Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備

1　設計，設備について考慮する事項

1.1　原子炉等の監視

＜１～４号機＞

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

○　緊急時に必要な対応手順を整備する。

＜５・６号機＞

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

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

1.2　残留熱の除去

＜１～４号機＞

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

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

＜５・６号機＞

○　原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（Ⅱ.2.19 参照），残留熱除去系（Ⅱ.2.22 参照），非常用炉心冷却系（Ⅱ.2.23 参照）等の原子炉冷却系統設備及び補機冷却系等の冷却に必要な設備（Ⅱ.2.22 参照），復水補給水系（Ⅱ.2.24 参照）等冷却水を補給し，水質を管理するために必要な設備（Ⅱ.2.25 参照）並びにこれらに関連する設備（Ⅱ.2.21，Ⅱ.2.34 参照）を健全な状態に維持・管理することにより，冷温停止を維持・継続する。

1.3　原子炉格納施設雰囲気の監視等

＜１～４号機＞

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

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

＜５・６号機＞

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

1.4　不活性雰囲気の維持

＜1～4号機＞

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

1.5　燃料取出し及び取り出した燃料の適切な貯蔵・管理

＜１～４号機＞

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

＜５・６号機＞

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

1.6　電源の確保

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

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

1.7　電源喪失に対する設計上の考慮

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

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

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

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

1.8　放射性固体廃棄物の処理・保管・管理

○ 廃棄物の性状に応じた適切な処理

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

○ 十分な保管容量の確保

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

○ 遮蔽等の適切な管理

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

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

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

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅱ.2.10，Ⅱ.2.17，Ⅱ.3.2

1.9　放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

＜１～４号機＞

○ 廃棄物の発生量の抑制及び放射性物質濃度低減のための適切な処理

多核種除去設備で処理した放射性液体廃棄物については，処理済水の貯蔵を行う。

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

○ 十分な保管容量確保

タンクの増設や処理済水の低減により，保管容量の確保に努める。

○ 遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止等

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

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

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

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

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

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅱ.2.5，Ⅱ.2.6，Ⅱ.2.16，Ⅱ.3.2

＜５・６号機＞

○ 廃棄物の発生量の抑制及び放射性物質濃度低減のための適切な処理

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

○ 十分な保管容量確保

タンクの増設や構内散水による滞留水量の低減により，保管容量の確保に努める。

○ 漏えい防止・汚染拡大防止等

機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用し，漏えい防止を行う。また，機器の周辺に一部土嚢等を設け，汚染拡大防止の対策を講じる。

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

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

○ 漏えい及び汚染拡大し難い構造物（処理・貯蔵施設）

機器の周辺に一部土嚢等を設け，漏えいの拡大の防止対策を講じることにより，万が一漏えいしても漏えい水が排水路等を通じて所外へ流出しないようにする。

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅱ.2.33，Ⅱ.3.2

1.10 放射性気体廃棄物の処理・管理

＜１～４号機＞

○ 廃棄物の放出量の抑制

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

○ 適切な処理・管理

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

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

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

＜５・６号機＞

５・６号機の原子炉建屋常用換気系は，放射性物質の系外放出を防止するため，建屋の給排気ケーシング内に高性能フィルタを設置し，建屋の負圧を維持しつつ連続運転している。また，原子炉建屋の放射能レベルが上昇した場合は，原子炉建屋常用換気系が隔離され，非常用ガス処理系が自動起動することで放射性物質をフィルタで除去する。（Ⅱ.2.26，Ⅱ.2.29 参照）

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅱ.3.2

1.11 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等

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

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

線量低減の基本的考え方

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

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅱ.3.2，Ⅱ.3.3，Ⅱ.3.4

1.12 作業者の被ばく線量の管理等

○ 現存被ばく状況における放射線防護の基本的な考え方

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

○ 所要の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置の範囲

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

○ 遮へい，機器の配置，遠隔操作，換気，除染等

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

○ 放射性物質の漏えい防止

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

○ 放射線被ばく管理

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

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

詳細は，下記の項目を参照。

Ⅱ.3.1

1.13 緊急時対策

○ 緊急時対策所については，緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策の実施を統括管理するための施設として使用可能な状態に整備し，事故時に作業員等の避難時に必要となる安全避難経路については，各作業場所から指定避難場所への退避，発電所からの避難について発電所構内人員に周知することにより確保する等，緊急時に必要な施設については『福島第一原子力発電所原子力事業者防災業務計画』に従い整備する。

また，緊急時の資機材等については，原子力防災資機材及び原子力防災資機材以外の資機材について『福島第一原子力発電所原子力事業者防災業務計画』に従い使用可能な状態に整備する。

○ 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の冷却温度，未臨界状態など主要なパラメータ及び運転状況の集中的な監視により異常の状態を把握する。事故時等の緊急時においては，必要により緊急時サイレン，所内放送，ページング，電力保安通信用電話設備等を使用し，特定原子力施設内の人員に的確な指示を実施する。

発電所と社内必要箇所との通信連絡には，電力保安通信用電話設備・ＴＶ会議システムを使用する。発電所と事業者本店間を接続する電力保安通信用回線は，光通信回線及び無線通信回線による多重化・多様性を備えている。発電所と社外必要箇所との通信連絡には，電気通信事業者(NTT 等)の有線電話・ファクシミリ装置・携帯電話・衛星携帯電話を使用する。複数の通信手段を組み合わせることにより，多重性・多様性を確保した構成とする。

なお，社外必要箇所との通信連絡手段として，平成２５年度に原子力規制庁が整備する統合原子力防災ネットワークに接続する計画である。

1.14 設計上の考慮

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

(1) 準拠規格及び基準

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

(2) 自然現象に対する設計上の考慮

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

(3) 外部人為事象に対する設計上の考慮

- 想定される外部人為事象としては，航空機落下，ダムの崩壊及び爆発が挙げられる。これらの事象については問題とならないことが福島第一原子力発電所設置許可申請書にて審査され，許可されている。
- 安全機能を有する構築物，系統及び機器に対する第三者の不法な接近，妨害破壊行為及び核物質の不法な移動を未然に防止するため，下記の措置を講ずる。
  - ① 安全機能を有する構築物，系統及び機器を含む区域を設定し，それを取り囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて，これらの区域への接近管理，入退域管理を徹底する。
  - ② 探知施設を設け，警報，映像監視等，集中監視する設計とする。
  - ③ 外部との通信設備を設ける。

(4) 火災に対する設計上の考慮

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

(5) 環境条件に対する設計上の考慮

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

(6) 共用に対する設計上の考慮

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

(7) 運転員操作に対する設計上の考慮

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

(8) 信頼性に対する設計上の考慮

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

(9) 検査可能性に対する設計上の考慮

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

2　特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画

2.1　原子炉圧力容器・格納容器注水設備

2.1.1　基本設計

2.1.1.1　設置の目的

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

2.1.1.2　要求される機能

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

2.1.1.3　設計方針

2.1.1.3.1　新設設備の設計方針

(1)　構造強度及び機能の維持

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

(2)　漏えい監視

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

(3)　異常時への対応機能

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

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

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

(4)　火災防護

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

2.1.1.3.2　既設設備の設計方針

(1)　耐震性

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

(2)　系統流量

原子炉等を適切に冷却するのに必要な冷却水の流量を確保できることを確認する。

2.1.1.4　供用期間中に確認する項目

(1)　崩壊熱相当注水量以上で原子炉へ注水できること。

(2)　原子炉圧力容器底部温度が 100℃未満であること。

2.1.1.5　主要な機器

(1)　設備概要（添付資料－１参照）

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

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

系統の構成にあたっては，それぞれの設備で多重化を図り，機器の故障等による機能喪

失を防止するよう構成する。

(2)　注水ポンプ

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

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

(3)　タンク

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

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

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

(4)　原子炉注水ライン

常用，非常用高台炉注水ポンプ，タービン建屋内炉注水ポンプ，純水タンク脇炉注水ポンプ及びＣＳＴ炉注水ポンプは，ポンプ吐出ラインをそれぞれ独立したラインで構成する他，常用，非常用高台炉注水ポンプは水源からポンプまでのラインも，処理水バッファタンクとろ過水タンクからの独立した系統構成とすることで，多様性を向上させ，系の漏えい等に伴う系統を隔離しての補修作業や系統単独での作動確認が実施できる。

これらの系を構成するラインは，ポンプ定格流量にて注水した場合においても，有意な圧力損失及び流体振動等が発生しないよう考慮する。また，耐圧ホース及びフレキシブルチューブの敷設にあたっては，許容された半径を満足する様に配置するとともに，ホース

類の敷設にあたっては，温度上昇による強度への影響を考慮し，道路脇の芝生上に敷設するなど可能な限りアスファルトを避けて敷設する。

(5)　電源

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

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

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

(6)　その他

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

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

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

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

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

2.1.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

原子炉注水系は，機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが，津波等により万が一，複数設備の機能が同時に喪失した場合は，水源の損傷状況や現場状況に応じて，新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い，原子炉注水を再開する。

(2)　火災

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

2.1.1.7　構造強度及び耐震性（添付資料－２参照）

(1)　構造強度

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

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

(2)　耐震性

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

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

2.1.2　基本仕様

2.1.2.1　主要仕様

(1)　常用高台炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

台　　数	3
容　　量	20m^3/h（１台あたり）
揚　　程	113m

(2)　非常用高台炉注水ポンプ（完成品）（Ｄ／Ｇ電源）

台　　数	3
容　　量	20m^3/h（１台あたり）
揚　　程	113m

(3)　純水タンク脇炉注水ポンプ（完成品）（外部電源及びＤ／Ｇ電源）

台　　数	3
容　　量	37 m^3/h（１台あたり）
揚　　程	93m

(4)　タービン建屋内炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

１号機

台　　数	2
容　　量	12 m^3/h（１台あたり）
揚　　程	70m

２，３号機

台　　数	２号機　2，３号機　2
容　　量	10m^3/h（１台あたり）
揚　　程	70m

(5)　ＣＳＴ炉注水ポンプ（完成品）（外部電源）

台　　数	１号機　2
	２号機　2
	３号機　2
容　　量	20m^3/h（１台あたり）
揚　　程	70m

(6)　処理水バッファタンク（完成品）

基　　数　　1

容　　量　　1000m^3

(7)　復水貯蔵タンク（ＣＳＴ）

基　　数　　１号機　1

２号機　1

３号機　1

容　　量　　１号機　　1900m^3

２／３号機　2500 m^3

(8)　ろ過水タンク

基　　数　　2

容　　量　　8000 m^3（１基あたり）

(9)　純水タンク

基　　数　　2

容　　量　　2000 m^3（１基あたり）

(10)原水地下タンク

基　　数　　1

容　　量　　970m^3

表２．１－１　主要配管仕様

名称	仕様	
【１～３号機高台炉注水ライン】 ポンプユニット （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch20S 65A／Sch20S 80A／Sch20S SUS304TP 1.4MPa 50℃
（フレキシブルチューブ）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 SUS304 1.4MPa 50℃
【１～３号機高台炉注水ライン】 注水ライン （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch20S SUS304TP 0.98MPa 50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 100A／Sch40 STPT370 0.98MPa 50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 STPG370 0.98MPa 50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	300A／Sch40 STPT410 0.98MPa 50℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch80 STPG370 0.98MPa 50℃
（フレキシブルチューブ）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 SUS316L 0.98MPa 50℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
（消防ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力	65A 相当 ポリエステル 1.0MPa 以上

名称	仕様	
【１～３号機純水タンク脇炉注水ライン】 ポンプユニット （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch20S 65A／Sch20S 80A／Sch40 SUS304TP 1.4MPa 50℃
【１～３号機純水タンク脇炉注水ライン】 注水ライン （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A／Sch20 200A／Sch20 SGP 0.98MPa 50℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃
（消防ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力	65A 相当 ポリエステル 1.0MPa 以上
【１～３号機タービン建屋内炉注水ライン】 ポンプユニット （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 SUS304TP 1.4MPa 50℃
【１～３号機タービン建屋内炉注水ライン】 注水ライン （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 STPG370 0.98MPa 50℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
【１～３号機ＣＳＴ原子炉注水ライン】 ポンプユニット （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃
【１～３号機ＣＳＴ原子炉注水ライン】 注水ライン （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A／Sch80 80A／Sch40 100A／Sch40 150A／Sch40 STPT410 0.96MPa 66℃

名称	仕様	
（ポリエチレン管）	呼び径	50A 相当 75A 相当 100A 相当 150A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	40℃

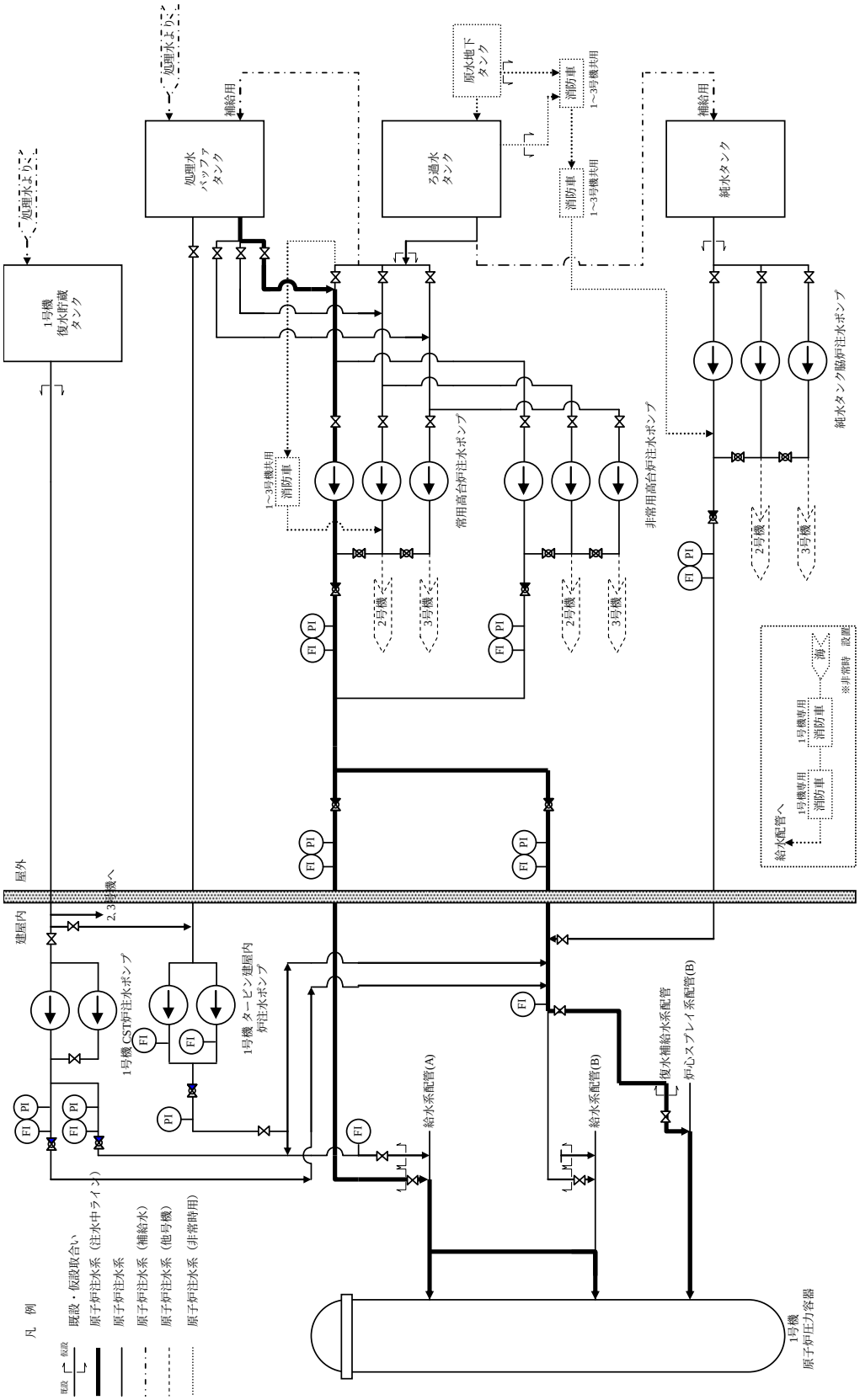
2.1.3　添付資料

添付資料－１　　原子炉圧力容器・格納容器注水設備系統概略図

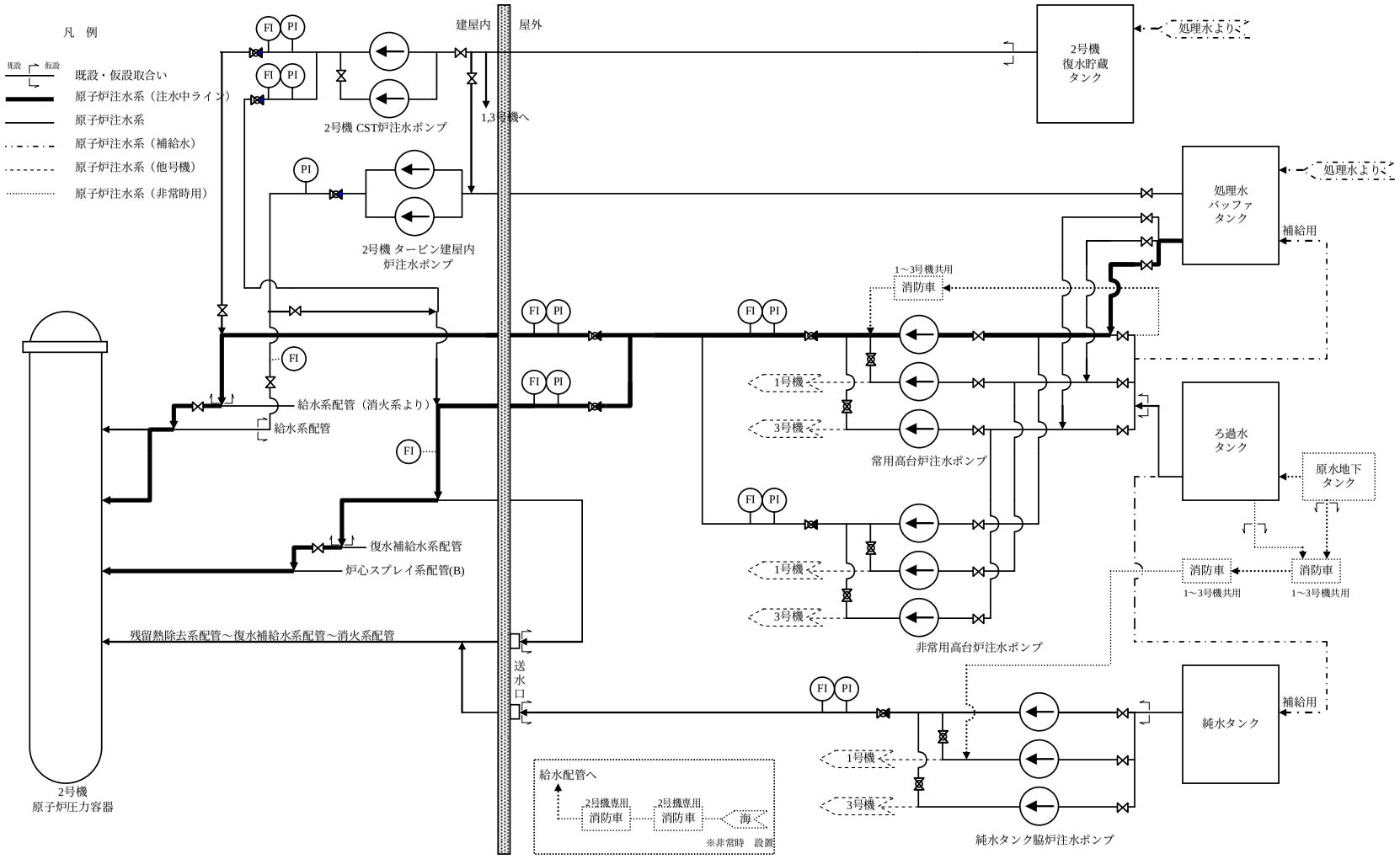
添付資料－２　　構造強度及び耐震性について

添付資料－３　　崩壊熱相当の注水量について

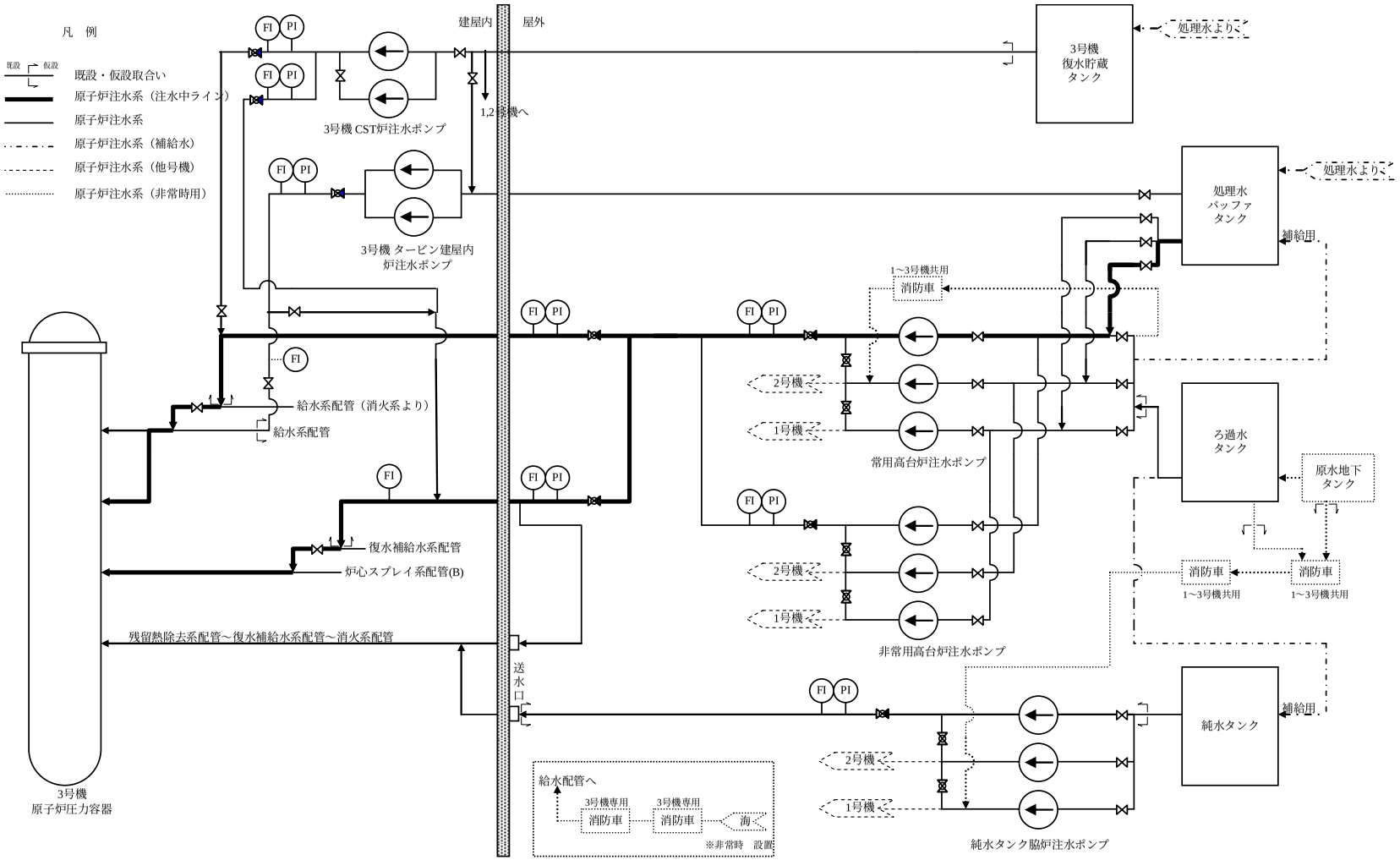
添付資料－４　　炉注入する処理水の水質目標値について



図－1　1号機原子炉圧力容器・格納容器注水設備系統概略図



図－２　２号機原子炉圧力容器・格納容器注水設備系統概略図



図－３　３号機原子炉圧力容器・格納容器注水設備系統概略図

構造強度及び耐震性について

1　新設設備の構造強度及び耐震性

1.1　ポンプ

1.1.1　常用高台炉注水ポンプ及び非常用高台炉注水ポンプ

1.1.1.1　構造強度

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

1.1.1.2　耐震性

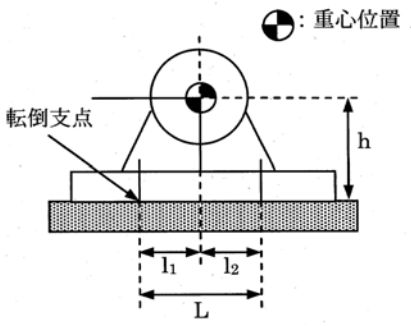
常用高台炉注水ポンプ及び非常用高台炉注水ポンプについては，ポンプユニットを，ダンパを有するトラックに搭載することにより耐震性を向上させるとともに，ボルト等で固定することで，転倒防止策を講じる。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されること，及びトラックが転倒しないことの評価を行った。なお，基準地震動 Ss に対する動的解析を行うことが困難であることから，耐震設計審査指針上の耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力による評価を行った。

(1)　ボルトの強度評価

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

表－１　常用及び非常用高台炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

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



図－１　ボルトの強度評価モデル

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

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

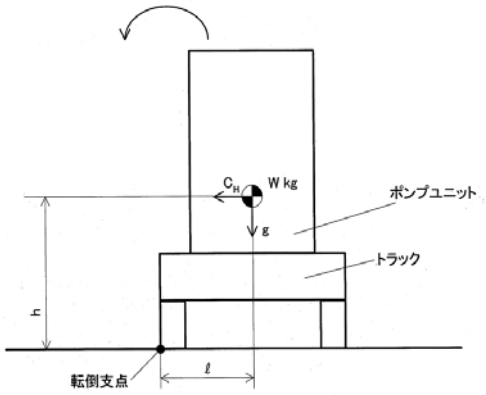
ボルトの引張応力：$\sigma_b = \frac{F_b}{n_f A_b}$

ボルトに作用するせん断力：$Q_b = mg(C_H+C_p)$

ボルトのせん断応力：$\tau b = \frac{Q_b}{nA_b}$

(2)　トラックの転倒評価

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



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

図－２　トラックの転倒評価モデル

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

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

1.1.2　純水タンク脇炉注水ポンプ

1.1.2.1　構造強度

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

1.1.2.2　耐震性

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

(1)　ボルトの強度評価

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

表－２　純水タンク脇炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

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

(2)　トラックの転倒評価

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

1.1.3　タービン建屋内炉注水ポンプ

1.1.3.1　構造強度

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

1.1.3.2　耐震性

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

(1)　ボルトの強度評価

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

表－３　タービン建屋内炉注水ポンプのボルトの強度評価結果

号機	応力分類	耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力による評価		耐震Ｓクラス設備に適用される静的地震力による評価	
		算出応力 ［MPa］	許容応力 ［MPa］	算出応力 ［MPa］	許容応力 ［MPa］
１Ｆ－１	引張応力	作用しない	190	2	190
	せん断応力	2	146	3	146
１Ｆ－２／３	引張応力	作用しない	120	3	207
	せん断応力	3	92	4	159

1.1.4　ＣＳＴ炉注水ポンプ

1.1.4.1　構造強度

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

1.1.4.2　耐震性

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

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

(1) ボルトの強度評価

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

1.2　タンクの構造強度及び耐震性

1.2.1　処理水バッファタンク

1.2.1.1　構造強度

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

1.2.1.2　耐震性

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

(1)　処理水バッファタンクの転倒評価

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

1.3　管の構造強度及び耐震性

1.3.1　鋼管

1.3.1.1　構造強度

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

表－４　原子炉注水系における鋼管の構造強度評価結果

	公称肉厚 [mm]	必要最小厚さ [mm]
【１～３号機高台炉注水ライン】 ポンプユニット	3.5	0.33
	3.5	0.42
	4.0	0.49
【１～３号機高台炉注水ライン】	4.0	0.35
	5.5	3.0
	6.0	3.4
	5.5	3.0
	10.3	3.8
	7.6	3.0
【１～３号機純水タンク脇炉注水ライン】 ポンプユニット	3.5	0.33
	3.5	0.42
	5.5	0.49
【１～３号機純水タンク脇炉注水ライン】	5.0	3.8
	5.8	3.8
【１～３号機タービン建屋内炉注水ライン】 ポンプユニット	5.5	0.33
【１～３号機タービン建屋内炉注水ライン】	5.5	2.4
	5.5	2.4
	8.2	3.8
【１～３号機ＣＳＴ炉注水ライン】 ポンプユニット	5.5	3.0
【１～３号機ＣＳＴ炉注水ライン】	5.5	2.4
	5.5	3.0
	6.0	3.4
	7.1	3.8

■ 内圧を受ける直管

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

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

t：管の計算上必要な厚さ（mm）
P：最高使用圧力（MPa）
D_0：管の外径（mm）
S：最高使用温度における「設計・建設規格　付録材料図　表　Part5 表 5」に規定する材料の許容引張応力（MPa）
η：長手継手の効率で，「設計・建設規格 PVC-3130」に定めるところによる。

表－５　炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

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

1.3.1.2　耐震性

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

1.3.2　フレキシブルチューブ

1.3.2.1　構造強度

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

1.3.2.2　耐震性

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

1.3.3　ポリエチレン配管

1.3.3.1　構造強度

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

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

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

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

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

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

表－６　ポリエチレン管の寸法の例（JWWA K 144）

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

1.3.3.2　耐震性

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

1.3.4　耐圧ホース及び消防用ホース

1.3.4.1　構造強度

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

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

2　既設設備の耐震性

2.1　配管

2.1.1　耐震性評価

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

表－７　原子炉注水系で使用する既設配管

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

表－８　基準地震動Ssによる地震力に対する既設配管の耐震性評価結果

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

2.1.2　配管支持構造物の点検結果（代表例を記載）

【１号機】

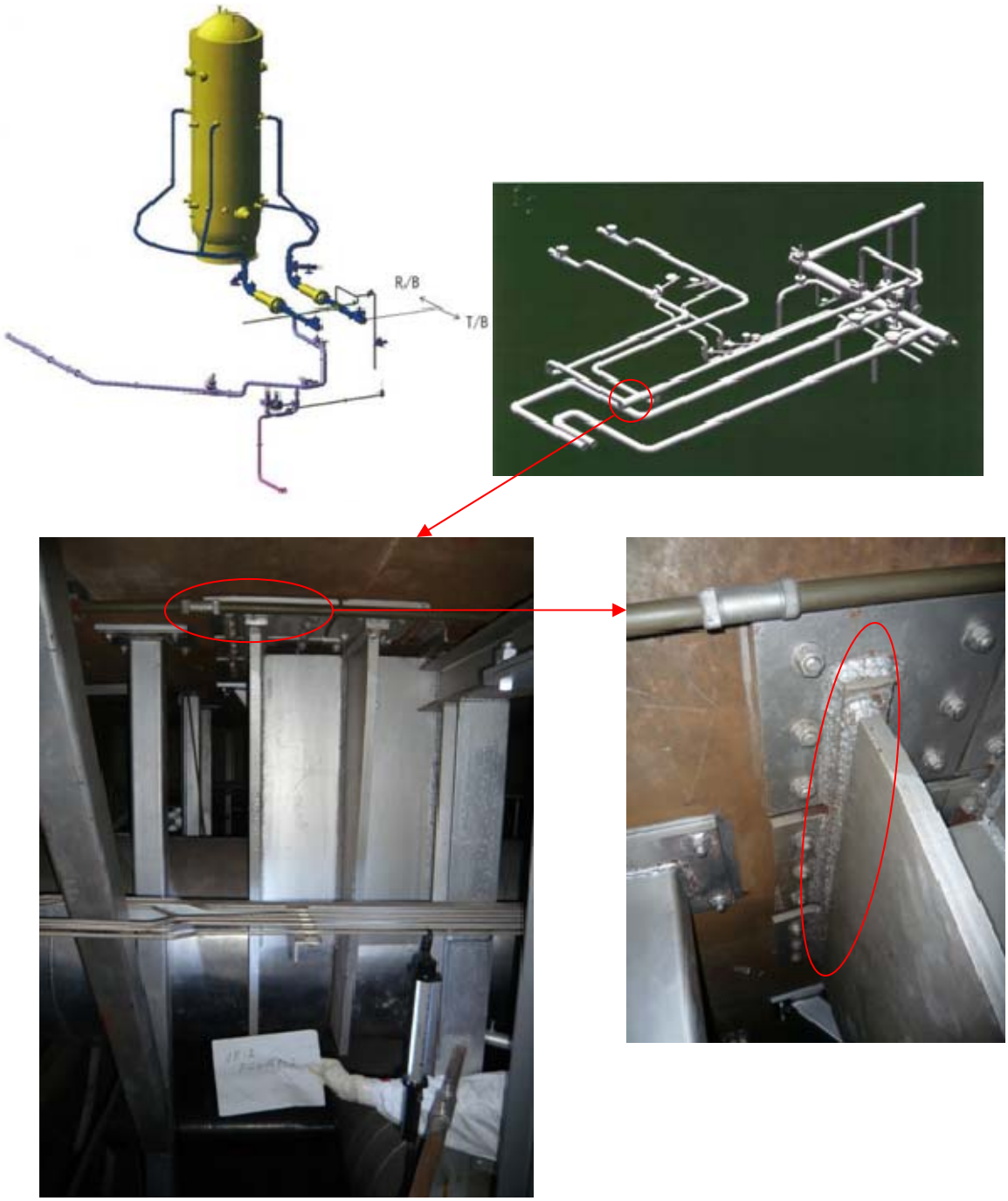
RE-FDW-16R



図－３　１号機の配管支持構造物の点検結果

【２号機】

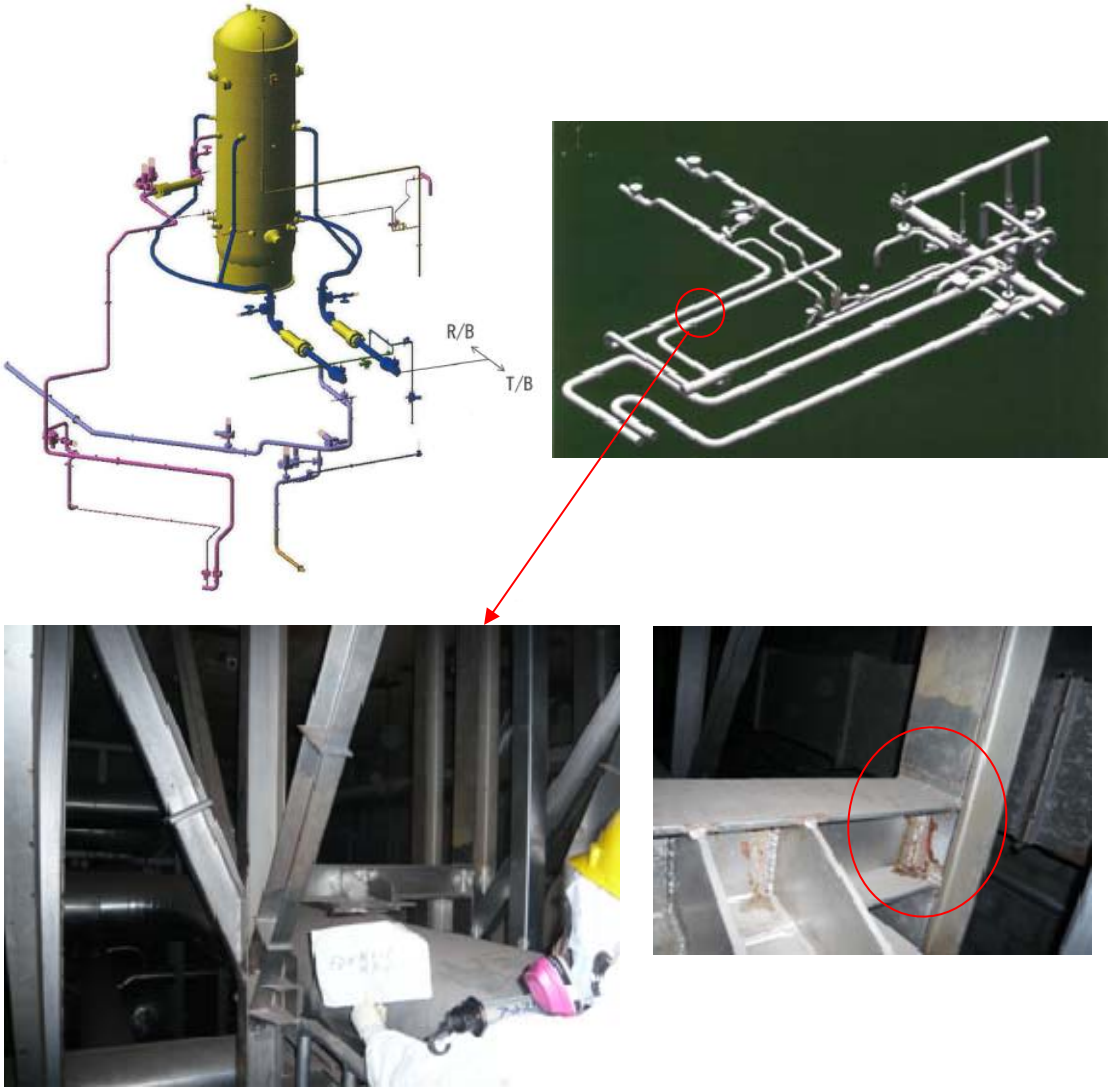
FDWR5-2



図－４　２号機の配管支持構造物の点検結果

【３号機】

FDWR6-1，FDWR7-1



図－５　３号機の配管支持構造物の点検結果

2.2　ろ過水タンク，純水タンク

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

2.3　復水貯蔵タンク（ＣＳＴ）

ＣＳＴは耐震Ａクラスにて設計・製作されている。本震で基準地震動 Ss 相当の地震力が加わったが，ＣＳＴについては，有意な変形等もなく，機能は維持されていた。この結果より，現状を踏まえると，基準地震動 Ss に対して機能維持可能であると考える。

崩壊熱相当の注水量について

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

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

Q　　：崩壊熱[kW]
T_{in}　　：注水温度[℃]
T_{out}　　：崩壊熱を除熱後の注水温度[℃]
hw_{out}　　：水（T_{out}℃）の比エンタルピー[J/kg]
hw_{in}　　：水（T_{in}℃）の比エンタルピー[J/kg]
ρ　　：水の比容積[m^3/kg]

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

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

以上

炉注入する処理水の水質目標値について

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

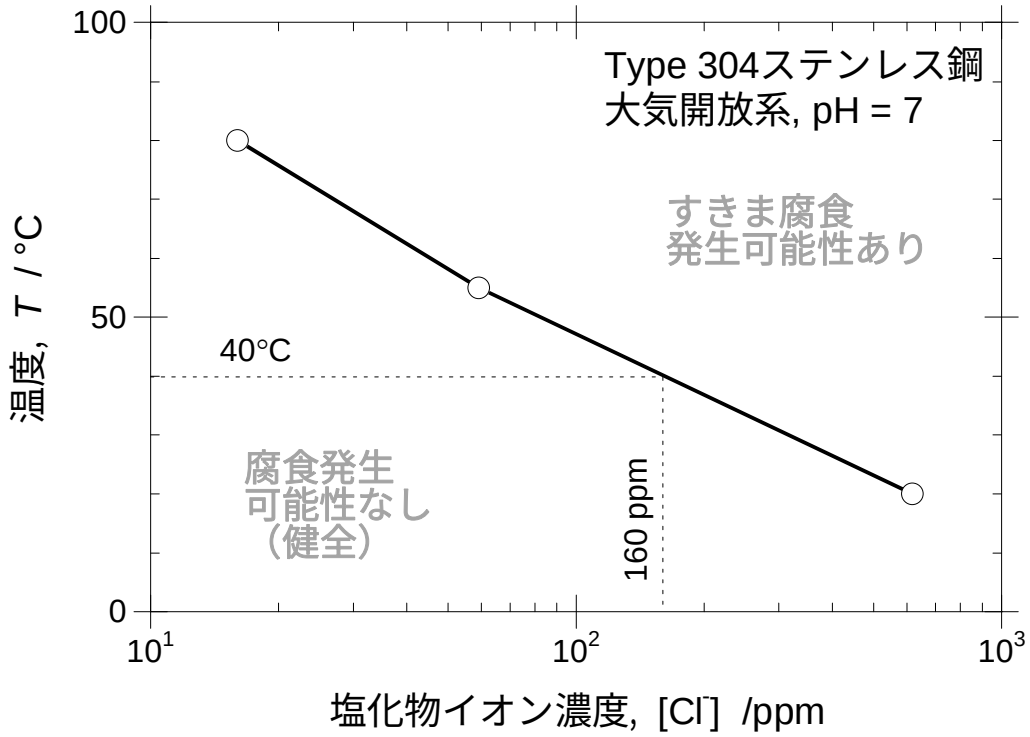
２．原子炉注水の水源である処理水バッファタンク水及び３号機復水貯蔵タンク水の塩化物イオン濃度を１回／３ヶ月の頻度で確認する。なお，確認は導電率測定によるものとし，塩化物イオン濃度 100ppm に相当する導電率 40mS/m[1),2)]を超える場合は，塩化物イオン濃度の測定を行う。

＜100ppm の根拠＞

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

①原子炉注水ライン

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



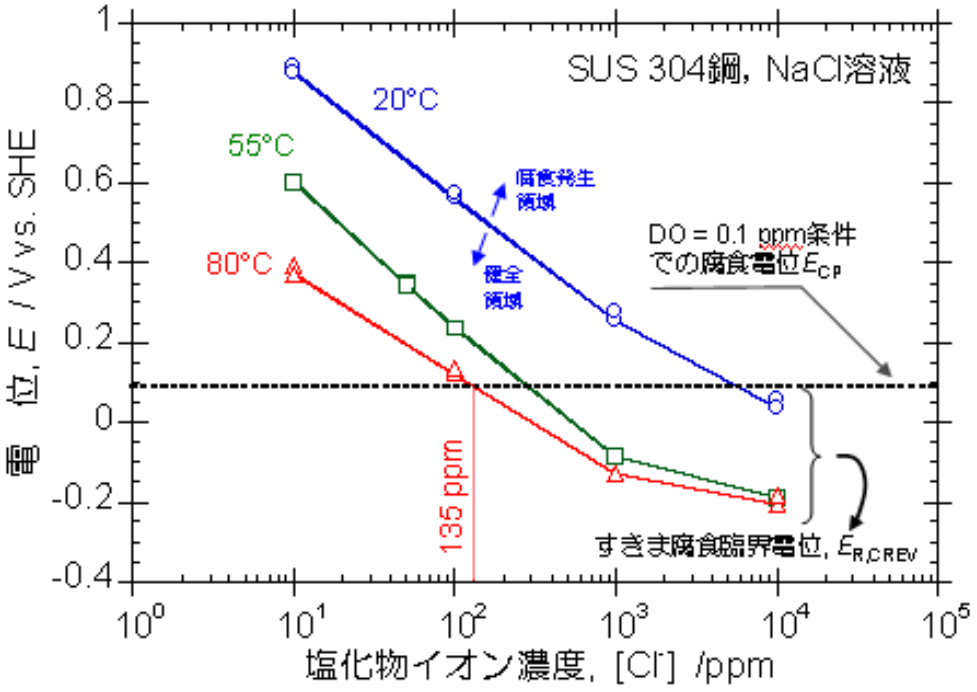
図－１　大気開放条件での 304 ステンレス鋼の腐食マップ[3),4)]

② 原子炉圧力容器（ＲＰＶ）内及び原子炉格納容器（ＰＣＶ）内

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

③水質目標値の設定

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



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

---

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

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

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

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

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

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

.

2.2　原子炉格納容器内窒素封入設備

2.2.1　基本設計

2.2.1.1 設置の目的

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

2.2.1.2 要求される機能

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

2.2.1.3 設計方針

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

そのため，次の設計方針に基づいて設計する。

(1) 窒素ガス供給機能

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

(2) 逆流防止機能

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

(3) 構造強度

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

(4) 多重性・多様性

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

(5) 異常時への対応機能

外部電源喪失の場合でも，所内の独立した電源設備から受電できる設計とする。

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

(6) 火災防護

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

2.2.1.4 供用期間中に確認する項目

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

(2) 原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界以下であること。

2.2.1.5 主要な機器

2.2.1.5.1 系統構成

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

(1) 窒素ガス分離装置

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

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

(2) 窒素封入ライン

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

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

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

(3) 電源

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

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

(4) 監視装置

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

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

2.2.1.6 自然災害対策等

(1) 津波対策他

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

(2) 火災防護

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

2.2.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

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

いことをもって評価を行う。この際，当該の設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や，試験等を実施した場合はその結果などを活用し，評価を行う。

(2) 耐震性

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

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

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

2.2.2　基本仕様

(1) 窒素ガス分離装置Ａ（外部電源）（完成品）

台　　数　　1

容　　量　　140m^3/h(Normal)

窒素純度　　99.0%以上

(2) 窒素ガス分離装置Ｂ（外部電源）（完成品）

台　　数　　1

容　　量　　120m^3/h(Normal)

窒素純度　　99.0%以上

(3) 窒素ガス分離装置Ｃ（外部電源）（完成品）

台　　数　　1

容　　量　　120m^3/h(Normal)

窒素純度　　99.0%以上

(4) 非常用窒素ガス分離装置　（Ｄ／Ｇ電源）（完成品）

台　　数　　1

容　　量　　500m^3/h(Normal)

窒素純度　　99.0%以上

表 2.2-1　主要ホース仕様

名　称	仕　様	
【窒素封入ライン】 （ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力	50A 相当 合成ゴム 2.0MPa
（ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力	50A 相当 合成ゴム 1.0MPa
（ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力	25A 相当 合成ゴム 1.5MPa
（ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力	25A 相当 合成ゴム 1.0MPa

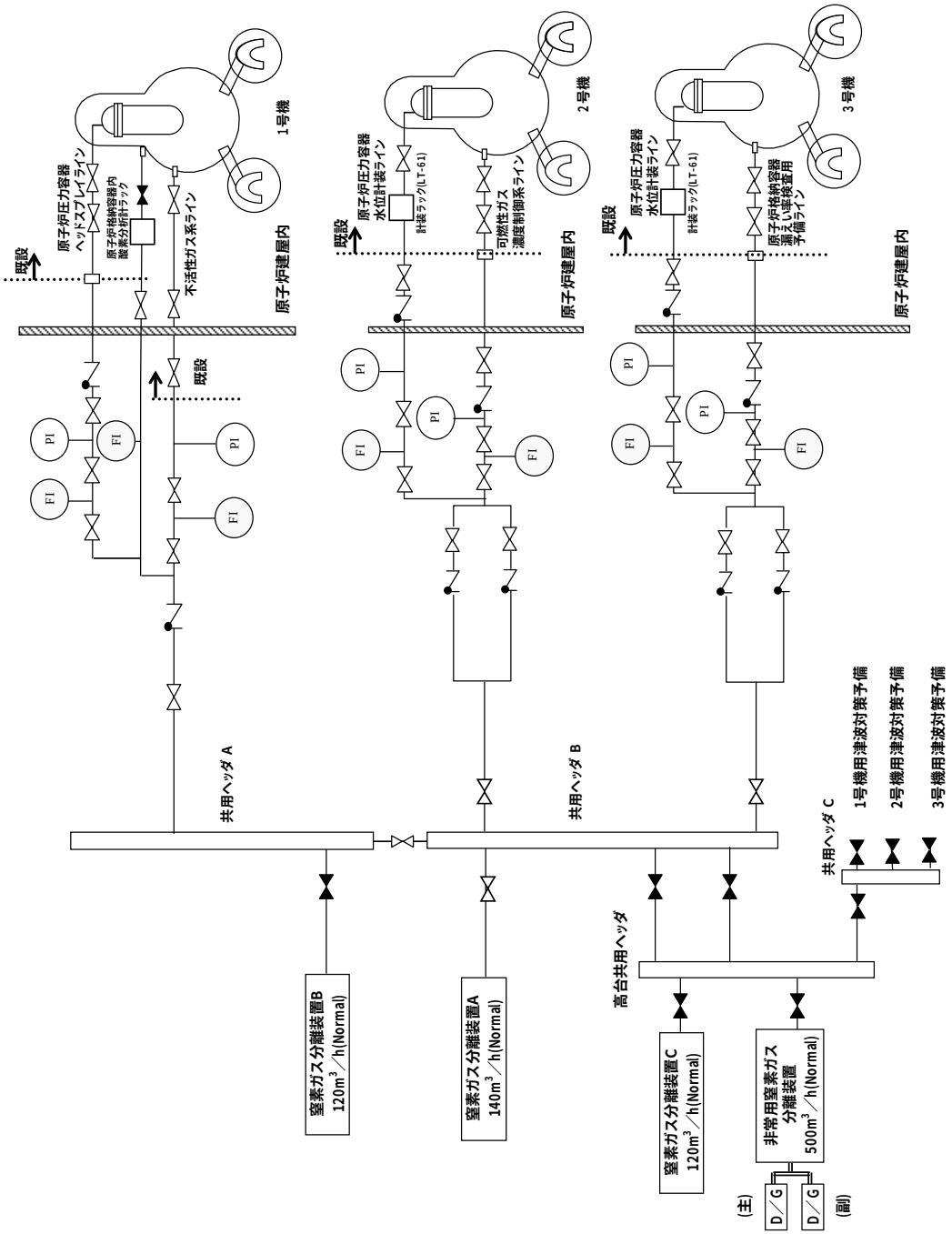
2.2.3　添付資料

添付資料－１　系統概略図

添付資料－２　構造強度及び耐震性について

添付資料－３　窒素封入ラインの構成

添付資料－４　水素発生量の評価について



図－1　原子炉格納容器内窒素封入設備　系統概略図

添付資料－２

構造強度及び耐震性について

１．　窒素ガス分離装置の構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

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

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

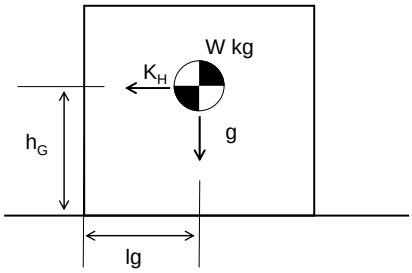
表－１　第二種圧力容器　板厚計算結果

設備名		部位	必要板厚（㎜）	使用板厚（㎜）
窒素ガス分離装置（Ａ）	吸着槽	胴板	5.56	9
		皿形鏡板	5.86	9
		半楕円形鏡板	4.16	12
		平ふた板	21.9	26
	製品槽	胴板	5.21	6
		皿形鏡板	5.48	6
窒素ガス分離装置（Ｂ）	吸着槽	胴板	4.86	6
		皿形鏡板	5.11	6
		半楕円形鏡板	3.68	9
		平ふた板	21.9	26
	製品槽	胴板	4.86	6
		皿形鏡板	5.11	6
非常用窒素ガス分離装置	活性炭槽	胴板	4.08	6
		皿形鏡板	4.27	5
	吸着槽	胴板	4.39	6
		半楕円形鏡板	4.19	5
	製品槽	胴板	3.77	6
		皿形鏡板	3.94	5

(2) 耐震性

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

・設備の転倒評価



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

地震によるモーメント：$M_1 = W \times g \times K_H \times h_G$
自重によるモーメント：$M_2 = W \times g \times \ell_g$

表―２に転倒評価の結果を示す。当該機器は地震力に対して転倒せず，必要な耐震性を有していることを確認した。

表―２　窒素ガス分離装置　転倒評価結果

設備名称	地震によるモーメント M_1［N･m］	自重によるモーメント M_2［N･m］	評価
窒素ガス分離装置（A）	4920	14023	転倒しない
窒素ガス分離装置（B）	3602	9169	転倒しない
非常用窒素ガス分離装置	24172	85219	転倒しない

(3) 窒素ガス分離装置（C）の構造強度及び耐震性

窒素ガス分離装置（C）については，窒素ガス分離装置（A），（B）及び非常用窒素ガス分離装置と同様に，JIS B8265（圧力容器の構造－一般事項）の規格計算による必要板厚の確認及び JIS B8265（圧力容器の構造－一般事項）の規格計算による耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス相当の地震力（ 1.2Ci = 0.24 ）での転倒評価を行い，必要な構造強度及び耐震性を有することを確認することとする。

2．　ゴムホース

(1) 構造強度

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

(2) 耐震性

ゴムホースは，フレキシビリティを有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

3．　既設設備の耐震性

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素の封入ライン（既設配管）の耐震性は以下の表－３の通り。

表－３　窒素封入ライン（既設配管）の耐震性

	原子炉圧力容器	原子炉格納容器
１号機	原子炉圧力容器ヘッドスプレイライン （耐震Ｓクラス）	不活性ガス系 （耐震Ｃクラス）
２号機	原子炉圧力容器水位計装ライン （耐震Ｓクラス）	可燃性ガス濃度制御系 （耐震Ｓクラス）
３号機	原子炉圧力容器水位計装ライン （耐震Ｓクラス）	原子炉格納容器漏えい率検査用予備ライン （耐震Ｓクラス）

２／３号機については，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器とも耐震Ｓクラス配管より窒素が供給されており，耐震上問題はない。

１号機については原子炉格納容器への窒素の封入は耐震Ｃクラス設備である不活性ガス系より行われているため，大きな地震が発生した場合，既設配管の影響が懸念される。

しかし，原子炉圧力容器への窒素封入ラインが耐震Ｓクラスであることから，原子炉圧力容器へ封入した窒素が原子炉格納容器側に流入し窒素で満たされるため問題はない。

添付資料－３

窒素封入ラインの構成

１．１号機

(1) 原子炉圧力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉圧力容器ヘッドスプレイラインのテストラインに接続しており，原子炉圧力容器の OP.34,000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の不活性ガス系配管の安全弁のフランジ部に接続しており，原子炉格納容器の OP.7,290 の位置より窒素を封入している。不活性ガス系配管には空気作動弁が使用されており，これに付随する電磁弁について，設置場所（トーラス室）における蒸気の影響により故障する可能性が否定できない。そのため，窒素供給の信頼性を向上させる事を目的に，既設の原子炉格納容器内酸素分析計ラックへの予備ラインを設置している。

２．２号機

(1) 原子炉圧力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉圧力容器水位計の計装ラインに接続しており，原子炉圧力容器の OP.36,000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の可燃性ガス濃度制御系 A 系の配管テストタップに接続しており，原子炉格納容器の OP.15,380 の位置より窒素を封入している。

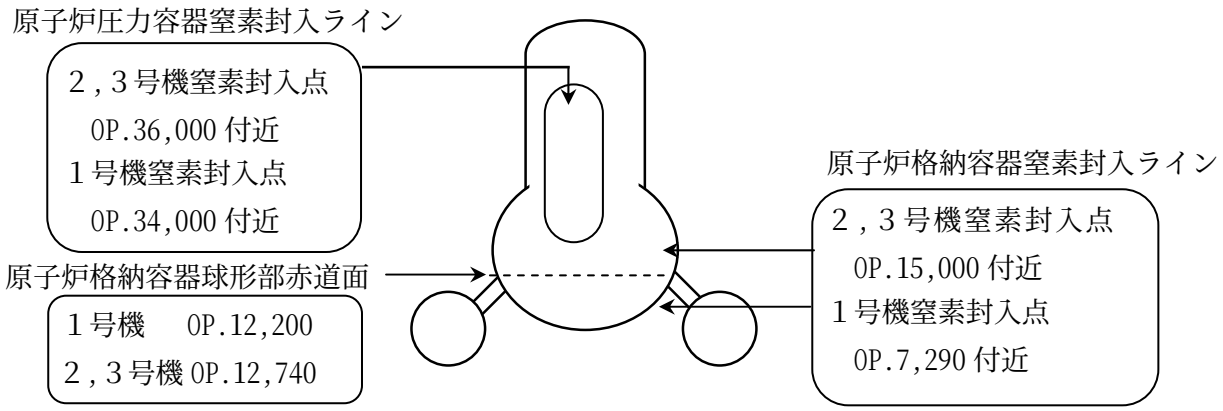
３．３号機

(1) 原子炉圧力容器窒素封入ライン：

既設の原子炉圧力容器水位計の計装ラインに接続しており，原子炉圧力容器の OP.36,000 の位置より窒素を封入している。

(2) 原子炉格納容器窒素封入ライン：

既設の格納容器漏えい率検査用予備ラインに接続しており，原子炉格納容器の OP.15,080 の位置より窒素を封入している。



図－１　窒素封入ライン概略図

添付資料―４

水素発生量の評価について

事故初期の水－ジルコニウム反応により発生した水素は既に原子炉格納容器から漏えいし，現状は水の放射線分解により発生している水素が滞留していると考えられることから，水の放射線分解により発生する水素発生量を下式により評価する。

M=P0×（Pt/P0）×E×G/100×換算係数

ここで，

M：可燃性ガス発生割合(lbmol/h)

P0：原子炉熱出力(MWt)

Pt：崩壊エネルギ(MWt)

Pt/P0：事故後の原子炉出力割合（崩壊エネルギ）(MWt/MWt)

E：エネルギ吸収率（γ 線，β 線）(－)

G：エネルギ 100eV あたりの水の分解量（G 値）(分子／100eV)

換算係数：82.2　(eV・lbmol/MW・h・分子) ※1

※1：1 lbmol=22.4/2.205 m^3(Normal)

評価に使用する核分裂生成物の存在位置，存在割合及びエネルギ吸収率は表－１のとおりとする。

表－１　核分裂生成物の存在位置，存在割合及びエネルギ吸収率

核分裂生成物	存在位置	存在割合	エネルギ吸収率
ハロゲン	原子炉格納容器液相中	100%	100%
	それ以外	0%	－
固形分※2	原子炉格納容器液相中	10%	100%
	それ以外	90%	10%

※2：原子炉格納容器液相中に存在する固形分は，CsI 等の水溶性の固形分とし，液相中に存在するデブリ等の固形分は，それ以外として扱う。

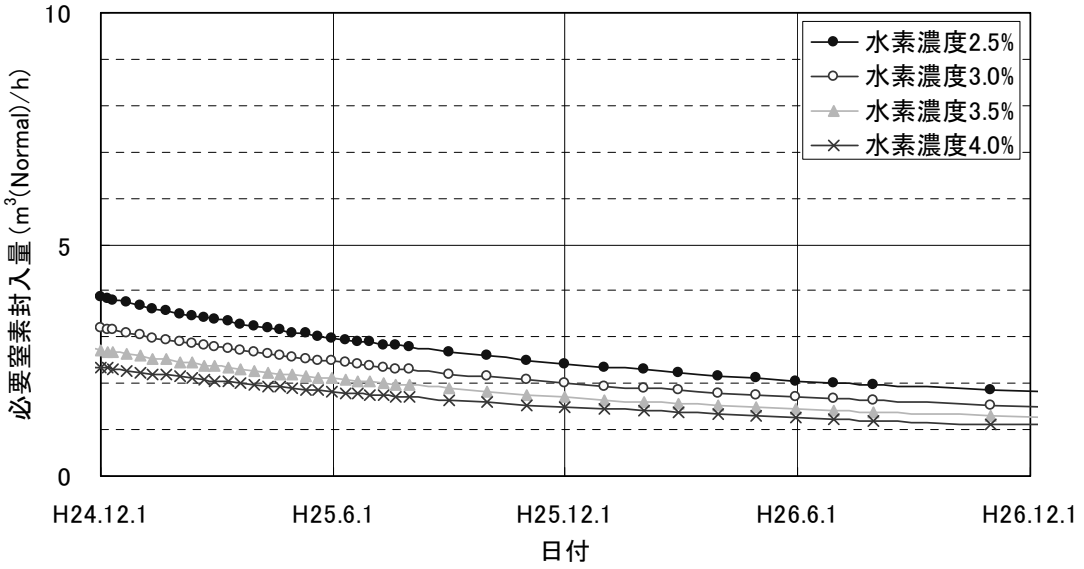
評価に使用するＧ値は，水中にう素が存在すると水素と酸素の再結合を阻害する効果があること，及び水素燃焼が懸念されるのは崩壊熱の減少により蒸気発生が停止する状態（非沸騰状態）であることを考慮して，保守的に水素のＧ値を 0.25 分子/100eV※3 とする。

※3：原子炉設置変更許可申請書

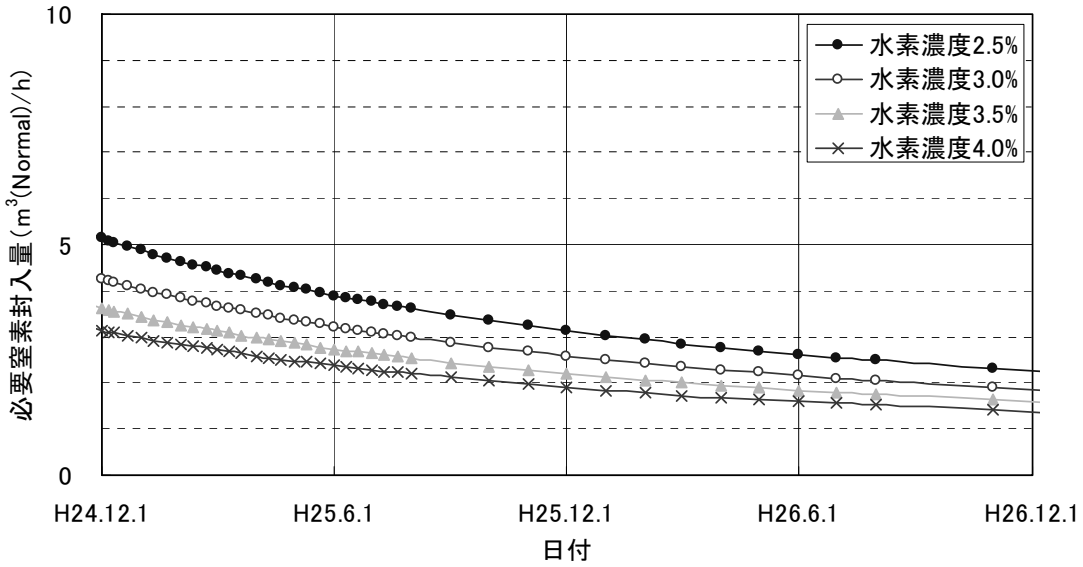
平成 24 年 12 月 7 日現在での水素濃度を 4%以下にするために必要な各号機の窒素封入量の評価結果を表－２及び図－１～図－３に示す。崩壊熱は，核種の生成・崩壊を計算できる汎用の計算コード ORIGEN を用いた評価である。

表－２　窒素封入量の評価結果

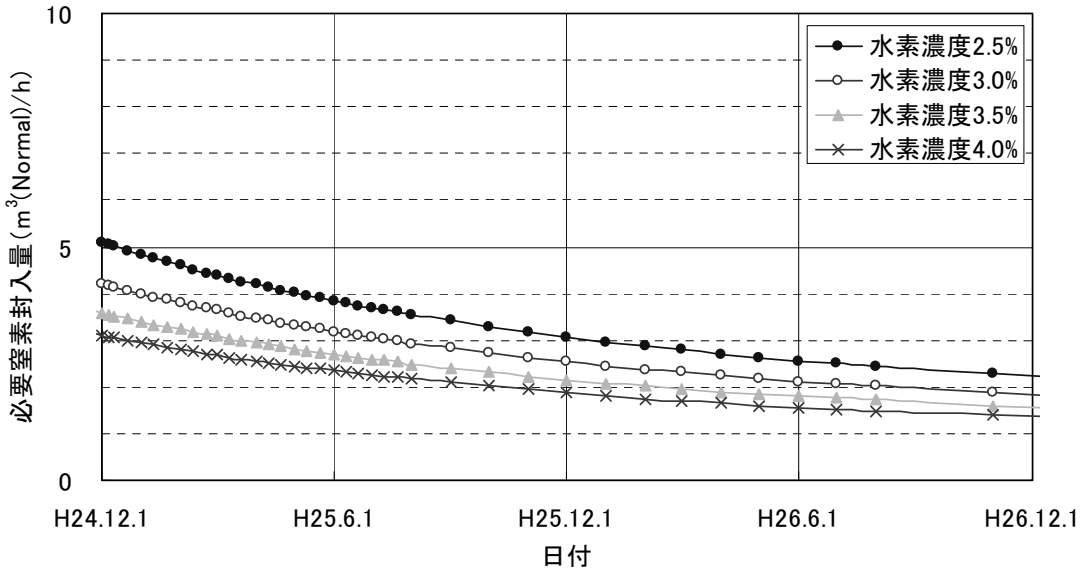
		平成 24 年 12 月 7 日	平成 25 年 10 月 17 日	平成 26 年 10 月 17 日
1 号機	崩壊熱 (MW)	約 0.3	約 0.2	約 0.1
	水素発生量(m^3(Normal)/h)	約 0.1	約 0.1	約 0.05
	必要窒素量(m^3(Normal)/h)	約 3	約 2	約 2
2 号機	崩壊熱 (MW)	約 0.3	約 0.2	約 0.2
	水素発生量(m^3(Normal)/h)	約 0.1	約 0.1	約 0.06
	必要窒素量(m^3(Normal)/h)	約 4	約 3	約 2
3 号機	崩壊熱 (MW)	約 0.3	約 0.2	約 0.2
	水素発生量(m^3(Normal)/h)	約 0.1	約 0.1	約 0.06
	必要窒素量(m^3(Normal)/h)	約 4	約 2	約 2



図－１　福島第一原子力発電所第1号機　必要窒素封入量の推移



図－２　福島第一原子力発電所第2号機　必要窒素封入量の推移



図－３　福島第一原子力発電所第3号機　必要窒素封入量の推移

2.3　使用済燃料プール設備

2.3.1　基本設計

2.3.1.1　設置の目的

2.3.1.1.1　使用済燃料プール設置の目的

使用済燃料プールは原子炉建屋内にあって，使用済燃料及び放射化された機器等の貯蔵を目的に設置する。

2.3.1.1.2　使用済燃料プール冷却系設置の目的

既設の燃料プール冷却浄化系（以下，ＦＰＣ系）については，その機能が失われており，復旧の見通しが立ってない状態であることから，使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を安定的に除去する必要がある。既設設備と新設設備とを組み合わせ，使用済燃料プールを冷却する系統である使用済燃料プール冷却系を構成し，使用済燃料プール水の冷却を行う。

2.3.1.2　要求される機能

2.3.1.2.1　使用済燃料プールの要求される機能

(1) 臨界が防止されていることを適切に確認し，臨界を防止できる機能を有すること。
(2) 使用済燃料プールからの漏えいを検出できること。
(3) 基準地震動Ssによる地震力に対して安全機能が確保できること。

2.3.1.2.2　使用済燃料プール冷却系の要求される機能

(1) 使用済燃料からの崩壊熱を適切に除去できること。
(2) 使用済燃料プールに水を補給できること。
(3) 異常時においても適切に対応できる機能を有すること。
(4) 必要に応じて使用済燃料プールの浄化ができる機能を有すること。
(5) 建屋外への漏えいを防止できる機能を有すること。
(6) 使用済燃料プールの冷却状態を適切に監視できること。
(7) 動的機器，駆動電源について多重性を有すること。

2.3.1.3　設計方針

2.3.1.3.1　使用済燃料プールの設計方針

(1) 未臨界性

使用済燃料プールは，燃料集合体を貯蔵容量最大に収容した場合でも通常時はもちろん，想定されるいかなる場合でも，未臨界性を確保できる設計とすると共に，臨界が防止されていることを確認する。

(2) 漏えい監視

使用済燃料プール水の漏えいが検出可能であることを確認する。

(3) 構造強度

使用済燃料プールは，地震荷重等の適切な組み合わせを考慮しても強度上耐え得ることを確認する。

2.3.1.3.2 使用済燃料プール冷却系の設計方針

(1) 冷却機能

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プール内の燃料の崩壊熱を熱交換器により連続的に除去し，使用済燃料プールの冷却を安定して継続できる設計とする。また，熱交換器で除去した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ放出できる設計とする。

(2) 補給機能

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プールに水を補給できる設計とする。

(3) 非常用注水機能

非常用注水設備は，想定を超える地震や津波等による設備の破損・損傷，あるいは全電源の喪失により使用済燃料プール循環冷却系の冷却機能が喪失した場合であっても使用済燃料が露出しないように使用済燃料プールに注水できる設計とする。

(4) 浄化機能

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プール水の分析ができる設計とし，燃料被覆管あるいは使用済燃料プールライニングの腐食等による外部への放射性物質の漏えい及び使用済燃料プールの保有水の漏えい防止，使用済燃料プール水中の放射能濃度低減，微生物腐食防止の観点から，必要な場合には，使用済燃料プール水の浄化ができる設計とする。

(5) 漏えい防止機能

使用済燃料プール循環冷却系は，漏えいしがたい設計とし，万一，一次系（使用済燃料プール水が流れる系）から漏えいが発生しても建屋外への漏えいを防止できる機能を有する設計とする。

また，漏えいがあった場合に拡大を防止することができるように，漏えいの検出ができ，漏えい箇所を隔離できる設計とする。

(6) 構造強度

使用済燃料プール循環冷却系は，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(7) 監視機能

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プールの保有水量及び水温，並びに循環流量等の冷却状態の確認，使用済燃料プールからの放射性物質放出の抑制の程度及び漏えいの検知に必要な主要パラメータが監視できる設計とする。

(8) 多重性・多様性

使用済燃料プール循環冷却系のうち動的機器及び駆動電源は，多重性を備えた設計とする。また，外部電源が喪失した場合にも冷却機能を確保できる設計とする。

(9) 火災防護

消火設備を設けることで，初期消火を行い，火災により，安全性を損なうことのないようにする。

2.3.1.4　供用期間中に確認する項目

(1) 使用済燃料プール水温が 65℃以下であること。

(2) 使用済燃料プールへ冷却水を補給できること。

(3) 使用済燃料プールがオーバーフロー水位付近にあること。

2.3.1.5　主要な機器

(1) 使用済燃料プール

使用済燃料プールは原子炉建屋内にあって，全炉心及び１回取替量以上の燃料及び制御棒の貯蔵が可能であり，さらに放射化された機器の取扱い及び貯蔵ができるスペースをもたせている。使用済燃料プールの壁の厚さ及び水深は遮へいを考慮して，十分厚くとり，内面はステンレス鋼でライニングされた構造となっている。

使用済燃料貯蔵ラックは，適切な燃料間距離をとることにより，使用済燃料プール水温，使用済燃料貯蔵ラック内燃料位置等について，想定されるいかなる場合でも実効増倍率を 0.95 以下に保ち，貯蔵燃料の臨界を防止するように設計している。

貯蔵燃料の未臨界性が確保されていることの確認として，使用済燃料プールの水温及び水位の監視やモニタリングポストの監視を行う。また，貯蔵燃料の異常な発熱状態においても未臨界性に影響する使用済燃料貯蔵ラック内の燃料位置が確保されていることの確認は，使用済燃料プールの水質管理による使用済燃料プール内機器の腐食防止対策やオペフロ作業時におけるガレキ等の異物落下防止対策を講じることにより行う。

さらに，使用済燃料プール循環冷却系の損傷等による異常発生時にも，非常用注水設備を用いて使用済燃料プールに注水することにより，貯蔵燃料の露出による異常な発熱を防止する。

使用済燃料プール水の漏えいについては，現場の漏えい検出計又は使用済燃料プールがスキマ・サージ・タンクへオーバーフローし，スキマ・サージ・タンク水位が著しい低下傾向を示していないことにより監視する。

(2) 使用済燃料プール冷却系

a. 設備概要

使用済燃料プール冷却系は，既設設備と新設設備を組み合わせ，使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を除去し，使用済燃料プール水を冷却するとともに燃料の冠水を維持することを目的とし使用済燃料プール循環冷却系及び非常用注水設備で構成する。なお，使用済燃料プール循環冷却系はポンプ，熱交換器等，非常用注水設備は電動ポンプ，消防車等で構成する。

b. 使用済燃料プール循環冷却系

(ⅰ)使用済燃料プール循環冷却設備

使用済燃料プール循環冷却設備は，使用済燃料プール水を熱交換器を介して循環させる系（以下，一次系）及び冷却水を熱交換器，エアフィンクーラ又は冷却塔を介して循環させる系（以下，二次系）からなり，使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を一次系により除去し，二次系により大気へ放出することにより使用済燃料プールの冷却を行う。また，一次系は補給水ラインを持ち，使用済燃料プールに水を補給する。

使用済燃料プール循環冷却設備の冷却能力は，使用済燃料プール水温をコンクリートの温度制限値である 65℃以下に保つこととして設定する。また，使用済燃料プール循環冷却設備のポンプ等の動的機器は，１系列 100%容量，１系列予備とすることで多重性を有する設計とする。

ⅰ）一次系

（１号機）

既設のＦＰＣ系を使用し，ＦＰＣ系のポンプ，熱交換器，配管，計測・制御機器等で構成され，使用済燃料プールスキマ・サージ・タンクより吸い込んだ使用済燃料プール水をポンプにより循環させ，熱交換器を通した後に使用済燃料プールに戻すことにより，使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を熱交換器で除去する。また，使用済燃料プールへの補給水ラインを

設ける。

（２～４号機）

新設のポンプ，熱交換器，計測・制御機器及び既設のＦＰＣ系の配管（一部新設を含む）等で構成され，使用済燃料プールスキマ・サージ・タンクより既設のＦＰＣ系の配管を通って吸い込んだ使用済燃料プール水をポンプにより循環させ，熱交換器を通した後に既設のＦＰＣ系の配管を通って使用済燃料プールに戻すことにより，使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を熱交換器で除去する。また，使用済燃料プールへの補給水ラインを設ける。

ⅱ）二次系

新設のポンプ，エアフィンクーラ又は冷却塔，サージタンク，配管，計測・制御機器等で構成され，一次系の熱交換器で除去した使用済燃料プール内の燃料から発生する崩壊熱を，エアフィンクーラ又は冷却塔により大気に放出する。

（ⅱ）漏えい拡大防止設備

使用済燃料プール循環冷却系（２～４号機）は，新設の機器・配管を使用していることから，使用済燃料プール循環冷却設備の一次系系統水の系外及び建屋外への漏えいを最小限に留めるために，新設設備の損傷等による漏えいに対し，系統の自動停止のインターロックを設け，系統の出入口弁を自動閉とし，ポンプを自動停止できる設計とする。また，一次系の設備はすべて建屋内に設置し（１～４号機），建屋の破損等による建屋外への漏えい経路には堰を設けることにより，一次系系統水の建屋外への漏えいを防止する。

（ⅲ）監視設備

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プールの保有水量，冷却状態，漏えい等を監視できる監視設備を設ける。使用済燃料プールの保有水量については，スキマ・サージ・タンクへオーバーフローしていることをスキマ・サージ・タンク水位により監視する。スキマ・サージ・タンクの水位は，一次系ポンプ吸込側圧力又はスキマ・サージ・タンク水位計により監視し，一次系ポンプ吸込側圧力及びスキマ・サージ・タンク水位計は，それぞれ免震重要棟内にある監視室のモニタで監視する。

使用済燃料プールの冷却状態については使用済燃料プール循環冷却設備一次系流量，一次系圧力及び熱交換器入口及び出口温度を免震重要棟内にある監視室の

モニタで監視する。

また，使用済燃料プールから大気への放射性物質の移行の程度は，試験により確認された水温と大気への移行率の関係に基づく温度確認により把握できることから，使用済燃料プール水温を免震重要棟集中監視室のモニタで監視する。

使用済燃料プール循環冷却設備一次系からの漏えいについては，使用済燃料プールと同様，スキマ・サージ・タンク水位で監視する。２～４号機においては，一次系差流量を免震重要棟内にある監視室のモニタで監視する。また，４号機については床漏えい検知器により免震重要棟集中監視室の警報発生の有無を監視する。

また，一次系から二次系への漏えいについては，放射線モニタや一次系差流量により免震重要棟集中監視室のモニタで監視する。

漏えいを検知した場合や流量もしくは圧力の低下が発生した際は，免震重要棟内にある監視室内に警報が発報する。また，系統に異常が確認された際は，免震重要棟集中監視室の緊急停止ボタンにより手動停止を可能とする。

（ⅳ）電源

使用済燃料プール循環冷却系の電源は異なる送電系統で 2 回線の外部電源から受電できる構成とする。

外部電源喪失の場合でも，所内共通ディーゼル発電機かつ非常用ディーゼル発電機から電源を供給することで運転が可能な構成とする。

（ⅴ）浄化装置

（１号機）

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プール循環冷却設備一次系から使用済燃料プール水の水質測定をするためのサンプリングが可能であり，燃料被覆管あるいは使用済燃料プールライニングの腐食等による外部への放射性物質の漏えい及び使用済燃料プール保有水の漏えい防止，使用済燃料プール水中の放射能濃度低減，微生物腐食防止の観点から必要な場合には，使用済燃料プールへの薬液の注入等を行う。

（２～４号機）

使用済燃料プール循環冷却系は，使用済燃料プール循環冷却設備一次系から使用済燃料プール水の水質測定をするためのサンプリングが可能であり，燃料被覆管あるいは使用済燃料プールライニングの腐食等による外部への放射性物質の漏えい及び使用済燃料プール保有水の漏えい防止，使用済燃料プール水中の放射能濃度低減，微生物腐食防止の観点から必要な場合には，使用済燃料プールへの薬液の注入や使用済燃料プール水の浄化を行う。

c. 非常用注水設備

非常用注水設備は，発電所に配備している電動ポンプ，消防車，消防ホース等からなり，使用済燃料プール循環冷却系が設備の損傷等により冷却機能を喪失した場合に，使用済燃料プールに注水することで，使用済燃料が露出するのを防ぐことを目的とする。非常用注水設備による注水は，電動ポンプや消防車等により，ろ過水タンク，原水地下タンク，または海水を水源とし，既設のＦＰＣ系配管等にホース等を接続することにより行う。

2.3.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

津波等により，万が一，使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統や機器の機能が同時に喪失する場合は，使用済燃料プールの冷却を再開できるよう，消防車等を配備する。

(2)　火災

使用済燃料プール循環冷却系の現場制御室の制御盤等からの火災が考えられることから，初期消火の対応ができるよう，近傍に消火器を設置する。

2.3.1.7　構造強度及び耐震性

2.3.1.7.1　使用済燃料プールの構造強度及び耐震性

使用済燃料プールは鉄筋コンクリート構造であり，内側に鋼製ライナを設置して漏えい防止機能を確保する。使用済燃料プールは，原子炉建屋の３階から４階にかけて設置されており，原子炉建屋の壁や床と一体構造となっている。耐震性に関する検討については，現状の原子炉建屋の損傷状況を反映した解析モデルを作成し，基準地震動 Ss を入力地震動とした時刻歴応答解析などにより，評価を行う。

2.3.1.7.2　使用済燃料プール冷却系の構造強度及び耐震性

(1)　構造強度

使用済燃料プール循環冷却系は，技術基準上，燃料プール冷却浄化系及び原子炉補機冷却系に相当するクラス３機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（以下，設計・建設規格という）」で規定されるものであるが，設計・建設規格は，鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり，耐圧ホース等の非金属材についての基準がない。従って，鋼材を使用している設備については，設計・建設規格のクラス３機器相当での評価を行い，非金属材料については，当該設備に加わる機械的荷重により損傷に至らないことをもって評価を行う。この際，当該の設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や，試験等を実施した場合はその結果などを活用し，

評価を行う。

なお，非常用注水設備は燃料プール水補給設備に相当するクラス２機器と位置付けられるが，消防車，消防ホース等は常設機器ではなく使用時にのみ設置するものであることから構造強度が求められるものではないが，１～３号機のホースの接続口については既設のＦＰＣ系配管であり，クラス３機器として設計されている。これについてはクラス２に対してグレードが劣るが，当該部は東北地方太平洋沖地震，その後の津波でも健全性が維持されていたものであることから実力的にはクラス２相当の構造強度を有するものと考えられる。また，４号機のホース接続口は既設の原子炉圧力容器下部の核計装配管に新設配管を接続したものであり，クラス２機器ではないが，当該部は東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていたものであることから，実力的にはクラス２相当の構造強度を有するものと考えられる。

(2)　耐震性

使用済燃料プール冷却系のうち使用済燃料プール循環冷却系は耐震設計審査指針上の Bクラスの設備と位置づけられることから，その主要設備については，静的震度（1.8Ci）に基づく構造強度評価及び共振の恐れがある場合は動的解析を行い，評価基準値を満足することを原則とする。

耐震性に関する評価にあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」に準拠することを基本とするが，必要に応じてその他の適切と認められる指針や試験結果等を用いた現実的な評価を行う。

なお，使用済燃料プール冷却系のうち非常用注水設備は燃料プール水補給設備に相当するものであり耐震設計審査指針上は S クラスと位置づけられるが，消防車，消防ホース等は常設機器ではなく使用時にのみ設置するものであることから耐震性は求められるものではない。一方，１～３号機のホースの接続口については既設のＦＰＣ系配管であり，耐震 Bクラスとして設計されている。これについては S クラスに対してグレードが劣るが，当該部は東北地方太平洋沖地震，その後の津波でも健全性が維持されていたものであることから実力的には S クラス相当の耐震性を有するものと考えられる。また，４号機のホース接続口は既設の原子炉圧力容器下部の核計装配管に新設配管を接続したものであり，S クラスではないが，当該部は東北地方太平洋沖地震でも健全性が維持されていたものであることから，実力的にはＳクラス相当の耐震性を有するものと考えられる。

2.3.2　基本仕様

2.3.2.1　１号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1)　ＦＰＣポンプ（既設品）

台　　数	2
流　　量	91.92m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	91.5m

(2)　ＦＰＣ熱交換器（既設品）

基　　数	1（B 系利用）
交換熱量	0.32MW（１基あたり）

(3)　二次系ポンプ（完成品）

台　　数	2
流　　量	50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	50m

(4)　エアフィンクーラ（完成品）

基　　数	2
交換熱量	0.32MW（1 基あたり）

(5)　サージタンク（完成品）

基　　数	1
容　　量	0.4 m^3

(6)　温度計

型　　式	熱電対
計測範囲	0℃～300℃
個　　数	1

表２．３－１　主要配管仕様

名　称	仕　様	
一次系主要配管（既設）	呼び径／厚さ	150A／Sch.40 200A／Sch.40
	材質	STPG410S／SUS304TP
	最高使用圧力	1.38MPa／1.03MPa
	最高使用温度	60℃
二次系主要配管	呼び径／厚さ	50A／Sch.80 80A／Sch.40 100A／Sch.40 150A／Sch.40
	材質	STPG370／STPT370
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	60℃
二次系フレキシブルチューブ	呼び径	150A 相当
	材質	SUS304
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	60℃
二次系ポリエチレン管	呼び径	100A，150A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	40℃

2.3.2.2　2号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1)　一次系ポンプ（完成品）

台　　数	2
流　　量	100m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	60m

(2)　熱交換器（完成品）

基　　数	2
交換熱量	1.17MW（１基あたり）

(3)　二次系ポンプ（完成品）

台　　数	2
流　　量	200m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	30m

(4)　冷却塔（完成品）

基　　数	2
交換熱量	3MW（1 基あたり）

(5)　サージタンク（完成品）

基　　数	1
容　　量	2.7 m^3

(6)　温度計

型　　式	熱電対
計測範囲	0℃～100℃
個　　数	1

表２．３－２　主要配管仕様

名　称	仕　様	
一次系主要配管	呼び径／厚さ	100A／Sch.40 150A／Sch.40 200A／Sch.40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	100℃
二次系主要配管	呼び径／厚さ	125A／Sch.40 150A／Sch.40 200A／Sch.40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.5MPa
	最高使用温度	100℃
二次系フレキシブルチューブ	呼び径	150A,200A 相当
	材質	SUS304
	最高使用圧力	0.5MPa
	最高使用温度	100℃

2.3.2.3　3号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1)　一次系ポンプ（完成品）

台　　数	2
流　　量	100m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	60m

(2)　熱交換器（完成品）

基　　数	2
交換熱量)	1.17MW(１基あたり)

(3)　二次系ポンプ（完成品）

台　　数	2
流　　量	200m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	30m

(4)　冷却塔（完成品）

基　　数	2
交換熱量	3MW（1 基あたり）

(5)　サージタンク（完成品）

基　　数	1
容　　量	2.7 m^3

(6)　温度計

型　　式	熱電対
計測範囲	0℃～100℃
個　　数	1

表２．３－３　主要配管仕様

名　称	仕　様	
一次系主要配管	呼び径／厚さ	100A／Sch.40 150A／Sch.40 200A／Sch.40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	100℃
二次系主要配管	呼び径／厚さ	125A／Sch.40 150A／Sch.40 200A／Sch.40
	材質	STPG370
	最高使用圧力	0.5MPa
	最高使用温度	100℃
二次系フレキシブルチューブ	呼び径	150A,200A 相当
	材質	SUS304
	最高使用圧力	0.5MPa
	最高使用温度	100℃

2.3.2.4　4号機使用済燃料プール冷却系の主要仕様

(1)　一次系ポンプ（完成品）

台　　数	2
流　　量	100m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	68m

(2) 熱交換器（完成品）

基　　数	2
交換熱量	1.9MW（１基あたり）

(3) 二次系ポンプ（完成品）

台　　数	2
流　　量	200m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	50m

(4) エアフィンクーラ（完成品）

基　　数	2
交換熱量	1.9MW　（1 基あたり）

(5) サージタンク（完成品）

基　　数	1
容　　量	0.4 m^3

(6)　温度計

型　　式	熱電対
計測範囲	0℃～300℃
個　　数	1

表２．３－４　主要配管仕様

名　称	仕　様	
一次系主要配管	呼び径／厚さ	100A／Sch.40 150A／Sch.40
	材質	STPT370,STPT410,SUS304TP
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	100℃
一次系フレキシブルチューブ	呼び径	100A,150A 相当
	材質	SUS316L
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	100℃
二次系主要配管	呼び径／厚さ	100A／Sch.40 125A／Sch.40 150A／Sch.40 200A／Sch.40
	材質	STPG370,STPT370
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	60℃
二次系フレキシブルチューブ	呼び径	150A 相当
	材質	SUS316L
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	60℃
二次系ポリエチレン管	呼び径	50A, 150A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	1.0MPa
	最高使用温度	40℃

2.3.3　添付資料

添付資料－１　使用済燃料プール概要図

添付資料－２　使用済燃料プール冷却系系統概略図

添付資料－３　漏えい拡大防止設備概要図

添付資料－４　セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験

添付資料－５　使用済燃料プール保有水から大気への放射性物質の移行程度の評価

添付資料－６　使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度の目標値について

添付資料－７　使用済燃料プールの構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－８　使用済燃料プール循環冷却系の新設設備の構造強度及び耐震性に係る説明書

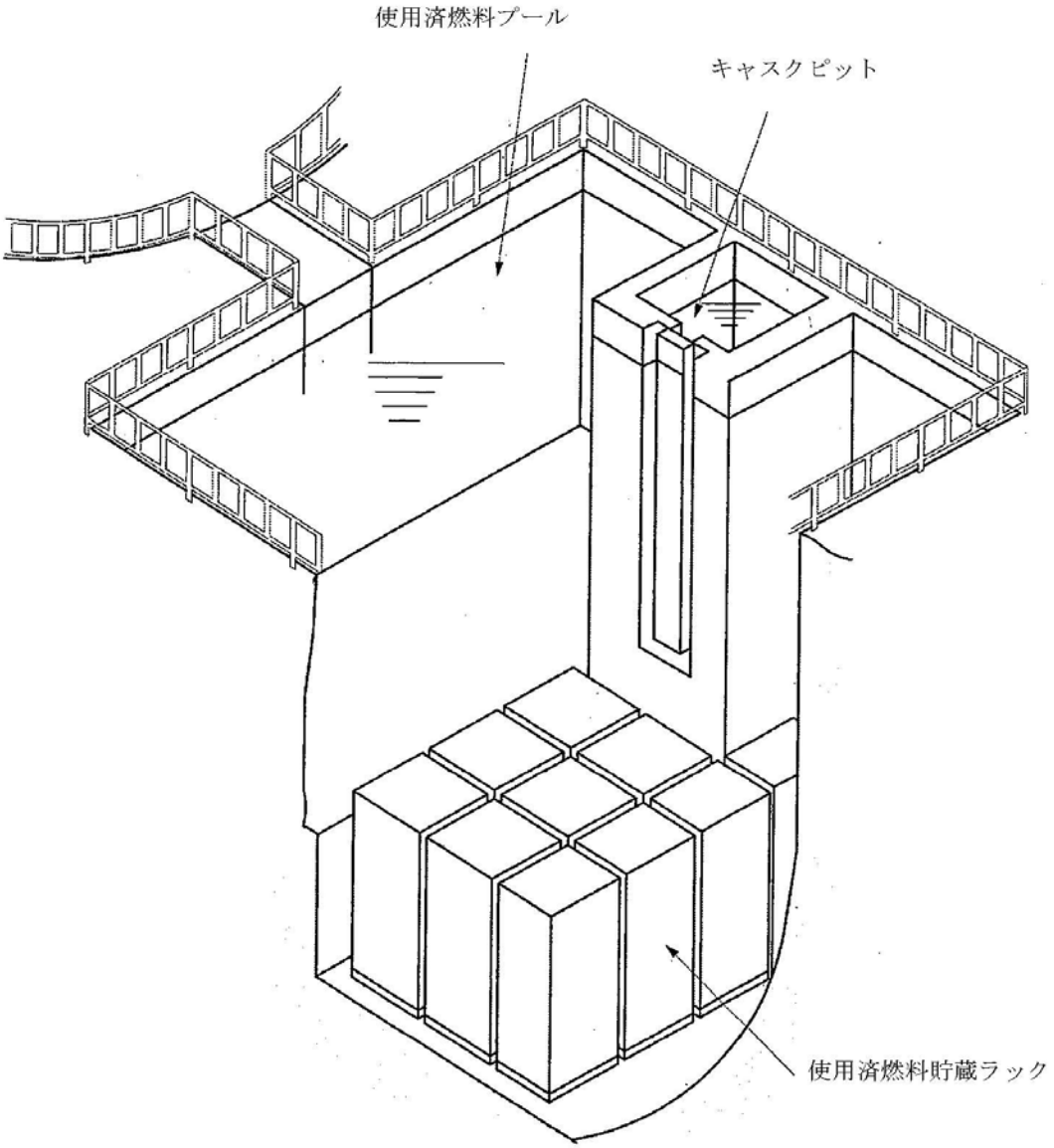


図１　使用済燃料プール概要図

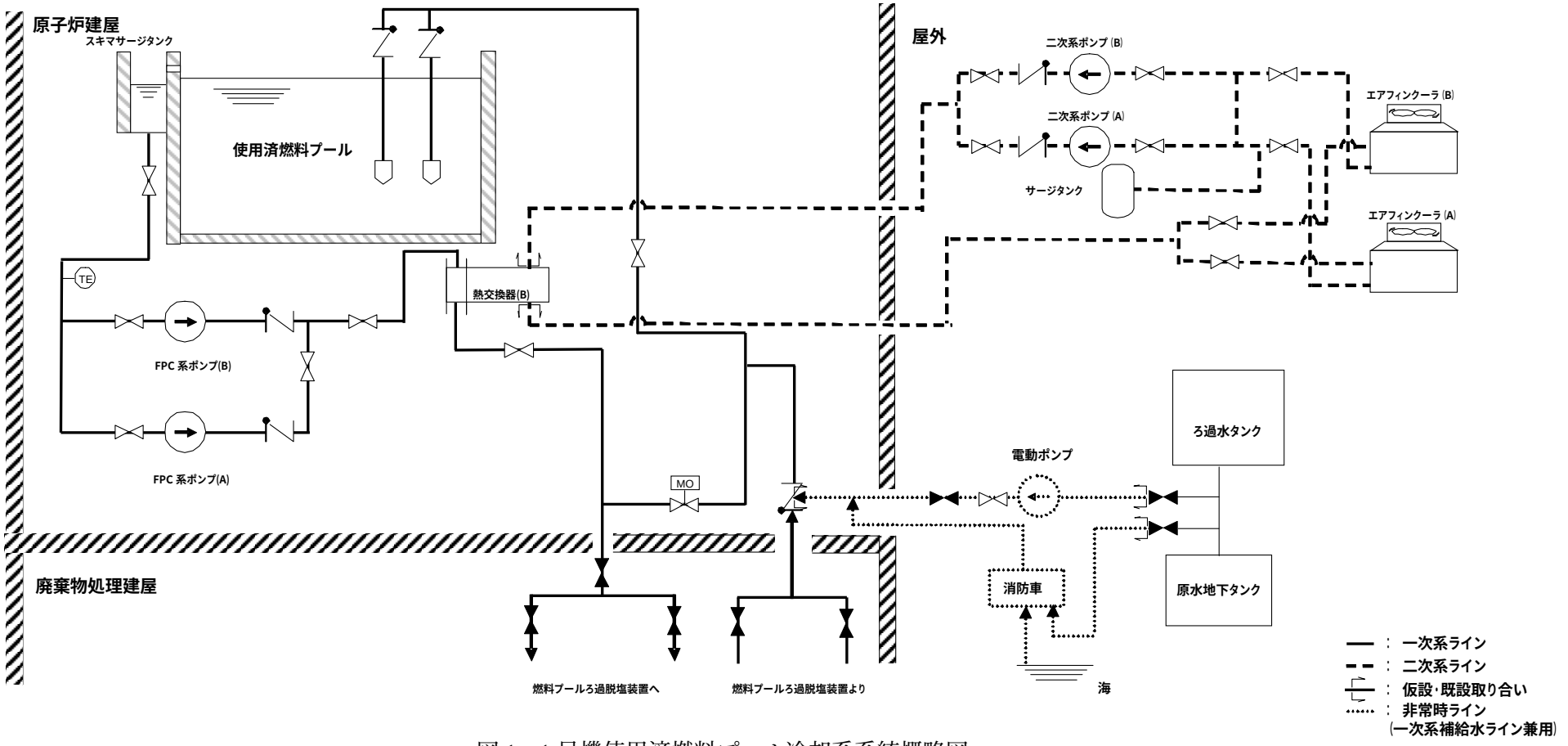


図１　１号機使用済燃料プール冷却系系統概略図

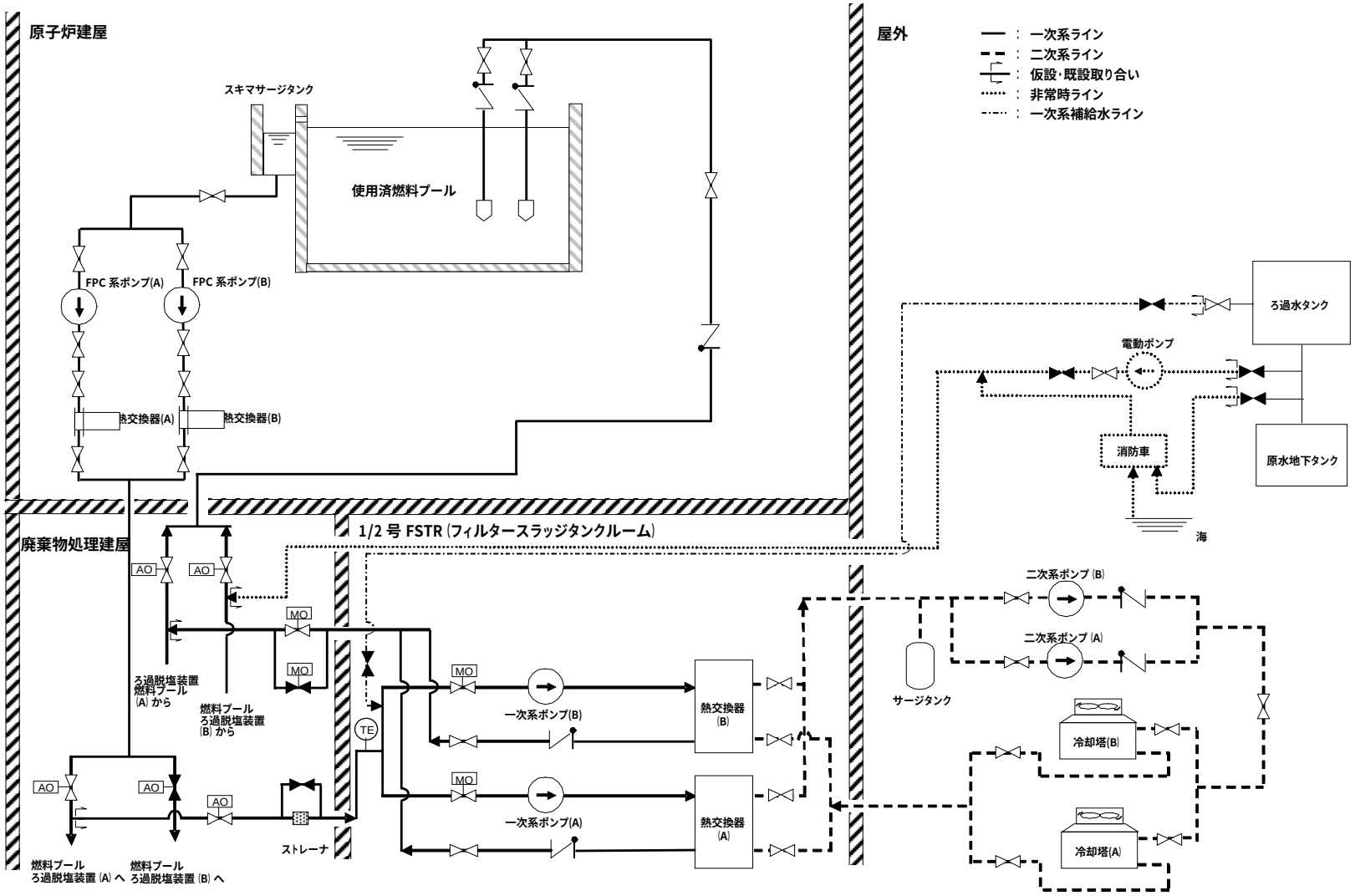


図 2　2 号機使用済燃料プール冷却系系統概略図

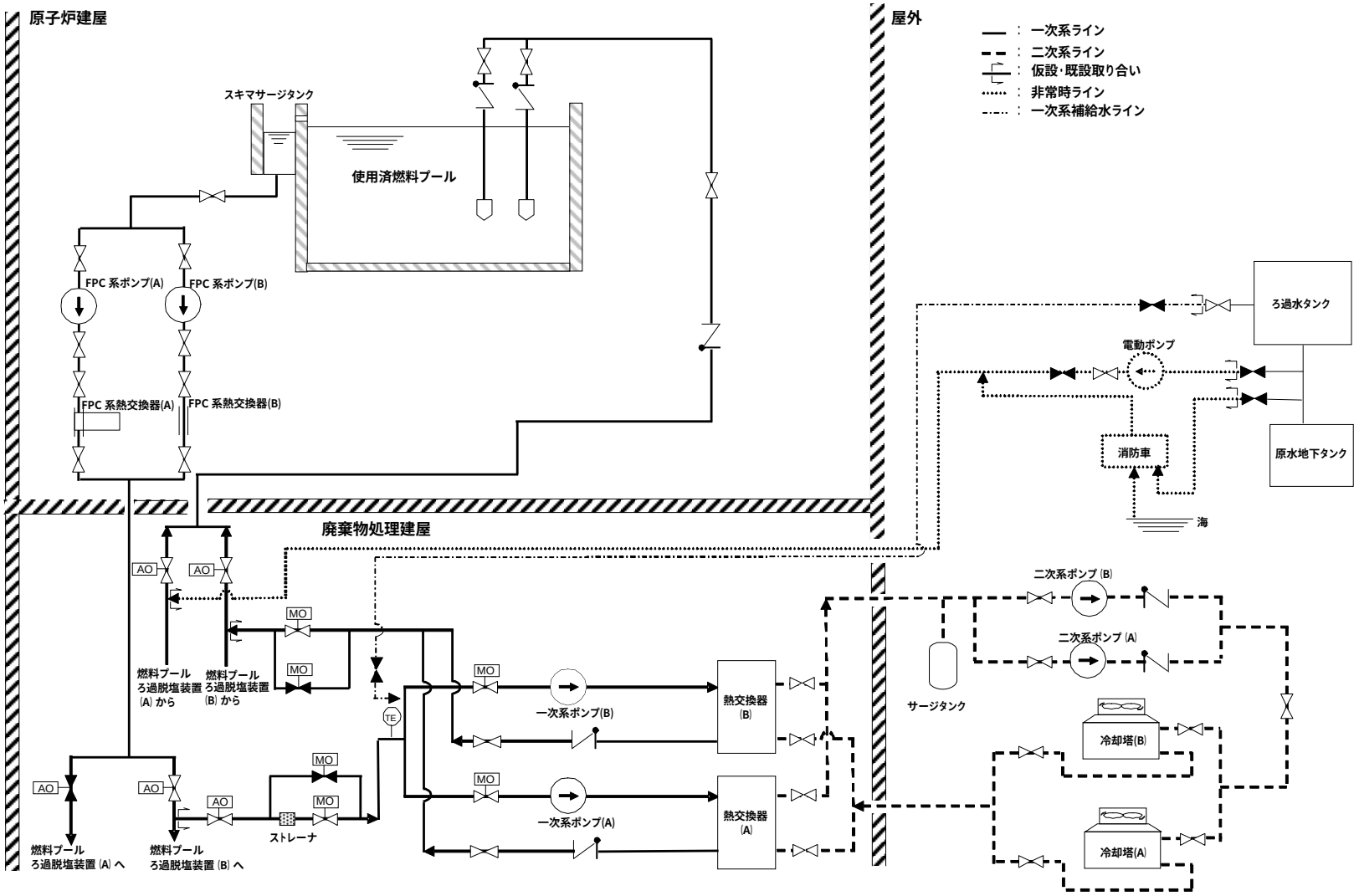


図 3　3 号機使用済燃料プール冷却系系統図

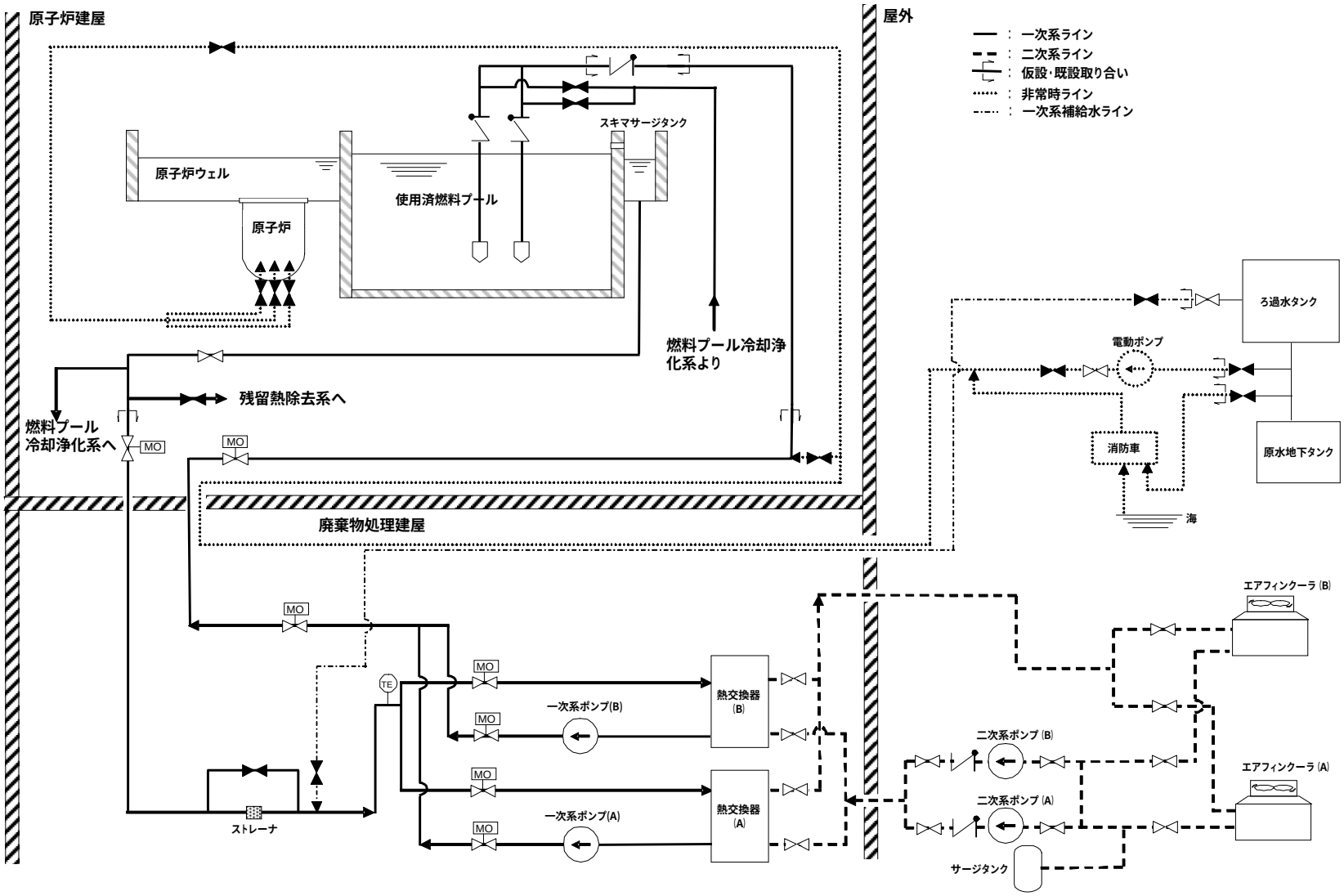


図４　４号機使用済燃料プール冷却系系統概略図

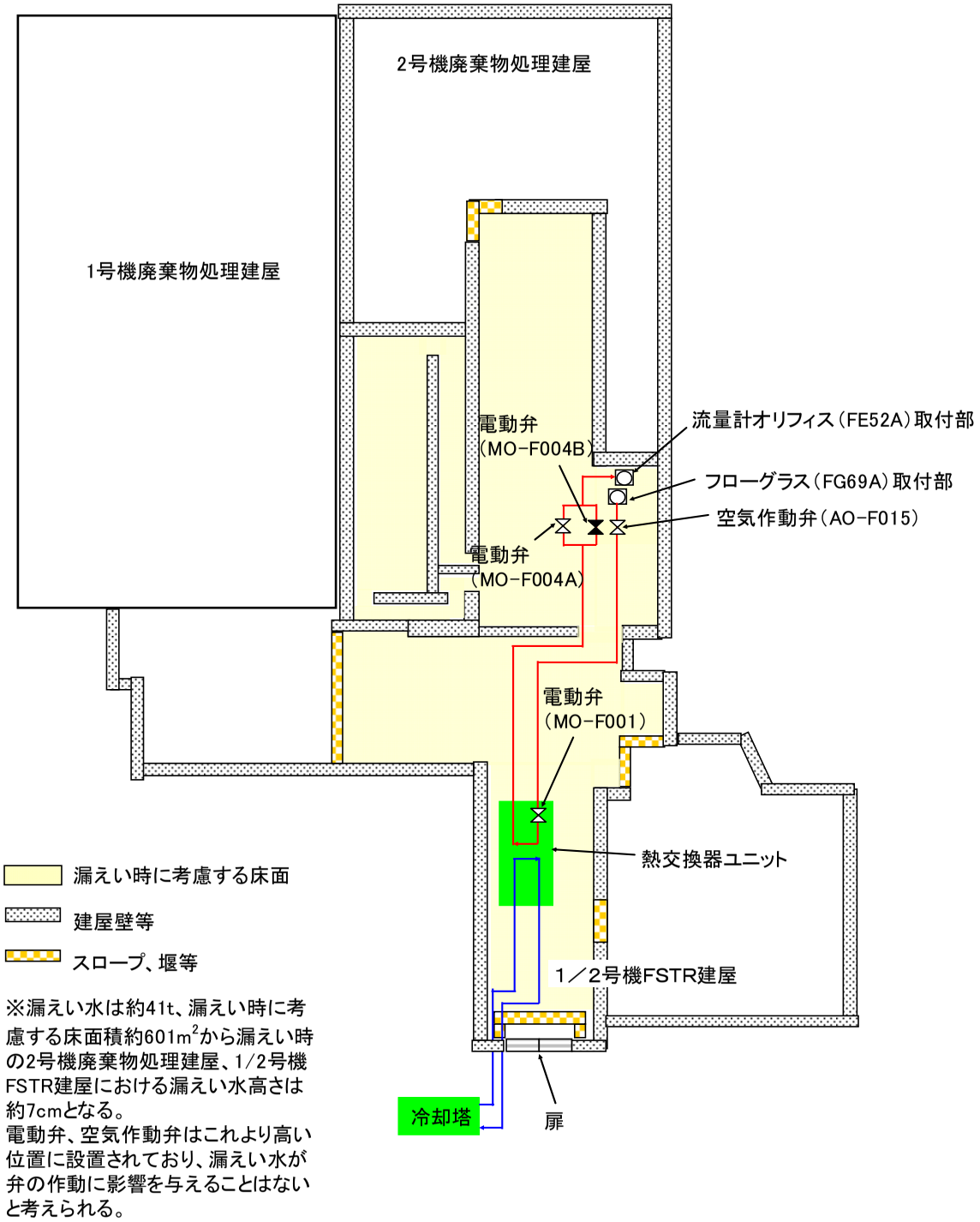


図１　２号機使用済燃料プール冷却系
漏えい拡大防止設備概要図（2 号機　廃棄物処理建屋 1FL）

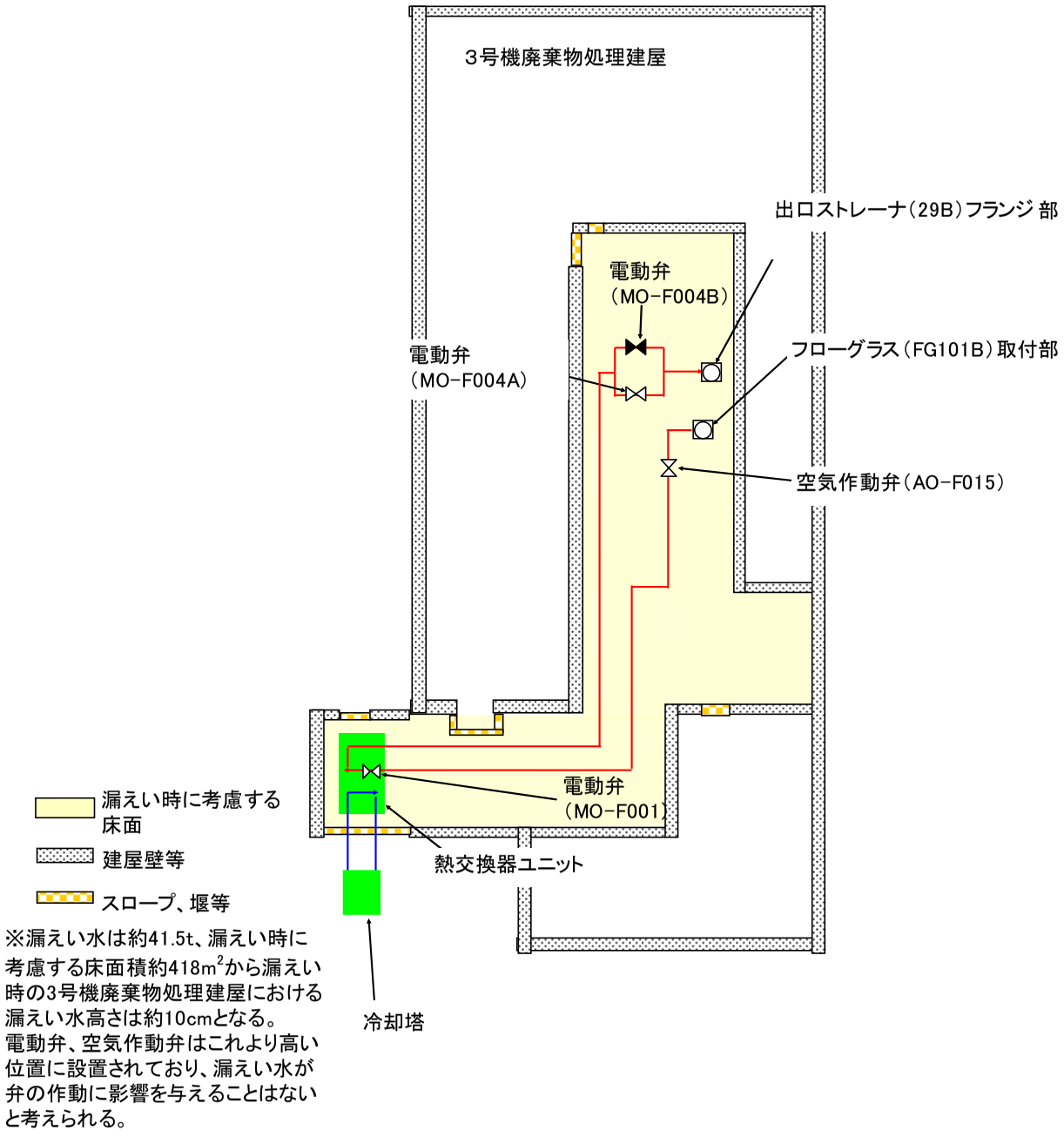


図２　３号機使用済燃料プール冷却系
漏えい拡大防止設備概要図（3 号機　廃棄物処理建屋 1FL）

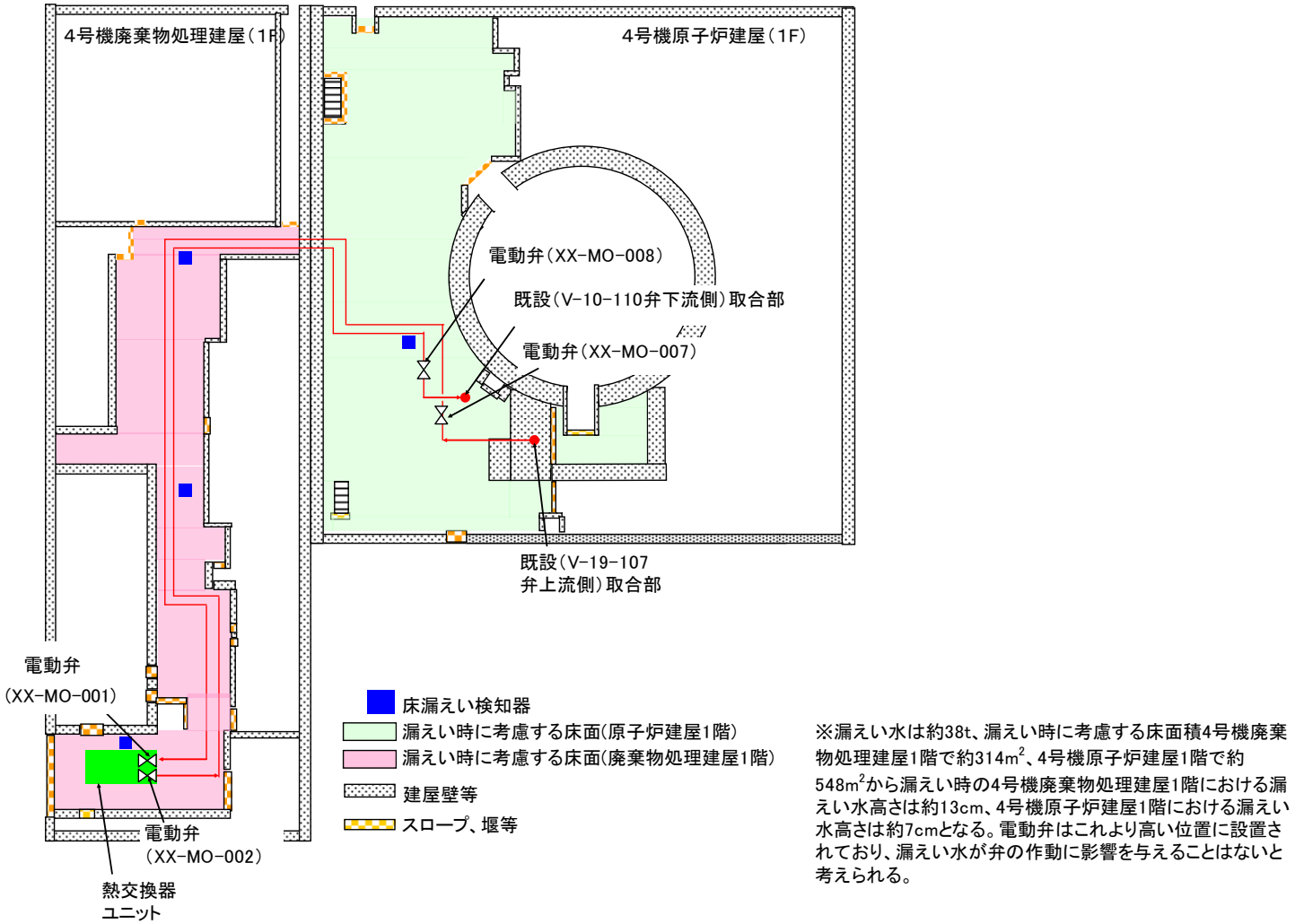


図 3　4 号機使用済燃料プール冷却系

漏えい拡大防止設備概要図（4 号機　廃棄物処理建屋 1FL, 原子炉建屋 1FL, 4FL）

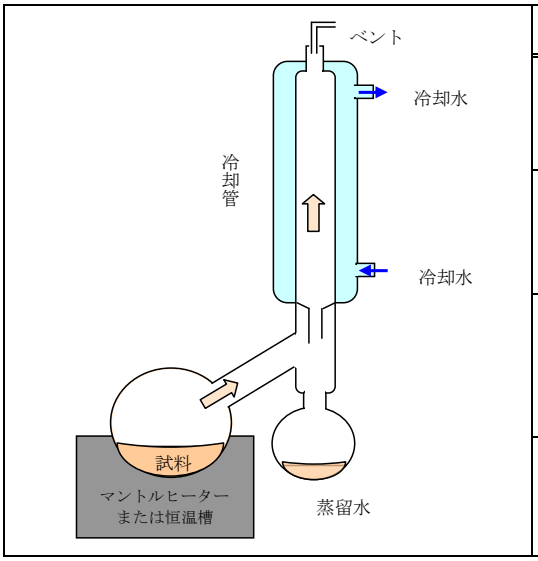
セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験

使用済燃料プールからの放射性物質の放出が抑制されていることを把握する方法として，セシウム溶液から大気中へのセシウム移行率確認試験の結果を以下に示す。

１．試験概要

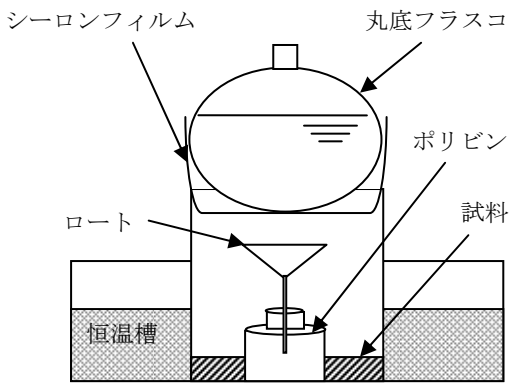
蒸留装置模式図及び蒸留条件を図 1，図 2 に示す。図 1 の試験では，純水及び海水に塩化セシウムの安定同位体[CsCl]を溶解した試料をヒーターにて熱し，沸騰温度にて蒸留を行った。また，図 2 の試験では，同様に純水及び海水に塩化セシウムの安定同位体[CsCl]を溶解した試料を恒温槽に入れ，ビーカー開口部をシーロンフィルムで覆い，冷却水を満たした丸底フラスコを設置した。

図 1 の試験では試料を沸騰（100［℃］）させ，また図 2 の試験では恒温槽を用いて試料温度を 30［℃］，50［℃］，70［℃］，85［℃］，100［℃］に調整し，ロートより回収した蒸留水（10ml 程度）の Cs 濃度を誘導結合プラズマ質量分析装置により測定した。なお，図 2 の試験での 100［℃］での温度調整において，試料を 100［℃］に調整することができないことから，92［℃］の温度条件にて蒸留した。



蒸留条件	
試料液面の面積[cm^2]	約 20[cm^2]
試料液量[ml]	蒸留開始時：100[ml] 蒸留終了時：90[ml]以上
試料液面から凝縮面（冷却管）までの距離[cm]	約 15[cm]
凝縮面（冷却水）温度[℃]	5～10[℃]

図 1　蒸留装置模式図及び蒸留条件



蒸留条件	
試料液面の面積［cm^2］	75.3［cm^2］
試料液量［ml］	蒸留開始時：100［ml］ 蒸留終了時：90［ml］以上
試料液面から凝縮面（丸底フラスコ）までの距離［cm］	10～12［cm］
凝縮面（丸底フラスコ水温）温度［℃］	20～40［℃］

図 2　蒸留装置模式図及び蒸留条件

２．試験結果

蒸留温度と大気中への Cs 移行率［%］（蒸留水の Cs 濃度／試料水の Cs 濃度実測値×100［%］）の関係を図 3 に示す。この結果より，100［℃］以下の海水もしくは純水に含まれる Cs の大気への移行率は概ね 1.0×10^{-3}～1.0×10^{-5}［%］の範囲であることが判明した。

なお，30℃の試料(海水)については，同温度条件の他の結果と比較し 1000 倍以上大きい上に，全温度条件における結果と比較しても約 100 倍多い。また，低温度ほど移行率が大きいという傾向も見られない。以上より，何らかの原因により試料（塩化セシウムを含む海水）が蒸留水中に混入したため，蒸留後の塩化セシウム濃度が実際よりも大きくなり，それに伴い移行率が大きくなったもので，実験手順の間違いだったと考えられる。

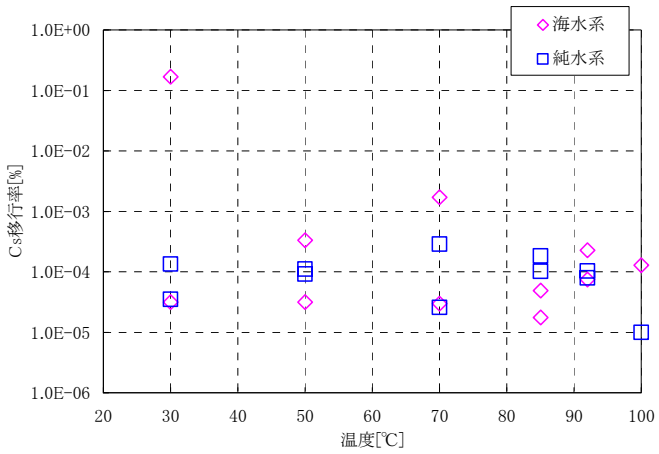


図 3　蒸留温度別の大気中への Cs の移行量

３．まとめ

以上より，100［℃］以下における Cs の大気へのおおよその放出量を把握することが可能となった。

使用済燃料プール保有水から大気への放射性物質の移行程度の評価

１～４号機使用済燃料プールは，使用済燃料プール循環冷却系により平成 23 年 5 月 31 日以降順次冷却されており，平成 24 年 11 月 25 日時点でおよそ 13～24[℃]となっている。しかしながら，使用済燃料プール保有水の自然蒸発に伴い，使用済燃料プール水中の放射性物質も空気中に拡散していると考えられる。

そこで，実験により得られた放射性物質の移行率（添付資料－4）より，使用済燃料プールから大気への放射性物質の移行の程度（蒸発した空気中に含まれる放射性物質濃度）を推定及び評価した。

１．評価条件

使用済燃料プールから大気への移行の程度を推定するための条件を以下に示す。

（１）放射性物質濃度

１～４号機使用済燃料プール保有水における放射性物質濃度を表１に示す。

表１　使用済燃料プール保有水における放射性物質濃度

放射性物質	使用済燃料プール保有水における放射性物質濃度			
	１号機[Bq/cm^3] ※1	２号機[Bq/cm^3] ※2	３号機[Bq/cm^3] ※3	４号機[Bq/cm^3] ※4
Cs134	7.7×10^{3}	4.2×10^{1}	2.1×10^{3}	2.6×10^{-1}
Cs137	1.5×10^{4}	8.5×10^{1}	3.6×10^{3}	5.7×10^{-1}

※１　平成 24 年 11 月 21 日に 1 号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果
※２　平成 24 年 10 月 24 日に 2 号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果
※３　平成 24 年 11 月 12 日に 3 号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果
※４　平成 24 年 10 月 10 日に４号機使用済燃料プールより採取した水の分析結果

（２）使用済燃料プール水温

平成 24 年 11 月 25 日時点における１～４号機使用済燃料プール保有水の水温を以下に示す。

○　１号機：16.0℃
○　２号機：13.9℃
○　３号機：14.2℃
○　４号機：24.0℃

（３）放射性物質移行率

添付資料－4 の「セシウム溶液の大気中へのセシウム移行率確認試験」の測定結果及び上記（２）の使用済燃料プール水温より，各号機のセシウムの大気への移行率を以下のように仮定する。

○　１～４号機：1.0×10^{-4}[％]

２．使用済燃料プールから大気への放射性物質の移行の程度の推定及び評価

以上の条件から，使用済燃料プールから大気への移行の程度（蒸発した空気中に含まれる放射性物質濃度）を推定したものを表２に示す。

表２より，現状の各号機から放出される放射性物質濃度の推定合計量は Cs134 が 7.9×10^{-6} [Bq/cm^3]，Cs137 が 1.5×10^{-5}[Bq/cm^3]であり，現状の敷地境界（発電所西門）での空気中の放射性物質濃度は検出限界以下と十分低い値となっている。なお，参考として，炉規則告示限度濃度（敷地境界での空気中の許容濃度）は，Cs134 が 2×10^{-3}[Bq/cm^3]，Cs137 が 3×10^{-3}[Bq/cm^3]である。浄化設備により２～４号機使用済燃料プール保有水の浄化を実施していること，また３／４号機に燃料取り出し用カバーを設置し，封じ込め機能を追加することから，大気への移行量はより小さい値となっていくと考えられる。

表２　使用済燃料プールから大気への移行の程度の推定値
及び敷地境界での大気中の放射性物質濃度

放射性物質	使用済燃料プールから大気への移行の程度※5					敷地境界における空気中の放射性物質濃度※6 [Bq/cm^3]	炉規則告示限度濃度（敷地境界での空気中の許容濃度） [Bq/cm^3]
	１号機 [Bq/cm^3]	２号機 [Bq/cm^3]	３号機 [Bq/cm^3]	４号機 [Bq/cm^3]	合計 [Bq/cm^3]		
Cs134	6.2×10^{-6}	3.4×10^{-8}	1.7×10^{-6}	2.1×10^{-10}	7.9×10^{-6}	ND※7	2×10^{-3}
Cs137	1.2×10^{-5}	6.8×10^{-8}	2.9×10^{-6}	4.6×10^{-10}	1.5×10^{-5}	ND※7	3×10^{-3}

※5　１～４号機の分析した使用済燃料プール保有水の放射性物質濃度及び平成 24 年 11 月 25 日時点での水温より評価。同温度における水から水蒸気への膨張は約 1244 倍。

※6　平成 24 年 11 月 25 日に発電所西門にて採取した揮発性または粒子状の Cs134 及び Cs137 の合計放射性物質濃度を示す。

※7　ND とは検出限界値以下を示す。揮発性 Cs134 及び Cs137 の検出限界値は 2×10^{-7}[Bq/cm^3]，粒子状 Cs134 及び Cs137 の検出限界値は 3×10^{-7}[Bq/cm^3]である。

使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度の目標値について

１．使用済燃料プールライナーには塩化物イオンによる腐食への影響が認められている SUS304 材を使用していることから，念のため塩化物イオン濃度の目標値を 100ppm 以下とする。

２．使用済燃料プール水の塩化物イオン濃度は，1 回／3 ヶ月の頻度で確認を行う。なお，通常は導電率 40mS/m 以下にて確認を行い，これを超える場合は，塩化物イオン濃度の測定を行う。

＜100ppm の根拠＞

○ 塩化物イオンによる SUS304 の局部腐食発生限界を考慮。

- 図中曲線の下の領域が腐食が発生しない環境。
- 使用済燃料プール水の温度は実績として 40℃以下で管理されていることから，40℃における局部腐食臨界電位に相当する塩化物イオン濃度を評価すると，図 1 より 160ppm となる。
- 以上から，使用済燃料プール水質の目標値を保守的に 100 ppm と設定。
- なお，プール水温度が長期間 40℃を上回る場合には目標値を見直すこととする。

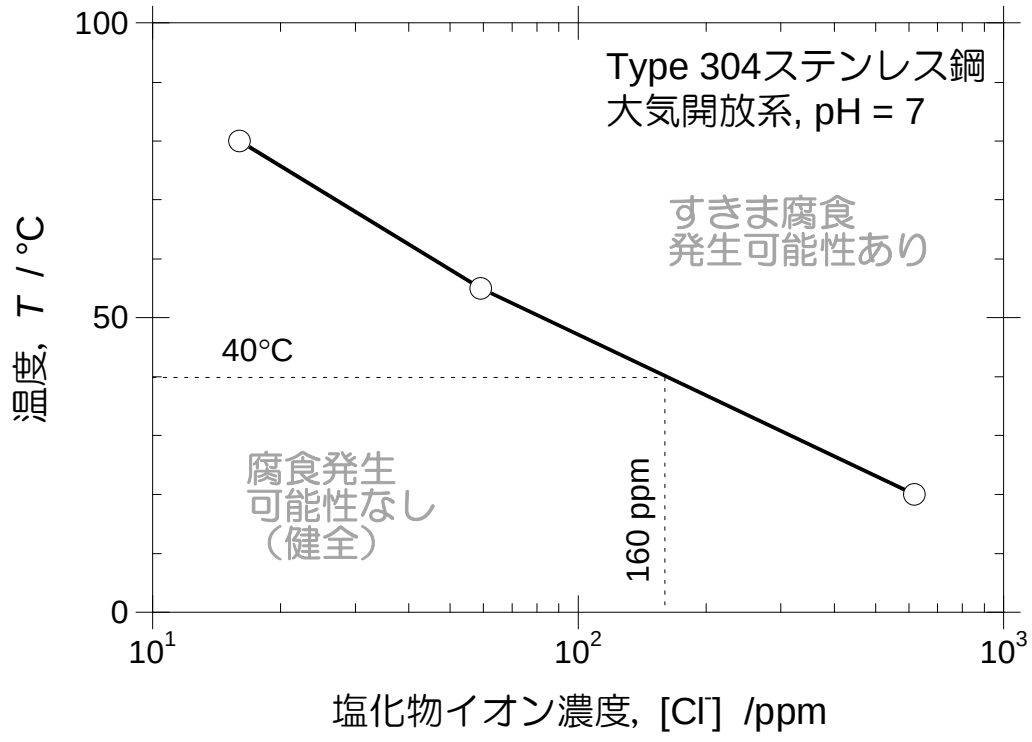


図１　大気開放条件での 304 ステンレス鋼の腐食マップ [1),2)]

---

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

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

使用済燃料プールの構造強度及び耐震性に関する説明書

（１）１号機使用済燃料プール

１号機の原子炉建屋については，５階より上部が破損しており，これらの状態を反映した時刻歴応答解析結果によると，使用済燃料プールを含んでいる３階と４階のせん断ひずみの最大値は 0.06×10^{-3}（Ss-1H，EW 方向，３階）であり，耐震安全性は確保されるものと評価している。

（２）２号機使用済燃料プール

２号機の原子炉建屋については，ブローアウトパネルが落下している以外は目立った損傷がないので，これらの状態を反映した時刻歴応答解析結果によると，使用済燃料プールを含んでいる３階と４階のせん断ひずみの最大値は 0.09×10^{-3}（Ss-1H，EW 方向，３階）であり，耐震安全性は確保されるものと評価している。なお，炉心損傷の段階で格納容器内部が 300℃程度の状態が長時間継続した影響により，その外側のシェル壁の剛性が低下した可能性等が考えられるが，そのような条件を想定したパラメータスタディを行った結果においても解析結果に大きな差異は生じておらず，耐震安全性は確保されることを確認している。

（３）３号機使用済燃料プール

３号機の原子炉建屋については，５階以上の損傷が著しく，さらにその損傷は４階にも及んでおり，これらの状態を反映した時刻歴応答解析結果によると，使用済燃料プールを含んでいる３階と４階のせん断ひずみの最大値は 0.12×10^{-3}（Ss-2H，EW 方向，３階）であり，耐震安全性は確保されるものと評価している。さらに，５階から下部の損傷が不規則であることから，使用済燃料プールを含めた範囲を FEM 解析モデルに置換して，温度荷重などと地震荷重を組み合わせた応力解析を行った結果，使用済燃料プールの耐震安全性は確保されるものと評価している。

（４）４号機使用済燃料プール

４号機の原子炉建屋については反映した時刻歴応答解析結果によると，使用済燃料プールを含んでいる３階と４階のせん断ひずみの最大値は 0.12×10^{-3}（Ss-1H,EW 方向，３F）であり，耐震安全性は確保されることを評価している。さらに，５階から下部の損傷が不規則であることから，使用済燃料プールを含めた範囲を FEM 解析モデルに置換して，温度荷重などと地震荷重を組み合わせた応力解析を行った結果，使用済燃料プールの耐震安全性は確保されるものと評価している。

使用済燃料プール循環冷却系の新設設備の構造強度及び耐震性に係る説明書

1. ポンプ

1.1 １号機二次系ポンプ

（１）構造強度

１号機二次系ポンプについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 1.14MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.68～0.7MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，１号機二次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

１号機二次系ポンプについては，サージタンクや配管，弁等とユニット化し，ユニットとしての重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.5G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに，　F_H：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

K_H：設計用水平震度

W：機器重量

h_G：据付面より機器重心までの高さ

F_V：設計用鉛直地震力

ℓ_G：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
１号機二次系ポンプ	－840.6	転倒しない

1.2　２号機一次系ポンプ

（１）構造強度

２号機一次系ポンプについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.9MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，２号機一次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

２号機一次系ポンプについての耐震性の評価として，「JEAG4601（1987 年版）」に準じて，ポンプ基礎ボルトの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。基礎ボルトの許容応力については，供用状態 B_AS における許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とみなして，許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	ＳＳ４００	引張	作用しない	159
		せん断	3	122

1.3　２号機二次系ポンプ

（１）構造強度

２号機二次系ポンプについては，系統最高使用圧力 0.5MPa に対し，工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.35MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。

以上のことから，２号機二次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

二次系ポンプについては，ユニット化し，重心が低く，転倒の恐れの無い構造としている。

1.4　３号機一次系ポンプ

（１）構造強度

３号機一次系ポンプについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.9MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。

以上のことから，３号機一次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

３号機一次系ポンプについての耐震性の評価として，「JEAG4601（1987 年版）」に準じて，ポンプ基礎ボルトの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。基礎ボルトの許容応力については，供用状態 B_AS における許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とみなして，許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	ＳＳ４００	引張	作用しない	159
		せん断	3	122

1.5　３号機二次系ポンプ

（１）構造強度

３号機二次系ポンプについては，系統最高使用圧力 0.5MPa に対し，工場にて 1.5MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.353～0.355MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。

以上のことから，３号機二次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

二次系ポンプについては，ユニット化し，重心が低く，転倒の恐れの無い構造としている。

1.6　４号機一次系ポンプ

（１）構造強度

４号機一次系ポンプについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 2.15MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.95MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，４号機一次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

４号機一次系ポンプについての耐震性の評価として，耐震設計審査規定「JEAC4601（2008）」に準じて，ポンプ基礎ボルトの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.5G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。基礎ボルトの許容応力については，供用状態 C における許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とみなして，許容応力を求めた。

評価結果を以下に示す。算出応力は全て許容応力以下となっている。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	ＳＳ４００相当	引張	作用しない	145
		せん断	6	112

1.7　４号機二次系ポンプ

（１）構造強度

４号機二次系ポンプについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 1.11MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.62MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，４号機二次系ポンプについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

４号機二次系ポンプについては，サージタンクや配管，弁等をユニット化し，ユニットとしての重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版)」を準用し，機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.5G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665$$

ここに，　F_H：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

K_H：設計用水平震度

W：機器重量

h_G：据付面より機器重心までの高さ

F_V：設計用鉛直地震力

ℓ_G：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t：機器転倒を考えた場合の評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
４号機二次系ポンプ	－840.6	転倒しない

2. タンク

2.1 １号機サージタンク

（１）構造強度

１号機サージタンクについては，タンク最高使用圧力 0.78MPa に対し，工場にて 1.17MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統試運転時に静水頭にて水張りを行い，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，１号機サージタンクについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

１号機サージタンクについては，二次系ポンプや配管，弁等とユニット化し，ユニットとしての重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価は前述の 1.1 の１号機二次系ポンプと併せて評価した。

1.1 の評価結果より，二次系ポンプ及びサージタンクユニットに発生する垂直力は圧縮の方向に働いているため，本条件における転倒は発生しないといえる。

2.2　２号機サージタンク

（１）構造強度

２号機サージタンクについては，系統最高使用圧力が静水頭に対し，系統試運転時に静水頭にて水張りを行い，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，２号機サージタンクについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

２号機サージタンクについては，杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度 0.3G とし，評価を行った。

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665$$

ここに，　F_H：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

K_H：設計用水平震度

W：機器重量

h_G：据付面より機器重心までの高さ

F_V：設計用鉛直地震力

ℓ_G：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t：機器転倒を考えた場合の評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
２号機サージタンク	－1023.1	転倒しない

なお，耐震 B クラス相当の評価（静的震度 0.36G）では転倒の恐れがあるが，一般産業施設（0.24G）以上の設計となっている。

2.3　３号機サージタンク

（１）構造強度

３号機サージタンクについては，系統最高使用圧力が静水頭に対し，系統試運転時に静水頭にて水張りを行い，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，３号機サージタンクについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

３号機サージタンクについては，杭またはワイヤー等を用いた転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度 0.3G とし，評価を行った。

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t} \times 9.80665$$

ここに，　F_H：設計水平地震力（K_H・W）

K_H：設計用水平震度

W：機器重量

h_G：据付面より機器重心までの高さ

F_V：設計用鉛直地震力

ℓ_G：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t：機器転倒を考えた場合の評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
３号機サージタンク	－1023.1	転倒しない

なお，耐震 B クラス相当の評価（静的震度 0.36G）では転倒の恐れがあるが，一般産業施設（0.24G）以上の設計となっている。

2.4　４号機サージタンク

（１）構造強度

４号機サージタンクについては，タンク最高使用圧力 0.78MPa に対し，工場にて 1.17MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の以上がないことを確認している。また，系統試運転時に静水頭にて水張りを行い，漏えい等の以上がないことを確認している。以上のことから，４号機サージタンクについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

４号機サージタンクについては，二次系ポンプや配管，弁等とユニット化し，ユニットとしての重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。なお，評価は前述の 1.7 の４号機二次系ポンプと併せて評価した。

1.7 の評価結果より，二次系ポンプ及びサージタンクユニットに発生する垂直力は圧縮の方向に働いているため，本条件における転倒は発生しないといえる。

3. 熱交換器

3.1 ２号機熱交換器

（１）構造強度

２号機プレート式熱交換器については，系統最高使用圧力 1.0MPa（一次側），0.5MPa（二次側）に対し，工場にてそれぞれ 1.10MPa（一次側），0.55MPa（二次側）の水圧試験を実施し，漏えい等の以上がないことを確認している。また，また，系統機能試験時に 0.9MPa（一次側），0.35MPa（二次側）で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，２号機プレート式熱交換器については，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

２号機プレート式熱交換器については，一次系ポンプや配管，弁等と予め組み込んでユニット化し，重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに，床面での転倒及び滑り防止のため，脚部を床面に後打ちアンカにより固定する。また，ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし，ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 版）」を準用し，熱交換器基礎ボルトの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G, 耐震 B クラス相当の評価では求められていないがメーカ基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし, 耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

許容応力との比較を以下に示す。発生する引張応力，せん断応力は，基礎ボルト許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	ＳＳ４００	引張	46.2	176
		せん断	11.0	101

3.2　２号機熱交換器ユニット

（１）耐震性

２号機熱交換器ユニットは，熱交換器，一次系ポンプ，配管及び弁等を予め組み込んだもので，重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに，床面での転倒及び滑り防止のため，脚部を床面に後打ちアンカにより固定する。また，ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし，ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し，熱交換器ユニット固定部に転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出するとともに，アンカボルトの評価を行った。

なお，アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。

a.転倒評価

熱交換器ユニット固定部に，転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出した結果，転倒しない水平力は，水平震度 0.71Ｇの地震時であることを確認した。

b.基礎ボルト評価

a.転倒評価にて算出した水平力によるアンカボルトの評価結果を以下に示す。発生する水平力は，アンカボルト許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

評価結果

部位	材料	荷重	算出荷重[N]	許容荷重[N]
アンカボルト	ＳＵＳ３０４	引張	作用しない	41000
		せん断	30114	58000

遮へい板は，熱交換器ユニットの側壁に設置しており，熱交換器ユニットの最大機器荷重に含み評価している。

3.3　３号機熱交換器

（１）構造強度

３号機プレート式熱交換器については，系統最高使用圧力 1.0MPa（一次側），0.5MPa（二次側）に対し，工場にてそれぞれ 1.10MPa（一次側），0.55MPa（二次側）の水圧試験を実施し，漏えい等の以上がないことを確認している。また，また，系統機能試験時に 0.9MPa（一次側），0.353～0.355MPa（二次側）で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，３号機プレート式熱交換器については，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

３号機プレート式熱交換器については，一次系ポンプや配管，弁等と予め組み込んでユニット化し，重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに，床面での転倒及び滑り防止のため，脚部を床面に後打ちアンカにより固定する。また，ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし，ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，熱交換器基礎ボルトの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G, 耐震 B クラス相当の評価では求められていないがメーカ基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし, 耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。また,「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

許容応力との比較を以下に示す。発生する引張応力，せん断応力は，基礎ボルト許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	ＳＳ４００	引張	46.2	176
		せん断	11.0	101

3.4　３号機熱交換器ユニット

（１）耐震性

３号機熱交換器ユニットは，熱交換器，一次系ポンプ，配管及び弁等を予め組み込んだもので，重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに，床面での転倒及び滑り防止のため，脚部を床面に後打ちアンカにより固定する。また，ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし，ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005年版）」を準用し，熱交換器ユニット固定部に転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出するとともに，アンカボルトの評価を行った。

なお，アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。

a.転倒評価

熱交換器ユニット固定部に，転倒に伴う引張力が発生しない水平力を算出した結果，転倒しない水平力は，水平震度 1.0Ｇの地震時であることを確認した。

b.基礎ボルト評価

a.転倒評価にて算出した水平力によるアンカボルトの評価結果を以下に示す。発生する水平力は，アンカボルト許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

評価結果

部位	材料	荷重	算出荷重 [N]	許容荷重[N]
アンカボルト	ＳＵＳ３０４	引張	作用しない	41000
		せん断	23782	58000

遮へい板は，熱交換器ユニットの側壁に設置しており，熱交換器ユニットの最大機器荷重に含み評価している。

3.5　４号機熱交換器

（１）構造強度

４号機プレート式熱交換器については，系統最高使用圧力 1.0MPa（一次側），1.0MPa（二次側）に対し，工場にてそれぞれ 1.5MPa（一次側），1.5MPa（二次側）の水圧試験を実施し，漏えい等の以上がないことを確認している。また，また，系統機能試験時に 0.95MPa（一次側），0.62MPa（二次側）で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，４号機プレート式熱交換器については，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

４号機プレート式熱交換器については，一次系ポンプや配管，弁等と予め組み込んでユニット化し，重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに，床面での転倒及び滑り防止のため，脚部を床面に後打ちアンカにより固定する。また，ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし，ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，熱交換器基礎ボルトの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.66G, 耐震 B クラス相当の評価では求められていないがメーカ基準として設定した垂直方向震度 0.33G とし, 耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。また,「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」の短期許容応力度（ボルト材質 SS400）を適用した。

許容応力との比較を以下に示す。発生する引張応力，せん断応力は，基礎ボルト許容荷重を下回っており十分な強度を有している。

応力評価結果

部位	材料	応力種類	算出応力[MPa]	許容応力[MPa]
基礎ボルト	ＳＳ４００	引張	54	176
		せん断	14	101

3.6　４号機熱交換器ユニット

（１）耐震性

４号機熱交換器ユニットは，熱交換器，一次系ポンプ，配管及び弁等を予め組み込んだもので，重心を低くすることにより耐震性を向上させるとともに，床面での転倒及び滑り防止のため，脚部を床面に後打ちアンカにより固定する。また，ユニット内に組み込まれる各機器はフレームにボルト等で強固に固定される構造とし，ユニット内における転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として地震の水平荷重による転倒モーメントよりも自重による安定モーメントが大きいことを確認し，アンカボルトの評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.5G とし，アンカボルトの許容荷重はカタログ値を適用した。

a.転倒評価

水平震度 0.5G に対し熱交換器ユニットが転倒しないことを確認した。

b.基礎ボルト評価

アンカボルトの評価結果を以下に示す。水平震度 0.5G によりアンカボルトに発生する荷重は全て許容荷重以下であり，十分な強度を有している。

評価結果

部位	材料	荷重種類	算出荷重[N]	許容荷重[N]
アンカボルト	ＳＳ４００相当	引張	作用しない	381000
		せん断	39200	286000

4. 配管

4.1 1号機配管

（1）構造強度

1号機二次系鋼管については，「設計・建設規格（2007年追補版）」に基づき，系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており，使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また，系統機能試験時に0.68～0.7MPaで漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

$$t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P} \qquad (4.1)$$

t：管の計算上必要な厚さ[mm]

P：最高使用圧力[MPa]

D_0：管の外径[mm]

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

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

1号機二次系鋼管の構造強度評価結果

名称	公称肉厚[mm]	必要最小厚さ[mm]
1号機 二次系ライン	5.5	2.4
	5.5	3.0
	6.0	3.4
	7.1	3.8

（2）耐震性

二次系設備のうち，新設配管の耐震性についての評価結果を示す。

a. 評価条件

配管は，基本的に，配管軸直角2方向拘束サポートを用いた，両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また，配管は水平方向主体のルートを想定し，管軸方向については，サポート設置フロアの水平方向震度を鉄と鉄の静止摩擦係数0.52[注)]よりも小さいものとし，地震により管軸方向は動かないものと仮定する。

水平方向震度は，耐震Bクラス相当の評価である0.36Gに余裕を持たせた値として0.5Gとする。

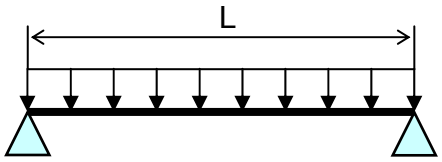
b.　評価方法

水平方向震度が静止摩擦係数よりも小さく，地震により管軸方向は動かないと考えられることから，水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。

管軸直角方向の地震による応力は，下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(4.2)式で表すことができる。

・ $Sw = \dfrac{wL^2}{8Z}$

Sw:自重による応力[MPa]
L:サポート支持間隔[mm]
Z：断面係数[mm^3]
w：等分布荷重[N/mm]



両端単純支持はりの等分布荷重より求まる自重による応力

・Ss=αSw　　(4.2)

Sw:自重による応力[MPa]　　Ss:地震による応力[MPa]
α:水平方向震度

注）日本機械学会編　機械工学便覧　α．基礎編　表 4-1 ，α2-27

また，崩壊制限に「JEAG4601（1984 年版)」のクラス 2 配管の供用状態 Ds の場合の一次応力制限を用いるとすると，地震評価としては(4.3)式で表すことができる。

・S=Sp+Sw+Ss=Sp+Sw+αSw= Sp+(1+α)Sw　≦ 0.9Su　　(4.3)

Sp:内圧による応力[MPa]　　Sw:自重による応力[MPa]
Ss:地震による応力[MPa]　　S:内圧，自重，地震による応力[MPa]
α:水平方向震度

従って，上記(4.3)式を満足するように，配管サポート配置を設定することにより，配管は十分な強度を有していると考えることができる。

c. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 Sw=40[MPa]の配管サポート配置を仮定する。

配管設置フロアの水平方向震度を前述の 0.5G，内圧による応力 Sp=10[MPa]，自重による応力 Sw=40[MPa]，許容応力を STPT370[100℃]の 0.9Su=315[MPa]とし，(4.3)に代入すると以下となる。

・S=Sp+(1+α)Sw = 10+(1+0.5)×40= 70[MPa] ≦ 0.9Su = 315[MPa] (4.4)

また，継手がある場合には，応力係数も存在する。例えば応力係数を 3 とし，(4.4)式の自重による応力 Sw に 3 を乗じ，Sw=120[MPa]とすると以下となる。

・S=Sp+(1+α)Sw×3= 10+(1+0.5)×120= 190[MPa] ≦ 0.9Su = 315[MPa] (4.5)

以上のことから，両端単純支持はりで自重による応力 Sw を 40[MPa]程度の配管サポート配置とした場合，発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有する結果となった。

4.2　２号機配管

（１） 構造強度

２号機一次系／二次系鋼管については，「設計・建設規格（2007 年追補版）」に基づき，系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており，使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また，系統機能試験時に 0.9MPa（一次系），0.35MPa（二次系）で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

２号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果

名称	公称肉厚[mm]	必要最小厚さ[mm]
２号機 一次系／二次系ライン	6.0	3.4
	6.6	3.4
	7.1	3.8
	8.2	3.8

（２） 耐震性

一次系設備のうち，既設取合～熱交換器ユニット間の新設配管についての耐震性の評価結果を示す。

a.　解析条件

・解析モデル：

既設 FG69A～熱交換器ユニット：KFPC-901

熱交換器ユニット～既設 FE52A：KFPC-902

・水平地震力：耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とした場合の新設配管の発生応力を確認する。

b.　評価結果

以下に配管の応力評価結果を示す。

応力評価結果

	一次応力[MPa]	許容応力[MPa]
既設 FG69A ～熱交換器ユニット	77	189
熱交換器ユニット ～既設 FE52A	46	189

4.3　３号機配管

（１） 構造強度

３号機一次系／二次系鋼管については，「設計・建設規格（2007 年追補版）」に基づき，系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており，使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また，系統機能試験時に 0.9MPa（一次系），0.353～0.355MPa（二次系）で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

３号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果

名称	公称肉厚[mm]	必要最小厚さ[mm]
３号機 一次系／二次系ライン	6.0	3.4
	6.6	3.4
	7.1	3.8
	8.2	3.8

（２） 耐震性

一次系設備のうち，既設取合～熱交換器ユニット間の新設配管についての耐震性の評価結果を示す。

a.　解析条件

・解析モデル：

既設 FG101B～熱交換器ユニット：KFPC-901

熱交換器ユニット～既設ストレーナ 29B：KFPC-902

・水平地震力：耐震 B クラス相当の評価である 0.36G とした場合の新設配管の発生応力を確認する。

b.　評価結果

以下に配管の応力評価結果を示す。

応力評価結果

	一次応力[MPa]	許容応力[MPa]
既設 FG101B ～熱交換器ユニット	83	173
熱交換器ユニット ～既設ストレーナ 29B	53	173

4.4　４号機配管

（１） 構造強度

４号機一次系／二次系鋼管については，「設計・建設規格（2007 年追補版）」に基づき，系統最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており，使用済燃料プール循環冷却系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している（下表参照）。また，系統機能試験時に 0.95MPa（一次系），0.62MPa（二次系）で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

４号機一次系／二次系鋼管の構造強度評価結果

名称	公称肉厚[mm]	必要最小厚さ[mm]
４号機 一次系／二次系ライン	6.0	3.4
	6.6	3.8
	7.1	3.8
	8.2	3.8

（２） 耐震性

使用済燃料プール循環冷却システムの新設設備のうち，配管の耐震性についての評価結果を示す。

a.　評価条件

配管は，基本的に，配管軸直角 2 方向拘束サポートを用いた，両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また，配管は水平方向主体のルートを想定し，管軸方向については，サポート設置フロアの水平方向震度を鉄と鉄の静止摩擦係数 0.52 注) よりも小さいものとし，地震により管軸方向は動かないものと仮定する。

水平方向震度は，耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた値として 0.5G とする。

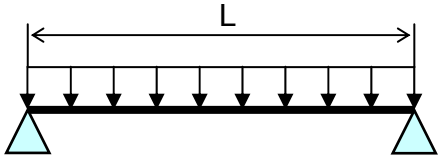
b.　評価方法

水平方向震度が静止摩擦係数よりも小さく，地震により管軸方向は動かないと考えられることから，水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。

管軸直角方向の地震による応力は，下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(4.6)式で表すことができる。

・ $Sw = \dfrac{wL^2}{8Z}$

Sw:自重による応力[MPa]
L:サポート支持間隔[mm]
Z：断面係数[mm^3]
w：等分布荷重[N/mm]



両端単純支持はりの等分布荷重より求まる自重による応力

・$Ss = \alpha Sw$ (4.6)

Sw:自重による応力[MPa]　　Ss:地震による応力[MPa]
α:水平方向震度

注）日本機械学会編　機械工学便覧　α．基礎編　表 4-1 ，α2-27

また，崩壊制限に「JEAG4601（1984 年版)」のクラス 2 配管の供用状態 Ds の場合の一次応力制限を用いるとすると，地震評価としては(4.7)式で表すことができる。

・$S = Sp + Sw + Ss = Sp + Sw + \alpha Sw = Sp + (1+\alpha)Sw \leqq 0.9Su$ (4.7)

Sp:内圧による応力[MPa]　　Sw:自重による応力[MPa]
Ss:地震による応力[MPa]　　S:内圧，自重，地震による応力[MPa]
α:水平方向震度

従って，上記(4.7)式を満足するように，配管サポート配置を設定することにより，配管の崩壊は抑制できる。

c.　評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 Sw=40[MPa]の配管サポート配置を仮定する。

配管設置フロアの水平方向震度を前述の 0.5G，内圧による応力 Sp=10[MPa]，自重による応力 Sw=40[MPa]，許容応力を STPT370[100℃]の 0.9Su=315[MPa]とし，(4.7)に代入すると以下となる。

・$S = Sp + (1+\alpha)Sw = 10 + (1+0.5) \times 40 = 70[MPa] \leqq 0.9Su = 315[MPa]$ (4.8)

また，継手がある場合には，応力係数も存在する。例えば応力係数を 3 とし，(4.8)式の自重による応力 Sw に 3 を乗じ，Sw=120[MPa]とすると以下となる。

・S=Sp+(1+α)Sw×3= 10+(1+0.5)×120= 190［MPa］ ≦ 0.9Su = 315［MPa］(4.9)

以上のことから，両端単純支持はりで自重による応力 Sw を 40[MPa]程度の配管サポート配置とした場合，発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有する結果となった。

4.5　１～４号機フレキシブルチューブ

（１）構造強度

１～４号機フレキシブルチューブは，設計・建設規格に記載がない機器であるが，系統最高使用圧力 0.5MPa（２号機／３号機　二次系），1.0MPa（1 号機／４号機　二次系），1.0MPa（４号機　一次系）に対し，工場にて 0.5MPa（２号機／３号機　二次系）の気圧試験，1.25MPa（１号機／４号機　二次系，４号機　一次系）の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。

また，系統機能試験時に下表の圧力で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

各号機における系統機能試験圧力

号機	一次系 系統機能試験圧力[MPa]	二次系 系統機能試験圧力[MPa]
１号機		0.68～0.7
２号機	0.9	0.35
３号機	0.9	0.353～0.355
４号機	0.95	0.62

（２）耐震性

１～４号機フレキシブルチューブは，フレキシビリティを有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

4.6　1号機／4号機ポリエチレン管

（1）構造強度

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

内圧に対する強度設計としては，設計内圧による発生応力が，材料（PE100）の 50 年後クリープ強度 σ50 に安全率を見込んだ値を上回らないような外径と管厚の組み合わせを，JWWA K 144 等で規定している（下式）。この強度設計式において，設計内圧は 1.0MPa であり，二次系ポンプ等の通常運転圧力（現在までの実績ベースで 1.0MPa 以下）を上回っていることから，ポリエチレン管の規格品は，使用済燃料プール循環冷却設備二次系での内圧条件に対して十分な管厚を有する。

また，ポリエチレン管の耐圧性は温度依存性があるが，50℃の温度条件においても，使用済燃料プール循環冷却設備二次系の最高使用圧力を上回る耐圧性能が確保できることを数値シミュレーションにより確認している。具体的には，①ポリエチレン管に加わる内圧による応力，②使用環境温度，及び③破壊時間に関する関係式を用いて，環境温度が 20℃～50℃のときに，1MPa の内圧が加わった場合の破壊時間を算出したところ，破壊時間が最も短くなる 50℃の場合でも，10 年以上の寿命が確保できることを確認した。

以上のことから，ポリエチレン管は使用済燃料プール循環冷却設備二次系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると判断する。

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

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

（2）耐震性

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

5. エアフィンクーラ，冷却塔

5.1　１号機エアフィンクーラユニット

（１）構造強度

１号機エアフィンクーラユニットについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 1.47MPa の気圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.68～0.7MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，１号エアフィンクーラについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

エアフィンクーラユニットは，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.5G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに，　F_H：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

K_H：設計用水平震度

W：機器重量

h_G：据付面より機器重心までの高さ

F_V：設計用鉛直地震力

ℓ_G：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
１号機エアフィンクーラ	－262.7	転倒しない

5.2　2 号機冷却塔

（1）構造強度

２号機冷却塔については，系統最高使用圧力 0.5MPa に対し，工場にて 0.75MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統機能試験時に 0.35MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，２号冷却塔については，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（2）耐震性

２号機冷却塔は，杭またはワイヤーロープ等を用いた転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.38G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに，　F_H：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

K_H：設計用水平震度

W：機器重量

h_G：据付面より機器重心までの高さ

F_V：設計用鉛直地震力

ℓ_G：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
２号機冷却塔	－143.3	転倒しない

5.3　３号機冷却塔

（１）構造強度

３号機冷却塔については，系統最高使用圧力 0.5MPa に対し，工場にて 0.75MPa の水圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統試機能試験時 0.353～0.355MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，３号冷却塔については，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

３号機冷却塔は，杭またはワイヤーロープ等を用いた転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.5G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

a.転倒評価

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに，　F_H：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

K_H：設計用水平震度

W：機器重量

h_G：据付面より機器重心までの高さ

F_V：設計用鉛直地震力

ℓ_G：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
３号機冷却塔	－958.9	転倒しない

5.4　４号機エアフィンクーラユニット

（１）構造強度

４号機エアフィンクーラユニットについては，系統最高使用圧力 1.0MPa に対し，工場にて 1.47MPa の気圧試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。また，系統試運転圧 0.62MPa で漏えい確認を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，４号エアフィンクーラについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（２）耐震性

エアフィンクーラユニットは，敷鉄板と溶接等行い転倒防止策を講じている。これを踏まえ，耐震性の評価として，「建築設備耐震設計・施工指針（2005 年版）」を準用し，機器に発生する垂直力により転倒評価を行った。

なお，評価においては水平方向震度を耐震 B クラス相当の評価である 0.36G に余裕を持たせた 0.5G とし，耐震設計審査指針上の耐震 B クラス相当の評価を行った。

機器に発生する垂直力は以下の計算式で算出することができる。

$$R_b = \frac{F_H \cdot h_G - (W - F_V) \cdot \ell_G}{\ell \cdot n_t}$$

ここに，　F_H：設計水平地震力（$K_H \cdot W$）

K_H：設計用水平震度

W：機器重量

h_G：据付面より機器重心までの高さ

F_V：設計用鉛直地震力

ℓ_G：検討する方向からみた評価点から機器重心までの距離

ℓ：検討する方向から見た評価点スパン

n_t：機器転倒を考えた場合の引張を受ける評価点の数

転倒評価結果

設備名称	機器に発生する垂直力[N]	評価
４号機エアフィンクーラ	－262.7	転倒しない

2.4　原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備

2.4.1　基本設計

2.4.1.1　設置の目的

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

2.4.1.2　要求される機能

(1)　原子炉圧力容器・格納容器内での臨界を防止できること。

2.4.1.3　設計方針

2.4.1.3.1　構造強度及び機能の維持

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

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

(3)　ホウ酸水注入系は，設計，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4)　ホウ酸水注入系は，漏えいしがたい設計とする。

(5)　ホウ酸水注入系の設備に異常が生じた場合に検出できるようにする。

2.4.1.3.2　異常時への対応機能

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

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

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

2.4.1.4　供用期間中に確認する項目

臨界を防止するためのホウ酸水を原子炉へ注入できること。

2.4.1.5　主要な機器

(1)　設備概要（添付資料－１参照）

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

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

(2)　ホウ酸水タンク

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

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

(3)　ホウ酸水注入ライン

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

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

2.4.1.6　自然災害対策等

(1)　津波

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

2.4.1.7　構造強度及び耐震性（添付資料－２参照）

(1)　構造強度

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

(2)　耐震性

ホウ酸水注入系は耐震設計審査指針上のＳクラス相当の設備と位置づけられるが，仮設設備については，短期間での設計，調達及び設置を行う必要があることから，耐震Ｓクラスの要求事項を完全に満足するものとはなっていないものの，今後も継続的に発生すると思われる地震に対して耐震性を確保する観点から，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力に対して耐震性が確保されることを確認する。また，基準地震動 Ss 相当の地震により複数の仮設設備が同時に機能喪失した場合においても，消防車や仮設プールの配備により，ホウ酸水を注入できるようにする。

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

支持部材がない等の理由によって，耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては，フレキシビリティを有する材料を使用するなどして，可能な限り耐震性を確保する。

2.4.2　基本仕様

2.4.2.1　主要仕様

(1)　ホウ酸水タンク（完成品）

基　　数　　2

容　　量　　20 ㎥（１基あたり）

(2)　仮設プール（完成品）

基　　数　　1

容　　量　　10 ㎥

表２．４－１　主要配管仕様

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

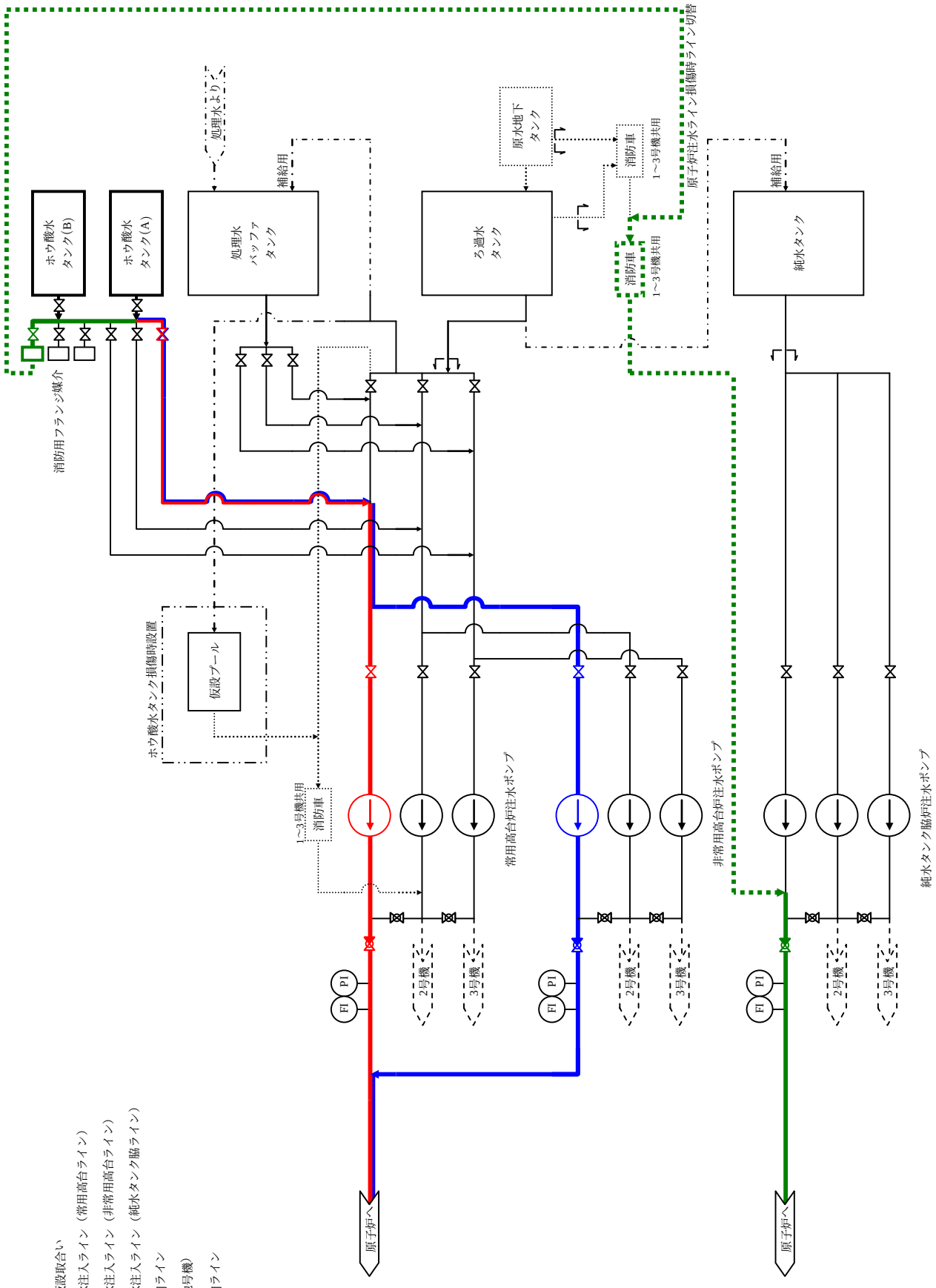
2.4.3　添付資料

添付資料－１　原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備系統概略図

添付資料－２　構造強度及び耐震性

添付資料－３　五ホウ酸ナトリウムの必要量

添付資料－４　未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価



図－１　原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備系統概略図

構造強度及び耐震性

1　タンクの構造強度及び耐震性

1.1　ホウ酸水タンク

(1)　構造強度

ホウ酸水タンクについては，定格容量 20㎥（水位 2m）における静水圧に対し，実験により確認した側板及び底板の許容水圧が大きいことを確認しており，ホウ酸水注入系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している。

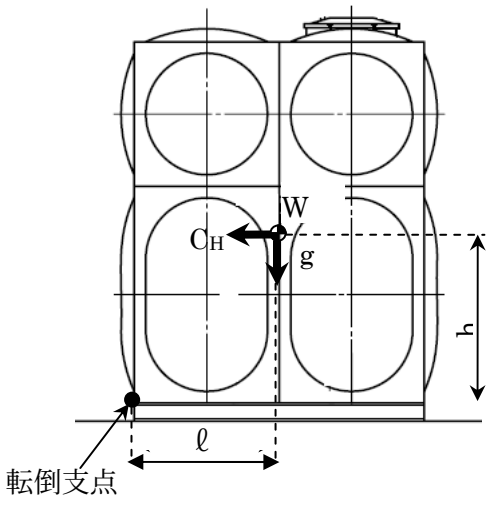
(2)　耐震性

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

a．ホウ酸水タンクの転倒評価

タンクについて，地震によるモーメントと自重によるモーメントを算出し，それらを比較することで転倒評価を行った。（図－１参照）タンクが転倒するのは，地震によるモーメント＞自重によるモーメントの場合であるが，評価の結果，耐震Ｂクラス設備に適用される静的地震力によるモーメント＜自重によるモーメントであり，タンクが転倒しないことを確認した。

なお，評価の結果，耐震Ｓクラス相当の静的地震力に対してもタンクが転倒しないことを確認した。



図－１　タンクの転倒評価モデル

C_H　：水平方向加速度
W　：機器重量
g　：重力加速度
h　：据付面から重心までの距離
ℓ　：転倒支点から機器重心までの距離

地震によるモーメント：$M_1 = W \times g \times C_H \times h$
自重によるモーメント：$M_2 = W \times g \times \ell$

1.2　管の構造強度及び耐震性

1.2.1　鋼管

(1)　構造強度

鋼管については,「設計・建設規格」におけるクラス２配管の規定に基づき，最高使用圧力に対して十分な厚さを有していることを確認しており，ホウ酸水注入系における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると評価している（表－１参照)。

表－１　ホウ酸水注入系における鋼管の構造強度評価結果

	公称肉厚 [mm]	必要最小厚さ [mm]
ホウ酸水タンクからホウ酸水タンク出口ヘッダまで	4.2	2.7
	4.2	3.0
	5.0	3.8

■ 内圧を受ける直管

最高使用圧力に対する直管の厚さは,（式 1-1）により計算した値及び表－２に定める値のいずれか大きい方の値以上でなければならない。

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

t：管の計算上必要な厚さ（mm）

P：最高使用圧力（MPa）

D_0：管の外径（mm）

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

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

表－２　炭素鋼鋼管の必要最小厚さ

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

(2)　耐震性

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

1.2.2　フレキシブルチューブ

(1)　構造強度

フレキシブルチューブは設計・建設規格に記載がない機器であるが，タンクヘッド圧（0.02MPa）における漏えい確認試験を行い，有意な変形や漏えいがないことを確認していることから，必要な構造強度を有しているものと判断する。

(2)　耐震性

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

1.2.3　ポリエチレン配管

(1)　構造強度

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

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

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

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

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

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

(2) 耐震性

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

五ホウ酸ナトリウムの必要量

1　五ホウ酸ナトリウムの必要量の考え方

ＲＰＶ内でホウ素濃度 510ppm（反応度 5%Δk に相当する濃度）にするために五ホウ酸ナトリウムの必要量を決める。ＰＣＶ内のデブリに対する五ホウ酸ナトリウム必要量に関しては，ＲＰＶからＰＣＶへ五ホウ酸ナトリウムが流入することから，ＲＰＶ内へ五ホウ酸ナトリウム必要量で連続注入を行う。連続で五ホウ酸ナトリウムを注入するとＰＣＶの五ホウ酸ナトリウム濃度は徐々に上昇し，ＰＣＶ内の未臨界に寄与する。このため，五ホウ酸ナトリウム注入後も引き続き，臨界が継続したと判断された場合，連続して五ホウ酸ナトリウムを注入する。なお，五ホウ酸ナトリウムが枯渇した場合は，海水を注入する。

2　五ホウ酸ナトリウムの必要量の算出

五ホウ酸ナトリウムはＲＰＶ内保有水で希釈されることから，その必要量はＲＰＶ保有水量と五ホウ酸ナトリウム中のホウ素成分比率を用いて次式で計算できる。

$$\text{五ホウ酸ナトリウム[kg]} = \frac{\text{RPV保有水量[kg]} \times \text{ホウ素濃度[ppm]} \times 10^{-6}}{\text{ホウ素の成分比率}}$$

現在，水位計がダウンスケールしているため，正確なＲＰＶ保有水量は不明である。一方，希釈を考えると保有水量が多い方が必要量を多く見積もり保守的となる。そこで，五ホウ酸ナトリウムの必要量の算出に当たっては，保守的に通常水位を用い，さらに各号機の中で最大の保有水量を採用した。表－1 に各号機の保有水量を示す。

表－１　各号機の通常保有水量

	保有水量
１号機	194×10^{3} kg
２号機	340×10^{3} kg
３号機	340×10^{3} kg

3　評価条件

- ホウ素濃度：510ppm（反応度 5%Δk に相当する濃度）
  - ✓ 反応度 5%Δk 相当の ^{10}B 同位体天然組成ホウ素濃度として算出

➢ 五ホウ酸ナトリウム（$Na_2B_{10}O_{16}$・$10H_2O$）中のホウ素成分比率：下式のとおりである。

$$\text{ホウ素の成分比率} = \frac{B \times 10}{Na \times 2 + B \times 10 + O \times 16 + (H \times 2 + O \times 1) \times 10} = 0.183$$

ただし，各核種の原子量は下表を用いた（出典　理科年表）

核種	H	B	O	Na
原子量	1.008	10.811	15.999	22.990

4　評価式

➢ １～３号機の五ホウ酸ナトリウムの必要量

ＲＰＶ保有水量 340t を用いると

$$\text{五ホウ酸ナトリウム} = \frac{340 \times 1000 \times 510 \times 10^{-6}}{0.183} = 948 \text{ kg}$$

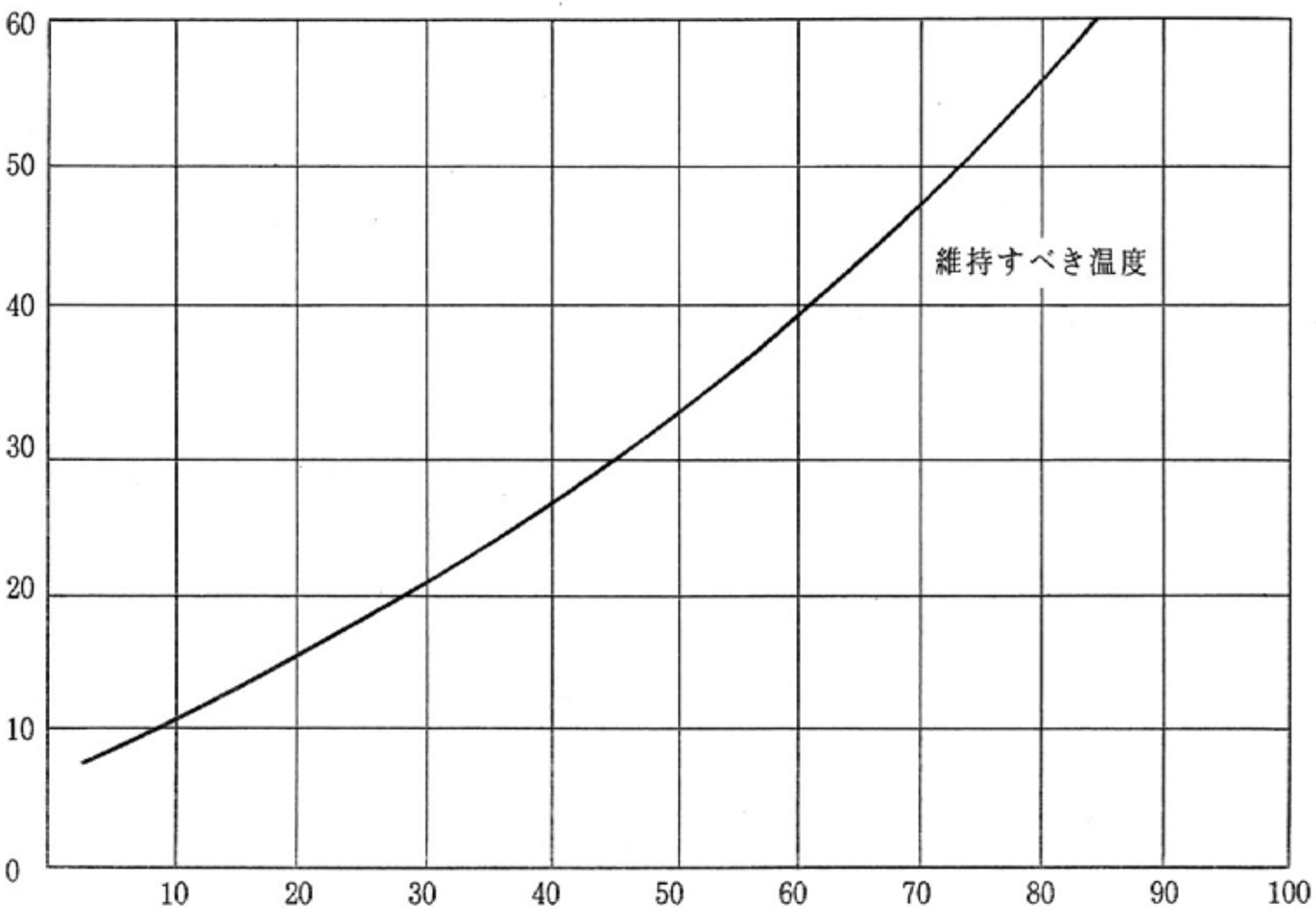
5　評価結果

	１～３号機
五ホウ酸ナトリウムの必要量	948 kg

五ホウ酸ナトリウムは保守的に 948kg を 960kg とし，全号機に同量 960kg を注入する。臨界継続が確認された場合，連続して五ホウ酸ナトリウムを注入し，五ホウ酸ナトリウムが枯渇した場合，海水を注入する。表－２に各号機毎に注入する保有水量に対する五ホウ酸ナトリウム濃度の対応表を示す。また，図－１に温度とホウ酸溶解度曲線を示す。

表2　五ホウ酸ナトリウム960kgに対する有効保有水量と五ホウ酸ナトリウム濃度（wt%）

ホウ酸水タンク水位（m）	吸込み残り高さ（m）	有効水位（m）	保有水量(t)	有効保有水量（t）	五ホウ酸ナトリウム濃度（wt%）
1.0	0.5	0.5	10.0	5.0	17.7
1.1	0.5	0.6	11.0	6.0	14.9
1.2	0.5	0.7	12.0	7.0	12.9
1.3	0.5	0.8	13.0	8.0	11.4
1.4	0.5	0.9	14.0	9.0	10.2
1.5	0.5	1.0	15.0	10.0	9.2
1.6	0.5	1.1	16.0	11.0	8.4
1.7	0.5	1.2	17.0	12.0	7.7
1.8	0.5	1.3	18.0	13.0	7.1
1.9	0.5	1.4	19.0	14.0	6.7
2.0	0.5	1.5	20.0	15.0	6.2


ほう酸水溶解度 [Wt %]
60
50
40
30
20
10
0
10
20
30
40
50
60
70
80
90
100
維持すべき温度
温　度　(℃)

図－１　ホウ酸溶解度曲線

未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度の評価

1　概要

現状，未臨界状態が維持されていることの監視として，原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガス（Xe-135）の放射能濃度を連続的に測定しているが，これまで臨界の兆候は確認されていない。

仮に臨界の兆候が見られた際には，原子炉圧力容器内でホウ素濃度 510ppm となる量の五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしているが，ここでは，未臨界に移行させるために必要なホウ素濃度を評価する。

2　解析条件

2.1　解析における不確かさの考え方，及び条件

現時点では炉内状況の多くが不確かであり，評価条件を１つに特定することはできない。そこで，本評価では，現実的に起こりうる炉内状態の範囲を考え，感度解析を行う。臨界評価にあたっては，不確定要素として，デブリの組成，デブリの形状，堆積状態，構造材の組成及び混合量がある。

以下に各々の不確定要素における考え方，及び条件を示す。

(1)　デブリの組成

運転中の原子炉内には，さまざまな燃焼度の燃料が存在する。運転中に燃料の健全性を担保する為に，実炉心配置では，どの号機も出力分布が平坦になる様に，燃料の燃焼度の低いものと燃焼度の高いものが偏らないように配置されている。このため，複数の燃料が溶融する場合，特定の燃焼度の燃料領域のみが溶融することはない。また，溶融燃料の領域が形成されると，溶融の過程で溶融物は混在状態となる。したがって，溶融燃料の組成は溶融領域の大きさや量にあまり依存しないと考えられる。

燃焼が進んだ燃料中に含まれるウラン以上の質量数を持つ核種（以下重核という）の組成は，炉心平均燃焼度が低いと炉心中のウラン 235 が多いため，デブリの臨界性を保守的に（体系の固有値を高く）評価できることから，震災時(平成 23 年 3 月 11 日)において１号機～３号機の中で最も炉心平均燃焼度が低い３号機を代表組成とした。さらに，燃焼度が低い方が，反応度が高く，保守的な評価になる為，上記の代表組成を２月上旬の組成を用いた。(表－１参照)。

また，溶融前の燃料には，重核の他に核分裂生成物（以下ＦＰという）やガドリニアが含まれており，デブリにもこれらが存在する。臨界評価にあたっては，ＦＰについては JAERI-Tech2001-055「燃焼度クレジット導入ガイド原案」にて臨界評価において考慮を認めている核種（Rh103， Nd143， Sm149，Cs133，Tc99，Sm151，Sm152，Nd145，Eu153，Sm150， Mo95， Sm147）のみ存在するとした。また，中性子吸収体であるガド

リニアは，初期の反応度を抑制する為に新燃料に多く存在する。ガドリニアは燃焼が進むに従い減少する。ガドリニアは残存量が小さい方が臨界性を保守的に評価できる。実際は，１サイクル照射後でも，燃料にガドリニアは存在する。ここでは，保守的に当該サイルに装荷された新燃料にのみ残存していると考え，さらに，ガドリニア濃度は燃料の軸方向で異なるが，ガドリニア濃度が少ない燃料上部のみを対象にした。この考えに基づき，１～３号機で新燃料体数割合が一番小さい１号機のガドリニア量のみがデブリに存在するとし，平成 23 年 3 月 11 日時点のサイクル燃焼度を仮定してガドリニア残存量を算出した。残存ガドリニア量の推定値を表－２に示す。ここでも，保守的に１号機の 0.004(wt%)より少ない 0.003(wt%)を使用した。

現実には，減速材温度係数は負になると考えられるため，減速材温度 20℃を基準ケースとした。

表－１　燃料の組成に影響する炉心平均燃焼度

	1号機	2号機	3号機	組成データに用いた燃焼度
炉心平均燃焼度 [GWd/t]	25.8	22.9	21.7	20.8 (3号機 平成23年2月上旬)

表－２　１～３号機の残存ガドリニア推定値と評価に用いた値

	1号機	2号機	3号機	評価に用いた値
Gd量(wt%)	0.004	0.016	0.012	0.003

(2)　デブリの形状

デブリが溶岩状になっていると，デブリ中に空孔があっても減速材量（水）が少なく，最適な減速状態にはならず，未臨界となる。このため，臨界評価においては，デブリ形状を保守的に球形として評価した。

現実的なデブリは，粒径はさまざまで，小さいデブリが大きいデブリの隙間を埋めて密に詰まっていると考えられる。デブリが密に埋まっていると，溶岩状の場合と同じく減速材量が少ないため臨界にはなりにくいが，減速材が流入できる間隙がある方が臨界となり易い。そこで，臨界評価では粒径を一定値とし評価した。デブリの粒径を一定とすることで，デブリ間に減速材が流入でき，臨界となりやすい状態となる。

同一粒径の球の配置では，立方体の中心に１つ入ったものがならぶ場合に減速材領域が一番大きくなり（減速材体積割合 0.48），体心立方格子（減速材体積割合 0.32），面心立方格子（減速材体積割合 0.28）となるに従い減速材体積割合も小さくなるが，現実的には，部分でこれらの配置となっていると考えられる。

そこで，臨界評価では，図－１に示すように保守的に減速材領域の少ない面心立方

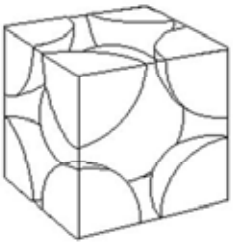
格子を除外した立方体に１つの場合と体心立方格子の場合を評価する。

さらに，TMI-2のデブリ（NUREG/CR-6195 Examination of Relocated Fuel Debris Adjacent to the Lower Head of the TMI-2 Reactor Vessel）にはデブリ中に空孔（空孔率平均0.2）があることから，デブリ中に同等の空孔が存在するケースも評価する。

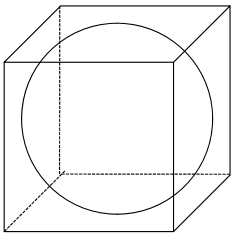
以上の条件下で，粒径を変化させて，最大の粒径半径を求めた。

以上より，臨界評価ケースとして，次の４ケースを設定した。

・体系①（減速材体積割合 32%）：デブリが体心立法格子状に存在し，デブリ中実
・体系②（減速材体積割合 46%）：デブリが体心立法格子状に存在し，デブリ中空
・体系③（減速材体積割合 48%）：デブリが立方体中に１つ存在し，デブリ中実
・体系④（減速材体積割合 58%）：デブリが立方体中に１つ存在し，デブリ中空



体心立方格子状に配列



立方体の中心に球１つ配列

図－１　体心立方格子，立方体における配列体系

(3)　デブリの堆積形状

デブリの堆積形状は，堆積場所の構造物の形状により，円錐，円柱，半球など様々な形状が考えられる。

様々な堆積形状の可能性があり，特定の形状で代表させることは難しい。また，有限体系の場合，様々な中性子の漏えいが考えられる。そこで，臨界評価上は保守的に無限体系で評価をする。

(4)　構造材の組成及び混合量

構造材のうち，被覆管やチャンネルボックスはジルカロイ，炉心部の制御棒の構造材や炉心支持板，支持金具及び下部タイプレートなどはステンレス鋼でできおり，燃料が溶融・移行する過程で，これらがデブリに混合すると考えられる。

臨界評価時のデブリ中の構造材の混合量としては，保守的に炉心外の構造材（制御棒案内管や原子炉圧力容器）は考慮せず，炉心域（炉心支持板下の構造物は考慮しない）に存在する構造材のみ混合を考慮する。燃料１体あたりの構成重量比は同じであることから，溶融燃料の割合によらず構造材の混合割合も一定とする。

震災直後にスクラムし全制御棒挿入が確認されていることから，燃料溶融時には炉心部には制御棒の構造材と中性子吸収体（B4C）が存在した。制御棒は燃料４体に囲まれる形で配置されており，燃料が溶融すれば，制御棒も溶融し，制御棒中の中性子吸収体（B4C）もデブリに混合すると考えられる。図－２に示すように，４×４燃料体系を考える。これらの燃料に隣接している制御棒は合計９体ある。燃料が溶融した場合，燃料に隣接している複数の制御棒の溶融が想定される。ここでは，制御棒溶融の割合は，１６体の燃料体に囲まれる最低１体の制御棒のみが溶融している状態が，他の制御棒が溶融していない分，現実上厳しい体系となる。実際はこの割合（制御棒１体／燃料集合体１６体）以上の制御棒が溶融していると考えられる。さらに保守的に全ての制御棒が溶融しない場合も想定した。

以上より，デブリ中の制御棒の混合量として次の３ケースを設定した。

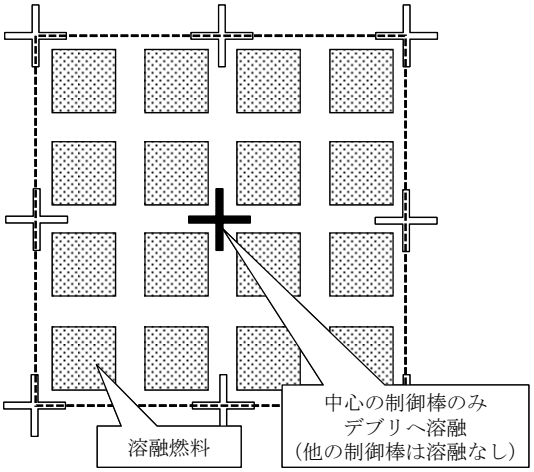
デブリ組成(A)　燃料＋構造材＋制御棒一部（制御棒１体／燃料集合体１６体）
デブリ組成(B)　燃料＋構造材（制御棒なし）
デブリ組成(C)　燃料＋構造材＋全制御棒

デブリに対する臨界評価において，想定した条件と考え方の記載箇所を表－３にまとめる。

表－３　原子炉格納容器における燃料デブリに関する不確かさに対する考え方

項目	想定した条件	考え方の記載箇所
デブリ組成		
燃料	重核，ＦＰ，残存 Gd がデブリに混合	1)
構造材	被覆管，集合体壁，炉心支持板，支持金具，下部タイプレートがデブリに混合	4)
制御棒	炉心有効長部分の制御棒がデブリ混合	4)
形状		
デブリ（粒子）形状	球形（中実及び中空） 粒半径：　～10[cm]	2)
堆積（体系）形状	体心立方，立方体中央に１つの場合	2)，3)
（水領域の割合）	水：デブリ 体積比　＝３３：６７～５８：４２	2)

冷却材条件は 20℃とする。



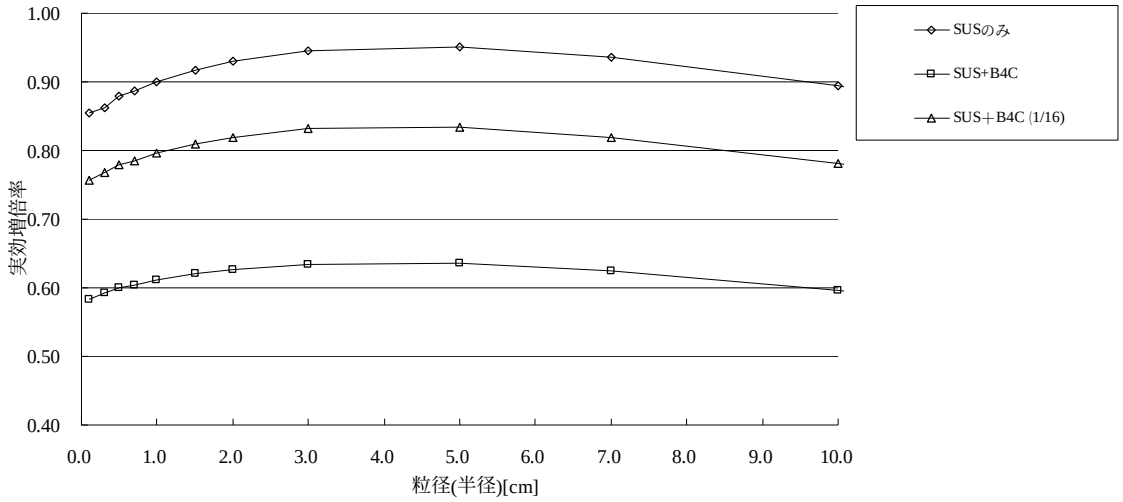
図－２　溶融燃料に対する制御棒の溶融割合に対する考え方

3　評価結果

評価結果として，デブリの未臨界性評価，ホウ素濃度 510ppm のホウ素価値，海水注入時の海水の負の反応度ならびに考えられる評価誤差を示す。

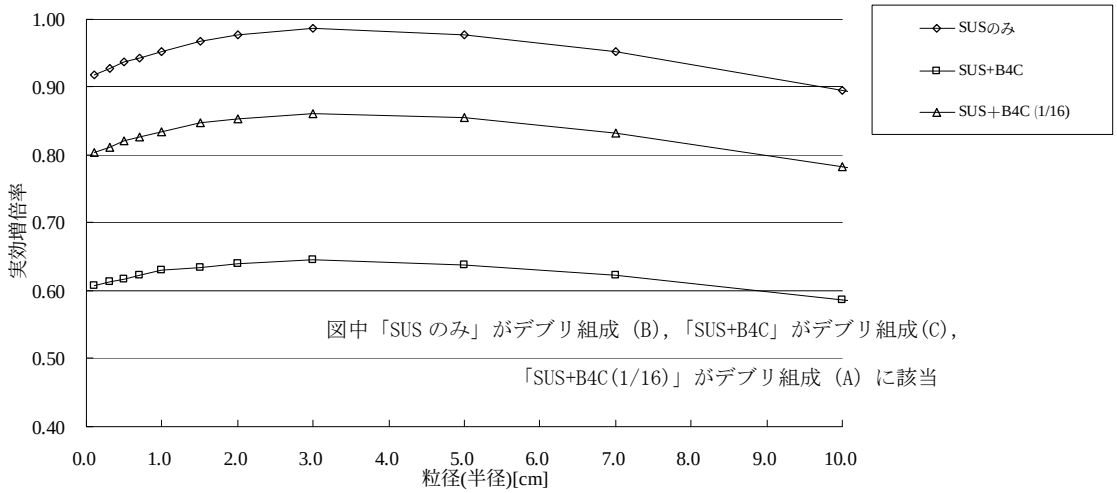
3.1　デブリの未臨界性評価

解析条件の整理に基づき，臨界計算のパラメータサーベイをモンテカルロコード MVP（JAERI-1348 MVP/GMVPⅡ；General purpose Monte Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods）で行った。結果は次のとおりとなる。①から④における体系で粒径の大きさによるサーベイの結果を以下に示す。



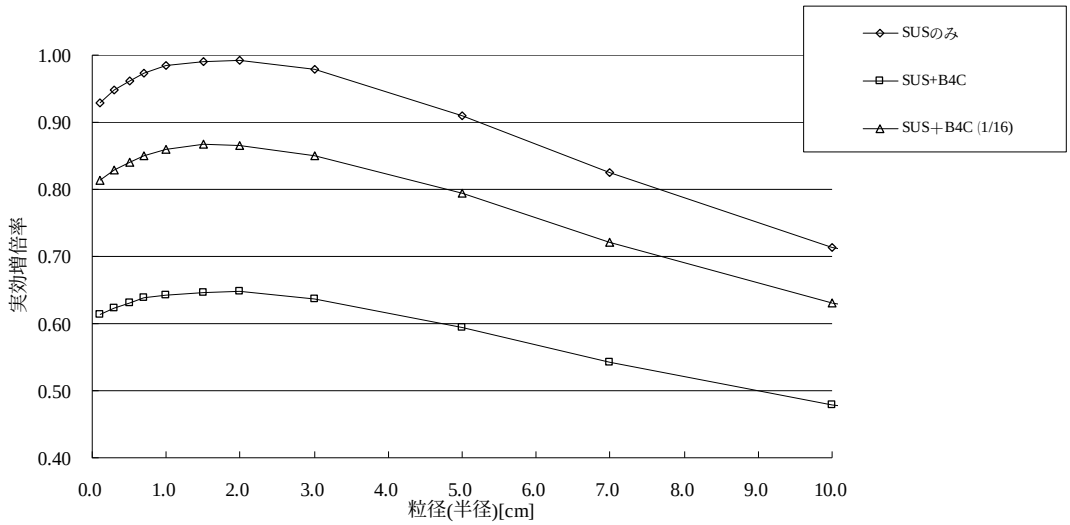
図中「SUS のみ」がデブリ組成（B),「SUS+B4C」がデブリ組成(C),
「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成（A）に該当

図－３　体系①（減速材体積割合 32%）における粒径変化における実効増倍率の変化



図中「SUS のみ」がデブリ組成（B),「SUS+B4C」がデブリ組成(C),
「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成（A）に該当

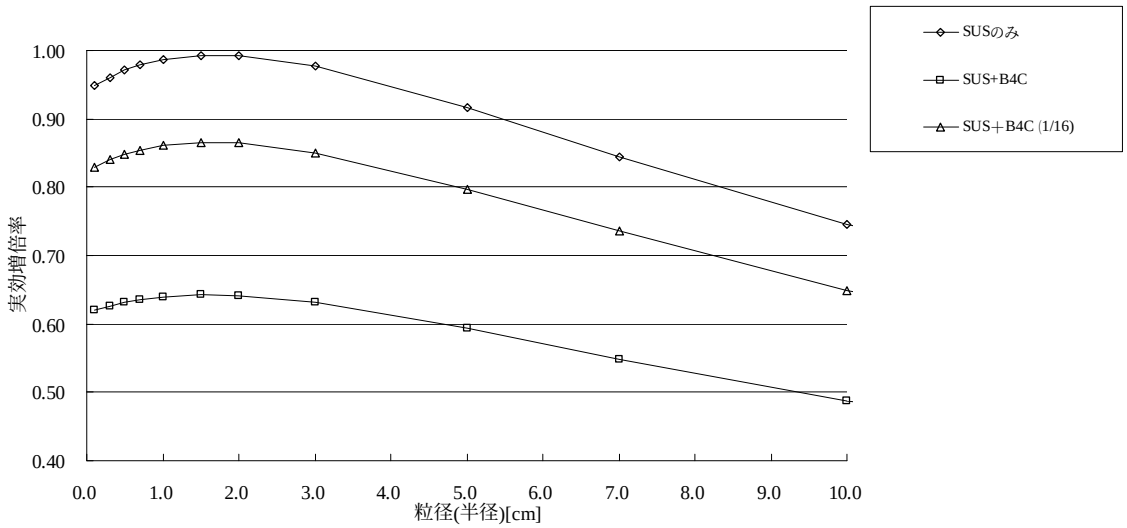
図－４　体系②（減速材体積割合 46%）における粒径変化における実効増倍率の変化



図中「SUS のみ」がデブリ組成（B),「SUS+B4C」がデブリ組成(C),

「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成（A）に該当

図－５　体系③（減速材体積割合 48%）における粒径変化における実効増倍率の変化



図中「SUS のみ」がデブリ組成（B),「SUS+B4C」がデブリ組成(C),

「SUS+B4C(1/16)」がデブリ組成（A）に該当

図－６　体系④（減速材体積割合 58%）における粒径変化における実効増倍率の変化

最大反応度を与える粒半径の最大値は以下のとおりとなった。

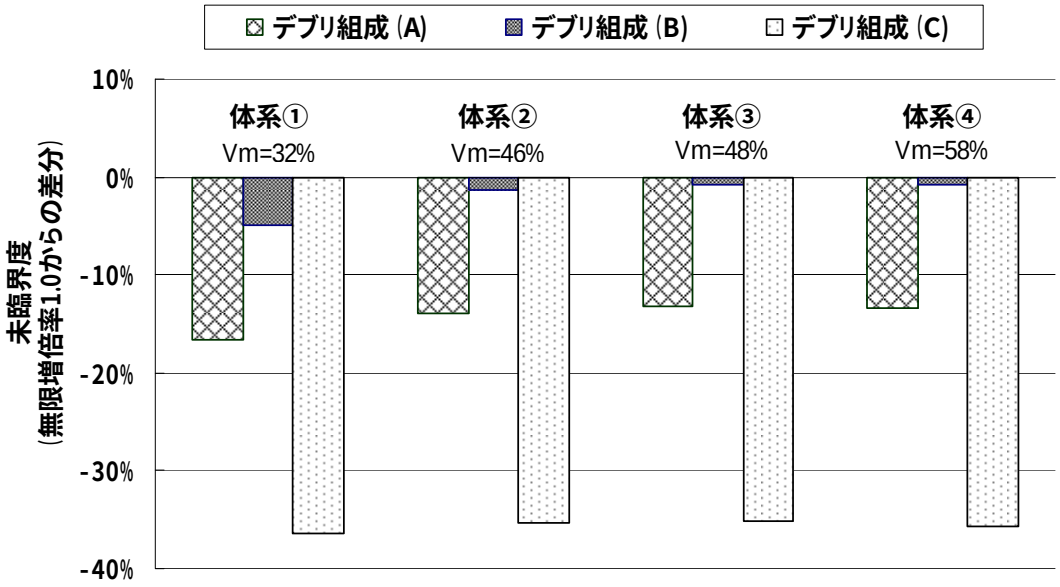
・体系①デブリが体心立法格子状に存在し，デブリ中実：粒半径 5cm

・体系②デブリが体心立法格子状に存在し，デブリ中空：粒半径 3cm

・体系③デブリが立方体中に１つ存在し，デブリ中実：粒半径 2cm

・体系④デブリが立方体中に１つ存在し，デブリ中空：粒半径 1.5cm

各々の最大反応度粒半径に対してのデブリ組成別(A)～(C)における解析結果を以下に示す。ケース別の無限増倍率の評価結果を図－７に示す。デブリ組成（C）は全制御棒が混入している為，十分な未臨界状態となる。デブリ組成（A）（燃料＋構造材＋制御棒一部（制御棒１体／燃料集合体１６体））であれば十分に未臨界であることが確認できた。制御棒成分を含まない保守的なデブリ組成（B）（燃料＋構造材（制御棒なし））でも，炉心内の一部の構造材がデブリ中にあれば評価上は未臨界の結果となった。現実的には，デブリ中に制御棒成分が全く含まれないとは考えにくく，現状のデブリの状態は，保守的に考えてもデブリ組成（A）（燃料＋構造材＋制御棒一部（制御棒１体／燃料集合体１６体））とデブリ組成（B）（燃料＋構造材（制御棒なし））の間に存在していると考えられる。以上より，デブリの状態で存在する場合，工学的には臨界になることは極めて低いと推測される。体系・デブリ組成などの不確かさを鑑み，注入するホウ素濃度は，保守的なデブリ組成（B)において 5%Δk の負の反応度を投入できる量とする。次節で必要量の評価結果を示す。



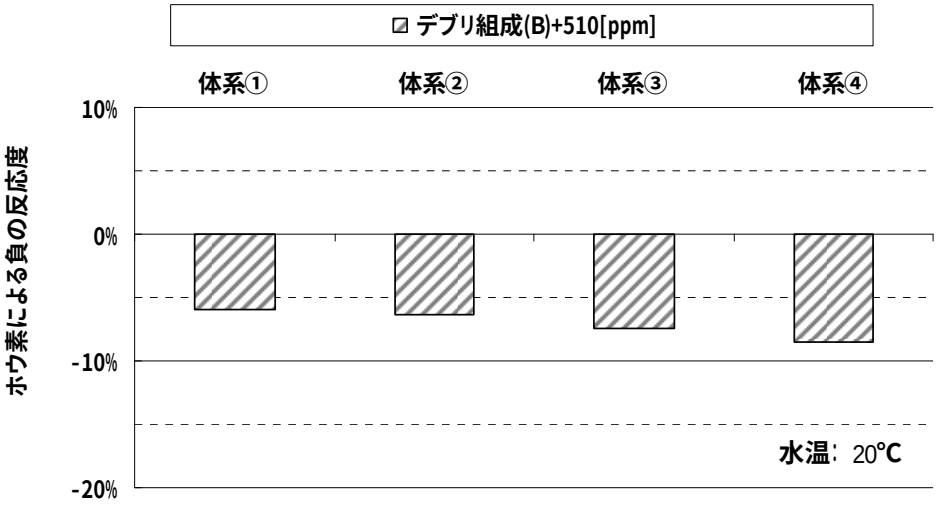
図－７　デブリ体系・組成における臨界評価

3.2　510ppm のホウ素価値

ホウ酸水注入方針では，臨界が継続された状態では，継続して五ホウ酸ナトリウムを注入する。臨界事象は緩やかな反応度変化のため，臨界が検知後に速やかに五ホウ酸ナトリウムを注入すると未臨界状態になると考えられる。未臨界達成後も反応度印

加が続くなどの理由で再び臨界となった場合や，臨界が継続する場合は，五ホウ酸ナトリウムを連続して注入する。

注入時に想定しているホウ素濃度を 510ppm における反応度低下量を図－８に示す。図－８からホウ酸濃度 510ppm によりで 5％Δk 以上の反応度低下を見込む。JAERI-1340 臨界安全ハンドブック第２版から，負の反応度 5％Δk は臨界管理としては妥当な値であるとされている。なお，この評価結果はデブリ組成に適用できる為，RPV，PCV 双方のデブリを未臨界にするホウ素濃度となる。



図－８　各体系におけるホウ素濃度 510ppm に対する結果

3.3　海水注入による反応度低下量

RPV，PCV に注入するホウ酸水が枯渇した場合，さらに，海水を注入する運用となっている。ホウ酸水の代わりに海水（塩分濃度 3.2wt%）を注入した時の解析結果を示す。海水は塩素を含んでおり，塩素が中性子吸収材になる為，ホウ酸水の代替となる。表－４にデブリ組成（B）での各体系における海水を注入したときの反応度低下量を示す。塩分濃度 3.2wt%で約 3％Δk の反応度低下が見込める。ホウ酸水が枯渇した場合でも，海水を注入することによって，対応が可能である。

表－４　各体系における海水注入時におけるによる増倍率低下量

	水温20℃	水温40℃	水温55℃	水温80℃	水温100℃
体系①	-3.29%	-3.21%	-3.18%	-3.05%	-2.88%
体系②	-3.65%	-3.49%	-3.41%	-3.27%	-3.14%
体系③	-4.16%	-4.03%	-4.02%	-3.97%	-3.90%
体系④	-4.86%	-4.73%	-4.73%	-4.70%	-4.53%

デブリ組成（B）（燃料＋構造材（制御棒なし））

以上

2.5　汚染水処理設備等

2.5.1　基本設計

2.5.1.1　設置の目的

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

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

2.5.1.2　要求される機能

(1) 発生する高レベル放射性汚染水量（地下水及び雨水の流入による増量分を含む）を上回る処理能力を有すること

(2) 高レベル放射性汚染水中の放射性物質等の濃度及び量を適切な値に低減する能力を有すること

(3) 汚染水処理設備が停止した場合に備え，複数系統及び十分な貯留設備を有すること

(4) 汚染水処理設備等は漏えいを防止できること

(5) 万一，高レベル放射性汚染水の漏えいがあった場合，高レベル放射性汚染水の散逸を抑制する機能を有すること

(6) 高レベル放射性汚染水を処理する過程で発生する気体状の放射性物質及び可燃性ガスの検出，管理及び処理が適切に行える機能を有すること

2.5.1.3　設計方針

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

(1) 処理能力

a. 汚染水処理設備及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）は，原子炉への注水，雨水の浸入，地下水の浸透等により 1 号～4 号機のタービン建屋等に発生する滞留水に対して十分対処できる処理容量とする。

b. 汚染水処理設備の除染能力及び塩素除去能力は，処理済水の発電所内再使用を可能とするのに十分な性能を有するものとする。

(2) 汚染水処理設備等の長期停止に対する考慮

a. 主要核種の除去を行う処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）は，単独もしくは組み合わせでの運転が可能な設計とする。また，第二セシウム

吸着装置の所内電源系統は，セシウム吸着装置，除染装置と分離する。

b. 汚染水処理設備及び関連設備（移送ポンプ等）の動的機器は，その故障により滞留水の移送・処理が長期間停止することがないように原則として多重化する。

c. 汚染水処理設備が長期間停止した場合を想定し，滞留水がタービン建屋等から所外に漏れ出ないように，タービン建屋等の水位を管理するとともに，貯留用のタンクを設ける。

d. 汚染水処理設備，貯留設備及び関連設備（移送ポンプ等）は，所内高圧母線から受電できる設計とする。

e. 汚染水処理設備，貯留設備及び関連設備（移送ポンプ等）は，外部電源喪失の場合においても，非常用所内電源から必要に応じて受電できる設計とする。

(3) 規格・基準等

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

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

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

a. 漏えいの発生を防止するため，機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用するとともに，タンク水位の検出器等を設ける。

b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は，漏えいの早期検出を可能にするとともに，漏えいを停止するのに適切な措置をとれるようにする。また，汚染水処理設備，貯留設備においては漏えい水の拡大を抑制するための堰等を設ける。

c. タンク水位，漏えい検知等の警報については，シールド中央制御室（シールド中操）に表示し，異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

(5) 放射線遮へいに対する考慮

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

(6) 崩壊熱除去に対する考慮

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

(7) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

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

(8) 気体廃棄物の放出に対する考慮

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

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

(1) 貯蔵能力

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

(2) 多重性等

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

(3) 規格・基準等

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

(4) 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

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

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

なお，セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置の使用済みの吸着塔，多核種除去設備の使用済みの吸着材を収容した高性能容器及び処理カラムは，内部の水を抜いた状態で貯蔵するため，漏えいの可能性はない。

(5) 放射線遮へいに対する考慮

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

(6) 崩壊熱除去に対する考慮

a. 吸着塔，高性能容器及び処理カラムは，崩壊熱を大気に逃す設計とする。

b. 廃スラッジ貯蔵施設は，放射性物質の崩壊熱による温度上昇を考慮し，必要に応じて熱を除去できる設計とする。

(7) 可燃性ガスの滞留防止に対する考慮

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

(8) 気体廃棄物の放出に対する考慮

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

2.5.1.4 供用期間中に確認する項目

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

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

2.5.1.5 主要な機器

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

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

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

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

ンク，地下貯水槽を設置する。

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

(1) 滞留水移送装置

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

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

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

(2) 油分分離装置

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

(3) 処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）

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

処理装置は，各装置の組み合わせもしくは単独により運転が可能な系統構成とする。

a. セシウム吸着装置

セシウム吸着装置は，焼却工作建屋内に 4 系列配置しており，各系列で多段の吸着塔によりセシウム等の核種を除去する。吸着塔は二重の円筒形容器で，内側は内部に吸着材を充填したステンレス製の容器，外側は炭素鋼製の遮へい容器からなる構造とする。

交換した吸着塔は，使用済セシウム吸着塔仮保管施設にて内部の水抜きを行い，使

用済セシウム吸着塔仮保管施設及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

b. 第二セシウム吸着装置

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

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

c. 除染装置

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

(4) 淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）

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

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

蒸発濃縮装置は 3 系列で構成し，逆浸透膜装置により塩分が濃縮された廃水を蒸気により蒸発濃縮（蒸留）する。

(5) 高濃度滞留水受タンク

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

(6) 中低濃度タンク

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

中低濃度タンクは，貯留する水の性状により分類し，処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）により主要核種を除去された水等を貯留するサプレッション・プール水サージタンク及び廃液 RO 供給タンク，逆浸透膜装置の廃水を貯留する RO 後濃縮塩水受タンク，蒸発濃縮装置の廃水を貯留する濃縮廃液貯槽，逆浸透膜装置の処理済水及び蒸発濃縮装置の処理済水を貯留する RO 及び蒸発濃縮装置後淡水受タンク，多核種除去設備の処理済水を貯留する多核種処理水貯槽で構成する。

サプレッション･プール水サージタンクは，液体廃棄物処理系の設備として既に設置されていた設備を使用する。RO 及び蒸発濃縮装置後淡水受タンクの貯留水は，処理済水として原子炉への注水に再利用する。

なお，各タンクは必要に応じて増設する。

(7) 地下貯水槽

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

地下貯水槽には，逆浸透膜装置の処理済水，廃水もしくは多核種除去設備の処理済水等を貯留する。

(8) 電源設備

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

2.5.1.5.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

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

(1) 使用済セシウム吸着塔保管施設

a. 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

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

b. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

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

(2) 廃スラッジ貯蔵施設

a. 造粒固化体貯槽(D)

造粒固化体貯槽(D)は，除染装置の凝集沈殿装置で発生したスラッジを廃スラッジ一時保管施設へ移送するまでの間，貯蔵する設備であり，固体廃棄物処理系の設備として既にプロセス主建屋に設置していた設備を改造して使用する。

b. 廃スラッジ一時保管施設

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

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

2.5.1.6 自然災害対策等

(1) 津波対策

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

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

2.5.1.7　構造強度及び耐震性

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

(1) 構造強度

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

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

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

(2) 耐震性

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

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

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

2.5.1.7.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 構造強度

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

(2) 耐震性

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

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

2.5.2　基本仕様

2.5.2.1 主要仕様

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

(1) 1 号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台　　数	4
容　　量	10m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	14m

(2) 2 号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台　　数	3
容　　量	12m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	30m

(3) 3 号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台　　数	3
容　　量	12m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	30m

(4) 4 号機タービン建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台　　数	4
容　　量	12m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	30m

(5) サイトバンカ排水ポンプ（完成品）

台　　数	1
容　　量	24 m^3/h
揚　　程	20.5 m

(6) 共用プールダクト内滞留水移送ポンプ（完成品）

台　　数	1
容　　量	12 m^3/h
揚　　程	15 m

(7) プロセス主建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台　　数	4　（2 台は高濃度滞留水受タンク移送ポンプと供用）
容　　量	50 m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	38.5～63m

(8) 高温焼却炉建屋滞留水移送ポンプ（完成品）

台　　数	4
容　　量	50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	38.5m

(9) 油分分離装置処理水移送ポンプ（完成品）

台　　数	2
容　　量	50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	65m

(10) ブースターポンプ（完成品）

台　　数	2
容　　量	50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	108m

(11) セシウム吸着処理水移送ポンプ（完成品）

台　　数	2
容　　量	50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	41m

(12) 除染装置処理水移送ポンプ（完成品）

台　　数	2
容　　量	50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	20m

(13) ＳＰＴ廃液抜出ポンプ（完成品）

台　　数	2
容　　量	50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	30m

(14) ＳＰＴ受入水移送ポンプ（完成品）

台　　数　　2
容　　量　　50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程　　75m

(15) 廃液ＲＯ供給ポンプ（完成品）

台　　数　　2
容　　量　　70m^3/h（1 台あたり）
揚　　程　　30m

(16) ＲＯ処理水供給ポンプ（完成品）

台　　数　　2
容　　量　　50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程　　75m

(17) ＲＯ処理水移送ポンプ（完成品）

台　　数　　8
容　　量　　50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程　　75m

(18) ＲＯ濃縮水供給ポンプ（完成品）

台　　数　　2
容　　量　　50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程　　75m

(19) ＲＯ濃縮水貯槽移送ポンプ（完成品）

台　　数　　4
容　　量　　50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程　　75m

(20) ＲＯ濃縮水移送ポンプ（完成品）

台　　数　　16
容　　量　　50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程　　50～75m

(21) 濃縮水供給ポンプ（完成品）

台　　数	2
容　　量	50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	50m

(22) 蒸留水移送ポンプ（完成品）

台　　数	2
容　　量	40m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	75m

(23) 濃縮処理水供給ポンプ（完成品）

台　　数	2
容　　量	40m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	50m

(24) 濃縮処理水移送ポンプ（完成品）

台　　数	2
容　　量	50m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	75m

(25) 濃縮水移送ポンプ（完成品）

台　　数	2
容　　量	40m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	50m

(26) 高濃度滞留水受タンク移送ポンプ（完成品）

台　　数	2
容　　量	30m^3/h（1 台あたり）
揚　　程	65m

(27) 高濃度滞留水受タンク（完成品）

合計容量（公称）	2,800 m^3
基　　数	28 基
容量（単基）	100m^3／基

(28) 油分分離装置処理水タンク（完成品）

合計容量（公称）	37.5 m^3
基　　数	3 基
容量（単基）	12.5 m^3／基

(29) セシウム吸着処理水タンク（完成品）

合計容量（公称）	37.5 m3
基　　数	3 基
容量（単基）	12.5 m3／基

(30) 除染装置処理水タンク（完成品）

合計容量（公称）	37.5 m^3
基　　数	3 基
容量（単基）	12.5 m^3／基

(31) サプレッションプール水サージタンク（既設品）

基　　数	2 基
容　　量	3,500 m^3／基

(32) ＳＰＴ受入水タンク（完成品）

基　　数	1 基
容　　量	85 m^3

(33) 廃液ＲＯ供給タンク（完成品）

合計容量（公称）	1,200m3
基　　数	34 基
容量（単基）	35～110 m3／基

(34) ＲＯ処理水受タンク（完成品）

基　　数	1 基
容　　量	85 m^3

(35) ＲＯ処理水一時貯槽（完成品）

合計容量（公称）	5,000m^3
基　　数	139 基
容量（単基）	16～42 m^3／基

(36) ＲＯ処理水貯槽

合計容量（公称）	13,750m^3
基　　数	27 基
容量（単基）	300～1100 m^3／基

(37) 中低濃度滞留水受タンク（完成品）

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

(38) ＲＯ濃縮水受タンク（完成品）

基　　数	1 基
容　　量	85 m^3

(39) ＲＯ濃縮水貯槽

合計容量（公称）	220,000m^3
基　　数	380 基
容量（単基）	120～1100 m^3／基

(40) 濃縮水受タンク（完成品）

合計容量（公称）	800m^3
基　　数	26 基
容量（単基）	40 m^3／基

(41) 蒸留水タンク（完成品）

合計容量（公称）	94m^3
基　　数	3 基
容量（単基）	40 m^3／基

(42) 濃縮処理水タンク（完成品）

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

(43) 蒸発濃縮処理水貯槽

合計容量（公称）	5,000m^3
基　　数	5 基
容量（単基）	1,100m^3／基

(44) 濃縮水タンク（完成品）

合計容量（公称）	150m^3
基　　数	5 基
容量（単基）	40m^3／基

(45) 濃縮廃液貯槽（完成品）

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

(46) 多核種処理水貯槽

合計容量（公称）	380,000m^3（必要に応じ増設）
基　　数	380 基　　（必要に応じ増設）
容量（単基）	1,100m^3／基

(47) 地下貯水槽

合計容量（公称）	58,000 m^3
基　　数	7 基
容　　量	2,000～14,000m^3

(48) 油分分離装置（完成品）

台　　数	3
容　　量	1,200 m^3／日（1 台で 100%容量）
性　　能	出口にて浮遊油 100ppm 以下（目標値）

(49) セシウム吸着装置

系 列 数	4
処 理 量	1,200 m^3/日
除染係数	10^3～10^5程度

(50) 第二セシウム吸着装置

系 列 数	2
処 理 量	1,200 m^3/日
除染係数	10^4～10^6程度

(51) 除染装置（凝集沈殿法）

系 列 数	1
処 理 量	1,200 m^3／日
除染係数	10^3程度

(52) 淡水化装置（逆浸透膜装置）（完成品）

(RO-1A)	処 理 量	270 m^3／日
	淡水化率	約 40%
(RO-1B)	処 理 量	300 m^3／日
	淡水化率	約 40%
(RO-2)	処 理 量	1,200 m^3／日
	淡水化率	約 40%
(RO-3)	処 理 量	1,200 m^3／日
	淡水化率	約 40%

(53) 淡水化装置（蒸発濃縮装置）（完成品）

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

表２．５－１　汚染水処理設備等の主要配管仕様（１／４）

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

表２．５－１　汚染水処理設備等の主要配管仕様（２／４）

名　称	仕　様	
油分分離装置入口ヘッダーから 油分分離装置処理水タンクまで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A／Sch.80 STPG370,STPT370 1.37MPa 66℃
油分分離装置処理水タンクから セシウム吸着装置入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch.80 STPG370,STPT370 1.37MPa 66℃
油分分離装置処理水タンクから 第二セシウム吸着装置入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch.80 STPG370,STPT370 1.37MPa 66℃
セシウム吸着装置入口から セシウム吸着装置出口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A,80A／Sch.40 SUS316L 1.37MPa 66℃
セシウム吸着装置出口から セシウム吸着処理水タンクまで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch.80 STPG370,STPT370 1.37MPa 66℃
セシウム吸着処理水タンクから 除染装置入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch.80 STPG370,STPT370 1.37MPa 66℃
除染装置入口から 除染装置出口まで （鋼管）	呼び径 ／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A,80A,100A,150A,200A ／Sch.20S SUS316L 0.3MPa 50℃
除染装置出口から 除染装置処理水タンクまで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch.80 STPG370,STPT370 1.37MPa 66℃
セシウム吸着処理水タンクから ＳＰＴ建屋取り合いまで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch.80 STPG370,STPT370 1.37MPa 66℃
除染装置処理水タンクから ＳＰＴ建屋取り合いまで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A／Sch.80 STPG370,STPT370 1.37MPa 66℃

表２．５－１　汚染水処理設備等の主要配管仕様（３／４）

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

表２．５－１　汚染水処理設備等の主要配管仕様（４／４）

名　称	仕　様	
ＲＯ処理水貯槽から 蒸発濃縮処理水貯槽配管まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
淡水化装置（ＲＯ）から ＲＯ濃縮水貯槽まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当，65A 相当， 80A 相当，100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
ＲＯ濃縮水貯槽から 蒸発濃縮装置まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当，100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
ＲＯ濃縮水貯槽移送ポンプ配管分岐部 から廃液ＲＯ供給タンクまで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
蒸発濃縮装置から 濃縮廃液貯槽まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当，100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
蒸発濃縮装置から 処理水バッファタンクまで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当，100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃
水中ポンプ出口 （耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当，80A 相当， 100A 相当 ポリ塩化ビニル 0.98MPa 50℃
プロセス建屋から 高濃度滞留水受タンクエリア入口まで （二重ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 EPDM 0.5MPa 66℃
高濃度滞留水受タンクエリア入口から 高濃度滞留水受タンク （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A，50A，80A，100A Sch80 STPG370 0.5MPa 66℃

2.5.2.1.2 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

(1) 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

吸着塔保管体数	308 体（セシウム吸着装置）
	34 体（第二セシウム吸着装置）

(2) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）

吸着塔保管体数	604 体（セシウム吸着装置）
	142 体（第二セシウム吸着装置）

(3) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第二施設）

吸着塔保管体数	736 体

（セシウム吸着装置，多核種除去設備の合計）

(4) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）

吸着塔保管体数	3,456 体（多核種除去設備）

(5) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第四施設）

吸着塔保管体数	680 体（セシウム吸着装置）
	212 体（第二セシウム吸着装置）

(6) 造粒固化体貯槽(D)　（既設品）

スラッジ保管容量	700m^3

(7) 廃スラッジ一時保管施設

スラッジ保管容量	720m^3（予備機含む）
スラッジ貯層基数	8 基
スラッジ貯層容量	90m^3/基

表２．５－２　廃スラッジ貯蔵施設の主要配管仕様

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

2.5.3　添付資料

添付資料－１　系統概要図

添付資料－２　主要設備概要図

添付資料－３　汚染水処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

添付資料－４　廃スラッジ一時保管施設の耐震性に関する検討結果

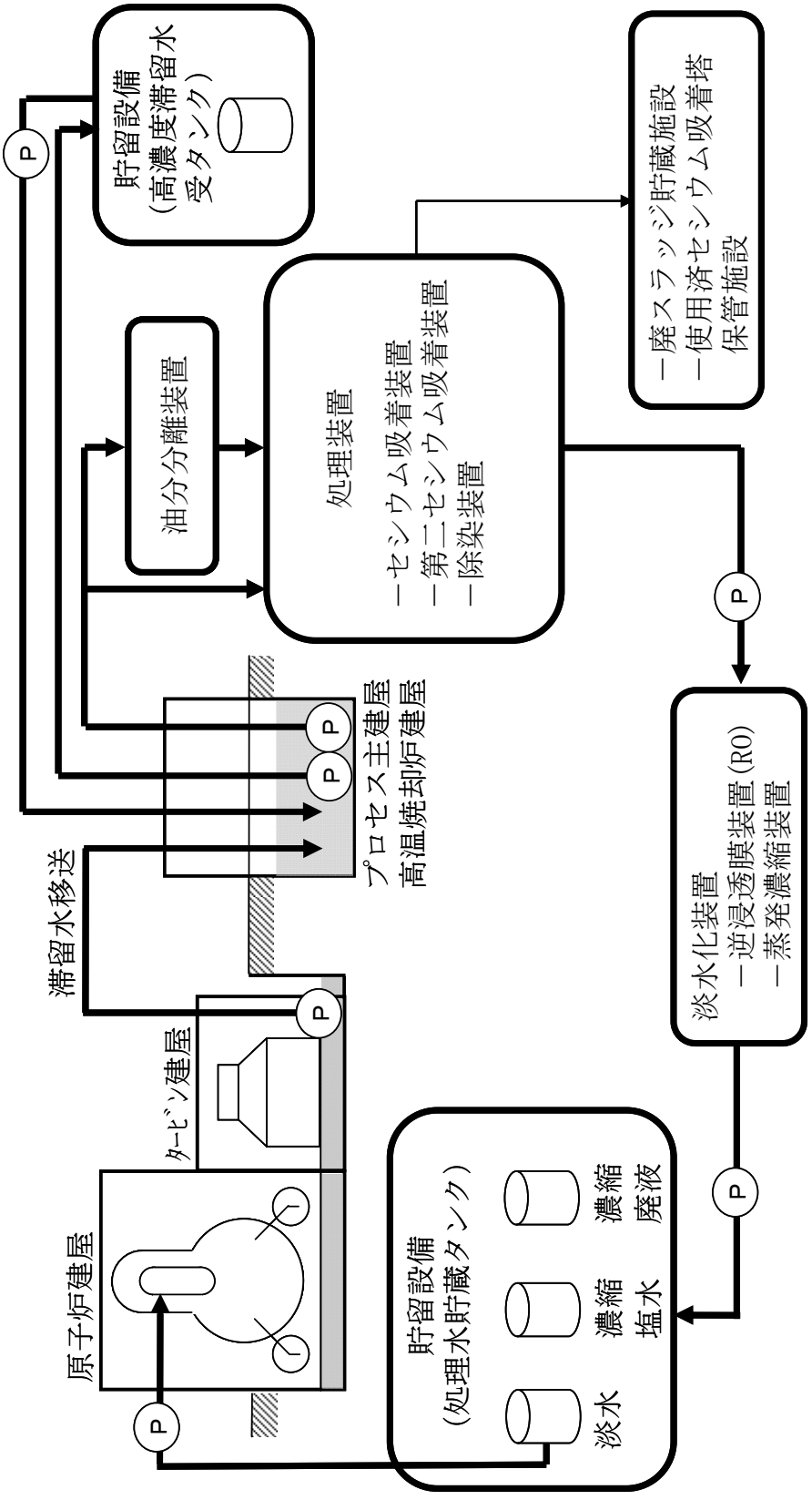
添付資料－５　汚染水処理設備の具体的な安全確保策について

添付資料－６　セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の吸着塔の温度評価

添付資料－７　廃スラッジ一時保管施設の崩壊熱評価

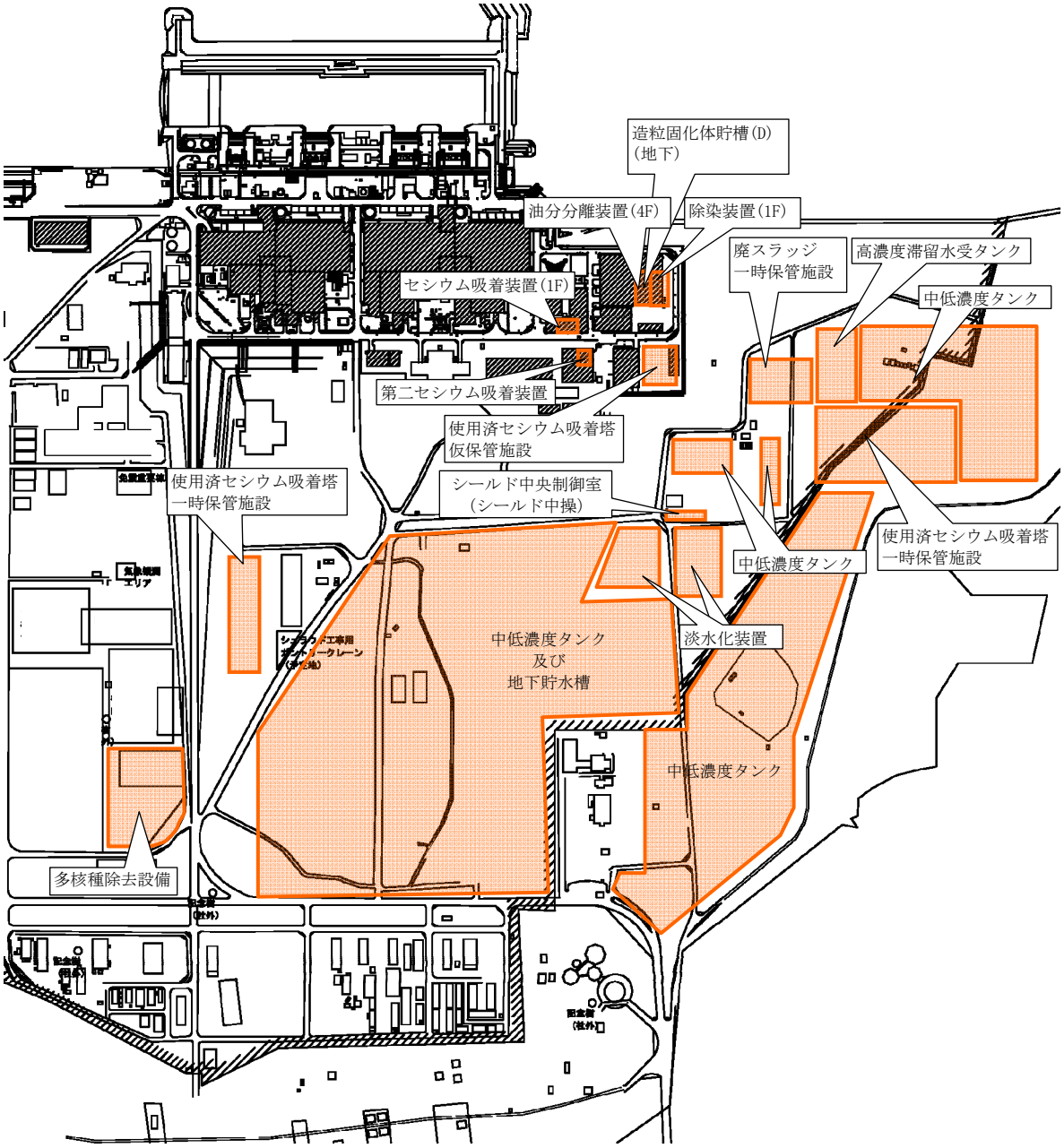
添付資料－８　廃スラッジ一時保管施設の遮へい設計

系統概要図



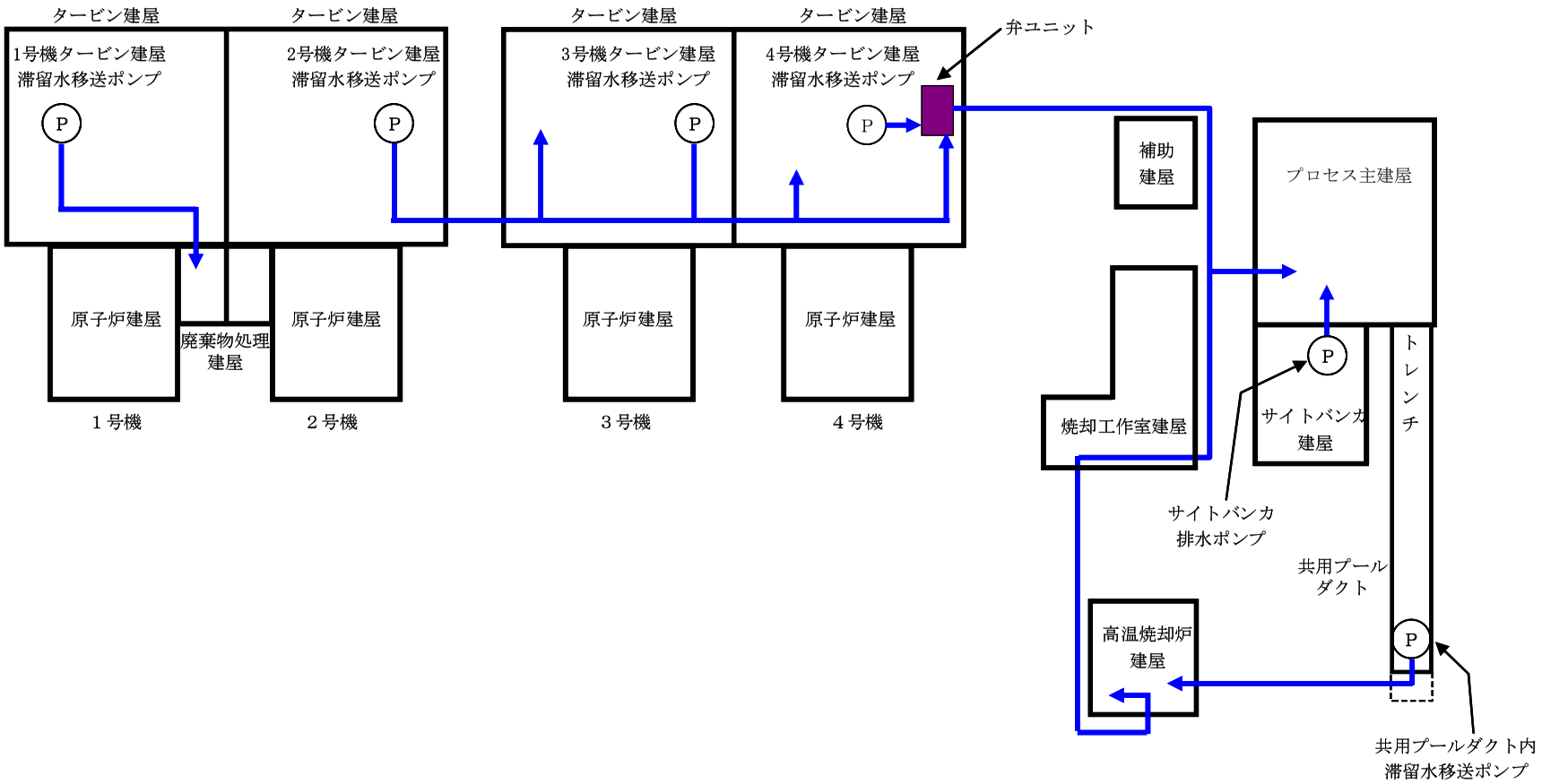
(a)　系統概要

図－１　汚染水処理設備等の全体概要図（１／２）

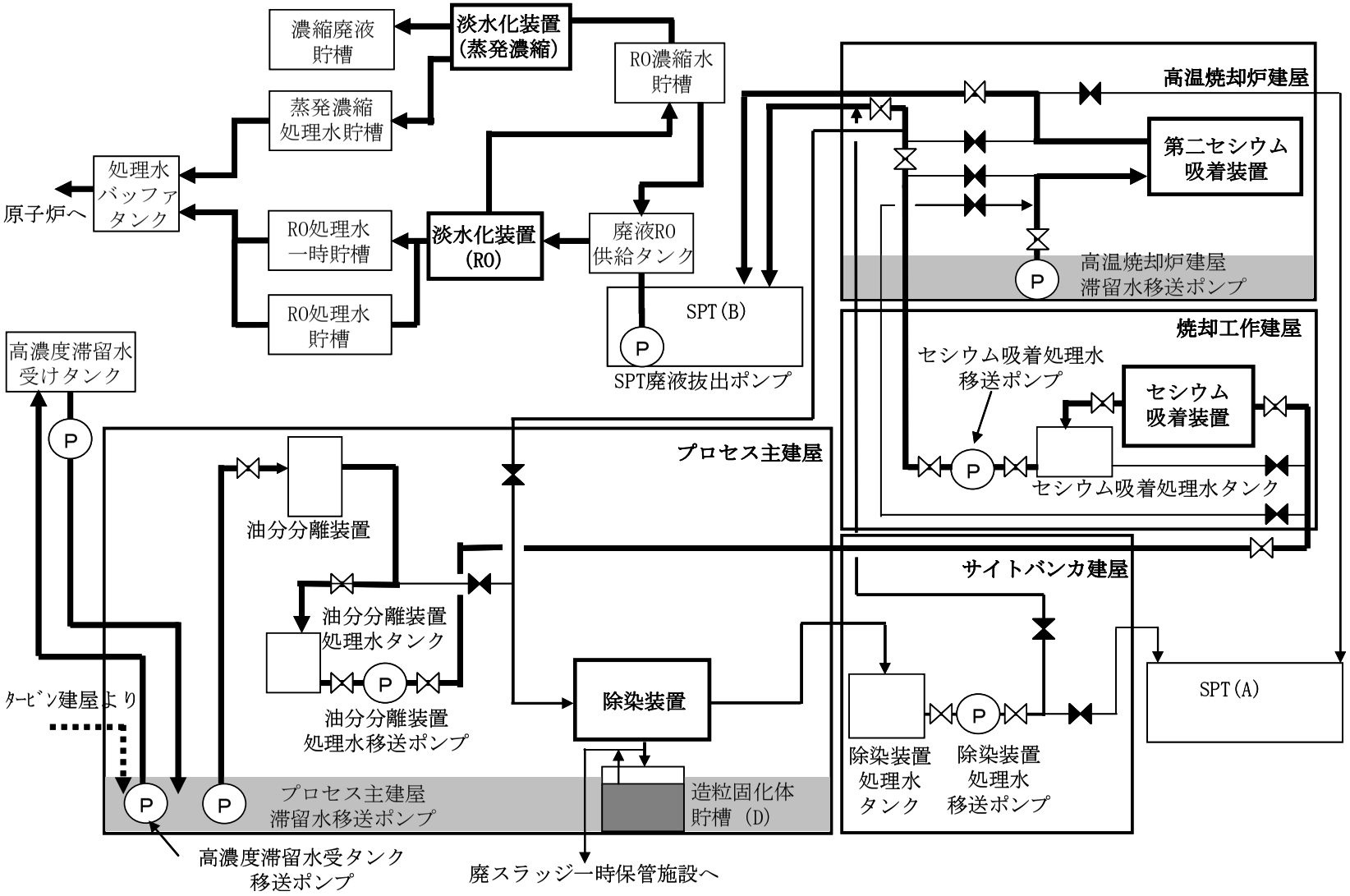


(b)　配置概要

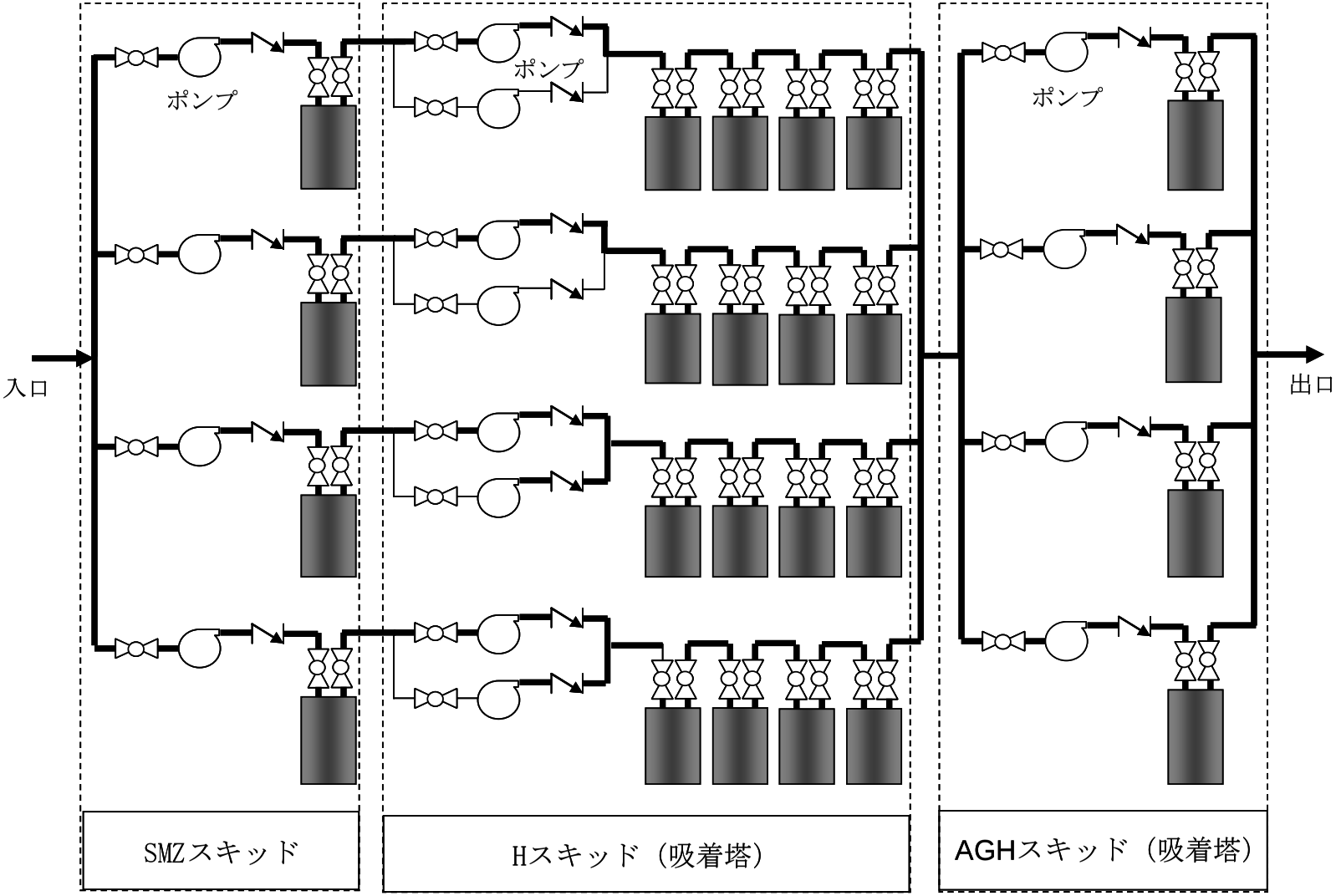
図－１　汚染水処理設備等の全体概要図（２／２）



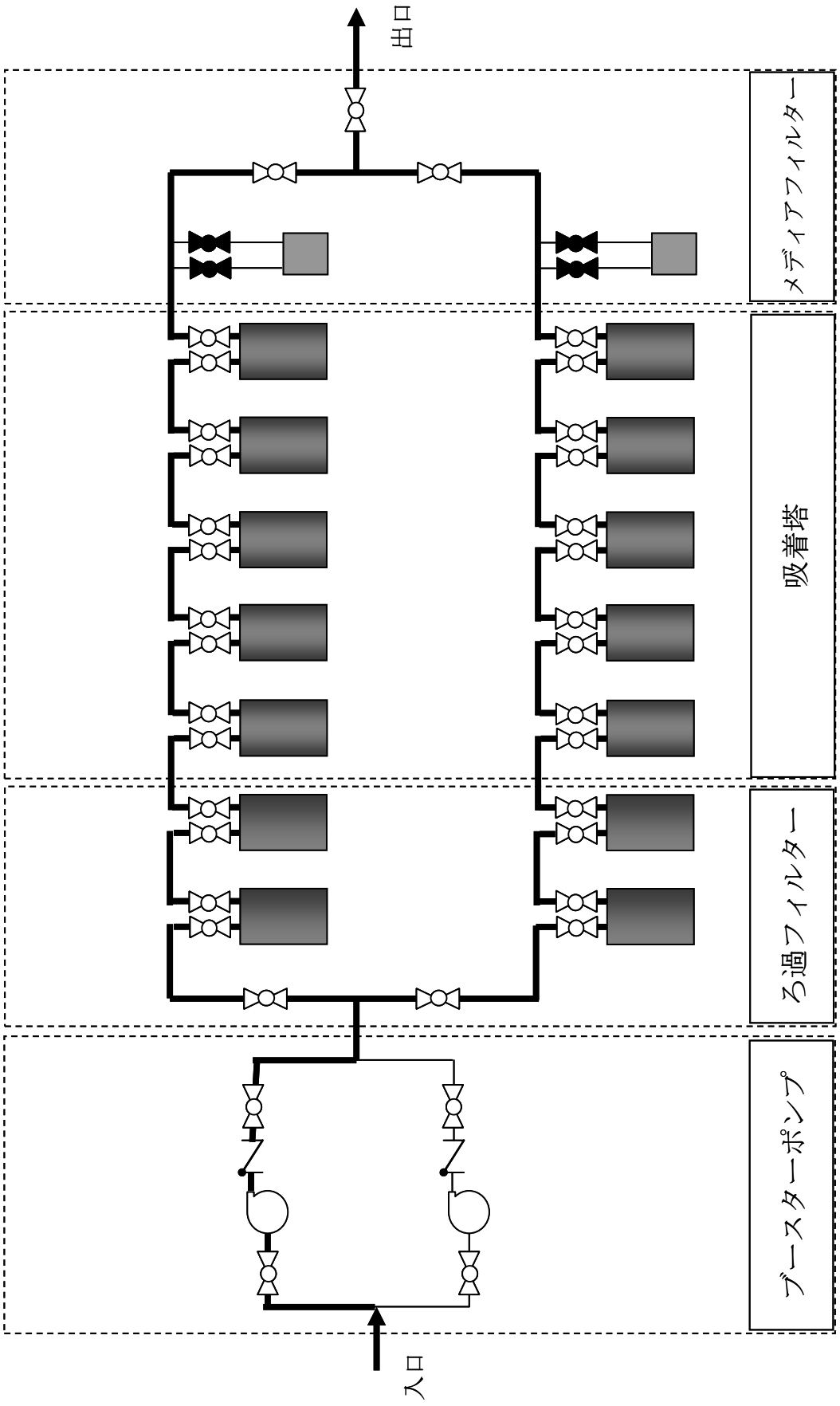
図－２　滞留水移送装置の系統構成図



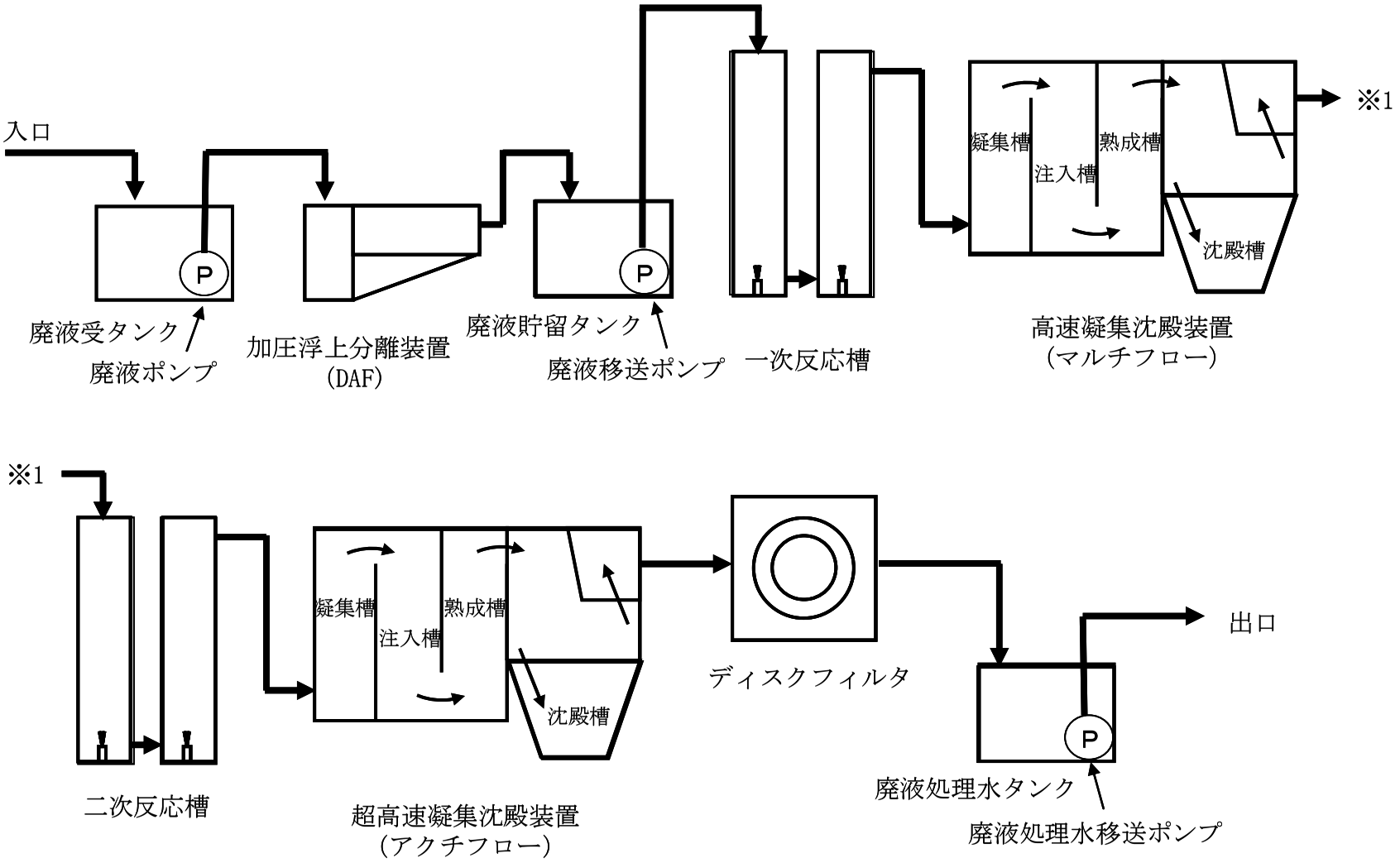
図－３　処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）の系統構成図



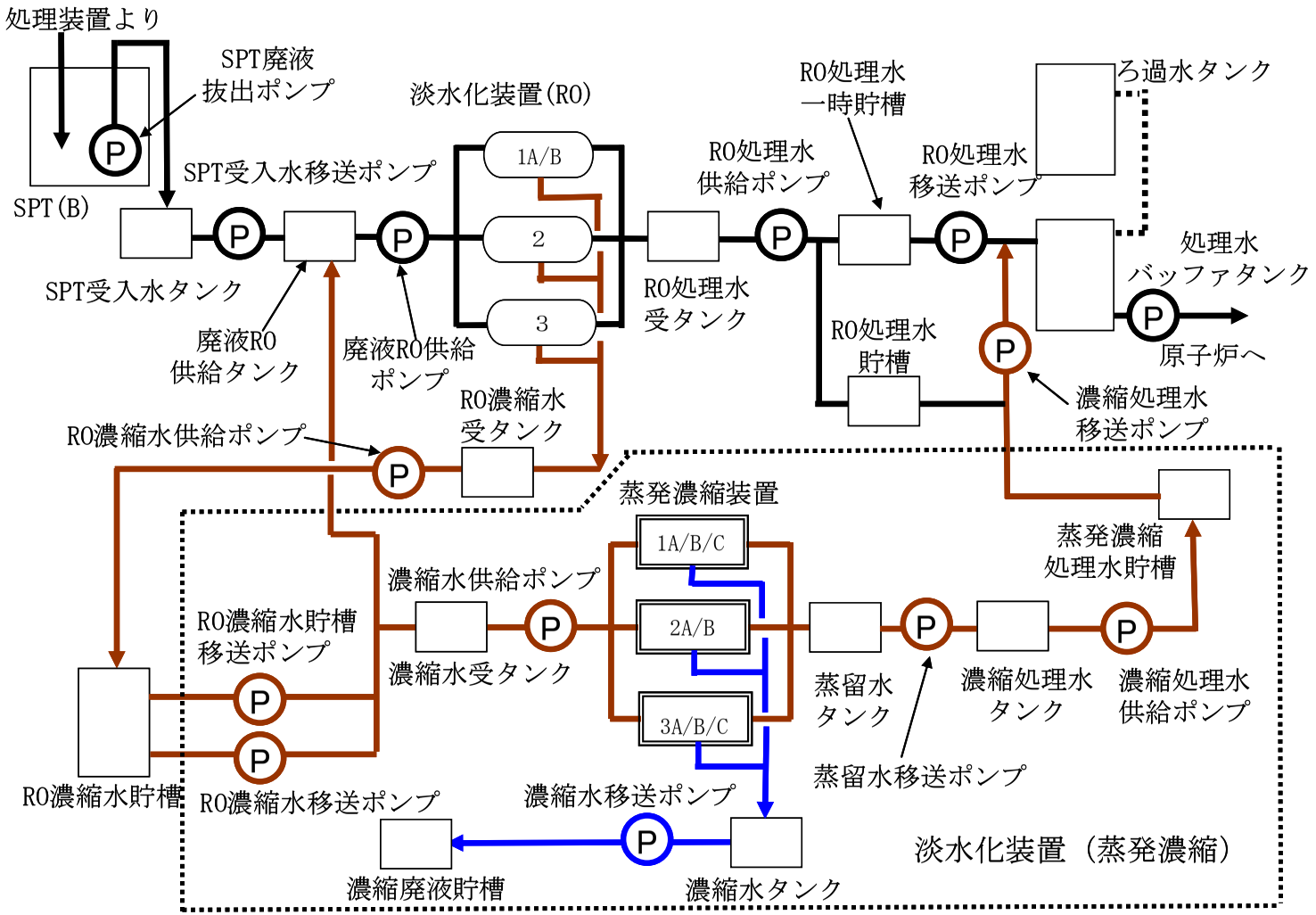
図－４　セシウム吸着装置の系統構成図



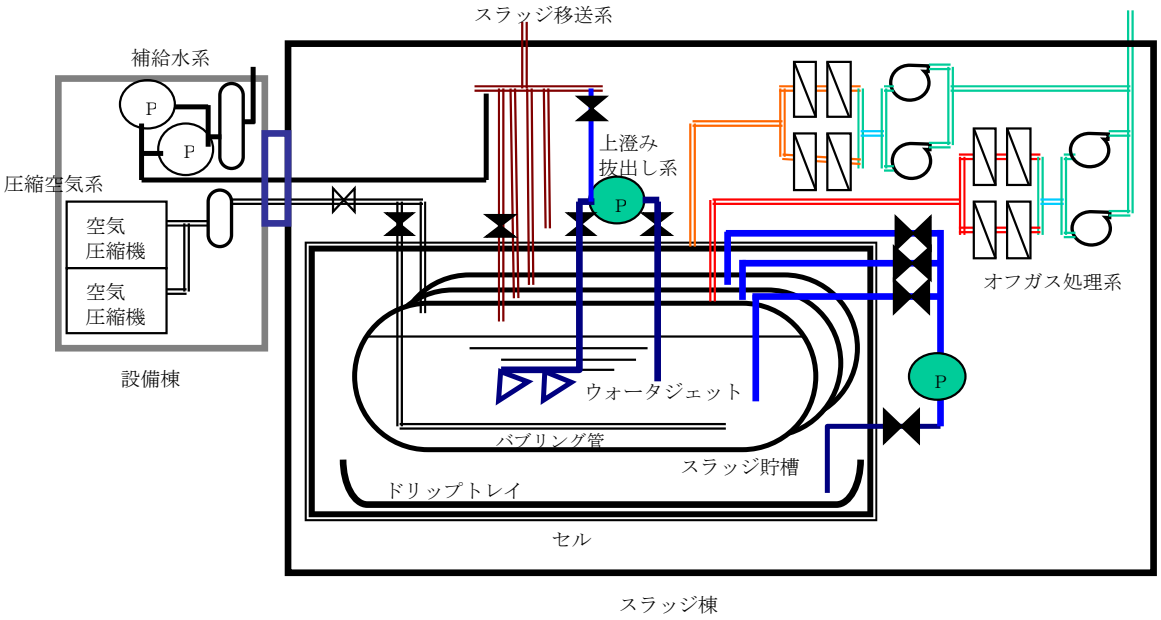
図－５　第二セシウム吸着装置の系統構成図



図－６　除染装置の系統構成図

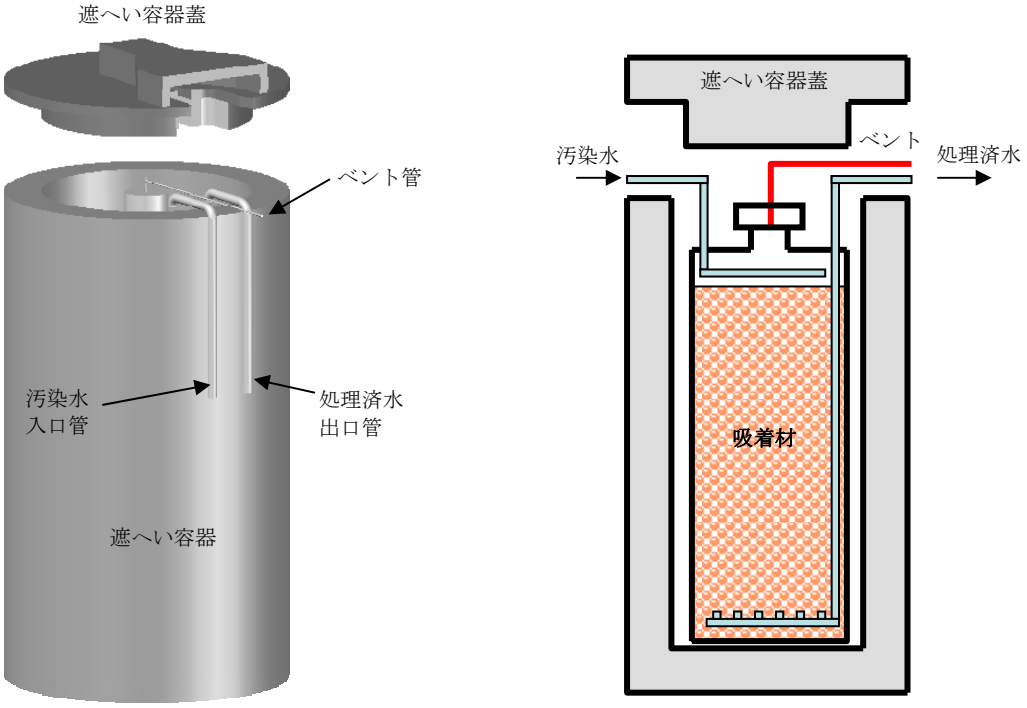


図－７　淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）の系統構成図

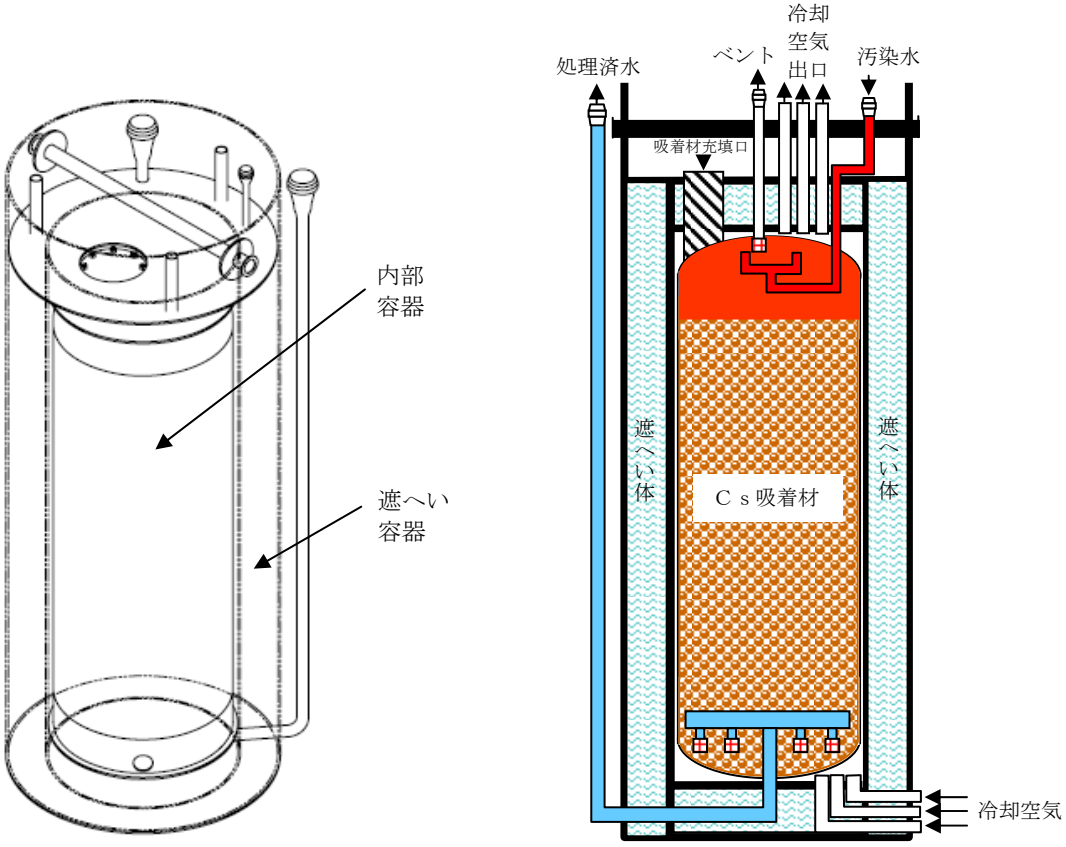


図－８　廃スラッジ一時保管施設概要図

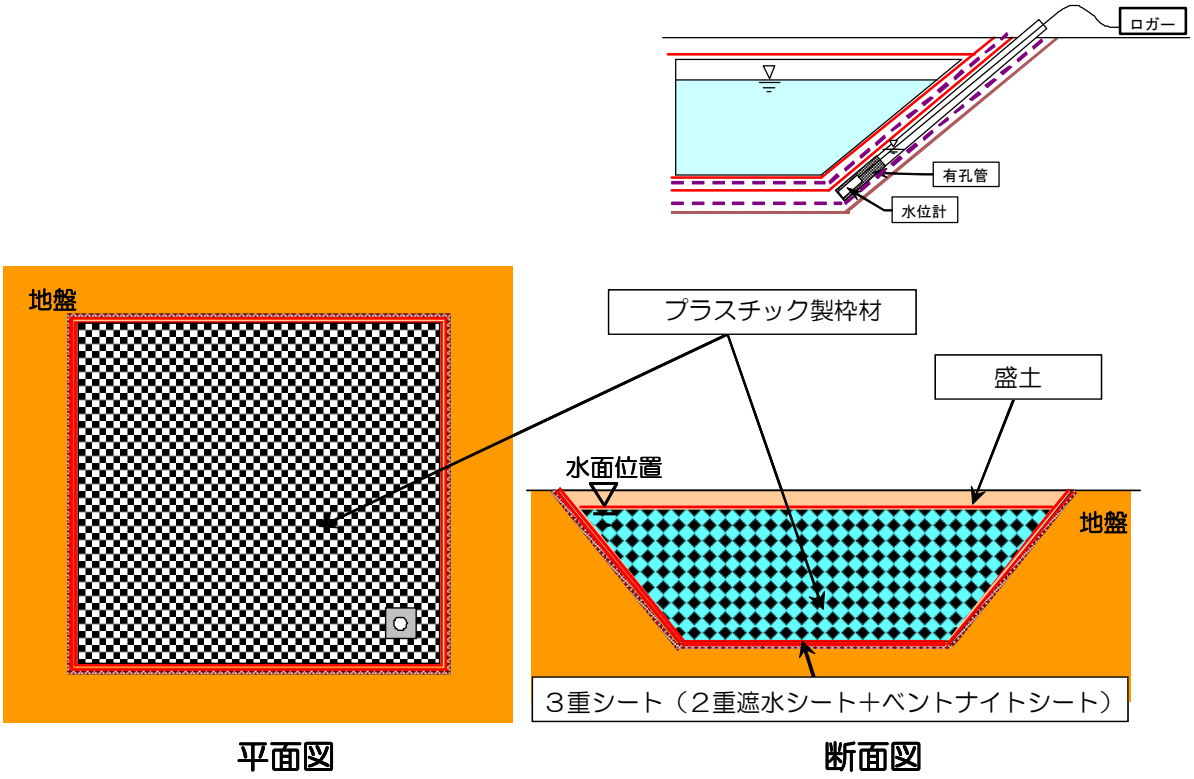
主要設備概要図



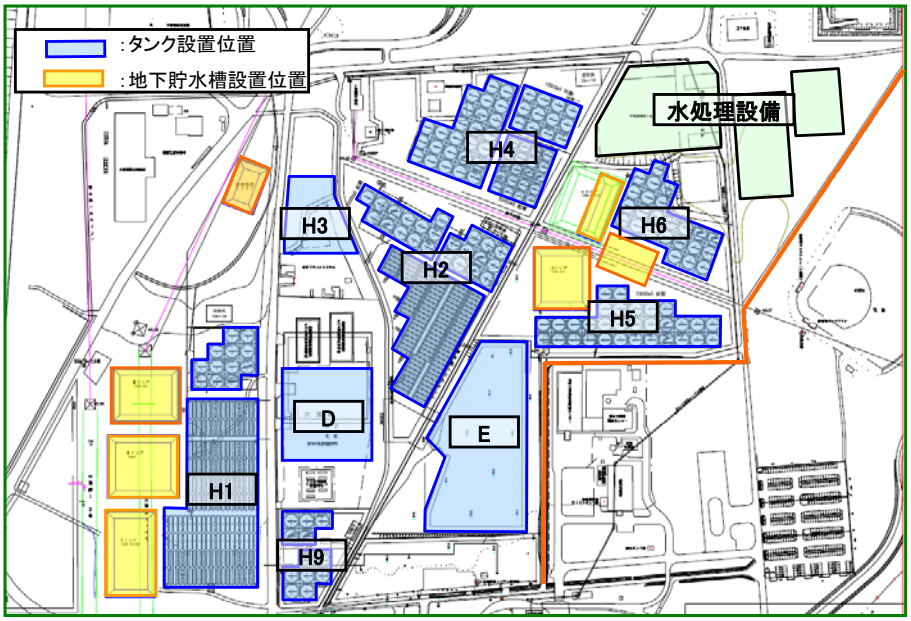
図－１　セシウム吸着装置の吸着塔外形図及び概要図



図－２　第二セシウム吸着装置の吸着塔外形図及び概要図

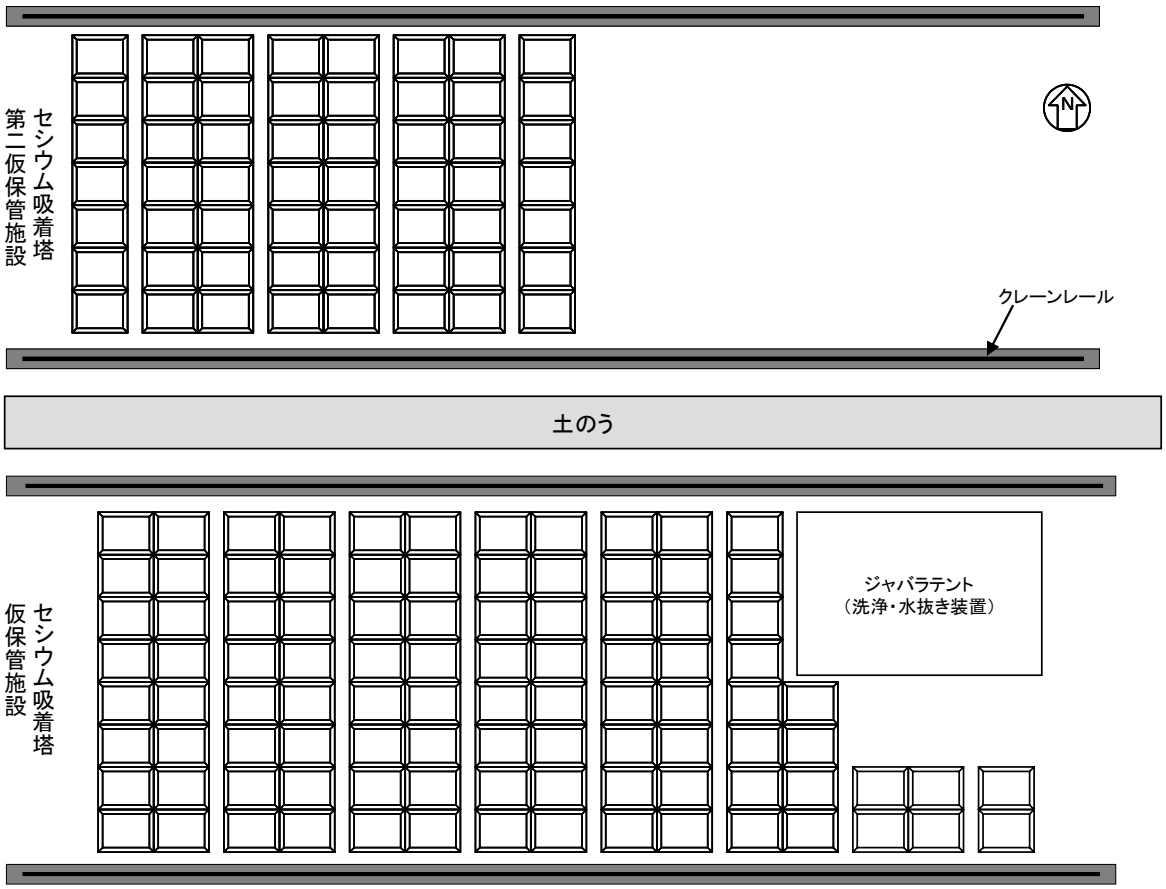


(a) 地下貯水槽概要

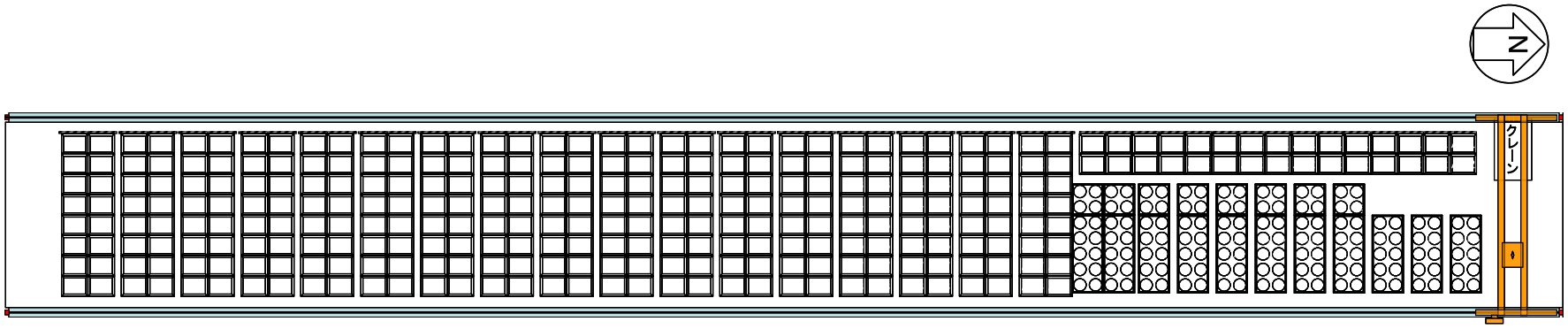


(b) 設置位置

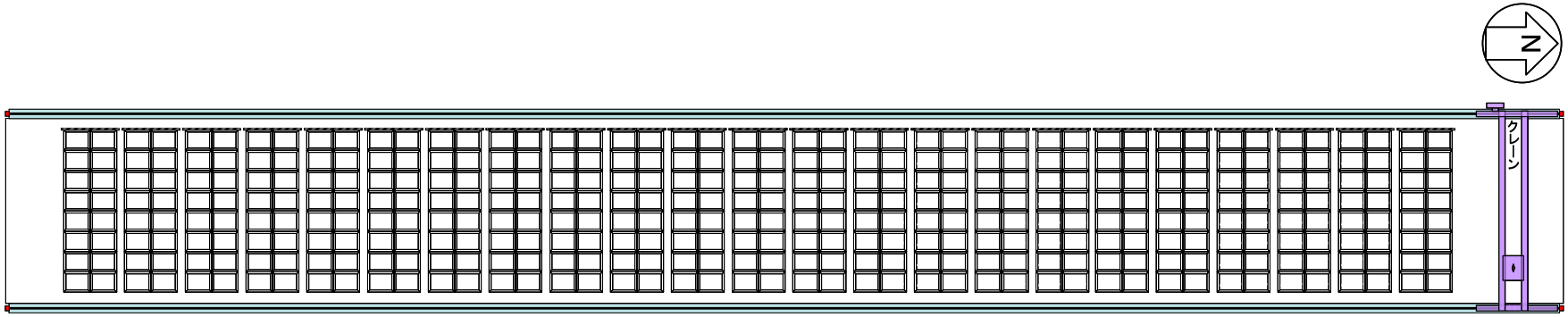
図－３　地下貯水槽概要及び設置位置



図－４　使用済セシウム吸着塔仮保管施設

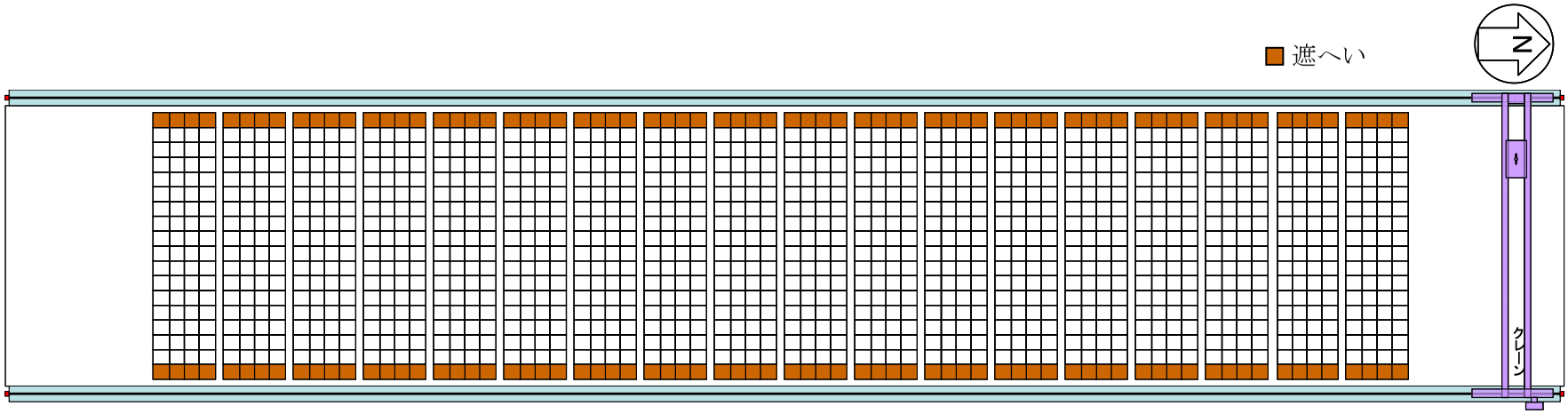


(a)　第一施設

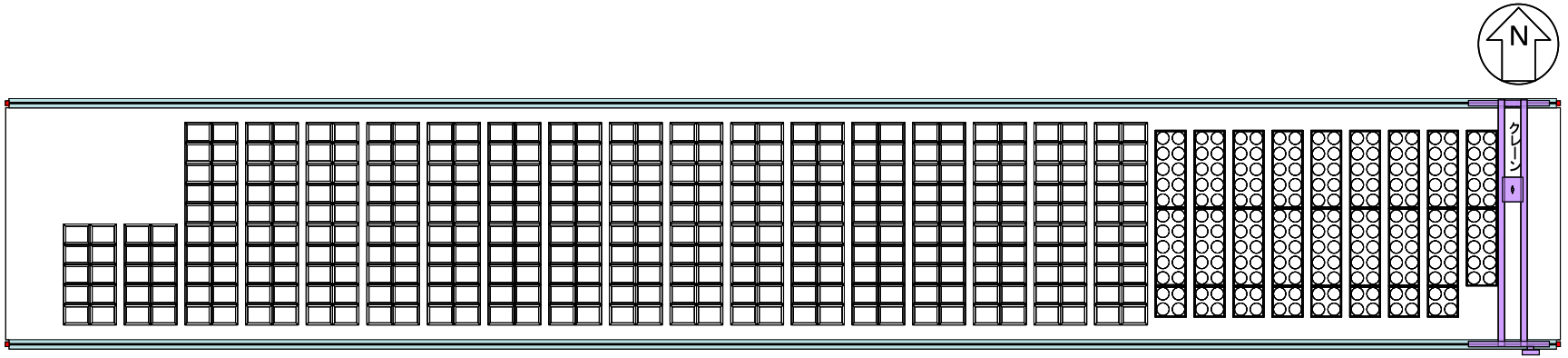


(b)　第二施設

図－５　使用済セシウム吸着塔一時保管施設概要図 (1/2)



(c)　第三施設



(d)　第四施設

図－５　使用済セシウム吸着塔一時保管施設概要図 (2/2)

汚染水処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

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

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

1.1. 基本方針

1.1.1. 構造強度評価の基本方針

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

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

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

1.1.2. 耐震性評価の基本方針

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

なお，汚染水処理設備等のうち高濃度の滞留水を扱う設備等については，参考としてＳクラス相当の評価を行う。

1.2. 評価結果

1.2.1. 油分分離装置

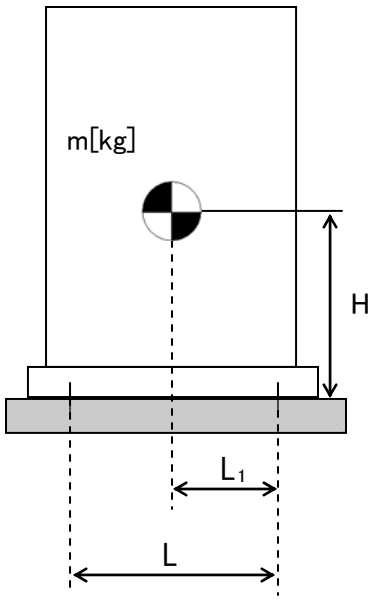
(1) 構造強度評価

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

(2) 耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

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



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

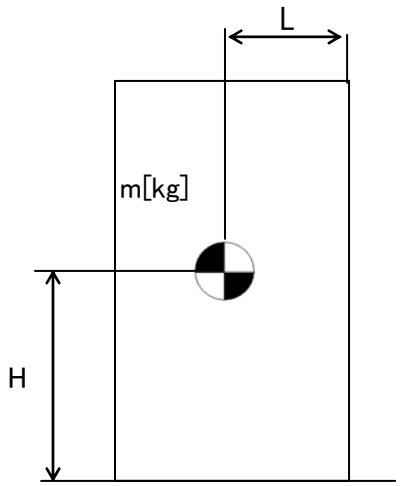
基礎ボルトに作用する引張力： $F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

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

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

b. 転倒評価

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



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

地震による転倒モーメント：M_1[N・m]=m×g×C_H×H
自重による安定モーメント：M_2[N・m]=m×g×L

表－１　油分分離装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
油分分離装置	本体	転倒	0.36	510	1,269	mm
			0.57	807		
	基礎ボルト	せん断	0.36	31	134	MPa
			0.57	49		
		引張	0.36	<0	－	MPa
			0.57	<0		

1.2.2. 処理装置（セシウム吸着装置）

(1) 構造強度評価

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

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

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

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

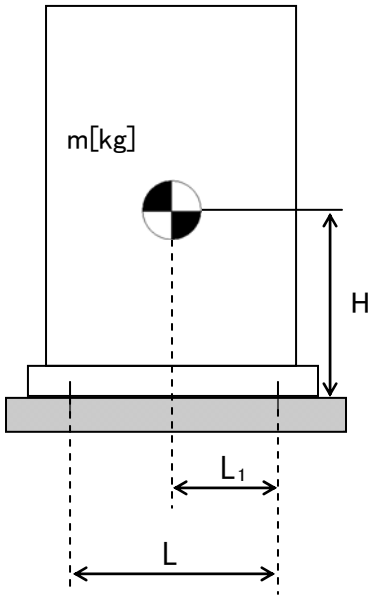
表－２　セシウム吸着装置構造強度結果

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

(2)耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

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



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

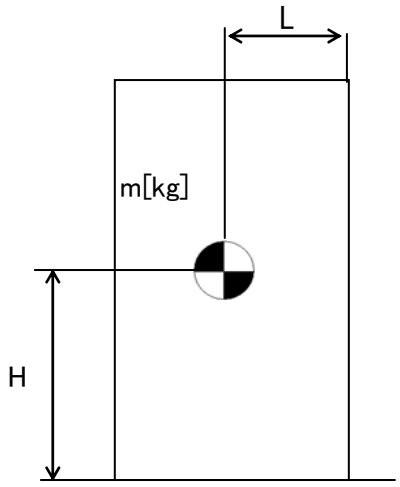
基礎ボルトに作用する引張力： $F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

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

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

b．転倒評価

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



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

地震による転倒モーメント：M_1[N・m]=m×g×C_H×H
自重による安定モーメント：M_2[N・m]=m×g×L

c．滑動評価

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

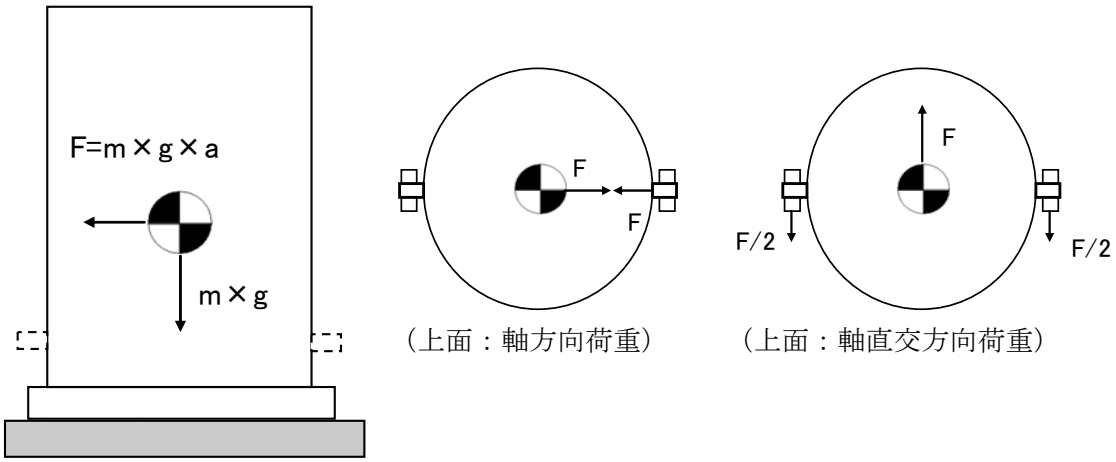
地震時の水平荷重によるすべり力：F_L＝C_H×m×g
接地面の摩擦力：F_μ＝μ ×m×g

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

d.　FEM によるトラニオンとピンガイドの強度評価

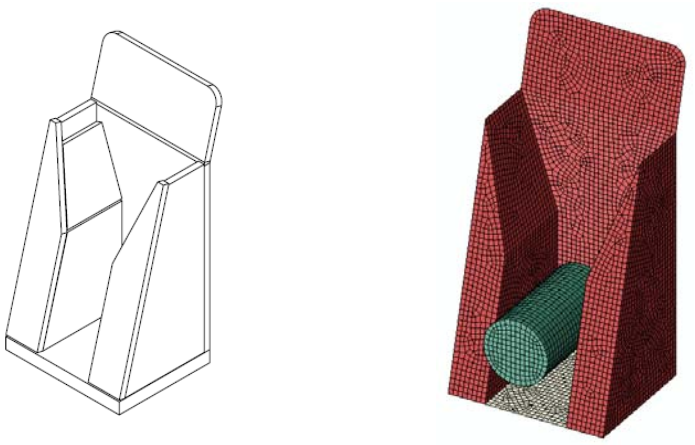
セシウム吸着塔は，本体下部に位置決めのためのトラニオンが施工されており，スキッド側ピンガイドと取合構造となっている（図－１参照）。

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



（側面）　（上面：軸方向荷重）　（上面：軸直交方向荷重）

図－１　トラニオン～ピンガイド概要



（図面）　（FEM モデル）

図－２　FEM モデル形状

表－３　セシウム吸着装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
セシウム吸着塔	本体	転倒	0.36	425	723	mm
			0.57	672		
		滑動	0.36	0.36	0.52	(G)
			0.57	0.57		
	トラニオン	相当応力	0.57	162	Sy=156 Su=455	MPa
スキッド	本体	転倒	0.36	559	1,113	mm
			0.57	885		
	基礎	転倒	0.36	653	1,417	mm
			0.57	1,034		
	基礎ボルト	せん断	0.36	21,673	30,429	N
			0.57	34,315	40,573	
セシウム吸着処理水タンク	本体	転倒	0.36	827	1,150	mm
			0.57	1,309		
	基礎ボルト	せん断	0.36	19	135	MPa
			0.57	29		
		引張	0.36	<0	117	MPa
			0.57	9		
セシウム吸着処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	241	615	mm
			0.57	381		
	基礎ボルト	せん断	0.36	7	134	MPa
			0.57	11		
		引張	0.36	<0	－	MPa
			0.57	<0		

1.2.3. 処理装置（第二セシウム吸着装置）

(1) 構造強度評価

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

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

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

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

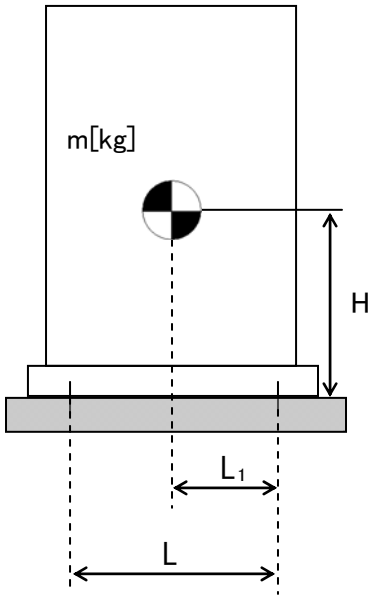
表－４　第二セシウム吸着装置構造強度結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
第二セシウム吸着装置 吸着塔	板厚	10.2	12.7

(2)耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

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



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

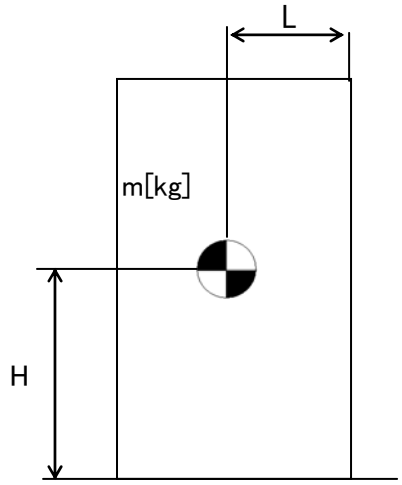
基礎ボルトに作用する引張力： $F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

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

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

b. 転倒評価

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



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

地震による転倒モーメント：M_1[N・m]=m×g×C_H×H
自重による安定モーメント：M_2[N・m]=m×g×L

表－５：第二セシウム吸着装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
第二セシウム吸着塔	本体	転倒	0.36	138	164	kN･m
			0.42	161		
	基礎ボルト	せん断	0.36	68	133	MPa
			0.57	107		
		引張	0.36	<0	71	MPa
			0.57	69		
ポンプスキッド	本体	転倒	0.36	3.84	7.93	kN･m
			0.6	6.4		
	基礎ボルト	せん断	0.36	3	139	MPa
			0.6	4		
		引張	0.36	<0	－	MPa
			0.6	<0		

1.2.4. 処理装置（除染装置）

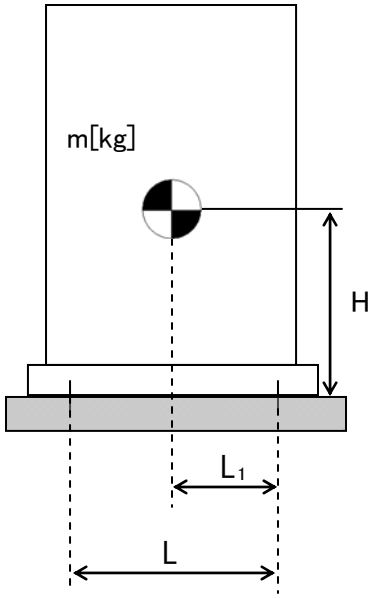
(1) 構造強度評価

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

(2) 耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

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



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

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

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

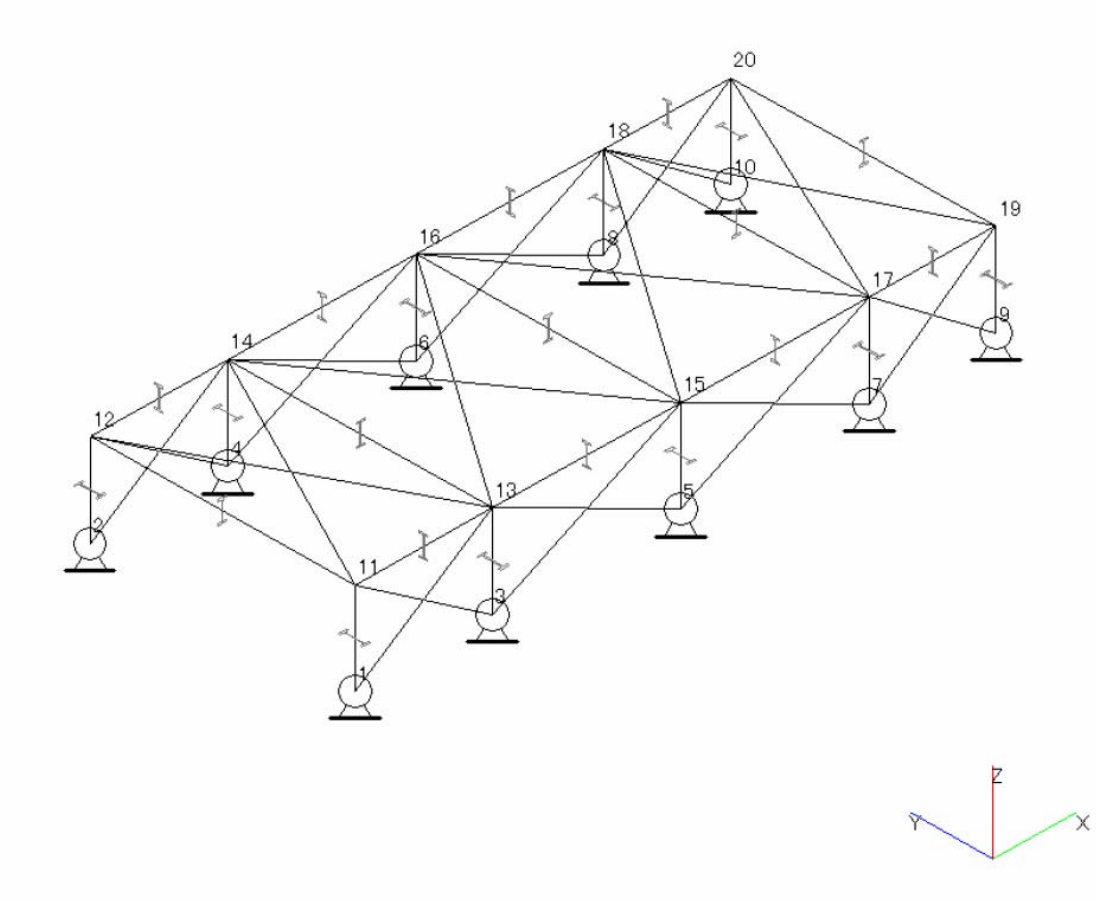
基礎ボルトのせん断応力： $\tau_b = \frac{m \times g \times C_H}{n \times A_b}$

b. 有限要素法によるフレーム構造解析

主要設備についてはコンクリートにアンカーを打った上で架台にて強固に据え付けられていることから，架台の強度評価を実施した。また，評価にあたっては，建築基準法施工令等に基づき実施した。評価条件を以下に示す。評価の結果，架台強度に問題がないことを確認した（表－６）。

① 加圧浮上分離装置（DAF）

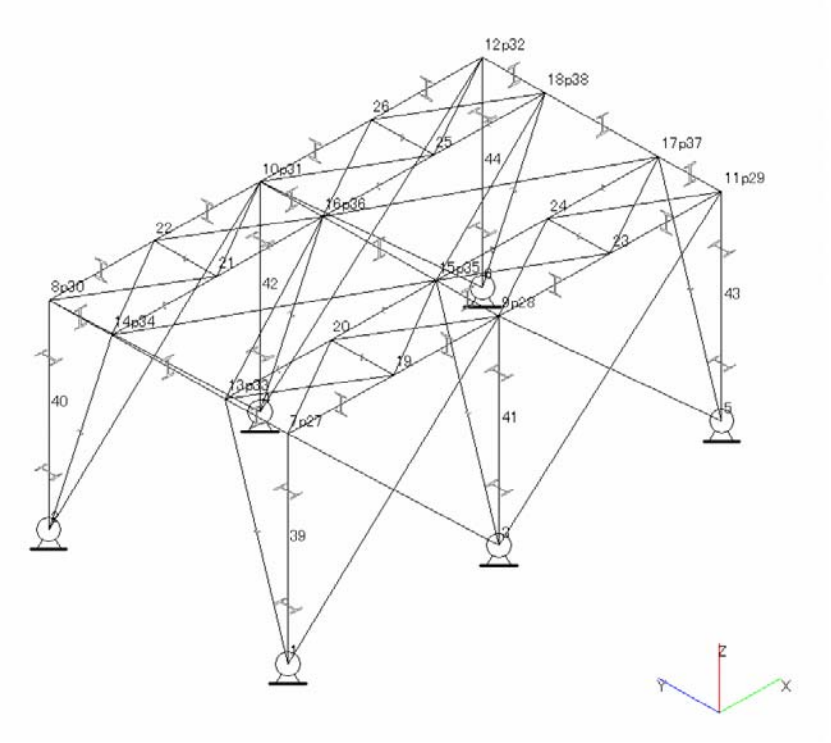
設計用水平震度：0.6G



図－３　加圧浮上分離装置（DAF）解析モデル

② 凝集沈殿装置（アクチフロー）

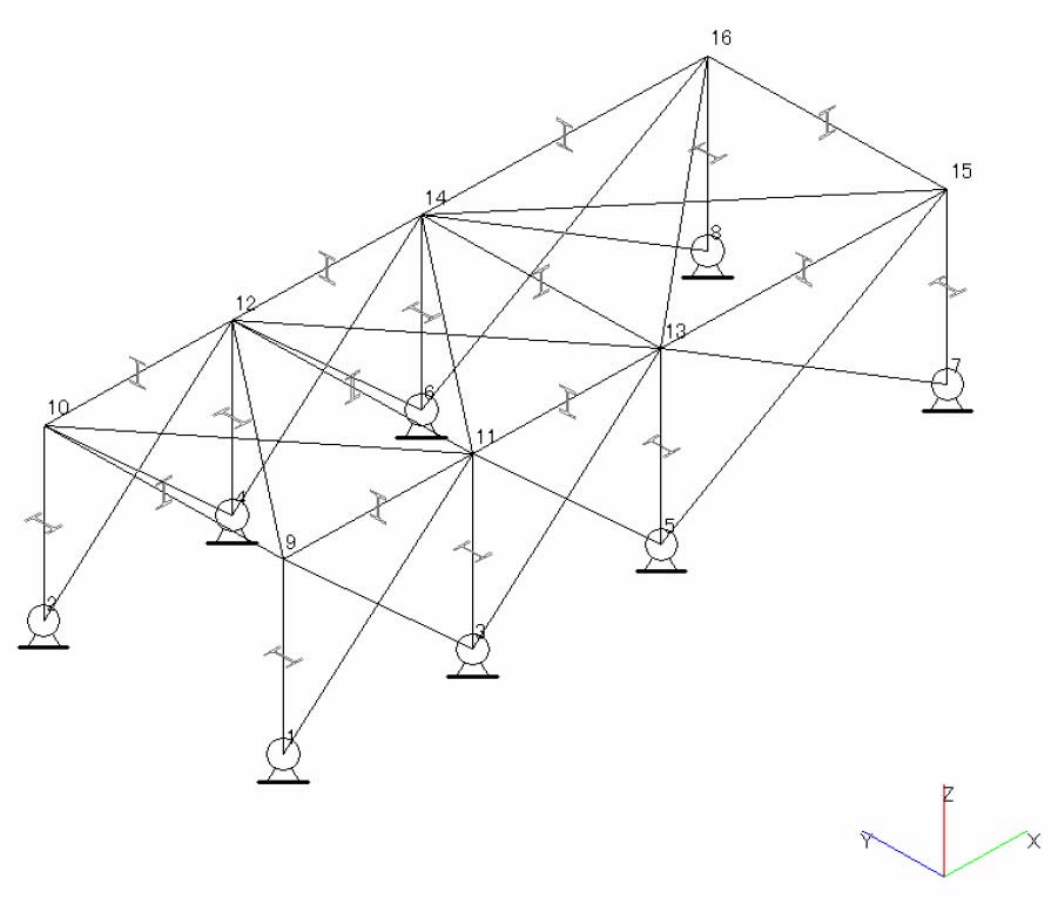
設計用水平震度：0.6G



図－４　凝集沈殿装置（アクチフロー）解析モデル

③ ディスクフィルタ

設計用水平震度：0.6G



図－５　ディスクフィルタ解析モデル

e. 架台強度評価

各部材に発生するたわみ量の評価を実施した。強度評価の結果,架台強度に問題がないことを確認した（表－６）。

$$\delta_{max} = \beta \frac{WI^3}{EL}$$

δ max：最大たわみ量

β ：部材の種類によって決まる定数

W：各部材に加わる荷重

L ：部材のスパン

E ：材料の縦弾性係数

I ：断面二次モーメント

表－６　除染装置耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
加圧浮上分離装置（DAF）	架台（柱脚）	変位	0.6	1/290	1/120	変位量
	基礎ボルト	せん断	0.6	5	20	MPa
		引張	0.6	6	23	MPa
反応槽	基礎ボルト	せん断	0.36	53	91	MPa
			0.6	84		
		引張	0.36	73	158	MPa
			0.6	105		
凝集沈殿装置（マルチフロー）	本体（壁パネル）	変位	0.6	1/515	1/120	変位量
	基礎ボルト	せん断	0.36	71	101	MPa
			0.4	79		
		引張	0.36	248	Sy=176 Su=400	MPa
			0.4	310		
凝集沈殿装置（アクチフロー）	架台（柱脚）	変位	0.6	1/936	1/120	変位量
	基礎ボルト	せん断	0.6	8	20	MPa
		引張	0.6	13	23	MPa
ディスクフィルタ	架台（柱脚）	変位	0.6	1/527	1/120	変位量
	基礎ボルト	せん断	0.6	7	20	MPa
		引張	0.6	9	23	MPa

1.2.5. 淡水化装置

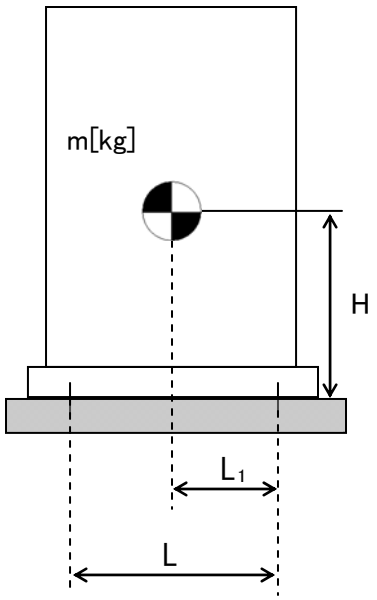
(1) 構造強度評価

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

(2) 耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

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



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

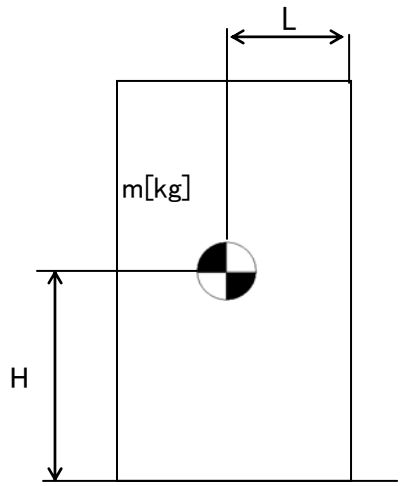
基礎ボルトに作用する引張力： $F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

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

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

b．転倒評価

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



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

地震による転倒モーメント：M_1[N・m]=m×g×C_H×H
自重による安定モーメント：M_2[N・m]=m×g×L

c．滑動評価

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

地震時の水平荷重によるすべり力：F_L＝C_H×m×g
接地面の摩擦力：F_μ＝μ ×m×g

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

表－７　淡水化装置耐震評価結果（1/2）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
SPT 受入水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
廃液 RO 供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.92	m
RO 処理水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
RO 処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.47	0.77	m
RO 濃縮水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.77	m
RO 濃縮水貯槽移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.36	0.77	m
RO 濃縮水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.35	0.71	m
濃縮水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.78	m
蒸留水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.21	0.86	m
濃縮処理水供給ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.78	m
濃縮処理水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.35	0.71	m
濃縮水移送ポンプ	本体	転倒	0.36	0.20	0.77	m
配管・弁モジュール	本体	転倒	0.36	0.10	0.42	m
逆浸透膜装置 (RO-1A)	基礎 ボルト	せん断	0.36	1,147	23,420	N
		引張	0.36	<0	－	N
逆浸透膜装置 (RO-1B)	基礎 ボルト	せん断	0.36	1,059	23,420	N
		引張	0.36	<0	－	N
逆浸透膜装置 (RO-2)	本体	転倒	0.36	52	162	kN
		滑動	0.36	118	130	kN
逆浸透膜装置 (RO-3)	本体	転倒	0.36	249	625	kN・m

表－７　淡水化装置耐震評価結果（2/2）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
蒸発濃縮装置	基礎	せん断	0.36	30	166	MPa
（蒸発濃縮-1A）	ボルト	引張	0.36	<0	－	MPa
蒸発濃縮装置	基礎	せん断	0.36	39	166	MPa
（蒸発濃縮-1B）	ボルト	引張	0.36	<0	－	MPa
蒸発濃縮装置	基礎	せん断	0.36	36	166	MPa
（蒸発濃縮-1C）	ボルト	引張	0.36	<0	－	MPa
蒸発濃縮装置	本体	転倒	0.36	<0	－	kN
（蒸発濃縮-2A,B）	基礎	せん断	0.36	88	108	MPa
（濃縮装置）	ボルト	引張	0.36	<0	－	MPa
蒸発濃縮装置	本体	転倒	0.36	<0	－	kN
（蒸発濃縮-3A,B,C）	基礎	せん断	0.36	90	108	MPa
（濃縮装置）	ボルト	引張	0.36	<0	－	MPa

1.2.6. 高濃度滞留水受タンク

(1)構造強度評価

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

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

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

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

表－８　円筒型タンク（横置き）板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
高濃度滞留水受タンク	100t 容量 円筒型（横置き）	タンク板厚	4.1	9

(2)耐震性評価

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

表－９　円筒型タンク（横置き）耐震評価結果

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

1.2.7. 中低濃度タンク

(1)構造強度評価

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

以上のことから，中低濃度タンクは必要な構造強度を有していると評価できる。

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

a. 円筒型タンク

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

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

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

表－１０　円筒型タンク板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
RO 処理水貯槽	300t 容量	タンク板厚	2.7	9.0
	450t 容量	タンク板厚	3.3	9.0
RO 濃縮水貯槽	500t 容量	タンク板厚	4.1	9.0
RO 処理水貯槽 RO 濃縮水貯槽 蒸発濃縮処理水貯槽 多核種処理水貯槽	1100t 容量	タンク板厚	5.8	9.0

b. 円筒型タンク（横置き）

円筒型タンク（横置き）については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧に耐えられることを確認した（表－１１）。

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

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

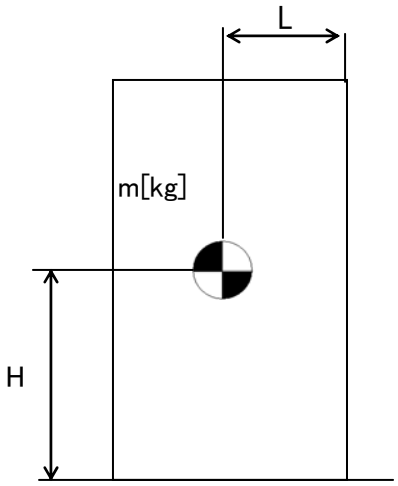
表－１１　円筒型タンク（横置き）板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
濃縮廃液貯槽	100t 容量 円筒型（横置き）	タンク板厚	0.9	9
RO 濃縮水貯槽	120t 容量 円筒型（横置き）	タンク板厚	1	9

(2)耐震性評価

a．転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから，転倒しないことを確認した（表－１２）。



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

地震による転倒モーメント：M_1[N・m]=m×g×C_H×H
自重による安定モーメント：M_2[N・m]=m×g×L

表－１２　タンク・槽類の転倒評価結果

機器名称		評価部位	評価項目	水平地震動	算出値	許容値	単位
SPT 受入水タンク		本体	転倒	0.36	5.0×10^{2}	2.5×10^{3}	kN･m
廃液 RO 供給タンク	35t 容量	本体	転倒	0.36	1.4×10^{2}	3.4×10^{2}	kN･m
	40t 容量	本体	転倒	0.36	1.7×10^{2}	4.3×10^{2}	kN･m
	42t 容量	本体	転倒	0.36	1.7×10^{2}	4.7×10^{2}	kN･m
	110t 容量	本体	転倒	0.36	5.0×10^{2}	2.5×10^{3}	kN･m
RO 処理水受タンク		本体	転倒	0.36	5.0×10^{2}	2.5×10^{3}	kN･m
RO 処理水一時貯槽	16t 容量	本体	転倒	0.36	5.2×10	1.2×10^{2}	kN･m
	35t 容量	本体	転倒	0.36	1.4×10^{2}	3.0×10^{2}	kN･m
	42t 容量	本体	転倒	0.36	1.6×10^{2}	4.3×10^{2}	kN･m
RO 処理水貯槽	300t 容量	本体	転倒	0.36	4.2×10^{3}	9.7×10^{3}	kN･m
	450t 容量	本体	転倒	0.36	6.0×10^{3}	1.9×10^{4}	kN･m
	1100t 容量	本体	転倒	0.36	2.0×10^{4}	7.0×10^{4}	kN･m
RO 濃縮水受タンク		本体	転倒	0.36	5.0×10^{2}	2.5×10^{3}	kN･m
RO 濃縮水貯槽	120t 容量	本体	転倒	0.36	1.4×10^{3}	3.1×10^{3}	kN･m
	500t 容量	本体	転倒	0.36	9.5×10^{3}	2.5×10^{4}	kN･m
	1100t 容量	本体	転倒	0.36	2.0×10^{4}	7.0×10^{4}	kN･m
多核種処理水貯槽		本体	転倒	0.36	2.0×10^{4}	7.0×10^{4}	kN･m
濃縮水受タンク		本体	転倒	0.36	1.7×10^{2}	4.3×10^{2}	kN･m
蒸留水タンク		本体	転倒	0.36	1.7×10^{2}	4.3×10^{2}	kN･m
濃縮処理水タンク		本体	転倒	0.36	1.7×10^{2}	4.3×10^{2}	kN･m
蒸発濃縮処理水貯槽		本体	転倒	0.36	2.0×10^{4}	7.0×10^{4}	kN･m
濃縮水タンク		本体	転倒	0.36	1.7×10^{2}	4.3×10^{2}	kN･m
濃縮廃液貯槽		本体	転倒	0.36	1.2×10^{3}	2.7×10^{3}	kN･m

1.2.8. 地下貯水槽

(1)構造強度評価

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

(2)耐震性評価

(2)-1.1. 評価の項目・目的

地下貯水槽の耐震性評価は次の 2 項目について実施する。

① 地下貯水槽の地震発生時の止水シートの強度（止水性）の確認

② 地下貯水槽に地震が作用した場合の貯水槽内部の貯水枠材の強度の確認

a) 地表面載荷荷重として 10kN/m^2 を考慮した場合

b) 地下貯水槽の上盤に車両が載った場合

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

表－１３　評価項目毎の目的・内容

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

(2)-1.2. 計算条件

各評価項目の作用荷重等の与条件の概要を表－１４に示す。

表－１４　評価項目毎の与条件

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

(2)-1.3. 照査結果

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

表－１５　評価項目毎の照査結果

評価項目	照査対象	作用震度	計算結果	許容値	詳細
①止水シート強度	止水シートのひずみ量	Bクラス	0.148%	560%	別添－２
		Sクラス	0.206%	560%	
②貯水枠材強度 a) 地表面載荷荷重 10kN/m^2	貯水枠材の水平・鉛直強度	Bクラス	水平：23.0kN/m^2	30.0kN/m^2	別添－３
		Sクラス	水平：46.6kN/m^2 垂直：33.6kN/m^2	52.5kN/m^2 102.1kN/m^2	
②貯水枠材強度 b) 車両荷重	貯水枠材の鉛直強度	－	77.3kN/m^2	102.1kN/m^2	別添－４

(3)スロッシングに対する評価

地下貯水槽の場合，プラスチック製枠材で構築される水室の中で最も大きなものの寸法は幅 30cm 以下と小規模であり，スロッシングのような長周期問題は顕在化しないと考えられる。なお，検討の詳細については別添－５に示す。

(4)地下貯水槽を設置する地盤の評価

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

1.2.9. ポンプ

(1)構造強度評価

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

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

1.2.10. 配管等

(1)構造強度評価

a. 配管（鋼製）

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

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

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

t ： 管の計算上必要な厚さ
D_0 ： 管の内径
P ： 最高使用圧力[MPa]
S ： 最高使用温度における材料の許容引張応力[MPa]
η ： 長手継手の効率

表－１６　配管構造強度評価結果

評価機器	口径	Sch.	材質	最高使用圧力（MPa）	最高使用温度（℃）	必要肉厚（mm）	肉厚（mm）
配管①	100A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	1.57	8.6
配管②	200A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	3.09	12.7
配管③	50A	40	SUS316L	1.37	66	0.74	3.9
配管④	80A	40	SUS316L	1.37	66	1.09	5.5
配管⑤	50A	20S	SUS316L	0.3	50	0.17	3.5
配管⑥	80A	20S	SUS316L	0.3	50	0.25	4
配管⑦	100A	20S	SUS316L	0.3	50	0.33	4
配管⑧	150A	20S	SUS316L	0.3	50	0.48	5
配管⑨	200A	20S	SUS316L	0.3	50	0.63	6.5
配管⑩	50A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	0.80	5.5
配管⑪	80A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	1.20	7.6
配管⑫	150A	80	STPG370 STPT370	1.37	66	2.32	11.0
配管⑬	25A	80	STPG370	0.5	66	0.15	4.5
配管⑭	50A	80	STPG370	0.5	66	0.30	5.5
配管⑮	80A	80	STPG370	0.5	66	0.44	7.6
配管⑯	100A	80	STPG370	0.5	66	0.58	8.6

b. 耐圧ホース（樹脂製）

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

c．ポリエチレン管

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

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

以上のことから，ポリエチレン管は，必要な構造強度を有するものと評価した。

2. 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

2.1. 基本方針

2.1.1. 構造強度評価の基本方針

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

2.1.2. 耐震性評価の基本方針

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

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

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

2.2. 評価結果

2.2.1. 使用済セシウム吸着塔仮保管施設

(1) 構造強度評価

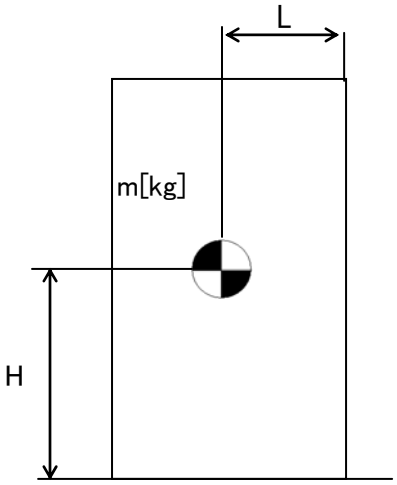
材料証明書がなく，設計・建設規格におけるクラス 3 機器の要求を満足するものではないが，漏えい試験等を行い，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認した。また，吸着塔の主要仕様から必要肉厚を評価し十分な肉厚を有していることを確認した。

以上のことから，吸着塔は必要な構造強度を有すると評価した。

(2)耐震性評価

a. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくなることから，転倒しないことを確認した（表－１７）。



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

地震による転倒モーメント：M_1[N・m]=m×g×C_H×H
自重による安定モーメント：M_2[N・m]=m×g×L

b. 滑動評価

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

表－１７　使用済セシウム吸着塔仮保管施設耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
ボックス カルバート	本体	転倒	0.3	1.5×10^2	3.2×10^2	kN･m
		滑動	0.3	0.30	0.40	(G)
セシウム吸着装置 吸着塔	本体	転倒	0.36	8.9×10	1.3×10^2	kN･m
		滑動	0.36	0.36	0.52	(G)
第二セシウム 吸着装置吸着塔	本体	転倒	0.36	1.5×10^2	4.1×10^2	kN･m
			0.6	2.5×10^2		
		滑動	0.36	0.36	0.52	(G)
			0.52	0.52		

2.2.2. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

(1)構造強度評価

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

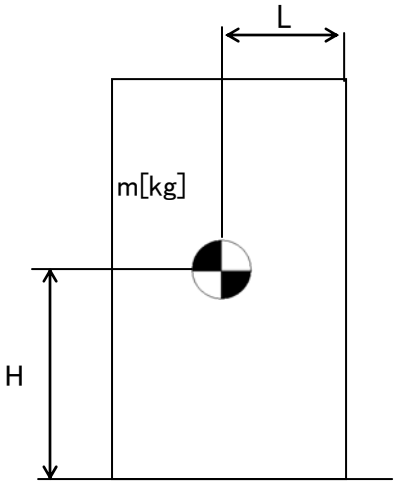
以上のことから，吸着塔は必要な構造強度を有すると評価した。

(2)耐震性評価

a．転倒評価

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

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



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

地震による転倒モーメント：M_1[N・m]=m×g×C_H×H

自重による安定モーメント：M_2[N・m]=m×g×L

b．滑動評価

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

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

$$q = mg\left(C_H - \alpha\right) \div n$$

$$q_a = 0.75 \cdot \phi_{S3}\left(0.5 \cdot_{SC} a \cdot \sqrt{F_c \cdot E_c}\right)$$

q　：　アンカーボルト一本に作用するせん断荷重

q_a　：　アンカーボルト一本当たりの許容せん断荷重

C_H　：　水平方向設計震度

m　：　機器重量

g　：　重力加速度

α　：　機器と床版の摩擦係数

n　：　機器あたりのアンカーボルト本数

ϕ_{S3}：短期荷重に対する低減係数

$_{SC}a$：　アンカーボルトの定着部の断面積

F_c　：　コンクリート設計基準強度

E_c　：　コンクリートのヤング率

c．すべり量評価

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

表－１８　使用済セシウム吸着塔一時保管施設耐震評価結果

機器名称	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔＋ｶﾙﾊﾞｰﾄ (セシウム吸着装置 吸着塔 32 塔と ﾎﾞｯｸﾙｶﾙﾊﾞｰﾄ 16 基)	転倒	0.36	6.6×10^{3}	1.5×10^{4}	kN･m
		0.58	1.1×10^{4}		
	滑動	0.36	0.36	0.40	(G)
		0.58	0.58		
吸着塔＋架台 (第二セシウム吸着装置 吸着塔 10 本と架台 2 台)	転倒	0.36	1.5×10^{3}	3.6×10^{3}	kN･m
		0.6	2.5×10^{3}		
	滑動 (ボルトせん断)	0.36	2.3	77	kN
		0.6	11		

表－１９　使用済セシウム吸着塔一時保管施設すべり量評価結果

機器名称	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔＋ｶﾙﾊﾞｰﾄ (セシウム吸着装置 吸着塔 32 塔と ﾎﾞｯｸﾙｶﾙﾊﾞｰﾄ 16 基)	すべり量	0.58	93.3	500	mm

2.2.3. 廃スラッジ一時保管施設

(1) 構造強度評価

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

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

t ： 胴の計算上必要な厚さ[mm]

Di ： 胴の内径[m]

H ： 水頭[m]

ρ ： 液体の比重

S ： 最高使用温度における
材料の許容引張応力[MPa]

η ： 長手継手の効率

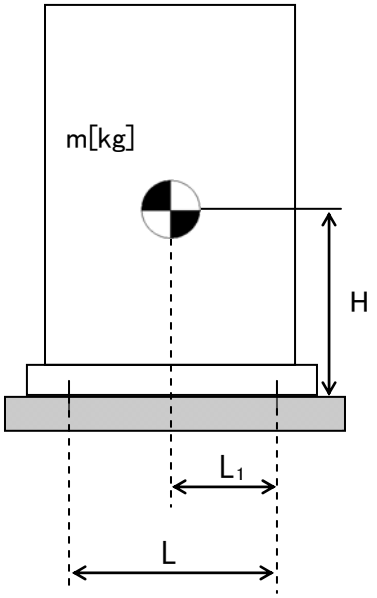
表－２０　スラッジ貯槽板厚評価結果

機器名称		評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
スラッジ貯槽	円筒型（横置き）	タンク板厚	0.9	25

(2)耐震性評価

a. 基礎ボルトの強度評価

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



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

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

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

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

表－２１　スラッジ貯槽の基礎ボルトの強度評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラッジ貯槽	基礎ボルト	引張	0.36	11	439	MPa
			0.88	125		
		せん断	0.36	42	337	MPa
			0.88	102		

2.2.4. 配管等

(1) 構造強度評価

a. 配管（鋼製）

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

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

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

t ： 管の計算上必要な厚さ

D_0 ： 管の内径

P ： 最高使用圧力[MPa]

S ： 最高使用温度における材料の許容引張応力[MPa]

η ： 長手継手の効率

表－２２　配管構造強度評価結果

評価機器	口径	Sch.	材質	最高使用圧力（MPa）	最高使用温度（℃）	必要肉厚（mm）	肉厚（mm）
配管①	50A	20S	SUS316L	0.3	50	0.17	3.5
配管②	80A	20S	SUS316L	0.3	50	0.25	4.0
配管③	50A	20S	SUS316L	0.98	50	0.54	3.5
配管④	80A	20S	SUS316L	0.98	50	0.82	4.0
配管⑤	50A	40	SUS316L	0.98	50	0.53	4.0
配管⑥	80A	40	SUS316L	0.98	50	0.79	5.5
配管⑦	80A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.48	5.5
配管⑧	100A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.63	6.0
配管⑨	125A	40	SUS329J4L	0.98	50	0.78	6.6
配管⑩	100A	40	SUS316L	0.98	50	1.03	6.0

b. 耐圧ホース（樹脂製）

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

以上

高濃度滞留水受タンクの耐震性評価

1.耐震性評価方針

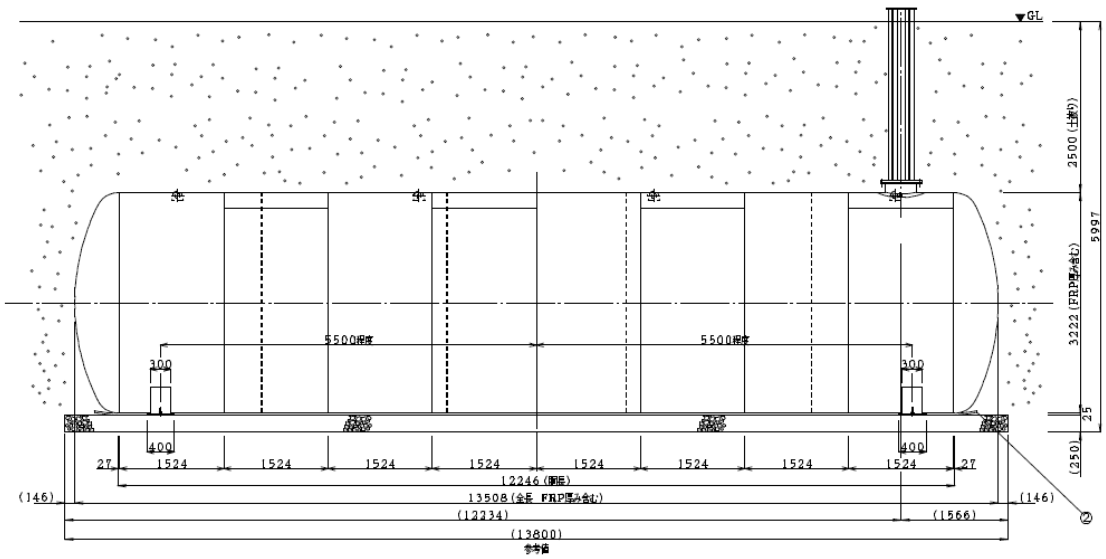
当該タンクは地中に埋設され，タンク内部に高濃度滞留水を保管するものであり，設備全体としては耐震Bクラスに相当することから，地中構造物の耐震Bクラスに要求される水平地震力Kh=0.3に対する静的解析により，その耐震安全性を評価する。

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

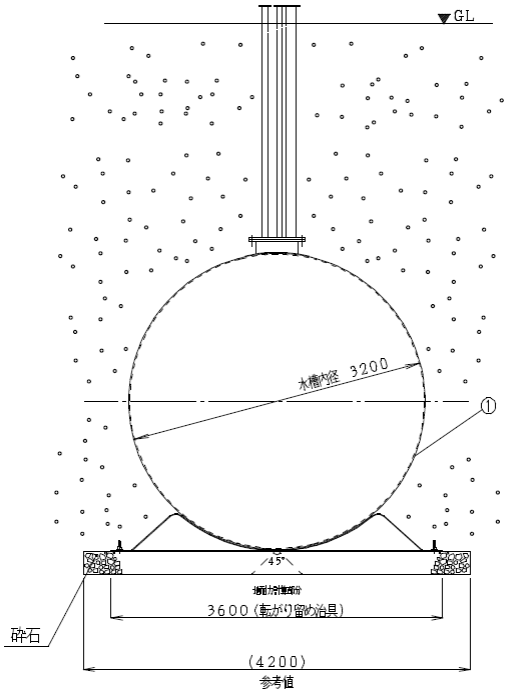
2.タンクの概要

タンクの内径はφ3,200mm，外形寸法はφ3,222mm×W13,508mm（容量100m^3），材質はSS400,肉厚は9mmであり,内外面ともにFRP塗装によって防錆処理されている(内面1.0mm,外面2.0mm)。タンク本体の概要図を図－１に，タンクの配置図を図－２に示す。なお，タンクは表層地盤を掘削して基礎砕石上に設置し，盛土によって2.5mの土被り厚を確保する。

