.K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	C (B)	圧縮	43.4	203	0.22	O.K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	C (D)	圧縮	19.4	92	0.22	O.K.

＊1：①～⑥の符号は図 3.2-3 の応力検討箇所を示す

＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

表 3.2-10　断面検討結果（地震時）

部　位*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
門型 架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	138.9	289	0.49	O.K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	引張	108.3	324	0.34	O.K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	164.5	180	0.92	O.K.
ドーム 屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	E1 (D)	圧縮	155.2	396	0.40	O.K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	E3 (A)	圧縮	165.8	304	0.55	O.K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	E3 (D)	圧縮	80.6	138	0.59	O.K.

＊1：①～⑥の符号は図 3.2-3 の応力検討箇所を示す

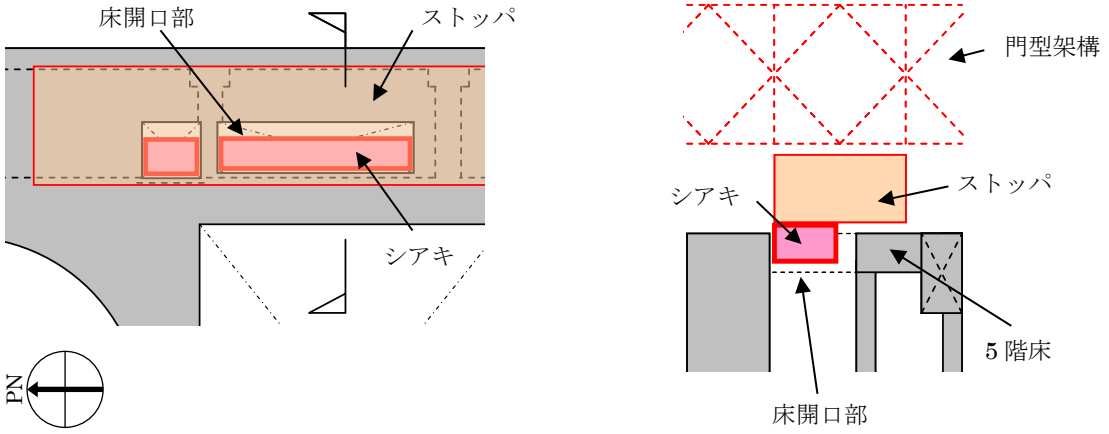
＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(3)　水平振れ止め装置（ストッパ）の構造強度に対する検討

原子炉建屋の 5 階床上面 2 か所に鋼製のストッパを設置し，架構に発生する水平力を，ストッパを介して原子炉建屋に支持させる。原子炉建屋へは，5 階床の床開口部に突出させた強固なシアキにより水平力を伝達させる。図 3.2-4 にストッパ概要図を示す。

ストッパについては，架構と原子炉建屋を結んだバネ材に発生する水平力の最大値が，床開口に差し込むシアキの短期許容せん断力以下であることを確認する。

なお，原子炉建屋と水平振れ止め装置（ストッパ）の接触部については，不具合が見つかった場合には適切に補修等を実施する。



(a)伏図　　(b)断面図

図 3.2-4　ストッパ概要図

シアキの許容せん断力は下式より算定し，表 3.2-11 に応力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全てのストッパに対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$$Q_a = A \cdot f_s$$

ここに，

Qa：短期許容せん断力(kN)

A：シアキの断面積（mm^2）

f_s：短期許容せん断応力度(N/mm^2)（SM490A）

表 3.2-11　ストッパ（シアキ）の断面検討結果

部位	荷重ケース (位置)*	ストッパ反力 Q(kN)	短期許容せん断力 Qa(kN)	応力比 Q/Qa	判定
東側ストッパ	E4 (A)	2560	8620	0.30	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(4)　基礎の構造強度に対する検討

架構の基礎は独立フーチング基礎とし，西側柱脚部は原子炉建屋の地下 1 階壁の直上に設置し，

東側柱脚部は原子炉建屋2階壁の直上に設置して基礎反力が原子炉建屋を介して地盤に伝わるようにする。ここでは，基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が0以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が許容摩擦力以下であることを確認する。

なお，基礎底面の摩擦係数は「現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に準じて，特に先打ちコンクリート表面に処理をしない場合の後打ちコンクリートとの境界面で設定する0.6(普通コンクリートの場合)とする。

表3.2-12に基礎反力が最小となる部位の基礎浮き上がりの検討結果を示す。

基礎浮き上がりの検討の結果，全ての基礎の最小圧縮力が0以上であることを確認した。

表3.2-12　基礎浮き上がりの検討結果

部位	荷重ケース （位置）＊	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚 （北側）	E1 (C)	1990	O.K.

＊：図3.2-1に示す燃料取扱設備の位置を示す

許容摩擦力は下式より算定し，表3.2-13に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

基礎すべりの検討の結果，全ての基礎に対する応力比が1以下になることを確認した。

$$V_a = \mu(N + R)$$

ここに，

Va：許容摩擦力(kN)

μ ：摩擦係数（μ=0.6）

N：基礎重量(kN)

R：基礎上端の架構の鉛直反力(kN)

表3.2-13　基礎すべりの検討結果

部位	荷重ケース （位置）＊	水平力 Q(kN)	許容摩擦力 Va(kN)	応力比 Q/Va	判定
東側柱脚	C (D)	2410	5270	0.46	O.K.
	E4 (D)	2430	4580	0.54	O.K.

＊：図3.2-1に示す燃料取扱設備の位置を示す

(5)　原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

1)　ストッパ接触部

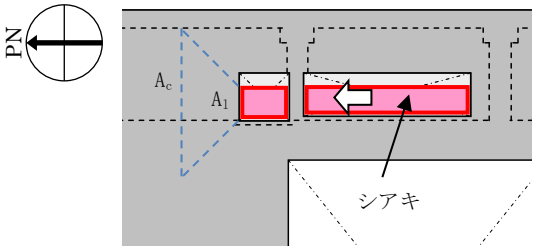
ストッパ接触部の構造強度の検討では，ストッパ水平反力が，既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお，許容支圧応力度は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

短期許容支圧力 Na は下式より算定し，表 3.2-14 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全てのストッパ接触部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_a = f_n \cdot A_l$$

$$f_n = f_{na}\sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \quad \text{ただし，} \quad \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \leq 2.0$$



ここに，

f_n ：短期許容支圧応力度(N/mm^2)

f_{na}：$F_{ci}/1.25$ または $0.6F_c$ のうち小さいほうの値(N/mm^2)

F_{ci}：コンクリート強度，特に定めのない場合には 20N/mm^2　(F_{ci}=22.1N/mm^2)

A_c ：支圧端から離れて応力が一様分布となったところのコンクリートの支承面積(mm^2)

A_1 ：局部圧縮を受ける支圧面積(mm^2)

表 3.2-14　ストッパ接触部の検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	ストッパ水平反力 N(kN)	短期許容支圧力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側ストッパ	E2 (B)	3980	10300	0.39	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2)　基礎設置部

架構の西側脚部は原子炉建屋 1 階レベル（G.L.+0.2m）で支持し，東側脚部は原子炉建屋 3 階レベル（G.L.+16.9m）で支持している。基礎設置部については，柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。

許容軸力 Na は下式より算定し，表 3.2-15 に応力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全ての基礎設置部に対する応力比が 1 以下になることを確認した。

$${}_L N_a = {}_L f_c \cdot A_1 \quad , \quad {}_S N_a = {}_S f_c \cdot A_1$$

ここに，

${}_L f_c$：長期許容圧縮応力度(N/mm^2)（${}_L f_c$=22.1×1/3=7.4）

${}_S f_c$：短期許容圧縮応力度(N/mm^2)（${}_S f_c$=22.1×2/3=14.7）

A_1：　柱脚部支配面積(mm^2)

表 3.2-15　壁の圧縮力の検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	軸力 N(kN)	許容軸力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側柱脚（南側）	C (B)	4280	12900	0.34	O.K.
	E1 (B)	6540	25900	0.26	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6)　外装材の構造強度に対する検討

1)　検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は，折板を用いる。強度検討は，壁材，屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。なお，短期事象においては，暴風時の影響が支配的であることから，積雪時及び地震時の検討は省略する。検討箇所を図 3.2-5 に示す。

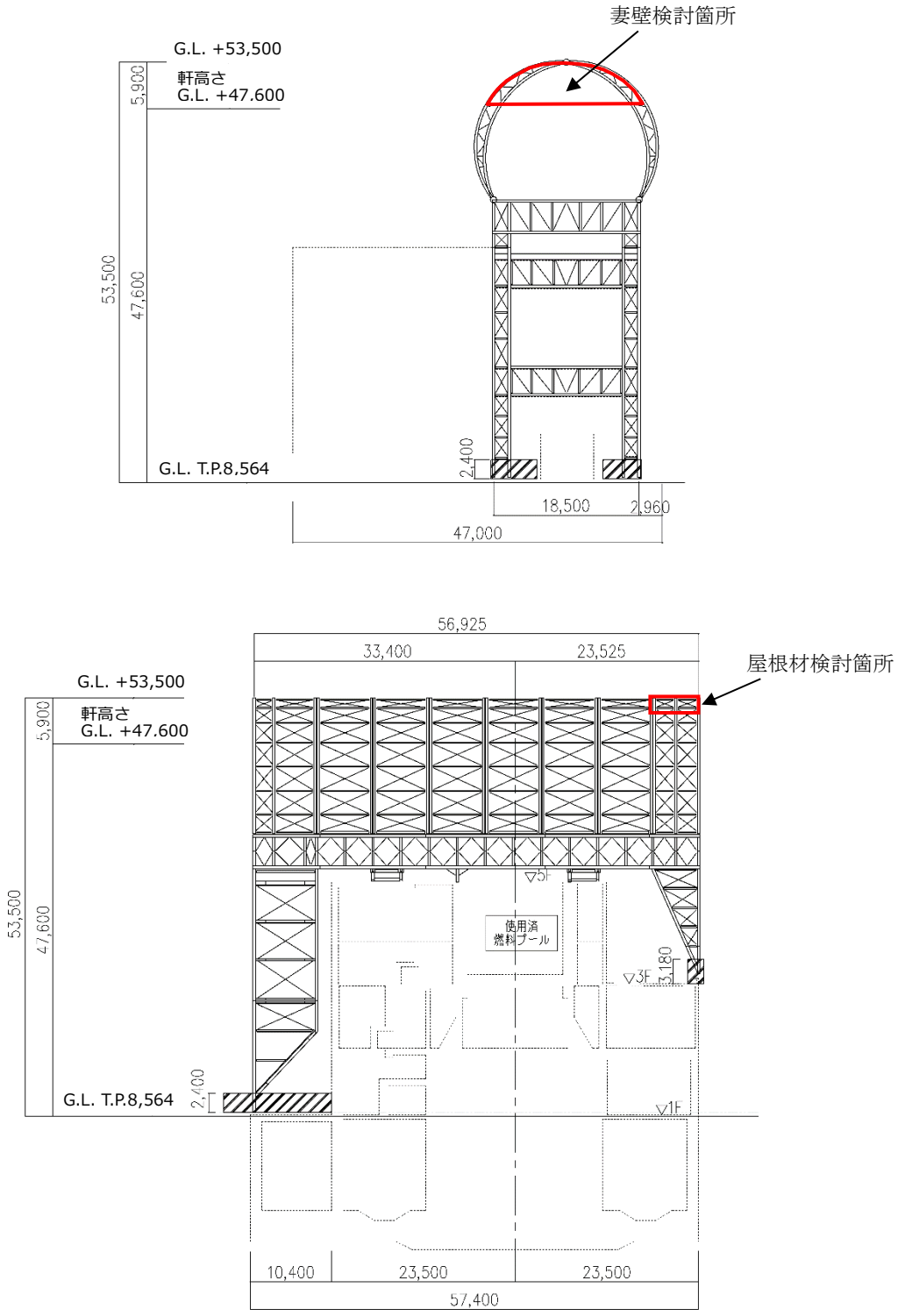


図 3.2-5　外装材検討箇所（単位：mm）

2)　設計用荷重の算定

設計用風圧力は，建築基準法施行令第 82 条の 4 および建設省告示第 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。速度圧の算定結果を表 3.2-16 に，ピーク風力係数を表 3.2-17 に，風力係数の算定箇所を図 3.2-6 に示す。

表 3.2-16　速度圧の算定結果

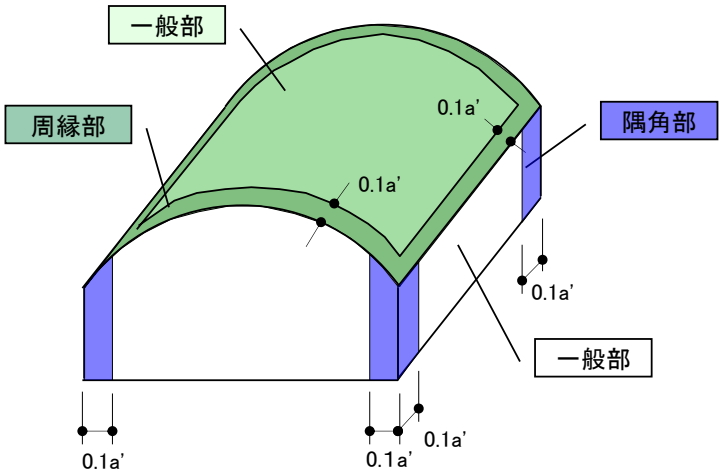
建物高さ* H (m)	平均風速の高さ方向の分布を表す係数 E_r	基準風速 V_0 (m/s)	平均速度圧 q (N/m^2)
50.55	1.27	30	871

*：建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

表 3.2-17　ピーク風力係数

建物高さ* H (m)	屋根面		妻壁面	
	一般部	周縁部	一般部	隅角部
50.55	-2.5	-3.2	-2.02	-2.5

*：建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした



a'は平面の短辺の長さと H の 2 倍の数値のうちいずれか小さな数値（30 を超えるときは，30 とする）（単位：m）

図 3.2-6　風力係数の算定箇所

3)　外装材の強度検討

検討は，応力が厳しくなる部位について行う。ここでは，折板の自重は考慮しないものとする。折板の間隔はドーム屋根が 3.4m で連続支持，妻壁が 4.0m で単純支持されているものと仮定する。

屋根材及び壁材の材料諸元を表 3.2-18 に示す。また，検討結果を表 3.2-19 に示す。

断面検討の結果，全ての外装材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 3.2-18　屋根材及び壁材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面 2 次モーメント	断面係数	断面 2 次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m^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(13.1*)	347	40.6(12.2*)

＊：括弧内の数値は折曲加工部を示す

表 3.2-19　応力度に対する検討結果

部位	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
ドーム屋根	189	205*	0.93	O.K.
妻壁	109	205*	0.54	O.K.

＊：「JIS G 3321-2010」による

・応力度に対する検討

①ドーム屋根

$w = 871 \times (-3.20) = -2790 (N/m^2)$

$M = (9/128) \times w \times L^2 = (9/128) \times (-2790) \times 3.4^2 \times 10^{-3} = -2.3 (kNm/m)$

$\sigma_b = M/Z = 2.3 \times 10^6 / (12.2 \times 10^3) = 189 (N/mm^2)$

$\sigma_b / f_b = 189/205 = 0.93 \leqq 1.0$　　OK

②妻壁

$w = 871 \times (-2.50) = -2180 (N/m^2)$

$M = (1/8) \times w \times L^2 = (1/8) \times (-2180) \times 4.0^2 \times 10^{-3} = -4.4 (kNm/m)$

$\sigma_b = M/Z = 4.4 \times 10^6 / (40.6 \times 10^3) = 109 (N/mm^2)$

$\sigma_b / f_b = 109/205 = 0.54 \leqq 1.0$　　OK

3.3　耐震性

(1)　検討方針

耐震性の検討は，架構，水平振れ止め装置（ストッパ），制震装置（オイルダンパ），基礎，原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い，基準地震動 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。なお，地震応答解析は水平方向及び鉛直方向を同時に入力する。

(2)　架構の耐震性に対する検討

1)　解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は,「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 3.3-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（G.L.-206.0m(震災前 O.P.-196.0m)）における基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 の加速度時刻歴波形を図 3.3-2(1)及び図 3.3-2(2)に示す。

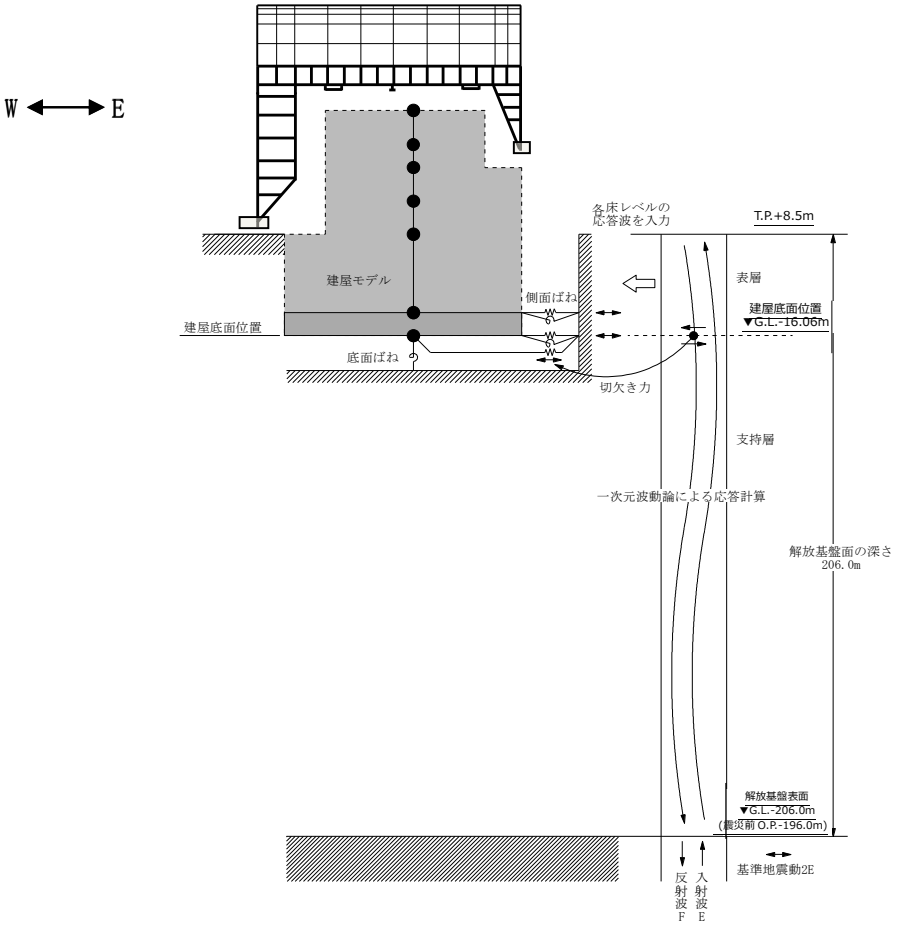
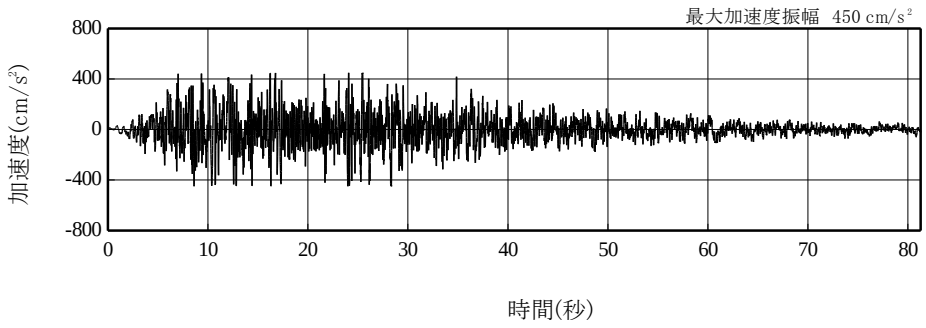
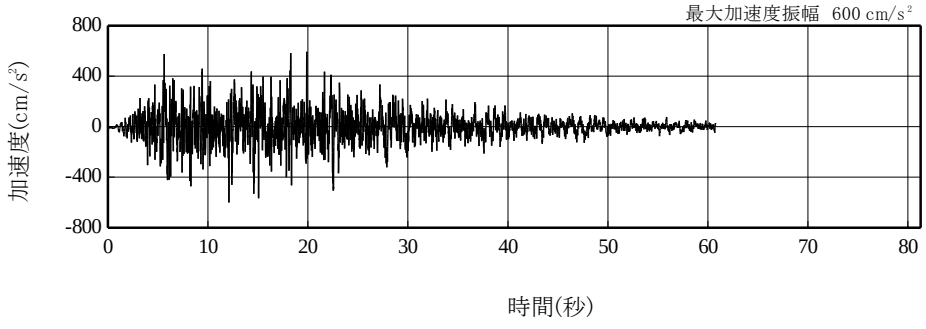


図 3.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

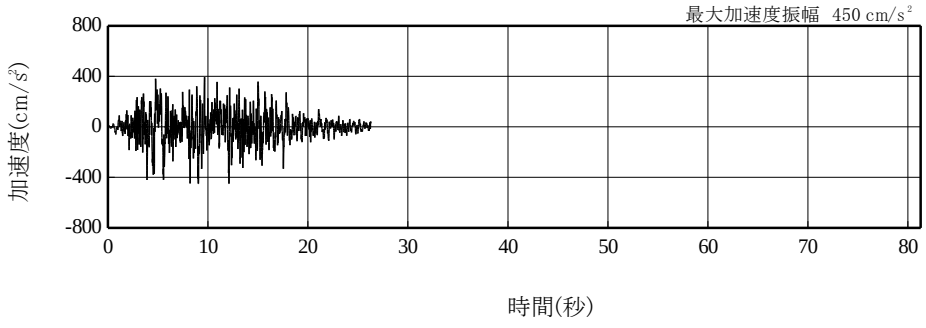
本章に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm



(Ss-1H)

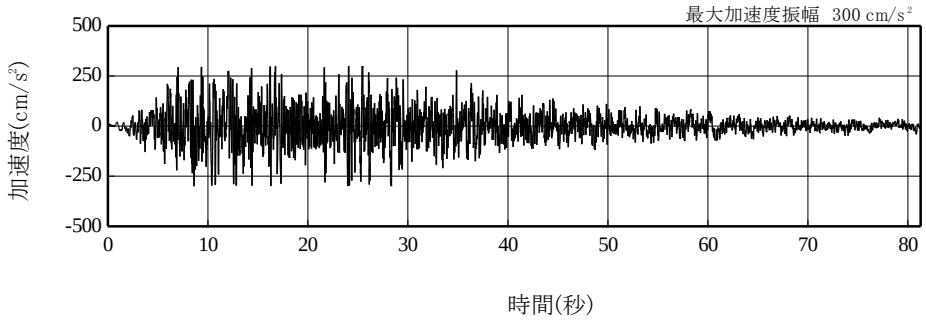


(Ss-2H)

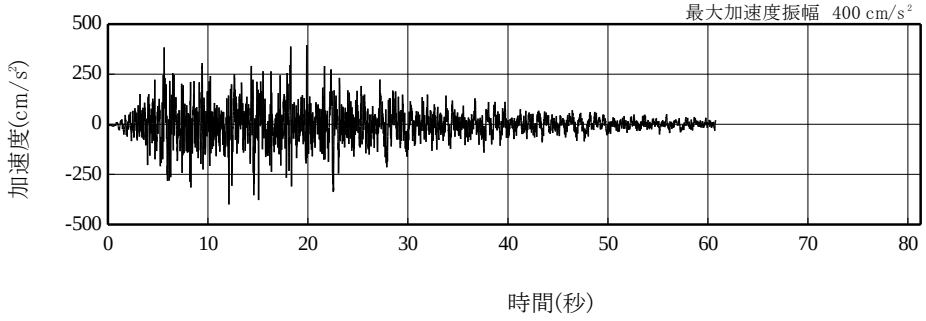


(Ss-3H)

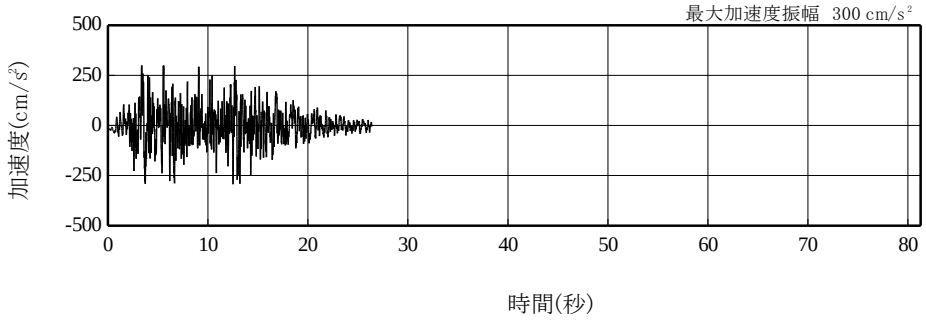
図 3.3-2(1) 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)



(Ss-1V)



(Ss-2V)



(Ss-3V)

図 3.3-2(2)　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（鉛直方向）

2)　地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した図 3.3-3 に示すモデルとし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。ストッパ取り付き部は原子炉建屋 5 階質点（G.L.+29.92m）と水平方向同一変位条件とし，鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）は原子炉建屋の 5 階床上面 4 箇所に門型架構と 5 階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。

地震応答解析に用いる物性値を表 3.3-1 に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上げ材等を考慮した重量とし，原子炉建屋の質点は瓦礫撤去の重量等を反映した表 3.3-2 に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の弦材は弾性部材とし，その他ブレース等は「鉄骨 X 型ブレース架構の復元力特性に関する研究」(日本建築学会構造工学論文集 37B 号　1991 年 3 月）に示されている修正若林モデルによる。また，原子炉建屋は，曲げとせん断に「JEAG　4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地盤定数は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）と同様とし，その結果を表 3.3-3 に示す。原子炉建屋の地盤ばねは，「JEAG　4601-1991」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤を Novak の方法により建屋側面ばねを評価した。

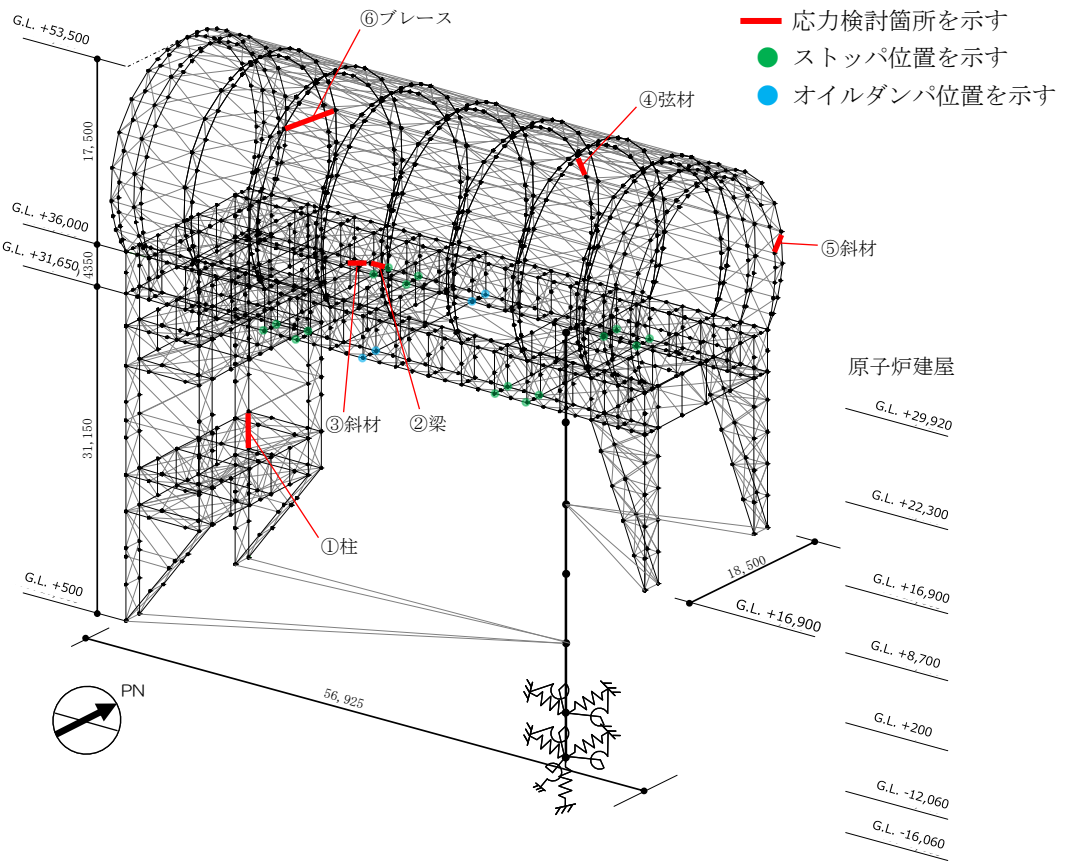


図 3.3-3　地震応答解析モデル（単位：mm）

表 3.3-1　地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)	減衰定数 h(%)	備考
架構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400,SM490A STK490,STKT590

表 3.3-2　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

標高 G.L.（m）	質点重量* W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times10^5$ kN･m^2）	せん断断面積 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
+29.92	72990	76.95		
			145.3	9598
+22.3	119490	238.33		
			146.1	29271
+16.9	111140	204.58		
			237.3	56230
+8.7	130160	239.58		
			208.6	60144
+0.2	252510	464.88		
			458.7	112978
-12.06	301020	554.17		
			2697.8	496620
-16.06	127000	233.79		
合計	1114310			

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%

＊：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない）

表 3.3-2　地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(b)水平（EW）方向

標高 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 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
+29.92	72990	56.10		
			61.9	5665
+22.3	119490	124.49		
			123.4	12460
+16.9	111140	204.58		
			204.1	41352
+8.7	130160	239.58		
			226.6	61084
+0.2	252510	693.32		
			431.3	135128
-12.06	301020	826.50		
			2697.8	740717
-16.06	127000	348.72		
合計	1114310			

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%

(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）
+29.92	72990		
		192.0	6.48
+22.3	119490		
		266.3	12.67
+16.9	111140		
		431.7	13.53
+8.7	130160		
		423.0	12.79
+0.2	252510		
		691.2	14.49
-12.06	301020		
		2697.8	173.33
-16.06	127000		
合計	1114310		

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%

＊：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量 12800kN 及びドーム屋根重量 3200kN は含まない）

表 3.3-3　地盤定数の設定結果

(a) Ss-1

標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10^{5}kN/m^2)	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 (震災前 O.P.-196.0)										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

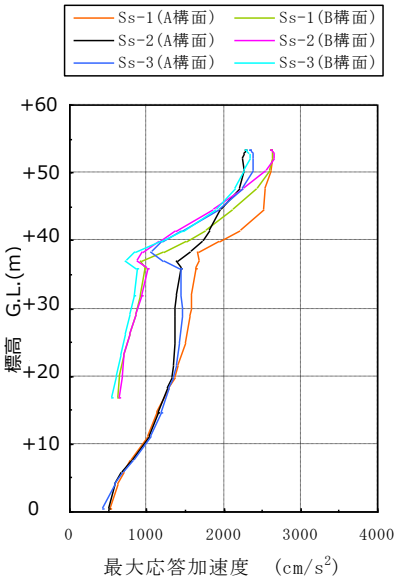
標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-20.0										
		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 (震災前 O.P.-196.0)										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

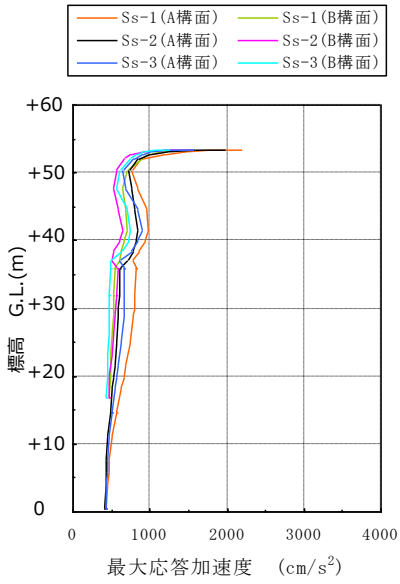
標高 G.L. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ比 ν	せん断弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10^{5}kN/m^2)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-8.1										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-20.0										
		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 (震災前 O.P.-196.0)										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3)　地震応答解析結果

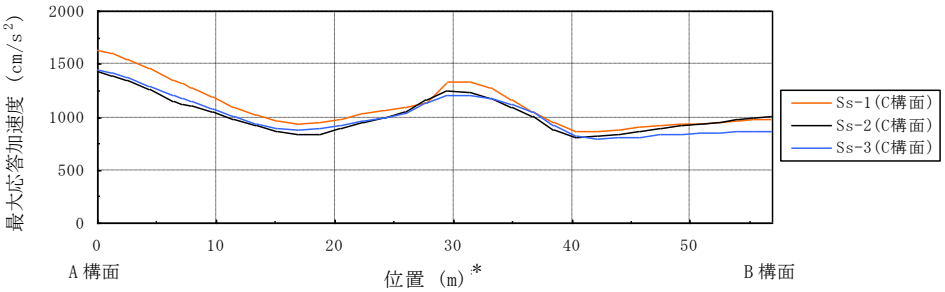
最大応答加速度分布を図 3.3-4(1)及び図 3.3-4(2)に示す。



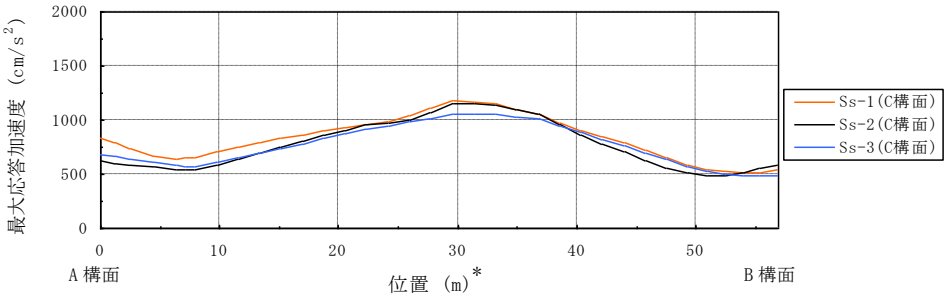
水平(NS)成分（A 構面，B 構面）



鉛直成分（A 構面，B 構面）

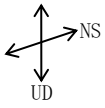


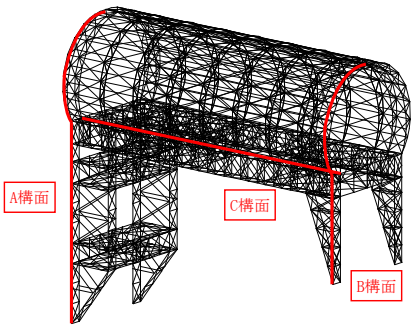
水平(NS)成分（C 構面）



鉛直成分（C 構面）

(NS 方向)

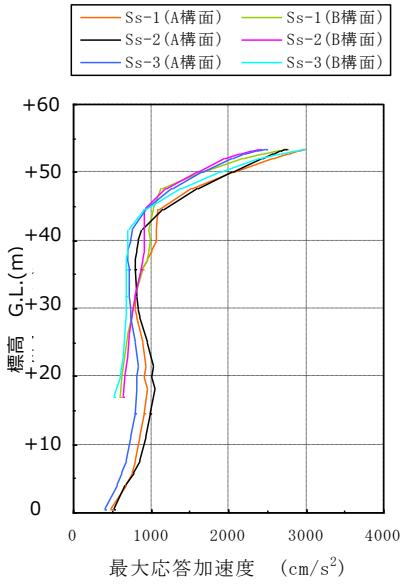




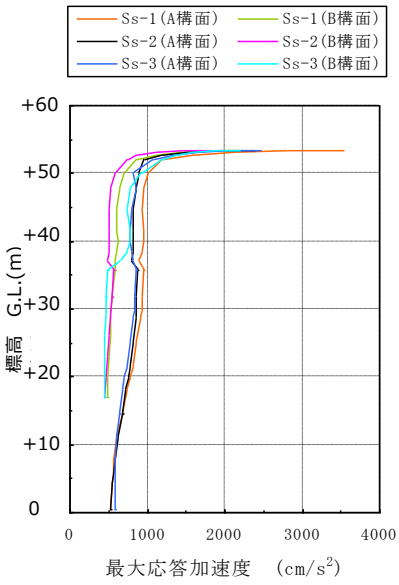
注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
（図 3.2-1 の位置 D）を示す

＊：位置は A 構面側からの距離を示す

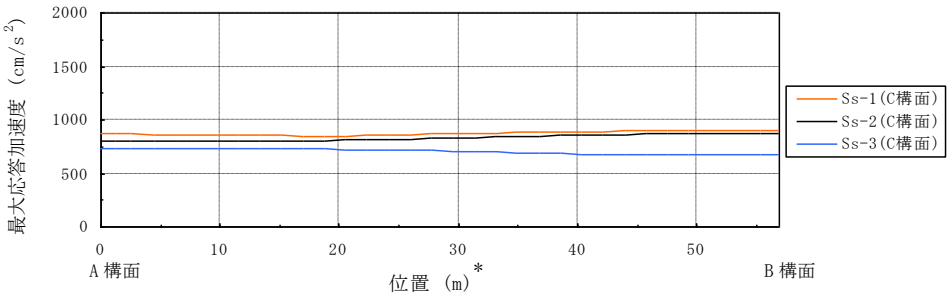
図 3.3-4(1)　最大応答加速度分布



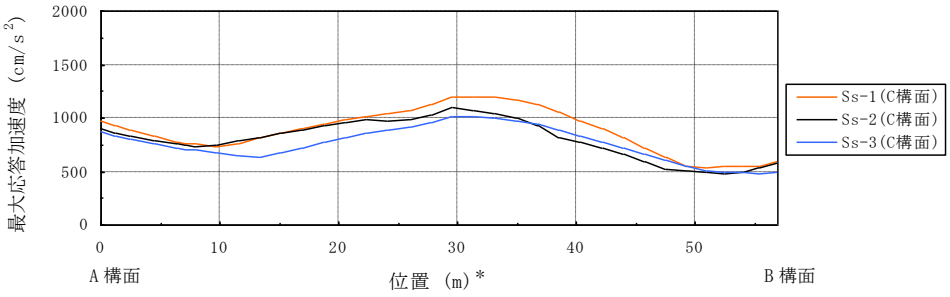
水平(EW)成分（A 構面，B 構面）



鉛直成分（A 構面，B 構面）



水平(EW)成分（C 構面）



鉛直成分（C 構面）

（EW 方向）

注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
（図 3.2-1 の位置 D）を示す

＊：位置は A 構面側からの距離を示す

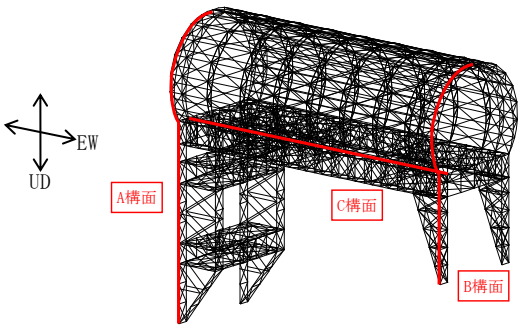


図 3.3-4(2)　最大応答加速度分布

4)　波及的影響の評価

門型架構は，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*）を満足することを確認する。ドーム屋根は，柱・梁によるフレームを構成しないため，JSCA 性能メニューのうち部材の塑性率のクライテリアを満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

＊：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第 604 号，2006 年 6 月

・層間変形角の検討

門型架構の最大応答層間変形角を表 3.3-4 に示す。

検討の結果，最大応答層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 3.3-4　最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波	入力方向(位置)＊	最大応答値	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
東側 G.L.+36.00(m) ～G.L.+16.90(m)	Ss-1	NS (A)	1/820	1/75	O.K.
		EW (B)	1/990	1/75	O.K.
	Ss-2	NS (B)	1/990	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1000	1/75	O.K.
	Ss-3	NS (B)	1/990	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1000	1/75	O.K.
西側 G.L.+36.00(m) ～G.L.+0.50(m)	Ss-1	NS (A)	1/720	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-2	NS (C)	1/860	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-3	NS (C)	1/800	1/75	O.K.
		EW (B)	1/1800	1/75	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

・塑性率の検討

部材の塑性率は，引張及び圧縮に対して最大軸力時のひずみを引張耐力または座屈耐力時のひずみで除した値で表される。最大軸力時のひずみが引張耐力または座屈耐力時のひずみ未満の場合は弾性であり塑性率は 1 未満となる。最大応答軸力を引張耐力または座屈耐力で除した値を耐力比と定義し，表 3.3-5 に検討結果を示す。なお，引張耐力及び座屈耐力算定時の材料強度（STKT590 材を除く）は「平成 19 年国土交通省告示第 625 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

表 3.3-5 より全てのケースで耐力比が 1 を下回ることから塑性率は 1 未満となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 3.3-5　耐力比の検討結果

部位*1			部材形状 (mm)	地震波	入力方向 (位置)*2	耐力比		判定
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉	Ss-2	NS (C)	C/Cu	0.50	OK
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.45	OK
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490A〉	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.75	OK
ドーム屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	Ss-1	NS (D)	C/Cu	0.63	OK
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	Ss-1	EW (D)	C/Cu	0.90	OK
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	Ss-2	EW (C)	C/Cu	0.45	OK

＊1：①～⑥の符号は図 3.3-3 の応力検討箇所を示す

＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

C ：部材軸方向の圧縮力の最大値

Cu：座屈耐力

T ：部材軸方向の引張力の最大値

Tu：引張耐力

(3)　水平振れ止め装置（ストッパ）の耐震性に対する検討

ストッパ（鋼製）の耐震性に対する検討は，材料強度を基準強度 F 値の 1.1 倍としたせん断耐力とし，耐力比が 1 以下になることを確認する。図 3.3-5 にストッパ概要図を示す。

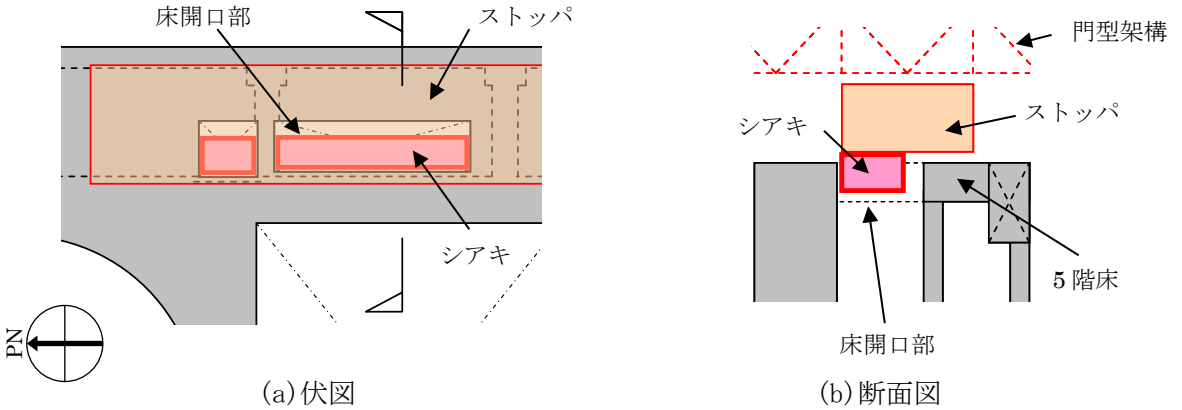
表 3.3-6 に耐力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

断面検討の結果，全てのストッパに対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-6　ストッパ（シアキ）の断面検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大応答ストッパ反力 Q(kN)	せん断耐力 Qu(kN)	耐力比 Q/Qu	判定
東側ストッパ	Ss-1	EW (D)	3970	9480	0.42	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す



(a)伏図　　(b)断面図

図 3.3-5　ストッパ概要図

(4)　制震装置（オイルダンパ）の耐震性に対する検討

原子炉建屋の 5 階床上面 4 箇所に設置するオイルダンパ概念図を図 3.3-6 に示す。

オイルダンパの耐震性に対する検討は，架構と原子炉建屋 5 階床がオイルダンパを介して各々変形する時の相対的な応答値がオイルダンパの許容値以下であることを確認する。

表 3.3-7 に最大応答値と許容値を比較した結果を示す。

検討の結果，全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。

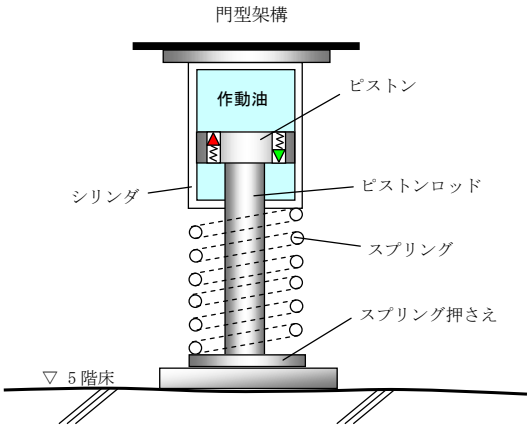


図 3.3-6　オイルダンパ概念図

表 3.3-7　オイルダンパの検討結果

検討	地震波	入力方向 （位置）＊	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ変位 (mm)	Ss-3	NS (D)	72	±100	O.K.
オイルダンパ速度 (m/s)	Ss-1	NS (D)	0.48	1.00	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(5)　基礎の耐震性に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が 0 以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が摩擦耐力以下であることを確認する。

1)　基礎浮き上がりの検討

表 3.3-8 に基礎反力が最小となる部位の基礎浮き上がりの検討結果を示す。

検討の結果，全ての基礎の最小圧縮力が 0 以上になることを確認した。

表 3.3-8　基礎浮き上がりの検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚 (北側)	Ss-3	NS (C)	227	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2)　基礎すべりの検討

表 3.3-9 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全ての耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-9　基礎すべりの検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最大水平力 Q(kN)	摩擦耐力 Vu(kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW (D)	2810	4780	0.59	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(6)　原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

1)　ストッパ接触部

ストッパ接触部の耐震性の検討では，最大ストッパ水平反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

表 3.3-10 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全てのストッパ接触部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

表 3.3-10　ストッパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最大ストッパ 水平反力 N(kN)	支圧耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
西側ストッパ	Ss-1	NS (C)	10400	19600	0.54	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

2)　オイルダンパ接触部

オイルダンパ接触部の耐震性の検討では，最大オイルダンパ鉛直反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

表 3.3-11 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全てのオイルダンパ接触部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_u = f_n \cdot A_l$$

$$f_n = f_{na}\sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \quad \text{ただし，} \quad \sqrt{\frac{A_c}{A_l}} \leq 2.0 *$$

ここに，

f_n ：短期許容支圧応力度(N/mm^2)

f_{na} ：$F_{ci}/1.25$ または $0.6F_c$ のうち小さいほうの値(N/mm^2)

F_{ci} ：コンクリート強度，特に定めのない場合には 20N/mm^2　(F_{ci}=22.1N/mm^2)

A_c ：支圧端から離れて応力が一様分布となったところのコンクリートの支承面積(mm^2)

A_l ：局部圧縮を受ける支圧面積(mm^2)

(500×500=2.50×10^{5}mm^2)

表 3.3-11　オイルダンパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最大オイルダンパ 鉛直反力 N(kN)	支圧耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
南側端部	Ss-1	NS (D)	1250	6620	0.19	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

3)　基礎設置部

基礎設置部の耐震性の検討では，柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の最大軸力が壁の軸耐力以下であることを確認する。

表 3.3-12 に耐力比が最大となる部位の検討結果を示す。

検討の結果，全ての基礎設置部に対する耐力比が 1 以下になることを確認した。

$$N_u = {}_S f_c \cdot A_1$$

ここに，

${}_S f_c$：短期許容圧縮応力度(N/mm^2)（${}_S f_c$=22.1×2/3=14.7）

A_1：柱脚部支配面積(mm^2)

表 3.3-12　壁の圧縮力の検討結果

部位	地震波	入力方向 （位置）＊	最大軸力 N(kN)	軸耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
東側柱脚 （南側）	Ss-3	NS (B)	7430	25900	0.29	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(7)　原子炉建屋の耐震性に対する検討

1)　検討方針

架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

2)　原子炉建屋の地震応答解析

・解析に用いる入力地震動

検討に用いる地震動は，「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した基準地震動 Ss とする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図は図 3.3-1 と同様であり，モデルに入力する地震動は「(2) 架構の耐震性に対する検討」に示したものと同一である。

・地震応答解析モデル

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，図 3.3-7 に示すように質点系でモデル化し，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その 2)」（東京電力株式会社，平成 23 年 7 月 13 日）に示される内容に，瓦礫撤去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。地震応答解析モデルの諸元のうち表 3.3-2 から変更した質点重量及び回転慣性重量を表 3.3-13 に示す。

地盤定数は，「(2) 架構の耐震性に対する検討」で示した地盤定数と同一である。

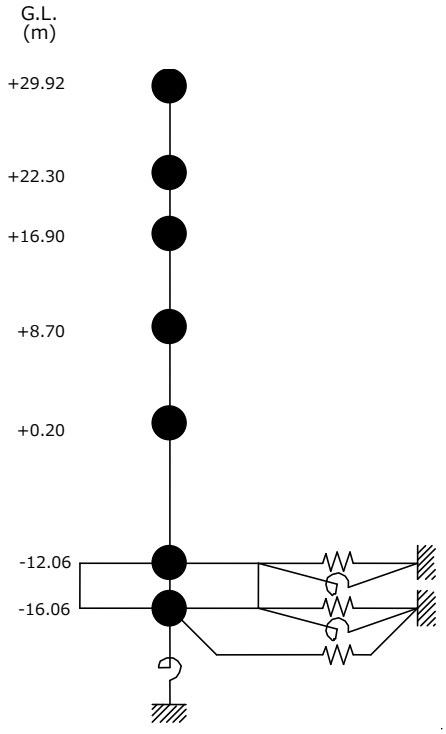


図 3.3-7　原子炉建屋の地震応答解析モデル

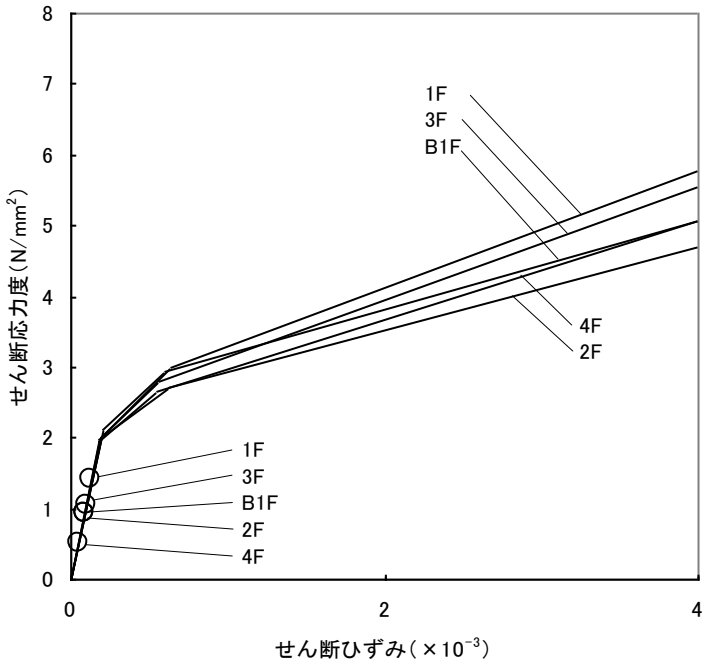
表 3.3-13　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

標高 G.L. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^5$ kN･m^2)	
		水平(NS)方向	水平(EW 方向)
+29.92	87590	92.34	67.32
+22.3	119490	238.33	124.49
+16.9	111340	204.95	204.95
+8.7	130160	239.58	239.58
+0.2	253710	467.09	696.62
-12.06	301020	554.17	826.50
-16.06	127000	233.79	348.72
合計	1130310		

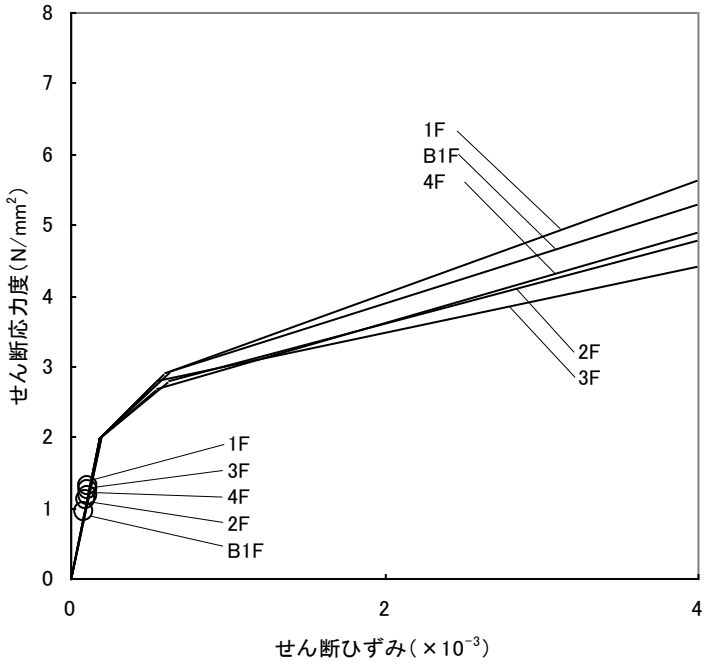
3) 検討結果

基準地震動 Ss に対する最大応答値を，「JEAG 4601-1991」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を，図 3.3-8 から図 3.3-10 に示す。

検討の結果，地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分に余裕があることを確認した。

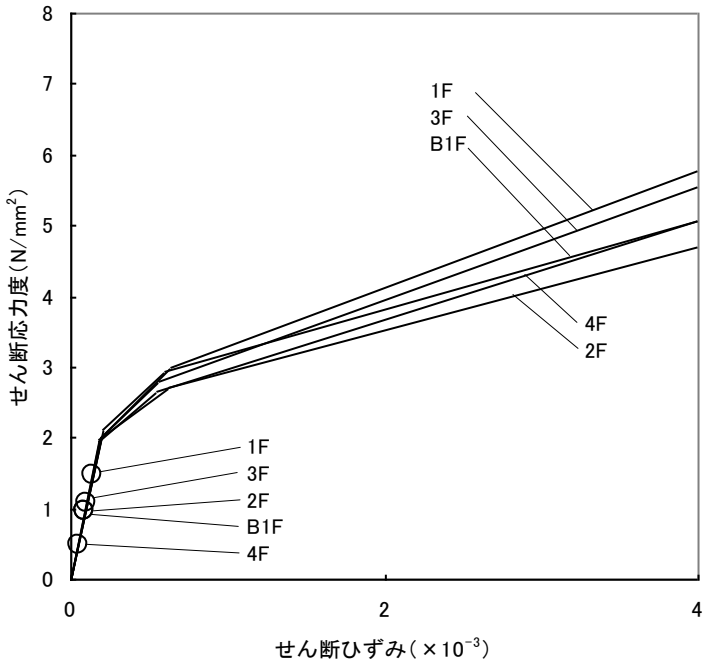


(a) NS 方向

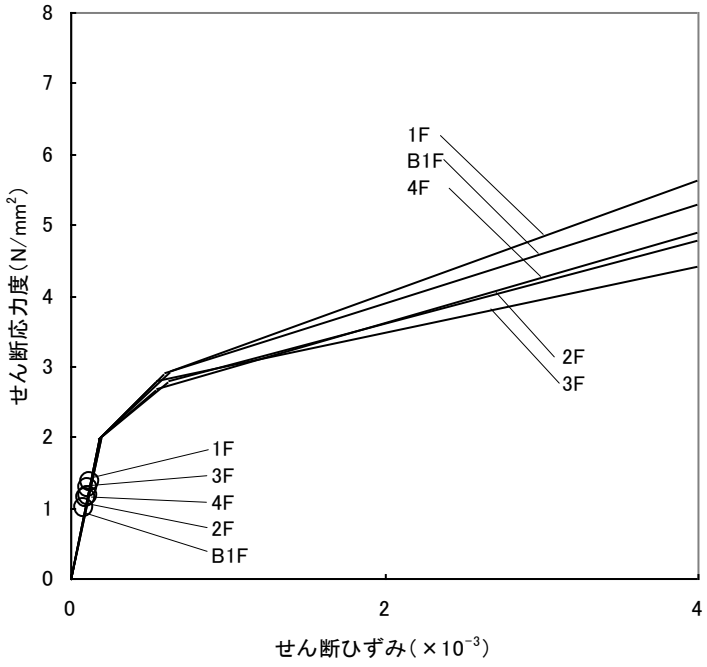


(b) EW 方向

図 3.3-8　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

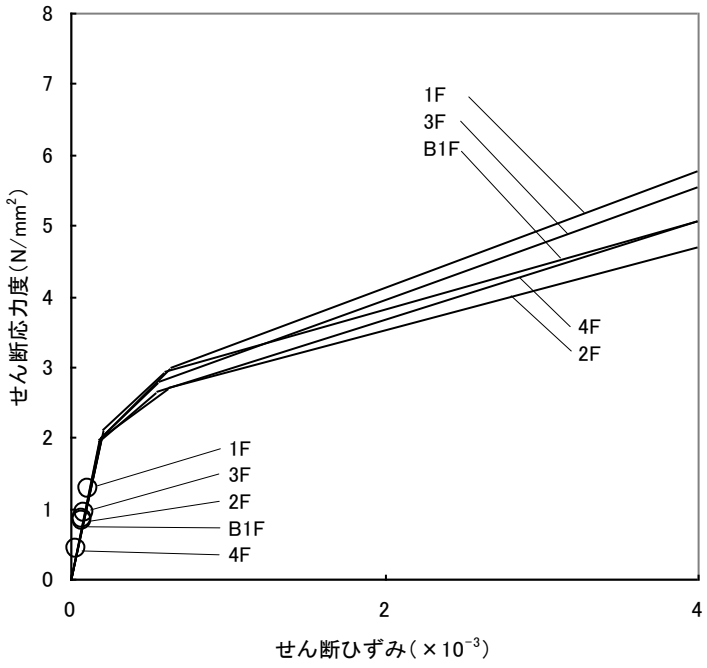


(a) NS 方向

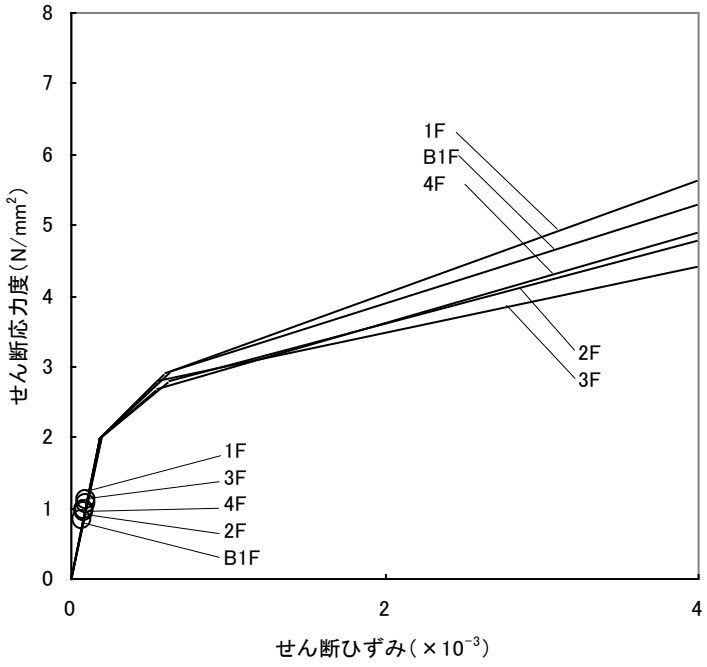


(b) EW 方向

図 3.3-9　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）



(a) NS 方向



(b) EW 方向

図 3.3-10　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）

4.　2 号機燃料取り出し用構台の構造強度及び耐震性について

4.1　概要

4.1.1　一般事項

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。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～P130 参照。

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）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。図 4.1.1-1 に燃料取り出し用構台のイメージを示す。

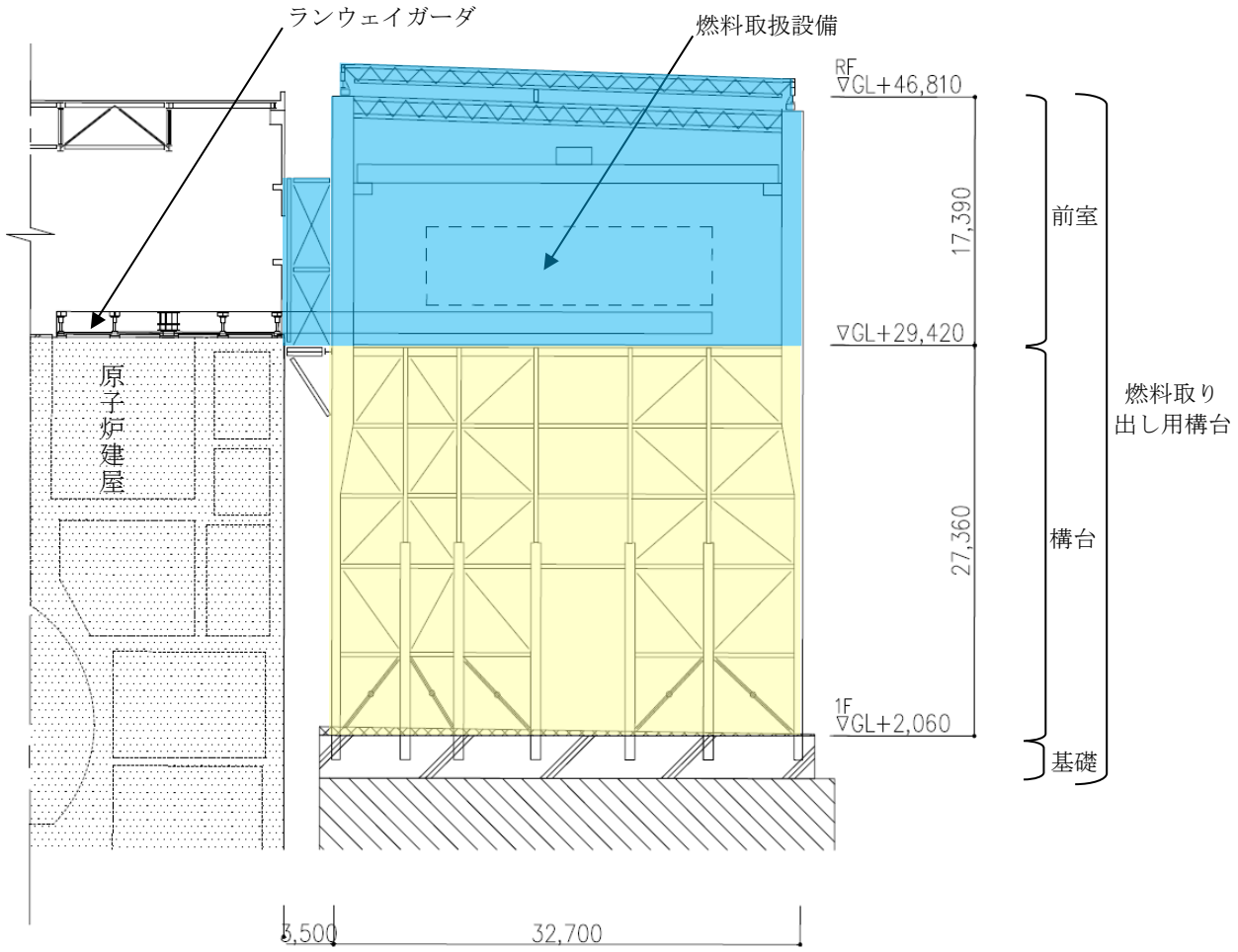


図 4.1.1-1　燃料取り出し用構台のイメージ（単位：mm）

燃料取り出し用構台の検討は原則として下記の法規及び基規準類に準拠して行う。

(1) 建築基準法・同施行令及び関連告示
(2) 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（日本建築学会，改訂版 2013 年８月発行）
(3) 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）
(4) 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）
(5) 2015 年版 建築物の構造関係技術基準解説書(国土交通省住宅局建築指導課･国土交通省 国土技術政策総合研究所･独立行政法人建築研究所･日本建築行政会議，2015 年)
(6) 鋼構造塑性設計指針（日本建築学会，2010 改定）
(7) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂）
(8) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊）
(9) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2015)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 27 年 6 月 改定）
(10) 乾式キャスク使用済燃料中間建屋の基礎構造の設計技術規程(JEAC 4616-2009)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 22 年 4 月 発刊）

4.1.2　構造概要

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。燃料取り出し用構台の概要を以下に示す。なお，オイルダンパ，弾性支承の設置目的及び役割については，別冊２８ P6 参照。

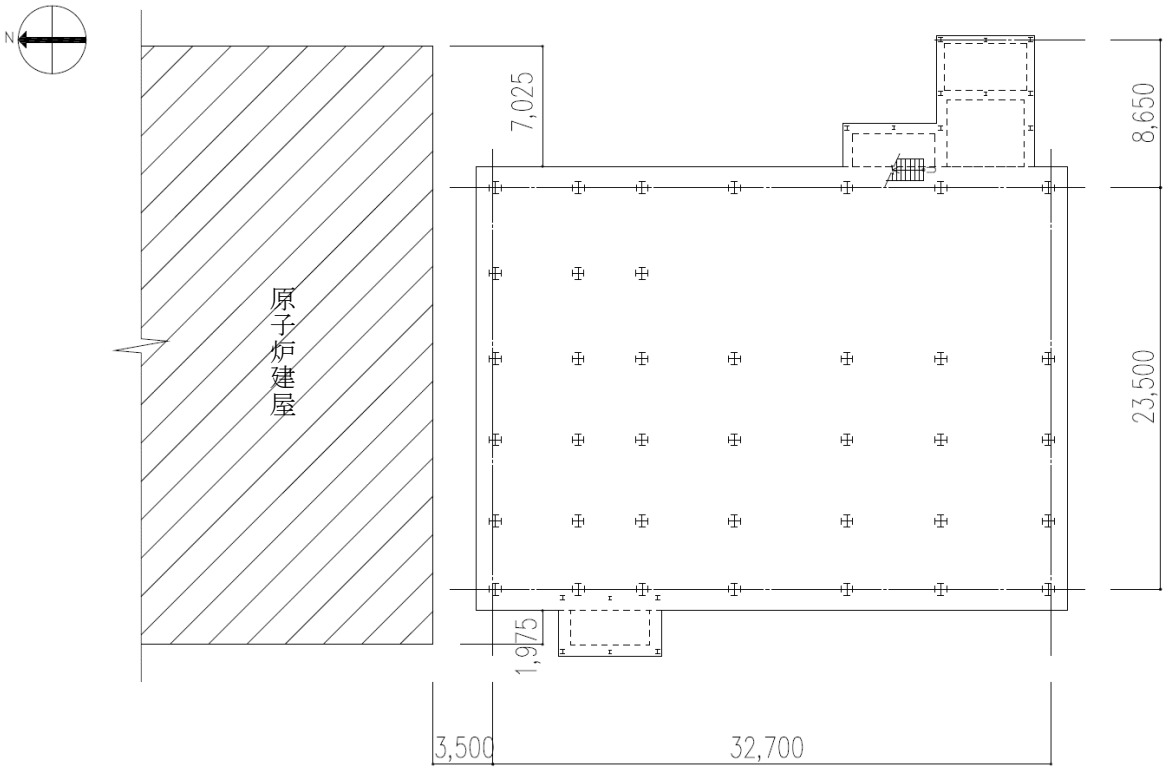
(1) 原子炉建屋と燃料取り出し用構台の間にオイルダンパ（水平棟間）を設置する。

(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。

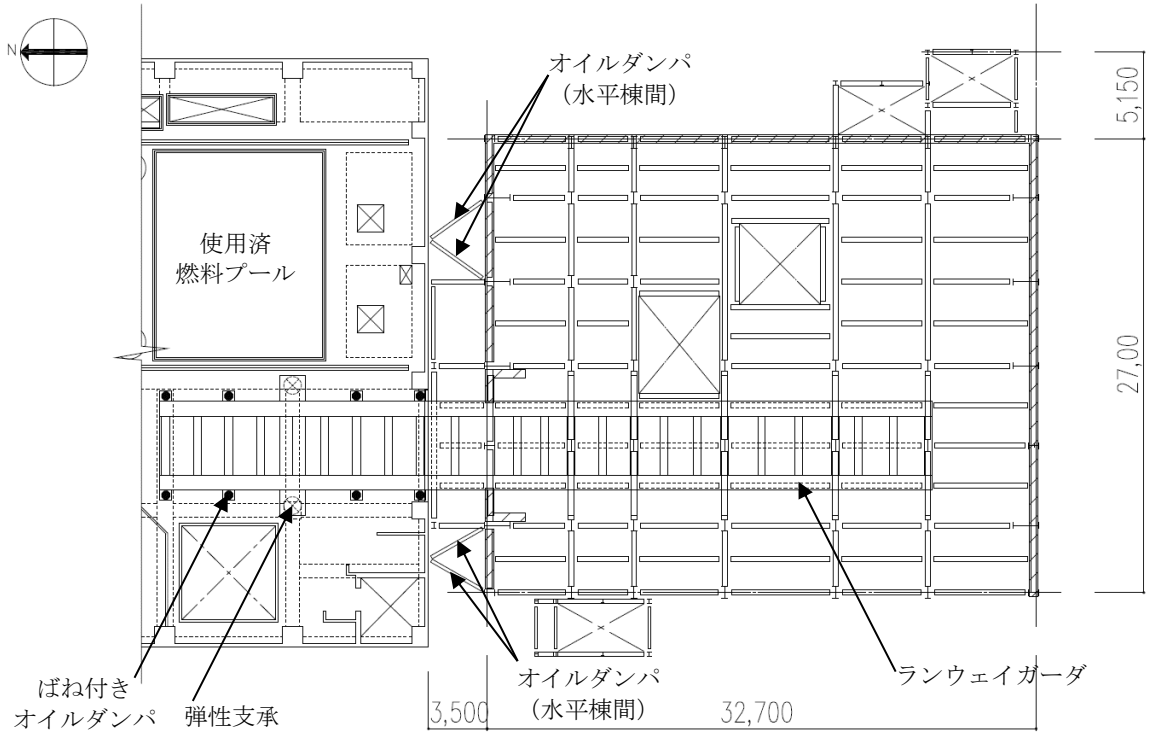
(4) ランウェイガーダは，原子炉建屋南側外壁に開口を設け，構台と原子炉建屋に跨がる形で設置する。構台内では EW 方向の大梁に接続し，水平方向，鉛直方向ともに支持する。原子炉建屋内では水平方向の支持は行わないため，構台からの片持形式であり，鉛直方向は弾性支承で支持する。なお，弾性支承と原子炉建屋床面の固定は行わない。また，ランウェイガーダと原子炉建屋床面との間にばね付きオイルダンパを設置する。ばね付きオイルダンパの下面にはすべり材を取付け，原子炉建屋床面上に設置したすべり板との間で接触させ，水平方向に滑動可能な構造とする。

燃料取り出し用構台の概要図を図 4.1.2-1～図 4.1.2-3 に示す。

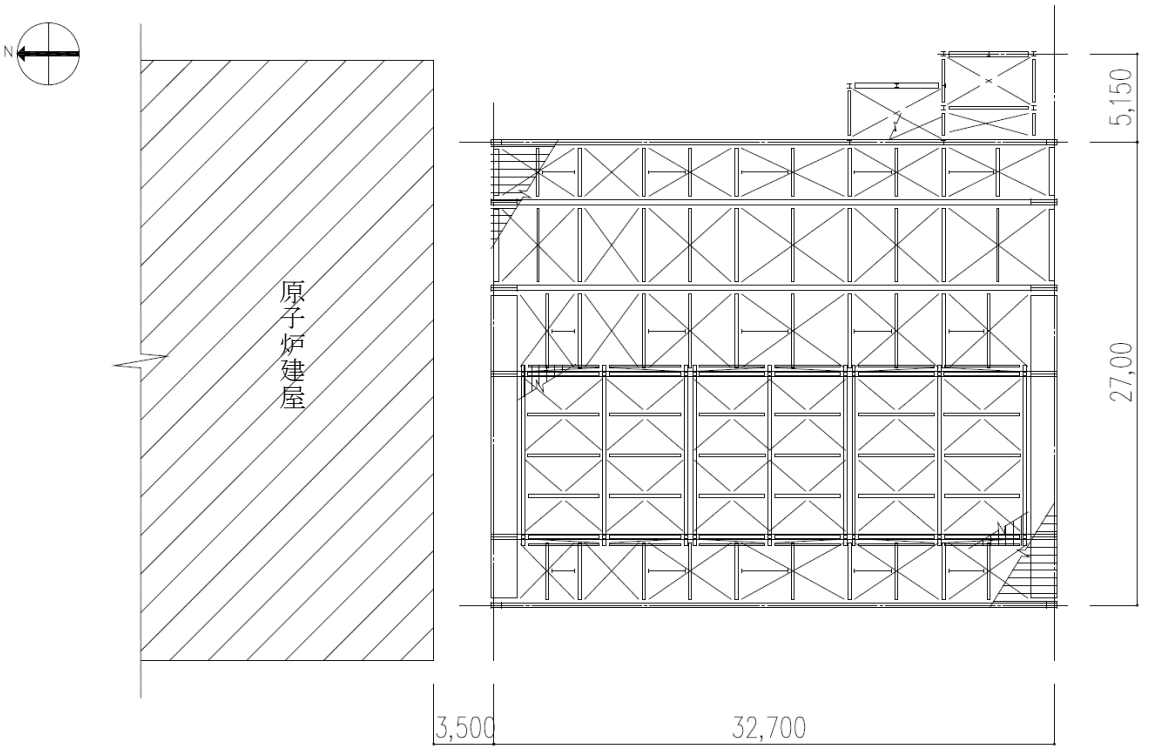


(a) 1F 伏図(G.L.2,020)

図 4.1.2-1　燃料取り出し用構台の概要（単位：mm）

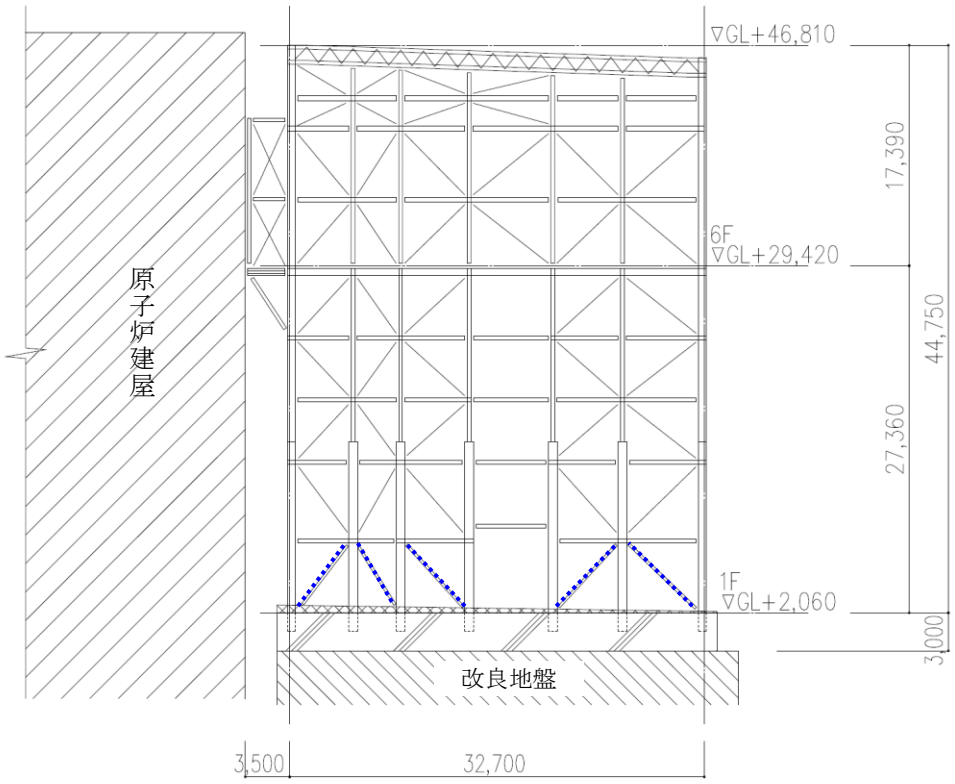


(a) 6F 伏図(G. L. 29, 420)

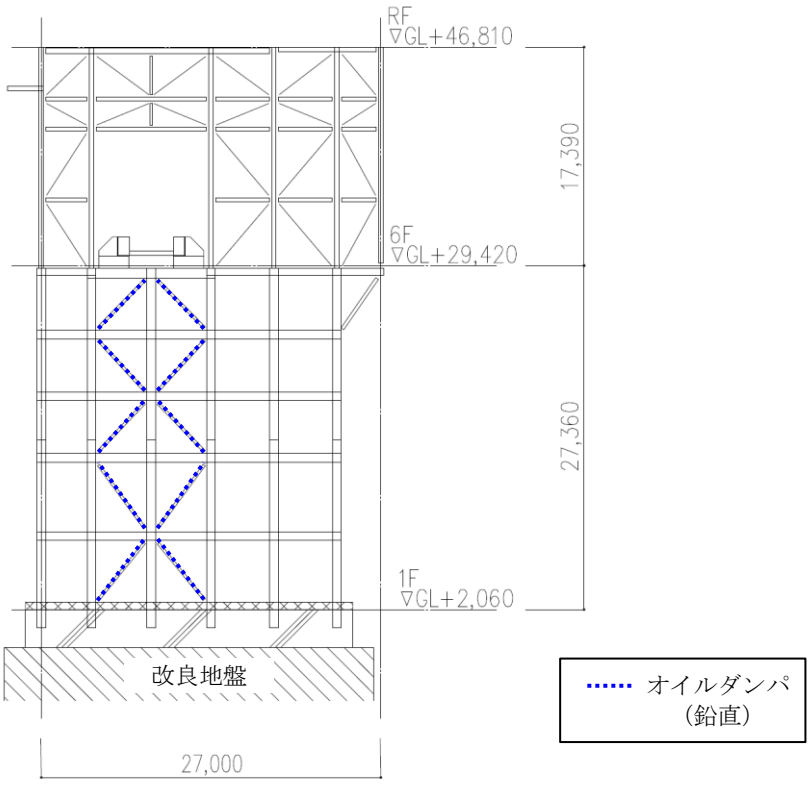


(b) 屋根伏図

図 4.1.2-2　燃料取り出し用構台の概要（単位：mm）



(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）

4.1.3　検討フロー

燃料取り出し用構台の構造強度及び耐震性の検討フローを図 4.1.3-1 に示す。

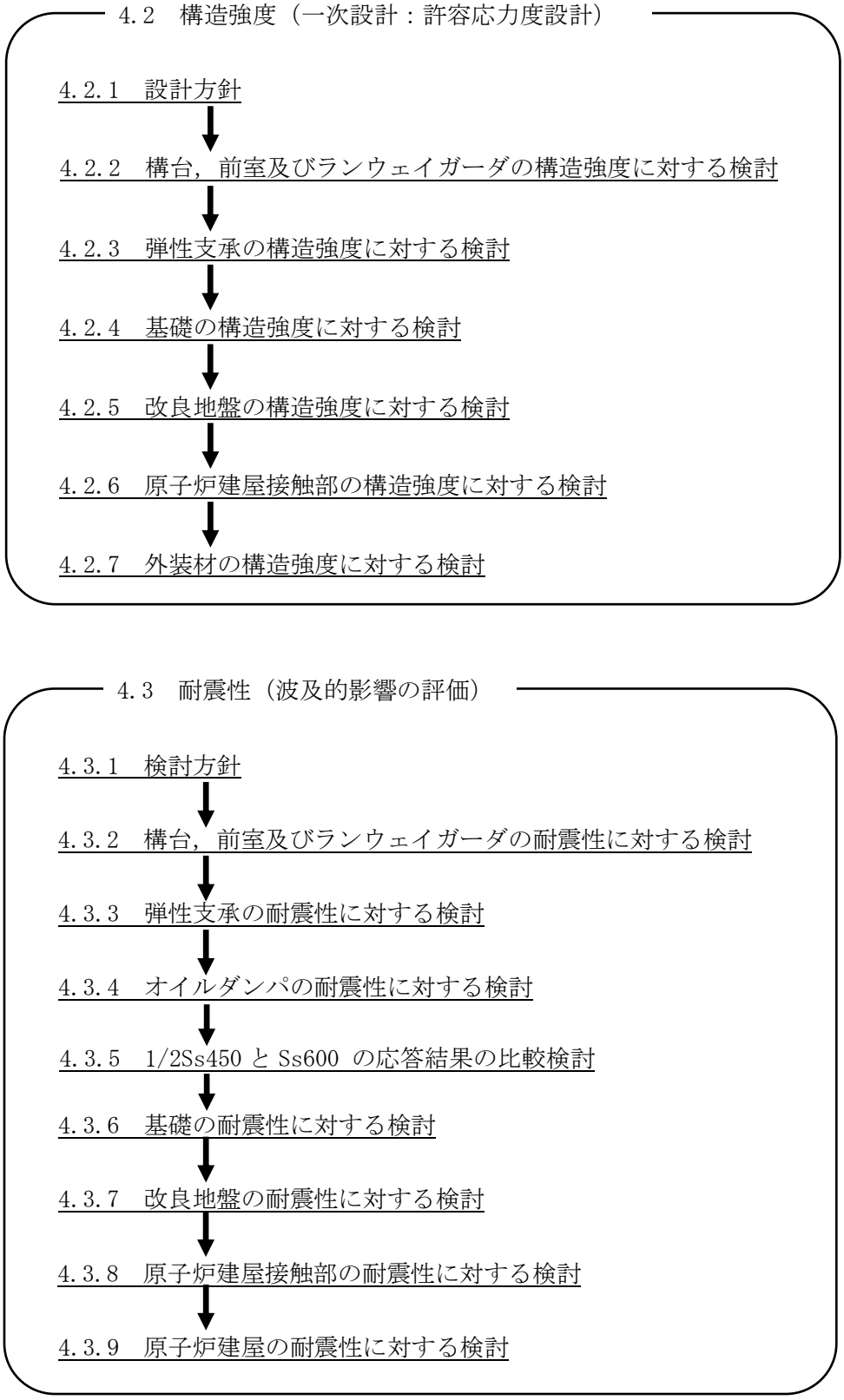


図 4.1.3-1　燃料取り出し用構台の検討フロー

4.2　構造強度

4.2.1　設計方針

構造強度の検討は，構台，前室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。

(1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 4.2.1-1～表 4.2.1-3 に示す。なお，弾性支承の詳細仕様については，別冊２８ P46，P47 参照。

表 4.2.1-1　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/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)
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/mm^2）

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

鉄筋の許容応力度　（単位：N/mm^2）

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/mm^2）

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	

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 (mm)	鉛直剛性 ($\times 10^3$ kN/m)	水平剛性 ($\times 10^3$ 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

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/m^2)

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/m^2

＊2：「JEAC4616-2009」に準拠し，断面欠損を鉛直方向に 2%，せん断方向に 25%考慮した

支持地盤の許容支持力度　　(単位：kN/m^2)

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

(2)　荷重及び荷重組合せ

設計で考慮する荷重を以下に示す。

1)　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）

燃料取扱設備による荷重を表 4.2.1-4 に示す。なお，燃料取扱設備位置の選定根拠については，別冊２８ P52～P54 参照。

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

2)　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

3)　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。速度圧の算定結果を表 4.2.1-5 に示す。

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

4)　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。水平地震力は下式より算定し，算定結果を表4.2.1-6および表4.2.1-7に示す。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

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。

C_0　：標準せん断力係数（C_0=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）

表 4.2.1-6　燃料取り出し用構台の水平震度の算定結果（NS 方向）

階	標 高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
R	46.81	3523.2	—	—	—	—	1068	0.304
8	46.81～40.42	2275.1	3523.2	1.263	0.303	1068	655	0.288
7	40.42～34.82	1316.1	5798.3	1.238	0.297	1722	354	0.269
6	34.82～29.42	22168.4	7114.4	1.216	0.293	2076	5631	0.254
5	29.42～24.30	2805.8	29282.8	1.097	0.263	7707	638	0.228
4	24.30～19.38	2426.8	32088.5	1.084	0.260	8345	487	0.201
3	19.38～14.46	2957.4	34515.3	1.066	0.257	8832	524	0.178
2	14.46～8.26	3530.4	37472.7	1.040	0.249	9356	484	0.138
1	8.26～2.06	—	41003.1	1.000	0.240	9841	—	—

表 4.2.1-7　燃料取り出し用構台の水平震度の算定結果（EW 方向）

階	標 高 G.L.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
R	46.81	3523.2	—	—	—	—	1147	0.326
8	46.81～40.42	2275.1	3523.2	1.357	0.326	1147	719	0.317
7	40.42～34.82	1316.1	5798.3	1.341	0.323	1866	376	0.286
6	34.82～29.42	22168.4	7114.4	1.313	0.315	2242	6033	0.273
5	29.42～24.30	2805.8	29282.8	1.178	0.282	8276	609	0.217
4	24.30～19.38	2426.8	32088.5	1.154	0.278	8884	394	0.163
3	19.38～14.46	2957.4	34515.3	1.120	0.269	9278	339	0.115
2	14.46～8.26	3530.4	37472.7	1.069	0.257	9617	224	0.064
1	8.26～2.06	—	41003.1	1.000	0.240	9841	—	—

5)　荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱設備の位置を図 4.2.1-1 に，荷重組合せを表 4.2.1-8 に示す。

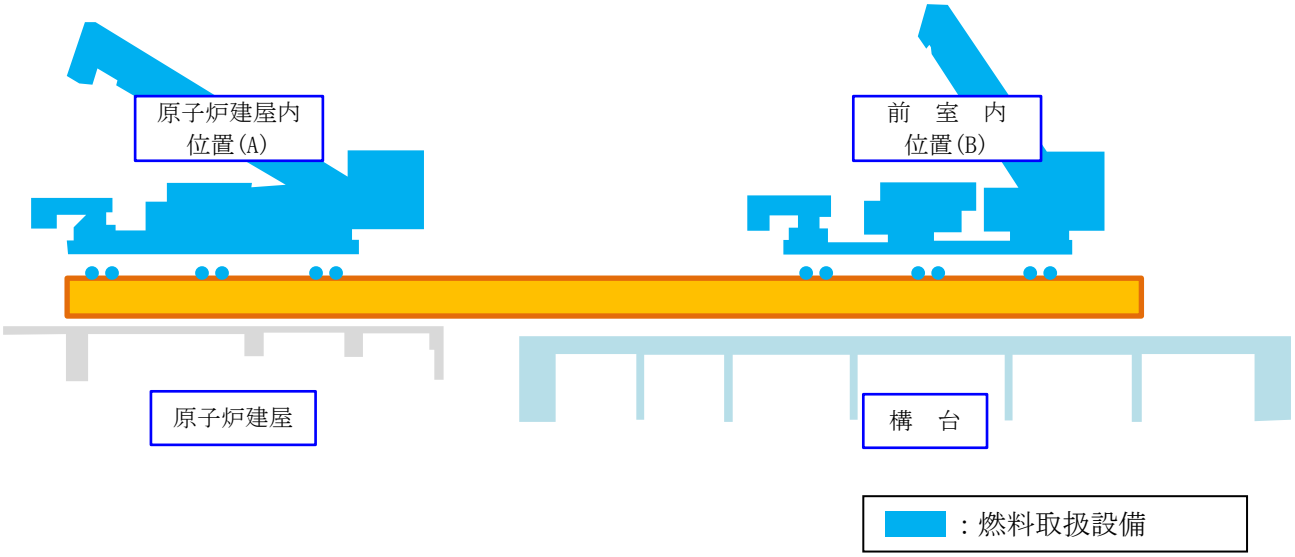


図 4.2.1-1　燃料取扱設備の位置

表 4.2.1-8　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。

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。

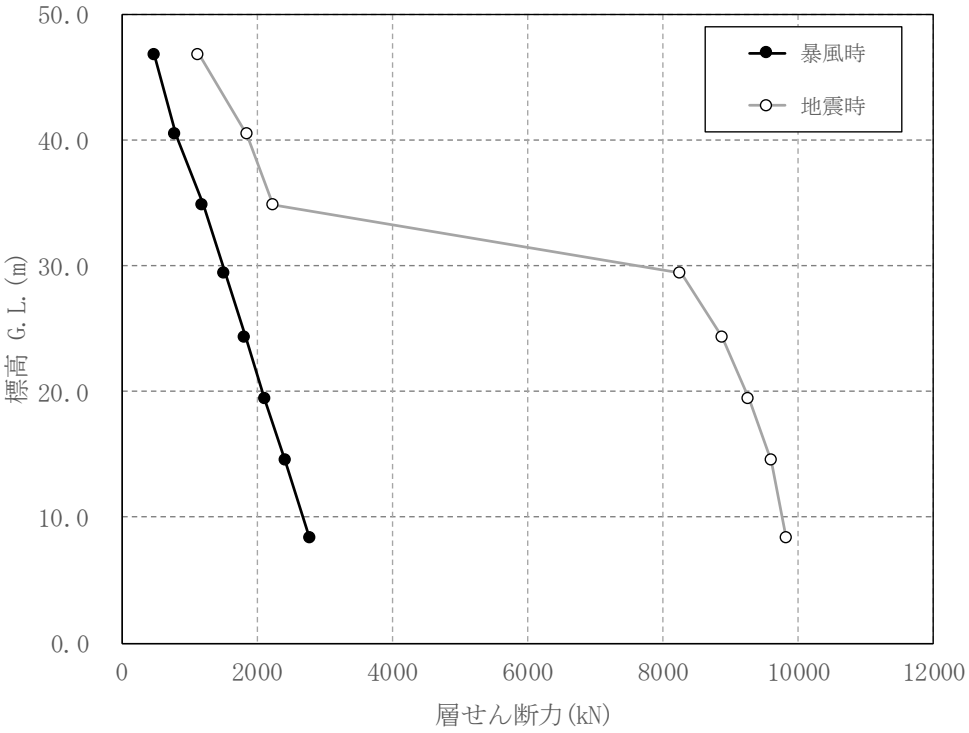


図 4.2.1-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較（EW 方向）

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

(1) 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。図 4.2.2-1 に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部は固定とする。

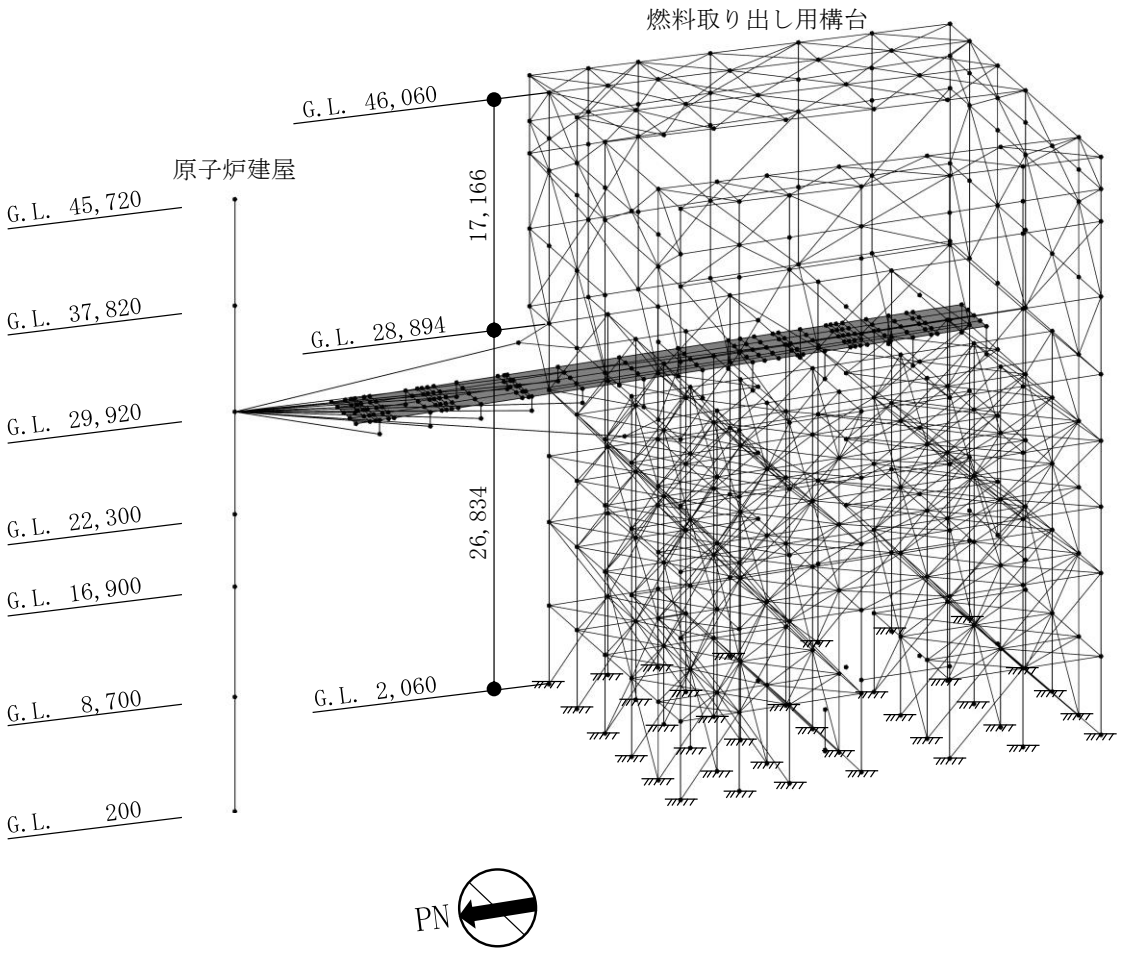


図 4.2.2-1　解析モデル

(2) 断面検討

1) 柱及び梁部材の検討

部材の応力度比は,「鋼構造設計規準」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)

2) トラス梁の斜材，ブレースの検討

応力度比の検討は，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/mm^2)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：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)

表 4.2.2-1 に常時に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を，図 4.2.2-2 に応力度比が最大となる部材を示した図を示す。同様に，表 4.2.2-2 に地震時に応力度比が最大となる部位の断面検討結果を，図 4.2.2-3 に応力度比が最大となる部位を示した図を示す。

断面検討の結果，全ての部材に対する応力度比が 1 以下になることを確認した。

表 4.2.2-1　断面検討結果（常時）

部　位		部材形状(mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置)	作用応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)		応力度比	判定
前室	ⓐ柱	H-1500×400 ×16×32 〈SM490A〉	C (A,B)	σ_c	7.4	f_c	203	0.32	O.K.
				σ_{by}	49.7	f_{by}	211		
				σ_{bz}	9.4	f_{bz}	216		
				τ	4.6	f_s	125		
	ⓑ梁	H-1500×500 ×19×40 〈SM490A〉	C (A,B)	σ_t	0.2	f_t	216	0.11	O.K.
				σ_{by}	5.1	f_{by}	193		
				σ_{bz}	16.0	f_{bz}	216		
				τ	1.2	f_s	125		
	ⓒ鉛直 ブレース	φ-355.6×9.5 〈STK490〉	C (A,B)	σ_c	30.2	f_c	157	0.20	O.K.
	ⓓ屋根トラス上下弦材	H-300×300×16 ×16 〈SM490A〉	C (A,B)	σ_c	76.4	f_c	174	0.45	O.K.
				σ_{bz}	2.1	f_{bz}	216		
				τ	0.2	f_s	125		
	ⓔ屋根トラス斜材	2[s-150×75× 6.5×10 〈SS400〉	C (A,B)	σ_c	59.9	f_c	136	0.45	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		
構台	ⓖ柱	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		
	①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.

＊1：ⓐ～①の符号は図 4.2.2-2 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)

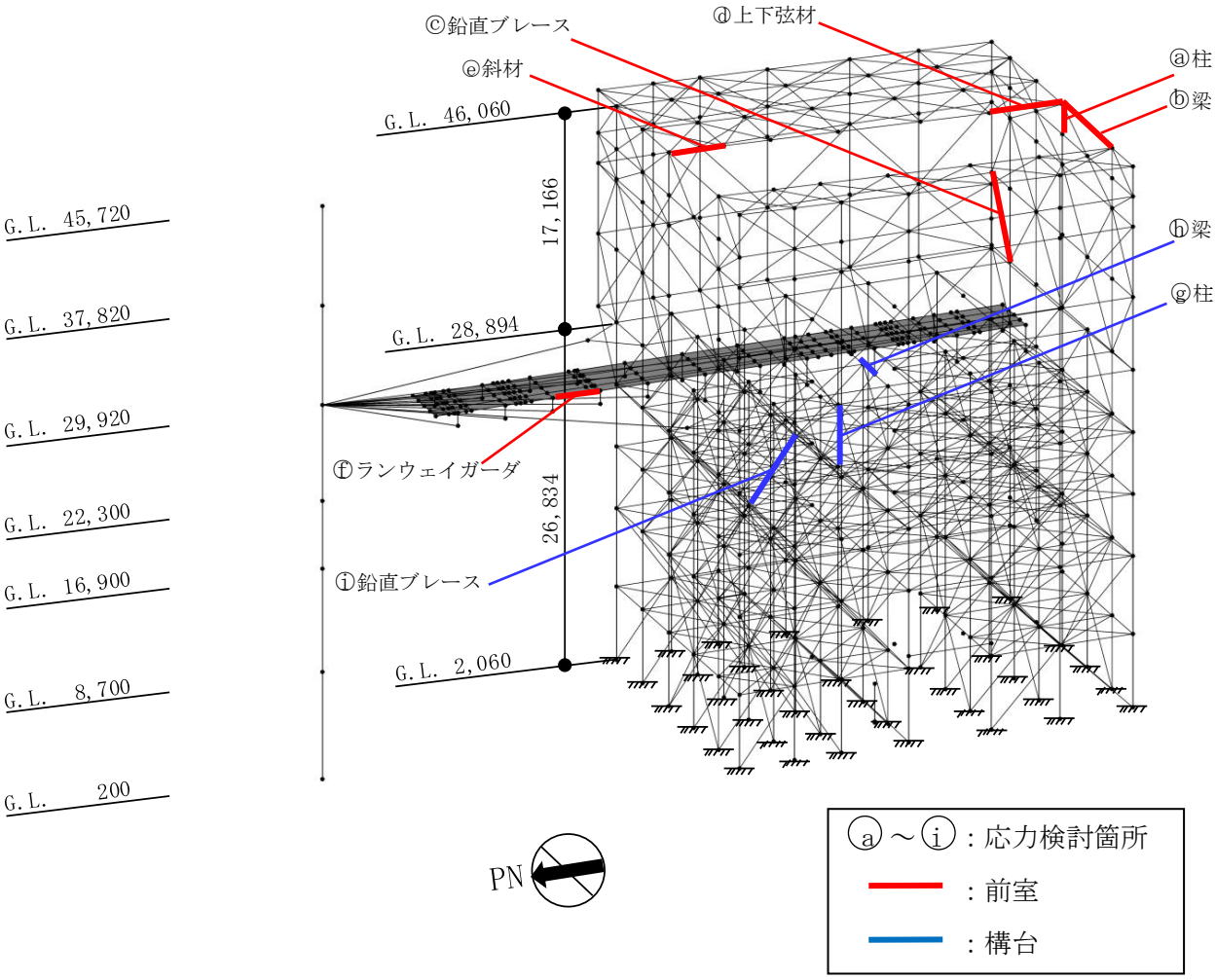


図 4.2.2-2　応力度比が最大となる部材（常時）

表 4.2.2-2　断面検討結果（地震時）

部　位		部材形状(mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置)	作用応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)		応力度比	判定
前室	ⓐ柱	H-1500×400 ×16×32 〈SM490A〉	E3 (B)	σ_c	7.8	f_c	304	0.25	O.K.
				σ_{by}	48.5	f_{by}	316		
				σ_{bz}	21.1	f_{bz}	324		
				τ	4.4	f_s	187		
	ⓑ梁	H-390×300 ×10×16 〈SM490A〉	E3 (B)	σ_t	9.2	f_t	192	0.17	O.K.
				σ_{by}	0.0	f_{by}	220		
				σ_{bz}	37.5	f_{bz}	324		
				τ	0.6	f_s	187		
	ⓒ鉛直 ブレース	φ-406.4×12.7 〈STK490〉	E3 (A)	σ_c	76.2	f_c	253	0.31	O.K.
	ⓓ水平ブレース	2[s-150×75×9 ×12.5 〈SS400〉	E3 (A)	σ_t	35.8	f_t	234	0.16	O.K.
	ⓔ屋根トラス上下弦材	H-300×300×16 ×16 〈SM490A〉	E4 (A)	σ_c	80.3	f_c	261	0.35	O.K.
				σ_{bz}	10.5	f_{bz}	324		
				τ	0.3	f_s	187		
	ⓕ屋根トラス斜材	2[s-150×75× 6.5×10 〈SS400〉	E2 (A,B)	σ_c	61.0	f_c	204	0.30	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		
構台	ⓗ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 (A)	σ_t	83.8	f_t	231	0.37	O.K.
	ⓚ水平 ブレース	[-180×75×7× 10.5 〈SS400〉	E1 (A)	σ_t	44.5	f_t	234	0.20	O.K.

＊1：ⓐ～ⓚの符号は図 4.2.2-3 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)

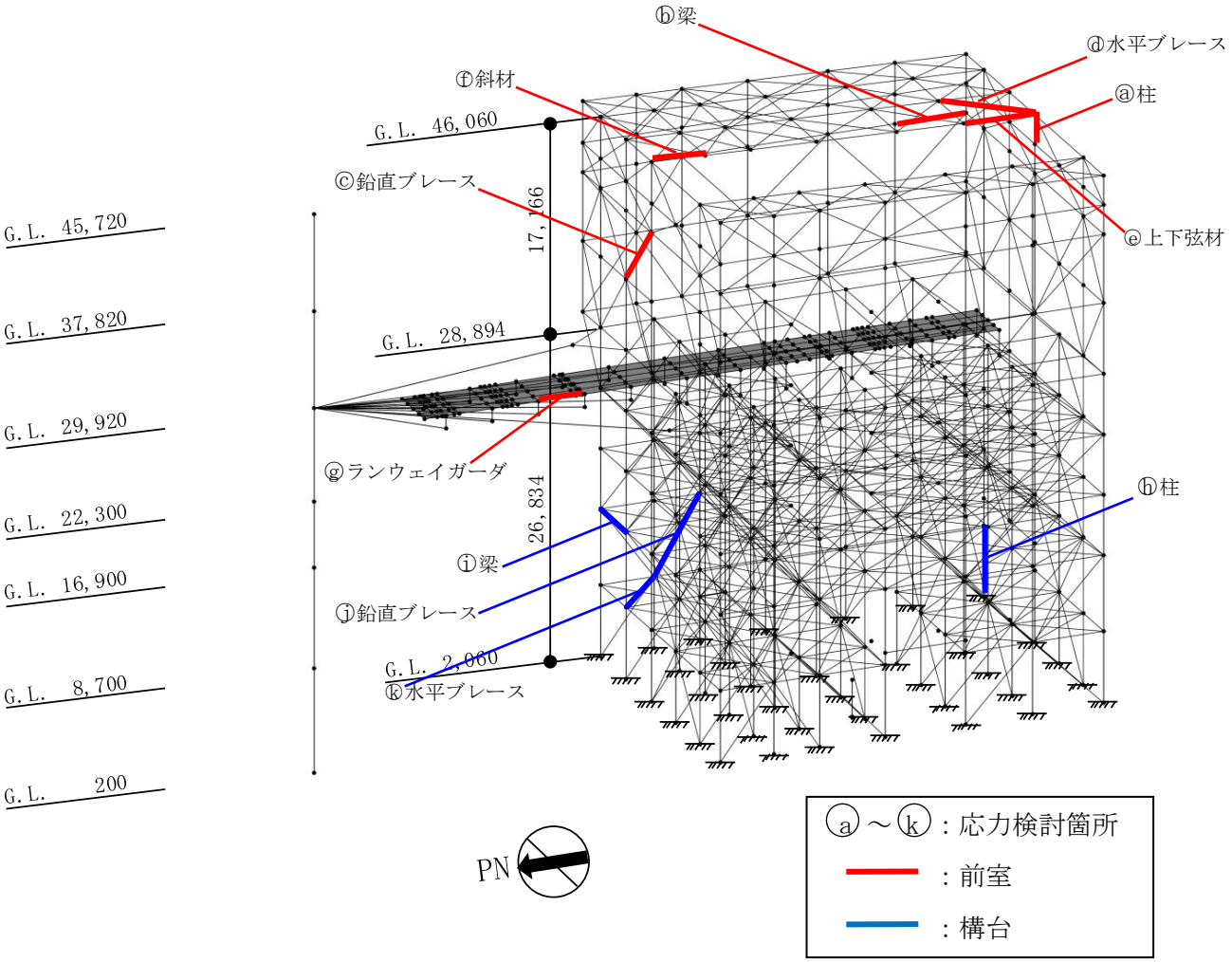


図 4.2.2-3　応力度比が最大となる部材（地震時）

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。

検討の結果，最大圧縮面圧が圧縮限界強度以下となることを確認した。

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 σ_v (N/mm^2)	最大圧縮面圧 σ_D(N/mm^2)	σ_D/σ_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)

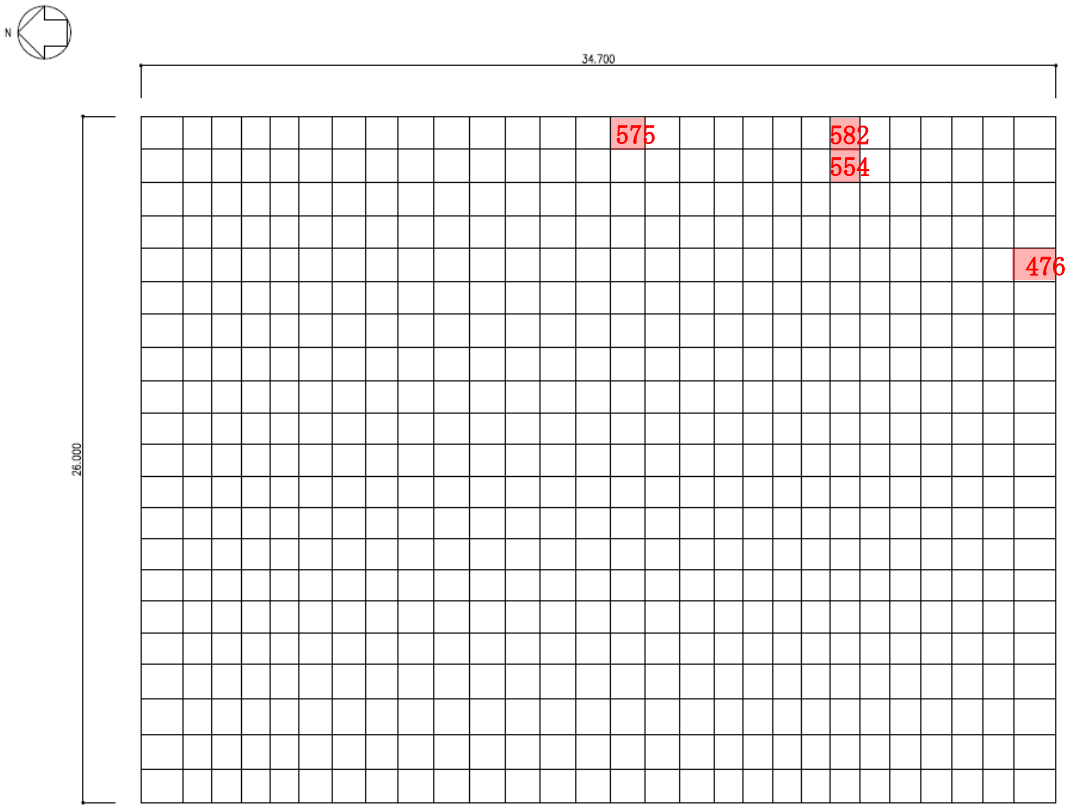
4.2.4　基礎の構造強度に対する検討

(1)　設計方針

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，解析モデルは図4.2.4-1 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。

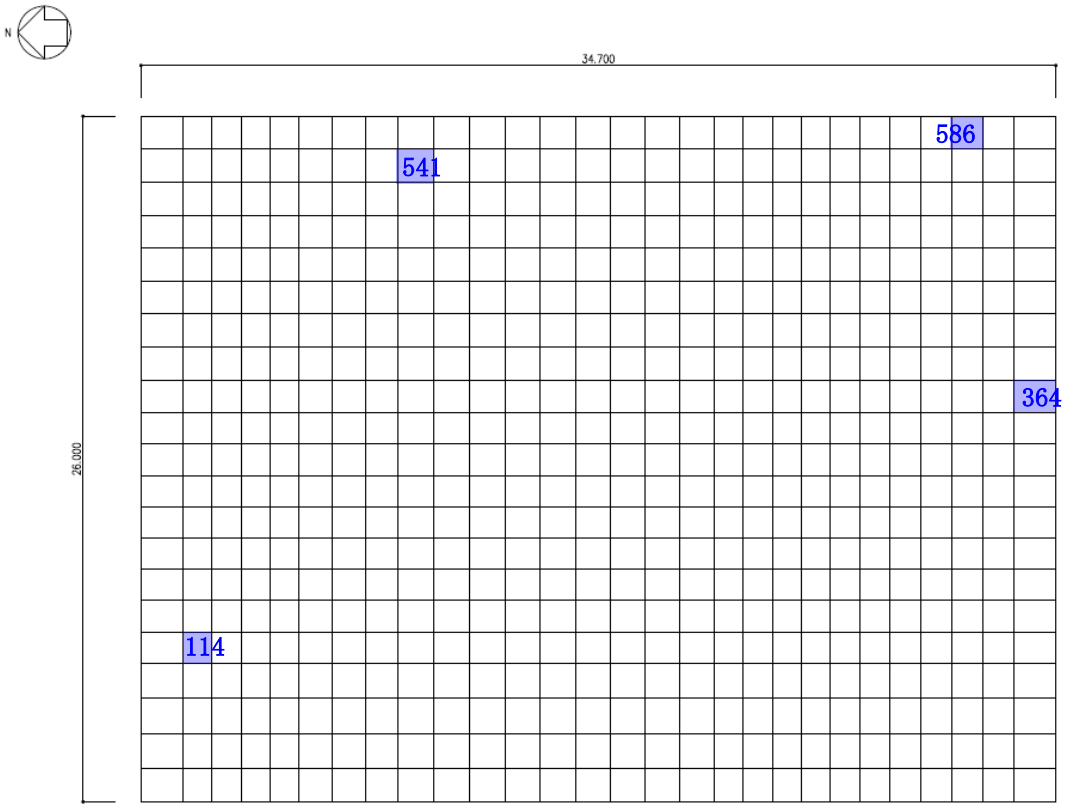
(2)　解析モデル

解析モデルを図 4.2.4-1，図 4.2.4-2 に示す。



凡例　###：断面算定要素(常時:C)（数字は要素番号）

図 4.2.4-1　解析モデル図(常時:C)（単位：mm）



凡例　###：断面算定要素(地震時:E1～E4)（数字は要素番号）

図 4.2.4-2　解析モデル図（単位：mm）

(3)　断面検討

組合せた応力より，各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」より求め，設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。必要鉄筋比が最大となる要素と設計面外せん断力と許容せん断力との比が最大になる要素の断面検討結果を表 4.2.4-1，表 4.2.4-2 に示し，配筋図を図 4.2.4-3 に示す。

断面検討の結果，設計配筋は必要鉄筋比を上回り，面外せん断力は許容せん断力以下であることを確認した。

表 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/(b・D) *2 ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	M/(b・D^2) ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	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
			N*2 (kN/m)	M (kN・m/m)							
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/(b・D) *2 ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	M/(b・D^2) ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	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
			N*2 (kN/m)	M (kN・m/m)							
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：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。(表 4.2.1-4 参照)

*2：圧縮を正とする。

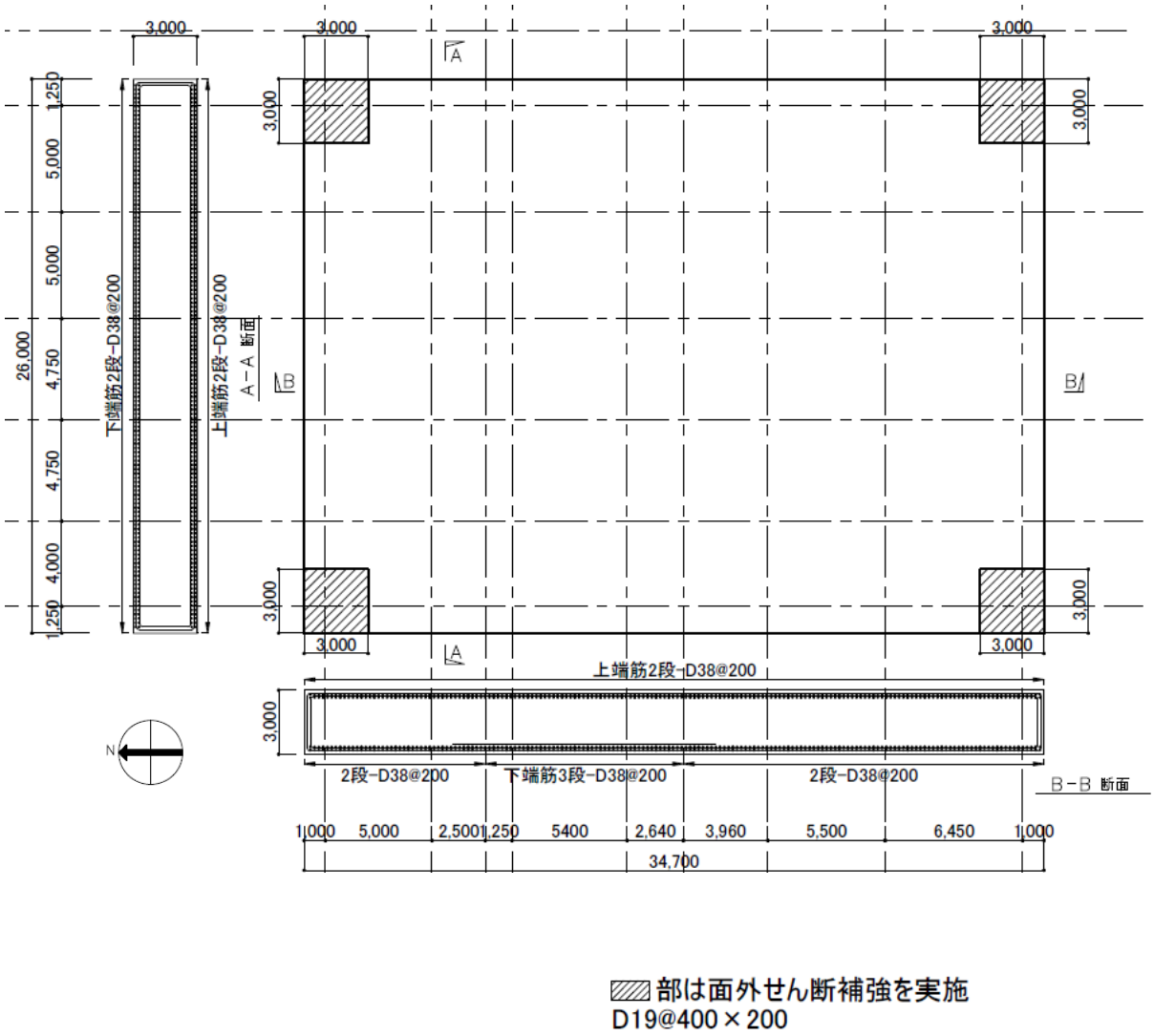


図 4.2.4-3　基礎の配筋図（単位：mm）

4.2.5　改良地盤の構造強度に対する検討

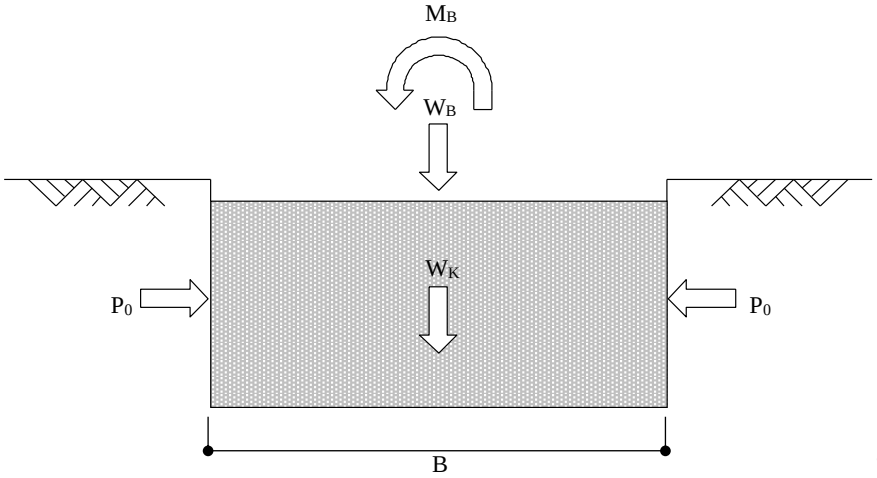
(1)　設計方針

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 とし，G.L.-8.1m の泥岩に支持する。検討は「JEAC4616-2009」に準拠し，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。さらに，改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

(2)　常時に対する検討

1)　改良地盤の検討

常時において，改良地盤底面に生じる最大接地圧が改良地盤の長期許容圧縮応力度以下であることを確認する。図 4.2.5-1 に作用荷重を示す。



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）

改良地盤の荷重負担範囲は，基礎底盤における矩形断面部分を対象とした面積 $A=902.2m^2$，断面係数 $Z_X=3909m^3$，$Z_Y=5217m^3$ として算定する。改良地盤底面に生じる最大接地圧は下式にて求める。

鉛直力の合計　　$\Sigma W = WB+WK = 233360$ kN

転倒モーメントの合計　　$\Sigma M_{BX} = 32707$ kNm（X 軸回り:EW 方向加力）

$\Sigma M_{BY} = 58936$ kNm（Y 軸回り:NS 方向加力）

改良地盤の最大接地圧　　$qr = \Sigma W/A + \Sigma M_{BX}/Z_X + \Sigma M_{BY}/Z_Y = 279$ kN/m^2

改良地盤に生じる最大接地圧（qr）は，改良地盤の長期許容圧縮応力度（${}_Lfsc$）以下であることを確認した。

$qr = 279$ kN/m^2 ≦ ${}_Lf_{SC} = 980$ kN/m^2

2)　支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧（qr）が，改良地盤直下の支持地盤の長期許容支持力度（${}_Lqa$）以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧　　$qr = 279$ kN/m^2

支持地盤の長期許容支持力度　　${}_Lqa = 1960$ kN/m^2

$qr = 279$ kN/m^2 ≦ ${}_Lqa = 1960$ kN/m^2

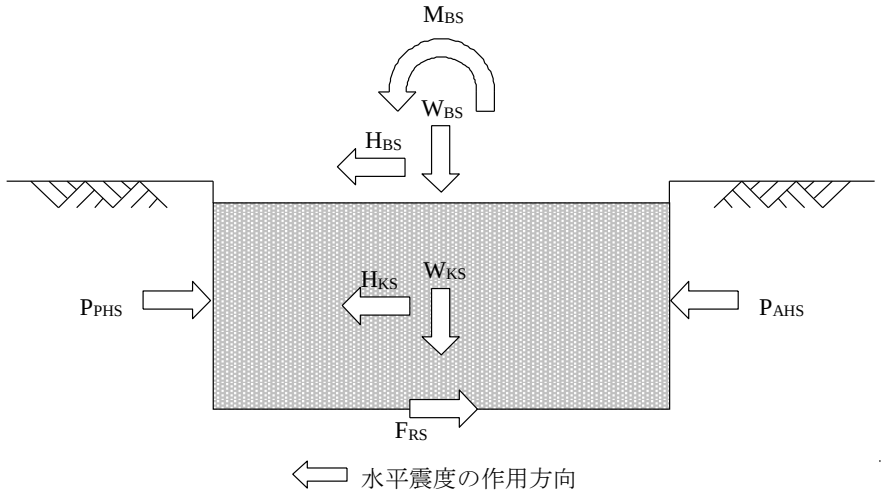
3)　沈下の検討

支持地盤は泥岩（岩盤）であるため，沈下の検討は不要である。

(3)　地震時に対する検討

1)　改良地盤の検討

地震時において，改良地盤底面の最大接地圧及びせん断応力が，改良地盤の短期許容応力度以下であることを確認する。図 4.2.5-2 に作用荷重を示す。



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）

改良地盤の荷重負担範囲は，基礎底盤における矩形断面部分を対象とした面積 $A=902.2m^2$，断面係数 $Z_X=3909m^3$，$Z_Y=5217m^3$ として算定する。改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τ max）は下式にて求める。

鉛直力の合計　　$\Sigma W = W_{BS}+W_{KS} = 233360$ kN

水平力の合計　　$\Sigma H_X = H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS} = 37007$ kN（NS 方向）

$\Sigma H_Y = H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS} = 37391$ kN（EW 方向）

転倒モーメントの合計　$\Sigma M_X = M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS} = 629283$ kNm（X 軸回り:EW 方向加力）

$\Sigma M_Y = M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS} = 611209$ kNm（Y 軸回り:NS 方向加力）

ここに，　M_{KS}：改良地盤の転倒モーメント

M_{AHS}：地震時主働土圧による転倒モーメント

M_{PHS}：地震時受働土圧による転倒モーメント

改良地盤底面の最大接地圧　$q_{1SX} = \Sigma W/A+\Sigma M_Y/Z_Y = 396$ kN/m^2

$q_{1SY} = \Sigma W/A+\Sigma M_X/Z_X = 440$ kN/m^2

改良地盤底面の最大せん断応力　$\tau_{Xmax} = 1.2\times\Sigma H_X/A = 50$ kN/m^2

$\tau_{Ymax} = 1.2\times\Sigma H_Y/A = 50$ kN/m^2

改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τ_{max}）は短期許容応力度（${}_sf_{sc}$ 及び ${}_sf_{ss}$）以下であることを確認した。

$q_{1S} = 440$ kN/m^2 ≦ ${}_sf_{SC} = 1960$ kN/m^2

$\tau_{max} = 50$ kN/m^2 ≦ ${}_sf_{SS} = 300$ kN/m^2

2)　支持力の検討

改良地盤底面に生じる最大接地圧（q_{1S}）が，改良地盤直下の支持地盤の短期許容支持力度（${}_sq_a$）以下であることを確認した。

改良地盤の最大接地圧　$q_{1S} = 440$ kN/m^2

支持地盤の短期許容支持力度　${}_sq_a = 3920$ kN/m^2

$q_{1S} = 440$ kN/m^2 ≦ ${}_sq_a = 3920$ kN/m^2

4.2.6　原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

(1)　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。

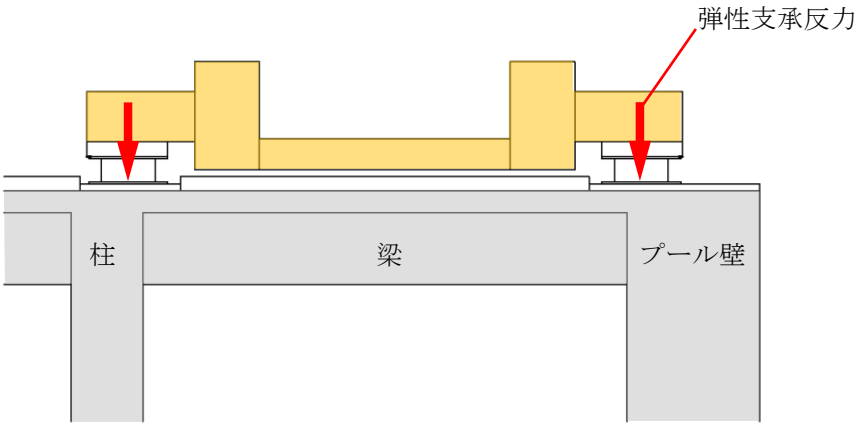


図 4.2.6-1　弾性支承からの反力

検討の結果，梁の発生せん断力が長期許容せん断力以下になることを確認した。

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）

4.2.7　外装材の構造強度に対する検討

(1)　設置目的

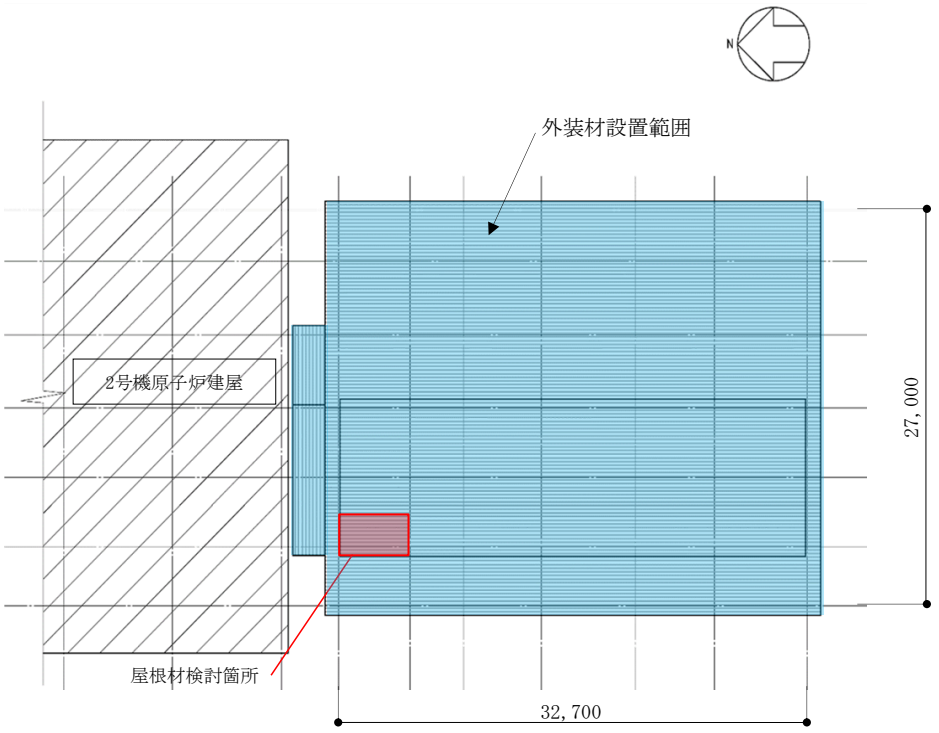
燃料取り出し用構台前室周囲には，燃料取り出し作業環境の整備並びに放射性物質の飛散・拡散防止のため，外装材を設置する。

(2)　評価方針

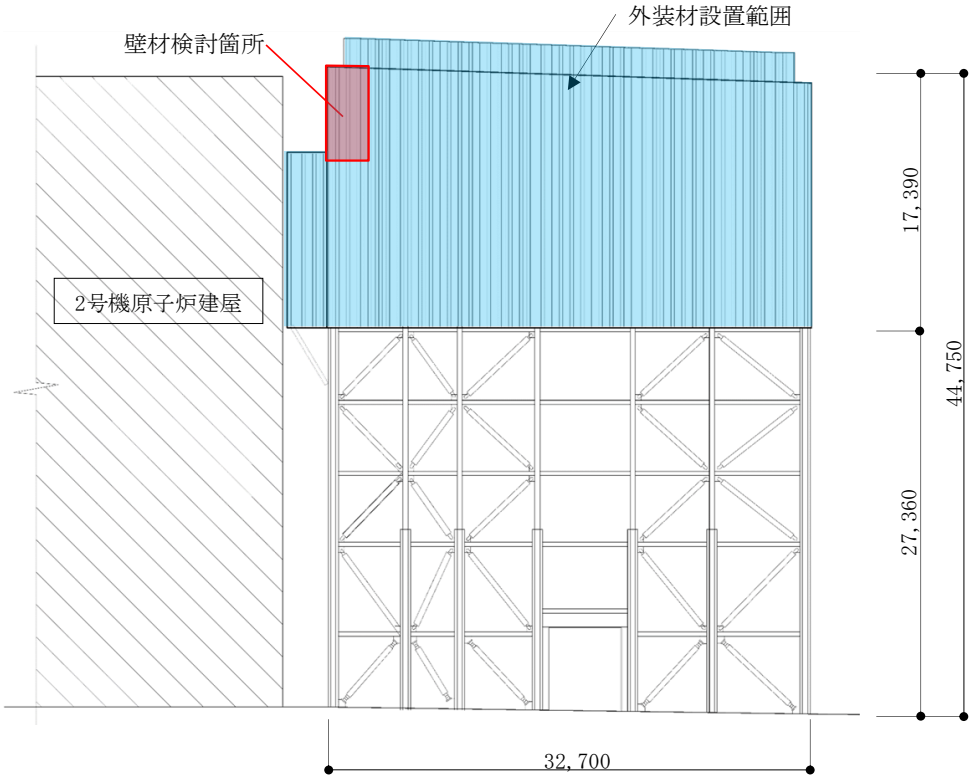
架構の屋根材，壁材には金属製外装材を用いる。断面検討は，屋根材，壁材それぞれに風圧力によって生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。

(3)　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。



a. 屋根伏図



b. 西側立面

図 4.2.7-1　外装材検討箇所（単位：mm）

(3)　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/m^2)
47	1.258	30	855

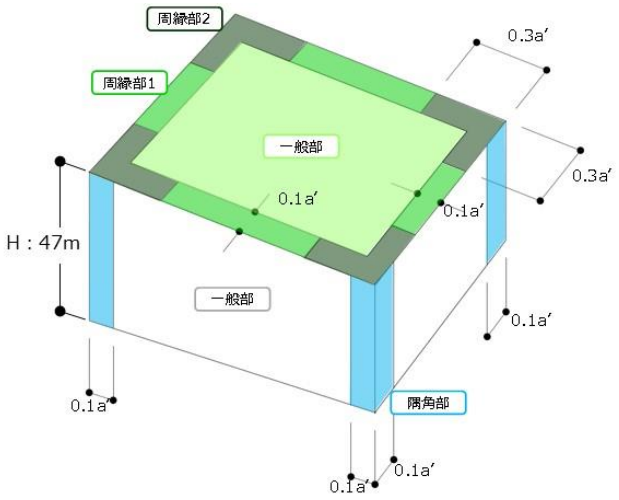
表 4.2.7-2　ピーク風力係数（屋根）

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

(4) 外装材の断面検討

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，壁材は 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 及び表 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。

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

4.3　耐震性

4.3.1　検討方針

耐震性の検討は，構台，前室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，1/2Ss450 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。1/2Ss450 を用いた地震応答解析は水平 2 方向及び鉛直方向を同時に入力する。また，前述の通り 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，Ss600 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。Ss600 を用いた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。

4.3.2　構台，前室及びランウェイガーダの耐震性に対する検討

(1)　解析に用いる入力地震動

解析に用いる地震動は，2 波ある 1/2Ss450 のうち振幅の大きな検討用地震動①の 1/2 の地震動および Ss600 を用いる。

1/2Ss450 を用いた地震応答解析は水平 2 方向及び鉛直方向を同時に入力するが，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，応答スペクトルに基づく検討用地震動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（別冊２８ P98，P99 参照）を利用する。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 4.3.2-1 に示す。なお，入力地震動策定の詳細については，別冊２８ P25，上下動の解析モデルへの入力方法の妥当性については，別冊２８ P26，P27 参照。

解放基盤表面位置（G.L.-206.0m）（震災前 O.P.-196.0m)における 1/2Ss450 と，Ss600 の 3 波の加速度時刻歴波形を図 4.3.2-2，図 4.3.2-3 及び図 4.3.2-4 に示す。