縦断図

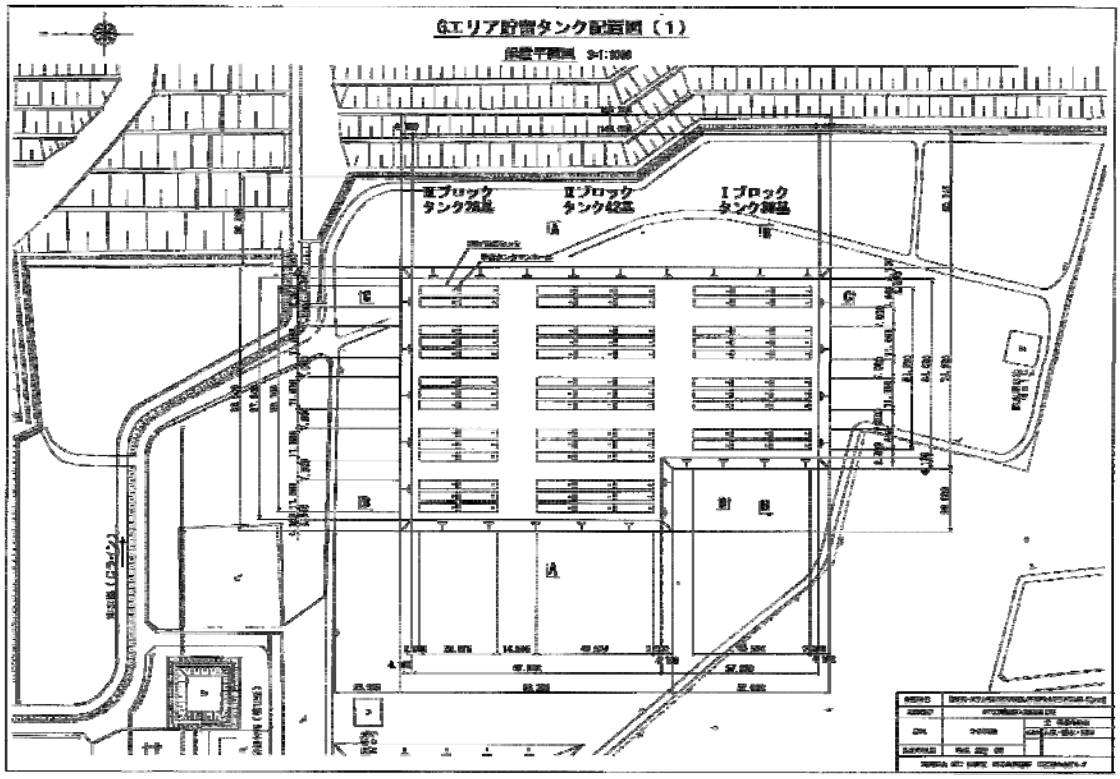


断面図

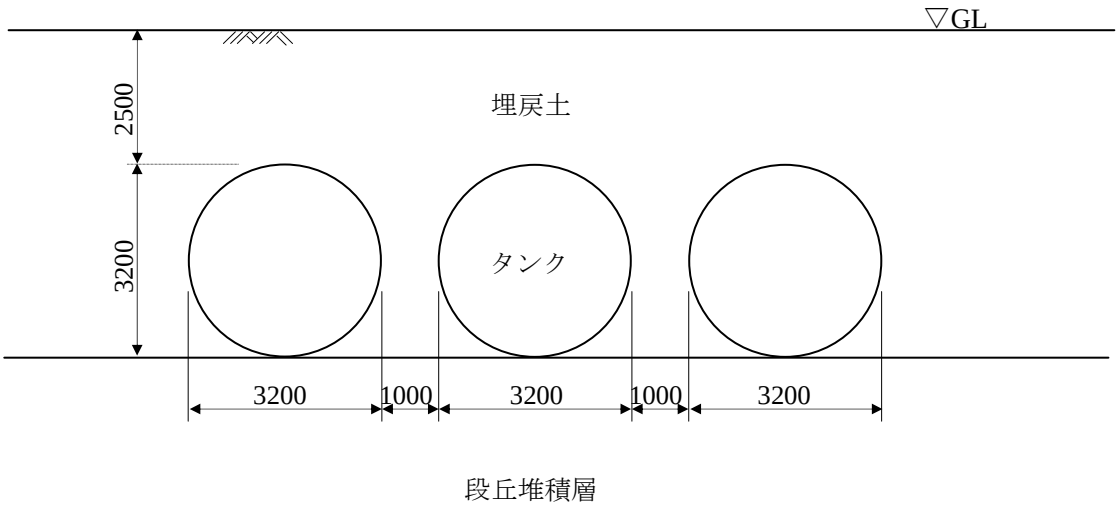


図－１　タンク概要図

タンク配置平面図



タンク配置概略断面図

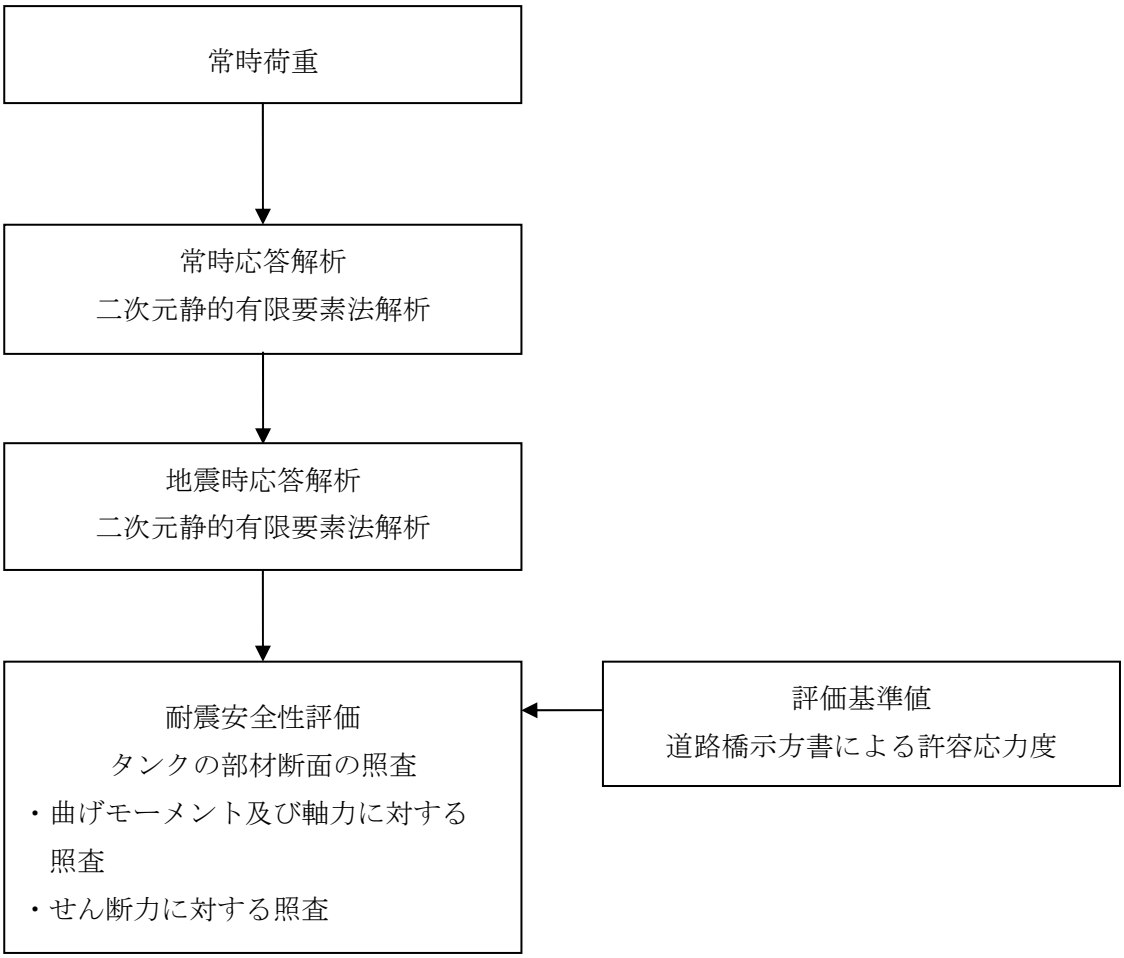


図－２　タンク配置図

3. 耐震 B クラスに対する耐震安全性評価

3.1. 評価手順

耐震 B クラスに対するタンクの耐震安全性評価手順を図－３に示す。



図－３　耐震安全性評価手順（耐震 B クラス評価）

3.2.評価条件

解析に必要な地盤及びタンクの諸定数，並びに考慮する荷重は以下の通りとする。

3.2.1.タンクの材料物性値

タンクの使用材料及び材料物性値を表－１に示す。

3.2.2.地盤の物性値

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

耐震 B クラスに対する解析で用いる地盤物性値を表－３に示す。

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

3.2.3.荷重

ａ）常時荷重

常時荷重として，タンク自重，内水圧，土被り荷重，静止土圧を考慮する。

ｂ）設計用地震力

設計用地震力は水平地震力 Kh=0.3 のみを考慮する。

表－１　タンクの材料物性値

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

表－２　解析用地層構成

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



図－４　　ボーリング位置図

表－３　解析用物性値（耐震Ｂクラス評価）

		埋戻土	段丘堆積層	富岡層					先富岡層
				T3部層 砂岩	T3部層 泥質部	T3部層 互層部	T2部層 *3)	T1部層	
物理特性	ρ_t(g/cm^3)	1.80	1.59	1.84	1.71	1.76	1.75-0.000417Z	1.79	1.88
静的変形特性	E_0(N/mm^2)	17.7	23.5	124P+94.4 *1)	506	等価変形係数 *2)	120-5.42Z	675	931
	ν	0.33	0.21	0.48	0.47	等価ポアソン比 *2)	0.47	0.47	0.45
動的変形特性	G_0(N/mm^2)	72.6	158	210	427	302	254-3.22Z	667	954
	ν_d	0.35	0.48	0.48	0.45	0.46	0.467+0.000222Z	0.44	0.42

*1) Pは，地下水位を考慮した圧密圧力（N/mm2）を示す。
*2) T3部層 互層部の砂岩と泥質部の層厚比（4：6）から等価物性値を設定する。
*3) Z：標高(m)

3.3.静的 FEM 解析

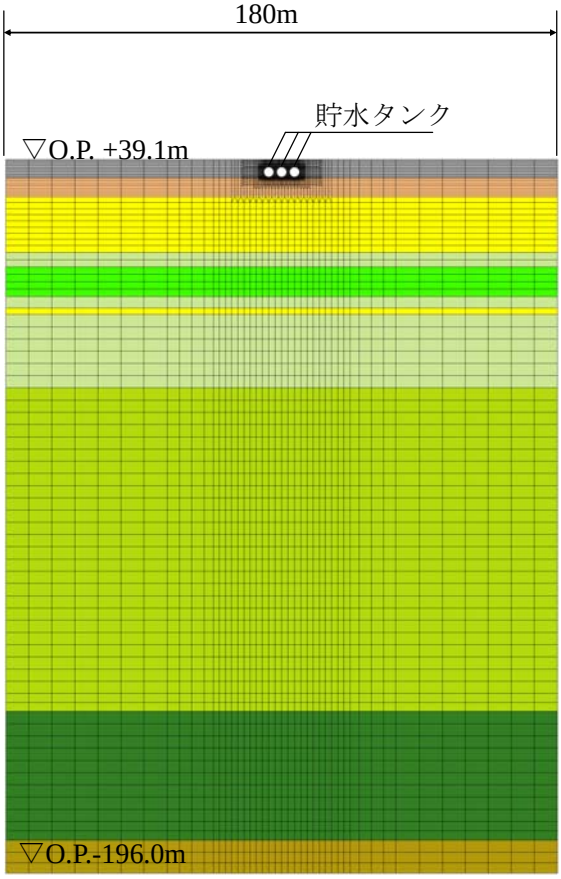
3.3.1.解析手法

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

3.3.2.解析モデル

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

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



底面：固定境界
側面：鉛直ローラー（常時応答解析）
　　水平ローラー（地震時応答解析）

図－５　解析モデル（耐震 B クラス評価）

3.3.3.耐震安全性評価手法

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

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

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

3.3.4.耐震安全性評価結果

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

表－４　曲げに対する照査結果（耐震 B クラス評価）

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

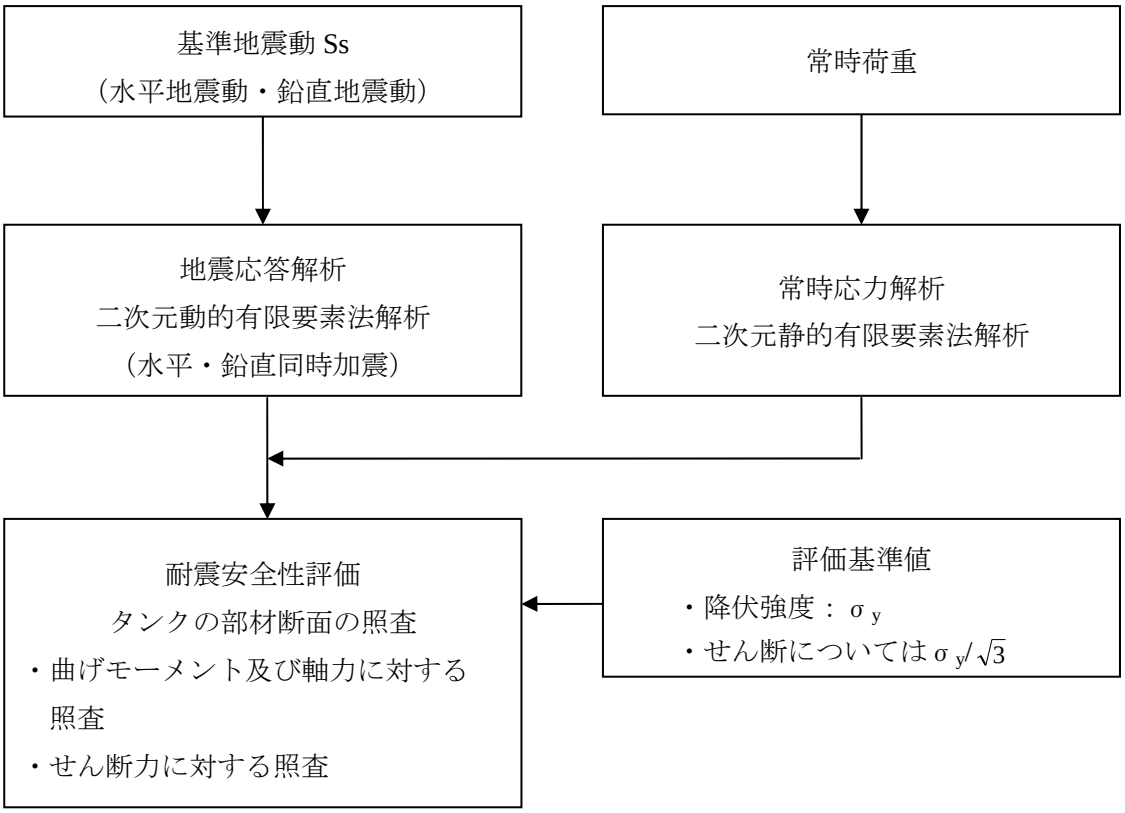
表－５　せん断に対する照査結果（耐震 B クラス評価）

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

4. 基準地震動 Ss に対する耐震安全性評価

4.1. 評価手順

基準地震動 Ss に対するタンクの耐震安全性評価手順を図－６に示す。



図－６　耐震安全性評価手順（基準地震動 Ss 評価）

4.2.評価条件

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

4.2.1.タンクの材料物性値

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

4.2.2.地盤の物性値

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

基準地震動Ssに対する解析で用いる地盤物性値を表－６に示す。

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

4.2.3.荷重

ａ）常時荷重

常時荷重として，タンク自重，内水圧，土被り荷重，静止土圧を考慮する。

ｂ）地震時荷重

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

表－６　解析用物性値（機順次振動 Ss 評価）

		埋戻土	段丘堆積層	富岡層					先富岡層（b層）
				T3部層 砂岩	T3部層 泥質部	T3部層 互層部	T2部層 *3)	T1部層	
物理特性	ρ_t(g/cm^3)	1.80	1.59	1.84	1.71	1.76	1.75-0.000417Z	1.79	1.88
静的変形特性	E_0(N/mm^2)	17.7	23.5	124P+94.4 *1)	506	等価変形係数　*2)	120-5.42Z	675	931
	ν	0.33	0.21	0.48	0.47	等価ポアソン比　*2)	0.47	0.47	0.45
動的変形特性	G_0(N/mm^2)	72.6	158	210	427	302	254-3.22Z	667	954
	ν_d	0.35	0.48	0.48	0.45	0.46	0.467+0.000222Z	0.44	0.42
	$G/G_0 \sim \gamma$ （γ ：%）	$\frac{1}{1+10.65\gamma^{0.778}}$	$\frac{1}{1+6.872\gamma^{0.614}}$	$\frac{1}{1+3.009\gamma^{0.604}}$	$\frac{1}{1+3.600\gamma^{0.962}}$	$\frac{1}{1+3.257\gamma^{0.688}}$	$\frac{1}{1+2.845\gamma^{0.918}}$	$\frac{1}{1+2.586\gamma^{0.722}}$	$\frac{1}{1+2.714\gamma^{0.920}}$
	$h \sim \gamma$ （h，γ ：%）	$22.97\gamma^{0.289}$	$\frac{14.79}{1+0.036/\gamma}$	$\frac{21.80}{1+0.122/\gamma}$	$11.90\gamma^{1.086}+1.617$	$\frac{17.57}{1+0.084/\gamma}$	$10.54\gamma^{0.865}+0.903$	$15.04\gamma^{0.517}$	$14.69\gamma^{0.583}$

*1）P:有効上載圧（N/mm^2）
*2）T3部層 砂岩とT3部層 泥質部の層厚比（4:6とする）から等価物性値を設定する。
*3）Z：標高（m）

4.3. 地震応答解析

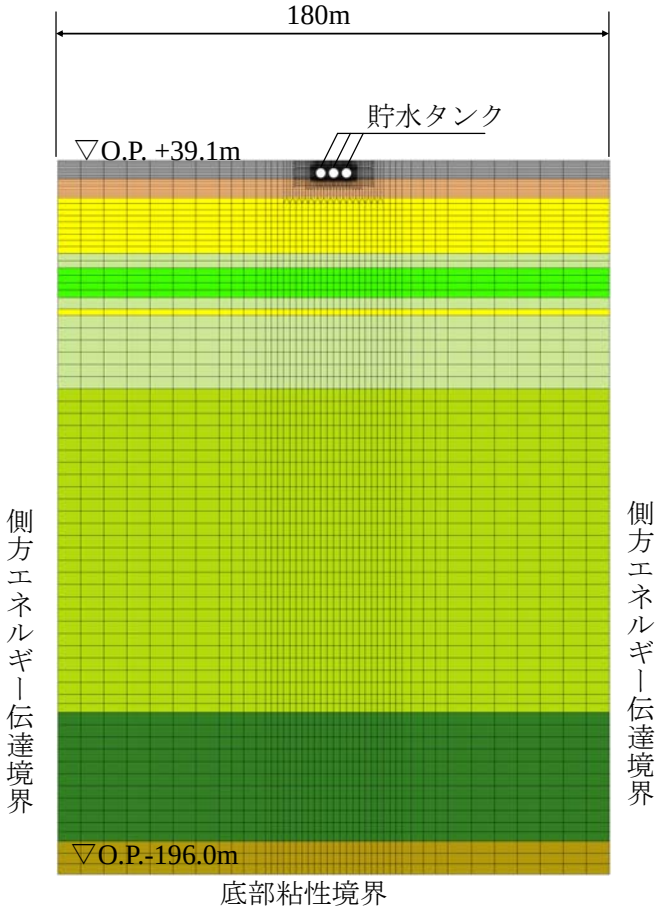
4.3.1. 解析手法

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

4.3.2. 解析モデル

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

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



図－7　解析モデル（基準地震動 Ss 評価）

4.3.3. 耐震安全性評価手法

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

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

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

4.3.4 耐震安全性評価結果

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

表－７　曲げに対する照査結果（基準地震動 Ss 評価）

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

表－８　せん断に対する照査結果（基準地震動 Ss 評価）

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

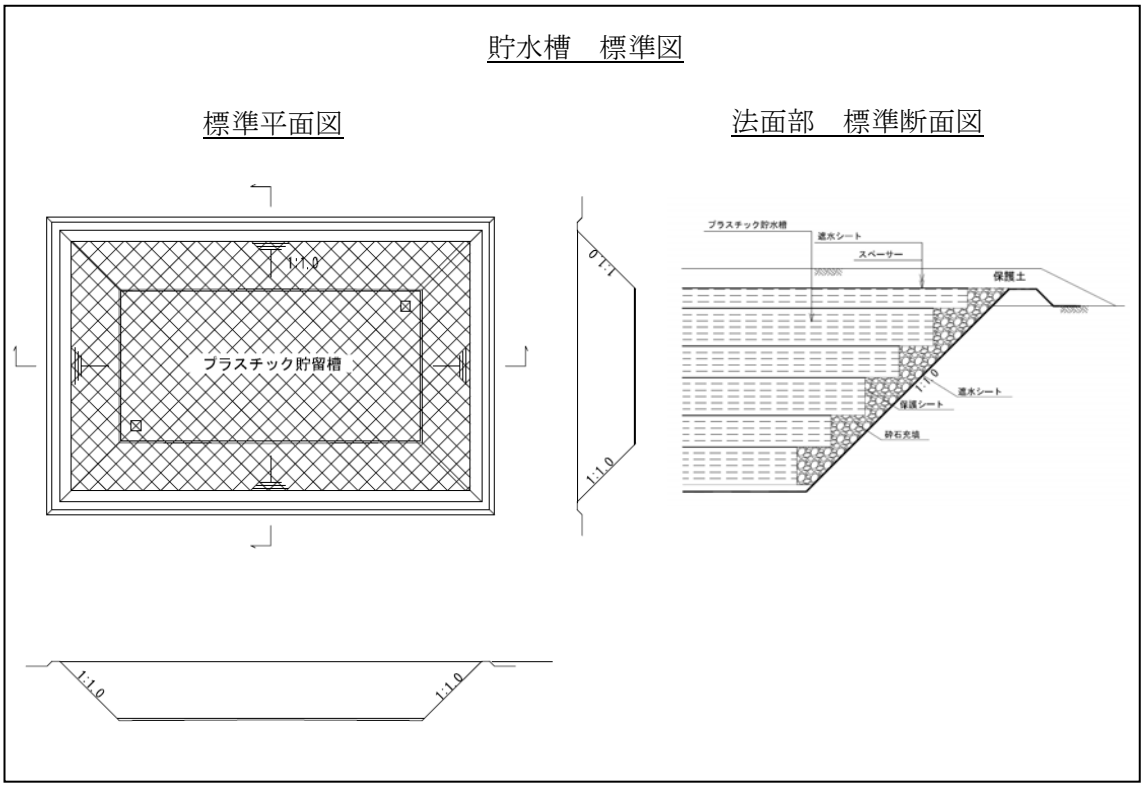
以上

地下貯水槽の遮水シートの耐震性評価

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

(1)　対象とする貯水槽

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

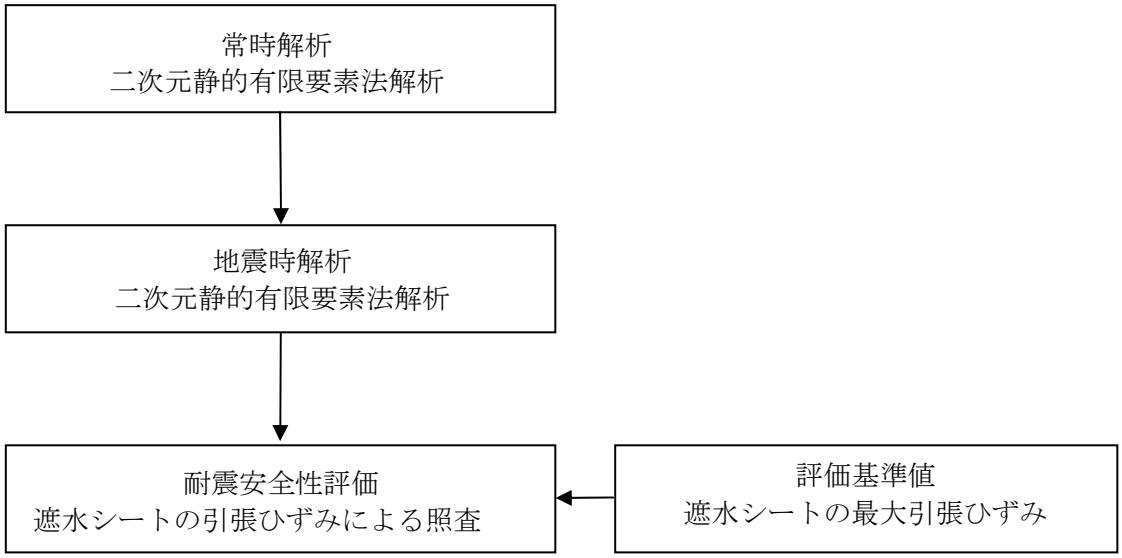


図－１　貯水槽の概要

(2)　耐震安全性評価

a.　評価手順

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



図－２　貯水槽の耐震評価フロー

b.　評価条件

解析に用いる地盤の物性値，並びに考慮する荷重は以下のとおりとする。

ⅰ．　地盤の物性値

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

表－１　地盤の物性値

		段丘体積層
物理特性	ρ_t (g/cm^3)	1.59
静的変形特性	E_0 (N/mm^2)	23.5
	ν	0.21
動的変形特性	G_0 (N/mm^2)	158
	ν_d	0.48

ⅱ．　設計用地震力

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

(3) 評価結果

a. 評価方法

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

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

b. 照査結果

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

表－２　照査結果

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

c. 評価結果

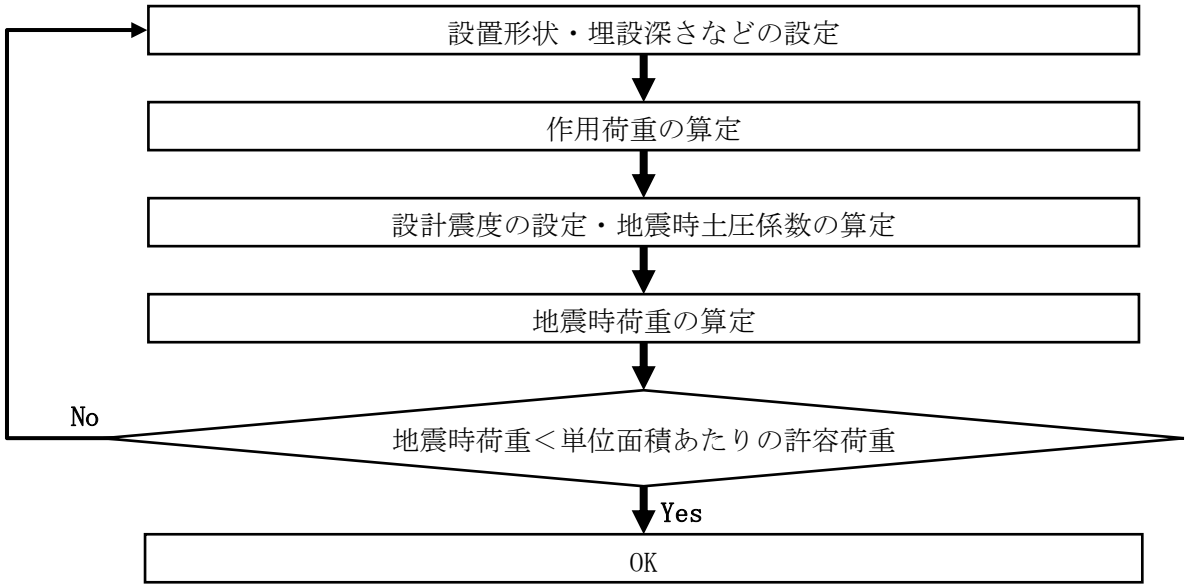
遮水シートの照査用応答値は，評価基準値を下回るとともに十分な裕度を有していることから，貯水機能が保持されるものと評価した。

以上

地下貯水槽のプラスチック製貯水枠材の耐震性評価

(1) 評価手順

プラスチック製貯水枠材の耐震評価のフローを図－１に示す。



図－１　プラスチック製貯水枠材の耐震評価フロー

(2) 耐震評価（B クラス）

a. 作用荷重の算定

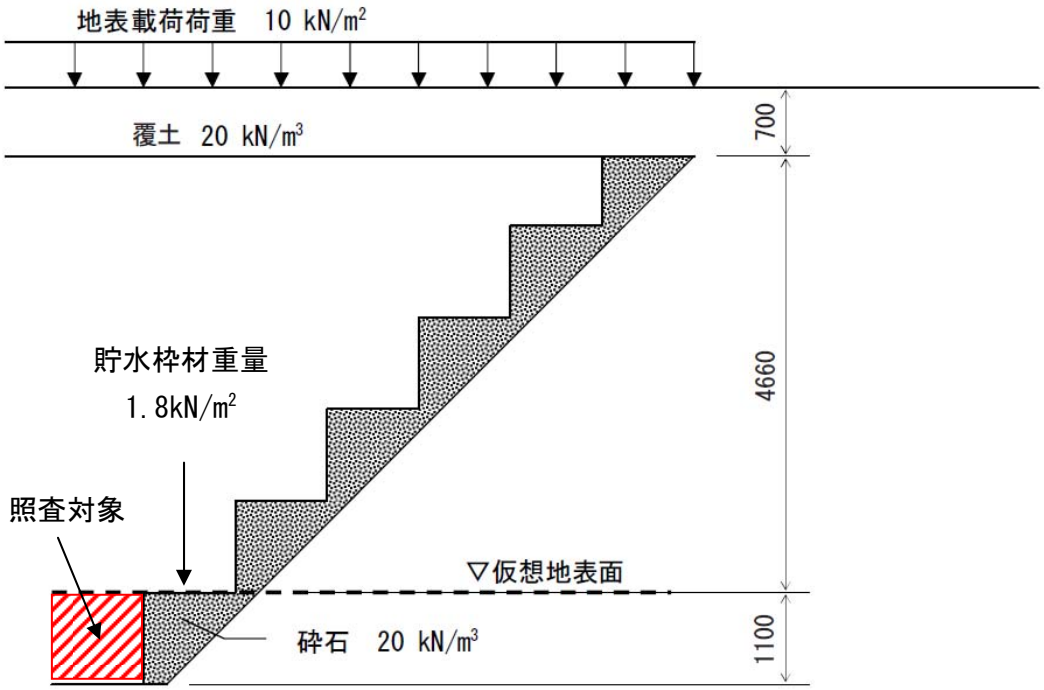
（社）雨水貯留浸透技術協会の技術マニュアルにしたがって，地表載荷荷重 10kN/m^2 を考慮し，貯水枠材の最下部における鉛直方向荷重を求める。覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）を表-1 に，照査対象と作用荷重を図－２に示す。

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

表－１　覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

材料名	単位体積重量（kN/m^3）
盛土（砂及び砂礫）	20.0
盛土（砂質土）	18.0

出典：「道路橋示方書・同解説　Ⅰ共通編」社団法人日本道路協会



図－２　照査対象と作用荷重

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

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

ここで，

V1＝10＋20×0.7＋1.8＝25.8（kN/m²）

V2＝20×1.1＝22.0（kN/m²）

b. 設計水平震度の設定と地震時水平土圧の算定

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

c. 地震時荷重（水平方向）の算定

貯水枠材最下部の側面に作用する水平方向荷重 Ph は，

Ph＝Kea×（V1＋V2）＝0.48×（25.8＋22.0）＝23.0（kN/m²）

d. 耐震評価

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

水平方向の単位面積あたりの許容荷重（許容応力） σha：30.0kN/m^2

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

よって，

σha＝30.0＞Ph＝23.0

となり，貯水枠材の強度は十分であると評価できる。

(3) 耐震評価（S クラス）

a. 作用荷重の算定

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

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

表－２　覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

材料名	単位体積重量（kN/m^3）
盛土（砂及び砂礫）	20.0
盛土（砂質土）	18.0

出典：「道路橋示方書・同解説　Ⅰ共通編」社団法人日本道路協会

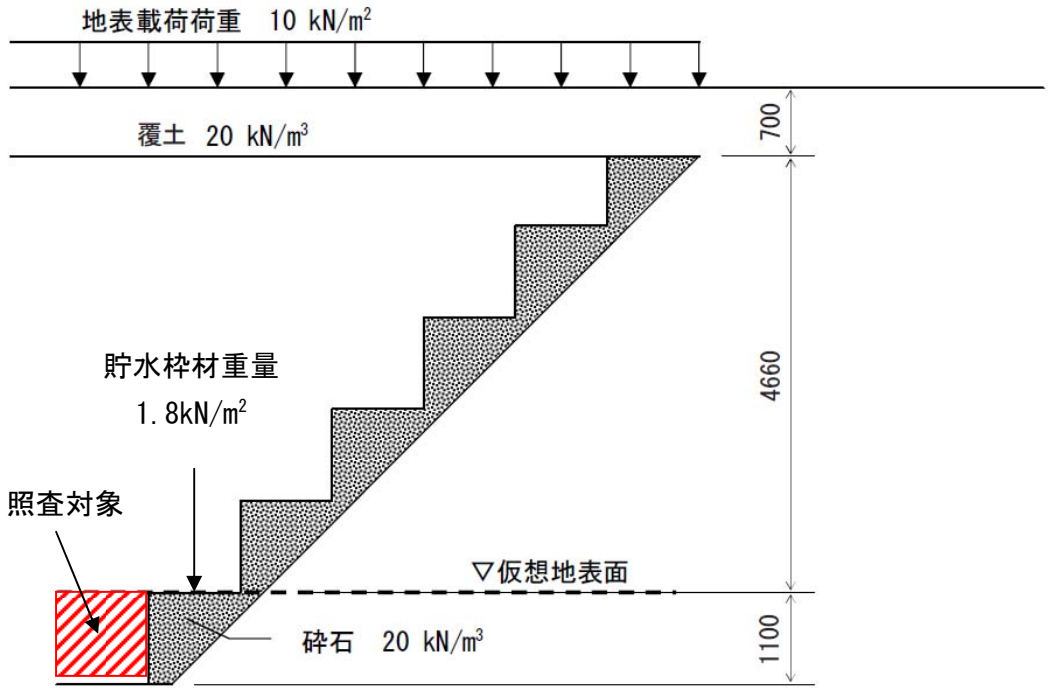
貯水枠材を階段状に積み上げたとき，最下部（仮想地表面）の上面に作用する鉛直方向荷重は，仮想地表面より上部の地表載荷荷重・覆土重量・貯水枠材重量の合計荷重 V1 となる。

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

ここで，

V1＝10＋20×0.7＋1.8＝25.8（kN/m^2）

V2＝20×1.1＝22.0（kN/m^2）



図－３　照査対象と作用荷重

b. 設計水平震度・設計鉛直震度の設定と地震時水平土圧の算定

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

c. 地震時荷重（鉛直方向）の算定

貯水枠材最下部の上面に作用する鉛直方向荷重 Pv は，

$Pv = (1+Kv) \times V1 = (1+0.3) \times 25.8 = 33.6\ (kN/m^2)$

d. 地震時荷重（水平方向）の算定

貯水枠材最下部の側面に作用する水平方向荷重 Ph は，

$Ph = Kea \times (1+Kv) \times (V1+V2) = 0.75 \times (1+0.3) \times (25.8+22.0) = 46.6\ (kN/m^2)$

e. 耐震評価

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

水平方向の比例限界応力 σhc ：52.5kN/m²

鉛直方向の比例限界応力 σvc ：102.1kN/m²

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

よって，

$\sigma hc = 52.5 > Ph = 46.6$

$\sigma vc = 102.1 > Pv = 33.6$

となり，貯水枠材の強度機能の維持は可能と評価できる。

(4) 載荷荷重について

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

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

以上

（参考）貯水枠材の強度に関する試験方法

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

構造部材の圧縮試験方法（Arsit A-1:2008）

圧縮試験は，貯留枠材の鉛直方向及び水平方向の耐力を求める重要な試験である。

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

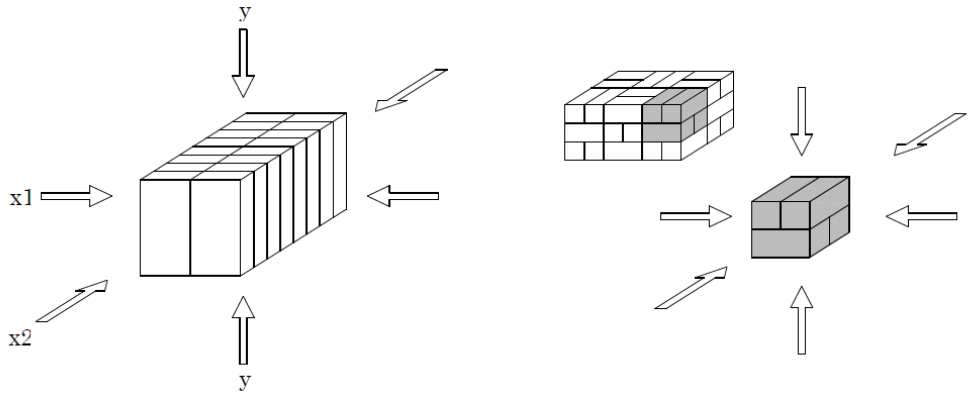
1）引用規格

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

2）供試体

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

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



(a) 3 方向で強度が異なる場合　　(b) 単体の組み合わせで強度が決まる場合

図－４　圧縮強度の異方性

3）試験方法

載荷は，1 分当り 10mm 程度の一定速度で行う。

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

4）温度

試験は，23±2℃一定の条件で実施することを原則とする。この条件での試験が難しい場合は，供試体を 24 時間以上 23±2℃の条件に置いた後，速やかに試験を実施する。

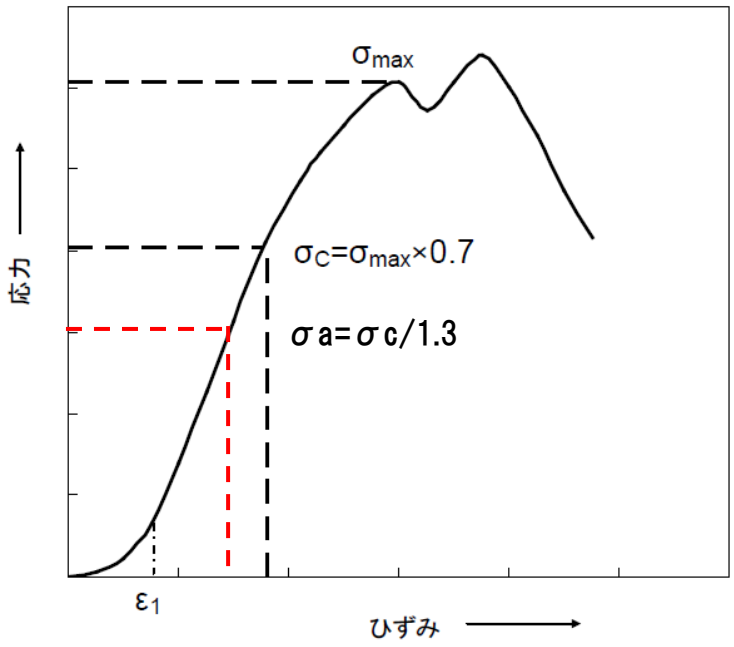
5）試験結果の整理

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

ひずみがゼロからε1 までの勾配の小さい区間は，供試体の初期不整やたわみなどが原因で生じる。その後，ひずみと応力の関係がほぼ一定で推移する区間があり，さらに応力の山が 2 つ以上現れる場合があるが，最初に応力の低下を示す前の最大応力（圧縮強さ）をσmax とする。

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

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



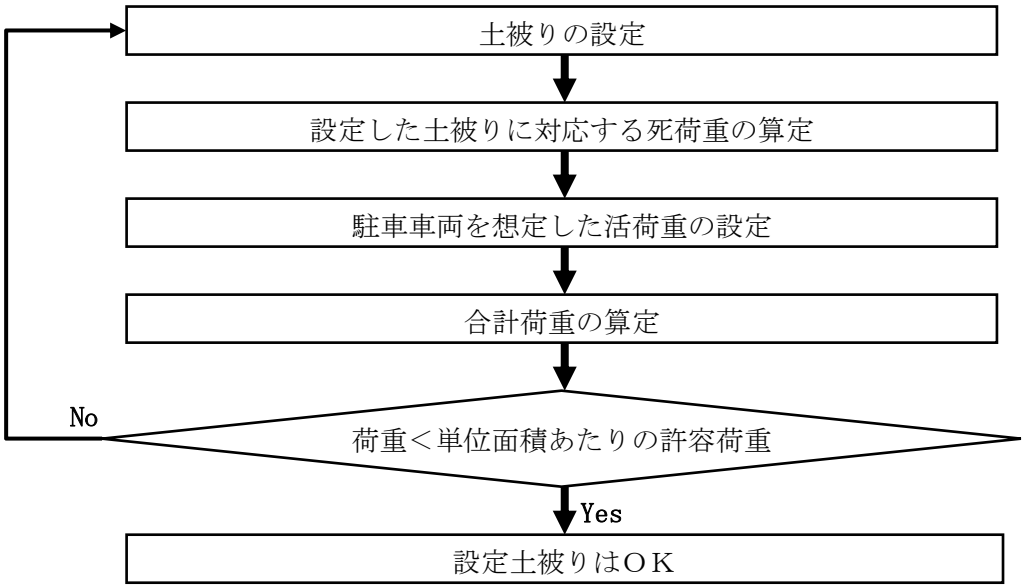
図－５　ひずみと応力の関係例

以上

駐車車両を想定した場合のプラスチック製貯水枠材の強度照査

(1) 評価手順

駐車車両を想定した場合の貯水枠材の強度照査のフローを図－１に示す。



図－１　駐車車両を想定した場合の貯水枠材の強度照査フロー

(2) 荷重条件

a. 死荷重

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

表－１　覆土を構成する材料の単位体積重量（一般値）

材料名	単位体積重量（kN/m^3）
盛土（砂及び砂礫）	20.0
盛土（砂質土）	18.0

出典：「道路橋示方書・同解説　Ⅰ共通編」社団法人日本道路協会

死荷重は，

BL＝γ×h1

ここに，

BL：覆土の上載荷重（kN/m^2）

γ：覆土材料の単位体積重量（kN/m^3）

h1：覆土厚さ（m）

b. 活荷重

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

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

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

ここに，

P1：後輪荷重による横方向単位長さあたりの荷重（kN/m）

P2：前輪荷重による横方向単位長さあたりの荷重（kN/m）

T1：自動車の 1 後輪荷重

T2：自動車の 1 前輪荷重

B：自動車占有幅（2.75m）

i：衝撃係数（0）

また，T-25 荷重の諸元を表－２に示す。

表－２　T-25 荷重の諸元

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

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

したがって，貯水槽上面に作用する自動車荷重は次のようになる。

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

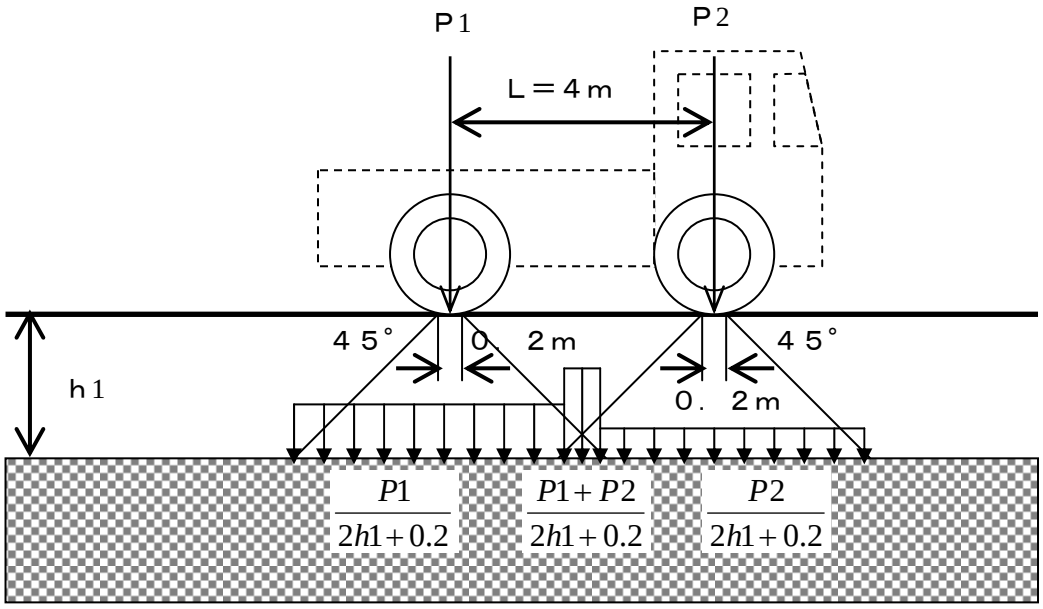
ここに，

q1：後輪の分布荷重（kN/m^2）

q2：前輪の分布荷重（kN/m^2）

h1：覆土厚さ（m）

L：前輪と後輪の中心距離（軸距 4.0m）



図－２　輪荷重による活荷重

図－２から明らかなように，自動車荷重の最大値は次のようになる。

L＞2h1＋0.2 の場合は，後輪荷重のみの　q=q1

L≦2h1＋0.2 の場合は，後輪荷重と前輪荷重を考慮した　q＝q1＋q2

今回の場合，L＝4.0m，2h1+0.2＝1.6m なので，前者に当たり，自動車荷重としては q1 のみを考慮することとなる。

(3) 設計震度と許容荷重

検討に用いた設計震度と照査に用いた許容荷重 (注) を表－３に示す。

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

表－３　設計震度と許容荷重

設計震度（鉛直）	許容荷重（比例限界応力）
0.3	102.1kN/m^2

(4) 合計荷重の算定

上述の計算手順にしたがい，算定した合計荷重を表－４に示す。

表－４　合計荷重の計算結果

荷重	条件・計算結果	算定式
【死荷重】		
γ：覆土単位体積重量	20kN/m^3	
h1：覆土厚さ	0.7m	
BL：死荷重	14kN/m^2	γ×h1
【活荷重】		
T1：後輪荷重	100kN	
B：自動車占有幅	2.75m	
P1：後輪単位幅荷重	72.7kN/m^2	2×T1×(1+i)/B
h1：覆土厚さ	0.7m	
q1：活荷重	45.5kN/m^2	P1/(2×h1+0.2)
【合計荷重：常時】：σ	***59.5kN/m^2***	BL＋q1

	計算結果	算定式
【合計荷重：地震時】：σt	***77.3kN/m^2***	σ×(1+0.3)

(5) 強度照査

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

表－５　強度照査結果

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

(6) 載荷荷重について

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

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

以上

地下貯水槽のスロッシング評価

(1) 評価方法

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

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

評価方法は容器構造設計指針（日本建築学会）に従うこととする。

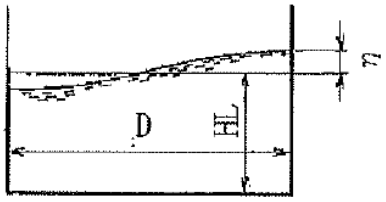
【スロッシング計算法】

スロッシング波高の算定は以下の式にて算出する。

$$\eta = 0.802 \times Zs \times I \times Sv1 \times \sqrt{(D/g \times \tanh(\frac{3.682 \times HL}{D})}$$

水面動揺の振動周期は以下の式にて算出する。

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



ここに、HL： 静水時の水位
D： 配水池の内径
g： 重力加速度　　9.800 m/s²
Zs： 地震地域係数で、Zs＝1.0とする。
I： 用途係数で、表.2-1により耐震設計区分はⅢとする

表.2-1 用途係数I

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

T_G： 地盤の臨界周期で、表.2-2により地盤種別は２種とする

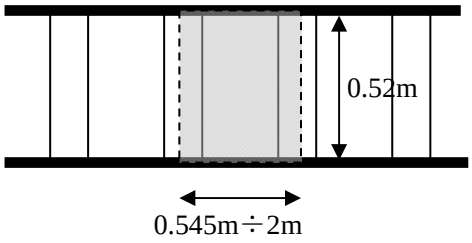
表.2-2 臨界周期T_G

地盤種別	地　盤　条　件	T_G(s)
1 種	1) 第3紀以前の地盤（以下岩盤と称する） 2) 洪積層 3) 岩盤までの沖積層の厚さが10m未満	0.64
2 種	沖積層の厚さが25m未満でかつ軟弱層の厚さが5m未満	0.96
3 種	1) 上記以外の地盤 2) 地盤の特性が不明なもの	1.28

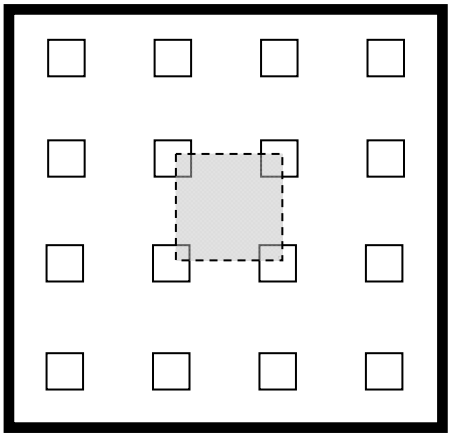
Sv1： スロッシング1次固有周期に対する設計速度応答スペクトル値で以下による
$T_j < T_G$のとき――――　$Sv_j =$　156 ×Ts　cm/s
$Ts \geq T_G$のとき――――　$Sv_j =$　156 ×T_G　cm/s

(2) 評価条件

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



図－１　貯水槽断面図



図－２　貯水槽平面図

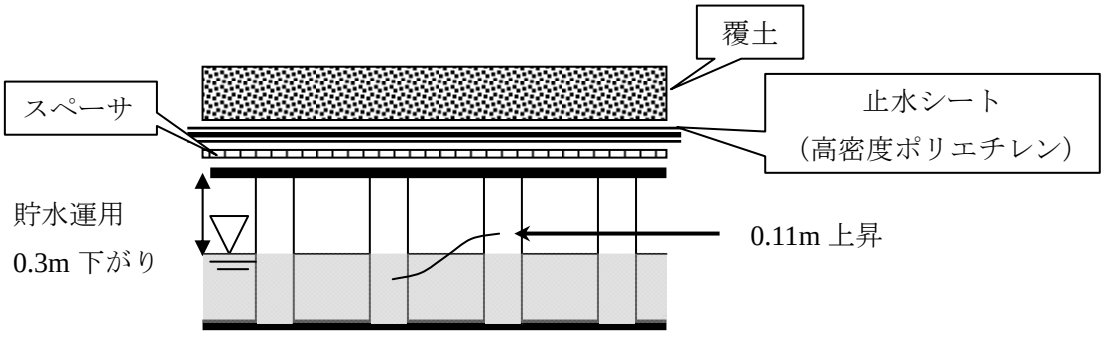
HL：静水時の水位　0.52m
　　（実運用の水位 0.22m）
D：水室の内径　0.545÷2m

(3) 評価結果

計算の結果は次の通り。

η ：液位上昇量　＝　***0.11m***　（実運用水位も同値）

地下貯水槽は貯水枠上面より 0.3m 下がりで運用する計画であるので，0.11m の液位上昇があっても貯水槽外に溢水することはない。仮に液位が貯水枠上面を超えても止水シートが敷設されているので，溢水は防げるものと評価できる。



図－３　スロッシング時の水面変化

以上

廃スラッジ一時保管施設の耐震性に関する検討結果

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

1. スラッジ棟の耐震性評価

1.1 スラッジ棟の耐震Ｂクラスに対する評価

1.1.1. 評価方針

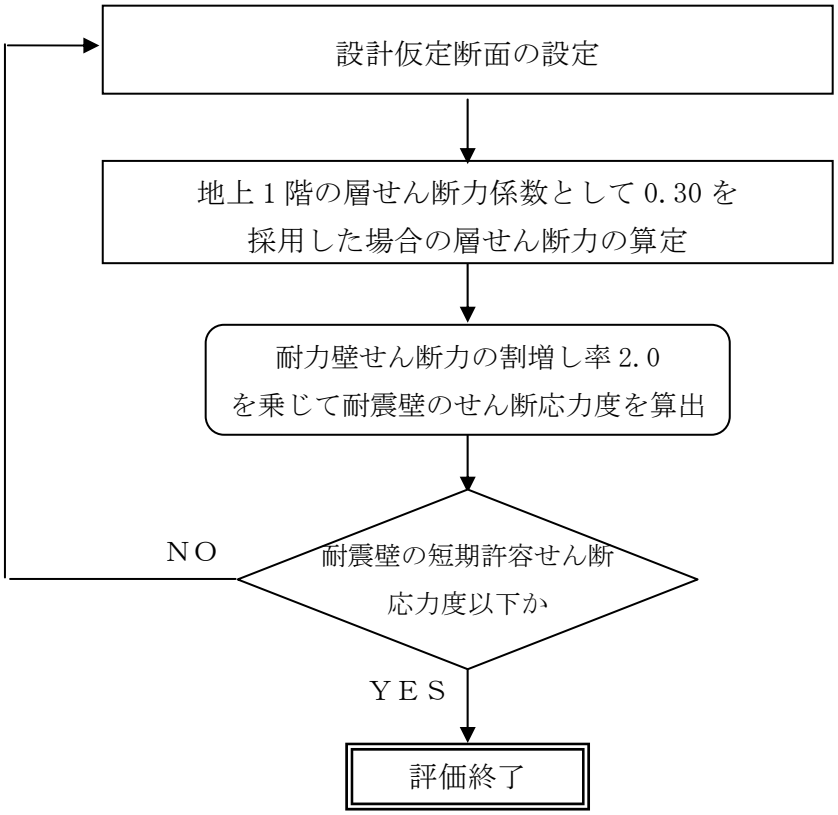
スラッジ棟は，地上１階建で平面が 24.8m（NS）×63.6m（EW）の鉄筋コンクリート造の建物である。基礎底面からの高さは 12.39mであり，地上高さは 11.09mである。

基礎スラブは厚さ 1.5mのべた基礎である。基礎スラブは，厚さ 2.8m～3.8mの改良地盤を介して，N 値 20 以上の地盤に支持させる。

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

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

スラッジ棟の評価手順を図－１に示す。



図－１　建屋の耐震安全性評価手順

1.1.2. 評価条件（検討に用いる層せん断力の設定）

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

表－１　層せん断力係数一覧

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

表－２　評価に用いるコンクリートの許容応力度

（単位：N/mm^2）

設計基準強度	短　　期		
	圧　縮	引張り	せん断
F_c＝30	20	－	1.18

表－３　評価に用いる鉄筋の許容応力度

（単位：N/mm^2）

鉄筋種類	短　　期	
	引張り及び圧縮	せん断補強
SD345	345	345

1.1.3. 評価結果

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

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

表－４　耐震壁のせん断による鉄筋応力度

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

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

1.2 スラッジ棟の基準地震動 Ss に対する評価

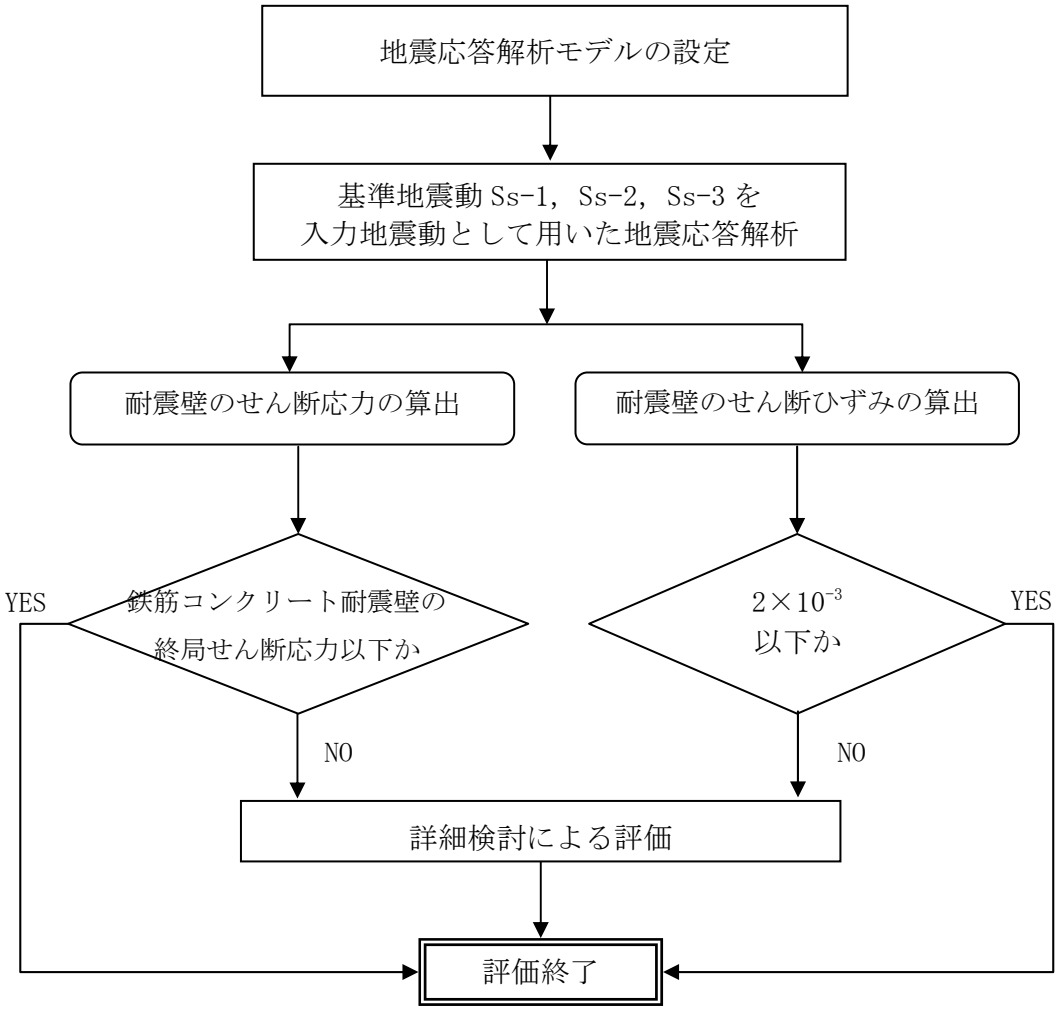
1.2.1. 解析評価方針

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

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

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

スラッジ棟の地震応答解析の評価手順を，図－２に示す。

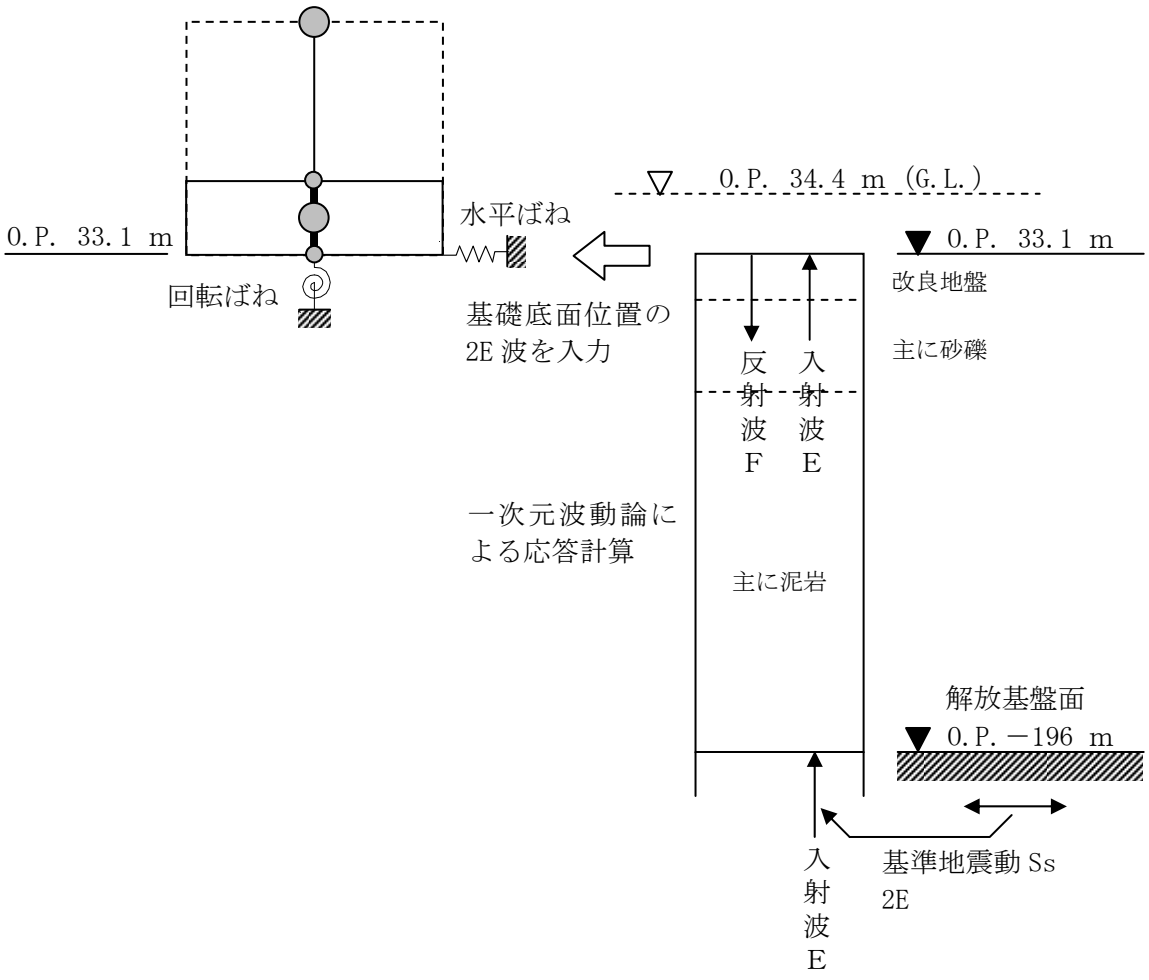


図－２　スラッジ棟の地震応答解析の評価手順

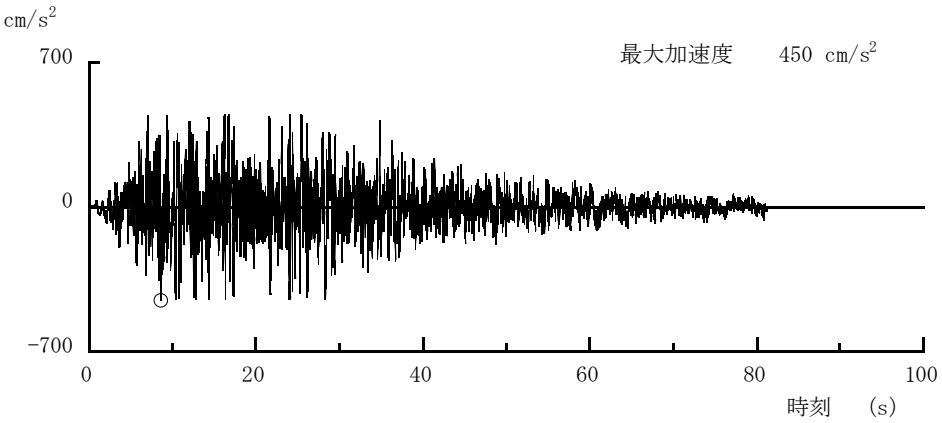
1.2.2. 解析に用いる入力地震動

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

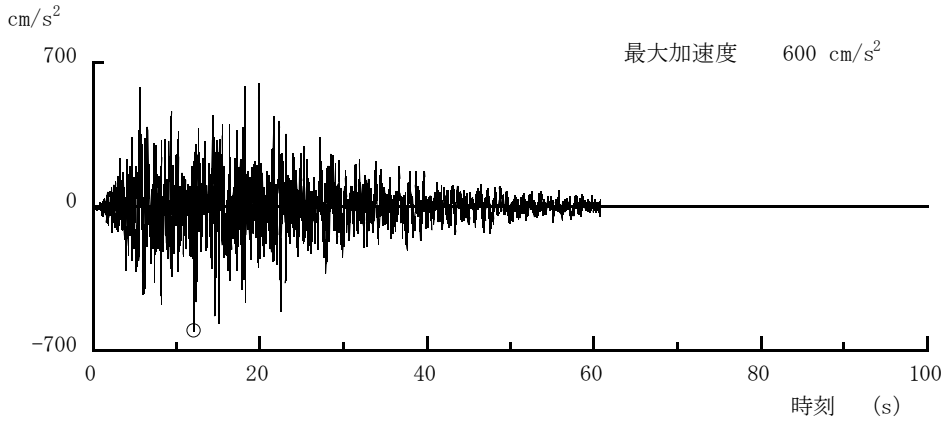
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図－３に示す。このスラッジ棟の解析モデルは建屋－地盤相互作用を考慮したスウェイ・ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。このうち,解放基盤表面位置(0.P. -196.0m)における基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 の加速度波形について，図－４に示す。



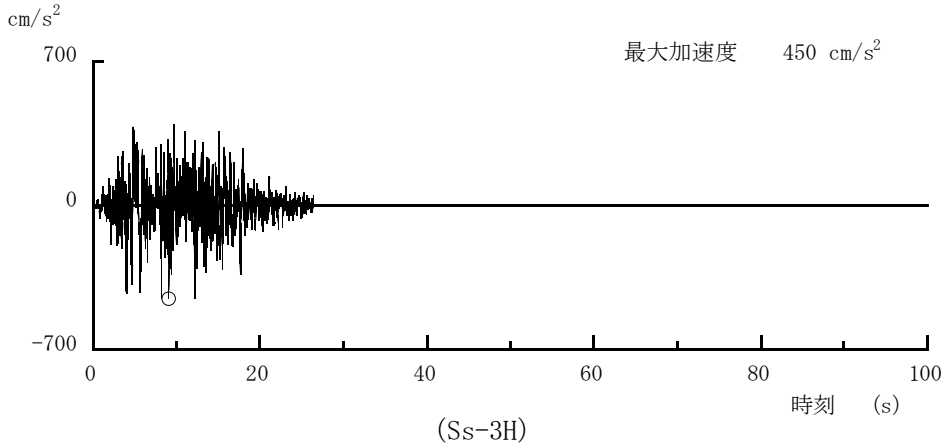
図－３　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図－４　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

1.2.3. 地震応答解析モデル

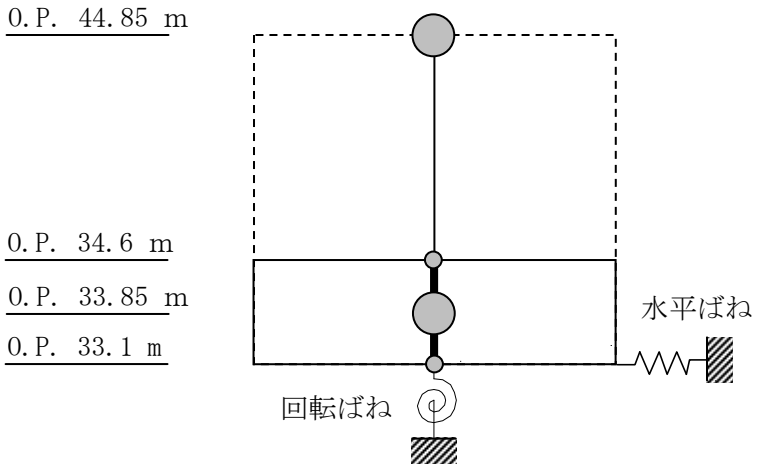
基準地震動 Ss に対するスラッジ棟建屋の地震応答解析は，「1.2.2.　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

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

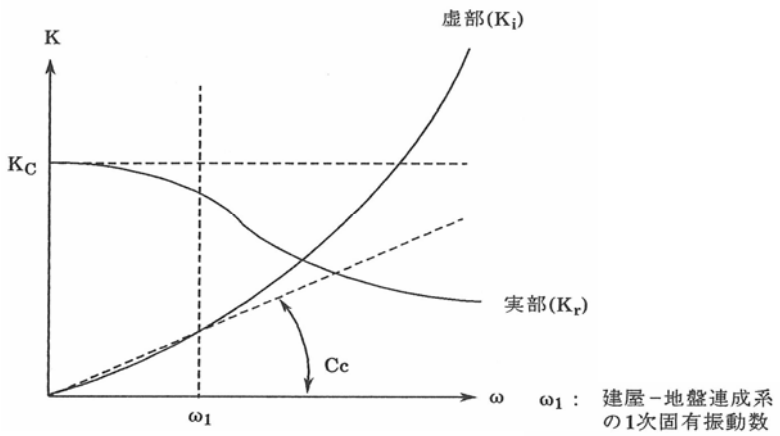
地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表－８～表－１０に示す。

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

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図－６に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。



図－５　スラッジ棟建屋　地震応答解析モデル（NS 方向・EW 方向）



図－６　地盤ばねの近似

表－５　地震応答解析に用いるコンクリートの物性値

材料	設計基準強度 Ｆｃ（N/mm^2）	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（％）
コンクリート	30	2.44×10^4	1.02×10^4	5

表－６　質点重量及び回転慣性重量

	重量（kN）	回転慣性重量（$\times10^6$ kN･m^2）	
		NS 方向	EW 方向
0.P. 44.85 m	74904	3.85	25.3
0.P. 33.85 m	108739	5.59	36.7

表－７　せん断断面積及び断面二次モーメント

	せん断断面積（m^2）		断面二次モーメント（m^4）	
	NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
0.P. 44.85 m～ 0.P. 34.6 m	38.8	105.5	4285	53300

表－８　地盤定数（$Ss-1_H$地震時）

標高 0.P. （m）	地層	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	密度 γ (g/cm^3)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G_0 (N/mm^2)	初期 減衰定数 h_0（%）	$Ss-1_H$地震時		
								剛性 低下率 G/G_0	せん断 弾性係数 G (N/mm^2)	減衰 定数 h （%）
33.1	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.63	165	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.77	263	3
－10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
－80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.77	434	3
－108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.75	490	3
－196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	－	－	924	－

表－９　地盤定数（Ss-2_H地震時）

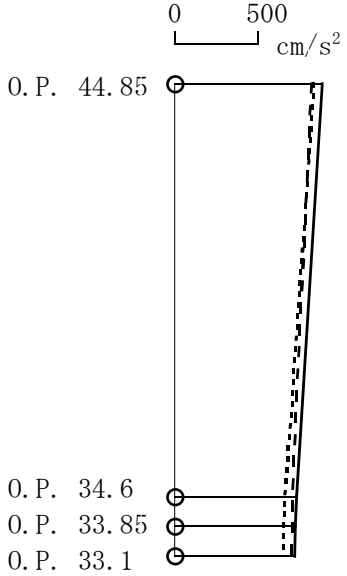
標高 0.P. （m）	地層	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	密度 γ (g/cm^3)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G_0 (N/mm^2)	初期 減衰定数 h_0（%）	Ss-2_H地震時		
								剛性 低下率 G/G_0	せん断 弾性係数 G (N/mm^2)	減衰 定数 h （%）
33.1	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.64	168	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
－10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.78	340	3
－80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.81	456	3
－108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.81	529	3
－196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	－	－	924	－

表－１０　地盤定数（$Ss-3_H$地震時）

標高 0.P. （m）	地層	S波速度 Vs (m/s)	P波速度 Vp (m/s)	密度 γ (g/cm^3)	ポアソン 比 ν	初期せん断 弾性係数 G_0 (N/mm^2)	初期 減衰定数 h_0（%）	$Ss-3_H$地震時		
								剛性 低下率 G/G_0	せん断 弾性係数 G (N/mm^2)	減衰 定数 h （%）
33.1	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.66	173	7
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
－10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
－80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.73	411	3
－108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.77	503	3
－196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	－	－	924	－

1.2.4. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を図－７及び図－８に示す。

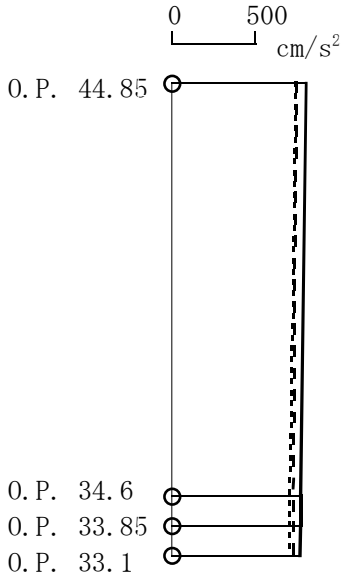


Ss－1H
Ss－2H
Ss－3H

(単位：cm/s²)

	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
0.P. 44.85	882	820	832
0.P. 34.6	728	704	659
0.P. 33.85	722	700	653
0.P. 33.1	716	697	646

図－７　最大応答加速度（NS方向）



Ss－1H
Ss－2H
Ss－3H

(単位：cm/s²)

	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
0.P. 44.85	802	746	742
0.P. 34.6	770	727	702
0.P. 33.85	769	726	701
0.P. 33.1	768	726	700

図－８　最大応答加速度（EW方向）

1.2.5. 耐震安全性評価結果

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

また，地震応答解析により得られたせん断ひずみを，壁のひずみの許容限界目安値と併せて表－１２に示す。せん断ひずみは耐震設計技術規程に基づく許容限界の目安値（$\gamma=2.0\times10^{-3}$）に対して十分な安全裕度を有している。

以上のことから，Ss 地震に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

表－１１　せん断応力

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

注記*1：　$Ss\text{-}1_H$，$Ss\text{-}2_H$，$Ss\text{-}3_H$の応答の最大値を示す。

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

表－１２　せん断ひずみ度

	NS 方向*1 ($\times10^{-3}$)	EW 方向*1 ($\times10^{-3}$)	許容限界の目安値（$\times10^{-3}$）
0.P. 44.85 ～0.P. 34.6	0.171	0.057	2.0

注記＊１：　$Ss\text{-}1_H$，$Ss\text{-}2_H$，$Ss\text{-}3_H$の応答の最大値を示す。

2. 設備棟の耐震性評価

2.1 設備棟の耐震Bクラスに対する評価

2.1.1. 評価方針

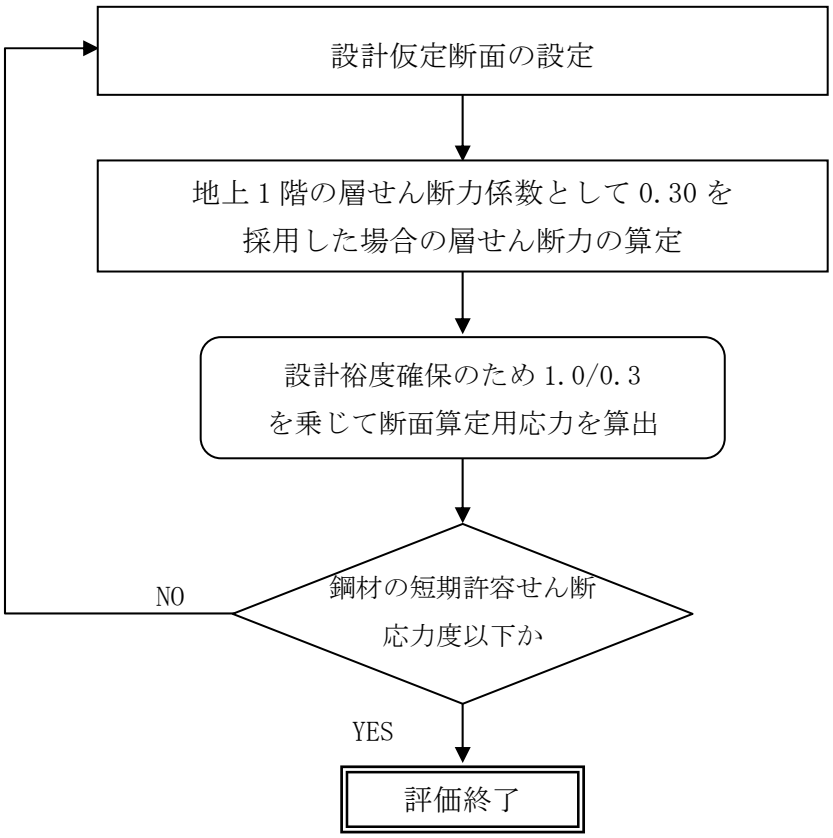
設備棟は，地上１階建で平面が 12.0m×65.0mの鉄骨造の建物である。基礎底面からの高さは7.4mであり，地上高さは6.6mである。

基礎スラブは厚さ1.0mのべた基礎である。基礎スラブは，厚さ3.3mの改良地盤を介して，N値20以上の地盤に支持させる。

建屋の地震時の水平力に対して，NS方向は純ラーメン構造，EW方向はブレース構造とする。

耐震性の評価は，地上1階の層せん断力係数として0.3を採用した場合の該当部位の応力に対して行う。但し，断面算定に用いる地震荷重時応力は，余裕を見て設計用地震力に対する応力の1.0/0.3倍とする。（層せん断力係数1.0に相当）

設備棟の評価手順を図－９に示す。



図－９　建屋の耐震安全性評価手順

2.1.2. 評価条件（検討に用いる層せん断力の設定）

層せん断力係数を 0.3 とした場合の層せん断力係数一覧を表－１３に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表－１４に示す。

表－１３　層せん断力係数一覧

0.P. （m）	W_i (kN)	地震層せん断力係数 1.5・C_i（K）		設計用地震力（S_B） （$\times 10^2$ kN）	
		NS	EW	NS	EW
41.0～34.6	2,560	0.30		7.68	

表－１４　構造用鋼材の許容応力度

（単位：N/mm^2）

	板厚	材料	基準強度 F	許容応力度
構造用鋼材	t ≦40 mm	SS400	235	「鋼構造設計規準」に従って左記Ｆの値により求める。
	t ≦40 mm	SM490A SN490B	325	

2.1.3. 評価結果

NS 方向については，スパン方向の大梁及び柱を線材置換し，柱脚部にはその固定度を考慮した回転ばねを付したモデルにより部材応力を評価する。

EW 方向については，桁行方向の大梁，柱及びブレースを線材置換し，柱脚をピンとしたモデルにより部材応力を評価する。なお，ブレースは引張力に対してのみ有効とする。

検討により求められた鉄骨部材の応力を，短期許容応力度と比較して表－１５に示す。

表－１５　鉄骨部材の応力と短期許容応力度

部　材	方向	応力 (N/mm^2)	短期許容応力度 (N/mm^2)	応力/許容応力度比
大梁	NS	55.5 (曲げ)	250 (曲げ)	0.22
柱	NS	69.8 (曲げ)	214 (曲げ)	0.34 (軸力と曲げの組み合わせ)
		3.85 (軸力（圧縮))	292 (軸力（圧縮))	
	EW	105.2 (曲げ)	325 (曲げ)	0.36 (軸力と曲げの組み合わせ)
		11.7 (軸力（圧縮))	292 (軸力（圧縮))	
ブレース	EW	149 (引張)	235 (引張)	0.64

これより，鉄骨部材に生じる応力は，短期許容応力度以下となっており，耐震安全性は確保されている。

2.2 設備棟の基準地震動 Ss に対する評価

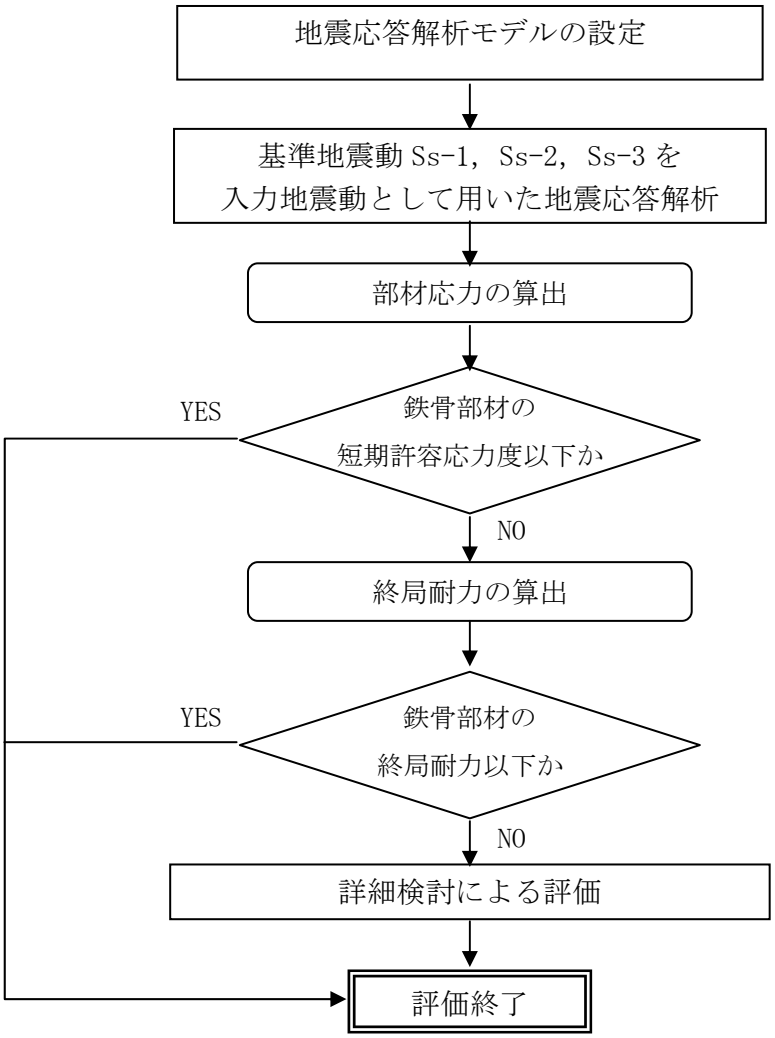
2.2.1. 解析評価方針

設備棟について，基準地震動 Ss による地震力に対し，崩壊しないことを確認する。

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

鉄骨部材の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の応力に対して，鉄骨部材の終局耐力と比較することによって行う。終局耐力は，地震応答解析により得られた層間変形角も考慮して算定することとする。但し，部材応力が鋼材の短期許容応力度以下である場合は，終局耐力との比較を省略する。

設備棟の地震応答解析の評価手順を，図－１０に示す。

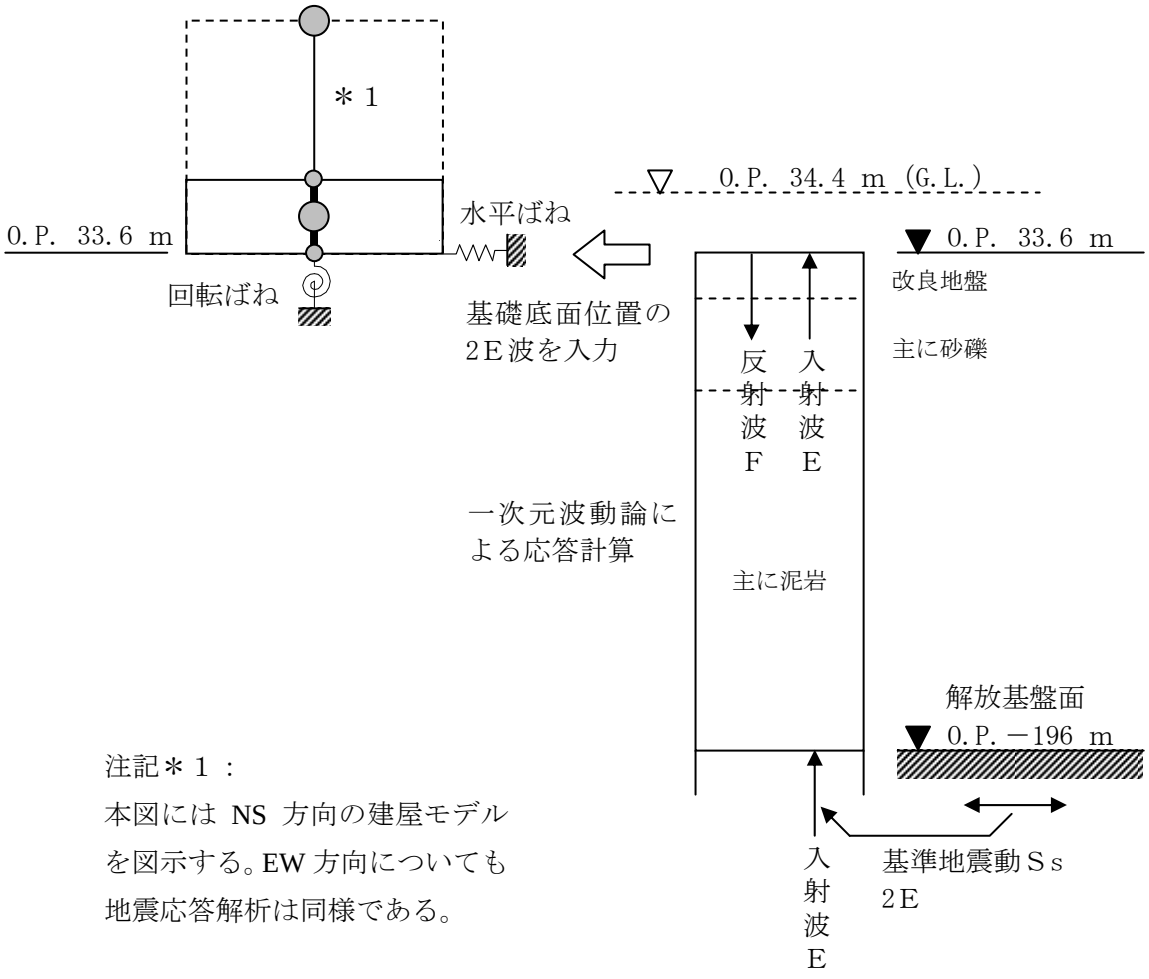


図－１０　設備棟建屋の地震応答解析の評価手順

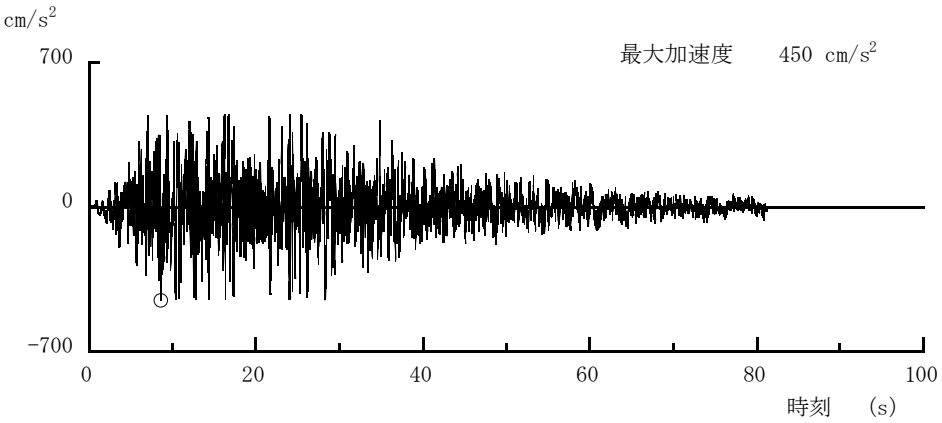
2.2.2. 解析に用いる入力地震動

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

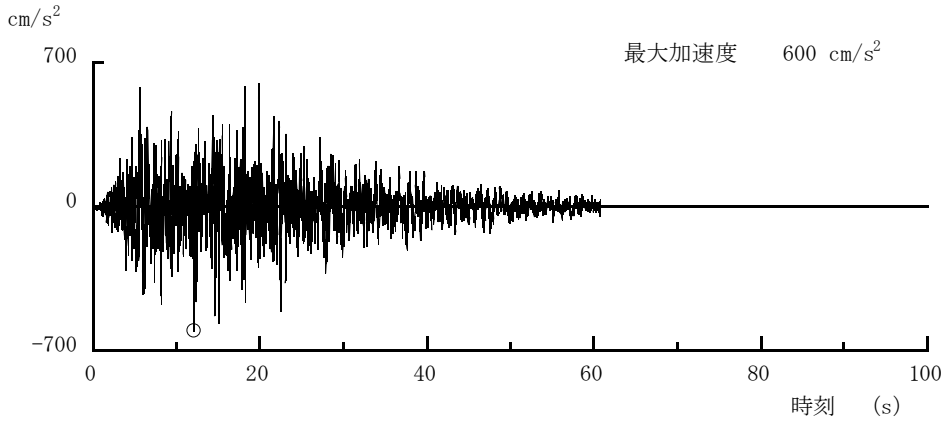
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図－１１に示す。この設備棟建屋の解析モデルは建屋－地盤相互作用を考慮したスウェイ・ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する地盤の応答として評価する。このうち，解放基盤表面位置（0.P. -196.0m）における基準地震動 Ss-1，Ss-2 及び Ss-3 の加速度波形について，図－１２に示す。



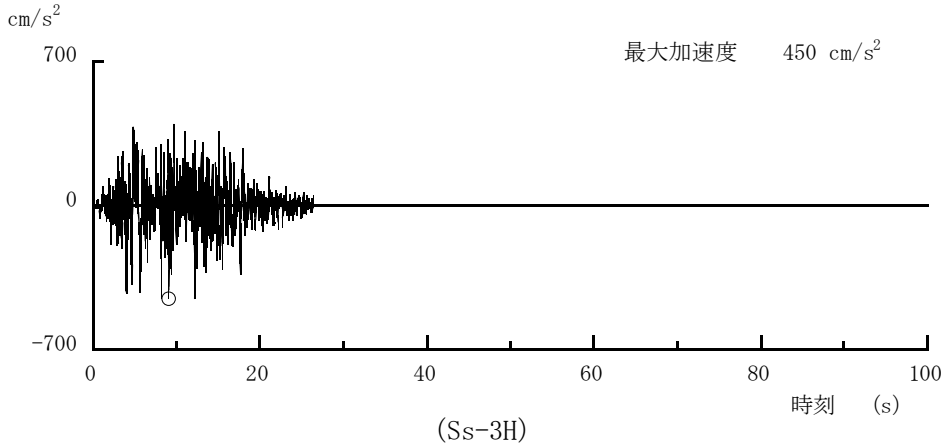
図－１１　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図－１２　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.2.3. 地震応答解析モデル

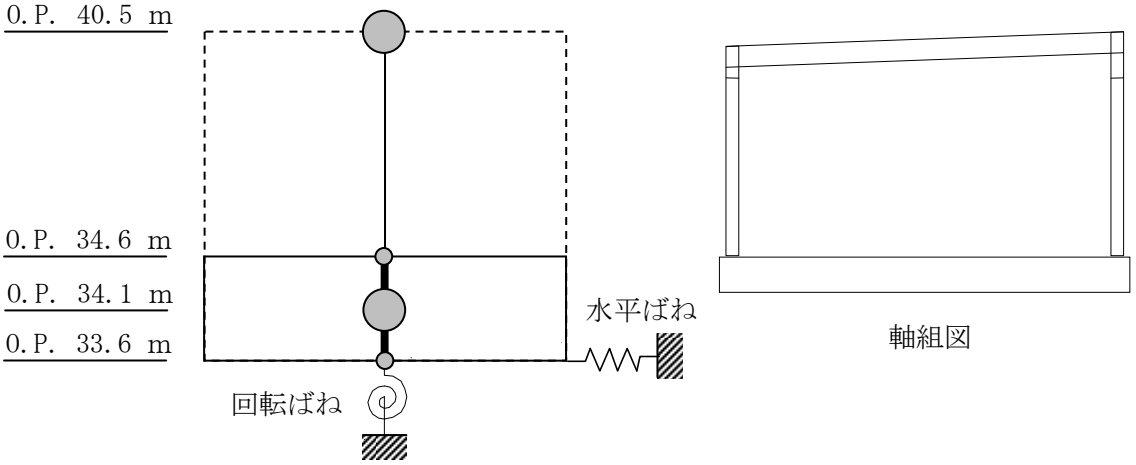
基準地震動 Ss に対する設備棟建屋の地震応答解析は，「2.2.2. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは，図－１３及び図－１４に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねによって評価される。解析に用いる鋼材の物性値を表－１６に，建屋解析モデルの諸元を表－１７～表－２０に示す。

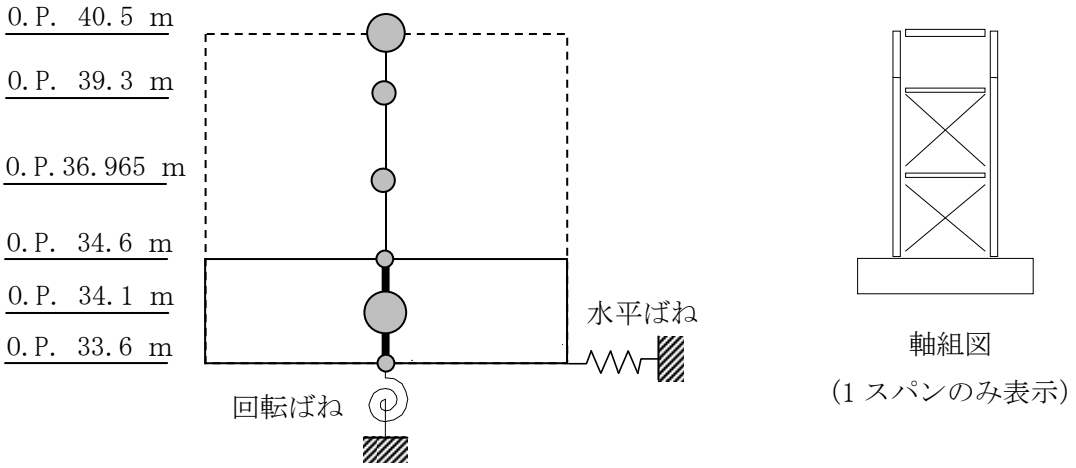
地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表－２１～表－２３に示す。

水平方向の解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，耐震設計技術規程に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

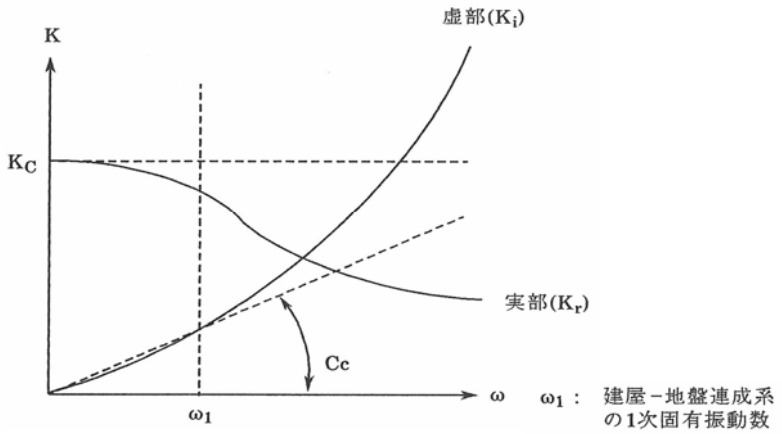
地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図－１５に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。



図－１３　設備棟建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）



図－１４　設備棟建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）



図－１５　地盤ばねの近似

表－１６　地震応答解析に用いる鋼材の物性値

材料	基準強度 F （N/mm^2）	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 （%）
構造用鋼材	325	2.05×10^5	7.90×10^4	2

表－１７　質点重量及び回転慣性重量（NS 方向）

	重量（kN）	回転慣性重量（$\times10^4$ kN･m^2）
0.P. 40.5 m	2560	3.08
0.P. 34.1 m	25360	34.8

表－１８　質点重量及び回転慣性重量（EW 方向）

	重量（kN）	回転慣性重量（$\times10^4$ kN･m^2）
0.P. 40.5 m	2170	76.4
0.P. 39.3 m	313	14.5
0.P.36.965 m	414	19.1
0.P. 34.1 m	25023	903.0

表－１９　せん断断面積及び断面二次モーメント（NS 方向）

	せん断断面積[*3]（$\times 10^{-2}m^2$）
0.P. 40.5 m～0.P. 34.6 m	0.94

注記*3：　建屋と水平剛性が等価な鋼材のせん断断面積。

表－２０　せん断断面積及び断面二次モーメント（EW 方向）

	せん断断面積[*4]（$\times 10^{-2}m^2$）
0.P. 40.5 m ～ 0.P. 39.3 m	5.48
0.P. 39.3 m ～ 0.P.36.965 m	5.29
0.P.36.965 m ～ 0.P. 34.6 m	5.29

注記*4：　建屋と水平剛性が等価な鋼材のせん断断面積。

表－２１　地盤定数（$Ss-1_H$地震時）

標高 0.P.（m）	地層	S波速度 Vs（m/s）	P波速度 Vp（m/s）	密度 γ（g/cm^3）	ポアソン比 ν	初期せん断弾性係数 G_0（N/mm^2）	初期減衰定数 h_0（%）	$Ss-1_H$地震時		
								剛性低下率 G/G_0	せん断弾性係数 G（N/mm^2）	減衰定数 h（%）
33.6	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.55	87	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.63	165	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.77	263	3
－10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
－80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.77	434	3
－108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.75	490	3
－196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	－	－	924	－

表－２２　地盤定数（$Ss-2_H$地震時）

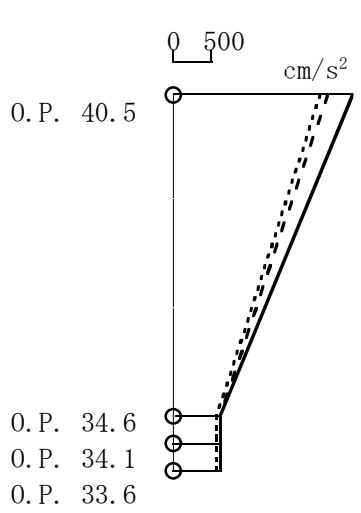
標高 0.P.（m）	地層	S波速度 Vs（m/s）	P波速度 Vp（m/s）	密度 γ（g/cm^3）	ポアソン比 ν	初期せん断弾性係数 G_0（N/mm^2）	初期減衰定数 h_0（%）	$Ss-2_H$地震時		
								剛性低下率 G/G_0	せん断弾性係数 G（N/mm^2）	減衰定数 h（%）
33.6	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.54	85	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.64	168	8
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
－10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.78	340	3
－80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.81	456	3
－108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.81	529	3
－196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	－	－	924	－

表－２３　地盤定数（$Ss-3_H$地震時）

標高 0.P.（m）	地層	S波速度 Vs（m/s）	P波速度 Vp（m/s）	密度 γ（g/cm³）	ポアソン比 ν	初期せん断弾性係数 G_0（N/mm²）	初期減衰定数 h_0（%）	$Ss-3_H$地震時 剛性低下率 G/G_0	$Ss-3_H$地震時 せん断弾性係数 G（N/mm²）	$Ss-3_H$地震時 減衰定数 h（%）
33.6	改良地盤	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
30.3	段丘堆積物	315	1606	1.59	0.480	158	3	0.56	88	7
24.1	砂岩	380	1679	1.82	0.473	262	3	0.66	173	7
1.9	泥岩	450	1736	1.68	0.464	341	3	0.79	269	3
－10.0	泥岩	500	1740	1.74	0.455	436	3	0.77	336	3
－80.0	泥岩	560	1794	1.79	0.446	563	3	0.73	411	3
－108.0	泥岩	600	1861	1.82	0.442	653	3	0.77	503	3
－196.0	基盤	700	1895	1.89	0.421	924	－	－	924	－

2.2.4. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を図－１６及び図－１７に示す。

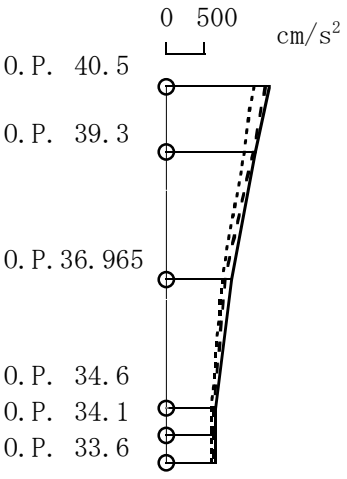


Ss－1H
Ss－2H
Ss－3H

(単位：cm/s²)

	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
0.P. 40.5	2382	2052	1950
0.P. 34.6	619	620	569
0.P. 34.1	619	620	569
0.P. 33.6	619	620	570

図－１６　最大応答加速度（NS方向）



Ss－1H
Ss－2H
Ss－3H

(単位：cm/s²)

	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
0.P. 40.5	1364	1314	1167
0.P. 39.3	1177	1150	1035
0.P.36.965	867	780	737
0.P. 34.6	651	629	595
0.P. 34.1	651	629	595
0.P. 33.6	651	629	595

図-１７　最大応答加速度（EW方向）

2.2.5. 耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた部材応力を，鋼材の短期許容せん断応力度と併せて表－２４に示す。これより，地震応答解析による応力は短期許容応力度を下回っている。

以上のことから，Ss 地震に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

表－２４　鉄骨部材の応力と短期許容応力度

部　位	方向	応力 (N/mm^2)	短期許容応力度 (N/mm^2)	応力/許容応力度比
大梁	NS	120 (曲げ)	250 (曲げ)	0.48
柱	NS	151 (曲げ)	214 (曲げ)	0.73 (軸力と曲げの組み合わせ)
		6.31 (軸力（圧縮))	292 (軸力（圧縮))	
	EW	146 (曲げ)	325 (曲げ)	0.50 (軸力と曲げの組み合わせ)
		16.0 (軸力（圧縮))	292 (軸力（圧縮))	
ブレース	EW	208 (引張)	235 (引張)	0.88

以上

汚染水処理設備の具体的な安全確保策について

高レベル汚染水処理設備，貯留設備，使用済セシウム吸着塔保管施設，及び廃スラッジ貯蔵施設等は，高レベルの放射性物質を扱うため，漏えい防止対策，放射線遮へい・崩壊熱除去，可燃性ガス滞留防止について具体的に安全確保策を以下の通り定め，実施する。

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

1. 1. 放射性物質漏えい防止等に対する考慮

(1) 漏えい発生防止

a. 滞留水移送装置は，耐食性を有するポリエチレン管の使用を基本とする。なお，耐圧ホースを使用する箇所は継手部にカムロック構造を採用し，継手部を番線で固縛すること等により，継手が外れない処置を実施する。また，屋外敷設箇所のうち重機による作業や車両の通行がある箇所は，滞留水移送装置を損傷させないための措置を実施する。

b. セシウム吸着装置吸着塔，及び第二セシウム吸着装置吸着塔の容器は，腐食による漏えい発生を防止するために，耐腐食性，耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材の使用を基本とする。

c. 除染装置のうち炭素鋼製の槽類の接液部は，腐食による漏えいを防止するために塗装による防錆処理を実施する。また，薬品注入装置のうち強酸性又は強アルカリ性の薬品を扱う箇所は，腐食等を防止するため塩化ビニル系やステンレス系の材料を用いる。さらに，凝集沈殿装置内の水は，強酸性や強アルカリ性とならないように管理する。

d. 淡水化装置は，耐食性を有するポリエチレン管の使用を基本とする。なお，耐圧ホースを使用する箇所は継手部にフランジ構造を採用し，継手部を番線で固縛すること等により，継手が外れない処置を実施する。

e. 高濃度滞留水受タンクは，漏えいし難いタンクを適用することとし，防災タンクとして使用され過去に漏えい実績の無いタンクを使用するとともに，タンク上部（気相部）のみに接続口を構造とする。また，十分な腐食代を確保し，タンク内外面に繊維強化プラスチック（ＦＲＰ）塗装による防錆処理を実施する。ＦＲＰ塗装の健全性は，工場での塗装膜厚測定，ピンホール検査，並びに据付後に外観目視点検を実施する。

f. 中低濃度タンクの内，フランジボルトによる接合により組み立てている円筒型タンクは，漏えいの発生する可能性が高い接合部に対して，毎年冬季の前にフランジボルトのトルク確認を実施する。また，漏えいが発生する可能性が高い接合部に対し，補修塗装等を実施する。

g. 地下貯水槽は，２重の遮水シートとベントナイトシートの３重のシートにより止水を

実施する。

h. タンク・槽類には必要に応じて水位検出器を設け，オーバーフローを防止する。

i. ポンプ（水中ポンプを除く）の軸封部は，漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

a. 滞留水移送装置のうち屋外敷設箇所は線量当量率の監視，巡視点検，並びに移送先の水位を監視することにより系外への漏えいの有無を確認する。屋外敷設箇所の継手部については，ゼオライト入りのビニール袋で覆い，万一継手部から滞留水が漏れた場合にも，セシウム等の核種をゼオライトに吸着させ，汚染の拡大防止を図る。また，漏えい時の系外放出の可能性を小さくする観点から，耐圧ホースは極力建屋内に敷設する。

b. セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置は，スキッド内部もしくは床面に漏えい検知器を設置する。漏えい発生時はシールド中央制御室（シールド中操）に警報を発し，運転員が停止操作等の必要な措置を講ずる。また，巡視点検等で漏えいがないことを確認する。また，漏えいが発生した場合でも系外に放出させないため装置は建屋内に設置する。

c. 除染装置は，周囲が高雰囲気線量下となり巡視点検が困難なことから，シールド中央制御室（シールド中操）等から監視カメラにより漏えい監視を実施する。また，漏えいが発生した場合でも系外に放出させないため装置は建屋内に設置する。

d. 淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）は，漏えいの早期検知のために床面に漏えい検知器を設置するとともに，漏えい発生時はシールド中央制御室（シールド中操）に警報を発し，運転員が停止操作等の必要な措置を講ずる。合わせて，巡視点検を実施し，漏えいがないことを確認する。また，淡水化装置を設置する仮設ハウス内には漏えい水の拡大防止のための堰を設置し，漏水防水機能を持たせるための塗装を行う。

e. 高濃度滞留水受タンクは，難透水性の粘土層地盤に設置し，その周囲を遮へいのために盛土を実施する。タンクからの漏えい水は，粘土層と盛土の透水性の違いから粘土層界面を広がると想定されることから，高濃度滞留水受タンク周囲の粘土層に，タンクからの漏えい水を貯留，観測するための観測側溝を設置する。また，観測側溝を区切ることにより，漏えいタンクの選定及び汚染範囲を確認できる設計とする。タンクへ貯留後は観測側溝内の水を分析することにより漏えいの有無を確認するとともに，シールド中央制御室（シールド中操）にて各タンクに設置するレベルスイッチの水位低下警報の監視を行う。

f. 中低濃度タンクは，タンクからの漏えいを早期検知するためにタンク設置エリアに設置するカメラにて監視するとともに，巡視点検にて漏えいの有無を確認する。また，漏えいの拡大を防止するために，円筒型タンクのコンクリート基礎部に鉄筋コンクリ

ート堰，タンク設置エリア外周部に土堰堤等を設置する。

g. 地下貯水槽は，３重シート間に漏えい検知器を設けるとともに，地下貯水槽に水位検出器を設け，漏えいの有無を監視する。また漏えいの拡大を防ぐため，３層目のシートに水分を吸収・膨潤することにより難透水性を示すベントナイトのシートを設置する。

1.2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

(1) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

a. 滞留水移送装置は，放射線業務従事者が接近する必要がある箇所は，鉛毛マット等による遮へいを設置する。

b. 処理装置のうち，滞留水もしくは高濃度の廃水を扱う処理装置の配管は，直接，放射線業務従事者が近づく可能性のある箇所を対象に空間線量当量率が数 mSv/h 以下となるように遮へいを設置する。

c. 淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）の廃水には，ストロンチウムなどのβ線核種が集約されるため，廃水を直接扱う場合には適切なβ線防護策を実施する。

d. 高濃度滞留水受タンクは，地中に埋設することにより満水保管時の地表面での線量を低減させる。

(2) 崩壊熱除去

a. セシウム吸着装置吸着塔，及び第二セシウム吸着装置吸着塔内のゼオライトに吸着した放射性物質の崩壊熱は，処理水を通水することにより除熱する。なお，通水がない状態でも崩壊熱による温度上昇は１時間当たり約１℃である。

b. 除染装置内の滞留水に含まれる放射性物質の崩壊熱は，通水により熱除去する。なお，通水がない状態でも，セシウム吸着塔，及び第二セシウム吸着塔内のゼオライトに吸着した放射性物質の崩壊熱による温度上昇未満である。

1.3. 可燃性ガスの滞留防止

a. セシウム吸着装置では，吸着塔内で水の放射線分解により発生する可能性のある可燃性ガスは，通水時は処理水とともに排出される。通水停止時は可燃性ガスが滞留する可能性があるため，吸着塔にベントを設け，ベント弁を開操作して通気により排出する。排出された可燃性ガスは，建屋天井・床に設けた開口より建屋外へ排気する。

b. セシウム吸着装置にて発生する使用済みの吸着塔は，可燃性ガスの発生抑制のため，使用済セシウム吸着塔仮保管施設において内部の水抜きを実施する。なお，吸着塔の内部水は，滞留水を貯留している高温焼却炉建屋の地下階に排出する。

c. 第二セシウム吸着装置では，吸着塔内で水の放射線分解により発生する可能性のある

可燃性ガスは，通水時は処理水とともに排出される。通水停止後は，吸着塔上部に設けたオートベント弁・ベント管を介して可燃性ガスを屋外に排出する。

d. 第二セシウム吸着装置にて発生する使用済みの吸着塔は，可燃性ガスの発生抑制のため，内部の水抜きを実施する。なお，吸着塔の内部水は，滞留水を貯留している高温焼却炉建屋の地下階に排出する。

e. 除染装置の塔槽類の気相部は，可燃性ガスが滞留する可能性があることから，排風機により大気へ放出する。排風機のラインには，高性能粒子フィルタ，ヨウ素吸着フィルタを設けており，気相に含まれている放射性物質を捕獲する。さらに，ダストサンプラ等により，必要に応じて放射性物質濃度を測定する。

f. 高濃度滞留水受タンクでは，タンク内で水の放射線分解により発生する可燃性ガスの滞留を防止するためにベントラインを設置し，フィルタを介してベントラインから排出する。

2. 使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

2.1. 放射性物質漏えい防止等に対する考慮

(1) 漏えい発生防止

a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔及び第二セシウム吸着装置吸着塔は，吸着塔内の水を抜いた状態で貯蔵することにより，漏えいの発生を防止する。また，セシウム等の主要核種は吸着塔内のゼオライトに化学的に吸着させ，吸着塔内の放射性物質が漏えいし難い構造とする。さらに，吸着塔の容器は耐腐食性，耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を採用する。

b. 使用済みの吸着材を収容する高性能容器は，脱水装置により脱水し，水を抜いた状態で貯蔵することにより，漏えいの発生を防止する。さらに高性能容器は水に耐性を有するポリエチレン製を使用する。

c. 沈殿処理生成物を収容する高性能容器は，水分を抜かずに貯蔵するが，耐腐食性，耐久性，耐放射線性，耐薬品性を有するポリエチレン製の容器とし，腐食による放射性物質の漏えいを予防する。

d. 使用済みの吸着材を収容する処理カラムは，内部の水を抜いた状態で貯蔵することにより，漏えいの発生を防止する。さらに，処理カラムの容器は耐腐食性，耐応力腐食割れ性を有する SUS316L 材を使用する。

e. 造粒固化体貯槽(D)は，プロセス主建屋と一体のピット構造となっているため，建屋外への漏えいの可能性は低いが，念のため漏えい防止策としてコンクリート保護材を塗布し，漏えいの発生を予防する。

f. 廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は，貯留水の塩分による腐食を考慮し，十分な肉厚を有する貯槽を使用し漏えいの発生を予防する。

g. 造粒固化体貯槽(D)，廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽には水位検出器を設け，

オーバーフローを防止する。

h. 廃スラッジ一時保管施設のポンプ（水中ポンプを除く）軸封部は，漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

a. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設のうち高性能容器を保管するボックスカルバートは，床との設置面をモルタルにて閉塞し，ボックスカルバート底部の水抜き穴も閉塞することにより，漏えい水がボックスカルバート外に拡大することを防止する。

b. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設のうち高性能容器を保管する部分の外周部には堰を設置し，漏えい発生時には排水用の堰の隙間を土のうで塞ぐことにより，外部への漏えいの拡大を防止する。

c. 造粒固化体貯槽(D)は，液位をシールド中央制御室（シールド中操）にて監視することで貯蔵しているスラッジの漏えいの有無を監視する。

d. 廃スラッジ一時保管施設のスラッジ貯槽は，スラッジ貯槽下部にドリップトレイ及び漏えい検知器を設け，漏えいを検知するとともに，スラッジ貯槽の液位をシールド中央制御室（シールド中操）で監視する。また，スラッジ貯槽は漏えいの拡大を防止するためにコンクリート製の囲い（セル）の中に設置する。なお，漏えいが発生した場合は漏えいしたスラッジ貯槽内のスラッジは予備のスラッジ貯槽に移送する。

2.2. 放射線遮へい・崩壊熱除去

(1) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔は，炭素鋼製の遮へい容器及びコンクリート製ボックスカルバートにより放射線を遮へいする。

b. 使用済みの第二セシウム吸着装置吸着塔は，鉛を充填した炭素鋼製の遮へい容器により放射線を遮へいする。

c. 多核種除去設備から発生する使用済みの高性能容器は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設にてコンクリート製ボックスカルバートにより放射線を遮へいする。

d. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設ではスカイシャイン対策としてコンクリート製の蓋を被せる。

e. 廃スラッジ一時保管施設はスラッジ貯槽からの放射線を遮へいし，建屋外壁での線量当量率が 1mSv/h となるように，スラッジ貯槽を囲うコンクリート厚さ，及び建屋のコンクリート厚さを設定する。

(2) 崩壊熱除去

a. セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の使用済み吸着塔は，吸着塔内の放射性物質による崩壊熱を，対流，輻射，伝導により大気へ放出する設計とする。

b. セシウム吸着装置吸着塔の崩壊熱による温度上昇は，コンクリート製ボックスカルバートに納入しない場合，保管時における定常状態での吸着塔中心部の温度は約 360℃となる。また，コンクリート製ボックスカルバートの保温性を考慮した場合，吸着塔中心部の温度は 377℃，炭素鋼製遮へい容器の温度は約 62℃となるが，ゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉄の遮へい性能に影響を与えるものではない。

c. 第二セシウム吸着装置吸着塔の崩壊熱による温度上昇は，保管時における定常状態での吸着塔中心部の温度は 450℃となるが，ゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉛の遮へい性能に影響を与えるものではない。

d. 高性能容器及び処理カラムは，容器内の放射性物質による崩壊熱を，対流，輻射，伝導により大気へ放出する設計とする。

e. 造粒固化体貯槽(D)は，貯槽内部に設置した熱交換器と屋外に設置した空冷チラーによりスラッジに含まれる放射性物質の崩壊熱を除去することで，貯槽内温度を 25℃程度に管理する設計とする。

f. 廃スラッジ一時保管施設では，造粒固化体貯槽(D)での運用実績からスラッジから発生する崩壊熱を自然放熱により除去する設計とする。また，バブリング管もしくはウォータジェットによりスラッジを攪拌することにより，崩壊熱の集中化を防止する。

2.3. 可燃性ガスの滞留防止

a. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔，第二セシウム吸着装置吸着塔，及び処理カラムは，可燃性ガスの発生を抑制するために，内部の水抜きを行い保管する。水抜き完了後はベントを空けた状態で保管することにより，可燃性ガスを大気に放出する設計とする。

b. 使用済みの高性能容器は，可燃性ガスの滞留を防止するために圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設け，可燃性ガスを大気に放出する。

c. 使用済みのセシウム吸着装置吸着塔及び高性能容器を収容するコンクリート製ボックスカルバートの蓋には，内部で可燃性ガスが滞留しないように通気口を設ける。

d. 造粒固化体貯槽(D)では，貯蔵水の放射線分解により発生する可燃性ガスは，除染装置に設置されている排風機により大気へ放出する。

e. 廃スラッジ一時保管施設では，貯蔵水の放射線分解により発生するガスは貯槽内に圧縮空気を供給することにより，オフガス処理系を介して大気に放出する。

以上

セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置の吸着塔の温度評価

1. 概要

滞留水の処理に伴い，セシウム吸着装置と第二セシウム吸着装置からは使用済セシウム吸着塔，多核種除去設備からは使用済みの高性能容器及び処理カラムが発生する。これらは使用済セシウム吸着塔仮保管施設，及び使用済セシウム吸着塔一時保管施設に一時的に保管するが，高濃度の放射性物質を内包していることから崩壊熱による温度上昇を評価し，その吸着塔の機能への影響について確認を行う。

2. セシウム吸着装置吸着塔の温度評価

2.1 評価方法

使用済セシウム吸着塔一時保管施設で保管する際の吸着塔中心温度及び遮へい体の最高温度について評価を行う。

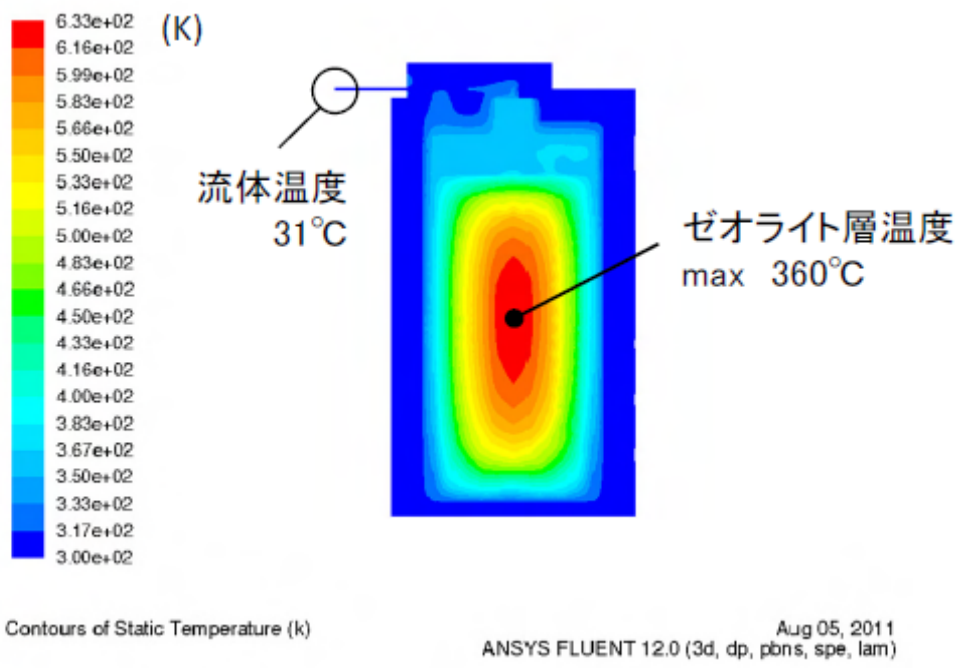
大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は，解析コード FLUENT Ver.12 を用いて三次元定常解析により計算する。なお評価条件は，発熱量をスキッド表面線量率の上限である 4mSv/h の際のセシウム吸着（2×10^{15}Bq/塔）による発熱量に相当する 583W とし，遮へい表面温度を 40℃とする。

また，一時保管施設では，コンクリート製ボックスカルバート内に保管されるため，コンクリートによる保温により吸着塔温度が上昇する可能性があるため，上記と同様に解析コード FLUENT Ver.12 を用いて三次元定常解析により計算する。

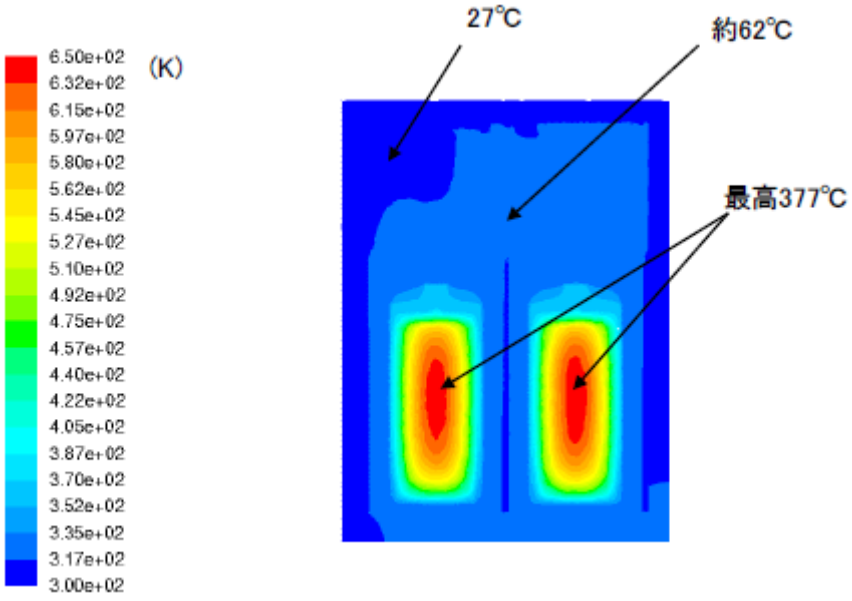
2.2 評価結果

大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は，360℃と評価された。計算による温度分布を図－１に示す。また，ボックスカルバートにより保温された場合の吸着塔の温度は，外気温度を 27℃とすると，塔あたりの発熱量が 583W の場合，吸着塔中心温度は 377℃，遮へい体の最高温度は約 62℃と評価された。計算結果を図－２に示す。

そのため，吸着塔内での発熱はゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉄の遮へい性能に影響を与えるものではない。



図－１　3 次元解析計算によるセシウム吸着装置吸着塔の温度分布



図－２　ボックスカルバート内のセシウム吸着装置吸着塔の温度分布

3. 第二セシウム吸着装置吸着塔の温度評価

3.1 評価方法

使用済セシウム吸着塔一時保管施設で保管する際の吸着塔中心温度の最高温度について評価を行う。

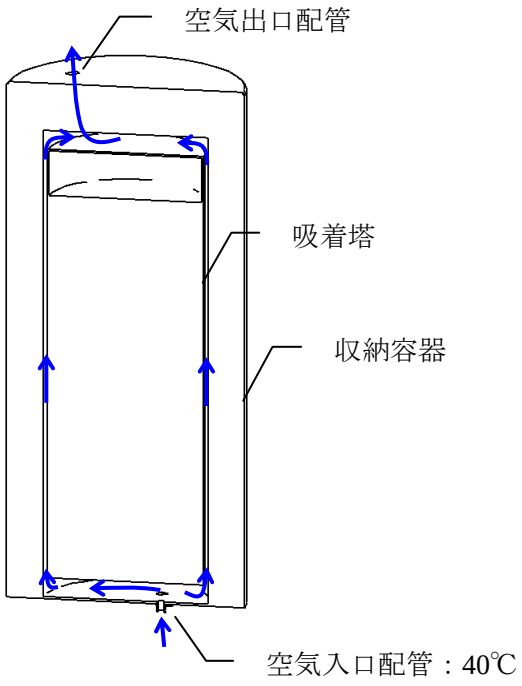
第二セシウム吸着装置の吸着塔は使用済セシウム吸着塔一時保管施設では図－３に示すように鉛遮へい体を含む収納容器内に保管される。収納容器上下には配管があり，内部空気温度が上昇して対流が発生することで外気が入口配管から流入し，吸着塔側面で上昇流となり，出口配管から流出する。これにより吸着塔は空気の自然通風で除熱される。また，収納容器外表面は空気の自然対流で除熱される。

吸着塔の温度は，セシウム吸着（6×10^{15}Bq/塔）による発熱量，外気温度を 40℃と仮定し，STAR-CD Ver4.08 を用いて三次元解析により求めた。

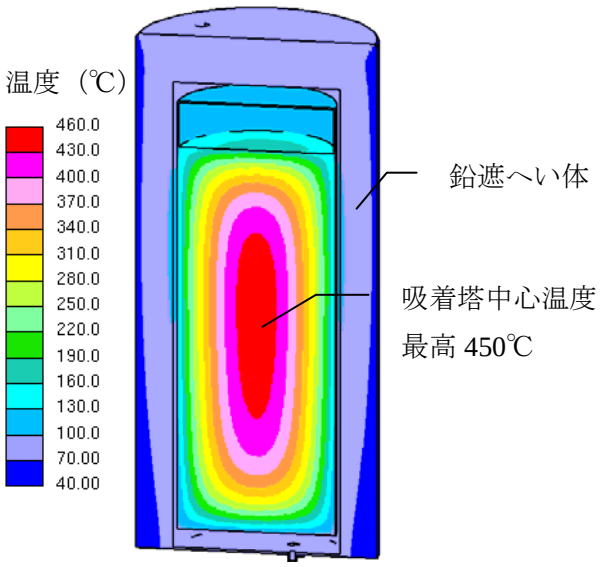
3.2 評価結果

大気への放熱が定常になる際の吸着塔中心部温度は 450℃と評価された。計算による温度分布を図－４に示す。

そのため，吸着塔内での発熱はゼオライトの健全性（吸着材は 600℃程度までは安定でセシウムは吸着材から離脱しない）や鉛の遮へい性能に影響を与えるものではない。



図－３　吸着塔と収納容器隙間の自然通風空気の流れ



図－４　三次元解析による第二セシウム吸着装置吸着塔の温度分布

添付資料－７

廃スラッジ一時保管施設の崩壊熱評価

廃スラッジ貯蔵施設に貯蔵されるスラッジの崩壊熱については，これまでの水処理設備の運転実績を踏まえて，セシウム吸着装置－凝集沈殿除染装置の順列での処理を想定して評価を行った。

別添に示す評価フローに基づいて評価した結果，廃スラッジの発熱密度は表－１の通りと評価された。

表－１　廃スラッジの発熱密度の評価結果

評価項目	評価結果	備考
廃スラッジ量	90（m^3）	廃スラッジ貯蔵施設内に設置される貯槽 1 基あたりの容量
放射能濃度	3.4×10^{8}（Bq/mL）	
発熱密度	3.8×10^{-5}（W/mL）	

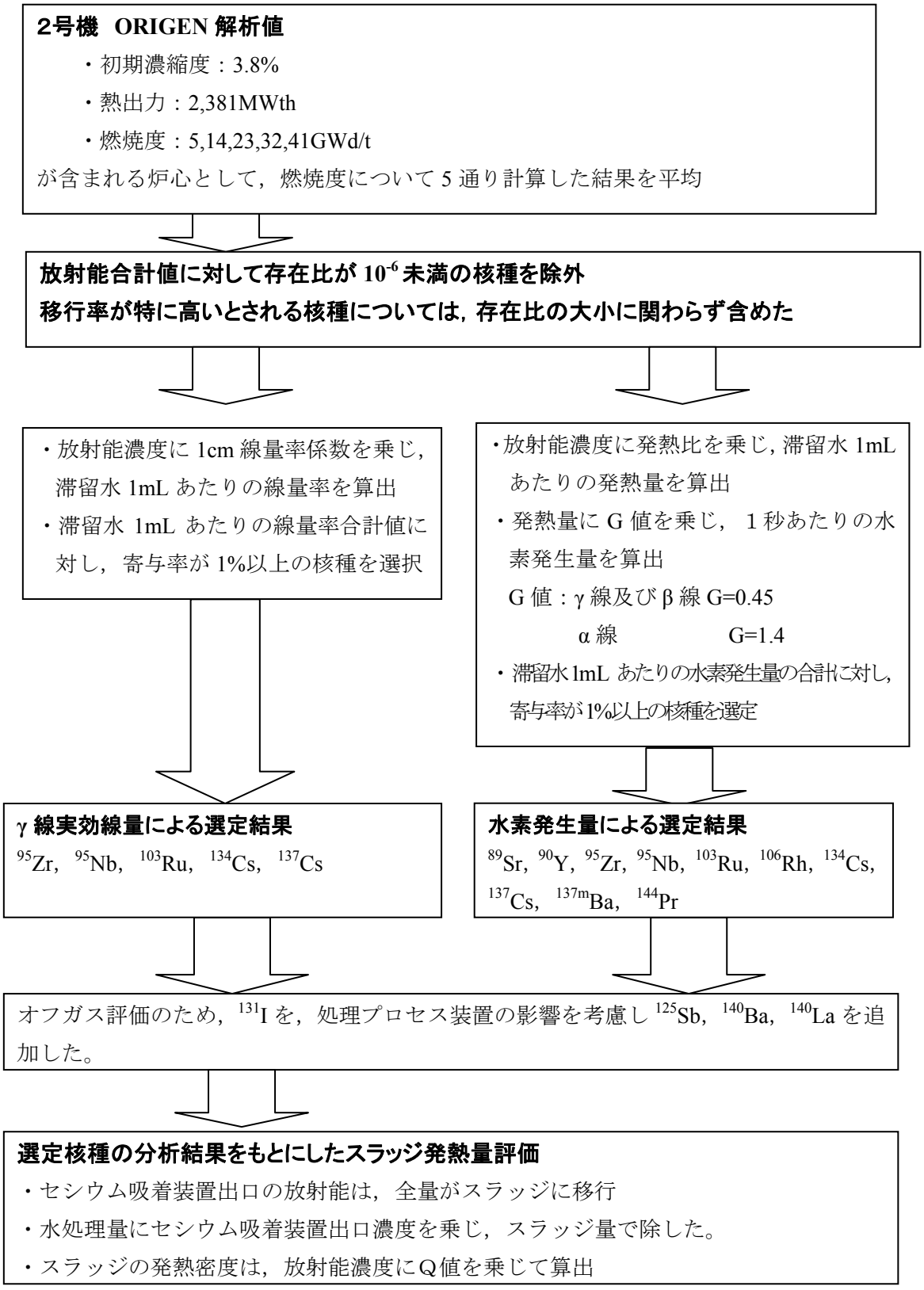
この発熱密度を踏まえて崩壊熱量を算出し，貯槽表面からの放熱及びふく射による除熱量と崩壊熱量が平衡に達する温度を評価した。その結果を表－２に示す。

表－２　崩壊熱量と放熱量が平衡となる貯槽温度の評価結果（貯槽１基あたり）

評価項目	評価結果	備考
発熱密度	3.8×10^{-5}（W/mL）	
貯槽容量	90（m^3）	
崩壊熱量	3.42（kW）	
放熱面積	100（m^2）	
熱伝達係数	5.46（W/ m^2K）	自然対流による熱伝達とふく射による熱伝達から算出
雰囲気温度	40（℃）	機器発熱等を考慮した夏季のセル給気温度に対応するセル排気温度より設定
崩壊熱量と除熱量が平衡となる貯槽温度	46.3（℃）	

以上の結果から，崩壊熱量と除熱量が平衡となる貯槽温度は雰囲気温度より数℃程度の上昇で平衡になると評価され，廃スラッジから発生する崩壊熱は自然放熱（貯槽表面からの放熱及びふく射による除熱）で除去することができるものと確認された。

以　上



図－１　スラッジ崩壊熱算定の流れ

添付資料－８

廃スラッジ一時保管施設の遮へい設計

廃スラッジ一時保管施設に保管される廃スラッジから放出される放射線について建屋外表面で 1mSv/h 以下となるよう建屋要求壁厚を評価する。

１．評価条件

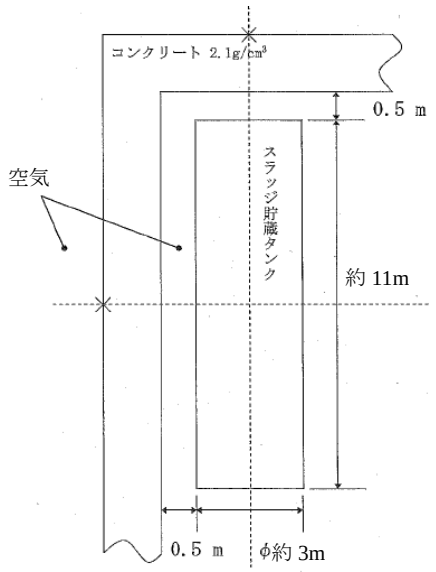
評価にあっては，発生する廃スラッジの元となる廃液に対して，ORIGEN 計算値をもとに想定される組成を求め，核種ごとにγ線実効線量率に対する比率を算出し，寄与率の高いものを評価対象核種として選定した。選定された核種及び放射能濃度，線源強度は表－１に示す通り。遮へい体はコンクリートであり，その密度は 2.1g/cm^3 とした。

評価モデルは，90m^3 のスラッジ貯槽を円柱で模擬し，線源となるスラッジ貯槽と建屋壁との距離を保守的に 50cm とした（図－１）。

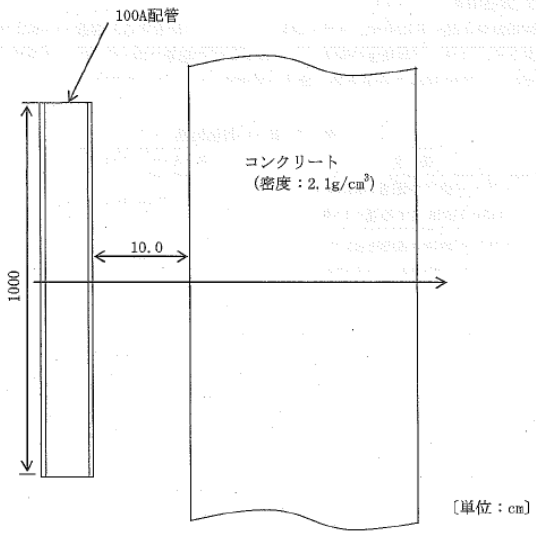
また，スラッジ貯槽のほかにスラッジが内包される機器として移送配管が建屋内にあるため，その配管を対象とした評価も行う。建屋内の配管の口径はいくつかの種類があることから，線源として保守的になるよう 100A 配管で 1m 長さとし，配管と建屋壁との距離を保守的に 10cm とした（図－２）。

表－１　選定された核種及び放射能濃度，線源強度

核種	^{89}Sr，^{90}Y，^{95}Zr，^{95}Nb，^{103}Ru，^{106}Rh，^{125}Sb，^{131}I，^{134}Cs，^{137}Cs，^{137m}Ba，^{140}Ba，^{140}La，^{144}Pr
上澄液放射能濃度（合計）	5.4×10^{4} (Bq/cm^3)
スラッジ放射能濃度（合計）	1.1×10^{9} (Bq/cm^3)
上澄液線源強度（合計）	1.2×10^{4} (MeV/sec)
スラッジ線源強度（合計）	7.0×10^{8} (MeV/sec)



図－１　廃スラッジ一時保管施設 建屋外壁評価モデル

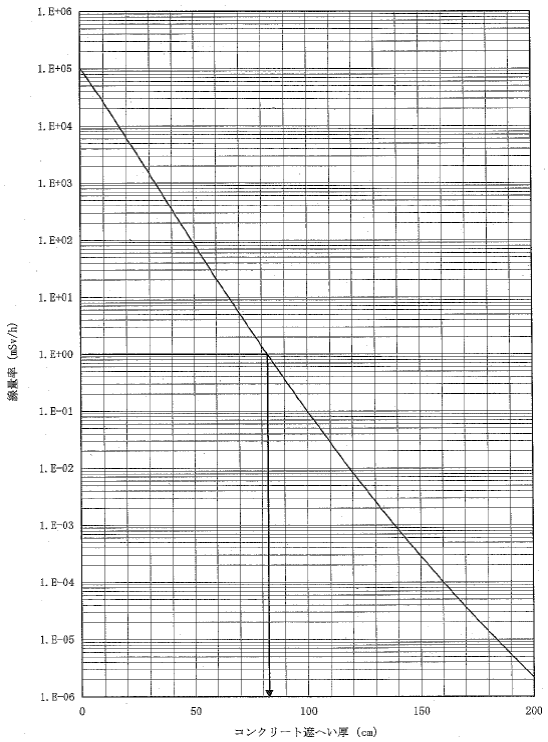


図－２　配管遮へい評価モデル

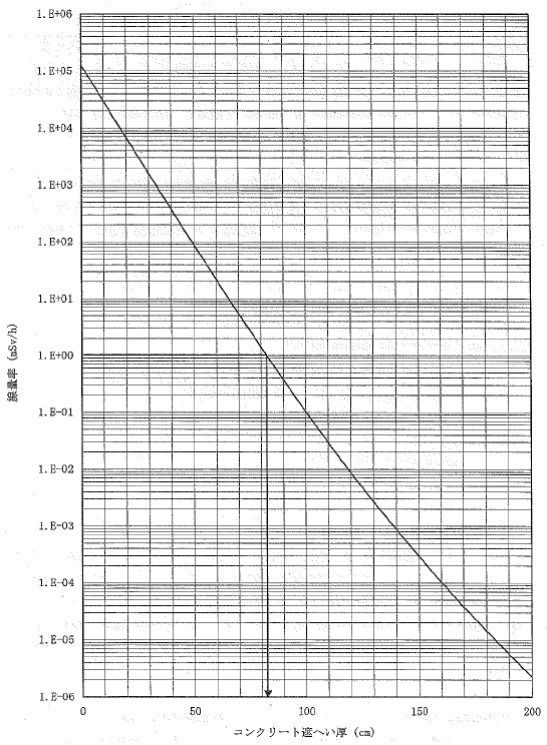
２．評価結果

上記の条件を踏まえて評価した結果，貯槽 1 基に対して壁外表面の線量率が 1.0mSv/h 以下を満足する壁厚は径方向・軸方向ともに 85cm であるが，実際には複数の貯槽が並ぶことから，余裕を考慮して必要な壁厚を 100cm と評価した。遮へい厚さと壁外表面の線量率の関係を図－３，－４に示す。

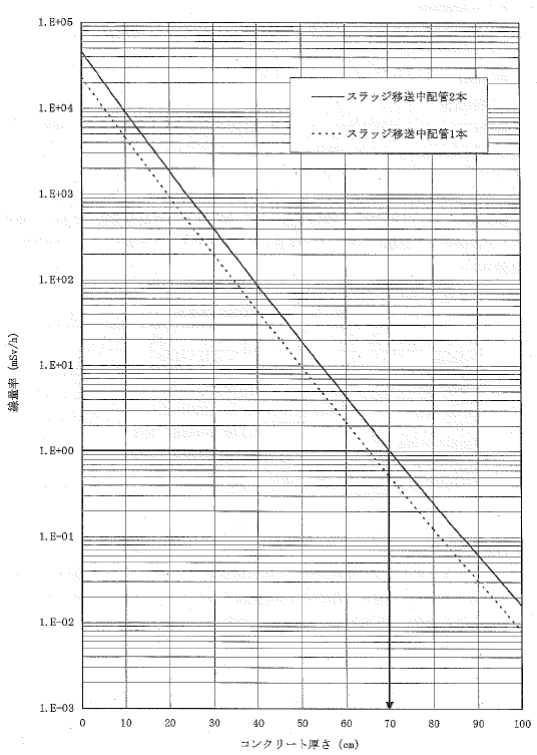
また，配管に対する遮へいについては，壁外表面の線量率が 1.0mSv/h 以下を満足する壁厚は 70cm であるが，保守的な評価として複数の移送配管内にスラッジが移送されることを考慮して必要な壁厚を 80cm と評価した。遮へい厚さと壁外表面の線量率の関係を図－５に示す。



図－３　スラッジ貯槽周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係（径方向）



図－４　スラッジ貯槽周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係（軸方向）



図－５　配管周りのコンクリート遮へい厚と壁外表面の線量率の関係

以　上

2.6　滞留水を貯留している建屋

2.6.1　基本設計

2.6.1.1 設置の目的

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

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

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

(4) 建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能を有すること。

2.6.1.3 設計方針

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

具体的には，建屋等の滞留水の状況を監視できる機能として，水位計を設置する。また，各建屋からの滞留水の漏えいを防止するために，建屋に滞留する滞留水の水位が地下水の水位よりも低くなるように管理するため，建屋近傍の適切なサブドレン※2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，滞留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とにより管理する。また，プロセス

主建屋，高温焼却炉建屋については，受け入れを停止すれば問題とならない。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

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

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

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

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

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

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

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

各号機の建屋等について設計内容を目標ごとに以下に記載する。

(2) プロセス主建屋

プロセス主建屋に貯留する滞留水は，２号機，３号機及び４号機から滞留水移送装置（移送ポンプやポリエチレン管等）で移送され，滞留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．滞留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

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

c．気体状の放射性物質の放出抑制・管理

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

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

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

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

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

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

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

(3) 高温焼却炉建屋

高温焼却炉建屋に貯留する滞留水は，２号機，３号機及び４号機から滞留水移送装置（移送ポンプ，ポリエチレン管等）で移送することにより受け入れ，滞留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，以下のとおり安全確保策を実施する。

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. 滞留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

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

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

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

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

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

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

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

滞留水を建屋内に貯蔵した後に水素濃度測定を実施し，水素の滞留のないことを確認する。また念のため，水の放射線分解により建屋内に水素が発生した場合の対策として，建屋上部より吸気し，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。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，耐圧ホース等）を通じて移送する。1号機の各建屋について，以下のとおり設計する。

a. 汚染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の水位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，建屋周辺の地下水の水位は山側の方が海側よりも高い状況になることを想定しており，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

建屋の健全部では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. 滞留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

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

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

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

なお，原子炉からの放射性物質の飛散抑制の応急措置的対策のため，原子炉建屋にカバーを設置する。本カバーの設置とともに排気設備を設置し，チャコールフィルタ及び高性能粒子フィルタを通して排気することにより，滞留水に起因する気体状の放射性物質の環境への放出の低減を図る。

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

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

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

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

(5) ２号機

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

a. 汚染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の水位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，建屋周辺の地下水の水位は山側の方が海側よりも高い状況になることを想定しており，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

ＯＰ．４０００に開口部を有する立坑については閉塞する。

さらに，地下水による海洋汚染拡大防止を図るため１～４号機の既設護岸の前

面に遮水壁を設置する場合においても，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

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

b. 滞留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

滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を，余裕のある水位に維持し，滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まるＯＰ．４０００ までの余裕を確保する。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

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

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

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

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

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

(6) ３号機

３号機の滞留水については，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に滞留しており，３／４号機の各建屋間において水位状況に応じた滞留水の連動がある。また，２号機から滞留水移送装置で移送された滞留水が流入する。これらの滞留水は３号機タービン建屋から４号機タービン建屋，３号機または４号機タービン建屋から滞留水移送装置（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。３号機の各建屋について，以下のとおり設計する。

a.　汚染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の水位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，建屋周辺の地下水の水位は山側の方が海側よりも高い状況になることを想定しており，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

ＯＰ．４０００に開口部を有する立坑については閉塞する。

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

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋の健全部では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.　滞留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

滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を，余裕のある水位に維持し，滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まるＯＰ．４０００までの余裕を確保する。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c.　気体状の放射性物質の放出抑制・管理

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

d.　地下水の放射性物質濃度の監視

建屋等周辺の地下水の放射性物質濃度を監視できる機能として，サブドレン水の

サンプリングの測定箇所を適切に設定し定期的に測定する。

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

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

(7) ４号機

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

a. 汚染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の水位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，建屋周辺の地下水の水位は山側の方が海側よりも高い状況になることを想定しており，建屋内滞留水の水位がサブドレン水位よりも低くなるように管理する。

ＯＰ．４０００に開口部を有する立坑については閉塞する。

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

(b) コンクリート壁中における放射性物質の拡散

建屋の健全部では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. 滞留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

滞留水処理設備の長期間の停止及び豪雨等に備え，タービン建屋等の水位を，余裕のある水位に維持し，滞留水が急激に増加した場合の海洋への放出リスクの高まるＯＰ．４０００までの余裕を確保する。また，１～４号機の滞留水が急激に増加した場合，高濃度滞留水受タンク等に貯留する。

c. 気体状の放射性物質の放出抑制・管理

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

d. 地下水の放射性物質濃度の監視

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

e. 滞留水から発生する可燃性ガスの検出，管理及び処理

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

2.6.1.6 構造強度及び耐震性

(1) プロセス主建屋

a. 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，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，十分な裕度を持って耐え得る構造強度を有していることを確認する。

(2) 高温焼却炉建屋

a. 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，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，十分な裕度を持って耐え得る構造強度を有していることを確認する。

(3) １～４号機

a.　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，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，タービン建屋，廃棄物処理建屋について，十分な裕度を持って耐え得る構造強度を有していることを確認する。

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

系統概略図

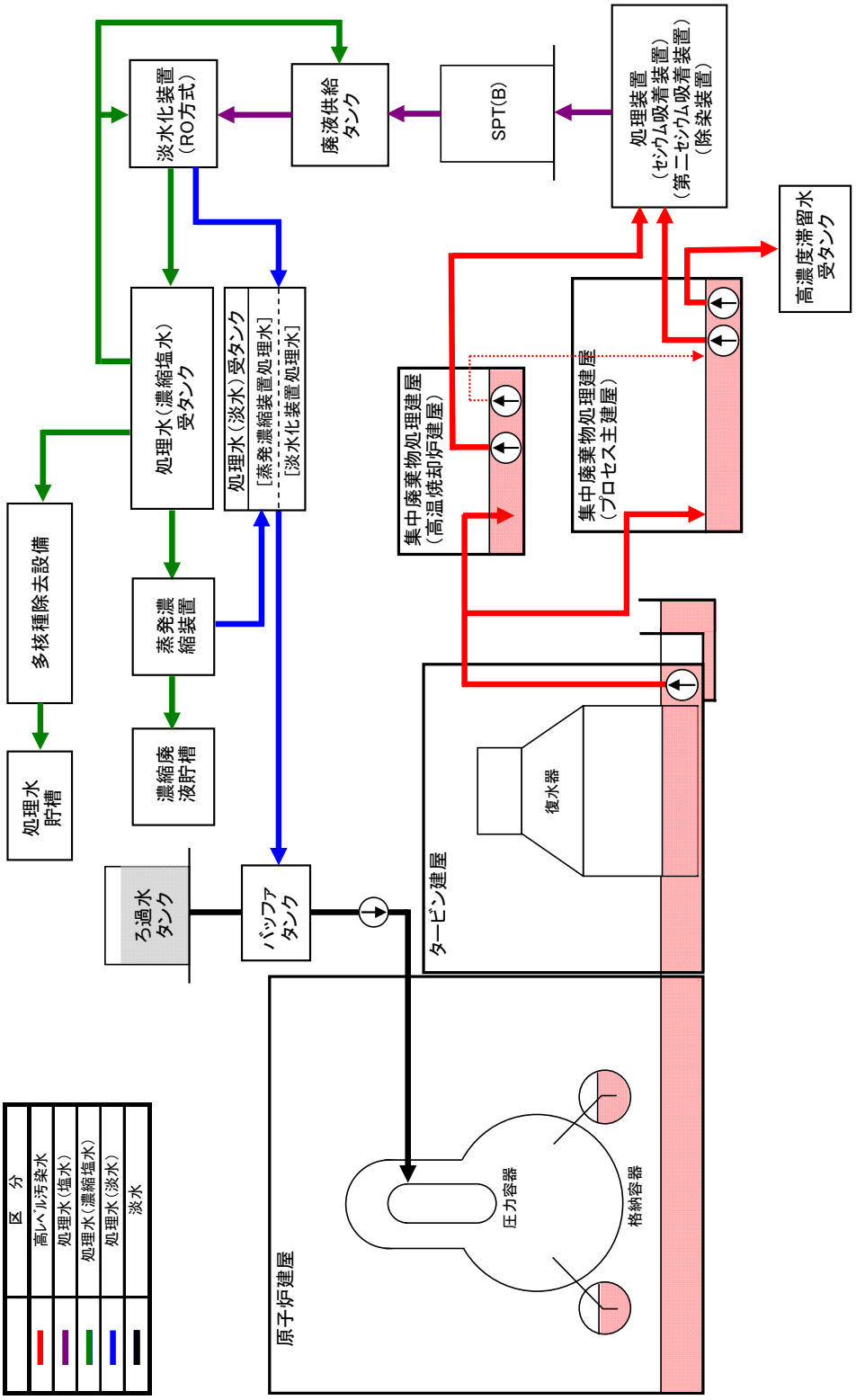
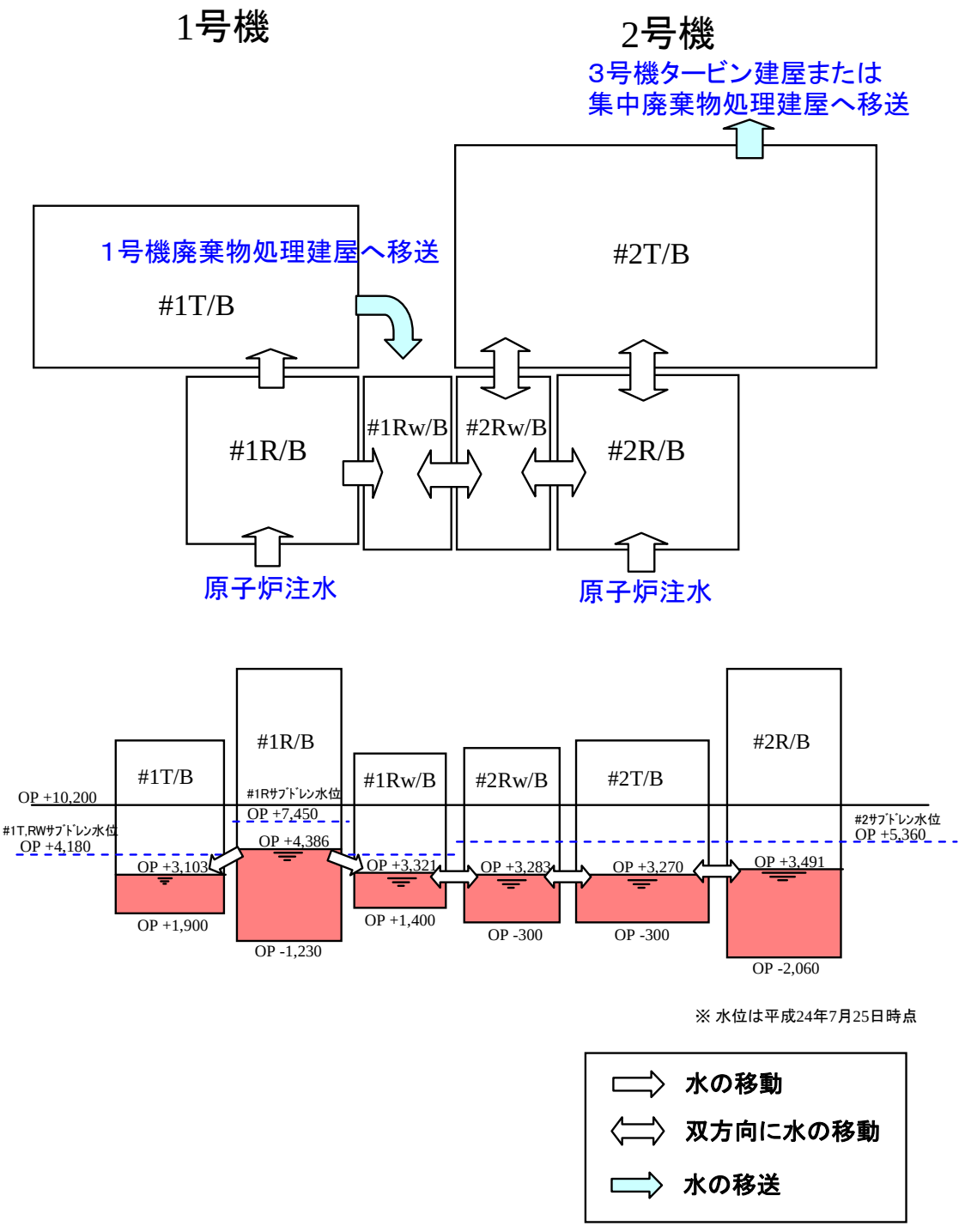
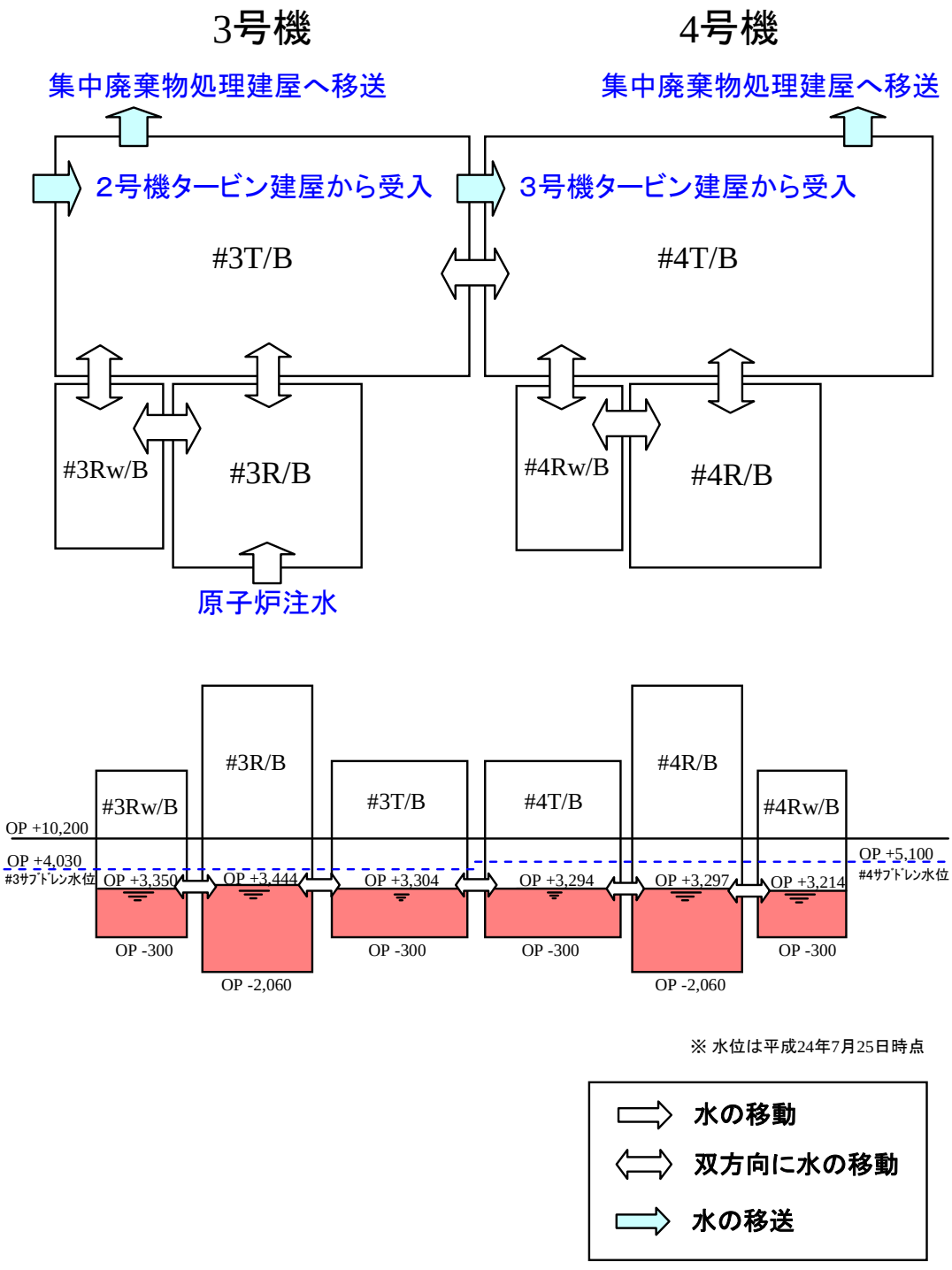


図１　滞留水移送概念図



注　#n：n 号機，R/B：原子炉建屋，T/B：タービン建屋，Rw/B：廃棄物処理建屋

図２　１／２号機建屋間における滞留水の流れのイメージ



注　#n：n 号機，R/B：原子炉建屋，T/B：タービン建屋，Rw/B：廃棄物処理建屋

図３　３／４号機建屋間における滞留水の流れのイメージ

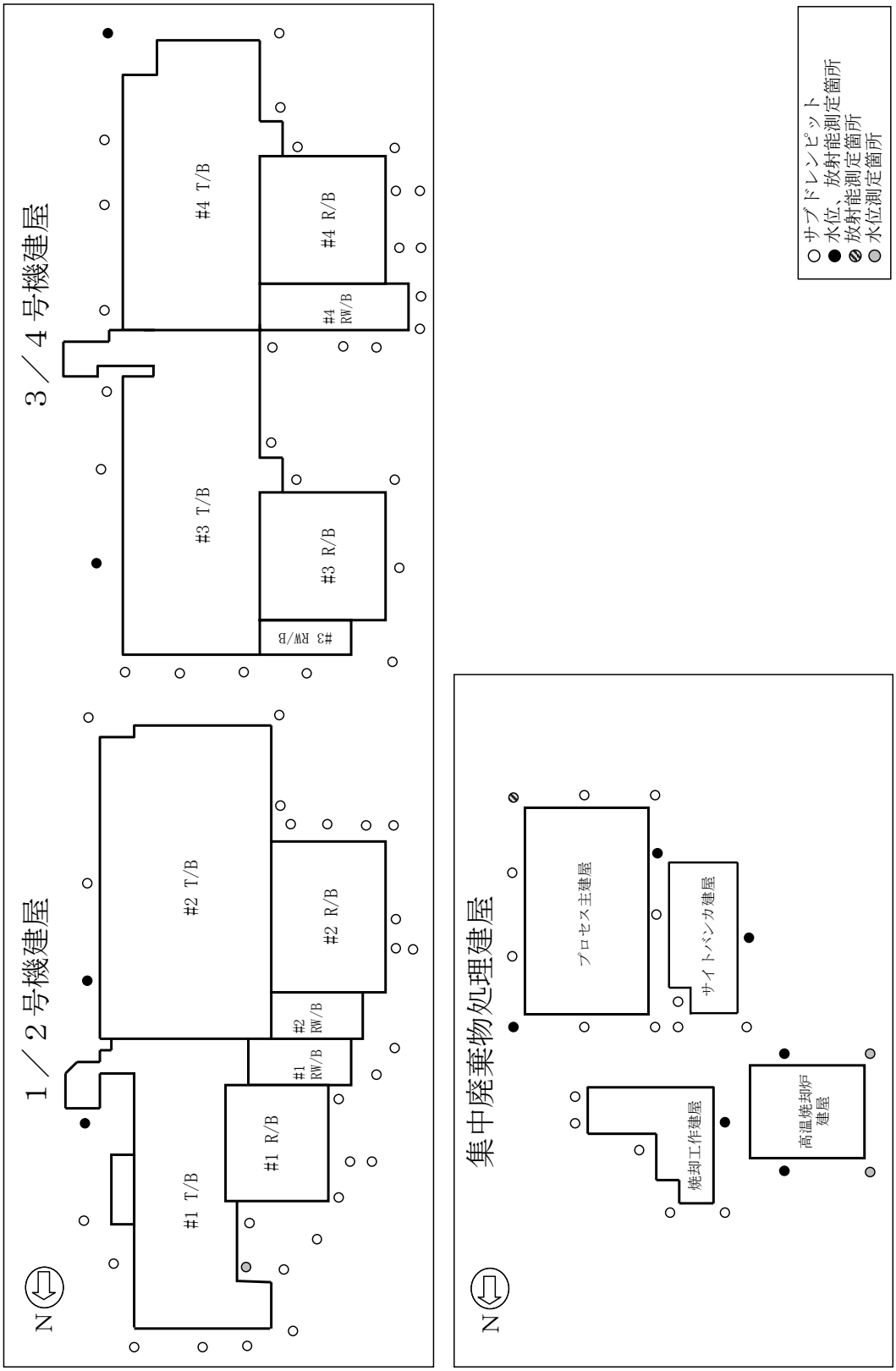


図４　サブドレンピット概略配置図

構造強度及び耐震性
（地下滞留水を考慮した建屋の耐震安全性評価）

１ はじめに

地下に滞留水を貯留する１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋及び１～４号機コントロール建屋について，地下階に滞留水があることを考慮し，基準地震動 Ss に対し，地下外壁が崩壊しないことを確認する。なお，判定は地下階の耐震壁が終局限界に至らないことを確認する。

１号機原子炉建屋及び２号機原子炉建屋について，基準地震動 Ss に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁の耐震安全性を評価する。なお，３号機原子炉建屋及び４号機原子炉建屋については，今後，報告することとする。

また，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋及び１～４号機コントロール建屋について，それぞれ代表号機を選定した上で，基準地震動 Ss に対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁の耐震安全性を評価する。なお，代表号機以外については，今後，代表号機の耐震安全性評価結果を踏まえ，建屋の類似性等を考慮して，耐震安全性を評価する。ここで，代表号機は滞留水の容量が最大の号機とする。

2　原子炉建屋

2.1　１号機原子炉建屋

2.1.1　解析評価方針

１号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は，基準地震動 Ss を用いた地震応答解析によることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

解析モデルは，地下１階から地上５階に設置された機器を含む建屋全域を NS，EW 方向とも１軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し，固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが，評価基準値（4.0×10^{-3}）を超えないことを確認することとする。

１号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を，図 2.1.1-1 に示す。

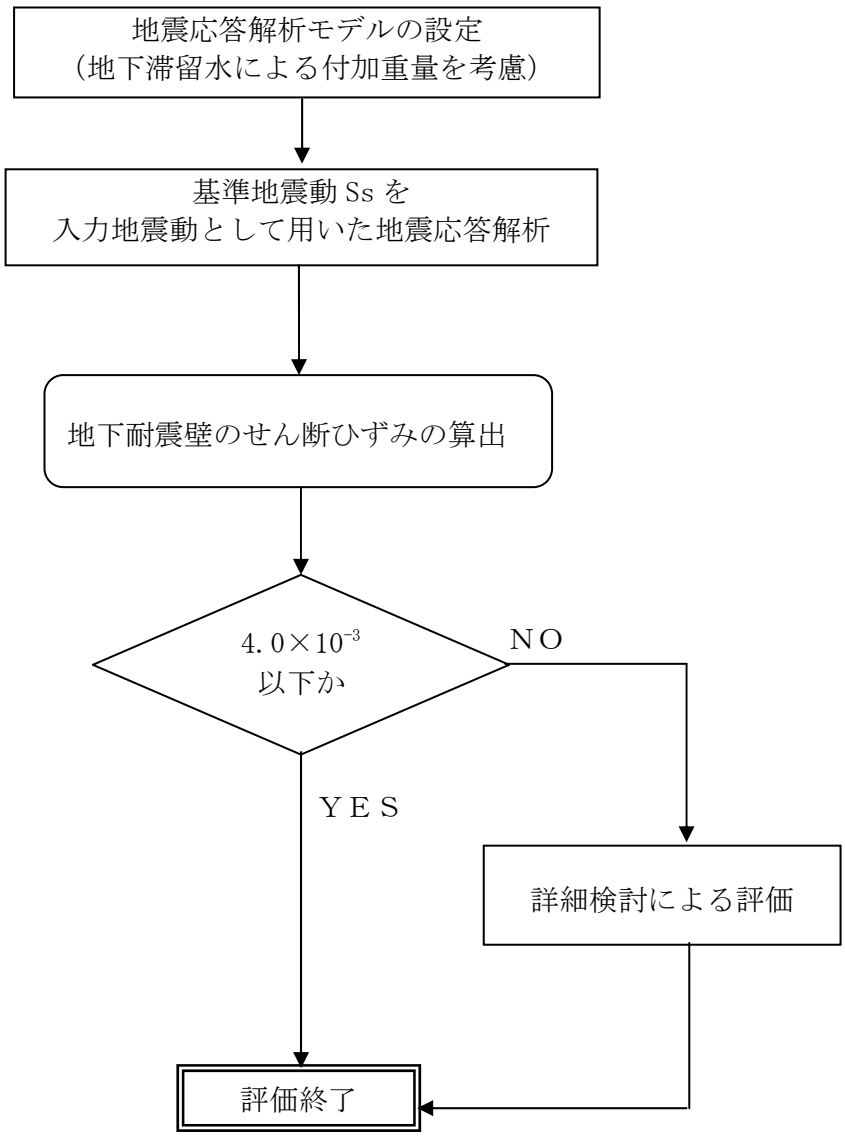


図 2.1.1-1　１号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.1.2　1号機原子炉建屋の水位及び地下滞留水量

1号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表2.1.2-1に示す。

表2.1.2-1　1号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	1号機
水位	O.P. 7,000
貯水量	5,600m^3

2.1.3　解析に用いる入力地震動

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

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.1.3-1 に示す。この１号機原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 Ss の加速度波形について，図 2.1.3-2 に示す。

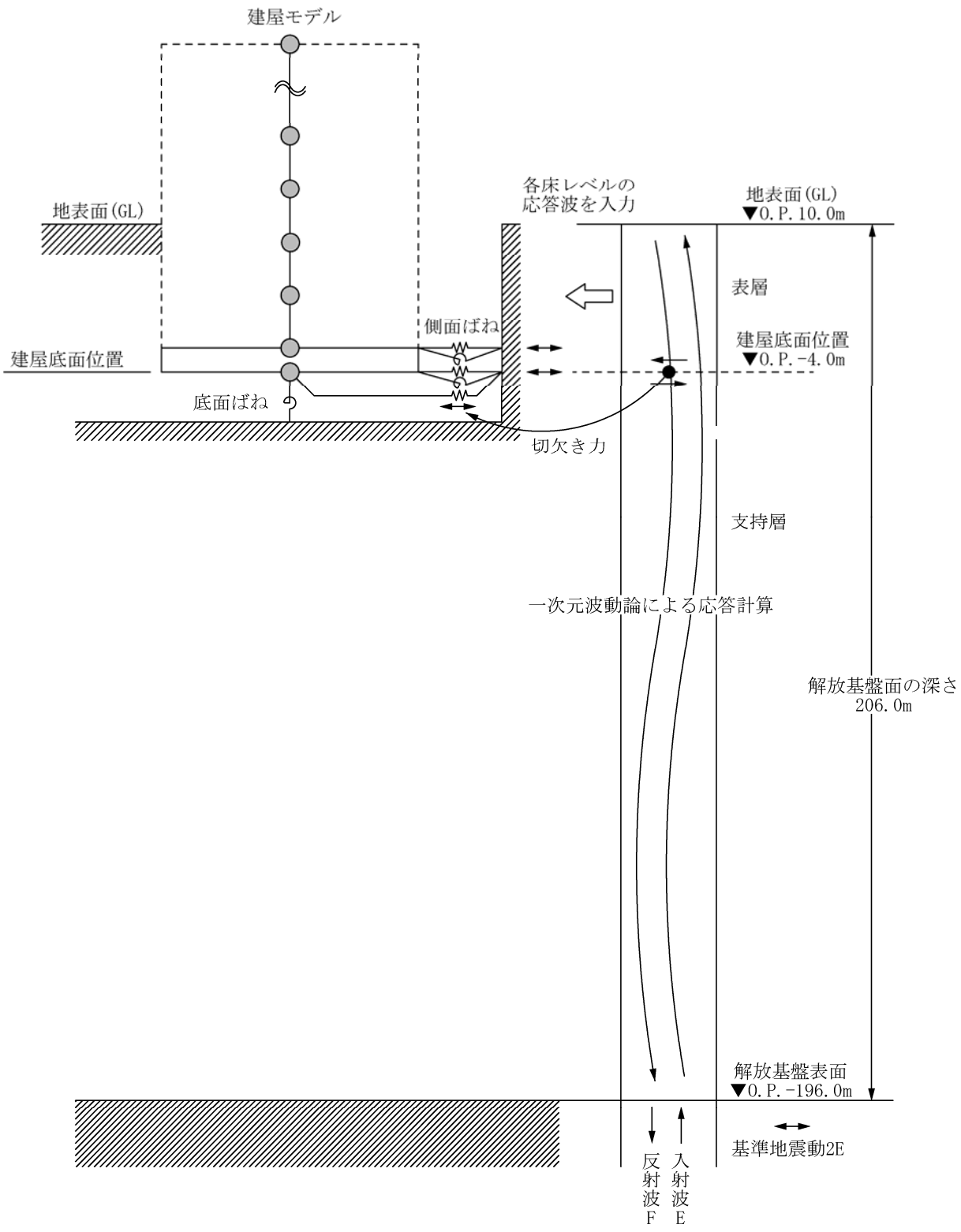
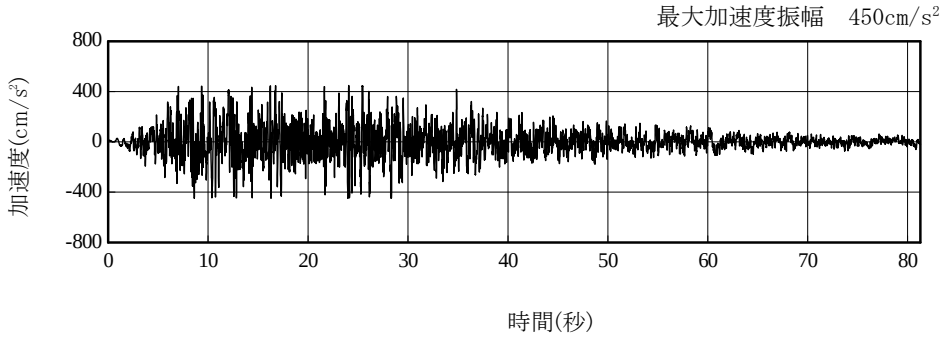
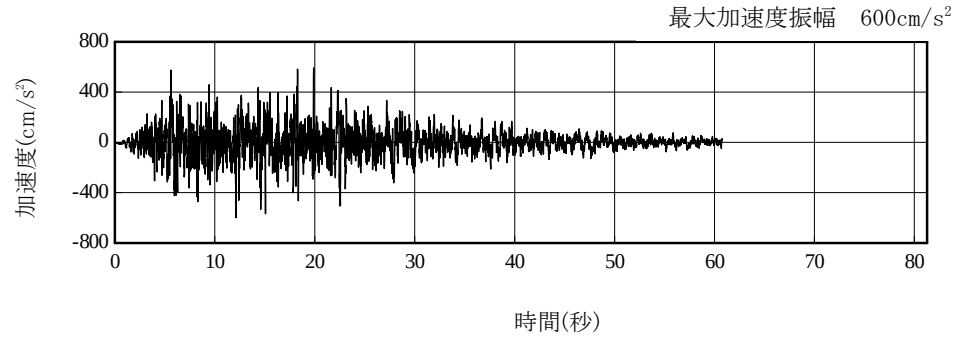


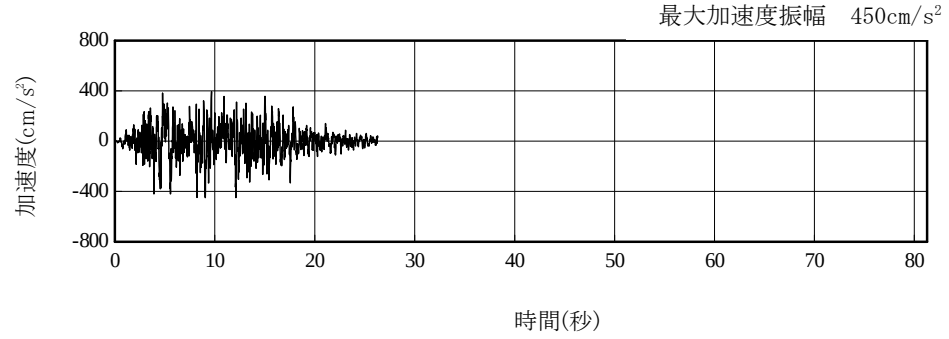
図 2.1.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 2.1.3-2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.1.4　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する 1 号機原子炉建屋の地震応答解析は，「2.1.3　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは，図 2.1.4-1 及び図 2.1.4-2 に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 2.1.4-1 に，建屋解析モデルの諸元を表 2.1.4-2 に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 2.1.4-3 に示す。

解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。また，埋込部分の建屋側面地盤ばねについては，建屋側面位置の地盤定数を用いて，水平及び回転ばねを「JEAG4601-1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図 2.1.4-3 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

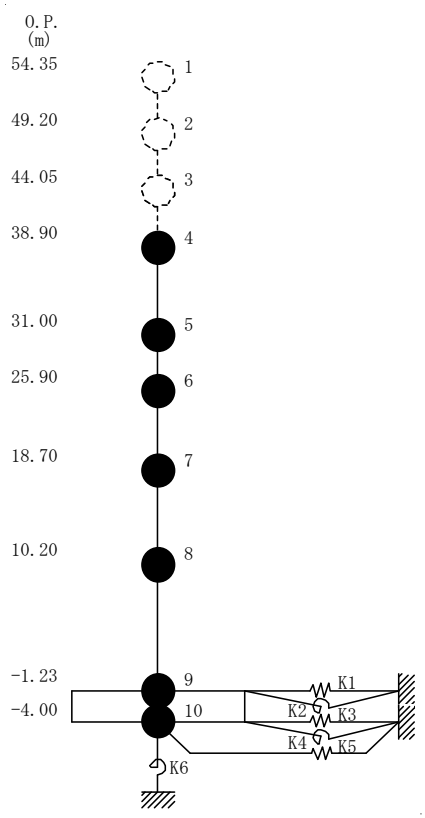


図 2.1.4-1　1 号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

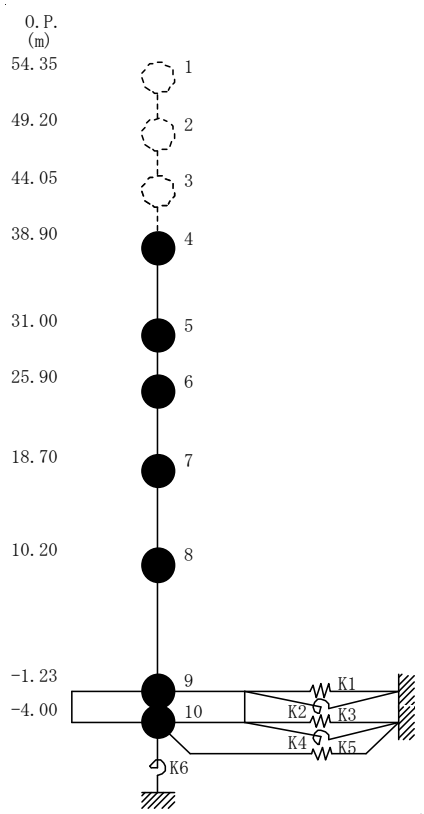


図 2.1.4-2　1 号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

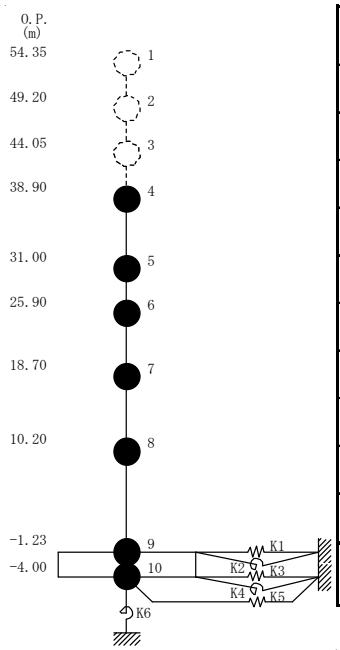
表 2.1.4-1　地震応答解析に用いる物性値

	強度＊1 Ｆｃ （N/mm^2）	ヤング係数*2 E （N/mm^2）	せん断弾性係数*2 G （N/mm^2）	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ （kN/m^3）
コンクリート	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 2.1.4-2　建屋解析モデルの諸元

NS 方向

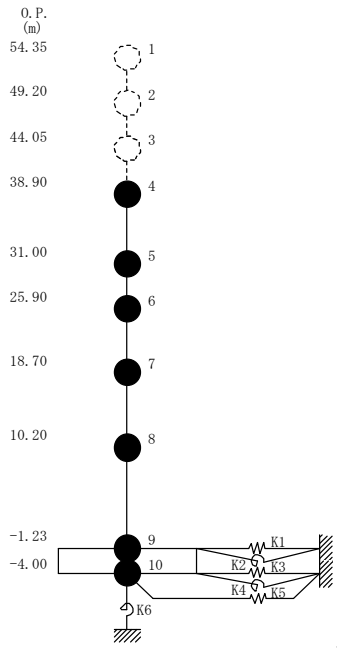


質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G(×10^5kN･m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	—	—		
2	—	—	—	—
3	—	—	—	—
4	58,690	84.43	—	—
5	67,910	97.77	135.0	16,012
6	77,220	111.11	160.8	21,727
7	88,440 [1,240]	127.32 [1.79]	132.8	24,274
8	162,800 (16,780)	234.31 (24.15)	155.6	36,481
9	185,210 (38,140)	266.64 (54.91)	294.0	52,858
10	62,400	89.83	1,914.3	275,530
合計	702,670			

注　(　　)内は滞留水による付加分を示す。
　　[　　]内はカバリング工事による付加分を示す。

ヤング係数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%
基礎形状	41.56m(NS 方向)×43.56m(EW 方向)

EW 方向



質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G(×10^5kN･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	—	—		
2	—	—	—	—
3	—	—	—	—
4	58,690	48.34	—	—
5	67,910	55.90	102.7	9,702
6	77,220	63.55	163.9	13,576
7	88,440 [1,240]	127.32 [1.79]	131.6	14,559
8	162,800 (16,780)	234.31 (24.15)	197.8	36,427
9	185,210 (38,140)	327.39 (67.42)	294.0	52,858
10	62,400	110.32	1,914.3	338,428
合計	702,670			

注　(　　)内は滞留水による付加分を示す。
　　[　　]内はカバリング工事による付加分を示す。

ヤング係数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%
基礎形状	41.56m(NS 方向)×43.56m(EW 方向)

表 2.1.4-3 (1)　地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^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)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 2.1.4-3 (2)　地盤定数

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^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)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 2.1.4-3 (3)　地盤定数

(Ss-3)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0										
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

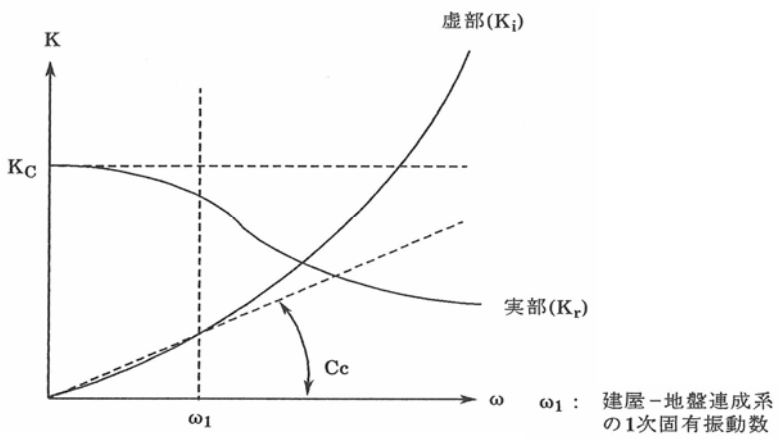


図 2.1.4-3　地盤ばねの近似

2.1.5　地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を，滞留水を未考慮*注の場合と比較して，図 2.1.5-1～図 2.1.5-6 に示す。

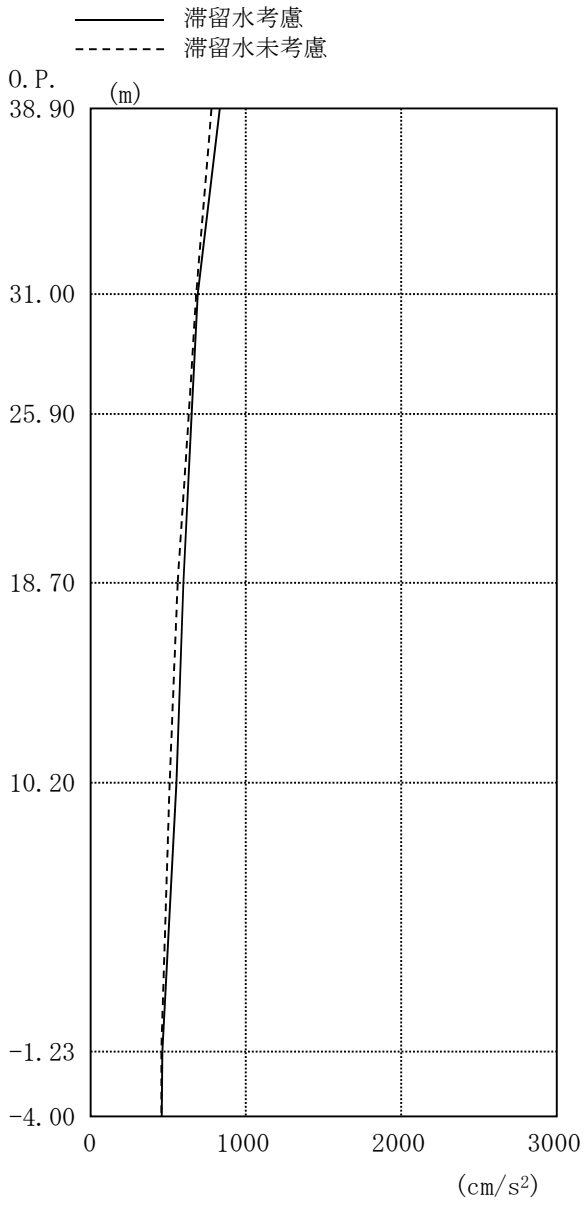


図 2.1.5-1　最大応答加速度（NS 方向・Ss-1H）

*注：滞留水未考慮に用いる結果は，損傷前の「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号　平成 21 年 6 月 19 日付け）の結果を示す。

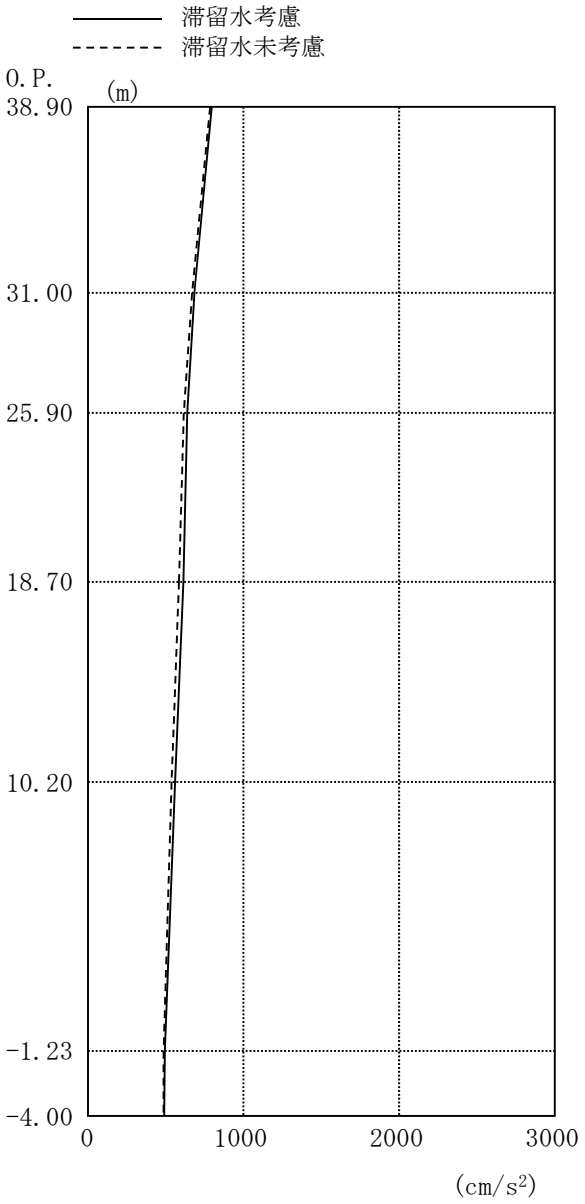


図 2.1.5-2　最大応答加速度（NS 方向・Ss-2H）

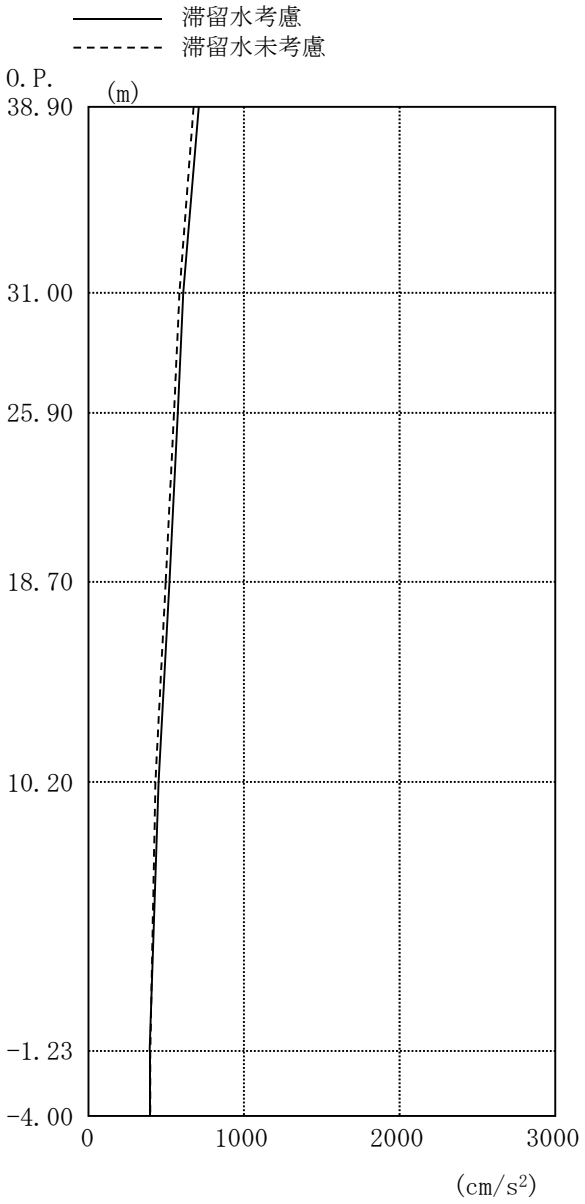


図 2.1.5-3　最大応答加速度（NS 方向・Ss-3H）

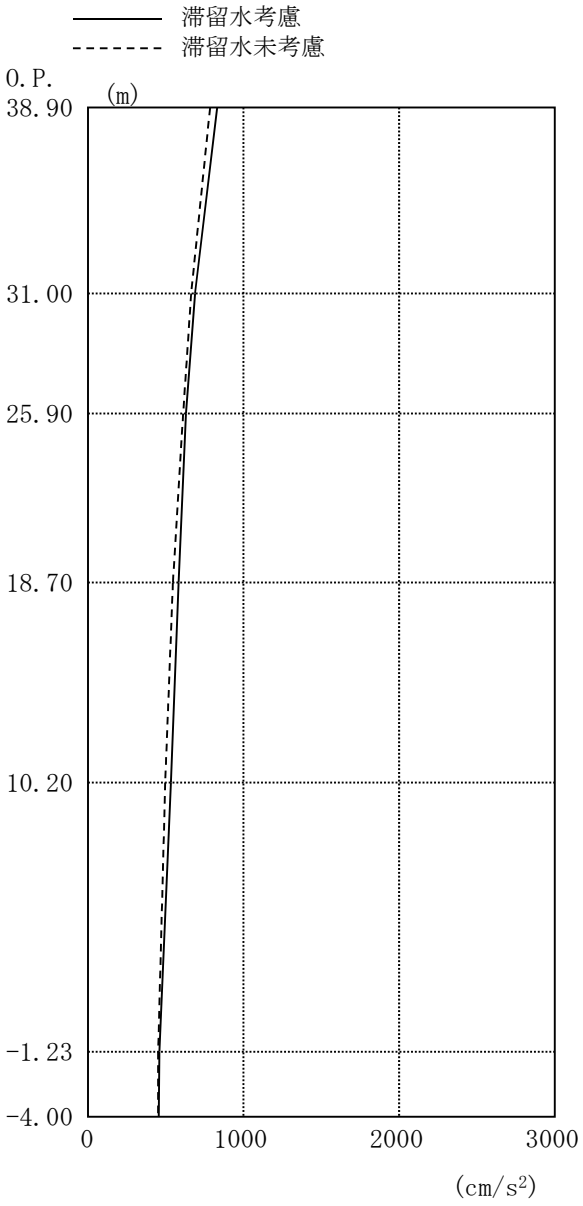


図 2.1.5-4　最大応答加速度（EW 方向・Ss-1H）

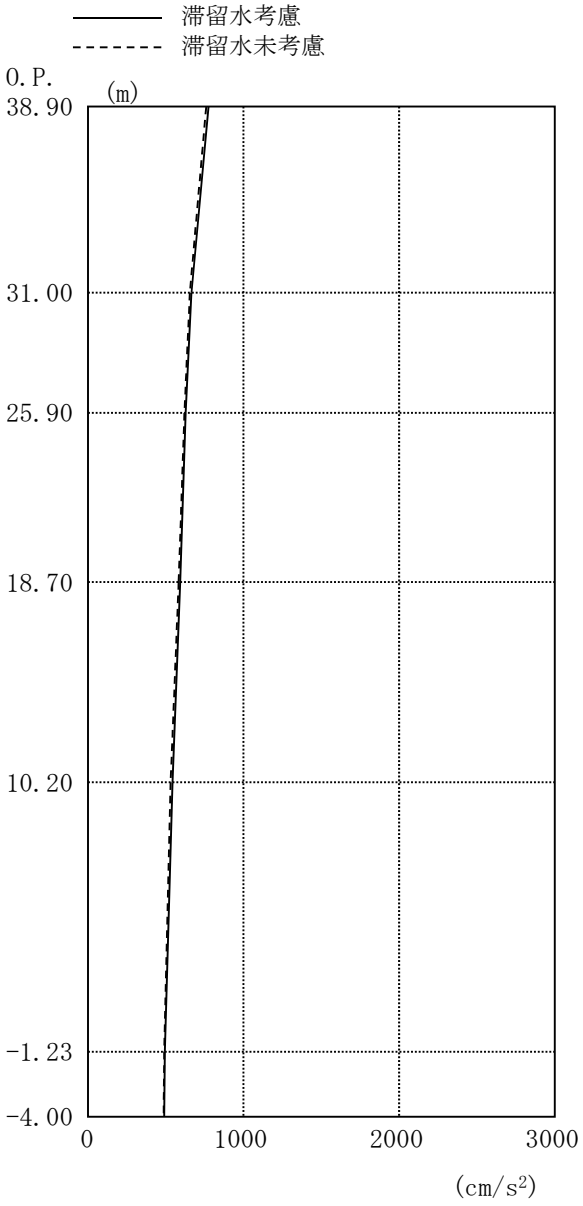


図 2.1.5-5　最大応答加速度（EW 方向・Ss-2H）

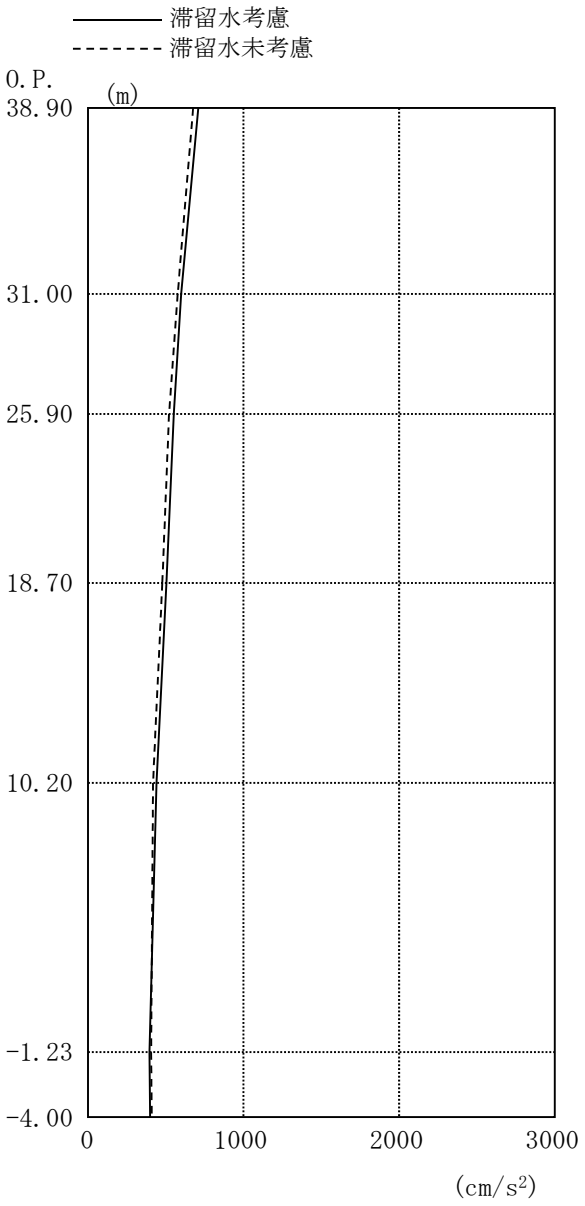


図 2.1.5-6　最大応答加速度（EW 方向・Ss-3H）

2.1.6　耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を，滞留水を未考慮の場合と比較して，表 2.1.6-1 及び表 2.1.6-2 に示す。また，図 2.1.6-1 及び図 2.1.6-2 に基準地震動Ssに対する最大応答値を，滞留水を未考慮の場合と比較して，耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，滞留水を考慮した場合でも，最大で 0.09×10^{-3}であり，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分余裕がある。なお，スケルトン曲線は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから，１号機原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 2.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

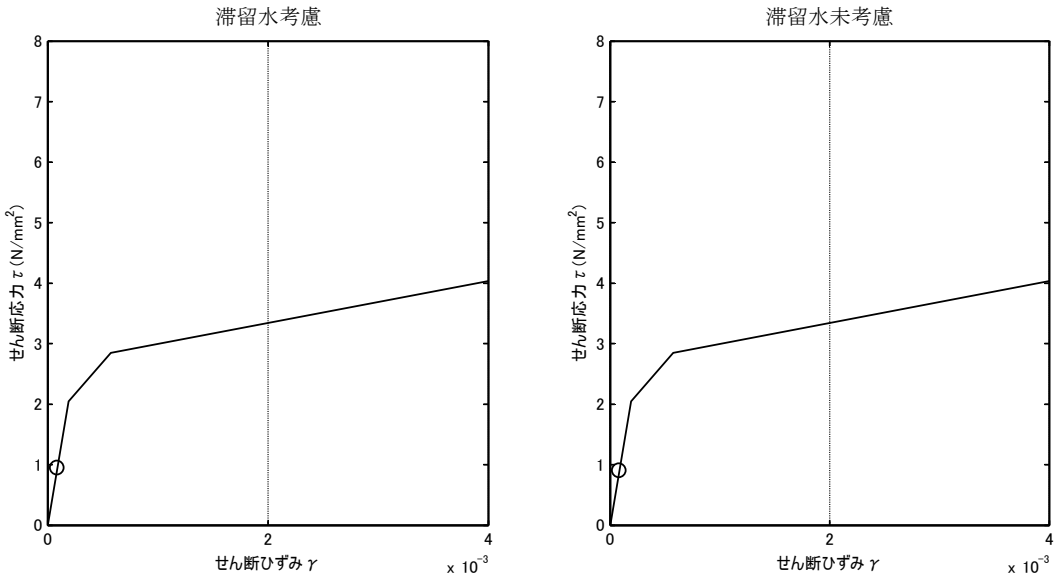
（単位：$\times10^{-3}$）

階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～ -1.23	考慮	0.09	0.09	0.08	4.0 以下
		未考慮	0.08	0.09	0.07	

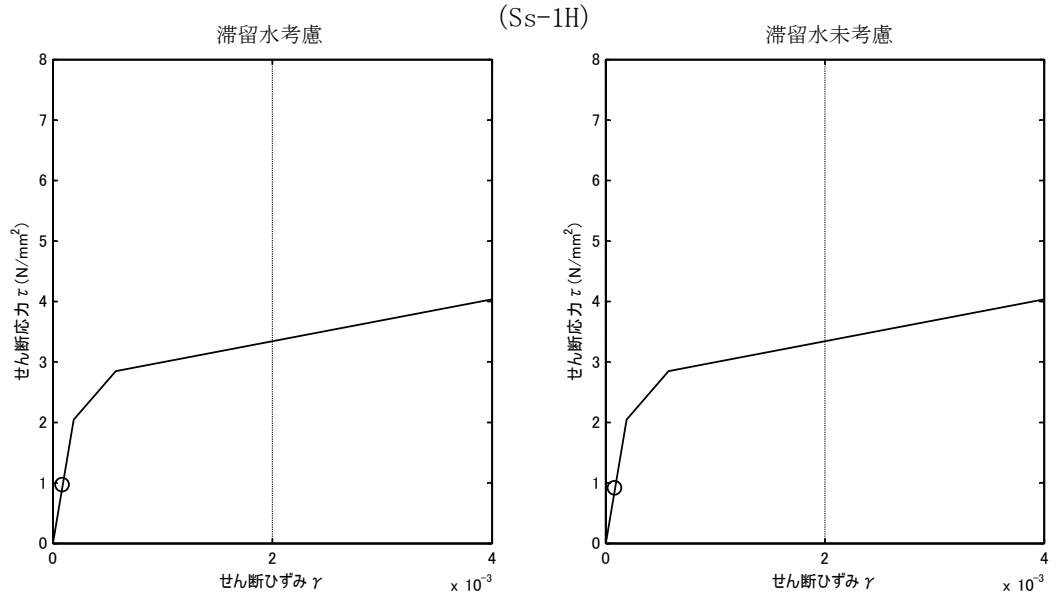
表 2.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（単位：$\times10^{-3}$）

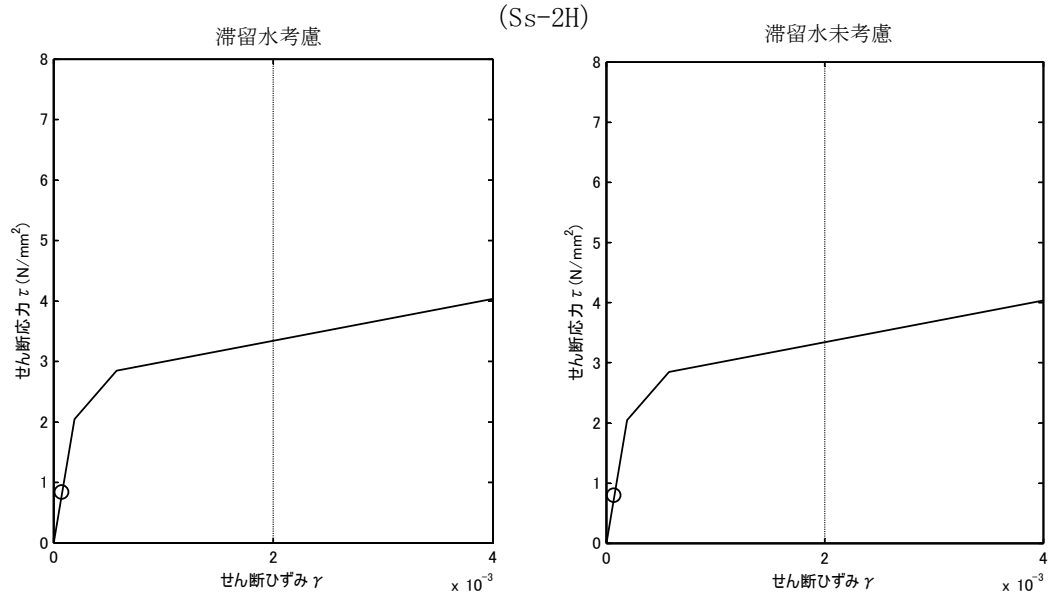
階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～ -1.23	考慮	0.09	0.09	0.08	4.0 以下
		未考慮	0.08	0.09	0.07	



(Ss-1H)

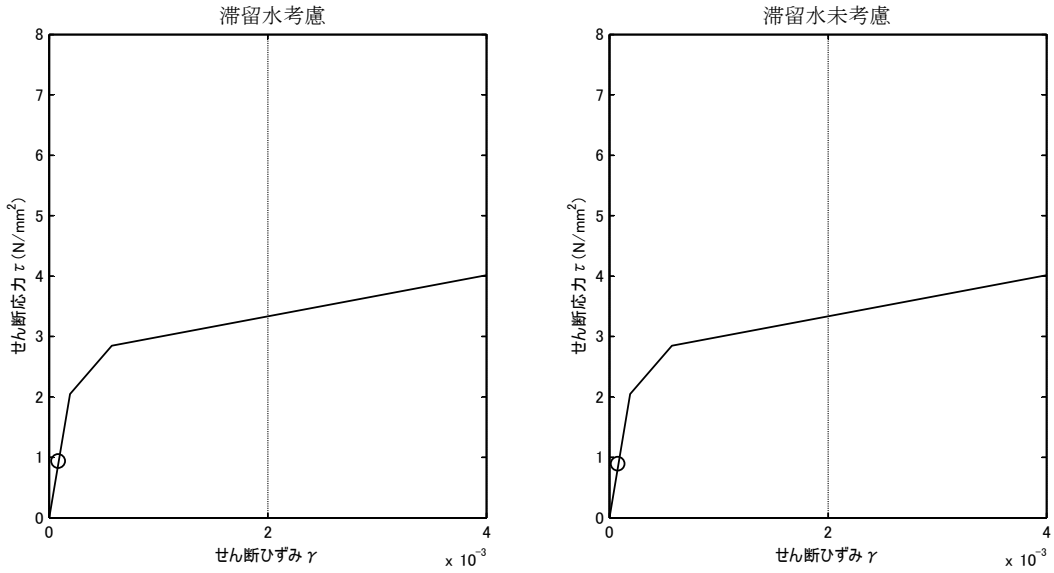


(Ss-2H)

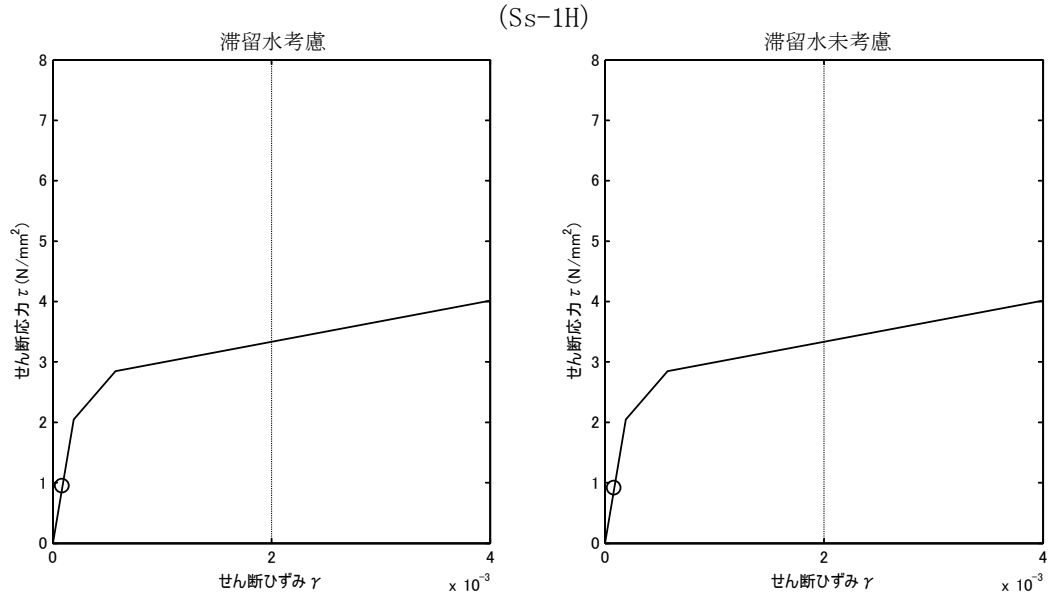


(Ss-3H)

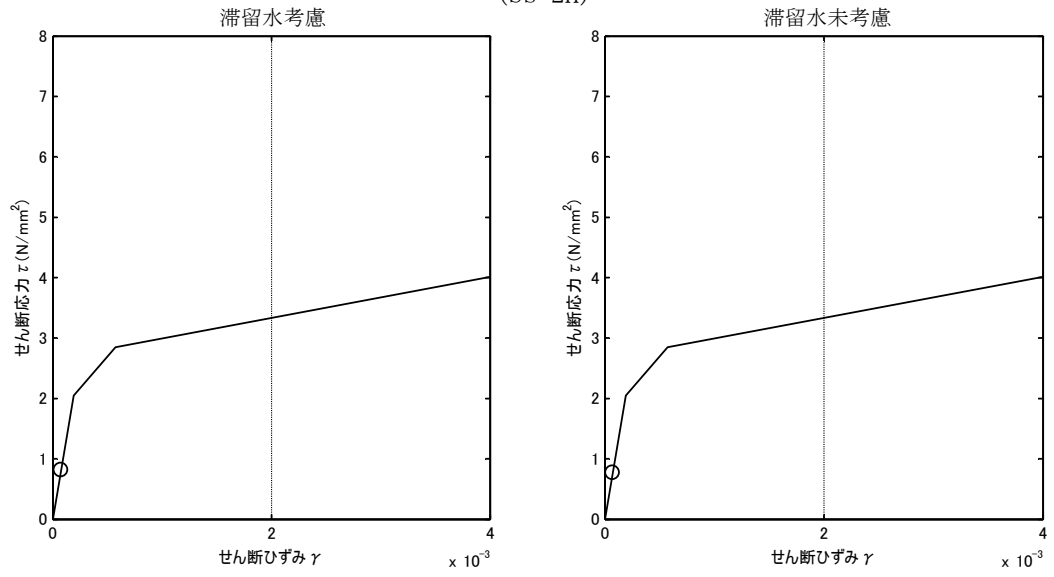
図 2.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ（NS 方向）



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 2.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ（EW 方向）

2.2 ２号機原子炉建屋

2.2.1 解析評価方針

２号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は，基準地震動 Ss を用いた地震応答解析によることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

解析モデルは，地下１階から地上 5 階に設置された機器を含む建屋全域を NS，EW 方向とも１軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し，固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが，評価基準値（4.0×10^{-3}）を超えないことを確認することとする。

２号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を，図 2.2.1-1 に示す。

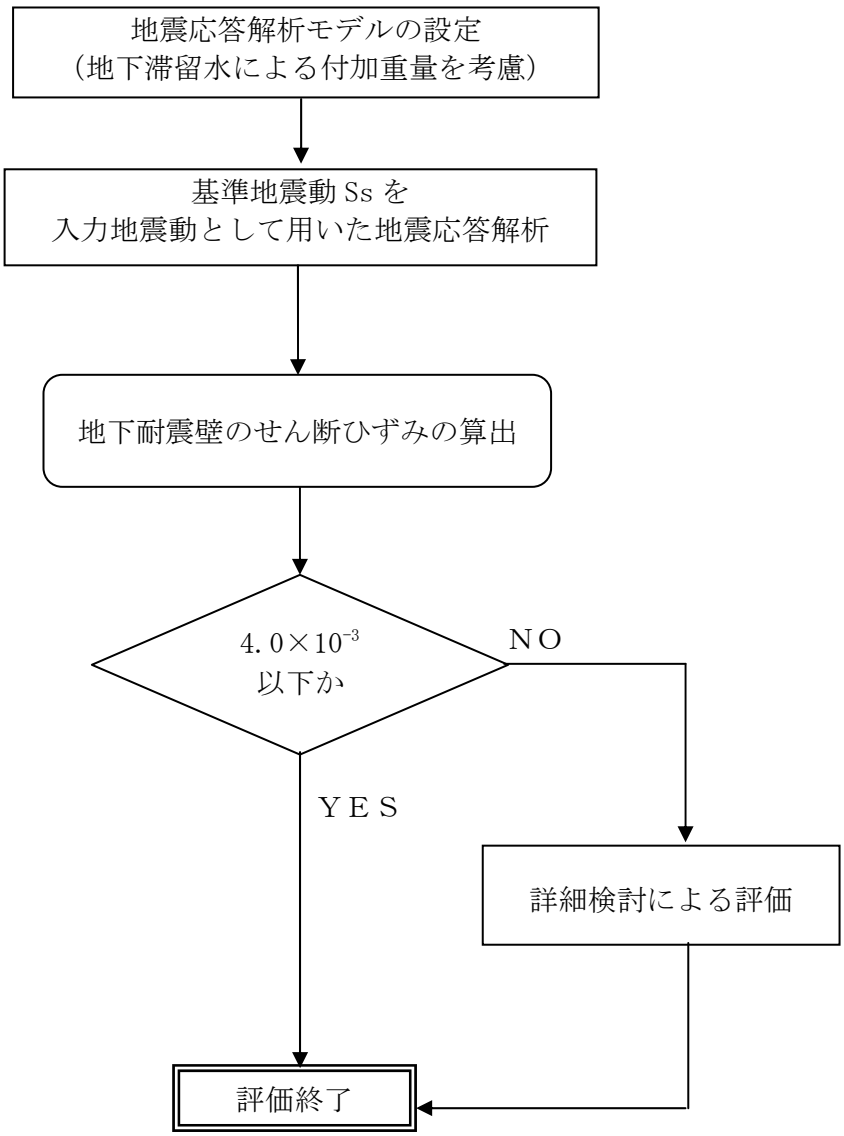


図 2.2.1-1　２号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.2.2　２号機原子炉建屋の水位及び地下滞留水量

２号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 2.2.2-1 に示す。

表 2.2.2-1　２号機原子炉建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	２号機
水位	O.P. 4,000
貯水量	6,500m^3

2.2.3　解析に用いる入力地震動

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

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.2.3-1 に示す。この２号機原子炉建屋の解析モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 Ss の加速度波形について，図 2.2.3-2 に示す。

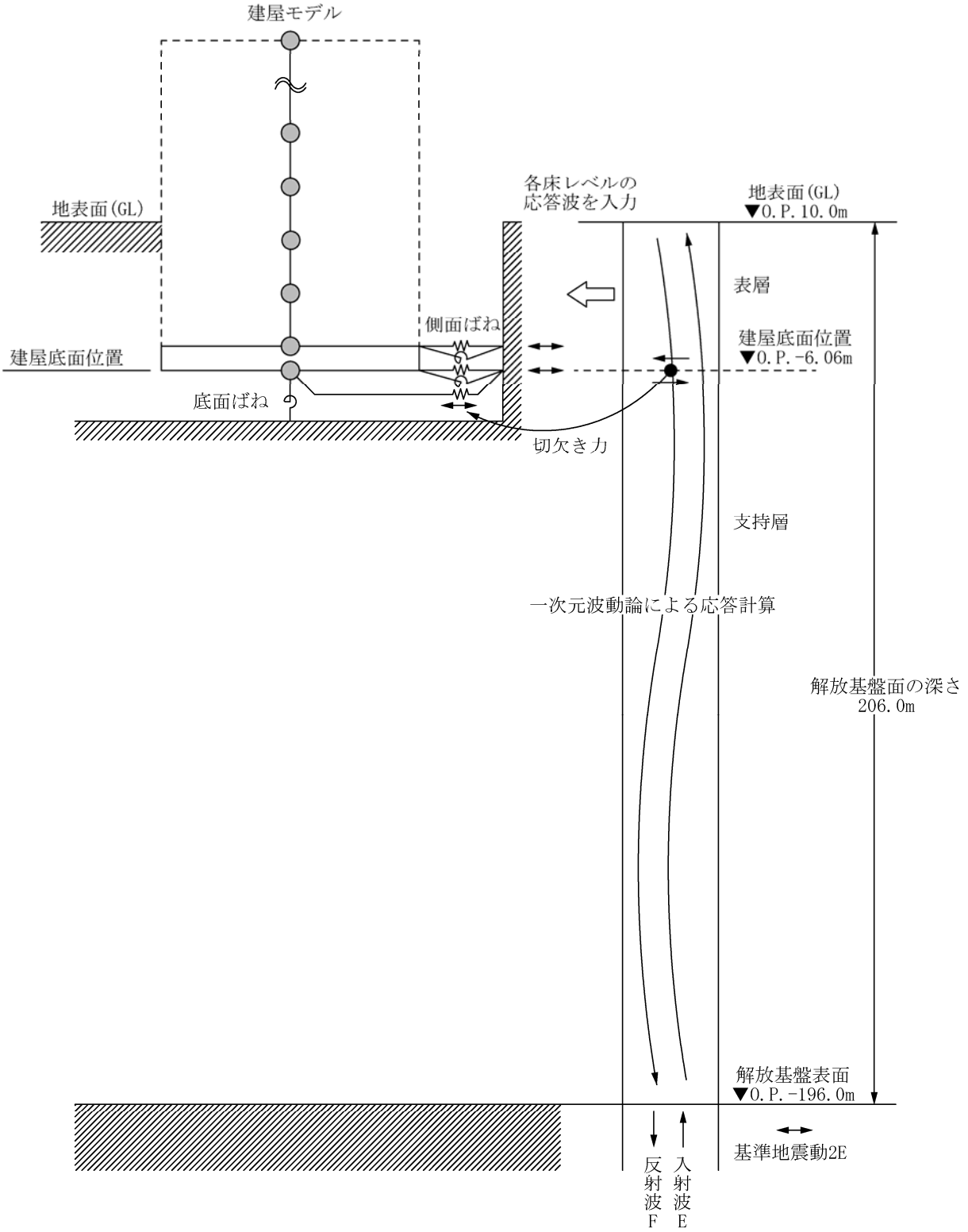
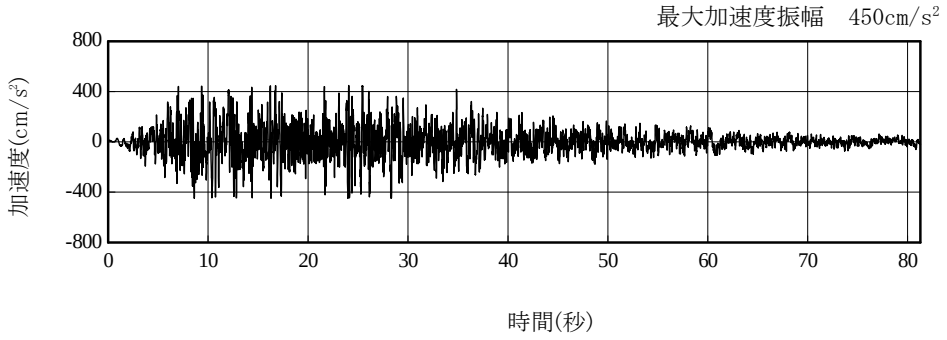
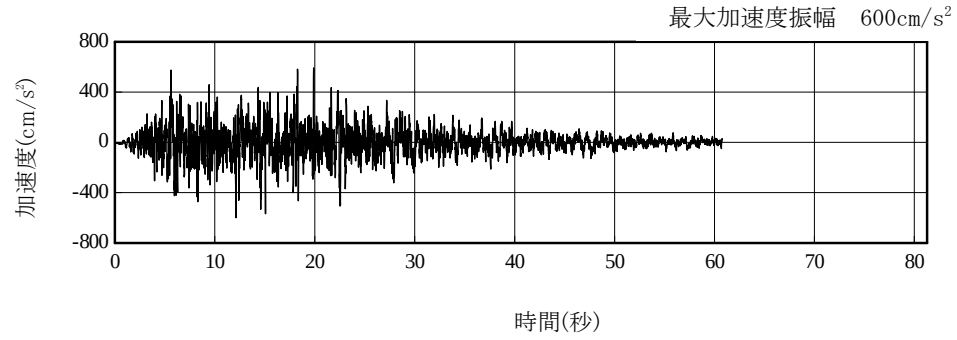


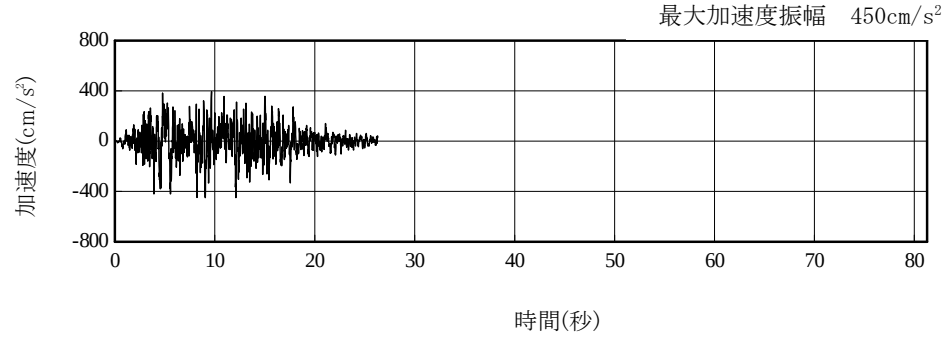
図 2.2.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 2.2.3-2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

2.2.4　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する２号機原子炉建屋の地震応答解析は，「2.2.3　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは，図 2.2.4-1 に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 2.2.4-1 に，建屋解析モデルの諸元を表 2.2.4-2 に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 2.2.4-3 に示す。

解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。また，埋込部分の建屋側面地盤ばねについては，建屋側面位置の地盤定数を用いて，水平及び回転ばねを「JEAG4601-1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図 2.2.4-2 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

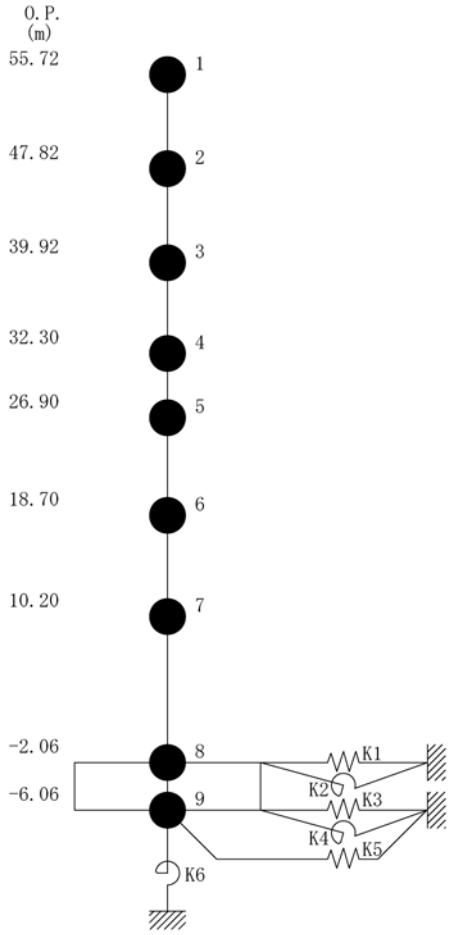


図 2.2.4-1　２号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS・EW 方向）

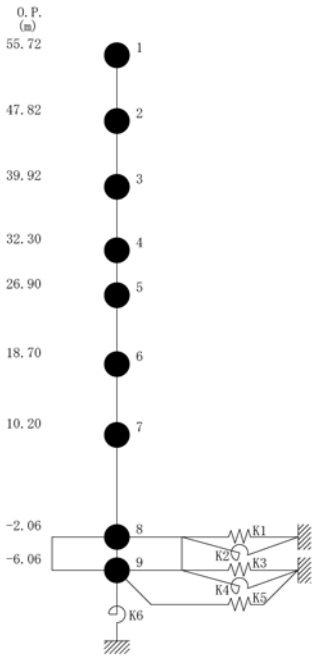
表 2.2.4-1　地震応答解析に用いる物性値

	強度＊1 Ｆｃ （N/mm^2）	ヤング係数*2 E （N/mm^2）	せん断弾性係数*2 G （N/mm^2）	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ （kN/m^3）
コンクリート	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 2.2.4-2　建屋解析モデルの諸元

NS 方向

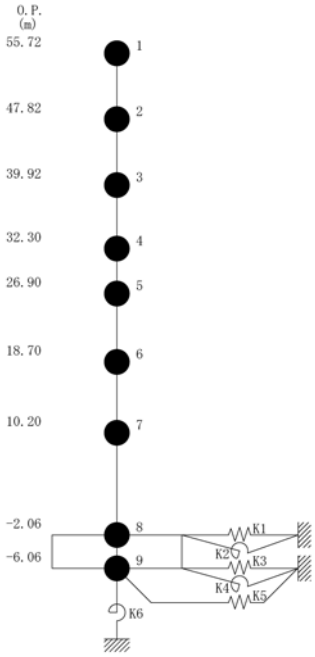


質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G(×10^5kN･m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	14,380	25.99		
2	10,220	18.53	18.6	10,154
3	58,470	105.81	18.6	10,675
4	70,440	127.49	184.3	22,551
5	107,720	194.96	166.8	24,629
6	116,670	211.14	249.3	44,401
7	199,190	360.49	157.1	40,661
8	341,290 (63,750)	617.55 (115.35)	456.8	110,444
9	125,030	226.24	2,656.2	480,675
合計	1,043,410			

注　(　　)内は滞留水による付加分を示す。

ヤング係数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%
基礎形状　　46.60m(NS 方向)×57.00m(EW 方向)

EW 方向



質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G(×10^5kN･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	341,290 (63,750)	923.98 (172.59)	418.1	132,121
9	125,030	338.53	2,656.2	719,166
合計	1,043,410			

注　(　　)内は滞留水による付加分を示す。

ヤング係数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%
基礎形状　　46.60m(NS 方向)×57.00m(EW 方向)

表 2.2.4-3 (1)　地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^3)	ポアソン比 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)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 2.2.4-3 (2)　地盤定数

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^3)	ポアソン比 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)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 2.2.4-3 (3)　地盤定数

(Ss-3)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0										
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

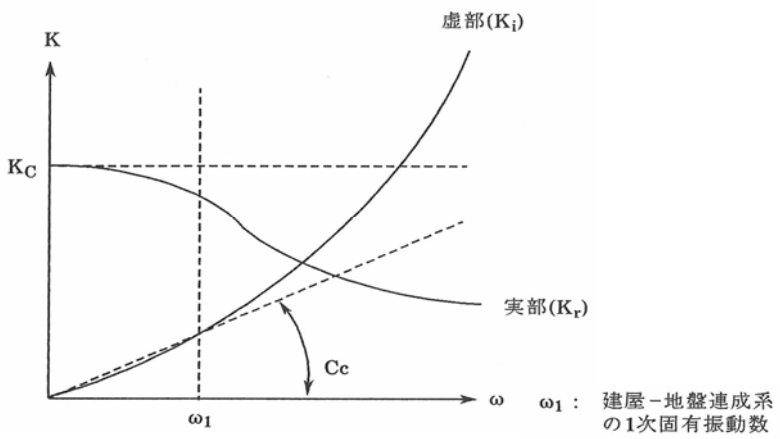


図 2.2.4-2　地盤ばねの近似

2.2.5　地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を，滞留水を未考慮の場合と比較して，図2.2.5-1～図2.2.5-6に示す。

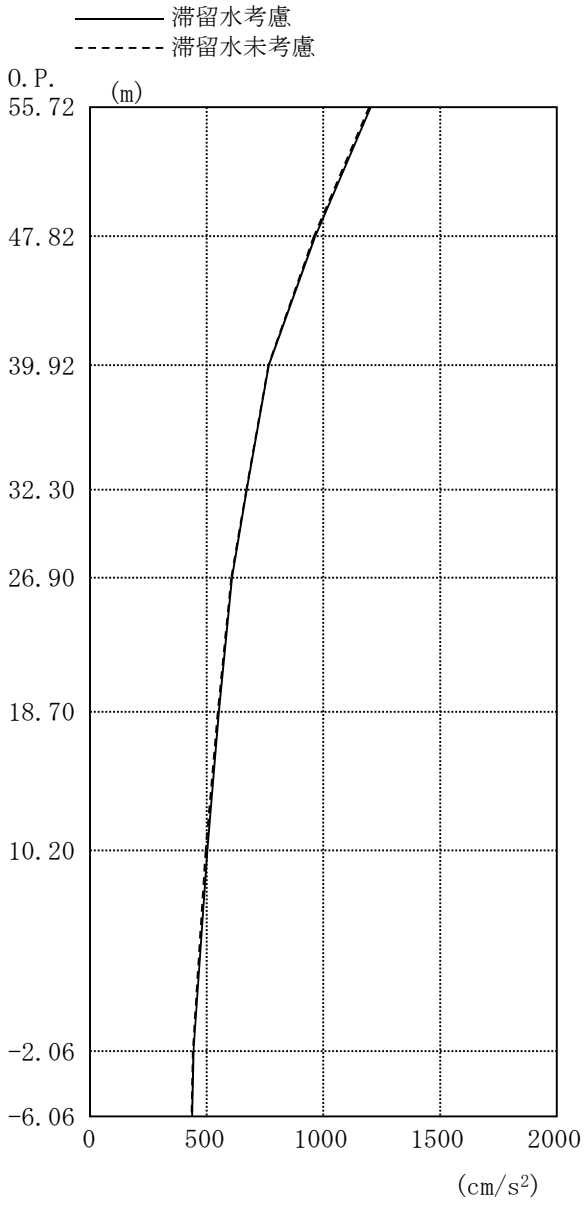


図2.2.5-1　最大応答加速度（NS方向・Ss-1H）

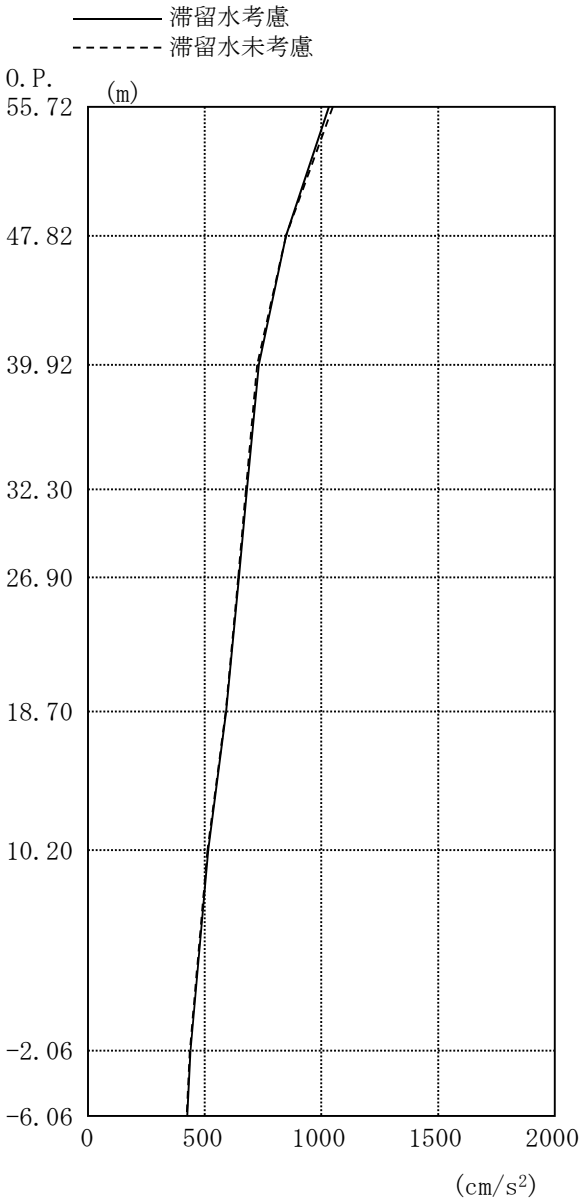


図 2.2.5-2　最大応答加速度（NS 方向・Ss-2H）

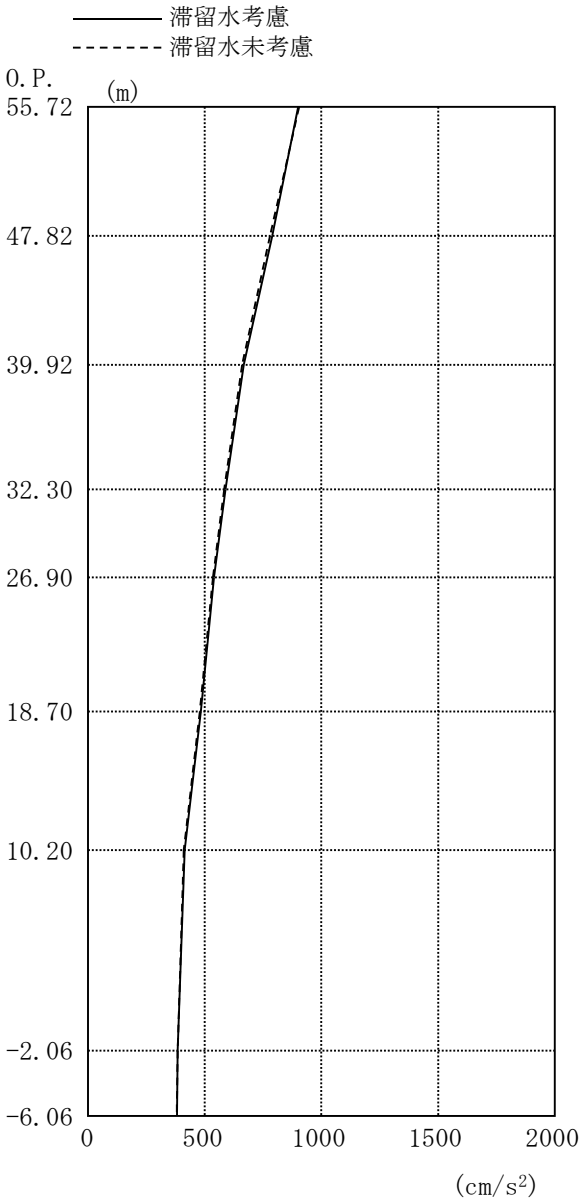


図 2.2.5-3　最大応答加速度（NS 方向・Ss-3H）

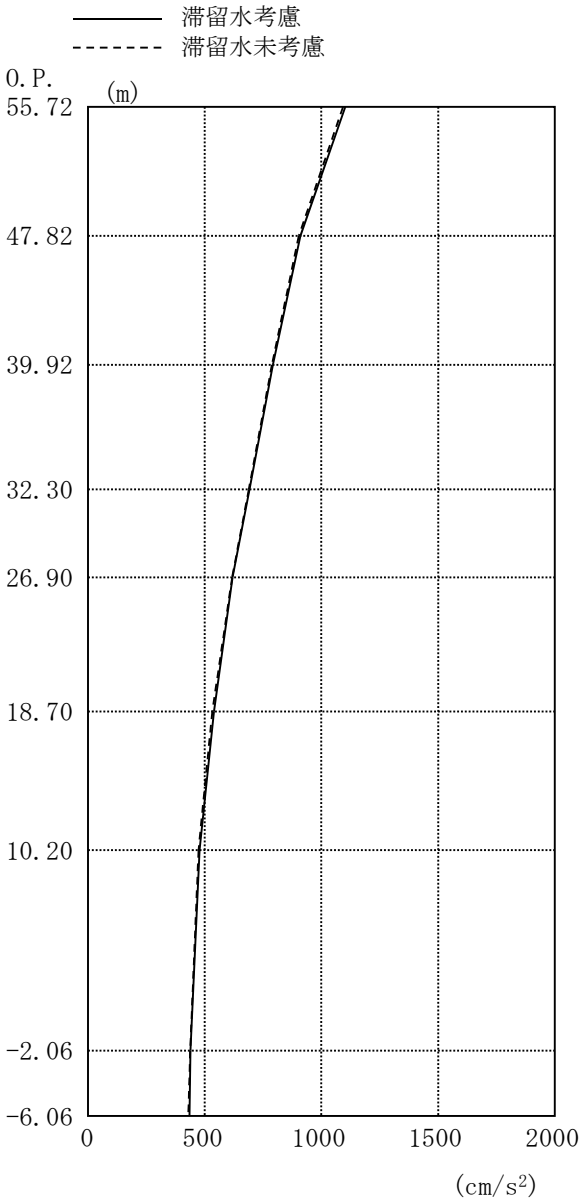


図 2.2.5-4　最大応答加速度（EW 方向・Ss-1H）

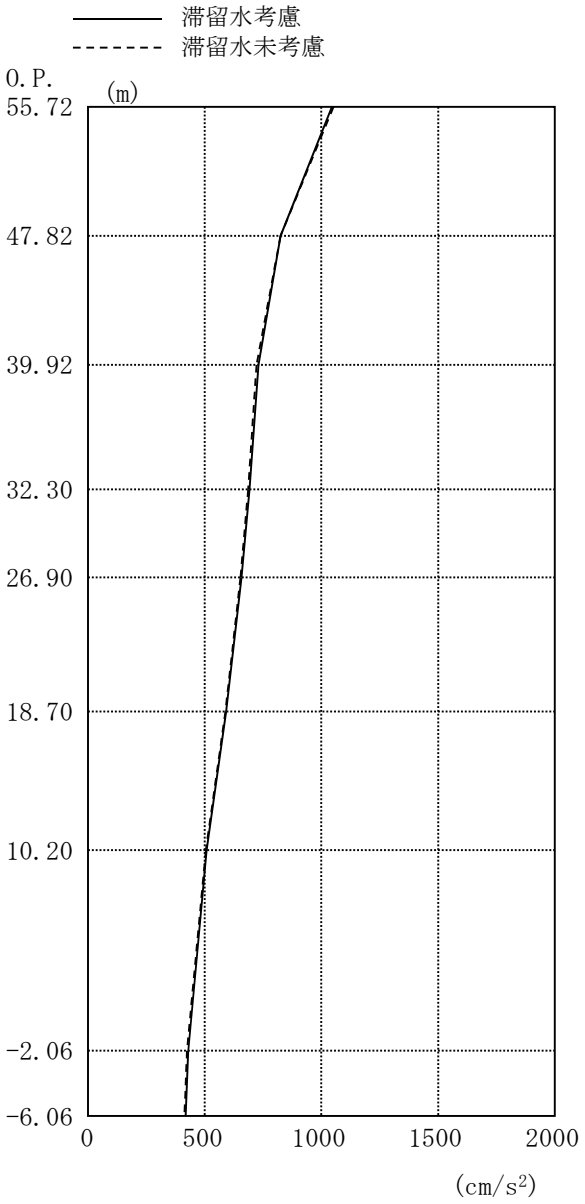


図 2.2.5-5　最大応答加速度（EW 方向・Ss-2H）

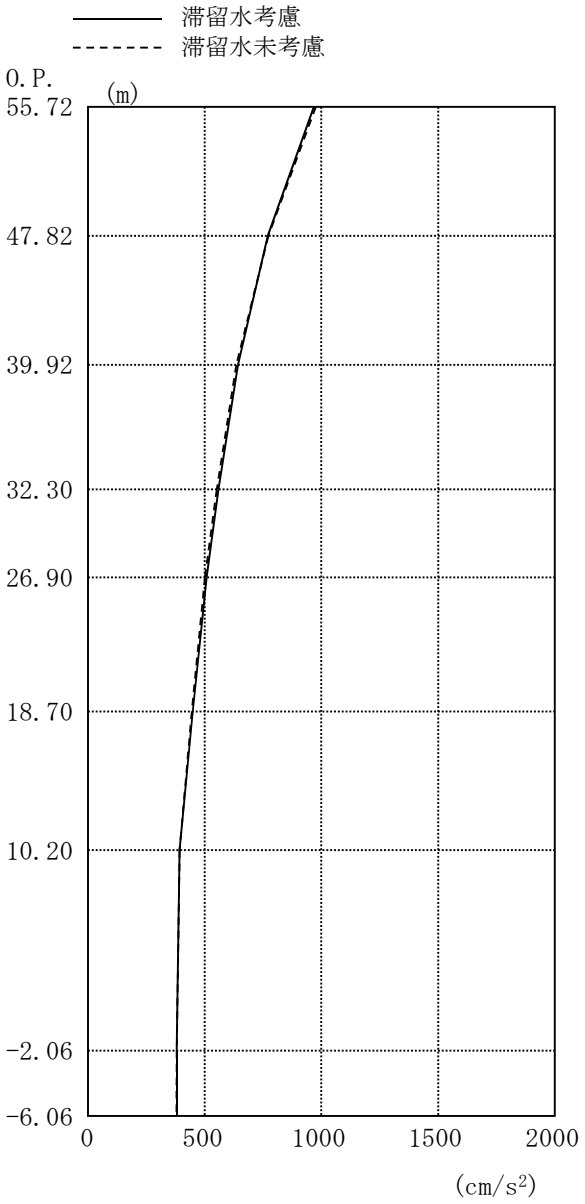


図 2.2.5-6　最大応答加速度（EW 方向・Ss-3H）

2.2.6　耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を，滞留水を未考慮の場合と比較して，表 2.2.6-1 及び表 2.2.6-2 に示す。また，図 2.2.6-1 及び図 2.2.6-2 に基準地震動Ssに対する最大応答値を，滞留水を未考慮の場合と比較して，耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，滞留水を考慮した場合でも，最大で 0.08×10^{-3}であり，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分余裕がある。なお，スケルトン曲線は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから，２号機原子炉建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 2.2.6-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

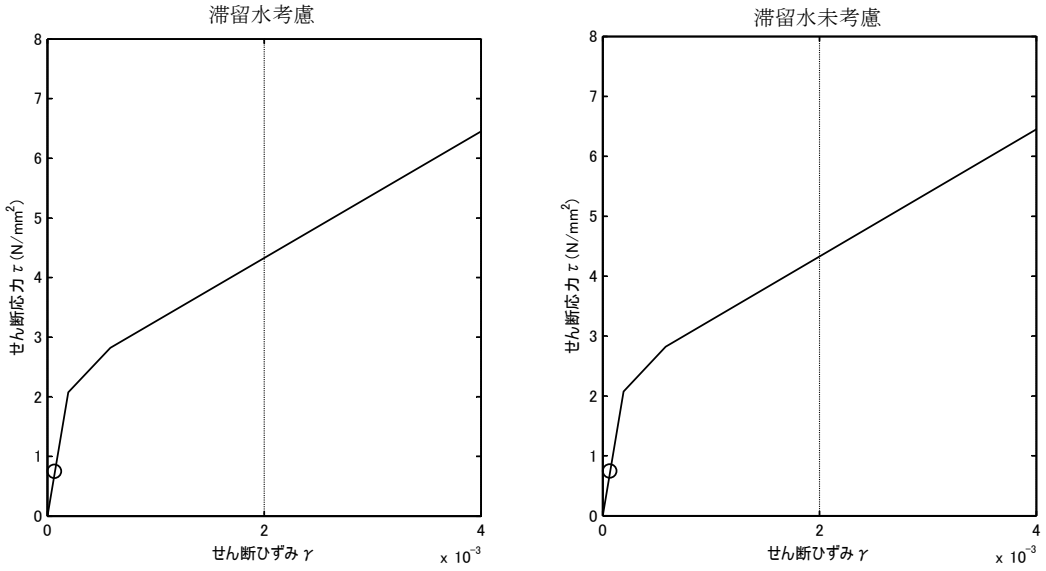
（単位：$\times10^{-3}$）

階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～-2.06	考慮	0.07	0.08	0.07	4.0 以下
		未考慮	0.07	0.07	0.06	

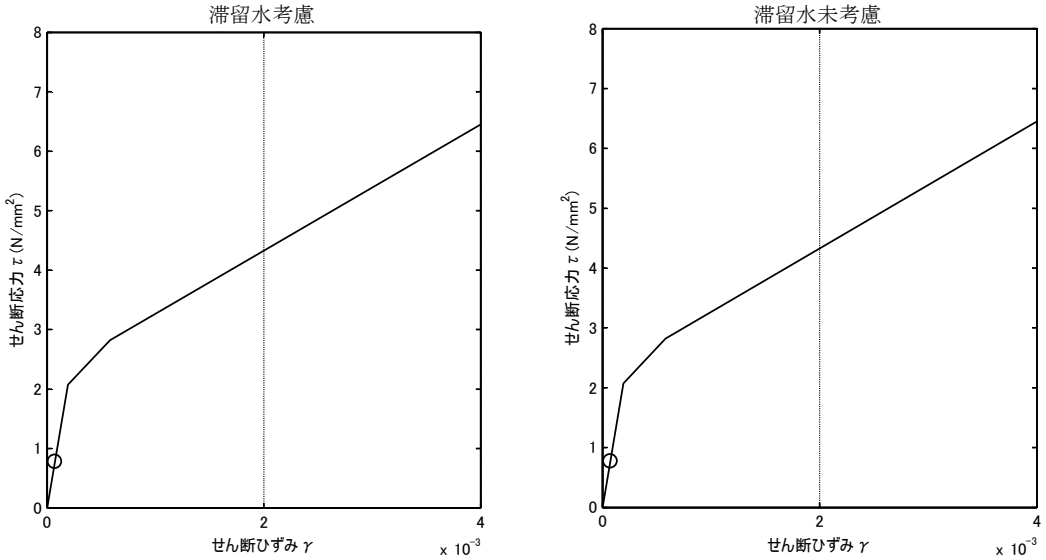
表 2.2.6-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（単位：$\times10^{-3}$）

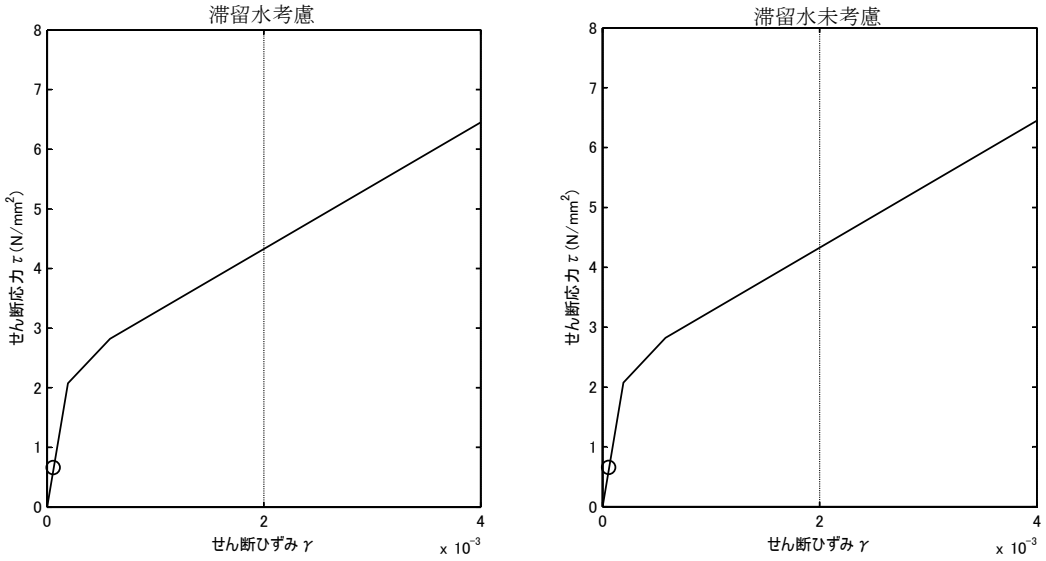
階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～-2.06	考慮	0.08	0.08	0.07	4.0 以下
		未考慮	0.07	0.08	0.06	



(Ss-1H)

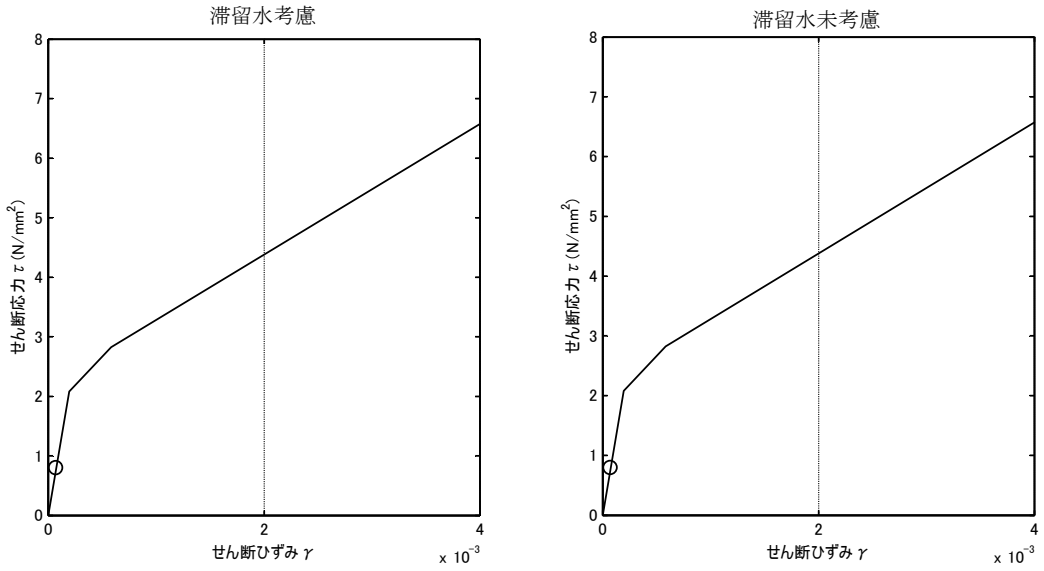


(Ss-2H)

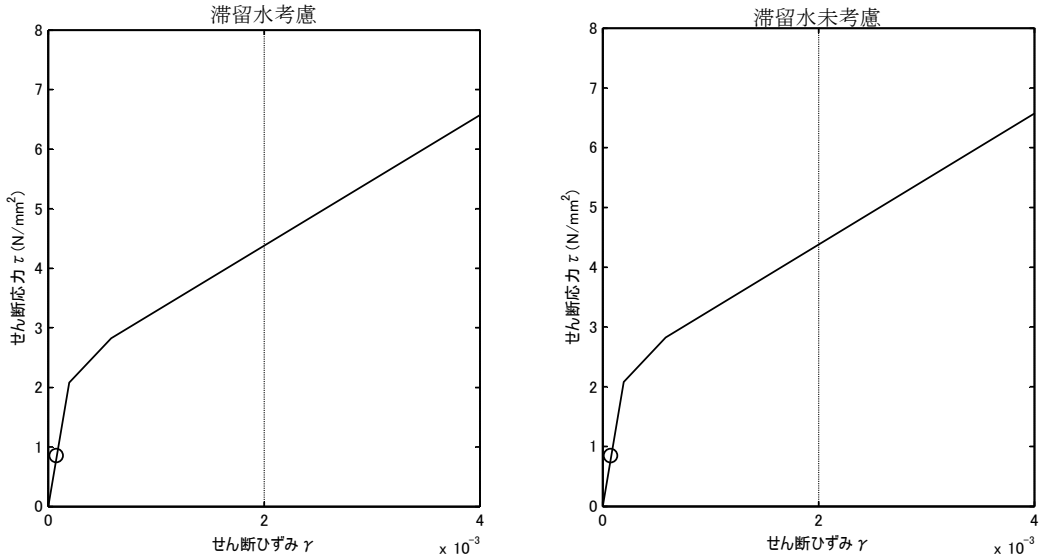


(Ss-3H)

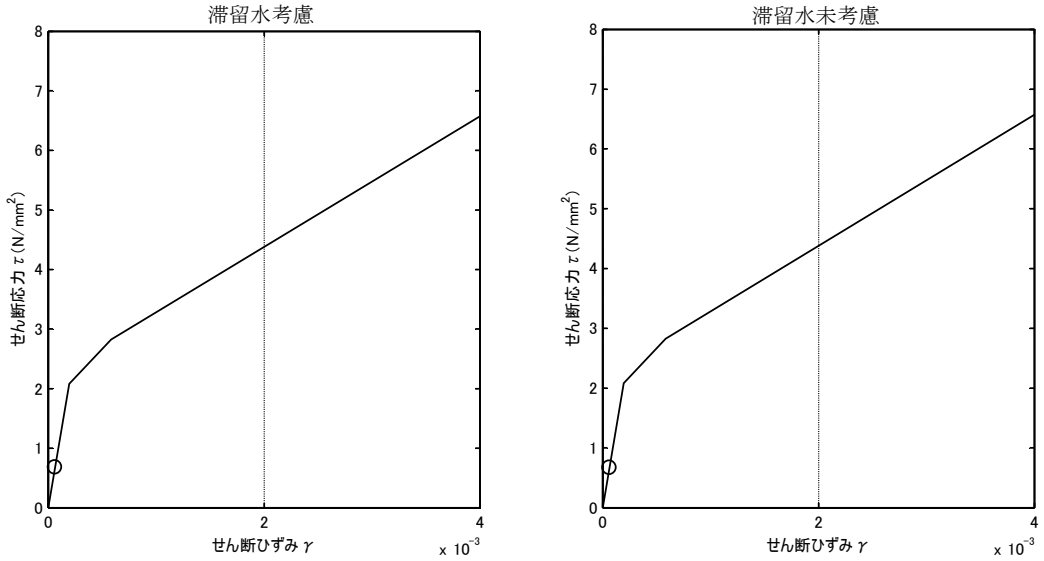
図 2.2.6-1　耐震壁のせん断ひずみ（NS 方向）



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 2.2.6-2　耐震壁のせん断ひずみ（EW 方向）

3　タービン建屋

3.1　3号機タービン建屋（代表号機）

3.1.1　解析評価方針

タービン建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全評価は，基準地震動 Ss を用いた地震応答解析によることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

タービン建屋については地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは，地下１階から地上3階に設置された機器を含む建屋全域を NS，EW 方向とも多軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し，固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが，評価基準値（4.0×10^{-3}）を超えないことを確認することとする。

タービン建屋の地震応答解析の評価手順例を，図-3.1.1 に示す。

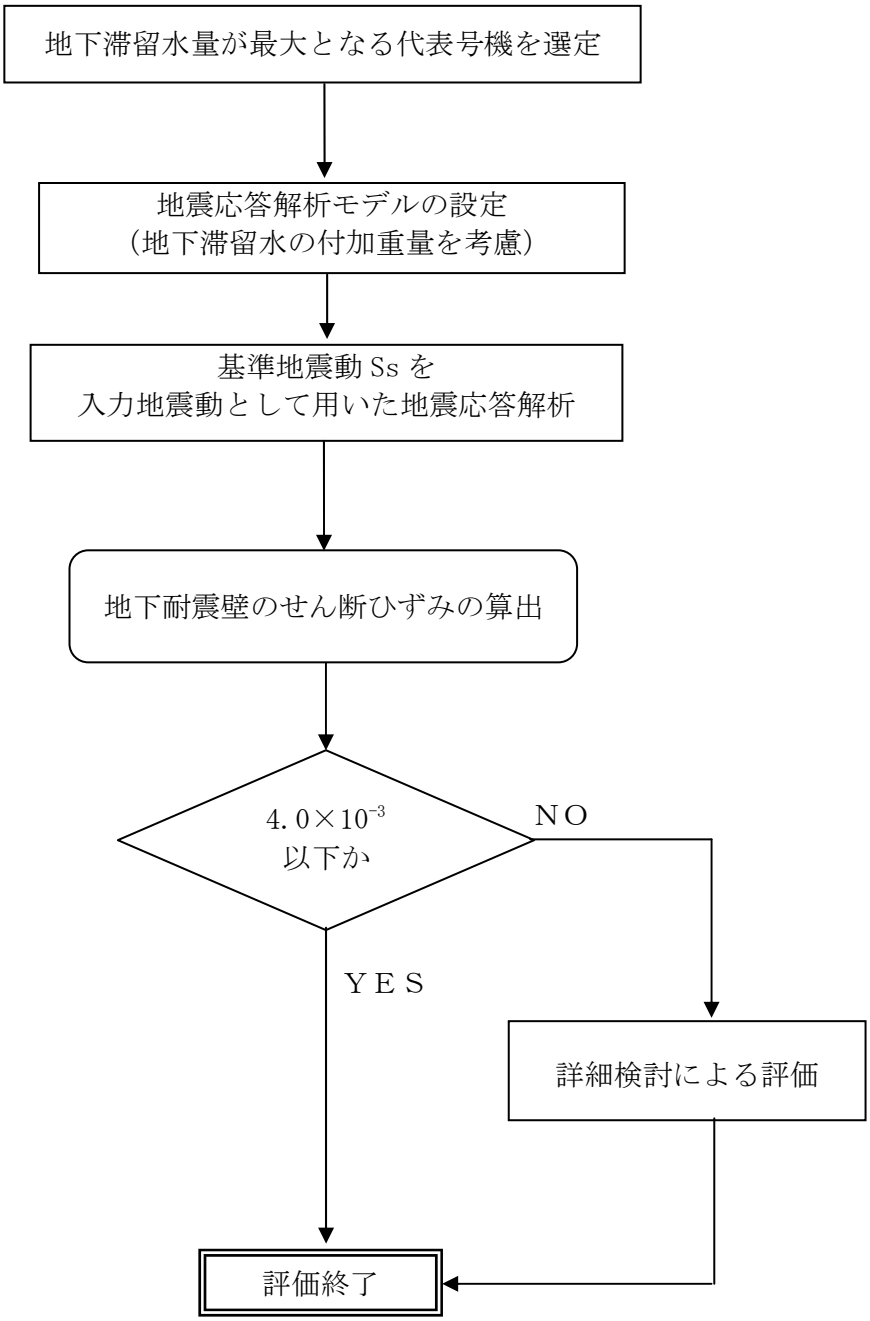


図 3.1.1-1　タービン建屋の地震応答解析の評価手順例

3.1.2　代表号機の選定

タービン建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 3.1.2-1 に示す。表 3.1.2-1 より，貯水量の最も多い３号機を代表号機と選定する。

表 3.1.2-1　タービン建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	１号機	２号機	３号機	４号機
水位	O.P.　5,300	O.P.　4,000	O.P.　4,000	O.P.　4,000
貯水量	9,600m^3	13,500m^3	16,400m^3	12,800m^3

3.1.3　解析に用いる入力地震動

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

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 3.1.3-1 に示す。この３号機タービン建屋の解析モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 Ss の加速度波形について，図 3.1.3-2 に示す。

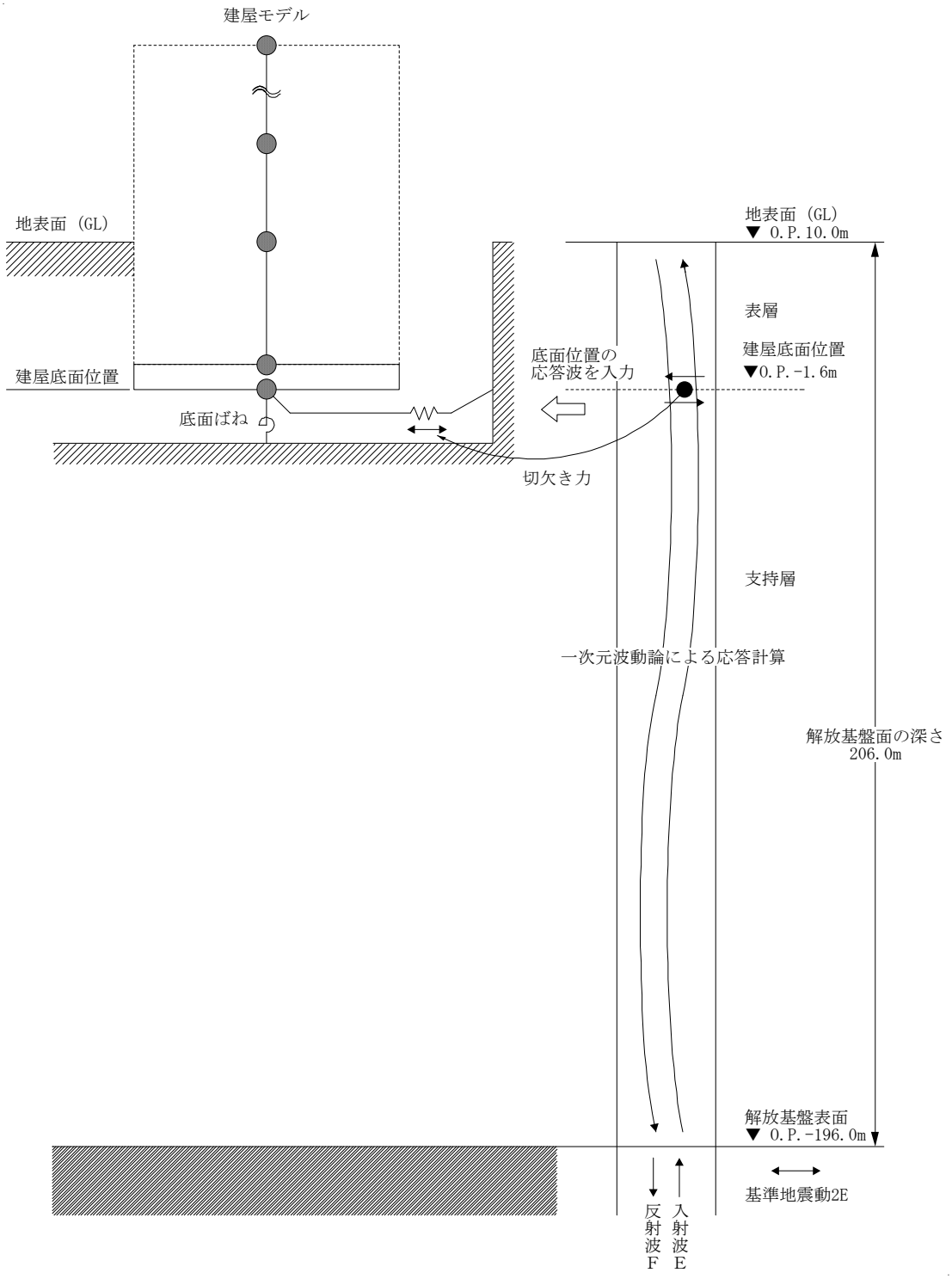
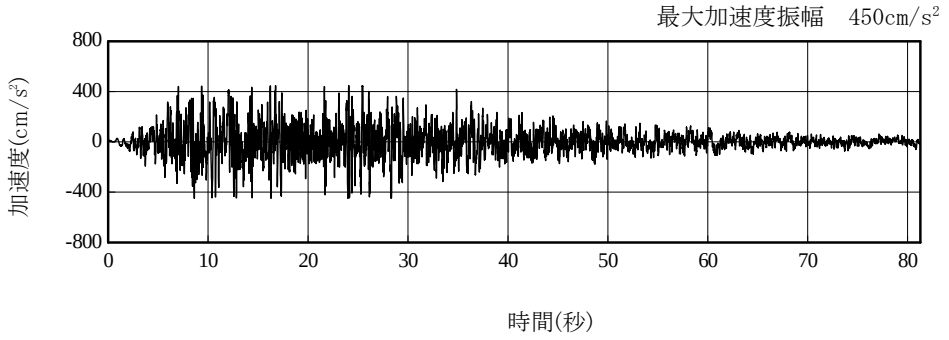
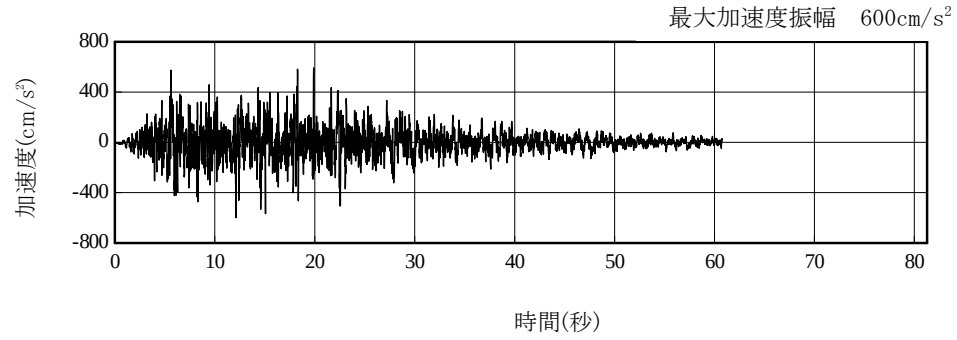


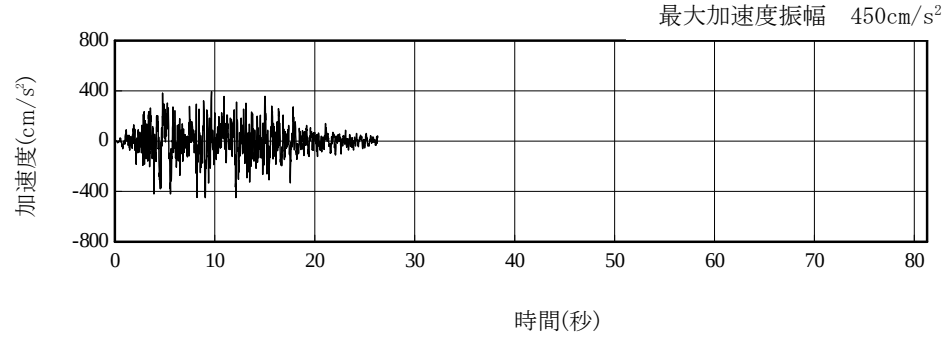
図 3.1.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 3.1.3-2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

3.1.4　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する３号機タービン建屋の地震応答解析は，「3.1.3.　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは，図 3.1.4-1 及び図 3.1.4-2 に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 3.1.4-1 に，建屋解析モデルの諸元を図 3.1.4-3～図 3.1.4-6 に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 3.1.4-2 に示す。

解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図 3.1.4-7 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

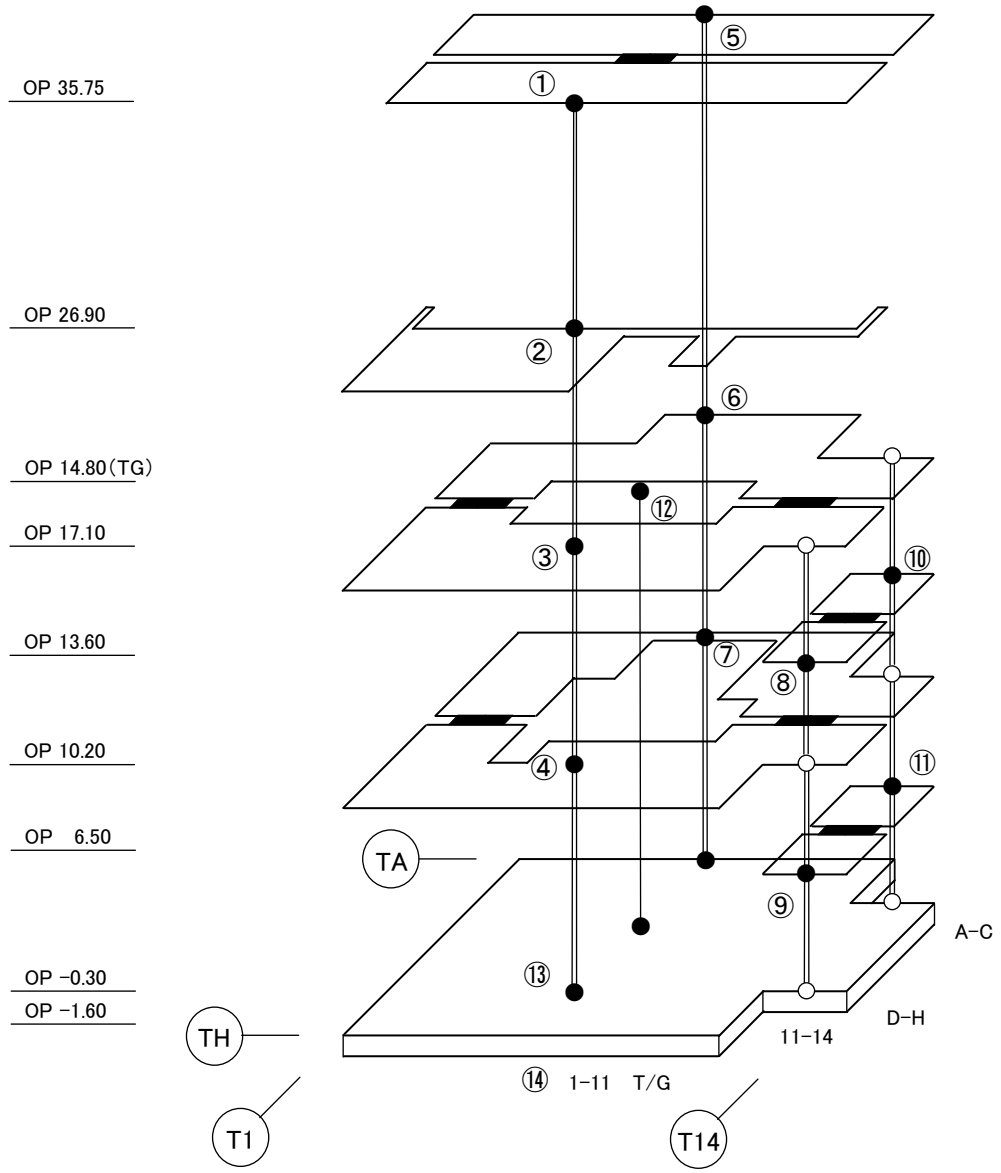


図 3.1.4-1　３号機タービン建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

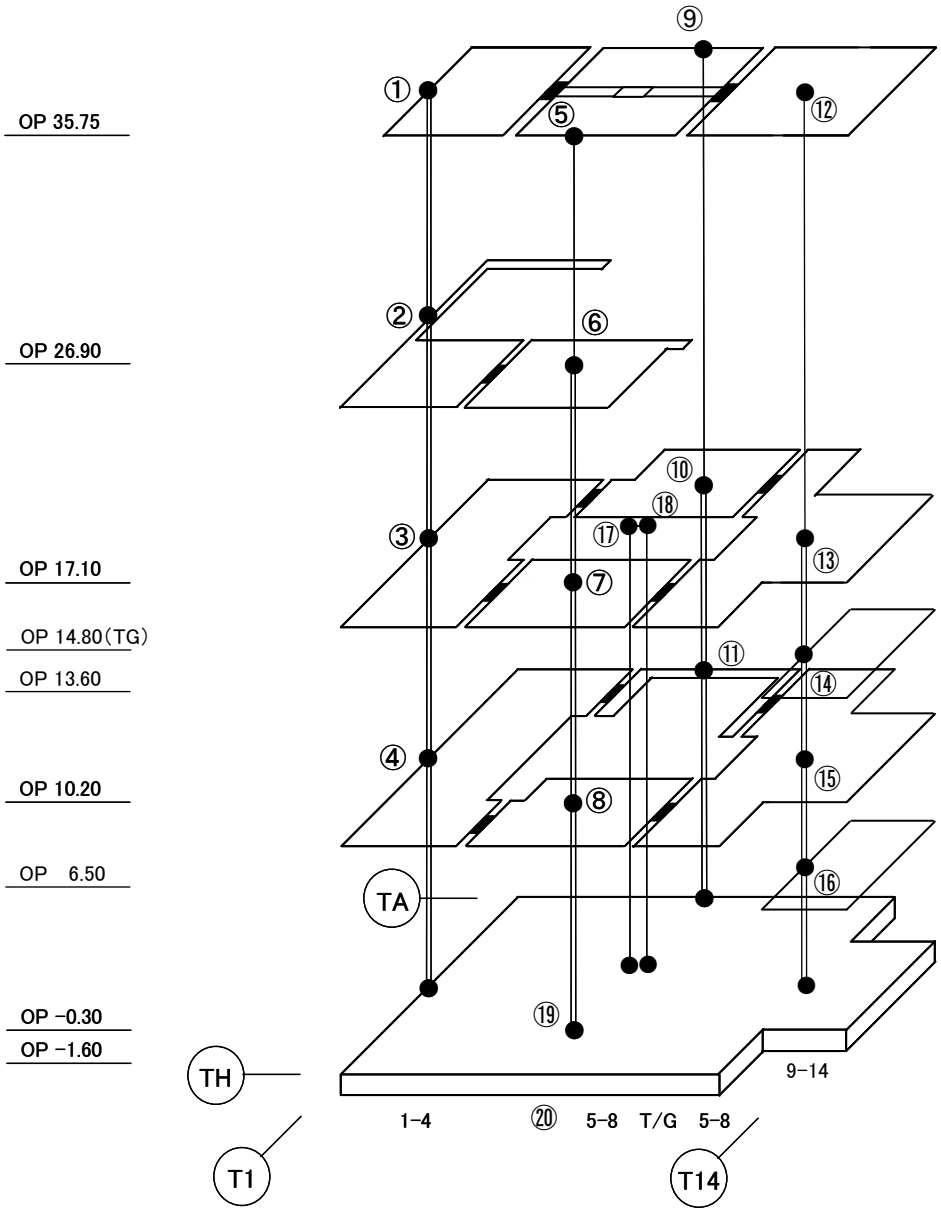


図 3.1.4-2　３号機タービン建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

表 3.1.4-1　地震応答解析に用いる物性値

	強度＊1 Ｆｃ （N/mm^2）	ヤング係数*2 E （N/mm^2）	せん断弾性係数*2 G （N/mm^2）	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ （kN/m^3）
コンクリート	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 （SD35）				
鋼材	SS400相当 （SS41）				

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

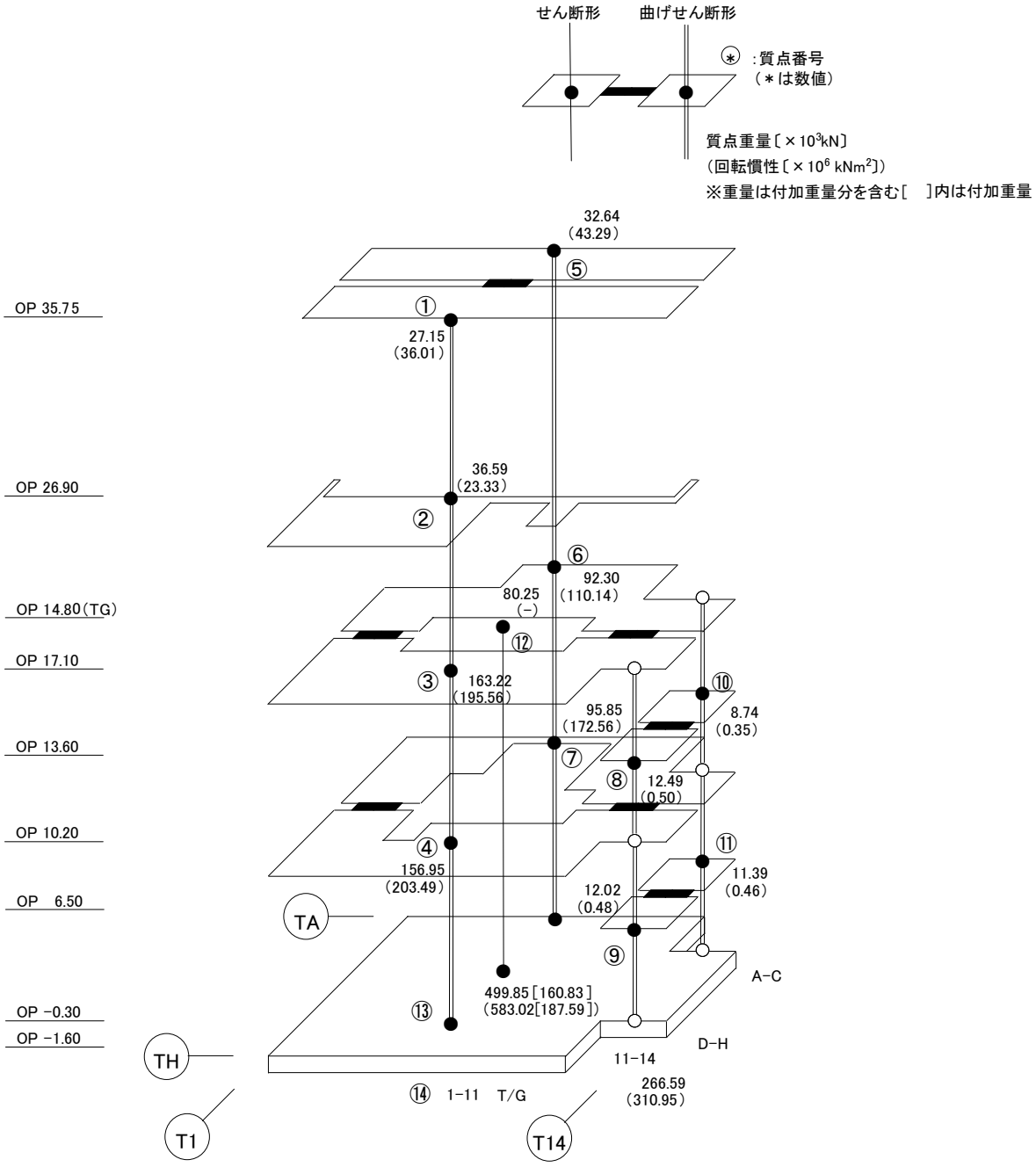
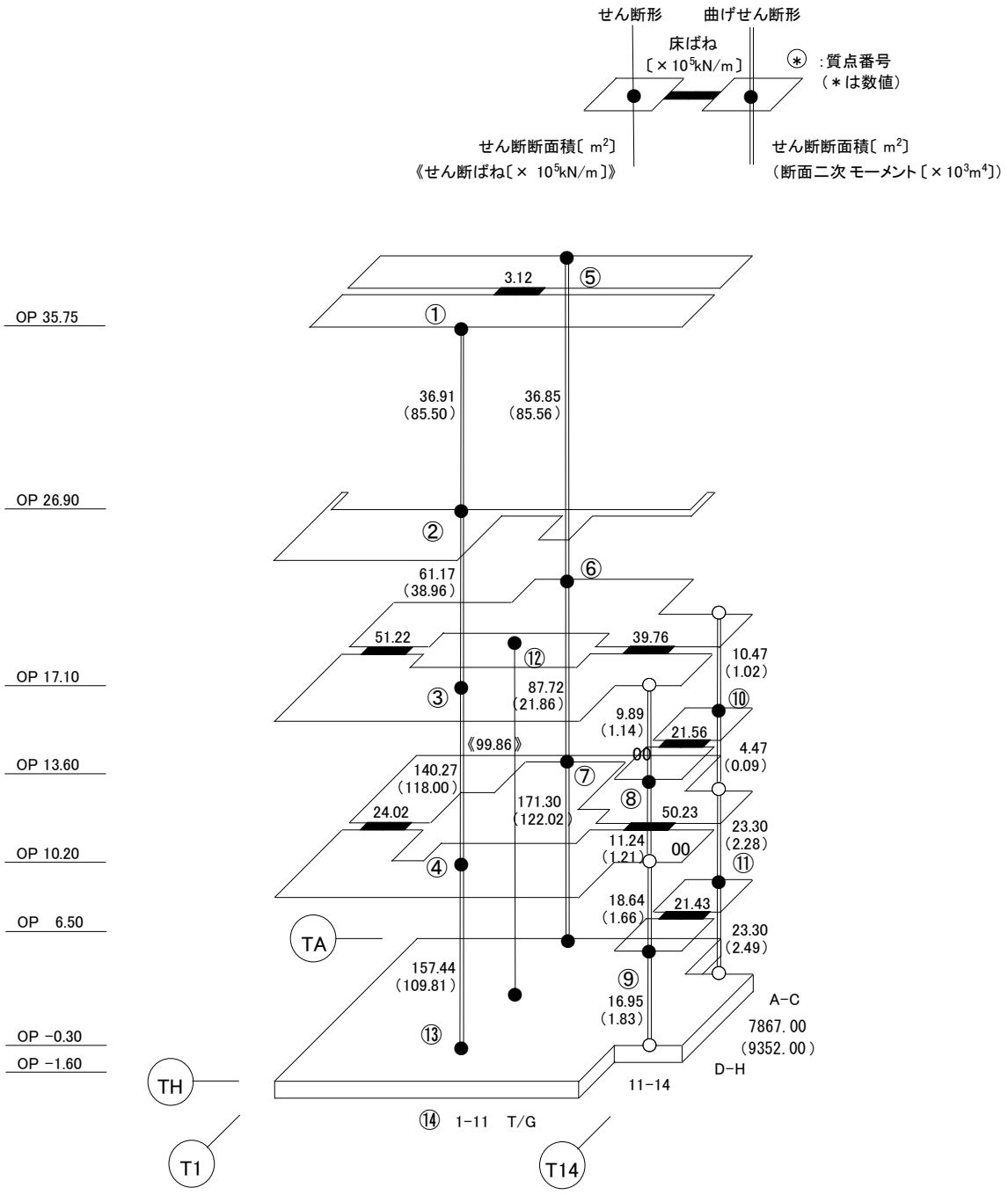


図 3.1.4-3　建屋解析モデルの諸元（重量・回転慣性）（NS 方向）



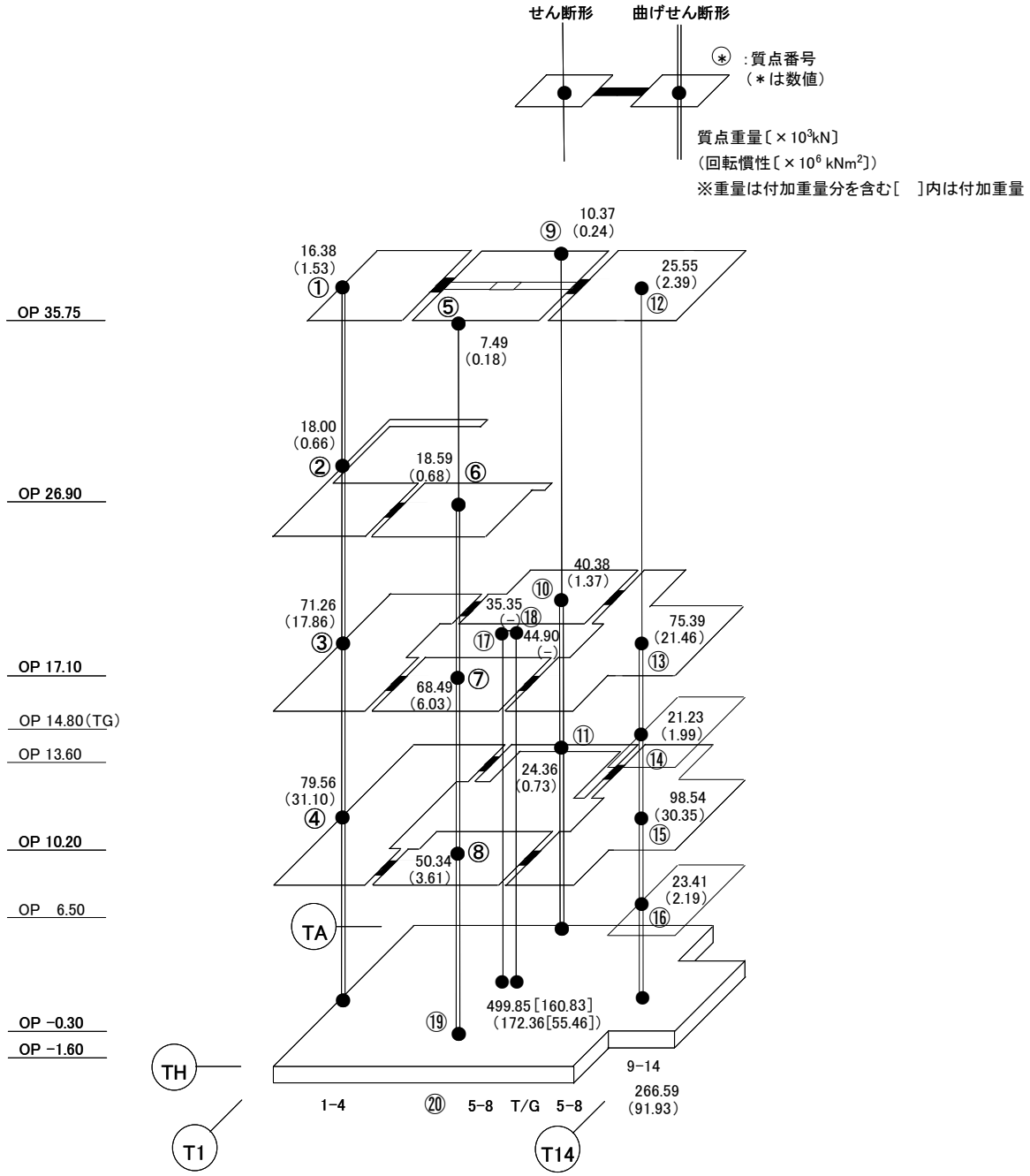
建屋の物性値

ヤング係数　　：E = 2.57× 10^7〔kN/m²〕コンクリートの物性

せん断弾性係数　：G = 10.7× 10^6〔kN/m²〕コンクリートの物性

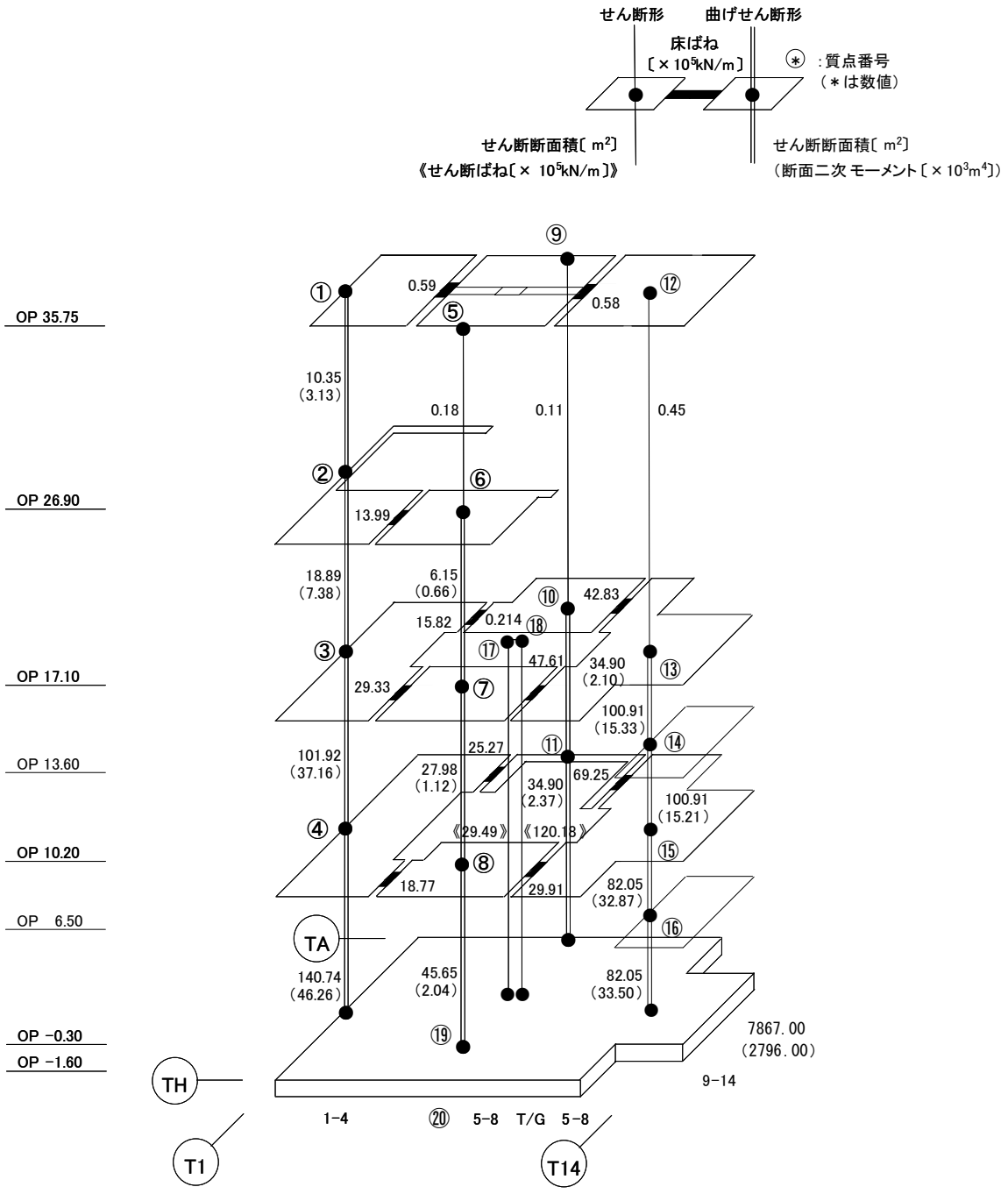
基礎形状　116.38m（NS 方向）x67.60m（EW 方向）

図 3.1.4-4　建屋解析モデルの諸元（剛性）（NS 方向）



総重量：1,496,030 kN

図 3.1.4-5　建屋解析モデルの諸元（重量・回転慣性）（EW 方向）



建屋の物性値

ヤング係数　　：E = 2.57×10⁷〔kN/m²〕コンクリートの物性

せん断弾性係数　：G = 10.7×10⁶〔kN/m²〕コンクリートの物性

基礎形状　116.38m（NS 方向）x67.60m（EW 方向）

図 3.1.4-6　建屋解析モデルの諸元（剛性）（EW 方向）

表 3.1.4-2 (1)　地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^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)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 3.1.4-2 (2)　地盤定数

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^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)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 3.1.4-2 (3)　地盤定数

(Ss-3)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0										
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

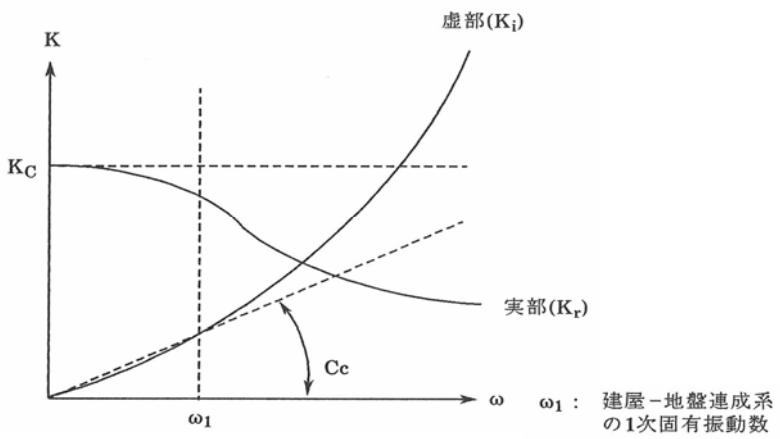


図 3.1.4-7　地盤ばねの近似

3.1.5　地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を，滞留水を未考慮の場合と比較して，図3.1.5-1～図3.1.5-6に示す。

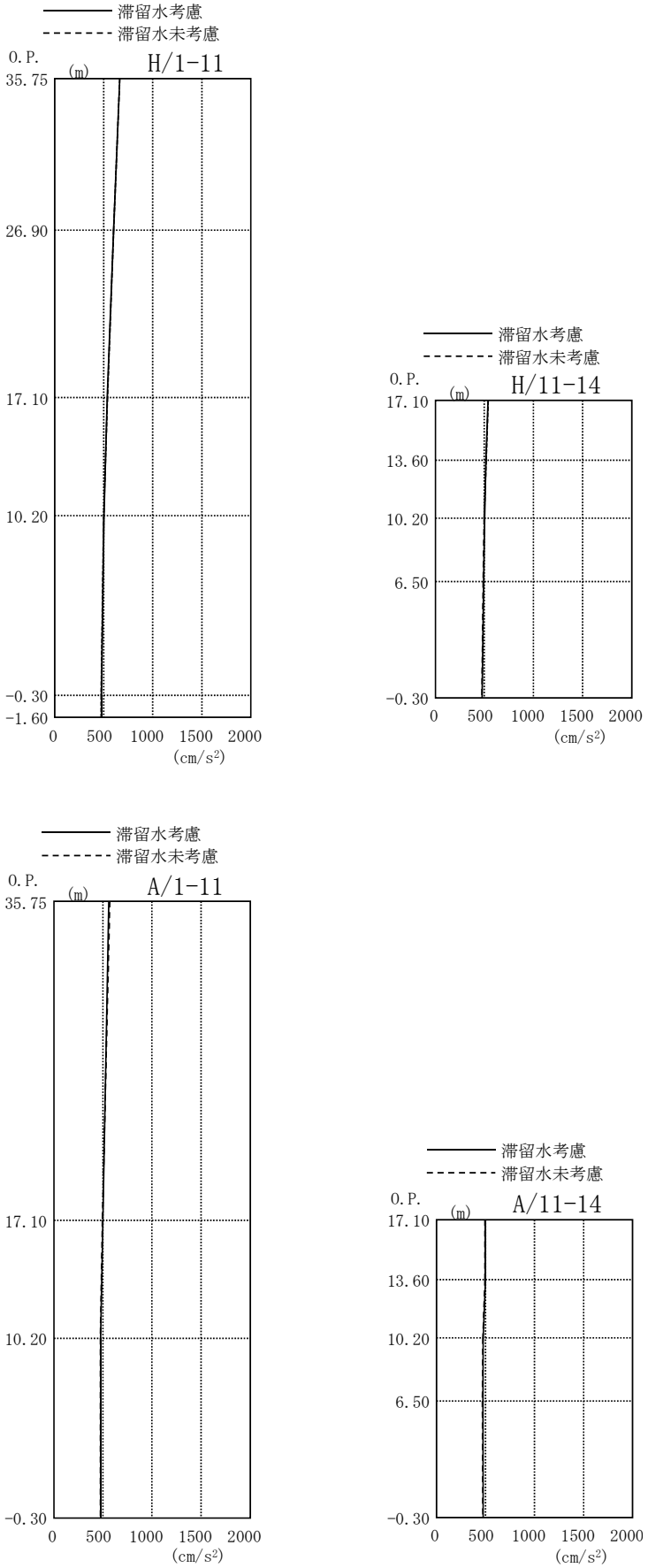


図 3.1.5-1　最大応答加速度（NS 方向・Ss-1H）

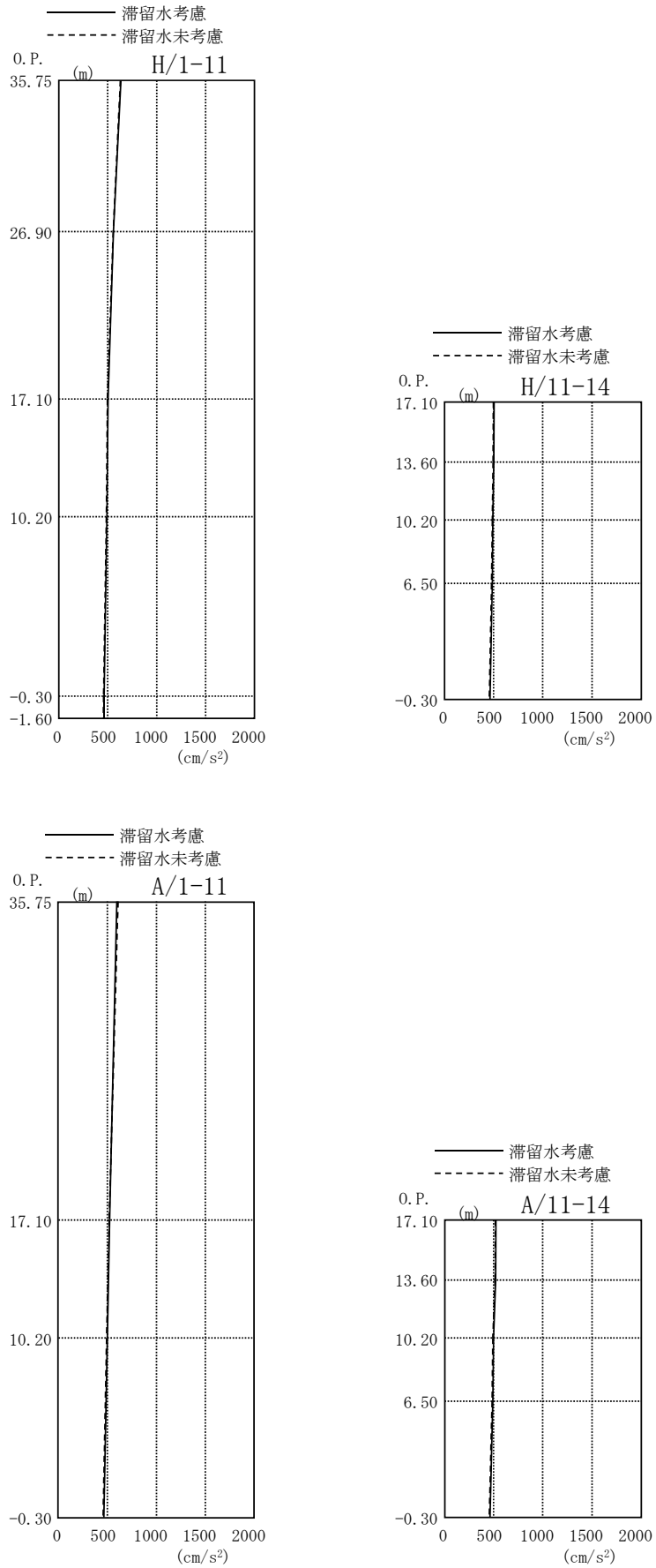


図 3.1.5-2　最大応答加速度（NS 方向・Ss-2H）

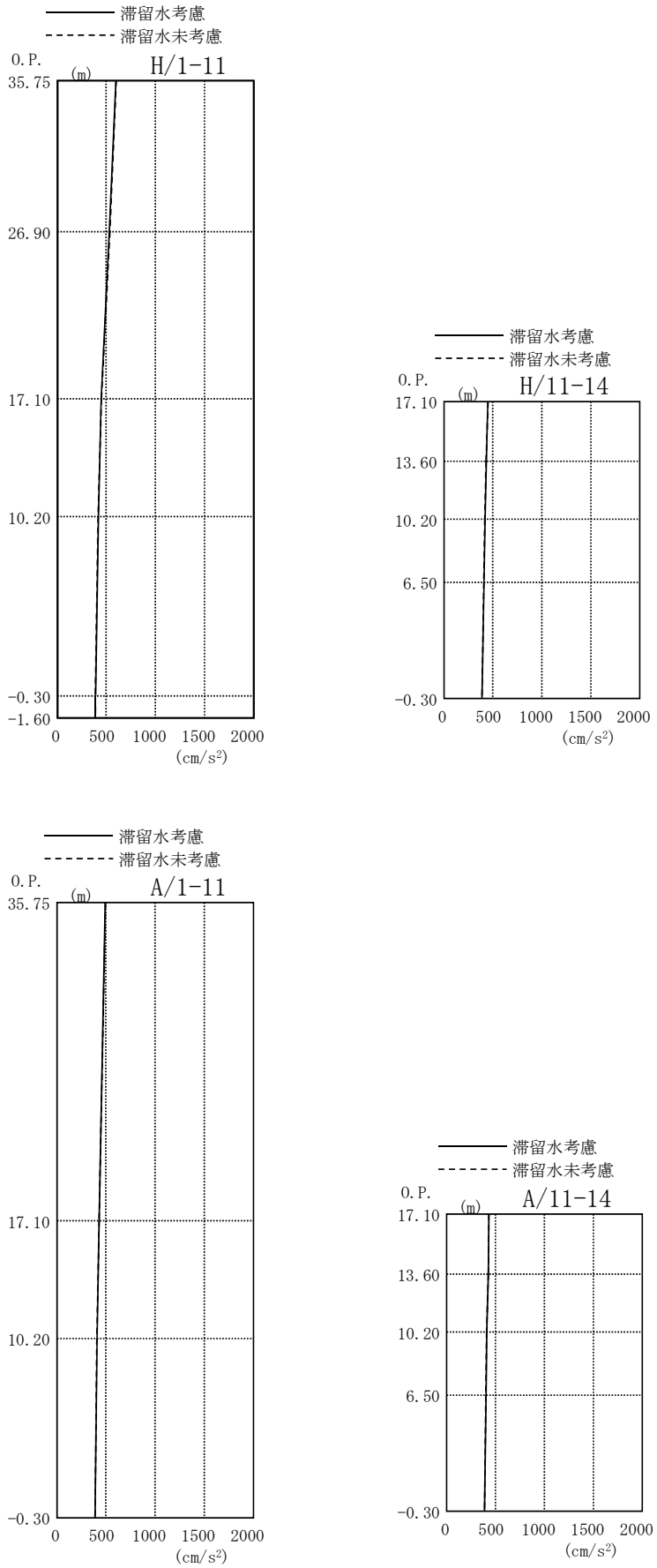


図 3.1.5-3　最大応答加速度（NS 方向・Ss-3H）

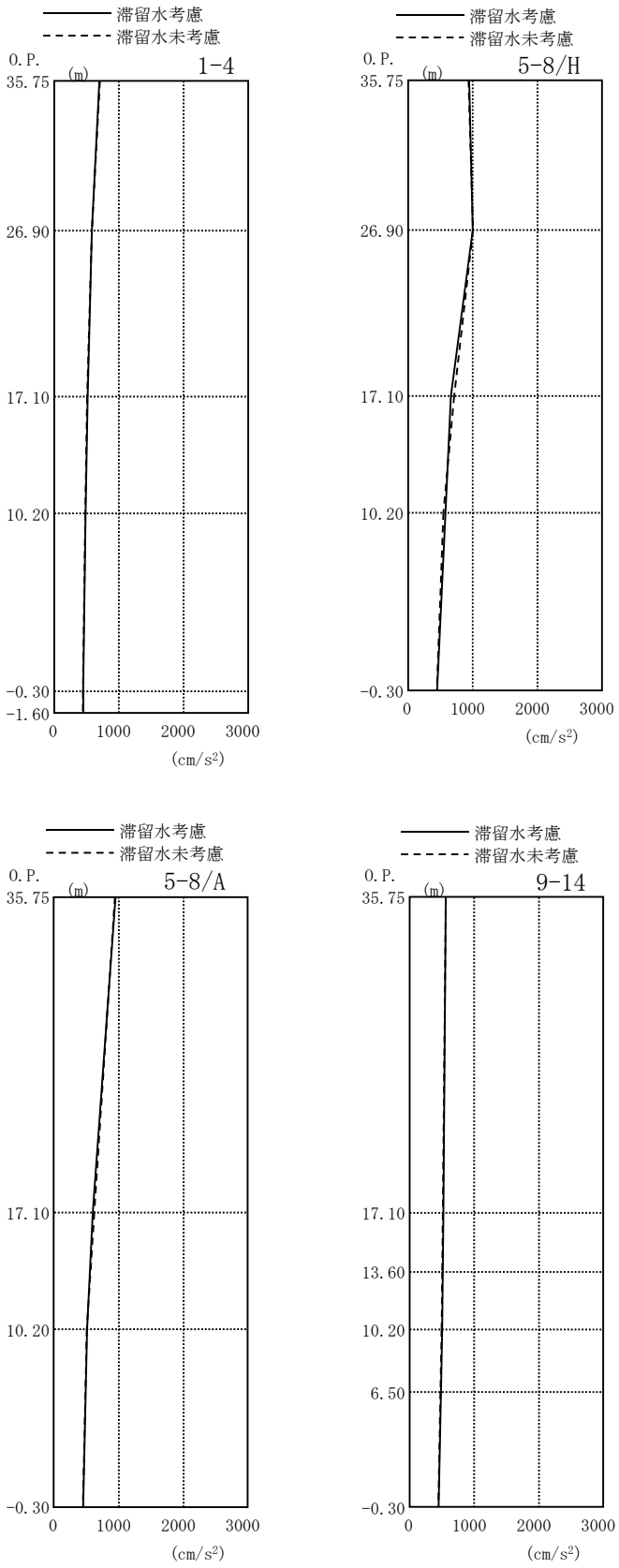


図 3.1.5-4　最大応答加速度（EW 方向・Ss-1H）

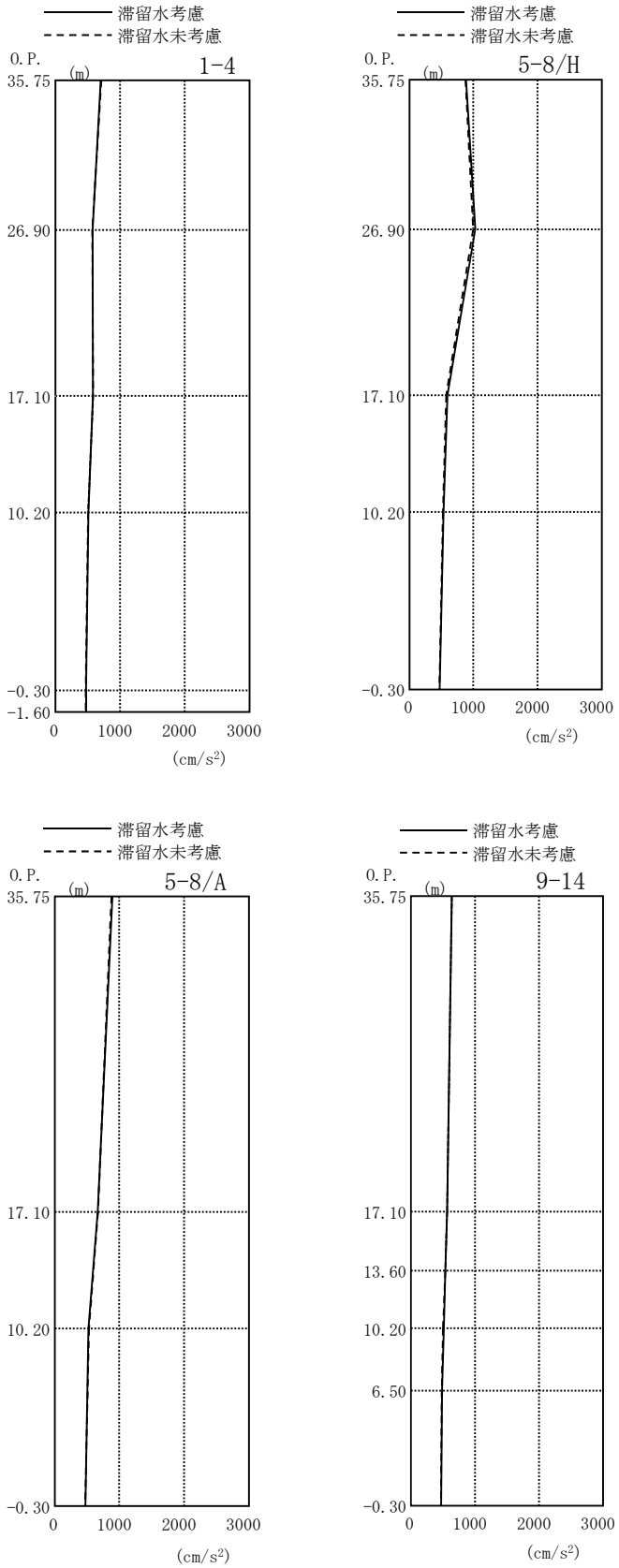


図 3.1.5-5　最大応答加速度（EW 方向・Ss-2H）

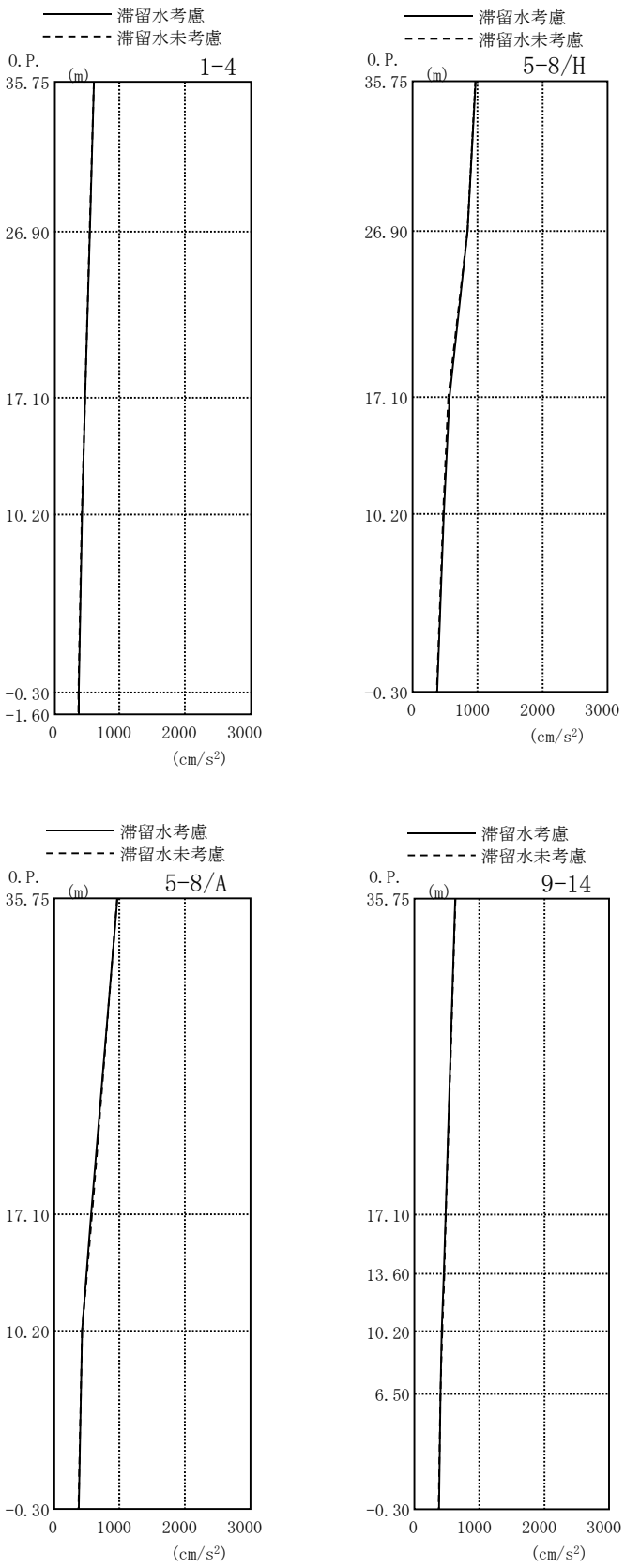


図 3.1.5-6　最大応答加速度（EW 方向・Ss-3H）

3.1.6　耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を，滞留水を未考慮の場合と比較して，表 3.1.6-1 及び表 3.1.6-2 に示す。また，図 3.1.6-1 及び図 3.1.6-2 に基準地震動Ssに対する最大応答値を，滞留水を未考慮の場合と比較して，耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，滞留水を考慮した場合でも，最大で 0.15×10^{-3}であり，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分余裕がある。なお，スケルトン曲線は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから，３号機タービン建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 3.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

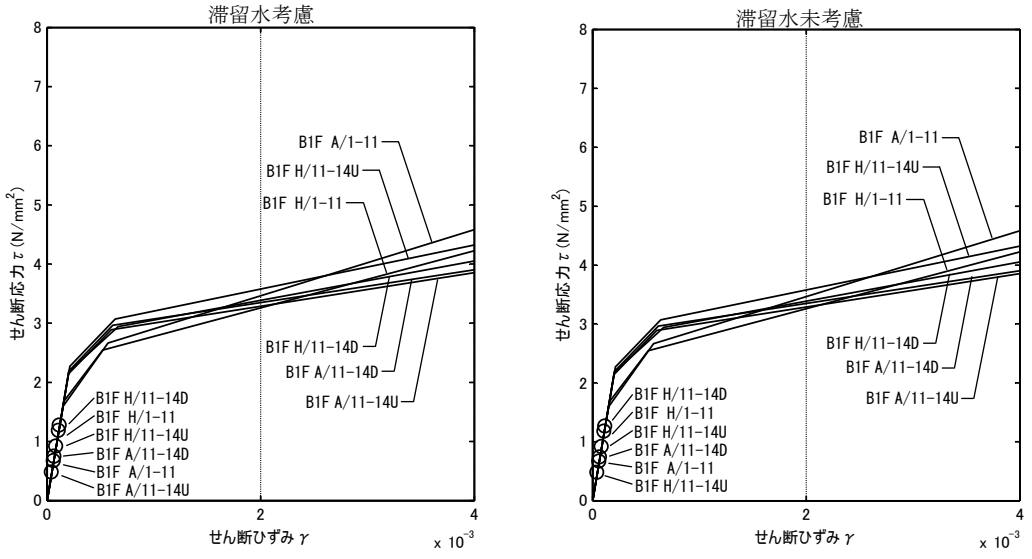
（単位：$\times10^{-3}$）

階	通り		O.P.	Ss-1H		Ss-2H		Ss-3H		評価基準
				滞留水		滞留水		滞留水		
				考慮	未考慮	考慮	未考慮	考慮	未考慮	
B1F	H/1-11		10.20～-0.30	0.11	0.11	0.11	0.11	0.10	0.10	4.0 以下
	H/11-14	U	10.20～6.50	0.09	0.09	0.08	0.08	0.08	0.08	
		D	6.50～-0.30	0.12	0.12	0.12	0.12	0.11	0.11	
	A/1-11		10.20～-0.30	0.07	0.07	0.07	0.07	0.06	0.06	
	A/11-14	U	10.20～6.50	0.05	0.05	0.05	0.05	0.04	0.04	
		D	6.50～-0.30	0.07	0.07	0.08	0.07	0.06	0.06	

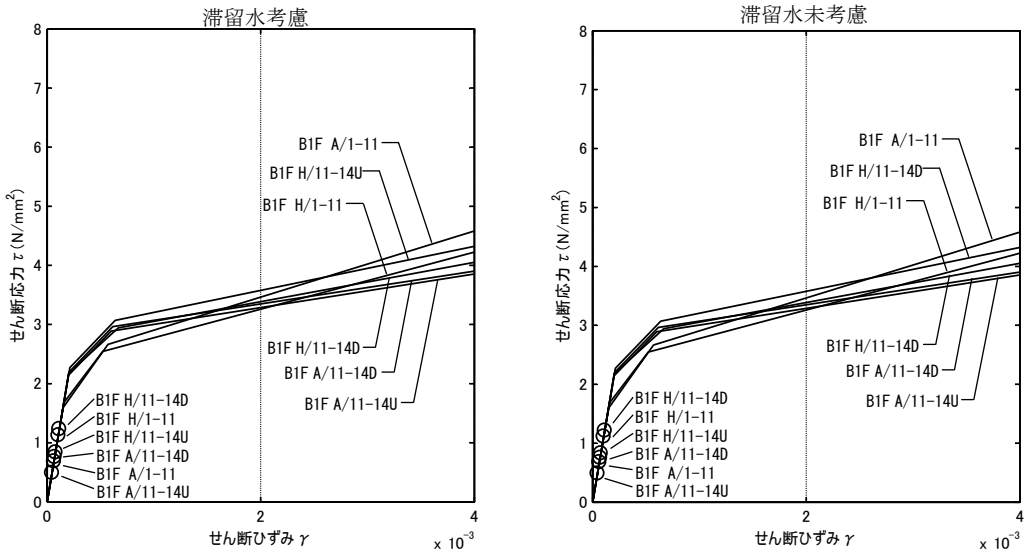
表 3.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（単位：$\times10^{-3}$）

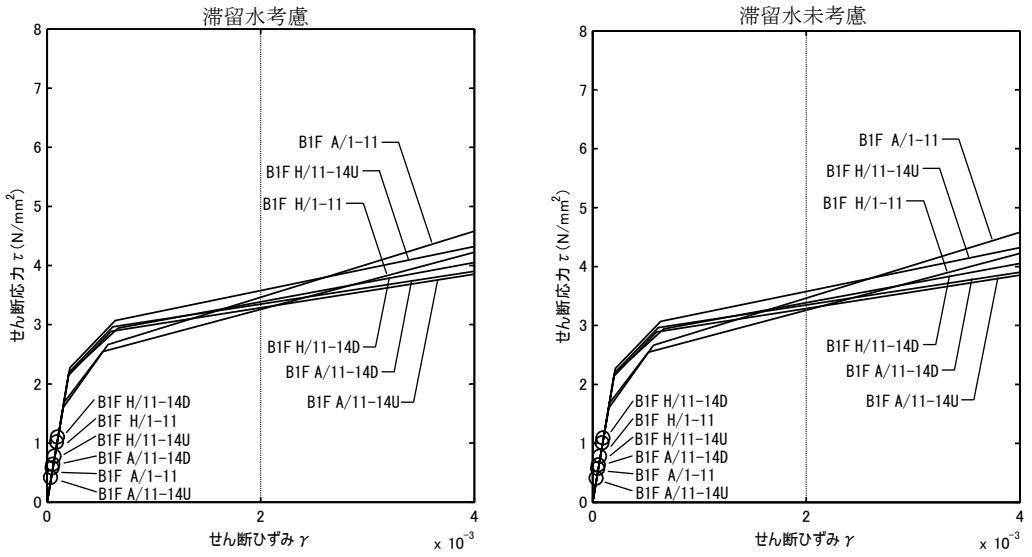
階	通り		O.P.	Ss-1H		Ss-2H		Ss-3H		評価基準
				滞留水		滞留水		滞留水		
				考慮	未考慮	考慮	未考慮	考慮	未考慮	
B1F	1-4		10.20～-0.30	0.09	0.09	0.08	0.08	0.08	0.07	4.0 以下
	5-8/H		10.20～-0.30	0.09	0.10	0.09	0.09	0.08	0.08	
	5-8/A		10.20～-0.30	0.09	0.09	0.10	0.10	0.08	0.08	
	9-14	U	10.20～6.50	0.13	0.13	0.14	0.13	0.11	0.11	
		D	6.50～-0.30	0.14	0.14	0.15	0.15	0.12	0.12	



(Ss-1H)

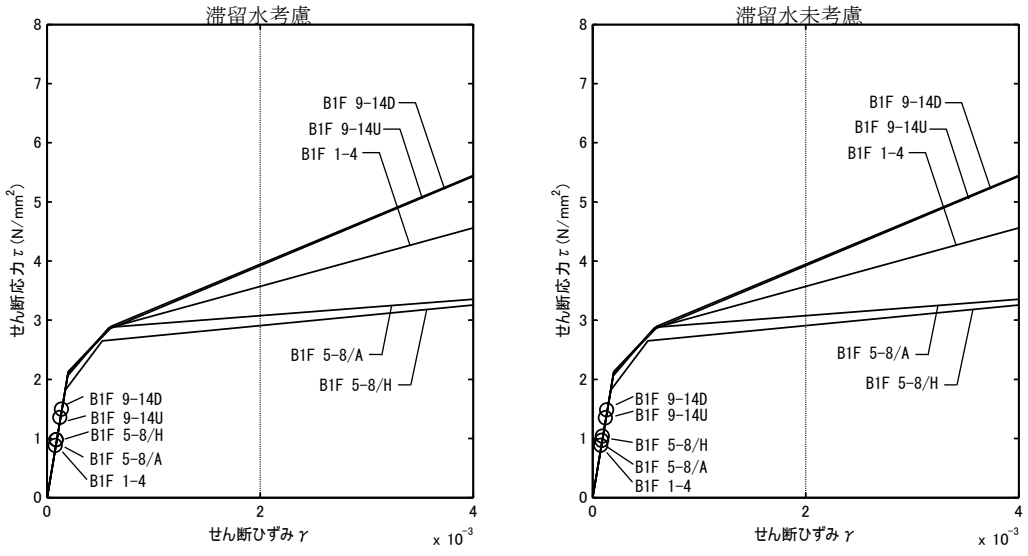


(Ss-2H)

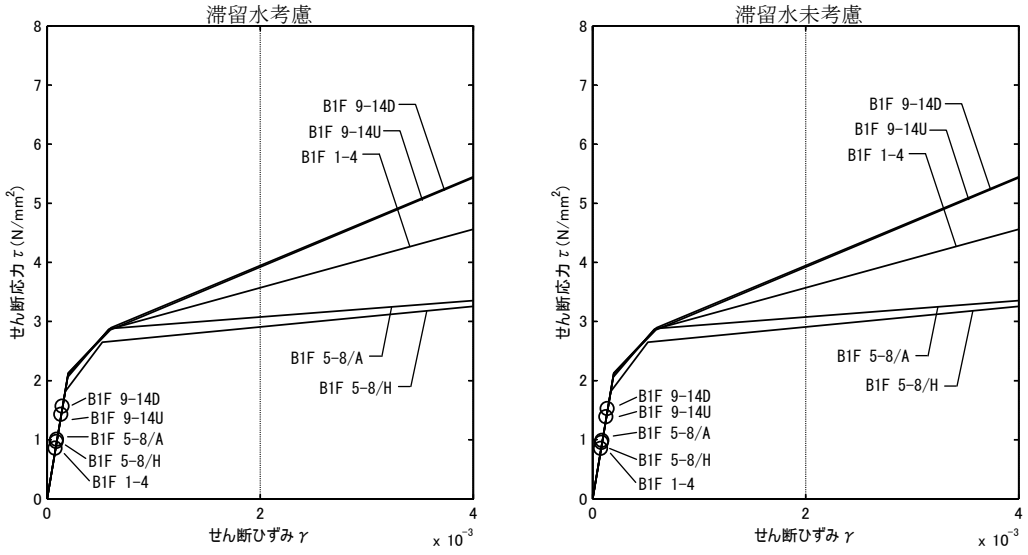


(Ss-3H)

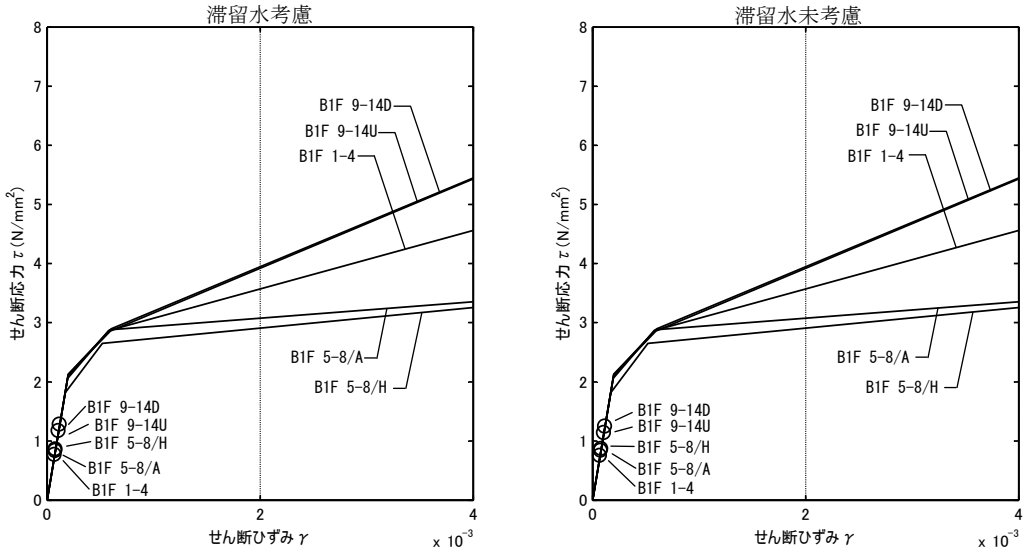
図 3.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ（NS 方向）



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 3.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ（EW 方向）

4　廃棄物処理建屋

4.1　4号機廃棄物処理建屋（代表号機）

4.1.1　解析評価方針

廃棄物処理建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は，基準地震動 Ss を用いた地震応答解析によることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

廃棄物処理建屋については地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは，地下１階から地上３階に設置された機器を含む建屋全域を NS，EW 方向とも多軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し，保守的にその全てを固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが，評価基準値（4.0×10^{-3}）を超えないことを確認することとする。

廃棄物処理建屋の地震応答解析の評価手順例を，図 4.1.1-1 に示す。

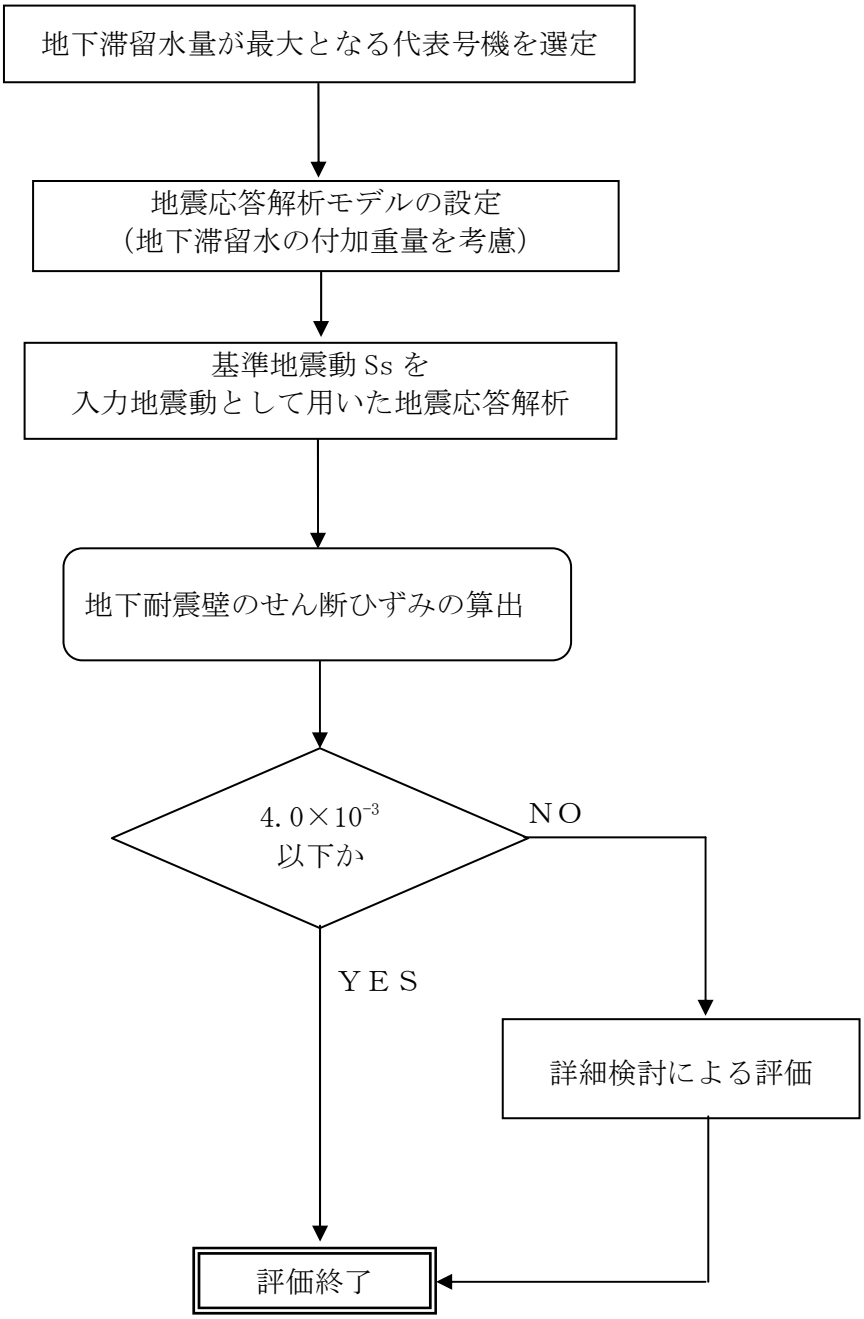


図 4.1.1-1　廃棄物処理建屋の地震応答解析の評価手順例

4.1.2　代表号機の選定

廃棄物処理建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 4.1.2-1 に示す。表 4.1.2-1 より，貯水量の最も多い４号機を代表号機と選定する。

表 4.1.2-1　廃棄物処理建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	１号機	２号機	３号機	４号機
水位	O.P.　4,000	O.P.　4,000	O.P.　4,000	O.P.　4,000
貯水量	1,400m^3	2,600m^3	2,600m^3	4,500m^3

4.1.3　解析に用いる入力地震動

４号機廃棄物処理建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（原管発官１９第６０３号　平成２０年３月３１日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 4.1.3-1 に示す。この廃棄物処理建屋の解析モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 Ss の加速度波形について，図 4.1.3-2 に示す。