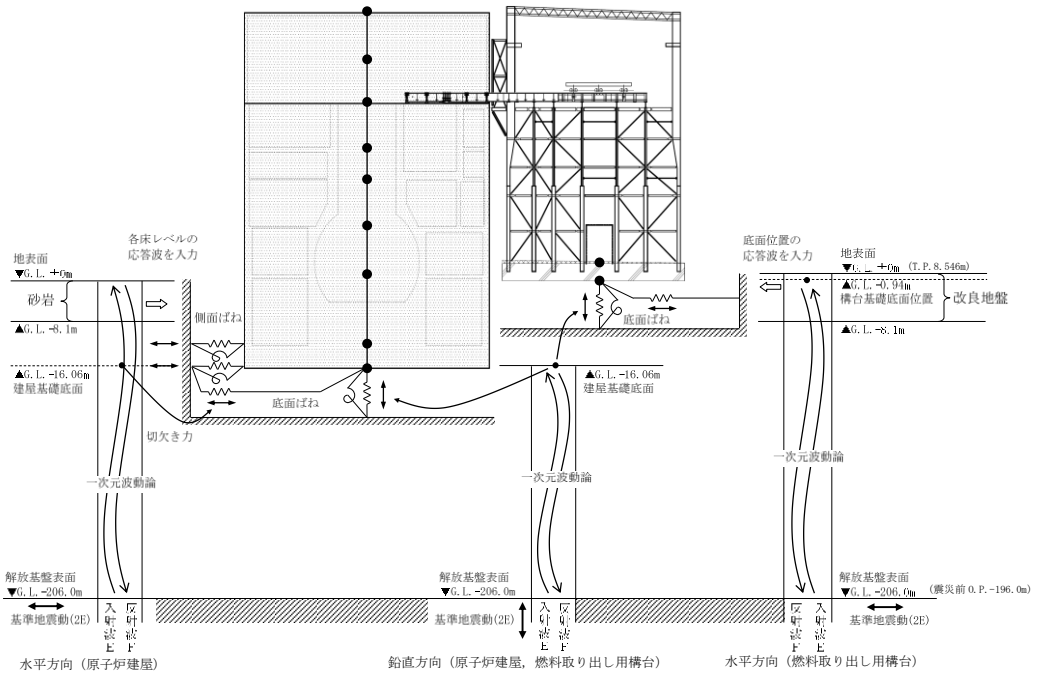
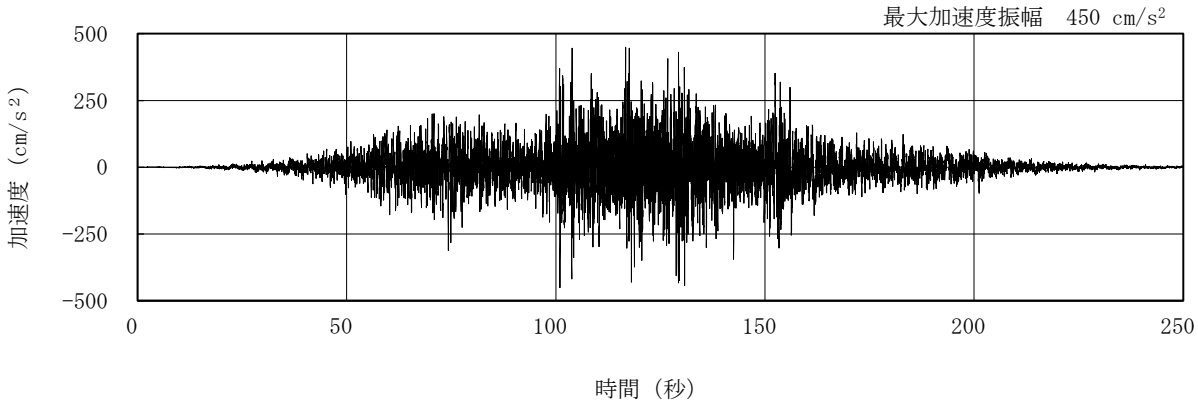
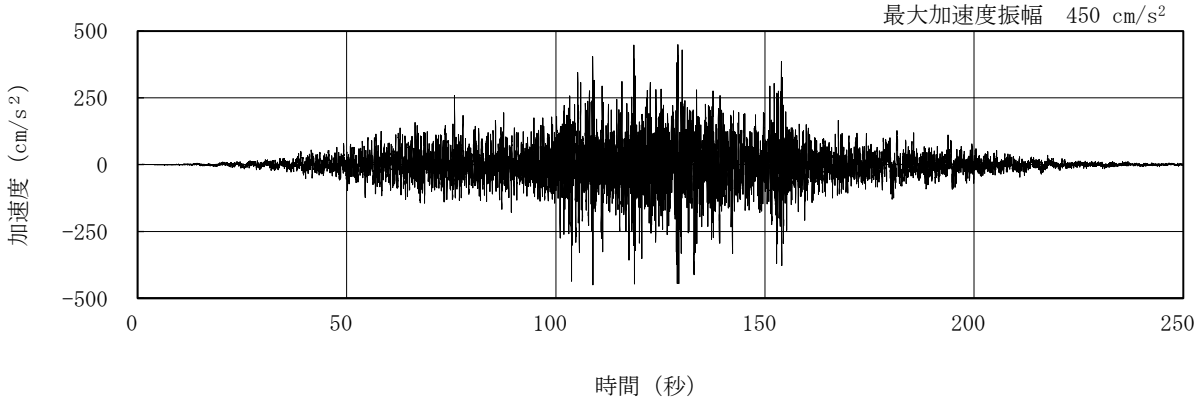


図 4.3.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

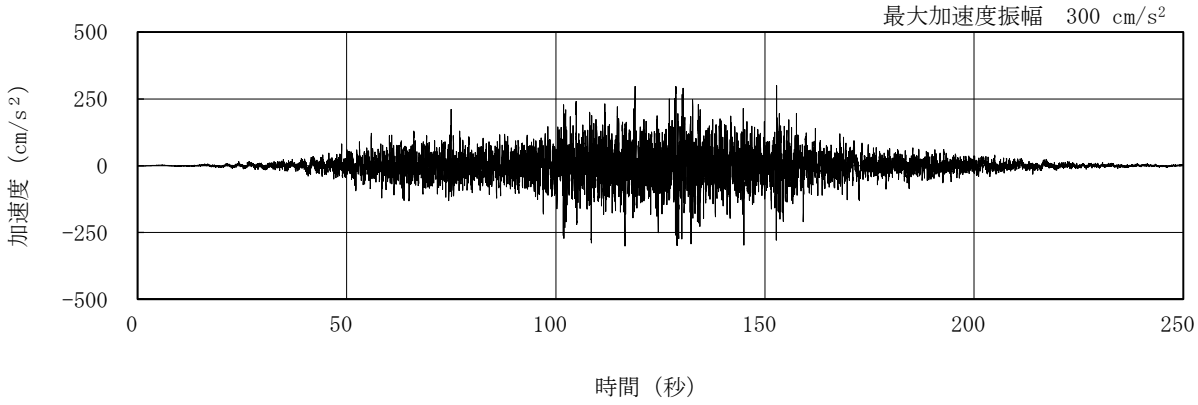
本章に記載の標高は，震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm



（水平）

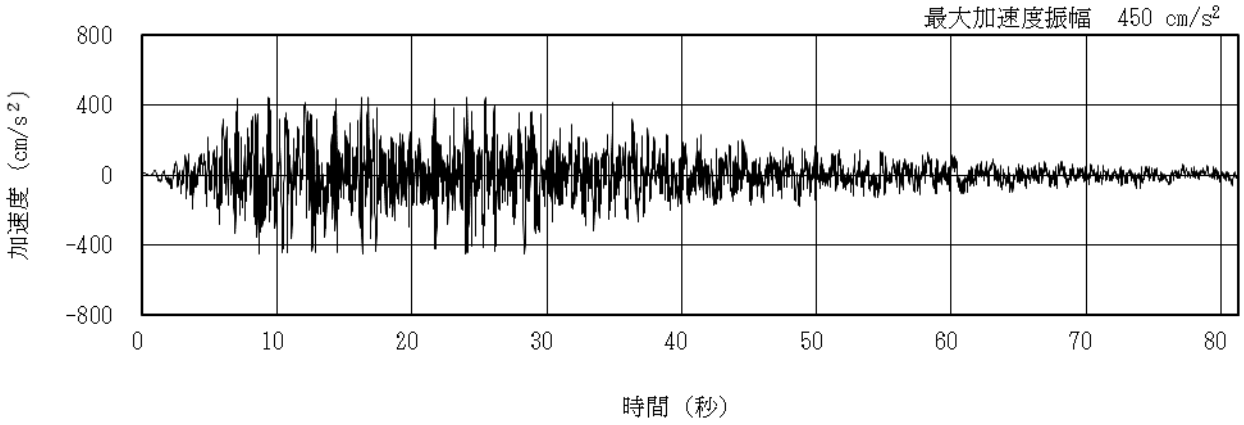


（水平，位相の異なる模擬地震波）

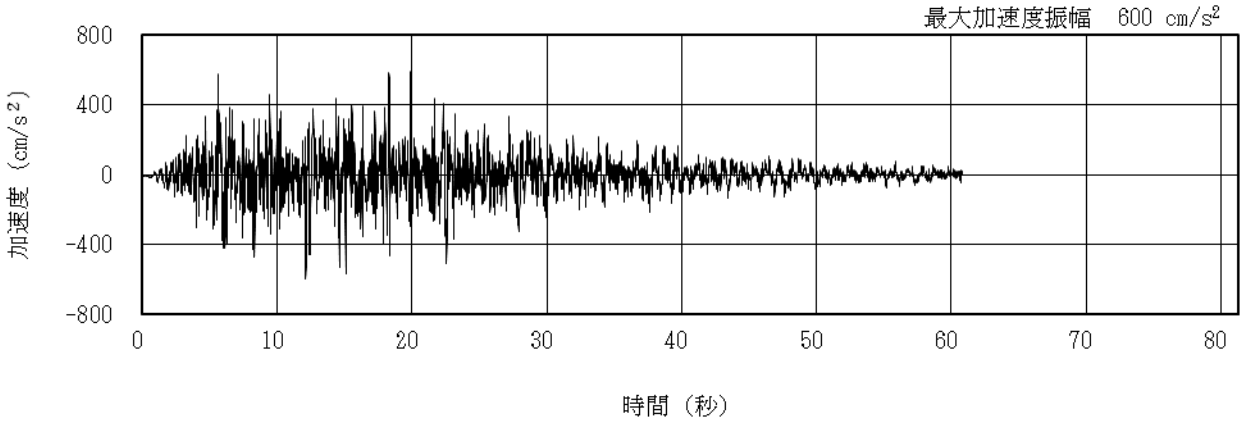


（鉛直）

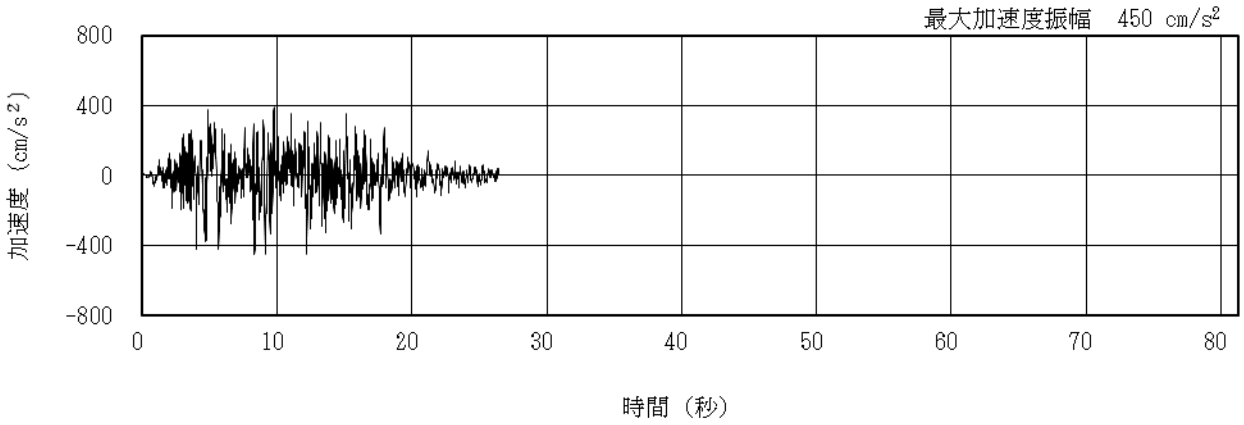
図 4.3.2-2　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（1/2Ss450）



（従来の Ss-1H）

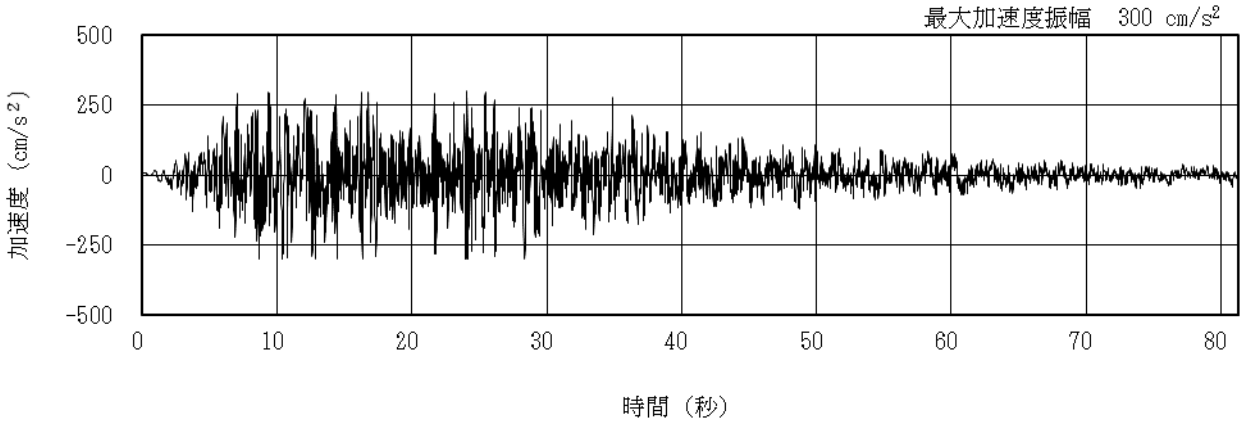


（従来の Ss-2H）

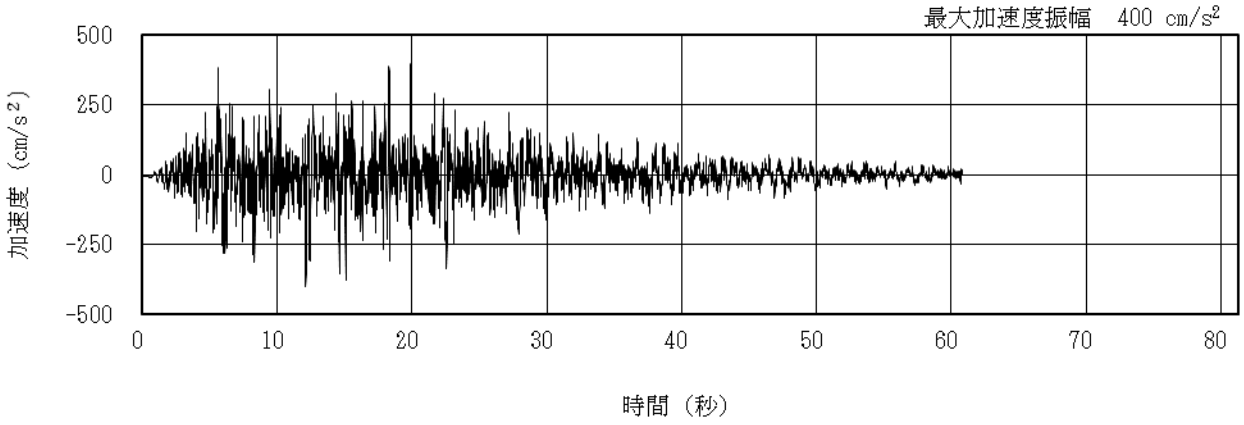


（従来の Ss-3H）

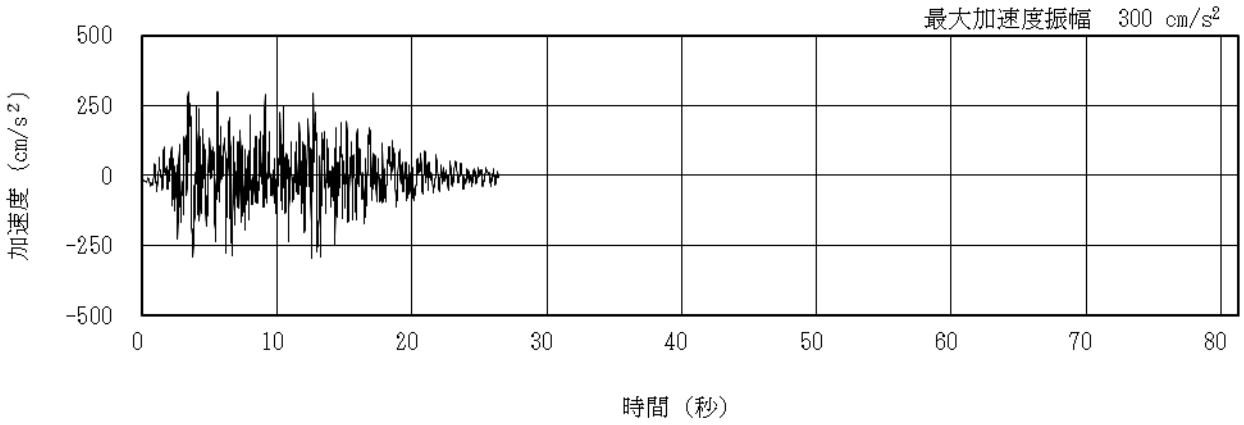
図 4.3.2-3　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（Ss600，水平方向）



（従来の Ss-1V）



（従来の Ss-2V）



（従来の Ss-3V）

図 4.3.2-4　解放基盤表面における地震動の加速度時刻歴波形
（Ss600，鉛直方向）

(2)　地震応答解析モデル

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（別冊２８　P13 参照）を考慮して，重量や剛性を増減させたモデル（別冊２８　P34，P35 参照）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。解析モデルを図 4.3.2-5 及び図 4.3.2-6 に示す。

地震応答解析に用いる鉄骨およびオイルダンパの物性値を表 4.3.2-1，表 4.3.2-2 に示す。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。なお，弾性支承及びバネ付きオイルダンパを含めた原子炉建屋～構台間の接続条件については，別冊２８　P29，P30，弾性支承及びバネ付きオイルダンパの設置条件および境界条件設定の妥当性については，それぞれ，別冊２８　P48，別冊２８　P50，P51，弾性支承及びバネ付きオイルダンパ下部に設置するすべり材の耐放射線性については，それぞれ別冊２８　P49，別冊２８　P51 参照。また，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。

燃料取り出し用構台の地盤定数は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果中間報告書」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）を参考に，水平成層地盤と仮定し地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。改良地盤の諸元を表 4.3.2-4 に，非線形特性を図 4.3.2-7 に，地盤定数の設定結果を表 4.3.2-5 に示す。また，原子炉建屋の地盤定数は，1/2Ss450 に対しては上記報告書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，Ss600 に対しては上記報告書と同様として定めた。原子炉建屋の地盤定数を表 4.3.2-6 に示す。なお，改良地盤物性の設定及び改良地盤部の地中構築物の影響については，別冊２８　P40～P42 参照。

地盤ばねは，「JEAG 4601-1991 追補版」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤を Novak の方法により建屋側面ばねとして評価する。なお，燃料取り出し用構台は改良地盤への埋込がほとんどないため，底面地盤ばねのみ考慮する。

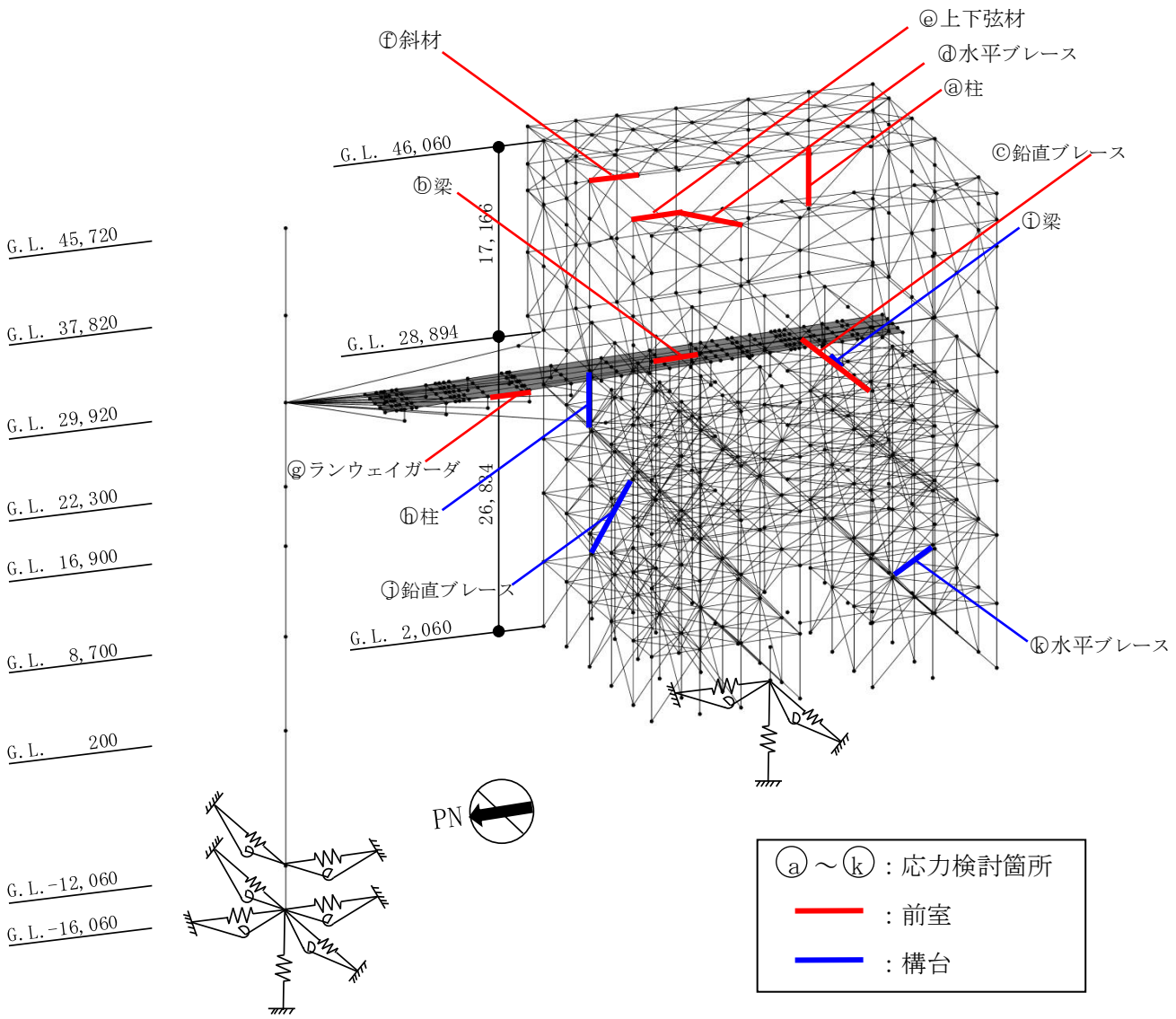


図 4.3.2-5　地震応答解析モデル（単位：mm）（1/2Ss450 応力検討箇所記載）

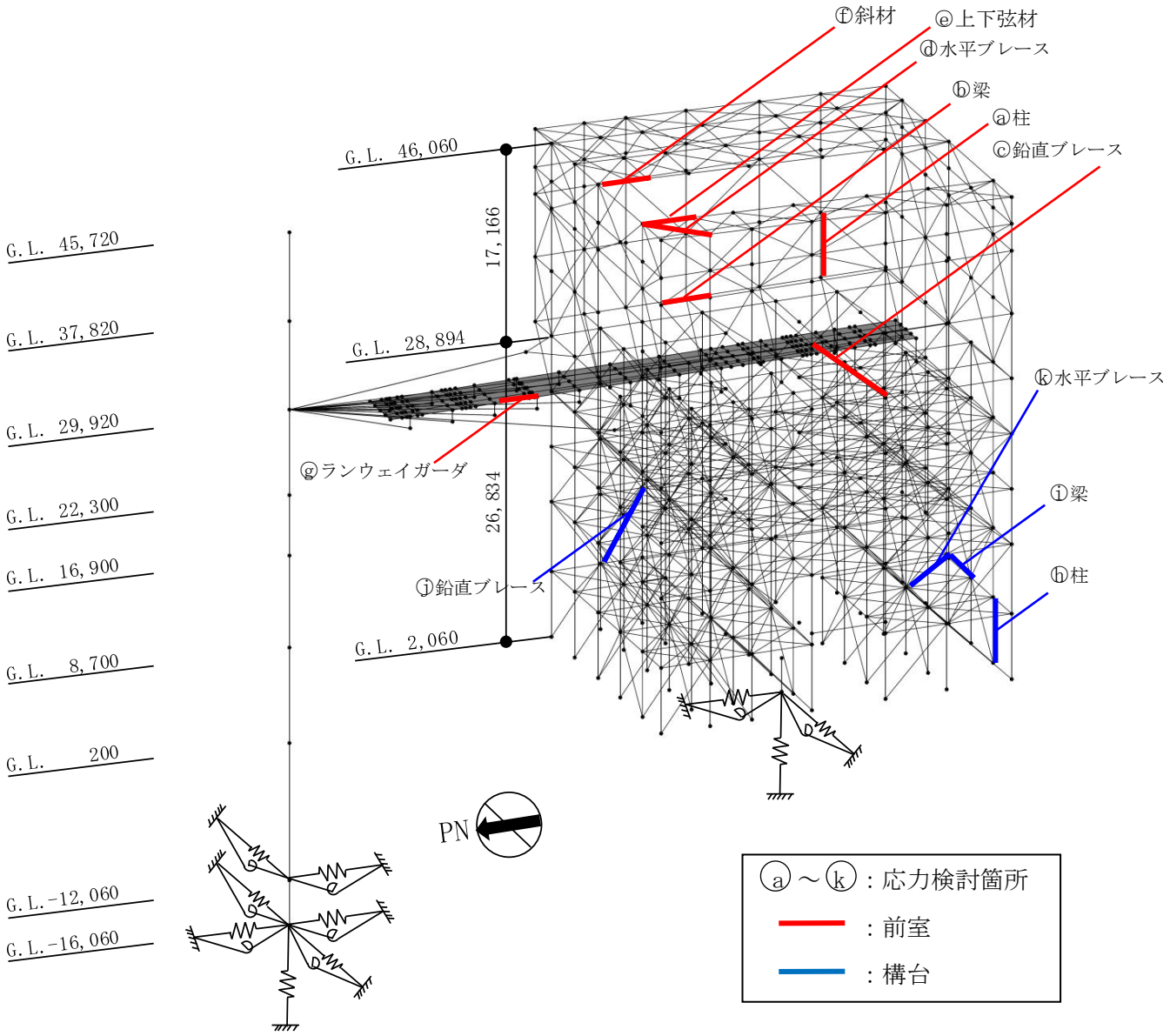


図 4.3.2-6　地震応答解析モデル（単位：mm）（Ss600 応力検討箇所記載）

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/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)	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，SN490B， SN490C，STK490，TMCP325

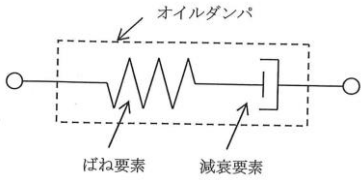
表 4.3.2-2　オイルダンパの物性値及び許容値

オイルダンパ（水平棟間）

	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	1970	1700	0.7	12000	490	±100

オイルダンパ（鉛直）

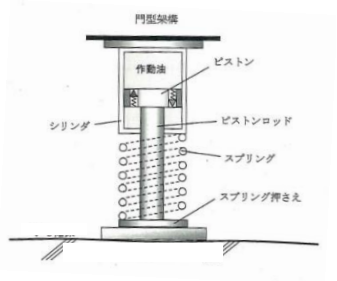
	最大減衰力 (kN)	リリーフ荷重 (kN)	最大速度 (m/s)	第一減衰係数 (kN･s/m)	第二減衰係数 (kN･s/m)	ストローク (mm)
オイルダンパ	2060	1600	0.5	40000	1000	±60



オイルダンパのモデル化

ばね付きオイルダンパ

	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)
ばね付き オイルダンパ	1500	1200	1.0	5000	395	±100



ばね付きオイルダンパ概念図

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･m^2）	せん断断面積 As（m^2）	断面二次モーメント I（m^4）
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/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%

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 As（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%

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

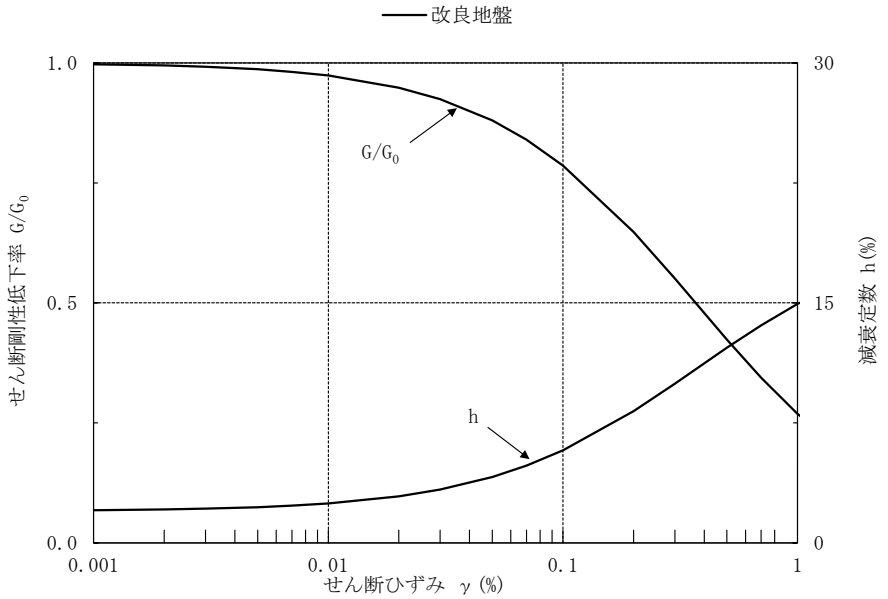
標高 G.L. (m)	質点重量 W (kN)	軸断面積 A_N (m^2)	軸ばね剛性 K_A ($\times 10^8$ kN/m)
45.72	12880		
		43.0	1.40
37.82	10220		
		42.5	1.38
29.92	74470		
		291.9	9.84
22.3	79440		
		295.1	14.04
16.9	107720		
		437.5	13.71
8.7	116670		
		359.4	10.87
0.2	201190		
		627.4	13.15
-12.06	341290		
		2656.2	170.66
-16.06	125030		
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%

表 4.3.2-4　改良地盤の諸元

せん断波速度*	単位体積重量	ポアソン比*	初期せん断弾性係数
Vs (m/s)	γ (kN/m^3)	ν	G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)
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)』(東京電力株式会社，平成 22 年 2 月 19 日，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)



*:『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)』(東京電力株式会社，平成 22 年 2 月 19 日，総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造 WG（第 46 回）会合資料)

図 4.3.2-7　改良地盤の非線形特性

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) 1/2Ss450

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	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										
	泥岩	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										
		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	-	-	-	-

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)従来の 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/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	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	-	-

(c) 従来の 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/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	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	-	-

(d) 従来の 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/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	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	-	-

表 4.3.2-6(1)　地盤定数の設定結果（原子炉建屋）

(a) 1/2Ss450

標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G (×10^{5}kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 (×10^{5}kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E (×10^{5}kN/m^2)	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										
	泥岩	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										
		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	-	-	-	-

表 4.3.2-6(2)　地盤定数の設定結果（原子炉建屋）

(b) 従来の 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/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	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	-	-

(c) 従来の Ss-2

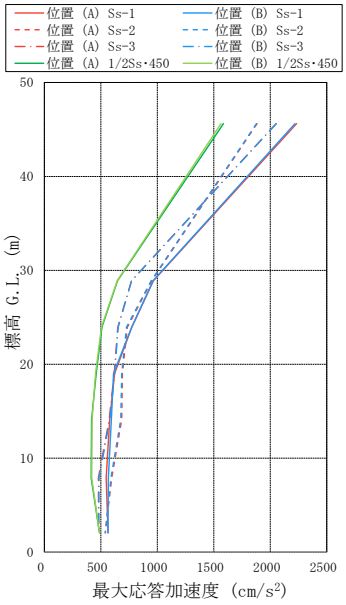
標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-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	-	-

(d) 従来の Ss-3

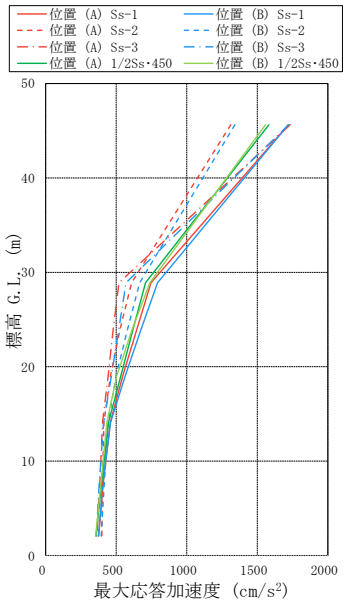
標高 G.L. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
0.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
-8.1		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-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	-	-

(3)　地震応答解析結果

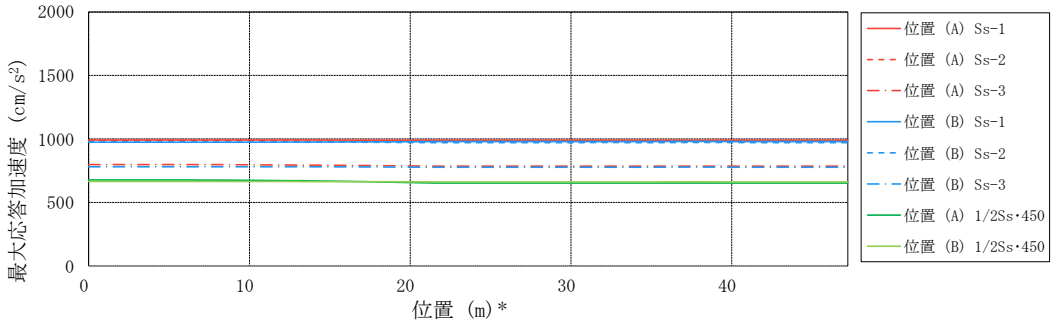
最大応答加速度分布を図 4.3.2-8(1) 及び図 4.3.2-8(2) に示す。



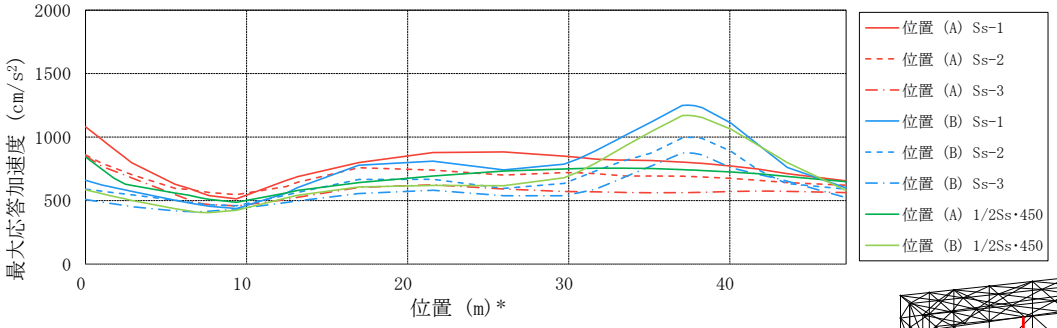
(a) 水平(NS)成分 (構台+前室)



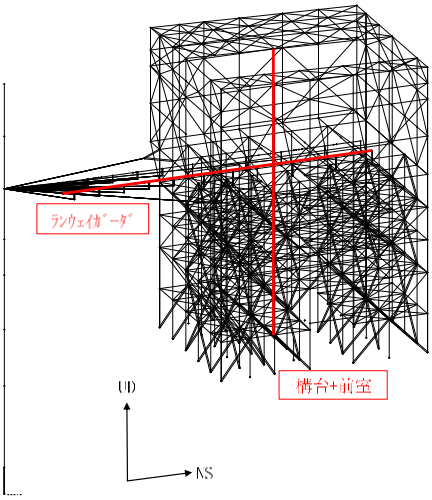
(b) 鉛直成分 (構台+前室)



(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)

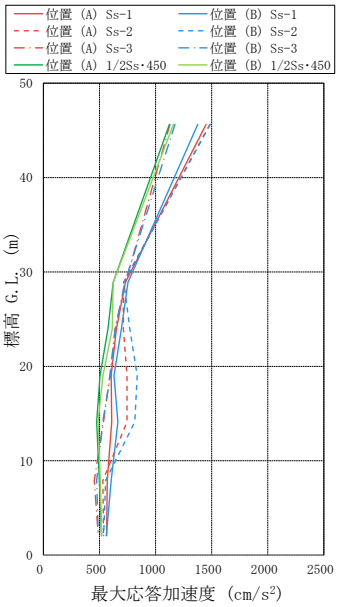


注：凡例位置の条件は表 4.2.1-4 に示す

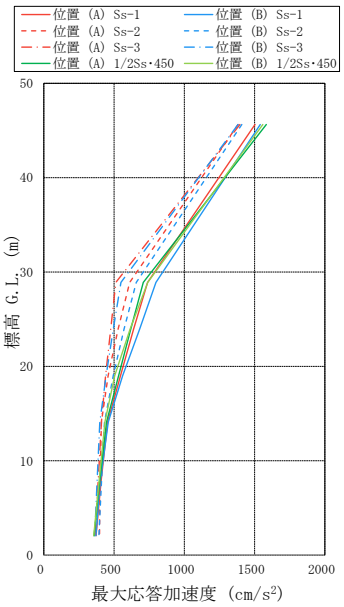
＊：位置は原子炉建屋側の先端からの距離を示す

図 4.3.2-8(1)　最大応答加速度分布

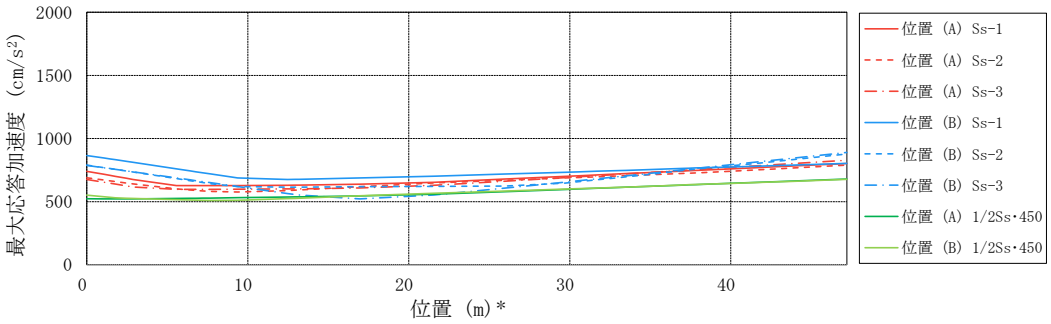
(Ss600：NS 及び UD 方向加力時，1/2Ss450：3 方向加力時)



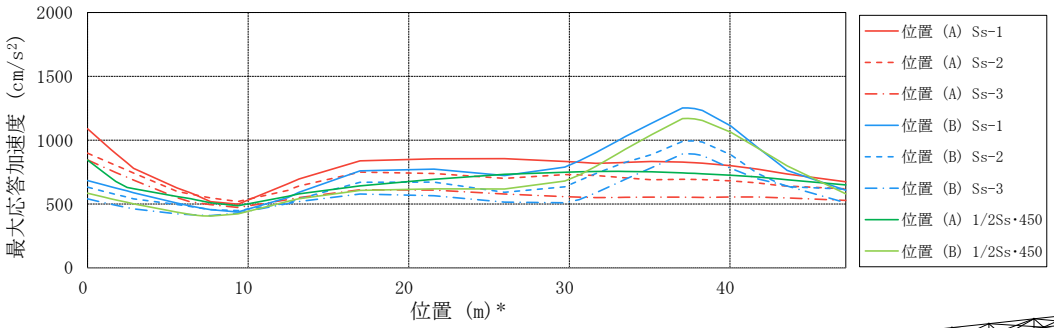
(a)水平(EW)成分 (構台+前室)



(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

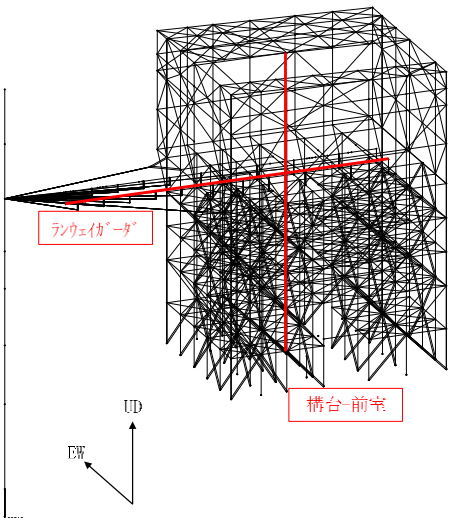


図 4.3.2-8(2)　最大応答加速度分布
(Ss600：EW 及び UD 方向加力時，1/2Ss450：3 方向加力時)

(4) 波及的影響の評価

地震応答解析結果が，JSCA 性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2018 年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は 1/75 以下，層の塑性率は 4 以下，部材の塑性率は 5 以下」*及びせん断力はせん断耐力以下）を満足することを確認する。

なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成 19 年 7 月 20 日）に示されるクライテリア（層間変形角は 1/100 以下，層の塑性率は 2 以下，部材の塑性率は 4 以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

*：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

1) 層間変形角の検討

最大応答層間変形角を表 4.3.2-7 に示す。

検討の結果，最大応答層間変形角は 1/75 以下となりクライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.2-7(1) 最大応答層間変形角の検討結果（1/2Ss450）

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
前室	1/2Ss450	NS（A）	1/604	1/75	O.K.
		EW（B）	1/624	1/75	O.K.
構台		NS（B）	1/741	1/75	O.K.
		EW（B）	1/386	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）

表 4.3.2-7(2) 最大応答層間変形角の検討結果（Ss600）

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
前室	従来の Ss-1	NS（A）	1/431	1/75	O.K.
		EW（A）	1/484	1/75	O.K.
	従来の Ss-2	NS（A）	1/433	1/75	O.K.
		EW（A）	1/472	1/75	O.K.
	従来の Ss-3	NS（B）	1/442	1/75	O.K.
		EW（A）	1/551	1/75	O.K.
構台	従来の Ss-1	NS（B）	1/443	1/75	O.K.
		EW（B）	1/320	1/75	O.K.
	従来の Ss-2	NS（B）	1/461	1/75	O.K.
		EW（B）	1/280	1/75	O.K.
	従来の 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）

2) 断面検討

部材の応答結果が塑性していないため，断面検討結果を応力度比で示す。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。表 4.3.2-8 に断面検討結果を示す。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「平成 12 年建設省告示第 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 より全てのケースで応力度比が 1 以下になり，クライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.2-8(1) 断面検討結果（前室）(1/2Ss450)

部 位*1		部材形状(mm) 〈使用材料〉	燃料取扱 設備位置*2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)		応力度比	判定
前室	ⓐ柱	H-700×300 ×14×28 〈SM490A〉	A	σ_c	24.2	f_c	310	0.71	O.K.
				σ_{by}	180.8	f_{by}	313		
				σ_{bz}	17.9	f_{bz}	357		
				τ	3.0	f_s	205		
	ⓑ梁	H-390×300 ×10×16 〈SM490A〉	B	σ_t	3.8	f_t	357	0.70	O.K.
				σ_{by}	0.0	f_{by}	273		
				σ_{bz}	243.8	f_{bz}	357		
				τ	4.2	f_s	205		
	ⓒ鉛直 ブレース	ϕ-355.6×9.5 〈STK490〉	B	σ_c	128.8	f_c	279	0.47	O.K.
	ⓓ水平 ブレース	2[s-150×75×9 ×12.5 〈SS400〉	B	σ_t	129.7	f_t	258	0.51	O.K.
	ⓔ屋根トラス上下弦材	H-300×300×16 ×16 〈SM490A〉	B	σ_c	169.2	f_c	316	0.66	O.K.
				σ_{bz}	43.7	f_{bz}	357		
				τ	0.7	f_s	205		
	ⓕ屋根トラス斜材	2[s-150×75× 6.5×10 〈SS400〉	A	σ_c	117.1	f_c	239	0.49	O.K.
	ⓖランウェイガーダ	□-1500×900× (80+40)×80 〈SN490B〉	A	σ_c	20.4	f_c	323	0.29	O.K.
				σ_b	69.8	f_b	323		
				τ	12.5	f_s	186		

*1：ⓐ～ⓖの符号は図 4.3.2-5 の応力検討箇所を示す

*2：表 4.2.1-4 参照

表 4.3.2-8(2)　断面検討結果（構台）(1/2Ss450)

部　位[*1]		部材形状(mm) 〈使用材料〉	燃料取扱 設備位置[*2]	作用応力度 (N/mm^2)		許容応力度 (N/mm^2)		応力度比	判定
構台	ⓗ柱	(X)H-1500×400 ×16×32 (Y)H- 700×350 ×16×32 〈SM490A〉	B	σ_c	41.6	f_c	348	0.83	O.K.
				σ_{by}	120.5	f_{by}	303		
				σ_{bz}	108.5	f_{bz}	357		
				τ	12.8	f_s	205		
	ⓘ梁	H-800×350 ×19×36 〈SM490A〉	B	σ_c	0.1	f_c	342	0.69	O.K.
				σ_{by}	152.4	f_{by}	339		
				σ_{bz}	0.7	f_{bz}	357		
				τ	106.1	f_s	205		
	ⓙ鉛直 ブレース	φ-406.4×9.5 〈STK490〉	B	σ_c	137.7	f_c	294	0.47	O.K.
	ⓚ水平 ブレース	[-180×75×7× 10.5 〈SS400〉	B	σ_t	36.1	f_t	258	0.14	O.K.

*1：ⓗ～ⓚの符号は図 4.3.2-5 の応力検討箇所を示す

*2：表 4.2.1-4 参照

表 4.3.2-8(3)　断面検討結果（前室）（Ss600）

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
前室	ⓐ柱	H-700×300 ×14×28 〈SM490A〉	従来の Ss-1 -EW+UD (A)	σ_c	13.7	f_c	310	0.82	O.K.
				σ_{by}	223.5	f_{by}	298		
				σ_{bz}	3.6	f_{bz}	357		
				τ	27.6	f_s	205		
	ⓑ梁	H-390×300 ×10×16 〈SM490A〉	従来の Ss-1 +EW-UD (B)	σ_t	6.8	f_t	357	0.91	O.K.
				σ_{by}	0.0	f_{by}	273		
				σ_{bz}	314.6	f_{bz}	357		
				τ	5.5	f_s	205		
	ⓒ鉛直 ブレース	ϕ-355.6×9.5 〈STK490〉	従来の Ss-2 +NS+UD (A)	σ_c	199.6	f_c	279	0.72	O.K.
	ⓓ水平 ブレース	2[s-200×90×8 ×13.5 〈SS400〉	従来の Ss-1 +EW-UD (B)	σ_t	178.7	f_t	258	0.70	O.K.
	ⓔ屋根トラス上下弦材	H-300×300×16 ×16 〈SM490A〉	従来の Ss-1 +NS-UD (B)	σ_c	221.0	f_c	316	0.80	O.K.
				σ_{bz}	33.3	f_{bz}	357		
				τ	0.5	f_s	205		
	ⓕ屋根トラス斜材	2[s-150×75× 6.5×10 〈SS400〉	従来の Ss-1 -NS+UD (B)	σ_c	148.7	f_c	239	0.63	O.K.
	ⓖランウェイガーダ	□-1500×900× (80+40)×80 〈SN490B〉	従来の 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 4.3.2-6 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）

表 4.3.2-8(4)　断面検討結果（構台）（Ss600）

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
構台	ⓗ柱	(X)H-700×300 ×36×36 (Y)H-700×350 ×36×40 〈SM490A〉	従来の 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〉	従来の 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〉	従来の Ss-1 +NS-UD (B)	σ_c	214.2	f_c	294	0.73	O.K.
	ⓚ水平 ブレース	[-180×75×7× 10.5 〈SS400〉	従来の Ss-3 -EW+UD (B)	σ_t	63.3	f_t	258	0.25	O.K.

*1：ⓗ～ⓚの符号は図 4.3.2-6 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)

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。

検討の結果，最大圧縮面圧が圧縮限界強度以下となることを確認した。

表 4.3.3-1(1)　弾性支承の耐震性に対する検討結果（1/2Ss450）

設置位置	燃料取扱設備位置*	圧縮限界強度 σ_v (N/mm^2)	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm^2)	σ_D/σ_v	判定
西側	A	43.00	8.80	0.21	O.K.
東側	A	43.00	8.86	0.21	O.K.

*：表 4.2.1-4 参照

表 4.3.3-1(2)　弾性支承の耐震性に対する検討結果（Ss600）

設置位置	荷重ケース (位置)*	圧縮限界強度 σ_v (N/mm^2)	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm^2)	σ_D/σ_v	判定
西側	従来の Ss-1 +NS-UD (A)	43.00	10.83	0.26	O.K.
東側	従来の 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）

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 に最大応答値と許容値を比較した結果を示す。

検討の結果，全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。

表 4.3.4-1(1)　オイルダンパの検討結果（1/2Ss450）

種類	検討項目	燃料取扱設備位置*	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ（水平棟間）	変位（mm）	A	40	±100	O.K.
	速度（m/s）	A	0.42	0.70	O.K.
オイルダンパ（鉛直）	変位（mm）	B	13	±60	O.K.
	速度（m/s）	B	0.07	0.50	O.K.
ばね付きオイルダンパ	変位（mm）	A	14	±100	O.K.
	速度（m/s）	A	0.10	1.00	O.K.

＊：表 4.2.1-4 参照

表 4.3.4-1(2)　オイルダンパの検討結果（Ss600）

種類	検討項目	荷重ケース（位置）*	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ（水平棟間）	変位（mm）	従来の Ss-1 NS (B)	50	±100	O.K.
	速度（m/s）	従来の Ss-2 NS (B)	0.54	0.70	O.K.
オイルダンパ（鉛直）	変位（mm）	従来の Ss-3 EW (B)	18	±60	O.K.
	速度（m/s）	従来の Ss-1 NS (B)	0.16	0.50	O.K.
ばね付きオイルダンパ	変位（mm）	従来の Ss-1 NS (A)	18	±100	O.K.
	速度（m/s）	従来の 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）

4.3.5　1/2Ss450 と Ss600 の応答結果の比較検討

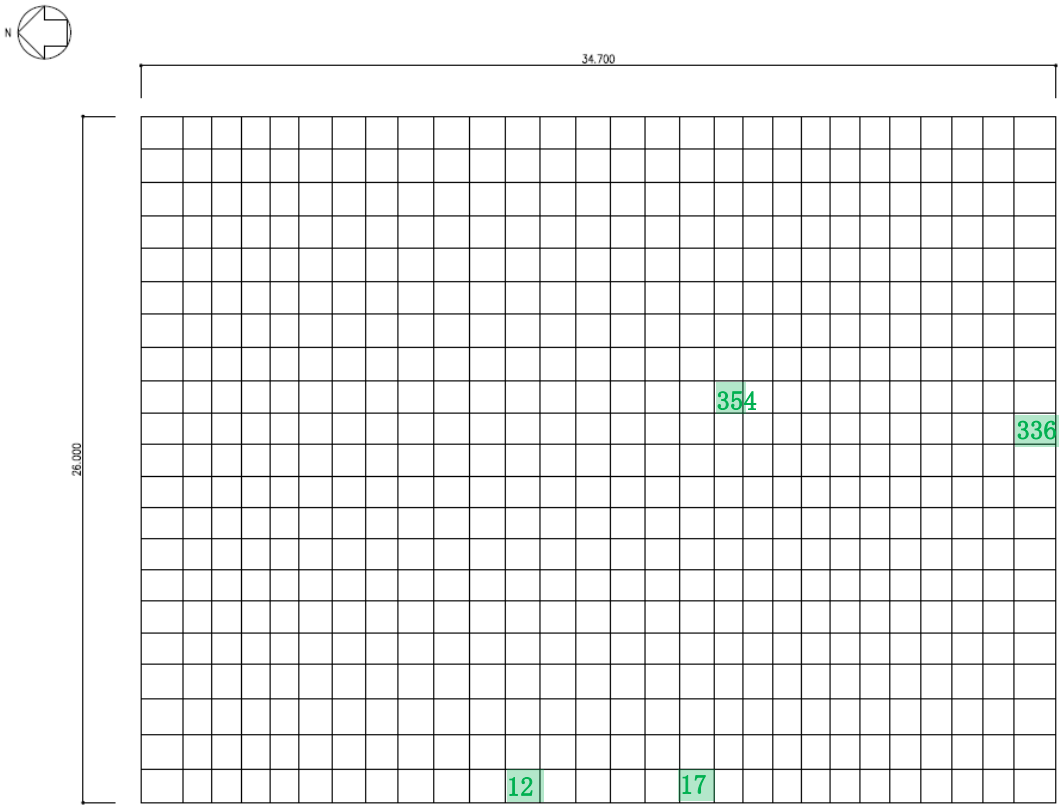
前述の通り，最大応答層間変形角，部材の断面検討結果，弾性支承の最大圧縮面圧およびオイルダンパの最大応答の全てにおいて，1/2Ss450 評価結果が Ss600 評価結果を下回り，1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことをことを確認した。（別冊２８ P97～P103 参照）

4.3.6　基礎の耐震性に対する検討

(1)　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，図 4.3.6-1 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。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。



凡例　###　：Ss600 時断面算定要素（数字は要素番号）

図 4.3.6-1　基礎モデル(Ss600 時)

(2)　断面検討

組合せた応力より，各要素の必要鉄筋比を「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」より求め，設計配筋が必要鉄筋比を上回ること及び面外せん断力が許容せん断力以下であることを確認する。必要鉄筋比が最大となる要素と設計面外せん断力と許容せん断力との比が最大になる要素の断面検討結果を表 4.3.6-1 に示す。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「平成 12 年建設省告示第 2464 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

断面検討の結果，設計配筋は必要鉄筋比を上回り，面外せん断力は許容せん断力以下であることを確認した。

表 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/(b・D)*2 ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	M/(b・D^2) ($\times 10^{-2}$ N/mm^2)	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
			N*2 (kN/m)	M (kN・m/m)							
12	NS	従来の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	従来の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	従来の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	従来の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：（　）内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表 4.2.1-4 参照）
*2：圧縮を正とする。

4.3.7　改良地盤の耐震性に対する検討

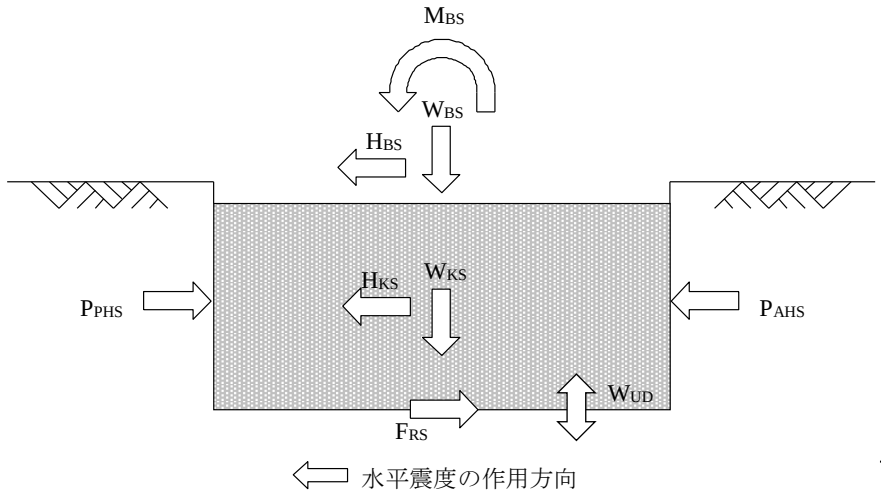
(1)　検討方針

検討は「JEAC 4616-2009」に準拠し，地震により発生する荷重に対して許容限界を満足することを確認する。改良地盤の許容限界は，改良地盤の設計圧縮強度，せん断抵抗に対する安全率に基づき設定する。支持地盤の許容限界は，支持地盤の極限支持力に対する安全率に基づき設定する。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

(2)　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以下であることを確認する。図 4.3.7-1 に作用荷重を示す。



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（Ss600 時）

改良地盤の荷重負担範囲は，基礎底盤における矩形断面部分を対象とした面積 $A=902.2m^2$，断面係数 $Z_X=3909m^3$，$Z_Y=5217m^3$ として算定する。改良地盤底面の最大接地圧（q_{1S}）及び最大せん断応力（τmax）は下式にて求める。

鉛直力の合計　$\Sigma W = W_{BS}+W_{KS}$

水平力の合計　$\Sigma H_X= H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS}$（NS 方向）

$\Sigma H_Y= H_{BS}+H_{KS}+P_{AHS}+P_{PHS}$（EW 方向）

転倒モーメントの合計　$\Sigma M_X= M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS}$（X 軸回り:EW 方向加力）

$\Sigma M_Y= M_{BS}+M_{KS}+M_{AHS}+M_{PHS}$（Y 軸回り:NS 方向加力）

ここに，　M_{KS}：改良地盤の転倒モーメント

M_{AHS}：地震時主働土圧による転倒モーメント

M_{PHS}：地震時受働土圧による転倒モーメント

改良地盤底面の最大接地圧

$$q_{2SX+} = \Sigma W/A+\Sigma M_Y/Z_Y+W_{UD}/A$$

$$q_{2SX-} = \Sigma W/A+\Sigma M_Y/Z_Y-W_{UD}/A$$

$$q_{2SY+} = \Sigma W/A+\Sigma M_X/Z_X+W_{UD}/A$$

$$q_{2SY-} = \Sigma W/A+\Sigma M_X/Z_X-W_{UD}/A$$

ここに，　W_{UD}：上下動による鉛直応力

(3)　波及的影響の評価

改良地盤の評価は，「JEAC 4616-2009」に準じ，改良地盤に発生する最大応力が許容値に対して1.5以上の安全率を有していることを確認する。

1)　改良地盤に生じる鉛直応力に対する検討結果

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/m^2 とし，断面欠損を考慮した場合 4900 kN/m^2 とする。

安全率の検討結果を表 4.3.7-1 に示す。検討結果より改良地盤の圧縮強度は改良地盤の基礎スラブ直下における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 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 σ_{ymax}(kN/m^2)	最大鉛直応力発生地震波	圧縮強度 $_{SS}f_{SC}$(kN/m^2)	安全率	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
NS	761	従来の Ss-1	4900	6.43	1.50	OK
EW	793	従来の Ss-2	4900	6.17	1.50	OK

2)　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 $F_S(t)$ が 1.5 以上であることを確認する。

$$F_S(t)=\frac{F_R(t)}{F_H(t)}\geqq 1.5$$

ここで，　$F_S(t)$：せん断に対する安全率

$F_R(t)$：せん断面上の地盤の水平抵抗力（kN）

$F_H(t)$：せん断面上の地盤のせん断力（kN）

$_{SS}f_{SS}$：改良地盤のせん断強度（kN/m^2）

改良地盤のせん断強度（$_{SS}f_{SS}$）は下式より設定する。

$$_{SS}f_{SS}=\frac{1}{5}{}_{SS}f_{SC}$$

ここで，　$_{SS}f_{SS}$：1000 kN/m^2

断面欠損を考慮し

$_{SS}f_{SS}$：　750 kN/m^2

安全率の検討結果を表 4.3.7-2，表 4.3.7-3 に示す。

検討結果より改良地盤の水平抵抗力は，改良地盤の基礎直下及び改良地盤下端の最大せん断力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

表 4.3.7-2　改良地盤のせん断力に対する検討結果（基礎下端）

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	従来の Ss-2	56816	676650	11.90	1.50	OK
EW	従来の 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	従来の Ss-2	105335	676650	6.42	1.50	OK
EW	従来の Ss-1	106956	676650	6.32	1.50	OK

3)　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

検討の結果，支持地盤の極限支持力度（ 6860 kN/m^2）*は改良地盤底部における最大鉛直応力の 1.5 以上の安全率を有していることを確認した。

＊:「福島第一原子力発電所 原子炉設置変更許可申請書（４号炉増設)」による

NS 方向：6860 kN/m^2 ／ 761 kN/m^2 ＝ 9.01 ≧ 1.50 ・・・・OK

EW 方向：6860 kN/m^2 ／ 793 kN/m^2 ＝ 8.65 ≧ 1.50 ・・・・OK

4.3.8　原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

(1)　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。なお，原子炉建屋接触部の状況については，別冊２８ P64 参照。

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。この時，地震時の鉛直方向震度を下向きに考慮する。鉛直震度は，時刻歴解析時のオペフロ床質点の鉛直方向最大加速度を震度換算して算定する。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

検討の結果，梁のせん断力が許容せん断耐力以下となることを確認した。

表 4.3.8-1　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)	許容せん断耐力 Qa(kN)	耐力比	判定
弾性支承受梁	従来の 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）

(2)　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。

ばね付きオイルダンパの反力は，地震応答解析における各支点での最大鉛直方向反力値を取り出し静的に作用させる。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

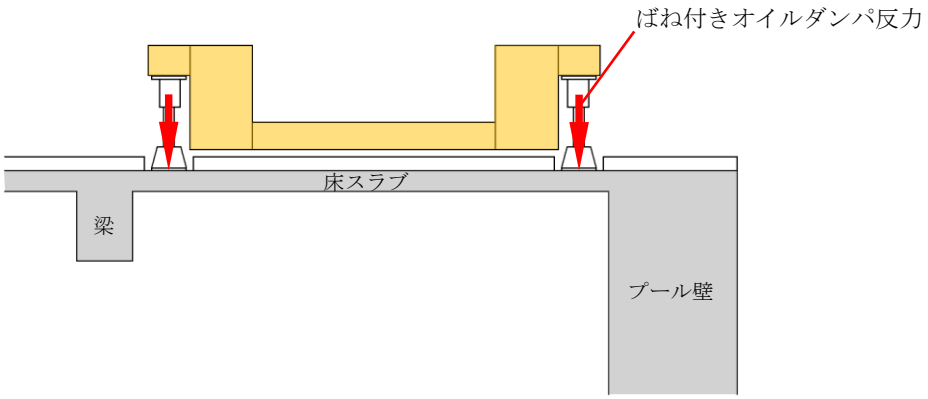


図 4.3.8-1　ばね付きオイルダンパ反力概要図

検討の結果，床スラブの発生応力が許容耐力以下となることを確認した。

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	荷重ケース (位置) *	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	従来の Ss-1 NS (A)	曲げ M (kN・m)	79	216	0.37	O.K.
		せん断 Q(kN)	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）

(3)　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。

床スラブ・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。

オイルダンパ（水平棟間）の反力は，地震応答解析において発生した最大反力を取り出し静的に作用させる。

この時，地震時の水平方向震度を考慮する。水平震度は，時刻歴解析の原子炉建屋床質点の水平方向最大加速度を震度換算して算定し，慣性力として架構面外に作用させる。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

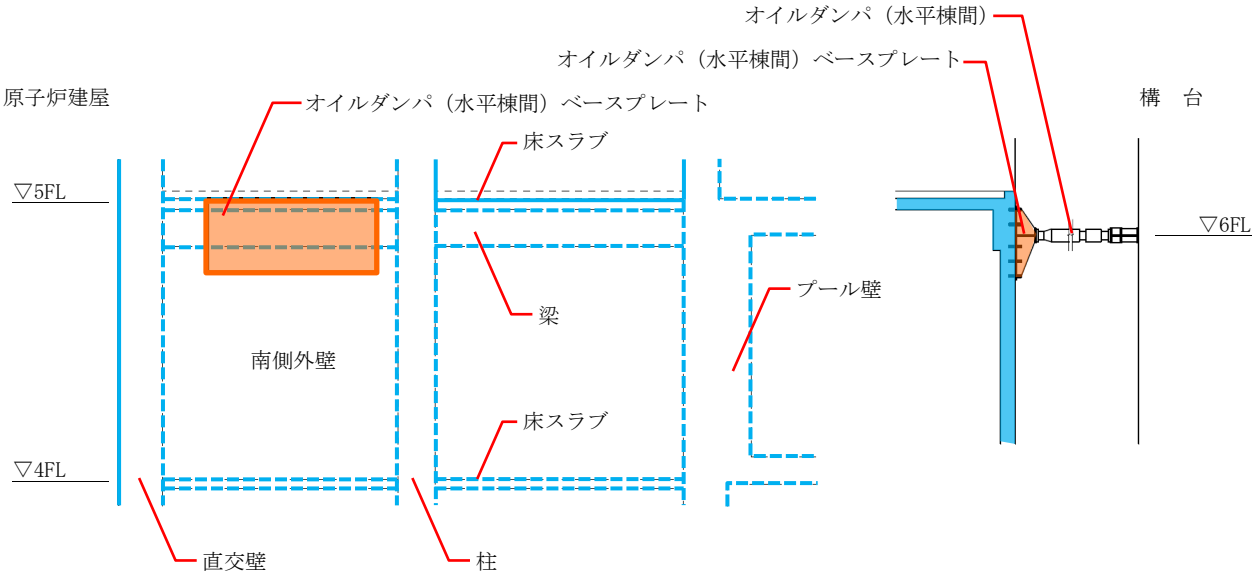


図 4.3.8-2　オイルダンパ（水平棟間）ベースプレート概要図

検討の結果，原子炉建屋南側外壁の発生応力が許容耐力以下となることを確認した。

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	荷重ケース （位置）＊	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	従来の Ss-2 NS (B)	曲げ M（kN・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）

(4)　オイルダンパ（水平棟間）反力に対するあと施工アンカーの検討

オイルダンパ（水平棟間）は，原子炉建屋南側外壁のオペフロ床より少し下がった位置で，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。取り合い部の詳細を図 4.3.8-3 に示す。なお，あと施工アンカーの適用性については，別冊２８P63 参照。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600での検討結果を記載する。

あと施工アンカーは，地震応答解析で得られたオイルダンパ（水平棟間）の反力（引張及びせん断方向）の最大値に対して短期許容強度以下となることを確認した。

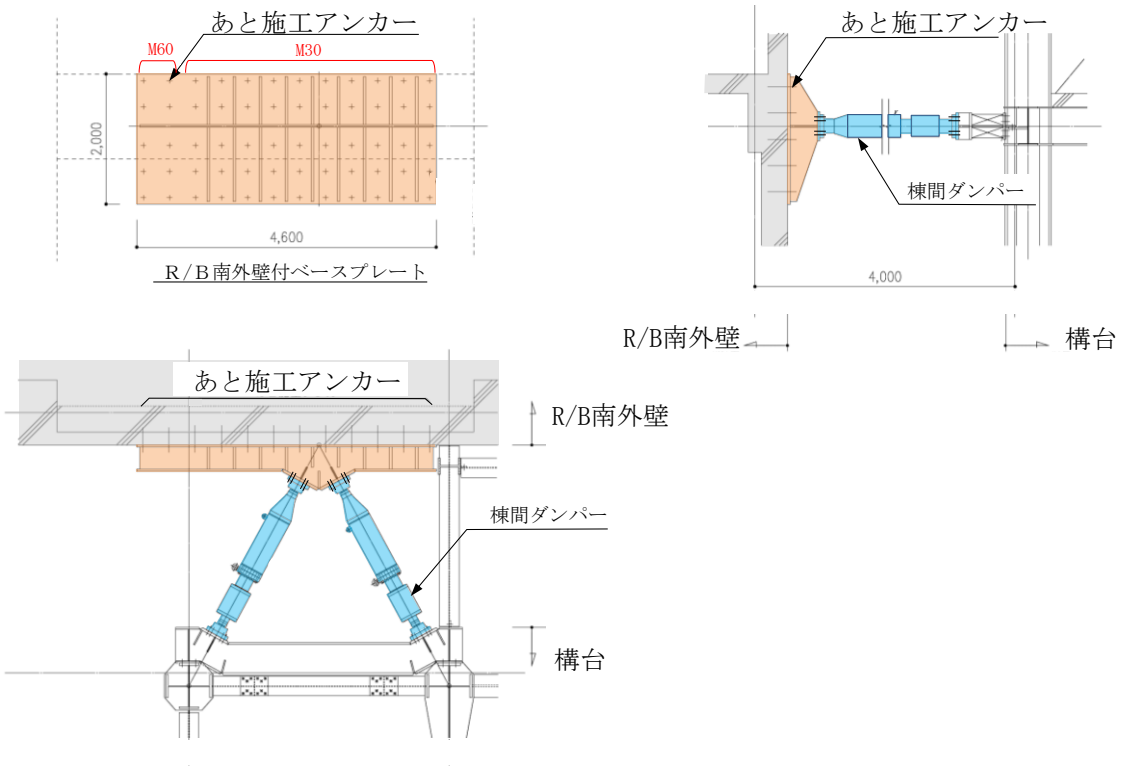


図 4.3.8-3　取り合い部の詳細

表 4.3.8-4　オイルダンパ（水平棟間）反力に対するあと施工アンカーの検討結果

一般あと施工アンカー及び FM ボルトの許容耐力

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 mm	107 kN/本	引張
FM ボルト	M60	265 mm	329 kN/本	せん断

検討結果

種　類	作用応力(kN)	許容耐力(kN)	耐力比	判定
引張	3203	5350	0.60	O.K.
せん断	2219	3290	0.68	O.K.

4.3.9　原子炉建屋の耐震性に対する検討

(1)　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，Ss600 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。

なお，前述の通り 1/2Ss450 を適用した場合の影響が十分小さいことを確認したことから，Ss600 での検討結果を記載する。

(2)　原子炉建屋上部架構の地震応答解析

1)　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，Ss600 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。

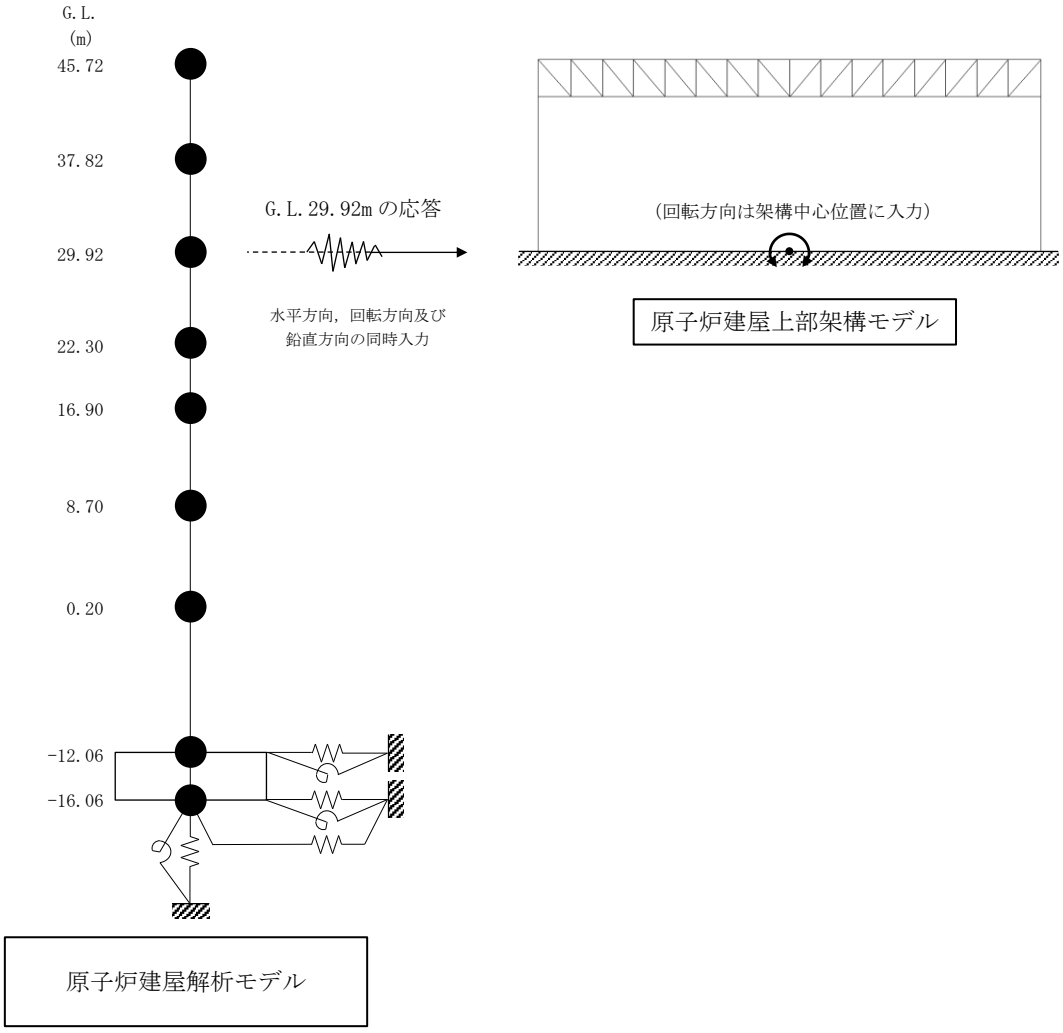


図 4.3.9-1　入力地震動の概念図

2)　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。解析モデルを図 4.3.9-2 に，物性値を表 4.3.9-1 に示す。

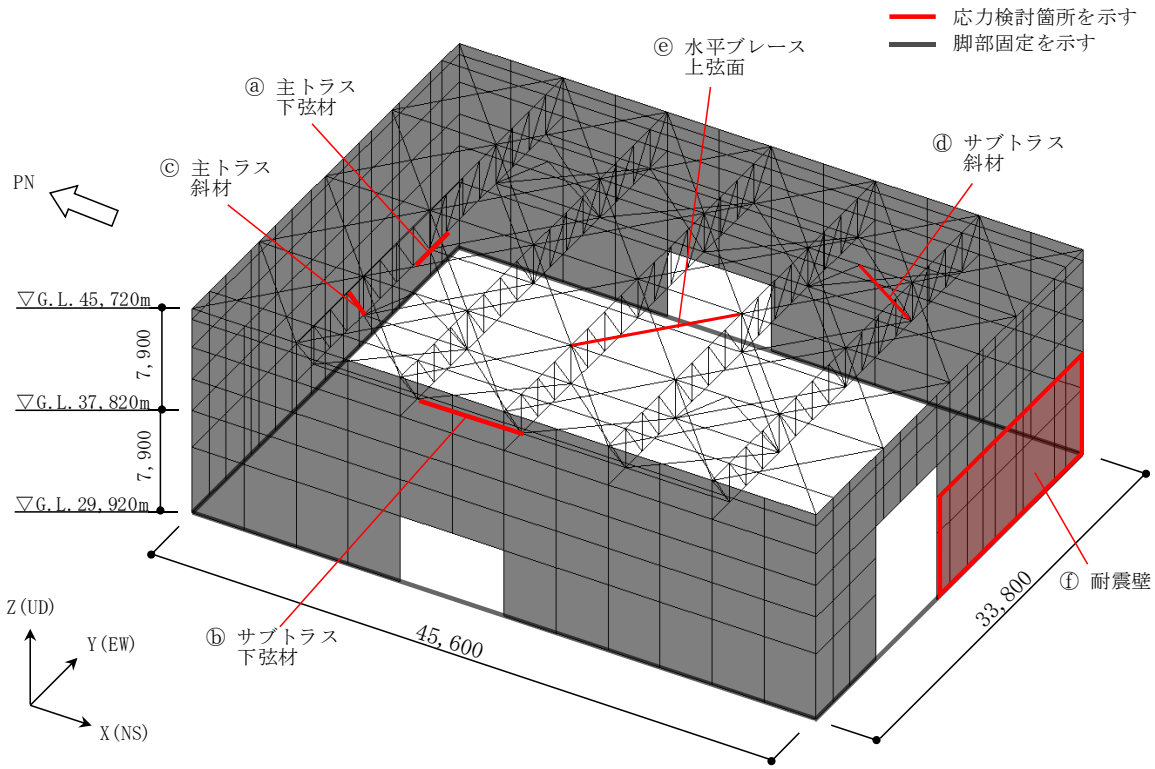


図 4.3.9-2　原子炉建屋上部架構の地震応答解析モデル

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/mm^2)	せん断弾性係数 G (N/mm^2)	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。

(3) 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）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。

1) 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。表 4.3.9-2 及び表 4.3.9-3 に応力度比及び塑性率が最大となる部位の検討結果を示す。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「平成 12 年建設省告示第 2464 号」に定められた基準強度 F 値の 1.1 倍を用いる。

表 4.3.9-2 より応力度比は 1 以下，表 4.3.9-3 より塑性率は 5 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.9-2　応力度比の検討結果

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
主トラス	ⓐ	下弦材	H-400×400 ×13×21 〈SS400〉	従来の 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〉	従来の 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ｂ
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

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〉	荷重ケース (位置) *2	塑性率		判定
主トラス	ⓒ	斜材	2Ls-100×100×13 〈SS400〉	従来の Ss-1 +NS+UD (A)	T/Tu	0.82	O.K.
サブ トラス	ⓓ	斜材	2Ls-100×100×7 〈SS400〉	従来の 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〉	従来の 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

2)　耐震壁のせん断ひずみの検討

原子炉建屋上部架構の耐震壁の最大せん断ひずみを表 4.3.9-4 に示す。

検討の結果，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。

また，「4.3.2　構台，前室及びランウェイガーダ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 追補版」に基づき設定した耐震壁のせん断スケルトン曲線上にプロットした結果を図 4.3.9-3 に示す。

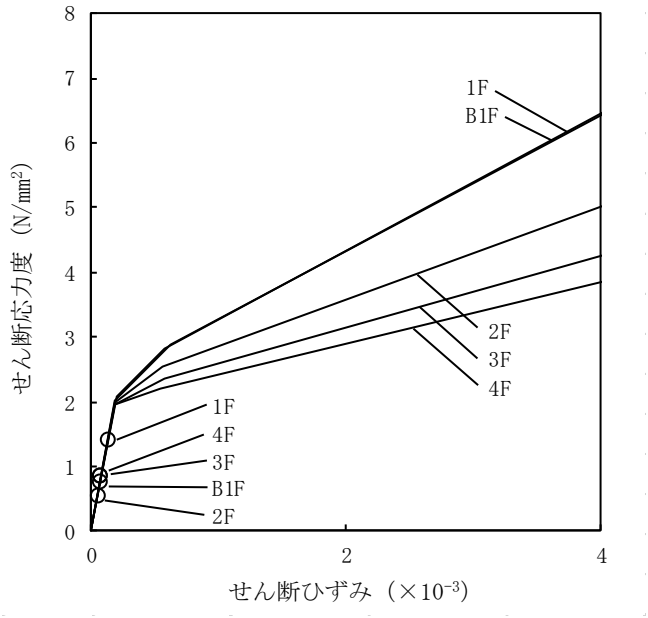
検討の結果，耐震壁の最大せん断ひずみは 4.0×10^{-3} 以下となり，クライテリアを満足することを確認した。

表 4.3.9-4　耐震壁の最大せん断ひずみの検討結果

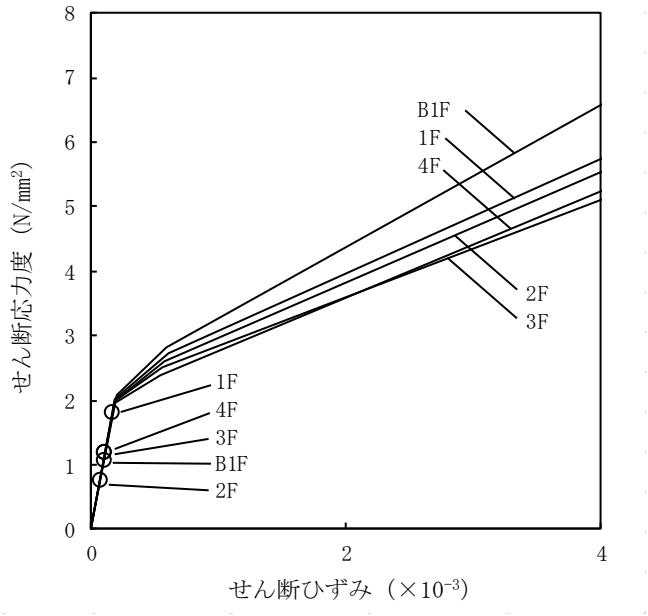
部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース (位置) *2	せん断ひずみ ($\times10^{-3}$)	判定
耐震壁	ⓕ	建屋南側 5F	t=200 〈Fc22.1〉	従来の Ss-1 +EW+UD (A)	0.24	O.K.

＊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)



(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

5.　別添

別添－１　福島第一原子力発電所　３号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について（東京電力株式会社，平成２５年２月２１日，特定原子力施設監視・評価検討会（第４回）資料４）

別添－２　福島第一原子力発電所　３号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について（コメント回答）（東京電力株式会社，平成２５年３月８日，特定原子力施設監視・評価検討会（第６回）資料５）

別添－３　４号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

別添－４　３号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

別添－５　３号機原子炉建屋の躯体状況調査結果を反映した使用済燃料プール等の耐震安全性評価結果

別添－６　３号機原子炉建屋　遮へい体設置における滑動対策について

別添－７　２号機燃料取り出し用構台に係る確認事項

別添－８　２号機原子炉建屋　オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の落下防止について

特定原子力施設監視・
評価検討会（第４回）
資料4
（第3回資料4を一部改定）

福島第一原子力発電所
３号機燃料取り出し用カバーの
構造強度及び耐震性について

平成２５年2月21日
東京電力株式会社

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

１．施設概要と要求機能

２．構造概要

３．設計概要

４．解析モデル

５．耐震性に対する検討結果

６．建屋損傷の反映状況と今後の対応

・　コメント回答

・　参考資料

東京電力 TEPCO

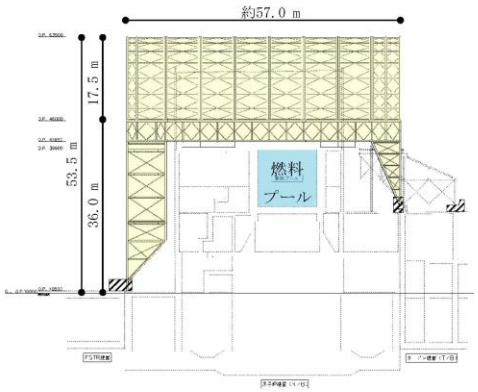
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

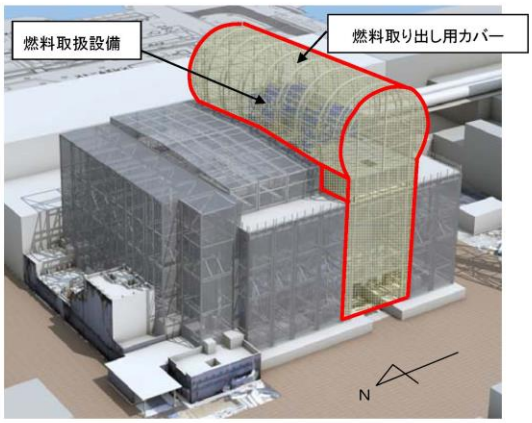
1．施設概要と要求機能

（1）施設概要

- 燃料取り出し用カバーは、プール内燃料の取り出しと燃料取り出し中の作業環境保持のために設置する。
- 東西約57.0m、南北約22.8m、高さ53.5m の鉄骨構造物で、周囲を鋼製の折板で覆う。



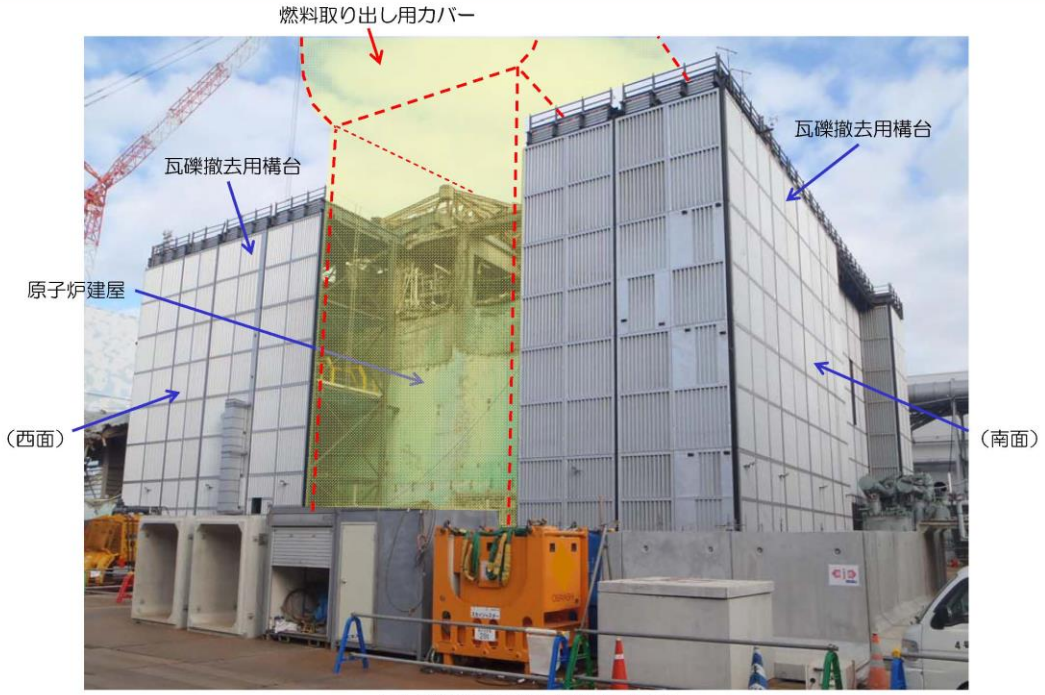
東西断面図



完成イメージ図（北西側外観）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

1．施設概要と要求機能



３号機原子炉建屋の現況写真
（南西面、2013年1月8日撮影）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

1．施設概要と要求機能

（2）要求機能

1．作業環境保持

燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう、風雨を遮る構造とする。

2．飛散・拡散抑制

外周覆いの隙間を低減し、排気設備によりカバー内の放射性物質の大気への放出を抑制できる構造とする。

3．燃料取扱設備の支持

燃料取扱設備を支持できる構造とする。

（3）使用期間

ロードマップに示した燃料取り出し作業に支障がない期間とする。

ロードマップ（2012年7月）



無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．構造概要

（1）構造概要

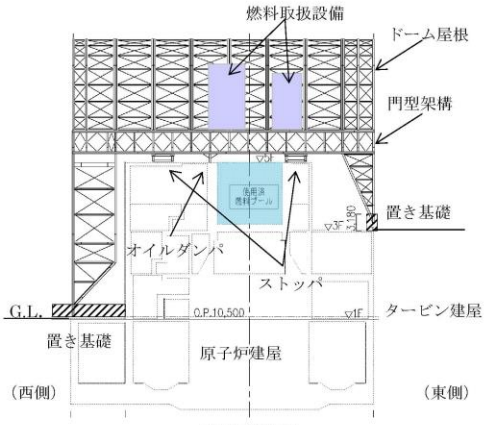
① 高線量下での建設となるため、作業員の被ばくを最小限とする構造とする。

- 軽量の鉄骨トラス構造を採用し、建屋上部に予め大組みした鉄骨ブロックをクレーンで吊り込むことで、現地作業の低減をはかる。
- 建屋との取り合い部は、アンカー等による固縛が不要な構造とし、現地作業の低減をはかる。

② 建屋１、３階部にコンクリート造の置き基礎を設け、燃料取扱い設備を支持する門型架構を構築する。

③ 門型架構の中央部にはストッパおよびオイルダンパを配置し、地震時の建屋との一体挙動を確保する。

④ 門型架構の上部に、軽量のドーム屋根を取り付けて、燃料取り出し時の作業空間を確保する。

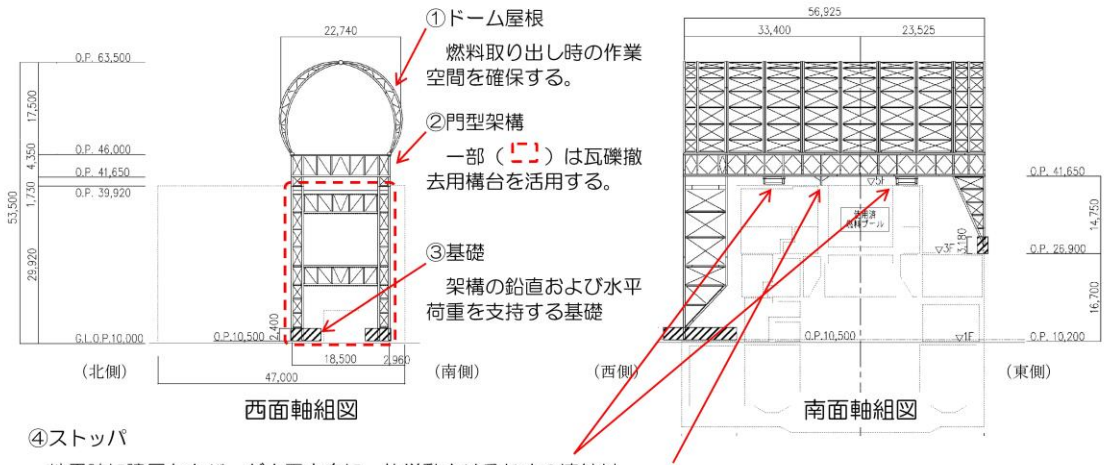


東西断面図

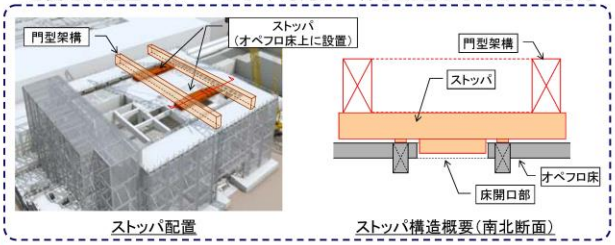
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

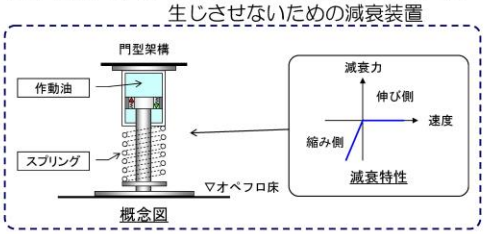
2. 構造概要



④ストッパ
地震時に建屋とカバーが水平方向に一体挙動させるための連結材



⑤オイルダンパ： 地震時に鉛直方向に過度の揺れを生じさせないための減衰装置

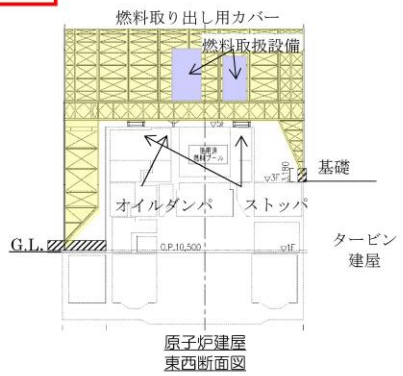


東京電力 TEPCO

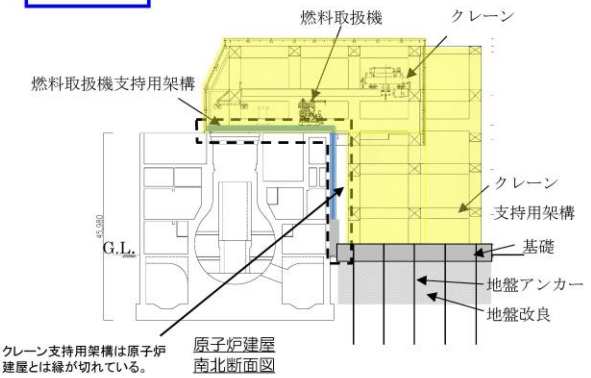
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

2. 構造概要 （2）４号機との比較

3号機



4号機



放射線量の高い作業環境（数m～数百mSv/h）	⇔	放射線量の比較的低い作業環境（1.0mSv/h程度）
軽量の鉄骨トラス構造物とし、建屋上部に設置	⇔	大型の鉄骨柱・梁構造物とし、建屋と分離設置
小型の基礎、ストッパ等を介し建屋と一体化	⇔	地盤改良等による独立基礎で支持
		建屋と一体の燃料取扱機支持用架構を別途設置

⇩

現地作業を低減し作業員の被ばくを最小限とする

東京電力 TEPCO

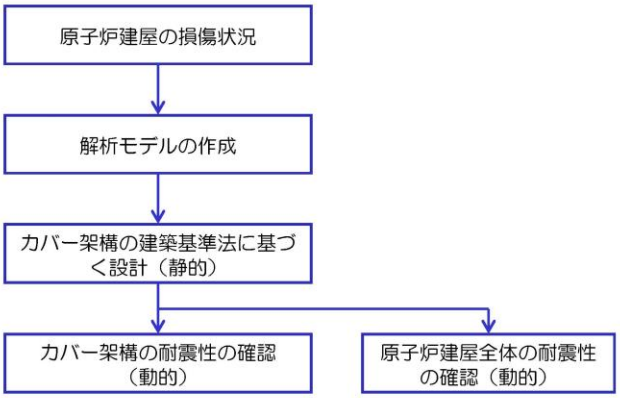
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

※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

3. 設計概要

設計方針

- 耐震クラスは、燃料取り出し用カバーは安全機能を有しないため定めない。
- 設計は、建築基準法（地震*1、風圧力*2、積雪）に基づく。
- 基準地震動Ssに対して耐震性*3を確認する。



*1：建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。

*2：基準風速30m/s（10分間平均風速、最大瞬間風速50m/s相当）

*3：原子炉建屋、使用済み燃料プールおよび使用済み燃料貯蔵ラックに波及的影響を与えないこと。

（注記）その他の荷重に対する考え方

津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。

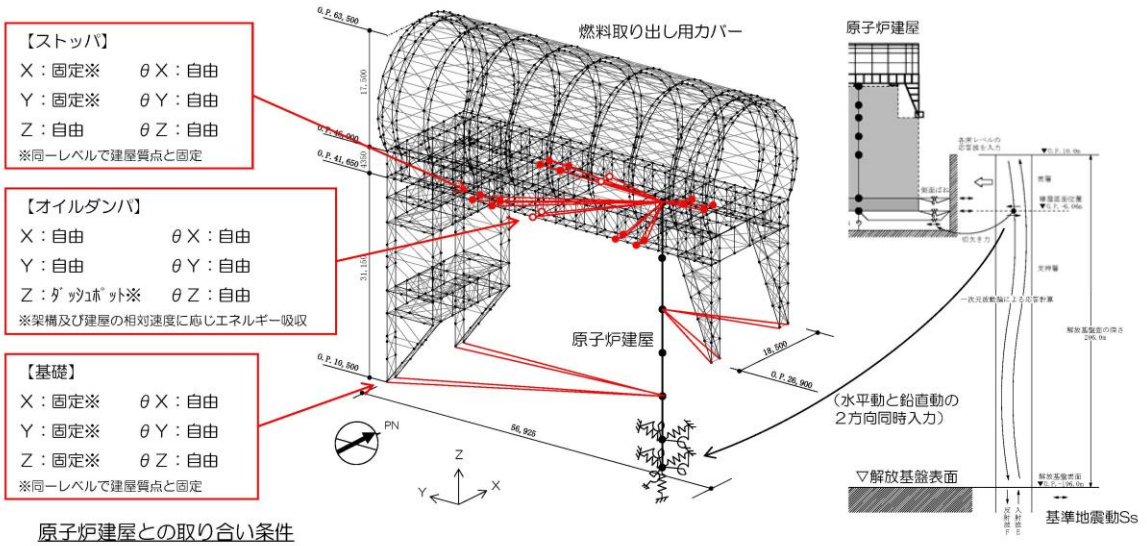
暴風：外装材は、設計風圧力の約4倍の耐力を有することを確認している。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

4. 解析モデル

基準地震動Ssに対する耐震性評価モデル

- 立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続したモデルとし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。



原子炉建屋との取り合い条件　　解析モデル　　入力動の概念図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

5. 耐震性に対する検討結果

いずれも評価クライテリア以下であることを確認した。

（1）架構の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定
門型架構	層間変形角	1/720	1/75以下	OK
門型架構	塑性率	0.75	5以下	OK
ドーム屋根	塑性率	0.90	5以下	OK
オイルダンパ	相対変位	72 mm	100 mm以下	OK
	相対速度	0.48 m/s	1.0 m/s以下	OK
ストッパ	せん断耐力比	0.42	1.0以下	OK
基礎	浮き上がりの有無	生じない	生じないこと	OK
	すべり摩擦抵抗比	0.59	1.0以下	OK

（2）原子炉建屋の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値	評価クライテリア	判定
ストッパ接触部	支圧耐力比	0.54	1.0以下	OK
オイルダンパ接触部	支圧耐力比	0.19	1.0以下	OK
基礎設置部	圧縮耐力比	0.29	1.0以下	OK
原子炉建屋	せん断ひずみ	0.14×10^{-3}	4.0×10^{-3}以下	OK

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

（1）建屋損傷の反映状況

・外壁　：損傷状況を解析モデルに反映

・基礎設置部：目視調査により損傷が無いことを確認

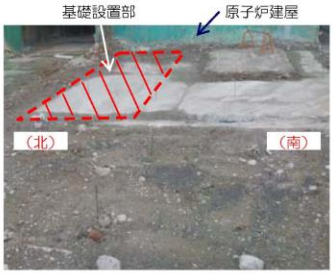


①西面



②東面

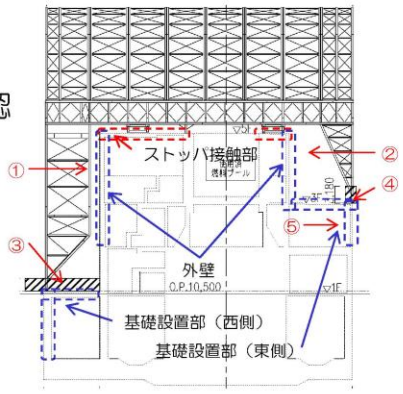
外壁



③基礎設置部（西側）



④基礎設置部（東側、外部）





⑤基礎設置部（東側、内部）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

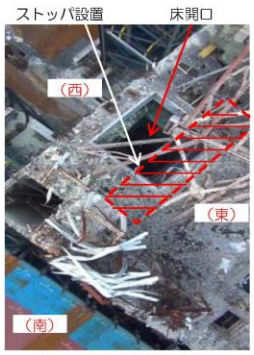
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

6. 建屋損傷の反映状況と今後の予定

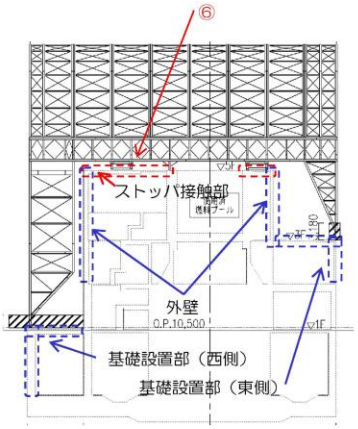
（2）今後の予定

・ストッパ接触部：瓦礫撤去後にカメラ等による無人調査を予定

今後、燃料取出し開始前に、瓦礫撤去後予定する建屋オペフロ床の調査結果を基に、安全性の再確認を実施する。



⑥ストッパ接触部（南西部）





無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答①

①使用期間と設計のクライテリアは密接に関係することから、３号機燃料取り出し用カバーの使用期間を明確に記載すること。仮に、燃料取り出し後も継続使用するのであれば、竜巻、あるいは地震・津波に関わる新安全設計基準にどのように対応するつもりなのかを明確にすること。

使用期間

３号機燃料取り出し用カバーの使用期間は、ロードマップに示した「使用済み燃料」取り出し作業に支障がない期間（2017年度頃まで）としている。

その後に計画している「デブリ燃料」取り出し作業に関しては、別の構造体を構築することを想定している。当該構造体については、別途申請する予定である。

ロードマップ（2012年7月）



無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答②

②ＪＳＣＡのクライテリア（層間変形角１／７５、層の塑性率４以下、部材の塑性率５以下を満足すること）については、一般の建築物に採用するクライテリアであるため、使用期間及び耐震安全性の観点から、リスク評価の観点から検討し、燃料取り出し用カバーの設計に適用して支障ないことを説明すること。特に、①とも関係し、ドーム屋根の塑性率に対する検定比が0.90となっていることは、仮に損傷を受けた場合に、補修方法も含めて問題がないか説明すること。

１．評価には、ＪＳＣＡ及び日本建築センター両者のクライテリアを用いている。

日本建築センターのクライテリアは、層間変形角１／１００以下、層の塑性率２以下、部材の塑性率４以下とされており、これを越える場合には、水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し、安全性を確認するものとされている。

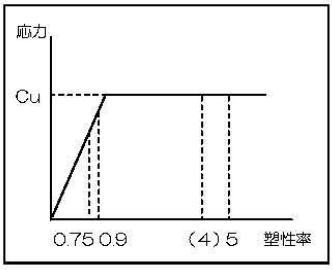
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答②

２．評価結果は、ＪＳＣＡ及び日本建築センター両者のクライテリアに対し十分余裕がある結果となっており、十分な耐震安全性を確保している。

部位	評価項目	最大応答値	評価クライテリア	耐震余裕
門型架構	層間変形角	1/720	1/75以下 （1/100以下）	9.6倍 （7.2倍）
門型架構	塑性率	0.75	5以下 （4以下）	6.6倍 （5.3倍）
ドーム屋根	塑性率	0.90	5以下 （4以下）	5.5倍 （4.4倍）

（注）（ ）は、日本建築センター「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」の判定基準に基づく値を示す。



門型架構、ドーム屋根の最大塑性率

（注）Cuは、建築学会鋼構造設計規準、建築基準法告示を基に算定した座屈荷重

３．本構造物の使用期間は、前述の通り一般の建築物に比べ短い。

⇨ 2つのクライテリアを用いること、両者のクライテリアに対し十分余裕があること、使用期間が一般の建築物に比べ短いことから、３号機燃料取り出し用カバーの耐震性評価に適用して支障がないと考えている。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

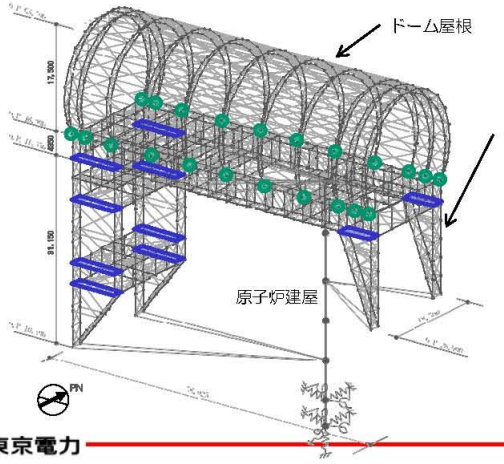
コメント回答③

③鋼構造において接合部等の詳細設計は耐震安全性を判断する上で重要な審査項目であるので、接合部等の詳細設計結果を追加報告すること。

1．接合部の設計方針

・原則として、保有耐力接合（接合部で破断させない設計）とする。

・高線量下での作業となる一部の現地接合部については、発生応力に対する強度設計を行う。（強度余裕確保）



現地接合箇所	接合部設計方針
：門型架構現地接合部（柱部）	発生応力に対する強度設計
：ドーム屋根現地接合部（脚部）	
無印：その他の接合箇所	⇨ 保有耐力接合

（注）「保有耐力接合」：母材の耐力が十分に発揮されるように「接合部破断耐力>母材耐力」となるように破断の検討を行うこと

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答③

2．基準地震動Ssに対する接合部の検討結果

架構	検討部位	設計	検定比（最大箇所）	耐震余裕
門型架構	現地接合部（柱部）	発生応力に対する強度設計	0.60≦1.0（フランジプレート）	1.6倍
ドーム屋根	現地接合部（脚部）	発生応力に対する強度設計	0.36≦1.0（スプライスプレート）	2.7倍
門型架構 ドーム屋根	その他の接合部	保有耐力接合	接合部では破断しない	

（注）検定比＝発生応力／接合部破断耐力

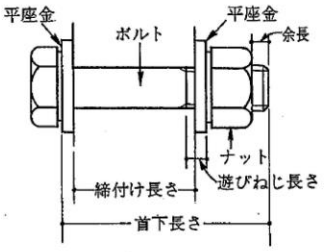
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答④

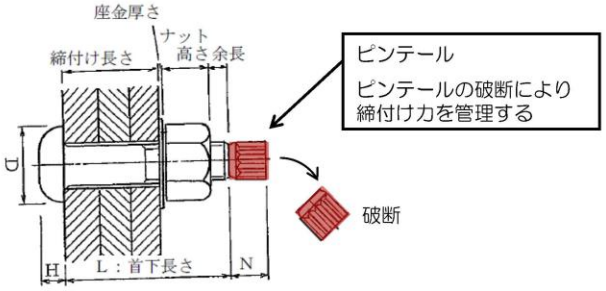
④立ち入りが難しい場所で施工管理（特に接合部）の計画について説明すること。

1．有人にて現地作業が行えるよう、除染、遮へいにより作業環境を確保する。

2．ボルト接合部については、短時間の現地作業によって安定した品質確保及び品質管理が可能なトルシア型の高力ボルト接合工法を採用する。



一般的なボルトの例



今回採用を予定しているトルシア型高力ボルト

3．施工品質の管理は、作業完了後に、施工会社（協力会社）が現場環境を考慮し、全数確認（遠隔操作室からのカメラまたはその他のカメラ、あるいは目視）を実施し、東京電力は抜き取りで確認を実施する。

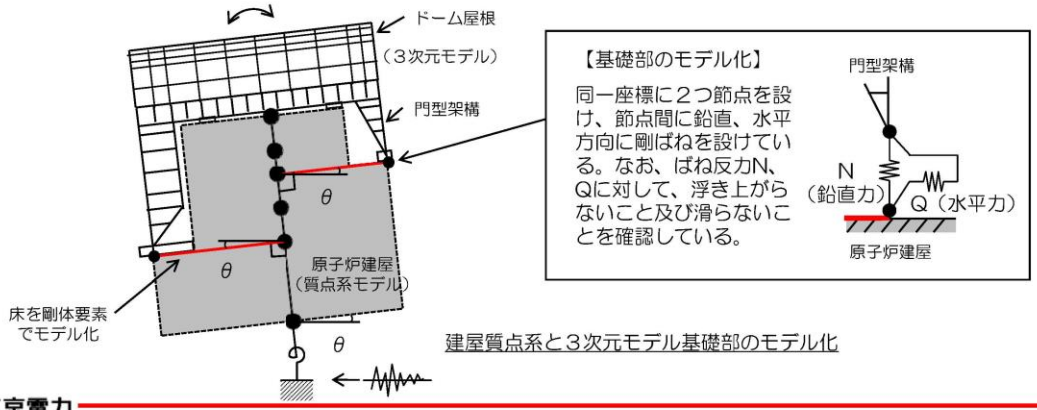
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑤

⑤燃料取り出し用カバーの３次元モデルと原子炉建屋の質点系モデルを連成した地震応答解析モデルにおいて、原子炉建屋の剛体的なロッキング運動による燃料取り出し用カバーへの影響（架構基礎部からの鉛直動入力及び柱脚基礎部の相対変位）を反映されていることについて説明すること。

・建屋のロッキング運動による影響を摸擬するため、距離効果を表現できる剛体要素で建屋質点系モデルと３次元モデルの基礎部を連結する。

・さらに、基礎との連結部には鉛直と水平方向に剛ばねを設け、建屋から架構基礎への入力伝達が表現できる境界条件となっている。



建屋質点系と３次元モデル基礎部のモデル化

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

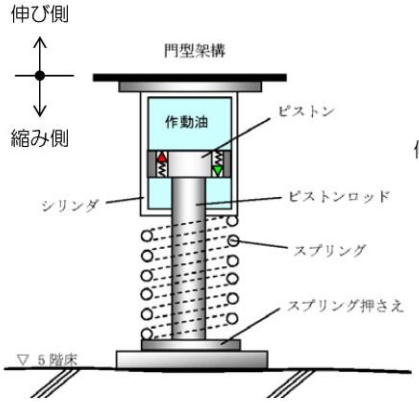
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

コメント回答⑥

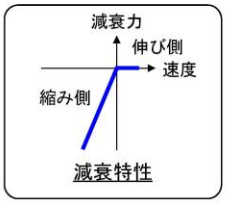
⑥オイルダンパーの機構が分かりにくいので確認したい。資料に示された復元力特性は、横軸が速度で良いかについて確認したい。

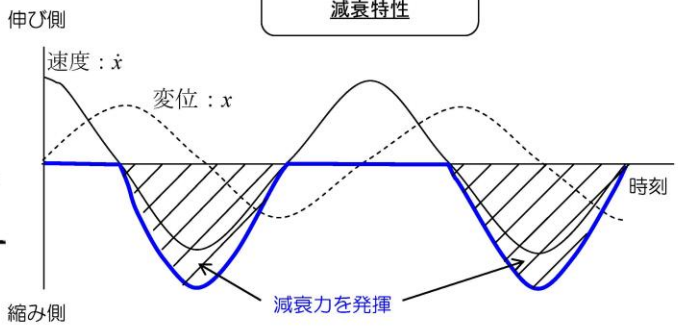
オイルダンパの減衰特性の横軸は速度を示している。

オイルダンパは、地震時に上下方向の縮み側に変形する場合に減衰力が発生し、伸び側に変形する場合にフリーとなる機構を有している。



オイルダンパ概念図





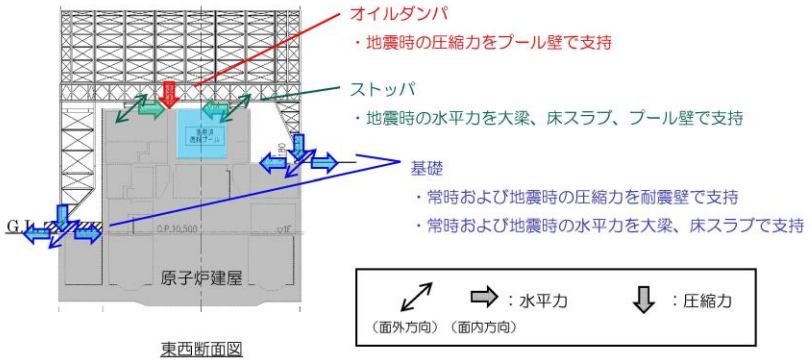
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑦

⑦今回設置する構造物の荷重が原子炉建屋にどのようにかかるのか。建屋カバー（燃料取り出し用カバー）を考慮した場合と考慮しない場合の建屋の耐震上の余裕の変化を主要な部分についてまとめて示して欲しい。

・燃料取り出し用カバーからの荷重は、ストッパ接触部、オイルダンパ接触部、基礎設置部から原子炉建屋に作用する。

・接触部の原子炉建屋躯体については、耐震安全性を確認している。（構造強度 p.43、耐震性p.67）



東西断面図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

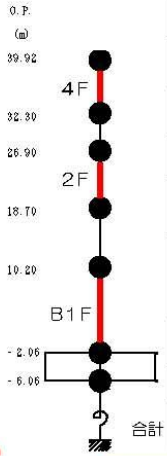
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm

コメント回答⑦

・カバー設置前後の、原子炉建屋重量および、建屋の主要な耐震安全指標として、基準地震動Ssによる耐震壁の評価結果を以下に示す。

・原子炉建屋に対して、カバー設置による影響はほとんど見られない。

原子炉建屋質点重量の比較



質点重量 W (kN)		設置後
カバー設置前	カバー設置後	設置前
78,130	87,590	1.12
119,490	119,490	1.00
109,640	111,340	1.02
130,160	130,160	1.00
226,760	253,710	1.12
301,020	301,020	1.00
127,000	127,000	1.00
1,092,200	1,130,310	1.03

耐震壁の耐震安全性評価結果（単位：$\times 10^{-3}$）

部位	最大応答せん断ひずみ		評価クライテリア
	カバー設置前	カバー設置後	
4F	0.10 (40.0)	0.11 (36.3)	4.0
2F	0.10 (40.0)	0.11 (36.3)	4.0
B1F	0.09 (44.4)	0.10 (40.0)	4.0

注）（ ）内は裕度（評価クライテリア／最大応答値）を示す。

（出典）カバー設置前の数値は、「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社、平成23年7月13日による。

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑧

⑧燃料取り出し用カバー東側の２つの支点を支える置き基礎の直下、あるいはダンパの直下の既存コンクリート接触部の鉛直耐力は局所的な損傷等を考慮し十分な余裕を見ているか。あるいは補強などは行わないのか。

・燃料取り出し用カバーの基礎およびオイルダンパの支点は、直下に強固な耐震壁（オイルダンパ部はプール壁）のある部分に設定している。

・Ｓｓ地震時の評価結果は、以下に示す通り３倍以上の余裕のある結果となっている。

原子炉建屋接触部の耐震安全性評価結果

部位	検討用応力 (kN)	耐力 (kN)	耐力比	裕度
東側基礎	7430	25900	0.29	3.4
オイルダンパ	1250	6620	0.19	5.2

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑨

⑨東側置き基礎の滑り摩擦抵抗は直下に接する既存コンクリート部の損傷、凹凸など考慮したものになっているか。

・基礎は現地で既存コンクリート上部にコンクリートを流し込む方法で構築している。従って、凹凸などに対し密着性を確保している。

・日本建築学会「現場打ち同等型プレキャストコンクリート構造設計指針(案)・同解説（2002）」に様々な条件下での摩擦係数が規定されている。今回の基礎底面の摩擦抵抗は凹凸などは考慮せず、コンクリートーコンクリート間に相当すると考え、摩擦係数として0.6を採用している。

境界面の状態	摩擦係数
コンクリートーコンクリート間	0.6
目荒ししたコンクリートーコンクリート間	1.0
一体で打設したコンクリートーコンクリート間	1.4

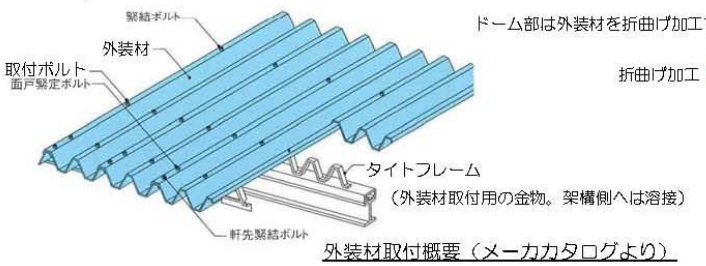
・なお、米国規準（ＡＣＩ 318）でも、日本建築学会と同様、0.6の摩擦係数が規定されている。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑩

⑩燃料取り出し用カバーの外装材の耐震性は大丈夫か（地震時の層間変形に対して安全な構法か、特に東西面の円形部分）。

・外装材は下図に示す通り、ボルトを用いてタイトフレームを介して直接架構に取付ける納まりとなっている。



外装材取付概要（メーカカタログより）

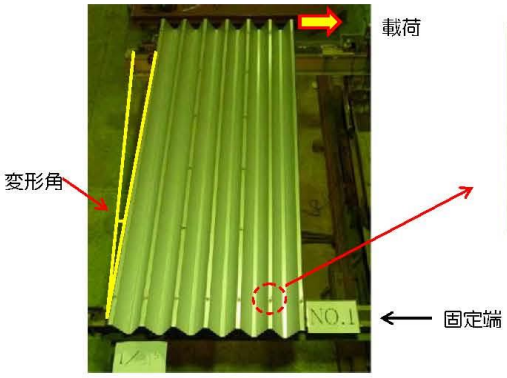


ドーム部外装材　加工試作

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答⑩

・変形に対する外装材の追従性の確認試験を行い、外装材の変形角1/30でも外装材は外れず、地震時の変形に対して追従性があることを確認している。



外装材せん断試験結果（変形角1/30）



（損傷なし）

取付け部詳細

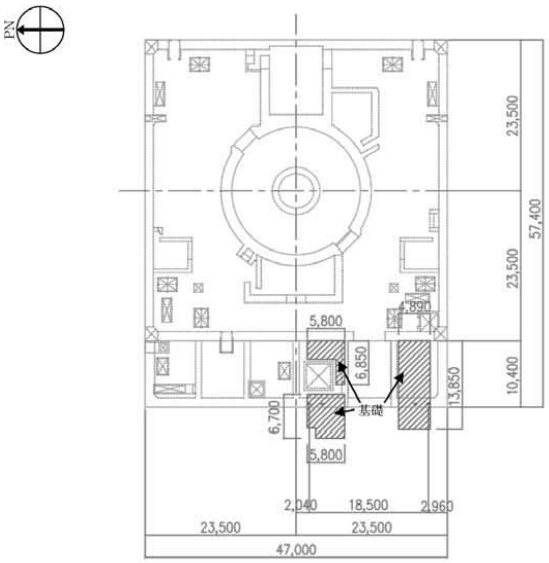
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

【参考資料】

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

参考１　構造概要

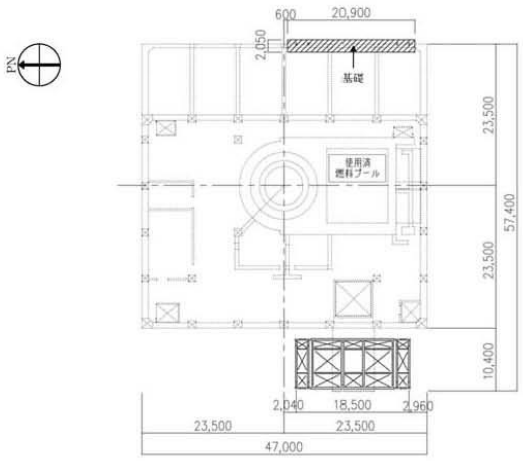


（a）　基礎伏図（O.P.10,500 原子炉建屋１階レベル+300mm）

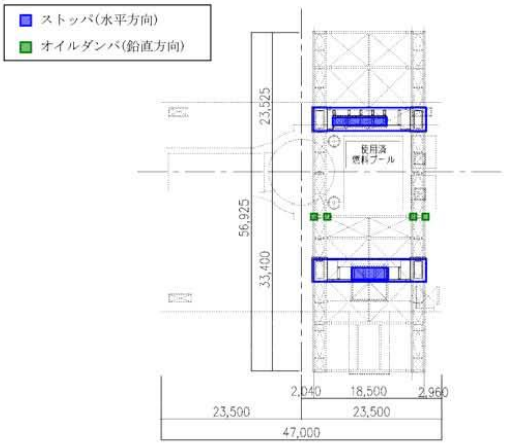
燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考１　構造概要



（a）　基礎伏図（O.P.26,900　原子炉建屋３階）



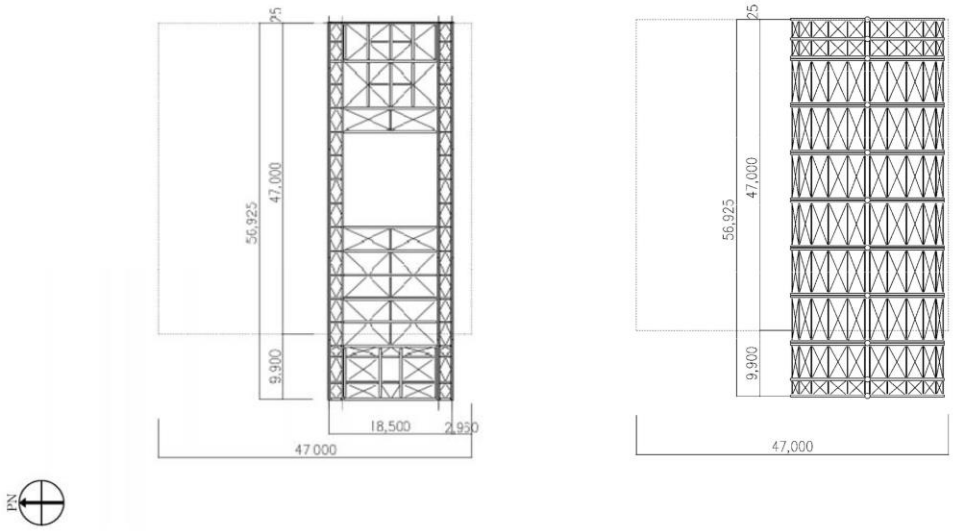
（b）　梁伏図（O.P.26,900　原子炉建屋５階）

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

参考１　構造概要

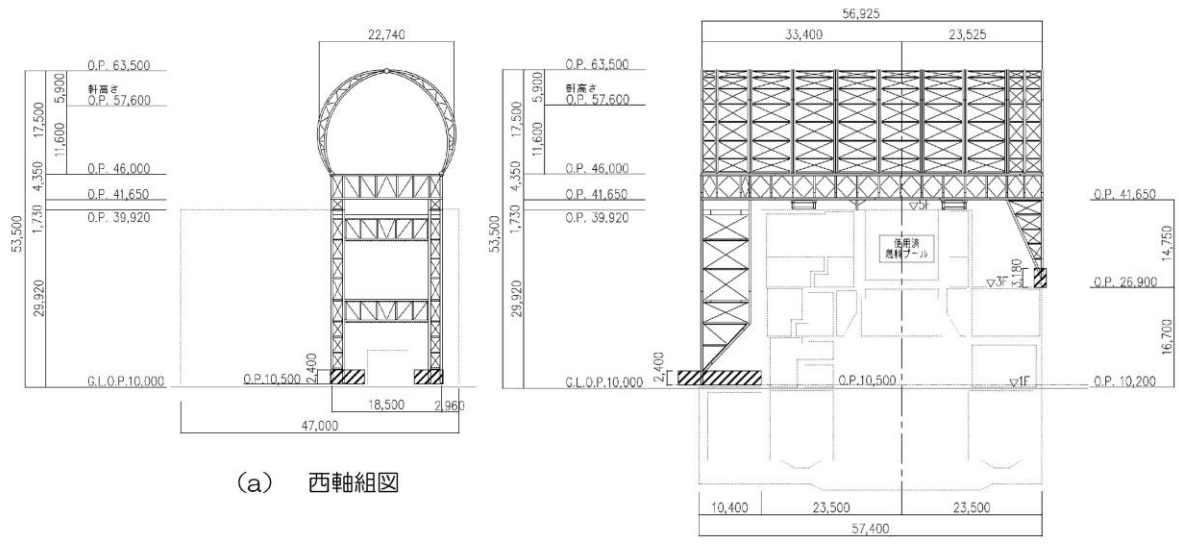


（a）　架構ガーダー部平面図（O.P.46,000 ）　　（b）　屋根伏図

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考１　構造概要

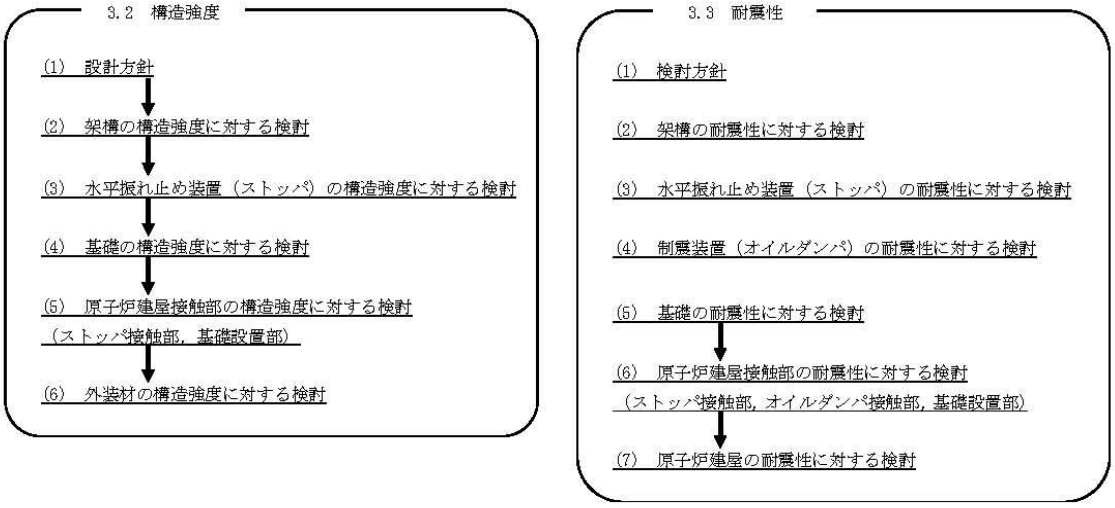


（a）　西軸組図　　（b）　南軸組図

燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考２　検討フロー



無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（1） 設計方針

1）使用材料及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E（N/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
基　礎	コンクリート	2.27×10^4	0.2	24.0

コンクリートの許容応力度　（単位：N/mm²）

	長期			短期		
設計基準強度＝24	圧縮	引張	せん断	圧縮	引張	せん断
	8.0	—	0.73	16.0	—	1.095

鉄筋の許容応力度　（単位：N/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
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	SS400，SN400B	235	「鋼構造設計規準」に従い，左記Fの値より求める
T＞40mm	SN400B	215	
T≦40mm	SM490A，SN490B，STK490	325	
—	STKT590	440*	

＊「JIS G 3474-2008」による

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

・鉛直荷重（VL）

燃料取り出し用カバーに作用する鉛直方向の荷重で，固定荷重，機器荷重，配管荷重及び積載荷重とする。

・燃料取扱設備荷重（CL）

燃料取扱機	788 kN
クレーン	755 kN
吊荷	461 kN

・積雪荷重（SL）

積雪荷重は建築基準法施行令及び福島県建築基準法施行規則細則に準拠し以下の条件とする。

積雪量：30cm，単位荷重：20N/m²/cm

・風圧力（WL）

建築基準法施行令第87条に基づき，基準風速を30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。

建物高さ* 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/m²)
50.55	1.27	2.00	3.23	30	1750

※：建物高さは，軒高さ（47.60m）と最高高さ（53.50m）の平均値とした

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

・地震荷重（K）

燃料取り出し用カバーに作用させる地震荷重は，O.P.-2.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の水平地震力の算定結果より設定する。原子炉建屋の水平地震力は下式より算定する。

$$Qi = n \cdot Ci \cdot Wi$$

$$Ci = Z \cdot Rt \cdot Ai \cdot Co$$

Qi　：水平地震力（kN）
n　：施設の重要度に応じた係数（n=1.5）
　　建築基準法で定める地震力の1.5倍を考慮する。
Ci　：地震層せん断力係数
Z　：地震地域係数（Z=1.0）
Rt　：振動特性係数（Rt=1.0）
Ai　：地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数で、
　　原子炉建屋の固有値を用いたモーダル解析法（二乗和平方根法）より求める。
C_0　：標準せん断力係数（C_0=0.2）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

・地震荷重（K）

i層の水平震度は下式より算定する。

$$Pi = Q_i - Q_{i-1}$$

$$ki = Pi / wi$$

Pi　：当該階とその直下の水平地震力の差（kN）
wi　：各階重量（kN）

架構に作用させる水平震度は、原子炉建屋1階、3階及び5階の水平震度を用いるものとし、水平地震力を設定する。ドーム屋根部分の水平震度は、建設省告示第1389号に基づく1.0に1.5を乗じて用いる。表3.2-7に燃料取り出し用カバーに作用させる水平地震力の算定結果を示す。

水平地震力の算定結果

標高 O.P.(m)	各階重量 wi(kN)	NS方向		EW方向	
		水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)	水平震度 ki	水平地震力 Pi (kN)
63.50	3200	1.500	4800	1.500	4800
46.00	11400	0.492	5609	0.555	6327
26.90	200	0.286	57	0.272	54
10.20	1200	0.099	119	0.103	124

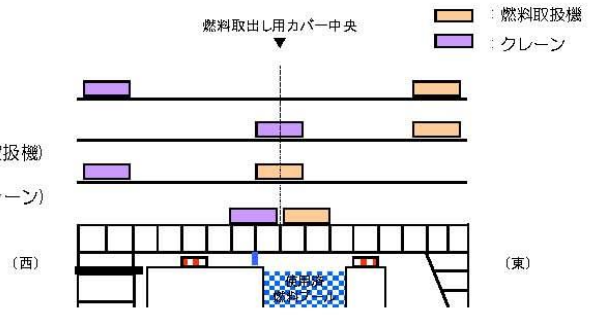
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（１） 設計方針

2）荷重及び荷重組合せ

位置A：両端
位置B：中央(クレーン)+東端(燃料取扱機)
位置C：中央(燃料取扱機)+西端(クレーン)
位置D：中央



燃料取扱設備の位置

燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL*1	長期
積雪時*3	S	VL+CL*1+SL	短期
暴風時*3	W	VL+CL*1+WL	
地震時	E1	VL+CL*1+K(+NS) *2	
	E2	VL+CL*1+K(-NS) *2	
	E3	VL+CL*1+K(+EW) *2	
	E4	VL+CL*1+K(-EW) *2	

＊1：吊荷荷重は、常時、積雪時及び暴風時は上図に示すクレーンの位置、地震時は使用済燃料プール直上の架構にて考慮する。
＊2：地震荷重はNS方向及びEW方向を考慮する。
＊3：短期事象では地震時が支配的であることから、積雪時及び暴風時の検討は省略する。
ただし、外装材の検討は暴風時が支配的であることから暴風時に対し検討を行う。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

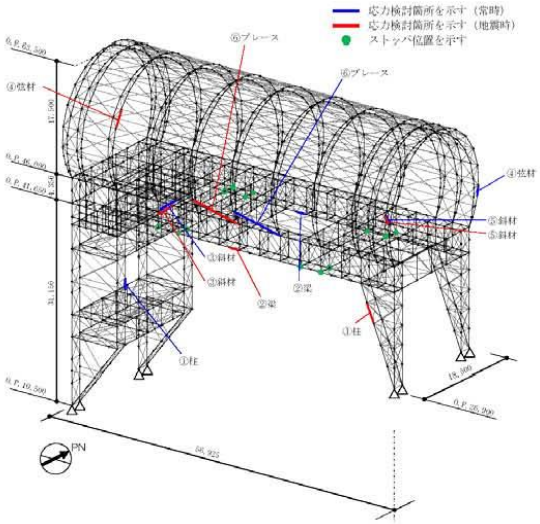
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

参考３　構造強度

（２） 架構の強度設計構造強度に対する検討

１）解析モデル

架構の解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構モデルとする。下図に架構の立体解析モデルを示す。解析モデルの柱脚部はピン支持，ストッパ取り付き部は水平方向のみピン支持とする。



解析モデル図（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（２） 架構の強度設計構造強度に対する検討

２）断面検討

応力度比の検討は「鋼構造設計規準」に従い，検討を行う。

全ての部材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

断面検討結果（常時）

部　位*1			部材形状 (mm) ＜使用材料＞	荷重ケース （位置） *2	作用応力度 (N/mm²)		許容応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 ＜SM490＞	C (D)	圧縮	77.4	164	0.48	O.K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 ＜SM490＞	C (D)	引張	91.4	216	0.43	O.K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 ＜SM490＞	C (D)	圧縮	103.0	120	0.86	O.K.
ドーム屋根	④	弦材	φ-318.5×6.9 ＜STKT590＞	C (B)	引張	33.5	293	0.12	O.K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 ＜STK490＞	C (B)	圧縮	43.4	203	0.22	O.K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 ＜STK490＞	C (D)	圧縮	19.4	92	0.22	O.K.

*1：①～⑥の符号はP24の応力検討箇所を示す

*2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（２） 架構の強度設計構造強度に対する検討

２）断面検討

断面検討結果（地震時）

部　位*1			部材形状 (mm) 〈使用材料〉	荷重ケース （位置）*2	作用 応力度 (N/mm²)		許容 応力度 (N/mm²)	応力度比	判定
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	138.9	289	0.49	O.K.
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490〉	E1 (D)	引張	108.3	324	0.34	O.K.
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490〉	E1 (D)	圧縮	164.5	180	0.92	O.K.
ドーム屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	E1 (D)	圧縮	155.2	396	0.40	O.K.
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	E3 (A)	圧縮	165.8	304	0.55	O.K.
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	E3 (D)	圧縮	80.6	138	0.59	O.K.

＊1：①～⑥の符号はP24の応力検討箇所を示す

＊2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

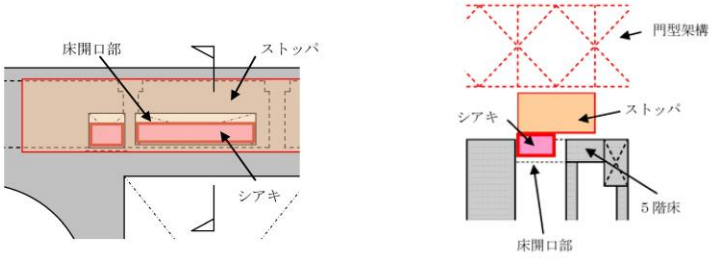
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（３） 水平振れ止め装置（ストッパ）の構造強度に対する検討

架構と原子炉建屋を結んだバネ材に発生する水平力の最大値が，床開口に差し込むシアキの短期許容せん断力以下であることを確認する。全ての部材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

なお，原子炉建屋と水平振れ止め装置（ストッパ）の接触部については，設置前において，本説明書で想定しているように，施工に十分な状況かどうか，雰囲気線量等の作業安全性を鑑みながら，可能な範囲で確認した点検結果を別途報告するとともに，不具合が見つかった場合には適切に補修等を実施する。



（a）　伏図　　（b）　断面図

ストッパ概要図

全てのストッパに対する応力比が1以下になることを確認した。

断面検討結果（常時）

部位	荷重ケース (位置)*	ストッパ反力 Q(kN)	短期許容せん断力 Qa(kN)	応力比 Q/Qa	判定
東側ストッパ	E4 (A)	2560	8620	0.30	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（４）基礎の構造強度に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が0以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が許容摩擦力以下であることを確認する。
なお，基礎底面の摩擦係数は「現場打ち同等型プレキャスト鉄筋コンクリート構造設計指針(案)・同解説(2002)」に準じて，0.6とする。
基礎浮き上がりの検討の結果，全ての基礎の最小圧縮力が0以上であることを確認した。

基礎浮き上がりの検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚（北側）	E1（C）	1990	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

基礎すべりの検討の結果，全ての基礎に対する応力比が1以下になることを確認した。

基礎すべりの検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	水平力 Q(kN)	許容摩擦力 Va(kN)	応力比 Q/Va	判定
東側柱脚	C（D）	2410	5270	0.46	O.K.
	E4（D）	2430	4580	0.54	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

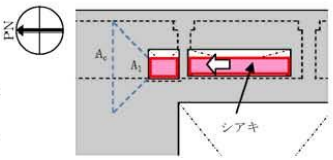
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（５）原子炉建屋接触部の構造強度に対する検討

１）ストッパ接触部

ストッパ接触部の構造強度の検討では，ストッパ水平反力が，既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお，許容支圧応力度は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm²)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。
全てのストッパ接触部に対する応力比が1以下になることを確認した。



ストッパ接触部の検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	ストッパ水平反力 N(kN)	短期許容支圧力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側ストッパ	E2（B）	3980	10300	0.39	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

２）基礎設置部

柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。
全ての基礎設置部に対する応力比が1以下になることを確認した。

壁の圧縮力の検討結果

部位	荷重ケース（位置）＊	軸力 N(kN)	許容軸力 Na(kN)	応力比 N/Na	判定
東側柱脚（南側）	C（B）	4280	12900	0.34	O.K.
	E1（B）	6540	25900	0.26	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

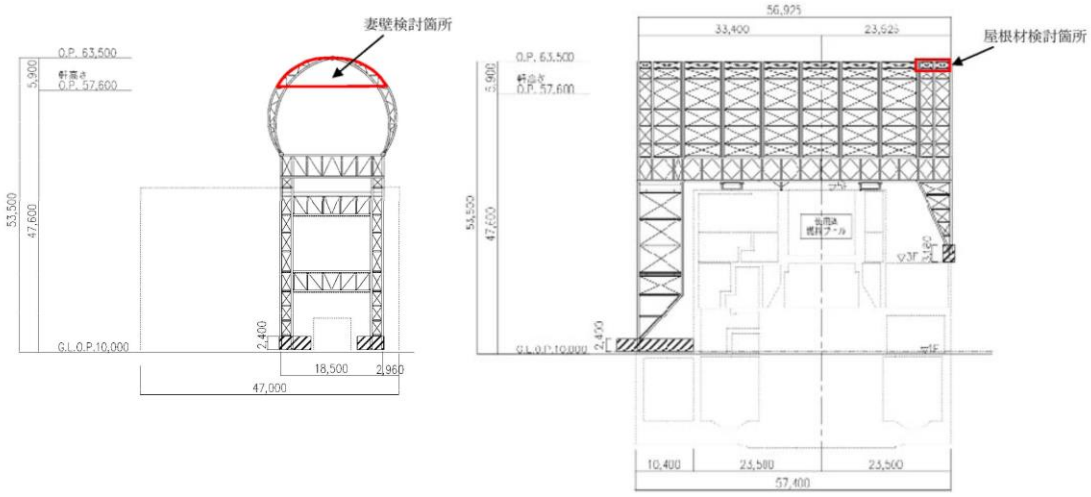
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

参考３　構造強度

（６）外装材の構造強度に対する検討

１）検討箇所

架構の屋根面及び側面を覆う外装材は，折板を用いる。強度検討は，壁材，屋根材それぞれに風圧力により生じる応力度が短期許容応力度以下であることを確認する。



外装材検討箇所（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　構造強度

（６）外装材の構造強度に対する検討

３）外装材の強度検討

全ての外装材に対する応力度比が1以下になることを確認した。

屋根材及び壁材の材料諸元

板厚	自重	正曲げ方向		負曲げ方向	
		断面2次モーメント	断面係数	断面2次モーメント	断面係数
t (mm)	G (N/m^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（13.1*）	347	40.6（12.2*）

*：括弧内の数値は折曲加工部を示す

応力度に対する検討結果

部位	作用応力度 (N/mm^2)	許容応力度 (N/mm^2)	応力度比	判定
ドーム屋根	189	205*	0.93	O.K.
妻壁	109	205*	0.54	O.K.

*：「JIS G 3321-2010」による

（注）ドーム屋根外装材については、設計風圧力の約４倍の耐力を有することを試験により確認している。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

参考４　耐震性

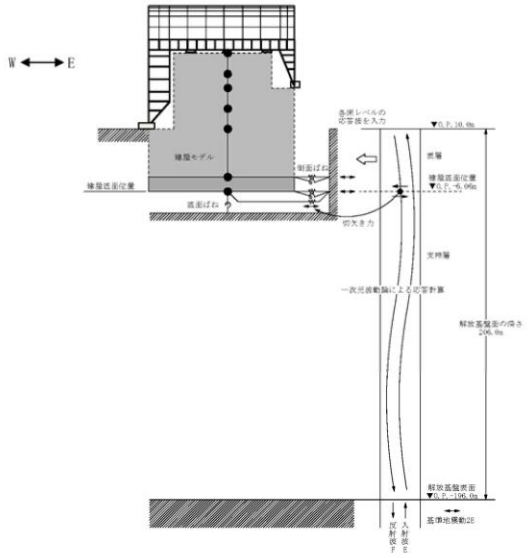
（１）検討方針

耐震性の検討は，架構，水平振れ止め装置（ストッパ），制震装置（オイルダンパ），基礎，原子炉建屋接触部及び原子炉建屋の健全性について行い，基準地震動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。なお，地震応答解析は水平方向及び鉛直方向を同時に入力する。

（２）架構の耐震性に対する検討

１）解析に用いる入力地震動

検討用地震動は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成20年3月31日）にて作成した解放基盤表面で定義される基準地震動Ssを用いる。



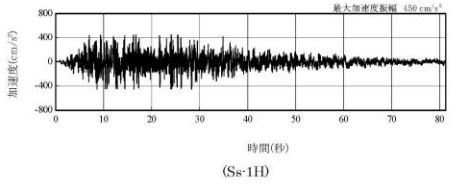
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

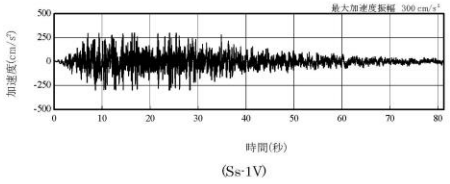
参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

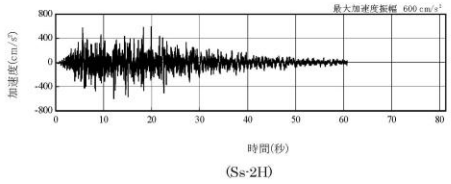
１）解析に用いる入力地震動



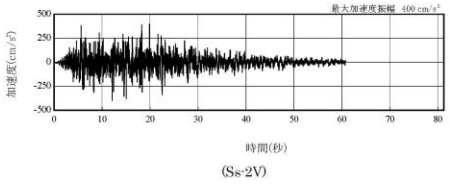
(Ss-1H)



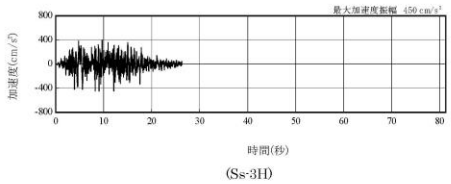
(Ss-1V)



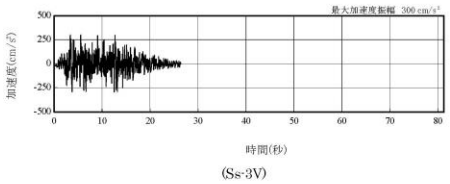
(Ss-2H)



(Ss-2V)



(Ss-3H)



(Ss-3V)

解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)

解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(鉛直方向)

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

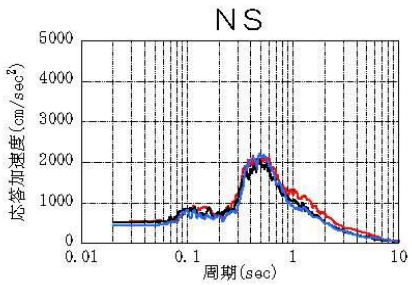
参考４　耐震性

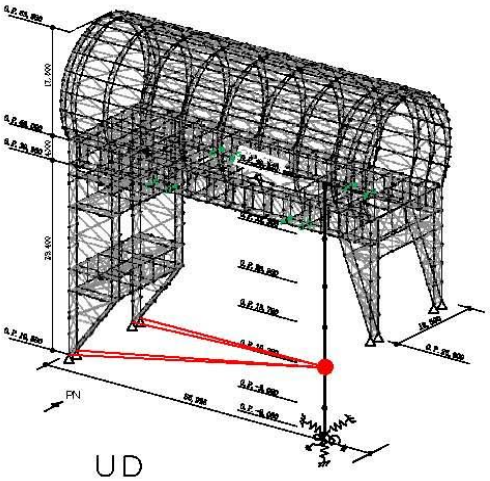
（２）架構の耐震性に対する検討

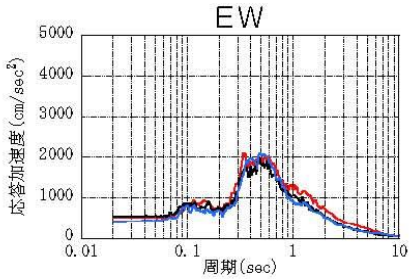
１）解析に用いる入力地震動

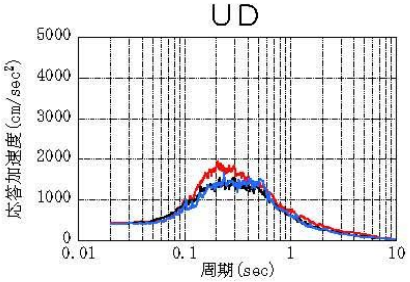
建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

1F









(h=2%)
Ss-1
Ss-2
Ss-3

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

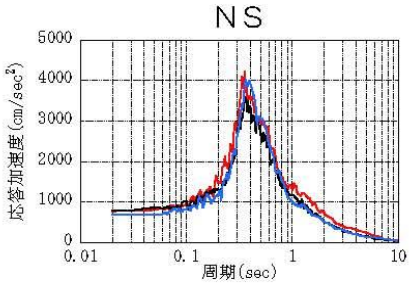
参考４　耐震性

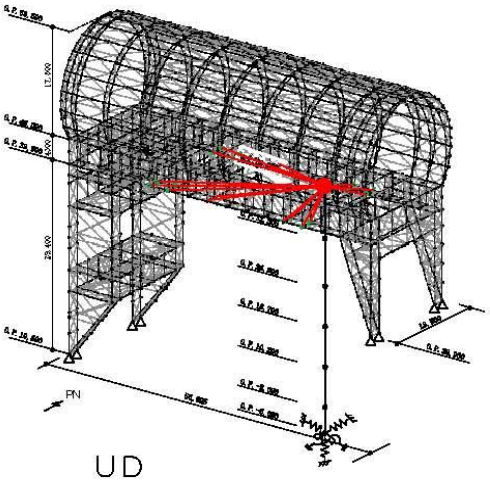
（２）架構の耐震性に対する検討

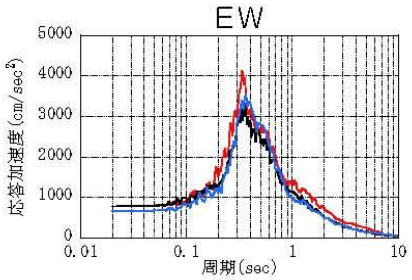
１）解析に用いる入力地震動

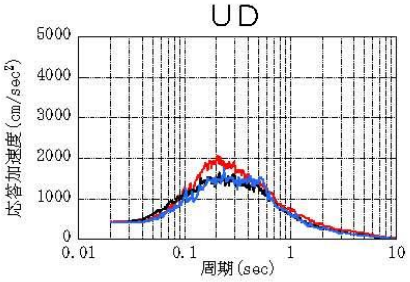
建屋質点の応答解析結果（カバー架構の入力地震動に相当）

5F









(h=2%)
Ss-1
Ss-2
Ss-3

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

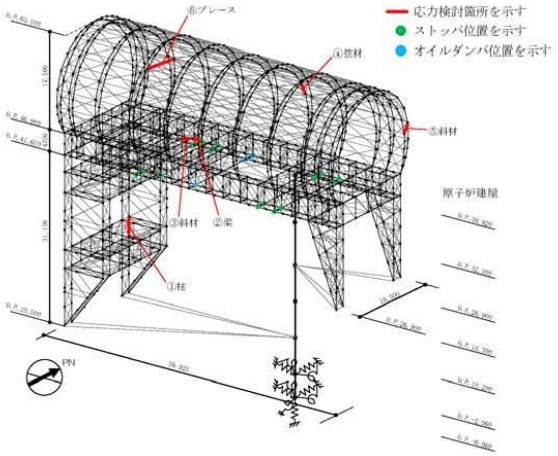
※O.P.表記は震災前の「旧 O.P.表記」を指す。
T.P.表記に換算する際は、震災後の地盤沈下量(-709mm)と O.P.から T.P.への読替値(-727mm)を用いて，下式に基づき換算する。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1,436mm

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

２）地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，門型架構及びドーム屋根を構成する主要な鉄骨部材からなる立体架構を原子炉建屋の質点系モデルに接続した下図に示すモデルとし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。ストッパ取り付き部は原子炉建屋5階質点（O.P.39.92 m）と水平方向同一変位条件とし，鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）は原子炉建屋の5階床上面4箇所に門型架構と5階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。



地震応答解析モデル（単位：mm）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

２）地震応答解析モデル

地震応答解析に用いる物性値を下表に示す。門型架構及びドーム屋根の部材接合部の質点は仕上げ材等を考慮した重量とし，原子炉建屋の質点は瓦礫撤去の重量等を反映したP38に示す重量とする。門型架構の柱・梁及びドーム屋根の弦材は弾性部材とし，その他ブレース等は「鉄骨X型ブレース架構の復元力特性に関する研究」（日本建築学会構造工学論文集37B号　1991年3月）に示されている修正若林モデルによる。また，原子炉建屋は，曲げとせん断に「JEAG 4601-1991」に示されている非線形特性を考慮する。

地震応答解析に用いる物性値

部位	材料	ヤング係数 E(N/mm^2)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)	減衰定数 h(%)	備考
架構	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400,SM490A STK490,STKT590

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

２）地震応答解析モデル

地震応答解析モデルのうち原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元

(a)水平（NS）方向

標高 O.P.(m)	質点重量* W(kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^5$ kN·m²)	せん断断面積 As(m²)	断面二次モーメント I(m⁴)
39.92	72990	76.95		
32.3	119490	238.33	145.3	9598
26.9	111140	204.58	146.1	29271
18.7	130160	239.58	237.3	56230
10.2	252510	464.88	208.6	60144
-2.06	301020	554.17	458.7	112978
-6.06	127000	233.79	2697.8	496620
合計	1114310			

ヤング係数E_c 2.57×10^7(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%

＊ 「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その２）」（東京電力株式会社，平成23年7月13日）において用いた各階重量に瓦礫撤去等による重量増減を考慮した数値（ただし，門型架構の重量12800kN及びドーム屋根重量3200kNは含まない）

地盤定数は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成20年3月31日）と同様とする。原子炉建屋の地盤ばねは，「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミッタンス理論によりスウェイ及びロッキングばねを，側面地盤をNovakの方法により建屋側面ばねを評価した。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

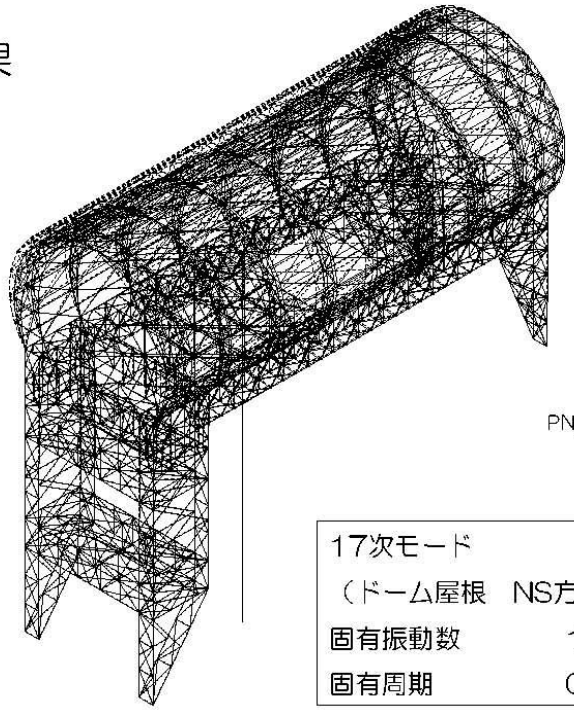
２）地震応答解析モデル
固有値解析結果

次数	固有振動数 (Hz)	固有周期 (秒)	刺激係数 NS方向 (X方向)	刺激係数 EW方向 (Y方向)	刺激係数 UD方向 (Z方向)	備考
17	1.35	0.742	3.034	-0.001	-0.019	ドーム屋根NS方向1次
25	1.78	0.561	-0.056	2.478	0.422	ドーム屋根EW方向1次
33	2.53	0.396	2.914	-0.031	-0.045	門型架構・原子炉建屋NS方向1次
34	2.65	0.377	-0.111	-7.751	-0.073	門型架構・原子炉建屋EW方向1次
35	2.94	0.340	2.165	-0.950	4.500	門型架構UD方向1次
54	4.30	0.233	-0.428	0.038	-40.498	原子炉建屋UD方向1次

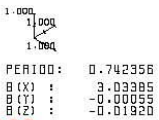
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



17次モード	
（ドーム屋根　NS方向　1次）	
固有振動数	1.35　Hz
固有周期	0.742 秒

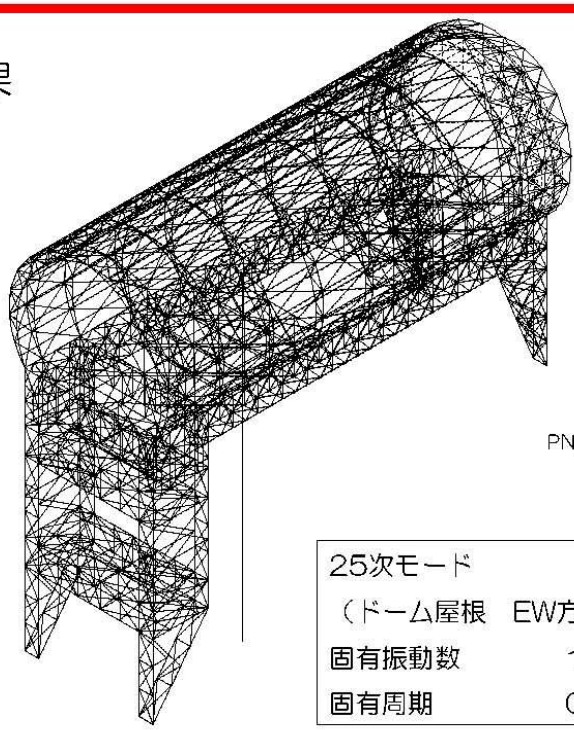


東京電力 TEPCO

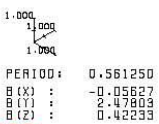
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



25次モード	
（ドーム屋根　EW方向　1次）	
固有振動数	1.78　Hz
固有周期	0.561 秒

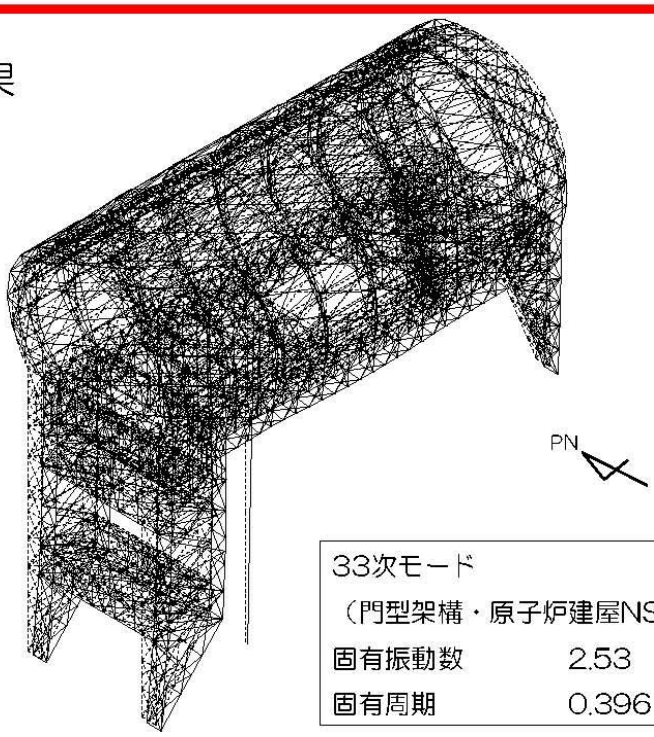


東京電力 TEPCO

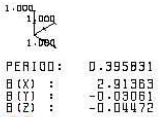
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



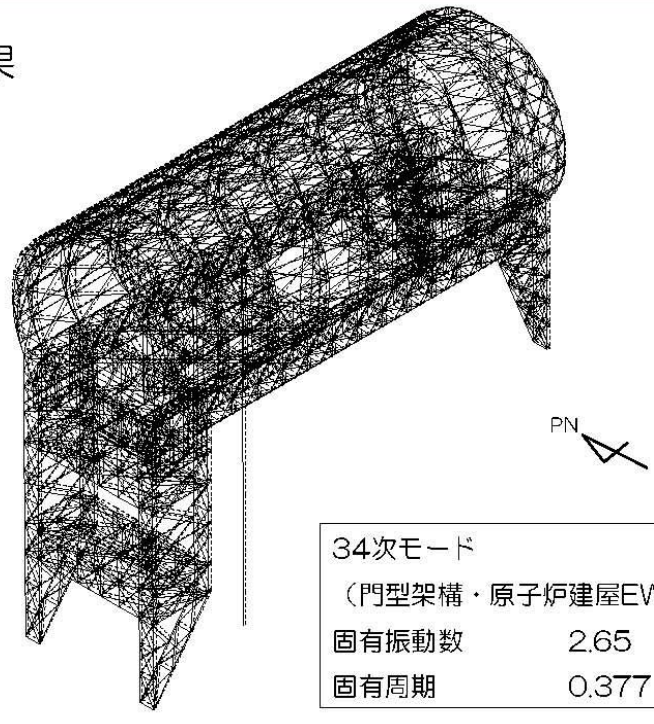
33次モード
（門型架構・原子炉建屋NS方向1次）
固有振動数　2.53　Hz
固有周期　0.396 秒



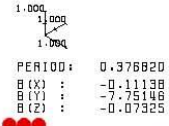
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



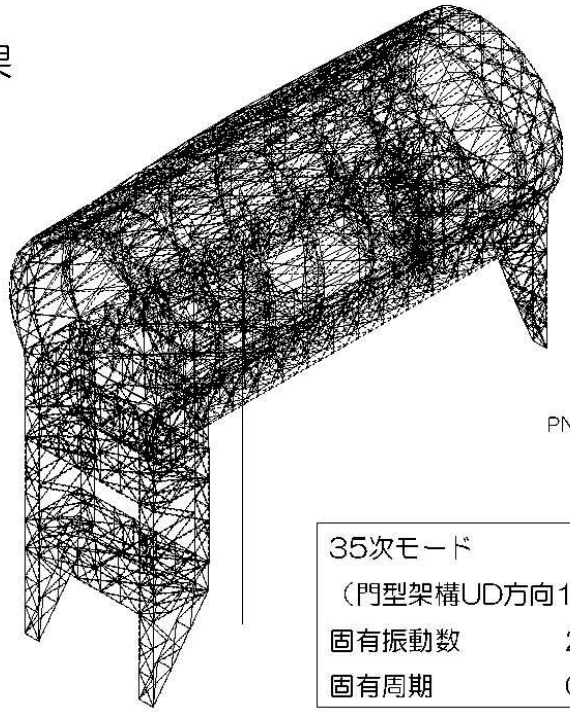
34次モード
（門型架構・原子炉建屋EW方向1次）
固有振動数　2.65　Hz
固有周期　0.377 秒



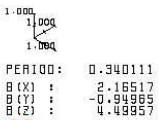
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



35次モード
（門型架構UD方向1次）
固有振動数　2.94　Hz
固有周期　0.340 秒

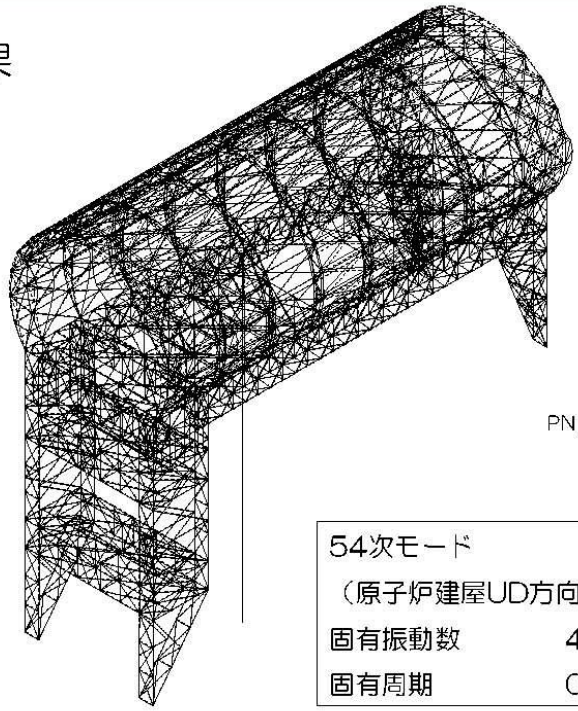


東京電力 TEPCO

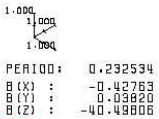
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

固有値解析結果



54次モード
（原子炉建屋UD方向1次）
固有振動数　4.30　Hz
固有周期　0.233 秒



東京電力 TEPCO

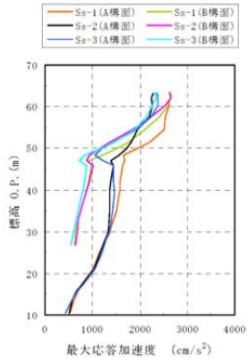
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

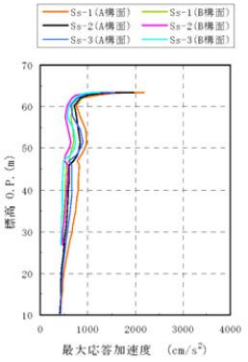
参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

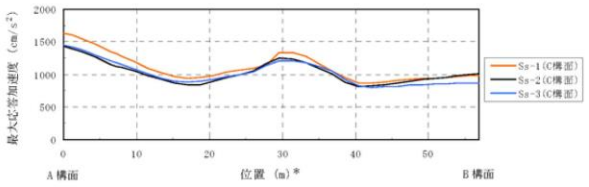
３）地震応答解析結果



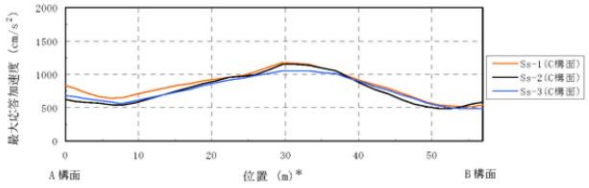
水平(NS)成分（A 構面，B 構面）



鉛直成分（A 構面，B 構面）

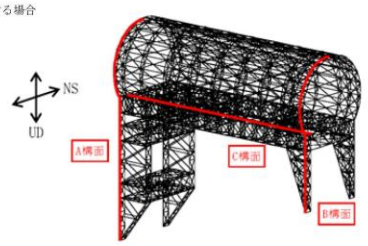


水平(NS)成分（C 構面）



鉛直成分（C 構面）

注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
（図 3.2-1 の位置 D）を示す
＊：位置は A 構面側からの距離を示す



最大応答加速度分布

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

４）波及的影響の評価

門型架構は，JSCA性能メニュー（社団法人日本建築構造技術者協会，2002年）を参考に定めたクライテリア（「層間変形角は1/75以下，層の塑性率は4以下，部材の塑性率は5以下」＊）を満足することを確認する。ドーム屋根は，柱・梁によるフレームを構成しないため，JSCA性能メニューのうち部材の塑性率のクライテリアを満足することを確認する。
なお，解析結果が「時刻歴応答解析建築物性能評価業務方法書」（財団法人日本建築センター，平成19年7月20日）に示されるクライテリア（層間変形角は1/100以下，層の塑性率は2以下，部材の塑性率は4以下）を超える場合には水平変形に伴う鉛直荷重の付加的影響を考慮した解析を実施し，安全性を確認する。

＊：北村春幸，宮内洋二，浦本弥樹「性能設計における耐震性能判断基準値に関する研究」，日本建築学会構造系論文集，第604号，2006年6月

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

４）波及的影響の評価

・層間変形角の検討

最大応答層間変形角は1/75以下となりクライテリアを満足することを確認した。

最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波	入力方向（位置）＊	最大応答値	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
東側 O.P.46.00(m) ～O.P.26.90(m)	Ss-1	NS（A）	1/820	1/75	O.K.
		EW（B）	1/990	1/75	O.K.
	Ss-2	NS（B）	1/990	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1000	1/75	O.K.
	Ss-3	NS（B）	1/990	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1000	1/75	O.K.
西側 O.P.46.00(m) ～O.P.10.50(m)	Ss-1	NS（A）	1/720	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-2	NS（C）	1/860	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-3	NS（C）	1/800	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1800	1/75	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（２）架構の耐震性に対する検討

４）波及的影響の評価

・塑性率の検討

全てのケースで耐力比が1を下回ることから塑性率は1未満となり，クライテリアを満足することを確認した。

耐力比の検討結果

部位＊1			部材形状 (mm)	地震波	入力方向（位置）＊2	耐力比		判定
門型架構	①	柱	H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉	Ss-2	NS (C)	C/Cu	0.50	OK
	②	梁	H-350×350 ×12×19 〈SM490A〉	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.45	OK
	③	斜材	2[s-150×75 ×6.5×10 〈SM490A〉	Ss-1	NS (C)	C/Cu	0.75	OK
ドーム屋根	④	弦材	φ-267.4×6.6 〈STKT590〉	Ss-1	NS (D)	C/Cu	0.63	OK
	⑤	斜材	φ-139.8×4.5 〈STK490〉	Ss-1	EW (D)	C/Cu	0.90	OK
	⑥	ブレース	φ-114.3×4.5 〈STK490〉	Ss-2	EW (C)	C/Cu	0.45	OK

＊1：①～⑥の符号はP36の応力検討箇所を示す
＊2：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

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

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

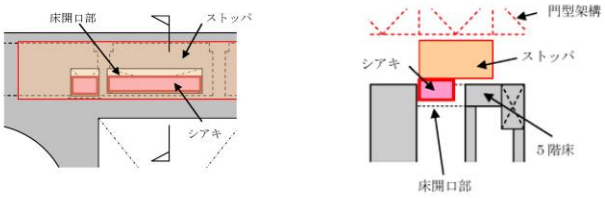
（３）水平振れ止め装置（ストッパ）の耐震性に対する検討

全てのストッパに対する耐力比が1以下になることを確認した。

ストッパ（シアキ）の断面検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）	最大応答ストッパ反力 Q(kN)	せん断耐力 Qu(kN)	耐力比 Q/Qu	判定
東側ストッパ	Ss-1	EW（D）	3970	9480	0.42	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す



(a)伏図　(b)断面図

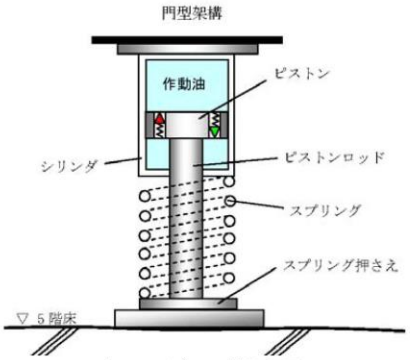
ストッパ概要図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（４）制震装置（オイルダンパ）の耐震性に対する検討

全てのオイルダンパで最大応答値が許容値以下になることを確認した。



オイルダンパ概念図

オイルダンパの検討結果

検討	地震波	入力方向（位置）＊	最大応答値	許容値	判定
オイルダンパ変位（mm）	Ss-3	NS（D）	72	±100	O.K.
オイルダンパ速度（m/s）	Ss-1	NS（D）	0.48	1.00	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（５）基礎の耐震性に対する検討

基礎の浮き上がりに対しては基礎反力（圧縮力を正）の最小値が以上であることを確認し，基礎のすべりに対しては基礎反力の水平力が摩擦耐力以下であることを確認した。

１）基礎浮き上がりの検討

基礎浮き上がりの検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最小圧縮力 N(kN)	判定
東側柱脚（北側）	Ss-3	NS（C）	227	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

２）基礎すべりの検討

基礎すべりの検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大水平力 Q(kN)	摩擦耐力 Vu(kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW（D）	2810	4780	0.59	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（６）原子炉建屋接触部の耐震性に対する検討

１）ストッパ接触部

最大ストッパ水平反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

ストッパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大ストッパ水平反力 N(kN)	支圧耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
西側ストッパ	Ss-1	NS（C）	10400	19600	0.54	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

２）オイルダンパ接触部

最大オイルダンパ鉛直反力が，既存躯体の支圧耐力以下になることを確認する。なお，支圧耐力は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

オイルダンパ接触部の検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大水平力 Q(kN)	摩擦耐力 Vu(kN)	耐力比 Q/Vu	判定
東側柱脚	Ss-1	EW（D）	2810	4780	0.59	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

３）基礎設置部

柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の最大軸力が壁の軸耐力以下であることを確認する。

壁の圧縮力の検討結果

部位	地震波	入力方向（位置）＊	最大軸力 N(kN)	軸耐力 Nu(kN)	耐力比 N/Nu	判定
東側柱脚（南側）	Ss-3	NS（B）	7430	25900	0.29	O.K.

＊：P23に示す燃料取扱設備の位置を示す

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

※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

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

１）検討方針

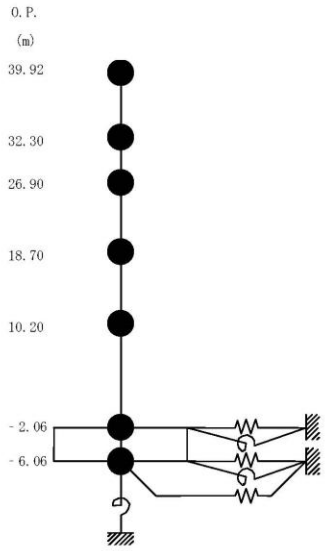
架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

２）原子炉建屋の地震応答解析

・入力地震動　基準地震動Ss

原子炉建屋の地震応答解析モデルは，右図に示すように質点系でモデル化し，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。

地震応答解析モデルの諸元は，「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書（その2）」（東京電力株式会社，平成23年7月13日）に示される内容に，瓦礫撤去等による重量増減及び新規に設置する燃料取り出し用カバーの重量を考慮した。



原子炉建屋の地震応答解析モデル

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

２）原子炉建屋の地震応答解析

原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

標高 O.P.（m）	質点重量 W（kN）	回転慣性重量 I_G（$\times10^5$ kN·m^2）	
		水平(NS)方向	水平(EW)方向
39.92	87590	92.34	67.32
32.3	119490	238.33	124.49
26.9	111340	204.95	204.95
18.7	130160	239.58	239.58
10.2	253710	467.09	696.62
-2.06	301020	554.17	826.50
-6.06	127000	233.79	348.72
合計	1130310		

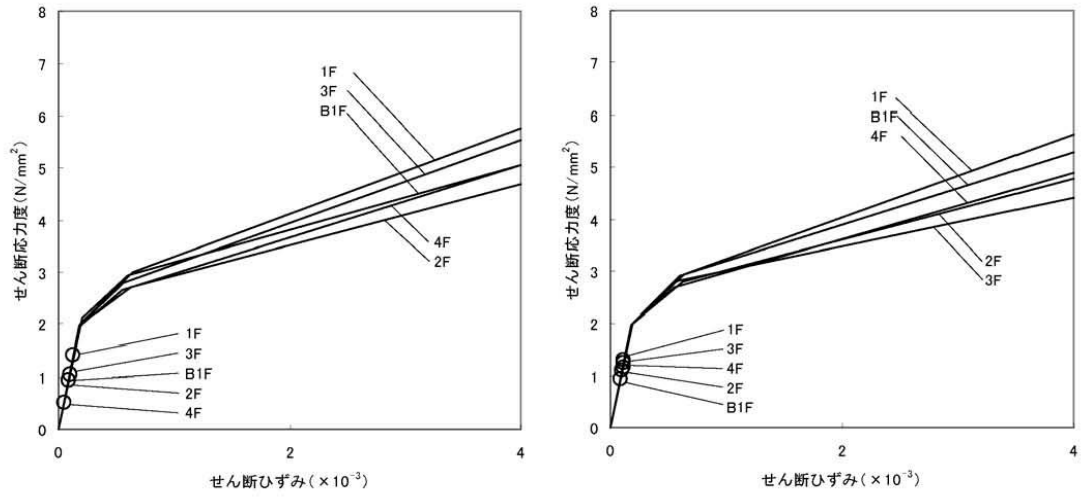
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

３）検討結果

地震応答解析により得られる最大応答値は，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分に余裕があることを確認した。



(a) NS方向　　(b) EW方向

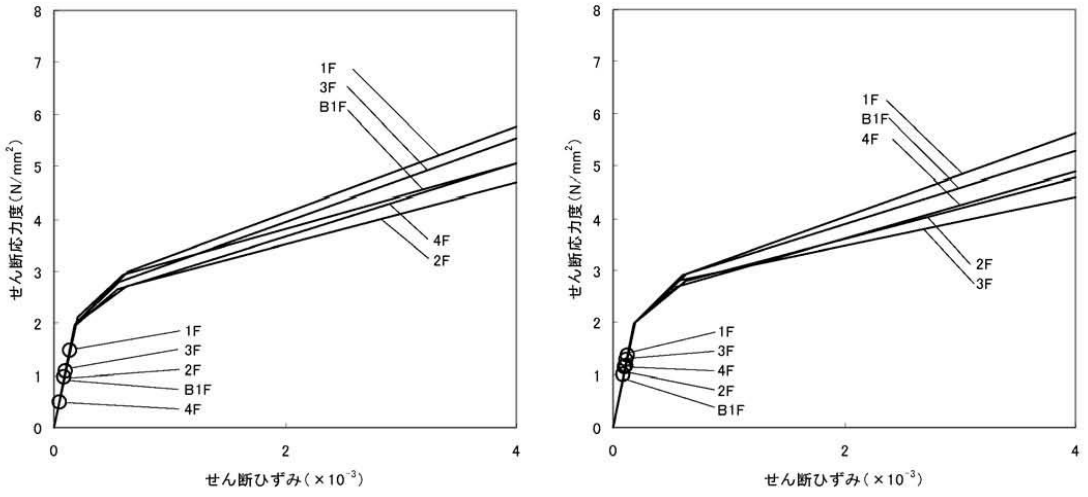
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

３）検討結果



(a) NS方向　　(b) EW方向

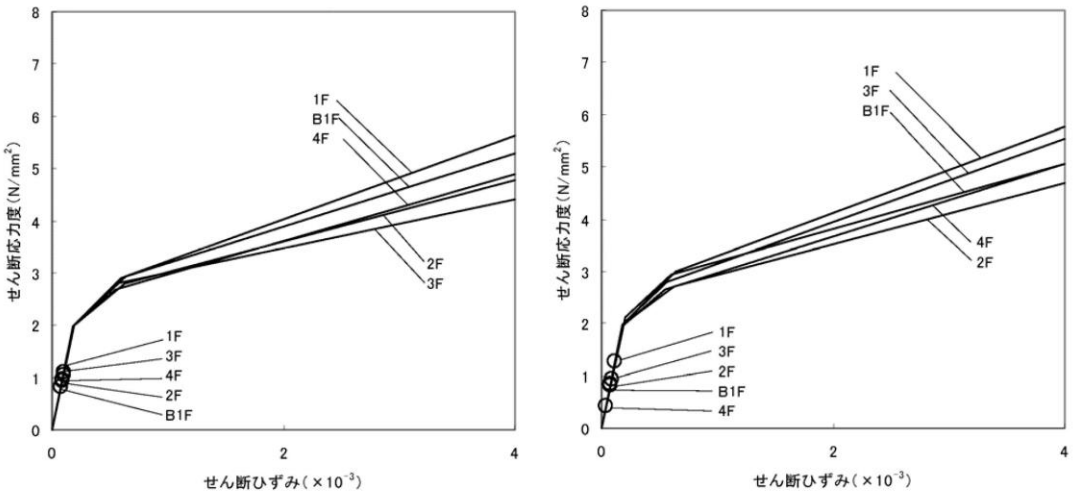
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考４　耐震性

（７）原子炉建屋の耐震性に対する検討

３）検討結果

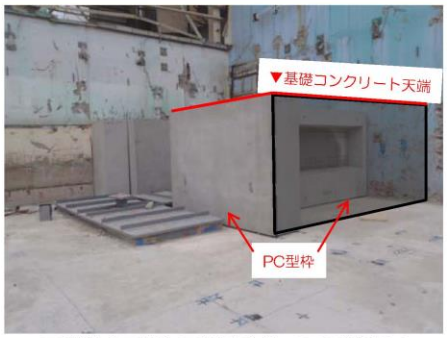


(a) NS方向　　(b) EW方向

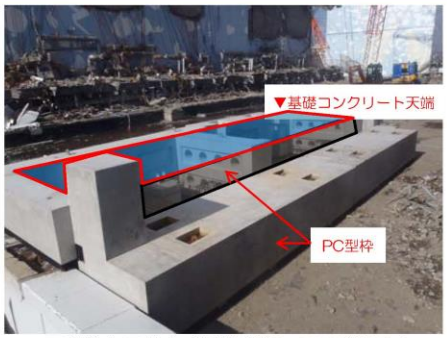
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-3）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　瓦礫撤去用構台基礎の施工状況



瓦礫撤去用構台西側基礎部　PC型枠設置



瓦礫撤去用構台東側基礎部　PC型枠設置



瓦礫撤去用構台西側基礎部　コンクリート打設



瓦礫撤去用構台東側基礎部　コンクリート打設

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

特定原子力施設監視・
評価検討会（第6回）
資料5

福島第一原子力発電所
３号機燃料取り出し用カバーの
構造強度及び耐震性について
（コメント回答）

東京電力株式会社

平成２５年３月8日

東京電力 TEPCO

目次

・コメント回答①　地震・津波・竜巻等への対応について　・・・P.2
・コメント回答②　耐震性の検討結果（表）の記載について　・・・P.4
・コメント回答③　作業環境の確保について　・・・P.6
・コメント回答④　オイルダンパの機構および損傷時の対応について・・・P.7

コメント回答①

①３号機燃料取り出し用カバーの使用期間が短いとしても、地震・津波に関わる新安全設計基準への対応あるいは竜巻などの想定外事象に対する安全性や修復性は確保しなくてよいのか、既にされているのかを説明すること。（林教授）

・現在、国により策定中の新安全設計基準への対応については今後となるが、以下を念頭に計画している。

・地震：各部の検討において、可能な限り余裕を確保した計画*1としている。また、脆性的な破壊を生じないよう、原則として保有耐力接合*2 *3としている。

・津波：燃料取り出し用カバーは鉄骨トラスと鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込む。そのため、津波による波圧は生じにくい。

*1　5ページ参照。例えば、ドーム屋根は基準地震動Ssに対し、約５倍の裕度がある。

*2　母材の耐力が十分に発揮されるように「接合部の破断耐力＞母材耐力」となるように破断の検討を行うこと 。

*3　特定原子力施設監視・評価検討会（第4回）資料4 16ﾍﾟｰｼﾞ 参照

コメント回答①

・竜巻：ドーム屋根の外装材は、設計風圧力の約４倍以上の耐力を有することを確認しており、最大瞬間風速100m/s程度の暴風に対しても飛散しない計画となっている。

・修復性については、除染・遮へい対策を施す計画（コメント回答③参照）であり、現地へのアクセスは可能であると考えている。また、オペレーティングフロア上のガレキ撤去に用いたクレーン等により、遠隔操作による作業も可能であると考えている。

コメント回答②

②特定原子力施設監視・評価検討会（第４回）資料４の10ページの耐震性の検討結果の表は、検定比なのか、最大応答値なのかを区別できるように明確にすること。（林教授）

・評価項目欄が、「耐力比」もしくは「抵抗比」となっている項目が「検定比」で評価している項目であり、その他が「最大応答値」で評価している項目である。

・「検定比」か「最大応答値」かが分かるように、結果欄に追記した。

（次ページ参照）

5. 耐震性に対する検討結果

いずれも評価クライテリア以下であることを確認した。

（１）架構の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値		評価クライテリア	判定
門型架構	層間変形角	最大応答値	1/720	1/75以下	OK
門型架構	塑性率	最大応答値	0.75	5以下	OK
ドーム屋根	塑性率	最大応答値	0.90	5以下	OK
オイルダンパ	相対変位	最大応答値	72 mm	100 mm以下	OK
	相対速度	最大応答値	0.48 m/s	1.0 m/s以下	OK
ストッパ	せん断耐力比	検定比	0.42	1.0以下	OK
基礎	浮き上がりの有無	最大応答値	生じない	生じないこと	OK
	すべり摩擦抵抗比	検定比	0.59	1.0以下	OK

（２）原子炉建屋の耐震性

部位	評価項目	検定比、最大応答値		評価クライテリア	判定
ストッパ接触部	支圧耐力比	検定比	0.54	1.0以下	OK
オイルダンパ接触部	支圧耐力比	検定比	0.19	1.0以下	OK
基礎設置部	圧縮耐力比	検定比	0.29	1.0以下	OK
原子炉建屋	せん断ひずみ	最大応答値	0.14×10^{-3}	4.0×10^{-3}以下	OK

コメント回答③

③立ち入りが難しい場所で有人にて接合部などの現地作業が行えるように、作業環境をどのように確保するのかについて説明すること。（林教授）

・線量的に、立入りが最も厳しい箇所はオペレーティングフロア上部と考えている。当該部における有人作業ができるように、有人作業が発生するまでに、線量低減対策として、遠隔操作重機による下記３段階の作業を計画している。

１．瓦礫撤去作業（現在実施中）
オペレーティングフロア上部に残存する瓦礫（鉄骨、コンクリート、機械設備等）を撤去する。

２．除染作業
オペレーティングフロア上部の瓦礫撤去後に、床面はつり装置や吸引装置等を使用し、除染作業を実施する。

３．遮へい体設置作業
除染作業後にオペレーティングフロア上部に遮へい体（鉄板等）を設置する。

なお、作業中は適宜、雰囲気線量を計測し、慎重に作業を実施する。

コメント回答④

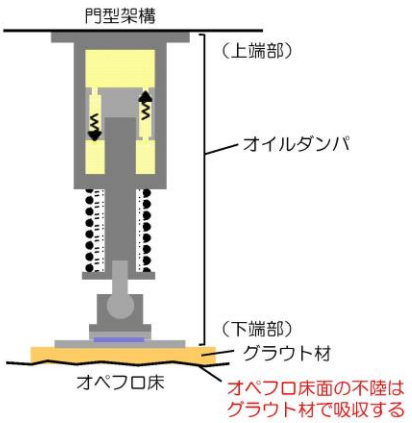
④オイルダンパについては、５階床面の不陸や門型架構の変形などにより、５階床と門型架構が平行でなくなり、スプリング押さえ等の損傷が生じないかについて説明すること。また、スプリング押さえ等の損傷により、システム上の問題が発生しないのかについて確認したい。（林教授）

・５階床面は躯体の不陸が想定される。

・オイルダンパは上端部を架構側に接合し、下端部とオペフロ床とのＧＡＰ部にグラウト材を充填し、床面の不陸を吸収する計画としている。

・オイルダンパが故障や損傷した場合は、修理・取替をする計画としている。

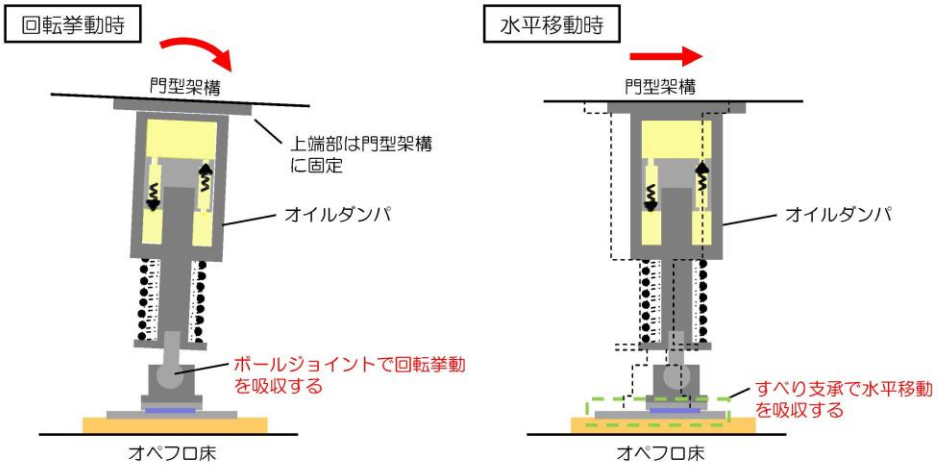
・グラウト材は既存躯体コンクリートの強度よりも高強度のものを使用している。



コメント回答④

・門型架構とオペフロ床間の挙動が平行ではなくなった場合に備え、オイルダンパ下端部にはボールジョイントとすべり支承を取り付けている。

・ボールジョイントとすべり支承により、オイルダンパの機構損傷が生じないようにしている。



東京電力

別添－３

４号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

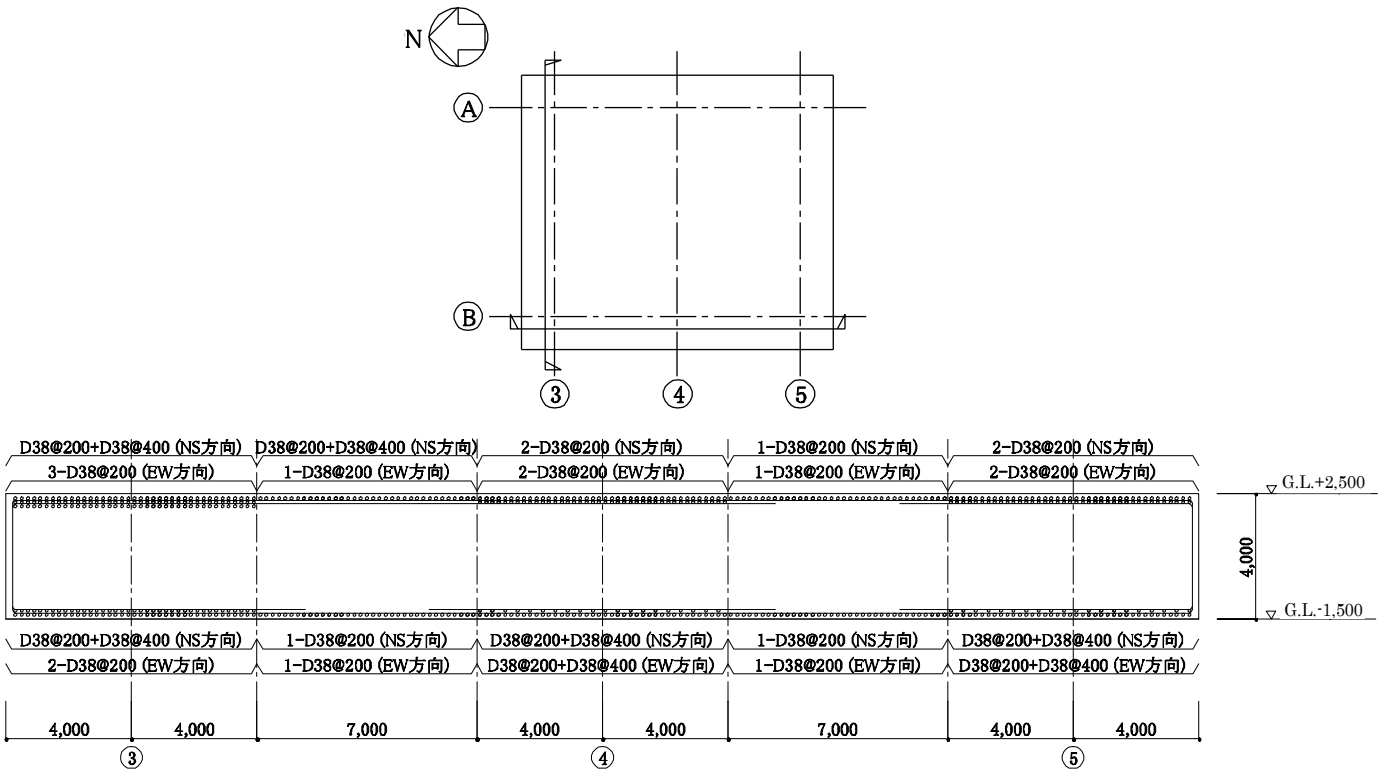
４号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－１および表－２に示す。

表－１　４号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（クレーン支持用架構）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度及び耐震性	材料確認	地盤改良土の一軸圧縮強さを確認する。	地盤改良土の一軸圧縮強さが、実施計画に記されている設計基準強度に対して JEAC4616-2009 の基準を満足すること。
		構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が，実施計画に記載されている設計基準強度に対して，JASS 5N の基準を満足すること。
		鉄筋の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3112 に適合すること。
		地盤アンカーの材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3536　JIS G 3502 に適合すること。
		鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3106 又は建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定に適合すること。
		高力ボルトの締め付け張力を確認する。	特殊ボルト（ワンサイドボルト）について、導入張力試験を JASS 6 に準じて実施し、所定の張力が得られること。
		外装材の仕様を確認する。	実施計画に記載されている材料諸元に適合することを，検査証明書，出荷証明書及びメーカー技術資料により確認する。
	寸法確認	地盤アンカー長を確認する。	地盤アンカー長が 26.75m 以上であること。
	据付確認	地盤改良範囲（深さ）を確認する。	支持層に着底していること。
		鉄筋の径，間隔（図－1 参照）を確認する。	鉄筋の径が実施計画に記載されている通りであること。鉄筋の間隔が実施計画に記載しているピッチにほぼ均等に分布していること。
		接合部（図－２～４参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。
		外装材の施工状況を確認する。	外装材の設置範囲が，図－７～９の通りであること。

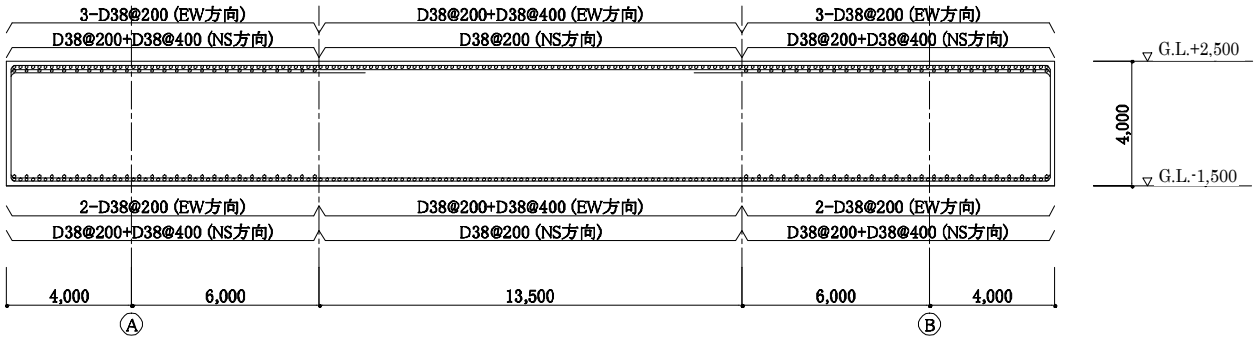
表－２　４号機燃料取り出し用カバーに係る確認項目（燃料取扱機支持用架構）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度及び耐震性	材料確認	構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が，実施計画に記載されている設計基準強度に対して，JASS 5N の基準を満足すること。
		鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3106 又は建築基準法第 37 条第二号に基づく国土交通大臣の認定に適合すること。
		アンカーボルトの材質，強度，化学成分（床面）を確認する。	JIS G 3138 に適合すること。
		アンカーボルトの材質，強度，化学成分（壁面）を確認する。	JIS G 3112 に適合すること。
	寸法確認	アンカーボルト埋め込み長さ（床面）を確認する。	有効埋め込み長さが 700㎜以上かつボルトの余長はナット面から突き出た長さが 3 山以上であること。
		アンカーボルト埋め込み長さ（壁面）を確認する。	有効埋め込み長さが 450㎜以上であること。
	据付確認	接合部（図－５，６参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。



かぶり厚さ 7cm 以上

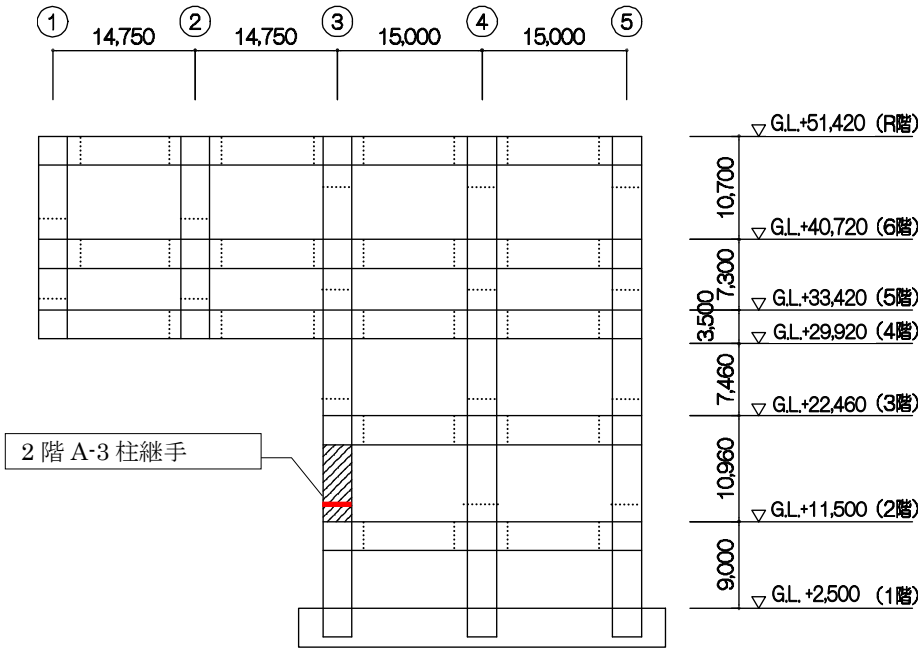
クレーン支持用架構　基礎配筋図(B 通り)



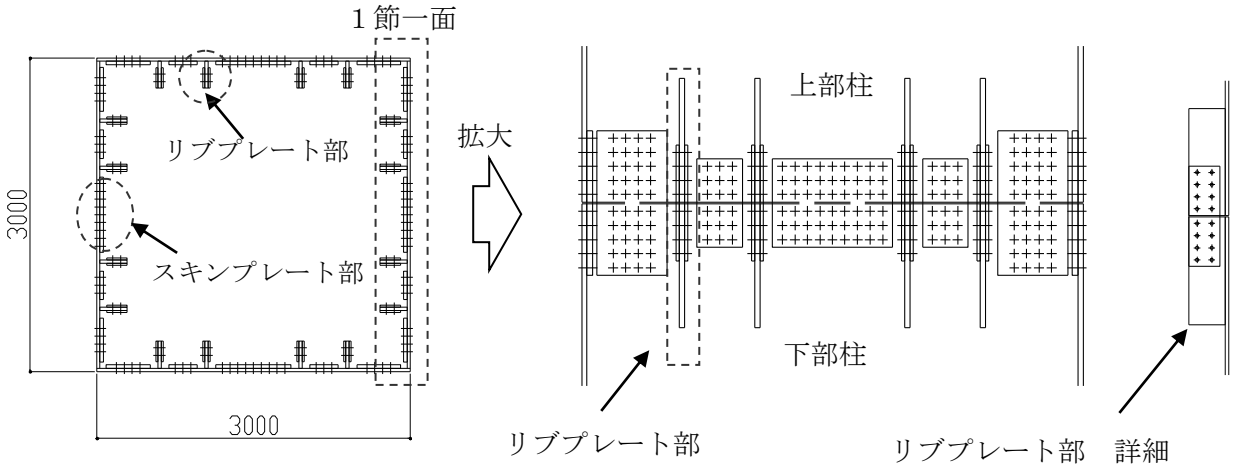
かぶり厚さ 7cm 以上

クレーン支持用架構　基礎配筋図(3 通り)

図－1　クレーン支持用架構　基礎配筋図



（１）接合部位置（Ａ通り軸組図）

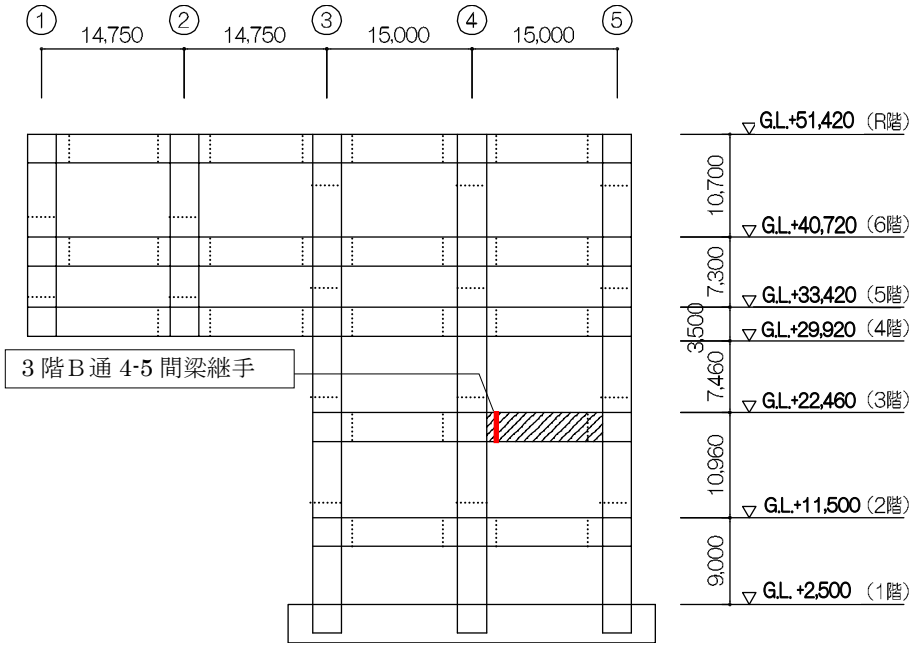


【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：85 本×2（1 面あたり）

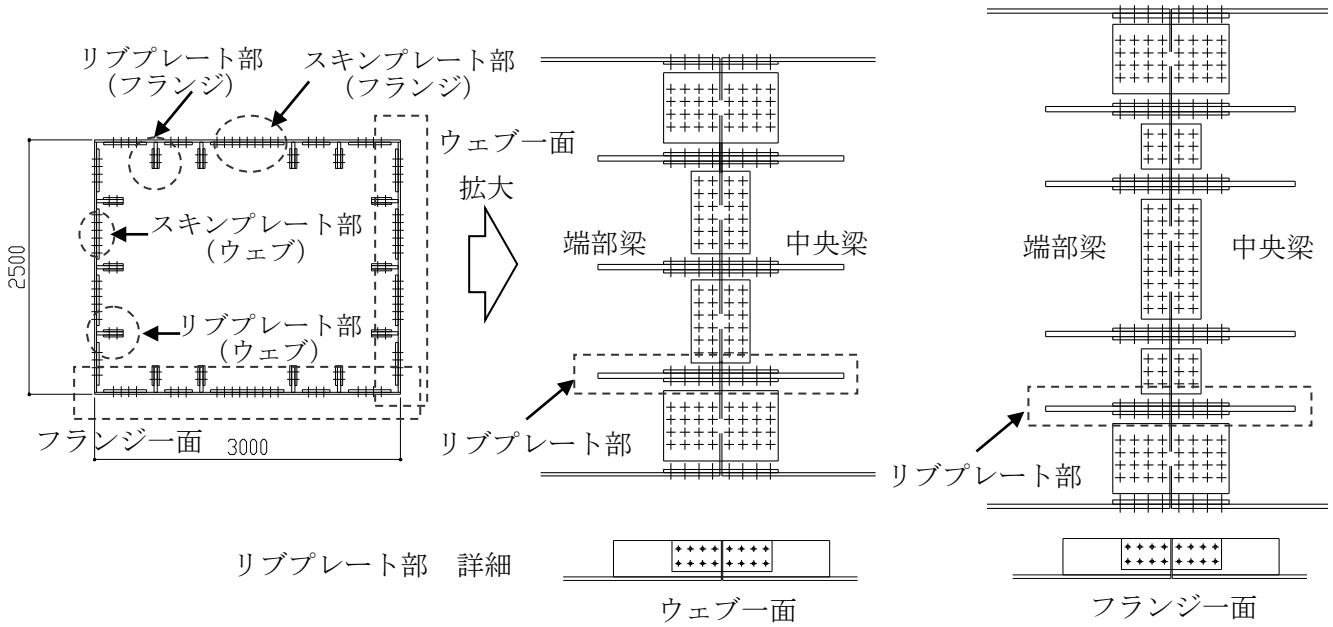
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（２）クレーン支持用架構　接合部詳細

図－２　クレーン支持用架構　接合部①



（１）　クレーン支持用架構　接合部位置（Ｂ通り軸組図）

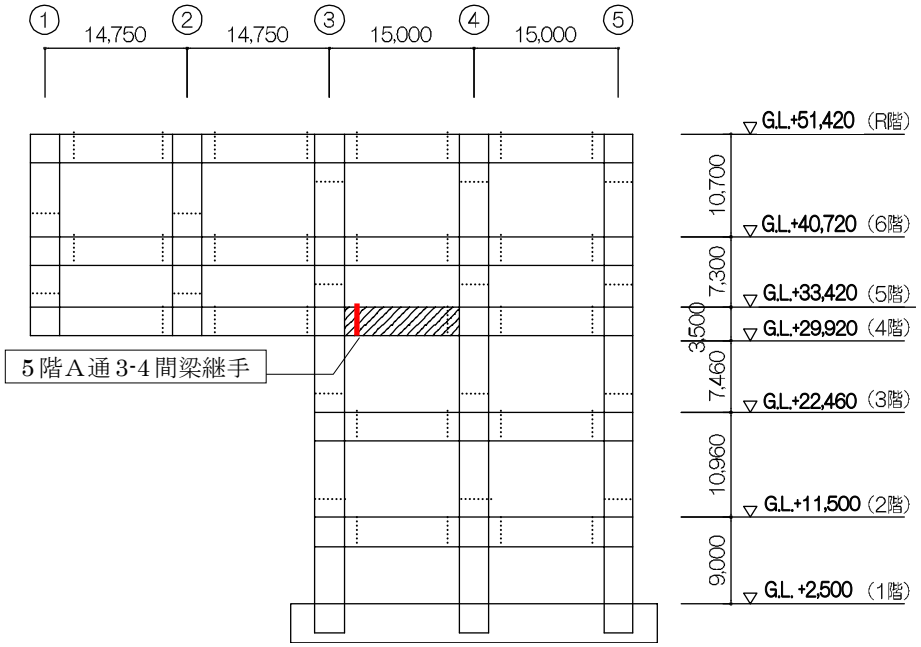


【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：62 本×2（フランジ 1 面あたり）
本数：56 本×2（ウェブ 1 面あたり）

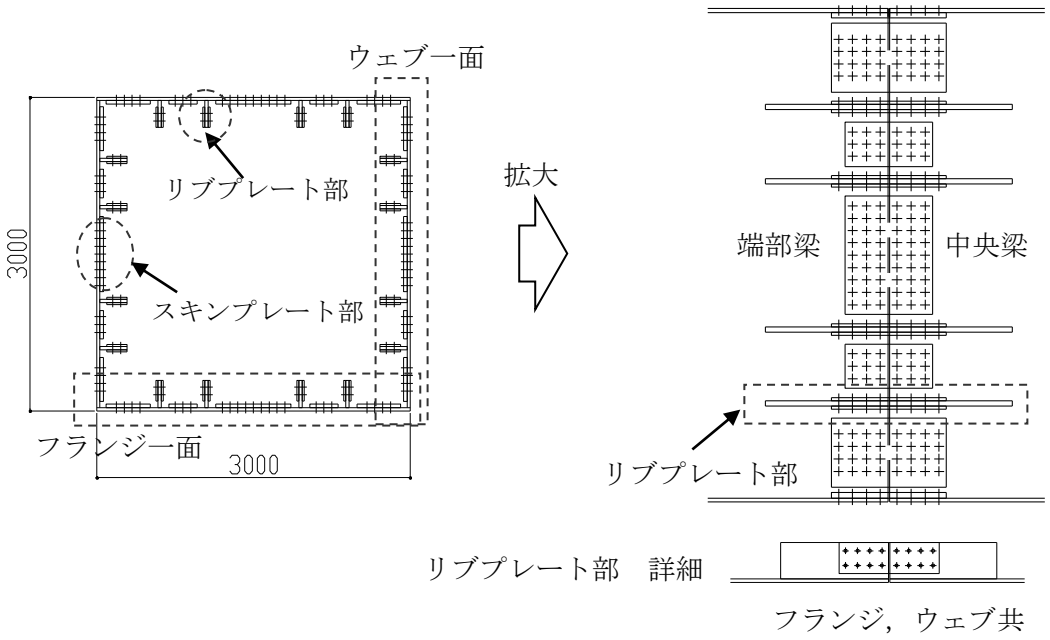
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（２）　接合部詳細(3 階Ｂ通 4-5 間梁)

図－３　クレーン支持用架構　接合部②



（１）接合部位置（A通り軸組図）

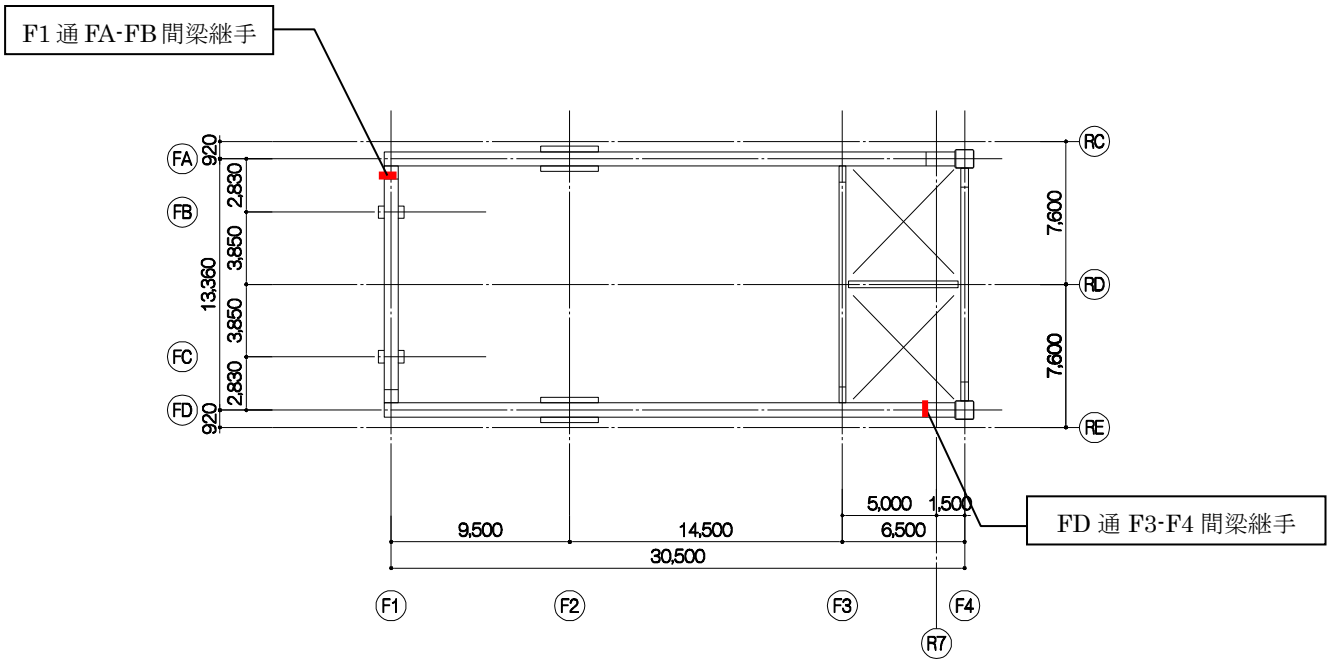


【スキンプレート部】
ボルト種類：MUTF27
本数：77 本×2（フランジ，ウェブ共 1 面あたり）

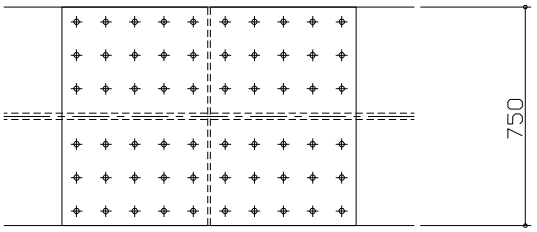
【リブプレート部】
ボルト種類：SHTB　M24
本数：8 本×2（1 箇所あたり）

（２）接合部詳細(5 階A通 3-4 間梁)

図－４　クレーン支持用架構　接合部③

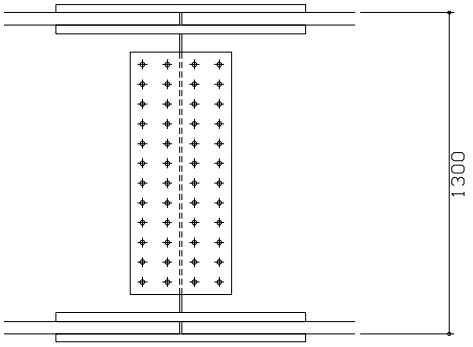


（１）接合部位置



(a)フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト本数：30 本×2

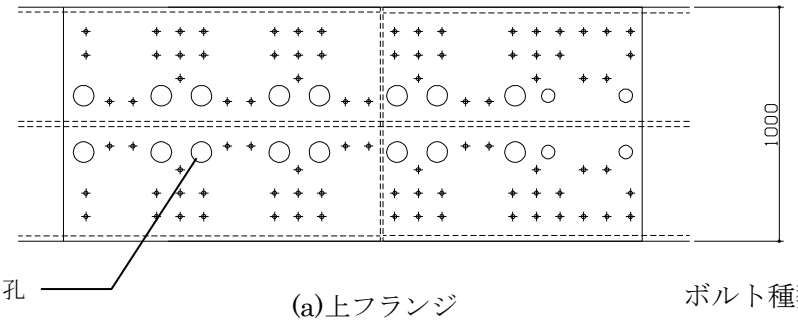


(b)ウェブ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：24 本×2

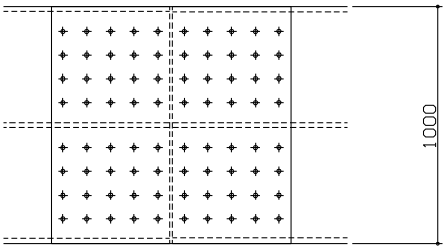
（２）接合部詳細図（F1 通 FA-FB 間梁継手）

図－５　燃料取扱機支持用架構　接合部図①



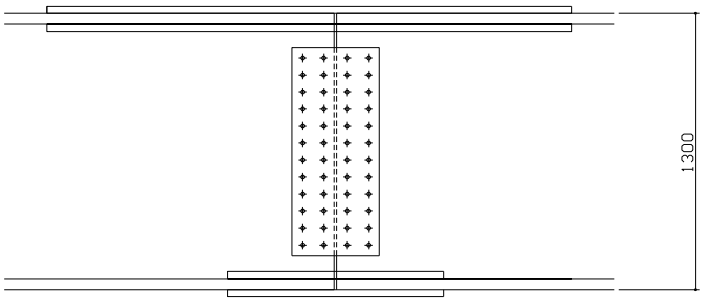
(a)上フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：44 本×2



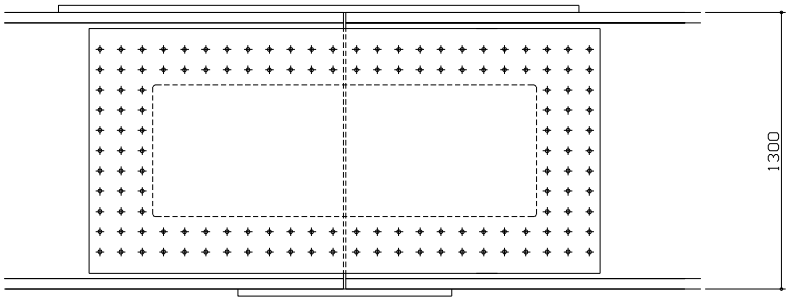
(b)下フランジ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：40 本×2



(c)ウェブ

ボルト種類：HTB　M27
ボルト数：24 本×2

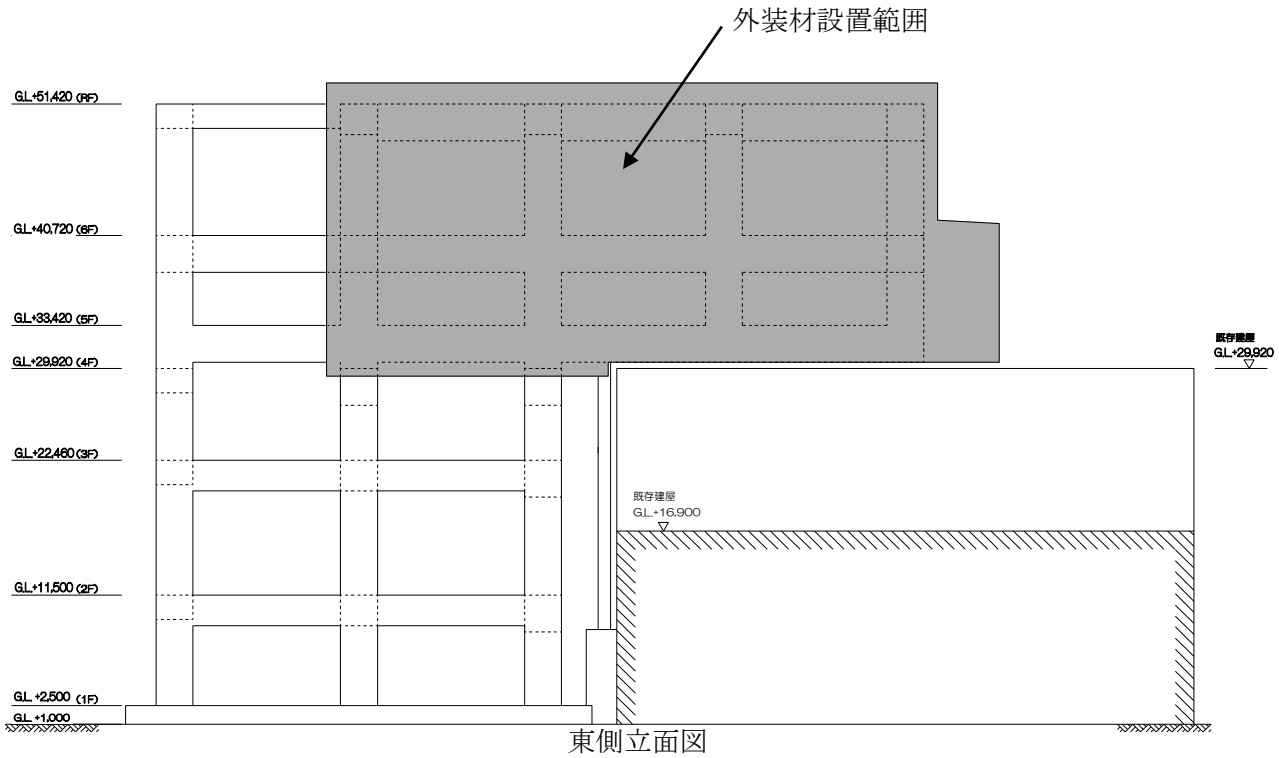


(d)側面プレート

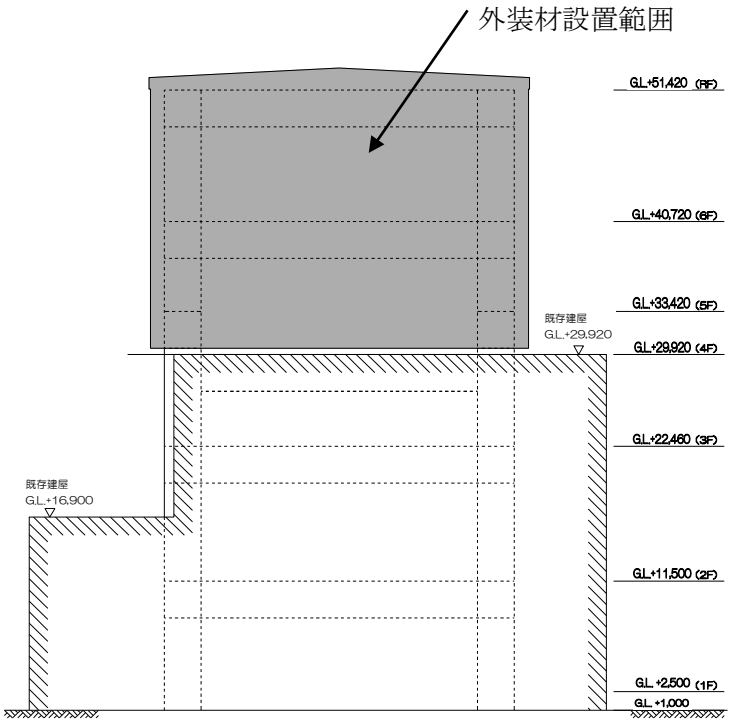
ボルト種類：MUTF27
ボルト数：69 本×2

接合部詳細図（FD 通 F3-F4 間梁継手）（接合部位置は図―５参照）

図－６　燃料取扱機支持用架構　接合部図②

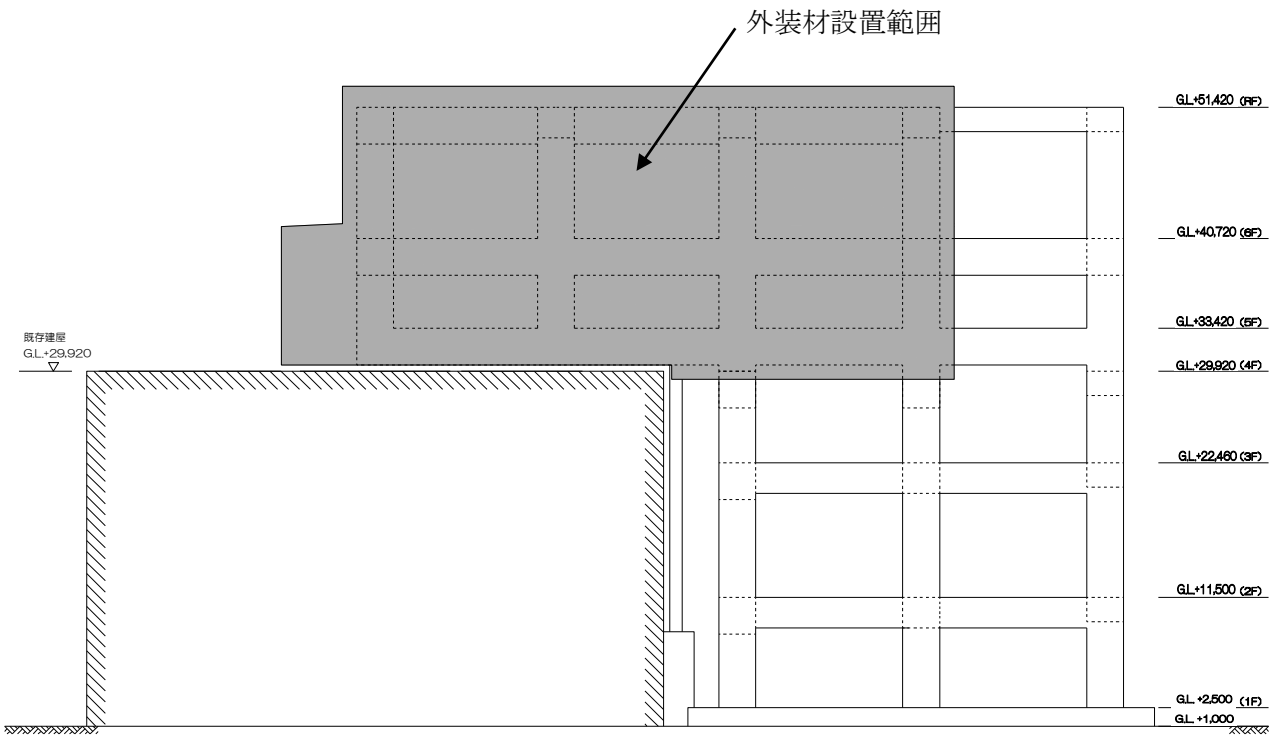


東側立面図

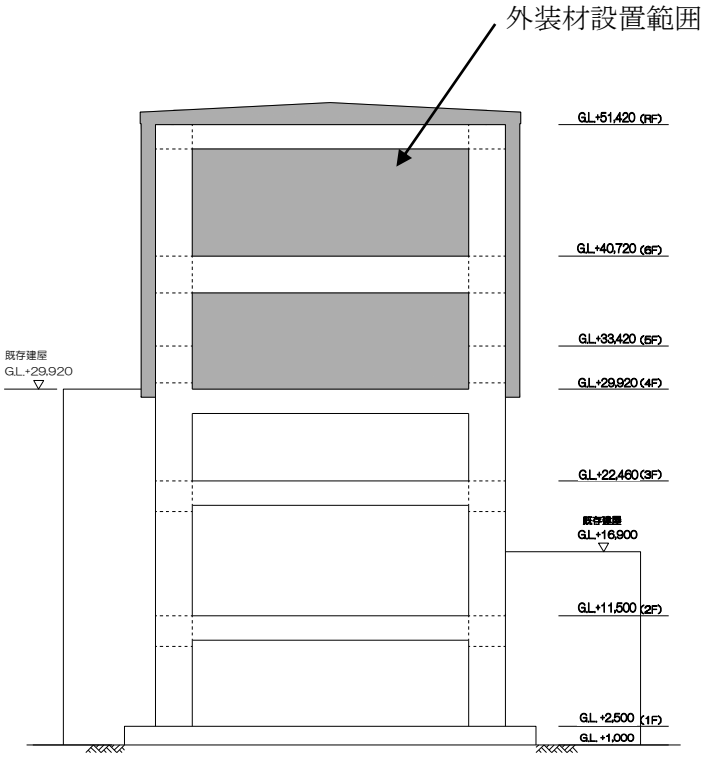


北側立面図

図－７　外装材設置範囲図①

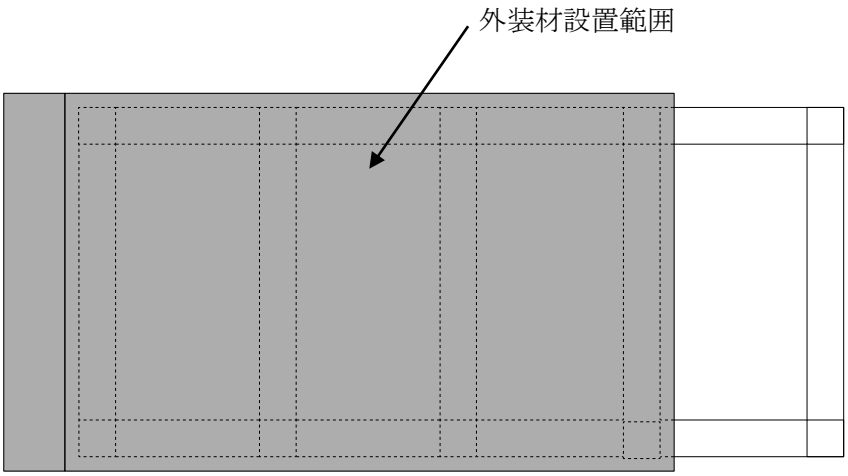


西側立面図



南側立面図

図－８　外装材設置範囲図②



屋根伏図

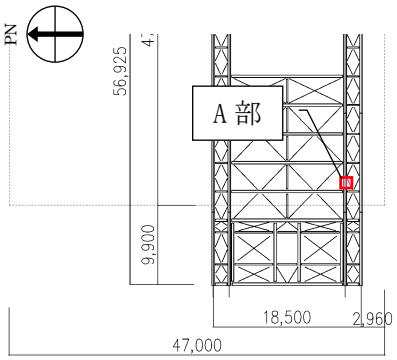
図－９　外装材設置範囲図③

３号機燃料取り出し用カバーに係る確認事項

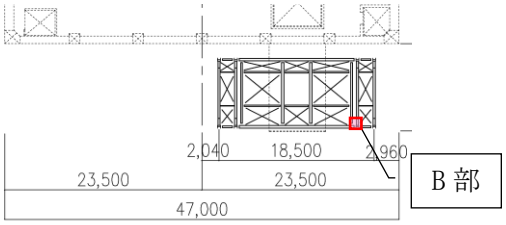
３号機燃料取り出し用カバーの工事に係る主要な確認項目を表－１に示す。

表－１　３号機燃料取り出し用カバーの工事に係る確認項目

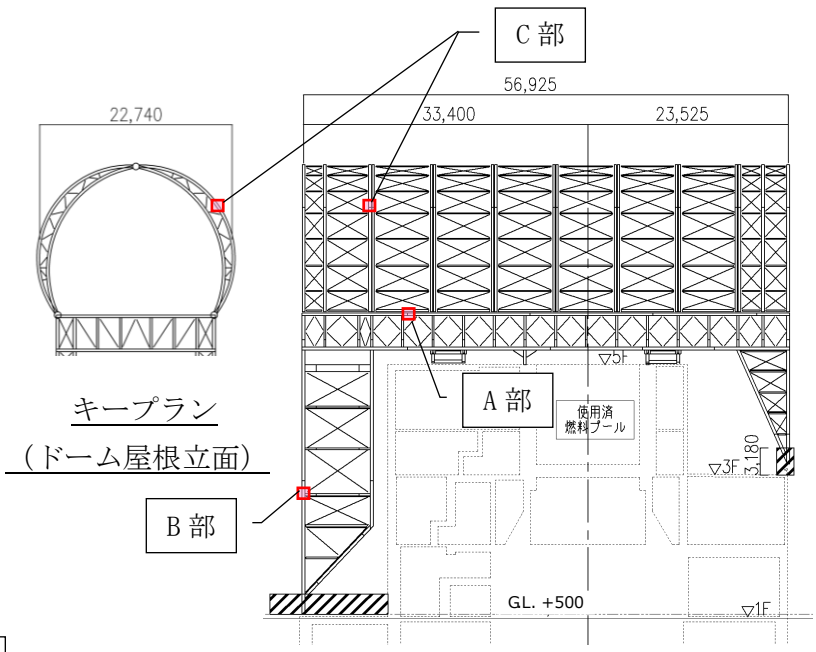
確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度及び耐震性	材料確認	鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3136，JIS G 3101，JIS G 3106，JIS G 3444，JIS G 3474 に適合すること。
		制震装置（オイルダンパ）の減衰係数を確認する。	減衰係数（C_1=50×10^5 N・s/m，C_2= 3.95×10^5 N・s/m）が±10%以内であること。
		トルシア型超高力ボルト(SHTB)の仕様を確認する。	建築基準法 68 条の 26 第 1 項の規定に基づき、同法第 37 条第二号の規定に適合すること。
	据付確認	接合部（図－１参照）の施工状況を確認する。	SHTB が所定の本数・種類であること。
	外観確認	制震装置（オイルダンパ）の外観を確認する。	有害な欠陥がないこと。
		ドーム屋根に取付ける外装材の外観を確認する。	外装材の設置範囲が、図－２の通りであること。



キープラン（G.L.+36.000 伏図）

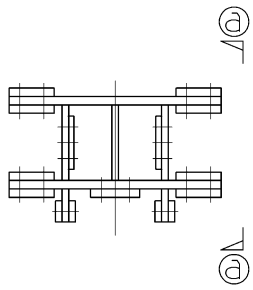


キープラン（G.L.+16.900 伏図）

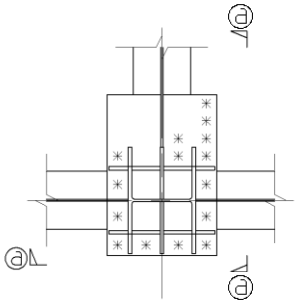


キープラン
（ドーム屋根立面）

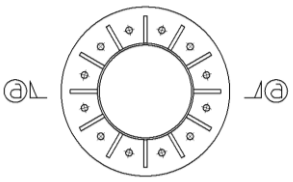
キープラン（東西断面図）



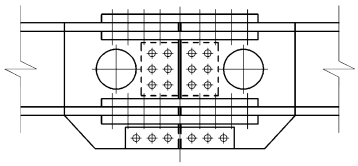
断面図



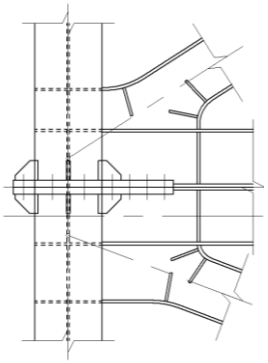
伏図



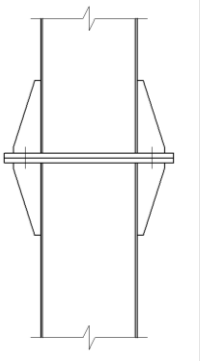
断面図



ⓐ-ⓐ断面図



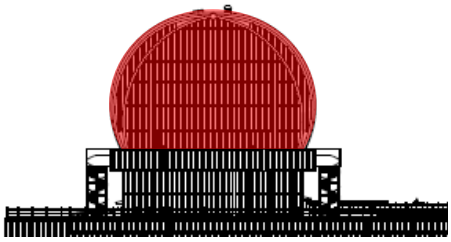
ⓐ-ⓐ断面図



ⓐ-ⓐ断面図

ボルト種類 ： SHTB M24 本数 58×2	ボルト種類 ： SHTB M24 本数 15	ボルト種類 ： SHTB M22 本数 12
(a) ガーダ上弦材（A 部）	(b) 柱材（B 部）	(c) 弦材（C 部）

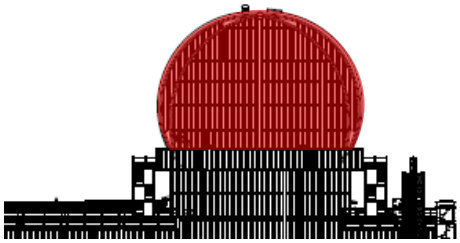
図－１　接合部詳細



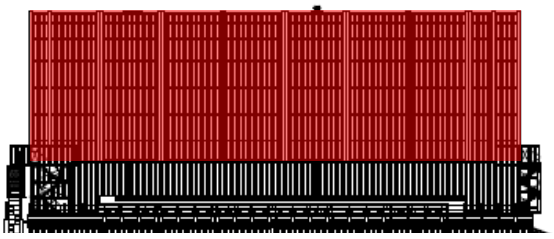
東立面図



北立面図



西立面図



南立面図

ドーム屋根外装材設置箇所

図－２　３号機燃料取り出し用カバーのドーム屋根外装材設置範囲

別添－５

３号機原子炉建屋の躯体状況調査結果を反映した使用済燃料プール等の耐震安全性評価結果

1. はじめに

３号機原子炉建屋では，現在，瓦礫撤去及び燃料取り出し用カバーの施工が進捗している。瓦礫撤去に伴い，新たな損傷調査が可能になり，躯体の詳細な損傷状況が明らかになった。一方で，燃料取り出し用カバーには，使用済燃料プール部近傍のオペレーティングフロア（５階床）を支持点として，水平振れ止め装置（ストッパ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）の設置や，同じくオペレーティングフロアの随所に，作業の安全のため遮へい体の設置などが計画されている。

本報告書では，燃料取り出し用カバー設置に際し，使用済燃料プール，オペレーティングフロア（以下，オペフロとする）及び１～５階の最新の損傷状況調査結果と，その損傷状況を反映し，かつ使用済燃料の取り出し時の荷重状態を想定した原子炉建屋の３次元ＦＥＭ解析により，使用済燃料プール等（使用済み燃料プール壁床，プールを拘束するシェル壁，オペフロ床）の耐震安全性評価結果を報告する。

2. 損傷状況の調査結果

原子炉建屋の瓦礫撤去に伴い，損傷状況の調査を行った。調査は耐震安全性に関わる内外壁及び床を対象に，クレーン吊りの遠隔操作カメラによる映像分析及び遠隔操作ロボットによる建屋内調査の映像分析により実施した。主にクレーン吊りカメラではオペフロ床面及びオペフロ南西部に位置する大物搬入用の床開口から２～５階の開口周辺部の使用済燃料プール壁を含む壁，床を確認した。遠隔操作ロボットによる建屋内調査映像ではクレーン吊りカメラでは確認できない１階，２階のシェル壁を含むエリアの壁，床の状況を確認した。調査結果として，通りスパンごとに損傷の程度を３段階（損傷なし，一部損傷，全壊）に分類した。図-2.1～図-2.10 に原子炉建屋内の各階における損傷状況を，図-2.11 に建屋外壁状況写真をそれぞれ示す。

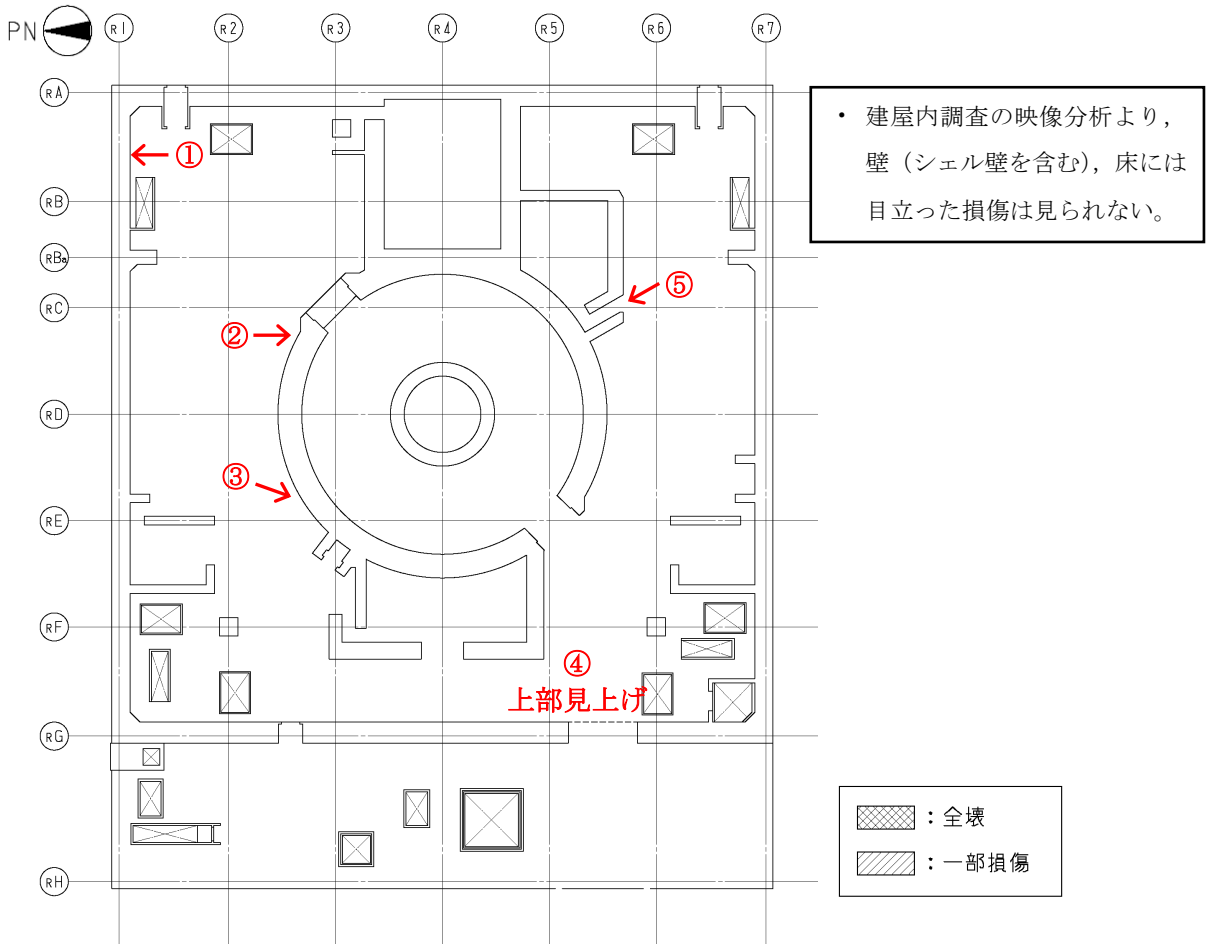
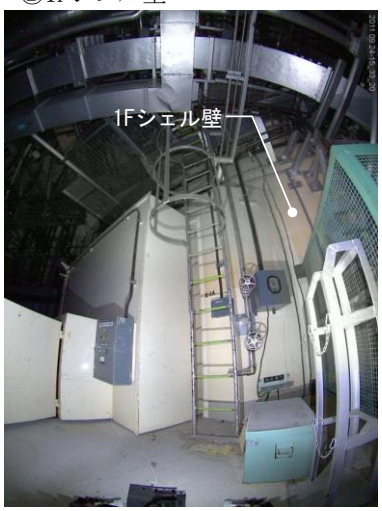


図-2.1　損傷状況（１階）

①1F北側外壁



②1Fシェル壁



③1Fシェル壁及び1F床

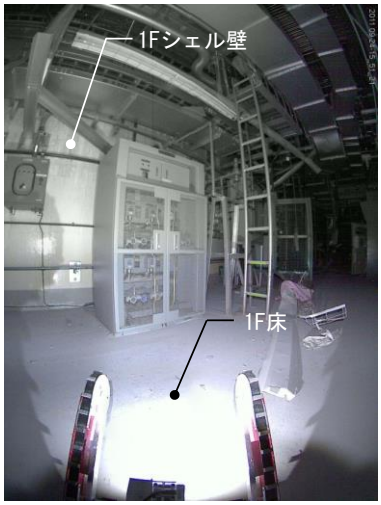
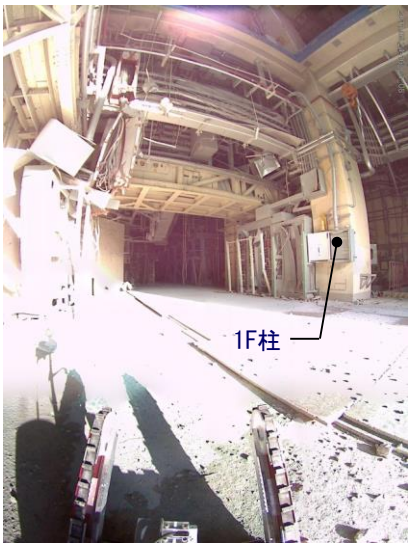


図-2.2(1)　建屋内状況写真（１階）

④1F大物搬入口付近



⑤1Fシェル壁

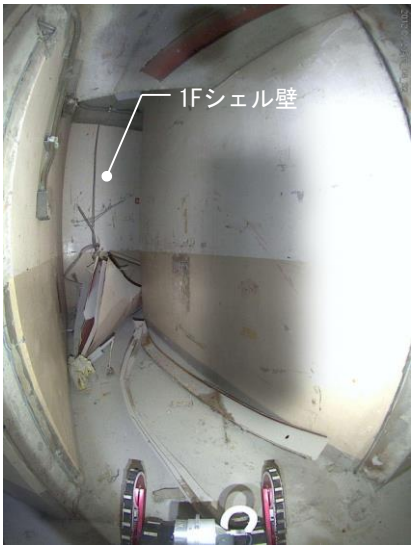


図-2.2(2)　建屋内状況写真（１階）

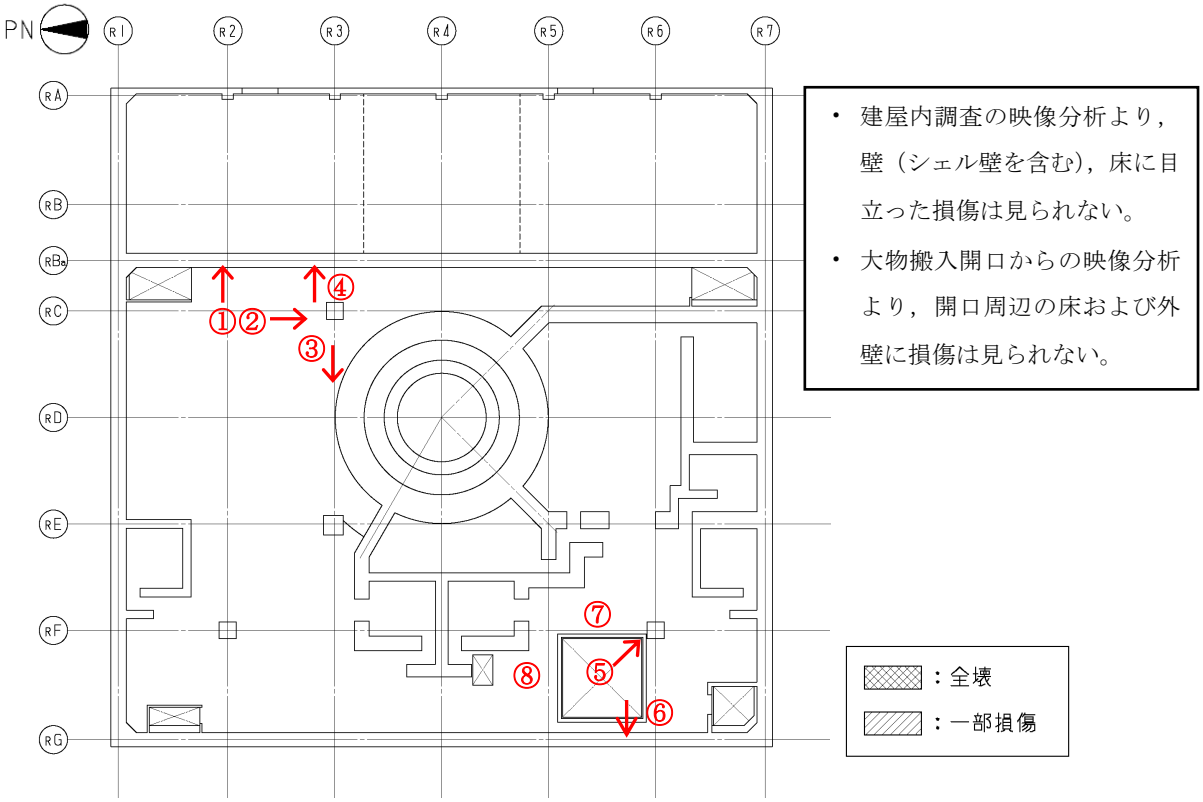


図-2.3　損傷状況（２階）

①2F階段口東側外壁

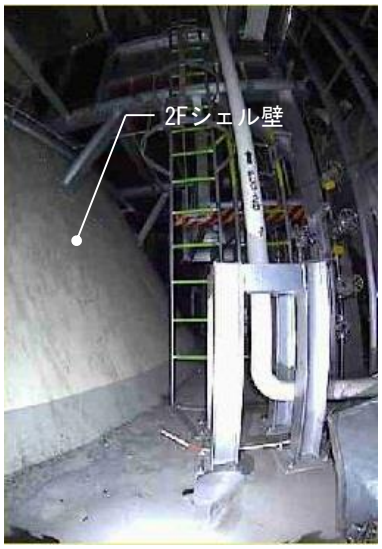


②2F床及び中間部の柱



図-2.4(1)　建屋内状況写真（２階）

③2Fシェル壁



④2F東側外壁



⑤2F柱脚



⑥2F西側外壁脚部



⑦2F床（大物搬入口東側）



⑧2F床（大物搬入口北側）



図-2.4(2)　建屋内状況写真（２階）

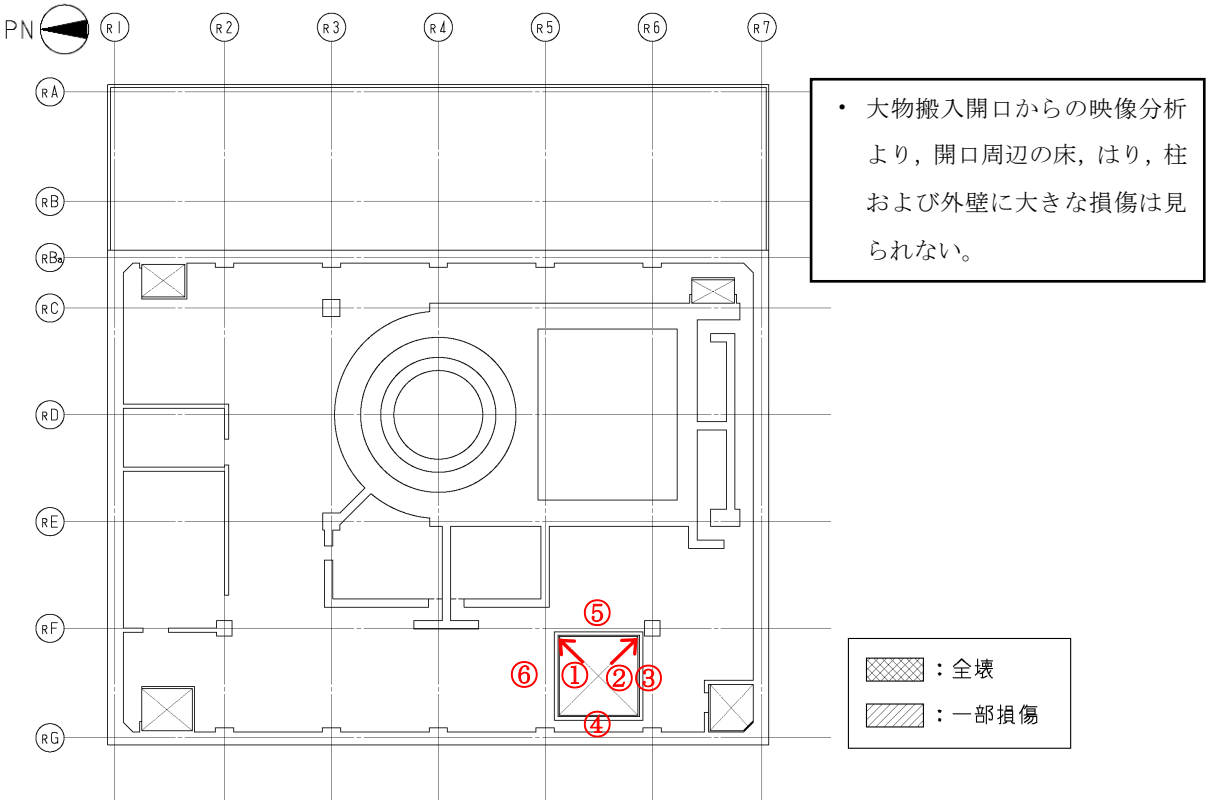
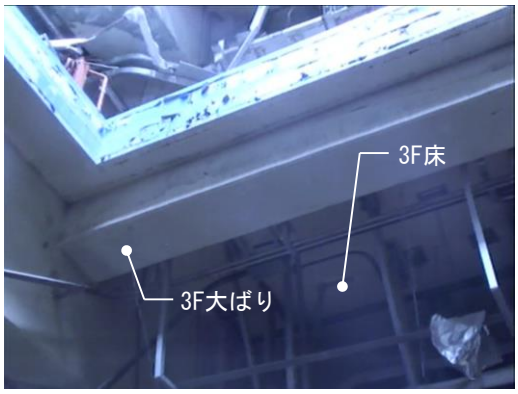


図-2.5　損傷状況（３階）

①3F大ばり交差部（R5通り×RF通り）



② 3F大ばり交差部（R6通り×RF通り）

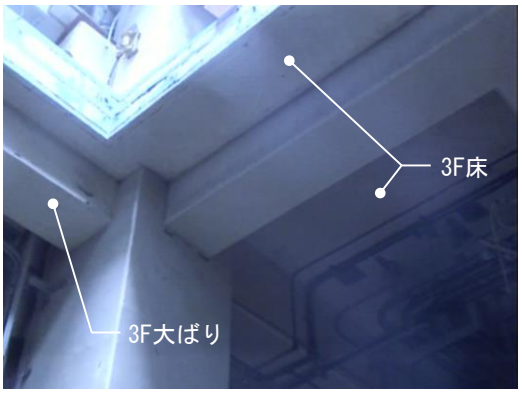
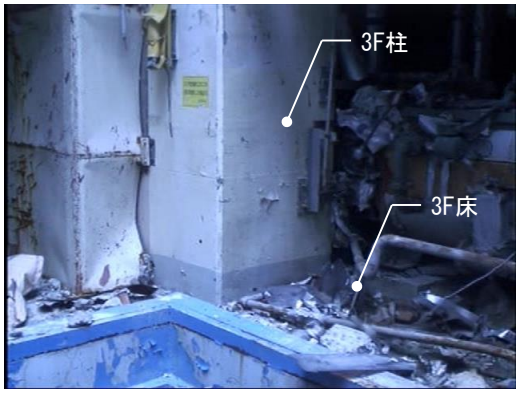
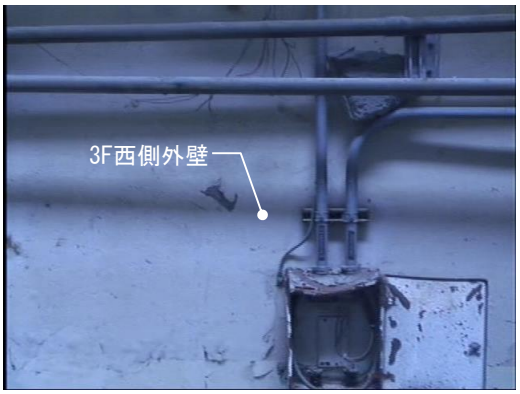


図-2.6(1)　建屋内状況写真（３階）

③3F柱脚



④3F西側外壁中央部



⑤3F床（大物搬入口東側）



⑥3F床（大物搬入口北側）

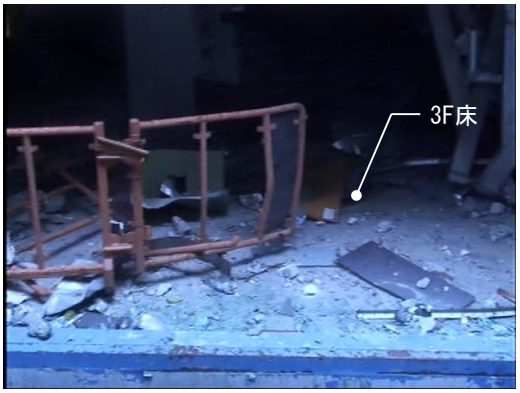
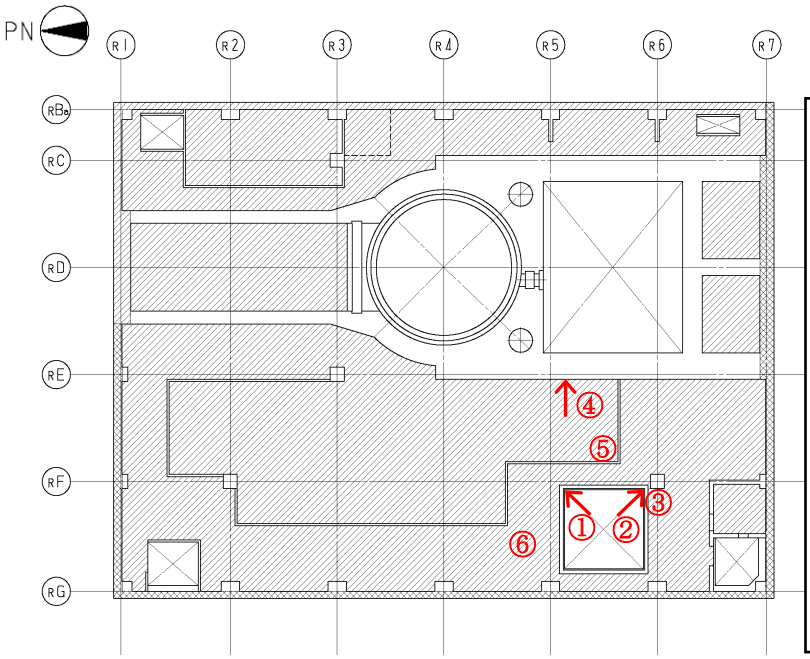


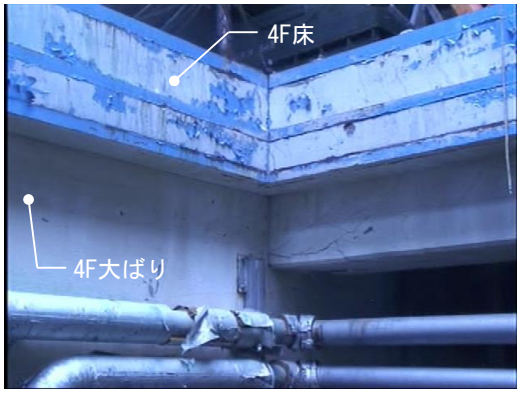
図-2.6(2)　建屋内状況写真（３階）



- 大物搬入開口からの映像分析より，開口周辺の床，はりの一部に剥落が見られる。
- 北西部や北東部において，上部の 5 階床が全壊している箇所もあることより，4 階床は全面的に一部損傷状態にあると推定する。
- プール壁頂部の一部に軽微な損傷が見られるが，剥落などは見られない。

図-2.7　損傷状況（４階）

①4F大ばり 交差部（R5通り ×RF通り）



②4F大ばり 交差部（R6通り ×RF通り）

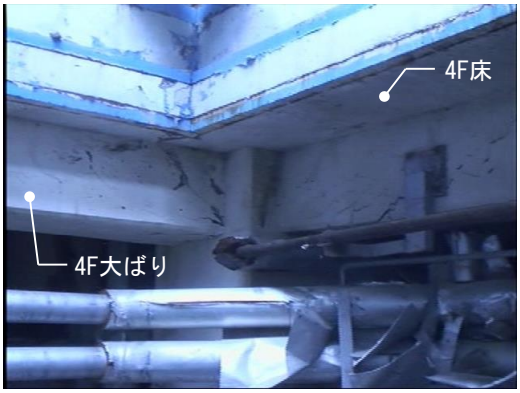
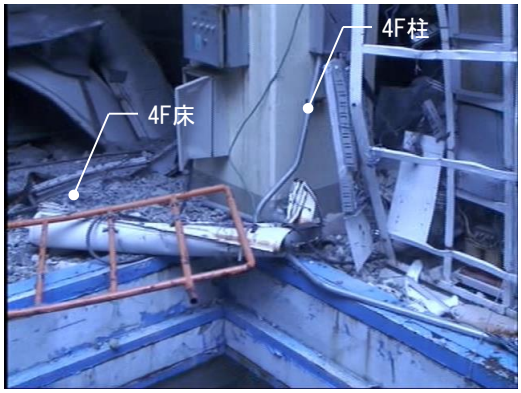
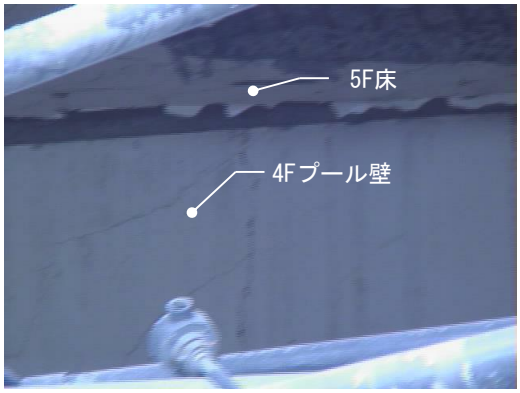


図-2.8(1)　建屋内状況写真（４階）

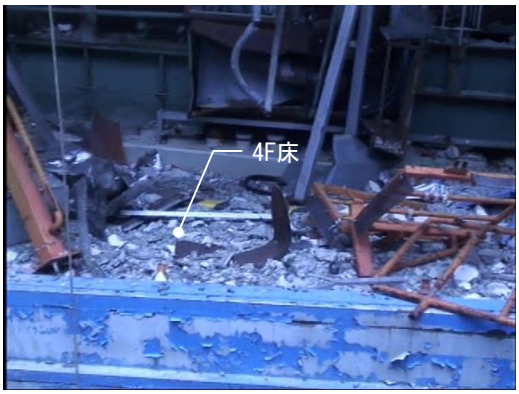
③4F柱脚



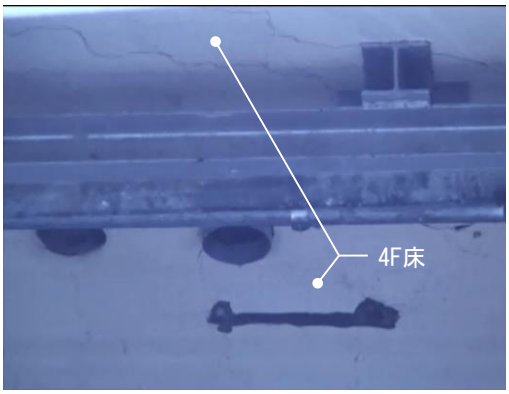
④4Fプール壁（頂部）



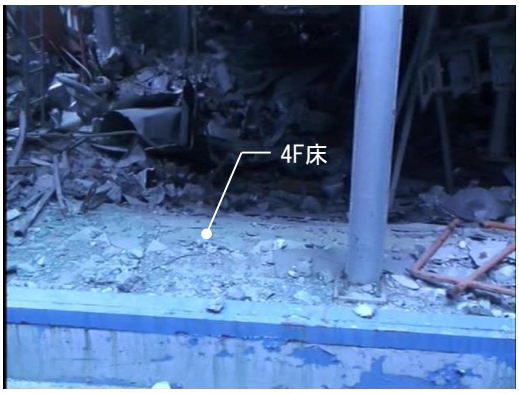
⑤4F床（大物搬入口東側）



⑤4F床（大物搬入口東側）



⑥4F床（大物搬入口北側）



⑥4F床（大物搬入口北側）

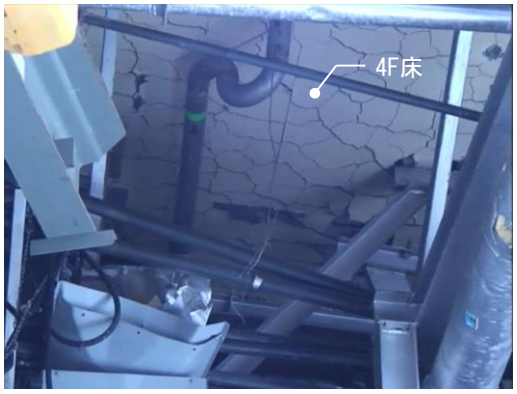
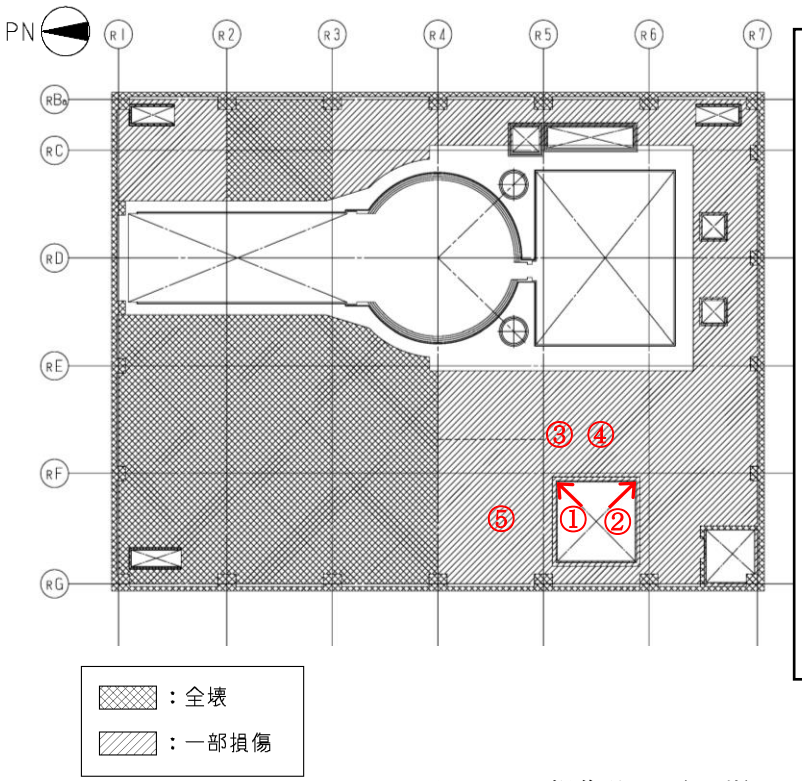


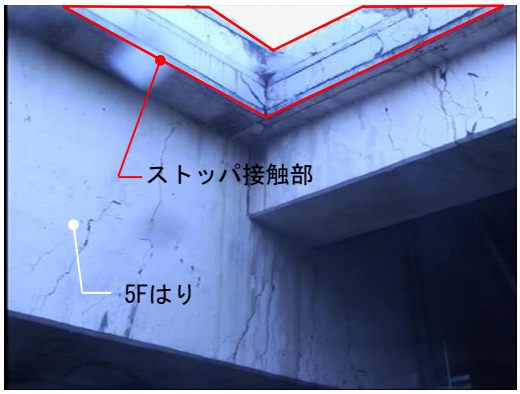
図-2.8(2)　建屋内状況写真（４階）



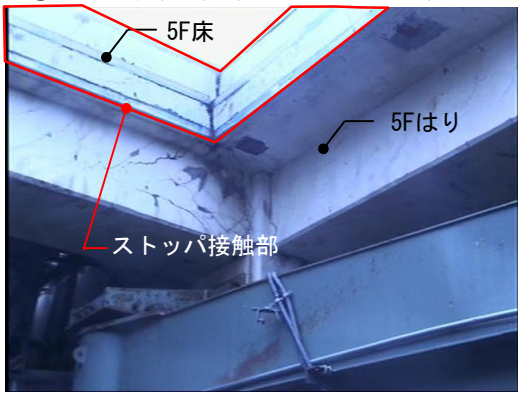
- 大物搬入開口からの映像分析より，開口周辺の床，はりに一部剥落が見られる。
- 北東部２～３通り間および北西部１～４通り間の床は全壊状態にある。
- ストッパ接触部を含む南西部および南東部の床，はりは一部剥落が見られる。
- プール壁上面のオイルダンパ接触部には表面の塗装が剥がれた程度で目立った損傷は見られない。

図-2.9　損傷状況（５階）

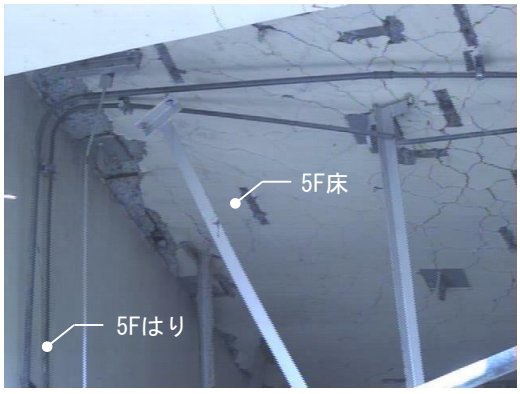
①5Fはり交差部（R5通り×RF通り）



②5Fはり交差部（R6通り×RF通り）



③5F床（大物搬入口東側）



④5F床（大物搬入口東側）

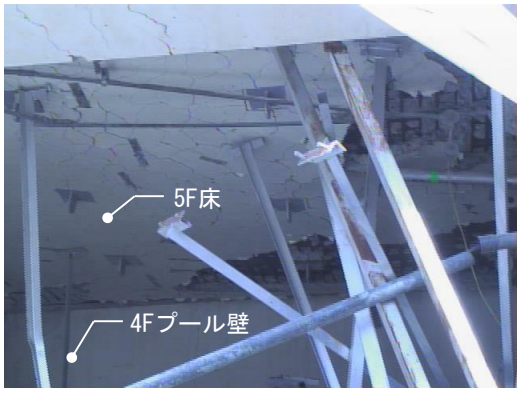
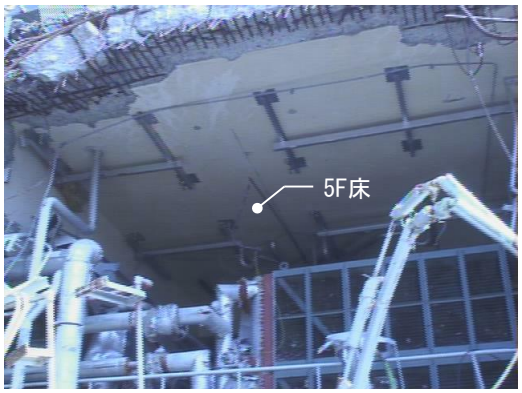
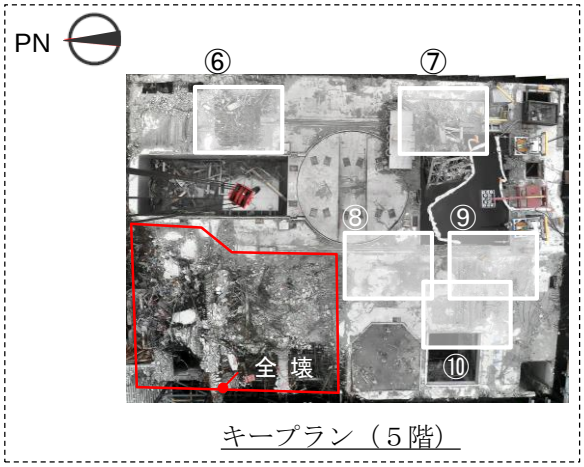


図-2.10(1)　建屋内状況写真（５階）

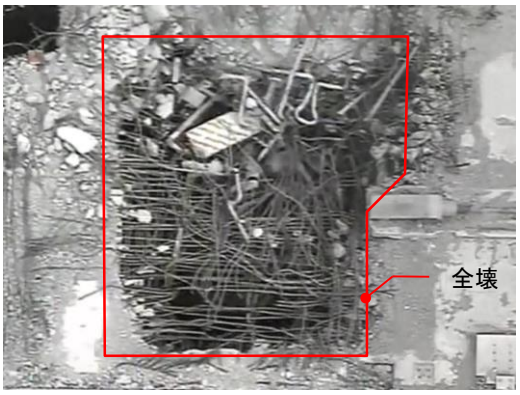
⑤5F床（大物搬入口北側）



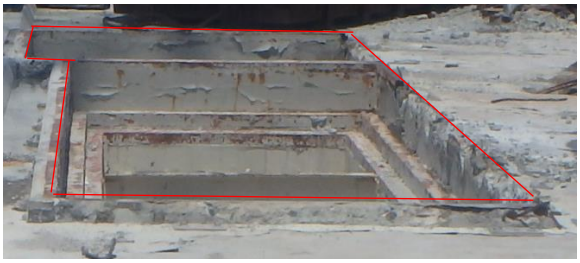


キープラン（５階）

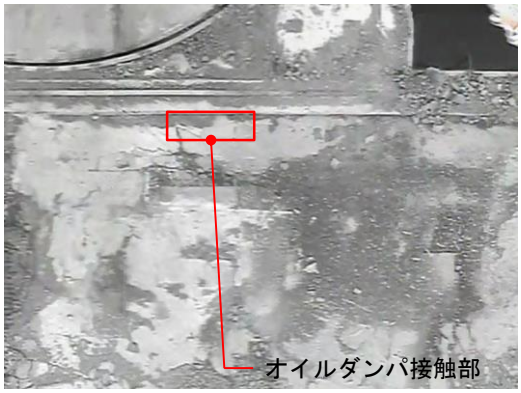
⑥5F床（機器仮置プール）



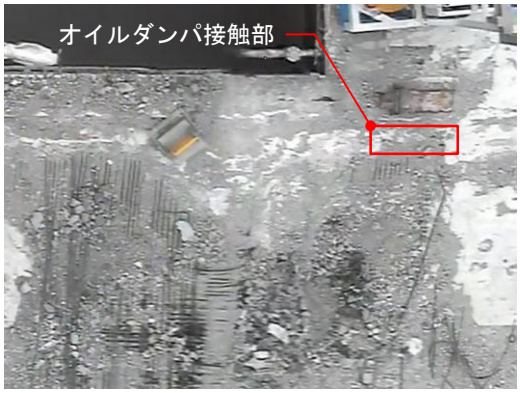
⑦東側ストッパ接触部



⑧オイルダンパ接触部（北側）



⑨オイルダンパ接触部（南側）



⑩西側ストッパ接触部

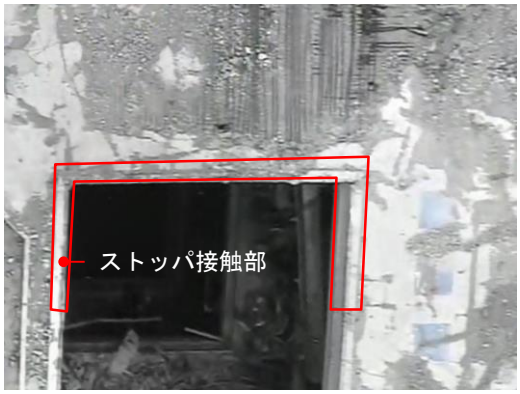


図-2.10(2)　建屋内状況写真（５階）

①西側壁面



②東側壁面



③南側壁面



④北側壁面



・ 外壁４面とも新たな損傷は見られない。

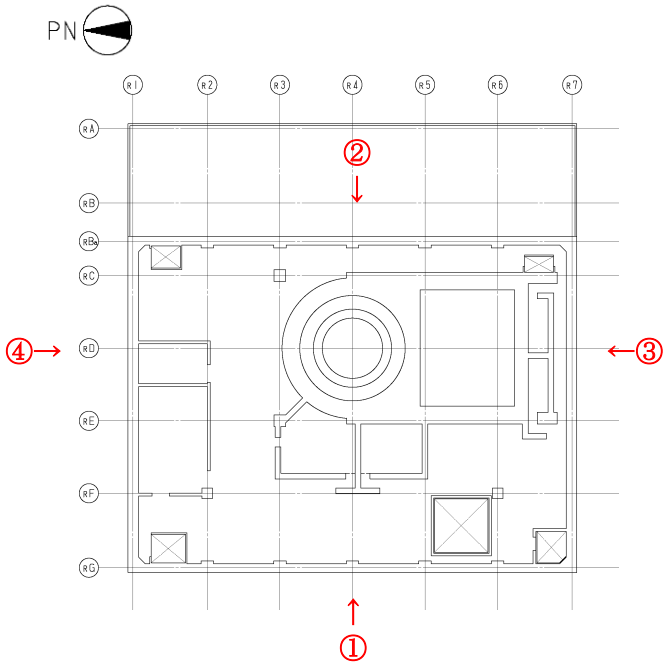


図-2.11　建屋外壁状況写真

3. ３次元ＦＥＭ解析による耐震安全性評価

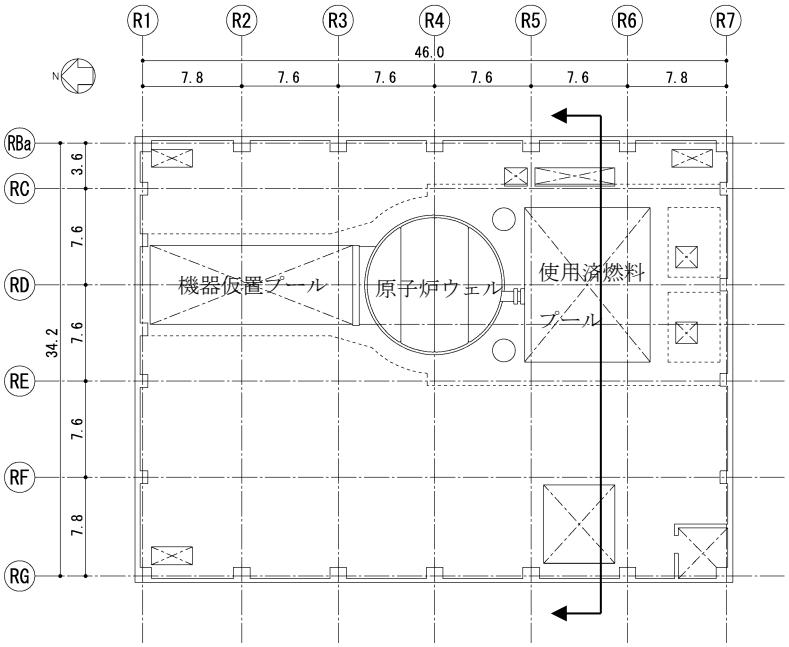
3.1 解析方針

本検討では，使用済燃料の取出し時における原子炉建屋の状況を反映するとともに，２章において損傷が確認された箇所を反映した解析モデルを作成し，基準地震動 Ss に対する耐震安全性を，３次元ＦＥＭ解析によって評価する。