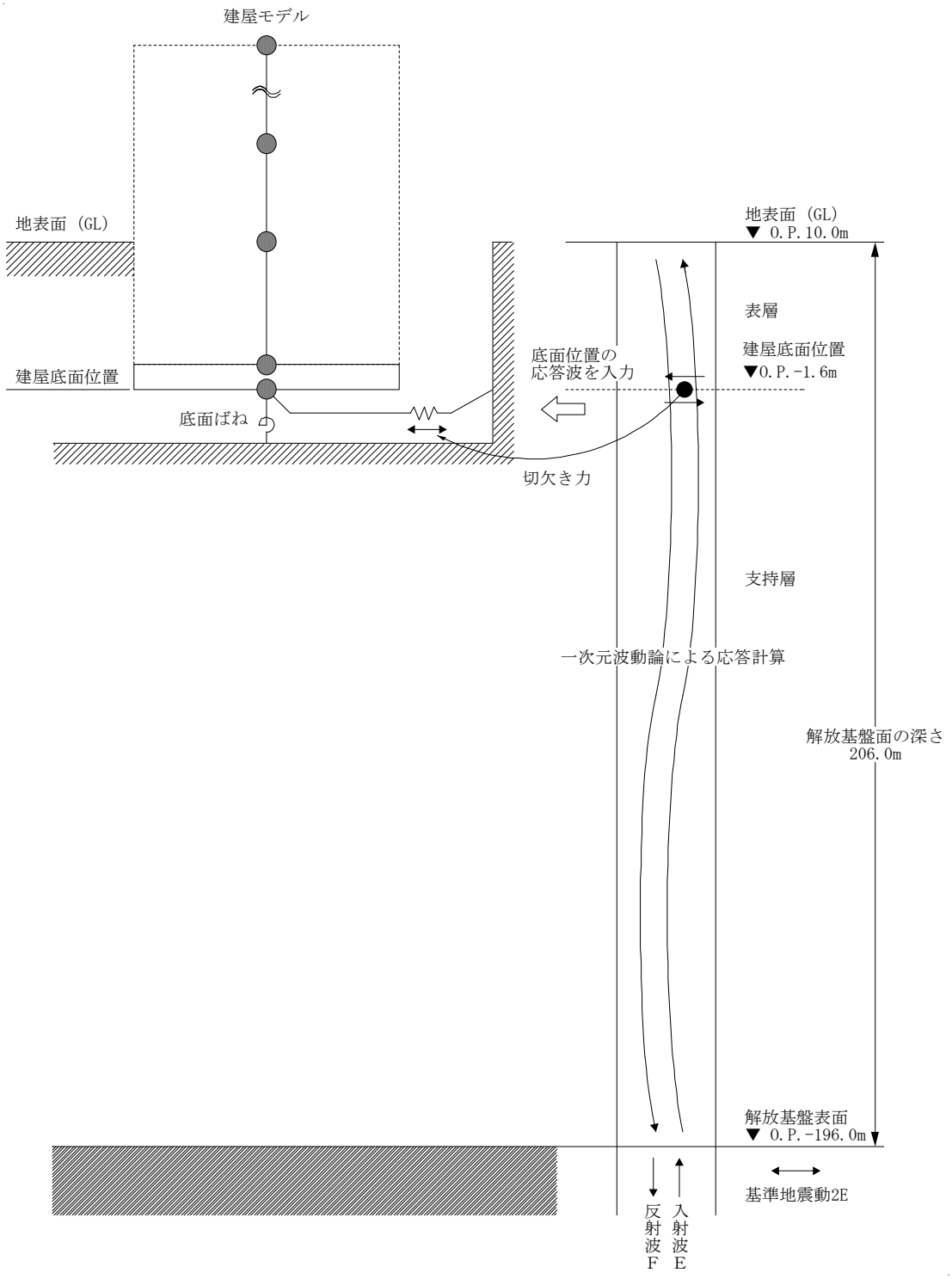
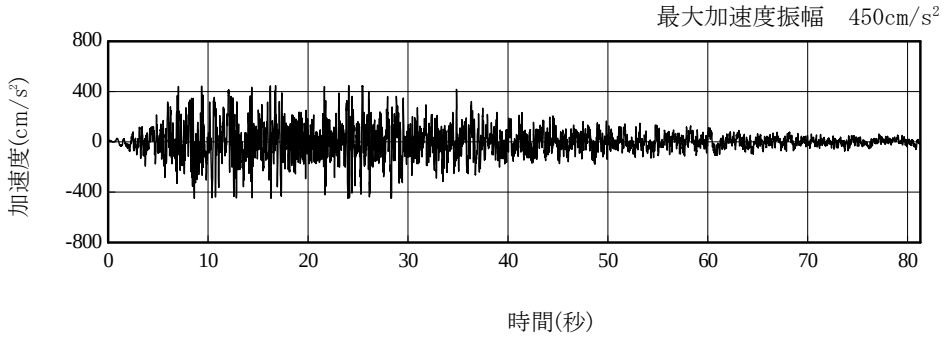
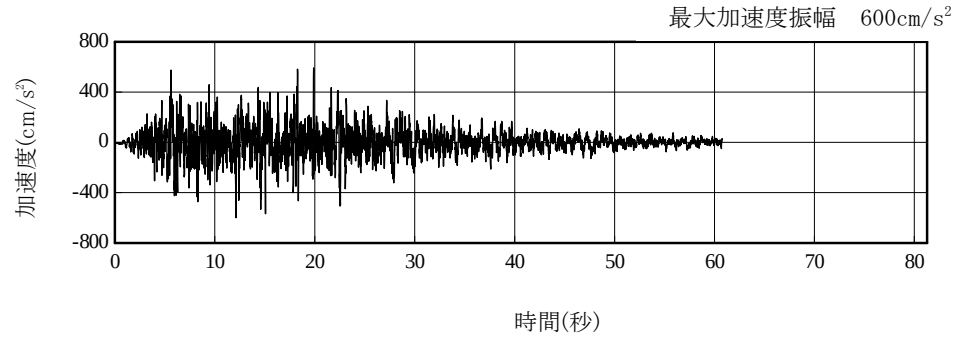


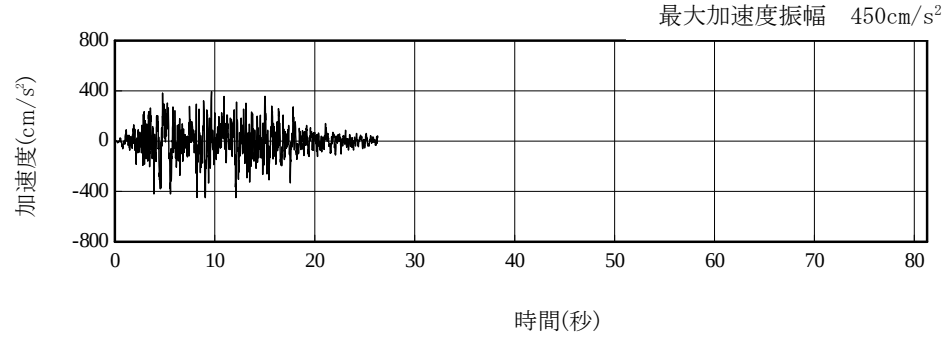
図 4.1.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 4.1.3-2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

4.1.4　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する 4 号機廃棄物処理建屋の地震応答解析は,「4.1.3.　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは，図 4.1.4-1 及び図 4.1.4-2 に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 4.1.4-1 に，建屋解析モデルの諸元を表 4.1.4-2 に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 4.1.4-3 に示す。

解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては,「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図-1.4.3 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

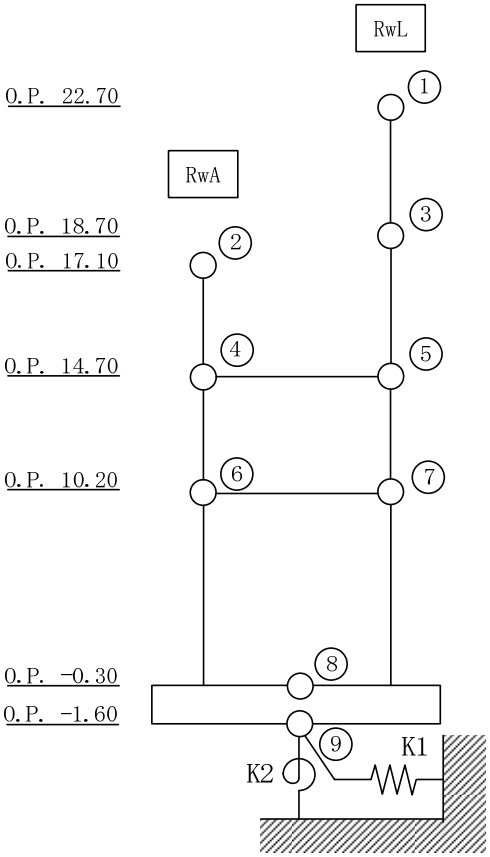


図 4.1.4-1　４号機廃棄物処理建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

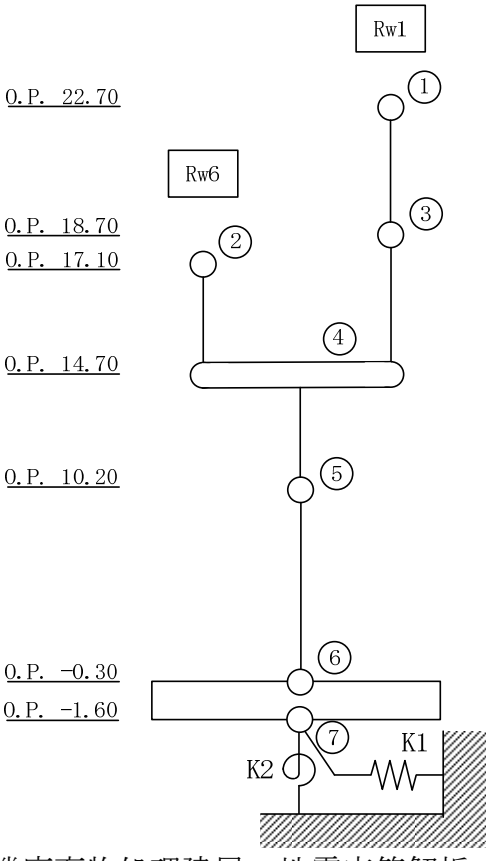


図 4.1.4-2　４号機廃棄物処理建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

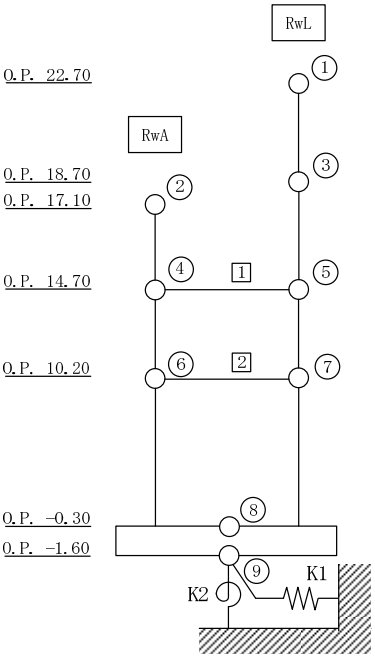
表 4.1.4-1　地震応答解析に用いる物性値

	強度＊1 Ｆｃ （N/mm^2）	ヤング係数*2 E （N/mm^2）	せん断弾性係数*2 G （N/mm^2）	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ （kN/m^3）
コンクリート	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 4.1.4-2　建屋解析モデルの諸元

NS 方向



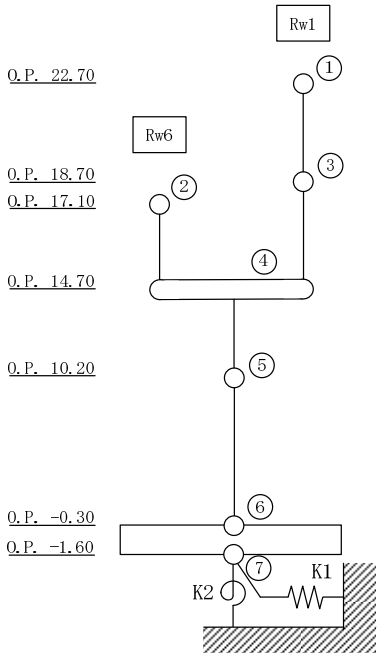
質点番号	質点位置 O.P.（m）	質点重量 W（kN）	回転慣性 I_R（×10⁵ kN/m²）	せん断断面積 As（m²）	断面2次モーメント I_B（m⁴）
②	17.1	1,920	0.65	16.0	987
④	14.7	13,110	5.48	34.3	4,408
⑥	10.2	35,150	14.70	44.1	6,208
⑧	-0.3	129,370 (44,130)	91.69 (31.28)	1,832.6	129,874
⑨	-1.6	28,040	19.87		
合計		323,700			

質点番号	質点位置 O.P.（m）	質点重量 W（kN）	回転慣性 I_R（×10⁵ kN/m²）	せん断断面積 As（m²）	断面2次モーメント I_B（m⁴）
①	22.7	4,050	0.69	13.2	271
③	18.7	11,790	2.33	30.6	1,186
⑤	14.7	24,610	10.29	50.9	6,138
⑦	10.2	75,660	63.32	125.7	25,167

注（　）内は滞留水による付加分を示す。

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%
基礎形状	25.22m(NS 方向)×72.65m(EW 方向)
床のせん断ばね定数Ks	1：44.48×10^{5}(kN/m)　2：45.21×10^{5}(kN/m)

EW 方向



質点番号	質点位置 O.P.（m）	質点重量 W（kN）	回転慣性 I_R（×10⁵ kN/m²）	せん断断面積 As（m²）	断面2次モーメント I_B（m⁴）
②	17.1	1,920	0.08	5.4	30
④	14.7	37,730	127.38	151.8	30,007
⑤	10.2	110,800	526.07	176.5	66,926
⑥	-0.3	129,370 (44,130)	614.23 (209.52)	1,832.6	870,078
⑦	-1.6	28,040	133.13		
合計		323,700			

質点番号	質点位置 O.P.（m）	質点重量 W（kN）	回転慣性 I_R（×10⁵ kN/m²）	せん断断面積 As（m²）	断面2次モーメント I_B（m⁴）
①	22.7	4,050	0.52	21.2	280
③	18.7	11,790	5.15	45.2	1,824

注（　）は滞留水による付加分を示す。

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%
基礎形状	25.22m(NS 方向)×72.65m(EW 方向)

表 4.1.4-3(1)　地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^3)	ポアソン比 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)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 4.1.4-3 (2)　地盤定数

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m^3)	ポアソン比 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)
10.0										
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-108.0		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-196.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 4.1.4-3 (3)　地盤定数

(Ss-3)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0										
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

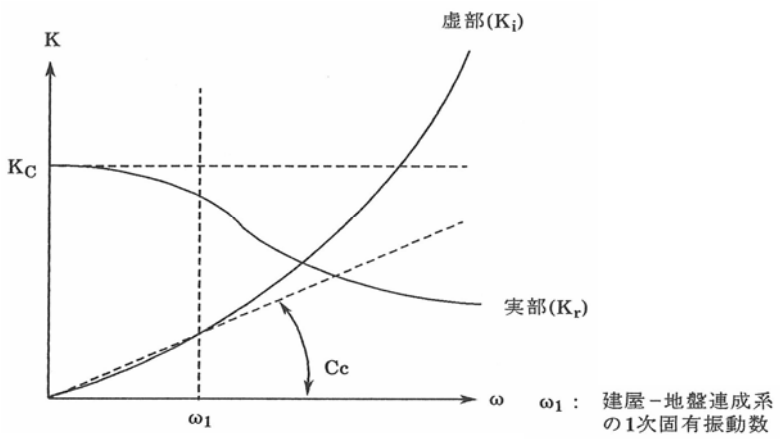


図 4.1.4-3　地盤ばねの近似

4.1.5　地震応答解析結果

地震応答解析により求められたNS方向，EW方向の最大応答加速度を，滞留水を未考慮の場合と比較して，図4.1.5-1～図4.1.5-6に示す。

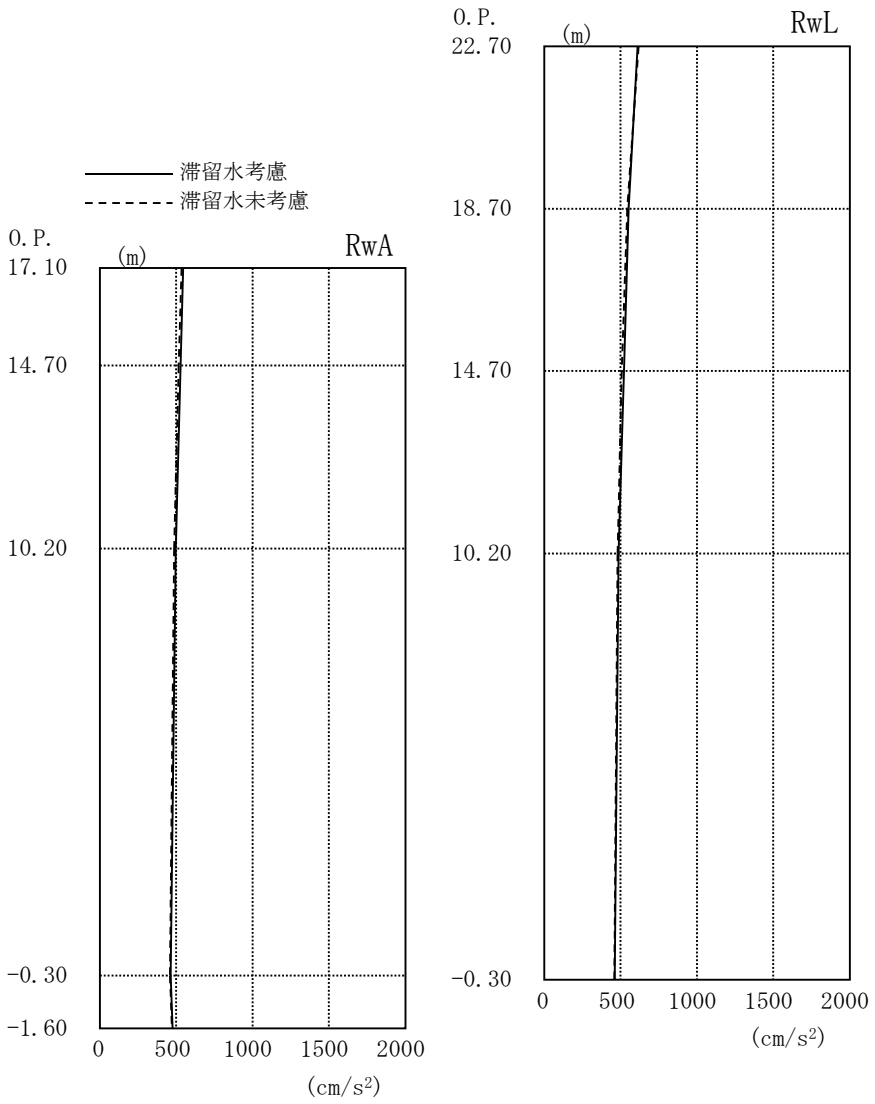


図 4.1.5-1　最大応答加速度（NS 方向・Ss-1H）

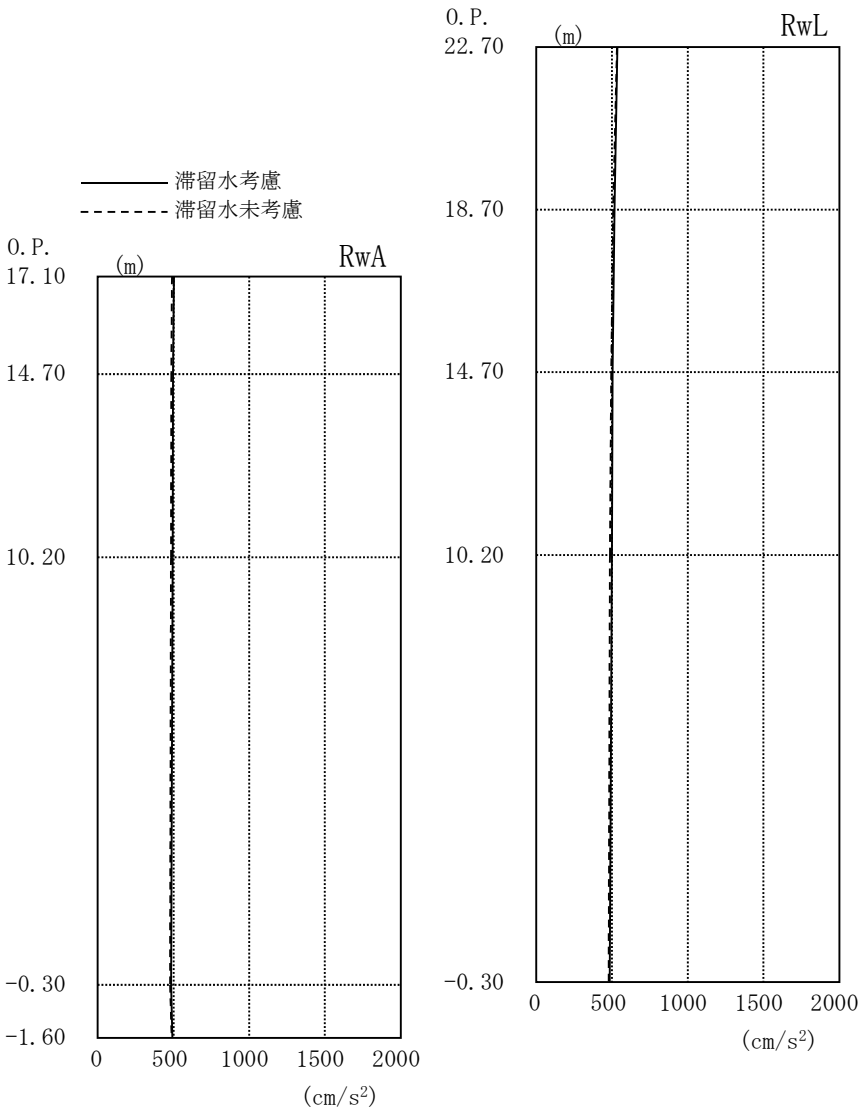


図 4.1.5-2　最大応答加速度（NS 方向・Ss-2H）

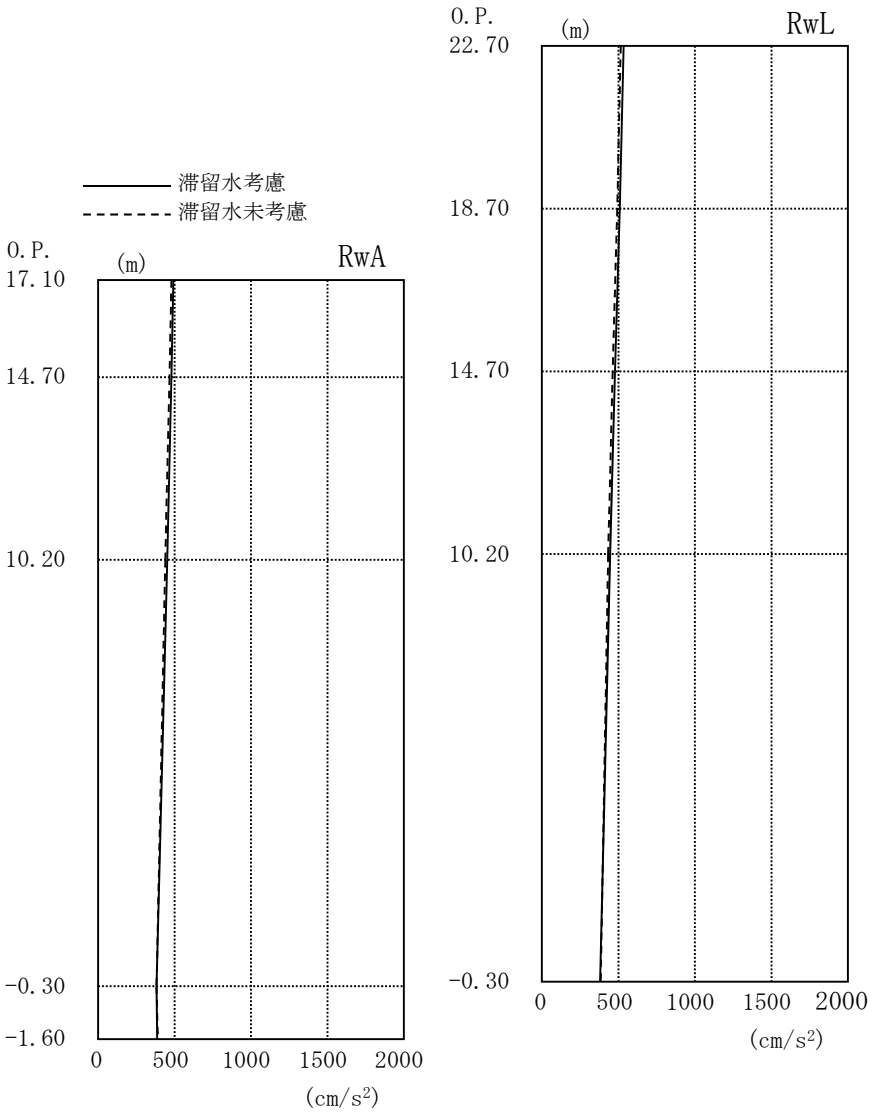


図 4.1.5-3　最大応答加速度（NS 方向・Ss-3H）

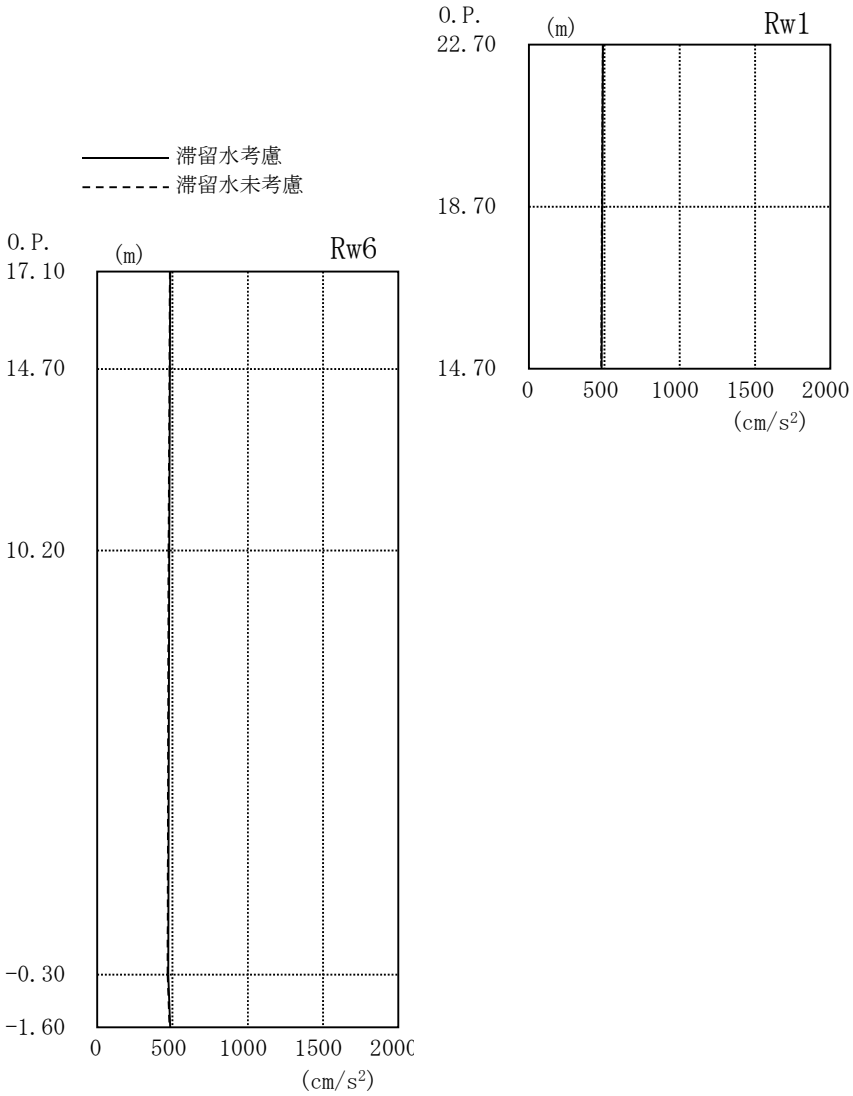


図 4.1.5-4　最大応答加速度（EW 方向・Ss-1H）

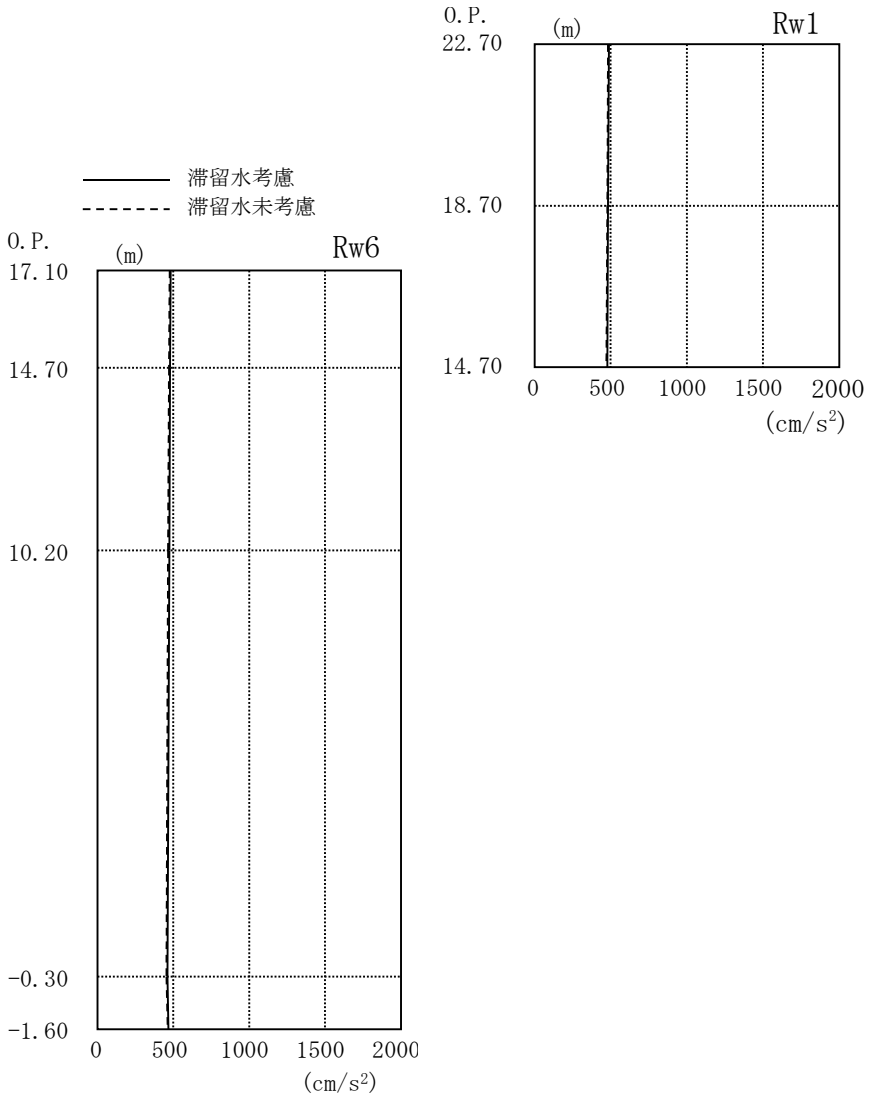


図 4.1.5-5　最大応答加速度（EW 方向・Ss-2H）

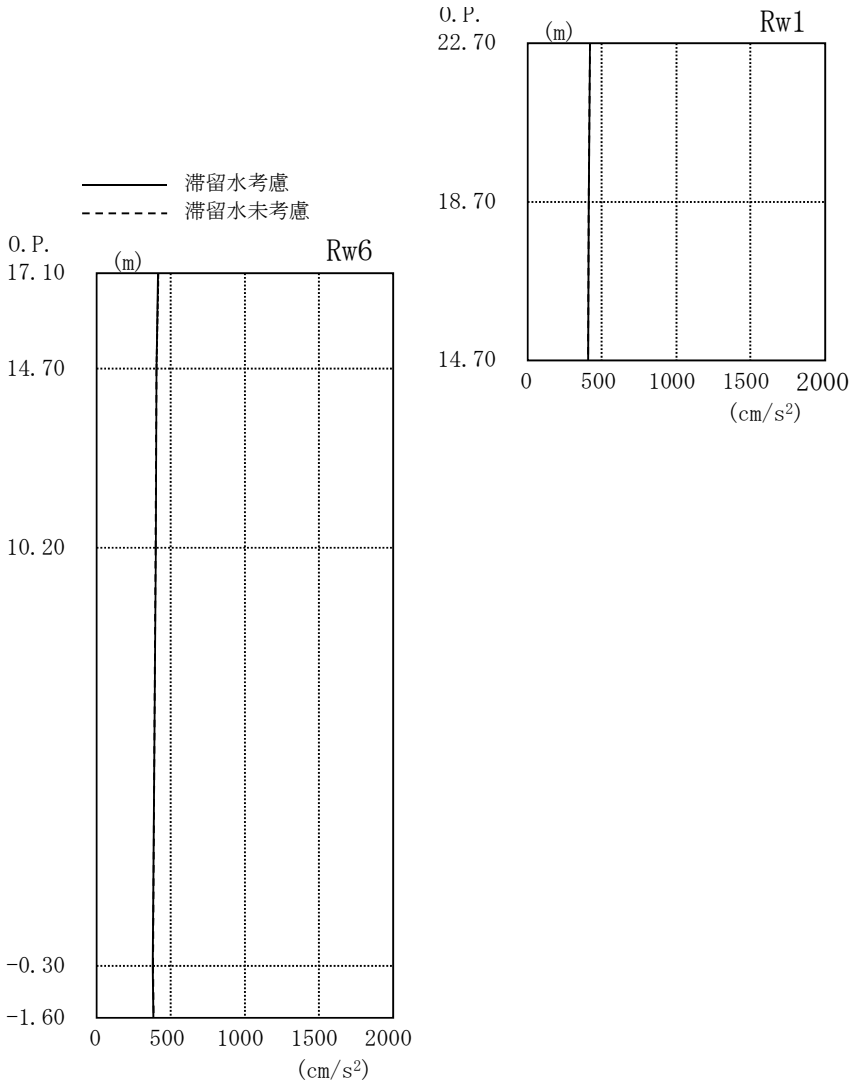


図 4.1.5-6　最大応答加速度（EW 方向・Ss-3H）

4.1.6　耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を，滞留水を未考慮の場合と比較して，表 4.1.6-1 及び表 4.1.6-2 に示す。また，図 4.1.6-1 及び図 4.1.6-2 に基準地震動Ssに対する最大応答値を，滞留水を未考慮の場合と比較して，耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，滞留水を考慮した場合でも，最大で 0.06×10^{-3}であり，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分余裕がある。なお，スケルトン曲線は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから，４号機廃棄物処理建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 4.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

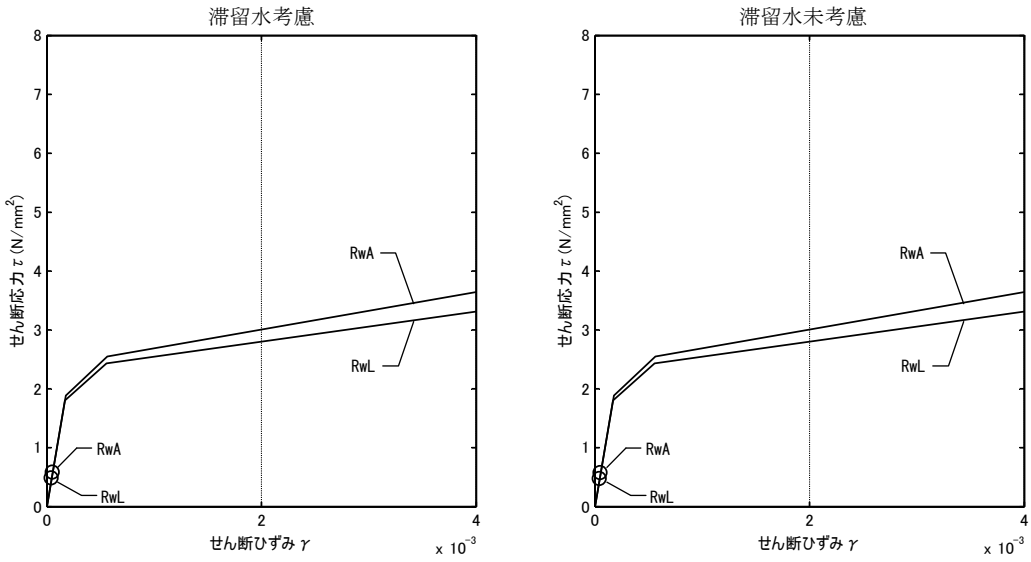
（単位：$\times10^{-3}$）

階	通り	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	RwA	10.20～-0.30	考慮	0.06	0.06	0.05	4.0 以下
			未考慮	0.06	0.06	0.05	
	RwL	10.20～-0.30	考慮	0.05	0.05	0.05	
			未考慮	0.05	0.05	0.04	

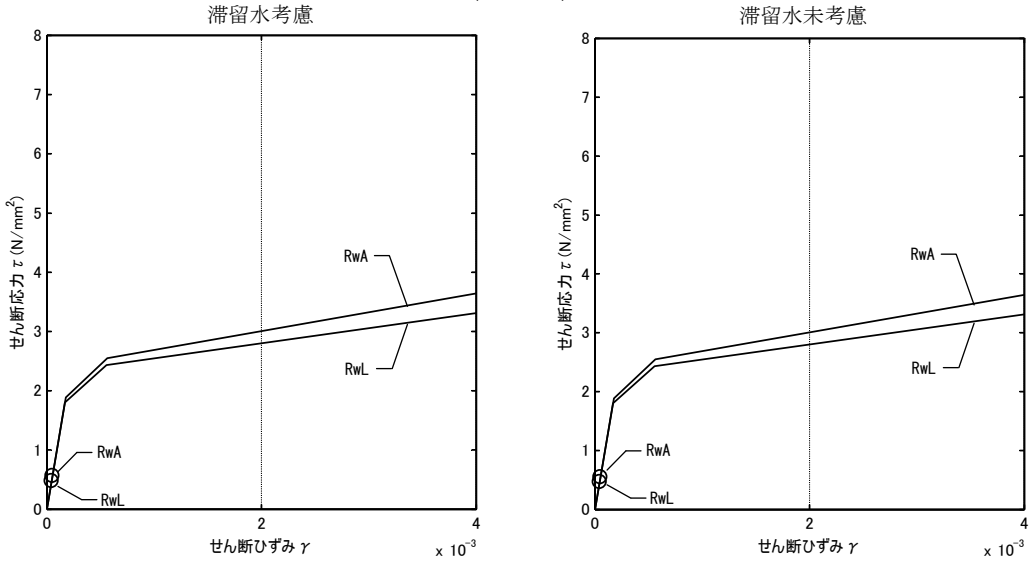
表 4.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（単位：$\times10^{-3}$）

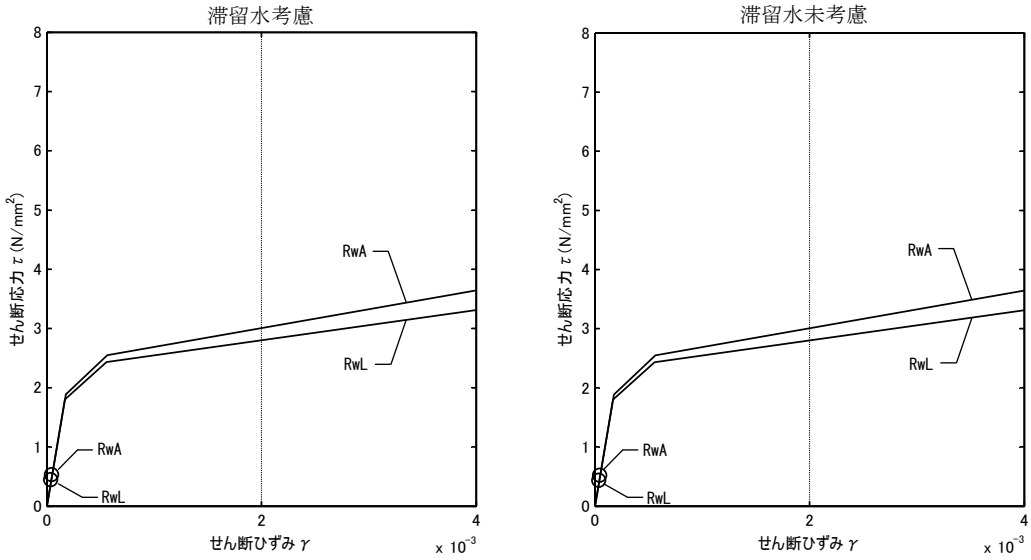
階	O.P.	滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	10.20～-0.30	考慮	0.05	0.05	0.04	4.0 以下
		未考慮	0.05	0.05	0.04	



(Ss-1H)

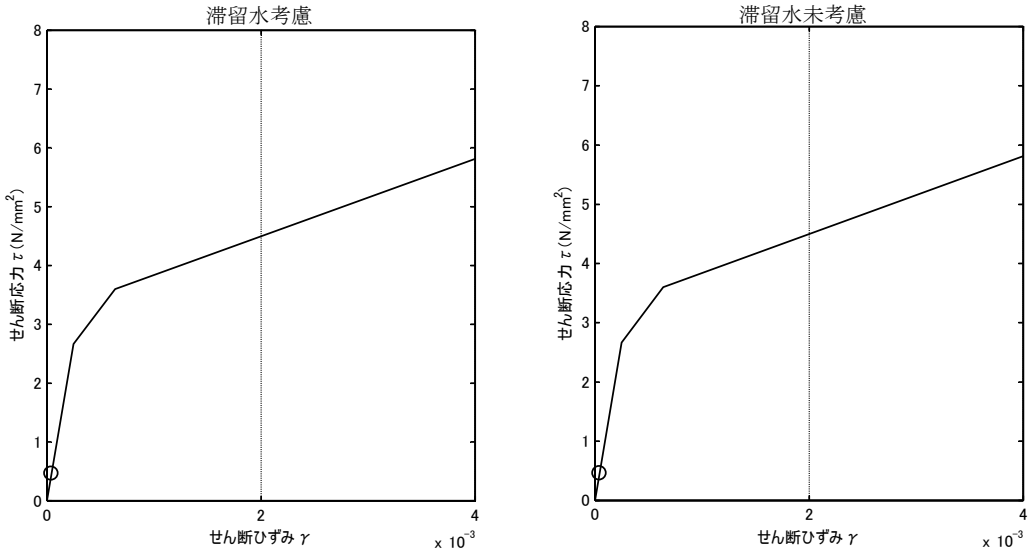


(Ss-2H)

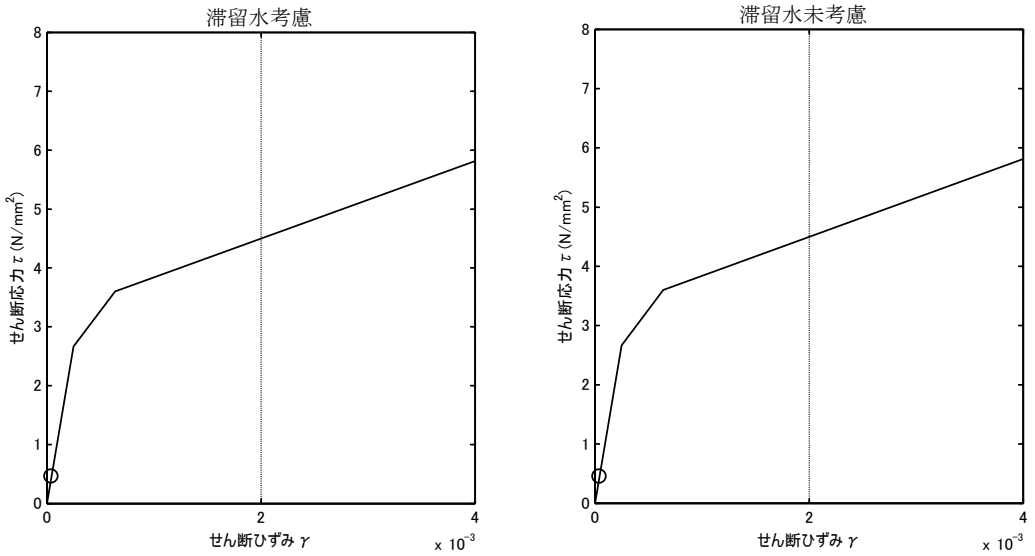


(Ss-3H)

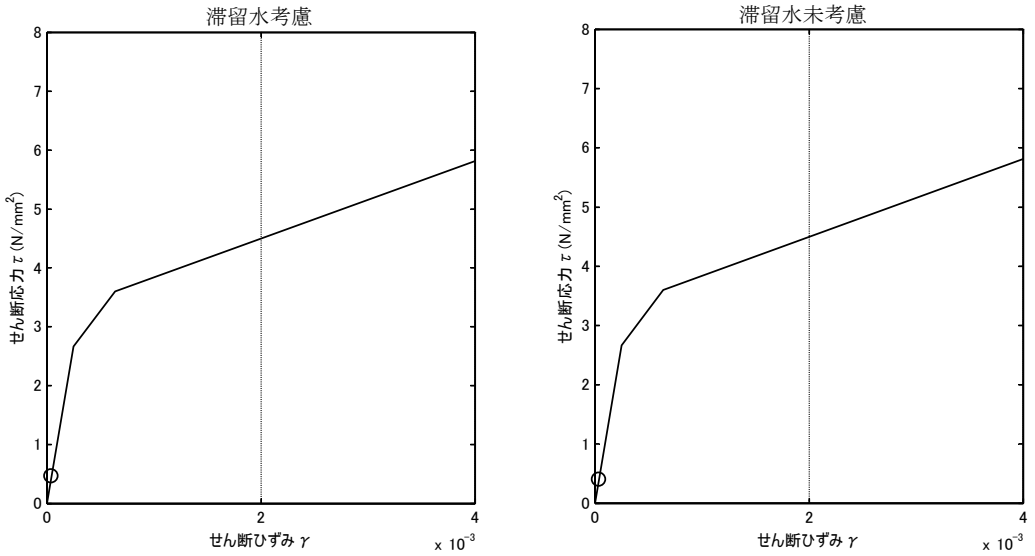
図 4.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ（NS 方向）



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 4.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ（EW 方向）

5　コントロール建屋

5.1　３号機コントロール建屋（代表号機）

5.1.1　解析評価方針

コントロール建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価は，基準地震動 Ss を用いた地震応答解析によることを基本とし，建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

コントロール建屋については，地下滞留水量が最大となる代表号機を選定する。

解析モデルは，地下２階から地上２階に設置された機器を含む建屋全域を NS，EW 方向とも１軸質点系モデルとする。

地下階への滞留水の付加重量は建屋外形寸法・建屋内部の壁厚・機器容積から体積を算定し，固定水として評価する。

地下耐震壁の評価は，地震応答解析により得られた該当部位の最大せん断ひずみが，評価基準値（4.0×10^{-3}）を超えないことを確認することとする。

コントロール建屋の地震応答解析の評価手順例を，図 5.1.1-1 に示す。

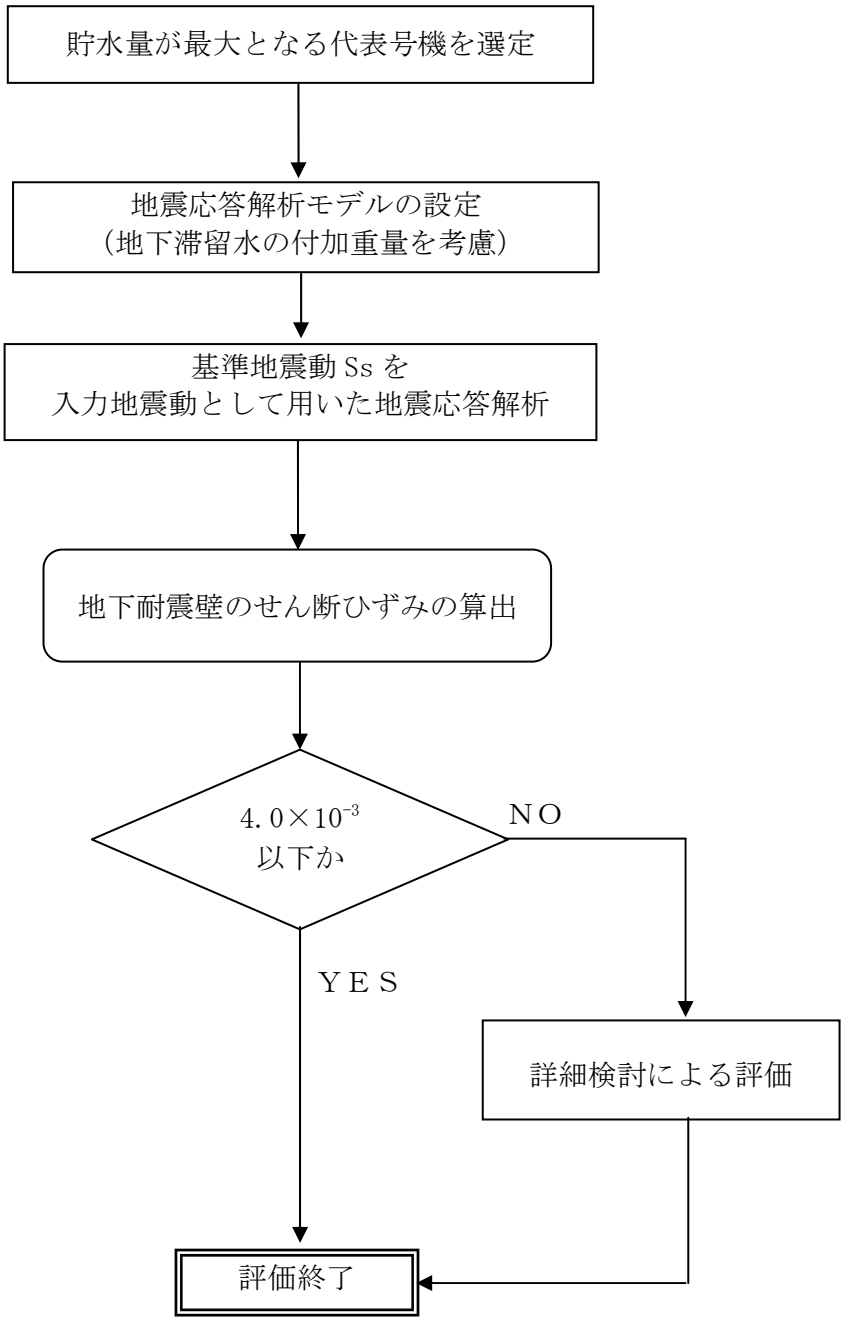


図 5.1.1-1　コントロール建屋の地震応答解析の評価手順例

5.1.2　代表号機の選定

コントロール建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量を表 5.1.2-1 に示す。表 5.1.2-1 より，貯水量の最も多い３号機を代表号機と選定する。

表 5.1.2-1　コントロール建屋の満水状態の水位及び地下滞留水量

	１号機	２号機	３号機	４号機
水位	O.P.　5,300	O.P.　4,000	O.P.　4,000	O.P.　4,000
貯水量	700m^3	1,600m^3	1,900m^3	1,600m^3

5.1.3　解析に用いる入力地震動

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

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 5.1.3-1 に示す。このコントロール建屋の解析モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss に対する建屋基礎底面レベルの地盤応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち，解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 Ss の加速度波形について，図 5.1.3-2 に示す。

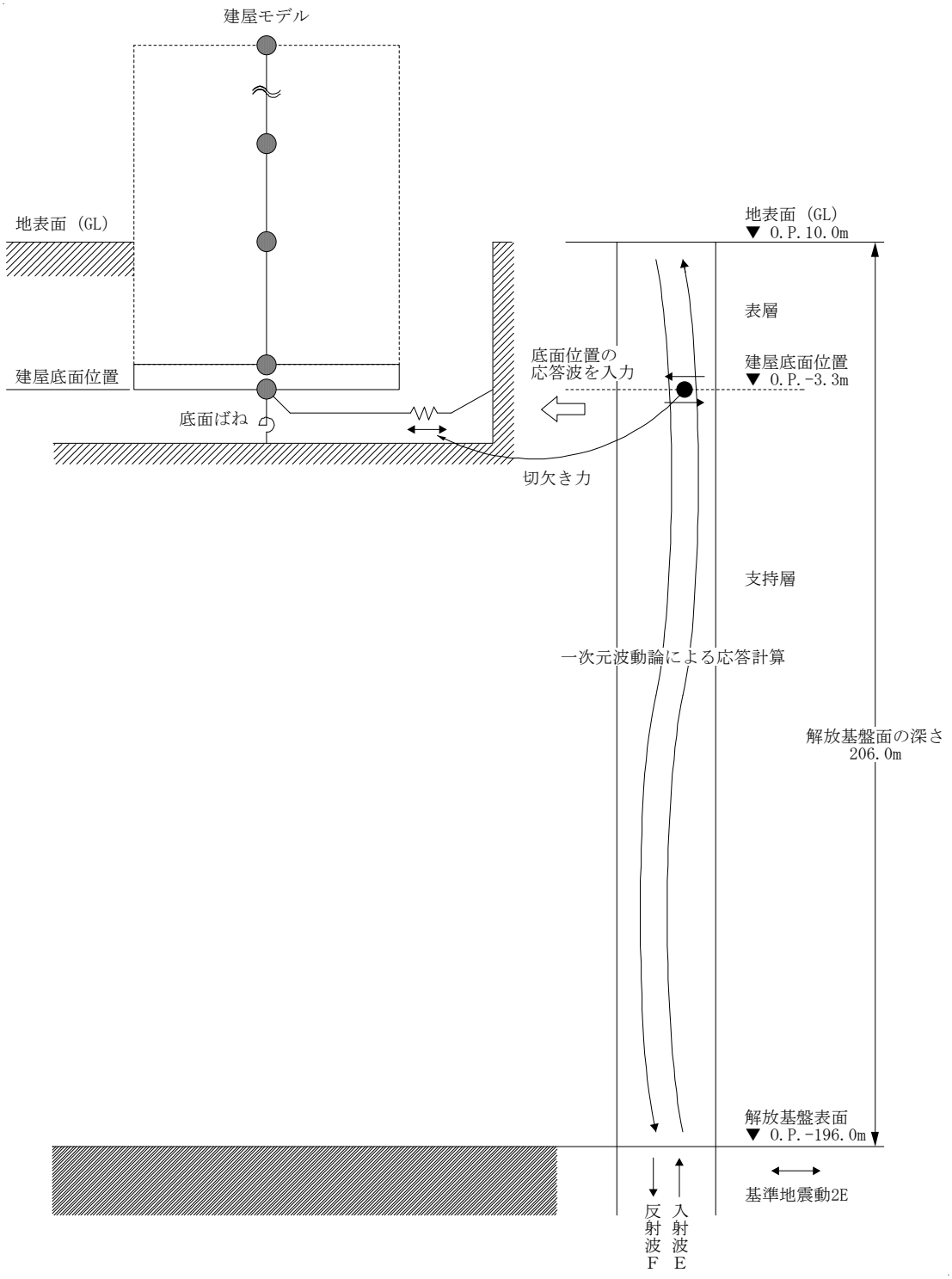
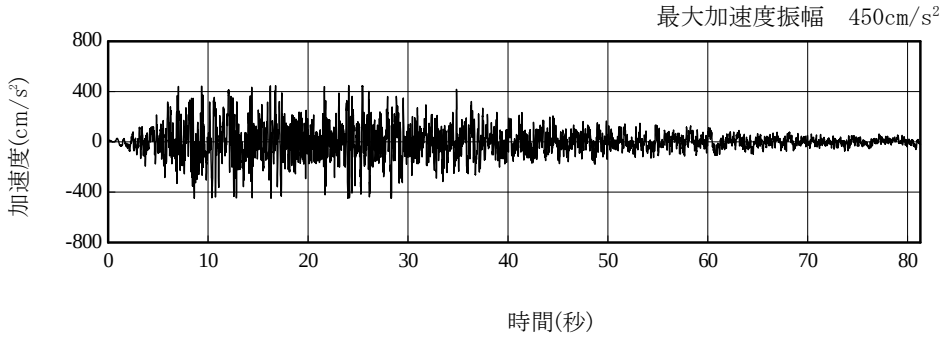
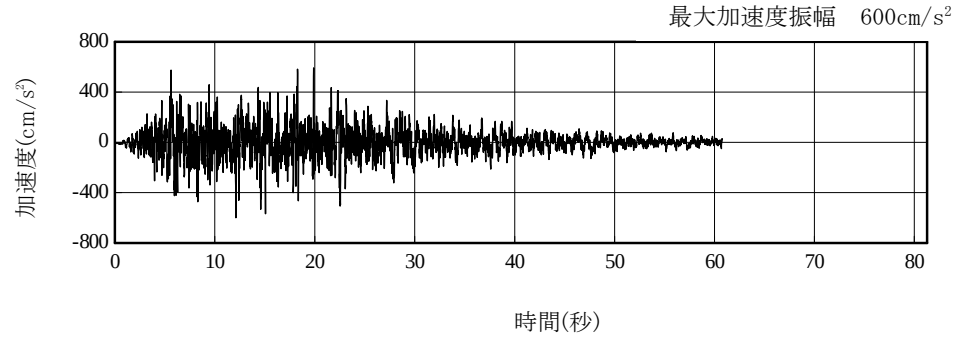


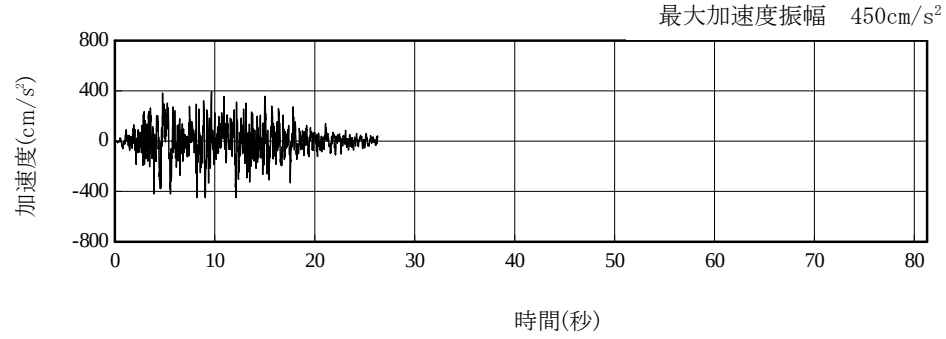
図 5.1.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 5.1.3-2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

5.1.4　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する３号機コントロール建屋の地震応答解析は,「5.1.3.　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

水平方向の地震応答解析モデルは，図 5.1.4-1 及び図 5.1.4-2 に示すように，建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばね及び入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表 5.1.4-1 に，建屋解析モデルの諸元を表 5.1.4-2 に示す。

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表 5.1.4-3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて，基礎底面地盤ばねについては，「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図 5.1.4-3 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

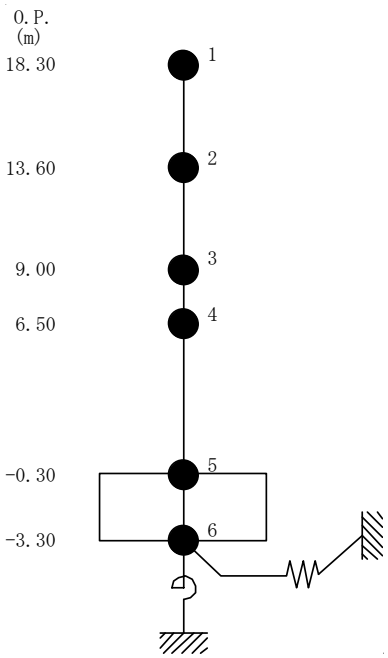


図 5.1.4-1　３号機コントロール建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

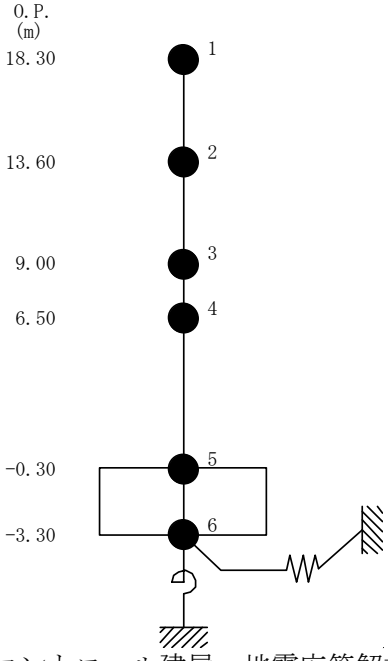


図 5.1.4-2　３号機コントロール建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

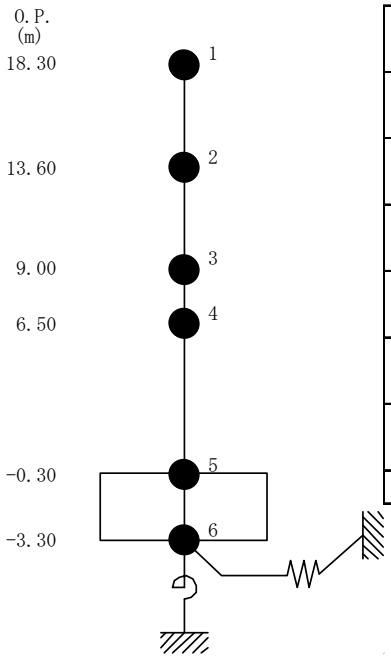
表 5.1.4-1　地震応答解析に用いる物性値

	強度＊1 Ｆｃ （N/mm^2）	ヤング係数*2 E （N/mm^2）	せん断弾性係数*2 G （N/mm^2）	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ （kN/m^3）
コンクリート	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表 5.1.4-2　建屋解析モデルの諸元

NS 方向

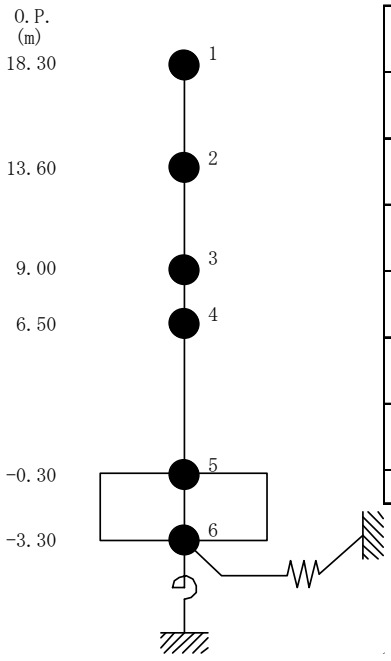


質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G(×10^3kN·m^2)	せん断断面積 As(m^2)	断面2次ﾓｰﾒﾝﾄ I(m^4)
1	13,620	547		
			21.5	2,658
2	9,160	368		
			21.5	3,177
3	8,290	333		
			33.8	5,271
4	15,110 (3,900)	607 (157)		
			33.8	5,271
5	36,680 (14,740)	1,473 (592)		
			459.9	18,463
6	16,230	652		
合計	99,090			

注　(　　)内は滞留水による付加分を示す。

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%
基礎形状	21.95m(NS 方向)×20.95m(EW 方向)

EW 方向



質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G(×10^3kN·m^2)	せん断断面積 As(m^2)	断面2次ﾓｰﾒﾝﾄ I(m^4)
1	13,620	498		
			16.0	2,855
2	9,160	335		
			20.5	2,957
3	8,290	303		
			32.2	4,654
4	15,110 (3,900)	553 (143)		
			32.2	4,654
5	36,680 (14,740)	1,342 (539)		
			459.9	16,819
6	16,230	594		
合計	99,090			

注　(　　)内は滞留水による付加分を示す。

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%
基礎形状	21.95m(NS 方向)×20.95m(EW 方向)

表 5.1.4-3(1)　地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0										
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 5.1.4-3 (2)　地盤定数

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9										
	泥岩	450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0										
		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 5.1.4-3 (3)　地盤定数

(Ss-3)

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9	泥岩	450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

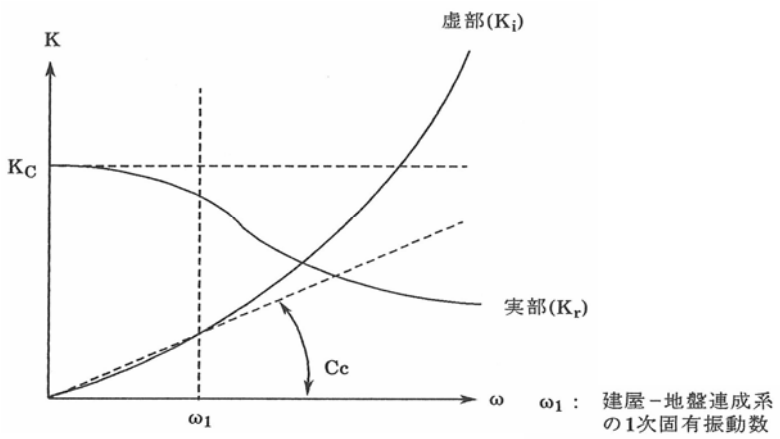
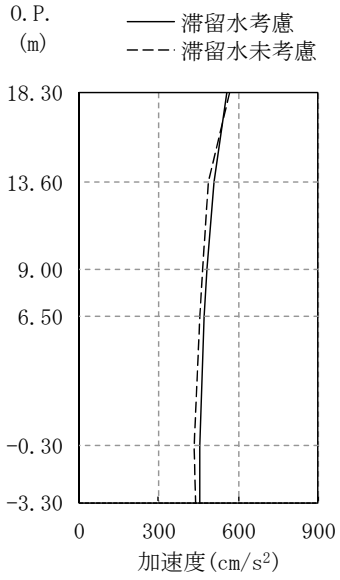


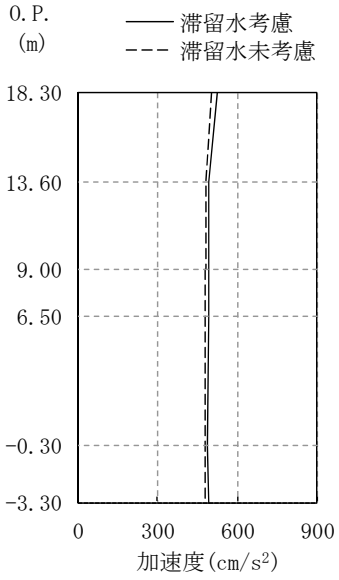
図 5.1.4-3　地盤ばねの近似

5.1.5　地震応答解析結果

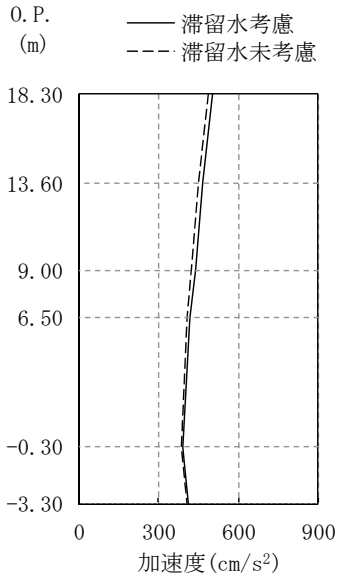
地震応答解析により求められたNS方向,EW方向の最大応答加速度を図5.1.5-1及び図5.1.5-2に,地下滞留水の影響を考慮しない場合と併せて示す。



(Ss-1H)

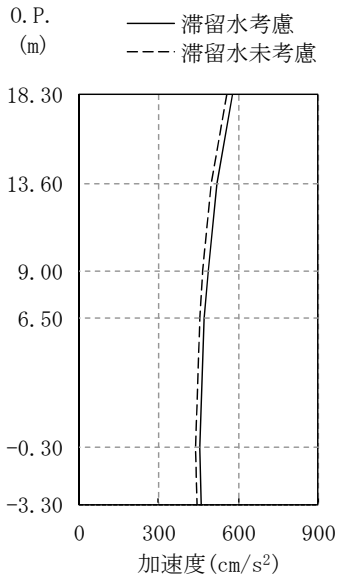


(Ss-2H)

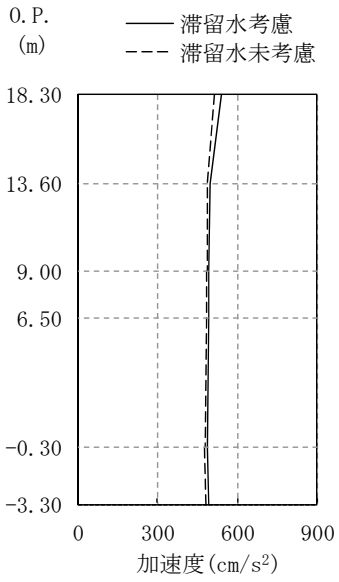


(Ss-3H)

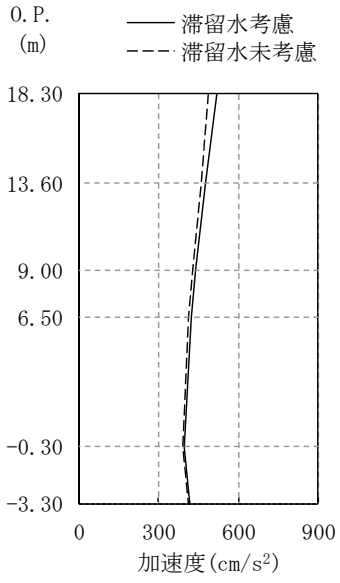
図 5.1.5-1　最大応答加速度（NS 方向）



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 5.1.5-2　最大応答加速度（EW 方向）

5.1.6　耐震安全性評価結果

地震応答解析により得られた地下耐震壁のせん断ひずみ一覧を，表 5.1.6-1 及び表 5.1.6-2 に示す。また，図 5.1.6-1 及び図 5.1.6-2 に基準地震動Ssに対する最大応答値を耐震壁のスケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは，最大で 0.07×10^{-3}であり，評価基準値（4.0×10^{-3}）に対して十分余裕がある。なお，スケルトン曲線は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG4601-1991」に基づいて設定したものである。

以上のことから，３号機コントロール建屋の耐震安全性は確保されているものと評価した。

表 5.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

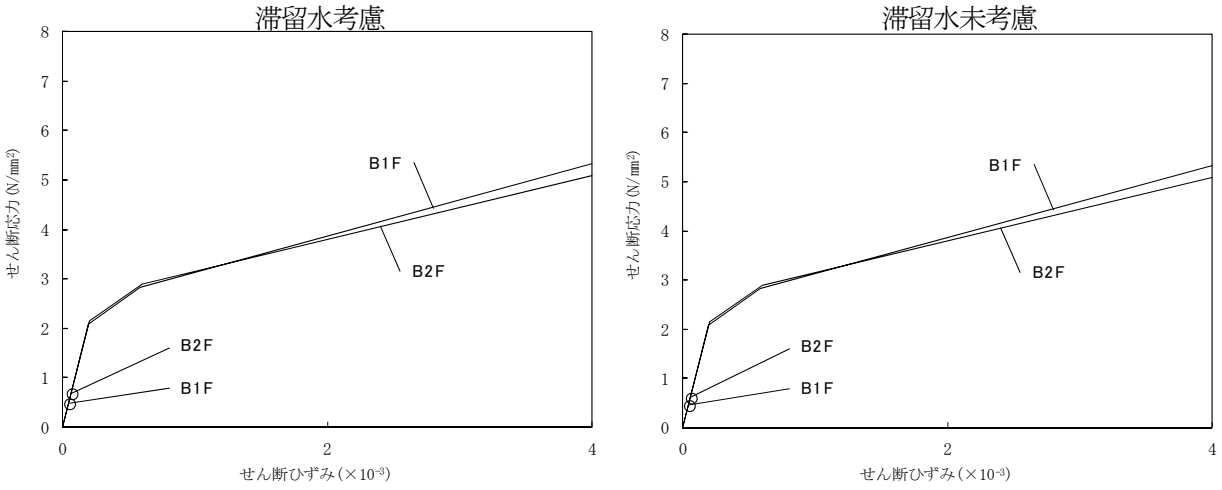
（単位：$\times10^{-3}$）

階	O.P.	地下滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	9.00～6.50	考慮	0.05	0.05	0.05	4.0 以下
		未考慮	0.05	0.05	0.04	
B2F	6.50～-0.30	考慮	0.07	0.07	0.06	
		未考慮	0.06	0.06	0.06	

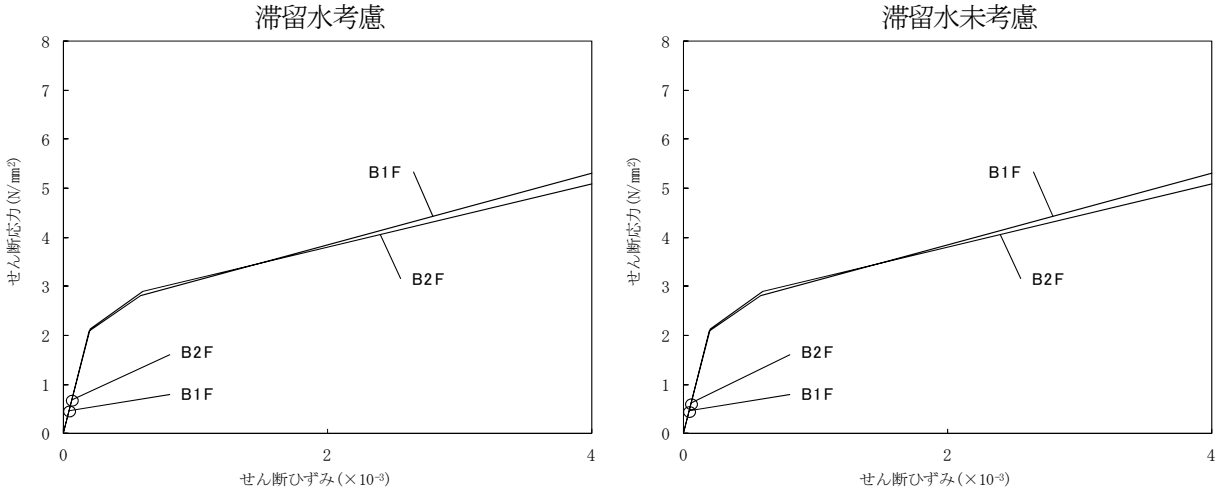
表 5.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（単位：$\times10^{-3}$）

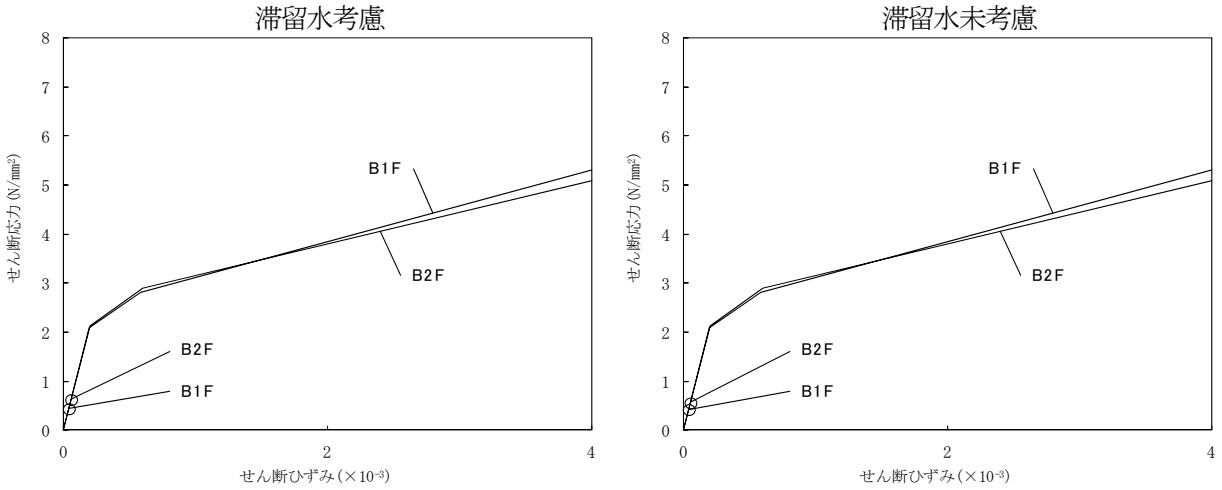
階	O.P.	地下滞留水	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準
B1F	9.00～6.50	考慮	0.05	0.05	0.05	4.0 以下
		未考慮	0.05	0.05	0.05	
B2F	6.50～-0.30	考慮	0.07	0.07	0.07	
		未考慮	0.06	0.06	0.06	



(Ss-1H)

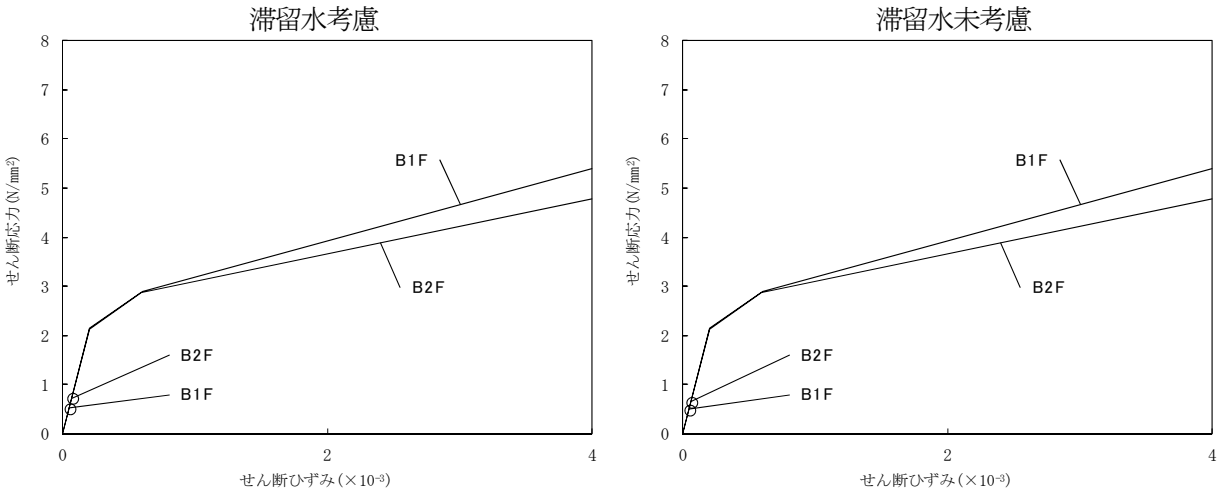


(Ss-2H)

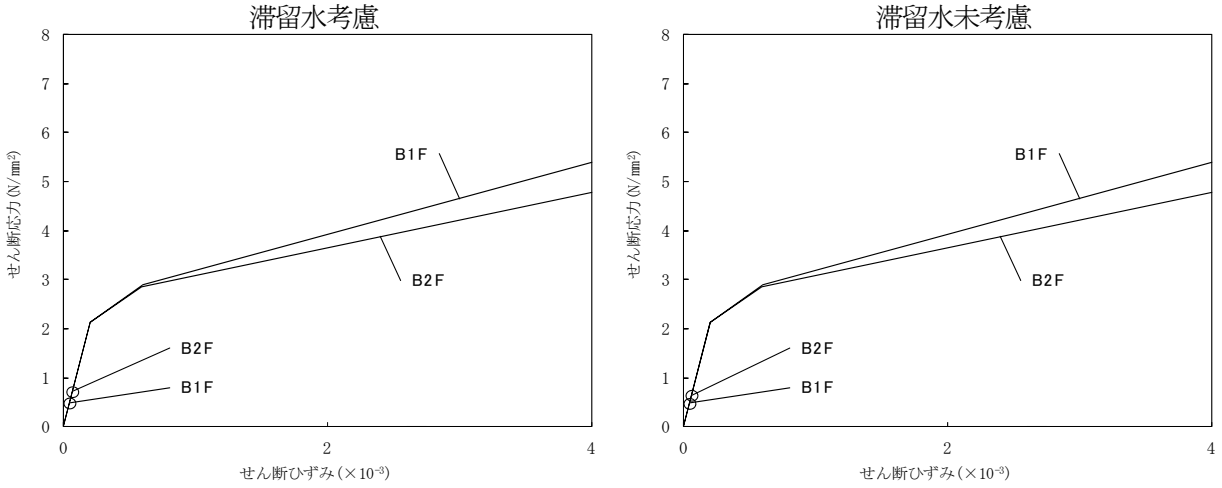


(Ss-3H)

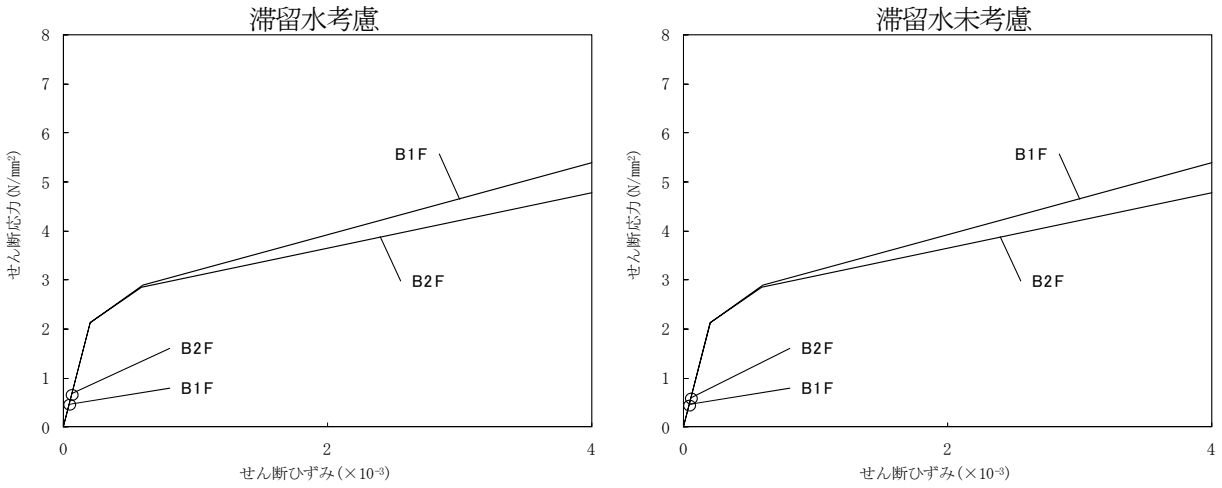
図 5.1.6-1　耐震壁のせん断ひずみ（NS 方向）



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図 5.1.6-2　耐震壁のせん断ひずみ（EW 方向）

地下水バイパスによる地下水流入量の低減

1 概要

建屋周辺の地下水は，山側から海側に向かって流れていることから，建屋山側の高台で地下水を揚水し，その流路を変更して海にバイパスすることにより，建屋周辺の地下水位を段階的に低下させ，建屋への地下水流入量の低減を図っていく（図１）。

地下水バイパスの設備は，建屋山側で地下水を汲み上げる揚水井及びポンプ，汲み上げた地下水を一時的に貯留して水質を確認するタンク，地下水を移送するための配管等からなる（図２）。

2 地下水バイパスによる地下水の建屋流入抑制効果

建屋周辺の地下水位は，浸透流解析により検討した結果，地下水バイパスの実施に伴い，現況より原子炉建屋山側で３ｍ程度（Ｏ．Ｐ．＋９ｍ→Ｏ．Ｐ．＋６ｍ），タービン建屋海側で１ｍ程度（Ｏ．Ｐ．＋４ｍ→Ｏ．Ｐ．＋３ｍ）低下するものと想定され（図３～５），これにより，建屋内への地下水流入量は現況の半分程度に低減されるものと考えられる。

3 滞留水の建屋外漏えい防止対策への影響

地下水バイパスの実施にあたっては，地下水低下状況及び水質等をモニタリングし，浸透流解析結果の検証を行いつつ，段階的に地下水位を低下させることで（図６），建屋内滞留水が建屋外に漏れ出さないように慎重な水位管理を実施していく。

モニタリングにあたっては，原子炉建屋山側のサブドレンを活用するとともに，原子炉建屋と揚水井の間に観測孔を新設する（図７）。

なお，豪雨等の発生による直接的な雨水の流入及び地下水位上昇による地下水流入量の増加時には，地下水位と建屋内滞留水の水位を注意深く監視し，必要に応じて，集中廃棄物処理建屋への移送量を増加すること等により，建屋内滞留水の水位上昇を抑制する。

4 地下水の汲み上げによる地盤沈下

地下水バイパスの実施に伴い地下水を汲み上げるが，Ｏ．Ｐ．＋１０ｍ盤の原子炉建屋，タービン建屋，運用補助共用施設（共用プール）などの建屋については，直接岩盤に支持されていることから沈下の恐れはないと考えられる。また，建屋周辺の地下水位は，東北地方太平洋沖地震前にはサブドレンが稼働し十分に低下していたことから，地下水バイパスの実施に伴い現況から地下水位が低下しても，建屋周辺の地盤沈下の恐れはないと考えられる。

Ｏ．Ｐ．＋３５ｍ盤のタンクエリア等の一部については，地下水位が若干低下する

が，その量は２m程度以下と少なく，また，揚水する地下水は不圧地下水であり，現況の地下水位よりも下の地層は地質年代が古く（新第三紀），十分圧密されていることから，地下水位の低下に伴う沈下の恐れはないと考えられる。

5 汲み上げた地下水の管理

地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水は，念のため放射性物質を有意に含んでいないことを確認するが，東北地方太平洋沖地震前における放射線管理区域内からの排水と同じ管理を行い，免震重要棟等から生じる生活排水と同様に一般排水として扱う。発電所敷地内の観測井における地下水の水質（放射性物質濃度）は，発電所周辺の河川で検出された濃度より低く，告示濃度の数百分の１程度である。

汲み上げた地下水を汚染させない管理については，以下のとおりである。

- 水質確認のための一時貯留タンク（新設）とバイパス用の専用配管を通して移送する。
- 一時貯留タンクエリア周辺の空気は，事故発災後の測定において，管理区域設定基準を超えておらず，現在は基準値の２桁程度低い濃度で安定に推移しているが，万一の空気中放射性物質混入を防止する対策として，一時貯留タンクの吸気管口を汚染のおそれのない管理対象区域に設ける。
- 放水前には一時貯留タンクから採水し，水質を確認する。
- 水質確認の結果，放射性物質の有意な混入が確認された場合には，稼働を停止し，一時貯留タンク内の地下水を浄化処理する。

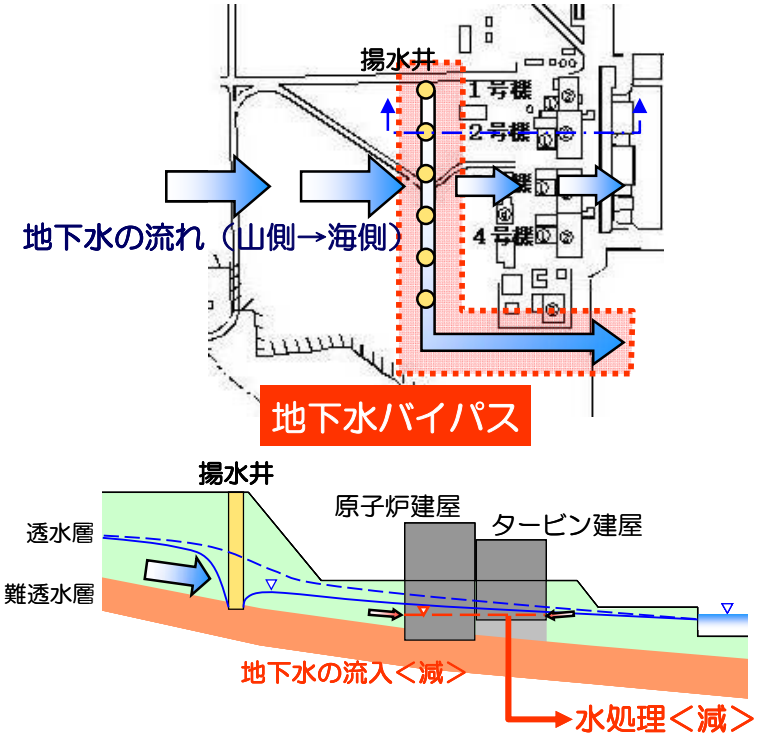


図１　地下水バイパス（イメージ）

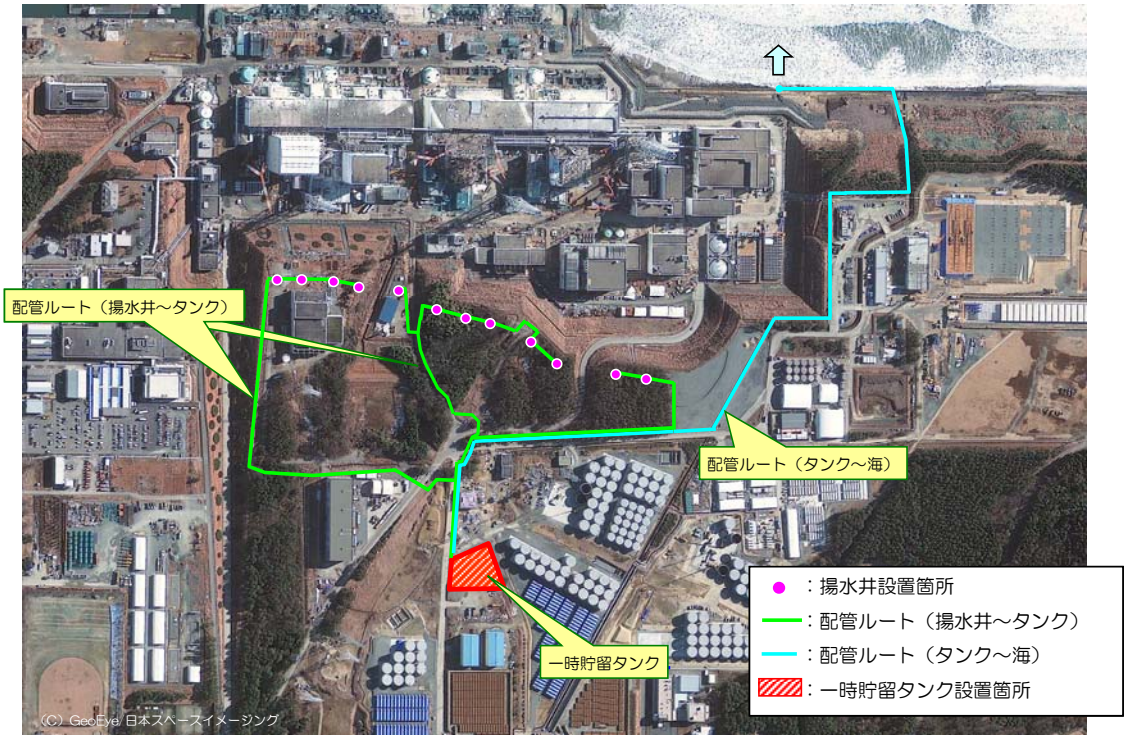


図２　地下水バイパスの設備

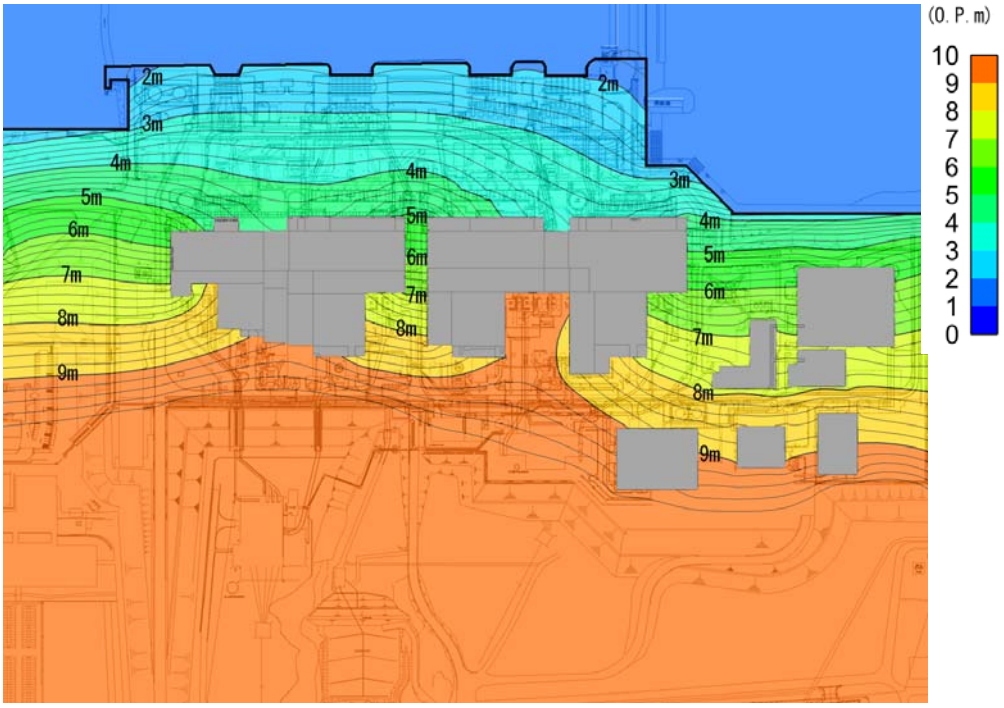


図３　建屋周りの地下水位（現況）

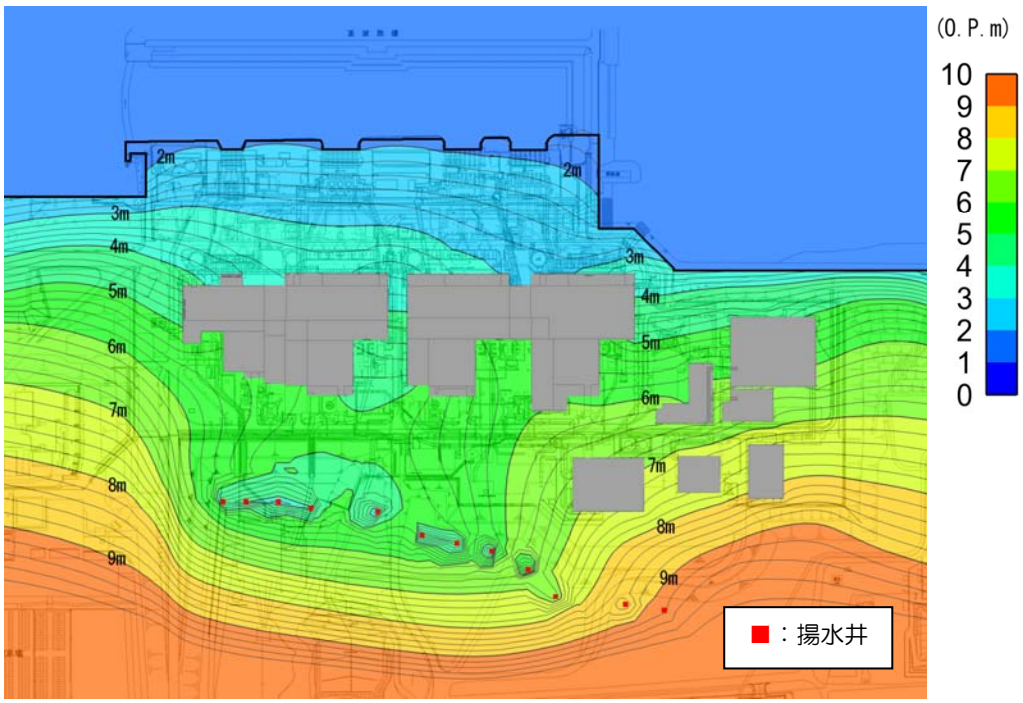


図４　建屋周りの地下水位（地下水バイパス実施後）

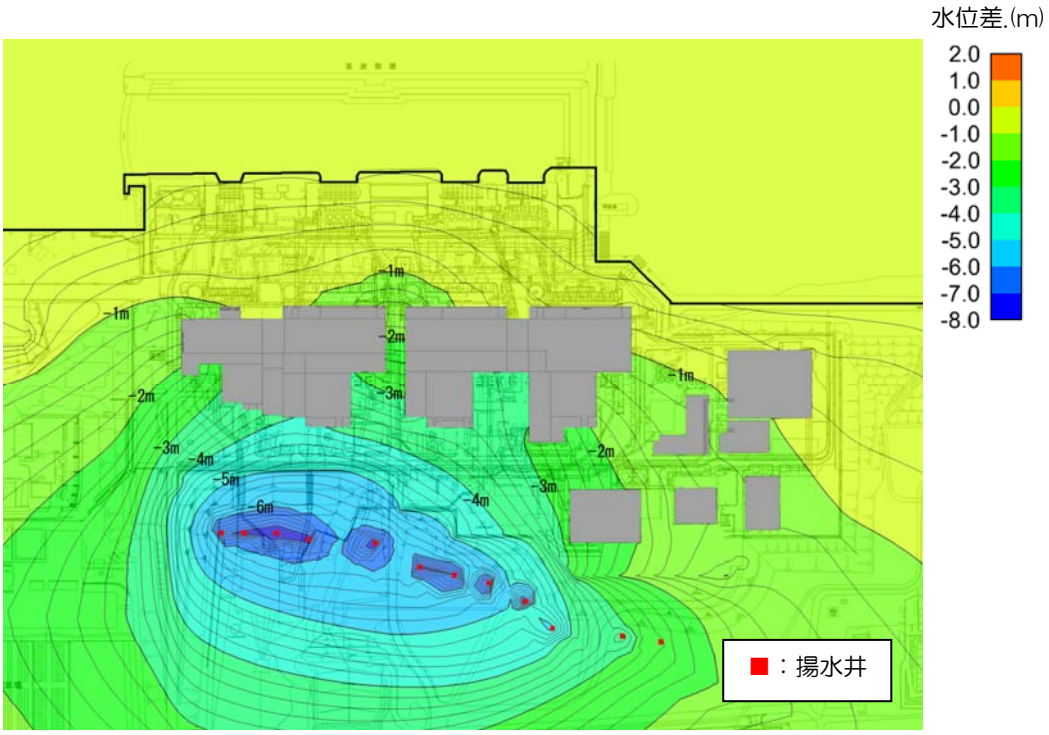


図５　建屋周りの地下水位の低下量（現況と地下水バイパス実施後の差分）

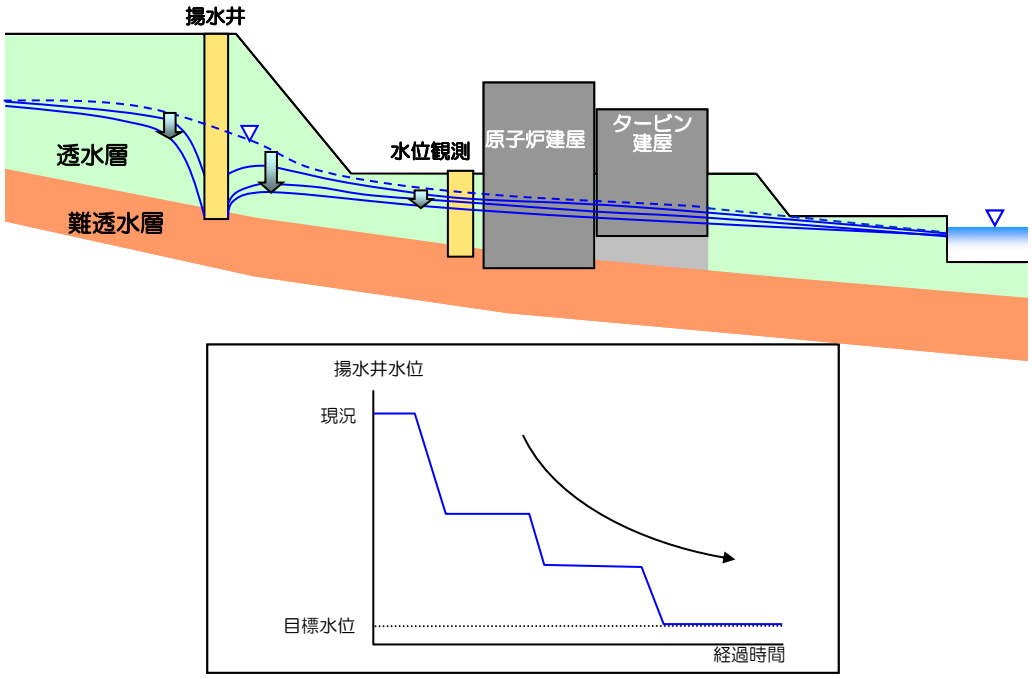
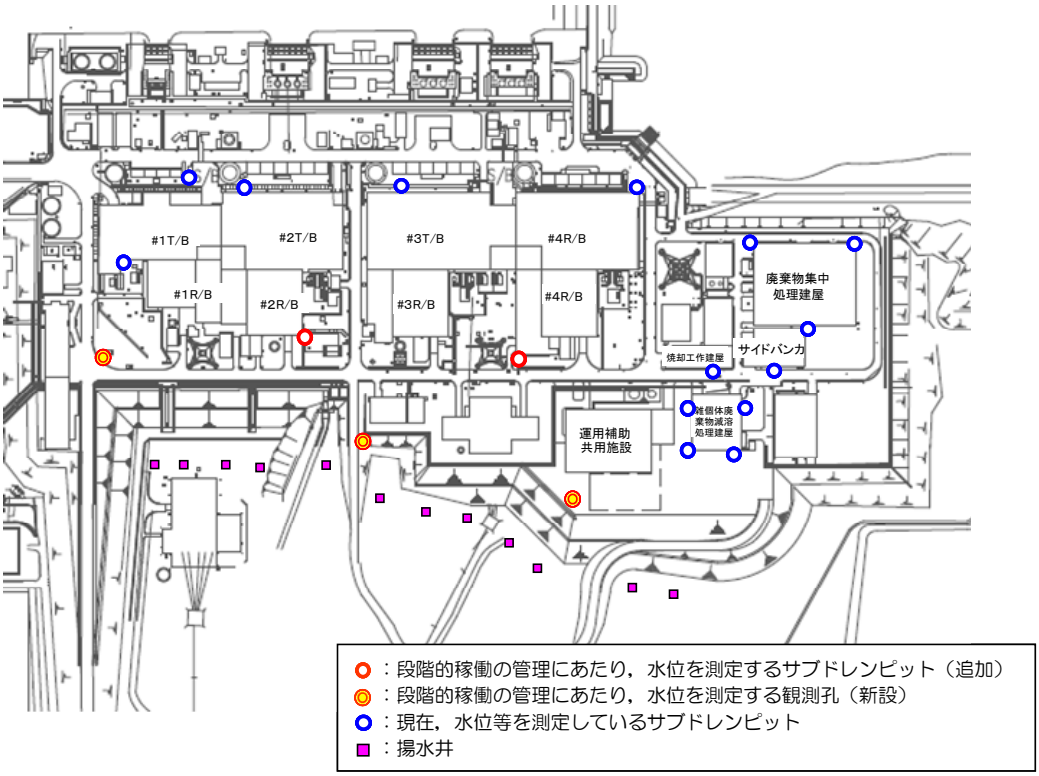


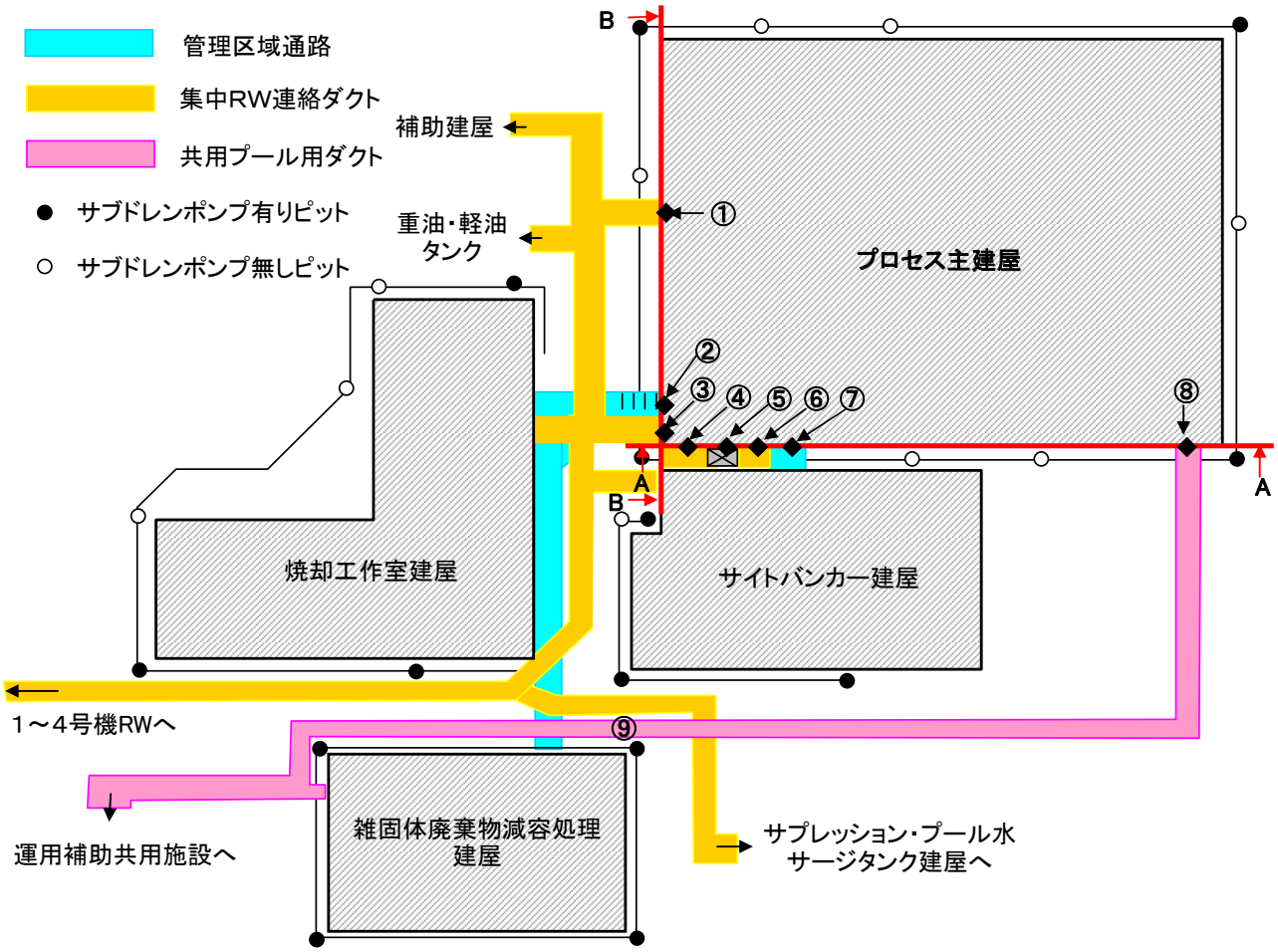
図６　段階的な地下水位低下のイメージ

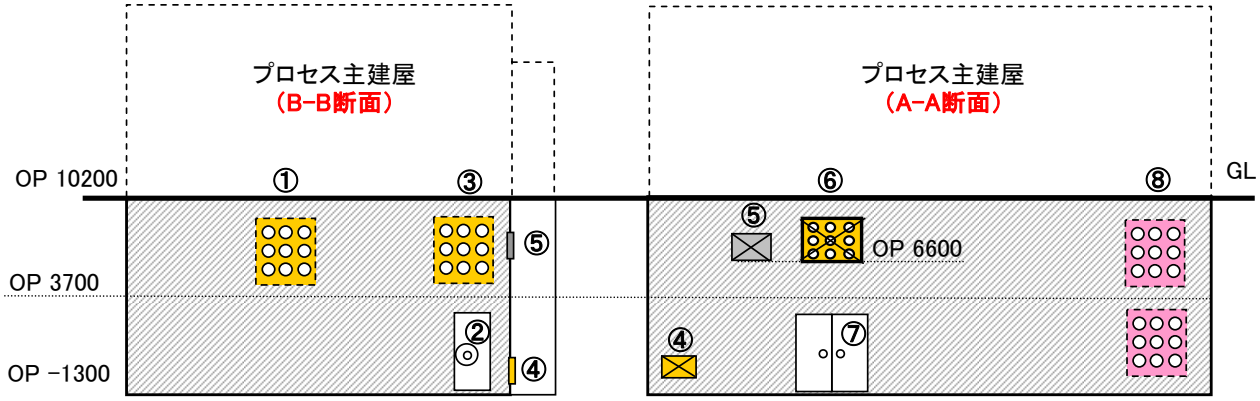


※現地の線量低減対策や復旧作業の状況に応じて，変更となる可能性あり

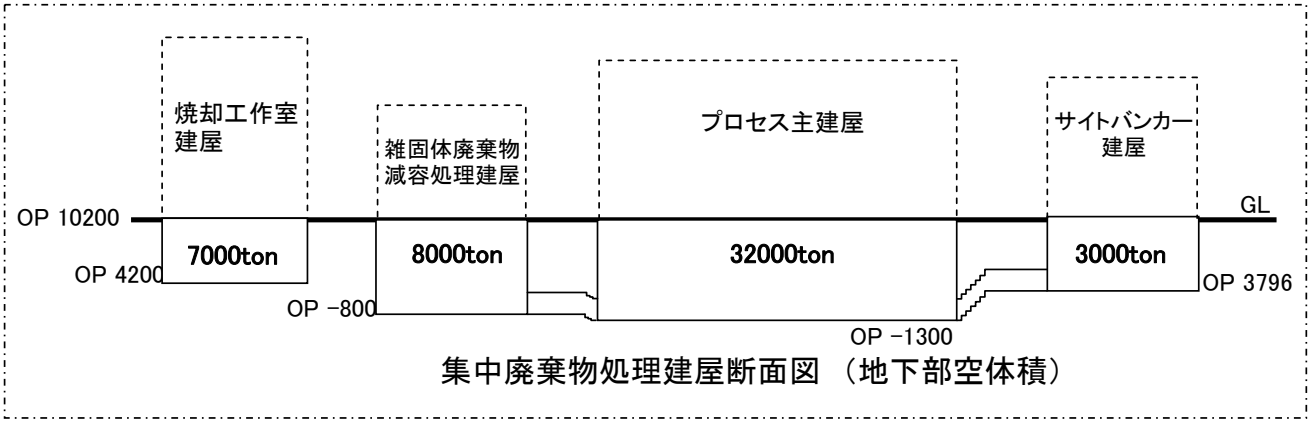
図７　モニタリング計画

プロセス主建屋の貫通部の止水措置



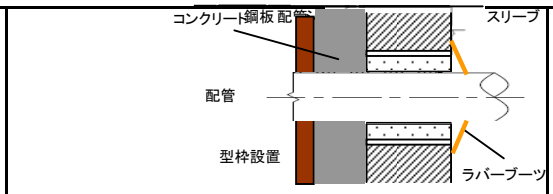
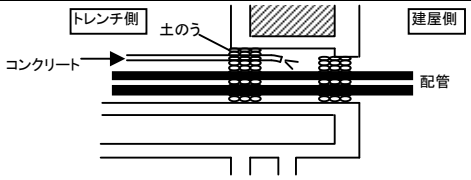
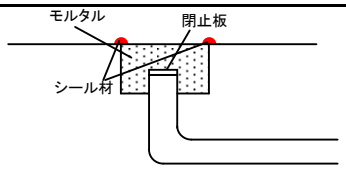
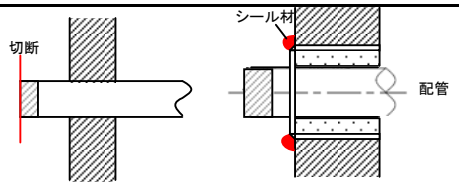
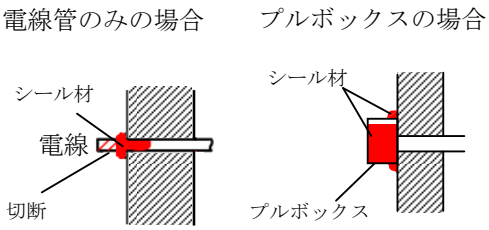
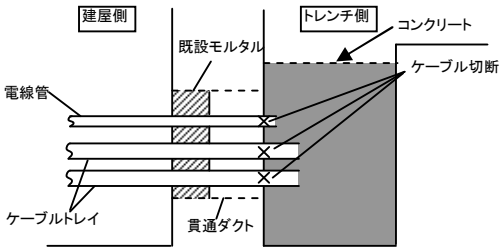


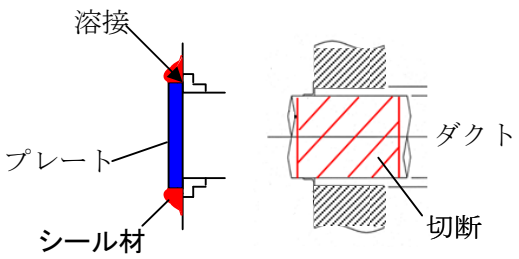
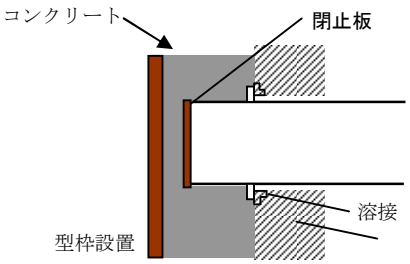
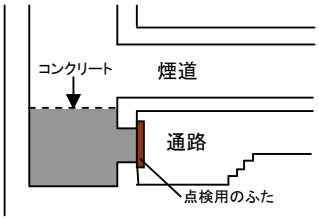
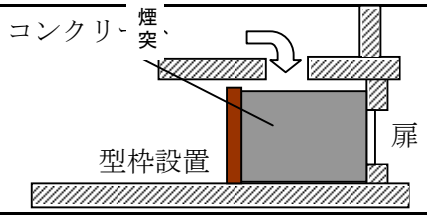
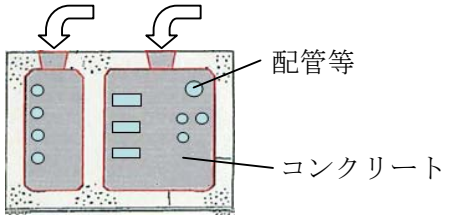
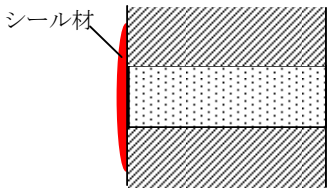
プロセス主建屋位置関係図



集中廃棄物処理建屋断面図（地下部空体積）

貫通部止水工事　施工方法について

	型枠を設置してコンクリートを充填する。		B
	開口部の両端に土のうを積み開口内部にコンクリートを充填する。		C
	ファンネル流入口に閉止板を設置し、モルタルをファンネル内に充填した後、床面と充填したモルタルの境界表面にシール材を塗布する。		D
	配管を切断し，閉止板を溶接にて取り付けることにより閉塞する。	 例：A+E	E
電線管	電線管切断後，シール材を充填する。		F
	トレンチ側の電線を切断し、コンクリートで充填する。		G

設備	処置方法	概要図	記号
ダクト	ダクトを切断し、プレートを溶接にて取り付けて閉止した後、溶接箇所にシール材を塗布する。		H1
	ダクトに閉止板を設置し，型枠との隙間にコンクリートを充填する。		H2
煙道	煙道出口に閉止板を設置した後， コンクリートを充填して閉塞する。	ごと 	I
扉	型枠を設置した後、コンクリートを充填することで閉塞する。		J
トレンチ	地上との貫通部よりコンクリートを充填する。	g 	K
予備スリーブ	予備スリーブの加工箇所の壁面、モルタル充填部表面にシール材を塗布		L

プロセス主建屋の健全性　ひび割れの漏えい対策

1 はじめに

プロセス主建屋の地下躯体部分の水密性を確保する観点から，ひび割れ点検を行うとともに，ひび割れ箇所の補修を行った。

2 現場確認方法

プロセス主建屋のひび割れ点検は，日常点検における記録を基に地震後に新たに生じたと考えられるひび割れについて目視点検を行った。

3 点検結果及び評価

点検では，新たに地震により生じたひび割れは確認されなかった。今回の地震前から存在していたと思われるひび割れは確認されたが，縦方向のひび割れであることから，経年によるコンクリートの乾燥収縮によって生じたひび割れと判断した。

その他のひび割れについても，ひび割れ部分にはエフロレッセンス（白華現象）等の変化が見られないことから，通常時には漏水等の問題はなかったものと考えられる。

また，プロセス主建屋は，不透水層である富岡層（泥岩）に基礎マットが設置されていること，地下外壁面周囲にアスファルト防水が施工されていることから，止水性は確保されているものと考えられるが，地下外壁のひび割れ部の補修を行い，水密性を高めるものとする。

4 ひび割れ補修

4.1 補修範囲

ひび割れの補修は，プロセス主建屋の日常点検により記録されたひび割れのほか，目視で確認できる全てのひび割れについて実施した。プロセス主建屋のひび割れの補修本数を表-1 に示す。

表-1　ひび割れ補修本数

	部　位	実施本数 (0.3㎜ 以上のひび割れ)
プロセス主建屋	地下１階	59
	地下２階	249

4.2 補修方法

- 目視で確認できるひび割れを全て補修する。
- 使用材料：ポリマーセメント系塗膜防水材

5 まとめ

対象となるひび割れについて全て補修を実施し，当社は適切に補修されたことを確認した。

6 ひび割れ調査図（壁展開図・ひび割れ幅 0.3㎜ 以上のものを記録）

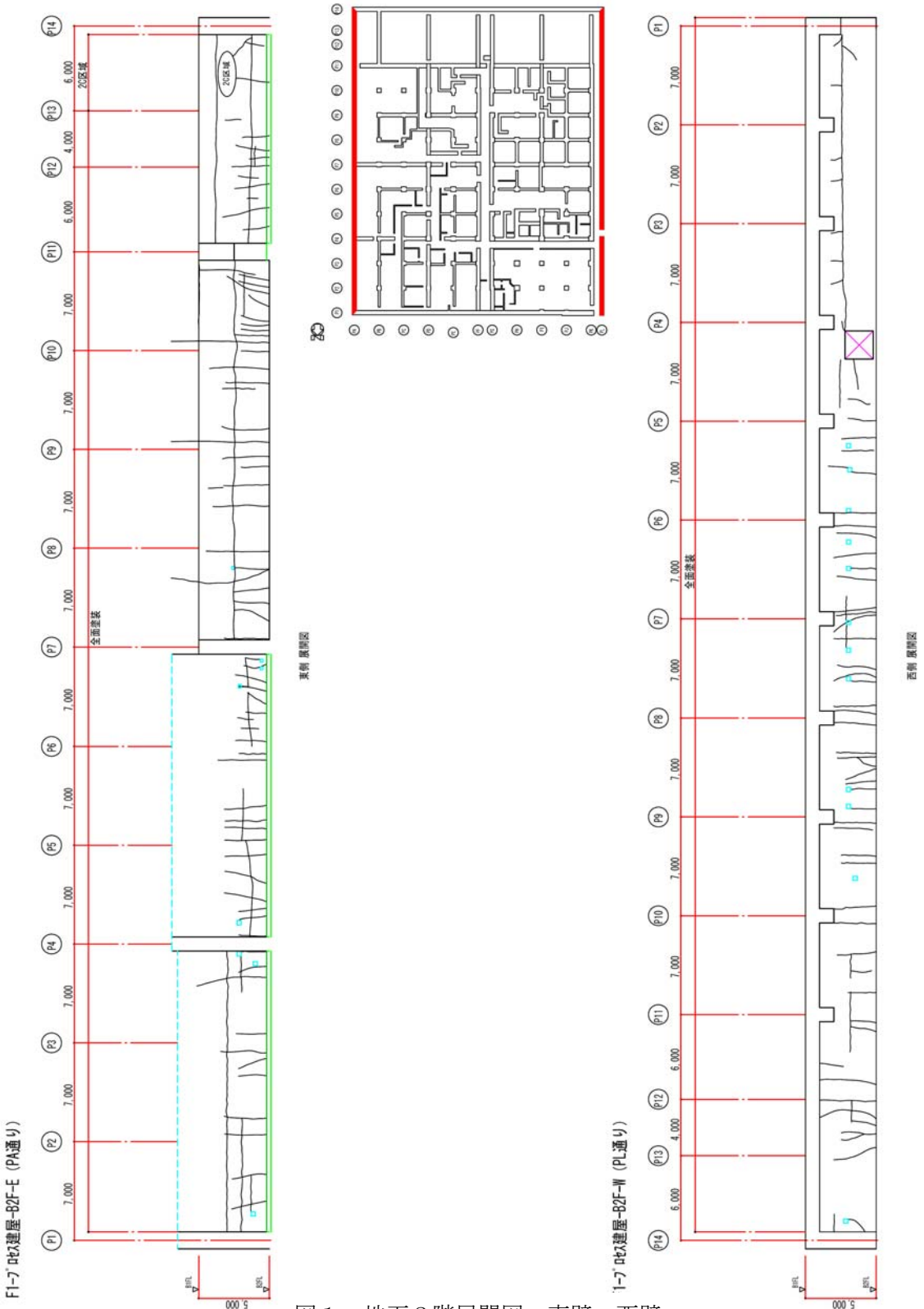


図１　地下２階展開図　東壁，西壁

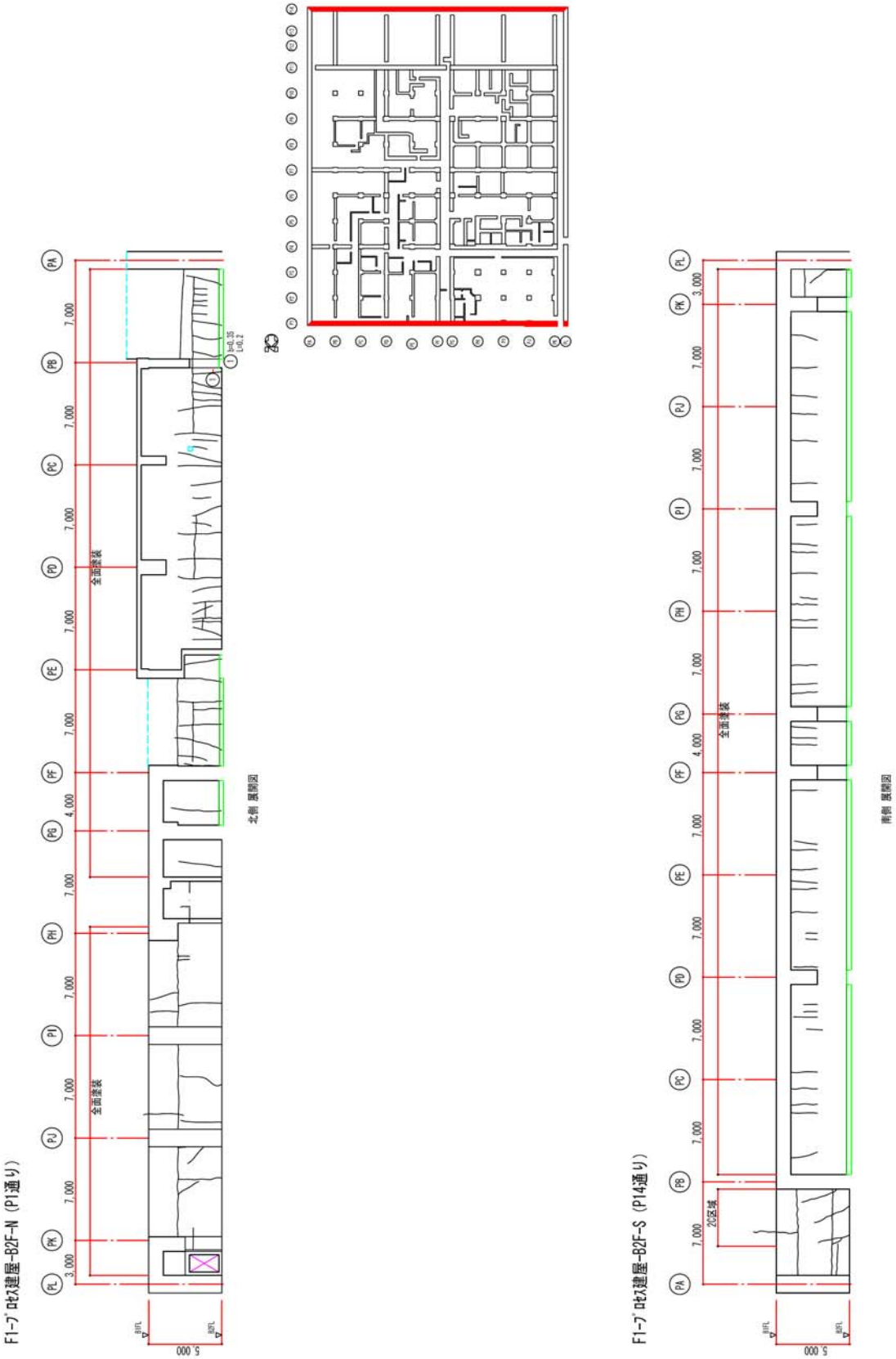


図２　地下２階展開図　北壁，南壁

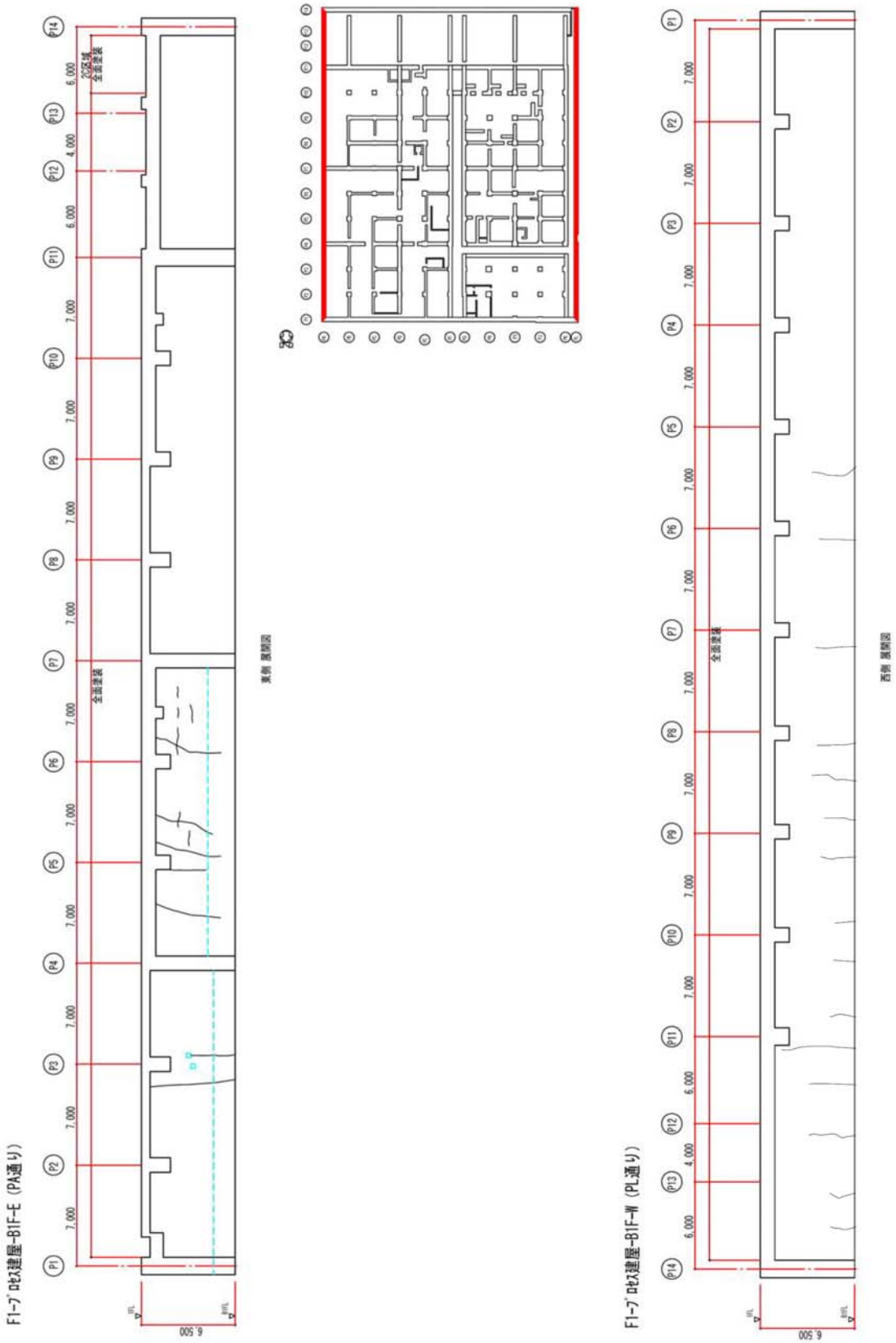


図３　地下１階展開図　東壁，西壁

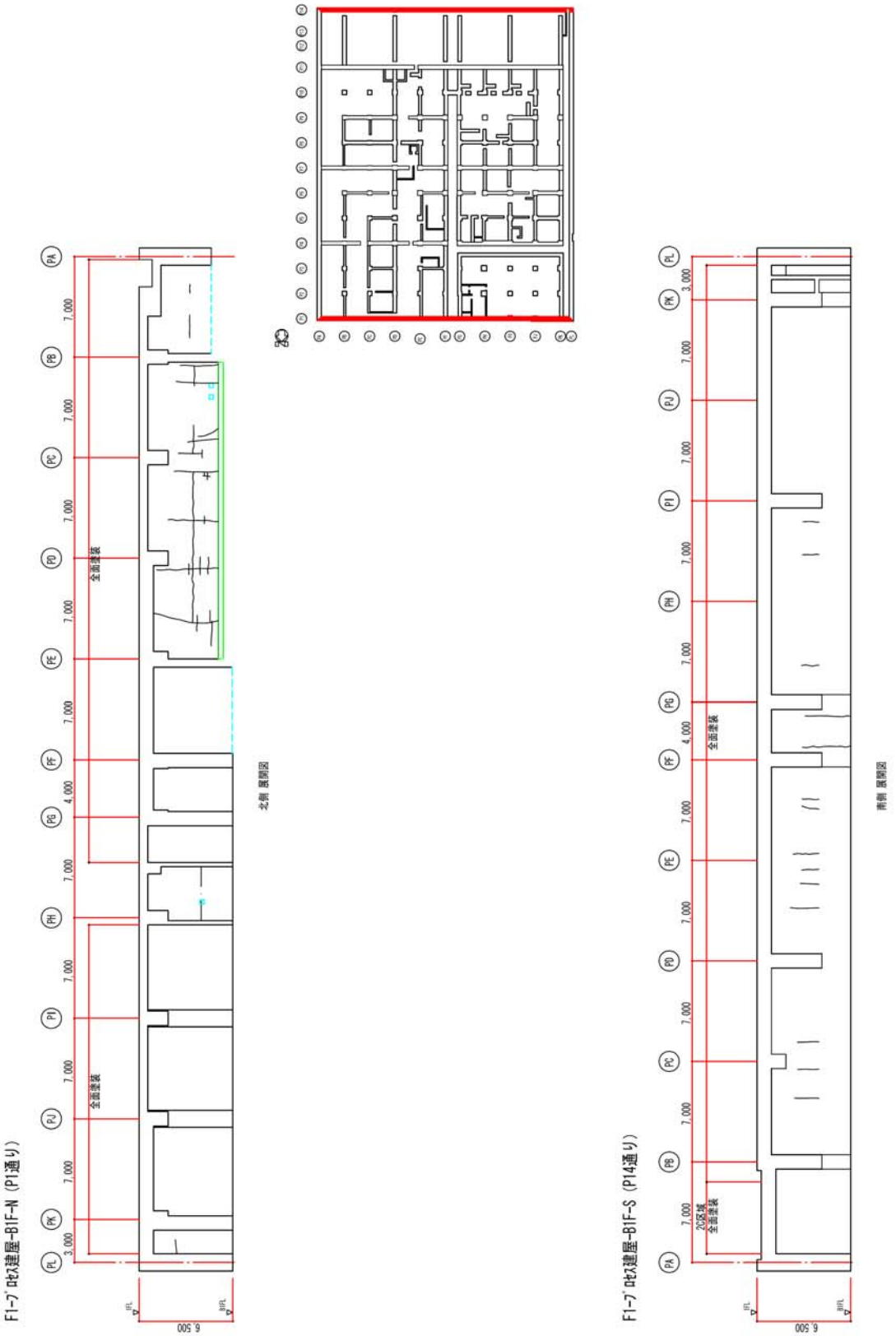
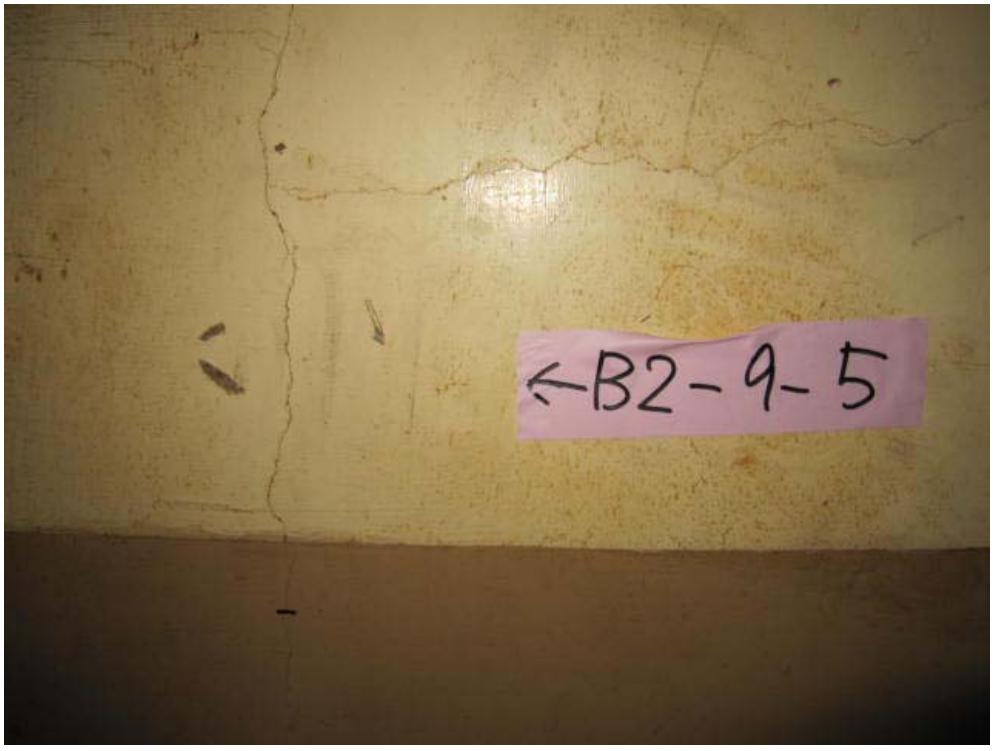
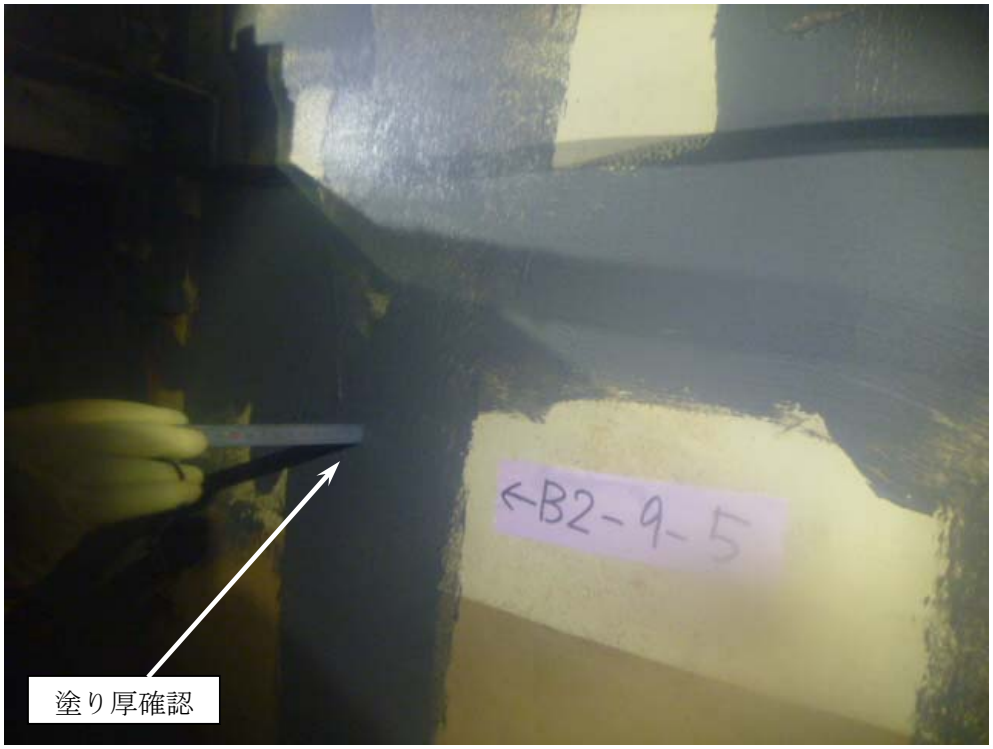


図４　地下１階展開図　北壁，南壁

7 幅 0.3㎜ 以上のひび割れ補修状況



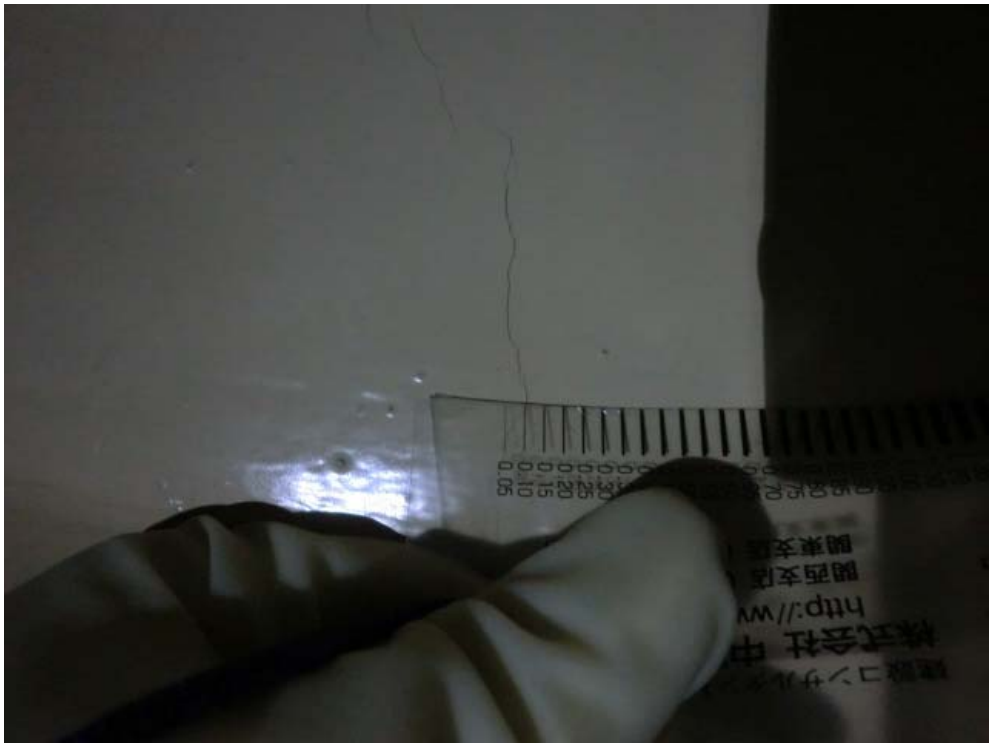
補修前



補修後

図５　幅 0.3㎜ 以上のひび割れ補修状況

8 幅 0.3㎜ 未満のひび割れ補修状況



補修前



補修後

図６　幅 0.3㎜ 未満のひび割れ補修状況

プロセス主建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価

1 建屋外への放射性物質の移行

放射性廃液を建屋の地下に貯蔵した場合には，建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高い場合には圧力差による放射性廃液の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが，その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので，ここでは，その移行量を評価する。

2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

廃液を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には，周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので，内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では，１ｍｍ程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので，一定の水位差があれば，健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図１に示す。

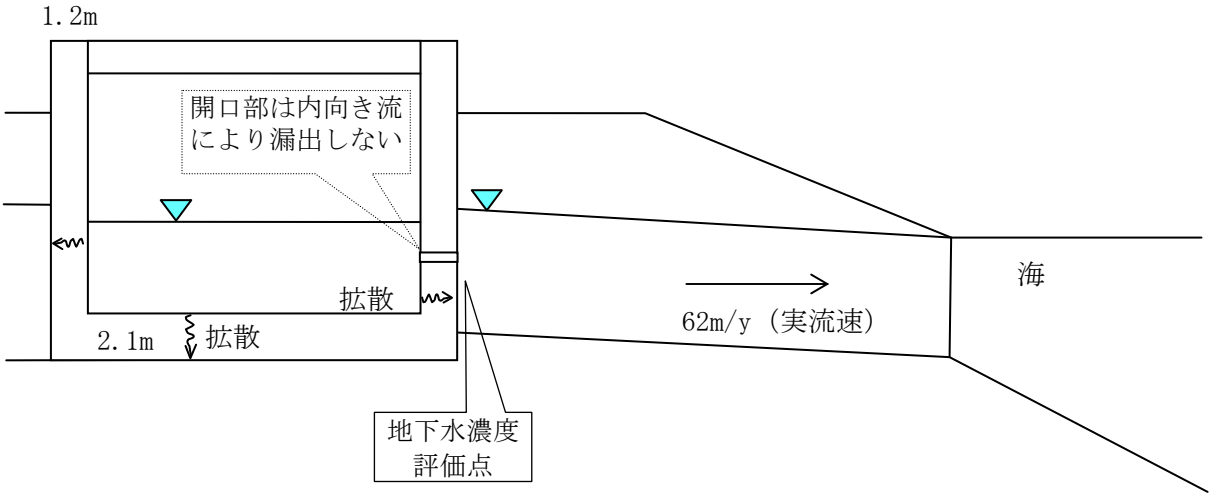


図１　建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図１の場合には，建屋からの放射性物質の漏出について，地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので，健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \bullet Dec \bullet \left.\frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z}\right|_{z=L} \quad \cdots\cdots (1)$$

$$\varepsilon c \bullet Rfc \bullet \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \bullet \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \bullet \varepsilon c \bullet Rfc \bullet Cc(z,t) \quad \cdots\cdots (2)$$

$$\begin{aligned} &Cc(0,t) = Cw = Cw0 \bullet e^{-\lambda \bullet t} \\ &Cc(L,t) = 0 \\ &Cc(z,0) = 0 \\ &Cc(0,t) = 0, \quad (t > Tc) \end{aligned} \quad \cdots\cdots (3)$$

R ： 放射性物質の漏出量（Bq/s）
Cw ： 廃液中の放射性物質の濃度（Bq/m^3）
$Cw0$ ： 廃液中の放射性物質の初期濃度（Bq/m^3）
Sc ： 建屋コンクリートの底面積または側面積（m^2）
Dec ： コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数（m^2/s）
$Cc(z, t)$： コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度（Bq/m^3）
・ ： 崩壊定数（1/s）
L ： コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ（m）
Rfc ： 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数（-）$=1+\frac{1-\varepsilon c}{\varepsilon c} \bullet \rho c \bullet Kdc$
・c ： コンクリートの間隙率（-）
・c ： コンクリートの粒子密度（kg/m^3）
Kdc ： コンクリートの分配係数（m^3/kg）
Tc ： 廃液貯蔵終了時間（s）

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表１に示す。

表１　評価に用いたパラメータ一覧

パラメータ	設定値	備考
廃液中の放射性物質の濃度（Bq/m^3）	I-131 ： 1.3E+13 Cs-134 ： 3.1E+12 Cs-137 ： 3.0E+12	2011/3/27 採水 _2 号機ﾀｰﾋﾞﾝ建屋滞留水の分析結果に基づく
建屋コンクリートの内面積（m^2）	底面積 ： 5834.24 側面積: 1751.04	底面積 ： 84.8W×68.8L 側面積：84.8W, 68.8L, 5.7H の 4 側面
コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数（m^2/s）	1E-11	土木学会技術資料より
コンクリートの間隙率（-）	0.2	
コンクリートの粒子密度（kg/m^3）	2700	単位体積重量 2.15 t/m^3 と間隙率 0.2 より，2.15/0.8=2.7（t/m^3）
コンクリートの分配係数（m^3/kg）	I ： 0 Cs ： 0.001	JAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまるめた。
コンクリート健全部のダルシー流速（m/s）	0	健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。

パラメータ	設定値	備考
開口部面積（m^2）	実質 0	逆向き流れになるので，拡散に寄与しない。
建屋からの漏出継続期間（y）	0.25～10 継続	3 ヶ月から 10 年の範囲で検討
帯水層のダルシー流速（m/y）	25.42	実流速 62 m/y(2E-5m/s×0.04／0.41) ダルシー流速 = 実流速×0.41
帯水層の厚さ（m）	7	底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定

4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図２及び図３に示す。継続期間を３ヶ月～１０年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では，１００年以内に建屋を解体撤去することにより，建屋外への移行は，環境試料の放射能濃度分析における Cs-137 の検出限界である 8×10^{-6} Bq/cm^3 を下回る値となる。

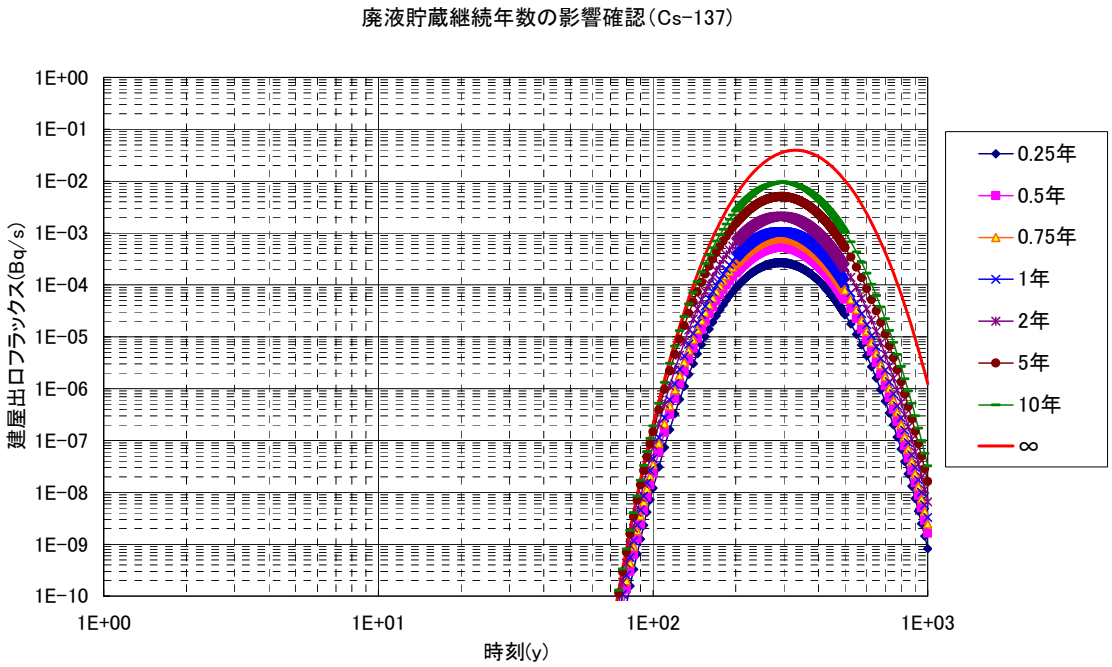
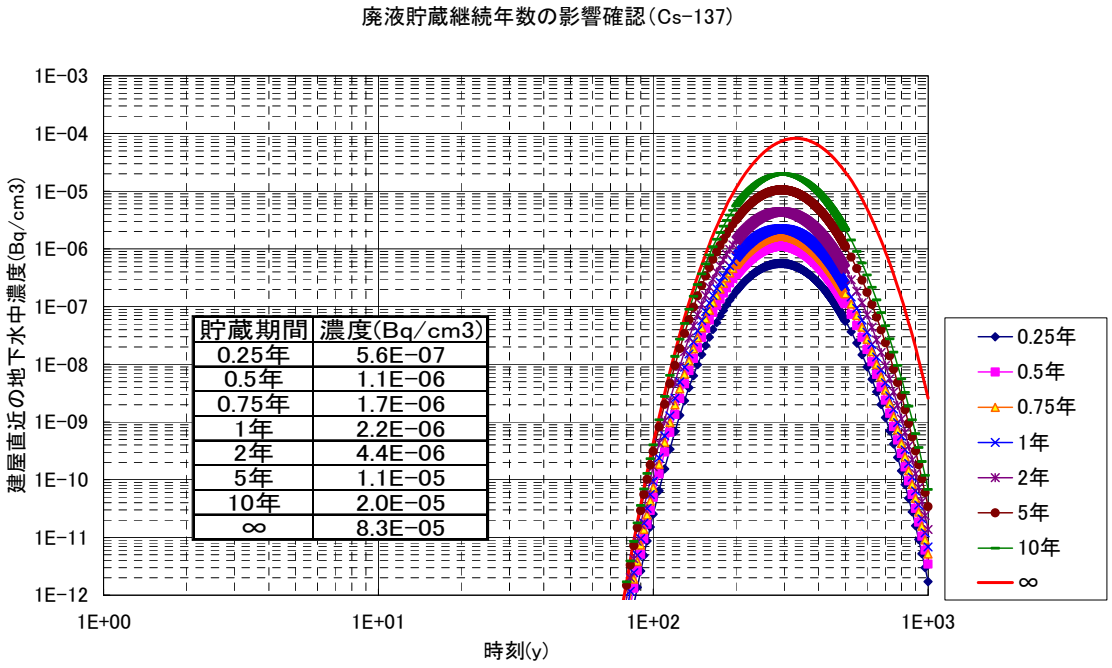


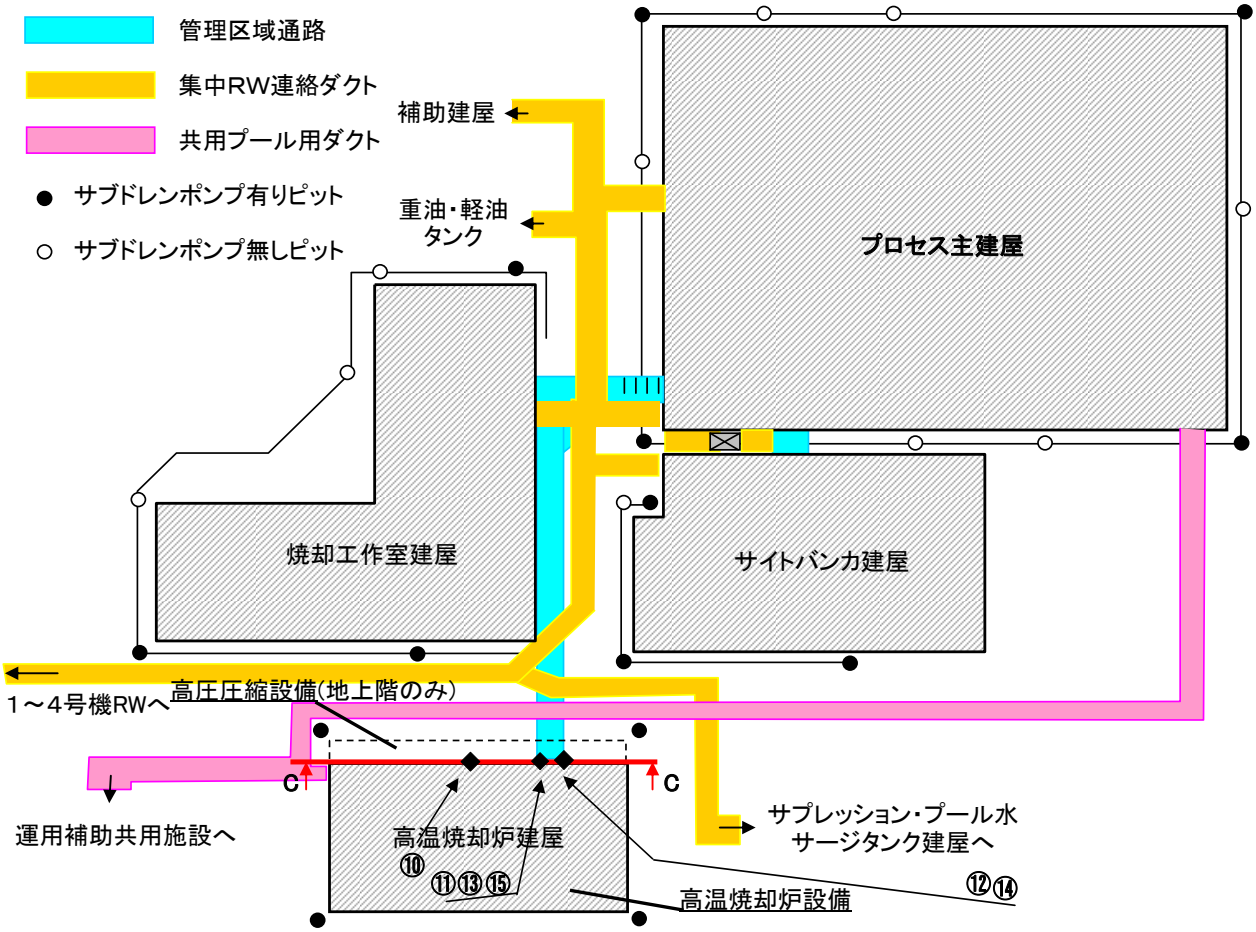
図２　建屋からの流出フラックス
（プロセス主建屋　側壁　１．２ｍ）

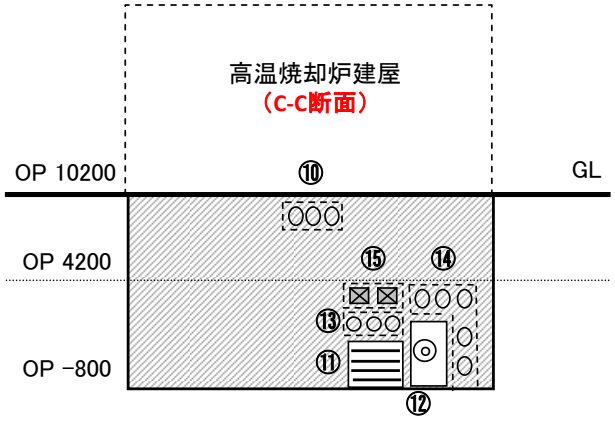


貯蔵期間	濃度(Bq/cm3)
0.25年	5.6E-07
0.5年	1.1E-06
0.75年	1.7E-06
1年	2.2E-06
2年	4.4E-06
5年	1.1E-05
10年	2.0E-05
∞	8.3E-05

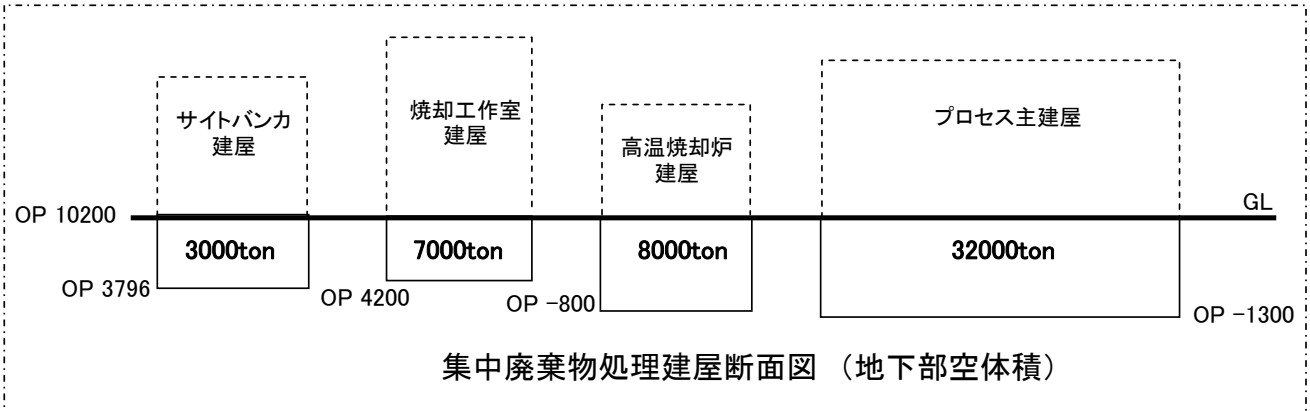
図３　建屋直近の放射性物質の濃度
（プロセス主建屋　側壁　１．２ｍ）

高温焼却炉建屋の貫通部の止水措置



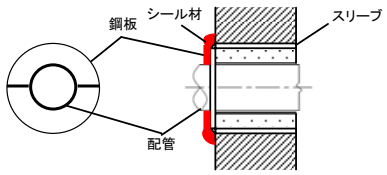
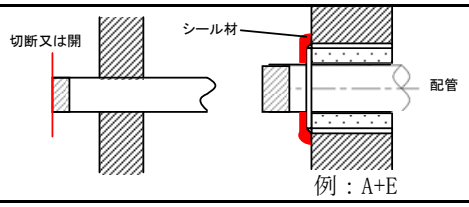
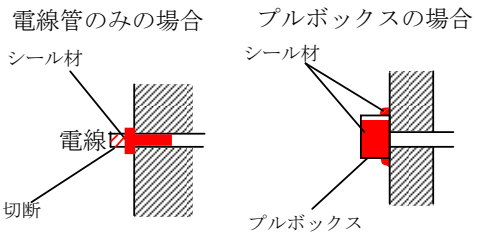
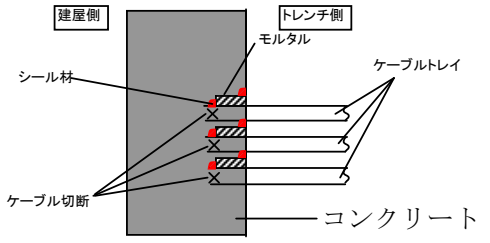
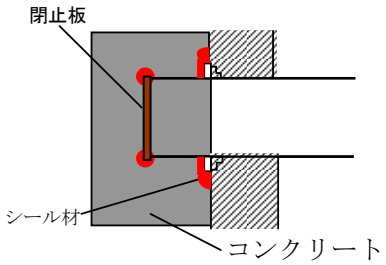
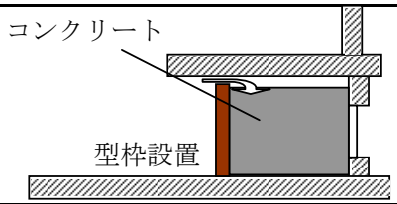


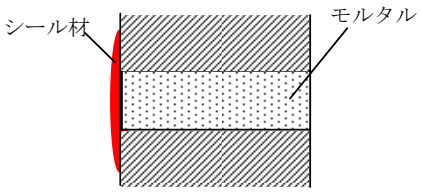
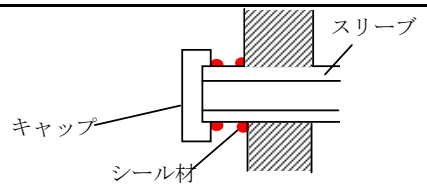
高温焼却炉建屋位置関係図



集中廃棄物処理建屋断面図 （地下部空体積）

貫通部止水工事　施工方法について

設備	処置方法	概要図	記号
配管	コンクリートと鋼板，配管と鋼板の各接合部表面にシール材を塗布する。		A
	欠番		B
	欠番		C
	欠番		D
	配管を切断又は開放し，閉止板等を固定することにより閉塞する。		E
電線管	電線管切断後，シール材を充填する。		F
	建屋側の電線を切断し，コンクリートで充填する。		G
ダクト	欠番		H1
	ダクトに閉止板を設置し，型枠との隙間にコンクリートを充填する。		H2
煙道	欠番		I
扉／シャッター部	型枠を設置した後、コンクリートを充填することで閉塞する。		J

設備	処置方法	概要図	記号
トレンチ	欠番		K
予備スリーブ	予備スリーブの加工箇所の壁面、モルタル充填部表面にシール材を塗布		L1
	ねじ込み式キャップの接合部と，コンクリートとスリーブの接合部表面にシール材を塗布する。		L2

高温焼却炉建屋の健全性　ひび割れ等の漏えい対策

1 はじめに

高温焼却炉建屋の地下躯体部分の水密性を確保する観点から，ひび割れ点検を行うとともに，ひび割れ箇所の補修を行った。

2 現場確認方法

高温焼却炉建屋のひび割れ点検は，地下外壁を対象とし，日常点検における記録を基に地震後に新たに生じたと考えられるひび割れについて目視点検を行った。

3 点検結果及び評価

点検では，新たに地震により生じたひび割れは確認されなかった。今回の地震前から存在していたと思われるひび割れは確認されたが，縦方向のひび割れであることから，経年によるコンクリートの乾燥収縮によって生じたひび割れと判断した。

また，その他のひび割れについても，ひび割れ部分にはエフロレッセンス（白華現象）等の変化が見られないことから，通常時には漏水等の問題はなかったものと考えられる。

また，高温焼却炉建屋は，不透水層である富岡層（泥岩）に基礎マットが設置されていること，地下外壁面周囲にアスファルト防水が施工されていることから，止水性は確保されているものと考えられるが，地下外壁のひび割れ部の補修を行い，水密性を高めるものとする。

4 ひび割れ補修

4.1 補修範囲

ひび割れの補修は，高温焼却炉建屋の日常点検により記録されたひび割れのほか，目視で確認できる全てのひび割れについて実施した。高温焼却炉建屋のひび割れの補修本数を表-1 に示す。

表-1　ひび割れ補修本数

	部　位	実施本数 (0.3㎜ 以上のひび割れ)
高温焼却炉建屋	地下１階	42
	地下２階	48

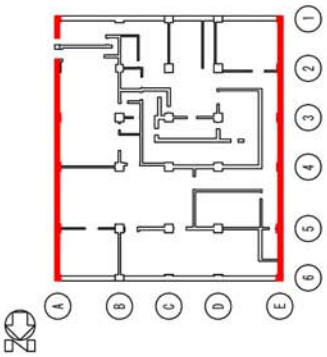
4.2 補修方法

- 目視で確認できるひび割れを全て補修する。
- 使用材料：ポリマーセメント系塗膜防水材

5 まとめ

対象となるひび割れについて全て補修を実施し，当社は適切に補修されたことを確認した。

6 ひび割れ調査図（壁展開図・ひび割れ幅 0.3mm 以上のものを記録）



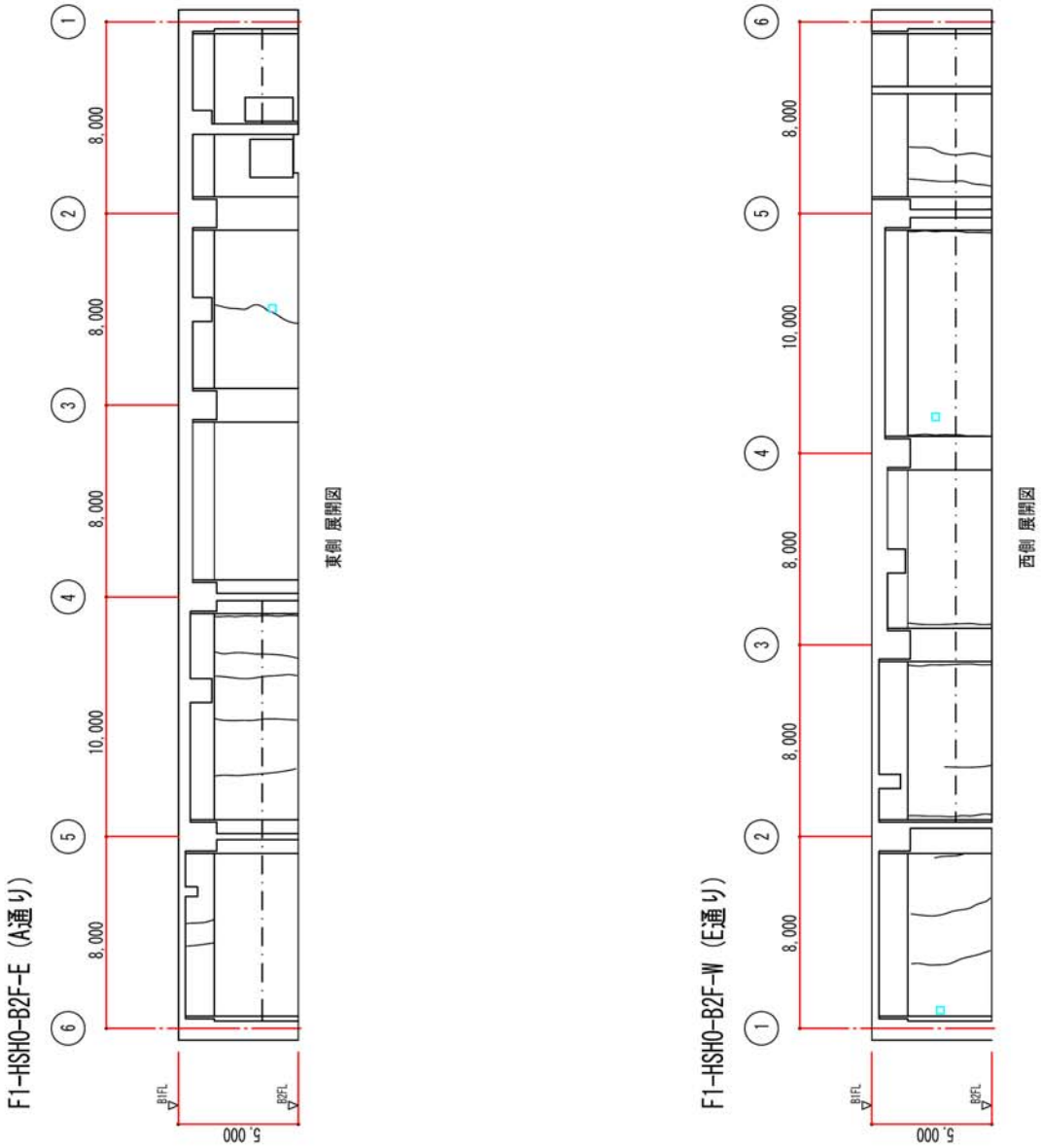
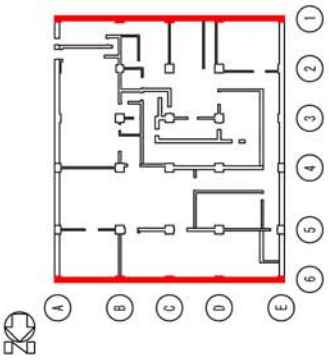
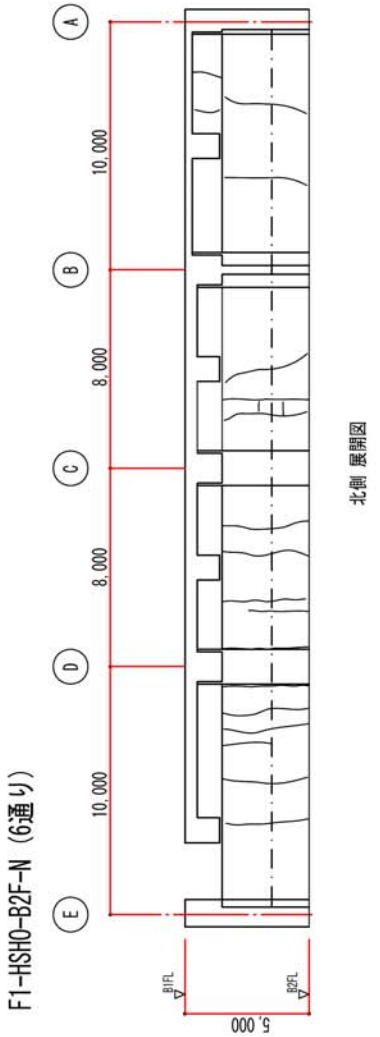


図１　地下２階展開図　東壁，西壁





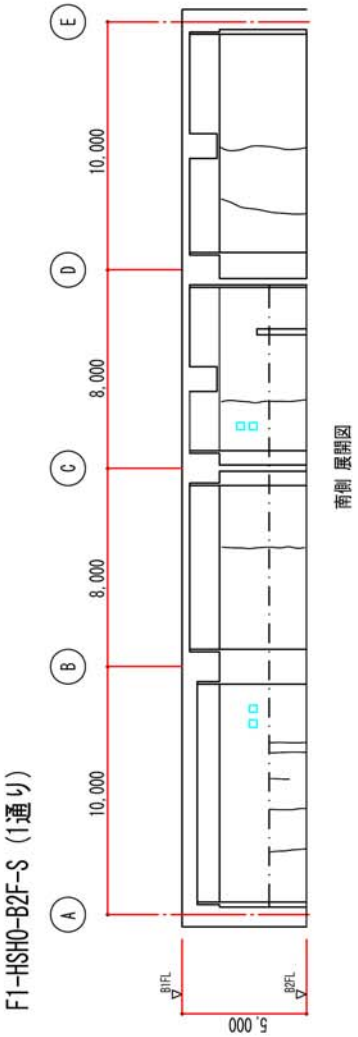


図２　地下２階展開図　北壁，南壁

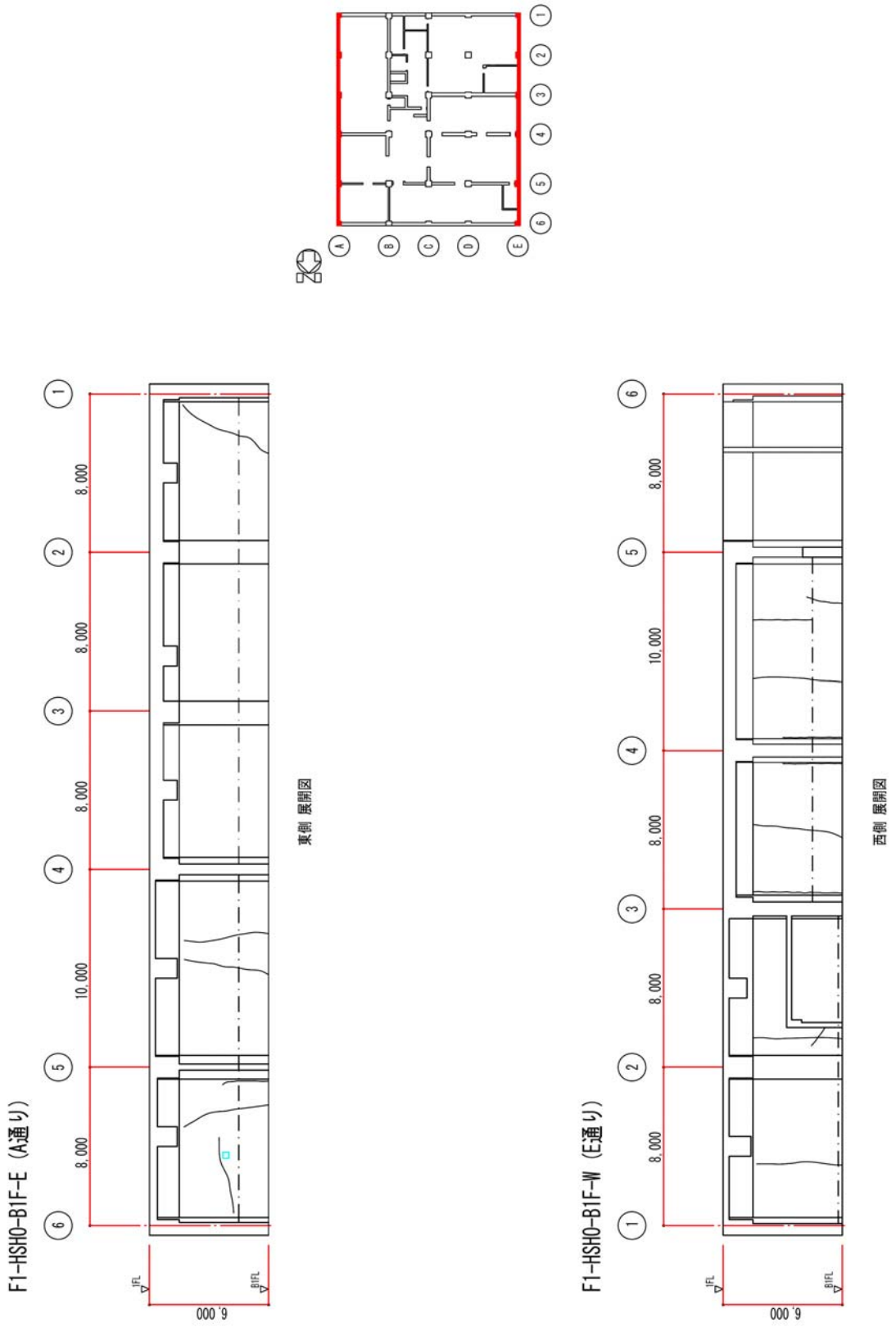


図３　地下１階展開図　東壁，西壁

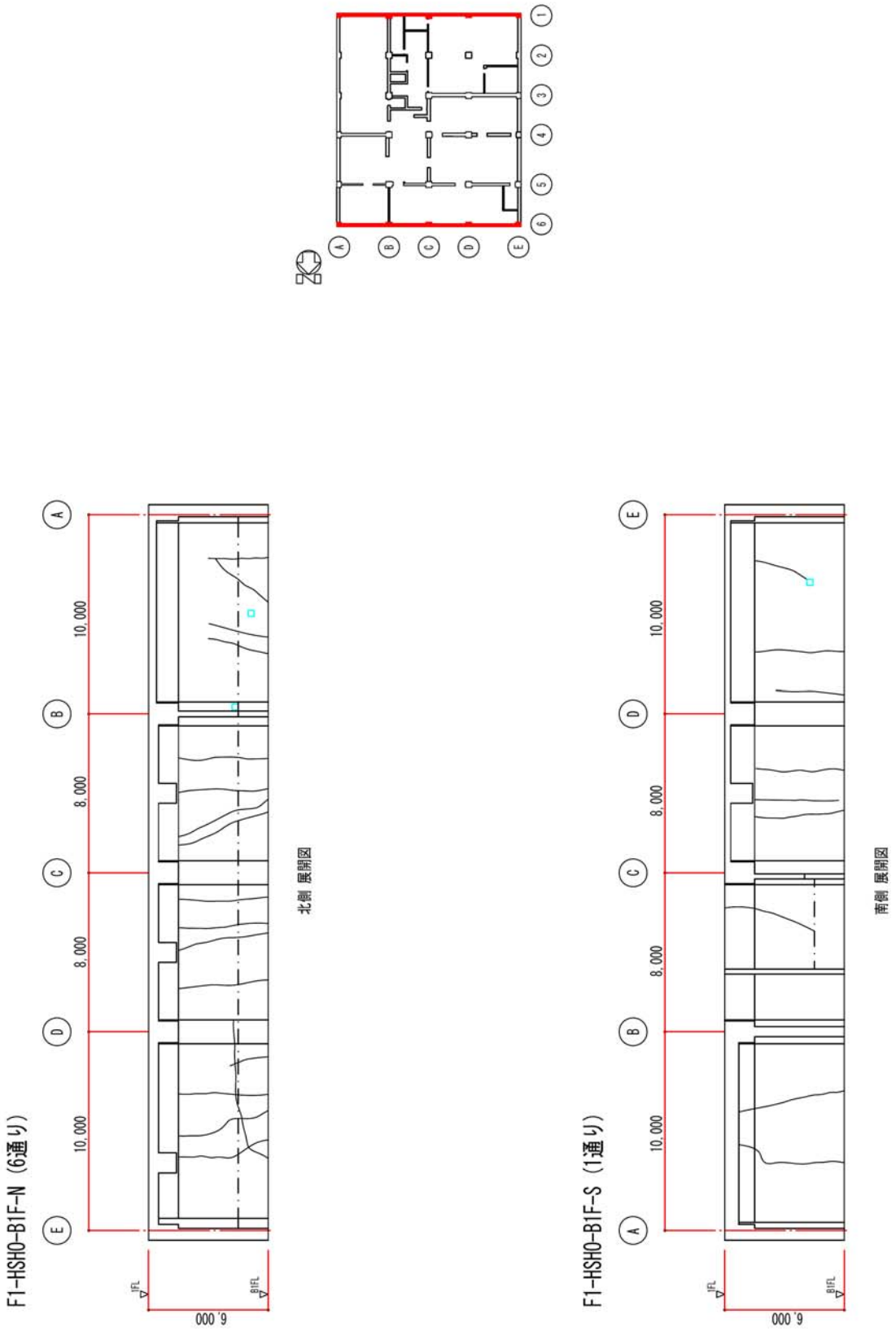
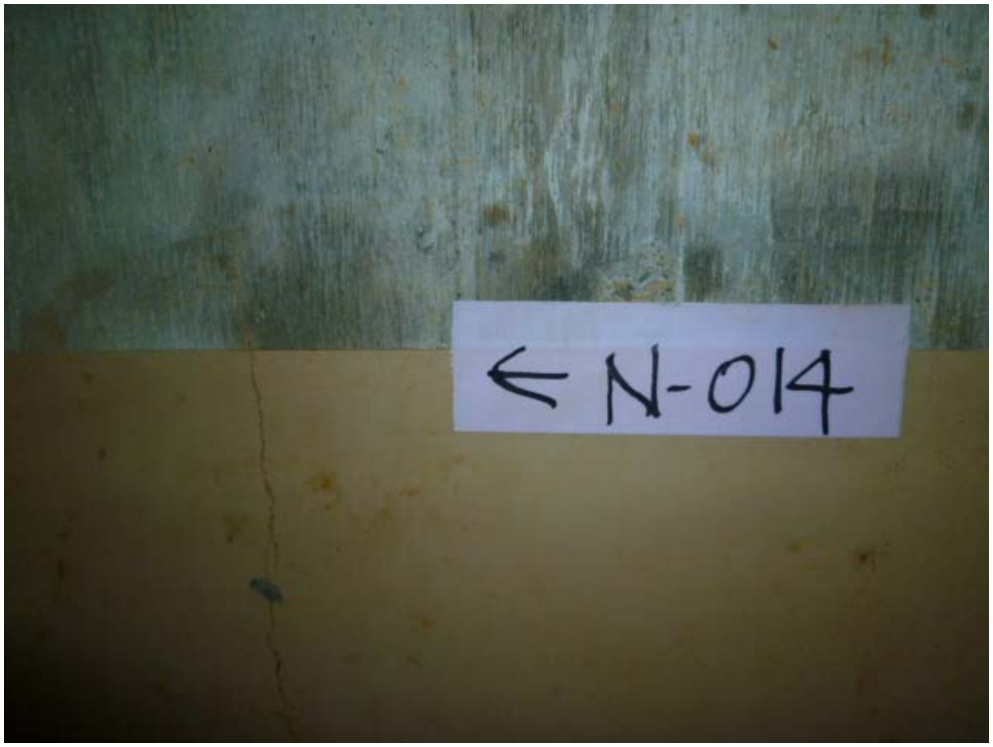
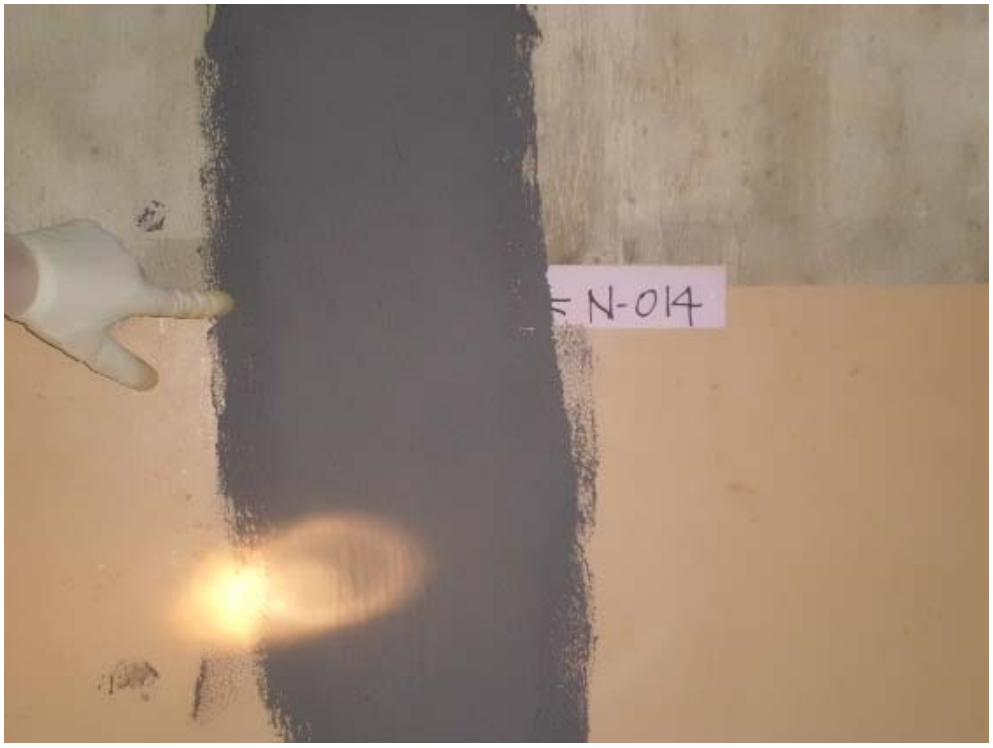


図４　地下１階展開図　北壁，南壁

7 ひび割れ補修状況（幅 0.3㎜ 以上のひび割れ）



補修前



補修後

図５　ひび割れ補修状況（幅 0.3㎜ 以上のひび割れ）

高温焼却炉建屋の建屋外への放射性物質移行量の評価

1 屋外への放射性物質の移行

放射性廃液を建屋の地下に貯蔵した場合には，建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高い場合には圧力差による放射性廃液の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが，その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので，ここでは，その移行量を評価する。

2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

廃液を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には，周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので，内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では，１ｍｍ程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので，一定の水位差があれば，健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図１に示す。

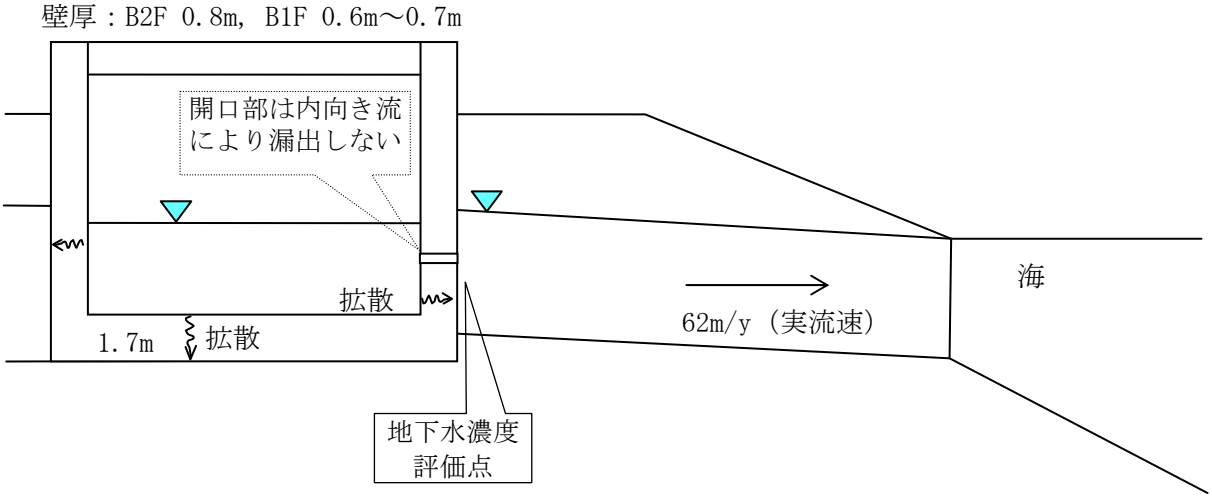


図１　建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図１の場合には，建屋からの放射性物質の漏出について，地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので，健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \bullet Dec \bullet \left.\frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z}\right|_{z=L} \quad \cdots\cdots (1)$$

$$\varepsilon c \bullet Rfc \bullet \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \bullet \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \bullet \varepsilon c \bullet Rfc \bullet Cc(z,t) \quad \cdots\cdots (2)$$

$$\begin{aligned} &Cc(0,t) = Cw = Cw0 \bullet e^{-\lambda \bullet t} \\ &Cc(L,t) = 0 \\ &Cc(z,0) = 0 \\ &Cc(0,t) = 0, \quad (t > Tc) \end{aligned} \quad \cdots\cdots (3)$$

R ： 放射性物質の漏出量（Bq/s）
Cw ： 廃液中の放射性物質の濃度（Bq/m^3）
$Cw0$ ： 廃液中の放射性物質の初期濃度（Bq/m^3）
Sc ： 建屋コンクリートの底面積または側面積（m^2）
Dec ： コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数（m^2/s）
$Cc(z, t)$： コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度（Bq/m^3）
・ ： 崩壊定数（1/s）
L ： コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ（m）
Rfc ： 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数（-）$=1+\frac{1-\varepsilon c}{\varepsilon c} \bullet \rho c \bullet Kdc$
・c ： コンクリートの間隙率（-）
・c ： コンクリートの粒子密度（kg/m^3）
Kdc ： コンクリートの分配係数（m^3/kg）
Tc ： 廃液貯蔵終了時間（s）

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表１に示す。

表１　評価に用いたパラメータ一覧

パラメータ	設定値	備考
廃液中の放射性物質の濃度（Bq/m^3）	I-131 ： 1.3E+13 Cs-134 ： 3.1E+12 Cs-137 ： 3.0E+12	2011/3/27 採水 _2 号機ﾀｰﾋﾞﾝ建屋滞留水の分析結果に基づく
建屋コンクリートの内面積（m^2）	底面積 ： 1465.56 側面積: B2F(壁厚 0.8m)　768.0 B1F(壁厚 0.6m) 414.96 B1F(壁厚 0.7m) 174.42	底面積 ： 41.4W×35.4L 側面積： B2F 41.4W, 35.4L, 5.0H の 4 側面 B1F(壁厚 0.6m) 壁厚 0.6m, 0.65m 部分の長さ 109.2×3.8H B1F(壁厚 0.7m) 壁厚 0.7m 部分の長さ 45.9×3.8H
コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数（m^2/s）	1E-11	土木学会技術資料より
コンクリートの間隙率（-）	0.2	
コンクリートの粒子密度（kg/m^3）	2700	単位体積重量 2.15 t/m^3 と間隙率 0.2 より，2.15/0.8=2.7（t/m^3）

パラメータ	設定値	備考
コンクリートの分配係数 (m^3/kg)	I ： 0 Cs ： 0.001	JAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまるめた。
コンクリート健全部のダルシー流速（m/s）	0	健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。
開口部面積（m^2）	実質 0	逆向き流れになるので，拡散に寄与しない。
建屋からの漏出継続期間（y）	0.25～10 継続	3 ヶ月から 10 年の範囲で検討
帯水層のダルシー流速（m/y）	25.42	実流速 62 m/y(2E-5m/s×0.04／0.41) ダルシー流速 = 実流速×0.41
帯水層の厚さ（m）	7	底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定

4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図２及び図３に示す。継続期間を３ヶ月～１０年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では，３０年以内に建屋を解体撤去することにより，建屋外への移行は，環境試料の放射能濃度分析における Cs-137 の検出限界である 8×10^{-6} Bq/cm^3 を下回る値となる。

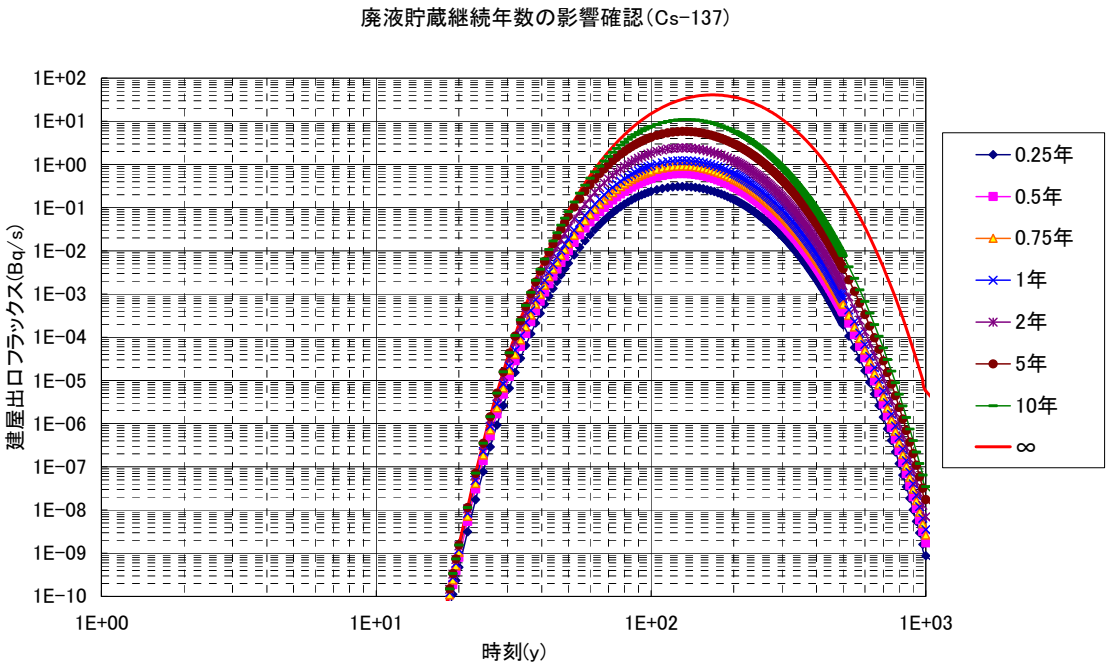
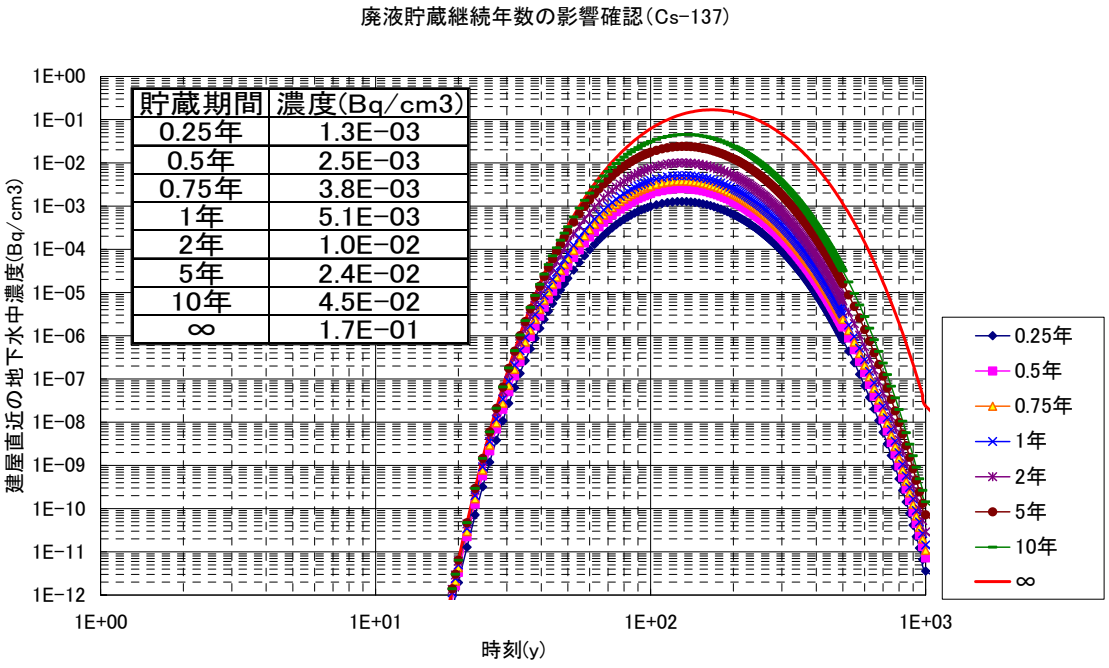


図２　建屋からの流出フラックス
（高温焼却炉建屋）



貯蔵期間	濃度(Bq/cm3)
0.25年	1.3E-03
0.5年	2.5E-03
0.75年	3.8E-03
1年	5.1E-03
2年	1.0E-02
5年	2.4E-02
10年	4.5E-02
∞	1.7E-01

図３　建屋直近の放射性物質の濃度
（高温焼却炉建屋）

１～４号機の各建屋外への放射性物質移行量の評価

1 建屋外への放射性物質の移行

高レベル放射性汚染水（以下，「滞留水」という。）が建屋の地下に滞留した場合，建屋周辺の地下水水頭よりも建屋内部の水頭が高くなったときに圧力差による滞留水の漏出が考えられる。この圧力差による漏出は建屋内外の水位の管理によって回避することができるが，その場合でも建屋コンクリートの健全部の拡散による移行が考えられるので，ここでは，その移行量を評価する。

2 評価モデルの概念と主要な評価パラメータ

滞留水を現状地下水位と同等未満の高さまで貯蔵する場合には，周辺の地下水水頭が建屋内部の水頭よりも大きいので，内向きの流れと拡散による移行が考えられる。ひび割れ部のような透水性の高い開口部では，１ｍｍ程度の水頭差による移流によって拡散移行量が無視小となるので，一定の水位差があれば，健全部の拡散が支配的となる。

地下水位と同等の水頭高さまで貯蔵するケースの建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念を図１に示す。

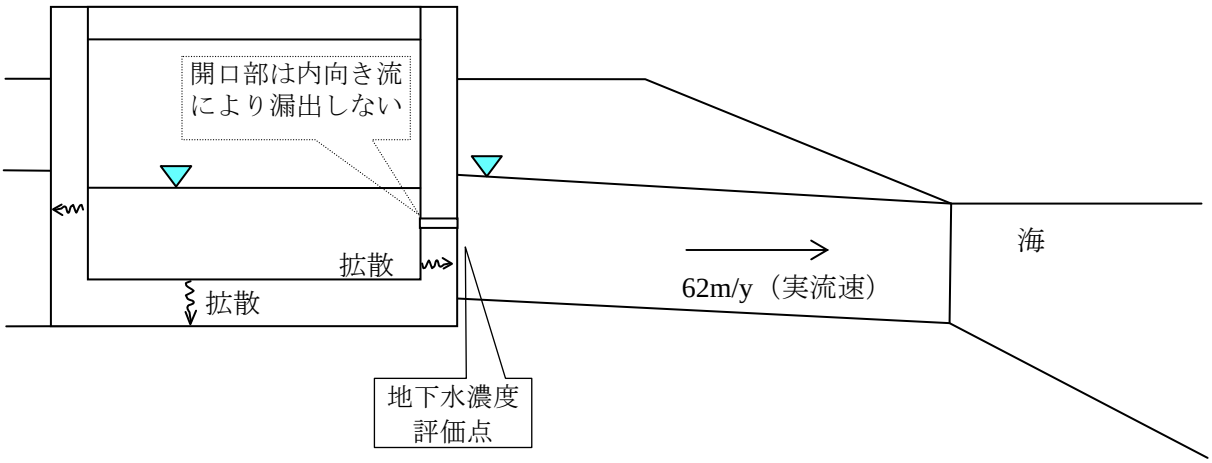


図１　建屋からの漏出と放射性物質の地下水移行の概念

図１の場合には，建屋からの放射性物質の漏出について，地下水流れが生じないこと及びひび割れ等の開口部の拡散は無視小となるので，健全部の拡散だけを考慮した次式で計算できる。

$$R = -Sc \bullet Dec \bullet \left.\frac{\partial Cc(z,t)}{\partial z}\right|_{z=L} \quad \cdots\cdots(1)$$

$$\varepsilon c \bullet Rfc \bullet \frac{\partial Cc(z,t)}{\partial t} = Dec \bullet \frac{\partial^2 Cc(z,t)}{\partial z^2} - \lambda \bullet \varepsilon c \bullet Rfc \bullet Cc(z,t) \quad \cdots\cdots(2)$$

$$\begin{aligned} &Cc(0,t) = Cw = Cw0 \bullet e^{-\lambda \bullet t} \\ &Cc(L,t) = 0 \\ &Cc(z,0) = 0 \\ &Cc(0,t) = 0, \quad (t > Tc) \end{aligned} \quad \cdots\cdots(3)$$

R : 放射性物質の漏出量 (Bq/s)
Cw : 滞留水中の放射性物質の濃度 (Bq/m^3)
$Cw0$: 滞留水中の放射性物質の初期濃度 (Bq/m^3)
Sc : 建屋コンクリートの底面積または側面積 (m^2)
Dec : コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m^2/s)
$Cc(z,t)$: コンクリート中の放射性物質の間隙水中濃度 (Bq/m^3)
λ : 崩壊定数 (1/s)
L : コンクリートの側面厚さまたは底面厚さ (m)
Rfc : 放射性物質のコンクリートにおける遅延係数 (-) $= 1 + \frac{1-\varepsilon c}{\varepsilon c} \bullet \rho c \bullet Kdc$
εc : コンクリートの間隙率 (-)
ρc : コンクリートの粒子密度 (kg/m^3)
Kdc : コンクリートの分配係数 (m^3/kg)
Tc : 滞留水貯蔵終了時間 (s)

3 評価に用いたパラメータ

評価に用いたパラメータの一覧を表１に示す。

表１　評価に用いたパラメータ一覧

パラメータ	設定値	備考
滞留水中の放射性物質の濃度 (Bq/m^3)	Cs-137 : 1.5E+12	2011/7/17 採水_２号機ﾀｰﾋﾞﾝ建屋滞留水の分析結果に基づく
建屋コンクリートの内面積 (m^2)	－	表２（滞留水に接する表面積）参照
コンクリート中の放射性物質の実効拡散係数 (m^2/s)	1E-11	土木学会技術資料より
コンクリートの間隙率 (-)	0.2	
コンクリートの粒子密度 (kg/m^3)	2700	単位体積重量2.15 t/m^{3}と間隙率0.2より，2.15/0.8=2.7 (t/m^3)
コンクリートの分配係数 (m^3/kg)	I : 0 Cs : 0.001	JAEA-Review 2006-011 の海水系地下水のセメントモルタルの値をオーダーでまるめた。
コンクリート健全部のダルシー流速 (m/s)	0	健全部の内向き流は小さいので保守的に考慮しない。

パラメータ	設定値	備考
開口部面積 (m^2)	実質 0	逆向き流れになるので，拡散に寄与しない。
建屋からの漏出継続期間 (y)	0.25～10 継続	3 ヶ月から 10 年，継続の範囲で検討
帯水層のダルシー流速 (m/y)	25.42	実流速 62m/y（2E-5m/s×0.04／0.41) ダルシー流速 = 実流速×0.41
帯水層の厚さ (m)	7	底板下面から地下水面までの高さを保守的に設定

4 評価結果

コンクリートひび割れ部からの流れを内向きになるように管理した場合の評価結果を図２及び表２に示す。継続期間を 3 ヶ月～10 年及び永年としたケースを合わせて示した。

この結果では，今後３年間程度に１～４号機の各建屋のコンクリート壁中から放射性物質が拡散により建屋外への漏えいする可能性は低いと考える。

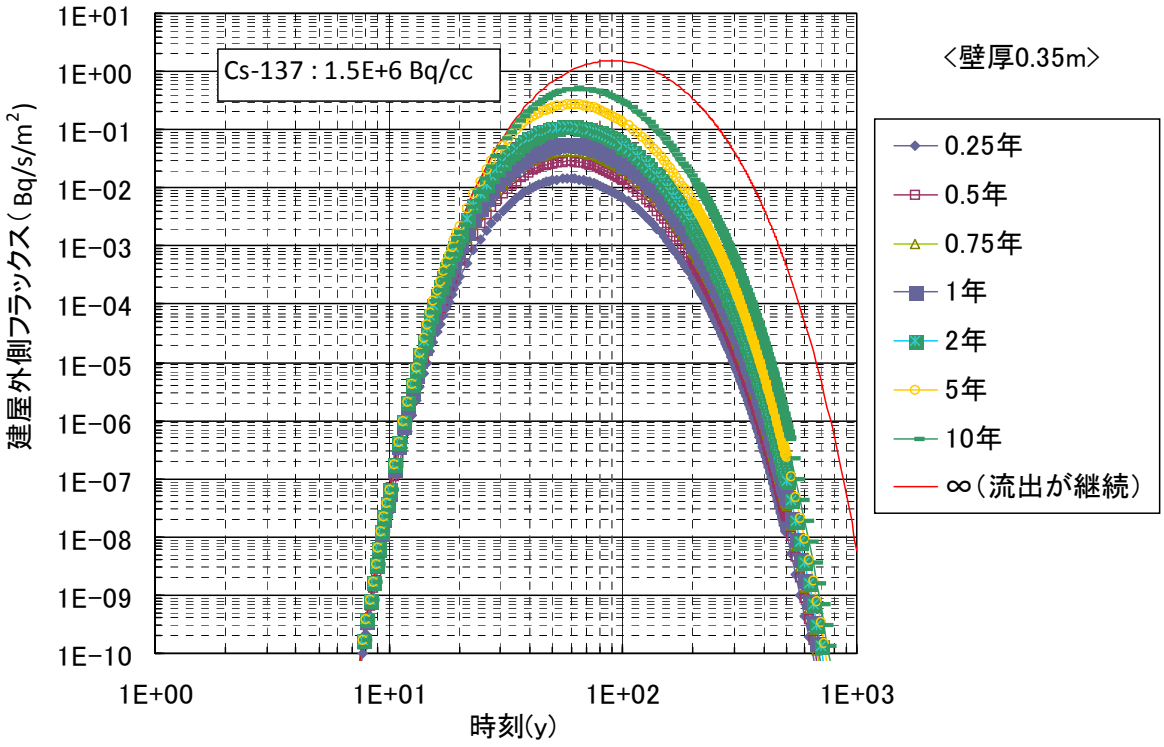


図２（１）　建屋からの流出フラックス
（側壁 0.35m）

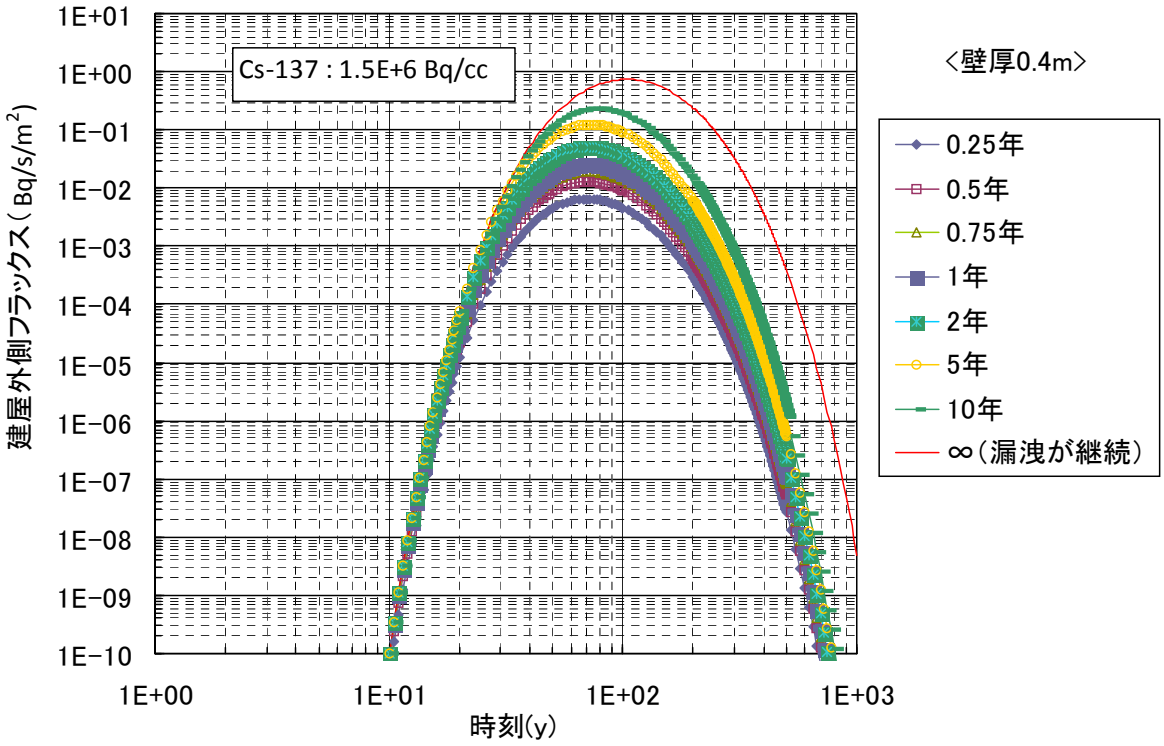


図２（２）　建屋からの流出フラックス
（側壁 0.4m）

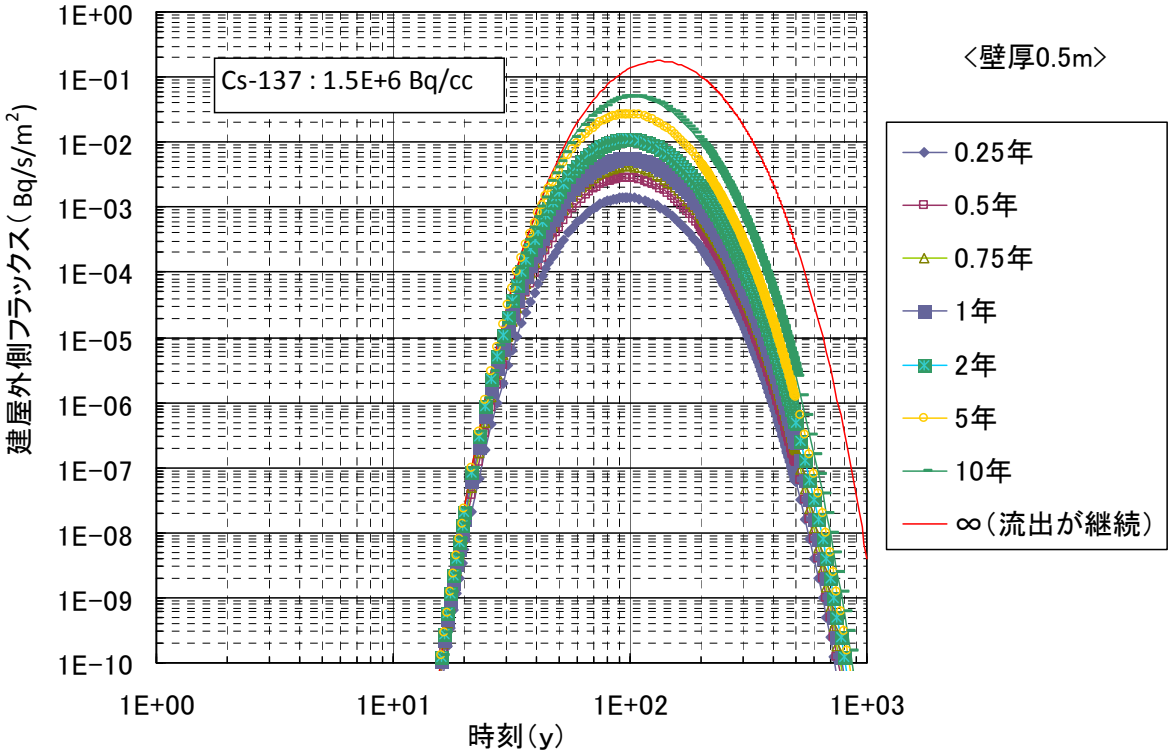


図２（３）　建屋からの流出フラックス
（側壁 0.5m）

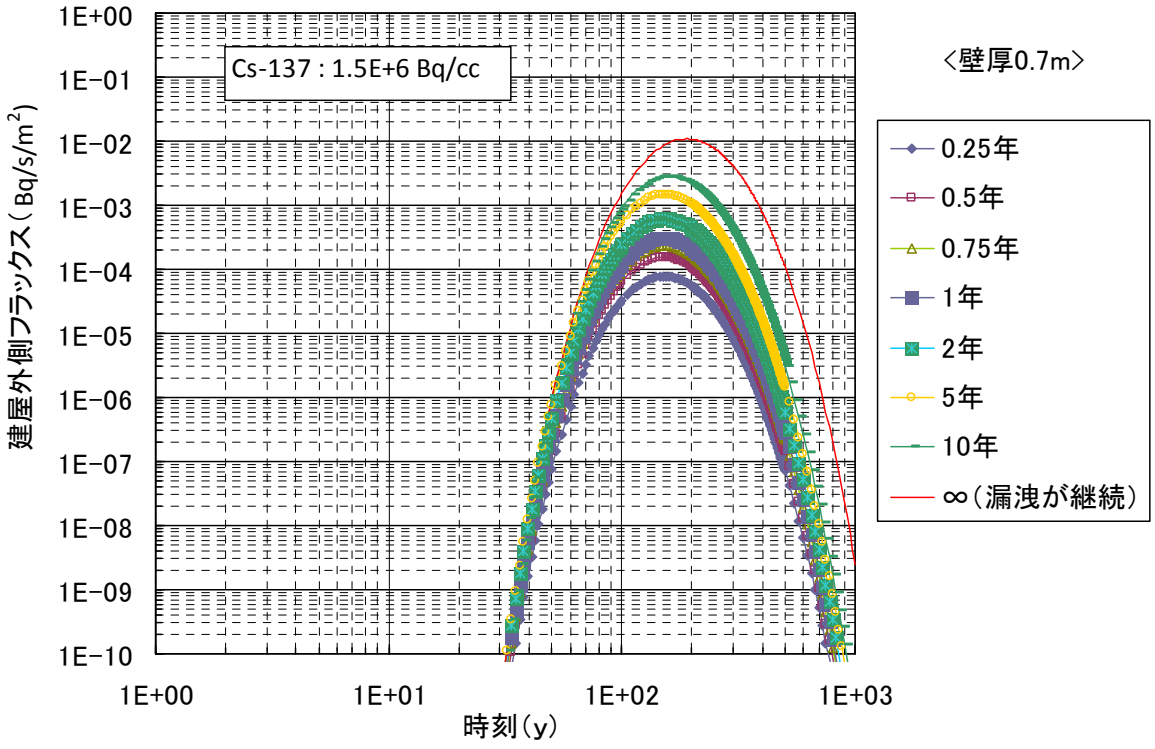


図２（４）　建屋からの流出フラックス
（側壁 0.7m）

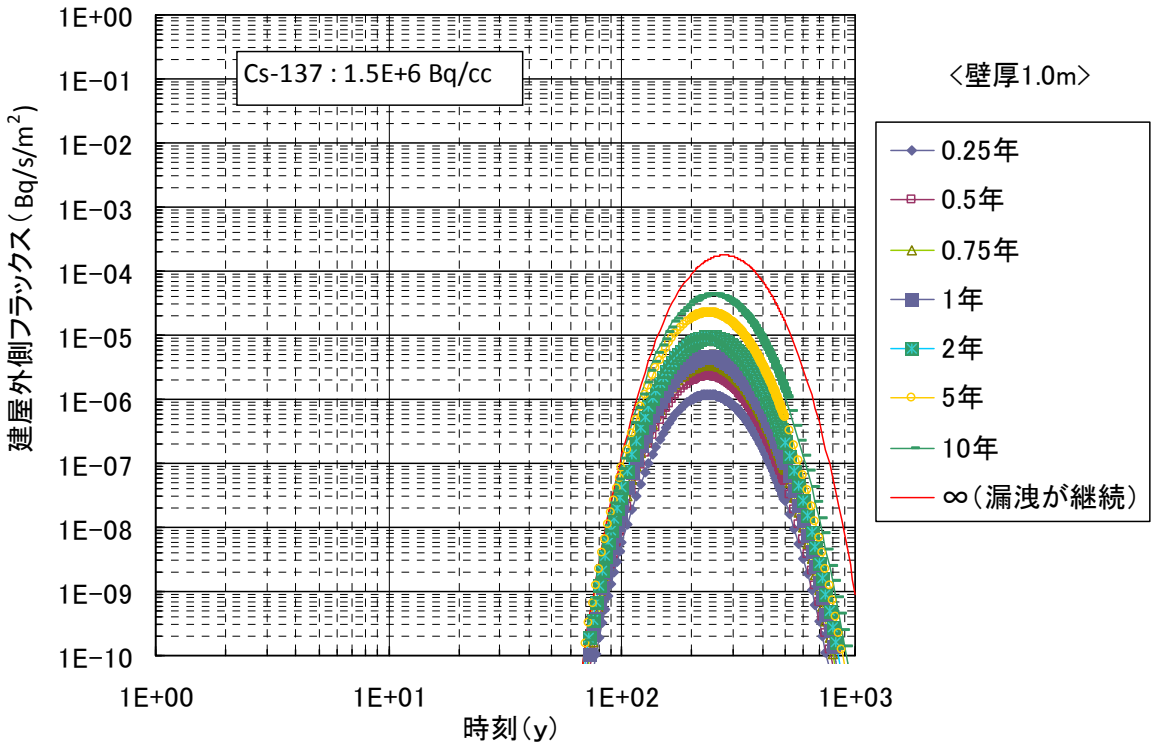


図２（５）　建屋からの流出フラックス
（側壁 1.0m）

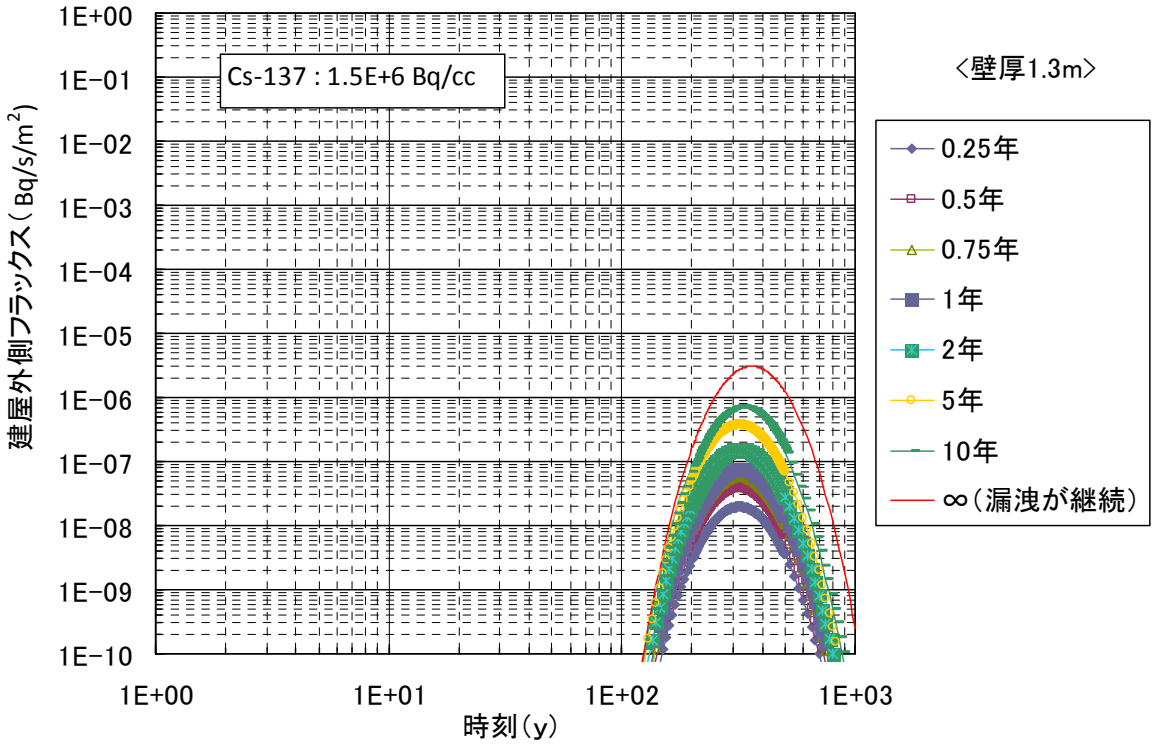


図２（６）　建屋からの流出フラックス
（側壁 1.3m）

表２　建屋外への放射性物質移行量の評価

1号炉	壁厚(m)	滞留水に接する表面積(m^2)	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm^3となる経過年
R/B	1.3	3040	42	200
T/B	0.5	6250	97	20
RW/B	0.5	1080	22	20

2号炉	壁厚(m)	滞留水に接する表面積(m^2)	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm^3となる経過年
R/B	1.5	3760	47	200*1
T/B	0.55	8530	105	20*2
RW/B	0.7	1510	23	40

3号炉	壁厚(m)	滞留水に接する表面積(m^2)	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm^3となる経過年
R/B	1.5	3840	47	200*1
T/B	0.7	9800	128	40
RW/B	0.7	2050	23	40

4号炉	壁厚(m)	滞留水に接する表面積(m^2)	建屋の南北長(m)	8E-6Bq/cm^3となる経過年
R/B	1.5	3840	47	200*1
T/B	0.5	8410	106	20*1
RW/B	0.7	2760	36	40

	壁厚(m)	滞留水に接する表面積(m^2)	トレンチの南北長(m)	8E-6Bq/cm^3となる経過年
2号炉トレンチ	0.4	1380	7	13
3号炉トレンチ	0.4	1180	6	13
4号炉トレンチ	0.35	1090	5	10

*1：壁厚1.3mで評価
*2：壁厚0.5mで評価

2.7　電気系統設備

2.7.1　基本設計

2.7.1.1 設置の目的

特定原子力施設に対して，必要な外部電源及び非常用所内電源を確保し，特定原子力施設の機能を達成するために必要とする電力を供給できる電気系統設備を設置する。

2.7.1.2 要求される機能

(1) 特定原子力施設のうち重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器に対し，外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられること。
(2) 外部電源は，異なる送電系統で２回線以上であること。
(3) 非常用所内電源が使用できない場合は，電源車などの代替機能を有すること。

2.7.1.3 設計方針

特定原子力施設のうち電気系統設備の設計方針は次のとおりとする。

(1) 電源の確保

特定原子力施設に対して必要な電源を確保できる設計とする。

重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器が，その機能を達成するために電力を必要とする場合においては，外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられる設計とする。

(2) 外部電源

外部電源は，異なるルートで２回線以上の送電線により電力系統に接続できる設計とする。

(3) 非常用所内電源

非常用所内電源は，多重性又は多様性を備え，かつ，独立性を備えた設計とする。

(4) 検査可能性

安全機能に関連する電気系統設備は，その機能の重要度に応じて，その重要な部分の健全性及び能力を確認するために，適切な方法によりその機能を検査できる設計とする。

(5) 火災防護

所内ケーブル，電源盤等の材料は，実現可能な範囲で不燃性又は難燃性のものを使用する設計とする。

2.7.1.4 供用期間中に確認する項目

所内共通ディーゼル発電機は，定期的に負荷をかけての運転状況を確認する。

2.7.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

福島第一原子力発電所１～４号機の特定原子力施設に電力供給する送電線は，66kV 送電線５回線（大熊線３号，４号，東北電力（株）東電原子力線，双葉線１号，２号）で構成する。

通常時には，所内電力は，大熊線３号及び４号から南側 66kV 開閉所及び 66kV 受電用変圧器を経由して供給する。また，双葉線１号及び２号から５号機及び６号機の起動用開閉所，起動変圧器及び所内高圧母線を通じて供給することもできる。さらに南側 66kV 開閉所は，東北電力（株）東電原子力線からも受電できる。

外部電源がすべて喪失した場合には，所内共通ディーゼル発電機２台から所内電力を供給できる。また，所内高圧母線は５号機又は６号機の非常用ディーゼル発電機からも受電できる。

(2) 送電線

外部電源は，以下の４回線の 66kV 送電線により当社の電力系統から受電する。

大熊線３号
大熊線４号
双葉線１号（５号機及び６号機の起動用開閉所で受電）
双葉線２号（５号機及び６号機の起動用開閉所で受電）

これら 66kV 送電線は，１回線で特定原子力施設の必要電力を送電し得る容量を有する。また，上記の 66kV 送電線が全て停止するような場合，東北電力（株）東電原子力線から受電する。

(3) 開閉所

南側 66kV 開閉所は，66kV 送電線と 66kV 受電用変圧器を連系する遮断器，66kV 母線等で構成する。

(4) 変圧器

66kV 受電用変圧器は，送電線電圧 66kV を所内高圧母線電圧 6.9kV に降圧する変圧器で構成し，特定原子力施設の必要電力を供給する。

(5) 所内高圧母線

所内高圧母線はメタルクラッド開閉装置で構成し，所内高圧母線間を連系することにより，特定原子力施設の各設備へ電力を振り分ける。

所内高圧母線は，接続される特定原子力施設の重要度等に応じて，単一の所内高圧母線の故障があっても設備の全機能が喪失しないよう，設備を２母線以上に分割接続，又は双方の母線から受電できる設計とする。

(6) ケーブル及び電線路

特定原子力施設の設備の容量に応じたケーブルで接続する。

(7) 非常用所内電源とその代替機能

所内共通ディーゼル発電機は，外部電源が喪失した場合に，１台にて特定原子力施設のうち重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器がその機能を達成するために必要となる電力を供給できる。

所内共通ディーゼル発電機は２台を備え，多重性を有した設備となっており，各々専用の所内高圧母線に接続する。

また，所内共通ディーゼル発電機全台が使用できない場合においても，５号機又は６号機の非常用ディーゼル発電機（５Ａ，５Ｂ，６Ａ，６Ｂ）から電力を供給できる。また，免震重要棟については，ガスタービン発電機から電力を供給できる。

外部電源及び非常用所内電源が使用できない場合は，代替電源の電源車(500kVA 以上×２台)を所内高圧母線に接続することにより，原子炉圧力容器・原子炉格納容器注水設備の必要な負荷に対して電力を供給できる構成とする。

(8) 監視装置等

免震重要棟から以下を監視可能とする装置を備える。

- 送電線電圧
- 所内高圧母線電圧

また，電気系統設備の故障が発生した場合には，必要に応じて異常を検知し，その拡大及び伝播を防止するため異常箇所を自動的に切り離す保護装置を備える。

2.7.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

a. 開閉設備，変圧器

開閉設備，変圧器については，津波により影響がないと想定される高台へ設置する。

b. 所内高圧母線

所内高圧母線は，津波による影響がないと想定される建屋内（防水性向上対策を実施した建屋又は建屋の高所階）又は高台へ設置する。

c． 所内共通ディーゼル発電機

所内共通ディーゼル発電機については，津波による影響がないと想定される建屋内に設置する。

d． 電源車

電源車については，津波による影響がないと想定される高台へ配備する。

(2) 火災

所内ケーブル，電源盤等の材料は，実現可能な範囲で不燃性又は難燃性のものを使用する。

2.7.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 外部電源受変電設備

外部電源からの受変電設備については，耐震設計審査指針上の C クラス設備と位置づけられており，C クラス設備として設計する。

(2) メタルクラッド開閉装置

メタルクラッド開閉装置については，床面に後打ちアンカにより固定し耐震性を確保する設計とする。

(3) ケーブル及び電線路

ケーブル及び電線路についてはフレキシビリティを持たせた構造を基本とする。

2.7.2 基本仕様

2.7.2.1 変圧器主要仕様

(1) 66kV 受電用変圧器

台　数	2
容　量	30,000kVA（1 台あたり）
電　圧	約 66kV／6.9kV
相　数	3
周波数	50Hz

2.7.2.2 非常用ディーゼル発電機主要仕様（既設）

(1) 所内共通ディーゼル発電機（A）(非常用ディーゼル発電機 ４B）

台　数	1
容　量	8,250kVA
電　圧	6.9kV
力　率	0.8
周波数	50Hz
補機冷却系（冷却方式）	空気冷却

(2) 所内共通ディーゼル発電機（B）(非常用ディーゼル発電機 ２B）

台　数	1
容　量	8,250kVA
電　圧	6.9kV
力　率	0.8
周波数	50Hz
補機冷却系（冷却方式）	空気冷却

(3) 免震重要棟ガスタービン発電機

台　数	1
容　量	1,000kVA
電　圧	6.9kV
力　率	0.8
周波数	50Hz

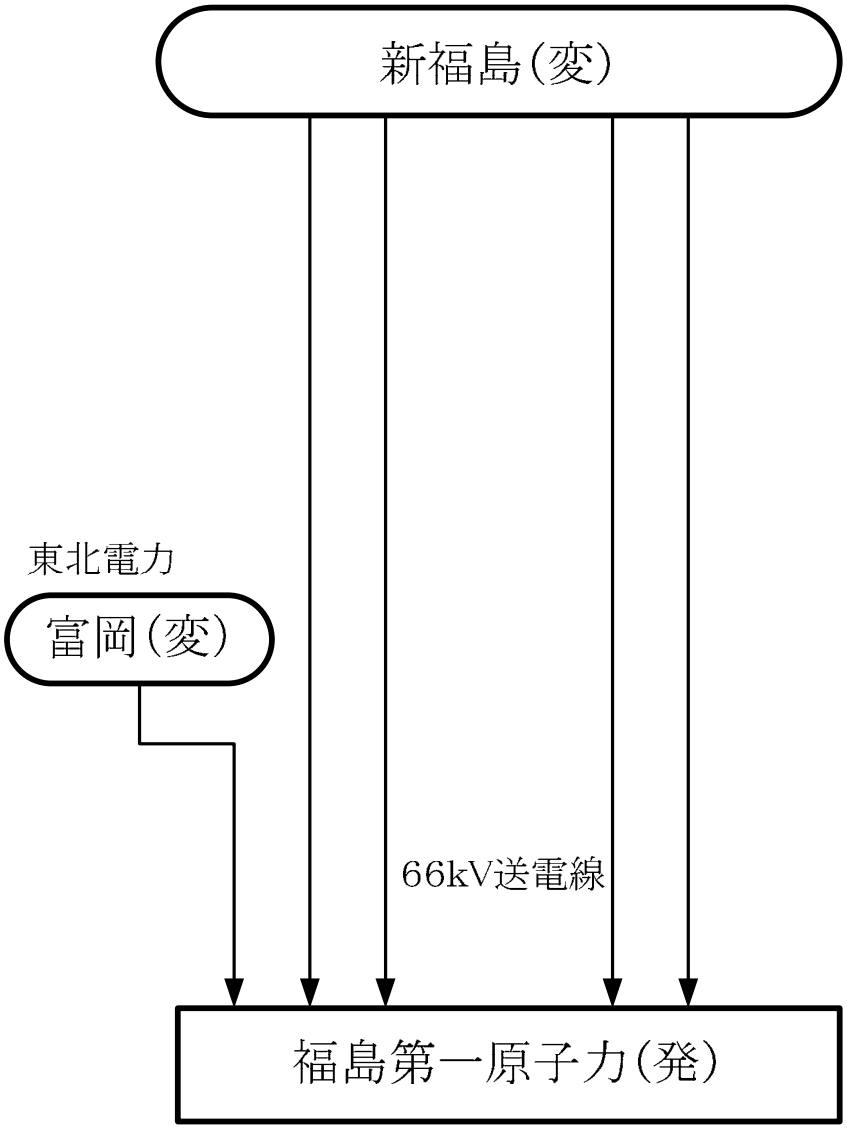
2.7.3　添付資料

添付資料－１　送電系統一覧図

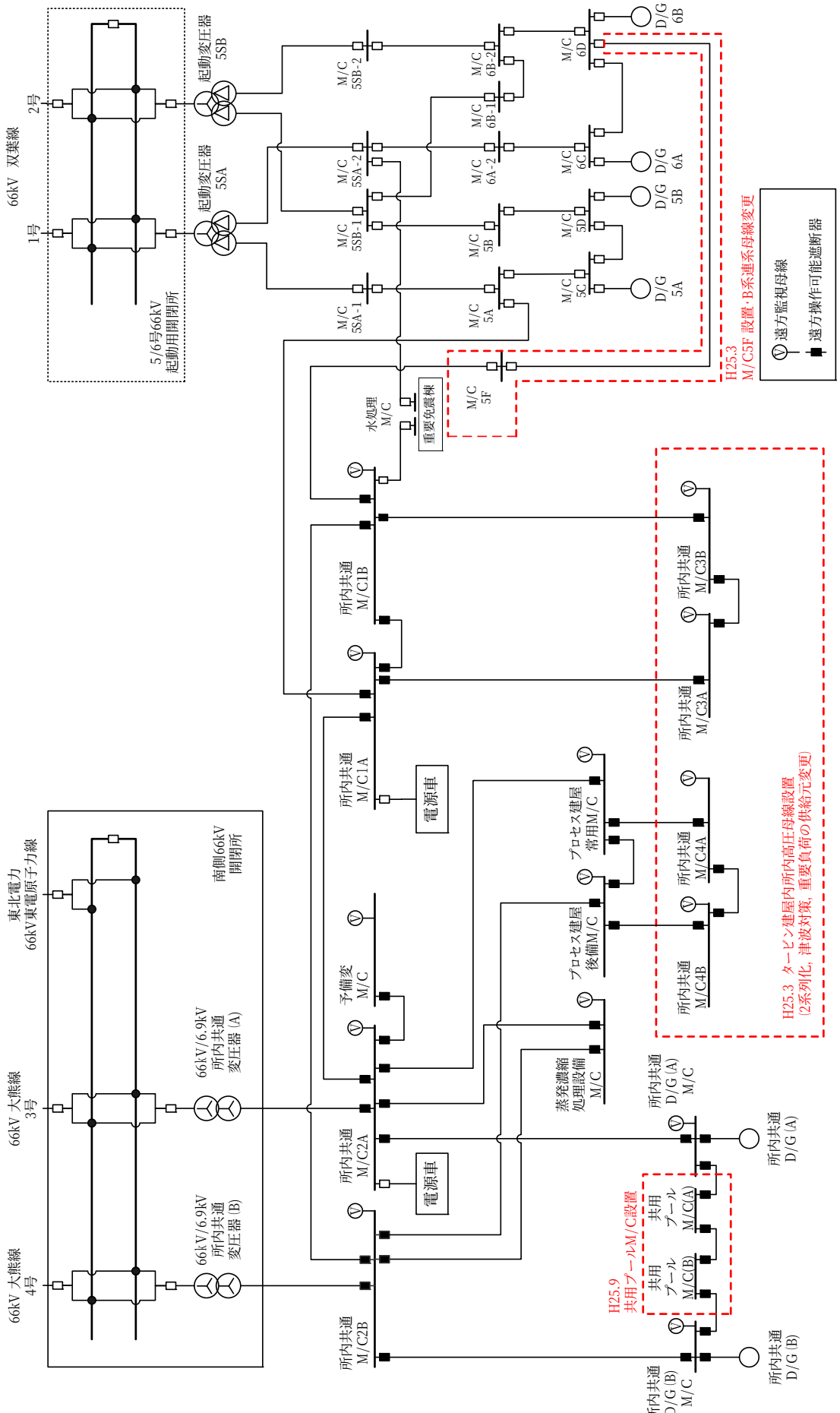
添付資料－２　所内単線結線図

添付資料－３　所内高圧母線に接続する主な負荷

添付資料－４　構造強度及び耐震性について



図－１．送電系統一覧図


66kV 双葉線
2号
1号
5/6号66kV
起動用開閉所
起動変圧器
5SB
起動変圧器
5SA
M/C
5SB-2
M/C
5SB-1
M/C
5SA-2
M/C
5SA-1
M/C
6B-2
M/C
6B-1
M/C
6A-2
M/C
5B
M/C
5A
M/C
6D
M/C
6C
M/C
5D
M/C
5C
D/G
6B
D/G
6A
D/G
5B
D/G
5A
H25.3
M/C5F 設置，B系連系母線変更
M/C
5F
水処理
M/C
重要免震棟
遠方監視母線
遠方操作可能遮断器
東北電力
66kV東電原子力線
66kV 大熊線
3号
66kV 大熊線
4号
南側66kV
開閉所
66kV/6.9kV
所内共通
変圧器 (A)
66kV/6.9kV
所内共通
変圧器 (B)
所内共通
M/C1B
所内共通
M/C1A
予備変
M/C
所内共通
M/C2A
所内共通
M/C2B
電源車
電源車
プロセス建屋
常用M/C
プロセス建屋
後備M/C
蒸発濃縮
処理設備
M/C
所内共通
M/C3B
所内共通
M/C3A
所内共通
M/C4A
所内共通
M/C4B
H25.3 タービン建屋内所内高圧母線設置
(2系列化，津波対策，重要負荷の供給元変更)
所内共通
D/G (A) M/C
所内共通
D/G (A)
H25.9
共用プールM/C設置
共用
プール
M/C(A)
共用
プール
M/C(B)
所内共通
D/G (B)
M/C
所内共通
D/G (B)

図－1．所内単線結線図

表－１．所内高圧母線に接続する主な負荷

所内高圧母線		接続する主な負荷		供給対象	
				所内共通D/G供給	電源車供給
所内共通M／C２A	所内共通M/C1A	原子炉圧力容器･格納容器注水設備	1号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	◎	◎
		原子炉格納容器内窒素封入設備	窒素ガス分離装置 A	○	－
		使用済燃料プール設備	2号機 使用済燃料プール冷却系	○	－
			非常用注水設備(電動ポンプ)	○	○
		汚染水処理設備等	T／B滞留水移送装置	○	－
		放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設	多核種除去設備 A/C	－	－
	所内共通M/C3A	原子炉圧力容器･格納容器注水設備	2号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	◎	◎
			1/2号機 CST炉注水ポンプ A	◎	◎
		原子炉格納容器ガス管理設備	1/2号機 原子炉格納容器ガス管理設備 A	○	－
		1/2号機 計測用電源 1/2号機 建屋内照明		◎	◎
	プロセス建屋常用M/C	使用済燃料プール設備	4号機 使用済燃料プール冷却系(二次系)	○	－
		汚染水処理設備等	除染装置, セシウム吸着装置, 使用済セシウム吸着塔保管施設, 造粒固化体貯槽	○	－
	所内共通M/C4A	原子炉圧力容器･格納容器注水設備	3号機 タービン建屋内炉注水ポンプ	◎	◎
			3号機 CST炉注水ポンプ A	◎	◎
		使用済燃料プール設備	4号機 使用済燃料プール冷却系(一次系)	○	－
			3号機 使用済燃料プール冷却系	○	－
		原子炉格納容器ガス管理設備	3号機 原子炉格納容器ガス管理設備 A	○	－
		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 A	－	－
			4号機 燃料取扱設備	－	－
		3/4号機 計測用電源 3/4号機 建屋内照明		◎	◎
	所内共通D/G(A)M/C	所内共通D/G(A)補機		○	－
	共用プール M/C A	使用済燃料共用プール設備		○	－
	予備変M/C	構内配電線(モニタリングポスト等)		○	－
所内共通M／C２B	所内共通M/C1B	原子炉圧力容器･格納容器注水設備	常用高台炉注水ポンプ	◎	◎
			純水タンク脇炉注水ポンプ	◎	◎
		原子炉格納容器内窒素封入設備	窒素ガス分離装置 C	○	－
			窒素ガス分離装置 B	○	－
		使用済燃料プール設備	1号機 使用済燃料プール冷却系	○	－
		放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設	多核種除去設備 B/共通系	－	－
		監視室･制御室	重要免震棟	○	－
	所内共通M/C3B	原子炉圧力容器･格納容器注水設備	1/2号機 CST炉注水ポンプ B	◎	◎
		原子炉格納容器ガス管理設備	1/2号機 原子炉格納容器ガス管理設備 B	○	－
		1/2号機 計測用電源 1/2号機 建屋内照明		◎	◎
	プロセス建屋後備M/C	汚染水処理設備等	第二セシウム吸着装置	○	－
	所内共通M/C4B	原子炉圧力容器･格納容器注水設備	3号機 CST炉注水ポンプ B	◎	◎
		原子炉格納容器ガス管理設備	3号機 原子炉格納容器ガス管理設備 B	○	－
		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 B	－	－
		3/4号機 計測用電源 3/4号機 建屋内照明		◎	◎
	所内共通D/G(B)M/C	所内共通D/G(B)補機		○	－
	共用プール M/C B	使用済燃料共用プール設備		○	－
	蒸発濃縮M/C	汚染水処理設備等	蒸発濃縮装置, 逆浸透膜装置, 廃スラッジ一時保管施設, シールド中操	○	－

(注)
･H24.11時点の計画におけるH25.9月末設備の主要な負荷を記載。
･◎は重要度の特に高い安全機能や監視機能を有する設備として供給するもの, ○は◎以外で供給する設備。
･各設備のうち運転が必要な系統や機器に対して供給するため, ◎又は○はすべての機器に同時に供給するものではない。
･D/G供給時, 電源車供給時は一部負荷を制限する。

構造強度及び耐震性について

(1) 外部電源からの受変電設備については，耐震設計審査指針上のＣクラス設備と位置づけられており，Ｃクラス設備として設計している。新設した大熊線３号，４号，東北電力(株)東電原子力線が連系する南側 66kV 開閉所の開閉設備には地震に強いガス絶縁開閉装置（GIS）を採用するとともに，所内共通変圧器の基礎ボルト本数を従来に比べて増やし耐震性を高めている。

(2) 非常用ディーゼル発電機については，従来同様，耐震Ｓクラス設計の電源盤を採用しており，高い信頼性を確保している。

(3) ケーブル及び電線路についてはフレキシビリティを持たせた構造を基本としており，ケーブル本体は可とう管路材に収納することで損傷防止策を講じている。

2.8　原子炉格納容器ガス管理設備

2.8.1　基本設計

2.8.1.1 設置の目的

原子炉格納容器ガス管理設備は，原子炉格納容器内気体の抽気・ろ過等によって，環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減することを目的とする。また，未臨界状態，水素濃度等の監視のため，原子炉格納容器内のガスを抽気することを目的とする。

2.8.1.2 要求される機能

(1) 環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減できること。

(2) 未臨界状態,水素濃度等の監視のため,原子炉格納容器内のガスの抽気ができること。

(3) 当該設備内及び放出口近傍において，不活性雰囲気を維持できること。

2.8.1.3 設計方針

(1) 放射性物質の放出抑制及び管理機能

原子炉格納容器の隔離機能または抽気機能によって，想定される事象に対して，環境へ放出される放射性物質の濃度及び量を達成できる限り低減できる設計とする。

(2) 不活性雰囲気の維持機能

原子炉格納容器ガス管理設備は，当該設備内及び放出口近傍において，不活性雰囲気を維持できる機能を有する設計とする。

(3) 構造強度

原子炉格納容器ガス管理設備は，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(4) 多重性又は多様性及び独立性

原子炉格納容器ガス管理設備のうち動的機器，フィルタ及び駆動電源は，多重性又は多様性及び独立性を備え，定期的に機能確認が行える設計とする。

(5) 異常時の対応機能

外部電源が利用できない場合においても放射性物質の放出抑制機能を継続できる設計とする。また，地震，津波等の発生を考慮しても，放射性物質の放出抑制機能が再開可能である設計とする。

(6) 原子炉格納容器に接続する配管に対する考慮

原子炉格納容器に接続する原子炉格納容器ガス管理設備の配管は，水素爆発により，原子炉格納容器に影響を与えないよう，適切に対応するものとする。

(7) 火災防護

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

2.8.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 排気ファンが運転しており，原子炉格納容器内のガスが抽気されていること。

(2) フィルタユニットの前後差圧に異常がないこと。

2.8.1.5 主要な機器

(1) 原子炉格納容器ガス管理設備

原子炉格納容器ガス管理設備は，排気ファン，除湿機（１号機：空調機，２・３号機：放熱器)，電気ヒータ，フィルタユニット及び流量計等で構成され，原子炉格納容器よりガスを抽気し，フィルタユニットにより放射性物質を除去した後に，一部のガスをタービン建屋脇より大気へ放出する。残りの大部分のガスは，再循環し，再びフィルタユニットを通る。フィルタの湿分対策として，除湿機等により抽出ガス中の水蒸気を凝縮・分離させ，電気ヒータにより相対湿度を低下させる。

原子炉格納容器ガス管理設備によるガス抽出がない場合は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入量分は原子炉格納容器から漏えいしている。一方，原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射能量は，ガス抽出量に比例する。したがって，原子炉格納容器ガス管理設備は，窒素封入量と同程度のガスを抽気することで原子炉格納容器からの大気へ放射性物質の直接の漏えいを抑制するとともに，抽出したガスの放射性物質濃度を 1/100 以下にして放出することで，環境に放出される放射性物質の濃度及び量を低減させることができる。

原子炉格納容器ガス管理設備の動的機器及びフィルタユニットは，１系列 100％容量を２系列とすることで，多重性を有する設計とする。

(2) 電源

動的機器及びフィルタユニットは２系統を有し，各々異なる系統の所内高圧母線から受電することとする。また，外部電源喪失の場合でも，非常用所内電源から電源を供給することでいずれかの系統が運転可能な構成とする。

(3) 放射性物質除去設備

放射性物質除去設備は，フィルタユニットに取り付けられた高性能粒子フィルタ（HEPA フィルタ）により，セシウム等の粒子状の放射性物質を捕獲する。なお，気体状の放射性物質（希ガス）は，セシウム等の粒子状物質と比べて影響が小さいため，放射能の減衰設備は設けていない。

また，弁開閉操作により，フィルタユニット廻りの再循環量を変更することにより，大気へ放出する放射性物質の濃度を低減できるものとする。

(4) その他

原子炉格納容器ガス管理設備は，窒素を注入できる構成とし，当該設備を可燃限界以下に抑制する。原子炉格納容器ガス管理設備の配管等の枝管は，「BWR 配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第３版)」（一般社団法人 日本原子力技術協会）を参考に，水平下り勾配とする等，水素の滞留を防止する。

また，当該設備内に予備座を設けることにより，気体の採取ができる構成とする。

2.8.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

津波により，万が一，原子炉格納容器ガス管理設備の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には，当該設備の停止，隔離，巡視点検を行い，速やかに機器等の復旧を行う。原子炉格納容器ガス管理設備は，設備停止後は速やかに対応し運転を再開させる。

(2) 火災

現場盤等からの火災が考えられることから，初期消火の対応ができるよう近傍に消火器を設置することとする。

2.8.1.7 構造強度

(1) 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備は，既設設備に該当する系統は無いが，その用途から，換気空調系に類似すると考える。当該設備は，技術基準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}以上に該当することから，排気ファン等の機器についてはクラス３機器相当，配管・ダクト等については放射線管理設備に属するダクトとしてクラス４配管相当と位置付けられる。

クラス３機器及びクラス４配管の構造・強度は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格（以下，設計・建設規格という)」で規定されるものであるが，

設計・建設規格は，鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり，非金属材についての基準がない。従って，鋼材を使用している主要設備については，設計・建設規格のクラス３機器相当やクラス４配管相当での評価を行い，非金属材等については，当該設備が JIS や独自の製品規格等を有している場合や，試験等を実施した場合はその結果などを活用できるものとし，評価を行う。

(2) 主要設備の構造強度

a. 排気ファン

排気ファンは，材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス３機器相当の要求を満足するものではないが，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。

b. フィルタユニット

フィルタユニットは，材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス３機器相当の要求を満足するものではないが，耐圧試験，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。

c. 除湿機

除湿機は，原子炉格納容器ガス管理設備内ガスを通気する放熱器について評価する。放熱器は，材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス３機器相当の要求を満足するものではないが，耐圧試験，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。

d. 配管類（鋼管，鋼板ダクト，ダクトホース，フレキシブルホース）

配管類は，材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス４配管相当の要求を満足するものではないが，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。

2.8.1.8 耐震性

(1) 基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備は，既設設備に該当する系統が無いが，その用途から，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) 主要設備の耐震構造

「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」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。この他，フレキシビリティを有する材料を用いるなどして耐震性を確保する。

2.8.2　基本仕様

2.8.2.1　１号機　主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

容　　量	250 m^3/h（1 台あたり）
台　　数	2

(2) フィルタユニット

種　　類	高性能粒子フィルタ
効　　率	単体　99.97%以上
	総合　99.9%以上
基　　数	4

表２．８－１　１号機　主要配管仕様

名　称	仕　様	
【１号機　原子炉格納容器ガス管理設備】 （鋼管）	呼び径／厚さ	150A／Sch.40 100A／Sch.40 80A／Sch.40 50A／Sch.80 25A／Sch.80
	材質	STPT370
	最高使用圧力	0.35 MPa
	最高使用温度	100 ℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	150A／Sch.40
	材質	STPT410
	最高使用圧力	0.35 MPa
	最高使用温度	100 ℃

2.8.2.2　２号機　主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

容　　量	1000 m^3/h（1 台あたり）
台　　数	2

(2) フィルタユニット

形　　式	高性能粒子フィルタ，活性炭フィルタ
効　　率	単体（HEPA）99.97%以上，（活性炭）99%以上 総合 99%以上
基　　数	2

表２．８－２　２号機　主要配管仕様

名　称	仕　様	
【２号機　原子炉格納容器ガス管理設備】 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A／Sch.20S 250A／Sch.10S 200A／Sch.20S 50A／Sch.20S SUS304TP 1.0 MPa 180 ℃
（鋼管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125Su SUS304TPD 1.0 MPa 180 ℃
（鋼管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A，20A SGP 1.0 MPa 180 ℃
（ダクト）	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	260.0 mm 角 5.0 mm SUS304 5.8 kPa 180 ℃
（ダクト）	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	257.8 mm 角 1.4 mm 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃

名　称	仕　様	
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 SUS304 1.0 MPa 60 ℃※
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A 相当 SUS304 1.0 MPa 95 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 80 ℃※
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	140A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃

※　除湿機より下流部のみ

2.8.2.3　３号機　主要仕様

(1) 排気ファン（完成品）

容　　量	1000 m^3/h（1 台あたり）
台　　数	2

(2) フィルタユニット

形　　式	高性能粒子フィルタ，活性炭フィルタ
効　　率	単体（HEPA）99.97%以上，（活性炭）99%以上 総合 99%以上
基　　数	2

表２．８－３　３号機　主要配管仕様

名　称	仕　様	
【３号機　原子炉格納容器ガス管理設備】 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A／Sch.20S 250A／Sch.10S 200A／Sch.20S 50A／Sch.20S SUS304TP 1.0 MPa 180 ℃
（鋼管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125Su SUS304TPD 1.0 MPa 180 ℃
（鋼管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A，20A SGP 1.0 MPa 180 ℃
（ダクト）	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	260.0 mm 角 5.0 mm 角 SUS304 5.8 kPa 180 ℃
（ダクト）	外径 肉厚 材質 最高使用圧力 最高使用温度	257.8 mm 角 1.4 mm 角 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃

名　称	仕　様	
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 SUS304 1.0 MPa 60 ℃※
(フレキシブルチューブ)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A 相当 SUS304 1.0 MPa 95 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	250A 相当 合成ゴム 5.2 kPa 80 ℃※
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	140A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃
(ダクトホース)	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	60A 相当 テフロン 5.2 kPa(100℃において) 100 ℃

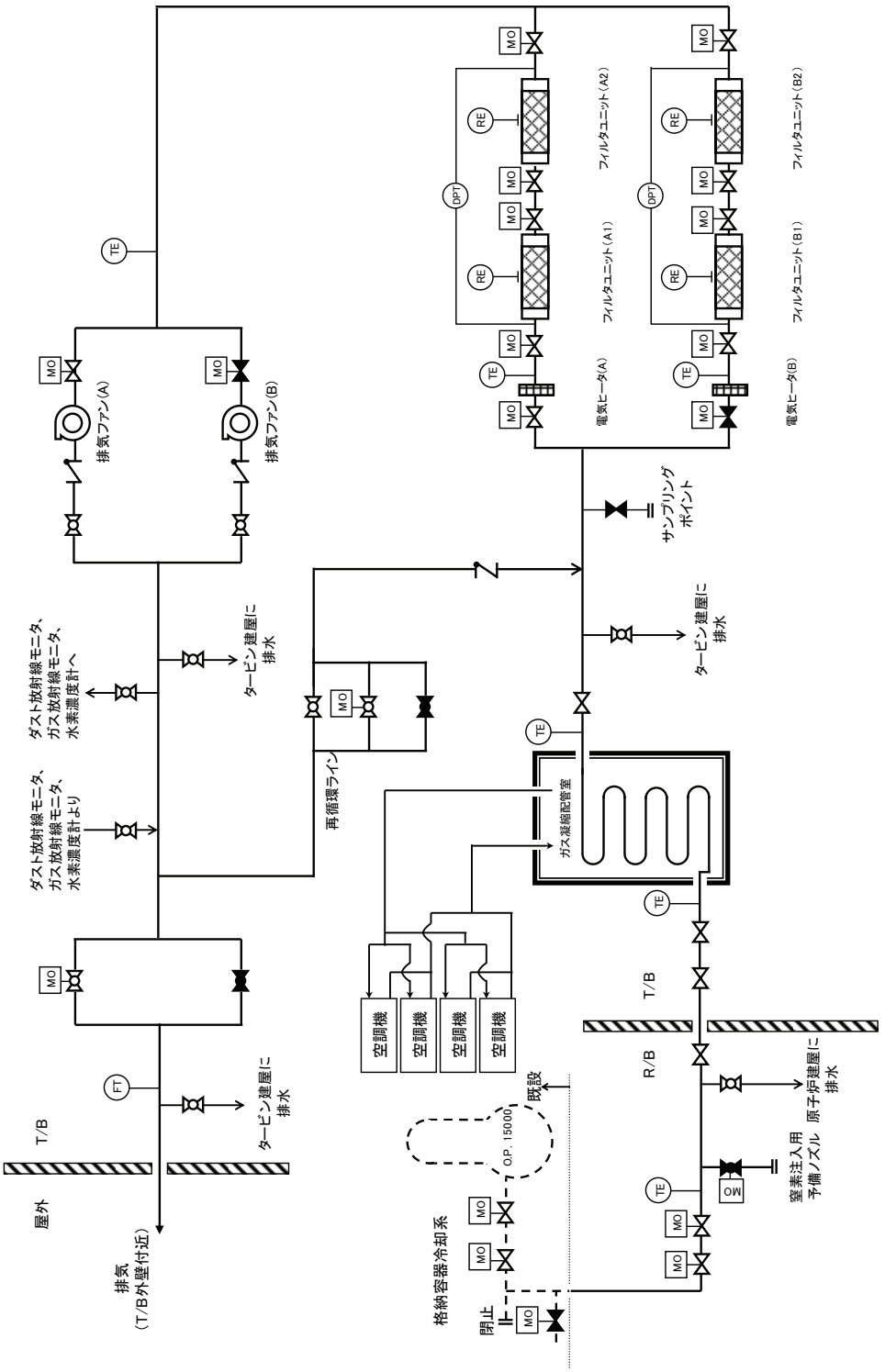
※　除湿機より下流部のみ

2.8.3　添付資料

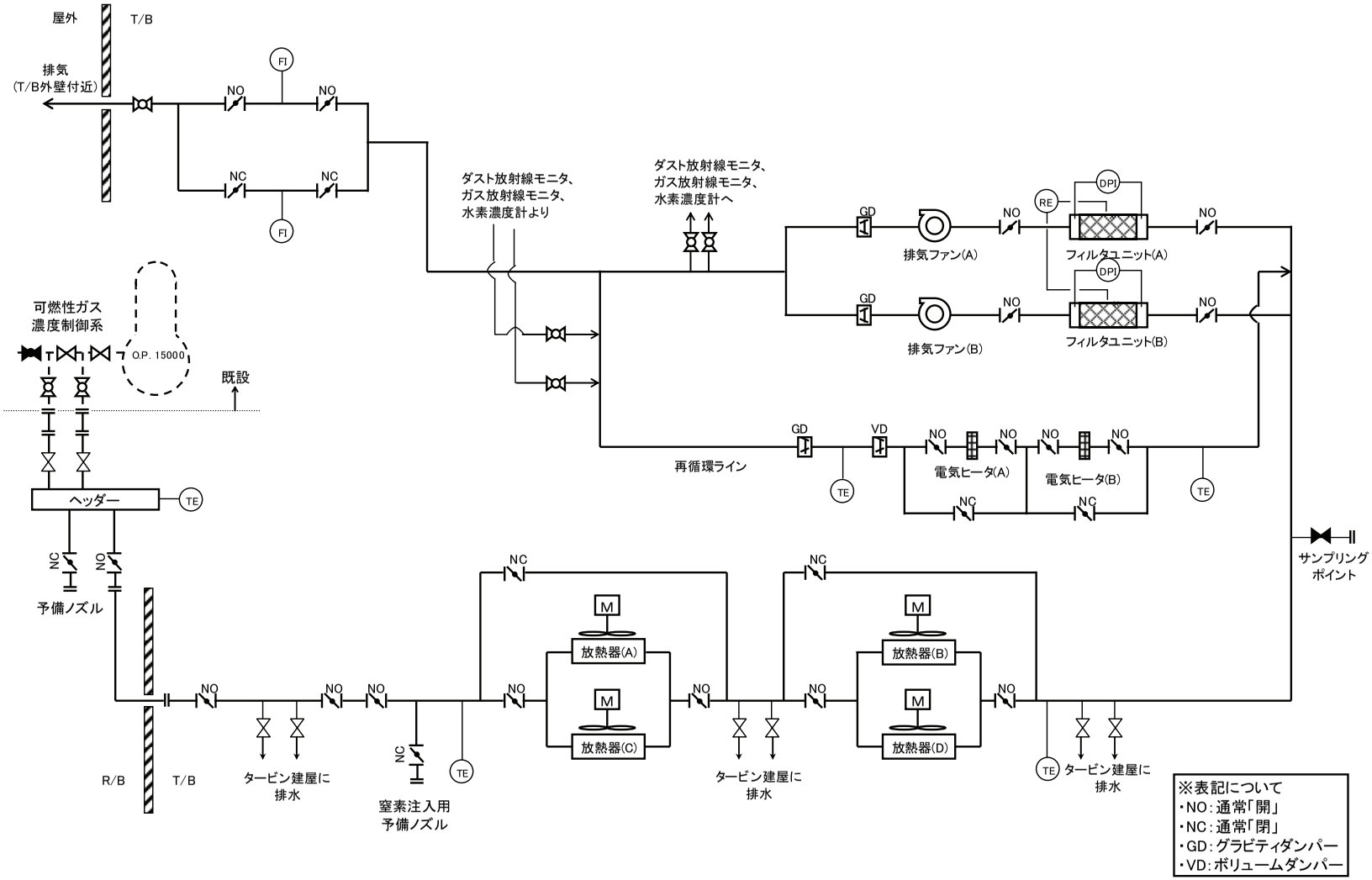
添付資料―１　系統概略図

添付資料―２　構造強度及び耐震性について

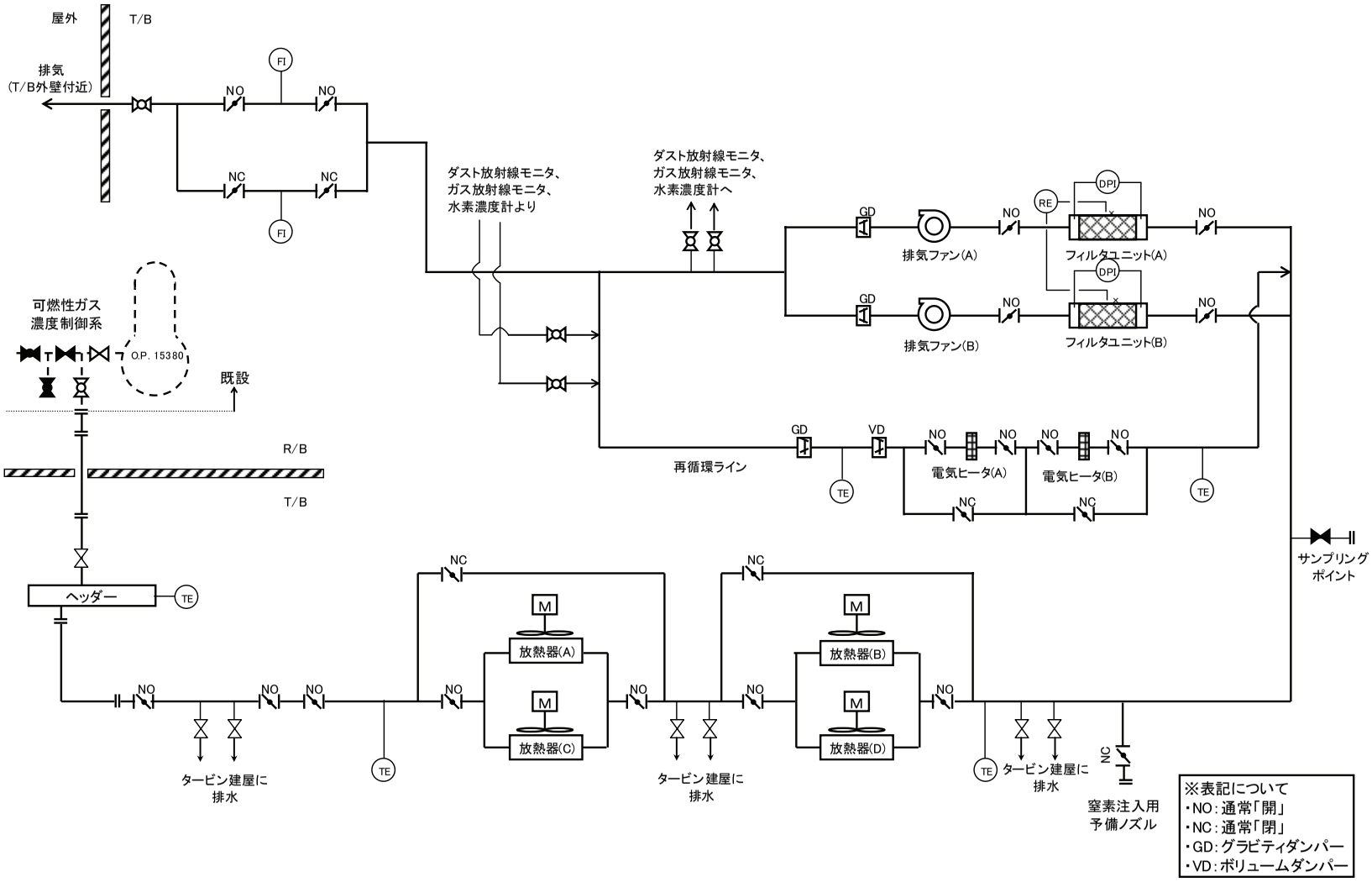
添付資料―３　原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射能量について



図－１　１号機原子炉格納容器ガス管理設備　系統概略図



図－２　２号機原子炉格納容器ガス管理設備　系統概略図



図－３　３号機原子炉格納容器ガス管理設備　系統概略図

構造強度及び耐震性について

１．１号機

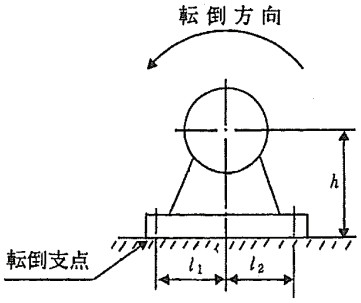
（１）排気ファンの構造強度及び耐震性

（ａ）構造強度

排気ファンについては，工場試験にて締切運転（約 6kPa）を実施し，異常がないことを確認しており，排気ファンの運転にあたり十分な構造強度を有していると評価する。

（ｂ）耐震性

排気ファンの耐震性評価として，「JEAG4601(1987 年度)」を準用し，ファン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（1 号機：0.21G）を採用した。基礎ボルト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，ボルトの評価温度は 100℃とした。ボルト１本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果，ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり，ボルトの強度が確保されることを確認した（表-1 参照)。



C_H： 水平方向設計震度
C_p： ファン振動による震度
M_P：ファン回転により働くモーメント
l_1 ： 軸心と基礎ボルト間の距離
l_2 ： 軸心と基礎ボルト間の距離($l_1 \leq l_2$)
d ： 基礎ボルトの呼び径
n ： 基礎ボルトの本数
n_f ： 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
h ： 据付面から重心までの距離
W： 据付面に作用する重量
A_b： 基礎ボルトの軸断面積

ボルトに作用する引張力 ： $$F_b = \frac{W(C_H + C_P)\cdot h + M_P - W(1 - C_P)\cdot l_1}{1/2 \cdot n_f \cdot (l_1 + l_2)}$$

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

ボルトに作用するせん断力 ： $$Q_b = W(C_H + C_P)$$

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

表-1　排気ファンの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A，B	引張	5	174
		せん断	2	133

（２）フィルタユニットの構造強度及び耐震性

（ａ）構造強度

フィルタユニットについては，最高使用圧力 0.35MPa に対し，工場にて 0.5MPa の耐圧試験を実施し，破損等の異常がないことを確認している。以上のことから，フィルタユニットについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（ｂ）耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601(1987 年度)」を準用し，１．（１）（ｂ）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（1 号機：0.21G）を採用した。基礎ボルトの許容応力については，共用状態Ｄにおける許容応力を適用し，ボルトの評価温度は 100℃とした。ボルト１本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した結果，ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり，ボルトの強度が確保されることを確認した（表-2 参照)。

表-2　フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力による評価	
			発生荷重[MPa]	許容荷重[MPa]
1	A，B	引張	作用しない	174
		せん断	10	133

（３）管の構造強度及び耐震性

（ａ）構造強度

配管については，「設計・建設規格(2005 年版)」に基づき，クラス４配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており，十分な構造強度を有していると評価している（表-3 参照)。

表-3　配管強度確認結果

型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の 必要最小厚さ[mm]
円型	4.5	0.5
	5.5	0.5
	6.0	0.5
	7.1	0.5

（b）耐震性

a．評価条件

配管は，配管軸直角 2 方向拘束サポートを用いた両端単純支持の配管系（両端単純支持はり構造）とする。また，配管は水平方向主体のルートを想定し，管軸方向については地震により管軸方向は動かないものとし，水平方向震度による管軸直角方向の配管応力評価を考える。水平方向震度は，0.21G とする。

b. 評価方法

管軸直角方向の地震による応力は，下図に示す自重による応力の震度倍で表現でき(1)式で表すことができる。

$$Ss = \alpha Sw \qquad (1)$$

Ss:地震による応力

α:水平方向震度

Sw:自重による応力

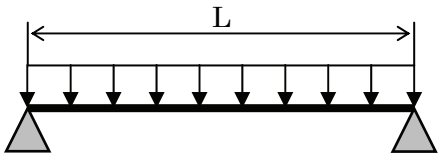
ここで，$Sw = \dfrac{wL^2}{8Z}$

Sw:自重による応力

L:サポート支持間隔

Z：断面係数

w：等分布荷重



両端単純支持はりの等分布荷重より
求まる自重による応力

また，崩壊制限に「JEAG4601（1984 年度)」を準用し，供用状態 D の場合の一次応力制限を用いるとすると，地震評価としては(2)式で表すことができる。

$$S = Sp+Sw+Ss = Sp+Sw+\alpha Sw = Sp+(1+\alpha)Sw \leqq 0.9Su \qquad (2)$$

Sp:内圧による応力　　Sw:自重による応力

Ss:地震による応力　　S :内圧，自重，地震による応力

α：水平方向震度

従って，上記(2)式を満足するように，配管サポート配置を設定することにより，配管の崩壊は抑制できる。

c. 評価結果

両端単純支持はりで自重による応力 Sw が 40 MPa 程度の配管サポート配置とした場合，発生応力は許容応力に対して十分な裕度を有すると評価した。

・内圧による応力 Sp=10 MPa，許容応力を STPT370(100℃)の 0.9Su=315 MPa とし，(2)式に代入すると以下となる。

$$S = 59\ \mathrm{MPa} \leqq 0.9Su = 315\ \mathrm{MPa} \quad (3)$$

・継手がある場合には，応力係数も存在する。応力係数を 3 とし，以下となる。

$$S = Sp+(1+\alpha)Sw\times 3 = 156\ \mathrm{MPa} \leqq 0.9Su = 315\ \mathrm{MPa} \quad (4)$$

２．２／３号機

（１）　排気ファンユニットの構造強度及び耐震性

（ａ）構造強度

排気ファンについては，系統最高使用圧力 5.2kPa に対し，工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認していることから，ファンの最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（ｂ）耐震性

ファンを鋼材と共にユニット化し，支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し，ストッパをボルト（２号：鋲アンカ，３号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ，耐震性の評価として，ボルトの強度が確保されること及びキャスタがストッパを乗り上げないことの評価を行った。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（2，3 号機：0.21G）による評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては，JEAC4601-2008 を準用し，ボルト１本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果，ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり，ボルトの強度が確保されることを確認した（表-4 参照）。

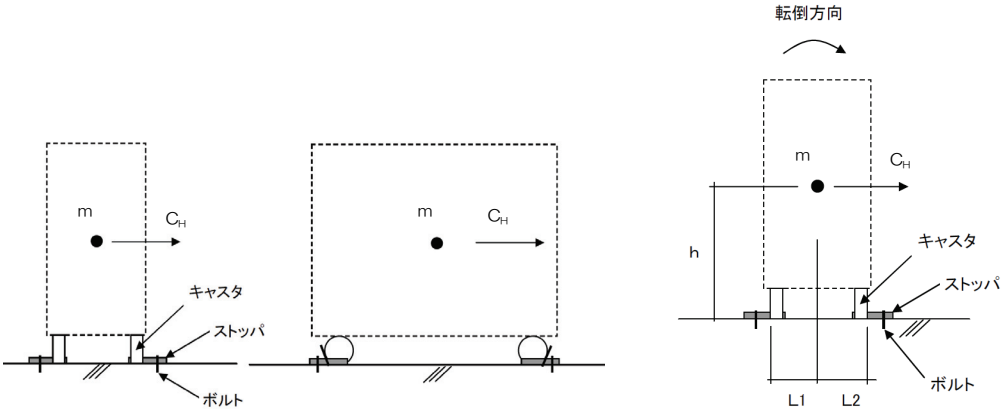
表-4　排気ファンユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
２／３	A	引張	作用しない	200／2843
		せん断	158／502	200／1725
	B	引張	作用しない	200／2843
		せん断	167／474	200／1725

ボルトに作用するせん断力： $Q=\dfrac{C_H \cdot m \cdot g}{n}$

ボルトに作用する引張力　： $F=\dfrac{C_H \cdot m \cdot g \cdot h - m \cdot g \cdot L_1}{n_f \cdot (L_1+L_2)}$

C_H：水平方向設計震度
m：機器の運転時質量
h：重心高さ
L1，L2：重心とボルト間の水平距離(L1≦L2)
nf　　：評価上引張力を受けるボルト本数
n：評価上せん断力を受けるボルト本数
g：重力加速度



せん断評価　　引張評価

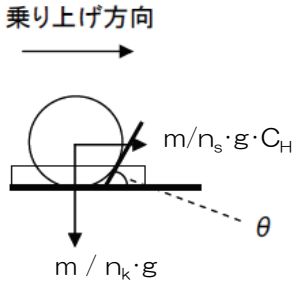
b．キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し，地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り上げないことを力の釣り合いにより確認した。その結果，乗り上げ最大角度は約 23° と計算され，実際の据え付け角度 60° より小さいことから，キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-5 参照)。

表-5　排気ファンユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り上げ最大角度
2，3	A，B	60°	約 23°

乗り上げないためのストッパ角度： $\theta \geq \tan^{-1}\left(\dfrac{\dfrac{m}{n_s}\cdot g \cdot C_H}{\dfrac{m}{n_k}\cdot g}\right)=\tan^{-1}\left(\dfrac{C_H \cdot n_k}{n_s}\right)$



C_H：水平方向設計震度
n_k：キャスタ数量
n_s：乗り上げ荷重を受け止めるストッパの最小数量

キャスタ乗り上げ評価

（２）フィルタユニットの構造強度及び耐震性

（ａ）構造強度

フィルタユニットについては，系統最高使用圧力 5.2kPa に対し，工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，フィルタユニットについては，系統の最高使用圧力に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（ｂ）耐震性

フィルタを鋼材と共にユニット化し，支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し，ストッパをボルト（２号：鋲アンカ，３号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ，耐震性の評価として，２.（１）（ｂ）と同様，ボルトの強度が確保されること及びキャスタがストッパを乗り上げないことの評価を行った。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（2，3 号機：0.21G）による評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては，JEAC4601-2008 を準用し，ボルト１本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果，ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり，ボルトの強度が確保されることを確認した（表-6 参照）。

表-6　フィルタユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
２／３	－※	引張	作用しない	200／2843
		せん断	169／506	200／1725

※ フィルタは２つ（２系統）で１つのユニットとなっている。

ｂ．キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し，地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り上げないことを力の釣り合いにより確認した。その結果，乗り上げ最大角度は約 23°と計算され，実際の据え付け角度 60°より小さいことから，キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-7 参照）。

表-7　フィルタユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り上げ最大角度
２，３	－※	60°	約 23°

※ フィルタは２つ(２系統)で１つのユニットとなっている。

（３）放熱器ユニットの構造強度及び耐震性

（ａ）構造強度

放熱器ユニットについては，系統最高使用圧力 5.2kPa に対し，工場にて 7.0kPa の気密試験を実施し，漏えい等の異常がないことを確認している。以上のことから，放熱器ユニットについては，通常運転時の内圧に十分耐えうる構造強度を有していると判断する。

（ｂ）耐震性

放熱器を鋼材と共にユニット化し，支持しているキャスタの回転をストッパ（車輪止め）で防止し，ストッパをボルト（２号：鋲アンカ，３号：メカニカルアンカ）で固定している。これを踏まえ，耐震性の評価として，２.（１）（ｂ）同様，ボルトの強度が確保されること，及びキャスタがストッパを乗り上げないことの評価を行った。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(2，3 号機：0.21G)による評価を行った。

ａ．ボルトの強度評価及び転倒評価

ボルト強度評価に当たっては，JEAC4601-2008 を準用し，ボルト１本当たりの引張荷重及びせん断荷重を評価した。その結果，ボルトに生じる引張及びせん断荷重は許容荷重以下であり，ボルトの強度が確保されることを確認した(表-8 参照)。

表-8　放熱器ユニットの基礎ボルトの強度評価結果

号機	系統	応力種類	耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力による評価	
			発生荷重[N]	許容荷重[N]
２／３	A，　B	引張	作用しない	200／2843
		せん断	149／447	200／1725

ｂ．キャスタ乗り上げ評価

キャスタが回転する方向に対し，地震力によりキャスタがストッパ斜め部を乗り上げないことを力の釣り合いにより確認した。その結果，乗り上げ最大角度は約 37° と計算され，実際の据え付け角度 60° より小さいことから，キャスタの乗り上げは発生しないことを確認した（表-9 参照）。

表-9　放熱器ユニットのキャスタ乗り上げ評価結果

号機	系統	ストッパ角度	乗り上げ最大角度
２，３	A，　B	60°	約 37°

（４）管の構造強度及び耐震性

（４）－１　鋼管及び鋼板ダクト

（ａ）構造強度

鋼管及び鋼板ダクトについては，「設計・建設規格(2005 年版)」を準用し，クラス４配管の必要最小厚さに対して十分な厚さを有していることを確認しており，原子炉格納容器ガス管理設備における使用条件に対し，十分な構造強度を有していると判断する（表-10 参照）。

表-10　配管強度確認結果

型式	公称肉厚 [mm]	設計・建設規格上の必要最小厚さ[mm]
円型	2.0	0.5
	2.8	0.5
	3.5	0.5
	3.8	0.5
	4.0	0.6
	6.5	0.6
角型	5.0	0.8

（ｂ）耐震性

鋼管及び鋼板ダクトは分岐ヘッダ等の短い部分に使用しているが，その前後はフレキシビリティを有したフレキシブルチューブ（SUS 製）・ダクトホース（シリコン製）・防振継手と接続されており地震変位による有意な応力は発生しないと考える。

（４）－２　ダクトホース

（ａ）構造強度

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

（ｂ）耐震性

ダクトホースは，フレキシビリティを有しており，地震変位による有意な応力は発生しないと考えられる。

（４）－３　フレキシブルホース

（ａ）構造強度

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

（ｂ）耐震性

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

原子炉格納容器ガス管理設備からの放出放射能量について

１．概要

原子炉格納容器ガス管理設備は，原子炉格納容器内のガスを抽出し，放射性物質を除去してから放出することで，環境へ放出される放射能量を低減させる設備である。ここでは，当該設備を用いた場合に放出される放射性物質の量及び濃度ならびに当該設備全体の効率※１を評価※２した。

その結果，１～３号機合計で，放出する放射性物質の量は抽出した放射性物質の量の３千分の一以下に低減する能力を有すると評価した。

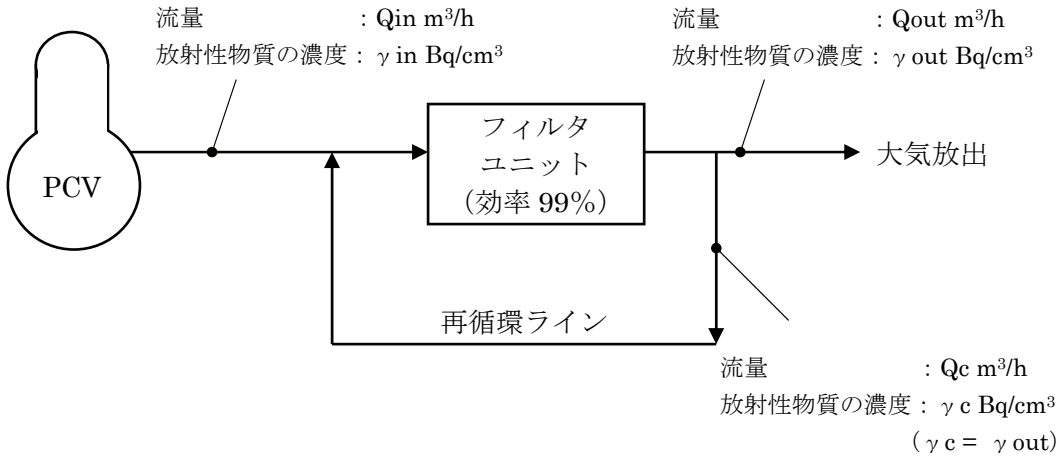
※１　フィルタユニット単体の除去効率に抽出したガスの再循環による放射性物質の除去を考慮したシステム全体としての放射性物質の除去効率

※２　検出されている粒子状放射性物質 Cs-134 及び Cs-137 について評価

２．評価条件

（１） 評価モデル

原子炉格納容器ガス管理設備が運転し平衡状態に達すると，図―１に示すモデルとなる。なお，原子炉格納容器より抽出したガスは，除湿機により，ガス中に含まれる水蒸気を凝縮・分離させるが，ここでは保守的に，放射性物質は水蒸気側に移行せず全量ガス中に残留しているものとした。



図―１　評価モデル

図―１より，フィルタ前後の放射能量の釣り合いは，下式となる。

$$(Q_{in}\cdot\gamma_{in}+Q_c\cdot\gamma_c)\cdot\frac{100-99}{100}=Q_{out}\cdot\gamma_{out}+Q_c\cdot\gamma_c \qquad \cdots\cdots\text{式（１）}$$

図―１より γc=γout とし，上式を大気放出側の放射性物質の濃度γout についてまとめると，下記で示される。

$$\gamma_{out} = \frac{1}{100 \cdot Q_{out} + 99 \cdot Q_c} \cdot Q_{in} \cdot \gamma_{in} \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \text{式（２）}$$

（２） 評価条件

評価条件を表―１に示す。抽出側のガス流量 Qin は，流量が大きいほど，評価上厳しくなる。また，原子炉格納容器内の雰囲気温度に比例して，原子炉格納容器内の水蒸気量も増加することから，抽出側のガス流量 Qin は，抽出ガス温度が高いほど増加する。したがって，流量 Qin は，運転範囲を考慮し高温の 95℃とした。原子炉格納容器内ガスの放射性物質の濃度γin については,高濃度の 100 Bq/cm^3 とした。放出側の流量 Qout については,放出時のガス温度が低いほど気体の密度が高くなると，放出時の放射性物質の濃度も高くなることから，保守的な条件として，放出ガス温度は冬場に 5℃に低下するとした。

３．評価結果

上述の評価条件に基づく評価結果を表―２に示す。原子炉格納容器ガス管理設備は，１～３号機合計で，抽出する放射能量 3.83×10^{10} Bq/h を，1.2×10^7 Bq/h（３千分の一以下）に低減して放出すると評価した。放射性物質の濃度は，原子炉格納容器ガス管理設備全体の効率から，１号機で 1/200 程度，２・３号機で 1/750 程度になるものと評価した。この１号機と２・３号機の違いは，排気ファンの仕様の違いによるものであり，排気ファンの容量に比例して再循環量（流量 Qc）が増加することから，放射性物質が除去され放射性物質の濃度が低減した再循環ガスによる抽出ガス（流量 Qin）の希釈割合が大きくなるためである。

４．参考（１～３号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績）

１号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績（平成 24 年 1 月 12 日）は，放出放射能量 4.0×10^2 Bq/h，当該設備全体の効率 99.998％以上であり，表―２の評価結果を十分に上回っている。（フィルタ入口側濃度 約 1.1 Bq/cm$^{3※3}$，フィルタ出口側濃度 約 1.3×10^{-5} Bq/cm^3 未満※３）

２号機原子炉格納容器ガス管理設備の運転実績（平成 23 年 11 月 14 日）は，放出放射能量 1.2×10^3 Bq/h，当該設備全体の効率 99.995％であり，表―２の評価結果を十分に上回っている。（フィルタ入口側濃度 約 1.2 Bq/cm$^{3※3}$，フィルタ出口側濃度 約 5.0×10^{-5} Bq/cm$^{3※3}$）

３号機原子炉格納容器ガス管理設備については，試運転中の実績（平成 24 年 2 月 24 日）として，放出放射能量 3.7×10^3 Bq/h，当該設備全体の効率 99.98％以下であり，

表―２の評価結果を上回るものと考える。（フィルタ入口側濃度 約 6.7×10^{-1} Bq/cm^{3}未満※３，フィルタ出口側濃度 約 1.2×10^{-4} Bq/cm^3※３）

※３　Cs-134 と Cs-137 の合計値。検出限界未満の場合は，検出限界値として考慮。なお，フィルタ入口側についてはバイアル瓶によるガス採取であり，フィルタ出口側については粒子フィルタ及びチャコールフィルタによる採取。

表―１　評価条件

	１号機	２号機	３号機	備考
流量 Qin	123 m^3/h (15m^3/h (Normal))	130 m^3/h (16 m^3/h (Normal))	同左	抽出ガス温度 95℃条件
放射性物質の濃度 γin	100 Bq/cm^3	100 Bq/cm^3	同左	
流量 Qout	15.3 m^3/h (15 m^3/h (Normal))	16.4 m^3/h (16 m^3/h (Normal))	同左	運用開始時における想定流量（大気放出ガス温度は 5℃で換算）
流量 Qc	234.7 m^3/h	983.6 m^3/h	同左	排気ファン流量による（１号機 250m^3/h，２，３号機 1,000m^3/h）
（参考） 抽出する放射性物質の量 Qin×γin	1.23×10^{10} Bq/h	1.30×10^{10} Bq/h	同左	１～３号機合計 3.83×10^{10} Bq/h

表―２　評価結果

	１号機	２号機	３号機	備考
原子炉格納容器ガス管理設備から放出される放射性物質の濃度 γout	0.497 Bq/cm^3	0.132 Bq/cm^3	同左	－
原子炉格納容器ガス管理設備から放出される放射性物質の量 Qout・γout	7.6×10^{6} Bq/h	2.2×10^{6} Bq/h	同左	１～３号機合計 1.2×10^{7} Bq/h
原子炉格納容器ガス管理設備全体の効率 $\left\{\left(1-\frac{\gamma_{out}}{\gamma_{in}}\right)\cdot100\right\}$	99.503 %	99.868 %	同左	－

2.9　原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器

2.9.1　基本設計

2.9.1.1 設置の目的

福島第一原子力発電所１～３号機の原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態，未臨界状態，不活性雰囲気状態を適切に監視するため，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器を設置する。

2.9.1.2 要求される機能

(1)　原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態を適切に監視できるとともに，記録が可能な機能を有すること。

(2)　原子炉圧力容器内･原子炉格納容器内の未臨界状態を適切に監視できるとともに，記録が可能な機能を有すること。

(3)　原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の不活性雰囲気状態を適切に監視できるとともに，記録が可能な機能を有すること。

2.9.1.3 設計方針

(1)　冷却状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態が監視できるとともに，記録が可能な機能を有する設計とする。

(2)　未臨界状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態が監視できるとともに，記録が可能な機能を有する設計とする。

(3)　不活性雰囲気状態の監視

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の水素濃度が監視できるとともに，記録が可能な機能を有する設計とする。

2.9.1.4 供用期間中に確認する項目

(1)　冷却状態が監視できること。

(2)　未臨界状態が監視できること。

(3)　不活性雰囲気状態の監視ができること。

2.9.1.5 主要な機器

(1)　設備概要

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器は，冷却状態の監視のための計測器として原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計，未臨界状態の監視のための計測器としてガス放射線モニタ，不活性雰囲気状態の監視のための計測器として水

素濃度計で構成される。

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計は，原子炉圧力容器・原子炉格納容器内に設置し，免震重要棟集中監視室で遠隔監視可能な設備とする。免震重要棟集中監視室までの伝送設備については，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設備とする。

ガス放射線モニタ，水素濃度計は原子炉格納容器ガス管理設備に設置し，免震重要棟集中監視室で遠隔監視可能な設備とする。

(2) 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内の周方向，高さ方向に温度検出器を複数設置する。また，温度計の指示値を記録可能な設備とする。ただし，故障と判断されたものについては除外する。

(3) ガス放射線モニタ

ガス放射線モニタは 2 チャンネル設置し，指示値を記録可能な設備とする。

未臨界状態の監視においては，ガス放射線モニタで短半減期核種である Xe-135 を監視する。

(4) 水素濃度計

水素濃度計は 2 チャンネル設置し，指示値を記録可能な設備とする。

(5) 電源構成

電源は異なる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でも，非常用所内電源から受電できる構成とする。

2.9.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器については，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 O.P.10m 以上のエリアに設置する。

(2) 火災

現場盤等からの火災が考えられることから，初期消火の対応ができるよう近傍に消火器を設置する。

2.9.1.7 構造強度及び耐震性

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視計測器については，一般産業施設と同等以上の安全性を保持するものとして設計する。

2.9.2 基本仕様

2.9.2.1 主要仕様

(1) 1号機

a. 原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

（原子炉圧力容器温度）（既設）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	42（添付資料－1 図－1． No.1～42）

（原子炉格納容器内温度）（既設）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	7（添付資料－1 図－1． No.43～49）

（原子炉格納容器内温度）（既設）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 200 ℃
個数	15（添付資料－1 図－1． No.50～64）

（原子炉格納容器内温度）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	-40～約 300 ℃
個数	7（添付資料－1 図－1． No.65～71）

b. ガス放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器
計測範囲	0～1.4×10^{4} s^{-1}
チャンネル数	2

c. 水素濃度計

検出器の種類	熱伝導度式水素濃度検出器
計測範囲	0～5 vol%
チャンネル数	2

(2)　2号機

a．　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

（原子炉圧力容器温度）（既設）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	41（添付資料－1　図－2．　No.1～41）

（原子炉圧力容器温度）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	1（添付資料－1　図－2．　No.78）

（原子炉格納容器内温度）（既設）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	11（添付資料－1　図－2．　No.42～52）

（原子炉格納容器内温度）（既設）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 200 ℃
個数	25（添付資料－1　図－2．　No.53～77）

（原子炉格納容器内温度）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	2（添付資料－1　図－2．　No.79，80）

b．　ガス放射線モニタ

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	$1 \sim 10^5$ s^{-1}
チャンネル数	2

c．　水素濃度計

検出器の種類	熱伝導度式水素濃度検出器
計測範囲	0～5 vol%
チャンネル数	2

(3)　3号機

a．　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

（原子炉圧力容器温度）（既設）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	42（添付資料－１　図－３．　No.1～42）

（原子炉格納容器内温度）（既設）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 300 ℃
個数	11（添付資料－１　図－３．　No.43～53）

（原子炉格納容器内温度）（既設）

検出器の種類	熱電対
計測範囲	0～約 200 ℃
個数	25（添付資料－１　図－３．　No54～78）

b．　ガス放射線モニタ

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	1～10^5 s^{-1}
チャンネル数	2

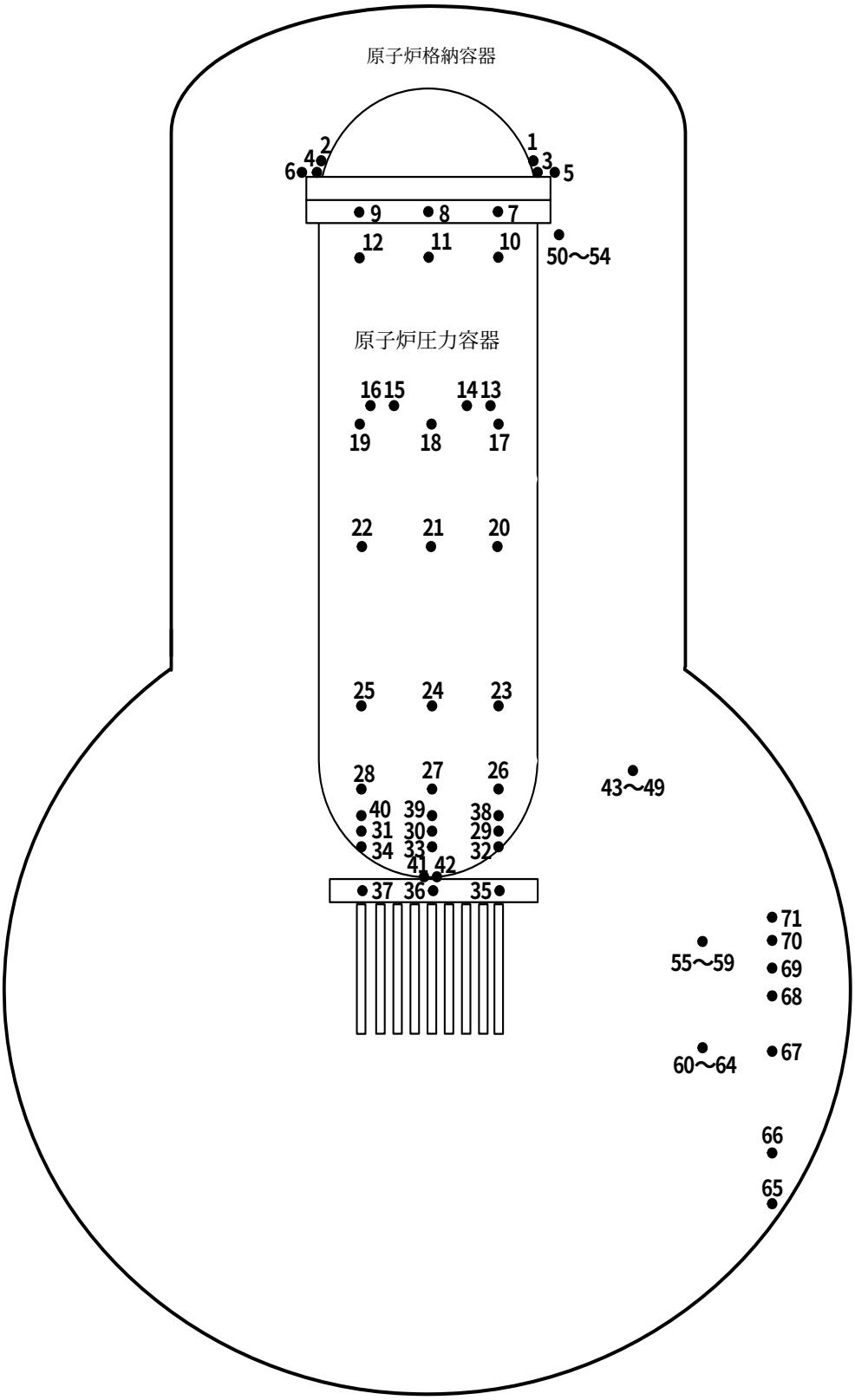
c．水素濃度計

検出器の種類	熱伝導度式水素濃度検出器
計測範囲	0～5 vol%
チャンネル数	2

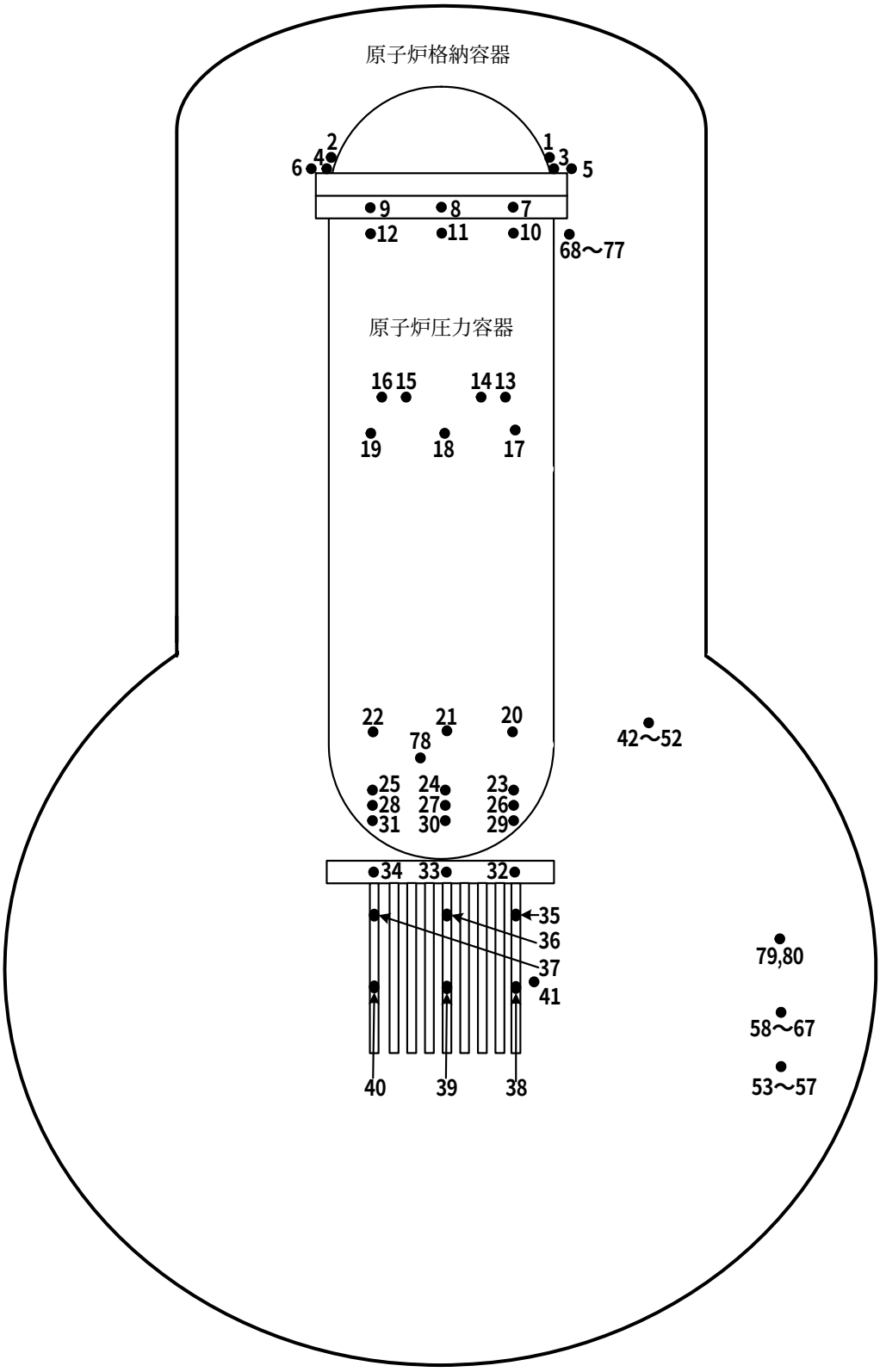
2.9.3　　添付資料

添付資料－１　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器　配置図

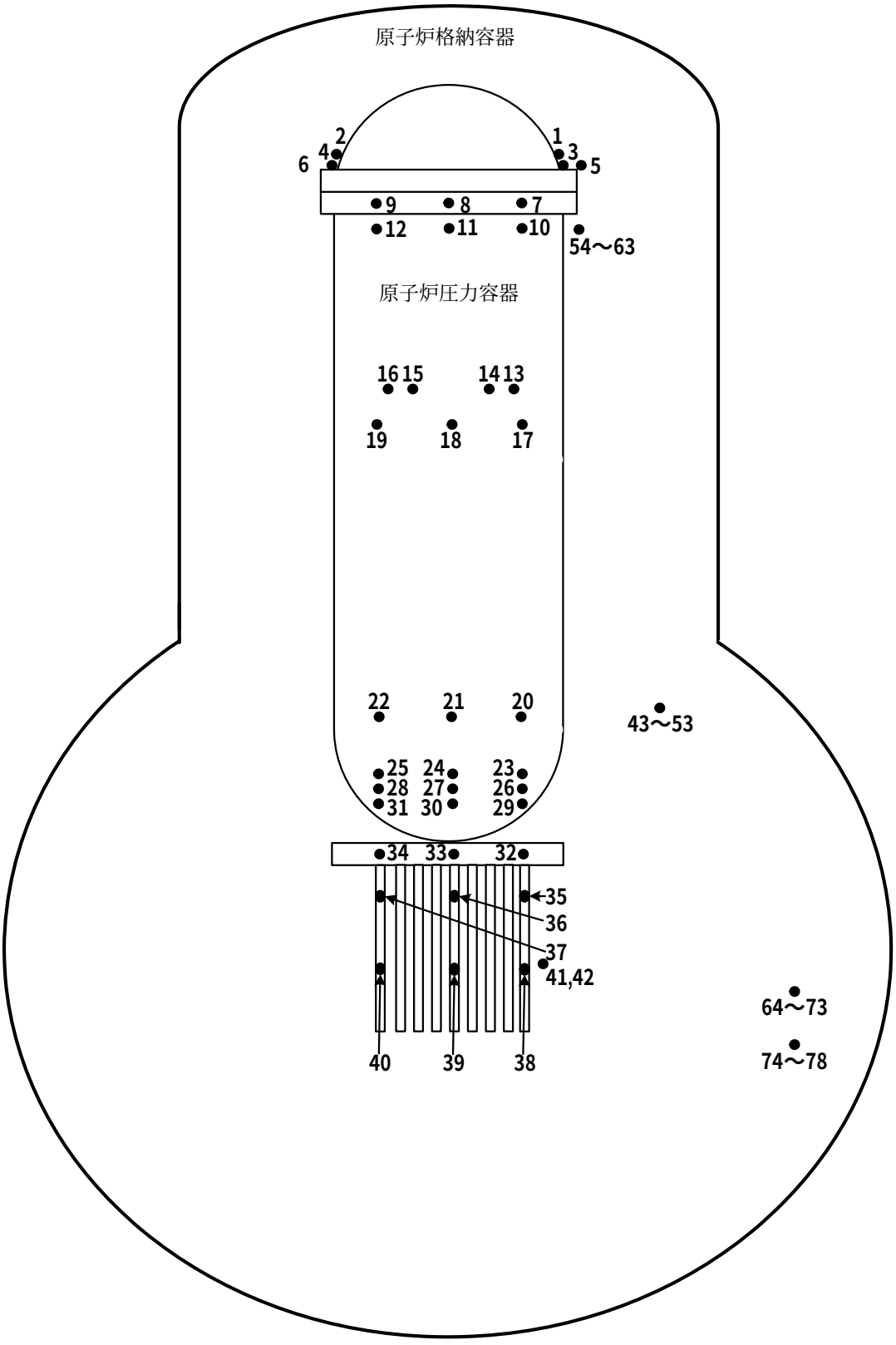
添付資料－２　ガス放射線モニタ，水素濃度計　系統概略図



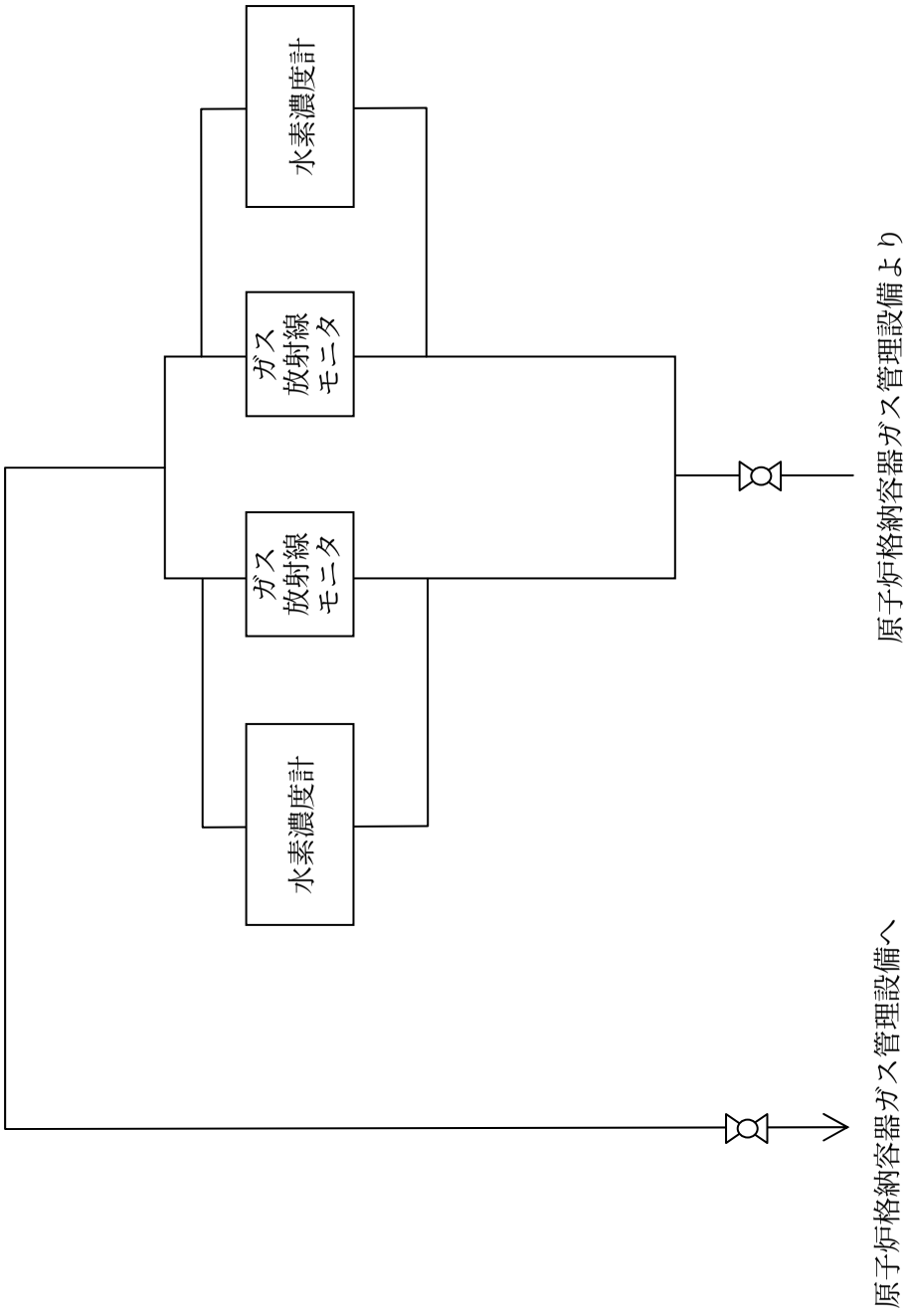
図－１．　１号機　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器　配置図



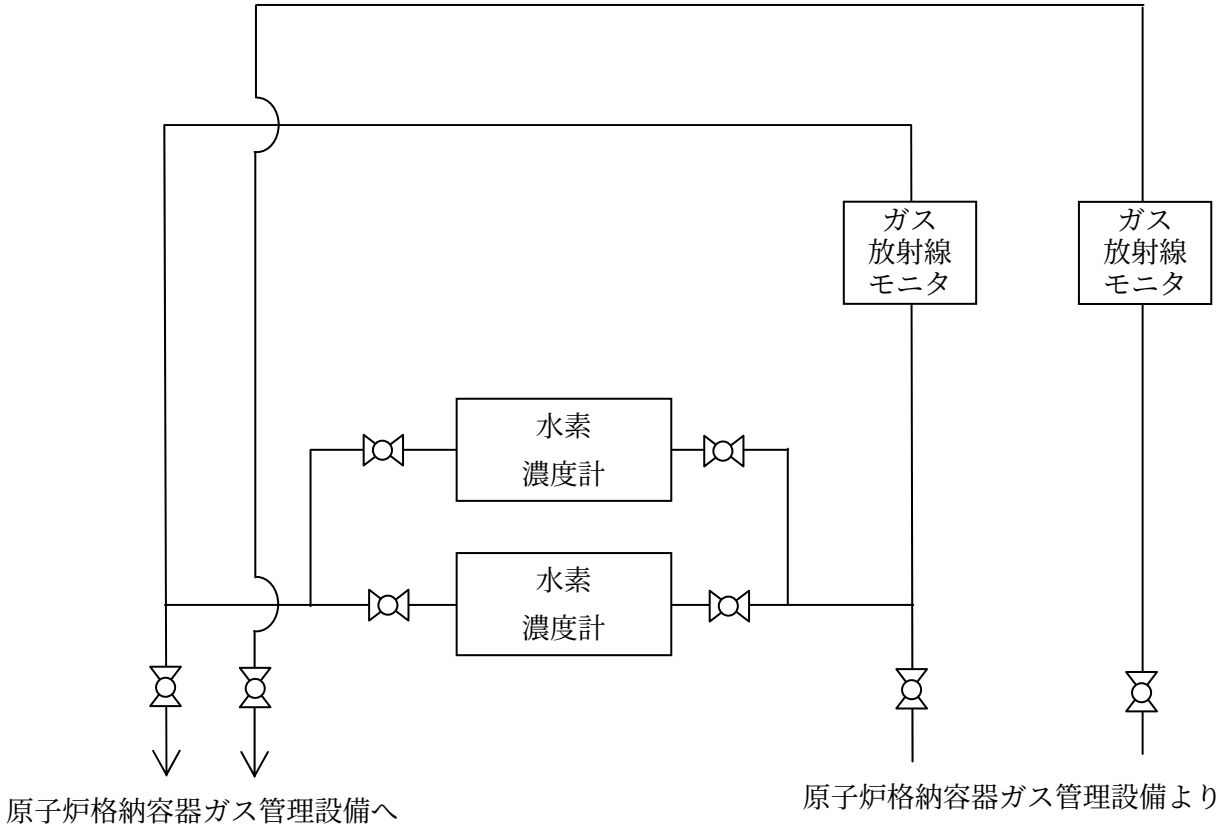
図－２．　２号機　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器　配置図



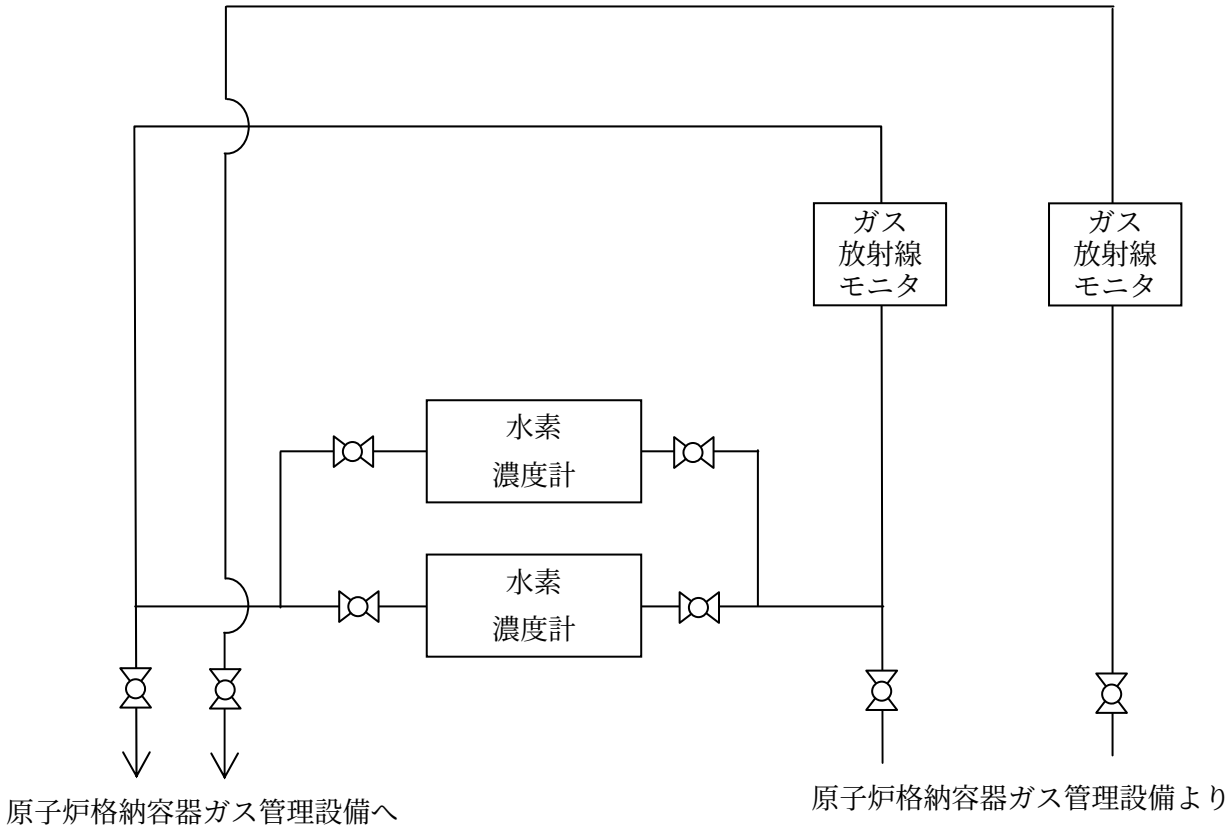
図－３．　３号機　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度検出器　配置図



図－１．　１号機　ガス放射線モニタ，水素濃度計　系統概略図



図－２．　２号機　ガス放射線モニタ，水素濃度計　系統概略図



図－３．　３号機　ガス放射線モニタ，水素濃度計　系統概略図

2.10　放射性固体廃棄物等の管理施設

2.10.1　基本設計

2.10.1.1　設置の目的

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等の管理施設は，作業員の被ばく低減，公衆被ばくの低減及び安定化作業の安全確保のために，放射性固体廃棄物等を適切に管理することを目的として設置する。

2.10.1.2　要求される機能

放射性固体廃棄物等の処理・貯蔵にあたっては，その廃棄物の性状に応じて，適切に処理し，十分な保管容量を確保し，遮蔽等の適切な管理を行うことにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

2.10.1.3　設計方針

(1)　貯蔵設備

放射性固体廃棄物は，固体廃棄物貯蔵庫，ドラム缶等仮設保管設備，サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク，造粒固化体貯槽等に貯蔵，または保管する設計とする。

発電所敷地内において，今回の地震，津波，水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材，除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は，固体廃棄物貯蔵庫，仮設保管設備，屋外等の一時保管エリアを設定し，一時保管する。

伐採木は，屋外の一時保管エリアに一時保管する。

使用済保護衣等は，固体廃棄物貯蔵庫，仮設保管設備，屋外の一時保管エリアに一時保管する。

(2)　被ばく低減

放射性固体廃棄物の管理施設は，作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるように，必要に応じて十分な遮蔽を行う設計とする。

瓦礫等の管理施設については，保管物の線量に応じた適切な遮蔽や設置場所を考慮することにより，被ばく低減を図る設計とする。

(3)　飛散等の防止

放射性固体廃棄物の管理施設は，処理過程における放射性物質の散逸等を防止する設計とする。

瓦礫等の管理施設については，発電所敷地内の空間線量率を踏まえ，周囲への汚染拡大の影響の恐れのある場合には，容器，仮設保管設備，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設に収納，またはシートによる養生等を実施する。

(4)　貯蔵能力

固体廃棄物貯蔵庫は，事故前のドラム缶発生量の約５年分以上を貯蔵保管できる設計とする。

また，ドラム缶等仮設保管設備は，固体廃棄物貯蔵庫内にスペースを確保するために必要なドラム缶等を仮置きできる設計とする。

サイトバンカは，原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等を事故前の発生量の約５年分以上を貯蔵保管できる設計とする。

瓦礫類，使用済保護衣等，伐採木の一時保管エリアについては，発生する瓦礫類，使用済保護衣等，伐採木を一時保管できる容量とする。なお，保管量増加により容量不足が見込まれる場合には，追加の一時保管エリアを設定する。

2.10.1.4　主要な設備

(1)　固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫には，ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物，ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物，開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等を保管する。

瓦礫類は，材質により可能な限り分別し，容器に収納して一時保管エリアとしての固体廃棄物貯蔵庫内に一時保管する。また，容器に収納できない大型瓦礫類は，飛散抑制対策を講じて一時保管する。

固体廃棄物貯蔵庫は，第１棟～第８棟の８つの棟からなり，第６棟～第８棟については，地上１階，地下２階で構成しており，これらの地下フロアに高線量の瓦礫類を保管した場合には，コンクリート製の１階の床及び天井や壁による遮蔽効果により固体廃棄物貯蔵庫表面またはエリア境界の線量は十分低減されるが，この場合には，固体廃棄物貯蔵庫表面またはエリア境界で法令で定められた管理区域の設定基準線量（1.3mSv/3 ヶ月（2.6μSv/h）以下）を満足するよう運用管理を実施する。ただし，バックグラウンド線量の影響を除く。

(2)　ドラム缶等仮設保管設備

固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備には，ドラム缶等の一部を仮置きする。

ドラム缶等仮設保管設備は，鋼材フレームに防炎性膜材を張ったテント状の設備で，床面はコンクリートである。

保管エリア境界においては，保管するドラム缶等に起因する線量が法令で定められた管理区域の設定基準線量を満足するように，保管物の線量制限や保管エリアの区画範囲を設定する。ただし，バックグラウンド線量の影響を除く。

なお，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶の仮置き期間は約３年間とし，仮置き後は今後検討する恒久的な設備へ移動する。

(3)　サイトバンカ

サイトバンカには，原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等を保管する。ただし，サイトバンカに保管する前段階において，原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は使用済燃料プールに貯蔵するか，原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は運用補助共用施設内の使用済燃料共用プールに貯蔵する。

(4)　使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備

使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））の貯蔵設備は，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋，運用補助共用施設内にある使用済樹脂貯蔵タンク，地下使用済樹脂貯蔵タンク，機器ドレン廃樹脂タンク，廃スラッジ貯蔵タンク，地下廃スラッジ貯蔵タンク，沈降分離タンク，造粒固化体貯槽等である。

(5)　覆土式一時保管施設

一時保管エリアの中に設置する覆土式一時保管施設には，瓦礫類を一時保管することができる。

覆土式一時保管施設は，線量低減対策として覆土による遮蔽機能を有する一時保管施設である。

覆土式一時保管施設は，地面を掘り下げ，底部にベントナイトシート，遮水シート，保護土を設置し，瓦礫類を収納して上から保護シート，緩衝材，遮水シート，土で覆う構造である。遮水シートにより雨水等の浸入を防止し，飛散，地下水汚染を防止する。また，保管施設内に溜まった水をくみ上げる設備を設ける。

(6)　伐採木一時保管槽

一時保管エリアの中に設置する伐採木一時保管槽には，伐採木を一時保管することができる。

伐採木一時保管槽は，防火対策や線量低減対策として覆土をする一時保管槽である。

伐採木一時保管槽は，擁壁または築堤等を設置し，減容した伐採木（枝葉根）を収納して保護シート，土，遮水シートで覆う構造である。

2.10.2　基本仕様

2.10.2.1　主要仕様

(1)　固体廃棄物貯蔵庫（1～6 号機共用）

棟数：8

容量：約 284,500 本（ドラム缶相当）

(2)　ドラム缶等仮設保管設備

大きさ：幅約 13m×奥行約 39m

高さ　：約 6m
設置個数：10

(3)　サイトバンカ（1～6 号機共用）
基数：1
容量：約 4,300m^3

(4)　仮設保管設備
ａ．一時保管エリアＡ１（テント）
大きさ：幅約 33m×奥行約 51m
高さ　：約 16m
設置個数：1

ｂ．一時保管エリアＡ２（テント）
大きさ：幅約 51m×奥行約 51m
高さ　：約 16m
設置個数：1

(5)　覆土式一時保管施設
大きさ：約 80m×約 20m
高さ　：約 4.5m（最大約 6m）
設置個数：4
保管容量：約 4000m^3/箇所
上部　：覆土（厚さ 1m 以上），遮水シート，緩衝材，保護シート
底部，法面部：保護土，遮水シート，ベントナイトシート

(6)　伐採木一時保管槽
大きさ：１槽あたり，200m^2 以内
高さ　：約 3m
保管容量：１槽あたり，600m^3 以内
上部　：遮水シート，覆土（厚さ 0.5m 以上），保護シート
槽間の離隔距離：2m 以上

2.10.3　添付資料
添付資料－１　覆土式一時保管施設の主要仕様
添付資料－２　覆土式一時保管施設の仕様と安全管理
添付資料－３　伐採木一時保管槽の主要仕様

添付資料－４　伐採木一時保管槽の仕様と安全管理

表２．１０－１　一時保管エリア一覧

エリア名称	保管物
固体廃棄物貯蔵庫	瓦礫類
一時保管エリアＡ１	瓦礫類
一時保管エリアＡ２	瓦礫類
一時保管エリアＢ	瓦礫類
一時保管エリアＣ	瓦礫類
一時保管エリアＤ	瓦礫類
一時保管エリアＥ１	瓦礫類
一時保管エリアＥ２	瓦礫類
一時保管エリアＦ１	瓦礫類
一時保管エリアＦ２	瓦礫類
一時保管エリアＧ	伐採木
一時保管エリアＨ	伐採木
一時保管エリアＩ	伐採木
一時保管エリアＪ	瓦礫類
一時保管エリアL	瓦礫類
一時保管エリアＭ	伐採木
一時保管エリアＮ	瓦礫類
一時保管エリアＯ	瓦礫類
一時保管エリアＰ１	瓦礫類
一時保管エリアＰ２	瓦礫類
一時保管エリアＱ	瓦礫類
一時保管エリアＲ	伐採木
一時保管エリアＳ	伐採木
一時保管エリアＴ	伐採木
一時保管エリアＵ	瓦礫類
一時保管エリアＶ	伐採木

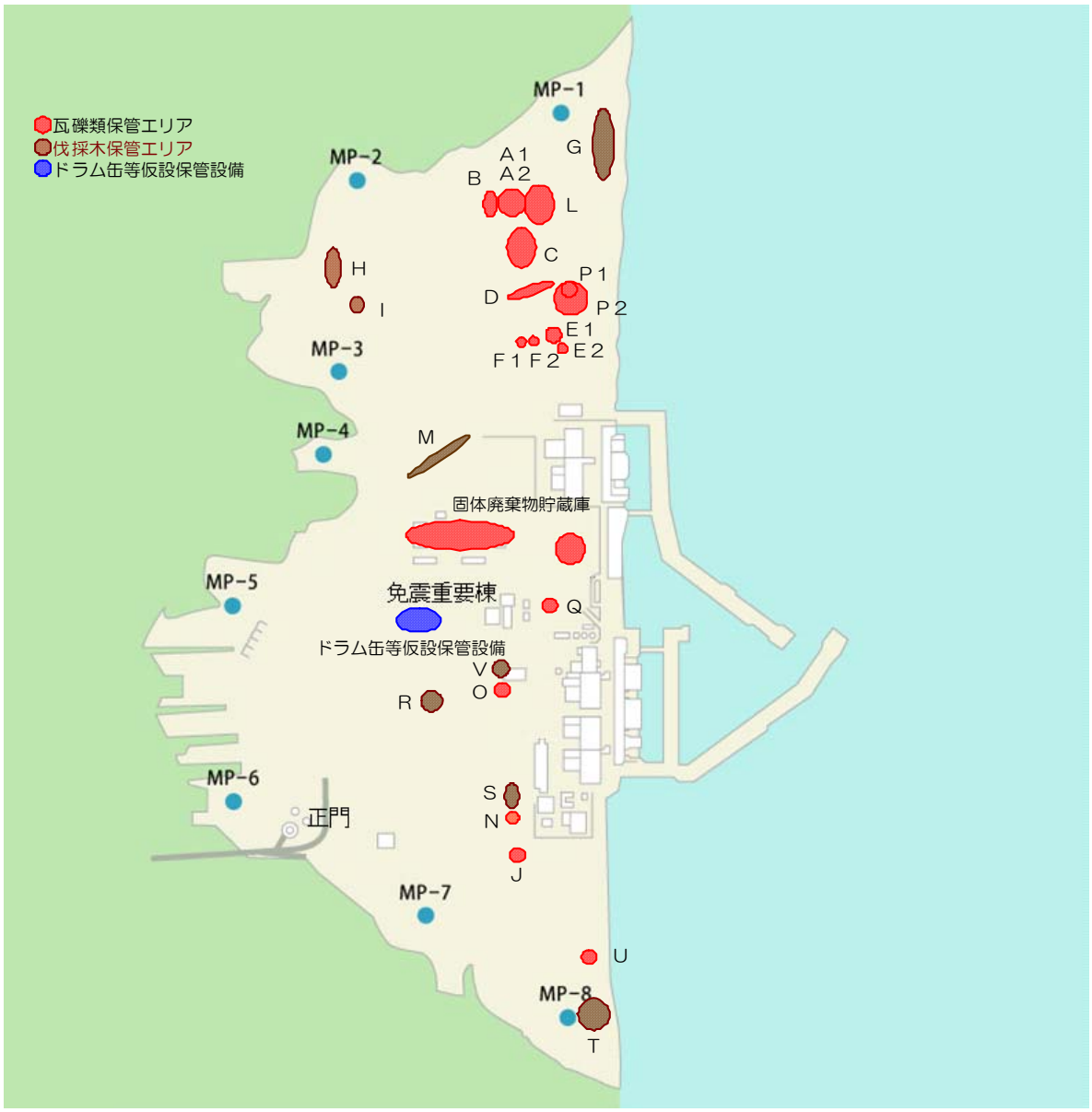


図２．１０－１　一時保管エリア配置図

覆土式一時保管施設の主要仕様

大きさ：約 80m×約 20m

高さ　：約 4.5m（最大約 6m）

設置個数：4

保管容量：約 4,000m^3/箇所

上　　部：覆土（厚さ 1m 以上），遮水シート，緩衝材，保護シート

底部，法面部：保護土，遮水シート，ベントナイトシート

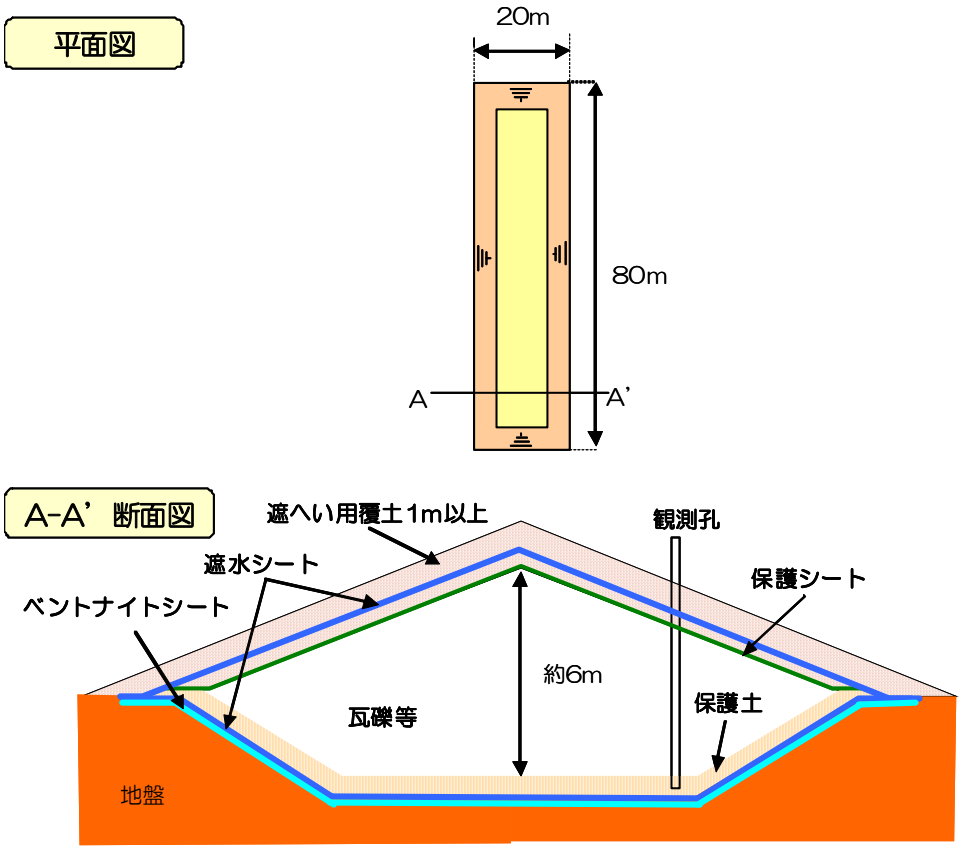


図　覆土式一時保管施設概略図

添付資料－２

覆土式一時保管施設の仕様と安全管理

<table>
<tr><th></th><th>瓦礫類搬入時</th><th>瓦礫類搬入後
保管状態</th></tr>
<tr><td>飛散抑制対策</td><td>・搬入した瓦礫類は，仮設テントで覆い飛散を抑制する。</td><td>・瓦礫類の搬入が全て終了した後は，上に遮水シート※1を敷設し，さらに覆土し飛散を抑制する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">雨水等の浸入防止，地下水汚染防止対策</td><td colspan="2">・底部にベントナイトシート，遮水シート※1を敷設し，その上に遮水シート※1を保護するための土を敷く。
・底面には，1.5%の縦断勾配を設ける。槽内の最も低い位置には観測孔を設け，孔の底部には釜場を設置する。
・雨水や地下水が槽内に浸入した場合には，観測孔から水を回収し，保管または処理を実施する。</td></tr>
<tr><td>・瓦礫類の搬入時は，仮設テントで覆いをして，瓦礫類に雨がかからないようにする。</td><td>・瓦礫類の搬入が全て終了した後は，上に遮水シート※1を敷設し，さらに覆土し雨水等の流入を防止する。</td></tr>
<tr><td>遮蔽対策</td><td>・瓦礫類を搬入した後，覆土する。</td><td>・瓦礫類の搬入が全て終了した後は，覆土する。覆土の厚さは搬入時とあわせて 1m 以上とする。</td></tr>
<tr><td>保管管理</td><td colspan="2">・観測孔を用いて定期的に槽内の水位計測を行い，槽内に雨水や地下水が浸入していないことを確認する。
・施設の周辺の空間線量率，空気中放射性物質濃度を定期的に測定し，線量率測定結果を表示する。
・地下水の放射能濃度を定期的に測定する。
・外観確認により，覆土の状態など施設に異常がないことを確認する。
・施設の保管量を確認する。
・一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，関係者以外の立ち入りを制限する。</td></tr>
<tr><td>異常時の措置</td><td colspan="2">・地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮蔽機能の低下など施設の保管状態に異常が認められた場合には，損傷の程度に応じて遮蔽の追加，施設の修復や瓦礫類の取り出しを行う。</td></tr>
</table>

※1：遮水シート

(1)耐久性

遮水シートの耐久性に関して，最も影響が大きい因子は紫外線の暴露であるが，本施設では覆土により直接紫外線を受けない環境下にあることから，長期の耐久性を期待できる。

本施設で使用する HDPE シート（高密度ポリエチレン）は，耐候性試験 5000 時間（自然暴露で約 15 年に相当）で 80%以上の強度を持つことが規定されている[1)]。

また，ポリエチレンの耐放射線性については，10^5Gy 程度までは良好な耐放射線性を有すると報告されている[2)]。今回，一時保管する瓦礫類の放射線量率は最大 30mSv/h 程度（約 30mGy/h）であることから，十分長い期間について，放射線による遮水シートの劣化が表れることはないと考えられる。

遮水シートの耐久性については，熱安定性，耐薬品性等についても品質上の規定が設けられており[1)]，いずれの項目についても基準を満足することを確認した。

(2)施工時の品質確認

シート施工の際，以下に示す試験によりシートの品質確認を行う。

a.加圧試験（シート自動溶着部の水密性の確認）

シートの自動溶着部全数に対して，加圧試験を実施し，漏気がなく，圧力低下率が 20%以下であることを確認する。

b.負圧試験（シート手溶着部の水密性の確認）

シートの手溶着部全数に対して，負圧試験を実施し，気泡が発生しないことを確認する。

c.スパーク試験（シート母材の水密性の確認）

シート全面に対して，スパーク試験を実施し，スパークが発生しないことを確認する。

---

1)出典：日本遮水工協会ホームページ（遮水シート日本遮水工協会自主基準）

2)出典：先端材料シリーズ　照射効果と材料　日本材料学会編　（図 3.12　種々の高分子材料における耐放射線性の比較）

伐採木一時保管槽の主要仕様

大きさ：１槽あたり，200m^2 以内
高　さ：約 3m
保管容量：１槽あたり，600m^3 以内
上　　部：遮水シート，覆土（厚さ 0.5m 以上），保護シート
槽間の離隔距離：2m 以上