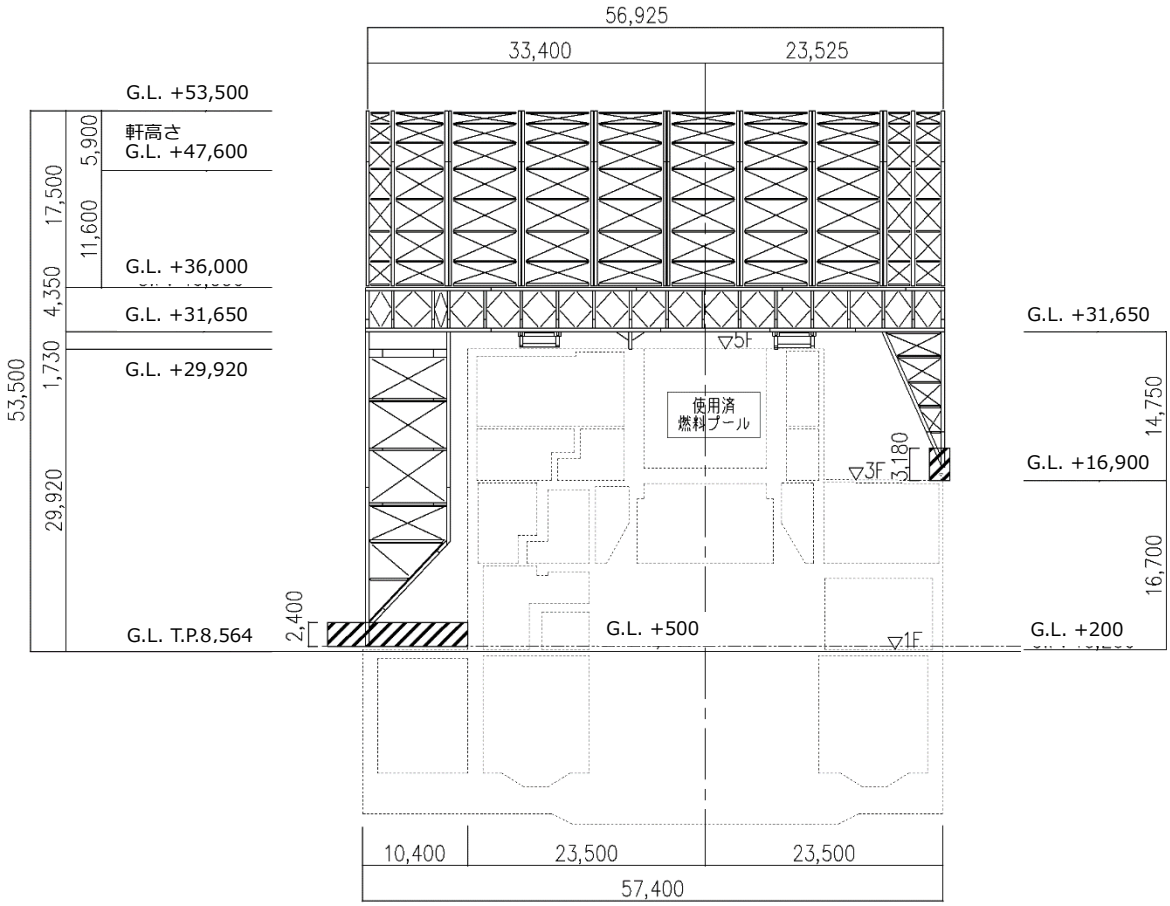
図-3.1.1 に原子炉建屋及び燃料取り出し用カバーの概要図を示す。

耐震安全性評価は，図-3.1.2 のフローに示すように以下の手順で行う。

- 使用済燃料プール周辺の２階の床（G.L.+8.7m）から５階の床（G.L.+29.92m）までの建屋部分をもとに，２章において新たに損傷が確認された箇所の強度を期待せず，剛性を低下あるいは無視した３次元ＦＥＭ解析モデルを作成する。
- 死荷重，遮へい体・燃料取り出し用カバー荷重，使用済燃料プール水による静水圧，地震応答解析結果にもとづく地震荷重，地震時の燃料取り出し用カバー反力及び荷重組合せの条件を設定する。
- 応力解析として鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を行い，使用済燃料プール部，シェル壁及び燃料取り出し用カバーが取り付く５階オペフロに発生する応力及びひずみを算出する。
- 評価基準値と比較し，耐震安全性を評価する。



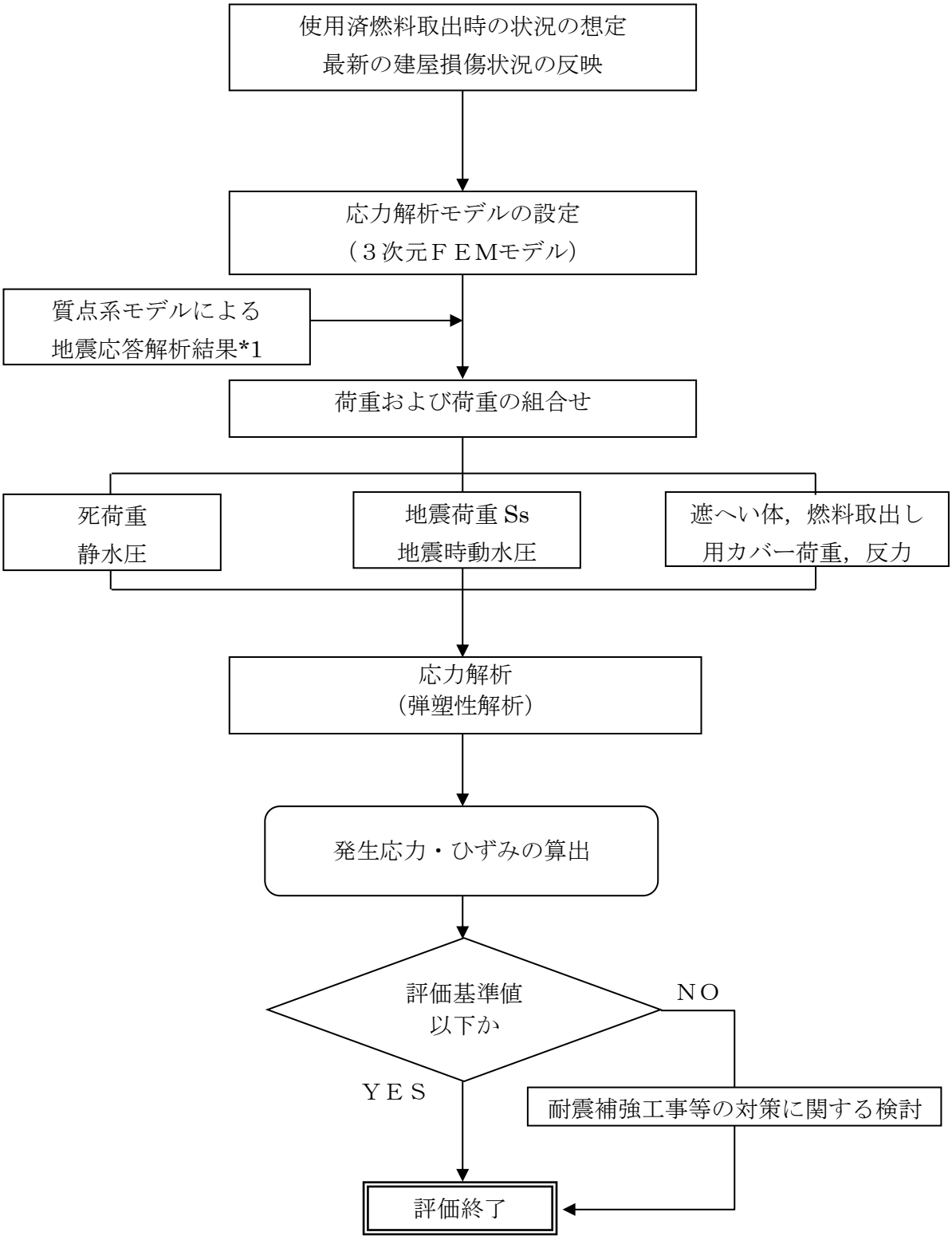
平面図



断面図

図-3.1.1　原子炉建屋及び燃料取り出し用カバーの概要図

本章に記載の標高は，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，下式に基づき換算している。
＜換算式＞ T.P.=旧 O.P.-1.436mm



*1：「Ⅱ-2-11　添付資料-4-2　3.　３号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について」中の３号機の燃料取出し時の状態を考慮した地震応答解析結果にもとづく。

図-3.1.2　耐震安全性評価フロー

3.2　応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を実施し，使用済燃料プール及びシェル壁等に発生する応力及びひずみを算定する。２階壁から５階のオペフロまでの鉄筋コンクリート部材を有限要素の集合体としてモデル化した。２章において損傷（一部損傷及び全壊）が確認された箇所について，建屋損傷状況を反映した応力解析モデルを構築した。

使用計算機コードは「ABAQUS」である。解析モデルに使用する板要素は，鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素（コンクリート部：10 要素 11 積分点）を用いた。一般には断面の板厚方向の応力分布を評価するには板厚方向の分割は 4～5 要素で十分であるが、今回は鉄筋層の外側のコンクリート剛性を考慮できるように 10 要素と細かくした。なお、面外せん断剛性は「ABAQUS」では、板厚方向には分割されず 1 要素のままとなる。各要素には，板の軸力と曲げ応力を同時に考える。また，板のたわみには曲げによる変形とせん断による変形を考慮する。柱と梁は，軸力，曲げ，せん断を同時に考慮できる梁要素としてモデル化し，板要素を含めそれぞれの要素の接合条件は剛接とした。

図-3.2.1 に解析モデル概要図を，図-3.2.2 にコンクリートと鉄筋の構成則を，図-3.2.3 に解析モデルの境界条件を示す。

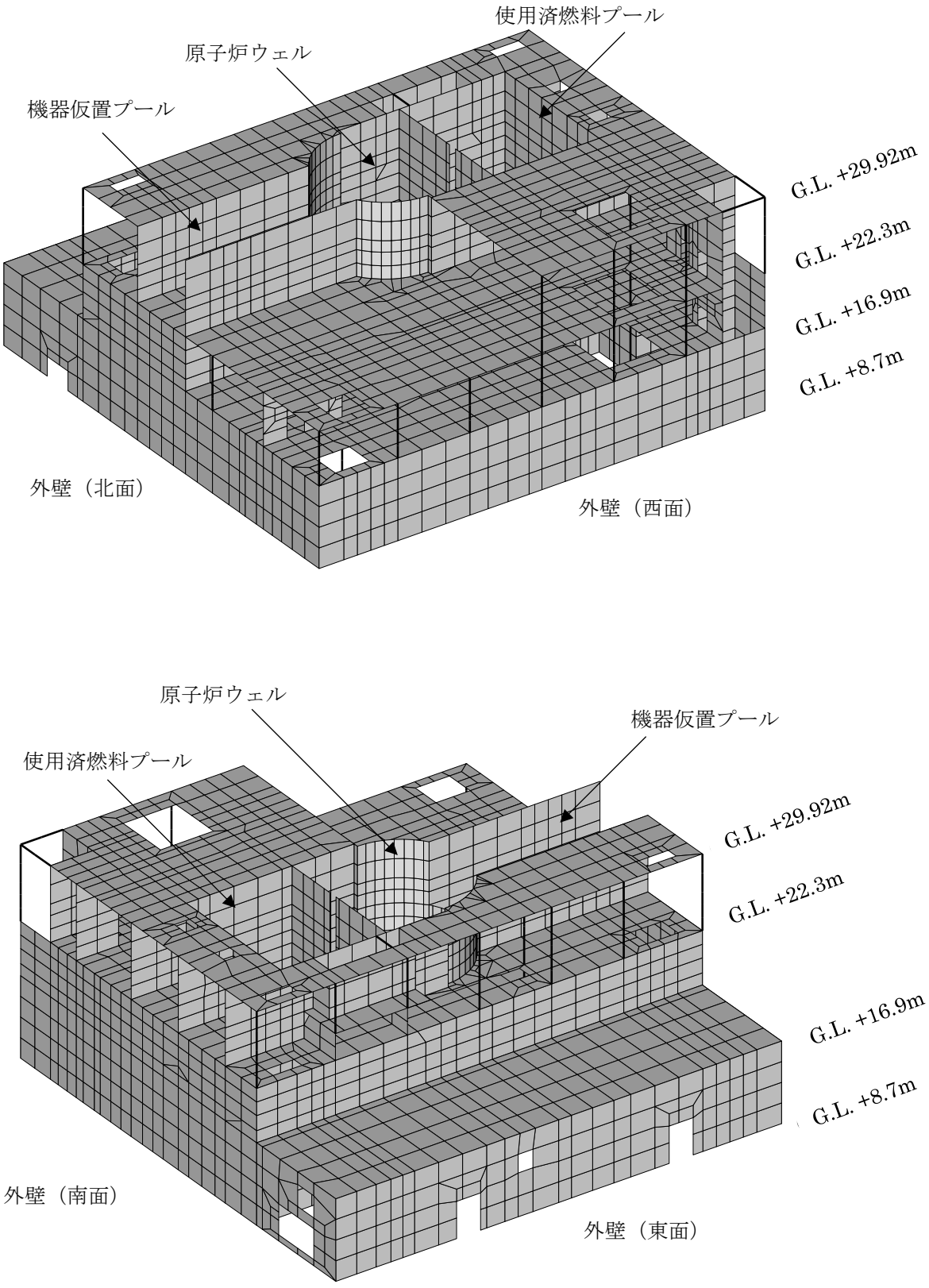
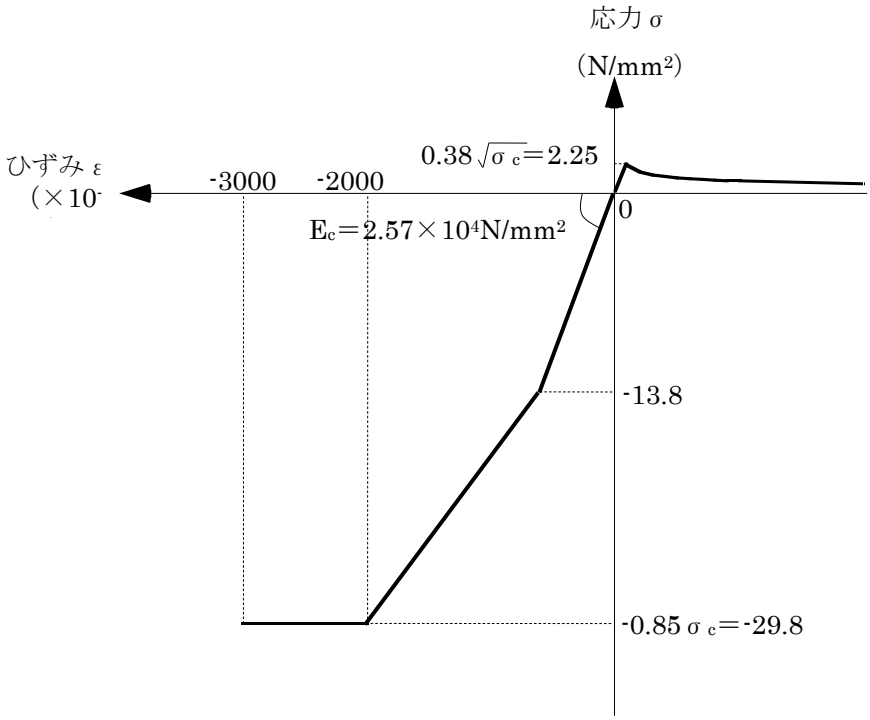
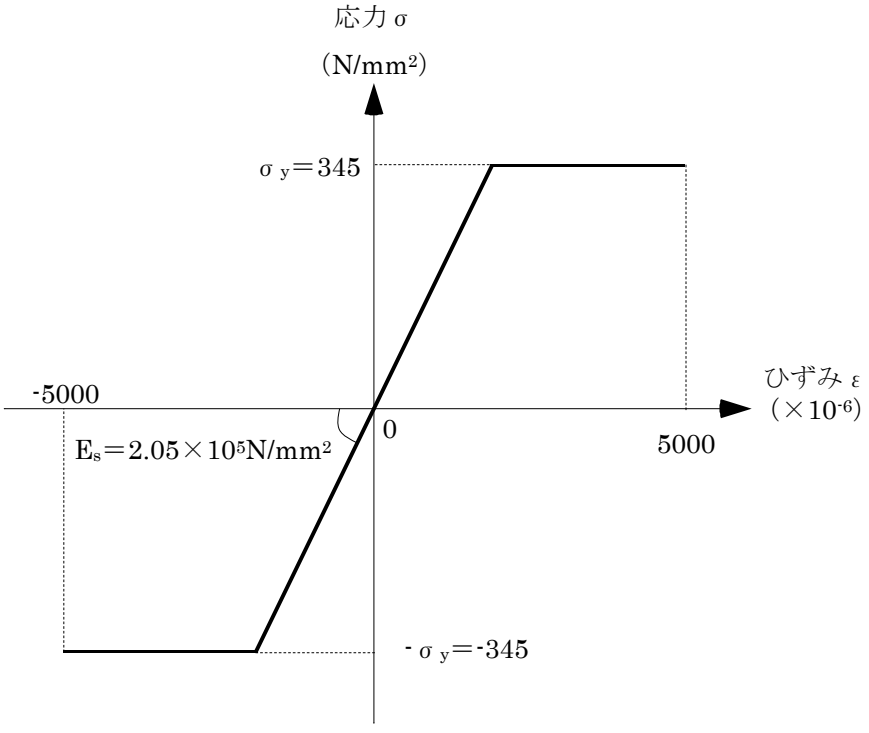


図-3.2.1　解析モデル概要図



(a)　コンクリートの応力－ひずみ関係

（コンクリート強度 σc=35N/mm²）



(b)　鉄筋の応力－ひずみ関係

（鉄筋降伏点 σy=345N/mm²）

図-3.2.2　コンクリートと鉄筋の構成則

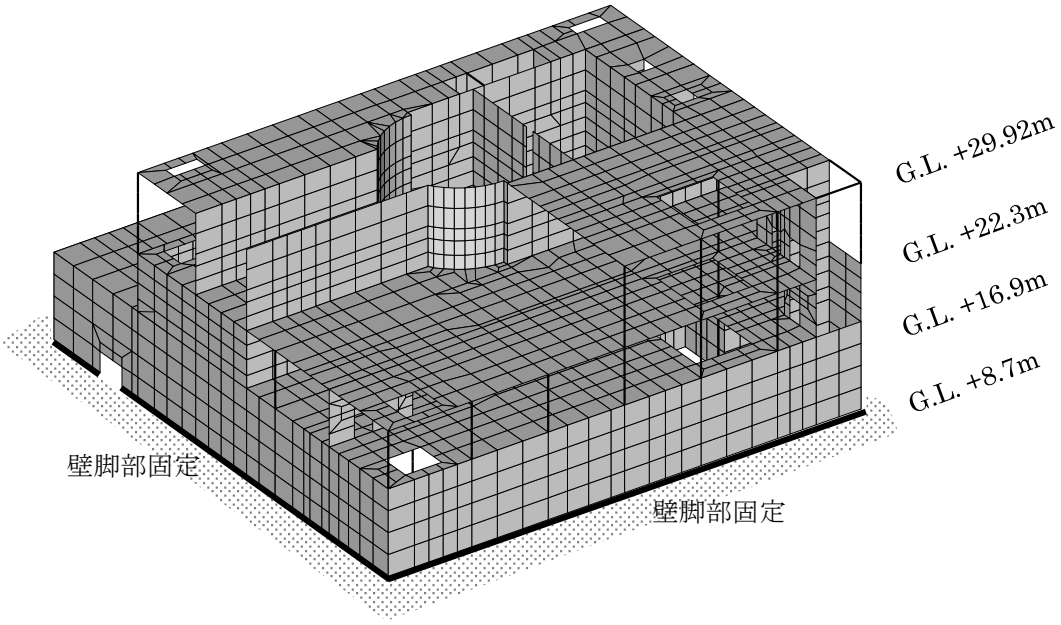


図-3.2.3　解析モデルの境界条件

3.3　損傷状況の仮定

損傷状況の仮定にあたっては，２章において損傷（一部損傷及び全壊）が確認された箇所を反映し，３次元ＦＥＭ解析モデルを作成する。図-3.3.1～図-3.3.4に損傷状況を仮定した損傷モデルを示す。

(1)床スラブ

床スラブは，５階～４階において，床全壊箇所は剛性を0%とし，床一部損壊箇所は剛性を50%とする。損傷状況の調査結果より明らかとなったオペフロ（５階）の北東部の床は，剛性を0%とする。４階の床は，大物搬入開口周辺の床，はりの一部に剥落が見られること，および，北西部や北東部において，上部の５階床が全壊している箇所もあることより，４階床は全面的に一部損傷状態にあると推定する。

(2)外壁・内壁

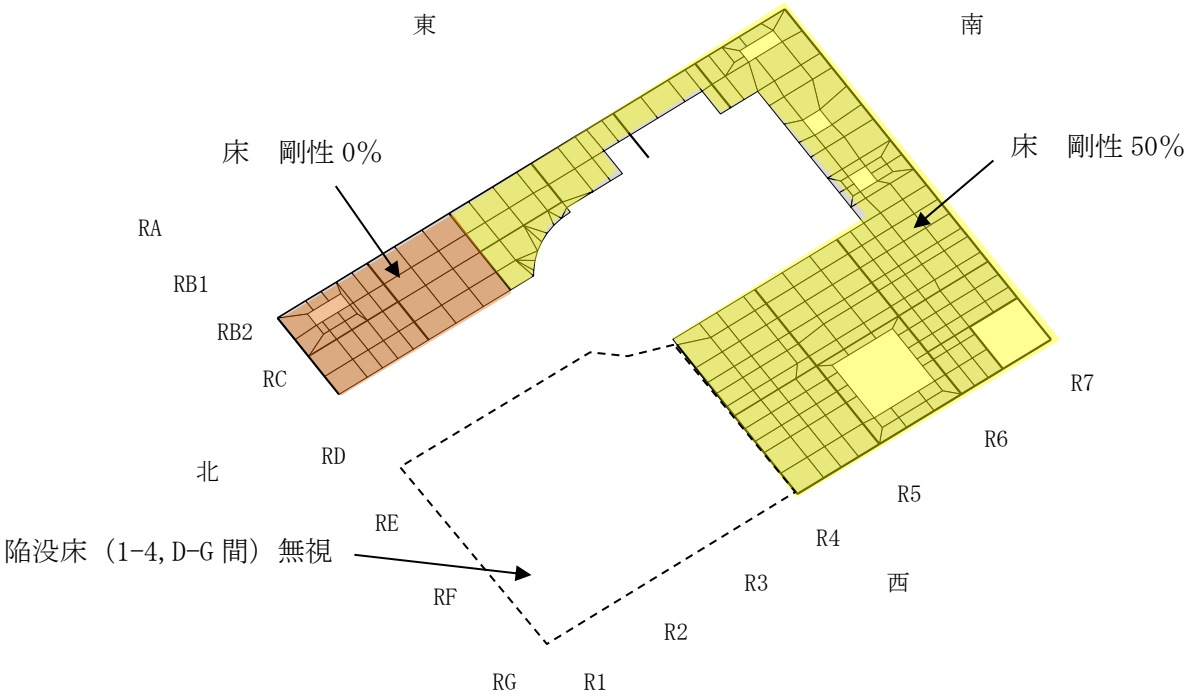
外壁・内壁は，新たな損傷が確認されていないため，変更は行わない。

(3)使用済燃料プール・機器仮置プール

使用済燃料プール・機器仮置プールについては壁及び床ともに健全であった壁や床よりも，十分な厚さがあるため，損傷なしとして評価を行う。

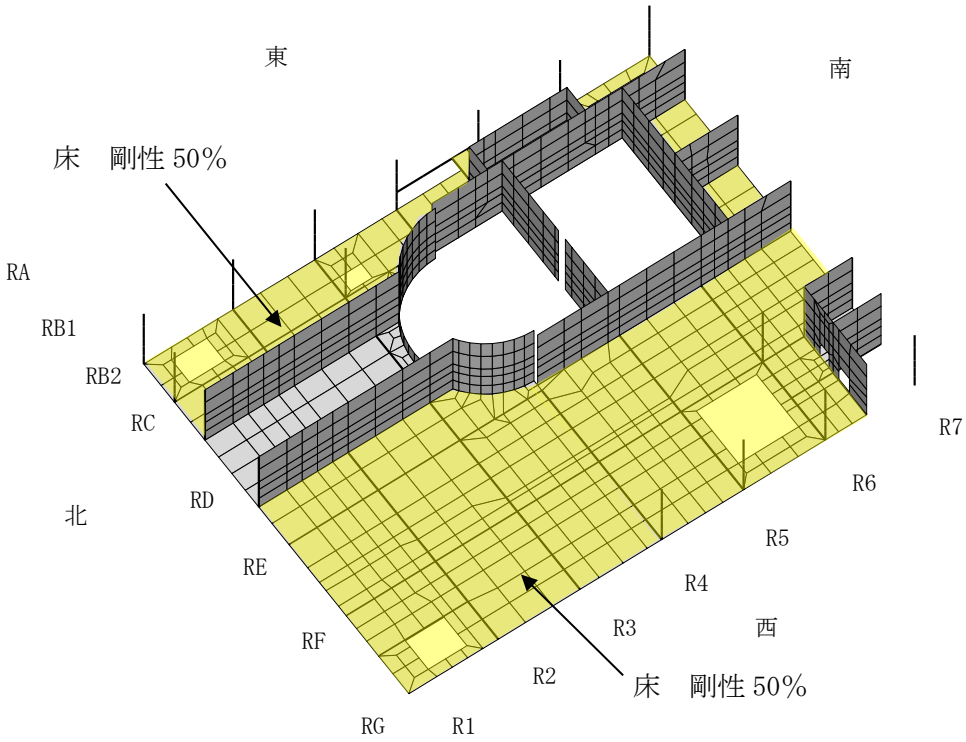
(4)シェル壁

シェル壁については健全であった壁や床よりも，十分な厚さがあるため，損傷なしとして評価を行う。



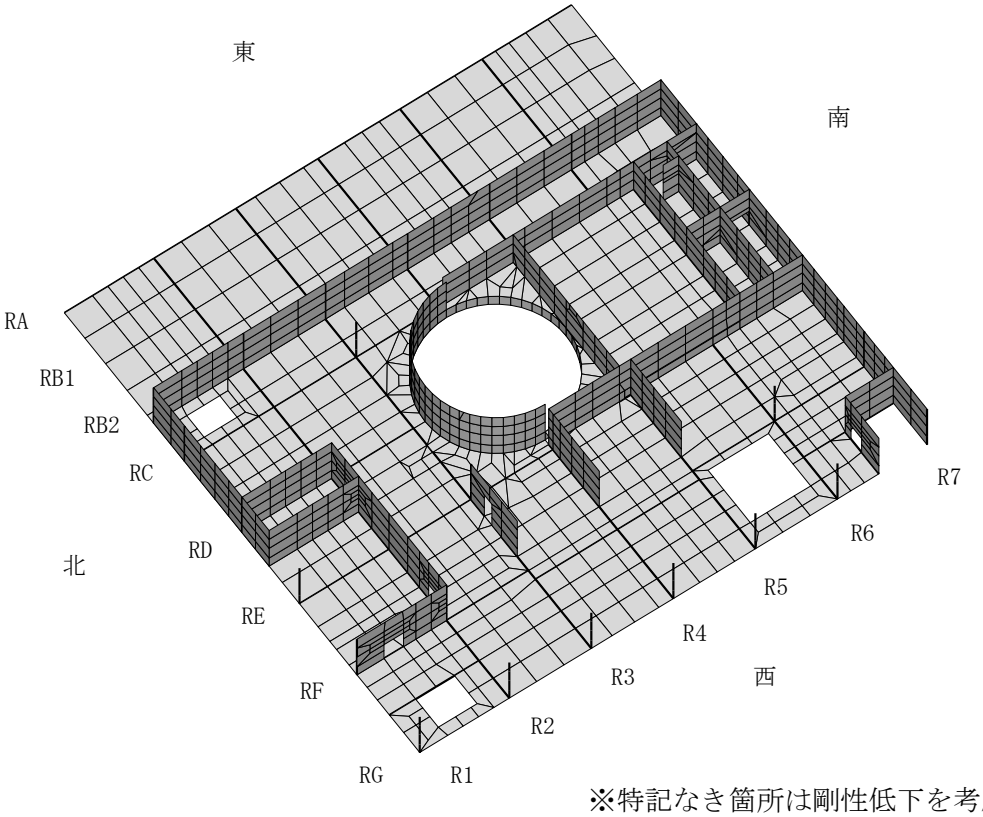
※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.1　損傷状況仮定　アイソメ図　５階（G.L.+29.92m）



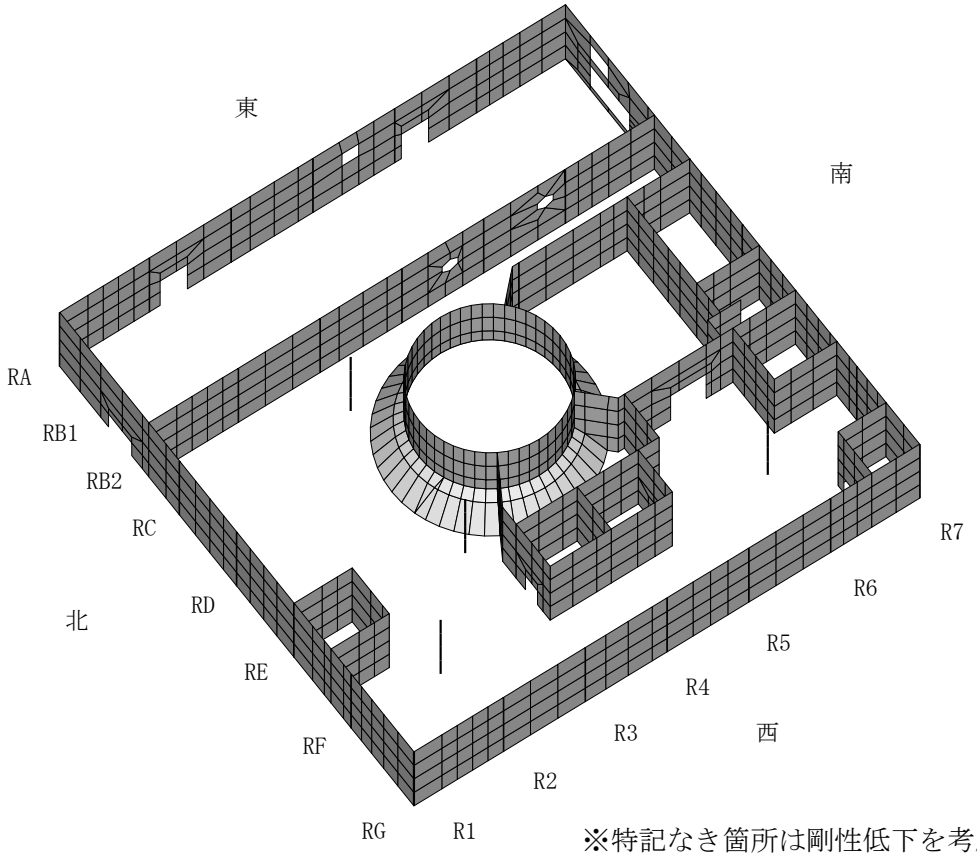
※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.2　損傷状況仮定　アイソメ図　４階（G.L.+22.3m）



※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.3　損傷状況仮定　アイソメ図　３階（G.L.+16.9m）



※特記なき箇所は剛性低下を考慮しない。

図-3.3.4　損傷状況仮定　アイソメ図　２階（G.L.+8.7m）

3.4　荷重及び荷重の組合せ

(1) 死荷重　ＤＬ

解析モデルに付与する死荷重は，モデル化範囲の建屋躯体の自重に加え，機器・配管・その他の重量は床に一様に積載されているものとする。死荷重を表-3.4.1 に示す。

表-3.4.1　死荷重

荷重	荷重の与え方	荷重（kN）
死荷重（原子炉建屋）	シェル要素に物体力（密度×体積）として入力する	330619

(2) 遮へい体・燃料取り出し用カバー荷重　ＤＦ

遮へい体及び燃料取り出し用カバー重量を表-3.4.2 に示す。

表-3.4.2　遮へい体・燃料取り出し用カバー荷重（固定荷重）

荷重		荷重の与え方	荷重（kN）
遮へい体荷重（固定荷重）		オペフロ階（既存躯体の５階）の鉛直支持位置に、支配面積に応じて按分した荷重を節点荷重として入力する	18000
燃料取り出し用カバー荷重（固定荷重）	ストッパ	オペフロ階（既存躯体の５階）のストッパ脚部反力を節点荷重として入力する	1500
	東側脚部※1	カバー架構（オイルダンパを含む）の脚部反力を節点荷重として入力する	7700※2
	置き基礎	死荷重（原子炉建屋）として考慮済み※3	(1500)

※1：解析モデル（3 次元 FEM モデル）において，2 階壁から上部をモデル化しているため，西側脚部（1 階床面レベル）は該当なし。

※2：東側脚部の荷重 7700kN は，全体モデルの取合い点の反力より算出している。

※3：置き基礎は，原子炉建屋下屋部分に一様に荷重（２階外壁上。３階床レベル。）がかかるため，原子炉建屋の死荷重として考慮した。

(3) 静水圧　H

使用済燃料プールが満水状態（プール水重量 13640 kN）にあると仮定した場合の静水圧（σ＝113 kN/m^2）を考慮する。荷重は圧力荷重としてシェル要素に入力する。

静水圧　　$P_s = \rho g H$

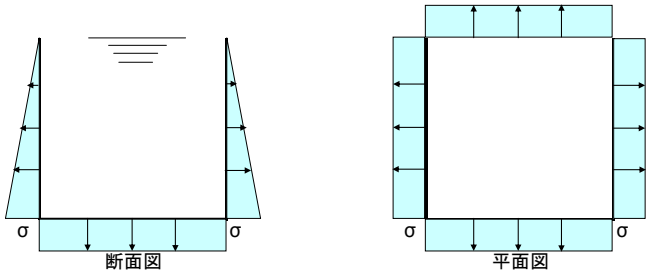
ここで

ρ　　：液体の密度（10^3kg/m^3）

g　　：重力加速度(9.80665m/s^2)

H　　：プール水深(11.51m)

$P_s = 113(kN/m^2)$



(4) 地震荷重　K

全体架構モデルによる基準地震動 Ss に対する地震応答解析結果に基づき，水平方向及び鉛直方向の地震荷重を考慮する。地震荷重を表-3.4.3 に示す。

表-3.4.3(1)　地震荷重（kN）

G.L.(m)	ﾌﾛｱ重量 (kN)	NS 方向地震力			荷重の与え方
		せん断力 (kN)	地震力 (kN)	震度	
+29.92	87590	－	71920	0.83	基準地震動 Ss に対する応答せん断力に基づく地震力を震度換算し、シェル要素の物体力（密度×体積）に乗じて入力する。
+22.3	119490	71920	83080	0.70	
+16.9	111340	155000	74320	0.67	
+8.7	130160	229320	77190	0.60	
+0.2	－	306510	－	－	

表-3.4.3(2)　地震荷重（kN）

G.L.(m)	ﾌﾛｱ重量 (kN)	EW 方向地震力			荷重の与え方
		せん断力 (kN)	地震力 (kN)	震度	
+29.92	87590	－	72110	0.83	基準地震動 Ss に対する応答せん断力に基づく地震力を震度換算し、シェル要素の物体力（密度×体積）に乗じて入力する。
+22.3	119490	72110	85770	0.72	
+16.9	111340	157880	72640	0.66	
+8.7	130160	230520	74140	0.57	
+0.2	－	304660	－	－	

表-3.4.3(3)　地震荷重（kN）

G.L.(m)	ﾌﾛｱ重量 (kN)	UD 方向地震力			荷重の与え方
		軸力 (kN)	地震力 (kN)	震度	
+29.92	87590	－	43860	0.50	基準地震動 Ss に対する応答軸力に基づく地震力を震度換算し、シェル要素の物体力（密度×体積）に乗じて入力する。
+22.3	119490	43860	54730	0.46	
+16.9	111340	98590	47810	0.43	
+8.7	130160	146400	57000	0.44	
+0.2	－	203400	－	－	

(5) 燃料取り出し用カバー反力　ＫＦ

地震時に生じる燃料取り出し用カバーからの反力を表-3.4.4 に示す。

表-3.4.4　燃料取り出し用カバー反力（地震時）

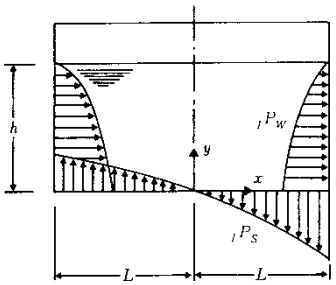
荷重	荷重の与え方	作用方向	反力（kN）	
オイルダンパ反力	節点力として入力	鉛直下向き	5200	
燃料取り出し用カバー反力			ストッパ	東側脚部
	節点力として入力	N→S	15500	700
		S→N	15600	700
		W→E	14600	2500
		E→W	16300	2500
	節点力として入力	鉛直方向	7700	

(6) 地震時動水圧荷重　ＫＨ

JEAC4601 に基づき，使用済燃料プール水の基準地震動 Ss 時の動水圧（σ_{NS}＝44 kN/m^2，σ_{EW}＝56 kN/m^2）を考慮する。荷重は圧力荷重としてシェル要素に入力する。

動水圧は保守的にプール最深部の衝撃圧を壁面全体に作用させる。

衝撃圧　$${}_IP_W = \rho L\ddot{X}\frac{\sqrt{3}}{2}\frac{H}{L}\left[1-\left(\frac{y}{H}\right)^2\right]\tanh\left(\sqrt{3}\frac{L}{H}\right)$$



(a) 衝撃圧分布形状

ここで

ρ　：液体の密度（10^3kg/m^3）

h　：液体の深さ(11.51m)

H　：$H=h$（$h \leqq 1.5L$），　$H=1.5L$（$h>1.5L$）

$2L$　：矩形プール幅(m)

$\ddot{X}$　：プール設置床の応答最大加速度（m/s^2）又は設置床とその上階床との平均の応答最大加速度（m/s^2）

y　：プール底板の中心を原点とする鉛直方向座標(m)
最深部の評価の場合 0m

NS 方向

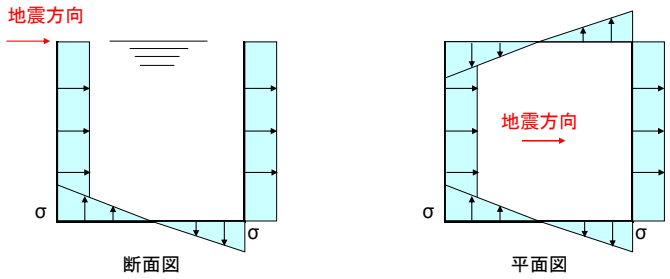
L=4.953(m)、$\ddot{X}$＝8.08（m/s^2）

$${}_IP_W = 44(kN/m^2)$$

EW 方向

L=6.096(m)、$\ddot{X}$＝8.14（m/s²）

$_{I}P_{w} = 56(kN/m^2)$



(7) 荷重の組合せ

表-3.4.5 に荷重の組合せを示す。なお，水平方向及び鉛直方向の地震動の組合せは，組合せ係数法（組合せ係数 0.4）により評価する。

表-3.4.5　荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
Ss 地震時	DL ＋ DF ＋ H ＋ K ＋ KF ＋ KH

ここに，　DL：死荷重，DF：遮へい体・燃料取り出し用カバー荷重，　H：静水圧，
K：地震荷重（基準地震動 Ss），KF：燃料取り出し用カバー反力，KH：地震時動水圧

3.5　評価結果

配筋諸元等に基づき構造検討を行い，耐震安全性を評価する。評価においては，応力解析より求まる発生応力及びひずみが，評価基準値以下となることを確認した。評価基準値は，日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」（CCV 規格）に基づき設定した。表-3.5.1 にひずみの評価基準値の値を示す。発生応力（面外せん断力）の評価基準値は，下式による。

シェル壁の面外せん断力に対する評価基準値（Q_A）は，次の２つの計算式により計算した値のいずれか小さい方の値とシェル壁の断面積を乗じて算出した値とする。

$$\tau_R = \Phi\{\ 0.1(\ p_t \cdot f_y - \sigma_0\ ) + 0.5 p_w \cdot f_y + 0.235\sqrt{F_c}\ \} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}1)$$

$$\tau_R = 1.10\sqrt{F_c} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}2)$$

ここで，

τ_R　：終局面外せん断応力度（N/mm²）

p_t　：主筋の鉄筋比

f_y　：鉄筋の許容引張応力度および許容圧縮応力度（N/mm²）

F_c　：コンクリートの設計基準強度（N/mm²）

σ_0　：外力による膜応力度（N/mm²）（引張の符号を正とする）

p_w　：面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比であって，次の計算式により計算した値

$$p_w = a_w / (b \cdot x) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}3)$$

a_w　：面外せん断力に対する補強筋の断面積（mm²）

b　：断面の幅（mm）

x　：面外せん断力に対する補強筋の間隔（mm）

Φ　：低減係数であり，次の計算式により計算した値（1を超える場合は1，0.58未満の場合は0.58とする）

$$\Phi = 1/\sqrt{M/(Q \cdot d)} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}4)$$

M　：曲げモーメント（N･mm）

Q　：せん断力（N）

d　：断面の有効せい（mm）

シェル壁以外の面外せん断力に対する評価基準値（Q_A）は，次の(1)または(2)に示す計算式により計算した値とする。

(1) 次の計算式により計算した値

$$Q_A = b \cdot j \cdot {}_c f_s \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\ (3.5\text{-}5)$$

ここで，

Q_A　：許容面外せん断力（N）

b　：断面の幅（mm）

j　：断面の応力中心間距離で ${}_c f_s$，断面の有効せいの7／8倍の値（mm）

${}_c f_s$　：コンクリートの許容せん断応力度（N/mm²）

(2) (1)の規定を超えるものについては，次の計算式により計算した値

$$Q_A = b \cdot j \{ \alpha \cdot {}_cf_s + 0.5 {}_wf_t (p_w - 0.002) \} \quad \cdots\cdots (3.5\text{-}6)$$

ここで，

p_w ：面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比であり，次の計算式により計算した値(0.012を超える場合は0.012として計算する)

$$p_w = a_w / (b \cdot x) \quad \cdots\cdots (3.5\text{-}7)$$

a_w ：面外せん断力に対する補強筋の断面積（mm²）

x ：面外せん断力に対する補強筋の間隔（mm）

${}_wf_t$ ：面外せん断力に対する補強筋の許容引張応力度（N/mm²）

α ：割増し係数であり，次の計算式により計算した値（2を超える場合は 2，1未満の場合は1とする）

$$\alpha = \frac{4}{M/(Q \cdot d) + 1} \quad \cdots\cdots (3.5\text{-}8)$$

M ：曲げモーメント（N･mm）

Q ：せん断力（N）

d ：断面の有効せい（mm）

なお，Q_A，b，jおよび ${}_cf_s$は，(1)に定めるところによる。

検定比は，発生ひずみ及び面外せん断力の発生応力と評価基準値の比とする。（１以下で評価基準値を満足する。）

ひずみの検定比 ： $\varepsilon / \varepsilon_A$

面外せん断力の検定比 ： Q / Q_A

検定比を示した結果を図-3.5.1～図-3.5.9 に示す。いずれの箇所においても発生ひずみ及び発生応力は弾性範囲内であり，評価基準値を十分に下回っている。このことから，使用済燃料取り出し時の状況において，使用済燃料プール・燃料取り出し用カバーが取りつくオペフロ（5 階）床は，２章の損傷状況の調査結果を考慮しても，耐震安全性を有しているものと評価した。

また，ひずみが弾性範囲内であるため，コンクリートに内張りされたライナーが損傷し，使用済燃料プールの水が漏れ出る可能性はないと考えられる。

なお，付録において，パラメトリックスタディとして，本章の損傷状況をより安全側に評価したケースを実施し，耐震安全性に及ぼす影響を確認した。この目的は，２章の損傷状況の調査結果に示すように，現状の調査範囲では一部で損傷判定の不確定な箇所があり，解析上，これらの箇所の残存剛性を安全側に評価し，評価結果に及ぼす感度を把握するためである。併せて，このパラメトリックスタディにおいては，事故時の影響で使用済燃料プール部やシェル壁の剛性が低下した可能性についても考慮した。この結果，多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差

異は生じておらず，仮定条件の変動が解析結果に与える影響はそれほど大きくなく，パラメトリックスタディにおいても耐震安全性を有していると評価した。（付録参照）

表-3.5.1　評価対象別の ε_A

評価対象	評価基準値 ε_A ($\times 10^{-6}$)
コンクリート	-3000
鉄筋	±5000

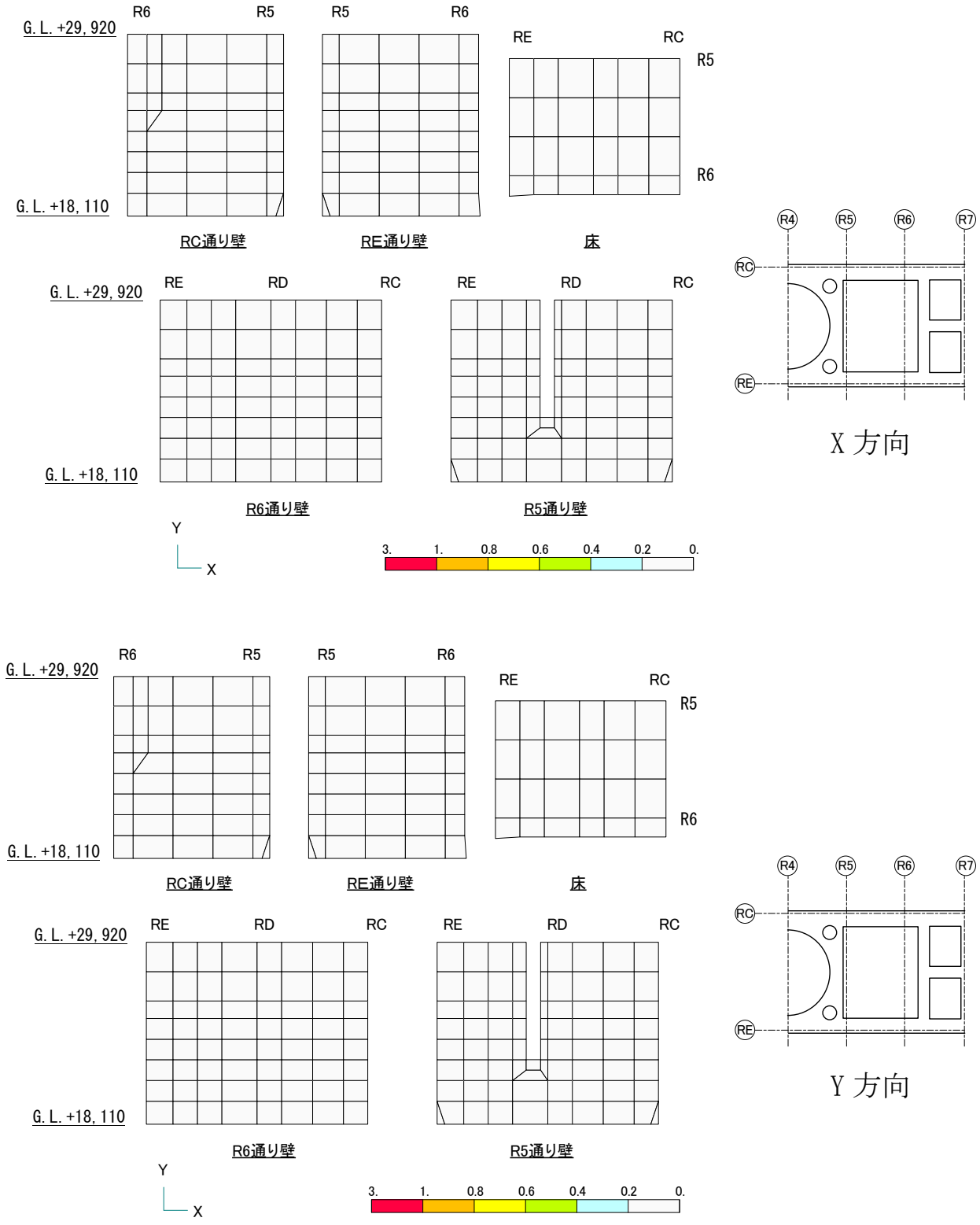
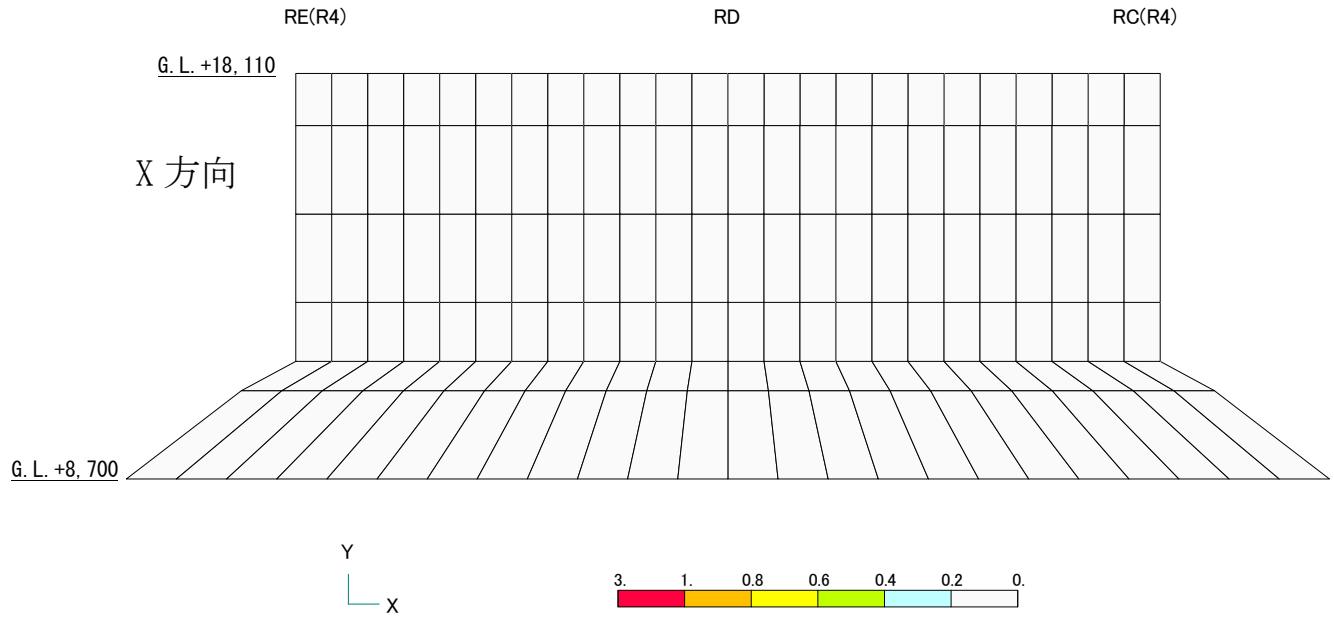


図-3.5.1　コンクリート圧縮ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



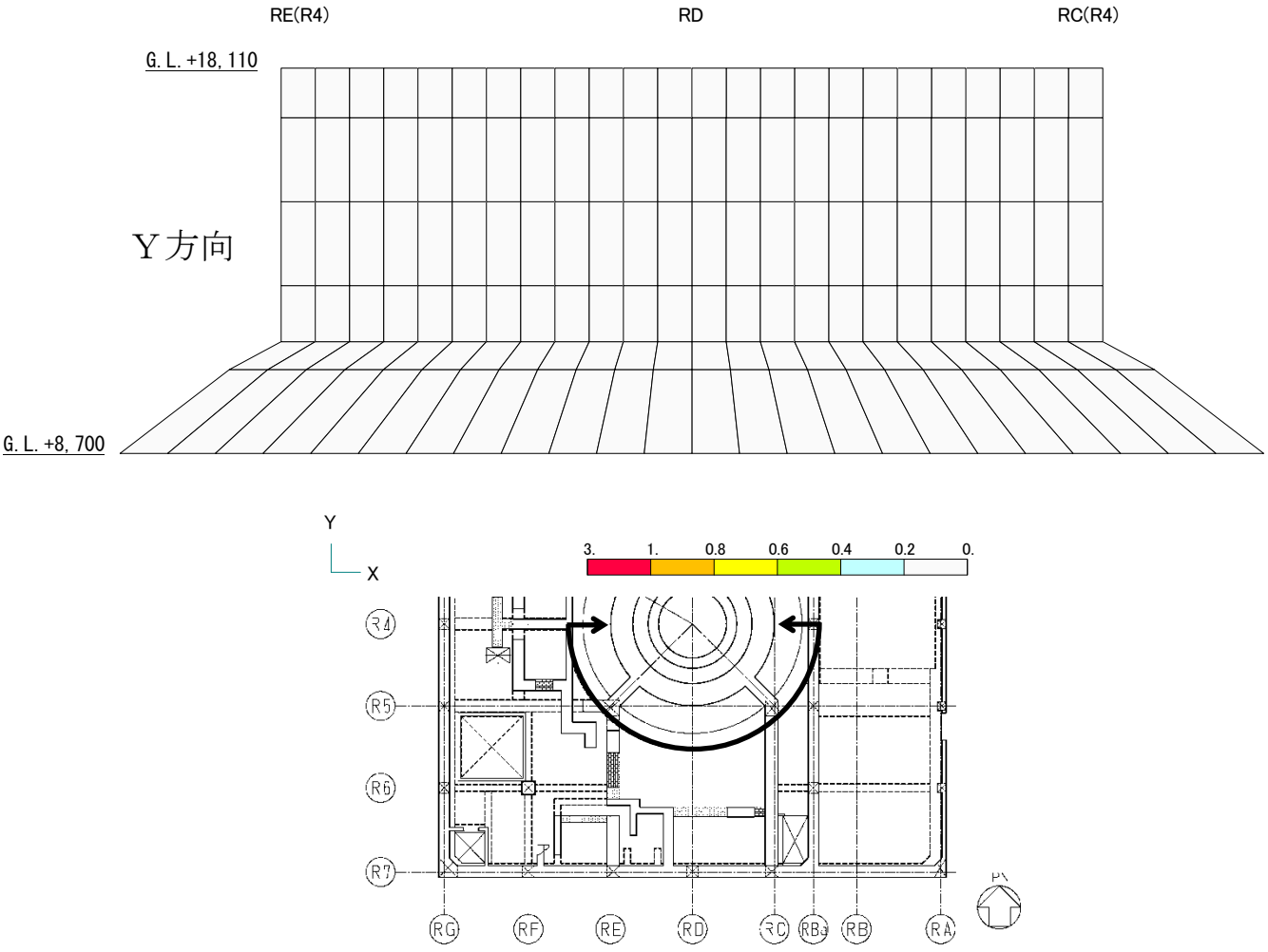


図-3.5.2　コンクリート圧縮ひずみの検定比（シェル壁部）

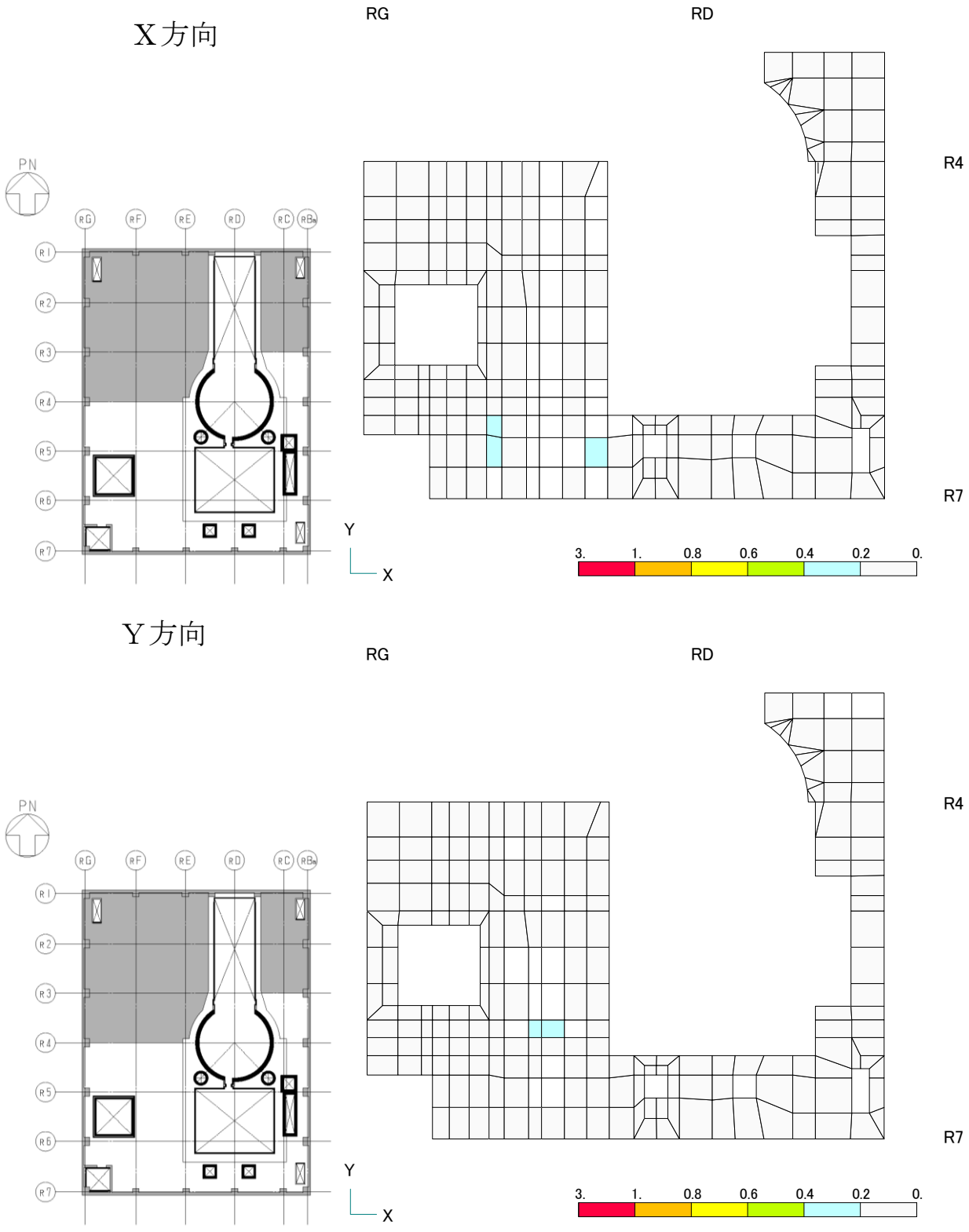
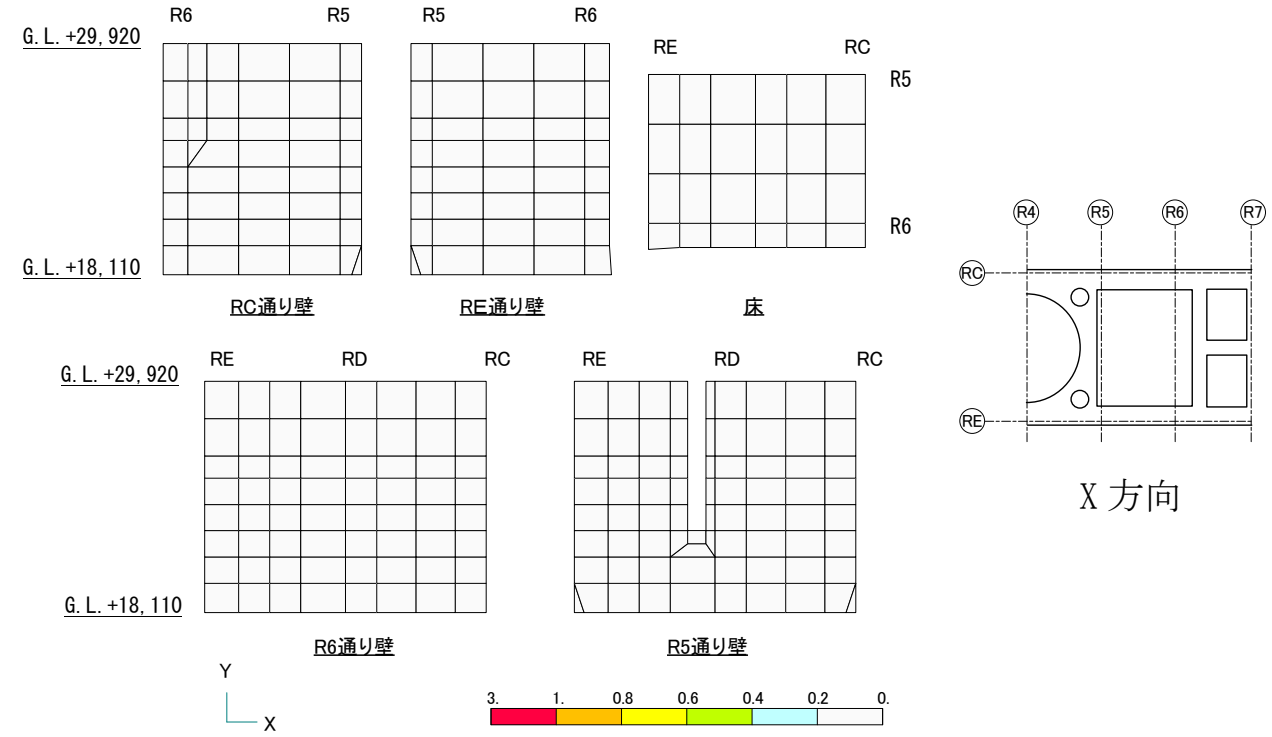


図-3.5.3　コンクリート圧縮ひずみの検定比（オペフロ床部）



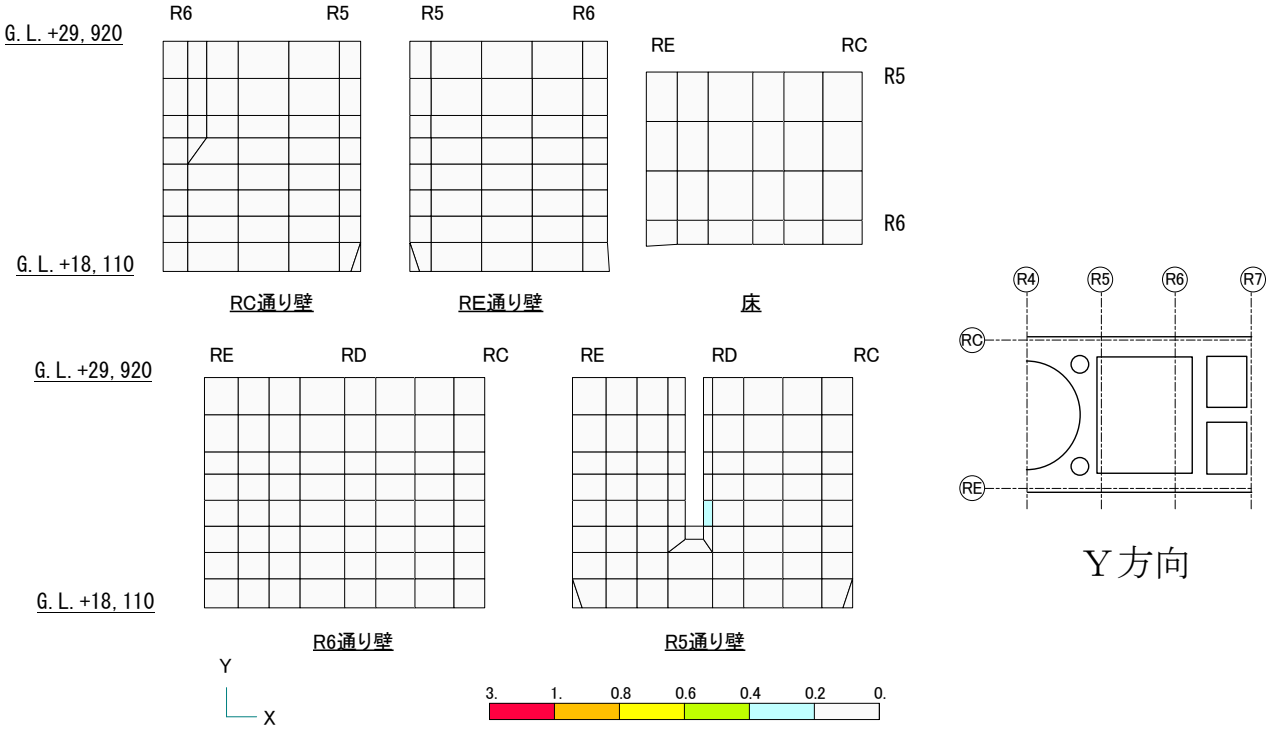
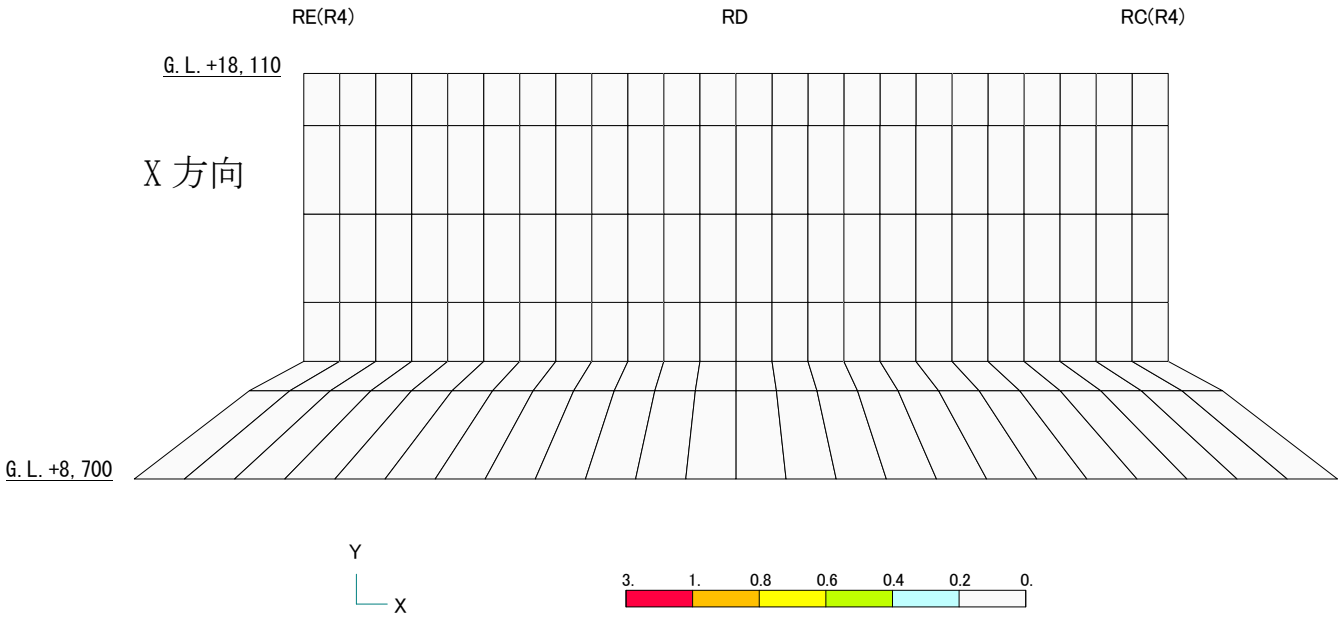


図-3.5.4　鉄筋ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



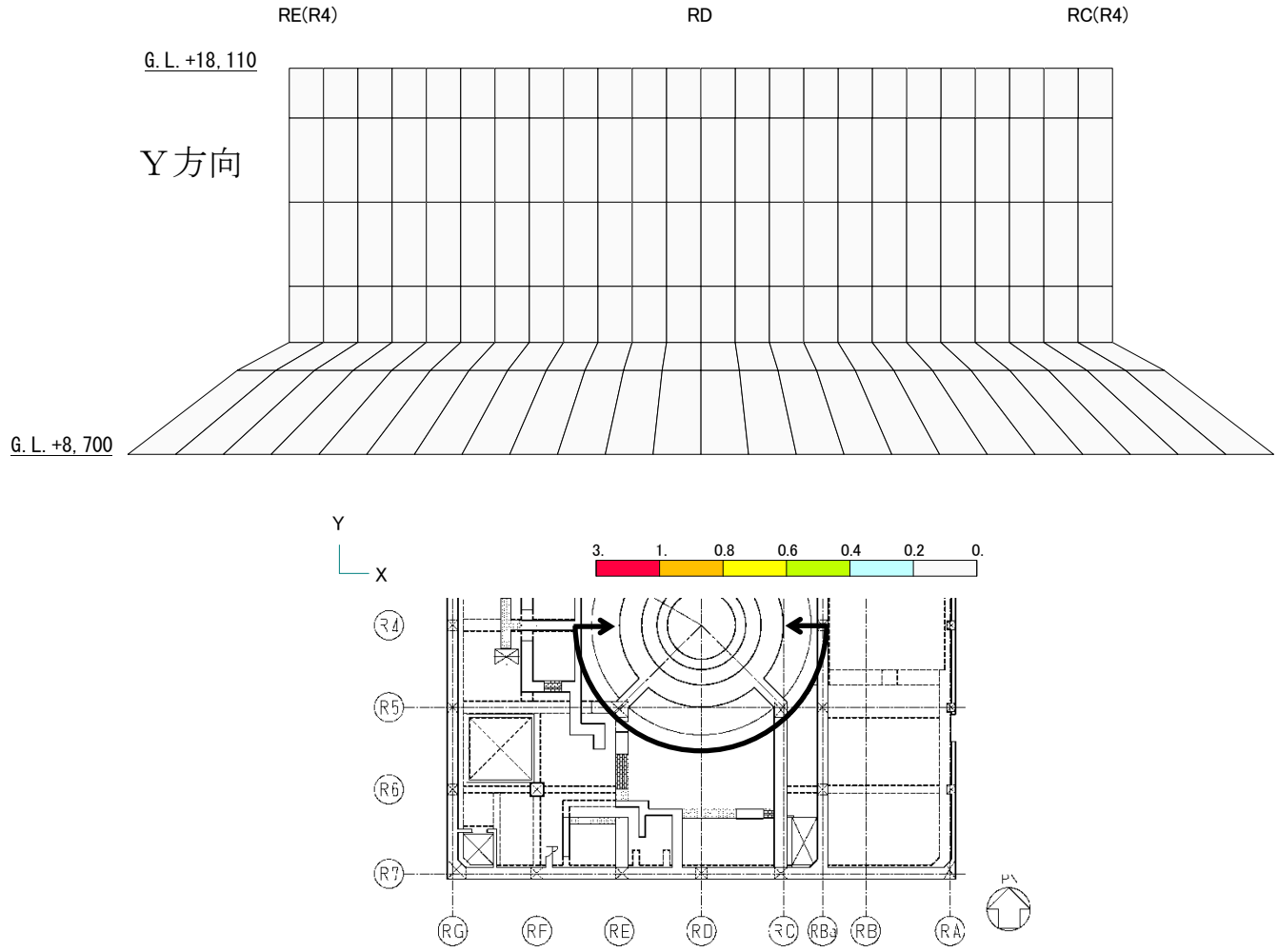
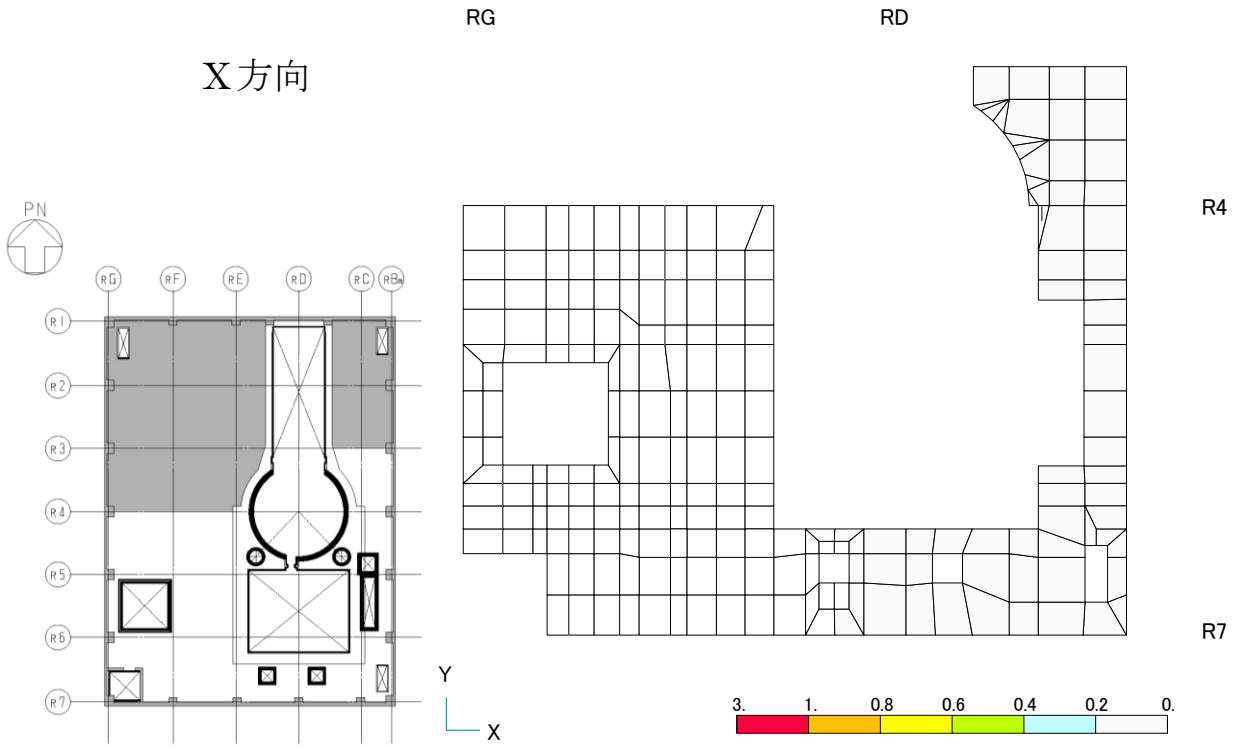


図-3.5.5　鉄筋ひずみの検定比（シェル壁部）



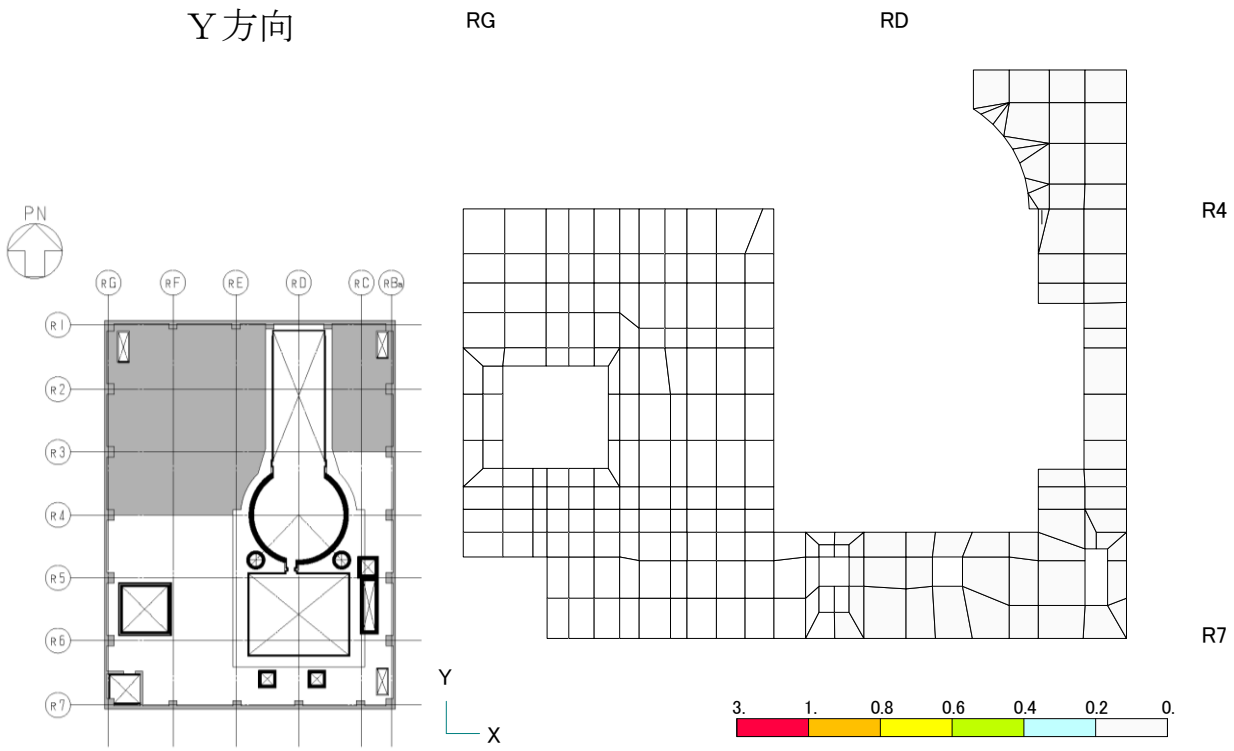
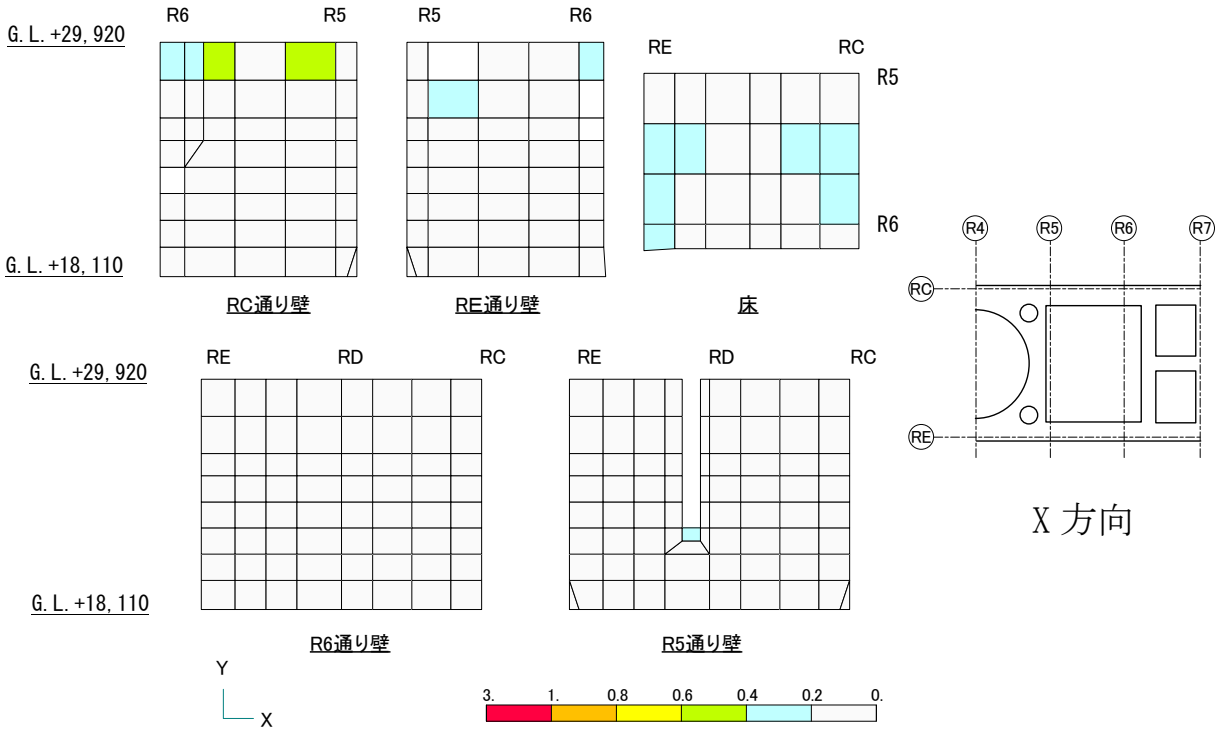


図-3.5.6　鉄筋ひずみの検定比（オペフロ床部）



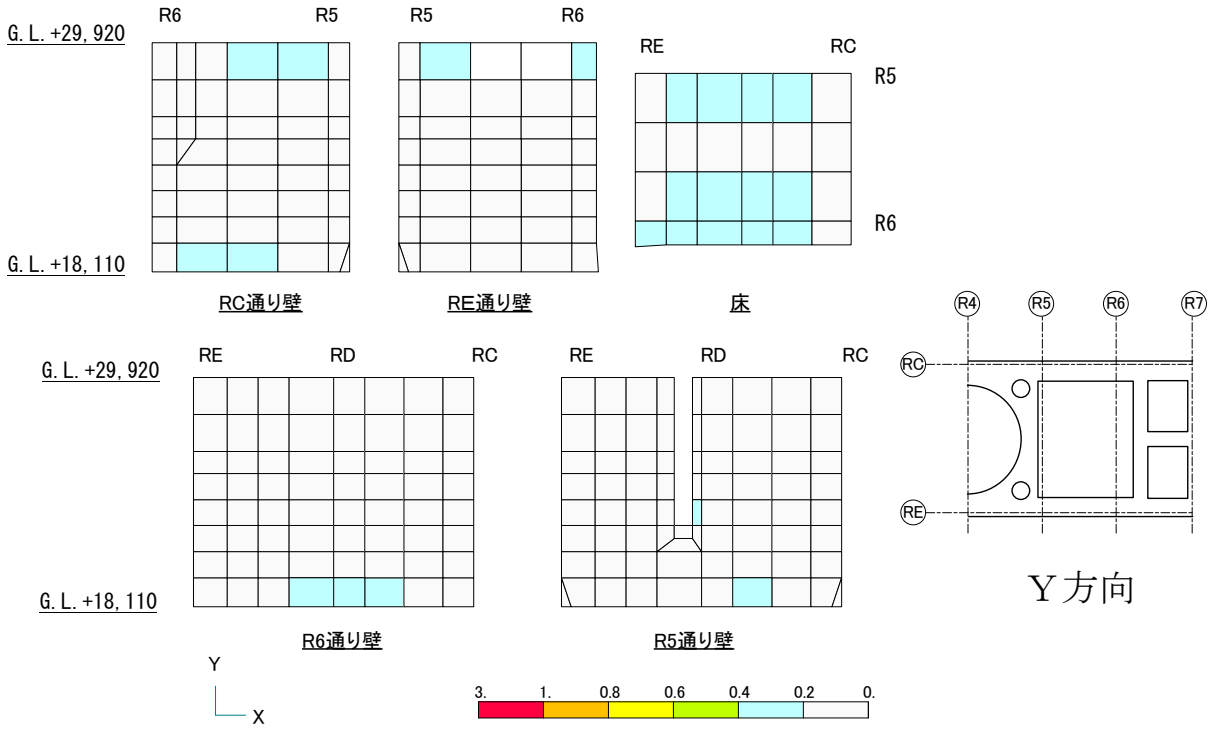
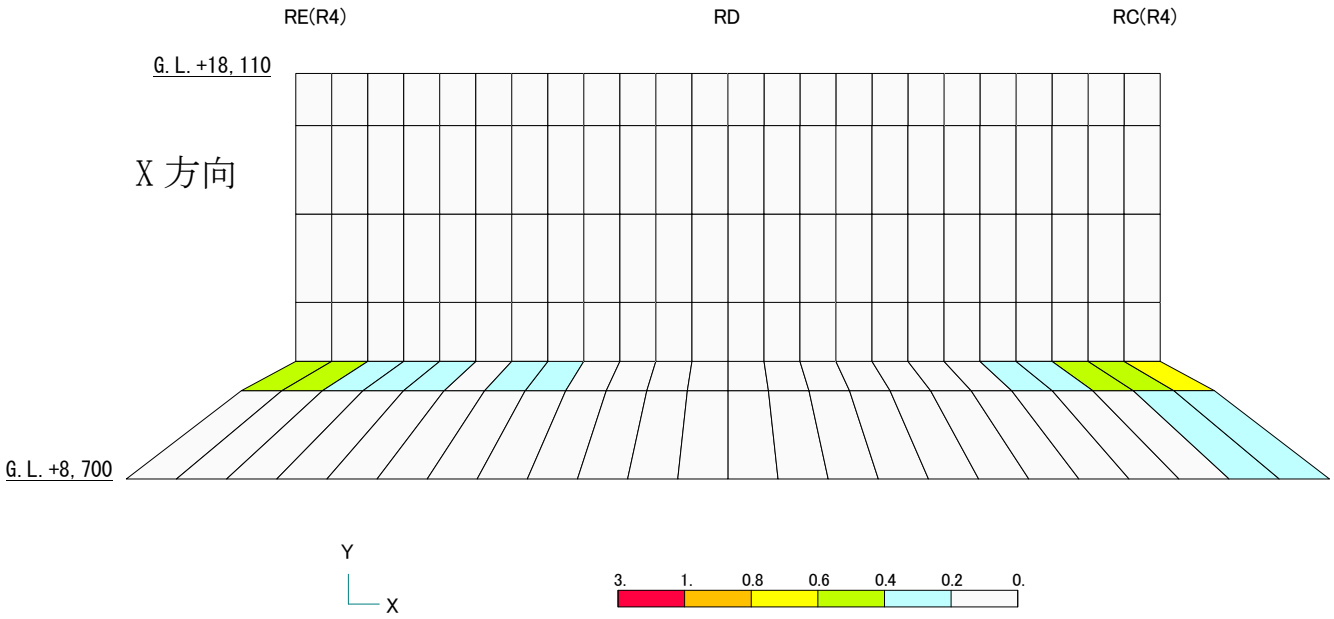


図-3.5.7　面外せん断力の検定比（使用済燃料プール部）



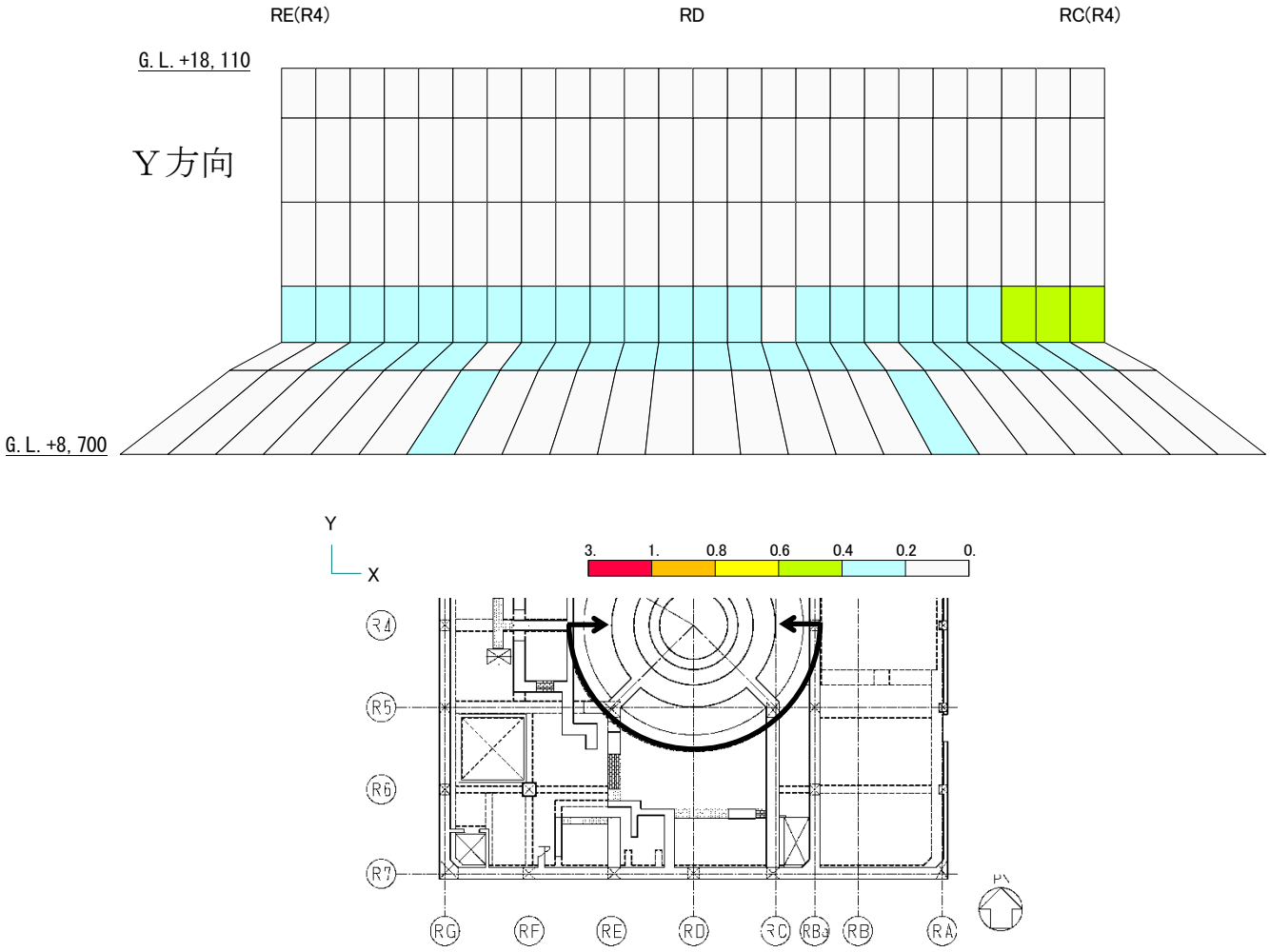


図-3.5.8　面外せん断力の検定比（シェル壁部）

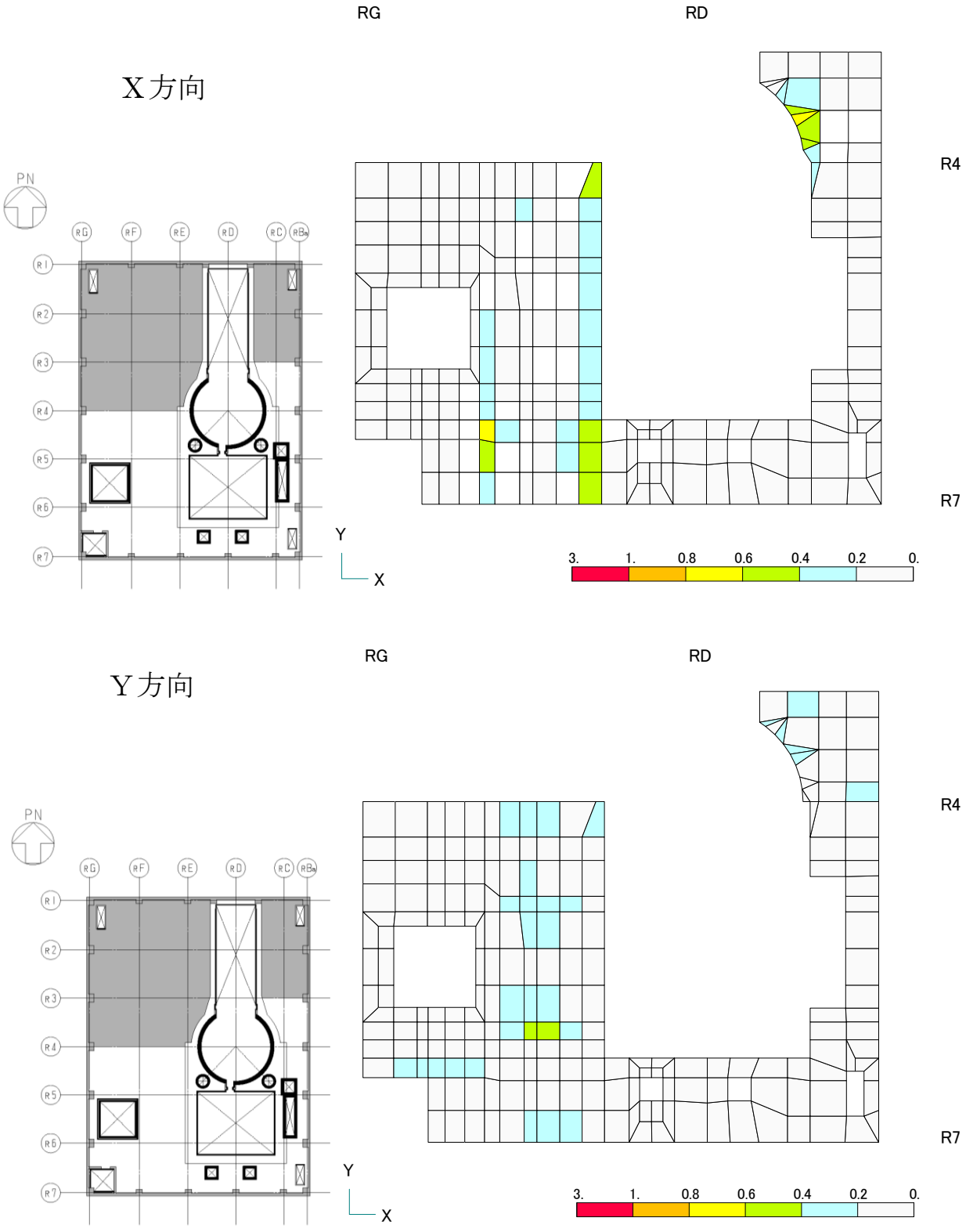


図-3.5.9　面外せん断力の検定比（オペフロ床部）

付録

使用済燃料プール等の耐震安全性評価結果に係わるパラメトリックスタディについて

1. 概要

付録では，使用済燃料プール部等の剛性を安全側に低下させた場合について解析を行い，その影響を把握する。

2. 検討条件

図-1～図-4 にパラメトリックスダディで想定する損傷仮定条件を示す。

(1) 床スラブ

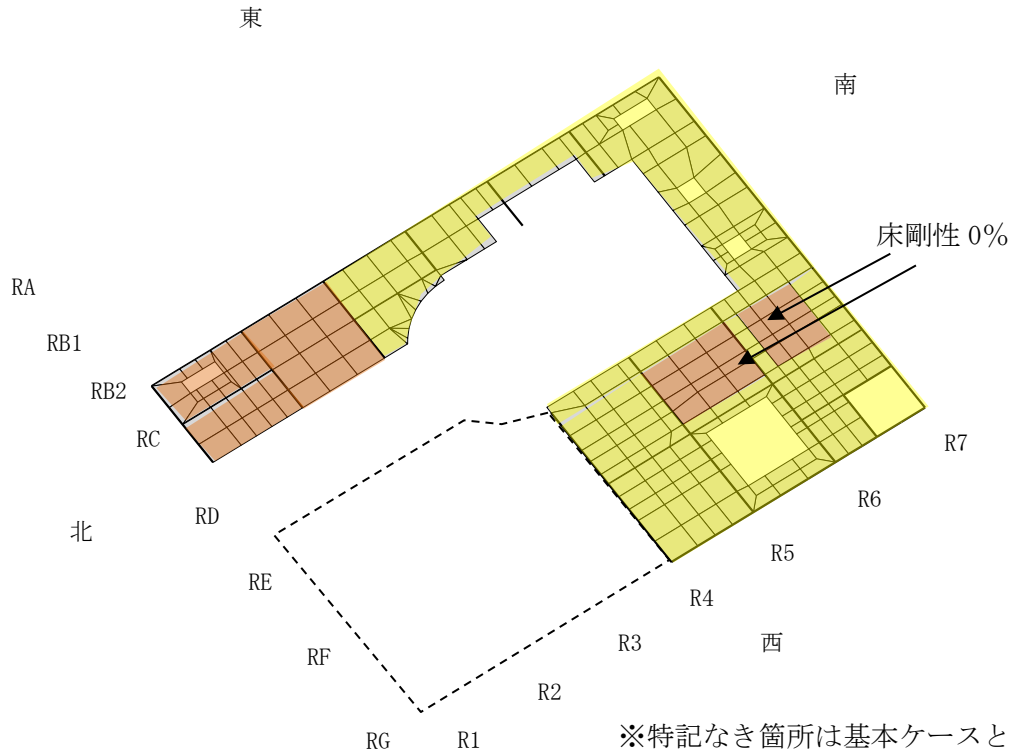
２章より，５階（G.L.+29.92m）のプール部の西側床において，周辺に比べ比較的激しい損傷状況が確認されており，その箇所の剛性を無視した場合を想定する。

４階床において，５階床の全壊箇所の瓦礫の落下や，爆発の影響を受けたと想定し，床の剛性を無視した場合を想定する。

また，今回の調査において十分な損傷確認が実施できなかった３階床について，剛性を 50%に低減した場合を想定する。

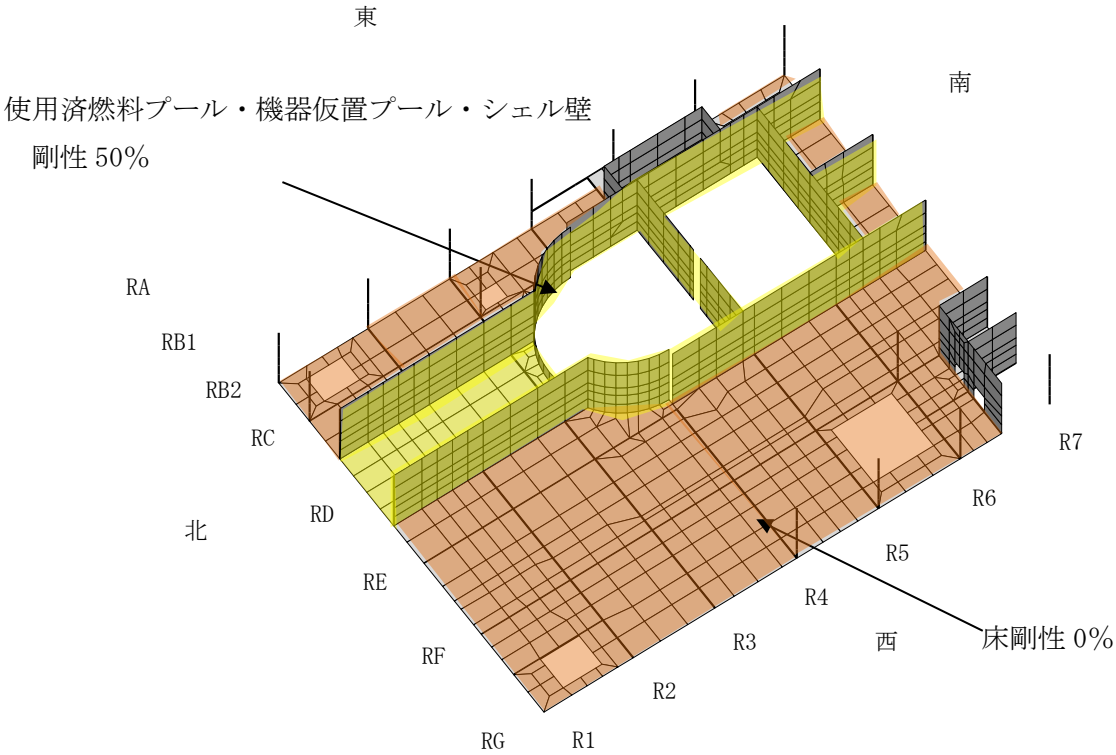
(2) 使用済燃料プール・燃料仮置プール・シェル壁

使用済燃料プール・燃料仮置プール・シェル壁について，事故時の影響を考慮し剛性を 50%に低減させた場合を想定する。



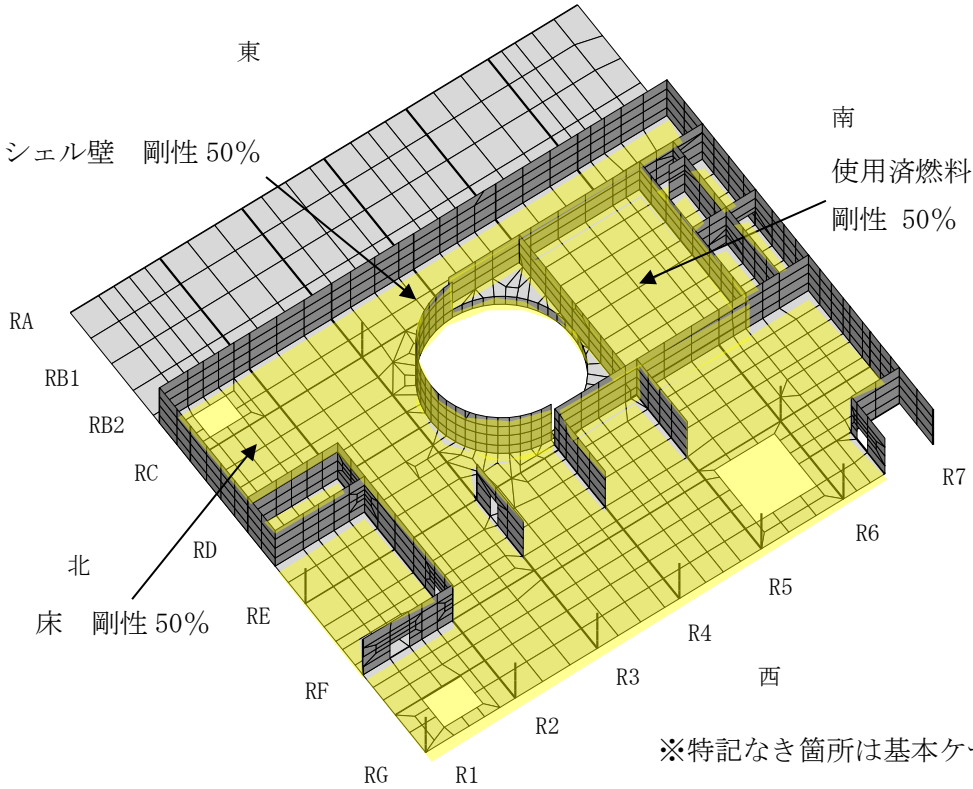
※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-1　損傷仮定　アイソメ図　５階（G.L.+29.92m）　（パラメータケース）



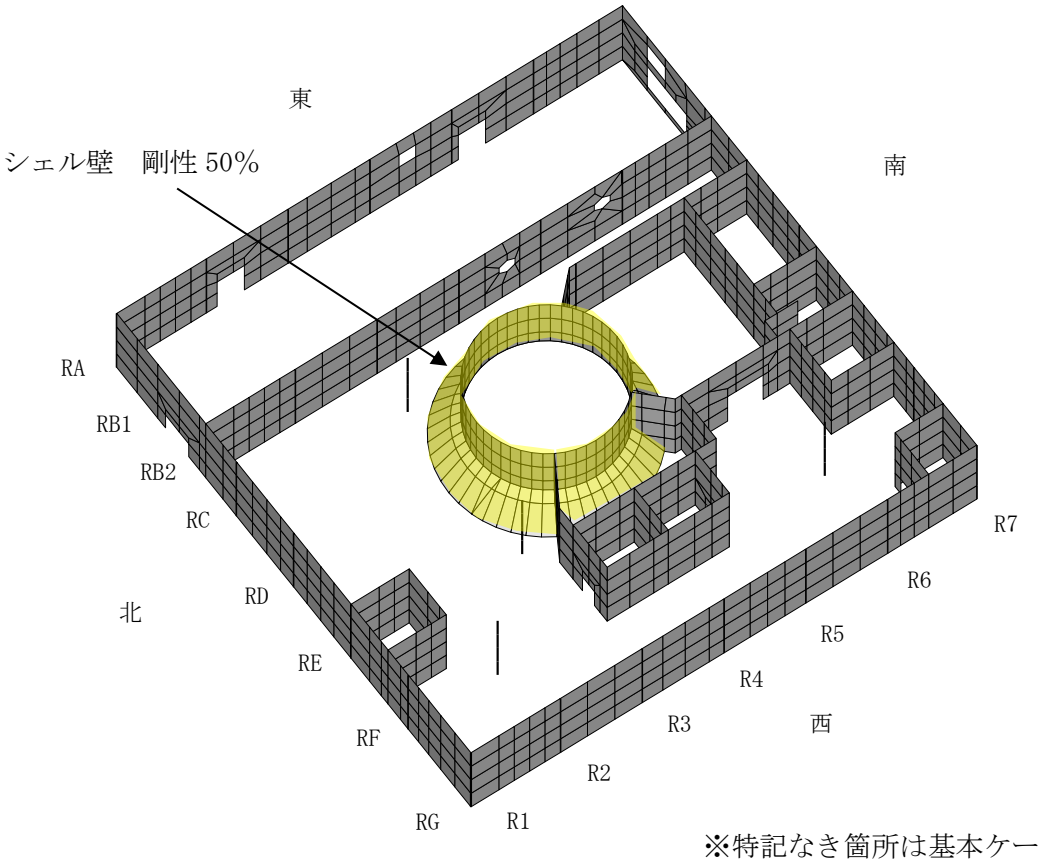
※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-2　損傷仮定　アイソメ図　４階（G.L.+22.3m）　（パラメータケース）



※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-3　損傷仮定　アイソメ図　３階（G.L.+16.9m）　（パラメータケース）

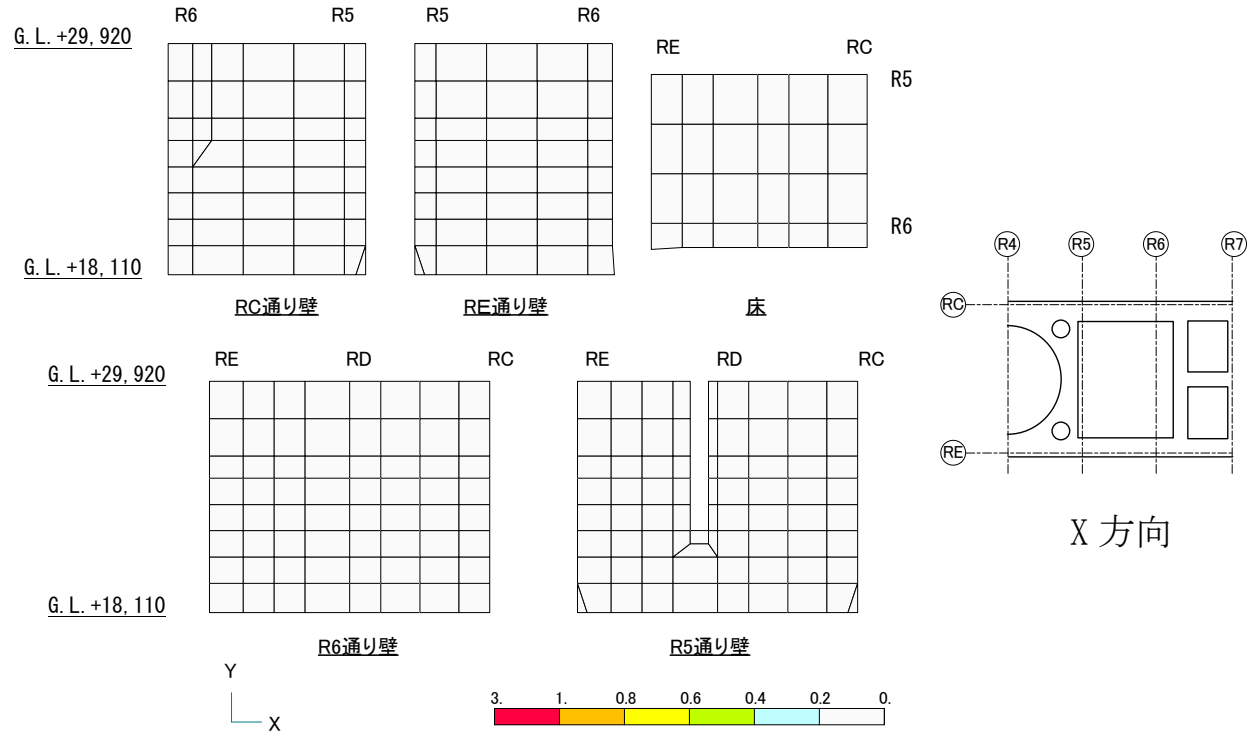


※特記なき箇所は基本ケースと同じ。

図-4　損傷仮定　アイソメ図　２階（G.L.+8.7m）　（パラメータケース）

3．検討結果

パラメータケースの発生ひずみ及び面外せん断力の発生応力と評価基準値の比（検定比）を示した結果を図-5～図-13 に示す。損傷仮定を安全側に低下させた場合においても耐震安全性を有しており，解析結果には大きな影響を与えないことが確認された。



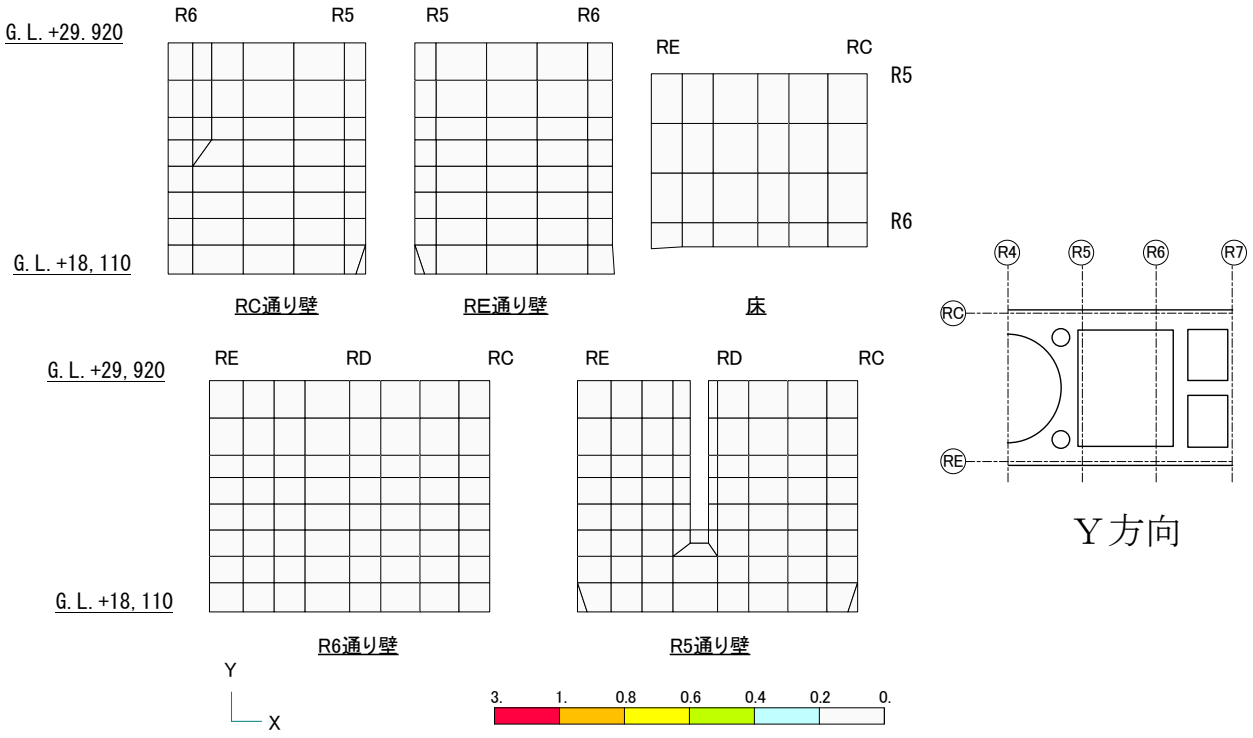
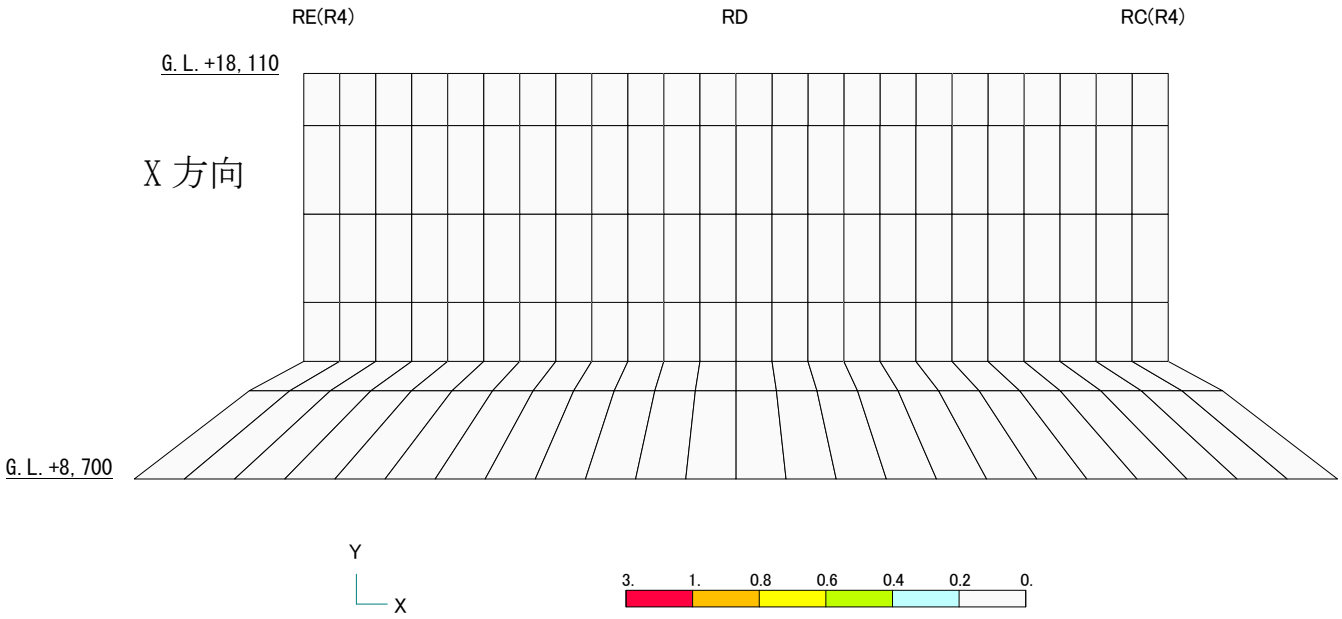
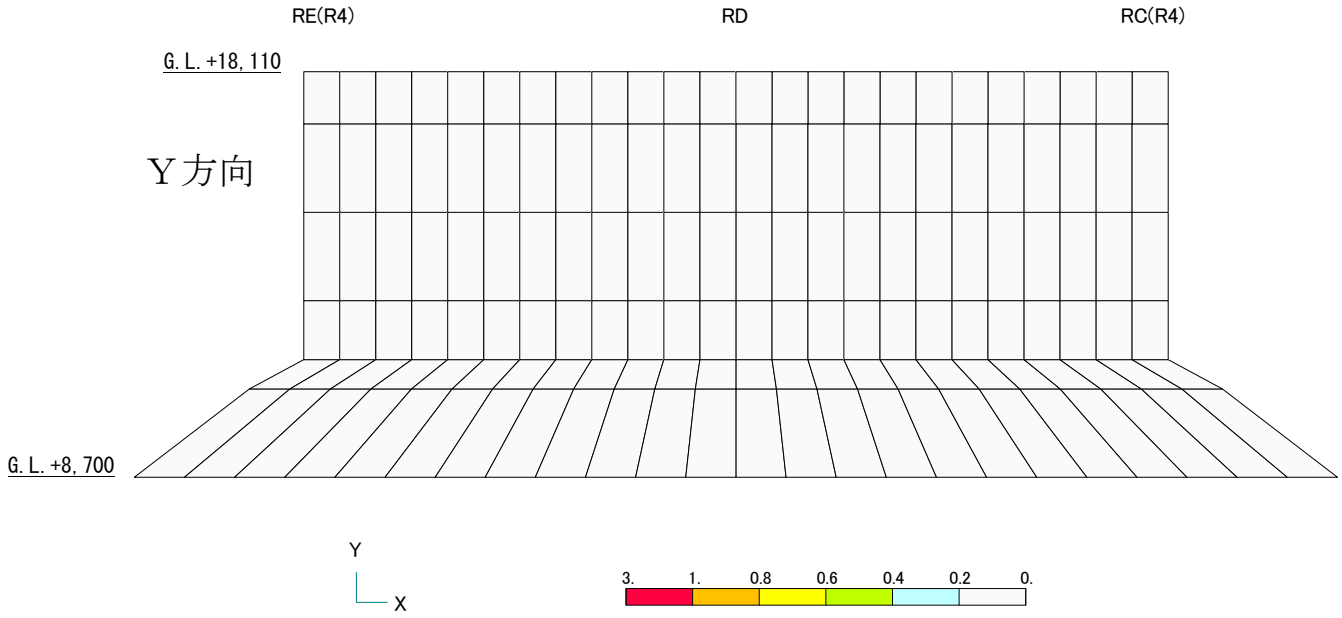


図-5　コンクリート圧縮ひずみの検定比（使用済燃料プール部）





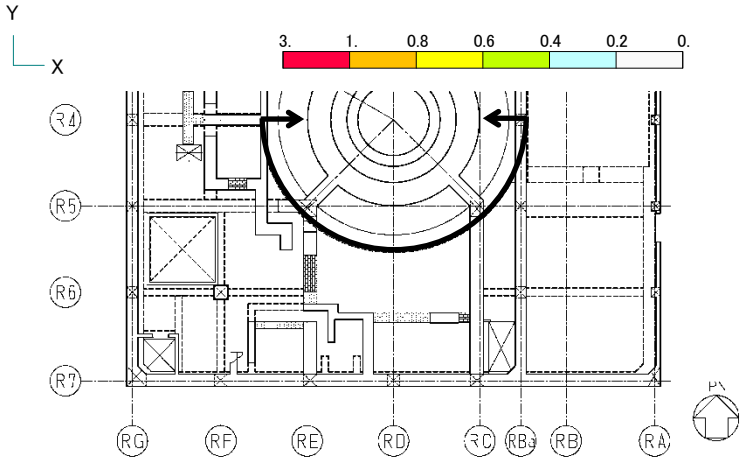
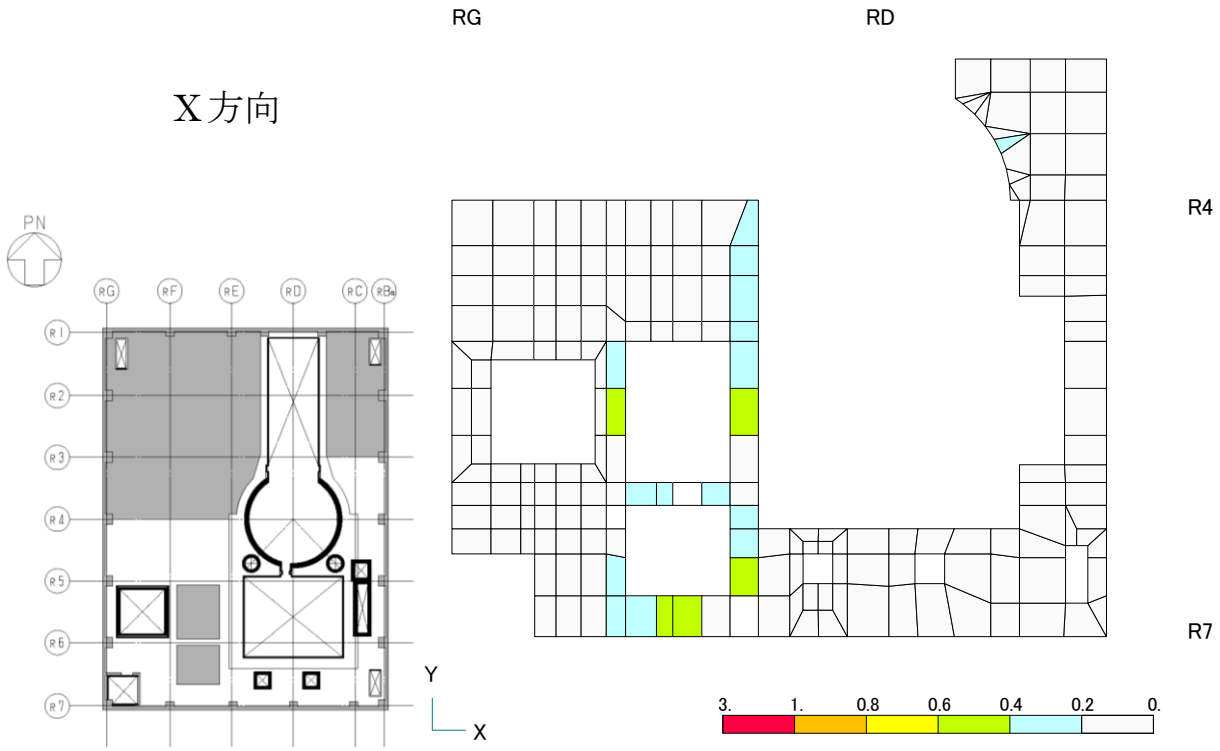


図-6　コンクリート圧縮ひずみの検定比（シェル壁部）



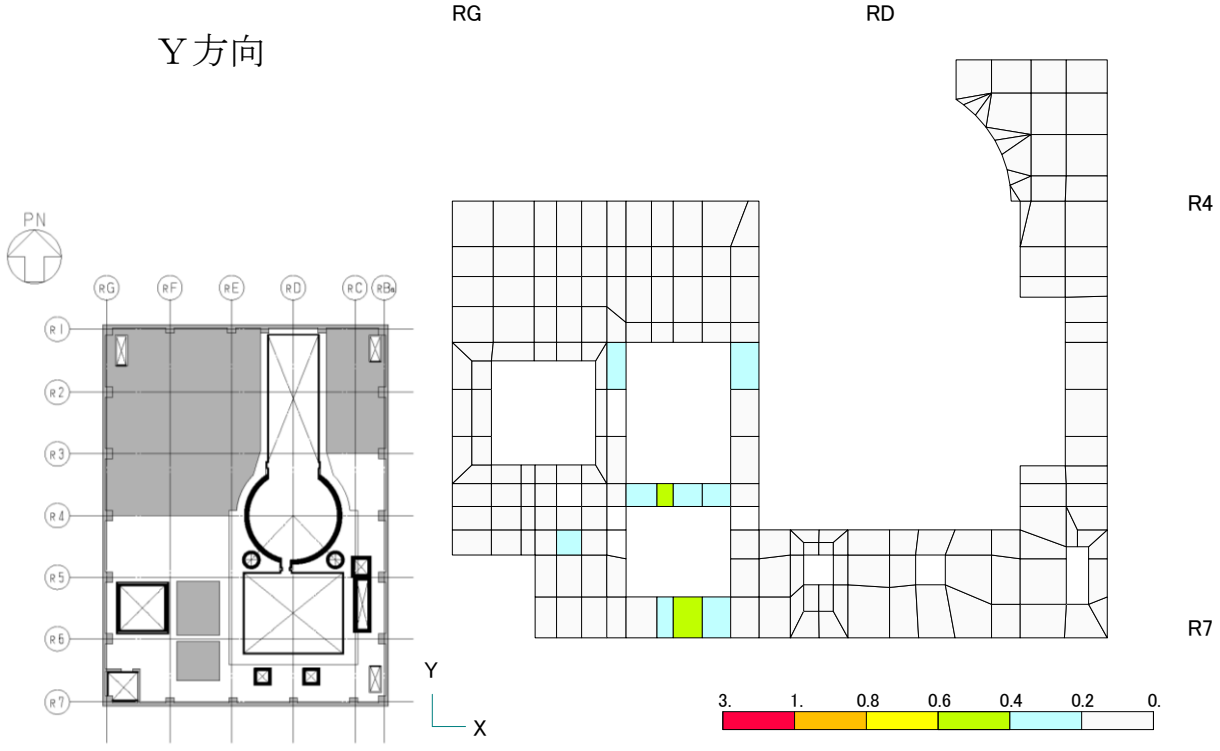
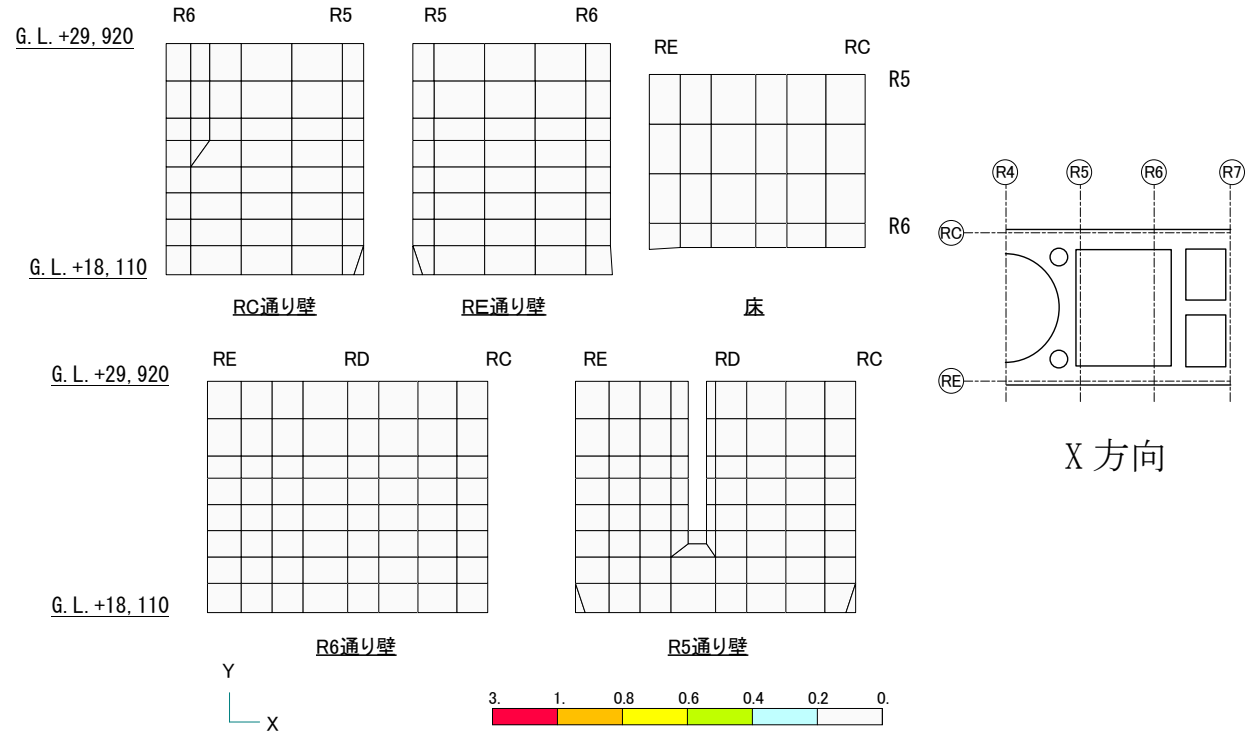


図-7　コンクリート圧縮ひずみの検定比（オペフロ床部）



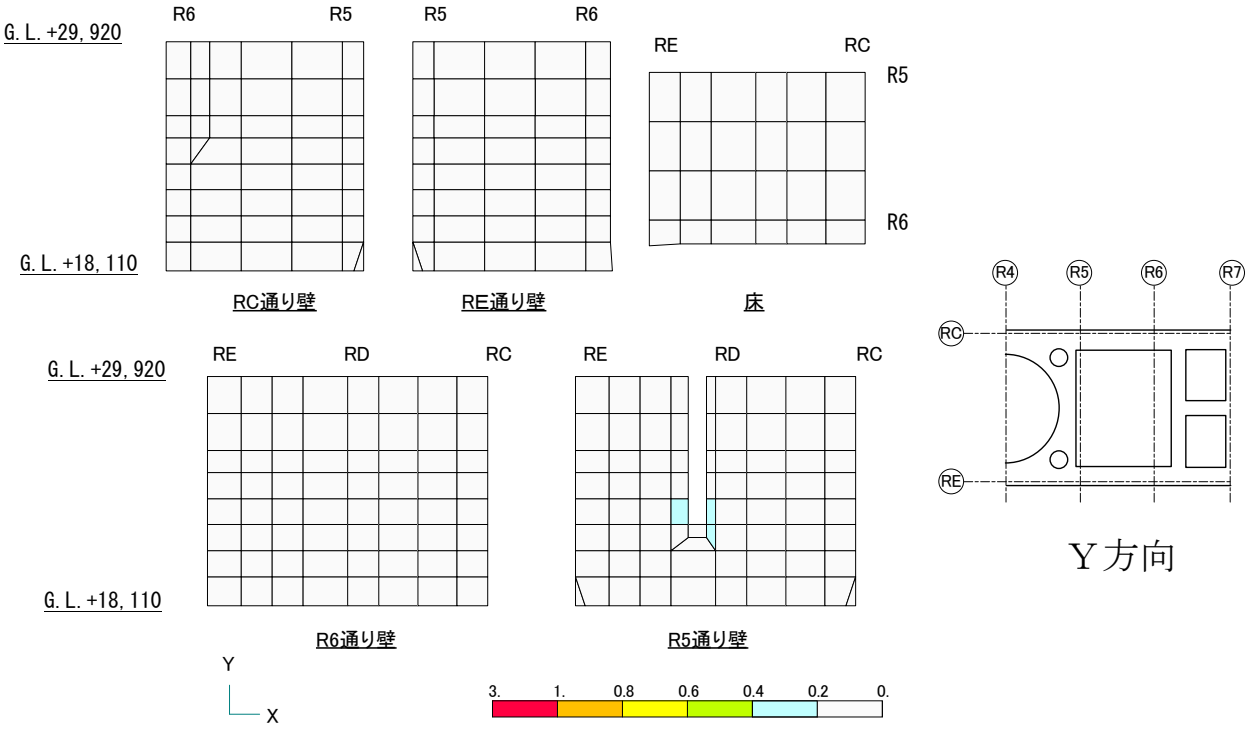
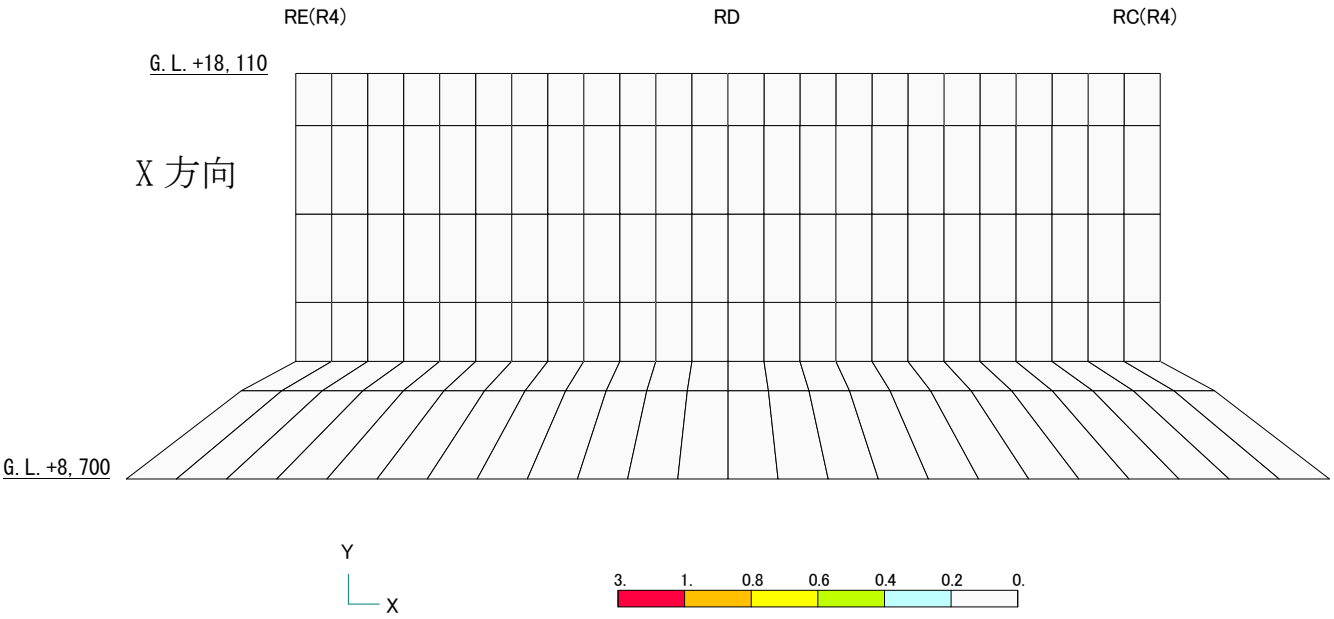