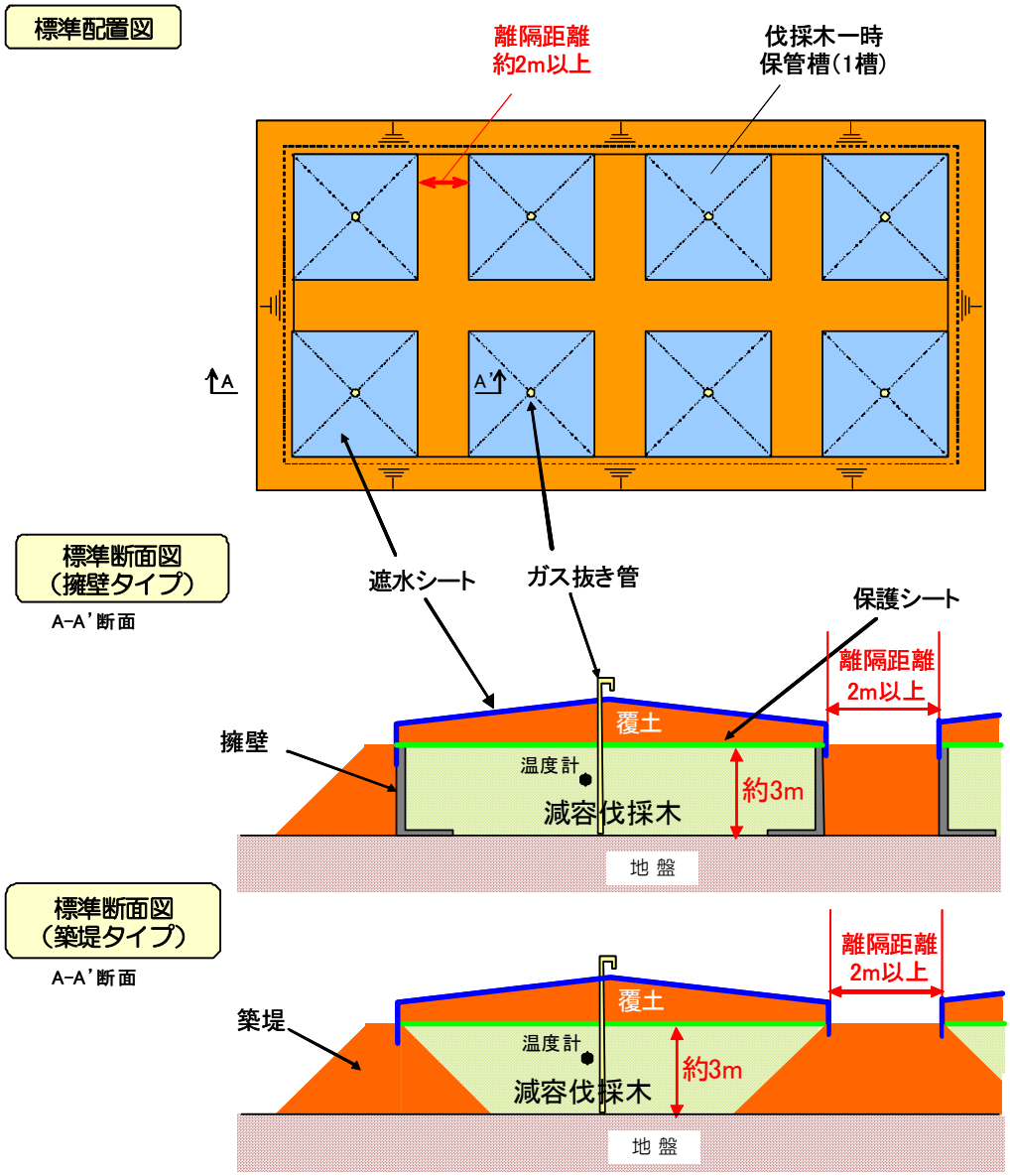


図　伐採木一時保管槽概略図

なお，保管槽の配置および形状は，現地の地形状況に応じて可能な限り効率的に配置する計画としているため，概略図通りとならない場合がある。

添付資料－４

伐採木一時保管槽の仕様と安全管理

飛散抑制対策	・ 減容した伐採木に覆土し，飛散を抑制する。
防火対策	・ 減容した伐採木に覆土後，遮水シート※1を敷設することにより，雨水等の流入の防止，空気中の酸素供給を抑制し，減容した伐採木の発酵発熱を抑制する。 ・ 1槽あたりの設置面積を200㎡以内とし，各保管槽との間に2m以上の離隔距離をとることにより，火災時の延焼を防止する。 ・ 覆土することによって，もらい火，不審火を防ぐ構造とする。 ・ 温度測定により保管槽内の状態を監視する。
遮蔽対策	・ 減容した伐採木を覆土する。
保管管理	・ 保管槽の周辺の空間線量率，空気中放射性物質濃度を定期的に測定し，線量率測定結果を表示する。 ・ 外観確認により，遮水シートに破損がないことを確認する。 ・ 保管槽の保管量を確認する。 ・ 一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，関係者以外の立ち入りを制限する。 ・ 温度測定により保管槽内の状態を監視する。
異常時の措置	・ 地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮蔽機能の低下など保管槽に異常が認められた場合には，異常の程度に応じて，保管槽の修復を行う。 ・ 保管槽内において異常な温度上昇が認められた場合には，冷却等の措置を行う。

※1：遮水シートは，瓦礫類の覆土式一時保管施設と同等の品質である。

2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

2.11.1 基本設計

2.11.1.1 設置の目的

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

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

2.11.1.2 要求される機能

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，二重のワイヤなどにより落下防止を図る他，駆動源喪失時にも燃料集合体を落下させない設計とする。

また，遮へい，臨界防止を考慮した設計とする。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，除熱，密封，遮へい，臨界防止を考慮した設計とする。また，破損燃料集合体を収納して輸送する容器については,燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，燃料取扱設備の支持，作業環境の整備及び放射性物質の飛散・拡散防止ができる設計とする。

2.11.1.3 設計方針

(1) 燃料取扱設備

a. 落下防止

(a) 使用済燃料貯蔵ラック上には，重量物を吊ったクレーンを通過できないようにインターロックを設け，貯蔵燃料への重量物の落下を防止できる設計とする。

(b) 燃料取扱機の燃料把握機は，二重のワイヤや種々のインターロックを設け，また，クレーンの主要要素は，二重化を施すことなどにより，燃料移送操作中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

b. 遮へい

燃料取扱設備は，使用済燃料プールから構内用輸送容器への燃料集合体の収容操作を，燃料の遮へいに必要な水深を確保した状態で，水中で行うことができる設計と

するか，放射線防護のための適切な遮へいを設けて行う設計とする。

c. 臨界防止

燃料取扱設備は，燃料集合体を一体ずつ取り扱う構造とすることにより，燃料の臨界を防止する設計とする。

d. 放射線モニタリング

燃料取扱エリアの放射線モニタリングのため，放射線モニタを設け放射線レベルを測定し，これを免震重要棟集中監視室に表示すると共に，過度の放射線レベルを検出した場合には警報を発し，放射線業務従事者に伝える設計とする。

e. 単一故障

(a) 燃料取扱機の燃料把握機は，二重のワイヤや燃料集合体を確実につかんでいない場合には吊上げができない等のインターロックを設け，圧縮空気等の駆動源が喪失した場合にも，フックから燃料集合体が外れない設計とする。

(b) 燃料取扱機の安全運転に係わるインターロックは電源喪失，ケーブル断線で安全側になる設計とする。

(c) クレーンの主要要素は，二重化を施すことなどにより，移送操作中の構内用輸送容器等の落下を防止できる設計とする。

f. 試験検査

燃料取扱設備のうち安全機能を有する機器は，適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

また，破損燃料を取り扱う場合，燃料取扱設備は，破損形態に応じた適切な取扱手法により，移送中の放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(2) 構内用輸送容器

a. 除熱

使用済燃料の健全性及び構内用輸送容器構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。

b. 密封

周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

c. 遮へい

内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。

d. 臨界防止

想定されるいかなる場合にも，燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

また，破損燃料集合体を収納して輸送する容器は燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

a. 燃料取り出し作業環境の整備

燃料取り出し用カバーは，燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう，風雨を遮る設計とする。

また，必要に応じ燃料取り出し用カバー内にローカル空調機を設置し，カバー内の作業環境の改善を図るものとする。

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

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

2.11.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，動力源がなくなった場合においても吊り荷を保持し続けること。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，除熱，密封，遮へい，臨界防止の安全機能が維持されていること。

2.11.1.5 主要な機器

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，燃料取扱機，クレーンで構成する。

a. 燃料取扱機

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

b. クレーン

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

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は，容器本体，蓋，バスケット等で構成する。

(3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，使用済燃料プールを覆う構造としており，必要により，燃料取扱機支持用架構及びクレーン支持用架構を有する。

また，燃料取り出し用カバーは換気設備及びフィルタユニットを有する。

なお，換気設備の運転状態やフィルタユニット出入口で監視する放射性物質濃度等の

監視状態は現場制御盤及び免震重要棟集中監視室に表示され,異常時は警報を発するなどの管理を行う。

2.11.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

燃料取扱設備は，原子炉建屋オペレーティングフロア上（地上からの高さ約 30m）に設置されていることから，津波により燃料取り出し設備に影響を与えることはない。

(2) 火災

火災の発生が考えられる箇所について，火災の早期検知に努めるとともに，消火器を設置することで初期消火を可能にし,火災により安全性を損なうことのないようにする。

2.11.1.7 運用

(1) 燃料集合体の健全性確認

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について，移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。

(2) 破損燃料の取り扱い

燃料集合体の機械的健全性確認において，破損が確認された燃料集合体を移送する場合には，破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により，放射性物質の飛散・拡散を防止する。

2.11.1.8 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

a. 燃料取扱設備

燃料取扱設備は，設計，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準による。

燃料取扱設備は,地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

b. 構内用輸送容器

構内用輸送容器は取扱中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。

構内用輸送容器は，設計，材料の選定，製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。

c. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは，設計，材料の選定，製作及び検査について，適切と認められる規格及び基準を原則とするが，特殊な環境下での設置となるため，必要に応じ解析や試験等を用いた評価により確認する。

燃料取り出し用カバーは,燃料取扱設備を支持するために必要な構造強度を有する設計とする。

(2) 耐震性

a. 燃料取扱設備

(a) 燃料取扱機

燃料取扱機は,使用済燃料プール,使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮することとし,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,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,その損傷による原子炉建屋,使用済燃料プール,使用済燃料貯蔵ラックへの波及的影響を考慮することとし,基準地震動 Ss により確認を行う。

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

2.11.2 基本仕様

2.11.2.1 主要仕様

(1) 燃料取扱設備

a. 燃料取扱機

個数	1

b. クレーン

個数	1

(2) 構内用輸送容器

（第４号機を除く）

個数	1 式

（第４号機）

型式	NFT-22B 型
収納体数	22 体
個数	2 基

(3) 燃料取り出し用カバー（換気設備含む）

（第３号機及び第４号機を除く）

個数	1 式

（第４号機）

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 69m（南北）×約 31m（東西）×約 53m（地上高） （作業環境整備区画） 約 55m（南北）×約 31m（東西）×約 23m（オペレーティングフロア上部高さ）
個数	1 個

b. 送風機（給気フィルタユニット）

種類	遠心式
容量	25,000m^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）

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10^{-0}～$10^{4}s^{-1}$
台数	排気フィルタユニット入口　1台
	排気フィルタユニット出口　2台

i. ダクト

(a)カバー内ダクト

種類	長方形はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板（SGCC 又は SGHC）／SS400

(b)屋外ダクト

種類	長方形はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板（SGCC 又は SGHC，ガルバニウム付着）／SS400

(c)柱架構ダクト

種類	柱架構
材質	鋼材

（第３号機）

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高） （作業環境整備区画） 約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 24m（オペレーティングフロア上部高さ）
個数	1 個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m^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（袋型）
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）

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	排気フィルタユニット入口　1台
	排気フィルタユニット出口　2台

f.　ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

2.11.3 添付資料

添付資料－１　燃料取扱設備の設計等に関する説明書

添付資料－１－１　燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書※1

添付資料－１－２　放射線モニタリングに関する説明書※1

添付資料－１－３　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書※1

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※1

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※3

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－４　構造強度及び耐震性について

添付資料－４－１　燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書※1

添付資料－４－２　燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書※3

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※3

※1，※2（第４号機を除く）及び※3（第３号機及び第４号機を除く）の説明書については，現地工事開始前までに報告を行い，確認を受けることとする。

構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書（４号機）

1.　構内用輸送容器の概要

構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所第４号機使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料及び新燃料（以下「燃料」という。）を共用プールへ構内輸送する際に使用する。

構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され，これまで第３号機から第６号機の使用済燃料を共用プールへ構内輸送する際に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）である。

使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）は，使用済燃料を再処理工場へ輸送するために設計された容器であり，容器の安全機能は核燃料輸送物設計承認書により確認されている。

1.1.　構内用輸送容器の構成

構内用輸送容器は，容器本体，蓋，バスケット及びトラニオンにより構成される。なお，構外輸送においては容器本体の前後に緩衝体を装着するが，構内輸送においては，作業時間を短縮して放射線業務従事者の放射線被ばくを可能な限り低減するために，緩衝体を装着しない運用とする。

構内輸送においては，従来と同様に輸送車両への構内用輸送容器の固縛，輸送車両の徐行等の措置を講じて，輸送車両からの構内用輸送容器の落下防止を図る。

1.2.　設備仕様

1.2.1.　構内用輸送容器の仕様

構内用輸送容器の仕様を表1-1に，鳥瞰図を図1-1に示す。

表 1-1　構内用輸送容器の仕様

項　　目	数　値　等
重量（ｔ） (燃料を含む)	約 91
全長（m）	約 5.5
外径（m）	約 2.1
収納体数（体）	22 以下
基数（基）	2

1.2.2.　燃料仕様

構内用輸送容器の収納可能な燃料の仕様を表 1-2 に示す。

表 1-2　構内用輸送容器 1 基に収納可能な燃料の仕様

項目	燃料仕様
燃料の種類	7×7 燃料　　(燃焼度 31,500MWd/t 以下) 8×8 燃料　　(燃焼度 38,000MWd/t 以下) 新型 8×8 燃料 (燃焼度 40,000MWd/t 以下) 新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料 (燃焼度 40,000MWd/t 以下) 高燃焼度 8×8 燃料 (燃焼度 50,000MWd/t 以下) 9×9 燃料　　(燃焼度 55,000MWd/t 以下)
収納体数	22 体以下
崩壊熱量	25kW 以下
放射能強度	2.04×10^{17} Bq 以下

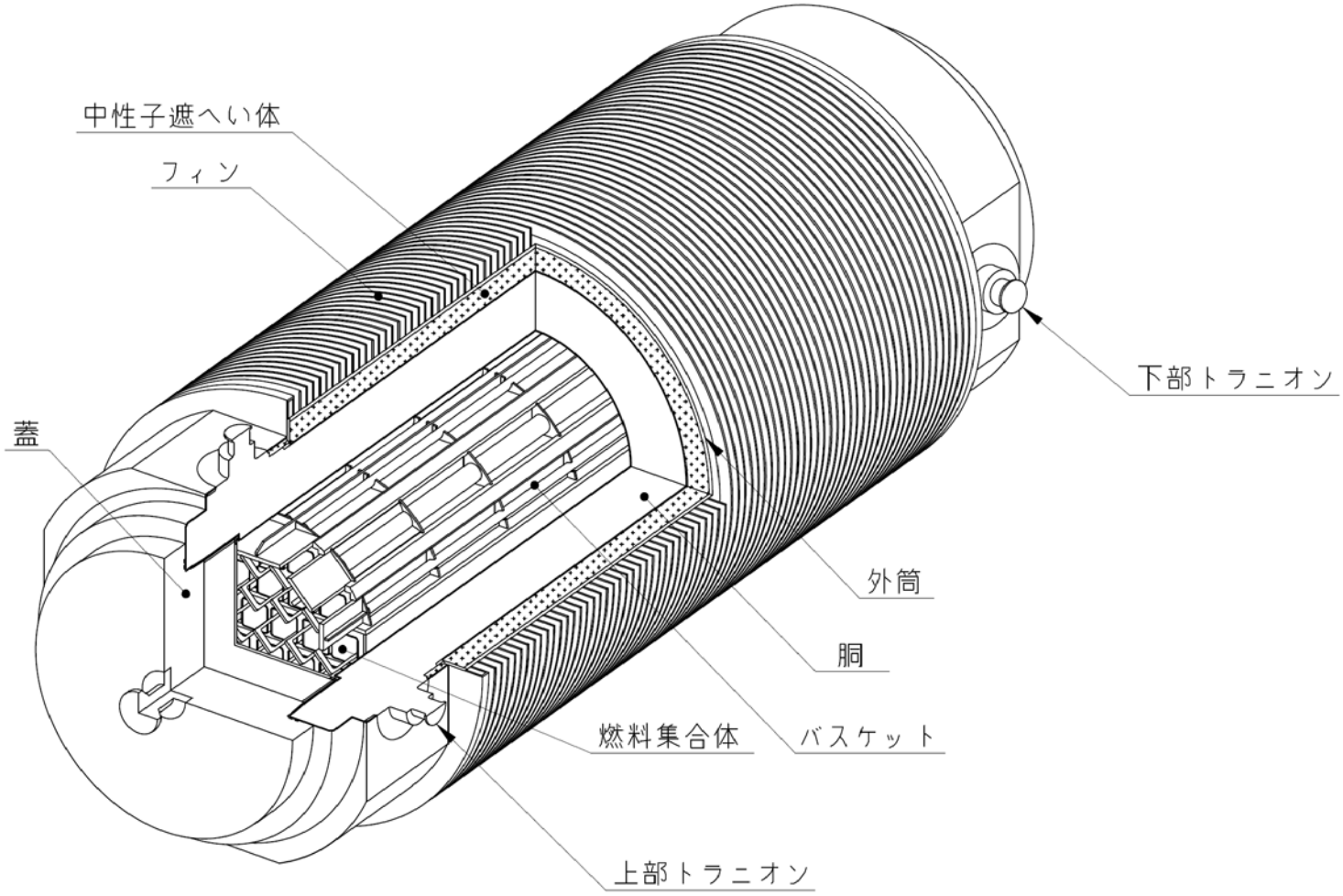


図1-1　　構内用輸送容器全体図（鳥瞰図）

2.　評価の基本方針

2.1.　設計方針

2.1.1. 基本的安全機能

構内用輸送容器は，これまで同発電所における使用済燃料の構内輸送に使用していた使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）であり，本文 2.11.1.3 項の設計方針に示される除熱，密封，遮へい及び臨界防止の安全機能を有するとともに，本文 2.11.1.8 項の構造強度及び耐震性に示される構造強度を有する設計であることを確認する。

2.1.2. 構内用輸送容器の安全機能について

使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）の安全機能は，以下の書類にて評価されている。既存評価は緩衝体を装着した状態を評価しているが，構内輸送では緩衝体を装着しない運用とすることから，既存評価を引用可能な項目は引用し，新規評価が必要な項目は新規評価を実施することとする。

・核燃料輸送物設計変更承認申請書（NFT-22B 型）
（平成 22 年 10 月 28 日申請，原燃輸送株式会社）
・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（NFT-22B 型）
（平成 24 年 1 月 13 日申請，原燃輸送株式会社）

なお，構内用輸送容器は同発電所で使用済燃料運搬用容器として設置され，以下の書類において安全機能は評価されている。しかし，４号機使用済燃料プールに貯蔵されている 9×9 燃料の輸送については評価していないことから，既存評価として引用しない。

・福島第一原子力発電所 第 1 号機使用済燃料輸送容器（第 1～第 6 号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 19 年 2 月 21 日申請，東京電力株式会社)

2.2.　安全設計・評価方針

表 2-1 に評価すべき各安全機能に関する既存評価内容と構内用輸送容器での安全設計・評価の方針を示す。

なお，４号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料については，平均燃焼度が既存評価に用いた平均燃焼度を僅かに上回るものがある。表 2-2 に第４号機の使用済燃料プールに貯蔵中の燃料の種類ごとの性状と既存評価に用いられた燃料仕様との比較を示す。これらの燃料は冷却期間が十分に長いため崩壊熱量及び放射能強度が既存評価を超えることはなく，既存評価に包絡されている。

また，構内用輸送容器に収納する燃料の健全性については，「添付資料－１－３　燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書」で説明する。

表2-1　構内用輸送容器安全評価の基本方針

項目	中期安全確保の考え方	評価対象	既存評価を引用	新評価実施	評価方針	備考
除熱機能	使用済燃料の健全性及び構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管	○	－	収納する燃料の崩壊熱量が25kW以下となることをもって評価条件が既存評価と同等であると言えるため，既存評価を引用して評価を行う。	緩衝体がない状態では，緩衝体がある状態と比較して各部の温度は低くなる。
		構内用輸送容器	○	－		
密封機能	周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。	構内用輸送容器	○	－	構造強度及び除熱機能の評価結果から，設計事象において，容器の密封部が健全性を維持することを確認する。	構造強度の評価にて密封部の構造健全性を説明する。
遮へい機能	内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	構内用輸送容器	－	○	線源強度は既存評価に包絡されるが，緩衝体を装着しないため，緩衝体がない状態での遮へい評価を実施する。なお，線源強度は安全側に既存評価の値を用いる。	
臨界防止機能	想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	構内用輸送容器	○	－	収納する燃料の初期濃縮度が4.19wt％以下となることをもって評価条件が既存評価と同等であると言え，既存評価においては容器配列，バスケット内の燃料配置等最も厳しい状態を想定し評価しており，構内輸送での条件と比較して，十分安全側であることから，既存評価を引用して評価を行う。	
構造強度	構内用輸送容器は取扱中における衝撃，熱等に耐え，かつ，容易に破損しない設計とする。 構内用輸送容器は，設計，材料の選定，製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。	構内用輸送容器	○	－	容器本体，蓋，バスケット及びトラニオンにおける設計事象の荷重条件が既存評価における荷重条件に包絡されることをもって評価条件が既存評価に包絡されることを確認した上で，既存評価を引用して評価を行う。	

表 2-2　貯蔵中の燃料仕様と既存評価の燃料仕様との比較

燃料の種類	項目	4 号機貯蔵中の燃料の性状	既存評価の燃料仕様
9×9 燃料	最高燃焼度（MWd/t）	50,600 *1	55,000
	平均燃焼度（MWd/t）	49,700 *2	50,000
	初期濃縮度（wt%）	約 3.8	4.19
	冷却期間（日）	1,035 *3	820
	崩壊熱量（kW）	19 *4	24
	放射能強度（Bq）	1.63×10^{17} *4	2.04×10^{17}
高燃焼度 8×8 燃料	最高燃焼度（MWd/t）	45,400 *1	50,000
	平均燃焼度（MWd/t）	45,200 *2	44,000
	初期濃縮度（wt%）	約 3.6	3.67
	冷却期間（日）	2,012 *3	780
	崩壊熱量（kW）	10 *4	22
	放射能強度（Bq）	9.40×10^{16} *4	1.92×10^{17}
新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ 燃料	最高燃焼度（MWd/t）	34,000 *1	40,000
	平均燃焼度（MWd/t）	32,300 *2	38,000
	初期濃縮度（wt%）	約 3.0	3.3
	冷却期間（日）	4,884 *3	690
	崩壊熱量（kW）	4 *4	22
	放射能強度（Bq）	4.70×10^{16} *4	1.98×10^{17}
8×8 燃料	最高燃焼度（MWd/t）	37,400 *1	38,000
	平均燃焼度（MWd/t）	36,700 *5	36,000
	初期濃縮度（wt%）	約 2.7	2.9
	冷却期間（日）	9,890 *3	1,440
	崩壊熱量（kW）	4 *6	11
	放射能強度（Bq）	3.76×10^{16} *6	1.08×10^{17}

*1 最高燃焼度は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の最高値

*2 平均燃焼度は 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料のうち上位 22 体の平均値

*3 冷却期間は 2013 年 9 月 30 日における 4 号機使用済燃料プールに貯蔵されている燃料の最短の冷却期間

*4 崩壊熱量及び放射能強度は平均燃焼度及び冷却期間から ORIGEN2 コードにより求めた容器 1 基あたり（燃料 22 体あたり）の値

*5 8×8 燃料は 4 体しか貯蔵されていないため，平均燃焼度は 4 体の平均値

*6 8×8 燃料は 4 体しか貯蔵されていないため，崩壊熱量及び放射能強度は平均値の 22 倍の値

3.　安全評価

3.1.　構造強度

(1)　基本的な考え方

構内用輸送容器の構造強度については，既存評価の結果を基に，構内用輸送容器の構造強度が想定すべき事象（設計事象）において設計基準に適合していることを確認する。

評価部位は，安全上重要な部位として容器本体，蓋，バスケット並びに支持機能を有するトラニオンとする。また，設計基準は，構外用輸送容器としての安全評価に用いられている基準を適用する。

(2)　設計事象の抽出

JSME S FA1-2007 金属キャスク構造規格の考え方に基づいて，構内用輸送容器の設計事象として以下を抽出した。

なお，設計事象の抽出にあたっては，図 3.1-1 に示すハンドリングフローに基づき，構内用輸送容器の取扱い及び共用プールまでの輸送において想定される起因事象に着目し，発生防止対策を考慮して事象の発生の可能性を検討した。設計事象の抽出結果を表 3.1-1 に示す。

なお，従来と同様の構内用輸送容器の取扱いが可能となるよう，４号機は燃料取り出し用カバー及びクレーンを設置し，共用プールは震災前の状態に復旧する計画である。

1）設計事象Ⅰ

容器本体及び蓋には，収納する燃料の発熱により内圧及び熱による応力が発生する。また，取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，取扱い時及び構内輸送時の加速度により収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

トラニオンには取扱い時の吊上げ等による応力，及び構内輸送時における固縛荷重による応力が発生する。

2）設計事象Ⅱ

容器本体及び蓋には，輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモードNo.2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモードNo.6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取扱いモードNo.8）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモードNo.9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

バスケットには，輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモードNo.2），構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモードNo.6），構内用輸送容器の転倒防止台座への衝突（取扱いモードNo.8）及びキャスクピットへの衝突（取扱いモードNo.9）の加速度における収納物及び自重による荷重がかかり，応力が発生する。

トラニオンには，輸送架台へのトラニオン衝突（取扱いモードNo.2）及び構内用輸送容器を積載した輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモードNo.6）の加速度における荷重がかかり，応力が発生する。

3）設計事象Ⅲ及び設計事象Ⅳ

構内用輸送容器を取扱う設備及び運用においては，クレーンワイヤの二重化，始業前の機器の点検を実施することから，ハンドリングフローから抽出される事象のうち，構内用輸送容器の安全機能を著しく損なう事象であって，一般公衆の放射線被ばくの観点からみて重要と考えられる事象はない。

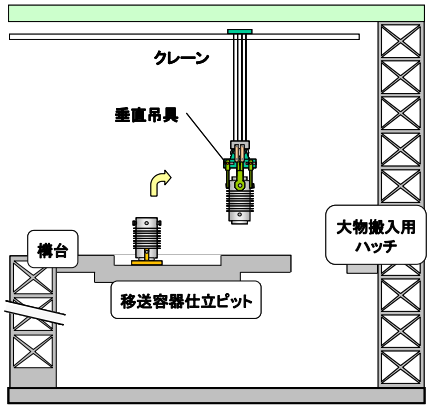
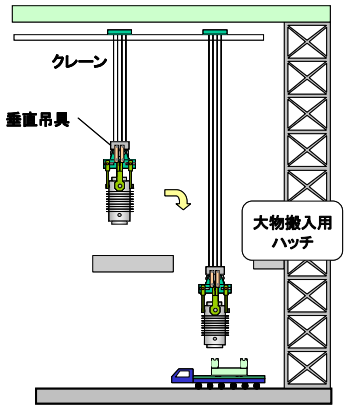
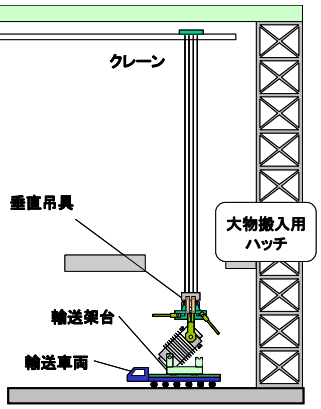
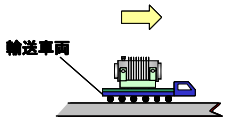
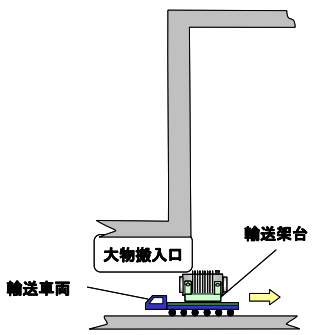
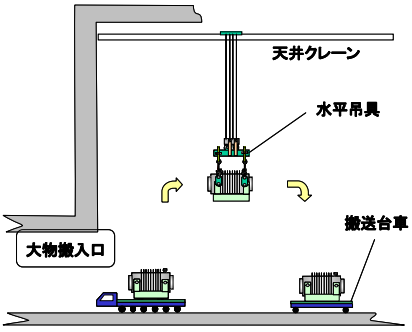
No.	取扱いモード	No.	取扱いモード
1	輸送容器の搬出 	2	輸送容器の吊下ろし 
3	輸送車両への積載 	4	構内輸送（徐行） 
5	共用プール建屋への搬入 	6	搬送台車への積載 

図 3.1-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（1/2）

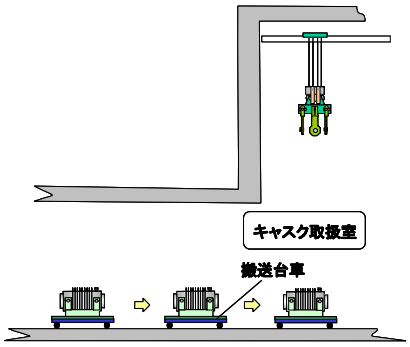
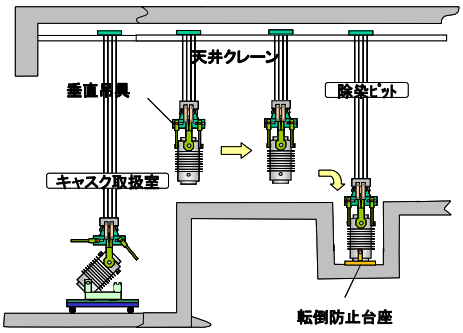
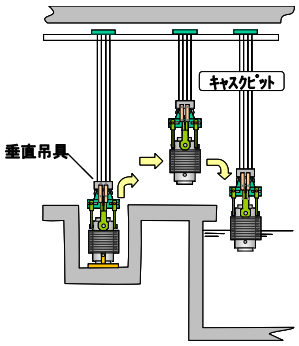
No.	取扱いモード	No.	取扱いモード
7	キャスク取扱室への移動 	8	除染ピットへの移動 
9	キャスクピットへ移動 		

図 3.1-1　構内用輸送容器のハンドリングフロー（2/2）

表 3.1-1　設計事象の抽出

起因事象（ハンドリングフローNo.）		原因	発生の可能性	発生の有無	想定シナリオ	抽出の要否
構内用輸送容器の落下	輸送車両取扱い時の落下（No.4）	固定ボルトの取付け不良	構内用輸送容器は，輸送車両に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また，構内用輸送容器は輸送車両で徐行して輸送すること，輸送経路は輸送に関係する人及び車両以外の立入を制限することから，落下しない。	×		×
	搬送台車取扱い時の落下（No.7）	固定ボルトの取付け不良	構内用輸送容器は，搬送台車に複数のボルトで固縛されていることを確認する。また，搬送台車はレール上を走行し，走行範囲インターロック及び障害物検知装置を有していることから他の構築物等に衝突はしないため，落下しない。	×		×
	クレーン取扱時の落下（No.1,2,3,6,8,9）	吊具の取付け不良	吊具の二重化，始業前の吊具点検，取付け後の外れ止めを施すため，構内用輸送容器は落下しない。	×		×
		ワイヤーロープの切断	ワイヤーロープの二重化，始業前のワイヤーロープ点検を行うため，構内用輸送容器は落下しない。	×		×
構内用輸送容器の衝突	クレーン移動時（走行，横行）の衝突（No.1,2,3,6,8,9）	ブレーキの故障	移動前に移動経路に障害物がないことを確認し，構内用輸送容器と移動経路の芯あわせを行い，走行及び横行それぞれにインバータによる停止機能に加えてブレーキによる停止機能により二重化しているため，構内用輸送容器は他の構築物等へ衝突しない。	×		×
		操作員の誤操作	クレーンの横行走行範囲に制限機能を設ける。また，移動前に移動経路に障害物がないことの確認，構内用輸送容器と移動経路の芯あわせを行うため，構内用輸送容器は他の構築物等へ衝突しない。	×		×
	クレーン吊下げ時の衝突（垂直吊り）（異常着床）（No.2,8,9）	ブレーキの故障	巻上げ装置ブレーキを二重化しているため，構内用輸送容器は輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットへ衝突（異常着床）しない。	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，構内用輸送容器は巻下げ速度で輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットに異常着床する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/s で，構内用輸送容器が輸送架台，転倒防止台座あるいはキャスクピットに異常着床する場合を，設計事象として抽出。	○
	クレーン吊下げ時の衝突（水平吊り）（異常着床）（No.6）	ブレーキの故障	巻上げ装置ブレーキを二重化しているため，構内用輸送容器は搬送台車へ衝突（異常着床）しない。	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，輸送架台に積載された状態で構内用輸送容器は巻下げ速度で搬送台車に異常着床する可能性がある。	○	クレーンの最大巻下げ速度 0.025m/s で，輸送架台に積載された状態で構内用輸送容器が搬送台車に異常着床する場合を，設計事象として抽出。	○

(3)　設計事象の荷重条件

前項で抽出した設計事象について，構内用輸送容器に発生する加速度を導出し，荷重条件が既存評価条件に包絡されることを確認する。

1）設計事象の加速度の導出

事象発生時に構内用輸送容器が有する運動エネルギーを被衝突物（輸送架台，転倒防止台座，キャスクピット床面）の弾性により吸収するとして，発生する衝撃加速度を計算した。衝撃加速度の計算方法と結果を以下に示す。

①輸送架台への衝突（垂直姿勢：取扱いモードNo.2）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

垂直姿勢で，構内用輸送容器の下部トラニオンが輸送架台のトラニオン受けにクレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台後部支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

$$\alpha = 1 + \sqrt{1 + \frac{K \cdot V^2}{m \cdot g^2}} \qquad (1)$$

ただし，α：衝撃加速度（G）

K：輸送架台後部支持脚の圧縮変形バネ定数（3.01×10^{10}N/m）

V：クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

m：構内用輸送容器の質量（9.1×10^{4}kg）

g：重力加速度（9.8m/s^2）

発生する衝撃加速度は2.78Gとなり，余裕をみて3.0Gを評価加速度とする。

②構内用輸送容器を載せた輸送架台の搬送台車への衝突（水平姿勢：取扱いモードNo.6）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット，トラニオン

構内用輸送容器を載せた輸送架台を搬送台車に積載する際に，輸送架台が搬送台車に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

搬送台車を剛体として，構内用輸送容器の有する運動エネルギーを輸送架台支持脚のひずみエネルギーで吸収するとして，（１）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，K：輸送架台前後部支持脚の圧縮変形バネ定数（6.16×10^{10}N/m）

V：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は3.32Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

③転倒防止台座への衝突（垂直姿勢：取扱いモードNo.8）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

垂直姿勢で構内用輸送容器が転倒防止台座に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

床面を剛体として，構内用輸送容器の有する運動エネルギーを転倒防止台座のひずみエネルギーで吸収するとして，（1）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，K：転倒防止台座の圧縮変形バネ定数（8.81×10^{11}N/m）

V：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は9.00Gとなり，余裕をみて10.0Gを評価加速度とする。

④キャスクピット床面への衝突（垂直姿勢：取扱いモードNo.9）

対象部位：容器本体及び蓋，バスケット

垂直姿勢で構内用輸送容器がキャスクピット床面に共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）で衝突する場合について評価する。

構内用輸送容器の有する運動エネルギーをキャスクピット床面のひずみエネルギーで吸収するとして，（1）式で構内用輸送容器に生じる衝撃加速度を求める。

ただし，K：キャスクピット床面のバネ定数（5.43×10^{10}N/m）

V：共用プールの天井クレーンの巻下げ速度（0.025m/s）

発生する衝撃加速度は3.21Gとなり，余裕をみて4.0Gを評価加速度とする。

2）評価結果

構内用輸送容器の設計事象における荷重条件と既存評価の荷重条件の比較を表 3.1-2～表 3.1-4 に示す。なお，構内用輸送容器の設計事象及び荷重条件については，抽出された事象のうち最大の荷重が作用する場合について示す。

表 3.1-2～表 3.1-4 に示すとおり，設計事象における「容器本体及び蓋」，「バスケット」及び「トラニオン」に作用する荷重条件は既存評価の荷重条件に包絡されており，評価条件は既存評価に包絡される。

表 3.1-2　荷重条件の比較（容器本体及び蓋）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	－	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 頭部垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：52.4G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 底部垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：55.5G 熱荷重
				一般の試験条件 0.3m 水平落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.6G 熱荷重
	容器の吊上げ吊下げ，移動	－	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：55.5G 熱荷重
Ⅱ	輸送架台の搬送台車への衝突 （取扱いモードNo.6）	－	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 輸送架台の搬送台車への衝突時荷重 下方向[*1]：4.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 水平落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：27.6G 熱荷重
	転倒防止台座への衝突 （取扱いモードNo.8）	輸送架台へのトラニオン衝突 （取扱いモードNo.2） キャスクピットへの衝突 （取扱いモードNo.9）	容器内圧力：0.9 MPa ボルト初期締付け力 転倒防止台座への衝突時荷重 下方向[*2]：10.0G （自重を考慮） 熱荷重	一般の試験条件 0.3m 底部垂直落下	容器内圧力：0.9MPa ボルト初期締付け力 落下時荷重：55.5G 熱荷重

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-3　荷重条件の比較（バスケット）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	－	構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G	特別の試験条件 9m 頭部垂直落下	落下時荷重： 89.3G
				特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重： 95.5G
				特別の試験条件 9m 水平落下	落下時荷重： 98.8G
	容器の吊上げ吊下げ，移動	－	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重： 95.5G
Ⅱ	輸送架台の搬送台車への衝突 （取扱いモードNo.6）	－	輸送架台の搬送台車への衝突時荷重 下方向[*1]：4.0G （自重を考慮）	特別の試験条件 9m 水平落下	落下時荷重： 98.8G
	転倒防止台座への衝突 （取扱いモードNo.8）	輸送架台へのトラニオン衝突 （取扱いモードNo.2） キャスクピットへの衝突 （取扱いモードNo.9）	転倒防止台座への衝突時荷重 下方向[*2]：10.0G （自重を考慮）	特別の試験条件 9m 底部垂直落下	落下時荷重： 95.5G

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向
*2 構内用輸送容器軸方向

表 3.1-4　荷重条件の比較（トラニオン）

構内用輸送容器の評価事象及び荷重条件				既存評価の事象及び荷重条件	
設計事象	代表事象	包絡される事象	荷重条件	事象	荷重条件
Ⅰ	構内輸送時	—	構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G	通常の輸送条件 （固縛装置）	構内輸送時荷重 上方向[*1]：2.0G 下方向[*1]：3.0G （自重を考慮） 前後方向：2.0G 左右方向：1.0G
	容器の吊上げ吊下げ，移動	—	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）	通常の輸送条件 （吊上装置）	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）
Ⅱ	輸送架台へのトラニオン衝突 （取扱いモードNo.2）	輸送架台の搬送台車への衝突 （取扱いモードNo.6）[*3]	輸送架台へのトラニオン衝突時荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）	通常の輸送条件 （吊上装置）	吊上げ荷重 下方向[*2]：3.0G （自重を考慮）

*1 構内用輸送容器軸と直角な方向

*2 構内用輸送容器軸方向

*3 輸送架台への衝突（取扱いモードNo.2）は垂直姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は２本であるのに対して，輸送架台の搬送台車への衝突（取扱いモードNo.6）では水平姿勢で衝突するためトラニオンの荷重負担本数は４本である。このため，構内用輸送容器への荷重は取扱いモード No.6 の方が大きいものの，トラニオンあたりに作用する荷重は取扱いモード No.2 の方が大きくなる。以上から，設計事象としては取扱いモードNo.2が抽出される。

(4)　設計基準

既存評価に用いられている設計基準を表 3.1-5 に示す。

表 3.1-5　設計基準

評価条件等	評価部位	設計基準	設計基準の考え方
一般の試験条件	容器本体（胴） 容器本体（底板） 蓋	・発生応力を分類し，各応力強さが以下の基準値以下であること。 Ｐｍ≦Ｓｍ ＰＬ≦１．５Ｓｍ ＰＬ＋Ｐｂ≦１．５Ｓｍ ＰＬ＋Ｐｂ＋Ｑ≦３Ｓｍ ここで，Ｐｍ：一次一般膜応力強さ ＰＬ：一次局部膜応力強さ Ｐｂ：一次曲げ応力強さ Ｑ　：二次応力強さ Ｓｍ：設計・建設規格付録材料図表　Part５表１に示される設計応力強さ	旧通産省告示第501号による
	蓋ボルト	・以下の基準値以下であること。 σｍ≦２Ｓｍ σｍ＋σｂ≦３Ｓｍ ここで，σｍ：平均引張応力 σｂ：曲げ応力 Ｓｍ：設計・建設規格付録材料図表　Part５　表２に示される設計応力強さ	
特別の試験条件	バスケット	・膜応力強さが降伏応力，（膜＋曲げ）応力強さが降伏応力の1.5倍以下であること。	臨界評価上影響のある塑性変形が生じない
通常の輸送条件	トラニオン	・応力強さが降伏応力以下であること。ここで，応力強さとは主応力の差の絶対値をいう。	旧科技庁 核燃料輸送物設計承認申請書記載要綱（第２版）による

(5)　評価条件及び評価方法

既存評価の評価条件及び評価方法の内容を以下に示す。

1）容器本体（胴），容器本体（底板），蓋及び蓋ボルト

構内用輸送容器の容器本体及び蓋部の構造強度評価は，想定される圧力荷重，機械的荷重，熱荷重を基に，容器の実形状をモデル化し，構造解析コードABAQUS を用いて容器本体（胴），容器本体（底板），蓋及び蓋ボルトの応力評価を行う。

主な構造部材の応力評価箇所を図 3.1-2 に示す。荷重条件は表 3.1-2 に示したとおりである。

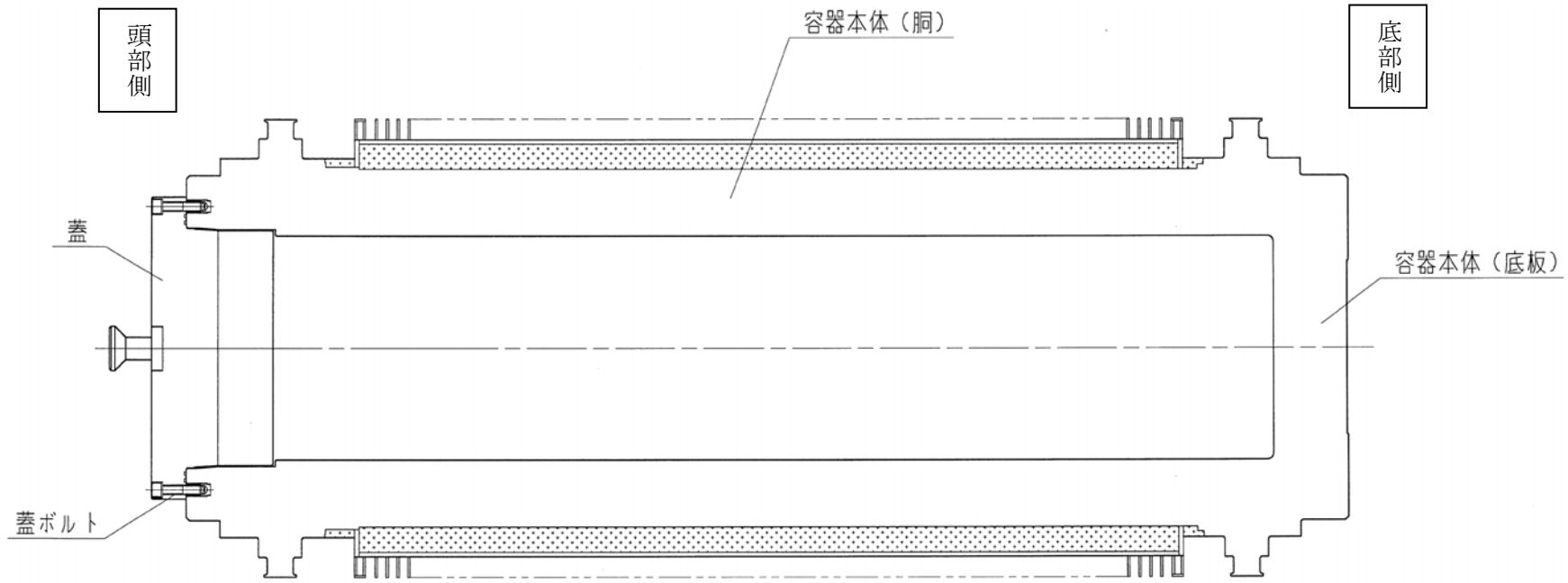


図 3.1-2　容器本体（胴），容器本体（底板），蓋及び蓋ボルトの応力評価箇所

2)　バスケット

バスケットの構造強度評価は，想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。頭部垂直落下時及び底部垂直落下時には上下部のスペーサに慣性力による圧縮応力が生じる。また，水平落下時に，チャンネルの横板には，慣性力により曲げ応力が生じ，チャンネルの縦板には圧縮応力が生じる。これらの応力評価箇所を図 3.1-3 に示す。荷重条件は表 3.1-3 に示したとおりである。

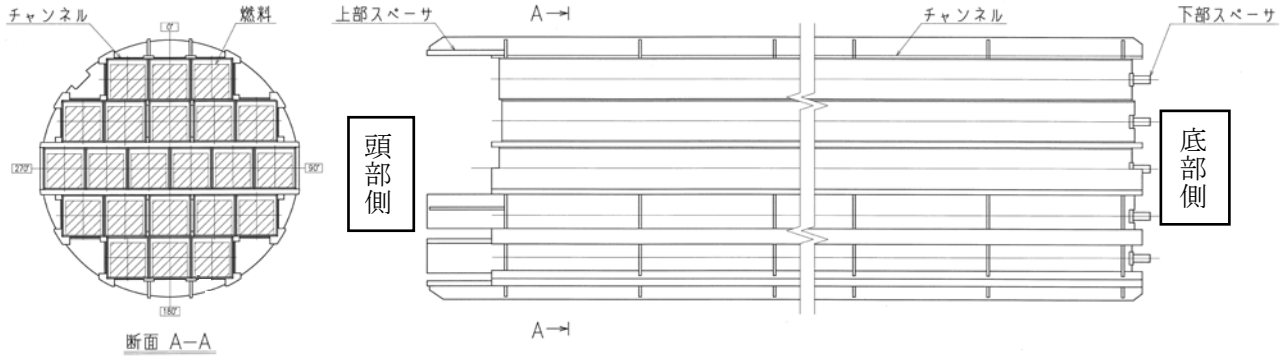


図 3.1-3　バスケットの応力評価箇所

3) トラニオン

トラニオンの構造強度評価は，吊上げ時及び固縛時に想定される機械的荷重を基に応力評価式を用いて評価する。吊上げ時及び固縛時のトラニオンへの荷重点を図 3.1-4 に示す。荷重条件は表 3.1-4 に示したとおりである。

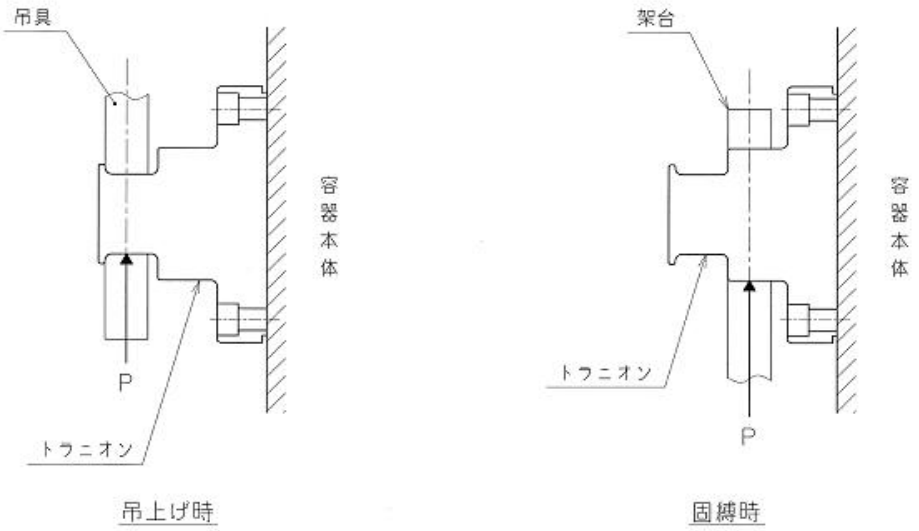


図3.1-4　トラニオンへの荷重点

(6) 評価結果

評価結果を表3.1-6～表3.1-8に示す。いずれも，解析基準値に対して十分に余裕がある。このため，構内用輸送容器の構造健全性は維持される。

表3.1-6 容器本体及び蓋の構造強度評価結果

部位	材料	事象	応力分類	解析基準 *1	解析基準値 (MPa) *2	解析結果 (MPa)
容器本体（胴）	炭素鋼	頭部垂直落下	一次応力（Pm）	Sm	124	15.7
			一次応力（PL）	1.5 Sm	185	25.9
			(一次＋二次)応力	3 Sm	371	66.6
		底部垂直落下	一次応力（Pm）	Sm	124	16.9
			一次応力（PL）	1.5 Sm	185	35.8
			(一次＋二次)応力	3 Sm	371	39.3
		水平落下	一次応力（Pm）	Sm	124	31.1
			一次応力（PL）	1.5 Sm	185	89.5
			(一次＋二次)応力	3 Sm	371	133
容器本体（底板）	炭素鋼	頭部垂直落下	一次応力（PL＋Pb）	1.5 Sm	187	2.90
			(一次＋二次)応力	3 Sm	373	11.8
		底部垂直落下	一次応力（PL＋Pb）	1.5 Sm	187	39.2
			(一次＋二次)応力	3 Sm	373	43.6
		水平落下	一次応力（PL＋Pb）	1.5 Sm	187	25.6
			(一次＋二次)応力	3 Sm	373	66.0
蓋	ステンレス鋼	頭部垂直落下	一次応力（PL＋Pb）	1.5 Sm	206	67.4
			(一次＋二次)応力	3 Sm	411	105
		底部垂直落下	一次応力（PL＋Pb）	1.5 Sm	206	2.56
			(一次＋二次)応力	3 Sm	411	16.0
		水平落下	一次応力（PL＋Pb）	1.5 Sm	206	21.4
			(一次＋二次)応力	3 Sm	411	89.8
蓋ボルト	ニッケルクロムモリブデン鋼	頭部垂直落下	平均引張応力	2 Sm	562	74.3
			平均引張応力＋曲げ応力	3 Sm	844	126
		底部垂直落下	平均引張応力	2 Sm	562	127
			平均引張応力＋曲げ応力	3 Sm	844	214
		水平落下	平均引張応力	2 Sm	562	135
			平均引張応力＋曲げ応力	3 Sm	844	357

*1 旧通産省告示第501号による

*2 設計・建設規格より引用

表 3.1-7 バスケットの構造強度評価結果

部位	材料	事象	応力分類	解析基準 *1	解析基準値 (MPa)	解析結果 (MPa)
バスケット 上部スペーサ	ステンレス鋼	頭部 垂直落下	膜応力	Sy	158 *2	127
バスケット 下部スペーサ	ステンレス鋼	底部 垂直落下	膜応力	Sy	158 *2	109
バスケット チャンネル	ボロン入りステンレス鋼	水平落下	(膜＋曲げ)応力	1.5σy	356 *3	290
			膜応力	σy	237 *3	59.9

*1 臨界評価上影響のある塑性変形が生じない

*2 設計・建設規格より引用

*3 既存評価の材料試験データ

表 3.1-8　トラニオンの構造強度評価結果

部位	材料	事象	応力分類	解析基準 *1	解析基準値 (MPa) *2	解析結果 (MPa)
トラニオン	析出硬化型ステンレス鋼	吊上げ	(膜＋曲げ)応力	Sy	650	444
		固縛	(膜＋曲げ)応力	Sy	650	175

*1 旧科技庁 核燃料輸送物設計承認申請書記載要綱（第２版）による

*2 設計・建設規格より引用

参考資料

構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

（１）概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt,Karlsson&Sorensen,Ins.(HKS 社)で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の応力解析等に広く利用されている。

（２）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，弾塑性のいずれの解も得ることができる。

② 材料特性として時間依存，歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。

③ モデルの形状は一次元～三次元，又は連続体についても取り扱うことができる。

④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。

⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また，これらの条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

（３）解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3.1-5 に示す。

（４）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

（５）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

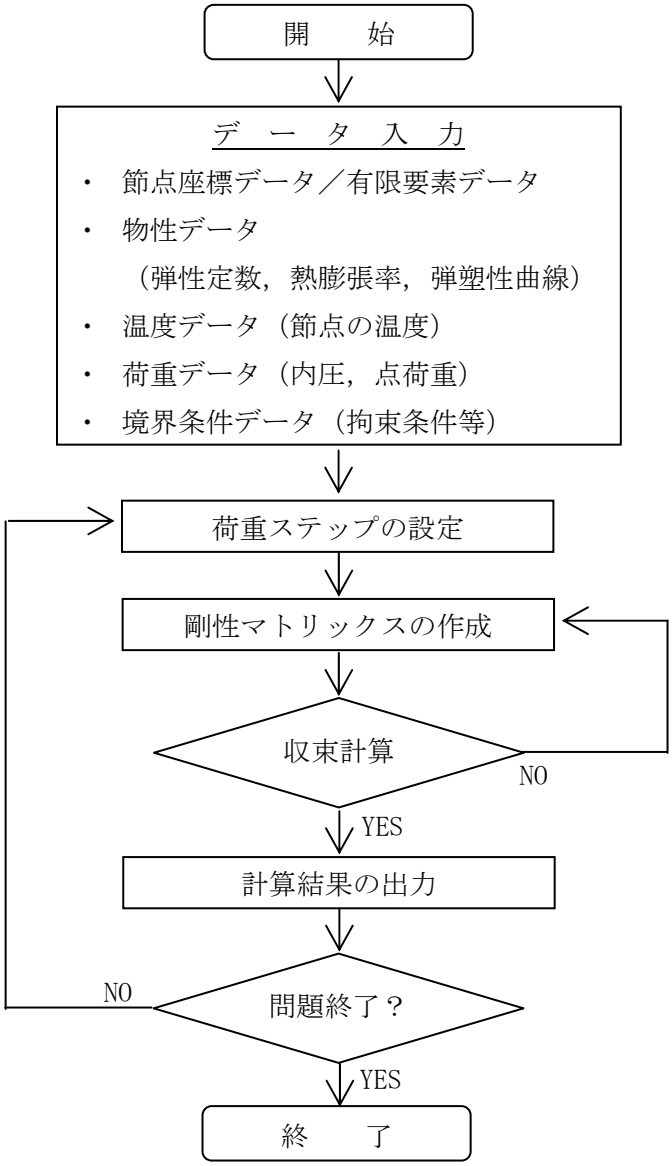


図 3.1-5 ABAQUS コードの応力解析フロー図

3.2.　除熱機能

(1)　基本的な考え方

除熱設計にあたっては，燃料の健全性及び構内用輸送容器の安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう，以下のとおり設計する。

a.　収納された使用済燃料より発生する崩壊熱は，胴内に充填した水及び空気の自然対流及び伝導により容器本体胴に伝える。
b.　容器本体胴に伝えられた熱は主として中性子遮へい部のレジン中に設けた伝熱フィンにより外筒に伝える。
c.　外筒に伝えられた熱は外筒及び外筒に設置したフィンにより大気に放散する。

除熱機能の評価においては，収納する使用済燃料の最大崩壊熱量を考慮し，環境条件には構外用輸送容器としての安全評価に用いられている条件を用い，自然冷却により冷却されるものとして各部の温度を求め，各部材料の制限温度を超えないことを評価する。

構内輸送では緩衝体を装着しない運用とするが，除熱設計において緩衝体は断熱の効果を有していることから，緩衝体を装着しない運用は除熱性能が向上し，容器本体の温度は既存評価における各部温度に比べて低くなる。また，表 2-2 に示したように，構内用輸送容器に収納する燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されており，既存評価に比べて使用済燃料の崩壊熱量は十分低いものとなっている。このため，評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

設計基準を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1 設計基準

対象部位	材質	設計基準	設計基準温度（℃）	備考
構内用輸送容器	レジン	使用可能温度	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	使用可能温度	300	Oリング
	炭素鋼	構造強度が確保される制限温度	375	胴
	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	425	蓋
	ボロン入りステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	200	バスケット
燃料被覆管	ジルカロイ－2	照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度 *1, *2	200	8×8 燃料
			300	新型 8×8 ｼﾞﾙｺﾆｳﾑﾗｲﾅ燃料，高燃焼度 8×8 燃料，9×9 燃料

*1 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終報告書）（06 基炉報-0006，独立行政法人原子力安全基盤機構）

*2 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書）（07 基炉報-0004，独立行政法人原子力安全基盤機構）

(3)　燃料仕様

既存評価では最大崩壊熱量（25kW）で評価を実施しており，本構内輸送で収納を予定している燃料の崩壊熱量(最大 19kW)を包絡している。

(4)　評価条件

既存評価の内容を以下に示す。

構内用輸送容器の除熱評価は以下の２種類の解析モデルを用いて行う。

a. 半径方向輪切り軸方向フィン半ピッチモデル
（以下「輪切り半ピッチモデル」という。）

b. 軸方向二次元軸対称全体モデル
（以下「全体モデル」という。）

輪切り半ピッチモデル形状図を図 3.2-1 に，全体モデル形状図を図 3.2-2 に示す。
また，評価条件を表 3.2-2 に示す。

表 3.2-2　評価条件

項目		評価条件
収納体数　（体）		22
崩壊熱量　（kW）		25
周囲温度　（℃）		38
太陽熱放射 (W/m^2)	垂直に輸送される表面及び水平に輸送されない下向きの表面	200
	その他の表面（曲面）	400

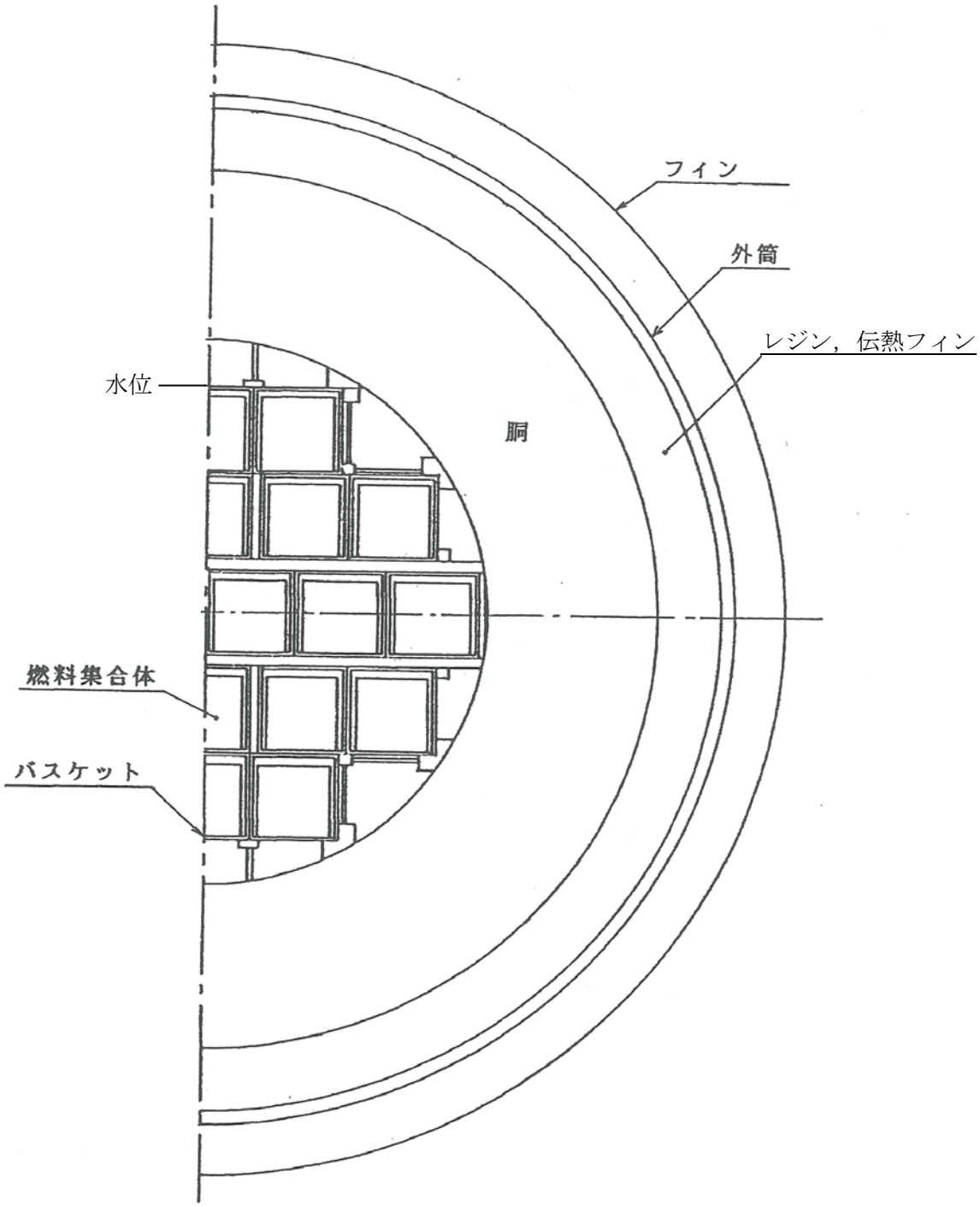
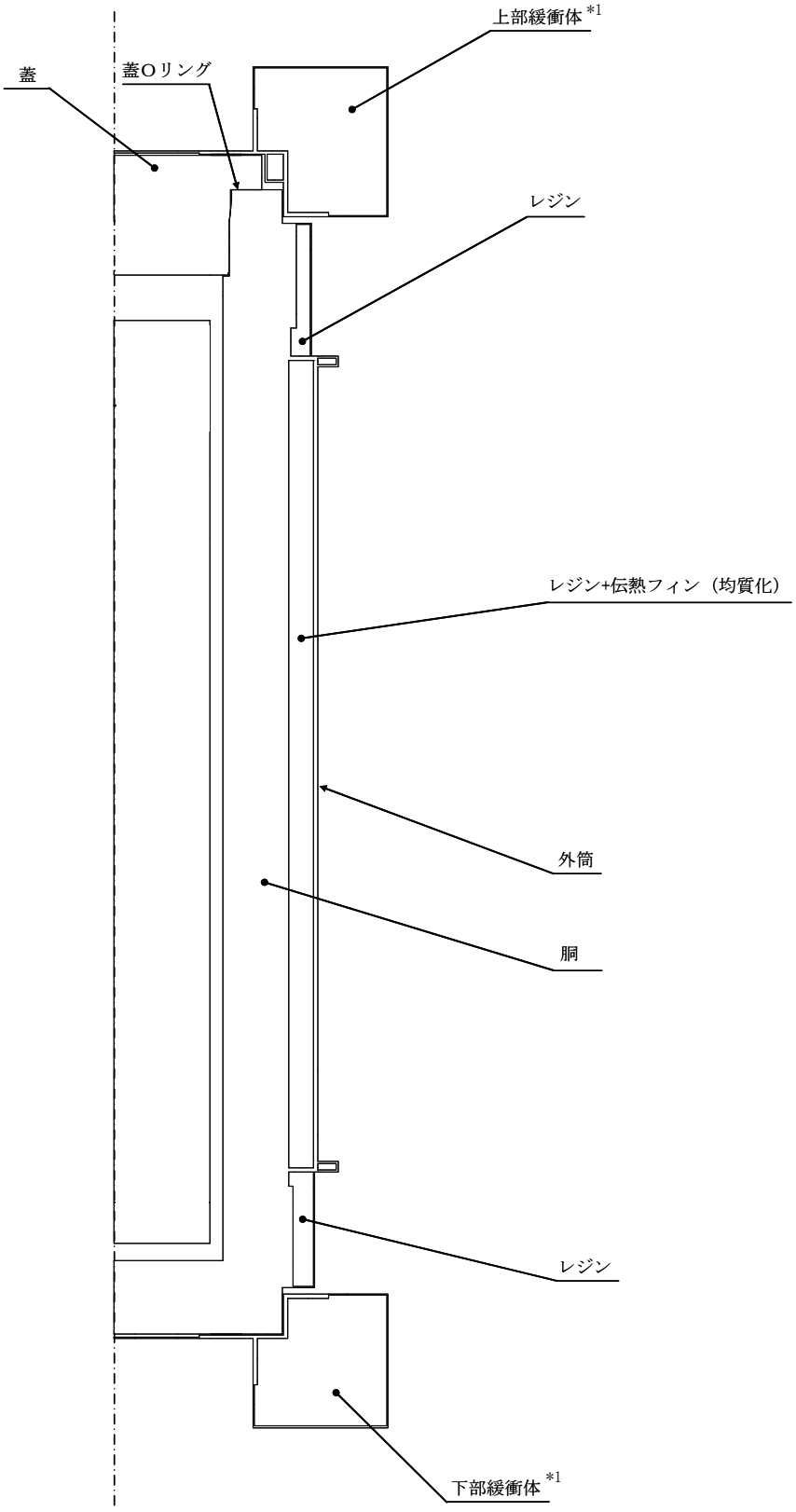


図 3.2-1　輪切り半ピッチモデル形状図



*1 構内輸送では，上部緩衝体及び下部緩衝体は装着しない。

図 3.2-2　全体モデル形状図

(5)　評価方法

軸方向を断熱とした輪切り半ピッチモデルで構内用輸送容器中央部断面の各部温度を評価する。輪切り半ピッチモデルで評価できない部位については，軸方向の温度分布が求められる全体モデルで評価する。

解析にはABAQUSコードを用いる。

(6)　評価結果

評価結果を表3.2-3に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器を構成する部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

また，燃料被覆管の温度は134℃であり，水素化物の再配向による機械特性の低下が生じる温度を大きく下回っており，燃料の健全性は維持される。

表3.2-3 評価結果（各部温度）

対象部位	材質	評価結果（℃）	設計基準温度（℃）	備考
構内用輸送容器	レジン	112	149	中性子遮へい材
	ふっ素ゴム	115	300	Oリング
	炭素鋼	127	375	胴
	ステンレス鋼	119	425	蓋
	ボロン入りステンレス鋼	132	200	バスケット
燃料被覆管	ジルカロイ－２	134	200	8×8燃料
			300	新型8×8ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度8×8燃料，9×9燃料

参考資料

除熱解析に用いるコード（ABAQUS）について

（１） 概要

ABAQUS コードは，米国 Hibbitt，Karlsson & Sorensen，Inc.（HKS 社）で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり，輸送容器の伝熱解析などに広く利用されている。

（２） 機能

ABAQUS コードは，伝熱解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常のいずれの解も得ることができる。
② 一次元～三次元の任意形状の構造に対して解くことが可能である。
③ 初期条件（温度）は要素ごとに変化させることができ，計算ステップの自動決定も可能である。
④ 境界条件として，時間に依存する熱流束，温度，伝導，対流及び放射が考慮できる。
⑤ 構成物質の相変態が考慮できる。

（３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3.2-3 に示す。

（４） 使用実績

ABAQUS コードは，多くの伝熱解析に使用された実績がある。

（５） 検証方法

貯蔵容器の定常伝熱試験に対して ABAQUS コードによる解析結果と試験結果を比較・検討し，本コードの妥当性が検証されている[*1]。

*1 山川秀次，五味義雄，尾崎幸男，尾崎明朗「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立―キャスクの伝熱特性評価―」，電中研報告書，U92038，(1993)

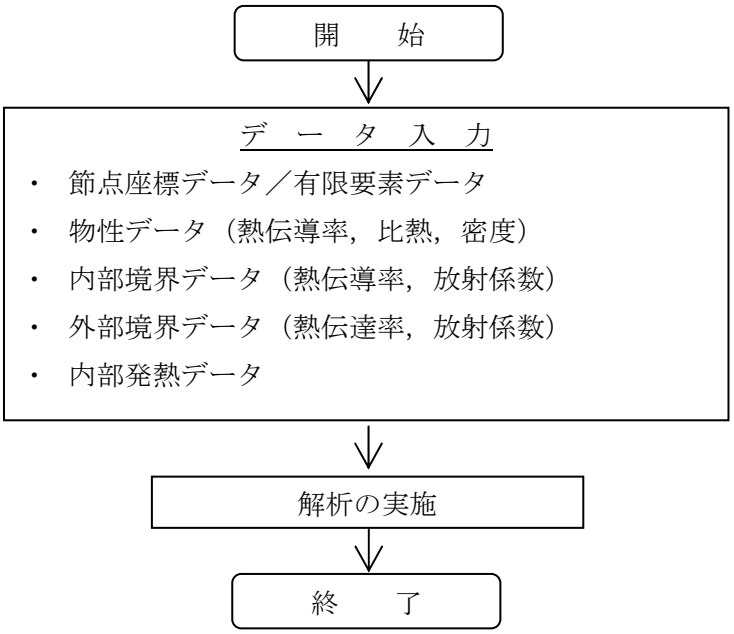


図 3.2-3　ABAQUS コードの伝熱解析フロー図

除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の崩壊熱計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.2-4 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[*1]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2] が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL,“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”,CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

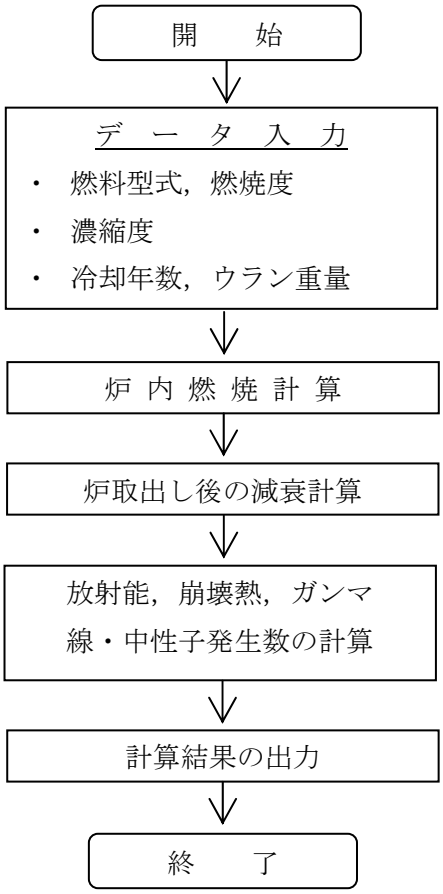


図 3.2-4　ORIGEN2 コードの計算フロー図

3.3. 密封機能

(1) 基本的な考え方

構内用輸送容器の密封装置は容器本体及び蓋より構成される密封容器とこれに付属するバルブから構成される。容器本体と蓋の間，及びバルブのガスケットにはOリングが使用されている。構内用輸送容器の密封境界を図 3.3-1 に示す。

密封機能の評価にあたっては，構造強度評価及び除熱機能評価の結果から，構内用輸送容器の密封性能が維持されることを確認する。

(2) 評価結果

3.1 項に示したとおり，構造強度評価から蓋，蓋ボルト，胴及び底板は構内輸送における荷重条件に対して十分な強度を有しており，密封装置の構造健全性に問題がないことが確認されている。

また，3.2 項に示したとおり，除熱機能評価から構内輸送時のOリングの温度は 115℃以下であり，設計基準温度である 300℃を大きく下回ることから，熱的健全性に問題ないことが確認されている。

以上から，構内用輸送容器の密封性能は維持される。

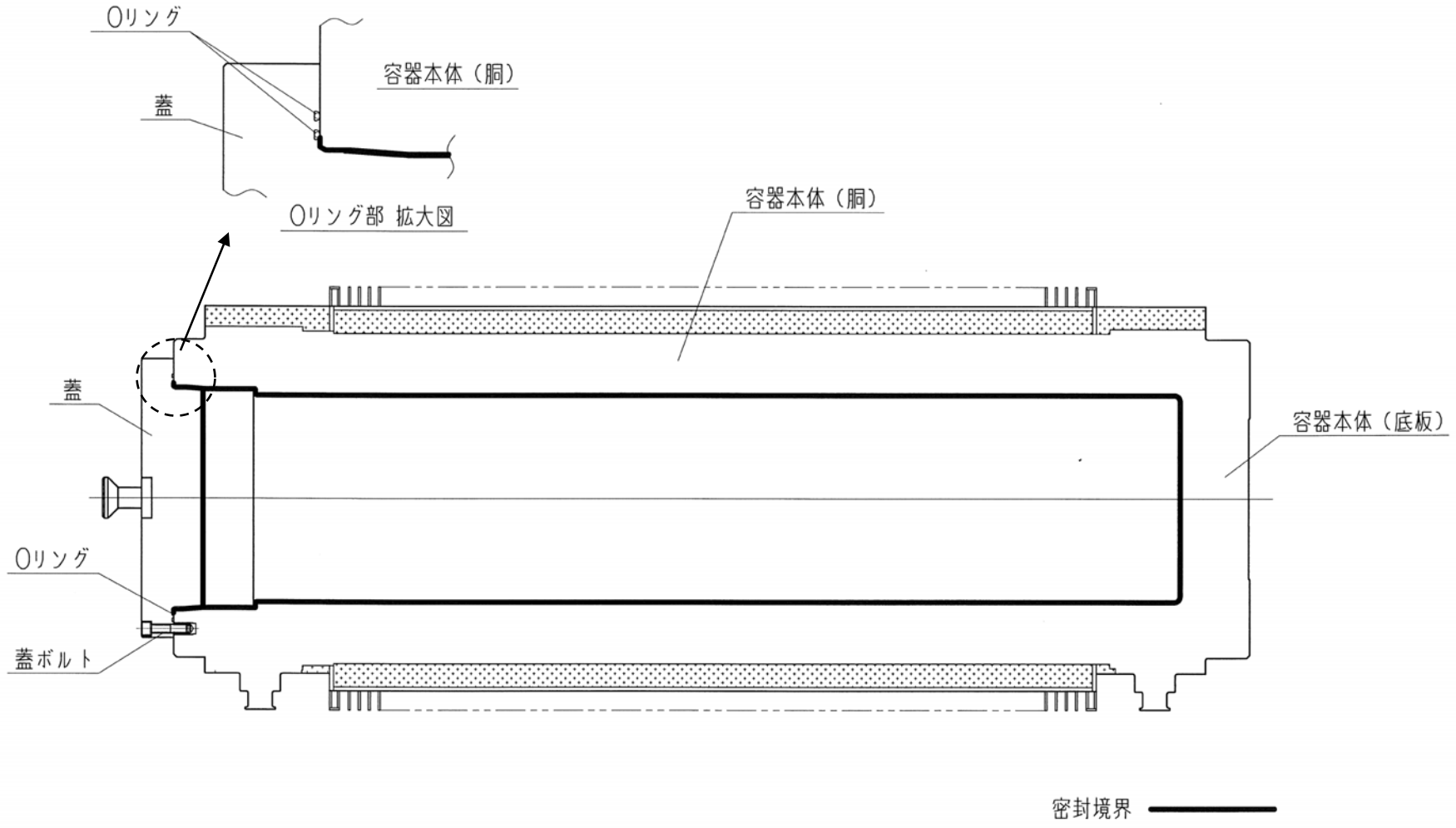


図 3.3-1 密封境界

3.4. 遮へい機能

(1) 基本的な考え方

遮へい設計にあたっては，周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

a. 構内用輸送容器はガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。

b. 主要なガンマ線遮へい材は，胴，底板及び外筒の炭素鋼と蓋のステンレス鋼である。

c. 主要な中性子遮へい材は，胴内水及び胴と外筒間のレジンである。

遮へい機能の評価においては，収納する使用済燃料の線源強度を考慮し，構外用輸送容器としての安全評価に用いられている評価手法を用い，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍにおける線量当量率が制限値を超えないことを評価する。

なお，表 2-2 に示したように，構内用輸送容器に収納する燃料仕様は既存評価に用いている燃料仕様に包絡されるが，構内輸送では緩衝体がない状態で運用することから，再評価を実施する。ただし，緩衝体がない解析モデルである事以外は既存評価と同じとし，既存評価書の内容を引用する。

(2) 設計基準

設計基準を表 3.4-1 に示す。

表 3.4-1 設計基準

（単位：μSv/h）

	設計基準
構内用輸送容器　表面	2000 以下
構内用輸送容器　表面から１ｍ	100 以下

(3) 評価条件

1) 遮へい厚さ

構内用輸送容器の遮へい厚さを表 3.4-2 に示す。

表 3.4-2 遮へい厚さ

（単位：mm）

	炭素鋼	ステンレス鋼	レジン
側部 方向	307	—	115
頭部軸方向	—	305	—
底部軸方向	338	—	—

2) 線源条件

表 2-2 に示すように，構内輸送においては 9×9 燃料を収納する場合が，最も放射能強度が大きく，遮へい上厳しい線源条件となる。なお，遮へい機能の評価においては，既存評価の燃料の線源条件で評価する。

構内用輸送容器の収納物の線源条件を表 3.4-3 に示す。

表 3.4-3 線源条件

項目		線源条件
平均燃焼度	(MWd/t)	50,000
冷却期間	(日)	820
収納体数	(体)	22
放射能強度	(Bq)	2.04×10^{17}

3) 線源強度及びエネルギー

a. ガンマ線源強度

燃料有効部のガンマ線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られたガンマ線源強度を表 3.4-4 に示す。また，構造材の放射化によるガンマ線源強度は次式で計算する。構造材の放射化によるガンマ線源強度を表 3.4-5 に示す。

$$A = N_0 \cdot \sigma \cdot \phi \cdot \{1 - \exp(-\lambda \cdot T_1)\} \cdot \exp(-\lambda \cdot T_2)$$

ここで，A ：放射化核種（^{60}Co）の放射能(Bq)

N_0 ：ターゲット核種（^{59}Co）の個数(atoms)

σ ：2200m/s の中性子による（^{59}Co）の(n, γ)反応断面積(cm^2)

ϕ ：炉内照射熱中性子束(n/(cm^2・s))

λ ：^{60}Co の崩壊定数（/日）

T_1 ：照射期間（日）

T_2 ：冷却期間（日）

表3.4-4　ガンマ線源強度

（輸送容器１基あたり）

エネルギー群　数	平均エネルギー (MeV)	線源強度 (photons/s)
1	0.01	5.449×10^{16}
2	0.025	1.247×10^{16}
3	0.0375	1.258×10^{16}
4	0.0575	1.118×10^{16}
5	0.085	7.725×10^{15}
6	0.125	8.303×10^{15}
7	0.225	6.758×10^{15}
8	0.375	3.839×10^{15}
9	0.575	6.581×10^{16}
10	0.85	2.387×10^{16}
11	1.25	3.830×10^{15}
12	1.75	2.132×10^{14}
13	2.25	1.937×10^{14}
14	2.75	5.750×10^{12}
15	3.5	7.341×10^{11}
16	5.0	5.153×10^{8}
17	7.0	5.943×10^{7}
18	9.5	6.828×10^{6}
合　計		2.113×10^{17}

表 3.4-5　構造材の放射化によるガンマ線源強度

（輸送容器１基あたり）

	^{60}Co 線源強度(Bq)
ハンドル部	3.52×10^{12}
上部グリッド部	4.70×10^{13}
上部プレナム部	2.62×10^{14}
下部タイプレート部	9.59×10^{13}

b. 中性子線源強度

中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を表 3.4-6 に示す。また，評価に用いる中性子エネルギースペクトルを表 3.4-7 に示す。

表 3.4-6　中性子線源強度　（輸送容器１基あたり）

		中性子線源強度(n/s)
１次中性子源	自発核分裂によるもの	1.177×10^{10}
	（α，n）反応によるもの	1.489×10^{8}
	合計	1.192×10^{10}
増倍効果を考慮した全中性子線源強度		2.785×10^{10}

表3.4-7　中性子線源スペクトル

エネルギー群数	上限エネルギー（eV）	スペクトル
1	1.492×10^{7}	5.72×10^{-4}
2	1.220×10^{7}	2.02×10^{-3}
3	1.000×10^{7}	6.07×10^{-3}
4	8.180×10^{6}	2.00×10^{-2}
5	6.360×10^{6}	4.12×10^{-2}
6	4.960×10^{6}	5.27×10^{-2}
7	4.060×10^{6}	1.10×10^{-1}
8	3.010×10^{6}	8.74×10^{-2}
9	2.460×10^{6}	2.28×10^{-2}
10	2.350×10^{6}	1.15×10^{-1}
11	1.830×10^{6}	2.07×10^{-1}
12	1.110×10^{6}	1.89×10^{-1}
13	5.500×10^{5}	1.31×10^{-1}
14	1.110×10^{5}	1.59×10^{-2}
15	3.350×10^{3}	8.12×10^{-5}
16	5.830×10^{2}	5.89×10^{-6}
17	1.010×10^{2}	3.89×10^{-7}
18	2.900×10^{1}	5.53×10^{-8}
19	1.070×10^{1}	1.33×10^{-8}
20	3.060×10^{0}	1.88×10^{-9}
21	1.120×10^{0}	4.19×10^{-10}
22	4.140×10^{-1}	1.20×10^{-10}

(4)　評価方法

遮へい計算は，ガンマ線，中性子共にDOT3.5コードを用いて計算し，構内用輸送容器表面及び表面から１ｍの線量当量率を求める。

遮へい解析モデルを図3.4-1～図3.4-3に示す。解析モデルは，構内用輸送容器の実形状を考慮した上で，構内用輸送容器の底部トラニオン周辺について中性子遮へい材の遮へい厚さが水位方向とトラニオン方向で異なることから，頭部方向，底部水位方向及び底部トラニオン方向に分けてモデル化する。

ライブラリとしては，DLC-23/CASKデータを用い，線量当量率への変換はICRP Publ.74に従う。

解析モデルでは既存評価と同様に以下の条件を考慮する。

・ 胴内での燃料の軸方向の移動を考慮し,安全側に頭部方向評価モデルでは蓋方向に,底部方向評価モデルでは底方向に移動したモデルとする。
・胴内水温度は，収納物の崩壊熱量25kWにおける水温（127℃）より高い150℃に設定する。
・胴内水位は，安全側に水の膨張を考慮しない場合の水位とする。
・バスケットの最外周部は，遮へい体として考慮し，他の部分については，水没部は燃料領域に均質化し，非水没部はボイドに置換え，均質化領域から除外する。
・フィンは，空気に置換え，距離のみ考慮する。
・チャンネルボックスはボイドに置換え，均質化領域から除外する。
・各部寸法はすべてノミナル値とし，公差は密度係数として考慮する。

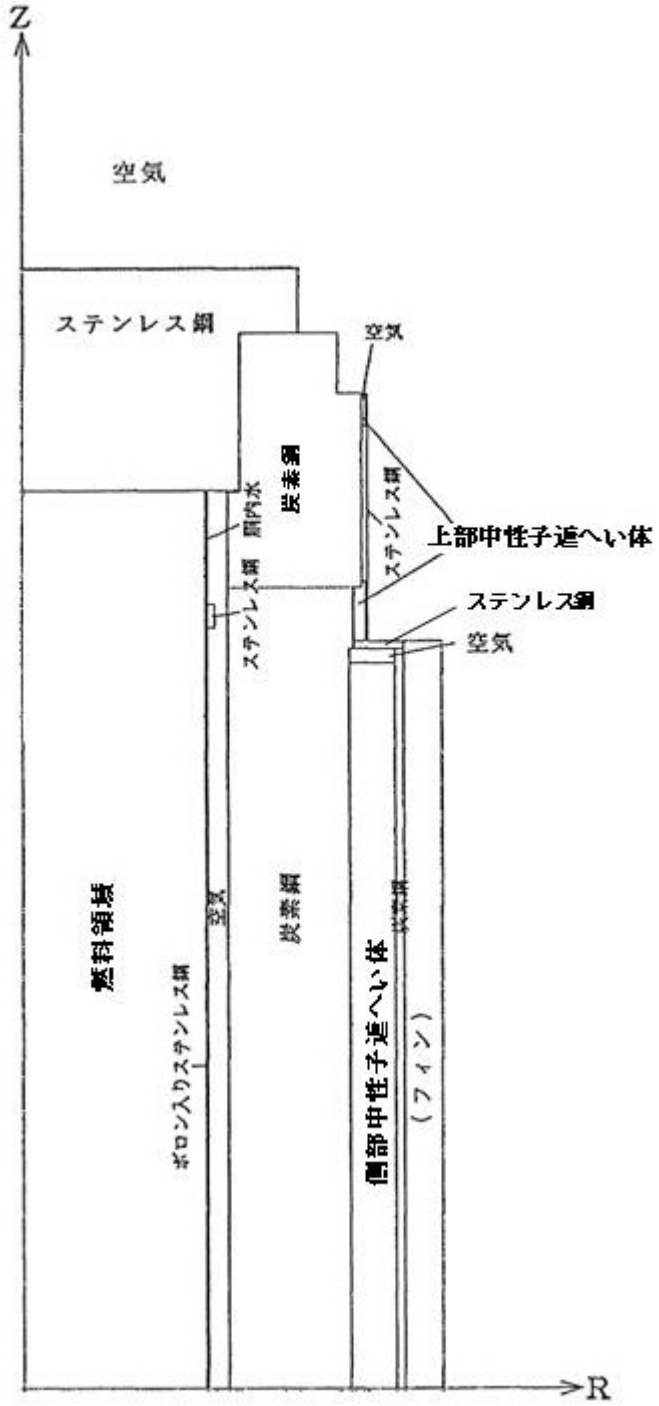


図 3.4-1 遮へい解析モデル（頭部方向）

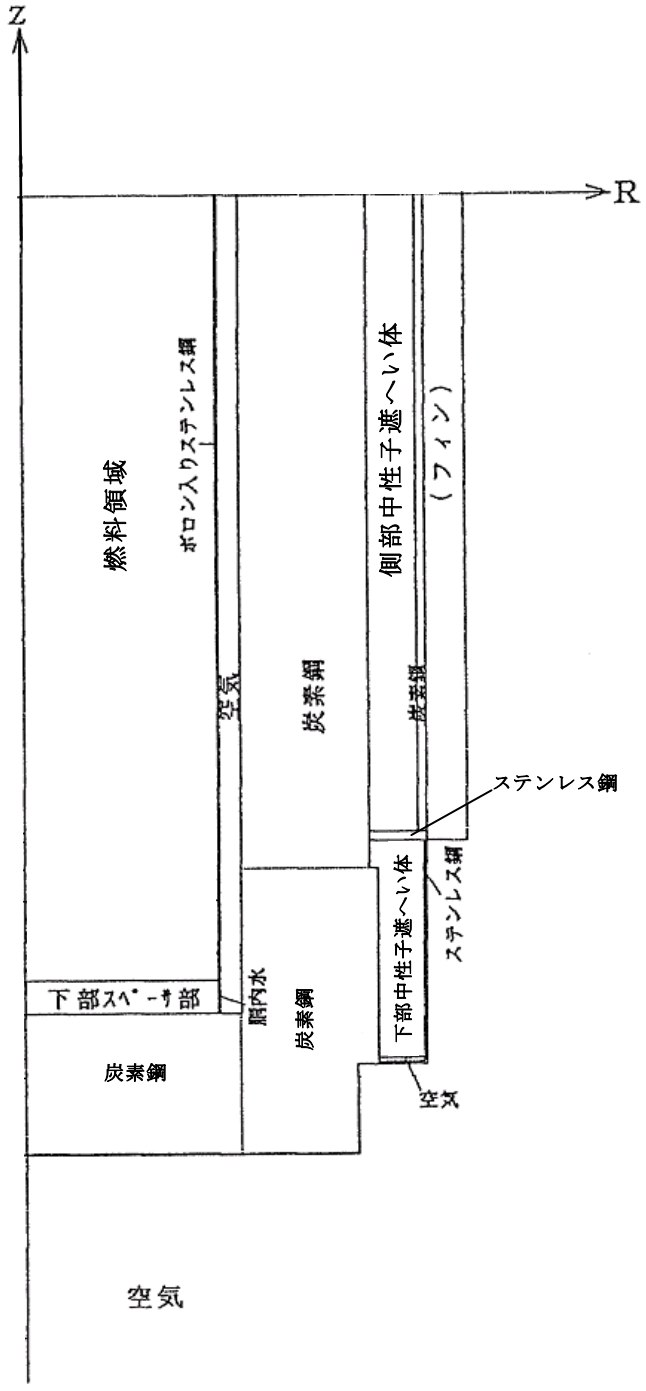


図 3.4-2 遮へい解析モデル（底部水位方向）

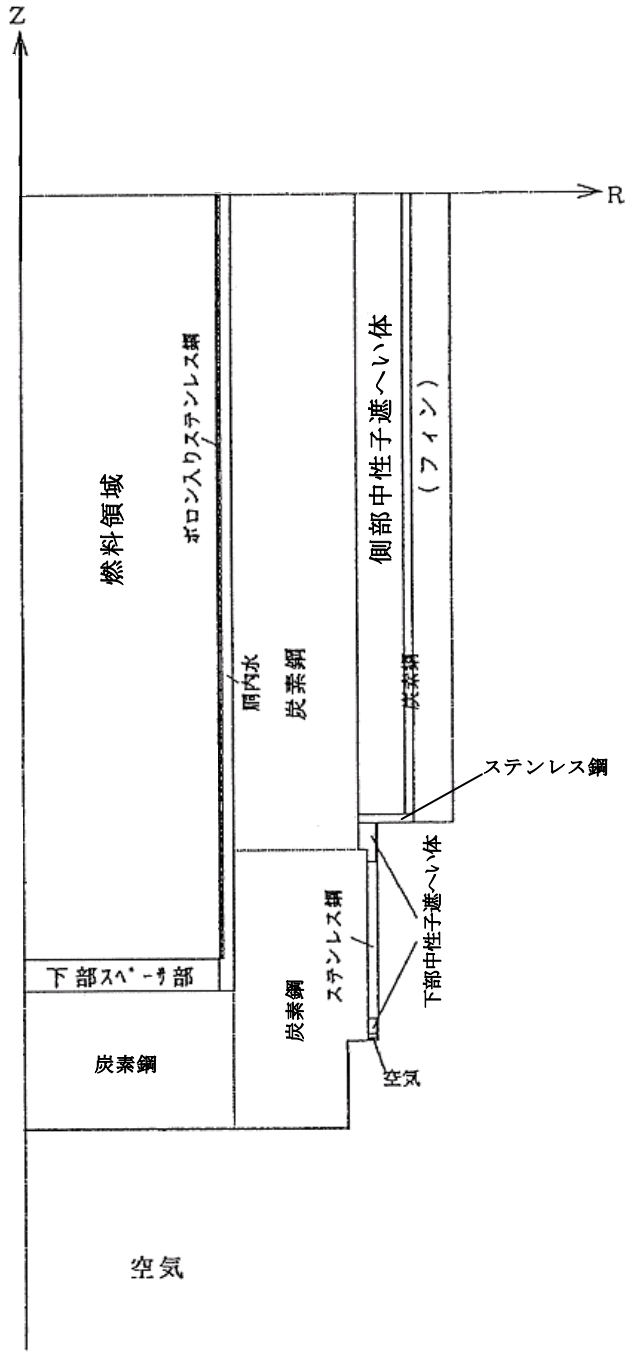


図 3.4-3 遮へい解析モデル（底部トラニオン方向）

(5)　評価結果

構内用輸送容器の線量当量率評価位置を図 3.4-4 に，評価結果を表 3.4-8 に示す。なお，評価結果は頭部軸方向，頭部径方向，側部，底部径方向，底部軸方向における線量当量率の最大値を示している。

本表に示すとおり，構内用輸送容器は設計基準値を満足している。

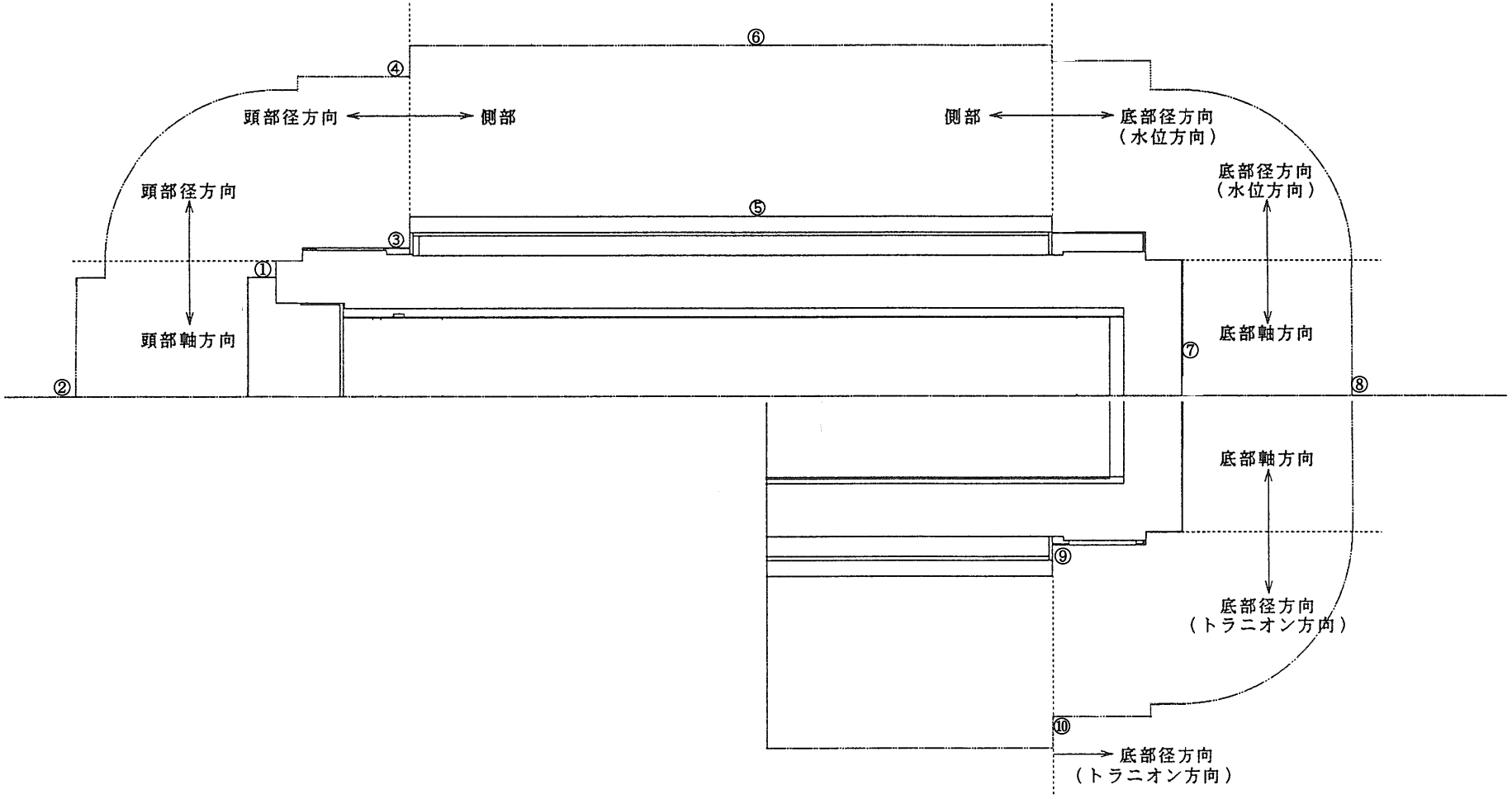


図3.4-4　　線量当量率評価位置

表3.4-8　最大線量当量率の計算結果

（単位：μSv/h）

		頭部		側 部	底部	
		軸方向	径方向		軸方向	径方向
評価点		①	③	⑤	⑦	⑨
表面	計算結果	1628.2	416.3	225.0	137.2	631.2
	設計基準値	2000				
評価点		②	④	⑥	⑧	⑩
表面から１ｍ	計算結果	72.1	45.1	84.2	39.8	50.1
	設計基準値	100				

参考資料

遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送容器の放射線源強度計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.4-5 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送容器，核燃料施設の放射線源強度計算に広く使用されている[*1]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[*1] が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2] が実施されていることが確認されている。

*1 ORNL，“ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIAL METHOD”，CCC-371

*2 (社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”，1989 年 8 月

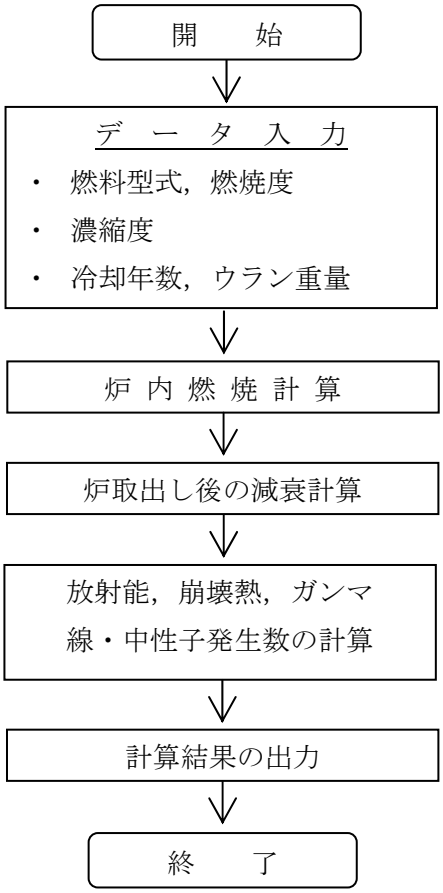


図 3.4-5　ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5 コード）について

（１）概要

DOT3.5 コード（以下「DOT コード」という。）は二次元輸送コードであり，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された汎用解析コードである。

（２）機能

DOT コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

① ガンマ線や中性子線に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり，放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。

② DOT コードは，二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図 3.4-6 に示す。

（４）使用実績

DOT コードは，原子力施設の遮へい計算に広く用いられており，輸送容器の遮へい解析に豊富な実績がある。

（５）検証

汎用コードの導入評価[*1]が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[*2]が実施されていることが確認されている。

*1 W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”, CCC-276,1978 年 10 月

*2 (社)日本原子力学会“中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月

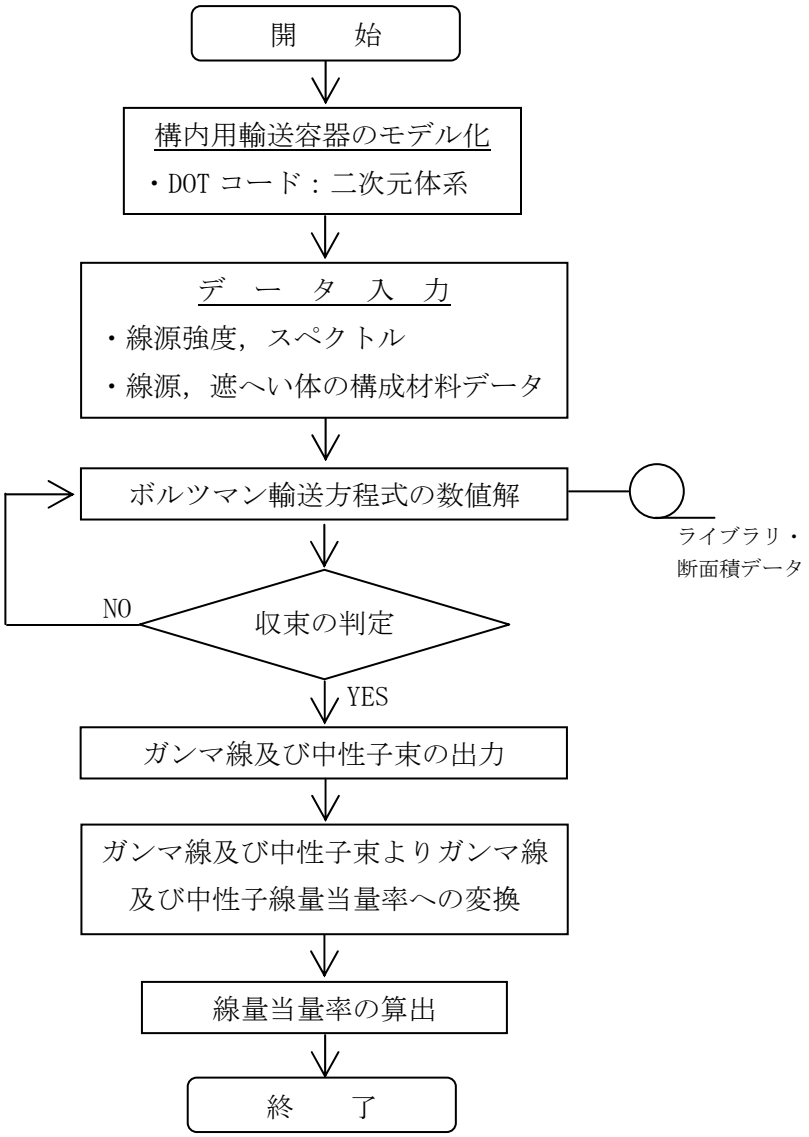


図 3.4-6　DOT コードの解析フロー図

3.5.　臨界防止機能

(1) 基本的な考え方

臨界防止にあたっては,想定されるいかなる場合にも燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

a.　燃料を収納するバスケットは格子構造として，燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

b.　バスケットの主要材料には，中性子を吸収するボロン入りステンレス鋼を使用する。

なお，臨界防止機能の評価においては，表 2-2 に示したとおり，構内用輸送容器に収納する燃料の初期濃縮度（約 3.8wt%）は既存評価に用いている初期濃縮度（4.19wt%）に包絡されるため，評価結果は既存評価書の内容を引用する。

(2)　設計基準

想定されるいかなる場合も実効増倍率が 0.95 以下であること。

(3)　評価条件

既存評価の内容を以下に示す。また，臨界解析モデルを図 3.5-1 及び図 3.5-2 に示す。

・評価は初期濃縮度の高い 9×9 燃料について行う。

・燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値(初期濃縮度)とする。

・燃料集合体には可燃性毒物としてガドリニウムを添加した燃料棒が含まれるが，中性子吸収断面積の大きいガドリニウムの存在を無視し，安全側にガドリニウムを添加していない燃料棒に置換える。

・燃料が構内用輸送容器の中心寄りに配置された状態とする。また，燃料集合体の変形を考慮し，臨界評価上安全側の仮定となるように収納される全燃料について一部領域の燃料棒ピッチを変化させた配列とする。

・バスケット材料のボロン入りステンレス鋼材中の ^{10}B 含有量は，製造下限値とする。

・チャンネルボックスを水に置換える。

・胴内における燃料として実在する部分は燃料有効長に相当する部分のみとし，上・下部タイプレート部などを水に置換える。

・胴内の燃料有効長の範囲外の構造物は水に置換える。

・中性子遮へい体及びフィンは無いものとする。

・輸送容器外部の雰囲気は安全側に真空とする。

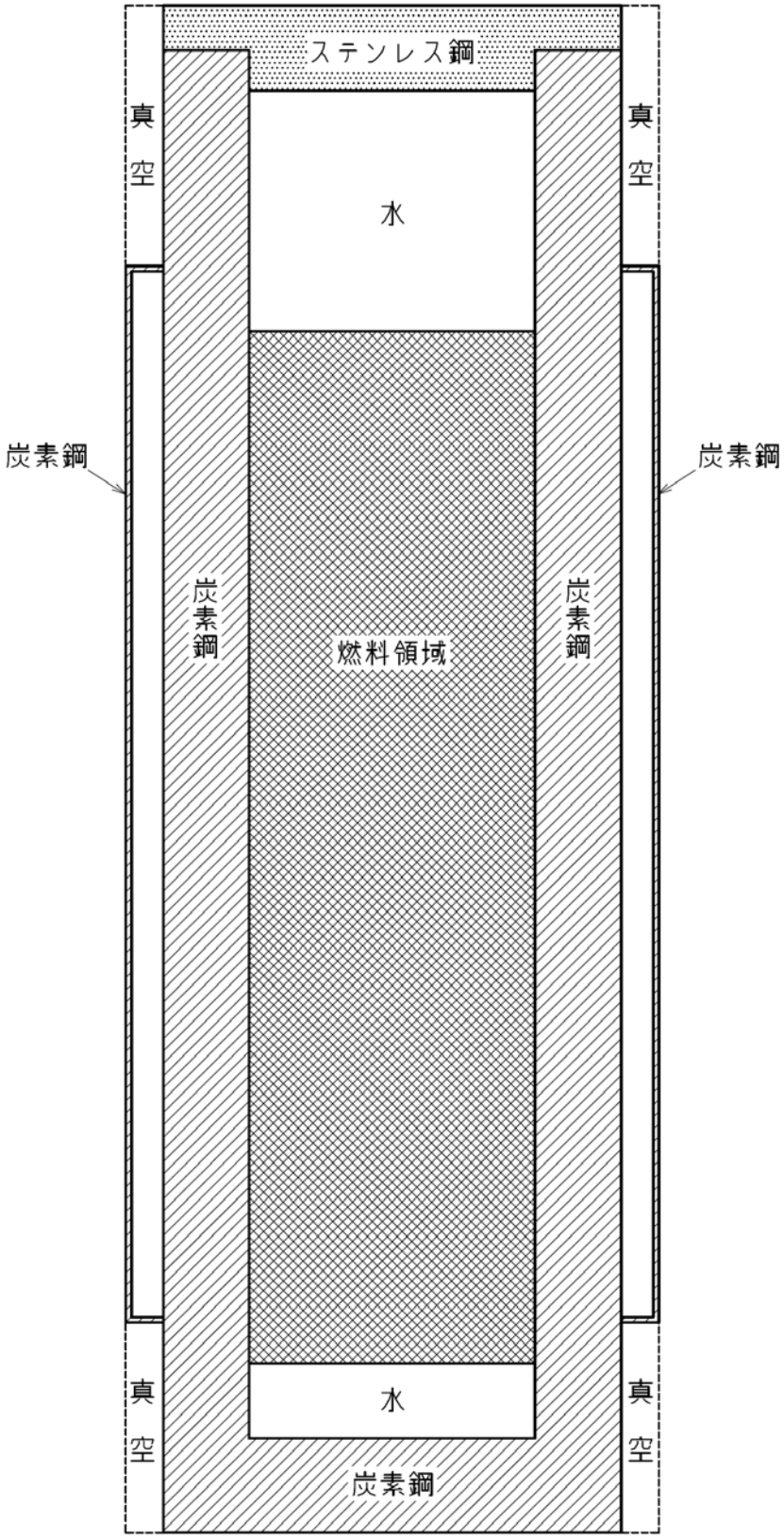
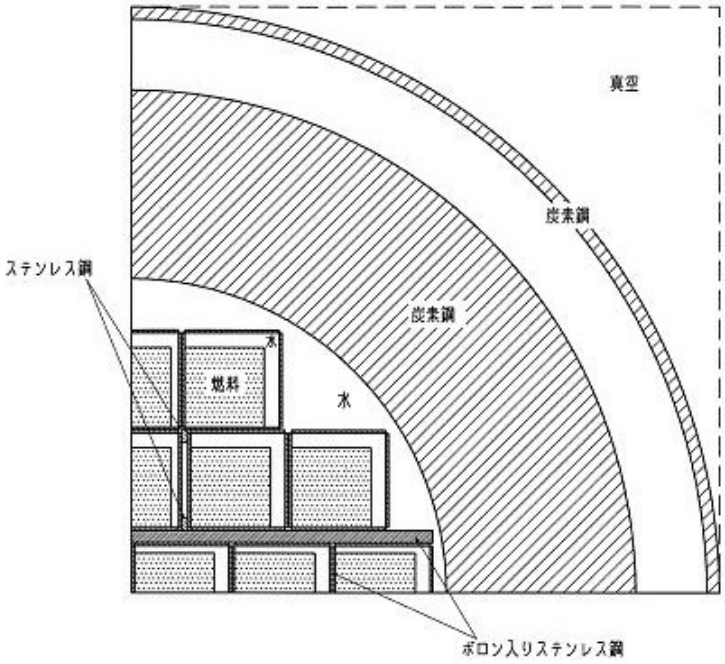
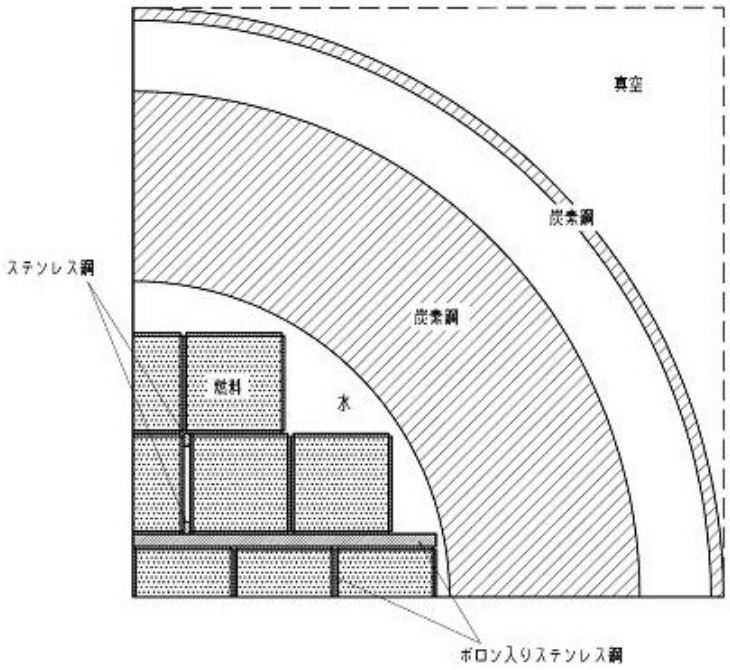


図 3.5-1　臨界解析モデル（縦断面図）



燃料棒ピッチの変化のない領域



燃料棒ピッチの変化のある領域

図 3.5-2　臨界解析モデル（燃料領域部横断面図）

(4)　評価方法

構内用輸送容器の実効増倍率は,燃料のウラン-235 の濃縮度は未照射のままの減損していない値をとる安全側の仮定で，構内用輸送容器の実形状をモデル化し，臨界解析コード KENO-Ⅴ.a を使用して求める。

(5)　評価結果

評価結果を表 3.5-1 に示す。本表に示すとおり，構内用輸送容器の実効増倍率は設計基準を満足している。

表 3.5-1 評価結果

評価対象	実効増倍率	設計基準
構内用輸送容器	0.91*1	0.95

*1 モンテカルロ計算の統計誤差（3σ）を考慮した値

参考資料

臨界解析に用いるコード（KENO-Ⅴ.a）について

（１） 概要

KENO-Ⅴ.a コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり，輸送容器の臨界解析などに利用されている。

（２） 機能

KENO-Ⅴ.a コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

（３） 解析フロー

KENO-Ⅴ.a コードの解析フローを図 3.5-3 に示す。

（４） 使用実績

KENO-Ⅴ.a コードは，国内外で輸送容器の臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

（５） 検証

米国のバッテル研究所（パシフィック　ノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験*1 の中から 16 種類の臨界体系をベンチマーク試験*2 として選び，検証を行った。

*1 S. R. Bierman and E. D. Clayton, “Criticality Experiments with Subcritical Clusters of 2.35 Wt% and 4.31 Wt% ^{235}U Enriched UO_2 Rods in Water with Steel Reflecting Walls”, NUREG/CR-1784(PNL-3602), U.S. Nuclear Regulatory Commission, April 1981.

*2 “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments”, LEU-COMP-THERM-010, LEU-COMP-THERM-013, LEU-COMP-THERM-017, LEU-COMP-THERM-042, NEA/NSC/DOC(95)03, September 2009.

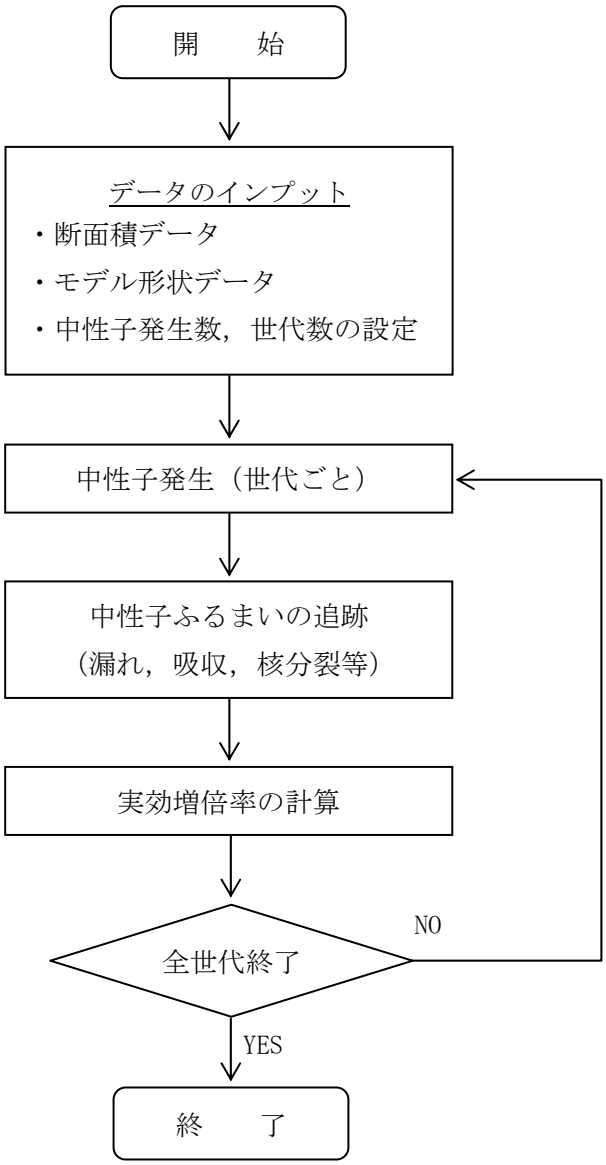


図 3.5-3　KENO-Ⅴ.a コードの解析フロー図

添付資料－２－３

構内輸送時の措置に関する説明書（４号機）

１．構内輸送の概要

第４号機の使用済燃料プールに貯蔵されている燃料は，使用済燃料プールで燃料取扱機を使用して構内用輸送容器に装填する。燃料を装填した構内用輸送容器はクレーンを使用して燃料取り出し用カバーから吊り下ろし，輸送車両に積載し，共用プールに向けて構内輸送する。構内用輸送容器は，福島第一原子力発電所に使用済燃料運搬用容器として設置され，これまで第４号機から共用プールへの使用済燃料の構内輸送に使用している使用済燃料輸送容器（NFT-22B 型）を用いる。

２．構内輸送時に講じる措置

「Ⅱ.3.3.1　放射線防護及び管理」において，管理区域と同等の管理を要する区域として管理対象区域を定義しており，保安規定により４号機から共用プールへの輸送経路も管理対象区域に設定されている。

構内輸送時に講じる措置は，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の第 13 条（工場又は事業所において行われる運搬）」に準じて実施するが，周辺の雰囲気線量や汚染密度が高いことから，周辺環境によっては運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては法令に適合していることを確認できない可能性がある。

このため，運搬物の表面及び表面から 1 メートルの距離における線量当量率及び運搬物の表面の放射性物質の密度に関しては，作業実施時の最新の保安規定，社内マニュアル等に基づき管理する。

放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

1. 本説明書の記載範囲

本説明書は，第３号機及び第４号機燃料取り出し用カバーの放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について記載するものである。

2. 第４号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

2.1 燃料取り出し用カバーについて

2.1.1 概要

燃料取り出し用カバーは，作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし，風雨を遮る構造とする。また，使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり，燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため，燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また，現在，発電所敷地内でよう素（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。

なお，第４号機での燃料取り出し作業は，有人での作業を計画していることから，燃料取り出し用カバー内の放射性物質濃度の低減のため，給気フィルタユニットを有する構造とする。給気フィルタユニットは，プレフィルタ，送風機，高性能粒子フィルタ等で構成され，各フィルタで放射性物質を捕集した後の気体を燃料取り出し用カバー内へ放出する。

給気フィルタユニットは，換気風量約 25,000m^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

設備名	構成・配置等
放射性物質濃度測定器	測定対象：カバー内及び大気放出前の放射性物質濃度 仕様　　：検出器種類　シンチレーション検出器 計測範囲　10^{0}～$10^{4}s^{-1}$ 台数　排気フィルタユニット入口　1台 排気フィルタユニット出口　2台

2.1.3.2 換気風量について

燃料取り出し用カバー内の環境は，燃料取扱機，クレーン及び電源盤の設備保護のため 40℃以下（設計値）となる換気設備を設けるものとする。また，カバー内での燃料取り出し作業は，有人による作業を計画していることから，作業エリアには，局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）

2.2 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，第４号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 参照）

表 2-2 に発電所敷地内で測定された放射性物質濃度を示す。仮に，燃料取り出し用カバー内が表 2-2 に示す放射性物質濃度のうち，濃度の高い第４号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 2-3 の通りとなる。

表 2-2　発電所敷地内の放射性物質濃度　　(Bq/cm^3)

核種	第 4 号機原子炉建屋オペレーティングフロア上の濃度（平成 23 年 6 月 18 日測定）	福島第一原子力発電所西門の濃度（平成 23 年 6 月 18 日測定）※
Cs-134	約 1.2×10^{-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，第 4 号機オペレーティングフロア上の測定値との比較のため，平成 23 年 6 月 18 日の測定値とした。

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

Q　：フィルタ通過後の放射性物質濃度（Bq/cm^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 に示す第 4 号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

(2) 減衰は考慮しない。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である 5 年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点の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。

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

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

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。

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

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

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_{0i}　：核種iの地表濃度（Bq/m^2）

$\overline{\chi}_i$　：核種iの年平均地表空気中濃度（Bq/m^3）

V_g　：沈着速度（0.01m/s）

λ_i ：核種iの物理的減衰係数（s^{-1}）

T_o ：放射性物質の放出期間（s）（カバー供用期間の５年を想定）

f_1 ：沈着した放射性物質のうち残存する割合（保守的に１を用いる）

表 2-5　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}

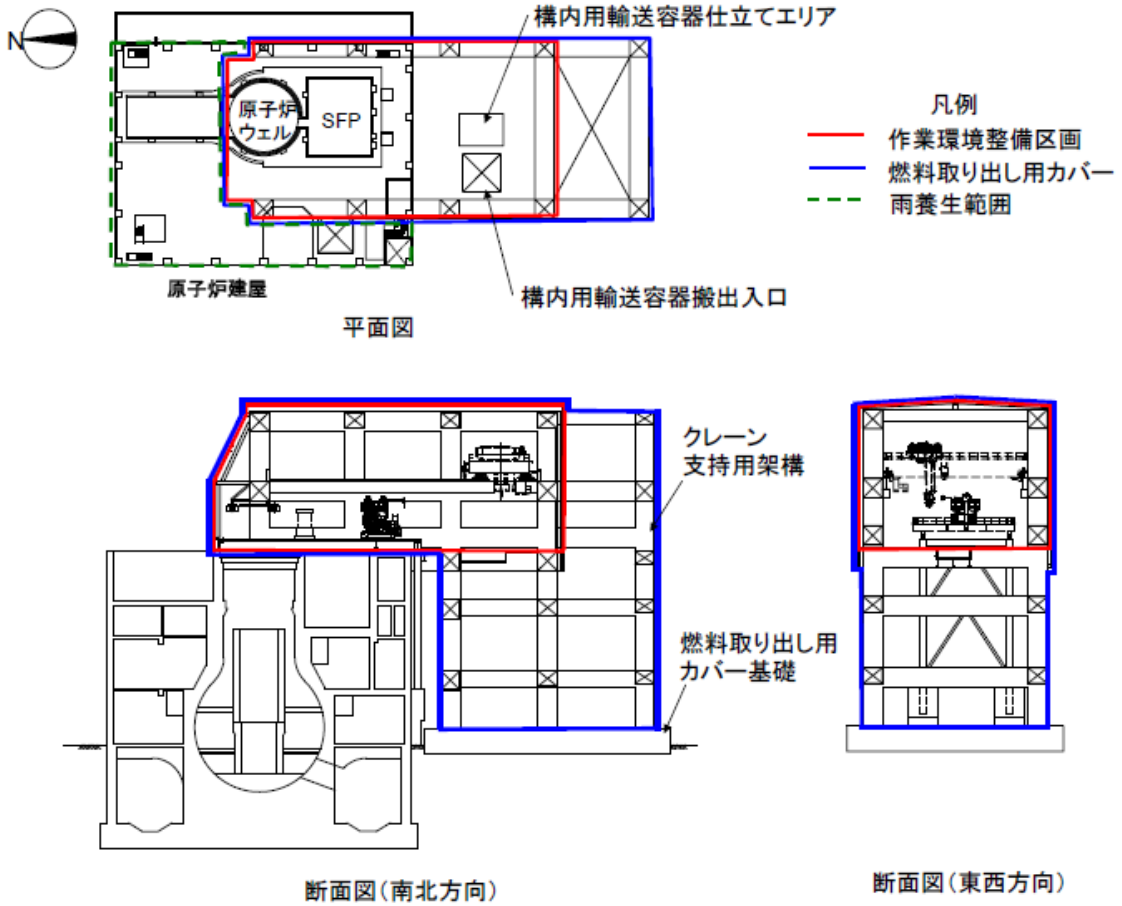
2.2.2.6 評価結果

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，年間の第１～３号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）からのセシウムの放出による年間被ばく線量評価値（福島第一原子力発電所１～４号機に対する「中長期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係わる報告書（その３）（平成 23 年 12 月 15 日）約 0.2mSv／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

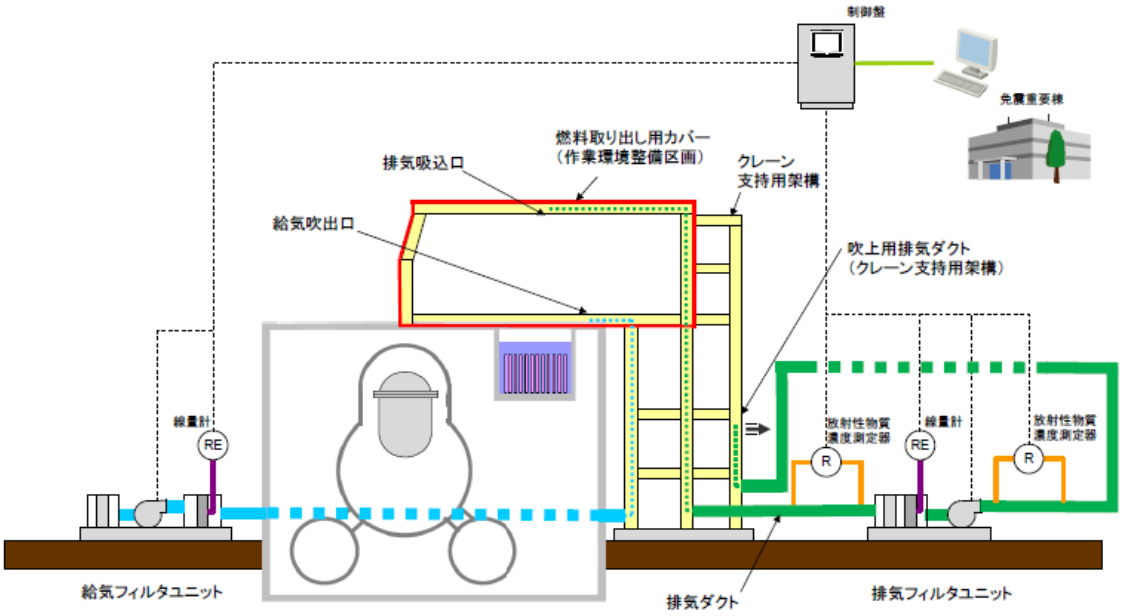


図 2-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

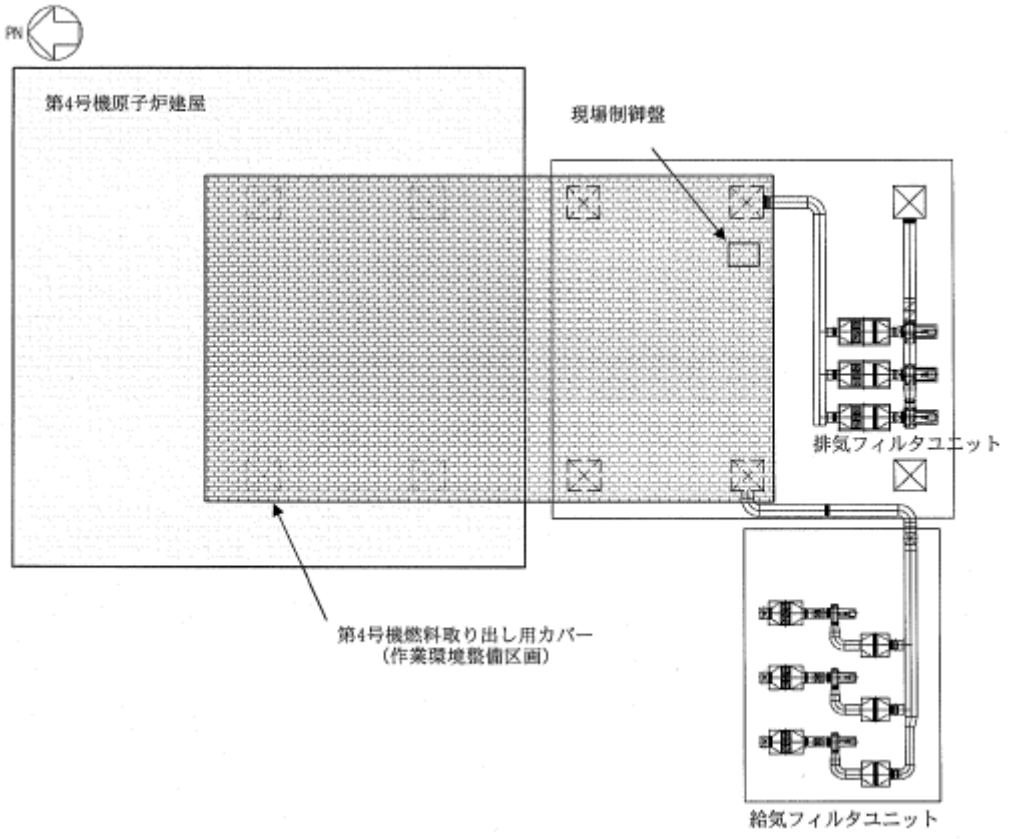


図 2-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

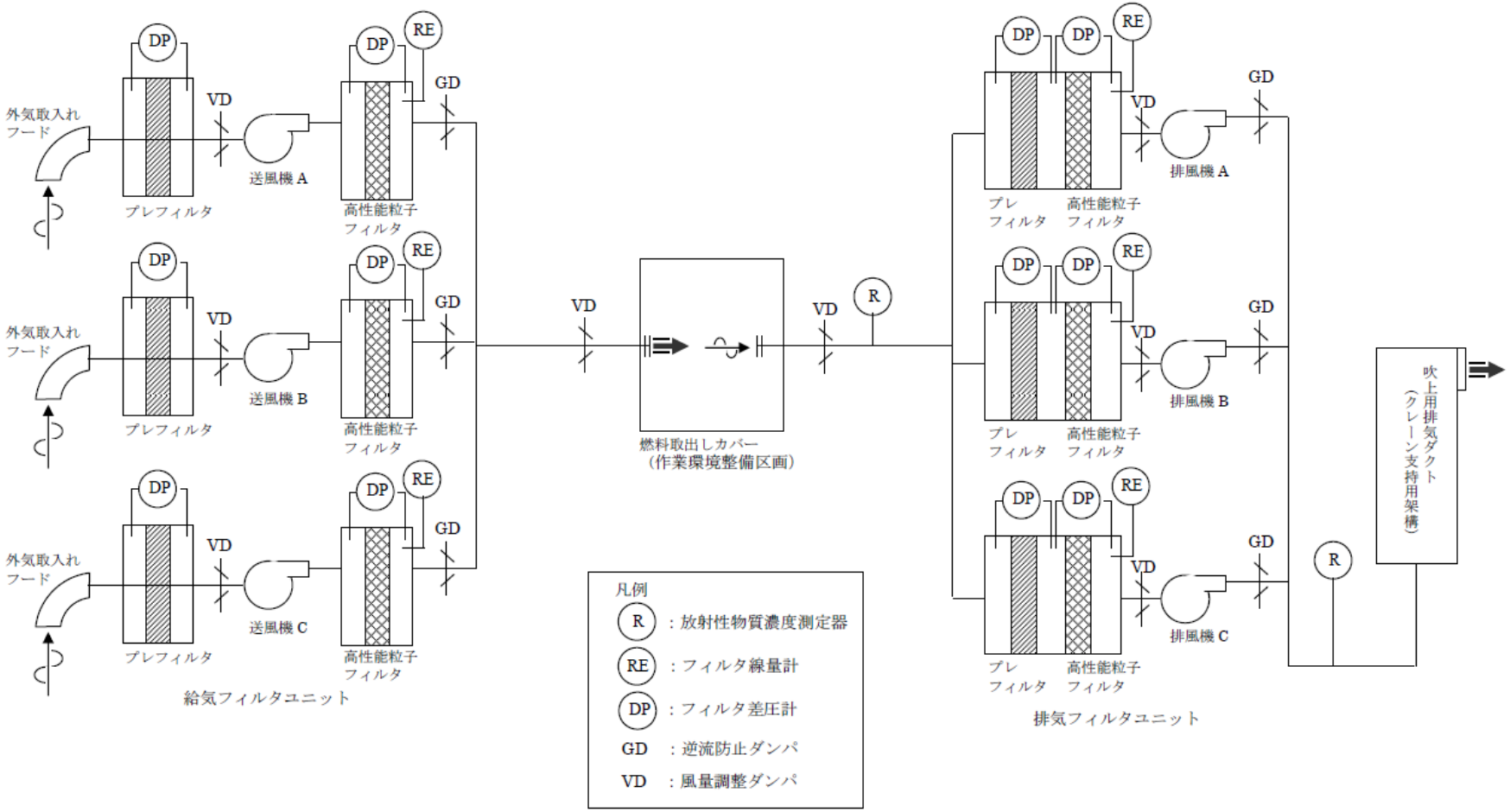


図 2-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図

3.　第３号機放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能について

3.1 燃料取り出し用カバーについて

3.1.1　概要

燃料取り出し用カバーは，作業に支障が生じることのないよう作業に必要な範囲をカバーし，風雨を遮る構造とする。また，使用済燃料プール内がれき撤去時の放射性物質の舞い上がり，燃料取り出し作業に伴い建屋等に付着した放射性物質の舞い上がりによる大気放出を抑制するため，燃料取り出し用カバーは隙間を低減した構造とするとともに，換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出する。また，現在，発電所敷地内でよう素（I-131）は検出されていないことから，フィルタユニットは，発電所敷地内等で検出されているセシウム（Cs-134,137）の大気への放出が低減できる設計とする。

3.1.2　燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーの大きさは，約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高）である。主体構造は鉄骨造であり，ドーム状の屋根を外装材で覆い，風雨を遮る構造とする。（図 3-1　燃料取り出し用カバー概略図参照）

3.1.3　換気設備

3.1.3.1 系統構成

換気設備は，燃料取り出し用カバー内気体を吸引し，排気ダクトを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。

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

3.2 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，第３号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている。（Ⅱ.2.3 参照）

表 3-2 に第３号機原子炉建屋上部で測定された放射性物質濃度を示す。仮に，燃料取り出し用カバー内が表 3-2 に示す放射性物質濃度であった場合，排気フィルタを通過して大気へ放出される放射性物質濃度は表 3-3 の通りとなる。

表 3-2　第３号機原子炉建屋上部の放射性物質濃度（Bq/cm^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 に示す第３号機オペレーティングフロア上の放射性物質濃度であった場合に排気フィルタユニットを介して大気に放出されるものと仮定する。

(2) 減衰は考慮しない。

(3) 地上放出と仮定する。

(4) 燃料取り出し用カバーの供用期間である5年間（想定）に放出される放射性物質が地表に沈着し蓄積した時点のγ線に起因する実効線量と仮定し評価する。

(5) 大気拡散の評価に用いる気象条件は，福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書で採用したものと同じ気象データを使用する。

3.2.2.2 評価方法

燃料取り出し用カバー排気フィルタユニットから放出される放射性物質による一般公衆の実効線量は，以下の被ばく経路について年間実効線量(mSv/年)を評価する。

(1)放射性雲からのγ線に起因する実効線量

(2)吸入摂取による実効線量

(3)地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

3.2.2.3 放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性物質のγ線に起因する実効線量については，「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」の放射性雲からのγ線による実効線量の評価の評価式を用いて評価する。

(1) 計算地点における空気カーマ率の計算

計算地点（x，y，0）における空気カーマ率は，次式により計算する。

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

ここで，　D　：計算地点(x，y，0)における空気カーマ率（μGy/h）

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

E　：γ線の実効エネルギ（0.5MeV/dis）

μ_{en}　：空気に対するγ線の線エネルギ吸収係数（m^{-1}）

μ　：空気に対するγ線の線減衰係数（m^{-1}）

r　：放射性雲中の点(x', y', z')から計算地点（x，y，0）までの距離（m）

$B(\mu r)$：空気に対するγ線の再生係数

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

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

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

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

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

なお，$\chi(x',y',z')$は，次式により計算する。

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

ここで，　Q　：放射性物質の放出率（Bq/s）

U　：放出源高さを代表する風速（m/s）

H　：放出源の有効高さ（m）

σ_y　：濃度分布のy’方向の拡がりのパラメータ（m）

σ_z　：濃度分布のz’方向の拡がりのパラメータ（m）

このとき，有効高さと同じ高度（z’=H）の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上（z’= 0）であるため，地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(2) 実効線量の計算

計算地点における年間の実効線量は，計算地点を含む方位に向かう放射性雲のγ線からの空気カーマを合計して，次式により計算する。

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

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。

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

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。

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

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

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$\overline{\chi}$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。

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

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

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}

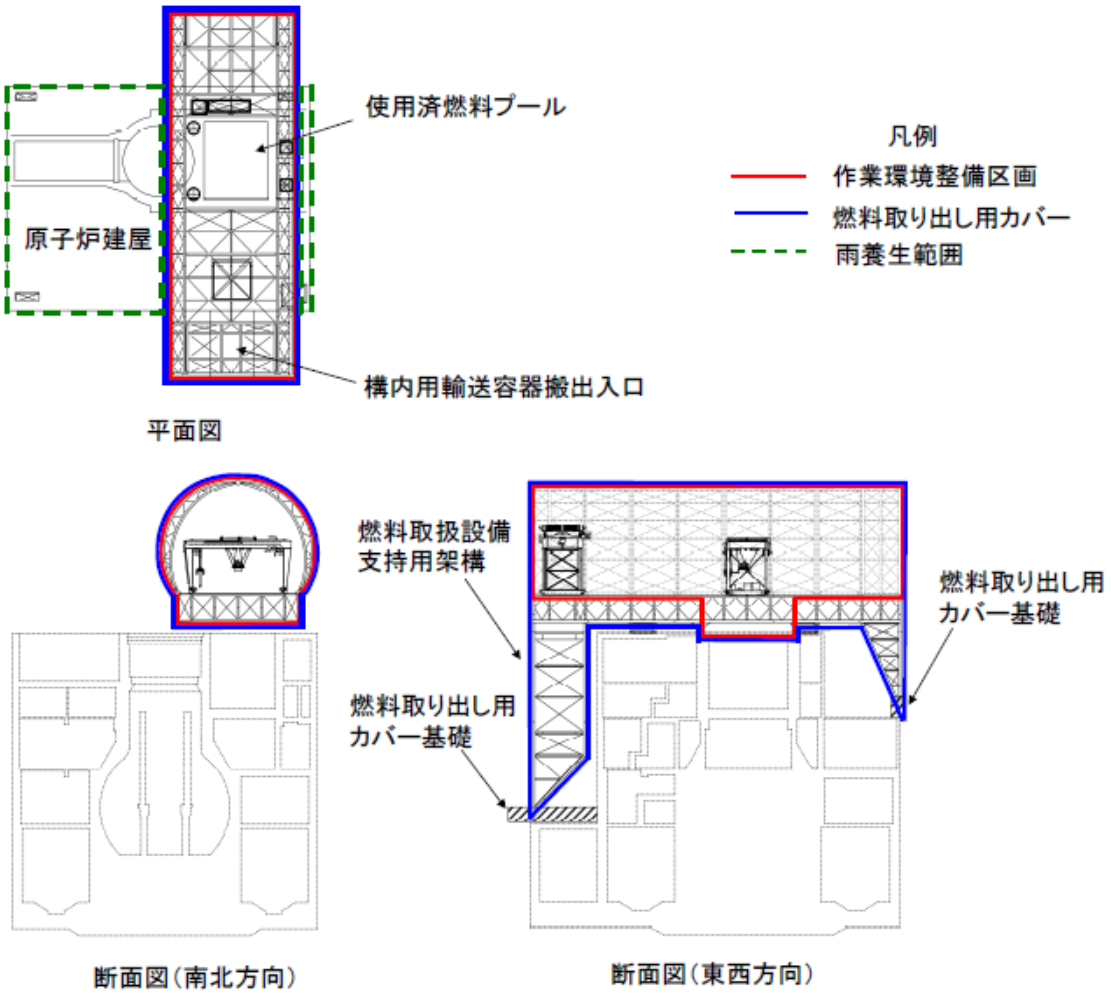
3.2.2.6 評価結果

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，年間の第１～３号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）からのセシウムの放出による年間被ばく線量評価値（福島第一原子力発電所１～４号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ進捗状況（平成 24 年 9 月 24 日）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

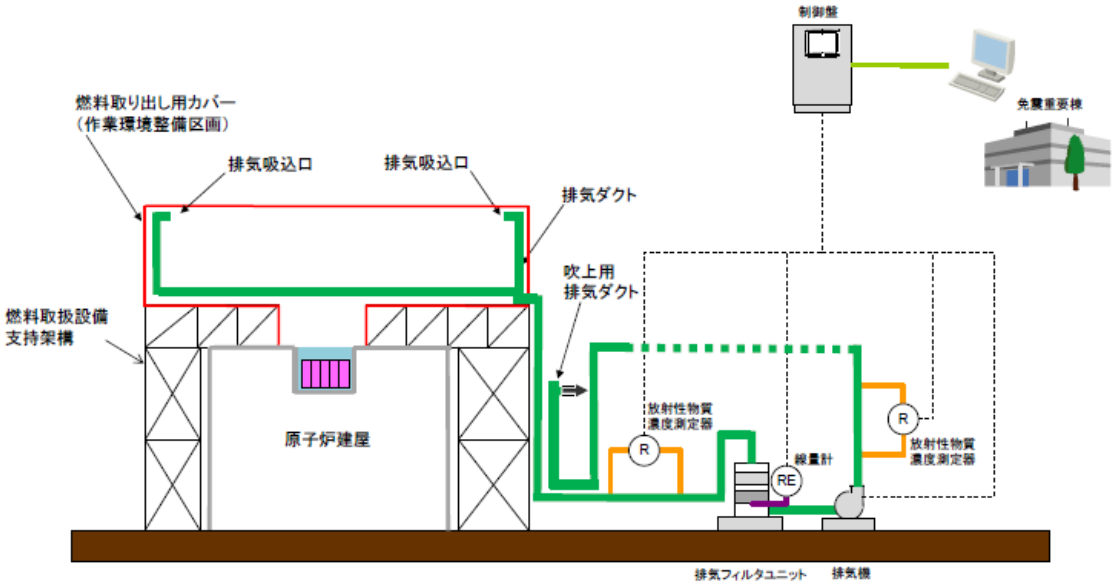


図 3-2　燃料取り出し用カバー換気設備概略構成図

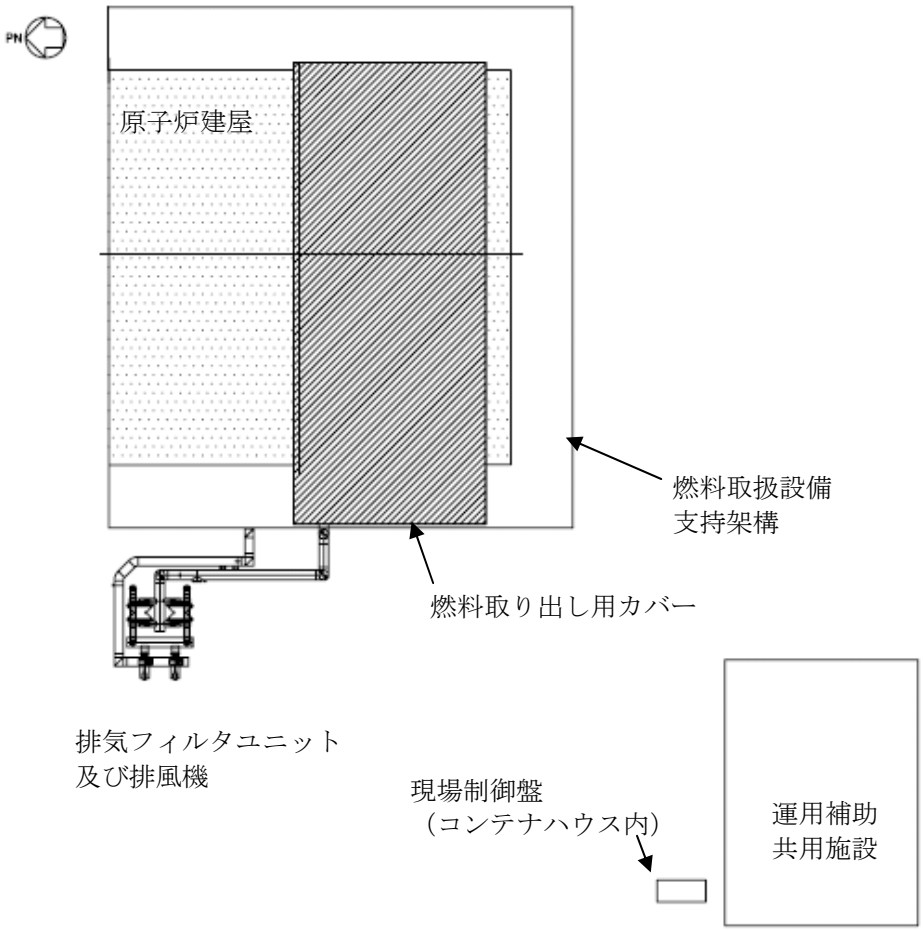


図 3-3　燃料取り出し用カバー換気設備配置図

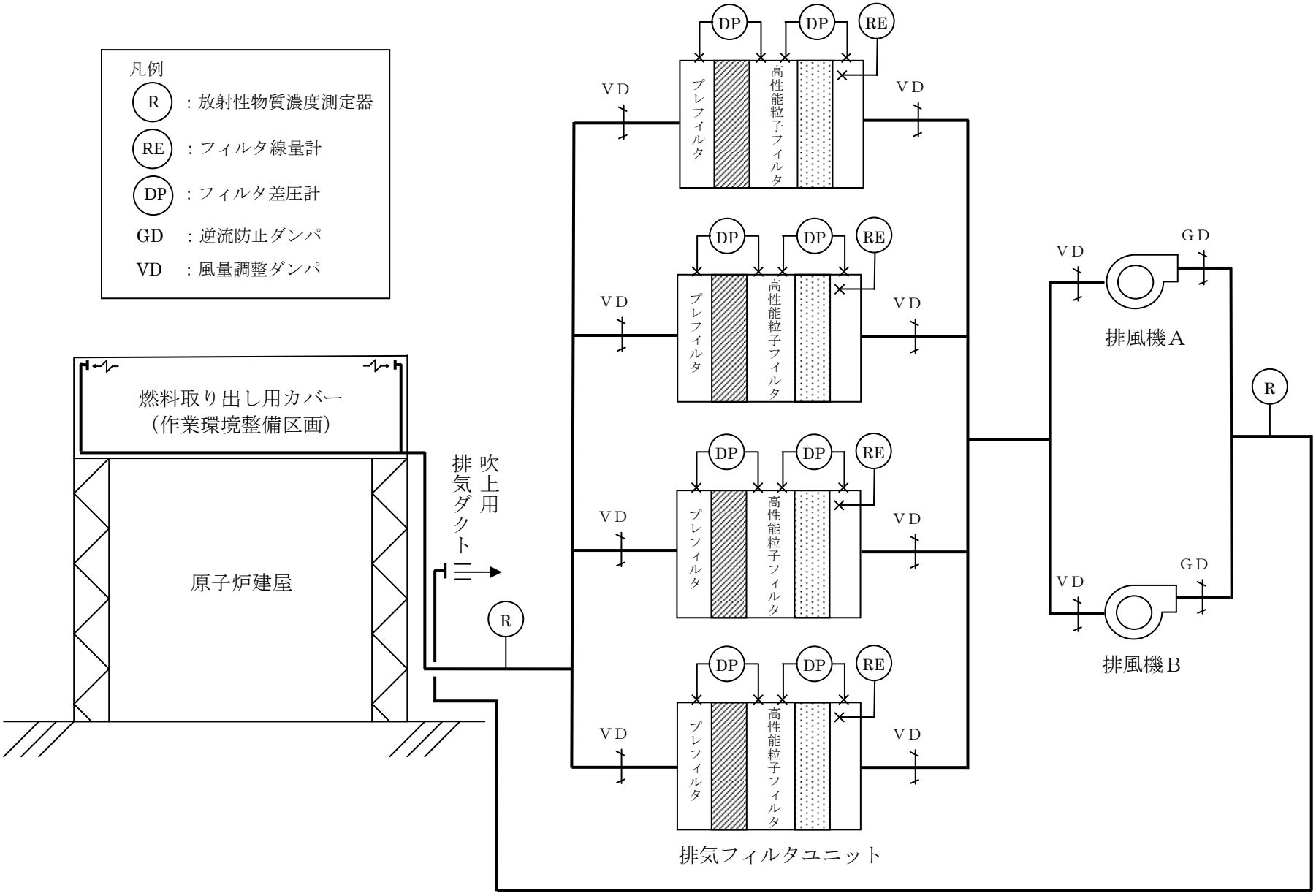


図 3-4　燃料取り出し用カバー換気設備系統図

添付資料－３－２

がれき撤去等の手順に関する説明書

1　現状と今後の作業

福島第一原子力発電所第１，第３，第４号機は天井や外壁が損傷して建屋上部に積み重なっている状況にある。第２号機は東側外壁のブローアウトパネルが開放されているものの外見上の大きな損傷は確認されていない。

第１～第４号機において，使用済燃料プール内燃料の取り出しを計画しているが，第１，第３，第４号機については使用済燃料プール内燃料の取り出しに先立ち，原子炉建屋上部において，がれき撤去等が必要である。

がれき撤去等の作業においては，がれき等を使用済燃料プールに落下させ波及的影響を与えないよう対策を講じる必要がある。本説明書は原子炉建屋上部のがれき撤去等の手順を示すものである。

2　がれき撤去等の監理体制

協力会社ががれき撤去等の計画を立案し，当社がその計画の確認を行う。また，放射線管理に関わる計画は，協力会社が立案し，当社がその計画の確認を行う。確認された計画に基づき協力会社が作業を行い，当社が監理を行う。なお，不測事態が発生した場合，協力会社から当社監理員に連絡を行い，当社および協力会社を交え計画の再検討等今後の対応について協議する。

3　がれき撤去等の手順

(1) がれき撤去フロー

オペレーティングフロア上のがれきを安全に撤去するために，図 1 に示すがれき撤去フローに従い，作業計画を立案する。なお，オペレーティングフロア上のがれき撤去は，作業状況について常時監視した状況で実施する。監視にあたり以下の点に注意し，異常があった場合は直ちに作業を中止し，関係者へ報告する。

・使用済燃料プールに異常が無いか
・重機による作業区画内に人がいないか
・飛散物，落下物，建屋の異常等はないか

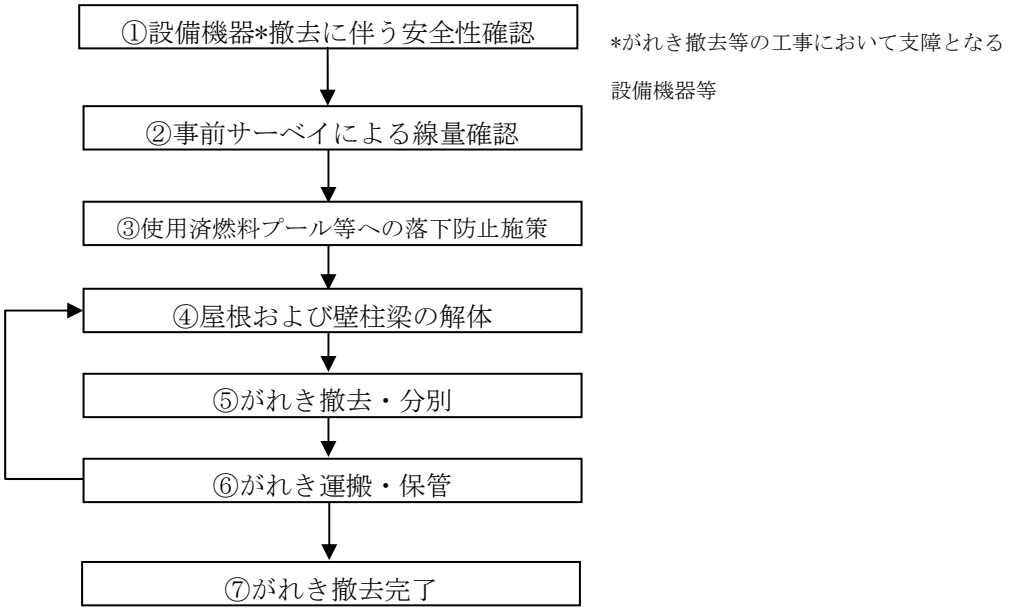


図 1　がれき撤去フロー

また，がれき撤去フローにおける①設備機器撤去に伴う安全性確認，③使用済燃料プール等への落下防止施策については，次に具体的な内容を示す。

a. ①設備機器撤去に伴う安全性確認

がれき撤去工程においては，設備機器の撤去作業を伴うが，安全性確保の為，当社および協力会社において十分な調査・計画立案が必要である。設備機器の撤去に関するフローを図 2 に示す。

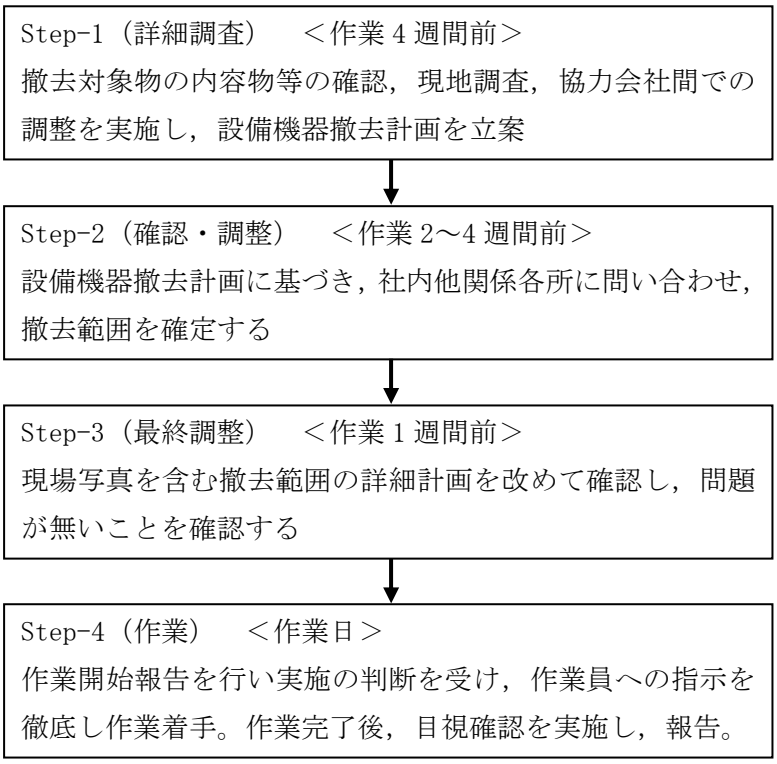


図 2　設備機器撤去に伴う詳細調査・確認・調整業務フロー

b．③使用済燃料プール等への落下防止施策

使用済燃料プールにがれきが落下し，使用済燃料貯蔵ラックや使用済燃料プールが損傷することを防止するため，がれき撤去に先立ち，がれきの状況を写真の分析や模型等により把握し作業手順を検討する。

がれき解体用重機には，下部へのがれき落下防止策を施した吊り治具等を使用し，使用済燃料プール外のがれき撤去を行う際には，使用済燃料プール上を通過しないように手順を策定する。また，使用済燃料プール内のがれき撤去を行う際には，使用済燃料貯蔵ラック上を通過しないように手順を策定し，使用済燃料プール内であって使用済燃料貯蔵ラック上に位置するがれきについては，極力使用済燃料貯蔵ラック上の移動距離が短くなるように手順を策定する。

プール内のがれき撤去にあたっては，事前に燃料，ラックとがれきとの干渉について確認する。干渉が想定される場合は，燃料及びラックの健全性並びに作業員の安全を確保するためのがれき撤去の方法について検討し，必要に応じモックアップ等により安全性の確認を実施する。

燃料取扱機，燃料取り出し用カバーの設置等のオペレーティングフロア上で行う作業にあたっては，極力使用済燃料プール上で作業を行わないように手順を策定する。

なお，必要に応じて使用済燃料プールの表面養生等の対策を施す。

(2) がれき撤去等における留意事項

a．重機によるがれき撤去

① 安全対策：作業範囲周辺の安全性に配慮し，がれきの落下防止及びがれき落下に伴う設備機器・重機損傷の防止を図る。

② がれき撤去：使用済燃料プールへがれきを落下させないよう十分に注意し，作業を行う。万一がれきが使用済燃料プールに落下した場合には，作業を一時中断し，異常のないことを確認した後，作業を再開する。

③ がれきの分別：がれきは，解体重機でダンプに積み込める大きさに小割し，分別する。

④ がれきの運搬：原子炉建屋周辺ヤードで，遮蔽措置を施したダンプ等へがれき類を積み替え，指定された集積場所へ運搬する。

b．がれきの仮置き及び分別

がれきは，原子炉建屋周辺ヤード内に仮置き場所を設置し，分別集積する。仮置きしたがれきは線量を計測し，高線量の場合は作業員が近寄らないように区画及び表示を行う。

がれきには粉塵などの飛散防止を目的とした飛散防止剤の散布等を行い，ダンプにて搬出する。なお，搬出するがれきについては，放射線量に応じて分別し構内に一時保管する。

c．作業員の安全対策

作業開始前は，事前サーベイによる線量確認を実施し，高線量箇所の注意喚起を行うなど作業員の被ばく量低減に努める。また，事前サーベイによる線量確認状況に応じエリアモニタを設置し，線量の目視確認が可能な状況とする。なお，緊急時（津波警報発生時の避難等）にはサイレン等により警報を発報し，作業員に避難情報を提供する。

d．既存建屋への影響評価

がれき撤去に伴い既存建屋に作用する荷重は低下傾向を示すが，がれきの飛散防止のための養生材や解体重機の積載などの影響により作用荷重が増加する場合も考えられる。がれき撤去により大幅な荷重増減が生じる場合には，既存建屋が局部的に荷重を負担することのないよう，配慮して計画を行う。

なお，がれき撤去が進むに伴い建屋の損傷状況が確認できた場合には，必要に応じて既存建屋への影響を再度評価することとする。

e．燃料取扱設備，燃料取り出し用カバー等の設置

① 安全対策：作業範囲周辺の安全性に配慮し，設置設備の落下防止及び設備落下に伴う設備機器・重機損傷の防止を図る。

② 設備設置：設備設置は極力使用済燃料プール上で行わないこととする。やむを得ず使用済燃料プール上での作業を行う場合は，使用済燃料プールへ設置設備を落下させないよう十分に注意し，作業を行う。

燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書

1.　本説明書の記載範囲

本説明書は，第３号機及び第４号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について記載するものである。なお，第３号機及び第４号機以外については，現地工事開始前までに報告を行い，確認を受けることとする。

2.　第４号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

2.1　概要

2.1.1　一般事項

第４号機燃料取り出し用カバーは，使用済燃料プールを覆う構造としており，クレーン支持用架構と燃料取扱機支持用架構を有し，それぞれについて構造強度と耐震性について検討を行う。

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。

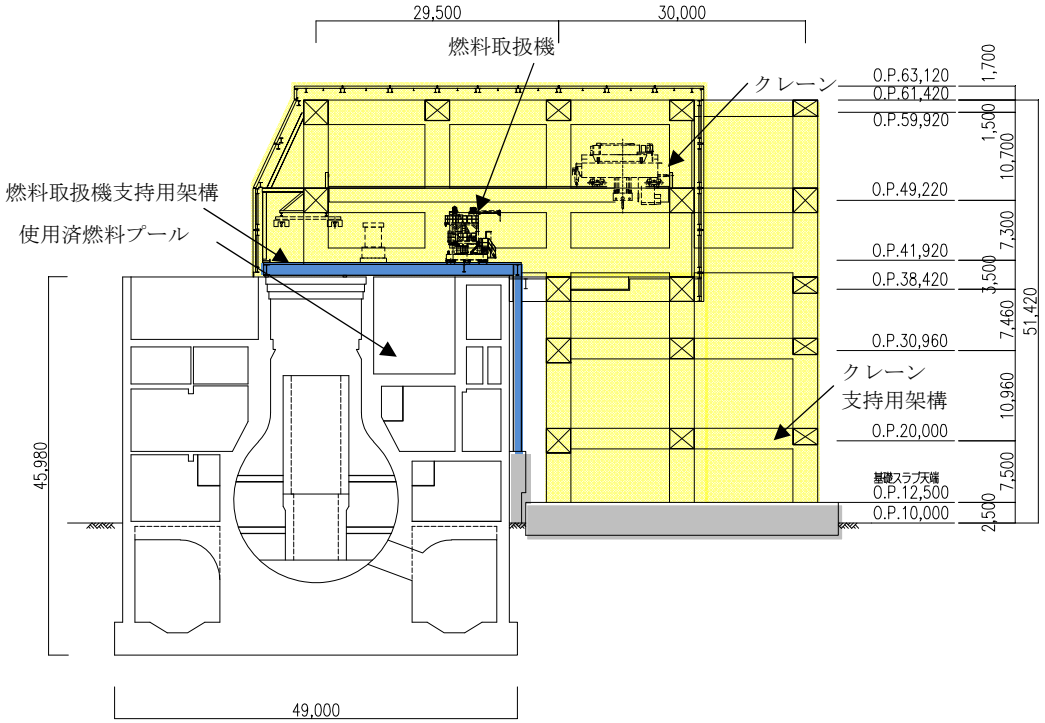


図 2.1.1-1　燃料取り出し用カバーのイメージ

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。

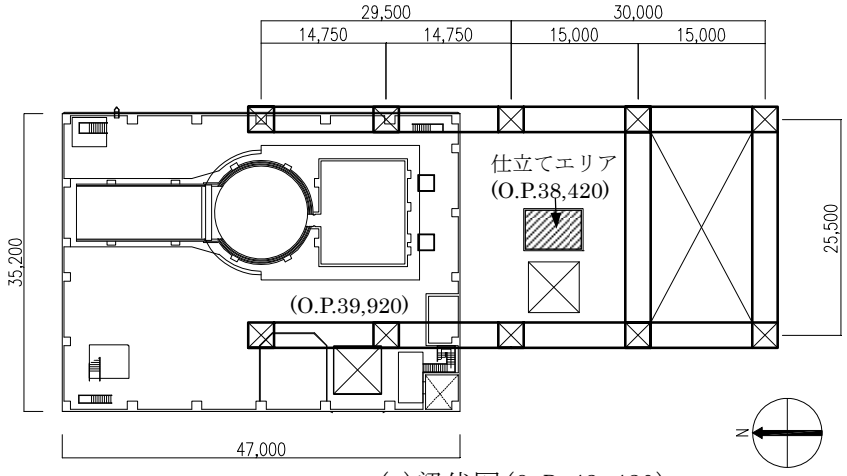
(1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂）
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会 電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊）
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 20 年 12 月 改定）
(4) 乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技術規程（JEAC 4616-2009)（日本電気協会 原子力規格委員会，平成 21 年 12 月 制定）

2.1.2　クレーン支持用架構

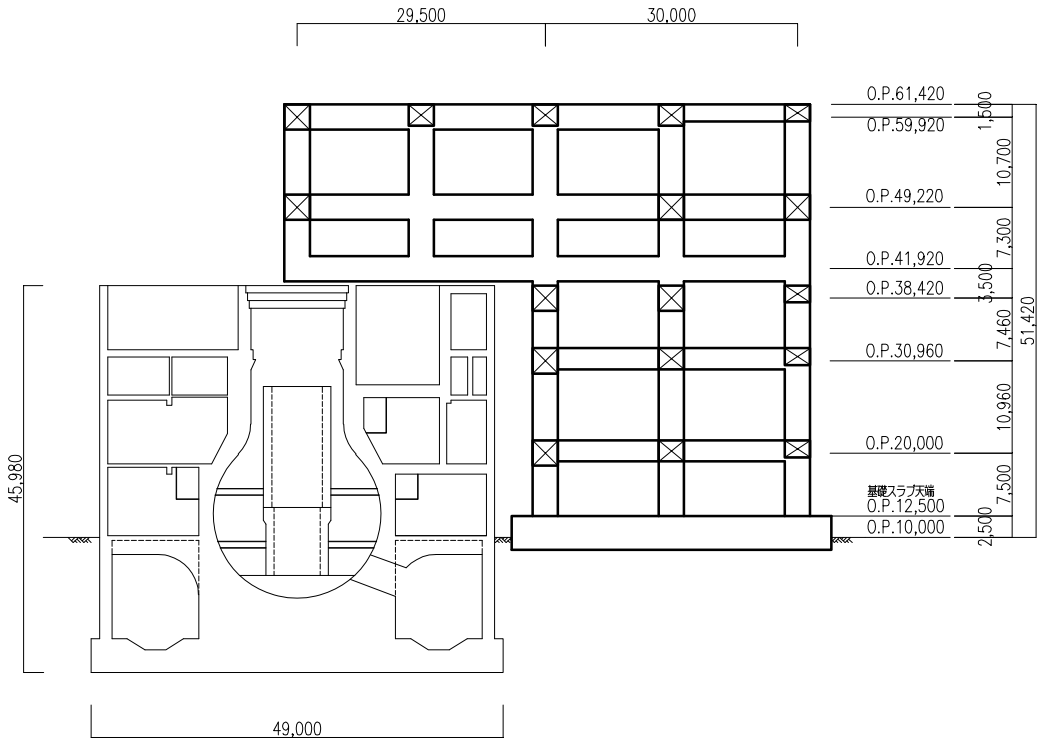
クレーン支持用架構はキャスク搬出入用の天井クレーンを支持する架構で，南北方向に 30.00m，東西方向に 25.50m，地盤面からの高さが 51.42m の柱部分と，北方向に 29.50m 跳ね出した片持ち梁部分からなる逆 L 字型の架構である。構造形式はラーメン構造で，構造種別は鉄骨造である。柱，大梁には，箱型断面部材を用いる。

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。

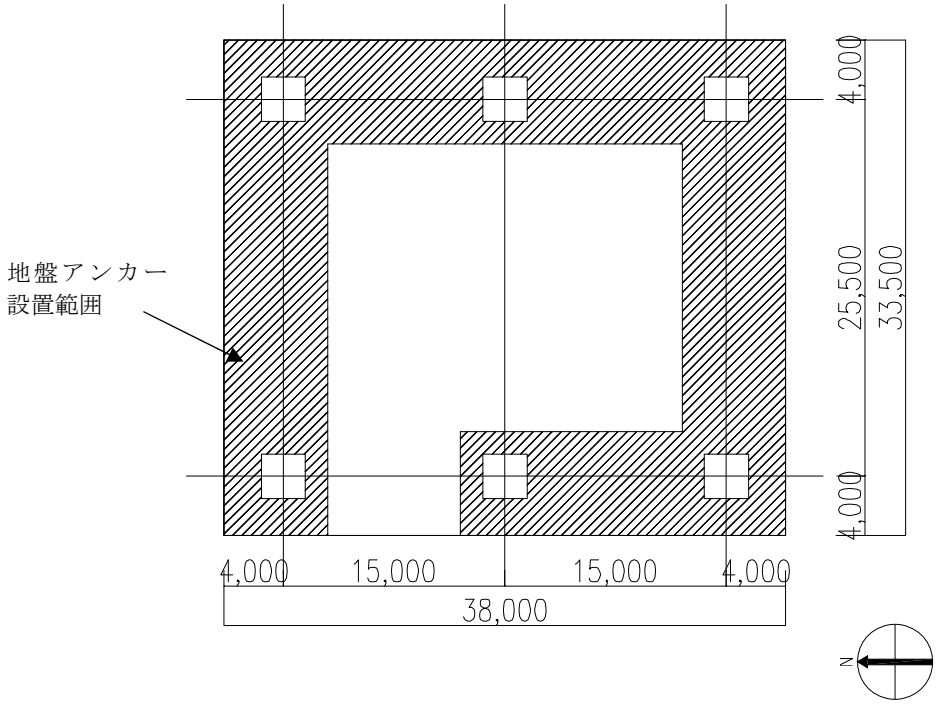


(a) 梁伏図 (O. P. 43, 420)

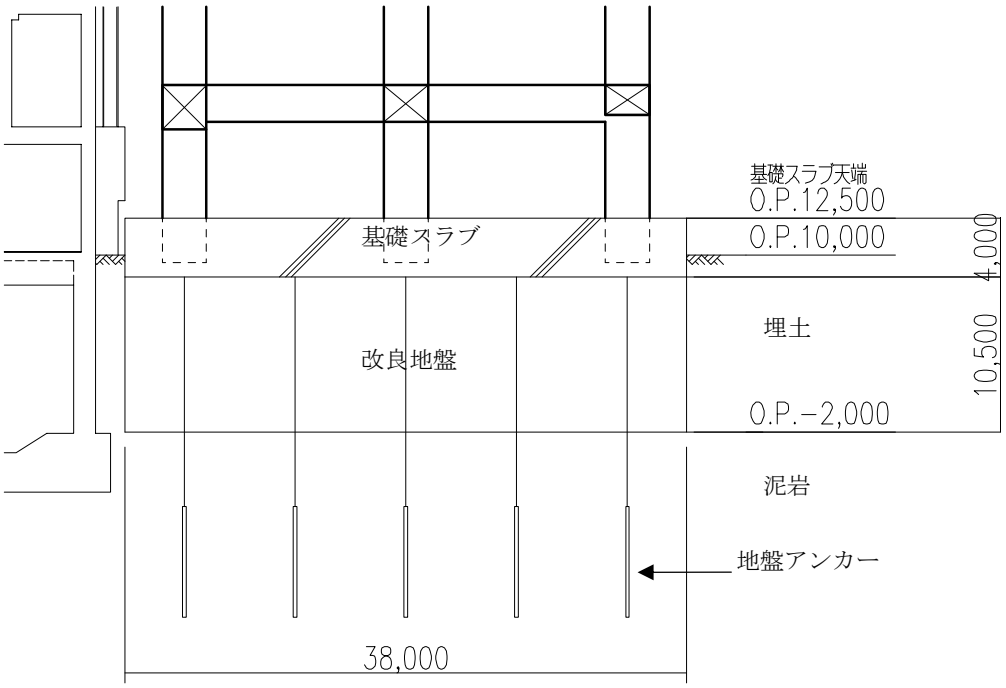


(b) 軸組図

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。

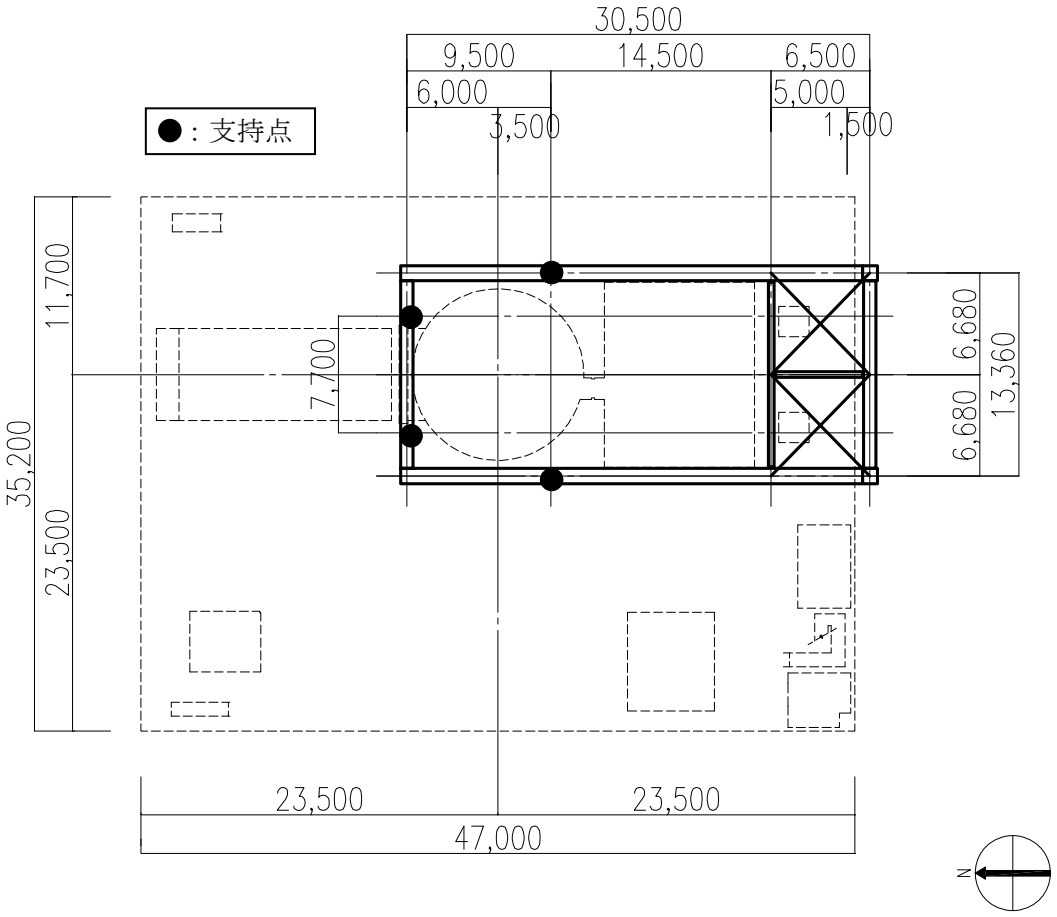
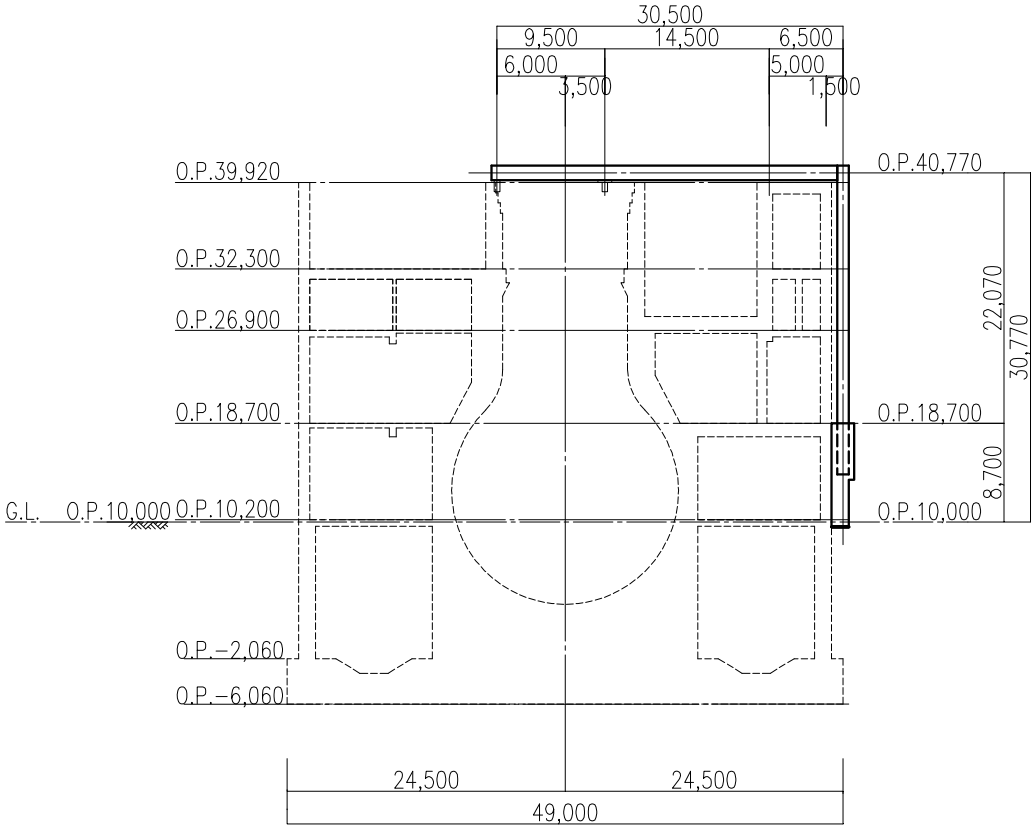
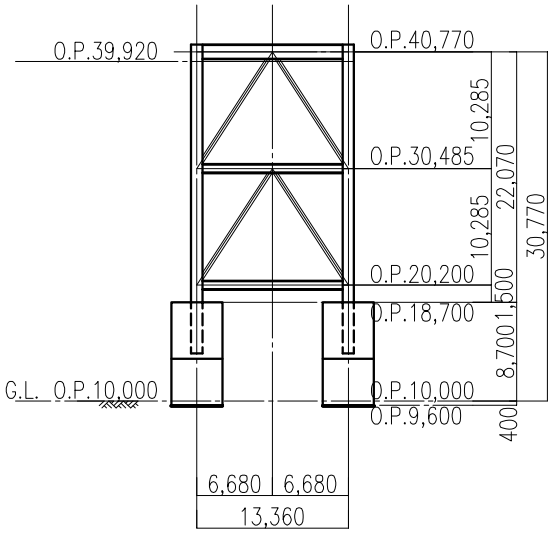


図 2.1.3-1(1)　燃料取扱機支持用架構の概要(梁伏図（0.P.41,420）)（単位：mm）



(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。

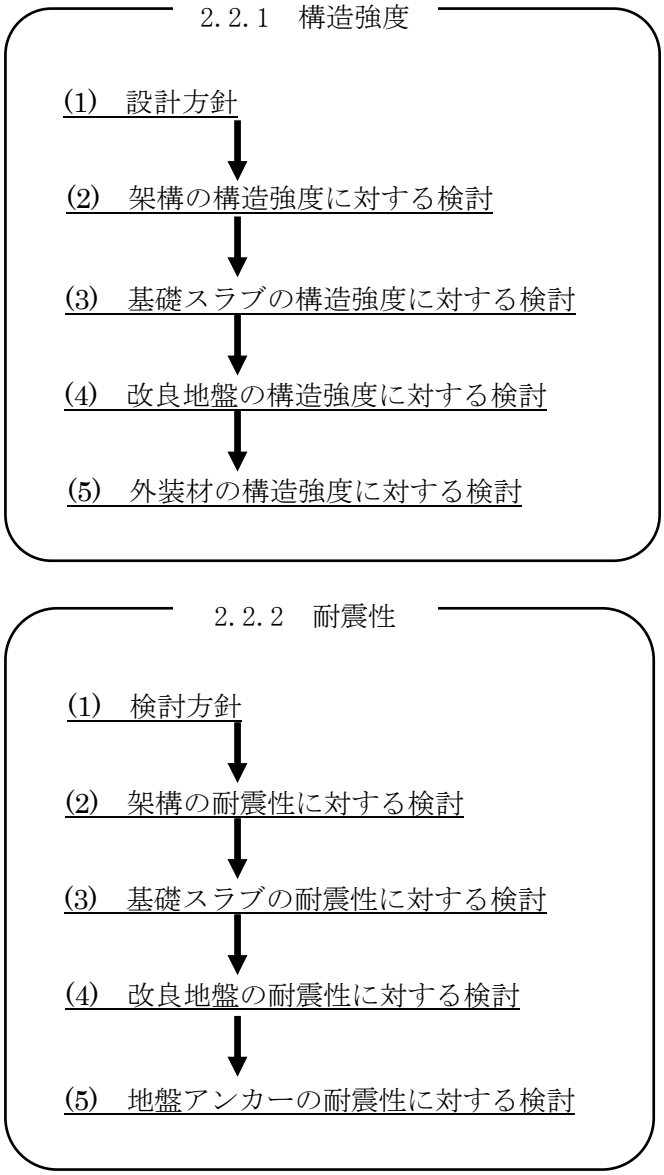


図 2.2-1　クレーン支持用架構の検討フロー

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に準拠し，基準風速を 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 2.2.1-3 に示す。

表 2.2.1-3　速度圧の算定結果

建物高さ* H (m)	平均風速の鉛直分布係数 Er	ガスト影響係数 Gf	建物高さと粗度区分による係数 E	基準風速 Vo (m/s)	速度圧 q (N/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 O.P.10.0m を基準面として，下式により算定し，算定結果を表 2.2.1-4 に示す。

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

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	標 高 O.P.(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	61.42	10569	－	－	－	－	－	－	－
6	50.72～61.42	13780	10569	1.443	1.477	0.433	0.443	4576	4683
5	43.42～50.72	5195	24349	1.302	1.328	0.391	0.398	9514	9702
4	39.92～43.46	9019	29544	1.254	1.272	0.376	0.382	11118	11271
3	32.46～39.92	5782	38563	1.183	1.187	0.355	0.356	13685	13730
2	21.50～32.46	6390	44345	1.113	1.114	0.334	0.334	14807	14818
1	12.50～21.50	－	50735	1.000	1.000	0.300	0.300	15221	15221

・荷重組合せ

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

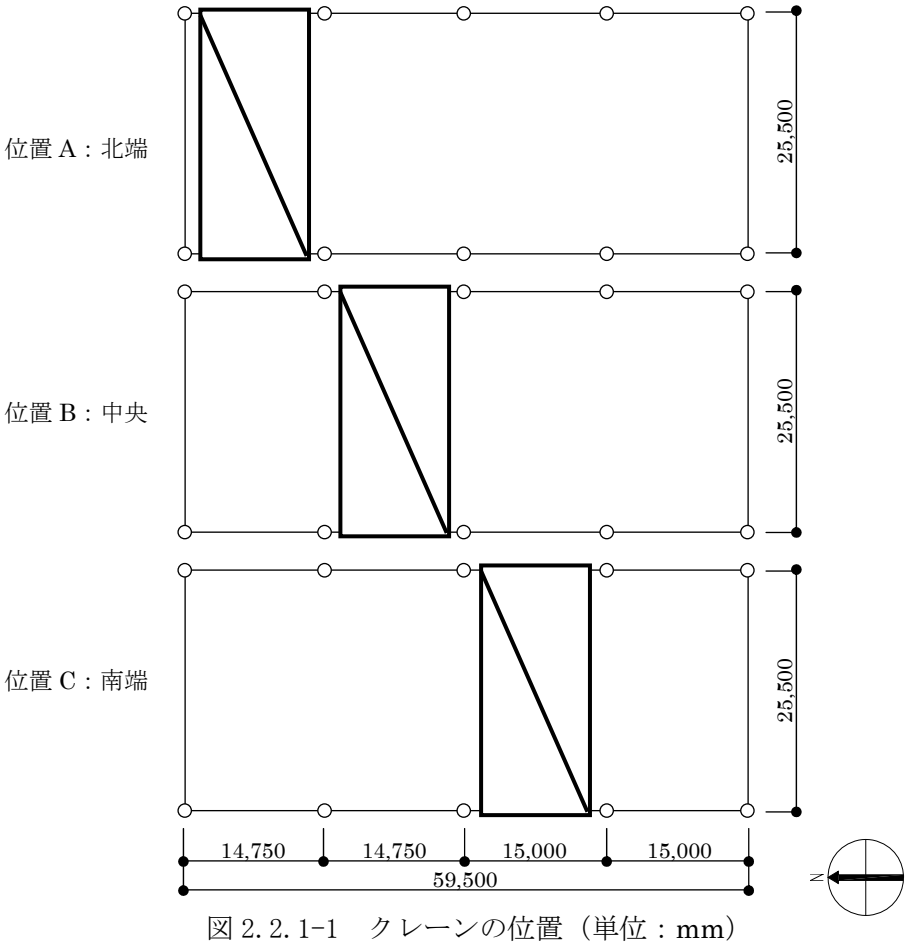


図 2.2.1-1　クレーンの位置（単位：mm）

表 2.2.1-5　クレーン支持用架構の荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL*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。

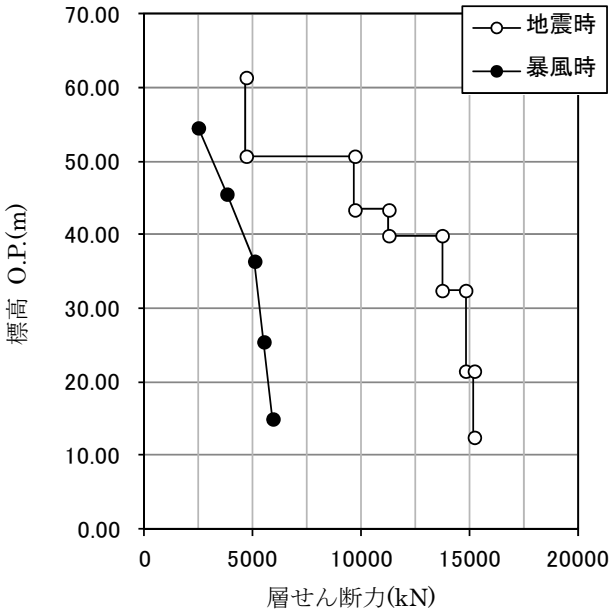


図 2.2.1-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較

(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（O.P.10.5m）より上部を立体架構モデルとし，柱及び梁の部材端部の条件は剛接，柱脚部は基礎下でピン支持とする。解析モデル，部材寸法及び応力検討箇所を図 2.2.1-3 に示す。ここに，使用する材質は SM490A とする。

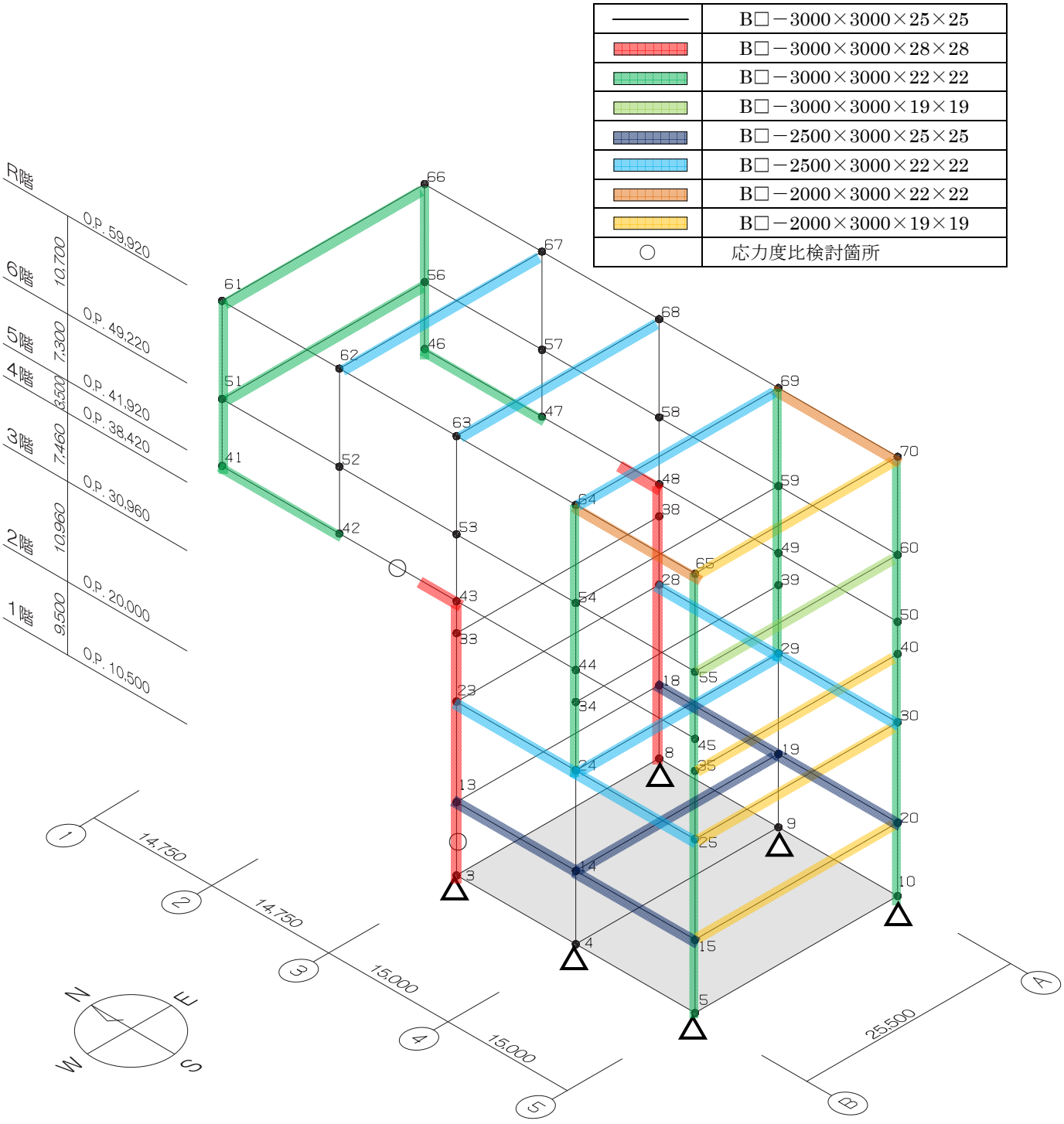
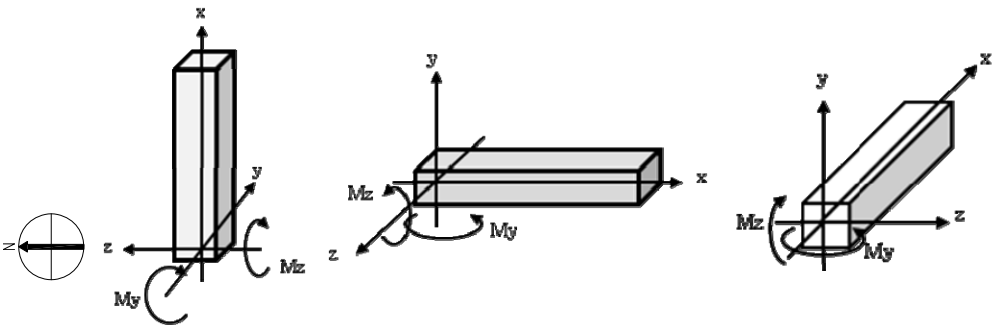


図 2.2.1-3　解析モデル図（単位：mm）

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。

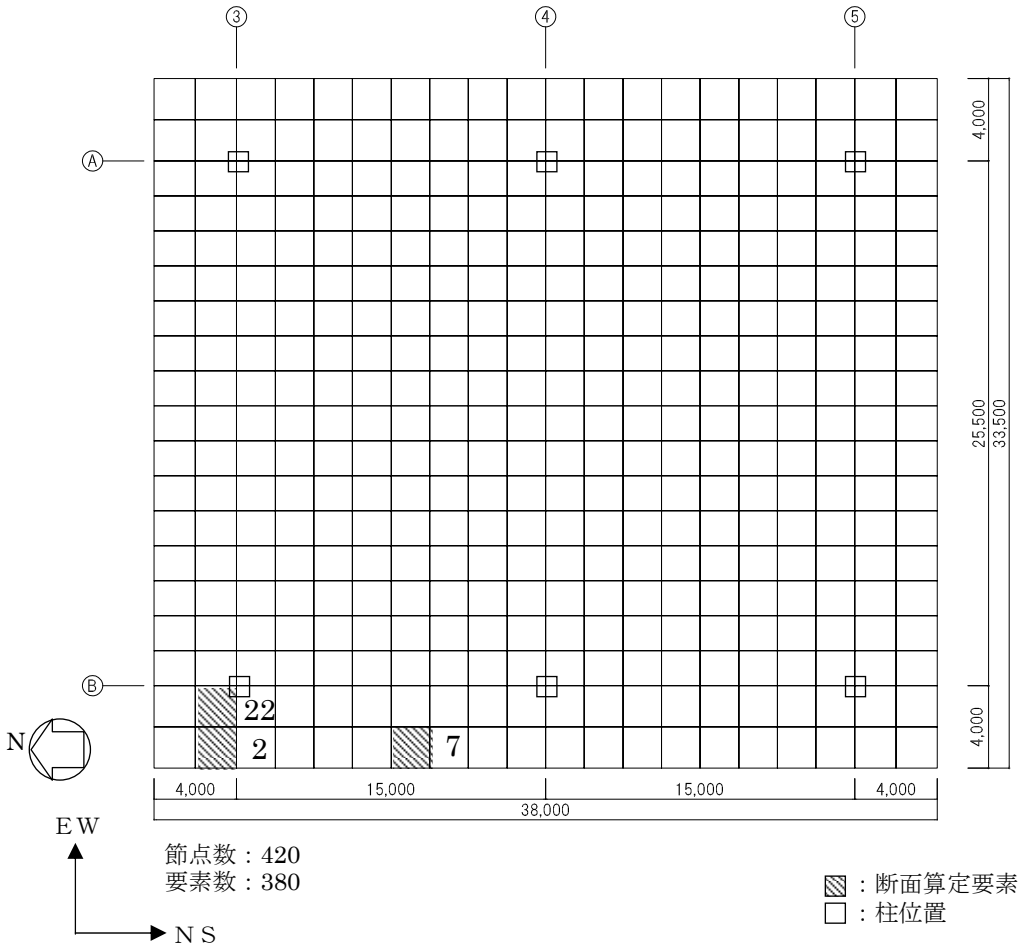


図 2.2.1-5　解析モデル図（単位：mm）

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^{-2}N/mm^2)	M/(b・D^2) (×10^{-2}N/mm^2)	P_t (%)	a_t (mm^2/m)	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:%)	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 f_s・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)	C(A)	1583	2627	OK
		E3(A)	110	2111	2.8	13.2	0.03	1200	2-D38@200 ［11400］ (0.29)	E3(A)	1925	3940	OK
7	NS	C(A)	47	3678	1.2	23.0	0.13	5200	D38@200+D38@400 ［8550］ (0.21)	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)	C(C)	575	2627	OK
		E3(A)	470	4754	11.8	29.8	0.07	2800	2-D38@200 ［11400］ (0.29)	E4(A)	1227	3940	OK

＊1： クレーンの位置を示す
＊2： 圧縮を正とする

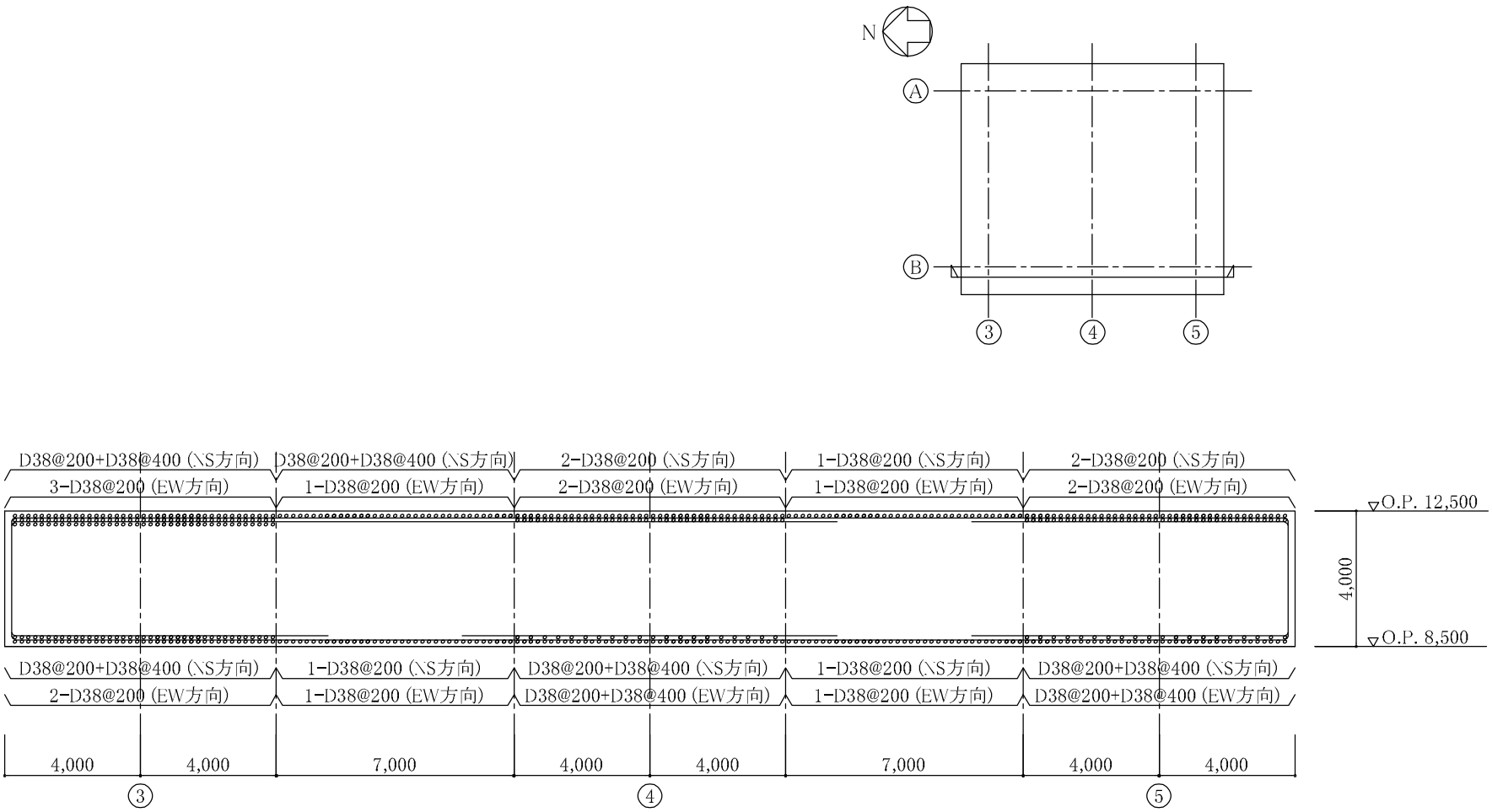


図 2.2.1-6　基礎スラブの配筋図（B 通り）（単位：mm）

(4)　改良地盤の構造強度に対する検討

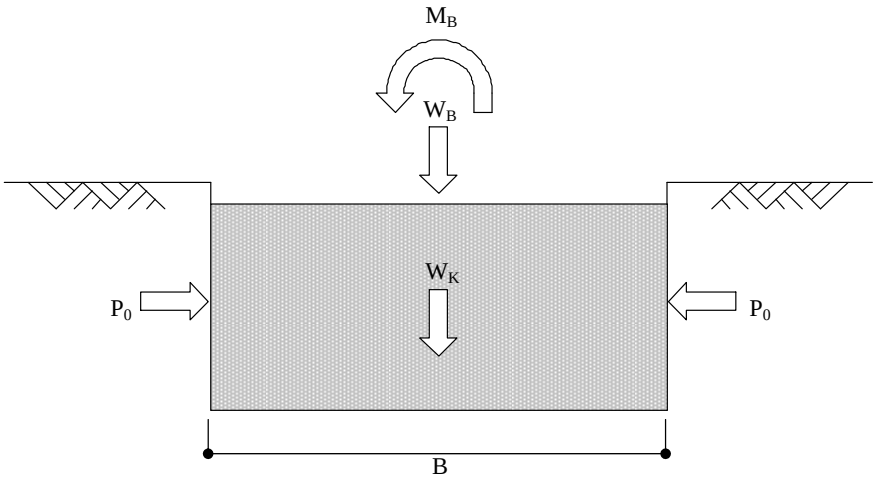
1)　設計方針

クレーン支持用架構を支持する改良地盤は，基礎スラブ直下の地盤を南北方向に 38.0m，東西方向に 33.5m，改良厚さ 10.5m とし，0.P.-2.0m の泥岩に支持する。検討は「JEAC4616-2009」に準拠し，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大応力が許容応力度以下であることを確認する。さらに，改良地盤直下の支持地盤の支持力に対して，常時及び地震時の改良地盤に生じる最大接地圧が許容支持力度以下であることを確認する。

2)　常時に対する検討

・改良地盤の検討

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



W_B：架構荷重＋基礎スラブ荷重＋地盤アンカー荷重

W_K：改良地盤の自重

M_B：架構の偏心による転倒モーメント

P_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　$_Lq_a=1960\ kN/m^2$

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

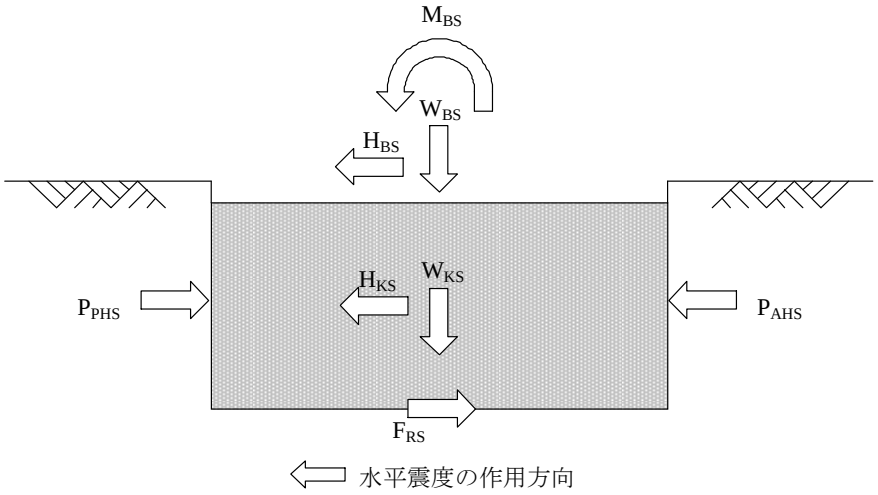
・沈下の検討

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，平均速度圧にピーク風力係数を乗じて算出する。速度圧の算定結果を表 2.2.1-9 に，ピーク風力係数を表 2.2.1-10 に示し，風力係数の算定箇所のイメージを図 2.2.1-9 に示す。

表 2.2.1-9　速度圧の算定結果

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

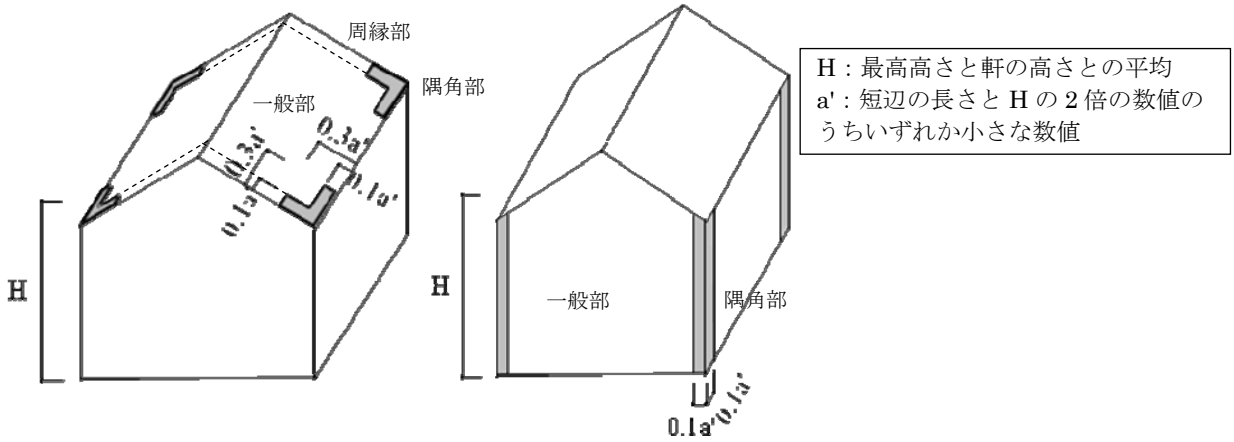


図 2.2.1-9　風力係数の算定箇所のイメージ

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/mm²)	せん断弾性係数 G (N/mm²)	せん断断面積 As (mm²)	形状係数	許容応力度 f_b (N/mm²)	断面係数 Z (mm³)	せん断弾性係数 G (N/mm²)	断面積 A (mm²)	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

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

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

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

・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

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

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

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

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

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

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

・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

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

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

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

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

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 2.2.2-1 に示す。モデルに入力する地震動は一次元波動論に基づき，解放基盤表面で定義される基準地震動 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（0.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 2.2.2-2(1)及び図 2.2.2-2(2)に示す。

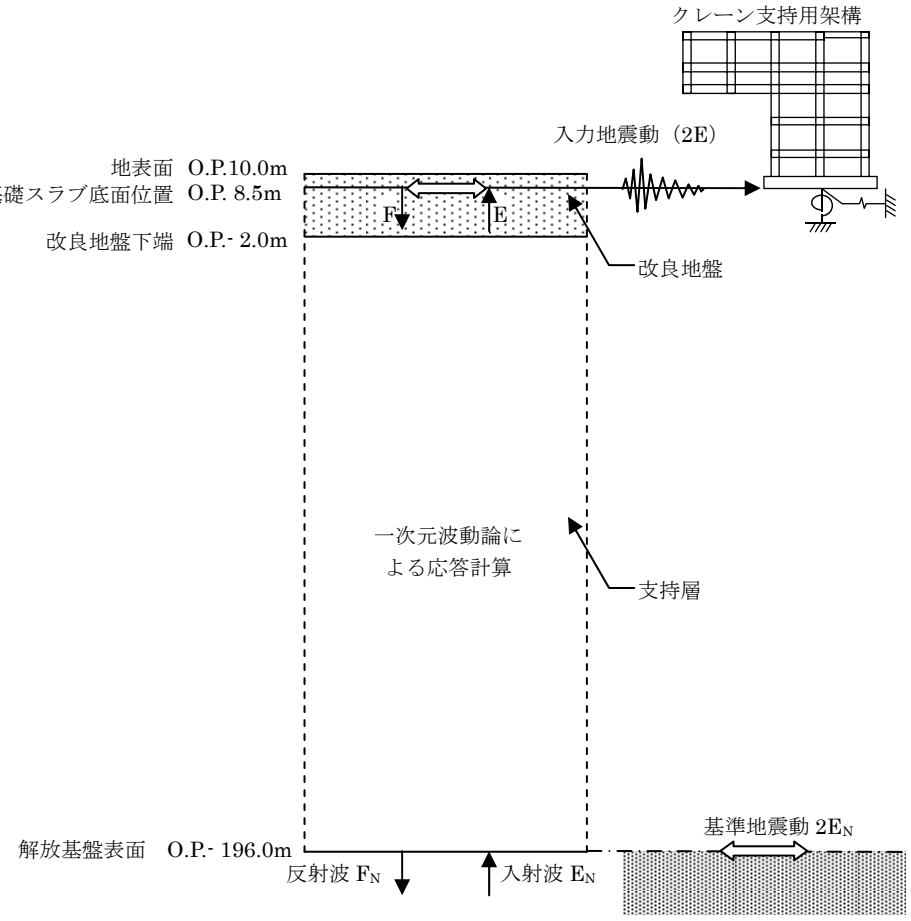
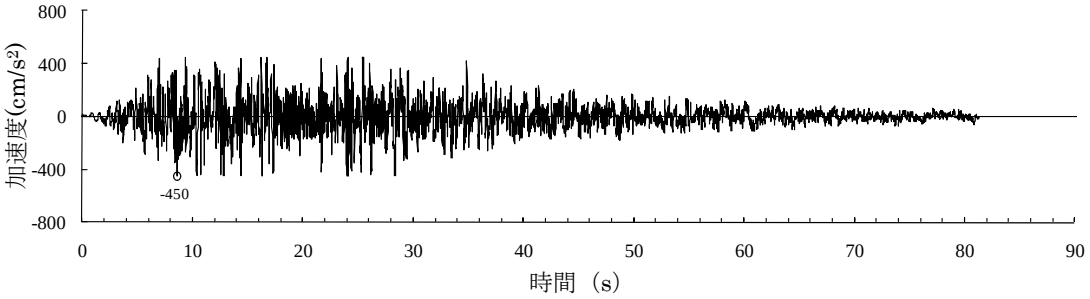
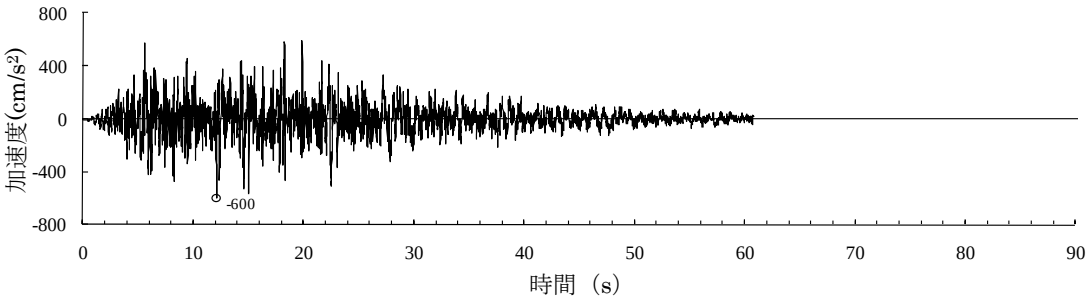


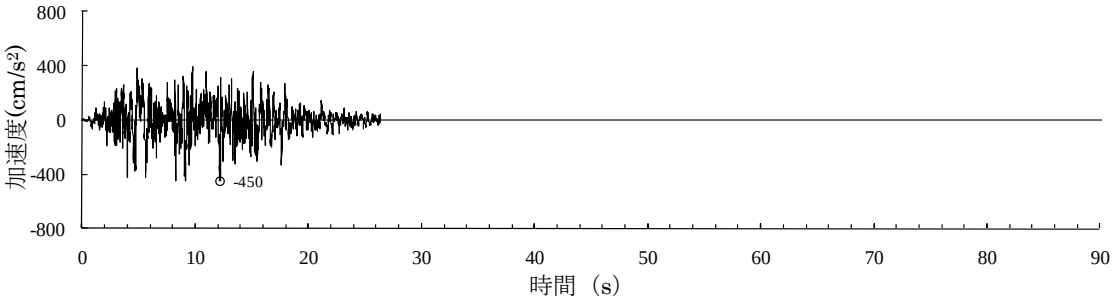
図 2.2.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)

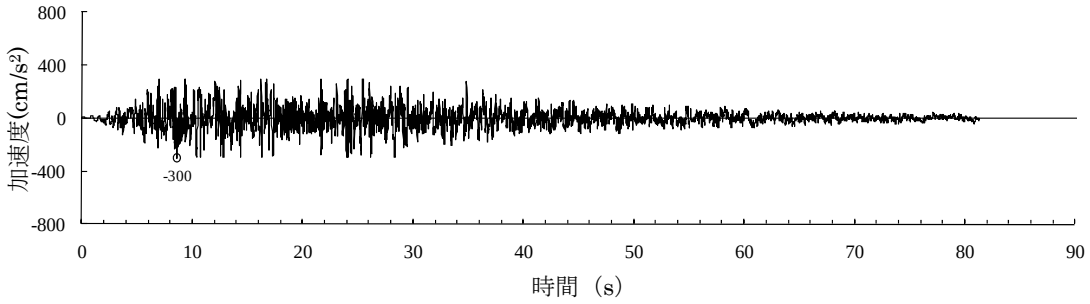


(Ss-3H)

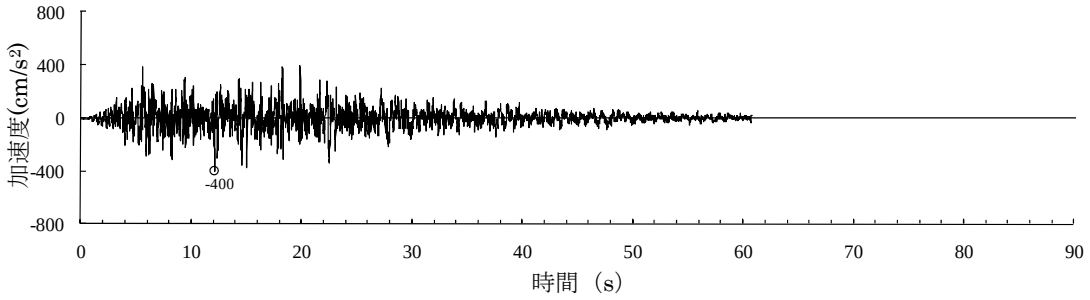
○印は最大値を示す

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

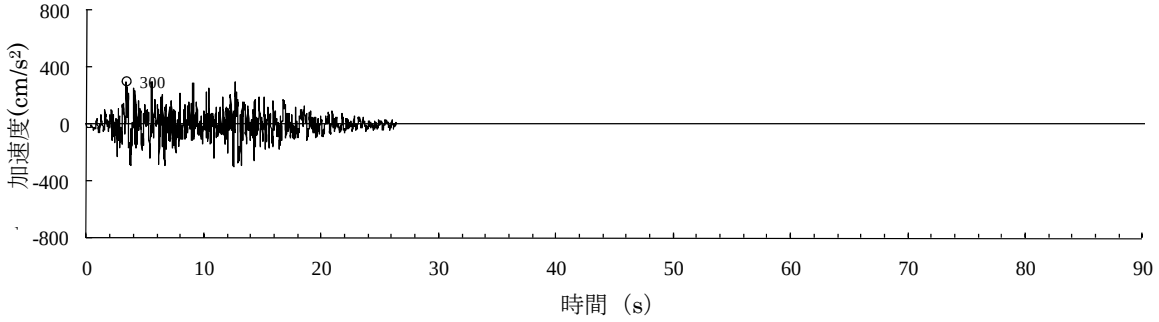
(水平方向)



(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。

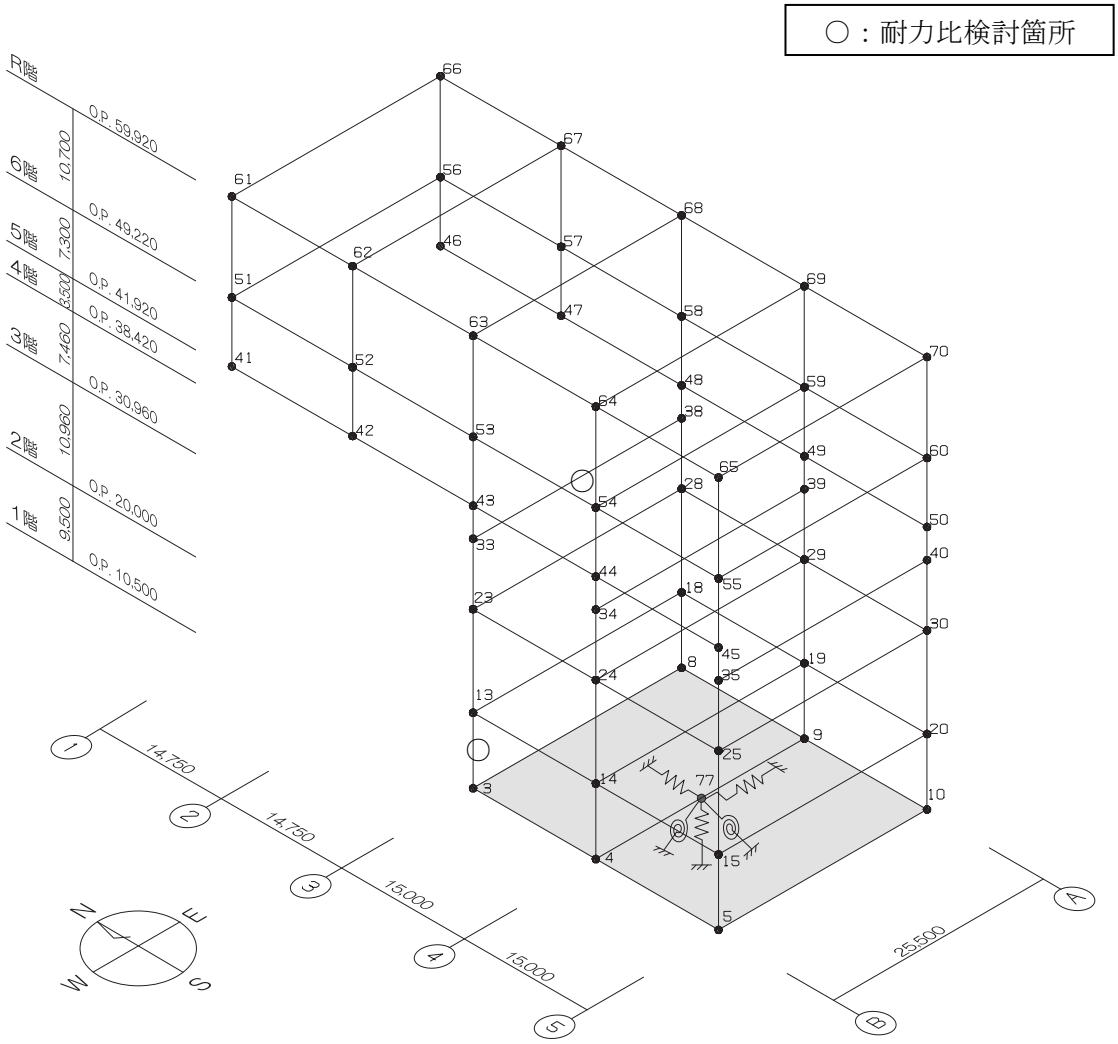


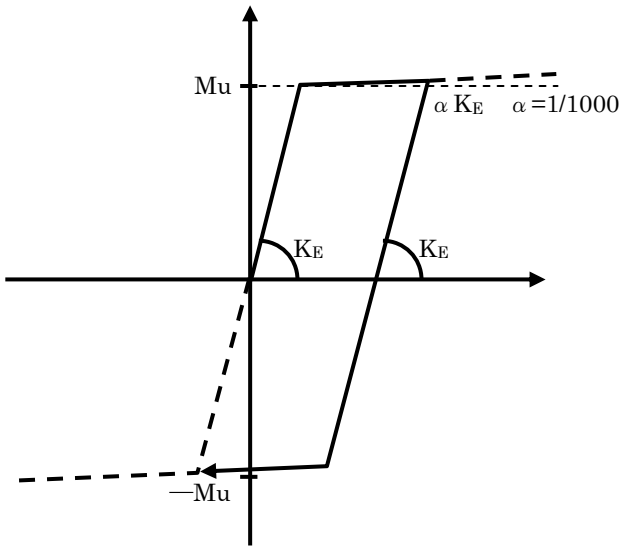
図 2.2.2-3　クレーン支持用架構の地震応答解析モデル（単位：mm）

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

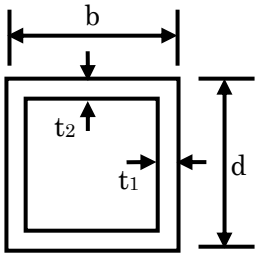


図 2.2.2-4　クレーン支持用架構の復元力特性の設定

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

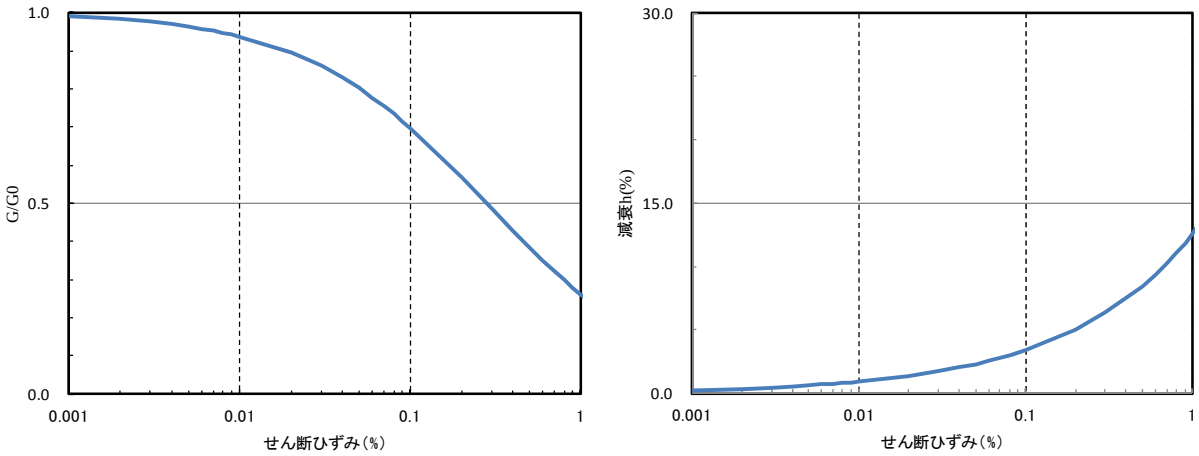


図 2.2.2-5　地盤のひずみ依存性(泥岩)*

＊:『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

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比 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)
10.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-2.0		450	16.5	0.464	2.97	3.41	0.87	8.70	3	8.0
-10.0		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.44	3	70.0
-80.0	泥岩	560	17.6	0.446	4.60	5.63	0.82	13.31	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.25	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

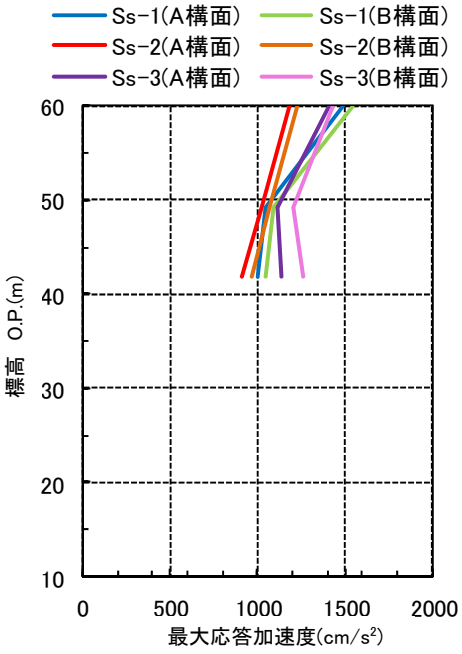
標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.43	11.52	0.99	29.94	2	12.0
-2.0		450	16.5	0.464	2.98	3.41	0.87	8.72	3	8.0
-10.0		500	17.1	0.455	3.59	4.36	0.82	10.45	3	70.0
-80.0	泥岩	560	17.6	0.446	4.62	5.63	0.82	13.36	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	5.50	6.53	0.84	15.85	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

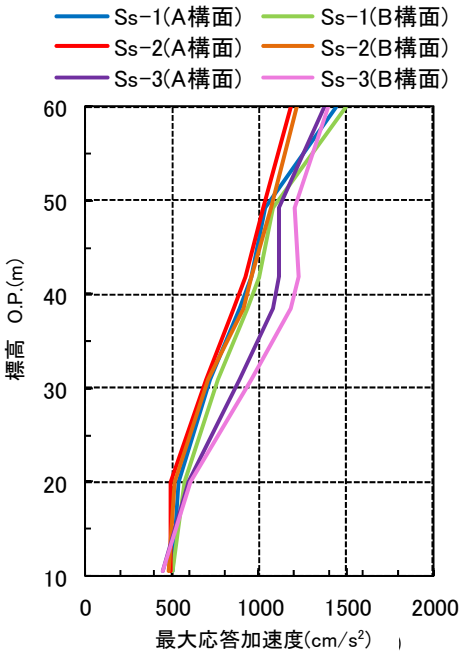
標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
	改良地盤	800	17.7	0.310	11.44	11.52	0.99	29.98	2	12.0
-2.0		450	16.5	0.464	3.00	3.41	0.88	8.79	3	8.0
-10.0		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0	泥岩	560	17.6	0.446	4.52	5.63	0.80	13.07	3	28.0
-108.0		600	17.8	0.442	4.97	6.53	0.76	14.34	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3)地震応答解析結果

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

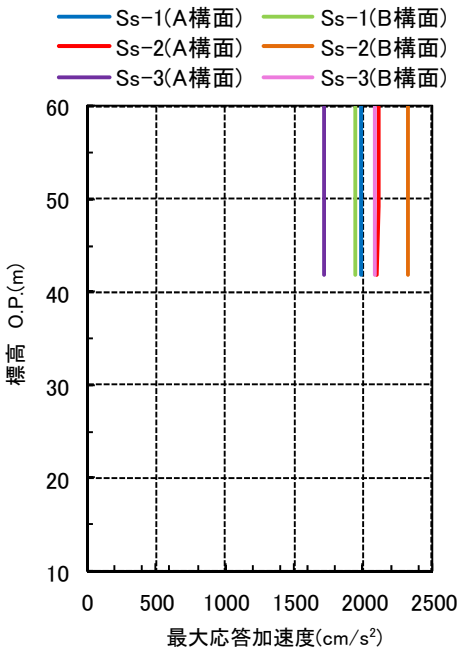


（１通り）

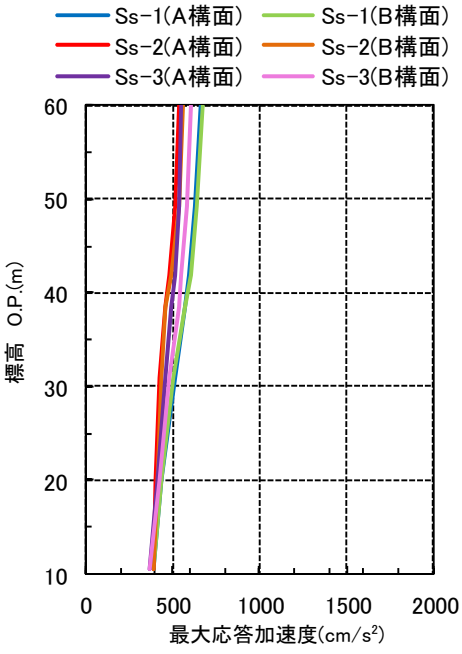


（３通り）

(a)最大応答加速度（水平(NS)成分）



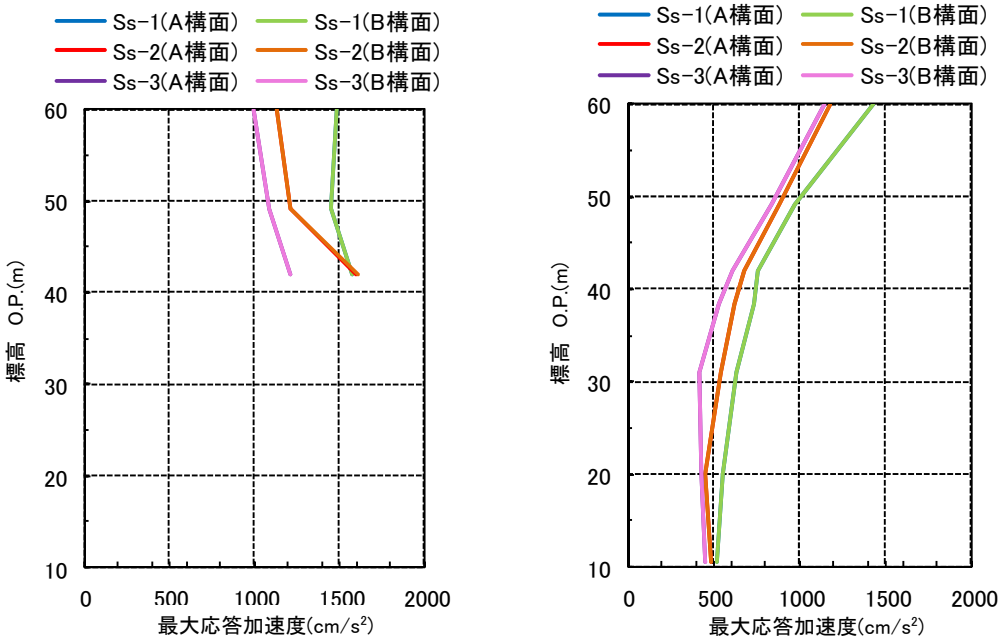
（１通り）



（３通り）

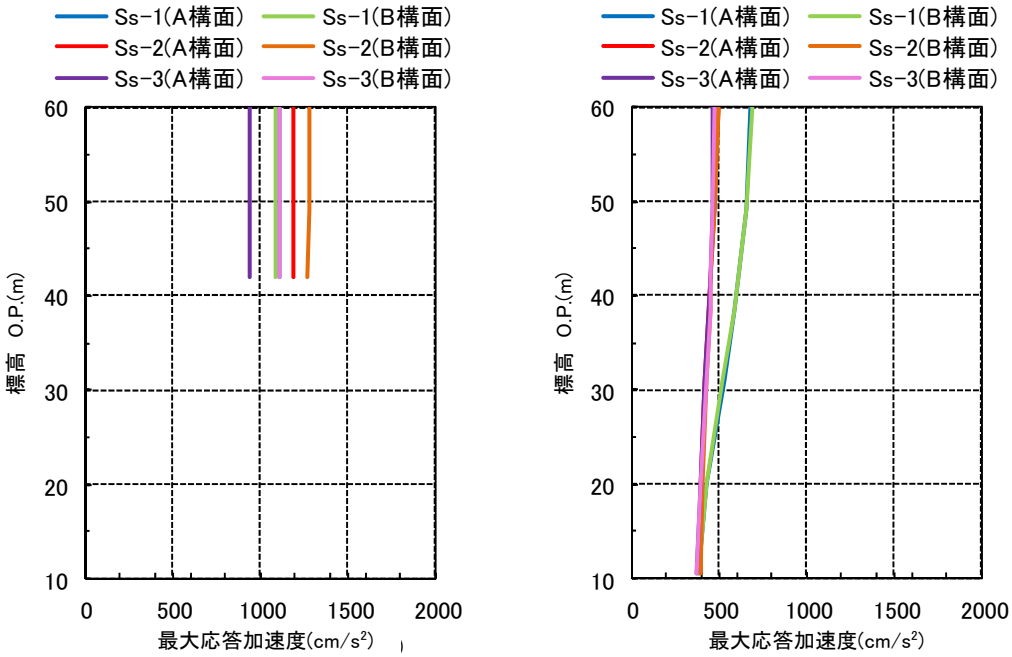
(b)最大応答加速度（鉛直成分）

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。

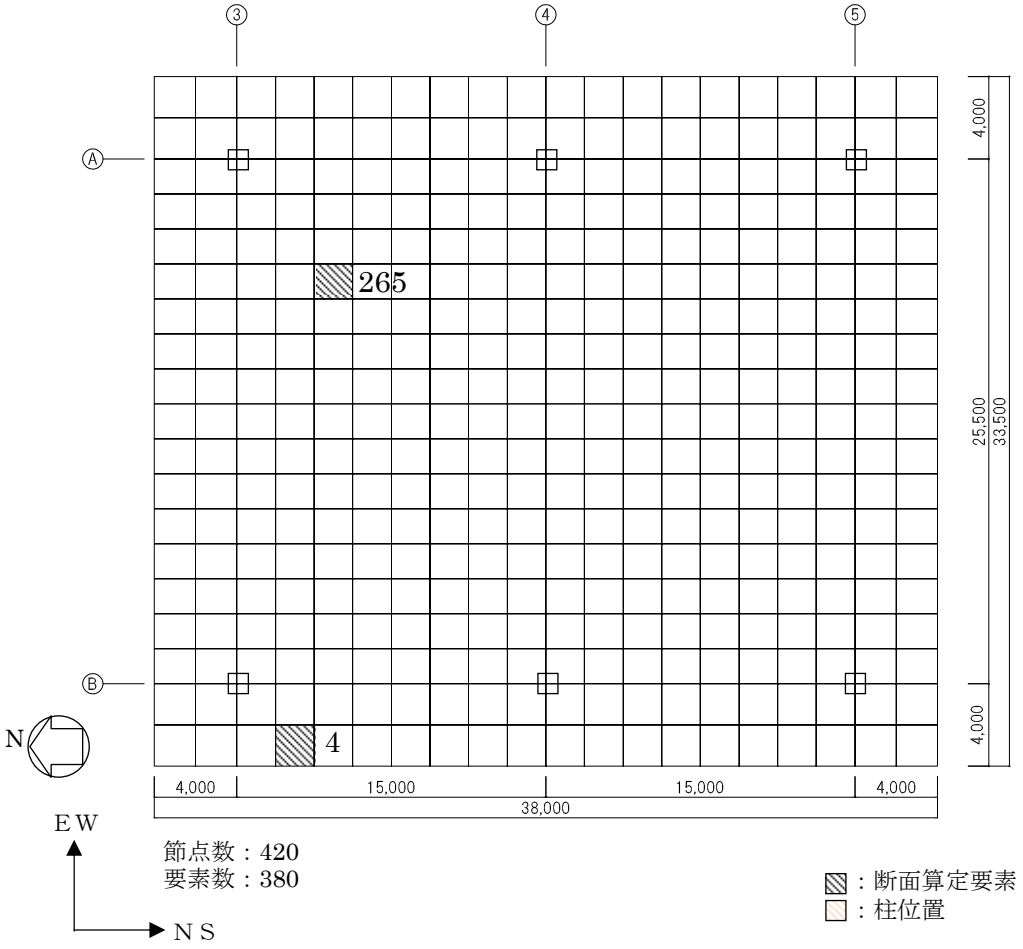


図 2.2.2-8　解析モデル図（単位：mm）

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 mm²/m］(pt:%) 下段：下端筋［断面積 mm²/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。

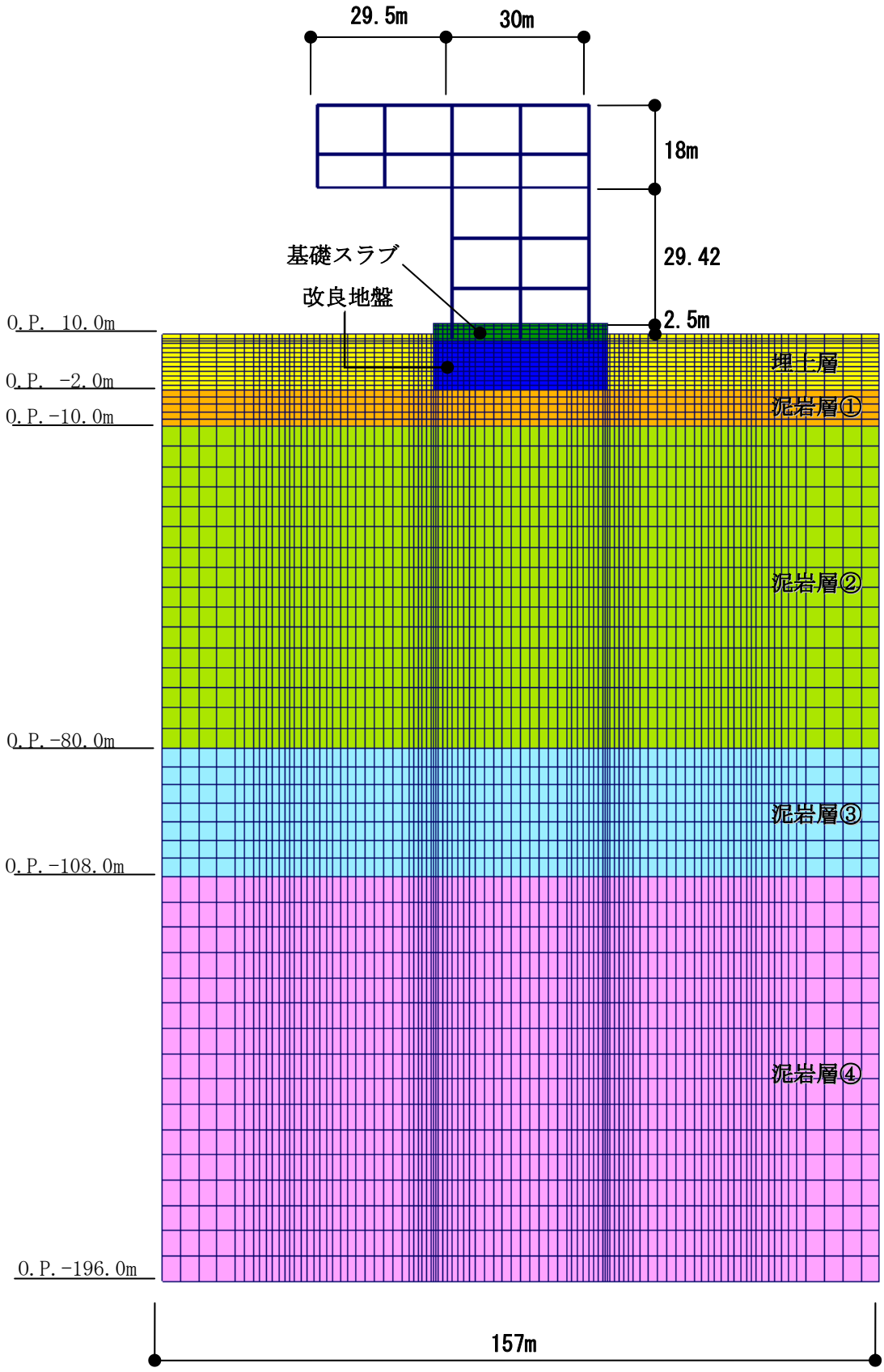


図 2.2.2-9　応力算定用地震応答解析モデル

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/m^2）

$\tau_{Ri}(t)$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/m^2）

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/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，　$_{ss}f_{ss}$　:688kN/m^2　（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

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

(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 O.P.-7.0m 以深を定着長部としている。地盤アンカーの検討は基準地震動 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。

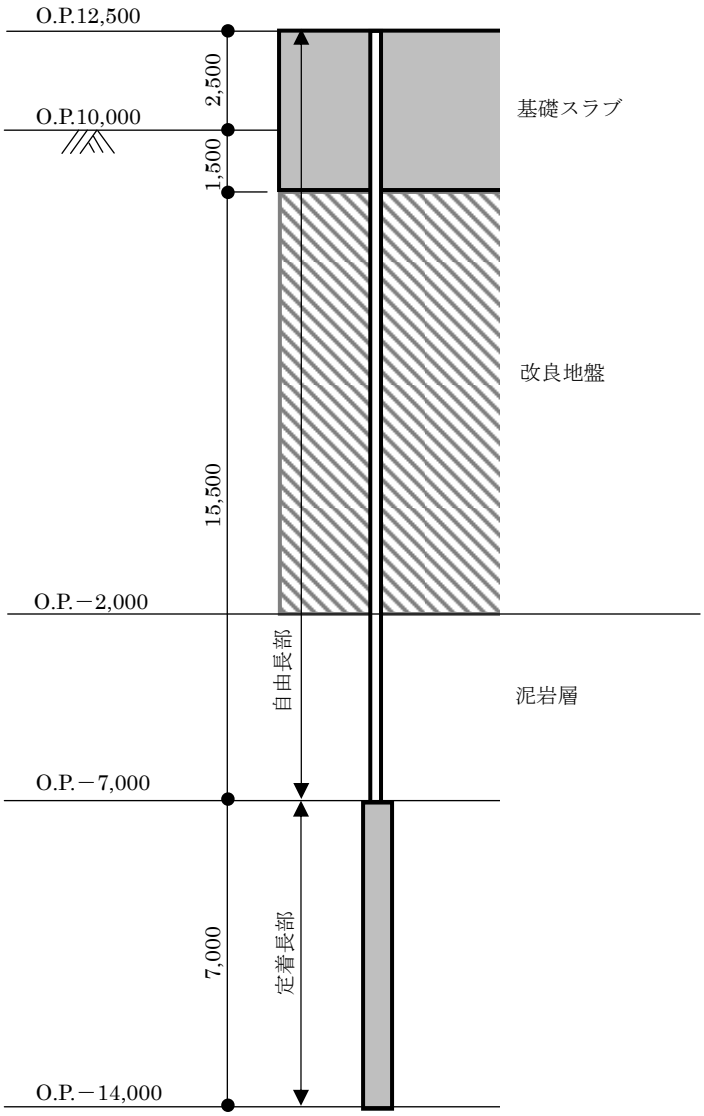


図 2.2.2-10　地盤アンカー設置計画（単位：mm）

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。

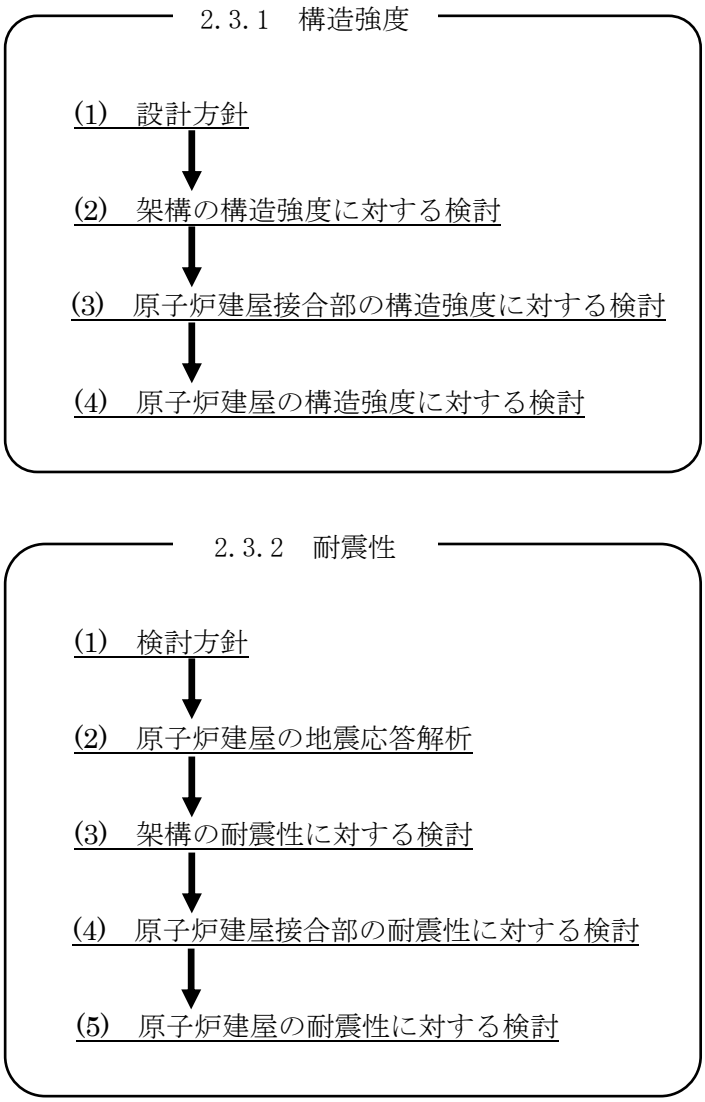


図 2.3-1　燃料取扱機支持用架構の検討フロー

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，O.P.-2.06m（原子炉建屋基礎スラブ上端レベル）を基準面とした原子炉建屋の地震層せん断力係数の算定結果より設定する。原子炉建屋の地震層せん断力係数は下式より算定し，算定結果を表 2.3.1-4 に示す。

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

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

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	標高 O.P. (m)	各階重量 (kN)	Wi (kN)	Ai		n･Ci	
				NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向
5	39.92	77700	－	－	－	－	－
4	39.92～32.30	88770	77700	2.070	2.218	0.497	0.533
3	32.30～26.90	122210	166470	1.787	1.831	0.429	0.440
2	26.90～18.70	127700	288680	1.520	1.549	0.365	0.372
1	18.70～10.20	208960	416380	1.309	1.315	0.314	0.316
B1	10.20～-2.06	－	625340	1.000	1.000	0.240	0.240

燃料取扱機支持用架構に作用させる水平震度は，原子炉建屋 4 階の NS 方向地震層せん断力係数(n・Ci=0.497)及び EW 方向地震層せん断力係数(n・Ci=0.533)より，水平震度を 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

標高 O.P. (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)
40.77	2487	0.497	1236	0.533	1326
30.485	298	0.497	148	0.533	159
20.20	188	0.497	93	0.533	100

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

・荷重組合せ

設計で考慮する燃料取扱機の位置を図 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。

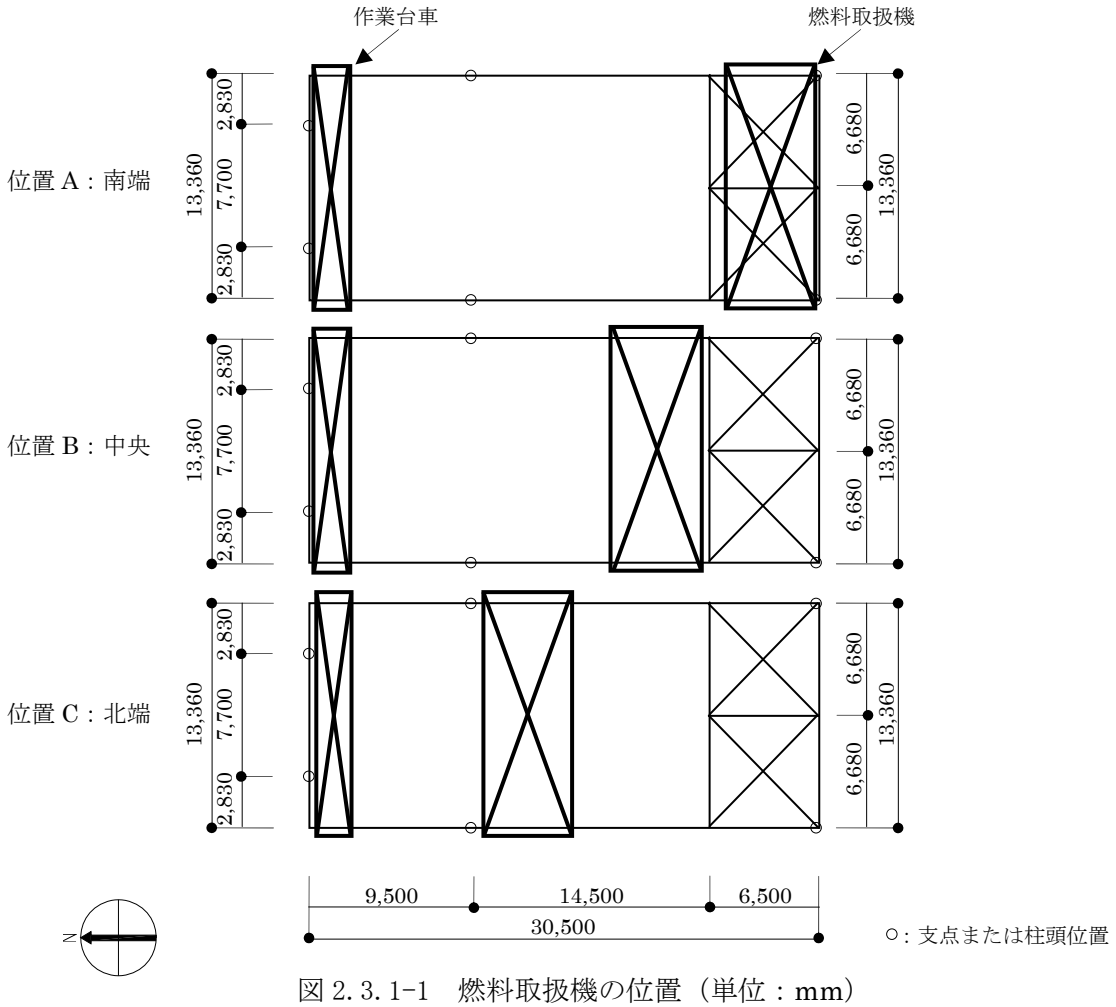


図 2.3.1-1　燃料取扱機の位置（単位：mm）

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，O.P. 18.70m より上部を立体架構モデルとし，柱及び梁端部の境界条件は剛接，原子炉建屋シェル壁上端はピン及び原子炉建屋南側外壁の柱脚部は固定とする。解析モデル，部材寸法及び応力検討箇所を図 2.3.1-2 に示す。

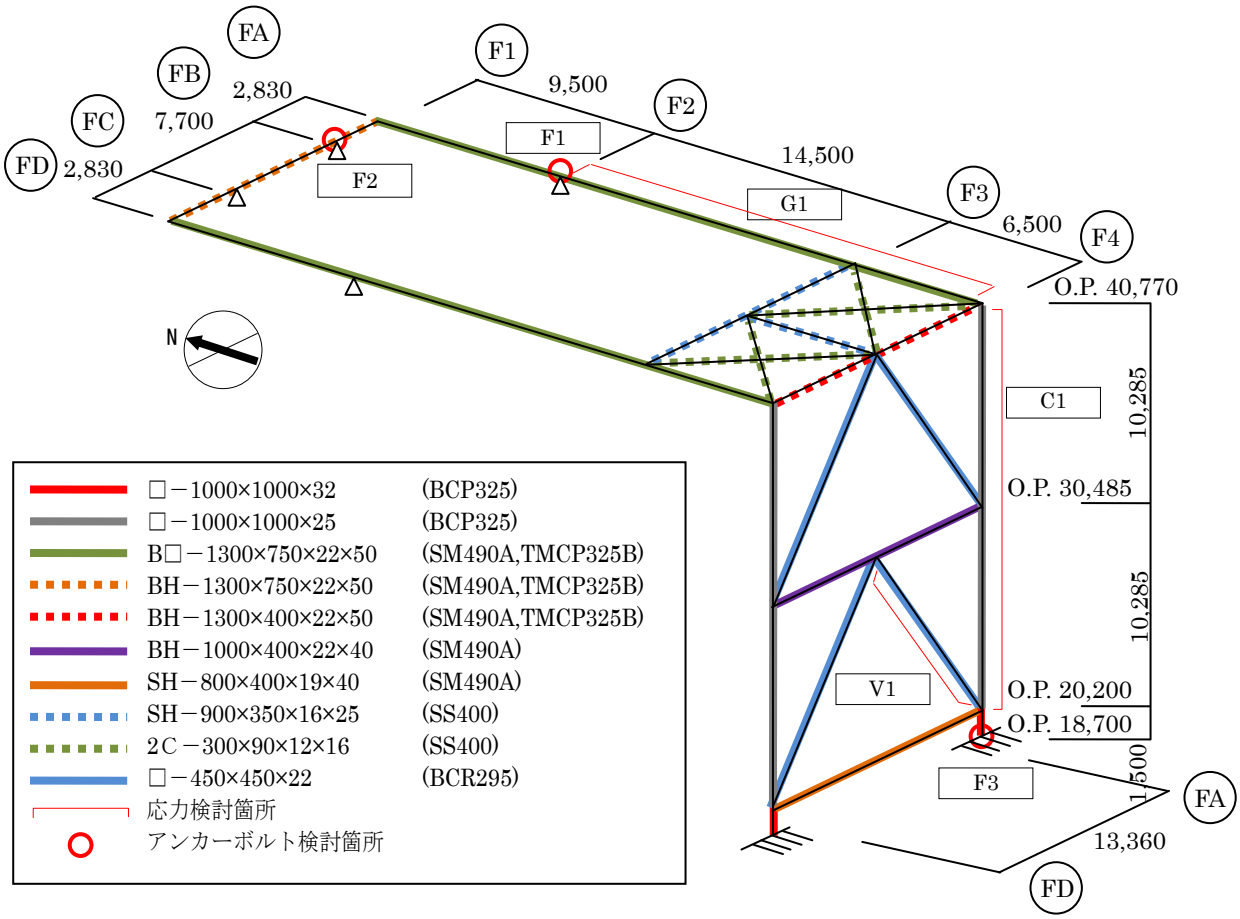
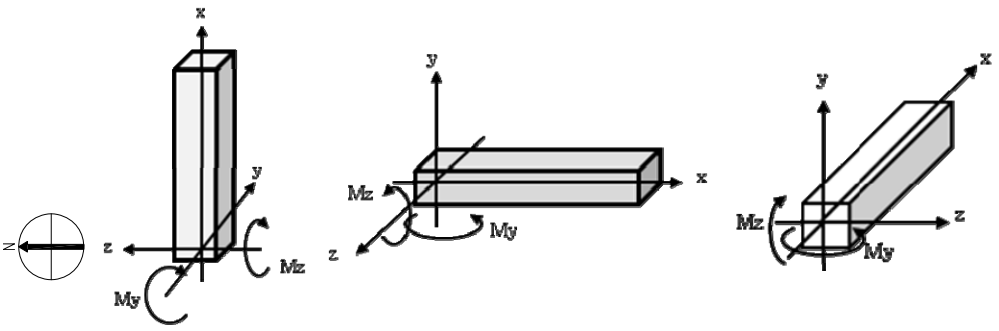


図 2.3.1-2　解析モデル図（単位：mm）

2) 断面検討

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



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)
標高		m	O.P.39.92	O.P. 9.60～O.P.18.70
鋼材種類			M27	D25
			SNR490B	SD345
埋め込み長さ		mm	700	450
アンカーボルトの間隔		mm	300	400
長期	許容引張力(p_{aL})	kN/本	58	51
	許容せん断力(q_{aL})	kN/本	53	58
短期	許容引張力(p_{aS})	kN/本	116	102
	許容せん断力(q_{aS})	kN/本	104	116

2)　シェル壁上端位置の検討

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

検討の結果，全ての応力度比が 1 以下になることを確認した。

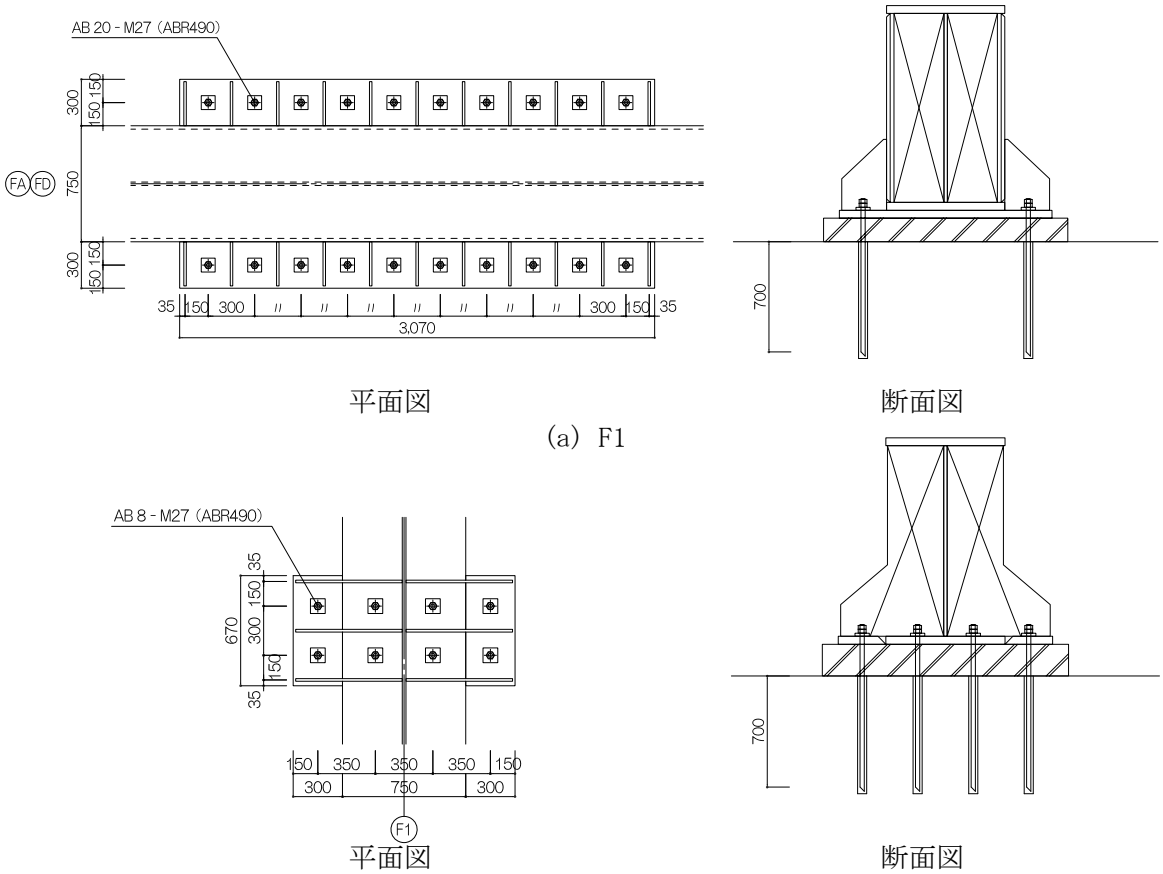


図 2.3.1-4　シェル壁上端位置の接合部概要（単位：mm）

表 2.3.1-10　　シェル壁上端位置の検討結果

検討箇所 (ｱﾝｶｰ本数) *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

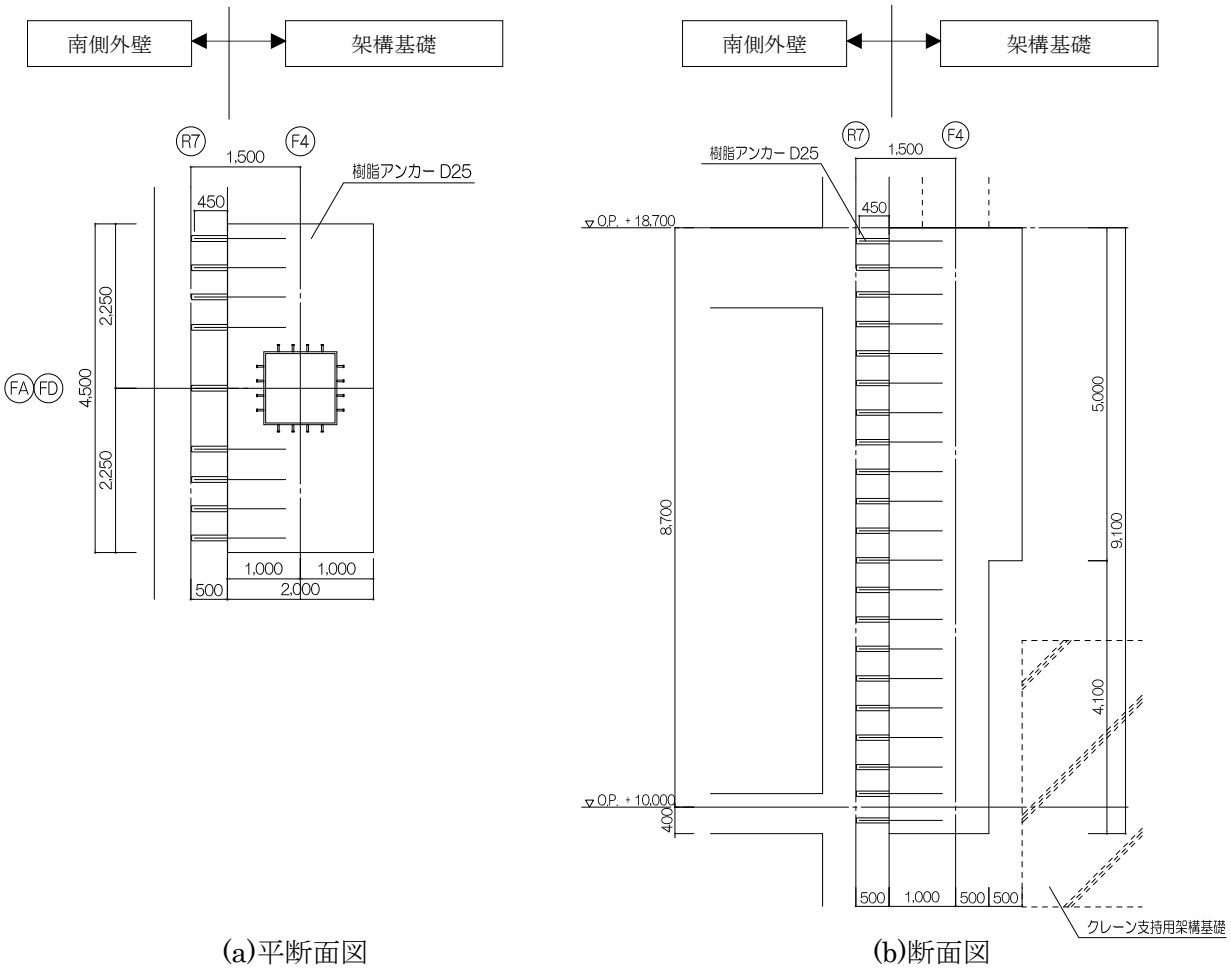
*1：設計で考慮するアンカーボルトの本数

*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 O.P. 18.70m より上部を検討対象とする。検討対象部位を図 2.3.1-6 に示す。

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

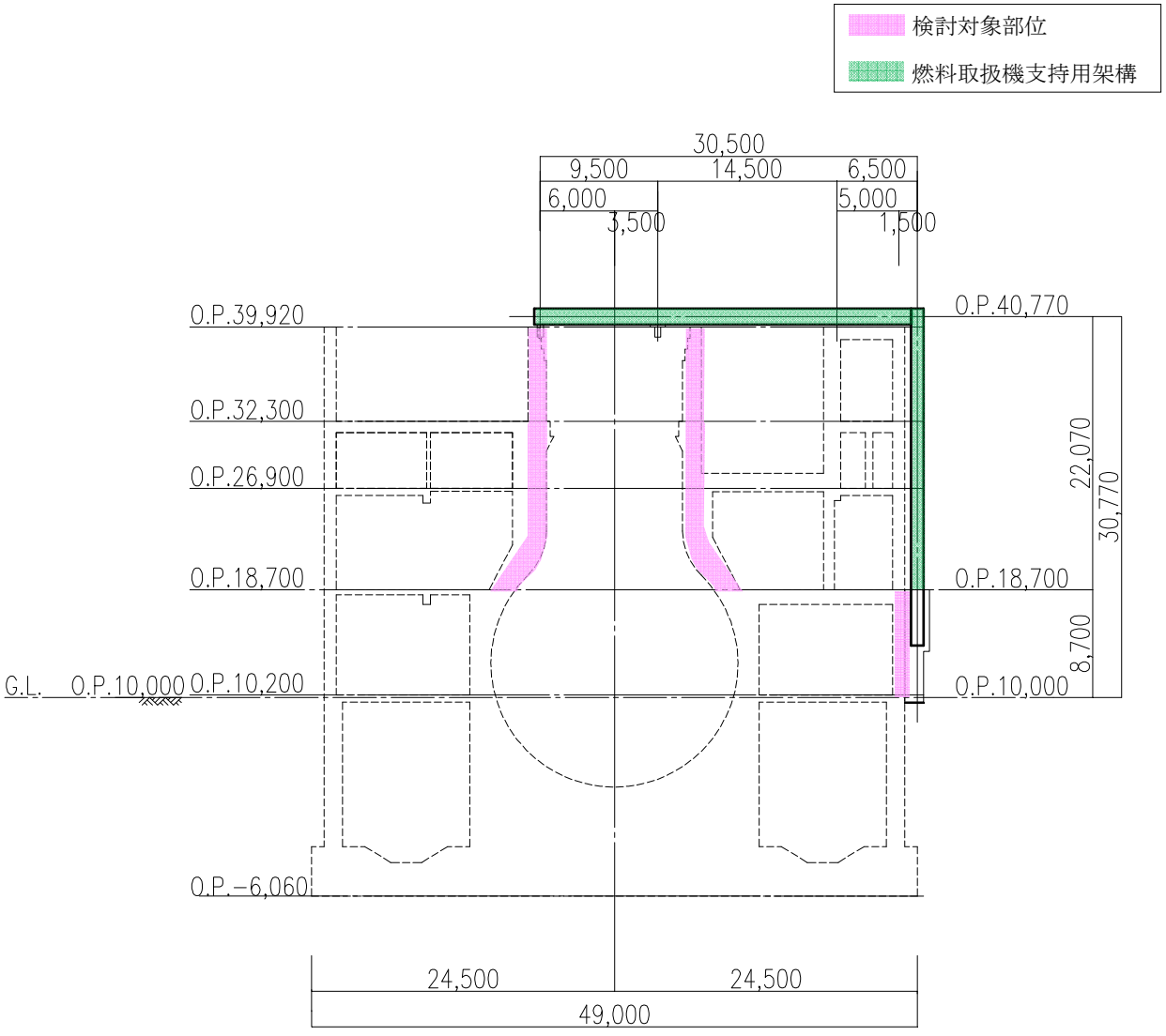


図 2.3.1-6　既存躯体の検討対象部位（単位：mm）

2) 断面検討

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

標高 O.P. (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
39.92～32.30	1.50	a_t=87.7 P_g=1.16	58.1	2.0	0.17	OK
32.30～26.90	1.85	a_t=87.7 P_g=0.94	80.1	3.4	0.24	OK
26.90～18.70	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)

標高 O.P. (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
39.92～32.30	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
32.30～26.90	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
26.90～18.70	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)

標高 O.P. (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
18.70 ～ 10.20	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)

標高 O.P. (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
18.70 ～ 10.20	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

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

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

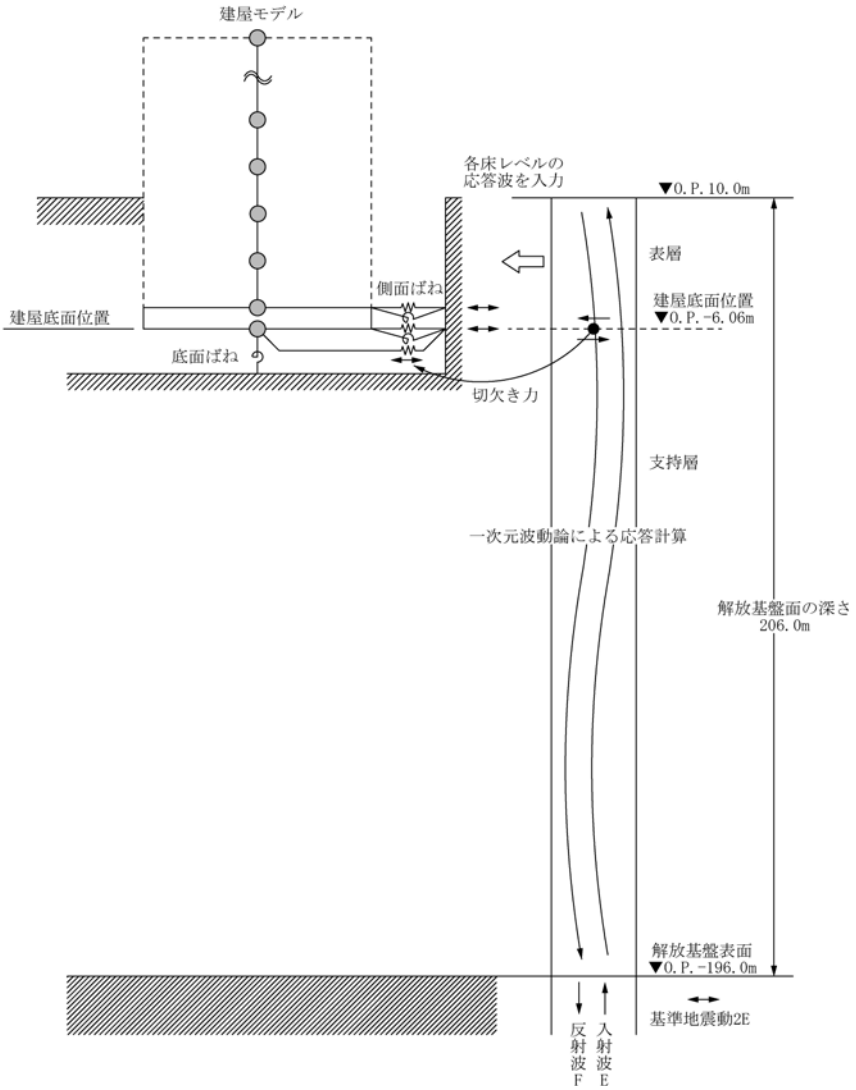


図 2.3.2-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

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。

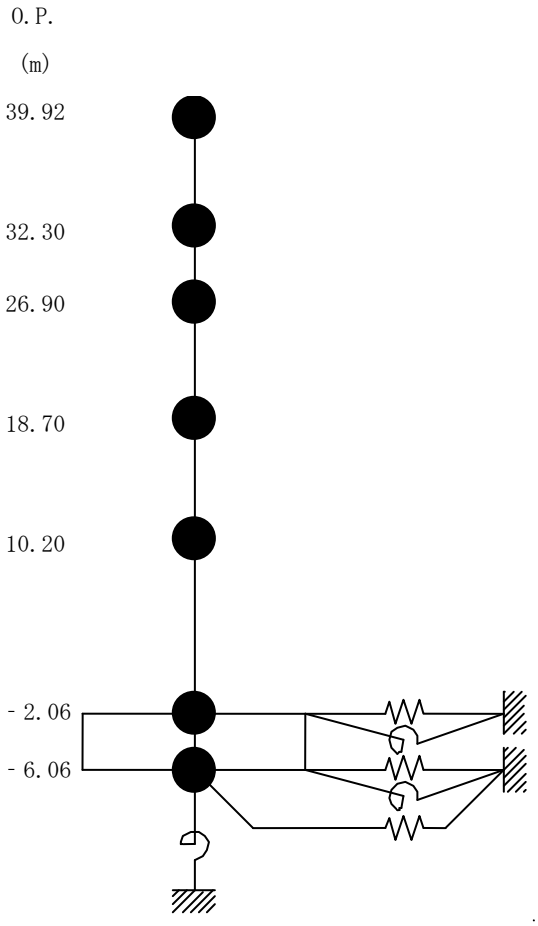


図 2.3.2-2　原子炉建屋の地震応答解析モデル

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

標高 O.P.(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）
39.92	77700	141.73		
			150.8	13068
32.30	88770	163.44		
			103.4	15942
26.90	122210	224.92		
			223.4	45026
18.70	127700	244.14		
			175.4	46774
10.20	208960	391.33		
			460.4	114194
-2.06	287050	574.38		
			2812.6	562754
-6.06	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

標高 O.P.(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）
39.92	77700	78.78		
			90.4	6491
32.30	88770	91.66		
			105.8	6388
26.90	122210	224.92		
			167.5	32815
18.70	127700	232.88		
			166.4	46303
10.20	208960	570.57		
			424.5	136323
-2.06	287050	828.96		
			2812.6	772237
-6.06	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）

標高 O.P.（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）
39.92	77700		
		222.6	7.41
32.30	88770		
		218.1	10.58
26.90	122210		
		380.4	11.92
18.70	127700		
		340.6	10.30
10.20	208960		
		654.7	13.72
-2.06	287050		
		2812.6	180.71
-6.06	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

標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比 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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

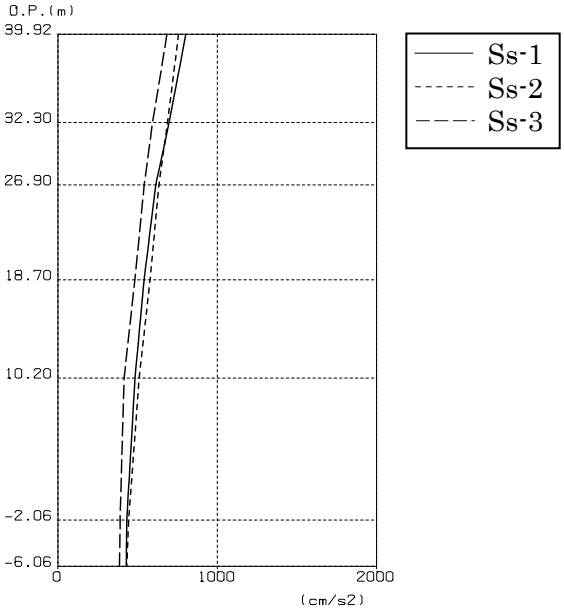
標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9										
		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

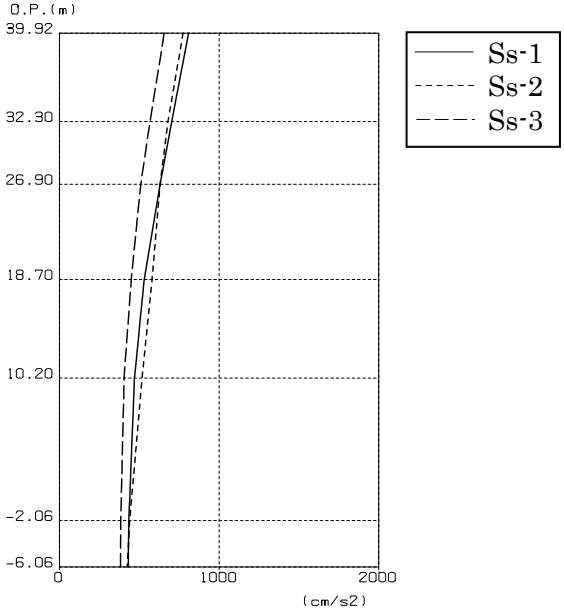
標高 O.P. (m)	地質	せん断波速度 Vs (m/s)	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比 ν	せん断弾性係数 G (×10⁵kN/m²)	初期せん断弾性係数 G_0 (×10⁵kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	ヤング係数 E (×10⁵kN/m²)	減衰定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3)　地震応答解析結果

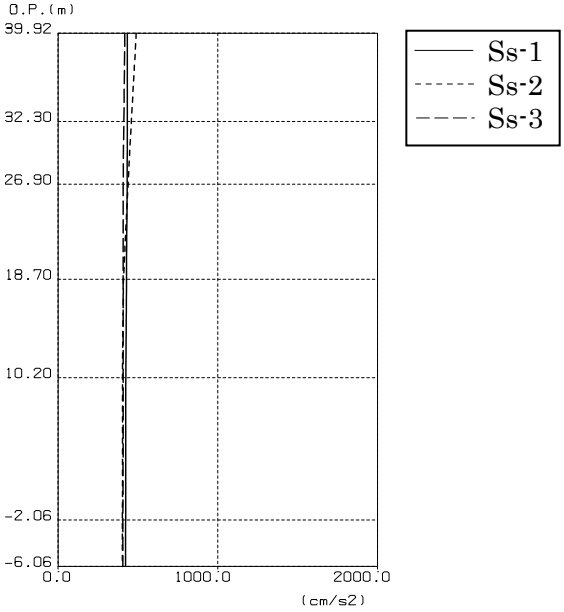
地震応答解析は水平方向と鉛直方向を別々に入力した。最大応答加速度分布を図 2.3.2-3 に示す。



(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 0.P.39.92m と 0.P.18.70m の時刻歴応答変位を用い，水平方向と鉛直方向の同時入力とする。

2)　地震応答解析モデル

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

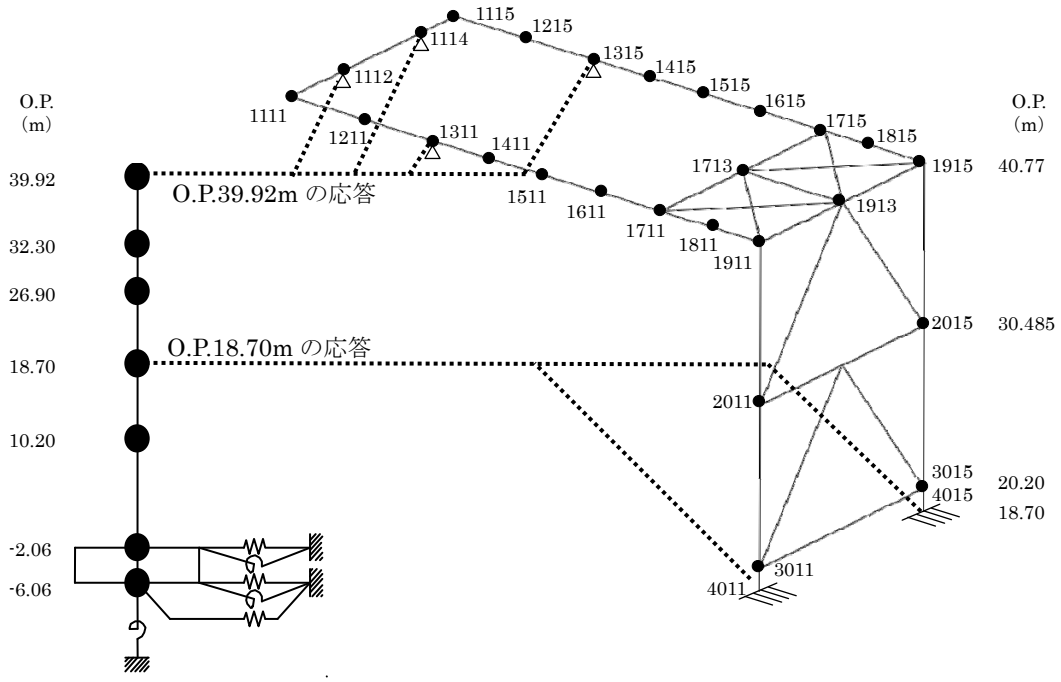


図 2.3.2-4　燃料取扱機支持用架構の地震応答解析モデル

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

標高 O.P.(m)	節点番号	質点重量 (kN)
40.77	1111	57
	1211	89
	1311	79
	1411	68
	1511	68
	1611	68
	1711	78
	1811	62
	1911	97
	1115	57
	1215	89
	1315	79
	1415	68
	1515	68
	1615	68
	1715	78
	1815	62
	1915	97
	1112	46
	1114	46
	1713	37
	1913	94
	9001	49
	9002	49
	9003	49
	9004	49
	9501	184
	9502	184
	9601	184
	9602	184
30.485	2011	149
	2015	149
20.20	3011	94
	3015	94
合　計		2973

3)　波及的影響の評価

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

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

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

・層間変形角の検討

燃料取扱機支持用架構の層間変形角を表 2.3.2-4 に示す。

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

表 2.3.2-4　層間変形角の検討結果

標高 O.P. (m)	最大応答値						ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
	NS 方向入力時			EW 方向入力時				
	Ss-1	Ss-2	Ss-3	Ss-1	Ss-2	Ss-3		
30.485～40.77	1/10285	1/10285	1/34283	1/1686	1/2057	1/2706	1/75	OK
18.70～30.485	1/1061	1/1309	1/1419	1/1733	1/2104	1/2805		

・塑性率の検討

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

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

表 2.3.2-5　耐力比の検討結果

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

M_z：部材 z 軸回りの曲げモーメントの最大値　M_{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

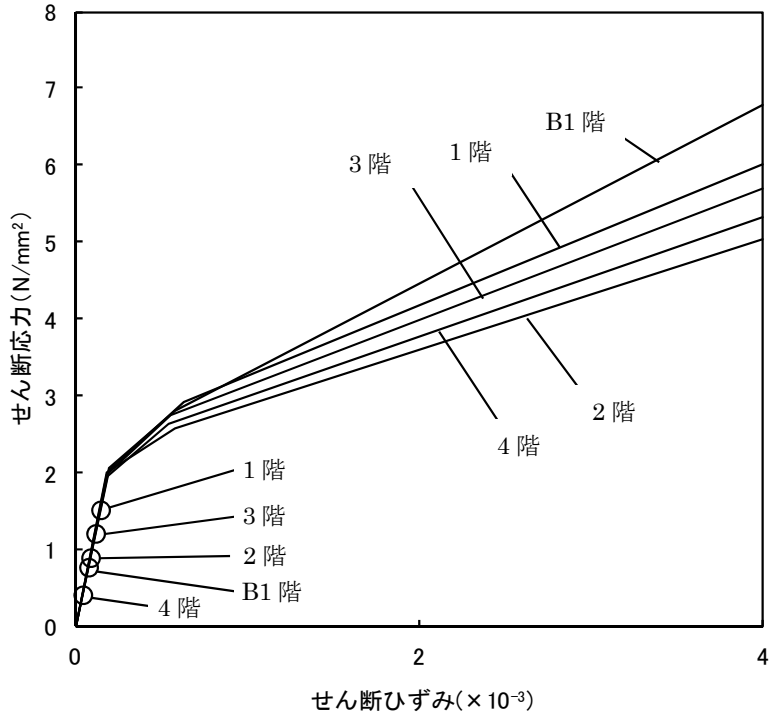
燃料取扱機支持用架構の設置に伴う原子炉建屋の耐震性の評価は，耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から，地震応答解析により得られる耐震壁のせん断ひずみが鉄筋コンクリート造耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（4.0×10^{-3}）以下になることを確認する。

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。

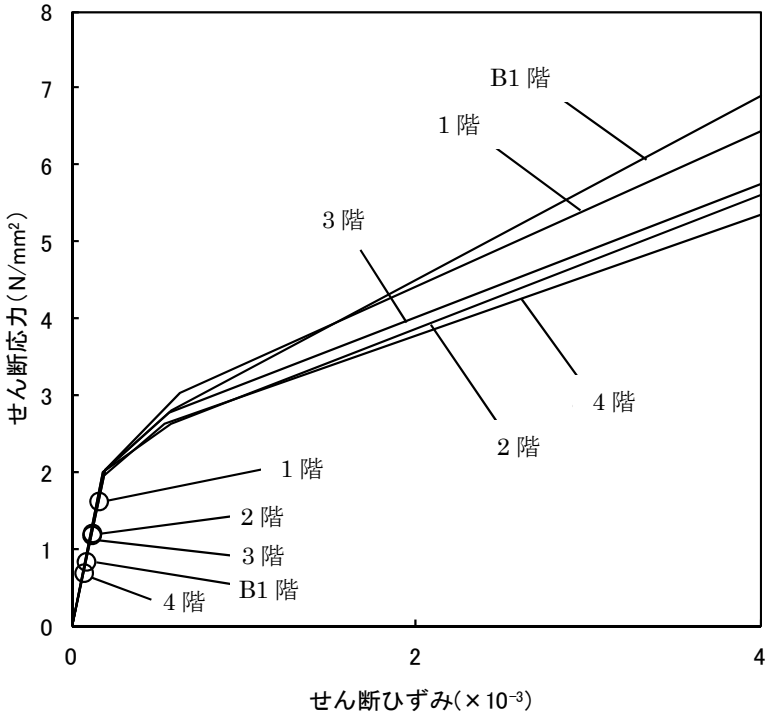
2）検討結果

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。

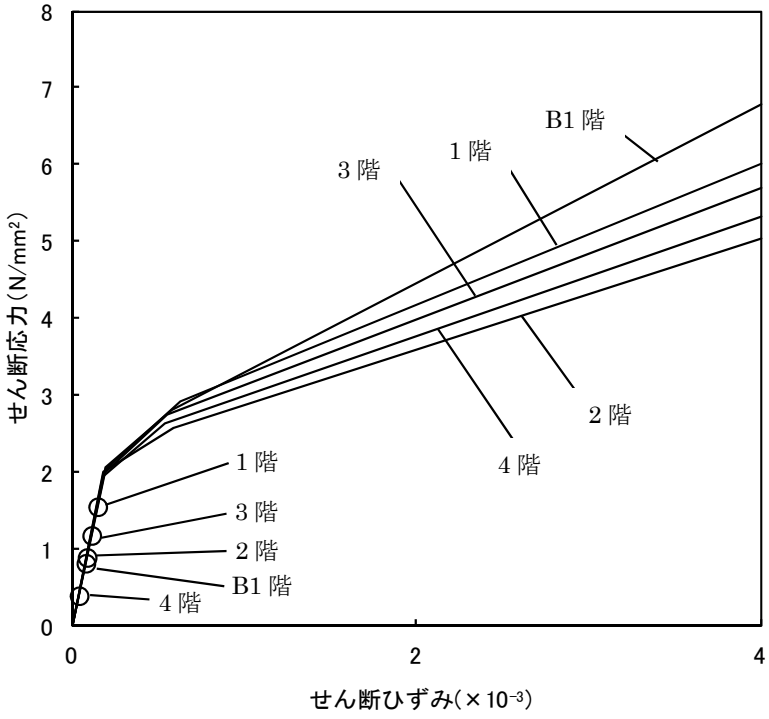


(a)NS 方向

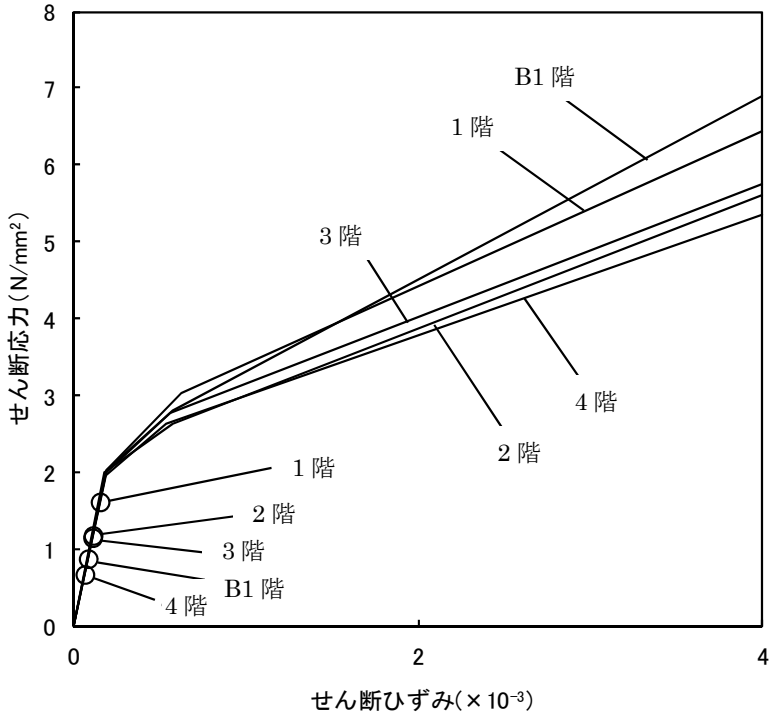


(b)EW 方向

図 2.3.2-5　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

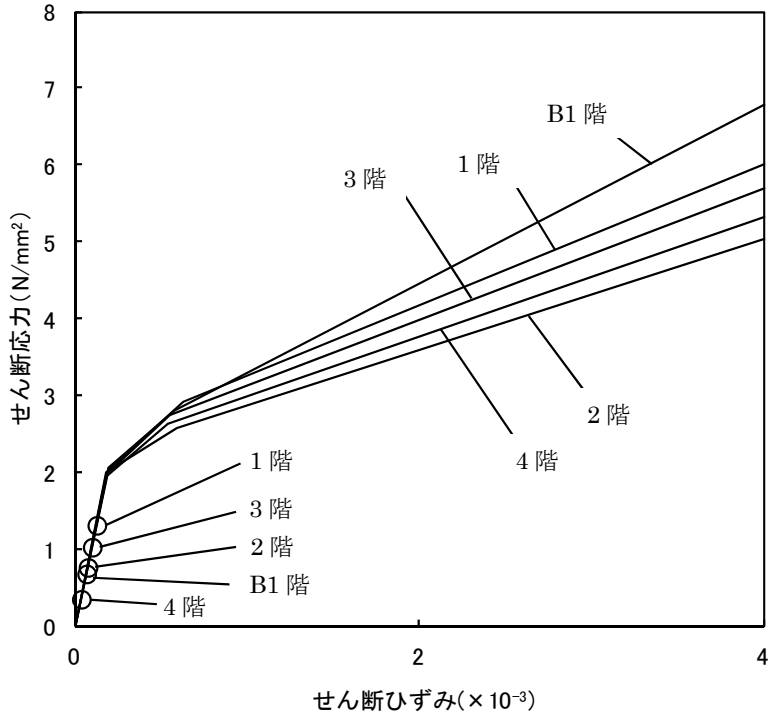


(a)NS 方向

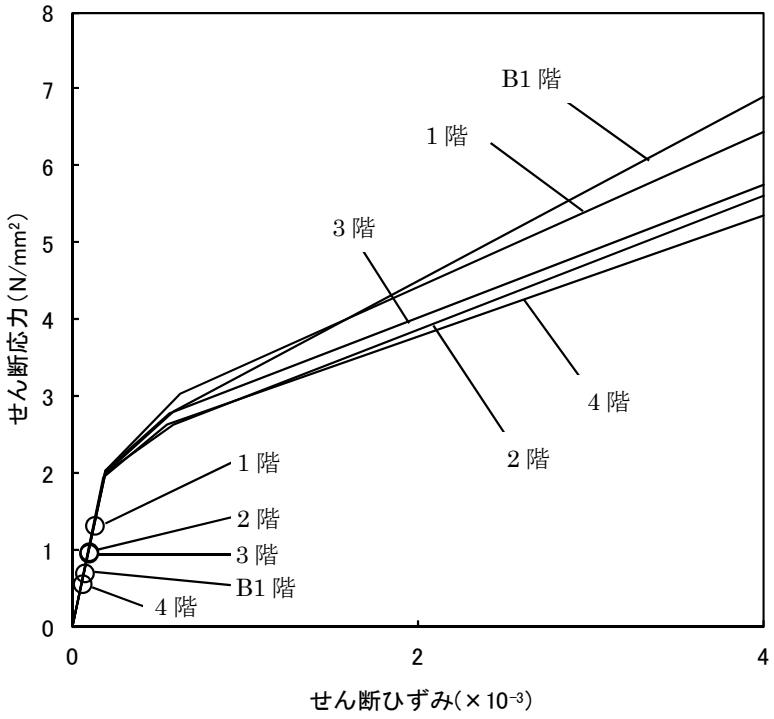


(b)EW 方向

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.　第 3 号機燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性について

3.1　概要

3.1.1　一般事項

第 3 号機燃料取り出し用カバーは，使用済燃料プールを覆う構造としており，燃料取扱設備（燃料取扱機及びクレーン）を支持するドーム状の屋根を有した門型架構であり，構造強度と耐震性について検討を行う。

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。

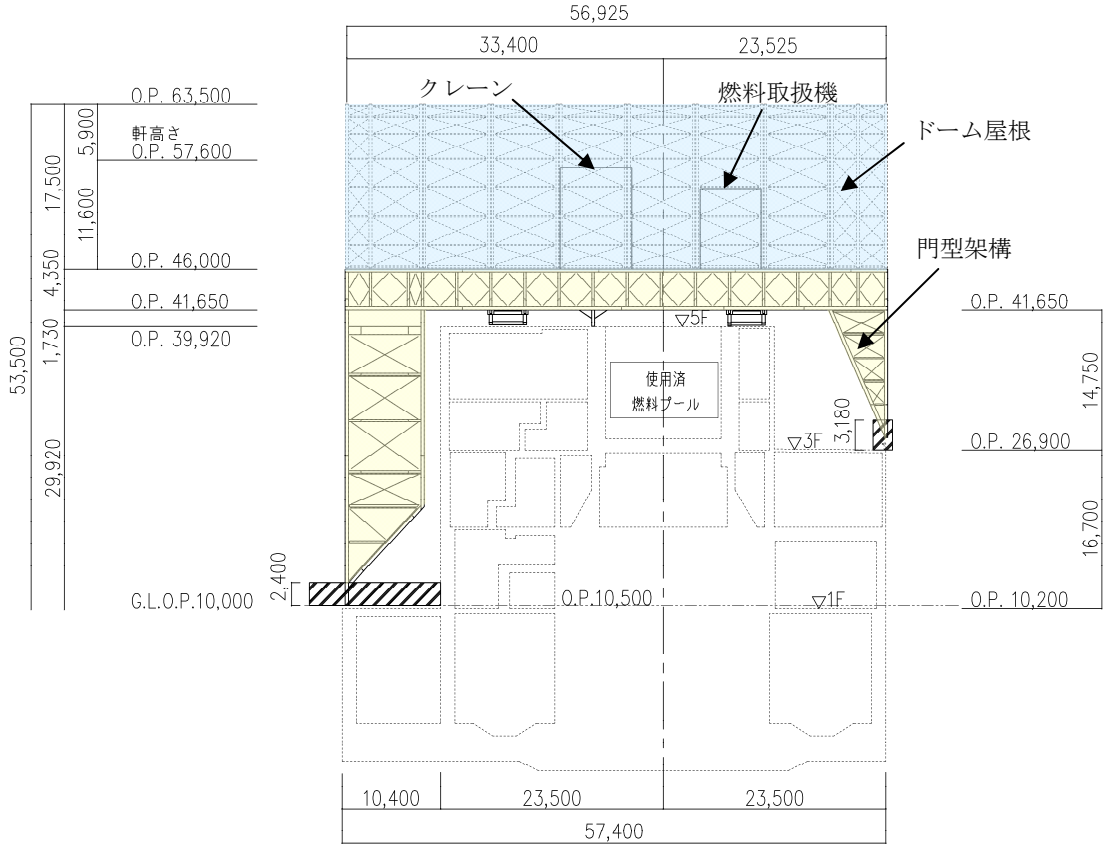


図 3.1.1-1　燃料取り出し用カバーのイメージ（単位：mm）

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。

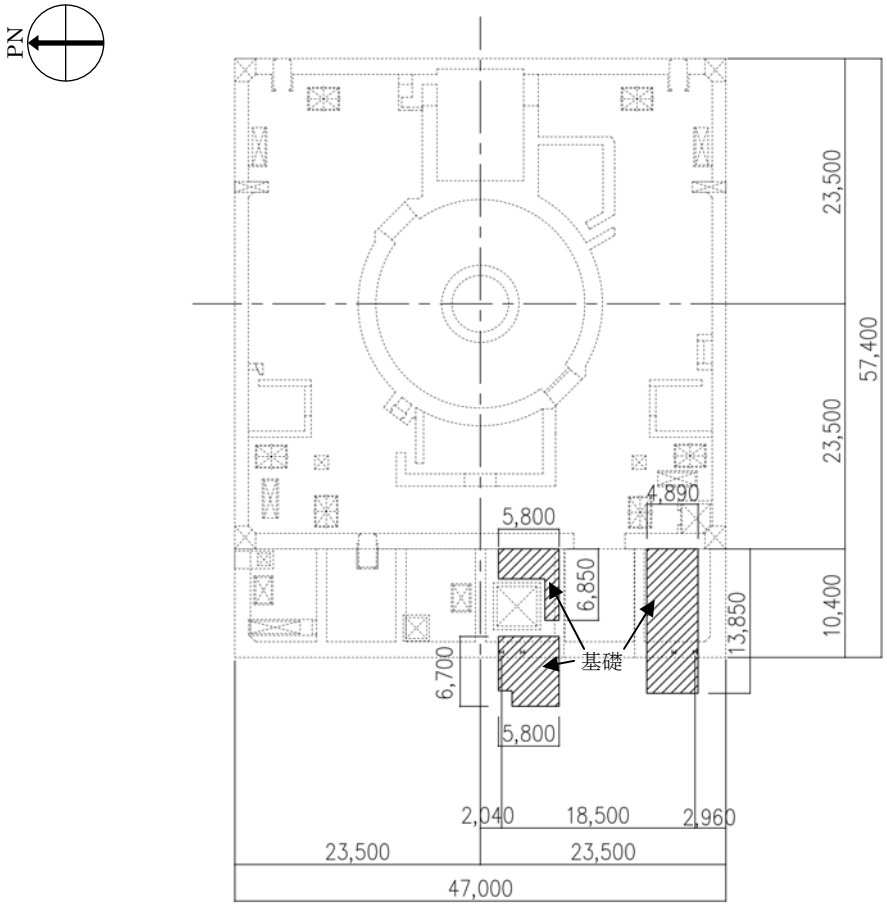
(1) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1987)(日本電気協会　電気技術基準調査委員会，昭和 62 年 8 月 改訂)
(2) 原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG 4601-1991 追補版)（日本電気協会　電気技術基準調査委員会，平成 3 年 6 月 発刊)
(3) 原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC 4601-2008)（日本電気協会　原子力規格委員会，平成 20 年 12 月 改定)

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。

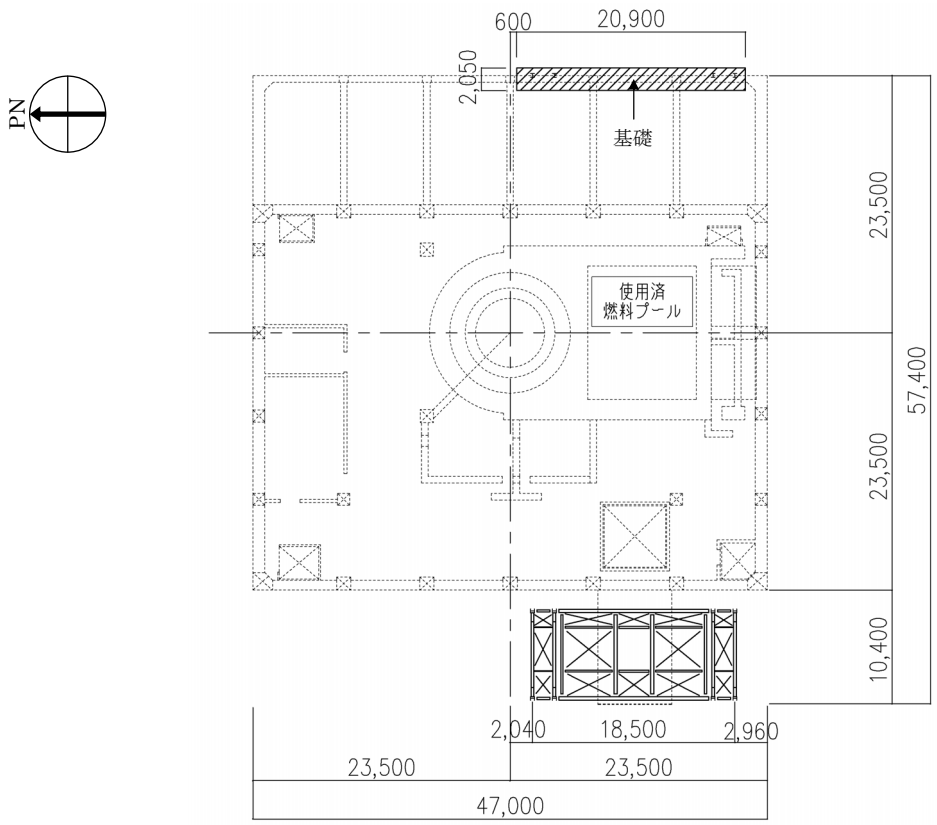
燃料取り出し用カバーは，原子炉建屋の 1 階，3 階及び 5 階に支持される構造である。なお，5 階の原子炉建屋躯体支持点においては，水平振れ止め装置（ストッパ）及び鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）を用いる。

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。

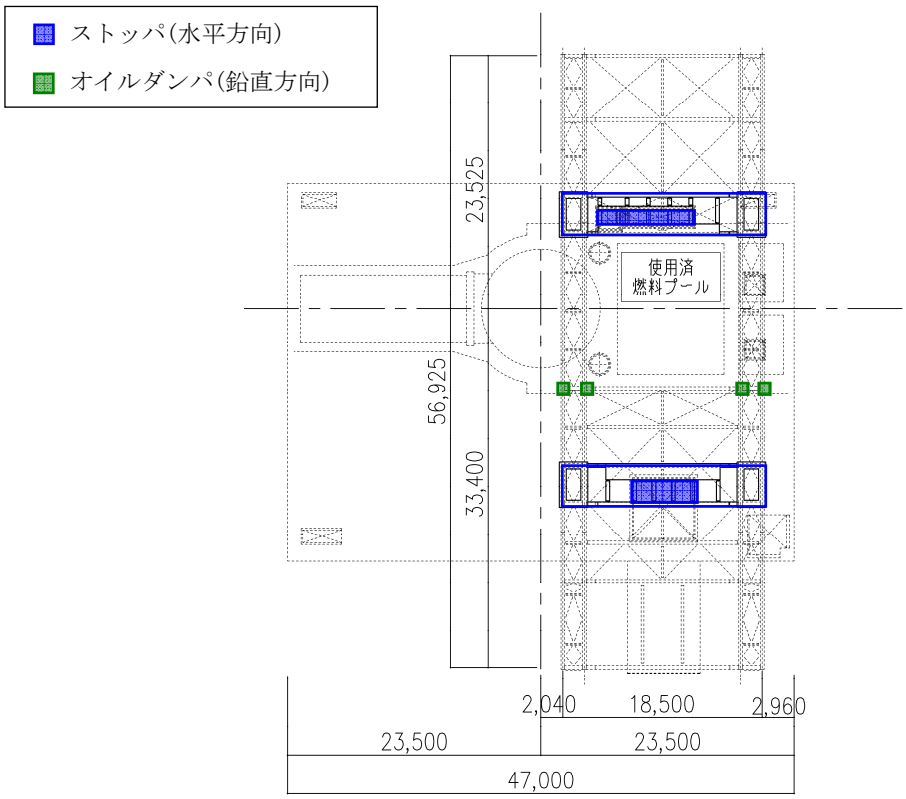


（a）基礎伏図（0.P.10,500　原子炉建屋 1 階レベル+300mm）

図 3.1.2-1　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

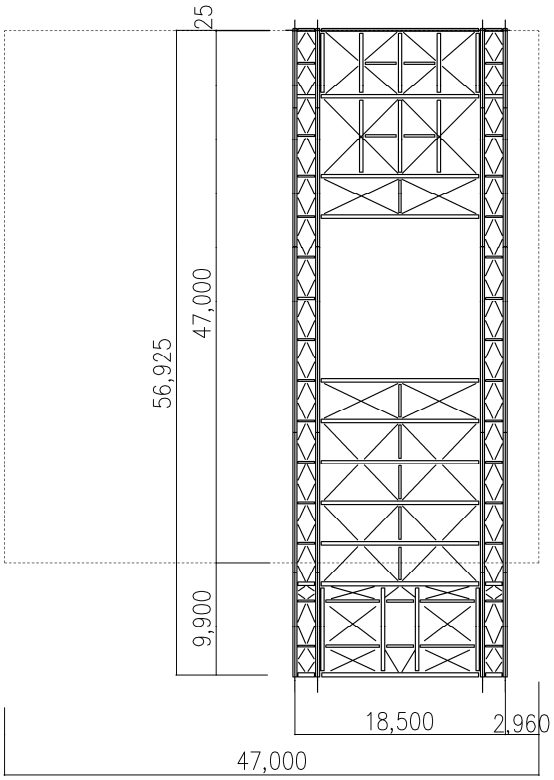


(a) 基礎伏図 (0. P. 26, 900　原子炉建屋 3 階)

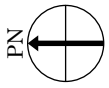


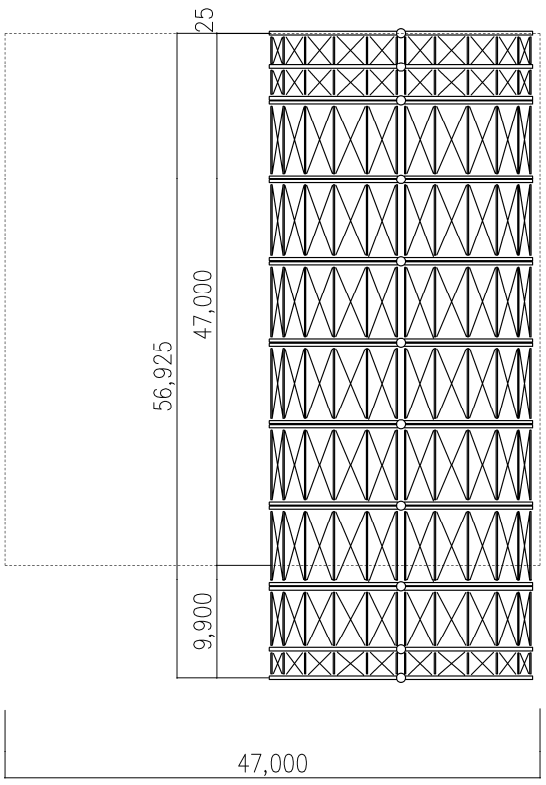
(b) 梁伏図 (0. P. 39, 920　原子炉建屋 5 階)

図 3. 1. 2-2　燃料取り出し用カバーの概要 (単位：mm)



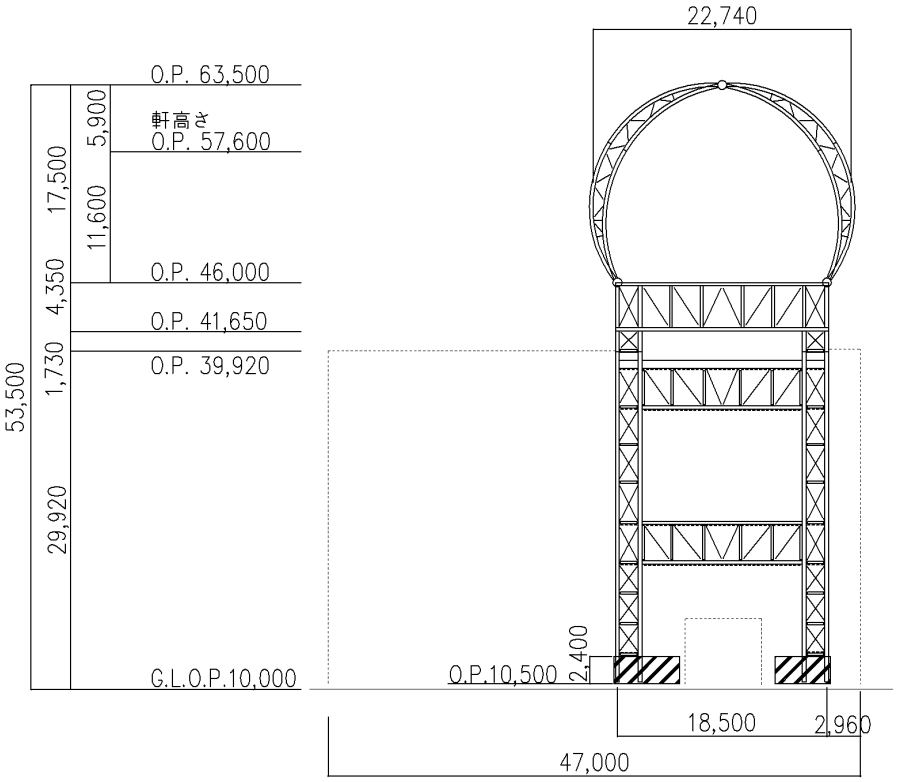
(a)架構ガーダー部平面図(0. P. 46, 000)



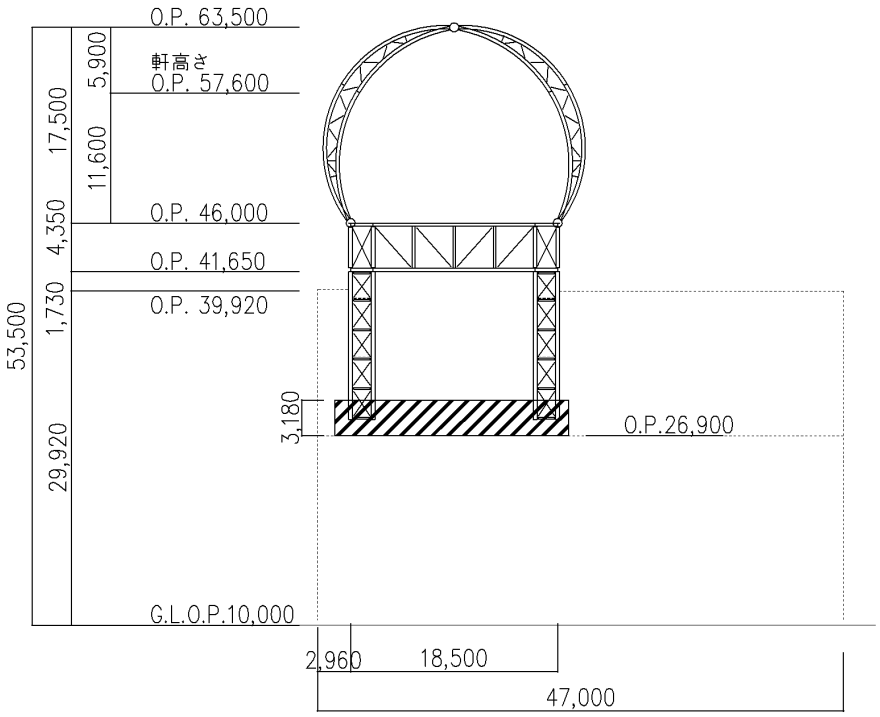


(b)屋根伏図

図 3.1.2-3　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

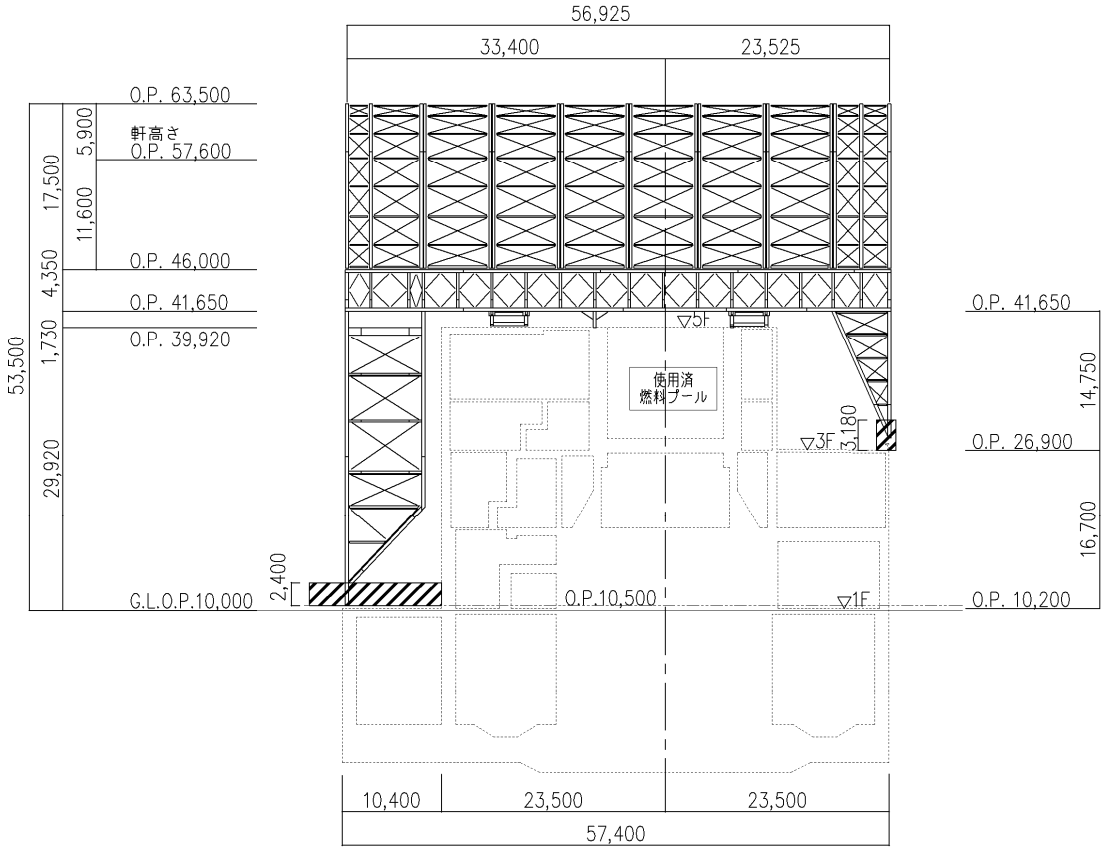


(a) 西軸組図



(b) 東軸組図

図 3.1.2-4　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）



(a)南軸組図

図 3.1.2-5　燃料取り出し用カバーの概要（単位：mm）

3.1.3　検討フロー

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

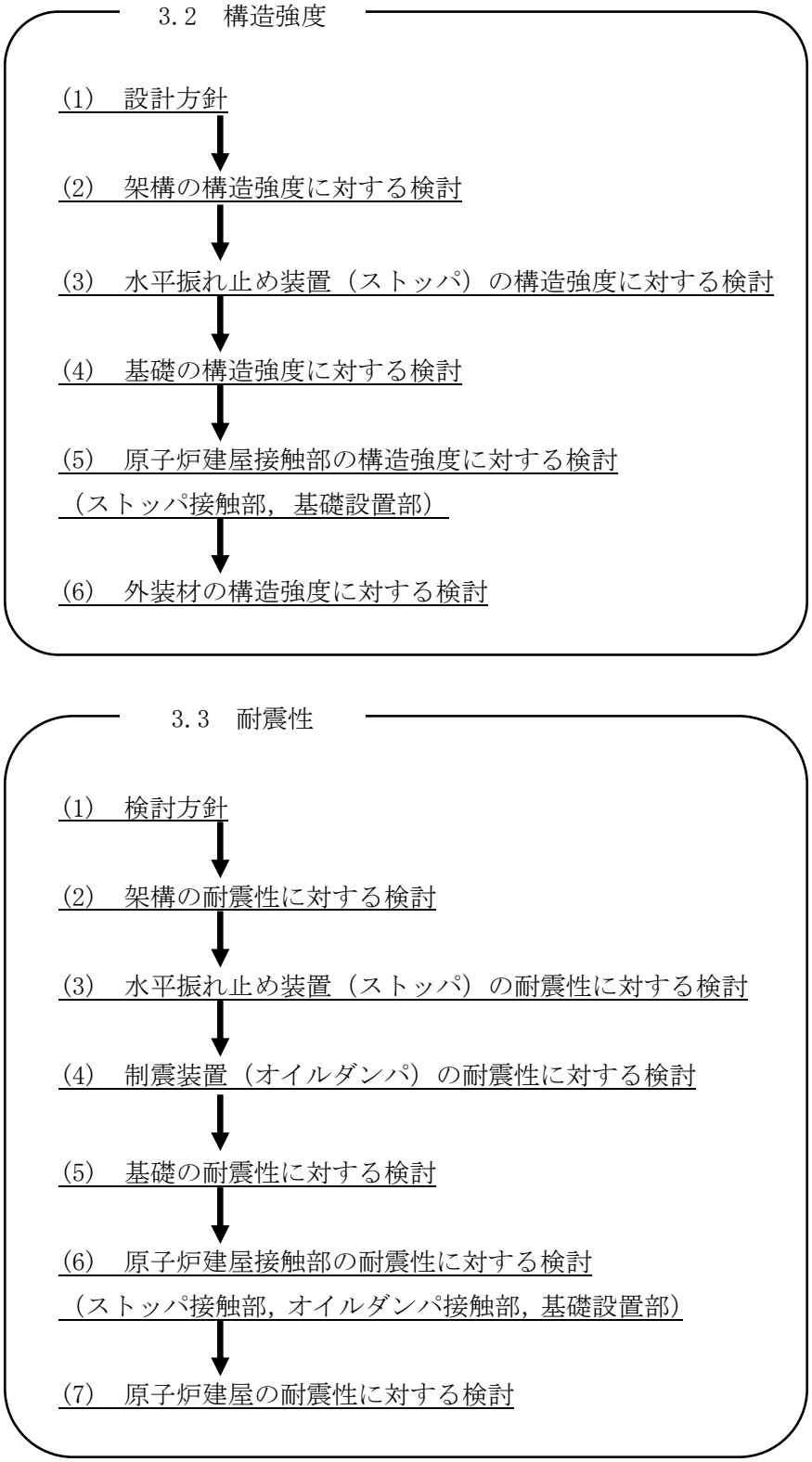


図 3.1.3-1　燃料取り出し用カバーの検討フロー

3.2　構造強度

(1)　設計方針

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

1)　使用材料及び許容応力度

使用材料の物性値及び許容応力度を表 3.2-1 に示す。

表 3.2-1　使用材料の物性値及び許容応力度

材料定数

部位	材料	ヤング係数 E (N/mm^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）

	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/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，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 O.P.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	39.92	87590	—	—	—	—	43010	0.492
4	39.92～32.30	119490	87590	2.046	0.491	43010	42720	0.358
3	32.30～26.90	111340	207080	1.728	0.414	85730	31770	0.286
2	26.90～18.70	130160	318420	1.537	0.369	117500	26050	0.201
1	18.70～10.20	253710	448580	1.331	0.320	143550	25000	0.099
B1	10.20～-2.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

表 3.2-6　原子炉建屋の水平震度の算定結果（EW 方向）

階	標 高 O.P.(m)	各階重量 wi(kN)	Wi (kN)	Ai	n・Ci	Qi (kN)	Pi (kN)	水平震度 ki
5	39.92	87590	—	—	—	—	48610	0.555
4	39.92～32.30	119490	87590	2.311	0.555	48610	39610	0.332
3	32.30～26.90	111340	207080	1.775	0.426	88220	30230	0.272
2	26.90～18.70	130160	318420	1.552	0.372	118450	24200	0.186
1	18.70～10.20	253710	448580	1.323	0.318	142650	25900	0.103
B1	10.20～-2.06	—	702290	1.000	0.240	168550	—	—

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

表 3.2-7　水平地震力の算定結果

標高 O.P.(m)	各階重量 wi(kN)	NS 方向		EW 方向	
		水平震度 ki	水平地震力 Pi　(kN)	水平震度 ki	水平地震力 Pi　(kN)
63.50	3200	1.500	4800	1.500	4800
46.00	11400	0.492	5609	0.555	6327
26.90	200	0.286	57	0.272	54
10.20	1200	0.099	119	0.103	124

・荷重組合せ

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

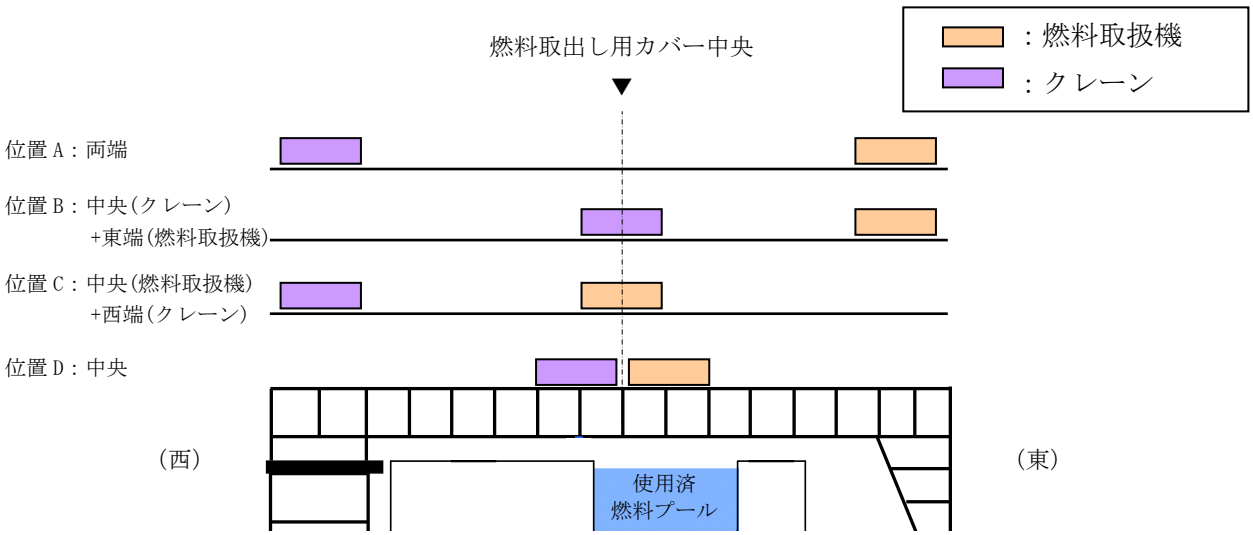


図 3.2-1　燃料取扱設備の位置

表 3.2-8　燃料取り出し用カバーの荷重組合せ

想定する状態	荷重ケース	荷重組合せ内容	許容応力度
常時	C	VL+CL*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。

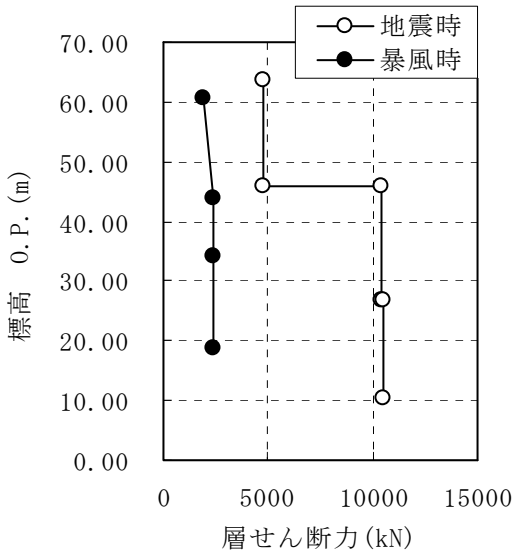


図 3.2-2　地震時と暴風時の層せん断力の比較

(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。

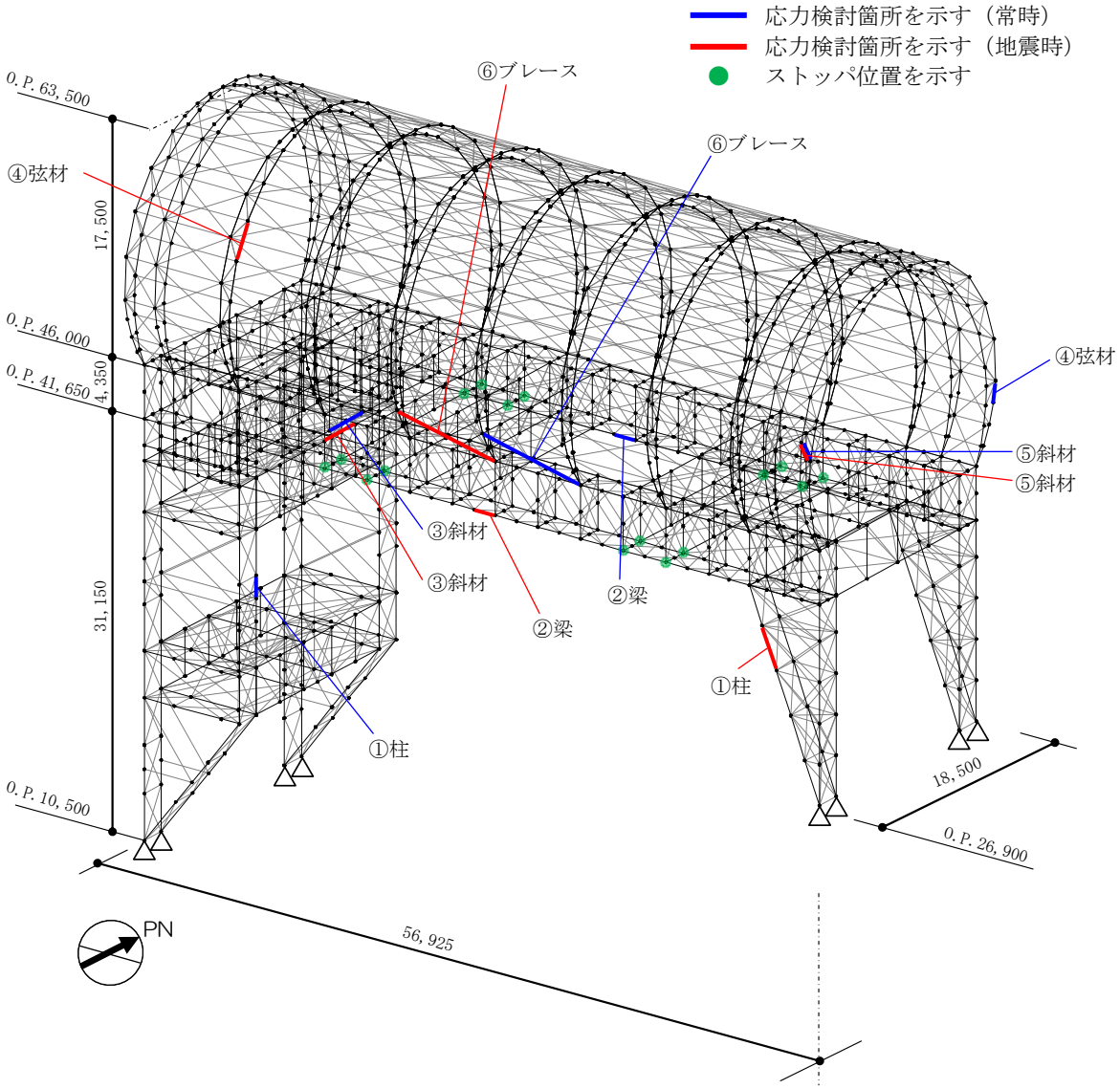


図 3.2-3　解析モデル図（単位：mm）

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

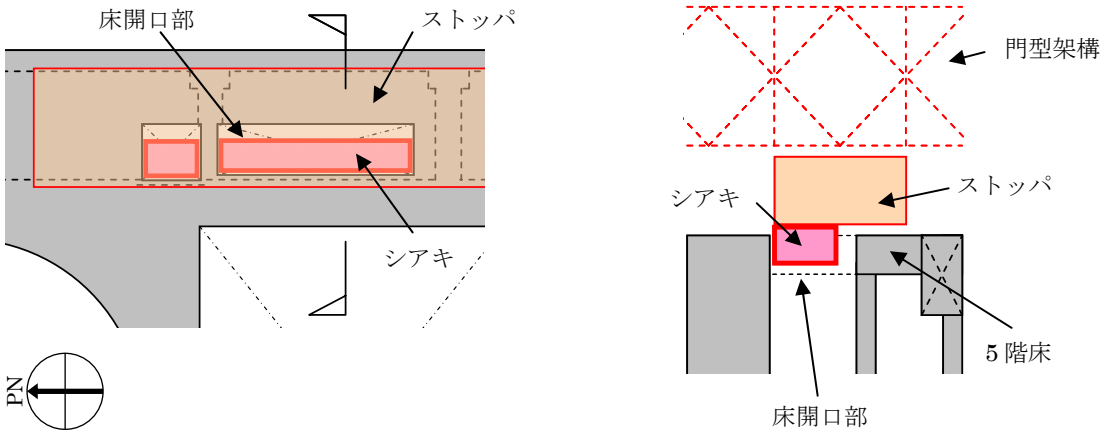
＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

(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，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

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

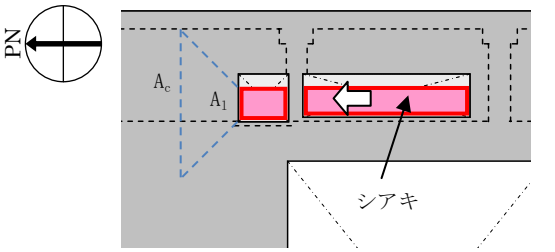
ストッパ接触部の構造強度の検討では，ストッパ水平反力が，既存躯体の短期許容支圧力以下になることを確認する。なお，許容支圧応力度は，原子炉建屋の設計基準強度(22.1N/mm^2)を用いて「プレストレストコンクリート設計施工規準・同解説」に基づき算出する。

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（O.P.10.2m）で支持し，東側脚部は原子炉建屋 3 階レベル（O.P.26.9m）で支持している。基礎設置部については，柱脚の鉛直反力により生じる直下壁の軸力が壁の許容軸力以下であることを確認する。

許容軸力 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。

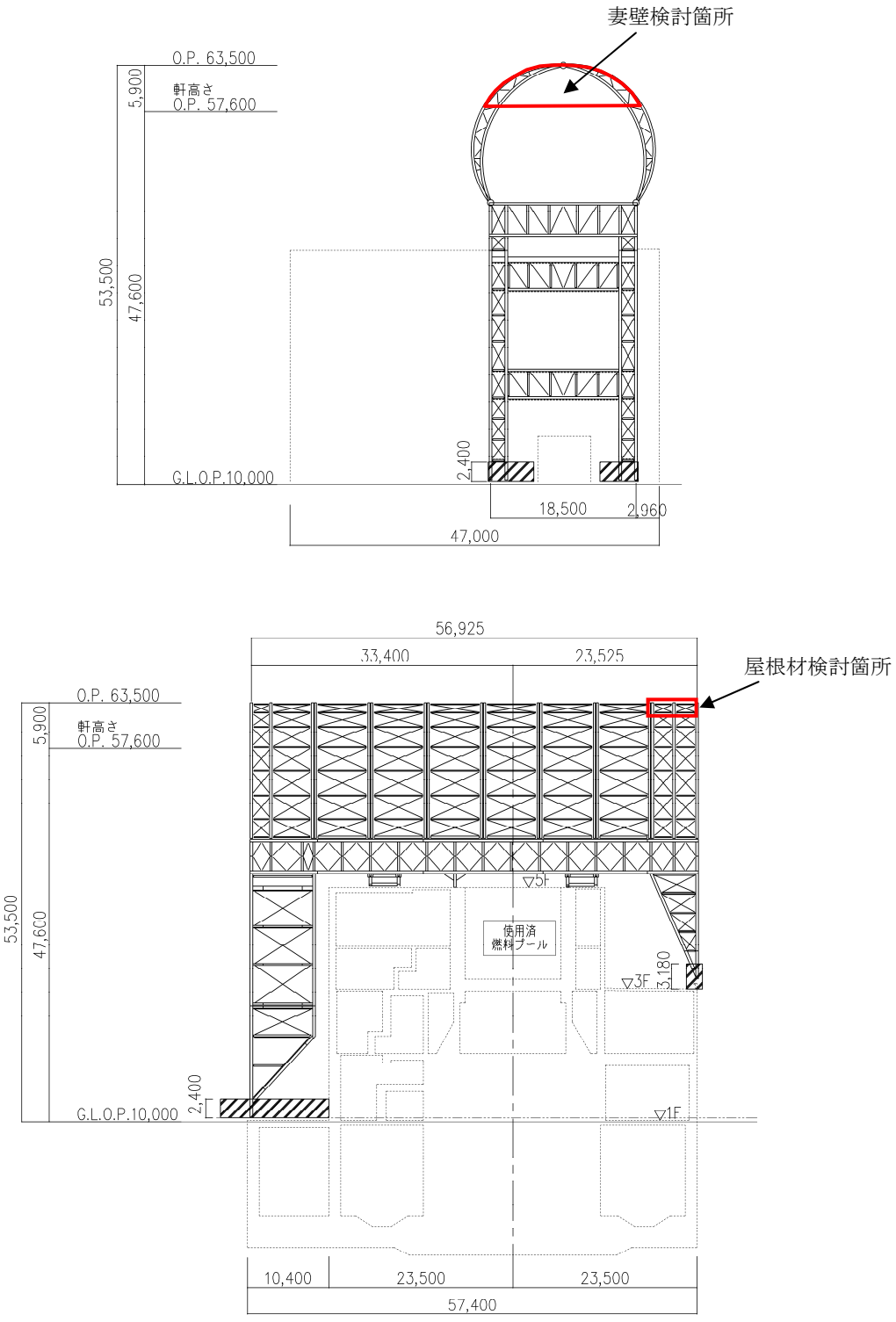


図 3.2-5　外装材検討箇所（単位：mm）

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 に準拠し，基準風速 30m/s，地表面粗度区分Ⅱとして算定する。速度圧の算定結果を表 3.2-16 に，ピーク風力係数を表 3.2-17 に，風力係数の算定箇所を図 3.2-6 に示す。

表 3.2-16　速度圧の算定結果

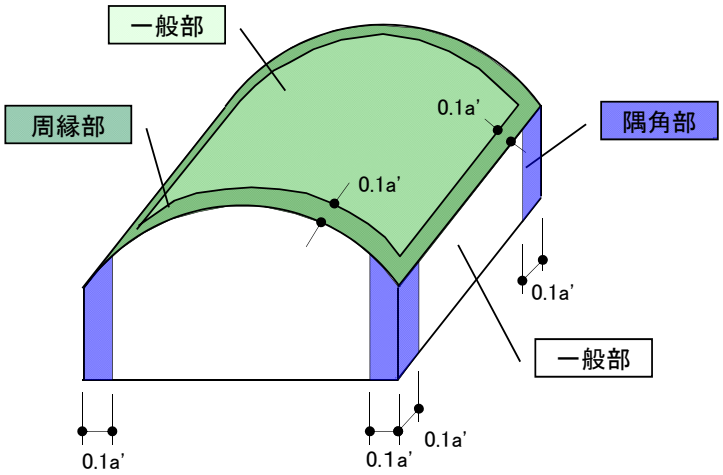
建物高さ* H (m)	平均風速の高さ方向の分布を表す係数 E_r	基準風速 V_0 (m/s)	平均速度圧 q (N/m^2)
50.55	1.27	30	871

*：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（0.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。

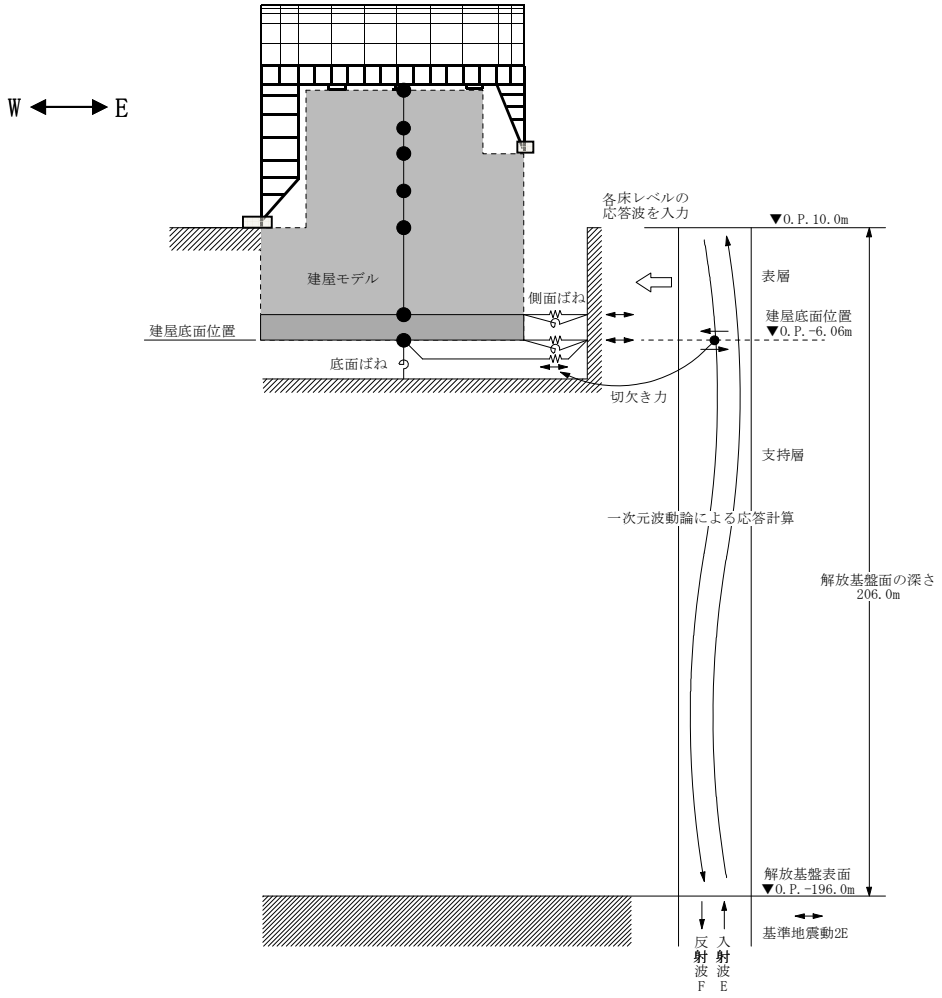
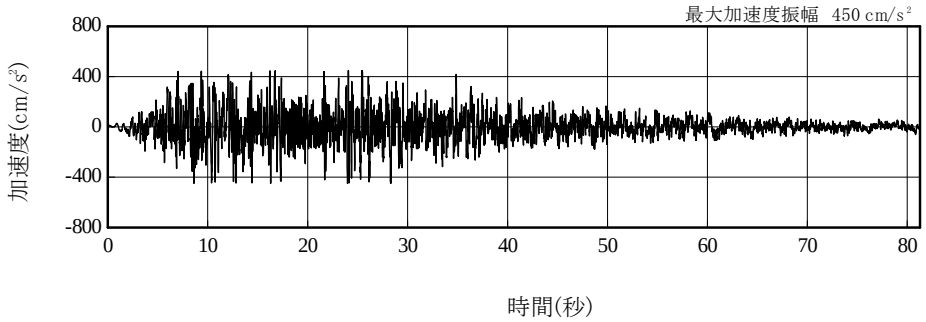
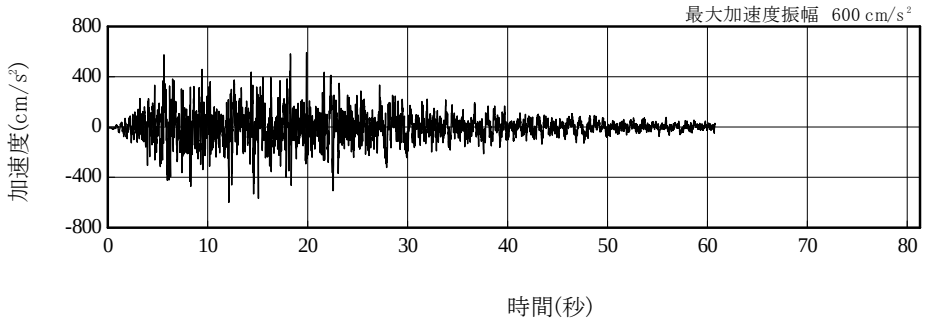


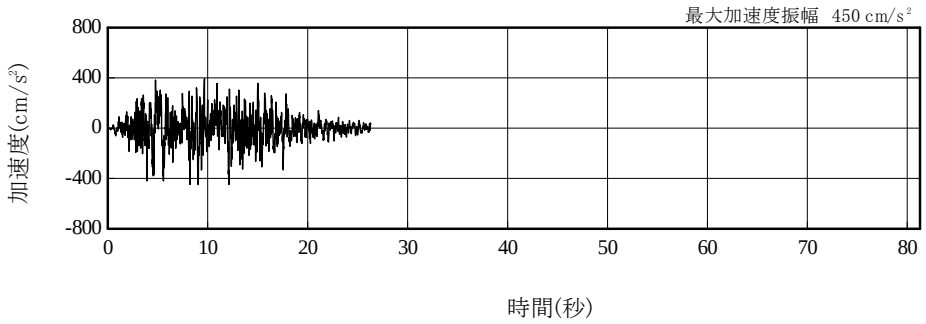
図 3.3-1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)

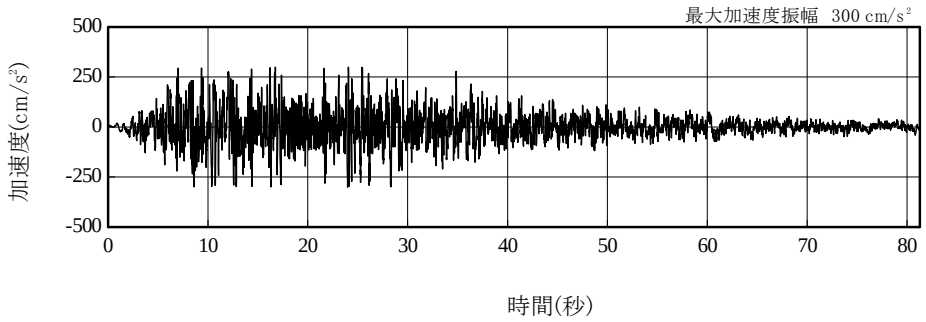


(Ss-2H)

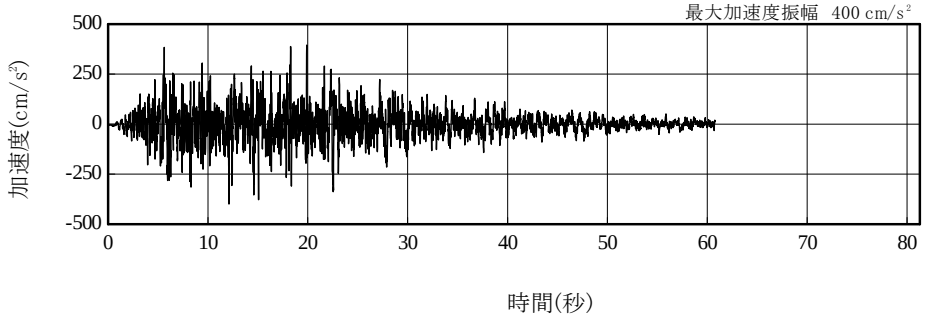


(Ss-3H)

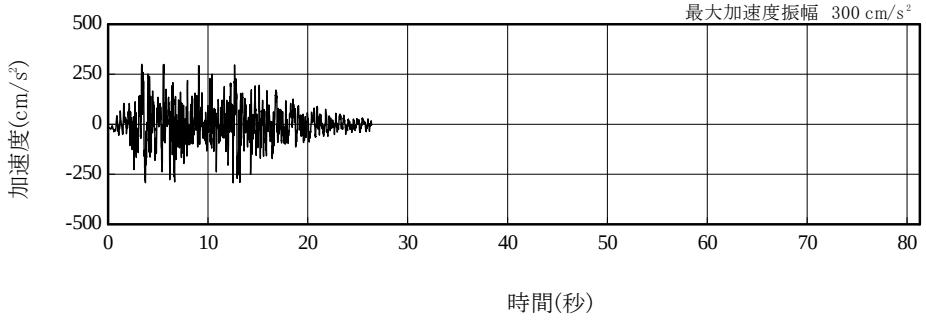
図 3.3-2(1) 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)



(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（O.P.39.92 m）と水平方向同一変位条件とし，鉛直方向の制震装置（オイルダンパ）は原子炉建屋の 5 階床上面 4 箇所に門型架構と 5 階床の鉛直方向相対変位が減少する場合に減衰力を発揮するばねに置換して立体架構モデルに組み込んでいる。

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

地盤定数は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書」（東京電力株式会社，平成 20 年 3 月 31 日）と同様とし，その結果を表 3.3-3 に示す。原子炉建屋の地盤ばねは，「JEAG 4601-1991」に示されている手法を参考にして，底面地盤を成層補正し振動アドミ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。

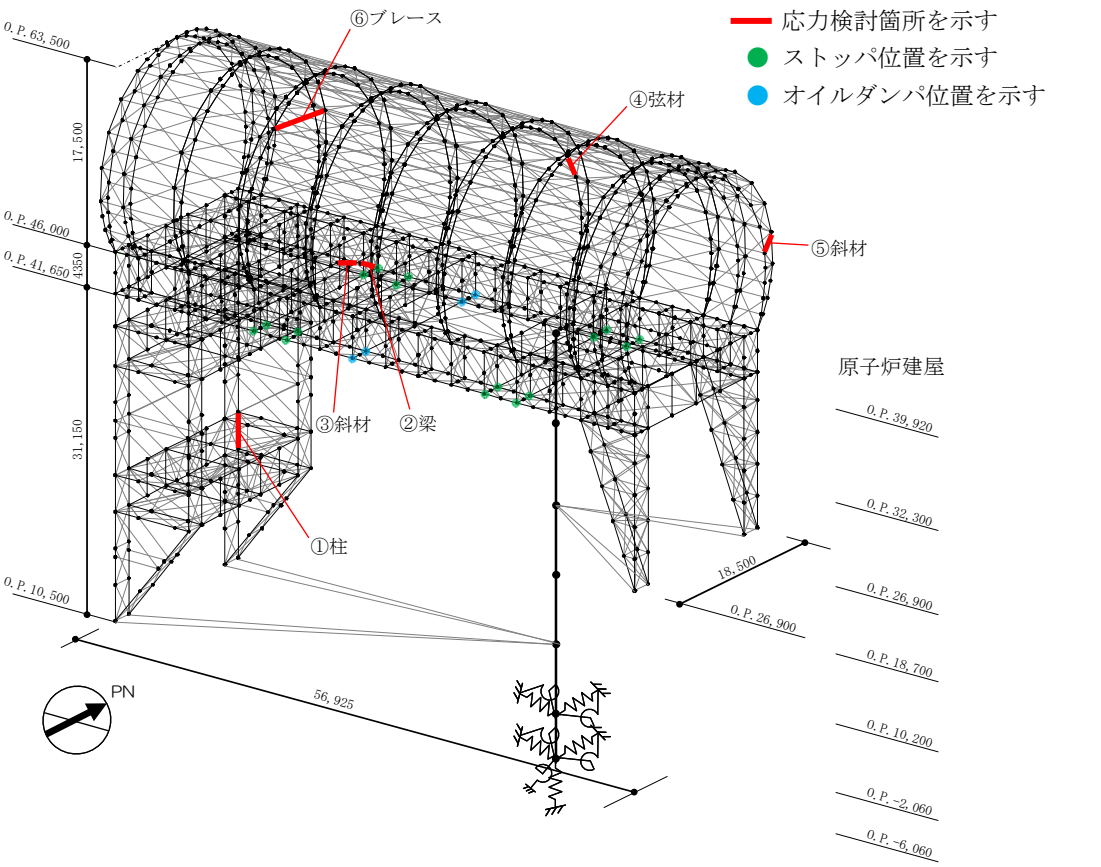


図 3.3-3　地震応答解析モデル（単位：mm）

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 O.P.（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）
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 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 O.P.（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）
39.92	72990	56.10		
			61.9	5665
32.3	119490	124.49		
			123.4	12460
26.9	111140	204.58		
			204.1	41352
18.7	130160	239.58		
			226.6	61084
10.2	252510	693.32		
			431.3	135128
-2.06	301020	826.50		
			2697.8	740717
-6.06	127000	348.72		
合計	1114310			

ヤング係数 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 O.P.（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）
39.92	72990		
		192.0	6.48
32.3	119490		
		266.3	12.67
26.9	111140		
		431.7	13.53
18.7	130160		
		423.0	12.79
10.2	252510		
		691.2	14.49
-2.06	301020		
		2697.8	173.33
-6.06	127000		
合計	1114310		

ヤング係数 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 O.P. (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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(b) Ss-2

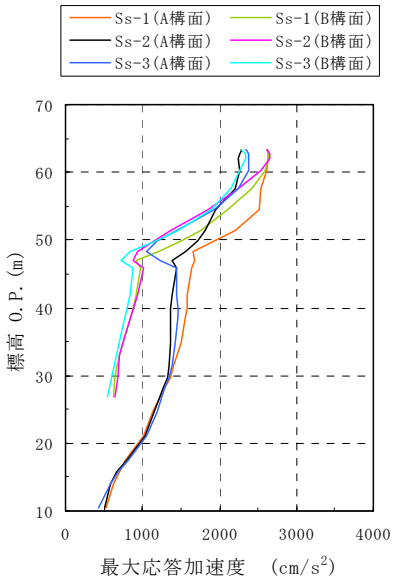
標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.23	2.62	0.85	6.57	3	8.1
1.9										
		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

(c) Ss-3

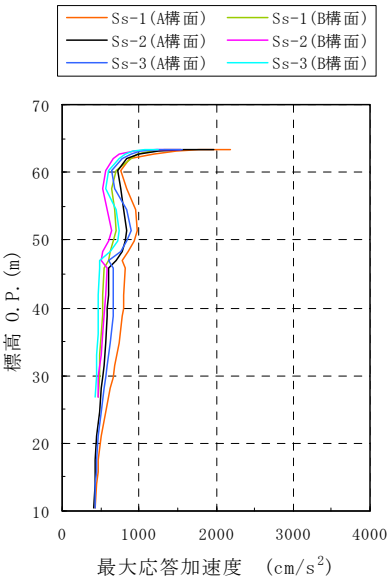
標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^3)	ﾎﾟｱｿﾝ 比 ν	せん断 弾性係数 G ($\times 10^5$kN/m^2)	初期せん断 弾性係数 G_0 ($\times 10^5$kN/m^2)	剛性 低下率 G/G_0	ヤング 係数 E ($\times 10^5$kN/m^2)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	8.1
1.9										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	11.9
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

3)　地震応答解析結果

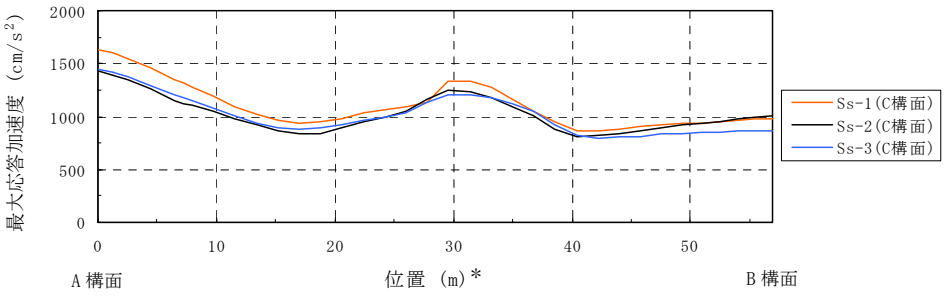
最大応答加速度分布を図 3.3-4(1)及び図 3.3-4(2)に示す。



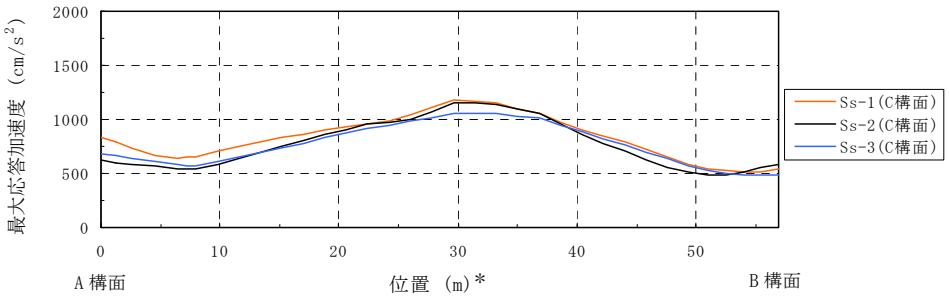
水平(NS)成分（A 構面，B 構面）



鉛直成分（A 構面，B 構面）

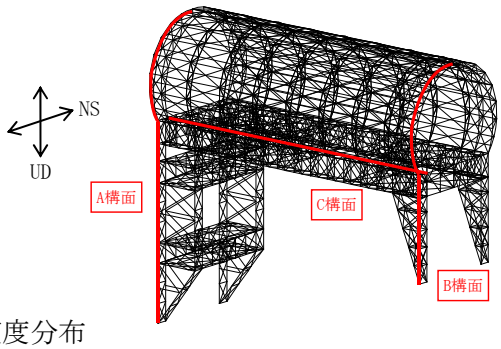


水平(NS)成分（C 構面）



鉛直成分（C 構面）

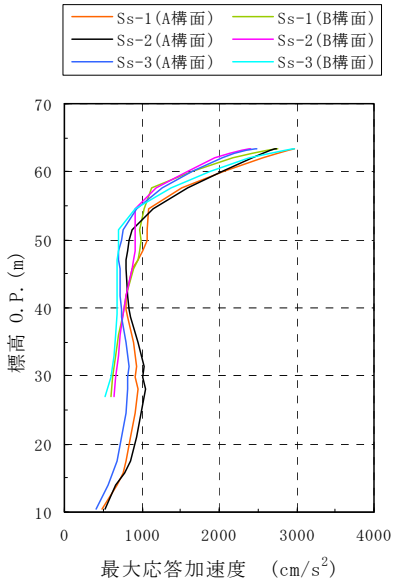
（NS 方向）



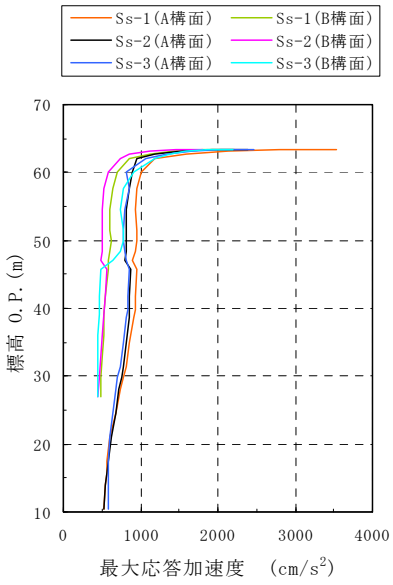
注：燃料取扱設備が門型架構の中央に位置する場合
（図 3.2-1 の位置 D）を示す

＊：位置は A 構面側からの距離を示す

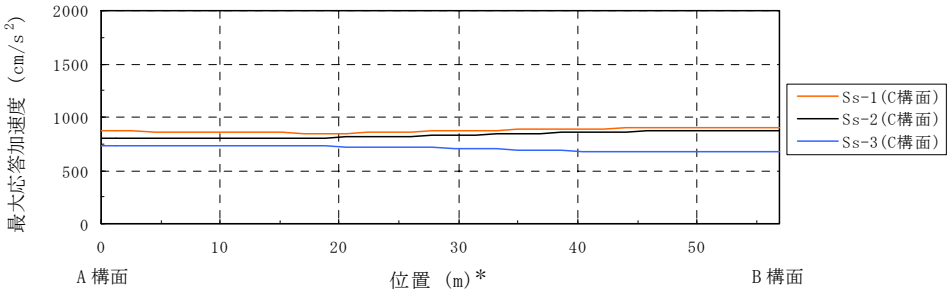
図 3.3-4(1)　最大応答加速度分布



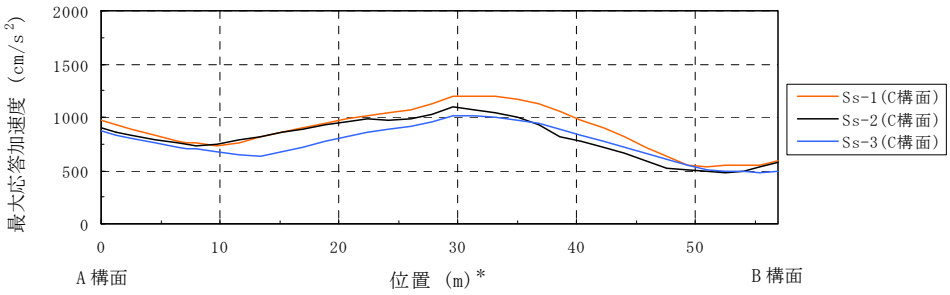
水平(EW)成分 (A 構面，B 構面)



鉛直成分 (A 構面，B 構面)

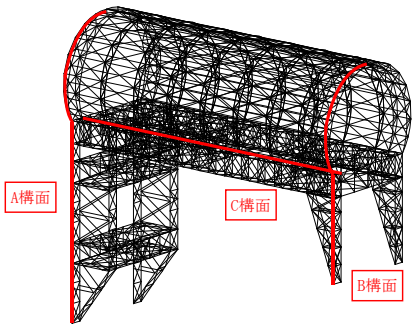


水平(EW)成分 (C 構面)



鉛直成分 (C 構面)

(EW 方向)



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

＊：位置は A 構面側からの距離を示す

図 3.3-4(2)　最大応答加速度分布

4)　波及的影響の評価

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

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

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

・層間変形角の検討

門型架構の最大応答層間変形角を表 3.3-4 に示す。

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

表 3.3-4　最大応答層間変形角の検討結果

検討箇所	地震波	入力方向（位置）*	最大応答値	ｸﾗｲﾃﾘｱ	判定
東側 0.P.46.00(m) ～0.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 0.P.46.00(m) ～0.P.10.50(m)	Ss-1	NS（A）	1/720	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-2	NS（C）	1/860	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1600	1/75	O.K.
	Ss-3	NS（C）	1/800	1/75	O.K.
		EW（B）	1/1800	1/75	O.K.