図-8　鉄筋ひずみの検定比（使用済燃料プール部）



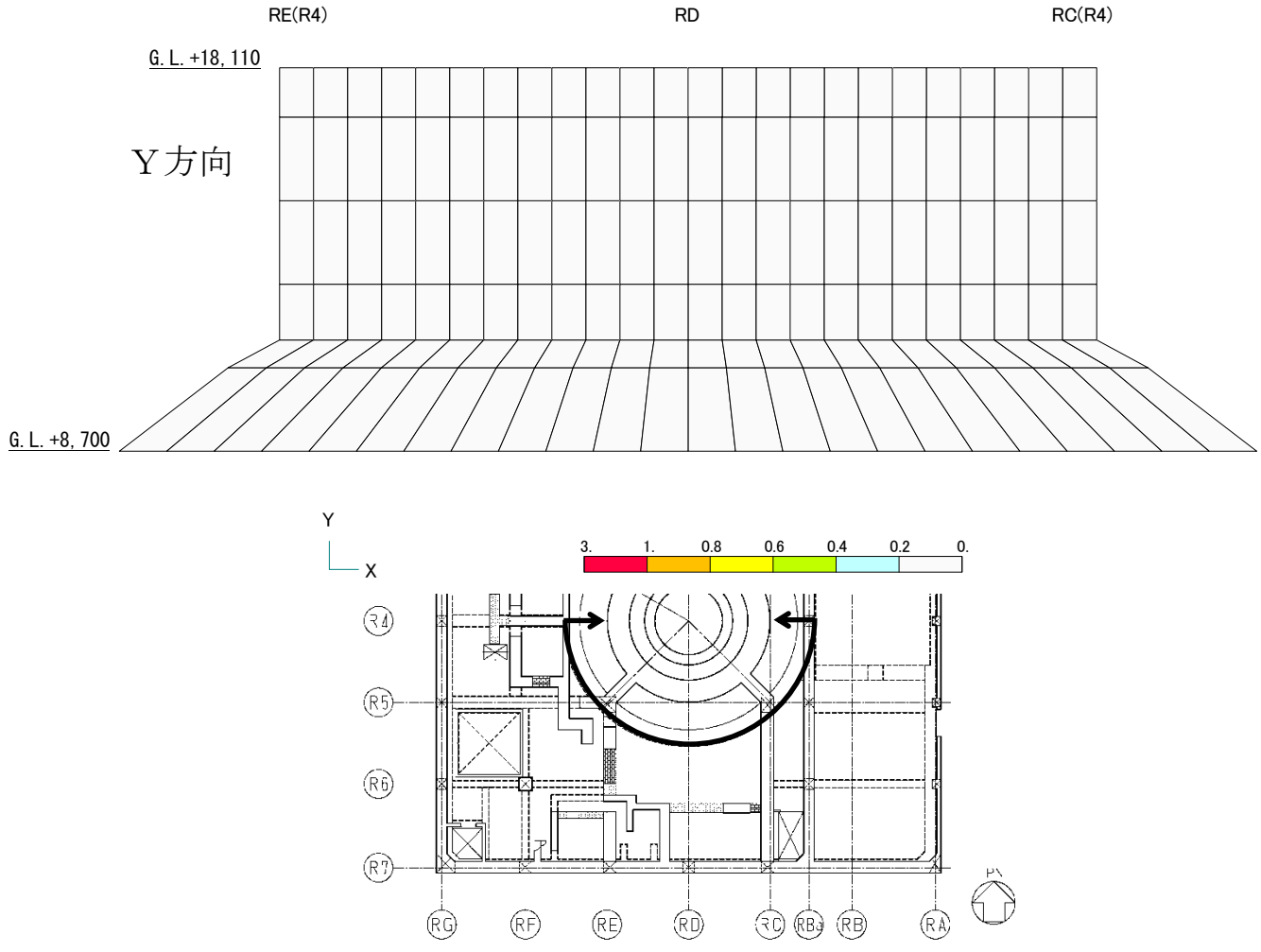
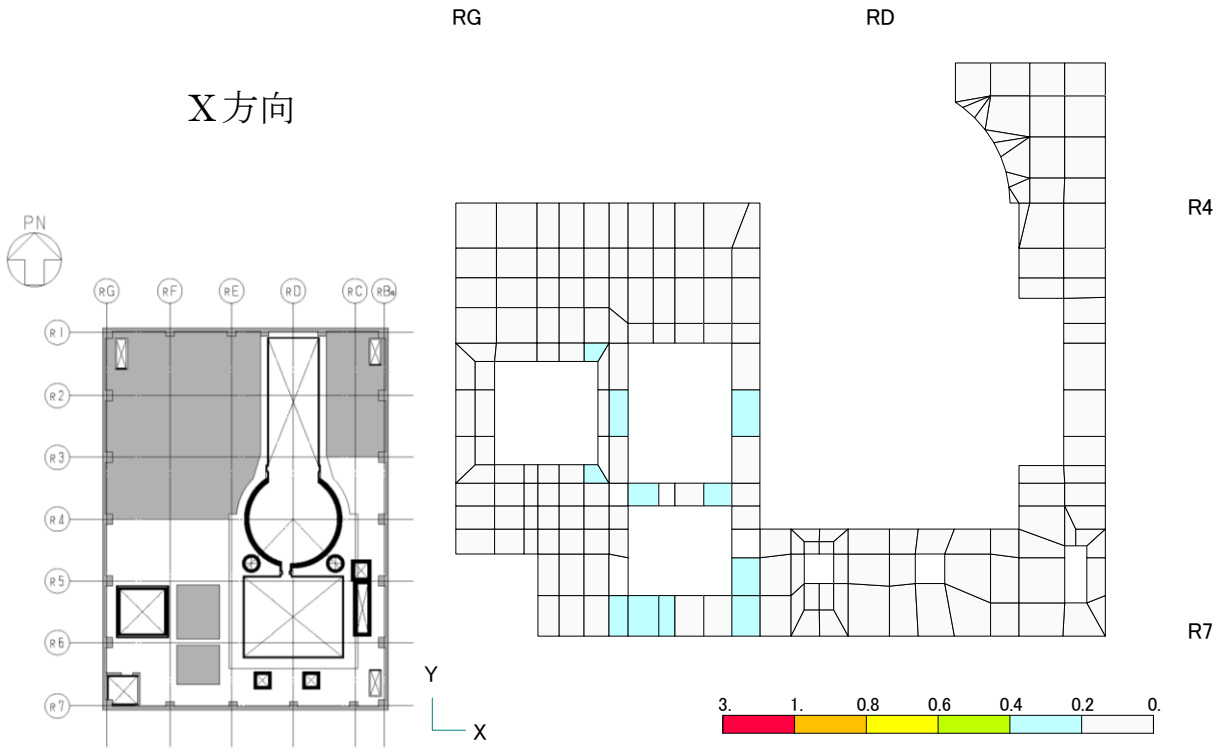


図-9　鉄筋ひずみの検定比（シェル壁部）



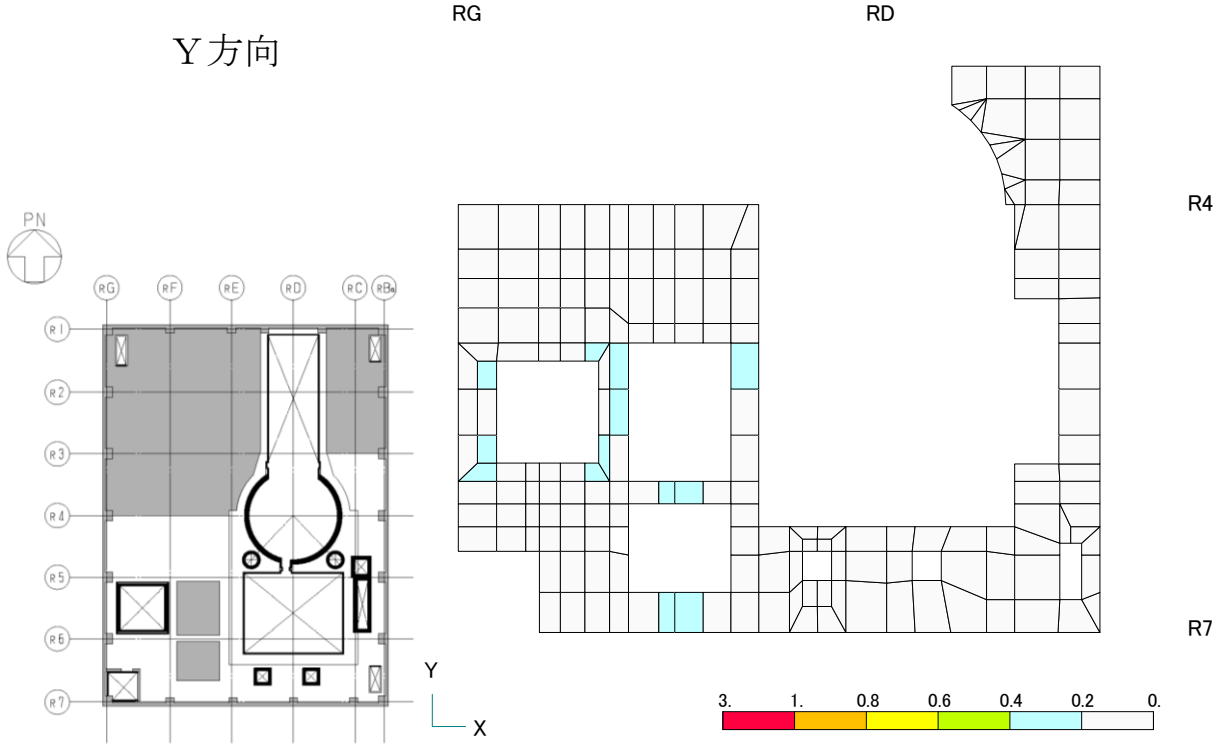
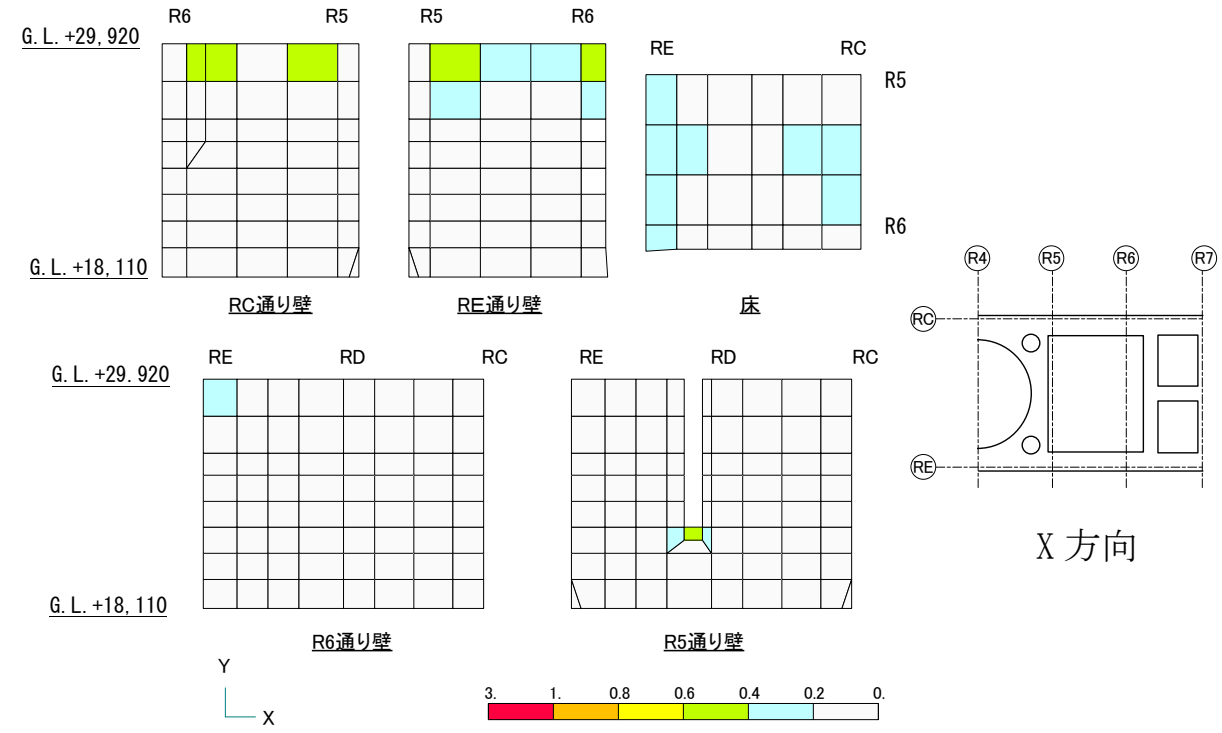


図-10　鉄筋ひずみの検定比（オペフロ床部）



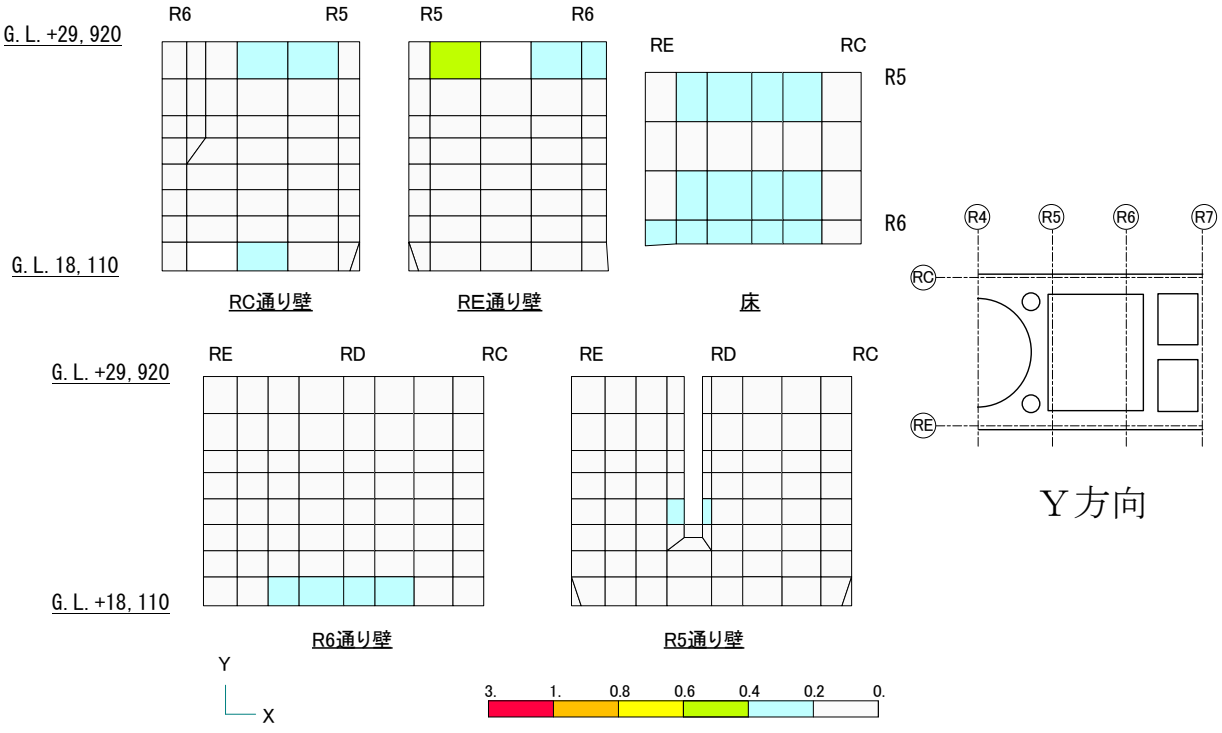
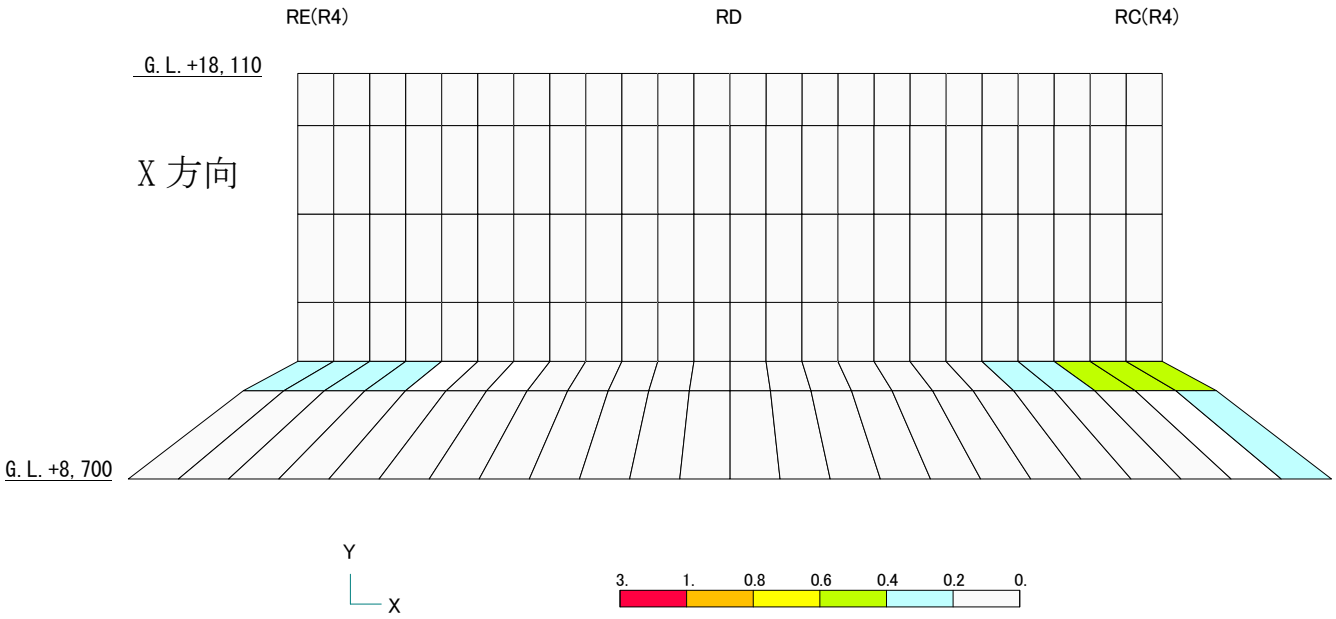


図-11　面外せん断力の検定比（使用済燃料プール部）



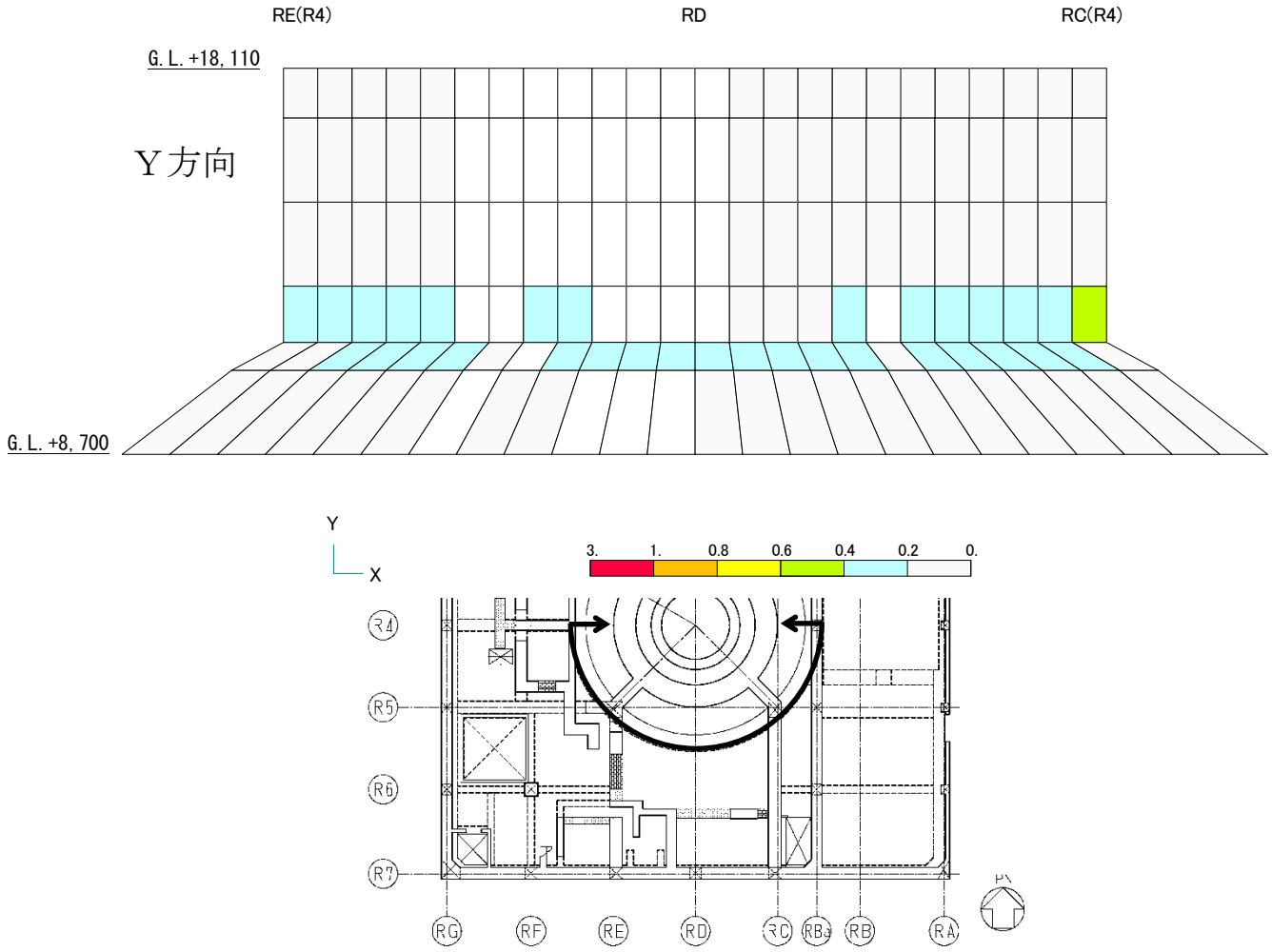
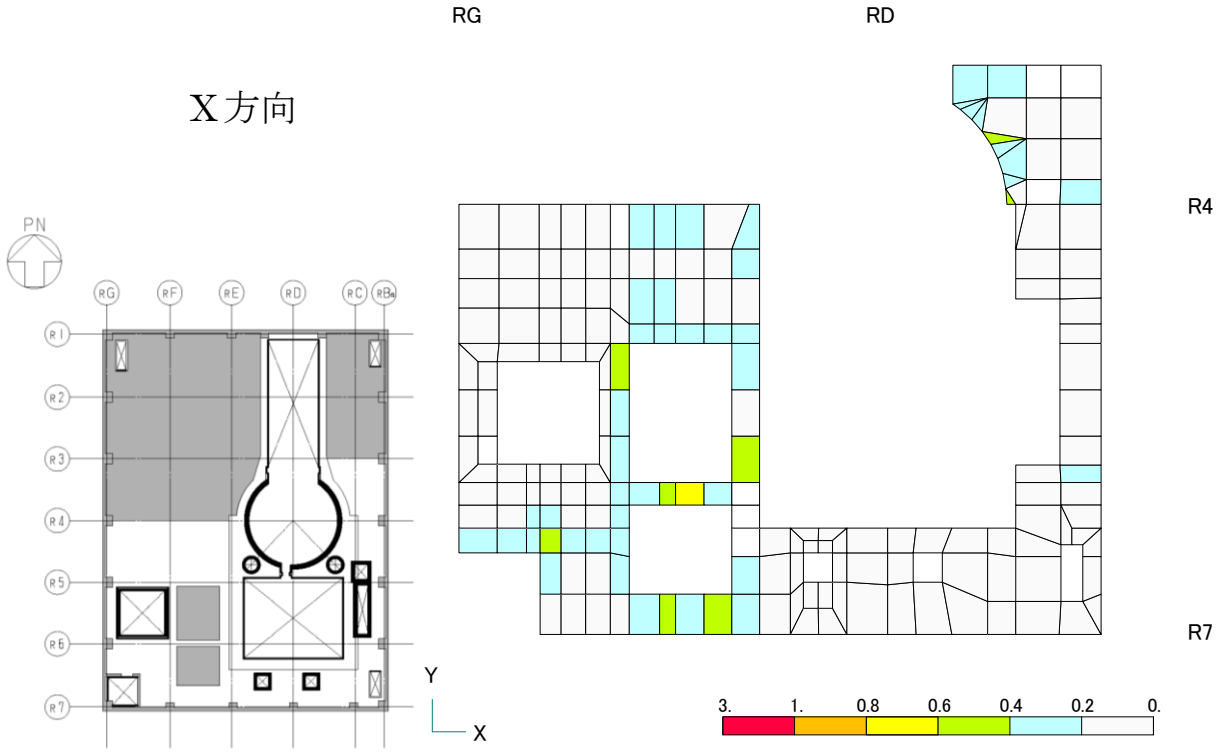


図-12　面外せん断力の検定比（シェル壁部）



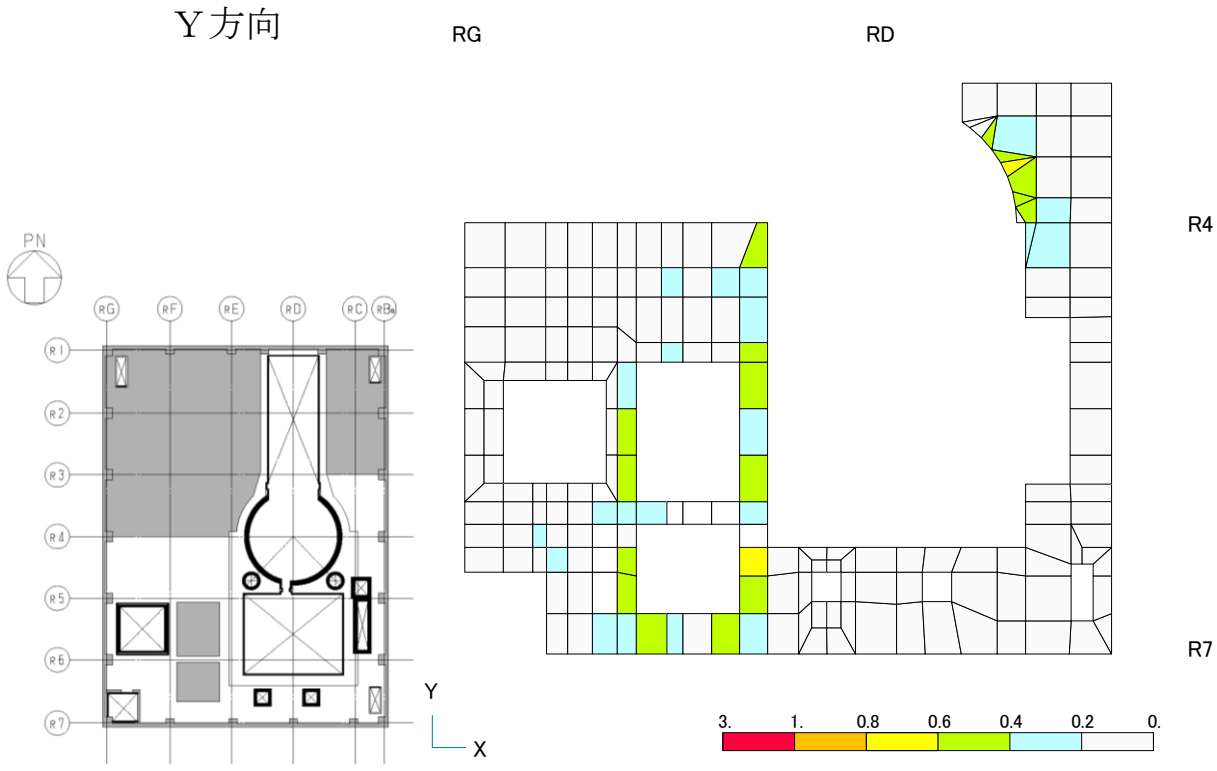


図-13　面外せん断力の検定比（オペフロ床部）

3 号機原子炉建屋　遮へい体設置における滑動対策について

1. 概要

３号機原子炉建屋は作業環境改善のため，オペレーティングフロア（以下，オペフロとする）床面に遮へい体を設置する計画としている。遮へい体の内，使用済燃料プール周りに設置するものについては，地震時（基準地震動 Ss）に遮へい体へ慣性力が作用することで，遮へい体が使用済燃料プール方向に滑動して使用済燃料プール内に落下しないように，滑動対策を施している。

滑動対策は，遮へい体に作用する使用済燃料プール方向の慣性力を，使用済燃料プール壁等の原子炉建屋躯体で支持することで，遮へい体の使用済燃料プール方向への滑動を防止することである（以下，ずれ止め)。ずれ止めの方法は，下記の２通りがある。

①間接支持

ずれ止めを目的とした支持部材（以下，ずれ止め部材）を遮へい体の上に設置する。遮へい体に作用する使用済燃料プール方向の慣性力がずれ止め部材に伝達され，ずれ止め部材が原子炉建屋躯体に接触することで，遮へい体を間接支持する。

対象箇所：Ａ工区　ＢＣ工区

②直接支持

遮へい体を原子炉建屋躯体に接触させ，遮へい体に作用する使用済燃料プール方向の慣性力を，原子炉建屋躯体で直接支持する。

対象工区：Ｄ工区（東側）　Ｄ工区（南側）

遮へい体の設置方法については，一部の小規模遮へい体を除き，大型クレーンを遠隔操作して遮へい体をオペフロの所定の位置に吊り込むことにより，オペフロへ無人で設置する。この際，大型クレーンの遠隔操作精度に依ることなく遮へい体を設置できるように，鉛直支持材を大型クレーンの遠隔操作により，あらかじめオペフロ床に直置きする。鉛直支持材には溝型部材（凹）が，鉛直支持材に対応する遮へい体の下面には突起部材（凸）が取り付けられており，突起部材を溝形部材に沿わせて遮へい体を設置する。オペフロ床の損傷状況や既設設備（既設 FHM レール）の干渉により，鉛直支持材が設置できない箇所もあり，この箇所については遮へい体をオペフロ床に直置きする。

本資料では，遮へい体設置に関する局所評価として，地震時(基準地震動 Ss)における使用済燃料プール周りの遮へい体，及び，ずれ止め部材，並び，遮へい体またはずれ止め部材と接触する原子炉建屋躯体を対象に行う構造評価の結果示す。また，ずれ止め部材設置前の状況下での地震（基準地震動 Ss）を想定して，間接支持される遮へい体，及び，鉛直支持材を下記の対象（以下，滑動対象物）に行う滑動評価の結果を示す。

Ａ工区　　：遮へい体

ＢＣ工区　　：鉛直支持材（遮へい体と一体化となり滑動する）

Ｄ工区（南側）：鉛直支持材（遮へい体は単独で床スラブで直接支持され，滑動しない）

Ｄ工区（東側）：滑動評価対象外（遮へい体下面の突起部材が既設 FHM レール及び使用済燃料プール壁に接触して、遮へい体が直接支持されるため、滑動しない）

2. 遮へい体設置に関する局所評価

2.1　評価方法

ずれ止め部材の例を図 2.1-1 に，計画概要を図 2.1-2 に示す。

燃料取り出し用カバー検討用モデルの基準地震動 Ss 時の地震応答解析結果のうち，オペフロ階の最大応答加速度を保守的に設定した水平震度（k＝0.8）を用いる。検討に用いる応力はこの水平震度により生じる慣性力からずれ止め箇所の構造を考慮して算出する。なお，評価基準値は，遮へい体及びずれ止め部材は鋼材の材料強度（F 値×1.1 倍）に基づく許容値を，接触部は原子炉建屋躯体コンクリートの設計基準強度 22.1N/mm^2 に基づく許容値とする。

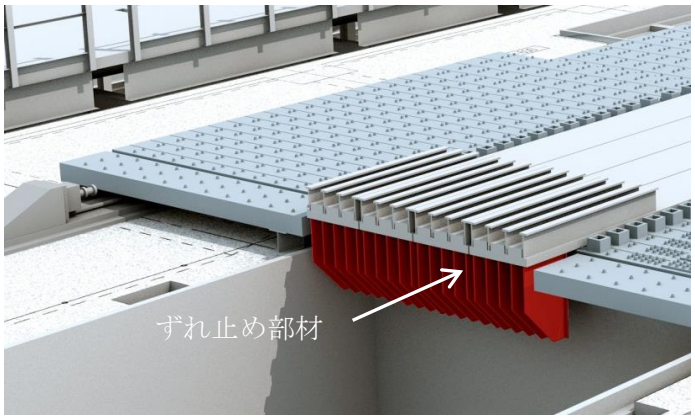
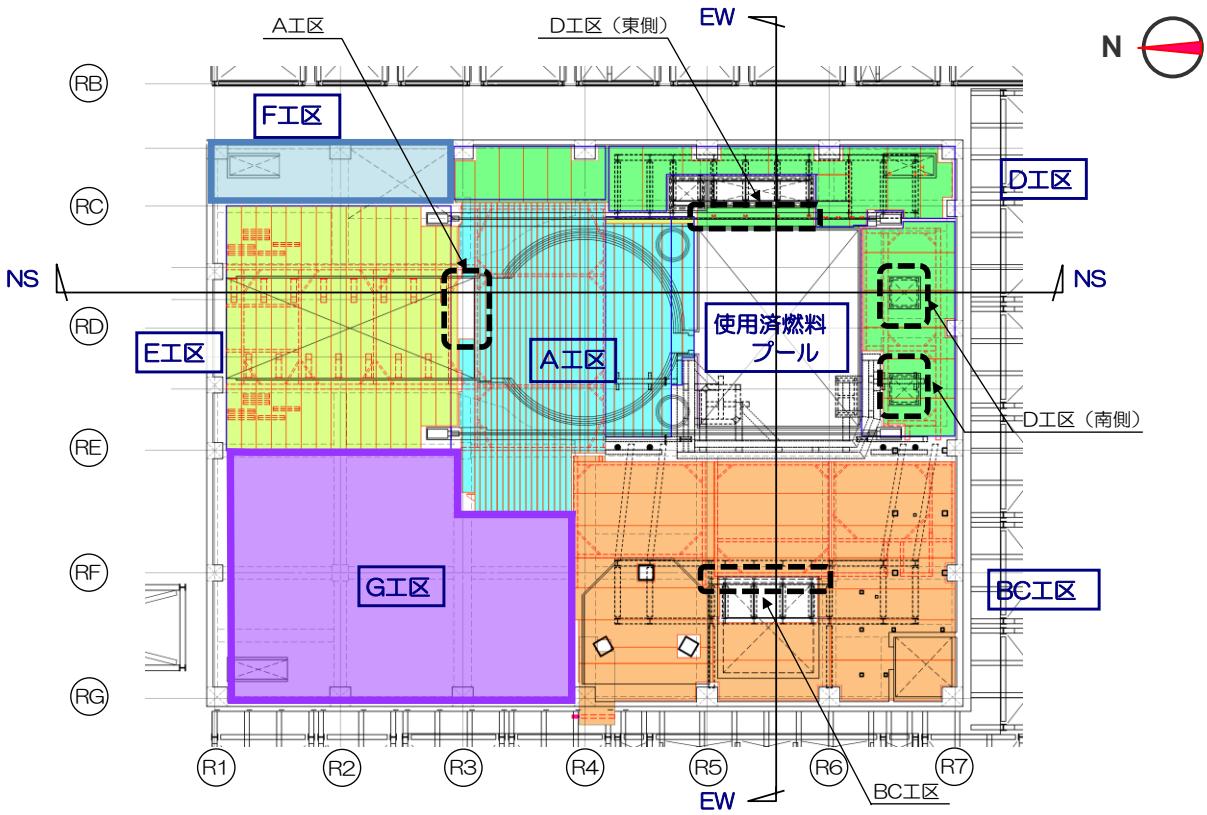
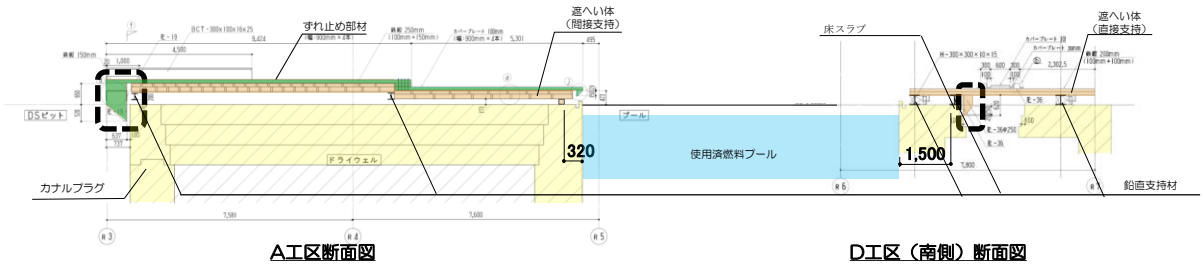


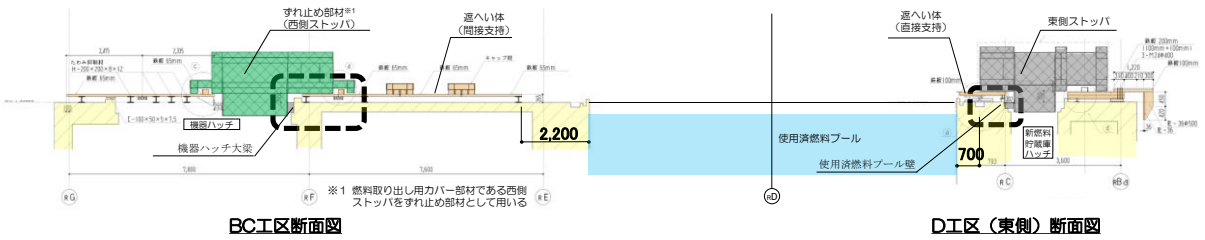
図 2.1-1　ずれ止め部材の例（A 工区）



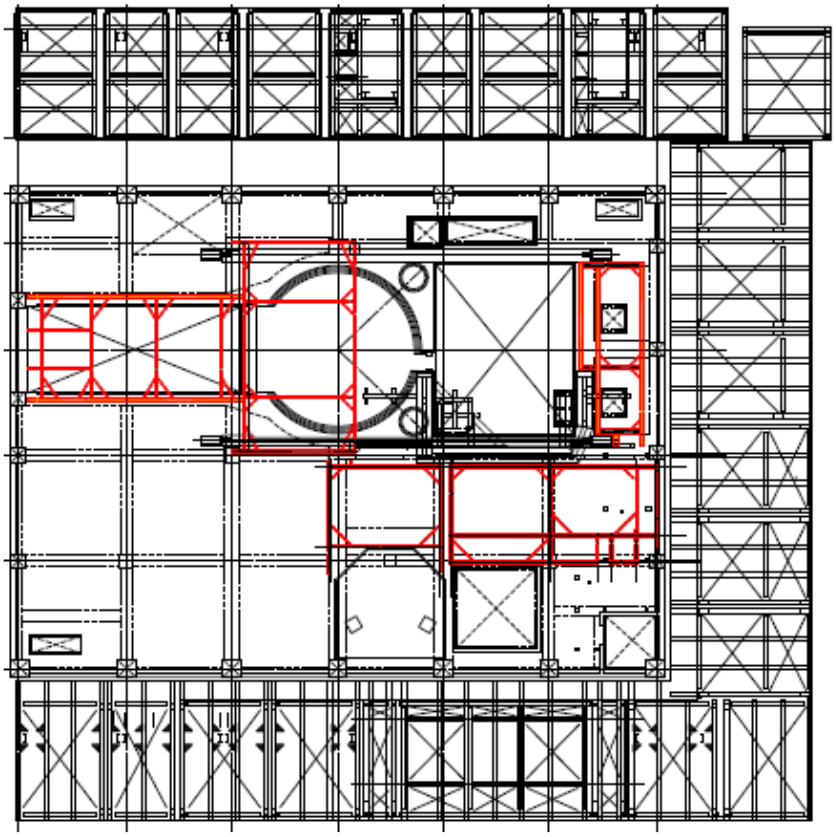
（a）平面計画



（b）使用済燃料プール周りの南北断面



（c）使用済燃料プール周りの東西断面



（d）鉛直支持材配置図（赤線：鉛直支持材）

図 2.1-2　遮へい体計画概要（ ：使用済燃料プール周りの遮へい体のずれ止め箇所　）

＜算定式＞

・ずれ止め箇所（曲げ，せん断の評価）

$$M_a = {}_S f_b \cdot Z$$

$$Q_a = {}_S f_s \cdot A_s$$

ここに，　M_a　：許容曲げモーメント

Q_a　：許容せん断力

${}_S f_b$　：曲げ応力に対する許容値※1

${}_S f_s$　：せん断応力に対する許容値※1

Z　：ずれ止め箇所の断面係数

A_s　：ずれ止め箇所のせん断断面積

W　：遮へい体重量

k　：地震時の水平震度（0.8）

M　：地震時の曲げモーメント（$M = Q \times l$）

Q　：地震時のせん断力（$Q = W \times k$）

l　：作用間距離

※1　：建築基準法に基づく鋼材の材料強度（F値の1.1倍）による許容値

・接触部（支圧の評価）

$$P_a = f_n \cdot A_1$$

ここに，　$f_n = f_{na}\sqrt{\frac{A_c}{A_1}}$　，　$f_{na} = 0.6F_c$　，　$\sqrt{\frac{A_c}{A_1}} \leq 2.0$

P_a　：許容支圧力

F_c　：コンクリートの設計基準強度（22.1N/mm²）

A_c　：支承面積

A_1　：接触面積

・接触部（曲げの評価）

$$M_a = A_t \cdot f_t \cdot j$$

ここに，　A_t　：鉄筋断面積

f_t　：鉄筋の引張に対する許容値※2

j　：応力中心間距離

※2　：建築基準法に基づく鋼材の材料強度（F値の1.1倍）による許容値

2.2　評価結果

図 2.1-2 に示す使用済燃料プールの四方の遮へい体工区について検討を実施した。遮へい体，ずれ止め部材及び原子炉建屋躯体の結果を表 2.2-1，表 2.2-2 に示す。

遮へい体またはずれ止め部材の設置に関する局所評価として使用済燃料プールに隣接する四方の工区について，基準地震動 Ss 時，使用済燃料プール周りの遮へい体，及び，ずれ止め部材，並び，遮へい体またはずれ止め部材と接触する原子炉建屋躯体に加わる応力は許容応力を下回り，遮へい体が使用済燃料プールに落下することはない。

表 2.2-1　遮へい体またはずれ止め部材の構造評価（基準地震動 Ss）

工区	応力	許容応力	検定比	検定部位
A	M=　903 kN・m	Ma=　1，260 kN・m	0.72	ずれ止め部材（曲げ）
B C	Q=　621 kN	Qa= 15，694 kN	0.04	ずれ止め部材（せん断）
D（南側）	M=　194 kN・m	Ma=　1，525 kN・m	0.13	遮へい体（曲げ）
D（東側）	Q=　58 kN	Qa=　2，238 kN	0.03	遮へい体（せん断）

表 2.2-2　原子炉建屋躯体の構造評価（基準地震動 Ss）

工区	応力	許容応力	検定比	検定部位
A	P=　879 kN	Pa= 11，925 kN	0.08	カナルプラグ（支圧）
B C	P=　1，860 kN	Pa= 39，856 kN	0.05	機器ハッチ大梁（支圧）
D（南側）	P=　431 kN	Pa= 11，368 kN	0.04	床スラブ（支圧）
D（東側）	M=　594 kN・m	Ma=　5，351 kN・m	0.12	使用済燃料プール壁（曲げ）※

※D工区（東側）遮へい体下面の突起部は既設 FHM レールと使用済燃料プール壁に接触するので、基準地震動 Ss 時にD工区（東側）遮へい体に発生する慣性力は両箇所で負担可能であるが、評価上は慣性力を使用済燃料プール壁で負担するものとする。

3. 遮へい体の滑動に対する評価

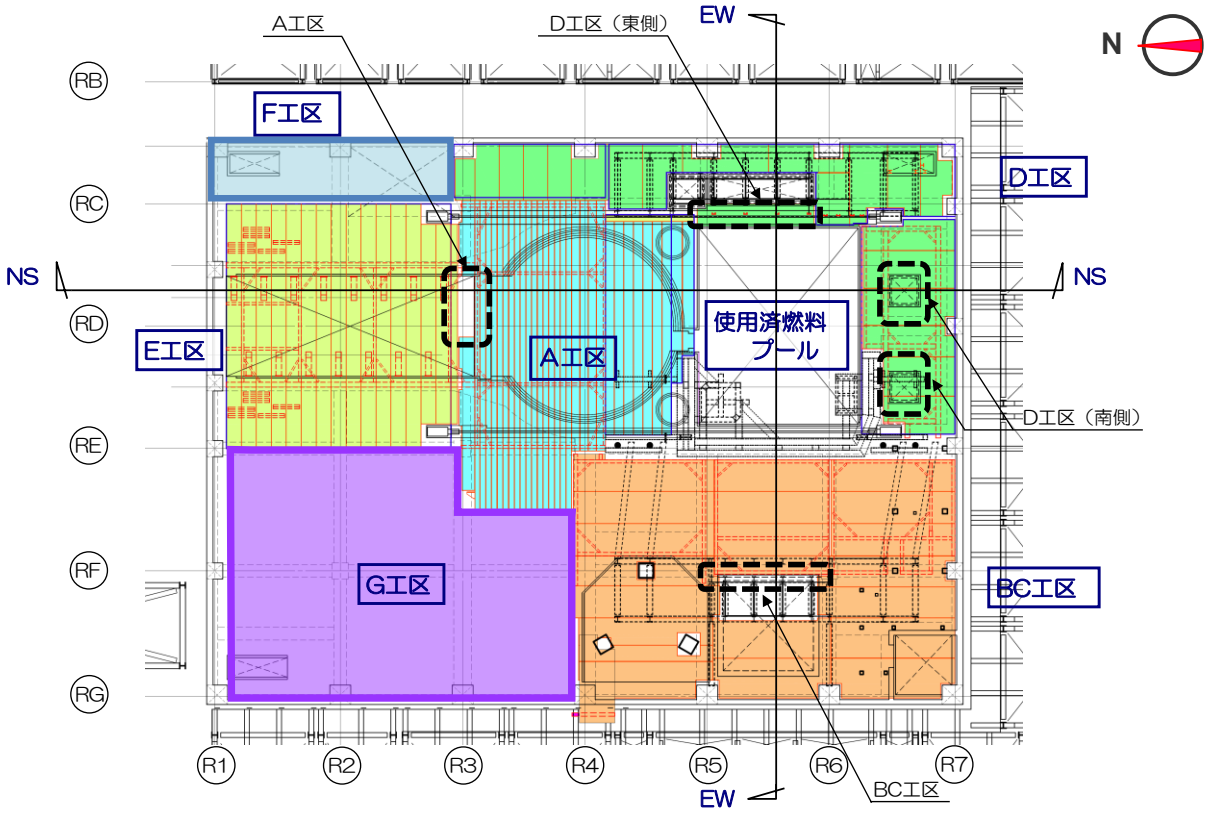
3.1　評価方法

本検討では，滑動対象物の端部と使用済燃料プール壁面までのクリアランスが地震時のすべり量より大きいことを確認する。各工区のクリアランスを表 3.1-1 及び図 3.1-1 に，工区ごとの詳細を図 3.1-2 に示す。

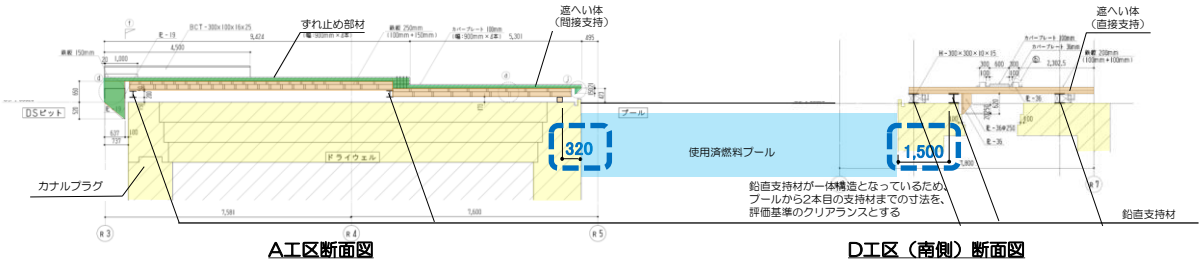
燃料取り出し用カバー検討用モデルの基準地震動 Ss 時の地震応答解析結果のうちオペフロ階の応答加速度時刻歴を入力として，滑動対象物を摸擬した 1 自由度系に遮へい体の動摩擦係数と保守的に上向きの鉛直震度による摩擦抵抗の減少を条件とした地震応答解析を行い，滑動対象物とオペフロ床の相対変位を算出する。地震応答解析の概要を図 3.1-3 に，摩擦係数と鉛直震度の組合せを表 3.1-2 に示す。ここで算出した相対変位が使用済燃料プール壁面までのクリアランス以下であることを確認する。

表 3.1-1　滑動対象物と使用済燃料プールのクリアランス

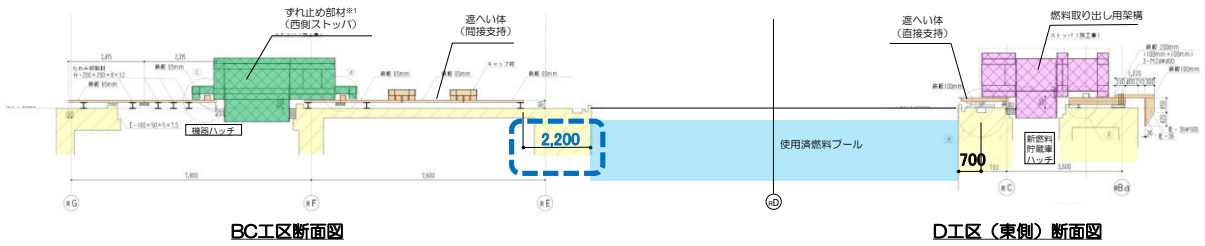
工区	クリアランス
A	320 mm
B C	2，200 mm
D（南側）	1，500 mm



（a）平面計画



（b）使用済燃料プール周りの南北断面



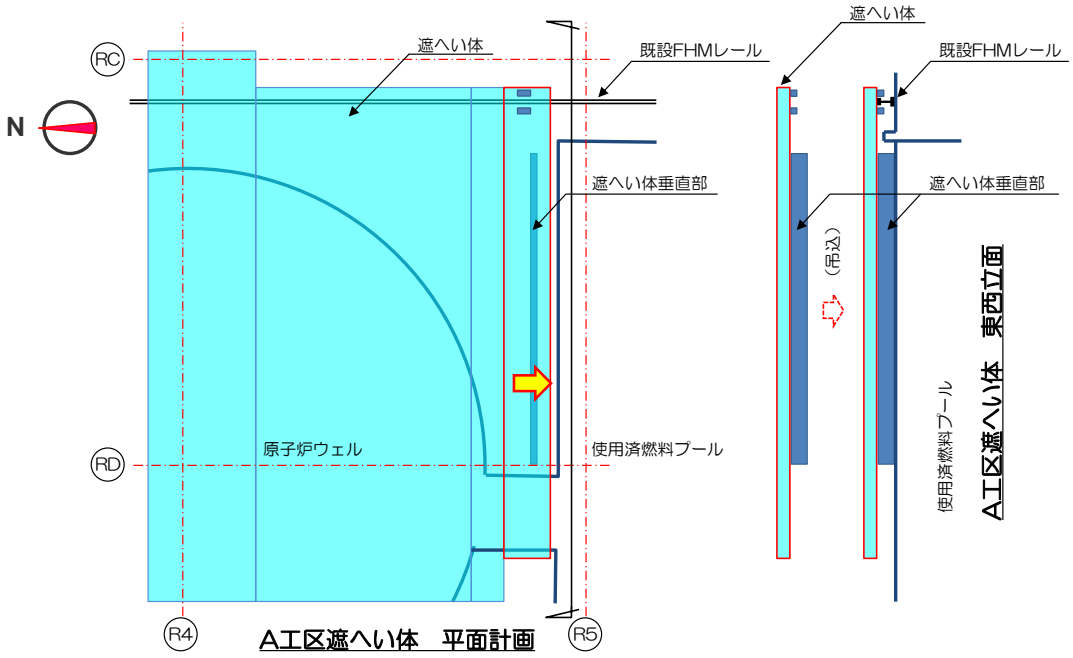
滑動対象物と使用済燃料プールのクリアランス

（c）使用済燃料プール周りの東西断面

図 3.1-1　滑動対象物と使用済燃料プールのクリアランス

Ａ工区遮へい体の使用済燃料プール際は，東側を既設 FHM レールに，西側を原子炉建屋躯体に載せる。

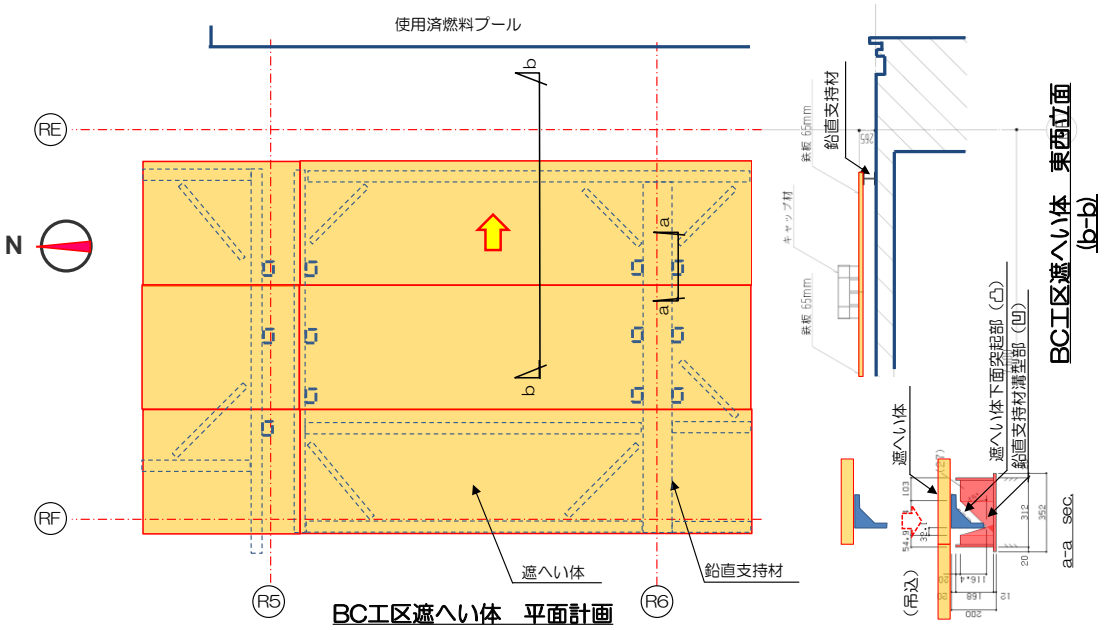
・　「オペフロ床面（コンクリート）に対する遮へい体（鋼材）のすべり量」及び「既設 FHM レール（鋼材）に対する遮へい体（鋼材）のすべり量」の確認を行う。



（a）使用済燃料プール際Ａ工区遮へい体

ＢＣ工区遮へい体は，鉛直支持材をオペフロ床面に載せ，その上に遮へい体を載せる。

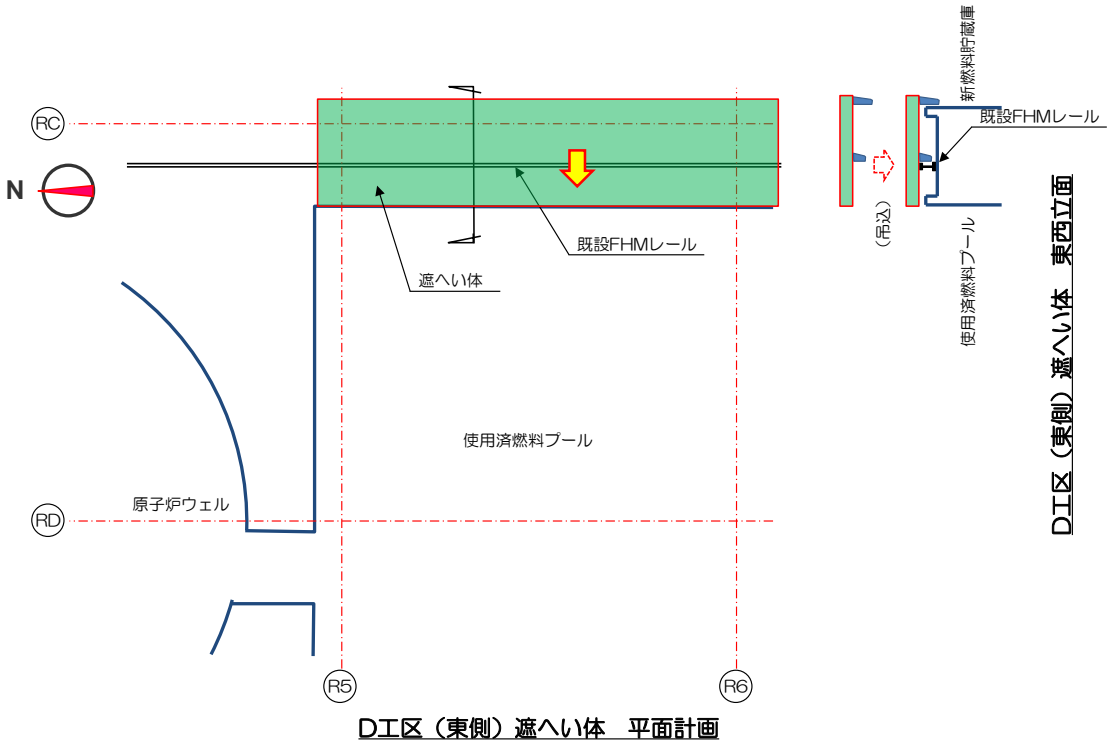
・　「オペフロ床面（コンクリート）に対する，鉛直支持材（鋼材）と一体化された遮へい体（鋼製）のすべり量」の確認を行う。



(b) 使用済燃料プール際ＢＣ工区遮へい体

図 3.1-2　遮へい体詳細(1)

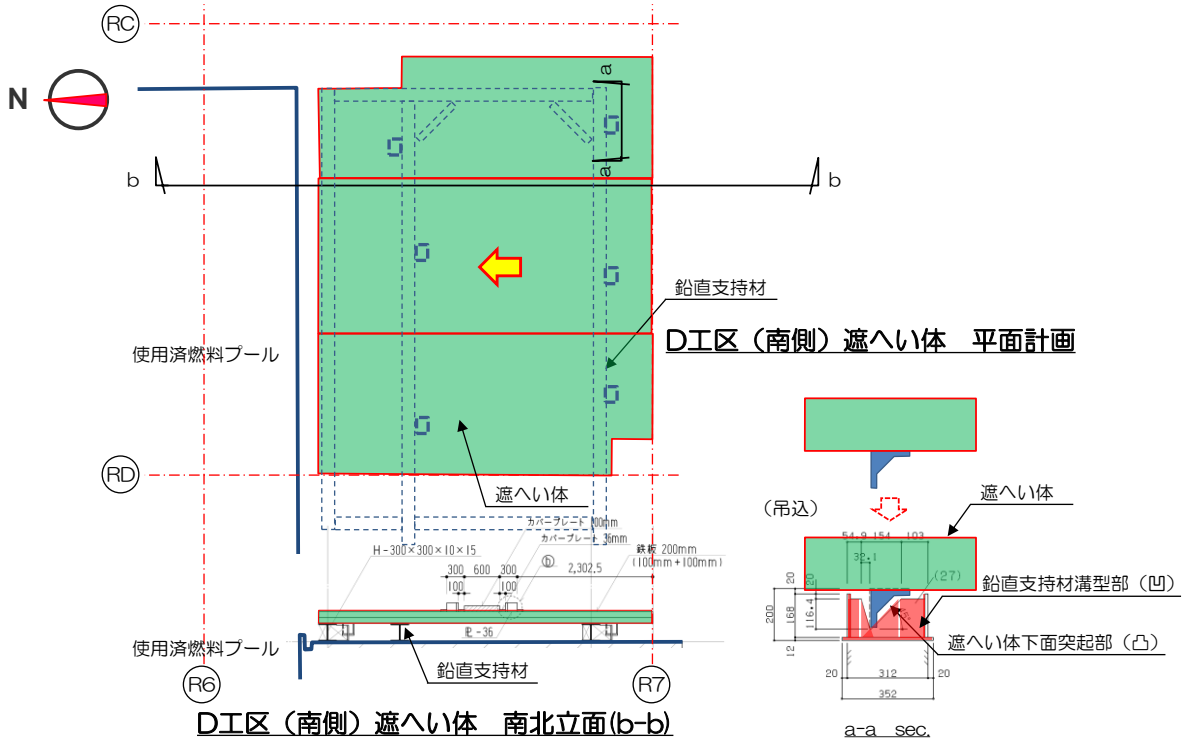
Ｄ工区（東側）遮へい体の使用済燃料プール際は，東側を原子炉建屋躯体に，西側を既設 FHM レールに載せる。
・遮へい体は原子炉建屋躯体で直接支持されるため滑動せず，使用済燃料プール側には落下しないと評価。（滑動に対する評価は実施しない）



（c）使用済燃料プール際Ｄ工区（東側）遮へい体

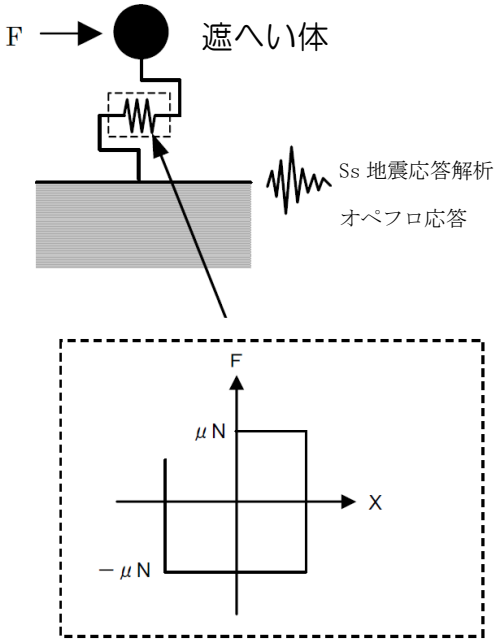
D工区（南側）遮へい体は，鉛直支持材（鋼製）をオペフロ床面に載せ，その上に遮へい体を載せる。

・ 「オペフロ床面（コンクリート）に対する，鉛直支持材（鋼材）のすべり量」の確認を行う。

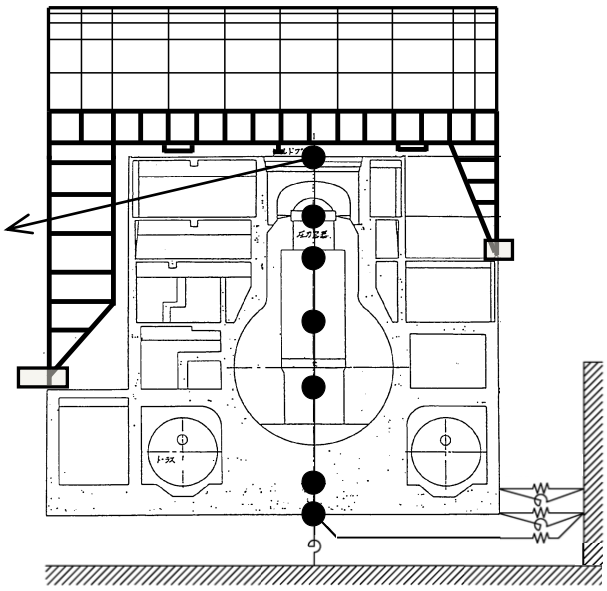


（d）使用済燃料プール際D工区（南側）遮へい体

図 3.1-2　遮へい体詳細(2)



オペフロ床面の摩擦抵抗を摸擬した非線形のばね特性のイメージ



【凡例】Ｆ：地震動により遮へい体に作用する慣性力
Ｘ：遮へい体と使用済燃料プール壁までの距離
μ：摩擦係数
Ｎ：遮へい体の重量

＊：解析モデルの諸元は，「添付資料－4-2　燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」の中で用いたものを使用。

＊：遮へい体とオペフロ床面の摩擦抵抗については，遮へい体に生じる慣性力が静止摩擦力を超過すると，一定の摩擦力が抵抗力として作用しながら遮へい体が移動し，慣性力が静止摩擦力以下の場合は，遮へい体は移動せずその場にとどまるような，非線形のばね特性で評価。

図 3.1-3　遮へい体滑動検討の地震応答解析モデル

表 3.1-2　摩擦係数と鉛直震度の組合せ

CASE	摩擦面	摩擦係数	備考
1	鋼材とコンクリート	0.40	鋼構造設計規準（日本建築学会）
2	鋼材とコンクリート	0.25	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） 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。
3	鋼材とコンクリート	0.25	CASE2 に鉛直震度（0.45G）による鉛直力Ｎを低減させた場合。
4	鋼材と鋼材	0.35～0.40	機械工業ハンドブック改訂版 「鋼材とコンクリート」の評価により包絡されるため，省略。

3.2　評価結果

表 3.1-2 の組合せケースの結果を表 3.2-1 に示す。基準地震動 Ss 時の相対変位が最大となるケース 3 において相対変位が 22.3cm となり,使用済燃料プール壁面までの最小クリアランス 32.0cm 以下である。よって，ずれ止め設置前においても滑動対象物が使用済燃料プールに落下することはない。

表 3.2-1　地震応答解析による滑動対象物とオペフロの相対変位（基準地震動 Ss）

CASE	摩擦係数	鉛直震度	最大相対変位 (cm)	クリアランス (cm)
1	0.40	0	5.8	32.0
2	0.25	0	10.8	32.0
3	0.25	0.45（上向き）	22.3	32.0

２号機燃料取り出し用構台に係る確認事項

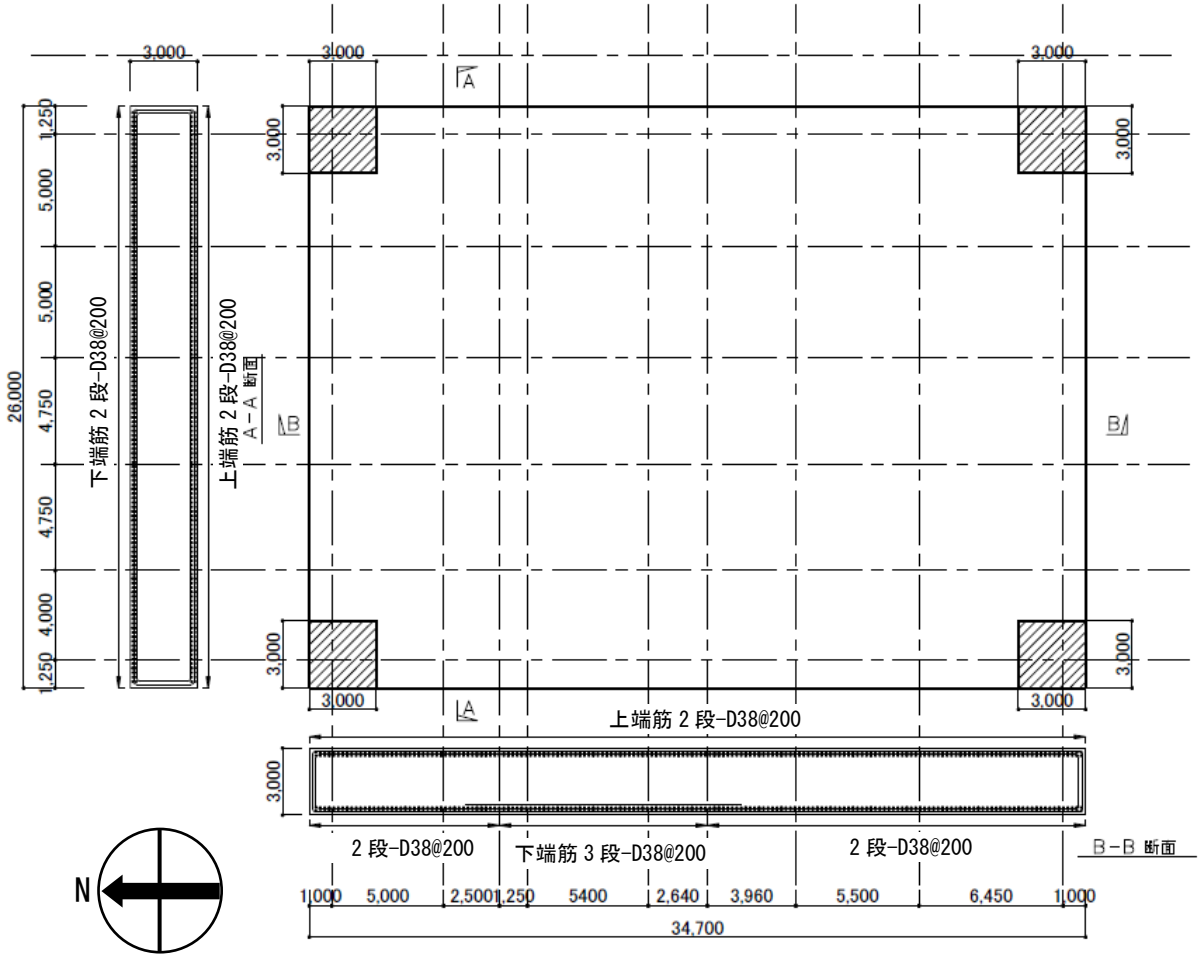
２号機燃料取り出し用構台の工事に係る主要な確認項目を表－１に示す。

表－1　２号機燃料取り出し用構台に係る確認項目

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度および耐震性	材料確認	地盤改良土の一軸圧縮強さを確認する。	地盤改良土の一軸圧縮強さが，実施計画に記載されている設計基準強度を満足すること。
		構造体コンクリートの圧縮強度を確認する。	構造体コンクリート強度が，実施計画に記載されている設計基準強度対して，JASS5N の基準を満足すること。
		鉄筋の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3112 に適合すること。
		鋼材の材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3101，JIS G 3136，JIS G 3106，JIS G 3444，JIS G 3321 又は建築基準法第 37 条第二号の規定に適合すること。
		特殊ボルト（ワンサイドボルト）の締め付け張力を確認する。	導入張力試験を JASS 6 に準じて実施し，所定の張力が得られること。
		トルシア型超高力ボルト(SHTB)，トルシア型高力ボルト(S10T)，高力六角ボルト(F10T)の仕様を確認する。	JIS B 1186 又は建築基準法第 37 条第二号の規定に適合すること。
		アンカーボルトの材質，強度，化学成分を確認する。	JIS G 3138 に適合すること。
		弾性支承の鉛直剛性を確認する。	弾性支承の鉛直剛性が，Ⅱ章 2.11 添付資料－４－２に記載した値の±20%以内であること。
		オイルダンパの減衰係数を確認する。	ばね付きオイルダンパの第一減衰係数は，試験時の各速度における荷重が，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載したオイルダンパの減衰係数に各速度を掛けて算出した荷重の±10%以内であること。オイルダ

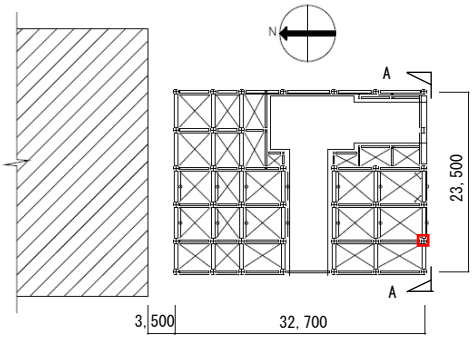
			ンパ（水平棟間）およびオイルダンパ（鉛直）の第一減衰係数は，正弦波加力を行った際の減衰力ループから算出した第一減衰係数が，添付資料－４－２に記載したオイルダンパの減衰係数の±10％以内であること。 第二減衰係数は，試験時の各速度における荷重の平均が，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載したオイルダンパのリリーフ荷重と，減衰係数に各速度を掛けて，並列配置を考慮し算出した荷重の和の±10％以内であること。
		オイルダンパのリリーフ荷重を確認する。	試験で複数の加力速度を用いて得られる近似直線と，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載した第一減衰係数の交点として得られる荷重が，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載したリリーフ荷重の±10％以内であること。
		オイルダンパのストロークを確認する。	オイルダンパのストロークが，Ⅱ章 2.11　添付資料－４－２に記載した値以上であること。
	据付確認	地盤改良範囲（深さ）を確認する。	支持レベルに着底していること。
		鉄筋の径，間隔（図-1 参照）を確認する。	鉄筋の径が実施計画書に記載されている通りであること。鉄筋の間隔が実施計画に記載しているピッチにほぼ均等に分布していること。
		接合部（図-2～図-5 参照）の施工状況を確認する。	高力ボルトが所定の本数・種類であること。
		アンカーボルト埋め込み長さを確認する。	有効埋め込み長さが所定の値（M30：300mm、M60：265mm）であり，かつボルトの余長はナット面から突き出た長さが 3 山以上であること。
		制震装置（オイルダンパ）の設置状況を確認する。	制震装置（オイルダンパ）の設置位置および設置数が図-6～図-13 の通

			りであること。
		免震装置（弾性支承）の設置状況を確認する。	免震装置（弾性支承）の設置位置および設置数が図-13 の通りであること。
		外装材および床の施工状況を確認する。	外装材および床の設置範囲が，図-14～図-17 の通りであること。
	外観確認	制震装置（オイルダンパ）の外観を確認する。	有害な欠陥がないこと。
		免震装置（弾性支承）の外観を確認する。	有害な欠陥がないこと。

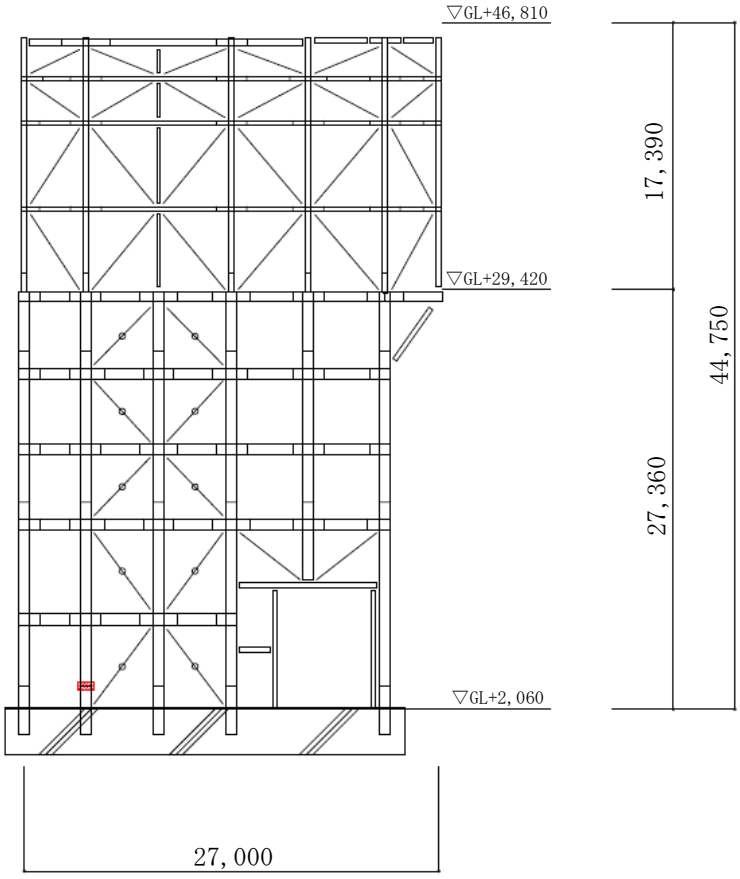


部は面外せん断補強を実施
D19@400×200
鉄筋材質：SD345

図-1　基礎配筋図（単位：mm）

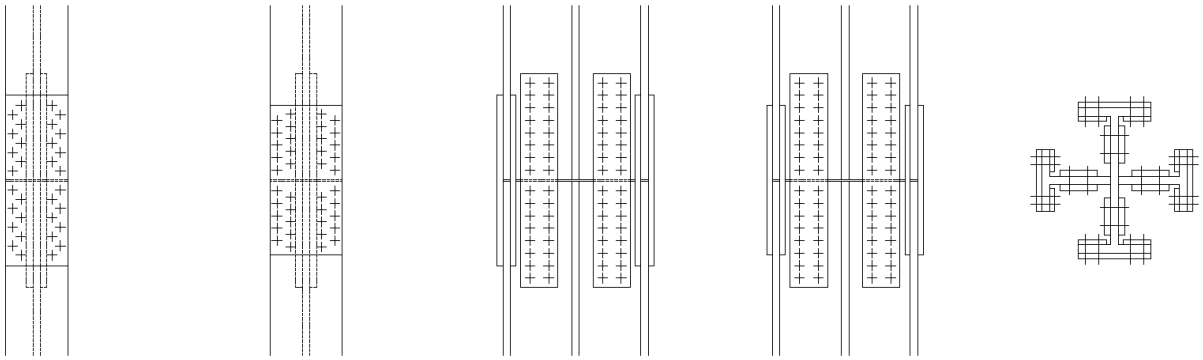


G.L.+8,260 キープラン



A-A 断面図

（１）接合部位置（構台部柱材最大応力度比発生箇所）



(a) フランジ NS
ボルト種類：HTB M24
ボルト本数：16 本×2

(b) フランジ EW
ボルト種類：HTB M24
ボルト本数：20 本×2

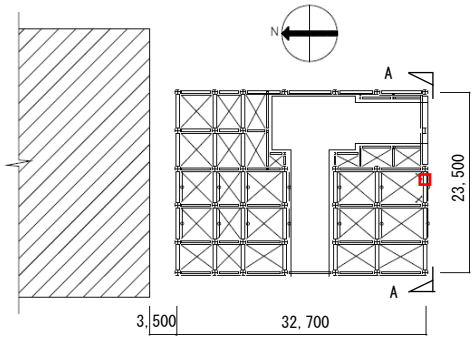
(c) ウェブ NS
ボルト種類：HTB M24
ボルト本数：32 本

(d) ウェブ EW
ボルト種類：HTB M24
ボルト本数：32 本

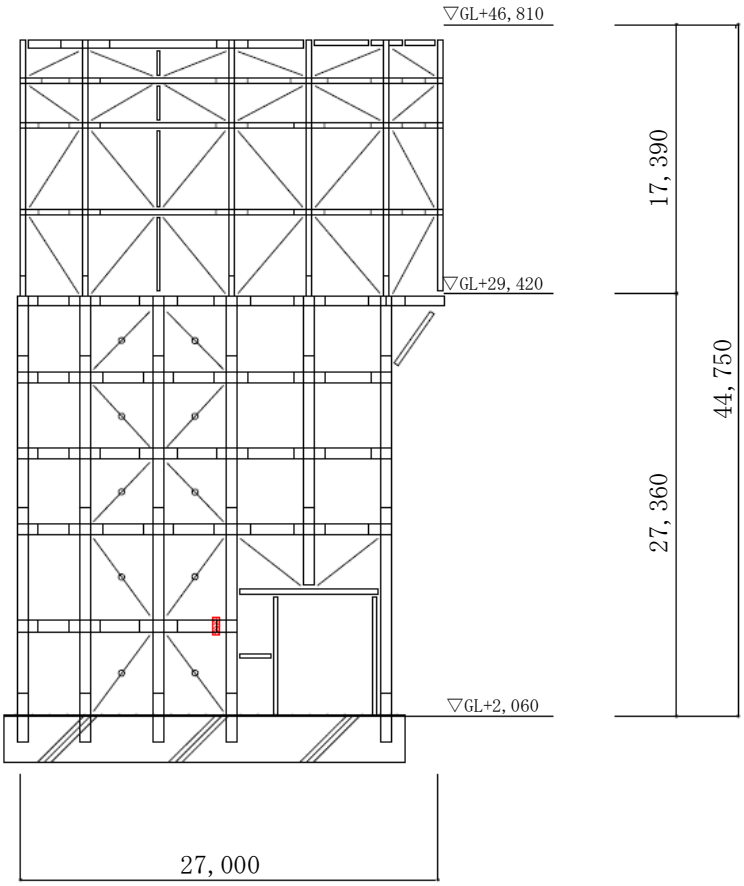
(e) 断面

（２）接合部詳細（片側の構造材に取り付くボルト本数を記載）

図-2　構台接合部①

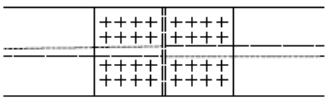


G.L.+8,260 キープラン

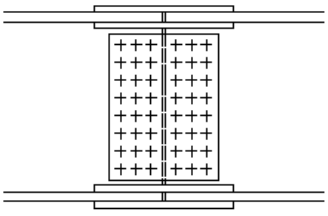


A-A 断面図

（１）接合部位置（構台部梁材最大応力度比発生箇所）



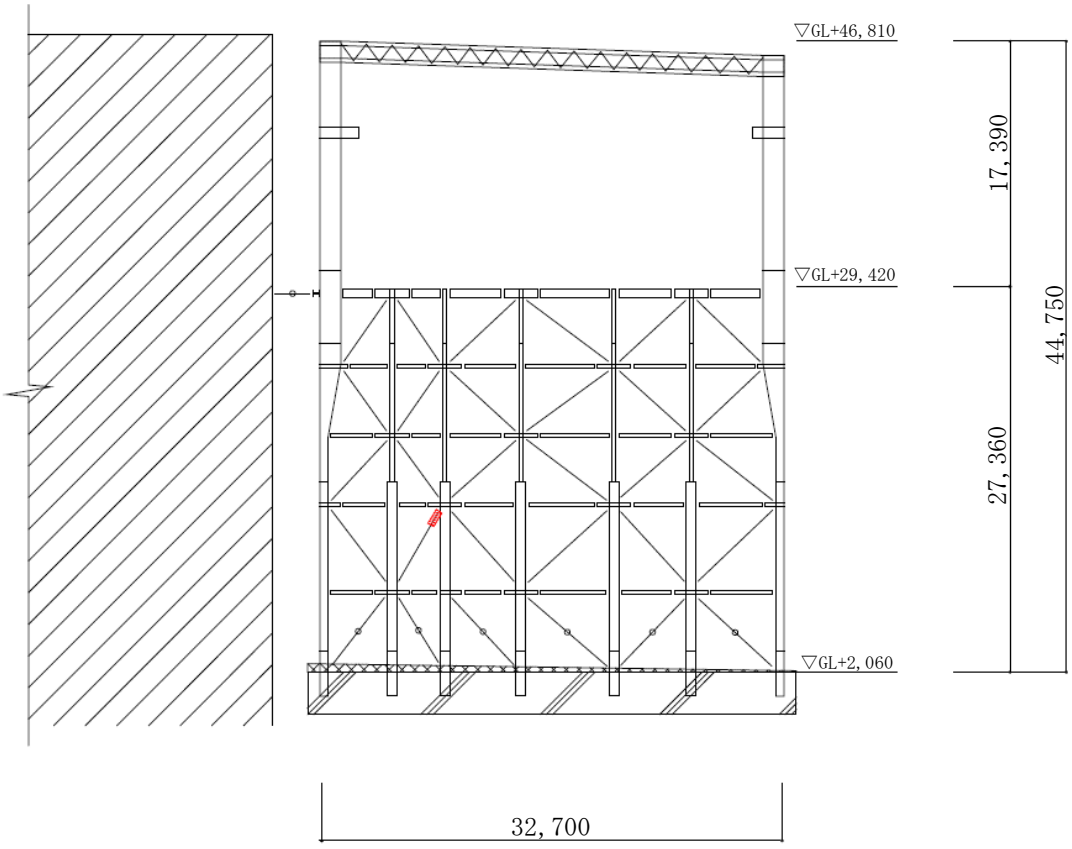
(a) 上下フランジ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：16 本×2



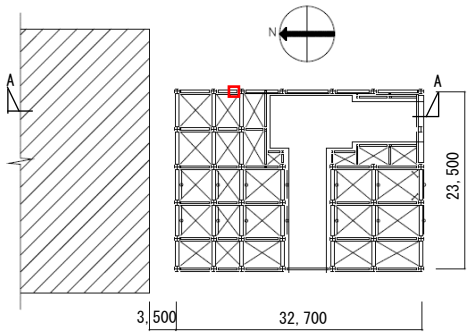
(b) ウェブ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：24 本

（２）接合部詳細（片側の構造材に取り付くボルト本数を記載）

図-3　構台接合部②

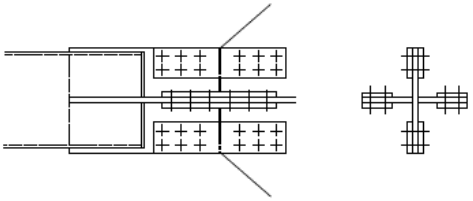


A-A 断面図



G.L.+8,260 キープラン

（１）接合部位置（構台部ブレース材最大応力度比発生箇所）

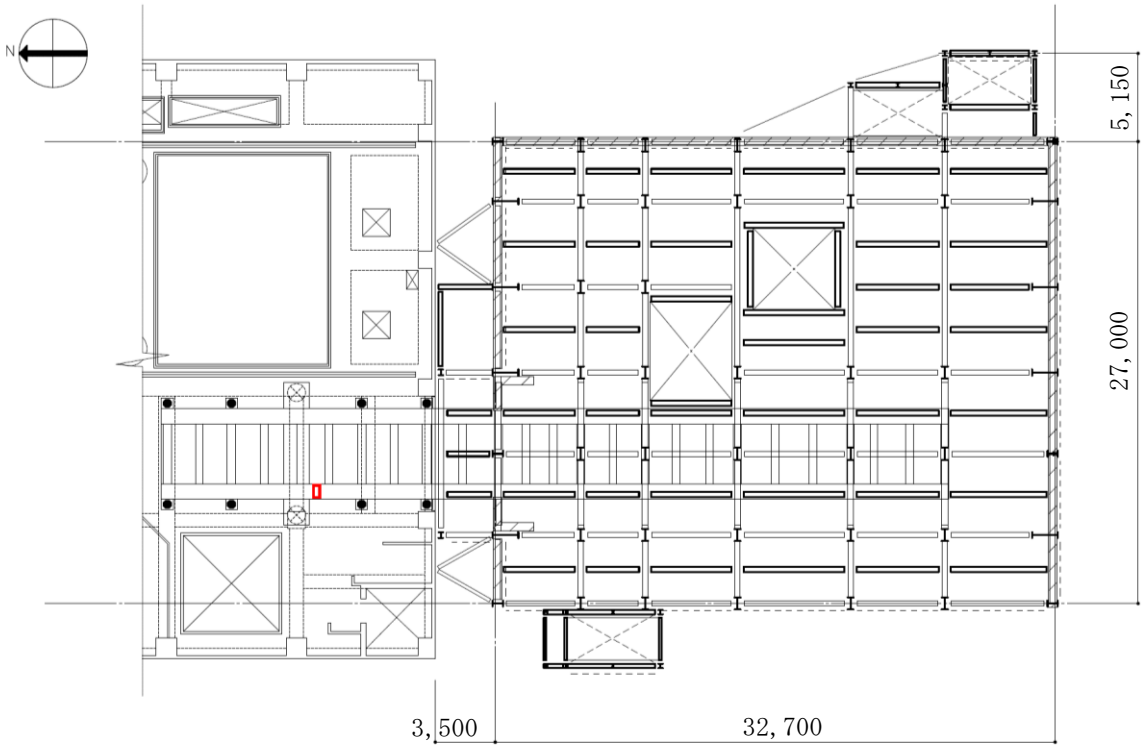


（a）側面　　（b）断面

ボルト種類：SHTB M22
ボルト本数：12 本×2

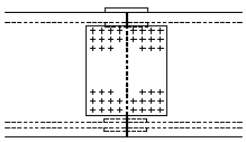
（２）接合部詳細（片側の構造材に取り付くボルト本数を記載）

図-4　構台接合部③

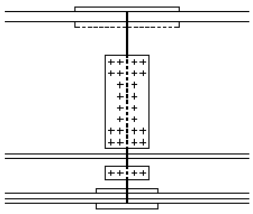


G.L.+29,420 キープラン

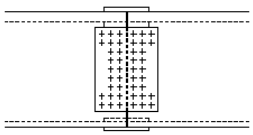
（１）接合部位置（ランウェイガーダ最大応力度比発生箇所）



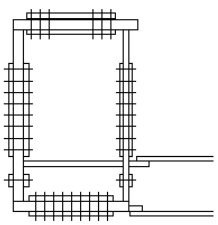
(a) 上フランジ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：22 本



(c) ウェブ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：14 本×2



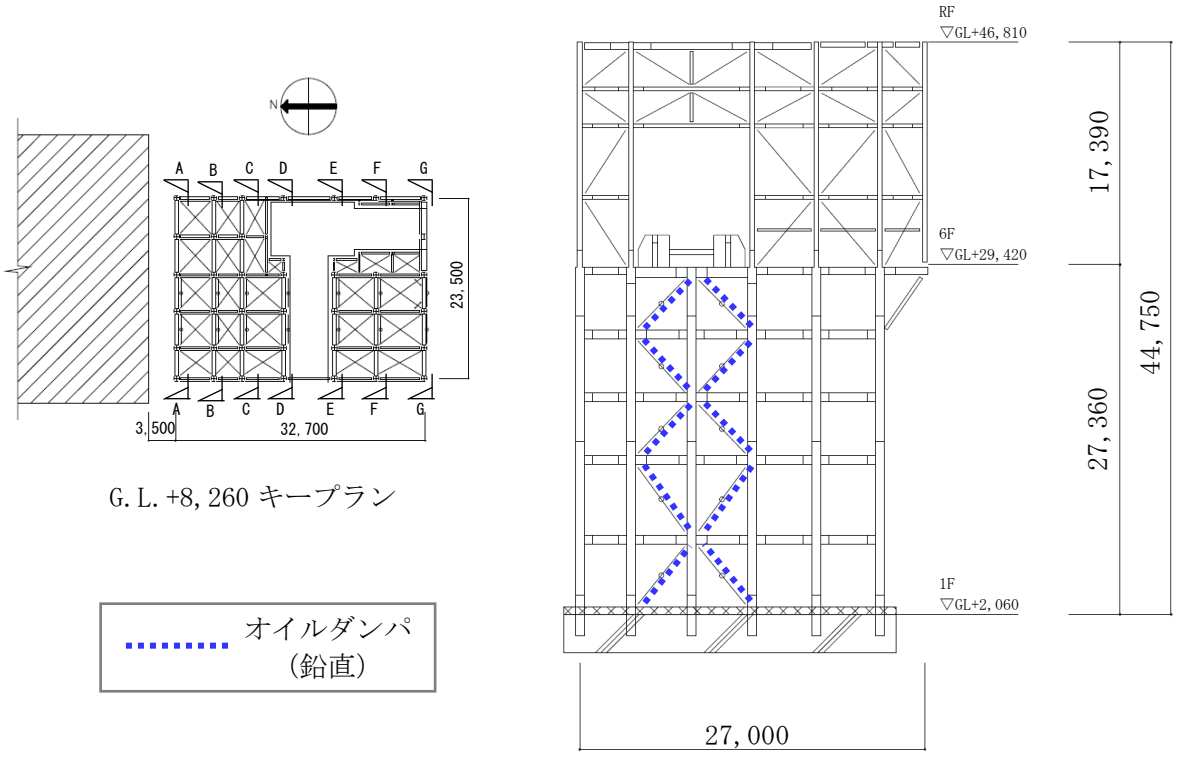
(b) 下フランジ
ボルト種類：SHTB M24
ボルト本数：22 本



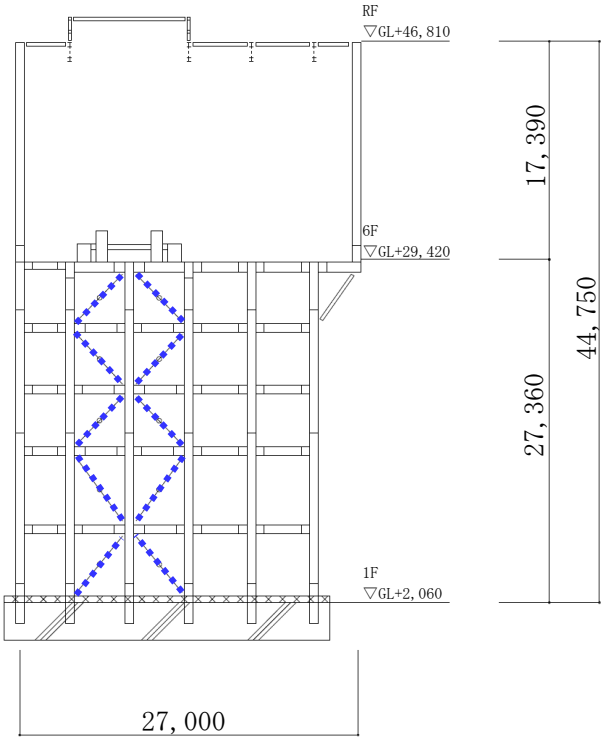
(d) 断面

（２）接合部詳細（片側の構造材に取り付くボルト本数を記載）

図-5　ランウェイガーダ接合部

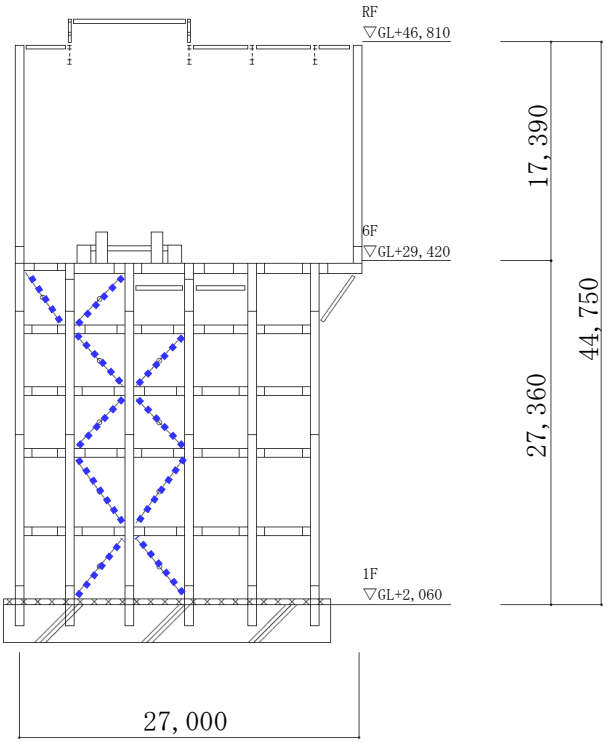


（１）オイルダンパ位置図（A-A 断面図）

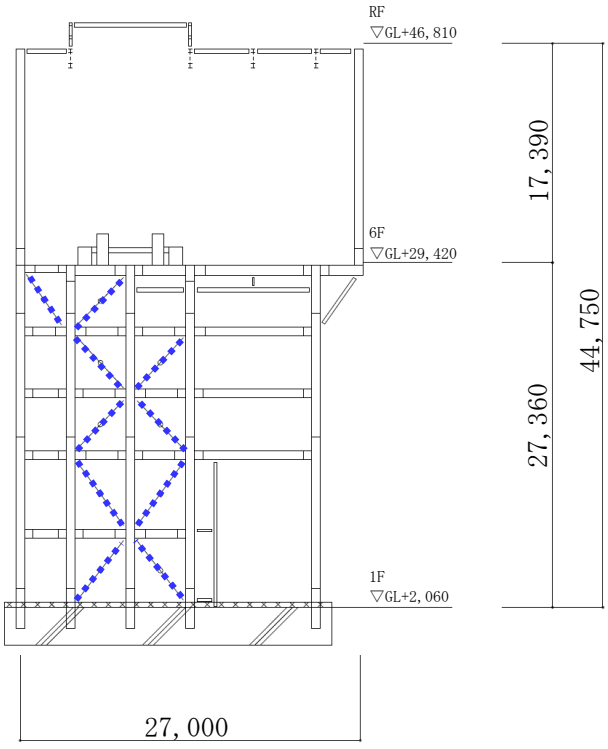


（２）オイルダンパ位置図（B-B 断面図）

図-6　オイルダンパ位置図①

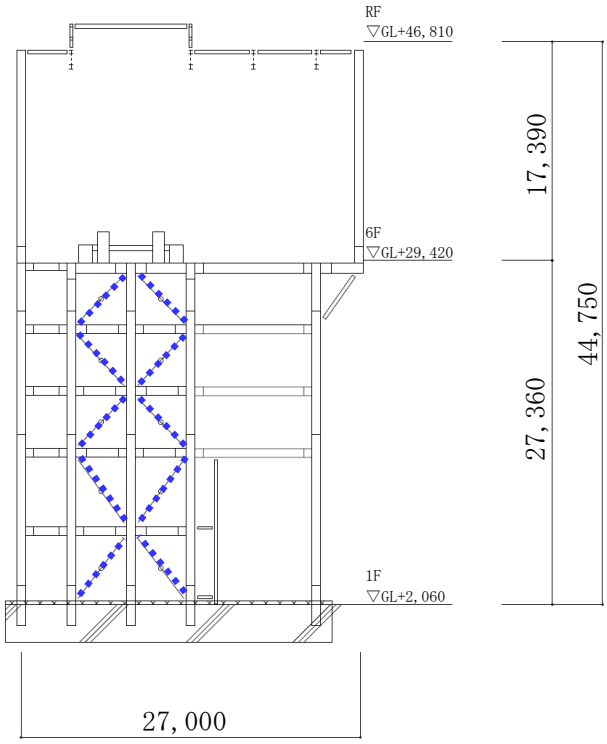


（１）オイルダンパ位置図（C-C 断面図）

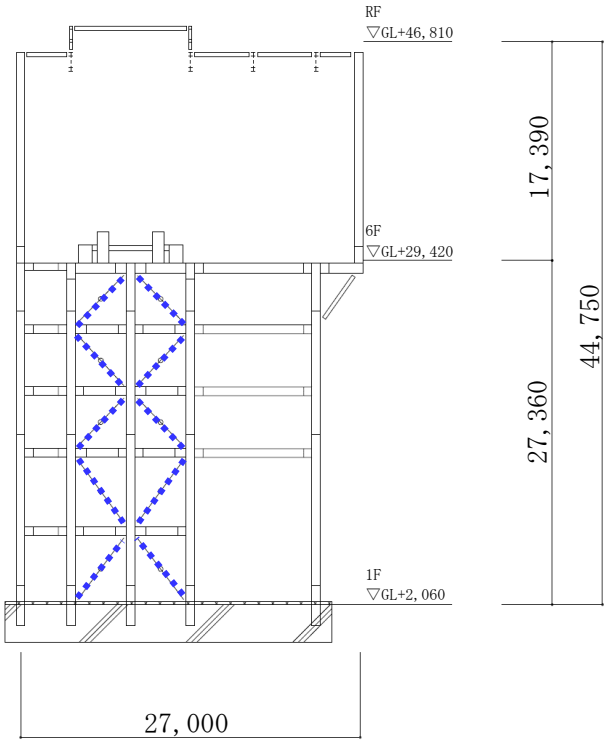


（２）オイルダンパ位置図（D-D 断面図）

図-7　オイルダンパ位置図②

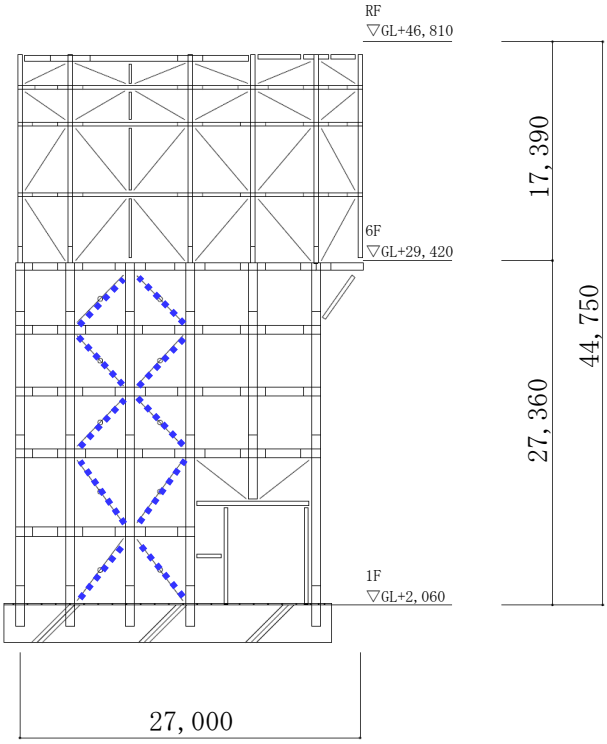


（１）オイルダンパ位置図（E-E 断面図）



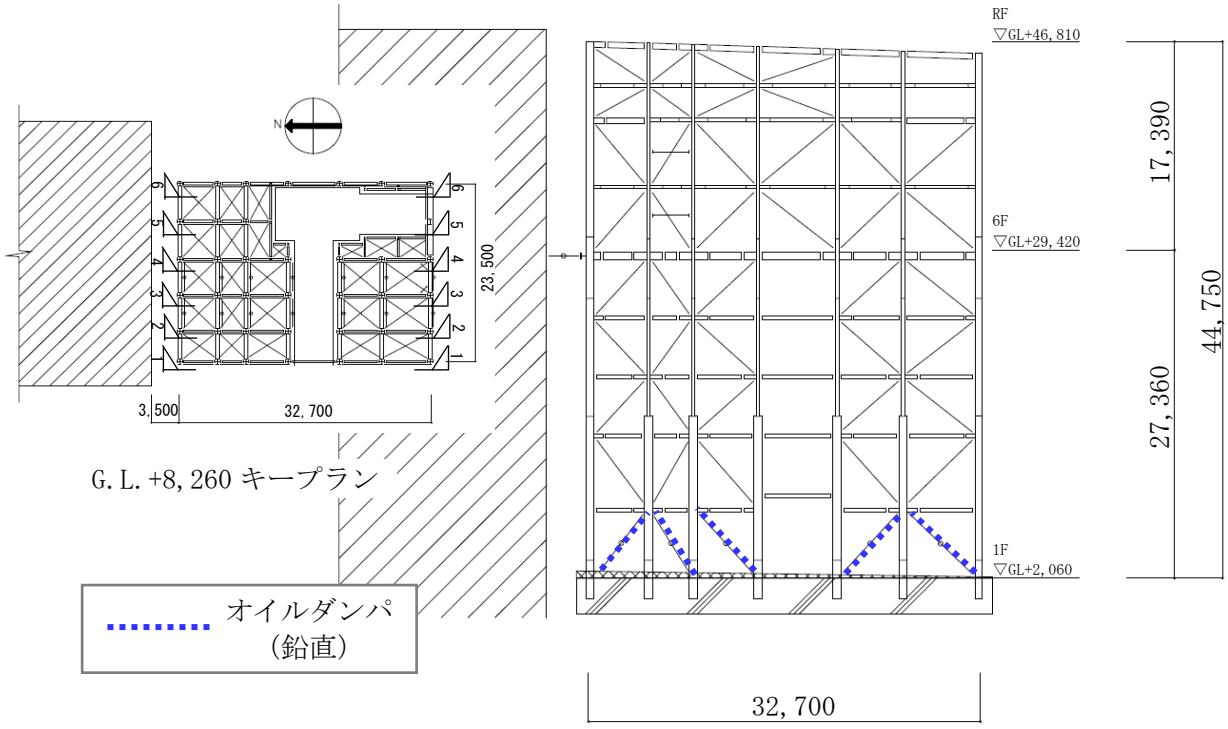
（２）オイルダンパ位置図（F-F 断面図）

図-8　オイルダンパ位置図③

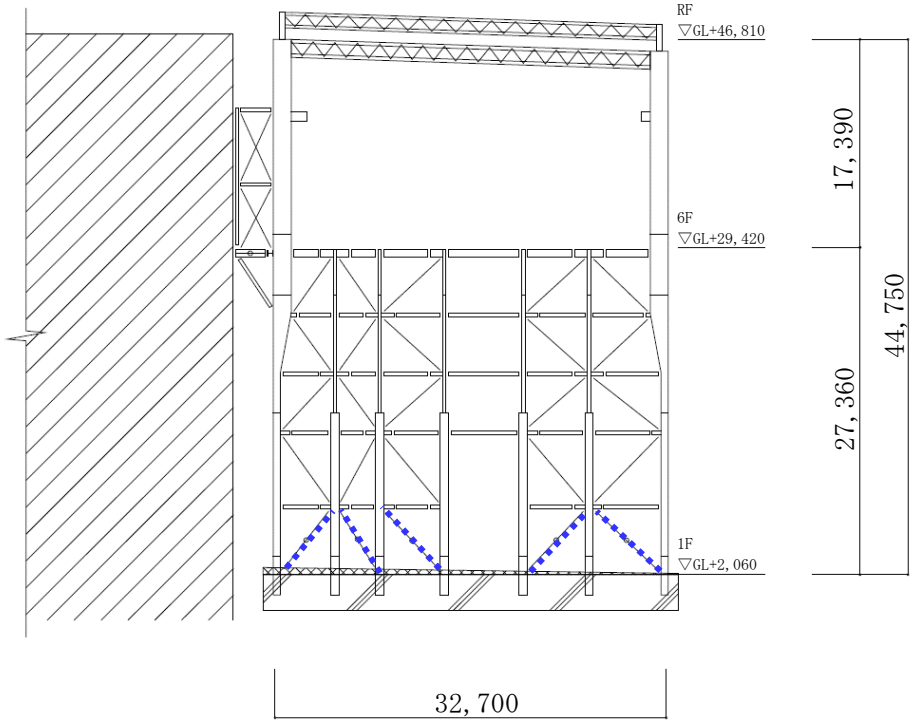


（１）オイルダンパ位置図（G-G 断面図）

図-9　オイルダンパ位置図④

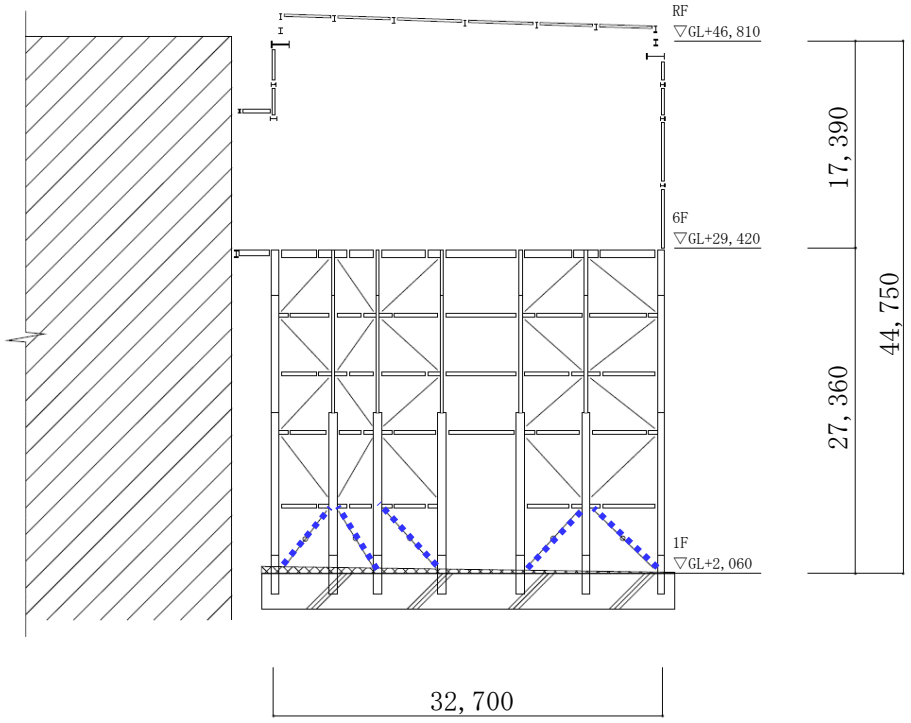


（１）オイルダンパ位置図（1-1 断面図）

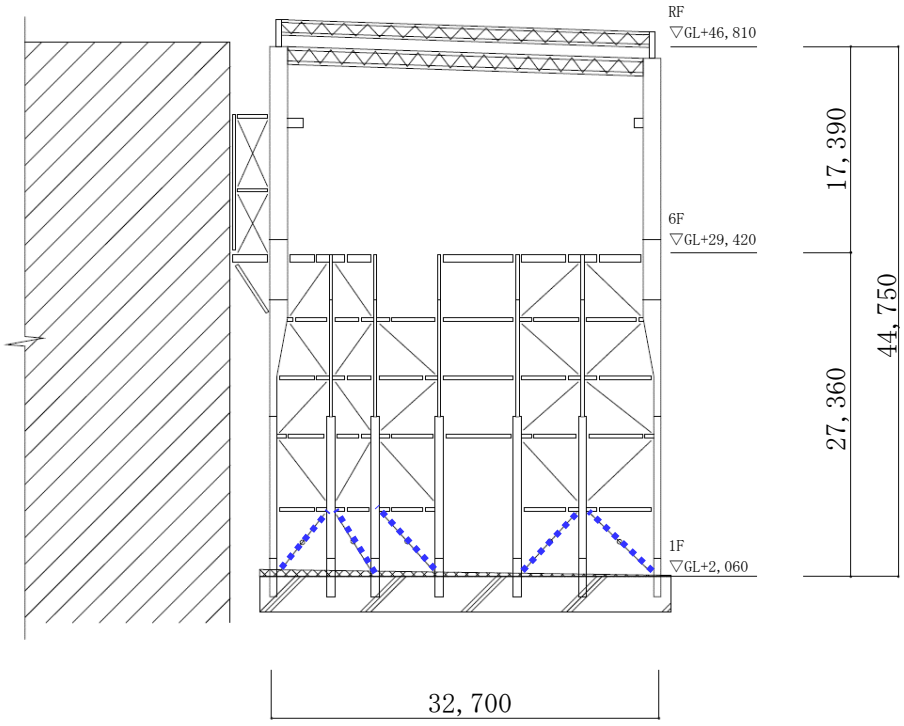


（２）オイルダンパ位置図（2-2 断面図）

図-10　オイルダンパ位置図⑤

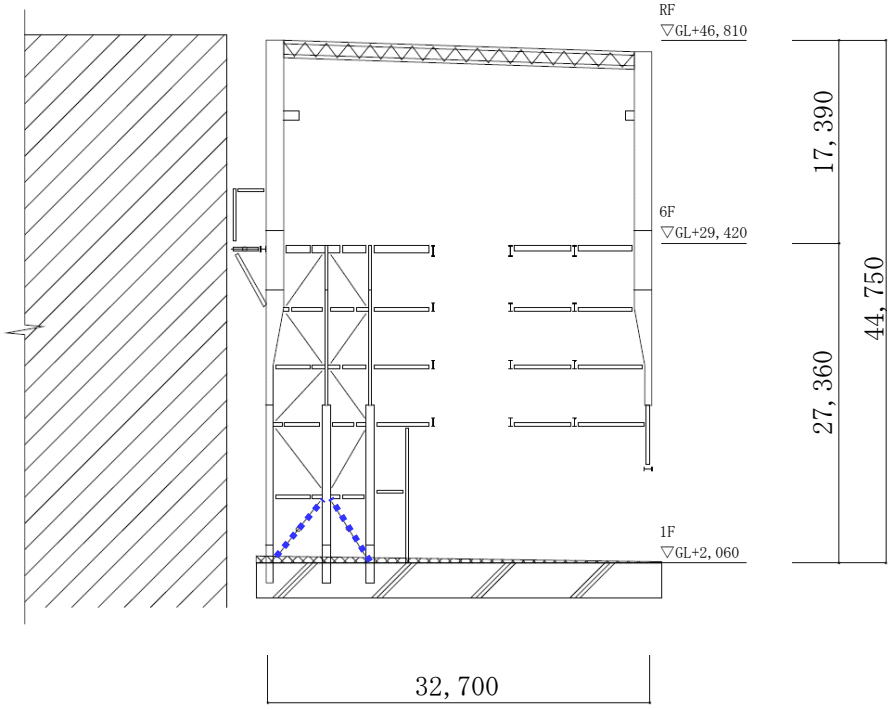


（１）オイルダンパ位置図（3-3 断面図）

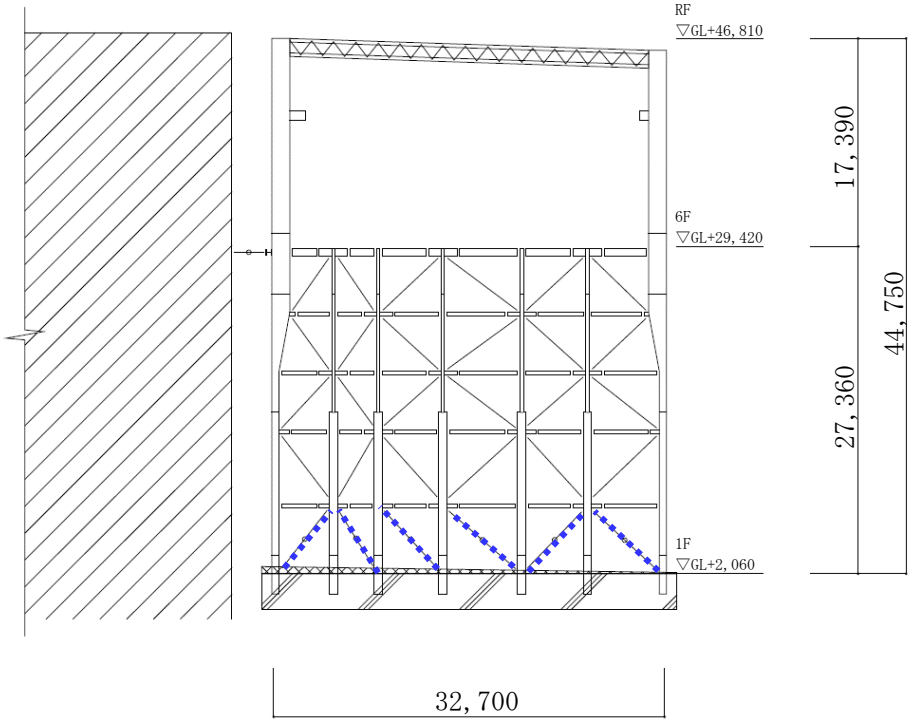


（２）オイルダンパ位置図（4-4 断面図）

図-11　オイルダンパ位置図⑥

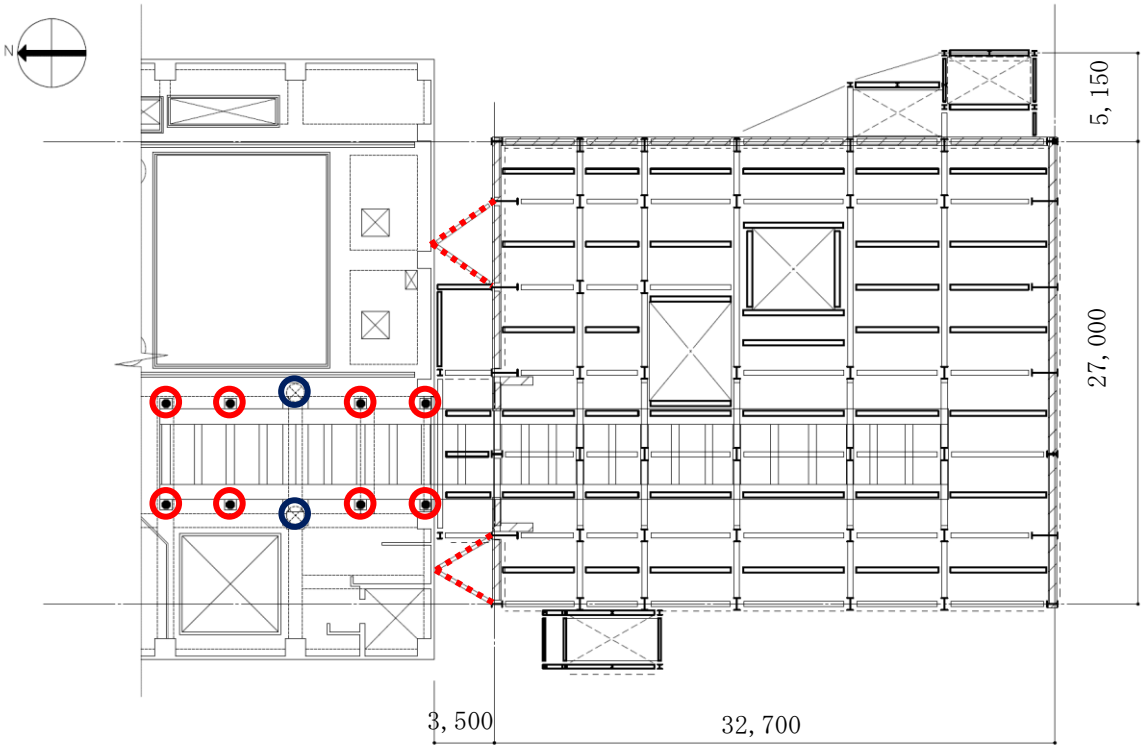


（１）オイルダンパ位置図（5-5 断面図）



（２）オイルダンパ位置図（6-6 断面図）

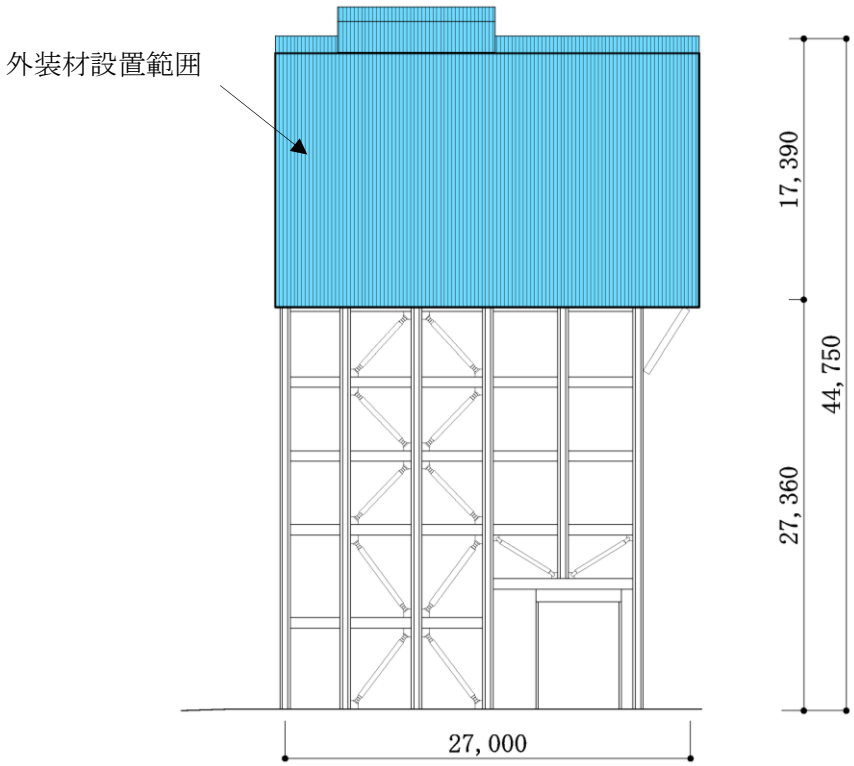
図-12　オイルダンパ位置図⑦



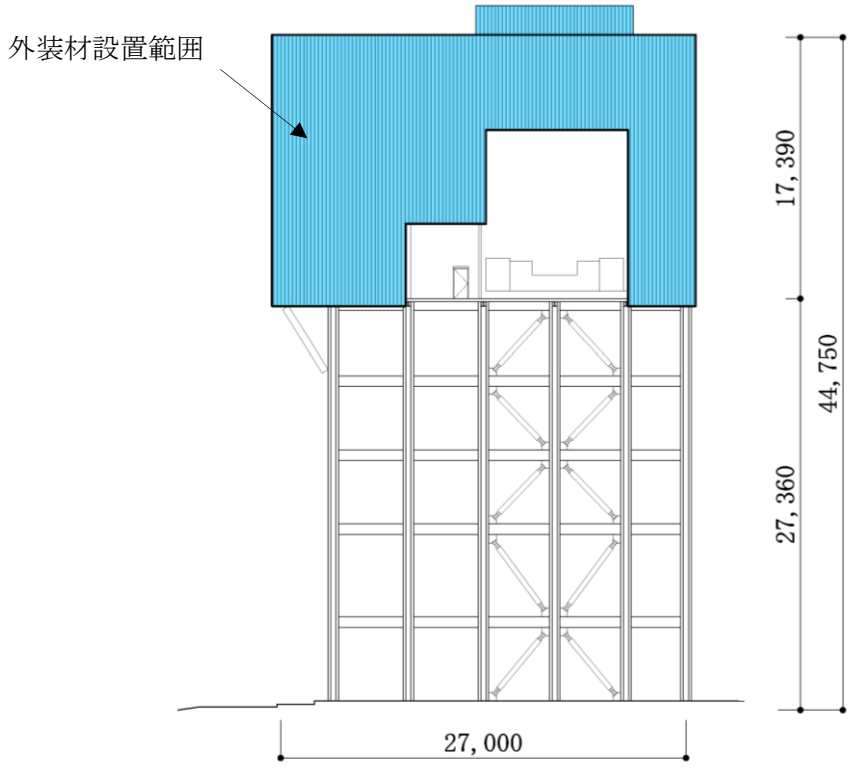


G. L. +29, 420 キープラン

図-13　オイルダンパおよび弾性支承位置図

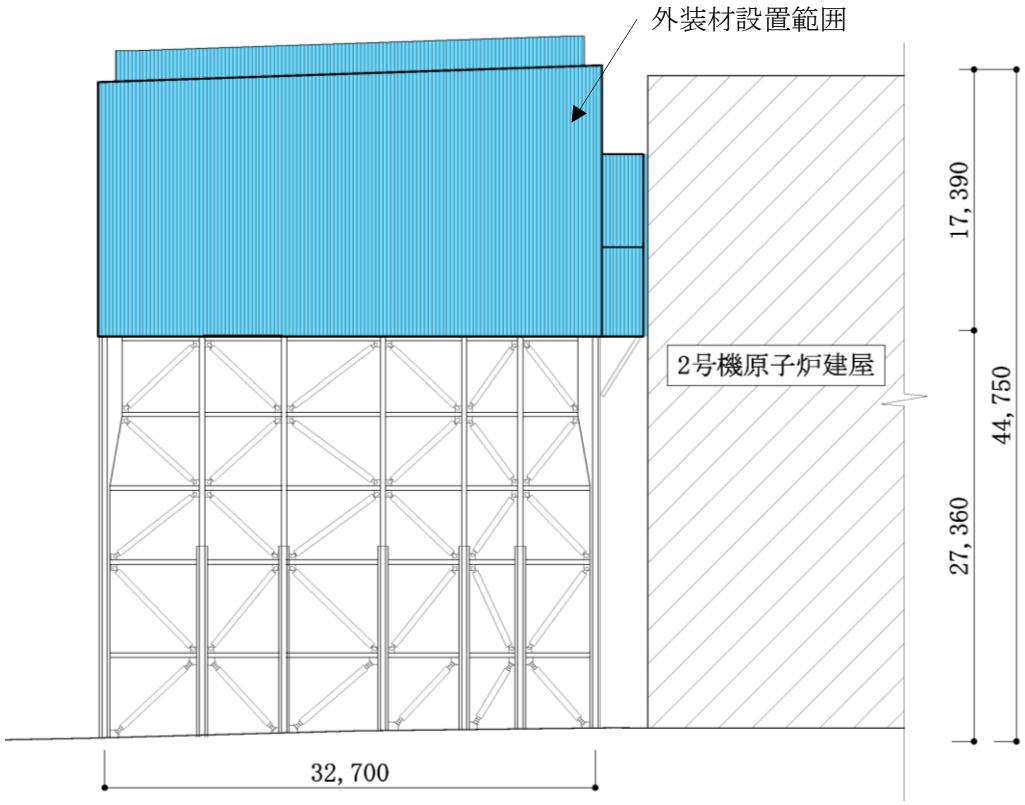


南側立面

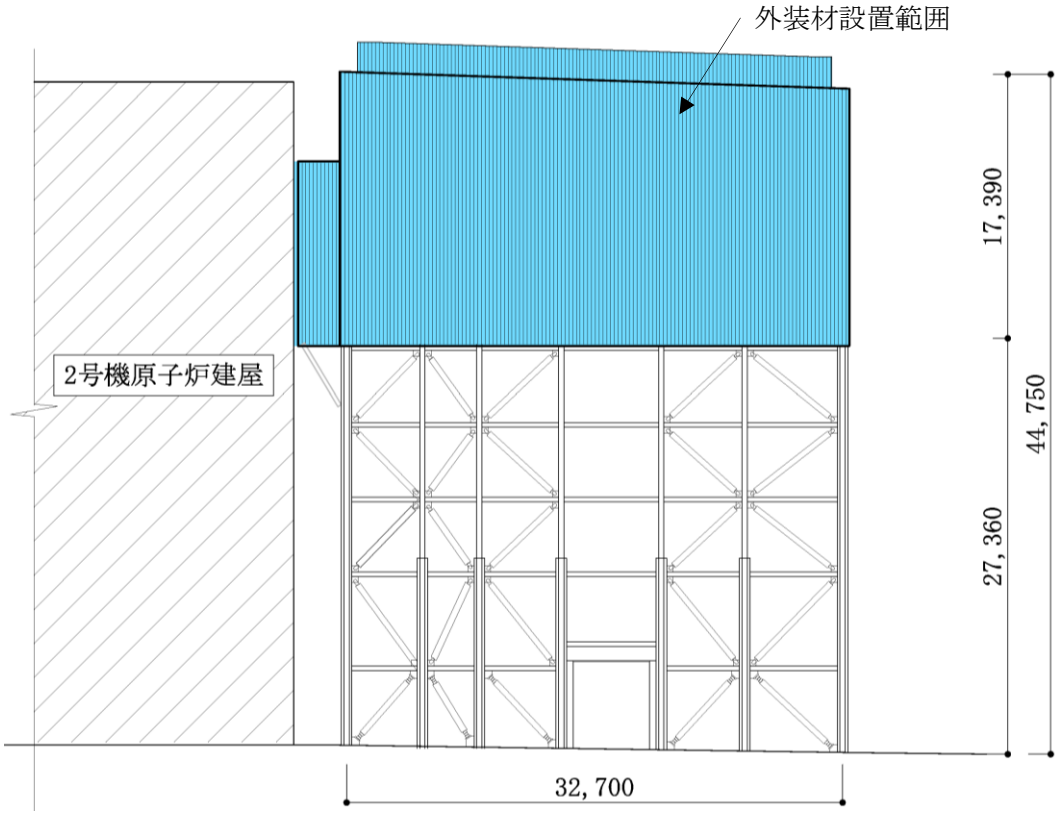


北側立面

図-14　外装材設置範囲図①

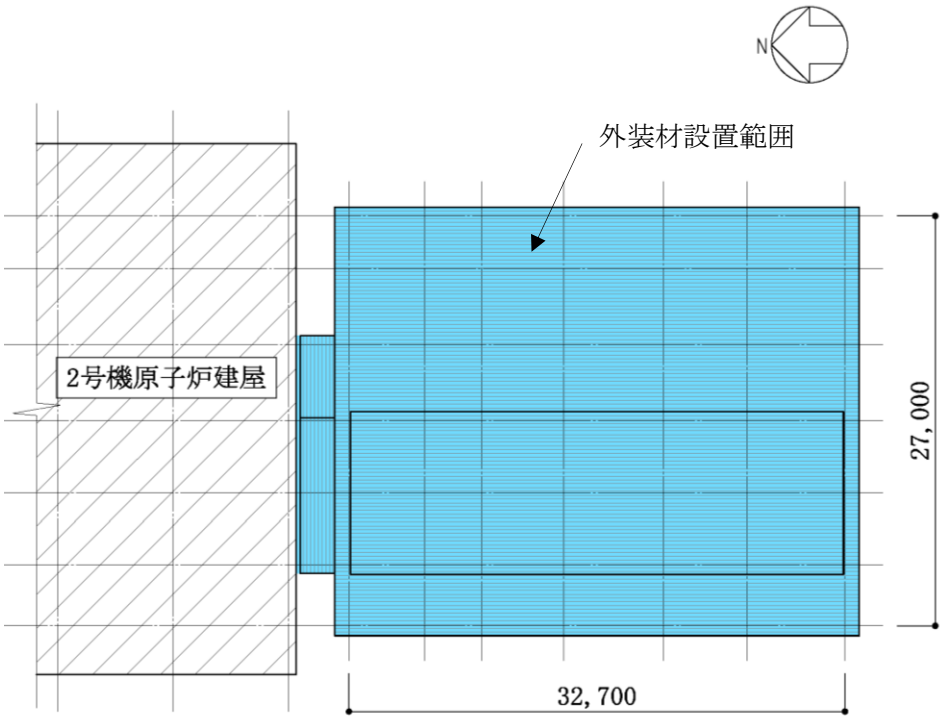


東側立面



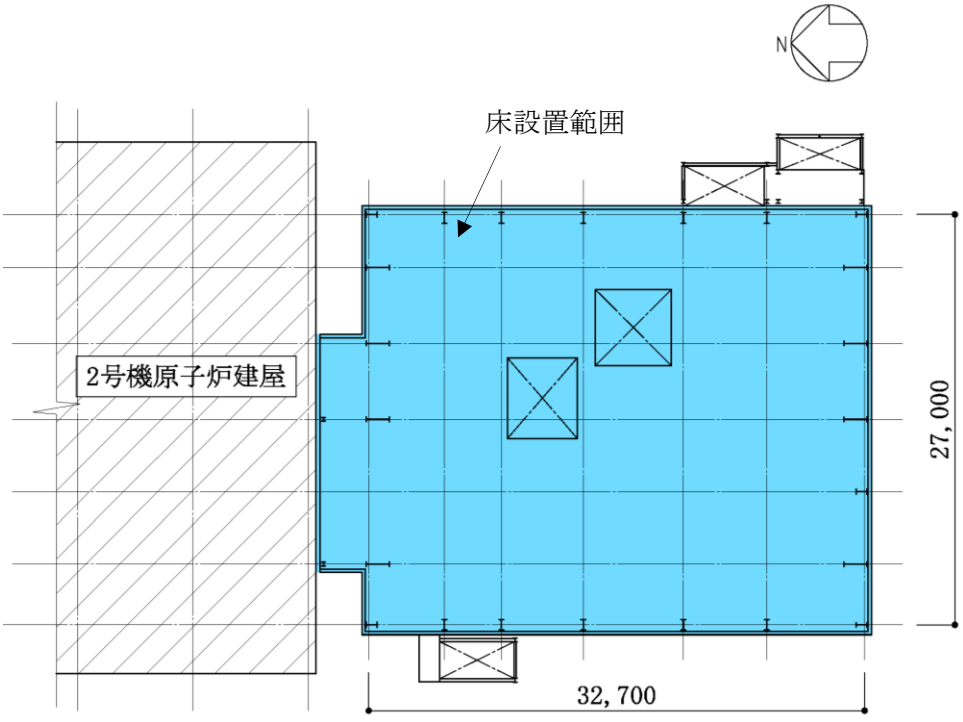
西側立面

図-15　外装材設置範囲図②



屋根伏図

図-16　外装材設置範囲図③



6F 伏図 (G.L. 29,420)

図-17　床設置範囲図

２号機原子炉建屋　オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の落下防止について

1. 概要

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。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，地震時に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，遮蔽体の地震水平方向荷重に対する支持部材の構造強度を評価により確認する。

本資料では，地震時における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評価の結果を示す。各遮蔽体の配置を図 1-1 に示す。

(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

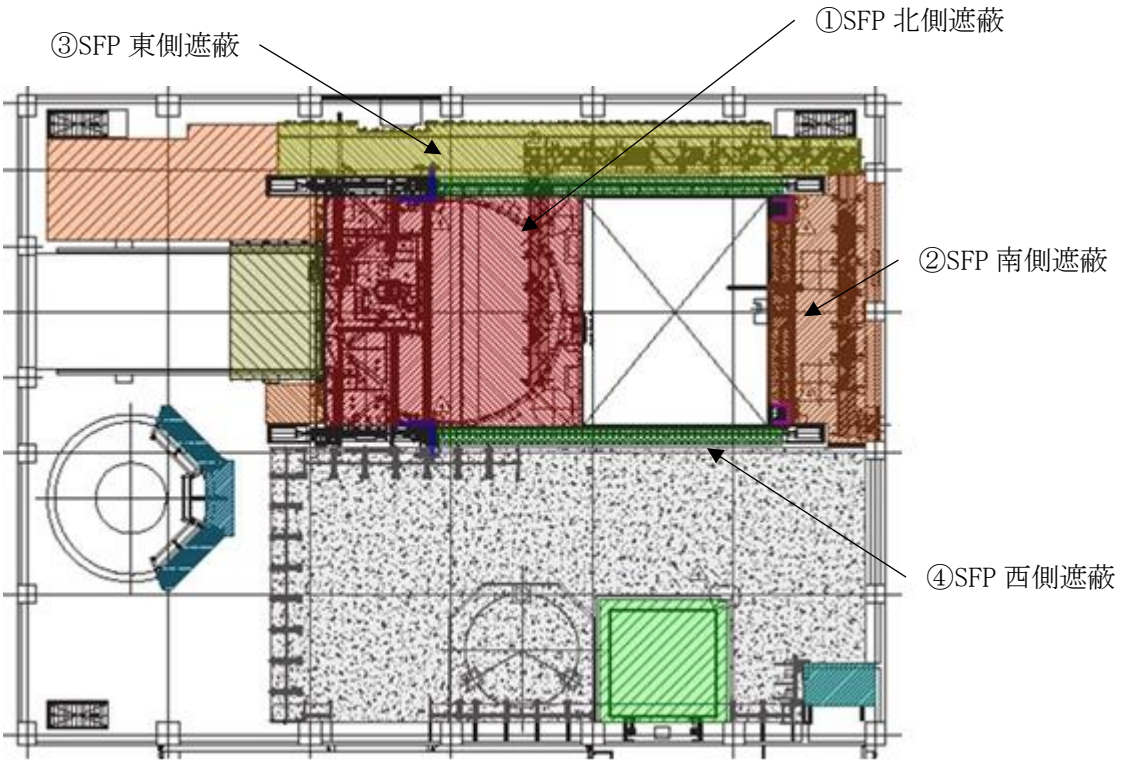


図 1-1 使用済燃料プール周りに設置する遮蔽体

2. 遮蔽体の耐震評価

2.1　評価方法

遮蔽体の耐震評価には，燃料取り出し用構台検討用モデルの地震応答解析結果のうち，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保守的に設定した水平震度を用いる。解析に用いる地震動は,2波ある1/2Ss450のうち振幅の大きな検討用地震動①の1/2の地震動を用いるが，実施計画の審査期間中に適用地震動見直しが行われたことから，Ss600 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。(別冊２８ P104 参照) なお，1/2Ss450 を適用した場合の算出応力は，Ss600 での算出応力に包絡されている。

また，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)を考慮する。地震時水平方向荷重により支持部材に生じる応力を，JEAG4601-1987 の支持構造物の評価基準値を用いて評価する。