＊：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

・塑性率の検討

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

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

表 3.3-5　耐力比の検討結果

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

＊1：①～⑥の符号は図 3.3-3 の応力検討箇所を示す

＊2：図 3.2-1 に示す燃料取扱設備の位置を示す

C ：部材軸方向の圧縮力の最大値

Cu：座屈耐力

T ：部材軸方向の引張力の最大値

Tu：引張耐力

(3)　水平振れ止め装置（ストッパ）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。

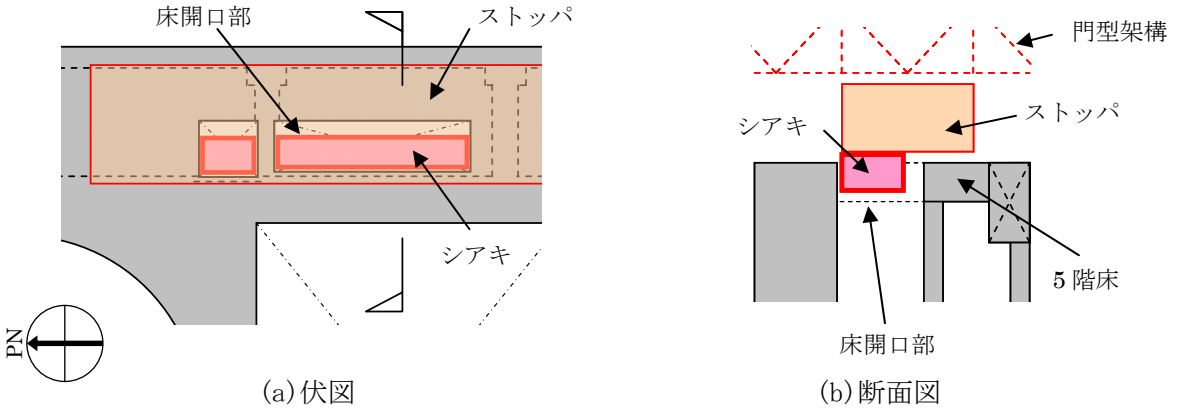
表 3.3-6 に耐力比が最大となる部位の断面検討結果を示す。

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。

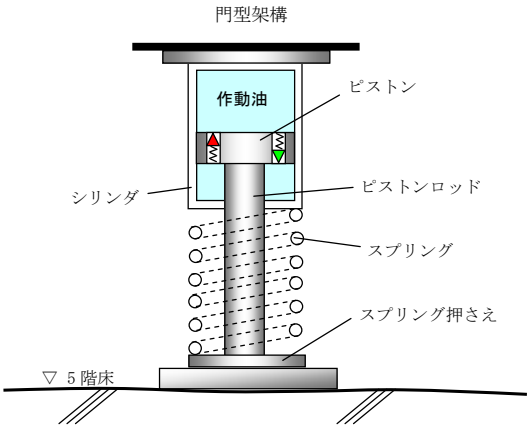


図 3.3-6　オイルダンパ概念図

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

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

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

・地震応答解析モデル

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

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

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

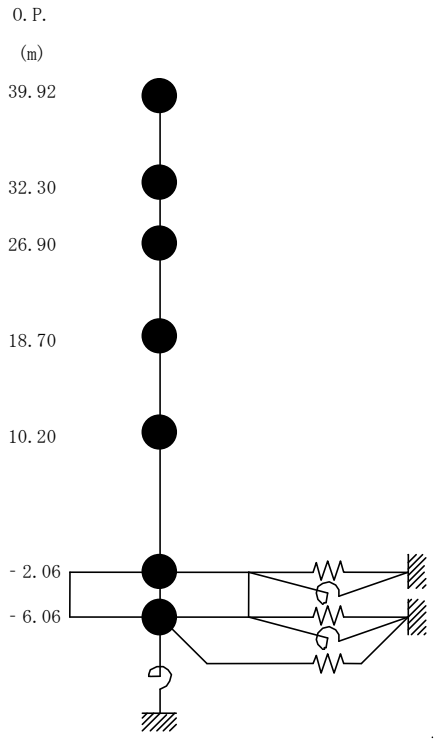


図 3.3-7　原子炉建屋の地震応答解析モデル

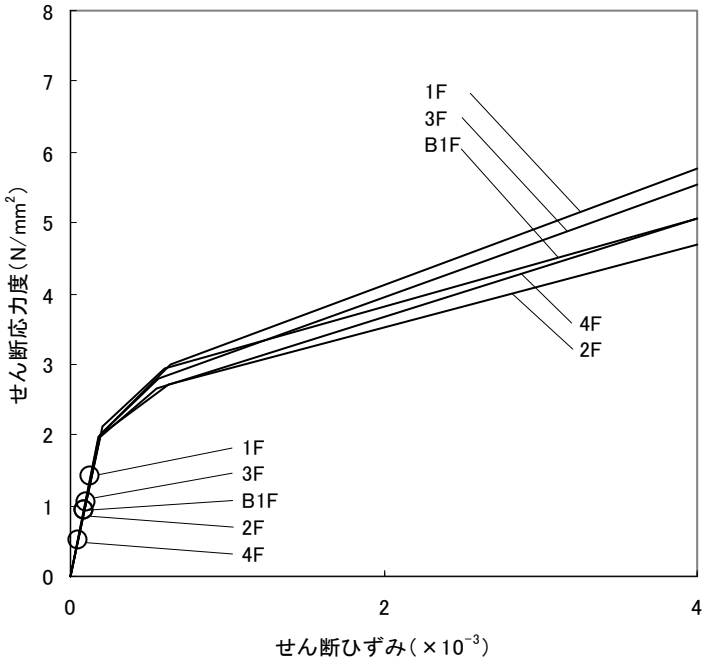
表 3.3-13　原子炉建屋の地震応答解析モデルの諸元（水平方向）

標高 O.P. (m)	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^5$ 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		

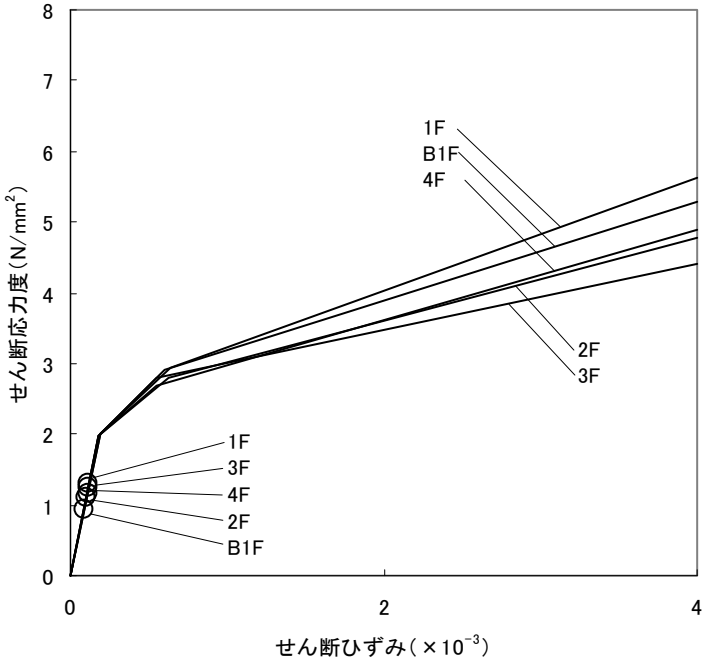
3) 検討結果

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。

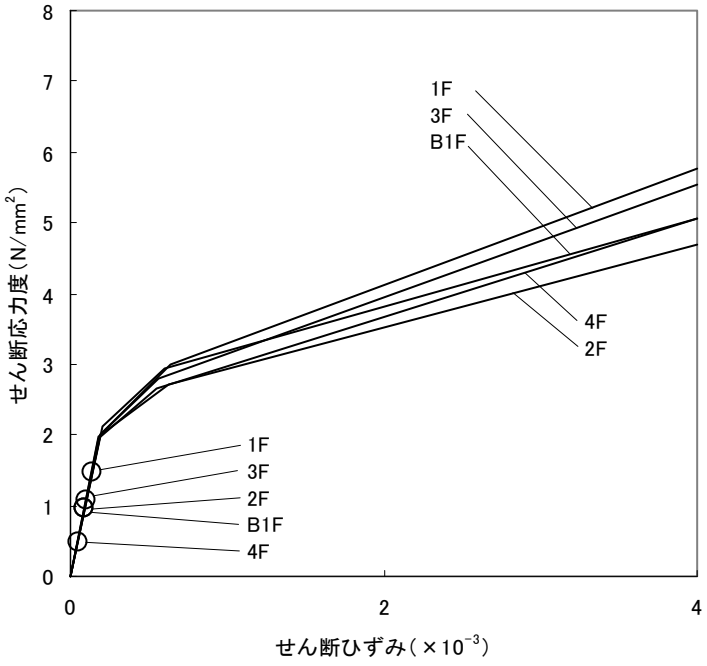


(a) NS 方向

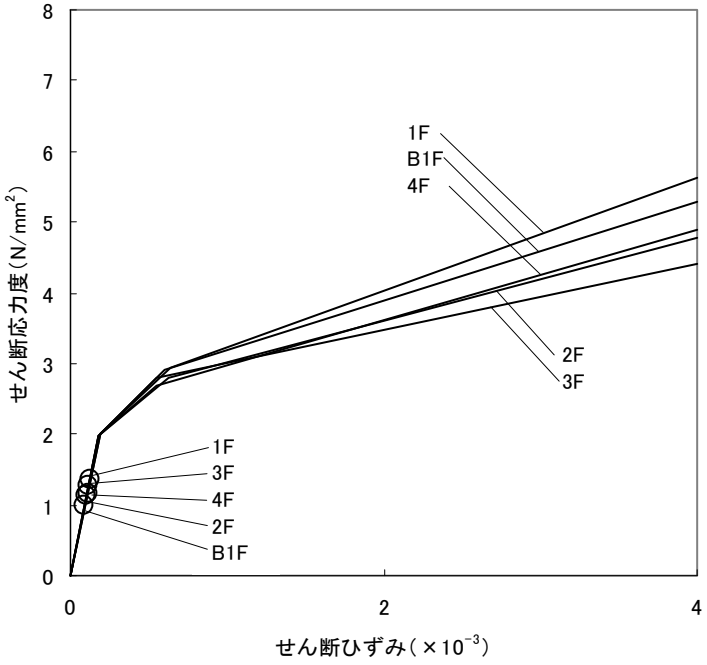


(b) EW 方向

図 3.3-8　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1）

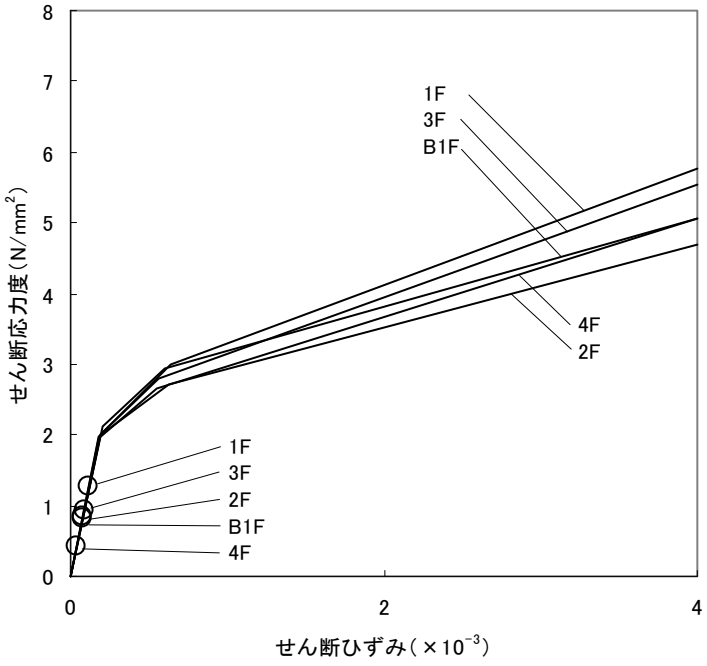


(a) NS 方向

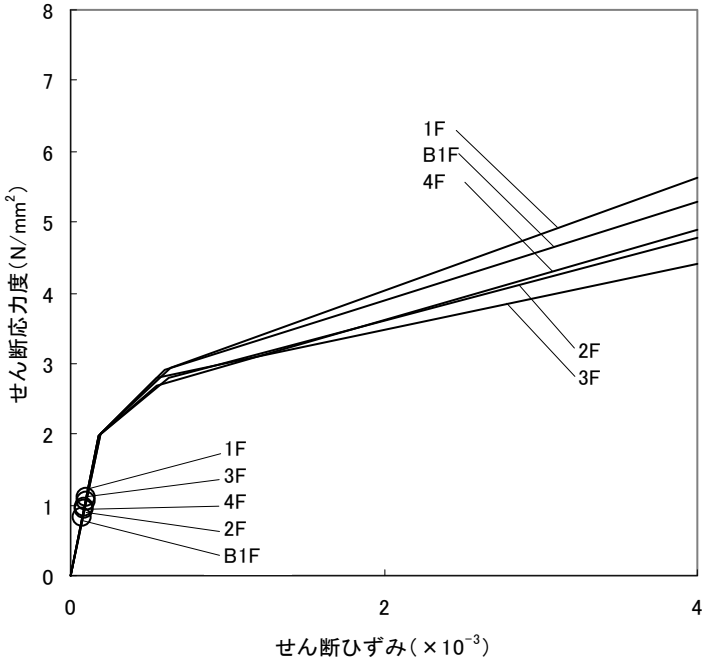


(b) EW 方向

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）

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/cm³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）。

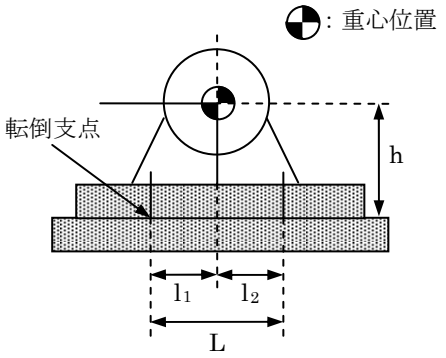


図 2.3-1　送風機・排風機の耐震評価モデル

・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	13	65
排風機	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	23	65

2.3.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「JEAG4601-1987 原子力発電所耐震設計技術指針」を準用し，2.3.1 項と同様の方法で基礎の溶接部の評価を行った。なお，震度については，耐震設計審査指針上の耐震Ｃクラス設備に適用される静的地震力に余裕を持たせた 0.36G を採用した。基礎の溶接部の許容応力については，供用状態Ｄにおける許容応力を適用し，溶接部の評価温度は 50℃とした。基礎の溶接部のせん断応力を評価した結果，基礎の溶接部に生

じるせん断応力は許容応力以下であり，基礎の溶接部の強度が確保されることを確認した（表2.3-2 参照）。

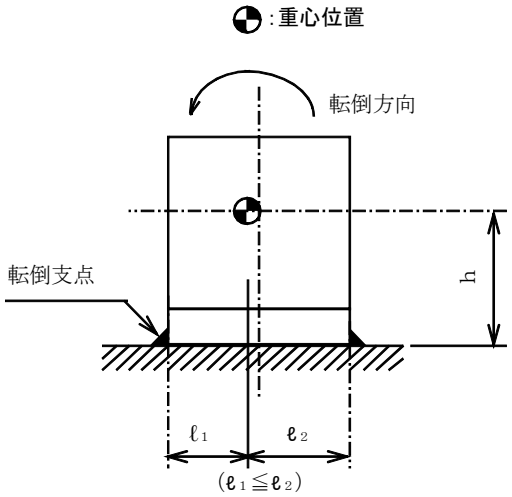


図 2.3-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・評価部位：基礎の溶接部

・考慮する荷重：地震荷重

・計算に用いる数式

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	11	65
給気フィルタユニット（高性能粒子フィルタ）	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	9	65
排気フィルタユニット	基礎の溶接部	SS400 相当	せん断	11	65

2.3.3　ダクトの耐震性

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。

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)。

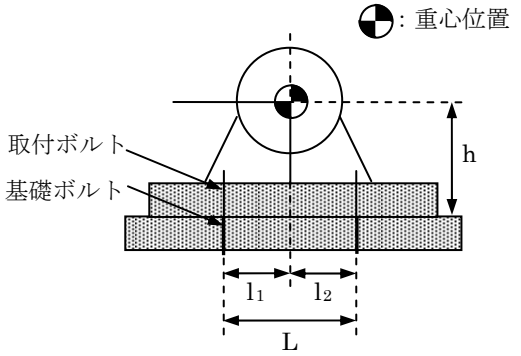


図 2.4-1　排風機の耐震評価モデル

・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　$Q_v = \dfrac{W \cdot g \cdot (C_H + C_P) \cdot h + M_P - Wg \cdot (1 - C_P) \cdot l_1}{n_f \cdot (l_1 + l_2)}$

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	2812	作用しない	3900	4900

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	5	作用しない	159	207

2.4.2　フィルタユニットの耐震性

フィルタユニットの耐震性評価として，「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）。

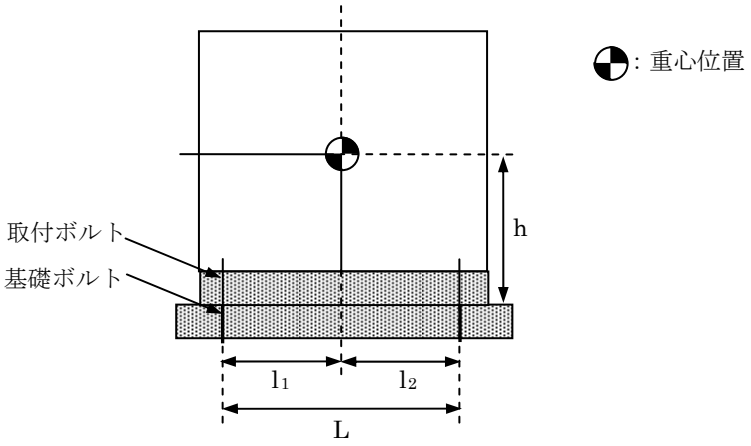


図 2.4-2　フィルタユニットの耐震評価モデル

・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	2410	作用しない	3900	4900

表 2.4-4　フィルタユニットの取付ボルトの強度評価

評価対象機器	部位	材料	評価項目	算出応力(MPa)		許容応力(MPa)	
				せん断	引張	せん断	引張
排気フィルタユニット	取付ボルト	SS400	応力	5	3	159	207

2.4.3　ダクトの耐震性

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。

2.12　使用済燃料共用プール設備

2.12.1　基本設計

2.12.1.1　設置の目的

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

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

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

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

その他設備として天井クレーン，使用済燃料輸送容器除染設備等がある。

また，共用プールに，1～4 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料，5,6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料を除く炉内燃料（合計 5,936 体※）の受け入れを計画している。震災時に何らかの損傷を受けている燃料が含まれている可能性があるため，そのような燃料を受け入れても未臨界等の安全機能が維持できる設備の設置を予定している（詳細は今後報告する予定）。

※　設置許可対象外の使用済燃料（7×7 燃料）が含まれる。

2.12.1.2　要求される機能

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

2.12.1.3　設計方針

(1) 未臨界性

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

(2) 冷却及び浄化能力

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

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

(3) 非常用補給能力

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

(4) 貯蔵容量

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

(5) 遮へい

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

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

(6) 漏えい防止及び漏えい検知

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

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

(7) 構造強度

燃料取扱装置及び貯蔵設備は，地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得るように設計する。

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

(8) 落下防止

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

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

(9) 除染

構内用輸送容器等の除染ができるようにする。

(10) 被ばく低減

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

(11) 燃料取扱場所のモニタリング

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

(12)　格納及び空気浄化

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

(13)　試験可能性

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

(14)　火災防護

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

2.12.1.4　供用期間中に確認する項目

(1)　共用プール水温が 65℃以下であること。

(2)　共用プールへ冷却水を補給できること。

(3)　共用プールがオーバーフロー水位付近にあること。

2.12.1.5　主要な機器

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

(1)　共用プール

a. 共用プールは，鉄筋コンクリート造の設備で運用補助共用施設内にあり，1～6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールまたは炉内で 19 ヶ月以上冷却され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料，炉内燃料（8×8 燃料，新型 8×8 燃料，新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度 8×8 燃料及び 9×9 燃料）及び新燃料（9×9 燃料）を貯蔵し，貯蔵容量は炉心全装荷量（1～6 号機炉心全装荷量の合計）の約 200%である。なお，乾式貯蔵キャスク仕立て時に発生するチャンネルボックス等も共用プールに貯蔵する。

b. 使用済燃料貯蔵ラックは，ステンレス鋼を使用するとともに，適切な燃料間距離を保持することにより，容量いっぱいに燃料を収容し，共用プール水温及びラック内燃料貯蔵位置等について想定される厳しい状態を仮定しても実効増倍率が 0.95 以下となる設計としている。

c. 共用プール，キャスク・ピット壁の厚さ及び水深は遮へいを考慮して十分確保し，内面はステンレス鋼でライニングするとともに排水口を設けないことにより漏えいを防止している。また，万一の共用プール・ライニング及びキャスク・ピット・ライニングの想定される破損による漏えいを検知するため，漏えい水検出計及び水位警報装置を設ける。

d. 燃料取扱場所においてガンマ線レベルを連続的に監視し，線量率が設定値を超えた場合には燃料取扱場所に警報を発するエリア放射線モニタを設ける。

e. キャスク・ピットは，共用プールの横に別個に設け，万一のキャスクの落下事故の場

(2)　共用プール冷却浄化系

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

共用プール冷却浄化系は，1～6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールまたは炉内に 19 ヶ月以上冷却された使用済燃料及び炉内燃料を年間 900 体ずつ貯蔵容量いっぱいまで受入れた場合の使用済燃料から発生する崩壊熱の合計として定義する通常最大熱負荷を，この系の熱交換器で除去し，1 系列で共用プール水温がコンクリートの制限温度 65℃を超えない，また 2 系列で共用プール水温が現場作業環境を考慮した温度 52℃を超えない設計としている。

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

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

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

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

(3)　共用プール補機冷却系

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

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

(4)　共用プール補給水系

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

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

なお，消防車については，ろ過水タンク等（ろ過水タンク： OP.41,000，純水タンク No.2:OP.10,000）の真水を水源とする。

(5)　燃料取扱装置

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

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

(6)　天井クレーン

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

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

(7)　使用済燃料輸送容器除染設備

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

(8)　燃料貯蔵区域換気空調系

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

(9)　使用済燃料輸送容器保管エリア

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

(10)　電源

使用済燃料共用プール設備の電源は所内高圧母線から受電できる構成とする。また，外部電源喪失の場合でも，非常用所内電源からの供給が可能な構成とする。なお，全交流電源喪失の場合でも共用プールの冷却を確保するために必要な代替電源を備える予定としている。

2.12.1.6　自然災害対策等

(1) 津波

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

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

現在は共用プール設備と同じく運用補助共用施設内に設置されている先行復旧予定の非常用ディーゼル発電機（4B）の復旧に合わせ，先ずは地下階の防水性向上対策を実施し，地下階の電源盤等の浸水による電源喪失リスクを低減させることで，冷却機能喪失リスクを低減している。今後，順次建屋全体の防水性向上対策を実施していく予定である。

(2) 火災

火災報知設備及び消火設備を復旧する。

復旧が完了するまでの期間は，初期消火の対応ができるように消火器を適切に配置する。

2.12.1.7　構造強度及び耐震性

使用済燃料共用プール設備の構造強度及び耐震性は工事計画認可申請書（6資庁第2935号平成6年4月27日認可）により確認している。

なお，運用補助共用施設共用プール棟の耐震壁について，基準地震動Ssによる耐震安全性評価を実施し，問題のないことを確認している。

2.12.2　基本仕様

2.12.2.1　要求仕様

(1) 共用プール冷却浄化系

a. ポンプ

台　　数	3（うち1台は予備）
容　　量	約500m^3/h/台

b. 熱交換器

基　　数	2
交換熱量	約3.3MW/基（約2.8×10^6kcal/h/基）

c. ろ過脱塩装置

形　　式	圧力プリコート形
基　　数	2
容　　量	約200m^3/h/基

表２．１２－１　共用プール冷却浄化系　主要配管仕様

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

(2)　共用プール補給水系

a. 共用プール補給水貯蔵槽

基　　数　　1

容　　量　　約 430m^3

主要部材質　　ステンレス鋼ライニング

b. ポンプ

台　　数　　2

容　　量　　約 30m^3/h/台

(3) 共用プール補機冷却系

a. ポンプ

台　　数　　3（うち1台は予備）

容　　量　　約650m^3/h/台

b. 空気冷却器

基　　数　　2

交換熱量　　約3.3MW/基（約2.9×10^6kcal/h/基）

表２．１２－２　共用プール補機冷却系　主要配管仕様

名　称	仕　様	
共用プール補機冷却ポンプから共用プール冷却浄化系熱交換器まで	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	216.3／8.2 267.4／9.3 318.5／10.3 STS42 12.0 70
共用プール冷却浄化系熱交換器から共用プール補機冷却系空気冷却器まで	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	114.3／6.0 165.2／7.1 267.4／9.3 318.5／10.3 STS42 12.0 70
共用プール補機冷却系空気冷却器から共用プール補機冷却系ポンプまで	外径／厚さ（mm） 材質 最高使用圧力（kg/cm^2） 最高使用温度（℃）	114.3／6.0 165.2／7.1 318.5／10.3 STS42 12.0 70

(4) 燃料貯蔵区域換気空調系

a. 共用プールエリア送風機

台　　数	2（うち1台は予備）
容　　量	約93,000m^3/h/台
形　　式	遠心式
静　　圧	180mmAq

b. 共用プールエリア排風機

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

(5) 温度計

形　　式	熱電対
計測範囲	0～100℃
個　　数	1

2.12.3　添付資料

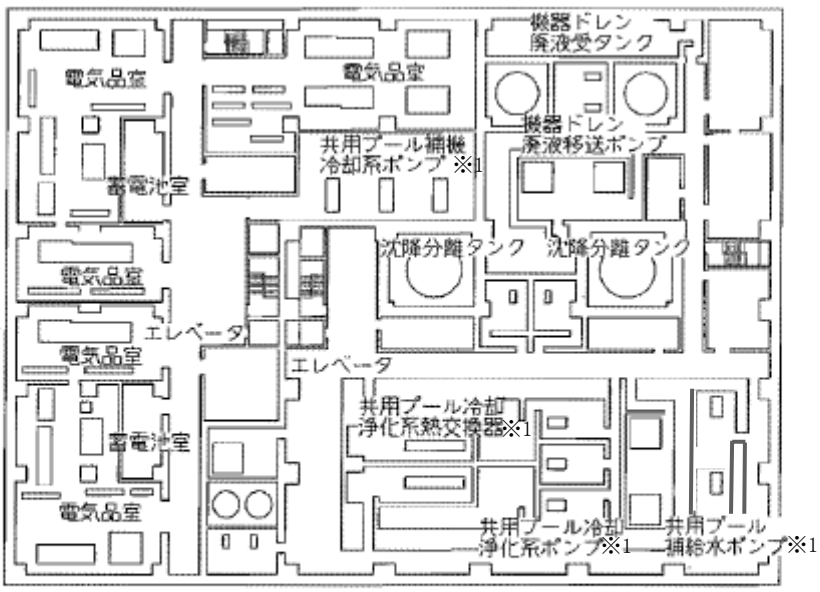
添付資料－１　系統概略図

添付資料－２　現在の設備状況

添付資料－３　有効燃料頂部+2m での線量率評価

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

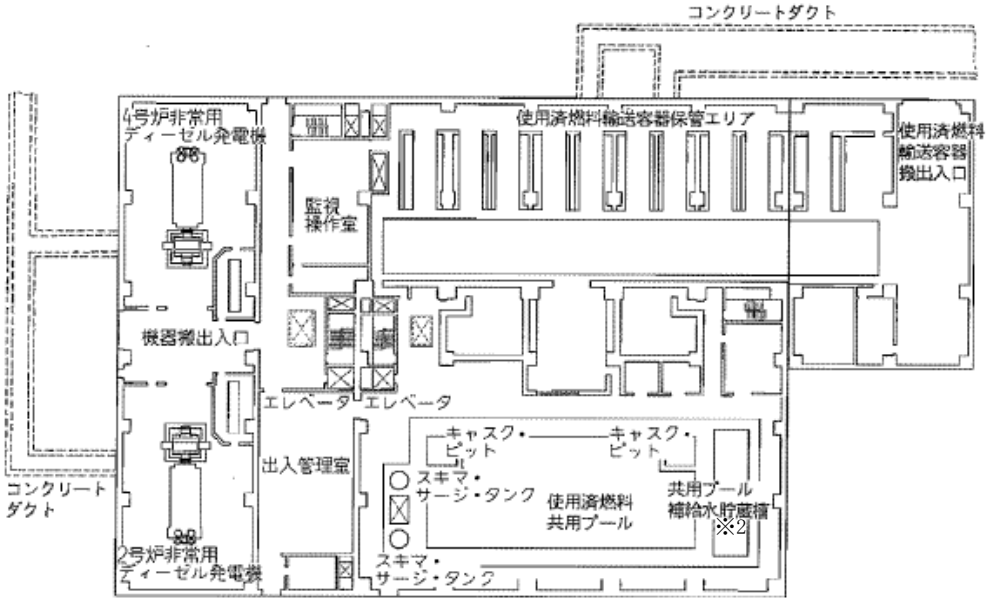
添付資料－５　運用補助共用施設共用プール棟の耐震壁の耐震安全評価について



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

O.P.+2700mm

図２．１２－１　運用補助共用施設平面図（その 1）



※2：共用プール補給水貯蔵槽は，共用プール同様，鉄筋コンクリート造の設備。

O.P.+10200mm

図２．１２－２　運用補助共用施設平面図（その 2）

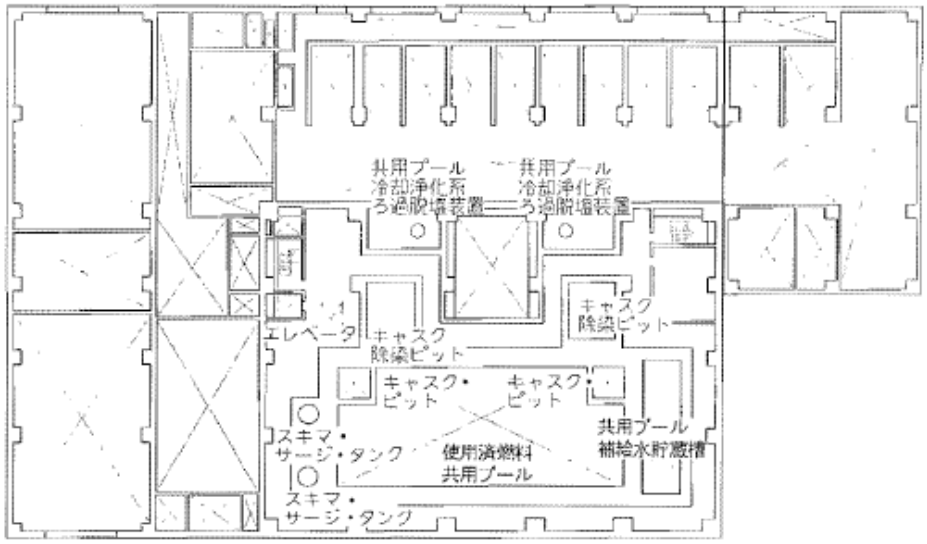


図２．１２－３　運用補助共用施設平面図（その 3)

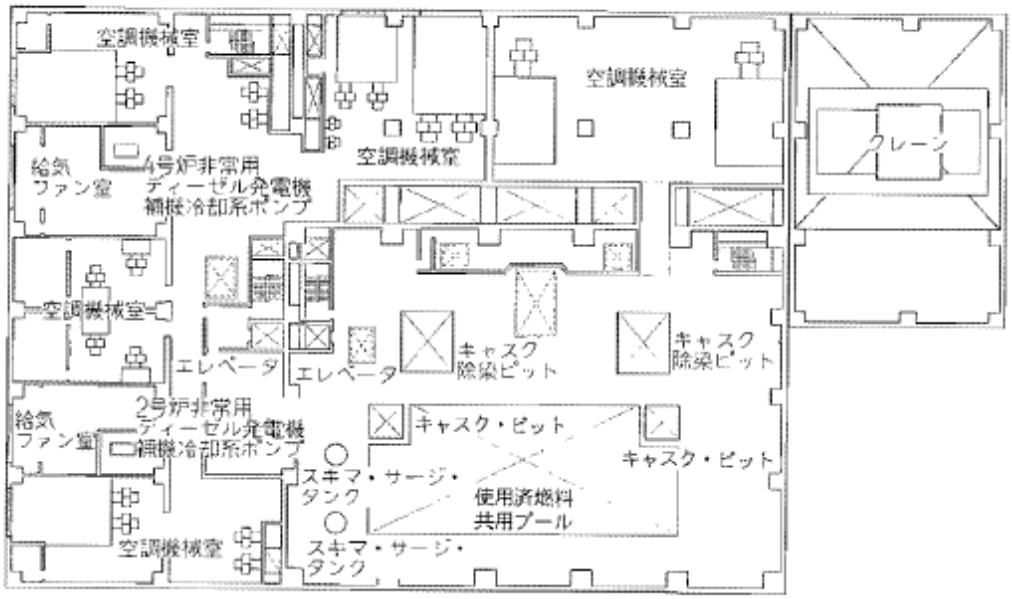
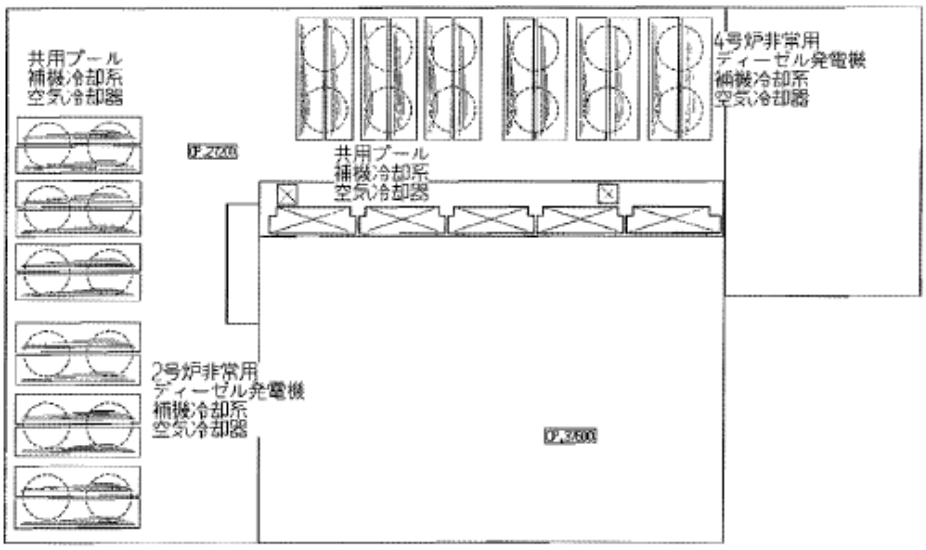


図２．１２－４　運用補助共用施設平面図（その 4)



O.P.+27200mm,O.P.+37600mm

図２．１２－５　運用補助共用施設平面図（その 5)

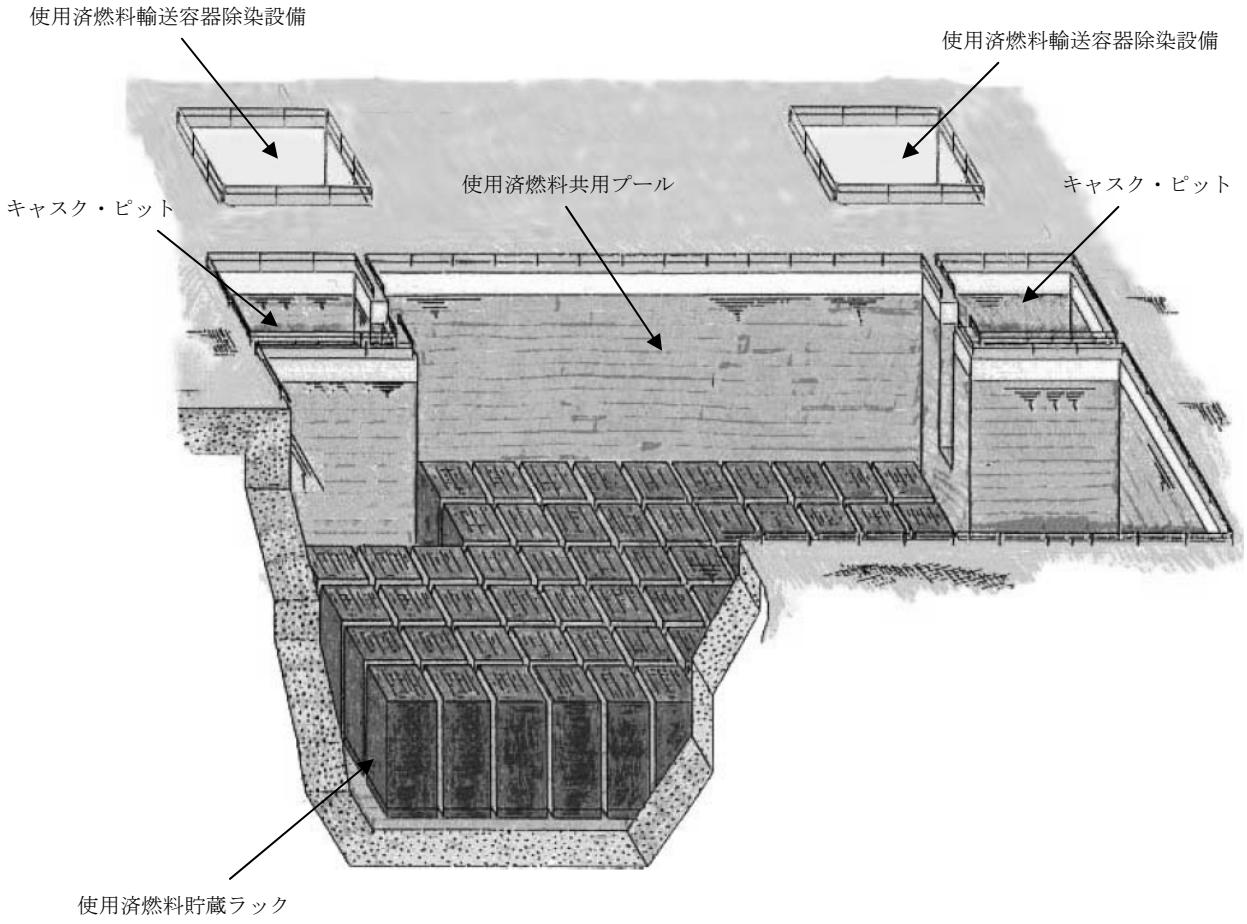


図２．１２－６　共用プール概要図

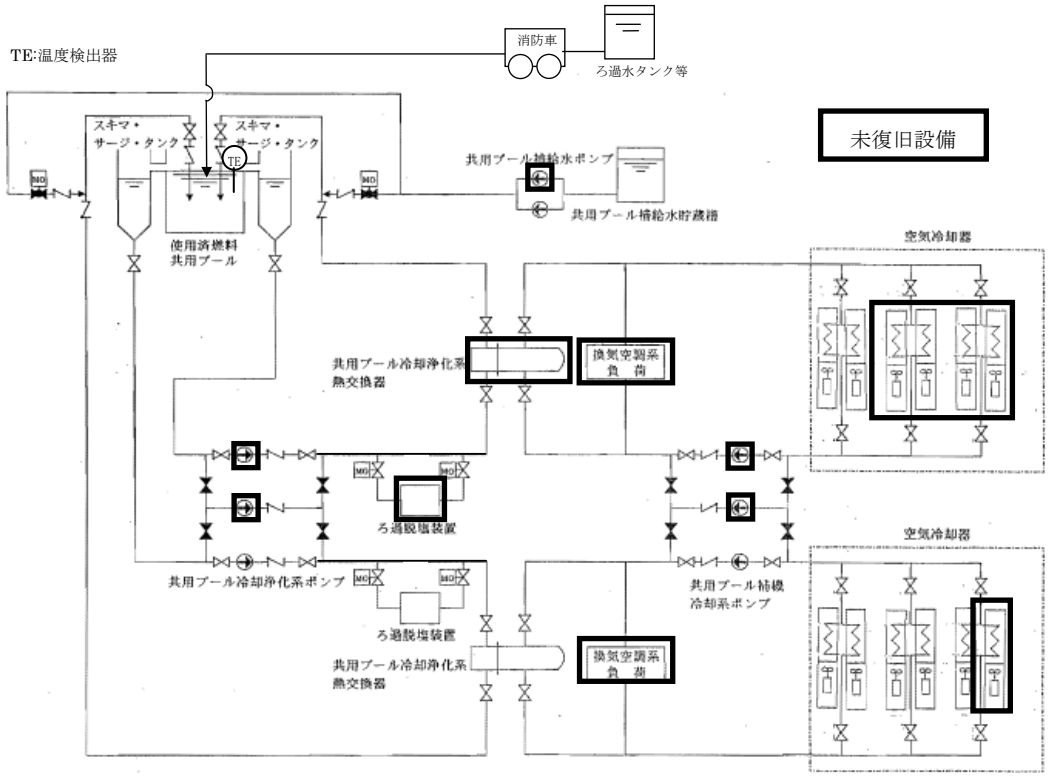


図１－１　共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系
及び共用プール補給水系概略系統図（現状：平成 24 年 11 月）

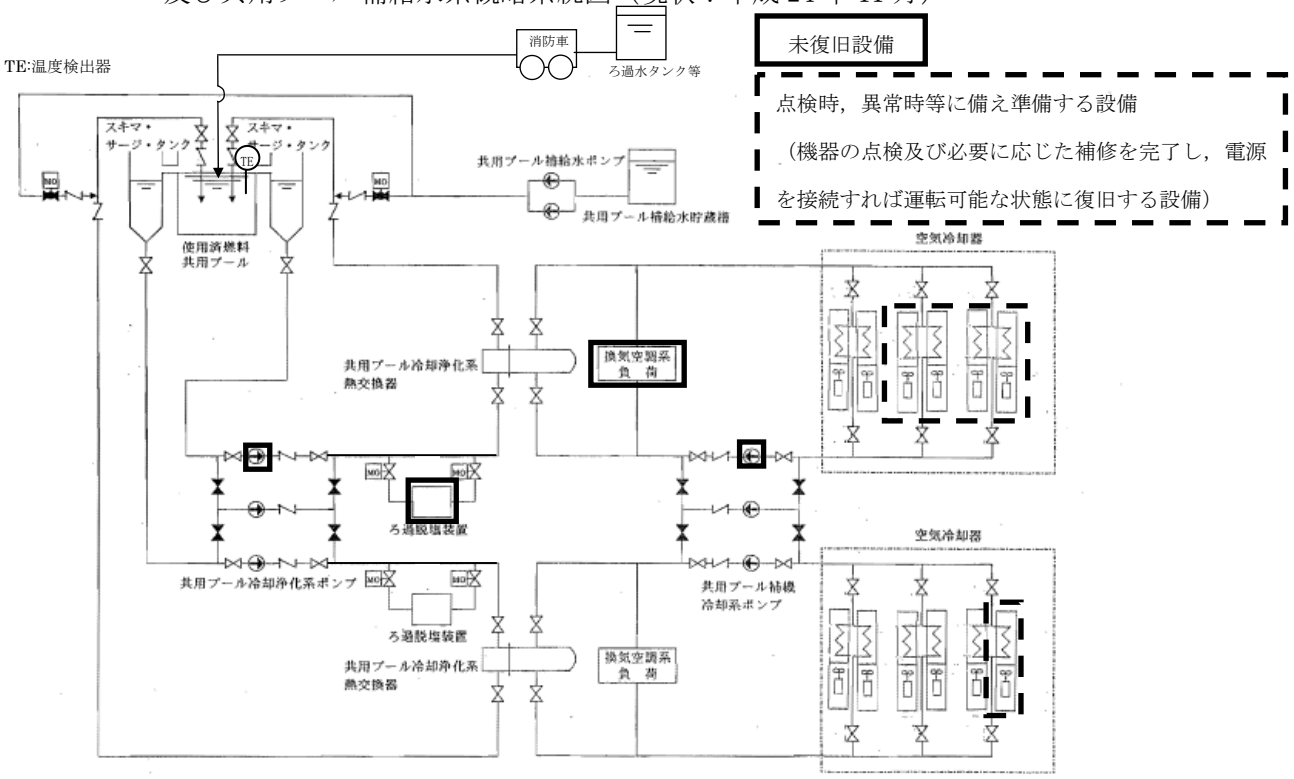


図１－２　共用プール冷却浄化系，共用プール補機冷却系
及び共用プール補給水系概略系統図（共用プールからの燃料取出開始時）

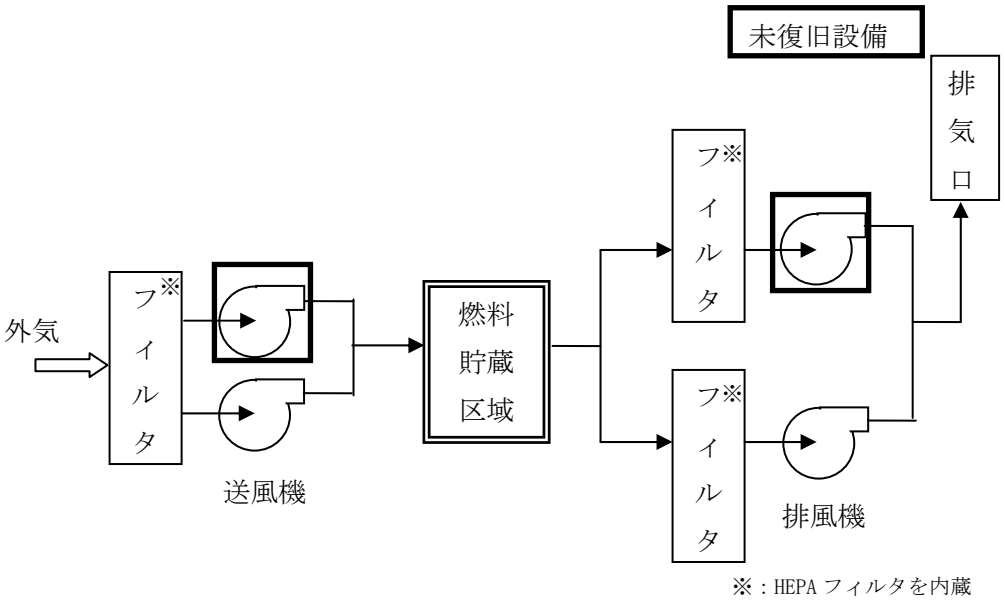


図１－３　燃料貯蔵区域換気空調系概略系

現在の設備状況

東北地方太平洋沖地震に伴い発生した津波により，運用補助共用施設の非管理区域地下１階に設置された電源設備は 70～120㎝程度浸水し，運用補助共用施設は全ての電源が喪失した。電源喪失により共用プール冷却浄化系の機能は喪失したが，共用プール水位については，使用済燃料頂部より高い水位が十分確保されていた。なお，共用プール水温度は一時的に 73℃程度まで上昇したが，仮設電源の設置と共用プール冷却浄化系の一部復旧により水温は低下し，現在は概ね 15～35℃程度を維持している。

現在の設備状況を添付資料―１に，設備の点検・復旧の概略工程計画を表１に示す。

今後，設備信頼性，運用面の改善，津波，1～6 号機使用済燃料プール及び炉内の燃料受け入れの観点から，設備の復旧，改造または設置等を必要に応じて実施していく計画としている。

1.1　燃料貯蔵設備

1.1.1　共用プール

漏えい水検出計は平成 24 年 6 月に復旧されており，水位警報装置は点検復旧中である。スキマ・サージ・タンク水位計の指示は巡視点検で確認しており，ウェブカメラにより免震重要棟でも確認することができる。使用済燃料貯蔵ラックは，外観点検等を実施する。

1.1.2　共用プール冷却浄化系

3 台ある共用プール冷却浄化系ポンプのうち 1 台を平成 23 年 3 月に復旧し，2 系統ある冷却浄化系のうち 1 系統で共用プール水を冷却している。ろ過脱塩装置は，平成 24 年 4 月に 2 台のうち 1 台を復旧している。

添付資料―４に示すとおり，熱交換器 1 基で今後の 1～6 号機の燃料の受入れを考慮しても共用プール水温を 52℃以下に冷却することが可能であるため，当面は 2 系列ある共用プール冷却浄化系のうち 1 系列のみを使用して冷却を行うが，共用プール冷却浄化系ポンプについて保守性を考慮して 2 台に復旧し予備機を確保するとともに，残りの 1 系列についても点検時，異常時等に備えて熱交換器が使用できるよう準備する。

また，巡視点検において，共用プール水温度，ポンプの運転状態等を確認し，冷却状態を確認している。なお，共用プール水温度計の指示は，ウェブカメラにより免震重要棟でも確認することができる。

1.1.3　共用プール補機冷却系

3 台ある共用プール補機冷却系ポンプのうち 1 台を平成 23 年 3 月に復旧し，2 系統ある冷却浄化系のうち 1 系統で共用プール冷却浄化系を冷却している。また，12 台あ

るエアフィンクーラーのうち7台を平成24年5月までに復旧している。

なお，空気冷却器は3ベイで1基（共用プール補機冷却系片系統に1基）を構成しており，1ベイあたり2台のエアフィンクーラーが配置されている。

添付資料―4に示すとおり，空気冷却器1基で今後の1～6号機の燃料の受入れを考慮しても共用プール水温を52℃以下に冷却することが可能である。したがって，当面は2系列ある共用プール補機冷却系のうち1系列のみを使用して冷却を行うが，共用プール補機冷却系ポンプについて保守性を考慮して2台に復旧し予備機を確保するとともに，残りの1系列の空気冷却器についても点検時，異常時等に備えて電源を供給すれば使用できるよう準備する。なお，エアフィンクーラーについては，プール水温度を確認しながら運転台数の調整を行う。

また，巡視点検において，ポンプの運転状態等系を確認し，冷却状態を確認している。

1.1.4　共用プール補給水系

2台ある共用プール補給水ポンプのうち1台は平成23年3月に復旧されており，共用プール補給水貯蔵槽からプールへ共用プール水を補給することができる。

現状，2台ある共用プール補給水ポンプのうち1台を復旧して使用しているが，通常1台運転であること，現状月数回の補給であること，長期停止した場合も消防車により共用プールへ水の補給が可能であることから，当面共用プール補給水ポンプは現状の1台復旧とするが，共用プールからの燃料取出開始までに2台目を復旧する。

1.2　燃料取扱装置

平成24年9月に点検は終了しており，機能上の問題がないことを確認している。

1.3　使用済燃料輸送容器

キャスク保管エリアで保管されていた使用済燃料輸送容器は，外観上異常はない。

また，震災時に使用済燃料輸送容器除染設備で点検していた使用済燃料輸送容器については，平成24年3月に点検を終了し問題ないことを確認している。

1.4　その他設備

1.4.1　天井クレーン

平成 24 年 2 月に点検は終了しており，機能上の問題がないことを確認している。

1.4.2　使用済燃料輸送容器除染設備

外観上異常はない。

1.4.3　燃料貯蔵区域換気空調系

燃料貯蔵区域換気空調系については，2 台ある共用プールエリア送風機のうち 1 台を平成 23 年 3 月に復旧している。また，2 台ある共用プールエリア排風機のうち 1 台を平成 23 年 3 月に運転可能としているが，現状停止している。

停止の間の燃料取扱作業時は，共用プールオペフロ階において，空気中の放射性物質をダストサンプラーで採取し，放射性物質濃度の測定を行う。

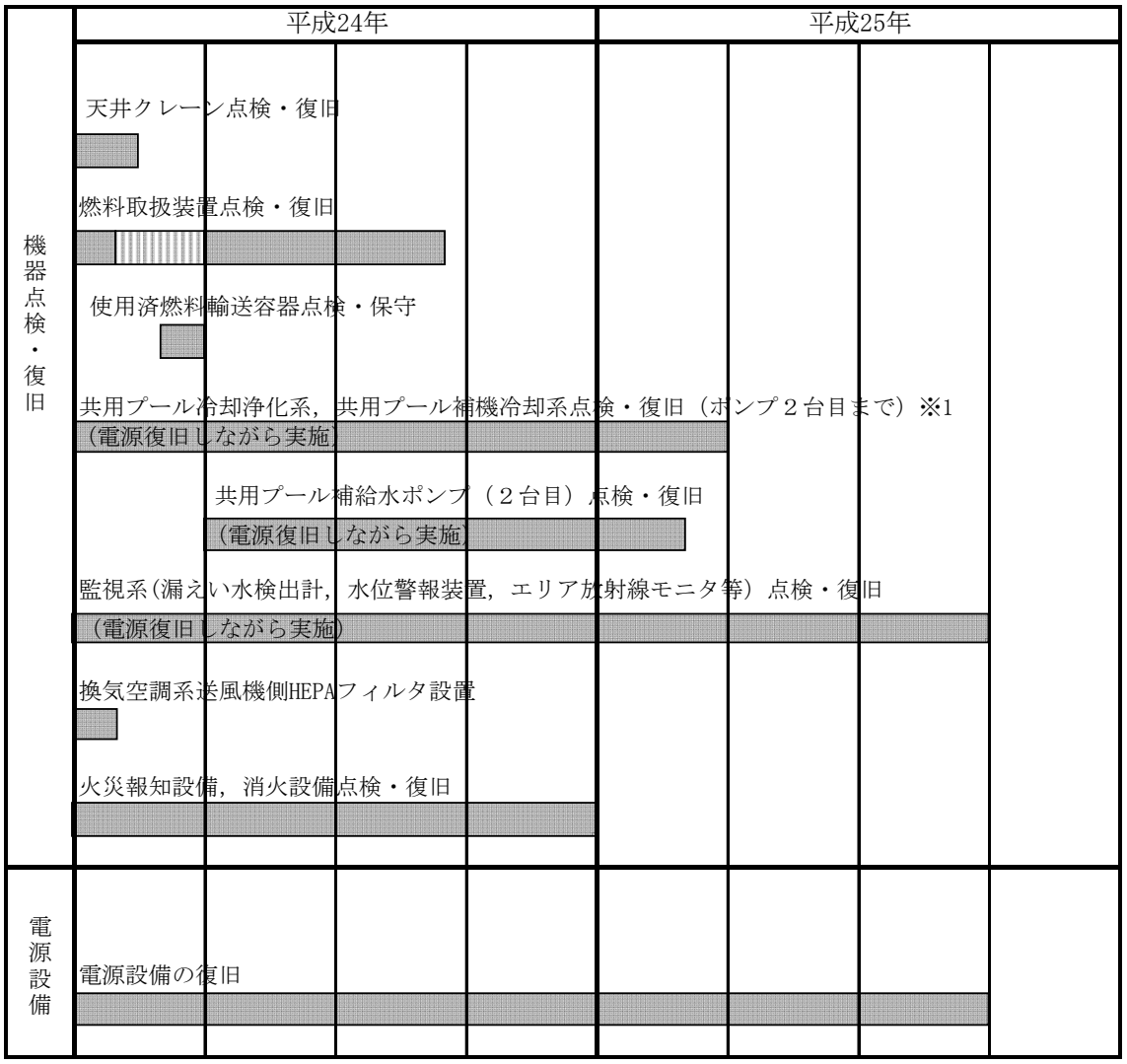
なお，2 台ある共用プールエリア送・排風機のうち，1 台は予備機であることから，当面は送・排風機については各 1 台で運用する。

1.4.4　エリア放射線モニタ

現在，点検復旧中である。

復旧までの間の燃料取扱作業時は，可搬式放射線モニタ等を用いて監視する。

表１　共用プールからの燃料取出開始までの点検・復旧工程（案）



※1：1～4 号機使用済燃料プールからの燃料受け入れ開始前までには，片系でエアフィンクーラー6 台を復旧する。

有効燃料頂部+2m での線量率評価

共用プールの冷却浄化系及び補給水系の機能が喪失した場合，消防車を用いて共用プールの冷却を再開する必要がある。冷却再開にあたり，共用プール水位が有効燃料頂部+2m において共用プール３階フロアでの作業が可能な線量率であることの確認を行った。

１．評価条件

評価条件は以下の通りである。

(1) 使用済燃料の体数はプール容量一杯の 6,840 体とする。

(2) 使用済燃料の燃焼度は保守的に全燃料 9×9 燃料の最高燃焼度 55GWd/t とする。

(3) 冷却期間については，共用プールに移送される使用済燃料として冷却期間の最も短い５号機使用済燃料プール及び炉心燃料の使用済燃料を考慮する。具体的な冷却期間は，５号機停止（平成 23/1/3）から平成 25/1/1（５号機使用済燃料移送開始）とする。

(4) ORIGEN2 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 MCNP により線量率を計算する。

(5) 共用プール中心及び共用プール縁について，フロア高さの線量率を評価する。

２．評価結果

下表に線量率の評価結果を示す。共用プール水位を有効燃料頂部+2m 確保することで，共用プール ３ 階フロアにおける線量率を低く抑えることができる。したがって，作業員が共用プール３階フロアで消防車等による注水作業を行うことは可能である。

場所	線量率(mSv/h)
共用プール中心	1.3
共用プール縁	0.7

評価にあたっては使用済燃料の燃焼度及び冷却期間に十分な保守性を持たせていることから，線量率は更に小さくなると考える。

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

1～4号機の使用済燃料プール及び5号機，6号機炉心及び使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料の受入れを考慮した崩壊熱の最大値『約2.6MW※1』に対して，1系列運転（共用プール冷却浄化系熱交換器1基，共用プール冷却浄化系ポンプ1台，共用プール補機冷却系空気冷却器1基[エアフィンクーラー6台]，共用プール補機冷却系ポンプ1台）時に，共用プール水温度が52℃以下になることの確認を行った。

※1：「Ⅱ.4.1.10 添付資料－1」を参照。

1．評価条件

評価条件は以下の通りである。

(1) 崩壊熱	：約2.6MW
(2) 共用プール冷却浄化系管側（プール側）流量	：500m^3/h
共用プール冷却浄化系胴側（補機冷却系側）流量	：500m^3/h
(3) 共用プール補機冷却系空気冷却器ファン側大気温度	：29.1℃
共用プール補機冷却系空気冷却器管側出口水温度	：38℃
共用プール補機冷却系管側流量	：650m^3/h
(4) 換気空調系負荷	：約1.3MW

2．評価結果

図1に評価結果を示す。共用プール水温度は51.4℃であり，1～4号機の使用済燃料プール，5号機，6号機使用済燃料プール及び炉心に貯蔵されている使用済燃料の受入れを考慮した崩壊熱に対して，1系列運転時に共用プール水温度を52℃以下とすることが可能である。

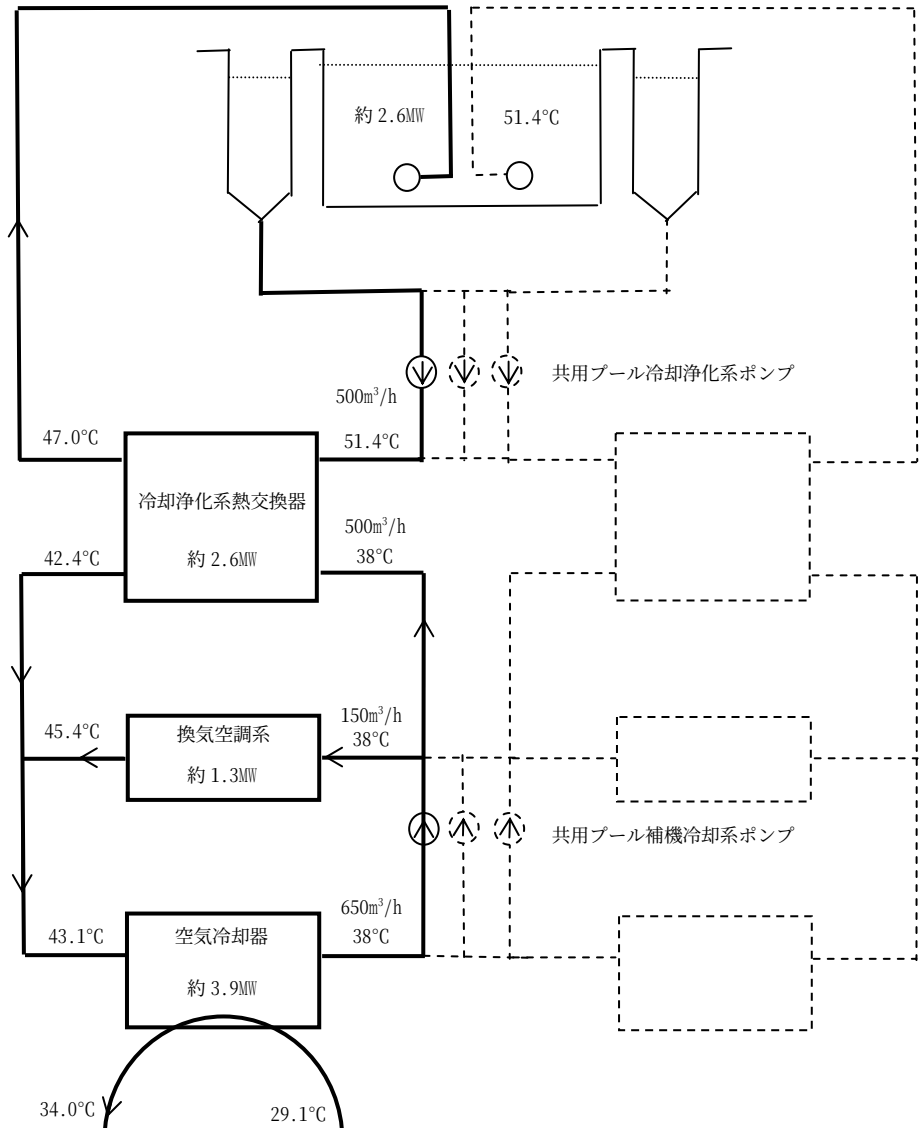


図１　１系列運転時熱バランス

運用補助共用施設共用プール棟の耐震壁の耐震安全性評価について

1. 評価方針

運用補助共用施設共用プール棟（以下，PL/Bという）の耐震安全性評価は，基準地震動Ssを用いた地震応答解析によることとし，建物・構築物や地盤の特性を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。

2. 地震応答解析

(1) PL/Bの概要

PL/Bは，地上3階，地下1階の鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造）の建物である。概略平面図（基礎版レベル）及び概略断面図を，図1～図3に，物性値を表1に示す。

PL/Bは，基礎底面からの高さが37.6m，地上部が27.6m，地下部が10.0mであり，平面が72.5m(NS方向)×54.5m(EW方向)で，厚さ2.7mの鉄筋コンクリート造の基礎版を介して富岡層(O.P. 0.0m)上に支持されている。

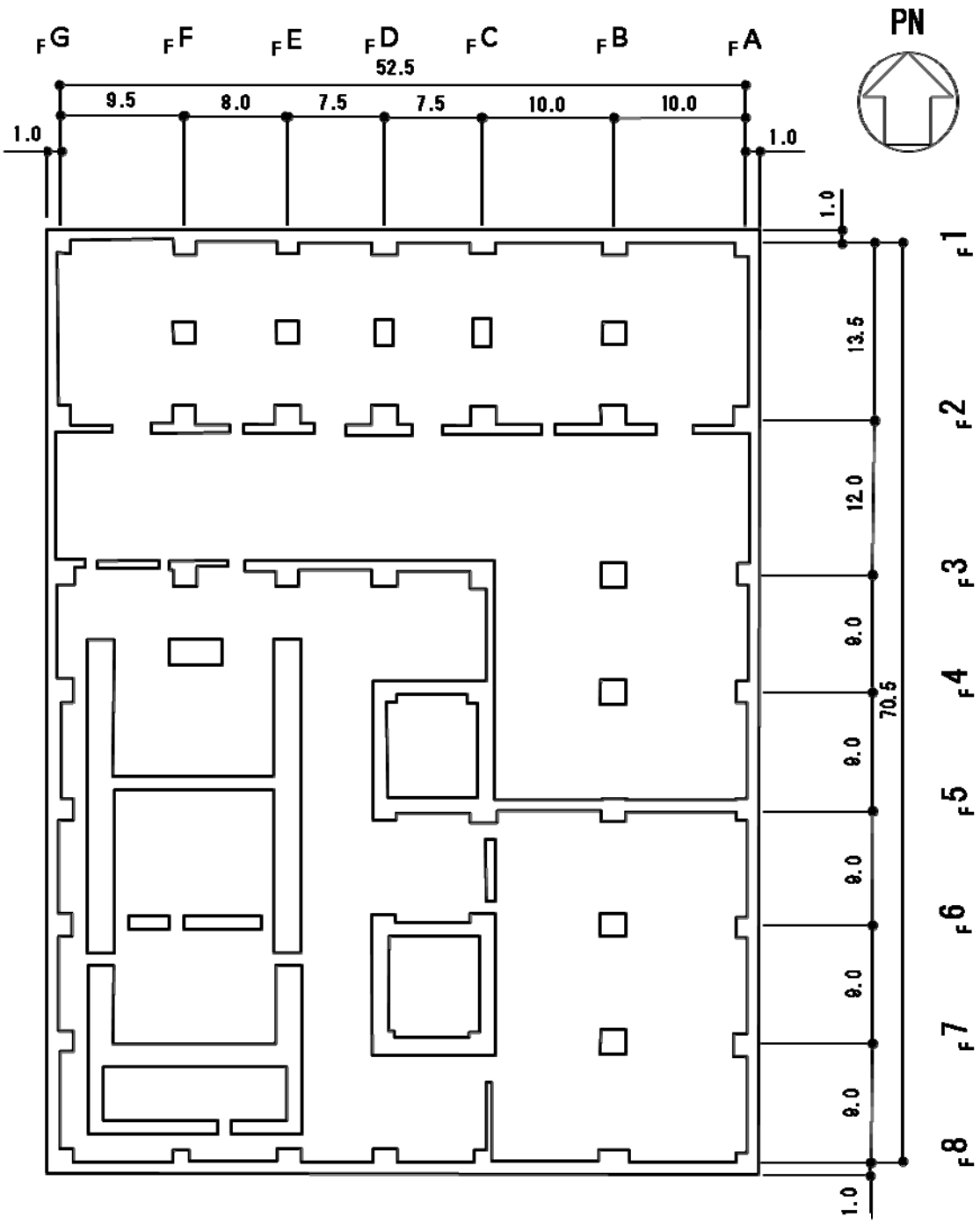


図1　PL/B　基礎版レベル平面図(O.P.2.7m)　（単位：m）

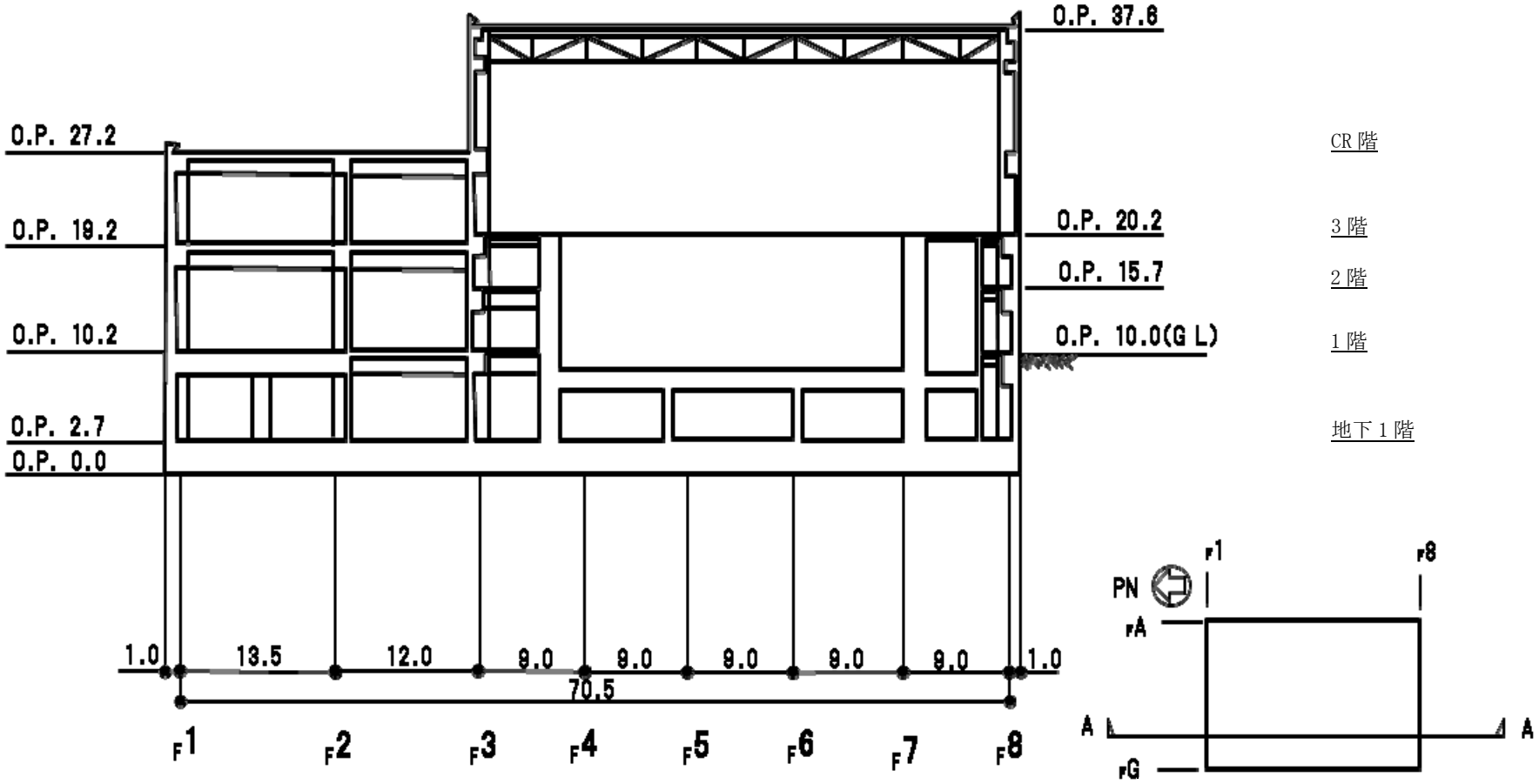


図2　PL/B　NS方向断面図　（単位：m）

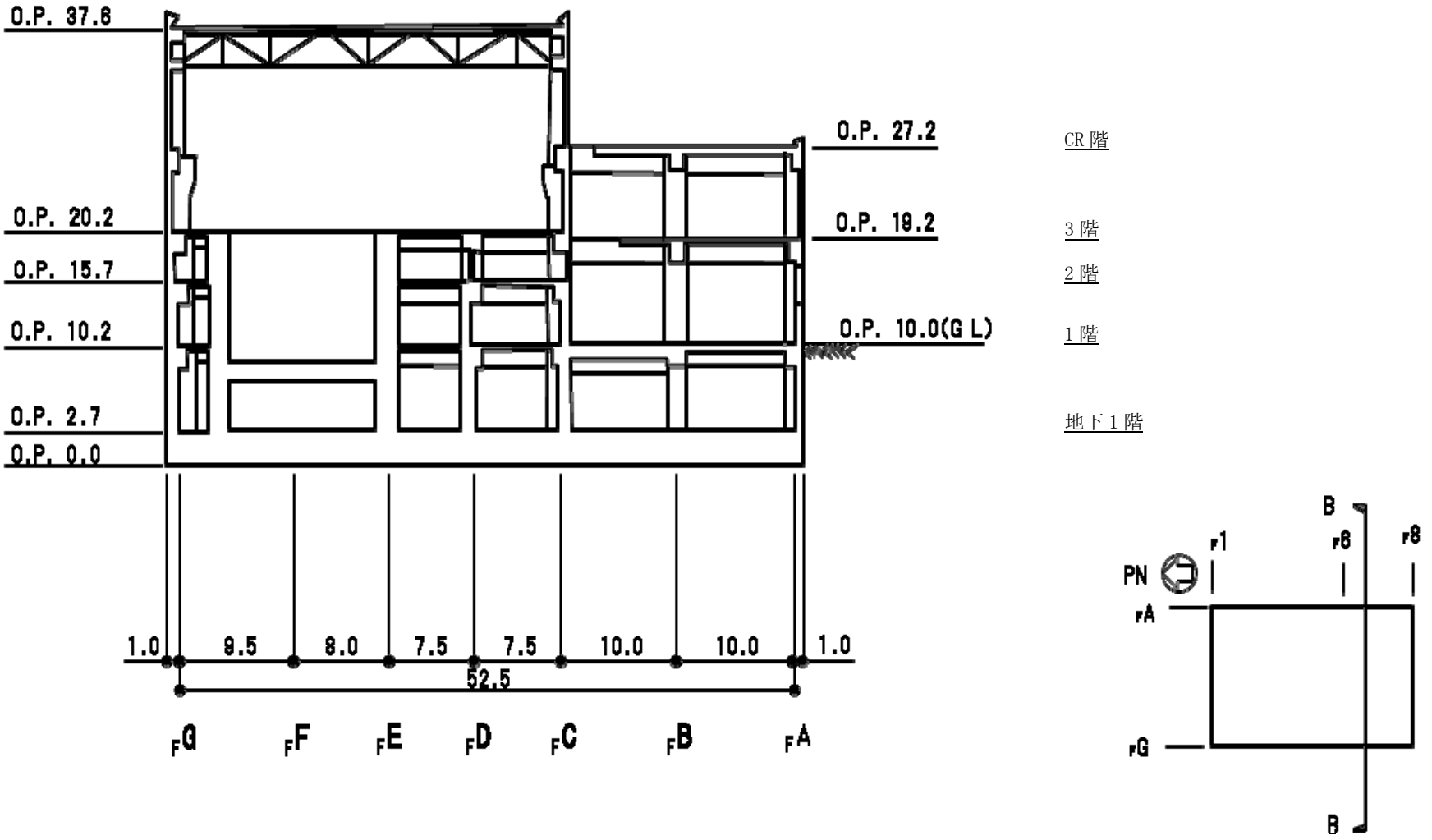


図3　PL/B　EW方向断面図　（単位：m）

表 1　PL/B の物性値

	強度*1 Ｆｃ （N/mm^2）	ヤング係数*2 Ｅ （N/mm^2）	せん断弾性係数*2 Ｇ （N/mm^2）	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ （kN/m^3）
コンクリート	40.0	2.81×10^4	1.17×10^4	0.2	24.5
鉄筋	SD345相当 （SD35）				

*1：強度は実状に近い強度（以下，「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は，過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまるめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

(2) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは，地盤との相互作用を考慮した，曲げ及びせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。解析モデルの諸元を図 4 及び図 5 に示す。

地盤は，地盤調査に基づき水平成層地盤とし，基礎底面地盤ばねについては，「原子力発電所耐震設計技術指針　追補版　JEAG 4601－1991」（以下，「JEAG 4601－1991」という。）により，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，スウェイ及びロッキングばね定数を近似法により評価する。基礎底面地盤ばねには，基礎浮き上がりによる幾何学的非線形性を考慮する。図 6 に回転ばねの曲げモーメントと回転角の関係を示す。

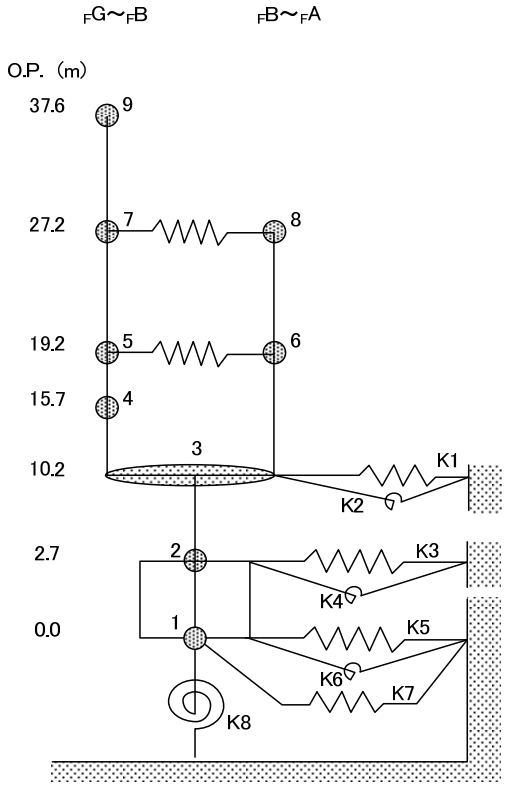
また，埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては，建屋側面位置の地盤定数を用いて，水平及び回転ばねを「JEAG 4601－1991」により NOVAK ばねに基づいて近似法により評価する。

なお，表 2 に地盤調査に基づく地盤定数を示す。

復元力特性は，建屋の方向別に，層を単位とした水平断面形状より「JEAG 4601－1991」に基づいて設定する。

地震応答解析は，上記復元力特性を用いた弾塑性時刻歴応答解析とする。

入力地震動は，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss を用いることとする。なお，埋め込みを考慮した解析モデルであるため，モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ssに対する地盤の応答として評価する。また，建屋基礎底面レベルにおけるせん断力（以下「切欠き力」という。）を入力地震動に付加することにより，地盤の切欠き効果を考慮する。図7に，地震応答解析モデルに入力する地震動の概念図を，図8に解放基盤表面位置（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（水平方向）を示す。



ヤング係数：E=28.1 （kN/mm²）
ポアソン比 ：ν=0.2
減衰定数 ：h=5%

はり部材
（耐震壁）

9	41,840		
	11.06		
45.40			
18.09			
7	100,530	8	39,680
	50.38		18.59
81.90		42.10	
48.48		31.68	
5	137,540	6	45,030
	70.36		21.61
249.00		47.20	
68.20		36.68	
4	98,480		
	20.04		
247.70			
84.82			
3			360,400
			152.05
333.40			
157.87			
2	237,620		
	105.00		
3951.00			
1730.70			
1	125,540		
	55.02		

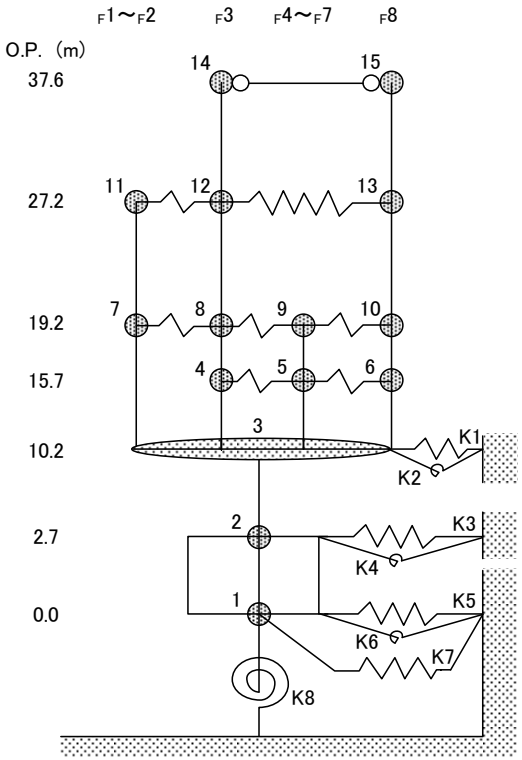
凡 例

質点番号	重量 （kN）
	回転慣性（×10⁶kNm²）
せん断断面積（m²）	
断面2次モーメント（×10³ m⁴）	

床せん断ばね （単位：×10⁶ kN/m）

7	28.75	8
5	18.23	6

図4 PL/B 建屋の振動諸元(NS方向)



ヤング係数:E=28.1 (kN/mm^2)
ポアソン比 : ν =0.2
減衰定数 :h=5%

はり部材
(耐震壁)

				14	20,900			15	20,940		
					4.50				4.50		
				19.70				19.70			
				3.94				3.94			
11	56,470			12	49,430			13	34,310		
	10.37				14.05				10.15		
64.00				22.40				35.90			
28.96				5.77				12.58			
7	59,770			8	28,060	9	76,270	10	18,470		
	16.94				8.12		24.09		4.99		
81.70				25.80		87.4		46.00			
36.95				7.08		4.27		19.51			
				4	8,180	5	79,250	6	11,050		
					1.16		9.13		1.35		
				25.00		108.6		41.00			
				7.70		4.43		18.23			
3									360,400		
									101.79		
				308.10							
				95.52							
				2	237,620						
					62.97						
				3951.00							
				978.00							
				1	125,540						
					31.10						

凡 例

質点番号	重量 (kN)
	回転慣性(×10^{6}kNm^2)
せん断断面積(m^2)	
断面2次モーメント (×10^3 m^4)	

床せん断ばね
(単位:×10^6 kN/m)

		14	∞ (剛ばねとした)			15
11	19.32	12	3.56			13
7	15.71	8	10.08	9	10.75	10
		4	5.14	5	5.09	6

図5 PL/B 建屋の振動諸元(EW方向)

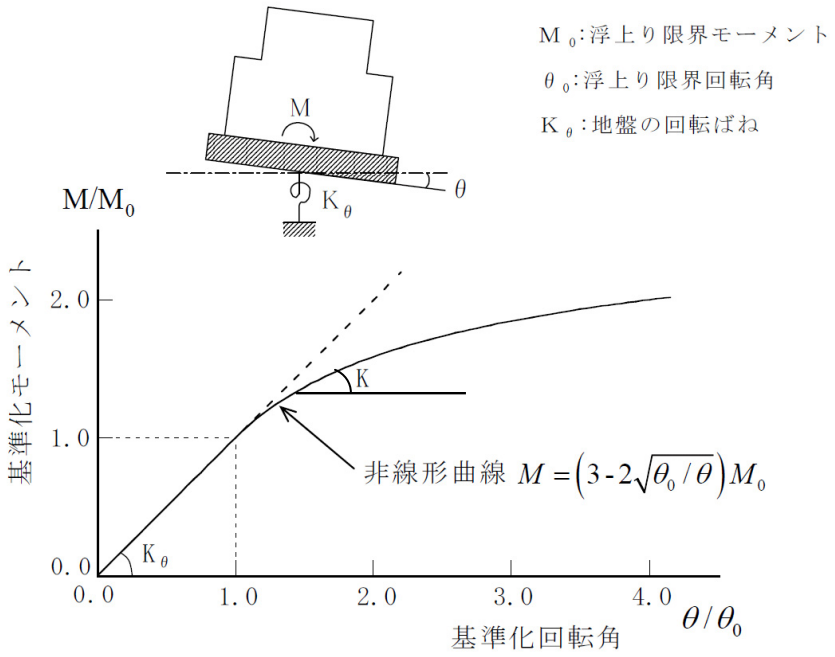


図 6　回転ばねの曲げモーメントと回転角の関係

表 2(1)　PL/B　地盤定数（Ss-1H）

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	7.3
2.7										
		450	16.5	0.464	2.69	3.41	0.79	7.88	3	12.7
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.44	4.36	0.79	10.01	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.45	5.63	0.79	12.87	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.16	6.53	0.79	14.88	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 2(2)　PL/B　地盤定数（Ss-2H）

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.25	2.62	0.86	6.63	3	7.3
2.7										
		450	16.5	0.464	2.76	3.41	0.81	8.08	3	12.7
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.53	4.36	0.81	10.27	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.56	5.63	0.81	13.19	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.29	6.53	0.81	15.26	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

表 2(3)　PL/B　地盤定数（Ss-3H）

標高 O.P. (m)	地質	せん断波 速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m^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)
10.0										
	砂岩	380	17.8	0.473	2.28	2.62	0.87	6.72	3	7.3
2.7										
		450	16.5	0.464	2.66	3.41	0.78	7.79	3	12.7
-10.0										
		500	17.1	0.455	3.40	4.36	0.78	9.89	3	70.0
-80.0	泥岩									
		560	17.6	0.446	4.39	5.63	0.78	12.70	3	28.0
-108.0										
		600	17.8	0.442	5.09	6.53	0.78	14.68	3	88.0
-196.0										
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	9.24	9.24	1.00	26.26	-	-

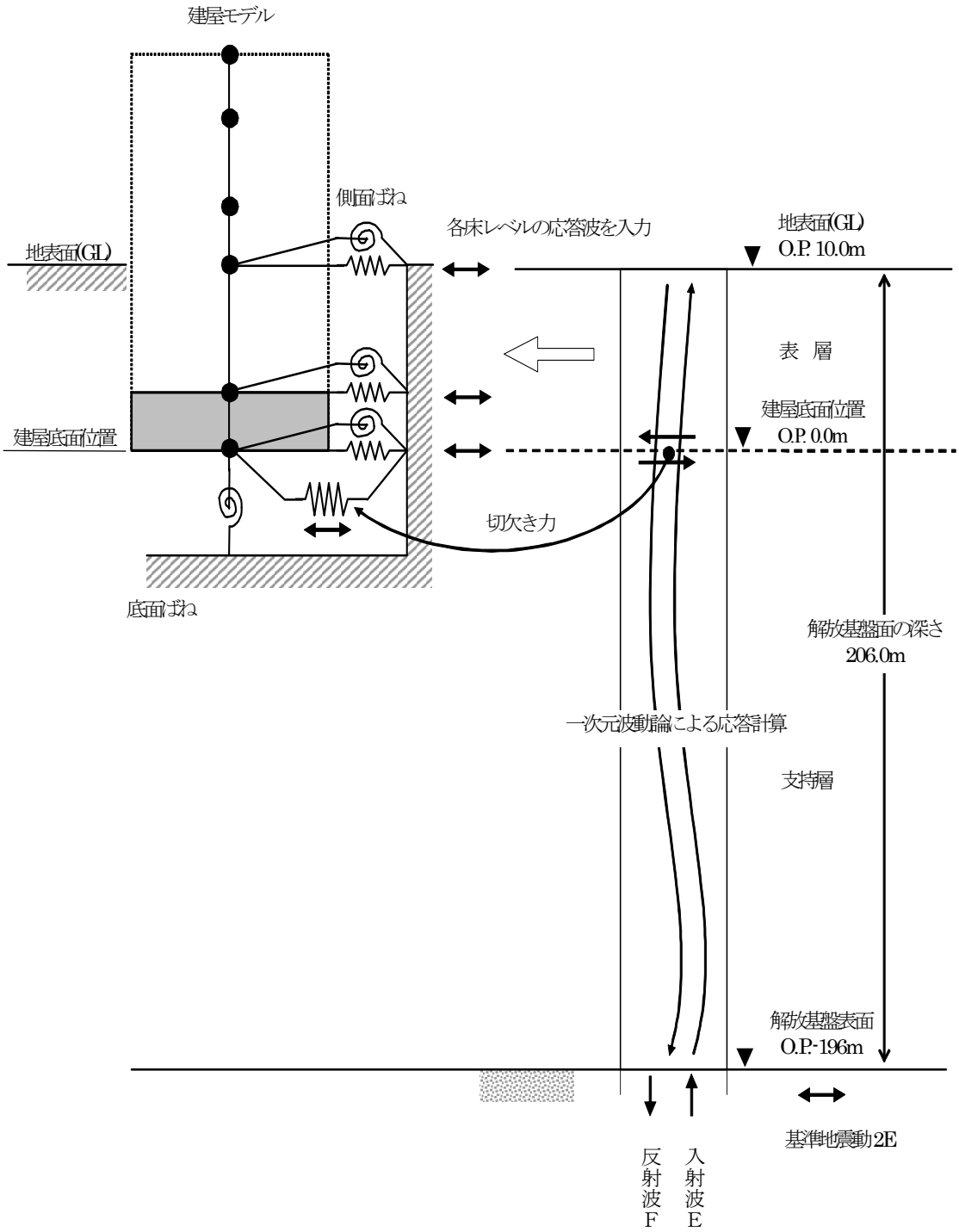
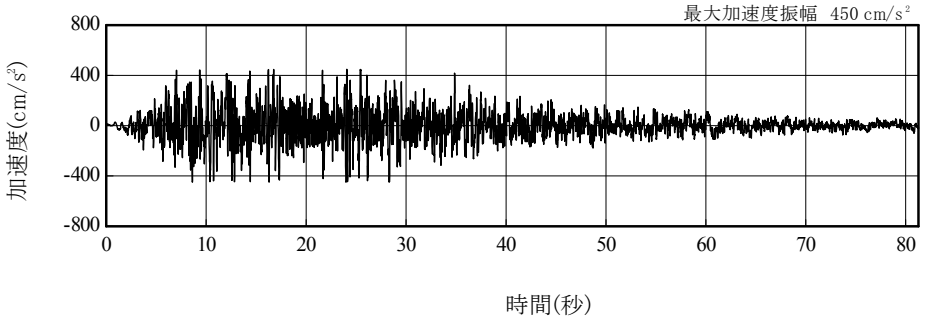
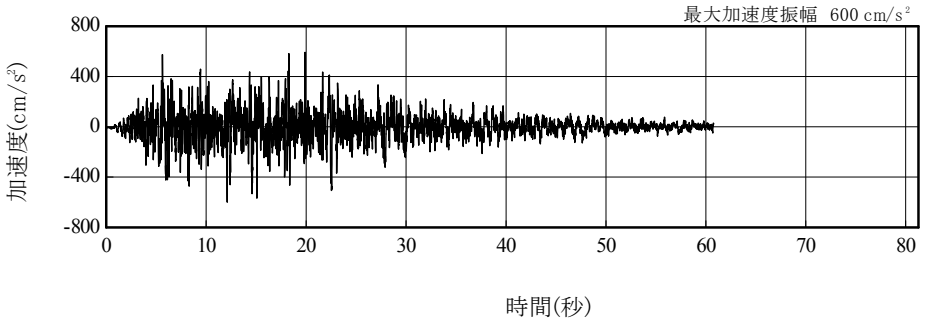


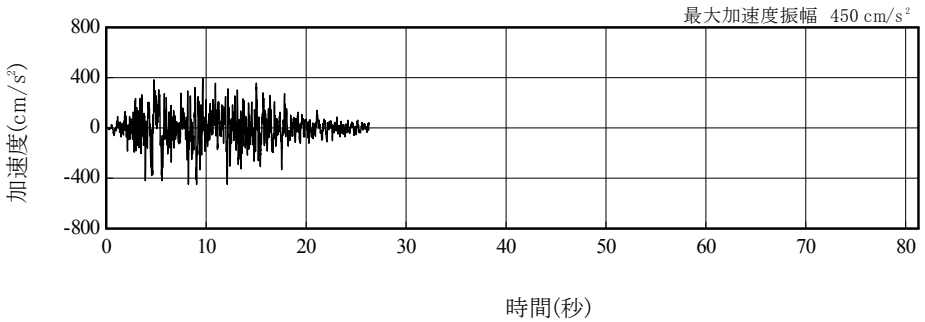
図7　PL/B　建屋－地盤連成系地震応答解析モデルの概要



(Ss-1H)



(Ss-2H)



(Ss-3H)

図8 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形(水平方向)

(3) 地震応答解析結果

基準地震動Ssによる最大応答加速度を，図9及び図10に示す。

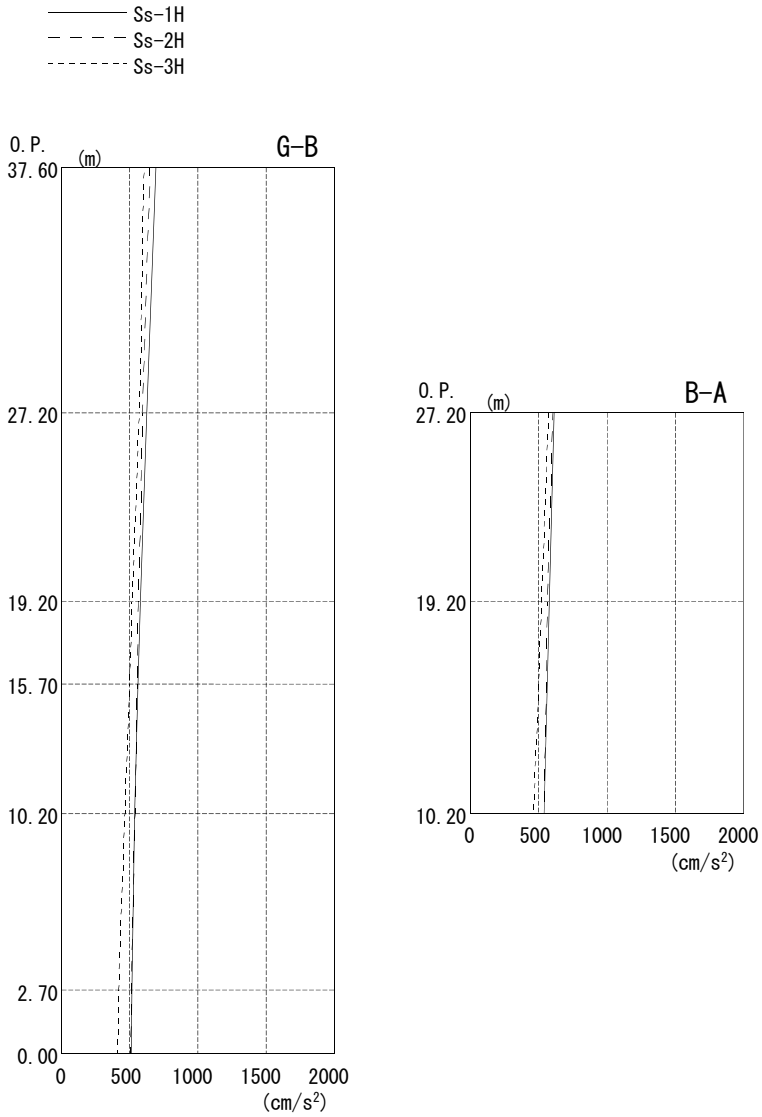


図9　PL/B　最大応答加速度(NS方向)

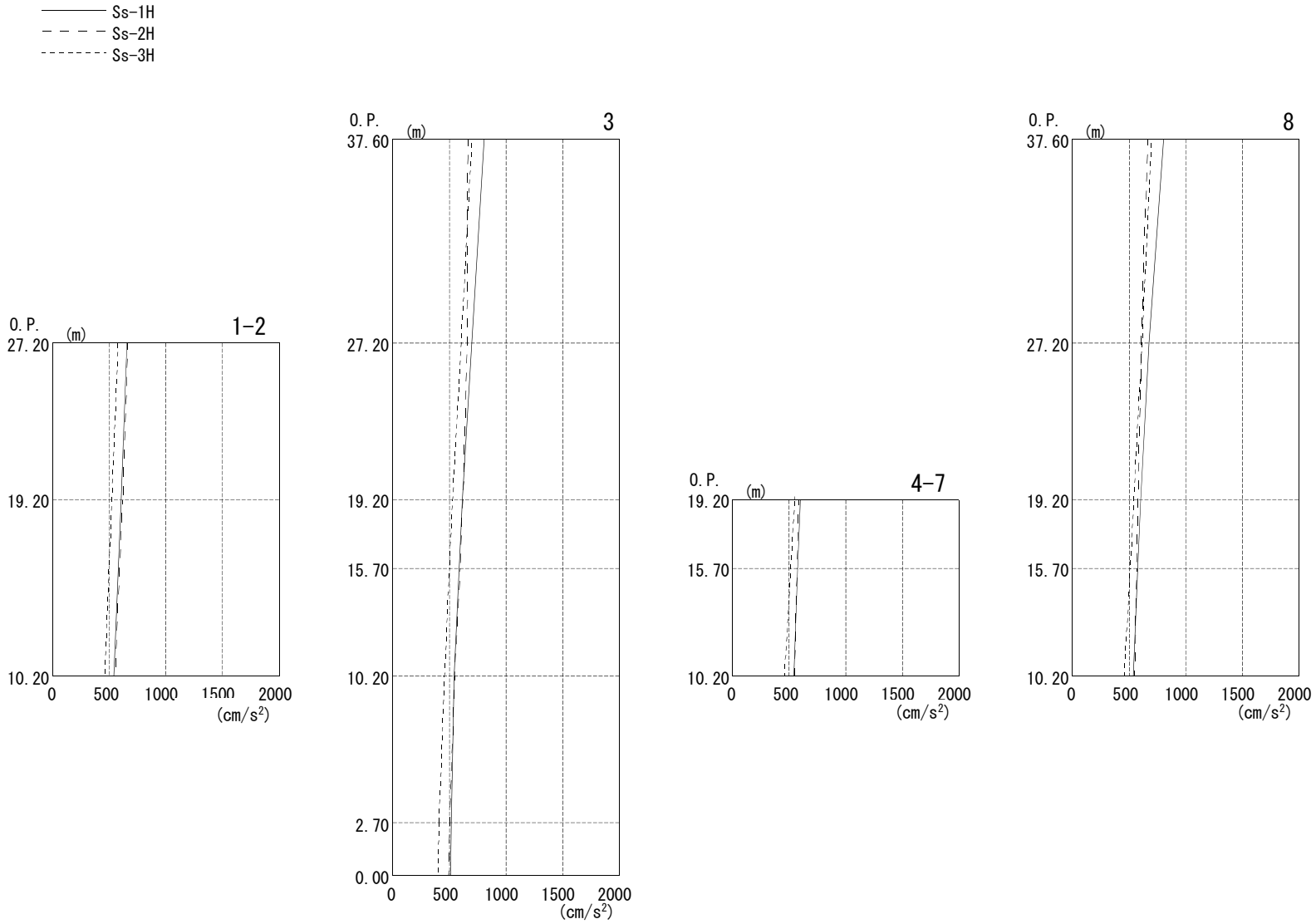


図10　PL/B　最大応答加速度(EW方向)

3. 耐震壁の耐震安全性評価

表3及び表4に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。また，図11及び図12に基準地震動Ssに対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。耐震壁のせん断ひずみは，最大で0.14×10^{-3}であり，耐震壁の評価基準値（2.0×10^{-3}）に対して十分余裕がある。

表３　PL/B　耐震壁のせん断ひずみ一覧（ＮＳ方向）

（$\times10^{-3}$）

階	Ss-1	Ss-2	Ss-3	評価基準値
CR階	0.06	0.06	0.05	2.0 以下
3階	0.10	0.09	0.09	
2階	0.10	0.09	0.09	
1階	0.10	0.09	0.09	
地下1階	0.11	0.11	0.10	

表４　PL/B　耐震壁のせん断ひずみ一覧（ＥＷ方向）

（$\times10^{-3}$）

階	Ss-1	Ss-2	Ss-3	評価基準値
CR階	0.10	0.09	0.09	2.0 以下
3階	0.12	0.11	0.10	
2階	0.12	0.12	0.11	
1階	0.14	0.14	0.12	
地下1階	0.12	0.13	0.11	

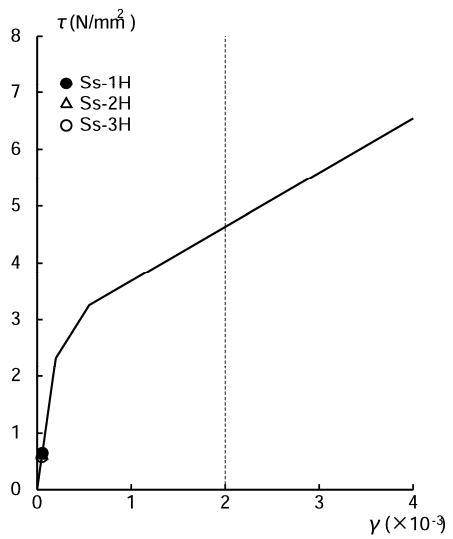
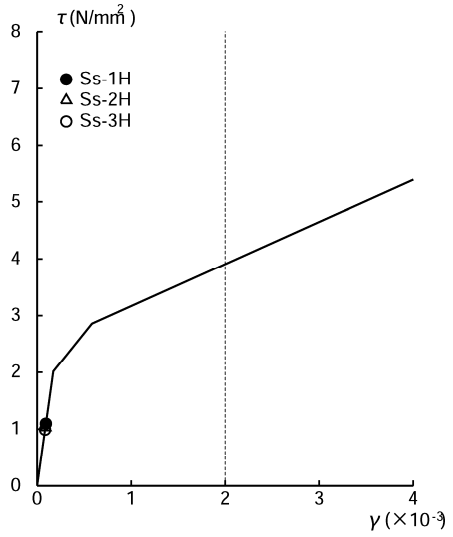
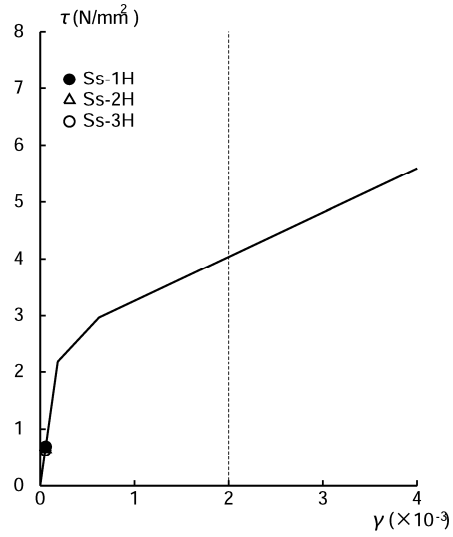
O.P.	$_{F}$G 通り～$_{F}$B 通り	$_{F}$B 通り～$_{F}$A 通り
37.6 ～ 27.2		—
27.2 ～ 19.2		

図 11(1)　PL/B　せん断スケルトン曲線上の最大応答値　NS 方向

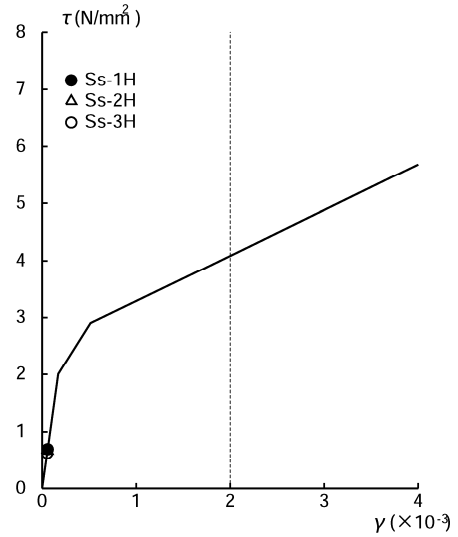
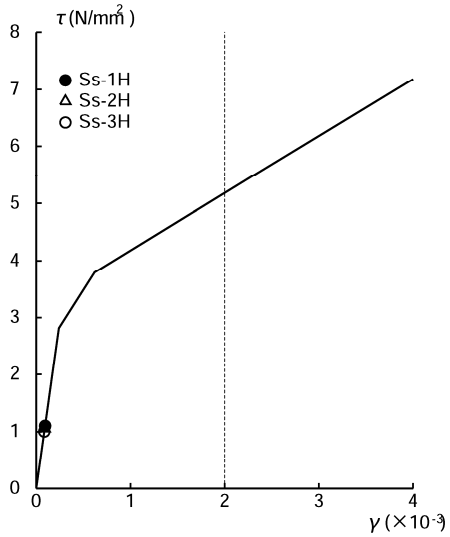
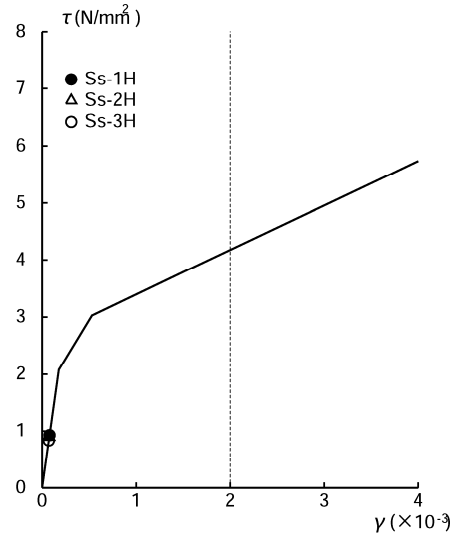
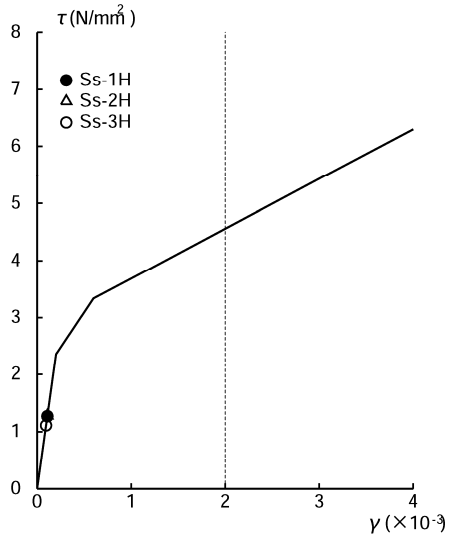
O.P.	FG 通り～FB 通り	FB 通り～FA 通り
19.2 ～ 15.7		
15.7 ～ 10.2		
10.2 ～ 2.7		

図 11(2)　PL/B　せん断スケルトン曲線上の最大応答値　NS 方向

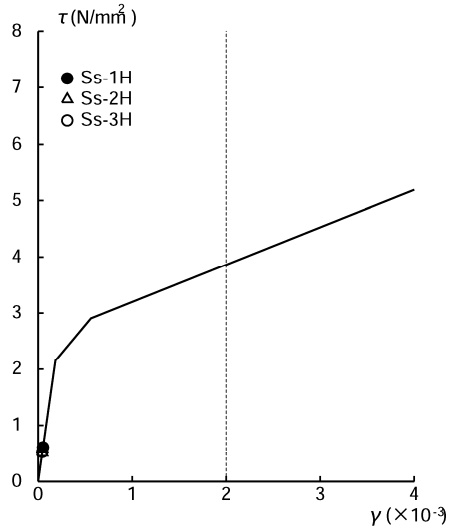
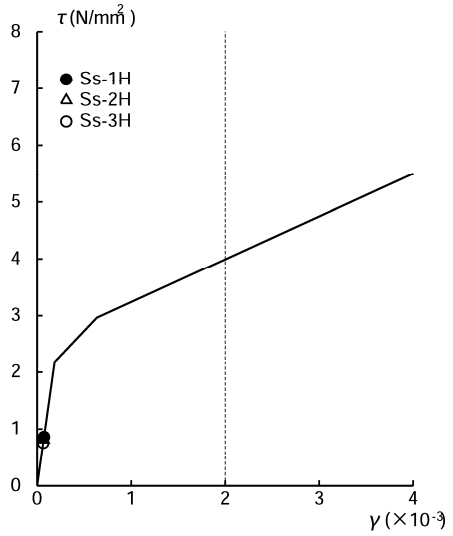
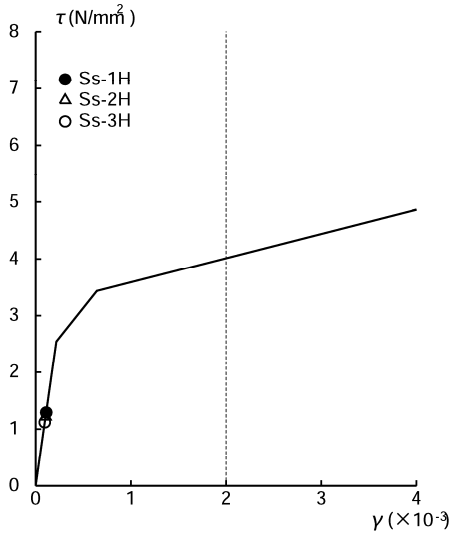
O.P.	$_{F}$1 通り～$_{F}$2 通り	$_{F}$3 通り
37.6～ 27.2	—	
27.2～ 19.2		

図 12(1)　PL/B　せん断スケルトン曲線上の最大応答値　EW 方向

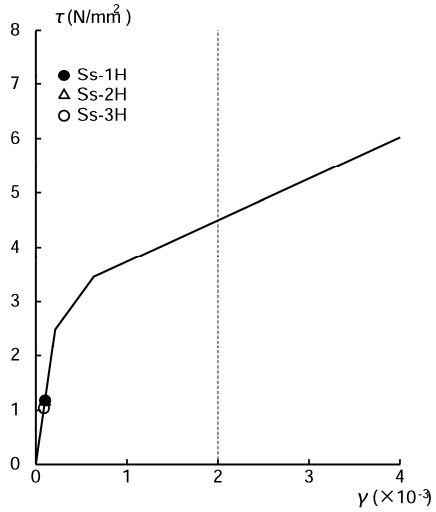
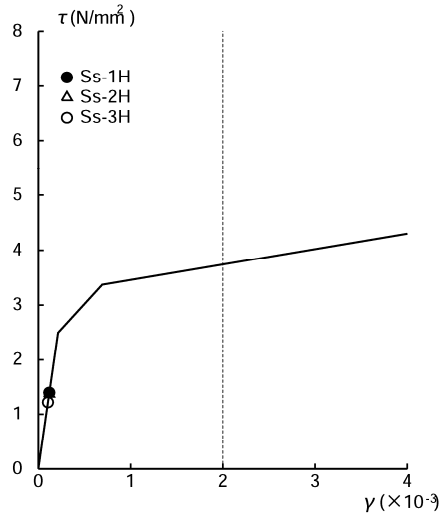
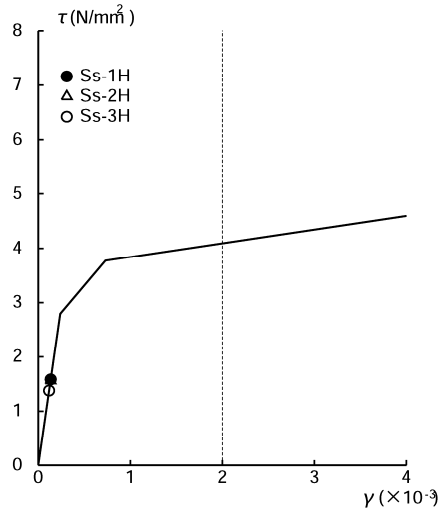
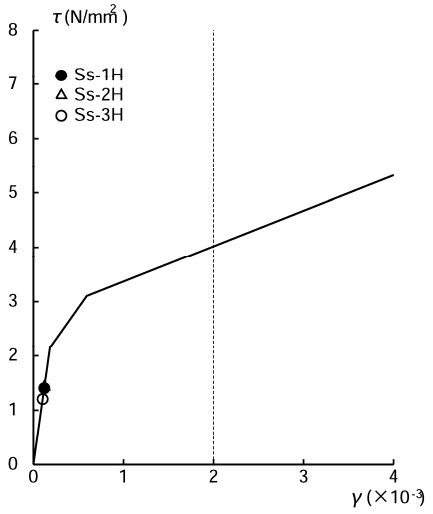
<table>
<tr><th>O.P.</th><th>$_{F}$1 通り～$_{F}$2 通り</th><th>$_{F}$3 通り</th></tr>
<tr><td>19.2～
15.7</td><td rowspan="2"> 
</td><td> 
</td></tr>
<tr><td>15.7～
10.2</td><td> 
</td></tr>
<tr><td>10.2～
2.7</td><td colspan="2"> 
</td></tr>
</table>

図 12(2)　PL/B　せん断スケルトン曲線上の最大応答値　EW 方向

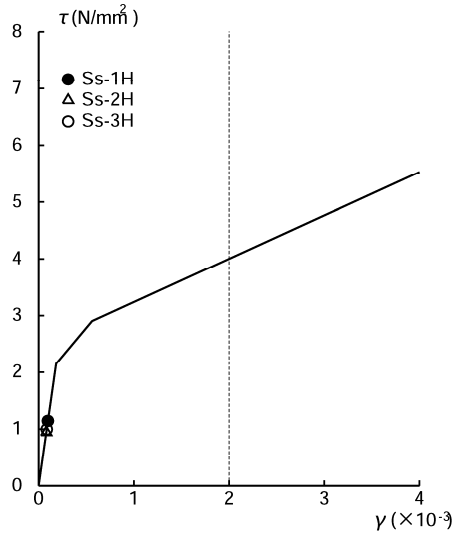
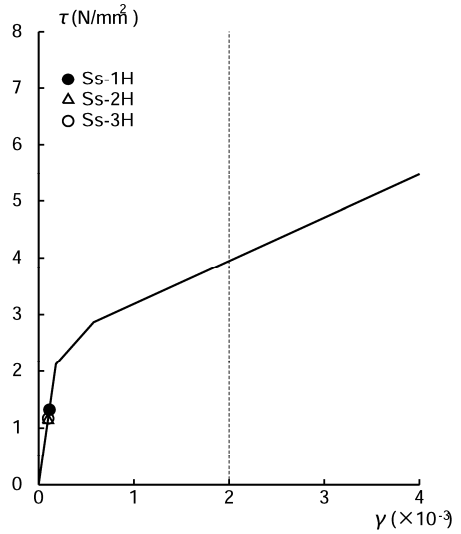
O.P.	$_{F}$4 通り～$_{F}$7 通り	$_{F}$8 通り
37.6～ 27.2		
27.2～ 19.2	—	

図 12 (3)　PL/B　せん断スケルトン曲線上の最大応答値　EW 方向

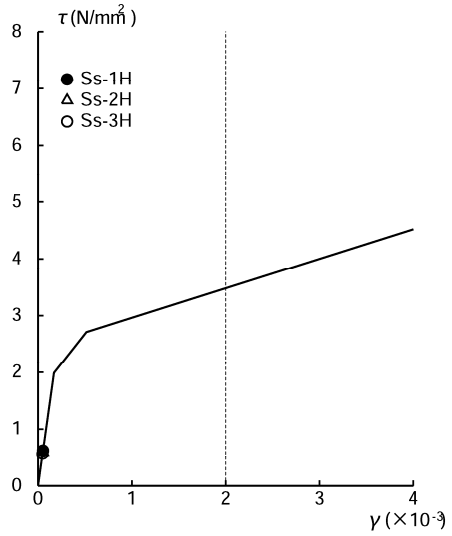
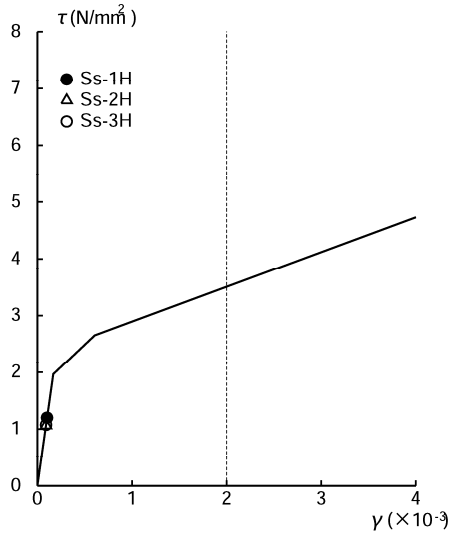
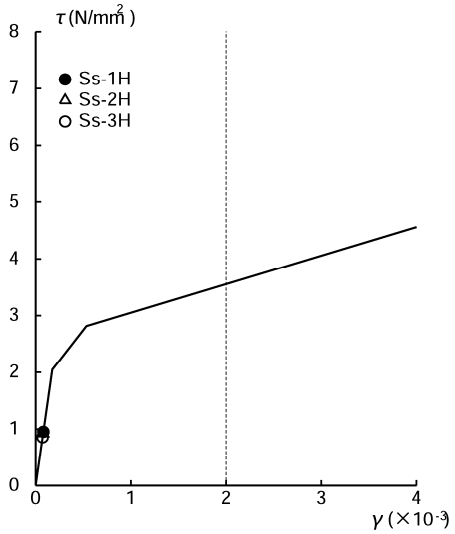
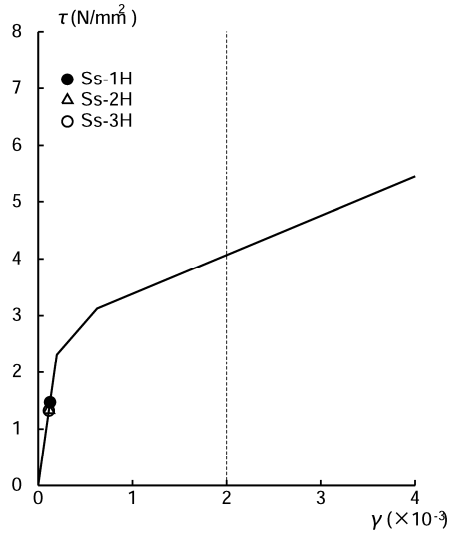
O.P.	$_{F}$4 通り～$_{F}$7 通り	$_{F}$8 通り
19.2 ～ 15.7		
15.7 ～ 10.2		
10.2 ～ 2.7	—	

図12（4） PL/B せん断スケルトン曲線上の最大応答値 EW方向

2.13　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

2.13.1　基本設計

2.13.1.1　設置の目的

使用済燃料輸送容器保管建屋（以下,「キャスク保管建屋」という。）には現在（平成24年12月時点）9基（中型4基，大型5基）の使用済燃料乾式貯蔵容器（以下,「乾式貯蔵キャスク」という。）にて408体の使用済燃料を貯蔵している。しかしながら，キャスク保管建屋は継続して使用することが困難な状況にあることから，9基の乾式貯蔵キャスクをキャスク保管建屋から搬出し，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備（以下,「キャスク仮保管設備」という。）に保管することを目的とする。

また，使用済燃料共用プール（以下,「共用プール」という。）に，1～4 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料，5,6 号機原子炉建屋内の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料及び新燃料を除く炉内燃料（合計 5,936 体)の受け入れを計画している。この受け入れ準備として共用プールの空き容量を確保するため,共用プールに貯蔵中で健全性が確認された使用済燃料を乾式貯蔵キャスク及び使用済燃料輸送貯蔵兼用容器（以下,「輸送貯蔵兼用キャスク」という。また，乾式貯蔵キャスクと輸送貯蔵兼用キャスクを総じて「乾式キャスク」という。）に装填し，キャスク仮保管設備に保管することを目的とする。

2.13.1.2　要求される機能

(1)　原則,「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」指針 49 から 50 に適合すること。

(2)　「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について」を参照すること。

(3)　適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計であること。

(4)　乾式貯蔵キャスクの落下防止対策，乾式貯蔵キャスク相互の衝突防止等の適切な対策が講じられていること。

(5)　被災した既設乾式貯蔵キャスク（９基）については，乾式貯蔵キャスクとして必要な機能（除熱，密封，遮へい，臨界防止機能及び構造強度）が確保されていることを確認するとともに，収納されている使用済燃料の健全性を確認すること。

2.13.1.3　設計方針

キャスク仮保管設備は，乾式キャスク及びこれを収納するキャスク仮保管構築物，揚重機，監視装置，障壁等で構成し，使用済燃料が核分裂性物質及び核分裂生成物等を内包し，放射線を発生し，崩壊熱を伴うことを考慮し，周辺公衆及び放射線業務従事者の安全を守る観点から，以下に示すとおり，除熱，遮へい，密封及び臨界防止の安全機能を有する設計とするとともに，必要な構造強度を有する設計とする。

(1)　除熱機能

乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，使用済燃料の健全性及び安全機能を有する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。

(2) 密封機能

乾式キャスクについて，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。

(3) 遮へい機能

乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，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，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。

(4) 臨界防止機能

乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，想定されるいかなる場合にも，使用済燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

(5) 構造強度

乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，除熱機能，密封機能，遮へい機能，臨界防止機能を維持するために必要な構造強度を有する設計とする。

(6) 落下防止対策

キャスク仮保管設備は，乾式キャスクの落下防止及び乾式キャスク相互の衝突防止等の適切な対策を講ずる。

(7) 耐震性

キャスク仮保管設備は，基準地震動 Ss を考慮しても，(1)～(4)に示す安全機能が維持される設計とする。

2.13.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 乾式キャスクの表面温度に異常がないこと

(2) 乾式キャスクの蓋間圧力に異常がないこと

2.13.1.5 主要な機器

(1) 乾式キャスク

キャスク仮保管設備において，乾式キャスクは既存設計のものを使用する。乾式キャスクは，貯蔵容器本体，蓋部，バスケット等で構成され，これらの部材は，設計貯蔵期間※における放射線照射影響，腐食，クリープ，疲労，応力腐食割れ等の経年変化に対して十分信頼性を有する材料を選定し，その必要とされる強度，性能を維持し，必要な安全機能を失うことのないように設計されている。

また，乾式キャスクには，使用済燃料プールまたは共用プールで所定の期間以上冷却

され，かつ運転中のデータ，シッピング検査等により健全であることを確認した使用済燃料を使用済燃料プール内あるいは共用プール内で装填し，排水後内部にはヘリウムガスを封入する。ヘリウムガスは，冷却媒体であるとともに燃料被覆管の腐食を防止する。

※：設計貯蔵期間は，乾式貯蔵キャスク：40 年，輸送貯蔵兼用キャスク：50 年である。

(2) コンクリートモジュール

仮保管する乾式キャスク１基毎にこれを覆うコンクリートモジュールを設置する。壁面下部に給気口を，上部に排気口を設けることで，乾式キャスクからコンクリートモジュール内空気に伝達された使用済燃料の崩壊熱をモジュール内の自然対流により大気へ拡散する。

(3) 監視装置

キャスク仮保管設備には，乾式キャスクの一次蓋，二次蓋間の圧力を監視することにより密封機能を監視する密封監視装置と，乾式貯蔵キャスク表面の温度を監視することにより乾式貯蔵キャスクの除熱機能を監視する表面温度監視装置を設置する。
又，過度の放射線レベル上昇が確認できるエリア放射線モニタを設置する。

(4) クレーン

キャスク仮保管設備内で乾式キャスク及びコンクリートモジュールの据付ができるクレーンを設置する。乾式キャスクの落下防止対策として，ワイヤーロープ，ブレーキを２重化し，電源喪失時には直ちにブレーキが作動し，ドラムの空転による荷の落下を防止する設計とする。

(5) 電源

キャスク仮保管設備の電源は，所内共通Ｍ／Ｃ１Ａ及び１Ｂからそれぞれ受電している多核種除去設備変圧器盤（Ａ）及び（Ｂ）の２系統より受電しており，いずれからも受電可能な構成である。

2.13.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

キャスク仮保管設備は，発電所構内の高台（約 OP.39.7m）に位置するグラウンドに設置することから，津波の影響を受けることはない。

(2) 火災

火災の発生が考えられる箇所について，火災の早期検知につとめるとともに，消火器を設置することで初期消火を可能にし，火災により安全性を損なうことのないよう

にする。

2.13.1.7　構造強度及び耐震性

(1)　構造強度

ａ．乾式キャスク及び支持架台

乾式キャスク及び支持架台については，JSME 設計・建設規格の分類に基づく設計とする。

ｂ．コンクリートモジュール

コンクリートモジュールについては，建築基準法に基づく設計とする。

ｃ．クレーン

クレーンについては，クレーン構造規格に基づく設計とする。

ｄ．コンクリート基礎

キャスク支持架台に作用する力を支持するとともに，これを固定する固定ボルトの引抜き力が許容引抜き力を下回り，基礎の傾斜が許容傾斜量を下回る設計とする。

(2)　耐震性

ａ．乾式キャスク及び支持架台

乾式キャスクについては，基準地震動 Ss に対し，乾式キャスクの安全機能を維持するために必要な構造強度を有する設計とする。

支持架台については，基準地震動 Ss に対し，乾式キャスクを落下・転倒させない設計とする。

ｂ．コンクリートモジュール

基準地震動 Ss に対し，建築基準法及び国土交通省告示に基づくとともに，倒壊等により，乾式貯蔵キャスクの安全機能に波及的影響を与えない設計とする。

ｃ．クレーン

基準地震動 Ss に対し，JSME 設計・建設規格に基づくとともに，転倒・倒壊・逸走等により，乾式キャスクの安全機能に波及的影響を与えない設計とする。

ｄ．コンクリート基礎

キャスク支持架台に作用する力を支持するとともに，これを固定する固定ボルトの引抜きに抵抗すること，基礎の傾斜によりクレーンの転倒，倒壊などが生じない設計とする。

2.13.2　基本仕様

2.13.2.1　主要仕様

(1)乾式キャスク仮保管設備

表２．１３－１　乾式キャスク仮保管設備仕様

項目	仕様
エリア	約 96m×約 80m
保管対象物	乾式貯蔵キャスク
保管容量	20 基

(2)乾式キャスク

表２．１３－２　乾式貯蔵キャスク仕様

項目	乾式貯蔵キャスク（中型）	乾式貯蔵キャスク（大型）
重量（ｔ） (燃料を含む)	約 96	約 115
全長（m）	約 5.6	約 5.6
外径（m）	約 2.2	約 2.4
収納体数（体）	37	52
基数（基）	4（既設） 8（増設）	5（既設） 3（増設）
収納可能燃料	8×8 燃料（燃焼度 30,000MWd/t 以下） 新型 8×8 燃料（燃焼度 33,500MWd/t 以下） 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（燃焼度 36,500MWd/t 以下） 冷却期間 4 年以上（既設 9 基） 冷却期間 13 年以上（増設 11 基）	

表２．１３－３　輸送貯蔵兼用キャスク仕様

項目	輸送貯蔵兼用キャスクＡ	輸送貯蔵兼用キャスクＢ
重量（ｔ） (燃料を含む)	約 119	約 119
全長（m）	約 5.4	約 5.3
外径（m）	約 2.5	約 2.5
収納体数（体）	69	69
収納可能燃料	8×8 燃料，新型 8×8 燃料， 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料 冷却期間 18 年以上	新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料 冷却期間 18 年以上

(3) コンクリートモジュール

表２．１３－４　コンクリートモジュール仕様

項目		仕様
名称		コンクリートモジュール
保管対象物		乾式貯蔵キャスク
数量		20 基
主要寸法	長手	約 7300mm
	短手	約 4680mm
	高さ	約 4000mm
	板厚	約 200mm
構造		鉄筋コンクリート構造

(4) クレーン

表２．１３－５ クレーン仕様

項目	仕様
型式	門型クレーン
数量	1 基
定格荷重	主巻　150t 補巻　20t
揚程	主巻　9.0m 補巻　11.3m

(5)監視装置

表２．１３－６　圧力・温度監視装置仕様

項目	仕様	
名称	蓋間圧力検出器	温度検出器
検出器の個数	2 個/基	1 個/基
計測対象	蓋間圧力	外筒表面温度
取付箇所	二次蓋	外筒表面
計測範囲	50～500kPa abs.	-20～160℃

2.13.3　添付資料

添付資料－１　設備概略図

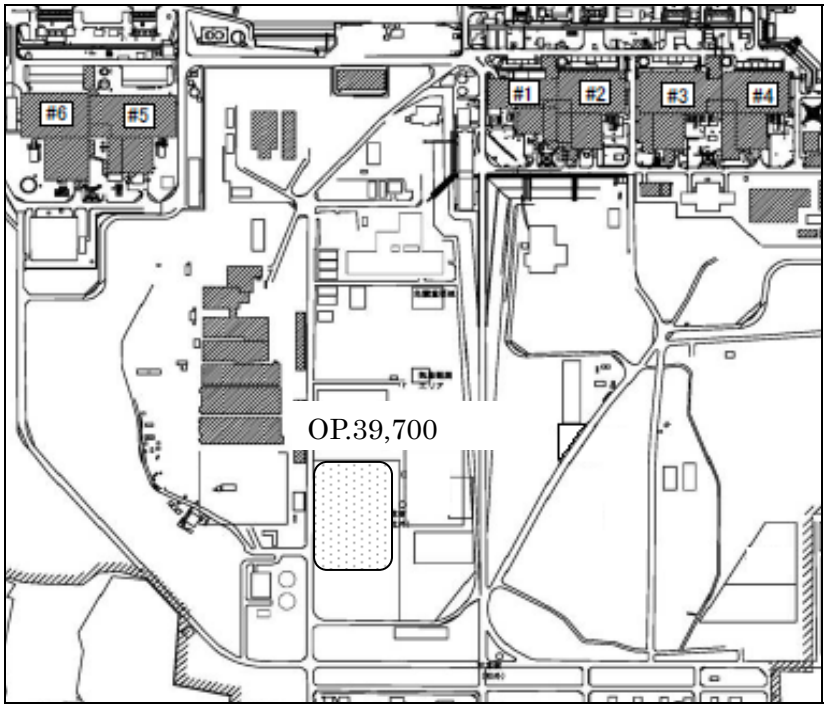
添付資料－２　評価の基本方針

添付資料－３　構造強度及び耐震性について

添付資料－４　安全評価について

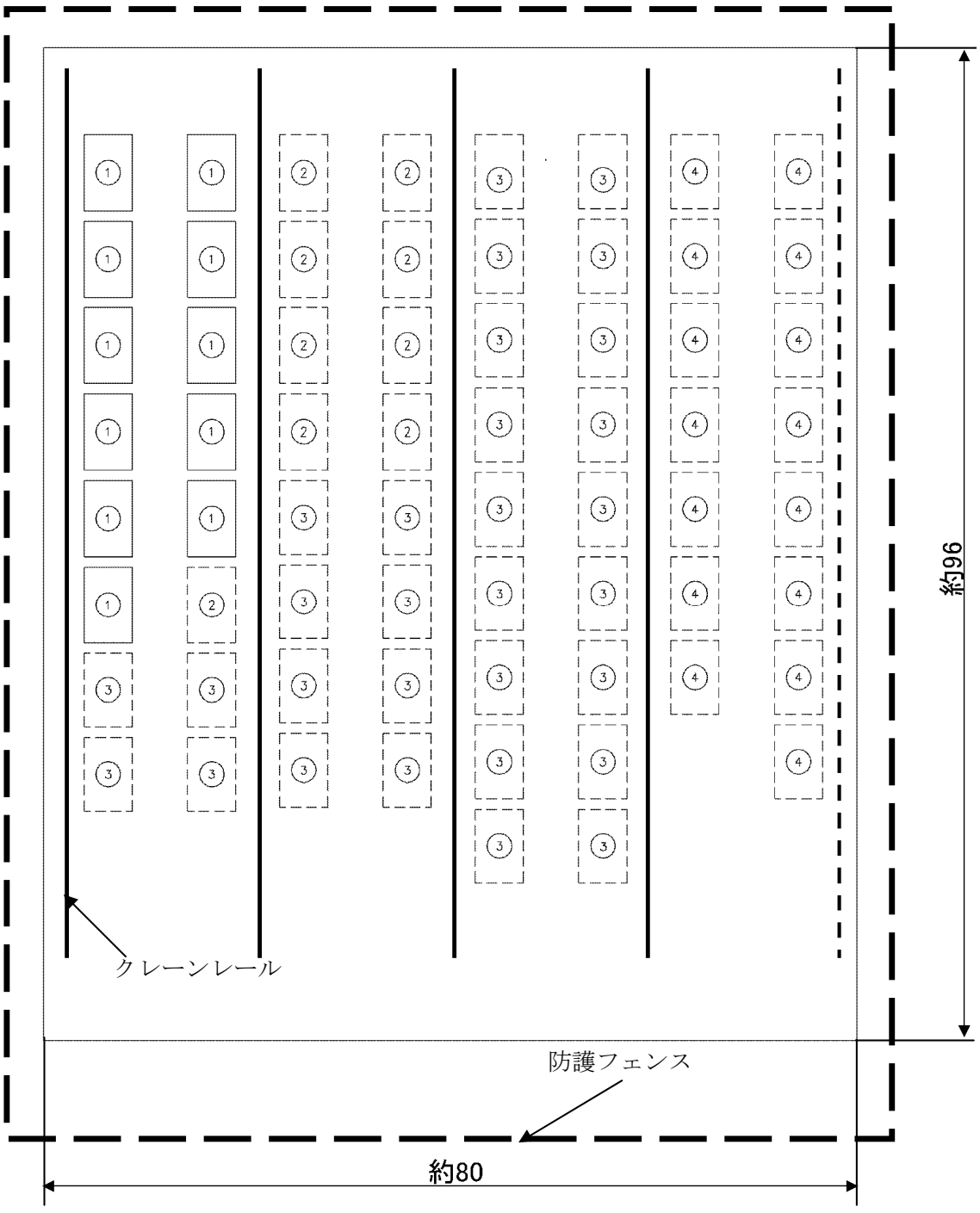
添付資料－５　安全対策について

設備概略図



：キャスク仮保管設備

図 1-1　キャスク仮保管設備の構内位置



①②	乾式貯蔵キャスク	20 基
③	輸送貯蔵兼用キャスク	30 基
④	輸送貯蔵兼用キャスク（将来設置）	15 基

図 1-2　キャスク仮保管設備配置概略図（単位：m）

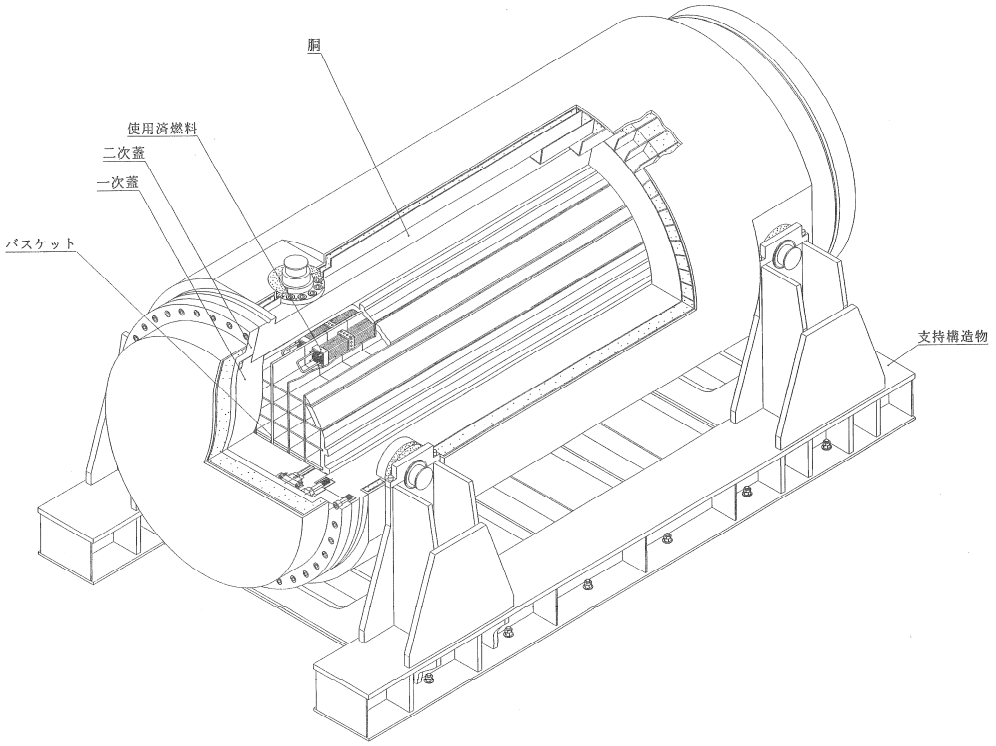


図 1-3　乾式貯蔵キャスクの構造図例
（大型）

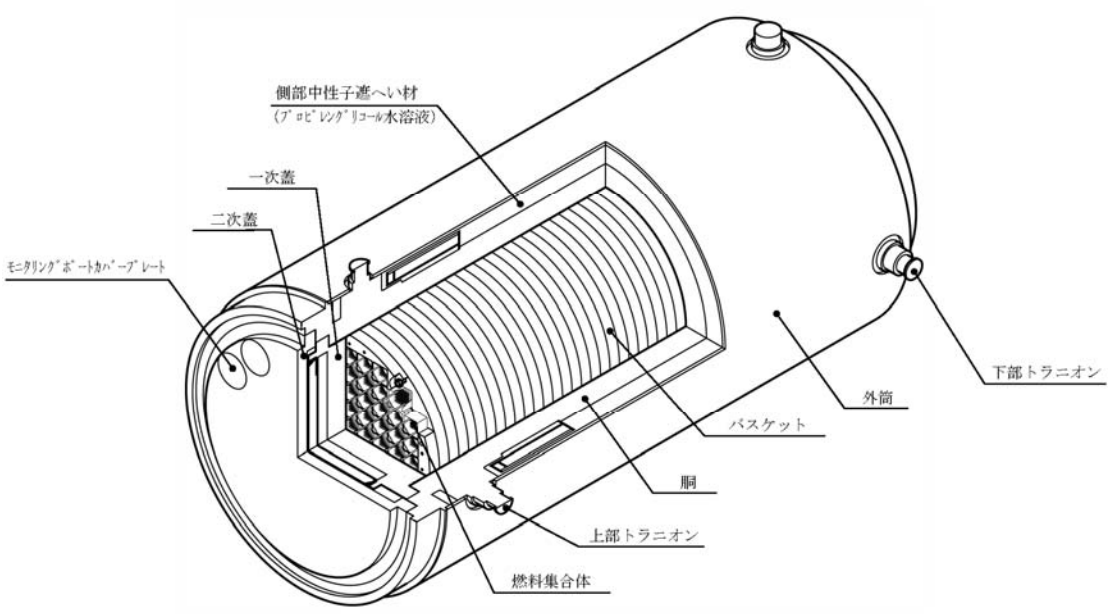


図 1-4　輸送貯蔵兼用キャスクの構造図例
（輸送貯蔵兼用キャスクＡ）

評価の基本方針

1　設計方針

1.1 基本的安全機能

本設備は，乾式貯蔵キャスク及びこれを収納するコンクリートモジュール，支持架台，クレーン，監視装置等で構成され，本文の設計方針に示される除熱，遮へい，密封及び臨界防止の安全機能を設計とするとともに，必要な構造強度を有する設計であることを確認する。

1.2 乾式貯蔵キャスクの安全機能について

本設備で保管する乾式貯蔵キャスクは，既存設計のものを使用する。乾式貯蔵キャスクの安全機能に関しては，以下の図書にて評価されている。

(1) 乾式貯蔵キャスク

① 沸騰水型原子力発電所　使用済燃料の乾式キャスク貯蔵施設について(平成 5 年 7 月株式会社東芝　TLR-053 改訂 1)

② 沸騰水型原子力発電所　使用済燃料の乾式キャスク貯蔵施設の安全設計で使用する解析コードについて(平成 5 年 4 月 株式会社東芝　TLR-054)

③ 福島第一原子力発電所　第 4 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 6 年 3 月 14 日申請,東京電力株式会社)

④ 福島第一原子力発電所　第 6 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 6 年 3 月 14 日申請,東京電力株式会社)

⑤ 福島第一原子力発電所　第 4 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 22 年 10 月 22 日申請,東京電力株式会社)

⑥ 福島第一原子力発電所　第 5 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 22 年 10 月 22 日申請,東京電力株式会社)

⑦ 福島第一原子力発電所　第 6 号機工事計画認可申請書本文及び添付書類(平成 22 年 10 月 22 日申請,東京電力株式会社)

2 安全設計・評価方針

表 2-1 に評価すべき各安全機能に関する既存の評価内容と本設備での安全設計・評価の方針を示す。

表 2-1　キャスク仮保管設備安全評価の基本方針

項目	中期安全確保の考え方	評価対象	乾式貯蔵キャスク		
			既存評価を引用	新評価実施	評価方針
除熱機能	乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について使用済燃料の健全性及び安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるように，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。	燃料被覆管	○	－	以下の確認をもって評価条件が既存評価と同等であると言える為，既存評価を引用して評価を行う。 ・保管中のコンクリートモジュール内の温度が 45℃以下となること。
		乾式キャスク	○	－	以下の確認をもって評価条件が既存評価と同等であると言える為，既存評価を引用して評価を行う。 ・保管中のコンクリートモジュール内の温度が 45℃以下となること。
		コンクリートモジュール	－	○	既存評価における評価条件は以下事項に相違がある為，改めて解析評価を実施する。 ・保管中の乾式キャスク周辺環境温度が異なる。（既存評価ではキャスク保管建屋内の評価） なお，評価は設計発熱量の大きい大型キャスクを代表キャスクとする。
密封機能	乾式キャスクについて，周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線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。	乾式キャスク	○	－	既存評価における評価条件と同等であると言える為，既存評価を引用して評価を行う。
遮へい機能	乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，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，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする設計とする。	乾式キャスク	○	－	既存評価における評価条件と同等であると言える為，既存評価を引用して評価を行う。
臨界防止機能	乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，想定されるいかなる場合にも使用済燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。	乾式キャスク	○	－	既存評価においてはキャスク配列，バスケット内の燃料配置等最も厳しい状態を想定し評価しており，本設備での条件と比較して，十分安全側であることから，既存評価を引用して評価を行う。
構造強度	乾式キャスク及びキャスク仮保管構築物について，除熱機能，密封機能，遮へい機能，臨界防止機能を維持するために必要な構造強度を有する設計とする。	乾式キャスク	○	－	以下の確認をもって評価条件が既存評価と同等であると言える為，既存評価を引用して評価を行う。 ・本設備における設計事象の荷重条件が既存評価における設計事象の荷重条件に包絡すること。
耐震性	キャスク仮保管設備は，基準地震動 Ss を考慮しても，5.2.1～5.2.4 に示す安全機能が維持されていることを確認する。	乾式キャスク	－	○	本設置場所における設計用地震力と既存評価で用いた設計用地震力の比率が，既存評価の余裕率より小さいことを確認する。
		支持架台	－	○	本設置場所における設計用地震力により評価を実施する。
		支持架台固定具	－	○	本設置場所における設計用地震力により評価を実施する。
		コンクリートモジュール	－	○	本設置場所における設計用地震力により評価を実施する。
		クレーン	－	○	本設置場所における設計用地震力により評価を実施する。
異常時の評価	安全評価において想定すべき異常事象として今後抽出される各事象を考慮しても安全機能が維持されていることを確認する。	乾式キャスク	－	○	本設備の異常事象の抽出を行い，評価を実施する。

3 耐震設計方針

(1) 耐震設計の基本方針

キャスク仮保管設備は，本文「設計方針」に基づき，基準地震動 Ss に対し，設備の設計方針に示される除熱機能，密封機能，遮へい機能，臨界防止機能等の安全機能が維持されていることを確認する。

(2) 対象設備と構造計画

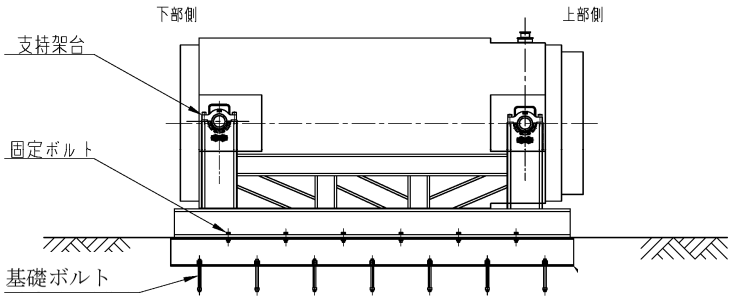
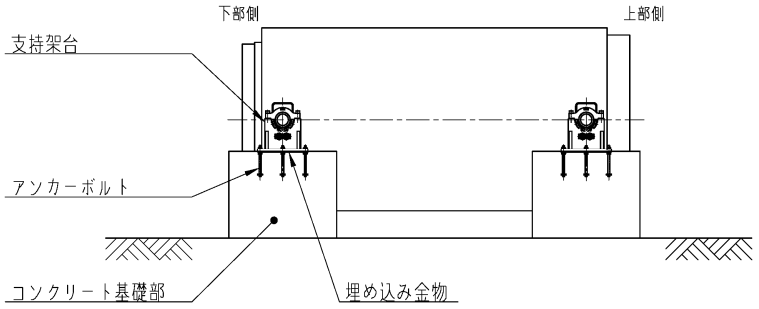
キャスク仮保管設備は，乾式キャスク，支持架台，コンクリートモジュール，クレーン，並びにコンクリート基礎から構成される。

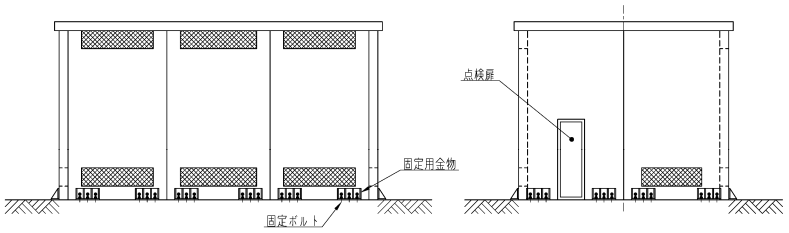
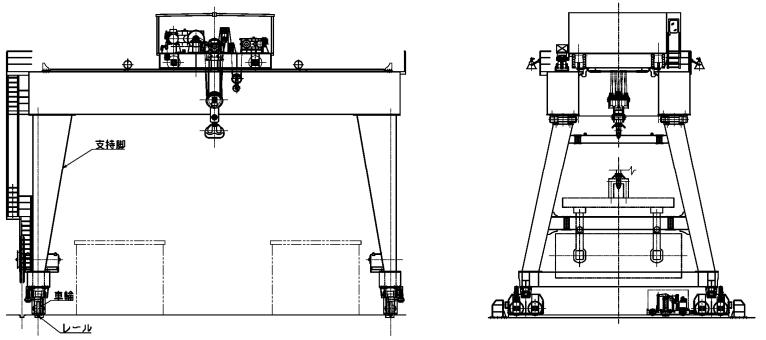
これらの設備のうち，乾式キャスクは，使用済燃料を収納し，除熱，密封，遮へい，臨界防止等の基本的安全機能を有する。このことから基準地震動 Ss に対する評価は，乾式キャスクの健全性維持の観点から，次の設備を対象に実施する。

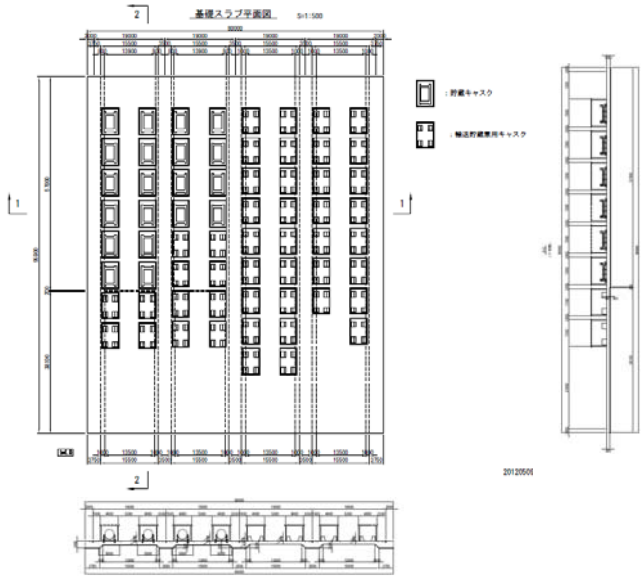
① 乾式貯蔵キャスク及び支持架台
② 輸送貯蔵兼用キャスク及び支持架台
③ コンクリートモジュール
④ クレーン
⑤ コンクリート基礎

表 3-1 に各設備の構造計画の概要と概略図を示す。

表 3-1　主要設備の構造計画

主要設備	構造計画の概要	概略構造図
①乾式貯蔵キャスク及び支持架台	乾式貯蔵キャスクは横置きで，トラニオンを介し４つの支持脚柱を持つ支持架台で支持され，支持架台は固定ボルトと基礎ボルトで基礎に固定される。	
②輸送貯蔵兼用キャスク及び支持架台	輸送貯蔵兼用キャスクは横置きで，トラニオンを介し鋼製の支持架台で支持され，支持架台は，アンカーボルトで埋め込み金物に固定される。埋め込み金物は，アンカーボルトで基礎から立ち上げたコンクリート基礎部に固定される。	

主要設備	構造計画の概要	概略構造図
③コンクリートモジュール	コンクリートモジュールの平面寸法は，約7.3m×約4.7m又は約7.1m×約4.7mであり，高さは約4mある。コンクリートモジュールは，厚さ200㎜の鉄筋コンクリート製パネルで構成され，各パネルは金物にて連結され，基礎とは固定用金物を介して固定ボルトで固定される。	
④クレーン	クレーンはスパン約 19mの門型クレーンで，定格荷重は約150 トンである。 クレーンは，４つの支持脚，車輪を介して，レール上を走行する。	

主要設備	構造計画の概要	概略構造図
⑤コンクリート基礎	基礎は，N-S 方向 80m，E-W 方向約 96m，厚さ 0.8m（一部 1.0m，1.8m）の鉄筋コンクリート基礎である。 基礎は，埋め込まれる固定ボルトや固定金具を介して，①乾式キャスク及び支持架台並びに，②コンクリートモジュールを固定する。また，③クレーンのレールを固定する。	

(3)設計用地震力

各機器の耐震設計に用いる設計用地震力は，以下より算定する。

項目	機器等	摘要
(1) 基準地震動	Ss	
(2)設計用地震動	基準地震動 Ss-1： (水平)最大加速度振幅 450gal,約 81 秒間 (鉛直)最大加速度振幅 300gal,約 81 秒間 基準地震動 Ss-2： (水平)最大加速度振幅 600gal,約 60 秒間 (鉛直)最大加速度振幅 400gal,約 60 秒間 基準地震動 Ss-3： (水平)最大加速度振幅 450gal,約 26 秒間 (鉛直)最大加速度振幅 300gal,約 26 秒間	O.P.-196m の基盤(Vs＝約 700m/s)を解放基盤表面として定義する。
(3)動的解析の方法	時刻歴応答解析法 応答スペクトル法	

(4)運転状態と地震動の組合せに対する供用状態

運転状態と地震動の組合せに対応する供用状態は以下とする。

運転状態と地震動の組合せ	供用状態
Ⅰ[注1)]+Ss	D(ⅣAS)[注2)]

注 1)「運転状態Ⅰ」とは，通常運転の運転状態をいい，乾式キャスクの場合は，取り扱い時及び本設備での機器の通常の保管時の状態で「設計事象Ⅰ」に読み替える。

注 2)「原子力発電所耐震設計技術指針」において規定される許容応力状態（「設計・建設規格」の許容状態 D 相当）

基準地震動 Ss による荷重を運転状態 I により生じる荷重と組み合わせた状態で，保管を行っている使用済燃料に過大な影響が生じないよう許容応力を定めるものとするが，本設備の乾式キャスクに対する機能維持の基本的な考え方は以下とする。

設備区分	基準地震動 Ss に対する機能維持
乾式キャスク	乾式キャスクの安全機能を維持するために必要な構造強度を有すること。
支持架台	基準地震動 Ss に対し，乾式キャスクを落下・転倒させないこと。
コンクリートモジュール	基準地震動 Ss に対し，コンクリートモジュールの倒壊等により，乾式キャスクの安全機能に影響を与えないこと。
クレーン	クレーンの倒壊，転倒等により，乾式キャスクの安全機能に影響を与えないこと。
コンクリート基礎	支持架台に作用する力を支持するとともに，これを固定する固定ボルトの引き抜きに抵抗すること。 基礎の傾斜により，クレーンの転倒，倒壊などが生じないこと。

(5)地盤の応答解析による設計用地震力の算定

1)解析概要

本検討では基礎－地盤連成系の２次元ＦＥＭ応答解析を行い，基礎上面での応答波の応答スペクトルの作成,設計用地震力の算定を行う。解析プログラムは Super-FLUSH/2D を用いる。

2)解析に用いる検討用地震動

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わ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 を用いる。解放基盤表面位置（0.P.-196.0m）における基準地震動 Ss-1，Ss-2，Ss-3 の加速度時刻歴波形を図 3-1～3 に示す。

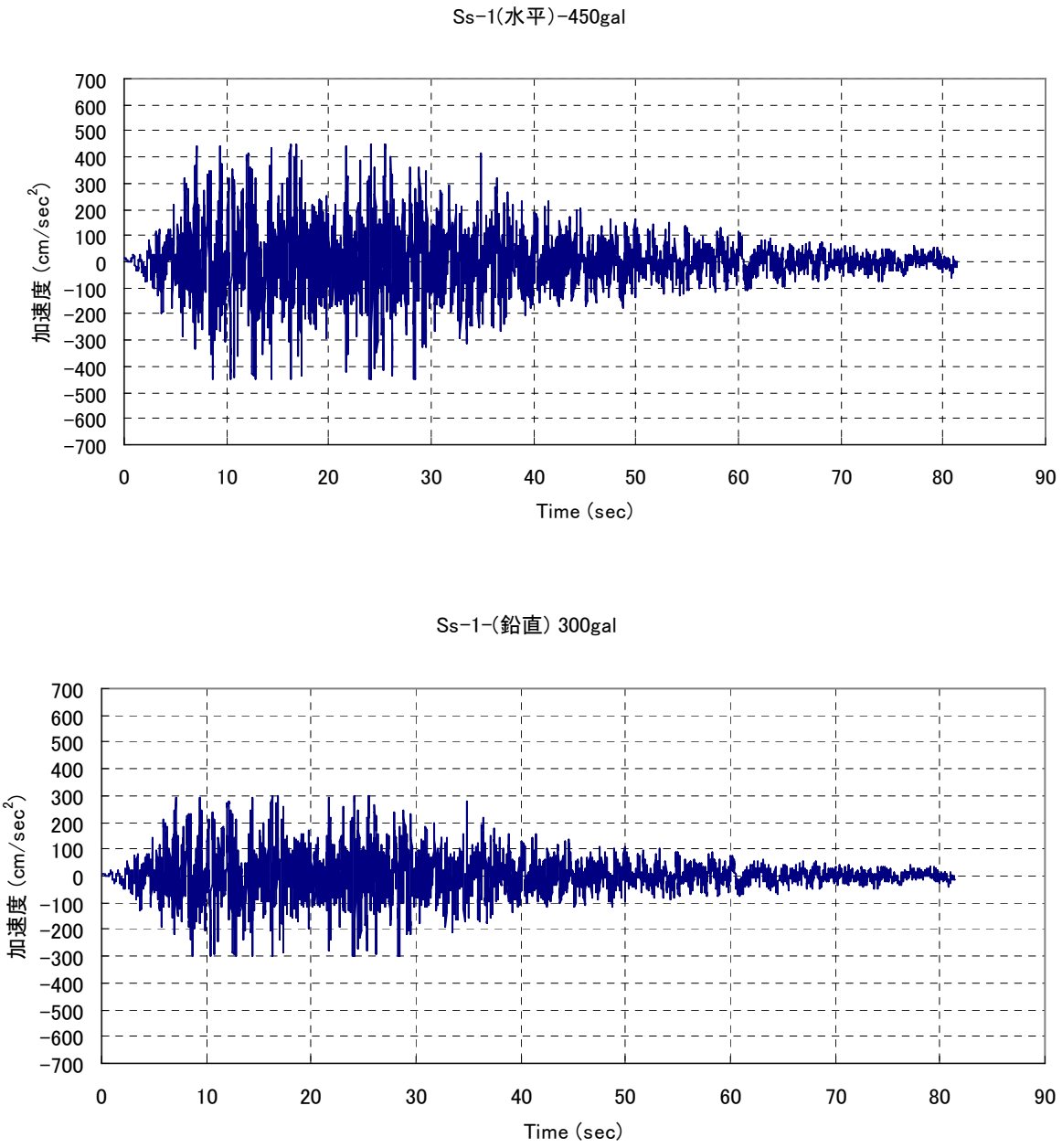


図 3-1　基準地震動加速度時刻歴波形（Ss-1）

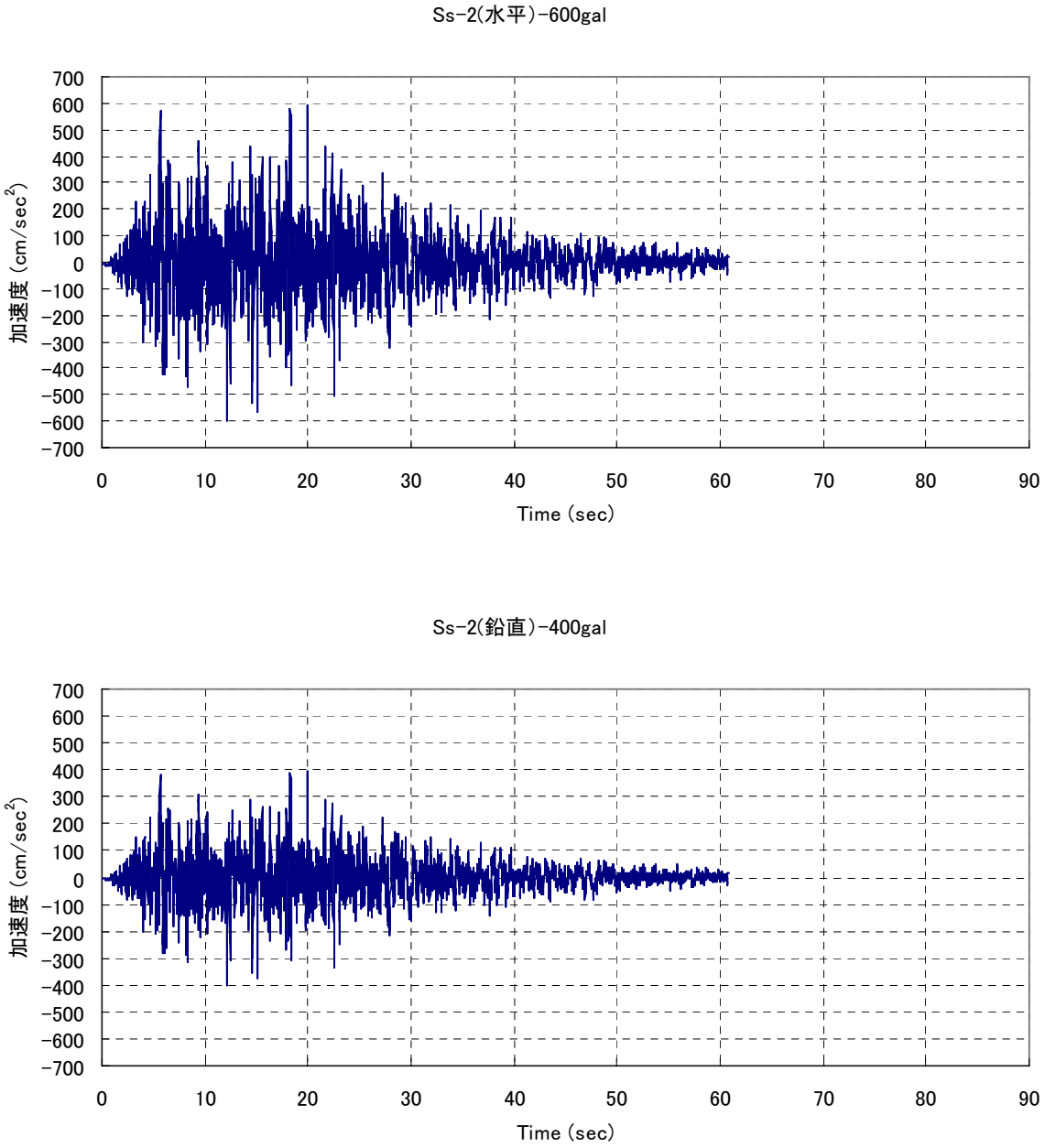
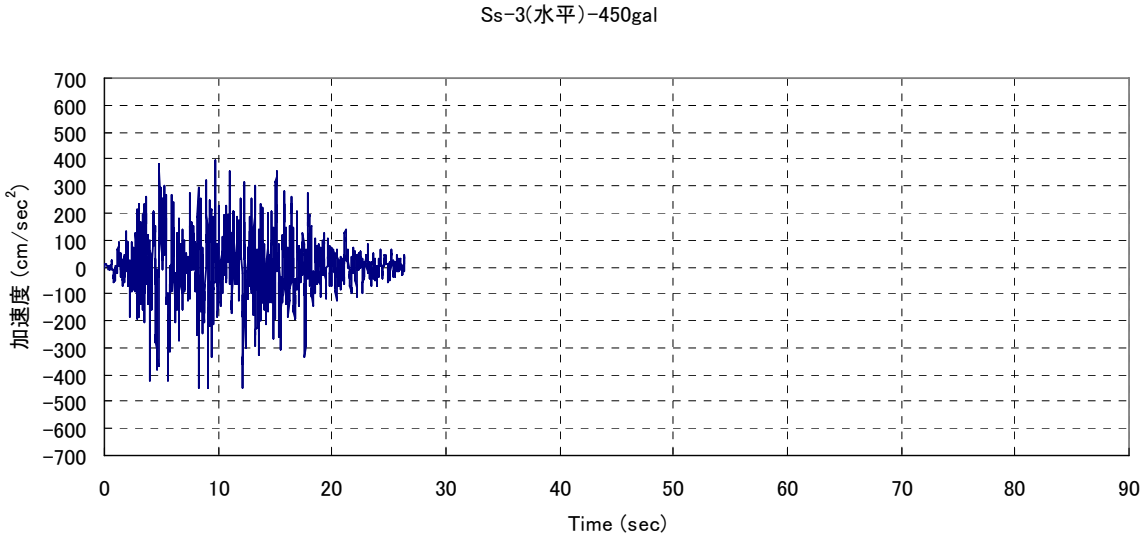


図 3-2　基準地震動加速度時刻歴波形（Ss-2）



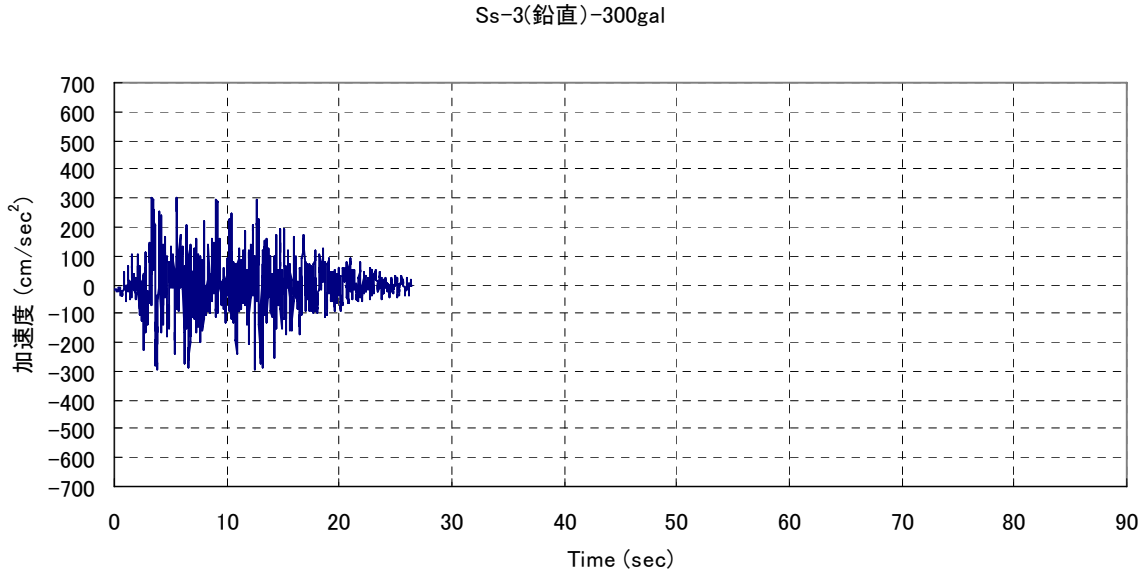


図 3-3　基準地震動加速度時刻歴波形（Ss-3）

3) 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは図 3-4，5 のように，基礎-地盤連成系モデルとする。地盤応答解析に用いる地盤定数の設定結果を表 3-2 に示す。また，コンクリート基礎を除く各層のモデル化においては，地盤の非線形性を考慮する。図 3-6 に各層の動的変形特性を示す。

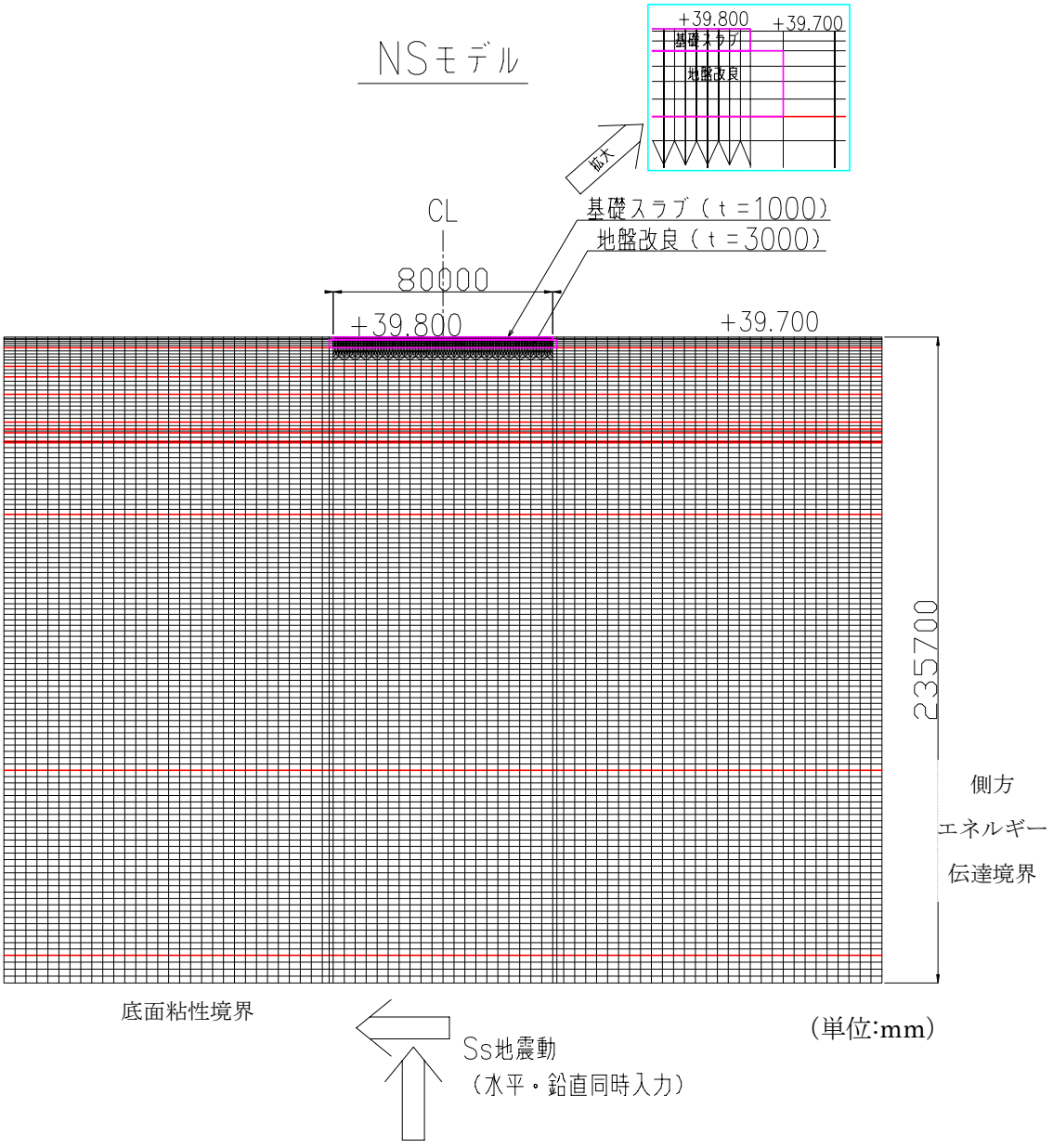


図 3-4　解析モデルの概要（N-S 方向）

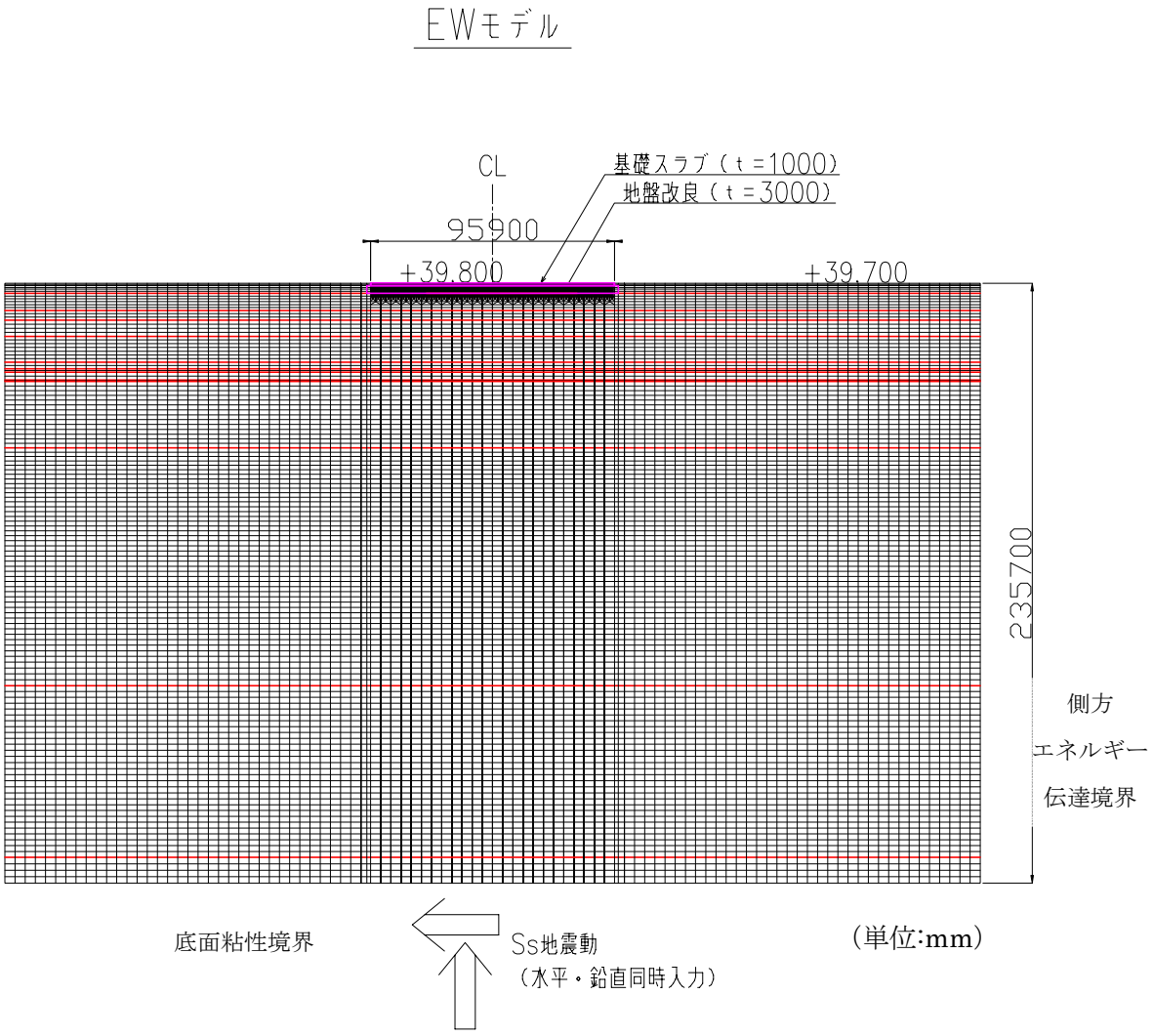


図 3-5　解析モデルの概要（E-W 方向）

表 3-2　解析用地盤定数

地層名	層標高		各地層厚	湿潤密度 ρ	せん断弾性係数 G_0	せん断波速度 Vs	強度特性	
							C	ϕ
	上端	下端	(m)	(t/m³)	(kN/m²)	(m/sec)	(N/mm²)	(°)
	OP(m)	OP(m)						
コンクリート基礎	39.800	38.800	1.000	2.679	10,420,000	1972	-	-
埋戻し土	39.700	35.800	3.900	1.8	72,600	201	0	30
改良地盤	38.800	35.800	3.000	1.8	380,000	459	-	-
段丘堆積物	35.800	29.026	6.774	1.59	158,000	315	0.039	24.7
T3 部層　中粒砂岩層	29.026	25.215	3.811	1.84	210,000	338	0.098	38.6
T3 部層　泥質部	25.215	18.837	6.378	1.71	427,000	500	1.5	0
T3 部層　互層部	18.837	8.694	10.143	1.76	302,000	414	0.098	38.6
T3 部層　泥質部	8.694	6.109	2.585	1.71	427,000	500	1.5	0
T3 部層　中粒砂岩層	6.109	4.754	1.355	1.84	210,000	338	0.098	38.6
T3 部層　泥質部	4.754	1.693	3.061	1.71	427,000	500	1.5	0
T3 部層　粗粒砂岩層	1.693	1.128	0.565	1.84	210,000	338	0.098	38.6
T3 部層　泥質部	1.128	-24.980	26.108	1.71	427,000	500	1.5	0
T2 部層	-24.980	-118.400	93.420	深度依存 1.76～ 1.80	深度依存 334,000～ 635,000	深度依存 436～594	深度依存 1.131～ 1.839	0
T1 部層	-118.400	-185.880	67.480	1.79	667,000	610	1.62	0
先富岡層	-185.880	-196.000	10.120	1.88	954,000	712	1.8	0
解放基盤面	-196.000	-	-	1.88	954,000	712	1.8	0

出典：「福島第一原子力発電所　原子炉設置変更許可申請書」（平成５年４月）等

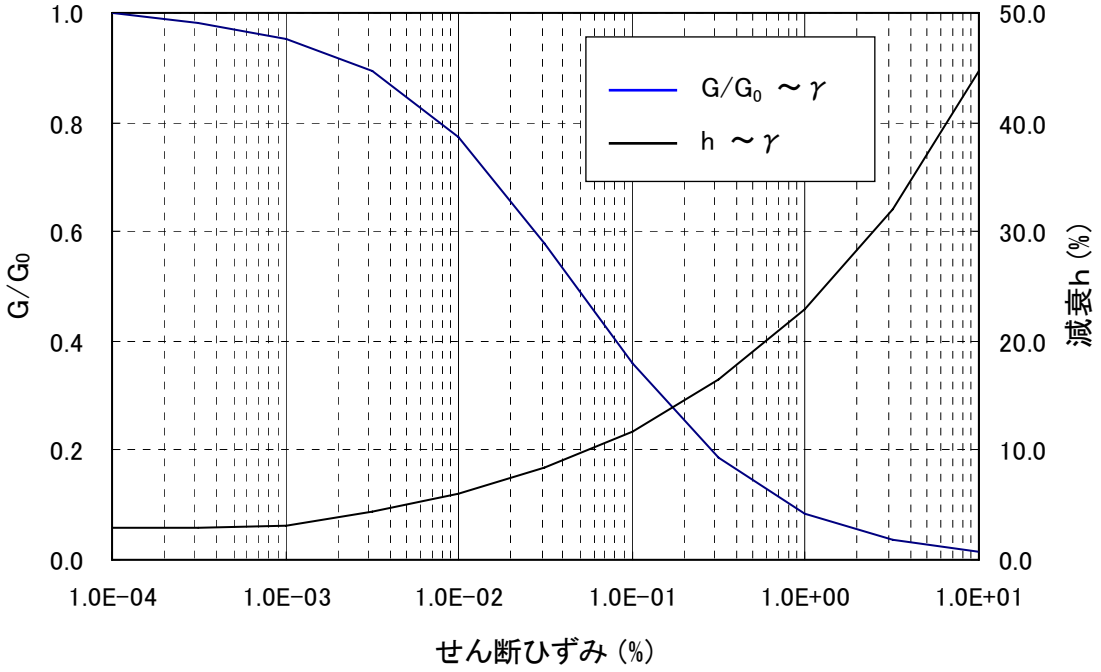


図 3-6 (1)　埋戻土層の動的変形特性

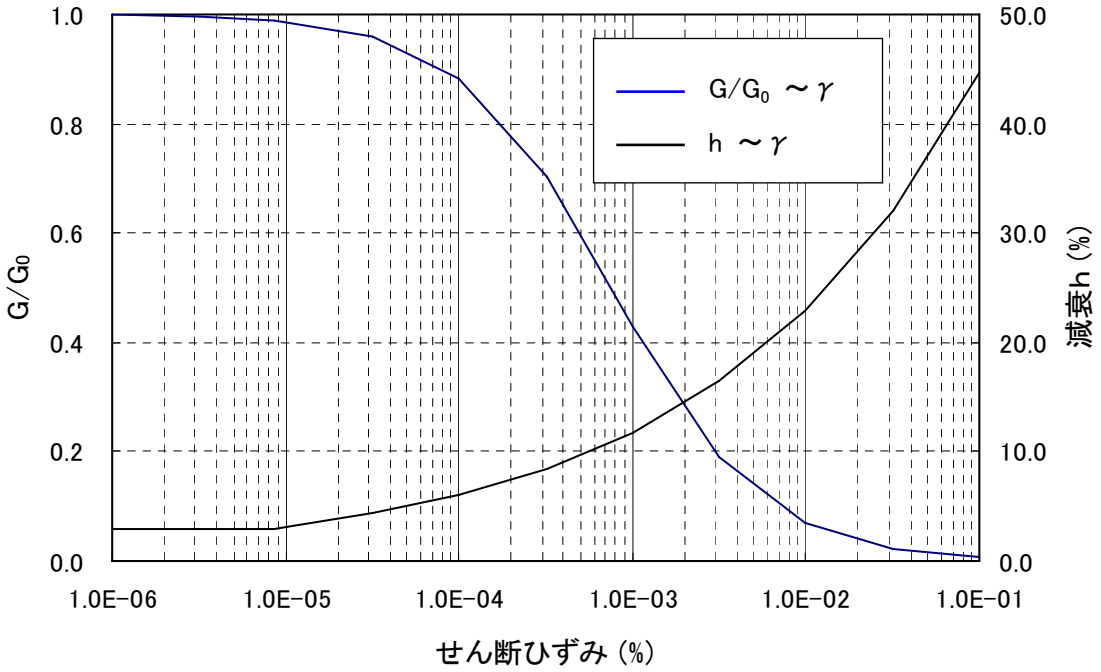


図 3-6 (2)　改良地盤の動的変形特性

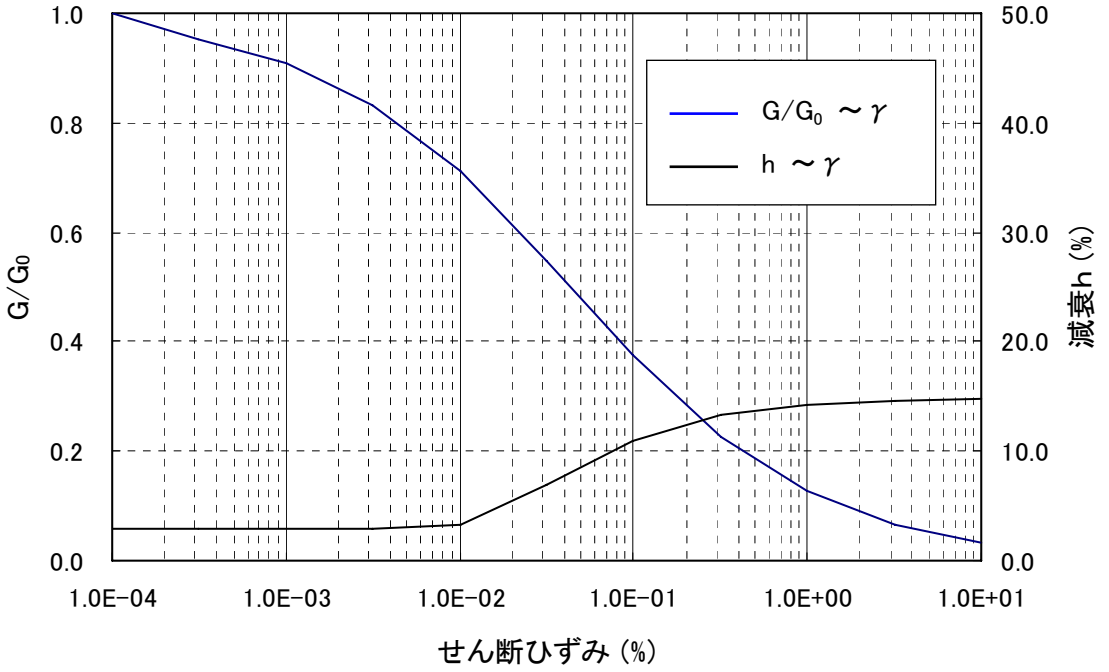


図 3-6 (3)　段丘堆積物の動的変形特性

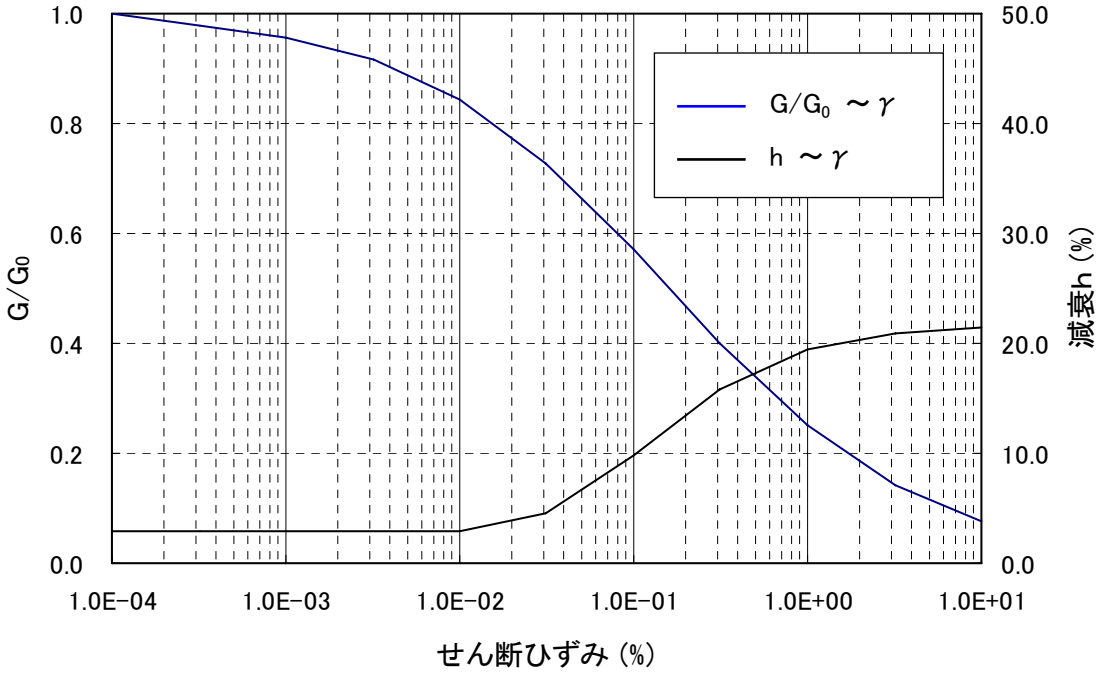


図 3-6 (4)　T3 部層中粒砂岩層の動的変形特性

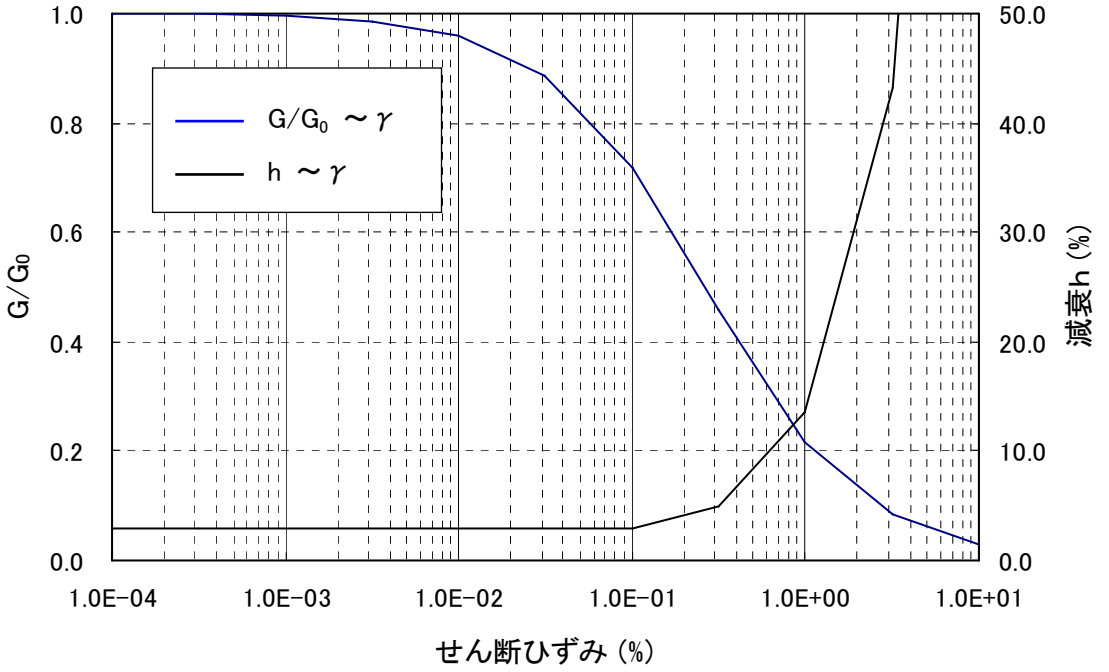


図 3-6 (5)　T3 部層泥質部の動的変形特性

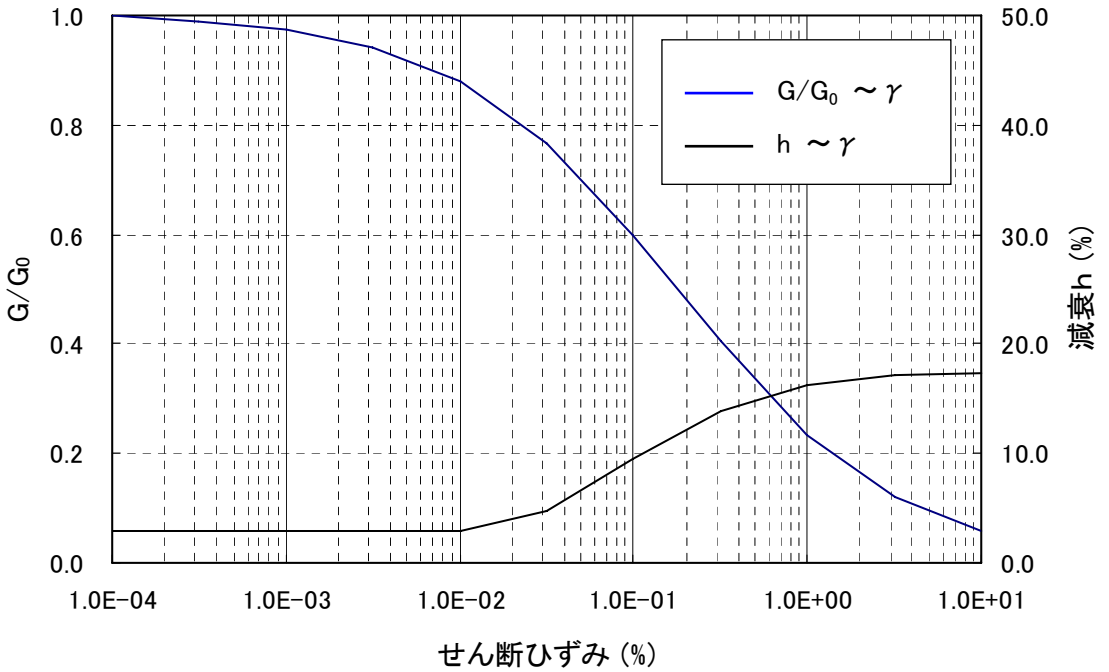


図 3-6 (6)　T3 部層互層部の動的変形特性

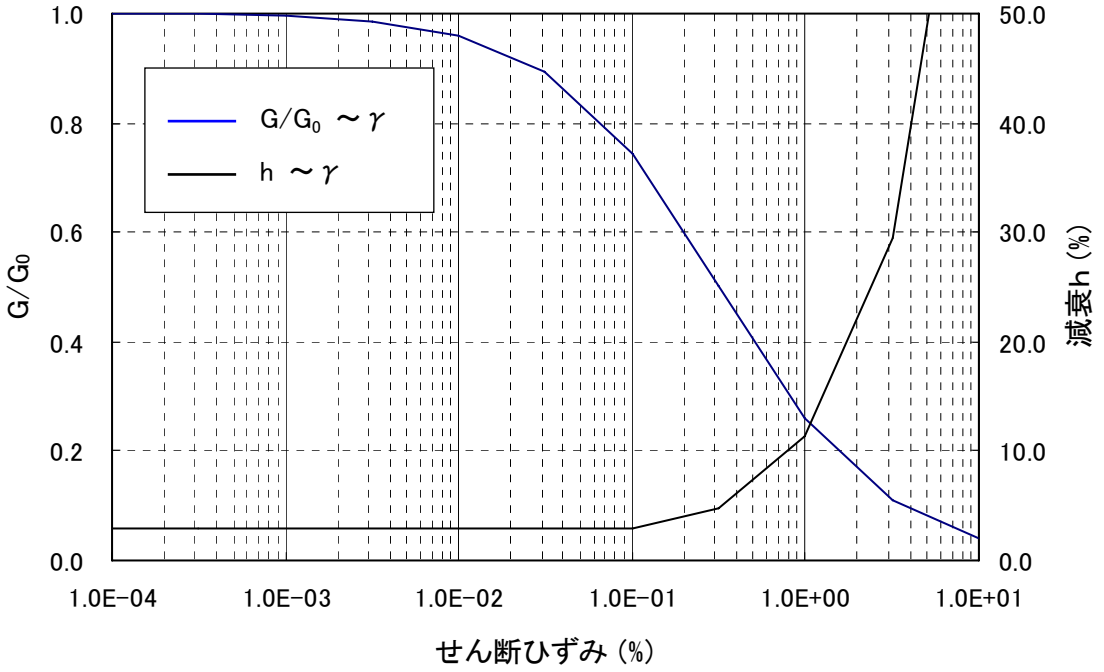


図 3-6 (7)　T2 部層の動的変形特性

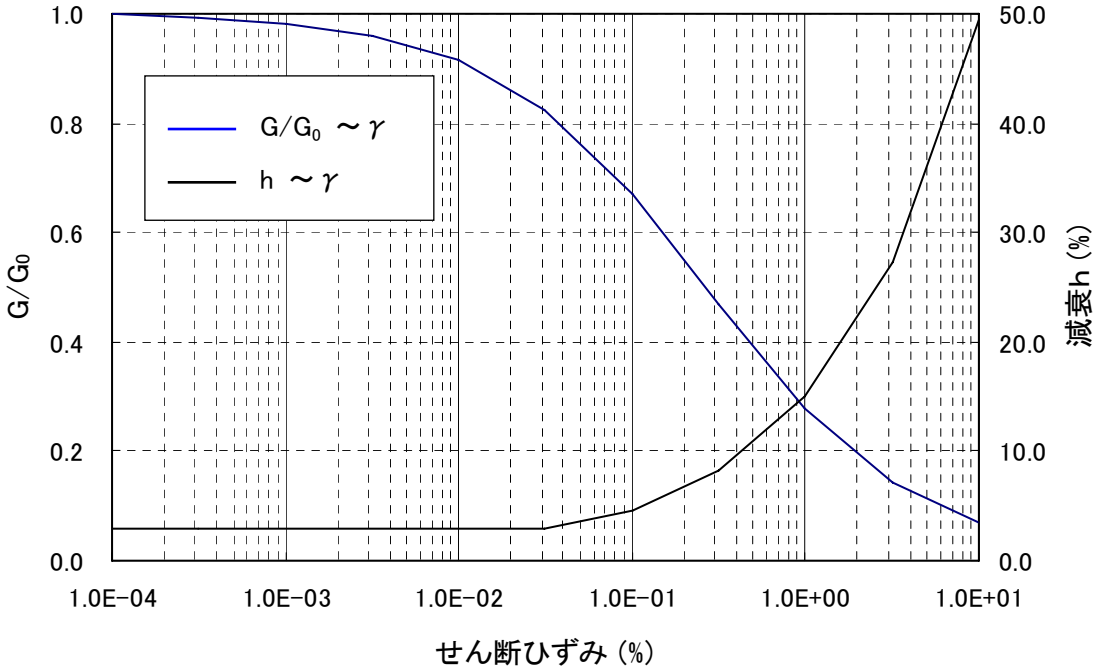


図 3-6 (8)　T1 部層の動的変形特性

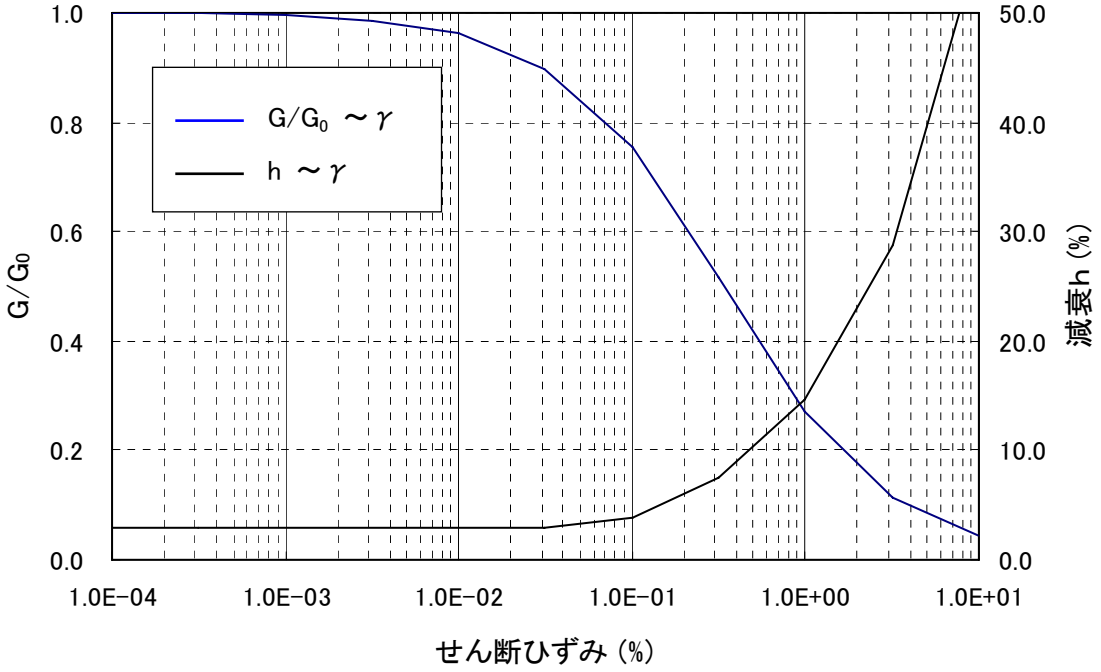


図 3-6 (9)　先富岡層の動的変形特性

4)設計用地震力の算定

地盤表面における地震波の加速度応答の包絡スペクトル（Ss-1～Ss-3）を図 3-7～15 に示す。設計用地震力は，床応答スペクトルを周期軸方向に±10%拡幅したスペクトルを用いて算定する。

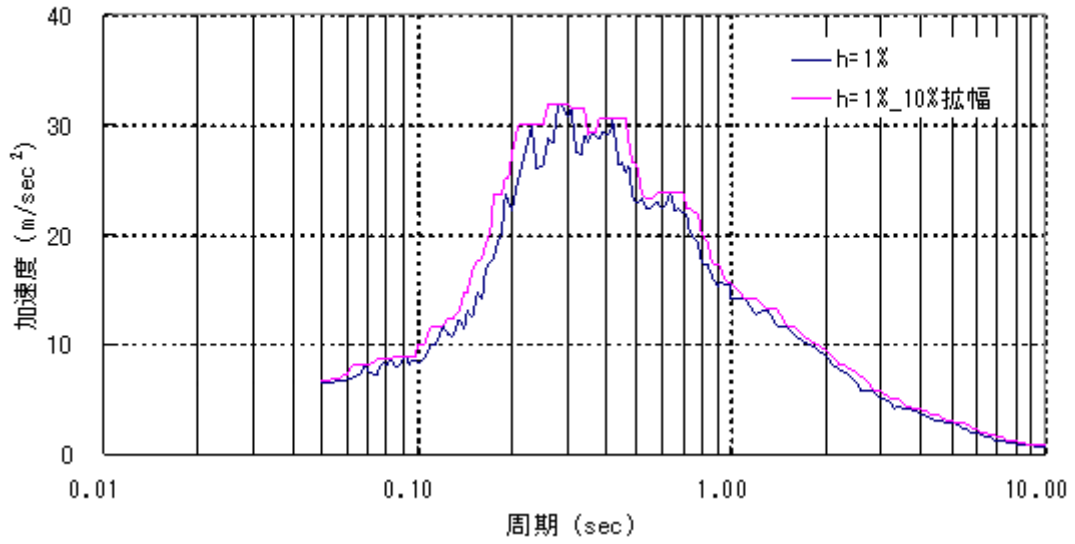


図 3-7　加速度応答包絡スペクトル　Ss-H（水平 NS）（h=1%）

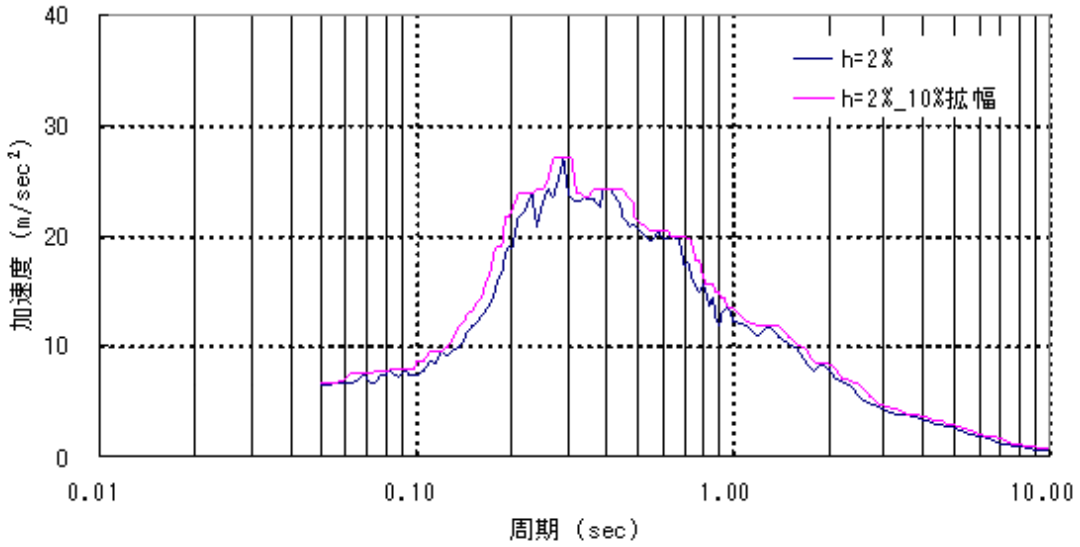


図 3-8　加速度応答包絡スペクトル　Ss-H（水平 NS）（h=2%）

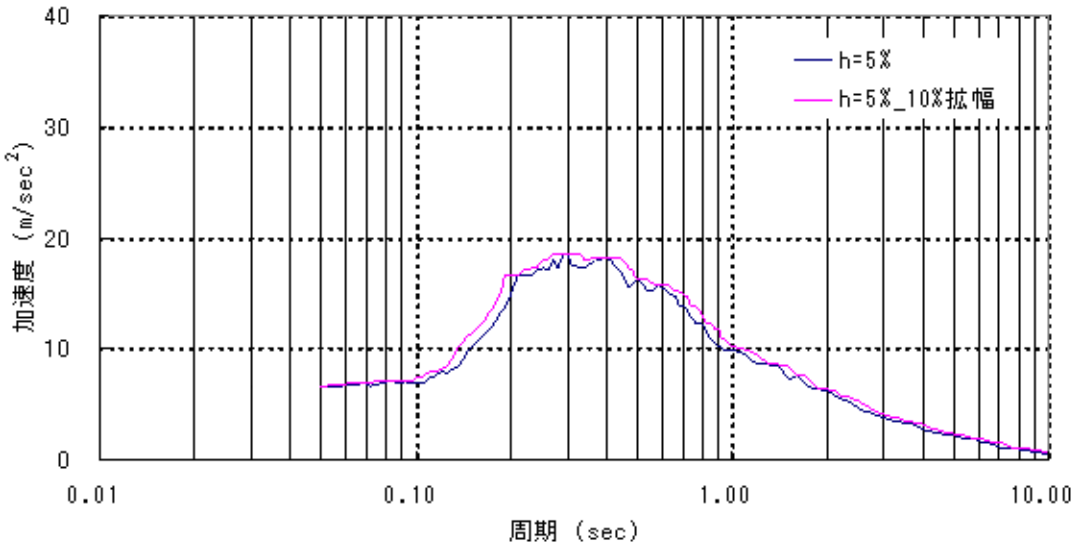


図 3-9　加速度応答包絡スペクトル　Ss-H（水平 NS）（h=5%）

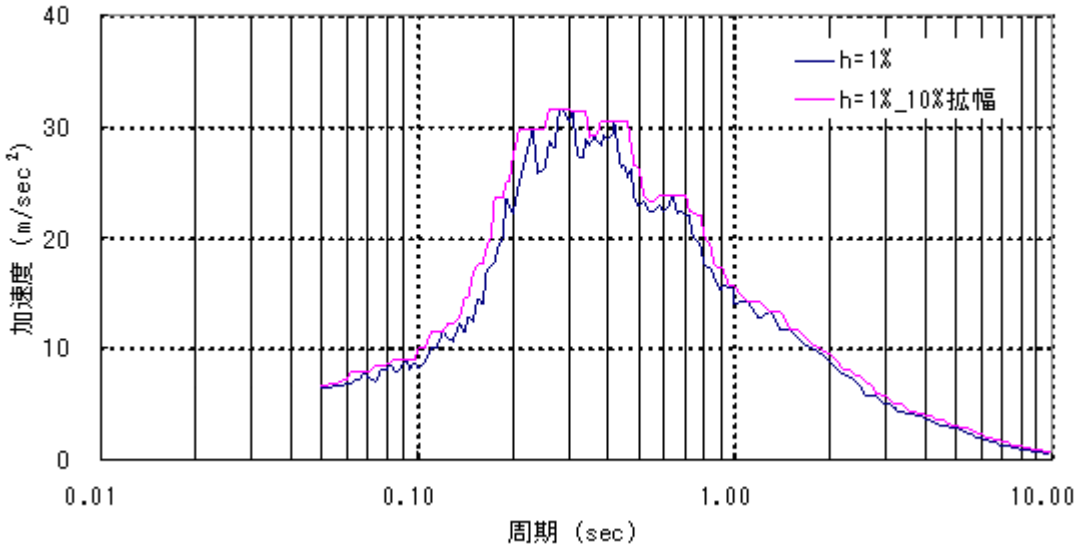


図 3-10　加速度応答包絡スペクトル　Ss-H（水平 EW）（h=1%）

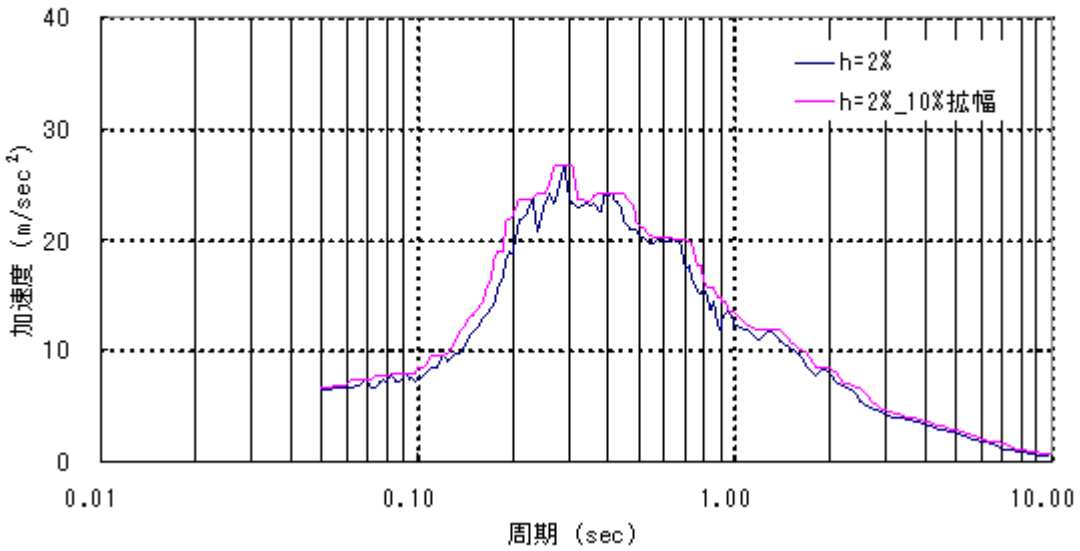


図 3-11　加速度応答包絡スペクトル　Ss-H（水平 EW）（h=2%）

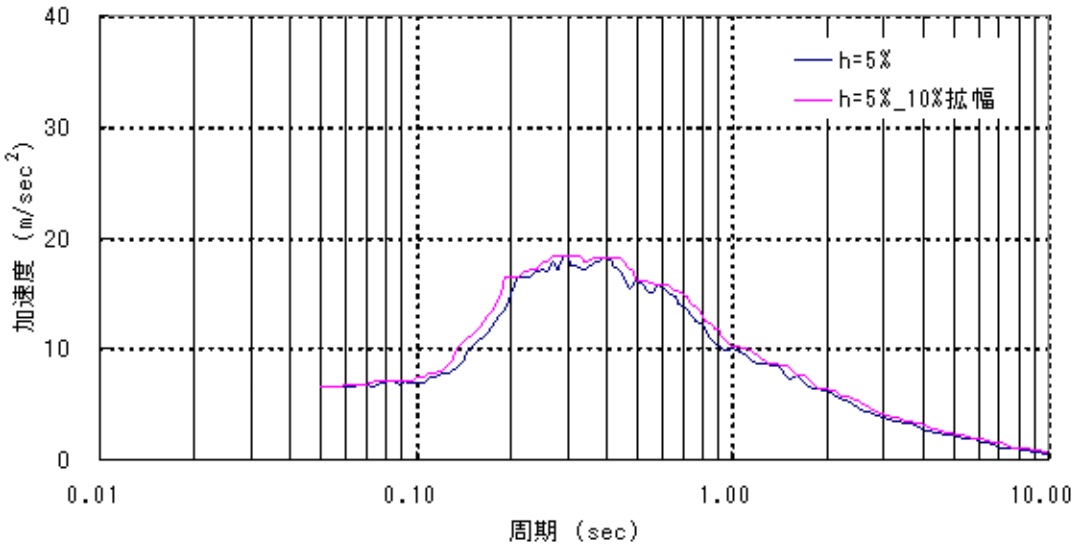


図 3-12　加速度応答包絡スペクトル　Ss-H（水平 EW）（h=5%）

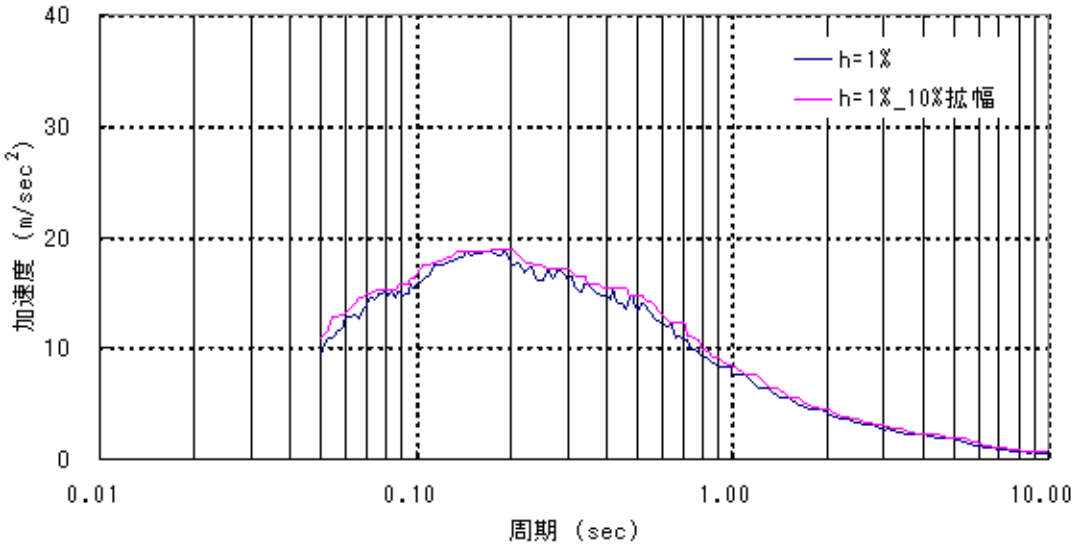


図 3-13　加速度応答包絡スペクトル　Ss-V（鉛直）（h=1%）

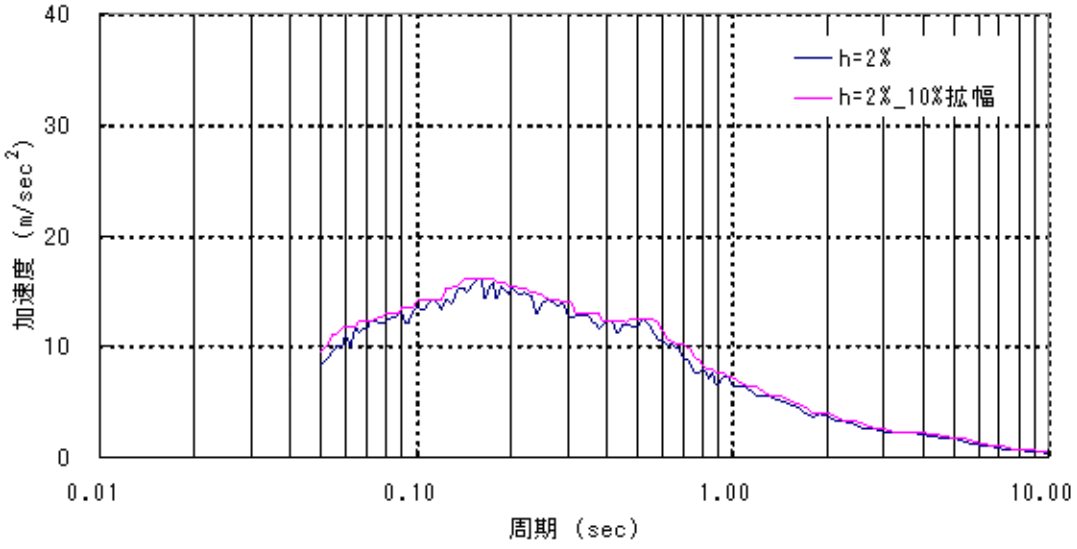


図 3-14　加速度応答包絡スペクトル　Ss-V（鉛直）（h=2%）

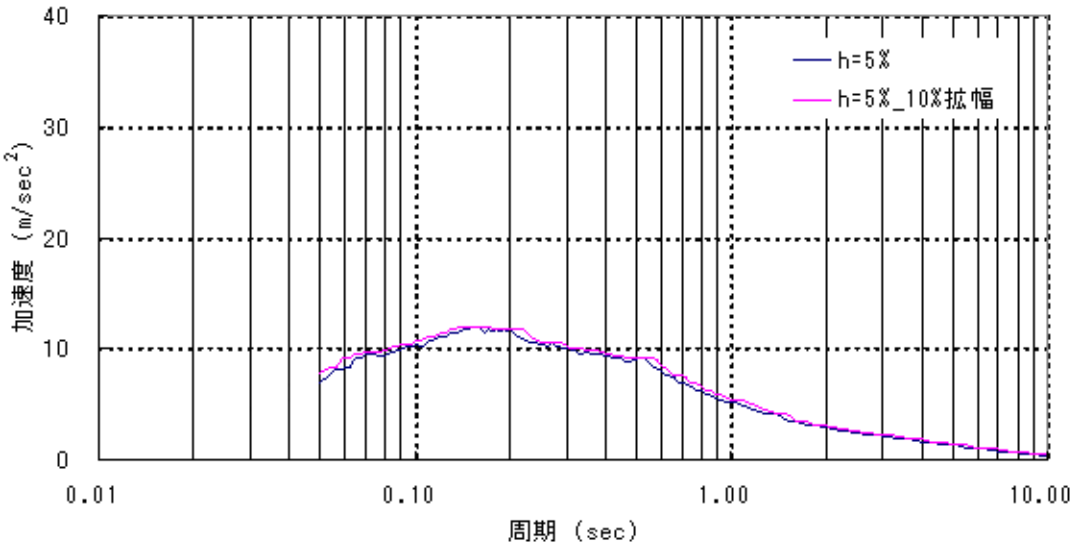


図 3-15　加速度応答包絡スペクトル　Ss-V（鉛直）（h=5%）

設計用地震力の算定に用いるコード（Super-FLUSH/2D）について　参考資料

（１）概要

Super-FLUSH/2D は，主に地盤－構造物連成系の相互作用解析を行う二次元有限要素プログラムである。

（２）機能

Super-FLUSH/2D は，解析に際して以下の機能を有している。

①面外方面へのエネルギの逸散を考慮した疑似三次元解析を行うことができる。

②側方の十分な拡がりを持った成層構造の地盤を表せる。

③歪依存による土の非線形特性を考慮できる。

（３）使用実績

原子力発電環境整備機構の「地層処分施設の耐震性評価」にて用いられている。

参考資料

耐震安全性解析に用いるコード（NASTRAN）について

（１） 概要

NASTRAN コードは 1968 年アメリカ航空宇宙局(NASA)で開発され，1971 年に米国 MacNeal-Schwendler Corporation(MSC 社)から発売された有限要素法に基づく構造解析等の汎用解析コード(MSCNastran)であり，航空宇宙，自動車，造船，重機械，原子力機器，土木・建設など重工業を中心に広く受け入れられている。輸送キャスクでは固有振動解析に利用されている。

（２） 機能

NASTRAN コードは固有振動解析に際して以下の機能を有している。

①ある固有振動範囲の設定，あるいは必要固有値個数を設定すればその範囲の多くの固有振動及び必要固有値個数に対応する固有振動を求めることができる。

②各振動モードに対する刺激係数，有効質量を算出できる。

③引張等の初期応力があれば，この初期応力を考慮した固有振動解析ができる。

④スペクトルモード解析の入力データとして固有振動解析結果をそのまま利用できる。

⑤使用要素は一次元～三次元の多くの要素が適用できる。

⑥質量は集中質量，分布質量が適用できる。

（３） 解析フロー

NASTRAN コードの固有振動解析フローを図 3-16 に示す。

（４） 使用実績

NASTRAN コードは，これまで多くの固有振動解析に対し使用実績がある。

（５） 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認。

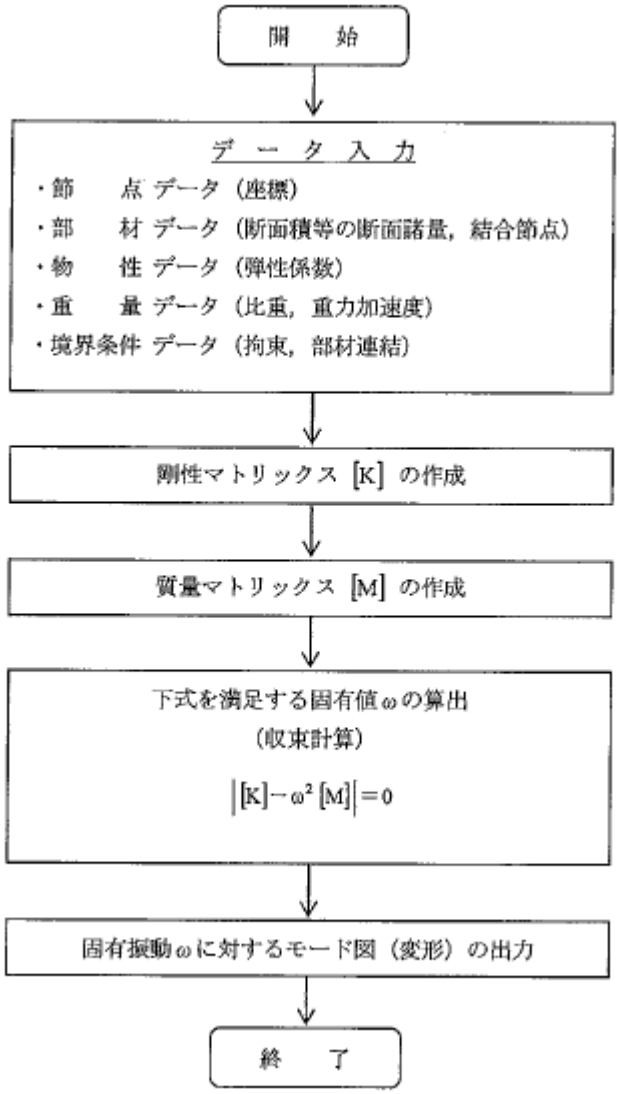


図 3-16 NASTRAN コードの固有振動解析フロー図

参考資料

耐震安全性解析に用いるコード（ABAQUS）について

（１） 概要

ABAQUS コードは米国Hibbitt,Karlsson&Sorensen,Inc(KHS 社)で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり，輸送キャスクの応力解析等に広く利用されている。

（２） 機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

①定常・非定常の弾性・弾塑性のいずれの解も得ることができる。

②材料特性として時間依存，歪の履歴依存並びに等方性・異方性等を考慮することができる。

③モデルの形状は一次元～三次元，また連続体についても取り扱うことができる。

④伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。

⑤荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力，コリオリ力等が取り扱える。また，これら条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

（３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 3-17 に示す。

（４） 使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの固有振動解析に対し使用実績がある。

（５） 検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認。

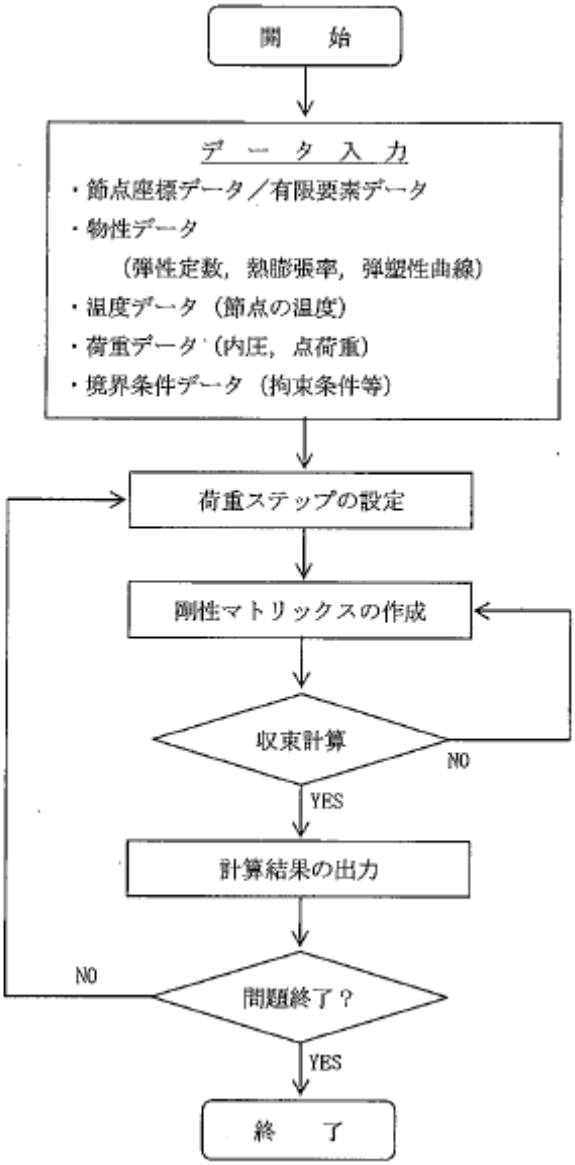


図 3-17 ABAQUS コードの解析フロー図

構造強度及び耐震性について

1 構造強度

1.1 乾式キャスクの構造強度

(1) 乾式貯蔵キャスク

1) 評価方針

本設備で保管する乾式貯蔵キャスク及び支持架台は，既存設計のものを使用し，乾式貯蔵キャスクの安全機能に関しては，添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書にて評価されている。

乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造強度については，既存評価の結果を基に，乾式貯蔵キャスクの構造強度が本設置場所での保管に適合していることを確認する。

2) 主な構成部材と適用基準

① 主な構成部材

乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造強度設計は，要求される安全機能を維持するため，次の構造部材について評価する。

Ａ．キャスク容器

乾式貯蔵キャスクのうち，放射性物質を閉じ込めるための圧力バウンダリを構成するものであって，胴板，底板，一次蓋，一次蓋締付けボルト，貫通孔蓋板及び貫通孔蓋板締付けボルトをいう。

Ｂ．バスケット

乾式貯蔵キャスクの容器内に配置され，使用済燃料を収納し，かつ燃料間距離を保つことにより，燃料の支持機能及び臨界防止機能を併せ持つものであって，バスケットプレート，バスケットサポート及びバスケットサポート取付けボルトをいう。

Ｃ．トラニオン

乾式貯蔵キャスクの取扱い時及び仮保管時の支持のため，吊上げ及び固定に使用されるものであって，トラニオン及びトラニオン締付けボルトをいう。

Ｄ．二次蓋

乾式貯蔵キャスクの密封監視のために圧力空間を保持するための部材である。

Ｅ．支持架台

乾式貯蔵キャスクの仮保管時にトラニオンを支持する構造であり，乾式貯蔵キャスク全体を支持するものであって，支持架台，固定ボルト及び基礎ボルトをいう。なお，基礎ボルトについては，本設備において新たに設置するため，本評価から除き，耐震性についての説明書に記載する。

② 適用基準と規格

乾式貯蔵キャスクの構造強度設計における適用基準と規格を構造部材ごとに表 1.1-1

に示す。

表 1.1-1　乾式貯蔵キャスクの構造強度に係る適用基準・規格

機器	設計・建設規格 機器区分	構造強度 評価方法	考え方
キャスク容器	クラス 3 容器	クラス 1 容器の 規定を準用	放射性物質を貯蔵する観点から,使用済燃料プールや使用済樹脂貯蔵タンク等と同様に JSME 設計・建設規格の区分の定義からクラス 3 容器に区分されるものと考える。しかしながら，構造強度評価方法については，熱荷重や取扱い時の衝撃荷重等の各種の荷重の作用が想定されることから応力解析により発生応力を求めて評価することが必要であり，構造強度評価手法は「解析による設計」の考え方が採用されている JSME 設計・建設規格のクラス 1 容器に準じることとする。
バスケット	ノンクラス	炉心支持構造物の規定を準用	バスケットは，使用済燃料ラックと同様に JSME 設計・建設規格の区分の定義に当てはまらないと考える。しかしながら,使用済燃料を直接支持する部材であるため，構造強度評価手法は JSME 設計・建設規格の炉心支持構造物に準じることとする。なお,バスケット材料として使用するアルミニウム合金(A6061P)及びボロン添加アルミニウム合金(B-Aℓ)は,「使用済燃料貯蔵施設規格　金属キャスク構造規格(2007 年版) JSME S FA1-2007」の規定に準じてバスケット材料として A6061P 及び B-Aℓを使用すると共に，材料と強度評価手法の整合の観点から，バスケットは構造規格に準じた評価手法による強度評価も行う。
トラニオン	クラス 3 支持構造物	クラス 1 支持構造物の規定を準用	トラニオンはキャスク容器を支持することから，JSME 設計・建設規格の区分の定義からクラス 3 支持構造物に区分されるものと考える。しかしながら，乾式貯蔵キャスク全体を支持するため，キャスク容器との整合をとり，構造強度評価手法は JSME 設計・建設規格のクラス 1 支持構造物に準じることとする。
二次蓋	ノンクラス	クラス 3 容器の 規定を準用	JSME 設計・建設規格に該当する機器区分はないものと考える。しかしながら，乾式貯蔵キャスクの貯蔵時の密封監視のために圧力空間を保持するための部材であり，二次蓋及び一次蓋の蓋間内が正圧となる。したがって，構造強度評価手法はクラス 3 容器の規定に準じることとする。
支持架台	クラス 3 支持構造物	クラス 1 支持構造物の規定を準用	支持架台は，トラニオンと同様にキャスク容器を支持することから，JSME 設計・建設規格の区分の定義からクラス 3 支持構造物に区分されるものと考えられる。しかしながら，保管時にトラニオンを支持するため，トラニオンとの整合をとり，構造強度評価手法は JSME 設計･建設規格のクラス 1 支持構造物に準じることとする。

3) 既存評価書における構造強度評価方法

① 設計条件

乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造評価に当たっての荷重を以下に示す。

Ａ．圧力による荷重

乾式貯蔵キャスク各部の内面及び外面が受ける最高使用圧力，取り扱い時及び貯蔵時に受ける圧力並びに試験圧力による荷重をいう。

既存評価における乾式貯蔵キャスクの最高使用圧力を以下に示す。

キャスク容器：1.6 MPa

二次蓋：0.4 MPa

Ｂ．機械的荷重

自重，衝撃荷重及びその他の付加荷重をいう。機械的荷重の主なものは以下の通りである。

a. 自重による荷重

b. ボルト締付け力

c. 運搬時荷重

d. 吊上げ荷重

e. 衝撃荷重

Ｃ．熱荷重

乾式貯蔵キャスクに生じる温度変化，温度こう配による荷重であって，熱解析の結果から得られるものをいう。

既存評価において用いる各構造部材の最高使用温度を以下に示す。

キャスク容器：170℃

バスケット　：225℃

トラニオン　：170℃

支持架台　　：50℃

② 評価方法

乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造解析フローを図 1.1-1 に，主な構造部材の応力評価箇所を図 1.1-2(1)～(4)に示す。

Ａ．キャスク容器

キャスク容器の胴，底板及び蓋部等の構造強度は，想定される圧力荷重，機械的荷重，熱荷重をもとに，キャスク容器の実形状をモデル化し，構造解析コード ABAQUS を用いて胴，底板，一次蓋，一次蓋締付けボルト等の応力評価を行う。

ABAQUS による解析は，圧力荷重，機械的荷重及び熱荷重によって生じる形状の不連続の効果を含む応力の解析及び温度分布計算に使用する。

Ｂ．バスケット

バスケットの構造強度評価は，想定される機械的荷重，熱荷重をもとにバスケットの

実形状をモデル化し，構造解析コードABAQUS及び応力評価式を用いて応力評価を行う。

ABAQUSによる解析は，荷重によって生じる形状の不連続の効果を含む応力の解析及び温度分布計算に使用する。

C．トラニオン

トラニオンの構造強度評価は想定される機械的荷重及び熱荷重を基に，応力評価式を用いて行う。

D．二次蓋

二次蓋の構造強度評価は想定される機械的荷重及び熱荷重を基に，応力評価式を用いて行う。

E．支持架台

支持架台の構造強度評価は想定される機械的荷重及び熱荷重を基に，応力評価式を用いて行う。

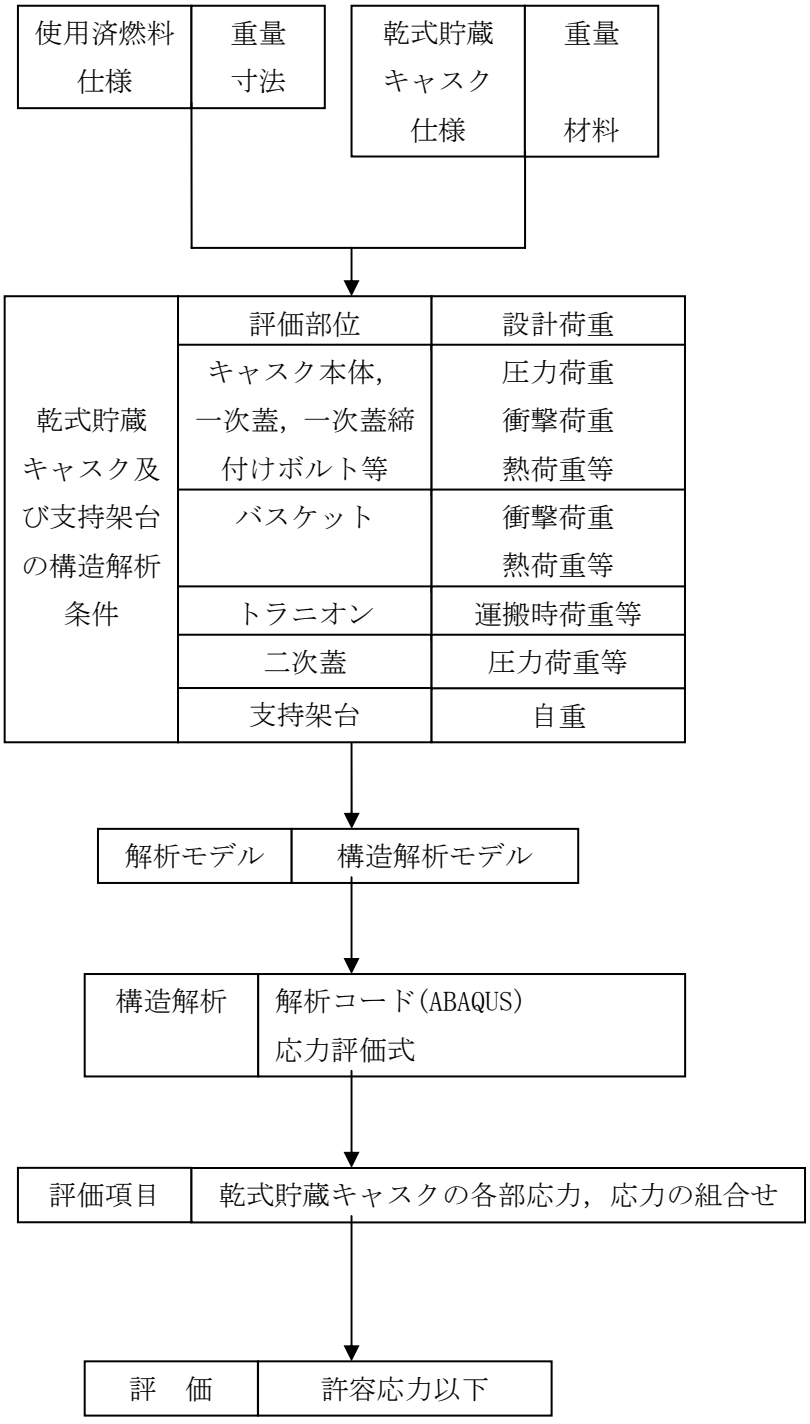


図 1.1-1　乾式貯蔵キャスク及び支持架台の構造強度評価フロー

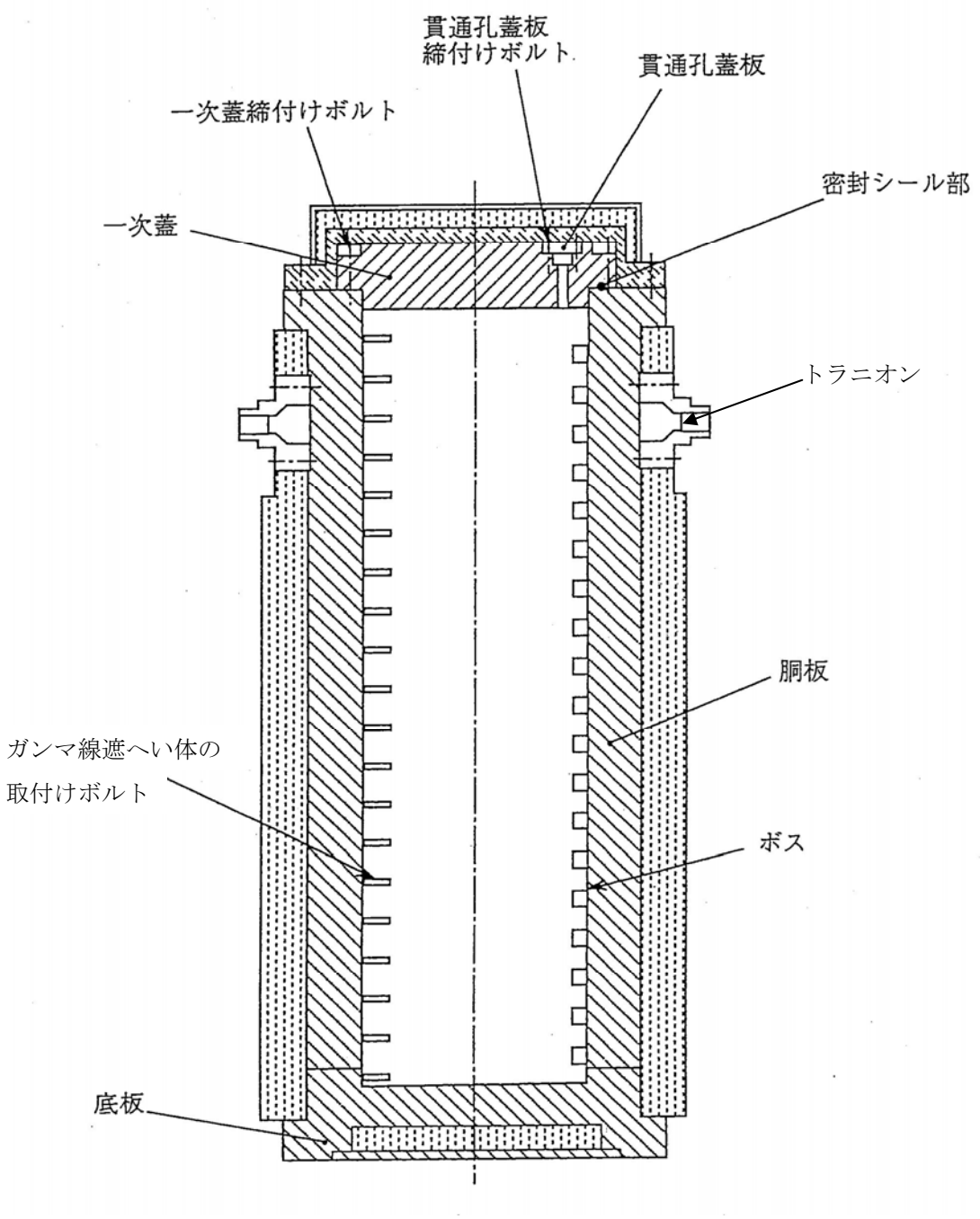


図 1.1-2（1） キャスク容器の応力評価箇所（全体断面図）

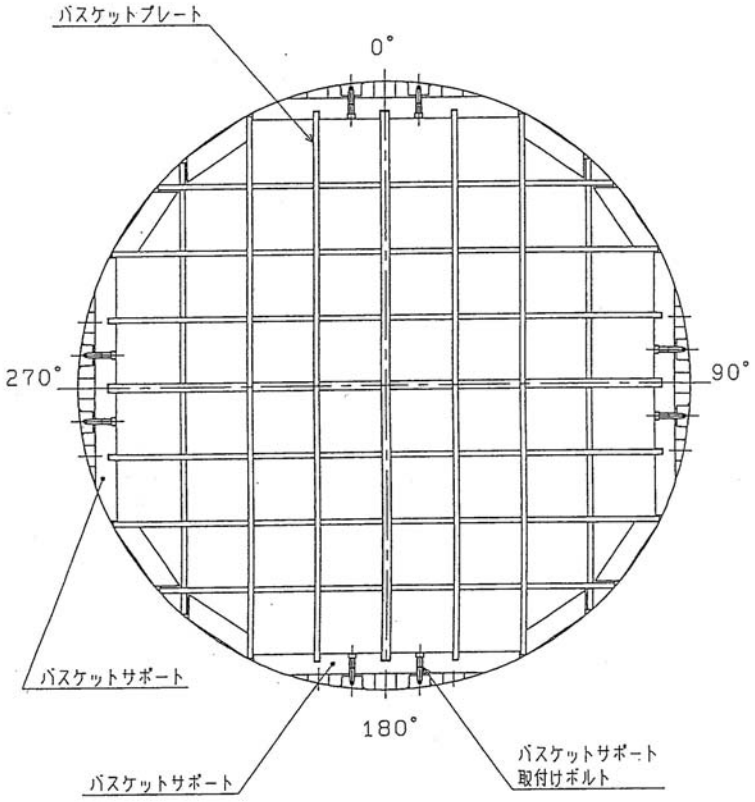


図 1.1-2 (2)　バスケットの応力評価箇所

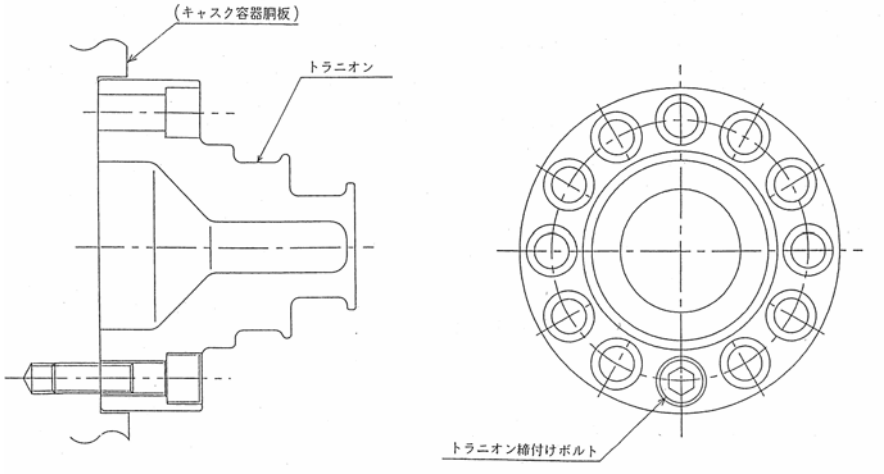
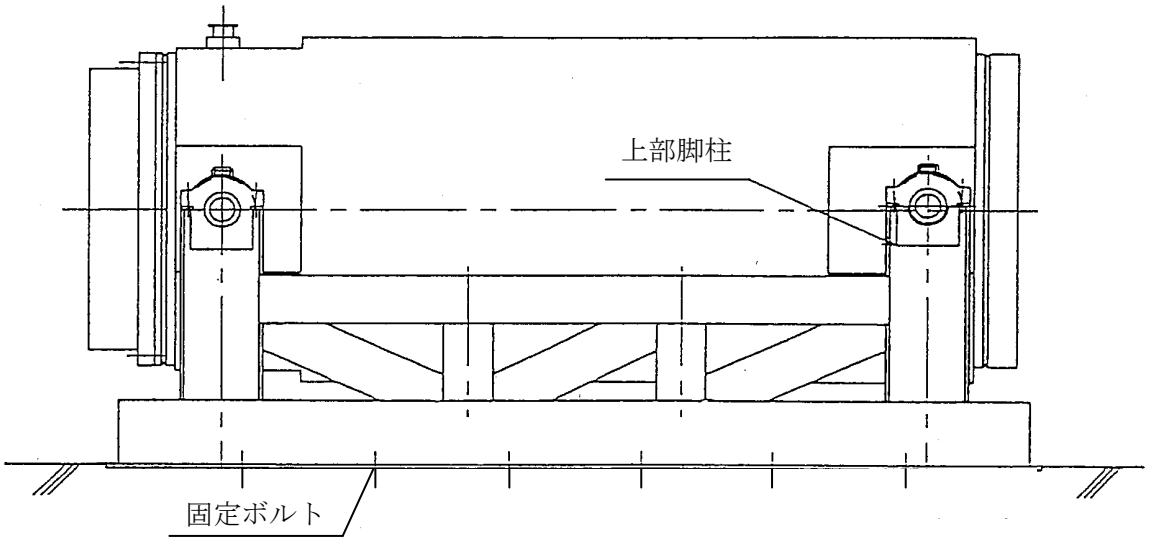
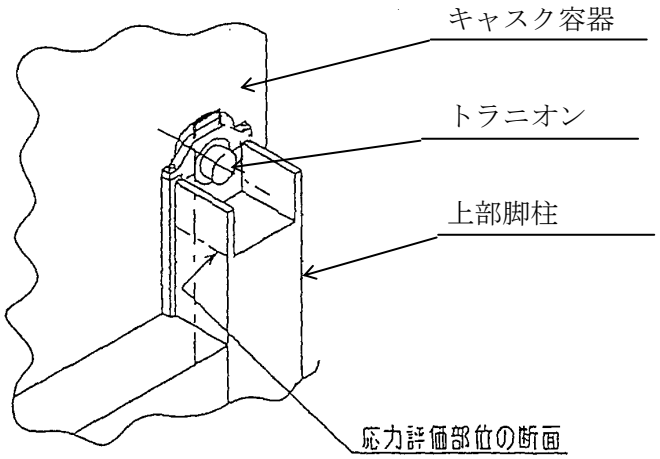


図 1.1-2 (3)　トラニオンの応力評価箇所



a) 支持架台の応力評価箇所



b) 上部脚柱詳細

図 1.1-2 (4)　支持架台の応力評価箇所

③ 設計事象と荷重の組み合わせ

乾式貯蔵キャスクの構造強度評価において考慮する設計事象を表 1.1-2 に示す。

既存評価における選定事象は以下の通りである。

［設計事象Ⅰ］

・貯蔵
・乾式貯蔵キャスクの吊上げ，吊下げ，移動
・事業所内運搬

［設計事象Ⅱ］

・コンクリート基礎への支持架台付きでの衝突

また，各設計事象においてキャスク容器，バスケット，トラニオン，二次蓋及び支持架台の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せを表 1.1-3(1)～(5)に示す。（地震時を除く）

表 1.1-2　乾式貯蔵キャスクの設計事象

設計事象	定　義	解　　説	既存評価における選定事象
Ⅰ	乾式貯蔵キャスクの通常の取扱い時及び貯蔵時の状態をいう。	貯蔵状態及び計画的な取扱い状態。	・貯蔵 ・乾式貯蔵キャスクの吊上げ，吊下げ，移動 ・事業所内運搬
Ⅱ	設計事象Ⅰ，設計事象Ⅲ，設計事象Ⅳ及び試験状態以外の状態をいう。	乾式貯蔵キャスクの寿命程度の期間中に予想される取扱い機器の単一故障，単一誤動作等の事象によって，乾式貯蔵キャスクが通常貯蔵状態あるいは通常取扱い状態から外れるような状態をいう。	・乾式貯蔵キャスクの異常着床 ・乾式貯蔵キャスクのキャスク支持架台への衝突
Ⅲ	乾式貯蔵キャスク又はその取扱い機器等の故障，異常な作動等により，貯蔵又は計画された取扱いの停止が緊急に必要とされる状態をいう。	発生頻度が十分低い事象によって引き起こされる状態をいう。すなわち，設計事象Ⅱでいう機器の単一故障，運転員の単一誤操作等によって引き起こされるもののうち，その発生頻度が十分に低いと考えられるものを分類する。	
Ⅳ	乾式貯蔵キャスクの安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。	発生頻度が極めて低く，乾式貯蔵キャスクの寿命中に起こるとは考えられない事象によって引き起こされる状態をいうが，万一発生した場合の設計の妥当性を確保するために特に設けたものをいう。	
試験状態	耐圧試験によりキャスク容器に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。		・耐圧試験 （製造時）

（JSME S FA1-2007 使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格による）

表 1.1-3（1） キャスク容器の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象＼荷重時＼荷重		圧力による荷重	自重による荷重	ボルト初期締付け力	運搬時荷重	吊上げ荷重	衝撃荷重（基礎コンクリートへの衝突）	熱荷重	備考
設計条件	設計時	○[1)]	○	○	○[2)]	○[2)]	○[2)]		
Ⅰ	貯蔵時	○	○	○				○	
	運搬時	○	[3)]	○	○			○	
	吊上げ時	○	[3)]	○		○		○	
	搬出前作業及び燃料取出し作業時	○	○	○				○	
Ⅱ	衝撃荷重作用時	○	[3)]	○			○	○	
試験状態	試験時	○[4)]	○	○					

注 1)最高使用圧力

注 2)運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重は同時に作用しないので，最大荷重を用いて評価する。

注 3)本状態での自重による荷重は，運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重に含まれる。

注 4)最高使用圧力の 1.5 倍の圧力

表 1.1-3（2） バスケットの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象＼荷重時＼荷重		自重による荷重	運搬時荷重	吊上げ荷重	衝撃荷重（基礎コンクリートへの衝突）	熱荷重	備考
設計条件	設計時	○	○[1)]	○[1)]	○[1)]		
Ⅰ	貯蔵時	○				○	
	運搬時	[2)]	○			○	
	吊上げ時	[2)]		○		○	
Ⅱ	衝撃荷重作用時	[2)]			○	○	

注 1）運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重は同時に作用しないので，最大荷重を用いて評価する。

注 2）本状態での自重による荷重は，運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重に含まれる。

表 1.1-3（3） トラニオンの設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象＼荷重時＼荷重		自重による荷重	運搬時荷重	吊上げ荷重	衝撃荷重（基礎コンクリートへの衝突）	熱荷重[1)]	備考
Ⅰ	貯蔵時	○				○	
	運搬時	[2)]	○			○	
	吊上げ時	[2)]		○		○	
Ⅱ	衝撃荷重作用時	[2)]			○	○	

注 1）乾式貯蔵キャスクにおける温度変化により生じる荷重をいう。ただし，キャスク容器の熱膨張により生じる荷重に限る。

注 2）本状態での自重による荷重は，運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重に含まれる。

表 1.1-3（4） 二次蓋の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

設計事象＼荷重時＼荷重		圧力による荷重	ガスケットからの荷重	自重による荷重	運搬時荷重	吊上げ荷重	衝撃荷重（基礎コンクリートへの衝突）	熱荷重	備考
Ⅰ	貯蔵時	○	○	○					

表 1.1-3（5） 支持架台の設計上考慮すべき荷重の種類とその組合せ

荷重 / 荷重時 / 設計事象		自重による荷重	運搬時荷重	吊上げ荷重	衝撃荷重（基礎コンクリートへの衝突）	熱荷重[1)]	備考
Ⅰ	貯蔵時	○				○	

注 1）乾式貯蔵キャスクにおける温度変化により生じる荷重をいう。ただし，キャスク容器の熱膨張により生じる荷重に限る。

④ 評価結果

既存評価の評価結果から規程を満足していることが確認されている。評価結果については参考資料に示す。

4) 本設備での評価

表 1.1-4(1)～(4)に本仮保管設備での荷重条件と既存評価との比較を示す。

なお，二次蓋については圧力による荷重等により評価されるが，既存評価と本仮置設備での評価でこれらの荷重条件に変更がないため，既存評価と差異はない。

以上から，本仮保管設備での荷重条件は既存評価における荷重条件に包絡されることから，本仮保管設備の乾式貯蔵キャスクの構造強度は規定を満たす。

表 1.1-4(1)　既存評価との荷重条件の比較（キャスク容器）

	キャスク仮保管設備				既存評価（１Ｆキャスク工認）			
設計事象	代表事象[注1)]	包絡される事象	荷重条件	評価結果	代表事象	包絡される事象	荷重条件	備考
設計条件	設計時	—	運搬時と同じ	既存評価と同じ荷重条件	設計時	—	運搬時と同じ	設計時のうち，運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重の中で荷重条件が最も厳しいのは運搬時荷重
Ⅰ	貯蔵時	—	圧力，自重，ボルト，熱	既存評価と同じ荷重条件	貯蔵時	—	圧力，自重，ボルト，熱	設計事象Ⅰのうち大半の期間を占める代表的事象
	運搬時	・仮保管設備内での吊上げ	圧力，ボルト，運搬[注2)]，熱	既存評価と同じ荷重条件	運搬時	・取扱い時（原子炉建屋内での吊上げ） ・真空乾燥時 ・取扱い時（保管建屋内での吊上げ）	圧力，ボルト，運搬[注2)]，熱	荷重条件が最も厳しいため，代表事象は運搬時
Ⅱ	基礎コンクリートへの架台付き衝突	—	圧力，ボルト，衝撃，熱	「3.2 異常事象の評価」の結果から，運搬時の荷重条件に包絡[注3)]	異常着床	—	圧力，ボルト，熱，衝撃[注4)]	—
					キャスク支持架台への衝突（保管建屋内）	キャスク支持架台への衝突（原子炉建屋内）	圧力，ボルト，熱，衝撃[注4)]	板厚の薄い胴板が衝突する保管建屋内での事象が代表事象
試験状態	試験時	—	圧力[注5)]，自重，ボルト	既存評価と同じ荷重条件	試験時	—	圧力[注5)]，自重，ボルト	—

注1)　本事象について応力解析を行う。
注2)　運搬時の荷重は上方向 2G，下方向 3G(自重を考慮)，前後方向 2G，左右方向 1G
注3)　「3.2 異常事象の評価」の結果より衝撃荷重は中型乾式貯蔵キャスクで 2.75G，大型乾式貯蔵キャスクで 2.63G となり，運搬時の下方向荷重 3G に包絡される。
注4)　衝撃荷重は 2G であり，自重を含む。
注5)　クラス３容器の試験圧力である最高使用圧力の 1.5 倍の圧力

表 1.1-4(2)既存評価との荷重条件の比較（バスケット）

	キャスク仮保管設備				既存評価（１Ｆキャスク工認）			
設計事象	代表事象[注1)]	包絡される事象	荷重条件	評価結果	代表事象	包絡される事象	荷重条件	備考
設計条件	設計時	—	運搬時と同じ	既存評価と同じ荷重条件	設計時	—	運搬時と同じ	設計時のうち，運搬時荷重，吊上げ荷重及び衝撃荷重の中で荷重条件が最も厳しいのは運搬時荷重
Ⅰ	貯蔵時	—	自重，熱	既存評価と同じ荷重条件	貯蔵時	—	自重，熱	設計事象Ⅰのうち大半の期間を占める代表的事象
	運搬時	・仮保管設備内での吊上げ	運搬[注2)]，熱	既存評価と同じ荷重条件	運搬時	・取扱い時（原子炉建屋内での吊上げ） ・真空乾燥時 ・取扱い時（保管建屋内での吊上げ）	運搬[注2)]，熱	荷重条件が最も厳しいため，代表事象は運搬時
Ⅱ	基礎コンクリートへの架台付き衝突	—	熱，衝撃	「3.2 異常事象の評価」の結果から，運搬時の荷重条件に包絡[注3)]	異常着床	—	熱，衝撃[注4)]	—
					キャスク支持架台への衝突（保管建屋内）	キャスク支持架台への衝突（原子炉建屋内）	熱，衝撃[注4)]	板厚の薄い胴板が衝突する保管建屋内での事象が代表事象

注1)　本事象について応力解析を行う。
注2)　運搬時の荷重は上方向 2G，下方向 3G(自重を考慮)，前後方向 2G，左右方向 1G
注3)　「3.2 異常事象の評価」の結果より衝撃荷重は大型乾式貯蔵キャスクで 2.63G，中型乾式貯蔵キャスクで 2.75G となり，運搬時の下方向荷重 3G に包絡される。
注4)　衝撃荷重は 2G であり，自重を含む。

表 1.1-4(3)　既存評価との荷重条件の比較（トラニオン）

	キャスク仮保管設備				既存評価（１Ｆキャスク工認）			
設計事象	代表事象[注1)]	包絡される事象	荷重条件	評価結果	代表事象	包絡される事象	荷重条件	備考
Ⅰ	貯蔵時	―	自重，熱	既存評価と同じ荷重条件	貯蔵時	―	自重，熱	設計事象Ⅰのうち大半の期間を占める代表的事象
	運搬時	―	運搬[注2)]，熱	既存評価と同じ荷重条件	運搬時	・取扱い時（原子炉建屋内での吊上げ） ・真空乾燥時 ・取扱い時（保管建屋内での吊上げ）	運搬[注2)]，熱	荷重条件が最も厳しい事象
	吊上げ時	―	熱，吊上げ[注3)]	既存評価と同じ荷重条件	吊上げ時	―	熱，吊上げ[注3)]	―
Ⅱ	基礎コンクリートへの架台付き衝突	―	熱，衝撃	「3.2 異常事象の評価」の結果から，運搬時の荷重条件に包絡[注4)]	異常着床	―	―	トラニオンに支持機能が働かない状態
					キャスク支持架台への衝突（保管建屋内）	―	―	この荷重条件は運搬時に包絡

注1)　本事象について応力解析を行う。

注2)　運搬時の荷重は上方向 2G，下方向 3G(自重を考慮)，前後方向 2G，左右方向 1G

注3)　吊上げ荷重は 1.32G であり，自重を含む。

注4)　「3.2 異常事象の評価」の結果より衝撃荷重は中型乾式貯蔵キャスクで 2.75G，大型乾式貯蔵キャスクで 2.63G となり，運搬時の下方向荷重 3G に包絡される。

表 1.1-4(4)　既存評価との荷重条件の比較（支持架台）

	キャスク仮保管設備				既存評価（１Ｆキャスク工認）			
設計事象	代表事象[注1)]	包絡される事象	荷重条件	評価結果	代表事象	包絡される事象	荷重条件	備考
Ⅰ	貯蔵時	―	自重，熱	既存評価と同じ荷重条件	貯蔵時	―	自重，熱	設計事象Ⅰのうち大半の期間を占める代表的事象

注1)　本事象について応力解析を行う。

参考資料

福島第一原子力発電所第 6 号機　工事計画認可申請書本文及び添付資料
福島第一原子力発電所第 4 号機　工事計画認可申請書本文及び添付資料
における応力計算結果の抜粋（地震時を除く）

1. 乾式貯蔵キャスク（大型）　（出典：福島第一原子力発電所第6号機　工事計画認可申請書本文及び添付資料　Ⅳ-3-2　使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算書）

1.1 キャスク容器（1/2）

（応力値の単位：N/mm^2）

部　位	材　料	設計事象	一次一般膜応力強さ		一次局部膜応力強さ		一次膜＋一次曲げ応力強さ		一次＋二次応力強さ	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
胴　板	GLF1相当	設計時	7	120	17	181	19	181	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	42	362
		試験時	8	162	5	244	11	244	—	—
一次蓋	GLF1相当	設計時	1	120	15	181	29	181	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	29	362
		試験時	1	162	20	244	37	244	—	—
底　板	GLF1相当	設計時	3	120	8	181	9	181	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	17	362
		試験時	3	162	6	244	12	244	—	—
貫通孔蓋板	SUS304	設計時	7	133	33	200	49	200	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	58	401
		試験時	8	135	33	203	49	203	—	—
密封シール部	GLF1相当	設計時	16	120	—	—	17	181	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	15	181
		試験時	10	162	—	—	10	181	10	181
ボス溶接部	SUS304L	設計時	19	56	—	—	19	84	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	54	168
		試験時	1	57	—	—	1	85	—	—
ガンマ線遮へい体取付けボルト溶接部	SUS304	設計時	9	60	—	—	9	90	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	99	181
		試験時	3	67	—	—	3	101	—	—

キャスク容器（2/2）

（応力値の単位：N/mm^2）

部　位	材　料	設計事象	平均引張応力		平均引張応力＋曲げ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
一次蓋締付けボルト	GBL1	設計時	89	216	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	93	433	123	650
貫通孔蓋板締付けボルト	GBL1	設計時	199	216	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	234	433	306	650

許容応力は設計・建設規格による。

1.2 バスケット(1/2)

（応力値の単位：N/mm^2）

部 位	材 料	設計事象	一次一般膜応力強さ			一次膜＋一次曲げ応力強さ			一次＋二次応力強さ		
			計算値	許容応力[1)]		計算値	許容応力[1)]		計算値	許容応力[1)]	
バスケットプレート	A6061P及びB-Aℓ	設計時	5	33	33	8	49	49	—	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	11	99	—
									9[2)]	—	49[2)]
バスケットサポート	SUS304	設計時	6	126	126	6	189	189	—	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	6	378	378

バスケット(2/2)

（応力値の単位：N/mm^2）

部 位	材料	設計事象	一次一般膜応力強さ			一次膜＋一次曲げ応力強さ			一次膜＋二次膜応力強さ			（一次＋二次）膜応力＋曲げ応力強さ		
			計算値	許容応力[1)]		計算値	許容応力[1)]		計算値	許容応力[1)]		計算値	許容応力[1)]	
バスケットサポート取付けボルト	SUS304	設計時	72	126	126	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	77	125	125	77	166	166

注1）設計・建設規格に基づく許容応力値を左側に，構造規格に基づく許容応力値を右側に示す。

注2）応力強さのサイクルにおける応力の最大値を評価。

1.3 トラニオン(1/3)

（応力値の単位：N/mm^2）

部位	材料	設計事象	一次応力											
			引張応力		圧縮応力		せん断応力		曲げ応力		支圧応力		組合せ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン	SUS630	Ⅰ	10	390	10	389	88	225	188	390	37	732	242	390

トラニオン(2/3)

（応力値の単位：N/mm^2）

部位	材料	設計事象	一次＋二次応力							
			引張・圧縮応力		せん断応力		曲げ応力		支圧応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン	SUS630	Ⅰ	20	1172	99	676	188	1172	37	1098

トラニオン(3/3)

（応力値の単位：N/mm^2）

部 位	材 料	設計事象	一次応力					
			引張応力		せん断応力		組合せ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン締付けボルト	GBL1	Ⅰ	233	324	85	249	275	324

許容応力は設計・建設規格による。

1.4 二次蓋

（厚さの単位：mm）

部位	材料	設計事象	設計厚さ	必要厚さ
平板	SUSF304	I	90.00	71.81
胴	SUSF304	I	57.00	3.05

許容応力は設計・建設規格による。

1.5 支持架台

（応力値の単位：N/mm^2）

部位	材料	設計事象	一次応力[1)]	
			計算値	許容応力
支持架台	炭素鋼 (SS400)	I	11	141

許容応力は設計・建設規格による。

注 1）圧縮，曲げ，せん断による組合せ応力

2. 乾式貯蔵キャスク（中型）　（出典：福島第一原子力発電所第4号機　工事計画認可申請書本文及び添付資料　Ⅳ-3-2　使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算書）

2.1 キャスク容器（1/2）

（応力値の単位：N/mm^2）

部　位	材　料	設計事象	一次一般膜応力強さ		一次局部膜応力強さ		一次膜＋一次曲げ応力強さ		一次＋二次応力強さ	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
胴　板	GLF1相当	設計時	6	120	10	181	13	181	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	36	362
		試験時	7	162	4	244	10	244	—	—
一次蓋	GLF1相当	設計時	1	120	13	181	24	181	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	24	362
		試験時	1	162	17	244	28	244	—	—
底　板	GLF1相当	設計時	2	120	12	181	14	181	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	16	362
		試験時	3	162	5	244	9	244	—	—
貫通孔蓋板	SUS304	設計時	9	133	33	200	50	200	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	58	401
		試験時	10	135	33	203	50	203	—	—
密封シール部	GLF1相当	設計時	16	120	—	—	17	181	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	15	181
		試験時	9	162	—	—	9	181	9	181
バスケットサポート取付けボルト溶接部	SUS304	設計時	60	60	—	—	60	90	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	142	181
		試験時	4	67	—	—	4	101	—	—
ガンマ線遮へい体取付けボルト溶接部	SUS304	設計時	9	60	—	—	9	90	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	97	181
		試験時	3	67	—	—	3	101	—	—

キャスク容器（2/2）

（応力値の単位：N/mm^2）

部　位	材　料	設計事象	平均引張応力		平均引張応力＋曲げ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力
一次蓋締付けボルト	GBL1	設計時	84	216	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	88	433	113	650
貫通孔蓋板締付けボルト	GBL1	設計時	198	216	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	230	433	299	650

許容応力は設計・建設規格による。

2.2 バスケット(1/2)

(応力値の単位:N/mm^2)

部 位	材 料	設計事象	一次一般膜応力強さ			一次膜＋一次曲げ応力強さ			一次＋二次応力強さ		
			計算値	許容応力[1)]		計算値	許容応力[1)]		計算値	許容応力[1)]	
バスケットプレート	A6061P及びB-Aℓ	設計時	5	33	33	9	49	49	—	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	9	99	—
									8 [2)]	—	49 [2)]
バスケットサポート	SUS304	設計時	6	126	126	6	189	189	—	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	6	378	378

バスケット(2/2)

(応力値の単位:N/mm^2)

部 位	材料	設計事象	一次一般膜応力強さ			一次膜＋一次曲げ応力強さ			一次膜＋二次膜応力強さ			(一次＋二次) 膜応力＋曲げ応力強さ		
			計算値	許容応力[1)]		計算値	許容応力[1)]		計算値	許容応力[1)]		計算値	許容応力[1)]	
バスケットサポート取付けボルト	SUS304	設計時	85	126	126	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		Ⅰ，Ⅱ	—	—	—	—	—	—	89	125	125	89	166	166

注1)設計・建設規格に基づく許容応力値を左側に，構造規格に基づく許容応力値を右側に示す。

注2)応力強さのサイクルにおける応力の最大値を評価。

2.3 トラニオン(1/3)

(応力値の単位:N/mm^2)

部位	材料	設計事象	一次応力											
			引張応力		圧縮応力		せん断応力		曲げ応力		支圧応力		組合せ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン	SUS630	Ⅰ	9	390	9	389	74	225	157	390	37	732	202	390

トラニオン(2/3)

(応力値の単位:N/mm^2)

部位	材料	設計事象	一次＋二次応力							
			引張・圧縮応力		せん断応力		曲げ応力		支圧応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン	SUS630	Ⅰ	17	1172	83	676	157	1172	37	1098

トラニオン(3/3)

(応力値の単位:N/mm^2)

部 位	材 料	設計事象	一次応力					
			引張応力		せん断応力		組合せ応力	
			計算値	許容応力	計算値	許容応力	計算値	許容応力
トラニオン締付けボルト	GBL1	Ⅰ	194	324	71	249	230	324

許容応力は設計・建設規格による。

2.4 二次蓋

(厚さの単位:mm)

部位	材料	設計事象	設計厚さ	必要厚さ
平板	SUSF304	I	90.00	64.18
胴	SUSF304	I	57.00	3.00

許容応力は設計・建設規格による。

2.5 支持架台

(応力値の単位:N/mm^2)

部位	材料	設計事象	一次応力[1)]	
			計算値	許容応力
支持架台	炭素鋼 (SS400)	I	9	141

許容応力は設計・建設規格による。

注1)圧縮，曲げ，せん断による組合せ応力

構造強度計算に用いるコード（ABAQUS）について

（1）概要

ABAQUS コードは米国 Hibbitt,Karlsson&Sorensen,Ins.(HKS 社)で開発された有限要素法に基づく応力・座屈解析等の汎用解析コードであり，輸送キャスクの応力解析等に広く利用されている。

（2）機能

ABAQUS コードは，応力解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常の弾性，非弾性のいずれの解も得ることができる。
② 材料特性として時間依存，歪の履歴依存及びに等方性・異方性等を考慮することができる。
③ モデルの形状は一次元～三次元，又は連続体についても取り扱うことができる。
④ 伝熱解析結果をそのまま境界条件として熱応力解析に用いることが可能である。
⑤ 荷重条件として集中荷重，分布荷重，モーメント，加速度力（慣性力），圧力，遠心力及びコリオリ力等が取り扱える。また，これらの条件の時間依存，線形変化に対しても対応可能である。

（3）解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1.1-3 に示す。

（4）使用実績

ABAQUS コードは，これまで多くの応力解析に対し使用実績がある。

（5）検証方法

理論値との比較による検証が実施されていることを確認している。

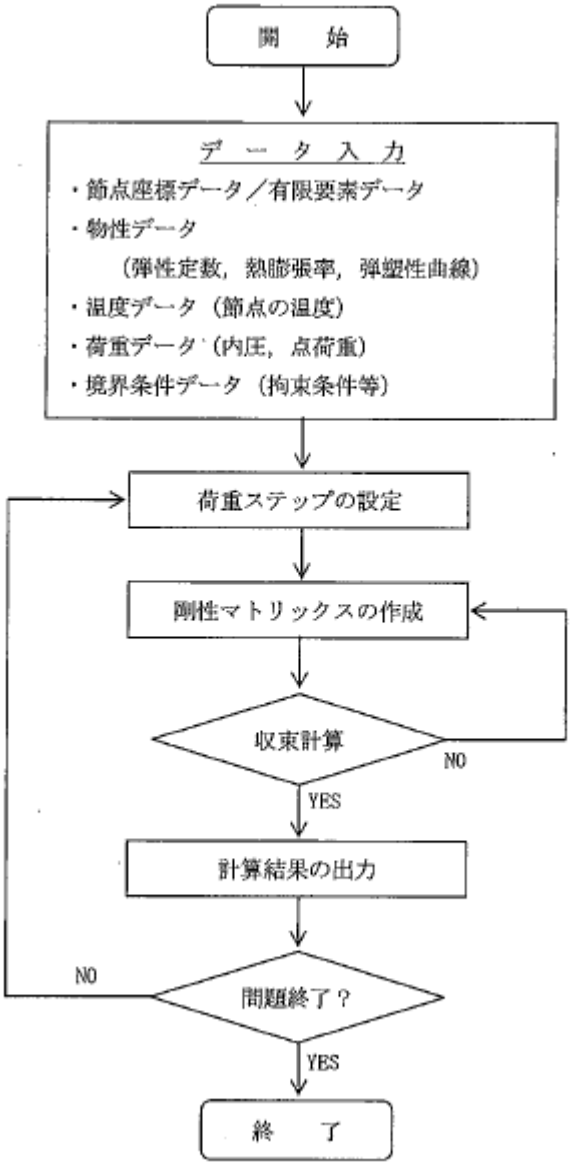


図 1.1-3 ABAQUS コードの応力解析フロー図

1.2　コンクリートモジュールの構造強度

(1)　乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュール

1)　評価方針

本設備で使用する乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールが，建築基準法に基づく規定を満たしていることを確認するが今後評価予定である。

1.3　クレーンの構造強度

(1) 評価方針

本設備で使用するクレーンの構造強度がクレーン構造規格(平成7年12月26日　労働省告示第134号)に基づく規定を満たしていることを確認する。

(2) 構造強度評価の概要

評価対象とするクレーンの主要仕様を表 1.3-1 に，概要図を図 1.3-1 に示す。

表 1.3-1 クレーンの仕様

項　目	仕様
型　式	門形クレーン
主巻定格	150ton
補巻定格	20ton
スパン	19m

構造強度評価においては以下の荷重に関して考慮する。

垂直動荷重:定格荷重に吊具の質量を加えた荷重がクレーンに作用することによって生じる力。

垂直静荷重:クレーンを構成する部分のうち，垂直動荷重に含まれない部分の質量によって生じる力。

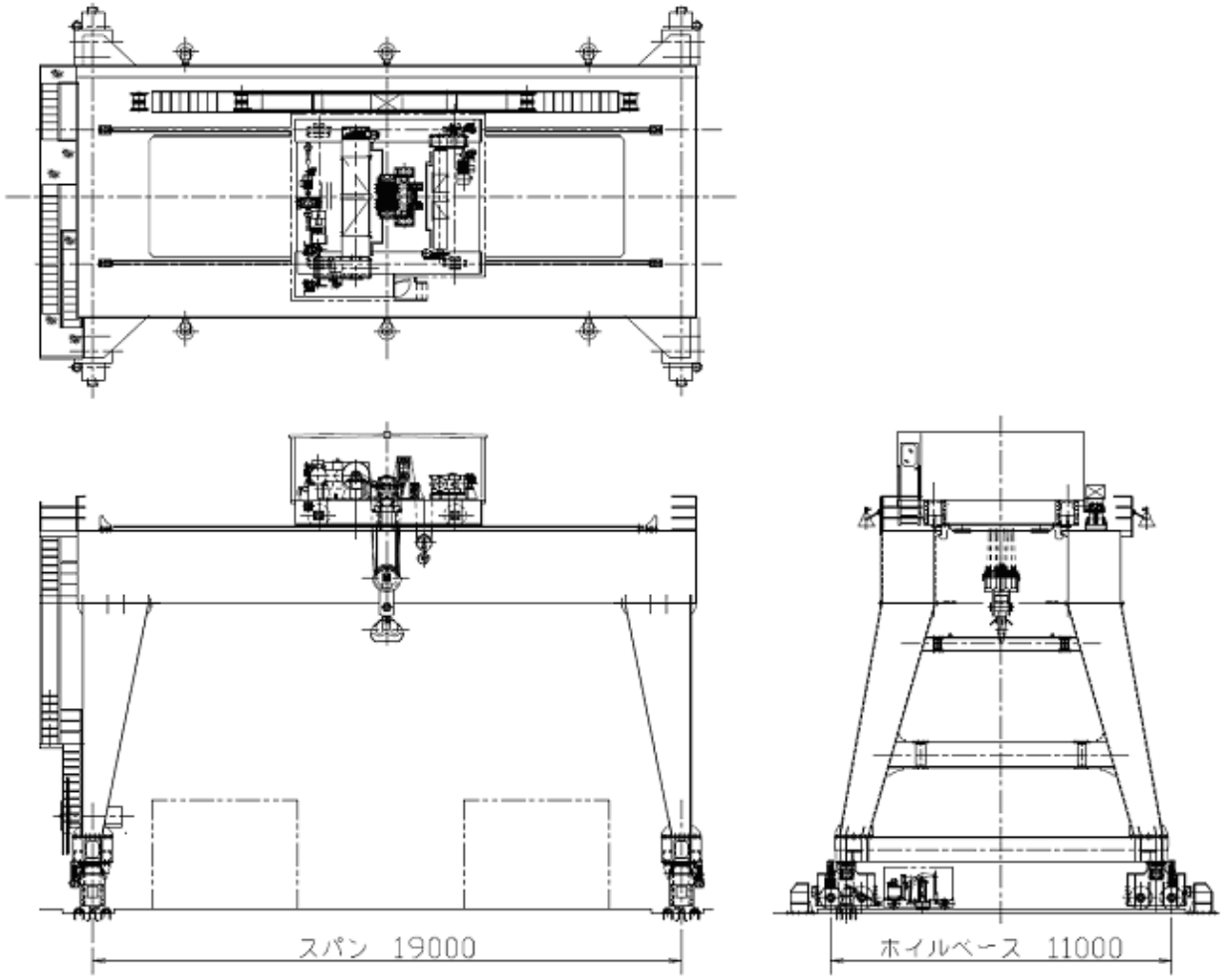
水平動荷重:クレーンの走行，横行，若しくは旋回に伴う慣性力，又は遠心力によって生じる力。

熱荷重:温度変化により部材の伸縮が妨げられることによって生ずる力。当該クレーンは熱伸縮を拘束する構造でないため，熱荷重は生じない。

風荷重:クレーンが風を受けることにより生ずる力。

地震荷重:垂直静荷重の二十パーセントに相当する水平荷重。

衝突荷重:クレーンが緩衝装置に衝突したときに生ずる力。



（単位：mm）

図 1.3-1 クレーン全体図

(3) クレーン各部の応力評価

1) 評価対象部位の形状

評価対象箇所を図 1.3-2 に示す。また評価対象部位の形状を図 1.3-3，4 に示す。

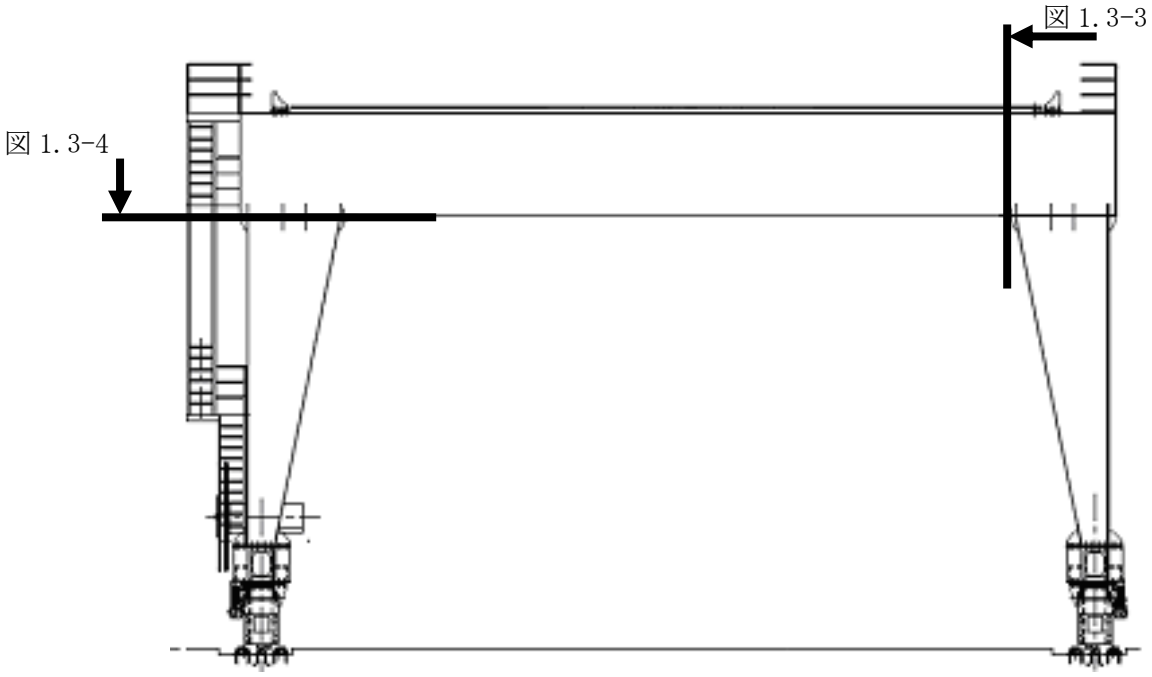
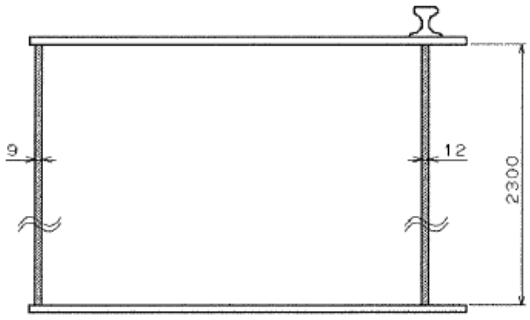
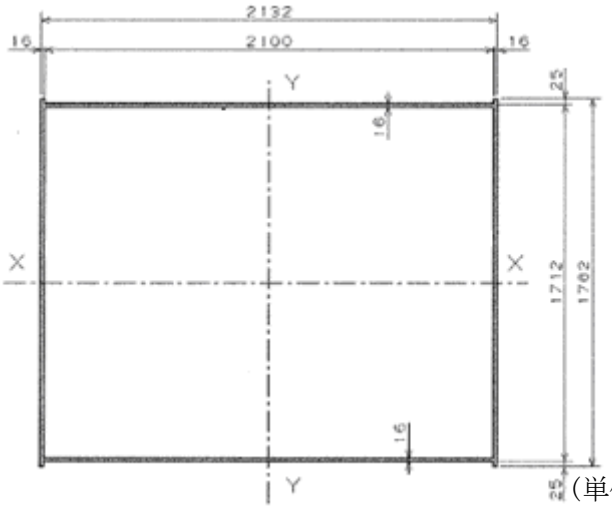


図 1.3-2 応力評価対象箇所



(単位:mm)

図 1.3-3 本体ガーダ端部



(単位:mm)

図 1.3-4 剛脚上部

2) 発生応力と許容応力

クレーン構造規格に基づき算出したクレーン各部に発生する応力と許容応力の比較を表1.3-2に示す。

表1.3-2 クレーン各部応力の評価結果

	材料	応力の組合せ[注1)]	算出応力 (N/mm^2)	許容応力 (N/mm^2)	評価結果
本体ガーダ下部	SM490A	構造規格第11条1項第1号	69	182	O.K.
		構造規格第11条1項第2号	70	209	O.K.
		構造規格第11条1項第3号	62	236	O.K.
		構造規格第11条1項第4号	58	236	O.K.
		構造規格第11条1項第5号	28	236	O.K.
本体ガーダ上部	SM490A	構造規格第11条1項第1号	66	158	O.K.
		構造規格第11条1項第2号	67	181	O.K.
		構造規格第11条1項第3号	59	205	O.K.
		構造規格第11条1項第4号	55	205	O.K.
		構造規格第11条1項第5号	27	205	O.K.
剛脚	SS400	構造規格第11条1項第1号	15	127	O.K.
		構造規格第11条1項第2号	16	146	O.K.
		構造規格第11条1項第3号	14	165	O.K.
		構造規格第11条1項第4号	11	165	O.K.
		構造規格第11条1項第5号	12	165	O.K.

注1:構造規格における応力の組合せは以下の通り。

第1号:衝撃係数及び作業係数を乗じた垂直動荷重，作業係数を乗じた垂直静荷重，作業係数を乗じた水平動荷重並びに熱荷重の組合せ

第2号:衝撃係数及び作業係数を乗じた垂直動荷重，作業係数を乗じた垂直静荷重，作業係数を乗じた水平動荷重，熱荷重並びにクレーンの作動時における風荷重の組合せ

第3号:垂直動荷重，垂直静荷重，熱荷重及び地震荷重の組合せ

第4号:垂直動荷重，垂直静荷重，熱荷重及び衝突荷重の組合せ

第5号:垂直静荷重，熱荷重及びクレーンの停止時における風荷重の組合せ

(4) 評価結果

以上から当該クレーンの構造強度はクレーン構造規格に基づく規定を満たしている。

1.4　コンクリート基礎の構造強度

(1) 評価方針

長期及び短期荷重時のコンクリート基礎に対する要求性能は，キャスク支持架台に作用する力を支持するとともに，これを固定する固定ボルトの引抜き力が許容引抜き力を下回ること，及び，基礎の傾斜が許容傾斜量を下回ることである。ここでは，コンクリート基礎の構造強度評価を行い，基礎が要求性能を有していることを確認するが，今後評価予定である。

2 耐震性

2.1　乾式キャスクの耐震性

(1)　乾式貯蔵キャスク

1)　評価方針

本設備で使用する乾式貯蔵キャスクは，添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書で確認した設計で製作するもので，既存評価書にてキャスク保管建屋における基準地震動S_2に対する耐震性が確認されている。

本設備での保管にあたっては設置場所が異なることから，本設置場所における基準地震動 Ss による地震動に対し，既存評価の結果を用いて余裕率の範囲にあることを確認する。

2)　評価方法

既存評価に基づく乾式貯蔵キャスクの耐震性の評価手順を図 2.1-1 に示す。

評価は既存設計からの耐震安全性評価で用いている応答倍率法を参考に，既存評価書の設計震度と本設置場所での設計震度の応答比を求め，余裕率と比較することで耐震安全性評価を行う。

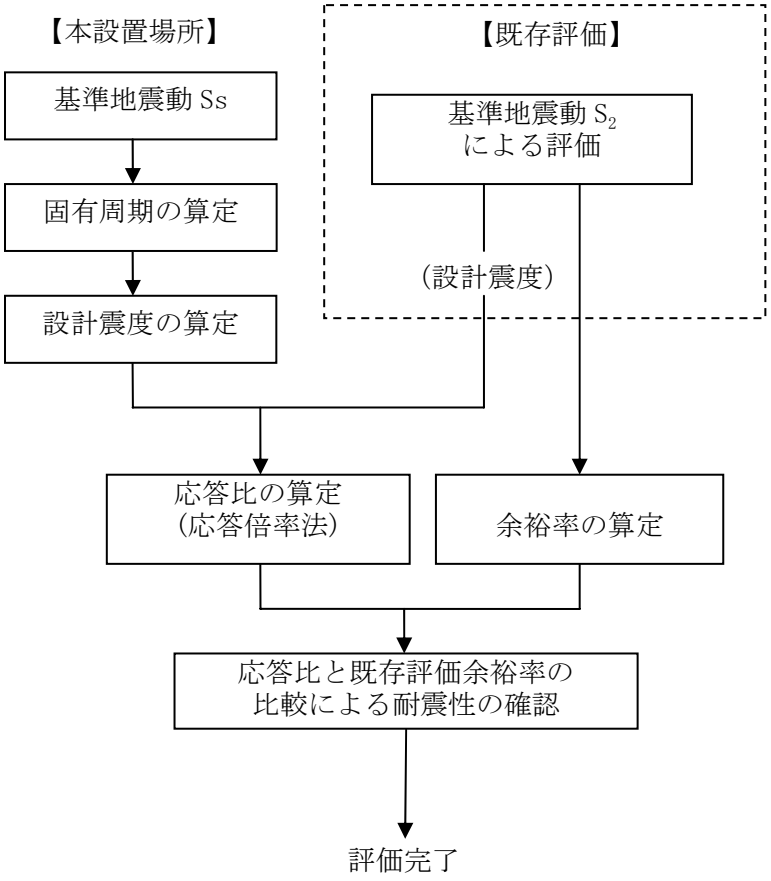


図 2.1-1　乾式貯蔵キャスクの耐震性評価フロー

3)　固有周期の算定

支持架台に設置された乾式貯蔵キャスクの固有周期の算定モデルは，既存評価と同様である。以下に乾式貯蔵キャスクの固有周期についての計算方法及び計算結果を示す。

①　固有周期の計算条件

Ａ．乾式貯蔵キャスクは，横置きで支持される。

Ｂ．乾式貯蔵キャスクの自重（内部を含む）は，4 個のトラニオンを介してキャスク支持架台に固定される。

Ｃ．二次蓋は二次蓋締付けボルトでキャスク容器に固定される。

Ｄ．キャスク支持架台は固定ボルトで固定具に固定される。固定具は基礎ボルトで基礎に固定される。

概略構造図を図 2.1-2 に示す。なおキャスク容器とは，胴板，底板，一次蓋，一次蓋締付けボルト，貫通孔蓋板及び貫通孔蓋板締付けボルトで構成される。

②　固有周期の計算方法

Ａ．設定条件

ａ．自重及び鉛直方向地震力に対しては，キャスク支持架台の 4 本の脚柱で支える。

ｂ．キャスク容器軸方向水平地震力に対しては，キャスク支持架台の 2 本の脚柱で支える。

ｃ．キャスク容器軸直角方向水平地震力に対しては，キャスク支持架台の 4 本の脚柱で支える。

Ｂ．計算モデル及び計算方法

ａ．キャスク容器及びキャスク支持架台をはりでモデル化する。

ｂ．キャスク容器のはりは，その質量（内部のバスケット，使用済燃料等を含む）と等価質量となるはり要素を用いる。

ｃ．キャスク支持架台の脚柱下部を固定端とする。

ｄ．計算コードとして NASTRAN を用いる。

ｅ．計算モデルは図 2.1-3 とする。なお，計算モデルは既存評価と同様である。

③　固有周期

固有周期の算定結果を表 2.1-1 に示す。

表 2.1-1　保管時の乾式貯蔵キャスクの固有周期

大型キャスク（単位：s）

方 向	固有周期
キャスク容器軸方向	0.048
キャスク容器軸直角方向	0.045
キャスク容器鉛直方向	0.013

中型キャスク（単位：s）

方 向	固有周期
キャスク容器軸方向	0.043
キャスク容器軸直角方向	0.035
キャスク容器鉛直方向	0.012

計算モデル及び乾式貯蔵キャスク，支持架台の仕様が既存評価書と同じことから，固有周期は，既存評価と同様である。

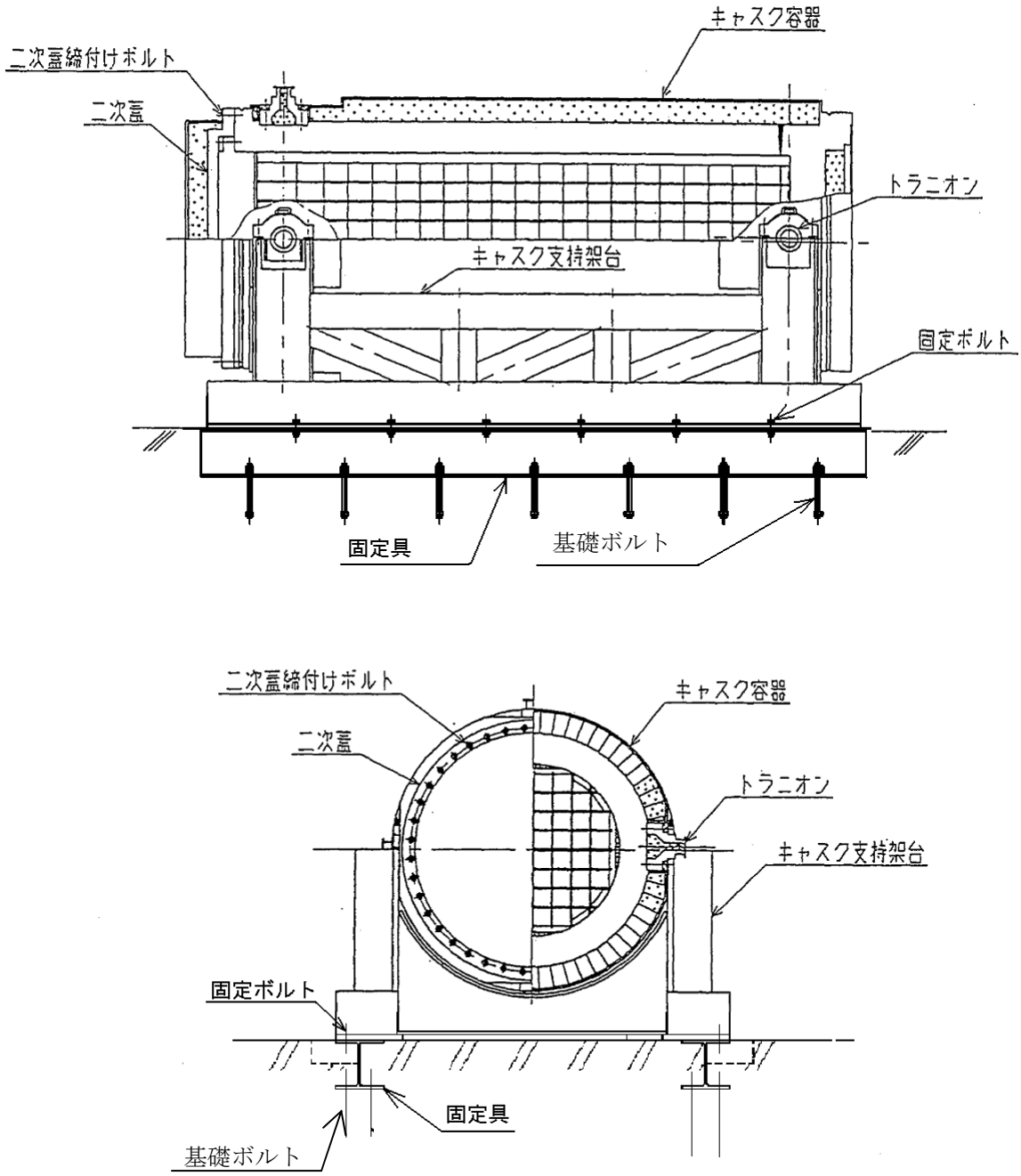
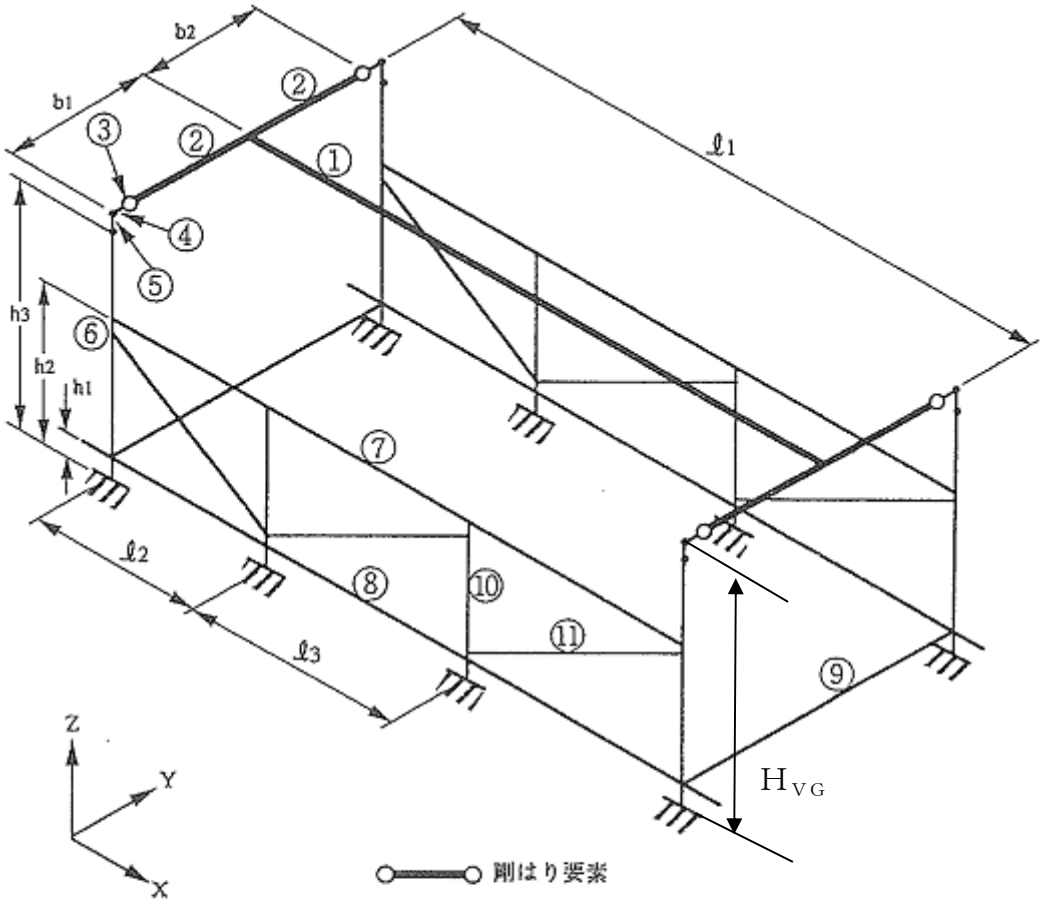


図 2.1-2　乾式貯蔵キャスクの概略構造図



	部材名称		部材名称
①	キャスク容器本体 (等価質量の剛はり要素)	⑥	下部脚柱
②	キャスク容器本体 (剛はり要素，質量なし)	⑦	上部軸方向水平はり
		⑧	下部軸方向水平はり
③	トラニオン取付部	⑨	軸直角方向水平はり
④	トラニオン	⑩	脚柱補強垂直材
⑤	上部脚柱	⑪	脚柱補強斜材

(単位:mm)

	h_1	h_2	h_3	b_1	b_2	ℓ_1	ℓ_2	ℓ_3	H_{VG}
大型	200	1000	1380	1301	1007	4250	1480	1290	1600
中型	200	1030	1380	1218	902	4250	1480	1290	1600

図 2.1-3　固有周期解析モデル

4)　本設備での設計震度

「3)　固有周期の算定」で求めた固有周期から，乾式貯蔵キャスクの耐震性の評価に用いる設計用地震力を定める。

乾式貯蔵キャスクの固有周期は全て 0.05sec 以下であることから，乾式貯蔵キャスクは剛体と見なすことができる。従って設計用地震力は 1.2ZPA とする。表 2.1-2 に Ss の 1.2ZPA を示す。

表 2.1-2　Ss の 1.2ZPA

	1.2ZPA(水平)	1.2ZPA(鉛直)
Ss	0.79G	0.49G

5)　耐震性評価

①　設計震度の比較

「4)　本設備での設計震度」で算出した本設置場所の設計水平及び鉛直震度と既存評価における設計水平及び鉛直震度を表 2.1-3 に示す。

表 2.1-3　既存評価との設計震度の比較

項目	既存評価	本設置場所
基準地震動	S_2	Ss
水平震度 Ch	0.55G	0.79G
鉛直震度 Cv	0.23G	0.49G

②　耐震性の評価

前項で示した設計震度の比較から，応答倍率法により本設置場所における乾式貯蔵キャスクの耐震性を評価する。

また応答比の算出方法は種々あるが，ここではより安全側の評価となるように応答比 β を以下のように定める。

$$\beta = \max\left(\frac{C_{H1}}{C_{H0}}, \frac{C_{V1}}{C_{V0}}\right)$$

C_{H0}：既存の評価で用いた水平震度

C_{H1}：新たな評価で用いる水平震度

C_{V0}：既存の評価で用いた鉛直震度

C_{V1}：新たな評価で用いる鉛直震度

既存評価書で用いている設計震度と本評価で用いる設計震度の値から上式で算定した応答比は 2.130 である。

参考資料より既設評価における余裕率は全ての部位で 2.130 を上回っており，本設置場所においても耐震安全性を確保できる。

1 基準地震動 S_2

1-1 乾式貯蔵キャスク　大型（6 号機）

基準地震動 S_2	
水平方向 設計加速度	鉛直方向 設計加速度
C_H=0.55G	C_V=0.23G

出典	福島第一原子力発電所　第 6 号機工事計画認可申請書及び添付資料 （平成 22 年 10 月 22 申請，東京電力株式会社） Ⅳ-3-2　使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算

(1)キャスク容器

（単位:N/mm^2）

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力強さ		余裕率	一次膜＋一次曲げ応力強さ		余裕率	一次＋二次応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
胴板	GLF1[1)]	Ⅰ+S_2	6	251	41.8	8	377	47.1	12	362	30.2
一次蓋	GLF1[1)]	Ⅰ+S_2	1	251	251.0	27	377	14.0	2	362	181.0
底板	GLF1[1)]	Ⅰ+S_2	2	251	125.5	7	377	53.9	4	362	90.5
貫通孔蓋板	SUS304	Ⅰ+S_2	7	276	39.4	49	414	8.4	2	401	200.5
密封シール部	GLF1[1)]	Ⅰ+S_2	11	181	16.5	11	181	16.5	5	181	36.2
ボス溶接部	SUS304L	Ⅰ+S_2	5	125	25.0	5	188	37.6	9	168	18.7
ガンマ線遮へい体取付ボルト溶接部	SUS304	Ⅰ+S_2	3	125	41.7	3	188	62.7	7	181	25.9

注 1)GLF1 相当材は GLF1 として表記する。

(キャスク容器)

(単位:N/mm^2)

部位	材料	設計事象	平均引張応力		余裕率	平均引張応力 +曲げ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力	
一次蓋 締付けボルト	GBL1	Ⅰ+S_2	81	649	8.0	106	649	6.1
貫通孔蓋板 締付ボルト	GBL1	Ⅰ+S_2	199	649	3.3	265	649	2.4

(2)バスケット

(単位:N/mm^2)

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力強さ			余裕率	一次膜+一次曲げ応力強さ			余裕率
			計算値	許容応力 1)			計算値	許容応力 1)		
バスケット プレート	A6061P 及びB-Al	Ⅰ+S_2	2	65	65	32.5	3	98	98	32.7
バスケット サポート	SUS304	Ⅰ+S_2	2	266	266	133.0	2	400	400	200.0
バスケット サポート 取付ボルト	SUS304	Ⅰ+S_2	18	266	266	14.8	18	400	400	22.2

注1)設計・建設規格に基づく許容応力値を左側に，構造規格に基づく許容応力値を右側に示す。

(3)トラニオン

(単位:N/mm^2)

部位	材料	設計事象	一次応力								
			引張応力		余裕率	圧縮応力		余裕率	せん断応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン	SUS630	Ⅰ+S_2	6	586	97.7	6	583	97.2	17	338	19.9

部位	材料	設計事象	一次応力								
			曲げ応力		余裕率	支圧応力		余裕率	組合せ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン	SUS630	Ⅰ+S_2	21	586	27.9	37	1098	29.7	35	586	16.7

部位	材料	設計事象	一次+二次応力								
			引張・圧縮応力		余裕率	せん断応力		余裕率	曲げ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン	SUS630	Ⅰ+S_2	22	1172	53.3	23	676	29.4	29	1172	40.4

部位	材料	設計事象	引張応力		余裕率	せん断応力		余裕率	組合せ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン締付ボルト	GBL1	Ⅰ+S_2	71	584	8.2	28	449	16.0	86	584	6.8

(4) 二次蓋

(単位:N/mm^2)

部位	材料	設計事象	一次膜+一次曲げ応力強さ		余裕率	一次+二次応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力	
二次蓋	SUSF304	Ⅰ+S_2	25	372	14.9	8	301	37.6

部位	材料	設計事象	平均引張応力		余裕率
			計算値 1)	許容応力	
二次蓋締付ボルト	GBL1	Ⅰ+S_2	157	346	2.2

注 1) 曲げ応力を含んだ計算値

1-2 乾式貯蔵キャスク　中型（4，5 号機）

基準地震動 S_2	
水平方向 設計加速度	鉛直方向 設計加速度
C_H=0.55G	C_V=0.23G

出典	福島第一原子力発電所　第 4 号機工事計画認可申請書及び添付資料 （平成 22 年 10 月 22 申請，東京電力株式会社） Ⅳ-3-2　使用済燃料乾式貯蔵容器の応力計算

(1)キャスク容器

（単位:N/mm^2）

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力強さ		余裕率	一次膜＋一次曲げ応力強さ		余裕率	一次＋二次応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
胴板	GLF1[1)]	Ⅰ+S_2	5	251	50.2	7	377	53.9	10	362	36.2
一次蓋	GLF1[1)]	Ⅰ+S_2	1	251	251.0	22	377	17.1	2	362	181.0
底板	GLF1[1)]	Ⅰ+S_2	2	251	125.5	6	377	62.8	4	362	90.5
貫通孔蓋板	SUS304	Ⅰ+S_2	9	276	30.7	50	414	8.3	2	401	200.5
密封シール部	GLF1[1)]	Ⅰ+S_2	12	181	15.1	14	181	12.9	5	181	36.2
バスケットサポート取付ボルト溶接部	SUS304L	Ⅰ+S_2	15	125	8.3	15	188	12.5	30	181	6.0
ガンマ線遮へい体取付ボルト溶接部	SUS304	Ⅰ+S_2	3	125	41.7	3	188	62.7	6	181	30.2

注 1)GLF1 相当材は GLF1 として表記する。

(キャスク容器)

(単位:N/mm^2)

部位	材料	設計事象	平均引張応力		余裕率	平均引張応力 +曲げ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力	
一次蓋 締付けボルト	GBL1	Ⅰ+S_2	78	649	8.3	99	649	6.6
貫通孔蓋板 締付ボルト	GBL1	Ⅰ+S_2	198	649	3.3	263	649	2.5

(2)バスケット

(単位:N/mm^2)

部位	材料	設計事象	一次一般膜応力強さ			余裕率	一次膜+一次曲げ応力強さ			余裕率
			計算値	許容応力 1)			計算値	許容応力 1)		
バスケット プレート	A6061P 及びB-A1	Ⅰ+S_2	2	65	65	32.5	3	98	98	32.7
バスケット サポート	SUS304	Ⅰ+S_2	2	266	266	133.0	2	400	400	200
バスケット サポート 取付ボルト	SUS304	Ⅰ+S_2	21	266	266	12.7	21	400	400	19.0

注1)設計・建設規格に基づく許容応力値を左側に，構造規格に基づく許容応力値を右側に示す。

(3)トラニオン

(単位:N/mm^2)

部位	材料	設計事象	一次応力								
			引張応力		余裕率	圧縮応力		余裕率	せん断応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン	SUS630	Ⅰ+S_2	5	586	117.2	5	583	116.6	14	338	24.1

部位	材料	設計事象	一次応力								
			曲げ応力		余裕率	支圧応力		余裕率	組合せ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン	SUS630	Ⅰ+S_2	18	586	32.6	37	1098	29.7	30	586	19.5

部位	材料	設計事象	一次+二次応力								
			引張・圧縮応力		余裕率	せん断応力		余裕率	曲げ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン	SUS630	Ⅰ+S_2	19	1172	61.7	19	676	35.6	24	1172	48.8

部位	材料	設計事象	引張応力		余裕率	せん断応力		余裕率	組合せ応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力		計算値	許容応力	
トラニオン締付ボルト	GBL1	Ⅰ+S_2	60	584	9.7	24	449	18.7	72	584	8.1

(4) 二次蓋

(単位:N/mm^2)

部位	材料	設計事象	一次膜+一次曲げ応力強さ		余裕率	一次+二次応力		余裕率
			計算値	許容応力		計算値	許容応力	
二次蓋	SUSF304	Ⅰ+S_2	19	372	19.6	7	301	43.0

部位	材料	設計事象	平均引張応力		余裕率
			計算値 1)	許容応力	
二次蓋締付ボルト	GBL1	Ⅰ+S_2	151	346	2.3

注 1) 曲げ応力を含んだ計算値

2.2　キャスク支持架台の耐震性

(1)　乾式貯蔵キャスク

1)　評価方針

本設備で使用する乾式貯蔵キャスク支持架台,固定ボルト及び基礎ボルトの耐震性について示す。

支持架台については，添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書で基準地震動S_2に対する耐震性が確認されているが，新たに設置する固定ボルト及び基礎ボルトと同様に，本書にて基準地震動 Ss に対する耐震強度を確認する。

2)　支持架台及び固定具の構成

乾式貯蔵キャスク支持架台，固定ボルト及び基礎ボルトを図 2.2-1 に示す。

乾式貯蔵キャスクは横置きでトラニオンを介し，4 つの支持脚柱を持つ支持架台で支持される。支持架台は固定ボルトと基礎ボルトで基礎に固定される。

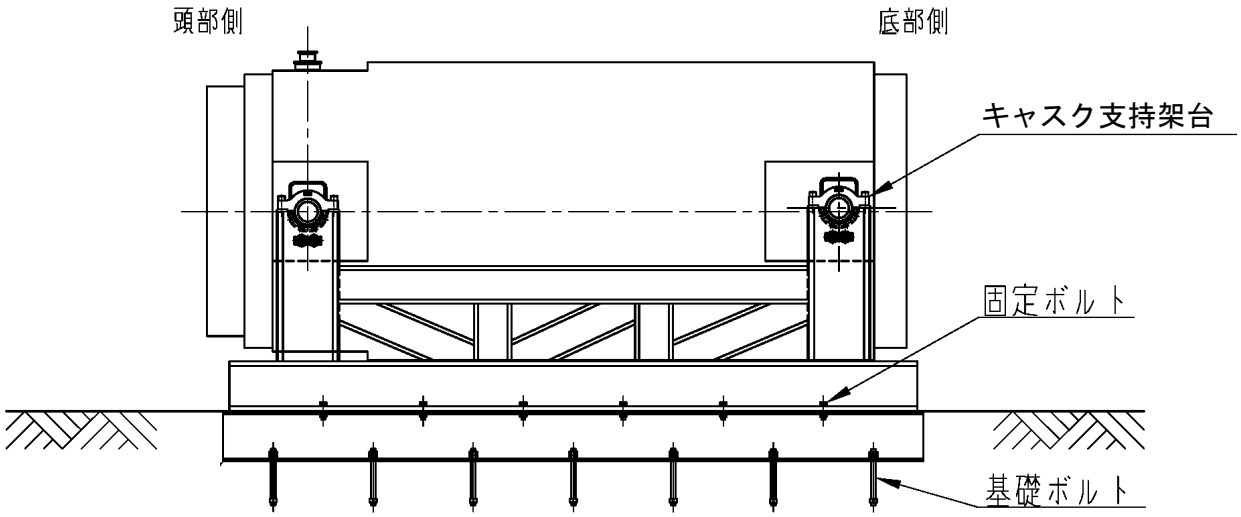


図 2.2-1　乾式貯蔵キャスク支持架台概略構造図

3) 支持架台

① 概要

本項では，大型及び中型の乾式貯蔵キャスクの支持架台の応力計算について示す。

なお，本項で示す「応力評価箇所」「計算条件」「応力計算」は，既存評価書に基づくものである。

A．記号の説明

応力評価に関する記号の説明を以下に示す。

記号	記 号 の 説 明	単 位
A_5	支持架台の上部脚柱の断面積	mm^2
f_t	許容引張応力	N/mm^2
f_s	許容せん断応力	N/mm^2
f_c	許容圧縮応力	N/mm^2
f_b	許容曲げ応力	N/mm^2
f_p	許容支圧応力	N/mm^2
f_t*1)	許容引張応力	N/mm^2
f_s*1)	許容せん断応力	N/mm^2
f_c*1)	許容圧縮応力	N/mm^2
f_b*1)	許容曲げ応力	N/mm^2
f_p*1)	許容支圧応力	N/mm^2
G	重力加速度（＝9.80665）	m/s^2
J_5	支持架台の上部脚柱のねじり剛性係数	mm^4
ℓ_{SY}	図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱における荷重点からせん断中心までの距離	mm
ℓ_{TY}	図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱における荷重点から断面中立軸までの距離	mm
ℓ_{TZ}	図 2.2-3 に示すトラニオン部（荷重作用点）から支持架台の脚柱の応力評価部位までの距離	mm
S_S	基準地震動S_Sによる地震力	－
t_{SC}	トラニオン受部の上部脚柱の板厚	mm
W_{S1}	支持架台の上部脚柱の総質量	kg
W_V	キャスク容器（内部を含む）の総質量	kg
Z_{SCX}	図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱のＸ軸に関する断面係数	mm^3
Z_{SCY}	図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱のＹ軸に関する断面係数	mm^3

記号	記 号 の 説 明	単 位
σ_{bHX}	キャスク容器軸方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する曲げ応力	N/mm^2
σ_{bHY}	キャスク容器軸直角方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する曲げ応力	N/mm^2
σ_{co}	自重により支持架台の上部脚柱に発生する圧縮応力	N/mm^2
σ_{bo}	自重により支持架台の上部脚柱に発生する曲げ応力	N/mm^2
σ_{To}	自重により支持架台の上部脚柱に発生する組合せ応力	N/mm^2
σ_{c}	座屈応力	N/mm^2
σ_{cV}	自重と鉛直方向地震力により支持架台の上部脚柱に発生する圧縮応力	N/mm^2
σ_{bV}	自重と鉛直方向地震力により支持架台の上部脚柱に発生する曲げ応力	N/mm^2
σ_{Tc}	自重のみによる圧縮応力と鉛直方向地震力による圧縮応力の合成圧縮応力	N/mm^2
σ_{Tb}	自重のみによる曲げ応力と鉛直方向地震力による曲げ応力，水平地震力による曲げ応力の合成曲げ応力	N/mm^2
σ_{THX}	自重，鉛直方向地震力，キャスク容器軸方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する圧縮応力，曲げ応力及びせん断応力の組合せ応力	N/mm^2
σ_{THY}	自重，鉛直方向地震力，キャスク容器軸直角方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する圧縮応力，曲げ応力及びせん断応力の組合せ応力	N/mm^2
τ_{SHX}	キャスク容器軸方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に発生する平均せん断応力	N/mm^2
τ_{SHY}	キャスク容器軸直角方向水平地震力によりキャスク支持架台の上部脚柱に発生する平均せん断応力	N/mm^2
τ_{THX}	キャスク容器軸方向水平地震力により支持架台の上部脚柱に加わるねじりによるせん断応力	N/mm^2
τ_{HX}	水平地震力による平均せん断応力とねじりせん断応力の合成せん断応力	N/mm^2
$\Delta\sigma_{c}$	地震力のみによる引張・圧縮応力の応力範囲	N/mm^2
$\Delta\sigma_{b}$	地震力のみによる曲げ応力の応力範囲	N/mm^2
$\Delta\tau$	地震力のみによるせん断応力の応力範囲	N/mm^2
$I+S_S$	設計事象Ⅰの仮保管時の状態において，S_S地震力が作用した場合の許容応力状態	－

注1)　f_t^*，f_s^*，f_c^*，f_b^*，f_p^*：f_t，f_s，f_c，f_b，f_pの値を算出する際に設計・建設規格 SSB-3121.1(1)における「付録材料図表 Part5 表 8 に規定する材料の設計降伏点」とあるのを「付録材料図表 Part5 表 8 に規定する材料の設計降伏点の 1.2 倍の値」と読み替えて算出した値。

B．計算条件

計算条件を表 2.2-1 に示す。

2.1 (1) 3) ③より支持架台の固有周期が 0.05[s]以下であることから，支持架台は剛であると考えられる。よって支持架台の機械的荷重である設計用地震力は乾式貯蔵キャスクと同様に 1.2ZPA とする。

C．許容応力

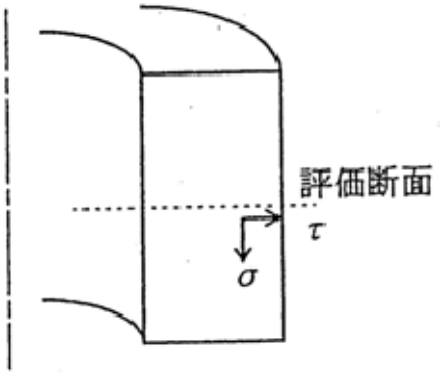
支持架台材料の許容応力値を表 2.2-2 に示す。

D．応力の記号と方向

応力の記号とその方向は下記のとおりである。

σ ：評価断面に垂直な方向の応力

τ ：せん断応力



② 応力計算

A．応力評価点

支持架台の応力評価点を図 2.2-2 及び図 2.2-3 に示す。

B．仮保管時（S_S地震力が作用する場合）

a．荷重条件

仮保管時においてS_S地震力が作用する場合の荷重は，次に示す組合せとする。

荷重の組合せ：自重＋地震力

b．計算方法

支持架台の応力計算は，以下に示す方法で計算する。

(a) 支持架台の応力

支持架台の上部脚柱（図 2.2-3 参照）に発生する圧縮応力，曲げ応力，せん断応力及びこれらの組合せ応力を計算する。

自重のみによる支持架台の上部脚柱（図 2.2-3 参照）の一次応力の圧縮応力（σ_{co}），曲げ応力（σ_{bo}），組合せ応力（σ_{To}）は次式で表される。

$$\sigma_{co} = \frac{(W_V + W_{S1}) \cdot G}{4 \cdot A_5} \quad (1)$$

$$\sigma_{bo} = \frac{(W_V + W_{S1}) \cdot G \cdot \ell_{TY}}{4 \cdot Z_{SCX}} \quad (2)$$

$$\sigma_{To} = \sigma_{co} + \sigma_{bo} \quad (3)$$

ここで，

W_V ：キャスク容器（内部を含む）の総質量

・大型　115000 kg

・中型　 96000 kg

W_{S1} ：支持架台の上部脚柱の総質量

・大型　600 kg

・中型　600 kg

A_5 ：支持架台の上部脚柱の断面積

・大型　50600 mm^2

・中型　53080 mm^2

ℓ_{TY} ：図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱における荷重点から断面中立軸までの距離

・大型　 93.6 mm

・中型　116.4 mm

Z_{SCX} ：図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱の X 軸に関する断面係数

・大型　キャスク容器側　　：5.535×10^6 mm^3

　　キャスク容器と反対側：2.611×10^6 mm^3

・中型　キャスク容器側　　：7.081×10^6 mm^3

　　キャスク容器と反対側：3.352×10^6 mm^3

なお，応力計算では下記の荷重を組合せる。

①自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力
②自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力

イ．自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力の場合

（イ）一次応力

自重のみによる圧縮応力（σ_{co}）と鉛直方向地震力による圧縮応力（σ_{cV}）の合成圧縮応力（σ_{Tc}）

$$\sigma_{cV} = \frac{C_V \cdot (W_V + W_{S1})}{4 \cdot A_5} \quad (4)$$

$$\sigma_{Tc} = \sigma_{co} + \sigma_{cV} \quad (5)$$

自重のみによる曲げ応力（σ_{bo}）と鉛直方向地震力による曲げ応力（σ_{bV}），水平地震力による曲げ応力（σ_{bHX}）の合成曲げ応力（σ_{Tb}）

$$\sigma_{bV} = \frac{C_V \cdot (W_V + W_{S1}) \cdot \ell_{TY}}{4 \cdot Z_{SCX}} \quad (6)$$

$$\sigma_{bHX} = \frac{C_H \cdot (W_V + W_{S1}) \cdot \ell_{TZ}}{2 \cdot Z_{SCY}} \quad (7)$$

$$\sigma_{Tb} = \sigma_{bo} + \sigma_{bV} + \sigma_{bHX} \quad (8)$$

水平地震力による平均せん断応力（τ_{SHX}）とねじりせん断応力（τ_{THX}）の合成せん断応力（τ_{HX}）

$$\tau_{SHX} = \frac{C_H \cdot (W_V + W_{S1})}{2 \cdot A_5} \quad (9)$$

$$\tau_{THX} = \frac{C_H \cdot (W_V + W_{S1}) \cdot \ell_{SY} \cdot t_{SC}}{2 \cdot J_5} \quad (10)$$

$$\tau_{HX} = \tau_{SHX} + \tau_{THX} \quad (11)$$

以上の圧縮応力（σ_{Tc}），曲げ応力（σ_{Tb}），せん断応力（τ_{HX}）による組合せ応力（σ_{THX}）は次式で表される。

$$\sigma_{THX} = \sqrt{(\sigma_{Tc} + \sigma_{Tb})^2 + 3 \cdot \tau_{HX}^2} \quad (12)$$

ここで，

l_{TZ}　：図 2.2-3 に示すトラニオン部（荷重作用点）から支持架台の脚柱の応力評価部位までの距離
- 大型　250 mm
- 中型　250 mm

Z_{SCY}　：図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱の Y 軸に関する断面係数
- 大型　6.400×10^6 mm^3
- 中型　6.815×10^6 mm^3

J_5　：図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱のねじり剛性係数
- 大型　3.448×10^7 mm^4
- 中型　3.296×10^7 mm^4

l_{SY}　：図 2.2-3 に示す支持架台の上部脚柱における荷重点からせん断中心までの距離
- 大型　124.7 mm
- 中型　152.7 mm

t_{SC}　：トラニオン受部の上部支柱の板厚
- 大型　50 mm
- 中型　50 mm

C_V　：鉛直方向加速度
- 大型　0.49 G
- 中型　0.49 G

C_H　：水平方向加速度
- 大型　0.79 G
- 中型　0.79 G

(ロ)一次＋二次応力

地震力のみによる引張・圧縮の応力範囲（$\Delta\sigma_c$），曲げの応力範囲（$\Delta\sigma_b$），せん断の応力範囲（$\Delta\tau$），及び座屈応力（σ_c）は次式により表される。なお，この部位では支圧応力，せん断座屈，曲げ座屈は生じないので圧縮応力に対する座屈を評価する。

$$\Delta\sigma_c = 2\cdot\sigma_{cV} \quad (13)$$
$$\Delta\sigma_b = 2\cdot(\sigma_{bV}+\sigma_{bHX}) \quad (14)$$
$$\Delta\tau = 2\cdot\tau_{HX} \quad (15)$$
$$\sigma_c = \sigma_{Tc} \quad (16)$$

ロ．自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力の場合

(イ)一次応力

自重のみによる応力と鉛直方向地震力による応力，軸直角方向水平地震力による曲げ応力（σ_{bHY}）を組合せた曲げ応力（σ_{Tb}）及び平均せん断応力（τ_{SHY}）との組合せ応力（σ_{THY}）は次式で表される。

$$\sigma_{bHY} = \frac{C_H\cdot(W_V+W_{S1})\cdot\ell_{TZ}}{4\cdot Z_{SCX}} \quad (17)$$
$$\tau_{SHY} = \frac{C_H\cdot(W_V+W_{S1})}{4\cdot A_5} \quad (18)$$
$$\sigma_{Tb} = \sigma_{bo}+\sigma_{bV}+\sigma_{bHY} \quad (19)$$
$$\sigma_{THY} = \sqrt{(\sigma_{Tc}+\sigma_{Tb})^2+3\cdot\tau_{SHY}^2} \quad (20)$$

(ロ)一次＋二次応力

地震力のみによる曲げの応力範囲（$\Delta\sigma_b$），せん断の応力範囲（$\Delta\tau$）は次式により表される。引張・圧縮の応力範囲（$\Delta\sigma_c$）は（13）式による。なお，この部位では支圧応力は生じない。座屈評価は（16）式による。

$$\Delta\sigma_b = 2\cdot(\sigma_{bV}+\sigma_{bHY}) \quad (21)$$
$$\Delta\tau = 2\cdot\tau_{SHY} \quad (22)$$

ｃ．計算結果

応力計算結果を表 2.2-3 に示す。

③　応力の評価

Ａ．一次応力の評価

設計事象における評価を表 2.2-3 に示す。

表 2.2-3 より，支持架台の一次応力は，許容応力以下となる。

Ｂ．一次＋二次応力の評価

設計事象における評価を表 2.2-3 に示す。

表 2.2-3 より，支持架台の一次＋二次応力は，許容応力以下となる。

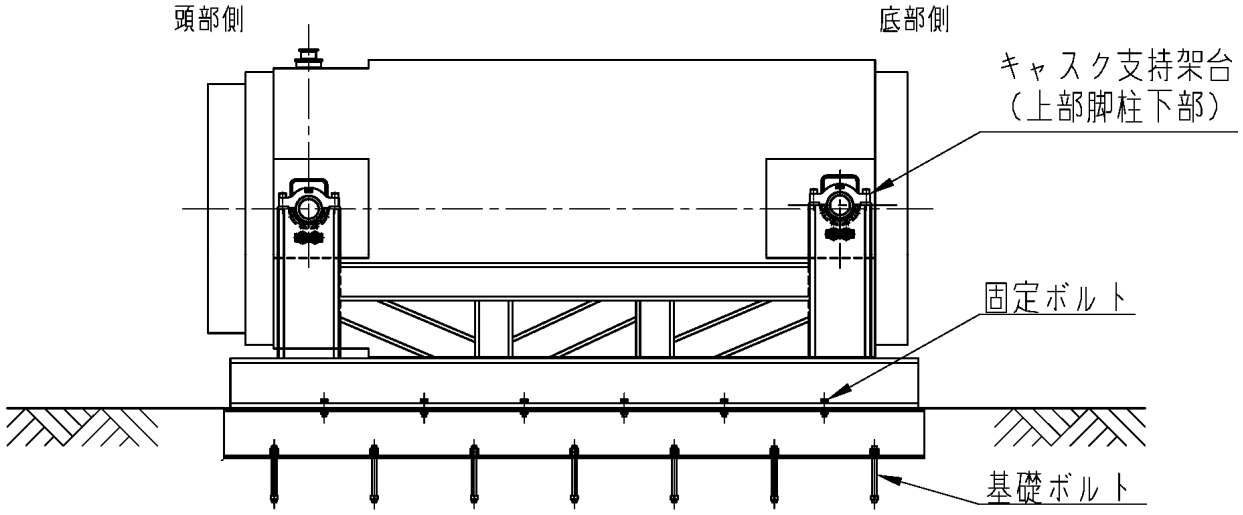


図 2.2-2　応力評価部位

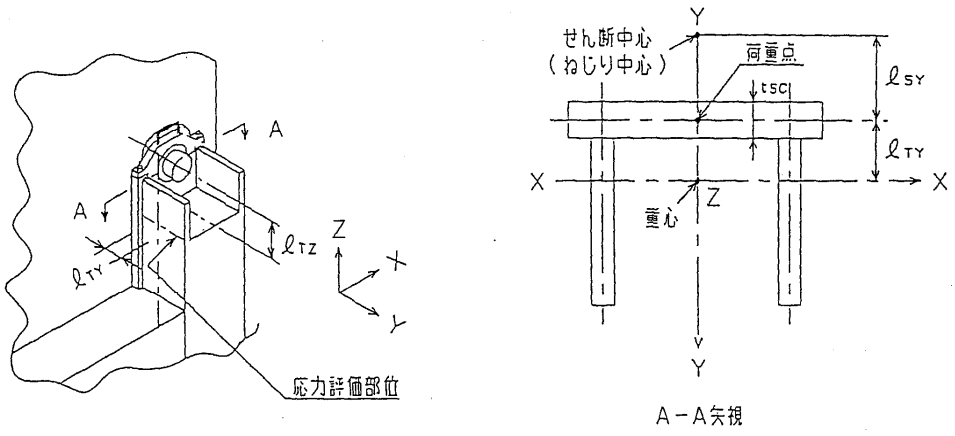


図 2.2-3　応力評価部位（キャスク支持架台の上部脚柱）

表 2.2-1　計算条件

項　　目		計算条件
機械的荷重	地 震 力	S_S 地震力　水平方向　：0.79 G 鉛直方向　：0.49 G
熱 荷 重	最高使用温度	50℃
材料		SS400

表 2.2-2　支持構造物用材料の許容応力値

許容応力区分	応力の種類		許容応力値（N/mm^2）		
			炭素鋼[1]（支持架台）		
			大型	中型	許容値基準
			SS400	SS400	
I＋S_S	一次応力	引張応力	253	253	$1.5f_t$*
		圧縮応力	210	211	$1.5f_c$*
		せん断応力	146	146	$1.5f_s$*
		曲げ応力	253	253	$1.5f_b$*
		支圧応力	346	346	$1.5f_p$*
	一次＋二次応力	引張・圧縮応力	423	423	$3f_t$[2]
		せん断応力	244	244	$3f_s$[2]
		曲げ応力	423	423	$3f_b$[2]
		支圧応力	346	346	$1.5f_p$*
		座屈応力	210	211	$1.5f_b$，$1.5f_s$又は$1.5f_c$

注 1）一次応力における組合せ応力評価は以下による。

① 評価断面に垂直な方向の応力（σ）とせん断応力（τ）を組合せた応力（σ_T）は，引張応力に対する許容応力値以下であること。

$$\sigma_T = \sqrt{\sigma^2+3\cdot\tau^2}$$

② 組合せ応力評価として，評価断面に垂直な方向の応力同士での組合せ（軸応力＋曲げ応力，せん断応力を考慮しない）として下記の評価がある。

○圧縮応力と曲げ応力との組合せが生じる場合は，次式を満足すること。

$$\frac{|\sigma_c|}{1.5\cdot f_c^*}+\frac{|{}_c\sigma_b|}{1.5\cdot f_b^*}\leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{|{}_t\sigma_b|-|\sigma_c|}{1.5\cdot f_t^*}\leqq 1$$

○引張応力と曲げ応力との組合せが生じる場合は，次式を満足すること。

$$\frac{|\sigma_t|+|{}_t\sigma_b|}{1.5\cdot f_t^*}\leqq 1 \quad \text{かつ} \quad \frac{|{}_c\sigma_b|-|\sigma_t|}{1.5\cdot f_b^*}\leqq 1$$

ここで，σ_c ：平均圧縮応力（N/mm^2）

σ_t ：平均引張応力（N/mm^2）

${}_c\sigma_b$ ：圧縮側曲げ応力（N/mm^2）

${}_t\sigma_b$ ：引張側曲げ応力（N/mm^2）

注 2）S_S地震力のみによる応力範囲について評価。

表 2.2-3　支持架台の応力評価（仮保管時：S_s地震力が作用する場合）

（単位：N/mm^2）

部位	応力の種類		大型			中型		
			計算値		許容応力	計算値		許容応力
			ケース１ 1)	ケース２ 1)		ケース１ 1)	ケース２ 1)	
支持架台	一次応力	引張応力	—	—	253	—	—	253
		圧縮応力	9	9	210	7	7	211
		せん断応力	90	5	146	94	4	146
		曲げ応力	33	37	253	26	27	253
		組合せ応力	159	30	253	165	21	253
		支圧応力	—	—	346	—	—	346
	一次＋二次応力 2)	引張・圧縮応力	6	6	423	5	5	423
		せん断応力	180	9	244	188	7	244
		曲げ応力	45	53	423	36	36	423
		支圧応力	—	—	346	—	—	346
		座屈応力 3)	9	9	210	7	7	211

注 1）ケース 1 は自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力の場合
　　ケース 2 は自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力の場合

注 2）S_s地震力のみによる応力範囲について評価

注 3）自重＋地震力の最大応力で評価

4) 固定ボルト，基礎ボルト

① 概要

本項では，大型及び中型の乾式貯蔵キャスクの支持構造物のうち固定ボルト，基礎ボルトに関する応力計算について示す。

なお，地震時における支持架台の設計震度は大型と中型で同じであり，乾式貯蔵キャスクの質量は大型の方が大きく（大型：115000kg，中型：96000kg），また当該評価部位の形状，材料等は共通であるため大型のみを検討対象とする。

A．形状・寸法・材料

本計算書で解析する箇所の形状・寸法・材料を図 2.2-4 に示す。

B．計算条件

計算条件を表 2.2-4 に示す。

C．許容応力

解析箇所の許容応力を表 2.2-5 に示す。

D．応力の記号と方向

応力の記号とその方向は，3）① D 項と同じである。

② 応力計算

A．荷重条件

仮保管時においてS_s地震力が作用する場合の荷重は，次に示す組合せとする。

荷重の組合せ：自重＋地震力

B．計算方法

固定ボルト，基礎ボルトの応力計算は，以下に示す方法で計算する。

なお，鉛直地震力と水平地震力を同時に考慮した荷重により，発生する応力を計算する。

a．固定ボルトの応力

(a)固定ボルトの引張応力

イ．自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力の場合

図 2.2-6 において，最大引張応力が発生するのは支点から最も遠い固定ボルトである。支点回りのモーメントの釣合による最大引張応力（σ_{tfHX}）は次式で表される。

$$\left.\begin{aligned} \sigma_{tfHX} &= \frac{F_{fX1}}{A_{fb}} \\ F_{fX1} &= \frac{L_{fX1}\cdot M_{fTHX}}{\sum_{i=1}^{6} N_{fXi}\cdot L_{fXi}^{2}} \\ M_{fTHX} &= \{C_H\cdot H_{fVG}-(1G-C_V)\cdot L_{fVGX}\}\cdot W_V+\{C_H\cdot H_{fSG}-(1G-C_V)\cdot L_{fSGX}\}\cdot W_S \end{aligned}\right\} \quad (1)$$

ここで，

W_V	：キャスク質量（＝115000 kg）
W_S	：キャスク支持架台質量（＝15000 kg）
C_V	：鉛直方向震度（＝0.49 G）
C_H	：水平方向震度（＝0.79 G）
G	：重力加速度（＝9.80665 m/s^2）
F_{fX1}～F_{fX6}	：図 2.2-6 に示す固定ボルトに発生する引張力（N）
A_{fb}	：固定ボルト１本の呼び径断面積（＝855.3 mm^2）
L_{fX1}～L_{fX6}	：図 2.2-6 に示す固定ボルトの各位置（mm）
ΔL_{fX}	：図 2.2-6 に示す固定ボルトの間隔 $L_{fXi+1}=L_{fXi}-\Delta L_{fX}$ ΔL_{fX}（＝800 mm），L_{fX1}（＝4750 mm）
N_{fX1}～N_{fX6}	：図 2.2-6 に示す固定ボルトの各位置での本数（＝各 2 本）
M_{fTHX}	：軸方向水平地震力に関する転倒モーメント（N･mm）
H_{fVG}	：図 2.2-6 に示すキャスク容器の重心高さ（＝1600 mm）
H_{fSG}	：図 2.2-6 に示すキャスク支持架台の重心高さ（＝522 mm）
L_{fVGX}	：図 2.2-6 に示すキャスク容器の軸方向の重心位置（＝2672 mm）
L_{fSGX}	：図 2.2-6 に示すキャスク支持架台の軸方向の重心位置（＝2754.9 mm）

(1) 式の転倒モーメント（M_{fTHX}）が負であれば，引張力（F_{fX1}）は作用しないので，この場合は引張応力の計算は省略する。

ロ．自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向地震力の場合

図 2.2-7 において，最大引張応力が発生するのは支点から最も遠い固定ボルトである。支点回りのモーメントを片側の固定ボルトで受ける場合の最大引張応力（σ_{tfHY}）は次式で表される。

$$\left.\begin{aligned} \sigma_{tfHY} &= \frac{F_{fY}}{A_{fb}} \\ F_{fY} &= \frac{M_{fTHY}}{N_{fY} \cdot L_{fY}} \\ M_{fTHY} &= \{C_H \cdot H_{fVG} - (1G - C_V) \cdot L_{fVGY}\} \cdot W_V + \{C_H \cdot H_{fSG} - (1G - C_V) \cdot L_{fSGY}\} \cdot W_S \end{aligned}\right\} (2)$$

ここで，

W_V　：キャスク質量（＝115000 kg）

W_S　：キャスク支持架台質量（＝15000 kg）

C_V　：鉛直方向震度（＝0.49 G）

C_H　：水平方向震度（＝0.79 G）

G　：重力加速度（＝9.80665 m/s^2）

F_{fY}　：図 2.2-7 に示す固定ボルトに発生する引張力（N）

A_{fb}　：固定ボルト１本の呼び径断面積（＝855.3 mm^2）

L_{fY}　：図 2.2-7 に示す支点から固定ボルトまでの距離（＝3200 mm）

N_{fY}　：図 2.2-7 に示す固定ボルト位置（L_{fY}）での本数（＝6 本）

M_{fTHY}　：軸直角方向水平地震力に関する転倒モーメント（N･mm）

H_{fVG}　：図 2.2-7 に示すキャスク容器の重心高さ（＝1600 mm）

H_{fSG}　：図 2.2-7 に示すキャスク支持架台の重心高さ（＝522 mm）

L_{fVGY}　：図 2.2-7 に示すキャスク容器の軸直角方向の重心位置（＝1650 mm）

L_{fSGY}　：図 2.2-7 に示すキャスク支持架台の軸直角方向の重心位置（＝1650 mm）

(2) 式の転倒モーメント（M_{fTHY}）が負であれば，引張力（F_{fY}）は作用しないので，この場合は引張応力の計算は省略する。

(b)固定ボルトのせん断応力

固定ボルトのせん断応力（τ_f）は次式で表される。

$$\tau_f = \frac{C_H \cdot (W_V + W_S)}{N_f \cdot A_{fm}} \quad (3)$$

ここで，

C_H　：水平方向震度（＝0.79 G）

N_f　：固定ボルトの本数（＝12 本）

A_{fm}　：固定ボルトの有効断面積（＝693.6 mm^2）

W_V　：キャスク質量（＝115000 kg）

W_S　：キャスク支持架台質量（＝15000 kg）

G　：重力加速度（＝9.80665 m/s^2）

b．基礎ボルトの応力

(a)基礎ボルトの引張応力

イ.自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力の場合

図 2.2-8 において，最大引張応力が発生するのは支点から最も遠い基礎ボルトである。支点回りのモーメントの釣合による最大引張応力（σ_{taHX}）は次式で表される。

$$\left.\begin{aligned}\sigma_{taHX}&=\frac{F_{aX1}}{A_{ab}}\\ F_{aX1}&=\frac{L_{aX1}\cdot M_{aTHX}}{\sum_{i=1}^{7} N_{aXi}\cdot L_{aXi}^{2}}\\ M_{aTHX}&=\{C_H\cdot H_{aVG}-(1G-C_V)\cdot L_{aVGX}\}\cdot W_V+\{C_H\cdot H_{aSG}-(1G-C_V)\cdot L_{aSGX}\}\cdot W_S\\ &\quad+\{C_H\cdot H_{aPG}-(1G-C_V)\cdot L_{aPGX}\}\cdot W_P\end{aligned}\right\}\quad(4)$$

ここで，

W_V ：キャスク質量（＝115000 kg）

W_S ：キャスク支持架台質量（＝15000 kg）

W_P ：固定具質量（＝3000 kg）

C_V ：鉛直方向震度（＝0.49 G）

C_H ：水平方向震度（＝0.79 G）

G ：重力加速度（＝9.80665 m/s^2）

F_{aX1}～F_{aX7} ：図 2.2-8 に示す基礎ボルトに発生する引張力（N）

A_{ab} ：基礎ボルト１本の呼び径断面積（＝1017.9 mm^2）

L_{aX1}～L_{aX7} ：図 2.2-8 に示す基礎ボルトの各位置（mm）

ΔL_{aX} ：図 2.2-8 に示す基礎ボルトの間隔

$L_{aXi+1}=L_{aXi}-\Delta L_{aX}$

ΔL_{aX}（＝800 mm），ΔL_{aX1}（＝5200 mm）

N_{aX1}～N_{aX7} ：図 2.2-8 に示す基礎ボルトの各位置での本数（本）

M_{aTHX} ：軸方向水平地震力に関する転倒モーメント（N･mm）

H_{aVG} ：図 2.2-8 に示すキャスク容器の重心高さ（＝2000 mm）

H_{aSG} ：図 2.2-8 に示すキャスク支持架台の重心高さ（＝922 mm）

H_{aPG} ：図 2.2-8 に示す固定具の重心高さ（＝200 mm）

L_{aVGX} ：図 2.2-8 に示すキャスク容器の軸方向の重心位置（＝2722 mm）

L_{aSGX} ：図 2.2-8 に示すキャスク支持架台の軸方向の重心位置（＝2804.9 mm）

L_{aPGX} ：図 2.2-8 に示す固定具の軸方向の重心位置（＝2800 mm）

（4）式の転倒モーメント（M_{aTHX}）が負であれば，引張力（F_{aX1}）は作用しないので，この場合は引張応力の計算は省略する。

ロ．自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向地震力の場合

図 2.2-9 において，最大引張応力が発生するのは支点から最も遠い基礎ボルトである。支点回りのモーメントを片側の基礎ボルトで受ける場合の最大引張応力（σ_{taHY}）は次式で表される。

$$\left.\begin{aligned}
\sigma_{taHY} &= \frac{F_{aY1}}{A_{ab}} \\
F_{aY1} &= \frac{M_{aTHY} \cdot L_{aY1}}{N_{aY1} \cdot L_{aY1}^{\,2} + N_{aY2} \cdot L_{aY2}^{\,2}} \\
M_{aTHY} &= \{C_H \cdot H_{aVG} - (1G - C_V) \cdot L_{aVGY}\} \cdot W_V + \{C_H \cdot H_{aSG} - (1G - C_V) \cdot L_{aSGY}\} \cdot W_S \\
&\quad + \{C_H \cdot H_{aPG} - (1G - C_V) \cdot L_{aPGY}\} \cdot W_P
\end{aligned}\right\} \quad (5)$$

ここで，

W_V ：キャスク質量（＝115000 kg）

W_S ：キャスク支持架台質量（＝15000 kg）

W_P ：固定具質量（＝3000 kg）

C_V ：鉛直方向震度（＝0.49 G）

C_H ：水平方向震度（＝0.79 G）

G ：重力加速度（＝9.80665 m/s^2）

F_{aY1}～F_{aY2} ：図 2.2-9 に示す基礎ボルトに発生する引張力（N）

A_{ab} ：固定ボルト１本の呼び径断面積（＝1017.9 mm^2）

L_{aY1}～L_{aY2} ：図 2.2-9 に示す支点から基礎ボルトまでの距離（L_{aY1}＝3200 mm，L_{aY2}＝3000 mm）

N_{aYi} ：図 2.2-9 に示す基礎ボルト位置（L_{aYi}）での本数（＝各７本）

M_{aTHY} ：軸直角方向水平地震力に関する転倒モーメント（N･mm）

H_{aVG} ：図 2.2-9 に示すキャスク容器の重心高さ（＝2000 mm）

H_{aSG} ：図 2.2-9 に示すキャスク支持架台の重心高さ（＝922 mm）

H_{aPG} ：図 2.2-9 に示す固定具の重心高さ（＝200 mm）

L_{aVGY} ：図 2.2-9 に示すキャスク容器の軸直角方向の重心位置（＝1650 mm）

L_{aSGY} ：図 2.2-9 に示すキャスク支持架台の軸直角方向の重心位置（＝1650 mm）

L_{aPGY} ：図 2.2-9 に示すキャスク支持架台の軸直角方向の重心位置（＝1650mm）

(5) 式の転倒モーメント（M_{aTHY}）が負であれば，引張力（F_{aY1}）は作用しないので，この場合は引張応力の計算は省略する。

(b)基礎ボルトのせん断応力

基礎ボルトのせん断応力（τ_f）は次式で表される。

$$\tau_f = \frac{C_H \cdot (W_V + W_S + W_P)}{N_a \cdot A_{am}} \quad (6)$$

ここで，

C_H ：水平方向震度（＝0.79 G）

N_a ：基礎ボルトの本数（＝28 本）

A_{am} ：基礎ボルトの有効断面積（＝816.7 mm^2）

W_V ：キャスク質量（＝115000 kg）

W_S ：キャスク支持架台質量（＝15000 kg）

W_P ：固定具質量（＝3000 kg）

G ：重力加速度（＝9.80665 m/s^2）

④応力の評価

設計事象Ⅰ＋Ｓ$_s$における固定ボルト及び基礎ボルトの評価を表 2.2-6 に示す。

表 2.2-6 より，各部の一次応力は許容応力以下となっている。

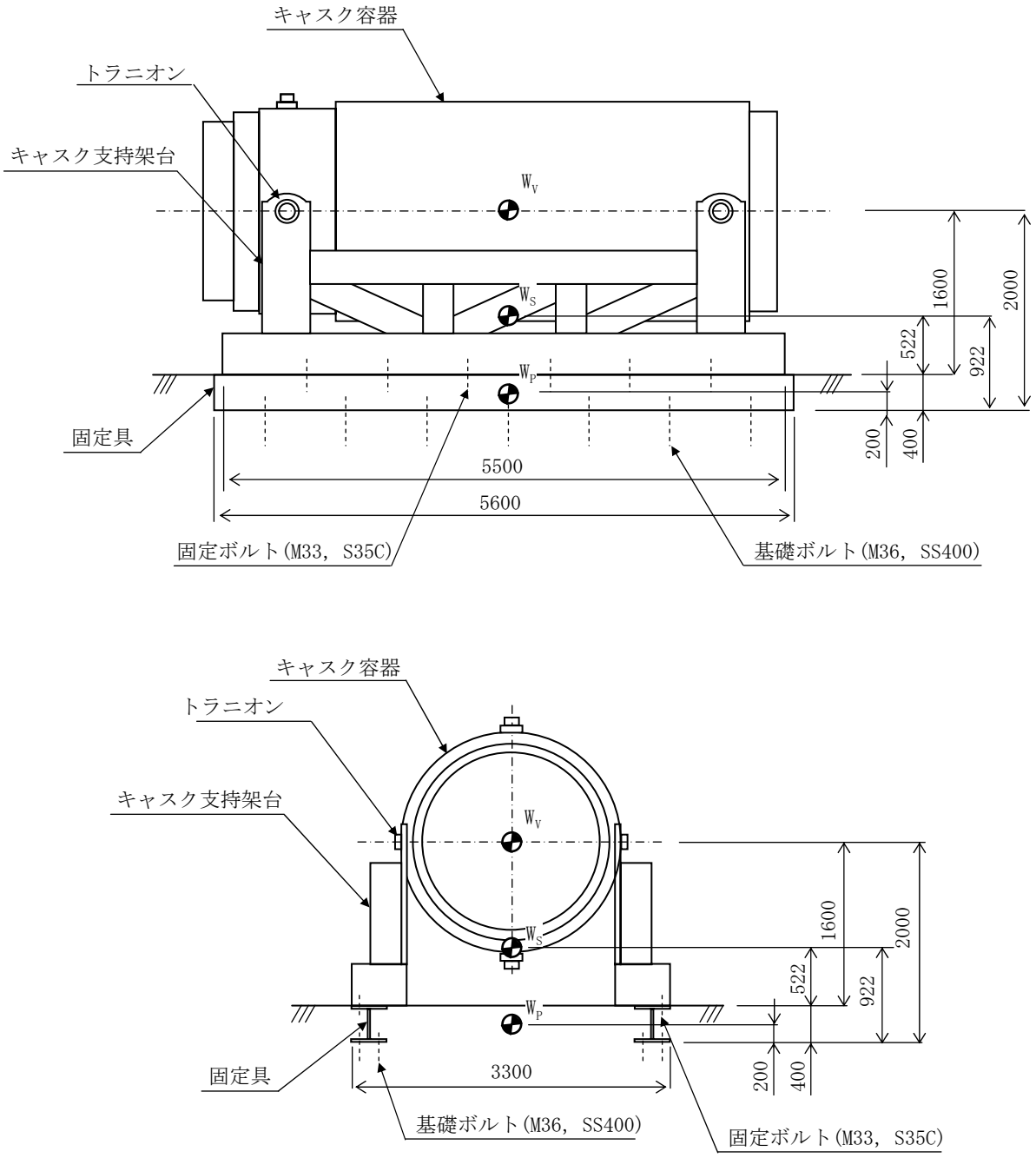

キャスク容器
トラニオン
キャスク支持架台
W_V
W_S
W_P
固定具
5500
5600
固定ボルト(M33, S35C)
基礎ボルト(M36, SS400)
1600
2000
522
922
200
400
キャスク容器
トラニオン
キャスク支持架台
W_V
W_S
W_P
固定具
3300
基礎ボルト(M36, SS400)
固定ボルト(M33, S35C)
1600
2000
522
922
200
400

図 2.2-4　形状・寸法・材料

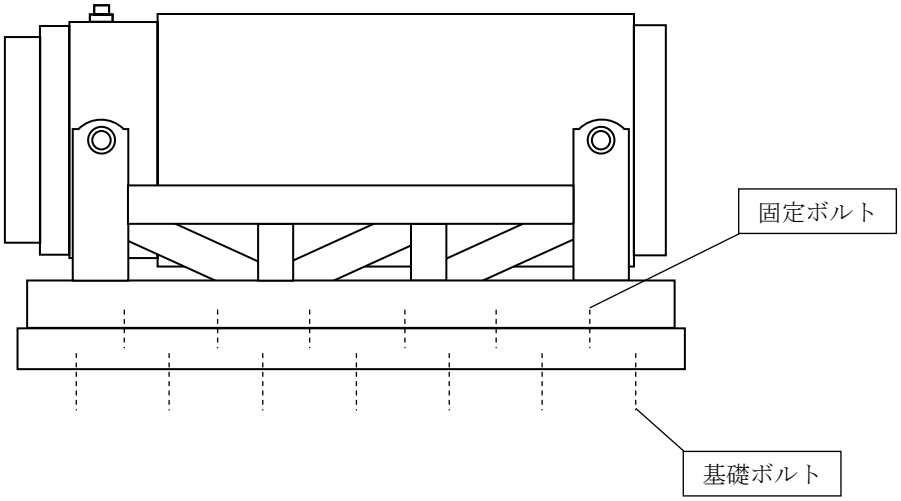


図 2.2-5　応力評価部位

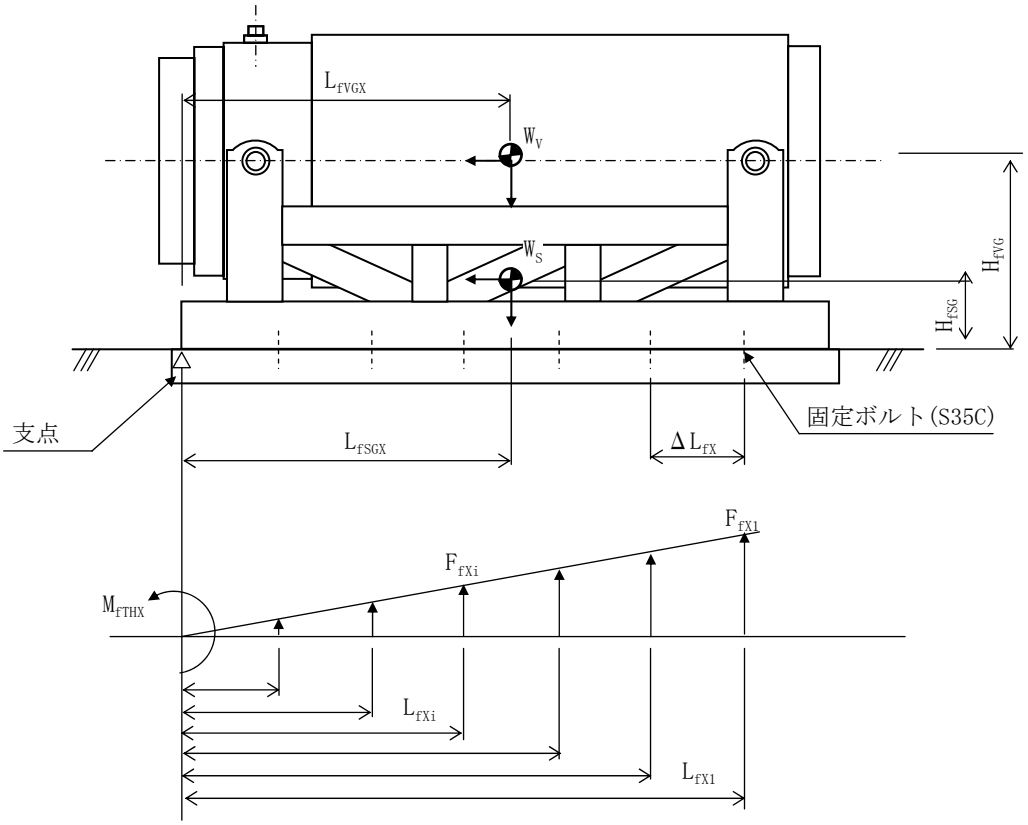


図 2.2-6　自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力が作用した場合の
固定ボルトの引張応力計算モデル

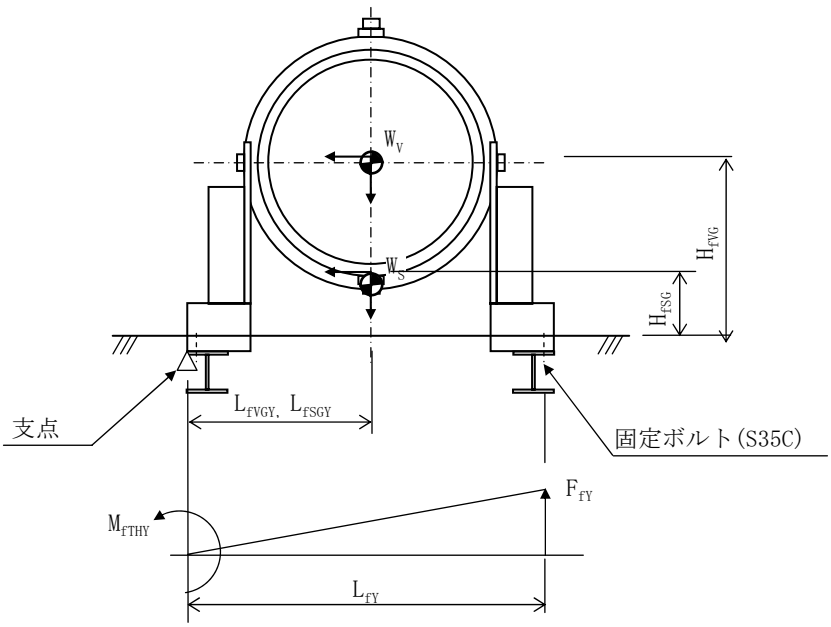


図 2.2-7　自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力が作用した場合の
固定ボルトの引張応力計算モデル

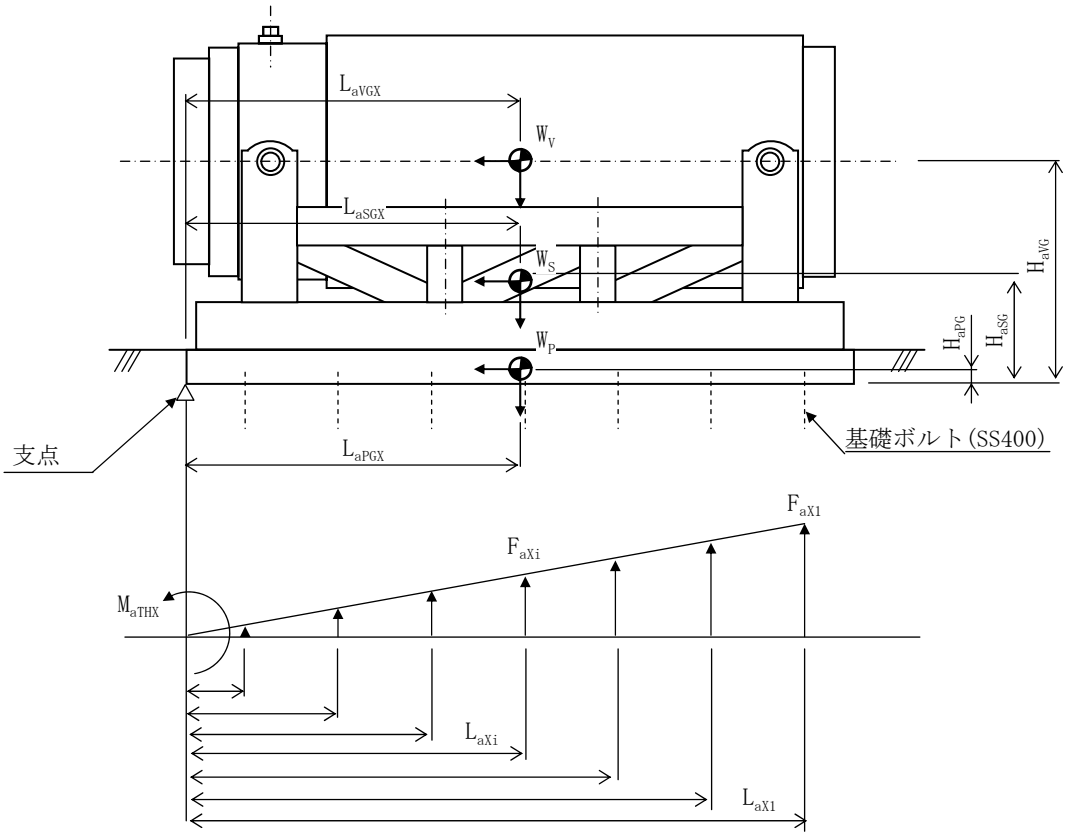


図 2.2-8　自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力が作用した場合の
基礎ボルトの引張応力計算モデル

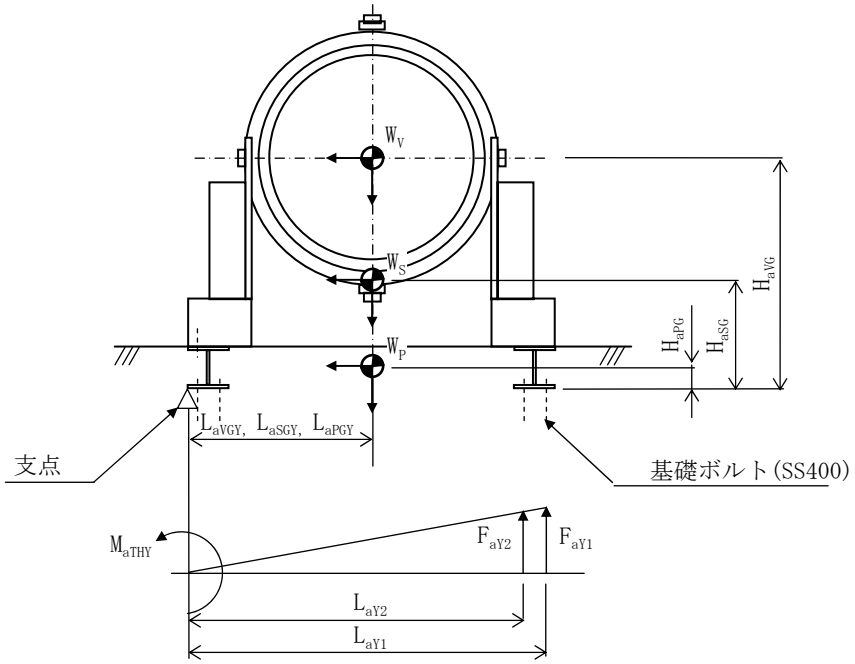


図 2.2-9　自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力が作用した場合の
基礎ボルトの引張応力計算モデル

表 2.2-4　計算条件

項　　目		計算条件
機械的荷重	地 震 力	S_S 地震力　水平方向　：0.79 G 鉛直方向　：0.49 G
熱 荷 重	最高使用温度	50℃
材料	固定ボルト	炭素鋼(S35C)
	基礎ボルト	炭素鋼(SS400)

表 2.2-5　許容応力

（単位：N/mm^2）

部位	材料	設計事象	許容応力(注1)	
			引張	せん断
固定ボルト	炭素鋼 (S35C)	Ⅰ＋S_s	(注2)	224
基礎ボルト	炭素鋼 (SS400)		(注2)	158

(注1) 許容応力は，次式で算出

＜固定ボルト及び基礎ボルト＞

許容引張応力　$f_t=\frac{F}{2}\times 1.5$

許容せん断応力　$f_s=\frac{F}{1.5\sqrt{3}}\times 1.5$

ただし，

Ｆ：設計基準強度 (N/mm^2)　Ｆ＝$Min[1.2S_y,\ 0.7S_u]$

(注 2) 固定ボルト及び基礎ボルトの許容引張応力はせん断応力との組合せを考慮し，次式で低減させる

$Min[f_{t0},\ 1.4f_{t0}-1.6\tau]$

ここで，

f_{t0}　：ボルトの許容引張応力 (N/mm^2)

τ　：ボルトに発生するせん断応力 (N/mm^2)

表 2.2-6　固定ボルト及び基礎ボルトの応力評価（設計事象Ⅰ＋S_s）

（単位：N/mm^2）

部位	応力の種類	計算値		許容応力(注 2)
		ケース 1(注 1)	ケース 2(注 1)	
固定ボルト	引張	—(注 3)	26	213
	せん断	121	121	224
基礎ボルト	引張	2	19	206
	せん断	45	45	158

（注 1）ケース 1：自重＋鉛直方向地震力＋軸方向水平地震力
ケース 2：自重＋鉛直方向地震力＋軸直角方向水平地震力

（注 2）固定ボルト及び基礎ボルトの許容引張応力は，発生せん断応力を考慮し低減させた値

（注 3）(1)式に示す転倒モーメント（M_{fTHX}）が負となり，固定ボルトに引張応力が発生しない。

2.3　コンクリートモジュールの耐震性

(1)　乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュール

1)　評価方針

本設備で使用する乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールが，基準地震動 Ss により乾式貯蔵キャスクの除熱，密封，遮へい，臨界防止等の安全機能に影響を与えるような，倒壊等をしないことを確認するが、今後評価予定である。

2.4　クレーンの基準地震動 Ss に対する波及的影響

(1) 評価方針

本設備で使用するクレーンが基準地震動 Ss により本クレーンが乾式キャスクの除熱，密封，遮へい，臨界防止等の安全機能に波及的影響を与えるような倒壊，転倒，逸走等が生じないことを確認する。なお，当該クレーンは一般産業用施設と同等の耐震性を有する設計とし，クレーン構造規格に基づき設計を行っている。

(2) 波及的影響評価方法の概要

評価対象とするクレーンの主要仕様を表 2.4-1 に，概要図を図 2.4-1 に示す。

表 2.4-1 クレーンの仕様

項　目	仕様
型　式	門形クレーン
主巻定格	150ton
補巻定格	20ton
スパン	19m

クレーンの波及的影響評価フローを図 2.4-2 に示す。

以下の手順により基準地震動 Ss によるクレーンの波及的影響が，乾式キャスクの安全機能に及ばないことを確認する。

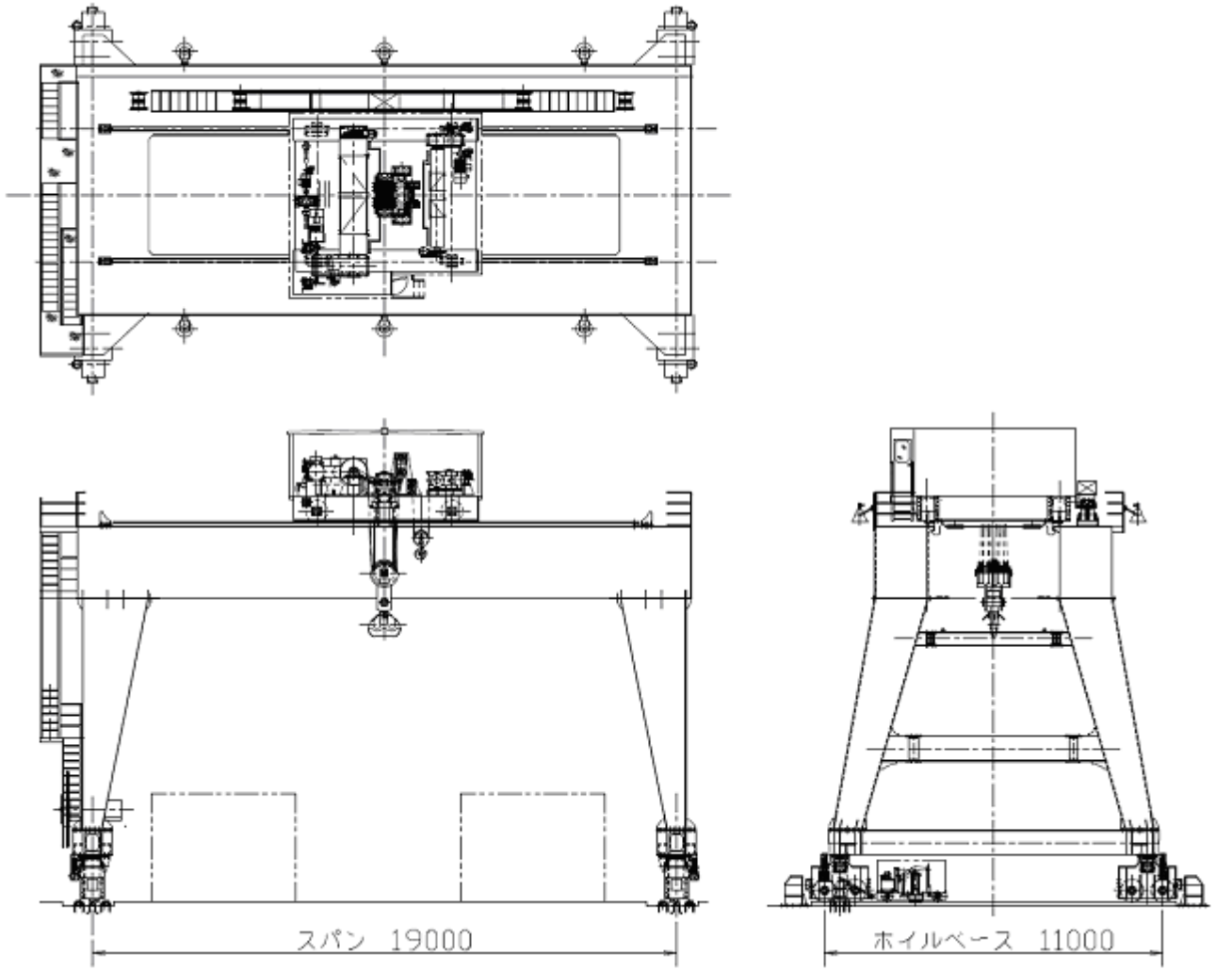
・評価には基準地震動 Ss に基づく地表面加速度応答スペクトルを用いて行う。

・汎用有限要素解析コード ABAQUS を使用した三次元有限要素モデルによりクレーンの固有周期を求める。

・地表面加速度応答スペクトルと固有周期により設計用加速度を定め，クレーン各部に発生する応力を算定し，クレーンが倒壊しないことを確認する。

・汎用有限要素解析コード ABAQUS を用いて，地表面時刻歴データによる非線形応答解析を行い，クレーン本体の浮き上がり量から，クレーンが転倒しないことを確認する。

・クレーン本体の浮き上がり量からクレーンがレールピットから飛び出し，逸走しないことを確認する。



(単位:mm)

図 2.4-1 クレーン全体図

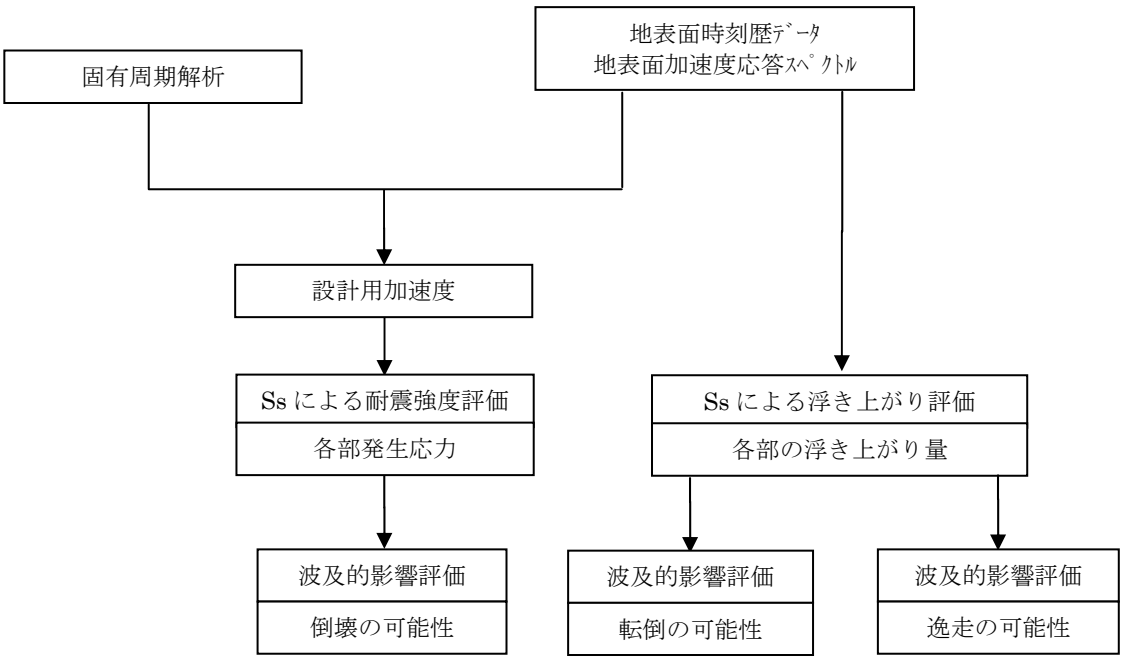


図 2.4-2　クレーンの波及的影響評価フロー

(3) 波及的影響評価

1) クレーンの倒壊評価

① 固有周期の算定

A．固有周期の計算方法

汎用有限要素解析コード ABAQUS を使用した三次元有限要素モデルにより，各方向に関するクレーンの固有周期の評価を行う。図 2.4-3 に解析モデル図を示す。

a．ガーダ，剛脚及びサドル等の構造物は，断面積，断面二次モーメントなどの断面特性を考慮したビーム要素でモデル化する。

b．トロリは質量特性のみを考慮した剛体要素でモデル化する。

c．ワイヤーロープは剛な鉛直線形ばねでモデル化する。

d．走行方向の水平力がクレーンに加わった場合，クレーンはレール上を滑り，クレーン自体にはレールと走行車輪間の最大静止摩擦力以上の水平力は加わらない。このため走行方向の固有周期の算定は行わない。

B．固有周期

固有周期の算定結果を表 2.4-2 に示す。

表 2.4-2 クレーンの固有周期

トロリ位置	本体ガーダ中央			本体ガーダ端部[注記]		
加振方向	走行方向 (EW方向)	横行方向 (NS方向)	鉛直方向 (UD方向)	走行方向 (EW方向)	横行方向 (NS方向)	鉛直方向 (UD方向)
固有周期 (sec)	－	0.334	0.137	－	0.331	0.096

注記：トロリが剛脚にもっとも近づいた位置とする。

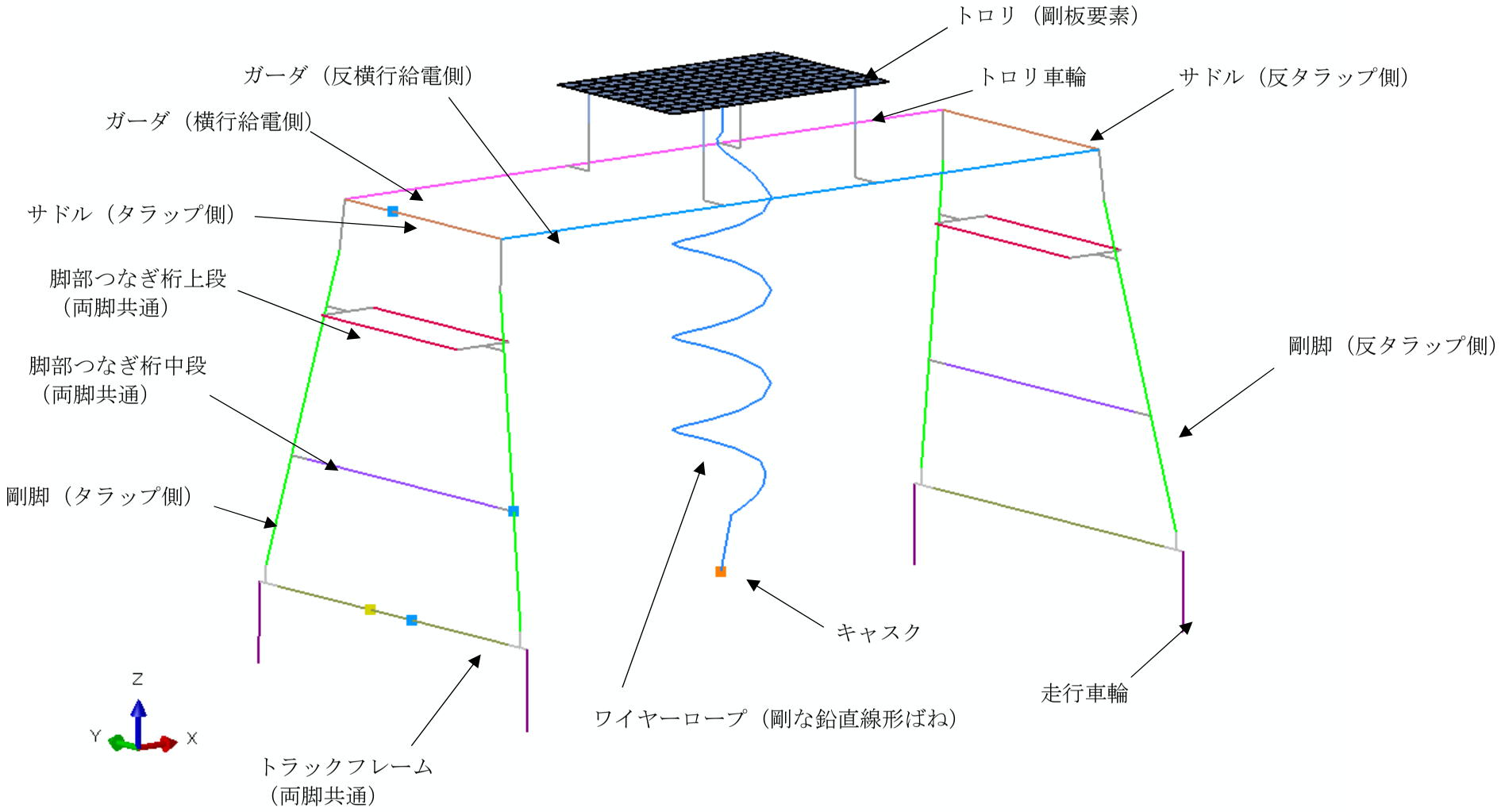


図 2.4-3　クレーン 固有周期 解析モデル図　鳥瞰図(トロリ中央の場合)

② 本設備の設計加速度

添付資料－2「評価の基本方針」の加速度応答スペクトル及び表 2.4-2 に示した固有周期から算定される設計用加速度を表 2.4-3 に示す。

表 2.4-3 クレーンの設計用加速度

加振方向	走行方向 (EW方向)	横行方向 (NS方向)	鉛直方向 (UD方向)
設計用加速度 (G)	0.15[注1]	2.43 0.15[注2]	1.60[注3] 1.38[注4]

注 1：走行方向の設計用加速度は，走行駆動輪とレールの最大静止摩擦係数により定まる加速度とする。

注 2：トロリに作用する横行方向の設計用加速度は，横行駆動輪と横行レールの最大静止摩擦係数により定まる加速度とする。

注 3：本体ガーダ中央にトロリがある場合

注 4：本体ガーダ端部にトロリがある場合

③クレーン各部の応力評価

A．評価対象部位の形状

評価対象箇所を図 2.4-4 に示す。また評価対象部位の形状を図 2.4-5～図 2.4-8 に示す。

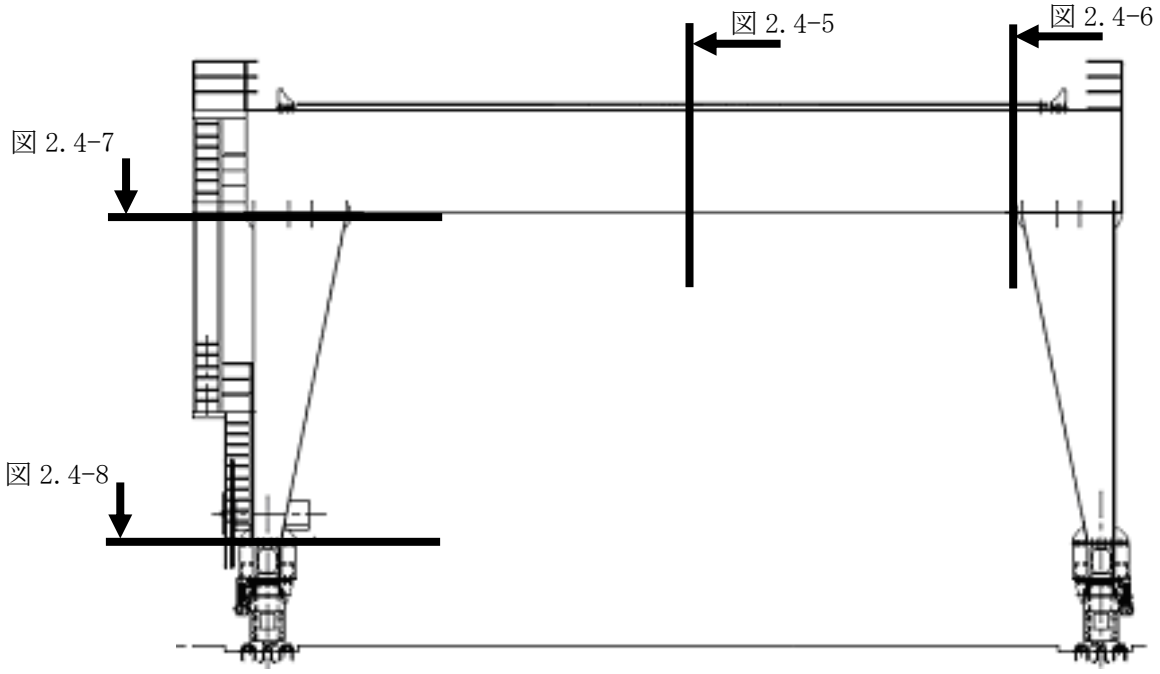
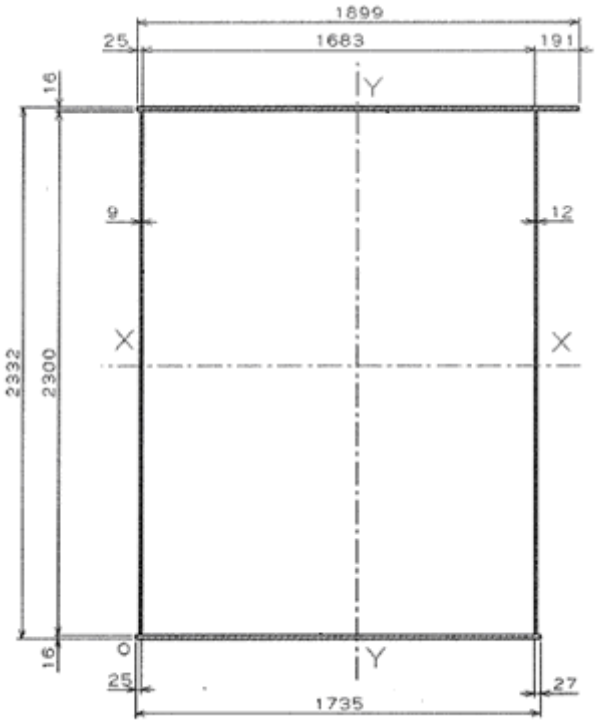
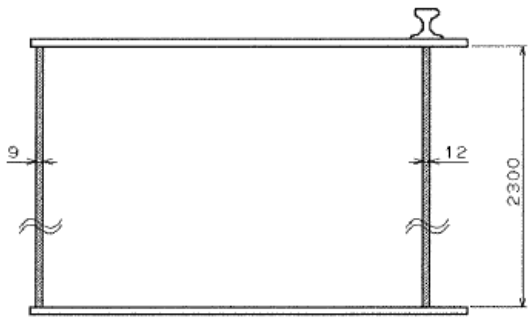


図 2.4-4 応力評価部位対象箇所



(単位:mm)

図 2.4-5 本体ガーダ中央部



(単位:mm)

図 2.4-6 本体ガーダ端部

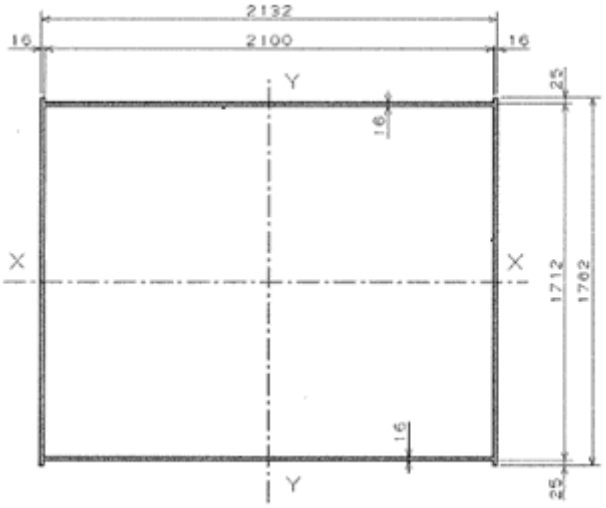


図 2.4-7 剛脚上部　(単位:mm)

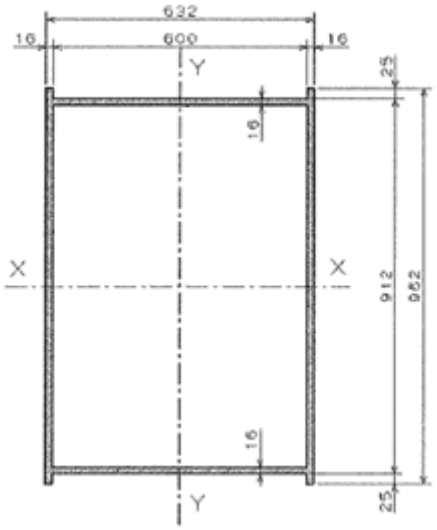


図 2.4-8 剛脚下部　(単位:mm)

Ｂ．発生応力と許容応力

基準地震動 Ss によりクレーン各部に発生する応力と許容応力の比較を表 2.4-4 に示す。

表 2.4-4 クレーン各部応力の評価結果

	材料	応力の種類	算出応力 (N/mm^2)	許容応力 (N/mm^2)	評価結果
本体ガーダ	SM490A	曲げ	146	343	O.K.
		せん断	51	198	O.K.
		組合せ	148	343	O.K.
剛脚（上部）	SS400	曲げ	115	280	O.K.
		圧縮	76	246	O.K.
剛脚（下部）		曲げ	174	280	O.K.
		圧縮	76	246	O.K.

④ 評価結果

本体ガーダ，剛脚などクレーン本体に発生する応力は許容値内に留まる。このことから基準地震動 Ss がクレーンに生じた場合，クレーン本体は倒壊しない。なお，参考としてクレーンレールについても Ss 地震による応力評価を行ったところ，レールが湾曲するおそれがあることが判明した。このことから次項ではクレーンが Ss 地震時にクレーンが転倒，逸走をしないことを確認し，当該クレーンが乾式キャスクの安全性に波及的影響を及ぼさないことを確認する。

2) クレーンの転倒評価

図 2.4-9 のモデルを用いて非線形時刻歴応答解析を行い，クレーンが転倒しないことを確認する。

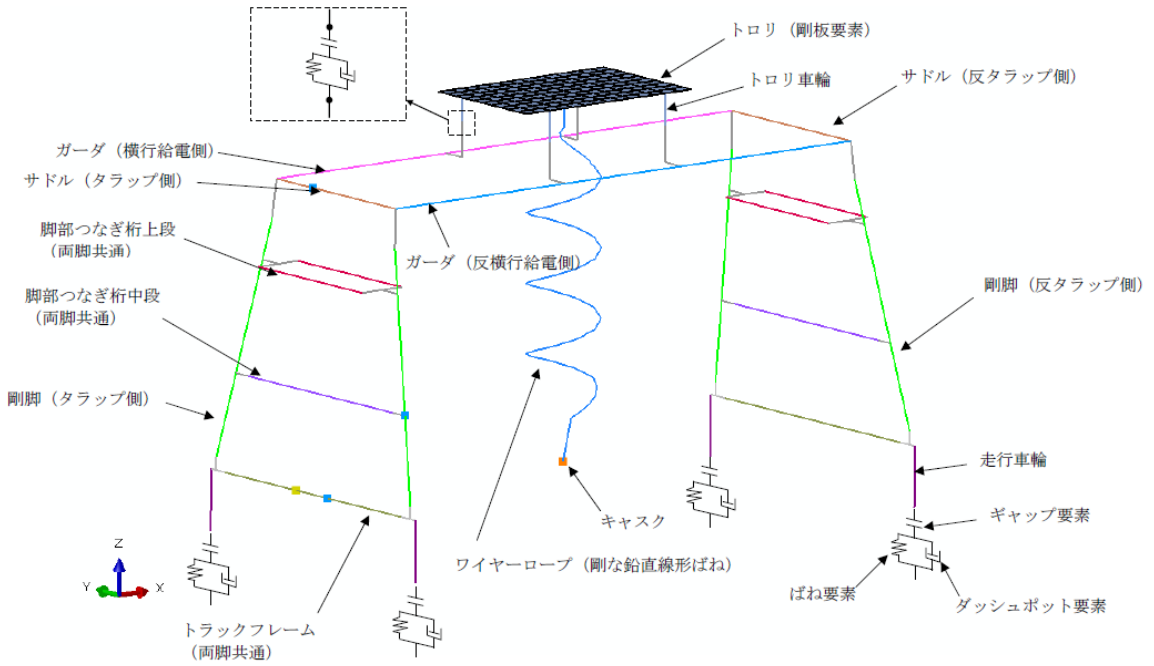


図 2.4-9 転倒評価モデル

① 地表面時刻歴データ

非線形時刻歴応答解析に用いる地表面時刻歴波形は，Ss-1～Ss-3 のうち，クレーンの鉛直方向固有周期における地表面加速度応答スペクトル値が最も大きい地震波の地表面時刻歴データである，Ss-1 の表面時刻歴波形を用いる。Ss-1 の表面時刻歴波形を図 2.4-10，図 2.4-11 に示す。

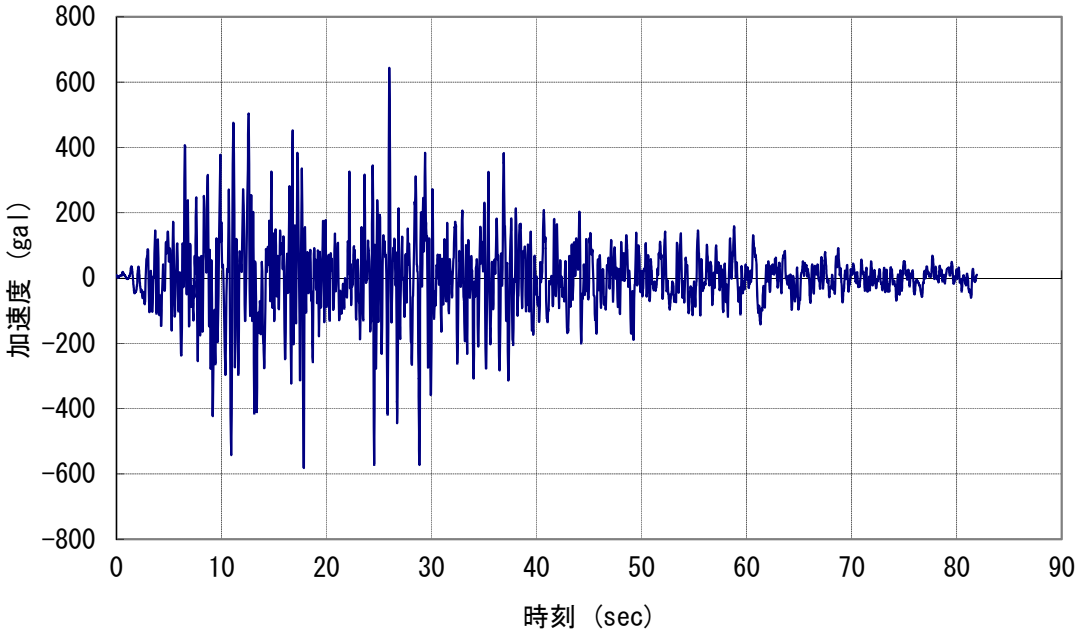


図 2.4-10　地表面時刻歴波形水平方向　Ss-1

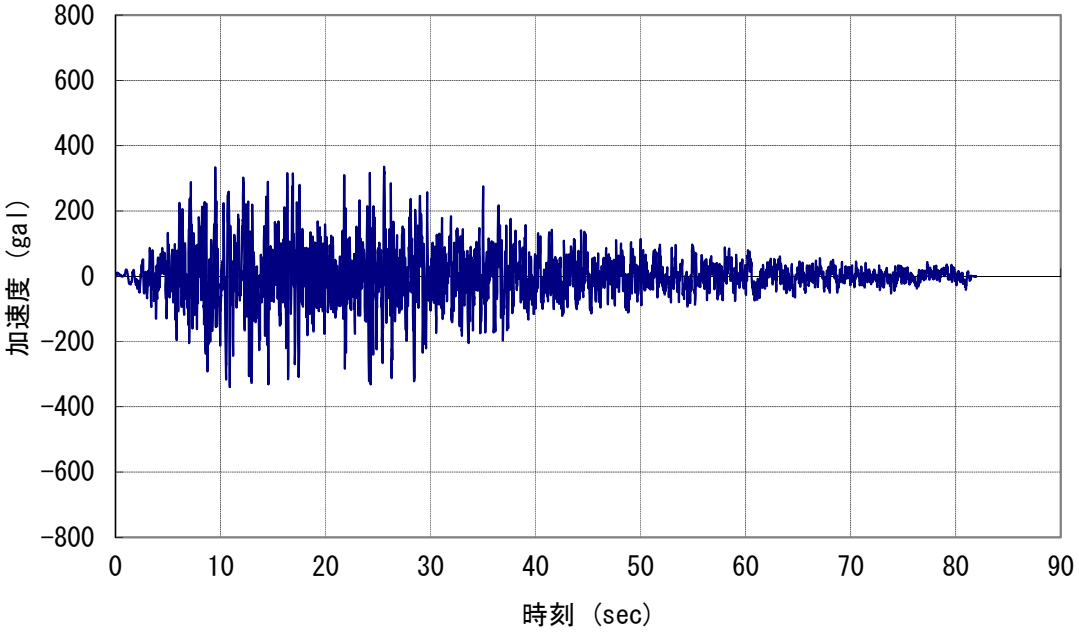
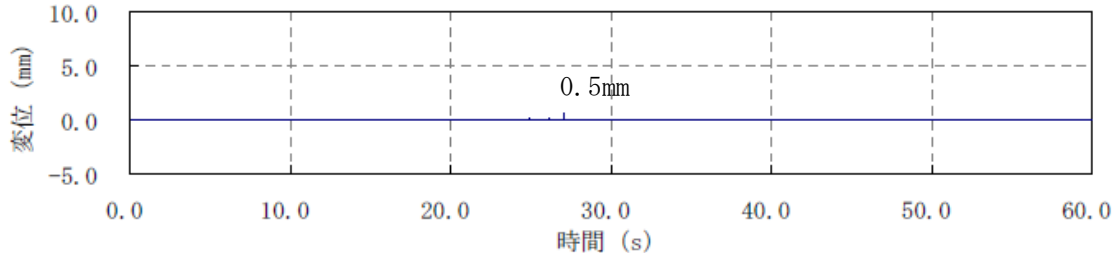


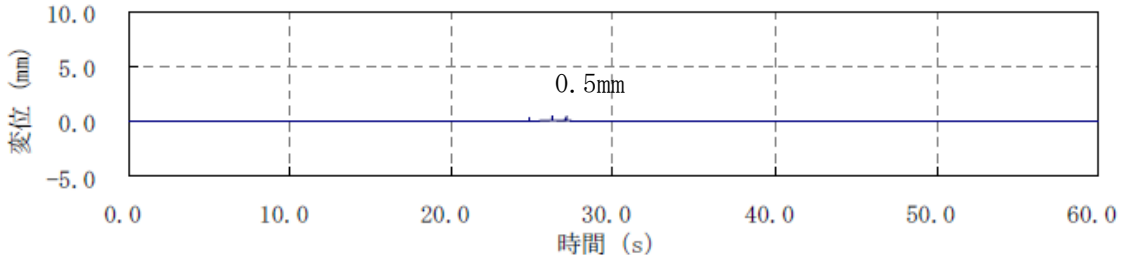
図 2.4-11　地表面時刻歴波形鉛直方向 Ss-1

② 浮き上がり量結果

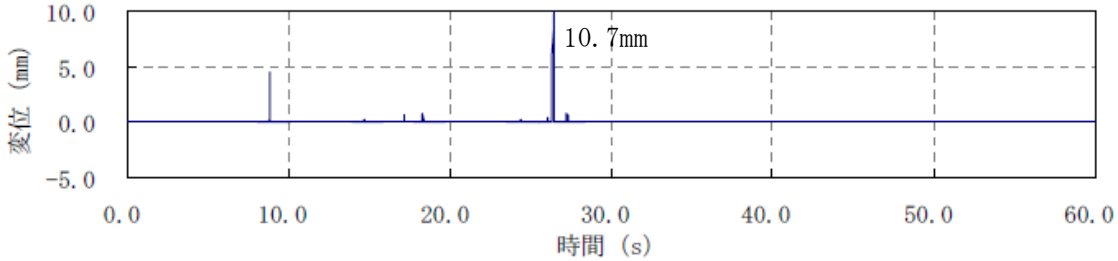
非線形時刻歴応答解析によるクレーンの浮き上がり量の時刻歴データを図 2.4-12 に示す。また本解析の評価箇所各部の最大浮き上がり量を表 2.4-5 に示す。



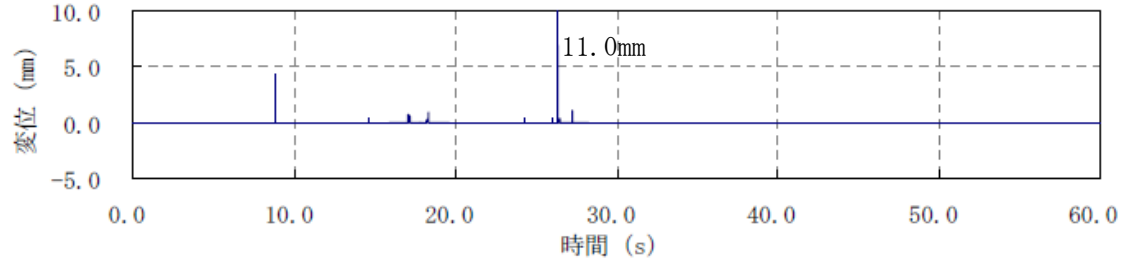
F1 浮き上がり量



F2 浮き上がり量



F3 浮き上がり量



F4 浮き上がり量

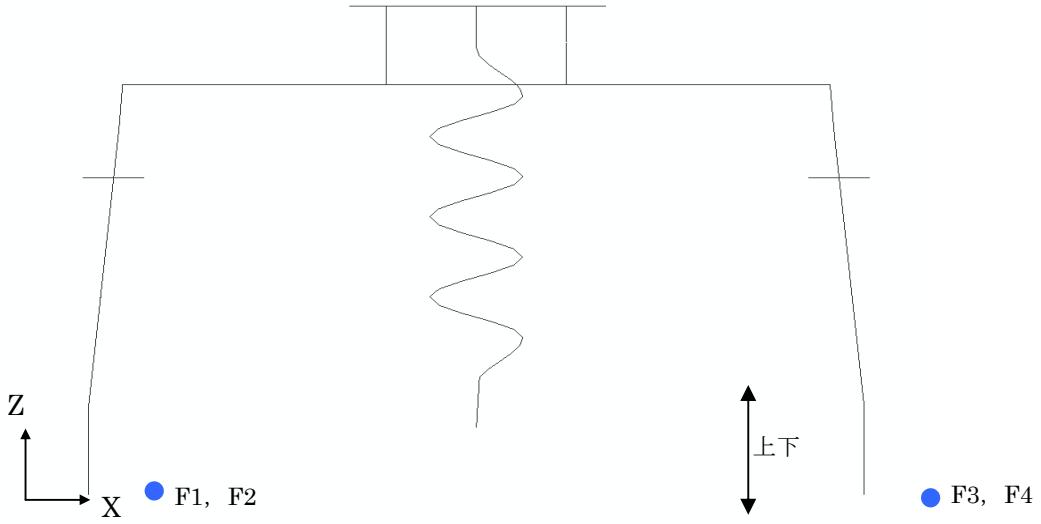
図 2.4-12　車輪浮き上がり量

表 2.4-5 非線形時刻歴応答解析によるクレーン最大浮き上がり量の結果

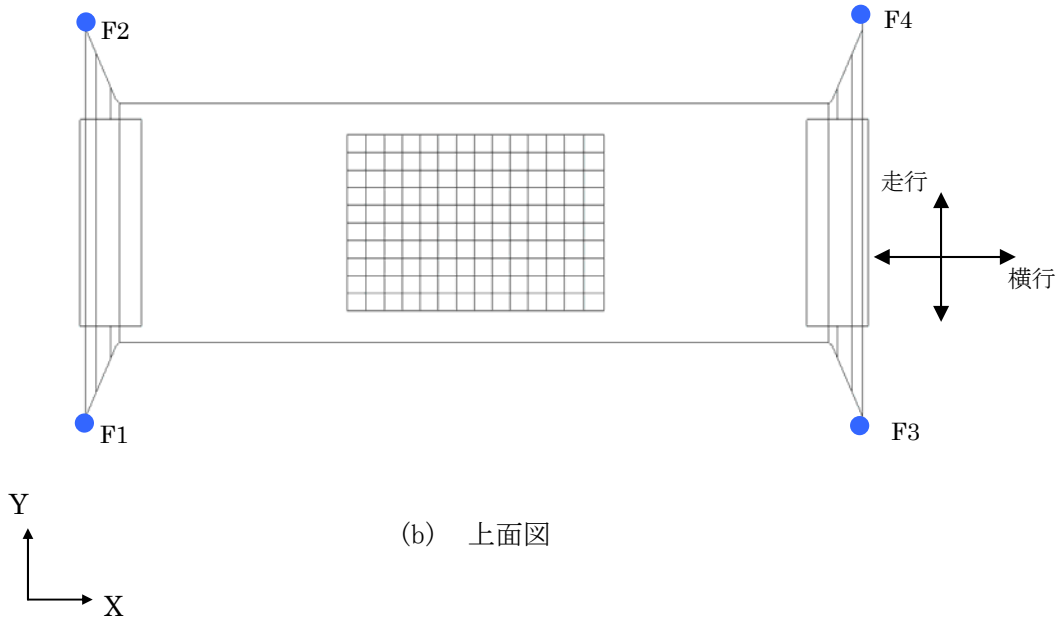
（加振方向：鉛直方向+横行方向）

評価応答	評価部位	方向	番号	解析結果
床面－走行車輪の浮き上がり（mm）	走行車輪部	Z方向	F1	0.5
			F2	0.5
			F3	10.7
			F4	11.0

注記：評価点の位置を図 2.4-13 に示す。



(a)　正面図



(b)　上面図

図 2.4-13 非線形時刻歴応答解析における評価点記号

③ 評価結果

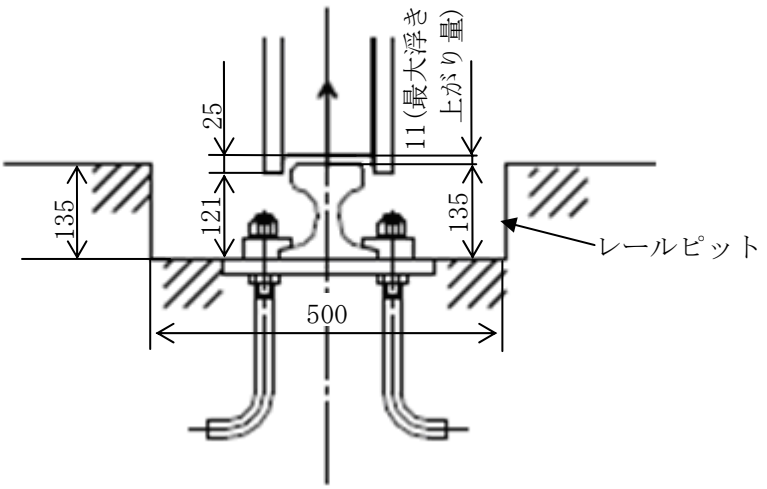
表 2.4-5 よりクレーンの車輪は最大で 11mm 浮き上がる。クレーンの重心の位置関係から片側の車輪が 14,706mm 浮きあがらなければクレーンは転倒しないことから，当該クレーンは Ss 地震を受けても転倒しない。

3) クレーンの逸走評価

クレーンが逸走する条件として，クレーンの車輪が全てレールピットから飛び出すことが挙げられる。このことから当該クレーンが Ss 地震を受けたとしても，車輪がレールピット内に収っていることを確認する。

① レールピット高さと浮き上がり時の車輪位置の比較

2)で検討した最大の浮き上がりが生じた場合の車輪とレールピットの位置関係は図 2.4-14 のようになる。車輪の下端の高さはレールピットの底部から 121mm であり，レールピットの高さ 135mm を超えることはない。



(単位:mm)

図 2.4-14　車輪とレールピットの位置関係(最大浮き上がり時)

② 評価結果

レールピットの高さとクレーンが浮き上がった場合の車輪の高さを比較した結果，最大の浮き上がりが予想される車輪においてもレールピットを超えないことが確認された。このことから当該クレーンはレールピットから飛び出し，逸走することはない。

4）評価結果

基準地震動 Ss に基づく評価では以下が確認され，クレーンには倒壊，転倒，逸走が生じない結果となった。

①クレーン本体に発生する応力は，許容応力を下回る。

②地表面時刻歴データによる非線形応答解析評価により浮き上がりの評価では最大 11㎜の浮き上がりであるが，転倒が生じる浮き上がり高さまで十分な余裕がある。

③クレーンの浮き上がりにより車輪の下端がレールピットより高くなることはない。

従って，地震時にクレーンが乾式キャスクの安全機能に影響を及ぼすことはない。

2.5　コンクリート基礎の耐震性

(1) 評価方針

基準地震動 Ss 荷重時のコンクリート基礎に対する要求性能は，キャスク支持架台に作用する力を支持するとともに，これを固定する固定ボルトの引き抜きに抵抗すること，及び，基礎の傾斜により，クレーンの転倒，倒壊などが生じないことである。ここでは，コンクリート基礎の耐震性評価を行い，基礎が要求性能を有していることを確認するが、今後評価予定である。

3　異常時の評価

3.1　異常事象の抽出

3.1.1　想定すべき異常事象の抽出

乾式貯蔵キャスクの取扱い及び仮保管時の作業の際に想定される異常事象の発生原因として，図 3.1-1 に示すように機器の破損，誤操作等の内部事象に起因するもの及び地震，火災等の外部事象に起因するものに分け，以下に示すような設計／運用による対応等を考慮して，選定された異常事象の選定結果の妥当性を確認し，安全評価において想定すべき異常事象として抽出する。

① 設計／運用による対応の有効性

② 事象の結果の大きさ（影響度）

③ 原子炉施設の安全評価事象との包絡性

3.1.2　評価条件の設定

乾式貯蔵キャスクの取扱い時及び仮保管時の各作業における，以下の諸条件を考慮して，抽出された異常事象の評価条件を設定する。

① 乾式貯蔵キャスクの取扱いに係る機器の仕様，状態

② 乾式貯蔵キャスクを取扱う際の位置

③ 移送用機器の仕様，状態

④ 仮保管に係る設備の仕様，状態

3.1.3　安全評価基準

乾式貯蔵キャスクの輸送，保管等の取扱いは構内にて行われることからキャスク仮保管設備の安全評価における各安全機能の評価基準は，専門部会報告書「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成 4 年 8 月 27 日原子力安全委員会了承，平成 18 年 9 月 19 日一部改訂）」に基づき，以下のとおりとする。

(1)除熱

想定される異常事象に対して，乾式貯蔵キャスク各部の温度の異常な上昇を防止できること。

具体的評価にあたっては，乾式貯蔵キャスクの温度解析を行い，各部の温度が密封，遮へい及び臨界防止のために設定する温度制限を上回らず，各安全機能を確保するために支障のない温度であることを確認する。

(2)密封

想定される異常事象に対して，必要とされる漏えい率が維持できること等乾式貯蔵キャスクの密封機能を維持できること。

具体的評価にあたっては，乾式貯蔵キャスク本体及び一次蓋が破損しないこと，一次蓋締め付けボルト及び密封シール面に塑性変形が生じないこと並びに金属ガスケ

ット等のシール部温度が密封健全性を維持できる温度を上回らないことを確認する。

(3)遮へい

想定される異常事象に対して，遮へい機能を維持できること。

具体的評価にあたっては，荷重，温度上昇等が遮へい材に及ぼす影響を考慮した上で乾式貯蔵キャスクの線量率を評価し，乾式貯蔵キャスク表面より 1m の点において 10mSv/h 以下であることを確認する。

(4)臨界防止

想定される異常事象に対して，乾式貯蔵キャスクに収納される使用済燃料が臨界に達しないこと。

具体的評価にあたっては，乾式貯蔵キャスク本体，バスケット，使用済燃料等に及ぼされる形状変形等の影響を考慮した上で実効増倍率を評価し，計算誤差等を考慮しても，実効増倍率が 0.95 を上回らないことを確認する。

3.1.4　異常事象の抽出

図 3.1-2 に示すハンドリングフローに基づき，乾式貯蔵キャスクの取扱い及び仮保管時までの各作業において想定される起因事象に着目し，発生防止対策を考慮して異常事象の発生の可能性を検討し，想定すべき異常事象を抽出した。異常事象の抽出結果を表 3.1-1 に示す。なお，共用プールの燃料取扱設備は震災前と同等に復旧する予定であり，共用プールからキャスク仮保管設備に乾式貯蔵キャスクを搬入する手順等は通常の発電所内と同等である為，異常事象はキャスク仮保管設備での取扱いを対象にしている。

抽出した異常事象は以下のとおりである。

・ 乾式貯蔵キャスクを支持架台が装着された状態で吊り下げる際に，クレーンの誤操作が原因で，支持架台が基礎コンクリートに異常着床する。

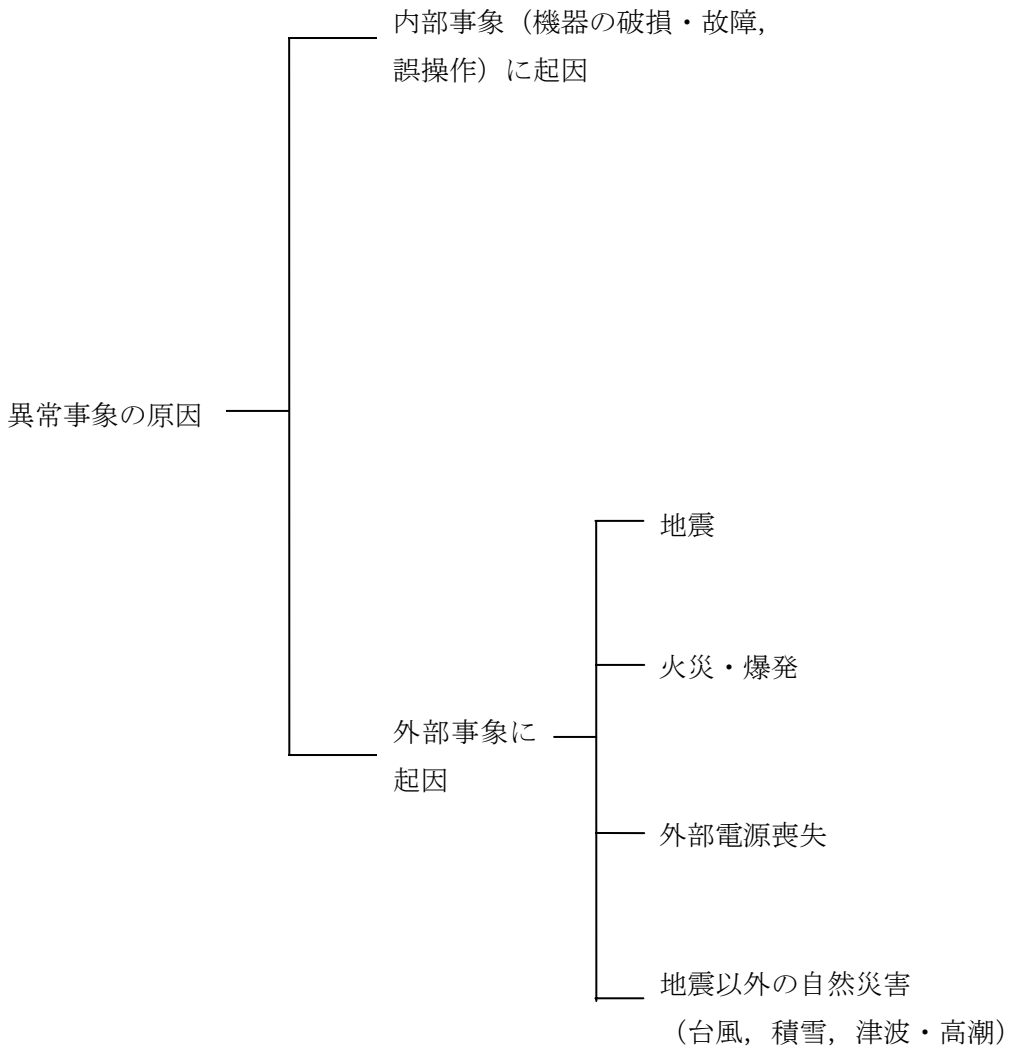


図 3.1-1　異常事象の発生原因

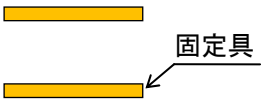
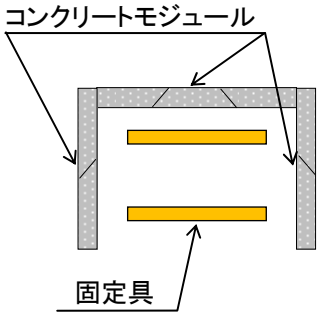
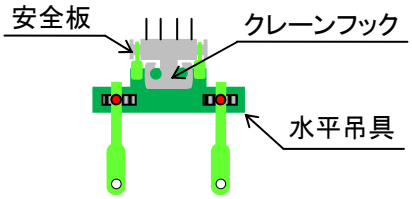
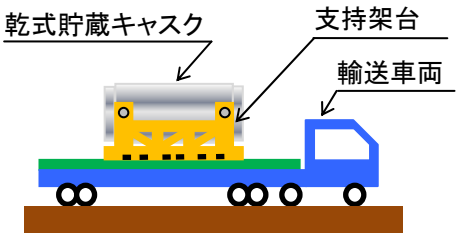
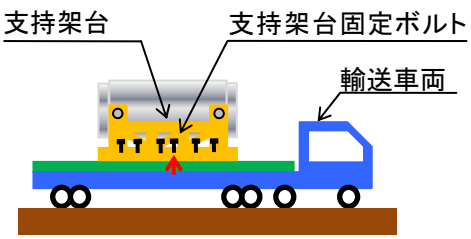
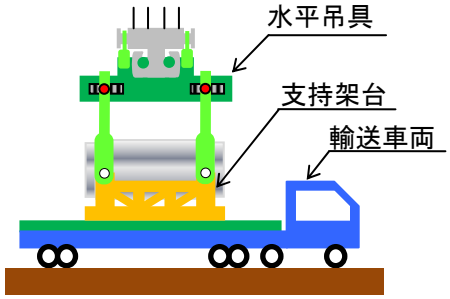
No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
1-1	乾式貯蔵キャスクの支持架台を設置するための固定具を取り付ける。  （図は平面図を示す）	1-2	長手側の 1 面を開けて，コンクリートモジュールの 3 面を立てる。  （図は平面図を示す）
1-3	水平吊具をクレーンフックに取り付ける。  	1-4	輸送車両で乾式貯蔵キャスクを搬入させる。 
1-5	支持架台の固定ボルトを取り外す。  	1-6	輸送車両上の支持架台に，クレーンの水平吊具を取り付ける。 

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスクのハンドリングフロー（1/4）

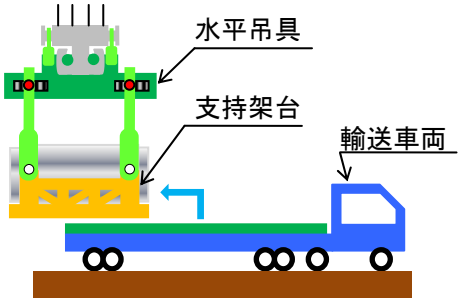
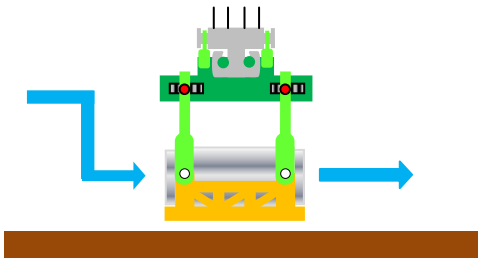
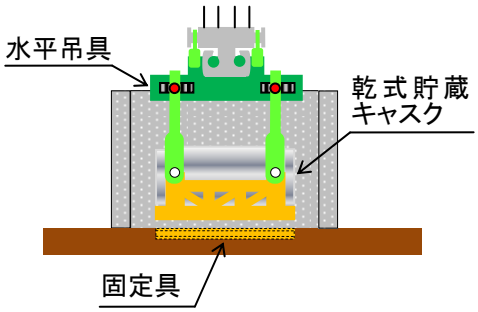
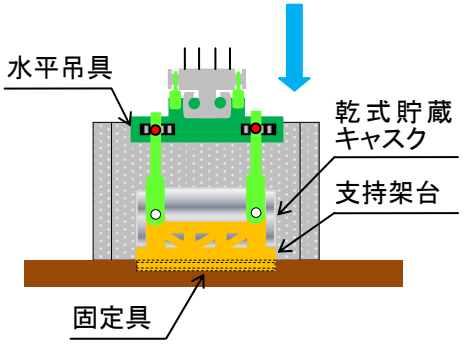
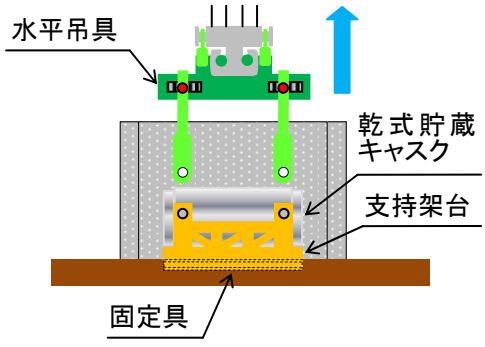
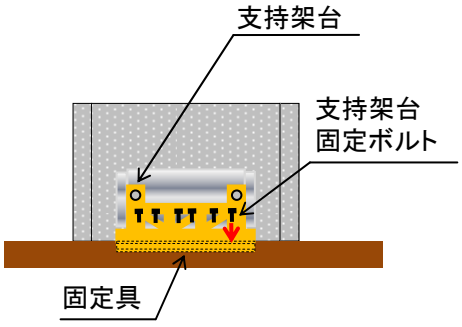
No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
1-7	支持架台ごと乾式貯蔵キャスクをクレーンで吊上げた後，水平に移動する。  	1-8	乾式貯蔵キャスクを保管場所までクレーンで移動する。 
1-9	乾式貯蔵キャスクを固定具の上まで移動する。  	1-10	クレーンを下降させて，乾式貯蔵キャスクを固定具に載せる。 
1-11	乾式貯蔵キャスクから水平吊具を取り外し，クレーンを上昇させる。  	1-12	支持架台を，固定ボルトで固定具に固定する。 

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスクのハンドリングフロー（2/4）

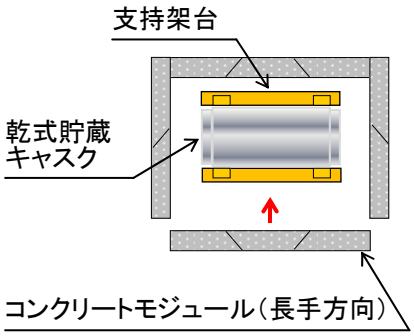
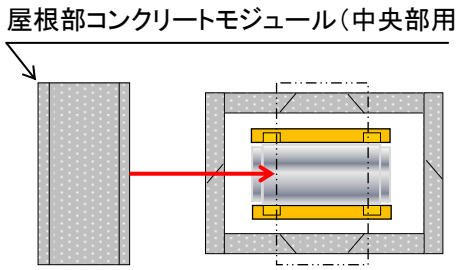
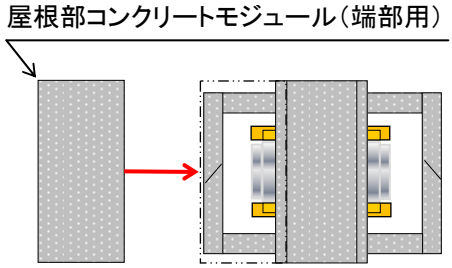
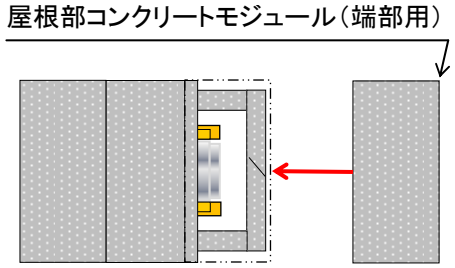
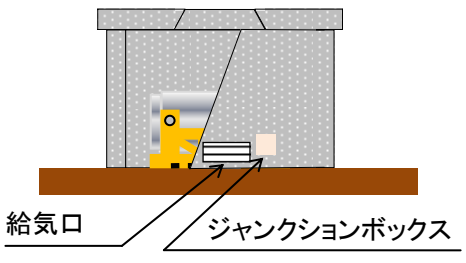
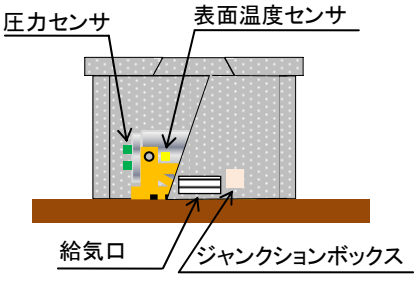
No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
1-13	コンクリートモジュールの長手方向の残り 1 面を立てて，先に組み立てたコンクリートモジュールに固定する。  （図は平面図を示す）	1-14	中央部用の屋根のコンクリートモジュールをクレーンで吊って，組み立てたコンクリートモジュールの短手側から載せる。  （図は平面図を示す）
1-15	端部の屋根のコンクリートモジュールをクレーンで吊って，短手側から載せて固定する。  （図は平面図を示す）	1-16	もう一方の端部の屋根のコンクリートモジュールをクレーンで吊って，短手側から載せて固定する。  （図は平面図を示す）
1-17	コンクリートモジュールの長手方向の 1 面に，ジャンクションボックスを取り付ける。  	1-18	乾式貯蔵キャスクに監視用センサ（圧力用 2 個，表面温度用 1 個）を取り付ける。 

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスクのハンドリングフロー（3/4）

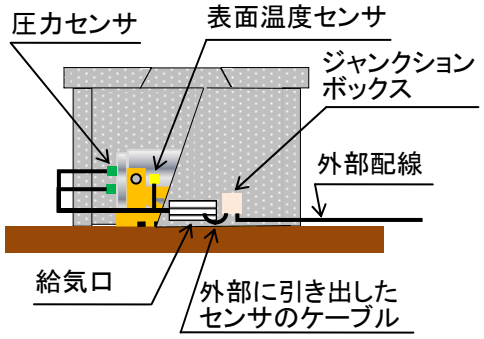
No.	取り扱いモード	No.	取り扱いモード
1-19	監視用センサのケーブルを，給排気口からコンクリートモジュールの外に出し，ジャンクションボックス内で外部配線と接続する。  		

図 3.1-2 乾式貯蔵キャスクのハンドリングフロー（4/4）

表 3.1-1　異常事象の抽出（1/3）

起因事象（ハンドリングフローNo.）		原因	異常事象発生の可能性	発生の要否	想定シナリオ	抽出の要否
乾式貯蔵キャスクの落下（1-4～1-10）	輸送車両取扱い時の落下	固定ボルトの取付け不良	乾式貯蔵キャスクは，輸送車両に複数の固定ボルトで固縛されていることを確認する。また，乾式貯蔵キャスクは輸送車両で徐行して輸送すること，輸送経路は輸送に関係する人，車両以外の立入を制限することからから落下しない。	×		×
	クレーン取扱い時の落下	吊具の取り付け不良	吊具の二重化，始業前の吊具点検，取付け後の外れ止めを施すため，乾式貯蔵キャスクは落下しない。	×		×
		ワイヤーロープの切断	ワイヤーロープの二重化，始業前のワイヤーロープ点検を行うため，乾式貯蔵キャスクは落下しない。			
乾式貯蔵キャスクの衝突（1-7～1-10）	クレーンでの移動時（走行，横行）の衝突（1-7～1-9）	ブレーキの故障	移動前に移動経路に障害物がないことを確認し，乾式貯蔵キャスクと移動経路の芯あわせを行い，走行の両輪及び横行それぞれにインバータによる停止機能に加えてブレーキによる停止機能により二重化しているため，乾式貯蔵キャスクは他の構築物等へ衝突しない。	×		×
		操作員の誤操作	クレーンの横行範囲に制限機構を設ける。また，移動前に移動経路に障害物がないことの確認，乾式貯蔵キャスクと移動経路の芯あわせを行うため，乾式貯蔵キャスクは他の構築物等へ衝突しない。	×		×
	クレーンでの吊下げ時の衝突（異常着床）（1-10）	ブレーキの故障	巻き上げ装置ブレーキを二重化しているため，乾式貯蔵キャスクは架台基礎コンクリートへ衝突（異常着床）しない。	×		×
		操作員の誤操作	吊下げ時の誤操作により，支持架台を装着した状態で乾式貯蔵キャスクは吊下げ速度で架台基礎コンクリートに異常着床する可能性がある。	○	クレーンの最大吊下げ速度 1.5m/min で，支持架台を装着した状態で乾式貯蔵キャスクは，架台基礎コンクリート上に異常着床する場合を異常事象として抽出する。	○
乾式貯蔵キャスクへの重量物の落下（1-13～1-16）	コンクリートモジュール側壁部の転倒（1-13）	固定具取り付け不良	コンクリートモジュールはコの字形状に接合されているために自立すること，複数個の固定具で基礎に固定されていることから，1 個の固定具が取り付不良であっても，コンクリートモジュールは転倒しない。	×		×

表 3.1-1　異常事象の抽出（2/3）

起因事象（ハンドリングフローNo.）		原因	異常事象発生の可能性	発生の要否	想定シナリオ	抽出の要否
乾式貯蔵キャスクへの重量物の落下（1-13～1-16）	コンクリートモジュール（長手方向）の落下（1-13）	吊具取り付け不良	始業前に吊具の点検を行い，吊具は外れ止め防止金具を取り付けるため，コンクリートモジュール（長手方向）は落下しない。	×		×
		ワイヤーロープの切断	始業前にワイヤーロープの点検を行い，ワイヤーロープは二重化しているため，コンクリートモジュールは落下しない。	×		×
		操作員の誤操作	コンクリートモジュール（長手方向）の移動前に，コンクリートモジュール（長手方向）と移動経路の芯あわせを行い，荷振れ対策としてガイドロープを使用するため，コンクリートモジュール（長手方向）は乾式貯蔵キャスクへ落下しない。	×		×
	屋根部コンクリートモジュールの落下（1-14～1-16）	吊具取り付け不良	始業前に吊具の点検を行い，吊具は外れ止め防止金具を取り付けるため，天板コンクリートモジュールは落下しない。 天板コンクリートモジュールは矩形に組んだ側板コンクリートモジュールに比べて迫出した形状であり，天板コンクリートモジュールの移動前に側板コンクリートモジュールとの接合位置があうように芯あわせするため，仮に天板コンクリートモジュールが落下したとしてもキャスク上には落下しない。	×		×
		ワイヤーロープの切断	始業前にワイヤーロープの点検を行い，ワイヤーロープは二重化しているため，天板コンクリートモジュールは落下しない。	×		×
		操作員の誤操作	天板コンクリートモジュールは矩形に組んだ側板コンクリートモジュールに比べて迫出した形状であり，天板コンクリートモジュールの移動前に，側板コンクリートモジュールとの接合位置があうように芯あわせを行い，荷振れ対策としてガイドロープを使用するため，天板コンクリートモジュールは乾式貯蔵キャスクへ落下しない。	×		×
コンクリートモジュール給排気口の閉塞		異物の付着	異物の飛来により給気口の閉塞が想定される。	○	給気口の閉塞により，除熱機能への影響が懸念されるものの，日常の巡視点検により閉塞の有無を確認できる。また，乾式貯蔵キャスク表面温度は免震重要棟で連続監視し，所定の設定温度で警報を発報するため事前に異常を検知できる。なお，温度センサーの断線により，データが採取されない場合にも警報を発報する。	×
		積雪	積雪による閉塞がないような設計対応及び日常の巡視等の運用対応により，給排気口が閉塞することはない。	×		×
地震			乾式貯蔵キャスク，コンクリートモジュールは，地震時にも基本的安全機能を維持できるよう設計する。	×		×

表 3.1-1　異常事象の抽出（3/3）

起因事象 （ハンドリングフローNo.）	原因	異常事象発生の可能性	発生の要否	想定シナリオ	抽出の要否
火災・爆発		動力機関として内燃機関を使用するものはなく，実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用し，持ち込み物品の制限等の運用対応をするため，火災の発生する可能性は非常に低い。	×		×
外部電源喪失		クレーンのフェイルセイフ設計により，乾式貯蔵キャスクの落下防止，衝突防止が施されている。	×		×
経年変化		乾式貯蔵キャスクは設計貯蔵期間 40 年で設計されており，それより短い期間で使用するため，経年変化を考慮する必要はない。	×		×
地震以外の自然災害	台風	コンクリートモジュールの風荷重に対する設計は，「建築基準法」に定める設計基準に従う。	×		×
	積雪，凍結	敷地周辺の過去の記録に基づいて敷地で考えられる最も過酷な場合を想定した設計を行う。	×		×
	津波，高潮	敷地の標高（OP.39,700），海岸からの距離等から判断して，敷地が被害を受けることは考えられない。	×		×

3.2　異常事象の評価

3.2.1 評価方針

支持架台が装着された乾式貯蔵キャスクが水平姿勢でクレーンの最大吊下げ速度（1.5m/min）のまま基礎コンクリートに衝突した場合に，乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度を算出する。概念図を図 3.2-1 に示す。

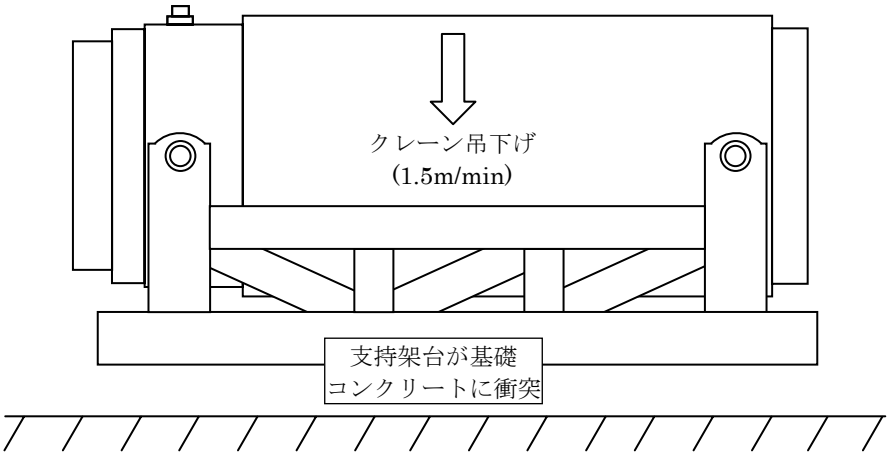


図 3.2-1　異常着床概念図

3.2.2 評価条件及び方法

乾式貯蔵キャスクが支持架台に衝突する際に生じる衝撃加速度の計算条件は以下のとおりである。

・支持架台の弾性により乾式貯蔵キャスクの運動エネルギーを吸収する。
・乾式貯蔵キャスク本体（トラニオン除く）を剛とする。
・基礎コンクリート床面を剛とする。
・支持架台の自重は無視する。

(1) 衝撃加速度の算出式

エネルギー保存則により乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度を算出する。

$$\frac{1}{2}m\cdot v^2+m\cdot g\cdot\delta=\frac{1}{2}K\cdot\delta^2$$

ここで,

m：　乾式貯蔵キャスクの質量（kg）
v：　クレーンの巻下定格速度＝1.5（m/min）＝0.025（m/s）
g：　重力加速度＝9.80665（m/s^2）

δ ： 支持架台の最大変形量（m）

K ： 支持架台のばね定数（N/m）

上式を変形すると

$$\delta = \frac{m \cdot g}{K} + \sqrt{\frac{m^2 \cdot g^2}{K^2} + \frac{m \cdot v^2}{K}} \qquad (\delta \geqq 0)$$

また，乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度は次式で算出する。

$$\alpha = \frac{F}{m}$$

$$F = K \cdot \delta$$

ここで，

α ： 乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度（m/s^2）

F ： 乾式貯蔵キャスクに作用する衝撃力（N）

以上より，乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度は次式のとおりとなる。

$$\alpha = g + \sqrt{g^2 + \frac{K \cdot v^2}{m}}$$

(2) 支持架台のばね定数

支持架台のばね定数は，固有周期解析における鉛直方向の変形モードの固有振動数から計算した。

固有振動数（１質点の１次元自由振動）は，次式で求められる。

$$f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{K}{M}}$$

ここで，

f ： 固有振動数（Hz）

固有振動数は「2.1　乾式キャスクの耐震性　(1)　乾式貯蔵キャスク　3)　固有周期の算定」と同手法で算定した

M ： 乾式貯蔵キャスク及び支持架台の合計質量（kg）

中型乾式貯蔵キャスク：キャスク(96t) ＋支持架台(16t)

大型乾式貯蔵キャスク：キャスク(115t)＋支持架台(15t)

上式を変形すると支持架台のばね定数は，

$$K = 4M \cdot \pi^2 \cdot f^2$$

となる。

3.2.3 評価結果

乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度を表 3.2-1 に示す。乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度は運搬時の評価加速度(3G)より小さい値となり，運搬時の評価結果に包絡され，乾式貯蔵キャスクの安全機能は維持される。

表 3.2-1　乾式貯蔵キャスクに生じる衝撃加速度

キャスク タイプ	固有 振動数 f (Hz)	支持架台の ばね定数 K (N/m)	衝撃加速度 α	
			(m/s^2)	(G)
乾式貯蔵キャスク (中型)	81.7	2.96×10^{10}	26.9	2.75
乾式貯蔵キャスク (大型)	74.2	2.83×10^{10}	25.7	2.63

安全評価について

1 除熱機能

1.1 乾式キャスクの除熱機能

(1) 乾式貯蔵キャスクの除熱機能

1) 基本的な考え方

除熱設計に当たっては,使用済燃料の健全性及び安全機能を有する構成部材の健全性が維持できるよう，使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できるように以下のとおり設計する。

① 乾式貯蔵キャスク内部には，格子構造のバスケットを設け，その中に使用済燃料を収納する。

② 乾式貯蔵キャスク内部には，熱伝導率の高いヘリウムガスを充てんする。

③ 熱伝導率の低い中性子遮へい材内部には，伝熱プレートを設け，熱伝導性を向上させる。

乾式貯蔵キャスクには収納する使用済燃料の体数が異なる中型と大型の 2 種類の乾式貯蔵キャスクがあり，中型と大型それぞれについて評価する。

図 1.1-1 に除熱評価のフローを示す。乾式貯蔵キャスクは，図 1.1-1 の「使用済燃料の崩壊熱計算」から「乾式貯蔵キャスクの除熱計算」に関して，使用済燃料仕様，乾式貯蔵キャスク仕様及び解析モデル等は全て添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容から変更はない。また，乾式貯蔵キャスク周囲の温度についてもコンクリートモジュール内部の空気温度を 45℃以下で設計する為,既存評価書と同じ条件である。

よって，本評価結果は既存評価書の内容を引用するが，燃料被覆管の設計基準温度に関しては,新知見を反映し,水素再配向等による強度低下が発生しない温度とした(表 1.1-1)。

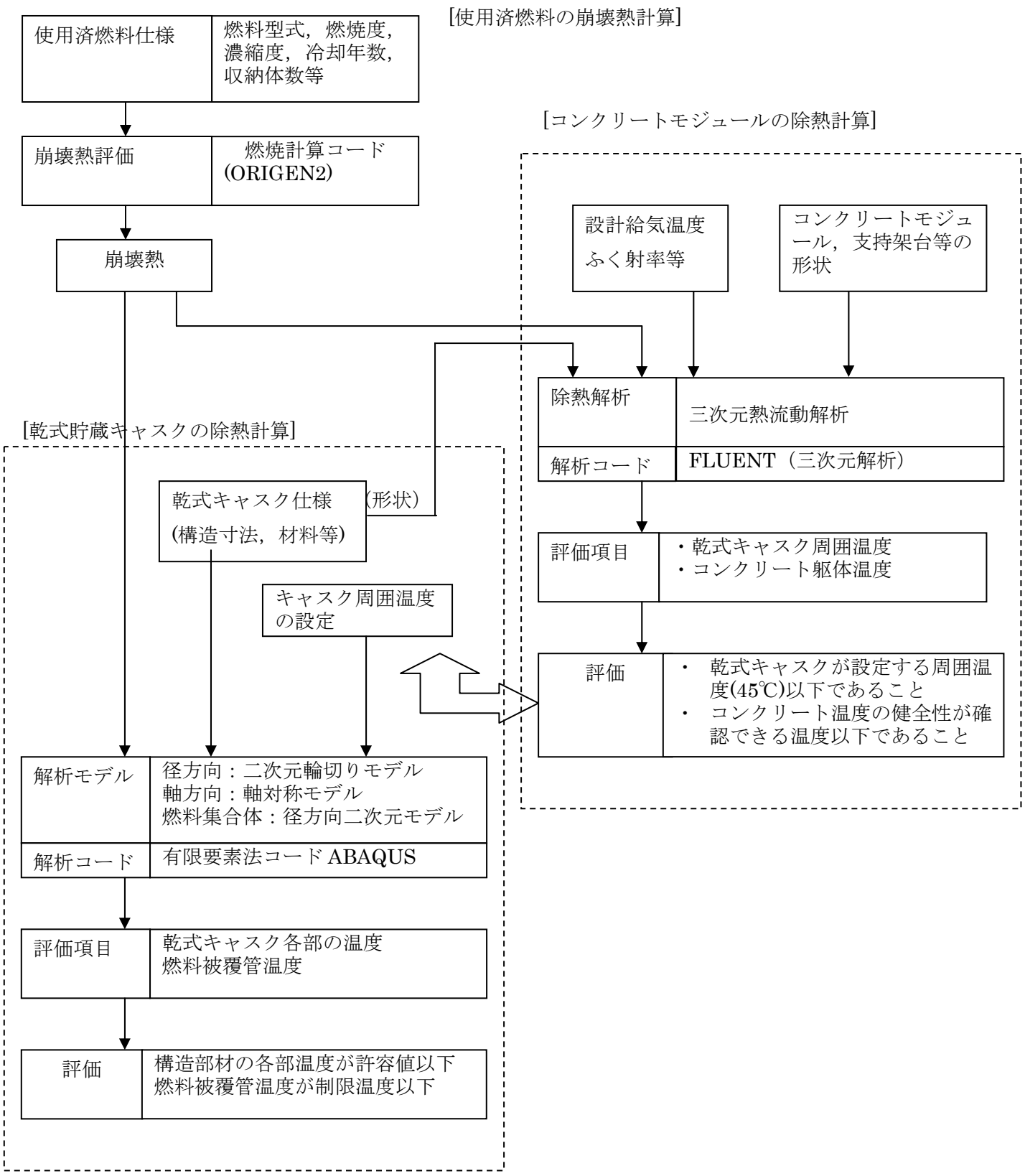


図 1.1-1　キャスク仮保管設備除熱評価フロー図

2) 設計基準

設計基準を表 1.1-1 に示す。

表 1.1-1　設計基準

（単位：℃）

対象となる部材	材質	設計基準	設計基準温度	備考
燃料被覆管	ジルカロイ－２	使用済燃料被覆管の累積クリープ量が1 %を超えない温度，照射硬化回復現象により燃料被覆管の機械的特性が著しく低下しない温度及び水素化物の再配向による燃料被覆管の機械的特性の低下が生じない温度以下となる温度とする[1)2)3)4)]	200※	使用済燃料(8×8燃料，新型 8×8 燃料)
			300※	使用済燃料(新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料)
乾式貯蔵キャスク	レ ジ ン	形状変化及び重量減少を考慮して遮へい機能が確保される制限温度	150	中性子遮へい材
	低合金鋼	構造強度が確保される制限温度	350	貯蔵容器本体
	ステンレス鋼	構造強度が確保される制限温度	400	二次蓋
	アルミニウム，インコネル	基準漏えい率が保証でき，密封機能が維持される制限温度	150	金属ガスケット
	ボロン添加アルミニウム	構造強度が確保される制限温度	230	バスケット

※水素化物の再配向による燃料被覆管の機械的特性の低下が生じない温度を設計基準温度として設定したもので，燃料被覆管の周方向応力は設計基準温度状態で 70 MPa 以下とする。燃料被覆管の累積クリープ量が 1%を超えない温度は 390℃と評価され，上記設計基準温度を超えている。また，燃料被覆管の照射硬化の回復については機械的強度への影響を評価するものとする。

1) 平成 15 年度リサイクル燃料資源貯蔵施設安全解析コード改良試験（燃料の長期安全性に関する試験　最終成果報告書）　（04 基炉報-0001，独立行政法人原子力安全基盤機構）

2) 平成 18 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料長期健全性等確証試験に関する試験最終報告書）　（06 基炉報-0006，独立行政法人原子力安全基盤機構）

3) 平成 19 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書）（07 基炉報-0004，独立行政法人原子力安全基盤機構）

4) 金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設における金属製乾式キャスクとその収納物の長期健全性について　（総合資源エネルギー調査会　原子力安全・保安部会　核燃料サイクル安全小委員会　中間貯蔵ワーキンググループ　輸送ワーキンググループ　，平成 21 年 6 月 25 日）

表 1.1-1 に示す乾式貯蔵キャスクを構成する部材のうち金属ガスケットについては，モデルとしては考慮しているが既存評価書には記載していない。一方，輸送貯蔵兼用キャスクでは，金属ガスケットについても評価対象となっていることから，乾式貯蔵キャスクについても同様に金属ガスケットを新たに追加し評価する。

3）燃料仕様

評価は 8×8 燃料，新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料のうち最も厳しい発熱量となる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（最高燃焼度 36,500MWd/t，冷却期間 13 年）を収納した場合について行い，使用済燃料の発熱量は ORIGEN2 コードにより求める。

乾式貯蔵キャスク 1 基当たりの発熱量を中型及び大型についてそれぞれ表 1.1-2 及び表 1.1-3 に示す。共用プールに貯蔵中の上記使用済燃料のうち，発熱量の大きいものからキャスクに収納した場合の発熱量(平成 24 年 6 月 1 日時点)は，中型キャスクで約 6.9kW，大型キャスクで約 9.6kW であり，除熱設計の前提としている発熱量を大幅に下回る。

表 1.1-2　乾式貯蔵キャスク 1 基当たりの発熱量（中型キャスク）

燃料集合体の種類	8×8 燃料	新型 8×8 燃料	新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料
初期濃縮度　(wt%)	約 2.7	約 2.9	約 3.0
収納物の最高燃焼度　(MWd/t)	30,000	33,500	36,500
冷却期間　(年)	13	13	13
収納体数　(体)	37	37	37
評価に用いる発熱量　(kW)	9.0	9.6	10.8

表 1.1-3　乾式貯蔵キャスク 1 基当たりの発熱量（大型キャスク）

燃料集合体の種類	8×8 燃料	新型 8×8 燃料	新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料
初期濃縮度　(wt%)	約 2.7	約 2.9	約 3.0
収納物の最高燃焼度　(MWd/t)	30,000	33,500	36,500
冷却期間　(年)	13	13	13
収納体数　(体)	52	52	52
評価に用いる発熱量　(kW)	12.6	13.5	15.2

4) 評価条件

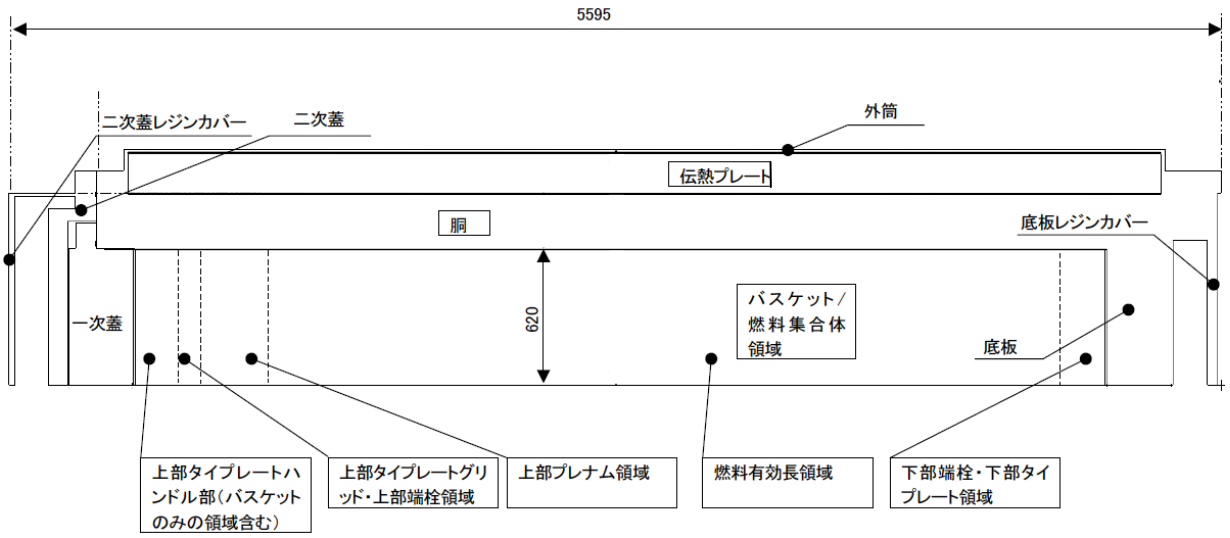
乾式貯蔵キャスクの除熱評価は以下の 3 種類の解析モデルを用いて行う。

a. 軸方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク全体の二次元軸対称モデル)

b. 半径方向断面モデル(胴中央部断面形状の二次元平面モデル)

c. 燃料集合体断面モデル(燃料集合体の断面形状の二次元平面モデル)

上記解析モデルを図 1.1-2～図 1.1-7 に示す。また，評価条件を表 1.1-4 及び表 1.1-5 に示す。



[単位:mm]

図 1.1-2 軸方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク(中型キャスク))

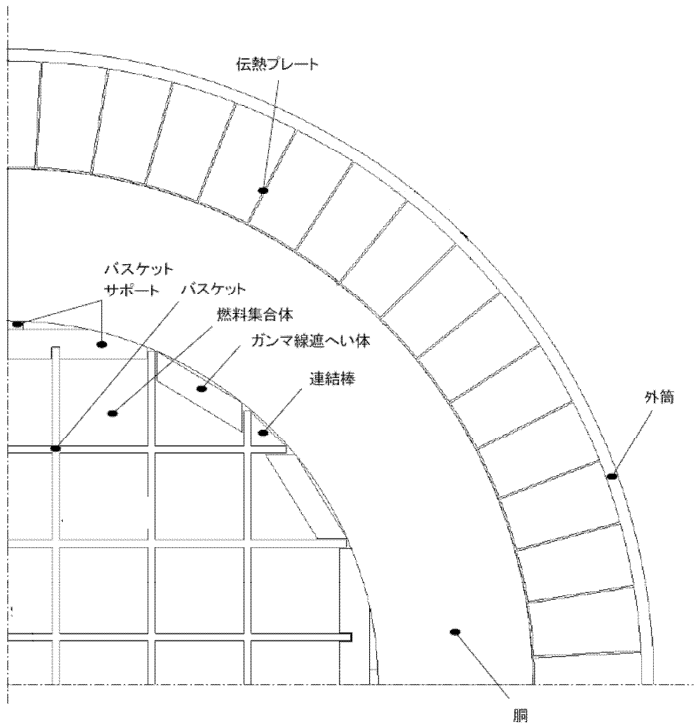


図 1.1-3 半径方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク(中型キャスク))

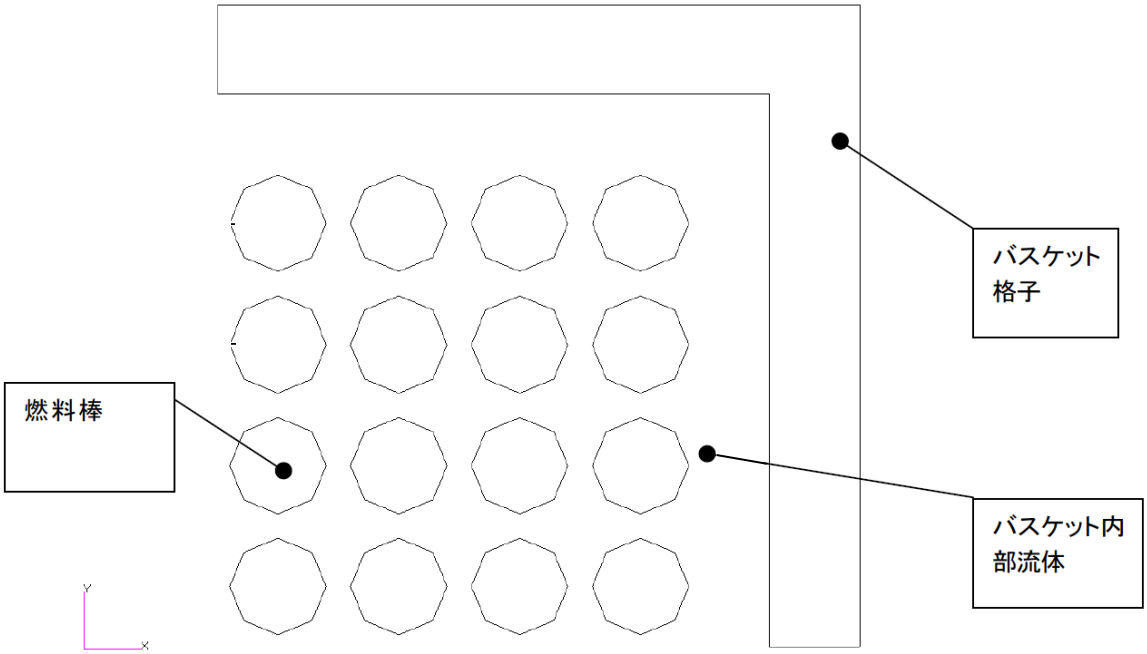
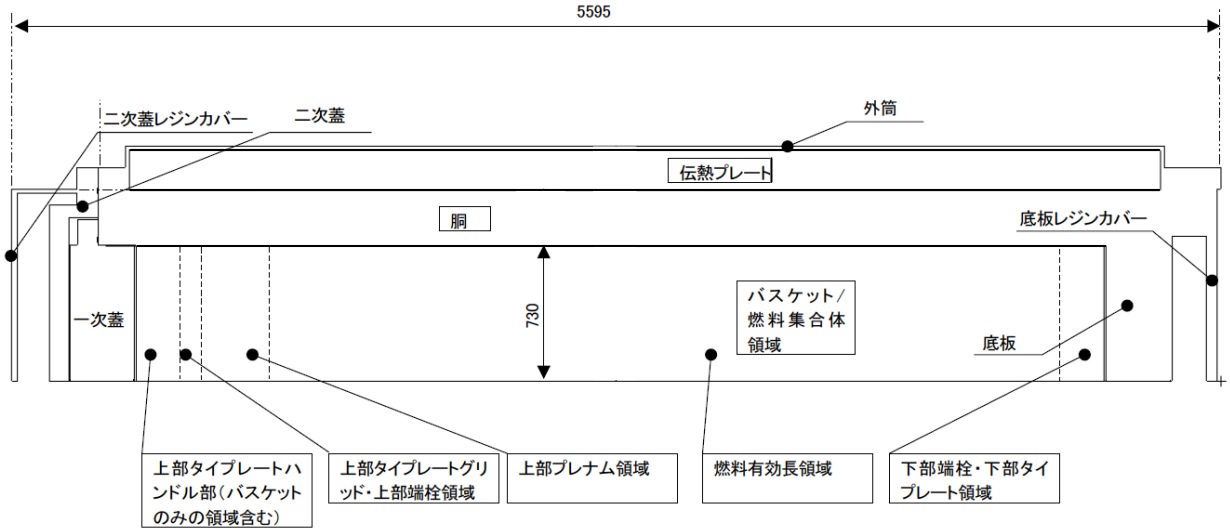


図 1.1-4　燃料集合体断面モデル(乾式貯蔵キャスク(中型キャスク))



[単位:mm]

図 1.1-5　軸方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク(大型キャスク))

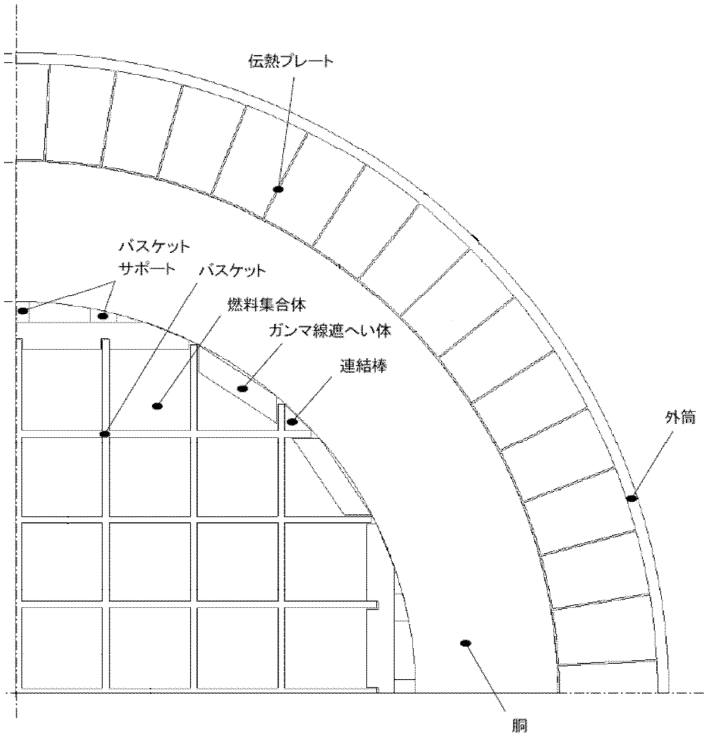


図 1.1-6 半径方向断面モデル(乾式貯蔵キャスク(大型キャスク))

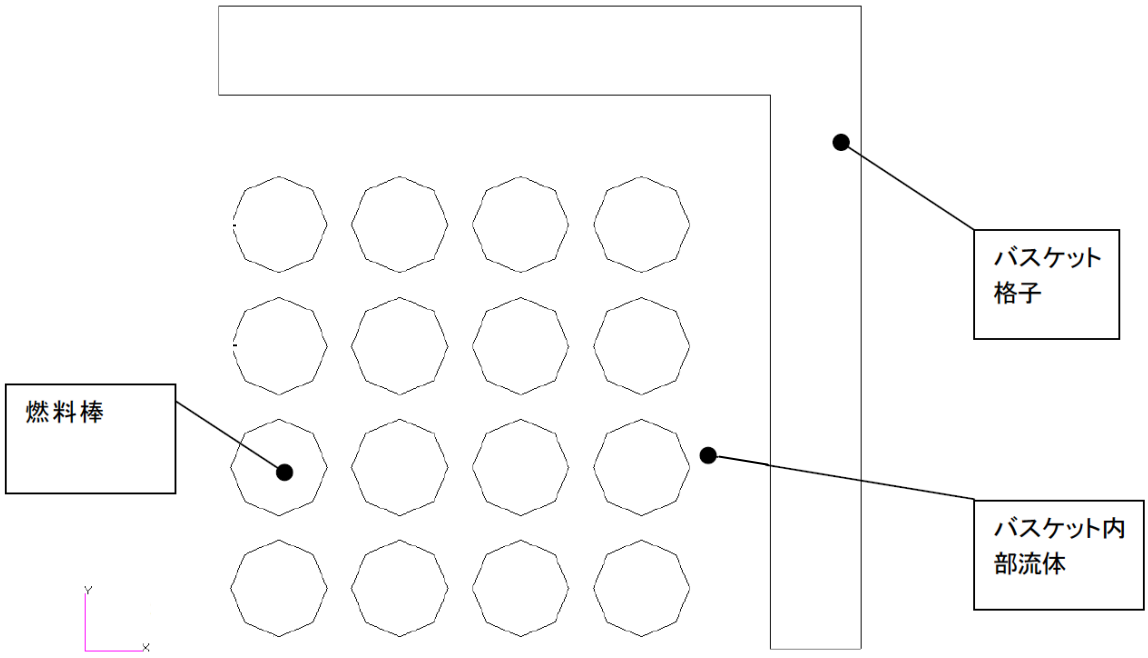


図 1.1-7 燃料集合体断面モデル(乾式貯蔵キャスク(大型キャスク))

表 1.1-4　評価条件（中型キャスク）

項　　目	評価条件
収納体数　(体)	37
姿　　勢	横置き
発 熱 量　(kW)	10.8
周囲温度　(℃)	45

表 1.1-5　評価条件（大型キャスク）

項　　目	評価条件
収納体数　(体)	52
姿　　勢	横置き
発 熱 量　(kW)	15.2
周囲温度　(℃)	45

5) 評価方法

先ず，乾式貯蔵キャスク各部の温度分布を軸方向断面モデルにて求める。次に半径方向断面モデルにて乾式貯蔵キャスク中央断面各部の温度分布及びバスケットの最高温度を求める。

最後に，半径方向断面モデルの熱解析から得られたバスケットの最高温度を境界温度として燃料集合体断面モデルによる熱解析を実施し，燃料被覆管の温度分布を求める。解析は ABAQUS コードを用いる。

6）評価結果

評価結果を表 1.1-6 及び表 1.1-7 に示す。評価は 8×8 燃料，新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料のうち最も厳しい発熱量となる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（最高燃焼度 36,500MWd/t，冷却期間 13 年）を収納した場合について行った。新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料の評価結果においても，8×8 燃料及び新型 8×8 燃料の燃料被覆管設計基準温度（200℃）を満足しているため，発熱量がより低い 8×8 燃料及び新型 8×8 燃料についても設計基準温度を満足する。本表に示すとおり使用済燃料の健全性を示す燃料被覆管の温度及び乾式貯蔵キャスクを構成する各部材はいずれも設計基準温度を下回っており，熱的健全性は維持される。

表 1.1-6　評価結果(中型キャスク)

（単位：℃）

部材	評価結果	設計基準温度	備考
燃料被覆管	159 以下※1※2	200	使用済燃料(8×8 燃料，新型 8×8 燃料)
	159※2※3	300	使用済燃料(新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料)
レ ジ ン	92	150	中性子遮へい材
低合金鋼	102	350	貯蔵容器本体
ステンレス鋼	75	400	二次蓋
アルミニウム，インコネル	74	150	一次蓋金属ガスケット
	72	150	二次蓋金属ガスケット
ボロン添加アルミニウム	142	230	バスケット

※1 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（発熱量 10.8kW）の燃料被覆管温度が 159℃であるため，発熱量の低い 8×8 燃料（9.0kW），新型 8×8 燃料（9.6kW）の燃料被覆管温度は 159℃以下となる。

※2 通常取り扱い時及び異常時に燃料被覆管にかかる応力は，評価結果が最も厳しくなる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料で 56MPa となる。200℃での未照射材の降伏応力は約 230MPa であるため，照射硬化回復を考慮しても，燃料被覆管にかかる応力は降伏応力を超えることはない。

※3 運用期間中に燃料被覆管温度が最も高くなる真空乾燥時では，最も厳しい大型キャスクに新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料を収納した場合，燃料被覆管温度は 194℃であり，この状態の燃料被覆管周方向応力は 46.0MPa であり，燃料被覆管温度及び周方向応力ともに設計基準を満たしている。

表 1.1-7　評価結果(大型キャスク)

（単位：℃）

部材	評価結果	設計基準温度	備考
燃料被覆管	174 以下※4※5	200	使用済燃料(8×8 燃料，新型 8×8 燃料)
	174※5※6	300	使用済燃料(新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料)
レ ジ ン	104	150	中性子遮へい材
低合金鋼	114	350	貯蔵容器本体
ステンレス鋼	83	400	二次蓋
アルミニウム，インコネル	81	150	一次蓋金属ガスケット
	79	150	二次蓋金属ガスケット
ボロン添加アルミニウム	159	230	バスケット

※4 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料（発熱量 15.2kW）の燃料被覆管温度が 174℃であるため，発熱量の低い 8×8 燃料（12.6kW），新型 8×8 燃料（13.5kW）の燃料被覆管温度は 174℃以下となる。

※5 通常取り扱い時及び異常時に燃料被覆管にかかる応力は，評価結果が最も厳しくなる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料で 56MPa となる。200℃での未照射材の降伏応力は約 230MPa であるため，照射硬化回復を考慮しても，燃料被覆管にかかる応力は降伏応力を超えることはない。

※6 運用期間中に燃料被覆管温度が最も高くなる真空乾燥時では，最も厳しい大型キャスクに新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料を収納した場合，燃料被覆管温度は 194℃であり，この状態の燃料被覆管周方向応力は 46.0MPa であり，燃料被覆管温度及び周方向応力ともに設計基準を満たしている。

参考資料

除熱解析に用いるコード（ABAQUS）について

（１） 概要

ABAQUS コードは，米国 Hibbitt，Karlsson & Sorensen，Inc.（HKS 社）で開発された有限要素法に基づく伝熱解析等の汎用解析コードであり，輸送キャスクの伝熱解析などに広く利用されている。

（２） 機能

ABAQUS コードは，伝熱解析に際して以下の機能を有している。

① 定常，非定常のいずれの解も得ることができる。

② 一次元～三次元の任意形状の構造に対して解くことが可能である。

③ 初期条件（温度）は要素ごとに変化させることができ，計算ステップの自動決定も可能である。

④ 境界条件として，時間に依存する熱流束，温度，伝導，対流及びふく射が考慮できる。

⑤ 構成物質の相変態が考慮できる。

（３） 解析フロー

ABAQUS コードの解析フローを図 1.1-8 に示す。

（４） 使用実績

ABAQUS コードは，多くの伝熱解析に使用された実績がある。

（５） 検証方法

貯蔵キャスクの定常伝熱試験に対して ABAQUS による解析結果と試験結果を比較・検討し，本コードの妥当性が検証されている[1)]。

1)山川秀次，五味義雄，尾崎幸男，尾崎明朗「使用済燃料キャスク貯蔵技術の確立―キャスクの伝熱特性評価―」，電中研報告書，U92038，(1993)

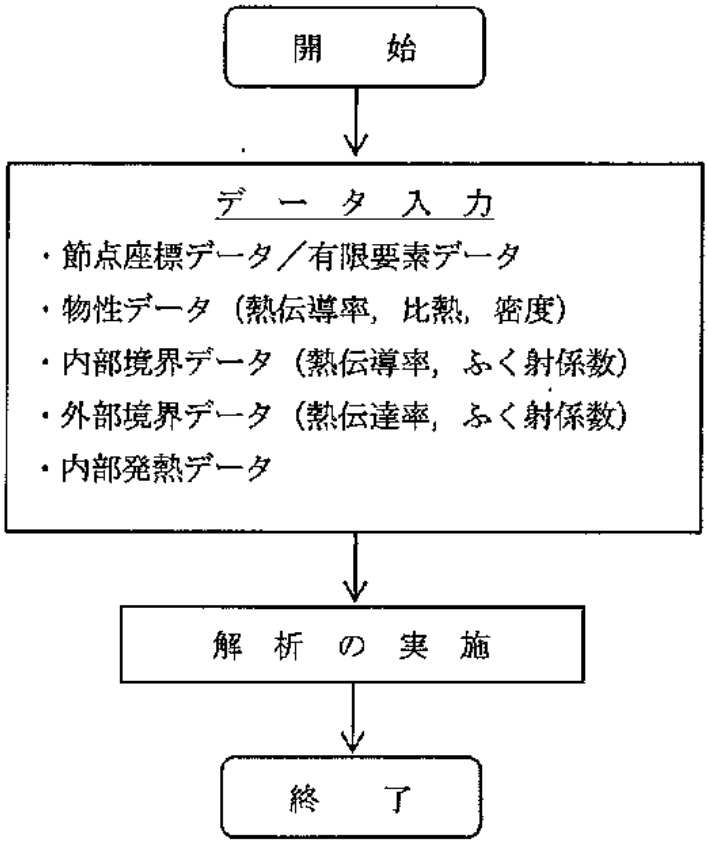


図 1.1-8　ABAQUS コードの解析フロー図

除熱解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送キャスクの崩壊熱計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

① 燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

② 原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③ 計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④ 燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 1.1-9 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送キャスク，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[1)]。

（５） 検証方法

汎用コードの導入評価[1)]が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[2)]が実施されていることが確認されている。

1)A.G.Croff, “ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIALMETHOD”,CCC-371(1987)

2)(社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

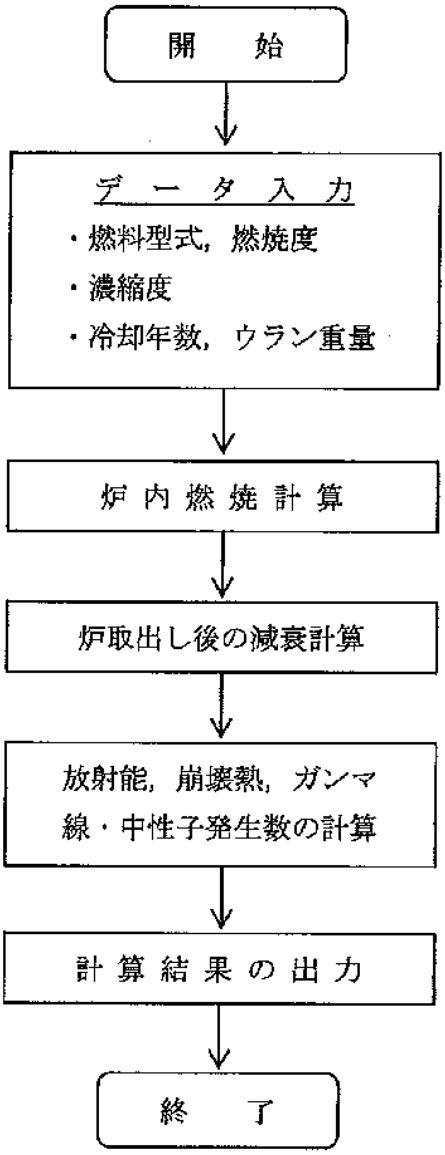


図 1.1-9　ORIGEN2 コードの計算フロー図

1.2 コンクリートモジュールの除熱機能

(1) 乾式貯蔵キャスク用コンクリートモジュールの除熱機能

1) 基本的な考え方

コンクリートモジュール内の除熱評価においては，コンクリートモジュール及び乾式貯蔵キャスクを適切にモデル化し，三次元熱流動解析コードFLUENTを用いて乾式貯蔵キャスク周囲空気温度，コンクリートモジュールの各部コンクリート温度を評価する。

コンクリートモジュール内に保管されたキャスクの崩壊熱は次の伝熱形態で最終的に外界へ放熱される。

① 使用済燃料から乾式貯蔵キャスク表面に伝えられた崩壊熱の大部分は，キャスク近傍の空気に対流と伝導により伝達される。崩壊熱の一部については，ふく射及び支持架台を介する伝導によりコンクリートモジュールに伝えられる。

② コンクリートモジュールへ伝わった熱は構造材を介した伝導伝熱及び対流により外界(外気，地中など)に放出される。あるいは，対流と伝導によってモジュール内の空気に伝わり，その自然換気に従って外界に放出される。

なお，発熱量の大きい大型乾式貯蔵キャスク用のコンクリートモジュールを代表して評価する。

2) 設計基準

設計基準を表1.2-1に示す。

表1.2-1　設計基準

対象箇所	設計基準	設計基準温度
キャスク周囲温度	乾式キャスク除熱評価のインプット条件となる制限温度	45℃以下
モジュールのコンクリート材	コンクリート材の構造強度が確保される制限温度	65℃以下[1)]

1)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(JSME S NE1-2003)

3) 評価条件

コンクリートモジュールの除熱評価の解析モデルは以下の通りとする。

- 保管状態の金属キャスク 1 基を含むコンクリートモジュール及び基礎スラブを解析対象とし，コンクリートモジュール及びキャスク形状の対称性を想定して 1/2 区分を模擬(モデル化)する。(図1.2-1参照)
- 大型乾式貯蔵キャスクは，直径約2.4m，全長約5.6mの円柱形状で模擬する。(図1.2-1参照)

・ 解析で模擬しない部分の圧力損失要素として，給排気口に設置するグレーチングと外気が給排気口に流入/流出する際の縮流/拡流の圧力損失を，給排気面を換気流が通過する際に発生する圧力損失として付与する(相当する圧力損失係数の設定)。

・ コンクリートモジュール温度を保守的に評価するため，モジュール外壁表面及び床基礎スラブ底面は断熱条件とする。また，キャスク上面側のモジュール壁面に設けられる点検扉及び給気口(1 面)は模擬しない。(図 1.2-1 参照) なお，モジュール外壁表面での外気との熱の出入りを考慮した評価については参考資料に示す。

図 1.2-1 に三次元熱流動解析の評価領域を示す。また，評価条件を表 1.2-2 に示す。

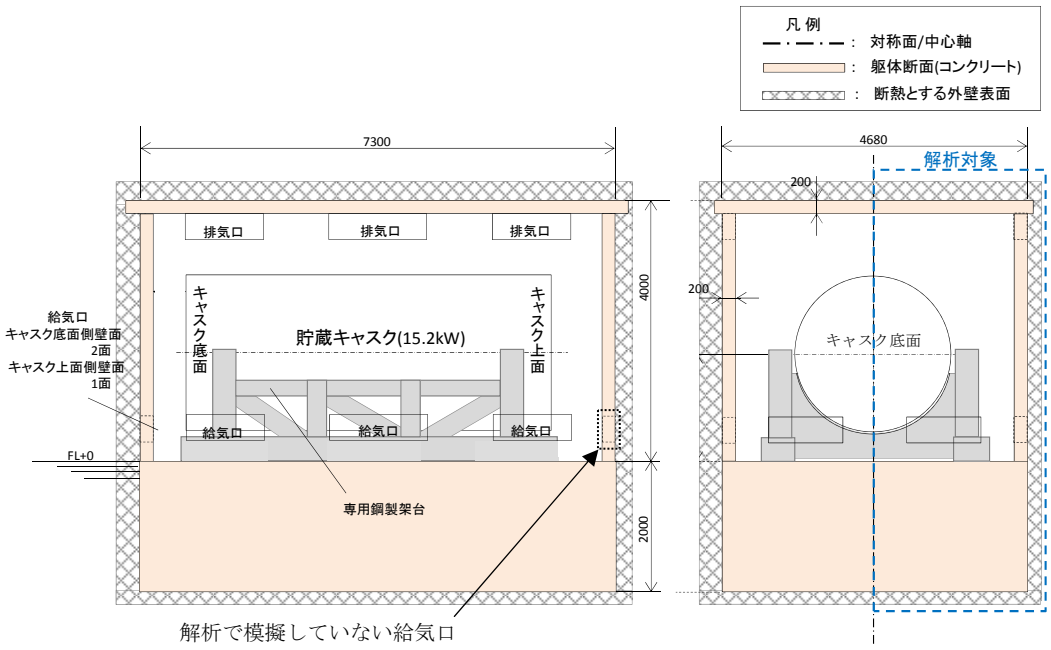


図 1.2-1 三次元熱流動解析の評価領域
(コンクリートモジュール断面(単位:mm))

表 1.2-2 評価条件

項目	評価条件	備考
設計給気温度 (℃)	29.4	小名浜特別地域気象観測所で観測された 2007 年～2011 年の夏季(6 月～9 月)毎正時観測データにおける累積出現率が 99%となる最高温度
発熱量 (kW)	15.2	乾式貯蔵キャスク(大型キャスク)の発熱量。キャスク全表面(上面，側面，底面)に一様な熱流束を設定する。

4）評価方法

三次元熱流動解析コードFLUENTを用いて，伝導，対流，ふく射が共存する伝熱流動場の支配方程式系を解くことにより，キャスク周囲雰囲気温度及びコンクリートモジュール温度を評価する。

図1.2-2にFLUENTでの解析モデル図を示す。

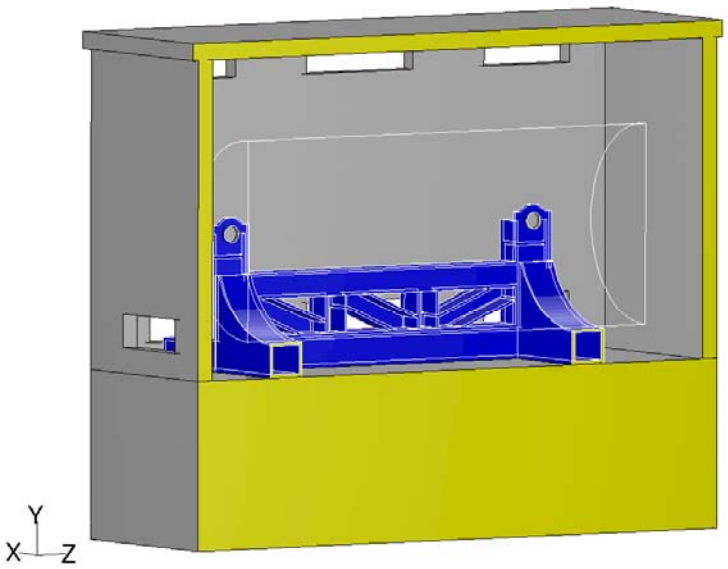


図1.2-2 コンクリートモジュールの解析モデル図

5）評価結果

評価結果を以下に示す。

Ａ．空気温度(キャスク周囲雰囲気温度及び排気温度)

表 1.2-3 に三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール内の平均空気温度と排気温度を示す。三次元熱流動解析の結果から，コンクリートモジュール内の平均空気温度は 34.5℃，排気温度は 39.4℃であり，制限温度 45℃と比較して十分に低い温度となっていることを確認した。

Ｂ．コンクリートモジュールの温度

表 1.2-4 に三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール最高温度値，図 1.2-3 にコンクリートモジュール内壁表面(天井面，側壁面，床面)の温度分布図を示す。

コンクリートモジュールのコンクリート材最高温度は 53.2℃(側壁)となり，制限温度 65℃まで十分な裕度があることを確認した。

表 1.2-3　三次元熱流動解析による空気温度

(単位：℃)

キャスク型式	項 目	評価結果	設計基準温度
乾式貯蔵キャスク(大型)	コンクリートモジュール内の平均空気温度	34.5	45
	排気温度	39.4	

表 1.2-4　三次元熱流動解析によるコンクリートモジュール温度の最高値

(単位：℃)

評価部位	評価結果	設計基準温度
天井面	52.8	65
側壁面	53.2	
床面	51.5	

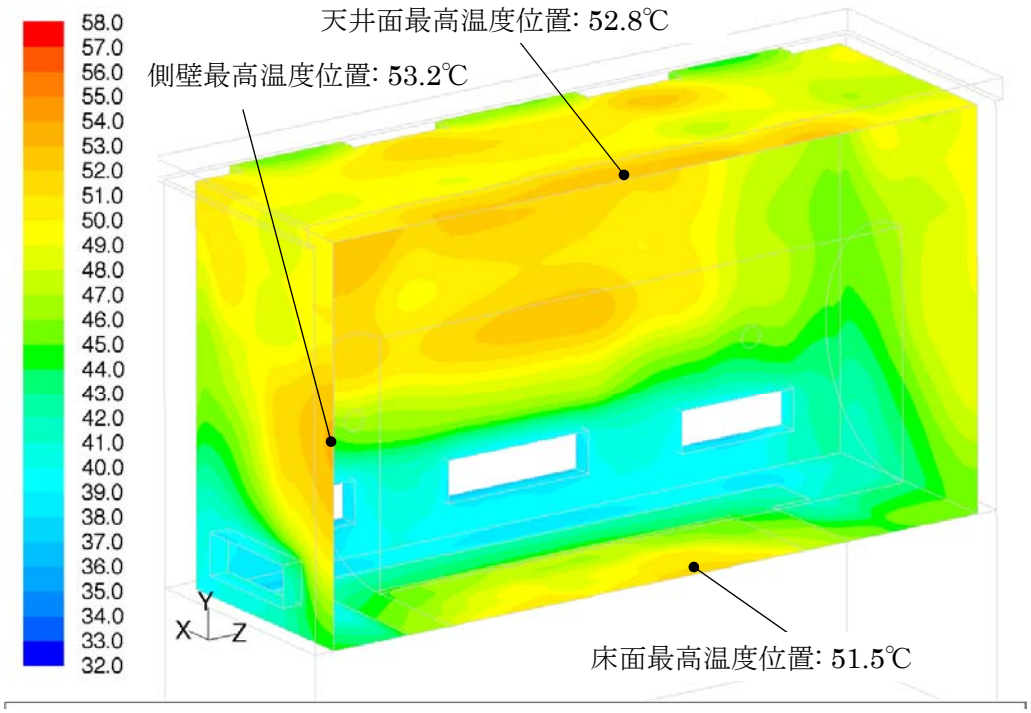


図 1.2-3 コンクリートモジュール内壁表面温度分布

参考資料

除熱解析に用いるコード（FLUENT）について

（１） 概要

FLUENT コードは，米国製の汎用熱流体解析コードであり，貯蔵キャスクの除熱解析などに利用されている。

（２） 機能

FLUENT コードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 非圧縮性流れから圧縮性流れまで幅広く取り扱うことができ，層流，乱流，伝熱(対流，伝導，ふく射)，反応流，多相流等様々な流動場を解析の対象として取り扱うことができる。

② 熱伝導，対流熱伝達，ふく射の形態での伝熱過程を連成して解析することが可能であり，また，流体領域と固体領域での伝熱を同時に取り扱うことができる。

（３） 解析フロー

FLUENT コードの解析フローを図 1.2-4 に示す。

（４） 使用実績

FLUENT コードは，海外の金属キャスク貯蔵施設，コンクリートキャスクの除熱解析や国内中間貯蔵施設の貯蔵キャスク，貯蔵建屋の除熱評価に使用されている。

（５）検証方法

ベンチマーク試験[1)]による検証[2)]が実施されていることを確認。

1)電力中央研究所報告 U99505「キャスク貯蔵施設の除熱性能の実証に関する研究－スタック方式施設の除熱試験－」竹田浩文・古賀智成・亘真澄・坂本和昭(2000)

2)使用済燃料中間貯蔵施設貯蔵建屋・設備の安全設計及び施設安全評価について（東電設計株式会社，TEPSCO-LR-001 改 2 平成 21 年 8 月）

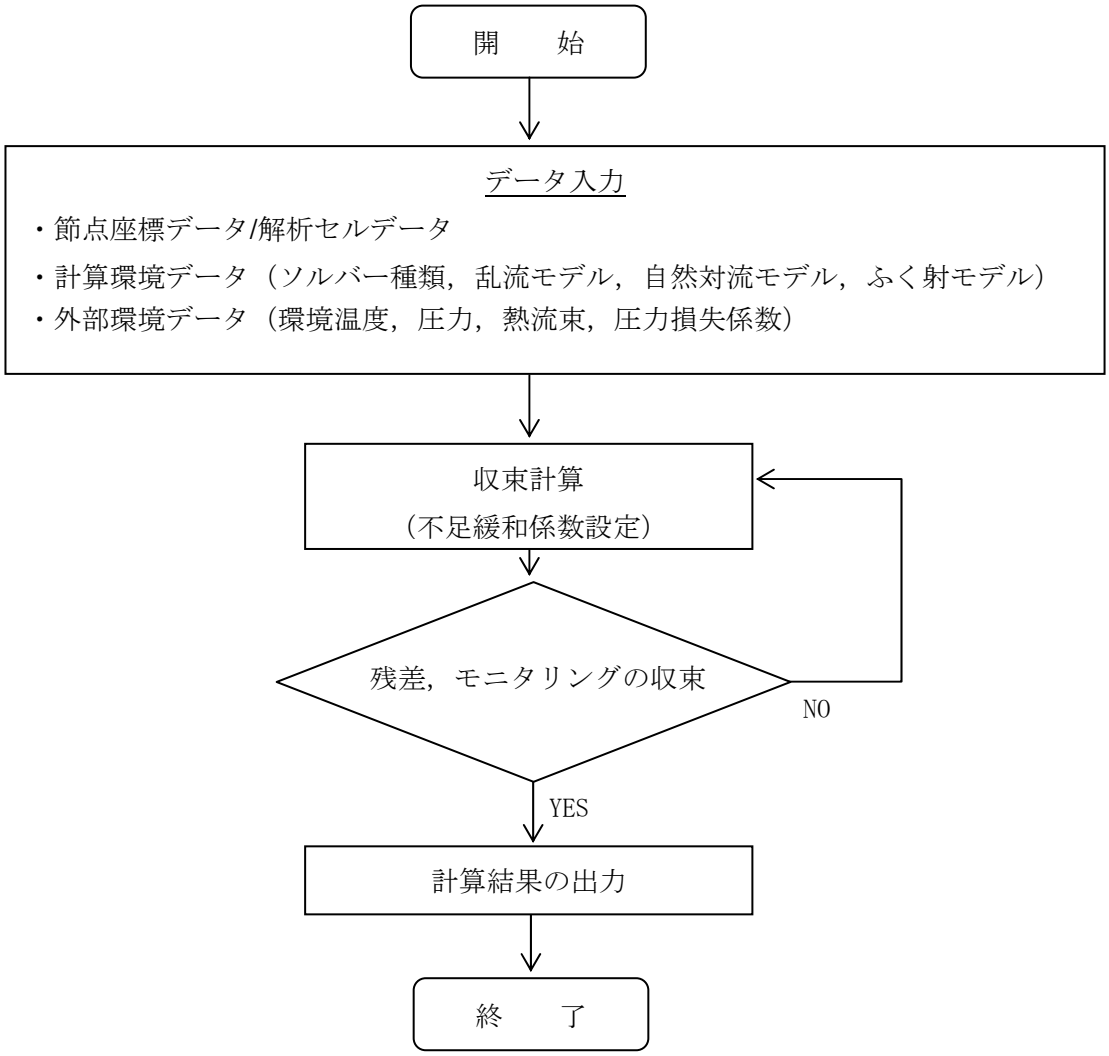


図 1.2-4　FLUENT コードの解析フロー図

参考資料

外気との熱の出入りを考慮した除熱評価について

コンクリートモジュールの除熱評価においては，モジュール外壁表面及び床基礎スラブ底面は断熱条件とし評価を実施している。ここでは，モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮した評価を行い，モジュール外壁表面を断熱とする条件における評価との比較・検討を実施する。なお，床基礎スラブ底面は断熱条件とする。

1)評価条件

モジュール外壁表面を断熱とする条件，及びモジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する条件のそれぞれの評価条件を表 1.2-5 に示す。モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮した評価を行う場合，太陽からの日射量をコンクリート壁面に入熱量として付与すること，及びコンクリート外壁面からの放熱（外気による対流伝熱及び外気へのふく射伝熱）を考慮することの２点がモジュール外壁表面を断熱条件とする場合と異なる評価条件である。評価は，三次元熱流動解析コード FLUENT を用いて行う。

表 1.2-5　評価条件

	モジュール外壁断熱	モジュール壁面での熱の出入りを考慮	備考
設計給気温度(℃)	29.4	同左	表 1.2-2　評価条件と同一
崩壊熱(kW)	15.2	同左	表 1.2-2　評価条件と同一
日射入熱(W/m^2)	無し	水平面：800 垂直面：200 (日射吸収率：0.6)	“核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示”，第 14 条，別記第四の一の規定を準用
外気による対流伝熱	無し	風速 2m/s	小名浜の夏季(6～9 月)の月平均風速の平年値 2.2～2.6m/s より
		参考： 風速 0.5m/s	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める静穏状態の風速を参照し設定
外気-外壁間の輻射伝熱	無し	考慮	―

2)評価結果

評価結果を表 1.2-6 に示す。また，モジュール壁面での熱の出入りを考慮した評価における，風速 2m/s での評価と，風速 0.5m/s の評価のコンクリートモジュール内壁温度分布図をそれぞれ図 1.2-5，図 1.2-6 に示す（モジュール外壁表面を断熱とする条件での温度分布図は図 1.2-3 参照)。モジュール外壁断熱での評価と比べ，モジュール壁面での熱の出入りを考慮した評価では外気への排熱によりコンクリート温度が低くなるが，風速 0.5m/s の評価においては，天井面の入熱量が大きく，天井内面温度が大きくなる傾向にある。モジュール外壁を断熱条件とする場合と，モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する場合いずれも設計基準値を満足する。

表 1.2-6　評価結果

（単位：℃）

	モジュール外壁断熱	モジュール壁面での熱の出入りを考慮		設計基準値
		風速 2m/s	風速 0.5m/s（参考値）	
排気温度	39.4	38.1	38.9	45
モジュール内空気平均温度	34.5	34.1	34.3	
天井内面最高温度	52.8	51.1	54.5	65
屋根面最高温度	－	51.9	59.3	
側壁内面最高温度	53.2	46.7	50.6	
側壁外面最高温度	－	41.0	43.4	
床面最高温度	51.5	50.9	51.1	

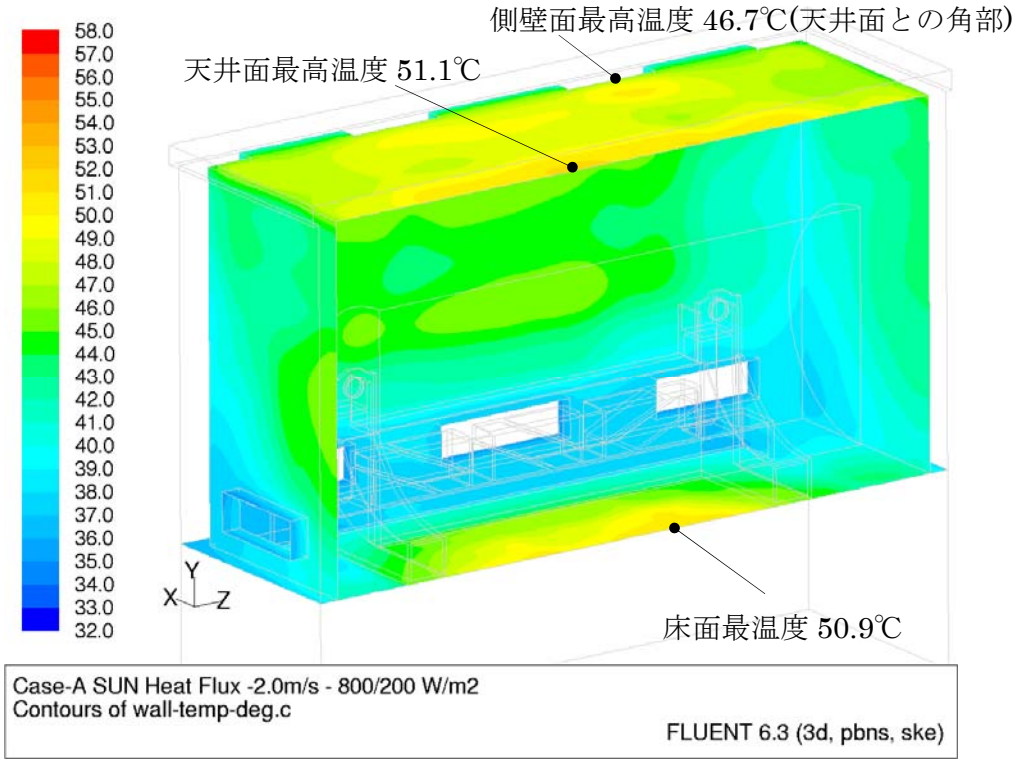


図 1.2-5 コンクリートモジュール内壁表面温度分布(風速 2.0m/s)

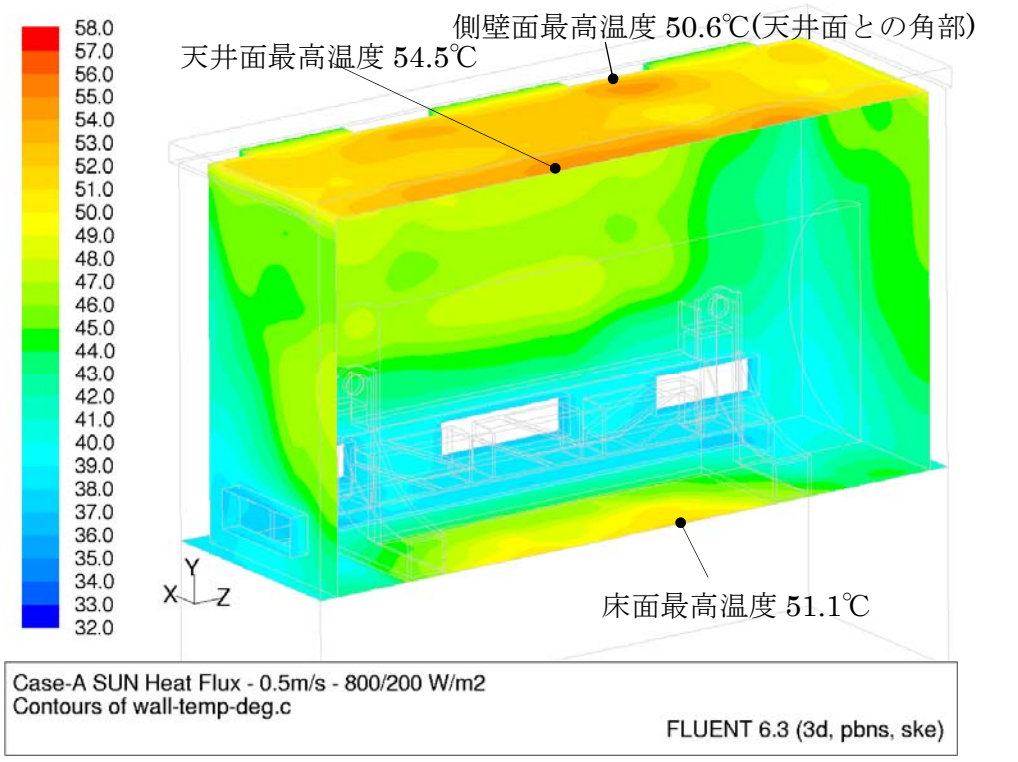


図 1.2-6 コンクリートモジュール内壁表面温度分布 (風速 0.5m/s (参考値))

3)考察

評価条件，及び評価結果の不確定性に対する検討結果を以下に示す。モジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する条件において，評価条件は妥当であると考えられること，モジュール外壁を断熱とする条件とモジュール壁面での外気との熱の出入りを考慮する条件とで評価結果に大きな差異はなく，またいずれも設計基準値を満足していること，評価結果に対する不確定性を考慮しても，設備への影響は無いと考えられることから，本文に記載しているモジュール外壁を断熱とする条件の評価は，コンクリートモジュールの除熱評価として妥当と考える。

① 日射入熱量の条件に事業所外運搬の告示に定める値を使用すること

各都市での夏期の設計用日射量（W・h/(m^2・日)）を表 1.2-7 に示す。
（空気調和・衛生工学便覧〈第 14 版〉第 17 章 冷暖房負荷 表 17.6 設計用日射量(夏期)）

表 1.2-7　各都市夏期の設計用日射量（W・h/(m^2・日)）

	札幌	東京	福岡
水平面全天	7959	8086	8100
垂直面全天(E)	3752	3486	3511
垂直面全天(W)	3705	3553	3475
垂直面全天(N)	1117	1091	1121
垂直面全天(S)	2527	1798	1598

福島から最も近く，南に位置する東京データでの水平面及び垂直面の日照時間中（5-18 時の 13 時間と想定）の時間平均値を求めると，それぞれ以下の値となる。

・水平面：8086/13=622W/m^2

・垂直面平均値：(3486+3553+1091+1798)/(4×13)=191W/m^2

また，1F 構内での気象観測データにおける，2006 年～2010 年 6～9 月の 5 年間の日射量データのうち，最も積算日射量が高い日の積算日射量を可照時間で割った値は 607 W/m^2 であり，冷房設計用日射量計算モデル（東京：622W/m^2）による時間平均値を下回る。以上より，事業所外運搬の告示に定める値（水平面：800W/m^2，垂直面：200W/m^2）は，保守的な設定値と考えられ，評価に用いることは妥当と考える。

② 日射吸収率

日射入熱量に対するコンクリートの日射吸収率は，日本建築学会「建築設計資料集成」より，明るい色のコンクリートの日射吸収率である 0.6 を用いている。文献により，コ

ンクリートの日射吸収率の数値は若干の違いがあり，空気調和・衛生工学便覧，第 5 編には，コンクリートの日射吸収率は 0.7 程度という記載がある。本評価では，上記のとおり日本建築学会「建築設計資料集成」記載値にて評価を行っているが，日射吸収率を 0.7 程度とした場合においても，表 1.2-8 のとおり設計基準温度を超えることは無い。

また，数年程度ではコンクリート表面色の変化はほぼ無いと考えられるが，仮保管期間が長期にわたる場合は，仮保管された乾式キャスクの表面温度やコンクリートの表面状態等を確認し，除熱機能に影響が無いか今後状態を確認していく。

表 1.2-8　日射吸収率を変えた場合の除熱評価結果（風速 0.5m/s）

（単位：℃）

	外壁断熱	熱の出入りを考慮		設計基準値
		日射吸収率 0.6	日射吸収率 0.7 程度	
排気温度	39.4	38.9	39.3	45
モジュール内空気平均温度	34.5	34.3	34.4	
天井内面最高温度	52.8	54.5	57.0	65
側壁内面最高温度	53.2	50.6	52.8	
床面最高温度	51.5	51.1	51.3	

③外気による対流伝熱にて考慮する風速について

コンクリート壁面と外気との対流伝熱において，外気の風速を考慮し伝熱量を設定している。外気の風速は，小名浜特別地域気象観測所の観測データより，夏季(6～9 月)の月平均風速の平年値が約 2.2～2.6m/s であることを踏まえ，2m/s と設定し評価を行っている。また，参考として静穏状態の評価もあわせて実施し，除熱評価の評価結果が設計基準温度を満足することを確認している。静穏状態の風速は，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」の解説において，

（抜粋）
感度のよい微風向･微風速計では静穏時でも 0.5m/s 以上の風速を示していることが多く，また，静穏時における放射性雲からのガンマ線被曝も極端に高い実測値がえられていないことから，静穏時においても大気による拡散希釈は行われているものと考えられる。

このように記載されていることから，コンクリートモジュールの除熱評価においても，

静穏状態の風速として同指針を参照し，0.5m/s と設定している。なお，風速 0.5m/s は 1F 構内での気象観測データにおける，2006 年～2010 年 6～9 月の日照時間中（5 時-18 時と想定）風速データの約 97.5%を包絡する値であり，保守的な設定である。

④ 評価結果の不確定性

コンクリートモジュールの除熱評価における，現状の評価方針について，大きな保守性を有するものではないが，定常的に評価条件を逸脱することはないと考える。また，一時的に本評価条件を超える状態が発生した場合においても，以下の通り設備への影響はないと考える。

・コンクリートモジュールへの影響

コンクリートの設計基準温度は保守的に「コンクリート製原子炉格納容器規格（JSME S NE1-2003)」の定常状態での温度制限値を用いている。同規格において 24 時間未満の非定常状態における温度制限値は 175℃とされており，一時的に 65℃以上の温度となったとしても，ただちにコンクリート内の水分の散逸により健全性に影響を与えることは考えにくい。

・キャスク除熱への影響

キャスクの除熱機能の確認のため，キャスク表面に温度センサ及び警報が設置されており，温度上昇が発生した場合には免震重要棟で検知でき，散水などによる外気温度の低下等の速やかな対処が可能である。

なお，キャスクの除熱評価における評価条件は，保守的な崩壊熱（※1）を設定しており，評価の保守性を有している。またキャスクの除熱評価結果は最も設計基準温度に対する余裕が厳しい燃料被覆管においても，26℃以上の裕度を有している。従って，一時的にコンクリートモジュール内温度が 45℃を超過したとしても，キャスク各部の設計基準温度を超過する恐れはないと考える。

※1　使用済燃料の軸方向燃焼度分布は中心部分で大きいことを考慮し，燃料の平均燃焼度から求まる崩壊熱より大きい値を設計崩壊熱量とし除熱評価を行っている。

2　密封機能

2.1 乾式キャスクの密封機能について

(1) 乾式貯蔵キャスク

1) 基本的な考え方

乾式貯蔵キャスクについて，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。そのため以下の配慮を行う。

① 蓋部及び蓋部貫通孔のシール部には，金属ガスケットを用い，設計貯蔵期間中の圧力障壁を維持する構造とする。

② 乾式貯蔵キャスク本体は堅固な構造であり，蓋部は一次蓋，二次蓋の二重構造である。乾式貯蔵キャスク本体の密封境界は，図 2.1-1 に示すように胴，底板，一次蓋，貫通孔蓋板及び金属ガスケットからなる。また図 2.1-2 に示すように，胴，一次蓋，二次蓋，貫通孔蓋板及び金属ガスケットからなる密封監視圧力境界がある。

③ 乾式貯蔵キャスク内部は負圧（密封境界）とし，一次蓋と二次蓋の間は正圧とすることにより圧力障壁を設ける。

④ 蓋間空間の圧力を監視することにより，万一いずれかの金属ガスケットに漏えいが生じた場合には，密封機能低下が検出できる。この場合でも乾式貯蔵キャスク内部の負圧は維持され，内部気体が直接大気中に放出されることはない。

⑤ 金属ガスケットの構造は，コイルスプリングを内蔵する金属製Oリング状ガスケットである。外観はOリング状で，中心部にあるコイルスプリングと，これを覆う二層の被覆から構成される。

なお，密封評価は大型乾式貯蔵キャスクを代表して評価する。これは大型乾式貯蔵キャスクの金属ガスケットの直径が大きいことから，漏えい孔径が大きくなるためである。

密封評価の評価条件として用いるキャスク内部圧力，蓋間空間圧力，大気圧，キャスク容積，流体温度，内部気体，設計貯蔵期間は添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容と同じ条件である。よって本評価結果は既存評価書の内容を引用する。

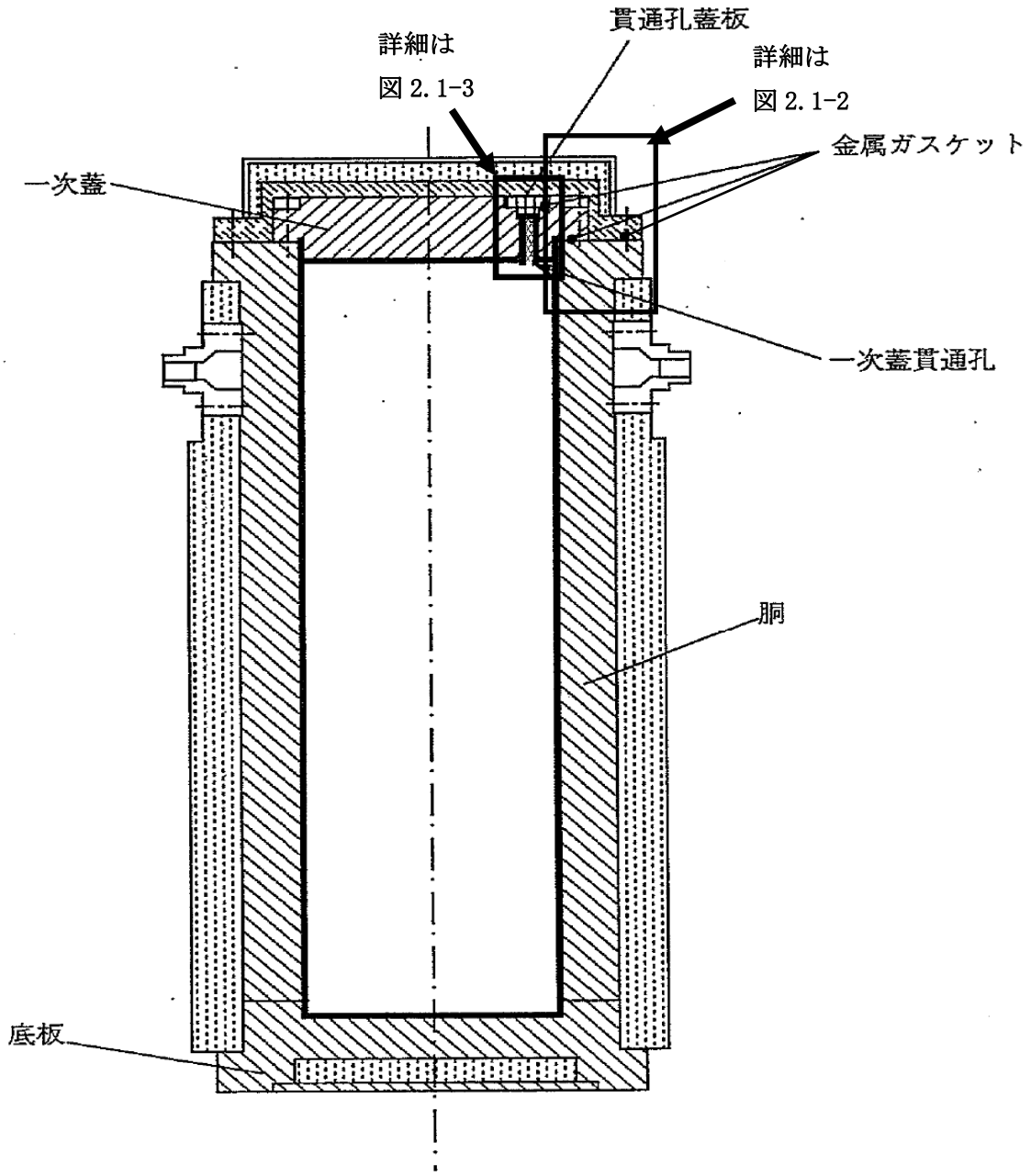


図 2.1-1　乾式貯蔵キャスクの密封構造図

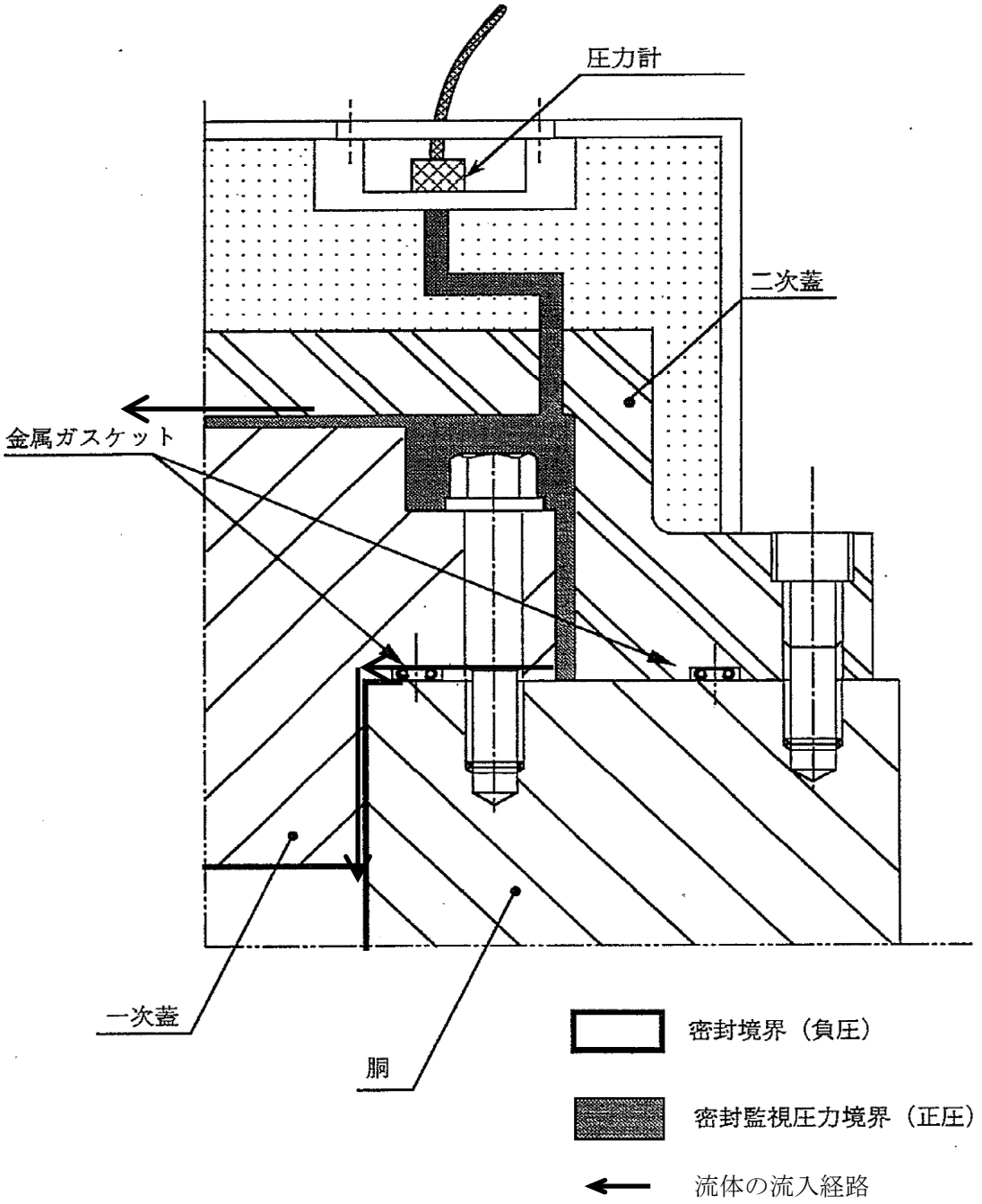


図 2.1-2　乾式貯蔵キャスクの密封部詳細図

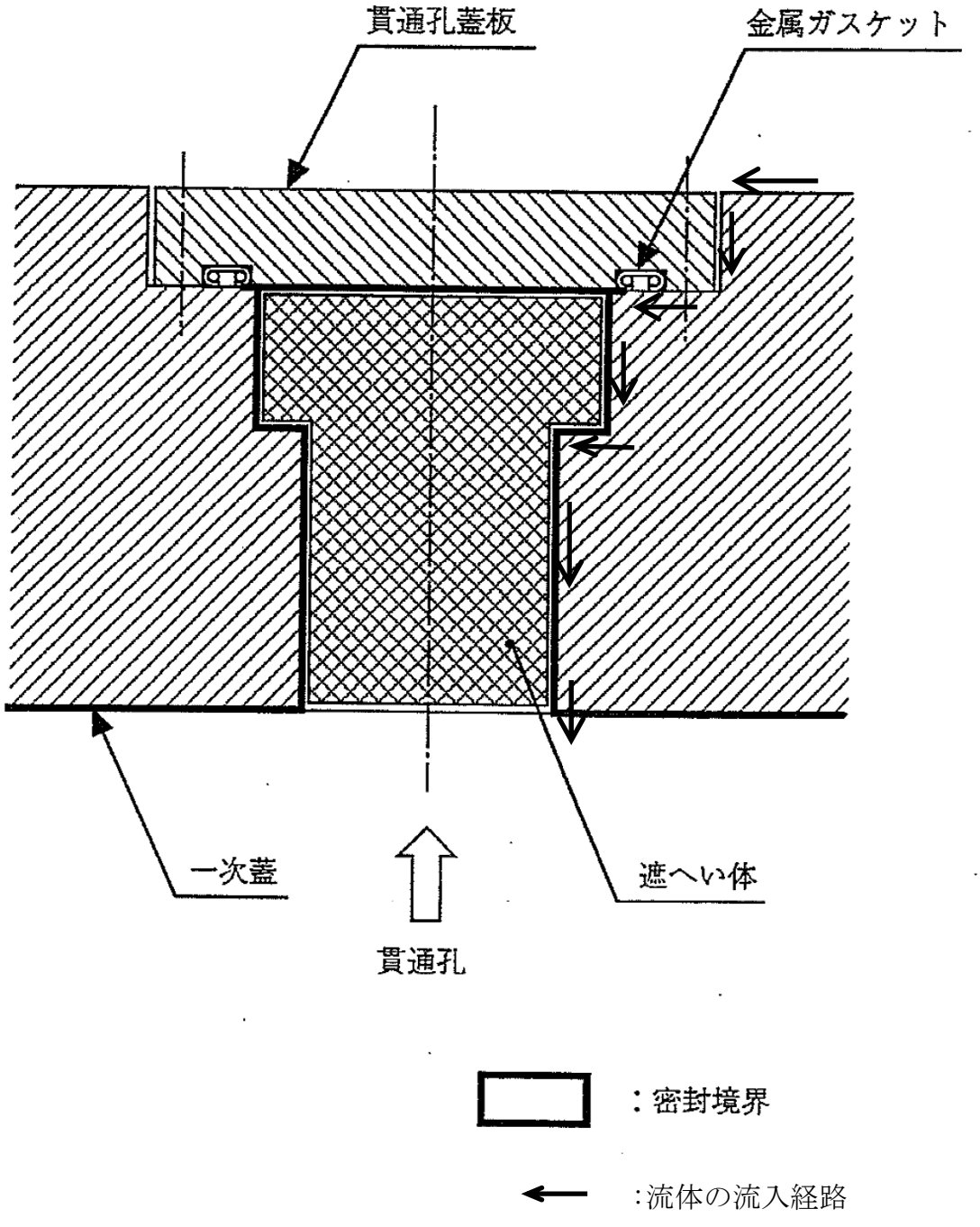


図 2.1-3　乾式貯蔵キャスクの貫通孔蓋板部詳細図

2）評価基準

貯蔵容器の金属ガスケットの漏えい率が，基準漏えい率以下となること。

3）評価条件

基準漏えい率を求めるにあたっては，蓋間圧力は一定及び蓋間空間のガスは乾式貯蔵キャスク内部側にのみ漏えいするものとして漏えい計算を行う。また大気圧としては，気象変化による圧力変動を考慮した値 9.7×10^{4}Pa(0.96atm，日本に上陸した平均的な台風の中心気圧[1)])とする。

密封評価条件を表 2.1-1 に示す。

表 2.1-1　密封評価条件

項目	評価条件
圧力 (Pa abs)	キャスク内部：8.1×10^{4}（初期） 蓋間空間　　：4.1×10^{5}（初期） 大気圧　　：9.7×10^{4}
空間容積 (m^3)	キャスク内部：4.0
流体温度 (℃)	キャスク内部： 240 （今回の熱解析の結果では，キャスクにヘリウムを封入した後の燃料被覆管の温度174℃がキャスク内部の最高温度であるが，保守的に240℃を採用する。） シール部　　：-4.5 （小名浜特別地域気象観測所で観測された2007年12月～2012年2月の冬季(12月～2月)毎正時観測データにおける累積出現率が99%となる最低温度）
内部気体	ヘリウム
設計貯蔵期間 (年)	40

1）理科年表，国立天文台　1989

4）評価方法

① 概要

密封評価では，設計貯蔵期間中にキャスク内部の負圧が維持できる漏えい率を求める。

漏えい率はシールする流体，シール部温度及び漏えい上流側と下流側の圧力に依存する。従って乾式貯蔵キャスクの漏えい計算では，初期値としてある漏えい率を設定し，微小時間ごとに乾式貯蔵キャスク内部圧力の変化とそれによる漏えい率の変化を求め，圧力変化を積分することにより，ある期間経過後の乾式貯蔵キャスク内部圧力を求める。

乾式貯蔵キャスクの密封評価の基準となる基準漏えい率は，設計貯蔵期間中に乾式貯蔵キャスク内部の負圧が維持できる漏えい率として定義される。これは上述の漏えい計算を繰り返して行うことにより，設計貯蔵期間経過後に乾式貯蔵キャスク内部圧力が大気圧となる漏えい率として求める。

なお，基準漏えい率及び漏えい率は一次蓋からの漏えいと貫通孔蓋板からの漏えいの合計の値とする。

② 基準漏えい率計算手順

基準漏えい率の算出フローを図 2.1-4 に示す。

A. 乾式貯蔵キャスクの密封境界の漏えい率 Q_0 を設定する。この漏えい率は使用済燃料の貯蔵開始時のシール部の圧力，温度条件での乾式貯蔵キャスクの密封境界（一次蓋）全箇所からの漏えい率の合計値として設定する。

B. 乾式貯蔵キャスク初期内部圧力 Pi(0)，この時の漏えい率 $Q(Pi)=Q_0$ による微小時間 dt 後の内部圧力 Pi(t)を，ボイル・シャルルの法則に基づき，以下のように求める。

$$\frac{Vi \cdot dPi(t)}{Ti} = \frac{Q(Pi) \cdot dt}{Ts} \quad \cdots\cdots\cdots(1)$$

ここで，

dPi(t)：乾式貯蔵キャスク内部の圧力変動（Pa）

Pi：乾式貯蔵キャスク内部の圧力（Pa）

Vi：乾式貯蔵キャスク内部容積（m^3）

Ti：乾式貯蔵キャスク内部温度（K）

Q(Pi)：漏えい率（$Pa \cdot m^3/s$）

dt：微小時間（s）

Ts：シール部温度（K）

C. 新しい乾式貯蔵キャスク内部圧力 Pi(t)による漏えい率 Q(Pi)を求める。

D. 新しい漏えい率 Q(Pi)による微小時間後の乾式貯蔵キャスク内部圧力 Pi(t)を(1)の

式にて求める。

E．C，Dの手順で微小時間ごとに積算（数値積分）することにより，設計貯蔵期間経過後の乾式貯蔵キャスク内部圧力 Pf を求める。

F．Pf が正圧の場合はより小さい漏えい率を，負圧の場合はより大きい漏えい率 Q_0 を設定して，Ａ～Ｅを繰り返し，設計貯蔵期間経過後の乾式貯蔵キャスク内部圧力が大気圧となる漏えい率 Qf を求める。

G．Qf を標準状態(25℃，1×10^5 Pa)の漏えい率に換算し，基準漏えい率 Qs とする。

③ 漏えい計算式

前項の漏えい率の計算や基準漏えい率の換算は，流体力学基礎式に基づく以下のクヌッセンの式を用いる。

$$Q = LPa$$

$$L = (Fc + Fm)\cdot(Pu - Pd)$$

$$Fc = \frac{\pi}{128}\cdot\frac{\mathrm{D}^4}{a\mu}$$

$$Fm = \frac{\sqrt{2\pi Ro}}{6}\cdot\frac{D^3\sqrt{T/M}}{aPa}$$

ここで，

Fc：連続流のコンダクタンス係数（m^3/(Pa･s)）

Fm：自由分子流のコンダクタンス係数（m^3/(Pa･s)）

D：相当漏えい孔径（m）

a：漏えい孔長（m）

μ：粘性係数（Pa･s）

T：流体の温度（K）

M：流体の分子量（kg/mol）

Ro：気体定数（J/(mol･K)）

Ｌ：圧力Ｐａにおける体積漏えい率（m^3/s）

Pa：流れの平均圧力（Pa），Ｐａ＝（Ｐｕ＋Ｐｄ）／２

Pu：上流側（蓋間空間）の圧力(Pa)

Pd：下流側（乾式貯蔵キャスク内部）の圧力(Pa)

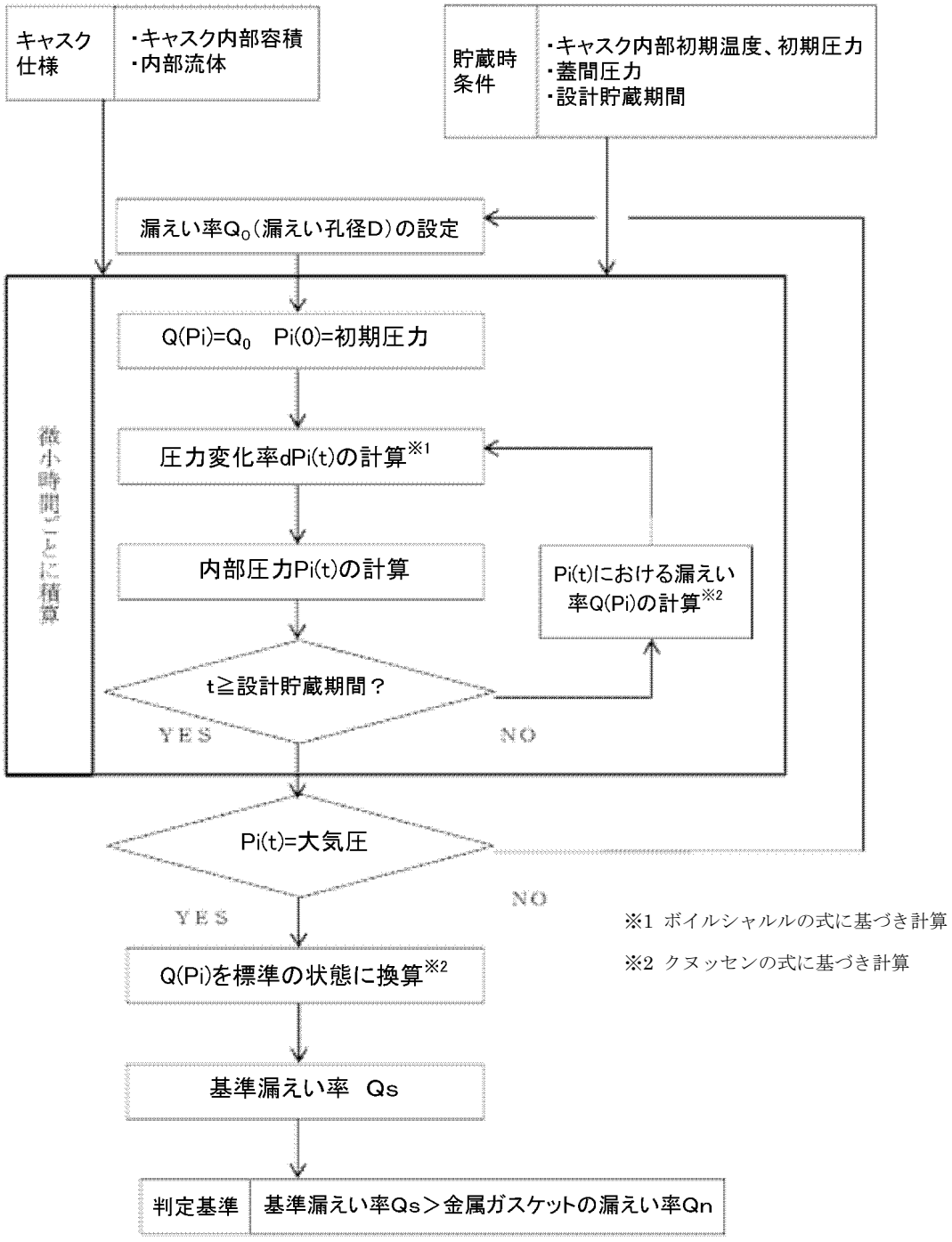


図 2.1-4　漏えい率計算フロー図

5）評価結果

解析した結果を表 2.1-2 に示す。

乾式貯蔵キャスクの気密漏えい確認の判定基準が基準漏えい率を下回るように設定する。使用する金属ガスケットはこれまで当社で行った気密漏えい確認実績において漏えい率が 1×10^{-9}Pa･m^3/s オーダーであったものと同型のものを用い，気密漏えい確認において実機の漏えい率が基準漏えい率を下回ることを確認する。

表 2.1-2　密封評価結果

項目	解析結果
基準漏えい率（Pa･m^3/s）	1×10^{-6}

3 遮へい機能

3.1 乾式キャスクの遮へい機能

(1) 乾式貯蔵キャスクの遮へい機能

1) 基本的な考え方

遮へい設計に当たっては，周辺公衆及び放射線業務従事者に対し，放射線被ばく上影響を及ぼすことのないよう，使用済燃料の放射線を適切に遮へいする能力を有するよう以下のとおり設計する。

① 乾式貯蔵キャスクはガンマ線遮へいと中性子遮へいの機能を有する。

② ガンマ線遮へい材は主にキャスク構造体（胴，底板，一次蓋，二次蓋等）であり，鍛造炭素鋼等で構成される。

③ 中性子遮へい材は，水素を多く含有するレジンで構成される。

乾式貯蔵キャスクには収納する使用済燃料の体数が異なる中型と大型の 2 種類の乾式貯蔵キャスクがあり，中型と大型の乾式貯蔵キャスクそれぞれについて評価する。

乾式貯蔵キャスクの遮へい解析フローを図 3.1-1 に示す。この中で評価条件として用いる使用済燃料仕様，乾式貯蔵キャスク仕様，線源強度及び解析モデル等は添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容と同じ条件である。よって，本評価結果は既存評価書の内容を引用する。

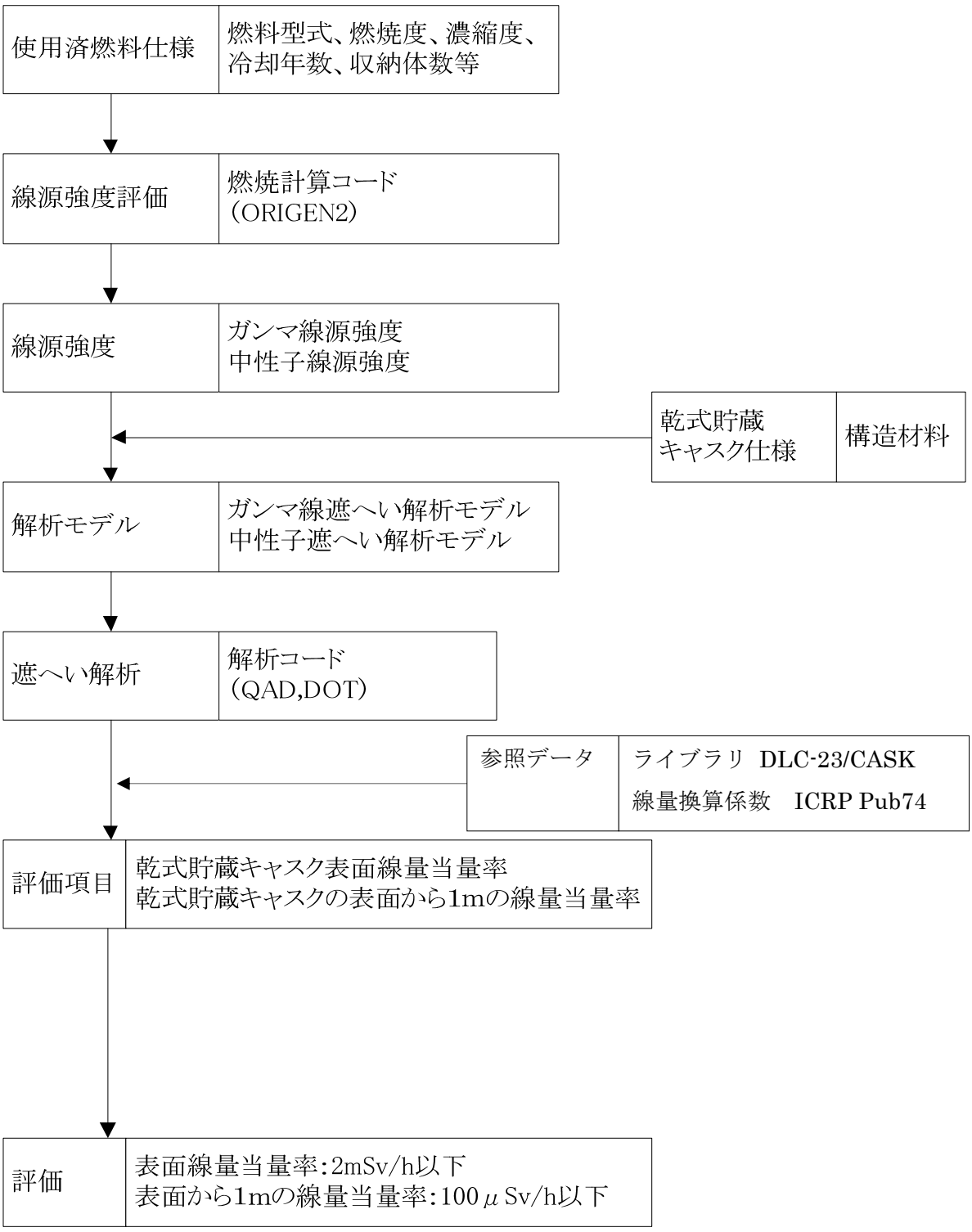


図 3.1-1　乾式貯蔵キャスクの遮へい解析フロー

2）設計基準

乾式貯蔵キャスクの設計基準は，事業所内運搬に係る法令「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（昭和 53 年 12 月 28 日通商産業省令第 77 号）第 13 条を適用し，表 3.1-1 のとおりとする。

表 3.1-1 設計基準

（単位：μSv/h）

	設計基準
乾式貯蔵キャスク 表面	2000 以下
乾式貯蔵キャスク 表面より 1m	100 以下

3）設計条件

①遮へい厚さ

乾式貯蔵キャスクの遮へい厚さを表 3.1-2 に示す。なお，遮へい厚さは大型・中型ともに同じ厚さである。

表 3.1-2　遮へい厚さ

（単位：㎜）

	低合金鋼	ステンレス鋼	レジン
半径方向	260	－	106/170 注 1
蓋 方 向	295	90	140
底 方 向	305	－	150

注 1：図 3.1-2 のようにレジンを用いた中性子遮へい領域の厚さは場所によって違うため 2 つの値を併記した。

②線源条件

8×8 燃料，新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料のうち最も厳しい線源条件となる新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料について評価する。燃料収納条件を表 3.1-3 に示す。乾式貯蔵キャスクの収納物の線源条件を中型，大型それぞれ表 3.1-4，表 3.1-5 に示す。

表 3.1-3　燃料収納条件

	燃料仕様		
	8×8 燃料	新型 8×8	新型 8×8 ジルコニウムライナ
最高燃焼度(MWd/tU)	30,000	33,500	36,500
最低冷却期間（年）	13	13	13

表 3.1-4　線源条件（中型キャスク）

項　　目	線源条件
平均燃焼度　(MWd/t)	36,500
初期濃縮度　(%)	約 3.0
冷 却 期 間　(年)	13
収 納 体 数　(体)	37

表 3.1-5　線源条件（大型キャスク）

項　　目	線源条件
平均燃焼度　(MWd/t)	36,500
初期濃縮度　(%)	約 3.0
冷 却 期 間　(年)	13
収 納 体 数　(体)	52

③線源強度及びエネルギー

Ａ．ガンマ線源強度

使用済燃料のガンマ線源強度の計算はORIGEN2コードにより行う。

得られたガンマ線源強度を中型，大型それぞれ表3.1-6，表3.1-7に示す。

表3.1-6　ガンマ線源強度（中型キャスク）

エネルギー群	平均エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)	線源強度 (ph/s)
1	0.375	0.30 － 0.45	5.991×10^{14}
2	0.575	0.45 － 0.70	2.619×10^{16}
3	0.850	0.70 － 1.0	1.567×10^{15}
4	1.25	1.0 － 1.5	9.238×10^{14}
5	1.75	1.5 － 2.0	2.766×10^{13}
6	2.25	2.0 － 2.5	5.429×10^{10}
7	2.75	2.5 － 3.0	5.208×10^{9}
8	3.50	3.0 － 4.0	6.783×10^{8}

表3.1-7　ガンマ線源強度（大型キャスク）

エネルギー群	平均エネルギー (MeV)	エネルギー範囲 (MeV)	線源強度 (ph/s)
1	0.375	0.30 － 0.45	8.420×10^{14}
2	0.575	0.45 － 0.70	3.681×10^{16}
3	0.850	0.70 － 1.0	2.202×10^{15}
4	1.25	1.0 － 1.5	1.298×10^{15}
5	1.75	1.5 － 2.0	3.887×10^{13}
6	2.25	2.0 － 2.5	7.630×10^{10}
7	2.75	2.5 － 3.0	7.319×10^{9}
8	3.50	3.0 － 4.0	9.533×10^{8}

使用済燃料の構造材の放射化による線源強度を中型，大型それぞれ表 3.1-8，表 3.1-9 に示す。

表 3.1-8　構造材の放射化によるガンマ線源強度（中型キャスク）

	Co－60 強度（decay/s）
上部タイプレートハンドル部	5.259×10^{11}
上部タイプレートグリッド・上部端栓部	6.558×10^{12}
上部プレナム部	2.640×10^{13}
下部端栓・下部タイプレート部	1.270×10^{13}

表 3.1-9　構造材の放射化によるガンマ線源強度（大型キャスク）

	Co－60 強度（decay/s）
上部タイプレートハンドル部	7.390×10^{11}
上部タイプレートグリッド・上部端栓部	9.216×10^{12}
上部プレナム部	3.710×10^{13}
下部端栓・下部タイプレート部	1.784×10^{13}

B．中性子線源強度

使用済燃料の中性子線源強度の計算は ORIGEN2 コードにより行う。得られた中性子線源強度を中型，大型それぞれ表 3.1-10，表 3.1-11 に示す。また計算で使用する中性子エネルギースペクトルを表 3.1-12 に示す。

表 3.1-10　中性子線源強度（中型キャスク）

		中性子線源強度(n/s)
1 次中性子源	自発核分裂によるもの	6.307×10^{9}
	（α，n）反応によるもの	1.042×10^{8}
	合　　計	6.411×10^{9}
増倍効果を考慮した全中性子線源強度		1.069×10^{10}

表 3.1-11　中性子線源強度（大型キャスク）

		中性子線源強度(n/s)
1 次中性子源	自発核分裂によるもの	8.863×10^{9}
	（α，n）反応によるもの	1.465×10^{8}
	合　　計	9.010×10^{9}
増倍効果を考慮した全中性子線源強度		1.502×10^{10}

表 3.1-12　中性子エネルギースペクトル

エネルギー群	上限エネルギー（MeV）	スペクトル
1	1.492×10^{1}	5.72×10^{-4}
2	1.220×10^{1}	2.02×10^{-3}
3	1.000×10^{1}	6.07×10^{-3}
4	8.180×10^{0}	2.00×10^{-2}
5	6.360×10^{0}	4.12×10^{-2}
6	4.960×10^{0}	5.27×10^{-2}
7	4.060×10^{0}	1.10×10^{-1}
8	3.010×10^{0}	8.74×10^{-2}
9	2.460×10^{0}	2.28×10^{-2}
10	2.350×10^{0}	1.15×10^{-1}
11	1.830×10^{0}	2.07×10^{-1}
12	1.110×10^{0}	1.89×10^{-1}
13	5.500×10^{-1}	1.31×10^{-1}
14	1.110×10^{-1}	1.59×10^{-2}
15	3.350×10^{-3}	8.12×10^{-5}
16	5.830×10^{-4}	5.89×10^{-6}
17	1.010×10^{-4}	3.89×10^{-7}
18	2.900×10^{-5}	5.53×10^{-8}
19	1.070×10^{-5}	1.33×10^{-8}
20	3.060×10^{-6}	1.88×10^{-9}
21	1.120×10^{-6}	4.19×10^{-10}
22	4.140×10^{-7}	1.20×10^{-10}

4）評価方法

①中性子遮へい計算（2 次ガンマ線を含む）

中性子遮へい計算は DOT コードにより遮へい体を透過した中性子の線束を計算し，乾式貯蔵キャスク表面及び表面から 1ｍの線量率を求める。

また，2 次ガンマ線の効果についても DOT コードを用いて中性子が遮へい体内で吸収される際に発生する 2 次ガンマ線の線束を計算し，乾式貯蔵キャスク表面及び表面から 1ｍの線量率を求める。

中性子遮へいの解析モデルを図 3.1-2,3 に示す。解析モデルは，乾式貯蔵キャスクの実形状を考慮してモデル化する。乾式貯蔵キャスク上部及び下部のトラニオン周辺については中性子遮へい材の遮へい厚さが他の部分より少ないため，図 3.1-4 に示した詳細モデル（中型・大型共通）を使用する。

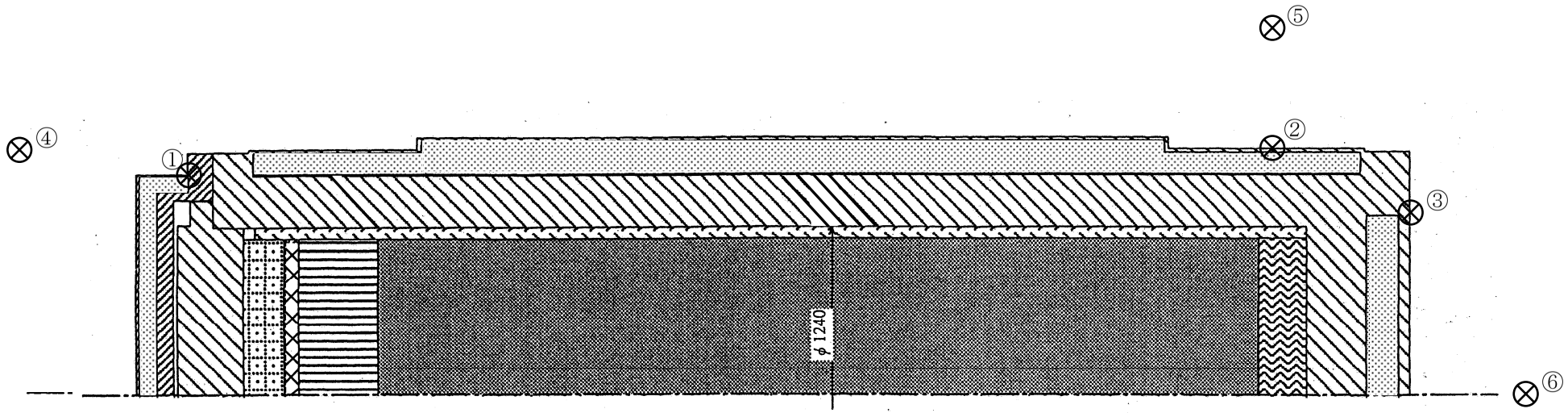
ライブラリとしては，DLC－23/CASK データを用い，線量率への変換は ICRP Pub 74 に従う。

②ガンマ線遮へい計算

ガンマ線遮へい計算は QAD コードにより遮へい体を透過したガンマ線の線束を計算し，乾式貯蔵キャスク表面及び表面から 1ｍの線量率を求める。

ガンマ線遮へいの解析モデルを図 3.1-5,6 に示す。解析モデルは，乾式貯蔵キャスクの実形状を考慮してモデル化する。

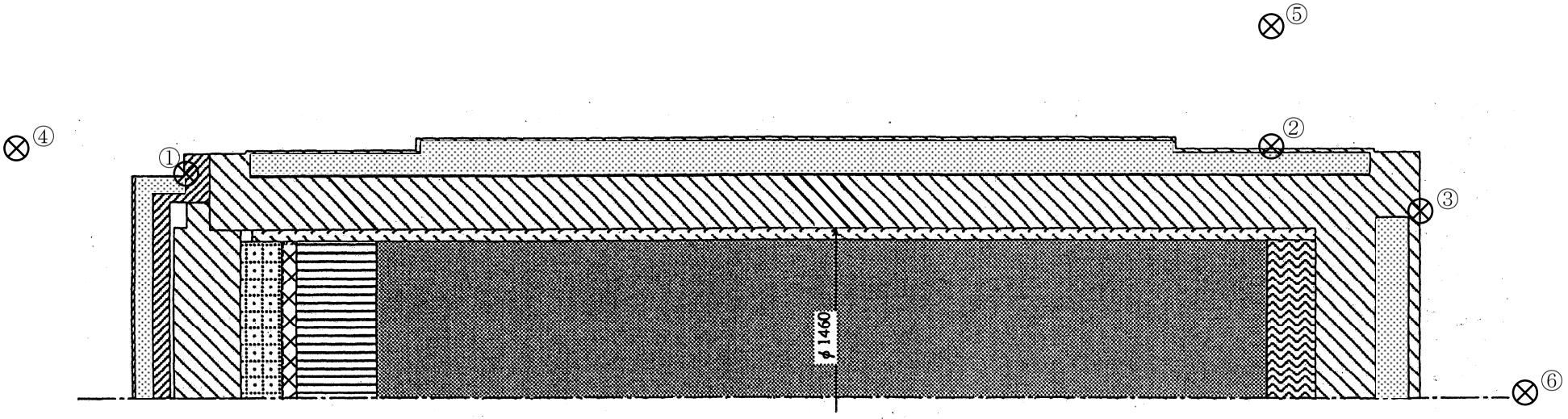
線量率への変換は ICRP Pub 74 のデータを用いる。



燃料ペレット領域
上部プレナム領域
上部タイプレートハンドル領域
上部タイプレートグリッド・上部端栓領域
下部端栓・下部タイプレート領域
乾式貯蔵キャスク本体，一次蓋領域（低合金鋼）
二次蓋領域（ステンレス鋼）
バスケットサポート領域（ステンレス鋼）
中性子しゃへい材領域（レジン）
伝熱プレート領域（銅）

（単位：mm）

図 3.1-2　乾式貯蔵キャスク中性子遮へい解析モデル（中型キャスク）



燃料ペレット領域

上部プレナム領域

上部タイプレートハンドル領域

上部タイプレートグリッド・上部端栓領域

下部端栓・下部タイプレート領域

乾式貯蔵キャスク本体，一次蓋領域（低合金鋼）

二次蓋領域（ステンレス鋼）

バスケットサポート領域（ステンレス鋼）

中性子遮へい材領域（レジン）

伝熱プレート領域（銅）

（単位：mm）

図 3.1-3　乾式貯蔵キャスク中性子遮へい解析モデル（大型キャスク）

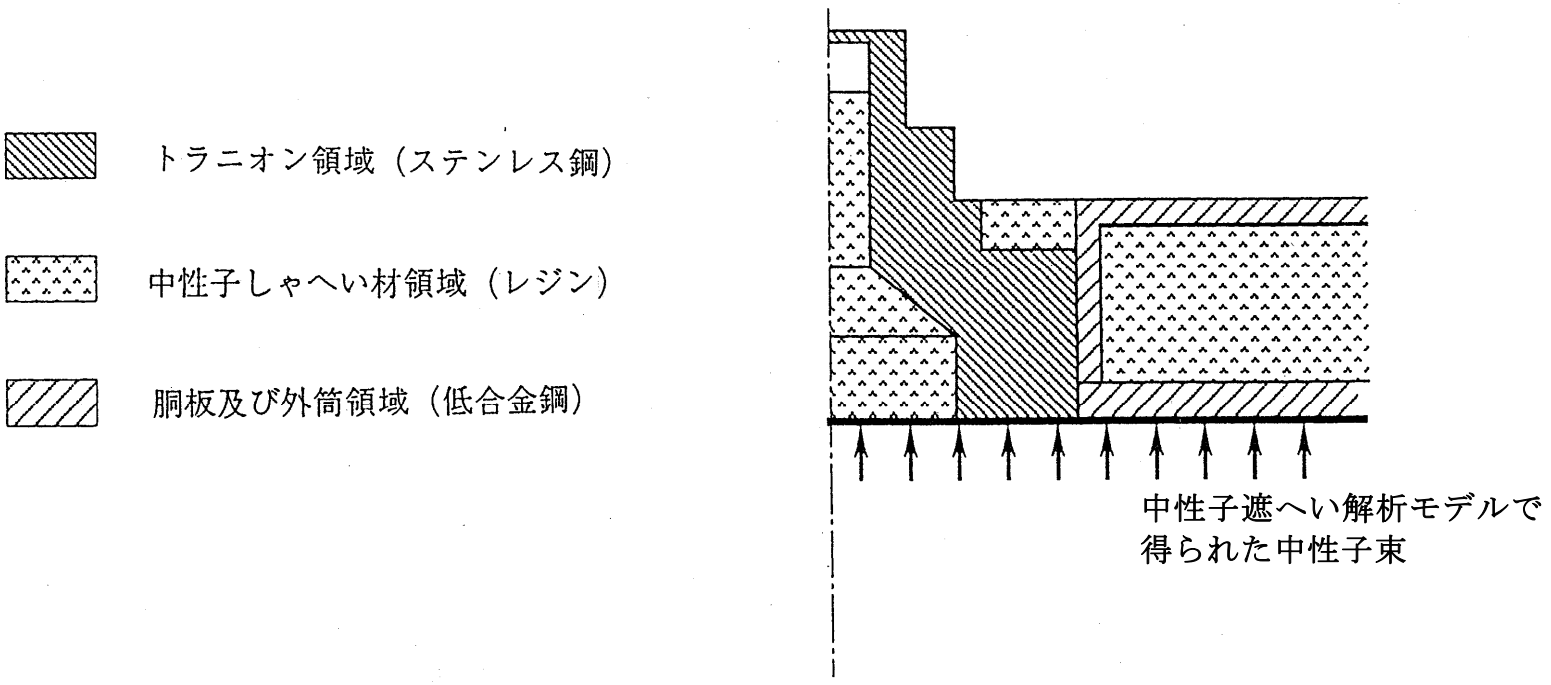
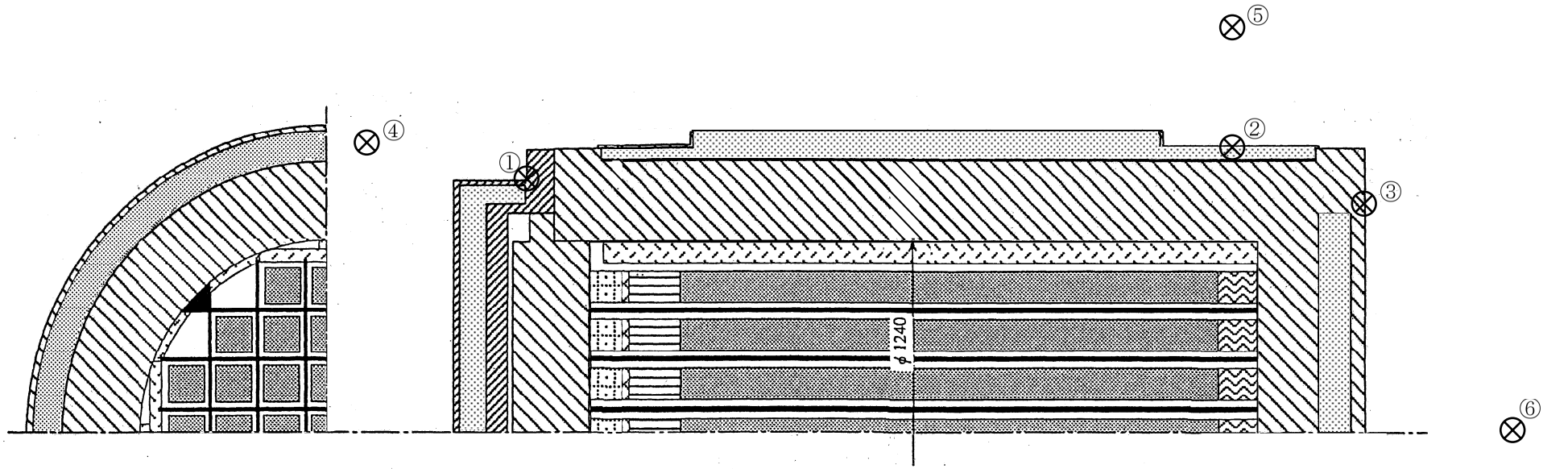


図 3.1-4　乾式貯蔵キャスクトラニオン部の中性子遮へい解析モデル（中型キャスク・大型キャスク共通）



燃料ペレット領域

上部プレナム領域

上部タイプレートハンドル領域

上部タイプレートグリッド・上部端栓領域

下部端栓・下部タイプレート領域

乾式貯蔵キャスク本体，一次蓋領域（低合金鋼）

二次蓋領域（ステンレス鋼）

バスケットプレート領域（ボロン添加アルミニウム合金[B-Aℓ]）

バスケットサポート領域（ステンレス鋼）

中性子遮へい材領域（レジン）

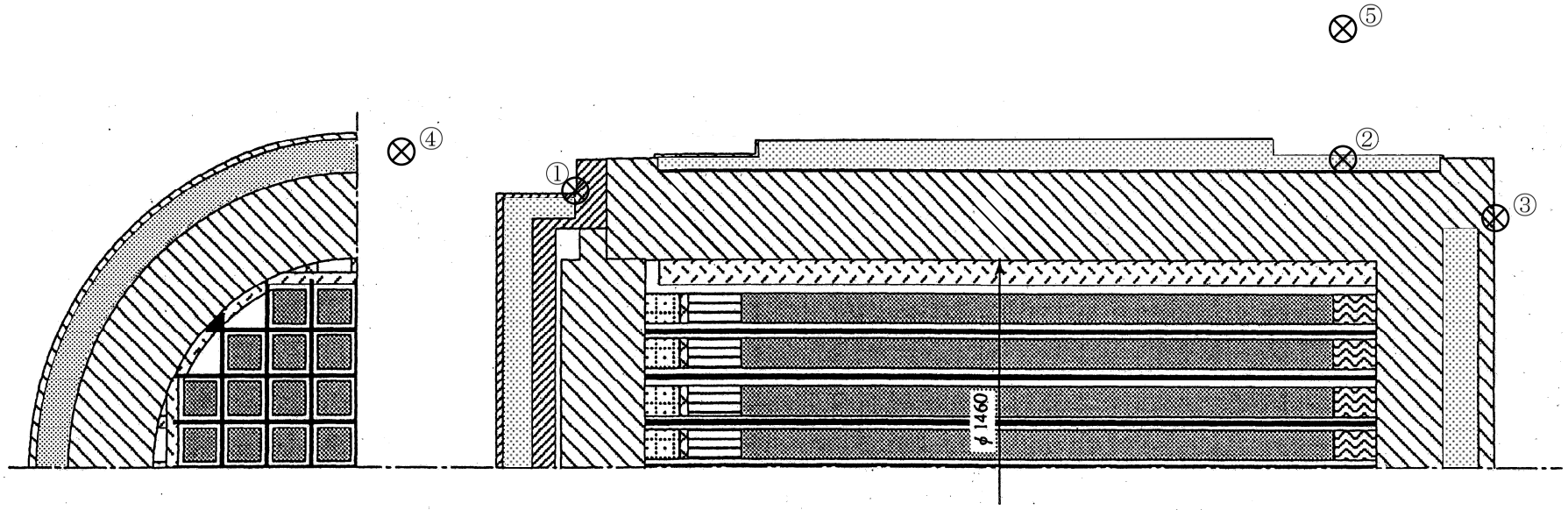
伝熱プレート領域（銅）

⊗評価点

（①②③：表面
④⑤⑥：表面から 1m）

（単位：mm）

図 3.1-5　乾式貯蔵キャスクガンマ線遮へい解析モデル（中型キャスク）



燃料ペレット領域

上部プレナム領域

上部タイプレートハンドル領域

上部タイプレートグリッド・上部端栓領域

下部端栓・下部タイプレート領域

乾式貯蔵キャスク本体，一次蓋領域（低合金鋼）

二次蓋領域（ステンレス鋼）

バスケットプレート領域（ボロン添加アルミニウム合金[B-Aℓ]）

バスケットサポート領域（ステンレス鋼）

中性子遮へい材領域（レジン）

伝熱プレート領域（銅）

⊗評価点

（①②③：表面
④⑤⑥：表面から 1m）

（単位：mm）

図 3.1-6　乾式貯蔵キャスクガンマ線遮へい解析モデル（大型キャスク）

5）評価結果

乾式貯蔵キャスクの評価結果を中型，大型それぞれ表 3.1-13，表 3.1-14 に示す。なお，評価結果は半径方向，蓋方向及び底方向における線量率の最大値を示している。

本表に示すとおり，乾式貯蔵キャスクは中型・大型ともに設計基準値を満足している。

半径方向（評価点②）が計算結果のうち最大であるのは，中性子遮へい材であるレジンが他の領域に比べて少ないトラニオン部であり中性子線の線量率が大きいことによる。

なお使用済燃料を乾式貯蔵キャスクに収納する場合は，収納する使用済燃料の燃焼度が 36500MWd/t 以下であることを確認する。

表 3.1-13　線量率の計算結果（中型キャスク）

（単位：μSv/h）

	表　　面			表面から 1m		
	蓋方向	半径方向	底方向	蓋方向	半径方向	底方向
評価点	①	②	③	④	⑤	⑥
計 算 結 果	300	1101	117	5	78	18
設計基準値	2000			100		

表 3.1-14　線量率の計算結果（大型キャスク）

（単位：μSv/h）

	表　　面			表面から 1m		
	蓋方向	半径方向	底方向	蓋方向	半径方向	底方向
評価点	①	②	③	④	⑤	⑥
計 算 結 果	371	1189	131	6	80	22
設計基準値	2000			100		

参考資料

遮へい解析に用いるコード（ORIGEN2）について

（１） 概要

ORIGEN2 コードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された炉内中性子束の１点近似による燃焼計算コードである。ORIGEN2 コードは汎用解析コードであり，輸送キャスクの崩壊熱計算等に広く利用されている。

（２） 機能

ORIGEN2 コードは，燃焼解析に際して以下の機能を有している。

①燃料の炉内での燃焼計算，炉取出し後の減衰計算により，冷却期間に対応した崩壊熱，放射線の強度，各核種の放射能量等が求められる。

②原子炉の炉型と燃料の組合せに対し，中性子エネルギースペクトルの違いにより重みをつけた断面積ライブラリが内蔵されており，任意に選択できる。

③計算結果は，放射化生成物，アクチニド，核分裂生成物に分類して出力される。

④燃焼計算に必要な放射性核種データ（崩壊熱，ガンマ線のエネルギー分布，自発核分裂と（α，ｎ）反応により発生する中性子源強度等）に関しては，ORIGEN2 コード専用のライブラリがあり，これを用いる。

（３） 計算フロー

ORIGEN2 コードの計算フローを図 3.1-7 に示す。

（４） 使用実績

ORIGEN2 コードは，輸送キャスク，核燃料施設の崩壊熱計算に広く使用されている[1)]。

（５）検証方法

汎用コードの導入評価[1)]が実施されていることが確認されている。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[2)]が実施されていることが確認されている。

1)A.G.Croff, “ORIGEN2 Isotope Generation and Depletion Code MATRIX EXPONENTIALMETHOD”,CCC-371(1987)

2)(社)日本原子力学会“原子炉崩壊熱とその推奨値”, 1989 年 8 月

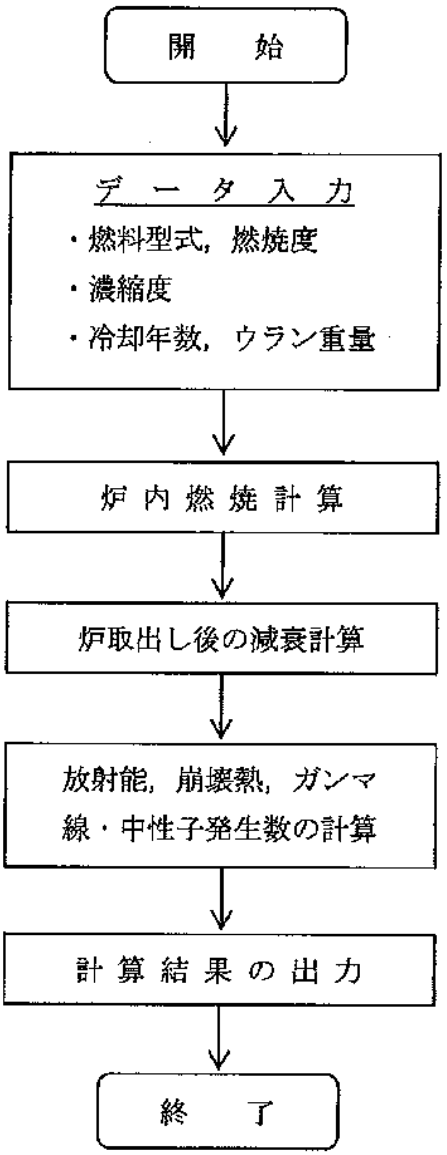


図 3.1-7　ORIGEN2 コードの計算フロー図

遮へい解析に用いるコード（DOT3.5 コード）について

（１）概要

DOT3.5 コード（以下「DOT コード」という。）は二次元輸送コードであり，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発された汎用解析コードである。

（２）機能

DOT コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

① ガンマ線や中性子線に対するボルツマン輸送方程式を解くことによる数値解析法であり，放射線の挙動を追跡するのに重要な非等方性が表現できる。

② DOT コードは，二次元の体系を扱うことができる。

（３）解析フロー

DOT コードの解析フローを図 3.1-8 に示す。

（４）使用実績

DOT コードは，原子力施設の遮へい計算に広く用いられており，輸送キャスクの遮へい解析に豊富な実績がある。

（５）検証

汎用コードの導入評価[1)]が実施されていることを確認。

大型実験/ベンチマーク試験による検証[2)]が実施されていることを確認。

1)W. A. Rhoades, “DOT3.5 TWO DIMENSIONAL DISCRETE ORDINATES RADIATION TRANSPORT CODE”, CCC-276,1978 年 10 月

2)(社)日本原子力学会“中性子遮蔽設計ハンドブック”, 1993 年 4 月

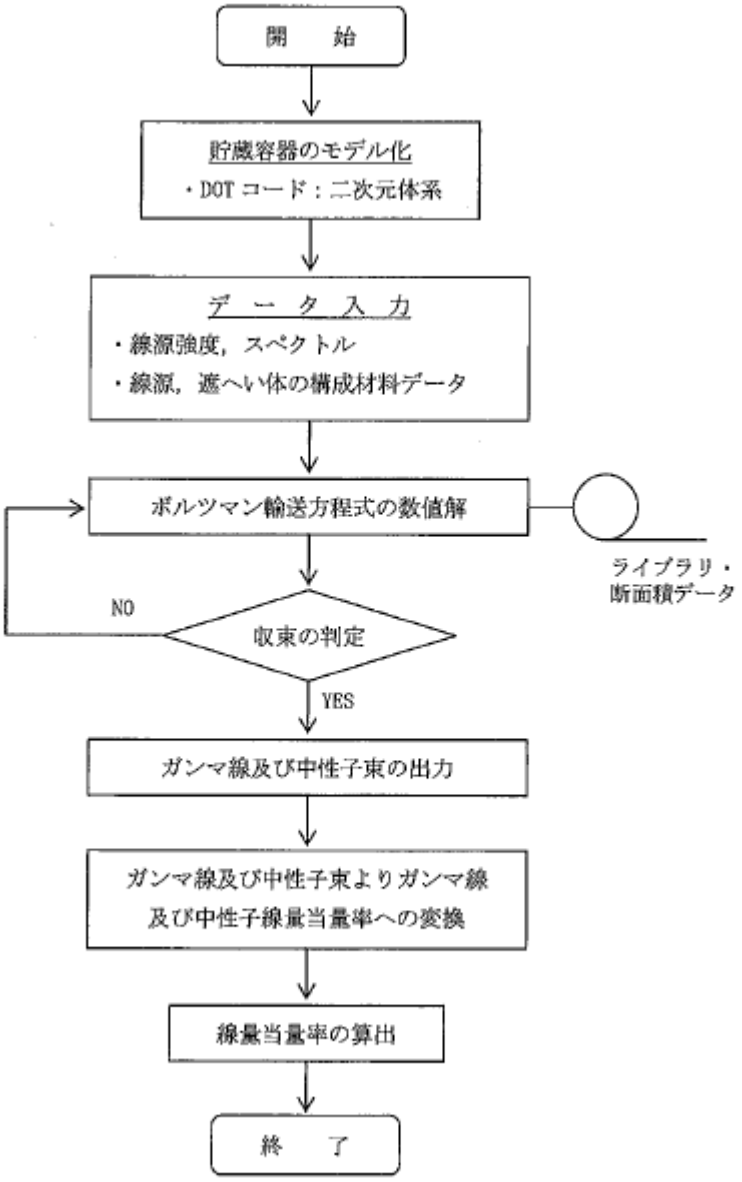


図 3.1-8　DOT コードの解析フロー図

遮へい解析に用いるコード（QAD コード）について

（１）概要

QAD コードは米国 Los Alamos National Laboratory で開発された点減衰核積分法に基づくコードであり，遮へい体内での高速中性子及びガンマ線の透過を計算できる。

QAD コードは公開コードであり，使用済燃料輸送キャスクの遮へい解析等に広く利用されている。

（２）機能

QAD コードは，遮へい解析に際して以下の機能を有する。

① 線源は角柱，円柱，あるいは球形の形状で表すことができる。

② 遮へい体領域は二次元線，あるいは角柱，球形等の組み合わせにより記述することが可能であり，三次元問題まで取り扱うことできる。

③ 計算は入力で指定した検出点について行われ，結果は同じく入力で指定される種々の形に表すことができる。

（３）解析フロー

QAD コードの解析フローを図 3.1-9 に示す。

（４）使用実績

QAD コードは，使用済燃料輸送キャスクのガンマ線遮へい解析に豊富な実績を有する。

（５）検証

ベンチマーク試験による検証[1)] が実施されていることを確認。

1)(社)日本原子力学会“ガンマ線遮蔽設計ハンドブック”，1988 年 1 月

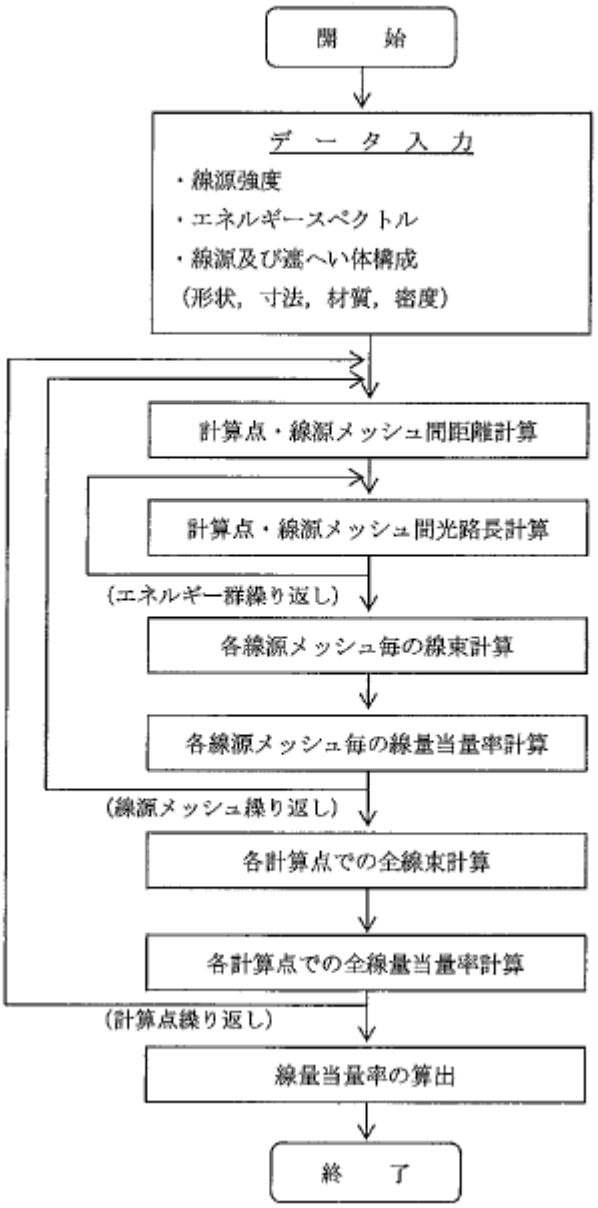


図 3.1-9　QAD コードの解析フロー図

4 臨界防止機能

4.1 乾式キャスクの臨界防止機能について

(1) 乾式貯蔵キャスクの臨界防止機能について

1) 基本的考え方

乾式貯蔵キャスクの臨界防止に当たっては,想定されるいかなる場合にも使用済燃料が臨界に達することを防止するため以下のとおり設計する。

①使用済燃料を収納するバスケットは格子構造として，使用済燃料を所定の幾何学的配置に維持する設計とする。

②バスケットの材料には,中性子を吸収するボロン添加アルミニウム合金等を使用する。

乾式貯蔵キャスクの臨界防止機能について，使用済燃料仕様，乾式貯蔵キャスク仕様及び解析モデル等は添付資料－2「評価の基本方針」で記載している既存評価書の内容から変更はない。よって，本評価結果は既存評価書の内容を引用する。

2) 設計基準

実効増倍率は想定されるいかなる場合も 0.95 以下であること。

3) 評価条件

乾式貯蔵キャスクの臨界解析は，KENO-Ⅵコードを使用する。図 4.1-1，図 4.1-2 に臨界解析モデルを示す。実効増倍率を大きく見積もるため,評価条件を下記の通りとした。

・評価は 8×8 燃料，新型 8×8 燃料及び新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料のうち，濃縮度の高い新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料について行う。
・新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料の使用期間を通じての炉心内装荷状態での最大無限増倍率は 1.23 程度であるが，保守的に炉心内装荷状態での無限増倍率を 1.30 とする。
・キャスク内部については燃料有効長部には水が存在するとし，燃料有効長以外の領域及びキャスク外部は真空とする。
・乾式貯蔵キャスクの外側は，境界条件として完全反射体で無限個の乾式貯蔵キャスが接触して配列しているものとする。
・使用済燃料がキャスクの中心寄りに配置された状態とする。
・バスケット板厚は製造公差を考慮した最小値とする。
・バスケット孔寸法は製造公差を考慮した最小値とする。
・バスケットプレート材料のボロン添加アルミニウム合金中のボロン 10 含有量は，製造下限値に余裕をみた値とした。

4）評価方法

乾式貯蔵キャスクの実効増倍率は，燃料棒単位セル計算により求まる燃料集合体平均の核定数を用い，乾式貯蔵キャスクの実形状をモデル化し，臨界解析コードを使用して求める。臨界解析の評価フローを参考資料の図 4.1-3 に示す。

5）評価結果

乾式貯蔵キャスクについて臨界解析の結果は，表 4.1-1 に示すとおり実効増倍率は設計基準を満足している。

表 4.1-1 臨界解析結果

キャスクタイプ	実効増倍率※	設計基準値
乾式貯蔵キャスク(中型)	0.83 (0.825)	0.95
乾式貯蔵キャスク(大型)	0.83 (0.824)	0.95

※モンテカルロ計算の統計誤差 3σ を考慮した値

(括弧内は統計誤差を考慮しない値)

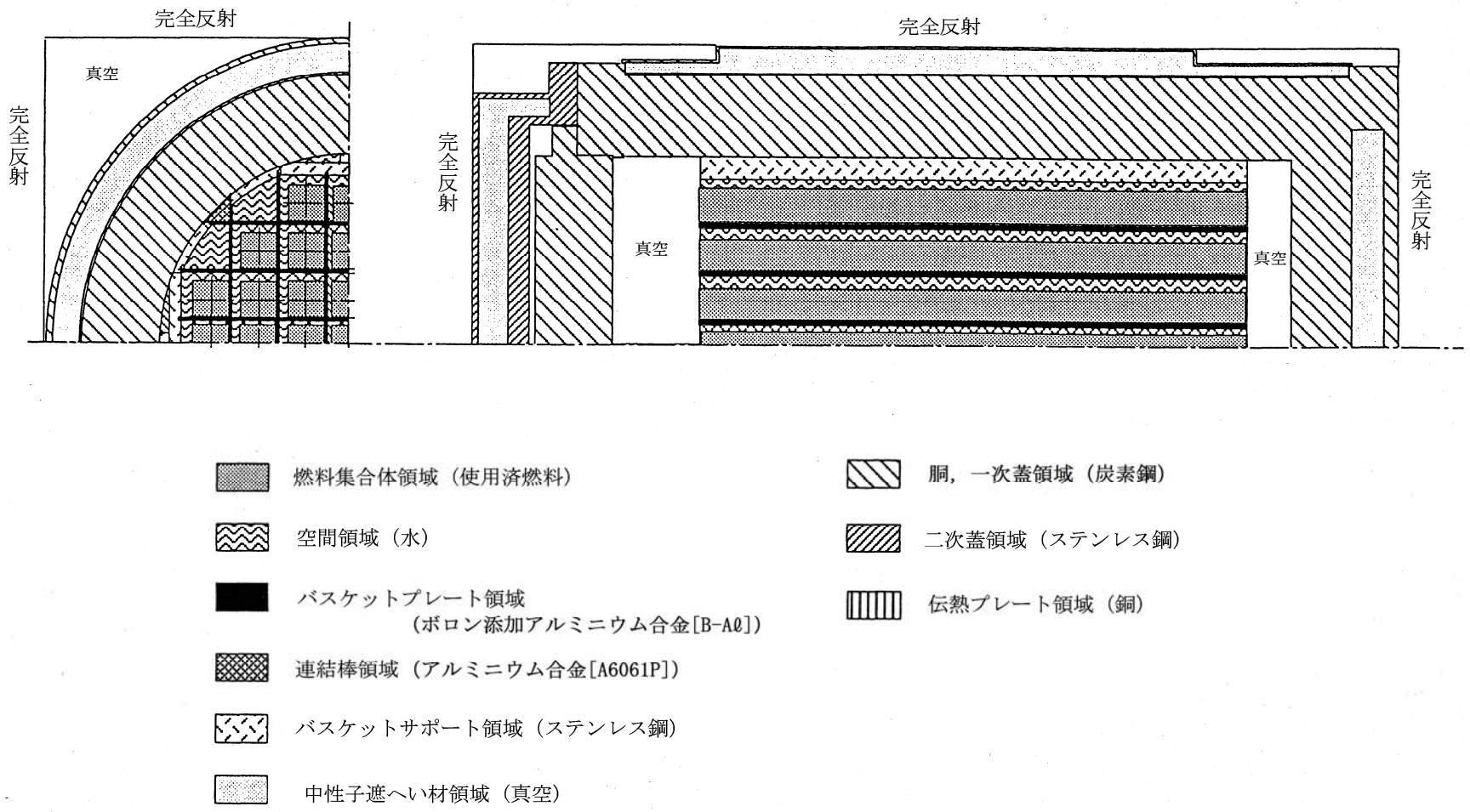
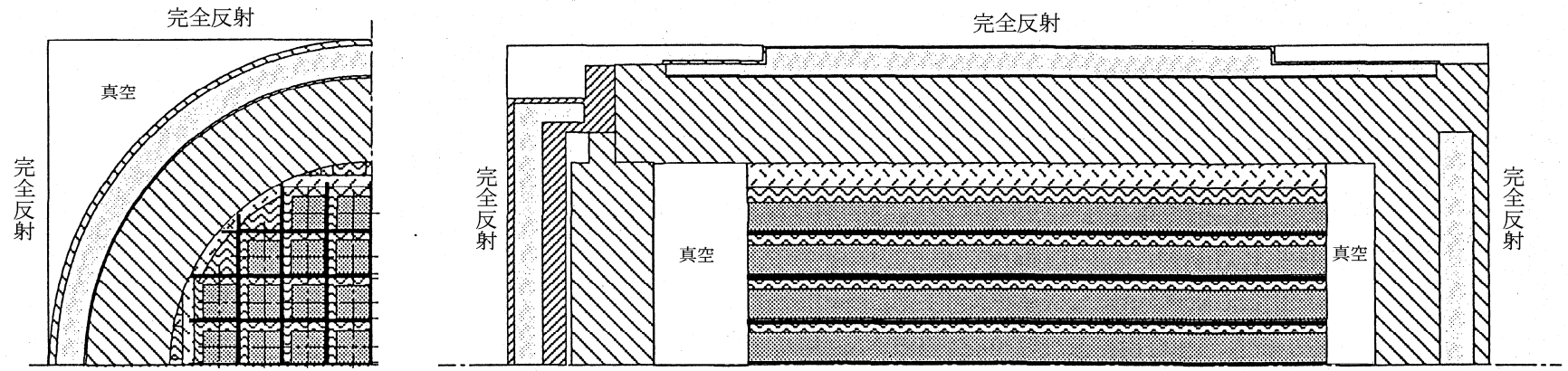


図 4.1-1 臨界解析モデル(乾式貯蔵キャスク(中型キャスク))



燃料集合体領域（使用済燃料）

空間領域（水）

バスケットプレート領域
（ボロン添加アルミニウム合金[B-Aℓ]）

連結棒領域（アルミニウム合金[A6061P]）

バスケットサポート領域（ステンレス鋼）

中性子遮へい材領域（真空）

胴，一次蓋領域（炭素鋼）

二次蓋領域（ステンレス鋼）

伝熱プレート領域（銅）

図 4.1-2 臨界解析モデル(乾式貯蔵キャスク(大型キャスク))

参考資料

臨界解析に用いるコード（KENO-VI）について

(1) 概要

KENO-VIコードは，米国オークリッジ国立研究所（ORNL）で開発されたモンテカルロ法に基づく公開の臨界解析コードであり,輸送キャスクの臨界解析などに利用されている。

(2) 機能

KENO-VIコードは，臨界解析に際して以下の機能を有している。

① 実際に中性子が出会う物理現象を確率理論を用いて模擬するため，どのような物理的問題にも適用できる。なお，統計的な手法を用いるため，計算結果には統計誤差が付随する。

② 一次元～三次元の任意形状の体系を扱うことができる。

(3) 解析フロー

KENO-VIコードの解析フローを図 4.1-3 に示す。

(4) 使用実績

KENO-VIコードは，国内外で輸送キャスクの臨界解析をはじめ，核燃料施設の臨界解析に使用されている。

(5) 検証

米国のバッテル研究所（パシフィックノースウエスト研究所，PNL）で行われた臨界実験[1)]の中から 3 種類の臨界体系をベンチマーク試験として選び，検証を行った。

1)S.R.Bierman, D.D.Clayton, and B.M.Durst, “Critical Separation between Sub-critical Clusters of 2.35wt% 235U Enriched UO2 Rods in Water with Fixed Neutron Poisons,” PNL-2438, Battel Pacific Northwest Laboratories, 1977

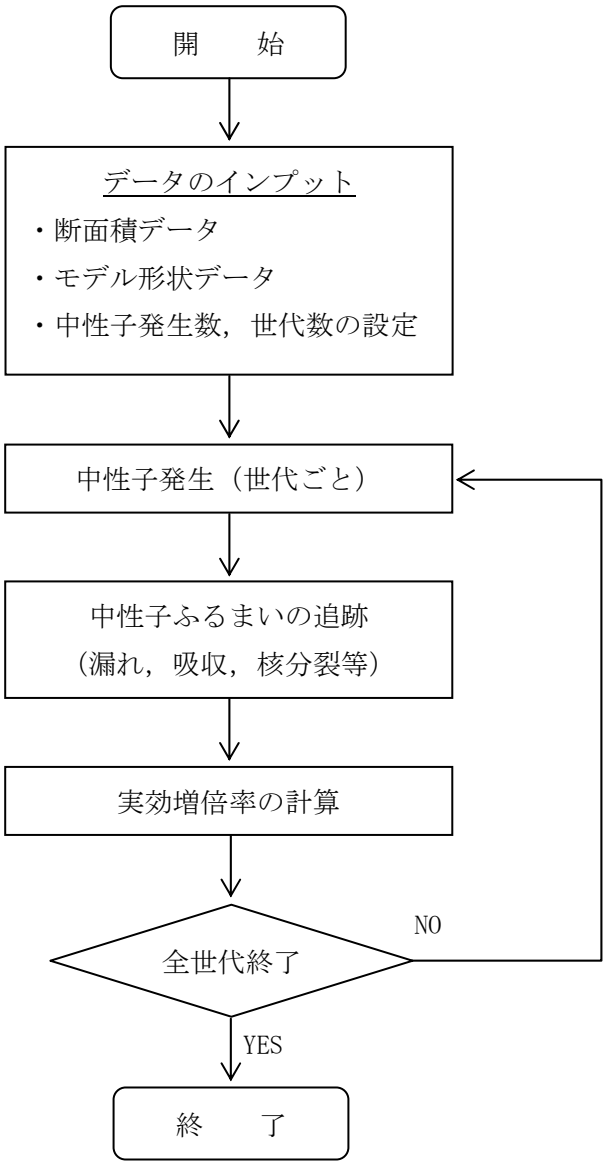


図 4.1-3 臨界解析フロー

安全対策について

1 安全対策

(1)落下防止対策内容

キャスク水平吊具及びフック，ワイヤロープ等クレーンの揚重装置の構造を図 1-1～4 に示す。

1) ワイヤロープの二重化

一端をイコライザに固定し，他端をドラムに固定したワイヤロープによりフックブロックを吊る。図 1-2 のようにワイヤロープは 2 系列設けることで二重化する。

2) ブレーキの二重化

ワイヤロープの巻上げ，巻下げを行うドラム減速機のブレーキを図 1-3 のように 2 基設置し，ブレーキを二重化する。

3) キャスク水平吊具の二重化

図 1-4 のようにキャスク水平吊具をフックで吊上げると共に安全板を揚重機フックブロックのシーブピンに掛けることで吊上げ方法を二重化する。

4) その他の落下防止対策

・電源喪失時には直ちにブレーキが作動し，ドラムの空転による荷の落下を防止する。
・主巻減速機に過速検出器を設け，一定の回転速度以上になった場合にブレーキが作動するようにし，荷の落下を防止する。

(2) その他の安全対策

・主巻きの巻下げ速度を 1.5m/min に制限し，荷が着床した時の衝撃を緩和する。
・コンクリートモジュールに乾式キャスクが衝突しないように，クレーンの横行装置にリミットスイッチを取付け，横行範囲を制限する。

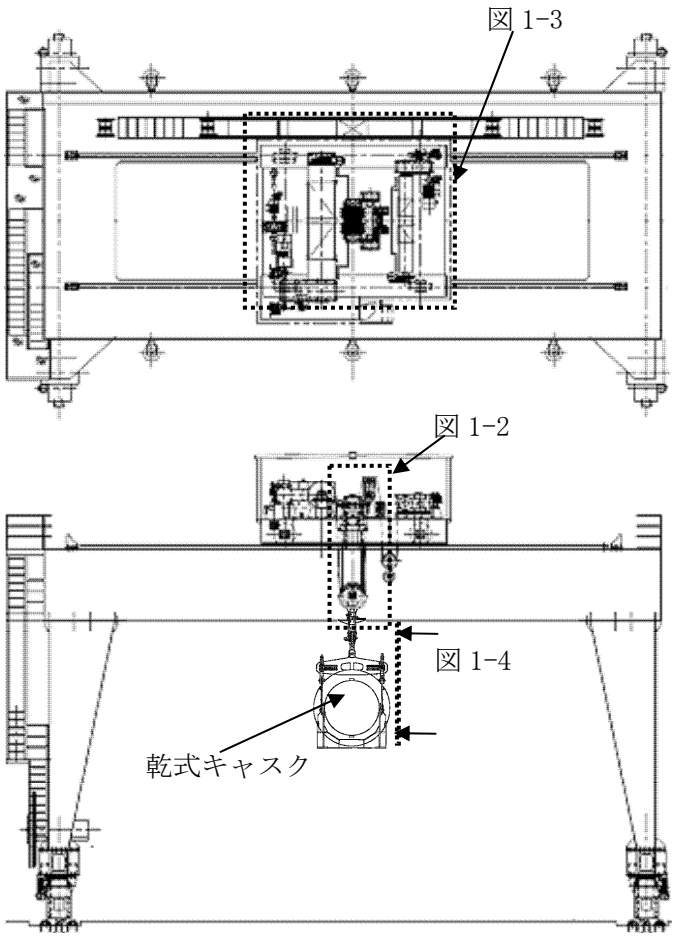


図 1-1 クレーン全体図

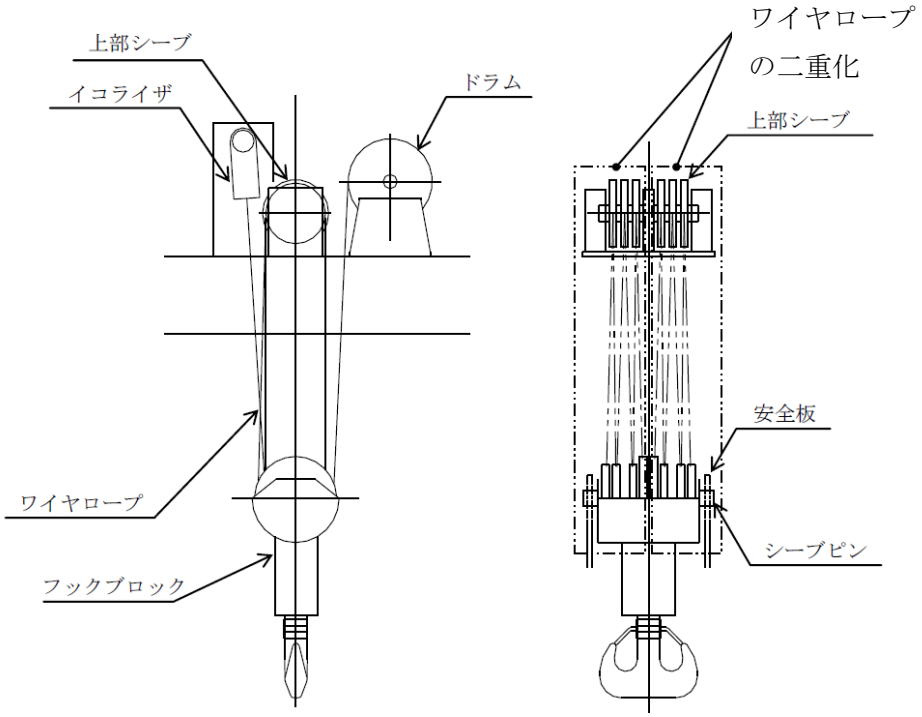


図 1-2 主巻シーブ詳細

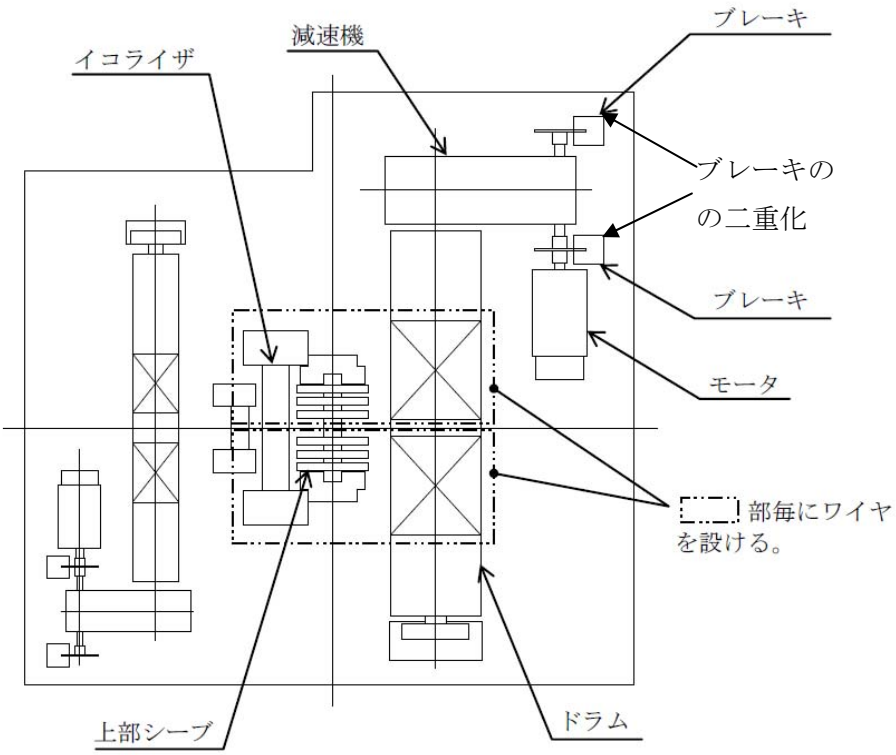


図 1-3 トロリ平面図

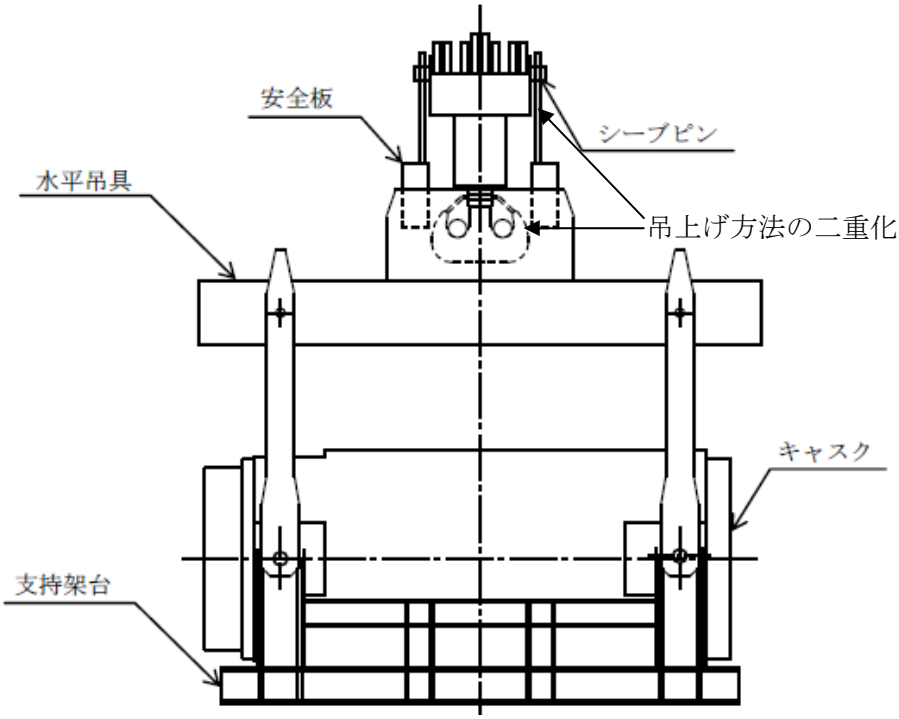


図 1-4 水平吊具

2.14 監視室・制御室

2.14.1 基本設計

2.14.1.1 設置の目的

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の冷却温度，未臨界状態など主要なパラメータ及び運転状況の監視及び制御において，集中的な監視及び制御を行うため，監視室・制御室を設置する。

監視室・制御室としては，次の通り。

(1) 免震重要棟集中監視室

(2) シールド中央制御室（シールド中操）

2.14.1.2 要求される機能

(1) 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の主要パラメータ及び運転状況が監視できること。

(2) 放射線業務従事者の作業性等を考慮して，遮へい等の放射線防護上の措置を講じること。

(3) 地震，津波等の発生を考慮しても，その作業環境が確保できること。

2.14.1.3 設計方針

(1) 免震重要棟集中監視室

a. 監視・制御設備

免震重要棟集中監視室は，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の主要パラメータ及び運転状況が監視できる設計とする。また，監視盤及び制御盤は誤操作，誤判断を防止するよう留意し，かつ操作が容易に行えるよう配慮した設計とする。

b. 放射線及び火災防護

運転員が監視室・制御室内に入り一定期間とどまることができるように遮へいその他の適切な放射線防護措置を講じた設計とする。また，火災を速やかに検知し，消火できる設計とする。

c. 耐震性及び津波対策

作業性を確保するうえで十分な免震機能を有するとともに，津波の遡上高さを考慮した場所に設置し，安全性を確保するために必要な監視機能を維持できる設計とする。

(2) シールド中操

a. 監視・制御設備

シールド中操は，汚染水処理設備等の主要パラメータ及び運転状況が監視でき

る設計とする。また，監視盤及び制御盤は誤操作，誤判断を防止するよう留意し，かつ操作が容易に行えるよう配慮した設計とする。

b. 放射線及び火災防護

運転員が監視室・制御室内に入り一定期間とどまることができるように遮へいその他の適切な放射線防護措置を講じた設計とする。また，火災を速やかに検知し，消火できる設計とする。

c. 耐震性及び津波対策

作業性を確保するうえで必要な耐震機能を有するとともに，津波の遡上高さを考慮した場所に設置し，安全性を確保するために必要な監視機能を維持できる設計とする。

2.14.1.4 供用期間中に確認する項目

原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の主要パラメータ及び運転状況が監視できること。

2.14.1.5 主要な機器

(1) 設備概要

監視装置は，現場からのパラメータ信号等を受信して表示するモニタにより構成され，制御装置は，警報，操作機器により構成される。

(2) 免震重要棟集中監視室

a. 監視・制御装置

免震重要棟集中監視室は，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内及び使用済燃料貯蔵設備内の使用済燃料等の冷却温度，未臨界状態など主要なパラメータ及び運転状況の集中的な監視ができ，また必要な操作が行えるような監視・制御装置を設置する。

監視装置の故障により，各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。

また，免震重要棟集中監視室で監視不能となった場合でも，各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室においても主要なパラメータを監視することが可能な構成とする。

監視・制御装置は，運転員の誤操作，誤判断を防止するために，パラメータの識別表示を行う等の配慮を行う。また，操作器具は，運転員の誤操作を防止するために，保護カバー等を用いて識別する。

b. 放射線防護設備

免震重要棟は，過度な被ばくをしないように，十分なコンクリート厚とする等の遮へいにより，適切な放射線防護措置を講じた設備とする。

また，空調設備についても，外気取り入れにおいて，高性能フィルター及びチャコールフィルターを設置し，室内ダストの低減を図る構成とする。

なお，放射線防護に必要な防護衣，防護マスク等の防護具類を備える。

c. 電源構成

免震重要棟の電源は，異なる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でも非常用所内電源，さらにガスタービン発電機から受電できる構成とする。

(3) シールド中操

a. 監視・制御装置

シールド中操は，汚染水処理設備等の主要なパラメータ及び運転状況の集中的な監視ができ，また必要な操作が行えるような監視・制御装置を設置する。

監視装置の故障により，各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。

また，監視・制御装置は，運転員の誤操作，誤判断を防止するため，セシウム吸着装置や除染装置等の装置毎に配置する等の配慮を行うとともに,特に重要な装置の緊急停止操作についてはダブルアクションを要する等の設計とする。

b. 放射線防護設備

シールド中操は，過度な被ばくをしないように，周辺への土嚢設置，地面との間への鉄板付設，及び上部への鉛遮へい設置により放射線防護措置を講じた設備とする。

また，空調設備についても，外気取り入れにおいて，高性能フィルター及びチャコールフィルターを設置し，室内ダストの低減を図る構成とする。

なお，放射線防護に必要な防護衣，防護マスク等の防護具類を備える。

c. 電源構成

シールド中操の電源は，異なる系統の高圧母線から受電できる構成とし，外部電源喪失の場合でも非常用所内電源から受電できる構成とする。

2.14.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

免震重要棟集中監視室，シールド中操は何れも津波による影響がないと想定される高台に設置する。

(2) 火災

火災感知器及び消火器を設けることによって，早期火災検知及び早期消火に努める。

2.14.1.7　構造強度及び耐震性

集中監視室を設置する免震重要棟は耐震Ｃクラスの設備であり，東北地方太平洋沖地震及びその余震後に，点検を行った結果，構造上の問題は無かったことから，Ss 相当の地震に対して十分な免震機能，強度を有しており，必要な耐震性が確保されているものと考えられる。

また，免震重要棟集中監視室及びシールド中操の監視・制御装置については，一般産業施設と同等以上の安全性を保持するものとして設計する。

2.14.2　　基本仕様

2.14.2.1　主要仕様

(1)　免震重要棟集中監視室

監視・制御装置　　一式

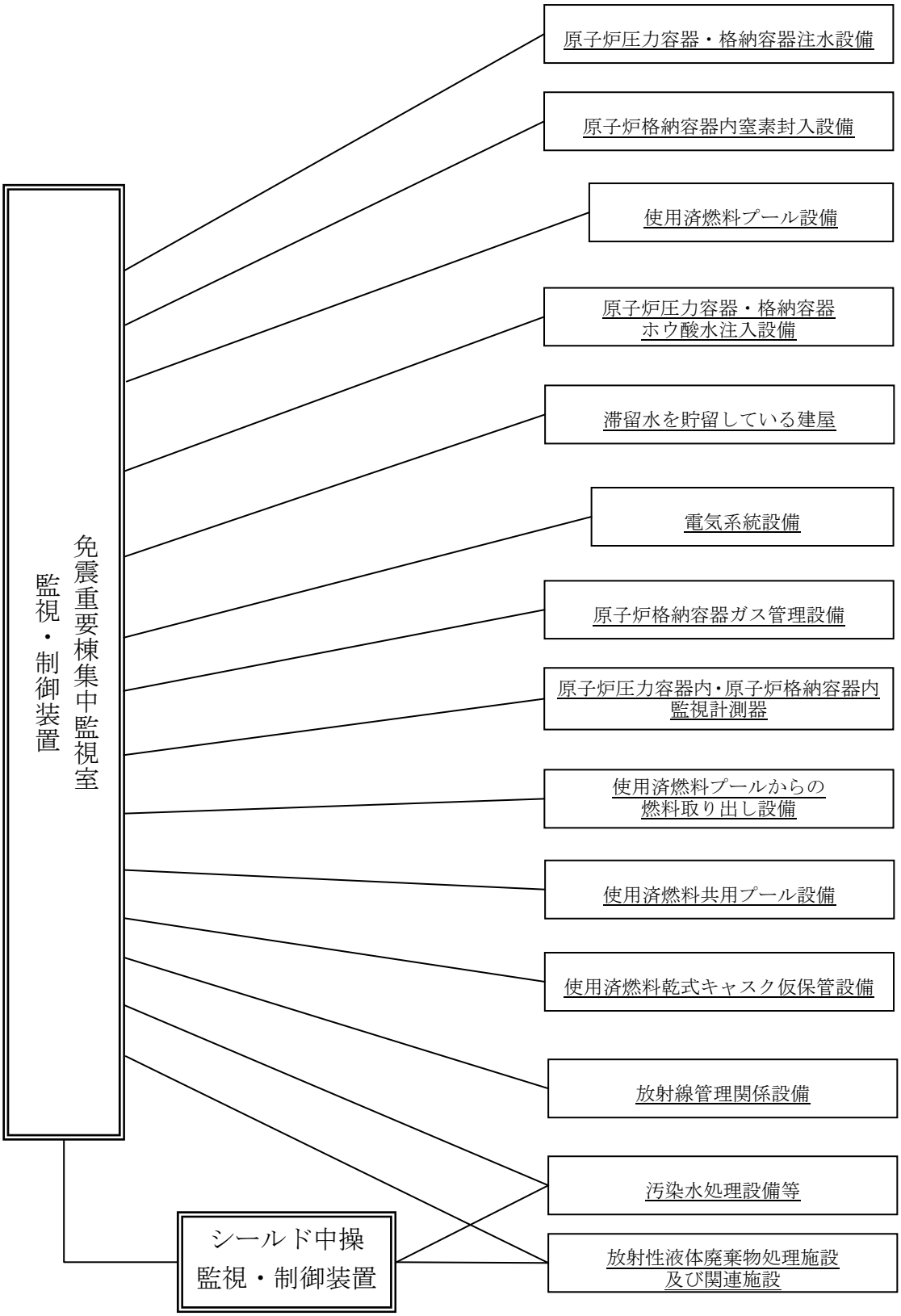
(2)　シールド中操

監視・制御装置　　一式

2.14.3　　添付資料

添付資料－１　監視室・制御室　構成概略図

添付資料－２　構造強度及び耐震性



図－1.　監視室・制御室　構成概略図

構造強度及び耐震性

(1) 主要設備の耐震構造

a. 免震重要棟集中監視室

集中監視室を設置する免震重要棟は，耐震設計審査指針上のＣクラスの設備であり，今回の東北地方太平洋沖地震及びその余震を経験したため，構造物としての健全性が維持されていることについて点検を行い，地震による構造上の問題はなかったことを確認した。そのため，Ss 相当の地震に対して十分な免震機能，強度を有しており，必要な耐震性が確保できるものと考えられる。

また，監視室・制御室内の機器について，ボルト固定及び固縛等の耐震性向上対策を講じることにより，容易に損壊することのないようにする。

特に重要度の高い監視装置については耐震Ｓクラス相当の機能を有する必要があるが，一般産業品を使用しているため，基準地震動Ssにおける耐震評価における基準値を満足することの確認ができていない。

従って，監視装置に故障が発生した場合においては，故障機器の交換等による速やかな復旧を原則とし，さらに復旧までに時間を要する場合においても必要なパラメータの把握を行うことを可能とするため，各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室に監視計器を確保し，複数の監視機能を有する構成とする。

なお，１～４号機の中央制御室に設置されている監視計器は，一部耐震Ｓクラス設計ではない機器があるが，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破損・故障等を生じることなく機能を維持しており，必要な耐震性を有しているものと考えられる。

b. シールド中操

シールド中操は，自重による静置及び固定用治具による固定の実施や，固定用鋼材を張出構造とする等により，耐震性向上を図っている。

また，シールド中操内に設置した制御盤等は，転倒防止ベルトによる固縛がなされている。

震災以降に設置されたものであるが，震災後の余震においては建物・制御装置とも損傷しておらず，構造上，あるいは設備上の問題は発生していない。

2.15　放射線管理関係設備

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１～３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１～３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)　１～３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，原子炉建屋カバー排気設備，原子炉建屋排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，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１～３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可能な設備とする。

c. 電源構成

ダスト放射線モニタにおいては，所内高圧母線からの受電のほか，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。

2.15.1.5　自然災害対策等

a. 津波

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0.P.10m以上のエリアに設置する。

b. 火災

ダスト放射線モニタにおいては，指示値の異常を察知した際に現場確認するなど火災の早期発見に努める。

モニタリングポストにおいては，局舎内温度上昇または機器異常を監視端末で察知した際，速やかに現場確認するなど，火災発生の早期発見に努める。

2.15.1.6　構造強度及び耐震性

一般的な放射線計測器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。

2.15.2　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

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

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

(4)モニタリングポスト

検出器	電離箱検出器
測定範囲	10～10^{8} nGy/h
台数	8

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

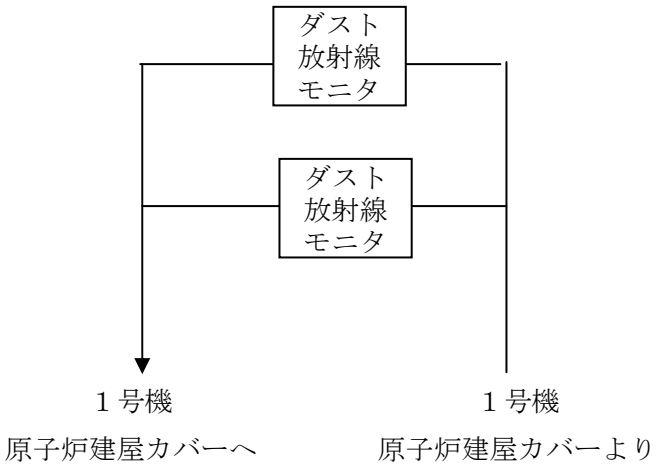


図２．１５－１　１号機　ダスト放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉建屋カバー排気設備出口）

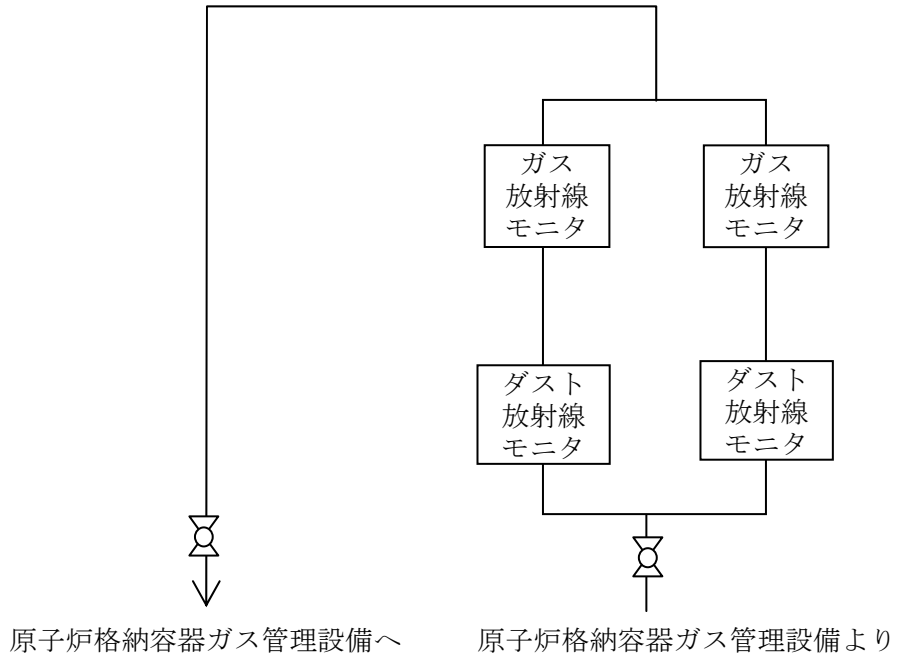


図２．１５－２　１号機　ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

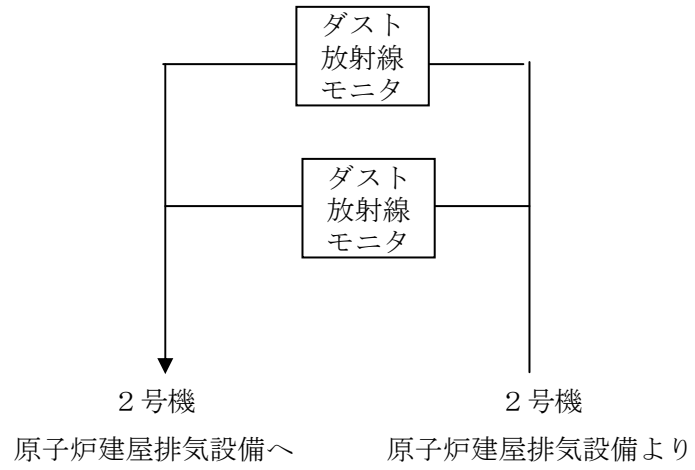


図２．１５－３　２号機　ダスト放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉建屋排気設備出口）

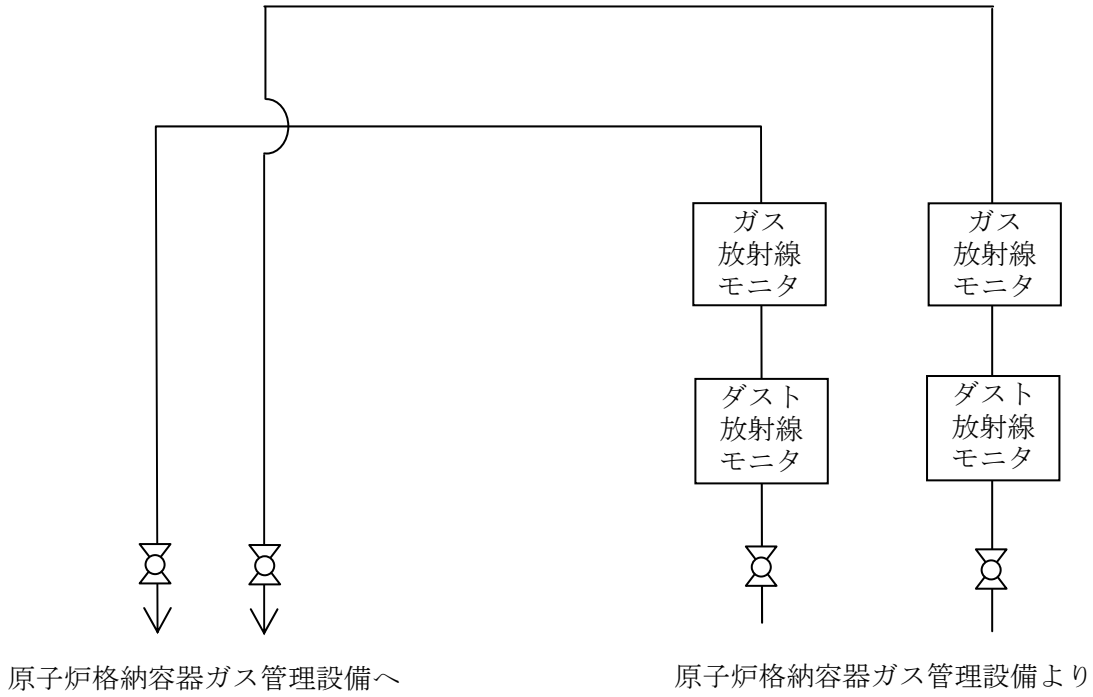


図２．１５－４　２号機　ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

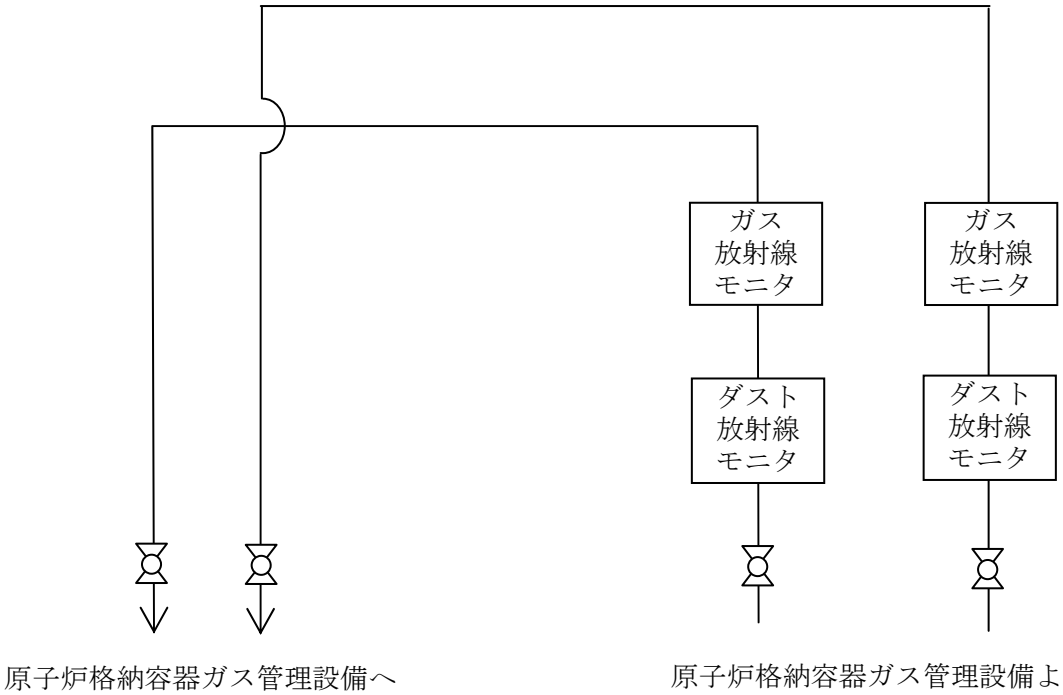


図２．１５－５　３号機　ダスト放射線モニタ，ガス放射線モニタ検出器　系統概略図
（原子炉格納容器ガス管理設備出口）

モニタリングポストの配置図

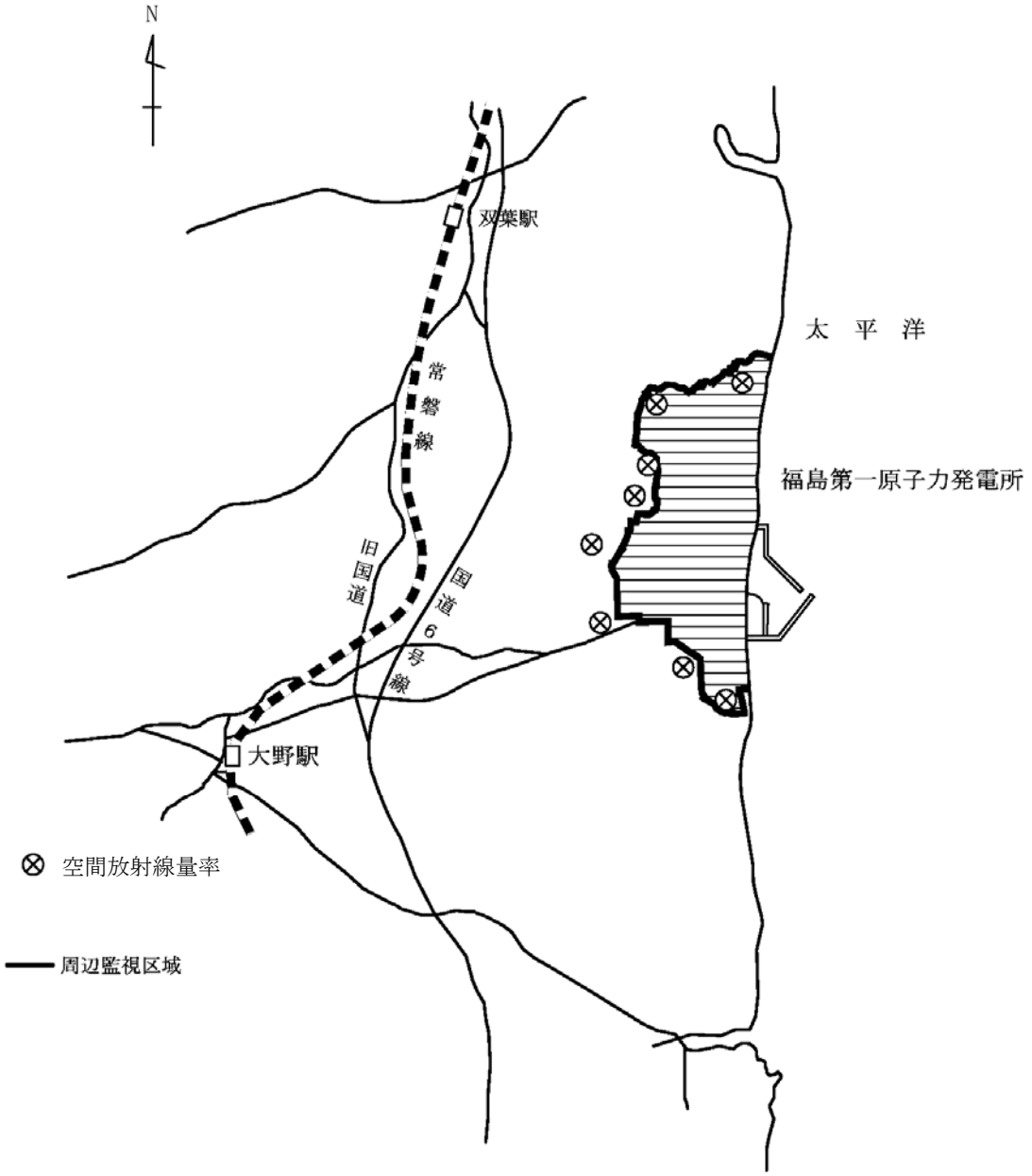


図２．１５－６　モニタリングポスト配置図

2.16　放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設

2.16.1　基本設計

2.16.1.1　設置の目的

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は，汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度になるまで除去する多核種除去設備，多核種除去設備の処理済水を貯留するタンク，槽類から構成する。

2.16.1.2　要求される機能

(1)　発生する液体状の放射性物質の量を上回る処理能力を有すること。
(2)　発生する液体状の放射性物質について適切な方法によって，処理，貯留，減衰，管理等を行い，放射性物質等の濃度及び量を適切な値に低減する能力を有すること。
(3)　放射性液体廃棄物が漏えいし難いこと。
(4)　漏えい防止機能を有すること。
(5)　放射性液体廃棄物が，万一，機器・配管等から漏えいした場合においても，施設からの漏えいを防止でき，又は敷地外への管理されない放出に適切に対応できる機能を有すること。
(6)　施設内で発生する気体状及び固体状の放射性物質及び可燃性ガスの検出，管理及び処理が適切に行える機能を有すること。

2.16.1.3　設計方針

(1)　放射性物質の濃度及び量の低減

多核種除去設備は，汚染水処理設備で処理した水を，ろ過，凝集沈殿，イオン交換等により周辺環境に対して，放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

(2)　処理能力

多核種除去設備は，滞留水の発生原因となっている雨水，地下水の建屋への流入量を上回る処理容量とする。

(3)　材料

多核種除去設備の機器等は，処理対象水の性状を考慮し，適切な材料を用いた設計とする。

(4)　放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

多核種除去設備の機器等は，液体状の放射性物質の漏えい防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため，次の各項を考慮した設計とする。

a. 漏えいの発生を防止するため，機器等には適切な材料を使用するとともに，タンク水位の検出器，インターロック回路等を設ける。
b. 液体状の放射性物質が漏えいした場合は，漏えいの早期検出を可能にするとともに，漏えい液体の除去を容易に行えるようにする。
c. タンク水位，漏えい検知等の警報については，シールド中央制御室等に表示し，異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにし，これを監視できるようにする。
d. 多核種除去設備の機器等は，可能な限り周辺に堰を設けた区画内に設け，漏えいの拡大を防止する。また，処理対象水の移送配管類は，万一，漏えいしても排水路を通じて環境に放出することがないように，排水路から可能な限り離隔するとともに，排水路を跨ぐ箇所はボックス鋼内等に配管を敷設する。さらに，ボックス鋼端部から排水路に漏えい水が直接流入しないように土のうを設ける。

(5) 被ばく低減

多核種除去設備は，遮へい，機器の配置等により被ばくの低減を考慮した設計とする。

(6) 可燃性ガスの管理

多核種除去設備は，水の放射線分解により発生する可燃性ガスを適切に排出できる設計とする。また，排出する可燃性ガスに放射性物質が含まれる可能性がある場合には，適切に除去する設計とする。

2.16.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 多核種除去設備処理済水に含まれる除去対象の放射性核種濃度（トリチウムを除く）が『実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示』に示される濃度限度（以下，「告示濃度限度」という）以下であること。

2.16.1.5 主要な機器

多核種除去設備は，３系列から構成し，各系列は前処理設備と多核種除去装置で構成する。さらに共通設備として，前処理設備から発生する沈殿処理生成物及び放射性核種を吸着した吸着材を収容して貯蔵する高性能容器，薬品を供給するための薬品供給設備，多核種除去設備の運転監視を行う監視制御装置，電源を供給する電源設備等で構成する。なお，２系列運転で定格処理容量を確保するが，RO 濃縮塩水の処理を早期に完了させる観点から，３系列同時運転も可能な構成とする。

多核種除去設備で処理された水は，処理済水貯留用タンク・槽類で貯留する。

(1) 多核種除去設備

a. 前処理設備

前処理設備は，アルファ核種，コバルト 60，マンガン 54 等の除去を行う鉄共沈処理設備及び吸着阻害イオン（マグネシウム，カルシウム等）の除去を行う炭酸塩沈殿処理設備で構成する。

鉄共沈処理は，後段の多核種除去装置での吸着材の吸着阻害要因となる除去対象核種の錯体を次亜塩素酸により分解すること及び処理対象水中に存在するアルファ核種を水酸化鉄により共沈させ除去することを目的とし，次亜塩素酸ソーダ，塩化第二鉄を添加した後，pH 調整のために苛性ソーダを添加して水酸化鉄を生成させ，さらに凝集剤としてポリマーを投入する。

また，炭酸塩沈殿処理は，多核種除去装置での吸着材によるストロンチウムの除去を阻害するマグネシウム，カルシウム等の２価の金属を炭酸塩により除去することを目的とし，炭酸ソーダと苛性ソーダを添加し，２価の金属の炭酸塩を生成させる。

沈殿処理等により生成された生成物は，クロスフローフィルタにより濃縮し，高性能容器に排出する。

b. 多核種除去装置

多核種除去装置は，１系列あたり１４塔の吸着塔及び２塔の処理カラムで構成する。

多核種除去装置は，除去対象核種に応じて吸着塔，処理カラムに収容する吸着材（活性炭，キレート樹脂等）の種類が異なっており，処理対象水に含まれるコロイド状及びイオン状の放射性核種を分離・吸着処理する機能を有する。なお，吸着塔は２塔分の増設が可能である。

吸着塔に含まれる吸着材は，所定の容量を通水した後，高性能容器へ排出する。また，処理カラムに含まれる吸着材は，所定の容量を通水した後，処理カラムごと交換する。吸着材を収容した高性能容器あるいは使用済みの処理カラムは，使用済セシウム吸着塔一時保管施設にて貯蔵する。

c. 高性能容器（HIC；High Integrity Container）

高性能容器は使用済みの吸着材，沈殿処理生成物を貯蔵する。

使用済みの吸着材は，収容効率を高めるために脱水装置（SEDS；Self-Engaging Dewatering System）により脱水処理される。

沈殿処理生成物の高性能容器への移送は自動制御で行い，使用済みの吸着材の移送は手動操作によって行う。高性能容器内の貯蔵量は，水位センサにて監視する。交換した使用済みの高性能容器は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設で貯蔵する。

d． 薬品供給設備

薬品供給設備は，各添加薬液に対してそれぞれタンクを有し，沈殿処理やpH調整のため，ポンプにより薬品を前処理設備や多核種除去装置に供給する。添加する薬品は，次亜塩素酸ソーダ，苛性ソーダ，炭酸ソーダ，塩酸，塩化第二鉄，ポリマーである。

何れも不燃性であり，装置内での反応熱，反応ガスも有意には発生しない。

e． 電源設備

電源は，異なる２系統の所内高圧母線から受電できる構成とする。

f． 橋形クレーン

高性能容器，処理カラムを取り扱うための橋形クレーンを２基設ける。

(2) 多核種除去設備関連施設

a． 処理済水貯留用タンク・槽類

処理済水貯留用タンク・槽類は，多核種除去設備の処理済水を貯留する。

タンク・槽類は，鋼製の円筒形タンクもしくは地下貯水槽を使用する。

2.16.1.6 自然災害対策等

(1) 津波対策

多核種除去設備及び関連施設は，アウターライズ津波が到達しないと考えられるO.P.30m以上の場所に設置する。

2.16.1.7 構造強度及び耐震性

(1) 構造強度

多核種除去設備等を構成する機器は，「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において，廃棄物処理設備に相当するクラス３機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME D NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」（以下，「設計・建設規格」という。）で規定される。ただし，福島第一原子力発電所構内の作業環境，機器等の設置環境等が通常時と大幅に異なっているため，設計・建設規格の要求を全て満足して設計・製作・検査を行うことは困難である。

従って，可能な限り設計・建設規格のクラス３機器相当の設計・製作・検査を行うものの，JIS等の規格に適合した一般産業品の機器等や，設計・建設規格に定める材料と同等の信頼性を有する材料・施工方法等を採用する。

(2) 耐震性

多核種除去設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは，「発電用原子炉

施設に関する耐震設計審査指針」のＢクラス相当の設備と位置づけられ，耐震性を評価するにあたっては，「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠する。

2.16.2. 基本仕様

2.16.2.1. 主要仕様

(1) 多核種除去設備

処理方式	凝集沈殿方式＋吸着材方式
処理容量・処理系列	250m³/日/系列×3 系列（1 系列は予備）

(2) バッチ処理タンク

基　　数	2 基（1 系列あたり）
容　　量	33.1 m³

(3) スラリー移送ポンプ(完成品)

台　　数	1 台（1 系列あたり）
容　　量	36 m³/h

(4) 循環タンク

基　　数	1 基（1 系列あたり）
容　　量	5.87 m³

(5) 循環ポンプ 1（完成品）

台　　数	1 台（1 系列あたり）
容　　量	191 m³/h

(6) デカントポンプ（完成品）

台　　数	1 台（1 系列あたり）
容　　量	120 m³/h

(7) デカントタンク

基　　数	1 基（1 系列あたり）
容　　量	35.57 m³

(8) 供給ポンプ 1（完成品）

台　　数	1 台（1 系列あたり）
容　　量	12.5 m³/h

(9) 共沈タンク

基　　数　　1基（1系列あたり）

容　　量　　3.42 m^3

(10) 供給タンク

基　　数　　1基（1系列あたり）

容　　量　　3.69 m^3

(11) 供給ポンプ2（完成品）

台　　数　　1台（1系列あたり）

容　　量　　12.5 m^3/h

(12) 循環ポンプ2（完成品）

台　　数　　1台（1系列あたり）

容　　量　　313 $m^{3/}h$

(13) 吸着塔入口バッファタンク

基　　数　　1基（1系列あたり）

容　　量　　6.52 m^3

(14) ブースターポンプ1（完成品）

台　　数　　1台（1系列あたり）

容　　量　　12.5 m^3/h

(15) ブースターポンプ2（完成品）

台　　数　　1台（1系列あたり）

容　　量　　12.5 $m^{3/}h$

(16) 吸着塔

基　　数　　14基（1系列あたり）

(17) 処理カラム

基　　数　　2基（1系列あたり）

(18) 移送タンク

基　　数　　1基（1系列あたり）

容　　量　　4.12 m^3

(19) 移送ポンプ（完成品）

台　　数　　1台（1系列あたり）

容　　量　　12.5 m^3/h

(20) 前段クロスフローフィルタ（完成品）

台　　数　　2台（1系列あたり）

(21) 後段クロスフローフィルタ（完成品）

台　　数　　6台（1系列あたり）

(22) 出口フィルタ（完成品）

台　　数　　1台（1系列あたり）

(23) 高性能容器（完成品）

基　　数　　12基（多核種除去設備での設置台数）

容　　量　　2.86 m^3

(24) 苛性ソーダ貯槽（完成品）

基　　数　　1基

容　　量　　15 m^3

(25) 炭酸ソーダ貯槽（完成品）

基　　数　　2基

容　　量　　50 m^3

(26) 次亜塩素酸ソーダ貯槽（完成品）

基　　数　　1基

容　　量　　3 m^3

(27) 塩酸貯槽（完成品）

基　　数　　1基

容　　量　　30 m^3

(28) 塩化第二鉄貯槽（完成品）

基　　数　　1基

容　　量　　4 m^3

表２．１６－１　主要配管仕様（１／２）

名　称	仕　様	
中低濃度タンクから 多核種除去設備入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.15MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.80 STPG370 1.15MPa 40℃
多核種除去設備入口から ブースターポンプ１まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.80 STPG370 0.98MPa 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A/Sch.40 32A/Sch.40 50A/Sch.40 65A/Sch.40 100A/Sch.40 125A/Sch.40 150A/Sch.40 200A/Sch.40 250A/Sch.40 300A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 150A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
ブースターポンプ１から 移送タンクまで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	32A/Sch.40 50A/Sch.40 SUS316L 1.37MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 1.37MPa 60℃

表２．１６－１　主要配管仕様（２／２）

名　称	仕　様	
移送タンクから 多核種除去塔出口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	32A/Sch.40 50A/Sch.40 SUS316L 1.15MPa 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.80 STPG370 1.15MPa 60℃
（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/Sch.80 STPG370 1.15MPa 40℃
多核種除去設備出口から 地下貯水槽まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 40℃

2.16.3 添付資料

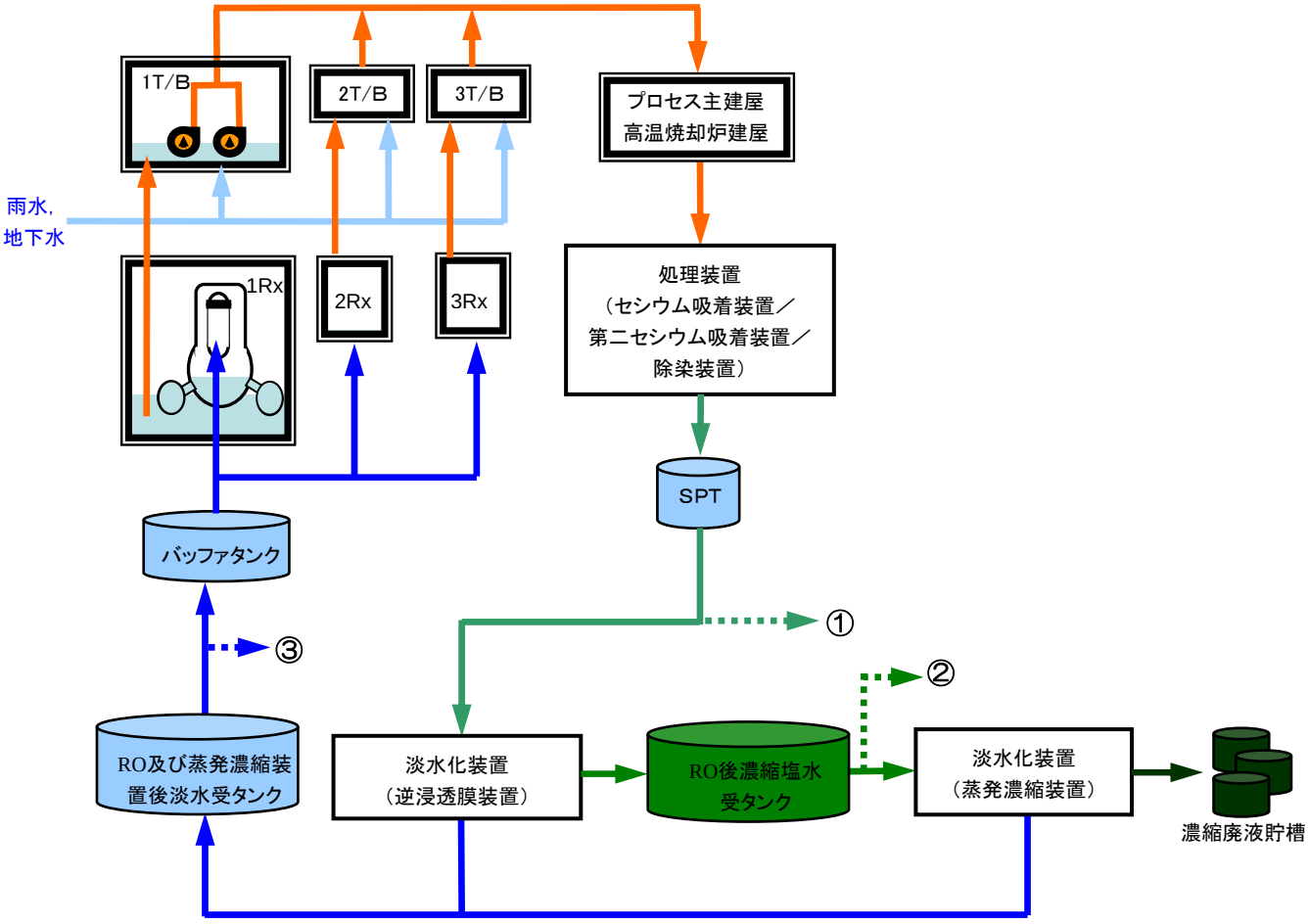
添付資料－１： 全体概要図及び系統構成図

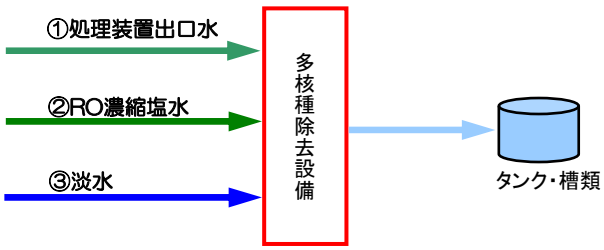
添付資料－２： 放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