2.1.1　SFP 北側遮蔽

SFP 北側遮蔽の地震時水平方向荷重が D/S プールカバー支持ビームを介して D/S プール南壁と取合うブラケットに負荷されるものとしてブラケットの強度評価を行う。評価対象部を図 2-1 に示す。

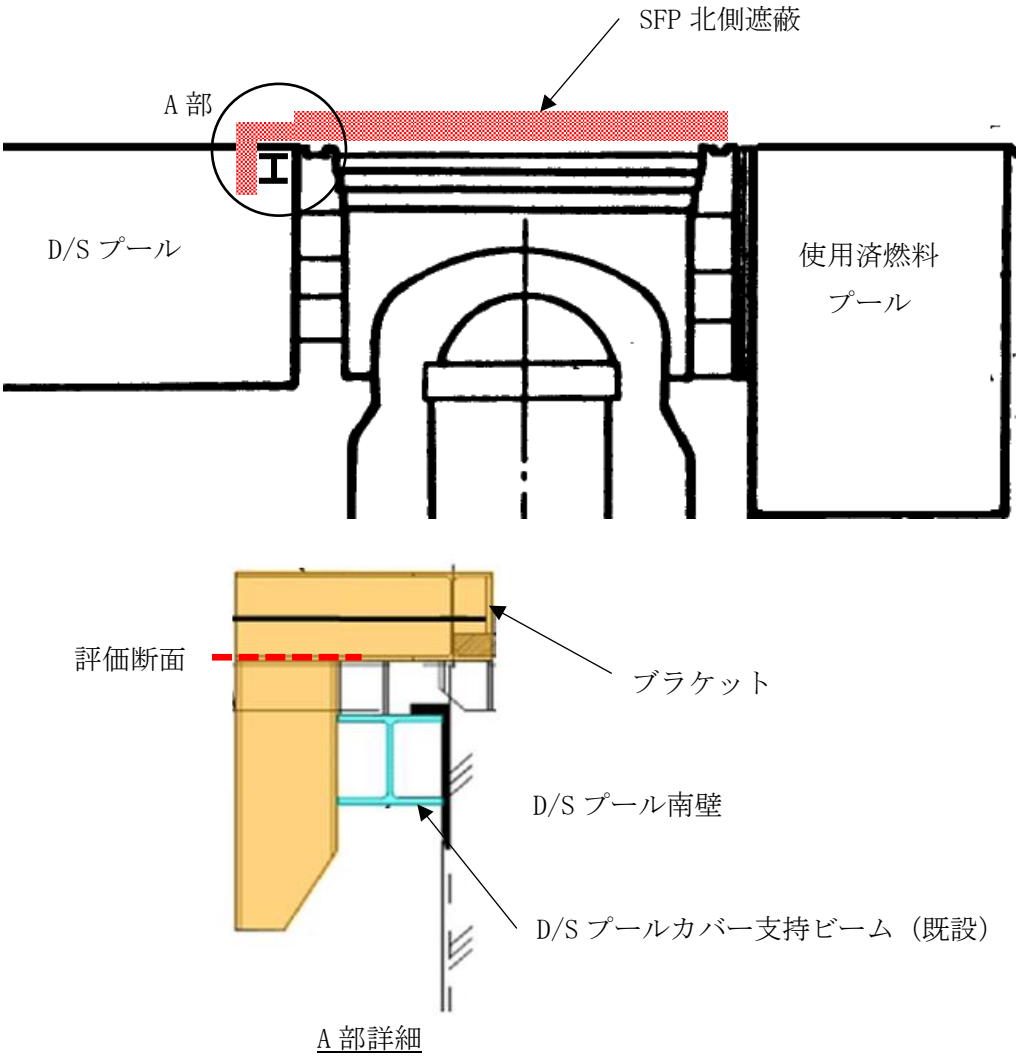


図 2-1　SFP 北側遮蔽　評価対象部

2.1.2 SFP 南側遮蔽

SFP 南側遮蔽の地震時水平荷重が，ジブクレーン及びチャンネル取扱いブームと取り合う荷重受け部材に負荷されるものとして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るものとして引っ掛け部材の強度評価を行う。評価対象部を図 2-2 に示す。

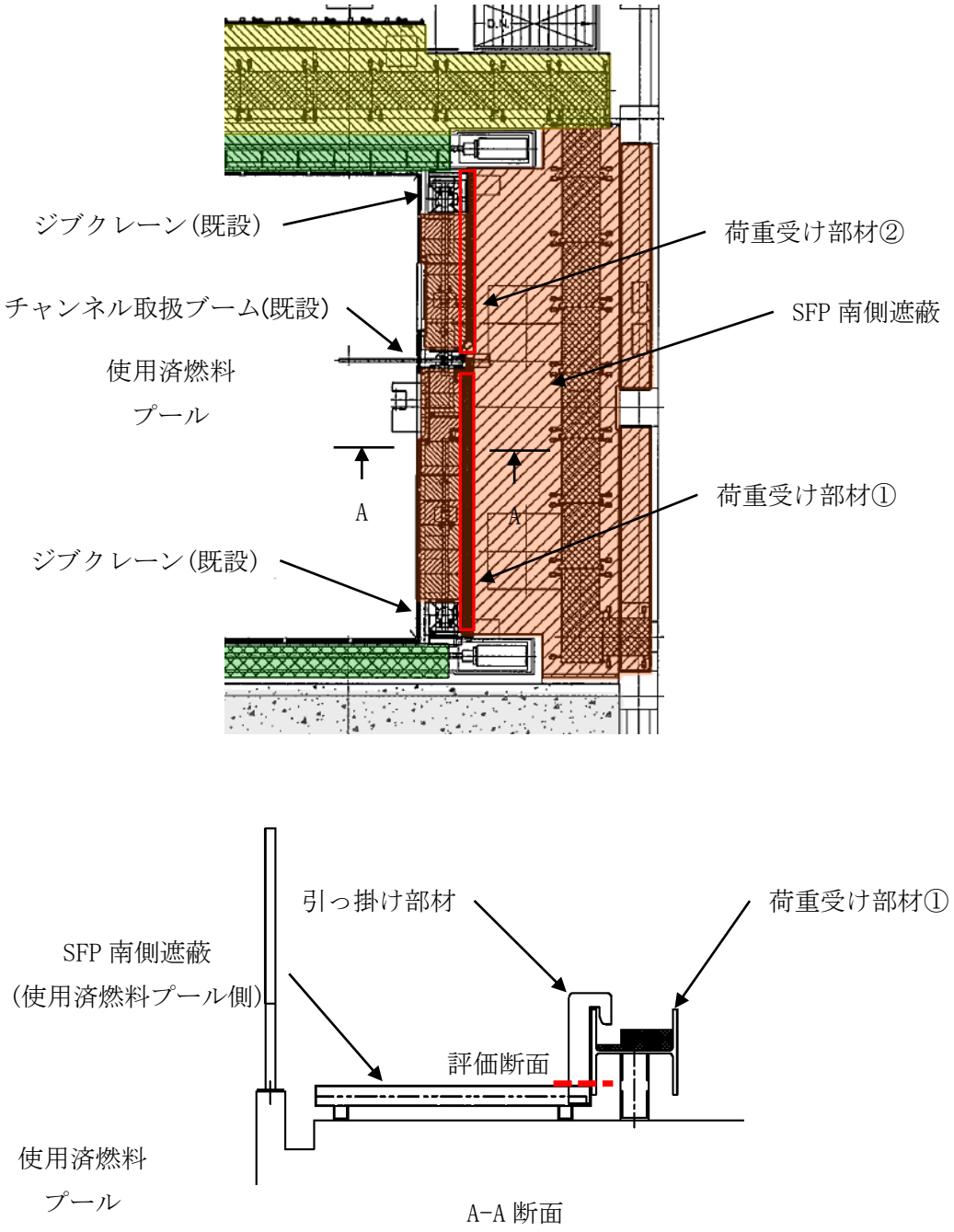


図 2-2　SFP 南側遮蔽体　評価対象部

2.1.3 SFP 東側遮蔽

SFP 東側遮蔽のうち，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，同遮蔽体の引っ掛け部材及び燃料取替機レールよりプール外側に設置する遮蔽体の荷重受け部材に負荷されるものとして引っ掛け部材及び荷重受け部材の強度評価を行う。評価対象部を図 2-3 に示す。

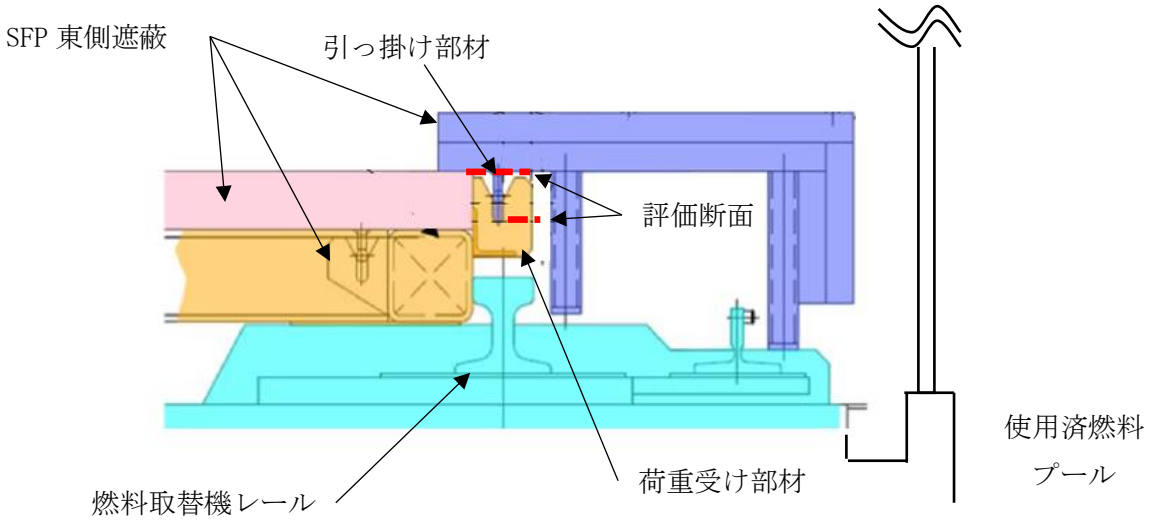


図 2-3　SFP 東側遮蔽体　評価対象部

2.1.4 SFP 西側遮蔽

SFP 西側遮蔽の地震時水平方向荷重が，燃料取替機レールと取合う荷重受け部材に負荷されるものとして，荷重受け部材の強度評価を行う。評価対象部を図 2-4 に示す。

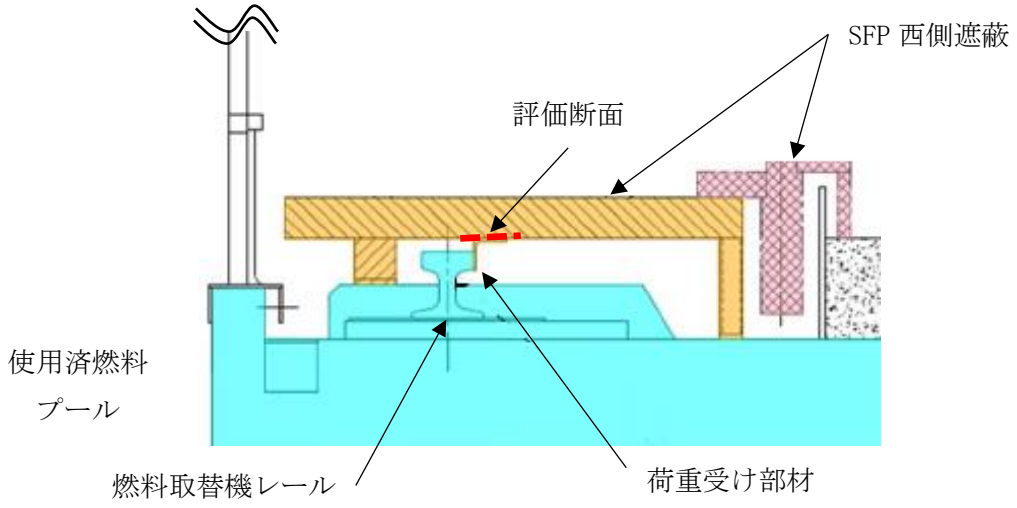


図 2-4　SFP 西側遮蔽　評価対象部

2.2　評価結果

強度評価の結果を表 2-1 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，地震時水平荷重に対して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 2-1　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 Ss600 (MPa)	算出応力 1/2Ss450 (MPa)
SFP 北側遮蔽	ブラケット	SS400	曲げ	280	146	143
			せん断	161	46	46
			組合せ	280	167	164
SFP 南側遮蔽	荷重受け部材①	SS400	曲げ	280	244	240
			せん断	161	17	17
			組合せ	280	246	242
	荷重受け部材②	SS400	曲げ	280	270	265
			せん断	161	20	19
			組合せ	280	273	268
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	280	52	51
			せん断	161	3	3
			組合せ	280	53	52
SFP 東側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	280	23	23
			せん断	161	6	5
			組合せ	280	26	25
	引っ掛け部材	SS400	曲げ	323	201	186
			せん断	161	13	12
			組合せ	280	203	188
SFP 西側遮蔽	荷重受け部材	SS400	曲げ	323	57	56
			せん断	161	2	2
			組合せ	280	58	57

燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

1　構造強度

燃料取り出し用カバー換気設備は，その用途から換気空調設備に類似すると考える。当該設備は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」に定められた内包する流体の放射性物質の濃度が 37mBq/cm^3 未満であることから適用除外の設備と位置付けられるが，系統機能試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認することで，必要な構造強度を有するものと評価する。

2　耐震性

2.1　基本方針

燃料取り出し用カバーの換気設備は，換気空調系であるＣクラス相当と位置付けられることから，一般構造物と同等の耐震性を有する設計とする。

2.2　主要設備の耐震構造

「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」等を準用し，静的震度（1.2Ci）に基づく主要機器の転倒等の評価を行い，Ｃクラス相当の耐震性を有するものと評価する。

2.3　第４号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

2.3.1　送風機・排風機の耐震性

送風機・排風機の耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，送風機・排風機基礎の溶接部の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部の許容応力については，供用状態Ｄにおける許容応力を適用し，溶接部の評価温度は 50℃とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果，基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応力以下であり，基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表 2.3-1 参照）。

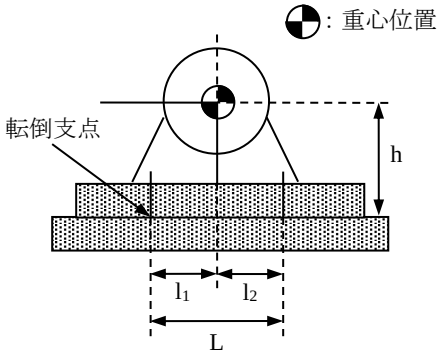


図 2.3-1　送風機・排風機の耐震評価モデル

・評価部位：基礎の溶接部

・考慮する荷重：地震荷重 / 送風機・排風機振動による荷重

・計算に用いる数式

鉛直方向のせん断力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{\dfrac{1}{2} n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

鉛直方向のせん断応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_W}$

水平方向のせん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$

水平方向のせん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_W}$

W　：据付面に作用する重量

g　：重力加速度(=9.80665)

h　：据付面から重心までの距離

M_P　：送風機・排風機回転により働くモーメント

※基礎溶接部にM_Pは作用しない

l_1　：送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離

l_2　：送風機・排風機重心と基礎の溶接部間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

n_f　：鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

n　：基礎の溶接部の箇所数

A_W　：基礎の溶接部の断面積

C_H　：水平方向設計震度

C_P　：送風機・排風機振動による震度

表 2.3-1　送風機・排風機基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
送風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	34	65
排風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	23	65

2.3.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，2.3.1 項と同様の方法で基礎の溶接部の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部の許容応力については,供用状態Ｄにおける許容応力を適用し,溶接部の評価温度は 50℃とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果，基礎の溶接部に生じるせん断応力は許容応

力以下であり，基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表 2.3-2 参照）。

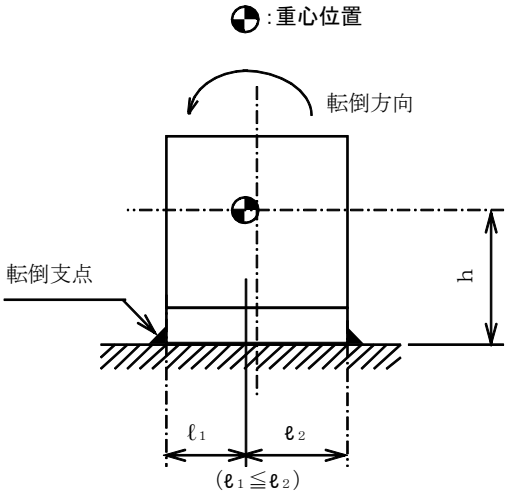


図 2.3-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・評価部位：基礎の溶接部

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

鉛直方向せん断力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

鉛直方向せん断応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_w}$

水平方向せん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot C_H$

水平方向せん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_w}$

W　：据付面に作用する重量

g　：重力加速度(=9.80665)

h　：据付面から重心までの距離

l_1　：フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離

l_2　：フィルタユニット重心と基礎の溶接部間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

n_f　：鉛直方向のせん断力の作用する基礎の溶接部の評価箇所数

n　：基礎の溶接部の箇所数

A_w　：基礎の溶接部の断面積

C_H　：水平方向設計震度

C_V　：鉛直方向設計震度

表 2.3-2　フィルタユニット基礎の溶接部の強度評価

評価対象機器	部位	材料	応力種類	算出応力 (MPa)	許容応力 (MPa)
給気フィルタユニット（プレフィルタ）	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	9	65
給気フィルタユニット（高性能粒子フィルタ）	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	8	65
排気フィルタユニット	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	11	65

2.3.3　ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として，許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 2.3-3）よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお，燃料取り出し用カバー内のダクトは，燃料取り出し用カバーのクレーン支持用架構を利用している（添付資料－３－１　図 2.2 参照）。クレーン支持用架構は，添付資料－４－２「燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書」で，基準地震動 Ss に対する地震応答解析を実施し崩壊しないことを確認していることから，使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

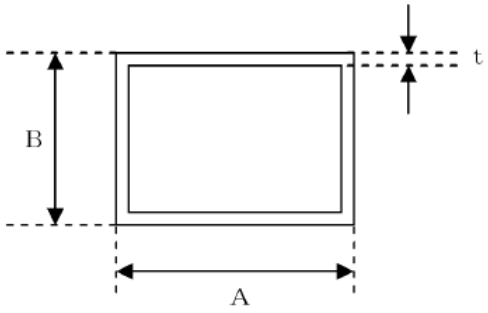


図 2.3-3　角ダクトの評価モデル

・評価部位：角ダクト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_X \cdot 1000}{W \cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L = \sqrt{\frac{8 \cdot M_Y \cdot 1000}{W \cdot g} \cdot \frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}}=\frac{M_Y}{M_{Ya}}=1$$

上記式を解くと

基準支持間隔　$$L=\frac{1}{\sqrt{\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Xa}}+C_H\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Ya}}}}$$

L　：基準支持間隔
M_x　：水平方向座屈曲げモーメント
M_{xa}　：水平方向許容座屈曲げげモーメント
M_Y　：鉛直方向座屈曲げモーメント
M_{Ya}　：鉛直方向許容座屈曲げげモーメント
W　：ダクト単位長さ当たり質量
g　：重力加速度（＝9.80665）
C_H　：水平方向設計震度

表 2.3-3　角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×1.0t	溶融亜鉛めっき鋼板	10998
850×850×1.0t	溶融亜鉛めっき鋼板	13703

2.4　第３号機燃料取り出し用カバー換気設備の耐震性

2.4.1　排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，排風機の基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については，評価温度 50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重・応力は許容値以下であり，基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.4-1,2.4-2 参照)。

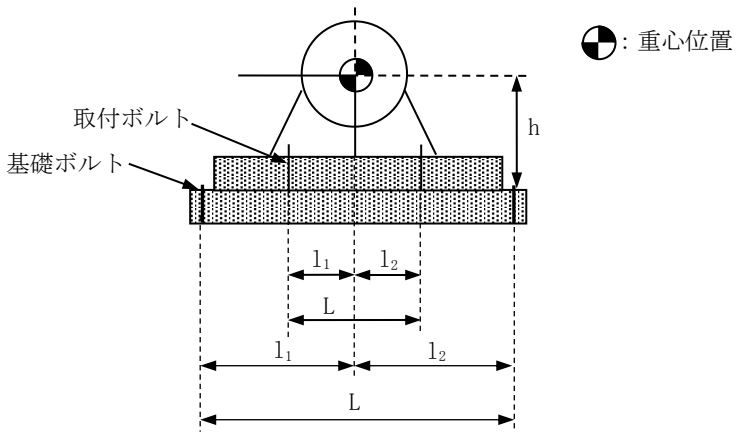


図 2.4-1　排風機の耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト

・考慮する荷重：地震荷重 /排風機振動による荷重

・計算に用いる数式

引張力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - W \cdot g \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

引張応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_b}$

せん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot (C_H + C_P)$

せん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_b}$

W　：据付面に作用する重量

g　：重力加速度(=9.80665)

h　：据付面から重心までの距離

M_P　：排風機回転により働くモーメント

※基礎ボルト・取付ボルト部に M_P は作用しない

l_1　：排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l_2　：排風機重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

n_f　：評価上引張を受けるボルト本数

n　：全ボルト本数

A_b　：基礎ボルト・取付ボルトの断面積

C_H　：水平方向設計震度

C_P　：排風機振動による震度

表 2.4-1　排風機の基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位※	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎ボルト	SS400	荷重	2829	作用しない	21300	23900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は，ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-2　排風機の取付ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	取付ボルト	SS400	応力	3	作用しない	133	173

2.4.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，2.4.1 項と同様の方法で基礎ボルト・取付ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎ボルトの許容荷重及び取付ボルトの許容応力については，評価温度 50℃とした。基礎ボルト・取付ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルト・取付ボルトに生じる荷重及び応力は許容値以下であり，基礎ボルト・取付ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.4-3,2.4-4 参照)。

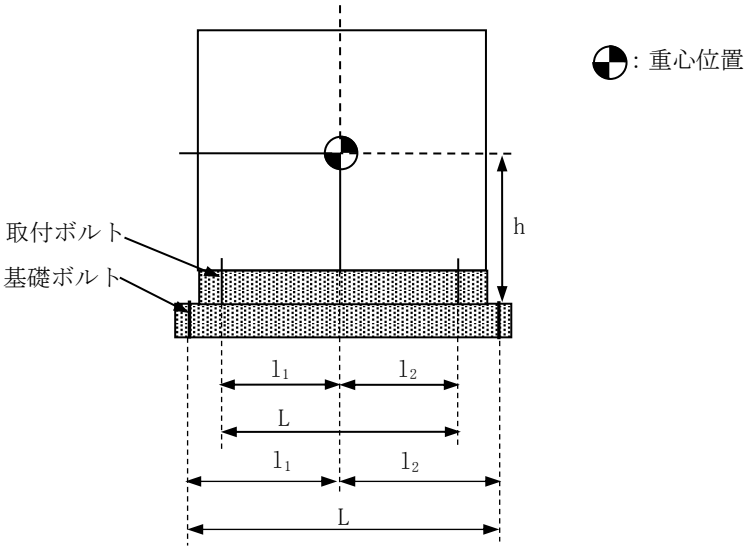


図 2.4-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト・取付ボルト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

引張力　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_v) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

引張応力　$\tau_v = \dfrac{Q_v}{A_b}$

せん断力　$Q_H = W \cdot g \cdot C_H$

せん断応力　$\tau_H = \dfrac{Q_H}{n \cdot A_b}$

W　：据付面に作用する重量

g　：重力加速度(=9.80665)

h　：据付面から重心までの距離

l_1　：フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

l_2　：フィルタユニット重心と基礎ボルト・取付ボルト間の距離

$(l_1 \leqq l_2)$

n_f　：評価上引張を受けるボルト本数

n　：全ボルト本数

A_b　：基礎ボルト・取付ボルトの断面積

C_H　：水平方向設計震度

C_V　：鉛直方向設計震度

表 2.4-3　フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位※	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本※	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	1476	作用しない	21300	23900

※基礎ボルトの評価部位及び許容荷重は，ケミカルアンカー部を示す。

表 2.4-4　フィルタユニットの取付ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	取付ボルト	SS400	応力	5	7	139	180

2.4.3　ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として，許容座屈曲げモーメント以下となる基準支持間隔の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。ダクトは基準支持間隔（表 2.4-5,2.4-6 参照）よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお，燃料取り出し用カバー内のダクトは，使用済燃料プール上に配置しないことから，使用済燃料プールへ波及的影響は与えない。

(1) 角ダクトの耐震計算

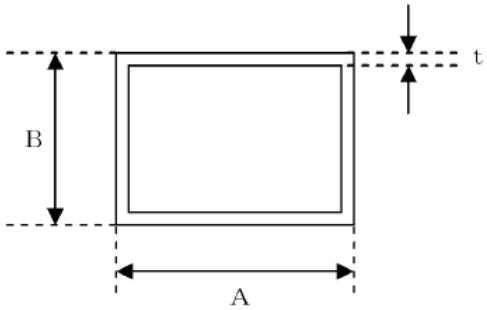


図 2.4-3　角ダクトの評価モデル

・評価部位：角ダクト
・考慮する荷重：地震荷重
・計算に用いる数式

自重による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_X\cdot 1000}{W\cdot g}}$$

地震による許容座屈曲げモーメント以下とする基準支持間隔

$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_Y\cdot 1000}{W\cdot g}\cdot\frac{1}{C_H}}$$

許容曲げモーメントとの関係は次式となる

$$\frac{M_X}{M_{Xa}}=\frac{M_Y}{M_{Ya}}=1$$

上記式を解くと

基準支持間隔　$$L=\frac{1}{\sqrt{\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Xa}}+C_H\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Ya}}}}$$

L　：基準支持間隔
M_x　：水平方向座屈曲げモーメント
M_{xa}　：水平方向許容座屈曲げげモーメント
M_Y　：鉛直方向座屈曲げモーメント
M_{Ya}　：鉛直方向許容座屈曲げげモーメント
W　：ダクト単位長さ当たり質量
g　：重力加速度（＝9.80665）
C_H　：水平方向設計震度

表 2.4-5　角ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1100×1100×3.2t	ガルバニウム鋼板	37633
900×900×3.2t	ガルバニウム鋼板	40671
650×500×3.2t	ガルバニウム鋼板	43643
1100×1100×2.3t	ガルバニウム鋼板	26033
1300×1300×1.2t	ガルバニウム鋼板	9740
1300×1000×1.2t	ガルバニウム鋼板	10334
1100×1100×1.2t	ガルバニウム鋼板	11589
900×900×1.2t	ガルバニウム鋼板	13882
700×700×1.2t	ガルバニウム鋼板	15364

(2) 丸ダクトの耐震計算

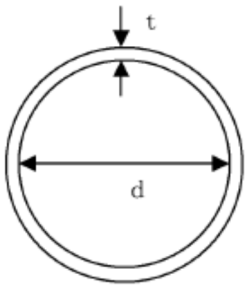


図 2.4-4　丸ダクトの評価モデル

・評価部位：丸ダクト
・考慮する荷重：地震荷重
・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$M=\sqrt{1^2+C_H{}^2}\cdot\frac{W\cdot g}{1000}\cdot\frac{L^2}{8}$$

$$\frac{M}{M_a}=1$$

上記式を解くと

基準支持間隔　　$$L=\sqrt{\frac{8\cdot M_a}{\frac{W\cdot g}{1000}\sqrt{(1+C_H{}^2)}}}$$

L　　：基準支持間隔
M　　：座屈曲げモーメント

M_a　：許容座屈曲げげモーメント

W　：ダクト単位長さ当たり質量

g　：重力加速度（＝9.80665）

C_H　：水平方向設計震度

表 2.4-6　丸ダクトの評価

評価対象ダクト	材料	基準支持間隔 (mm)
1200φ×3.2t	鋼板	42685
700φ×3.2t	鋼板	42674

2.5　第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の耐震性

2.5.1　排風機の耐震性

排風機の耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，排風機の基礎ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力 0.2G を採用した。基礎ボルトの許容荷重については，評価温度 50℃とした。基礎ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルトに生じる荷重は許容荷重以下であり，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.5-1 参照)。

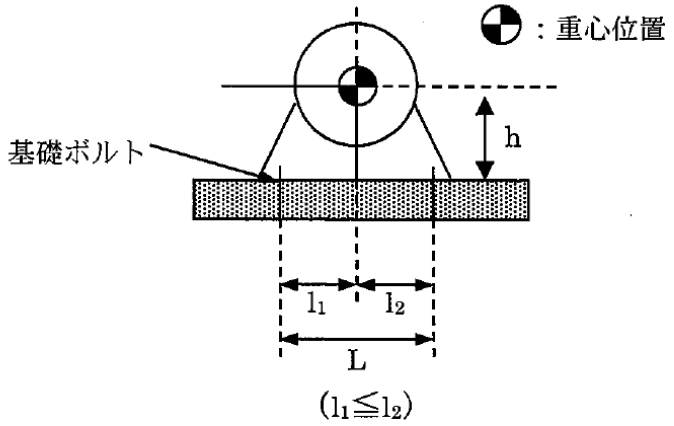


図 2.5-1　排風機の耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト

・考慮する荷重：地震荷重，排風機振動による荷重

・計算に用いる数式

引張力　　$Q_V = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_p) \cdot h - W \cdot g \cdot (1 - C_p) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

せん断力　　$Q_H = \frac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P)}{n}$

W　：排風機質量

g　：重力加速度(=9.80665 m/s^2)

h　：据付面から重心までの距離

l_1　：排風機重心と基礎ボルト間の距離

l_2　：排風機重心と基礎ボルト間の距離（$l_1 \leqq l_2$）

n_f　：評価上引張を受けるボルト本数

n　：全ボルト本数

C_H　：水平方向設計震度

C_P　：排風機振動による加速度

表 2.5-1　排風機の基礎ボルトの強度評価結果

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本	
				せん断	引張	せん断	引張
排風機	基礎ボルト	SS400	荷重	654.1	作用しない	20550	35600

2.5.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，2.5.1 項と同様の方法で基礎ボルトの評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力として 0.2G を採用した。基礎ボルトの許容荷重については，評価温度 50℃とした。基礎ボルトのせん断・引張を評価した結果，基礎ボルトに生じる荷重は許容荷重以下であり，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表 2.5-2 参照)。

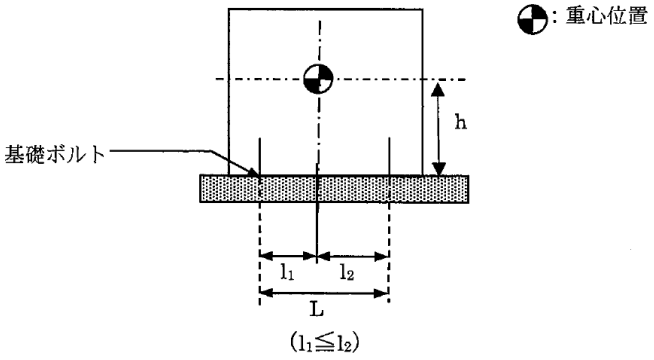


図 2.5-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・評価部位：基礎ボルト
・考慮する荷重：地震荷重
・計算に用いる数式

引張力　　$Q_V = \frac{W \cdot g \cdot C_H \cdot h - W \cdot g \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

せん断力　　$Q_H = \frac{W \cdot g \cdot C_H}{n}$

W　：フィルタユニット質量
g　：重力加速度(=9.80665 m/s^2)
h　：据付面から重心までの距離
l_1　：フィルタユニット重心と基礎ボルト間の距離
l_2　：フィルタユニット重心と基礎ボルト間の距離
　　($l_1 \leqq l_2$)

n_f　：評価上引張を受けるボルト本数

n　：全ボルト本数

C_H　：水平方向設計震度

表 2.5-2　フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出荷重(N)/本		許容荷重(N)/本	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	基礎ボルト	SS400	荷重	281.9	作用しない	11400	14300

2.5.3　ダクトの耐震性

ダクトの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，基準支持間隔の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力として燃料取り出し用構台側は 0.27G，原子炉建屋側は 0.94G を採用した。ダクトは基準支持間隔(表 2.5-3，表 2.5-4 参照)よりも小さい間隔で支持することで耐震性を確保する計画である。

なお，当該ダクトは，使用済燃料プール上に配置しないことから，使用済燃料プールへ波及的影響を与えない。

(1) 角ダクトの耐震計算

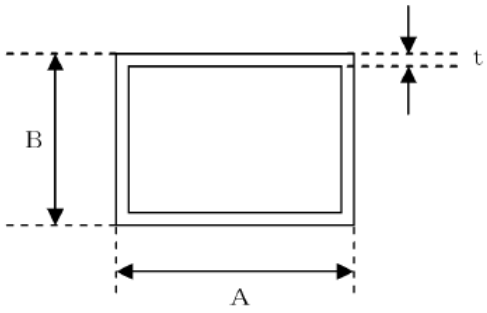


図 2.5-3　角ダクトの評価モデル

・評価部位：角ダクト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

自重による水平軸廻り座屈曲げモーメント

$$M_X = \frac{1}{8} \cdot \frac{W \cdot g}{1000} \cdot L^2$$

地震による鉛直軸廻り座屈曲げモーメント

$$M_Y = \frac{1}{8} \cdot \frac{W \cdot g \cdot C_H}{1000} \cdot L^2$$

許容座屈曲げモーメントとの関係

$$\frac{M_X}{M_{Xa}}+\frac{M_Y}{M_{Ya}}=1$$

上記式を解くと基準支持間隔は次式となる。

$$L=\frac{1}{\sqrt{\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Xa}}+C_H\frac{W\cdot g}{1000\cdot 8\cdot M_{Ya}}}}$$

L　　：基準支持間隔
M_x　　：水平軸廻り座屈曲げモーメント
M_{xa}　　：水平軸廻り許容座屈曲げモーメント
M_Y　　：鉛直軸廻り座屈曲げモーメント
M_{Ya}　　：鉛直軸廻り許容座屈曲げモーメント
W　　：ダクト単位長さ当たり質量
g　　：重力加速度（＝9.80665 m/s^2）
C_H　　：水平方向設計震度

表 2.5-3　角ダクトの評価

評価対象ダクト (mm)	材料	基準支持間隔 (mm)
1450×1050×3.2t	SS400	34488
1200×1200×3.2t	SS400	29352
900×900×3.2t	SS400	44585
650×500×3.2t	SS400	47815
1000×800×1.2t	ガルバリウム鋼板	12609
900×900×1.2t	ガルバリウム鋼板	13526
708×558×1.2t	ガルバリウム鋼板	15603

(2) 丸ダクトの耐震計算

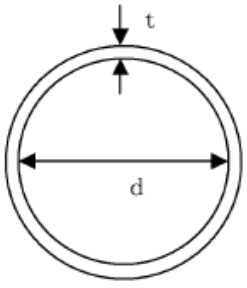


図 2.5-4　丸ダクトの評価モデル

・評価部位：丸ダクト

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

自重と地震を合成した座屈曲げモーメント

$$\mathrm{M}=\sqrt{1^2+{C_H}^2}\cdot\frac{W\cdot g}{1000}\cdot\frac{L^2}{8}$$

許容座屈曲げモーメントとの関係

$$\frac{M}{M_a}=1$$

上記式を解くと基準支持間隔は次式となる。

$$\mathrm{L}=\sqrt{\frac{8\cdot M_a}{\frac{W\cdot g}{1000}\sqrt{1+{C_H}^2}}}$$

L　　：基準支持間隔

M　　：座屈曲げモーメント

M_a　　：許容座屈曲げモーメント

W　　：ダクト単位長さ当たり質量

g　　：重力加速度（＝9.80665 m/s^2）

C_H　　：水平方向設計震度

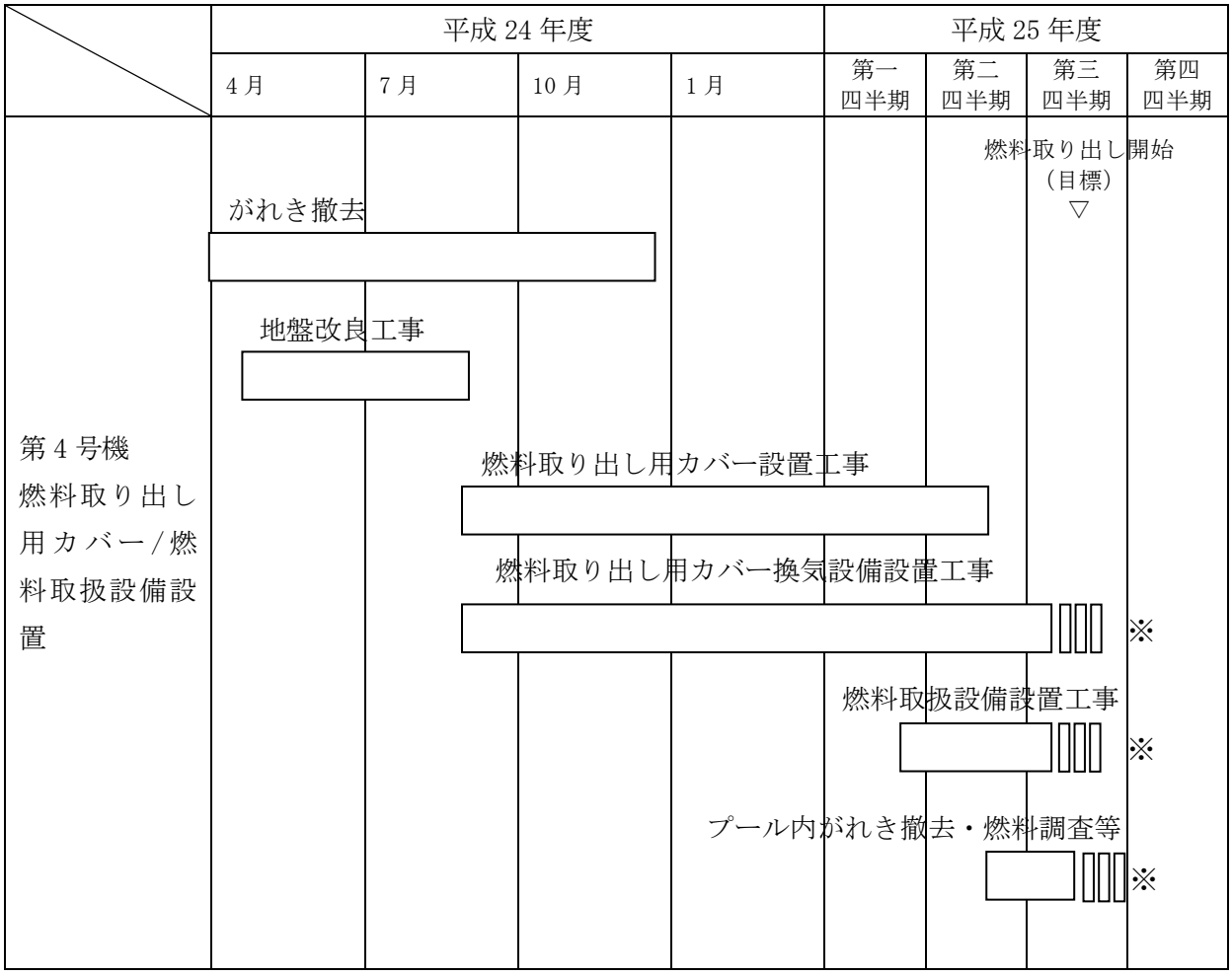
表 2.5-4　丸ダクトの評価

評価対象ダクト (mm)	材料	基準支持間隔 (mm)
1000φ×3.2t	SS400	41890
700φ×3.2t	SS400	43507
753.6φ×3.2t	SS400	44452

添付資料－５

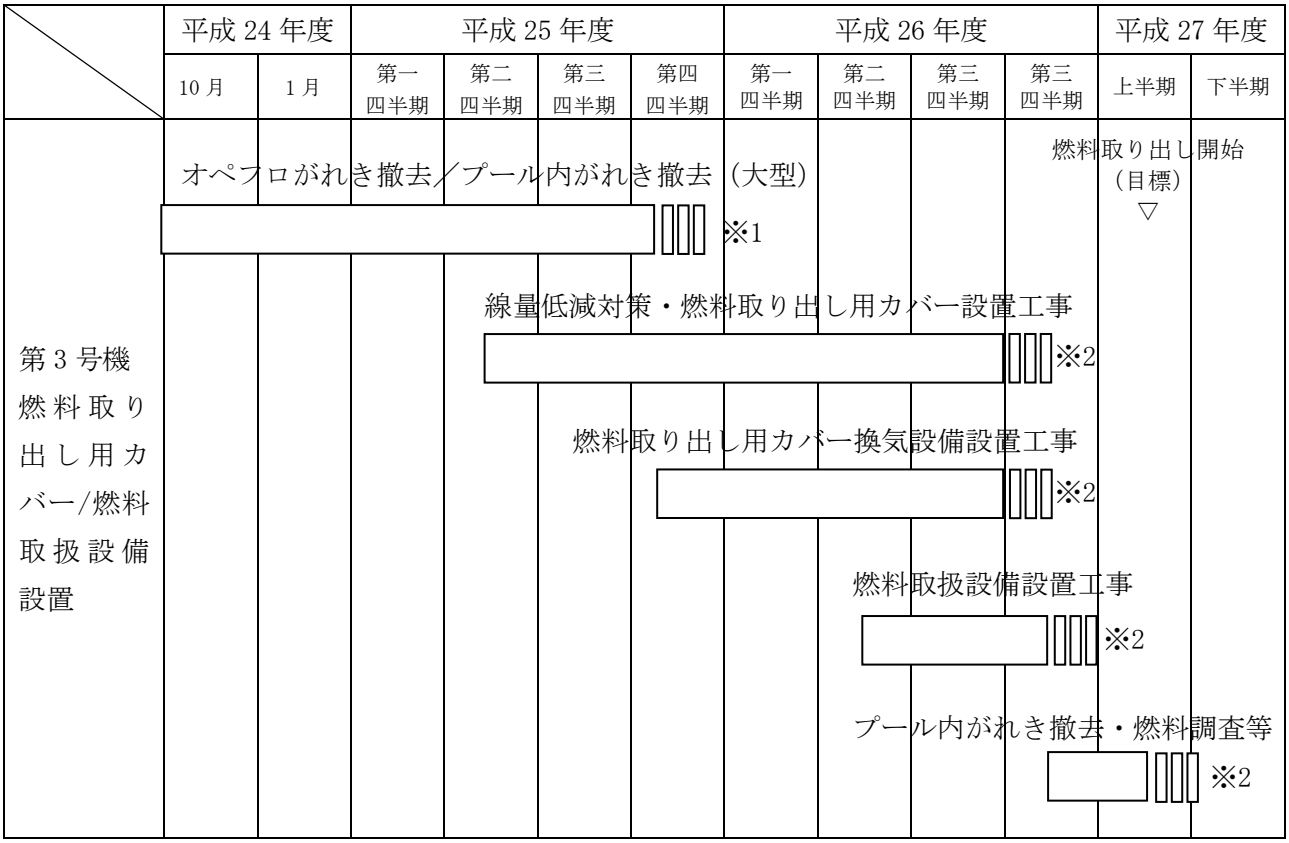
使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表

第４号機使用済燃料プールからの燃料取り出し　工程表



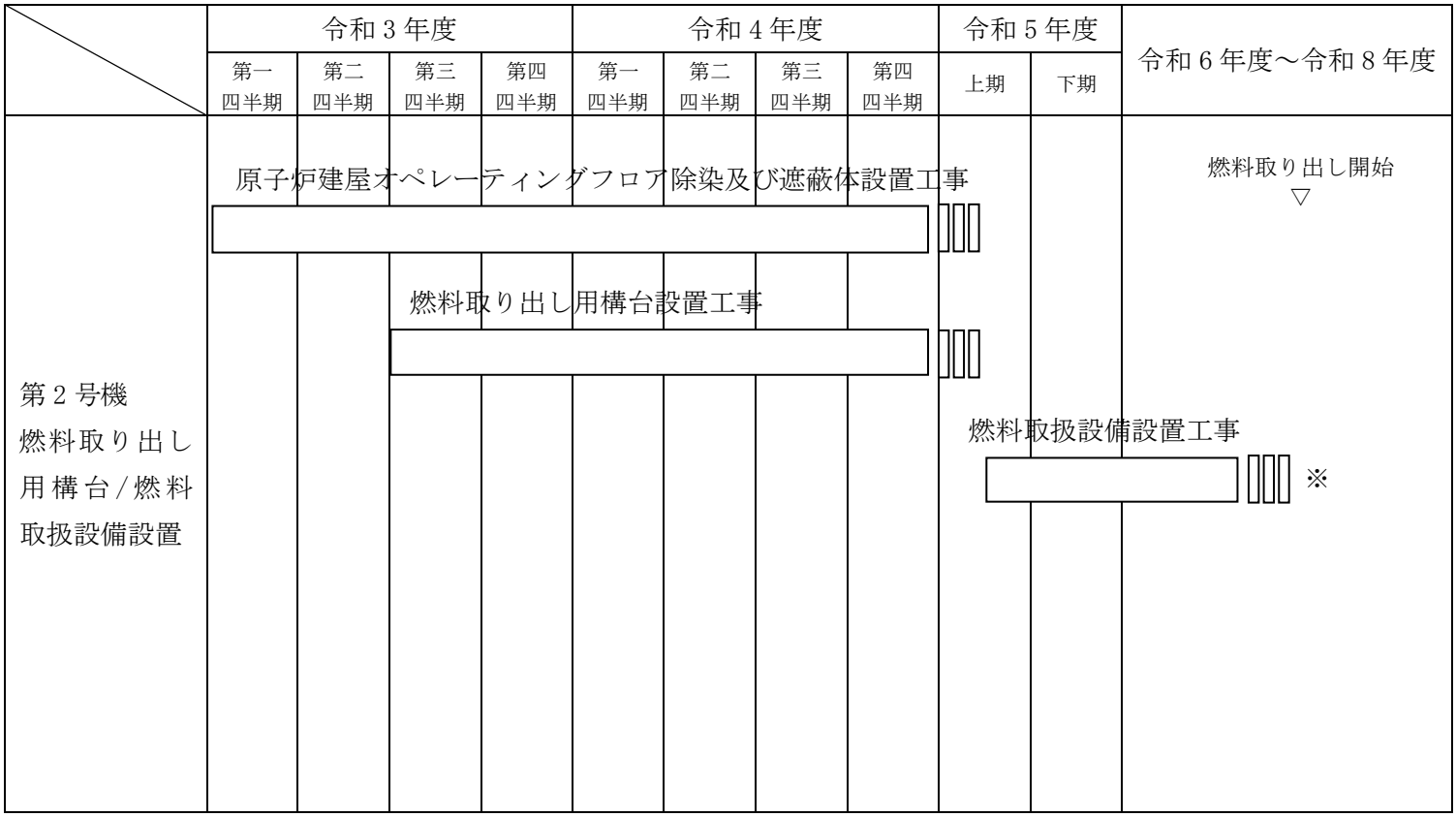
※：燃料取扱設備設置工事/プール内がれき撤去の進捗によって工程に影響を与える可能性有

第 3 号機使用済燃料プールからの燃料取り出し　工程表



※1：がれきの状況により終了時期が変動する可能性有
※2：がれき撤去の進捗によっては、燃料取り出し用カバー/燃料取扱設備設置工事工程等に影響を与える可能性有

第 2 号機使用済燃料プールからの燃料取り出し　工程表



※：原子炉建屋オペレーティングフロア除染及び遮蔽体設置工事の進捗により，燃料取扱設備設置工事工程に影響を与える可能性有

2.15 放射線管理関係設備等

2.15.1 基本設計

2.15.1.1 設置の目的

福島第一原子力発電所１～４号機から環境に放出される気体廃棄物を抑制するために設けられた設備の健全性を把握すること，ならびに当該設備を経由して放出される放射性物質の放出量を把握することを目的とする。また，万が一，安全に関する機能が一時的に喪失した場合でも，一般公衆ならびに放射線業務従事者を放射線から防護するため，周辺環境における放射線量率等の状況を把握することを目的とする。

2.15.1.2 要求される機能

福島第一原子力発電所１～４号機から放出される気体廃棄物中の放射性物質，ならびに周辺監視区域周辺の空間放射線量率を監視できること。

2.15.1.3 設計方針

(1) １～４号機から放出される気体廃棄物の監視設備

原子炉格納容器ガス管理設備，原子炉建屋カバー換気設備，原子炉建屋換気設備のダスト放射線モニタにより，建屋から放出される気体廃棄物中の放射性物質の濃度を監視できる設計とする。

(2) 周辺監視区域周辺の監視設備

モニタリングポストは，１～６号機の他，附帯設備を含めた発電所全体からの影響を把握するため，周辺監視区域境界付近８箇所の空間放射線量率を監視できる設計とする。

(3) 供用期間中に確認する項目

福島第一原子力発電所１～４号機から放出される気体廃棄物中の放射性物質，ならびに周辺監視区域周辺の空間放射線量率を適切に監視できること。

2.15.1.4 主要な機器

a. ダスト放射線モニタ

ダスト放射線モニタは，２チャンネル設置し，免震重要棟において遠隔監視ならびに記録可能な設備とする。

b. モニタリングポスト

モニタリングポストは，周辺監視区域境界付近８箇所に設置し，空間放射線量率を連続的に測定可能な設備とし，免震重要棟において遠隔監視ならびに記録可能な設

備とする。

2.15.1.5　設計上の考慮すべき事項

ダスト放射線モニタ及びモニタリングポストは,『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』に示される“１４．設計上の考慮”を踏まえた設計とすることを基本方針として，特に次の事項に考慮する。

(1) 準拠規格及び基準

一般的な放射線計測器や一般構造物と同様の構造強度を有する設計とし，耐震性についても一般構造物と同等なものとして設計する。

(2) 自然現象に対する設計上の考慮

仮設防潮堤を設置したことでアウターライズ津波の影響がないと想定される 1～4 号機の標高以上のエリアに設置する。(Ⅲ.3.1.3 参照)

(3) 信頼性に対する設計上の考慮

ダスト放射線モニタは，所内高圧母線からの受電の他，外部電源喪失の場合に備えて，非常用所内電源からも受電できる構成とする。

モニタリングポストにおいては，異なる２系統の所内高圧母線から受電できる構成とし，外部電源喪失の場合に備えて，非常用所内電源ならびに蓄電池から受電できる構成とする。

2.15.2　基本仕様

2.15.2.1　主要仕様

(1) １号機

ダスト放射線モニタ（原子炉建屋カバー排気設備出口※）

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^{0}～10^{4} s^{-1}
チャンネル数	2

※原子炉建屋カバー設置時のみ。(以下，本章において同様。)

ダスト放射線モニタ（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

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

(2) 2号機

ダスト放射線モニタ（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）

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}
チャンネル数	2

ダスト放射線モニタ（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

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}
チャンネル数	2

(3) 3号機

ダスト放射線モニタ（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

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}
チャンネル数	2

ダスト放射線モニタ（燃料取り出し用カバー換気設備出口）

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}
チャンネル数	2

(4) 4号機

ダスト放射線モニタ（燃料取り出し用カバー換気設備出口）

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^{0}～10^{4} s^{-1}
チャンネル数	2

(5) モニタリングポスト

検出器の種類	電離箱検出器
測定範囲	10～10^{8} nGy/h
台数	8

(6) エリア放射線モニタ

エリア放射線モニタについては，以下の各章に記載している。

- Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備
- Ⅱ.2.12　使用済燃料共用プール設備
- Ⅱ.2.13　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備
- Ⅱ.2.34　５・６号機　計測制御設備

(7) 排気設備

排気設備については，以下の各章に記載している。

- １号機原子炉建屋カバー排気設備（Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備　添付資料６　別添５　原子炉建屋カバー付属設備について）
- 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（Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- ３号機燃料取り出し用カバー換気設備（Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- ４号機燃料取り出し用カバー換気設備（Ⅱ.2.11　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備）
- 原子炉格納容器ガス管理設備（Ⅱ.2.8　原子炉格納容器ガス管理設備）
- 雑固体廃棄物焼却設備（Ⅱ.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））

2.15.3　添付資料

添付資料―１　ダスト放射線モニタ系統概略図

添付資料―２　モニタリングポストの配置図

ダスト放射線モニタ系統概略図

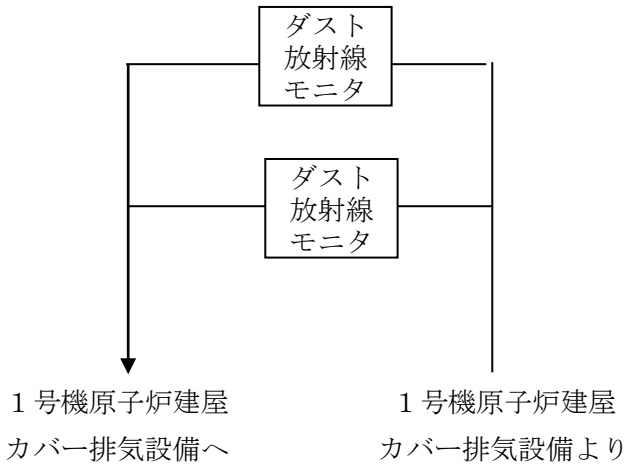


図２．１５－１　１号機　ダスト放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉建屋カバー排気設備出口）

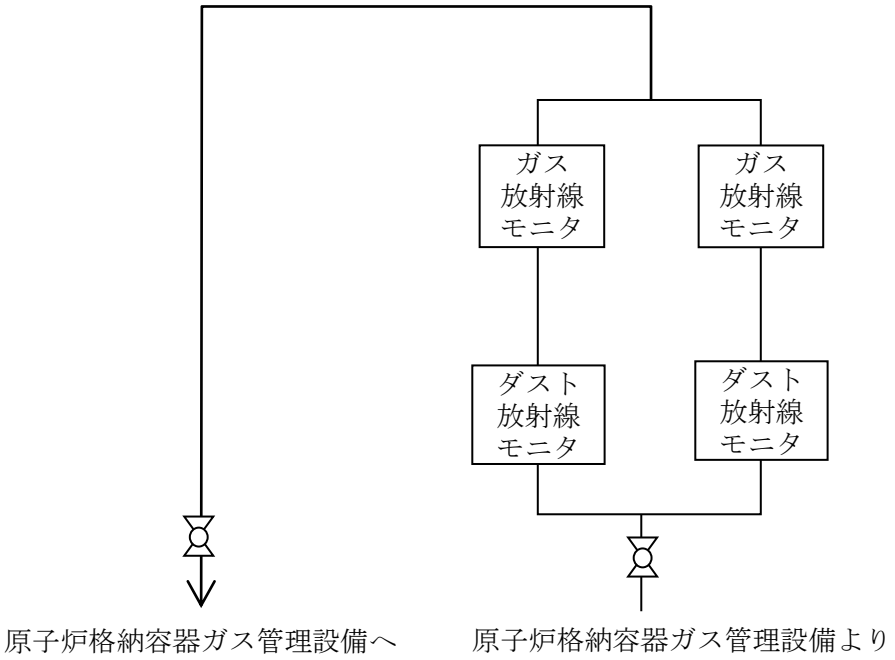


図２．１５－２　１号機　ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

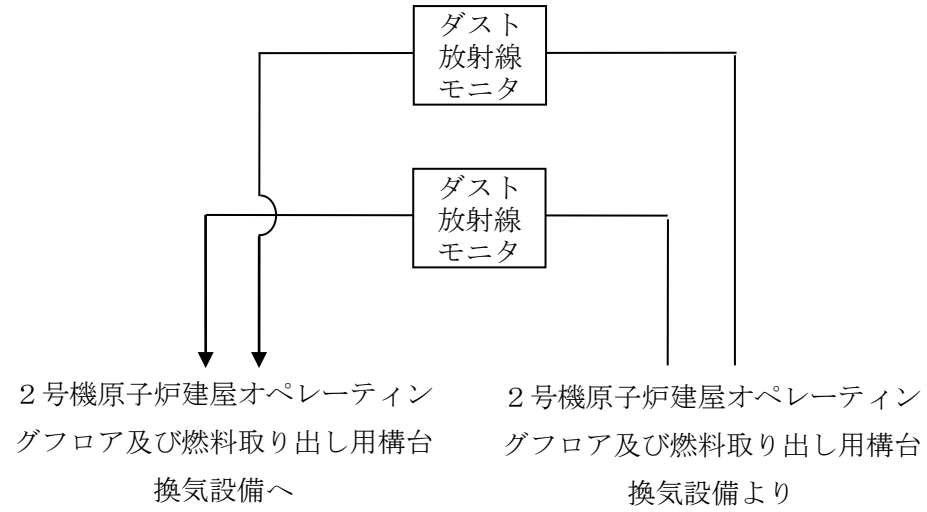


図２．１５－３　２号機　ダスト放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉建屋オペレーティングフロア及び燃料取り出し用構台換気設備出口）

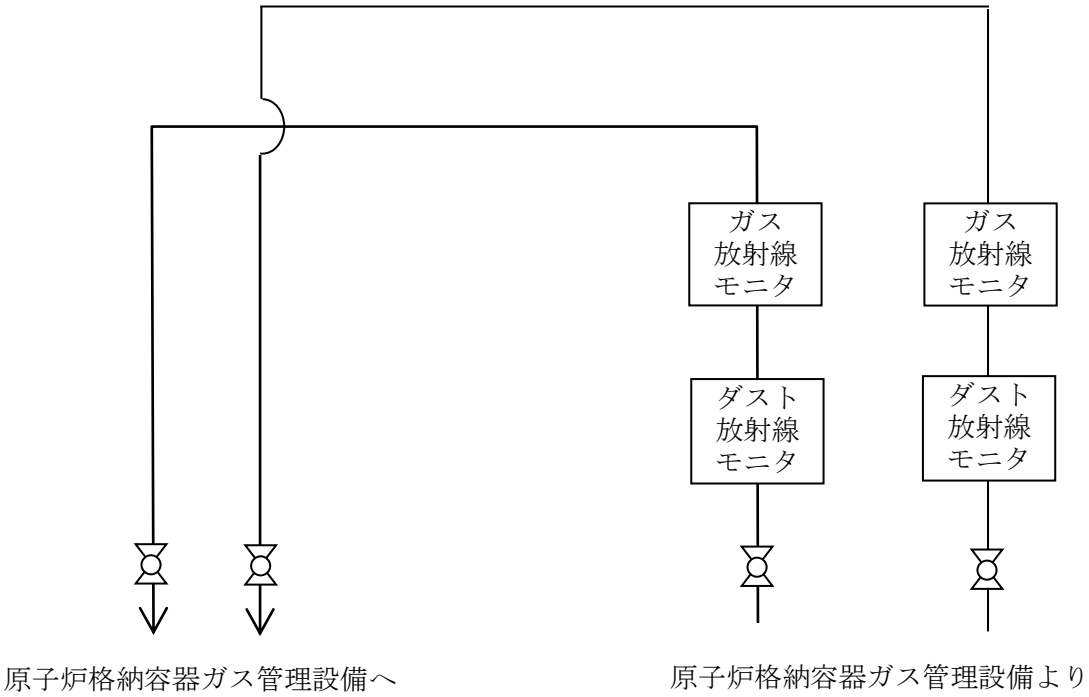


図２．１５－４　２号機　ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

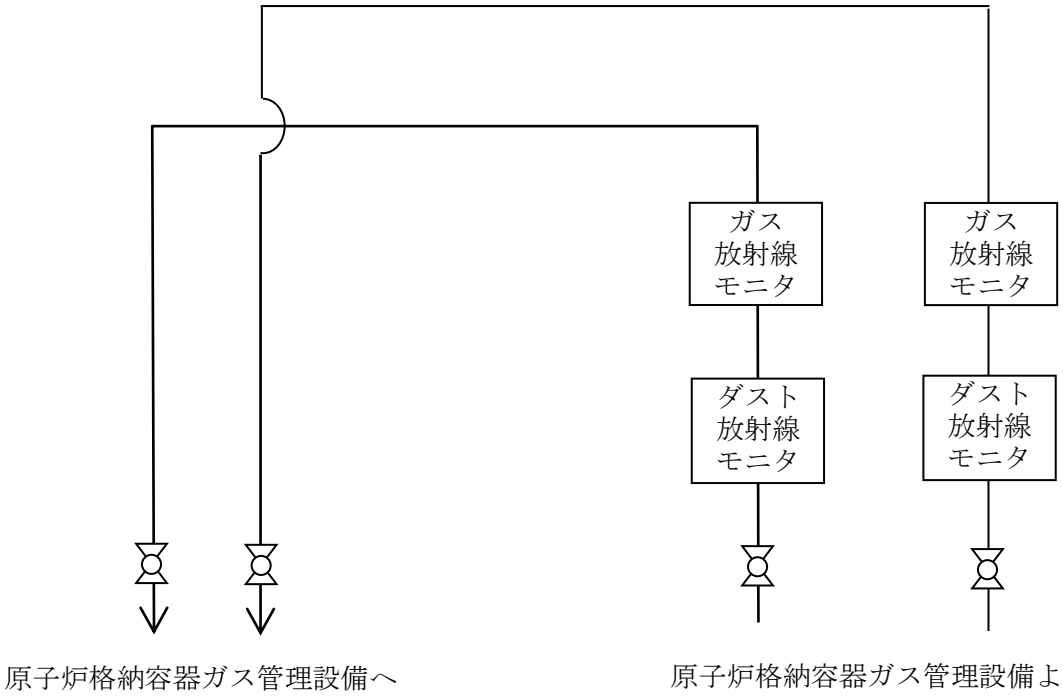


図２．１５－５　３号機　ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

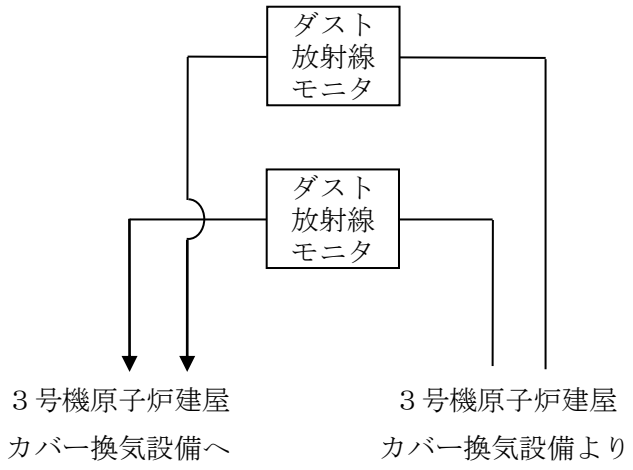


図２．１５－６　３号機　ダスト放射線モニタ検出器　系統概略図
（燃料取り出し用カバー換気設備出口）

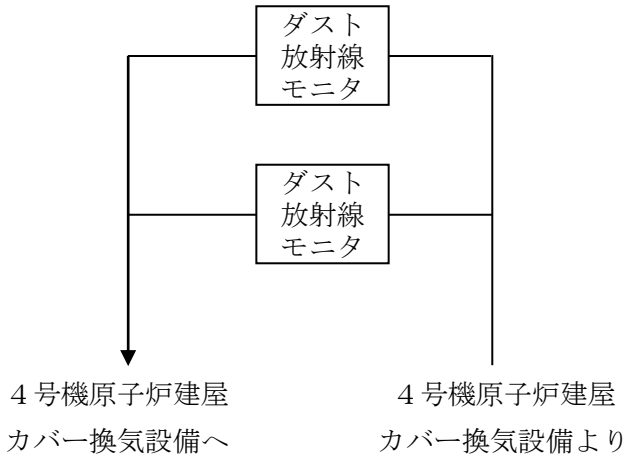


図２．１５－７　４号機　ダスト放射線モニタ検出器　系統概略図
（燃料取り出し用カバー換気設備出口）

2.35　サブドレン他水処理施設

2.35.1　基本設計

2.35.1.1　設置の目的

サブドレン他水処理施設は，１～４号機タービン建屋等の周辺に設置されたサブドレンピットから地下水を汲み上げること（サブドレン集水設備），海側遮水壁と既設護岸の間に設置される地下水ドレンポンドから地下水を汲み上げること（地下水ドレン集水設備），汲み上げた水に含まれている放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度になるまで除去すること（サブドレン他浄化設備）及び浄化された水を排水すること（サブドレン他移送設備）を目的とする。（以下，「本格運転」という。）

2.35.1.2　要求される機能

(1) サブドレン集水設備は，１～４号機タービン建屋等の周辺に設置されたサブドレンピットから地下水を集水タンクに移送できること。
(2) 地下水ドレン集水設備は，地下水ドレンポンドから地下水を汲み上げ，集水タンクに移送できること。
(3) サブドレン他浄化設備は，サブドレン集水設備及び地下水ドレン集水設備で集水した地下水の処理，貯留，管理等を行い，放射性物質の濃度を適切な値に低減する能力を有すること。
(4) サブドレン他浄化設備は，設備内で発生する気体状及び固体状の放射性物質及び可燃性ガスの管理が適切に行える機能を有すること。
(5) サブドレン他移送設備は，サブドレン他浄化設備にて浄化された水を排水できること。
(6) サブドレン他水処理施設は，漏えい防止機能を有すること。

2.35.1.3　設計方針

2.35.1.3.1　サブドレン集水設備の設計方針

(1)　処理能力

サブドレン集水設備は，１～４号機タービン建屋等の周辺に設置されたサブドレンピットから地下水を汲み上げ，集水タンクに移送できる処理容量とする。

(2)　材料

サブドレン集水設備は，処理対象水の性状を考慮し，適切な材料を用いた設計とする。

(3)　放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

サブドレン集水設備の機器等は，液体状の放射性物質の漏えい防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため，次の各項を考慮した設計とする。

a. 漏えいの発生を防止するため，機器等には適切な材料を使用するとともに，タンク水位の検出器を設ける。
b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は，漏えい液体の除去を行えるようにする。
c. サブドレンピットの水位，タンク水位等の警報については，免震重要棟集中監視室等に表示し，異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにし，これを監視できるようにする。

(4) 健全性に対する考慮

サブドレン集水設備は，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) 検査可能性に対する設計上の考慮

サブドレン集水設備は，サブドレンピットから地下水を汲み上げ，集水タンクに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。

2.35.1.3.2 サブドレン他浄化設備の設計方針

(1) 放射性物質の濃度の低減

サブドレン他浄化設備は，サブドレン集水設備及び地下水ドレン集水設備で汲み上げた水を，ろ過，イオン交換等により，周辺環境に対して，放射性物質の濃度を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

(2) 処理能力

サブドレン他浄化設備は，サブドレン集水設備及び地下水ドレン集水設備で想定される汲み上げ量以上の処理容量とする。

(3) 材料

サブドレン他浄化設備の機器等は，処理対象水の性状を考慮し，適切な材料を用いた設計とする。

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

サブドレン他浄化設備の機器等は，液体状の放射性物質の漏えい防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため，次の各項を考慮した設計とする。

a. 漏えいの発生を防止するため，機器等には適切な材料を使用するとともに，タンク水位の検出器，インターロック回路等を設ける。
b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は，漏えい液体の除去を行えるようにする。
c. タンク水位，漏えい検知等の警報については，免震重要棟集中監視室等に表示し，異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにし，これを監視できるようにする。

d. サブドレン他浄化装置の機器等は，周辺に堰を設けた区画内に設け，漏えいの拡大を防止する。また，排水路から可能な限り離隔するとともに，排水路を跨ぐ箇所はボックス鋼内等に配管を敷設する。

(5) 被ばく低減

サブドレン他浄化設備は，遮へい，機器の配置等により被ばくの低減を考慮した設計とする。

(6) 可燃性ガスの管理

サブドレン他浄化設備は，水の放射線分解により発生する可燃性ガスの滞留を防止でき，必要に応じて適切に排出できる設計とする。また，可燃性ガスに放射性物質が含まれる可能性がある場合は，適切に除去する設計とする。

(7) 健全性に対する考慮

サブドレン他浄化設備は，機器の重要度に応じた有効な保全が可能な設計とする。

(8) 検査可能性に対する設計上の考慮

サブドレン他浄化設備は，処理量ならびに放射能濃度を低減できることを確認するための検査が可能な設計とする。

(9) 地下水の貯留

サブドレン他浄化設備は，地下水を浄化してサンプルタンクへ移送することを目的とするが，地下水の水質や処理状況に応じて，地下水をRO濃縮水貯槽又はSr処理水貯槽へ移送することが可能な設計とする。なお，RO濃縮水貯槽又はSr処理水貯槽へ移送した地下水はサブドレン他水処理施設へ移送して処理しない。

2.35.1.3.3　サブドレン他移送設備の設計方針

(1)　処理能力

サブドレン他移送設備は，サブドレン他浄化設備で想定される処理容量以上の処理容量とする。

(2)　材料

サブドレン他移送設備の機器等は，処理対象水の性状を考慮し，適切な材料を用いた設計とする。

(3)　放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

サブドレン他移送設備は浄化した水を取り扱うことから，液体中の放射性物質による影響はほとんど無い。ただし，液体状の放射性物質の漏えい防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため，機器等は次の各項を考慮した設計とする。

a.　漏えいの発生を防止するため，機器等には適切な材料を使用するとともに，インターロック回路等を設ける。

b.　液体状の放射性物質が漏えいした場合は，漏えい液体の除去を行えるようにする。

c.　漏えい検知等の警報については，免震重要棟集中監視室等に表示し，異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにし，これを監視できるようにする。

d.　浄化した水を排水する際には事前に水質分析を行い，浄化水に含まれる放射性物質濃度が，告示濃度限度よりも十分に低い排水の基準（詳細は「Ⅲ 2.1.2 放射性液体廃棄物の管理」を参照）を満足することを確認した後に，排水を行う。また，運転員の誤操作等により，水質分析前の水を排水することが無いよう配慮した設計とする。

(4)　健全性に対する考慮

サブドレン他移送設備は，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)　検査可能性に対する設計上の考慮

サブドレン他移送設備は，浄化された水を排水できることを確認するための検査が可能な設計とする。

2.35.1.3.4　地下水ドレン集水設備の設計方針

(1)　処理能力

地下水ドレン集水設備は，地下水ドレンポンドから地下水を汲み上げ，集水タンクに移送できる処理容量とする。

(2)　材料

地下水ドレン集水設備は，処理対象水の性状を考慮し，適切な材料を用いた設計とする。

(3)　放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

地下水ドレン集水設備の機器等は，液体状の放射性物質の漏えい防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため，次の各項を考慮した設計とする。

a．漏えいの発生を防止するため，機器等には適切な材料を使用するとともに，タンク水位の検出器を設ける。

b．液体状の放射性物質が漏えいした場合は，漏えい液体の除去を行えるようにする。

c．地下水ドレンのタンク水位等の警報については，免震重要棟集中監視室等に表示し，異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにし，これを監視できるようにする。

(4)　健全性に対する考慮

地下水ドレン集水設備は，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)　検査可能性に対する設計上の考慮

地下水ドレン集水設備は，地下水ドレンポンドで汲み上げた地下水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。

2.35.1.4　供用期間中に確認する項目

(1)　サブドレン集水設備は，サブドレンピットから地下水を汲み上げ，集水タンクに移送できること。

(2)　サブドレン他浄化設備は，通水でき，放射性核種濃度を低減できること。

(3)　サブドレン他移送設備は，浄化した水を移送先まで移送できること。

(4)　地下水ドレン集水設備は，地下水ドレンポンドから地下水を汲み上げ，集水タンクまで移送できること。

2.35.1.5　主要な機器

2.35.1.5.1　サブドレン集水設備

サブドレン集水設備は，揚水ポンプ，中継タンク，中継タンク移送ポンプ，集水タンク及び移送配管で構成する。汲み上げた地下水は集水タンクに集水する。また，共通設備として，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。

サブドレン集水設備は，免震重要棟集中監視室の監視・制御装置により遠隔操作及び運転状況の監視を行う。監視・制御装置は，故障により各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。更に，運転員の誤操作，誤判断を防止するようにし，重要な装置の緊急停止操作については，ダブルアクションを要する等の設計とする。

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。

また，サブドレンピット内の水位が建屋内の滞留水の水位を下回らないように管理するため，各サブドレンピット内には水位計を設置し，サブドレンピット内の水位を監視する。

2.35.1.5.2　サブドレン他浄化設備

サブドレン他浄化設備は，集水タンク移送ポンプ，処理装置供給タンク，サブドレン他浄化装置，サンプルタンクで構成する。サブドレン他浄化装置は，２系列で構成し，１系列が点検等の場合においても対象水を処理できる設計とする。付帯設備として，運転監視を行う監視・制御装置，電源を供給する電源設備及び建屋等で構成する。また，放射能濃度が低減していることを確認するための試料採取が可能な設計とする。なお，サブドレン他浄化装置は，必要に応じ，２系列同時運転が可能な構成とする。

サブドレン他浄化設備の主要な機器は，免震重要棟集中監視室の監視・制御装置により遠隔操作及び運転状況の監視を行う。監視・制御装置は，故障により各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。更に，運転員の誤操作，誤判断を防止するようにし，重要な装置の緊急停止操作については，ダブルアクションを要する等の設計とする。

(1)　サブドレン他浄化装置

サブドレン他浄化装置は，１系列あたり，３塔の前処理フィルタ，１塔の pH 緩衝塔，５塔の吸着塔及び２台のポンプで構成する。

前処理フィルタは，浮遊物質を除去，及びストロンチウムを粗取りする。pH 緩衝塔は，処理対象水の水質を弱アルカリ性にする。また，除去性能に影響しないため，バイパス配管を設置して，除外可能とする。吸着塔は，セシウム，ストロンチウム，アンチモン，及び重金属核種（銀・コバルト）を除去する。また，前処理フィルタ及び吸着塔の吸着材は，除去対象核種に応じて入れ替え可能な設計とし，アンチモン，重金属核種の除去に用いる吸着塔については，除外可能とする。

前処理フィルタは，一定量処理後，水抜きを行い，交換する。使用済前処理フィルタは，容器に収納して，固体廃棄物貯蔵庫に一時貯蔵する。pH 緩衝塔及び吸着塔は，一定量処

理後，水抜きを行い，塔ごと交換する。使用済 pH 緩衝塔は，一時保管エリアに，使用済吸着塔は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設あるいは大型廃棄物保管庫に一時貯蔵する。

(2)　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，サブドレン他浄化設備は，電源が喪失した場合に系統が隔離され停止するため，外部への漏えいを発生させることはない。

(3)　サブドレン他浄化装置建屋

サブドレン他浄化装置建屋は，平面が約 46m×約 32m で厚さが約 1.5m の鉄筋コンクリート造のべた基礎を有し，漏えいの拡大を防止するための堰を設置する。

2.35.1.5.3　サブドレン他移送設備

サブドレン他移送設備は，浄化水移送ポンプ，移送配管等で構成する。浄化した水はサンプルタンクに一時貯留し，水質分析後，浄化水移送ポンプにより排水する。浄化した水の再浄化を行う場合は，サブドレン他浄化設備へ移送する。

また，共通設備として，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。サブドレン他移送設備は，免震重要棟集中監視室の監視・制御装置により遠隔操作及び運転状況の監視を行う。監視・制御装置は，故障により各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。更に，運転員の誤操作，誤判断を防止するようにし，排水等の重要な操作については，ダブルアクションを要する等の設計とする。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。

2.35.1.5.4　地下水ドレン集水設備

地下水ドレン集水設備は，地下水ドレンポンド揚水ポンプ，地下水ドレン中継タンク，地下水ドレン中継タンク移送ポンプ，地下水ドレン前処理装置及び移送配管で構成する。地下水ドレン集水設備により汲み上げた地下水は集水タンクまたはタービン建屋へ移送する。

また，共通設備として，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。地下水ドレン集水設備は，免震重要棟集中監視室の監視・制御装置により遠隔操作及び運転状況の監視を行う。監視・制御装置は，故障により各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。更に，運転員の誤操作，誤判断を防止するようにし，重要な装置の緊急停止操作については，ダブルアクションを要する等の設計とする。

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。

また，各地下水ドレンポンド内には水位計を設置し，地下水ドレンポンド内の水位を監視する。

2.35.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

放射性物質を蓄積するサブドレン他浄化装置およびサンプルタンクは，アウターライズ津波が到達しないと考えられる T.P.33.5m 盤に設置する。集水タンクは，T.P.2.5m 盤に設置することから，アウターライズ津波による波力がタンクに直接作用しないような高さの堰を設ける。また，大津波警報が出た際はサブドレン集水設備及び地下水ドレン集水設備を停止することで，汲み上げる水の流出防止に努める。また，サブドレン他移送設備を停止することで，排水前の水の流出防止に努める。

(2)　台風

放射性物質を蓄積するサブドレン他浄化装置は，台風による設備損傷の可能性が低い鉄骨造の建屋内に設置する。

(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する。

(4)　落雷

動的機器及び電気設備は，機器接地により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・隔離弁の閉止作業等を行い，サブドレンピット及び地下水ドレンポンドから汲み上げた地下水の漏えい防止を図る。

(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の材料を使用する。火災検知のため，消防法及び関係法令に従い，建屋内には自動火災報知設備を設置する。集水移送加圧ポンプについては，巡視点検を実施するとともに，監視カメラを設置し，免震棟にて確認することで早期検知に努める。また，消火器を設置し，動力消防ポンプ（防火水槽及びポンプ車）を適切に配置することにより，初期消火の対応を可能とし，消火活動の円滑化を図る。放射性物質を吸着する前処理フィルタ及び吸着塔は鋼製容器のため，燃焼・延焼し難く，またこれらの機器付配管は鋼製であり，燃焼しない。

なお，建屋内には建築基準法及び関係法令並びに消防法及び関係法令に基づく安全避難通路を設定する。

2.35.1.7　構造強度及び耐震性

2.35.1.7.1　サブドレン集水設備

(1)　構造強度

中継タンク，集水移送加圧ポンプは，JIS 等に準拠する。集水タンクは，「JSME S NC－1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」に準拠する。配管のうち，ポリエチレン管は ISO 規格，JWWA 規格または JIS に準拠し，鋼管及び伸縮継手は，JIS に準拠する。また，JSME 規格で規定される材料の 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。

(2)　耐震性

サブドレン集水設備を構成する主要な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」に従い設計する。主要な機器の耐震性を評価するにあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」等に準拠する。ポリエチレン配管及び伸縮継手は，材料の可撓性により耐震性を確保する。

2.35.1.7.2　サブドレン他浄化設備

(1)　構造強度

前処理フィルタ，pH 緩衝塔及び吸着塔は，「ASME Boiler and Pressure Vessel Code」に準拠する。前処理フィルタ，pH 緩衝塔及び吸着塔廻りの鋼管は，「ASME B31.1 Power Piping」に準拠する。その他の主要機器及び配管は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に準拠し，このうちポリエチレン配管は ISO 規格，JWWA 規格に準拠する。また，JSME 規格で規定される材料の 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。

(2)　耐震性

サブドレン他浄化設備を構成する主要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」に従い設計する。主要な機器及び鋼管の耐震性を評価するにあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」等に準拠する。ポリエチレン配管及び伸縮継手は，材料の可撓性により耐震性を確保する。

2.35.1.7.3　サブドレン他移送設備

(1)　構造強度

サブドレン他移送設備のポンプは JIS 規格に準拠する。その他の主要機器及び配管は「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に準拠し，このうちポリエチレン配管は ISO 規格，JWWA 規格に準拠する。JSME 規格で規定される材料の 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。

(2)　耐震性

サブドレン他移送設備を構成する主要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」に従い設計する。主要な機器及び鋼管の耐震性を評価するにあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」等に準拠する。ポリエチレン配管及び伸縮継手は，材料の可撓性により耐震性を確保する。

2.35.1.7.4　地下水ドレン集水設備

(1)　構造強度

地下水ドレン集水設備を構成するタンクは，JIS 等に準拠する。配管のうち，ポリエチレン管は ISO 規格，JWWA 規格，または，JIS に準拠し，鋼管は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」等に準拠する。

(2)　耐震性

地下水ドレン集水設備を構成する主要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」に従い設計する。主要な機器及び鋼管の耐震性を評価するにあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」等に準拠する。ポリエチレン配管は，材料の可撓性により耐震性を確保する。

2.35.1.8　機器の故障への対応

2.35.1.8.1　サブドレン集水設備

(1)　機器の単一故障

サブドレン集水設備は電源について多重化しており，上流の電源系統設備の単一故障については，速やかな集水の再開が可能である。

2.35.1.8.2　サブドレン他浄化設備

(1)　機器の単一故障

サブドレン他浄化設備は，電源について多重化している。そのため，電源系統の単一故障については，電源系統の切替作業等により，速やかな処理の再開が可能である。

2.35.1.8.3　サブドレン他移送設備

(1)　機器の単一故障

サブドレン他移送設備は，動的機器及び電源について多重化している。そのため，動的機器，電源系統の単一故障については，機器の切替作業等により，速やかな処理の再開が可能である。

2.35.1.8.4　地下水ドレン集水設備

(1)　機器の単一故障

地下水ドレン集水設備は，電源について多重化しており，上流の電源系統設備の単一故障については，速やかな集水の再開が可能である。

2.35.2　基本仕様

2.35.2.1　主要仕様

2.35.2.1.1　サブドレン集水設備

(1)　タンク

a．中継タンク

名　　称			中継タンク
種　　類		－	角形
容　　量		m^3/個	12.0
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	40
主要寸法	内　　寸	mm	2000×4000
	側板厚さ	mm	6.0
	底板厚さ	mm	9.0
	高　　さ	mm	1500
材料	側　　板	－	SS400
	底　　板	－	SS400
個　　数		個	5

b．集水タンク

名　　称			集水タンク
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	m	11.0
	胴板厚さ	mm	12.0
	底板厚さ	mm	12.0
	高　　さ	m	13.0
材料	胴　　板	－	SM400C
	底　　板	－	SM400C
個　　数		個	7

(2) その他機器

ａ．揚水ポンプ（完成品）

台　　数　　46 台

容　　量　　30 L/min

b. 中継タンク移送ポンプ（完成品）

台　　数　　5 台

容　　量　　400 L/min

c. 集水移送加圧ポンプ（完成品）

台　　数　　4 台

容　　量　　50 m^3/h

(3) 配管

主要配管仕様（１／２）

名　称	仕　様	
サブドレンピット内 （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	32A 相当 ポリエチレン 0.48 MPa 30 ℃
サブドレンピット出口から 中継タンク入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A 相当,80A 相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	32A/Sch.40,40A/Sch.40,50A/Sch.40, 200A/Sch.20S STPG370, SUS316LTP 0.98 MPa 40 ℃
中継タンク出口から 中継タンク移送ポンプ入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch.40 STPG370 静水頭 40 ℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A SUS316L 静水頭 40 ℃
中継タンク移送ポンプ出口から 集水タンク入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当,100A 相当,150A 相当, 200A 相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 80A/Sch.40 200A/Sch.40 300A/Sch.40 350A/Sch.40 STPG370 0.98 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch.40 SUS316LTP 0.49 MPa 40 ℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A SUS316L 0.98 MPa 40 ℃

主要配管仕様（２／２）

名　称	仕　様	
集水タンク１～３出口から 集水タンク１～３出口部まで （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 静水頭 40 ℃
集水タンク１～３出口部から 集水タンク出口側ヘッダーまで （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 0.98 MPa 40 ℃
集水タンク４～７出口から 集水移送加圧ポンプ入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当，200A 相当 ポリエチレン 0.98 MPa （集水タンク連結管は静水頭） 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.40 100A/Sch.40 200A/Sch.40 STPG370 0.98 MPa 40 ℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当，200A 相当 EPDM 合成ゴム 0.98 MPa 40 ℃
集水移送加圧ポンプ出口から 集水タンク出口側ヘッダーまで （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 0.98 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch.40 100A/Sch.40 STPG370 0.98 MPa 40 ℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A 相当 EPDM 合成ゴム 0.98 MPa 40 ℃

※　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。

2.35.2.1.2　サブドレン他浄化設備

(1)　サブドレン他浄化装置の対象水の種類，処理方式，容量並びに系列数

名　　称		仕様
対象水の種類	－	サブドレン
処　理　方　式	－	ろ過＋吸着材方式
処　理　容　量	m^3/h	50
系　　列　　数	系列	2

(2)　容器

a．処理装置供給タンク

名　　称			処理装置供給タンク
種　　類		－	たて置円筒形
容　　量		m^3/個	30
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	3000
	胴　板　厚　さ	mm	9.0
	底　板　厚　さ	mm	12.0
	平　板　厚　さ	mm	6.0
	高　　さ	mm	5006
材料	胴　　板	－	SUS316L/SM400C
	底　　板	－	SUS316L/SM400C
個　　数		個	2

b．前処理フィルタ１，２

名称			前処理フィルタ１，２
種類		－	たて置円筒形
容量		m^3/h/個	50
最高使用圧力		MPa	1.03
最高使用温度		℃	40
主要寸法	胴内径	mm	901.7
	胴板厚さ	mm	6.35
	上部平板厚さ	mm	63.5
	下部平板厚さ	mm	63.5
	高さ	mm	2013
材料	胴板	－	ASME SA 516 Gr.70
	上部平板	－	ASME SA 516 Gr.70
	下部平板	－	ASME SA 516 Gr.70
個数		個	2（1系列あたり）

c．前処理フィルタ３

名称			前処理フィルタ３
種類		－	たて置円筒形
容量		m^3/h/個	50
最高使用圧力		MPa	1.03
最高使用温度		℃	40
主要寸法	胴内径	mm	901.7
	胴板厚さ	mm	6.35
	上部平板厚さ	mm	63.5
	下部平板厚さ	mm	63.5
	高さ	mm	1800
材料	胴板	－	ASME SA 516 Gr.70
	上部平板	－	ASME SA 516 Gr.70
	下部平板	－	ASME SA 516 Gr.70
個数		個	1（1系列あたり）

d．pH緩衝塔

名称			pH緩衝塔
種類		－	たて置円筒形
容量		m^3/h/個	50
最高使用圧力		MPa	1.03
最高使用温度		℃	40
主要寸法	胴内径	mm	1346.2
	胴板厚さ	mm	25.4
	鏡板厚さ	mm	25.4
	高さ	mm	2487
材料	胴板	－	ASME SA 516 Gr.70
	鏡板	－	ASME SA 516 Gr.70
個数		－	1（1系列あたり）

e．吸着塔１，２，３，４，５

名称			吸着塔１，２，３，４，５
種類		－	たて置円筒形
容量		m^3/h/個	50
最高使用圧力		MPa	1.55
最高使用温度		℃	40
主要寸法	胴内径	mm	1346.2
	胴板厚さ	mm	25.4
	鏡板厚さ	mm	25.4
	高さ	mm	3119
材料	胴板	－	ASME SA 516 Gr.70
	鏡板	－	ASME SA 516 Gr.70
個数		－	5（1系列あたり）

f．サンプルタンク

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	m	11.0
	胴板厚さ	mm	12.0
	底板厚さ	mm	12.0
	高さ	m	13.0
材料	胴板	－	SM400C
	底板	－	SM400C
個数		個	11

g．RO 濃縮水処理水中継タンク（RO 濃縮水処理設備※から用途変更）

名称			RO 濃縮水処理水中継タンク
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	12.0
	底板厚さ	mm	12.0
	高さ	mm	13000
材料	胴板	－	SM400C
	底板	－	SM400C
個数		個	1

※Ⅱ-2.38 RO 濃縮水処理設備 2.38.2.2 機器仕様 (1)容器

(3) その他機器

a．集水タンク移送ポンプ（完成品）

台　　数　　2 台

容　　量　　50 m^3/h

b．処理装置供給ポンプ（完成品）

台　　数　　1 台（1 系列あたり）

容　　量　　50 m^3/h

c．処理装置加圧ポンプ（完成品）

台　　数　　1 台（1 系列あたり）

容　　量　　50 m^3/h

d．RO 濃縮水処理水移送ポンプ（完成品）（RO 濃縮水処理設備※から用途変更）

台　　数　　2 台（1 台予備）

容　　量　　21　m^3/h

※Ⅱ-2.38 RO 濃縮水処理設備 2.38.2.2 機器仕様 (2)ポンプ

(4) 配管

主要配管仕様（１／３）

名　称	仕　様	
集水タンク出口側ヘッダーから 処理装置供給タンク入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当，150A 相当 ポリエチレン 静水頭(集水タンク移送ポンプ 下流は 0.98 MPa) 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.80 100A，150A/Sch.40 STPT410 静水頭(集水タンク移送ポンプ 下流は 0.98 MPa) 40 ℃
処理装置供給タンク出口から 処理装置供給ポンプ入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 静水頭 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 STPT410 静水頭 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.40，100A/Sch.10 UNS S32750（ASME SA 790） 静水頭 40 ℃
処理装置供給ポンプ出口から 処理装置加圧ポンプ入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 80A/Sch.10，Sch.40 UNS S32750（ASME SA 790） 1.03 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.40 STPT410 1.03 MPa 40 ℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 EPDM 合成ゴム 1.03 MPa 40 ℃

主要配管仕様（２／３）

名　称	仕　様	
処理装置加圧ポンプ出口から サブドレン他浄化装置出口 （吸着塔５下流）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 80A/Sch.10 UNS S32750（ASME SA 790） 1.55 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.40 STPT410 1.55 MPa 40 ℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 UNS N04400（ASME SB 127 / ASTM B 127）,合成ゴム 1.55 MPa 40 ℃
サブドレン他浄化装置出口 （吸着塔５下流）から サンプルタンクまで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A,100A/Sch.10 UNS S32750（ASME SA 790） 0.98 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A,100A/Sch.40 STPT410 0.98 MPa 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 STPG370 0.98 MPa 40 ℃
処理装置供給タンク入口側 配管分岐部から ＲＯ濃縮水処理水中継タンク 入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 ℃

主要配管仕様（３／３）

名　称	仕　様	
吸着塔５下流から RO 濃縮水処理水中継タンク入口まで＊ （ポリエチレン管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 ℃
RO 濃縮水処理水中継タンク出口から RO 濃縮水処理水移送ポンプ入口まで＊ （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 静水頭 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 STPT410 静水頭 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch.40 100A/Sch.40 STPG370 静水頭 40 ℃
（伸縮継手）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 合成ゴム 静水頭 40 ℃
RO 濃縮水処理水移送ポンプ出口より RO 濃縮水貯槽又はSr 処理水貯槽まで＊ （ポリエチレン管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン管 0.98 MPa 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 50A/Sch.80 STPT410 0.98 MPa 40 ℃

※　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。

＊　RO 濃縮水処理設備から用途変更（Ⅱ-2.38 RO 濃縮水処理設備 2.38.2.2 機器仕様 (3)配管）

2.35.2.1.3　サブドレン他移送設備

(1)　その他機器

ａ．浄化水移送ポンプ（完成品）

台　　数	２ 台
容　　量	50 m^3/h 以上（１台あたり）

ｂ．攪拌ポンプ（完成品）

台　　数	２ 台
容　　量	330 m^3/h 以上（１台あたり）

(2) 配管

主要配管仕様（１／３）

名　称	仕　様	
サンプルタンク出口から 浄化水移送ポンプ入口まで （ポリエチレン管）	呼び径	150A 相当 200A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	静水頭
	最高使用温度	40 ℃
（伸縮継手）	呼び径	150A 相当,200A 相当
	材質	EPDM 合成ゴム
	最高使用圧力	静水頭
	最高使用温度	40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	200A/Sch.40 150A/Sch.40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	静水頭
	最高使用温度	40 ℃
浄化水移送ポンプ出口から 排水箇所まで （ポリエチレン管）	呼び径	150A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.98 MPa
	最高使用温度	40 ℃
（伸縮継手）	呼び径	100A 相当
	材質	EPDM 合成ゴム
	最高使用圧力	0.98 MPa
	最高使用温度	40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	100A/Sch.40 150A/Sch.40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.98 MPa
	最高使用温度	40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	150A/Sch.40
	材質	SUS316LTP
	最高使用圧力	0.98 MPa
	最高使用温度	40 ℃

主要配管仕様（２／３）

名　称	仕　様	
サンプルタンク出口から 攪拌ポンプ入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当,250A 相当 ポリエチレン 静水頭 40 ℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 EPDM 合成ゴム 静水頭 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch.40 250A/Sch.40 STPG370 静水頭 40 ℃
攪拌ポンプ出口から サンプルタンク攪拌水受入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当,250A 相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 ℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 EPDM 合成ゴム 0.98 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch.40 250A/Sch.40 STPG370 0.98 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch.40 SUS316LTP 0.49 MPa 40 ℃

主要配管仕様（３／３）

名　称	仕　様	
攪拌ポンプ出口からサブドレン他浄化設備（処理装置供給タンク）まで（ポリエチレン管）	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.98 MPa
	最高使用温度	40 ℃
（伸縮継手）	呼び径	200A 相当
	材質	EPDM 合成ゴム
	最高使用圧力	0.98 MPa
	最高使用温度	40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	100A/Sch.40
		200A/Sch.40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.98 MPa
	最高使用温度	40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	100A/Sch.40
	材質	STPT410
	最高使用圧力	0.98 MPa
	最高使用温度	40 ℃

※　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。

2.35.2.1.4　地下水ドレン集水設備

(1)　タンク

a．地下水ドレン中継タンク

名　　称			地下水ドレン中継タンク
種　　類		－	角形
容　　量		m^3/個	12.0
最高使用圧力		MPa	静水頭
最高使用温度		℃	40
主要寸法	内　　寸	mm	2000×4000
	側板厚さ	mm	6.0
	底板厚さ	mm	9.0
	高　　さ	mm	1500
材料	側　　板	－	SS400
	底　　板	－	SS400
個　　数		個	3

(2)　その他機器

a．地下水ドレンポンド揚水ポンプ（完成品）

台　　数　　5 台

容　　量　　120 L/min

b. 地下水ドレン中継タンク移送ポンプ（完成品）

台　　数　　3 台

容　　量　　400 L/min

c．地下水ドレン前処理装置（完成品）

台　　数　　1 台

容　　量　　20m^3/h

材　　料　　FRP（RO ベッセル）

SUS304（脱塩器）

(3) 配管

主要配管仕様（１／３）

名　称	仕　様	
地下水ドレンポンド内 （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 ポリエチレン 0.49 MPa 40 ℃
地下水ドレンポンド出口から 地下水ドレン中継タンク入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 ポリエチレン 0.49 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 SUS316LTP 0.49 MPa 40 ℃
地下水ドレン中継タンク出口または 地下水ドレン前処理装置出口（処理水） 移送配管分岐部から 集水タンク入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当，150A 相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A，150A，200A/Sch.40 SUS316LTP 0.98 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch.40 STPG370 0.98 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch.40 200A/Sch.40 SUS316LTP 0.49 MPa 40 ℃

※　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。

主要配管仕様（２／３）

名　称	仕　様	
地下水ドレン中継タンク出口移送配管 分岐部から 地下水ドレン前処理装置入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 ℃
地下水ドレン前処理装置入口から 地下水ドレン前処理装置出口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch.20S 65A／Sch.20S 80A／Sch.20S SUS316LTP 0.5 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch.80 65A／Sch.20S，Sch.80 SUS316LTP 1.5 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A／Sch.80 50A／Sch.20S，Sch.40，Sch.80 80A／Sch.20S SUS304TP 0.5 MPa 40 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A／Sch.20S 80A／Sch.20S SUS316LTP 0.98 MPa 40 ℃
（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 合成ゴム 0.5 MPa 40 ℃

※　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。

主要配管仕様（３／３）

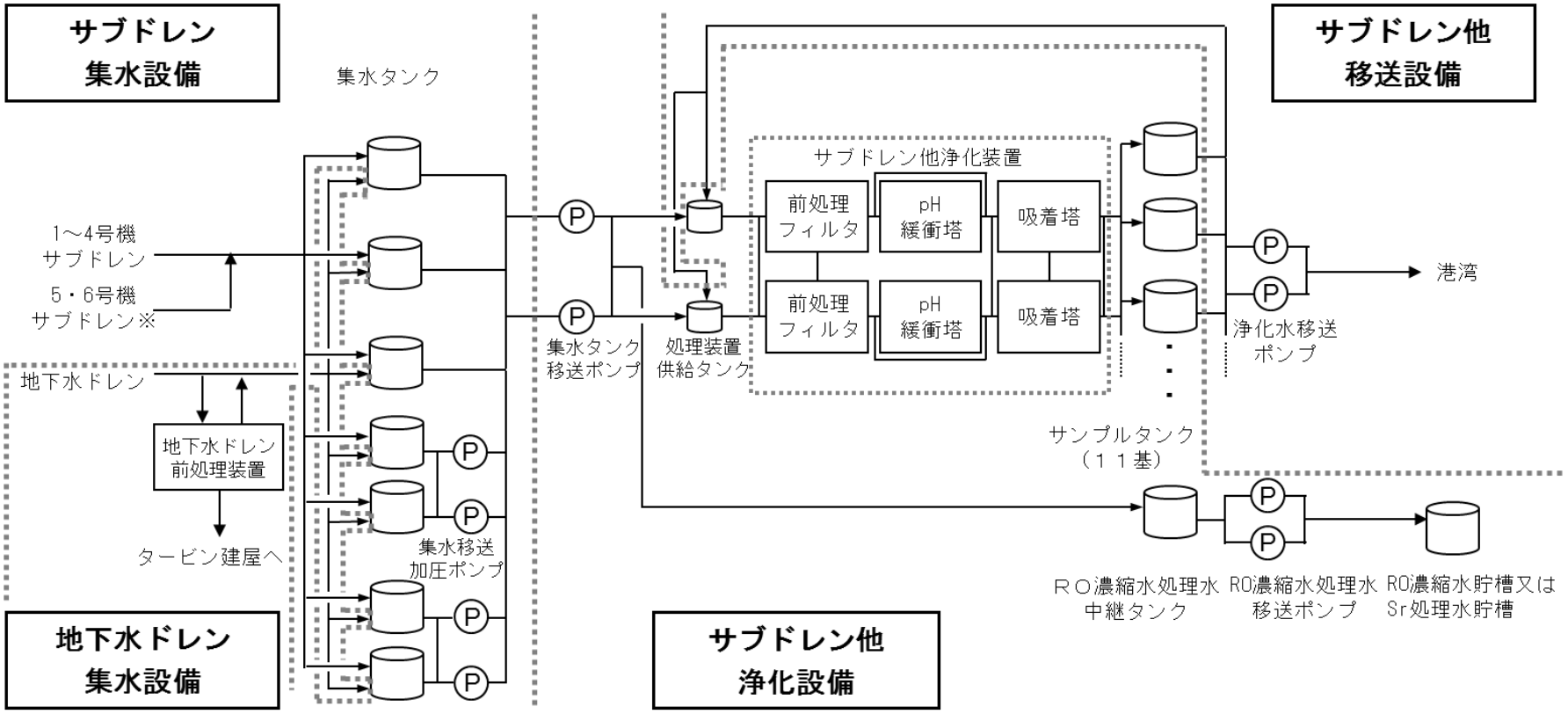
名　称	仕　様	
地下水ドレン前処理装置出口（処理水） から 集水タンク入口配管分岐部または地下水ドレン中継タンク入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 0.50 MPa 40 ℃
地下水ドレン前処理装置出口（濃縮水） から タービン建屋または地下水ドレン中継タンク入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当，100A 相当 ポリエチレン 0.50 MPa，大気圧 40 ℃
地下水ドレン中継タンク出口配管分岐部から 地下水ドレン中継タンク入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当，80A 相当 ポリエチレン 0.98 MPa 40 ℃

※　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。

2.35.3　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　：　機器配置図
添付資料－３　：　サブドレン他水処理施設の耐震性に関する説明書
添付資料－４　：　サブドレン集水設備の強度に関する説明書
添付資料－５　：　サブドレン他浄化設備の強度に関する説明書
添付資料－６　：　サブドレン他移送設備の強度に関する説明書
添付資料－７　：　地下水ドレン集水設備の強度に関する説明書
添付資料－８　：　サブドレン他浄化装置建屋基礎の構造強度に関する検討結果
添付資料－９　：　流体状の放射性廃棄物の施設外への防止能力についての計算書
添付資料－10　：　工事工程表
添付資料－11　：　サブドレン他水処理施設の具体的な安全確保策
添付資料－12　：　サブドレン他水処理施設に係る確認事項
添付資料－13　：　地下水ドレン前処理装置について
添付資料－14　：　前処理フィルタの撤去方法について
添付資料－15　：　５・６号機サブドレン集水設備復旧による地下水流入低減について

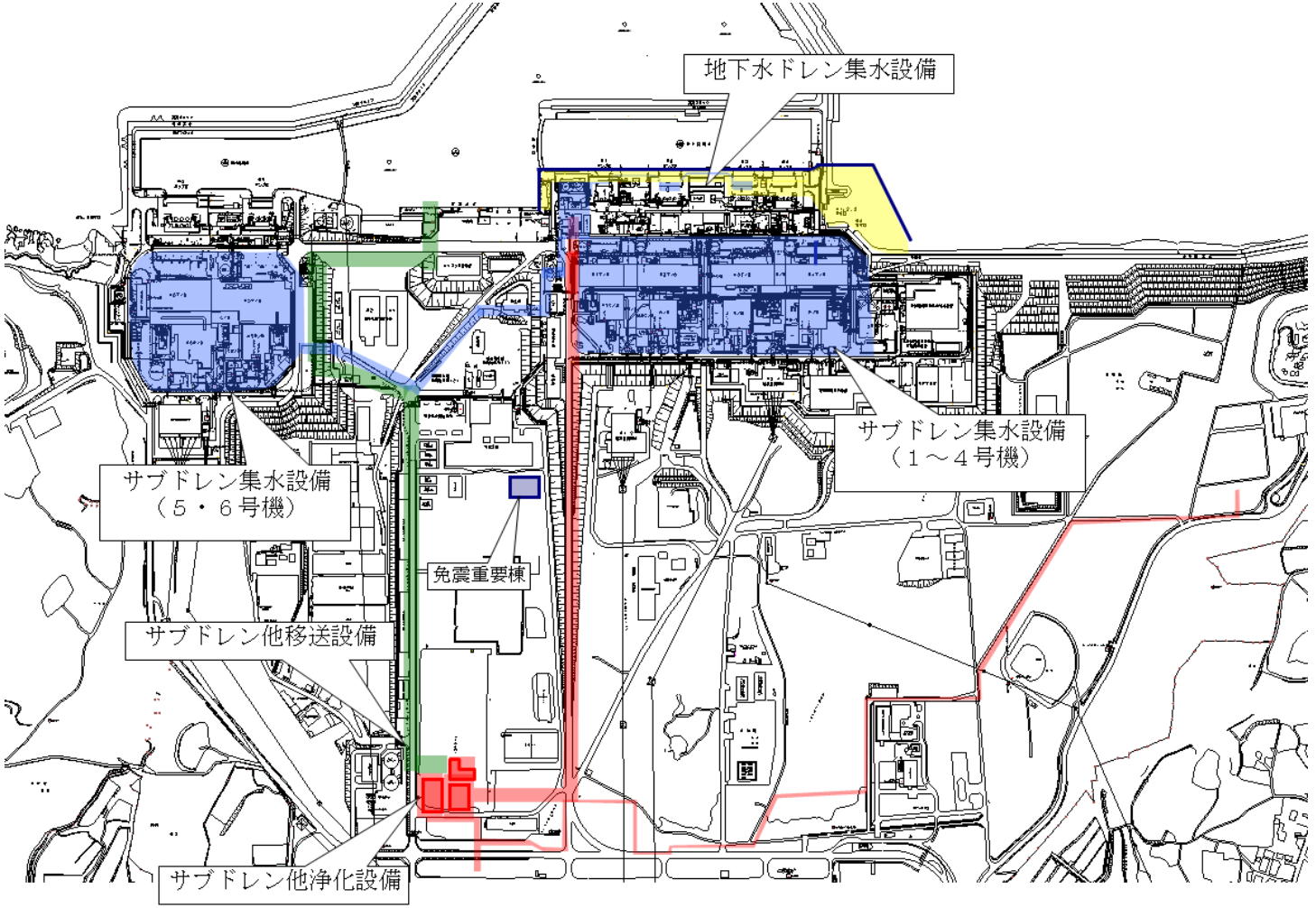
全体概要図及び系統構成図



※５・６号機サブドレンピットから汲み上げた地下水は，集水タンクへ移送する。（「添付資料－１５　５・６号機サブドレン集水設備復旧による地下水流入低減について」参照）

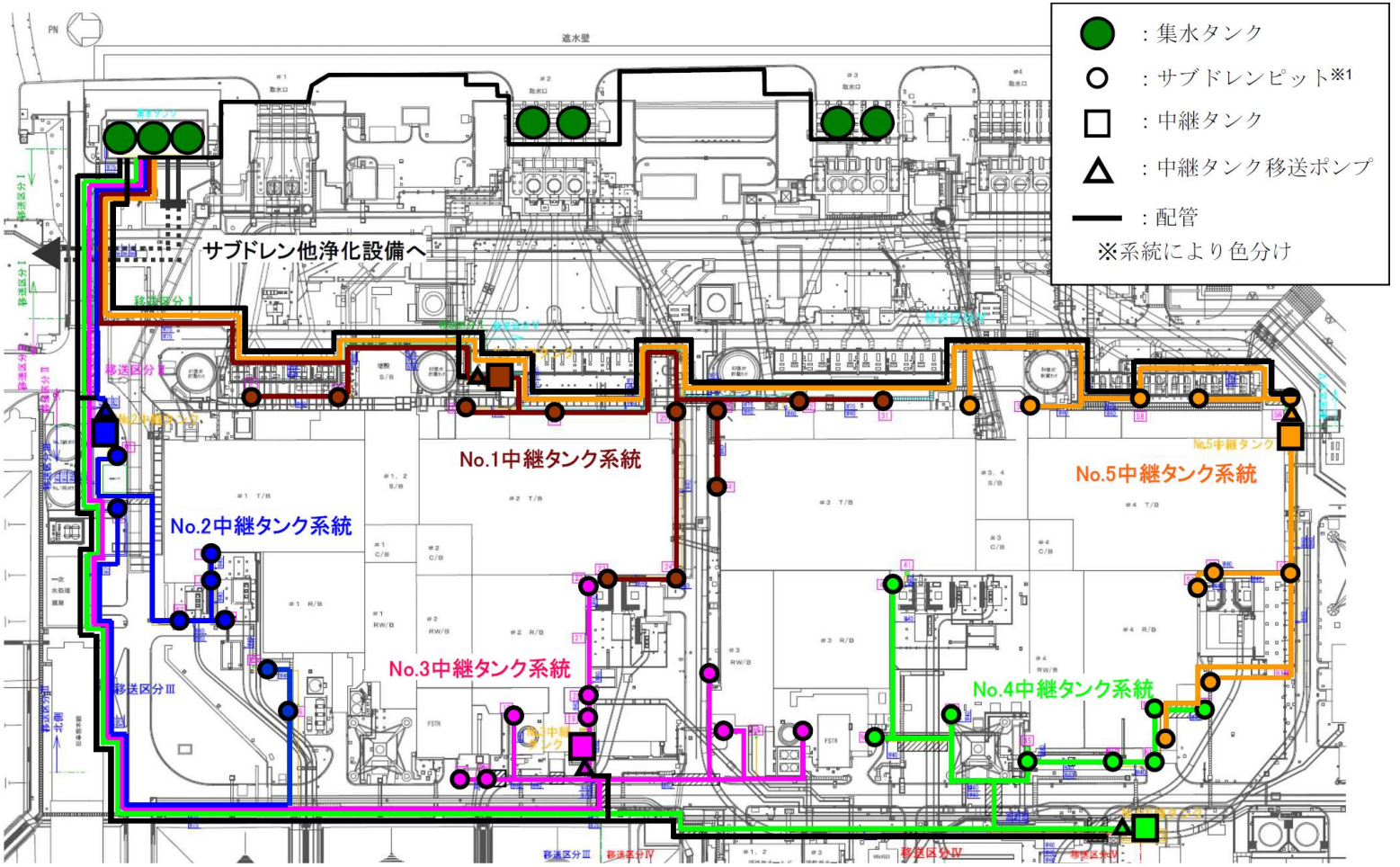
(a)　系統概要

図－１　サブドレン他水処理施設の全体概要図（１／２）



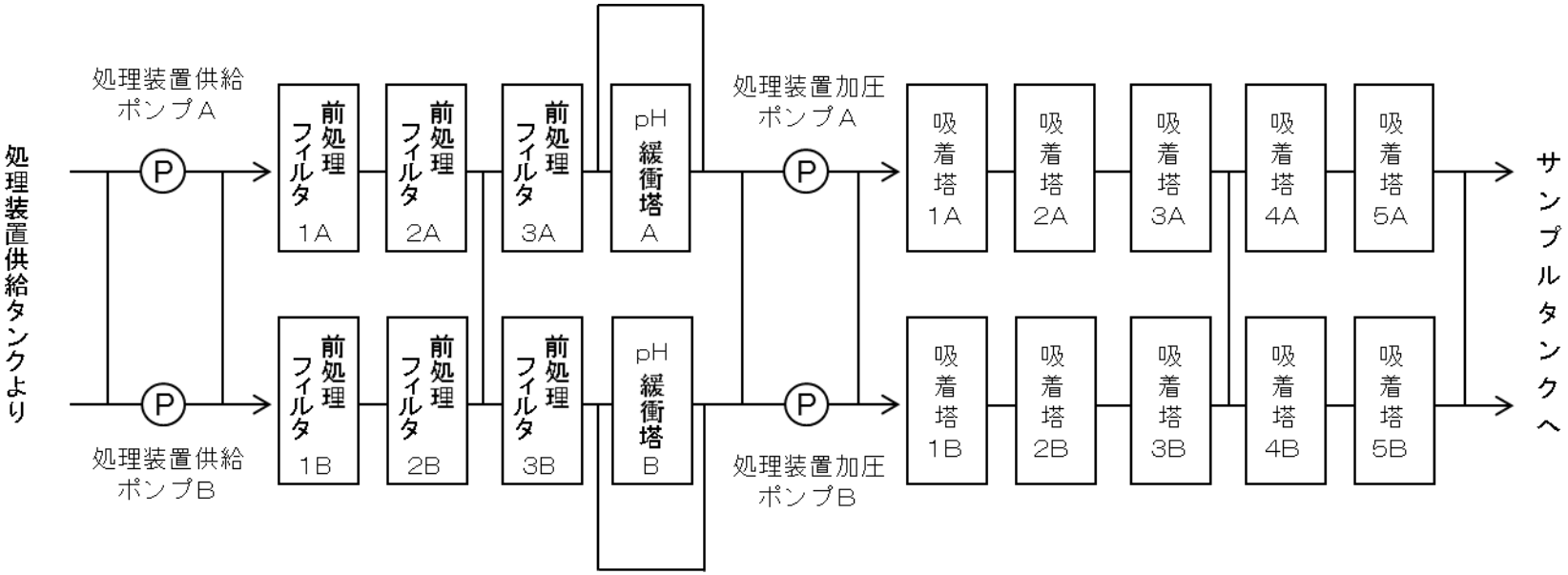
(b)　配置概要

図－１　サブドレン他水処理施設の全体概要図（２／２）

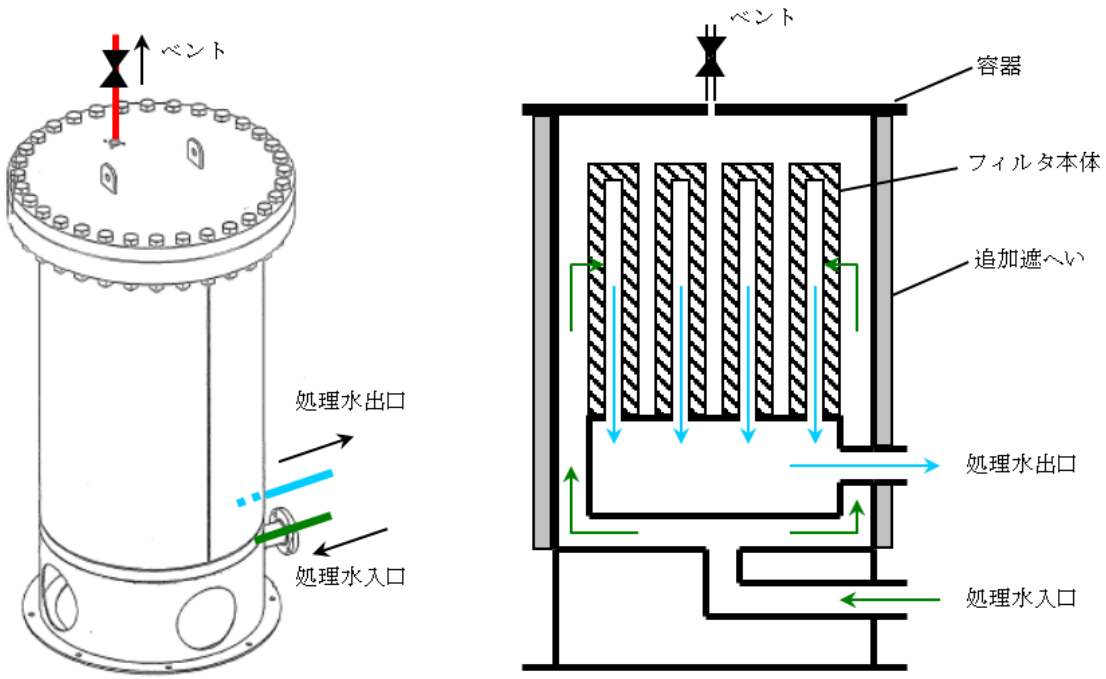


※1　揚水ポンプおよび水位計は、サブドレンピット内部に設置されている。（揚水ポンプ：各ピットに１台ずつ、計４６台，水位計：各ピットに２台ずつ、計９２台）

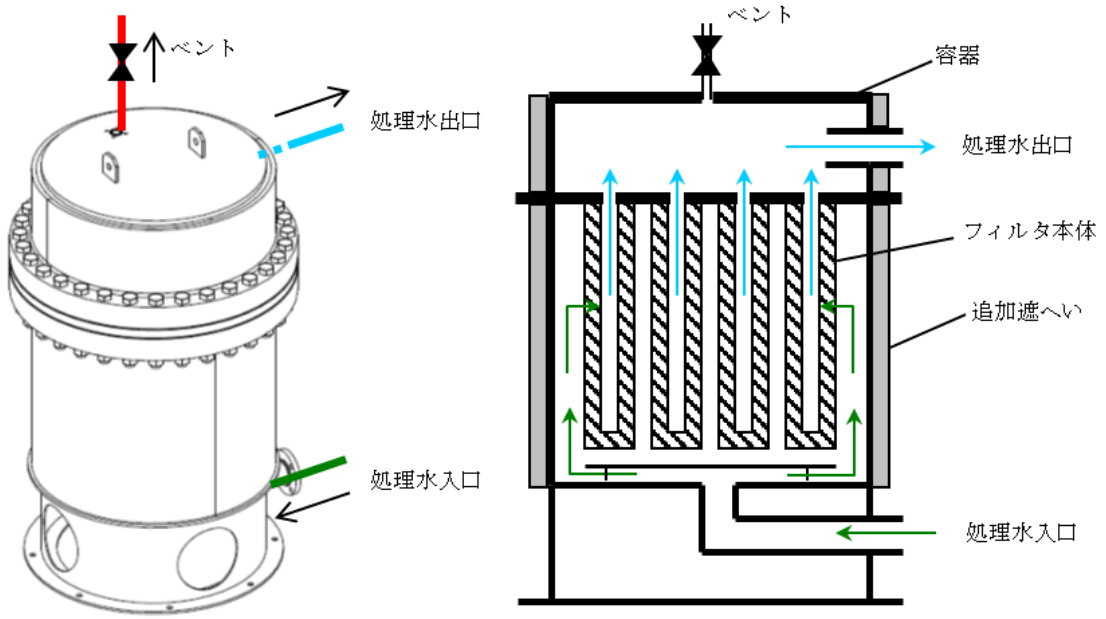
図－２　サブドレン集水設備系統図（１～４号機）



図－３　サブドレン他浄化装置系統構成図

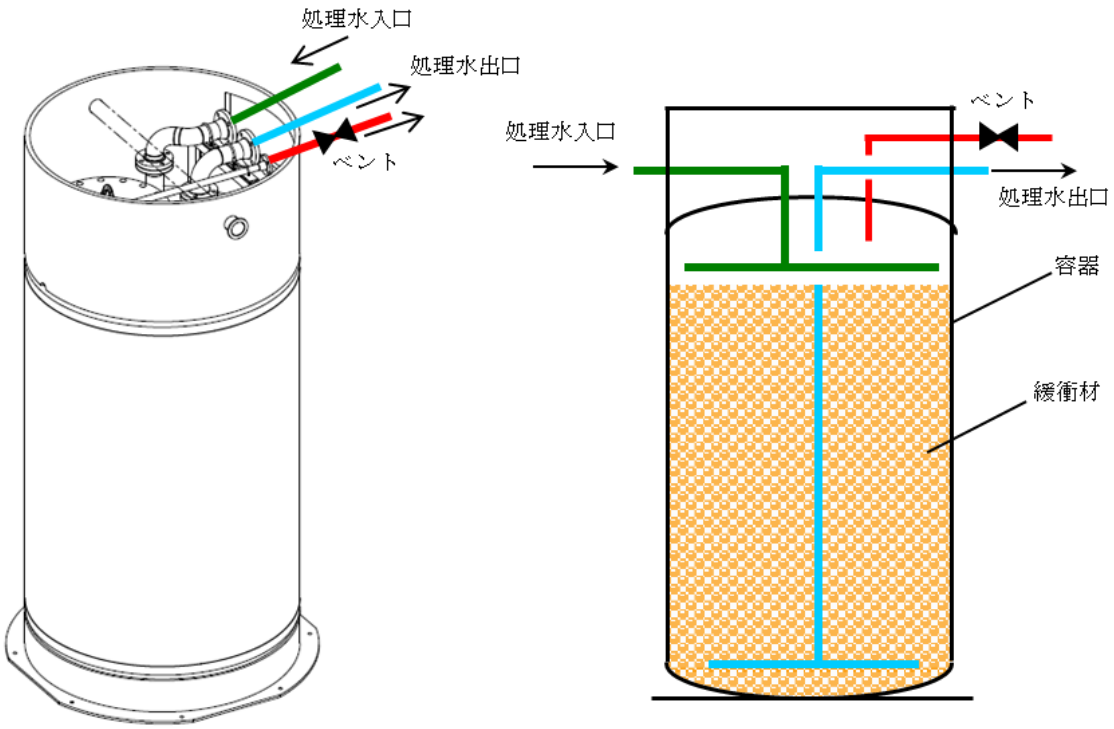


前処理フィルタ１，２　概念図

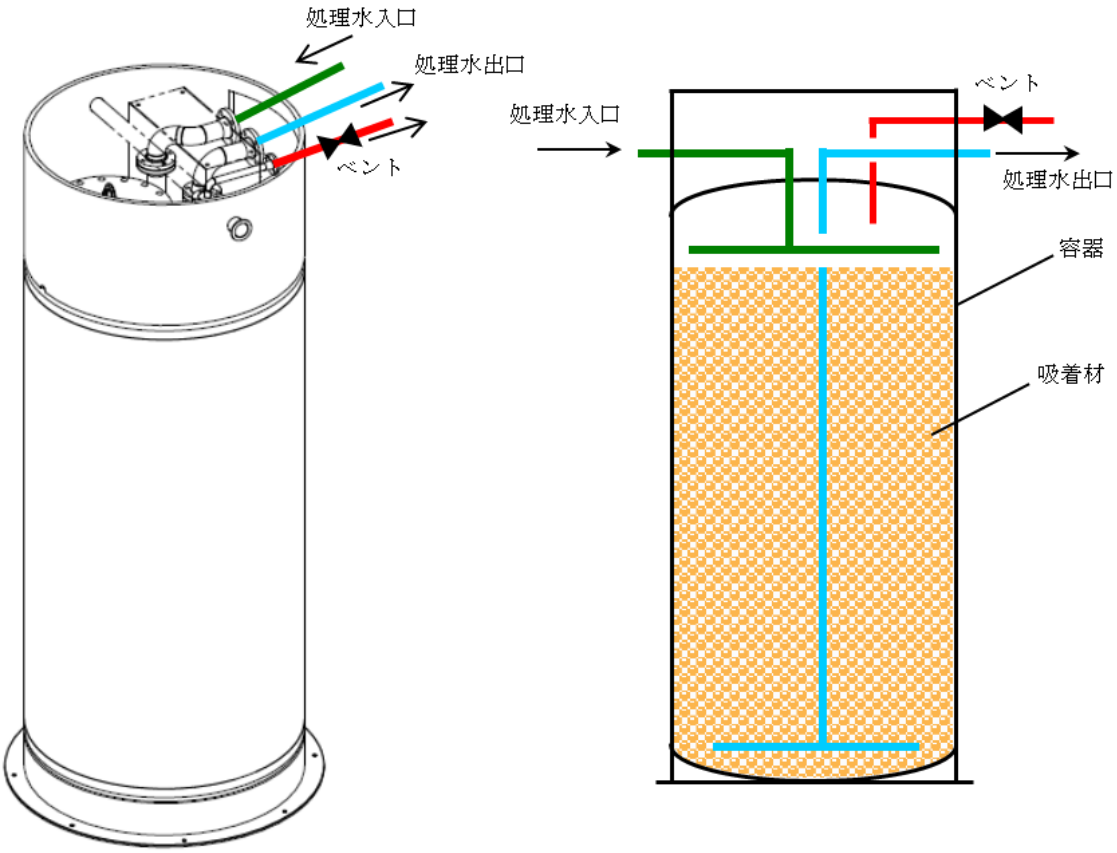


前処理フィルタ３　概念図

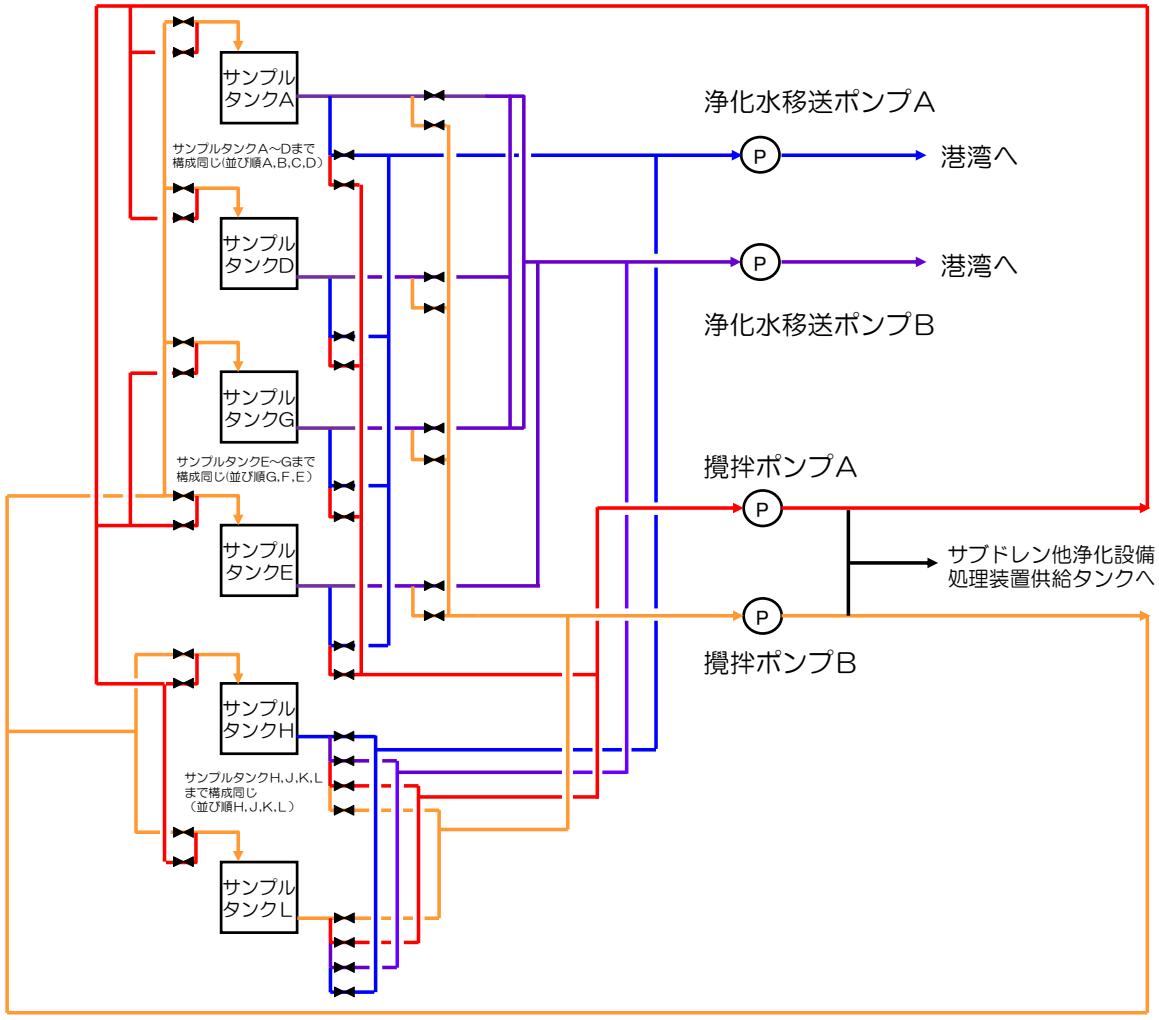
図－４　サブドレン他浄化装置　前処理フィルタの概念図



図－５　サブドレン他浄化装置　pH 緩衝塔の概念図

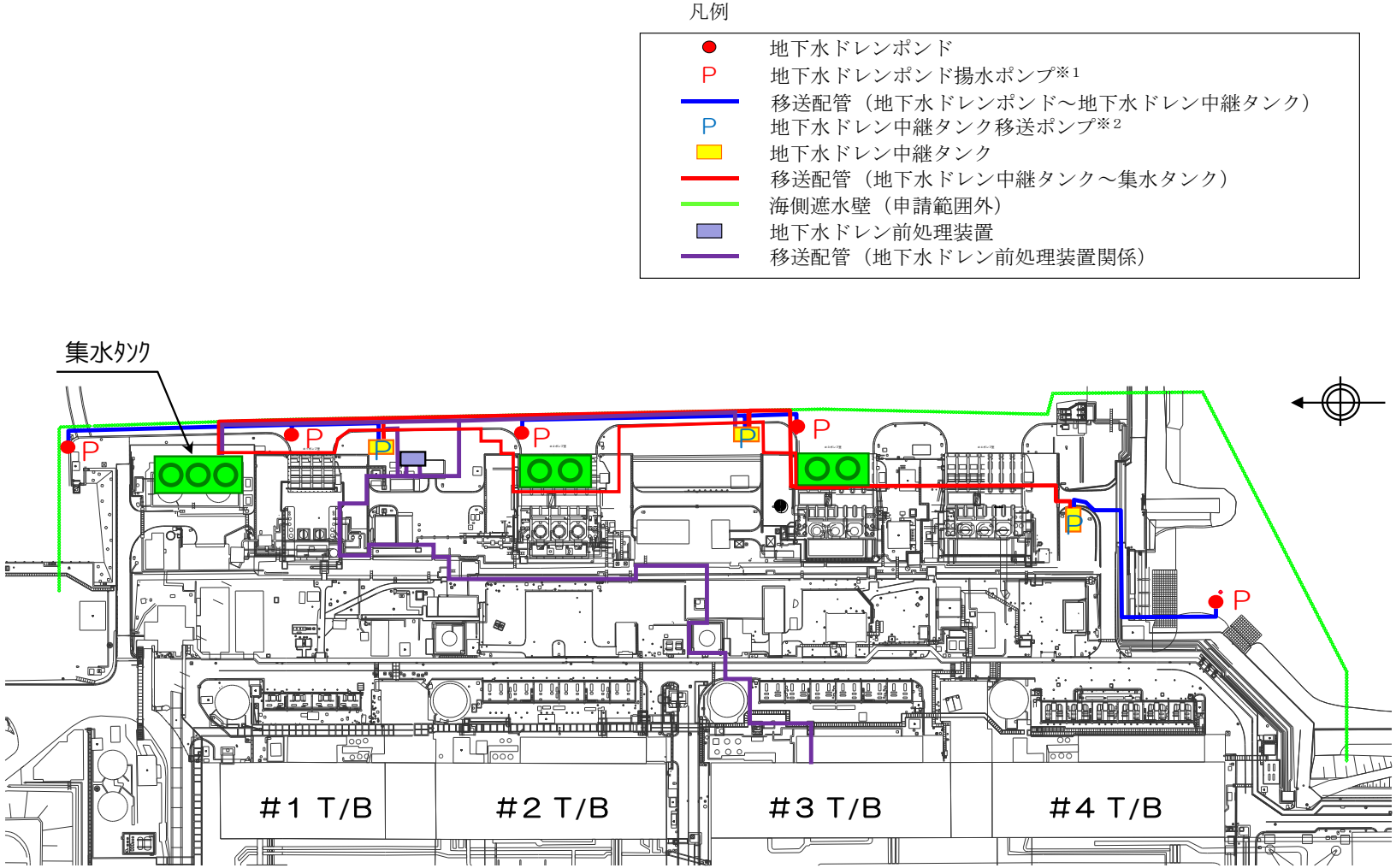


図－６　サブドレン他浄化装置　吸着塔の概念図



※サンプルタンクはサブドレン他浄化設備に含まれる

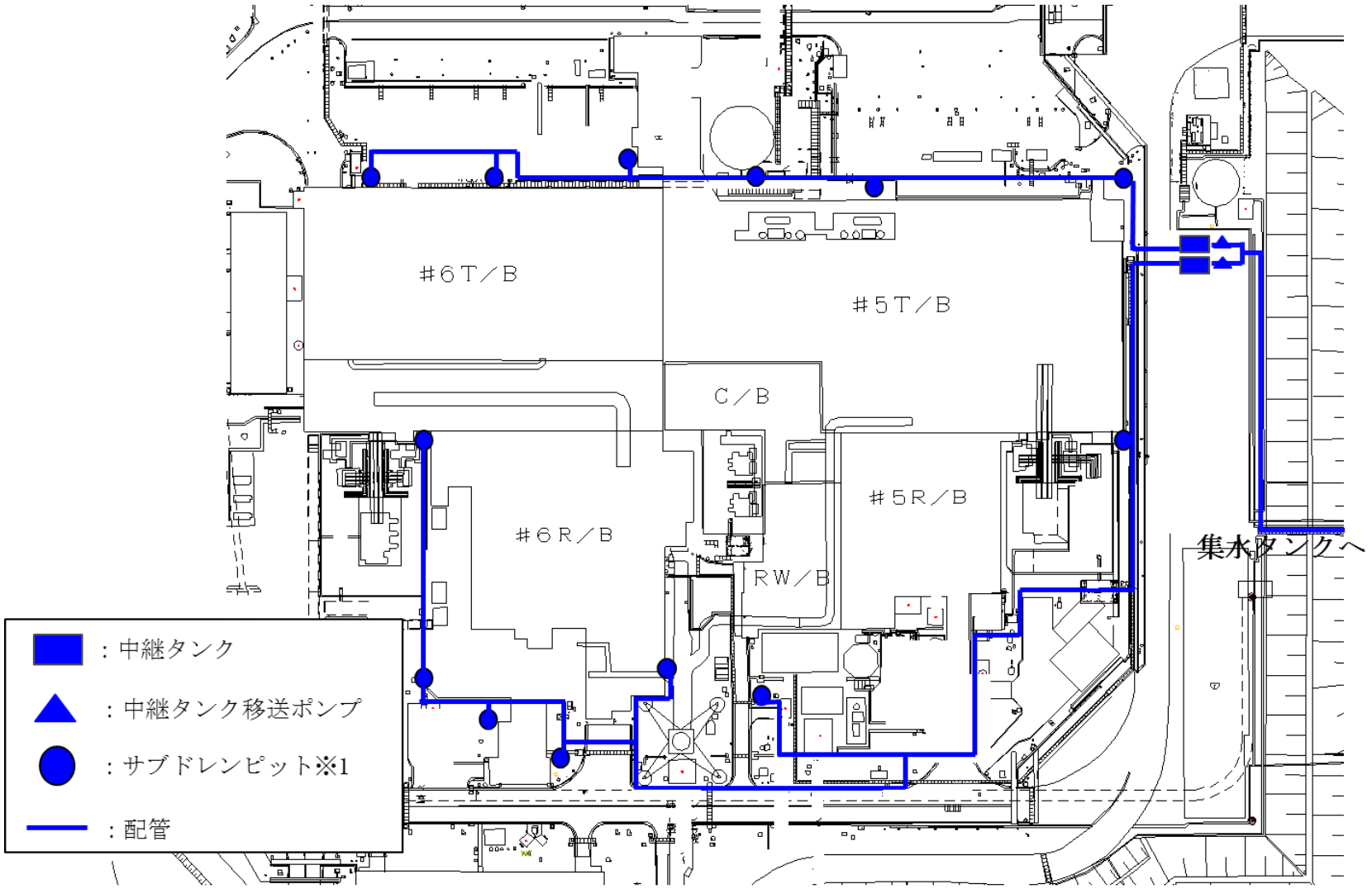
図－７　サブドレン他移送設備系統図



※1　地下水ドレンポンド揚水ポンプは，地下水ドレンポンド内に設置されている。（各ポンドに１台ずつ，計５台）

※2　地下水ドレン中継タンク移送ポンプは，地下水ドレン中継タンク内に設置されている。（各タンクに１台ずつ，計３台）

図－８　地下水ドレン集水設備系統図



※1揚水ポンプと水位計は，サブドレンピット内部に設置されている。（揚水ポンプ：各ピットに１台ずつ，計１３台，水位計：各ピットに１台ずつ，計１３台）

図－９　サブドレン集水設備系統図（５・６号機）

サブドレン集水設備の強度に関する説明書

1.　強度評価の方針

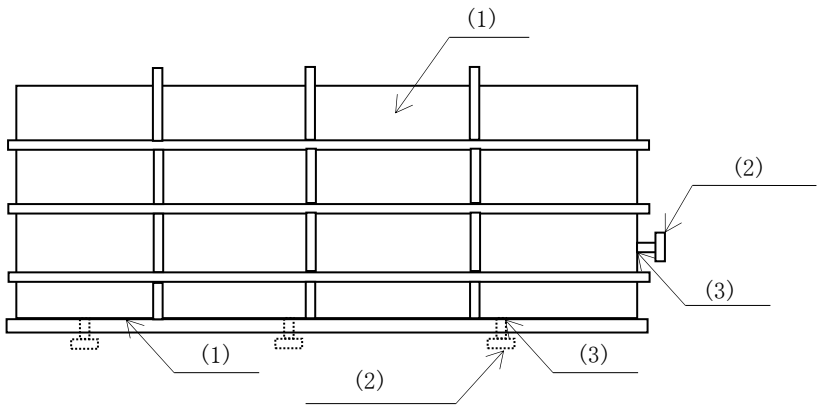
強度評価においては，中継タンクはJIS等に準じた評価を行う。集水タンク及び主配管（鋼管，伸縮継手）は「JSME S NC－1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下，「設計・建設規格」という。）のクラス３機器またはクラス３配管に，準じた評価を行う。