添付資料－３： 多核種除去設備上屋の耐震性に関する検討結果

添付資料－４： 多核種除去設備等の具体的な安全確保策

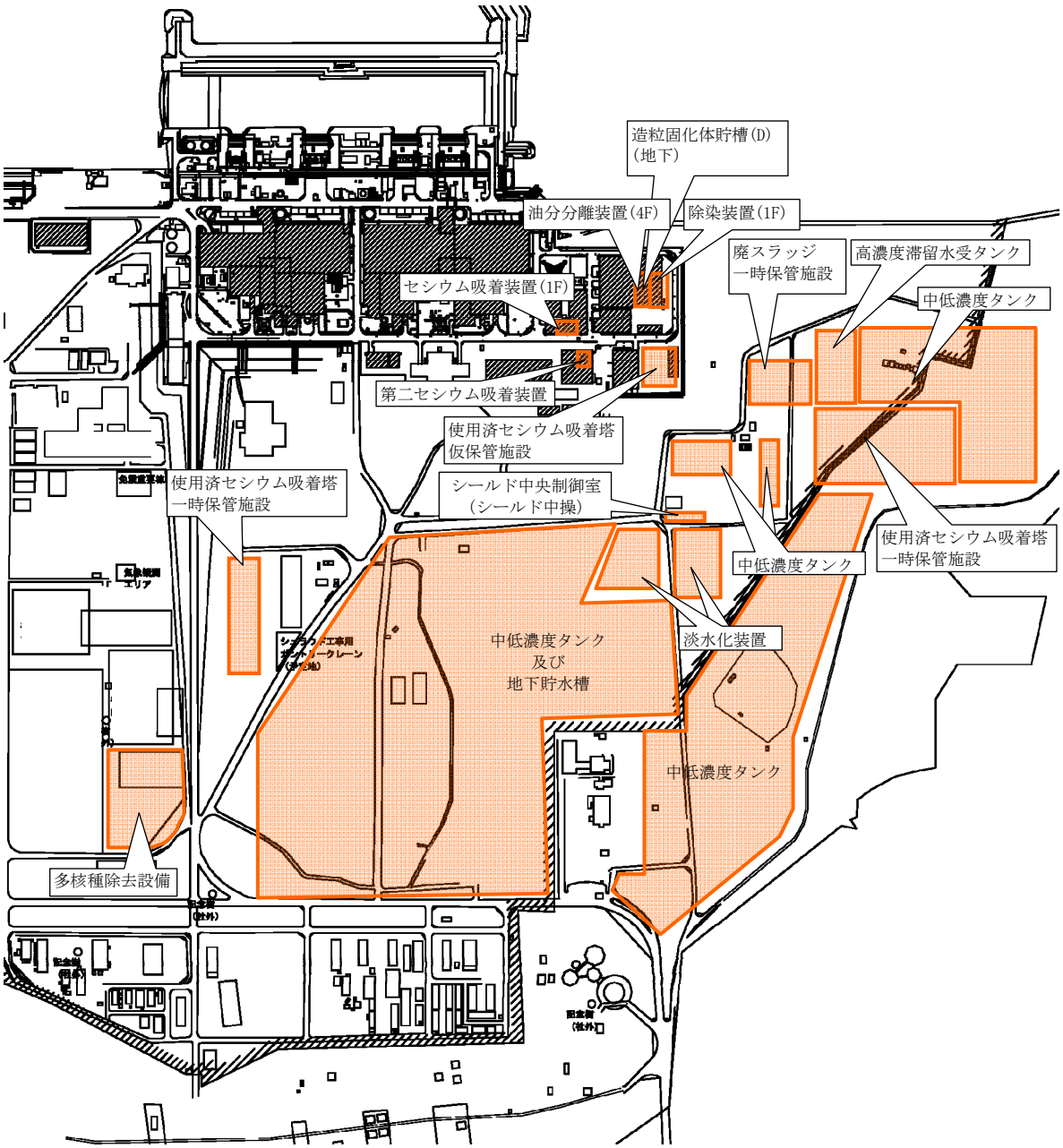
添付資料－５： 高性能容器の健全性評価





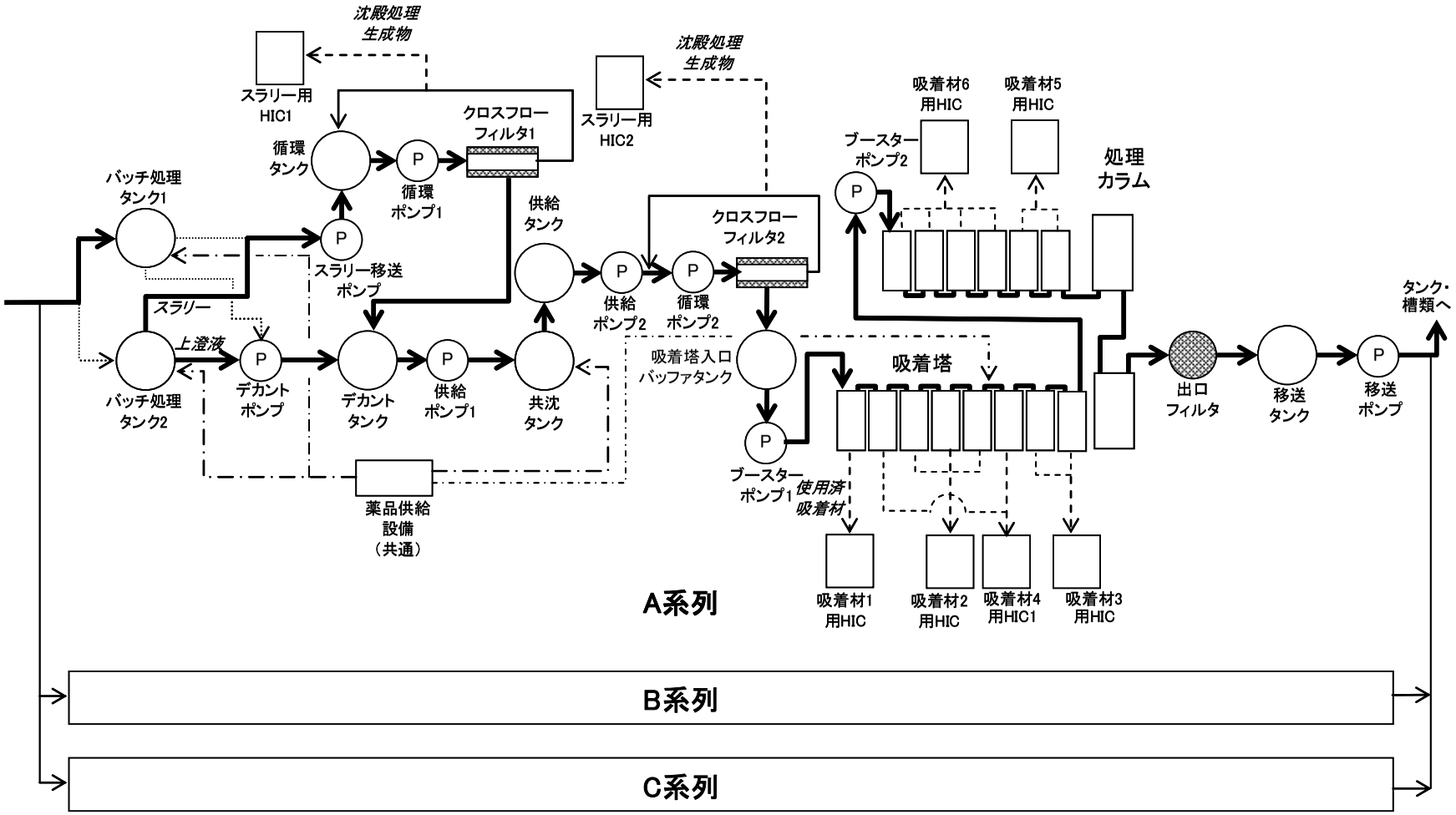
(a)　配置概要

図－１　汚染水処理設備並びに多核種除去設備等の全体概要図



(b)　配置概要

図－２　汚染水処理設備等の全体概要図



図－３　多核種除去設備の系統構成図

放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果

放射性液体廃棄物処理設備等を構成する設備について,構造強度評価の基本方針及び耐震性評価の基本方針に基づき構造強度及び耐震性等の評価を行う。

1.1 基本方針

1.1.1 構造強度評価の基本方針

多核種除去設備等を構成する機器は,「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において，廃棄物処理設備に相当するクラス３機器と位置付けられる。この適用規格は,「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格　設計・建設規格」（以下,「設計・建設規格」という。）で規定される。ただし，福島第一原子力発電所構内の作業環境，機器等の設置環境等が通常時と大幅に異なっているため，設計・建設規格の要求を全て満足して設計・製作・検査を行うことは困難である。

従って，可能な限り設計・建設規格のクラス３機器相当の設計・製作・検査を行うものの，JIS 等の規格に適合した一般産業品の機器等や，設計・建設規格に定める材料と同等の信頼性を有する材料・施工方法等を採用する。

1.1.2 耐震性評価の基本方針

多核種除去設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは,「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のＢクラス相当の設備と位置づけられ，耐震性を評価するにあたっては,「JEAC4601　原子力発電所耐震設計技術規程」（以下,「耐震設計技術規程」という。）等に準用する。

また，参考評価として，基準地震動Ｓｓ相当の水平震度に対して健全性が維持されることを確認する。

1.2 評価結果

1.2.1 ポンプ類

(1)構造強度評価

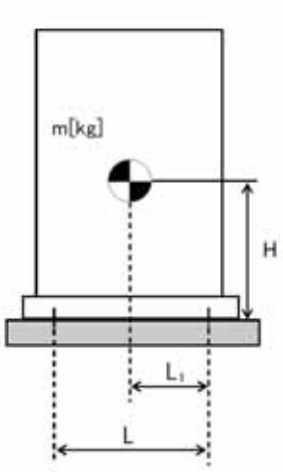
ポンプは一般産業品とするため，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下により高い信頼性を確保した。

・公的規格に適合したポンプを選定する。
・耐腐食性（塩分対策）を有したポンプを選定する。
・試運転により，有意な変形や漏えい，運転状態に異常がないことを確認する。

(2)耐震性評価

a.基礎ボルトの強度評価

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



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

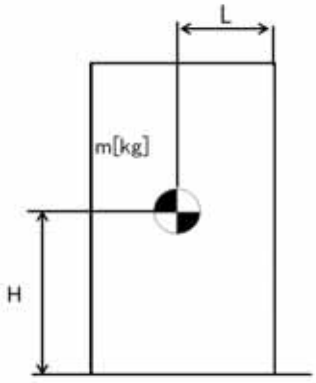
基礎ボルトに作用する引張力：$F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times \left(1 - C_V\right) \times L_1\right)$

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

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

b.転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さくことから，転倒しないことを確認した。また，地震による転倒モーメント＞自重による安定モーメントとなるものについては，a. での計算により基礎ボルトの強度が確保されることから転倒しないことを確認した(表１)。



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

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

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

表１：ポンプ耐震評価結果（１／２）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラリー移送ポンプ	本体	転倒	0.36	3.17×10^{5}	6.71×10^{5}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	1	139	MPa
循環ポンプ１	本体	転倒	0.36	2.34×10^{6}	4.70×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	4	133	MPa
デカントポンプ	本体	転倒	0.36	6.84×10^{5}	1.32×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
供給ポンプ１	本体	転倒	0.36	1.95×10^{5}	4.80×10^{5}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	1	139	MPa
供給ポンプ２	本体	転倒	0.36	3.28×10^{5}	7.36×10^{5}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
循環ポンプ２	本体	転倒	0.36	2.59×10^{6}	5.21×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	4	133	MPa
ブースターポンプ１	本体	転倒	0.36	4.85×10^{5}	1.02×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
ブースターポンプ２	本体	転倒	0.36	4.85×10^{5}	1.02×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	2	139	MPa
移送ポンプ	本体	転倒	0.36	1.95×10^{5}	4.80×10^{5}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	1	139	MPa

※引張評価の算出値「－」については，引張応力が作用していない。

表１：ポンプ耐震評価結果（２／２）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラリー移送ポンプ	本体	転倒	0.80	7.04×10^{5}	6.71×10^{5}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	1	139	MPa
循環ポンプ１	本体	転倒	0.80	5.18×10^{6}	4.70×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	1	173	MPa
		せん断	0.80	8	133	MPa
デカントポンプ	本体	転倒	0.80	1.52×10^{6}	1.32×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	5	139	MPa
供給ポンプ１	本体	転倒	0.80	4.33×10^{5}	4.80×10^{5}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	2	139	MPa
供給ポンプ２	本体	転倒	0.80	7.29×10^{5}	7.36×10^{5}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	3	139	MPa
循環ポンプ２	本体	転倒	0.80	5.74×10^{6}	5.21×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	1	173	MPa
		せん断	0.80	9	133	MPa
ブースターポンプ１	本体	転倒	0.80	1.08×10^{6}	1.02×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	4	139	MPa
ブースターポンプ２	本体	転倒	0.80	1.08×10^{6}	1.02×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	4	139	MPa
移送ポンプ	本体	転倒	0.80	4.33×10^{5}	4.80×10^{5}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	2	139	MPa

※引張評価の算出値「－」については，引張応力が作用していない。

1.2.2　タンク類，吸着塔及び処理カラム

(1)構造強度評価

タンク類は，SUS316L もしくは炭素鋼（ライニング付）とするが材料の調達において一般産業品とするため，材料証明がなく，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下により高い信頼性を確保した。

・工場にて溶接を行い高い品質を確保する。

・水張りによる溶接部の漏えい確認等を行う。

また，吸着塔及び処理カラムは，SUS316L とするが材料の調達において一般産業品とするため，材料証明がなく，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下を考慮することで，高い信頼性を確保した。

・公的規格に適合した一般産業品の SUS316L を用いて吸着塔，処理カラムを製作する。

・溶接継手は，PT 検査，運転圧による漏えい確認等を行う。

・工場にて溶接を行い高い品質を確保する。

a.スカート支持たて置円筒形容器

スカート支持たて置円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧（開放型タンク），最高使用圧力（密閉型タンク）に耐えられることを確認した（表２）。

（開放型の場合）

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

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

（密閉型の場合）

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

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

ただし，t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t = 3.00[㎜]以上，その他の金属の場合は t = 1.50[㎜]以上とする。

表２：スカート支持たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[㎜]	実厚[㎜]
バッチ処理タンク	胴板	1.50	7.80
	鏡板	2.67	7.80
循環タンク	胴板	1.50	7.80
	鏡板	1.14	8.35
デカントタンク	胴板	3.00	7.45
	鏡板	1.26	6.00
共沈タンク	胴板	3.00	4.60
	鏡板	0.31	3.90
供給タンク	胴板	3.00	4.60
	鏡板	0.32	3.90
吸着塔	胴板	9.57	16.50
	鏡板	10.18	18.50
処理カラム	胴板	12.29	18.70
	鏡板	13.09	20.70

b.平底たて置円筒形容器

平底たて置円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，水頭圧に耐えられることを確認した(表３)。

$$t = \frac{D_i H \rho}{0.204 S \eta}$$

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

ただし，t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t = 3.00[㎜]以上，その他の金属の場合は t = 1.50[㎜]以上とする。

表３：平底たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[㎜]	実厚[㎜]
吸着塔入口バッファタンク	胴板	1.50	7.80
	底板	3.00	23.70
移送タンク	胴板	3.00	4.60
	底板	3.00	14.45

c.三脚たて置円筒形容器

三脚たて置円筒形容器については，設計・建設規格に準拠し，板厚評価を実施した。評価の結果，最高使用圧力に耐えられることを確認した（表４）。

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

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

ただし，ｔ の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は ｔ = 3.00[㎜]以上，その他の金属の場合は ｔ = 1.50[㎜]以上とする。

表４：三脚たて置円筒形容器板厚評価結果

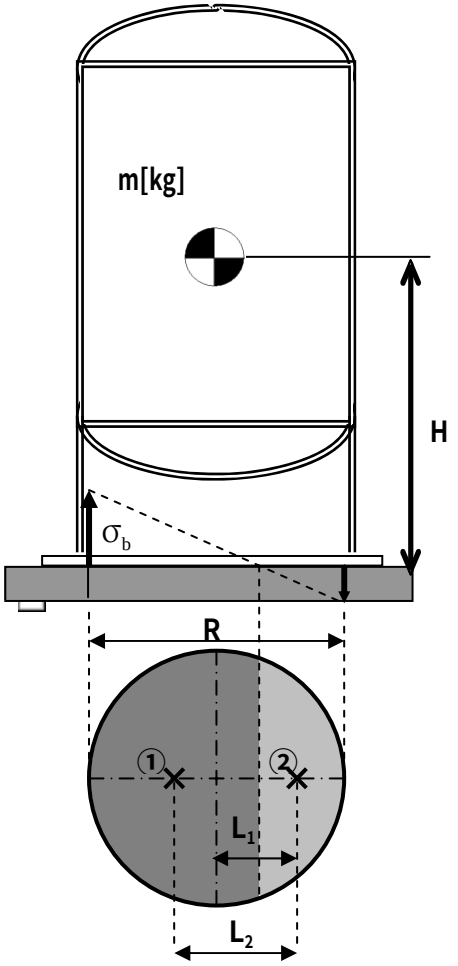
機器名称	評価部位	必要肉厚[㎜]	実厚[㎜]
出口フィルタ	胴板	1.92	3.50
	鏡板	1.50	3.10

(2)耐震性評価

a.スカート支持たて置円筒形容器

(a)基礎ボルトの強度評価

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



m ：機器重量
g ：重力加速度
H ：据付面からの重心までの距離
n ：基礎ボルトの本数
A_b ：基礎ボルトの軸断面積
C_H ：水平方向設計震度
C_V ：鉛直方向設計震度
C_t ：中立軸の位置より求める係数
σ_b：基礎ボルトに作用する引張応力
F_t ：基礎ボルトに作用する引張力
① ：基礎ボルトに作用する引張力の作用点
② ：基礎部に作用する圧縮力の作用点
R ：基礎ボルトのピッチ円直径
L_1 ：基礎ボルトのピッチ円中心から②までの距離
L_2 ：①から②までの距離

基礎ボルトに作用する引張力：$F_t = \dfrac{1}{L_2}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1\right)$

基礎ボルトに作用する引張応力：$\sigma_b = \dfrac{2\pi \times F_t}{n \times A_b \times C_t}$

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

(b)胴板の強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して，胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力σ$_0$を下記の通り評価し，許容値を下回ることを確認した(表５)。

$$\sigma_0 = Max\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2}\cdot\left\{\sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4\cdot\tau^2}\right\}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2}\cdot\left\{\sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4\cdot\tau^2}\right\}$$

σ$_{0t}$：一次一般膜応力（引張側）
σ$_{0c}$：一次一般膜応力（圧縮側）
σ$_\phi$　：胴の周方向応力の和
σ$_{xt}$：胴の軸方向応力の和（引張側）
σ$_{xc}$：胴の軸方向応力の和（圧縮側）
τ　　：地震により胴に生じるせん断応力

(c)スカートの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して，スカートの強度評価を実施した。

組合せ応力σ$_s$を下記の通り評価し，許容値を下回ることを確認した(表５)。

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

σ$_1$：スカートの質量による軸方向応力
σ$_2$：スカートの鉛直方向地震による軸方向応力
σ$_3$：スカートの曲げモーメントによる軸方向応力
τ：地震によるスカートに生じるせん断応力

また，座屈評価を下記の式により行い，スカートに座屈が発生しないことを確認した(表５)。

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

σ$_1$：スカートの質量による軸方向応力
σ$_2$：スカートの鉛直方向地震による軸方向応力
σ$_3$：スカートの曲げモーメントによる軸方向応力
f$_c$：軸圧縮荷重に対する許容座屈応力
f$_b$：曲げモーメントに対する許容座屈応力
η：座屈応力に対する安全率

表５：スカート支持たて置円筒形容器耐震評価結果（１／２）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理タンク	胴板	一次一般膜	0.36	15	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	10	205	MPa
		座屈	0.36	0.05	1	-
	基礎ボルト	引張	0.36	1	130	MPa
		せん断	0.36	33	101	MPa
循環タンク	胴板	一次一般膜	0.36	8	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	9	205	MPa
		座屈	0.36	0.04	1	-
	基礎ボルト	引張	0.36	1	131	MPa
		せん断	0.36	18	101	MPa
デカントタンク	胴板	一次一般膜	0.36	12	233	MPa
	スカート	組合せ	0.36	17	241	MPa
		座屈	0.36	0.10	1	-
	基礎ボルト	引張	0.36	1	440	MPa
		せん断	0.36	21	338	MPa
共沈タンク	胴板	一次一般膜	0.36	5	233	MPa
	スカート	組合せ	0.36	10	241	MPa
		座屈	0.36	0.05	1	-
	基礎ボルト	引張	0.36	11	180	MPa
		せん断	0.36	11	139	MPa
供給タンク	胴板	一次一般膜	0.36	6	233	MPa
	スカート	組合せ	0.36	11	241	MPa
		座屈	0.36	0.06	1	-
	基礎ボルト	引張	0.36	9	180	MPa
		せん断	0.36	13	139	MPa
吸着塔	胴板	一次一般膜	0.36	41	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	4	205	MPa
		座屈	0.36	0.02	1	-
	基礎ボルト	引張	0.36	2	131	MPa
		せん断	0.36	3	101	MPa
処理カラム	胴板	一次一般膜	0.36	48	163	MPa
	スカート	組合せ	0.36	4	205	MPa
		座屈	0.36	0.02	1	-
	基礎ボルト	引張	0.36	1	131	MPa
		せん断	0.36	12	101	MPa

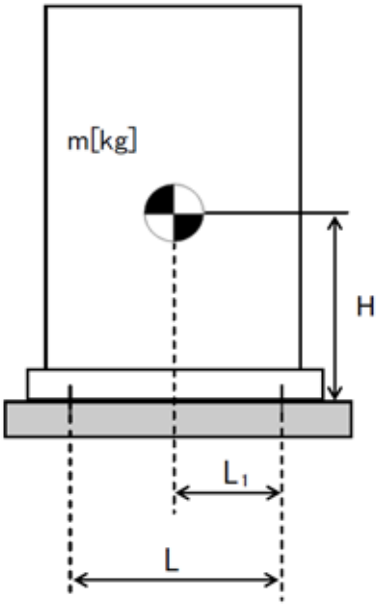
表５：スカート支持たて置円筒形容器耐震評価結果（２／２）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理タンク	胴板	一次一般膜	0.80	21	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	17	205	MPa
		座屈	0.80	0.08	1	-
	基礎ボルト	引張	0.80	0	131	MPa
		せん断	0.80	26	101	MPa
循環タンク	胴板	一次一般膜	0.80	12	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	16	205	MPa
		座屈	0.80	0.07	1	-
	基礎ボルト	引張	0.80	42	121	MPa
		せん断	0.80	39	101	MPa
デカントタンク	胴板	一次一般膜	0.80	20	233	MPa
	スカート	組合せ	0.80	32	241	MPa
		座屈	0.80	0.17	1	-
	基礎ボルト	引張	0.80	63	440	MPa
		せん断	0.80	47	338	MPa
共沈タンク	胴板	一次一般膜	0.80	8	233	MPa
	スカート	組合せ	0.80	20	241	MPa
		座屈	0.80	0.10	1	-
	基礎ボルト	引張	0.80	72	180	MPa
		せん断	0.80	25	139	MPa
供給タンク	胴板	一次一般膜	0.80	10	233	MPa
	スカート	組合せ	0.80	21	241	MPa
		座屈	0.80	0.10	1	-
	基礎ボルト	引張	0.80	73	180	MPa
		せん断	0.80	28	139	MPa
吸着塔	胴板	一次一般膜	0.80	41	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	8	205	MPa
		座屈	0.80	0.04	1	-
	基礎ボルト	引張	0.80	16	131	MPa
		せん断	0.80	7	101	MPa
処理カラム	胴板	一次一般膜	0.80	48	163	MPa
	スカート	組合せ	0.80	8	205	MPa
		座屈	0.80	0.03	1	-
	基礎ボルト	引張	0.80	39	131	MPa
		せん断	0.80	26	101	MPa

b.平底たて置円筒形容器

(a)基礎ボルトの強度評価

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



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

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

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

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

(b)胴板の強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して，胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力σ$_0$を下記の通り評価し，許容値を下回ることを確認した(表６)。

$$\sigma_0 = Max\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2}\cdot\left\{\sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4\cdot\tau^2}\right\}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2}\cdot\left\{\sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4\cdot\tau^2}\right\}$$

σ$_{0t}$：一次一般膜応力（引張側）
σ$_{0c}$：一次一般膜応力（圧縮側）
σ$_\phi$　：胴の周方向応力の和
σ$_{xt}$：胴の軸方向応力の和（引張側）
σ$_{xc}$：胴の軸方向応力の和（圧縮側）
τ　　：地震により胴に生じるせん断応力

また，座屈評価を下記の式により行い，胴板に座屈が発生しないことを確認した(表６)。

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

σ$_1$：胴の空質量による軸方向圧縮応力
σ$_2$：胴の鉛直方向地震による軸方向応力
σ$_3$：胴の水平方向地震による軸方向応力
f$_c$：軸圧縮荷重に対する許容座屈応力
f$_b$：曲げモーメントに対する許容座屈応力
η：座屈応力に対する安全率

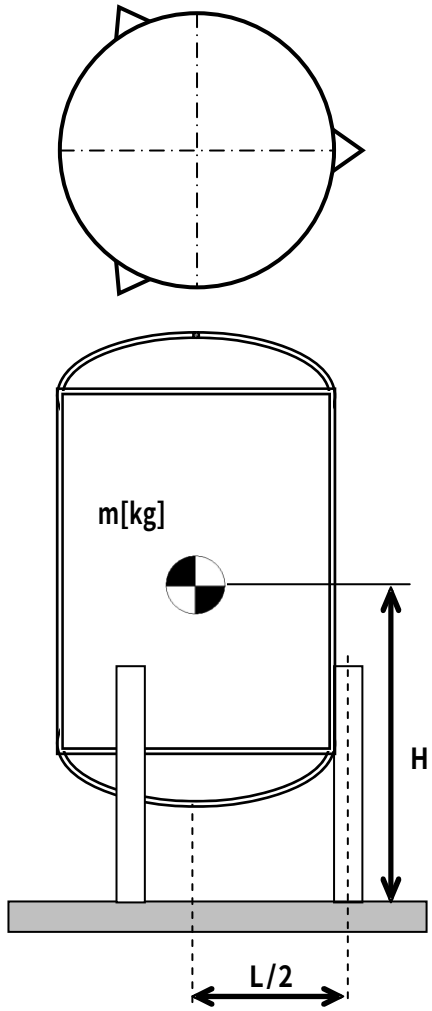
表６：平底たて置円筒形容器耐震評価結果

機器名称	評価部位		水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔入口バッファタンク	胴板	一次一般膜	0.36	7	163	MPa
		座屈	0.36	0.04	1	-
	基礎ボルト	引張	0.36	6	131	MPa
		せん断	0.36	10	101	MPa
	胴板	一次一般膜	0.80	14	163	MPa
		座屈	0.80	0.08	1	-
	基礎ボルト	引張	0.80	55	131	MPa
		せん断	0.80	21	101	MPa
移送タンク	胴板	一次一般膜	0.36	5	163	MPa
		座屈	0.36	0.03	1	-
	基礎ボルト	引張	0.36	2	173	MPa
		せん断	0.36	12	133	MPa
	胴板	一次一般膜	0.80	11	163	MPa
		座屈	0.80	0.07	1	-
	基礎ボルト	引張	0.80	52	173	MPa
		せん断	0.80	26	133	MPa

c.三脚たて置円筒形容器

(a)基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 竪形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表７）。



L　：脚断面の図心の描く円の直径
m　：機器重量
g　：重力加速度
H　：据付面からの重心までの距離
A_b：基礎ボルトの軸断面積
C_H：水平方向設計震度
C_V：鉛直方向設計震度

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

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

(b)脚の強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 竪形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して，脚の強度評価を実施した。

組合せ応力σ$_s$を下記の通り評価し，許容値を下回ることを確認した(表７)。

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

σ$_1$：脚の質量による軸方向応力
σ$_2$：脚の鉛直方向地震による軸方向応力
σ$_3$：脚の曲げモーメントによる軸方向応力
τ：地震による脚に生じるせん断応力

また，座屈評価を下記の式により行い，脚に座屈が発生しないことを確認した(表 7)。

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

σ$_1$：脚の質量による軸方向応力
σ$_2$：脚の鉛直方向地震による軸方向応力
σ$_3$：脚の曲げモーメントによる軸方向応力
f$_c$：軸圧縮荷重に対する許容座屈応力
f$_b$：曲げモーメントに対する許容座屈応力
η：座屈応力に対する安全率

(c)胴板の強度評価

耐震設計技術規程並びに「JPI-7R-71-96 石油学会規格 竪形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して，胴板の強度評価を実施した。

一次一般膜応力σ$_0$を下記の通り評価し，許容値を下回ることを確認した(表７)。

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

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

$$\sigma_{0\phi} = \sigma_{\phi 1} + \sigma_{\phi 7}$$

σ$_{0\phi}$：一次一般膜応力（周方向）
σ$_{0x}$：一次一般膜応力（軸方向）
σ$_{\phi 1}$：内圧による周方向応力
σ$_{x1}$：内圧による軸方向応力
σ$_{x2}$：運転時質量による軸方向応力
σ$_{x5}$：地震力により生じる
　　転倒モーメントによる軸方向応力
σ$_{\phi 7}$：胴の鉛直方向地震による周方向応力
σ$_{x7}$：胴の鉛直方向地震による軸方向応力

表７：三脚たて置円筒形容器耐震評価結果

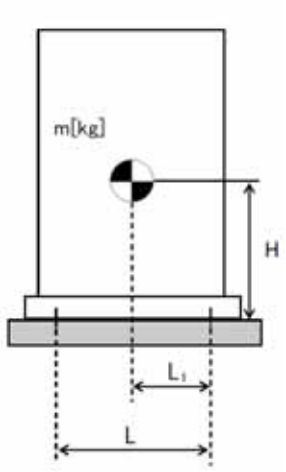
機器名称	評価部位		水平震度	算出値	許容値	単位
出口フィルタ	胴板	一次一般膜	0.36	37	163	MPa
	脚	組合せ	0.36	40	205	MPa
		座屈	0.36	0.21	1	-
	基礎ボルト	引張	0.36	24	153	MPa
		せん断	0.36	2	118	MPa
	胴板	一次一般膜	0.80	37	163	MPa
	脚	組合せ	0.80	84	205	MPa
		座屈	0.80	0.44	1	-
	基礎ボルト	引張	0.80	62	153	MPa
		せん断	0.80	4	118	MPa

1.2.3　スキッド

(1)耐震性評価

a.基礎ボルトの強度評価

耐震設計技術規程の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルトの強度が確保されることを確認した（表８）。



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

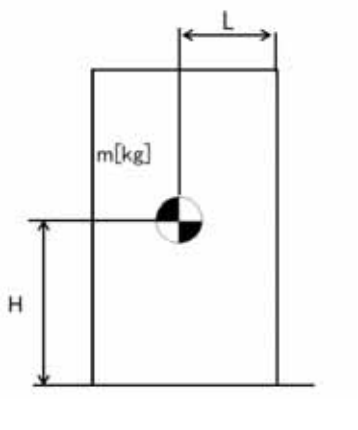
基礎ボルトに作用する引張力：$F_b = \frac{1}{L}\left(m \times g \times C_H \times H - m \times g \times \left(1 - C_V\right) \times L_1\right)$

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

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

b.転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さく，転倒しないことを確認した。また，地震による転倒モーメント＞自重による安定モーメントとなるものについては，a. での計算により基礎ボルトの強度が確保されることから転倒しないことを確認した（表８）。



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

地震による転倒モーメント：$M_1 = m \times g \times C_H \times H$
自重による安定モーメント：$M_2 = m \times g \times L$

表８：スキッド耐震評価結果（１／４）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理タンクスキッド	本体	転倒	0.36	9.27×10^{8}	1.08×10^{9}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	23	139	MPa
バッチ処理タンク用弁スキッド	本体	転倒	0.36	5.29×10^{6}	1.85×10^{7}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	6	139	MPa
循環タンクスキッド	本体	転倒	0.36	4.04×10^{8}	4.94×10^{8}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	25	139	MPa
循環タンク用弁スキッド	本体	転倒	0.36	5.42×10^{6}	1.16×10^{7}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	8	139	MPa
スラリー移送ポンプスキッド	本体	転倒	0.36	1.80×10^{6}	5.75×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa
クロスフローフィルタスキッド１	本体	転倒	0.36	6.80×10^{7}	1.40×10^{8}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	16	139	MPa
デカントタンクスキッド	本体	転倒	0.36	4.71×10^{8}	7.95×10^{8}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	50	139	MPa
共沈・供給タンクスキッド	本体	転倒	0.36	9.16×10^{7}	1.56×10^{8}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	16	139	MPa
クロスフローフィルタスキッド２	本体	転倒	0.36	1.14×10^{8}	2.11×10^{8}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	25	139	MPa
吸着塔入口バッファタンクスキッド	本体	転倒	0.36	8.61×10^{7}	1.04×10^{8}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	13	139	MPa
ブースターポンプ１スキッド	本体	転倒	0.36	2.56×10^{6}	7.62×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa
ブースターポンプ２スキッド	本体	転倒	0.36	2.44×10^{6}	8.36×10^{6}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa

※引張評価の算出値「－」については，引張応力が作用していない。

表８：スキッド耐震評価結果（２／４）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔 スキッド１	本体	転倒	0.36	1.50×10^{8}	2.28×10^{8}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	21	139	MPa
吸着塔 スキッド２	本体	転倒	0.36	1.33×10^{8}	1.91×10^{8}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	19	139	MPa
吸着塔 スキッド３	本体	転倒	0.36	1.33×10^{8}	1.91×10^{8}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	19	139	MPa
吸着塔 スキッド４	本体	転倒	0.36	1.22×10^{8}	1.88×10^{8}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	18	139	MPa
処理カラム スキッド	本体	転倒	0.36	1.04×10^{8}	1.43×10^{8}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	13	139	MPa
出口移送 スキッド	本体	転倒	0.36	3.12×10^{7}	9.77×10^{7}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	18	139	MPa
ＡＬＰＳ入口弁 スキッド（Ⅰ）	本体	転倒	0.36	1.89×10^{7}	6.14×10^{7}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	5	139	MPa
ＡＬＰＳ入口弁 スキッド（Ⅱ）	本体	転倒	0.36	3.13×10^{6}	1.42×10^{7}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	3	139	MPa
ＡＬＰＳ出口弁 スキッド	本体	転倒	0.36	6.57×10^{6}	2.27×10^{7}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	3	139	MPa
排水タンク スキッド	本体	転倒	0.36	2.90×10^{7}	8.44×10^{7}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	18	139	MPa
ＨＩＣ遮へい体	本体	転倒	0.36	9.28×10^{7}	2.05×10^{8}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	MPa
		せん断	0.36	23	139	MPa

※引張評価の算出値「－」については，引張応力が作用していない。

表８：スキッド耐震評価結果（３／４）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
バッチ処理タンクスキッド	本体	転倒	0.80	2.06×10^{9}	1.08×10^{9}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.80	116	171	MPa
		せん断	0.80	51	139	MPa
バッチ処理タンク用弁スキッド	本体	転倒	0.80	1.18×10^{7}	1.85×10^{7}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	13	139	MPa
循環タンクスキッド	本体	転倒	0.80	8.97×10^{8}	4.94×10^{8}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.80	112	165	MPa
		せん断	0.80	55	139	MPa
循環タンク用弁スキッド	本体	転倒	0.80	1.21×10^{7}	1.16×10^{7}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	17	139	MPa
スラリー移送ポンプスキッド	本体	転倒	0.80	4.00×10^{6}	5.75×10^{6}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	10	139	MPa
クロスフローフィルタスキッド１	本体	転倒	0.80	1.52×10^{8}	1.40×10^{8}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.80	4	180	MPa
		せん断	0.80	36	139	MPa
デカントタンクスキッド	本体	転倒	0.80	1.05×10^{9}	7.95×10^{8}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.80	44	73	MPa
		せん断	0.80	112	139	MPa
共沈・供給タンクスキッド	本体	転倒	0.80	2.04×10^{8}	1.56×10^{8}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.80	11	180	MPa
		せん断	0.80	35	139	MPa
クロスフローフィルタスキッド２	本体	転倒	0.80	2.53×10^{8}	2.11×10^{8}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.80	14	180	MPa
		せん断	0.80	54	139	MPa
吸着塔入口バッファタンクスキッド	本体	転倒	0.80	1.92×10^{8}	1.04×10^{8}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.80	57	180	MPa
		せん断	0.80	27	139	MPa
ブースターポンプ１スキッド	本体	転倒	0.80	5.69×10^{6}	7.62×10^{6}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	11	139	MPa
ブースターポンプ２スキッド	本体	転倒	0.80	5.41×10^{6}	8.36×10^{6}	N・mm
	基礎ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	11	139	MPa

※引張評価の算出値「－」については，引張応力が作用していない。

表８：スキッド耐震評価結果（４／４）

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔スキッド１	本体	転倒	0.80	3.32×10^{8}	2.28×10^{8}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	35	177	MPa
		せん断	0.80	47	139	MPa
吸着塔スキッド２	本体	転倒	0.80	2.94×10^{8}	1.91×10^{8}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	34	180	MPa
		せん断	0.80	41	139	MPa
吸着塔スキッド３	本体	転倒	0.80	2.94×10^{8}	1.91×10^{8}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	34	180	MPa
		せん断	0.80	41	139	MPa
吸着塔スキッド４	本体	転倒	0.80	2.70×10^{8}	1.88×10^{8}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	27	180	MPa
		せん断	0.80	39	139	MPa
処理カラムスキッド	本体	転倒	0.80	2.30×10^{8}	1.43×10^{8}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	31	180	MPa
		せん断	0.80	28	139	MPa
出口移送スキッド	本体	転倒	0.80	6.93×10^{7}	9.77×10^{7}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	40	139	MPa
ＡＬＰＳ入口弁スキッド（Ⅰ）	本体	転倒	0.80	4.19×10^{7}	6.14×10^{7}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	10	139	MPa
ＡＬＰＳ入口弁スキッド（Ⅱ）	本体	転倒	0.80	6.96×10^{6}	1.42×10^{7}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	7	139	MPa
ＡＬＰＳ出口弁スキッド	本体	転倒	0.80	1.46×10^{7}	2.27×10^{7}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	6	139	MPa
排水タンクスキッド	本体	転倒	0.80	6.44×10^{7}	8.44×10^{7}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	-	-	MPa
		せん断	0.80	40	139	MPa
ＨＩＣ遮へい体	本体	転倒	0.80	2.07×10^{8}	2.05×10^{8}	N･mm
	基礎ボルト	引張	0.80	1	180	MPa
		せん断	0.80	50	139	MPa

※引張評価の算出値「－」については，引張応力が作用していない。

1.2.4　高性能容器

(1)構造強度評価

高性能容器本体は，ポリエチレン製の容器であり設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら，高性能容器は，米国において低レベル放射性廃棄物の最終処分に使用されている容器であり，米国 NRC（Nuclear Regulatory Commission，原子力規制委員会）から権限を委譲されたサウスカロライナ州健康環境局（S.C. Department of Health and Environmental Control）の認可を得ており，高い信頼性を有している。

a. 収容物重量に対する評価

高性能容器の収容物重量は容積から決定しており，当該型式の高性能容器の設計重量は約 4.5t である。多核種除去設備で使用する高性能容器への収容物の重量は最大で 3.5t とすることから，収容物重量に対して十分な強度を有している。

b. 圧力に対する評価

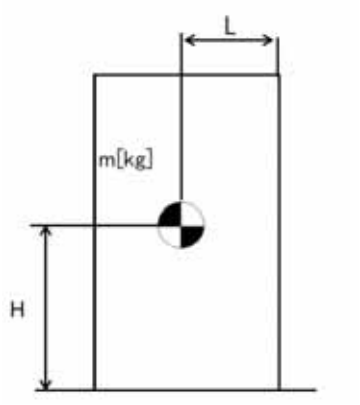
当該型式の高性能容器の外圧に対する設計圧力は，25 kPa である。多核種除去設備で用いる高性能容器の外圧は屋外設置のため大気圧程度であることから，設計圧力を満足している。

一方，内圧に対しては，サウスカロライナ州健康環境局の認可に当たり，50 kPa で試験を行い，容器に歪みがないことを確認している。高性能容器は，ベント機能を設けていることから，多核種除去設備で使用する際の内圧は，大気圧程度となり，試験圧力を満足している。

(2)耐震性評価

a． 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さく，転倒しないことを確認した（表９）。



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

地震による転倒モーメント：$M_1 = m \times g \times C_H \times H$
自重による安定モーメント：$M_2 = m \times g \times L$

表９　評価結果

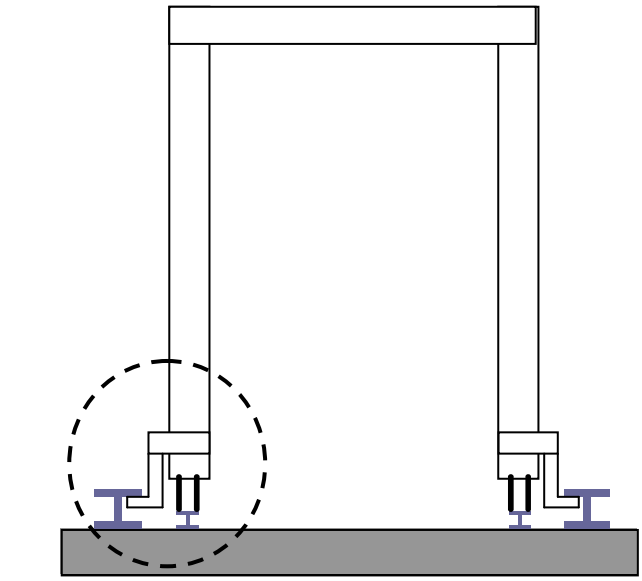
機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
高性能容器	本体	転倒	0.36	1.58×10^7	3.66×10^7	N･mm
			0.80	3.51×10^7		

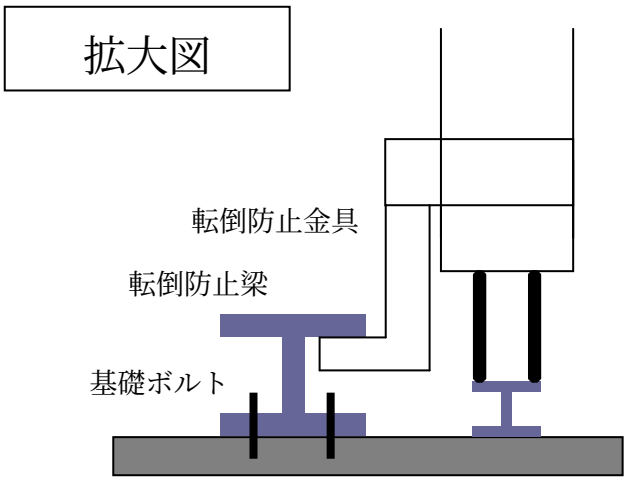
1.2.5 クレーン類

(1)耐震性評価

a．基礎ボルト等の強度評価

耐震設計技術規程並びに「クレーン構造規格」の強度評価方法に準拠して評価を実施した。評価の結果，基礎ボルト・転倒防止金具・転倒防止梁の強度が確保されることを確認した（表１０）。





b．転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントが自重による安定モーメントより小さくなるものについては，転倒しないことを確認した。また，地震による転倒モーメントが自重による安定モーメントより大きくなるなるものについては，a．での計算により基礎ボルト・転倒防止金具・転倒防止梁の強度が確保されることから転倒しないことを確認した（表１０）。

表１０：クレーン類耐震評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
高性能容器交換用クレーン	本体	転倒	0.36	5.47×10^{4}	7.44×10^{4}	kg･m
	基礎ボルト	引張	0.36	-	-	kg
	転倒防止金具	変形	0.36	-	-	N/mm^2
	転倒防止梁	変形	0.36	-	-	N/mm^2
	本体	転倒	0.80	1.21×10^{5}	7.44×10^{4}	kg･m
	基礎ボルト	引張	0.80	542	1435	kg
	転倒防止金具	変形	0.80	37.7	175	N/mm^2
	転倒防止梁	変形	0.80	12.4	175	N/mm^2
処理カラム交換用クレーン	本体	転倒	0.36	2.24×10^{4}	2.21×10^{4}	kg･m
	基礎ボルト	引張	0.36	5.83	1435	kg
	転倒防止金具	変形	0.36	0.405	175	N/mm^2
	転倒防止梁	変形	0.36	0.133	175	N/mm^2
	本体	転倒	0.80	4.96×10^{4}	2.21×10^{4}	kg･m
	基礎ボルト	引張	0.80	475	1435	kg
	転倒防止金具	変形	0.80	33.0	175	N/mm^2
	転倒防止梁	変形	0.80	10.9	175	N/mm^2

※　算出値「－」については，引張荷重・応力が作用していない。

1.2.6　配管

(1)構造強度評価

a．配管（鋼管）

配管（鋼管）はステンレスまたは炭素鋼の一般産業品とするため，設計・建設規格の要求には必ずしも適合しない。しかしながら，以下により高い信頼性を確保する。

・公的規格に適合した配管（鋼管）を選定する。

・溶接継手は，運転圧による漏えい確認もしくは代替検査を行う。

・可能な限り工場にて溶接を行い，現地での溶接作業を少なくする。

b．配管（ポリエチレン管）

配管（ポリエチレン管）は鋼材ではなく，一般産業品であるため，設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら，配管（ポリエチレン管）は，一般に耐食性，電気特性（耐電気腐食），耐薬品性を有しており，鋼管と同等の信頼性を有している。また，以下により高い信頼性を確保する。

・日本水道協会規格に適合したポリエチレン管を採用する。

・継手は，可能な限り融着構造とする。

また，配管（ポリエチレン管）には保温材を取り付け凍結防止対策を施す。なお，本対策は，配管（ポリエチレン管）の紫外線劣化対策を兼ねる。

c．配管（耐圧ホース）

配管（耐圧ホース）は鋼材ではなく，一般産業品であるため，設計・建設規格の要求に適合するものではない。しかしながら，以下により高い信頼性を確保する。

・耐圧ホースで発生した過去の不適合のうち，チガヤによる耐圧ホースの貫通に関してはチガヤが生息する箇所においては鉄板敷き等の対策を施す。

・継手金属と樹脂の結合部（カシメ部）の外れ防止対策として，結合部に外れ防止金具を装着する。

・通水等による漏えい確認を行う。

(2)耐震性評価

a．配管（鋼管）

配管（鋼管）は，原子力発電所の耐震設計に用いられている定ピッチスパン法等によりサポートスパンを確保する。

b．配管（ポリエチレン管）

配管（ポリエチレン管）は，可撓性を有しており地震により有意な応力は発生しない。

c．配管（耐圧ホース）

配管（耐圧ホース）は，可撓性を有しており地震により有意な応力は発生しない。

以上

多核種除去設備上屋の耐震性に関する検討結果

1. Ｂクラス施設としての評価

1.1 評価方針

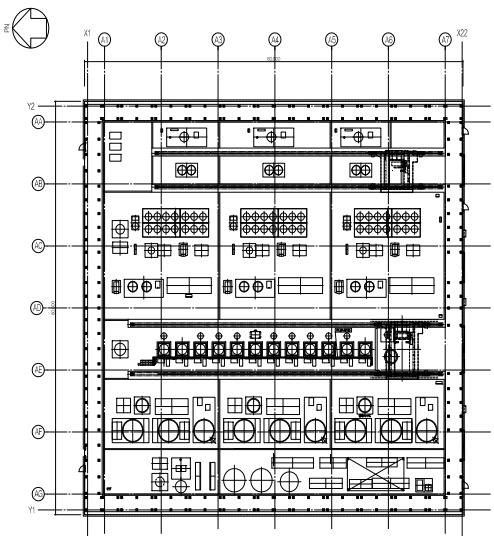
多核種除去設備上屋は，耐震設計審査指針上のＢクラス相当の建物と位置づけられるため，耐震Ｂクラスとしての評価を実施する。

多核種除去設備建屋は，地上１階建で平面が 59.4m（NS）×58.6m（EW）の鉄骨造の建物である。基礎底面からの高さは約 20.2mであり，地上高さは約 18.9mである。基礎スラブは厚さ 1.5mのべた基礎で，長期許容支持力 170kN/m^{2}以上の地盤に設置する。

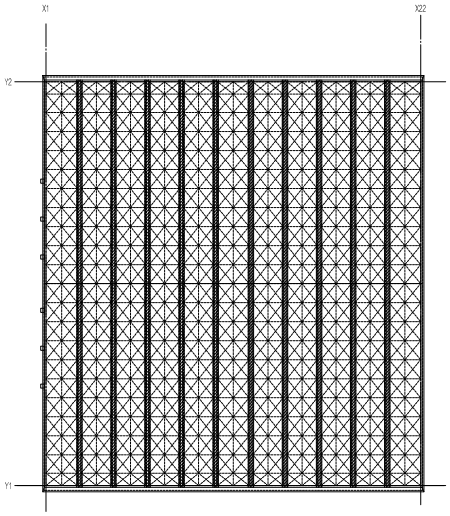
建物に加わる地震時の水平力を，NS 方向はブレース，EW 方向は柱・梁ともトラス形式のフレームで負担する。

耐震性の評価は，地上 1 階の地震層せん断力係数として 0.3 を採用した場合の当該部位の応力に対して行う。

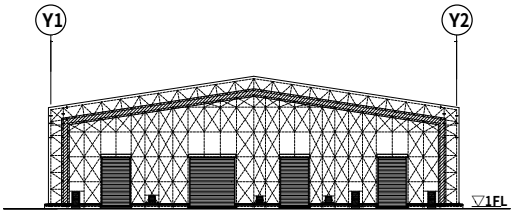
多核種除去設備建屋の評価手順を図－１に示す。



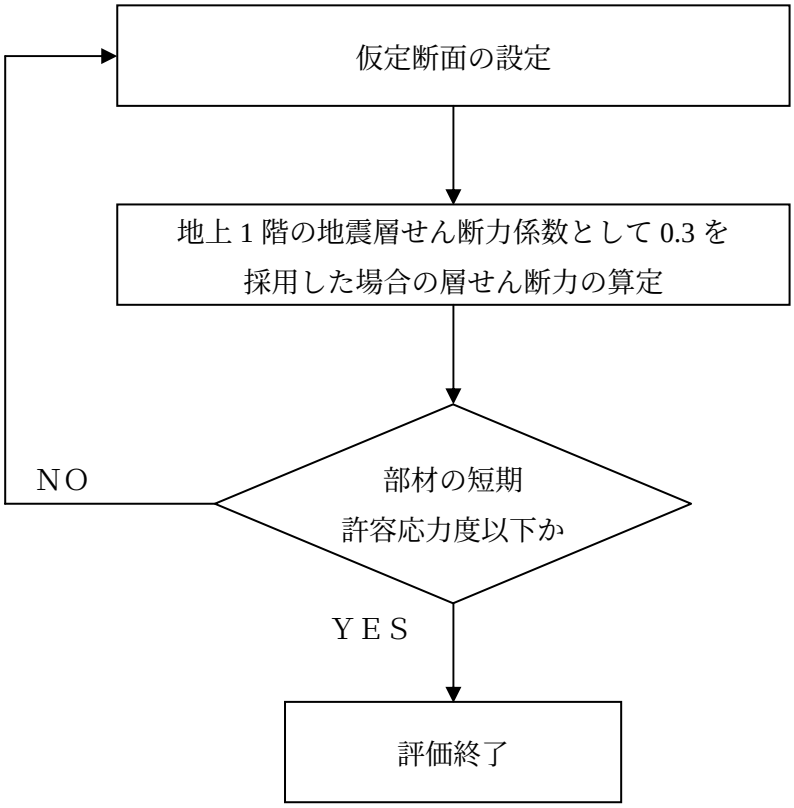
平面図



屋根平面図



南側立面図



図－１　Ｂクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

1.2 評価条件（検討に用いる設計用地震力の設定）

地震層せん断力係数及び設計用地震力を表－１に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表－２～表－４に，基礎地盤の許容支持力度を表－５に示す。

表－１　地震層せん断力係数及び設計用地震力

O.P. (m)	W_i (kN)	地震層せん断力係数		設計用地震力（S_B） (kN)	
		NS	EW	NS	EW
56.2～37.7	4250	0.30		1275	

表－２　構造用鋼材の許容応力度

（単位：N/mm²）

	板厚	材料	基準強度Ｆ	許容応力度
構造用鋼材	ｔ≦40mm	SS400，SN400B STK400，STKR400	235	「鋼構造設計規準」に従って左記Ｆの値により求める。
	ｔ≦40mm	SM490C SNR490B	325	

表－３　コンクリートの許容応力度

（単位：N/mm²）

		長　期		短　期	
		圧縮	せん断	圧縮	せん断
基礎 スラブ	F_c＝30	10	0.79	20	1.18

表－４　鉄筋の許容応力度

（単位：N/mm²）

		長　期		短　期	
		引張及び圧縮	せん断補強	引張及び圧縮	せん断補強
基礎 スラブ	SD345	215※	195	345	345

※：呼び径 D29 以上の太さの鉄筋に対しては 195 とする。

表－５　基礎地盤の許容支持力度

（単位：N/mm²）

	長　期	短　期
支持地盤	0.17	0.34

注：建築基準法施行令第 93 条及び平成 13 年国土交通省告示第 1113 号に基づき算定した。

1.3 評価結果

(1) 上部架構の評価結果

解析モデルは，全ての部材を線材置換した立体モデルで，柱脚はピンとする。

検討により得られた部材応力の内，応力度／短期許容応力度が最大となる鉄骨部材の断面検討結果を表－６に示す。

これより鉄骨部材の応力度は，短期許容応力度以下であることを確認した。

表－６　鉄骨部材の応力度と短期許容応力度

部位	荷重条件	応力度 (N/mm^2)	短期許容応力度 (N/mm^2)	応力度／短期許容応力度
トラス梁	積雪荷重	62 （圧縮）	170 （圧縮）	0.37
トラス柱	積雪荷重	56 （圧縮）	162 （圧縮）	0.35

(2) 基礎スラブの評価結果

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

必要鉄筋比が最大となる要素と面外せん断力が最大となる要素の断面検討結果を表－７及び表－８に示す。

これより，設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り，また面外せん断力は短期許容せん断力以下であることを確認した。

なお，基礎地盤に生じる接地圧は短期で最大 0.08 N/mm^2 であり，基礎地盤の短期許容支持力度 0.34 N/mm^2 以内となっている。

表－７　軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

応　力		必要鉄筋比 (%)	設計鉄筋比 (%)	必要鉄筋比 ／設計鉄筋比
軸　力※ (kN/m)	曲げモーメント (kN･m/m)			
65	619	0.10	0.38	0.27

※：圧縮を正とする。

表－８　面外せん断力に対する検討結果

応　力 面外せん断力(kN/m)	短期許容 せん断力(kN/m)	応力／短期許容せん断力
500	1316	0.38

以上のことから，設計用地震力に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

2.基準地震動Ｓｓに対する評価

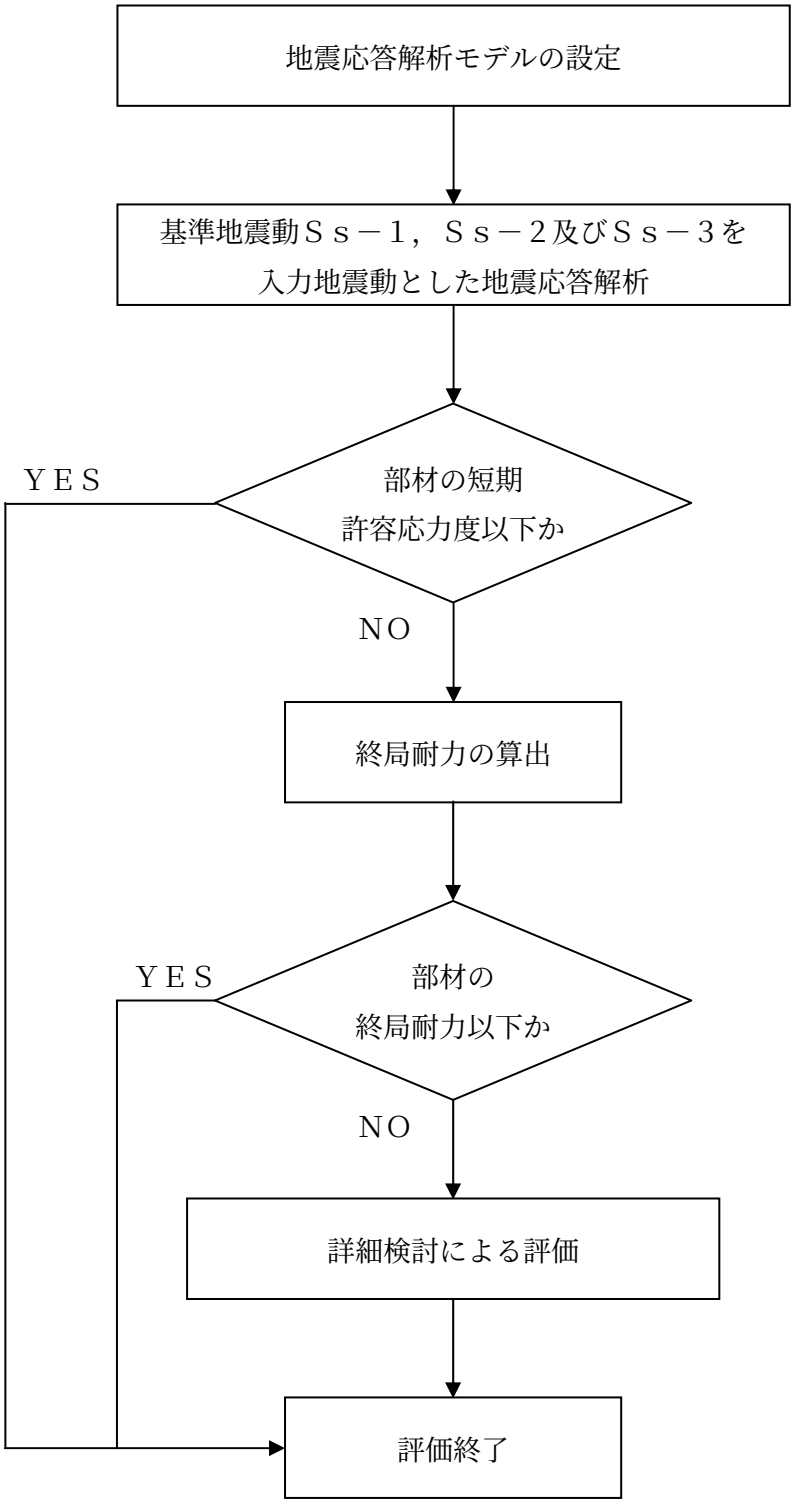
2.1 解析評価方針

建屋について，参考評価として基準地震動Ｓｓによる地震力に対し，崩壊しないことを確認する。

解析モデルは，基礎及び地上階の曲げ，せん断及び軸剛性を評価した質点系モデルとする。

部材の評価は，地震応答解析により得られた当該部位の応力に対して，部材の終局耐力と比較することによって行う。ただし，部材応力が短期許容応力度以下である場合は，終局耐力との比較を省略する。

基準地震動Ｓｓに対する建屋の耐震性評価手順を図－２に示す。

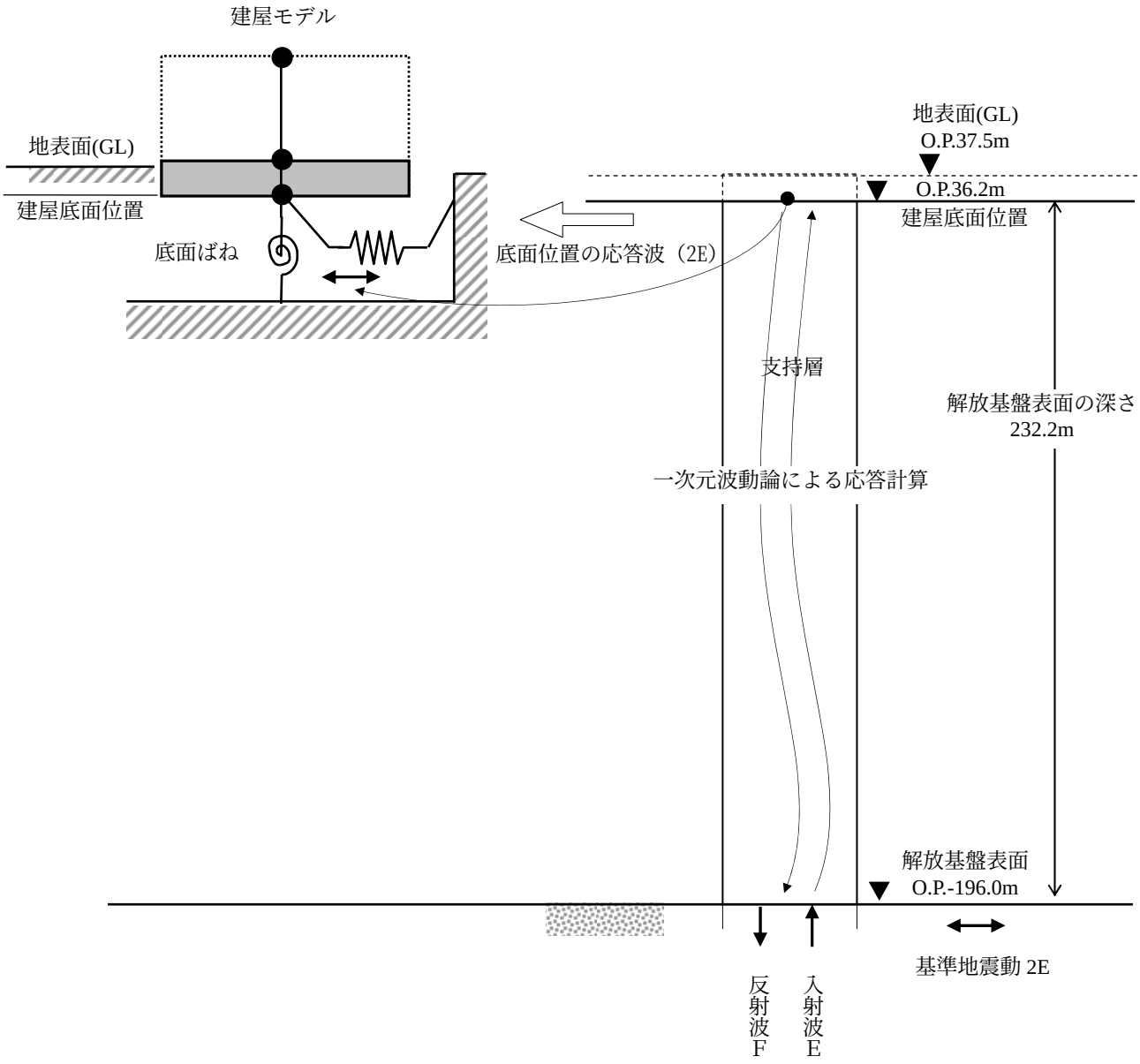


図－２　基準地震動Ｓｓに対する建屋の耐震性評価手順

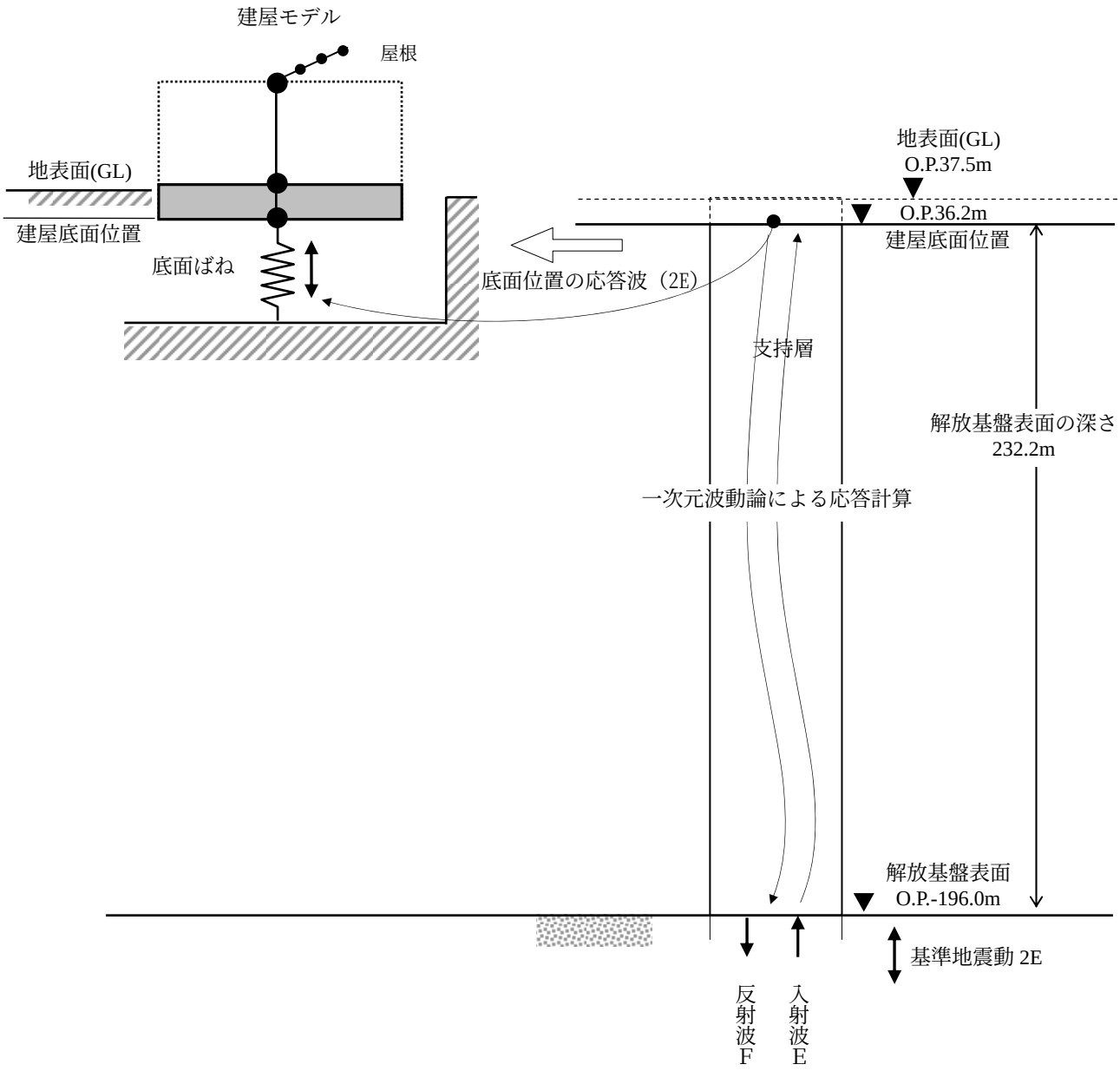
2.2 解析に用いる入力地震動

建屋への入力地震動は，「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価　中間報告書」（原管発管１９第６０３号　平成 20 年 3 月 31 日付）にて作成した解放基盤表面レベルに想定するＳｓ－１，Ｓｓ－２及びＳｓ－３に基づき算定することとする。

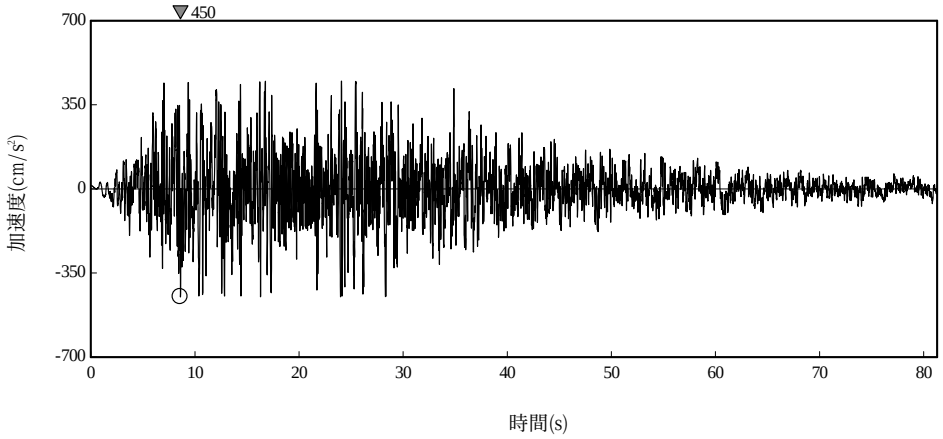
地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図－３及び図－４に示す。この建屋の解析モデルは，建屋と地盤の相互作用を考慮したスウェイ・ロッキングモデルである。モデルに入力する地震動は，一次元波動論に基づき，解放基盤表面レベルに想定する基準地震動Ｓｓに対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置（O.P.-196.0m）における基準地震動Ｓｓ－１，Ｓｓ－２及びＳｓ－３の加速度波形を図－５及び図－６に示す。



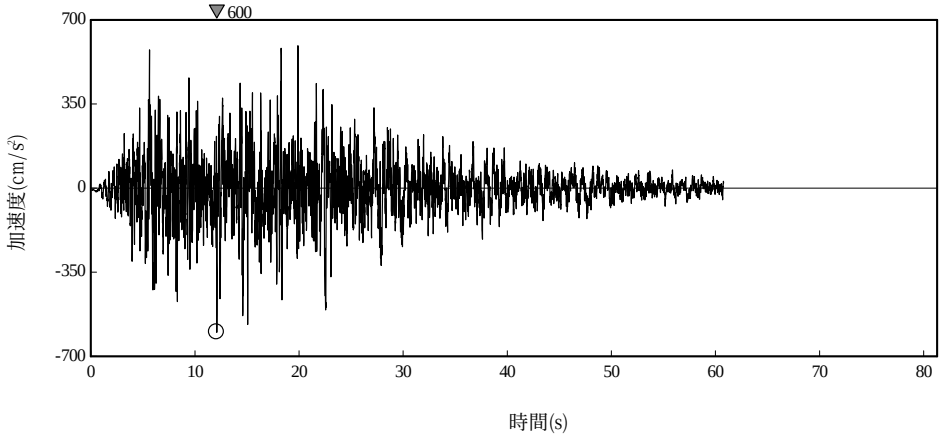
図－３　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図（水平方向）



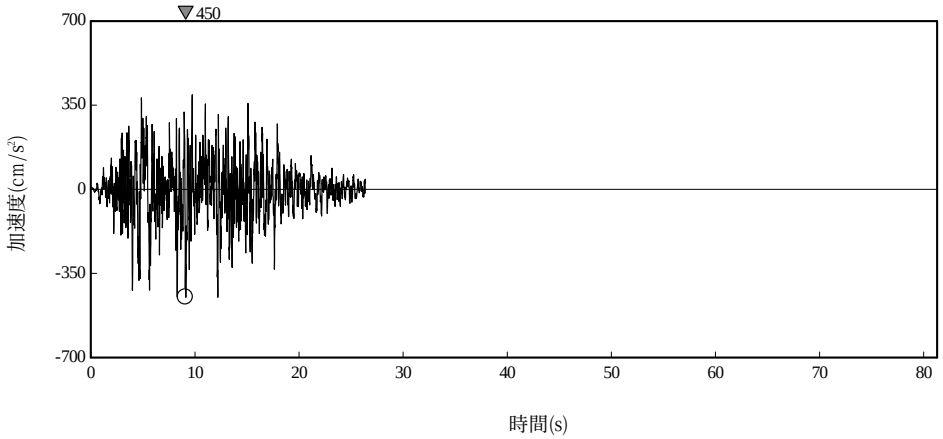
図－４　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図（鉛直方向）



（Ｓｓ－１Ｈ）

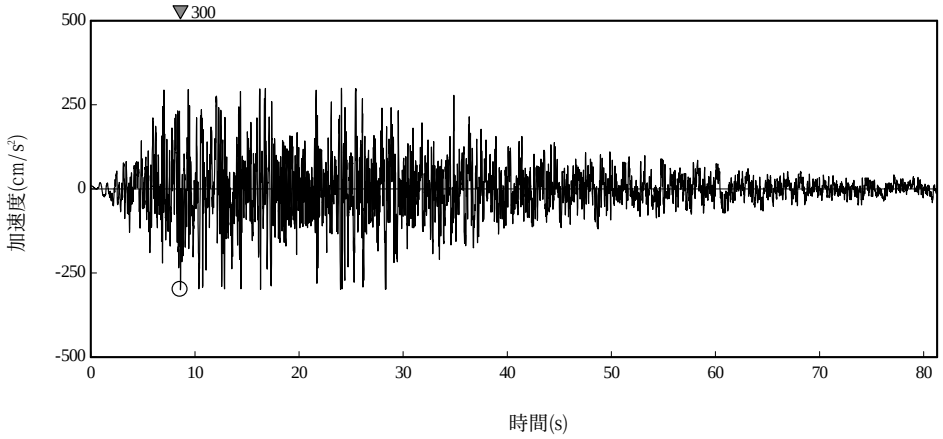


（Ｓｓ－２Ｈ）

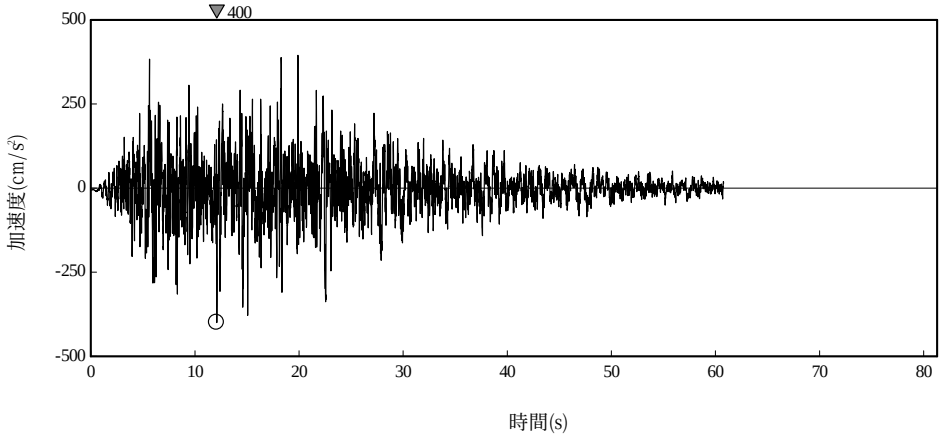


（Ｓｓ－３Ｈ）

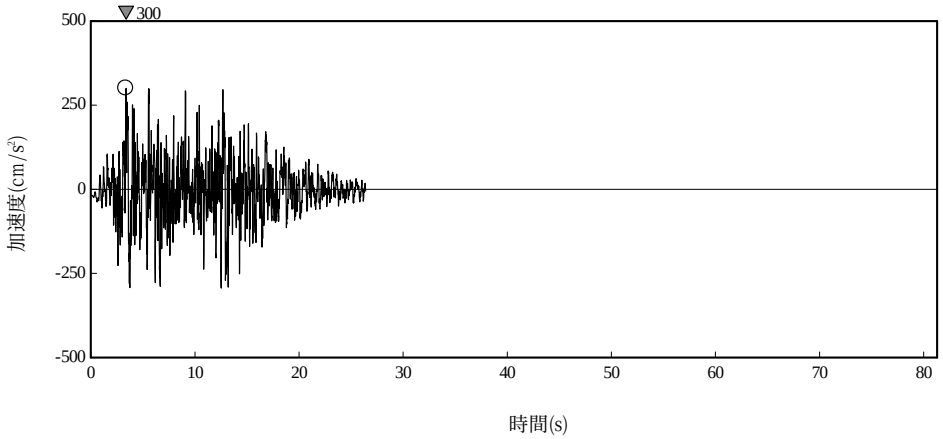
図－５　解放基盤表面位置における地震動の加速度波形（水平方向）



（Ｓｓ－１Ｖ）



（Ｓｓ－２Ｖ）



（Ｓｓ－３Ｖ）

図－６　解放基盤表面位置における地震動の加速度波形（鉛直方向）

2.3 地震応答解析モデル

基準地震動Ｓｓに対する建屋の地震応答解析は，「2.2　解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

地震応答解析モデルは，水平方向については建屋の曲げ変形とせん断変形を考慮した質点系，鉛直方向はトラス柱の上下軸変形及びトラス梁の曲げ変形とせん断変形を考慮した質点系とし，地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。解析に用いる物性値は以下のとおりとし，建屋解析モデルの諸元を表－９及び表－１０に示す。

a)コンクリート

・ヤング係数　　$E = 2.44 \times 10^4$ N/mm^2　（$F_c = 30$ N/mm^2 ）；基礎部

・ポアソン比　　$\nu = 0.2$

・単位体積重量　　$\gamma = 24$ kN/m^3

・減衰定数　　$h = 5\%$

b)鉄骨

・ヤング係数　　$E = 2.05 \times 10^5$ N/mm^2

・ポアソン比　　$\nu = 0.3$

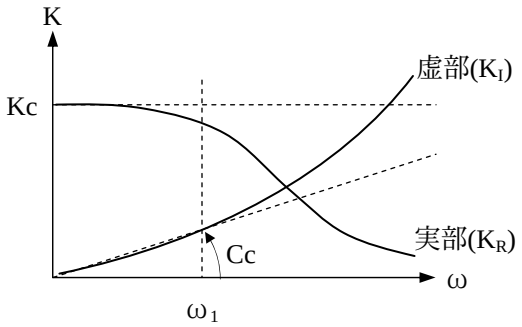
・単位体積重量　　$\gamma = 77$ kN/m^3

・減衰定数　　$h = 2\%$

地盤定数は，水平成層地盤と仮定し，地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表－１１～表－１３に示す。

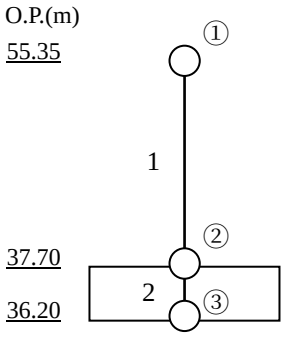
基礎底面地盤ばねについては，「JEAC4601-2008」に示された手法を参考にして，成層補正を行ったのち，振動アドミッタンス理論に基づいて，水平方向はスウェイ及びロッキングばねを，鉛直方向は鉛直ばねを近似的に評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが，図－７に示すようにばね定数（K_C）として実部の静的な値を，また，減衰係数（C_C）として建屋－地盤連成系の１次固有振動数ω_1に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。



図－７　地盤ばねの近似

表－９　建屋の振動諸元(水平方向)

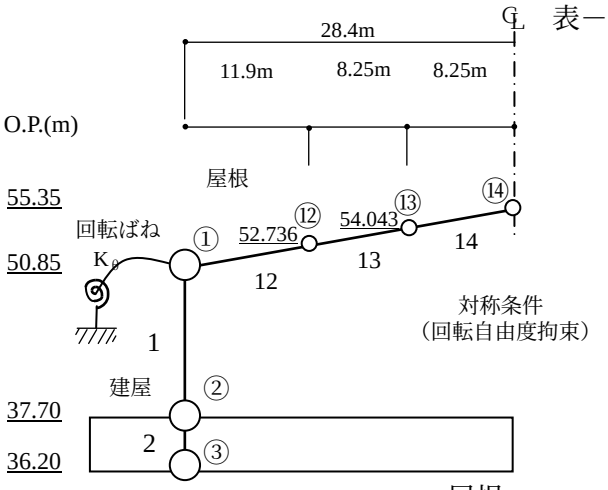


質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G ($\times 10^6$ kN･m^2)	部材番号	せん断断面積 A_s(m^2)	断面二次モーメント I ($\times 10^5$m^4)
①	3700	－	－	－	－
②	132790	39.87	1	7.90×10^{-3} (NS) 29.0×10^{-3}	－
③	64800	19.46	2	3600.0	10.8
			－	－	－

・基礎形状　60.0m(NS)×60.0m(EW)×1.5m(厚さ)

・総重量　201290 kN

表－１０　建屋の振動諸元(鉛直方向)



建屋

質点番号	質点重量 W(kN)	部材番号	軸断面積 A(m^2)
①	1140	－	－
②	132790	1	465.0×10^{-3}
③	64800	2	3600.0
		－	－

屋根

質点番号	質点重量 W(kN)	部材番号	軸断面積 A($\times 10^{-3}$m^2)	せん断断面積 A_s($\times 10^{-3}$ m^2)	断面二次モーメント I (m^4)
①	1140	－	－	－	－
⑫	1120	12	382	67.3	0.277
⑬	960	13	332	61.8	0.241
⑭	480	14	354	65.5	0.257
		－	－	－	－

柱端部回転ばね $K_\theta = 2.36\times10^7$ kN･m/rad

表－１１　地盤定数（Ｓｓ－1_H）

標高 O.P.(m)	層厚 (m)	地質	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比	初期 せん断波速度 Vs_0(m/s)	初期 せん断弾性係数 G_0(kN/m²)	Ｓｓ－1_H地震時				
							剛性低下率 G/G_0	せん断弾性係数 G(kN/m²)	せん断波速度 Vs(m/s)	縦波速度 Vp(m/s)	減衰定数 h(%)
36.2 ～ 28.3	7.9	段丘堆積層	15.6	0.480	315	158,000	0.58	92,000	240	1,230	7
28.3 ～ 1.9	26.4	砂岩	17.8	0.473	380	262,000	0.63	165,000	302	1,330	8
1.9 ～ -10.0	11.9	泥岩	16.5	0.464	450	341,000	0.77	263,000	395	1,530	3
-10.0 ～ -80.0	70.0		17.1	0.455	500	436,000	0.77	336,000	439	1,530	3
-80.0 ～ -108.0	28.0		17.6	0.446	560	563,000	0.77	434,000	492	1,580	3
-108.0 ～ -196.0	88.0		17.8	0.442	600	653,000	0.75	490,000	520	1,610	3
-196.0 ～	－	解放基盤	18.5	0.421	700	924,000	－	924,000	700	1,890	－

表－１２　地盤定数（Ｓｓ－2_H）

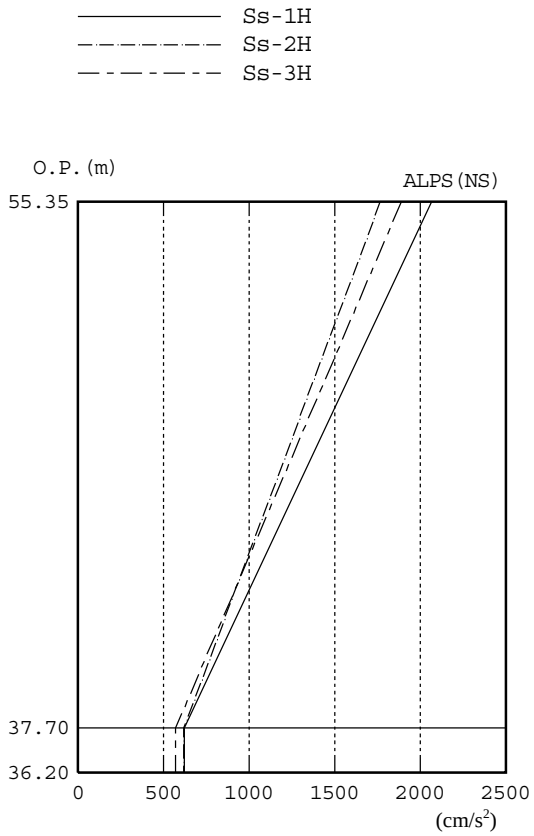
標高 O.P.(m)	層厚 (m)	地質	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比	初期 せん断波速度 Vs_0(m/s)	初期 せん断弾性係数 G_0(kN/m²)	Ｓｓ－2_H地震時				
							剛性低下率 G/G_0	せん断弾性係数 G(kN/m²)	せん断波速度 Vs(m/s)	縦波速度 Vp(m/s)	減衰定数 h(%)
36.2 ～ 28.3	7.9	段丘堆積層	15.6	0.480	315	158,000	0.57	90,000	238	1,210	7
28.3 ～ 1.9	26.4	砂岩	17.8	0.473	380	262,000	0.64	168,000	304	1,340	8
1.9 ～ -10.0	11.9	泥岩	16.5	0.464	450	341,000	0.78	266,000	398	1,530	3
-10.0 ～ -80.0	70.0		17.1	0.455	500	436,000	0.78	340,000	442	1,540	3
-80.0 ～ -108.0	28.0		17.6	0.446	560	563,000	0.82	462,000	507	1,630	3
-108.0 ～ -196.0	88.0		17.8	0.442	600	653,000	0.81	529,000	540	1,670	3
-196.0 ～	－	解放基盤	18.5	0.421	700	924,000	－	924,000	700	1,890	－

表－１３　地盤定数（Ｓｓ－3_H）

標高 O.P.(m)	層厚 (m)	地質	単位体積重量 γ (kN/m³)	ポアソン比	初期 せん断波速度 Vs_0(m/s)	初期 せん断弾性係数 G_0(kN/m²)	Ｓｓ－3_H地震時				
							剛性低下率 G/G_0	せん断弾性係数 G(kN/m²)	せん断波速度 Vs(m/s)	縦波速度 Vp(m/s)	減衰定数 h(%)
36.2 ～ 28.3	7.9	段丘堆積層	15.6	0.480	315	158,000	0.60	95,000	244	1,250	6
28.3 ～ 1.9	26.4	砂岩	17.8	0.473	380	262,000	0.66	173,000	309	1,360	7
1.9 ～ -10.0	11.9	泥岩	16.5	0.464	450	341,000	0.78	266,000	398	1,530	3
-10.0 ～ -80.0	70.0		17.1	0.455	500	436,000	0.76	331,000	436	1,520	3
-80.0 ～ -108.0	28.0		17.6	0.446	560	563,000	0.73	411,000	479	1,530	3
-108.0 ～ -196.0	88.0		17.8	0.442	600	653,000	0.77	503,000	526	1,630	3
-196.0 ～	－	解放基盤	18.5	0.421	700	924,000	－	924,000	700	1,890	－

2.4 地震応答解析結果

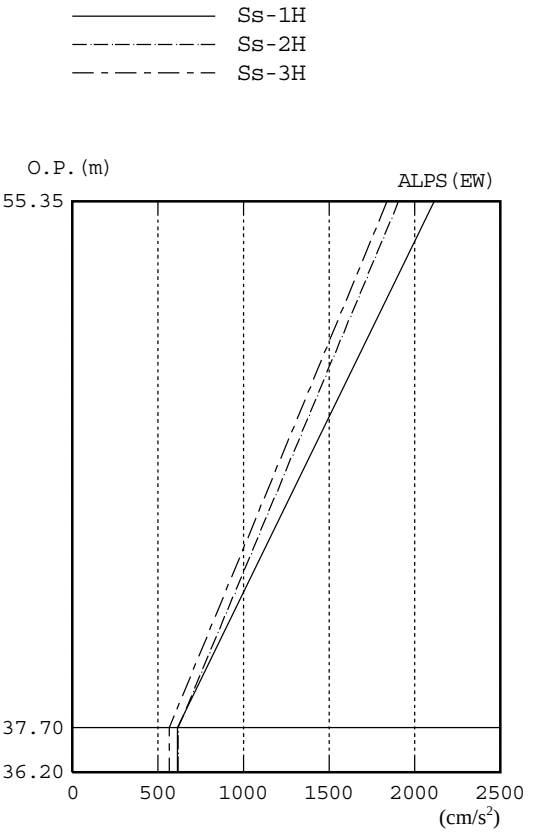
地震応答解析により求められたNS方向，EW方向及び鉛直方向の最大応答加速度を図－８～図－１０に示す。



ALPS(NS)
(cm/s²)

Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
2063	1765	1888
621	618	570
620	618	569

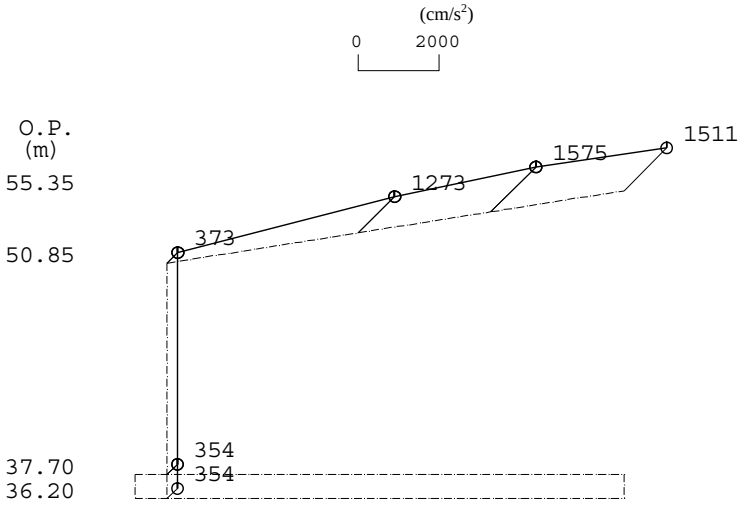
図－８　最大応答加速度（NS 方向）



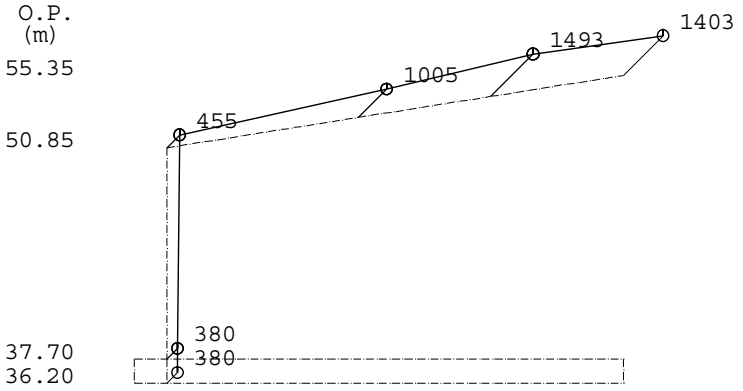
ALPS(EW)
(cm/s²)

Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
2111	1904	1837
612	617	564
612	617	564

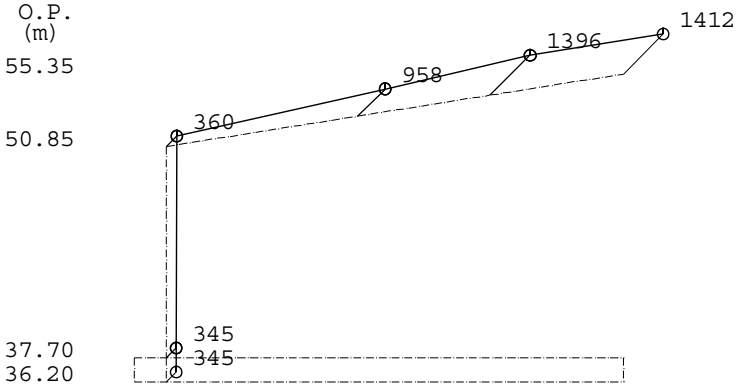
図－９　最大応答加速度（EW 方向）



（Ｓｓ－１Ｖ）



（Ｓｓ－２Ｖ）



（Ｓｓ－３Ｖ）

図－１０　最大応答加速度（鉛直方向）

2.5 耐震安全性評価結果

(1) 上部架構の評価結果

地震応答解析により得られた部材応力の内，応力度／短期許容応力度が最大となる鉄骨部材の断面検討結果を表－１４に示す。

これより地震応答解析による鉄骨部材の応力度は，短期許容応力度以下であることを確認した。

表－１４　鉄骨部材の応力度と短期許容応力度

部位	方向	応力度 （N/mm^2）	短期許容応力度※ （N/mm^2）	応力度／短期許容応力度
トラス梁	NS	121 （圧縮）	157 （圧縮）	0.78
トラス柱	NS	132 （圧縮）	172 （圧縮）	0.77

※：F 値を 1.1 倍している。

(2) 基礎スラブの評価結果

必要鉄筋比が最大となる要素と面外せん断力が最大となる要素の断面検討結果を表－１５及び表－１６に示す。

これより，設計鉄筋比は必要鉄筋比を上回り，また面外せん断力は短期許容せん断力以下であることを確認した。

なお，基礎地盤に生じる接地圧は最大 0.14 N/mm^2 であり，基礎地盤の短期許容支持力度 0.34 N/mm^2 以内となっている。

表－１５　軸力及び曲げモーメントに対する検討結果

応　力		必要鉄筋比 (%)	設計鉄筋比 (%)	必要鉄筋比 ／設計鉄筋比
軸　力※ (kN/m)	曲げモーメント （kN･m/m）			
-240	889	0.17	0.38	0.45

※：圧縮を正とする。

表－１６　面外せん断力に対する検討結果

応　力 面外せん断力(kN/m)	短期許容 せん断力(kN/m)	応力／短期許容せん断力
741	1316	0.57

以上のことから，Ｓｓ地震力に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。

以上

多核種除去設備等の具体的な安全確保策

多核種処理設備等は，高濃度の放射能を扱う設備ため，漏えい防止対策，放射線遮へい・崩壊熱除去，可燃性ガス滞留防止について具体的に安全確保策を以下の通り定め，実施する。

1. 放射性物質の漏えい防止等に対する考慮

(1) 漏えい発生防止

a. 処理対象水，処理済水の移送配管は，耐腐食性を有するポリエチレン管，ステンレスの鋼管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を基本とする。

b. 放射性流体を内包する配管のうち，ポリエチレン管より可撓性を有する配管を使用する必要がある箇所（各スキッド間，各吸着塔間，吸着材排出ライン，処理カラム取合部，脱水装置）は，耐圧ホース（EPDM；エチレンプロピレンジエンモノマー）を使用する。ただし，福島第一原子力発電所で発生した耐圧ホース（PVC；ポリ塩化ビニル）と継手金属との結合部（カシメ部）の外れ事象に鑑み，耐圧ホース（EPDM）と継手金属の結合部（カシメ部）に外れ防止金具を装着する。

c. 吸着塔，処理カラムは，耐腐食性を有する SUS316L とする。

d. 高性能容器本体は，強度，耐腐食性，耐久性，耐放射線性，耐薬品性に優れたポリエチレンとする。

e. 鋼材もしくはポリエチレンの継手部は，可能な限り溶接構造もしくは融着構造とする。また，漏えい堰等が設置されない移送配管等で継手部がフランジ構造となる場合には，継手部に漏えい拡大防止カバーを設置する。

f. タンク・槽類には水位検出器を設け，オーバーフローを防止する。

g. ポンプの軸封部は，漏えいの発生し難いメカニカルシール構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

a. 多核種除去設備はスキッド毎に漏えいパンを設け，エリア外への漏えいを防止するとともに，漏えい検知器を設ける。また，多核種除去設備設置エリアの最外周及びその内側にも漏えいの拡大を防止する堰を設ける。さらに，カメラを設けてシールド中央制御室で漏えいを監視する。

b. 継手部は，漏えい拡大防止カバーで覆った上で中に吸水シートを入れ，漏えい水の拡大防止に努める。

c. 漏えいを検知した場合には，シールド中央制御室に警報を発し，運転操作員によりカメラ，流量等の運転監視パラメータ等の状況を確認し，適切な対応を図る。また，大量の漏えいが確認された場合には，緊急停止スイッチにより多核種除去設備の運転を停止する。

d. 漏えい水のコンクリートへの浸透を防止するため，多核種除去設備設置エリアには床塗装を実施する。

e. 万一漏えいが発生した場合でも構内排水路を通じて環境に汚染水が放出することがないように，排水路から可能な限り離隔して配管等を敷設するとともに，排水路を跨ぐ箇所は，ボックス鋼内等に配管を敷設する。また，ボックス鋼端部から排水路に漏えい水が直接流入しないように土のうを設ける。

2．放射線遮へい・崩壊熱除去

(1) 線源条件の設定

放射線遮へい・崩壊熱除去評価で必要となる高性能容器，各吸着塔での線源強度は，処理対象水の放射能濃度を，発電所構内で貯留しているRO濃縮塩水及び処理装置出口水のサンプリングデータから保守的に設定し，さらに，前処理設備，多核種除去装置での核種除去性能を考慮して決定する。

(2) 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

a． 多核種除去装置，高性能容器等からの放射線による雰囲気線量当量率（機器表面から1mの位置）が1mSv/h以下となるように遮へいを設ける。

b． ポンプ等の動的機器は，保守作業を考慮し遮へい体内が高線量雰囲気となる吸着塔スキッドとは区分して配置するとともに，作業スペースを確保する。さらに，保守作業時の放射線業務従事者の被ばく低減のため，機器のフラッシングが行える構成とする。

c． 多核種除去設備の設置エリアは，エリア放射線モニタにより連続的に監視し，放射線レベルが高い場合にはシールド中央制御室及び現場に警報を発する。

d． 多核種除去設備の運転操作等に係る放射線業務従事者以外の者が不要に近づくことがないよう，標識等を設ける。さらに，放射線レベルの高い区域は標識を設け，運転操作等に係る放射線業務従事者の被ばく低減を図る。

e． 高性能容器輸送時は，適切な遮へい機能を有する鋼製の容器に収容し，放射線業務従事者の被ばく低減を図る。

(3) 崩壊熱除去

a． 処理対象水に含まれる放射性物質の崩壊熱は，通水により熱除去する。

b． 使用済みの吸着材あるいは沈殿処理生成物を収容する高性能容器，処理カラムのうち，最も発熱量が大きいストロンチウム吸着材を収容する高性能容器の貯蔵時においても，容器の健全性に影響を与えるものではない。

3．可燃性ガスの滞留防止

a． 多核種除去設備では，水の放射線分解により発生する可燃性ガスは，通水時は処理対

象水により排出される。また，多核種除去設備の運転停止時は，発熱量が大きいストロンチウム吸着材を収容している吸着塔のベントを開ける運用とする。

b. 使用済みの吸着材，沈殿処理生成物を収容する高性能容器は，可燃性ガスの発生を考慮して圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設ける。

以上

高性能容器の健全性評価

1. 概要

多核種除去設備で発生する使用済みの吸着材及び沈殿処理生成物の貯蔵は，耐久性，耐放射線性，耐薬品性に優れた高性能容器（HIC;High Integrity Container）（以下，「HIC」という）を使用する。今回，HIC を福島第一原子力発電所構内で貯蔵することから，この健全性について評価した。

2. 主要仕様

HIC の主要仕様を表１に，概略図を図１に示す。サウスカロライナ州健康環境局（S.C. Department of Health and Environmental Control）（以下，SC DHEC という）は，大きさ等の異なる数種類の型式の HIC を認可しており，多核種除去設備で使用する HIC はこのうち１型式である。

表１　主要仕様

項目		仕様
材　料	本体	ポリエチレン
寸　法	外径	1,524 mm（60 インチ）
	高さ	1,828.8 mm（72 インチ）
	最小厚さ	11.4 mm （0.45 インチ）
容　量		2.86 m^3
最高使用圧力		25 kPa
重　量	空重量	0.27 ton
	最大重量	約 4.9 ton （収容物及び蓋等付属品含む）

3. 健全性評価

(1) 腐食・化学的影響について

a. 収容物（化学成分）

HIC 本体はポリエチレンで構成されており，一部の有機溶媒を除き，一般的な化学薬品に対して良好な耐性を有する。

HIC に収容する吸着材（表２），沈殿処理生成物及び処理過程で添加する薬品成分（次亜塩素酸ソーダ，苛性ソーダ，炭酸ソーダ，塩酸，塩化第二鉄，ポリマー）が，SC DHEC の認可において HIC への収容を禁止した成分を含まず，収容物の化学成分に対してポリエチレンは安定している。

表２　HIC に収容する吸着材の種類

No.※1	吸着材の組成	除去対象核種
1	活性炭	コロイド
2	チタン酸塩	Sr（M^{2+}）
3	フェロシアン化合物	Cs
4	Ag 添着活性炭	I
5	酸化チタン	Sb
6	キレート樹脂	Co（M^{2+}，M^{3+}）
7	樹脂系吸着材	Ru，負電荷コロイド

※1：No.1～No.6 は吸着塔，No.7 は処理カラム

b.　水分・水質

多核種除去設備で使用する HIC は，自由水体積で 100%までの範囲を取り得るが，HIC 本体を構成するポリエチレンは水に対して安定であり，水分が HIC の健全性に影響を与えることはない。

また，多核種除去設備において，pH は 6～12.2 となる仕様であるが，HIC 本体のポリエチレンは耐アルカリ性が高いため，水質が HIC の健全性に影響を与えることはない。

(2) 耐熱性について

HIC の設計温度は，IAEA Safety Standards に示される A 型輸送容器に対する使用温度の条件（-40℃～70℃（158° F））に余裕をみて，-40℃から 76.6℃（170° F）とする。米国認可時の試験では，170° F においてポリエチレンの材料特性を維持できることが確認されている。

多核種除去設備で使用する HIC は，屋外配置であり，使用環境の温度下限は-10℃を想定していることから，設計温度下限については問題ない。一方，設計温度上限については，HIC の温度評価結果は，最も発熱量が大きいストロンチウム吸着材（吸着材２）を収容する場合において，一時保管施設貯蔵時は HIC 容器温度で約 60℃となる。さらに夏期の太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇を考慮しても，HIC 容器表面温度は約 73℃となることから，HIC の設計温度 76.6℃に対して低い（別添－１）。また，ポリエチレンは，95℃のクリープ試験において，長期間にわたり屈曲点が現れていないことから，想定される使用環境において貯蔵時の熱負荷における劣化はない（別添－２）。このため，温度について十分に余裕があり，HIC の温度監視は不要である。

(3) 耐放射線性について

HIC は照射線量 10^6 Gy として設計している。また，SC DHEC の認可に当たり，3×10^6 Gy の照射まで材料特性（強度・延性）が維持されることを確認している。多核種除去設備で使用する HIC の照射線量は，貯蔵開始時で約 0.5 Gy/h（年間 約 5×10^3 Gy）であり，一時保管施設貯蔵時の放射線の影響については問題ない。

(4) 耐紫外線性について

HIC は，ポリエチレン材であるため，紫外線環境下は 1 年未満となるよう設計している。これは米国認可要件を採用しており，２年間の紫外線曝露試験の結果，推定寿命が１～２年と評価したことによる。

多核種除去設備で用いる HIC は，多核種除去設備運転中に紫外線環境下となるため，交換周期の長い HIC 上部には着脱式のカバーを設置し，一時保管施設貯蔵時は蓋をしたボックスカルバートに収納する（図２）。ただし，HIC は，冬季に，ボックスカルバート上蓋の貫通口を通じて短時間（最大約４時間/日）太陽光に曝されるが，曝される面積・箇所は太陽の軌跡から日々変化するため，これによる劣化の影響は無視し得る（図３）。よって，HIC が 1 年以上の紫外線環境下となることはない。

(5) 密閉性について

密閉性については，SC DHEC の認可要件として，保管期間等を考慮した信頼性の高いシールを選定することとされており，HIC は密閉性のあるねじ込み蓋を採用している。さらに，HIC に収容した液体が一時保管施設貯蔵中に外部へ漏えいしないよう，収容物の体積膨張を考慮した空間容積を確保する。

また，HIC 転倒時の漏えいを想定して，図４に示すベントフィルタに 10 kPa の水圧をかけて透過試験を実施した結果，水の透過量は約 1ml/s と少量であることを確認している。スラリーの粘性は水に比べて高いことから，HIC 転倒時における収容物の漏えいは更に限定的となる。よって，万一，HIC が転倒し，スラリーが漏えいした場合には，ふき取り等により速やかに回収することで対応する。

なお，ねじ込み蓋を開けることにより，HIC の収容物を確認できる構造としている。

(6) ベント機能について

SC DHEC の認可要件として内圧を開放するベントを設けることとされている。ベントフィルタの設置目的は，HIC 内部で発生する可燃性ガスを大気へ放出するとともに，HIC への湿分の浸入及び HIC からの収容物の流出を最小限とすることである。ベントフィルタは，３重構造により，フィルタエレメントへの収容物（液体）の飛散を防止する設計としており，

HIC 移送時等に収容物の揺れ等が発生しても，フィルタが閉塞することはない（図４）。なお，万一，HIC が転倒し，スラリーがフィルタに付着した際は，念のため，HIC の蓋を取

り替える。

HIC 内の水分の蒸発は無視できるほど小さいことから，ベントフィルタ等が目詰まりすることはない。また，蒸発した水分によるベントフィルタ等の凍結に対しては，スラリーの発熱量は小さく，雰囲気温度０℃付近では水蒸気の発生はほとんどないため，問題ない。仮に，ベント機能が喪失した場合，発生した水素が HIC 内部に蓄積することになるが，着火源がないため水素爆発には至らない。

(7) 寿命について

SC DHEC は，最低 300 年間は構造を維持し，廃棄物を収容していることを認可要件としており，上述の確認結果等から妥当と判断している。多核種除去設備で使用する HIC については，上述のような条件を満足しており，一時保管施設貯蔵中は問題とならない。

以 上

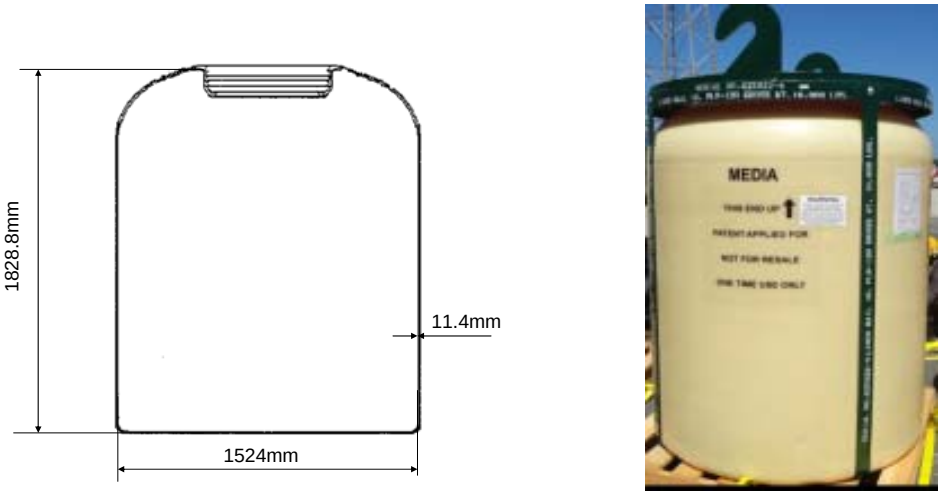


図１　HIC 概略図

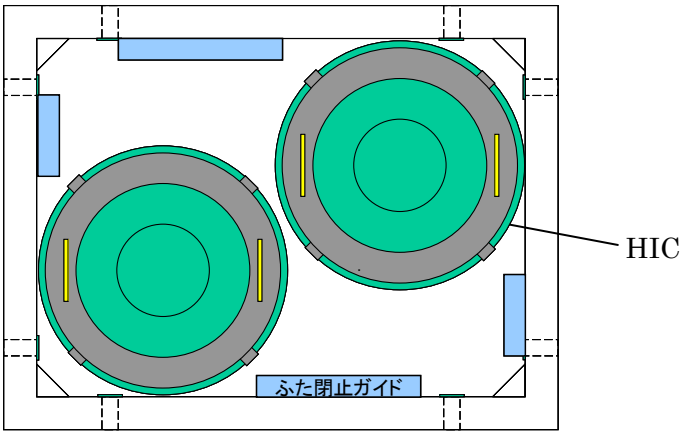


図２　ボックスカルバート内 HIC 収容（平面）イメージ

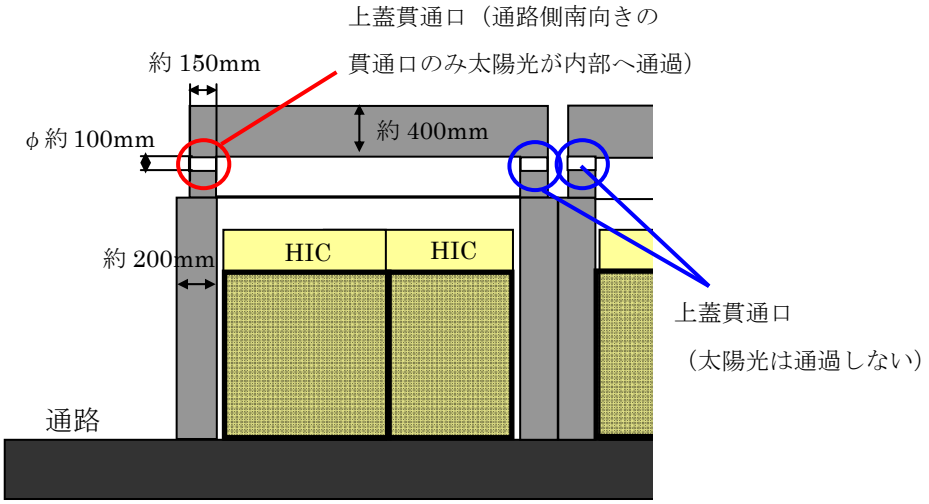
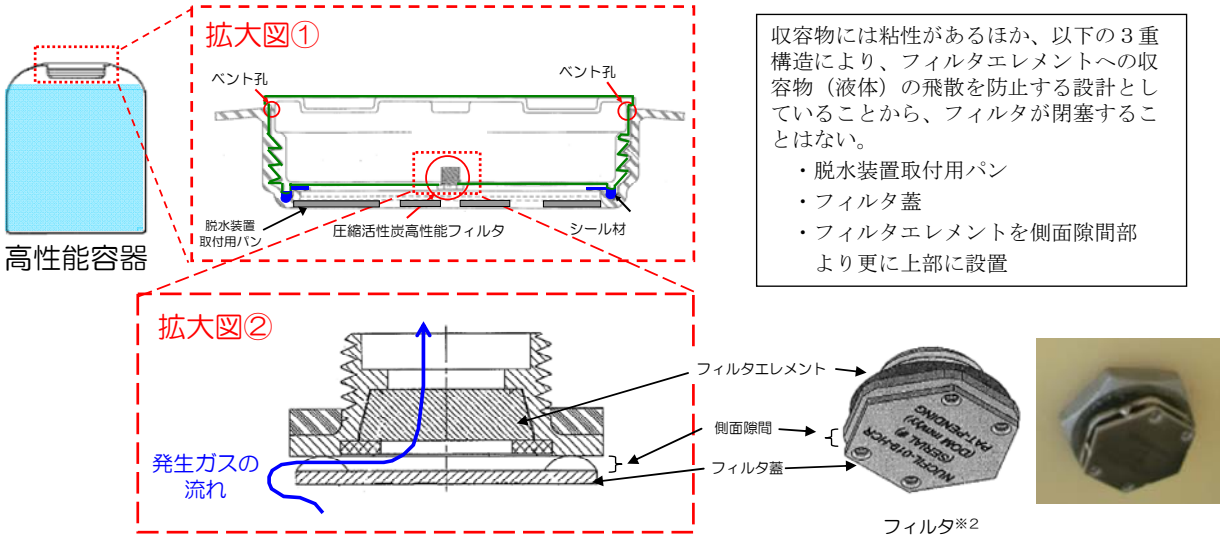


図３　HIC ボックスカルバート内配置概要



（a）写真



（b）ベント構造概略

※１　ベント構造は，水素発生量に応じ２種類（①フィルタ　２個，ベント孔 16 個　②フィルタ 13 個，ベント孔 32 個）を使用することで，可燃限界に対して十分低い濃度を確保する。

※２　フィルタは，カーボンコンポジット材（炭素繊維強化炭素複合材）を採用しており，0.4μｍの微粒子を 99.97%阻止できる。

図４　HIC ベント構造※１

HIC の温度評価

温度評価は，HIC の収容物である吸着材からの発熱を入熱条件とし，一次元の定常温度評価により HIC 容器温度を算出したうえで，太陽光から入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇を考慮した場合の HIC 容器温度が設計温度 76.6℃以下となることを確認する。

1. HIC 内部の発熱による容器温度の評価概要

○評価手法：１次元定常温度評価（評価体系については，図１参照）

○入熱条件：吸着材２を充填した HIC(発熱量 58.8[W]) ２基を発熱体とした。

○初期条件：ボックスカルバート外側の空気の初期温度 40℃

○その他の評価条件：

・上蓋貫通孔からの空気の出入りは考慮しない(図２参照)。

・HIC 接地面への除熱は考慮しない(図２参照)。

・ボックスカルバートの側面のうち，他のボックスカルバートに面する３面からの除熱は考慮しない(図２参照)。

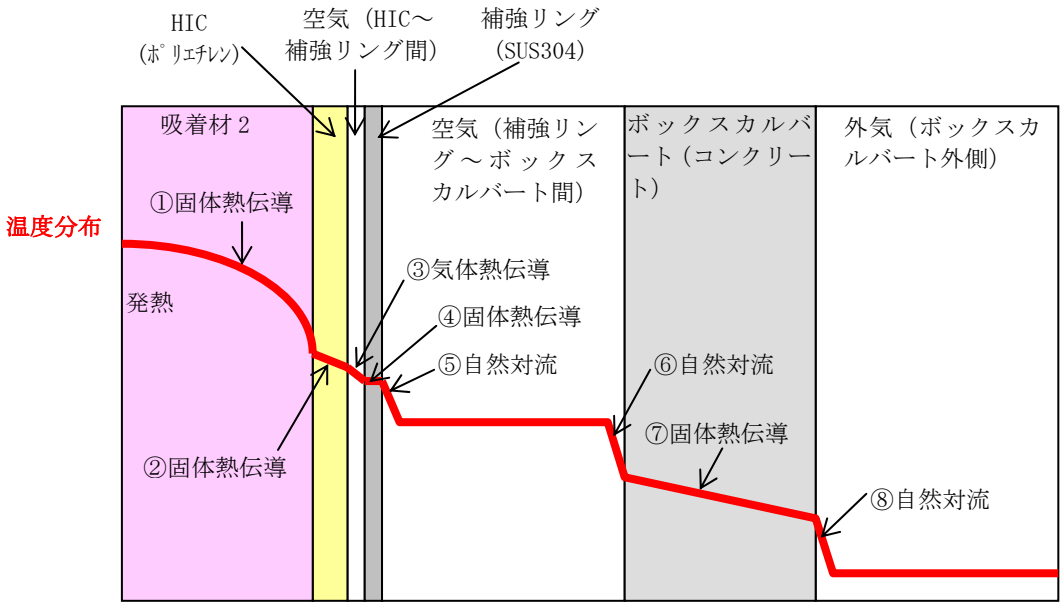


図１　評価体系の概念図（1 次元定常温度評価モデル）

表 1 考慮した熱伝達機構及び物性値

番号	伝熱箇所	伝熱機構	物性値
①	吸着材 2	固体熱伝導	熱伝導率 0.15［W/mK］
②	HIC（ポリエチレン）	固体熱伝導	熱伝導率 0.46［W/mK］
③	空気（HIC～補強リング間）	気体熱伝導	熱伝導率 0.028［W/m K］
④	補強リング（SUS304）	固体熱伝導	熱伝導率 51［W/m K］
⑤	補強リングから空気（補強リング～ボックスカルバート間）	自然対流	熱伝達率 1.7［W/m^2 K］
⑥	空気（補強リング～ボックスカルバート間）からコンクリート	自然対流	熱伝達率 1.7［W/m^2 K］
⑦	コンクリート	固体熱伝導	熱伝導率 1.3［W/m K］
⑧	空気（ボックスカルバート外）	自然対流	熱伝達率 2.4［W/m^2 K］

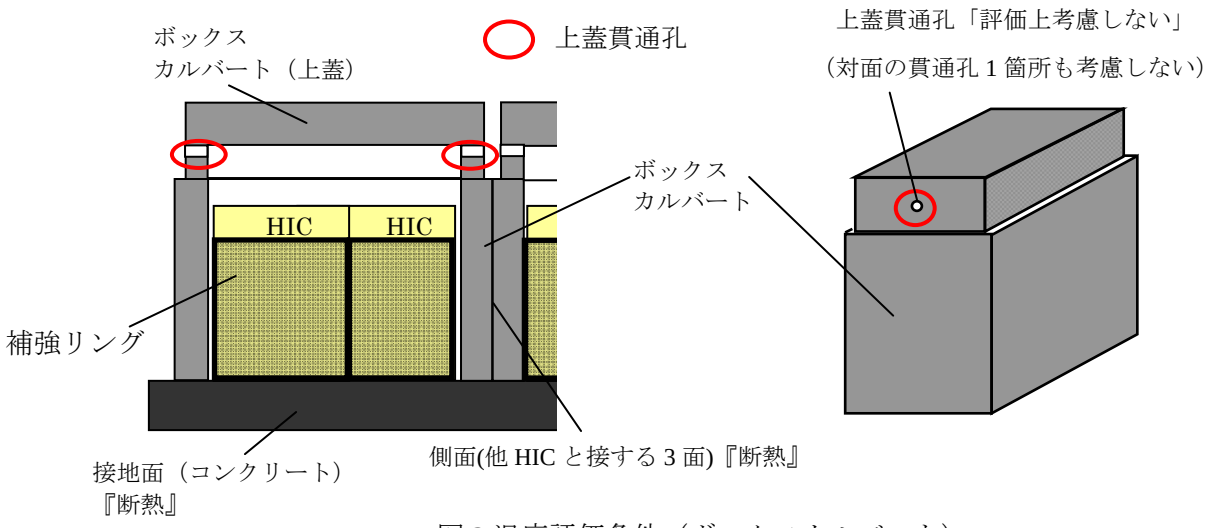


図 2 温度評価条件（ボックスカルバート）

2. 太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度評価

太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度上昇の評価を実施した。評価体系の概念を図３に示す。上蓋コンクリートのみをモデル化し，太陽光からの入熱及び大気放射による入熱を上蓋コンクリート上表面に与え，上蓋コンクリート下表面における温度を評価した。

○評価手法：非定常温度評価（評価体系については，図３参照）

○入熱条件：2011 年 5 月 25 日（2011 年において全天日射量が最大となる日）福島気象台の全天日射量（図４参照）にコンクリート吸収率 0.75 を乗じた値。

○外気温度条件：2011 年 8 月 14 日（2011 年において最高気温が最大となる日）福島気象台の外気温度分布を使用（ただし，当日の最高気温 36.3℃が，a.の評価条件 40℃と一致するように各時間の気温を 3.7℃かさ上げした仮想温度分布を使用）（図５参照）

○評価上考慮した熱物性

・ボックスカルバート上蓋の上表面からの輻射伝熱による除熱及び上下表面からの自然対流による除熱を考慮。

○その他の評価条件：

・上蓋コンクリート側面は断熱とし，上表面からの蒸発潜熱による除熱は考慮しない。

3. 評価結果

HIC 内部の発熱による容器温度を評価した結果，HIC 容器の温度は，約 60℃となった。

また，太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度を評価した結果，上蓋下面の最高温度は 53℃となった。仮に外気温度が 40℃で一定で太陽光からの入熱が無い場合，上蓋下面の温度は 40℃であることから，太陽光からの入熱があった場合と無い場合の上蓋下面の温度差は最大約 13℃となる。

よって，HIC 内部の発熱による容器温度の評価結果である約 60℃に上蓋の温度上昇を約 13℃が全て加算された場合においても容器温度は約 73℃となり，HIC の設計温度 76.6℃に対して低いことから，安全上の問題はないと判断する。

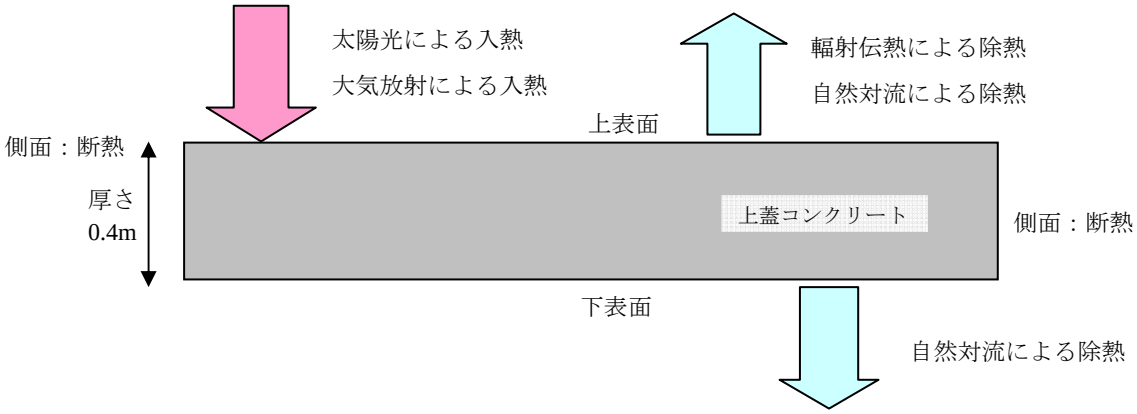


図３　太陽光からの入熱によるボックスカルバート上蓋の温度評価体系の概念

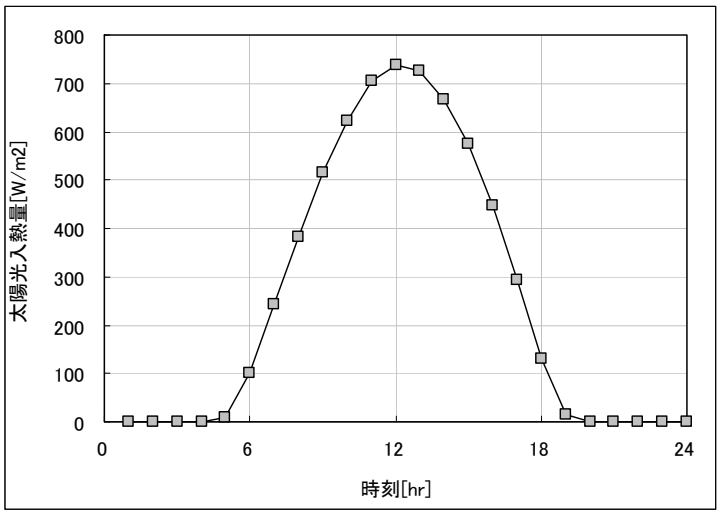


図４　太陽光入熱量の時間変化

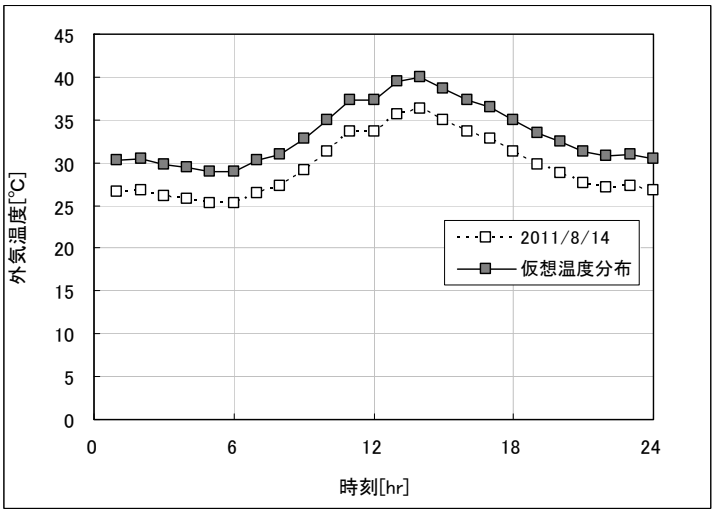


図５　外気温度の時間変化

以　上

ポリエチレンのクリープに対する評価について

架橋ポリエチレン管のクリープ特性は，図１に示すような熱間内圧クリープ試験で測定される。

一般的なプラスチック管のクリープ線図には，時間に対してクリープの発生する円周応力が急降下する屈曲点があらわれる。この急降下はプラスチックの酸化劣化による脆性破壊の開始をあらわしており，この時間を使用限界（寿命時間）とするのが一般的である※1。HIC の材料である架橋ポリエチレンは，巨大な網目分子構造を持っており，酸化劣化の影響を受けにくい。円周応力３MPa 程度においても，95℃以下のクリープ線図の屈曲点は，長期間（一時保管施設の貯蔵として 20 年を想定しても）あらわれず，時間に対して直線状になっている特性がある※1。

※1　架橋ポリエチレン　技術資料　架橋ポリエチレン工業会

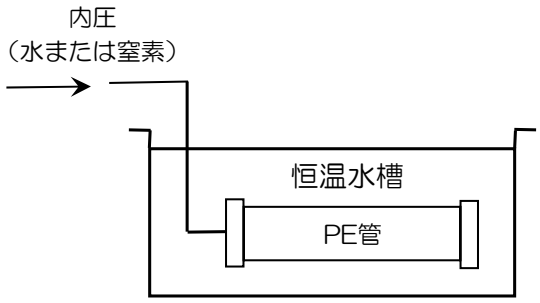


図１．熱間内圧クリープ試験の概念図

以 上

2.17　放射性固体廃棄物等の管理施設及び関連施設（雑固体廃棄物焼却設備）

2.17.1　基本設計

2.17.1.1　設置の目的

雑固体廃棄物焼却設備は，放射性固体廃棄物等で処理可能なものについて焼却処理することを目的とする。

2.17.1.2　要求される機能

放射性固体廃棄物等の処理にあたっては，その廃棄物の性状に応じて，適切に処理し，遮へい等の適切な管理を行うことにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

2.17.1.3　設計方針

(1)　放射性固体廃棄物等の処理

雑固体廃棄物焼却設備は，放射性固体廃棄物等の処理過程において放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とする。具体的には，焼却処理により発生する焼却灰はドラム缶に詰めて密閉し，固体廃棄物貯蔵庫などの遮へい機能を有する設備に貯蔵保管する。処理過程においては，系統を負圧にし，放射性物質が散逸しない設計とする。

(2)　放射性気体廃棄物の考慮

雑固体廃棄物焼却設備は，敷地周辺の線量を合理的に達成できる限り低減できるように，焼却処理に伴い発生する排気ガス及び汚染区域の排気は，フィルタを通し，放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後，放射性物質の濃度を監視しながら本建屋専用の排気筒から放出する設計とする。

(3)　構造強度

「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下，「設計・建設規格」という。）に従うことを基本方針とし，必要に応じてJISや製品規格に従った設計とする。

(4)　耐震性

雑固体廃棄物焼却設備の耐震設計は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成１８年９月１９日）に従い設計するものとする。

(5)　火災防護

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

(6)　被ばく低減

雑固体廃棄物焼却設備は放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように，遮へい，機器の配置，放射性物質の漏えい防止，換気等の所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

また，敷地周辺の線量を達成できる限り低減するため，遮へい等の所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。

2.17.1.4　主要な機器

雑固体廃棄物焼却設備は，新たに設置する焼却炉建屋内に設置され，焼却設備，換気空調設備，モニタリング設備等で構成され，放射性固体廃棄物等で処理可能なものを焼却する。

(1)　焼却設備

焼却設備は焼却炉（ロータリーキルン式），二次燃焼器，排ガス冷却器，バグフィルタ，排ガスフィルタ，排ガスブロア，排ガス補助ブロア，排気筒で構成される。焼却設備は，２系列で構成し，１系列が点検中の場合においても廃棄物を処理できる設計とする。

焼却炉（ロータリーキルン式）は，炉を回転させることで，攪拌させながら時間をかけて焼却処理を行う。

二次燃焼器では，排ガスを 850℃以上で２秒以上の滞留で完全燃焼させ，ダイオキシン類を完全に分解し安定した性状の排ガスを排ガス冷却器へ供給する。

排ガス冷却器では，水噴霧により排ガスを急冷しダイオキシン類の再合成を防止するとともに，高温に達した排ガスをフィルタ類で処理できる温度まで冷却する。

バグフィルタはケーシング内にろ布が装着され，排ガスを通すことによりろ布表面で集塵を行う。ダストが堆積した場合，逆洗により定期的にダストを払い落とし，回収を行う。なお，焼却炉から当該設備までで除染係数（以下，ＤＦとする）10 以上を確保する。

排ガスフィルタは粒径0.3μｍに対して 99.97%の粒子捕集率があるＨＥＰＡフィルタで構成され，バグフィルタで集塵しきれなかった排ガス中の微粒子を回収する。当該設備ではＨＥＰＡフィルタを２段直列に配置することでＤＦ＝10^5以上を確保する。

排ガスブロアは，焼却炉から一連の系統を吸引しフィルタにて処理された排ガスを排気筒へ送り出す。また，系統を負圧にし，放射性物質の散逸等を防止する。

これらの焼却設備のＤＦは系統全体で 10^6 以上である。

なお，焼却処理にて発生する焼却灰はドラム缶等の密閉できる容器に保管する。

(2)　焼却炉建屋

５，６号機北側に配置する焼却炉建屋は，鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造）の地上３階で，平面が約 69m（東西方向）×約 45m（南北方向）の建物で，地上高さは約 26.5m である。

(3)　換気空調設備

換気空調設備は，焼却炉建屋送風機，焼却炉建屋排風機，排気処理装置等で構成する。

焼却炉建屋送風機，焼却炉建屋排風機は，それぞれ50%容量のもの３台で構成する。建屋内に供給された空気は，フィルタを通した後，排風機により排気筒から大気に放出する。

(4)　モニタリング設備

フィルタを通し放射性物質濃度が低減された排ガスは，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。

(5)　遮へい壁

焼却設備，雑固体廃棄物，焼却灰などからの放射線に対し，放射線業務従事者等を保護する目的として，主に機器まわりのコンクリート壁・天井による遮へいを行う。

また，敷地周辺の線量を達成できる限り低減するために，雑固体廃棄物及び焼却灰からの放射線について，建屋のコンクリート壁・天井により遮へいを行う。

2.17.1.5　自然災害対策等

(1)　津波

焼却炉建屋は0.P.約23.0mに設置されており，東北地方太平洋沖地震の際にも津波の影響を受けていない。

(2)　火災

焼却炉建屋内では，可燃性の雑固体廃棄物を一時保管し，燃料を使用するため，火災報知設備，消火栓設備，不燃性ガス消火設備，消火器等を消防法等に基づいて，適切に設置し，火災の早期検知，消火活動の円滑化を図る。

2.17.1.6　構造強度及び耐震性

(1)　強度評価の基本方針

雑固体廃棄物焼却設備を構成する機器は，「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において，廃棄物処理設備に該当することから，クラス３に位置付けられる機器を含む。設計・建設規格のクラス３に該当するものについては，同規格に準拠した設計・製作・検査を行う。

(2)　耐震性評価の基本方針

雑固体廃棄物焼却設備の耐震設計は，「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成１８年９月１９日）に従い設計するものとする。また，耐震性を評価するにあたっては，「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準用する。

2.17.2　基本仕様

2.17.2.1　主要仕様

(1)　焼却設備

a.　焼却炉

容　　量	約 2,500,000kcal/h/基（廃棄物 300kg/h 相当）
基　　数	2

b.　二次燃焼器

基　　数	2

c.　排ガス冷却器

基　　数	2

d.　バグフィルタ

容　　量	15,000Nm^3/h/基
基　　数	2

e.　排ガスフィルタ

容　　量	3,000Nm^3/h/基
基　　数	10

f.　排ガスブロア

容　　量	15,000Nm^3/h/基
基　　数	2

g.　排ガス補助ブロア

容　　量	2,500m^3/h/基
基　　数	2

(2)　換気空調設備

a.　焼却炉建屋送風機

容　　量	48,500m^3/h/基
基　　数	3

b.　焼却炉建屋排風機

容　　量	43,500m^3/h/基
基　　数	3

c.　排気処理装置

容　　量	14,500m^3/h/基
基　　数	7

2.17.3　添付資料

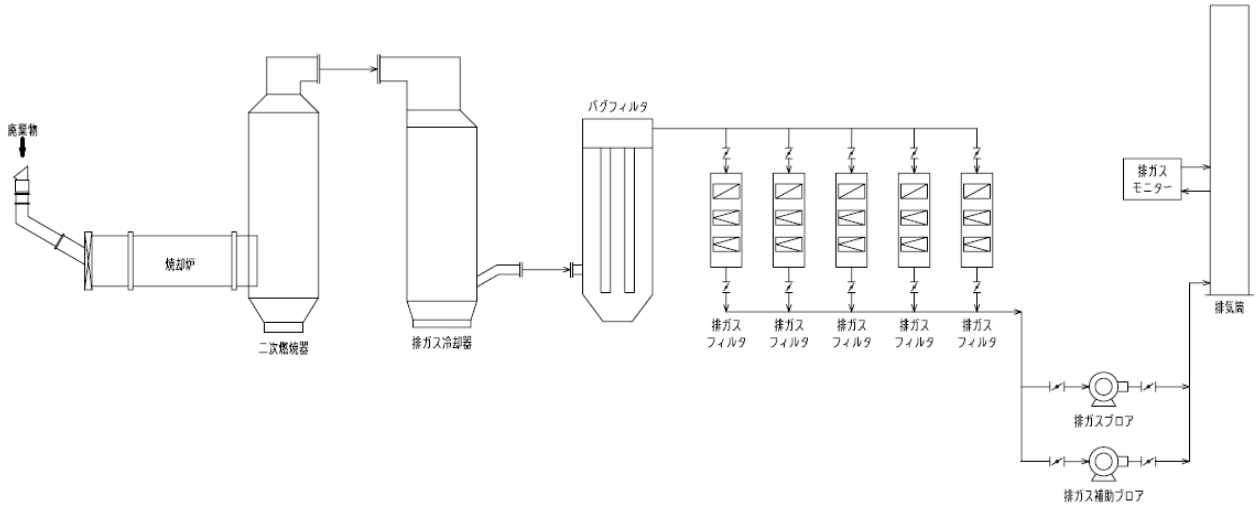
添付資料－１　焼却設備概略系統図

添付資料－２　雑固体廃棄物焼却設備の全体概要図

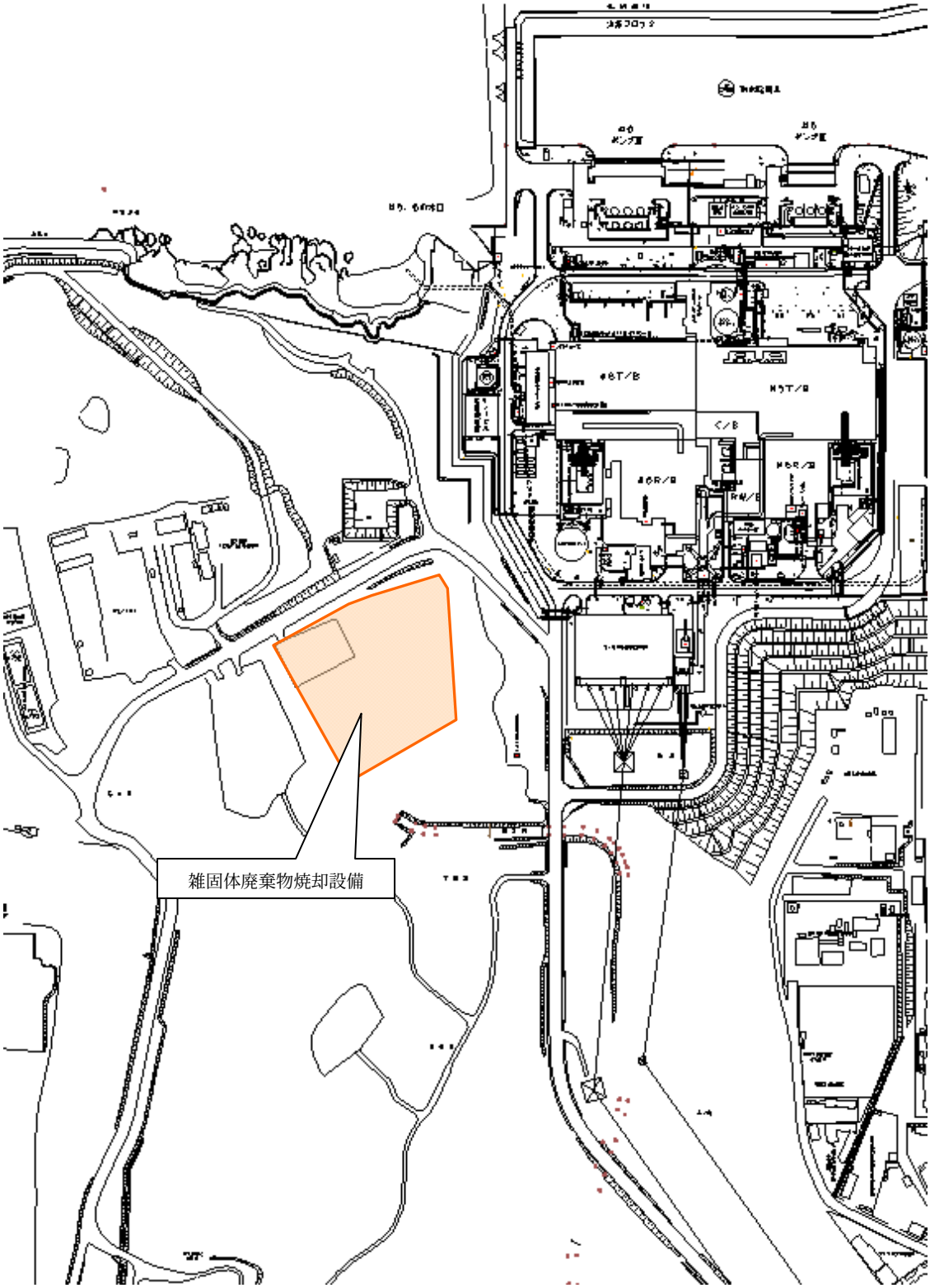
添付資料－３　建屋平面図

添付資料－４　換気空調設備概略系統図

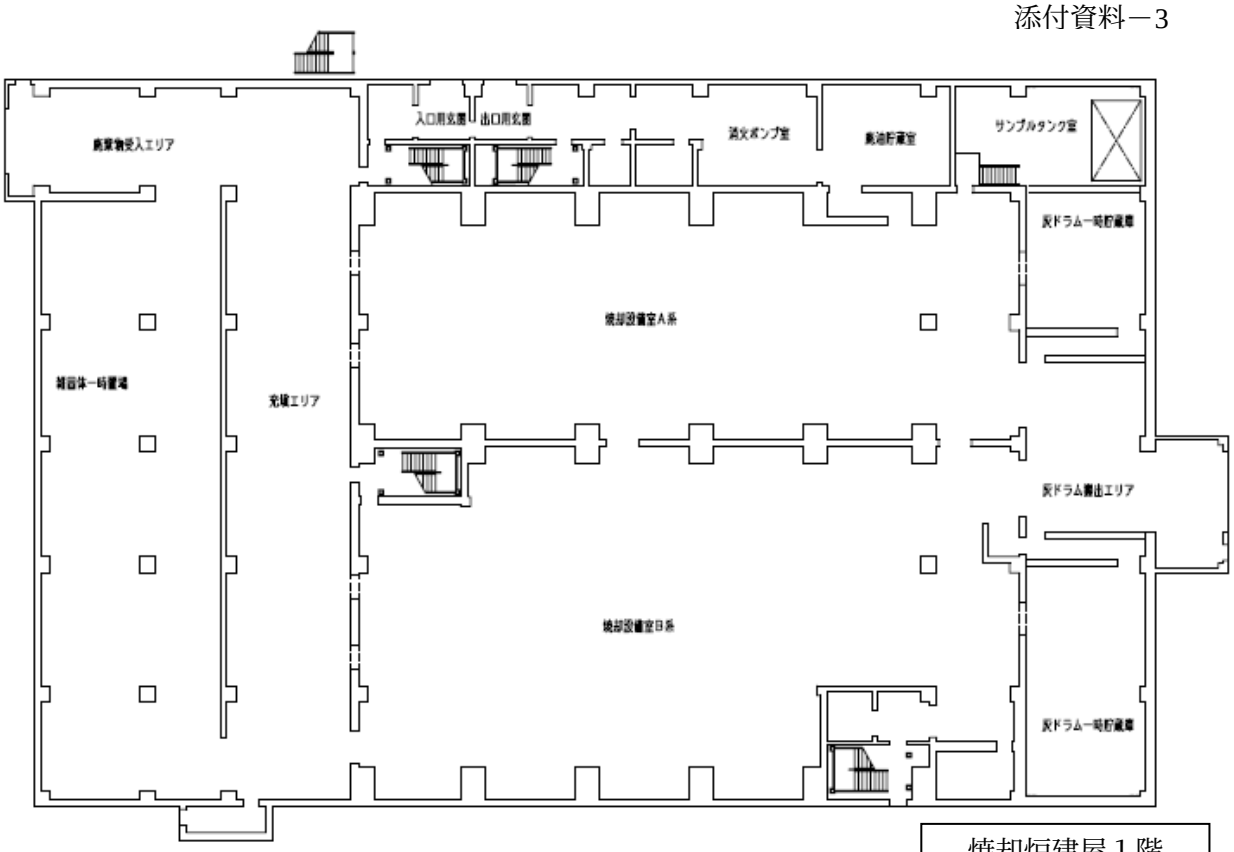
添付資料－５　排気中の放射性物質濃度に係る説明書



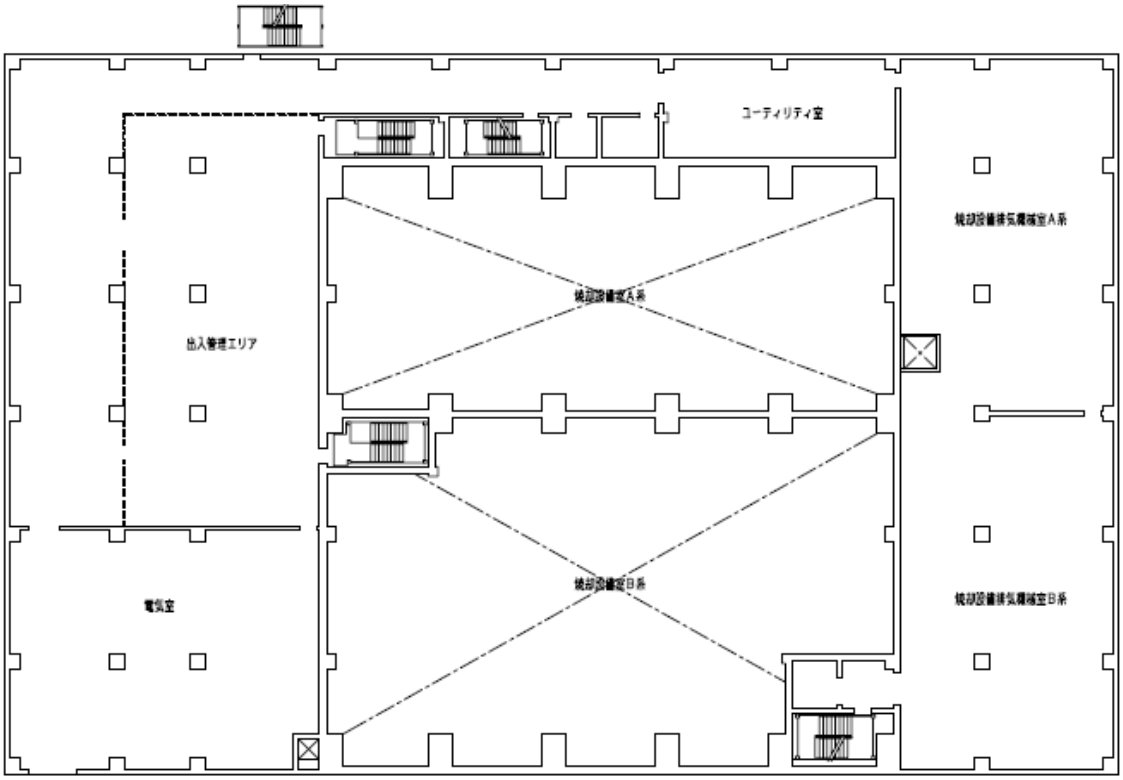
図－１　焼却設備概略系統図



図－１　雑固体廃棄物焼却設備の全体概要図

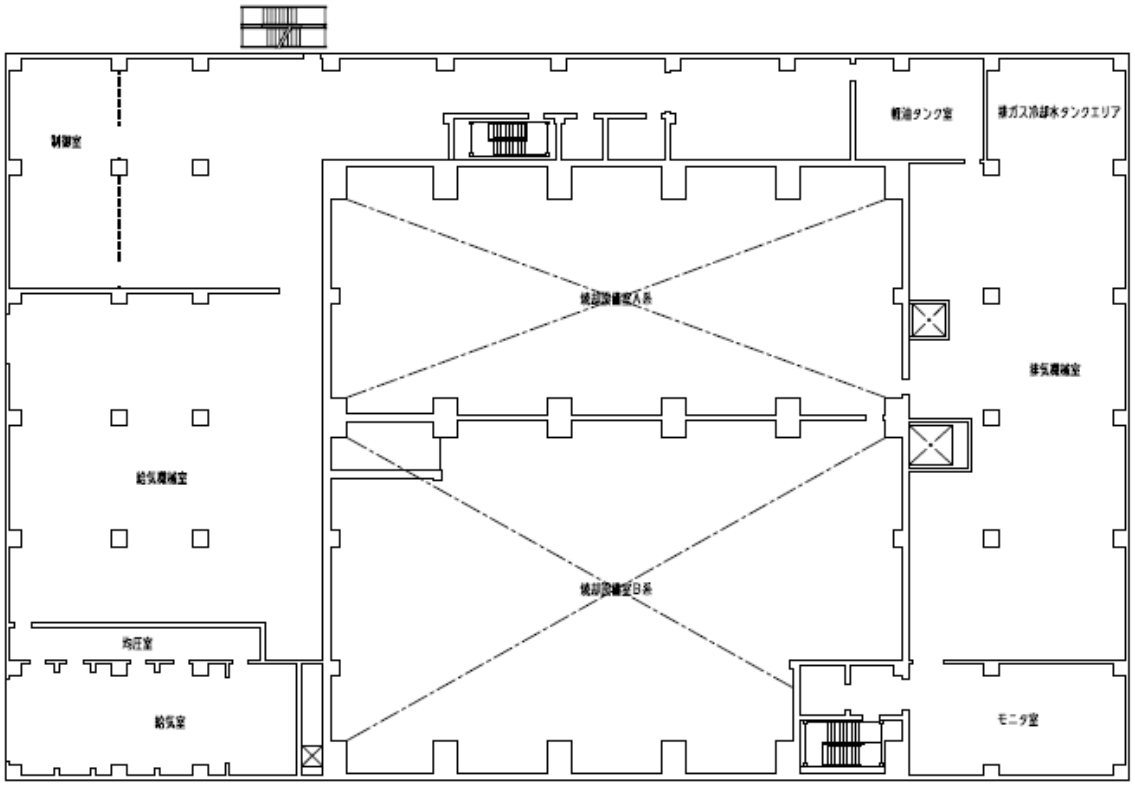


焼却炉建屋１階

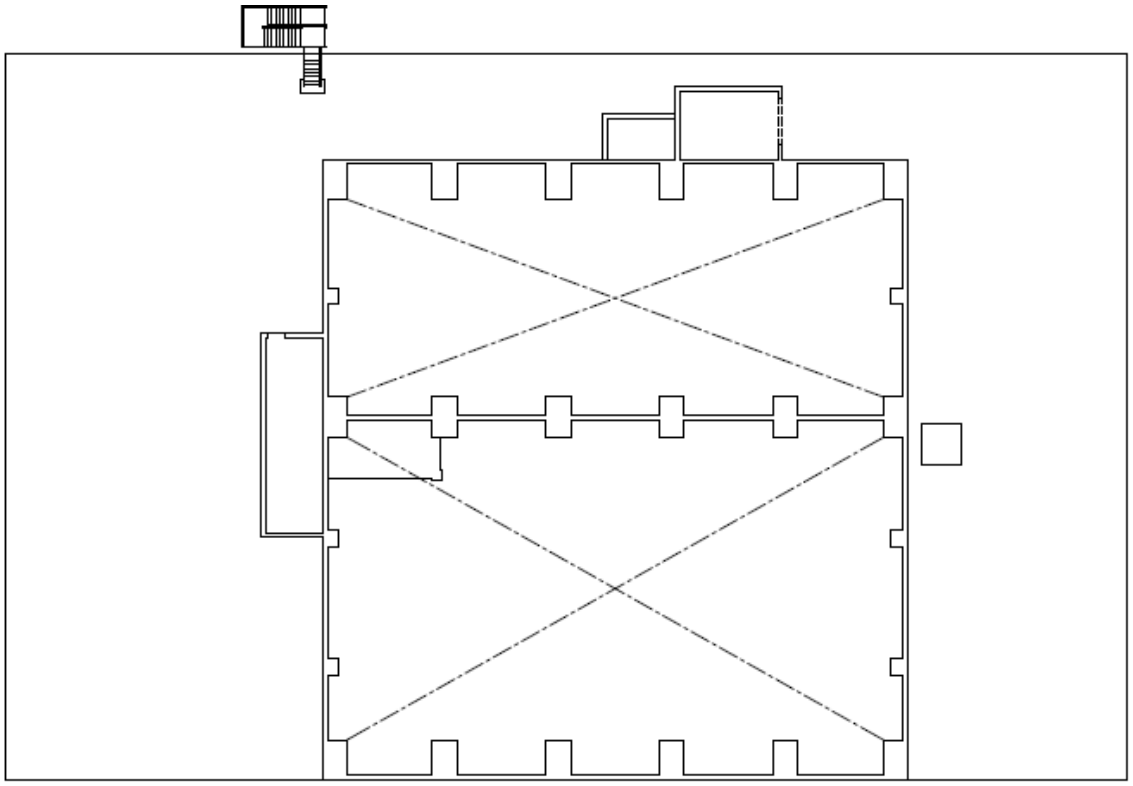


焼却炉建屋２階

図－１　建屋平面図（１／２）

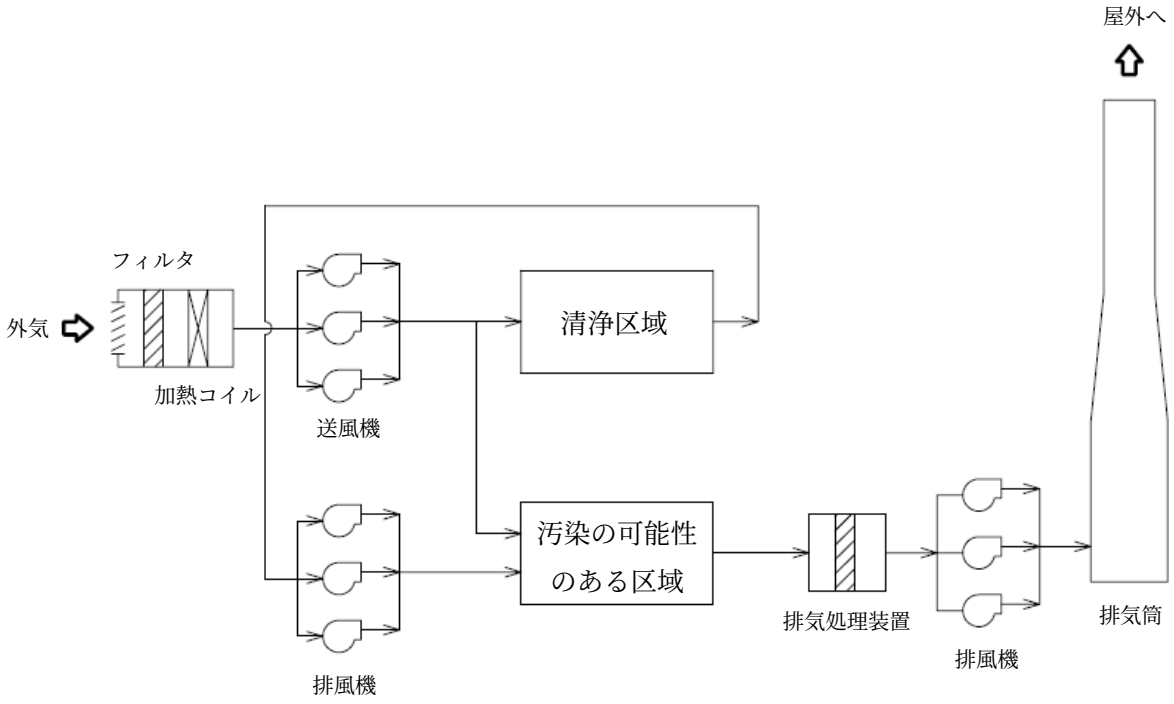


焼却炉建屋３階



焼却炉建屋屋上階

図－１　建屋平面図（２／２）



図－１　換気空調設備概略系統図

添付資料－５

排気中の放射性物質濃度に係る説明書

1. 廃棄物の放射能濃度

雑固体廃棄物の放射能濃度を表－１に示す。核種組成については，滞留水の核種組成実測値に２年後の減衰を見込んで設定している。

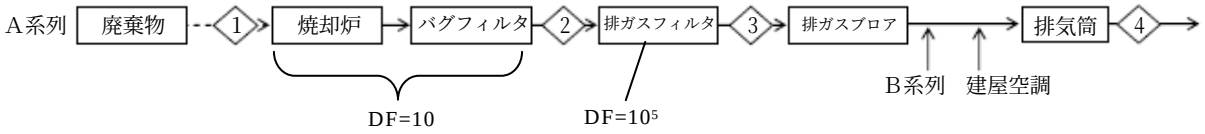
表－１　雑固体廃棄物の放射能濃度

核種	放射能濃度 (Bq/kg)
Mn-54	4.0E+04
Co-58	1.9E+02
Co-60	1.1E+05
Sr-89	1.6E+03
Sr-90	9.9E+06
Ru-103	1.4E+00
Ru-106	3.7E+05
Sb-124	2.1E+02
Sb-125	3.5E+05
I-131	3.8E-21
Cs-134	3.4E+06
Cs-136	2.5E-13
Cs-137	9.4E+06
Ba-140	1.6E-11
α	2.6E+02
合計	2.4E+07

2. 排気中の放射性物質濃度

焼却炉の処理能力 300kg/h,系統全体の除染係数 10^6(焼却炉からバグフィルタまでで 10,排ガスフィルタで 10^5)，系統の流量を考慮すると，排気中の放射性物質濃度は図－１のようになり，排気筒出口の各核種の放射性物質濃度は，告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回り，各核種の告示濃度限度に対する割合の和が１未満となっている。

さらに，排気筒からの大気拡散効果を考慮すると，周辺監視区域外においては，この濃度はさらに低下することから告示に定める濃度限度を十分に下回る。



流体番号	① (Bq/kg)	② (Bq/cm³)	③ (Bq/cm³)	④ (Bq/cm³)	告示濃度限度 (Bq/cm³)	告示濃度限度に対する割合
流量 (Nm³/h)	―	20810	20810	176249	―	―
Mn-54	4.0E+04	5.8E-05	5.8E-10	1.4E-10	8.0E-05	1.7E-06＜1
Co-58	1.9E+02	2.7E-07	2.7E-12	6.5E-13	6.0E-05	1.1E-08＜1
Co-60	1.1E+05	1.6E-04	1.6E-09	3.7E-10	4.0E-06	9.4E-05＜1
Sr-89	1.6E+03	2.3E-06	2.3E-11	5.4E-12	2.0E-05	2.7E-07＜1
Sr-90	9.9E+06	1.4E-02	1.4E-07	3.4E-08	8.0E-07	4.2E-02＜1
Ru-103	1.4E+00	2.0E-09	2.0E-14	4.8E-15	4.0E-05	1.2E-10＜1
Ru-106	3.7E+05	5.3E-04	5.3E-09	1.3E-09	2.0E-06	6.3E-04＜1
Sb-124	2.1E+02	3.0E-07	3.0E-12	7.1E-13	2.0E-05	3.6E-08＜1
Sb-125	3.5E+05	5.0E-04	5.0E-09	1.2E-09	3.0E-05	4.0E-05＜1
I-131	3.8E-21	5.5E-29	5.5E-29	1.3E-29	5.0E-06	2.6E-24＜1
Cs-134	3.4E+06	4.9E-03	4.9E-08	1.2E-08	2.0E-05	5.8E-04＜1
Cs-136	2.5E-13	3.6E-22	3.6E-27	8.5E-28	1.0E-04	8.5E-24＜1
Cs-137	9.4E+06	1.4E-02	1.4E-07	3.2E-08	3.0E-05	1.1E-03＜1
Ba-140	1.6E-11	2.3E-20	2.3E-25	5.4E-26	1.0E-04	5.4E-22＜1
α	2.6E+02	3.7E-07	3.7E-12	8.9E-13	3.0E-09	3.0E-04＜1
合計	2.4E+07	3.4E-02	3.4E-07	8.0E-08	―	4.5E-02＜1

図－１　雑固体廃棄物焼却設備　排気中の放射性物質濃度

2.18　５・６号機に関する共通事項

2.18.1　はじめに

５・６号機は，平成２３年３月１１日に発生した東北地方太平洋沖地震により被災したものの，その被害の大半は津波による海水系設備の損傷であった。

その後，海水系設備の復旧並びに冷温停止維持に関する既設設備の健全性確認を進め，現在では，震災前と同等の設備により安定的な冷温停止状態を維持している状況である。

したがって，５・６号機の同既設設備に関しては，震災前の設計条件を維持していることと変わりないため（震災後，新たに設置した滞留水貯留設備を除き），本実施計画「Ⅲ　特定原子力施設の保安」を遵守しつつ，保全計画に基づく計画的な機器の保全活動を実施していくことで，設備の健全な状態を維持・管理していくこととする。

2.18.2　要求される機能について

５・６号機の既設設備に要求される機能とは，工程(Ⅰ.1.2 参照)に示す冷温停止状態において維持・管理する機能である。

2.19　５・６号機　原子炉圧力容器

2.19.1　系統の概要

原子炉圧力容器は，通常運転時の温度及び圧力に十分耐えるよう設計されており，原子炉冷却設備の故障等により，万一冷温停止が維持できなくなった場合においても，冷却材バウンダリを形成し，燃料棒の温度上昇を緩和することができる。

［系統の現況］

原子炉圧力容器の健全性は確認済みである。

2.19.2　要求される機能

原子炉圧力容器を含む冷却材バウンダリからの放射性物質を含む冷却材の漏えいが無く，冷温停止状態を維持することが可能であること。

2.19.3　主要な機器

(1) ５号機

a. 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(2) ６号機

a. 原子炉圧力容器

原子炉圧力容器については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第１７回工事計画変更認可申請書(52資庁第11661号 昭和52年10月17日認可)

2.19.4　構造強度及び耐震性

(1) ５号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第４回工事計画認可申請書(48公第1787号 昭和48年4月7日認可)

工事計画認可申請書(平成11･10･12資第18号 平成11年11月30日認可)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(2) 6 号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(50資庁第8249号 昭和50年10月20日認可)

建設時第６回工事計画変更認可申請書(51資庁第6576号 昭和51年8月4日認可)

建設時第１７回工事計画変更認可申請書(52資庁第11661号 昭和52年10月17日認可)

2.20　５・６号機　原子炉格納施設

2.20.1　系統の概要

原子炉格納施設は，工学的安全施設の一つであり，原子炉格納容器設計用の想定事象時に発生する放射性物質を原子炉格納容器で隔離し，所定の漏えい量以下に抑えることによりその放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制する機能をもつ。原子炉格納施設は，格納容器（一次格納施設）並びに原子炉建屋（二次格納施設）で構成されている。

(1)原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器は，冷却材喪失事故のなかで，もっとも過酷な冷却材再循環配管１本の完全破断がおこり，破断両端口から冷却材が最大流量で放出されることを仮定して設計されている。その際ドライウェル圧力の上昇が抑制され，放出された放射性物質は格納容器内に保留される。

(2)原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋への機器搬入口及び所員エアロックは，電気的にインターロックされた二重扉になっており，その他すべての貫通部も十分シールされているので原子炉建屋は気密性が高い。事故時には，原子炉建屋は非常用ガス処理系によって負圧に保たれるので，原子炉格納容器（一次格納施設）から放射性物質の漏えいがあってもこれが発電所周辺にフィルタを通らずに直接放散されることはない。

［系統の現況］

(1) 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉の冷温停止状態では，ジルコニウムー水反応による水素の大量発生は考えられないことから，原子炉格納容器のバウンダリを形成し窒素を封入する必要はない。

また，原子炉格納容器のハッチ類が開放状態であれば，原子炉格納容器内の機器において不具合が発生した場合，早期発見並びに目視による確認が可能である。

さらに，機器の点検やパトロールの際，原子炉格納容器内へのアクセスも可能となり，ハッチ類を閉鎖するより格納容器内機器の状況の的確な把握及び不適合が発生した場合における対応が迅速に図られることから，ハッチ類は現状の通り開放状態を維持する。

(2) 原子炉建屋（二次格納施設）

震災当時，福島第一原子力発電所１・３・４号機にて水素爆発が発生したことを受け，５・６号機の原子炉建屋においても同事象の発生が懸念されたことから，原子炉建屋のオペレーティングフロア（最上階）の天井部分に開口部を設けた。現在は，当該部を鉄板と土嚢により養生しており，原子炉建屋常用換気系にて原子炉建屋の負圧が維持されている。

今後は，原子炉建屋天井クレーンの復旧後，速やかに当該開口部の修理を実施する予定である。

2.20.2　要求される機能

原子炉建屋（二次格納施設）は，原子炉建屋大物機器搬入口及び原子炉建屋の二重扉を閉鎖した状態で，原子炉建屋常用換気系または非常用ガス処理系により，負圧に維持することが可能であること。

なお，原子炉格納容器（一次格納施設）に対する機能要求はない。

2.20.3　主要な機器

(1) ５号機

a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第２回工事計画認可申請書(47公第1375号 昭和47年5月12日認可)

(2) ６号機

a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

原子炉格納容器については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第８回工事計画変更認可申請書(51資庁第12459号 昭和51年11月12日認可)

建設時第１４回工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

原子炉建屋については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１回工事計画認可申請書(47公第11995号 昭和48年3月16日認可)

建設時第１回工事計画軽微変更届出書(総官第451号 昭和48年7月26日届出)

建設時第８回工事計画変更認可申請書(51資庁第12459号 昭和51年11月12日認可)

建設時第１４回工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

2.20.4　構造強度及び耐震性

(1) 5号機

a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１回工事計画認可申請書(46公第15243号 昭和46年12月22日認可)

建設時第１１回工事計画変更認可申請書(49資庁第21842号 昭和50年3月4日認可)

建設時第１２回工事計画変更認可申請書(50資庁第2959号 昭和50年5月31日認可)

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(52資庁第519号 昭和52年3月1日認可)

建設時第２６回工事計画変更認可申請書(52資庁第1839号 昭和52年3月29日認可)

建設時第１回工事計画軽微変更届出書(総官第829号 昭和47年11月9日届出)

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第２回工事計画認可申請書(47公第1375号 昭和47年5月12日認可)

(2) 6号機

a. 原子炉格納容器（一次格納施設）

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１回工事計画認可申請書(47公第11995号 昭和48年3月16日認可)

建設時第３回工事計画変更認可申請書(49資庁第18331号 昭和49年10月14日認可)

建設時第８回工事計画変更認可申請書(51資庁第12459号 昭和51年11月12日認可)

建設時第２回工事計画軽微変更届出書(総官第57号 昭和49年4月15日届出)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)

b. 原子炉建屋（二次格納施設）

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１回工事計画認可申請書(47公第11995号 昭和48年3月16日認可)

建設時第５回工事計画軽微変更届出書(総官第70号 昭和50年4月17日届出)

建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)

2.21　５・６号機　制御棒及び制御棒駆動系

2.21.1　系統の概要

制御棒及び制御棒駆動系は,原子炉の出力制御及び反応度補償として制御棒の位置調整,原子炉スクラムとして制御棒を炉心内に急速に挿入する機能をもつ。

制御棒は，炉心の最大過剰反応度を十分制御出来るよう５号機で１３７本，６号機で１８５本設置されている。

制御棒駆動系は，制御棒駆動機構，制御棒駆動水圧系，水圧制御ユニット及びスクラム排出容器等にて構成され，通常の運転操作に必要な速度で制御棒を炉心に挿入（あるいは引抜き）するとともに,緊急時は急速に制御棒を原子炉内に挿入するスクラム動作を行う。

［系統の現況］

水圧制御ユニットの弁（手動弁）は全数が全閉であり，かつ制御棒駆動水ポンプは停止中であることから,制御棒は動作できない状態（原子炉の臨界未満の維持）となっている。ただし，万一制御棒が引き抜かれた場合は，ほう酸水注入系にて原子炉へほう酸水を注入することにより，原子炉を臨界未満とすることが可能である。

＜５号機＞

５号機の当該ポンプは外観等に問題はないが,運転要求がないことから系統機能は復旧していない。燃料移動時には健全性を確認しながら制御棒駆動系を復旧する予定である。

＜６号機＞

６号機の当該ポンプは復旧済みであるが，運転要求はなく停止している。なお，制御棒駆動系としては未復旧の機器があることから,燃料移動時には系統の健全性を確認しながら系統を復旧する予定である。

2.21.2　要求される機能

制御棒を全挿入位置で保持し，原子炉を臨界未満に維持できること。

2.21.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－１に示す。

(1) ５号機

a. 制御棒

制御棒については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（平成13･09･17原第4号 平成13年11月13日認可）

b. 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(55資庁第1815号 昭和55年5月2日認可)

c. 制御棒駆動水圧系

(a)制御棒駆動水フィルタ

制御棒駆動水フィルタについては,以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(b)制御棒駆動水ポンプ

制御棒駆動水ポンプについては,以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

d. 水圧制御ユニット

水圧制御ユニットについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(58資庁第10951号 昭和58年8月15日認可)

e. スクラム排出容器

スクラム排出容器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

f. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第２７回工事計画軽微変更届出書(総官第1503号 昭和52年3月26日届出)

工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)

工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)

工事計画認可申請書(平成11･09･30資第25号 平成11年11月5日認可)

(2) ６号機

a. 制御棒

制御棒については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成11･03･05資第80号 平成11年3月31日認可)

b. 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

c. 制御棒駆動水圧系

(a)制御棒駆動水フィルタ

制御棒駆動水フィルタについては,以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

(b)制御棒駆動水ポンプ

制御棒駆動水ポンプについては,以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

d. 水圧制御ユニット

水圧制御ユニットについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)

工事計画認可申請書(60資庁第2373号 昭和60年3月26日認可)

e. スクラム排出容器

スクラム排出容器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)

f. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)

工事計画認可申請書(平成15･08･28原第13号 平成15年10月3日認可)

2.21.4　構造強度及び耐震性

(1) ５号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

建設時第１０回工事計画認可申請書(49資庁第478号 昭和49年4月8日認可)

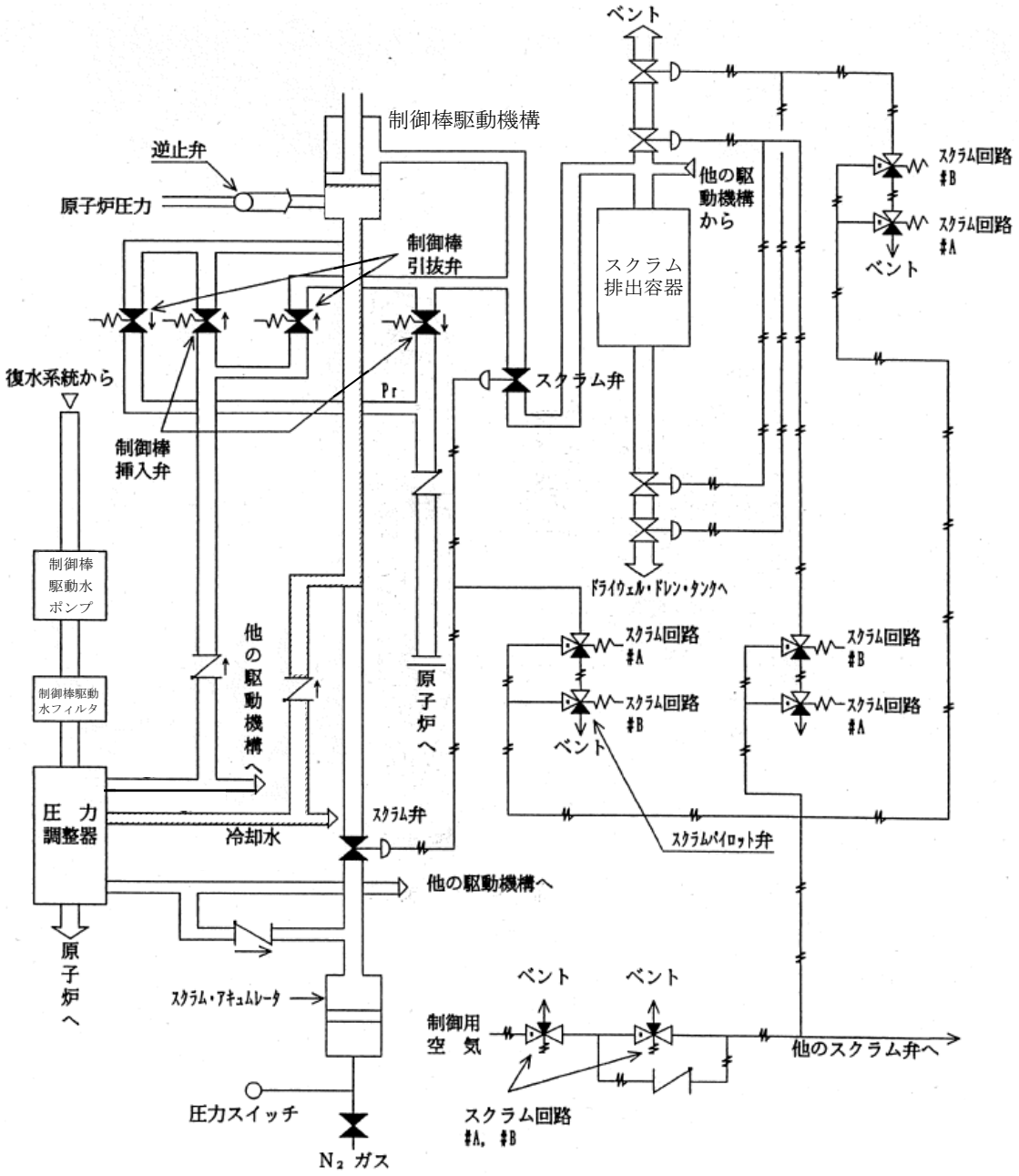
工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)
工事計画認可申請書(57資庁第5283号 昭和57年4月16日認可)
工事計画認可申請書(57資庁第9133号 昭和57年6月18日認可)
工事計画認可申請書(58資庁第10951号 昭和58年8月15日認可)
工事計画認可申請書(元資庁第373号 平成元年2月10日認可)
工事計画認可申請書(2資庁第7778号 平成2年7月2日認可)
工事計画認可申請書(平成11・09・30資第25号 平成11年11月5日認可)
工事計画認可申請書(平成13・09・17原第4号 平成13年11月13日認可)
建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)
建設時第７回工事計画変更認可申請書(49資庁第4376号 昭和49年6月12日認可)
建設時第１７回工事計画変更認可申請書(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)
建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)
建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1068号 昭和51年12月17日届出)
建設時第２７回工事計画軽微変更届出書(総官第1503号 昭和52年3月26日届出)
建設時第２８回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) 6 号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)
建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)
工事計画認可申請書(57資庁第14343号 昭和57年10月15日認可)
工事計画認可申請書(58資庁第17157号 昭和59年1月20日認可)
工事計画認可申請書(59資庁第2198号 昭和59年3月27日認可)
工事計画認可申請書(60資庁第2373号 昭和60年3月26日認可)
工事計画認可申請書(元資庁第7984号 平成元年9月7日認可)
工事計画認可申請書(平成10・03・10資第29号 平成10年3月25日認可)
工事計画認可申請書(平成11・03・05資第80号 平成11年3月31日認可)
工事計画認可申請書(平成15・08・28原第13号 平成15年10月3日認可)
建設時第２７回工事計画変更認可申請書(54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可)
建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)
建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

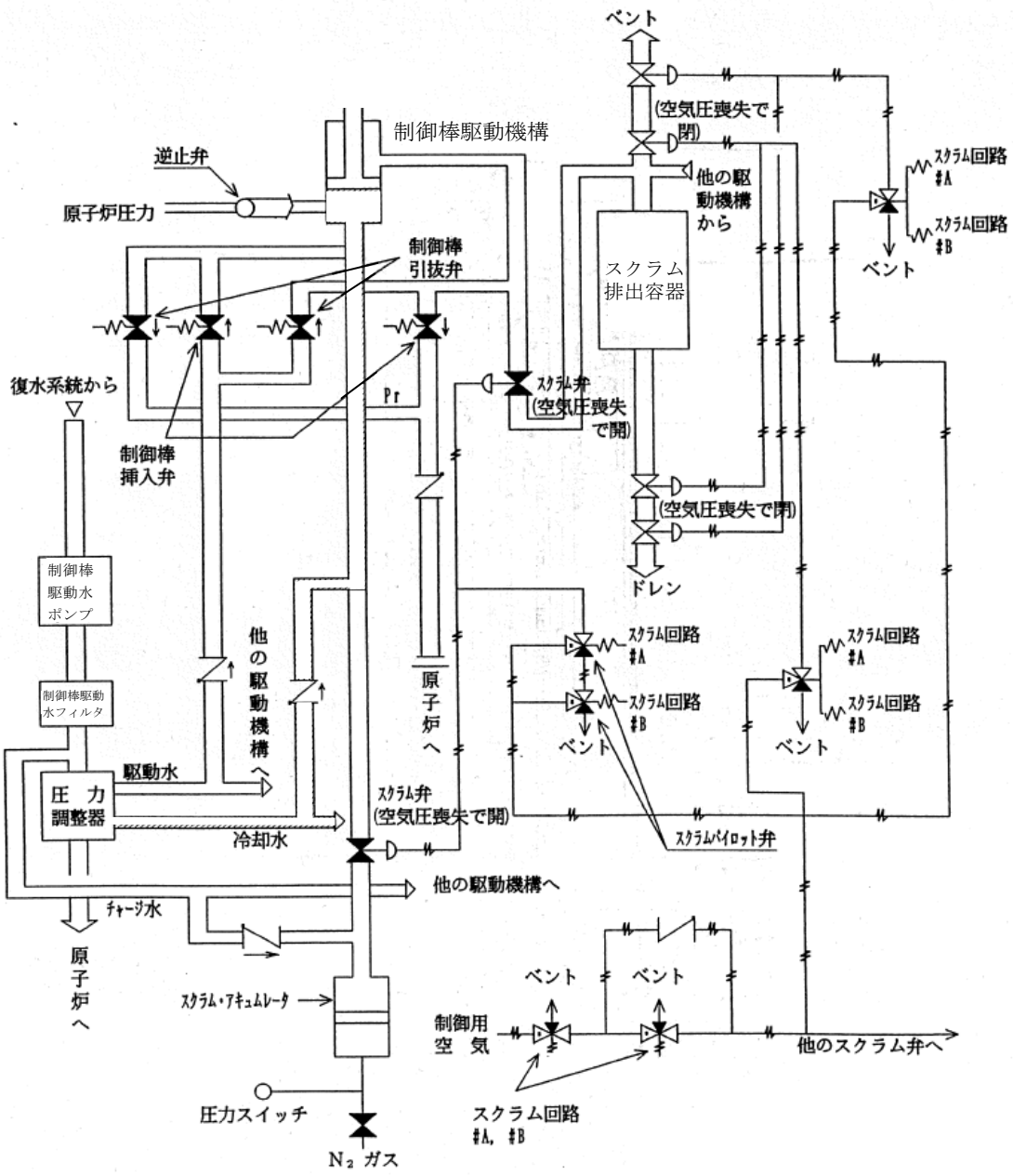
2.21.5　添付資料

添付資料－１　系統概要図



水圧制御ユニット

図－１　５号機　制御棒駆動系　系統概要図



水圧制御ユニット

図－２　６号機　制御棒駆動系　系統概要図

2.22　５・６号機　残留熱除去系

2.22.1　系統の概要

残留熱除去系は，原子炉停止後の炉心の崩壊熱及び原子炉圧力容器・配管・冷却材中の保有熱を除去，原子炉冷却材喪失時等の炉心冷却等を行う。

残留熱除去系は，２系統（６号機は３系統）からなり，２基の熱交換器，４台のポンプ（６号機は３台）及び４台の海水ポンプ等から構成されている。

この系は，その運転方法により，原子炉停止時冷却モード、低圧注水モード、格納容器冷却モード（６号機は格納容器スプレイ冷却モード）並びに使用済燃料貯蔵プール水の冷却及び補給の各機能を有する。

［系統の現況］

残留熱除去系の系統機能は復旧済みであり，残留熱除去海水系ポンプ（５号機：４台，６号機：４台）は５・６号機各１台（予備は各３台）の運転により，原子炉の安定的な冷温停止状態を維持している。また，運転中に当該ポンプが故障した場合は，予備のポンプ１台を起動する（切り替える）ことによって原子炉の冷却は維持可能である。

しかしながら，震災の津波により取水路内に流入した瓦礫類を完全に除去出来ていない可能性があることから，取水口の点検中（当該ポンプの半数である２台が使用できない状況）において，運転中のポンプに何らかの不適合が発生した場合は，予備ポンプがない状態となる。

このため，冷温停止の維持に影響を及ぼす当該ポンプに不適合が発生した場合に備え，震災時に実績のある仮設水中ポンプを配備し，残留熱除去海水系の信頼性向上を図っている。

また，残留熱除去海水系配管の一部には，トレンチ内で津波による没水部位があり，設備の健全性は系統流量や温度監視により確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，トレンチ内で配管からの漏えい等が発生した場合に備え，諸方策を現在検討している。

2.22.2　要求される機能

残留熱除去系は原子炉停止時に崩壊熱の除去機能を有し，冷温停止状態を維持出来ること。また，使用済燃料プール内の崩壊熱を除去できること。

なお，冷温停止においては格納容器冷却モード（６号機は格納容器スプレイ冷却モード）の機能要求はなく，低圧注水モードについては，Ⅱ.2.23　参照。

2.22.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－１に示す。

(1) ５号機

a. ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

b. ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

c. 熱交換器

熱交換器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

d. ポンプ（残留熱除去海水系）

ポンプ（残留熱除去海水系）については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

e. ストレーナ（残留熱除去海水系）

ストレーナ（残留熱除去海水系）については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

f. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16･10･22原第7号 平成16年12月1日認可)

工事計画認可申請書(平成16･10･18原第7号 平成16年11月30日認可)

工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

工事計画認可申請書(平成21･06･26原第17号 平成21年7月13日認可)

工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

g. 主要弁

主要弁については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(2) 6 号機

a. ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

b. ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)

c. 熱交換器

熱交換器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成15･12･09原第9号 平成16年3月8日認可)

d. ポンプ（残留熱除去海水系）

ポンプ（残留熱除去海水系）については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

e. ストレーナ（残留熱除去海水系）

ストレーナ（残留熱除去海水系）については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２１回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

f. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16･01･29原第13号 平成16年4月7日認可)

工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)

工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)

工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

g. 主要弁

主要弁については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

2.22.4　構造強度及び耐震性

(1) ５号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)
工事計画認可申請書(平成16･10･22原第7号 平成16年12月1日認可)
工事計画認可申請書(平成16･10･18原第7号 平成16年11月30日認可)
工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)
工事計画認可申請書(平成21･06･26原第17号 平成21年7月13日認可)
工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)
建設時第３回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)
建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)
建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)
建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)
建設時第１０回工事計画軽微変更届出書(総官第919号 昭和49年11月18日届出)
建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)
建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

(2) ６号機

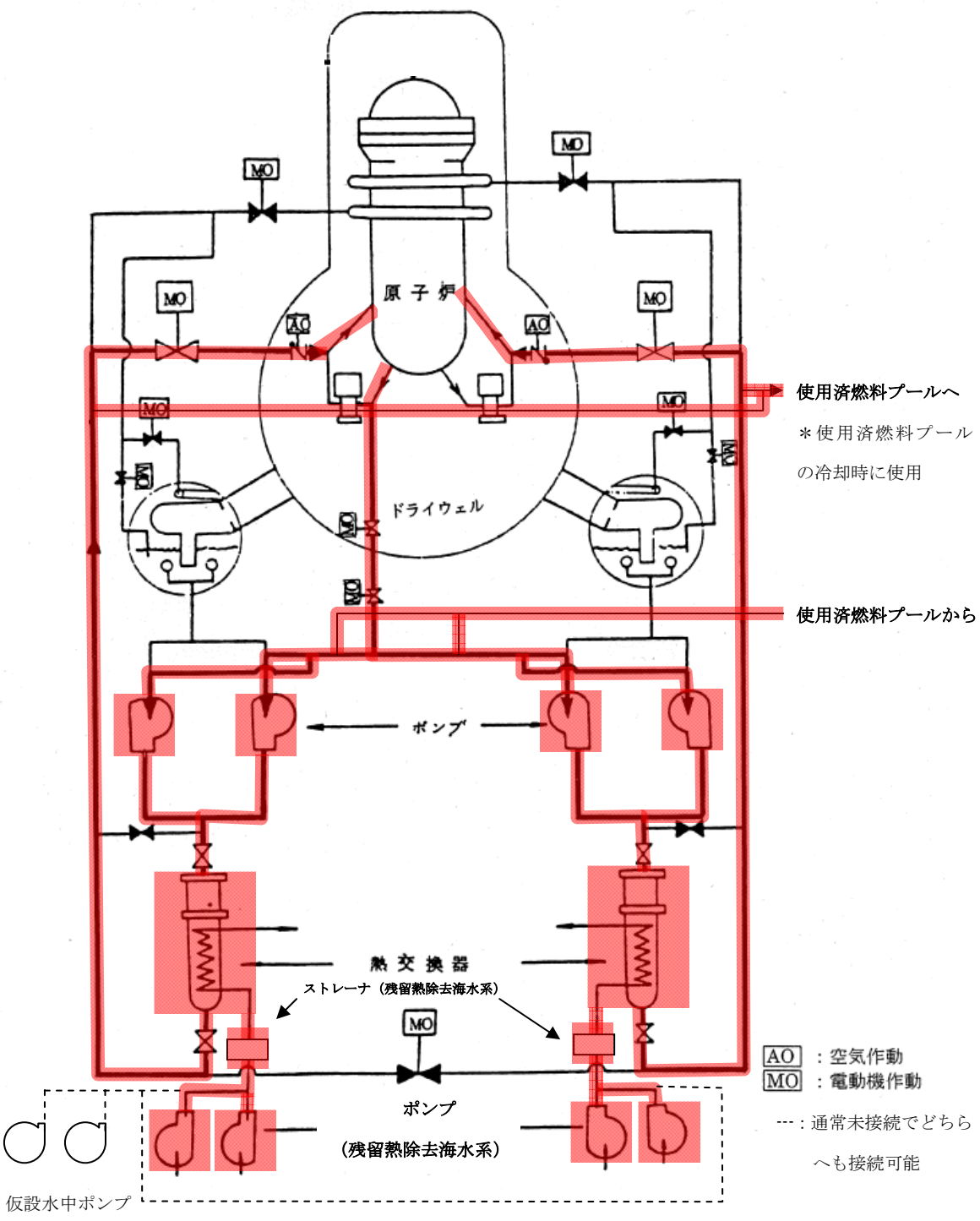
構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第３回工事計画認可申請書(49資庁第17943号 昭和49年11月12日認可)
建設時第５回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)
建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)
建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)
建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)
工事計画認可申請書(平成12･12･19資第37号 平成12年12月27日認可)
工事計画認可申請書(平成16･01･29原第13号 平成16年4月7日認可)
工事計画認可申請書(平成15･12･09原第9号 平成16年3月8日認可)
工事計画認可申請書(平成19･07･04原第6号 平成19年9月11日認可)
建設時第１０回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)
建設時第１１回工事計画変更認可申請書(52資庁第5413号 昭和52年6月16日認可)
建設時第２４回工事計画変更認可申請書(53資庁第9792号 昭和53年8月25日認可)

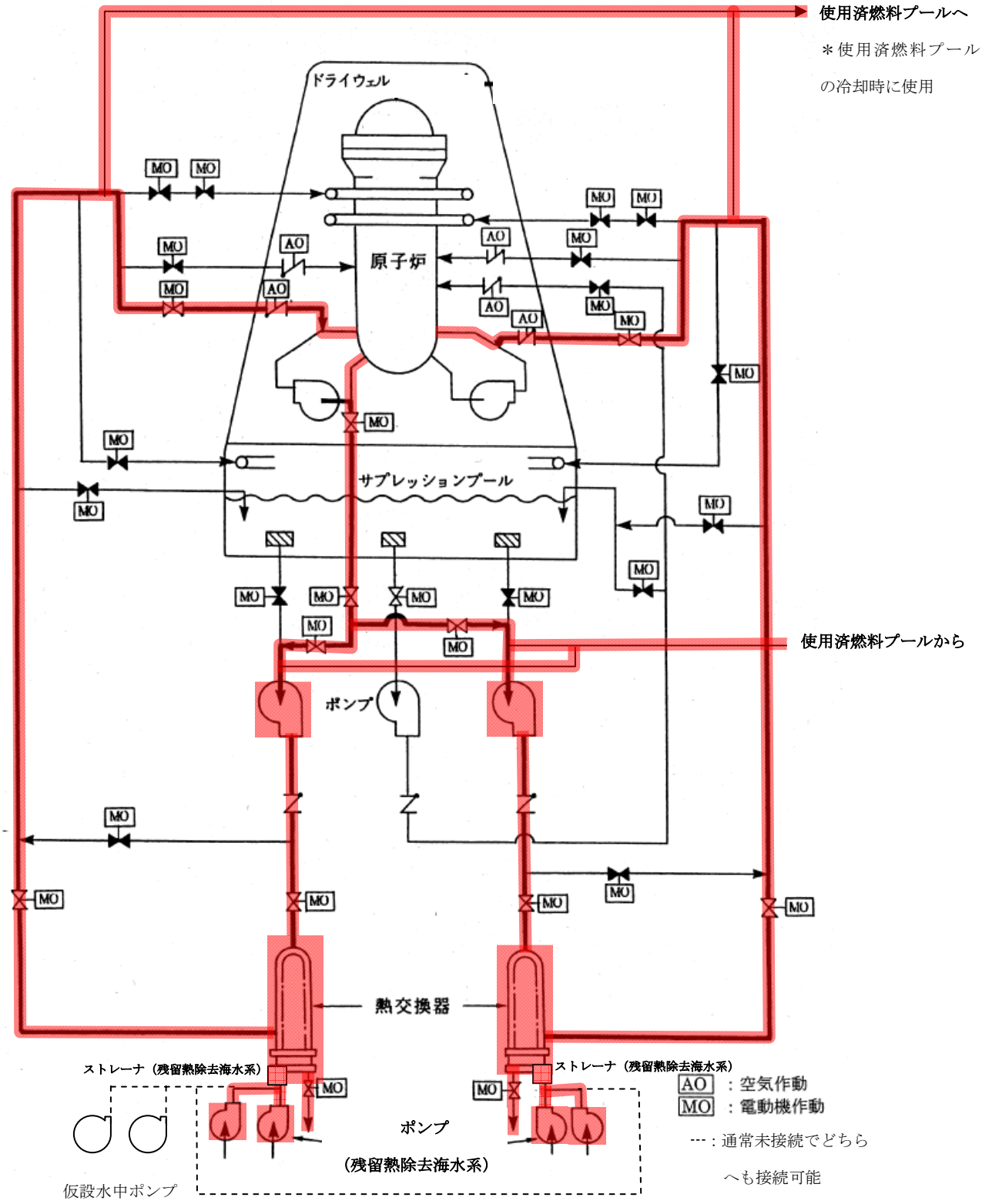
建設時第２７回工事計画変更認可申請書(54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可)
工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)
工事計画届出書(総文発官6第605号 平成6年10月4日届出)
工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)
建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1193号 昭和50年2月26日届出)
建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)
建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)
建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)
建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)
建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

2.22.5　添付資料

添付資料－１　系統概要図



図－１　５号機　残留熱除去系　系統概要図



図－２　６号機　残留熱除去系　系統概要図

2.23　５・６号機　非常用炉心冷却系

2.23.1　系統の概要

非常用炉心冷却系は，原子炉冷却材喪失時の燃料の重大な損傷を防止し，ジルコニウム－水反応を極力抑え，崩壊熱を長期に亘って除去する機能を持ち，炉心スプレイ系（６号機は低圧炉心スプレイ系），低圧注水系等で構成されている。

(1) ５号機

a. 炉心スプレイ系

冷却材再循環配管の破断のような冷却材喪失時に，非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして，燃料の過熱を防止する。

b. 低圧注水系

冷却材再循環配管の破断のような冷却材喪失時に，非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの水を炉心へ注水し，炉心を水浸けにして，燃料の過熱を防止する。

c. 自動減圧系

逃がし安全弁が作動すれば，冷却材再循環配管の破断のような冷却材喪失時に原子炉蒸気をサプレッション・プールへ逃がして，原子炉圧力を速やかに低下させて低圧炉心注水系による注水を早期に可能とする。

(2) ６号機

a. 低圧炉心スプレイ系

冷却材再循環配管の破断のような冷却材喪失時に，非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの水を炉心上部より炉心にスプレイして，燃料の過熱を防止する。

b. 低圧注水系

冷却材再循環配管の破断のような冷却材喪失時に，非常用電源系に結ばれた電動機駆動ポンプによりサプレッション・プールの水を炉心へ注水し，炉心を水浸けにして，燃料の過熱を防止する。

c. 高圧炉心スプレイ系

冷却材再循環配管の破断のような冷却材喪失時に，専用の非常用電源を有している電動機駆動ポンプにより，復水貯蔵タンクあるいはサプレッション・プールの水を炉

心上部より炉心にスプレイして，燃料の過熱を防止する。

d. 自動減圧系

逃がし安全弁が作動すれば，冷却材再循環配管の破断のような冷却材喪失時に原子炉蒸気をサプレッション・プールへ逃がして，原子炉圧力を速やかに低下させて低圧炉心スプレイ系あるいは低圧炉心注水系による注水を早期に可能とする。

［系統の現況］

非常用炉心冷却系の系統機能は復旧済みである（下記を除く）。

なお，原子炉圧力容器の内圧は冷温停止状態であれば高圧になることはなく，他の非常用炉心冷却系及び復水補給水系にて原子炉圧力容器への注水は十分可能であることから，現在は６号機の高圧炉心スプレイ系を復旧していない。（現在，高圧炉心スプレイ系については，外観点検上問題がないことを確認しており，前述のことも踏まえ，今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧していくこととする。）

また，非常用炉心冷却系のポンプ冷却のため，残留熱除去海水系ポンプは健全でなければならない。

残留熱除去系の系統機能は復旧済みであり，残留熱除去海水系ポンプ（５号機：４台，６号機：４台）は５・６号機各１台（予備は各３台）の運転により，原子炉の安定的な冷温停止状態を維持している。また，運転中に当該ポンプが故障した場合は，予備のポンプ１台を起動する（切り替える）ことによって原子炉の冷却は維持可能である。

しかしながら，震災の津波により取水路内に流入した瓦礫類を完全に除去出来ていない可能性があることから，取水口の点検中（当該ポンプの半数である２台が使用できない状況）において，運転中のポンプに何らかの不適合が発生した場合は，予備のポンプがない状況に陥ることが懸念される。

このため，冷温停止の維持に影響を及ぼす当該ポンプに不適合が発生した場合に備え，震災時に実績のある仮設水中ポンプを配備することで，残留熱除去海水系の信頼性向上を図っている。

2.23.2　要求される機能

冷却材の流出に対する注水機能として，非常用炉心冷却系のうち，最大２系列が動作可能であること。なお，冷温停止状態では原子炉圧力は低下しており，高圧注水機能及び原子炉減圧機能に対する要求はない。

2.23.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－１に示す。

(1) ５号機

a. 炉心スプレイ系

(a) ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第４回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

(b) ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書（平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可）

(c) 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

建設時第１５回工事計画変更認可申請書(50資庁第14309号 昭和51年2月28日認可)

(d) 主要弁

主要弁については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

b. 低圧注水系

(a) ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

(b) ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

(c) 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(平成16･10･22原第7号 平成16年12月1日認可)

工事計画認可申請書(平成16･10･18原第7号 平成16年11月30日認可)

工事計画認可申請書(平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可)

工事計画認可申請書(平成21･06･26原第17号 平成21年7月13日認可)

工事計画届出書(総官発21第88号 平成21年6月26日届出)

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

(d)主要弁

主要弁については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(e)ポンプ（残留熱除去海水系）

ポンプ（残留熱除去海水系）については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

(f)ストレーナ（残留熱除去海水系）

ストレーナ（残留熱除去海水系）については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

(g)主配管（残留熱除去海水系）

主配管（残留熱除去海水系）については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号 昭和49年4月6日届出)

(2) ６号機

a. 低圧炉心スプレイ系

(a)ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(b)ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)

(c)主配管

主配管については，以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)
建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

(d)主要弁

主要弁については，以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

b.低圧注水系

(a)ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(b)ストレーナ

ストレーナについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。
工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)

(c)主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。
工事計画認可申請書(平成16･01･29原第13号 平成16年4月7日認可)
工事計画変更認可申請書(平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可)
工事計画届出書(総官発15第230号 平成15年9月29日届出)
建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)
建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

(d)主要弁

主要弁については，以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(e)ポンプ（残留熱除去海水系）

ポンプ（残留熱除去海水系）については，以下の工事計画認可申請書により確認している。
建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(f)ストレーナ（残留熱除去海水系）

ストレーナ（残留熱除去海水系）については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２１回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

(g)主配管（残留熱除去海水系）

主配管（残留熱除去海水系）については，以下の工事計画届出書等により確認している。

工事計画届出書（総文発官6第605号 平成6年10月4日届出）

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書（総官第1268号 昭和52年12月12日届出）

2.23.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) ５号機

a.炉心スプレイ系

建設時第６回工事計画認可申請書（48公第3623号 昭和48年6月2日認可）

建設時第７回工事計画認可申請書（48公第5381号 昭和48年8月21日認可）

工事計画認可申請書（平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可）

建設時第５回工事計画変更認可申請書（49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可）

建設時第１５回工事計画変更認可申請書（50資庁第14309号 昭和51年2月28日認可）

建設時第４回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

建設時第６回工事計画軽微変更届出書（総官第33号 昭和49年4月6日届出）

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書（総官第237号 昭和50年6月20日届出）

b.低圧注水系

建設時第７回工事計画認可申請書（48公第5381号 昭和48年8月21日認可）

工事計画認可申請書（平成16･10･22原第7号 平成16年12月1日認可）

工事計画認可申請書（平成16･10･18原第7号 平成16年11月30日認可）

工事計画認可申請書（平成20･01･23原第5号 平成20年2月18日認可）

工事計画認可申請書（平成21･06･26原第17号 平成21年7月13日認可）

工事計画届出書（総官発21第88号 平成21年6月26日届出）

建設時第３回工事計画軽微変更届出書（総官第923号 昭和48年10月30日届出）

建設時第４回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

建設時第６回工事計画軽微変更届出書（総官第33号 昭和49年4月6日届出）

建設時第８回工事計画軽微変更届出書（総官第534号 昭和49年7月29日届出）

建設時第１０回工事計画軽微変更届出書（総官第919号 昭和49年11月18日届出）

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書（総官第237号 昭和50年6月20日届出）

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書（総官第1102号 昭和51年3月17日届出）

(2) 6 号機

a. 低圧炉心スプレイ系

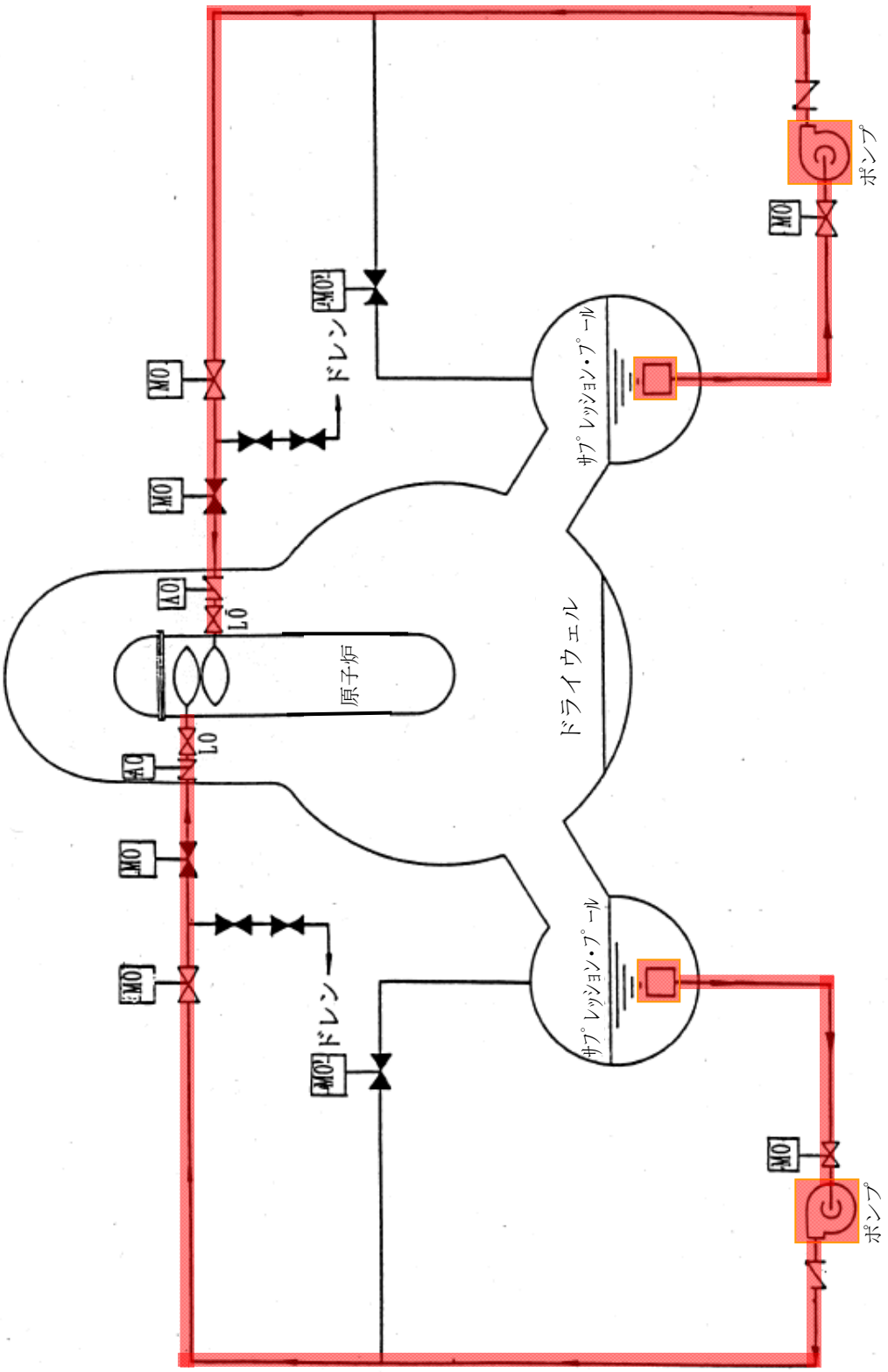
建設時第７回工事計画認可申請書（50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可）
工事計画認可申請書（平成19･07･04原第6号 平成19年9月11日認可）
工事計画変更認可申請書（平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可）
建設時第１５回工事計画軽微変更届出書（総官第446号 昭和52年6月30日届出）
建設時第１８回工事計画軽微変更届出書（総官第966号 昭和52年10月15日届出）
建設時第１９回工事計画軽微変更届出書（総官第1268号 昭和52年12月12日届出）

b. 低圧注水系

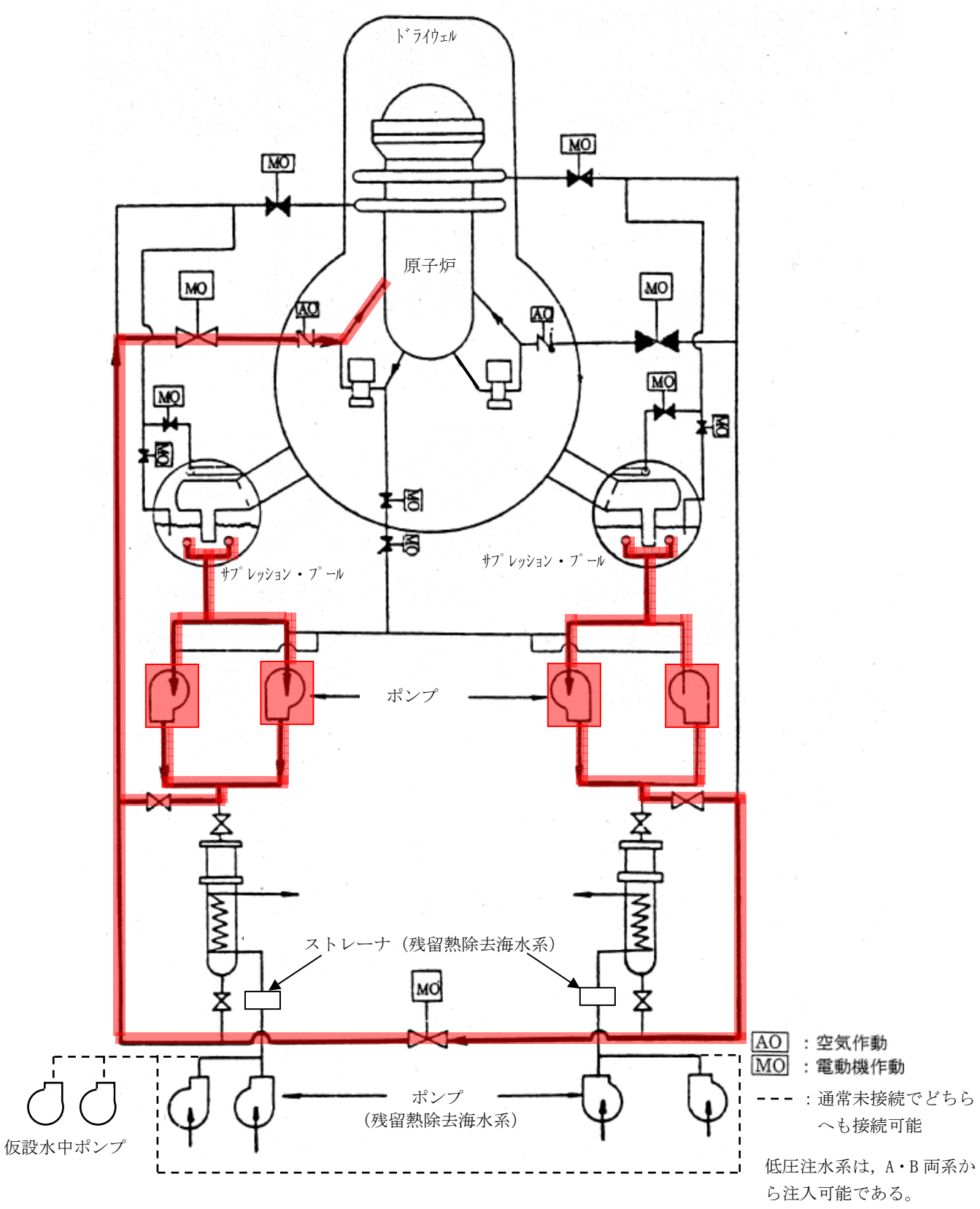
建設時第３回工事計画認可申請書（49資庁第17943号 昭和49年11月12日認可）
建設時第５回工事計画認可申請書（50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可）
建設時第７回工事計画認可申請書（50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可）
建設時第１１回工事計画認可申請書（50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可）
建設時第１３回工事計画認可申請書（51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可）
工事計画認可申請書（平成16･01･29原第13号 平成16年4月7日認可）
工事計画認可申請書（平成19･07･04原第6号 平成19年9月11日認可）
建設時第１０回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)
建設時第１１回工事計画変更認可申請書(52資庁第5413号 昭和52年6月16日認可)
建設時第２４回工事計画変更認可申請書(53資庁第9792号 昭和53年8月25日認可)
建設時第２７回工事計画変更認可申請書(54資庁第3549号 昭和54年5月24日認可)
工事計画変更認可申請書（平成20･01･16原第2号 平成20年1月21日認可）
工事計画届出書（総文発官6第605号 平成6年10月4日届出）
工事計画届出書（総官発15第230号 平成15年9月29日届出）
建設時第４回工事計画軽微変更届出書（総官第1193号 昭和50年2月26日届出）
建設時第１５回工事計画軽微変更届出書（総官第446号 昭和52年6月30日届出）
建設時第１６回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）
建設時第１８回工事計画軽微変更届出書（総官第966号 昭和52年10月15日届出）
建設時第１９回工事計画軽微変更届出書（総官第1268号 昭和52年12月12日届出）
建設時第２２回工事計画軽微変更届出書（総官第1788号 昭和53年3月23日届出）

2.23.5　添付資料

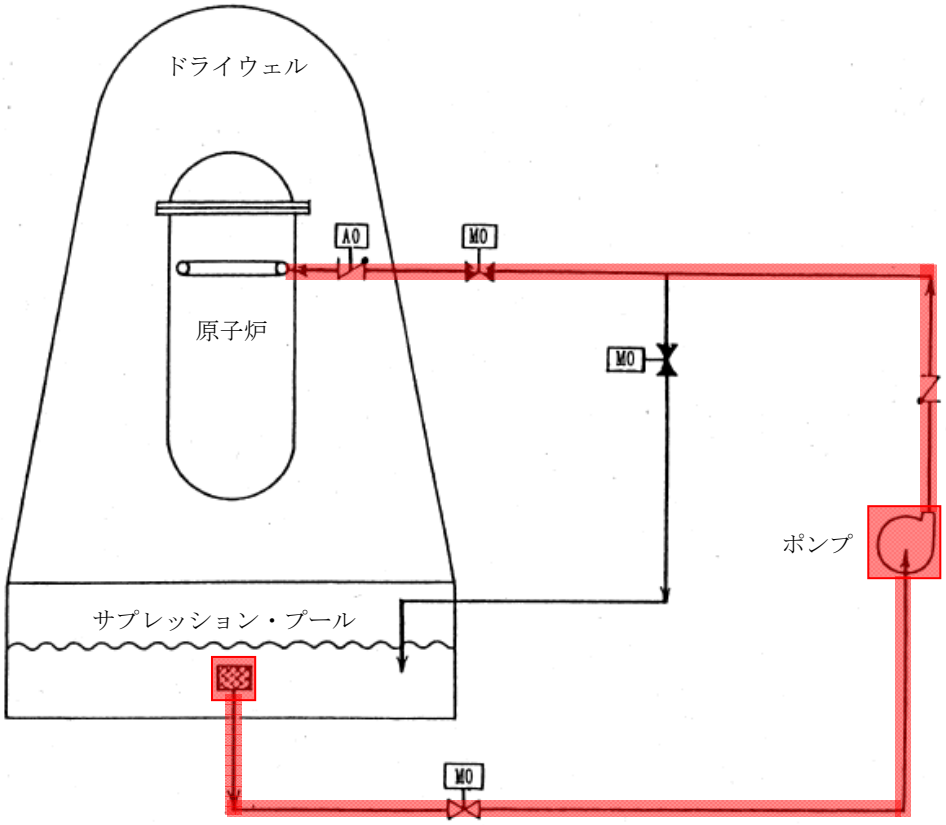
添付資料－１　系統概要図



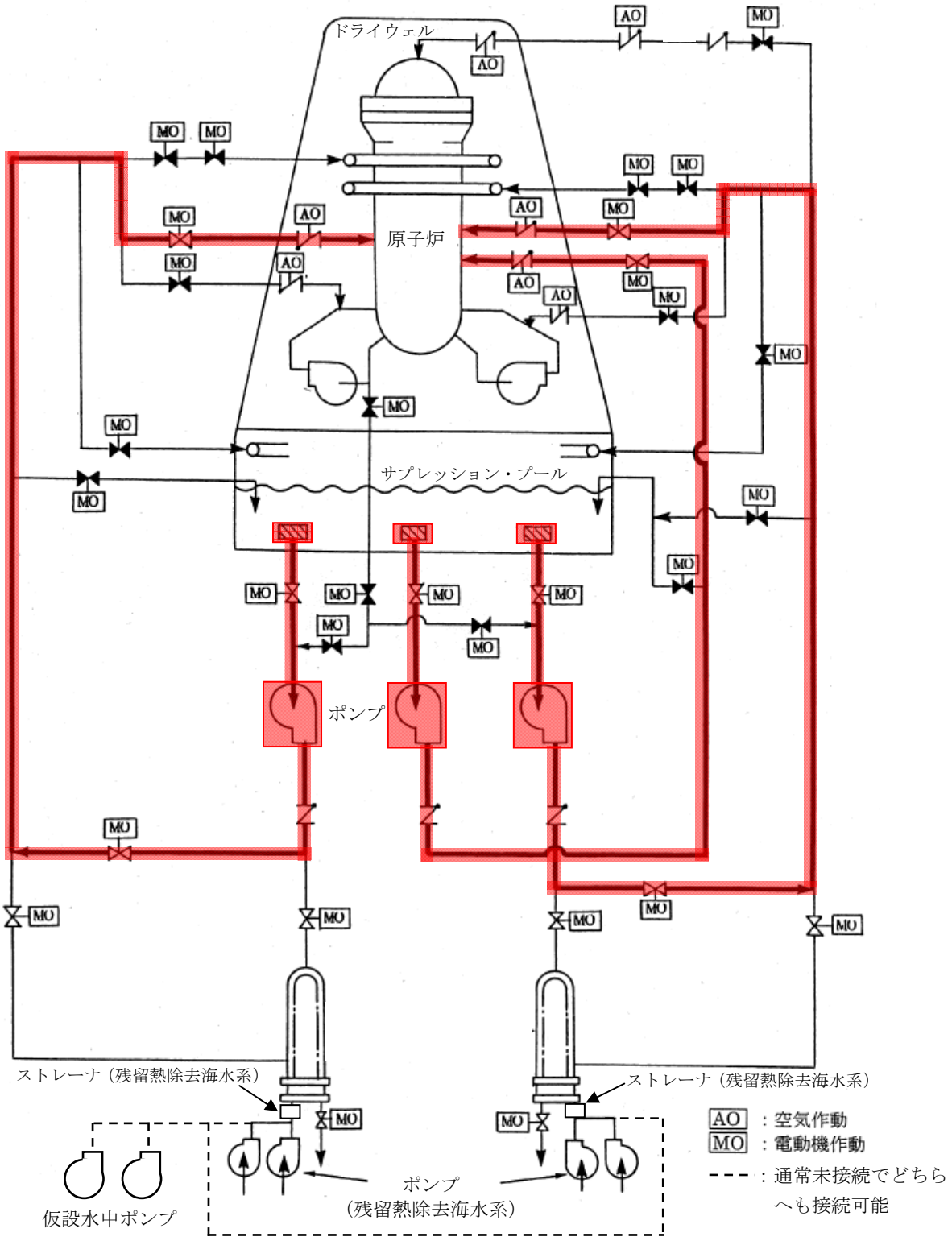
図－１　５号機　非常用炉心冷却系（炉心スプレイ系）　系統概要図



図－２　５号機　非常用炉心冷却系（低圧注水系）　系統概要図



図－３　６号機　非常用炉心冷却系（低圧炉心スプレイ系）　系統概要図



図－４　６号機　非常用炉心冷却系（低圧注水系）　系統概要図

2.24　５・６号機　復水補給水系

2.24.1　系統の概要

復水補給水系は，各建屋及び附帯設備等に設置される機器，配管及び弁類等に対し，必要な容量及び圧力を有する復水を，復水貯蔵タンクから復水移送ポンプにて供給する。

また，上記の給水以外に残留熱除去系，燃料プール冷却浄化系，非常用炉心冷却系及び制御棒駆動系等で，必要とする水源を有する。

［系統の現況］

復水補給水系の系統機能は，復旧済みである。

2.24.2　要求される機能

原子炉及び燃料プールに復水貯蔵タンクから復水補給水を供給する機能を有すること。

2.24.3　主要な機器

(1) ５号機

a. 復水移送ポンプ

復水移送ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書（48公第3623号 昭和48年6月2日認可）

b. 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１０回工事計画軽微変更届出書（総官第919号 昭和49年11月18日届出）

c. 主配管

主配管については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１０回工事計画軽微変更届出書（総官第919号 昭和49年11月18日届出）

(2) ６号機

a. 復水移送ポンプ

復水移送ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第５回工事計画認可申請書（50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可）

b. 復水貯蔵タンク

復水貯蔵タンクについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書（総官第446号 昭和52年6月30日届出）

c. 主配管

主配管については，以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書（総文発官第636号 昭和53年8月31日届出）

2.24.4　構造強度及び耐震性

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

(1) ５号機

建設時第６回工事計画認可申請書（48公第3623号 昭和48年6月2日認可）

建設時第７回工事計画変更認可申請書（49資庁第4376号 昭和49年6月12日認可）

建設時第４回工事計画軽微変更届出書（総官第1375号 昭和49年1月30日届出）

建設時第１０回工事計画軽微変更届出書（総官第919号 昭和49年11月18日届出）

(2) ６号機

建設時第５回工事計画認可申請書（50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可）

建設時第７回工事計画認可申請書（50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可）

建設時第７回工事計画変更認可申請書（51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可）

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書（総官第446号 昭和52年6月30日届出）

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書（総官第704号 昭和52年8月15日届出）

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書（総文発官第636号 昭和53年8月31日届出）

2.25　５・６号機　原子炉冷却材浄化系

2.25.1　系統の概要

原子炉冷却材浄化系は，原子炉冷却材の純度を高く維持するためのものであって，この系統は，冷却材再循環系から冷却材の一部を抜き出し，連続的に冷却材の浄化を行うものである。

原子炉冷却材浄化系は，ろ過脱塩器，熱交換器（再生熱交換器・非再生熱交換器）及び循環ポンプから構成されている。

なお，循環ポンプを運転するには制御棒駆動水ポンプからのパージ水が必要であり，このパージ水は原子炉内へ戻される。

［系統の現況］

５号機の原子炉冷却材浄化系ポンプは，震災時の電源喪失によりポンプが停止（現在も停止中）したものの，ポンプ内部へクラッドが混入している可能性があるため，当該ポンプは点検を行った後，運転状態を確認し復旧する。

なお，震災以降，炉水の水質は当該ポンプ不使用の状態で，概ね安定した状態を継続しているが，必要に応じて，復水補給水系による原子炉への注水（炉水の希釈）を行うことにより水質を維持する。

６号機については，現在は系統機能が復旧され運転可能な状態となっているが，ポンプを運転することによる余剰水の増加が懸念されることから，水質の状況に応じて運転する。

2.25.2　要求される機能

原子炉冷却材を浄化する機能を有すること。

2.25.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－１に示す。

(1) ５号機

a. 再生熱交換器

再生熱交換器については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書　（総文発官4第351号 平成4年7月27日届出）

b. 非再生熱交換器

非再生熱交換器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書　（48公第3623号 昭和48年6月2日認可）

c. 循環ポンプ

循環ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書　（平成14･12･20原第10号 平成15年1月27日認可）

d. ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書　（48公第3623号 昭和48年6月2日認可）

e. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画変更認可申請書　（51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可）

工事計画認可申請書　（平成16･10･18原第7号 平成16年11月30日認可）

工事計画認可申請書　（総発官16第444号 平成17年1月24日補正申請）

工事計画届出書　（総官発14第375号 平成14年12月20日届出）

f. 主要弁

主要弁については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

工事計画変更認可申請書　（51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可）

(2) ６号機

a. 再生熱交換器

再生熱交換器については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書　（総文発官3第1242号 平成4年2月13日届出）

b. 非再生熱交換器

非再生熱交換器については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第１０回工事計画変更認可申請書(51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)

c. 循環ポンプ

循環ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

工事計画認可申請書　（5資庁第6407号 平成5年6月15日認可）

d. ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２２回工事計画軽微変更届出書　（総官第1788号 昭和53年3月23日届出）

e. 主配管

主配管については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書　(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

f. 主要弁

主要弁については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

2.25.4　構造強度及び耐震性

(1) ５号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書　(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

工事計画認可申請書　(平成14･12･20原第10号 平成15年1月27日認可)

工事計画認可申請書　(平成16･10･18原第7号 平成16年11月30日認可)

建設時第５回工事計画変更認可申請書　(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第１７回工事計画変更認可申請書　(51資庁第5782号 昭和51年6月21日認可)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書　(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書　(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書　(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書　(総官第603号 昭和51年9月9日届出)

建設時第２８回工事計画軽微変更届出書　(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

工事計画届出書　(総文発官4第351号 平成4年7月27日届出)

工事計画届出書　(総官発14第375号 平成14年12月20日届出)

(2) ６号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１１回工事計画認可申請書　(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

工事計画認可申請書　(5資庁第6407号 平成5年6月15日認可)

建設時第１０回工事計画変更認可申請書 (51資庁第14364号 昭和52年1月24日認可)

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書 (総官第966号 昭和52年10月15日届出)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書 (総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

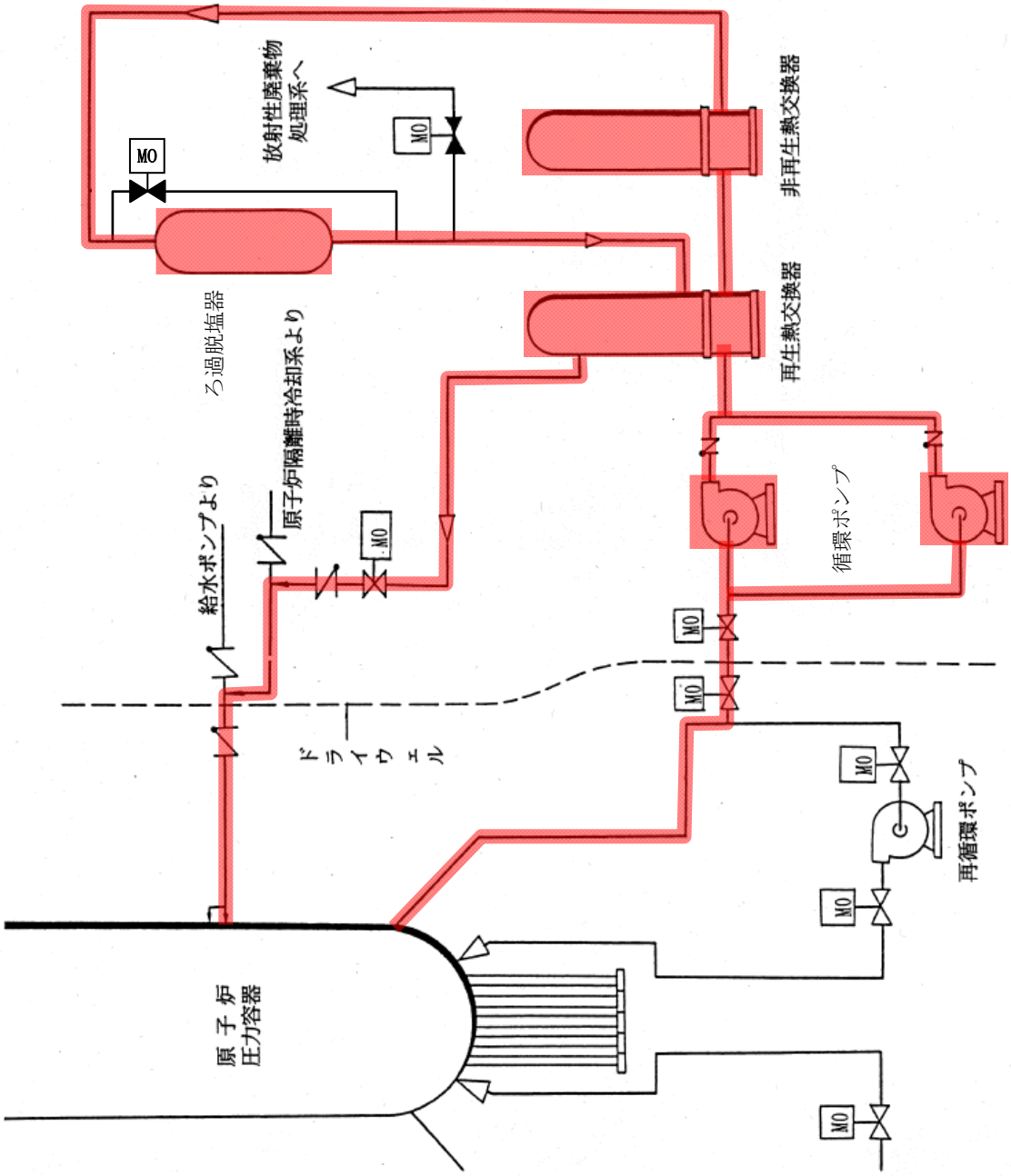
建設時第２２回工事計画軽微変更届出書 (総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書 (総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

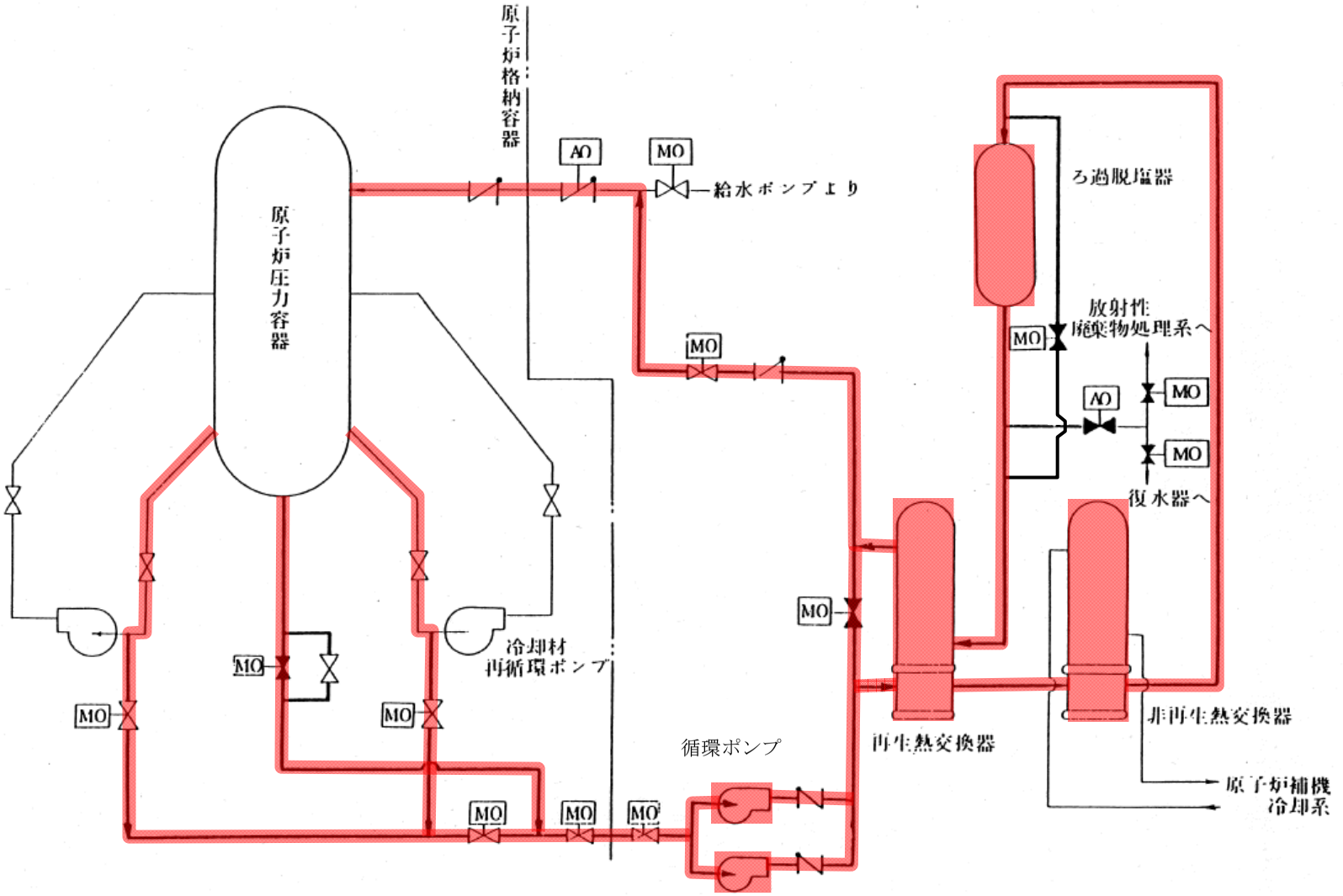
工事計画届出書　(総文発官3第1242号 平成4年2月13日届出)

2.25.5　添付資料

添付資料－１　系統概要図



図－１　５号機　原子炉冷却材浄化系　系統概要図



図－２　６号機　原子炉冷却材浄化系　系統概要図

2.26　５・６号機　原子炉建屋常用換気系

2.26.1　系統の概要

原子炉建屋常用換気系は，建屋内に加熱あるいは冷却した清浄な空気を供給し建屋内の雰囲気温度を調整するとともに，これら供給空気の流れを適切に保ち，建屋内の清浄区域汚染を防止する。

原子炉建屋常用換気系は，他の換気系とは独立になっており，空気供給系と排気系を備え，それぞれ１００％容量のファン２台（１台は予備）をもっている。また，差圧制御器により，出口弁を調整し，原子炉建屋内はわずかに負圧に保たれている。

換気用の原子炉建屋入口及び出口ダクトには，それぞれ２個の空気作動隔離弁があり，原子炉建屋の放射能レベルが高くなると，自動隔離（閉鎖）するとともに原子炉建屋常用換気系から非常用ガス処理系に切り換え放射性ガスの放散を防ぐ。

［系統の現況］

原子炉建屋常用換気系は，建屋内の作業環境維持や機器類保護のため，現在換気運転をしている。また，建屋の負圧を維持しつつ放射性物質の系外放出を防止しなくてはならないことから，震災後，建屋の給排気ケーシング内に高性能フィルタを設置している。

（高性能フィルタは放射性物質の捕集効率が高いが，その能力を発揮するために当該系統の風量を定格値の７０％程度で運転中。）

2.26.2　要求される機能

原子炉建屋の負圧を維持しつつ，機器類保護等のために建屋の換気を行えること。

2.26.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－１に示す。

(1) ５号機

a. 送風機

送風機については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画届出書(総文発官2第166号 平成2年6月5日届出)

b. 排風機・パージ用排気ファン

排風機・パージ用排気ファンについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

工事計画届出書(総文発官2第166号 平成2年6月5日届出)

(2) 6 号機

a. 送風機

送風機については，以下の工事計画変更認可申請書等により確認している。

工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

工事計画届出書(総文発官元第312号 平成元年8月25日届出)

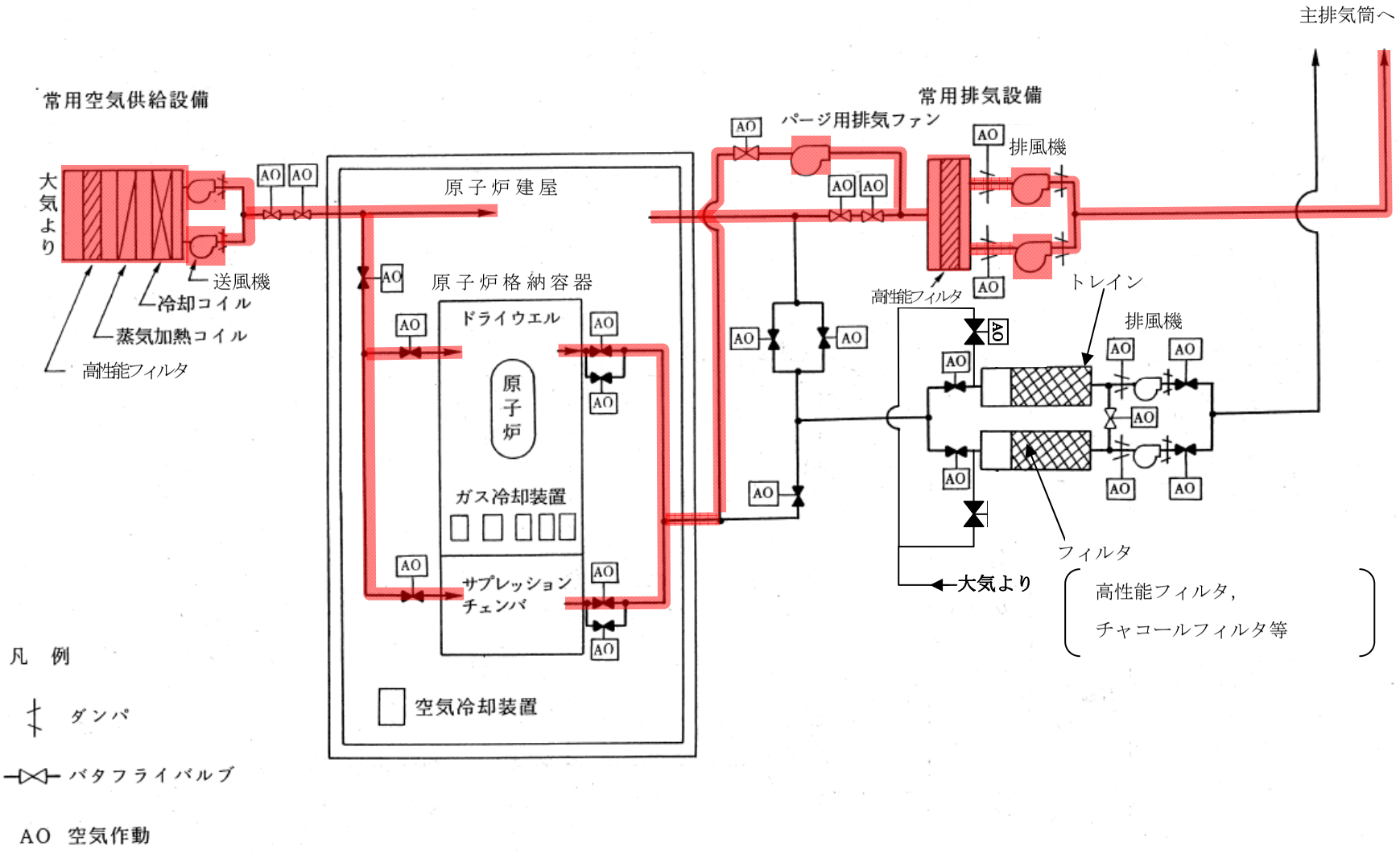
b. 排風機・パージ用排気ファン

排風機・パージ用排気ファンについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

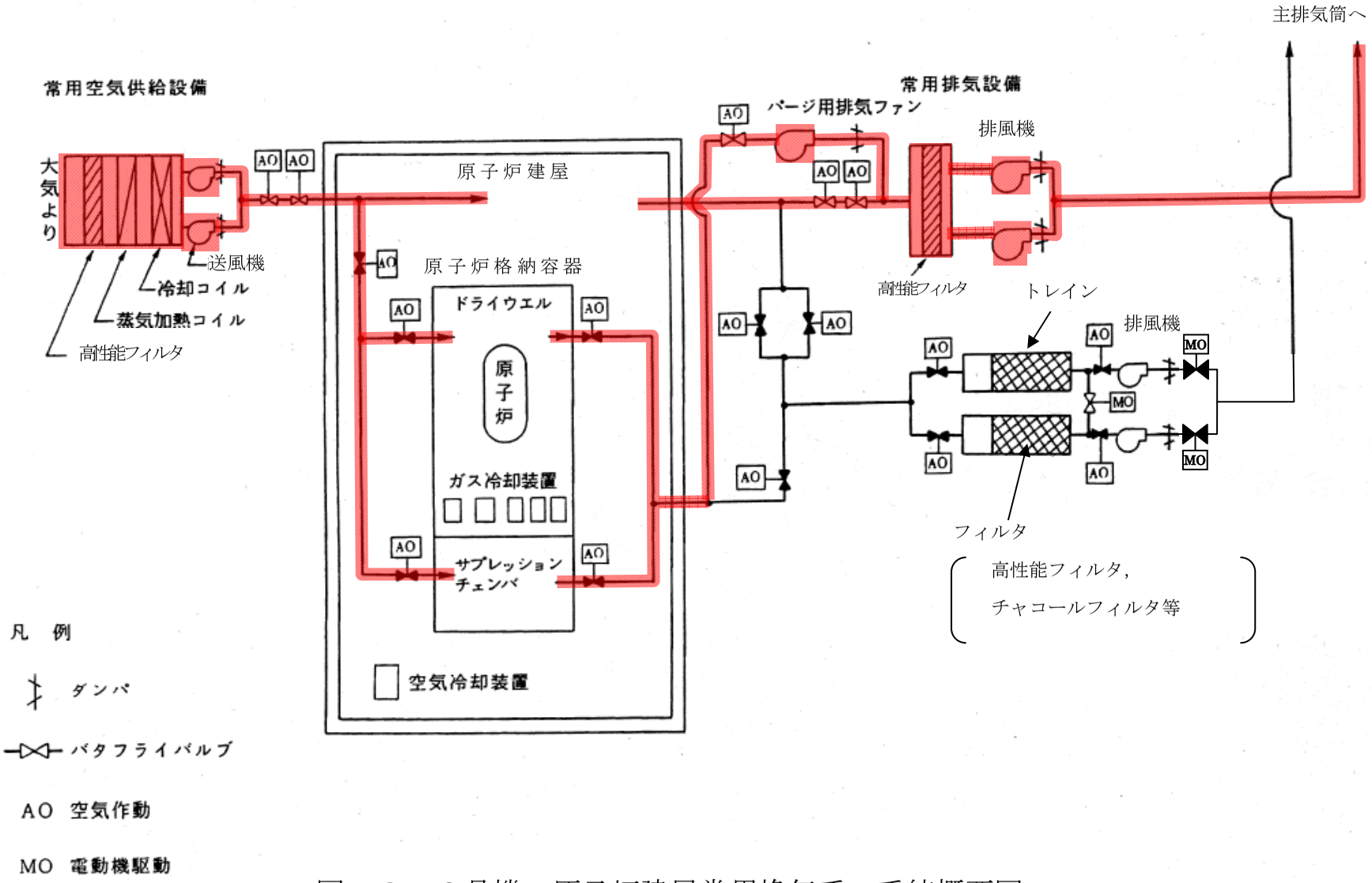
工事計画変更認可申請書(52資庁第8607号 昭和52年8月23日認可)

2.26.4　添付資料

添付資料－１　系統概要図



図－１　５号機　原子炉建屋常用換気系　系統概要図



図－２　６号機　原子炉建屋常用換気系　系統概要図

2.27　５・６号機　燃料プール冷却浄化系

2.27.1　系統の概要

燃料プール冷却浄化系は，スキマサージタンク，燃料プール冷却浄化系，原子炉補機冷却系で構成されており，使用済燃料からの崩壊熱の除去及び燃料プール水の純度を保ち，遮へい（燃料上部に十分な水深を確保すること）を維持している。

燃料プール浄化系ポンプの吸込みラインは，使用済燃料プールに隣接するスキマサージタンクに接続されているため，この系の破断時にも燃料プール水は流出しない。

［系統の現況］

燃料プール冷却浄化系の系統機能は，復旧済みである。

2.27.2　要求される機能

使用済燃料プールの水位を維持し，プール内の崩壊熱を除去すると共に浄化できる機能を有すること。

2.27.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－１に示す。

(1) ５号機

a. 燃料プール冷却浄化系

(a)熱交換器

熱交換器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(b)ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第３回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

(c)循環ポンプ

循環ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(d)主配管

主配管については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

b. 原子炉補機冷却系

(a)熱交換器

熱交換器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(b)ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

(c)主配管

主配管については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

(2) 6 号機

a. 燃料プール冷却浄化系

(a)熱交換器

熱交換器については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

(b)ろ過脱塩器

ろ過脱塩器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

(c)循環ポンプ

循環ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

(d)主配管

主配管については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

b. 原子炉補機冷却系

(a)熱交換器

熱交換器については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

(b) ポンプ

ポンプについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

(c) 主配管

主配管については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

2.27.4 構造強度及び耐震性

(1) ５号機

a. 燃料プール冷却浄化系

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第３回工事計画軽微変更届出書(総官第923号 昭和48年10月30日届出)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第３０回工事計画軽微変更届出書(総官第961号 昭和52年10月8日届出)

b. 原子炉補機冷却系

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第６回工事計画認可申請書(48公第3623号 昭和48年6月2日認可)

工事計画認可申請書(54資庁第329号 昭和54年2月28日認可)

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第２８回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

(2) ６号機

a. 燃料プール冷却浄化系

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

b. 原子炉補機冷却系

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)

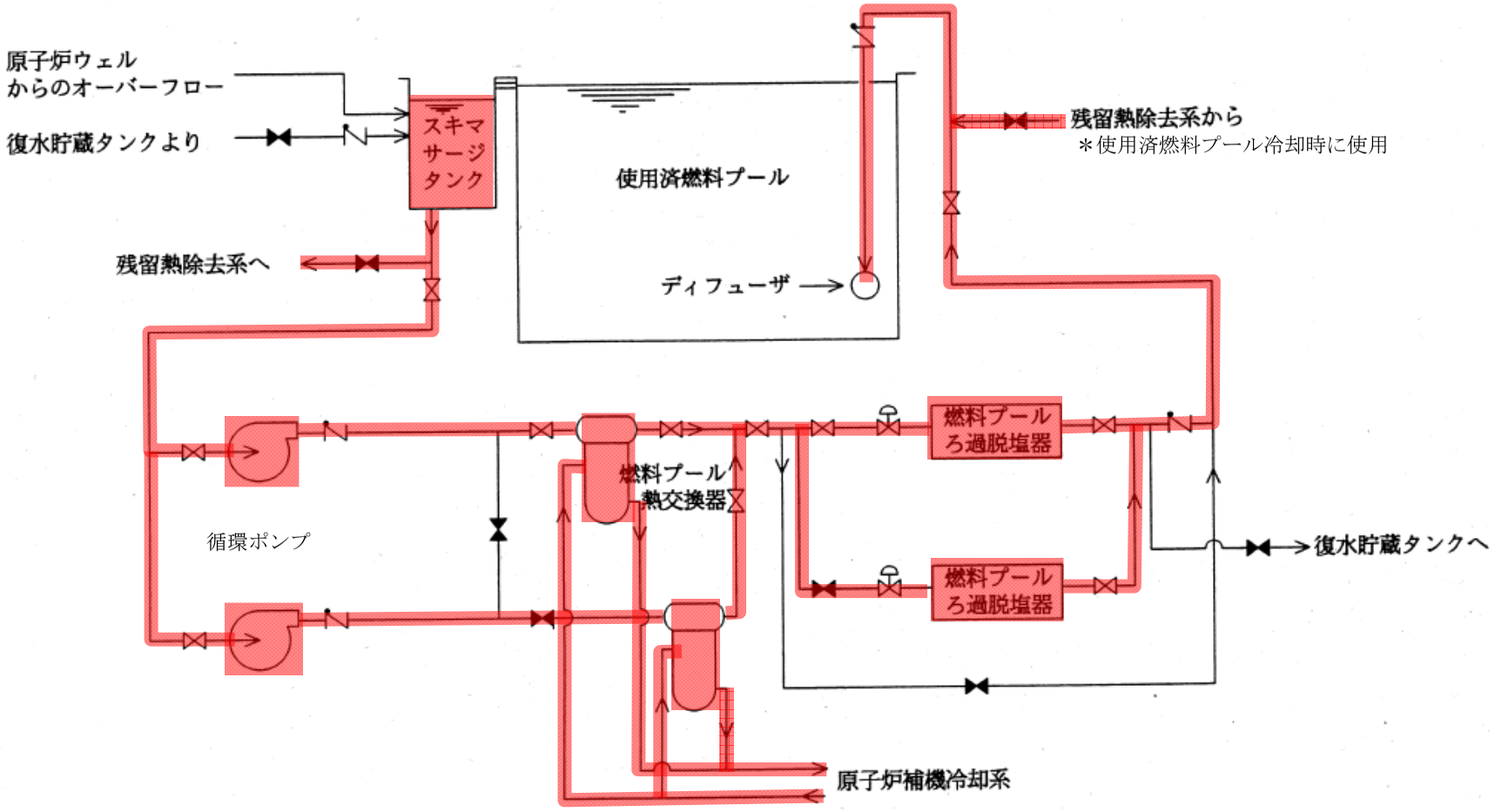
建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第1268号 昭和52年12月12日届出)

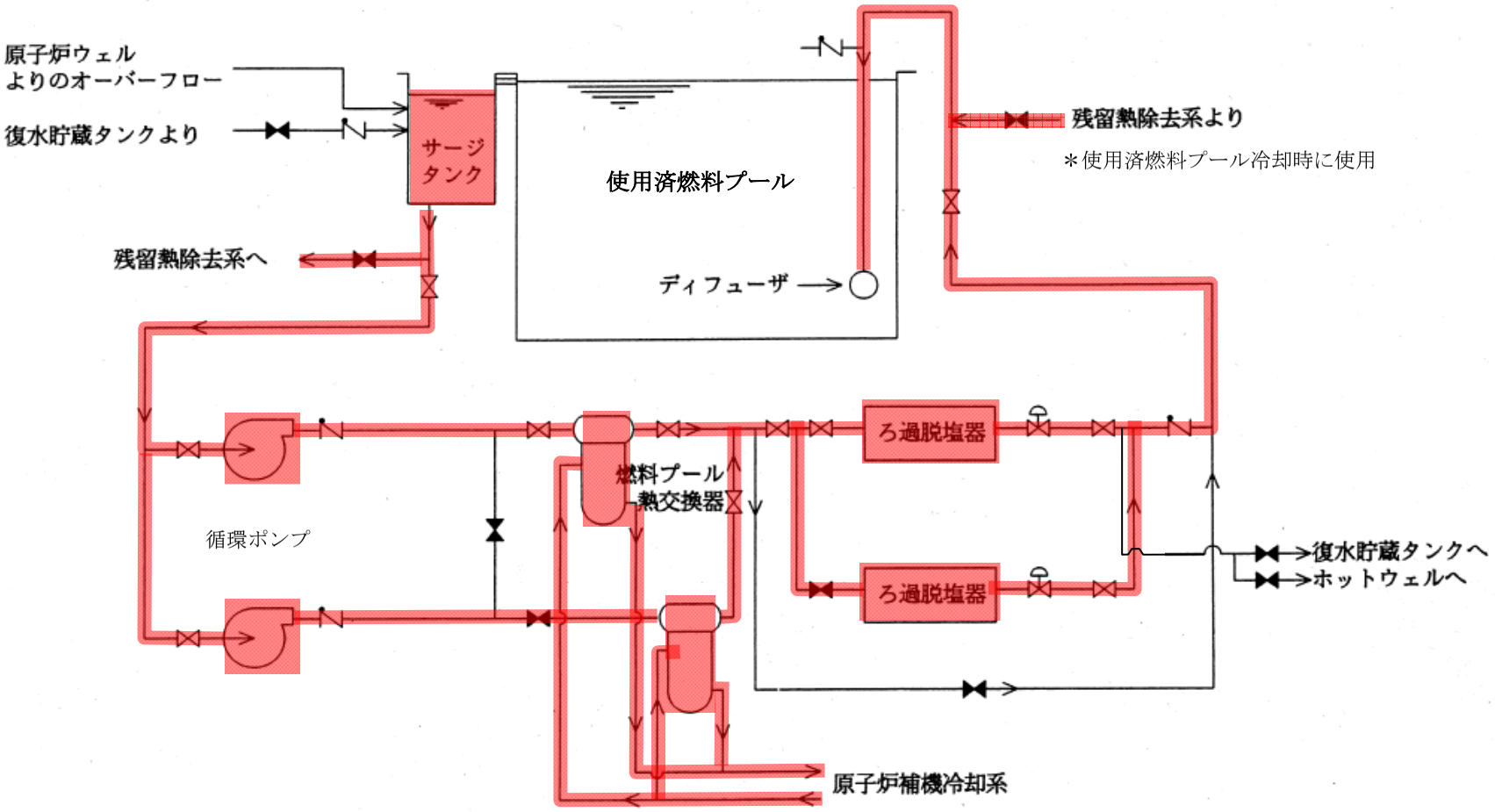
建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号昭和53年8月31日届出)

2.27.5 添付資料

添付資料－１ 系統概要図



図－１　５号機　燃料プール冷却浄化系　系統概要図



図－２　６号機　燃料プール冷却浄化系　系統概要図

2.28　５・６号機　燃料取扱系及び燃料貯蔵設備

2.28.1　系統の概要

燃料取扱系は，新燃料を原子炉建屋最上階（オペレーティングフロア）に搬入してから炉心に装荷するまで及び使用済燃料を炉心から取出し原子炉建屋最上階から搬出するまでの取扱いを行う。

燃料取扱系及び燃料貯蔵設備は，燃料交換機，原子炉建屋天井クレーン，使用済燃料プール，新燃料貯蔵設備で構成され，燃料交換機の燃料つかみ機は，二重のワイヤや種々のインターロックを設け，また原子炉建屋天井クレーンの主要要素は種々の二重化を施すことにより移動中の燃料集合体等の落下を防止できる機能を有する。

なお，使用済燃料プールの底部には排水ラインを設けておらず，使用済燃料プールライニングから万一漏えいが生じても漏えい水検知装置を設置しており，漏えいを監視できる。

［系統の現況］

震災時，燃料プール冷却浄化系及び原子炉建屋常用換気系が機能喪失したことにより，使用済燃料プール水温度が上昇し，水蒸気が発生した。その影響で，５号機は原子炉建屋５階，６号機は原子炉建屋６階の環境が高湿度となり燃料交換機及び原子炉建屋天井クレーンの電気設備が吸湿し，絶縁抵抗の低下及び錆の発生に至ったことから，燃料取出しに向けて復旧を図るものである。（Ⅰ.1.2　参照）

2.28.2　要求される機能

燃料交換機は燃料を所定の位置まで移動できること及び燃料つかみ機が空気源喪失した場合，安全側に動作し燃料を落下することが無いこと。また，燃料移動時は一定の水深（水面から燃料上端まで）を維持できること。

原子炉建屋天井クレーンは構内用輸送容器・新燃料を所定の位置まで移動できること及び電源喪失時に安全側に動作し吊り荷が落下することが無いこと。

2.28.3　主要な機器

(1) ５号機

a. 燃料取扱装置

(a)燃料交換機

燃料交換機については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(b)原子炉建屋天井クレーン

原子炉建屋天井クレーンについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

b.燃料貯蔵設備

(a)使用済燃料プール

使用済燃料プールについては，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

工事計画認可申請書(53資庁第12306号 昭和53年12月9日認可)

工事計画軽微変更届出書(総文発官53第1413号 昭和54年1月20日届出)

(b)新燃料貯蔵設備

新燃料貯蔵設備については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第８回工事計画認可申請書(48公第8194号 昭和49年1月7日認可)

(2) 6号機

a.燃料取扱装置

(a)燃料交換機

燃料交換機については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

(b)原子炉建屋天井クレーン

原子炉建屋天井クレーンについては，以下の工事計画軽微変更届出書等により確認している。

建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

b.燃料貯蔵設備

(a)使用済燃料プール

使用済燃料プールについては，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

(b)新燃料貯蔵設備

新燃料貯蔵設備については，以下の工事計画変更認可申請書により確認している。

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

2.28.4　構造強度及び耐震性

(1) 5 号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第８回工事計画認可申請書(48公第8194号 昭和49年1月7日認可)

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1068号 昭和51年12月17日届出)

(2) 6 号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１１回工事計画認可申請書(50資庁第14354号 昭和51年4月8日認可)

建設時第２１回工事計画変更認可申請書(53資庁第1730号 昭和53年3月28日認可)

建設時第２３回工事計画変更認可申請書(53資庁第7314号 昭和53年7月11日認可)

建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)

2.29　５・６号機　非常用ガス処理系

2.29.1　系統の概要

非常用ガス処理系は,原子炉建屋の放射能レベルが高くなると自動的に原子炉建屋常用換気系が隔離され，非常用ガス処理系が自動起動する。非常用ガス処理系が起動することで原子炉建屋を負圧に保ち,原子炉格納容器等から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去する機能を有する。

非常用ガス処理系は１００％容量の２系統からなり，各系統は，高性能フィルタ，チャコールフィルタ，排風機等から構成されている。この系により処理されたガスは，主排気筒に沿わせて設けている排気管を通して主排気筒排気口から放出される。

［系統の現況］

非常用ガス処理系の系統機能は復旧しているものの,非常用ガス処理系の排気管はトレンチ内で一部に津波による没水部位がある。このため，設備の健全性は定期的な系統流量の監視により確認できるものの,長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できない。

トレンチ内で排気管内が浸水した場合は,非常用ガス処理系へ影響を及ぼす可能性が否定できないことから，非常時に備えた諸方策を現在検討している。

2.29.2　要求される機能

原子炉水位低,原子炉建屋放射能高のいずれかの信号で原子炉建屋常用換気系が隔離し,非常用ガス処理系が自動起動することで原子炉建屋を負圧に保つこと。また，原子炉格納容器等から漏えいしてきた放射性物質をフィルタで除去し主排気筒から放出する機能を有すること。

ただし，冷温停止状態では原子炉水位低での自動起動の要求はない。

2.29.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－１に示す。

(1) ５号機

a. 排風機

排風機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

b. フィルタ

フィルタについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

c. トレイン

トレインについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

d. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

(2) 6 号機

a. 排風機

排風機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

b. フィルタ

フィルタについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

c. トレイン

トレインについては，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

d. 主配管

主配管については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１６回工事計画認可申請書(53資庁第5742号 昭和53年6月27日認可)

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

2.29.4　構造強度及び耐震性

(1) 5 号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１２回工事計画認可申請書(49資庁第2326号 昭和49年4月26日認可)

建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)

建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)

(2) 6 号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

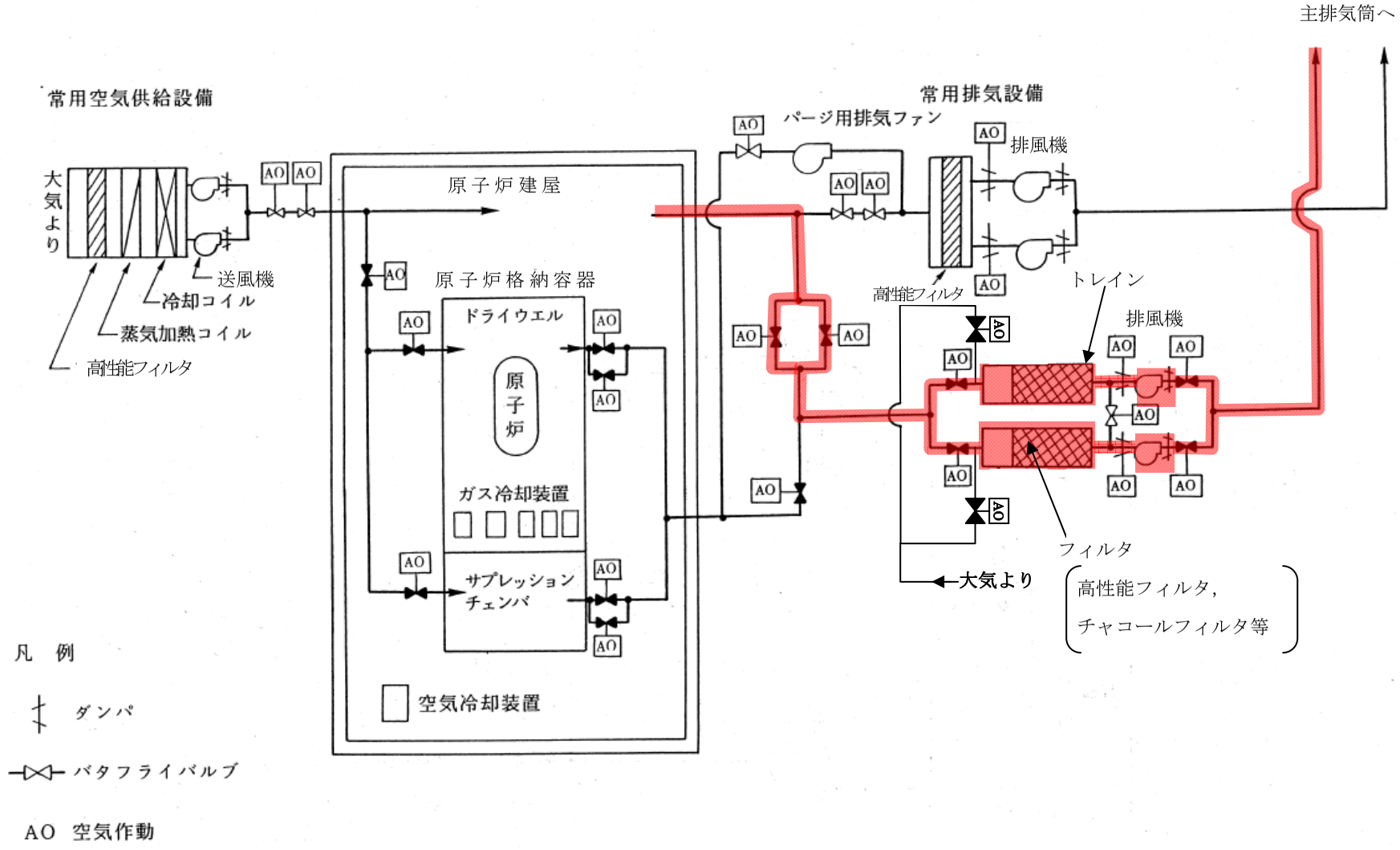
建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

建設時第１５回工事計画軽微変更届出書(総官第446号 昭和52年6月30日届出)

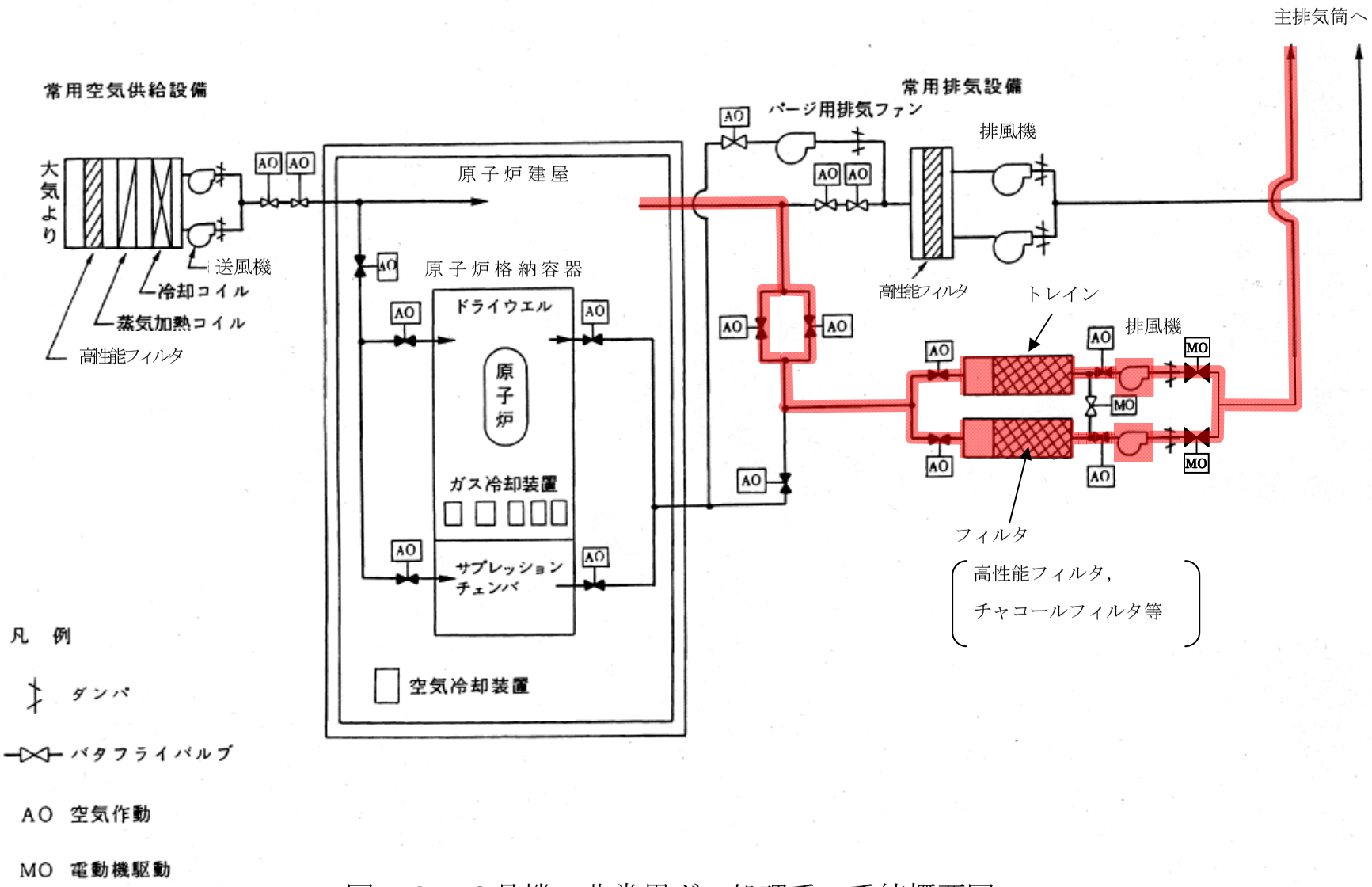
建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)

2.29.5　添付資料

添付資料－１　系統概要図



図－１　５号機　非常用ガス処理系　系統概要図



図－２　６号機　非常用ガス処理系　系統概要図

2.30　５・６号機　中央制御室換気系

2.30.1　系統の概要

中央制御室換気系は，中央制御室へ一部外気を取り入れる再循環方式により空気調節を行うが，事故時には，必要な運転操作を汚染の可能性がなく継続することができるように他系統と分離されており，チャコールフィルタを通して再循環できる構成である。

［系統の現況］

中央制御室換気系の系統機能は，復旧済みである。

2.30.2　要求される機能

燃料移動（炉心変更）時，中央制御室換気系が２系列（ファン２台，フィルタ１基及びダンパ，ダクト）動作可能であること。

2.30.3　主要な機器

系統概要図　添付資料－１に示す。

(1) ５号機（５・６号機共用）

a. 送風機

送風機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

b. 排風機

排風機については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

c. フィルタユニット

フィルタユニットについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

2.30.4　耐震性

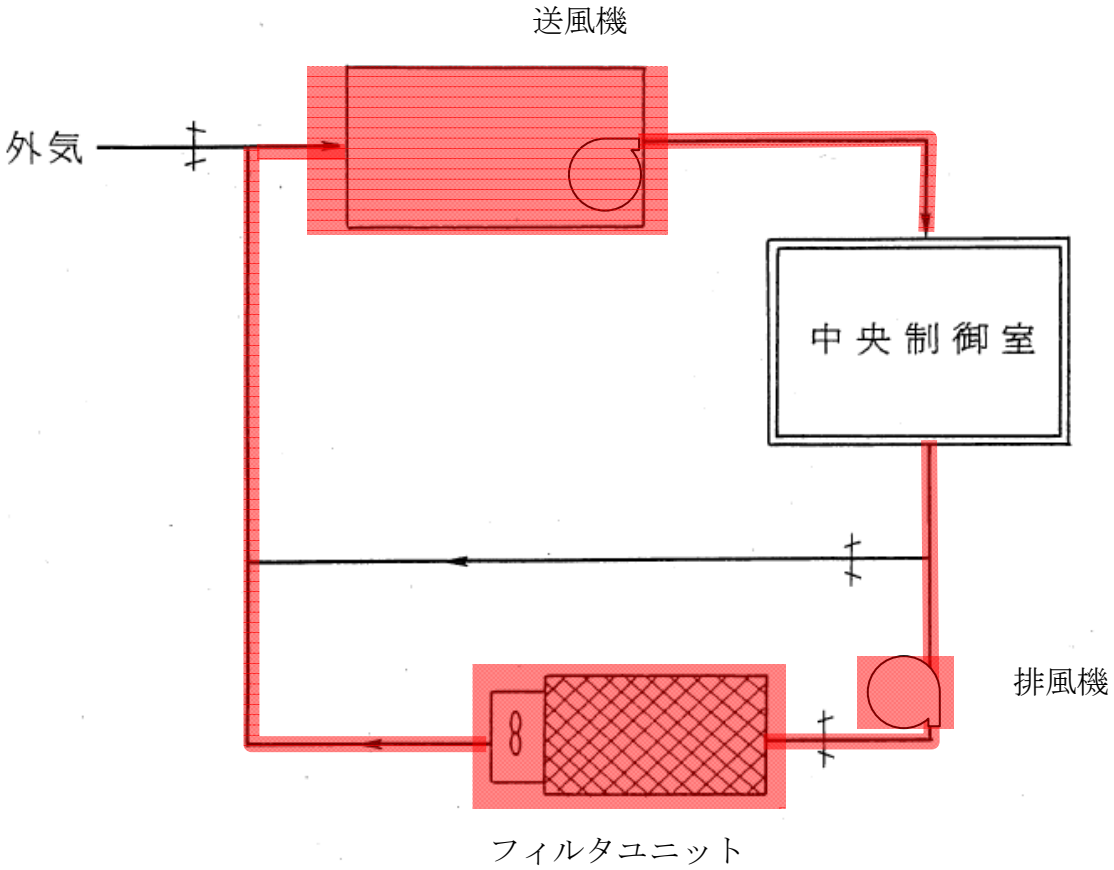
耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第1102号 昭和51年3月17日届出)

2.30.5　添付資料

添付資料－１　系統概要図



図－１　５号機　中央制御室換気系　系統概要図

2.31　５・６号機　構内用輸送容器

2.31.1　設備の概要

構内用輸送容器（使用済燃料輸送容器）は，福島第一原子力発電所第５，６号機使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料及び炉内燃料（以下，「燃料」という。）を共用プールへ構内輸送する際に使用する容器である。

なお，ＮＦＴ－１２Ｂ型及びＮＦＴ－３２Ｂ型の構内用輸送容器は，８×８燃料，新型８×８燃料，新型８×８ジルコニウムライナ燃料及び高燃焼度８×８燃料の構内輸送に使用することとし，ＮＦＴ－２２Ｂ型の構内用輸送容器は，８×８燃料，新型８×８燃料，新型８×８ジルコニウムライナ燃料，高燃焼度８×８燃料及び９×９燃料の構内輸送に使用することとする。

2.31.2　要求される機能

構内用輸送容器は，除熱，密封，遮へい，臨界防止，構造強度を考慮した設計とする。

2.31.3　主要な機器

(1) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）

構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

(2) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）

2.11使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に記載の構内用輸送容器を使用する。

なお，既存評価※1のとおり燃料を収納することにより，添付資料－２－１の1.2.2.燃料仕様を満たすことができる。

注記　※１：・核燃料輸送物設計変更承認申請書（ＮＦＴ－２２Ｂ型）
（平成２２年１０月２８日申請，原燃輸送株式会社）
・核燃料輸送物設計変更承認申請書の一部補正について（ＮＦＴ－２２Ｂ型）
（平成２４年１月１３日申請，原燃輸送株式会社）

(3) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）

構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計

画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

2.31.4　除熱

(1) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）

除熱については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

(2) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）

2.11使用済燃料プールからの燃料取り出し設備　参照

(3) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）

除熱については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

2.31.5　密封

(1) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）

密封については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

(2) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）

2.11使用済燃料プールからの燃料取り出し設備　参照

(3) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）

密封については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

2.31.6　遮へい

(1) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）

遮へいについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

(2) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）

2.11使用済燃料プールからの燃料取り出し設備　参照

(3) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）

遮へいについては，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

2.31.7　臨界防止

(1) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）

臨界防止については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

(2) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）

2.11使用済燃料プールからの燃料取り出し設備　参照

(3) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）

臨界防止については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

2.31.8　構造強度

(1) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－１２Ｂ型）

構造強度については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６

日認可）

(2) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－２２Ｂ型）

2.11使用済燃料プールからの燃料取り出し設備　参照

(3) 構内用輸送容器（ＮＦＴ－３２Ｂ型）

構造強度については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

福島第一原子力発電所　第１号機使用済燃料輸送容器（第１～第６号機共用）工事計画認可申請書本文及び添付書類（平成１９・０２・２１原第７４号　平成１９年３月６日認可）

2.32　５・６号機　電源系統設備

2.32.1　系統の概要

電源系統設備は,プラントの安定的な冷温停止状態を維持するために必要な機器に確実に電力を供給できるように施設する。

具体的には，通常電力供給を６６ｋＶ送電線２回線（双葉線１号，２号）及び非常用ディーゼル発電機（５号機２台，６号機３台設置）で構成し，多重化・多様化を図っており外部電源が喪失した場合でも安定した電力供給が可能である。

各機器への電源供給は，既設の６．９ｋＶ所内高圧母線及び４８０Ｖ所内低圧母線を通じて行う。

また，主要な計測用電源や制御電源を必要とする機器に対しては，蓄電池を設置している。

［系統の現況］

＜外部電源＞

福島第一原子力発電所５・６号機の特定原子力施設に電力供給する送電線は，６６ｋＶ送電線５回線（双葉線１号，２号，大熊線３号，４号，東北電力（株）東電原子力線）で構成されている。（更に，大熊線３号，４号，東北電力（株）東電原子力線から所内高圧母線を通じて受電することも可能な構成となっている。）

＜非常用ディーゼル発電機＞

非常用ディーゼル発電機は復旧済みである（下記を除く）。

６号機の高圧炉心スプレイ系（Ⅱ.2.23 参照）と同様に，６号機の高圧炉心スプレイ系の非常用ディーゼル発電機については復旧していないものの,外観点検上は問題がないことは確認しており,今後は必要に応じて動作可能である状態に復旧していくこととする。

なお，当該発電機は高圧炉心スプレイ系のみに電力を供給する設備であり，他の復旧されている５・６号機全ての非常用ディーゼル発電機を含めて考えれば，非常用高圧母線に接続する動作可能な非常用ディーゼル発電機は十分確保されている。

万一，外部電源（双葉線１号，２号）が喪失した場合には，電源供給を必要とする負荷に対して非常用ディーゼル発電機４台から電力供給ができる。

また，津波対策のため所内高圧母線を設置し，６号機非常用ディーゼル発電機から受電できる構成とし,原子炉注水及び使用済燃料プール注水機能等を維持する機器に電源を供給できる。（Ⅱ.2.7　添付資料－２　参照）

＜代替電源＞

外部電源及び非常用ディーゼル発電機が使用できない場合は,電源車（５００ｋＶＡ）２台を代替電源として配備しており,原子炉注水及び使用済燃料プール注水機能等を維持する機器に対して電源を供給できる構成となっている。

＜ケーブル・海水配管＞

５・６号機の海水系ポンプに電力を供給する電源ケーブルは，一部が没水しており，時間の経過により絶縁性能の低下が懸念される。このため，予備の電源ケーブルを敷設することで設備の多重化による信頼性向上を図っている。

また，非常用ディーゼル発電機冷却海水系の冷却水配管は，トレンチ内で一部に津波による没水部位がある。このため，設備の健全性は系統圧力や温度監視により確認できるものの，長期的には設備に支障をきたす可能性は否定できないことから，トレンチ内で配管からの漏えい等が発生した場合に備え，諸方策を現在検討している。

2.32.2　要求される機能

(1)冷温停止の維持・管理に必要な設備に関し，外部電源及び非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられること。

(2)原子炉の状態が冷温停止及び燃料交換において，外部電源が１系列動作可能であること。

(3)非常用所内電源が使用できない場合は，代替となる電源を有すること。

2.32.3　主要な機器

系統概要図　Ⅱ.2.7　添付資料－２に示す。

(1)　５号機

a.　変圧器

(a)　起動変圧器

起動変圧器については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第５回工事計画認可申請書(48公第3622号 昭和48年6月26日認可)

b.　非常用電源設備（A）（B）

(a)　非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第９回工事計画認可申請書(48資庁第2745号 昭和48年11月19日認可)

建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)

(b)　非常用ディーゼル発電機冷却海水系

①　ポンプ

ポンプ（非常用ディーゼル発電機冷却海水系）については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

② ストレーナ

ストレーナ（非常用ディーゼル発電機冷却海水系）については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第６回工事計画軽微変更届出書(総官第33号　昭和49年4月6日届出)

③ 主配管

主配管（非常用ディーゼル発電機冷却海水系）については，以下の工事計画届出書等により確認している。

建設時第２８回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)

工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)

工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

c. 直流電源装置

(a) 所内蓄電池

所内蓄電池については，福島第一原子力発電所５号炉原子炉設置変更許可申請書添付書類八により確認している。

(b) 中性子モニタ用蓄電池

中性子モニタ用蓄電池については，福島第一原子力発電所５号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

(2) ６号機

a. 非常用電源設備（Ａ）

(a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については,以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

(b) 非常用ディーゼル発電機冷却系海水系

① ポンプ

ポンプ（非常用ディーゼル発電機冷却海水系）については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官8第112号 平成8年7月16日届出)

② ストレーナ

ストレーナ（非常用ディーゼル発電機冷却海水系）については，以下の工事計画認可申請書により確認している。

建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)

③ 主配管

主配管（非常用ディーゼル発電機冷却海水系）については，以下の工事計画軽微変更届出書により確認している。

建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)

建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

b. 非常用電源設備（Ｂ）

(a) 非常用ディーゼル発電機

非常用ディーゼル発電機については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)

(b) 非常用ディーゼル発電機補機冷却系

非常用ディーゼル発電機補機冷却系（空気冷却器・ポンプ・主配管）については，以下の工事計画届出書により確認している。

工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)

c. 直流電源装置

(a) 所内蓄電池

所内蓄電池については，福島第一原子力発電所６号炉原子炉設置変更許可申請書添付書類八により確認している。

(b) 中性子モニタ用蓄電池

中性子モニタ用蓄電池については，福島第一原子力発電所６号炉原子炉設置変更許可申請書　添付書類八により確認している。

2.32.4 構造強度及び耐震性

(1) ５号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。

建設時第７回工事計画認可申請書(48公第5381号 昭和48年8月21日認可)

建設時第９回工事計画認可申請書(48資庁第2745号 昭和48年11月19日認可)

建設時第５回工事計画変更認可申請書(49資庁第1067号 昭和49年4月26日認可)
建設時第４回工事計画軽微変更届出書(総官第1375号 昭和49年1月30日届出)
建設時第８回工事計画軽微変更届出書(総官第534号 昭和49年7月29日届出)
建設時第１３回工事計画軽微変更届出書(総官第237号 昭和50年6月20日届出)
建設時第１９回工事計画軽微変更届出書(総官第603号 昭和51年9月9日届出)
建設時第２８回工事計画軽微変更届出書(総官第303号 昭和52年5月30日届出)
工事計画届出書(総文発官5第933号 平成6年1月20日届出)
工事計画届出書(総文発官5第935号 平成6年1月20日届出)

(2) ６号機

構造強度及び耐震性については，以下の工事計画認可申請書等により確認している。
建設時第５回工事計画認可申請書(50資庁第4675号 昭和50年6月5日認可)
建設時第７回工事計画認可申請書(50資庁第11083号 昭和50年10月23日認可)
建設時第１３回工事計画認可申請書(51資庁第9101号 昭和51年12月8日認可)
建設時第７回工事計画変更認可申請書(51資庁第9100号 昭和51年10月8日認可)
工事計画届出書(総文発官5第1224号 平成6年4月25日届出)
工事計画届出書(総文発官8第112号 平成8年7月16日届出)
建設時第１６回工事計画軽微変更届出書(総官第704号 昭和52年8月15日届出)
建設時第１８回工事計画軽微変更届出書(総官第966号 昭和52年10月15日届出)
建設時第２２回工事計画軽微変更届出書(総官第1788号 昭和53年3月23日届出)
建設時第２５回工事計画軽微変更届出書(総文発官第636号 昭和53年8月31日届出)

2.33　５・６号機　滞留水貯留設備

2.33.1　基本設計

2.33.1.1　設置の目的

５・６号機タービン建屋等には津波により流入した大量の海水及び地下水が，震災前から貯留されていた低濃度の放射性物質とともに滞留しており（以下，「滞留水」という），地下水については止水処置を実施しているが，流入を完全に抑制出来ないことからタービン建屋等の水位が上昇し続けた場合，原子炉の冷温停止維持を確保する設備への影響が懸念される。

このため，屋外に設置する滞留水貯留設備へ滞留水を移送し，貯留することを目的とする。

2.33.1.2　要求される機能

滞留水を貯留し，放射性物質を閉じ込める機能を有すること。

2.33.1.3　設計方針

(1)　規格・基準等

滞留水貯留設備の機器等は，設計，材料の選定，製作及び検査について，原則として適切と認められる規格及び基準によるものとする。

(2)　滞留水の漏えい防止及び管理されない放出の防止

滞留水貯留設備は，滞留水の漏えいの防止及び所外への管理されない放出を防止するため，次の各項を考慮した設計とする。

a.　漏えいを防止するため，機器等には設置環境や滞留水の性状に応じた適切な材料を使用するとともに，タンク水位の検出器を設ける。

b.　滞留水貯留設備は，異常のないことを日常巡視点検等により容易に確認できる設備とし，漏えいを停止するための適切な処置ができるようにする。

(3)　監視

a.　滞留水貯留設備は，漏えいの検知及び貯留状況の確認に必要な水位を監視できる設計とする。

b.　滞留水貯留設備は，設備の異常を検知できる設計とする。

2.33.1.4　供用期間中に確認する項目

滞留水貯留設備及び滞留水移送設備からの漏えいがないこと。

2.33.1.5　主要な機器

５・６号機の滞留水は，６号機タービン建屋から移送設備により滞留水貯留設備（タンク・メガフロート）に移送され，貯留する。

貯留設備に貯留された滞留水の一部は，浄化装置及び淡水化装置により放射性核種・塩分を除去し，処理水として構内散水等に使用する。

設備の系統概要図を添付資料－１に示す。

(1)　滞留水貯留設備

a.　タンク

タンクは５４基有り，屋外に設置された受入タンク及び貯留タンクで構成され，５・６号機の滞留水を貯留する。

受入タンクは，建屋からの滞留水を受け入れる。

貯留タンクは，受入タンクから油分除去した滞留水を受け入れた後，浄化装置により放射性核種を除去し，貯留する。また，淡水化装置の戻り水を貯留する。

各タンクは，漏えいがないことを巡視点検で定期的に確認する。

なお，各タンクは必要に応じ増設する。

b.　メガフロート

メガフロートは，港湾内に係留され，５・６号機の滞留水を貯留する。

メガフロートは，港内において安全に係留するための水深確保等を考慮した場所を選定し，長期の係留における潮位変動，荒天時のメガフロートの動揺等を考慮した最適な係留方法にて，安全に位置保持する。

(2)　滞留水移送設備

滞留水移送設備は，タービン建屋等にある滞留水を滞留水貯留設備へ移送することを目的に，移送ポンプ，移送ライン等で構成する。

移送ポンプは，雨水の浸入，地下水の浸透等によりタービン建屋等に発生する滞留水に対して十分対処可能な設備容量を確保する。滞留水の移送は，移送元のタービン建屋等の水位や移送先となる貯留設備の水位の状況に応じて，ポンプの起動時間を適宜選定して実施する。

滞留水移送設備は，機器の単一故障により滞留水移送等が長期に停止するのを防止するため予備品を準備しており，機器が故障した場合は，一時的に装置を停止し予備品への取替及び修理を行い復旧する。

移送ラインは，使用環境を考慮した材料を選定し，必要に応じて保温等を設置する。

(3) 油分分離装置

油分分離装置は，受入タンクエリアに設置する。

油分分離装置は，滞留水に含まれる油分を活性炭により除去する。

(4) 浄化装置

浄化装置は，内部に充填されたキレート樹脂及びゼオライトにより，滞留水に含まれる放射性核種を除去する。

(5) 淡水化装置

淡水化装置は，逆浸透膜の性質を利用して滞留水に含まれる塩分及び放射性核種を除去する。

(6) 監視装置

５・６号機の滞留水貯留設備は，浄化装置及び淡水化装置の状態を監視し，異常発生の際は６号機中央操作室に警報を発する。その後，監視カメラで確認し，適切な対策を講ずる。

(7) 電源設備

滞留水貯留設備の電源は，５号機電源から受電する。

2.33.1.6 自然災害対策等

(1) 津波

滞留水処理設備の内，タンクは，津波が到達した場合においても破損や損傷等の被害が最小限になるような位置に設置する。

メガフロートは，津波による破損や損傷等の被害が最小限になるような港湾内の位置に係留する。

(2) 台風・豪雨・竜巻

滞留水貯留設備は，屋外に設置してあるため台風・豪雨・竜巻による直接的な被害を受ける可能性は否定できないが，台風・豪雨・竜巻の発生の可能性が予見される場合には，移送設備の停止等を行い，設備損傷による影響が最小限になるよう対策を図る。

(3) 火災

滞留水貯留設備には電源盤等が存在するため，初期消火の対応ができるよう，近傍に消火器を設置する。

2.33.1.7　構造強度

滞留水貯留設備等を構成する機器は，技術基準上，廃棄物処理設備に相当するクラス3機器と位置付けられる。この適用規格は，「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格設計・建設規格」（以下，「設計・建設規格」という。）で規定されるものであるが，設計・建設規格は，鋼材を基本とした要求事項を設定したものであり，耐圧ホース等の非金属材についての基準がない。

鋼材を使用している機器及び非金属材の各機器については，以下のとおり個別に評価する。

(1)　ポンプ

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

以上のことからポンプは，必要な構造強度を有するものと評価する。

(2)　耐圧ホース（樹脂製）

耐圧ホースは，設計・建設規格上のクラス３機器に対する規定を満足する材料ではないが，系統の温度，圧力を考慮して仕様を選定した上で，漏えい試験等を行い漏えいのないことを確認する。

以上のことから，耐圧ホースは，必要な構造強度を有するものと評価する。

(3)　タンク・メガフロート

材料証明書がなく設計・建設規格におけるクラス３機器の要求を満足するものではないが，タンクについては水頭圧による漏えい試験及び，メガフロートについては気圧試験を行い，有意な変形や漏えいが無いことを確認する。

また，タンク・メガフロートは全て大気開放のため，水頭圧以上の内圧が作用することはない。

以上のことから，タンク・メガフロートは，必要な構造強度を有するものと評価する。

(4)　浄化装置及び淡水化装置

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

以上のことから，各装置は，必要な構造強度を有するものと評価する。

2.33.1.8　耐震性

滞留水貯留設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは，耐震設計審査指針上のＢクラス相当の設備と位置づけられる。

耐震性を評価するにあたっては，「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが，評価手法，評価基準について実態にあわせたものを採用する場合もある。

支持部材がない等の理由によって，耐震性に関する評価ができない設備を設置する場合においては，可撓性を有する材料を使用するなどし，耐震性を確保する。

耐震性に関する耐震評価結果を添付資料－２に示す。

2.33.2　基本仕様

(1)　受入タンク（完成品）

合計容量（公称）	７，５１４ ｍ^3
基　　数	３３　基
容　　量	３５ ｍ^3／基×６ 基
	４２ ｍ^3／基×６ 基
	１１０ ｍ^3／基×４ 基
	１６０ ｍ^3／基×５ 基
	２００ ｍ^3／基×２ 基
	６００ ｍ^3／基×９ 基
	１２ ｍ^3／基×１ 基

(2)　貯留タンク（完成品）

合計容量（公称）	１０，０４１ ｍ^3
基　　数	２１ 基
容　　量	２９９ ｍ^3／基×３ 基
	５０８ ｍ^3／基×１８ 基

(3)　メガフロート（完成品）

主要寸法	１３６ ｍ × ４６ ｍ × ３ ｍ（長さ×幅×深さ）
基　　数	１ 基

(4)　淡水化装置（完成品）

処 理 量	１００～２００　ｍ^3／日
基　　数	１ 基

(5)　油分分離装置

処 理 量	２０　ｍ^3／ｈ
系 列 数	直列２系列

(6)　浄化装置

吸 着 剤	キレート樹脂及びゼオライト
処 理 量	２０　ｍ^3／ｈ
系 列 数	１系列

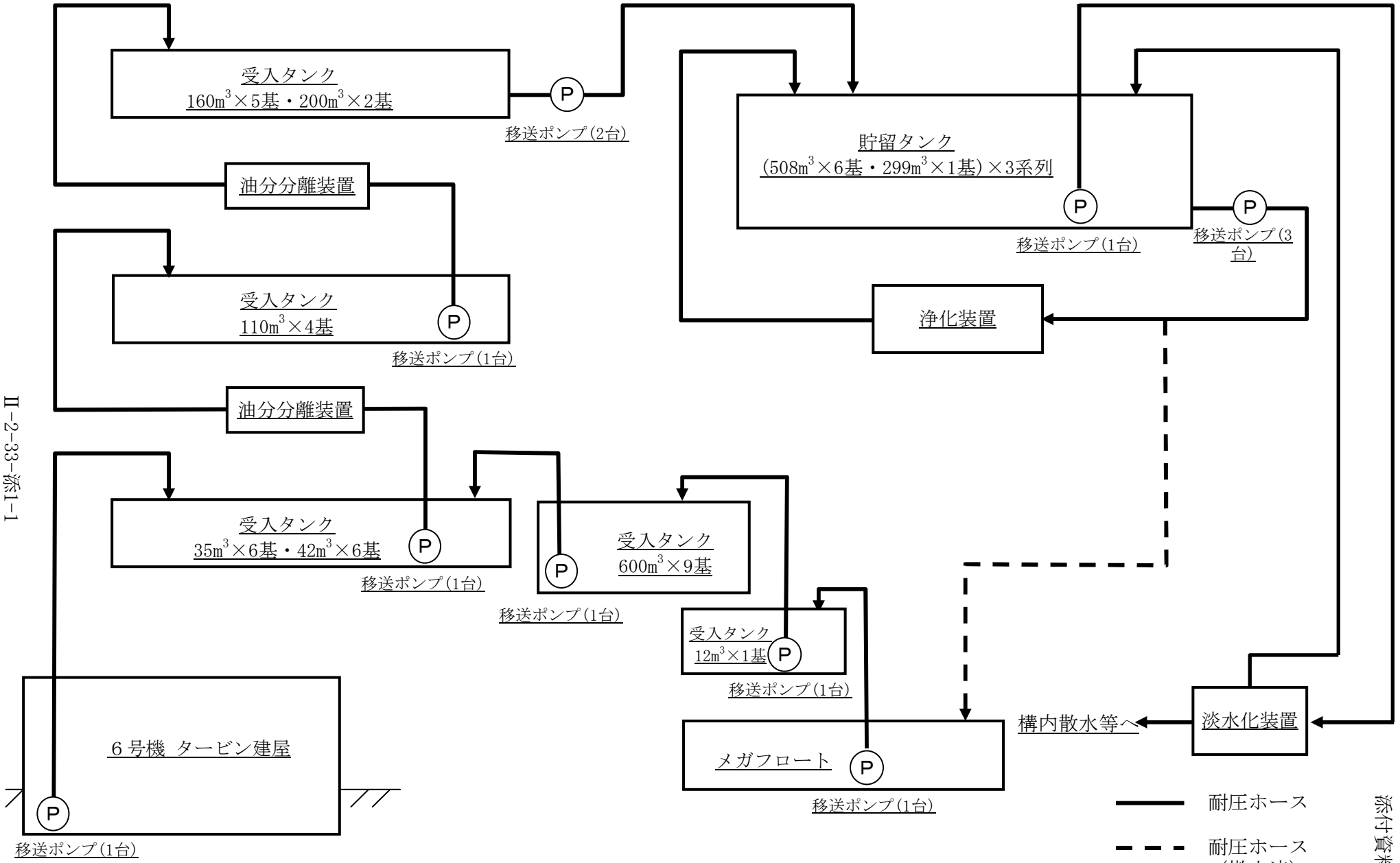
(7)　滞留水移送ポンプ（完成品）

台　　数　　１２　台

2.33.3　添付資料

添付資料－１　系統概要図

添付資料－２　耐震性に関する耐震評価結果



図－1　5・6号機　滞留水貯留設備　系統概要図

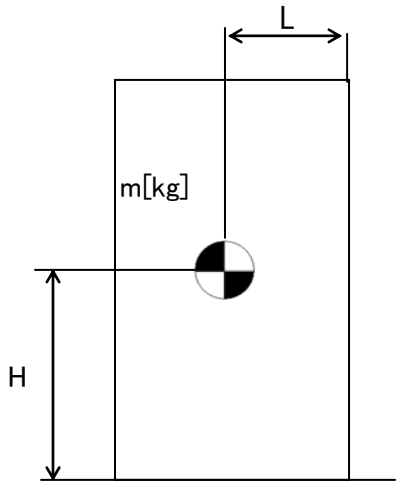
耐震性に関する耐震評価結果

1. 耐震性

本評価書は，「2.33.1.8 耐震性」に基づき，滞留水貯留設備を構成する機器の耐震性についての評価を行う。

(1)転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を行った。評価の結果，地震による転倒モーメント＜自重による安定モーメントとなることから，転倒しないことを確認した。（表１）



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

地震による転倒モーメント：M_1[N・m]=m×g×C_H×H
自重による安定モーメント：M_2[N・m]=m×g×L

(2)滑動評価

地震時の水平荷重によるすべり力と接地面の摩擦力を比較することにより，滑動評価を行った。評価の結果地震時の水平荷重によるすべり力＜接地面の摩擦力となることから，滑動しないことを確認した。　（表１）

地震時の水平荷重によるすべり力：F_L＝C_H×m×g
接地面の摩擦力：F_μ＝μ×m×g

C_H：水平方向設計震度
m：機器重量
g：重力加速度
μ：摩擦係数

表１：受入タンク及び貯留タンク転倒評価結果

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
受入タンク（容量：35m^3）	本体	転倒	0.36	139	346	kN･m
		滑動		124	178	
受入タンク（容量：42m^3）	本体	転倒	0.36	167	477	kN･m
		滑動		149	214	
受入タンク（容量：110m^3）	本体	転倒	0.36	497	2,533	kN･m
		滑動		389	560	
受入タンク（容量：160m^3）	本体	転倒	0.36	1,271	5,331	kN･m
		滑動		565	815	
受入タンク（容量：200m^3）	本体	転倒	0.36	1,941	6,664	kN･m
		滑動		706	1,019	
受入タンク（容量：600m^3）	本体	転倒	0.36	10,568	25,977	kN･m
		滑動		2,117	3,057	
受入タンク（容量：12m^3）	本体	転倒	0.36	41	117	kN･m
		滑動		43	61	
貯留タンク（容量：299m^3）	本体	転倒	0.36	4,833	9,924	kN･m
		滑動		1,055	1,523	
貯留タンク（容量：508m^3）	本体	転倒	0.36	8,275	21,994	kN･m
		滑動		1,793	2,588	

2.　評価条件

解析に必要な地盤およびタンクの諸定数，ならびに考慮する荷重は以下の通りとする。

(1)タンクの材料物性値

タンクの使用材料：SS400

(2)荷重

a.機器重量

機器重量として，タンク自重，水の自重を考慮する。

b.水平方向設計震度

設計用地震力は水平地震力 Kh=0.36 とする。

参考文献：「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 6.耐震設計方針」

(3)摩擦係数

タンクは敷鉄板上に設置してあることから摩擦係数μ＝0.52 とする。

参考文献：機械工学便覧α.基礎編：α2　P27　［2007 年発行 著：日本機械学会］

2.34　５・６号機　計測制御設備

2.34.1　系統の概要

計測制御設備は，通常運転時に起こり得る運転条件の変化，負荷の変化及び外乱に対して，監視及び制御を行うためのものである。

さらに，これらの設備からの情報を基にプラントの主要な系統の運転に必要なパラメータの監視及び機器の操作を集中して管理するための計測制御設備を中央制御室に設ける。

［系統の現況］

冷温停止を維持・管理するための主要な系統の監視及び臨界未満に維持されていることを監視するための主要な機器は健全である。

2.34.2　要求される機能

(1)炉心，原子炉冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを維持制御･監視することができること。

(2)燃料集合体が装荷されている状態において，臨界未満に維持されていることを監視できること。

2.34.3　主要な機器

(1)冷温停止を維持・管理するための主要な系統の監視及び臨界未満に維持されていることを監視するための主要な機器は下記のとおりである。

a.原子炉系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計，導電率計

b.残留熱除去系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

c.燃料プール冷却浄化系計測制御設備

圧力計，温度計，水位計，流量計

d.非常用炉心冷却系計測制御設備

圧力計，流量計

e.復水補給水系計測制御設備

圧力計

f.原子炉冷却材浄化系計測制御設備

圧力計，温度計，流量計

g.原子炉補機冷却系計測制御設備

水位計，温度計，圧力計

h. 制御棒駆動水圧系計測制御設備

圧力計，流量計，水位計

i. 非常用予備電源装置関連計測制御設備

圧力計，温度計

j. 核計測装置

起動領域モニタ，出力領域モニタ（６号機のみ）

k. 安全保護系計測制御設備

地震計

l. 制御棒駆動機構関連計測制御設備

原子炉手動制御系，制御棒位置指示系

m. 非常用ガス処理系計測制御設備

流量計，差圧計

n. 原子炉建屋常用換気系及び中央制御室換気系計測制御設備

流量計，差圧計

o. 放射線モニタ関連計測制御設備

エリア放射線モニタ，プロセス放射線モニタ

(2) 計測用電源関係

電源関係については，Ⅱ.2.32　参照。

3　放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物等の管理に関する対応

3.1　放射線防護及び管理

3.1.1　放射線防護

3.1.1.1　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。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，外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質濃度，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密度について，管理区域に係る値を超えている。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に設定する。このため，従来の区域を限定して遮へい設備や換気空調系を用いて行ってきた放射線防護を同様に行うことは難しい状況となっている。また，これら発電所敷地に飛散した放射性物質については，作業環境の改善及びさらなる汚染拡大防止のため収集・保管を進めているところである。

免震重要棟においては，放射線業務従事者等が常時滞在することを考慮し，遮へい設備を設置する等して線量を低減し，また換気空調系を設置する等により，非管理区域又は放射性物質によっ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として管理する。なお，飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域においても換気空調系を設置する等により，放射性物質によっ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として管理する。

以上を踏まえて，発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すべく以下のとおり放射線防護の措置を行う。

発電所敷地に飛散した放射性物質については，さらなる汚染の拡大を防止するべく継続して放射性物質に汚染された瓦礫等の収集・保管を行うとともに，それらの線源に対して適切な遮へい設備の設置を検討していく。

また，現状の管理対象区域について，放射線業務従事者の滞在時間等を考慮して，エリアの区画や換気空調系の設置により，放射性物質によっ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等とするよう措置を行う。

3.1.1.2　基本方針

放射線防護は，以下の基本方針に基づき措置する。

①遮へい設備，換気空調系等により発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すること

②今後の復旧作業において異常時も含め放射線業務従事者が所要の対応を行えること

3.1.1.3　具体的方法

(1) 全般

a. 周辺の放射線防護

原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマについては，敷地境界で原子炉施設からの放射性物質の追加放出による線量と合算した線量が年間 1mSv を上回っている。よって，上記の線量が年間 1mSv を下回るようにするべく，遮へい設備等の措置を行う。

b. 放射線業務従事者等の放射線防護

発電所の事故対応等の業務において放射線防護設備は，放射線業務従事者が受ける線量等が「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにすることはもちろん，放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低くするように，放射線業務従事者等の作業性等を考慮して，遮へい，機器の配置，遠隔操作，放射性物質の漏えい防止，換気等，所要の放射線防護上の措置を講じる。

c. 異常時の放射線業務従事者の放射線防護

異常時においても放射線業務従事者が必要な操作を行うことができるように，放射線防護上の措置を講じる。

(2) 中央制御室及び免震重要棟

1～4 号機の中央制御室については，水素爆発等の影響により汚染し，また線量が比較的高く常時滞在することが好ましくない状況であることから，現在は必要最小限のパラメータの監視を行うべく，一定の頻度で立入している状況である。代わってプラント状態の監視等の作業を免震重要棟で行う。

よって，免震重要棟では放射線業務従事者等が常時滞在していることから，被ばく低減のため，免震重要棟に遮へい等の措置を講じる。

なお，5 号及び 6 号機の中央制御室については，従前の遮へい設計は維持されているものと考えるが，換気については，放射性物質によっ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とし

て設定できるよう換気空調の措置を行う。

(3) 遮へい設備

遮へい設備については従前より設置している原子炉遮へい壁等のうち1号，3号及び4号機について水素爆発の影響により二次遮へい壁が損壊する等，既存設備の機能の一部が喪失している。今後，建屋内線源からの線量を低減すべく，機能確認・復旧を行うが，これらの遮へい壁が設置されている箇所の雰囲気線量が高いこと等から，作業エリアの線量率及び滞在時間を考慮し，必要に応じて一時的遮へいを用いる。また，事故対応等の業務において稼働している高レベル放射性汚染水処理設備及び全域が汚染した発電所敷地内から収集・保管された瓦礫等を貯蔵する施設からの線量が比較的高い状況となっている。さらに，1号，3号及び4号機の使用済燃料の取扱設備については，水素爆発等により設備が損傷していると考えられる。

なお，2号，5号及び6号機の設備や固体廃棄物貯蔵庫等の共用設備については，従前の遮へい設計が維持されているものと考えている。

以上を踏まえ，既存設備，高レベル放射性汚染水処理設備及び瓦礫等を貯蔵する施設からの発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減するべく，必要に応じて既存の遮へい設備を復旧するか新たに設置する。

また，遮へい設備の有無に関わらず，管理対象区域内の管理として，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については，放射線業務従事者に当該場所を周知し，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の措置を行う。また，作業管理として，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べく，必要に応じて一時的遮へいを用い，作業環境の改善に努める。1号，3号及び4号機の二次遮へい壁の損壊箇所についても，当面の復旧が困難であるため同様の措置を行う。

なお，免震重要棟においては，放射線業務従事者等が常時滞在していることから，被ばく低減のため，遮へいを行う。

(4) 換気空調系

既設建屋内の換気空調系は現在機能していないが，建屋内への入域の頻度及びエリアが限られていることから，現状は，換気空調系であらかじめ建屋内の空気中の放射性物質濃度を低減する代わりに放射線防護具装備を活用することにより，建屋内の空気中に浮遊している放射性物質の取り込みや壁面に付着している放射性物質の身体への付着を低減する。また，地震発生以降で新たに設置する建屋内についても同様の措置を講じる。

なお，5号及び6号機については，原子炉建屋及びサービス建屋について建屋換気系が運転しており，換気が行われている状況にある。

今後，既設建屋及び地震発生以降に新たに設置する建屋においては，建屋内への入域の

頻度の多さ，入域するエリアの拡大度合い及び建屋内の放射性物質によっ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の状況を考慮して，必要に応じて上記の管理的手段から換気空調系による屋内雰囲気管理に移行できるよう検討をすすめる。

また，今後設置する建屋についても，既設建屋と同様に入域の頻度の多さ等を考慮し，上記の管理的手段もしくは換気空調系による屋内雰囲気管理を行う設計とする。

なお，既存の換気空調系の復旧を行う場合は，ベント時に系統内に付着するなどした放射性物質の新たな放出を低減する措置を講じる。

免震重要棟並びに飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域においては，換気空調により，放射性物質によっ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として設定できるよう措置を行う。

なお，各換気空調系のフィルタは，点検及び交換することができる設計とする。

(5) その他の放射線防護措置

a. 機器の配置

放射線レベルの高い区域は，原則として区画するとともにその入口には迷路又は遮へい扉を設ける。なお，これらの措置を行うことが難しい場合は，当該区域を周知する等により不要に近づかないような措置を講じる。

また，操作頻度の高い制御盤等は，低放射線区域に配置する。

b. 遠隔操作

地震発生以降，発電所敷地全域で通常時に比べ高い放射線レベルが測定されているが，その中でも特に放射線レベルの高い 1～3 号機の原子炉建屋周辺等については，特に不必要な被ばくを防止する必要がある。よって，そのような放射線レベルが高い区域での作業に当たっては，必要に応じて放射線源の低減に努めることはもちろんのことロボットの活用，操作等の遠隔化により不必要な放射線被ばくを防止する措置を講じる。

c. 放射性物質の漏えい防止

現状，原子炉冷却材が原子炉圧力容器から漏えいしており，原子炉建屋等に滞留している状況であるが，これらの汚染水を処理するとともに原子炉注水する系統においては系外へ漏えいしにくくなるよう措置を講じる。

今後，その他の既存設備の復旧，若しくは新規設備の設置にあたっては放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

d. 汚染拡大の防止

地震発生以降，発電所敷地は外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質濃度，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密度について，管理区域に係る値を超えており，そのうち免震重要棟並びに飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域といった放射性物質によっ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ついては，立ち入り者の身体及び衣服，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している。

今後とも，放射性物質によっ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ついては，上記の通りスクリーニングを行うことで，汚染拡大防止の措置を講じる。

また，発電所敷地に飛散した放射性物質については，作業環境の改善及びさらなる汚染拡大防止のため収集・保管を進めているところである。

これら発電所敷地に飛散した放射性物質については，さらなる汚染の拡大を防止するべく継続して放射性物質に汚染された瓦礫等の収集・保管の措置を講じる。

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，本来，管理対象区域の境界に設置する出入管理箇所において行うものであるが，管理対象区域境界は放射線レベルのバックグラウンドが高いこと及び放射線業務従事者の数に応じた測定を行うための施設等が必要であるため，管理対象区域から離れた場所に臨時の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。）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。

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。

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，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第３条及び第９条）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に応じた保護衣類や放射線防護具類を着用させる。今後，必要の都度管理対象区域内を除染し，表面汚染密度を下げていく。

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，管理対象区域及び臨時の出入管理箇所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及び臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについては，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及び臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについて，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)管理対象区域への立入制限

管理対象区域への立入りは，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，管理対象区域への立入制限は，出入管理箇所において行う。ただし，保護衣類及び放射線測定器の配備に際しては，放射線業務従事者の数に応じた配備を行うための施設等が必要であるため，管理対象区域から離れた場所に臨時の出入管理設備を設けて出入管理を行う。

なお，管理対象区域のうち管理区域内の立入制限は，管理対象区域における立入制限で実施している制限と同一である。

(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，出入管理箇所及び臨時の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，臨時の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，臨時の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 本来，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する前に表面汚染検査を行うものであるが，放射線レベルのバックグラウンドが高いこと及び放射線業務従事者の数に応じた測定を行うための施設等が必要であるため，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，臨時の出入管理箇所において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，所定の保護衣類をすでに着用しているため，あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に構内への入構許可を与え，出入管理箇所においては許可を得た車両であることを確認することにより，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，出入管理箇所または臨時の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当該下着類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。

(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，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第 6 条及び第 8 条），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。

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 放射線業務従事者の外部被ばくによる線量の評価は，管理対象区域（管理区域を含む）において，蛍光ガラス線量計等の放射線測定器を着用させ，外部被ばくによる線量の積算値の定期的な測定等により行う。

② 管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る場合には，上記蛍光ガラス線量計等の着用に加え，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。

③ 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。

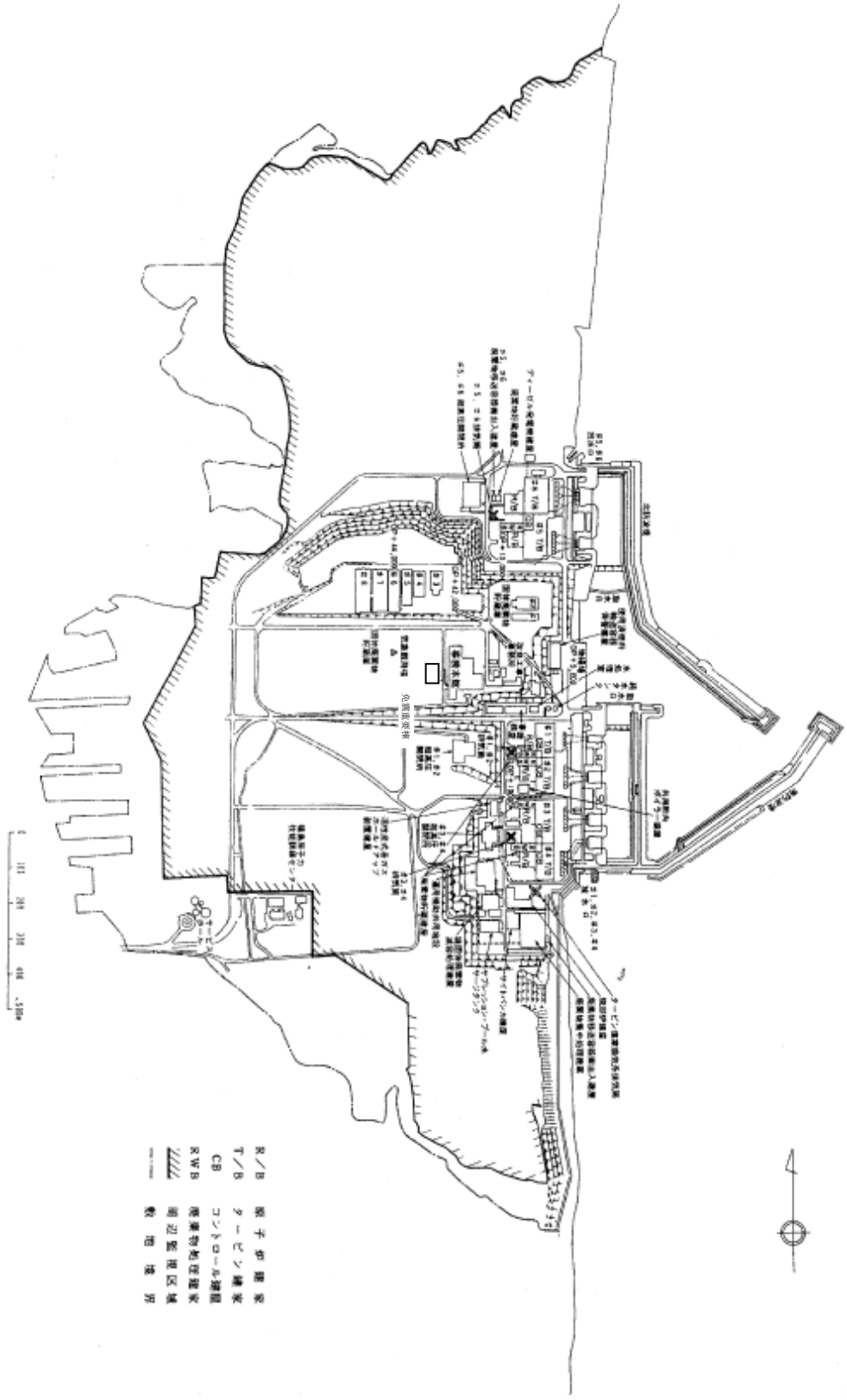


図３．１－１　周辺監視区域図

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。

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。ただし，保護衣類及び放射線測定器の配備に際しては，本来，管理対象区域の出入管理箇所を経由して行うものであるが，現状においては，放射線業務従事者の数に応じた保護衣類及び放射線測定器の配備を行うための施設等が必要であるため，管理対象区域から離れた場所に臨時の出入管理設備を設けて，ここで人員，物品等の出入管理を行う。また，放射線管理に必要な各種サーベイメータ等を備える。

(b) 汚染管理設備

人の出入りに伴う汚染の管理は，本来，管理対象区域から退出する前に表面汚染検査を行うものであるが，放射線レベルのバックグラウンドが高いこと及び放射線業務従事者の数に応じた測定を行うための施設等が必要であるため，臨時の出入管理箇所に更衣所，退出モニタ等を設ける。また，汚染サーベイメータ，汚染除去用器材を備える。

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可能な状態とする。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，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可能な状態とする。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，今後は，新規設置を進めていく。

(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可能な状態とする。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，新規設置を進めていく。

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及び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。

(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，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
・2 号機原子炉建屋排気設備

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敏速に測定する。

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

(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（臨時の出入管理箇所を含む）　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。

3.2　放射性廃棄物等の管理

3.2.1　放射性固体廃棄物等の管理

3.2.1.1　概要

放射性固体廃棄物には，濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット，ペレット固化体)），原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等，使用済樹脂，フィルタスラッジ，その他雑固体廃棄物があり，固体廃棄物貯蔵庫，サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク，造粒固化体貯槽等に貯蔵，または保管する。

なお，ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物，ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物，開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等の一部は，固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備に仮置きする。

事故後に発生した瓦礫等には，瓦礫類，伐採木，使用済保護衣等があり，一時保管エリアを設定して，一時保管する。

一時保管エリアには，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設，仮設保管設備，伐採木一時保管槽，屋外の集積場所がある。

また，放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については，必要に応じて減容等を行う。

3.2.1.2　基本方針

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については，必要に応じて減容等を行い，その性状により保管形態を分類して，作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるようにし，放射性固体廃棄物等が管理施設外へ漏えいすることのないよう貯蔵，保管，または一時保管する。

また，これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し，適切に保管エリアを確保し管理していくとともに，敷地境界への放射線影響に配慮した中長期的な計画を策定する。

放射性固体廃棄物等は，処理・処分を実施するまでの間，保管期間が長期に亘る可能性があるため，現状実施している仮設設備での保管を，今後，恒久的な貯蔵設備等での保管に移行していく計画を策定する。

3.2.1.3　対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法

1～6 号機を含めた発電所敷地内及び臨時の出入管理箇所において発生した放射性固体廃棄物，事故後に発生した瓦礫等を対象とする。

(1) 区分

a. 放射性固体廃棄物

濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット，ペレット固化体)），原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等，使用済樹脂，フィルタスラッジ，

その他雑固体廃棄物

b. 事故後に発生した瓦礫等

瓦礫類，伐採木，使用済保護衣等

(2)運用

放射性固体廃棄物等の種類ごとの貯蔵，保管，または一時保管の措置は以下のとおりである。

・濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット固化体)），その他雑固体廃棄物

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，大型廃棄物への開口部閉止措置)，ドラム缶等仮設保管設備（容器収納，大型廃棄物への開口部閉止措置）

・原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等，使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット))

サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク等

・瓦礫類

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，大型瓦礫類への飛散抑制措置)，仮設保管設備（容器未収納)，覆土式一時保管施設（容器未収納)，屋外集積（容器収納，シート等養生，養生なし）

・伐採木

屋外集積（養生なし)，伐採木一時保管槽（容器未収納）

・使用済保護衣等

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，袋詰め)，仮設保管設備（容器収納，袋詰め)，屋外集積（容器収納，袋詰め）

上記の放射性固体廃棄物等について，以下の管理を実施する。

a. 放射性固体廃棄物

(a)その他雑固体廃棄物，濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット固化体))

ⅰ. 処理・保管

ドラム缶等の容器に封入するか，または放射性物質が飛散しないような措置を講じて，固体廃棄物貯蔵庫に保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

ⅱ. 管理

(ⅰ)巡視，保管量確認

固体廃棄物貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために，定期的に目視可能な範囲で巡視し，転倒等の異常がないことを確認する。保管量については，事故前の保管量の推定値を元に，保管物の出入りを確認する。

(ⅱ)管理上の注意事項の掲示

固体廃棄物貯蔵庫の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

(b)原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等

ⅰ.貯蔵保管

原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は，使用済燃料プールに貯蔵もしくはサイトバンカに保管する。または，原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は使用済燃料共用プールに貯蔵する。

ⅱ.管理

(ⅰ)巡視，貯蔵保管量確認

サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等について，事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。

使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等の貯蔵量は，事故前の貯蔵量の推定値を元に，貯蔵物の出入りを確認する。

また，使用済燃料共用プールにおける原子炉内で照射されたチャンネルボックス等については，定期的な巡視及び貯蔵量の確認を実施する。

(ⅱ)管理上の注意事項の掲示

サイトバンカの目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

(c)使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））

ⅰ.処理・貯蔵保管

使用済樹脂，フィルタスラッジは，使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。または，機器ドレン廃樹脂タンク等に貯蔵または乾燥造粒装置で造粒固化し，造粒固化体貯槽に保管または雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

また，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））は，造粒固化体貯槽に保管する。

ⅱ.管理

(ⅰ)巡視，貯蔵保管量確認

１～４号機及び集中環境施設は監視設備の故障等により確認が困難であり，監視はできないが，以下の容器等の管理により間接的に状態を把握する。

地下階に設置されている容器等については，漏えいしても滞留水として系内にとどまる。地上階に設置されている容器等については，腐食により，放射性廃液等が漏えいした場合に，系外への放出が懸念されるため，点検が可能な容器等については，定期に外観点検または肉厚測定を行い，漏えいのないことを確認する。また，高線量等により外観点検等が困難な容器等については，外観点検または肉厚測定を実施した容器等の点検

結果より，劣化状況を想定し，漏えいが発生していないことを確認する。なお，これらの容器等には液体を内包する容器等を含む。

貯蔵量については，事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

造粒固化体貯槽は汚染水処理設備の設置等で確認が困難であり，監視はできない。保管量については，事故前の保管量の推定値にて確認する。

５号機及び６号機については，使用済樹脂貯蔵タンク，機器ドレン廃樹脂タンクにおける使用済樹脂の貯蔵状況を定期的に監視し，貯蔵量を確認する。

運用補助共用施設については，沈降分離タンクにおけるフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し，貯蔵量を確認する。

(d) ドラム缶等仮設保管設備におけるその他雑固体廃棄物

ⅰ. 仮置き

ドラム缶等を固体廃棄物貯蔵庫外に仮置きする場合は，ドラム缶等仮設保管設備とする。また，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶の仮置き期間は約３年間とし，仮置き後は今後検討する恒久的な設備へ移動する。

ⅱ. 管理

(ⅰ) 区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，ドラム缶等仮設保管設備自身または柵等による区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ) 巡視，保管量確認

ドラム缶等仮設保管設備におけるその他雑固体廃棄物の保管状況を確認するために，定期的にドラム缶等仮設保管設備を巡視するとともに，保管量を確認する。なお，ドラム缶等の破損等があれば補修等を行う。

(ⅲ) 線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，ドラム缶等仮設保管設備周辺の空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

また，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶は表面線量率 0.1mSv/h 以下とする。

(ⅳ) ドラム缶転倒防止対策

３段に積み重ねて設置したドラム缶については，転倒防止対策として，最外周の３段目ドラム缶を固縛及び３段目パレットを連結する。さらに，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶重量は 300kg 以下とする重量管理を実施することにより，パレットの座屈抑制を図る。

b. 事故後に発生した瓦礫等

(a) 瓦礫類

ⅰ.処理・一時保管

発電所敷地内において，今回の地震，津波，水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材，除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は，瓦礫類の線量率に応じて，材質により可能な限り分別し，容器に収納して屋外の一時保管エリア，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設，仮設保管設備，または屋外の一時保管エリアに一時保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。なお，固体廃棄物貯蔵庫に一時保管する瓦礫類のうち，容器に収納できない大型瓦礫類は，飛散抑制対策を講じて一時保管する。また，覆土式一時保管施設の空隙を減らすために搬入する瓦礫類について，可能なものは切断，圧縮を行うよう努める。

発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フローを図３．２．１－１に示す。

ⅱ.飛散抑制対策

表面線量率が目安値を超える瓦礫類については，飛散抑制対策を実施する。

目安値は，発電所敷地内の空間線量率を踏まえ，周囲への汚染拡大の影響がない値として設定し，表面線量率が目安値以下の瓦礫類については，周囲の空間線量率と有意な差がないことから，飛散抑制対策は実施しない。

今後，発電所敷地内の空間線量率が変化すれば，それを踏まえ適宜見直す予定である。

飛散抑制対策としては，容器，仮設保管設備，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設に収納，またはシートによる養生等を実施する。

ⅲ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，瓦礫類の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(ⅲ)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(ⅳ)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。また，中期的には瓦礫類の表面線量率によって，遮蔽機能を有した建屋等に移動，一時保管すること等により敷地境界での線量低減を図る。

(ⅴ)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける瓦礫類の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお，瓦礫類の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。また，保管容量，受入目安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。

一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表を表３．２．１－１に示す。

(ⅵ)覆土式一時保管施設における確認

覆土式一時保管施設は，遮水シートによる雨水等の浸入防止対策が施されていることを確認するために，槽内の溜まり水の有無を確認し，溜まり水が確認された場合には回収する。

覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図を図３．２．１－２に示す。

(b) 伐採木

ⅰ.処理・一時保管

回収した伐採木は，屋外の一時保管エリアまたは減容して伐採木一時保管槽にて保管する。

なお，伐採木一時保管槽においては，覆土をすることにより線量低減を図る。

ⅱ.防火対策

防火対策として，屋外集積する伐採木については，積載高さを 5m 未満とする積載制限や通気性確保により温度上昇を抑え，必要に応じて水の散布により発火を抑える。また，伐採木一時保管槽に収納する伐採木については，収納高さ約 3m にて収納し，覆土・遮水シートを敷設し，定期的な温度監視を行う。

また，火災時の初動対策として消火器を設置する。

ⅲ.飛散抑制対策

屋外集積する伐採木は，シート養生をすることにより，放熱が抑制，蓄熱が促進され，蓄熱火災を生じる恐れがあることから，シート養生による飛散抑制対策は実施しないが，飛散抑制対策が必要となった場合には，飛散防止剤を散布する等の対策を講じる。伐採木一時保管槽については，覆土による飛散抑制対策を行う。

ⅳ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，伐採木の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(ⅲ)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(ⅳ)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(ⅴ)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける伐採木の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお，伐採木の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。また，保管容量，受入目安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。

一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表を表３．２．１－１に示す。

なお，伐採木一時保管槽は，定期的に温度監視を実施し，火災のおそれのある場合には冷却等の措置を実施する。また，外観確認により遮水シート等に異常がないことを定期的に確認する。

(c)使用済保護衣等

ⅰ.処理・一時保管

発電所及び臨時の出入管理箇所において保管している使用済保護衣等は，保護衣・保護具の種類ごとに分別し，可能なものは圧縮等を実施して袋詰めまたは容器に収納し，決められた場所に一時保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

ⅱ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(ⅲ)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測

定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(ⅳ)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

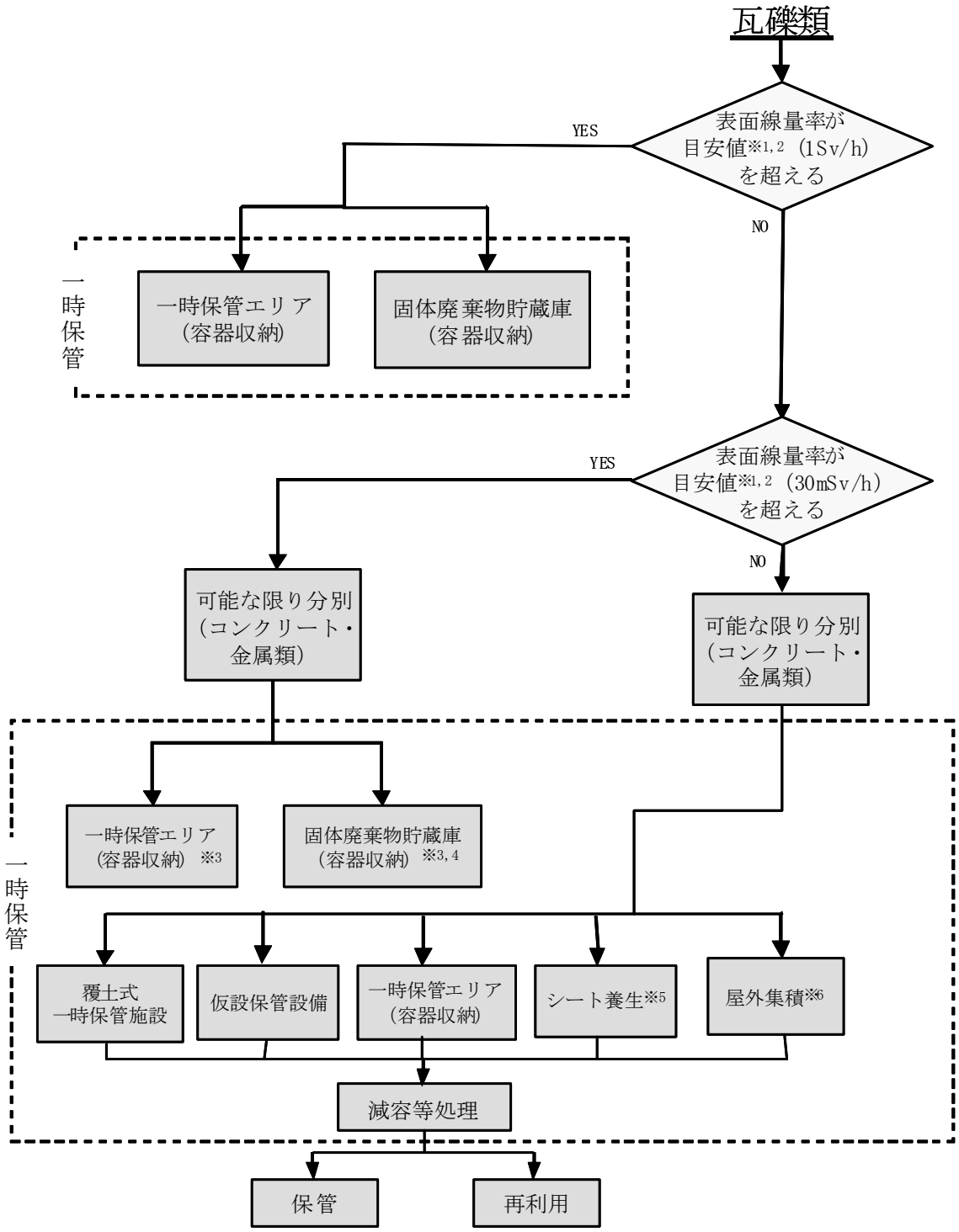
(ⅴ)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。また，使用済保護衣等の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。

表３．２．１－１　一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表

エリア名称	保管物	保管容量（約m^3）	受入目安表面線量率（ｍＳｖ／ｈ）
固体廃棄物貯蔵庫（第１，第２棟）	瓦礫類	3,000	10
固体廃棄物貯蔵庫（第３～第８棟）	瓦礫類	15,000	＞30
一時保管エリアＡ１	瓦礫類	（ケース１）2,400 （ケース２）4,200	（ケース１）　30 （ケース２）0.01
一時保管エリアＡ２	瓦礫類	（ケース１）4,700 （ケース２）7,400	（ケース１）　30 （ケース２）0.005
一時保管エリアＢ	瓦礫類	3,200	0.01
一時保管エリアＣ	瓦礫類	40,000	0.05（3,000m^3分）， 残り0.1
一時保管エリアＤ	瓦礫類	3,000	0.5
一時保管エリアＥ１	瓦礫類	10,500	1
一時保管エリアＥ２	瓦礫類	1,800	10
一時保管エリアＦ１	瓦礫類	650	平均1.8（保管済）
一時保管エリアＦ２	瓦礫類	7,500	0.1
一時保管エリアＧ	伐採木	27,000	0.3
一時保管エリアＨ	伐採木	15,000※	0.3
一時保管エリアＩ	伐採木	11,000	バックグラウンド値と同等
一時保管エリアＪ	瓦礫類	4,800	0.005
一時保管エリアL	瓦礫類	16,000	30
一時保管エリアＭ	伐採木	21,000	バックグラウンド値と同等
一時保管エリアＮ	瓦礫類	6,000	0.1
一時保管エリアＯ	瓦礫類	16,500	0.1
一時保管エリアＰ１	瓦礫類	51,000	0.1
一時保管エリアＰ２	瓦礫類	7,100	1
一時保管エリアＱ	瓦礫類	6,100	5
一時保管エリアＲ	伐採木	6,900	0.3
一時保管エリアＳ	伐採木	11,400	0.3
一時保管エリアＴ	伐採木	23,100	0.3
一時保管エリアＵ	瓦礫類	760	0.015（320m^3分），0.020（110m^3分），0.028（330m^3分）
一時保管エリアＶ	伐採木	15,000	0.3

※伐採木（幹：バックグラウンド値と同等）のみ保管する場合は，最大18,000m^3となる。



※1 目安値は発電所敷地内の空間線量率を踏まえ適時見直し
※2 目安を判断することができる場合は，表面そのものの測定を実施しないことがある
※3 容器に収納できない大型瓦礫類は，飛散抑制対策を講じて一時保管する
※4 30mSv/h以下の瓦礫類もある
※5 目安値1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する
※6 目安値0.1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する

図３．２．１－１　発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フロー

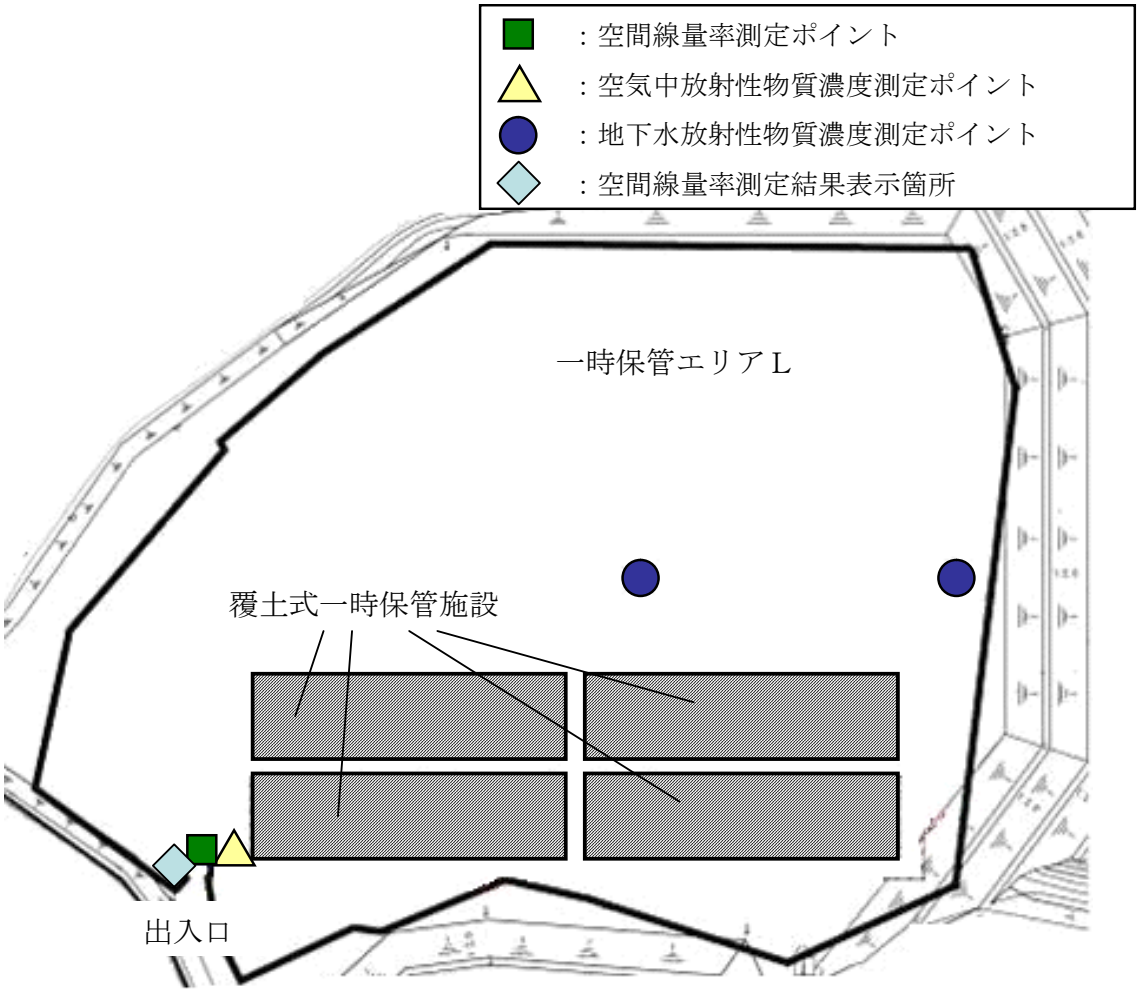


図３．２．１－２　覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図

3.2.2　放射性液体廃棄物等の管理

3.2.2.1　　概要

(1)放射性液体廃棄物

放射性液体廃棄物としては，事故発災前に発生していた機器ドレン廃液，床ドレン廃液，化学廃液及び洗濯廃液がある。これら廃液の処理設備は，滞留水に水没又は系統の一部が故障しており，環境への放出は行っていない。また，事故発災後においては，多核種除去設備により汚染水処理設備の処理水及び処理設備出口水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い，処理済水をタンクに貯蔵する。

(2)汚染水等

１～３号機の原子炉を冷却するために注水を行っているが，注水後の水が原子炉建屋等に漏出し滞留水として存在している。また，サブドレン装置を停止しており，サブドレンピット内に水が滞留し，建物地下階には貫通部等を通じて地下水も流入している。その他，降雨により雨水の建屋内への流入も考えられる。

これらの汚染水については，外部に漏れないように建屋内やタンク等に貯蔵しているとともに，その一部を，汚染水処理設備により放射性物質の低減処理（浄化処理）を行い，浄化処理に伴い発生する処理済水をタンクに貯蔵するとともに，淡水化した処理済水は原子炉へ注水する循環再利用を行っている。

５，６号機の各建屋に流入した海水及び地下水は，滞留水として，滞留水貯留設備（タンク等）へ移送し貯留するとともに，その一部を，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行い，構内散水等に使用している。

また，臨時の出入管理箇所において，洗浄機器及びその付属品で人の洗身や車両の洗浄を行なった洗浄水は，決められた場所に一時保管している。

なお，この他に管理対象区域内で発生するものとして，免震重要棟等へ立ち入った者が使用した手洗い水など生活排水があり，一般排水として管理している。

3.2.2.2　　基本方針

事故発災後に発生した放射性液体廃棄物については，以下の対策に取り組むことにより，汚染水の海への安易な放出は行わないものとする。

①増水の原因となる原子炉建屋等への地下水の流入に対する抜本的な対策

②汚染水処理設備の除染能力の向上確保や故障時の代替施設も含めた安定的稼働の確保方策

③汚染水管理のための陸上施設等の更なる設置方策

なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

3.2.2.3　　対象となる放射性廃棄物と管理方法

管理対象区域における建屋内，タンク及びサブドレンピット等に貯蔵・滞留している放

射性物質を含む水，当該建屋や設備へ外部から流入する水，及びそれらの水処理の各過程で貯蔵している，あるいは発生する液体を対象とする。

(1) 発生源

①１～６号機の原子炉建屋及びタービン建屋等においては，津波等により浸入した大量の海水が含まれるとともに，１～３号機においては原子炉への注水により，原子炉及び原子炉格納容器の損傷箇所から漏出した高濃度の放射性物質を含む炉心冷却水が流入し滞留している。また，１～４号機については，使用済燃料プール代替冷却浄化系からの漏えいがあった場合には，建屋内に排水される。この他，建屋には雨水の流入，及び地下水が浸透し滞留水に混入している。