2.　強度評価

2.1　中継タンク

2.1.1　評価箇所

強度評価箇所を図－１に示す。



図中の番号は，2.1.2の番号に対応する。

図－１　中継タンク概要図

2.1.2　評価方法

(1) 側板，底板の評価

中継タンクの側板，底板の必要厚さは，それぞれ次に掲げる値のうちいずれか大きい値とする。

ａ．規格上必要な最小厚さ

側板，底板の最小厚さは，それぞれ4.5mm，6.0mmとする。

ｂ．計算上必要な厚さ：ｔ

$$t = d \left(\beta \cdot P / fb \cdot \eta \right)^{1/2} + c$$

$$\delta = \alpha \cdot P \cdot d^4 / E \cdot \left(T - c \right)^3 \leqq d / 300$$

ここに，　ｔ：最小必要厚さ（mm）

β：ｄ/Ｄに対する応力係数

ｄ：短辺の長さ（mm）
Ｄ：長辺の長さ（mm）
Ｐ：作用する荷重（MPa）
fb：許容曲げ応力（N/mm^2）
η：溶接継手効率
ｃ：腐れ代（mm）
δ：最大たわみ量（mm）
α：ｄ/Ｄに対するたわみ係数
Ｅ：縦弾性係数（N/mm^2）
Ｔ：使用板厚（mm）

(2) 管台の厚さの評価

管台に必要な厚さは，次に掲げる値のうちいずれか大きい値とする。

ａ．規格上必要な最小厚さ

管台の外径に応じ，「JIS B 8501 鋼製石油貯槽の構造（全溶接製）」に規定された値とする。

ｂ．計算上必要な厚さ：ｔ

$$t = Di \times H \times \rho / (0.204 \times S \times \eta) \times 1000 + c$$

ここに，　ｔ：必要厚さ（mm）
Di：管台の内径（ｍ）
Ｈ：水頭（ｍ）
ρ：液体の比重
Ｓ：許容引張応力（MPa）
η：継手効率
ｃ：腐れ代（mm）

(3) 管台の穴の補強計算

管台取付部の穴の補強について，補強に有効な範囲内にある有効面積が，補強に必要な面積より大きくなるようにする。

$$Ar = Dp \times ta$$
$$At = A1 + A2 + A3 + A4 + A5$$

ここに，　Ar：補強に必要な面積（mm^2）
Dp：取付部板の開口径（mm）
ta：腐れ代を差引いた取付部板の板厚（mm）
At：補強に有効な面積の合計（mm^2）
A1：強め材の有効面積（＝ 2 ×（ Dp ― Dr / 2 ）× tr）（mm^2）
A2：管台（外側）の有効面積（＝ 2 ×（ 4 × tn ）× tn）（mm^2）

A3：管台（板部）の有効面積（＝ 2 × t × tn）（mm^2）
A4：管台（内側）の有効面積（＝ 2 ×（ 4 × tn ）× tn）（mm^2）
A5：側板腐食代分の有効面積（＝ 2 ×（ Dp / 2 ）× ts）（mm^2）
Dr：強め材の開口径（mm）
tr：強め材の実際の板厚（mm）
tn：管台の採用板厚（mm）
t ：取付部板の実際の板厚（mm）
ts：取付部板の腐れ代（mm）

2.1.3 評価結果

評価結果を表－１，２に示す。必要厚さ等を満足しており，十分な構造強度を有すると評価している。

表－１ 中継タンクの評価結果（板厚）

機器名称	評価項目	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
中継タンク	側板の厚さ	4.5	4.5 以上
	底板の厚さ	6.0	6.0 以上
	管台の厚さ（流出管：65A）	7.0	7.0 以上
	管台の厚さ（ドレン管:50A）	5.5	5.5 以上

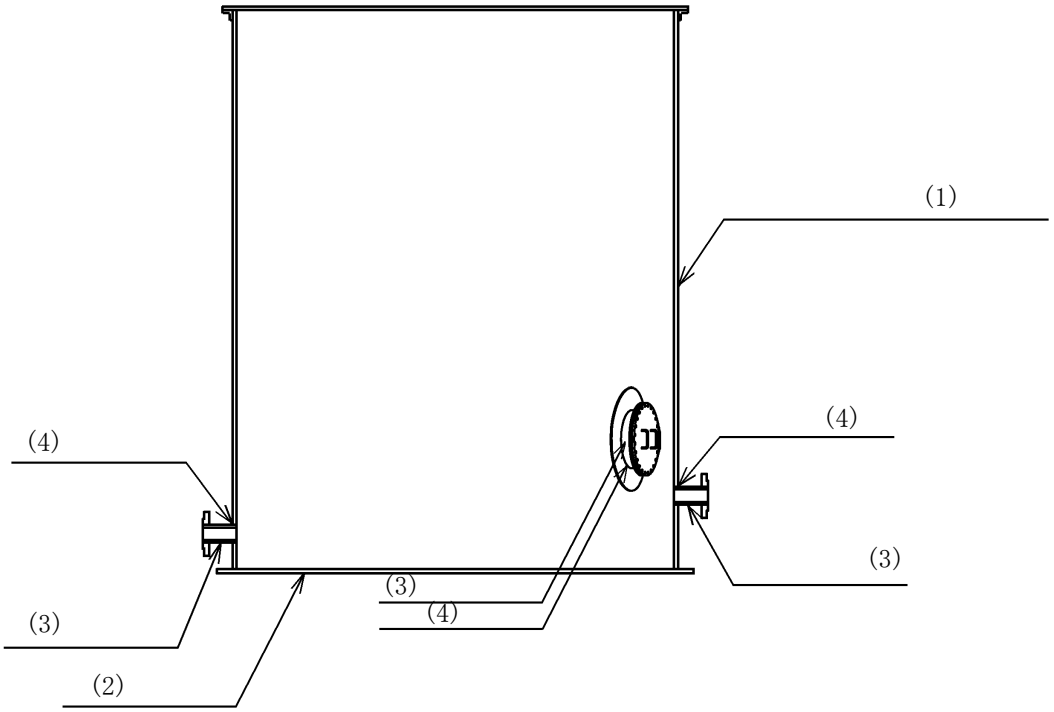
表－２　中継タンクの評価結果（管台の穴の補強計算）

機器名称	評価項目	評価結果	
		補強に必要な面積 (mm^2)	補強に有効な総面積 (mm^2)
中継タンク	流出管（65A）	397	555
	ドレン管（50A）	512	1045

2.2　集水タンク

2.2.1　評価箇所

強度評価箇所を図－２に示す。



図中の番号は，2.2.2，2.2.3 の番号に対応する。

図－２　集水タンク概要図

2.2.2　評価方法

(1) 胴の厚さの評価

開放タンクの胴に必要な厚さは，次に掲げる値のうちいずれか大きい値とする。

ａ．規格上必要な最小厚さ：t_1

炭素鋼鋼板又は低合金鋼鋼板で作られた場合は 3mm，その他の材料で作られた場合は 1.5mm とする。

b．胴の計算上必要な厚さ：t_2

$$t_2=\frac{D_i \cdot H \cdot \rho}{0.204 \cdot S \cdot \eta}$$

t_2： 必要厚さ（mm）
D_i： 胴の内径（m）
H ： 水頭（m）
ρ ： 液体の比重。ただし，1 未満の場合は，1 とする。
S ： 許容引張応力（MPa）
η ： 継手効率

c．胴の内径に応じた必要厚さ：t_3

胴の内径が 5m を超えるものについては,胴の内径の区分に応じ設計･建設規格　表 PVC-3920-1 より求めた胴の厚さとする。

(2) 底板の厚さの評価

地面，基礎等に直接接触する開放タンクの底板の厚さは，3mm 以上であること。

(3) 管台の厚さの評価

管台に必要な厚さは，次に掲げる値のうちいずれか大きい値とする。

a．管台の計算上必要な厚さ：t_1

$$t_1=\frac{D_i \cdot H \cdot \rho}{0.204 \cdot S \cdot \eta}$$

t_1： 必要厚さ（mm）
D_i： 管台の内径（m）
H ： 水頭（m）
ρ ： 液体の比重。ただし，1 未満の場合は，1 とする。
S ： 許容引張応力（MPa）
η ： 継手効率

b．規格上必要な最小厚さ：t_2

管台の外径に応じ設計・建設規格　表 PVC-3980-1 より求めた管台の厚さとする。

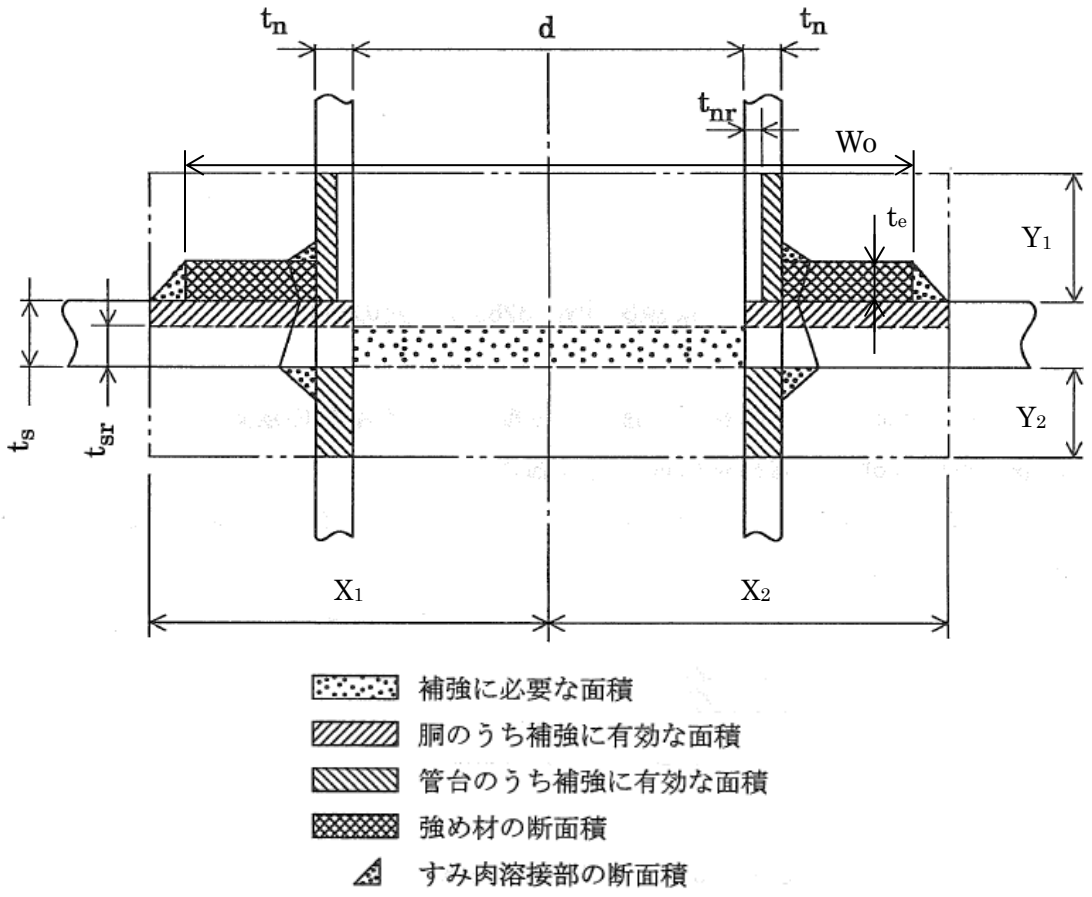
(4) 胴の穴の補強計算

a．補強に有効な範囲内にある補強に有効な面積が，補強に必要な面積より大きくなるようにすること。(図－３参照)

b．大きい穴の補強を要しない最大径

内径が 1500mm 以下の胴に設ける穴の径が胴の内径の 2 分の 1（500mm を超える場合は，500mm）以下および内径が 1500mm を超える胴に設ける穴の径が胴の内径の 3 分の 1（1000mm を超える場合は，1000mm）以下の場合は，大きい穴の補強計算は必要ない。

c．溶接部の強度として，予想される破断箇所の強さが，溶接部の負うべき荷重以上であること。（図－３参照）



d　：胴の断面に現れる穴の径（mm）

t_s ：胴板の厚さ（mm）

t_{sr}：胴板の計算上必要な厚さ（mm）

t_n ：管台の厚さ（mm）

t_{nr}：管台の計算上必要な厚さ（mm）

X_1，X_2，Y_1，Y_2：補強の有効範囲（mm）

W_o ：強め材の外径（mm）

t_e ：強め材の厚さ（mm）

A_r ：補強に必要な面積（mm^2）

A_0 ：補強に有効な総面積（mm^2）

図－３　補強計算概念図

2.2.3　評価結果

評価結果を表－３，４に示す。必要厚さ等を満足しており，十分な構造強度を有すると評価している。

表－３　集水タンクの評価結果（板厚）

機器名称	評価項目	必要厚さ（mm）	最小厚さ（mm）
集水タンク	(1)胴板の厚さ	11.7	12.0
	(2)底板の厚さ	3.00	11.2
	(3)管台の厚さ（100A）	3.50	5.25
	(3)管台の厚さ（200A）	3.50	7.18
	(3)管台の厚さ（マンホール）	3.50	11.2

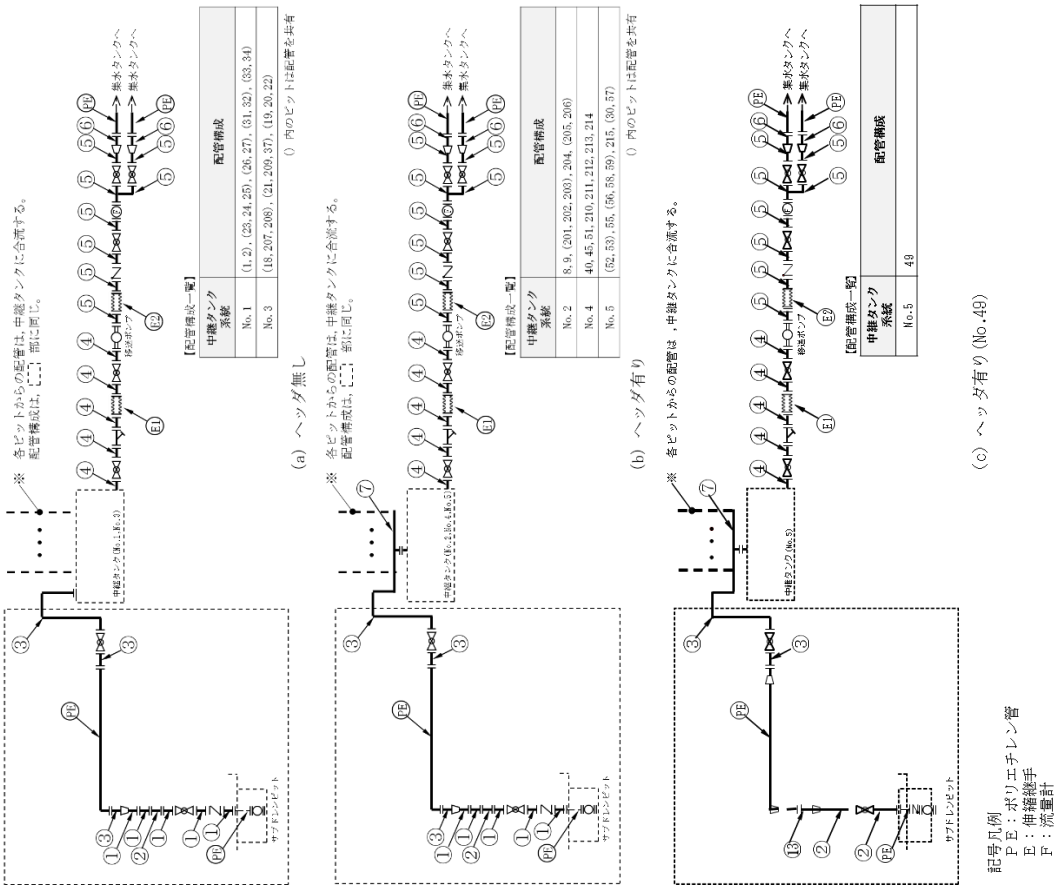
表－４　集水タンクの評価結果（胴の穴の補強計算）

機器名称	評価項目	評価結果	
集水タンク	(4)胴（100A 管台）	補強に必要な面積（mm^2）	補強に有効な総面積（mm^2）
		7.318×10^{2}	1.6222×10^{3}
		大きな穴の補強を要しない最大径（mm）	穴の径（mm）
		1000	1000 以下
		溶接部の負うべき荷重（N）	予想される破断箇所の強さ（N）
		3.5520×10^{4}	1.05278×10^{5}
	(4)胴（200A 管台）	補強に必要な面積（mm^2）	補強に有効な総面積（mm^2）
		1.4204×10^{3}	3.1414×10^{3}
		大きな穴の補強を要しない最大径（mm）	穴の径（mm）
		1000	1000 以下
		溶接部の負うべき荷重（N）	予想される破断箇所の強さ（N）
		6.1220×10^{4}	2.88899×10^{5}
	(4)胴（マンホール）	補強に必要な面積（mm^2）	補強に有効な総面積（mm^2）
		4.466×10^{3}	7.6348×10^{3}
		大きな穴の補強を要しない最大径（mm）	穴の径（mm）
		1000	1000 以下
		溶接部の負うべき荷重（N）	予想される破断箇所の強さ（N）
		1.6324×10^{5}	1.160164×10^{6}

2.3　主配管

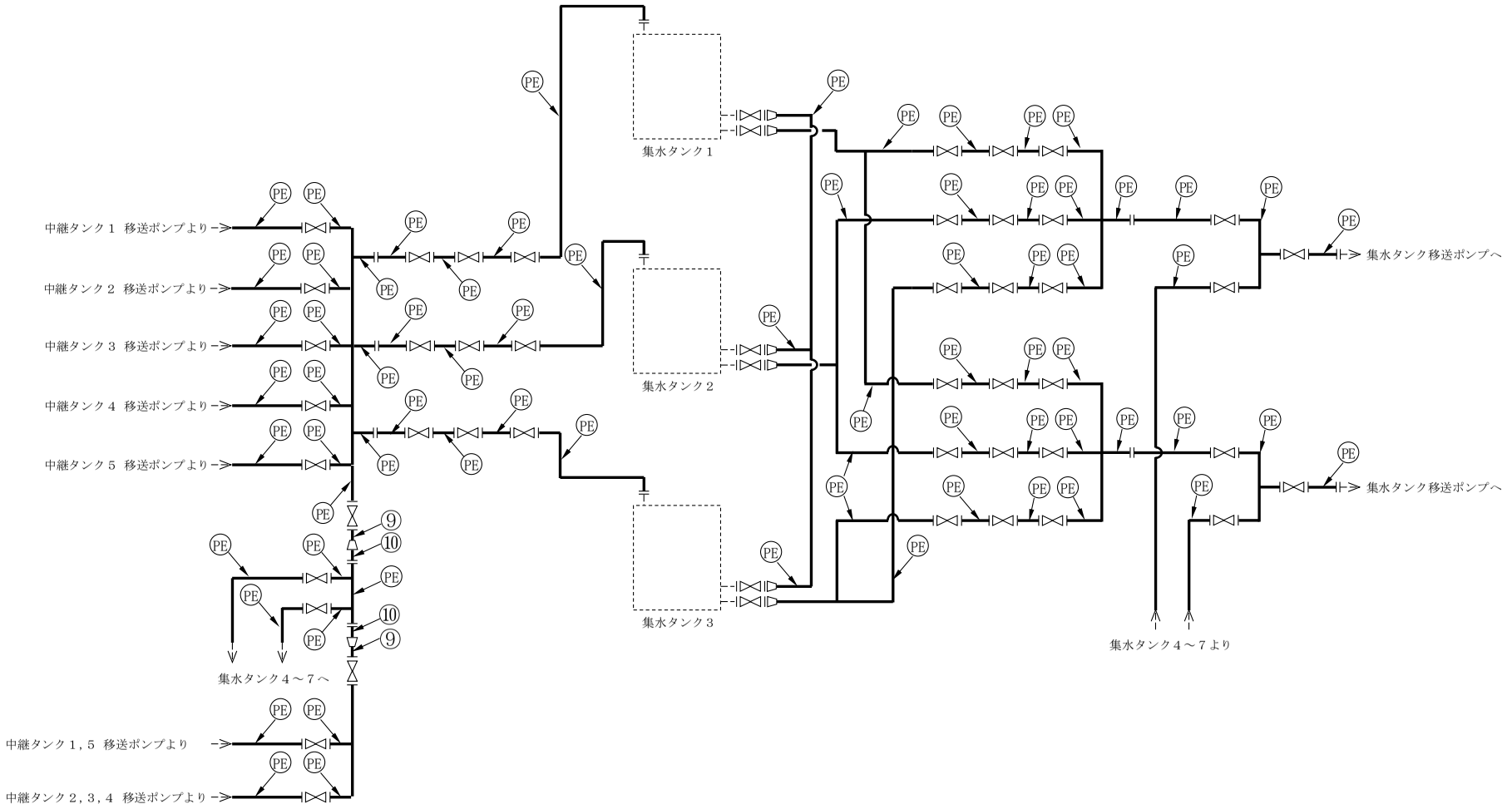
2.3.1　評価箇所

強度評価箇所を図－４に示す。



図中の番号は，2.3.3 の番号に対応する。

図－４　配管概略図（1/3）

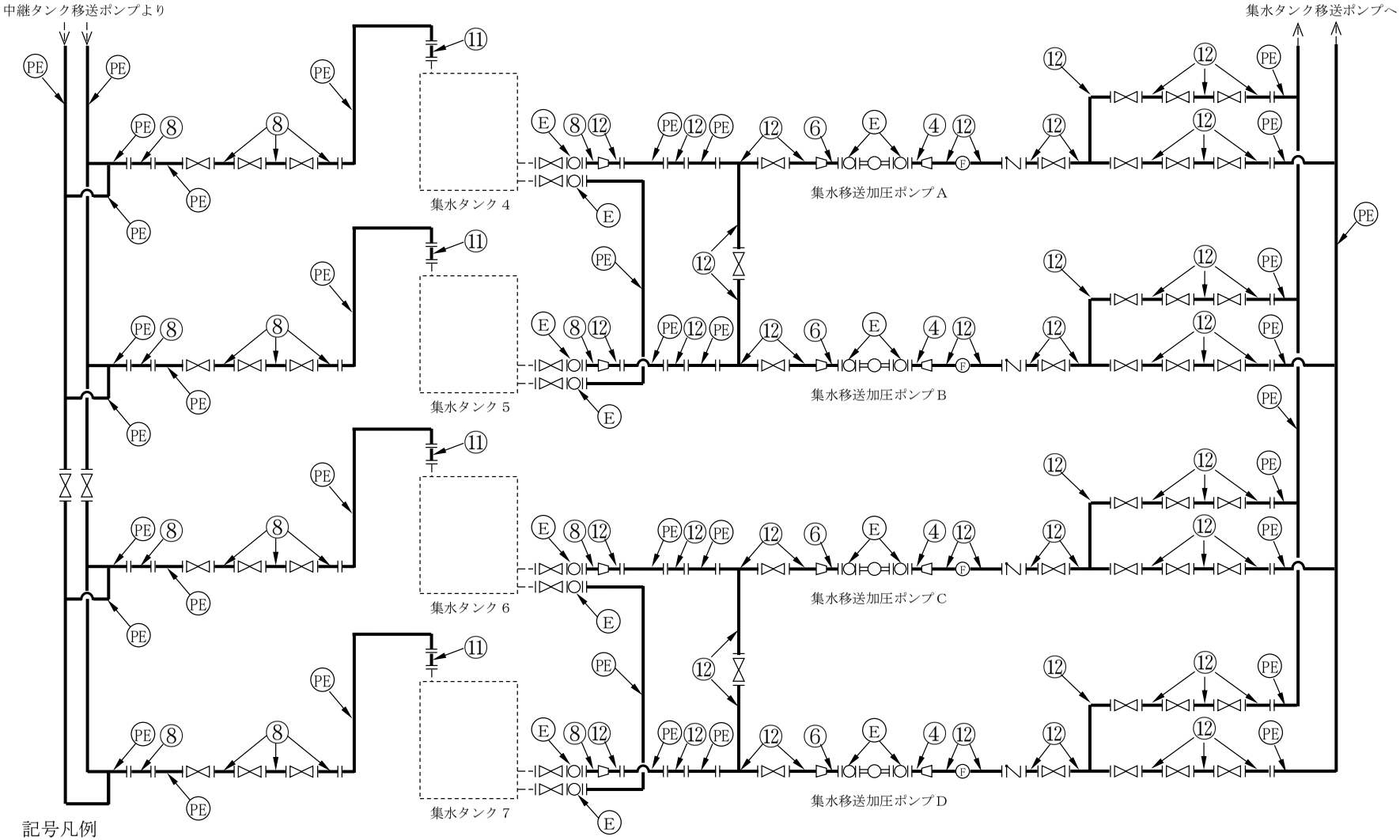


記号凡例

PE：ポリエチレン管

図中の番号は，2.3.3 の番号に対応する。

図－４　配管概略図（2/3）



記号凡例

PE：ポリエチレン管

E：伸縮継手

F：流量計

図中の番号は，2.3.3 の番号に対応する。

図－４　配管概略図（3/3）

2.3.2　評価方法

(1) 管の厚さの評価

管の必要な厚さは，次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

ａ．内面に圧力を受ける管

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

t：必要厚さ（mm）
P：最高使用圧力（MPa）
D_0：管の外径（mm）
S：許容引張応力（MPa）
η：継手効率

ｂ．炭素鋼鋼管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ：t_t

設計・建設規格　PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1 より求めた値

(2) 伸縮継手における疲労評価

伸縮継手については，次の計算式により計算した許容繰り返し回数が，実際の繰り返し回数以上のものとする。

$$N = \left(\frac{11031}{\sigma}\right)^{3.5}$$

N：許容繰返し回数
σ：継手部応力（MPa）

ここで，継手部応力は，調整リングが付いていない場合の以下の式により計算した値とする。

$$\sigma = \frac{1.5 \cdot E \cdot t \cdot \delta}{n \cdot \sqrt{b \cdot h^3}} + \frac{P \cdot h^2}{2 \cdot t^2 \cdot c}$$

E：材料の縦弾性係数（MPa）
t：継手部の板の厚さ（mm）
σ：全伸縮量（mm）
n：継手部の波数の 2 倍の値
b：継手部の波のピッチの 2 分の 1（mm）
h：継手部の波の高さ（mm）
P：最高使用圧力（MPa）
c：継手部の層数

2.3.3　評価結果

評価結果を表－５，６に示す。必要厚さ等を満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－５　配管の評価結果（管厚）

No.	外径 (mm)	材料	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
①	42.70	STPG370	0.98	40	1.90	3.10
②	42.70	SUS316LTP	0.98	40	0.18	3.10
③	48.60	STPG370	0.98	40	2.20	3.20
④	76.30	STPG370	0.98	40	2.70	4.55
⑤	60.50	STPG370	0.98	40	2.40	3.40
⑥	89.10	STPG370	0.98	40	3.00	4.81
⑦	216.3	SUS316LTP	0.98	40	1.31	5.85
⑧	216.3	STPG370	0.98	40	3.80	7.18
⑨	318.5	STPG370	0.98	40	3.80	9.01
⑩	355.6	STPG370	0.98	40	3.80	9.71
⑪	216.3	SUS316LTP	0.49	40	0.46	7.18
⑫	114.3	STPG370	0.98	40	3.40	5.25
⑬	60.50	SUS316LTP	0.98	40	0.26	3.40

表－６　伸縮継手の評価結果（管厚）

No.	材料	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	許容繰り返し回数 (回)	実際の繰り返し回数 (回)
E1	SUS316L	0.98	40	2.4×10^{3}	0.1×10^{3}
E2	SUS316L	0.98	40	1.0×10^{3}	0.1×10^{3}

第１編

（１号炉，２号炉，３号炉及び４号炉に係る保安措置）

（気体廃棄物の管理）

第４２条

気体廃棄物の放出管理について，次の事項を実施する。

（１）分析評価ＧＭは，表４２－１に定める項目について，同表に定める頻度で測定し，その結果を放出・環境モニタリングＧＭに通知する。

（２）放出・環境モニタリングＧＭは，表４２－１の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の敷地境界における空気中の濃度の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下回ることを確認する。

（３）放出・環境モニタリングＧＭは，表４２－１の放出箇所から放出された粒子状の放射性物質の放出量が，放出管理の目標値を下回ることを確認する。

（４）当直長は，表４２－２の放出箇所から放射性物質を含む空気を放出する場合は，ダスト放射線モニタ及びガス放射線モニタを監視する。

（５）分析評価ＧＭは，表４２－３に定める項目について，同表に定める頻度で測定し，その結果を放出・環境モニタリングＧＭに通知する。

（６）放出・環境モニタリングＧＭは，表４２－３の放出箇所において，粒子状の放射性物質濃度に有意な上昇傾向が無いことを確認する。

表４２－１

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
１号炉原子炉建屋 上部	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
１号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
２号炉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	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
２号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
３号炉原子炉建屋 上部	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
３号炉燃料取出し用 カバー換気設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
３号炉格納容器 ガス管理設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回
４号炉燃料取出し用 カバー換気設備出口	粒子状物質 （主要ガンマ線放出核種）	試料放射能 測定装置	１ヶ月に１回

表４２－２

放出箇所	監視項目	計測器種類	監視頻度
１号炉格納容器ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
２号炉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	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
２号炉格納容器ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
３号炉燃料取出し用カバー換気設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
３号炉格納容器ガス管理設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時
	希ガス	ガス放射線モニタ	
４号炉燃料取出し用カバー換気設備出口	粒子状物質	ダスト放射線モニタ	常時

表４２－３

放出箇所	測定項目	計測器種類	測定頻度
建屋内地上部開口部	粒子状物質（主要ガンマ線放出核種）	試料放射能測定装置	１ヶ月に１回
造粒固化体貯槽	粒子状物質（主要ガンマ線放出核種）	試料放射能測定装置	廃棄物受入時

（外部放射線に係る線量当量率等の測定）

第６０条

各プログラム部長及び各ＧＭは，表６０－１及び表６０－２（第４８条第１項（２）の区域内にある汚染のおそれのない管理対象区域内に限る）に定める管理対象区域内における測定項目について，同表に定める頻度で測定する。ただし，人の立ち入れない措置を講じた管理対象区域については，この限りでない。

２．放出・環境モニタリングＧＭは，表６０－１に定める周辺監視区域境界付近（測定場所は図６０に定める。）における測定項目について，同表に定める頻度で測定する。

３．放射線防護ＧＭは，第１項の測定により，放出・環境モニタリングＧＭは，第２項の測定により，異常が認められた場合は，直ちにその原因を調査し，必要な措置を講じる。

４．各プログラム部長及び各ＧＭは，第１項に定める測定結果を放射線防護ＧＭに連絡する。放射線防護ＧＭは，測定結果を記入したサーベイマップを作成する。

表６０－１

場　　所	測定項目	所管ＧＭ	測定頻度
１．管理対象区域内（管理区域内を含む）※1	外部放射線に係る線量当量率	各プログラム部長及び各ＧＭ	放射線レベルに応じて
		放射線防護ＧＭ※2	毎日運転中に１回
	外部放射線に係る線量当量	放射線防護ＧＭ	１週間に１回
	空気中の放射性物質濃度	放射線防護ＧＭ	１週間に１回
	表面汚染密度	放射線防護ＧＭ	１週間に１回
２．周辺監視区域境界付近	空気吸収線量	放出・環境モニタリングＧＭ	３ヶ月に１回
	空気吸収線量率※3	放出・環境モニタリングＧＭ	常時
	空気中の粒子状放射性物質濃度	放出・環境モニタリングＧＭ	３ヶ月に１回

※１：人の立入頻度等を考慮して，被ばく管理上重要な項目について測定

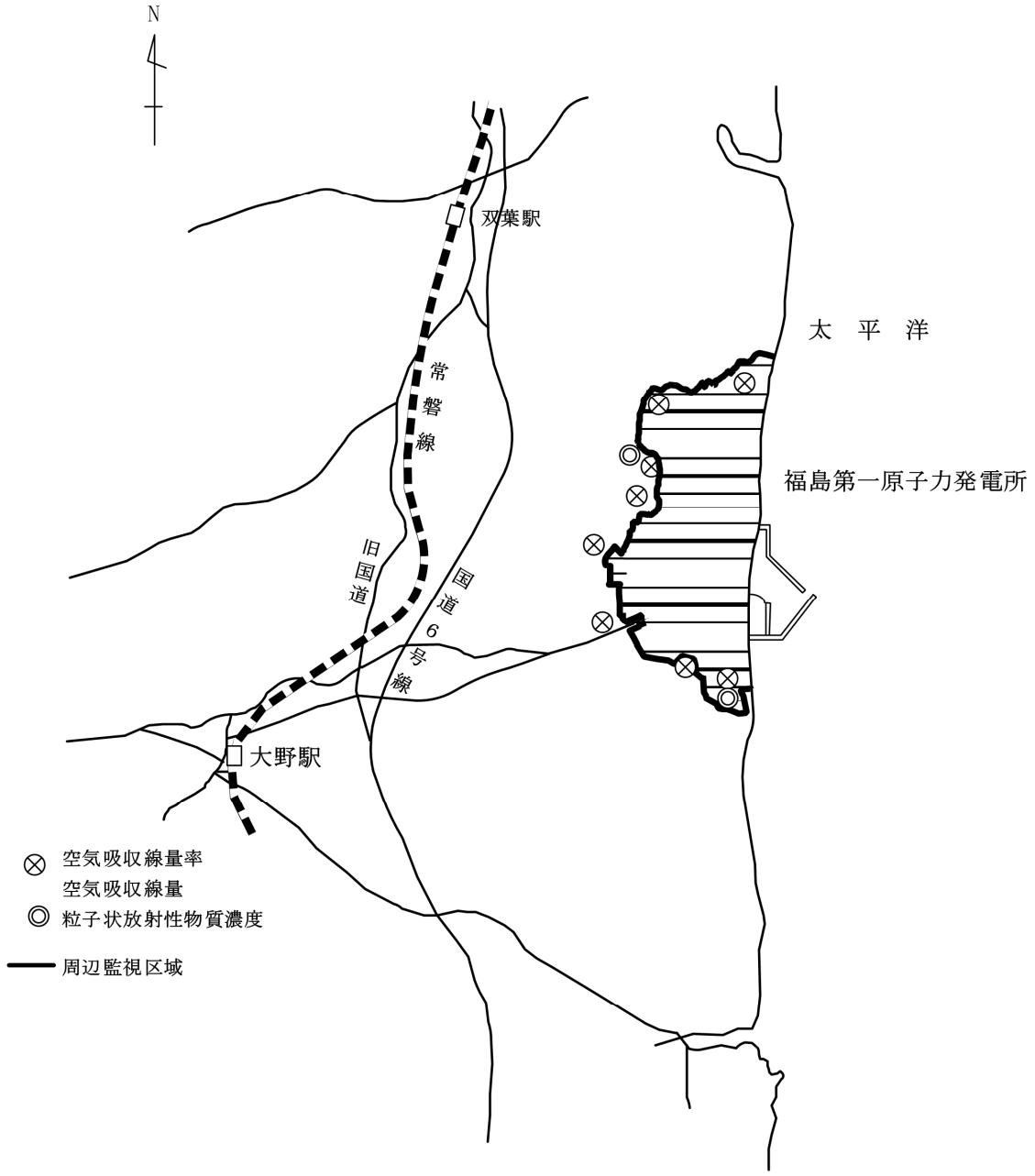
※２：使用済燃料共用プールのエリアモニタ，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備のエリアモニタ，２号炉燃料取り出し用構台のエリアモニタ，３号炉原子炉建屋５階のエリアモニタ及び４号炉原子炉建屋５階のエリアモニタにおいて測定する項目

※３：モニタリングポストにおいて測定する項目

表６０－２

場　　所	測定項目	所管ＧＭ	測定頻度
汚染のおそれのない管理対象区域内	表面汚染密度	放射線防護ＧＭ	毎日１回 （汚染のおそれのない管理対象区域が設定されている期間）
	空気中の放射性物質濃度		

図６０



（放射線計測器類の管理）

第６１条

各ＧＭは，表６１に定める放射線計測器類について，同表に定める数量を確保する。ただし，故障等により使用不能となった場合は，修理又は代替品を補充する。

表６１

分　　類	計測器種類	所管ＧＭ	数量※1
１．被ばく管理用計測器	電子式線量計	保安総括GM	１式
	ホールボディカウンタ	保安総括GM	１台
２．放射線管理用計測器	線量当量率測定用サーベイメータ	保安総括GM	７台
	汚染密度測定用サーベイメータ	保安総括GM	７台
	退出モニタ	保安総括GM	２台
	試料放射能測定装置	分析評価GM	１台※2
	集積線量計	保安総括GM	１式
３．放射線監視用計測器	モニタリングポスト	保安総括GM	８台
	エリアモニタ	燃料計装設備GM	７台※3
		燃料計装設備GM	１０台※4
４．環境放射能用計測器	試料放射能測定装置※5	分析評価GM	１台※2
	積算線量計測定装置	保安総括GM	１台

※１：５号炉及び６号炉の放射線計測器類と共用で確保する数量（エリアモニタを除く。）

※２：表４３の試料放射能測定装置と共用

※３：使用済燃料共用プールにおけるエリアモニタの合計の台数（エリアモニタが復旧していない場合には，未復旧のエリアモニタを除いた台数とする。）

※４：使用済燃料乾式キャスク仮保管設備におけるエリアモニタ，２号炉燃料取り出し用構台におけるエリアモニタ，３号炉原子炉建屋５階におけるエリアモニタ及び４号炉原子炉建屋５階におけるエリアモニタの台数

※５：福島第二原子力発電所と共用

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。

２．第４２条の表４２－１及び表４２－２における２号炉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から放出される気体廃棄物の管理については，２号炉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．第６０条及び第６１条については，２号炉燃料取り出し用構台におけるエリアモニタ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３年１１月１１日　原規規発第 2111112 号）

（施行期日）

第１条

２．第５７条の図５７，第６０条の図６０，添付１（管理区域図）の全体図における周辺監視区域境界及び添付２（管理対象区域図）の全体図における周辺監視区域境界については，放射性物質分析・研究施設第１棟の設置に伴う周辺監視区域柵の設置工事が終了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）の全体図における放射性物質分析・研究施設第１棟及び放射性物質分析・研究施設第１棟の管理区域図面並びに添付２（管理対象区域図）の全体図における放射性物質分析・研究施設第１棟及び放射性物質分析・研究施設第１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。

４．添付１（管理区域図）における増設焼却炉建屋（１階・２階）の管理区域図面及び添付２（管理対象区域図）における増設焼却炉建屋（１階・２階）の管理対象区域図面の変更は，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３年９月２２日　原規規発第 2109223 号）

（施行期日）

第１条

２．第４条及び第５条については，サイバーセキュリティグループを設置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３年７月２７日　原規規発第 2107271 号）

（施行期日）

第１条

２．第５条については，３号機原子炉格納容器内取水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３８条，第３９条及び第４２条の２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９月２９日　原規規発第 2009291 号）

（施行期日）

第１条

２．第６１条については，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備における新設エリアモニタ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，第４０条及び第４２条の２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３８条，第３９条及び第４２条の２の表４２の２－１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。

４．添付１（管理区域図）の全体図における増設焼却炉建屋及び増設焼却炉建屋の管理区域図面並びに添付２（管理対象区域図）の全体図における増設焼却炉建屋及び増設焼却炉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（平成３１年１月２８日　原規規発第 1901285 号）

（施行期日）

第１条

２．第５条及び第４２条の２については，油処理装置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２９年３月７日　原規規発第 1703071 号）

（施行期日）

第１条

２．第３条，第５条及び第４２条の２については，放射性物質分析・研究施設第１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。

附則（平成２８年１２月２７日　原規規発第 1612276 号）

（施行期日）

第１条

２．第４０条の２における水位の監視については，水位計の設置が完了した貯留設備から順次適用する。

附則（平成２５年８月１４日　原規福発第 1308142 号）

（施行期日）

第１条

２．第１７条第３項及び第４項の１号炉復水貯蔵タンク水については，運用開始時点から

適用する。

1.7　１～４号機の滞留水※とサブドレンの運転管理について

１～４号機のタービン建屋等には，原子炉への注水，雨水の浸入，地下水の浸透等により，滞留水が増加している状況にある。そのため，滞留水移送装置にてタービン建屋等にある滞留水を汚染水処理設備のあるプロセス主建屋，雑固体廃棄物減容処理建屋へ移送することにより，水位調整を行っている。

また，１～４号機のタービン建屋等への地下水の浸透を減少させるため，サブドレン集水設備を稼働させており，サブドレン水位を段階的に低下させている。

一方，本実施計画「Ⅲ第１編第２６条（建屋に貯留する滞留水)」の表２６－２では，各建屋からの滞留水の漏えいを防止するために，滞留水水位が建屋近傍のサブドレン水位より低く保つことを運転上の制限として定めていることから，サブドレン水位を低下させつつ，当該事項を満足させるため，滞留水とサブドレンの運転管理を次の通り実施する。

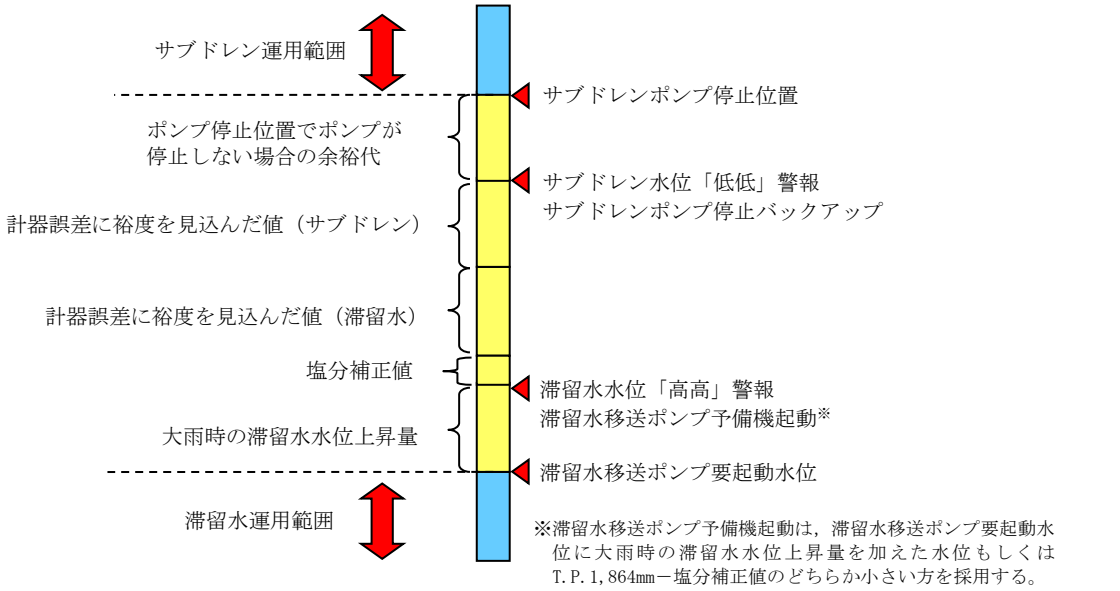
※本章実施計画「Ⅲ第３編１．７　１～４号機の滞留水とサブドレンの運転管理について」における「滞留水」とは，特に定めがない場合，本実施計画「Ⅲ第１編第１１条（構成及び定義)」に定める建屋に貯留する滞留水をいう。

1.7.1 滞留水とサブドレンの水位管理について

滞留水とサブドレンの水位管理において，滞留水は建屋毎に滞留水移送ポンプ要起動水位を定め※，滞留水移送ポンプ予備機起動は滞留水移送ポンプ要起動水位に 200㎜ を加えた水位もしくは T.P.1,864㎜－各建屋内滞留水の塩分濃度による比重を考慮した補正値（以下，「塩分補正値」という。）のどちらか小さい方に設定して運転を行う。サブドレンは，ポンプ停止位置を滞留水移送ポンプ要起動水位に 800㎜＋塩分補正値を加えた水位以上に，サブドレンポンプ停止バックアップ位置は滞留水移送ポンプ要起動水位に 600㎜＋塩分補正値を加えた水位以上に設定して運転を行う。水位の設定は建屋内外の水位比較範囲（図－２参照）に従い，建屋毎に定めるものの，全サブドレンのサブドレンポンプ停止バックアップ位置の最小値が，全建屋の滞留水移送ポンプ予備機起動の最大値より高くなるよう設定し，建屋間の水位の設定は極力差をつけないよう運用する。また，２つ以上の建屋と比較するサブドレンで，建屋間で水位の設定が異なる場合は，滞留水移送ポンプ要起動水位が高い方の水位の設定を採用する。ただし，今後の建屋水位低下や連通部の位置関係から，局所的に水位調整が出来なくなるエリアが発生することも想定されるため，このような状態変化に伴って滞留水移送装置にてエリア水抜きが困難となるエリア（水位調整不可能なエリア）については，個別に対応を行う。

また，滞留水とサブドレンの水位差が減少してきた場合に備え，滞留水とサブドレンの水位差（各建屋における滞留水の最高水位と当該建屋近傍のサブドレンの最低水位の差）の運用目標値を定め，当該水位差以下となった場合には警報を発報し，ただちに水位差を広げる措置を講じる。水位差の運用目標値は，滞留水水位計およびサブドレン水位計の計器誤差に裕度を見込んだ値に余裕をもって，450㎜＋塩分補正値以上に設定する。

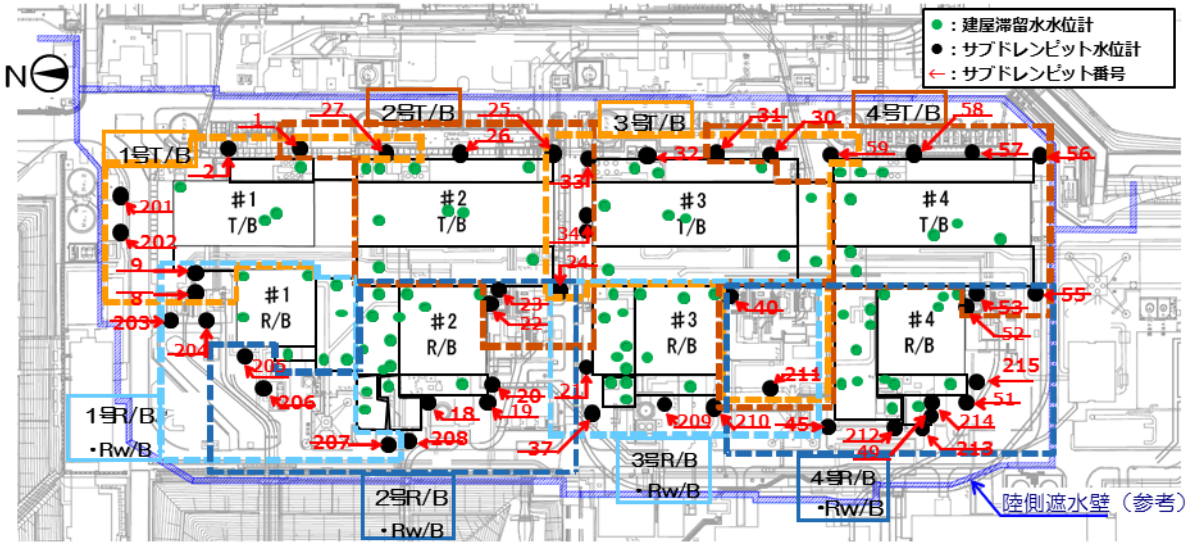
※滞留水移送ポンプ要起動水位を定める際には，制御用水位計だけでなく，監視用水位計も考慮し、各設置エリアの床面より高く設定する。



	設定の考え方	設定値
サブドレン	ポンプ停止位置でポンプが停止しない場合の余裕代	+200mm
	水位計の計器誤差に裕度を見込んだ値	+200mm
滞留水	水位計の計器誤差に裕度を見込んだ値	+200mm
	塩分補正値	—※
	大雨時の滞留水水位上昇量	+200mm

※各建屋の塩分濃度のサンプリング結果に基づき設定

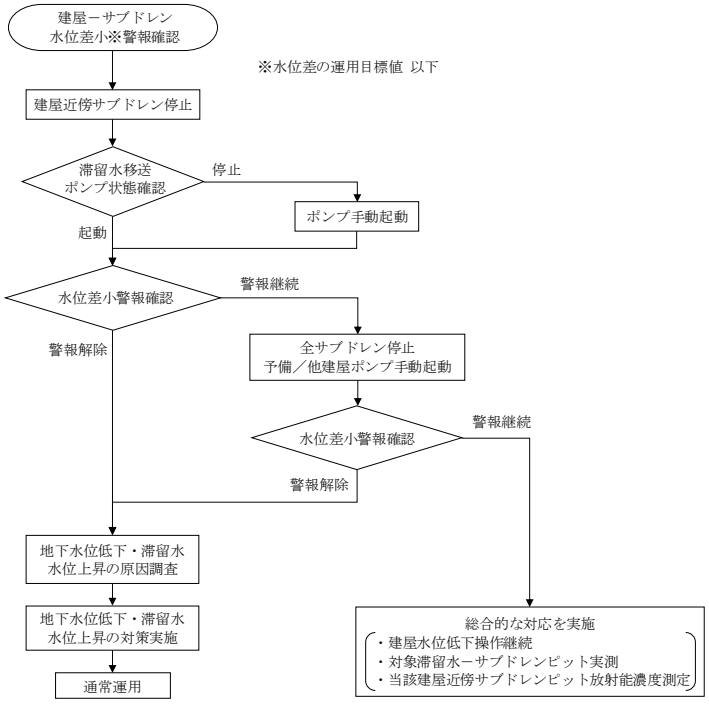
図－１　滞留水とサブドレンの水位管理



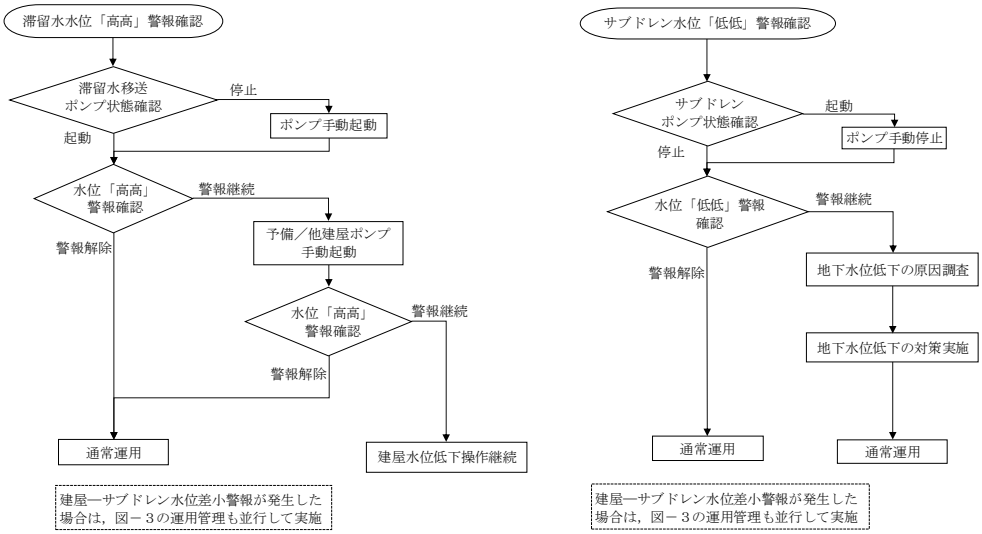
図－２　建屋内外の水位比較範囲

1.7.2 警報発生時の対応フロー

滞留水移送装置およびサブドレン集水設備の警報発生時は，図－３，図－４のフローに基づき，対応を行う。



図－３　滞留水とサブドレンとの水位差に関する運用方法



(a) 滞留水　　(b) サブドレン

図－４　滞留水とサブドレンの水位に関する運用方法

1.7.3　滞留水移送ポンプ要起動水位およびサブドレン稼働水位の設定

(1) 滞留水移送ポンプ要起動水位を低下させる場合は，事前に滞留水水位が新たに定めようとする滞留水移送ポンプ要起動水位以下であることを確認した後,滞留水移送ポンプ要起動水位を低下させる。ただし，低下後の水位が未経験な水位の場合は，低下させた水位で維持出来ることを，一定期間（2，3日程度）確認した後，滞留水移送ポンプ要起動水位を低下させる。その後，サブドレンと滞留水の水位差※が確保できること，滞留水の移送先の受け入れ容量が十分であることが確認できれば,滞留水の流出リスクがないと判断し，サブドレンと滞留水の水位差※を維持しつつ，サブドレンポンプ停止位置を変更する。

(2) 滞留水移送ポンプ要起動水位は通常時はT.P.1,664㎜－塩分補正値以下に定めて運用するが,地下水流入抑制効果やタンク建設状況，降雨による一時的な流入量増加によって，建屋への流入量がタンク容量を逼迫させる恐れがある場合に，滞留水水位「高高」警報が発報しない水位（T.P.1,864㎜－塩分補正値未満）を上限として,滞留水移送ポンプ要起動水位を上げる。このような場合においても，各建屋近傍のサブドレンとの水位差※を維持するよう水位管理を行う。

※サブドレン水位がポンプ停止位置を上回り，汲み上げ可能なサブドレン（稼働サブドレン）は800㎜＋塩分補正値 以上水位差を確保するものとし，サブドレン水位がポンプ停止位置を下回り，汲み上げ不可能なサブドレン（非稼働サブドレン）は450㎜＋塩分補正値 以上水位差を確保する。

1.7.4　排水完了エリアに貯留する残水等の水位管理について

(1) 排水完了エリアに貯留する残水は，水位が安定していること等を確認出来た範囲内で水位管理するための運用目標値を図－５に従って定め，適切な頻度で水位監視を行う。排水完了エリアに貯留する残水とは，建屋に貯留する滞留水と水位が連動しておらず,滞留水を排水可能限界レベルまで排水し，水位計測が困難※となるエリアを示す。当該エリアにおいて，雨水の浸入，地下水の浸透等が運用目標値以下で発生した場合は(2)に準じた排水を適宜実施する。当該エリアの水位が運用目標値を超えた場合は速やかに排水を実施するとともに，水位が運用目標値を下回るまでは日々の水位監視を行う。また，水位の安定が確認出来ない場合は，排水可能限界レベルまで排水を継続する。

建屋に貯留する滞留水のうち滞留水移送装置での水位調整が不可能なエリアにおいて，サブドレン水位より高い水位が確認された場合は，原則可能な限り排水を実施する。

水位安定エリアに貯留する滞留水において，水位が基準値及び当該建屋近傍のサブドレン水の水位をともに超えた場合は速やかに排水を実施するとともに，水位が基準値及び当該建屋近傍のサブドレン水の水位のいずれかを下回るまでは日々の水位監視を行う。

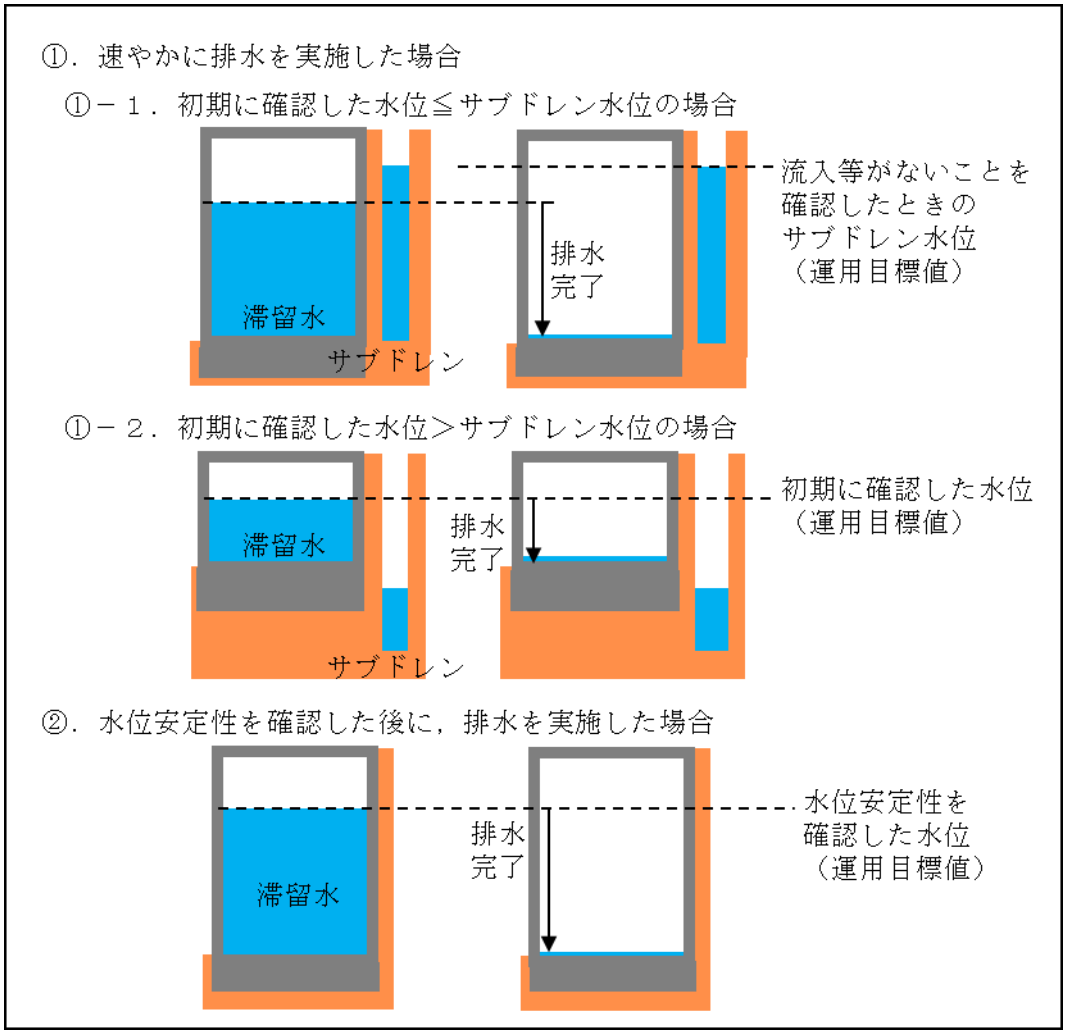
床面以下に貯留する残水は，運用目標値を定めて適切な頻度で水位監視を行う。運

用目標値は，当該エリアが他のエリアと連通する水位以下に設定する（図－６）。水位の確認について，水位確認できる箇所は当該水位計，水位確認できない箇所は近傍エリアの水位計にて実施する。水位が運用目標値を超えた場合は，運用目標値以下まで排水を実施する。

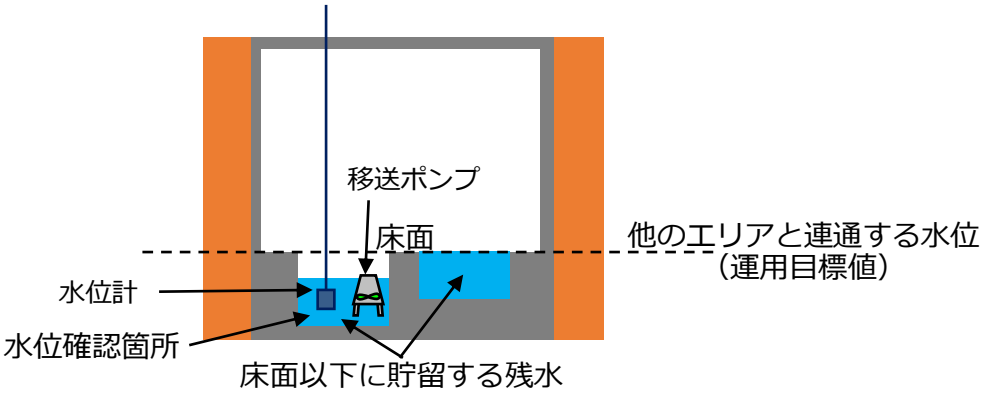
床面以下に貯留する残水について，排水可能限界レベルまで排水が可能となった場合は，水位が連動していないことを確認し，排水を実施の上，排水完了エリアに貯留する残水と水処理計画ＧＭが判断する。

床面以下に貯留する残水の対象エリアを表－１と図―７，図―８に示す。

※概ね 20㎜ 以下の残水があるエリアについては，水位計測が困難となるエリアとみなす。



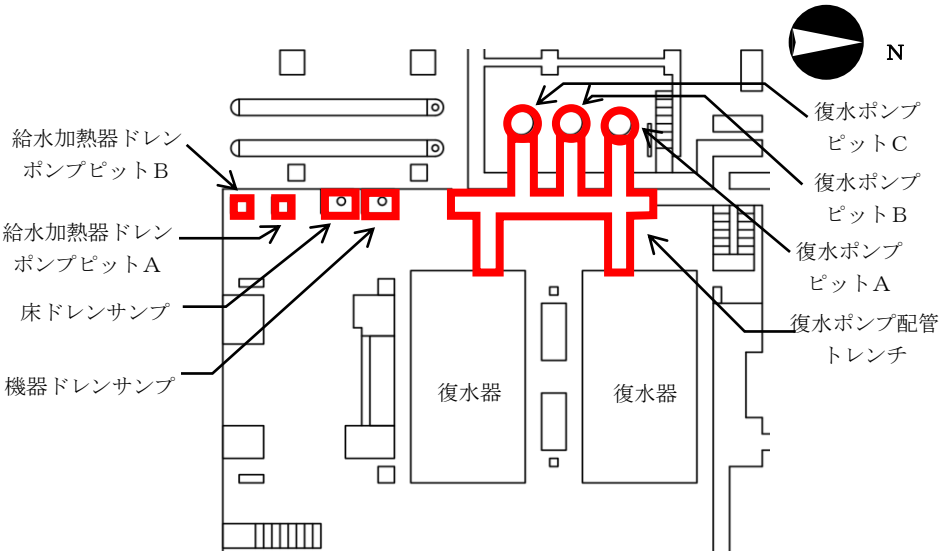
図－５　運用目標値の設定根拠



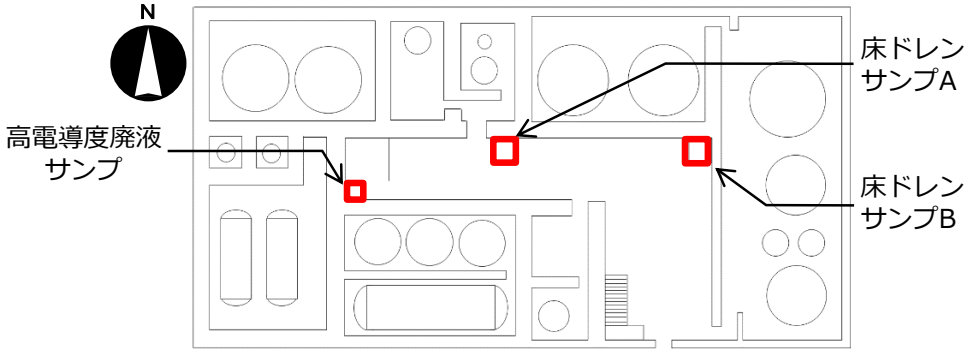
図－６　床面以下に貯留する残水の運用目標値

表－１　床面以下に貯留する残水

号機	建屋	対象エリア
１号機	タービン建屋	・床ドレンサンプ ・機器ドレンサンプ ・復水ポンプ配管トレンチ ・復水ポンプピット A ・復水ポンプピット B ・復水ポンプピット C ・給水加熱器ドレンポンプピット A ・給水加熱器ドレンポンプピット B
	廃棄物処理建屋	・床ドレンサンプ A ・床ドレンサンプ B ・高電導度廃液サンプ



図－７　１号機タービン建屋最下階平面図



図－８　１号機廃棄物処理建屋最下階平面図

(2) 建屋に貯留する滞留水のうち，滞留水移送装置での水位調整が不可能なエリアの滞留水において，サブドレン水位より低い場合は，必要に応じて一時的な排水を実施する。

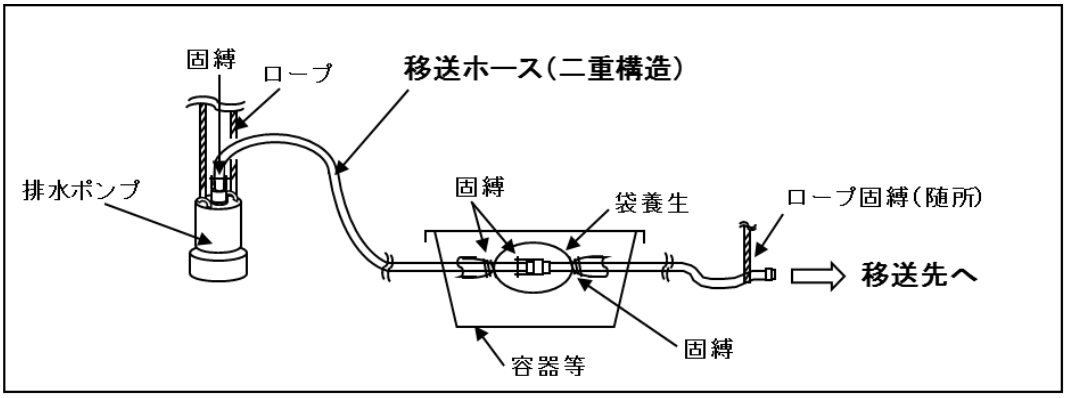
排水は，滞留水移送装置での水位調整が可能なエリアに排水が可能な方法とし，排水ポンプ，移送ホース等で構成した排水ラインで行う。排水作業前には，移送先の水位状況から，必要に応じて事前に移送先の水位を低下させる措置を行う。排水作業は，当該エリア及び移送先の水位状況を確認しながら段階的に水位を低下させ，必要に応じて移送中に移送先の水位を低下させる措置を行い，排水可能な水位の下限まで排水したことを確認し完了とする。作業完了後，構成した排水ラインを撤去する等の措置を行う。排水ラインの撤去により発生する瓦礫類は表面線量率に応じて定められた屋外の一時保管エリアへ搬入する。発生する瓦礫類の見込量を表―２に示す。

排水時の漏えいの発生を防止するため，移送ホースは二重構造とするとともに，移送ホースの接続部を固縛することにより接続部が外れない処置を実施する。また，漏えい水の拡大を防止するため，移送ホースの接続部を袋で養生すること及び接続部の下に漏えい水を受ける容器等を設置する（図－９）。屋外の土壌の上に移送ホース等を敷設する場合は，損傷防止対策としてチガヤ対策シートを使用する。

原則として雨天時等の漏えい発生時発見が困難な状況においては，排水を中止する。

排水作業前には，ろ過水等による排水ラインへの通水により漏えい確認を行う。また，万一の漏えいを考慮し，排水時の現場の目視確認（カメラによる遠隔での確認も含む）もしくは漏えい検知器により漏えいの検知を常時行い，漏えいが確認された場合は速やかに排水ポンプを停止させる措置を行う。屋外に排水ラインを敷設する場合は，漏えいを検知したら直ちに排水ポンプを停止できるよう，作業員を配置する。屋外の排水ラインは，図―１０に示したルートとする。

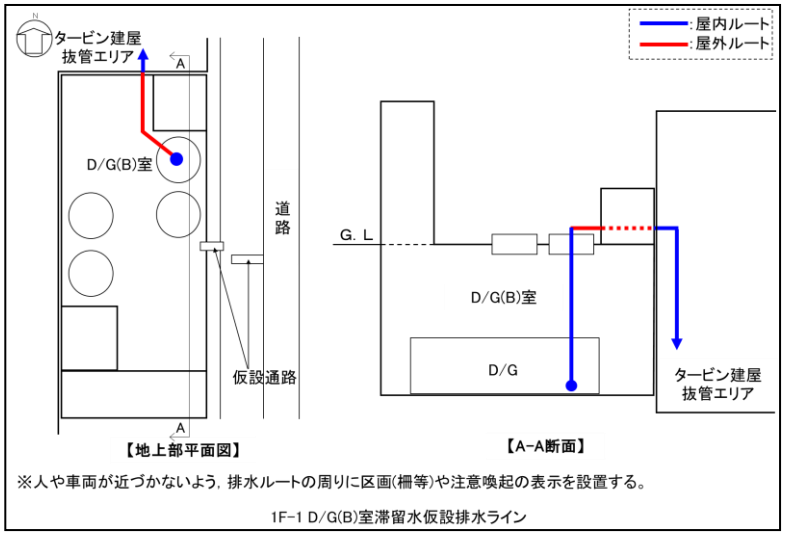
作業前に必要に応じ遮蔽等により作業エリアの線量低減対策を行うとともに，可能な限り遠隔での漏えい検知を行うことにより，作業時の被ばく低減を図る。また，排水中は不用意に人や車両が近づかないようにするため，排水ルートの周りに区画（柵等）や注意喚起の表示を設置する。

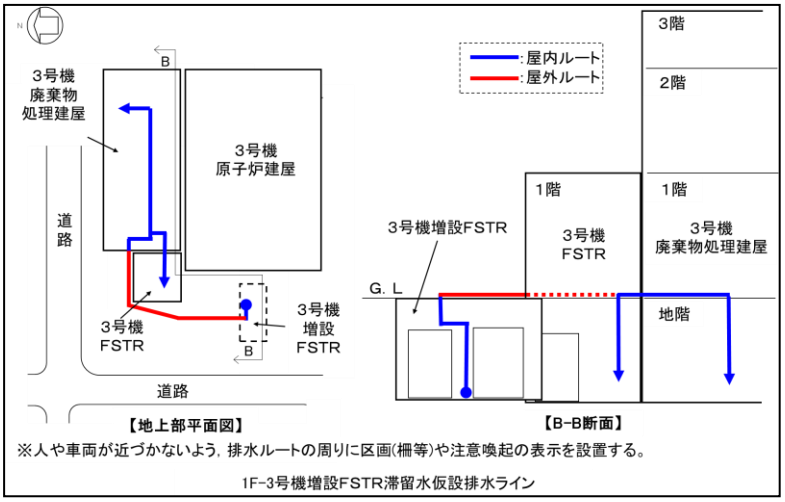


図－９　排水概要図（例）

表－２　瓦礫類発生見込量

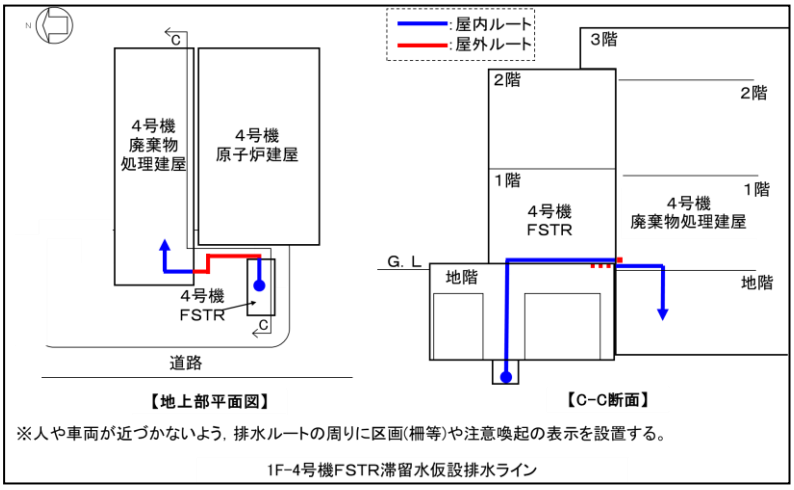
号機	対象エリア	瓦礫類発生見込量	搬入予定の屋外の一時保管エリア
2 号機	D/G（A）室・バッチ油タンク室 消火ポンプ室	13m^3	受入目安表面線量率 1mSv/h 以下 （X1、W1、W2 エリア）
3 号機	D/G（A）室・バッチ油タンク室 消火ポンプ室・T/B 地下階北東廊下		
4 号機	D/G（A）室・バッチ油タンク室		





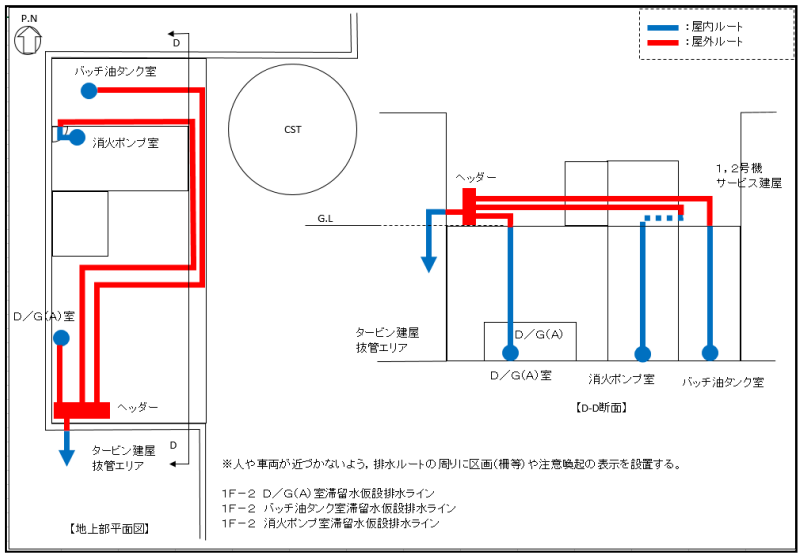
※人や車両が近づかないよう，排水ルートの周りに区画(柵等)や注意喚起の表示を設置する。

1F-3号機増設FSTR滞留水仮設排水ライン



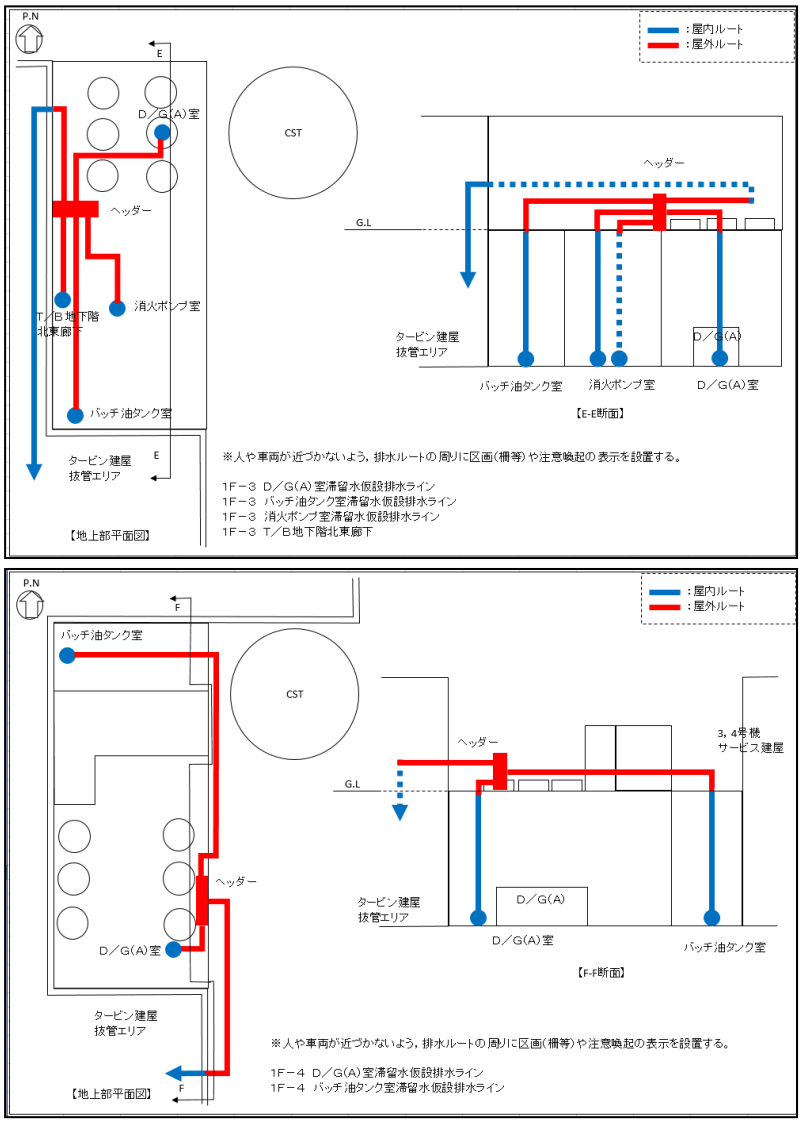
※人や車両が近づかないよう，排水ルートの周りに区画(柵等)や注意喚起の表示を設置する。

1F-4号機FSTR滞留水仮設排水ライン



※人や車両が近づかないよう，排水ルートの周りに区画(柵等)や注意喚起の表示を設置する。

1F－2 D／G(A)室滞留水仮設排水ライン
1F－2 バッチ油タンク室滞留水仮設排水ライン
1F－2 消火ポンプ室滞留水仮設排水ライン

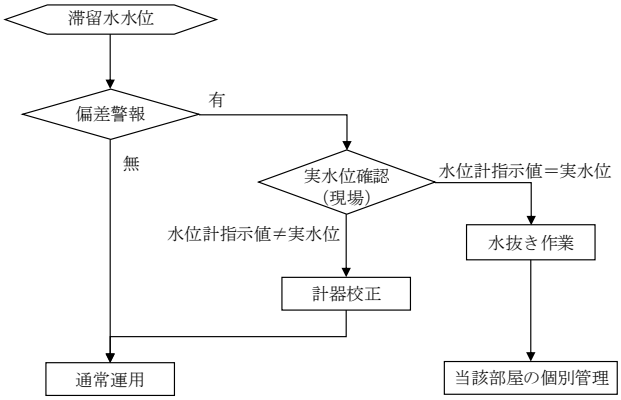


図－１０　屋外排水ライン概略図

1.7.5 その他の管理

(1) 滞留水の水位監視に問題ないことを確認するため，全ての滞留水水位計について適切な頻度で点検等を実施し，計器誤差に裕度を見込んだ値を超えないように管理する。

(2) 滞留水移送装置の監視用水位計設置箇所（滞留水移送装置での水位調整が不可能なエリアを除く）のうち，制御用水位計設置箇所と比較し偏差が確認された場合は，建屋内水位偏差管理フロー（図－１１）に基づき対応を行う。



図－１１　建屋内水位偏差管理フロー

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，使用済燃料プールの燃料取り出しに向けてオペレーティングフロアのガレキ撤去を行うため，放射性物質の飛散を抑制するために設置された原子炉建屋カバーを解体する予定である。原子炉建屋カバー解体時及びガレキ撤去作業時においては、ダストの舞い上がりが懸念されるため、飛散防止剤散布等の対策を実施する。

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。

①1～3 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。

②1～4 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、原子炉建屋カバー解体後においても、原子炉建屋上部の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予定である。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。

③1～4 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。

④1～4 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。

⑤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。

⑥5，6 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。

⑦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。

⑧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。

⑨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。

⑩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。

⑪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。

⑫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。

⑬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。

⑭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。

⑮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。

⑯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。

⑰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。

⑱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から，現在の 1～4 号機原子炉建屋からの放出量を評価した。推定放出量（平成 26 年２月時点）は，表２．１．３－１に示す通りである。

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　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^{2}	4.7×10^{2}
2 号機　原子炉建屋	9.4×10^{1}	9.4×10^{1}
3 号機　原子炉建屋	7.1×10^{2}	7.1×10^{2}
4 号機　原子炉建屋	1.2×10^{2}	1.2×10^{2}

（注）平成 26 年 2 月時点の評価値

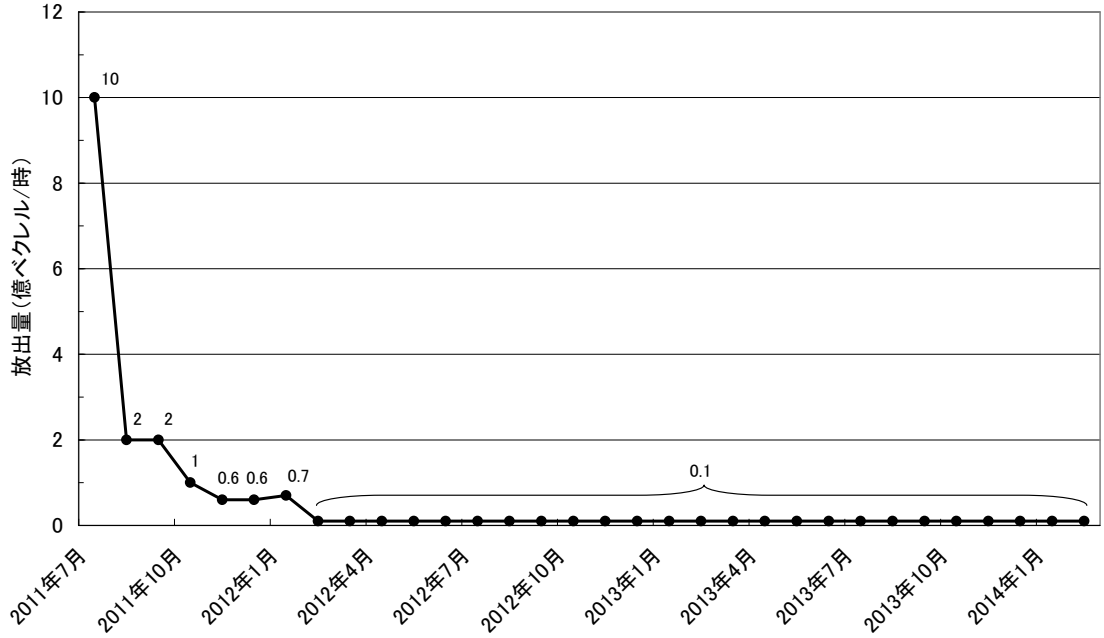


図２．１．３－１　１～３号機原子炉建屋からの一時間当たりの放出量推移

3.1.2 放射線管理

3.1.2.1　概要

地震，津波，水素爆発に伴い，1～4 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5，6 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については，損壊の程度は少ないものの，管理区域出入口などが損壊状態にある。このため，これらの管理区域境界については，区画物による区画・放射線等の危険性に応じた立入制限等が行うことができない状況にある。

また，大規模な放射性物質の放出による放射線レベルの上昇により，従来，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及び空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超えるおそれのない区域であった固体廃棄物貯蔵庫を含め，周辺監視区域全体が，外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は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について，管理区域に係る値を超えている。このため，管理区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合に，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が管理区域に係る値を超えていないことの確認ができない状況にある。

これらのことから，現状，周辺監視区域全体を管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域を設定している。管理対象区域では，周辺監視区域と同一のさく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し，かつ，放射線等の危険性の程度に応じて，人の立入制限等の措置を講じている。また，管理対象区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合の表面汚染検査は，管理対象区域の境界に出入管理設備を設けて，原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成 23 年 9 月 16 日付・原子力非常災害対策本部長通知及び最新の通知，以下「スクリーニングレベル」という。具体的には 40Bq/cm^2（13,000cpm 相当）である。）を超えないことを確認している。なお，管理対象区域に立ち入る者は放射線業務従事者と一時立入者とする。個人被ばく管理については，放射線業務従事者が管理対象区域で作業を行う場合には，放射線測定器を着用させ，外部被ばくによる線量当量の評価を行っている。また，内部被ばくについては，原則としてホールボディカウンタによる体外計測法などで定期的及び必要の都度，評価を行っている。

管理対象区域のうち管理区域については，現状の放射線レベルに応じて再区分するとともに，今後，立入制限等必要な措置を順次講じていく。管理対象区域のうち管理区域を除く区域については，放射線レベルを低下していくためには，長い期間を要することから，今後，管理対象区域内の除染等を検討し，実施する。詳細は，「3.1.3　敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染」参照。

3.1.2.2　基本方針

① 現存被ばく状況において，放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で，今後，新たに設備を設置する場合には，遮へい設備，換気空調設備，放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し，運用する。また，事故後，設置した設備においても，放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で，必要な設備の改良を図る。

② 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために，周辺監視区域全体を管理対象区域として設定して，立入りの制限を行い，外部放射線に係る線量，空気中もしくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視して，その結果を管理対象区域内の諸管理に反映するとともに必要な情報を免震重要棟や出入管理箇所等で確認できるようにし，作業環境の整備に努める。

③ 放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とし，被ばく歴を把握し，常に線量を測定評価し，線量の低減に努める。また，放射線業務従事者を除く者であって，放射線業務従事者の随行により管理対象区域に立ち入る者等を一時立入者とする。

さらに，各個人については，定期的に健康診断を行って常に身体的状態を把握する。

④ 周辺監視区域を設定して，この区域内に人の居住を禁止し，境界に柵または標識を設ける等の方法によって人の立入を制限する。

⑤ 原子炉施設の保全のために，管理区域を除く場所であって特に管理を必要とする区域を保全区域に設定して，立入りの制限等を行う。

⑥ 核燃料物質によって汚染された物の運搬にあたっては，放射線業務従事者の防護及び発電所敷地外への汚染拡大抑制に努める。

3.1.2.3　発電所における放射線管理

(1) 管理対象区域，管理区域，保全区域及び周辺監視区域

a. 管理対象区域

周辺監視区域全体が外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は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について，管理区域に係る値を超えるか，又は，そのおそれがあるため，管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域を設定する。管理対象区域は，管理区域と管理区域を除く区域に分けられる。

管理対象区域のうち管理区域を除く区域については，外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は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について，管理区域に係る値を下回るよう，必要の都度，遮へいにより線量当量率を下げ，又は除染により線量当量率及び表面汚染密度を下げていく。

b. 管理区域

外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は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について，管理区域に係る値を超えるか，又は，そのおそれのある区域である。

管理区域境界の大物搬出入口などが開放状態にあることや管理区域境界においても放射線レベルが高いことから，管理区域に求められる管理区域内の管理，物品の出入管理ができていないが，今後，順次，修復し，管理区域に求められる要件を満足するようにする。また，管理対象区域のうち管理区域を除く場所において，除染等を行っても管理区域に係る値を下回るようにすることが困難な場合には，管理区域に求められる措置を適切に講じた上で管理区域を設定する。

c. 保全区域

「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（第１条）に基づき，原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする区域であって，管理区域を除く区域を保全区域とする。

d. 周辺監視区域

外部放射線に係る線量，空気中もしくは水中の放射性物質濃度が，「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」，「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」に定められた値を超えるおそれのある区域が周辺監視区域であるが，放出により沈着した放射性物質が広域に広がってしまっており，周辺監視区域を線量限度に基づき設定することが困難であるため，管理上の便宜も考慮して図３．１－１に示すように周辺監視区域を設定する。

(2) 管理対象区域内の管理

管理対象区域については，次の措置を講じる。

① 管理対象区域は当面の間，周辺監視区域と同一にすることにより，さく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識等を設けることによって明らかに他の場所と区別し，かつ，放射線等の危険性の程度に応じて，人の立入制限等を行う。

管理対象区域内の線量測定結果を放射線業務従事者の見やすい場所に掲示する等の方法によって，管理対象区域に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。特に放射線レベルが高い場所においては，必要に応じてロープ等により人の立入制限を行う。

② 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。ただし，

飲食及び喫煙を可能とするために，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及び空気中の放射性物質濃度が，法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域を設ける。なお，設定後は，定期的な測定を行い，この区域内において，法令に定める管理区域に係る値を超えるような予期しない汚染を床又は壁等に発見した場合等，汚染拡大防止のための放射線防護上必要な措置等を行うことにより，放射性物質の経口摂取を防止する。

③ 管理対象区域全体にわたって放射線のレベル及び作業内容に応じた保護衣類や放射線防護具類を着用させる。

④ 管理対象区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合には，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度についてスクリーニングレベルを超えないようにする。管理対象区域内において汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に人が立ち入り，又は物品を持ち込もうとする場合は，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度について表面汚染測定等により測定場所のバックグラウンド値を超えないようにする。

⑤ 管理対象区域内においては，除染や遮へい，換気を実施することにより外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，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密度について，管理区域に係る値を超えるおそれのない場合は，人の出入管理及び物品の出入管理に必要な措置を講じた上で，管理対象区域として扱わないこととする。

また，管理対象区域内は，場所により外部放射線に係る線量当量率，放射線業務従事者等の立入頻度等に差異があるので，これらのことを考慮して適切な管理を行う。

管理対象区域のうち管理区域については，地震，津波，水素爆発に伴い，1～4 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5，6 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については，損壊の程度は少ないものの，管理区域出入口などが損壊状態にある。このため，他の場所との区別・放射線等の危険性の程度に応じた人の立入制限等の措置は，管理対象区域で講ずる措置と同一とする。

a. 線量等の測定

放射線業務従事者等の線量の管理が，容易かつ確実に行えるようにするため放射

線測定器により，管理対象区域における放射線レベル等の状況を把握する。

(a) 外部放射線に係る線量当量の測定

①エリア放射線モニタによる測定

管理対象区域内で運転操作，監視，点検等のために人が駐在する場所に，エリア放射線モニタを設置し，放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から放射線レベルの連続監視を行う必要があるが，既設建屋内のエリア放射線モニタは，津波による水没や爆発による故障，建屋内の線量が高いためエリア放射線モニタの健全性を確認していない。

放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から，放射線業務従事者の立入頻度を考慮し，放射線レベルの連続監視を行う必要性を踏まえ，エリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討を行う。

②サーベイメータによる測定

管理対象区域内において放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については，定期的あるいは必要の都度サーベイメータによる外部放射線に係る線量率の測定を行う。

測定した結果は，測定点，測定日時，測定結果を記入したサーベイマップを作成し，放射線業務従事者の，見やすい場所に掲示する等の方法によって，管理対象区域内に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。

(b) 空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度の測定

管理対象区域内において，放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については，定期的あるいは必要の都度空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を測定する。

① 排気モニタによる測定

排気モニタにより建屋内の空気中の放射性物質の濃度を監視する。放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は，免震重要棟又は中央制御室（5，6号機）において警報を出し，適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

② サンプリングによる測定

管理対象区域内において放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所について，サンプリングにより空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を定期的及び必要の都度行う。

(c) 系統内の放射能測定

施設が正常に運転されていることを確認するため，系統内の気体及び液体の放射性物質の濃度を測定する。

① プロセス放射線モニタによる測定

プロセス放射線モニタは，空気中又は水中の放射性物質の濃度を監視し，放射能レベルが，あらかじめ設定された値を超えた場合は，免震重要棟又は中央制御室（5，6 号機）において警報を出し，適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。なお，警報は異常の早期発見が可能な値を定める。

② サンプリングによる測定

主な系統については，定期的及び必要の都度サンプリングにより放射性物質の濃度を測定する。

b. 人の出入管理

(a) 管理対象区域（管理区域を含む）への立入制限

管理対象区域（管理区域を含む）への立入りは，あらかじめ指定された者で，かつ必要な場合に限るものとする。なお，管理対象区域（管理区域を含む）への立入制限は，出入管理箇所において行う。

(b) 出入管理の原則

管理対象区域（管理区域を含む）の出入管理の原則は次のとおりとする。

① 管理対象区域（管理区域を含む）の出入りは，出入管理箇所を経由して行う。

② 管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る者には，出入管理箇所で所定の保護衣類を配備して着用させる。また，出入管理箇所または免震重要棟において所定の放射線測定器を配備して着用させる。

③ 管理対象区域及び管理対象区域のうち管理区域から退出した者には，サーベイメータ等によって表面汚染検査を行わせる。

管理対象区域内のうち，汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に立ち入る者には，その出入口においてサーベイメータ等によって表面汚染検査（予め管理区域に係る値を超えないことを確認した場合は除く）を行わせる。

④ 出入管理箇所では，管理対象区域（管理区域を含む）の人の出入りを監視する。

(c) 管理対象区域（管理区域を含む）内での遵守事項

① 指定された場所以外では，飲食及び喫煙を禁止する。

② 異常事態の発生又はそのおそれがある事象を発見した場合は，直ちに必要箇所へ連絡させ，その指示に従わせる。

c. 物品の出入管理

管理対象区域への物品の持込み及び持出しは，出入管理箇所を経由して行う。な

お，管理対象区域のうち管理区域内への物品の出入管理は，管理対象区域における物品の出入管理で実施している管理と同一である。

管理対象区域から物品を持ち出す場合には，スクリーニングレベルを超えないことを確認する。

なお，当社が貸与する下着類及び構内で使用した作業服のうち再使用可能なものについては，これまで福島第一原子力発電所の管理区域に設置する洗濯設備で洗浄し再使用する運用としていたが，震災により当該設備が使用できない状況にあるため，当社福島第二原子力発電所の管理区域に設置する同等の洗濯設備で洗浄して福島第一原子力発電所で再使用することとし，この場合における管理対象区域からの下着類及び構内で使用した作業服の持出しにあたってもスクリーニングレベルを超えないことを確認する。当該運用にあたっては，福島第二原子力発電所で発生する使用済保護衣類の処理に支障を来さない範囲で行うとともに，洗濯廃液系の取り扱いにおいては福島第二原子力発電所の保安規定を遵守する。

d. 管理対象区域内の区分

管理対象区域は，管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

管理対象区域のうち管理区域は，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及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域と，表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質濃度が，法令に定める管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域とに区分する。なお，放射線レベルが高く，区域区分に係る条件を満足できない場合は，管理対象区域のうち管理区域を除く区域の区域区分と同一とする。

管理対象区域のうち管理区域を除く区域については汚染された物の表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるまたは超えるおそれのある区域と汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域とに区分する。

e. 作業管理

管理対象区域での作業は，放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減することを旨として原則として次のように行う。

① 事前に作業環境に応じて放射線防護具類の着用，作業人数，時間制限等必要な条件を定め，放射線業務従事者の個人被ばく歴を考慮して合理的な作業計画を立てる。また，上記の作業計画において必要な条件を定めるために，事前に作業訓練やロボットの活用を行うことも考慮する。

② 作業前及び作業中には，必要に応じ，外部放射線に係る線量当量率及び空気中の

放射性物質の濃度を測定し，高線量作業を識別した上で作業を行うとともに，事故後初めて立ち入る場合等必要な場合には，一時的遮へいの使用，除染等を行い，作業環境の改善に努める。

③ 請負業者の作業管理については，労働安全衛生法及び電離放射線障害防止規則に基づき各請負業者に実施義務があるが，東京電力の放射線業務従事者に準じて行う。具体的には，請負業者が作成する作業計画の内容を確認し，適切なものとなるよう指導する，作業計画の周知を図るよう指導する，作業現場を巡視するなどの指導または援助を行う。

f. 事業所内運搬

核燃料物質によって汚染された物（資機材，瓦礫等）を運搬する際は，汚染を広げないよう養生等による汚染拡大抑制を図るとともに，必要に応じて遮へい等による被ばく低減に努める。なお，これら汚染拡大抑制対策に関する措置について適宜確認して適正化を図る。

(3) 保全区域内の管理

保全区域は，「実用発電用原子炉設置，運転等に関する規則」（第 8 条）の規定に基づき，標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し，かつ，管理の必要性に応じて人の立入制限等の措置を講じる。

(4) 周辺監視区域内の管理

「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（第 8 条）の規定に基づき，周辺監視区域は人の居住を禁止し，境界にさく又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者を除く者の立入りを制限する。

周辺監視区域内は，全域を管理対象区域とし，その管理については，「3.1.2.3(2)管理対象区域内の管理」で述べる。

(5) 個人被ばく管理

管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る者の個人被ばく管理は，線量を常に測定評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し，身体的状態を把握することによって行う。

なお，請負業者の放射線業務従事者の個人被ばく管理については，法令に定められるものについて，東京電力の放射線業務従事者に準じて扱う。

a. 管理対象区域（管理区域を含む）立入前の措置

放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とする。

また，放射線業務従事者に対しては，あらかじめ次のような措置を講じる。

①放射線防護に関する教育，訓練を行う。

②被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

b. 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量は，「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」，及び最新の告示に定める線量限度を超えないようにする。

放射線業務従事者の 5 年間の線量のうち平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災以降から平成 23 年 3 月 31 日までの線量については，「福島第一原子力発電所で従事する労働者の被ばく線量管理等の徹底について　基発 0428 第 3 号･平成 23 年 4 月 28 日」に基づき平成 23 年度を含む定められた 5 年間の線量として線量限度を超えないようにする。

平成 23 年 3 月 11 日の東日本大震災以降から平成 23 年 3 月 31 日までの線量に係る「1 年間の線量が 20 ミリシーベルトを超えた放射線業務従事者の当該 1 年間を含む定められた 5 年間の線量」は平成 23 年度を含む定められた 5 年間の線量とし，「放射線業務従事者が業務に就く日の属する年度における当該日以前の放射線被ばくの経歴及び定められた 5 年間における当該年度の前年度までの放射線被ばくの経歴」については，平成 23 年 3 月 11 日以降の経歴として記録する。

c. 線量の管理

放射線業務従事者の線量が，線量限度を超えないよう被ばく管理上必要な措置を講じる。

(a) 外部被ばくによる線量の評価

外部被ばくによる線量の測定は，原則として次のように行う。

① 管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る場合には，警報付ポケット線量計等を着用させ，外部被ばくによる線量をその日ごとに測定する。

② 特殊な作業に従事する者に対しては，その作業に応じて被ばくする線源や作業姿勢を考慮し適切な放射線測定器，例えば中性子線源取扱作業やβ線被ばく作業などに関しては中性子線用固体飛跡検出器やβ線測定用線量計等を，体幹部以外にも局所的に被ばくする箇所がある場合は当該末端部に着用させ，その都度線量の測定を行う。

(b) 内部被ばくによる線量の評価

内部被ばくによる線量の測定は，原則として次のように行う。

① 放射線業務従事者の内部被ばくによる線量の評価は，ホールボディカウンタ

による体外計測法又は作業環境の空気中の放射性物質の濃度を測定することにより行う。

② ホールボディカウンタによる測定は，発電所退所時（放射線業務従事者として勤務を解除する時）並びに定期的及び必要に応じて行う。

③ 放射性物質の体内摂取が考えられる場合には，必要に応じてバイオアッセイを行う。

(c) 放射線業務従事者の線量の評価結果は，本人に通知する。

(d) 個人の線量の測定結果は，定期的に評価，記録するとともに以後の放射線管理及び健康管理に反映させる。

なお，視察等管理対象区域（管理区域を含む）に一時的に立ち入る者については，その都度警報付ポケット線量計等を着用させ，外部被ばくによる線量の測定を行うほか，必要に応じて内部被ばくによる線量の評価を行う。

d. 健康管理

① 「労働安全衛生規則」（第 44 条及び第 45 条）による健康診断のほか「電離放射線障害防止規則」（第 56 条），「東京電力福島第一原子力発電所における被ばく管理の徹底について　基安発 1030 号第 1 号・平成 24 年 10 月 30 日」及び最新の通知に基づき放射線業務従事者について健康診断を実施し，常にその健康状態を把握する。

② 健康診断結果及び線量の評価結果による医師の勧告等を考慮し，必要ある場合は，保健指導及び就業上の措置を講じる。

③ 発電所内において放射線障害が発生した場合又はそのおそれがある場合は必要な応急措置をとる。

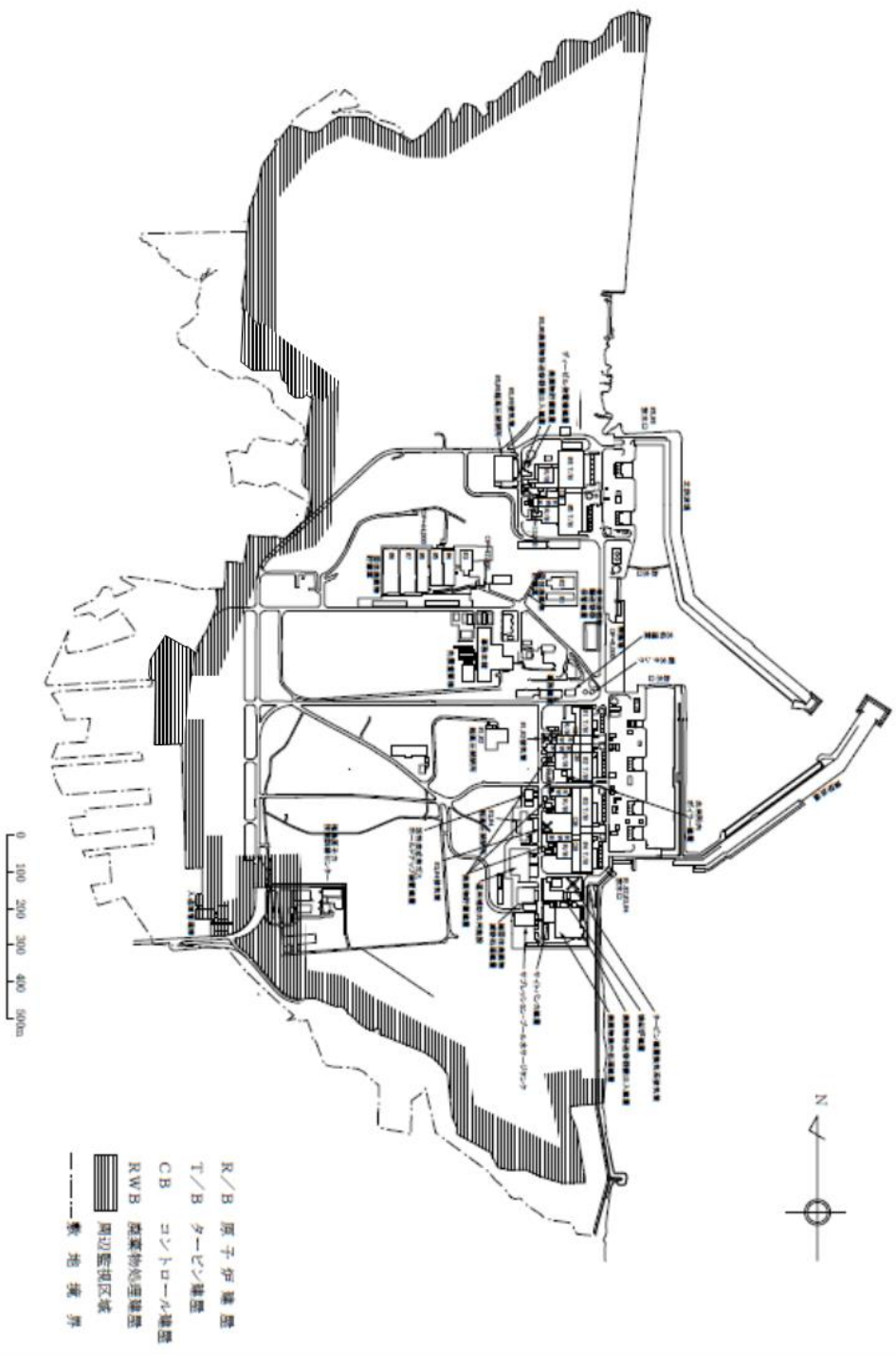


図３．１－１　周辺監視区域図

3.1.2.4　周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

気体廃棄物の環境中への放出にあたっては各建屋で放出監視を行い，液体廃棄物の環境中への放出にあたっては放出毎に測定を行うことにより，厳重に管理するが，更に異常がないことを確認するため，周辺監視区域境界付近及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

(1) 空間放射線量等の監視

空間放射線量は，周辺監視区域境界付近及び周辺地域に設けるモニタリングポイントに蛍光ガラス線量計を配置し，これを定期的に回収して線量を読み取ることにより測定する。

空間放射線量率は，周辺監視区域境界付近にほぼ等間隔に８箇所設置されているモニタリングポストにより測定し，連続監視を行う。

空気中放射性物質濃度は，周辺監視区域境界付近までダストが飛散するおそれがある作業（原子炉建屋カバー解体やオペレーティングフロア上のガレキ撤去等）に関して，モニタリングポスト付近で，ダストモニタによる監視又はダストサンプラ等を用いて測定する。

モニタリングポストは，事故時に放出された放射性物質の影響により設置場所の線量率が上昇しているため，モニタリングポストの設置場所周辺からの空間線量率の影響を低減するために必要な範囲について森林の伐採，表土の除去を行う。線量率が高い一部の設置場所については，放射性物質の異常な放出の検知を目的として検出器周りに遮へい壁を設置するが，設置場所周辺の空間線量率の変動を監視するためにサーベイメータ等により測定を行う。

(2) 環境試料の放射能監視

周辺環境の陸域及び海域における放射性物質濃度を比較的長寿命核種に重点を置き測定する。

陸域，海域について，それぞれ以下のモニタリングを実施し，事故時に放出された放射性物質の環境への影響及び追加の異常な放出が無いことを監視する。

①陸域

測定対象：空間線量率，放射性物質濃度

測定点　：原子炉建屋周辺，敷地周辺

②海域

測定対象：海水，海底土

測定点　：発電所前面海域，沿岸海域

なお，事故後に関係機関と連携して実施しているモニタリングについては，国の「総合モニタリング計画」に基づき引き続き実施する。

(3) 異常時における測定

放射性物質を取り扱う各施設において，放射線量率の上昇や放射性物質の漏えいが生じた場合は，確認，測定の頻度を増やして放射線監視を強化する等，適切な措置を講じる。

今後各施設において想定される異常事象に備え，異常な放出が想定された場合，陸側では，モニタリングポストによる監視に加え，γ線サーベイメータ，ダストサンプラ等を搭載したモニタリングカーにより気象データに基づき風下側において敷地周辺の空間放射線量率，空気中放射性物質濃度の測定を行い，環境への影響の範囲，程度などの推定を敏速かつ確実に行う。海側では，海水の測定頻度を増やす等して，環境への影響の範囲，程度などの推定を敏速かつ確実に行う。

3.1.2.5　放射線管理に用いる測定機器等

(1) 主要設備

a. 出入管理関係設備

出入管理，汚染管理のため，以下の設備を設ける。

(a) 出入管理設備

管理対象区域（管理区域を含む）への立入りは，出入管理箇所を通る設計とする。

出入管理箇所では人員，物品等の出入管理を行い，保護衣類及び放射線測定器の配備を行う出入管理設備を設ける。

(b) 汚染管理設備

人の出入りに伴う汚染の管理は，更衣所，退出モニタ等を設置し，汚染サーベイメータ，汚染除去用器材を備えた箇所において，管理対象区域から退出する前に表面汚染検査を行う。

b. 試料分析関係設備

各系統の試料等の化学分析及び放射能測定を行うために，津波・地震等による被害が比較的軽微であった5，6号機及び環境管理棟の設備を使用する。なお，化学分析設備の分析スペース及び放射能測定設備が足りず試料の適時処理ができない，放射能測定設備のバックグラウンドが高く低放射能濃度試料の測定ができない状況のため，化学分析棟を設置するとともに発電所構外でも試料分析を実施している。

(a) 化学分析設備

放射線レベルの低減，空調設備の復旧及び分析設備の健全性確認を行い，既存の化学分析設備を使用する。なお，放射線レベルが震災前の値に戻っていないこと，分析スペースも足りないことから，新たな化学分析設備も設置する。

(b) 放射能測定設備

放射能測定設備のうち，γ核種・全α核種・全β核種・トリチウム・ストロンチウムの測定設備を使用する。なお，放射線レベルのバックグラウンドが震災前の値に戻っていないこと，放射能測定設備が足りず試料の適時処理ができないことから，新たな放射能測定設備も設置する。

c. 個人管理用測定設備及び測定機器

個人の線量管理のため，外部放射線に係る線量当量を測定する蛍光ガラス線量計，警報付ポケット線量計等を発電所内に，内部被ばくによる線量を評価するためホールボディカウンタ等を発電所構外に備える。

なお，放射性物質の体内摂取が考えられる場合に実施するバイオアッセイについては，必要に応じて発電所構外にて実施する。

d. 放射線計測器の校正設備

放射線監視設備及び機器を定期的に校正し計測器の信頼度を維持するために，校正設備を設けている。本校正設備が健全であることを確認したため，今後も放射線監視設備及び機器は校正設備を用いて校正する。また，一部の放射線監視設備及び機器については，他施設に持ち込み放射線源による校正を行う。

e. 放射線監視

放射線監視設備は，エリア放射線モニタリング設備及び放射線サーベイ機器等からなり，次の機能を持つ。

エリア放射線モニタリング設備は，放射線レベルが設定値を超えたときは，警報を発する。

(a) エリア放射線モニタリング設備

既設建屋内のエリア放射線モニタが機能していない箇所については，建屋内への入域の頻度・エリアが限られていることから，入域の際に放射線業務従事者自らが周辺の放射線レベルを計測するという管理的手段により，異常の検知に努めている。

今後は，建屋内について入域の頻度の多さ，エリアの拡大を考慮して，必要に応じて上記の管理的手段から従来のエリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討をすすめていく。屋外については，敷地全域が汚染していることから，除染を行う等して放射線リスクの低減に努める。（詳細は，「3.1.3 敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染による線量低減」を参照）

(b) プロセス放射線モニタリング設備

放出監視のための放射線モニタについて，使用済燃料共用プール排気口及び 5，6 号機の建屋換気排気に係るものを除いて現在機能していない状況である。放射性廃棄物の放出や建屋換気排気に係るモニタについては，機能を復旧させる必要があるが，当面，以下の設備により気体廃棄物の放出監視を行い，免震重要棟に表示する。

・1，2，3号機原子炉格納容器ガス管理設備
・1 号機原子炉建屋カバー排気設備（原子炉建屋カバー設置時のみ）
・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
・3 号機燃料取り出し用カバー換気設備
・4 号機燃料取出し用カバー換気設備

使用済燃料共用プール排気口のモニタについては共用プール建屋内監視操作室で，　5，6 号機主排気筒のモニタについては 5，6 号機中央制御室で，表示している。

(c) 環境モニタリング設備

以下の環境モニタリング設備により発電所敷地周辺の放射線監視を行う。

① 固定モニタリング設備

敷地境界付近に設置されているモニタリングポスト 8 基により，連続的に空間放射線量率を測定し，免震重要棟で指示及び記録を行い，放射線レベル基準設定値を超えたときは警報を出す。また，空間放射線量測定のため適切な間隔でモニタリングポイントを設定し，蛍光ガラス線量計を配置する。

② 環境試料測定設備

周辺監視区域境界付近で，モニタリングポストが設置されている 2 箇所についてダスト放射線モニタ 2 基により，空気中の粒子状放射性物質を捕集・測定する。敷地内で，ダストサンプラにより，空気中の粒子状放射性物質を捕集する。

③ モニタリングカー

γ線サーベイメータ，ダストサンプラ等を搭載した無線通話装置付のモニタリングカーにより，発電所敷地周辺の空間放射線量率，空気中の放射性物質濃度を迅速に測定する。

④ 気象観測設備

発電所周辺の一般公衆の線量評価に資するため，敷地内で，各種気象観測設備により，風向，風速，日射量，放射収支量などを連続的に測定する。

(d) 放射線サーベイ機器

発電所内外の必要箇所，特に放射線業務従事者等が頻繁に立ち入る箇所については，外部放射線に係る線量当量率，空気中及び水中の放射性物質濃度並びに表面汚染密度のうち，必要なものを定期的及び必要の都度測定する。

測定は，外部放射線に係る線量当量率については，携帯用の各種サーベイメータにより，空気中及び水中の放射性物質濃度については，サンプリングによる放射能測定により，また，表面汚染密度については，サーベイメータ又はスミヤ法による放射能測定によって行う。

放射線サーベイ関係主要測定器及び器具は，以下のとおりである。

・GM管サーベイメータ
・電離箱サーベイメータ
・シンチレーションサーベイメータ
・中性子線用サーベイメータ
・ダストサンプラ
・ダストモニタ

また，以下の機器により，万が一汚染水がタンク等から漏えいし排水路へ流入した場合の検知を行い，免震重要棟に表示する。

・側溝放射線モニタ（C排水路）
・簡易放射線検知器（A排水路，物揚場排水路，K排水路）：今後、設置予定

(2) 主要仕様

放射線管理設備の主要仕様を以下に示す。

出入管理関係設備　1式
・更衣所
・退出モニタ

試料分析関係設備　1式
・Ge 半導体γ線スペクトロメータ

個人管理用測定設備及び測定機器　1式
・ホールボディカウンタ
・警報付ポケット線量計
・蛍光ガラス線量計

放射線監視設備　1式
・モニタリングポスト
・ダスト放射線モニタ（敷地境界付近）
・モニタリングカー

・気象観測設備

(3) 点検・校正

出入管理関係設備，試料分析関係設備，放射線監視設備等は，定期的に点検・校正を行うことによりその機能の健全性を確認する。

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

本資料は、「福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画」の内容を補足するものです。

本資料は、東京電力ホールディングス株式会社またはその他の企業の秘密情報が含まれている可能性があります。当社の許可なく本資料の内容を本来の目的以外に使用すること、ならびに第三者に開示、公開する行為を禁止します。

東京電力ホールディングス株式会社

目次

別冊１　原子炉圧力容器・格納容器注水設備に係る補足説明
Ⅰ　原子炉圧力容器・格納容器注水設備の構造強度及び耐震性について

別冊２　原子炉格納容器内窒素封入設備に係る補足説明
Ⅰ　原子炉格納容器内窒素封入設備の構造強度及び耐震性について

別冊３　使用済燃料プール設備に係る補足説明
Ⅰ　使用済燃料プール設備の構造強度及び耐震性について

別冊４　原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備に係る補足説明
Ⅰ　原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備の構造強度及び耐震性について

別冊５　汚染水処理設備等に係る補足説明
Ⅰ　汚染水処理設備等の構造強度及び耐震性について
Ⅱ　2.5 汚染水処理設備等の寸法許容範囲について

別冊６　原子炉格納容器ガス管理設備に係る補足説明
Ⅰ　原子炉格納容器ガス管理設備の構造強度及び耐震性について

別冊７　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　燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性について
Ⅱ　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する補足書
Ⅲ　３号機　構内用輸送容器に関する要目表
Ⅳ　構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機）（添付資料－２－１－３）に関する補足書
Ⅴ　構内用輸送容器（NFT－12B 型）の確認項目に係わる寸法及び材料
Ⅵ　破損燃料用輸送容器（7 体）に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）（添付資料－２－２－１）に関する補足書
Ⅶ　破損燃料用輸送容器（2 体）に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（３号機）（添付資料－２－２－２）に関する補足書

別冊８　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に係る補足説明
Ⅰ　乾式キャスク仮保管設備の構造強度及び耐震性について
Ⅱ　乾式キャスク仮保管設備に関する要目表

別冊９　放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設に係る補足説明

Ⅰ　放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の構造強度及び耐震性について

別冊１２　サブドレン他水処理施設に係る補足説明

Ⅰ　サブドレン他水処理施設の耐震性に係る補足説明

Ⅱ　サブドレン集水設備の強度に係る補足説明

Ⅲ　サブドレン他浄化設備の強度に係る補足説明

Ⅳ　サブドレン他移送設備の強度に係る補足説明

Ⅴ　地下水ドレン集水設備の強度に係る補足説明

別冊１３　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）に係る補足説明

Ⅰ　雑固体廃棄物焼却設備の耐震性に係る補足説明

Ⅱ　雑固体廃棄物焼却設備の強度に係る補足説明

Ⅲ　雑固体廃棄物焼却設備の公称値の許容範囲について

別冊１４　雨水処理設備等に係わる補足説明

Ⅰ　雨水処理設備等の構造強度・耐震性に係わる補足説明

Ⅱ　雨水処理設備等の寸法許容範囲について

Ⅲ　雨水処理設備等の耐圧検査条件について

別冊１５　使用済燃料共用プール設備に係る補足説明

Ⅰ　使用済燃料貯蔵ラックおよび使用済燃料収納缶に係る要目表

Ⅱ　使用済燃料貯蔵ラック（49 体）の耐震性について

Ⅲ　使用済燃料貯蔵ラック（25 体）の核燃料物質が臨界に達しないことを説明する書類に係る補足説明

Ⅳ　使用済燃料貯蔵ラック（25 体）の耐震性について

別冊１６　建屋内 RO 循環設備および追設する関連機器に係る補足説明

Ⅰ　建屋内 RO 循環設備の構造強度評価に係る補足説明

Ⅱ　建屋内 RO 循環設備の耐震性評価に係る補足説明

Ⅲ　追設する関連機器の構造強度・耐震性評価に係る補足説明

別冊１７　５・６号機　燃料取扱系及び燃料貯蔵設備に係る補足説明

Ⅰ　燃料の取扱い・耐震性について

別冊１８　RO 濃縮水処理設備に係る補足説明

Ⅰ　RO 濃縮水処理設備の構造強度及び耐震性について

別冊１９　大型機器除染設備に係る補足説明

Ⅰ　大型機器除染設備の強度に係る補足説明

Ⅱ　大型機器除染設備の公称値の許容範囲について

別冊２０　電気系統設備に係る補足説明

Ⅰ　所内共通 M/C5A/B の耐震性評価結果

Ⅱ　所内共通 M/C6A/B の耐震性評価結果

Ⅲ　所内共通 M/C7A/B の耐震性評価結果

別冊２１　放射性物質分析・研究施設 第１棟に係る補足説明

Ⅰ 放射性物質分析・研究施設 第１棟の構造強度について

Ⅱ 放射性物質分析・研究施設 第１棟の耐震性について

Ⅲ 第１棟の設備の公称値の許容範囲について

別冊２２　油処理装置に係る補足説明

Ⅰ 油処理装置の耐震性に関する補足説明

Ⅱ 油処理装置の強度に係る補足説明

Ⅲ 油処理装置の公称値の許容範囲について

別冊２３　増設雑固体廃棄物焼却設備に係る補足説明

Ⅰ．増設雑固体廃棄物焼却設備の耐震性に係る補足説明

Ⅱ．増設雑固体廃棄物焼却設備の強度に係る補足説明

Ⅲ．増設雑固体廃棄物焼却設備の公称値の許容範囲について

別冊２４　５・６号機　放射性液体廃棄物処理系に係る補足説明

Ⅰ　５・６号機　放射性液体廃棄物処理系のうち，仮設設備（滞留水貯留設備）の構造強度及び耐震性について

別冊２６　３号機原子炉格納容器内取水設備に係る補足説明

Ⅰ　３号機原子炉格納容器内取水設備の構造強度及び耐震性について

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

Ⅱ　換気設備　換気風量について

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

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

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

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

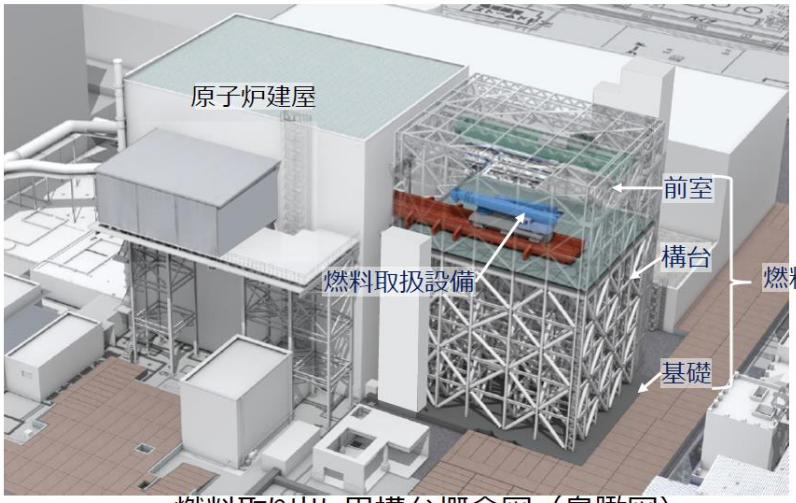
燃料取り出し用構台　補足説明資料

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）

- 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）

- 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

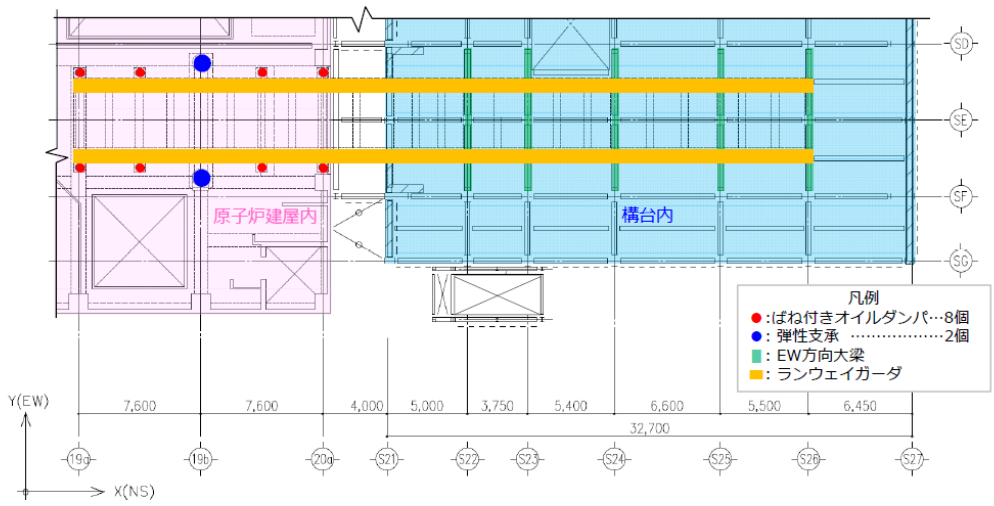
4.1.2 構造概要（燃料取り出し用構台）

■ 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。

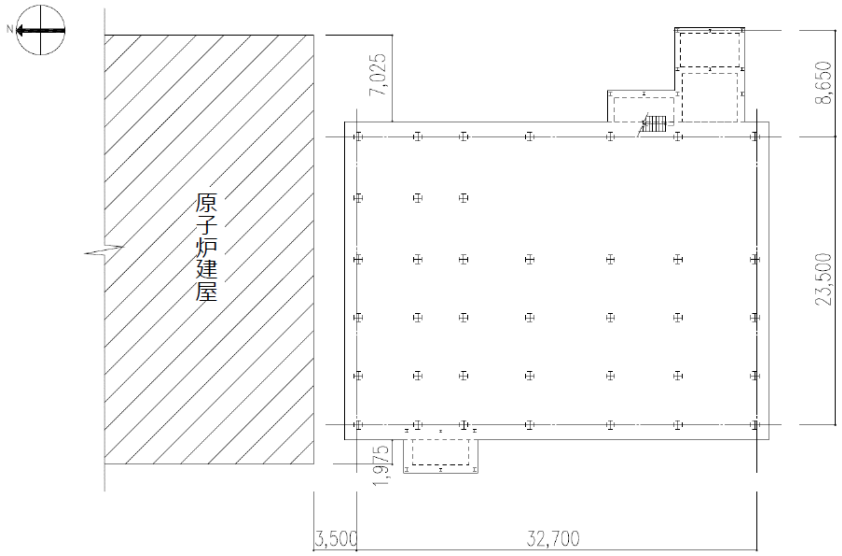
■ オイルダンパ（鉛直）
　地震時のランウェイガーダの水平方向加速度応答スペクトルの低減を目的として，構台にオイルダンパをブレース状に計98台配置し構台の減衰の付与を図る。

■ 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

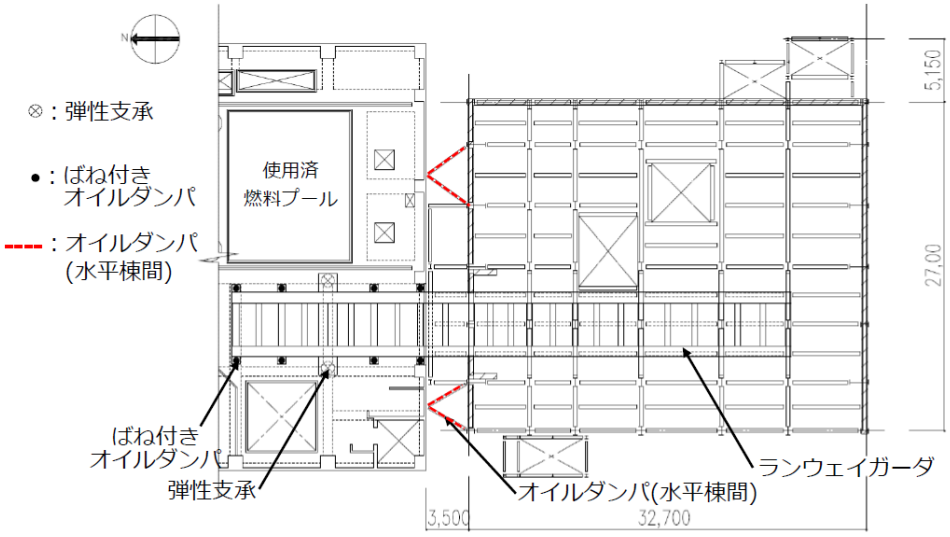
4.1.2 構造概要（燃料取り出し用構台）



(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）

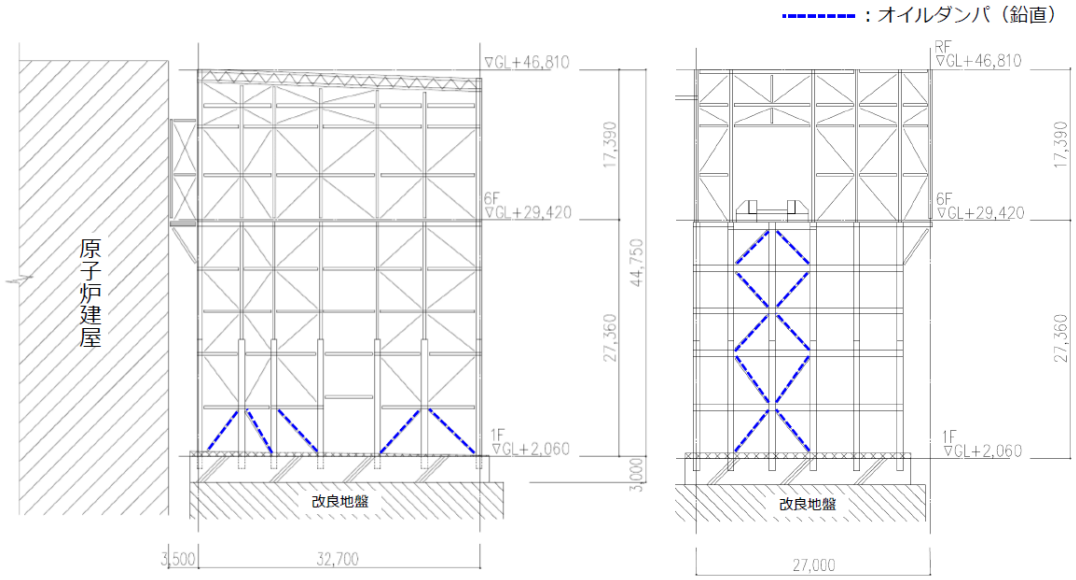


(b) 6F伏図 (G.L.29,420)

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）

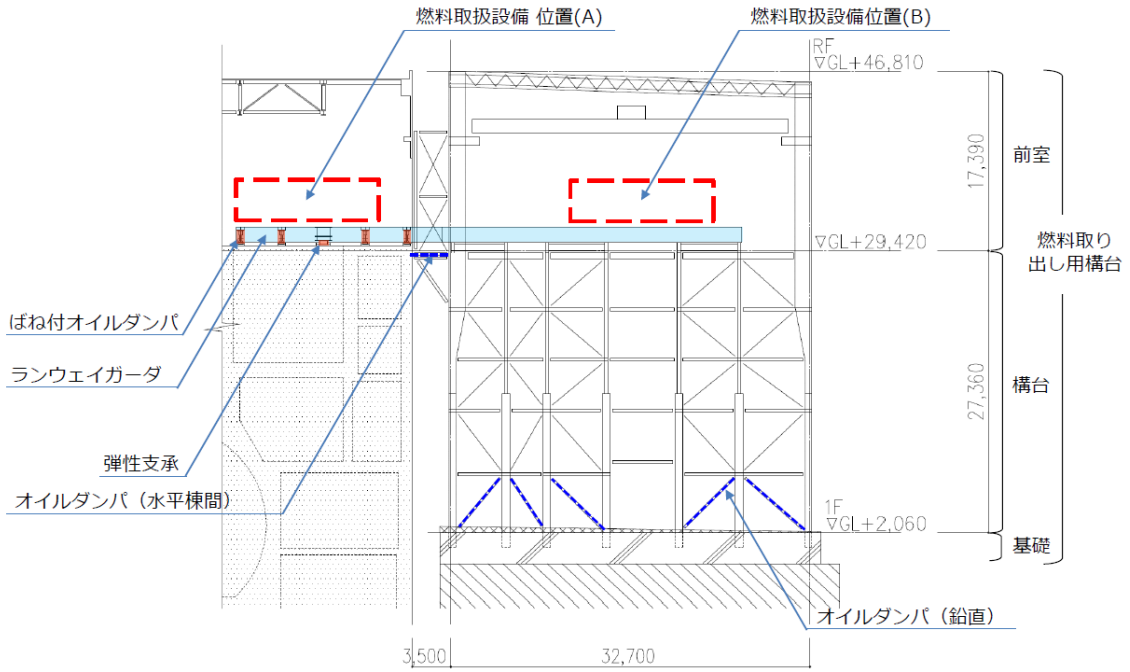


(a) 構台最西側軸組図　　(b) 構台最北側軸組図

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

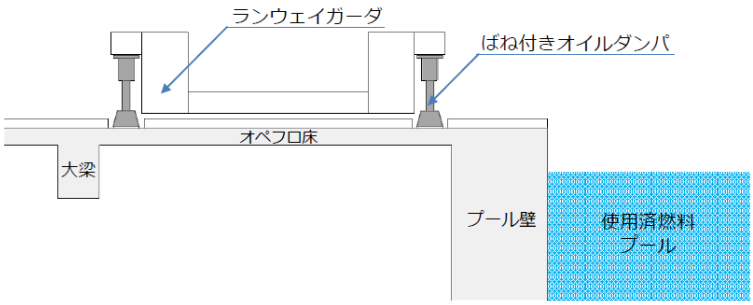
オイルダンパ，弾性支承の配置



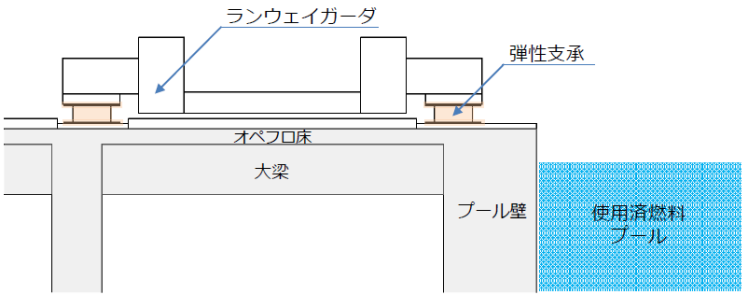
ランウェイガーダ部断面図

©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

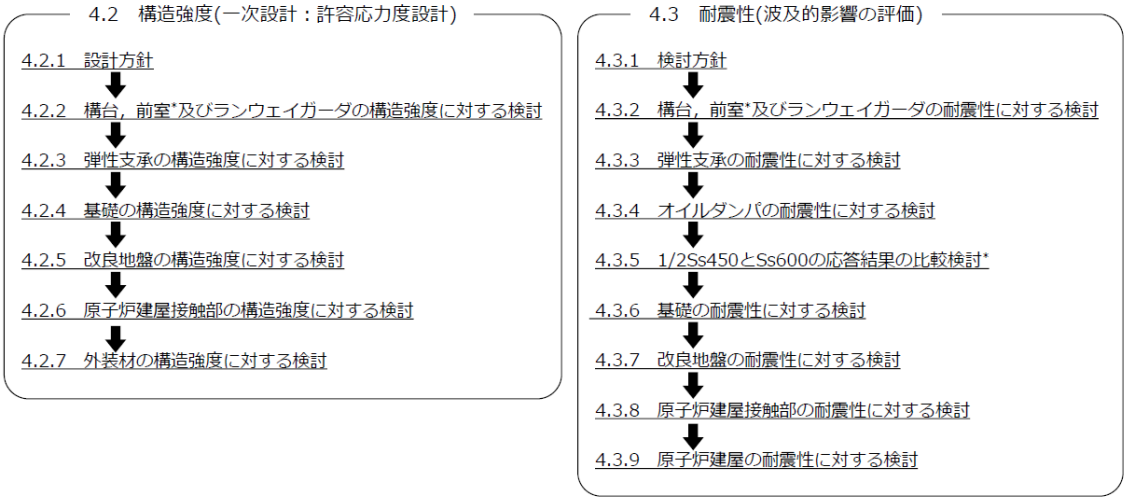


弾性支承部

©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

TEPCO



＊：「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）

TEPCO

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

- 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

- 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。

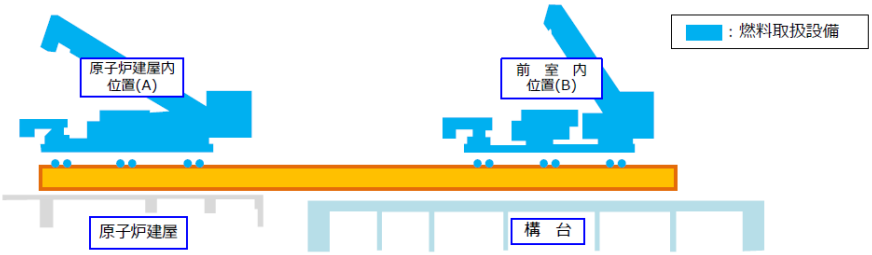


図 4.2.1-1 燃料取扱設備の位置

©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。

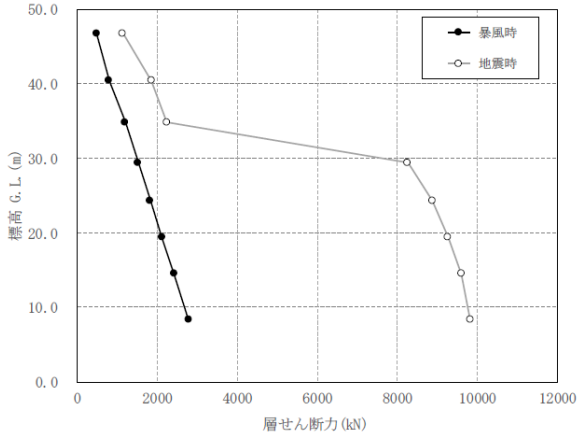


図4.2.1-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較（EW方向）

©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。

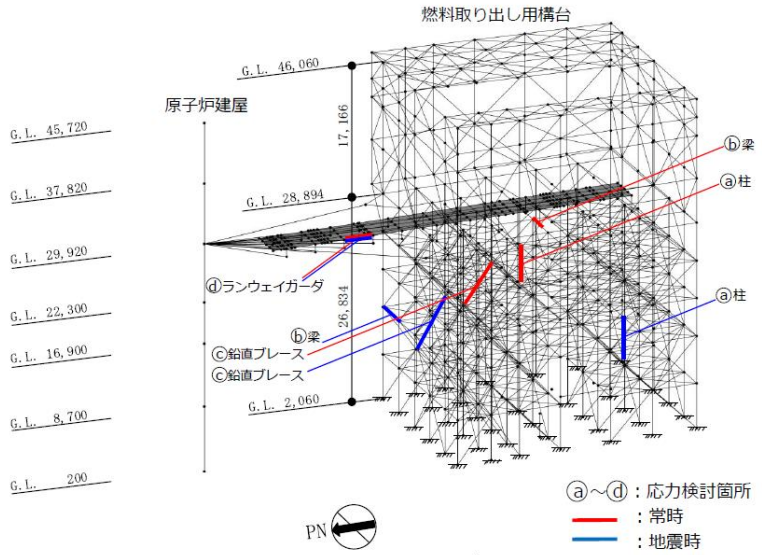


図 4.2.2-1 解析モデル

©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/mm²)

N：圧縮力(N)，T：引張力(N)，A：断面積(mm²)

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/mm²)

M_y，Z_y：強軸まわりの曲げモーメント(Nm)及び断面係数(mm³)

M_z，Z_z：弱軸まわりの曲げモーメント(Nm)及び断面係数(mm³)

τ：せん断応力度（Q/A_s）(N/mm²)

Q：せん断力(N)，A_s：せん断断面積(mm²)

f_c：許容圧縮応力度(N/mm²)

f_t：許容引張応力度(N/mm²)

f_{by}：強軸まわりの許容曲げ応力度(N/mm²)

f_{bz}：弱軸まわりの許容曲げ応力度(N/mm²)

f_s：許容せん断応力度(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

■ 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）

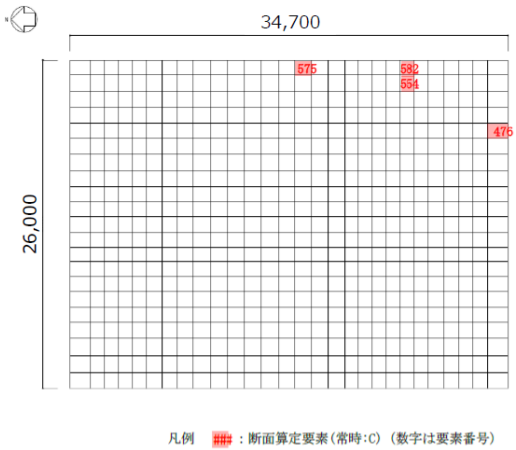
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

4.2.4 基礎の構造強度に対する検討

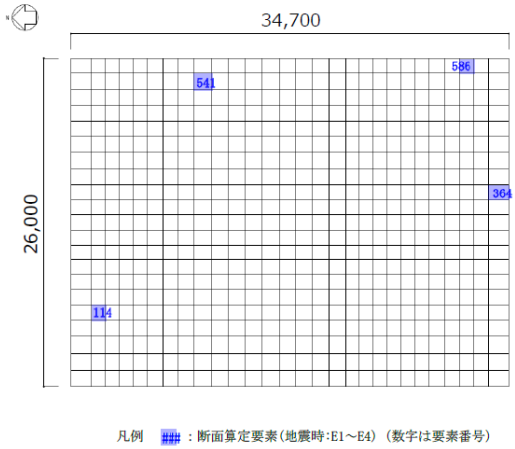
TEPCO

■ 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

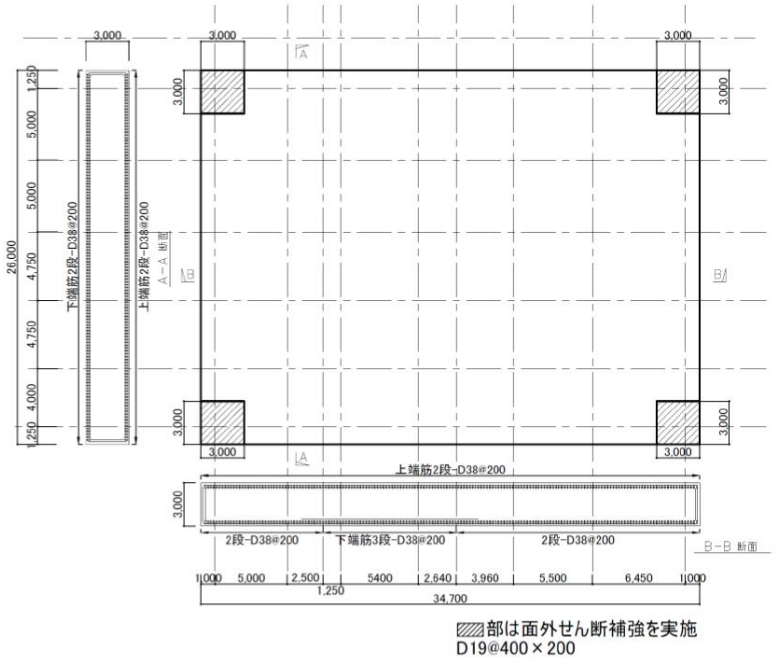


図 4.2.4-3　基礎の配筋図（単位：mm）

©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

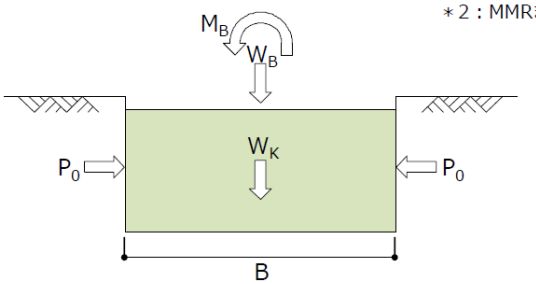
4.2.5 改良地盤の構造強度に対する検討

■ 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

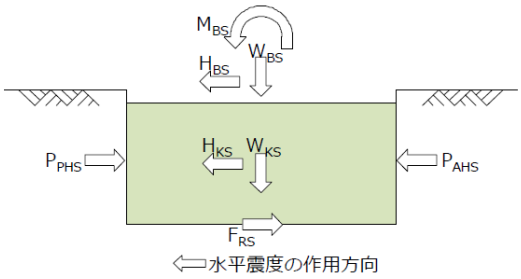
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

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。

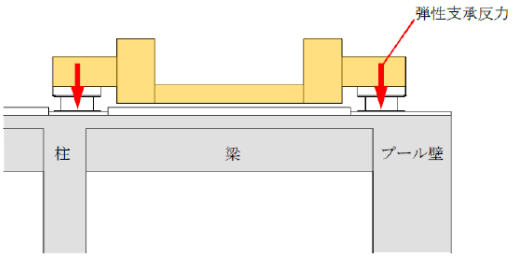


図 4.2.6-1 弾性支承からの反力

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。

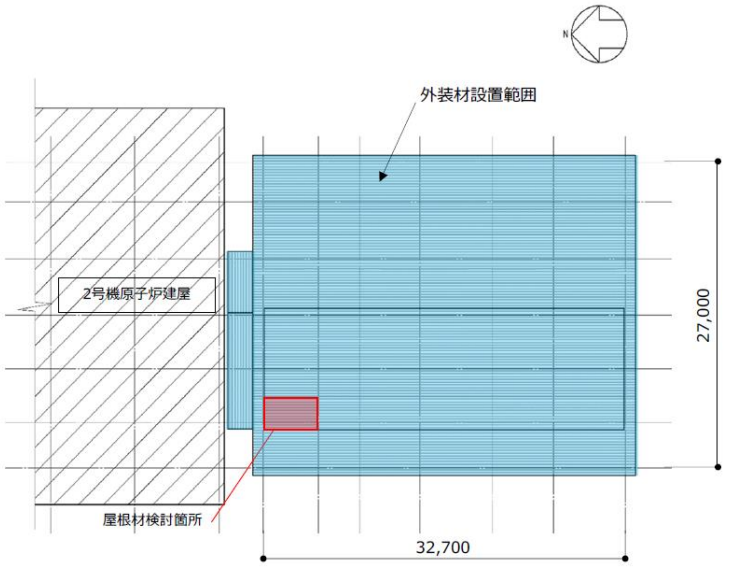
■ 検討箇所

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



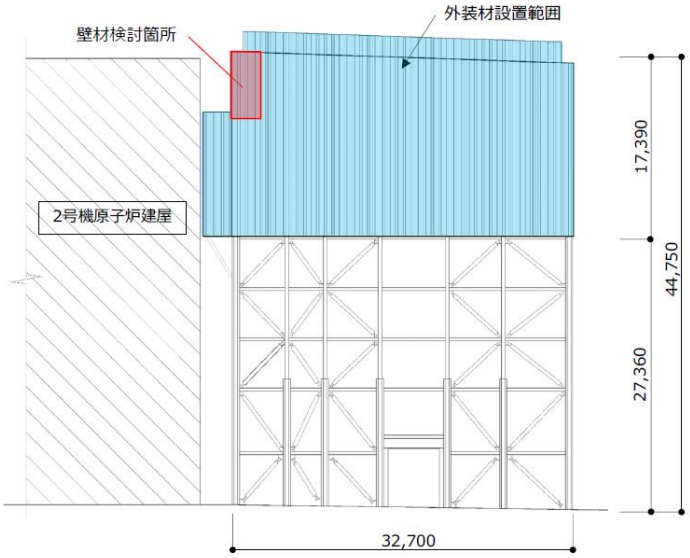
a. 屋根伏図

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

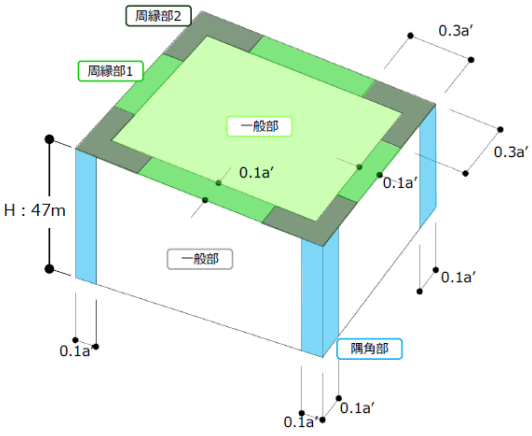
表 4.2.7-2　ピーク風力係数（屋根）

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。

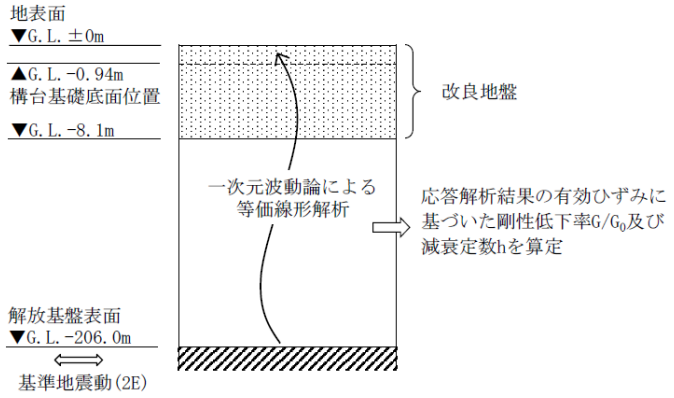
  モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される基準地震動Ssに対する地盤の応答として評価する。

©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

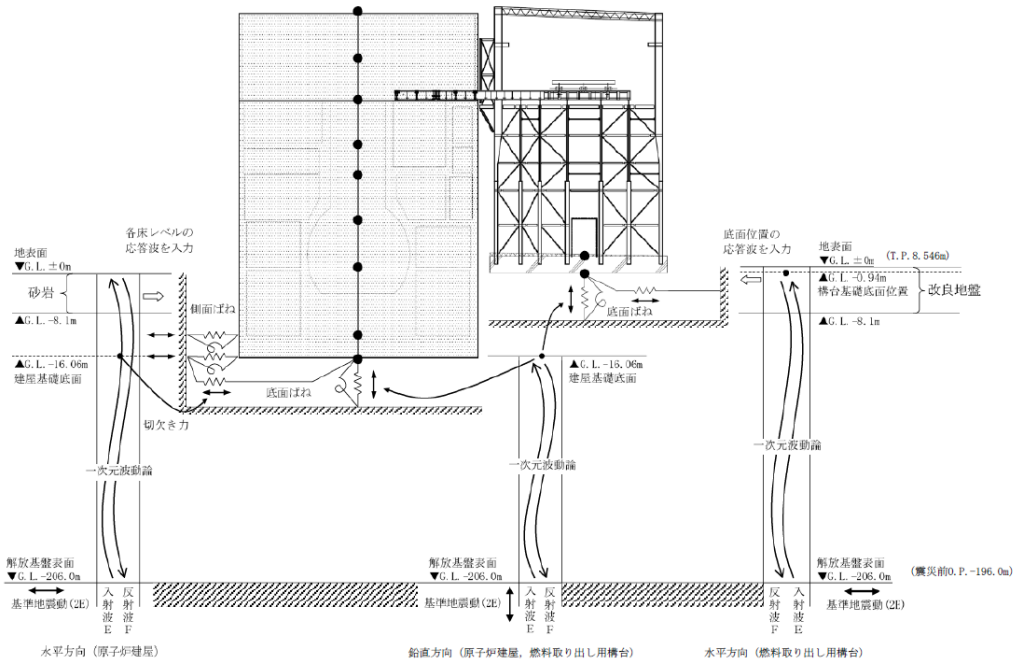


図 4.3.2-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

©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

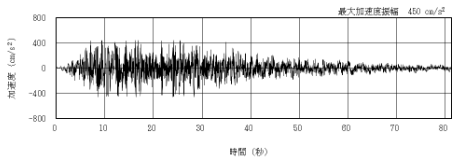
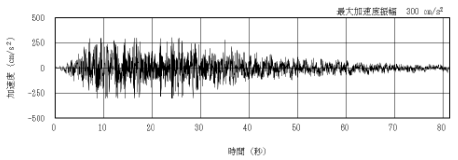
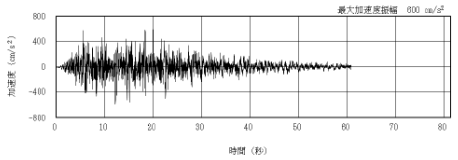
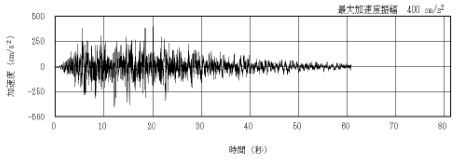
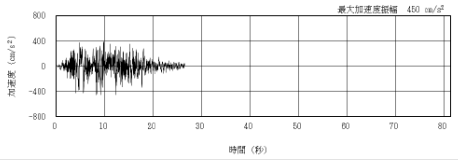
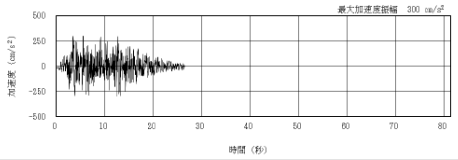
地震波	水平方向	鉛直方向
Ss-1		
Ss-2		
Ss-3		

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

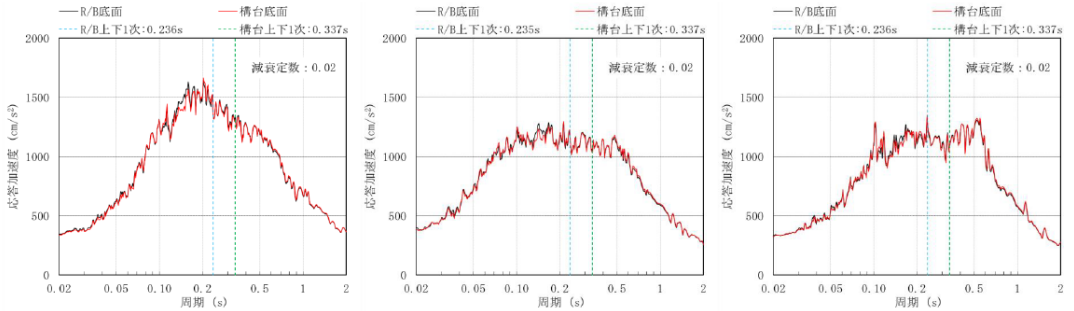
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

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

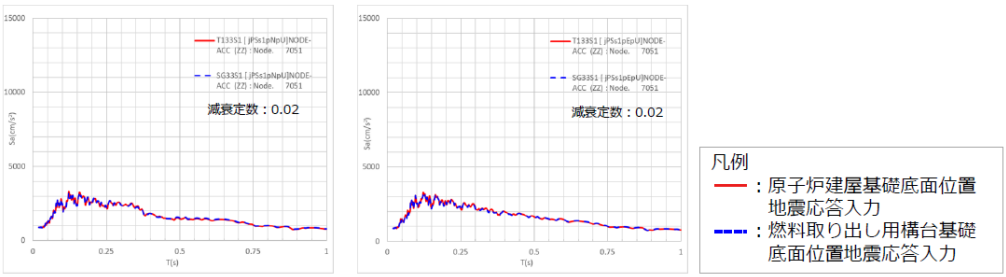
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

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

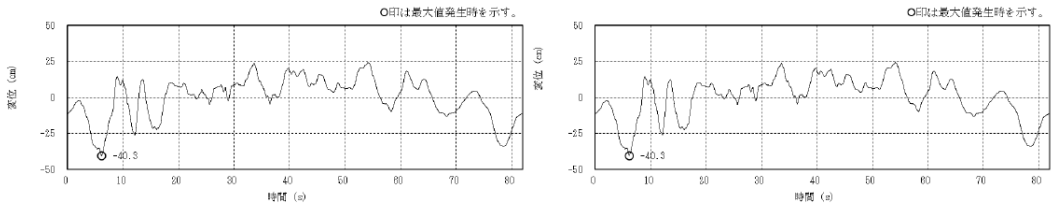


NS+UD加力時　UD方向　　EW+UD加力時　UD方向

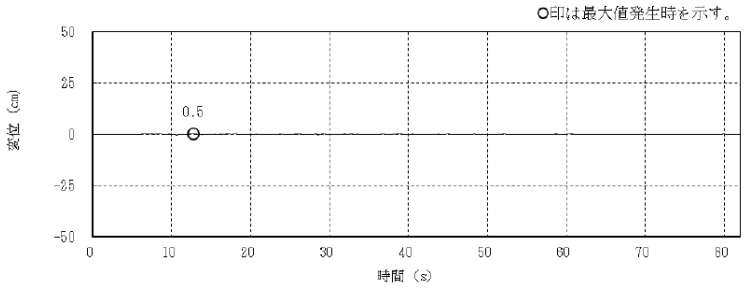
ランウェイガーダ先端部の加速度応答スペクトル比較（Ss-1）

©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

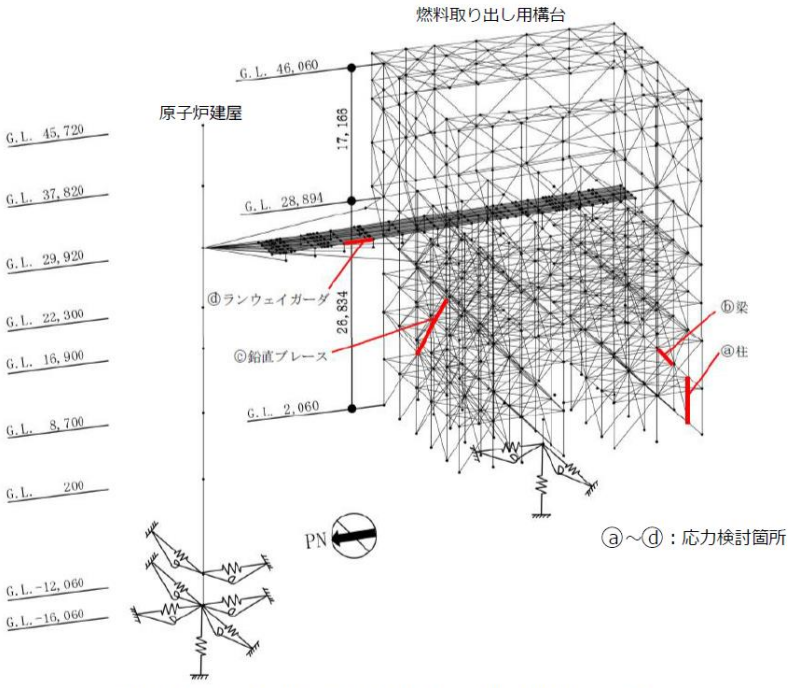
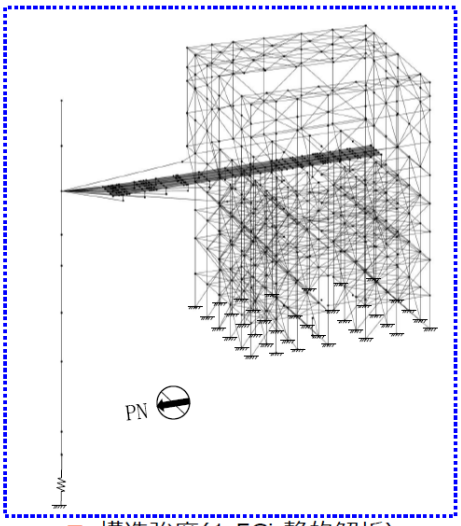


図 4.3.2-3　地震応答解析モデル（単位：mm）

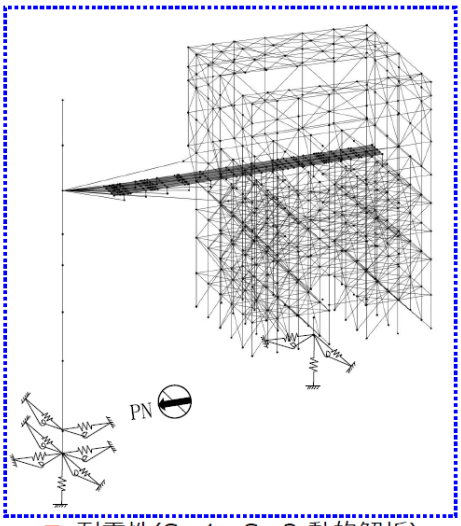
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

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

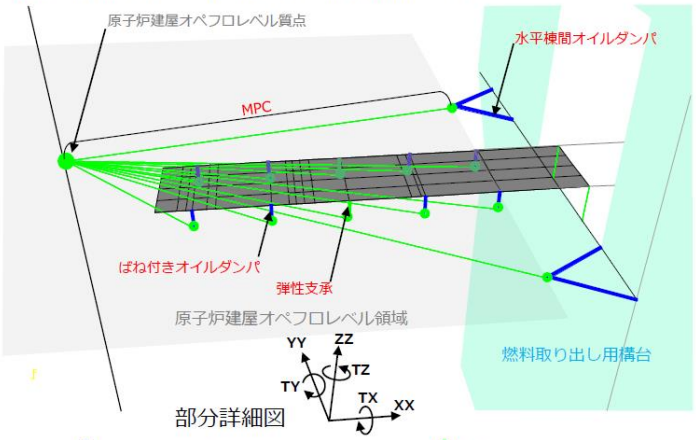
■ 水平棟間オイルダンパは水平面内の軸力のみ作用するモデルとするため，水平面内のみ自由度を有し，原子炉建屋のオペレーティングフロアレベルの質点とMPC要素で拘束する

＊：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。

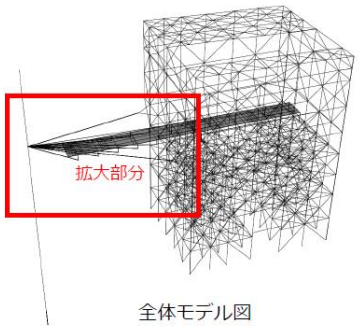
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

解析モデル詳細（原子炉建屋～構台間の接続条件）

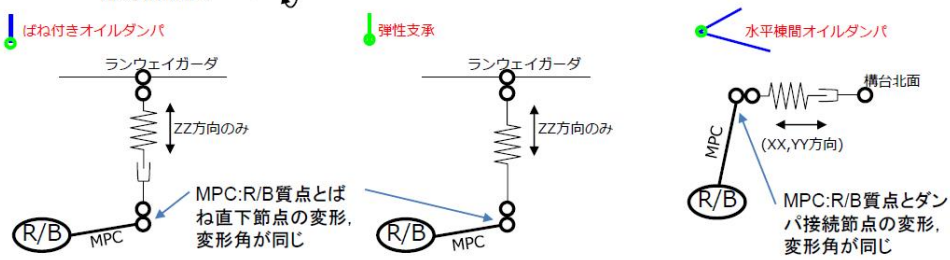
■ 原子炉建屋～構台間の接続条件について



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

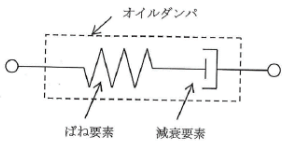
4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討

表 4.3.2-1　地震応答解析に用いる物性値

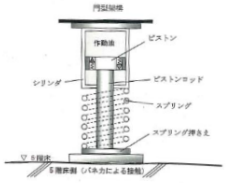
部位	材料	ヤング係数 E(N/mm²)	ポアソン比 ν	単位体積重量 γ(kN/m³)	減衰定数 h(%)	備考
燃料取り出し用構台	鉄骨	2.05×10^5	0.3	77.0	2	SS400, SM490A, STK490, SN490B, SN490C, TMCP325

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 (㎜)
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



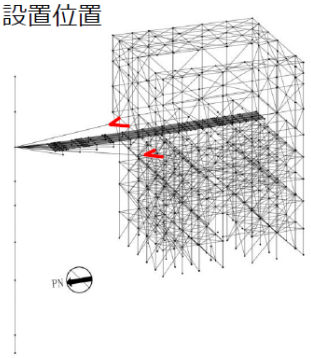
ばね付きオイルダンパ概念図

©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

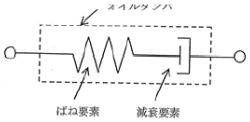
オイルダンパ（水平棟間）の物性について

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。

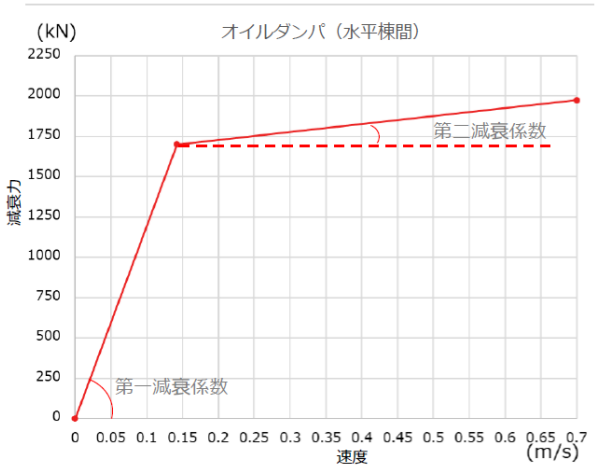
■ 設置位置



■ モデル化



■ 設計特性



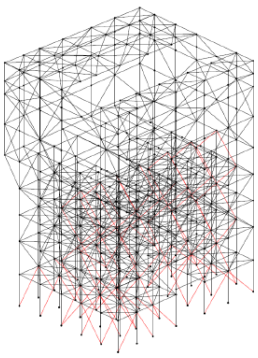
■ 物性値及び許容値

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

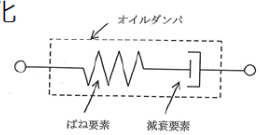
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

オイルダンパ（鉛直）の物性について

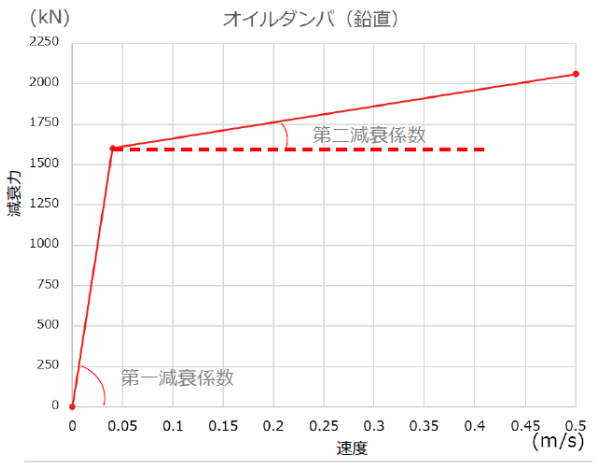
■ 設置位置



■ モデル化



■ 設計特性



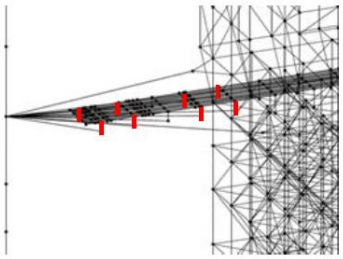
■ 物性値及許容値

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

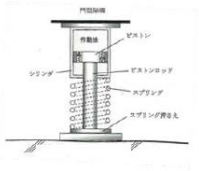
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

ばね付きオイルダンパの物性について

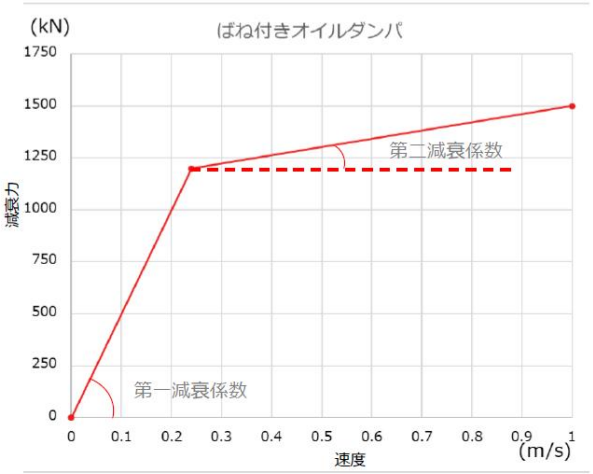
■ 設置位置



■ 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%

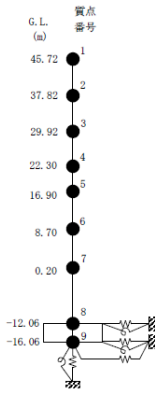
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

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		
2	10,220	18.53	18.6	10,154
3	58,470	105.81	18.6	10,675
4	70,440	127.49	184.3	22,551
5	107,720	194.96	166.8	24,629
6	116,670	211.14	249.3	44,401
7	199,190	360.49	157.1	40,661
8	277,540	502.20	456.8	110,444
9	125,030	226.24	2,656.2	480,675
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

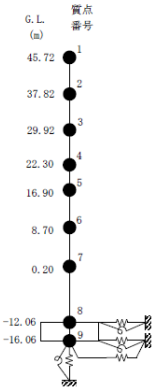
原子炉建屋解析モデル諸元比較（NS方向）

©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		
2	10,220	10.40	14.0	5,941
3	58,470	59.72	14.0	6,307
4	70,440	71.88	108.2	11,927
5	107,720	194.96	117.3	14,199
6	116,670	211.14	185.7	33,796
7	199,190	539.37	173.1	41,960
8	277,540	751.39	418.1	132,121
9	125,030	338.53	2,656.2	719,166
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	5926 〈15〉 *5
2	10220	10.40	12.6 〈1.4〉 *5	6255 〈52〉 *5
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		

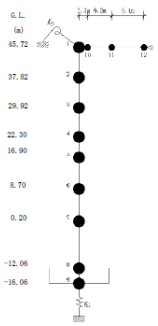
屋根

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%

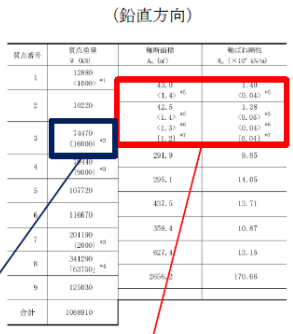
②鉄骨部
ヤング係数E_s　2.05×10^{8} (kN/m²)
せん断弾性係数G　7.90×10^{7} (kN/m²)
ポアソン比ν　0.30
減衰h　2%

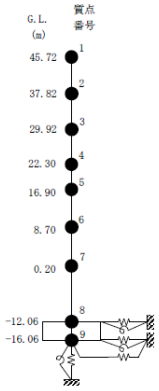
トラス端部回転拘束ばねK_r　2.11×10^{7} (kN-m/rad)
基礎形状　46.6m(NS方向)×57.0m(EW方向)



■ 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

（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

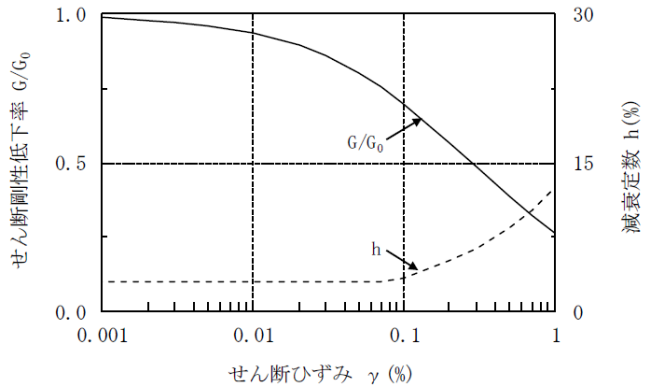
■ 軸断面積及び軸ばね剛性
＊5：南側開口による減少
＊6：ブローアウトパネル開口考慮による減少
＊7：西側外壁開口による減少

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

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

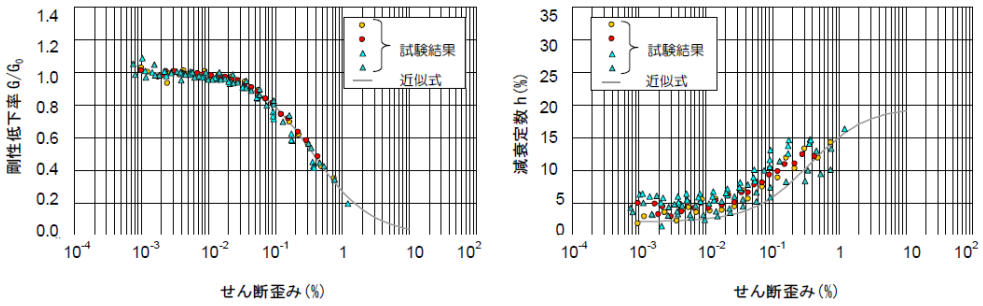
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

改良地盤物性の設定について

TEPCO

■ 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	ヤング係数 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	ヤング係数 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	-	-

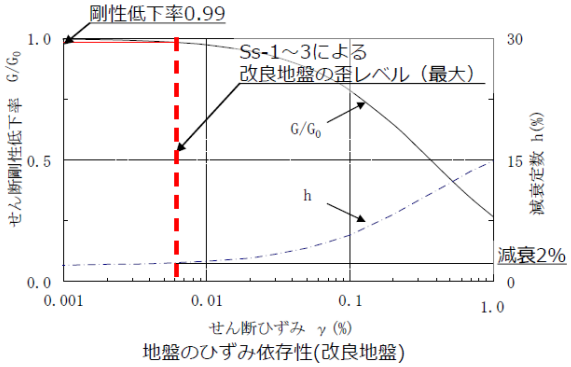
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

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

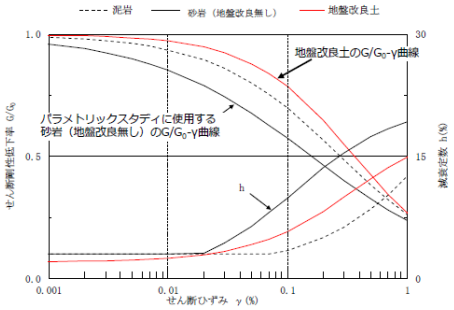


地盤のひずみ依存性(改良地盤)

©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	泥岩	500	17.1	0.455	4.36	0.78	3.40	442	1540	3	70.0
−118.0	泥岩	560	17.6	0.446	5.63	0.78	4.39	495	1580	3	28.0
−206.0	泥岩	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	−	−

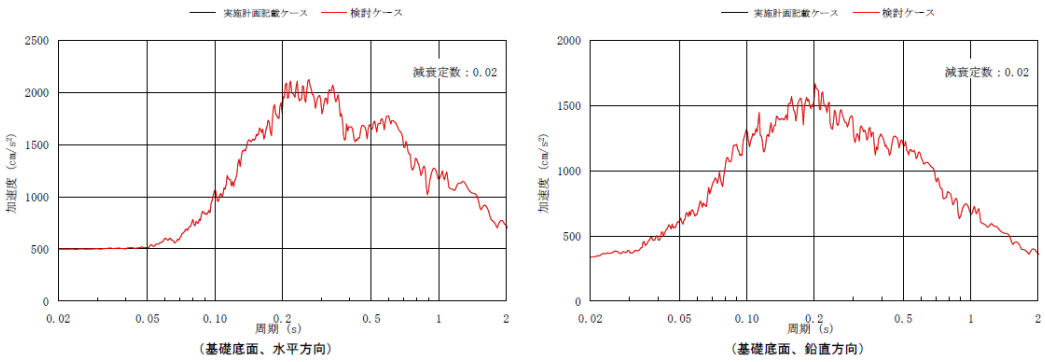
【参考】砂岩の物性値

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

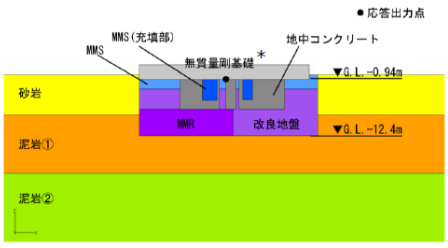


基礎下入力動の加速度応答スペクトルの比較（基準地震動Ss-1）

©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

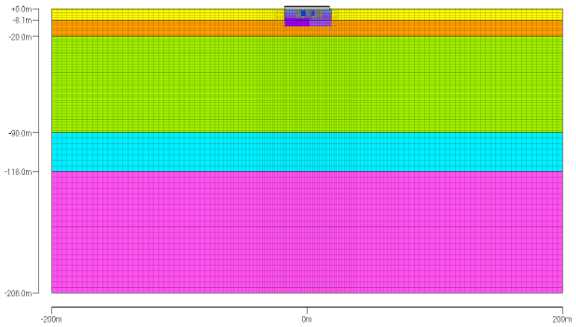


＊：一次元波動論により算出した応答との比較を行うため，一次元波動論での算出時にモデル化していない基礎は，無質量剛基礎とした

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

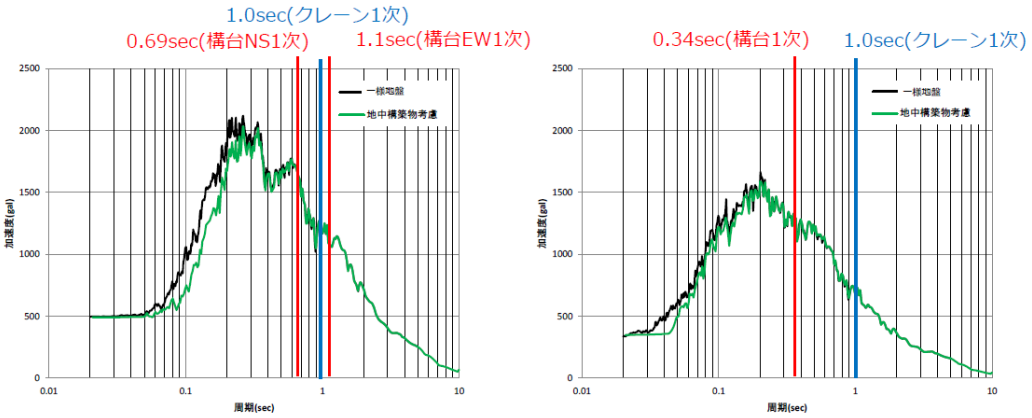


地盤FEMモデル

©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

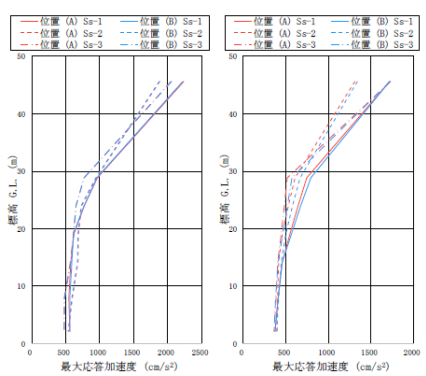


(a) 水平動　　(b) 鉛直動

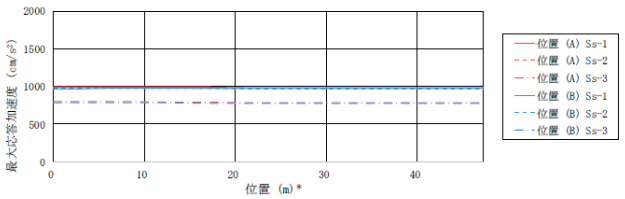
基礎下入力動の加速度応答スペクトルの比較（基準地震動Ss-1，h=2%）

©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

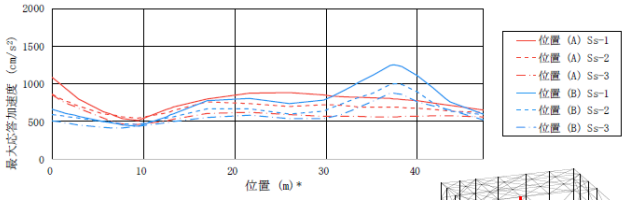
4.3.2 構台，前室およびランウェイガーダの耐震性に対する検討



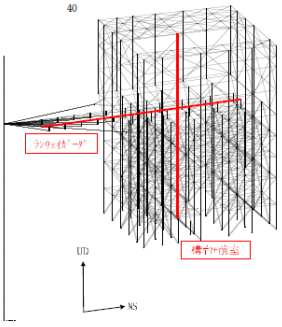
(a) 水平(NS)成分（構台+前室）　(b) 鉛直成分（構台+前室）



(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）



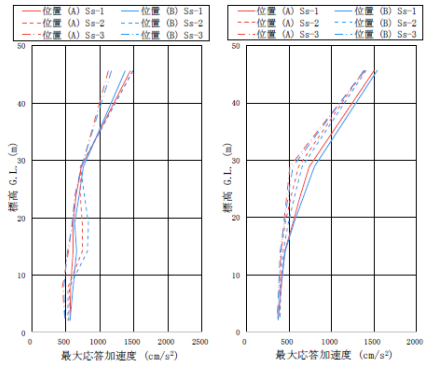
注：凡例位置の条件は表4.2.1-4に示す。

＊：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）

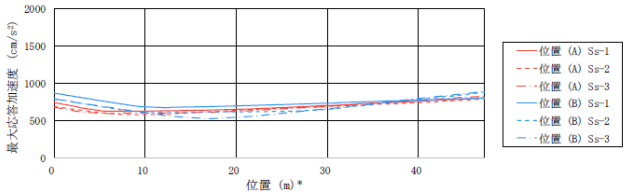
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

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

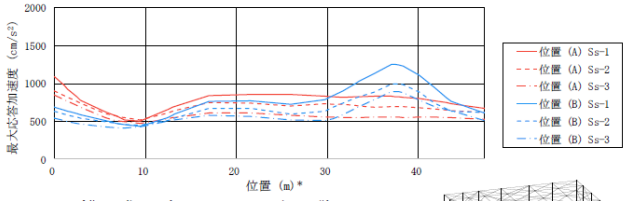


(a) 水平(EW)成分
（構台+前室）

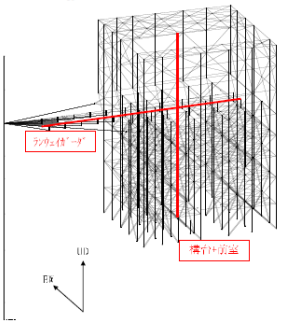
(b) 鉛直成分
（構台+前室）



(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

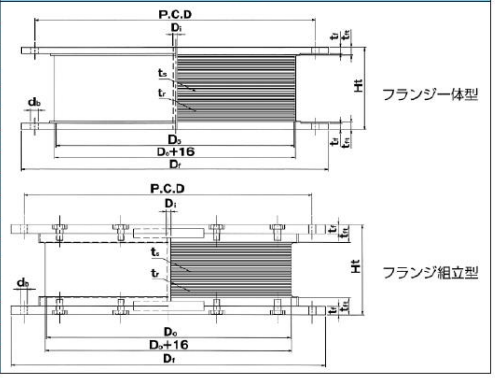
■ 下記製品相当品を使用予定

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

弾性支承の耐震性に対する検討

TEPCO

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

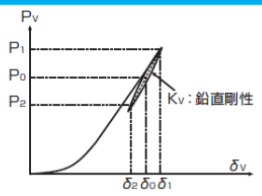
$S_2 \geq 5$ の場合：$\beta_c = 0.76$　$S_2 < 5$ の場合：$\beta_c = 0.76/\{0.15 \cdot (S_2 - 5) + 1\}$

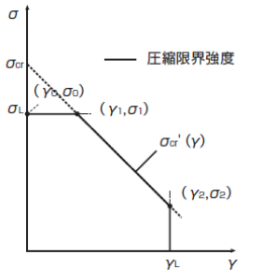
●圧縮限界強度はゴム材料の弾性係数に応じて以下の上限値 σ_L を超えない領域までとし、ひずみ領域としては 0 面圧時の限界ひずみ γ_L を超えない範囲までで規定しています。

ゴム材料（呼称）G0.30、G0.35 の場合：$\sigma_L = 40$　(N/mm^2)

ゴム材料（呼称）G0.40、G0.45 の場合：$\sigma_L = 60$　(N/mm^2)

$\gamma_L = 400\%$ または $S_2 \times 100\%$ のうち小さい値



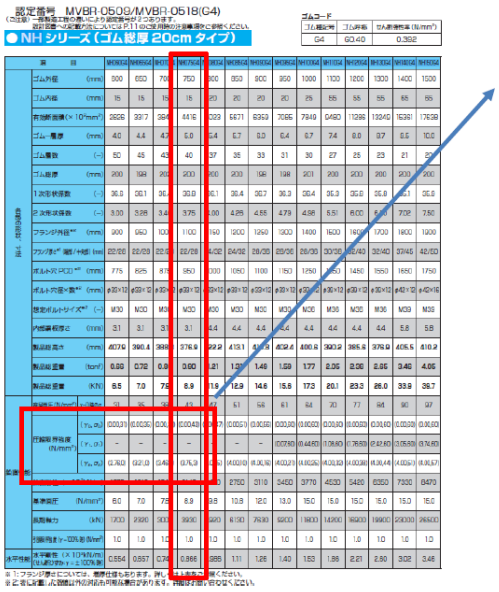


©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

弾性支承の耐震性に対する検討

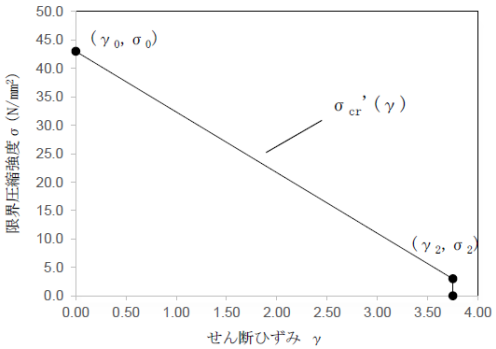
TEPCO

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）



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



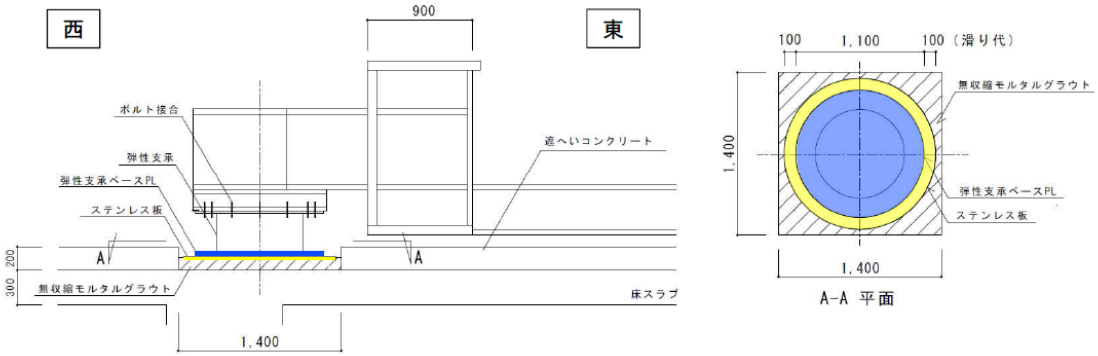
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

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】

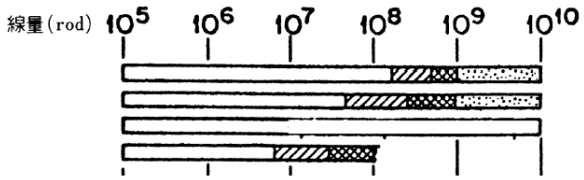
- 弾性支承の放射線に対する耐久性は以下の文献を参照し，10^6rad （=1.0×10^4 Gy）程度であれば大きな劣化は起こらず問題無いと判断している
- 設置環境を仮定し，どの程度の照射量となるか試算した

  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）

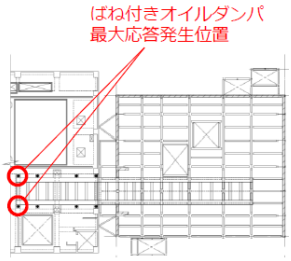
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved. 無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

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

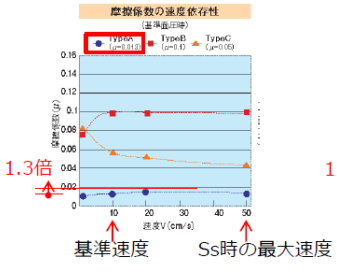


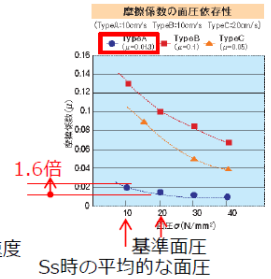
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

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%

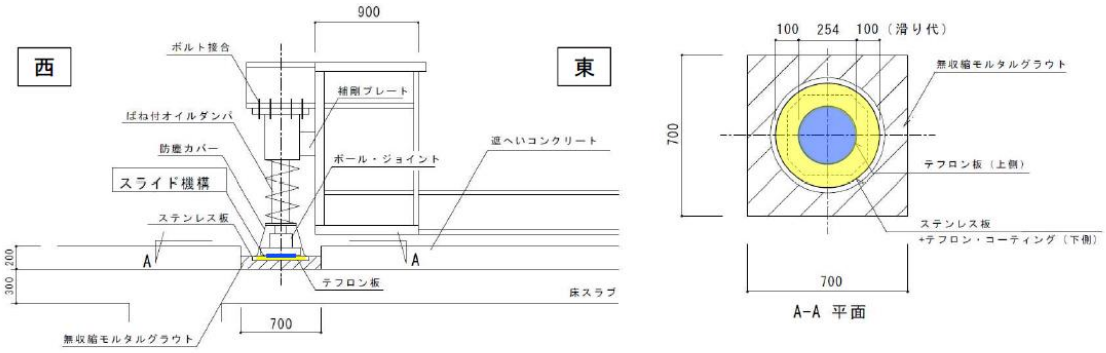
変動要因をすべて考慮した摩擦係数
0.013×1.3×1.3×1.6＝0.035　→　0.04と仮定

＊：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

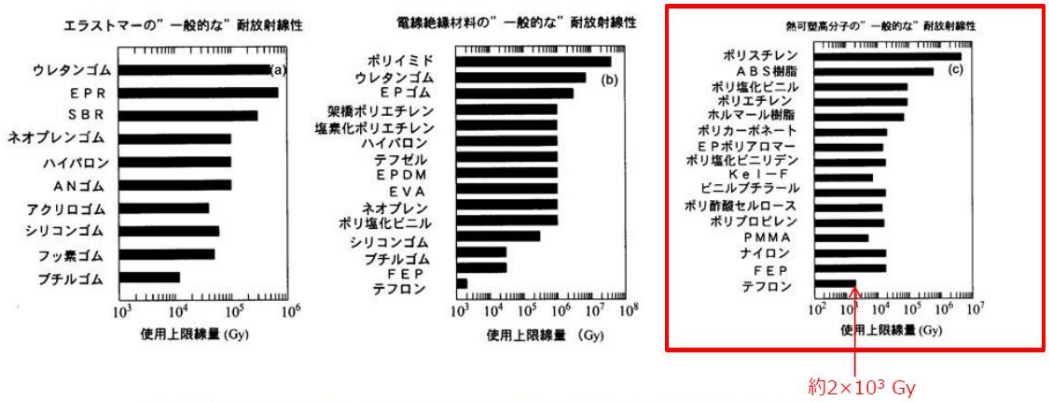
【テフロンの耐放射線性】

- 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

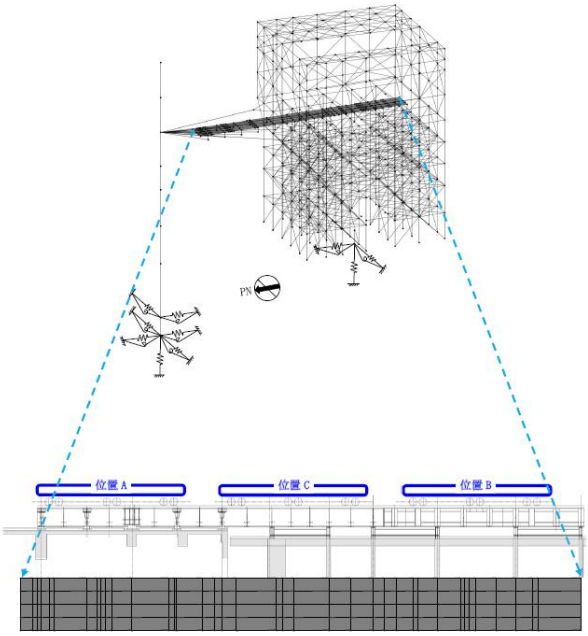
- 実施計画変更認可申請書において，燃料取扱設備が原子炉建屋側にある場合（位置 A）と構台内ある場合（位置 B）を，構造強度および耐震性の検討条件としていることの妥当性を確認するため，中間位置にある場合（以降 位置C）における走行台車位置応答，および燃料取り出し用構台を構成する各部材の応答結果の比較を行った

©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

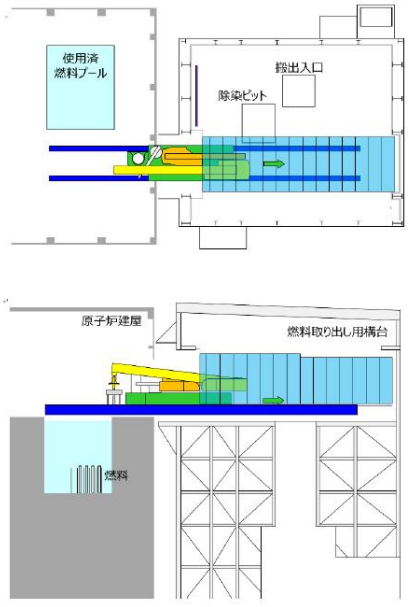
燃料取扱設備の位置の選定の妥当性について

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



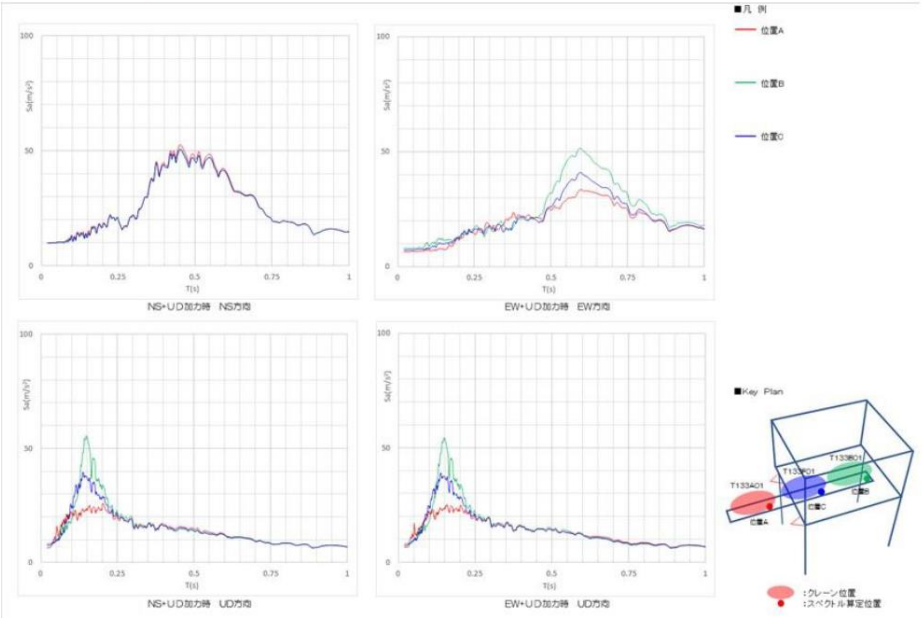
燃料取扱設備台車上の機器の姿勢

©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	ランウェイガータ	□-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/mm²)	最大圧縮 面圧 σ_D (N/mm²)	最大圧縮 面圧 σ_D (N/mm²)
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。

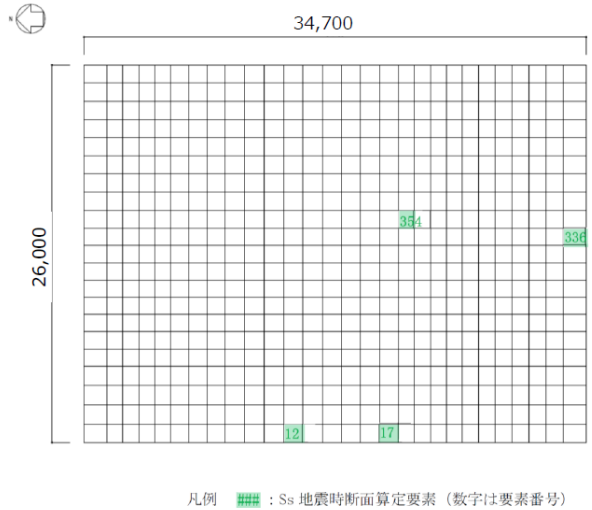


図 4.3.6-1　基礎モデル(Ss 地震時)

©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

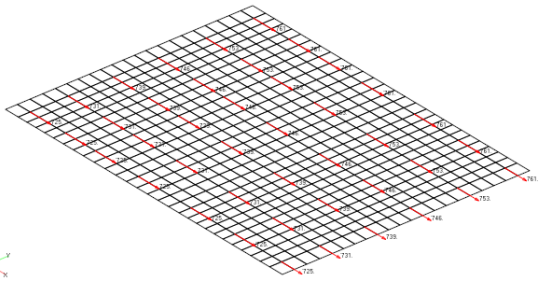
要素番号	方向	荷重ケース（位置）*1	設計応力 N*2 (kN/m)	設計応力 M (kN・m/m)	N/(b・D) (×10-2 N/mm2)	M/(b・D2) (×10-2 N/mm2)	Pt (%)	設計配筋 上段：上端筋 (pt:%) 下段：下端筋 (pt:%)	せん断補強筋 (Pw:%)	設計面外せん断力 Q(kN/m)	許容せん断力 α・fs・b・j Qa(kN/m)	判定
587	NS	Ss-1+NS+UD (A)	-152.6	431.5	0.051	0.048	0.021	2-D38@200 (0.38) 2-D38@200 (0.38)	D19@400×200 (0.36)	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。

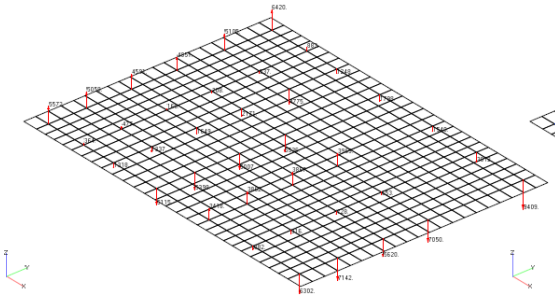
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

基礎版FEMの荷重条件と応力コンター

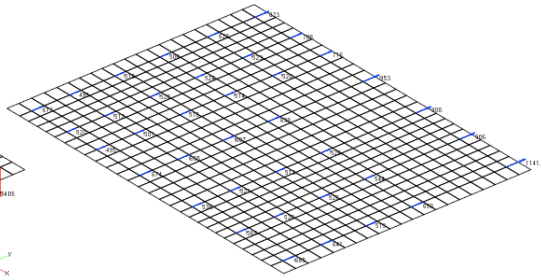
- 基礎の耐震性に対する検討では，基礎上部から受ける荷重として，柱反力（柱脚軸力・曲げモーメント・せん断力）を各柱位置の接点に入力する
- 上記に加え，基礎自重，水平方向並びに鉛直方向の慣性力，付加曲げ応力を入力する



柱脚せん断力Q



柱脚軸力N

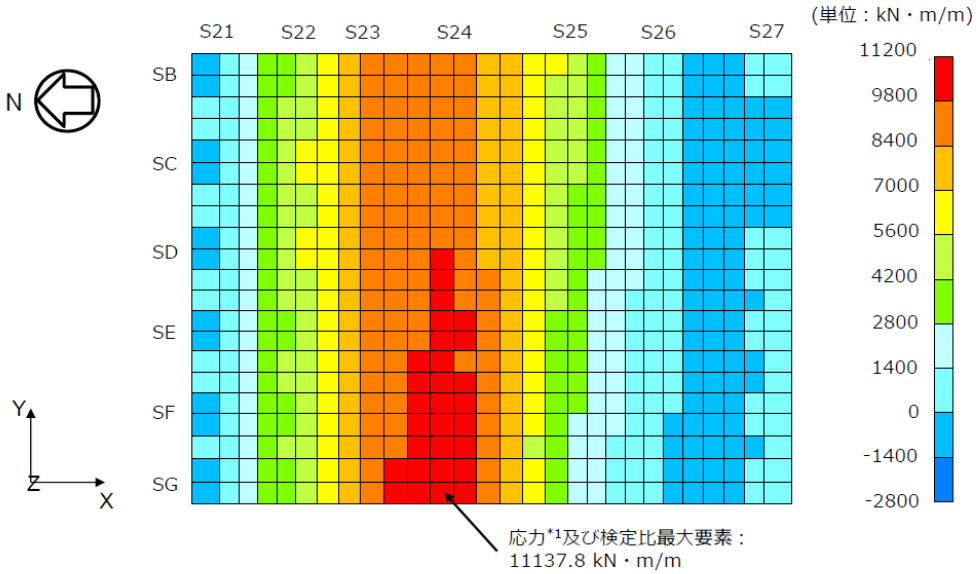


柱脚曲げモーメントM

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

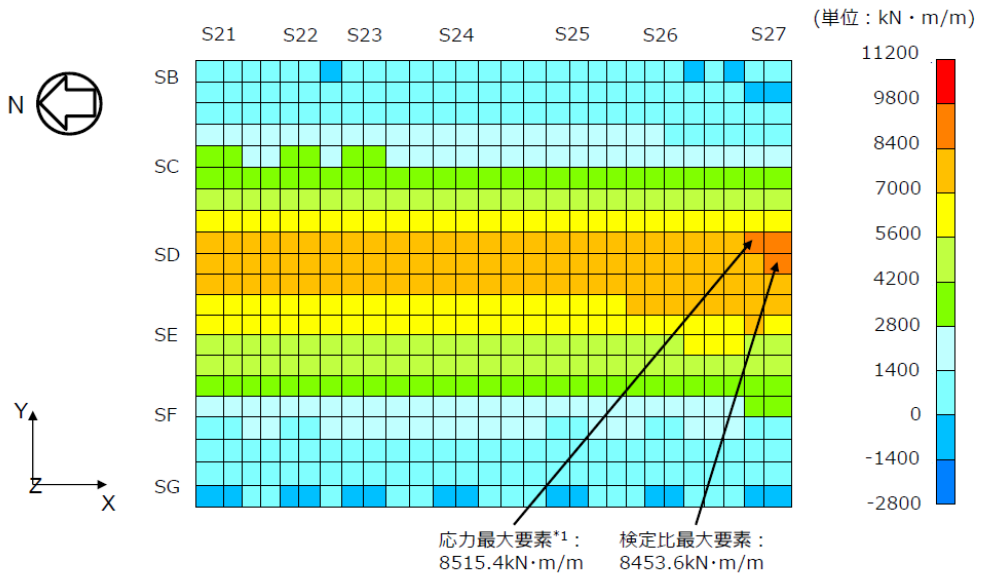


*1：本ケースにおける応力最大要素を示す。

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

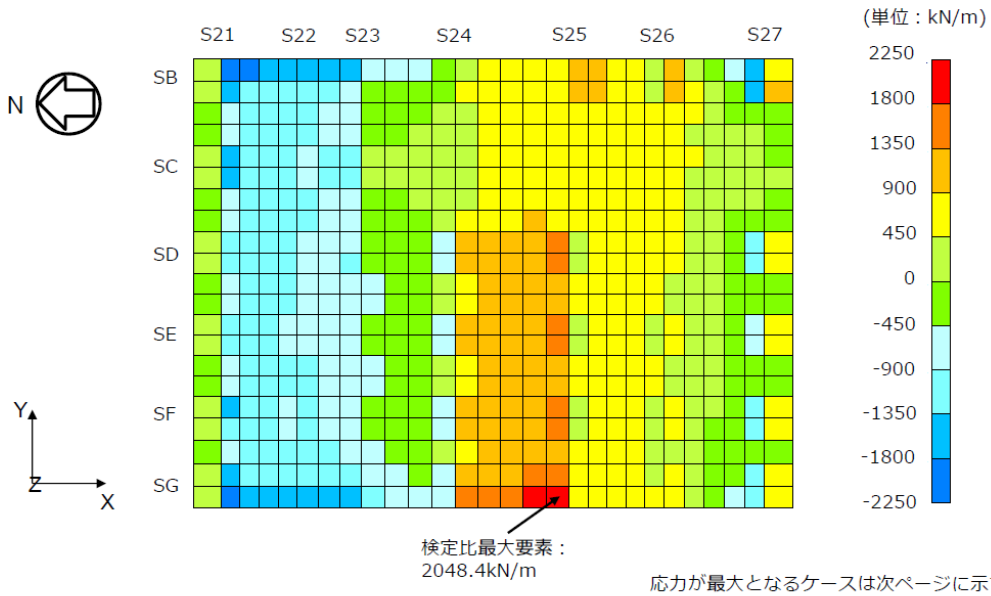


*1：本ケースにおける応力最大要素を示す。

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

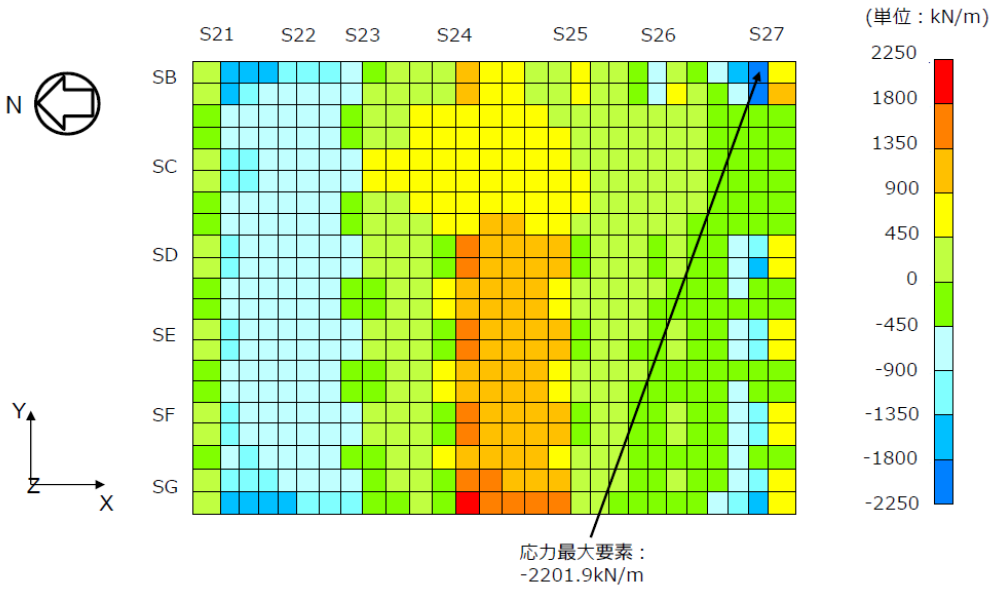


応力が最大となるケースは次ページに示す。

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

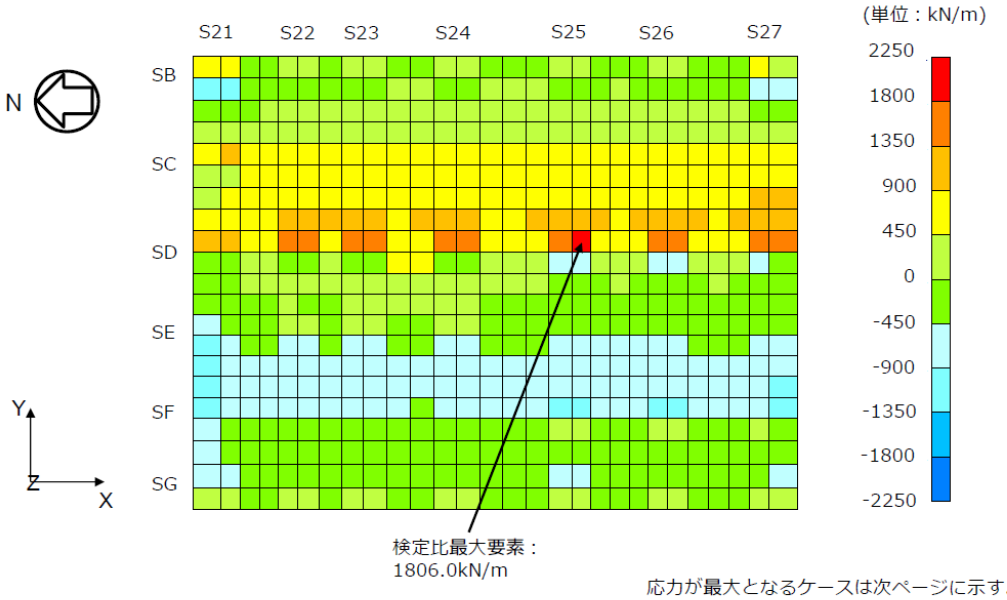
基礎版FEMの荷重条件と応力コンター



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

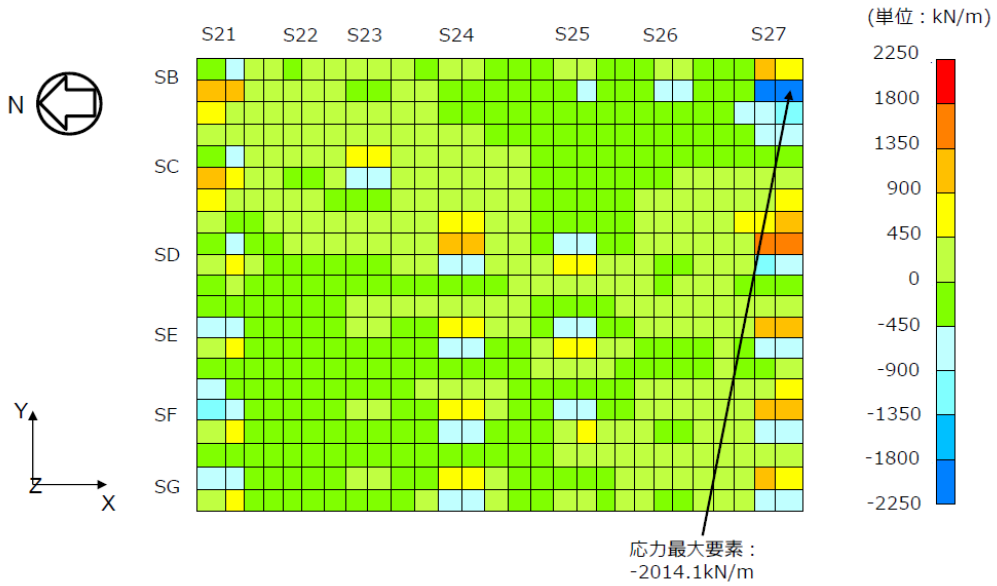


応力が最大となるケースは次ページに示す。

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



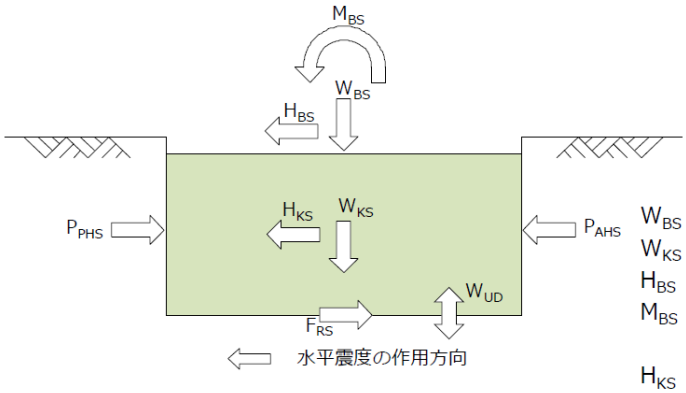
応力コンター（EW方向せん断力）
応力最大値発生荷重ケース： Ss-1+NS+UD(A)

©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。

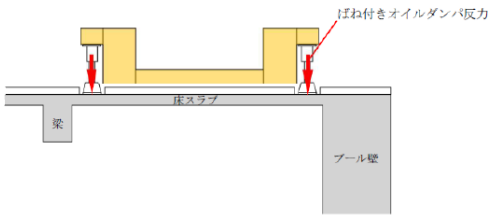


図 4.3.8-1　ばね付きオイルダンパ反力概要図

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。

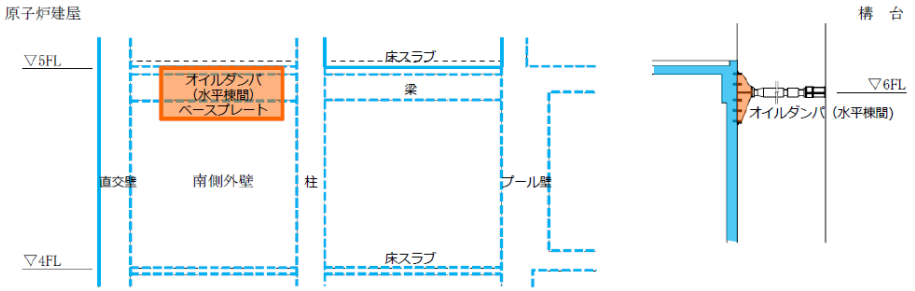


図 4.3.8-2　オイルダンパ（水平棟間）ベースプレート概要図

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.

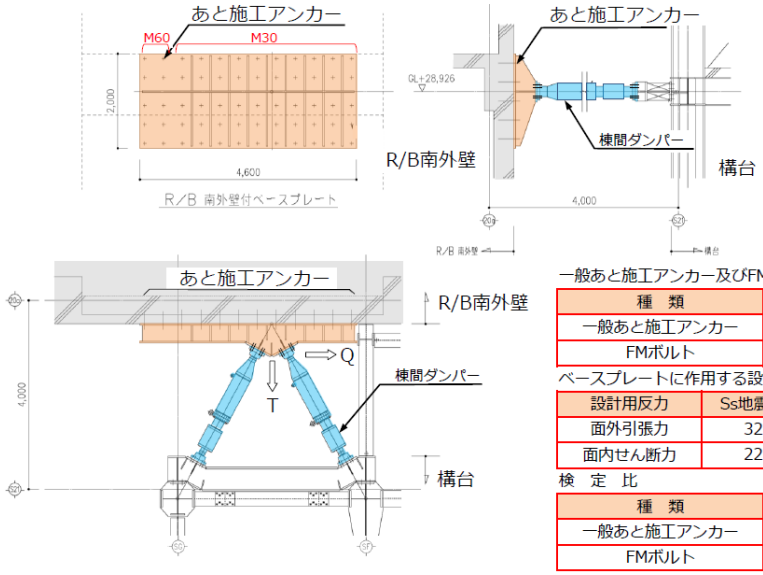
＊：(　)内は，燃料取扱設備の位置を示す。（表4.2.1-4参照）

©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

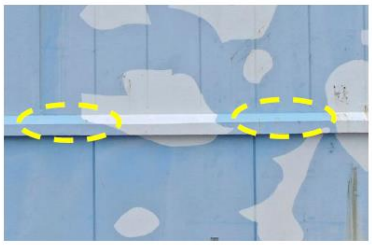
- 以下の通り，M60のアンカーボルトの設計方法及び工法は妥当であると判断する
  - 躯体コンクリートの設計基準強度は22.1N/mm2であり，評定書の適用範囲内（21～42N/mm2）である
  - アンカーボルト材料はSNR400であり，評定書の適用範囲内である
  - 接着材は評定書で指定された材料である
  - アンカーボルト径M60は評定書の適用範囲内（30～60mm）である

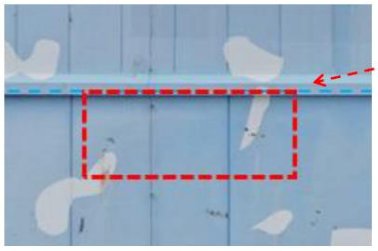
- 本アンカーボルトは無機系材料（セメント系）を使用しており，耐久性や耐放射線性はコンクリート躯体同等である

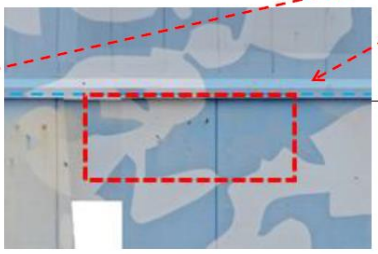
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

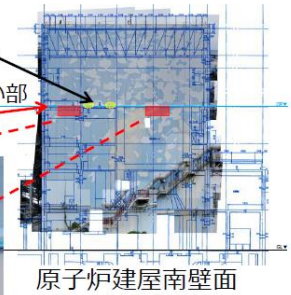
原子炉建屋接触部の状況について（1）

- 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。









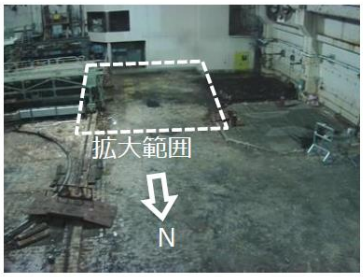
原子炉建屋南壁面
合成写真

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。

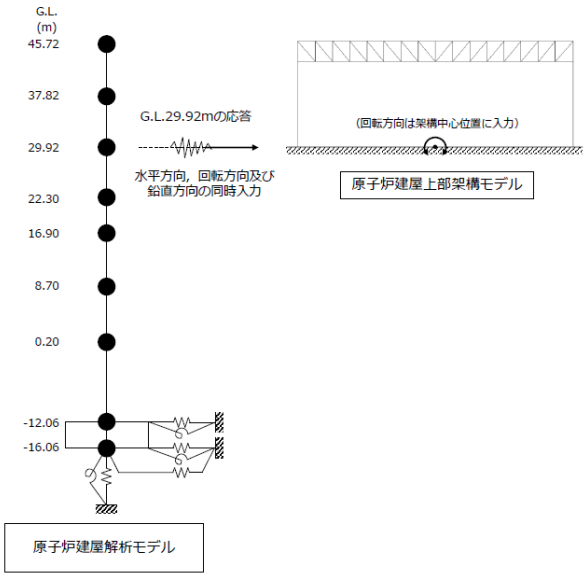


図 4.3.9-1　入力地震動の概念図

©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。

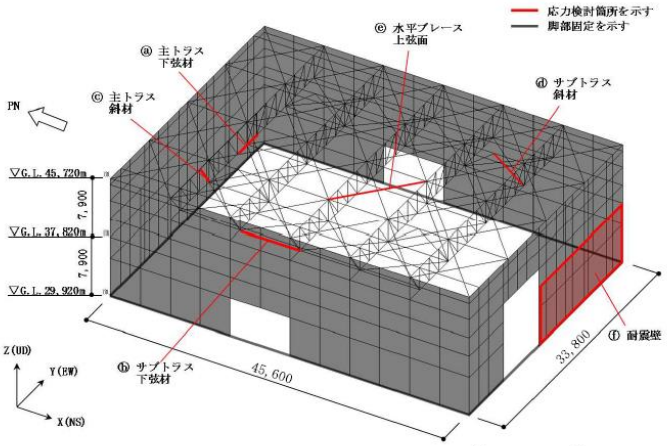


図 4.3.9-2　原子炉建屋上部架構の地震応答解析モデル

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

TEPCO

■ 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

TEPCO

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

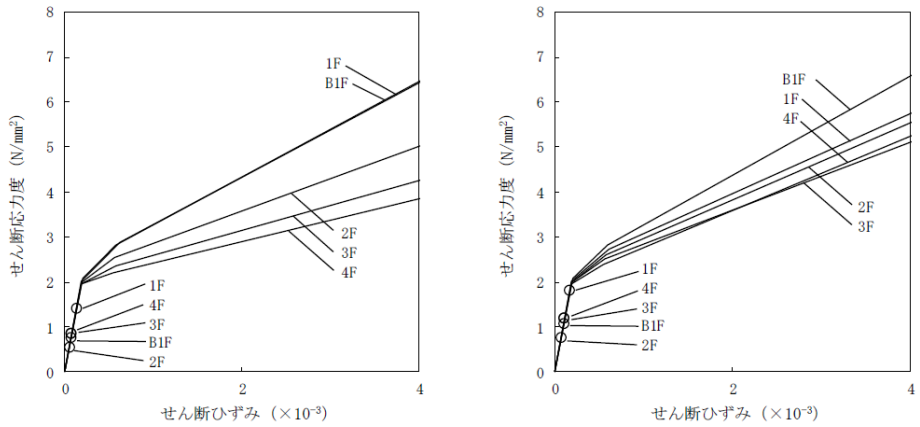
部 位*1			部材形状(mm) <使用材料>	地震波入力方向 (位置) *2	せん断ひずみ ($\times10^{-3}$)	判定
耐震壁	ⓕ	建屋南側 5F	t=200 <Fc22.1>	Ss-1+EW+UD (A)	0.24	O.K.

＊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。

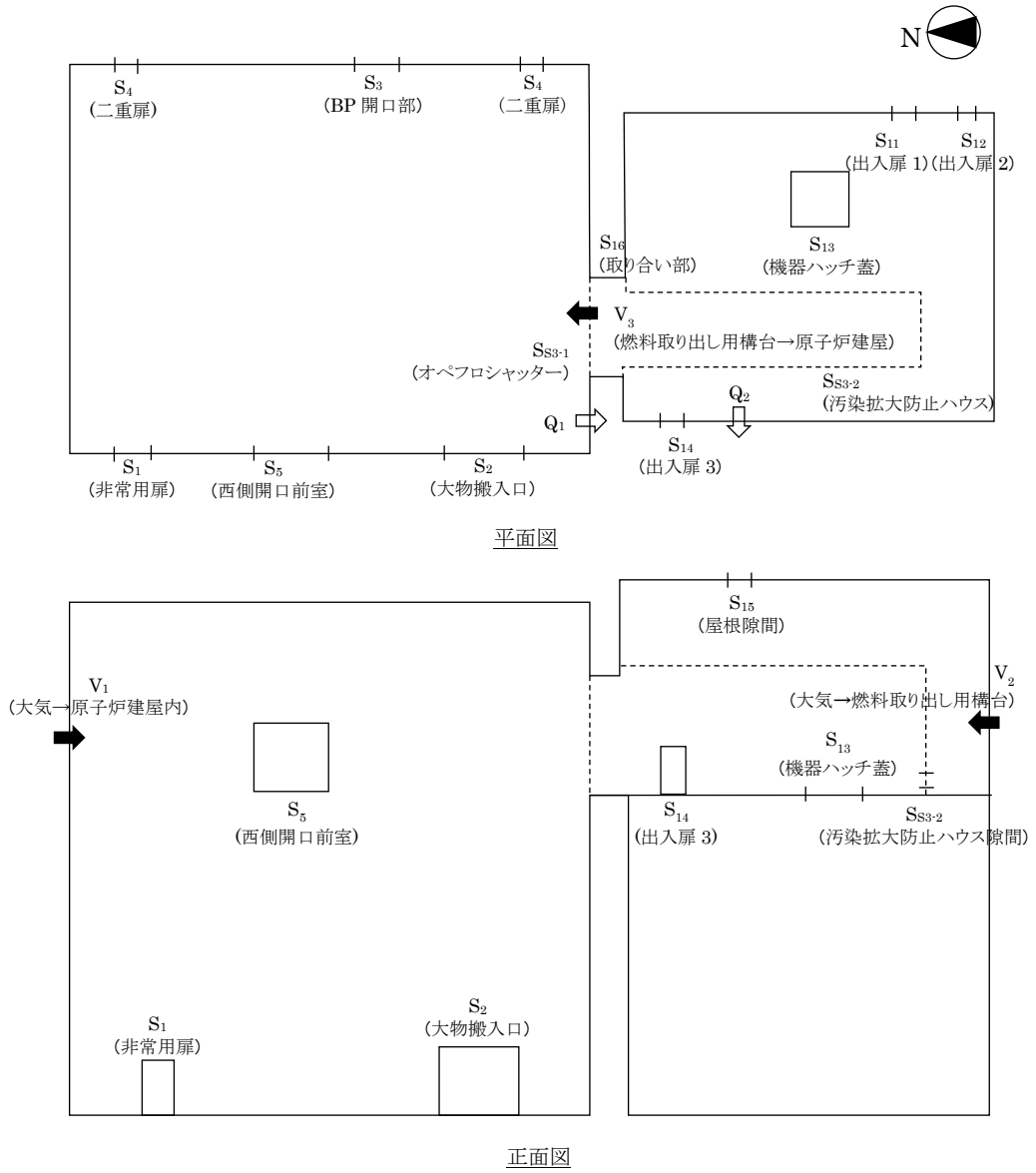


図 1 評価モデル

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。

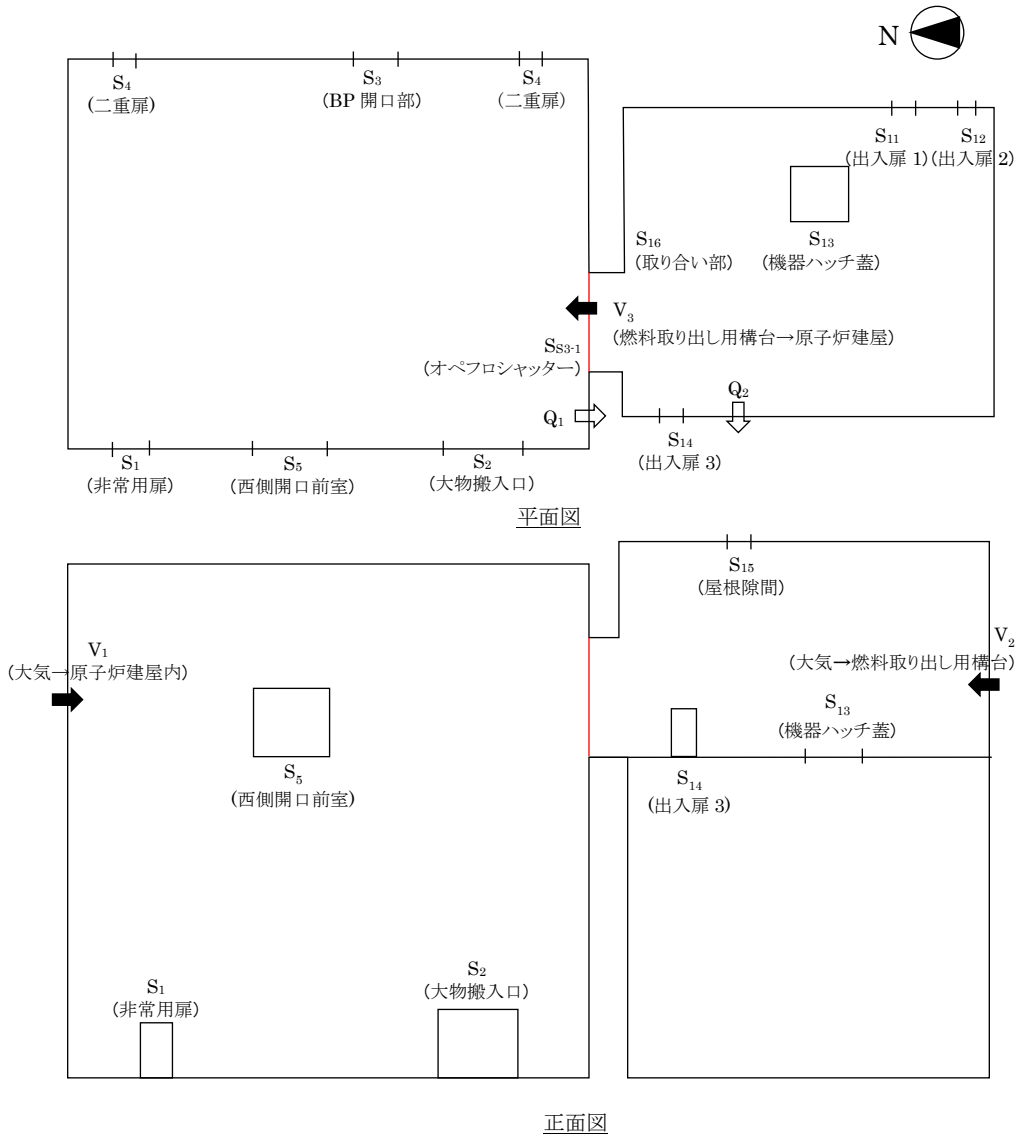


図 2 オペフロシャッター閉時 評価モデル

(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。

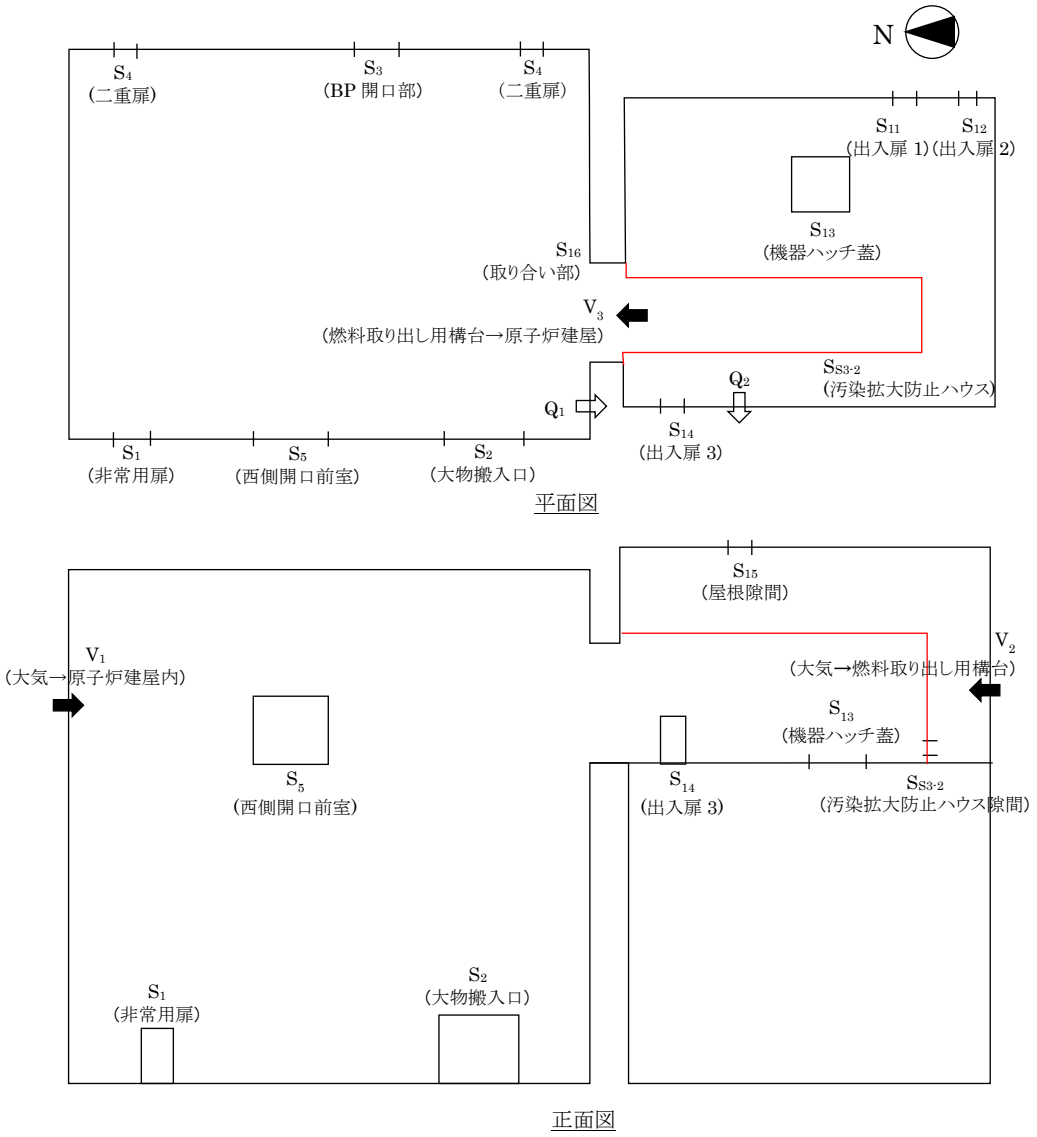


図 3 オペフロシャッター開時 評価モデル

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

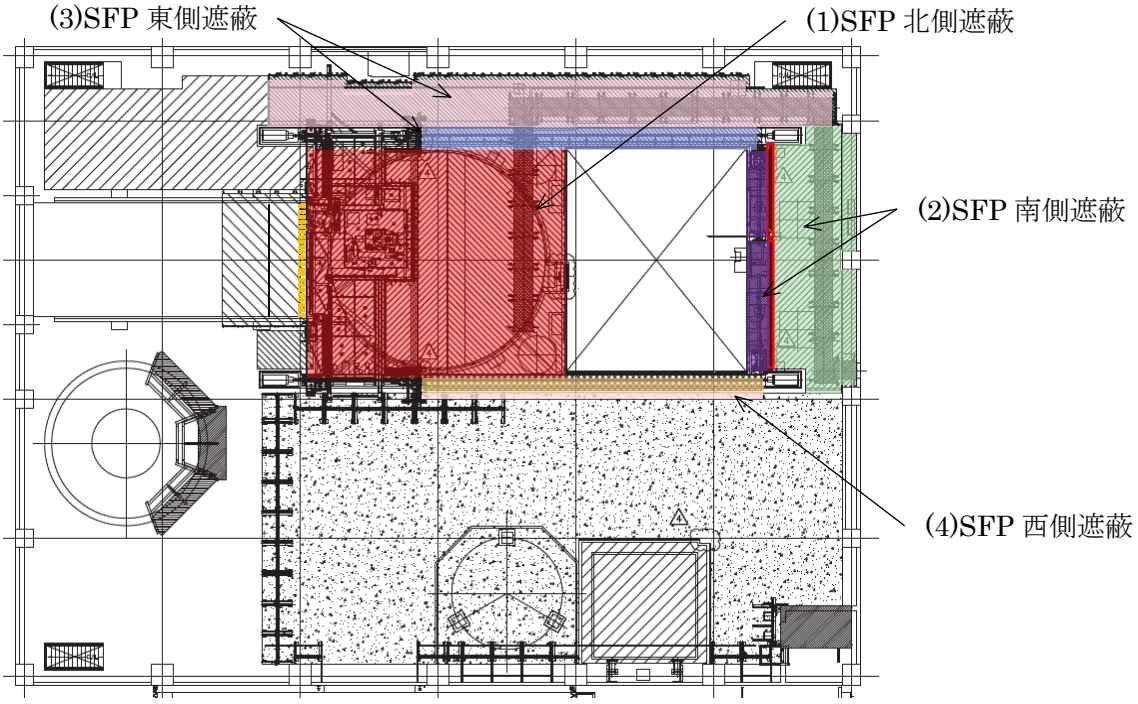


図 1 使用済燃料プール周りに設置する遮蔽体

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。

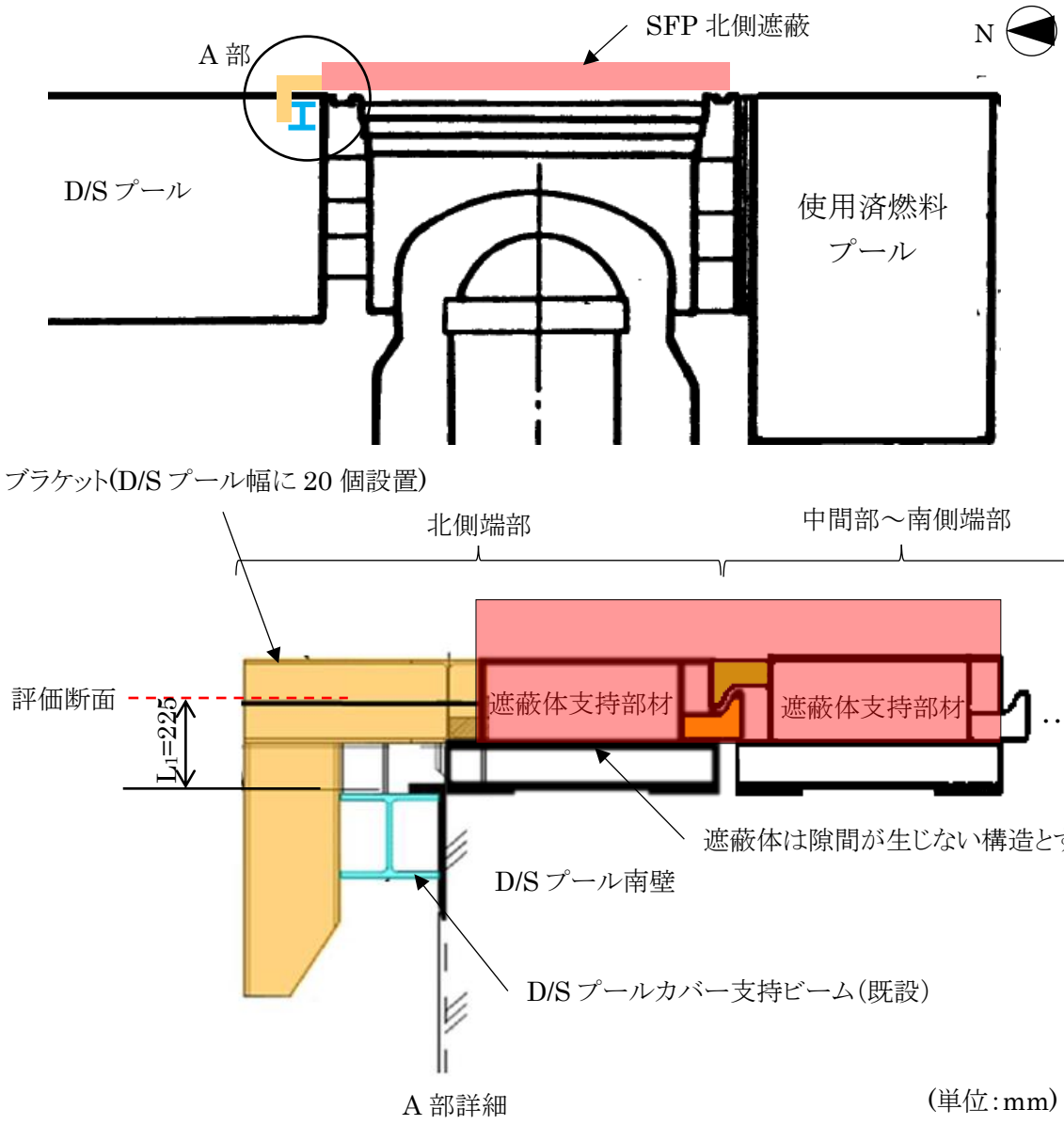


図 2 SFP 北側遮蔽 評価対象部

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。

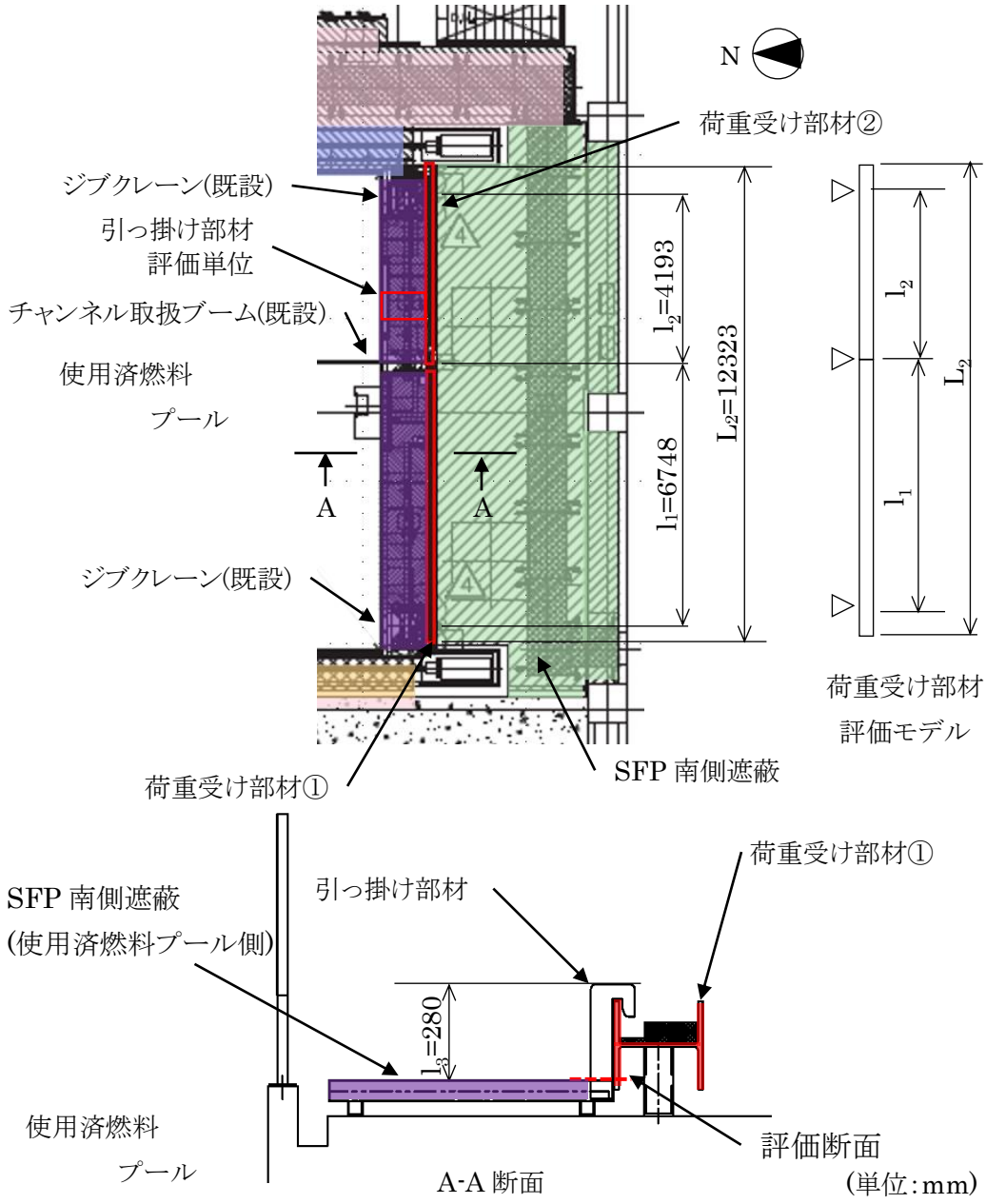


図 3 SFP 南側遮蔽体 評価対象部

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。

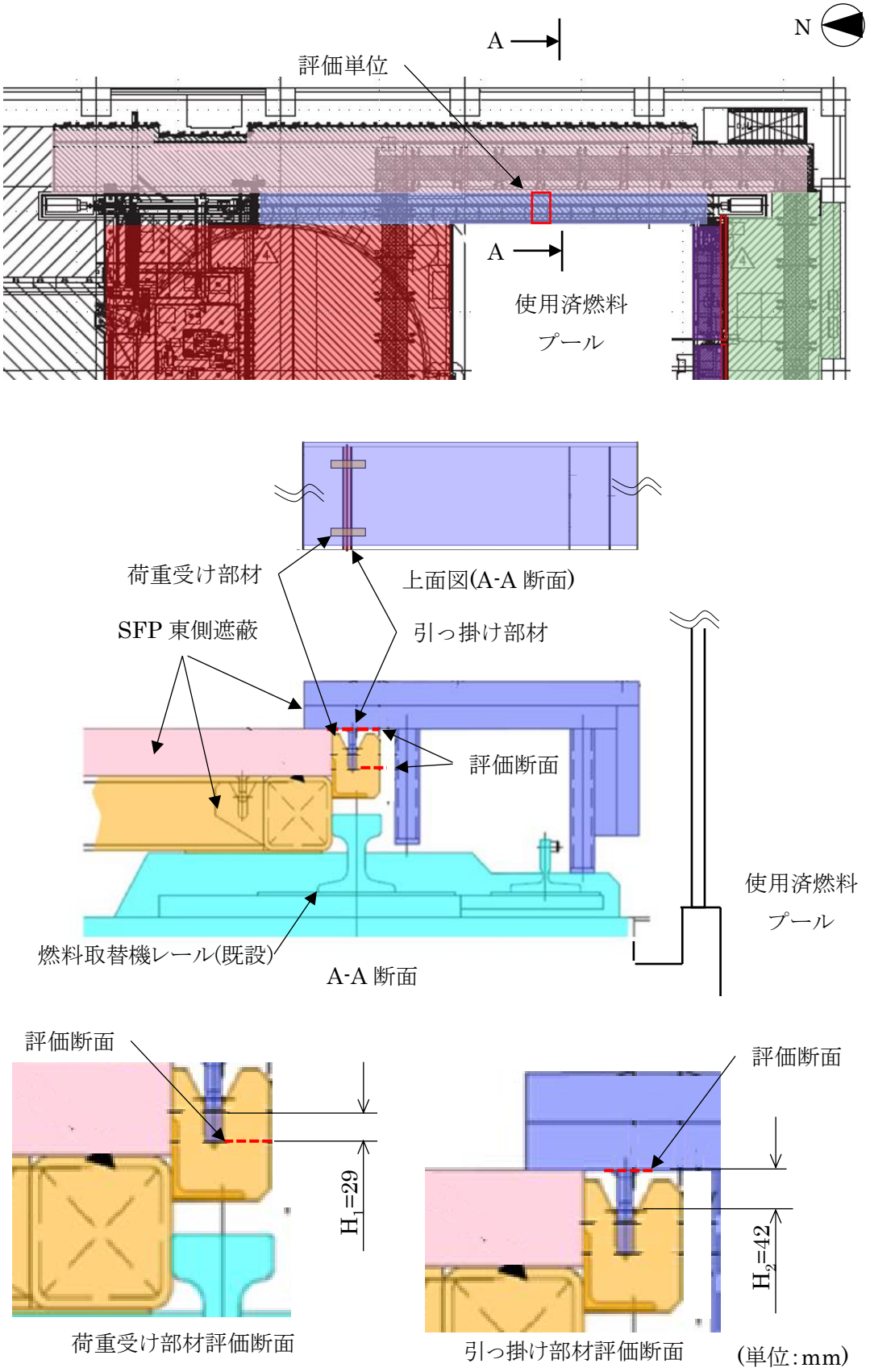


図 4 SFP 東側遮蔽体 評価対象部

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。

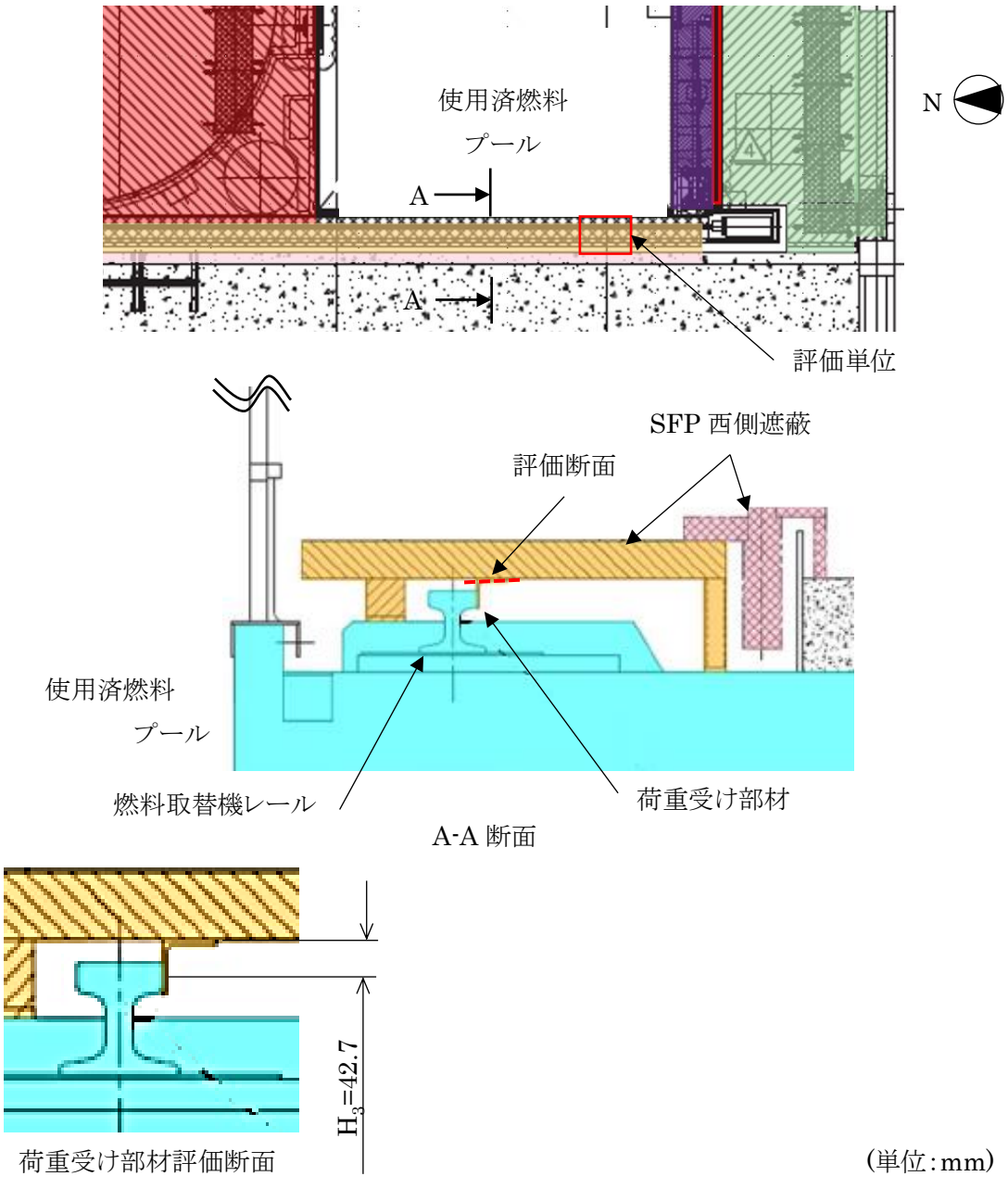


図 5 SFP 西側遮蔽 評価対象部

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

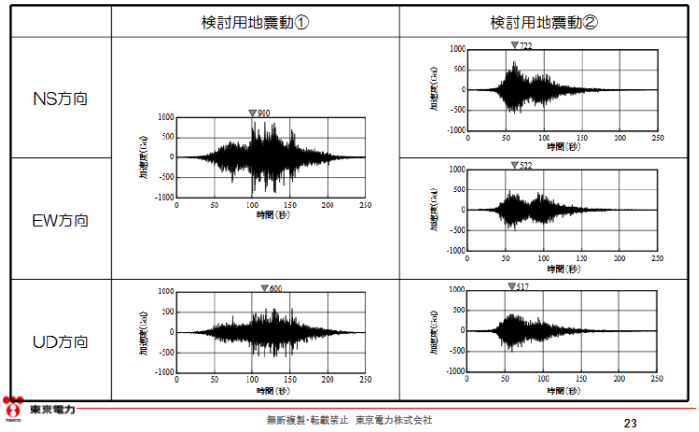
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

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



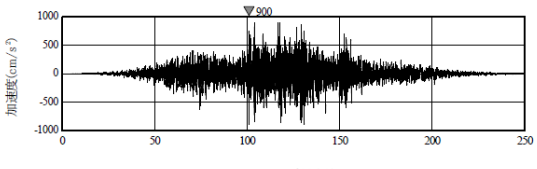
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

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

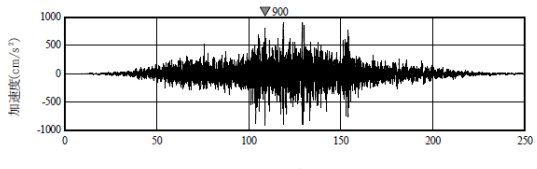
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

検討に用いる地震動の概要（水平二方向の検討に関して）

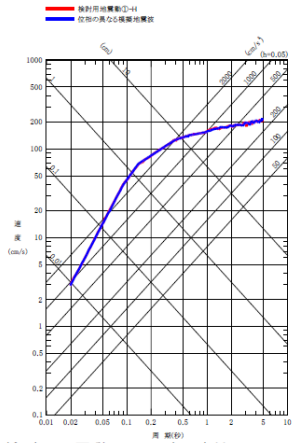
- 水平二方向の影響評価を実施するに当たっては，水平2方向及び鉛直方向地震力の同時入力を行う。
- 影響評価に当たっては，全く同じ地震動が同時に水平2方向に入力されることは現実的に考えにくいことから，検討用地震動①を作成した方法と同一の方法で，目標とする応答スペクトルに適合する位相の異なる模擬地震波を利用する。
- なお，検討用地震動①-Hの位相が，2011年東北地方太平洋沖地震において福島第一原子力発電所敷地内の地震観測記録のNS方向の位相を基に作成していることから，模擬地震波はそれと直交するEW方向の位相を基に作成する。



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

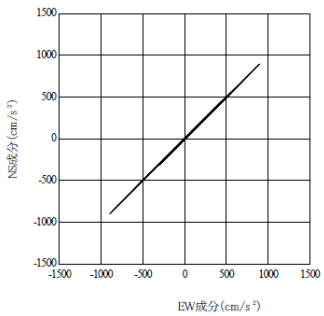


図1 検討用地震動
水平2方向の加速度成分のオービット

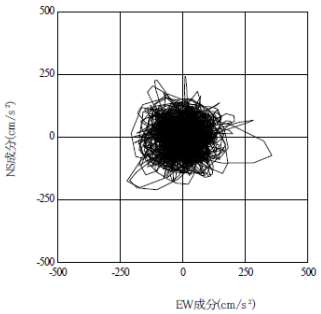


図2 2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録
水平2方向の加速度成分のオービット

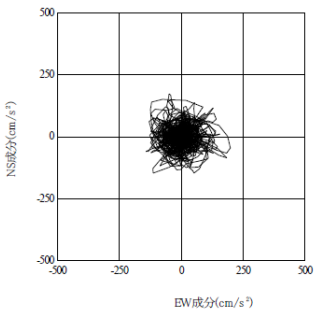


図3 2021年2月13日福島県沖地震の観測記録
水平2方向の加速度成分のオービット

©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。

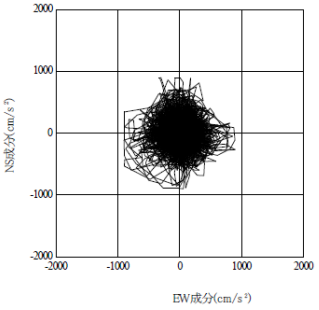


図4 検討用地震動①と
位相の異なる模擬地震波の
水平2方向の加速度成分のオービット

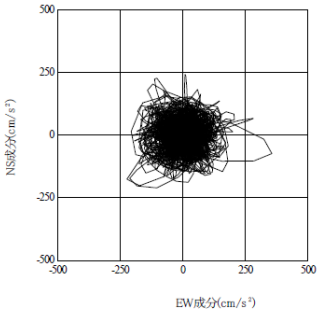


図2 2011年東北地方太平洋沖地震の観測記録
水平2方向の加速度成分のオービット

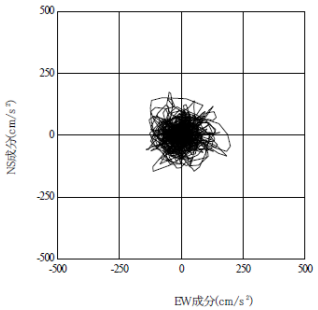
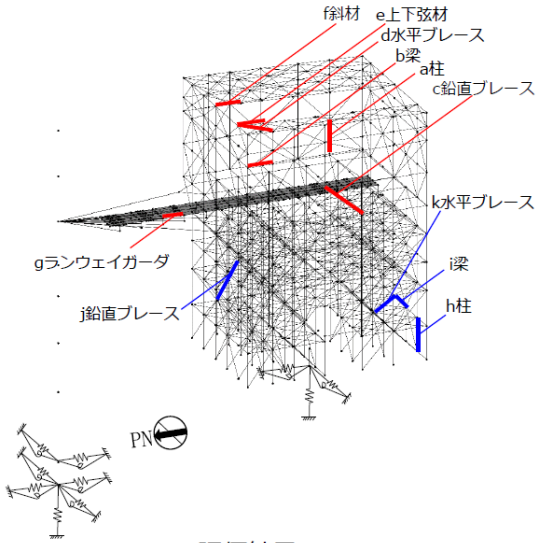


図3 2021年2月13日福島県沖地震の観測記録
水平2方向の加速度成分のオービット

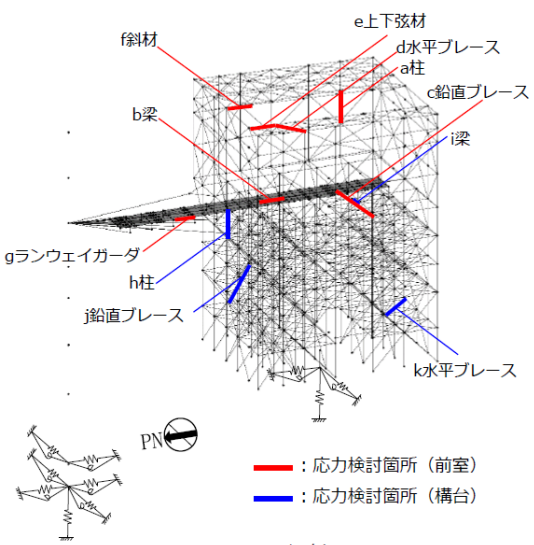
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

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

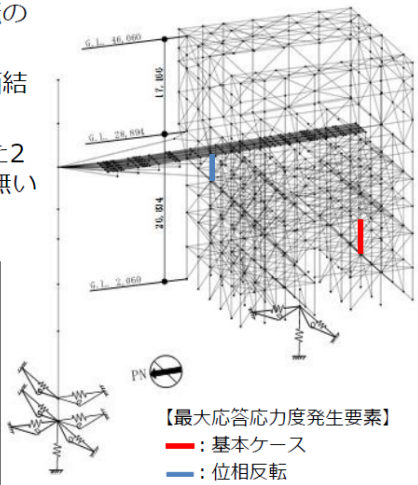
		Ss600 評価結果		1/2Ss450 評価結果	
	圧縮限界強度 σv (N/mm²)	設備位置	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm²)	設備位置	最大圧縮面圧 σ_D (N/mm²)
西側	43.00	(A)	10.83	(A)	8.80
東側	43.00	(A)	10.83	(A)	8.86

©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		

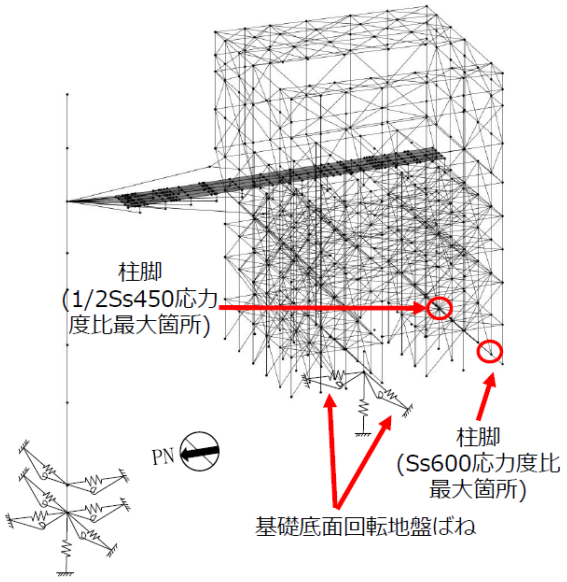


最大応答応力度発生要素位置

©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】

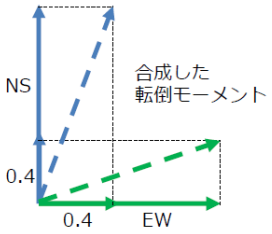
基礎スラブの地震時検討用応力の比較（全体）

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。

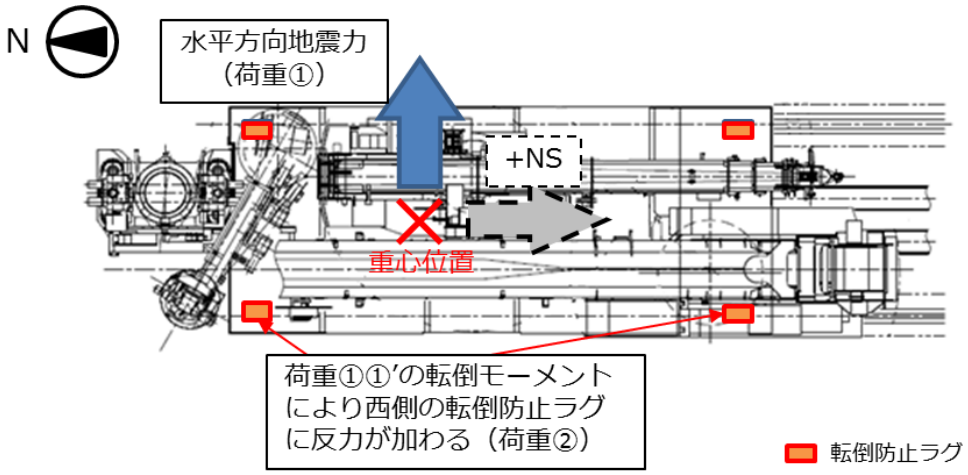


図 1-1 燃料取扱設備荷重経路の概略図(平面)

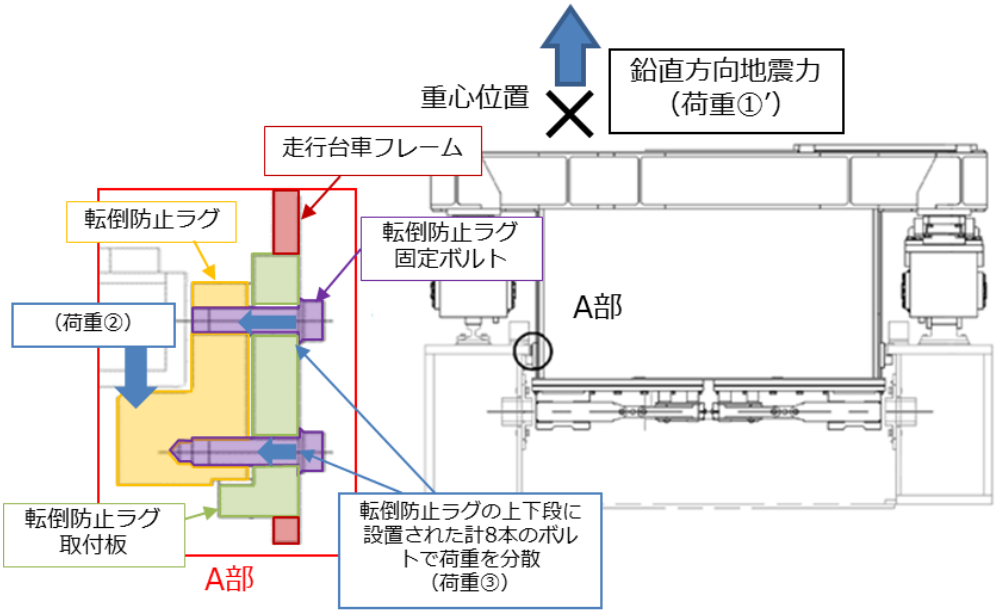


図 1-2　燃料取扱設備荷重経路の概略図(南側から見た図)

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。

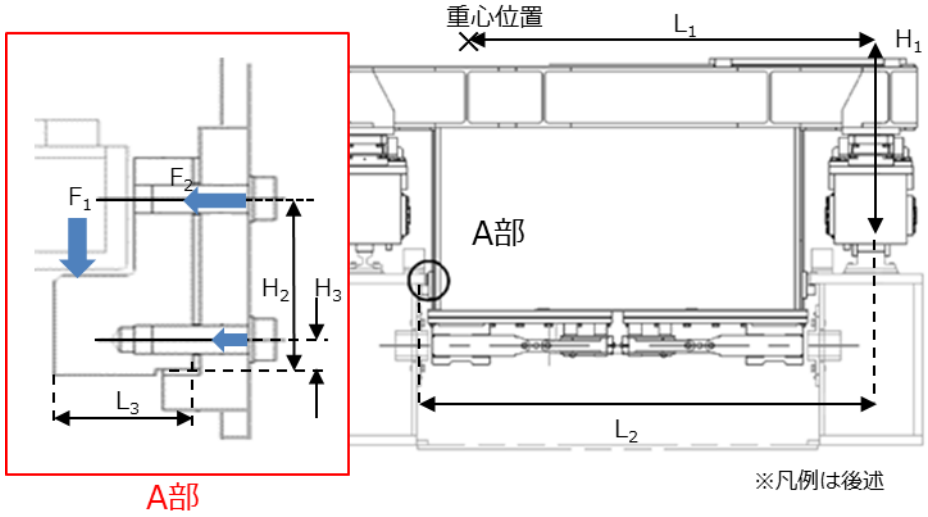


図　2　燃料取扱設備　停止時の計算モデル

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/s^2)
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 (mm^2)

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。

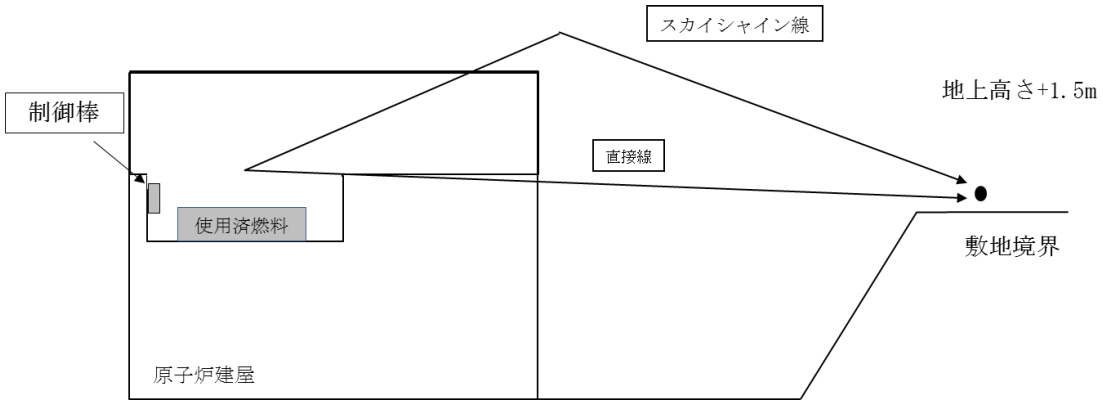


図 1 評価モデルの概要

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

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。

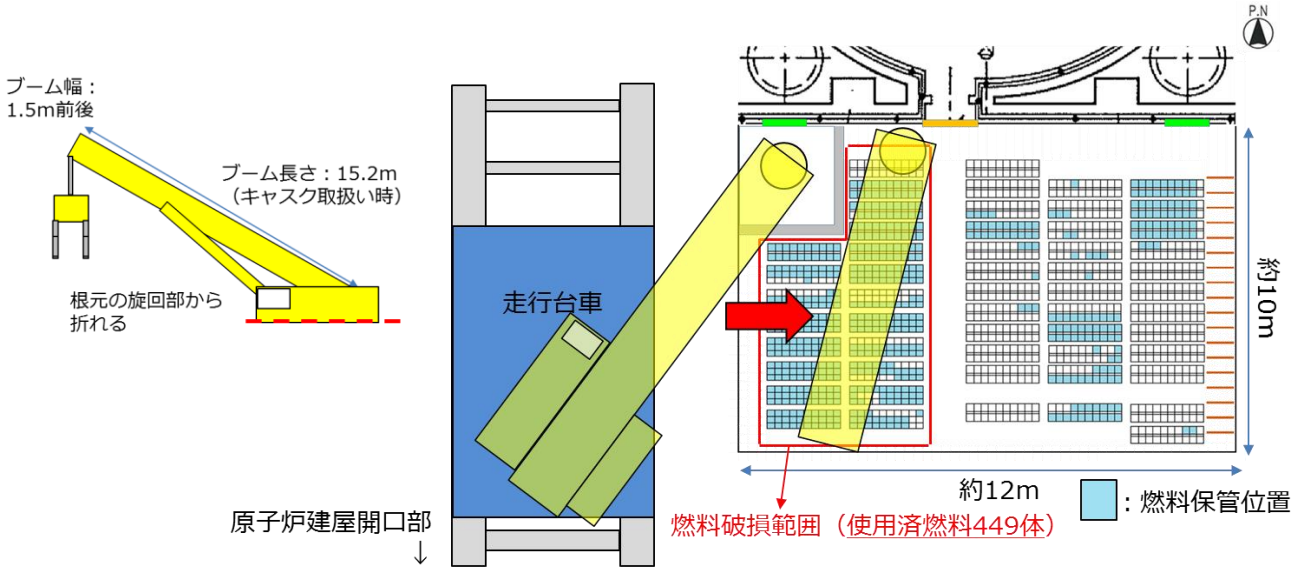


図 2 評価モデルの概要

(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. 放出されたよう素は，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　線量当量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は，地上放出されるものとし，これによる実効線量の計算は，次の仮定に基づいて行う。

a. 敷地境界外の地表空気中濃度は，設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。なお，相対濃度（χ／Q）は保守的な評価となる設置許可申請書記載の２号機の主蒸気管破断（地上放出）の値 2.0×10^{-5}s/m^3 を適用する。

b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は，設置許可申請書添付書類六の「5.5　安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。なお，相対線量（D／Q）は保守的な評価となる設置許可申請書記載の２号機の主蒸気管破断（地上放出）の値 2.4×10^{-19}Gy/Bq を適用する。

(2) 評価方法

設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」ならびに「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。

よう素の内部被ばくによる実効線量H_I（Sv）は，(1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots (1)$$

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）

希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量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，希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量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 1.1×10^{-1}mSv	約 1.3×10^{-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については，2.1 と 2.2 に示す評価結果を合算し約 1.4×10^{-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）

3.1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。

3.1.1　核分裂生成物の放出量

(1) 評価方法

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

3.1.2　線量当量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は，地上放出されるものとし，これによる実効線量の計算は，次の仮定に基づいて行う。

a. 敷地境界外の地表空気中濃度は，設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。なお，相対濃度（χ／Q）は設置許可申請書記載の２号機の主蒸気管破断（地上放出）の値 $2.0\times10^{-5}s/m^3$ を適用する。

b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は，設置許可申請書添付書類六の「5.5　安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。なお，相対線量（D／Q）は設置許可申請書記載の２号機の主蒸気管破断（地上放出）の値 $2.4\times10^{-19}Gy/Bq$ を適用する。

(2) 評価方法

設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」ならびに「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。

よう素の内部被ばくによる実効線量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：$1.6\times10^{-7}Sv/Bq$，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）

希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量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，希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量H_{β}（Sv）は，(3)式で計算する。

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

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 1.7×10^{-3}mSv	約 1.9×10^{-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，ならびに 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.　放出されたよう素は，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 線量当量の評価 (1) 評価の前提 大気中へ放出される核分裂生成物は，地上放出されるものとし，これによる実効線量の計算は，次の仮定に基づいて行う。 a. 敷地境界外の地表空気中濃度は，設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。なお，相対濃度（χ／Q）は保守的な評価となる設置許可申請書記載の２号機の主蒸気管破断（地上放出）の値 $2.0\times10^{-5}s/m^3$ を適用する。 b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は，設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。なお，相対線量（D／Q）は保守的な評価となる設置許可申請書記載の２号機の主蒸気管破断（地上放出）の値 $2.4\times10^{-19}Gy/Bq$ を適用する。	(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。 よう素の内部被ばくによる実効線量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) 希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量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，希ガスのβ線外部被ばくによる実効線量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)