②建屋地下に接する地盤からの湧水を排水するためのサブドレン設備には，津波による海水が滞留している。建屋には雨水の流入及び地下水が浸透し滞留水に混入している。

③臨時の出入管理箇所においては，人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水は，収集し，一時保管している。

１～４号機の建屋内滞留水は，海洋への放出リスクの高まる O.P.4,000㎜ 到達までの余裕確保のために水位を O.P.3,000㎜ 付近となるよう管理することとしている。具体的には，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水圧式の水位計を設置し，免震重要棟で水位を監視しており，２～４号機タービン建屋から集中廃棄物処理建屋へ滞留水を移送している。

(2) 浄化処理

①多核種除去設備による浄化処理

汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）については，多核種除去設備により低減処理を行う。

②１～４号機の浄化処理

滞留水を漏えいさせないよう，プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋へ滞留水を移送し，放射性物質を除去する汚染水処理設備により浄化処理を実施している。除去した放射性物質は環境中へ移行しにくい性状にさせるため，放射性物質を吸着・固定化又は凝集する。

③５，６号機の浄化処理

滞留水貯留設備（タンク等）へ滞留水を移送し，その一部を浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を実施している。

④サブドレン水の浄化処理

サブドレンピット内の水について，浮遊物質の除去や浄化装置により浄化試験を実施している。

(3) 貯蔵管理

汚染水処理設備の処理済水については，多核種除去設備により，放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い，処理済水を処理済水貯留用タンク・槽類に貯留する。

１～４号機のタービン建屋等の高レベルの滞留水については建屋外に滞留水が漏えいしないよう滞留水の水位を管理している。また，万が一，タービン建屋等の滞留水の水位が所外放出レベルに到達した場合には，タービン建屋等の滞留水の貯留先を確保するために，プロセス主建屋に貯留している滞留水の受け入れ先として，高濃度滞留水受タンクを設置している。

高レベル滞留水は処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置），淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）により処理され，水処理により発生する処理済水は中低濃度タンク（サプレッション･プール水サージタンク，廃液ＲＯ供給タンク，ＲＯ後濃縮塩水受タンク，濃縮廃液貯槽，ＲＯ及び蒸発濃縮装置後淡水受タンク）に貯蔵管理する。

５，６号機の各建屋に流入した海水及び地下水は，滞留水として，滞留水貯留設備（タンク，メガフロート）へ移送して貯留し，その一部は，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行っている。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。

臨時の出入管理箇所において，人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水は，タンクに一時保管している。一時保管エリアにおける廃棄物等の保管状況を確認するために，定期的に保管エリアを巡視するとともに，保管量を確認する。一時保管エリアは，関係者以外がむやみに立ち入らないよう，周囲を柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示している。一時保管エリアの空間線量率と空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。

なお，同様な管理を継続していくとともに，タンクは必要に応じて増設する。

(4) 再利用

汚染水処理設備により放射性物質を低減し，浄化処理に伴い発生する処理済水は貯蔵を行い，淡水化した処理済水については原子炉の冷却用水等へ再利用する。

５，６号機の各建屋に流入した海水及び地下水は，滞留水として，滞留水貯留設備（タンク等）へ移送して貯留し，その一部は，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行い，構内散水等に使用する。

(5) 放出管理の方法

地下水の流入量が異常に増加した場合等において，浄化処理した処理済水をやむを得ず放出する際の管理方法について，処理済水を環境に放出する際は，環境への影響を十分に低くするとの考えのもと，告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を超えないよう厳重な管理を行うこととする。

具体的には，放出を行う際は，環境への影響を十分に低くするために放出に係る設備を経るとともに，必要な混合，希釈を行うものとし，放出する処理済水については，あらかじめタンク等においてサンプリングを行い，放射性物質の濃度を測定して，放出量及び放水口における濃度を確認することで管理を行う。

なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

3.2.3　放射性気体廃棄物等の管理

3.2.3.1　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 号機では原子炉建屋内の空気を換気し，主排気筒において放出を監視している。主な放出源と考えられる 1～3 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 号機では，原子炉建屋カバーの排気設備フィルタにより，放射性物質の飛散を抑制している。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。

3.2.3.2　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。

3.2.3.3　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，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の排気設備フィルタにより，カバー天井部の気体を吸引して放射性物質の放出を

抑制する。

2号機については，ブローアウトパネル開口部を，高線量下で合理的に可能な範囲で隙間を低減し，放射性物質の飛散を抑制する。開口部を閉止する開閉式のパネル架構を，ブローアウトパネル開口部周辺の原子炉建屋壁に固定する。高線量下での作業員の被ばく量低減を図るため，パネル架構は大組みユニット化し，遠隔操作重機により設置する。パネル架構の重量は，原子炉建屋に対して0.1%程度以下であるが，原子炉施設への影響を考慮し，建築基準法に準じて設計する。なお，ブローアウトパネル開口部の閉止後は建屋内作業環境の悪化が懸念されるため，原子炉建屋排気設備を設置して建屋内空気の換気を行う。

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おり，建屋内地上部の空気中放射性物質濃度は Cs-137 で 10^{-5}Bq/cm^{3}程度で，建屋内に定常的な空気の流れが無いことから，建屋からの放出は原子炉建屋と比較して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，建屋からの放出は原子炉建屋と比較して少ないと評価している（建屋内地上部の空気中放射性物質濃度は Cs-137 で 10^{-5}Bq/cm^{3}程度）。

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，建屋からの放出は原子炉建屋と比較して少ないと評価している(建屋内地上部の空気中放射性物質濃度は Cs-137 で 10^{-5}Bq/cm^{3}程度)。

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建屋換気系が運転しており，原子炉建屋内の空気をフィルタを通して換気し，主排気筒から放出している。

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。

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に伴い発生する排気ガスは，フィルタを通し，放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後に，焼却炉建屋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。

(2) 推定放出量

1～3 号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの放出は，これに包含されると考えられるため，1～3 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 1～3 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 24 年 10 月時点）は，表３．２．３－１に示す通りである。

(3) 放出管理の方法

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，原子炉建屋カバー排気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。2 号機については，原子炉建屋排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。なお，ダスト放射線モニタを設置するまでは，格納容器からの放出は原子炉格納容器ガス管理設備により連続監視されており，建屋内の放射性物質による汚染の程度は 1，3 号機より低いことから，建屋ブローアウトパネル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。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。今後，原子炉建屋 5 階上部で連続監視するためのダスト放射線モニタを設置する。また，4 号機については，建屋内の機器ハッチ開口部付近において監視するが，建屋内の放射性物質による汚染の程度は 1，3 号機より低いことから，建屋内で空気中の放

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。

③1～4 号機タービン建屋

建屋内地上部の大物搬入口等の主な開口部付近で監視するが，原子炉建屋からの放出と比較して少ないと考えていることから，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。

④1～4 号機廃棄物処理建屋

建屋内地上部の主な開口部付近で監視するが，原子炉建屋からの放出と比較して少ないと考えていることから，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。

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・工作建屋の各建屋内地上部の主な開口部付近で監視するが，原子炉建屋からの放出と比較して少ないと考えていることから，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。

なお，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連続監視する。

⑦使用済燃料共用プール

建屋内プールオペフロ階において，空気中の放射性物質を使用済燃料の取り扱い時等にダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

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

焼却炉建屋の排気筒において，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。

表３．２．３－１　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	1.7×10^{2}	1.7×10^{2}
2 号機　原子炉建屋	6.9×10^{2}	6.9×10^{2}
3 号機　原子炉建屋	5.2×10^{2}	5.2×10^{2}

（注）平成 24 年 10 月時点の評価値

3.3　線量評価

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

3.3.1　大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量

3.3.1.1　評価の基本的な考え方

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量の評価については，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下，「気象指針」という），「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下，「評価指針」という）及び「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下，「一般公衆の線量評価」という）を準用する。

外部被ばく及び吸入摂取による実効線量の評価は，原子炉施設周辺でそれぞれ最大の被ばくを与える地点に居住する人を対象とし，外部被ばくについては放射性雲からの γ 線による実効線量と地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量を考慮する。

食物摂取による実効線量については，現実に存在する被ばく経路について，食生活の様態等が標準的である人を対象として行うため，敷地周辺で農業・畜産業が行われていない現状では有意な被ばく経路は存在しない。ただし，今後敷地周辺において農業・畜産業が再開されることを見越し，被ばく評価全体において食物摂取による被ばくが占める程度を把握するため，参考として，葉菜及び牛乳摂取による実効線量を評価する。

3.3.1.2　計算のための前提条件

(1)気象条件

大気拡散の解析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（6 号原子炉施設の変更）（平成 22 年 11 月 12 日付け，平成 19・04・19 原第 18 号にて設置変更許可）の添付書類六の記載と同様とする。

気象条件の採用に当たっては，風向出現頻度及び風速出現頻度について平成 12 年 4 月から平成 22 年 3 月までの 10 年間の資料により検定を行い，代表性に問題ないことを確認した。検定法は，不良標本の棄却検定に関する F 分布検定の手順に従った。

棄却検定の結果を表３．３．１－１及び表３．３．１－２に示す。有意水準 5%で棄却された項目は 28 項目中 2 個であった。これは採用した気象条件が長期間の気象状況と比較して異常でないことを示しており，解析に用いる気象条件が妥当であることを示している。

(2)放出源と有効高さ

放出源は各建屋からの排気であるが，「3.2.3 放射性気体廃棄物等の管理」で述べたとおり，1～3 号機の原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの放出は無視しうるため，放出位置は 1～3 号機の原子炉建屋とする。

有効高さについて，現在の推定放出位置は原子炉建屋オペレーティングフロア付近であるが，保守的に地上放散とする。

地上放散の保守性については，以下のとおりである。

「気象指針」において，位置(x,y,z)における放射性物質濃度$\chi(x,y,z)$を求める基本拡散式を（3-3-1）式に示す。

$$\chi(x,y,z)=\frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z U}\cdot\exp\left(-\lambda\frac{x}{U}\right)\cdot\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y{}^2}\right)\cdot\left[\exp\left\{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z{}^2}\right\}+\exp\left\{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z{}^2}\right\}\right]$$

・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ （3-3-1）式

ここで，

$\chi(x,y,z)$：点(x,y,z)における放射性物質の濃度（Bq/m^3）

Q　：放出率（Bq/s）

U　：放出源高さを代表する風速（m/s）

λ　：物理的崩壊定数（1/s）

H　：放出源の有効高さ(m)

σ_y　：濃度分布のｙ方向の拡がりのパラメータ（m）

σ_z　：濃度分布のｚ方向の拡がりのパラメータ（m）

このとき，有効高さと同じ高度（$z=H$）の軸上で放射性物質濃度が最も濃くなる。被ばく評価地点は地上（$z=0$）であるため，地上放散が最も厳しい評価を与えることになる。

(3)放出を考慮する核種

放射性物質の放出量は，原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から想定しており，現時点では実際に検出されている Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とする。

Cs-134 及び Cs-137 以外の核種には，検出限界未満であることが確認されている核種だけではなく，測定自体ができていないものもあるが，評価結果に大きな影響は与えないものと考えている。これら評価対象としなかった核種の影響度合いについては，「3.3.1.8 Cs 以外の核種の影響について」で詳しく述べる。

(4)線量及び濃度計算地点

線量の計算は，図３．３．１－１に示すとおり，1，2 号機共用排気筒を中心として 16 方位に分割した陸側 9 方位の敷地境界外について行う。ただし，これらの地点より大きな線量を受ける恐れのある地点が別に陸側にある場合は，その地点も考慮する。

1，2 号機共用排気筒から各評価点までの距離は，表３．３．１－３に示す。

3.3.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算

計算は連続放出とし，放出位置毎に行う。単位放出率あたりの地上における放射性物質濃度は，放射性物質の減衰を無視すると（3-3-2）式となる。

$$\chi(x,y,0)=\frac{1}{\pi\sigma_y\sigma_z U}\cdot\exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y{}^2}\right)\cdot\exp\left(-\frac{H^2}{2\sigma_z{}^2}\right) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}2)\text{式}$$

計算地点における年間平均相対濃度 $\overline{\chi}$ は，隣接方位からの寄与も考慮して以下のように計算する。

$$\overline{\chi}=\sum_j \overline{\chi}_{jL}+\sum_j \overline{\chi}_{jL-1}+\sum_j \overline{\chi}_{jL+1} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}3)\text{式}$$

ここで，

j ：大気安定度（A～F）

L ：計算地点を含む方位

計算結果を表３．３．１－４に示す。これに「3.2.3 放射性気体廃棄物等の管理」表３．２．３－１に示した推定放出量を乗じた結果を表３．３．１－５に示す。1～3 号機合計の濃度が最大となるのは，1，2 号機共用排気筒の南方位約 1,340ｍの敷地境界で，それぞれ約 1.4×10^{-9}Bq/cm^3 である。

3.3.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算

建屋から放出された放射性雲による計算地点における空気カーマ率は，（3-3-4）式により計算する。

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

ここで，

D ：計算地点 $(x,y,0)$ における空気カーマ率（μGy/ｈ）

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

E ：γ 線の実効エネルギ（MeV/dis）

μ_{en} ：空気に対する γ 線の線エネルギ吸収係数（m^{-1}）

μ ：空気に対する γ 線の線減衰係数（m^{-1}）

r ：放射性雲中の点 (x',y',z') から計算地点 $(x,y,0)$ までの距離（m）

$B(\mu r)$ ：空気に対する γ 線の再生係数で，次式から求める。

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

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

$\mu_{en}=3.84\times10^{-3}$（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）

計算地点における単位放出量当たりの年間の実効線量は，計算地点を含む方位及びその隣接方位に向かう放射性雲の γ 線からの空気カーマを合計して，次の（3-3-5）式により計算する。

$$H_\gamma = K_2 \cdot f_h \cdot f_o\left(\overline{D}_L + \overline{D}_{L-1} + \overline{D}_{L+1}\right) \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}5)\text{式}$$

ここで，

H_γ ：計算地点における実効線量（μSv/年）

K_2 ：空気カーマから実効線量への換算係数（μSv/μGy）

f_h ：家屋の遮蔽係数

f_o ：居住係数

$\overline{D}_L$，$\overline{D}_{L-1}$，$\overline{D}_{L+1}$ ：計算地点を含む方位（L）及びその隣接方位に向かう放射性雲による年間平均の γ 線による空気カーマ（μGy/年）。これらは，(4-5-4)式から得られる空気カーマ率Dを放出モード，大気安定度別風向分布及び風速分布を考慮して年間について積算して求める。

計算結果を表３．３．１－６及び表３．３．１－７に示す。

3.3.1.5　年間実効線量の計算

(1)放射性雲からのγ線に起因する実効線量

放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は，「3.2.3 放射性気体廃棄物等の管理」表３．２．３－１の推定放出量に「3.3.1.4 単位放出量あたりの実効線量の計算」で求めた単位放出量あたりの実効線量を乗じ求める。計算結果を表３．３．１－８及び表３．３．１－９に示す。

計算の結果，放射性雲からの γ 線に起因する実効線量は南方向沿岸部で最大となり，年間約 1.9×10^{-6}mSv である。

(2)地面に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量

a. 計算の方法

評価は「一般公衆の線量評価」に基づき，以下の式で求める。

$$H_A = K\frac{\mu_{en}}{(1-g)}E\int_{-\infty}^{0}\int_{0}^{\infty}\int_{0}^{2\pi}\frac{Be^{-(\mu_1\cdot r_1+\mu_2\cdot r_2)}}{4\pi r^2}C_0\cdot f(z)\cdot\rho\cdot d\theta d\rho dz \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}6)\text{式}$$

ただし，

H_A ：年間実効線量(mSv/年)

K ： $3.91\times10^3\left(\frac{dis\cdot cm^3\cdot mGy}{MeV\cdot Bq\cdot y}\right)\times0.8\left(\frac{mSv}{mGy}\right)$

（0.8（mSv/mGy）は，空気カーマから実効線量への換算係数。）

μ_{en} ：空気の γ 線の線エネルギ吸収係数（1/cm）

$(1-g)$ ：制動放射による損失の補正

E ：γ 線実効エネルギ（MeV/dis）

C_0 ：地表面附近の土壌における放射性物質濃度（Bq/cm³）

B ：空気，土壌の２層 γ 線ビルドアップ係数（－）

μ_1，μ_2 ：空気及び土壌の γ 線線減衰係数(1/cm)，土壌は Al で代用，ただし，密度は 1.5（g/cm³）とする。

r_1，r_2，r，ρ，θ，z ：図３．３．１－２に示す

r ：土壌中の任意点(ρ,θ,z)から被ばく点までの距離（cm）

$r^2=(h-z)^2+\rho^2=(r_1+r_2)^2$

$f(z)$ ：放射性物質の土壌中鉛直分布

h ：被ばく点地上高（100cm）

被ばく点が１ｍ程度であれば，これに寄与する放射性物質の範囲は，被ばく点から 10ｍ以内である。このため通常はC_0=一定と考える。したがって，上記式は，

$$H_A=\frac{K}{2}\frac{\mu_{en}}{(1-g)}E\cdot C_0\int_{-\infty}^{0}\int_{0}^{\infty}\frac{B\cdot e^{-(\mu_1\cdot r_1+\mu_2\cdot r_2)}}{r^2}f(z)\cdot\rho\cdot d\rho dz \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}7)\text{式}$$

となる。

b. 空気及び土壌のビルドアップ係数（B）

空気，土壌 2 層の γ 線ビルドアップ係数については，広く使用されているビルドアップ係数を使用する。

1） $E>1.801MeV$

$$B(E,\mu r)=1+\left\{0.8-0.214\ln\left(\frac{E}{1.801}\right)\right\}(\mu r)^{g(E)}$$

2） $E\le 1.801MeV$

$$B(E,\mu r)=1+0.8(\mu r)^{g(E)}$$

ここで，

$$g(E)=1.44+0.02395E+0.625\ln\left(0.19+\frac{1.0005}{E}\right)$$

$$\mu r=\mu_1 r_1+\mu_2 r_2$$

c. 放射性物質の土壌中鉛直分布$(C=C_0 f(z))$について

放射性物質の土壌中鉛直分布は，「一般公衆の線量評価」より，指数分布で近似できる。

$$C=C_0\exp(\alpha z)\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots

地表面附近の土壌における放射性物質濃度は，大気と地面の接触による沈着（乾性沈着）と，降水による放射性物質の降下（湿性沈着）を考慮して，(3-3-9）式により計算する。

$$C_0 = C_d + C_r \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}9)\text{式}$$

ここで，

C_0 ：地表面付近の放射性物質濃度（Bq/cm^3）

C_d ：無降水期間における地表面付近の濃度（Bq/cm^3）

C_r ：降水期間における地表面付近の濃度（Bq/cm^3）

（ａ）無降水期間における沈着量

無降水期間中は乾性沈着のみとなるため，(3-3-10）式～（3-3-12）式で表せる。

$$S_d = \int_{-\infty}^{0} C_d \exp(\alpha z) dz = \frac{C_d}{\alpha} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}10)\text{式}$$

$$S_d = \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_1}{\lambda_r}\{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}11)\text{式}$$

$$C_d = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot V_g \frac{f_1}{\lambda_r}\{1 - \exp(-\lambda_r T_0)\} \cdot (1 - K_r) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}12)\text{式}$$

ただし，

$\bar{x}_i$ ：地上における年間平均濃度（Bq/cm^3）

V_g ：沈着速度（cm/s）

λ_r ：物理的崩壊定数（1/s）

T_0 ：放射性物質の放出期間

f_1 ：沈着した放射性物質のうち残存する割合（－）

S_d ：放射性物質の地表濃度（Bq/cm^2）

K_r ：降水期間割合（－）

ここで，V_g は 0.3cm/s，T_0 は 1 年，f_1 はフォールアウトの調査結果より平均値の 0.5 とした。なお，降水期間割合（K_r）を 0 とすれば，「一般公衆の線量評価」と同じ評価式となる。

（ｂ）降水期間における沈着量

降水期間中は，乾性沈着及び湿性沈着が重なるため，(3-3-13）式～（3-3-15）式で表せる。

$$S_r = \int_{-\infty}^{0} C_r \exp(\alpha z) dz = \frac{C_r}{\alpha} \cdot \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}13)\text{式}$$

$$S_r = \bar{x}_i \cdot \left(V_g + \Lambda \cdot L\right) \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \left\{1 - \exp\left(-\lambda_r T_0\right)\right\} K_r \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}14)\text{ 式}$$

$$C_r = \alpha \cdot \bar{x}_i \cdot \left(V_g + \Lambda \cdot L\right) \frac{f_{1r}}{\lambda_r} \left\{1 - \exp\left(-\lambda_r T_0\right)\right\} K_r \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}15)\text{ 式}$$

ただし，

$\bar{x}_i$ ：地上における年間平均濃度（Bq/cm^3）

V_g ：沈着速度（cm/s）

Λ ：降水による洗浄係数（1/s）で，以下の式により求める。

$$\Lambda = 1.2 \times 10^{-4} \cdot I^{0.5}$$

ここで，降水強度I（mm/h）は，気象データより，2.16mm/h とする。

L ：空気中放射性物質濃度の鉛直方向積分値で，

$$L = \int_0^{\infty} \exp\left(-\frac{z_1^2}{2 \cdot \sigma_{zi}^2}\right) dz_1$$

とし，風向別大気安定度別出現回数で平均化する。

λ_r ：物理的崩壊定数（1/s）

T_0 ：放射性物質の放出期間

f_{1r} ：沈着した放射性物質のうち残存する割合（－）

降水時は地表面に全て残存すると仮定し，1.0 とする。

S_r ：放射性物質の地表濃度（Bq/cm^2）

K_r ：降水期間割合（－）

(3)計算結果

$\bar{x}_i$ は「3.3.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.4×10^{-9}Bq/cm^3 を用いる。計算の結果，地表に沈着した放射性物質からの γ 線による実効線量は，Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 2.9×10^{-2}mSv である。

(4)吸入摂取による実効線量

吸入摂取による実効線量は，「評価指針」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_I = 365 \sum_i K_{Ii} \cdot A_{Ii} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}16)\text{ 式}$$

$$A_{Ii} = M_a \cdot \bar{x}_i \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}17)\text{ 式}$$

ここで，

H_I ：吸入摂取による年間の実効線量（μSv/年）

365 ：年間日数への換算係数（d/年）

K_{Ii} ：核種 i の吸入摂取による実効線量係数（μSv/Bq）

A_{Ii} ：核種 i の吸入による摂取率（Bq/d）

M_a ：呼吸率（cm^3/d）

$\bar{x}_i$ ：核種 i の年平均地上空気中濃度（Bq/cm^3）

$\overline{x}_i$ は「3.3.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.4×10^{-9}Bq/cm^3 を用いる。その他に評価に必要なパラメータは，表３．３．１－１０及び表３．３．１－１１に示す。計算の結果，吸入摂取による実効線量は，Cs-134 及び Cs-137 の合計で年間約 1.9×10^{-4}mSv である。

なお，吸入摂取の被ばく経路には地表に沈着した放射性物質の再浮遊に起因するものも存在するが，「一般公衆の線量評価」の再浮遊係数（10^{-8}cm^{-1}）を用いると再浮遊濃度は約 6.0～7.0×10^{-10}Bq/cm^3 程度であり，被ばく評価全体への寄与は小さい。

3.3.1.6　5 号機及び 6 号機の寄与

5 号機は平成 23 年 1 月 3 日，6 号機は平成 22 年 8 月 14 日に定期検査のため運転を停止しており，「評価指針」において評価対象としている希ガス及びよう素は十分に減衰しているが，保守的に福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（6 号原子炉施設の変更）（平成 22 年 11 月 12 日付け，平成 19・04・19 原第 18 号にて設置変更許可）添付書類九と同様の評価とする。

これによると，希ガスの γ 線による実効線量は 1，2 号機共用排気筒の北方位で最大となり，年間約 4.4×10^{-3}mSv，放射性よう素に起因する実効線量は 1，2 号機共用排気筒の北北西方位で最大となり，年間約 1.7×10^{-4}mSv である。

3.3.1.7　計算結果

大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は，最大で年間約 3.0×10^{-2}mSv である。

3.3.1.8　Cs 以外の核種の影響について

(1) γ 線放出核種

γ 線を放出する核種のうち，粒子状の放射性物質はダストサンプリングにより定期的に測定しており，Cs 以外の核種は測定限界未満となっていることから，現在の状態が維持されれば敷地周辺への影響は Cs に比べて軽微である。

一方，希ガスのようなガス状の放射性物質については，これまでの評価から，大気中に拡散する放射性物質に起因する実効線量は，地表に沈着した放射性物質からの γ 線の外部被ばくが支配的であり，沈着しないガス状の放射性物質の寄与は小さいと考えられる。

(2) β 線及び α 線放出核種

β 線及び α 線の放出核種で，γ 線を放出しない又は微弱でゲルマニウム半導体検出器による核種分析ができない核種は，現時点で直接分析ができていない。これらの核種

は，地表に沈着した放射性物質からの γ 線は無視しうるが，特に α 線を放出する核種は内部被ばくにおける実効線量換算係数が α 線を放出しない核種に比べて 100～1,000 倍程度となる。

Cs との比較可能な測定データとして表３．３．１－１４にグラウンド約西南西における土壌分析結果を示す。表３．３．１－１４では，β 線を放出する主要な核種である Sr と，α 線を放出する主要な核種である Pu が分析されており，その量は Cs に比べ，Sr で 1/1,000 程度，Pu で 1/1,000,000 程度である。この分析結果から，線質による違いを無視しうるほどに放出量は小さく，Cs-134 及び Cs-137 に比べ，線量への寄与は小さいと考えられる。

3.3.1.9　食物摂取による実効線量の計算

3.3.1.9.1　葉菜摂取による実効線量

葉菜摂取による実効線量は，評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから，沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_V = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Vi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}18)\text{ 式}$$

$$A_{vi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_g \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{effi} \cdot t_1}\right)}{\lambda_{effi} \cdot \rho} + \frac{V'_g \cdot B_{vi}\left(1 - e^{-\lambda_{ri} \cdot t_0}\right)}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_t \cdot f_d \cdot M_v \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}19)\text{ 式}$$

ここで，

H_V ：葉菜摂取による年間の実効線量（μSv/年）

365 ：年間日数への換算係数（d/年）

K_{Ti} ：核種 i の経口摂取による実効線量換算係数（μSv/Bq）

A_{Vi} ：核種 i の葉菜による摂取率（Bq/d）

V_g ：葉菜への沈着速度(cm/s)

λ_{effi} ：核種 i の葉菜上実効崩壊定数(1/s)

$$\lambda_{effi} = \lambda_{ri} + \lambda_W$$

λ_{ri} ：核種 i の物理的崩壊定数（1/s）

λ_W ：ウェザリング効果による減少係数（1/s）

ρ ：葉菜の栽培密度（g/cm^2）

t_1 ：葉菜の栽培期間（s）

V'_g ：葉菜を含む土壌への核種の沈着速度（cm/s）

P_V ：経口移行に寄与する土壌の有効密度（g/cm^2）

B_{Vi} ：土壌 1g 中に含まれる核種 i が葉菜に移行する割合

t_0 ：核種の蓄積期間（s）

f_t ：葉菜の栽培期間年間比

f_d ：調理前洗浄による核種の残留比

M_V ：葉菜摂取量（g/d）

評価に必要なパラメータは，表３．３．１－１１～表３．３．１－１３に示す。

$\bar{x}_i$ は「3.3.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約 1.4×10^{-9}Bq/cm^3 を用いて計算した結果，葉菜摂取による実効線量は最大で年間約 5.9×10^{-3}mSv である。

3.3.1.9.2　牛乳摂取による実効線量

牛乳摂取による実効線量は，評価対象核種が Cs-134 及び Cs-137 の長寿命核種であることから，沈着分からの間接移行経路を考慮した「一般公衆の線量評価」に基づき，次の計算式を用いる。

$$H_M = 365 \cdot \sum_i K_{Ti} \cdot A_{Mi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3.1\text{-}20)\text{式}$$

$$A_{Mi} = \bar{x}_i \cdot \left\{ \frac{V_{gM} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_{effi} \cdot t_{1M}}\right)}{\lambda_{effi} \cdot \rho_M} + \frac{V'_{gM} \cdot B_{vi} \left(1 - e^{-\lambda_{ri} \cdot t_0}\right)}{\lambda_{ri} \cdot P_v} \right\} \cdot f_t \cdot Q_f \cdot F_{Mi} \cdot M_M \quad \cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3.1\text{-}21)\text{式}$$

ここで,

H_M ：牛乳摂取による年間の実効線量（μSv/年）

A_{Mi} ：核種ｉの牛乳による摂取率（Bq/d）

V_{gM} ：牧草への沈着速度(cm/s)

λ_{effi} ：核種ｉの牧草上実効減衰定数(1/s)

$\lambda_{effi} = \lambda_{ri} + \lambda_W$

λ_{ri} ：核種ｉの物理的崩壊定数（1/s）

λ_W ：ウェザリング効果による減少係数（1/s）

ρ_M ：牧草の栽培密度（g/cm^2）

t_{1M} ：牧草の栽培期間（s）

V'_{gM} ：牧草を含む土壌への核種の沈着速度（cm/s）

P_V ：経口移行に寄与する土壌の有効密度（g/cm^2）

B_{Vi} ：土壌1g中に含まれる核種ｉが牧草に移行する割合

t_0 ：核種の蓄積期間（s）

f_t ：放牧期間年間比

Q_f ：乳牛の牧草摂取量（g/d）

F_{Mi} ：乳牛が摂取した核種ｉが牛乳に移行する割合（(Bq/cm^3)/(Bq/d)）

M_M ：牛乳摂取量（cm^3/d）

評価に必要なパラメータは，表３．３．１－１１～表３．３．１－１３に示す。

$\bar{x}_i$ は「3.3.1.3 単位放出率あたりの年間平均濃度の計算」で求めた最大濃度の約1.4×10^{-9}Bq/cm^3 を用いて計算した結果，牛乳摂取による実効線量は最大で年間約9.5×10^{-3}mSv である。

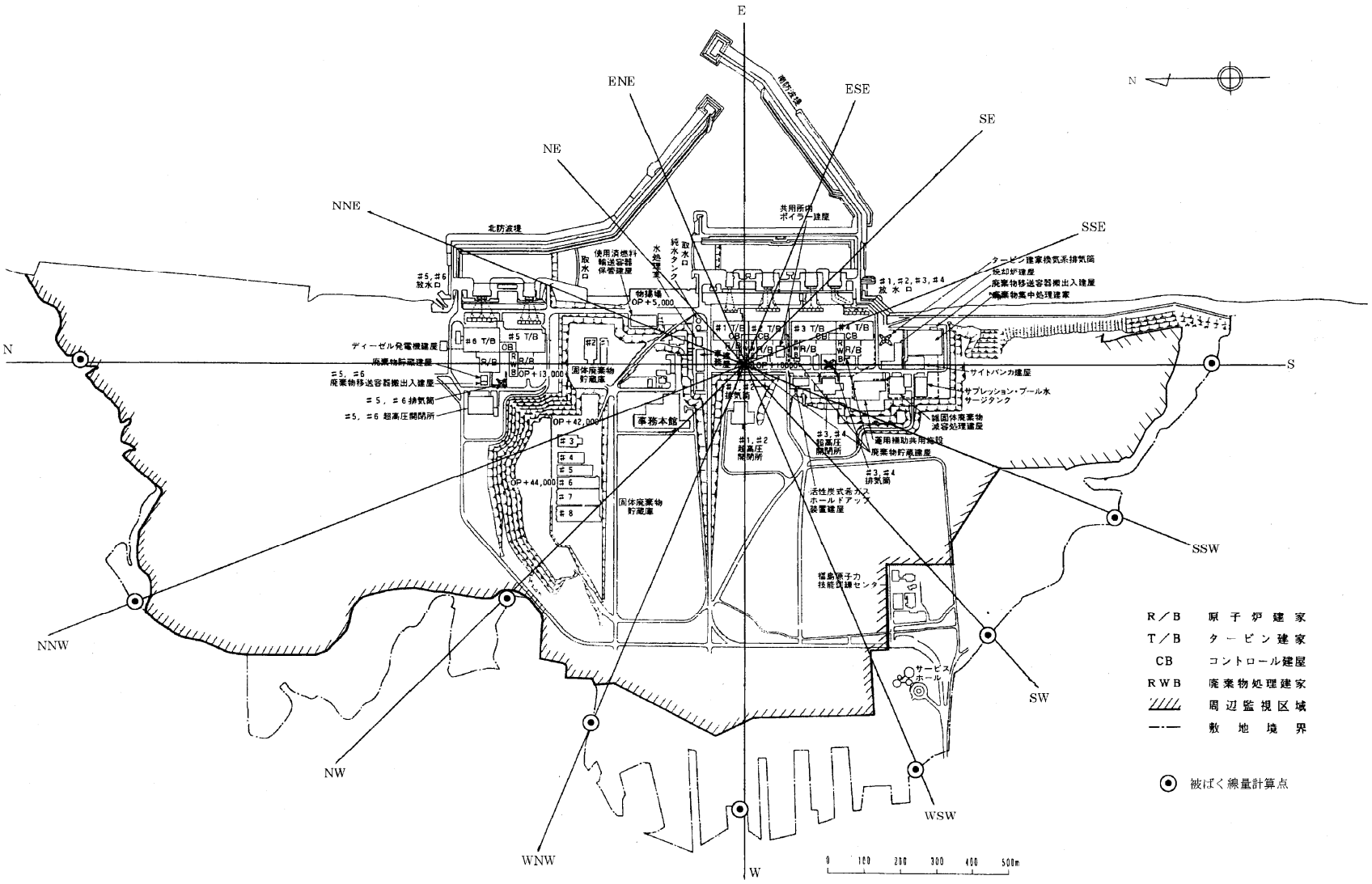


図３．３．１－１　被ばく線量計算地点（敷地境界）

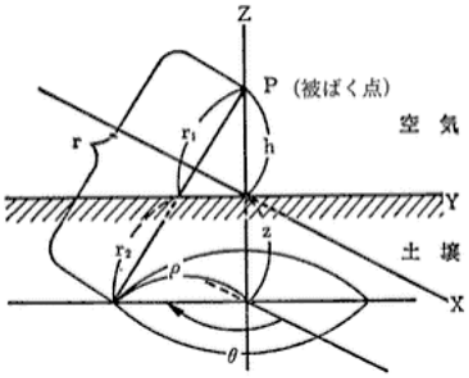


図３．３．１－２　沈着評価モデル

表３．３．１－１　風向分布に対する棄却検定表

統計 年度 / 風向	平成 12	平成 13	平成 14	平成 15	平成 16	平成 17	平成 18	平成 19	平成 20	平成 21	平均値	検定年	棄却限界		判定
												昭和 54	上限	下限	○採択 ×棄却
N	7.23	8.90	8.40	7.79	5.92	5.27	4.52	4.98	4.67	5.34	6.30	6.35	10.18	2.43	○
NNE	5.62	6.26	6.24	6.51	4.37	6.68	7.16	5.39	5.40	7.41	6.10	4.71	8.28	3.92	○
NE	3.69	3.54	3.91	3.42	2.44	3.94	4.55	3.28	3.31	4.15	3.62	2.84	4.99	2.25	○
ENE	2.15	2.59	2.45	2.05	1.75	2.14	2.64	2.45	2.23	2.74	2.32	1.92	3.05	1.59	○
E	2.12	1.84	2.12	1.85	1.95	2.28	2.12	2.09	2.10	1.79	2.03	1.43	2.40	1.65	×
ESE	1.98	2.06	2.06	2.14	1.97	2.28	1.98	2.37	2.31	1.95	2.11	1.73	2.48	1.74	×
SE	2.69	2.63	2.80	2.63	2.71	2.82	2.87	2.71	3.27	2.67	2.78	2.74	3.23	2.33	○
SSE	6.20	5.14	6.36	7.05	9.52	8.76	8.47	8.31	10.42	6.85	7.71	6.52	11.62	3.79	○
S	11.59	9.61	10.29	13.54	12.54	10.91	10.43	10.22	9.42	12.01	11.06	9.90	14.22	7.89	○
SSW	6.14	5.83	5.57	5.40	5.24	4.89	4.81	4.54	4.24	6.19	5.29	6.28	6.86	3.71	○
SW	3.88	4.11	3.04	3.13	3.70	3.73	3.30	3.63	2.76	3.41	3.47	3.72	4.46	2.48	○
WSW	3.99	4.77	4.00	4.35	7.54	6.71	5.72	6.68	4.40	3.93	5.21	3.56	8.40	2.02	○
W	8.45	8.90	7.66	6.63	8.95	9.44	7.81	9.31	7.82	7.47	8.25	6.26	10.41	6.08	○
WNW	8.50	8.13	7.85	7.45	9.83	9.57	9.25	10.58	10.81	7.89	8.99	9.68	11.81	6.16	○
NW	11.27	10.93	11.90	11.65	12.55	12.19	14.71	14.60	16.56	10.72	12.71	14.46	17.30	8.12	○
NNW	13.35	13.79	14.31	12.97	7.80	7.32	8.67	7.84	8.35	13.96	10.83	16.76	18.03	3.64	○
静穏	1.13	0.98	1.04	1.42	1.24	1.07	0.99	1.02	1.93	1.53	1.24	1.13	1.97	0.51	○

表３．３．１－２　風速分布に対する棄却検定表

統計年度 / 風速階級	平成 12	平成 13	平成 14	平成 15	平成 16	平成 17	平成 18	平成 19	平成 20	平成 21	平均値	検定年	棄却限界		判定
												昭和 54	上限	下限	○採択 ×棄却
～ 0.4	1.13	0.98	1.04	1.42	1.24	1.07	0.99	1.02	1.93	1.53	1.24	1.13	1.97	0.51	○
0.5 ～ 1.4	6.66	5.19	6.74	7.01	6.68	7.61	6.63	7.02	5.64	6.65	6.58	6.27	8.22	4.94	○
1.5 ～ 2.4	11.57	9.85	11.70	11.43	10.62	12.11	12.69	12.94	10.57	11.01	11.45	10.21	13.75	9.14	○
2.5 ～ 3.4	13.13	13.21	14.04	13.83	13.59	14.06	15.21	16.14	13.14	12.53	13.89	13.06	16.44	11.34	○
3.5 ～ 4.4	13.62	13.98	15.59	13.07	12.73	15.12	15.19	15.12	14.47	13.07	14.20	14.30	16.66	11.73	○
4.5 ～ 5.4	12.96	12.77	13.74	12.76	13.27	14.27	14.25	13.86	13.00	12.43	13.33	14.50	14.89	11.77	○
5.5 ～ 6.4	10.91	12.21	11.23	10.29	11.43	11.82	11.33	11.68	10.83	11.85	11.36	12.05	12.71	10.00	○
6.5 ～ 7.4	9.20	9.44	9.03	8.98	9.35	8.88	8.54	8.63	8.94	8.99	9.00	9.26	9.67	8.33	○
7.5 ～ 8.4	6.90	7.48	5.78	6.83	6.86	6.24	6.23	5.64	7.17	7.48	6.66	6.46	8.22	5.10	○
8.5 ～ 9.4	4.83	5.66	3.71	4.42	4.60	4.45	3.82	3.43	4.95	5.06	4.49	4.57	6.12	2.87	○
9.5 ～	9.10	9.22	7.38	9.95	9.62	4.36	5.11	4.53	9.35	9.40	7.80	8.19	13.20	2.40	○

表３．３．１－３　1，2 号機共用排気筒から敷地境界までの距離

計算地点の方位	1，2 号機共用排気筒から敷地境界までの距離（m）
S	1,340
SSW	1,100
SW	1,040
WSW	1,270
W	1,270
WNW	1,170
NW	950
NNW	1,870
N	1,930
S 方向沿岸部	1,400

表３．３．１－４　単位放出率あたりの年間平均濃度（(Bq/cm^3)/(Bq/s)）

放出位置 / 評価位置	1 号原子炉建屋	2 号原子炉建屋	3 号原子炉建屋
S	約 8.6×10^{-13}	約 9.6×10^{-13}	約 1.1×10^{-12}
SSW	約 7.6×10^{-13}	約 8.8×10^{-13}	約 1.1×10^{-12}
SW	約 3.7×10^{-13}	約 4.1×10^{-13}	約 4.8×10^{-13}
WSW	約 3.7×10^{-13}	約 4.0×10^{-13}	約 4.2×10^{-13}
W	約 3.1×10^{-13}	約 3.2×10^{-13}	約 3.1×10^{-13}
WNW	約 3.9×10^{-13}	約 3.8×10^{-13}	約 3.5×10^{-13}
NW	約 6.3×10^{-13}	約 5.7×10^{-13}	約 4.8×10^{-13}
NNW	約 5.5×10^{-13}	約 5.1×10^{-13}	約 4.6×10^{-13}
N	約 8.1×10^{-13}	約 7.5×10^{-13}	約 6.8×10^{-13}
S 方向沿岸部	約 8.0×10^{-13}	約 8.9×10^{-13}	約 1.1×10^{-12}

表３．３．１－５　Cs-134 及び Cs-137 の年間平均濃度(Bq/cm^3)

放出位置 / 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	合計
S	約 1.5×10^{-10}	約 6.7×10^{-10}	約 6.0×10^{-10}	約 1.4×10^{-9}
SSW	約 1.3×10^{-10}	約 6.1×10^{-10}	約 5.5×10^{-10}	約 1.3×10^{-9}
SW	約 6.4×10^{-11}	約 2.9×10^{-10}	約 2.5×10^{-10}	約 6.0×10^{-10}
WSW	約 6.5×10^{-11}	約 2.8×10^{-10}	約 2.2×10^{-10}	約 5.6×10^{-10}
W	約 5.4×10^{-11}	約 2.2×10^{-10}	約 1.6×10^{-10}	約 4.4×10^{-10}
WNW	約 6.8×10^{-11}	約 2.6×10^{-10}	約 1.8×10^{-10}	約 5.2×10^{-10}
NW	約 1.1×10^{-10}	約 3.9×10^{-10}	約 2.5×10^{-10}	約 7.5×10^{-10}
NNW	約 9.6×10^{-11}	約 3.6×10^{-10}	約 2.4×10^{-10}	約 6.9×10^{-10}
N	約 1.4×10^{-10}	約 5.2×10^{-10}	約 3.5×10^{-10}	約 1.0×10^{-9}
S 方向沿岸部	約 1.4×10^{-10}	約 6.2×10^{-10}	約 5.5×10^{-10}	約 1.3×10^{-9}

表３．３．１－６　Cs-134 の単位放出率あたりの実効線量（(μSv/年)/(Bq/s)）

放出位置 / 評価位置	1 号原子炉建屋	2 号原子炉建屋	3 号原子炉建屋
S	約 7.7×10^{-7}	約 8.5×10^{-7}	約 9.8×10^{-7}
SSW	約 7.0×10^{-7}	約 7.6×10^{-7}	約 8.3×10^{-7}
SW	約 4.5×10^{-7}	約 5.2×10^{-7}	約 6.1×10^{-7}
WSW	約 4.0×10^{-7}	約 4.2×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}
W	約 3.7×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}	約 3.6×10^{-7}
WNW	約 3.9×10^{-7}	約 3.9×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}
NW	約 6.9×10^{-7}	約 6.7×10^{-7}	約 7.2×10^{-7}
NNW	約 5.9×10^{-7}	約 5.8×10^{-7}	約 5.5×10^{-7}
N	約 7.8×10^{-7}	約 7.4×10^{-7}	約 6.8×10^{-7}
S 方向沿岸部	約 8.5×10^{-7}	約 9.6×10^{-7}	約 1.1×10^{-6}

表３．３．１－７　Cs-137 の単位放出率あたりの実効線量（(μSv/年)/(Bq/s)）

放出位置 / 評価位置	1 号原子炉建屋	2 号原子炉建屋	3 号原子炉建屋
S	約 3.0×10^{-7}	約 3.3×10^{-7}	約 3.8×10^{-7}
SSW	約 2.7×10^{-7}	約 2.9×10^{-7}	約 3.2×10^{-7}
SW	約 1.7×10^{-7}	約 2.0×10^{-7}	約 2.3×10^{-7}
WSW	約 1.6×10^{-7}	約 1.6×10^{-7}	約 1.6×10^{-7}
W	約 1.4×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}	約 1.4×10^{-7}
WNW	約 1.5×10^{-7}	約 1.5×10^{-7}	約 1.5×10^{-7}
NW	約 2.6×10^{-7}	約 2.6×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}
NNW	約 2.3×10^{-7}	約 2.2×10^{-7}	約 2.1×10^{-7}
N	約 3.0×10^{-7}	約 2.8×10^{-7}	約 2.6×10^{-7}
S 方向沿岸部	約 3.3×10^{-7}	約 3.7×10^{-7}	約 4.3×10^{-7}

表３．３．１－８　Cs-134 の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

放出位置 / 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	合計
S	約 1.3×10^{-4}	約 5.9×10^{-4}	約 5.1×10^{-4}	約 1.2×10^{-3}
SSW	約 1.2×10^{-4}	約 5.3×10^{-4}	約 4.3×10^{-4}	約 1.1×10^{-3}
SW	約 7.9×10^{-5}	約 3.6×10^{-4}	約 3.2×10^{-4}	約 7.5×10^{-4}
WSW	約 7.0×10^{-5}	約 2.9×10^{-4}	約 2.2×10^{-4}	約 5.8×10^{-4}
W	約 6.5×10^{-5}	約 2.6×10^{-4}	約 1.9×10^{-4}	約 5.1×10^{-4}
WNW	約 6.8×10^{-5}	約 2.7×10^{-4}	約 2.0×10^{-4}	約 5.4×10^{-4}
NW	約 1.2×10^{-4}	約 4.7×10^{-4}	約 3.8×10^{-4}	約 9.6×10^{-4}
NNW	約 1.0×10^{-4}	約 4.0×10^{-4}	約 2.8×10^{-4}	約 7.9×10^{-4}
N	約 1.4×10^{-4}	約 5.1×10^{-4}	約 3.6×10^{-4}	約 1.0×10^{-3}
S 方向沿岸部	約 1.5×10^{-4}	約 6.7×10^{-4}	約 5.8×10^{-4}	約 1.4×10^{-3}

表３．３．１－９　Cs-137 の放射性雲からのγ線に起因する実効線量（μSv/年）

放出位置 / 評価位置	1 号 原子炉建屋	2 号 原子炉建屋	3 号 原子炉建屋	合計
S	約 5.2×10^{-5}	約 2.3×10^{-4}	約 2.0×10^{-4}	約 4.8×10^{-4}
SSW	約 4.7×10^{-5}	約 2.0×10^{-4}	約 1.7×10^{-4}	約 4.1×10^{-4}
SW	約 3.0×10^{-5}	約 1.4×10^{-4}	約 1.2×10^{-4}	約 2.9×10^{-4}
WSW	約 2.7×10^{-5}	約 1.1×10^{-4}	約 8.6×10^{-5}	約 2.2×10^{-4}
W	約 2.5×10^{-5}	約 9.9×10^{-5}	約 7.1×10^{-5}	約 1.9×10^{-4}
WNW	約 2.6×10^{-5}	約 1.0×10^{-4}	約 7.6×10^{-5}	約 2.1×10^{-4}
NW	約 4.6×10^{-5}	約 1.8×10^{-4}	約 1.4×10^{-4}	約 3.7×10^{-4}
NNW	約 3.9×10^{-5}	約 1.5×10^{-4}	約 1.1×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
N	約 5.2×10^{-5}	約 2.0×10^{-4}	約 1.4×10^{-4}	約 3.9×10^{-4}
S 方向沿岸部	約 5.7×10^{-5}	約 2.6×10^{-4}	約 2.2×10^{-4}	約 5.3×10^{-4}

表３．３．１－１０　吸入摂取の評価パラメータ[1]

パラメータ	記号	単位	数値
呼吸率	M_a	cm^3/d	2.22×10^7

表３．３．１－１１　実効線量換算係数[2]

元素	吸入摂取（K_{Ti}）（μSv/Bq）	経口摂取（K_{Ti}）（μSv/Bq）
Cs-134	9.6×10^{-3}	1.9×10^{-2}
Cs-137	6.7×10^{-3}	1.3×10^{-2}

表３．３．１－１２　葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ

経路	パラメータ	記号	単位	数値
葉菜摂取	核種の葉菜への沈着速度[1][3]	V_g	cm/s	1
	ウェザリング効果による減少定数[3]	λ_w	1/s	5.73×10^{-7} (14 日相当)
	葉菜の栽培密度[1]	ρ	g/cm^2	0.23
	葉菜の栽培期間[3]	t_1	s	5.184×10^6 (60 日)
	葉菜を含む土壌への核種の沈着速度[3]	V_g'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度[3]	P_v	g/cm^2	24
	核種の蓄積期間	t_0	s	3.1536×10^7 (1 年間)
	葉菜の栽培期間年間比[1]	f_t	－	0.5
	調理前洗浄による核種の残留比[3]	f_d	－	1
	葉菜摂取量（成人）[1]	M_v	g/d	100
牛乳摂取	核種の牧草への沈着速度[1]	V_{gM}	cm/s	0.5
	ウェザリング効果による減少定数[3]	λ_w	g/cm^3	5.73×10^{-7} (14 日相当)
	牧草の栽培密度[4]	ρ_M	g/cm^3	0.07
	牧草の栽培期間[4]	t_{1M}	s	2.592×10^6 (30 日間)
	牧草を含む土壌への核種の沈着速度[3]	V_{gM}'	cm/s	1
	経根移行に寄与する土壌の有効密度[3]	P_v	g/cm^2	24
	放牧期間年間比[1]	f_t	－	0.5
	乳牛の牧草摂取量[3]	Q_f	g/d wet	5×10^4
	牛乳摂取量（成人）[1]	M_M	cm^3/d	200

表３．３．１－１３　葉菜及び牛乳摂取の評価パラメータ[4]

元素	土壌1g中に含まれる核種iが葉菜及び牧草に移行する割合（B_{vi}）	乳牛が摂取した核種iが牛乳に移行する割合（F_{Mi}）((Bq/cm^3)/(Bq/d))
Cs	1.0×10^{-2}	1.2×10^{-5}

（出典）

[1] 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針　平成13年3月29日，原子力安全委員会一部改訂

[2] 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示　平成13年3月21日　経済産業省告示

[3] 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について　平成13年3月29日，原子力安全委員会一部改訂

[4] U.S.NRC :Calculation of Annual Doses to Man from Routine Releases of Reactor Effluents for the Purpose of Evaluating Compliance with 10 CFR Part 50,Appendix I, Regulatory Guide 1.109, Revision 1,1977

表３．３．１－１４　土壌分析結果

	土壌（Bq/kg） （グラウンド約西南西500m）	分析日
Cs-134	4.1×10^{5}	2011年11月7日
Cs-137	4.7×10^{5}	2011年11月7日
Sr-89	1.8×10^{2}	2011年10月10日
Sr-90	2.5×10^{2}	2011年10月10日
Pu-238	2.6×10^{-1}	2011年10月31日
Pu-239	1.1×10^{-1}	2011年10月31日
Pu-240	1.1×10^{-1}	2011年10月31日

3.3.2　液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量

地下水の流入量が異常に増加した場合等において，浄化処理した処理済水をやむを得ず放出する場合の環境への影響評価として,液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量を評価する。なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

3.3.2.1　評価の基本的な考え方

液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量の評価について,評価指針を準用し，被ばく経路は海産物摂取による内部被ばくとする。評価対象核種は，指針に定められた11 核種に燃料が溶融したことを考慮した 11 核種を追加する。

3.3.2.2　溶融燃料を考慮した核種選定の考え方

溶融した燃料からは，多くの種類の放射性物質が漏出しているが，核種毎の放出量及び単位放出量あたりの実効線量への寄与率が異なるため,実効線量に有意な寄与を及ぼす核種は限定できる。そこで，評価の対象となる経路から実効線量において，事故後２年間経過した際に有意な寄与を示す核種を，線量当量評価の対象核種として選定する。選定に際し，炉内デブリ燃料内の各核種の存在比は，実測及び ORIGEN2 コードによる解析により推定する。

評価対象とした核種を表３．３．２－１に示す。

3.3.2.3　海水中における放射性物質濃度

海水中の放射性物質濃度は，放出時の濃度に希釈水による希釈効果（約 300 倍）を考慮した放水口濃度とし，海洋での拡散は現時点では考慮しない。海水中の放射性物質年間平均濃度を表３．３．２－１に示す。

3.3.2.4　線量の計算方法

実効線量の計算は次により行う。

$$H_W = 365\sum_i K_{wi}\cdot A_{Wi} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}22)\text{ 式}$$

$$A_{Wi} = C_{Wi}\cdot\sum_k (CF)_{ik}\cdot W_k\cdot f_{mk}\cdot f_{ki} \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots \quad (3\text{-}3\text{-}23)\text{ 式}$$

ここで,

H_W　：海産物を摂取した場合の年間の実効線量（μSv/年）

365　：年間日数への換算係数（ｄ/年）

K_{wi}　：核種ｉの実効線量係数（μSv/Bq）

A_{Wi}　：核種ｉの摂取率（Bq/d）

C_{Wi}　海水中の核種ｉの濃度（Bq/cm^3）

$(CF)_{ik}$ ：核種ｉの海産物ｋに対する濃縮係数 $\left(\frac{Bq/g}{Bq/cm^3}\right)$

W_k ：海産物ｋの摂取量（ｇ／ｄ）

f_{mk} ：海産物ｋの市場希釈係数

f_{ki} ：海産物ｋの採取から摂取までの核種ｉの減衰比

$f_{ki} = e^{-\frac{0.693}{T_{ri}}t_k}$ （海藻類以外の海産物に対して）

$f_{ki} = \frac{3}{12} + \frac{T_{ri}}{0.693 \times 365}\left(1 - e^{-\frac{0.693}{T_{ri}} \times 365 \times \frac{9}{12}}\right)$ （海藻類に対して）

T_{ri} ：核種ｉの物理的半減期（ｄ）

t_k ：海産物ｋ（海藻類を除く。）の採取から摂取までの期間（ｄ）

計算に用いるパラメータ等は表３．３．２－２～表３．３．２－４に示す値とする。なお，市場希釈係数は 1，採取から摂取までの期間は無視する。

3.3.2.5　計算結果

液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量は，年間約 2.1×10^{-1}mSv となる。

表３．３．２－１　海水中における放射性物質年間平均濃度

核種	放射性物質年間平均濃度（Bq/cm^3）
H-3	約 6.1×10^{0}
Cr-51	約 4.0×10^{-6}
Mn-54	約 3.7×10^{-7}
Fe-59	約 7.0×10^{-7}
Co-58	約 4.0×10^{-7}
Co-60	約 6.0×10^{-7}
Sr-89	約 9.3×10^{-7}
Sr-90	約 3.2×10^{-7}
I-131	約 5.0×10^{-7}
Cs-134	約 9.7×10^{-7}
Cs-137	約 1.2×10^{-6}
Te-127	約 5.7×10^{-5}
Ru-106	約 4.0×10^{-6}
Te-127m	約 8.0×10^{-5}
Am-241	約 2.2×10^{-7}
Eu-155	約 7.7×10^{-7}
Ce-144	約 3.1×10^{-6}
Eu-154	約 1.1×10^{-6}
Pm-147	約 2.3×10^{-4}
Pr-144	約 6.7×10^{-4}
Y-90	約 3.2×10^{-7}
Rh-106	約 4.0×10^{-6}

表３．３．２－２　海産物の濃縮係数

元素	魚類	無脊椎動物	海藻
H	1	1	1
Cr	400	2000	2000
Mn	600	10000	20000
Fe	3000	20000	50000
Co	100	1000	1000
Sr	1	6	10
I	10	50	4000
Cs	30	20	20
Te	1000	100000	10000
Ru	50	300	2000
Am	50	1000	8000
Eu	300	7000	3000
Ce	50	200	600
Pm	25	1000	5000
Y	25	1000	5000
Pr	25	1000	5000
Rh	10	2000	2000

表３．３．２－３　海産物の摂取量（g/d）

魚類	無脊椎動物	海藻
200	20	40

表３．３．２－４　実効線量係数（μSv/Bq）

核種	実効線量係数
H-3	4.20×10^{-5}
Cr-51	3.80×10^{-5}
Mn-54	7.10×10^{-4}
Fe-59	1.80×10^{-3}
Co-58	7.40×10^{-4}
Co-60	3.40×10^{-3}
Sr-89	2.60×10^{-3}
Sr-90	2.80×10^{-2}
I-131	2.20×10^{-2}
Cs-134	1.90×10^{-2}
Cs-137	1.30×10^{-2}
Te-127	1.70×10^{-4}
Ru-106	7.00×10^{-3}
Te-127m	2.30×10^{-3}
Am-241	2.00×10^{-1}
Eu-155	3.20×10^{-4}
Ce-144	5.20×10^{-3}
Eu-154	2.00×10^{-3}
Pm-147	2.60×10^{-4}
Pr-144	5.00×10^{-5}
Y-90	2.70×10^{-3}
Rh-106	2.40×10^{-6}

3.3.3　敷地内各施設からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

3.3.3.1 線量の評価方法

(1) 線量評価点

直接線及びスカイシャイン線による実効線量は，線源から離れると急激に小さくなるため，線源となる施設をいくつかのエリアに分け，各エリアで敷地境界線量が最大となる地点での線量，またはエリア内各線源から敷地境界までの最短の地点での線量の合計値を計算する。

具体的には，使用済セシウム吸着塔保管施設等がある敷地南エリア，液体廃棄物の貯留設備（タンク類）等がある敷地南西エリア，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備と固体廃棄物貯蔵庫等のある敷地西エリア及び瓦礫類の一時保管エリアがある敷地北エリアとする。

(2)評価に使用するコード

MCNP 等，他の原子力施設における評価で使用実績があり，信頼性の高いコードを使用する。

(3)線源及び遮蔽

線源は各施設が内包する放射性物質量に容器厚さ，建屋壁，天井等の遮蔽効果を考慮して設定する。内包する放射性物質量や，遮蔽が明らかでない場合は，設備の表面線量率を測定し，これに代えるものとする。

対象設備は事故処理に係る高レベル放射性汚染水処理設備，固体廃棄物貯蔵庫，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備及び瓦礫類，伐採木の一時保管エリア等とし，現に設置あるいは現時点で設置予定があるものとする。

3.3.3.2　敷地南エリア

3.3.3.2.1　高レベル放射性汚染水処理設備

評価対象とするのは，高レベル放射性汚染水処理設備のうち，使用済セシウム吸着塔一時保管施設及び高レベル滞留水受タンクであり，現に設置，あるいは設置予定のある設備を評価する。使用済セシウム吸着塔一時保管施設におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔については，平成 24 年７月７日までに使用済セシウム吸着塔一時保管施設に保管した使用済吸着塔の線量率測定結果をもとに線源条件を設定する。（添付資料－１）

(1) 使用済セシウム吸着塔一時保管施設

a.　第一施設

容　　量：セシウム吸着装置吸着塔：536 体

第二セシウム吸着装置吸着塔：142 体

ⅰ.セシウム吸着装置（KURION）吸着塔

放 射 能 強 度：低線量吸着塔　Cs-134：約 2.2×10^{14}Bq　Cs-136：約 4.1×10^{11}Bq
Cs-137：約 2.6×10^{14}Bq
中線量吸着塔　Cs-134：約 5.6×10^{14}Bq　Cs-136：約 1.1×10^{12}Bq
Cs-137：約 6.7×10^{14}Bq
高線量吸着塔　Cs-134：約 3.8×10^{13}Bq　Cs-136：約 7.2×10^{10}Bq
Cs-137：約 4.6×10^{13}Bq

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm（高線量吸着塔 85.7mm）
吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm（高線量吸着塔 174.5mm）
吸着塔二次蓋：鉄 127mm（高線量吸着塔 55mm）
コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 403mm），密度 2.30g/cm^3
ボックスカルバート追加コンクリート遮蔽（施設西端，厚さ 200mm，密度 2.30g/cm^3）
ボックスカルバート間通路土嚢：高さ 4m，密度 1.8g/cm^3）

評 価 結 果：約 0.30mSv/年
約 0.28mSv/年（保管体数を 500 体程度に制限した場合の概算値）
約 0.11mSv/年（保管体数を 200 体程度に制限した場合の概算値）

ⅱ.第二セシウム吸着装置（SARRY）吸着塔

放 射 能 強 度：Cs-134：3.0×10^{15}Bq
Cs-137：3.0×10^{15}Bq

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm
吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評 価 結 果：約 0.21mSv/年
約 0.18mSv/年（保管体数を 120 本程度に制限した場合の概算値）

b. 第二施設

容　　量：高性能容器（HIC）：736 体

放 射 能 強 度：下表参照

遮　　蔽：コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm），密度 2.30g/cm^3

評 価 結 果：約 0.20mSv/年（概算値）

表３．３．３－１　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度（Bq／cm³）		核種	放射能濃度（Bq／cm³）	
	スラリー（前処理設備１）	スラリー（前処理設備２）		スラリー（前処理設備１）	スラリー（前処理設備２）
Fe-59	8.54E+02	2.04E+00	Cs-137	0.00E+00	0.00E+00
Co-58	1.30E+03	3.10E+00	Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00
Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00
Sr-89	1.66E+06	5.93E+05	Ce-141	2.67E+03	1.30E+01
Sr-90	3.76E+07	1.34E+07	Ce-144	1.17E+04	5.68E+01
Y-90	3.76E+07	1.34E+07	Pr-144	1.17E+04	5.68E+01
Y-91	1.25E+05	6.09E+02	Pr-144m	9.52E+02	4.64E+00
Nb-95	5.41E+02	1.29E+00	Pm-146	1.21E+03	5.91E+00
Tc-99	2.15E+01	3.38E-02	Pm-147	4.12E+05	2.01E+03
Ru-103	9.80E+02	3.09E+01	Pm-148	1.20E+03	5.86E+00
Ru-106	1.70E+04	5.34E+02	Pm-148m	7.73E+02	3.77E+00
Rh-103m	9.80E+02	3.09E+01	Sm-151	6.90E+01	3.36E-01
Rh-106	1.70E+04	5.34E+02	Eu-152	3.59E+03	1.75E+01
Ag-110m	7.59E+02	0.00E+00	Eu-154	9.31E+02	4.54E+00
Cd-113m	0.00E+00	9.22E+03	Eu-155	7.56E+03	3.68E+01
Cd-115m	0.00E+00	2.77E+03	Gd-153	7.81E+03	3.80E+01
Sn-119m	1.03E+04	0.00E+00	Tb-160	2.05E+03	1.00E+01
Sn-123	7.74E+04	0.00E+00	Pu-238	3.91E+01	1.90E-01
Sn-126	5.99E+03	0.00E+00	Pu-239	3.91E+01	1.90E-01
Sb-124	2.22E+03	5.97E+00	Pu-240	3.91E+01	1.90E-01
Sb-125	1.38E+05	3.73E+02	Pu-241	1.73E+03	8.44E+00
Te-123m	1.48E+03	3.55E+00	Am-241	3.91E+01	1.90E-01
Te-125m	1.38E+05	3.73E+02	Am-242m	3.91E+01	1.90E-01
Te-127	1.22E+05	2.93E+02	Am-243	3.91E+01	1.90E-01
Te-127m	1.22E+05	2.93E+02	Cm-242	3.91E+01	1.90E-01
Te-129	1.34E+04	3.19E+01	Cm-243	3.91E+01	1.90E-01
Te-129m	2.16E+04	5.17E+01	Cm-244	3.91E+01	1.90E-01
I-129	0.00E+00	0.00E+00	Mn-54	2.71E+04	7.37E+00
Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	Co-60	1.26E+04	9.85E+00
Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	Ni-63	0.00E+00	1.33E+02
Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	Zn-65	8.94E+02	2.14E+00

c.　第三施設（平成 25 年度中頃運用開始予定）

容　　量：高性能容器：3,456 体

放 射 能 強 度：第二施設の表参照

遮　　蔽：コンクリート製ボックスカルバート：150mm（通路側 400mm），密度 2.30g/cm³

蓋：重コンクリート 400mm，密度 3.20g/cm³

評 価 結 果：約 0.17mSv/年（概算値）

(2) 廃スラッジ一時保管施設

合　計　容　量：約 630m^3
放 射 能 濃 度：約 1.0×10^{7}Bq/cm^3
遮　　蔽：炭素鋼 25mm，コンクリート 1,000mm（密度 2.1g/cm^3）
（貯蔵建屋外壁で 1mSv/時）
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(3) 高濃度滞留水受タンク

合　計　容　量：約 2,800m^3
放 射 能 濃 度：約 1.0×10^{7}Bq/cm^3
遮　　蔽：SS400 9mm，盛土 2,500mm（密度 1.2g/cm^3）
（満水時の地表で 0.04μSv/時）
評　価　結　果：約 0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

3.3.3.2.2　伐採木一時保管エリア

瓦礫類，伐採木，ドラム缶等の線量評価結果には，①MCNP コードによる評価結果と②MCNP コードによる評価結果を基に貯蔵容量を比例計算したものがあり，②の計算結果は概算値となるため保管エリアが満杯となれば①で評価することとなる。

伐採木一時保管エリアについては，今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリアＳ

貯　蔵　容　量：約 11,400m^3
貯　蔵　面　積：約 3,800m^2
積 上 げ 高 さ：約 3m
表 面 線 量 率：0.3mSv/時（未保管）
遮　　蔽：覆土：厚さ 0.5m（密度 1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約 550m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：木 0.1g/cm^3
評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果：約 0.0005mSv/年

(2)一時保管エリアT

貯　蔵　容　量：約 23,100m^3
貯　蔵　面　積：約 7,700m^2
積 上 げ 高 さ：約 3m
表 面 線 量 率：0.3mSv/時（未保管）
遮　　蔽：覆土：厚さ 0.7m（密度 1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約 320m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：木 0.1g/cm^3
評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果
評 価 結 果：約 0.0058mSv/年

3.3.3.2.3　瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類，伐採木，ドラム缶等の線量評価結果には，①MCNP コードによる評価結果と②MCNP コードによる評価結果を基に貯蔵容量を比例計算したものがあり，②の計算結果は概算値となるため保管エリアが満杯となれば①で評価することとなる。

瓦礫類一時保管エリアについては，今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。なお，一時保管エリア U については保管する各機器の形状，保管状態を考慮した体積線源として各々評価する。また，機器本体の放射化の可能性が否定出来ないことから，核種は Co-60 とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリア J

貯　蔵　容　量：約 4,800m^3
エ リ ア 面 積：約 1,600m^2
積 上 げ 高 さ：約 3m
表 面 線 量 率：0.005mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 270m
線 源 形 状：円柱
か さ 密 度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果
評 価 結 果：約 0.0097mSv/年

(2)一時保管エリアN

貯　蔵　容　量：約 6,000m^3

エ　リ　ア　面　積：約2,000m^2
積　上　げ　高　さ：約3m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約490m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果
評　価　結　果：約0.0167mSv/年

(3)一時保管エリアU
貯　蔵　容　量：約750m^3
エ　リ　ア　面　積：約450m^2
積　上　げ　高　さ：約4.3m
表　面　線　量　率：0.015 mSv/時（未保管），0.020 mSv/時（未保管），0.028 mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約260m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄7.86g/cm^{3}またはコンクリート2.15g/cm^3
評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果
評　価　結　果：約0.0254mSv/年

3.3.3.2.4　計算結果

セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）の運用開始前は，セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）のKURION吸着塔，SARRY吸着塔の保管体数をそれぞれ500体程度，120体程度に制限し，セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）を除いた場合，敷地南エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設等に起因する分が約0.66mSv/年，伐採木に起因する分が約0.0063mSv/年，瓦礫類に起因する分が約0.0518mSv/年，合計0.72mSv/年となる。

セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）の運用開始以降については，セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）のKURION吸着塔を，西エリアに設置するセシウム吸着塔一時保管施設（第四施設）に移動し200体程度以下に制限することにより，敷地南エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，使用済セシウム吸着塔一時保管施設等に起因する分は約0.66mSv/年，伐採木に起因する分が約0.0063mSv/年，瓦礫類に起因する分が約0.0518mSv/年，合計0.72mSv/年となる。

また，平成25年３月末においてもセシウム吸着塔一時保管施設（第三施設）の運用開始前と同様である。

3.3.3.3　敷地南西エリア

3.3.3.3.1　貯留設備（タンク類）

貯留設備（タンク類）は，現に設置，あるいは設置予定のあるタンクを対象とし，設置エリア毎に線源を設定する。具体的には，各設置エリアのタンク上部の合計面積と同一の上部面積で，同一容量の円柱型の体積線源とする。放射能濃度は，当面実測された値を用い，まだ貯蔵が開始されていない，或いは今後設置予定のタンクについては，同じ種類の液体廃棄物が貯蔵されているタンクの濃度で代用する。

遮蔽はタンク厚さとし，タンクが隣接することによる互いの遮蔽効果は考慮しない。

貯留設備の種類別タンクの合計容量，放射性物質濃度及び遮蔽は以下のとおりである。

(1) 蒸発濃縮廃液用タンク

合　計　容　量：約 10,000m^3

放 射 能 濃 度：約 5.0×10^2Bq/cm^3（Cs-137，Cs-134）

遮　　蔽：側面：SS400（12mm または 9mm）

上面：SS400（9mm）

(2) RO 濃縮水貯槽

合　計　容　量：約 220,000m^3

放 射 能 濃 度：約 1.0×10^2Bq/cm^3（Cs-137，Cs-134）

遮　　蔽：側面：SS400（12mm，9mm または 6mm）

上面：SS400（9mm，6mm または 4.5mm）

(3) サプレッションプール水サージタンク

合　計　容　量：約 7,000m^3

放 射 能 濃 度：約 1.0×10^2Bq/cm^3（Cs-137，Cs-134）

遮　　蔽：側面：SM41A（15.5mm）

上面：SM41A（6mm）

(4) RO 処理水一時貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が 10^{-2}Bq/cm^3 程度と低いため，評価対象外とする。

(5) RO 処理水貯槽

貯蔵している液体の放射能濃度が 10^{-2}Bq/cm^3 程度と低いため，評価対象外とする。

(6) 受タンク等

合　計　容　量：約 2,100m^3

放 射 能 濃 度：約 1.0×10^2Bq/cm^3（Cs-137，Cs-134）

遮　　蔽：側面：SS400（6mm）
　　上面：SS400（4.5mm）

(7) 低レベル用タンク

貯蔵している液体の放射能濃度が 10^{0}Bq/cm^3 程度と低く，設置位置も他のタンクに比べて敷地境界から十分に遠いため，評価対象外とする。

(8) メガフロート

貯蔵している液体の放射能濃度が 10^{-1}Bq/cm^3 程度未満と低く，設置位置も港湾であり，他のタンクに比べて敷地境界から十分に遠いため，評価対象外とする。

3.3.3.3.2　伐採木一時保管エリア

伐採木一時保管エリアについては，今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリアR

貯　蔵　容　量：約 6,900m^3
貯　蔵　面　積：約 2,300m^2
積 上 げ 高 さ：約 3m
表 面 線 量 率：0.3mSv/時（未保管）
遮　　蔽：覆土：厚さ 0.5m（密度 1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約 600m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木 0.1g/cm^3
評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果：約 0.0003mSv/年

3.3.3.3.3　瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類一時保管エリアについては，今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種は Cs-134 及び Cs-137 とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)一時保管エリアO

貯　蔵　容　量：約 16,500m^3
エ リ ア 面 積：約 5,500m^2

積　上　げ　高　さ：約3m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約800m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果
評　価　結　果：約0.0014mSv/年

3.3.3.3.4　計算結果

敷地南西エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，各施設の最大評価値としては，貯留設備に起因する分が約 0.45mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0003mSv/年，瓦礫類に起因する分が約0.0014mSv/年，合計約0.46mSv/年となる。

また，平成25年３月末においても同様である。

3.3.3.4　敷地西エリア

3.3.3.4.1　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

使用済燃料乾式キャスク仮保管設備については，線源スペクトル，線量率，乾式キャスク本体の寸法等の仕様は，工事計画認可申請書又は核燃料輸送物設計承認申請書等，乾式キャスクの設計値及び収納する使用済燃料の収納条件に基づく値とする。なお，乾式キャスクの線量率は，側面，蓋面，底面の 3 領域に分割し，ガンマ線，中性子線毎にそれぞれ表面から 1m の最大線量率で規格化する。乾式キャスクの配置は,設備の配置設計を反映し，隣接する乾式キャスク等による遮蔽効果を考慮し，敷地境界における直接線及びスカイシャイン線の合計の線量率を評価する。

貯　蔵　容　量：65 基(乾式貯蔵キャスク 20 基及び輸送貯蔵兼用キャスク 45 基)
エ　リ　ア　面　積：約 80m×約 96m
遮　　蔽：コンクリートモジュール　200mm(密度 2.15g/cm^3)
評価点までの距離：エリア北西コーナーから約 270m
評 価 結 果 の 種 類：MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果：約 0.07mSv/年

3.3.3.4.2　固体廃棄物貯蔵庫

瓦礫類，伐採木，ドラム缶等の線量評価結果には，①MCNP コードによる評価結果と②MCNP コードによる評価結果を基に貯蔵容量を比例計算したものがあり，②の計算結果は概算値となるため保管エリアが満杯となれば①で評価することとなる。

第１及び第２固体廃棄物貯蔵庫については，回収した瓦礫類の保管に活用するため，実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し，核種を Cs-134 及び Cs-137 として評価するものとする。

第３～第８固体廃棄物貯蔵庫については，放射性固体廃棄物や一部を活用して瓦礫類，使用済保護衣等を保管，または一時保管するため，実測した線量率に今後の活用も考慮した表面線量率を設定し，核種を Co-60 として評価するものとする。

第６～第８固体廃棄物貯蔵庫地下には，放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫類を保管するが，遮蔽効果が高いことから地下保管分については，設置時の工事計画認可申請書と同様に評価対象外とする。

評価に用いる値は以下のとおり。

(1)第１固体廃棄物貯蔵庫

貯　蔵　容　量：約 1,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約 840m^2
積　上　げ　高　さ：約 1.2m
表　面　線　量　率：約 1.0mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：鉄板厚さ 約 0.5mm

評価点までの距離 ：約760m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm^3
評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果
評　価　結　果：約0.0034mSv/年

(2)第2固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約2,000m^3
エ　リ　ア　面　積：約1,100m^2
積　上　げ　高　さ：約1.8m
表　面　線　量　率：約5.3mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約180mm, 密度 約2.2g/cm^3
評価点までの距離 ：約760m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm^3
評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果
評　価　結　果：約0.0198mSv/年

(3)第3固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約7,400m^3
エ　リ　ア　面　積：約2,300m^2
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.006mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約180mm, 密度 約2.2g/cm^3
評価点までの距離 ：約480m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：コンクリート2.0g/cm^3
評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果
評　価　結　果：約0.0003mSv/年

(4)第4固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約7,400m^3
エ　リ　ア　面　積：約2,300m^2
積　上　げ　高　さ：約3.2m
表　面　線　量　率：約0.002mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約700mm, 密度 約2.2g/cm^3

評価点までの距離 ：約 430m
線　源　形　状 ：直方体
か　さ　密　度 ：コンクリート 2.0g/cm^3
評価結果の種類 ：①MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果 ：0.0001mSv/年未満　※影響が小さいため線量評価上無視する

(5)第 5 固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約 2,500m^3
エ　リ　ア　面　積 ：約 800m^2
積　上　げ　高　さ ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 0.21mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm^3
評価点までの距離 ：約 380m
線　源　形　状 ：直方体
か　さ　密　度 ：コンクリート 2.0g/cm^3
評価結果の種類 ：①MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果 ：約 0.0003mSv/年

(6)第 6 固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約 12,200m^3（１階部分）
エ　リ　ア　面　積 ：約 3,800m^2
積　上　げ　高　さ ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 0.15mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約 500mm, 密度 約 2.2g/cm^3
評価点までの距離 ：約 350m
線　源　形　状 ：直方体
か　さ　密　度 ：コンクリート 2.0g/cm^3
評価結果の種類 ：①MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果 ：約 0.0011mSv/年
※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(7)第 7 固体廃棄物貯蔵庫
貯　蔵　容　量：約 17,200m^3（１階部分）
エ　リ　ア　面　積 ：約 5,400m^2
積　上　げ　高　さ ：約 3.2m
表　面　線　量　率：約 0.11mSv/時

遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約500mm，密度 約2.2g/cm^3
評価点までの距離：約320m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート2.0g/cm^3
評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果
評価結果：約0.0015mSv/年
※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

(8)第8固体廃棄物貯蔵庫
貯蔵容量：約17,200m^3（1階部分）
エリア面積：約5,400m^2
積上げ高さ：約3.2m
表面線量率：約0.12mSv/時
遮　　蔽：天井及び壁：コンクリート 厚さ 約600mm，密度 約2.2g/cm^3
評価点までの距離：約280m
線源形状：直方体
かさ密度：コンクリート2.0g/cm^3
評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果
評価結果：約0.0009mSv/年
※地下に瓦礫類を一時保管することを考慮している。

3.3.3.4.3　ドラム缶等仮設保管設備

ドラム缶等仮設保管設備は，事故前に固体廃棄物貯蔵庫に保管されていた放射性固体廃棄物を仮置きするため，収納スペース内の直方体体積線源，核種をCo-60として評価する。また，評価条件における「保管済」は実測値による評価，「未保管」は受入上限値による評価を表す。

貯蔵容量：約23,000本（ドラム缶換算）
（内，ドラム缶約15,000本：未保管，大型廃棄物約8,000本（ドラム缶換算）：保管済）
表面線量率：0.1mSv/時（ドラム缶：未保管），約0.002mSv/時（大型廃棄物：保管済）

(1)ドラム缶等仮設保管設備（ドラム缶）
貯蔵容量：約9,300m^3
エリア面積：約3,000m^2
積上げ高さ：約3.1m

表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約390m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：鉄0.7g/cm^3
評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果
評　価　結　果：約0.0815mSv/年

(2)ドラム缶等仮設保管設備（大型廃棄物）
貯　蔵　容　量：約6,200m^3
エ　リ　ア　面　積：約2,000m^2
積　上　げ　高　さ：約3.1m
表　面　線　量　率：約0.002mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約360m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果
評　価　結　果：約0.0014mSv/年

3.3.3.4.4　瓦礫類一時保管エリア

瓦礫類一時保管エリアについては，今後搬入が予想される瓦礫類の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種はCs-134及びCs-137とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 一時保管エリアQ
貯　蔵　容　量：約6,100m^3
エ　リ　ア　面　積：約1,700m^2
積　上　げ　高　さ：約3.6m
表　面　線　量　率：5mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約720m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3
評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果
評　価　結　果：約0.0614mSv/年

3.3.3.4.5　伐採木一時保管エリア

伐採木一時保管エリアについては，今後搬入が予想される伐採木の量と表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。核種はCs-134及びCs-137とする。

評価条件における「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1) 一時保管エリアM

表面線量率がバックグラウンド値と同等のため線量が低いことから評価対象外とする。

(2)一時保管エリアV

貯　蔵　容　量：約15,000m^3
貯　蔵　面　積：約3,000m^2
積 上 げ 高 さ：約5m
表 面 線 量 率：0.3mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約670m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：木0.05g/cm^3
評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果
評　価　結　果：約0.0123mSv/年

3.3.3.4.6　多核種除去設備

多核種除去設備については，各機器に下表に示す核種，放射能濃度が内包しているとし，制動エックス線を考慮したガンマ線線源強度を核種生成減衰計算コードORIGEN-Sにより求め，3次元モンテカルロ計算コードMCNPにより敷地境界における実効線量を評価した結果，敷地西エリアにおける多核種除去設備に起因する直接線及びスカイシャイン線の線量は，約0.43mSv/年となる。

今後，評価条件の見直し及び追加の遮蔽設置等により，平成25年３月末において，多核種除去設備に起因する直接線及びスカイシャイン線の線量を約0.16 mSv/年とする。

放射能強度　　：下表参照
遮　　蔽　　：鉄（HIC及び吸着塔用遮蔽材）　112mm
　　：鉛（クロスフローフィルタ他用遮蔽材）　8mm，4mm

表３．３．３－２　評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）

(1/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）			
		汚染水	スラリー（前処理設備１）	スラリー（前処理設備２）	前処理後の汚染水
1	Fe-59	6.90E-01	8.54E+02	2.04E+00	1.06E-02
2	Co-58	1.05E+00	1.30E+03	3.10E+00	1.61E-02
3	Rb-86	4.19E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.19E+00
4	Sr-89	4.34E+03	1.66E+06	5.93E+05	9.11E+01
5	Sr-90	9.82E+04	3.76E+07	1.34E+07	2.06E+03
6	Y-90	9.82E+04	3.76E+07	1.34E+07	2.06E+03
7	Y-91	1.01E+02	1.25E+05	6.09E+02	3.03E-03
8	Nb-95	4.37E-01	5.41E+02	1.29E+00	6.69E-03
9	Tc-99	1.70E-02	2.15E+01	3.38E-02	1.70E-06
10	Ru-103	1.22E+00	9.80E+02	3.09E+01	2.98E-01
11	Ru-106	2.11E+01	1.70E+04	5.34E+02	5.15E+00
12	Rh-103m	5.40E-01	9.80E+02	3.09E+01	2.98E-01
13	Rh-106	2.11E+01	1.70E+04	5.34E+02	5.15E+00
14	Ag-110m	5.95E-01	7.59E+02	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	9.36E+01	0.00E+00	9.22E+03	4.77E+01
16	Cd-115m	2.81E+01	0.00E+00	2.77E+03	1.43E+01
17	Sn-119m	8.36E+00	1.03E+04	0.00E+00	2.51E-01
18	Sn-123	6.26E+01	7.74E+04	0.00E+00	1.88E+00
19	Sn-126	4.84E+00	5.99E+03	0.00E+00	1.45E-01
20	Sb-124	1.81E+00	2.22E+03	5.97E+00	4.27E-02
21	Sb-125	1.13E+02	1.38E+05	3.73E+02	2.67E+00
22	Te-123m	1.20E+00	1.48E+03	3.55E+00	1.84E-02
23	Te-125m	9.90E+01	1.38E+05	3.73E+02	2.67E+00
24	Te-127	7.05E+01	1.22E+05	2.93E+02	1.51E+00
25	Te-127m	9.90E+01	1.22E+05	2.93E+02	1.51E+00
26	Te-129	1.08E+01	1.34E+04	3.19E+01	1.65E-01
27	Te-129m	1.75E+01	2.16E+04	5.17E+01	2.68E-01
28	I-129	1.70E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.70E+00
29	Cs-134	1.20E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.20E+01
30	Cs-135	3. 95E+01	0.00E+00	0.00E+00	3.95E+01
31	Cs-136	4.47E-01	0.00E+00	0.00E+00	4.47E-01

表３．３．３－２　評価対象核種及び放射能濃度（汚染水・スラリー・前処理後の汚染水）

(2/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）			
		汚染水	スラリー（前処理設備１）	スラリー（前処理設備２）	前処理後の汚染水
32	Cs-137	1.65E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
33	Ba-137m	1.65E+01	0.00E+00	0.00E+00	1.65E+01
34	Ba-140	2.58E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.58E+00
35	Ce-141	2.16E+00	2.67E+03	1.30E+01	6.48E-05
36	Ce-144	9.42E+00	1.17E+04	5.68E+01	2.83E-04
37	Pr-144	6.42E+01	1.17E+04	5.68E+01	2.83E-04
38	Pr-144m	7.70E-01	9.52E+02	4.64E+00	2.31E-05
39	Pm-146	9.81E-01	1.21E+03	5.91E+00	2.94E-05
40	Pm-147	3.33E+02	4.12E+05	2.01E+03	9.99E-03
41	Pm-148	9.72E-01	1.20E+03	5.86E+00	2.92E-05
42	Pm-148m	6.25E-01	7.73E+02	3.77E+00	1.87E-05
43	Sm-151	5.58E-02	6.90E+01	3.36E-01	1.67E-06
44	Eu-152	2.90E+00	3.59E+03	1.75E+01	8.70E-05
45	Eu-154	7.53E-01	9.31E+02	4.54E+00	2.26E-05
46	Eu-155	6.11E+00	7.56E+03	3.68E+01	1.83E-04
47	Gd-153	6.31E+00	7.81E+03	3.80E+01	1.89E-04
48	Tb-160	1.66E+00	2.05E+03	1.00E+01	4.98E-05
49	Pu-238	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
50	Pu-239	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
51	Pu-240	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
52	Pu-241	1.40E+00	1.73E+03	8.44E+00	4.20E-05
53	Am-241	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
54	Am-242m	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
55	Am-243	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
56	Cm-242	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
57	Cm-243	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
58	Cm-244	3.16E-02	3.91E+01	1.90E-01	9.48E-07
59	Mn-54	2.13E+01	2.71E+04	7.37E+00	4.86E-02
60	Co-60	1.00E+01	1.26E+04	9.85E+00	5.10E-02
61	Ni-63	1.35E+00	0.00E+00	1.33E+02	6.89E-01
62	Zn-65	7.23E-01	8.94E+02	2.14E+00	1.11E-02

表３．３．３－３　評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(1/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）					
		メディア１／４	メディア２	メディア３	メディア６	メディア５	メディア７
1	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.38E+02	0.00E+00	0.00E+00
2	Co-58	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.61E+02	0.00E+00	0.00E+00
3	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00	1.40E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
4	Sr-89	0.00E+00	1.96E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
5	Sr-90	0.00E+00	4.43E+07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
6	Y-90	0.00E+00	4.43E+07	0.00E+00	6.63E+04	0.00E+00	0.00E+00
7	Y-91	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.82E+01	0.00E+00	0.00E+00
8	Nb-95	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.50E+02	0.00E+00	0.00E+00
9	Tc-99	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.81E-02
10	Ru-103	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.72E+04
11	Ru-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.97E+05
12	Rh-103m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.86E+02	0.00E+00	1.72E+04
13	Rh-106	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	7.26E+03	0.00E+00	2.97E+05
14	Ag-110m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
15	Cd-113m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.07E+06	0.00E+00	0.00E+00
16	Cd-115m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.22E+05	0.00E+00	0.00E+00
17	Sn-119m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.64E+03	0.00E+00	0.00E+00
18	Sn-123	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.23E+04	0.00E+00	0.00E+00
19	Sn-126	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.27E+03	0.00E+00	0.00E+00
20	Sb-124	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.61E+02	0.00E+00
21	Sb-125	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.00E+04	0.00E+00
22	Te-123m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.13E+02	0.00E+00
23	Te-125m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.00E+04	0.00E+00
24	Te-127	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.41E+04	0.00E+00
25	Te-127m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.41E+04	0.00E+00
26	Te-129	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.72E+03	0.00E+00
27	Te-129m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.02E+03	0.00E+00
28	I-129	5.70E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	0.00E+00	0.00E+00	4.02E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-135	0.00E+00	0.00E+00	1.32E+06	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
31	Cs-136	0.00E+00	0.00E+00	1.50E+04	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00

表３．３．３－３　評価対象核種及び放射能濃度（吸着材）(2/2)

No.	核種	放射能濃度（Bq／cm^3）					
		メディア１／４	メディア２	メディア３	メディア６	メディア５	メディア７
32	Cs-137	0.00E+00	0.00E+00	5.53E+05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
33	Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00	5.53E+05	3.71E+05	0.00E+00	0.00E+00
34	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.81E+04	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.46E+00	0.00E+00	0.00E+00
36	Ce-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.36E+00	0.00E+00	0.00E+00
37	Pr-144	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.36E+00	0.00E+00	0.00E+00
38	Pr-144m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.20E-01	0.00E+00	0.00E+00
39	Pm-146	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.62E-01	0.00E+00	0.00E+00
40	Pm-147	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.25E+02	0.00E+00	0.00E+00
41	Pm-148	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	6.56E-01	0.00E+00	0.00E+00
42	Pm-148m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.22E-01	0.00E+00	0.00E+00
43	Sm-151	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	3.77E-02	0.00E+00	0.00E+00
44	Eu-152	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.96E+00	0.00E+00	0.00E+00
45	Eu-154	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	5.08E-01	0.00E+00	0.00E+00
46	Eu-155	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.12E+00	0.00E+00	0.00E+00
47	Gd-153	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.26E+00	0.00E+00	0.00E+00
48	Tb-160	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.12E+00	0.00E+00	0.00E+00
49	Pu-238	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
50	Pu-239	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
51	Pu-240	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
52	Pu-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	9.45E-01	0.00E+00	0.00E+00
53	Am-241	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
54	Am-242m	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
55	Am-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
56	Cm-242	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
57	Cm-243	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
58	Cm-244	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.13E-02	0.00E+00	0.00E+00
59	Mn-54	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.09E+03	0.00E+00	0.00E+00
60	Co-60	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.15E+03	0.00E+00	0.00E+00
61	Ni-63	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.55E+04	0.00E+00	0.00E+00
62	Zn-65	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.49E+02	0.00E+00	0.00E+00

3.3.3.4.7　使用済セシウム吸着塔一時保管施設

(1) 第四施設

容　　量：セシウム吸着装置吸着塔：680 体
　　第二セシウム吸着装置吸着塔：212 体

ⅰ.セシウム吸着装置（KURION）吸着塔

放 射 能 強 度：低線量吸着塔　Cs-134：約 2.2×10^{14}Bq　Cs-136：約 4.1×10^{11}Bq
　　Cs-137：約 2.6×10^{14}Bq
　　中線量吸着塔　Cs-134：約 5.6×10^{14}Bq　Cs-136：約 1.1×10^{12}Bq
　　Cs-137：約 6.7×10^{14}Bq
　　高線量吸着塔　Cs-134：約 3.8×10^{13}Bq　Cs-136：約 7.2×10^{10}Bq
　　Cs-137：約 4.6×10^{13}Bq

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 177.8mm（高線量吸着塔 85.7mm）
　　吸着塔一次蓋：鉄 222.5mm（高線量吸着塔 174.5mm）
　　吸着塔二次蓋：鉄 127mm（高線量吸着塔 55mm）
　　コンクリート製ボックスカルバート：203mm（蓋厚さ 400mm），密度 2.30g/cm^3

評 価 結 果：約 0.031mSv/年（概算値）

ⅱ.第二セシウム吸着装置（SARRY）吸着塔

放 射 能 強 度：Cs-134：3.0×10^{15}Bq
　　Cs-137：3.0×10^{15}Bq

遮　　蔽：吸着塔側面：鉄 35mm，鉛 190.5mm
　　吸着塔上面：鉄 35mm，鉛 250.8mm

評 価 結 果：約 0.022mSv/年

3.3.3.4.8　計算結果

敷地西エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，各施設の最大評価値としては，使用済燃料乾式キャスク仮保管設備に起因する分が約 0.07mSv/年，固体廃棄物貯蔵庫に起因する分が約 0.0273mSv/年，ドラム缶等仮設保管設備に起因する分が約 0.0829mSv/年，多核種除去設備に起因する分が約 0.16mSv/年，瓦礫類に起因する分が約 0.0614mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0123mSv/年，セシウム吸着塔一時保管施設に起因する分が約 0.053mSv/年，合計約 0.47mSv/年となる。

また，平成 25 年３月末においても同様である。

3.3.3.5　敷地北エリア

3.3.3.5.1　瓦礫類及び伐採木一時保管エリア

瓦礫類及び伐採木の一時保管エリアについては，実測した線量率に今後搬入が予想される瓦礫類及び伐採木の量と線量率を考慮した表面線量率を設定し，一時保管エリア全体に体積線源で存在するものとして評価する。なお，核種はCs-134及びCs-137とする。また，評価条件における「保管済」は実測値による評価，「未保管」は受入上限値による評価を表す。

(1)瓦礫類一時保管エリア

ａ．一時保管エリアＡ１

一時保管エリアＡ１は，高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース１と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース２により運用する。

（ケース１）

貯　蔵　容　量：約2,400m^3

エ　リ　ア　面　積：約800m^2

積　上　げ　高　さ：約4m

表　面　線　量　率：30mSv/時（未保管）

遮　蔽：側面（南側以外）

土嚢：高さ約3m，厚さ約1m，密度約1.5g/cm^3

高さ約1m，厚さ約0.8m，密度約1.5g/cm^3

コンクリート壁：高さ約3m，厚さ約120mm，密度約2.1g/cm^3

鉄板：高さ約1m，厚さ約22mm，密度約7.8g/cm^3

側面（南側）

土嚢：厚さ約0.8m，密度約1.5g/cm^3

鉄板：厚さ約22mm，密度約7.8g/cm^3

上部

土嚢：厚さ約0.8m，密度約1.5g/cm^3

鉄板：厚さ約22mm，密度約7.8g/cm^3

評価点までの距離：約230m

線　源　形　状：四角柱

か　さ　密　度：鉄0.3g/cm^3

評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果

評　価　結　果：約0.0027mSv/年

（ケース２）

貯　蔵　容　量：約4,200m^3

エ　リ　ア　面　積：約 1,400m^2
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：0.01mSv/時（未保管）
遮　　蔽：コンクリート壁：高さ 約 3m，厚さ 約 120mm，密度 約 2.1g/cm^3
評価点までの距離：約 240m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果：約 0.0193mSv/年

ｂ．一時保管エリアＡ２

一時保管エリアＡ２は，高線量の瓦礫類に遮蔽を行って一時保管する場合のケース１と遮蔽を行っていた瓦礫類を他の一時保管エリアに移動した後に低線量瓦礫類を一時保管する場合のケース２により運用する。

（ケース１）

貯　蔵　容　量：約 4,700m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,500m^2
積　上　げ　高　さ：約 4m
表　面　線　量　率：30mSv/時（未保管）
遮　　蔽：側面（東側以外）
土嚢：高さ約 3m，厚さ約 1m，密度約 1.5g/cm^3
高さ約 1m，厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/cm^3
コンクリート壁：高さ約 3m，厚さ約 120mm，密度約 2.1g/cm^3
鉄板：高さ約 1m，厚さ約 22mm，密度約 7.8g/cm^3
側面（東側）
土嚢：厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/cm^3
鉄板：厚さ約 22mm，密度約 7.8g/cm^3
上部
土嚢：厚さ約 0.8m，密度約 1.5g/cm^3
鉄板：厚さ約 22mm，密度約 7.8g/cm^3
評価点までの距離：約 210m
線　源　形　状：四角柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果：約 0.0050mSv/年

（ケース２）

貯　蔵　容　量：約 7,400m^3

エ　リ　ア　面　積：約 2,500m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.005mSv/時（未保管）

遮　　蔽：コンクリート壁：高さ 約 3m，厚さ 約 120mm，密度 約 2.1g/cm^3

評価点までの距離：約 220m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果

評　価　結　果：約 0.0189mSv/年

ｃ．一時保管エリアＢ

①エリア１

貯　蔵　容　量：約 1,900m^3

エ　リ　ア　面　積：約 600m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.01mSv/時

評価点までの距離：約 260m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果

評　価　結　果：約 0.0114mSv/年

②エリア２

貯　蔵　容　量：約 1,200m^3

エ　リ　ア　面　積：約 400m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.01mSv/時

評価点までの距離：約 310m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果

評　価　結　果：約 0.0042mSv/年

ｄ．一時保管エリアＣ

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し，その結果を基に比例計算によって，保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯　蔵　容　量：約 40,000m^3（内，保管済約 28,000m^3，未保管約 12,000m^3）
エ　リ　ア　面　積：約 13,400m^2
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：約 0.01mSv/時（保管済），0.1 mSv/時（未保管），0.05mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 310m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果の種類：②MCNP コードによる評価結果を基に貯蔵容量を比例計算したもの
評　価　結　果：約 0.5256mSv/年（全て 0.1mSv/時として評価した場合）

・保管済約 28,000m^3
　評価結果：約 0.0368mSv/年
・未保管約 9,000m^3（0.1mSv/時）
　評価結果：約 0.1183mSv/年
・未保管約 3,000m^3（0.05mSv/時）
　評価結果：約 0.0198mSv/年

ｅ．一時保管エリアＤ

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し，その結果を基に比例計算によって，保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯　蔵　容　量：約 3,000m^3（内，保管済約 2,400m^3，未保管約 600m^3）
エ　リ　ア　面　積：約 1,000m^2
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：約 0.09mSv/時（保管済），0.5mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 540m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果の種類：②MCNP コードによる評価結果を基に貯蔵容量を比例計算したもの
評　価　結　果：約 0.0272mSv/年（全て 0.5mSv/時として評価した場合）

・保管済約 2,400m^3

評価結果：約 0.0038mSv/年

・未保管約 600m^3

評価結果：約 0.0055mSv/年

ｆ．一時保管エリアＥ１

すべて未保管としたエリア全体の評価を MCNP で実施し，その結果を基に比例計算によって，保管済分と未保管分に分けて評価した。

貯　蔵　容　量：約 10,500m^3（内，保管済約 3,200m^3，未保管約 7,300m^3）

エ　リ　ア　面　積：約 3,500m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：約 0.11mSv/時（保管済），1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 660m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評価結果の種類：②MCNP コードによる評価結果を基に貯蔵容量を比例計算したもの

評　価　結　果：約 0.0403mSv/年（全て 1mSv/時として評価した場合）

・保管済約 3,200m^3

評価結果：約 0.0014mSv/年

・未保管約 7,300m^3

評価結果：約 0.0281mSv/年

ｇ．一時保管エリアＥ２

貯　蔵　容　量：約 1,800m^3

エ　リ　ア　面　積：約 500m^2

積　上　げ　高　さ：約 3.6m

表　面　線　量　率：10mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 810m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果

評　価　結　果：約 0.0219mSv/年

ｈ．一時保管エリアＦ１

貯　蔵　容　量：約 650m^3
エ　リ　ア　面　積：約 220m^2
積　上　げ　高　さ：約 3m
表　面　線　量　率：約 1.8mSv/時（保管済）
評価点までの距離：約 700m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果：約 0.0059mSv/年

ｉ．一時保管エリアＦ２

貯　蔵　容　量：約 7,500m^3
エ　リ　ア　面　積：約 1,500m^2
積　上　げ　高　さ：約 5m
表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管）
評価点までの距離：約 690m
線　源　形　状：円柱
か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3
評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果：約 0.0018mSv/年

ｊ．一時保管エリアＬ

覆土式一時保管施設 1 槽毎に評価した。
貯　蔵　容　量：約 4,000m^3×4
貯　蔵　面　積：約 1,400m^2×4
積　上　げ　高　さ：約 4.9m
表　面　線　量　率：30mSv/時（未保管）
遮　　蔽：覆土：厚さ 1m（密度 1.2g/cm^3）
評価点までの距離：約 260m，約 180m，約 270m，約 200m
線　源　形　状：直方体
か　さ　密　度：鉄 0.5g/cm^3
評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果
評　価　結　果：約 0.0075mSv/年，約 0.0254mSv/年，約 0.0059mSv/年，約 0.0193mSv/年

ｋ．一時保管エリアＰ１

貯　蔵　容　量：約 51,000m^3

エ　リ　ア　面　積：約 17,000m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.1mSv/時（未保管約 25,500m^3），0.05 mSv/時（未保管約 25,500m^3）

評価点までの距離：約 550m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評価結果の種類：②MCNP コードによる評価結果を基に貯蔵容量を比例計算したもの

評　価　結　果：約 0.0303mSv/年

ｌ．一時保管エリアＰ２

貯　蔵　容　量：約 7,100m^3

エ　リ　ア　面　積：約 2,000m^2

積　上　げ　高　さ：約 3.6m

表　面　線　量　率：1mSv/時（未保管）

評価点までの距離：約 550m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：鉄 0.3g/cm^3

評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果

評　価　結　果：約 0.0876mSv/年

(2)伐採木一時保管エリア

ｉ．一時保管エリアＧ

①エリア１

貯　蔵　容　量：約 8,400m^3

貯　蔵　面　積：約 2,800m^2

積　上　げ　高　さ：約 3m

表　面　線　量　率：0.3mSv/時

遮　　蔽：覆土：厚さ 0.7m（密度 1.2g/cm^3）

評価点までの距離：約 210m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：木 0.1g/cm^3

評価結果の種類：①MCNP コードによる評価結果

評　価　結　果：約0.0167mSv/年

②エリア２

貯　蔵　容　量：約18,600m^3

貯　蔵　面　積：約6,200m^2

積 上 げ 高 さ：約3m

表 面 線 量 率：0.3mSv/時

遮　　蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm^3）

評価点までの距離：約270m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：木0.1g/cm^3

評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果

評　価　結　果：約0.0097mSv/年

ｊ．一時保管エリアH

貯　蔵　容　量：約15,000m^3

貯　蔵　面　積：約5,000m^2

積 上 げ 高 さ：約3m

表 面 線 量 率：0.3mSv/時

遮　　蔽：覆土：厚さ0.7m（密度1.2g/cm^3）

評価点までの距離：約610m

線　源　形　状：円柱

か　さ　密　度：木0.1g/cm^3

評価結果の種類：①MCNPコードによる評価結果

評　価　結　果：約0.0002mSv/年

※表面線量率がバックグラウンド値と同等のため線量が低いことから一部評価対象外

ｋ．一時保管エリアⅠ

表面線量率がバックグラウンド値と同等のため線量が低いことから評価対象外とする。

3.3.3.5.2　雑固体廃棄物焼却設備

雑固体廃棄物焼却設備については，雑固体廃棄物と焼却灰を線源として評価を行う。

遮蔽は，焼却炉建屋の建屋壁，天井のコンクリート厚さを考慮する。なお，焼却灰については，重量コンクリートによる遮蔽を考慮する。

焼却炉建屋

容　　量：雑固体廃棄物：約 2,170m^3
　　焼却灰：約 85m^3
線 源 強 度：下表参照
遮　　蔽：コンクリート（密度 2.15g/cm^3）300mm～700mm
　　重量コンクリート（密度 3.715 g/cm^3）：50mm
線 源 形 状：直方体
か さ 密 度：雑固体廃棄物：0.134g/cm^3
　　焼却灰：0.5g/cm^3
評価結果の種類：直接線：ＱＡＤ
　　スカイシャイン線：ＡＮＩＳＮ＋Ｇ３３
評 価 結 果：約 0.0008mSv／年

表３．３．３－４　評価対象核種及び放射能濃度

核種	放射能濃度（Bq／cm^3）	
	雑固体廃棄物	焼却灰
Mn-54	5.4E+00	4.0E+02
Co-58	2.5E-02	1.9E+00
Co-60	1.5E+01	1.1E+03
Sr-89	2.1E-01	1.6E+01
Sr-90	1.3E+03	9.9E+04
Ru-103	1.9E-04	1.4E-02
Ru-106	5.0E+01	3.7E+03
Sb-124	2.8E-02	2.1E+00
Sb-125	4.7E+01	3.5E+03
I-131	5.1E-25	3.8E-23
Cs-134	4.6E+02	3.4E+04
Cs-136	3.4E-17	2.5E-15
Cs-137	1.3E+03	9.4E+04
Ba-140	2.1E-15	1.6E-13
合計	3.2E+03	2.4E+05

3.3.3.5.3　計算結果

敷地北エリアにおける直接線及びスカイシャイン線の線量は，各施設の最大評価値としては，瓦礫類に起因する分が約 0.4731mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0266mSv/年，雑固体廃棄物焼却設備に起因する分が約 0.0008mSv/年，合計約 0.51mSv/年となる。

また，平成 25 年３月末における敷地北エリアの評価値は，瓦礫類に起因する分が約 0.4426mSv/年，伐採木に起因する分が約 0.0266mSv/年，合計約 0.47mSv/年となる。

3.3.3.6　添付資料

添付資料－１　セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔の線源条件について

添付資料－１

セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置（KURION）吸着塔の線源条件について

1. 概要

セシウム吸着塔一時保管施設（第一施設）におけるセシウム吸着装置吸着塔（KURION）の線源条件については，滞留水中の放射能濃度の低下等に伴い，吸着塔内のセシウム吸着量が運転当初から変化していることから，使用済セシウム吸着塔側部の線量率の実測値に基づき，実態を反映した線源条件とした。

2. 線源設定

当初設計では，滞留水の性状及び吸着材の吸着性能から，吸着塔あたりの放射能濃度を表１に示すように推定し，この場合の吸着塔側面線量率を，MCNP コードによる評価により14mSv/時と評価した。吸着塔側部の線量率測定から，各吸着塔を，低線量吸着塔（10mSv/時未満），中線量吸着塔（10mSv/時以上 40mSv/時未満），高線量吸着塔（40mSv/時以上）に分類した。平成24年７月７日までに一時保管施設に保管した177本のうち，低線量吸着塔，中線量吸着塔，高線量吸着塔側部の線量率平均値がそれぞれ 5mSv/時，12.9mSv/時，95mSv/時であることから，低線量吸着塔・中線量吸着塔については，当初設計との比率に応じて，それぞれの分類に属する吸着塔あたりのセシウム吸着量を表１のように設定した。また，低線量吸着塔・中線量吸着塔の遮蔽厚が７インチであるのに対し，高線量吸着塔は，すべて前段の油分等除去用の SMZ スキッドから発生した３インチ遮蔽の吸着塔であるため，３インチ遮蔽をモデル化して吸着塔側面線量率が 95mSv/時となるように線源条件を設定した。なお，177 塔のうち，低線量吸着塔，中線量吸着塔，高線量吸着塔がそれぞれ 106 本，63 本，８本であり，今後の使用済吸着塔は低線量吸着塔になることが予想されることから，それぞれの吸着塔を 344 塔，172 塔，20 塔とした。

表１　セシウム吸着装置吸着塔の線源条件

	Cs-134 (Bq)	Cs-136 (Bq)	Cs-137 (Bq)	吸着塔側面線量率 (mSv/時)
当初設計吸着塔	約 6.0×10^{14}	約 1.1×10^{12}	約 7.3×10^{14}	14（計算値）
低線量吸着塔	約 2.2×10^{14}	約 4.1×10^{11}	約 2.6×10^{14}	5
中線量吸着塔	約 5.6×10^{14}	約 1.1×10^{12}	約 6.7×10^{14}	12.9
高線量吸着塔	約 3.8×10^{13}	約 7.2×10^{10}	約 4.6×10^{13}	95

3. 線源設定の保守性

平成 24 年 7 月 7 日までに一時保管施設に保管した 177 本のうち，平成 23 年 6 月から 9 月，平成 23 年 10 月から 12 月，平成 24 年 1 月から 3 月，平成 24 年 4 月から 6 月に発生した使用済吸着塔の低線量吸着塔，中線量吸着塔，高線量吸着塔の割合を図１に示す。平成 23 年６月の運転開始初期には中・高線量吸着塔の割合が高かったが，滞留水中の放射能濃度低下に伴い，低線量吸着塔の割合が高くなっている。高線量吸着塔は平成 24 年の運転では発生しておらず，中線量吸着塔も直近ではほとんど発生していないことから，今後は高線量吸着塔が発生せず，ほとんどが低線量吸着塔であると予想される。また，図２に示すように，発生時期が遅いほど表面線量率が低下しており，これまでに発生した吸着塔の側面線量率の平均値を基に今後の発生分も含めて線源設定することは，保守的と言える。

運用にあたっては，各々の平均値が設定条件を超えないように管理を行う。

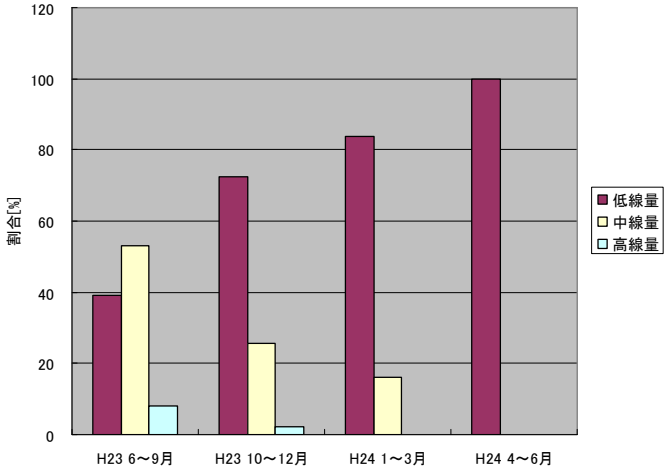


図１　一時保管施設に保管した使用済吸着塔の発生時期による割合の変化

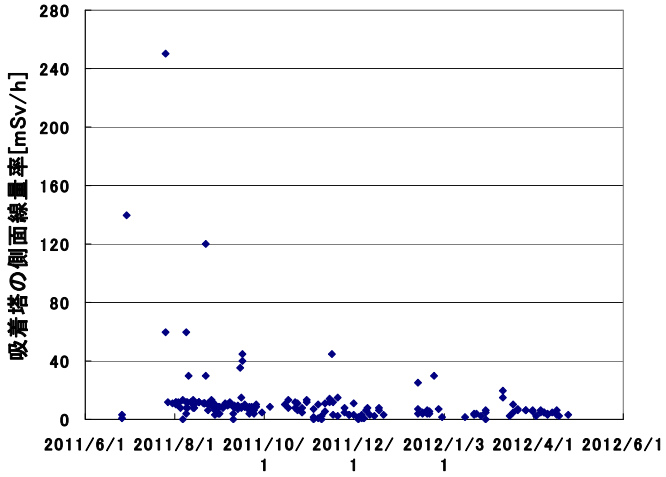


図２　一時保管施設に保管した使用済吸着塔の発生時期と表面線量率分布

3.3.4　線量評価のまとめ

追加的に放出される放射性物質と敷地内に保管する放射性廃棄物等により，一般公衆が受ける実効線量は，最大で約 0.96mSv/年である。

また，平成 25 年３月における実効線量も同様な結果であり，１mSv/年未満を満足する。

3.3.5　事故当初に放出された放射性物質の影響について

平成 24 年 1 月 2 日～平成 24 年 1 月 8 日のモニタリングポスト指示値の平均と年間換算値（8760 時間）を表３．３．５－１に示す。

最も低い敷地北側の MP-1 においても年間約 35mSv であり，これは 3.3.4 までに評価した追加的な放射性物質の放出に起因する実効線量及び各施設からの直接並びに散乱放射線による実効線量を大きく上回っている。また，空気中の放射性物質濃度も，追加放出分の評価値が約 1.4×10^{-8} Bq/cm^3 に対し，西門におけるダストサンプリング結果が 10^{-7}～10^{-6} Bq/cm^3 と 2 桁程度高い値となっており，過去に沈積した放射性物質が再浮遊しているものと考えられる。

これらのことから，現状は事故当初に放出し，沈積した放射性物質の影響が支配的であり，今後敷地周辺で居住するに当たっては，既に沈積した放射性物質の除去がより重要であることを示している。詳細は「3.4 放射線リスクの低減」で述べる。

表３．３．５－１　モニタリングポストの指示値と年間換算値

	指示値 （μSv/h）	年間換算値 （mSv/年）
MP-1	4	約 35
MP-2	19	約 170
MP-3	12	約 110
MP-4	11	約 96
MP-5	14	約 120
MP-6	33	約 290
MP-7	89	約 780
MP-8	68	約 600

3.4　放射線リスクの低減

3.4.1　概要

従事者や一般公衆へ影響を与える可能性のある以下の放射線リスクについて，リスクの低減方針と当面の取り組みについて示す。

放射線リスク

①原子炉施設に起因する敷地内及び敷地外における線量を合理的に達成できる限り低減すること。特に，事故後新たに設置された施設及び今後新たに放出される放射性物質による敷地内及び敷地外における線量を合理的に達成できる限り低減すること

②建屋等内に滞留する高レベル放射性汚染水の拡散を防止するとともに，速やかに処理すること

③原子炉建屋内使用済燃料プールから使用済燃料等をできる限り速やかに取り出すこと

④敷地内に飛散した放射性物質の拡散を防止するとともに，合理的に達成できる限り除染すること

⑤港湾内に滞留している放射性物質を含む海水及び海底土については，拡散を防止するとともに，合理的に達成できる限り放射性物質濃度を低減すること

3.4.2　原子炉施設に起因する敷地内及び敷地外における線量を合理的に達成できる限り低減すること。特に，事故後新たに設置された施設及び今後新たに放出される放射性物質による敷地内及び敷地外における線量を合理的に達成できる限り低減すること

3.4.2.1　現状及び中期的見通し

発電所敷地内では，今回の地震，津波，水素爆発により放射性物質によって汚染された瓦礫や放射性物質に汚染した資機材といった瓦礫等が発生している。また，事故の復旧工事に伴い，汚染水処理に伴い発生する廃棄物（使用済吸着塔，廃スラッジ等，以下「水処理廃棄物」という。）が生じている。このうち瓦礫等については，線量率や材質により可能な限り分別し，発電所敷地内の空間線量率を踏まえ，周囲への汚染拡大の影響の恐れのあるものについては飛散抑制対策（容器収納，シート養生等）を講じ一時保管している。また，水処理廃棄物については，放射線遮へいに対する考慮等を行った上で仮保管施設に保管している。現状，原子炉が冷却されて格納容器からの放射性物質の放出は抑えられている状態で，1～3 号機原子炉建屋から新たに放出される放射性物質による年間被ばく線量は敷地境界で 0.03mSv（2012 年 10 月時点）と評価されている。

瓦礫等や水処理廃棄物については，処理・処分の安全性に関する見通しが得られるまでの間，保管を継続するが，必要に応じて遮へい対策等を施し，敷地境界線量への影響低減を図る。水処理廃棄物については，長期的な安定保管のための対策を検討していく。気体・液体廃棄物の環境中への放出にあたっては，告示に定める濃度限度を超えないよう厳重な管理を行っていく。なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

3.4.2.2　基本的対応方針及び中期的計画

下記の基本的考え方に基づき，保管，管理を継続するとともに，遮へい等の対策を実施することにより，2012 年度内に，新たに放出される放射性物質及び事故後に発生した放射性廃棄物からの放射線による敷地境界線量を 1mSv/年未満とする。さらに，長期的な安定保管対策の具体化，安定保管の実現を目指していく。

線量低減の基本的考え方

- 瓦礫等や水処理廃棄物の発生に応じてエリアを確保し保管対策を継続するとともに，廃棄物に対し追加の遮へい対策を施す，もしくは，遮へい機能を有した施設内に廃棄物を移動する等により，敷地境界での放射線量低減を図っていく。
- 水処理廃棄物については，長期的な安定保管に必要な処理方法を検討する。
- 気体・液体廃棄物については，告示に定める濃度限度を超えないよう厳重な管理を行い放出するとともに，合理的に達成できる限り低減することを目標として管

理していく。なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

(1) 瓦礫等の管理

今回の地震，津波，水素爆発により発電所敷地内において発生した瓦礫等を建屋内，仮設保管設備または屋外集積により一時保管している。これらの瓦礫等により作業員や公衆への被ばく線量への影響があるため，瓦礫等を取扱う作業員に対しては，高線量瓦礫等を取扱う３号機原子炉建屋上部瓦礫撤去工事等において，各段階で遮へいや無人化重機等による線量低減対策を施し作業員の放射線被ばくの低減に努める。一時保管エリアに対しては，遮へい等のハード的対策や運用上制約を設ける等のソフト的対策を講じることにより，線量低減対策を実施していく。

中期的計画として，具体的対策については現時点で以下の方法が考えられるが，今後，瓦礫等の発生量，放射線量を考慮し対策を検討していく。

①瓦礫等への遮へい

瓦礫等を地下または半地下式の一時保管エリアに保管し，土や土嚢等の遮へい物で覆う（覆土式一時保管施設）。なお，地震や大雨等に起因した覆土のすべりや陥没による遮へい機能低下の放射線リスクが考えられるため，施設の保管状態に異常が認められた場合には，損傷の程度に応じて遮へいの追加，施設の修復を行うことにより，被ばく低減を図る。

②瓦礫等の一時保管エリアの遮へい

瓦礫等を保管している仮設保管設備を土嚢や鉄板等の遮へい物で覆う。

③瓦礫等の一時保管エリアの移動

瓦礫等を敷地境界から離れた距離にある一時保管エリアへ移動することにより，距離による放射線量を低減する。その際に，作業員の被ばく線量が過剰に上がらないよう配慮する。

④瓦礫等の遮へい機能を有した建屋への移動，一時保管

瓦礫等を既設または新設の遮へい機能を有した建屋に移動し，一時保管する。

⑤運用による制限

敷地境界に近い距離にある瓦礫等の一時保管エリアに保管する瓦礫等の放射線量率を目安値以下に制限することにより，敷地境界への放射線による影響を低減する。

a. 貯蔵容量の確保

瓦礫等の一時保管エリアについては，2012年末まで原子炉建屋上部瓦礫撤去に関する工事に伴い発生した瓦礫等を一時保管できる容量があると考えているが，撤去工事の変動やその他の工事等による瓦礫等の保管量増加により容量不足が見込まれるた

め，追加の一時保管エリアを設定していく。現在，複数の候補地を選定している。

伐採木の一時保管エリアについては，2012年度末までに発生する伐採木を一時保管できる容量があると考えている。なお，保管量増加により容量不足が見込まれるため，追加の一時保管エリアを設定していく。

また，これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し，適切に保管エリアを確保し管理していくとともに，敷地境界への放射線影響に配慮した中長期的な計画を，2012 年度末を目途に策定する。

瓦礫等については，保管量を抑制するため，減容処理を行うとともに再利用についても検討を行い，計画へ反映していく。

b. 敷地内に保管されている事故後に発生した放射性廃棄物による敷地境界における実効線量を1mSv/年未満にする線量低減対策

敷地を４つのエリアに分けて敷地境界線量評価を実施している。

(a) 敷地北エリア

瓦礫等及び伐採木を一時保管するエリアであり，線量低減対策を以下に示す。

①覆土式一時保管施設の設置，同施設への瓦礫等の移動

敷地境界に近い一時保管エリアＡに保管している線量率の高い瓦礫等及び，３，４号機原子炉建屋上部の瓦礫撤去工事に伴い発生した瓦礫等については，遮へい機能のある覆土式一時保管施設に保管する。増設についても検討中である。

②敷地境界から離れた場所への瓦礫等の移動

敷地境界に近い一時保管エリアＢに保管している容器については，敷地境界から離れた場所へ移動する。移動先となる一時保管エリアの設置を検討中である。

③伐採木への覆土

一時保管エリアＧ，Ｈに保管している伐採木で，線量率が周辺環境に比べ比較的高い対象物については，覆土をすることにより線量低減を図る。

④線量評価の見直し

瓦礫等の一時保管施設について，線源設定を測定値により見直し，評価する。(詳細は，「Ⅱ.3.3 線量評価」に示す)

(b) 敷地西エリア

使用済燃料乾式キャスク仮保管設備，固体廃棄物貯蔵庫，多核種除去設備，伐採木の一時保管施設からなるエリアであり，線量低減対策を以下に示す。

①伐採木への覆土

一時保管エリアＭに保管している伐採木で，線量率が周辺環境に比べ比較的高い対象物については，覆土をすることにより線量低減を図る。

②多核種除去設備への遮へい設置等

多核種除去設備の機器のうち線量寄与の大きい，スラリー移送配管，クロスフローフィルタに遮へいを設置する。運用性を考慮した遮へい設計とする。

また，前処理設備で発生するスラリーの濃縮度の変更等により，線源強度の見直しを行う。

③線量評価の見直し

使用済燃料乾式キャスク仮保管設備について，評価モデルを見直し，評価する。固体廃棄物貯蔵庫，ドラム缶等仮設保管設備について，線源設定を測定値により見直し，評価する。（詳細は，「Ⅱ.3.3 線量評価」に示す）

(c)敷地南西エリア

液体廃棄物の貯留設備（タンク類），瓦礫等の一時保管施設からなるエリアであり，線量低減対策を以下に示す。

①線量評価の見直し

RO 濃縮水タンクについて，線源設定を測定値により見直し，評価する。（詳細は，「Ⅱ.3.3 線量評価」に示す）

(d)敷地南エリア

使用済セシウム吸着塔，瓦礫等及び伐採木の一時保管施設からなるエリアであり，線量低減対策を以下に示す。

①使用済セシウム吸着塔への遮へい設置

セシウム吸着装置（KURION）及び第二セシウム吸着装置（SARRY）の使用済吸着塔を保管する一時保管施設（第一施設）のうち，KURION 吸着塔を収納するコンクリート製ボックスカルバートには，上部に 200mm 厚のコンクリート製蓋を追設するとともに，敷地境界に近い西側に配置したボックスカルバートには 200mm 厚のコンクリート遮へいを追加する。また，ボックスカルバート間の通路には，土嚢による遮へいを追加する。さらに，施設の東端のボックスカルバートは遮へいとして用い，使用済吸着塔を収納しないこととする。

②遮へい機能を有する一時保管施設の設置，同施設への吸着塔の移動

多核種除去設備（ALPS）の廃棄物を収納する高性能容器（HIC）の保管施設については，既設の一時保管施設（第二施設）より遮へい機能を向上させた第三施設を設置し，設置以降発生する HIC については主に第三施設に保管することにより，敷地境界への影響を低減する。

③敷地境界から離れた場所へ一時保管施設の設置，同施設への吸着塔の移動

KURION 及び SARRY 吸着塔については，敷地境界から離れた敷地に一時保管施設（第四施設）を設置し，第一施設に保管中の吸着塔の一部を移動することにより，線量低減を図る。

④伐採木への覆土

一時保管エリアＪ，Ｋに保管している伐採木で，線量率が周辺環境に比べ比較的高い対象物については，覆土をすることにより線量低減を図る。

⑤線量評価の見直し

使用済セシウム吸着塔について，線源設定を測定値により見直し，評価する。(詳細は，「Ⅱ.3.3 線量評価」に示す)

(e) 固体廃棄物におけるその他線量低減対策

①固体廃棄物貯蔵庫の復旧

固体廃棄物貯蔵庫を有効的に使用するため，破損したドラム缶を養生などによる飛散抑制措置を行う等，計画的に復旧する。

②遮へい機能を有した敷地内建屋の活用

敷地内の建物のうち，遮へい機能が期待できる建屋を瓦礫等の保管エリアとして有効に活用する。

(2) 水処理廃棄物の管理

水処理廃棄物については，それぞれ以下の各施設において保管管理を行っていく。

使用済吸着塔は，仮保管施設を経て一時保管施設で保管する。使用済吸着塔仮保管施設は，使用済吸着塔一時保管施設へ使用済吸着塔を送るまでの仮の保管施設であるため，保管に際してボックスカルバート上部に蓋を設けない。使用済吸着塔一時保管施設は，ボックスカルバート上部に蓋を設け，線量を低減する。貯蔵時には，モニタリングポストで線量を測定することなどにより継続的に評価を行う。また，その評価結果から敷地境界外へ与える影響に応じて必要な措置を行う。保管施設においては，柵やロープ等の区画によりむやみに人が立ち入らないように制限するとともに，高線量の表示により注意喚起を行う。

廃スラッジは一時保管施設で保管する。廃スラッジ一時保管施設は，約１ｍの壁厚をもつ建屋を設置し，放射線量を低減する。

その他，滞留水は各種タンク類で貯蔵する。各種タンク類は，鋼製のタンクで製作されており線量を低減できる。そのうち高レベル滞留水を貯蔵するタンクについては，土中深く設置し，線量を低減する。

さらに，長期的な安定保管に必要な処理方法を検討していく。

a. 貯蔵容量の確保

使用済みのセシウム吸着塔（以下「吸着塔」という）は，使用済セシウム吸着塔仮保管施設（以下「仮保管施設」という）を経て使用済セシウム吸着塔一時保管施設（以下「一時保管施設」という）で保管する。セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置ともに吸着塔の保管容量は不足していないが，今後も想定される発生量に対して十分な保管容量を確保することとしている。

淡水化処理で発生する濃縮水に含まれる，その他の核種を除去する多核種除去設備の運転にともなって発生する廃棄物は，高性能容器（HIC）に収納して保管するが，保管施設を設置し，吸着塔と同様にボックスカルバート内に格納して保管する。HICの保

管施設は，多核種除去設備の運転開始前に，一時保管施設に隣接するエリアに設置する。

除染装置から発生した廃スラッジは廃スラッジ一時保管施設で保管する。除染装置は，滞留水の処理開始当初はセシウム吸着装置の後備装置として稼働していたが，第二セシウム吸着装置の運転開始以降はほとんど稼働していない。現在は，セシウム吸着装置及び第二セシウム吸着装置が稼働しない場合の待機装置としており，原則使用しない運用としている。そのため，新たな廃スラッジはほとんど発生しない。廃スラッジの長期保管を目的として廃スラッジ一時保管施設を設置する。廃スラッジ一時保管施設は，現行発生量に対して十分な保管容量を持つ。

また，これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し，適切に保管エリアを確保し管理していくとともに，敷地境界への放射線影響に配慮した中長期的な計画を策定する。

b. 敷地内に保管されている事故後に発生した放射性廃棄物による敷地境界における実効線量を 1mSv/年未満にする線量低減対策

水処理廃棄物の線量低減対策については(1)瓦礫等の管理ｂ.に記載の通りである。

(3) 気体廃棄物の放出管理

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。敷地境界付近において空気中放射性物質濃度の測定を行い，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していく。また，周辺監視区域内における放射性物質濃度の測定結果により，管理対象区域において空気中の放射性物質濃度が告示に定める放射線業務従事者に係る濃度限度を下回っていることを確認していく。

a. 現状

１～３号機原子炉建屋では，溶融した燃料を内包する原子炉及び格納容器より放射性物質が漏えいしているが，原子炉格納容器ガス管理設備により格納容器内から気体を抽出してフィルタで放出される放射性物質を低減している。原子炉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，上部開口部への空気の流れによって放出される。１号機では，原子炉建屋カバーの排気設備フィルタにより放射性物質の飛散を抑制している。

１～４号機の上記以外の建屋や高濃度放射性汚染水を移送した集中廃棄物処理施設の建屋については，建屋内の空気の流れや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再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出される可能性がある。地下部につながる開口部については閉止し，地下部から地上部への放出を抑制している。

現在，３号機原子炉建屋では放射性物質の飛散抑制のため建屋上部の瓦礫撤去を進めており，瓦礫撤去用の構台上にて，ダスト放射線モニタにより監視を行う予定である。今後，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ていく計画であり，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とともに濃度を監視していく予定である

５，６号機原子炉建屋では，大物搬入口等の開口部は閉止しており建屋内を換気し主排気筒において放出を監視している。タービン建屋及び廃棄物処理建屋についても，大物搬入口等の開口部は閉止している。

固体廃棄物貯蔵庫については，第１，２棟は建屋が損傷しているが，搬入口は閉じられており，廃棄物は容器に収納されて保管されている。第３，４棟は，建屋が損傷し搬入口は開口しているが，転倒し開缶しているドラム缶は確認されていない。第５～８棟については，建屋は健全であるものの，搬入口は開口しており，転倒により開缶しているドラム缶が一部ある。

運用補助共用施設（使用済燃料共用プール）については，２台ある共用プールエリア排風機のうち１台を運転可能としているが，現状停止している。停止の間の燃料取扱作業時は，共用プールオペフロ階において，空気中の放射性物質をダストサンプラーで採取し，放射性物質濃度の測定を行う。

事故後に発生した汚染された瓦礫等の一時保管施設については，廃棄物の種類，線量率に応じて，一時保管エリアを設定し，飛散抑制対策（容器収納，建屋収納，シート養生等），防火対策（積載制限等）を講じて瓦礫等を一時保管している。

b. 放出抑制対策

(a) 全般

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。

(b) ２号機ブローアウトパネルの閉止

２号機については，ブローアウトパネル開口部を，高線量下で合理的に可能な範囲で隙間を低減し，放射性物質の飛散を抑制する。開口部を閉止する開閉式のパネル架構を，ブローアウトパネル開口部周辺の原子炉建屋壁に固定する。高線量下での作業員の被ばく量低減を図るため，パネル架構は大組みユニット化し，遠隔操作重機により設置する。パネル架構の重量は，原子炉建屋に対して0.1%程度以下であるが，原子炉施設への影響を考慮し，建築基準法に準じて設計する。なお，ブローアウトパネル開口部の閉止後は建屋内作業環境の悪化が懸念されるため，原子炉建屋排気設備を設置して建屋内空気の換気を行う。

c．異常時における対応

各建屋等において原子炉圧力容器・格納容器注水設備の停止や原子炉格納容器ガス管理設備の停止による格納容器からの漏えい等による異常な放出が想定された場合，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。異常な放出が確認された場合には，モニタリングポストによる監視に加え，ガンマ線サーベイメータ，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。

(4) 液体廃棄物の放出管理

液体廃棄物については，以下の対策に取り組んでおり，汚染水の海への安易な放出は行わないものとする。

①滞留水増加の原因となる原子炉建屋等への地下水の流入に対する抑制対策

②汚染水処理設備の除染能力の向上確保や故障時の代替施設も含めた安定的稼働の確保方策

③汚染水管理のための陸上施設等の更なる設置方策

セシウムを除去した処理済水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）を十分低い濃度になるまで多核種除去設備で除去する。多核種除去設備は，淡水，逆浸透膜濃縮水，処理装置出口水を処理の対象とし，含まれる放射性物質（トリチウムを除く）を告示濃度限度を十分下回る濃度まで低減する。

処理済水をやむを得ず放出する場合には，処理済水中の放射性物質の濃度を測定し，希釈水によって300倍以上に希釈した後の放水口における濃度が告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を超えないよう厳重な管理を行う。

具体的には，放出を行う際は，環境への影響を十分に低くするために放出に係る設備を経るとともに，必要な希釈を行うものとし，放出する処理済水については，あらかじめタンク等においてサンプリングを行い，放射性物質の濃度を測定して，放出量及び放水口における濃度を確認することで管理を行う。なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

3.4.3 建屋等内に滞留する高レベル放射性汚染水の拡散を防止するとともに，速やかに処理すること

3.4.3.1 現状及び中期的見通し

１～４号機の滞留水については，高レベル放射性汚染水処理設備の 1 ヶ月程度の停止や豪雨等（気象庁の発電所近傍の観測データにおける月降雨量の最大）に備えて，建屋内滞留水の海洋への放出リスクの高まる OP.4,000 到達までの余裕確保に加え，地下水の流入量を抑制する観点から，建屋内水位を OP.3,000 前後で管理されており，滞留水の系外への流出リスクを抑制している。

滞留水の水位を下げタービン建屋，原子炉建屋内にある高レベル汚染水を処理するためには，建屋間等の止水処理が必要となるが，今後，その方法を検討していく。

3.4.3.2 基本的対応方針及び中期的計画

滞留水の水位を維持するとともに，下記の基本的考え方に基づき，処理を継続していく。将来的には，水位低下に必要となる技術，工法の研究開発を進め，滞留水の減少を図っていく。

滞留水処理の基本的考え方

- 現行水処理設備について，引き続き一部機器の設備改善などを行い，更なる信頼性向上を図るとともに，運転継続・延命化を行い，安定運転を維持する。
- タービン建屋等の滞留水の水位が建屋周囲に設けられたサブドレン水位を上回らないように管理しつつ，サブドレン水位を低下させ，地下水流入量の抑制を図る。
- 今後実施する研究開発成果に基づき原子炉建屋とタービン建屋間の止水や原子炉格納容器の破損箇所の止水を実現し，滞留水量を減少させていくとともに，これに応じた循環ラインの段階的な縮小化等を検討していく。

中期的には，現行水処理設備の信頼性向上による運転継続，サブドレン水位の低下方法の検討・水位低下を進める。

今後の検討と対策

高濃度放射性汚染水の漏えいリスク低減のため，タービン建屋等に滞留している汚染水については，建屋間止水，サブドレン復旧により汚染水を回収できるようになるまでの間，系外に放出することがないよう適切に管理していく。

(1) 建屋等からの漏えい防止

１～４号機建屋内に滞留している高濃度放射性汚染水については，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋に移送し，さらに，汚染水処理設備により放射性核種のセシウム及び

塩分を除去して淡水を生成し，原子炉への注水に再使用している（循環注水冷却）。ただし，１～４号機の建屋内には地下水が流入しているため，高濃度放射性汚染水が系外に放出しないよう適切に建屋内水位を管理する必要がある。

建屋内の水位については，引き続き管理を継続していく。また，万一，水位がOP.4,000に到達するようなことになれば，高濃度放射性汚染水を高濃度滞留水受タンク等に移送する措置を施す。さらに，滞留水の地下水への流出を防止するため，建屋内の水位をサブドレン水位より低く管理している。

万一，建屋内の水位がサブドレン水位より高くなった場合は，サブドレン水の放射能濃度を確認し，建屋内からサブドレンへの滞留水の流出の有無を確認する。また，滞留水を当該建屋から別の建屋，高濃度滞留水受タンク，サイトバンカ建屋，及び焼却工作建屋へ滞留水を移送することにより，当該建屋内の水位を早期に下げることとする。

今後，地下水の流入量を低減させるため，建屋山側の高台で地下水を揚水し，建屋周辺の地下水の水位を段階的に低下させる計画である（地下水バイパス）。

地下水バイパスの設備は，建屋山側で地下水を汲み上げる揚水井及びポンプ，汲み上げた地下水を一時的に貯留して水質を確認するタンク，地下水を移送するための配管等からなる。地下水バイパスの稼働にあたっては，段階的な稼働とモニタリングにより，水質及び地下水低下状況等を確認し，建屋内滞留水が建屋外に漏れ出さないように慎重な水位管理を実施していく。

(2) 汚染水処理設備等からの漏えい防止

汚染水処理設備等からの汚染水の漏えいに関しては，漏えいの発生防止策，漏えいの拡大防止策，漏えいの早期検知策に加え，これまで発生した不適合等を踏まえ，信頼性向上策を実施する。

(3) 地震・津波時の対応

①地震時の対応

地震時のタンク損壊による漏えいについては，満水時の重量は約1,000 トンあるため地震による浮き上がりの可能性は少なく，滑動量もわずかと考えられるため，タンクの転倒，接触が発生する可能性はないと考えられる。なお，滑動によりタンク接続管が損傷する可能性があるが，大型の丸型タンクには個別に隔離弁があり，満水後に閉じる運用としているため，大量の漏えいはないと想定している。万一，汚染水がタンクエリア周囲に設置した堰等を乗り越えた場合は，排水路をせき止める土嚢を設置する等，系外への流出防止を図る。

②津波時の対応

汚染水処理設備に関しては，津波により機器が破損する可能性を考慮して，大津波警報が出された場合には，装置を停止し，隔離弁を閉めることにより，滞留水の流出を抑制することとしている。また，処理装置が損傷した場合には，セシウム吸着装置，

第二セシウム吸着装置の吸着塔等の予備品を使用することにより，滞留水の処理を速やかに再開させる。

また，汚染水が滞留しているタービン建屋等については，建屋内に海水が侵入し，汚染水が建屋から漏れ出す可能性を考慮し，予備の移送ポンプ，移送配管（耐圧ホース等）を配備し，高濃度滞留水受タンク，余剰水貯留用の空きタンクあるいは水の貯留が可能な建屋へ汚染水を移送する措置等を施す。

(4) 止水・回収・処理方法

①建屋に滞留する汚染水の止水・回収

汚染水の上流側に位置する原子炉建屋（格納容器下部を含む）を止水するためには，漏えい箇所を特定し，漏えい状況に応じた補修（止水）工法や装置を検討する必要があり，現在，漏えい箇所を調査・補修（止水）するための工法と遠隔操作装置を研究開発しているところである。今後，開発成果を活用して漏えい箇所の特定や漏えい状況の確認を行うとともに，補修（止水）工法や装置の開発成果をもって原子炉建屋（格納容器下部を含む）を補修（止水）する予定である。建屋内に滞留する汚染水については，水処理状況を踏まえつつ，原子炉建屋やタービン建屋等への地下水の流入を抑制するため建屋周辺の地下水位を低下させながら回収する。

地下水位を低下させるには，建屋周辺のサブドレン水を汲み上げる方法が有力であるが，一部のサブドレンピット内の水に僅かな汚染が確認されていることから，サブドレンピット内の溜まり水の浄化を行った後にサブドレン設備の復旧を順次実施する。

また，漏えい箇所の調査や止水のための工法・装置開発を進めつつ，建屋間の配管貫通部を対象とした止水工法・材料の検討も行っている。建屋間の配管貫通部からの漏水を模擬した大型試験装置を製作し，基礎試験で選定した止水材料を用いて止水試験を行い，効果を確認している。

なお，建屋内に滞留する汚染水を回収するまでの間，２，３号機立坑，プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の滞留水の水位を制限値以下に維持し，原子炉建屋及びタービン建屋等の滞留水の水位についても周辺のサブドレン水の水位以下に維持するとともにサブドレン水の放射性物質濃度を監視していく。

②トレンチ等に滞留する汚染水の止水・回収

建屋内と同レベルの高濃度の汚染水が滞留していると想定される２号機，３号機並びに４号機海水配管トレンチ等については，タービン建屋内の汚染水の水位よりもトレンチの接続高さが低いことから，トレンチ内の汚染水を回収しても，継続的にタービン建屋から汚染水が流入する等の課題があるため，現時点では，汚染水の回収は困難である。

このため，タービン建屋内の汚染水が回収され，海水配管トレンチ等への汚染水の再流入が無い状態になってから，海水配管トレンチ等の汚染水を回収することとしていたが，系外への流出リスクの低減の観点から，海水配管トレンチ等の汚染水の回収

をできるだけ早期に実施できるように，タービン建屋と海水配管トレンチの接続部における止水の可能性について検討を進める。

なお，海水配管トレンチ等から海へ汚染水が流出しないように，ピットの閉塞等の措置は既に実施しており，２，３号機立坑，プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋の滞留水の水位を制限値以下に維持し，原子炉建屋及びタービン建屋等の滞留水の水位についても周辺のサブドレン水の水位以下に維持するとともにサブドレン水の放射性物質濃度を監視していく。

③汚染水の処理

汚染水はプロセス主建屋，高温焼却炉建屋等の汚染水処理装置で処理を行う。汚染水処理設備はセシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置で構成する処理装置，逆浸透膜装置，蒸発濃縮缶装置で構成する淡水化装置等で構成され，主要な放射性核種であるセシウム及び塩分を除去して淡水※1を生成する。

※1：処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置）により主要核種のセシウムが除去され，更に淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮缶装置）により塩分が除去された水。

3.4.4 原子炉建屋内使用済燃料プールから使用済燃料等をできる限り速やかに取り出すこと

3.4.4.1 現状及び中期的見通し

現状の１号～４号機の使用済燃料プールは，震災前と同様の遮へいに十分な水位を確保し，安定的に冷却されている。また，使用済燃料プール水の放射性物質濃度の分析結果等から，大部分の燃料集合体は健全であると考えられる。今後，水質を継続的に監視し，必要に応じて対策，改善を図っていく。

現状，震災前と同様に，使用済燃料プールの水位の維持により放射線リスクの低減を図っており，中期的にも安定的に水位を維持することによって放射線リスクを低減することとしている。

3.4.4.2 基本的対応方針及び中期的計画

使用済燃料プールの水位を維持すると共に，下記の基本的考え方に基づき，使用済燃料プールからの燃料取り出し設備を設置し，早期の燃料取り出しを実現する。

使用済燃料取り出しの基本的考え方

- 作業エリアの瓦礫を撤去する。並行して，燃料取り出しに必要となる，燃料取り出し用カバー，燃料取扱設備，構内輸送用容器等の検討・設計を実施していく。
- 原子炉建屋上部の瓦礫撤去を現在実施中である３，４号機を優先し，さらに，比較的環境線量が低い４号機を優先する。
- １，２号機については，３，４号機での経験を踏まえて検討・設計を実施する。

燃料取り出しに際しては，以下に基づいて放射線リスクの低減を図る計画としている。

①燃料

燃料を取り扱う際には，使用済燃料プールから構内用輸送容器への燃料集合体の収容操作を，燃料の遮へいに必要な水深を確保した状態で，水中で行うことができる設備を使用するか，放射線防護のための適切な遮へいを設けて行う。

②構内用輸送容器

原子炉建屋外への搬出には，遮へいを考慮した構内用輸送容器を使用する。

燃料取り出し作業の具体的な計画については，作業環境，燃料集合体の状態等を確認し，作業体制，作業手順・時間等を検討した上で，立案，策定していく。

3.4.5 敷地内に飛散した放射性物質の拡散を防止するとともに，合理的に達成できる限り除染すること

3.4.5.1 現状及び中期的見通し

事故により環境中に放出され敷地内に沈積した放射性物質の影響により，敷地内では空間放射線量率が上昇している。

敷地内に沈積した放射性物質については，現状，建屋表面や地表面への飛散防止剤の散布や建屋周辺及び建屋上部の瓦礫の撤去により，飛散（再浮遊）を抑制している。敷地内の空気中の放射性物質濃度の測定結果も低下傾向にあり，特に敷地境界付近では事故後ピーク時の約千分の１程度まで低下し，告示の濃度限度に対しても約百分の１程度となっていることから，飛散が抑制されていることが確認できる。

一方，人が常時滞在する免震重要棟内の空間放射線量率は高い状態であったが，除染，遮へいを行うことによって低減し，一部の非管理区域化（2.6μSv/時以下）を実現した。

また，敷地境界に設置し，連続的に空間放射線量率を測定しているモニタリングポストについては，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，十分な監視ができていない状況であったが，異常な放射性物質の放出の早期検知を目的として，当面の対策として可能な範囲で森林伐採，表土除去や遮へい壁設置による環境改善を実施している。

敷地内の作業環境改善，敷地外への飛散抑制，敷地境界付近での放射線監視の環境改善のために，敷地内の放射性物質の除去（除染）を進め，将来的には，発電所全体からの影響による敷地境界線量が 1mSv/年未満となることを目指す。

3.4.5.2 基本的対応方針及び中期的計画

一般公衆や放射線業務従事者の被ばく線量が告示に定める線量限度を超えないことはもちろん，合理的に達成できる限り低くすることを目標とする。このため，作業員等が滞在する居室や作業場所を始めとして敷地内の除染を進める。

敷地内の建屋や土壌の放射性物質濃度や空間放射線量率の分布から，敷地内や敷地境界における評価地点の線量率への影響度合いにより，下記の基本的考え方に基づき除染実施箇所の優先順位の設定を行い，順次除染を実施していく。また，線量率低減の効果を確認し，除染方法の改善，計画の見直しを図っていく。

除染終了までの間については，瓦礫等の撤去を引き続き実施するとともに，敷地内の空気中の放射性物質濃度を確認し，必要に応じ放射性物質の除去等の飛散防止対策を行う。

敷地内除染の基本的考え方

(1) 目的

・一般公衆，放射線業務従事者の被ばく線量の低減，今後の事故対応を円滑に進めるための作業性の向上

(2) 分類

・執務エリア：非管理区域化を目指すエリア（免震重要棟）
線量低減を目指すエリア（企業棟）
・作業エリア：多数の作業員が復旧作業に従事するエリア
・アクセスエリア：作業エリアへアクセスする敷地内主要道路
・その他エリア：森林等，上記以外のエリア

(3) 優先順位

・基本的に，「執務→作業→アクセス→その他」の順に実施
・執務エリアのうち，免震重要棟については，非管理区域化の早期実現のため，最優先で実施。企業棟については，各企業のニーズに応じて実施。
・作業エリア，アクセスエリアは，線量率が高いエリアから実施

(4) 目標レベル

・執務エリア　2.6μSv/時以下
・執務エリア以外　段階的に引き下げていく

除染方法については現時点で以下の方法が考えられるが，今後，国内外の知見や技術開発の動向に注視し，効果的な方法を検討する。除染方法の選定にあたっては必要により実験等による確認も行う。

現時点で考えられる除染方法

①建屋表面の除染

外壁に付着している放射性物質の高圧水やサンドブラスト等による除去（放射線業務従事者の線量低減）

②土壌の除染

放射性物質が沈着している表土の剥ぎ取り，天地返し（放射線業務従事者，一般公衆の線量低減）

③森林の除染

放射性物質が付着している樹木の伐採や落葉の回収（放射線業務従事者，一般公衆の線量低減）

④その他の除染

建屋以外の工作物や道路の舗装面等に付着，沈積している放射性物質については，再飛散の防止に配慮した方法で洗浄や集塵等を行う。（放射線業務従事者の線量低減）

⑤放射性物質により汚染された物の処理・保管管理

除染により発生した放射性物質により汚染された物について，放射性物質濃度，性状に応じて処理し，保管管理を行う。

下記の基本工程に基づき，順次除染を進める。中期的には，プラントの安定化，安全確保の実現のための作業を進めるために，免震重要棟や敷地内の作業環境の改善を進める。

基本工程

(1) 現状の汚染状況，環境への影響度合いの調査
- 敷地内及び人が常時滞在する場所を調査

(2) 実施計画の作成
- 基本的考え方に基づく優先順位により，エリア毎の実施計画を作成

(3) 除染実施，低減効果の確認，除染方法の改善，計画の見直し・実施
- モニタリングポスト周辺の除染を実施
- 執務エリア（免震重要棟等）の除染を実施
- 作業エリアの除染を実施
- アクセスエリアの除染を実施
- その他エリアの除染を実施

今後の検討と対策

今後，モニタリングポスト周辺の清掃等を定期的に実施し，堆積する放射性物質を除去することにより，目標値以下を維持できるようにする。さらに，当面の環境改善対策における効果を評価し，敷地内除染や施設の配置，放射性廃棄物の発生等を考慮しながら，事故発生前のレベルに復旧するための中長期対策の検討を実施する。今後，敷地全体等の除染状況等に応じて対策を実施し，さらなる低減を目指すこととする。

対策については，当面の環境改善対策に対する評価から得られた知見等を考慮して，敷地内外の除染を効果的に実施する方策を検討し，状況に応じて適宜見直すものとする。

3.4.6 港湾内に滞留している放射性物質を含む海水及び海底土については，拡散を防止するとともに，合理的に達成できる限り放射性物質濃度を低減すること

3.4.6.1 現状及び中期的見通し

２，３号機取水口からの高濃度の放射性物質を含んだ水の漏洩により，港湾内の１～４号機取水路前面の海水中の放射性物質濃度は,Cs-137 で 50,000 Bq/L 程度に上昇した。このため，津波により破損した南側透過防止工を鋼管矢板で止水，取水口をシルトフェンスにより仕切り，拡散防止を図っている。さらに，１～４号機取水路前面の海水を循環型浄化装置により浄化している。また，物揚場前の海底には Cs-137 で 44,000 Bq/kg 程度（2012 年７月時点）と放射性物質濃度の高い海底土が堆積しているため，海底土の巻き上がり等に伴う拡散の影響を低減する対策として，海底土の被覆を実施した。５，６号機についても，冷却用海水を港湾内の５，６号機取水口より取水し北側放水口より放出しているため，１～４号機と同様に，海底土の被覆を実施した。また，設置中のシルトフェンスには付着物が多く，放射性物質濃度の上昇の一因となる可能性があることから，３号機取水路前シルトフェンスについて交換した。

地下水による海洋汚染拡大を防止するため，１～４号機の既設護岸の前面に遮水壁を設置し，既設護岸との間を埋め立てる予定であるが，工事の実施にあたっては，海底土の巻き上がり等による放射性物質の拡散を防止するために，シルトフェンスを設置する等，周辺環境に配慮する計画である。

海底土に含まれる放射性物質の拡散を防止し，港湾内の海水中の放射性物質濃度が告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を下回ることを目標とする。

2012 年９月時点での Cs-134,Cs-137 の評価では，海水の流れが比較的大きいエリアでは濃度限度を下回る結果となったが，海水の流れが比較的小さいエリアでは濃度限度を上回る結果となった。汚染拡大防止という観点では，港湾外の濃度は低いレベルで推移し外洋への影響は小さくなっているものと考えられるが，港湾内の一部のエリアにおいて濃度限度を上回るエリアが残っているため，引き続き，変動要因及び追加対策の検討を行う。検討結果をもとに，必要となる汚染拡大防止や浄化等の追加対策を実施する。

また，濃度限度を下回ることの確認において，対象となる核種，測定点を選定し，それらについて下回ることを確認していく。

3.4.6.2 基本的対応方針及び中期的計画

港湾内の放射性物質の分布等について現状を調査し，港湾外への放射性物質の拡散を防止する方策について検討の上，遮水壁設置工事の工程を考慮し，下記の基本的考え方に基づき対策を実施していくと共に，環境中の放射性物質濃度の監視を継続していく。

港湾外への放射性物質の拡散防止及び港湾内の放射性物質濃度低減の基本的考え方

(1) 目的

・港湾内の海底土に含まれる放射性物質の拡散防止及び海水中の放射性物質濃度の低減

(2) 分類，工法

・取水路前面エリア

５，６号機取水路前面及び１～４号機取水路前面の海底土

：固化土により被覆

１～４号機取水路前面の海水：海水循環型浄化装置により浄化

・航路，泊地エリア

大型船の航行に必要な水深の確保のために行う港湾内の浚渫により発生する土砂：港湾内に集積し固化土により被覆

下記の基本工程に基づき，順次対策を進める。

基本工程

(1) 港湾内の現状調査

・港湾内の海底土を採取して分析

(2) 実施計画の作成

・基本的考え方に基づき，エリア毎の実施計画を作成

(3) 海底土の拡散防止対策の実施

・５，６号機側にシルトフェンスを設置

・港湾内の海底土を固化土により被覆

(4) 海水中の放射性物質濃度低減対策の実施

・１～４号機取水路前面における海水循環型浄化装置の運転継続

(5) 変動要因推定，追加対策検討のための地下水や海水濃度等の追加調査の実施

(6) 調査結果に応じた汚染拡大抑制や浄化等の追加対策の実施

4　異常時の対応

異常時の対応手順を定め，異常発生時には定められた手順に基づき対応を行う。

4.1　機器の故障への対応

4.1.1　原子炉圧力容器・格納容器注水設備

4.1.1.1　機器の単一故障

(1)　ポンプ故障

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

(2)　電源喪失

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

(3)　水源喪失

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

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

(4)　原子炉注水ラインの損傷

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

4.1.1.2　原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

原子炉注水系は，機器の故障等による機能喪失を防止するよう構成しているが，地震，津波等により万が一，複数の設備の機能が同時に喪失した場合は，水源の損傷状況や現場状況に応じて，新たな消防車の配備や注水ラインの再敷設等を行い，原子炉注水を再開する。消防車は，事務本館海側駐車場（OP.35,000），ろ過水タンク脇

（OP.40,800），厚生棟横（OP.23,000）にバックアップとして設置されている消防車を使用できる他，事務本館山側駐車場（OP.36,900）に配備されている消防車を使用できる。注水再開までの時間は，現場状況等により変動するものの，ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると，作業開始から３時間程度と想定しており，想定以上とならないよう定期的に訓練を実施している。

現行の崩壊熱においては，仮に注水停止が３時間を超える長時間にわたる場合を想定しても，１プラント当たり 20m^3/h の注水流量で冷却可能であると評価されており，現行の設備で冷却を行うことが十分可能である。流量を高めた注水を再開する場合には，蒸気が急速に凝縮する可能性があることから，窒素封入が行われていることを確認するとともに，温度や圧力等のパラメータを監視しつつ注水流量の調整を行う。

4.1.1.3　異常時の評価

原子炉注水系が異常事象により機能喪失し，原子炉注水が停止した場合について，評価を実施した。（添付資料－１）

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

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

4.1.1.4　原子炉注水系の確率論的リスク評価

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

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

4.1.1.5　添付資料

添付資料－１　原子炉注水停止時評価の説明資料

添付資料－２　原子炉注水系に関する確率論的リスク評価

原子炉注水停止時評価の説明資料

1. 評価方法

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

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

1.1 燃料温度評価

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

(2) 各部の温度は一点近似とする。

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

(4) 評価に用いる式を以下に示す。（注水再開前）

a. 炉心燃料のエネルギーバランスの式

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

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

b. 上部構造材のエネルギーバランスの式

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

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

c. シュラウドのエネルギーバランスの式

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

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

d. 原子炉圧力容器側部のエネルギーバランスの式

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

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

e. 原子炉圧力容器底部のエネルギーバランスの式

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

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

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

(6) 評価に用いる式を以下に示す。（注水再開後）

a. 炉心燃料のエネルギーバランスの式

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

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

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

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

b.　上部構造材のエネルギーバランスの式

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

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

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

1.2　核分裂生成物の放出量評価

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

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

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

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

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

(6) 評価に用いる式を以下に示す。

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

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

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

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

1.3 線量影響評価

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

(2) 評価対象核種はセシウム 134 とセシウム 137 とする。

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

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

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

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

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

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

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

K_{in}　：内部被ばく線量換算係数[mSv/Bq]
R_1　：呼吸率[m³/s]
χ/Q：相対濃度[s/m³]

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

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

G_{ex}　：地表沈着したセシウムからの外部被ばくによる実効線量[mSv]
K_{ex}　：外部被ばく線量換算係数[(Sv/s)/(Bq/m²)]
V　：沈降速度[m/s]
f　：残存割合[-]
T　：被ばく時間[s]

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

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

G_{in}　：地表沈着したセシウムから再浮遊したセシウムの吸入摂取による内部被ばくの実効線量[mSv]
R_2　：呼吸率[m³/s]
F　：再浮遊率[m⁻¹]

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

	敷地境界	5km 地点	10km 地点
相対濃度[s/m³]	2.6×10^{-5}	4.3×10^{-6}	1.5×10^{-6}
相対線量[Gy/Bq]	3.0×10^{-19}	8.9×10^{-20}	3.8×10^{-20}

2.　評価条件

2.1　燃料位置

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

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

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

2.2　初期温度

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

2.3　燃料の崩壊熱

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

2.4　注水停止時間

注水停止してから注水再開までの注水停止時間は以下の条件とする。

(1)　過渡相当

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

a.　ポンプ故障

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

b.　電源喪失

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

c.　水源喪失

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

d.　原子炉注水ライン損傷

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

(2)　事故相当

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

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

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

(3)　シビアアクシデント相当

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

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

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

１号機　事象発生時の主要経緯（時系列）

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

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

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

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

2.5　注水再開時の注水流量と注水温度

注水再開時の注水流量は，事故相当事象とシビアアクシデント相当事象では 10 ㎥/h と設定する。これは，平成 24 年 12 月 7 日時点の崩壊熱相当注水量（Ⅱ.2.1 添付資料－３）の約２倍の流量である。また，過渡相当事象では崩壊熱相当注水量と同程度の 5 ㎥/h を注水再開時の注水流量として設定する。また，注水温度は 30℃とする。

3.　評価結果

3.1　過渡相当

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

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

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

3.2　事故相当

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

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

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

3.3　シビアアクシデント相当

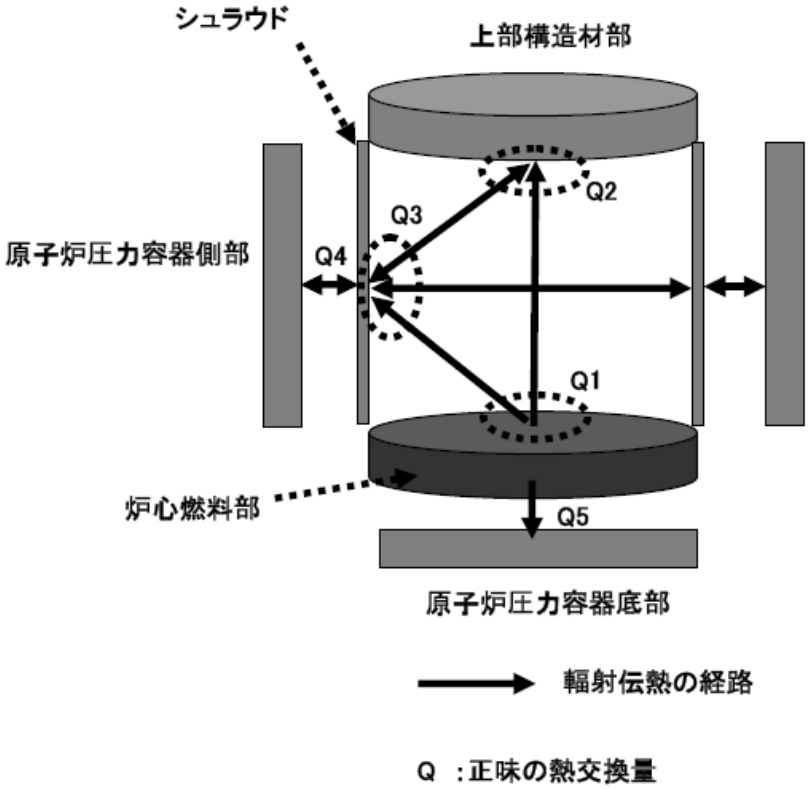
炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化を図－６に示す。原子炉注水停止から温度は上昇し，注水停止から 12 時間の注水再開の時点で炉心燃料温度は約 330℃，上部構造材温度は約 120℃まで上昇するが，注水再開により速やかに冷却され，事象は収束する。

本事象時に放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量について評価した結果は下表のとおりとなる。

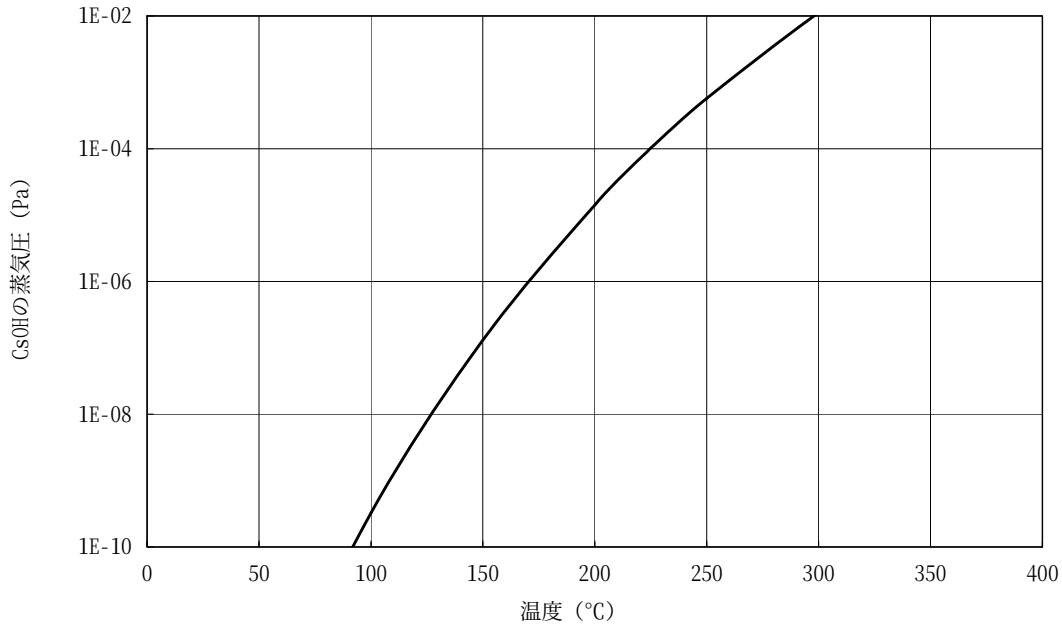
セシウム 134 放出量	約 1.1×10^{6} Bq
セシウム 137 放出量	約 1.4×10^{6} Bq
年間の実効線量	約 2.1×10^{-5} mSv

また, 特定原子力施設から 5km, 10km 地点での年間の実効線量はそれぞれ約 3.5×10^{-6} mSv，約 1.2×10^{-6} mSv となる。3 プラント分の放射性物質の放出を考慮した場合においても，敷地境界での年間の実効線量は約 6.3×10^{-5} mSv，特定原子力施設から 5km 地点で約 1.1×10^{-5} mSv，10km 地点で約 3.6×10^{-6} mSv となる。

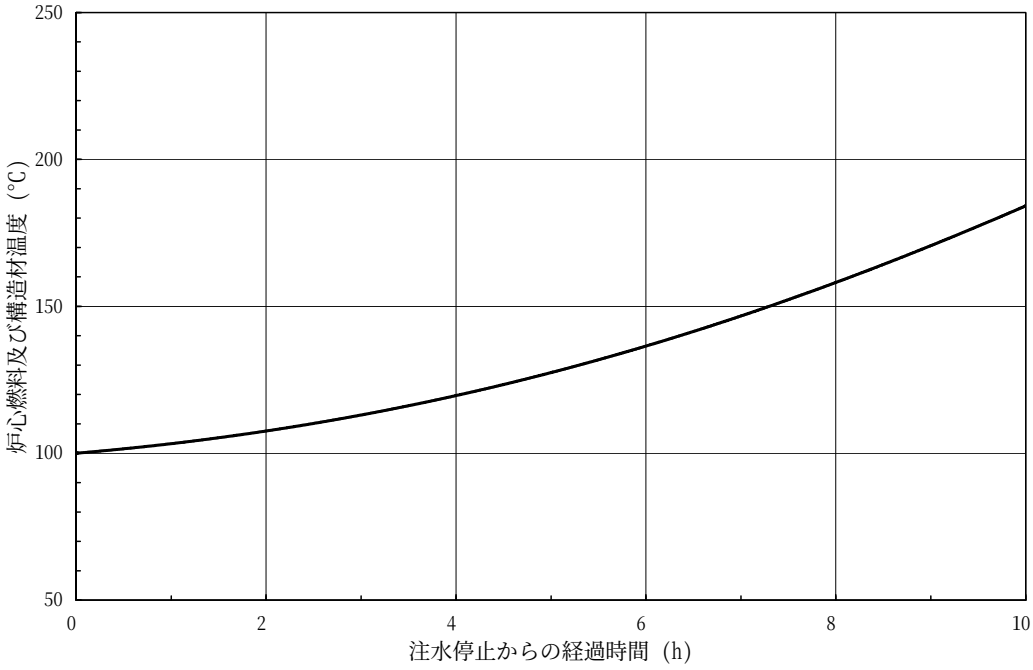
以下余白



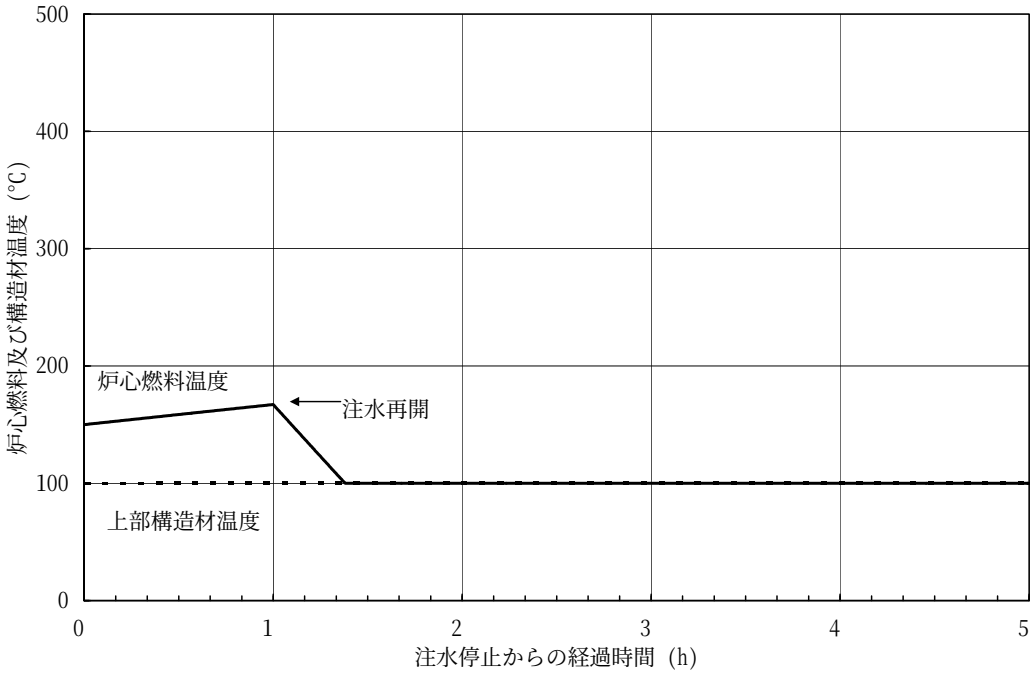
図－１　原子炉圧力容器輻射モデルの概要



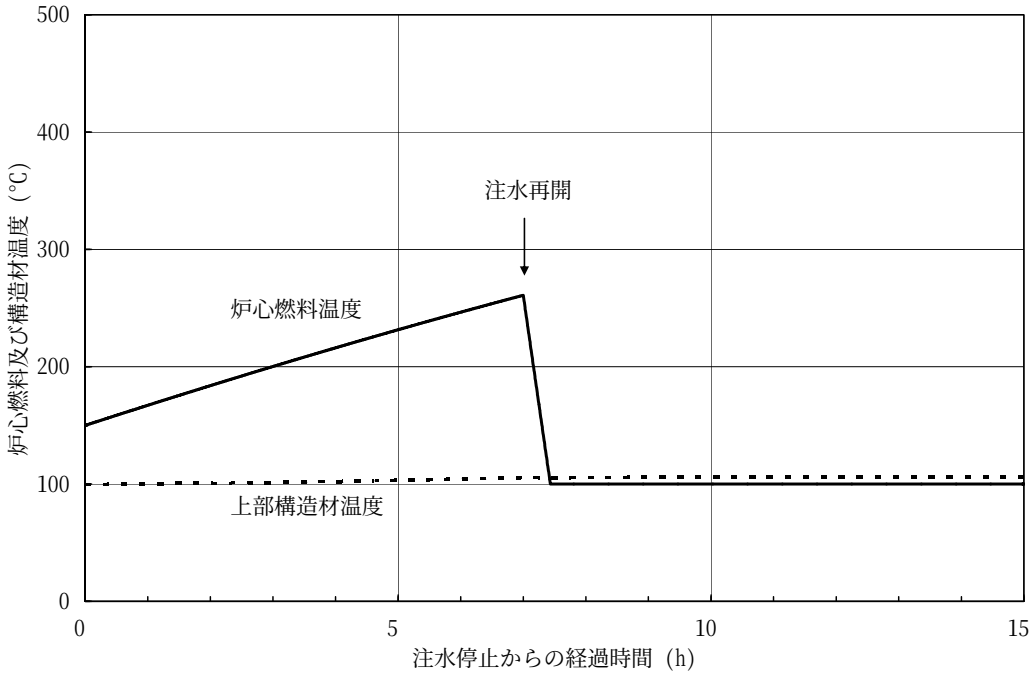
図－２　CsOH 蒸気圧の温度依存性



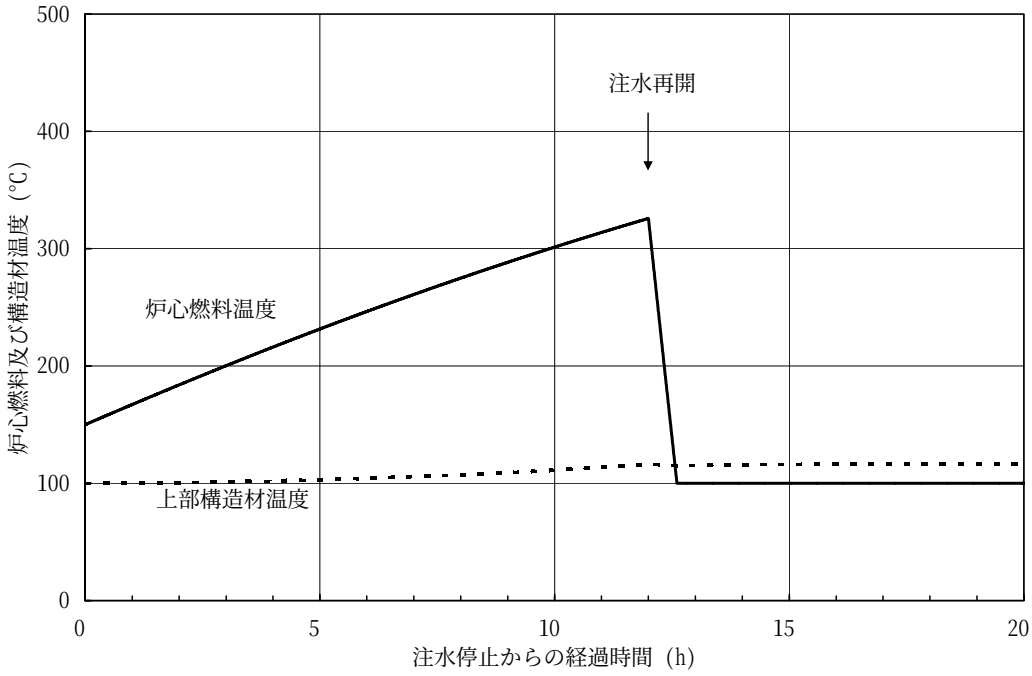
図－３　原子炉圧力容器底部の温度上昇の時間変化



図－４　炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（過渡相当）



図－５　炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（事故相当）



図－６　炉心燃料温度と上部構造材温度の時間変化（シビアアクシデント相当）

添付資料－２

原子炉注水系に関する確率論的リスク評価

1.1　目的

事故後の原子炉の状況において最も重要な原子炉を冷やす機能である原子炉注水系について，多重故障等の厳しい条件に基づき，原子炉注水系の機能が喪失した際の相対的な脆弱性を体系的に把握することは，安全性を向上させる上で有用な役割を果たすものである。

ここでは，原子炉注水系に対して影響が大きい事象を選定し，その後の事象進展の確率を，設備構成や故障率を基に推定し，原子炉圧力容器内及び格納容器内の燃料（以下，炉心という）が再損傷に至る頻度を評価する（別紙－１，２参照)。

1.2　方針

1 号機から 3 号機は，津波襲来後の数日の間にシビアアクシデントに至ったものとみられており，その間で一定量の放射性物質（FP）が環境に放出されたものと考えられる。このような状況を考慮し，ここでの評価方針としては，原子炉圧力容器内及び格納容器内に残存している FP の相当量が環境へ放出される事象を対象とする。

1.3　評価対象

本評価では，原子炉圧力容器内及び格納容器内に残存している FP の相当量が環境へ放出される事象として，炉心再露出及び炉心再損傷に至る頻度を評価対象とする。なお，原子炉注水系が一定時間停止すると，炉心再露出に至ることから，原子炉注水系が停止する事象を原子炉注水系機能喪失と呼ぶ。

また，格納容器の気密性を確保できていないと考えられることから，炉心の再損傷後から放出までの評価は炉心の再損傷頻度と同等として取り扱う。

評価対象とした原子炉注水系の構成を図－１に，原子炉注水系の電源構成を図－２に示す。

原子炉注水系機能喪失に至る起因事象は，安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内，所外のどちらに起因するかに分けて選定し，以下のとおりとした。

○ハザード発生箇所が発電所内の場合

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

(2) 注水ライン機能喪失

(3) 一次水源からの供給機能喪失

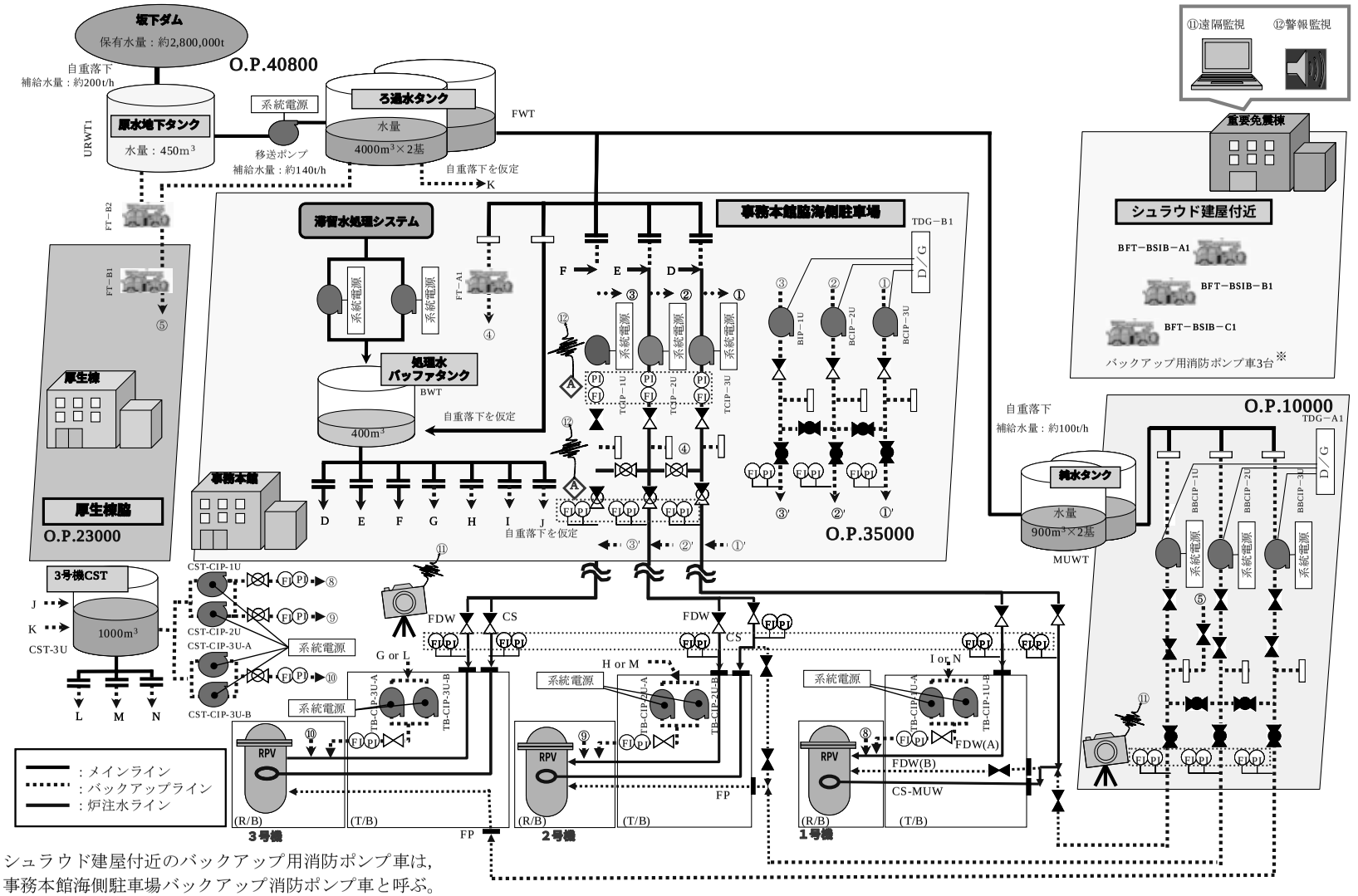
(4) 外部電源喪失（地震を除く）

(5) 所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災

○ハザード発生箇所が発電所外の場合

(6) 外部電源喪失（地震）

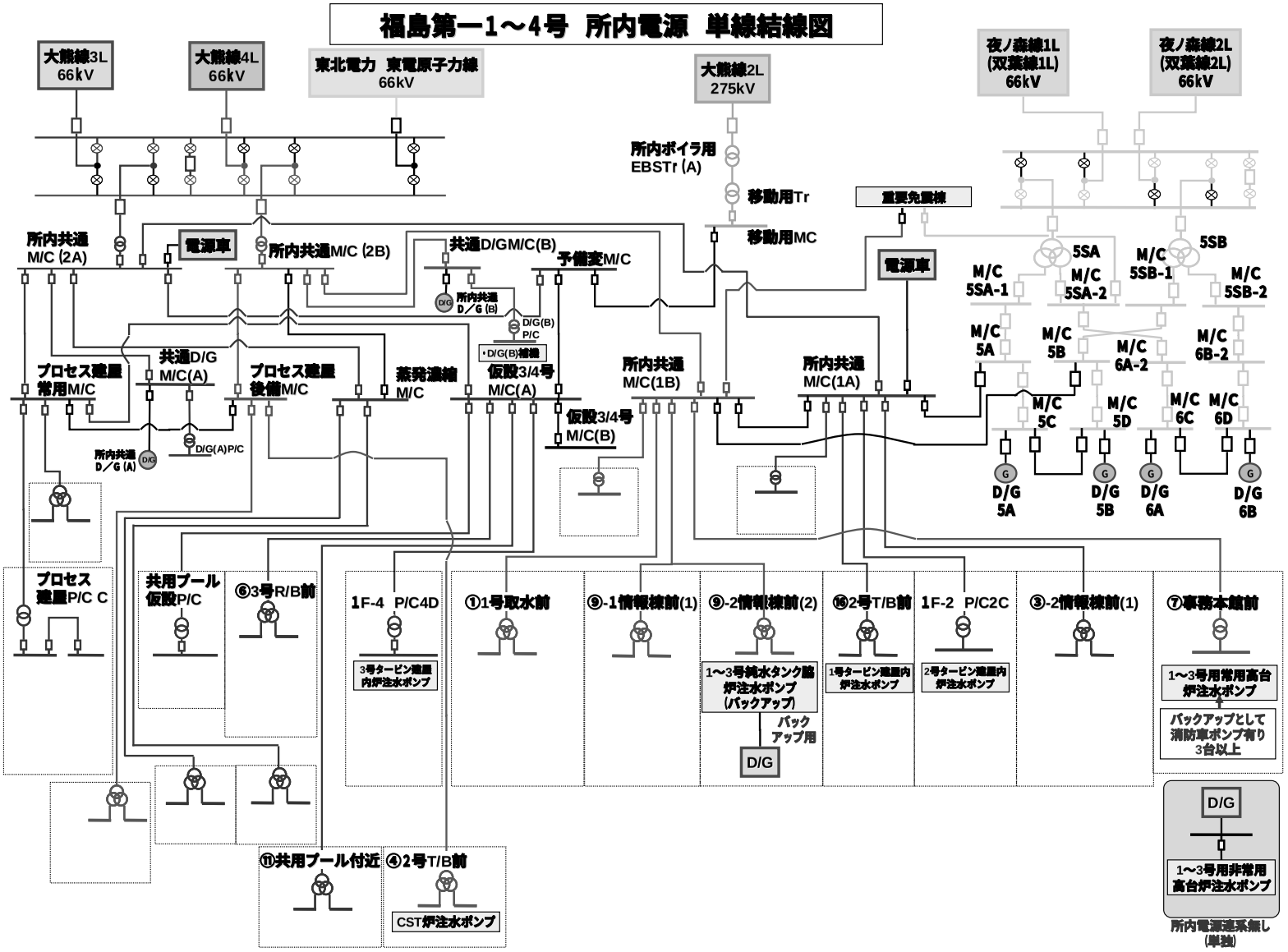
(7) 大津波事象



※：シュラウド建屋付近のバックアップ用消防ポンプ車は，
事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車と呼ぶ。

略語
TCIP-1/2/3U：1 号/2 号/3 号用常用高台炉注水ポンプ
BCIP-1/2/3U：1 号/2 号/3 号用非常用高台炉注水ポンプ
BBCIP-1/2/3U：1 号/2/号/3 号用純水タンク脇炉注水ポンプ
TBCIP-1/2/3U-A/B：1 号/2 号/3 号用タービン建屋内炉注水ポンプ
CST-CIP-1/2/3U：1 号/2/号/3 号用 CST 炉注水ポンプ
FT-A1：事務本館脇海側駐車場消防ポンプ
FT-B1：厚生棟脇消防ポンプ
FT-B2：ろ過水タンク脇消防ポンプ
BFT-BSIB-A1/B1/C1　事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ車

図－１　原子炉注水系の構成



図－２　原子炉注水系の電源構成

1.4　原子炉注水系機能喪失の判定条件

これまで比較的安定して冷却してきた燃料が露出すると，燃料温度は上昇する。ただし，原子炉停止から時間が経過していることから，炉内の崩壊熱量は大幅に低減しており，燃料が露出しても直ちに燃料が溶融し，FP が環境に放出されることにはならない。

ここで，炉心再損傷の判定条件として，炉心の温度が上昇し，3 プラント同時の炉心損傷した際の敷地境界の線量が 5mSv 以下となることとした。添付資料－１の手法により原子炉注水系機能喪失からこの判定条件に至るまでの時間を評価した結果，原子炉注水系機能喪失から，34 時間後までに炉心への注水に成功すれば，炉心再損傷を防止できるものとし，34 時間以内に注水を復旧できない場合を炉心再損傷とした。

1.5　評価結果

起因事象発生から炉心再損傷に至るまでの頻度を評価した。

炉心再損傷が発生する頻度（点推定値）は表－１及び図－３に示すとおりであった。各起因事象の評価結果の概要について以下に示す。

(1) 常用高台炉注水ポンプトリップ

常用高台炉注水ポンプの共通原因故障による 3 台の機能喪失により，ポンプトリップし，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(2) 注水ライン機能喪失

注水ラインの破損により炉注水が中断し，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(3) 一次水源からの供給機能喪失

一次水源（バッファタンク）への給水が途絶えること等で，一次水源が枯渇することにより炉注水が中断し，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(4) 外部電源喪失（地震を除く）

外部電源喪失（地震を除く）により外部電源の供給が途絶え，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(5) 所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災

所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災により，常用高台炉注水ポンプへの電源の供給が途絶え，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

(6) 外部電源喪失（地震）

地震により外部電源の供給が途絶え，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再

損傷に至るシナリオである。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は 1%未満である。

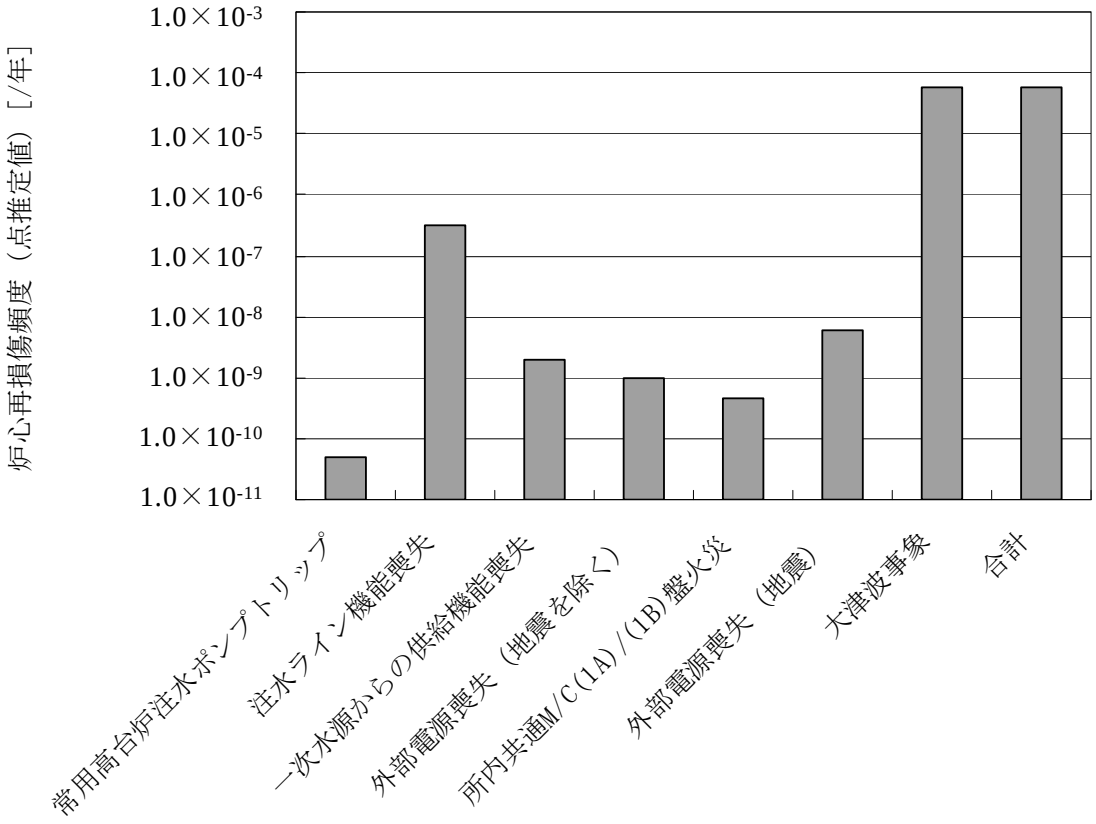
(7) 大津波事象

大津波が襲来したことにより，注水ラインが流され，炉注水が中断し，注水ラインの復旧に失敗し，炉注水の再開に失敗することにより炉心が再損傷に至るシナリオである。大津波事象の発生頻度を 700 年に一回と見込んだこと，漂流物等により注水ラインが損傷した場合代替手段が少なくなること，及び，注水ライン損傷後の復旧作業が難航（漂流物による作業環境の悪化，滞留水の漏えいに伴う線量上昇による作業環境の悪化）することにより，注水ラインの復旧に失敗し，炉注水の再開に失敗する割合が大きくなるため，炉心再損傷頻度が大きくなる。

本モードの炉心再損傷頻度への寄与割合は約 99%である。

表－１　炉心再損傷頻度の評価結果

ハザード発生箇所	起因事象	起因事象発生頻度（／年）	炉心再損傷頻度（／年）	寄与割合（%）
発電所内	常用高台炉注水ポンプトリップ	4.8×10^{-3}	4.8×10^{-11}	1%未満
	注水ライン機能喪失	1.2×10^{-2}	3.1×10^{-7}	1%未満
	一次水源からの供給機能喪失	2.0×10^{-1}	2.0×10^{-9}	1%未満
	外部電源喪失（地震を除く）	1.0×10^{-1}	1.0×10^{-9}	1%未満
	所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災	4.5×10^{-2}	4.5×10^{-10}	1%未満
発電所外	外部電源喪失（地震）	5.7×10^{-1}	6.1×10^{-9}	1%未満
	大津波事象	1.4×10^{-3}	5.8×10^{-5}	99%
－	合計	－	5.9×10^{-5}	100%



図－３　炉心再損傷頻度の評価結果

1.6　別紙

別紙－１　確率論的リスク評価手法

別紙－２　事故シーケンスの定量評価

別紙－１

確率論的リスク評価手法

1. 評価手法

評価手法ではまず，安定的な原子炉圧力容器及び格納容器への注水を阻害する起因事象の選定を行い，成功基準を決定し，事象の進展を考慮してイベントツリーを作成した。イベントツリーの各要素（以下，「ヘディング」という。）に対してフォールトツリー等によりシステムをモデル化し，従属故障及び人間信頼性の解析を行うとともに必要なデータベースを作成した後，事故シーケンスを定量化して炉心再損傷頻度を評価した。（図－１参照）

2. 起因事象の選定と成功基準の設定

2.1. 起因事象

炉心再損傷に至る要因は，燃料の冷却不良によるものであり，原子炉注水系の機能が喪失し，炉心に冷却水が供給されないことにより発生する。原子炉注水系の機能が喪失に至る起因事象及び起因事象発生頻度は，表－１のとおりとする。

なお，今回の評価では，設備の故障，人的過誤等により，システムの信頼性が損なわれることにより炉心が再損傷する事象を選定している。

選定にあたり，安定的な原子炉への注水を阻害する要因（ハザード）が発電所内，所外どちらに起因するかに分類した。ここで，発電所内に起因するものとしては，内的事象，内的溢水，内的火災のハザードグループが考えられ，一方，発電所外に起因するものとしては，地震，強風，外部溢水，その他の外的事象などのハザードグループが考えられる。

発電所内に起因するハザードグループのうち，内的事象としては，常用高台炉注水ポンプによる安定的な原子炉への注水を直接的に阻害する「常用高台炉注水ポンプトリップ」，「注水ライン機能喪失」，「一次水源からの供給機能喪失」，「外部電源喪失（地震を除く）[1]」を代表して選定することとした。なお，「内的溢水」については，発電所内の各機器（ポンプ，電源盤，タンクなど）の配置から，発生可能性が小さいと考え，評価対象外としている。また，「内的火災」として，常用高台炉注水ポンプを始め，比較的多くの炉注水ポンプが所内共通 M/C(1A)/(1B)盤より受電されているため，これを代表して選定することとした。

発電所外に起因するハザードグループのうち，実際に東北地方太平洋沖地震によって発生した外部電源喪失及び大津波事象を踏まえ，「外部電源喪失（地震)」，「大津波事象」を選定することとした。なお，上記以外のハザード及びハザード随伴事象は，地震による外部電源喪失及び大津波事象に比べれば無視しうるものとして，評価対象外とした。

[1] 発電所外での落雷，台風等のハザードによる発電所内への電源供給喪失も含まれる。

表－１　起因事象及び起因事象の発生頻度

ハザード発生箇所	起因事象	要因	頻度（/年）	備考
発電所内	常用高台炉注水ポンプトリップ	共通原因故障による全台ポンプトリップ	4.8×10^{-3}	仮設ポンプの時間故障率（実績と故障件数0.5件（仮定）から算出）と共通要因故障データから算出
	注水ライン機能喪失	R/B内	9.0×10^{-4}	EPRIのTechnical Report 1013141を参考に算出。
		T/B内	8.4×10^{-4}	
		屋外	1.0×10^{-2}	
	一次水源からの供給機能喪失	タンクの破損・損傷等による一次水源枯渇等	2.0×10^{-1}	仮設ポンプ（実績と故障件数0.5件(仮定)から算出),タンク破損及び閉塞の時間故障率（（社）日本原子力技術協会「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」を参照）から算出
	外部電源喪失（地震を除く）	発電所外での落雷，台風等	1.0×10^{-1}	停止時PSR-PSA（平成20年度実績）での9.4×10^{-3}/年の10倍程度と仮定
	所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災	所内共通M/C(1A)/(1B)盤火災	4.5×10^{-2}	NUREG/CR-6850を参考に設定
発電所外	外部電源喪失（地震）	地震	5.7×10^{-1}	外部電源喪失の実績から算出
	大津波事象	大津波	1.4×10^{-3}	「科学」2011年10月号（岩波書店）「東北地方太平洋沖地震の断層モデルと巨大地震発生のスーパーサイクル」（東京大学地震研究所：佐竹健治氏）による700年に1回を適用

2.2　成功基準

原子炉注水系の機能に発生した異常事象を収束させるために必要な安全機能を抽出し，各緩和系の成功基準を設定した。1～3 号機全ての炉心の崩壊熱を除去するために必要な注水を行うために必要な最小設備数は表－２，水源は表－３のとおりとしている。具体的には，平成 24 年 12 月 7 日時点での注水量 1 号機 4.5m^3/hr，2 号機 6m^3/hr，3 号機 6m^3/hr で十分に冷却できていることから，3 基共用のポンプは 20m^3/hr 1 台，1 基用のポンプは 10m^3/hr 1 台を成功基準としている。

表－２　各緩和系の成功基準

緩和系	成功基準	備考
常用高台炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
タービン建屋内炉注水ポンプ	2 台中 1 台運転	1 プラント当たり
CST 炉注水ポンプ	2 台中 1 台運転	1・2 号機共用
	2 台中 1 台運転	3 号機用
非常用高台炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
事務本館脇海側駐車場消防ポンプ（FT-A1）	1 台中 1 台運転	
ろ過水タンク脇消防ポンプ（FT-B2）及び厚生棟脇消防ポンプ（FT-B1）	2 台中 2 台運転（FT-B1，FT-B2）	
純水タンク脇炉注水ポンプ	3 台中 1 台運転	
事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	3 台中 1 台運転	

表－３　各緩和系とその水源の関連性

緩和系	水源
常用高台炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	ろ過水タンク
タービン建屋内炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	3 号機 CST
CST 炉注水ポンプ	3 号機 CST
非常用高台炉注水ポンプ	処理水バッファタンク
	ろ過水タンク
事務本館海側駐車場消防ポンプ（FT-A1）	ろ過水タンク
ろ過水タンク脇消防ポンプ（FT-B2）及び厚生棟脇消防ポンプ（FT-B1）	原水地下タンク
	ろ過水タンク
純水タンク脇炉注水ポンプ	純水タンク
事務本館海側駐車場バックアップ消防ポンプ	－（海水可）

2.3.　イベントツリーの作成

炉心再損傷頻度の評価に際しては，選定した起因事象に対して各緩和系の作動や故障を考慮して，炉心再損傷に至る事象の進展をイベントツリーとして展開し，定量化する方法を採用した。

イベントツリー解析では，まず起因事象の発生から炉心再損傷に至るまでの設備の故障や緩和操作等をヘディングとして列挙した。次に，事象の進展を考慮し個々のヘディングにおける分岐の有無を決定し，さらに各ヘディングの分岐確率を設定した。ヘディングの分岐確率は，成功基準や時間余裕を考慮して実績データ及び後述するフォールトツリー解析を用いて評価した。（図－２参照）

2.4.　システムのモデル化

イベントツリーの定量化においては，各ヘディングに対して，対象となるシステムの非信頼度を得るために，フォールトツリー手法によりシステムのモデル化を行った。

フォールトツリーは，成功基準に基づき，頂上事象を明確にして系統の機能喪失に至る原因を展開し作成した。フォールトツリー解析では，系統や機器の運転状態や待機状態を考慮して各状態におけるシステムの非信頼度を評価した。

フォールトツリーの作成においては，機器の故障及びその復旧，従属故障，人的過誤等の構成要素を考慮した。

(1)　機器の故障及びその復旧

フォールトツリー解析において，主要な機器故障として待機中の機器の起動失敗，起動後の運転継続失敗を考慮した。

・起動失敗

デマンド故障確率を用いた。

・運転継続失敗

系統起動後も引き続き機能が必要な機器については，時間あたりの運転継続失敗率を考慮して，運転継続失敗確率 q’として，下記の式を用いた。

$$q' = \lambda' \times T_M$$

ここで，T_Mは使命時間であり，24 時間を使用した。λ’は故障率である。

使命時間については，3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震・大津波において，原子炉注水系機能喪失後，24 時間以内に注水を再開できていることから，24 時間あれば，多重化等の新たな対応が可能と考え，24 時間を設定している。

・復旧

バックアップ操作や，故障の復旧が期待できる場合には，これらによる機能回復を考慮した。

(2)　従属故障の解析

システム信頼性評価で考慮すべき従属故障は，系統間の従属性と，機器間の従属性である。これらの従属性については，イベントツリー及びフォールトツリーの定量化の過程で考慮した。

なお，機器間従属性として共通原因故障を考慮しており，その評価対象は，仮設ポンプ等の 2 台又は 3 台起動失敗，2 台又は 3 台継続運転失敗，仮設 D/G 等の 2 台起動失敗，及び 2 台継続運転失敗等である。

(3)　人間信頼性解析

人間信頼性解析は，以下のように分類し，ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）の THERP 手法に基づき，作業環境を考慮に入れた工学的判断値を含めて失敗確率を算定した。なお，ここでは操作のための時間余裕等を考慮している。また，監視・復旧チームについては，福島第一原子力発電所免震棟にて，24 時間体制で十分な能力のあるメンバーが常駐している。

・事象発生後の人的過誤

事象発生後，操作員に対して要求される手動操作や，操作員が対応可能なバックアップ操作について，その操作失敗を考慮した。

2.5.　データベースの作成

(1)　起因事象の発生頻度

各起因事象の発生頻度は，原子炉注水系の実績及び文献値等を用いた。（表－１参照）

(2)　機器故障率関連データ

機器故障率関連データに関しては，原子炉注水系の実績及び文献値等を基に設定した。

(3)　共通原因故障データ

共通原因故障の評価に用いた β ファクタ値等は，米国 LER に基づく分析結果等のデータソースを参考にした。

なお，βファクタ値等は，福島第一・1～3 号機の様な状況を想定したものでないことから，仮設ポンプ，仮設 D/G 等に設定したβファクタ値を一桁大きくして感度解析（点推定値）を実施した。その結果，各起因事象の中で，機器の多重故障による影響が比較的高かった常用高台炉注水ポンプトリップ，注水ライン機能喪失及び外部電源喪失（地震）時の炉心再損傷頻度に対する感度（常用高台炉注水ポンプトリップ時の炉心再損傷頻度は約 4.8×10^{-11}/年から約 9.6×10^{-10}/年，注水ライン機能喪失は約 3.2×10^{-7}/年から約 1.9×10^{-6}/年，外部電源喪失（地震）時の炉心再損傷頻度は約 6.1×10^{-9}/年から約 2.3×10^{-8}/年）が認められ，評価結果の合計値への感度（約 5.9×10^{-5}/年から約 6.1×10^{-5}/

年）も若干増加することから，データの不確実さとして認識しておく必要がある。

(4)　人的過誤確率データ

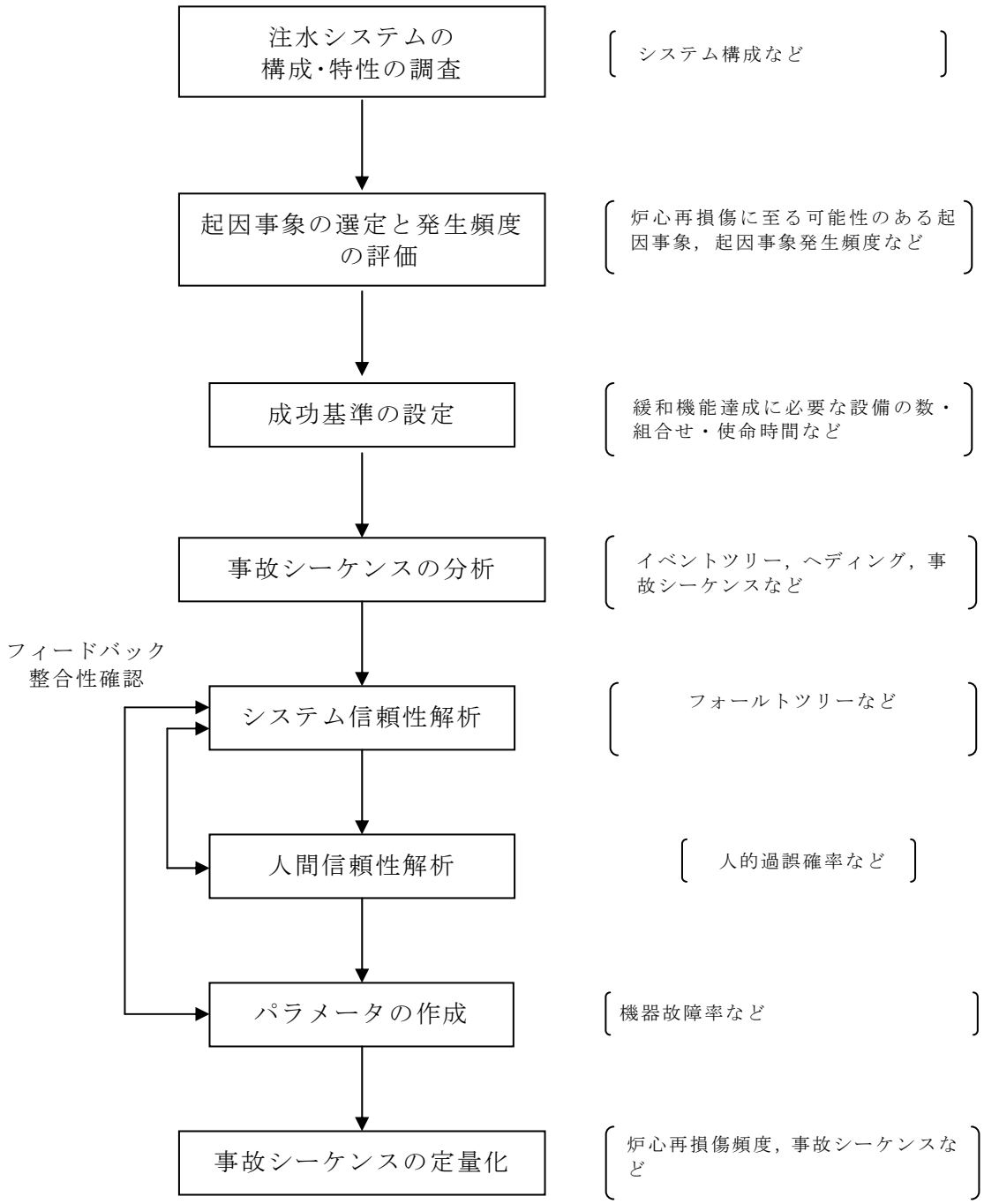
人的過誤の評価は，ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR- 1278）の THERP 手法を用いた。従ってこの評価に用いるデータも NUREG/CR-1278 の値，及び，炉注水停止後の時間余裕 34 時間を考慮した工学的判断値を用いた。

(5)　時間余裕データ

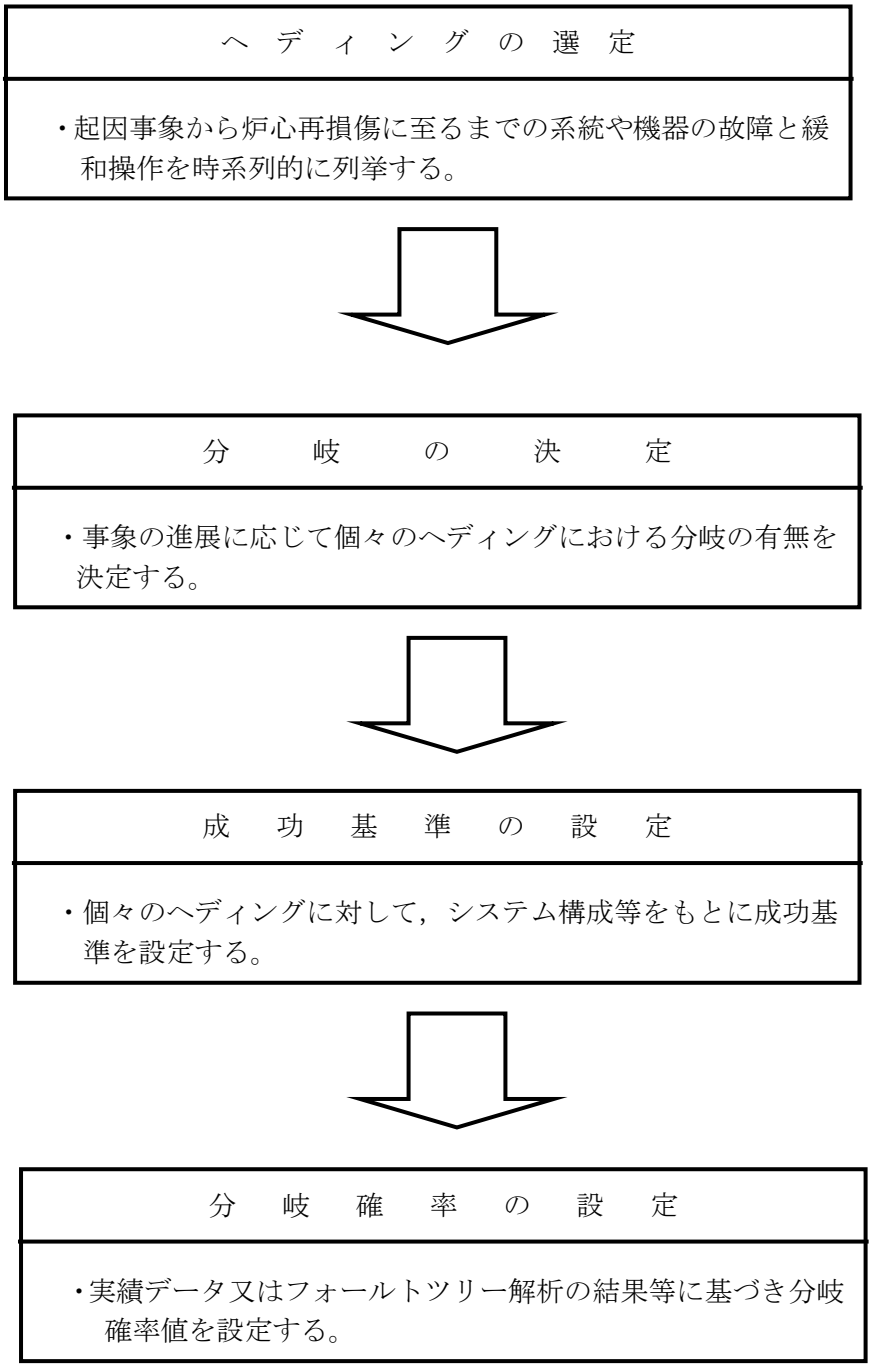
時間余裕は，燃料の崩壊熱の大きさから評価され，崩壊熱が小さいほど，時間余裕が大きくなる。

2.6.　イベントツリーの定量化

選定された起因事象ごとに作成したイベントツリーに，起因事象の発生頻度を設定し，イベントツリーの分岐にフォールトツリーを結合することにより，各事故シーケンスを定量化した。（別紙－２参照）


注水システムの
構成･特性の調査
システム構成など
起因事象の選定と発生頻度
の評価
炉心再損傷に至る可能性のある起
因事象，起因事象発生頻度など
成功基準の設定
緩和機能達成に必要な設備の数・
組合せ・使命時間など
事故シーケンスの分析
イベントツリー，ヘディング，事
故シーケンスなど
フィードバック
整合性確認
システム信頼性解析
フォールトツリーなど
人間信頼性解析
人的過誤確率など
パラメータの作成
機器故障率など
事故シーケンスの定量化
炉心再損傷頻度，事故シーケンスな
ど

図－１　作業フロー



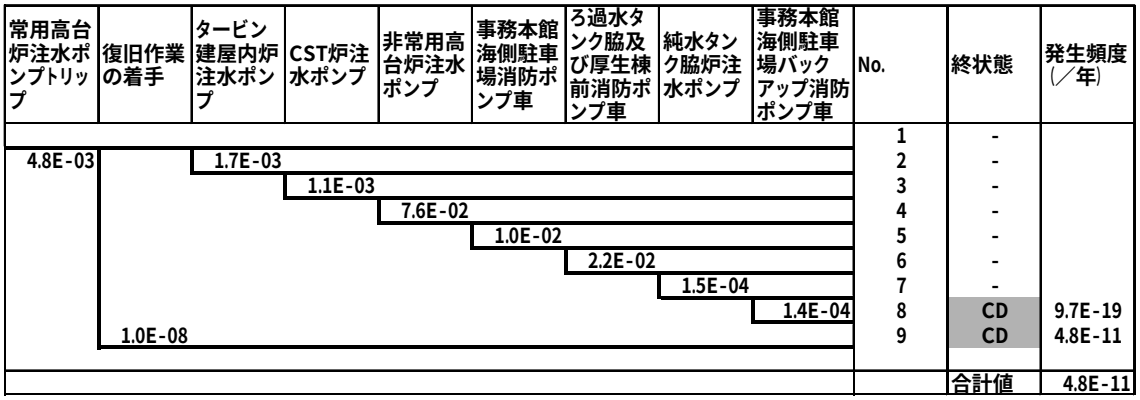
図－２　イベントツリー解析の流れ

事故シーケンスの定量評価

(1)　常用高台炉注水ポンプトリップ

常用高台炉注水ポンプトリップ時は，図－１に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方，図－１に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機している場合には，注水設備の多重性は十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。



図－１　常用高台炉注水ポンプトリップのイベントツリー

略語（以下，同様）

CD：炉心再損傷

(2)　注水ライン機能喪失

単一箇所の配管等の破損により，注水ラインが 3 プラントとも使用不能となる想定をしており，表－２－１に示すとおり，破損箇所は原子炉建屋内（R/B）内，タービン建屋内（T/B 内），屋外に場合分けしている。なお，給水系及び CS 系を併用して注水しているが，起因事象発生時には，どちらの系の注水も中断している保守的な仮定を置いている。

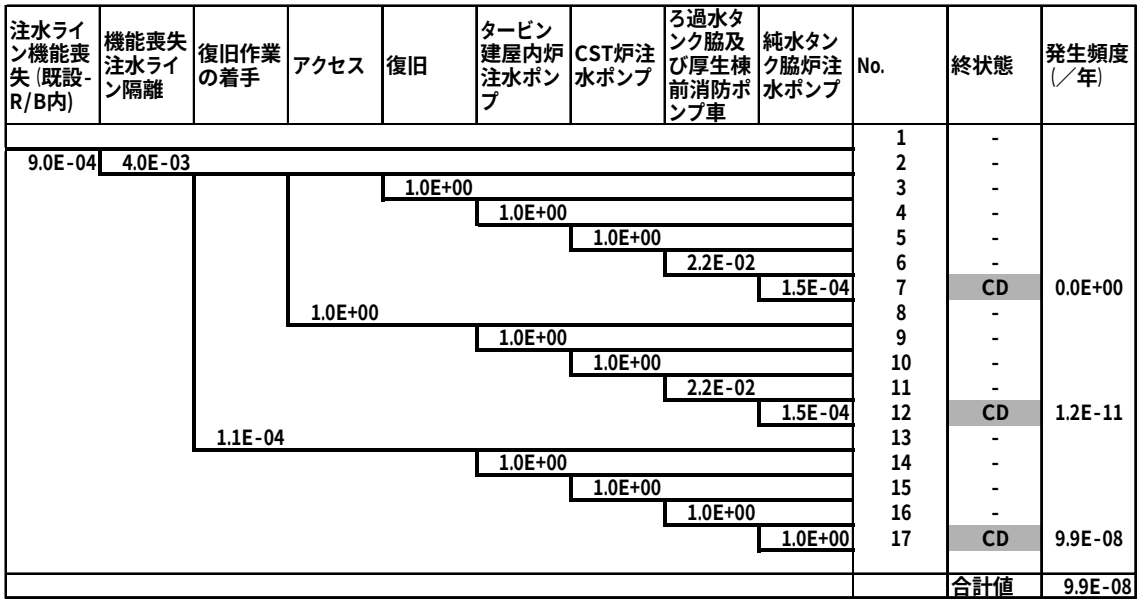
起因事象発生の検知など，復旧作業の着手に成功する場合には，図－２－１から図－２－３に示すとおり，注水ラインとは異なる複数の注水ラインが利用可能であるため，緩和設備の多重故障により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

一方，起因事象発生の検知に失敗するなど，復旧作業（機能喪失注水ライン隔離を含む）の着手に失敗した場合には，図－２－１から図－２－３に示すとおり，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

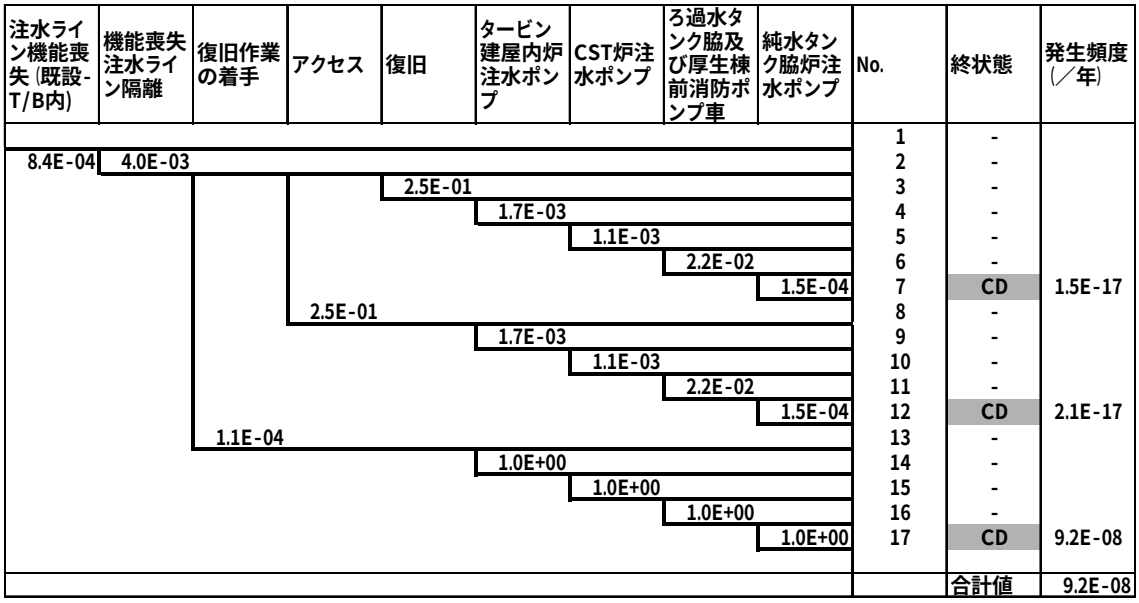
なお，タービン建屋内（T/B 内）及び原子炉建屋内（R/B 内）の注水ラインは，炉注水状態を監視する流量計（FI）や圧力計（PI）がなく，建屋内の注水ライン機能の喪失時には，原子炉圧力容器内及び格納容器内の温度・圧力の上昇により検知するため，屋外注水ラインより検知できる確率は相対的に小さく設定している。

表－２－１　注水ライン機能喪失の起因事象発生頻度

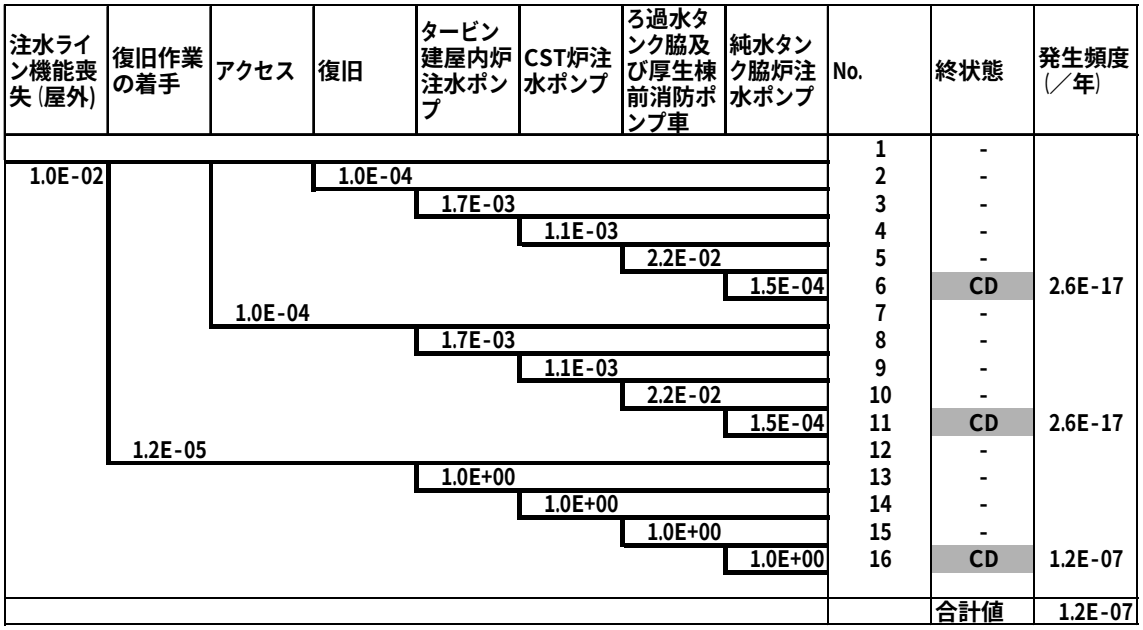
発生頻度［/年］	位置	配管割合［%］	最終的な 起因事象発生頻度［/年］
1.2E-02	R/B	8%	9.0E-04
	T/B	7%	8.4E-04
	屋外	85%	1.0E-02



図－２－１　注水ライン機能喪失のイベントツリー（R/B 内）　（1／3）



図－２－２　注水ライン機能喪失のイベントツリー（T/B 内）　（2／3）

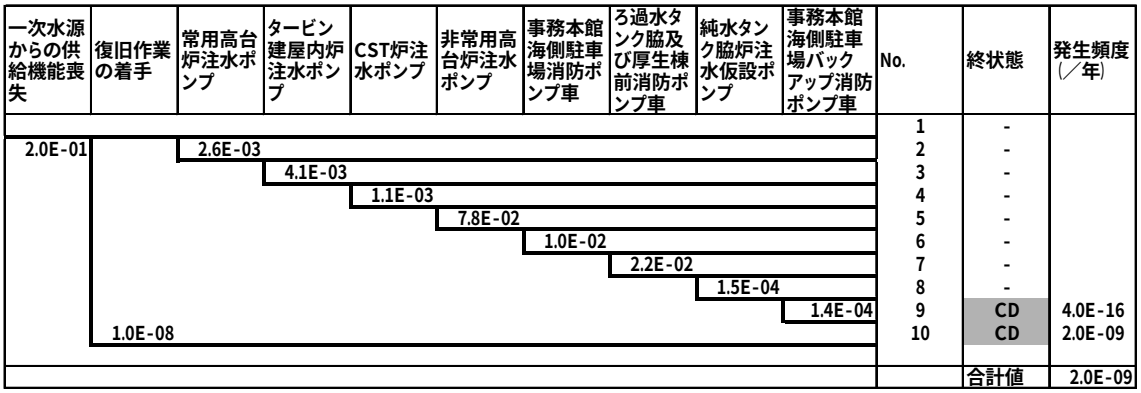


図－２－３　注水ライン機能喪失のイベントツリー（屋外）　（3／3）

(3)　一次水源からの供給機能喪失

一次水源からの供給機能喪失時は，図－３に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方，図－３に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機している場合には，水源の多重性は十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

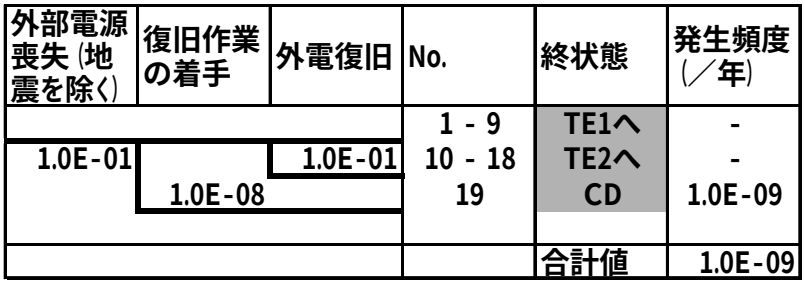


図－３　一次水源からの供給機能喪失のイベントツリー

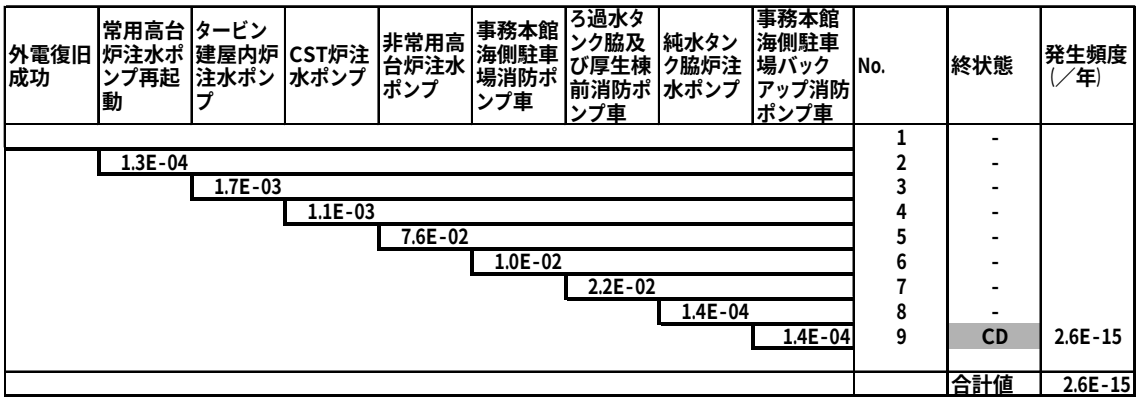
(4)　外部電源喪失（地震を除く）

外部電源喪失（地震を除く）時は，図－４－１に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

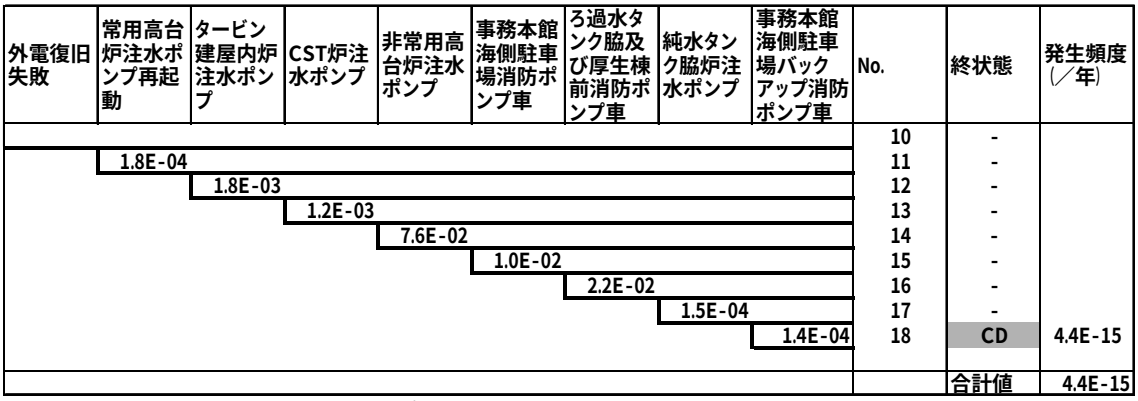
一方，図－４－２及び図－４－３に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機している場合には，非常用Ｄ／Ｇ，電源車及び消防車のように，代替電源の多重性及び多様性が十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。



図－４－１　外部電源喪失（地震を除く）時のイベンツツリー（1／3）



図－４－２　外部電源喪失（地震を除く）時のイベンツツリー（2／3）
（TE1：外電復旧成功時）

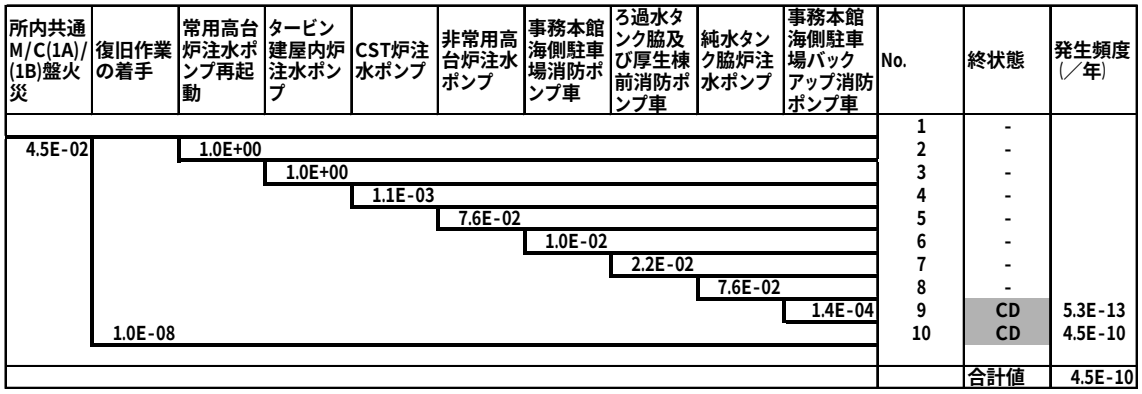


図－４－３　外部電源喪失（地震を除く）時のイベンツツリー（3／3）
（TE2：外電復旧失敗時）

(5)　所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災

所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災時には，図－５に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

一方，図－５に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機している場合には，非常用Ｄ／Ｇ，電源車及び消防車のように，代替電源の多重性及び多様性は十分に確保されているため，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。

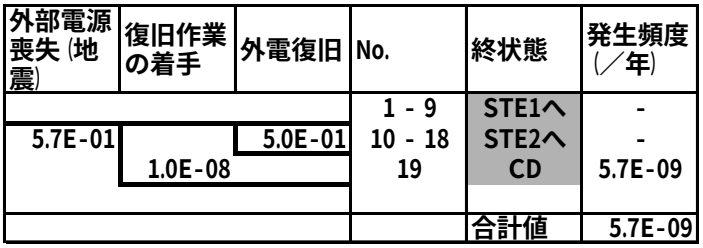


図－５　所内共通 M/C(1A)/(1B)盤火災時のイベントツリー

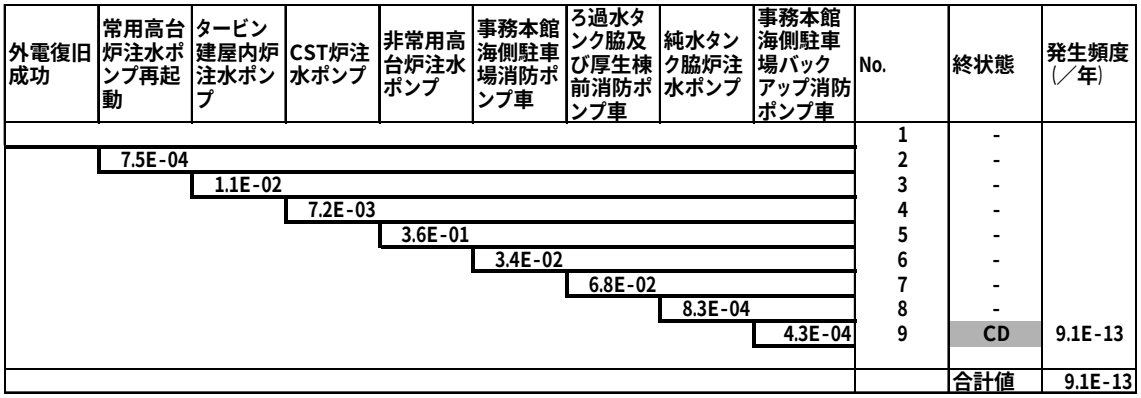
(6)　外部電源喪失（地震）

地震による外部電源喪失には，図－６－１に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していない場合には，復旧作業の着手失敗により，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。また，図－６－３に示すとおり，外電復旧が失敗した場合には，地震の影響により，注水設備の再起動が困難になっていることから，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。

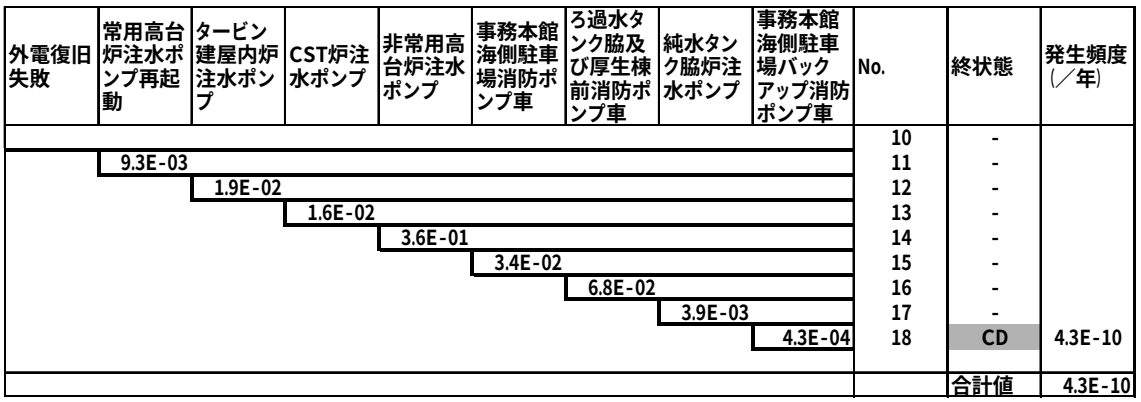
一方，図－６－２に示すとおり，十分な能力を有する要員が待機していることにより，外電復旧に成功する場合には，緩和設備の多重故障により炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は小さい。



図－６－１　外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（1／3）



図－６－２　外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（2／3）
（STE1：外電復旧成功時）



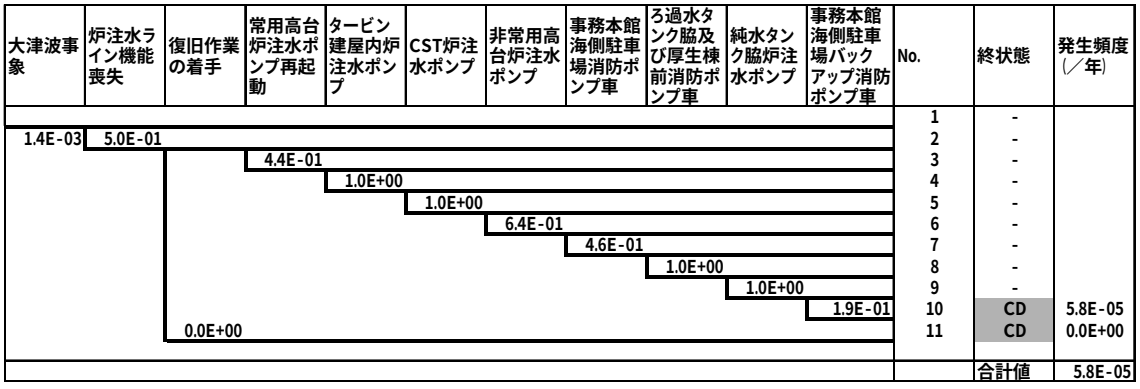
図－６－３　外部電源喪失（地震）時のイベントツリー（3／3）
（STE2：外電復旧失敗時）

(7)　大津波事象

大津波（2011 年 3 月 11 日に発生した津波規模を想定）が襲来した際には，OP.10,000 の地上高付近に設置されている，タービン建屋内炉注水ポンプ，CST 炉注水ポンプ，純水タンク脇炉注水ポンプによる注水機能が失われているとした保守的な仮定を置いている。

図－７に示すとおり，津波対策により強化した OP.10,000 の地上高にある炉注水ラインに損傷がない場合には，高台に設置している注水設備による注水は継続可能である。

一方，図－７に示すとおり，注水ラインが損傷した場合には，原子炉圧力容器及び格納容器への注水が途絶え，津波被害（漂流物による作業環境の悪化，滞留水の漏えいに伴う線量上昇による作業環境の悪化）により現場にアクセスすることが困難になることが予想され，事務本館脇海側駐車場バックアップ消防車のための新しい注水ラインの確保に失敗すること，及び，並行で作業を進めると想定される常用高台炉注水ポンプ，非常用高台炉注水ポンプ，事務本館海側駐車場消防ポンプ及びろ過水タンク脇及び厚生棟脇消防ポンプからの炉注水ラインの復旧にも失敗することにより，炉心再損傷に至るシナリオの頻度の寄与は大きい。



図－７　大津波事象時のイベントツリー

4.1.2　原子炉格納容器内窒素封入設備

4.1.2.1 機器の単一故障

(1) 窒素ガス分離装置故障

現在使用している窒素ガス分離装置が故障した場合は，現場にて待機状態となっている窒素ガス分離装置の起動を行い，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

（所要時間（目安）：２時間程度）※

(2) 電源喪失

窒素封入設備の電源は多重化されており，片側の電源が喪失した場合，予備機側に切り替えることで，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素封入を再開する。

（所要時間（目安）：２時間程度）※

変圧器や所内母線の故障など電源切換に長時間を要する場合は，予め待機しているディーゼル発電機を持つ非常用窒素ガス分離装置を起動することで，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

（所要時間（目安）：３時間程度）※

(3) 窒素供給ラインの損傷

窒素供給ホースが破損した場合は，予備品のホースと交換する。

（所要時間（目安）：８時間程度）※

※：所要時間（目安）とは復旧作業の着手から完了までの時間（目安）である。

4.1.2.2 複数の設備が同時に機能喪失した場合

津波により複数の設備が同時に機能喪失した場合は高台に用意しているディーゼル駆動の非常用窒素ガス分離装置と予備のホース及び取り付け治具を用いて原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素供給を再開する。

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への窒素の供給が停止してから，これらの容器内の雰囲気が水素の可燃限界に至るまでは最短でも１００時間程度であることから，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の水素爆発を防止することは可能であると考えている。

4.1.2.3 添付資料

添付資料―１　窒素封入停止時の時間余裕について

添付資料－１

窒素封入停止時の時間余裕について

原子炉圧力容器及び原子炉格納容器は，窒素封入により，不活性な雰囲気に保たれている。しかしながら，原子炉圧力容器または原子炉格納容器への窒素の供給が停止した場合，水の放射線分解により発生する水素により，原子炉格納容器内の雰囲気が水素の可燃限界に至ることが想定されることから，下式により，窒素の供給を復旧するまでの時間余裕を評価する。

$T = V \times (4\% - C_{H2}) / 100 / M_{H2}$

T：時間余裕（h）

V：原子炉格納容器気相部体積（m^3）または原子炉圧力容器気相部体積（m^3）

C_{H2}：原子炉格納容器内または原子炉圧力容器内の初期水素濃度（%）

M_{H2}：水の放射線分解による単位時間あたりの水素発生量（m^3/h）

水の放射線分解により単位時間当たりに発生する水素及び酸素，並びに，単位時間当たりに封入される窒素により，原子炉格納容器気相部または原子炉圧力容器気相部が平衡状態にあるとして，初期水素濃度を設定する。

また，評価に使用する原子炉格納容器体積及び原子炉圧力容器体積は，空間体積を小さく想定するほど厳しくなることから，評価結果が保守的になるよう表－１の通りとする。

表－１　原子炉格納容器及び原子炉圧力容器気相部体積について

	1 号機	2 号機	3 号機
原子炉格納容器気相部体積	約 1,900	約 2,600	約 2,600
原子炉圧力容器気相部体積（燃料頂部－5m の体積）	約 200	約 420	約 420

※　原子炉格納容器の水位は，空間体積を小さく見積もるため，原子炉格納容器球部の赤道面にあることとしている。

また，1 号機は，注水量を変更した際の原子炉圧力容器付近の温度変化が小さく，原子炉格納容器雰囲気の温度と同等であったことから，燃料の大部分が原子炉格納容器に存在すると推定される。念のため，1 号機は，50%が原子炉圧力容器内に残っているとして評価を実施している。

2・3 号機は，注水量を変更した際の原子炉圧力容器付近の温度変化が大きく，燃料の大部分が原子炉圧力容器に残っていると推定されるため，100%が原子炉圧力容器内に残っているとして評価を実施している。

平成 24 年 12 月 7 日現在での原子炉格納容器への窒素の供給が停止した場合の時間余裕の評価結果を表－２に，原子炉圧力容器への窒素の供給が停止した場合の時間余裕の評価結果を，表－３に示す。なお，原子炉格納容器の初期水素濃度は，原子炉格納容器ガス管理設備で測定される水素濃度に相当するものであるが，実際の測定値は本評価より小さい値である。これは，水素発生量の本評価手法（G 値の設定等）が保守的であることを示している。

表－２　原子炉格納容器内での水素発生量と初期水素濃度と時間余裕について
（平成 24 年 12 月 7 日時点）

	1 号機	2 号機	3 号機
水素発生量 (m^3(Normal)/h)	約 0.10	約 0.13	約 0.13
窒素封入量 (m^3(Normal)/h)	34	16	17
初期水素濃度（%）	約 0.3	約 0.8	約 0.8
時間余裕（日）	約 29	約 26	約 26

表－３　原子炉圧力容器内での水素発生量と初期水素濃度と時間余裕について
（平成 24 年 12 月 7 日時点）

	1 号機	2 号機	3 号機
水素発生量 (m^3(Normal)/h)	約 0.05	約 0.13	約 0.13
窒素封入量 (m^3(Normal)/h)	13	16	17
初期水素濃度（%）	約 0.4	約 0.8	約 0.8
時間余裕（時間）	約 141	約 101	約 103

4.1.3　使用済燃料プール設備

4.1.3.1　燃料プール循環冷却系の機器の単一故障

(1)　一次系又は二次系ポンプ故障

一次系又は二次系ポンプが故障した場合は，現場に移動し，待機号機の起動を行い，使用済燃料プールの循環冷却を再開する。

(2)　電源喪失

使用済燃料プール循環冷却系の電源が外部電源喪失や所内電源喪失により喪失した場合，電源の切替に長時間を要しない場合（目安時間：約１日）は，電源の切替操作により使用済燃料プールの循環冷却を再開する。電源切替に長時間を要する場合（目安時間：約２日以上）は，非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより，使用済燃料プールの冷却を行う。

電源喪失に伴う非常用注水設備の電源喪失時は，予め免震重要棟付近（OP.36,900）に待機している電源車等を用いて非常用注水設備の電源を復旧し，使用済燃料プールへの注水を行う。

(3)　一次系循環ラインの損傷

使用済燃料プール循環冷却系の一次系循環ラインが損傷した場合は，循環ライン内の一次系統水が系外へ漏えいすることが考えられることから，系外へ漏えいした一次系系統水を建屋内に設置した堰により滞留させた後，漏えい水を建屋地下（２～３号機は廃棄物処理建屋地下，４号機は廃棄物処理建屋地下又は原子炉建屋地下）に移送する。

移送後，一次系循環ラインの復旧に長時間を要しない場合は，復旧後，使用済燃料プールの循環冷却を再開する。復旧に長時間を要する場合は，非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより，使用済燃料プールの冷却を行う。

4.1.3.2　使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統・機器の同時機能喪失

地震，津波等により，万が一，使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には，現場状況に応じて，予め免震重要棟西側（OP.36,900）に待機している消防車等の配備を行い，使用済燃料プールの冷却を再開する。使用済燃料プール循環冷却の機能が停止してから，燃料の露出を確実に防止でき且つ水遮へいが有効とされる使用済燃料の有効燃料頂部の上部２ｍに至るまでは最短でも４号機における約 27 日であることから，使用済燃料プールの冷却を確保することは可能である。

4.1.3.3　異常時の評価

使用済燃料プール循環冷却系の機能が喪失した事故時や非常用注水設備が機能喪失したシビアアクシデント相当を想定した場合においても，使用済燃料の冠水は確保され，使用

済燃料から発生する崩壊熱を確実に除去することが可能である。

4.1.3.4　添付資料

添付資料－１　使用済燃料プール冷却系機能喪失評価

添付資料－２　使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

添付資料－３　有効燃料頂部＋２ｍにおける線量評価

使用済燃料プール冷却系機能喪失評価

(1)　原因

使用済燃料プール冷却中に，ポンプ故障や地震・津波等の原因により使用済燃料プール冷却系が機能喪失し，使用済燃料プールの冷却が停止し，使用済燃料プール水の温度が上昇すると共に使用済燃料プール水位が低下する。

(2)　対策及び保護機能

a. 一次系又は二次系ポンプが故障した場合は，現場に移動し，待機号機の起動を行い，使用済燃料プールの循環冷却を再開する。
(冷却再開の所要時間（目安）：約１時間程度）※

b. 使用済燃料プール循環冷却系の電源喪失時において，外部電源および所内電源の切替に長時間を要する場合（目安時間：約２日以上）は，非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより，使用済燃料プールの冷却を行う。
(冷却再開の所要時間（目安）：約３時間程度）※

c. 使用済燃料プール循環冷却系の一次系循環ラインが損傷した場合は，循環ライン内の一次系系統水が系外へ漏えいすることが考えられることから，系外へ漏えいした一次系系統水を建屋内に設置した堰により滞留させた後，漏えい水を建屋地下（２～３号機は原子炉建屋地下，４号機は廃棄物処理建屋地下又は原子炉建屋地下）に移送する。移送後，一次系循環ラインの復旧に長時間を要する場合は，非常用注水設備による使用済燃料プールへの注水を行うことにより，使用済燃料プールの冷却を行う。
(冷却再開の所要時間（目安）：約６時間程度）※

d. 地震・津波等により使用済燃料プール循環冷却系の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には，現場状況に応じて，予め免震重要棟西側（OP.36,900）に待機している消防車等の配備を行い，使用済燃料プールの冷却を再開する。
(冷却再開の所要時間（目安）：約３時間程度）※

e. 地震・津波等により，非常用注水設備による使用済燃料プールの冷却が困難な場合は，発電所正門駐車場（OP.38,300）に待機しているコンクリートポンプ車により使用済燃料プールの冷却を行う。
(冷却再開の所要時間（目安）：約６時間程度）※

※：所要時間（目安）とは復旧作業の着手から完了までの時間（目安）である。

(3)　評価条件及び評価結果

a. 評価条件

(a) 保守的に使用済燃料から発生する崩壊熱は全て使用済燃料プール水の温度上昇に寄

(b) 与するものとし，外部への放熱は考慮しないものとする。

(c) 使用済燃料から発生する崩壊熱は，次に示す値とする。

1 号機：0.11MW　　2 号機：0.30MW　　3 号機：0.27MW　　4 号機：0.66MW

（H24 年 12 月 7 日時点の ORIGEN 評価値）

なお，平成 24 年 12 月 7 日時点及び 1～3 年後の各号機における使用済燃料プールから発生する崩壊熱は以下のとおりである。

	使用済燃料崩壊熱［MW］※			
号機	H24 年 12 月 7 日時点	H25 年 12 月 7 日時点(1 年後)	H26 年 12 月 7 日時点(2 年後)	H27 年 12 月 7 日時点(3 年後)
1 号	0.11	0.09	0.08	0.07
2 号	0.30	0.24	0.21	0.19
3 号	0.27	0.21	0.19	0.17
4 号	0.66	0.50	0.42	0.37

※各燃料について，プラント停止時（平成 23 年 3 月 11 日時点）の各燃料の燃焼度（運転データ）を入力し，計算コード ORIGEN を用いて計算

(d) 保守的に使用済燃料プール水の初期温度は 65℃とする。

b. 評価結果

使用済燃料プール冷却系が機能喪失している間，使用済燃料プール水位が水遮へいが有効とされる有効燃料頂部＋２ｍに至るまでの期間は以下の通りとなる。

1 号機：約 127 日，　2 号機：約 61 日，　3 号機：約 69 日，　4 号機：約 27 日

(4)　判断基準への適合性の検討

本事象に対する判断基準は，「使用済燃料から発生する崩壊熱を確実に除去できること」である。

使用済燃料プール循環冷却系の機能喪失後，使用済燃料プール水位が有効燃料頂部＋２ｍに至るまでには，最短で 4 号機において約 27 日程度の時間的余裕がある。このことから，他に緊急度の高い復旧作業がある場合は，そちらを優先して実施することになるが，使用済燃料プールの冷却再開に関する復旧作業は事前の準備が整い次第，速やかに実施することで使用済燃料プールの冷却を再開する。なお，有効燃料頂部＋２ｍでの使用済燃料プール近くのオペフロや原子炉建屋周辺における線量率は十分低いと評価しており，使用済燃料プールの冷却再開に関する復旧作業は十分可能と考えられる。

以上により，使用済燃料プール冷却系の機能が喪失した場合でも，燃料の冠水は確保され，使用済燃料から発生する崩壊熱が確実に除去されることから，判断基準は満足される。

(5)　非常用注水設備の代替注水手段

地震・津波等により，非常用注水設備の使用が困難な場合，発電所正門駐車場（OP.38,300）に待機しているコンクリートポンプ車等を用いて使用済燃料プールを冷却する。また，コンクリートポンプ車の使用が困難な２号機においては，消防ホースを使用済燃料プールまで敷設し，消防車による直接注水を行うことで，使用済燃料プールを冷却する。コンクリートポンプ車の仕様を以下に示す。

コンクリートポンプ車

台　　数　　1

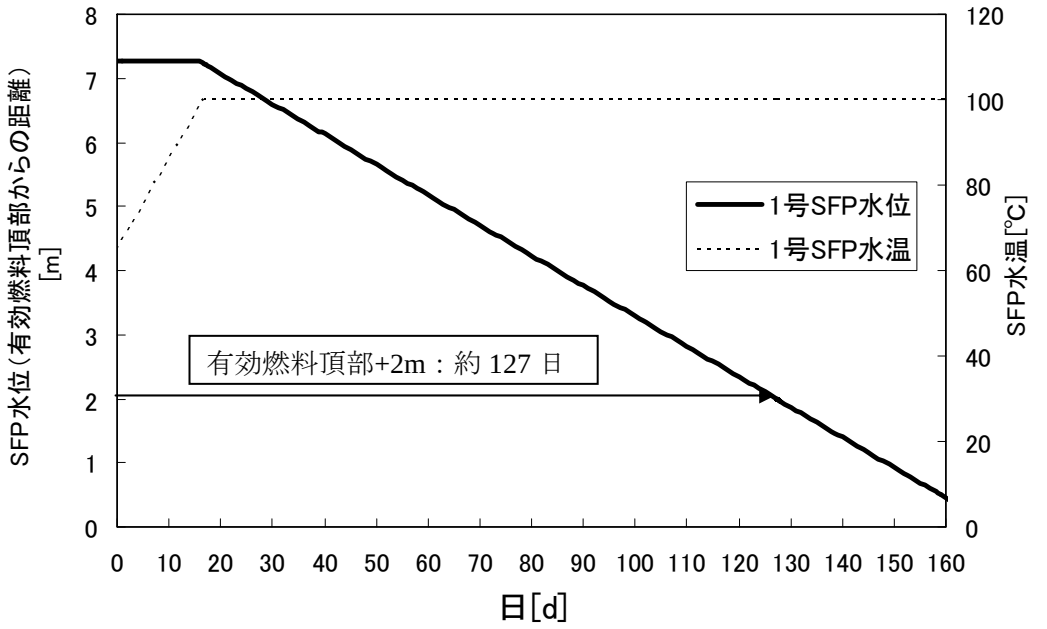


図１　１号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

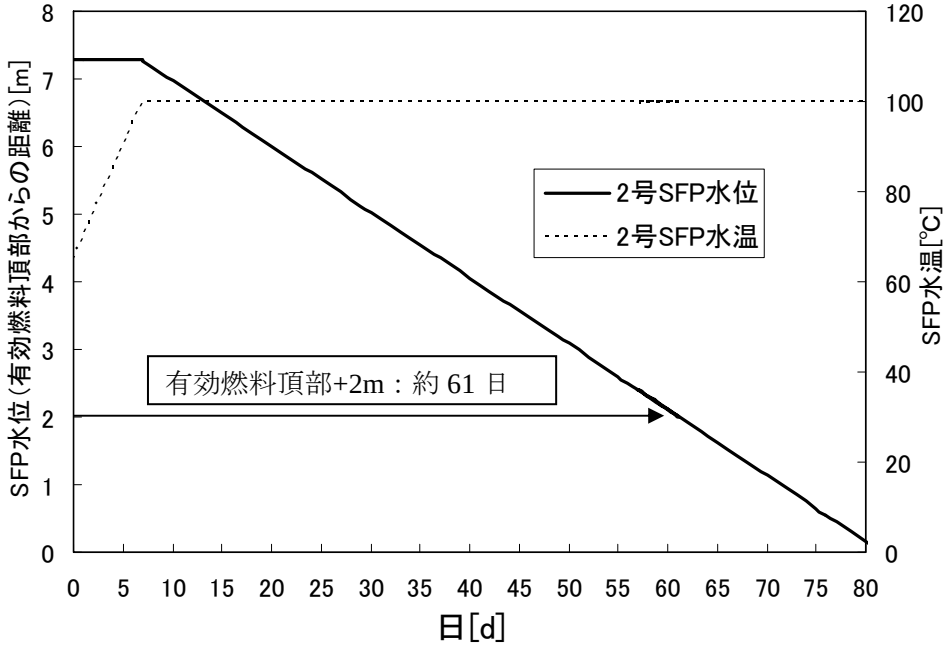


図２　２号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

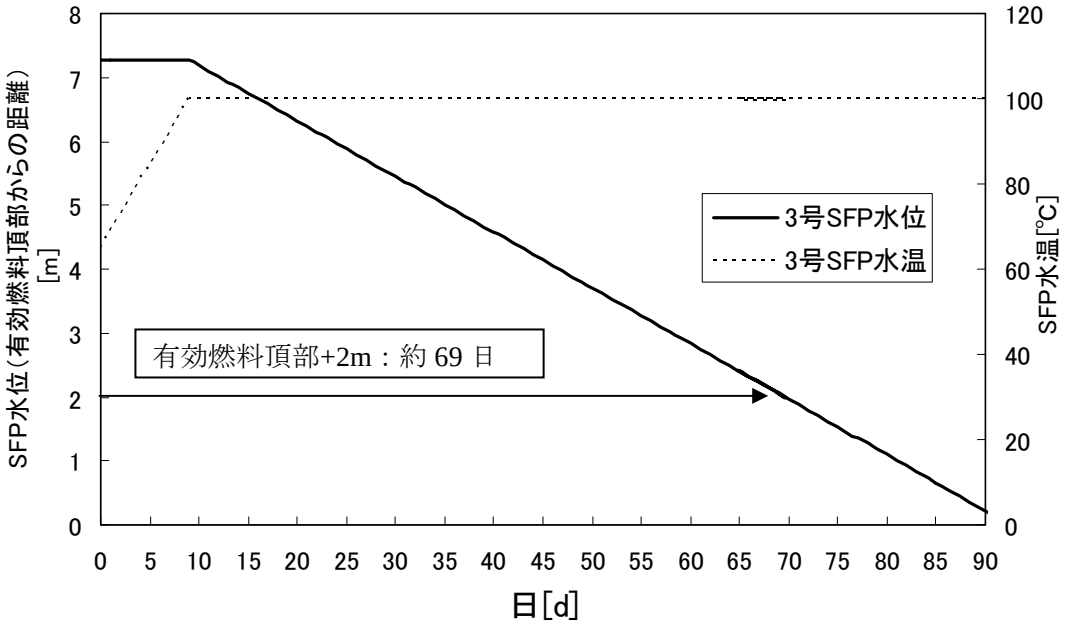


図３　３号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

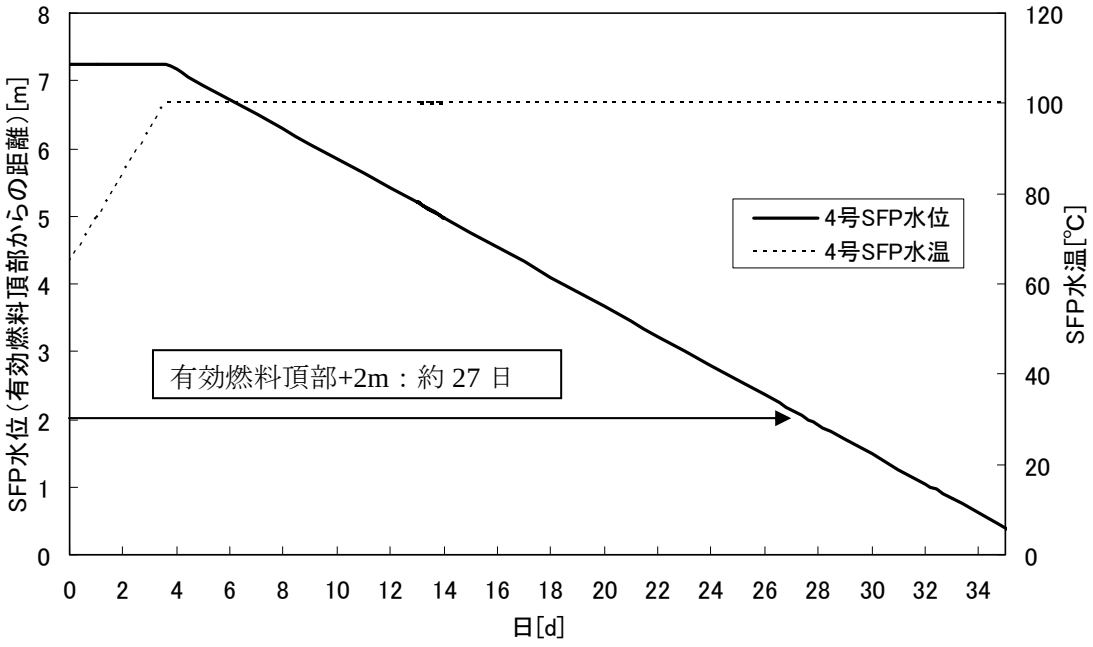


図４　４号機使用済燃料プール（SFP）水温及び水位変化

有効燃料頂部＋２ｍにおける線量評価

使用済燃料プール循環冷却設備の機能が喪失した場合，非常用注水設備等を用いて使用済燃料プールの冷却を再開する必要がある。冷却再開にあたり，有効燃料頂部＋２ｍにおいても，使用済燃料プール近くのオペフロ及び原子炉建屋周辺での作業が可能な線量かどうかの評価を行った。

１．評価条件

評価条件は以下の通りである。

（１）冷却期間の短い使用済燃料体数が多い４号機使用済燃料プールについて評価。
（使用済燃料の照射期間及び冷却期間は燃料毎に考慮，評価日は H23.4.22 時点）

（２）ORIGEN2 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 MCNP により線量率を計算。

（３）線量率の評価位置は，使用済燃料プール真上「オペフロ＋５m 高さ」。

２．評価結果

評価結果を下記表に示す。

有効燃料頂部からの水位（m）	線量率（ｍＳｖ／ｈ）
0	３×１０^{4}
1	８×１０^{1}
2	３×１０^{-1}

評価位置は使用済燃料プール真上「オペフロ＋５ｍ」であるが，面線源であることを考慮するとオペフロ高さにおいても同程度の評価結果になると考える。

以上の結果より，使用済プール水位が有効燃料頂部から水深２ｍ確保されていれば，使用済燃料による線量率は十分低いことから，コンクリートポンプ車が使用できない場合の使用済燃料プール近くのオペフロ作業や非常用注水設備等を用いた冷却作業は十分可能と考える。

なお，現在及び今後は，さらに使用済燃料の冷却期間が経過しており，線量率はより小さくなる。

4.1.4　原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備

4.1.4.1　機器の単一故障

(1)　タンク損傷

ホウ酸水タンクは２基あるため，同時に使用不能になる可能性は低いが，地震の影響等により同時に損傷しないよう，１基はホウ酸水を入れず，耐震性を確保して管理する。なお，この際に，空のホウ酸水タンクの水張りから注入までの所要時間は，タンク水張り，タンクの切替，ホウ酸の注入までで約８時間を要し，臨界検知，判断等の時間を約２時間，また注入完了までの約４時間を加え，約１４時間を想定している。

(2)　原子炉注水系機器の単一故障

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入するため，原子炉注水系の単一故障がホウ酸水注入機能に影響を及ぼすため，その影響について評価した。

ホウ酸注入系のポンプ故障，外部電源喪失や全母線電源喪失による電源喪失については故障時の措置及びその復旧時間は原子炉注水系の異常時の措置と同様であり，非常用高台炉注水ポンプの起動のため３０分程度要することになる。また，原子炉注水系の注入ラインの損傷については以下のとおり対応する。

(3)　原子炉注水系の注入ラインの損傷

ホウ酸水注入時に高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷した場合は，消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を再開する（注入再開の所要時間：６０分程度)。

4.1.4.2　ホウ酸水注入系の複数の設備が同時に機能喪失した場合

(1)　ホウ酸水タンクの２基機能喪失

ホウ酸水タンクが２基同時に機能喪失した場合は，仮設プールを設置し，ホウ酸水注入を行う。この場合の所要時間は，タンク１基の単一故障の場合の１４時間に加え，組立て式の仮設プールの設置時間約８時間（ホース敷設含む）が加わるため，約２２時間を想定している。

ここで，高台炉注水ポンプから原子炉までの注入ラインが損傷している場合は，Ⅱ.4.1.4.1 (3)と同様に，消防車により純水タンク脇炉注水ポンプから原子炉への注水ラインを用いてホウ酸水注入を行うが，この場合でも仮設プールの設置時間約８時間に包絡される。

(2)　原子炉注水系の複数設備の機能喪失

ホウ酸水注入系は原子炉注水系を介してホウ酸水を注入する。原子炉注水系の複数設備が機能喪失した場合は，「Ⅱ.4.1.1.2 原子炉注水系の複数の設備が同時に機能喪

失した場合」の通り，注水再開までの時間は，現場状況等により変動するものの，ホース敷設距離等を踏まえた作業時間を勘案すると，作業開始から３時間程度と想定している。従って，(1)ホウ酸水タンクの２基機能喪失時の所要時間約２２時間に包絡される。

なお，さらに長時間原子炉注水系の機能が喪失する場合については，炉水温度は上昇し，ボイドが発生することにより負の反応度が印加されることから，この間のホウ酸水注入は不要である。

4.1.4.3　臨界時の評価

(1) 概要

福島第一原子力発電所第１号機から第３号機のように事故の進展により損傷，溶融した炉心では，臨界になるための体系から離れていると一般に考えられており，また，これまで臨界の兆候は確認されていないことからも，今後も臨界の可能性は工学的には極めて小さいと考えられる。

現状，未臨界状態が維持されていることの監視として，原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタにて短半減期希ガスの放射能濃度を連続的に測定し，仮に臨界の兆候が見られた際には，原子炉圧力容器・格納容器に五ホウ酸ナトリウム溶液を注入することとしている。

ここでは，現状において仮に臨界が発生した場合の周辺の公衆に対する被ばく線量を評価し，臨界検知からホウ酸水注入までの対応を実施することにより，臨界により周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないことを確認する。

(2) 評価結果

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は，臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度 1Bq/cm^3 としている。ここでは，保守的にその 100 倍の 100Bq/cm^3 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し，臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して 1 日間臨界が継続した場合の，敷地境界における被ばく線量を評価する。その結果，敷地境界での被ばく量は約 2.4×10^{-2}mSv となり，周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えられる。

4.1.4.4　添付資料

添付資料―１　臨界評価の説明資料

臨界評価の説明資料

1. 臨界時の線量評価

1.1 評価前提

原子炉格納容器ガス管理設備に設置されたガス放射線モニタによる未臨界監視は，臨界判定基準として Xe-135 放射能濃度 1Bq/cm³ としている。ここでは，保守的にその 100 倍の 100Bq/cm³ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し，臨界発生からホウ酸水投入までの時間遅れを考慮して 1 日間臨界が継続した場合の，敷地境界における被ばく線量を評価する。

1.2 核分裂生成物の放出量の評価方法

核分裂生成物の生成量と移行，放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

(1) 臨界が発生した場合でも，デブリ周辺には水が存在しており（臨界発生には水が必要），冷温状態と考えられることから，評価対象核種は揮発性の高い核分裂生成物として希ガスとよう素とする。

(2) 臨界による核分裂生成物の生成量は，ガス放射線モニタで 100Bq/cm³ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界を想定し，各核種の核分裂収率を用いて評価する。臨界時の出力レベルは，「別紙－１　ガス放射線モニタによる臨界検知評価」から，平均出力約 1kW 相当とする。

(3) 生成された核分裂生成物が格納容器内気相部へ移行する割合は，希ガスについては 100%，よう素については 10%とする。臨界が発生した場合でもデブリ周辺には水が存在しており，よう素については大部分が液相へ移行すると考えられるが，ここでは保守的な条件を設定する。

(4) 大気への放出量については，臨界で発生した核分裂生成物が直接格納容器に放出され，さらに飽和蒸気も含めて格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考え，以下のように求める。

格納容器内で瞬間的に発生した放射性物質 i が，格納容器から時定数 λ_{PCV} で漏えいする場合の格納容器内の物質収支は，核種の崩壊を考慮して以下の式で表される。

$$dQ_i / dt = -\lambda_i Q_i - \lambda_{PCV} Q_i$$

ここで，放射性物質 i の崩壊定数を λ_i とする。よって初期の発生量を Q_{i0} とすると，

$$Q_i = Q_{i0} \exp(-(\lambda_i + \lambda_{PCV})t)$$

一方，格納容器からの漏えい量は$\lambda_{PCV}Q_i$であるから，無限時間までの積算漏えい量は，

$$\int_0^{\infty} \lambda_{PCV} Q_i dt = Q_{i0}\lambda_{PCV} /(\lambda_i + \lambda_{PCV})$$

となり，臨界で発生した放射性物質が，格納容器から一定の漏えい率で漏えいすると考えた場合，格納容器から漏えいする量は発生量に$\lambda_{PCV} /(\lambda_i + \lambda_{PCV})$を乗じた値となる。

ここで，時定数λ_{PCV}は，格納容器からの気体の漏えい量を窒素封入量と放出蒸気量の和として，以下の式により求める。ここで，放出蒸気量は保守的に冷温停止状態での温度として80℃相当の飽和蒸気圧分の蒸気が窒素とともに放出されるものとする。

$$\lambda_{PCV} = (F_{N2} + F_{H2O}) / V_{PCV}$$

F_{N2}　：単位時間あたりの窒素封入量

F_{H2O}　：単位時間あたりの放出蒸気量（80℃相当の飽和蒸気圧分）

V_{PCV}　：格納容器気相部体積

また，格納容器気相部体積については，放出量の観点からは小さい方が保守的であるため，格納容器球部の赤道面に水位が形成されている場合の自由空間体積として１号機で1900㎥，２／３号機で2600㎥と設定する。単位時間当たりの窒素封入量については，放出量の観点からは大きい方が保守的であるため，運転実績から保守的に50㎥/hと設定する。

1.3　核分裂生成物の放出量の評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表－１の通りである。

表－１　核分裂生成物放出量

核分裂生成物	放出量（Bq）	
	１号機	2/3 号機
希ガス （γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）	3.6×10^{13}	2.7×10^{13}
よう素 （I-131 等価量－小児実効線量係数換算）	5.0×10^{10}	4.4×10^{10}

1.4　線量の評価方法

敷地周辺における実効線量は，希ガスのγ線外部被ばくとよう素の内部被ばくによる実効線量の和として計算する。よう素の呼吸摂取による内部被ばく線量は，感受性の高い小児を対象に行う。また，相対線量，相対濃度については，地上放散を想定していることから，福島第一原子力発電所設置許可申請書添付六に記載の主蒸気管破断事故における値を用いる。ただし，２／３号機については，値の大きい３号機のものを用いる。

(1) 放射性雲からの希ガスのγ線による外部被ばく

$$H_\gamma = K \cdot E_\gamma / 0.5 \cdot D/Q \cdot Q$$

H_γ　：希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量（Sv）

K　：空気カーマから実効線量への換算係数（1.0Sv/Gy）

E_γ　：γ線の実効エネルギ（MeV）

D/Q：相対線量（１号機：2.5×10^{-19}Sv/Bq，３号機：3.0×10^{-19}Sv/Bq）

Q　：核分裂生成希ガスの大気放出量（Bq）

(2) 放射性雲からのよう素の吸入摂取による内部被ばく

$$H_I = K_{in} \cdot R \cdot \chi/Q \cdot Q_I$$

H_I　：よう素の内部被ばくによる実効線量（Sv）

K_{in}　：I-131 の吸入摂取による小児の実効線量係数（1.6×10^{-7}Sv/Bq）

R　：小児の呼吸率（活動時：8.61×10^{-5}m^3/s）

χ/Q：相対濃度（１号機：1.9×10^{-5}s/m^3，３号機：2.6×10^{-5}s/m^3）

Q_I　：よう素の大気放出量（I-131 等価量）（Bq）

1.5　線量の評価結果

上記の評価方法に基づき敷地境界の実効線量を評価した結果は，１号機で約 2.2×10^{-2}mSv，２／３号機で約 2.4×10^{-2}mSv であり，周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えられる。

また，放出量が大きい１号機についての，特定原子力施設からの距離が 5km 及び 10km における評価結果は，それぞれ約 6.2×10^{-3}mSv，約 2.4×10^{-3}mSv となる。

2．別紙

別紙－１　ガス放射線モニタによる臨界検知評価

以上

ガス放射線モニタによる臨界検知評価

１．評価方法

(1) 格納容器内短半減期希ガス濃度

原子炉圧力容器と格納容器を考慮した簡易的な体系を考え，臨界による原子炉圧力容器内での希ガス発生と，窒素封入，排気（置換）による以下のマスバランス計算から格納容器内濃度を求める。なお，臨界により生成された希ガスは発生源からは直ちに放出されると仮定する。

(RPV 内)　$$\frac{dC_{RPV}}{dt} = -\lambda C_{RPV} - \frac{F_{RPV}}{V_{RPV}} C_{RPV} + \frac{P}{V_{RPV}}$$　①

(PCV 内)　$$\frac{dC_{PCV}}{dt} = -\lambda C_{PCV} - \frac{F_{PCV}}{V_{PCV}} C_{PCV} + \frac{C_{RPV} F_{RPV}}{V_{PCV}}$$　②

ここで，

C_{RPV}：RPV 気相部内放射能濃度

C_{PCV}：PCV 気相部内放射能濃度

V_{RPV}：RPV 気相部体積

V_{PCV}：PCV 気相部体積

F_{RPV}：RPV 置換量=RPV 窒素封入量 N_{RPV}

F_{PCV}：PCV 置換量=RPV 窒素封入量 N_{RPV}＋PCV 窒素封入量 N_{PCV}

λ　：核種の崩壊定数

P　：臨界による単位時間あたりの核種生成量

式①，②を初期条件 $C_{RPV}(t=0)=0$，$C_{PCV}(t=0)=0$ で解く。また，P については，ある平均出力が一定時間継続するものとして，核分裂収率を用いて以下の式にて求める。ここで，１回の核分裂で約 200MeV のエネルギが発生することから，出力 1kW は毎秒 3.1×10^{13} の核分裂に相当するものとする。

$$P = 3.1\times10^{13}\times Pc\times Y\times \lambda$$

ここで，

Pc：平均出力

Y：核種の収率

また，原子炉圧力容器気相部体積，格納容器気相部体積については，臨界検知の観点からは大きい方が保守的であるため，２／３号機の保有水を考慮しない空間体積を入力条件

として，それぞれ 520m³，3770m³ と設定する。原子炉圧力容器及び格納容器への単位時間当たりの窒素封入量については，臨界検知の観点からは小さい方が保守的であるため，至近の運転実績から保守的にそれぞれ，10m³/h，0m³/h と設定する。

(2) 格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

原子炉格納容器ガス管理設備のガス放射線モニタは，排気の再循環ラインに設置されたフィルタユニットの下流側から抽気したガスを測定している。

格納容器内濃度がステップ状に変化した場合の，ガス放射線モニタ内濃度の時間応答については，吸込配管部の通過にかかる時間と再循環容積部の置換にかかる時間を考慮し，１時間程度の時間遅れを見込むこととする。

すなわち，(1)で求めた格納容器内希ガス濃度に，測定までの時遅れによる減衰を考慮したガス放射線モニタ内放射能濃度を，以下の式で求める。

(ガス放射線モニタ内)　$C_{Monitor}(t+\Delta t) = C_{PCV}(t)\exp(-\lambda \Delta t)$　　③

ここで，

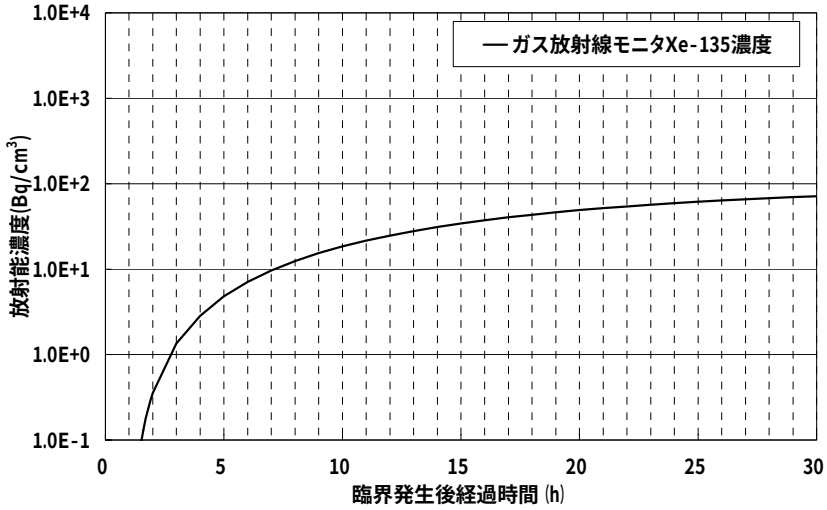
$C_{Monitor}$：ガス放射線モニタ内放射能濃度

Δt：格納容器からガス放射線モニタまでの時遅れ

2．評価結果

上記の評価方法に基づいて計算した，ガス放射線モニタで平衡濃度 100Bq/cm³ 相当の Xe-135 が測定される出力レベルの臨界は，平均出力約 1.0kW 相当となる。

また，この時のガス放射線モニタ内 Xe-135 濃度の時間変化を図－１に示す。



図－１　臨界発生後の Xe-135 濃度の時間変化

以上

4.1.5　汚染水処理設備等

4.1.5.1　汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連施設（移送配管，移送ポンプ等）

4.1.5.1.1　機器の単一故障

(1)　動的機器の単一故障

汚染水処理設備は，機器の単一故障により滞留水の処理機能が喪失するのを防止するため動的機器や外部電源を多重化しているが，汚染水処理設備の動的機器が故障した場合は，待機設備へ切替を行い，滞留水の処理を再開する。

4.1.5.1.2　主要機器の複数同時故障

(1)　処理装置の除染能力が目標性能以下

汚染水処理設備は，セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置による処理装置全体で多重化が確立されており，各装置の組み合わせもしくは単独による運転が可能である。そのため，一つの処理装置が故障しても性能回復は短時間で行えるが，万一，所定の除染能力が得られず下流側の逆浸透膜装置の受け入れ条件（10^2Bq/cm^3 オーダ）を満足しない場合は，以下の対応を行う。

逆浸透膜装置及び蒸発濃縮装置後淡水受タンクでの希釈効果等を踏まえながら，必要に応じて処理装置出口の処理済水を再度セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置に水を戻す「再循環処理」を実施する（手動操作）。なお，再循環処理を実施する場合，稼働率が 50%以下となるため，タービン建屋等からの滞留水の移送量を調整し，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋の水位上昇を監視する。

(2)　滞留水の処理機能喪失

汚染水処理設備は，セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置のそれぞれで単独運転が可能である。また，第二セシウム吸着装置はセシウム吸着装置，除染装置と異なる系統の M/C から受電する構成としている。さらに，セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置は，建屋により分離して設置している。以上のことから，共通要因によりすべての処理装置が機能喪失する可能性は十分低いと想定するが，全装置が長期間停止する場合は，以下の対応を行う。

ⅰ．処理装置が長期間停止する場合，炉注水量を調整し，滞留水の発生量を抑制する。

ⅱ．セシウム吸着装置もしくは第二セシウム吸着装置の吸着塔の予備品を用意し，短期間（1 ヶ月程度）で新たな処理が可能なように準備する。

ⅲ．タービン建屋等の水位が所外放出レベル近くに達した場合，滞留水を高濃度滞留水受タンク（容量約 2,800 m^3），タービン建屋の復水器（容量約 3,000m^3）に移送することで，放射性物質の所外放出を防止する。

ⅳ．滞留水の系外への漏えいを防止するために，集中廃棄物処理建屋のサイトバンカ

建屋（容量約 1,300m³），焼却工作室建屋（容量約 2,500m³）等への移送準備を行い，滞留水受け入れ容量を確保する。

4.1.5.1.3　その他の事象

(1)　降水量が多い場合の対応

降水量が多い場合には，滞留水の移送量，処理量を定格より増加させる等の措置をとる。また，大量の降雨が予想される場合には，事前に滞留水をプロセス主建屋等へ移送し，タービン建屋等の水位を低下させる措置をとる。

さらに，タービン建屋の水位が上昇すれば，炉注水量の低下措置等の対応を図る。

4.1.5.1.4　異常時の評価

(1)　滞留水の処理機能喪失時の評価

処理装置が長期に機能喪失した場合でも，タービン建屋等の水位は OP.3,000 程度で管理しているため所外放出レベルの OP.4,000 に達するまでの貯留容量として約 23,000m³ を確保している。さらに高濃度滞留水受タンク（容量約 2,800 m³），タービン建屋の復水器（容量約 3,000m³）等へ滞留水を移送することにより，これまでの運転実績から，原子炉への注水量を約 320m³/日まで低下させれば，地下水の浸透，雨水の浸入により追加発生する滞留水量（200～500m³/日）の 1 ヶ月分以上の貯留が可能である。

(2)　降水量が多い場合の評価

降水量が多い場合でも，移送装置及び処理装置がタービン建屋の水位を維持することができる処理能力を有するか評価を実施した。

月降水量の最大値は，気象庁の観測データにおいて福島県浪江町で 634mm（2006 年 10 月），富岡町で 615mm（1998 年 8 月）となっている。また，降雨があった場合のタービン建屋等の水位は，降水量に対し 85%の水位上昇を示したことがあるため 1 ヶ月あたりタービン建屋の水位を 540mm（634mm×0.85%）上昇させる可能性がある。

その他，建屋水位を上昇させるものとして，①地下水流入と②原子炉への注水があり，各々500m³/日，600m³/日が想定される。1 号～4 号機の滞留水が存在している建屋面積の合計は約 23,000m² となるため，降雨，地下水流入，及び原子炉への注水により 1 ヶ月に発生する滞留水量の合計は 45,420m³ となる。そのため，各建屋の水位を維持するためには，約 1,520m³/日の滞留水移送・処理が必要となる。一方，移送装置は移送ポンプが 1 台あたり 20m³/h の運転実績があるため 1,920m³/日の滞留水移送が可能であり，処理装置も実績として 1,680m³/日で処理を実施したことがある。

したがって，降雨量が多い場合でも月降水量最大約 850mm までは，現状の移送装置，処理装置の能力でタービン建屋等の水位を維持することが可能である。

4.1.5.2　使用済セシウム吸着塔保管施設及び廃スラッジ貯蔵施設

4.1.5.2.1　機器の単一故障

(1)　動的機器の単一故障

廃スラッジ一時保管施設は，機器の単一故障により安全機能が喪失するのを防止するため，動的機器を多重化しているが，動的機器が故障した場合は，待機設備へ切替を行い，安全機能を回復する。

(2)　外部電源喪失時

使用済セシウム吸着塔仮保管施設，使用済セシウム吸着塔一時保管施設は，使用済みのセシウム吸着塔等を静的に保管する施設であり，外部電源喪失した場合でも，安全機能に影響を及ぼすことはない。

造粒固化体貯槽(D)は排気用の仮設電源を設けており，外部電源喪失により貯槽内気相部の排気が不可能となった場合は，必要に応じ電源切替を操作することで可燃性ガスを放出する。

廃スラッジ一時保管施設は，外部電源喪失により貯槽内気相部の排気が不可能となるが，以下を考慮しており，短時間のうちに安全機能の回復が可能である。

・電源車の接続口を設置
・仮設送風機（エンジン付きコンプレッサ）の接続が可能なように取合口を設置
・窒素ボンベによる掃気が可能なようにボンベを設置
・手動弁を操作することで，可燃性ガスを放出（ベント）できるラインを設置

4.1.6　電気系統設備

常時は 66kV２回線（大熊線３号，４号）から所内電力を供給するが，いずれかの回線の停電時には他方の回線で電力を供給する。新福島変電所からの全ての回線（大熊線３号，４号，双葉線１号及び２号）が停止している場合には，東北電力（株）東電原子力線 66kV１回線から供給する。これら全ての外部電源が停電している場合には，非常用所内電源から必要な設備の電力を供給する。更に，非常用所内電源からの電源供給ができない場合は，電源車２台から必要な設備の電力を供給する。これらの切替における 6.9kV 所内高圧母線の連系については，連系用遮断器を手動にて投入する操作を実施する。

4.1.6.1 機器の単一故障

送電線における故障の場合は，送電線の故障箇所の特定や切り離しを行うが，南側 66kV 開閉所は二重母線構成のため，大熊線３号，４号のいずれかが停止となっても，所内共通変圧器２台への電力供給は他方の送電線により維持される。一方，変圧器，所内高圧母線等の故障等により停電した場合には，故障箇所を特定した上で所内電源機器の損傷状況や現場状況に加えて負荷の損傷状況等を把握し，電源切り替えや非常用所内電源からの受電を行い，電力供給を再開する。

4.1.6.2 複数の設備が同時に機能喪失した場合

電気系統は，機器の故障等による機能喪失を防止するよう配慮した構成としているが，複数の設備の機能が同時に喪失した場合は，故障箇所を特定した上で，送電線，変圧器，所内高圧母線等の損傷状況や現場状況に加えて負荷の損傷状況等を把握し，電源切り替えや非常用所内電源の受電や電源車の配備を行い，電力供給を再開する必要がある。

4.1.7　原子炉格納容器ガス管理設備

4.1.7.1 機器の単一故障

(1) 排気ファン，フィルタユニット等の故障

排気ファン，フィルタユニット等の機器が故障した場合は，予備機への切替を行う。

(2) 電源喪失

原子炉格納容器ガス管理設備の電源は多重化されており，受電中の電源が喪失した場合には他系統の電源に切替えを行う。

(3) 配管類の損傷

配管類が損傷した場合については，排気ファンの上流は負圧であること及びフィルタユニットが排気ファンの上流側に設置されていることから，放射性物質の濃度の高いガスの系統外への漏えいの可能性は低い。

配管類の損傷が大きく復旧が困難な場合は，原子炉格納容器ガス管理設備を停止し，速やかに配管類の取替を行う。

4.1.7.2 原子炉格納容器ガス管理設備の複数の設備が同時に機能喪失した場合

地震，津波により，万が一，原子炉格納容器ガス管理設備の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には，当該設備の停止，隔離，巡視点検を行い，速やかに機器等の復旧を行う。原子炉格納容器ガス管理設備は，設備停止後は速やかに対応し運転を再開させる。

-

4.1.8　原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内計測器

4.1.8.1　機器の単一故障

(1)　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計の故障

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計は複数有り，故障時には故障した温度計を除外し，他の温度計で原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態の監視を行う。

(2)　ガス放射線モニタの故障

ガス放射線モニタは，２チャンネルの連続運転であり，１チャンネル故障時には他の１チャンネルのガス放射線モニタで原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の未臨界状態の監視を行う。

(3)　水素濃度計の故障

水素濃度計は，２チャンネルの連続運転であり，１チャンネル故障時には他の１チャンネルの水素濃度計で原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の不活性雰囲気状態の監視を行う。

(4)　その他機器の故障

その他の機器の故障により遠隔監視に支障が生じた場合には，故障機器の交換等を行い速やかに復旧することを原則とするが，復旧までに時間を要する場合においては，関連するパラメータの監視や，必要に応じて各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室の計測機器を監視する等により，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態，未臨界状態，不活性雰囲気状態の監視を行う。

(5)　電源喪失

１系統の電源喪失においては，他の電源より供給されている計測器により，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態，未臨界状態，不活性雰囲気状態の監視を行う。

4.1.8.2　複数の設備の同時機能喪失

(1)　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計の故障

原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計は複数有り，故障時には故障した温度計を除外し，他の温度計で監視を行う。全ての温度計が故障により機能喪失した場合には，他の関連計器を監視することにより原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の冷却状態の監視を行う。

-

(2)　ガス放射線モニタの故障

ガス放射線モニタが全て故障した場合，ガス放射線モニタを復旧させる措置を行うとともに，代替措置として原子炉圧力容器底部温度計，モニタリングポストにより，未臨界状態の監視を行う。

(3)　水素濃度計の故障

水素濃度計が全て故障した場合，速やかに復旧させる措置を行うとともに，代替措置として，必要な窒素封入量が確保されていることの確認を行う。

(4)　電源喪失

a.　原子炉圧力容器・原子炉格納容器内温度計

２系統の電源喪失においては，非常用所内電源から受電する。

非常用電源からの受電が困難となった場合は，プラント監視計測器専用に設置している電源（プラント計測器用エンジン発電機）から必要な電源を供給する。

b.　ガス放射線モニタ，水素濃度計

２系統の電源喪失においては，非常用所内電源から受電する。

非常用電源からの受電が困難となった場合は，速やかに復旧させる措置を行うとともに，他の関連計測器の確認を行うなどの代替措置を行う。

4.1.8.3　原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内監視機能喪失事象に対する評価

監視機能喪失により，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態把握が困難となるが，監視機能であり，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態に直接的な影響を与えるものではない。また，原子炉への注水量の減少操作や，窒素封入量の減少操作といった原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態を変化させる操作を実施しないこと，必要な注水量や窒素封入量が確保されていることを確認することにより，原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態を把握することが可能である。

4.1.9　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

(1) 移送操作中の燃料集合体の落下

a．原因

第３号機及び第４号機使用済燃料プール内における燃料の移送操作中に，何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し，放射性物質が環境に放出される。

b．事故防止対策

燃料集合体の落下を防止するため，次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

(a) 燃料取扱機は，燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐えることのできる強度に設計する。

(b) 燃料把握機のワイヤを二重化する。

(c) 燃料把握機は，圧縮空気等の駆動源が喪失した場合，燃料集合体が外れないフェイル・セイフ設計とする。

(d) 燃料把握機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には，吊上げができないようなインターロックを設ける。

(e) 運転要領を十分整備し，よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱作業を行う運転管理体制をとる。

(f) 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。

(g) 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。

c．第４号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(a) 核分裂生成物の放出量

a) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は，次の仮定に基づいて評価する。

①　燃料取り出し作業に際し，使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体１体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。

② 落下による燃料集合体の破損体数は，炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の 2.3 体とする。

なお，炉心での落下高さ 10m に対し，使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に 1m 以下であり，装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸送容器の方が低いため，使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が，炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

b) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

① 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は，原子炉が定格出力の約 105%（熱出力 2,483MW）で十分長時間（2,000 日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。

② 燃料取り出し作業は，原子炉停止後 365 日冷却された後に行われるものとし，原子炉停止後の放射能の減衰は考慮する。

なお，第４号機の発電停止は 2010 年 11 月 30 日であり，使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ 2 終了から 2 年以内の 2013 年 12 月頃の開始を目標としている。この場合の冷却日数は約 1100 日となる。

③ 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慮し，破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ 30%とする。

④ 放出された希ガスは，全量が水中から燃料取り出し用カバーの空気中へ移行するものとする。

⑤ 燃料取り出し作業開始時には，燃料及び冷却材温度は低下しているので，放出されたよう素のうち 1%は有機状とし，すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。

⑥ 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。

c) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表４．１．９－１の通りである。

表４．１．９－１　核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値)大気放出量	約 5.0×10^{11}Bq
よう素(I-131 等価量)大気放出量	約 3.3×10^{6}Bq

(b) 線量当量の評価

a) 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。

① 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主蒸気管破断（地上放出）の値 $3.4\times10^{-5}s/m^3$ を適用する。

② 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は，設置許可申請書添付書類六の「5.5　安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお，相対線量（D／Q）は設置許可申請書記載の主蒸気管破断（地上放出）の値 $3.4\times10^{-19}Gy/Bq$ を適用する。

b) 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，1-1 式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots 1\text{-}1$$

ここで，

R　：呼吸率（m^3/s）
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率 $0.31m^3/h$ を秒当たりに換算して用いる。

H_∞　：よう素（Ｉ-131）を 1Bq 吸入した場合の小児の実効線量（$1.6\times10^{-7}Sv/Bq$）

χ／Q　：相対濃度（s/m^3）

Q_I　：事故期間中のよう素の大気放出量（Bq）（Ｉ-131 等価量）

また，希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量H_γ（Sv）は，1-2 式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots 1\text{-}2$$

ここで，

K　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（K＝1Sv/Gy）

D／Q　：相対線量（Gy/Bq）

Q_γ　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）
（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）

c) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表４．１．９－２の通りである。

表４．１．９－２　燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量
約 $1.7\times10^{-4}mSv$

これは，設置許可申請書で評価された燃料集合体の落下時の実効線量約 6.8×10^{-2}mSv よりさらに小さい値であることから，周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さい。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価と比較して 2 桁以上減少しているが，その原因は，設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの，冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

(c) 判断基準への適合性の検討

(a)，(b)項に示した通り，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

d．第 3 号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(a) 核分裂生成物の放出量

a) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は，次の仮定に基づいて評価する。

① 燃料取り出し作業に際し，使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体 1 体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。

② 落下による燃料集合体の破損体数は，炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の 2.3 体とする。

なお，炉心での落下高さ 10m に対し，使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に 1m 以下であり，装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸送容器の方が低いため，使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が，炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

b) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は，次の仮定に基づいて行う。

① 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は，原子炉が定格出力の約 105%（熱出力 2,483MW）で十分長時間（2,000 日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。

② 燃料取り出し作業は，原子炉停止後 365 日冷却された後に行われるものとし，原子炉停止後の放射能の減衰は考慮する。

なお，第 3 号機の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料は 2010 年 6 月 18 日に発電停止したものであり，使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ

2 終了から 3 年程度後の 2014 年末の開始を目標としている。この間の冷却日数は約 1600 日となる。

③ 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慮する。破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ 30%とする。

④ 放出された希ガスは，全量が水中から燃料取り出し用カバーの空気中へ移行するものとする。

⑤ 燃料取り出し作業開始時には，燃料及び冷却材温度は低下しているので，放出されたよう素のうち 1%は有機状とし，すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。

⑥ 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。

c) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表４．１．９－３の通りである。

表４．１．９－３　核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値)大気放出量	約 5.0×10^{11}Bq
よう素(I-131 等価量)大気放出量	約 3.3×10^{6}Bq

(b) 線量当量の評価

a) 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。

① 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主蒸気管破断（地上放出）の値 2.6×10^{-5}s/m^3 を適用する。

② 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は，設置許可申請書添付書類六の「5.5　安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお，相対線量（D／Q）は設置許可申請書記載の主蒸気管破断（地上放出）の値 3.0×10^{-19}Gy/Bq を適用する。

b) 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，2-1 式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots 2\text{-}1$$

ここで，

R　　：呼吸率（m^3/s）
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率 0.31m^3/h を秒当たりに換算して用いる。

H_∞　　：よう素（Ｉ-131）を 1Bq 吸入した場合の小児の実効線量（1.6×10^{-7}Sv/Bq）

χ / Q　　：相対濃度（s/m^3）

Q_I　　：事故期間中のよう素の大気放出量（Bq）（Ｉ-131 等価量）

また，希ガスのγ線外部被ばくによる実効線量H_γ（Sv）は，2-2 式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots 2\text{-}2$$

ここで，

K　　：空気吸収線量から実効線量への換算係数（K＝1Sv/Gy）

D／Q　　：相対線量（Gy/Bq）

Q_γ　　：事故期間中の希ガスの大気放出量（Bq）
（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）

c) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表４．１．９－４の通りである。

表４．１．９－４　燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量
約 1.5×10^{-4}mSv

これは，設置許可申請書で評価された燃料集合体の落下時の実効線量約 6.8×10^{-2}mSv よりさらに小さい値であることから，周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さい。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価と比較して 2 桁以上減少しているが，その原因は，設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの，冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

(c) 判断基準への適合性の検討

(a)，(b)項に示した通り，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(2) 燃料取り出し用カバー換気設備の機能喪失

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，第３号機及び第４号機から放出される放射性物質は小さいと評価されている（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，使用済燃料プール水における放射性物質濃度は，第４号機が 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），第３号機が，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。

4.1.10　使用済燃料共用プール設備

4.1.10.1　共用プール冷却浄化系の機器の単一故障

(1)共用プール冷却浄化系又は共用プール補機冷却系ポンプ故障

共用プール冷却浄化系又は共用プール補機冷却系ポンプが故障した場合は，現場に移動し，待機ポンプ（今後，待機ポンプを 1 台復旧する）の起動を行い，使用済燃料共用プールの循環冷却を再開する。

(2)電源喪失

使用済燃料冷却浄化系の電源が外部電源喪失や所内電源喪失により喪失した場合，電源の復旧に長時間を要しない場合は，電源の復旧により使用済燃料共用プールの循環冷却を再開する。

電源復旧に長時間を要する場合は，予め免震重要棟西側(OP.36,900)に待機している消防車の配備を行い，直接プールに注水を行うことにより，プール水位の異常な低下を防止する。

4.1.10.2　共用プール冷却浄化系の複数の系統・機器の同時機能喪失

地震，津波等により，万が一，共用プール冷却機能の複数の系統や機器の機能が同時に喪失した場合には，現場状況に応じて，予め免震重要棟西側(OP.36,900)に待機している消防車の配備を行い，プール水位の異常な低下を防止する。共用プール冷却機能が停止してから，燃料の露出を確実に防止でき且つ水遮へいが有効とされる使用済燃料の有効燃料頂部の上部 2m に至るまでは最短でも約 20 日であることから，使用済燃料プールの冷却を確保することは可能である。

4.1.10.3　冷却機能喪失事象に対する評価

共用プール冷却機能の喪失評価を添付資料－１に示す。

4.1.10.4　燃料集合体の落下

燃料集合体の落下評価を添付資料－２に示す。

4.1.10.5　添付資料

添付資料－１　共用プール冷却機能の喪失評価

添付資料－２　燃料集合体の落下評価

共用プール冷却機能の喪失評価

１．原因

共用プール冷却中に，ポンプの故障や地震・津波等の原因により共用プールの冷却機能が喪失し，共用プール水の温度が上昇すると共に共用プール水位が低下する。

２．対策及び保護機能

(1) 待機ポンプ（今後，待機ポンプを１台復旧する）を起動させる。

(2) 冷却機能喪失後，共用プールの冷却機能の復旧に長時間を要する場合は，共用プール補給水系により共用プール水の補給を行い，プール水位の異常な低下を防止する。

(3) 地震・津波等により電源喪失が発生し，共用プールの冷却機能が停止し，電源喪失の復旧に長時間を要する場合は，予め免震重要棟西側(OP.36,900)に待機している消防車の配備を行い，直接プールに注水を行うことにより，プール水位の異常な低下を防止する。

３．評価条件及び評価結果

(1) 評価条件

- 保守的に，使用済燃料から発生する崩壊熱は全て共用プール水の温度上昇及び共用プール水の蒸発に寄与するものとし，外部への放熱は考慮しないものとする。
- 共用プール水の初期温度は 52℃とする。
- 共用プール初期水位はオーバーフロー水位付近とする。
- 崩壊熱の評価に当たっては，保守的に共用プールからの燃料取出しは考慮しない。
- 平成 25 年 1 月に 5,6 号機使用済燃料プールの燃料取り出し，同年 4 月に 5,6 号機炉心燃料の取り出し，同年 11 月に 4 号機使用済燃料プールの燃料取り出し，平成 27 年 1 月に 3 号機使用済燃料プールの燃料取り出し，平成 28 年 1 月に 1,2 号使用済燃料プールの燃料取り出しが開始され，即時全ての燃料が共用プールに移送されると仮定して，使用済燃料から発生する崩壊熱を評価した。評価結果を表 1 に示す。（実際の取り出し時期は確定していないため，取り出し時期が早まり，評価条件を超える場合は再評価を行う）

表１　使用済燃料から発生する崩壊熱

評価時期	(1) 共用プール既存燃料	(2)1,2 号機 SFP※燃料	(3)3 号機 SFP※燃料	(3)4 号機 SFP※燃料	(4)5,6 号機 SFP※燃料	(5)5,6 号機炉心燃料	共用プールで考慮する発熱量
平成 24 年 12 月	1.06	－	－	－	－	－	1.06
平成 25 年 1 月	1.06	－	－	－	0.80	－	1.86
平成 25 年 4 月	1.05	－	－	－	0.76	0.50	2.31
平成 25 年 11 月	1.03	－	－	0.51	0.69	0.40	2.62
平成 27 年 1 月	1.00	－	0.18	0.41	0.59	0.29	2.47
平成 28 年 1 月	0.98	0.25	0.16	0.36	0.54	0.24	2.53

(※SFP:使用済燃料プール)

(2) 評価結果

共用プール水位が有効燃料頂部+2m に至るまで：約 20 日

4．判断基準への適合性の検討

本事象に対する判断基準は，「使用済燃料から発生する崩壊熱を確実に除去できること」である。

共用プールの冷却機能が喪失した後，共用プール水位が，水遮へいが有効とされる有効燃料頂部+2m に至るまでには，最短でも約 20 日の時間的余裕がある。なお，水遮へいの効果については「Ⅱ.2.12 添付資料―３」に示すとおりである。このことから，他に緊急度の高い復旧作業がある場合は，そちらを優先して実施することになるが，共用プールの冷却機能の復旧作業を，事前準備が整い次第，速やかに実施することで，共用プール冷却を再開する。また，共用プールの冷却機能の復旧作業に長時間を要する場合にも，共用プール補給水系または消防車※により共用プール水位を保つことは十分可能である。

以上より，共用プールの冷却機能が喪失した場合でも，使用済燃料の冠水は確保され，使用済燃料から発生する崩壊熱が確実に除去されることから，判断基準は満足される。

※：消防車による注水開始までの所要時間（目安）は，作業開始から約 3 時間。

燃料集合体の落下評価

１．原因

共用プール内における使用済燃料の取扱い中に，何らかの原因で燃料集合体が落下し，放射性物質が放出される。

２．対策及び保護機能

燃料集合体の落下を防止するため，次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

(1) 燃料取扱装置は，燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐えることのできる強度に設計している。

(2) 燃料つかみ機のワイヤを二重化している。

(3) 燃料つかみ機は，圧縮空気が喪失した場合，燃料集合体が外れないフェイル・セイフ設計としている。

(4) 燃料つかみ機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には，吊り上げが出来ないようなインター・ロックを設けている。

(5) 運転要領を十分整備し，よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取り扱い作業を行う運転管理体制とする。

３．評価条件及び評価結果

設置許可申請書において，「共用プールにおける燃料集合体落下事象」は，「炉心上への燃料集合体の落下事象」と比較して，敷地境界外の実効線量は小さく，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと評価されている。

下表に，「炉心上への燃料集合体の落下事象」と「共用プールにおける燃料集合体落下事象」の評価条件と評価結果を示す。共用プールで取扱う使用済燃料は 19 ヶ月以上冷却された燃料であり，「炉心上への燃料集合体の落下事象」における冷却期間１日と比べて長いことからよう素及び希ガスは半減期に応じて減衰しており，また燃料集合体の落下高さの違いから破損燃料も少ない。したがって，大気中に放出される核分裂生成物の量は少なく，これによる敷地境界外の実効線量は，「炉心上への燃料集合体の落下事象」より小さい。

	原子炉建屋※	共用プール
燃料種類	9×9 燃料	9×9 燃料
落下場所	炉心	共用プール燃料ラック上
破損燃料体数	2.3 体	2 体
冷却期間	1 日	19 ヵ月
放出経路	スタック経由	地上放出
よう素（I－131 等価量）大気放出量	4.7×10^{11}Bq	1.3×10^{7}Bq
希ガス（γ線実効エネルギ 0.5MeV 換算値）大気放出量	3.2×10^{14}Bq	4.2×10^{11}Bq
敷地境界での被ばく量	0.068mSv	0.068mSv 以下

※：2～5 号機について記載。

4．判断基準への適合性の検討

3.に示したとおり，周辺公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

4.1.11　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

乾式キャスクの蓋間圧力及び温度は免震重要棟にて監視でき，万一，蓋間圧力が設定値まで低下した場合や表面温度が設定値まで上昇した場合には免震重要棟に設置した監視装置にて警報が確認できる。

警報確認後に現場確認を行い状況に応じた対処を行う。また，必要に応じ乾式キャスクを共用プールまで運搬し，共用プールにて必要な措置を行う。

4.1.12　監視室・制御室

4.1.12.1　機器の単一故障

(1) 機器の故障

機器の故障により監視及び制御に支障が生じた場合には，故障機器の交換等を行い速やかに復旧することとし，復旧までに時間を要する場合においては，関連するパラメータの監視や，必要に応じて各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室の計測機器を監視する等により，必要なパラメータの把握を行う。

(2) 電源喪失

a. 免震重要棟集中監視室

別系統の電源又はガスタービン発電機に切替えが可能な場合は，電源の切替えを行う。

b. シールド中操

別系統の電源に切替えが可能な場合は，電源の切替えを行う。

4.1.12.2　複数の設備の同時機能喪失

複数の設備の同時機能喪失や受電設備の故障により，免震重要棟集中監視室，シールド中操で遠隔監視ができない場合には，故障機器の交換等を行い速やかに復旧することとし，復旧までに時間を要する場合においては，各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室の計測機器を監視する等により，必要なパラメータの把握を行う。

4.1.12.3　遠隔監視・制御機能喪失事象に対する評価

遠隔監視機能喪失時には，各設備の設置箇所又は１～４号機の中央制御室の計測機器を監視する等により，必要なパラメータの把握を行うことが可能であるため，監視に対する直接的な影響はない。

4.1.13 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設

4.1.13.1 機器の単一故障

多核種除去設備は，３つの処理系列を有し，電源についても多重化している。そのため，動的機器，電源系統の単一故障については，処理系列の切替作業等により，速やかな処理の再開が可能である。

4.1.13.2 除染能力の低下

放射性核種の濃度測定の結果，有意な濃度が確認された場合には，処理済水を再度多核種除去設備に戻す再循環処理を実施する。

4.1.13.3 高性能容器の落下

高性能容器については，多核種除去設備での運用を考慮した高さから落下しても容器の健全性に問題ないことが確認されているものを使用する。

（添付資料－１参照）

4.1.13.4 添付資料

添付資料－１　高性能容器落下時の健全性確認

高性能容器落下時の健全性確認

１．概要

多核種除去設備の運転に伴い二次廃棄物（使用済み吸着材，沈殿処理生成物）が発生し，二次廃棄物を収容した高性能容器 High Integrity Container）（以下，「HIC」という）を多核種除去設備エリアから使用済セシウム吸着塔一時保管施設へ移送する。移送作業中に万一 HIC が落下した場合においても，HIC の健全性が維持されることを確認するため落下試験を実施した。

２．HIC 落下試験

(1) 試験条件

多核種除去設備運転時の HIC 移送状態を踏まえ，表１に示す条件で落下試験を実施した。

表１　落下試験の条件

	落下試験１回目	落下試験２回目	落下試験３回目
試験体	HIC（図１参照）		
試験重量	約 4.0t （容器重量：約 0.27t，補強リング：約 0.18t，内容物重量：約 3.5t）		
落下高さ	3m	4.5m	6m
落下姿勢	垂直自由落下		
落下面	鋼板	ゴムマット緩衝材 （厚さ 20mm×4 枚）	ゴムマット緩衝材 （厚さ 20mm×4 枚）

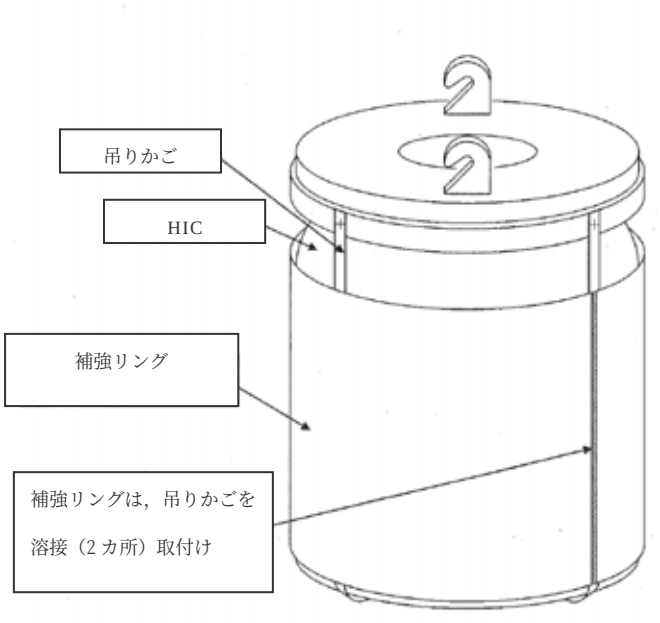


図１　試験体（HIC）

(2) 試験結果

試験の良否判定は HIC 破損による内容物の漏えいの有無及び HIC 本体の異常な損傷等の有無により行った。

試験の結果，落下試験１～３回目とも内容物の漏えいはなく，また，HIC 本体にも異常な損傷等がないことから，本試験条件において HIC が落下した場合にも健全性は維持されると判断する。

以上

4.1.14　５・６号機　異常時の対応

○冷温停止の維持・継続に必要な複数設備のすべてが機能喪失した場合

原子炉冷温停止中，津波が発生した場合，海水系の機能喪失および全交流電源が喪失し，その状態が継続すると燃料損傷に至る可能性がある。このため，燃料損傷を回避するために，復旧余裕時間内（２．７日間）*に次の様な対応を行う。（図１　フローチャート参照）

*復旧余裕時間：崩壊熱により，原子炉水の温度が上昇し１００℃に到達する時間（使用済燃料プールは，６５℃で評価）。ここで，復旧余裕時間が最も短いのは５号機の原子炉であり，その時間内に注水対応ができれば，燃料損傷を回避することができる。

【電源復旧対応】電源車対応による既設設備の復旧

【代替設備対応】消防車等機動的な代替設備の使用による原子炉への注水および使用済燃料プールへの注水対応

原子炉側：５号機原子炉（初期温度４０℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は２．７日であり，また，炉水位が低下し有効燃料頂部に至るまでの時間は約１３日間である。同様に６号機の復旧余裕時間は３．８日である（平成２４年１０月１日時点の崩壊熱にて算出）。

使用済燃料プール側：５号機使用済燃料プール（初期温度３０℃）の崩壊熱より算出した復旧余裕時間は４．６日であり，同様に６号機使用済燃料プールの復旧余裕時間は４．６日である（平成２４年１０月１日時点の崩壊熱にて算出）。

復旧時に必要な消防車（２台）及び電源車（２台）は高台に配備されており，必要な負荷へのケーブルは敷設済，ホースはプラント内に配備済である。また，電源車の運転訓練等も定期的に実施しており，初動体制も維持しているため復旧余裕時間内に十分対応できるものであると評価している。

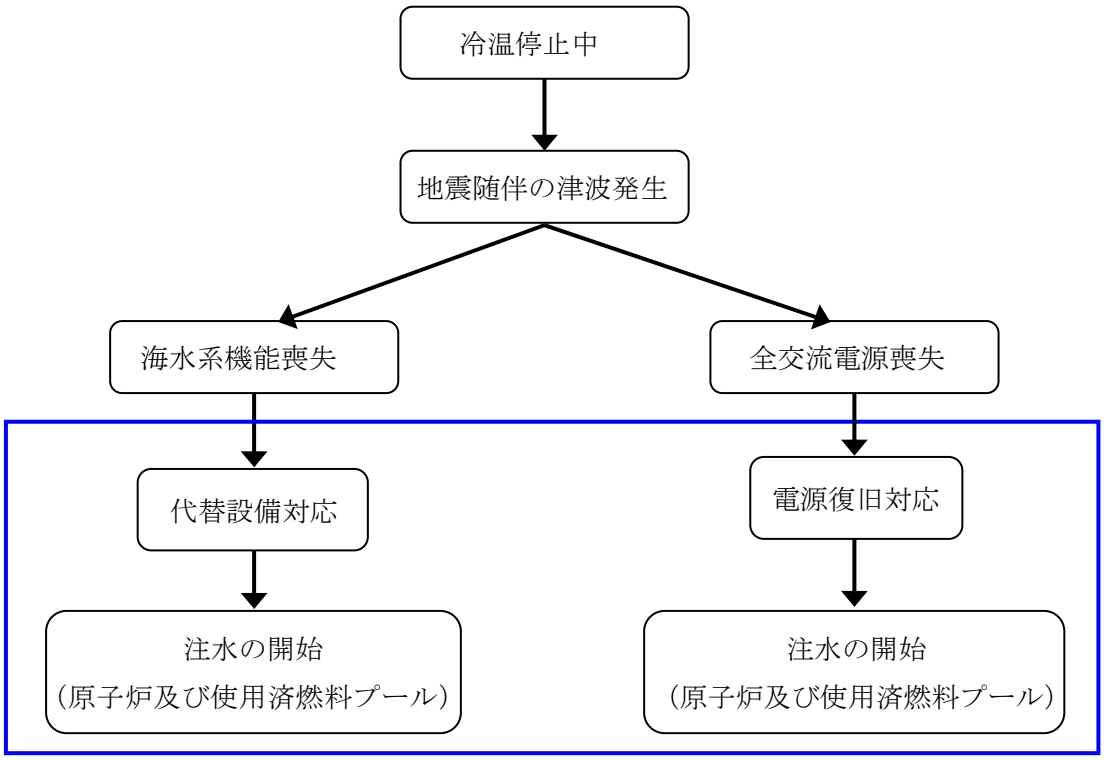


図１　自然災害発生から注水開始までのフローチャート　復旧余裕時間内に対応

4.2　火災への対応

4.2.1　火災発生の可能性および影響評価

4.2.1.1　発電所周辺の大規模火災

(1)　火災発生の可能性

現在，発電所周辺は警戒区域となっており，双葉地方広域市町村圏組合消防本部は警戒区域外に拠点を置き，また住民も避難しているため，発電所敷地周辺で火災が発生した場合に発見が遅れる可能性がある。

また，田畑や林野が管理されず草木が伸び放題になっているため，風が強く乾燥した時期に林野火災が発生した場合には大規模化する恐れがあり，敷地内に火災が延焼する可能性がある。

(2)　影響評価

発電所周辺で発生した大規模火災が敷地内へ延焼してきた場合でも，4.2.2.1　防火帯に示す防火帯により発電設備・炉注水配管等の重要設備への延焼を防止する。

4.2.1.2　敷地内での火災

(1)　施設・設備からの火災

a.　施設・設備からの火災発生の可能性

施設・設備の不具合や劣化により火災が発生する可能性がある。

b.　影響評価

施設・設備については，4.2.2.2　施設設計および施設運用の防火対策を確実に実施することにより，火災を速やかに検知し，消火できる設計とする。

(2)　火気作業における火災

a.　火気作業における火災発生の可能性

発電所内における火気作業は，ノロ等の溶滴のある作業としてガス溶接・溶断作業，アーク溶接作業等があり，ノロ等の溶滴はないが火花の飛散がある作業としてグラインダー，サンダー作業等がある。これら作業により，火災発生の可能性がある。

b.　影響評価

火気作業においては，4.2.2.3　火気作業における防火対策を確実に実施することにより火災を防止する。

(3)　伐採木の自然発火

a.　伐採木の自然発火の可能性

回収した伐採木は枝葉根と幹に分別し,構内の一時保管エリアに一時保管している。

伐採木のうち,幹については通気性が確保されているために自然発火の可能性はほとんどないが,枝葉根については微生物による発酵と酸化反応による発熱が考えられるため，自然発火の可能性がある。

b.　影響評価

伐採木の自然発火の可能性に対し，4.2.2.5　伐採木の防火対策を確実に実施することにより火災を防止する。

4.2.2　防火対策

4.2.2.1　防火帯

○　発電所周辺からの大規模火災に対しては，発電設備・炉注水配管等の重要設備に火災の影響が及ぶことを確実に防ぐことを目的として，重要設備の周辺に必要な防火帯を確保することとする。

○　林野火災の専門家に現地の状況を視察頂き，伐採の必要箇所，除草箇所について指導を頂き，これに基づいて計画を策定した。（添付資料－１参照）防火帯形成の為の除草は１２月末を目途に，伐採工事は平成２５年３月末を目途に実施する。

○　防火帯の機能をより確実なものにしていくため毎年１０月中を目途に防火帯機能について点検調査を行い，必要に応じて１２月末までに雑草の除去等を行う。

4.2.2.2　施設設計および施設運用の防火対策

○　特定原子力施設の設計にあたっては，火災を速やかに検知し，消火できる設計とする。

○　電気系統の設計にあたっては，所内ケーブル，電源盤等の材料は，実現可能な範囲で不燃性又は難燃性のものを使用する設計とする。

○　運用にあたっては，火災の早期検知に努めるとともに，消火設備を設けることで初期消火を行い，火災により安全性を損なうことのないようにする。

4.2.2.3　火気作業における防火対策

○　火花飛散防止の養生をする。

○　作業現場の可燃物を除去する。除去できない場合は不燃シートで養生する。

○　屋外で近くに枯草等の可燃物がある場合は予防散水を実施する。

○　周囲で火気厳禁危険物を使用していないことを確認する。

○　消火器を身近に設置する。

○　火気作業保護具の着用。前掛け，革手袋，腕カバー，足カバーを着用しタイベックの露出を防ぐ。
○　火気使用開始，終了を当直に連絡する。
○　作業場退出の際及び火気使用作業終了３０分後に消火確認をする。
○　強風により火気養生が機能しない場合，作業を中断する。

4.2.2.4　散水

○　発電所敷地外で火災が発生し，発電所敷地内に延焼する可能性がある場合には，直ちに初動対応として発電所に常駐している初期消火隊により消防車と散水車にて予防散水（発電所構内）を実施することとし，周辺での火勢や敷地内への飛び火の状況等に応じ自衛消防隊を招集し，散水車を追加し予防散水に当たる計画である。防火水槽（池）等が近辺にある場合は消防車の連結により散水を実施し，防火水槽（池）等が近辺に無い場合は散水車を使って消防用水を運搬し，散水を実施する。

4.2.2.5　伐採木の防火対策

○　関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。
○　屋外集積する伐採木については，積載高さを５ｍ未満とする積載制限や通気性確保により温度上昇を抑え，必要に応じて水の散布により発火を抑える。
○　伐採木一時保管槽に収納する伐採木（枝葉根）については，収納高さ約３ｍにて収納し，覆土・遮水シートを敷設し，定期的な温度監視を行う。火災のおそれのある場合には冷却等の措置を実施する。
○　一時保管エリアにおける伐採木の保管状況を確認するために，定期的に巡視を行う。
○　火災時の初動対策として消火器を設置する。

4.2.3　火災発生時の対策

4.2.3.1　初期消火要員体制・消火訓練

○　消火活動を速やかに対応するために，初期消火活動を行う要員として，１０名以上を常駐させる。また，要員に対して，消火活動の各種訓練を計画的・確実に実施していく。

4.2.3.2　火災に対する監視の強化（早期発見）

○　発電所構内においては，警備員，初期消火要員，工事監理員が毎日パトロールを実施し，火災等異常の早期発見に努めている。
○　発電所敷地周辺の火災監視用カメラ２台を，発電所構内の通信鉄塔に設置し，敷地内外の監視を行っている。

○　当社社員および協力企業職員に対して「警戒区域内を通行している際に，火や煙等何らかの異常を発見した場合には，すぐに１１９番通報する」ことを周知・徹底していく。

4.2.3.3　構内の消火設備

○　初期消火に使用する消火器は立入が制限されている１～４号機建屋内を除き消防法に従って設置している。更に，危険物施設周りについては大型消火器を増設している。

○　立入が制限されている１～４号機周りは採水口からの採水が可能。５・６号機周りは消火栓及び採水口，防火水槽からの採水が可能。

○　発電所敷地周辺からの延焼防止散水のため発電所敷地周辺（西側企業棟付近）にある浄水場の浄水槽から，消防用水を採水する。

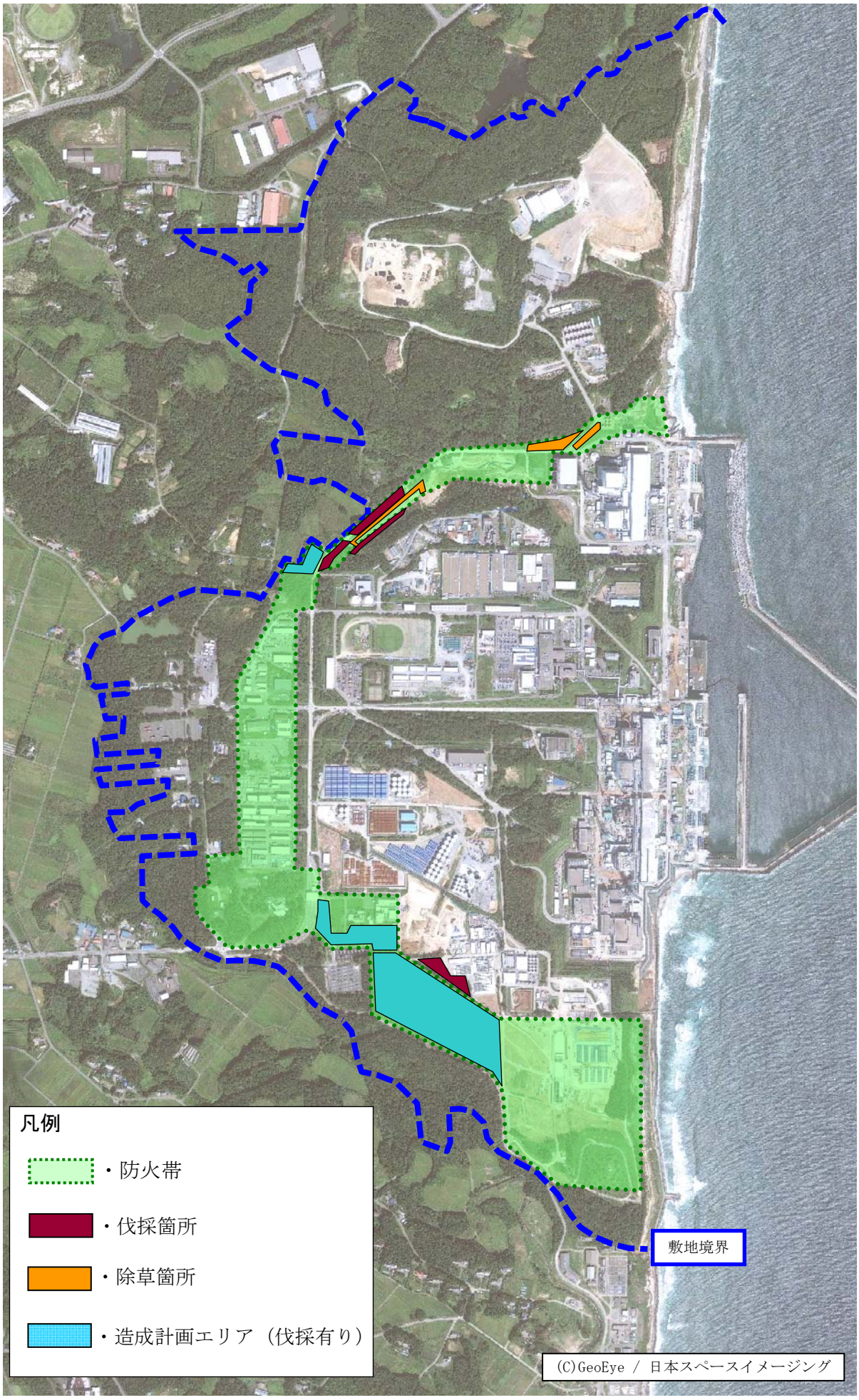
○　伐採木一時保管エリアに散水車を配備して消防用水を確保している。

○　消防車２台以上を確保している。

4.2.4　添付資料

添付資料－１　福島第一原子力発電所における防火帯形成計画

福島第一原子力発電所における防火帯形成計画



4.3　地震及び津波への対応

4.3.1　地震への対応

4.3.1.1　機器の対応

原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉格納容器内窒素封入設備，使用済燃料プール設備，原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備，汚染水処理設備等及び電気系統設備は，地震により想定されるリスクを評価しており，機能喪失時の代替手段を定めている。

4.3.1.2　建屋の対応

対象設備は，燃料を内包する建屋（１～６号機原子炉建屋，運用補助共用施設共用プール棟）及び地下に滞留水を貯留する建屋（１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋，１～４号機コントロール建屋，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋）とする。

(1) １～６号機原子炉建屋

１～６号機原子炉建屋の損傷状況や温度上昇等を考慮した，基準地震動Ｓｓによる耐震安全性評価を実施し，耐震壁及び使用済燃料プール躯体が終局状態に至らないことを確認している。※1

※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及び補強等に関する検討に係る報告書（その１）（追補版）（改訂）（東京電力株式会社，平成２４年９月２８日）

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及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）

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及び補強等に関する検討に係る報告書（その３）（東京電力株式会社，平成２３年８月２６日）

(2)運用補助共用施設共用プール棟

運用補助共用施設共用プール棟の耐震壁について，基準地震動Ｓｓによる耐震安全性評価を実施し，問題ないことを確認している（Ⅱ.2.12 参照)。今後，使用済燃料プール躯体の詳細評価を実施予定であり，必要に応じて対策を実施していく。

(3)プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋

プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋について，基準地震動Ｓｓに対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁のせん断ひずみが弾性範囲内であることを確認している。※2，3

※２：プロセス主建屋への移送に関する報告書（東京電力株式会社，平成２３年４月１８日）

※３：プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋（以下，高温焼却炉建屋）への移送に関する報告書（東京電力株式会社，平成２３年５月１５日）

(4)地下に滞留水を貯留する１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋及び１～４号機コントロール建屋

１号機原子炉建屋及び２号機原子炉建屋について，基準地震動Ｓsに対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁が終局状態に至らないことを確認している（Ⅱ.2.6 参照)。なお，３号機原子炉建屋及び４号機原子炉建屋については，今後，評価を実施予定であり，必要に応じて対策を実施していく。

また，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋及び１～４号機コントロール建屋について，それぞれ代表号機を選定した上で，基準地震動Ｓｓに対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁が終局状態にいたらないことを確認している（Ⅱ.2.6 参照)。なお，代表号機以外については，今後，代表号機の評価結果を踏まえ，建屋の類似性等を考慮して，耐震安全性を評価する。ここで，代表号機は滞留水の容量が最大の号機とする。

4.3.2　津波への対応

4.3.2.1　アウターライズ津波を想定した対応

過去に福島沖のアウターライズで大規模な地震・津波が発生したことは知られていないものの，東北地方太平洋沖地震の影響によってアウターライズにおける地震の発生が専門家によって指摘されていることから（Ｌａｙ　ｅｔ　ａｌ．（２０１１）等)，福島沖のアウターライズにおける地震に伴う津波を想定する。

津波の評価にあたって想定する地震規模については，日本海溝でのアウターライズ地震の既往最大規模は１９３３年昭和三陸地震（Ｍｗ８．４)であるが，ここでは，より安全側の評価としてプレート境界で発生した地震ではあるものの，三陸沖で過去に発生した最大規模の地震として１６１１年慶長三陸地震の地震規模Ｍｗ８．６を採用する。

また，評価にあたっては，波源の断層パラメータの不確かさを考慮することとし，断層の位置，走向を変化させ，発電所の津波高さが最大となる場合を想定する。

上記解析の結果，発電所港湾内から敷地（１～４号機側Ｏ．Ｐ．＋１０ｍ，５・６号機側Ｏ．Ｐ．＋１３ｍ）への遡上は確認されないものの，敷地南東側から１～４号機側敷地（Ｏ．Ｐ．＋１０ｍ）への遡上が確認された。このため，敷地の南東部に仮設防潮堤を設置することとし，これをモデル化した数値解析を実施した。その結果，仮設防潮堤により敷地への遡上を防ぐことができることを確認したことから，敷地の南東部に仮設防潮堤を設置した。(添付資料－１）

4.3.2.2　アウターライズ津波を超える津波を想定した対応

(1)機器の対応

原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉格納容器内窒素封入設備，使用済燃料プール設備，原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備，汚染水処理設備等及び電気系統設備は，津波により想定されるリスクを評価しており，機能喪失時の代替手段を定めている。

また，５・６号機については，津波により想定されるリスクを評価しており，機能喪失時の代替手段を定めている。

(2)建屋の対応

対象設備は，燃料を内包する建屋（１～４号機原子炉建屋，運用補助共用施設共用プール棟）及び地下に滞留水を貯留する建屋（１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋，１～４号機コントロール建屋，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋）とする。

平成２３年３月１１日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波に対し，１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋，１～４号機コントロール建屋，運用補助共用施設共用プール棟，プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋について，津波による外壁や柱等の構造躯体に有意な損傷は確認されていない。

なお，地下に汚染水が貯留する建屋について，現場の状況等を勘案し，津波襲来時の地下からの汚染水流出防止を目的に，建屋開口部の閉塞等，低減対策を実施していく。

また，５・６号機については，平成２３年３月１１日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波に対し，５・６号機原子炉建屋，５・６号機タービン建屋，５・６号機廃棄物処理建屋，５・６号機コントロール建屋について，津波による外壁や柱等の構造躯体に有意な損傷は確認されていない。

4.3.2.3　今後の対応

原子力発電所で想定すべき津波については，東北地方太平洋沖地震を踏まえ，現在国によって検討が行われており，これら状況を注視しつつ必要に応じて今後の津波に対する安全性評価及び対策へ反映していく。

4.3.3　添付資料

添付資料－１　アウターライズ津波を想定した対策

アウターライズ津波を想定した対策

1.　仮設防潮堤（フィルターユニット）の設置

アウターライズ津波への対策としての仮設防潮堤は，切迫性の高いとされる津波に対する緊急的な対策として，平成２３年６月末に設置完了している。

仮設防潮堤については，今回の地震により地盤が沈下した量（約０．７ｍ）も加味し，Ｏ．Ｐ．＋１０ｍ盤各所において想定されたアウターライズ津波の高さに対して求められた浸水深さに対して必要な防潮堤高さを設定し，総延長約４００ｍの仮設防潮堤を構築した。

設計では，砕石を詰めた１段０．６ｍの高さの堤体（フィルターユニットエコグリーン）を津波浸水深と津波の衝撃波力に抵抗できる規模（高さとせん断抵抗が必要な堤体敷幅）まで積み上げた（最大Ｏ．Ｐ．＋１４．２ｍ）。

津波の衝撃波力※については，防潮堤がない場合の進行波の浸水深の３倍の静水深による水圧を仮設防潮堤の前面に作用させ，各断面（最大７段積：Ｏ．Ｐ．＋１４．２ｍの高さまで）での津波波力に対する抵抗力を求め，全ての断面形状での堤体のすべりに対する安全性を確認している。また，仮設防潮堤の前面は，遮水材（ＣＶスプレー）により覆われており遮水効果も有している。

以上のことから，アウターライズ津波を想定しても，仮設防潮堤によりＯ．Ｐ．＋１０ｍ盤への海水の浸入は防止でき，各設備・施設の機能は維持される。

※：津波波力の算定については，「朝倉ほか（２０００）」，「津波避難ビル等に係るガイドライン（２００５）内閣府」による。

堤体（フィルターユニット）の耐久性については，メーカーにて耐候性，耐薬品性等の促進試験を実施しており，国内本設工事（耐用年数３０年）に適用実績があることを確認している。遮水材（ＣＶスプレー）についても，メーカーにて実施した促進試験により，３０年以上の耐候性を確認している。

以下に仮設防潮堤の安定性検討結果を示す。

1.1　検討条件

仮設防潮堤は，砕石を詰めた１段０．６ｍ高さのフィルターユニットを所定の高さ（後述Ｏ．Ｐ．＋１２．４～１４．２ｍ）まで積み上げた構造である。安定性検討に使用するフィルターユニット諸元は表－１の通りである。

表－１　フィルターユニット諸元

フィルターユニット形状	幅 2.4m×長さ 2.4m×高さ 0.6m
フィルターユニット材質	ポリエステル，25mm 目
内容物	砕石（50mm～250mm）
フィルターユニット気中重量	39.2kN／個
フィルターユニット間の摩擦係数*	0.8
フィルターユニットと地盤面の摩擦係数*	0.6

*摩擦係数について

フィルターユニットの摩擦係数は,「港湾の施設の技術上の基準・同解説」(H19.7)に示される静止摩擦係数の特性値に基づいて設定する。

表－9.1　静止摩擦係数の特性値

コンクリートとコンクリート	0.5
コンクリートと岩盤	0.5
水中コンクリートと岩盤	0.7～0.8
コンクリートと捨石	0.6
捨石と捨石	0.8
木材と木材	0.2(湿)～0.5(乾)
摩擦増大マットと捨石	0.75

港湾の施設の技術上の基準・同解説（H19.7）上巻より抜粋・一部改変

仮設防潮堤の高さ，設計用津波高さを表－２にまとめる。

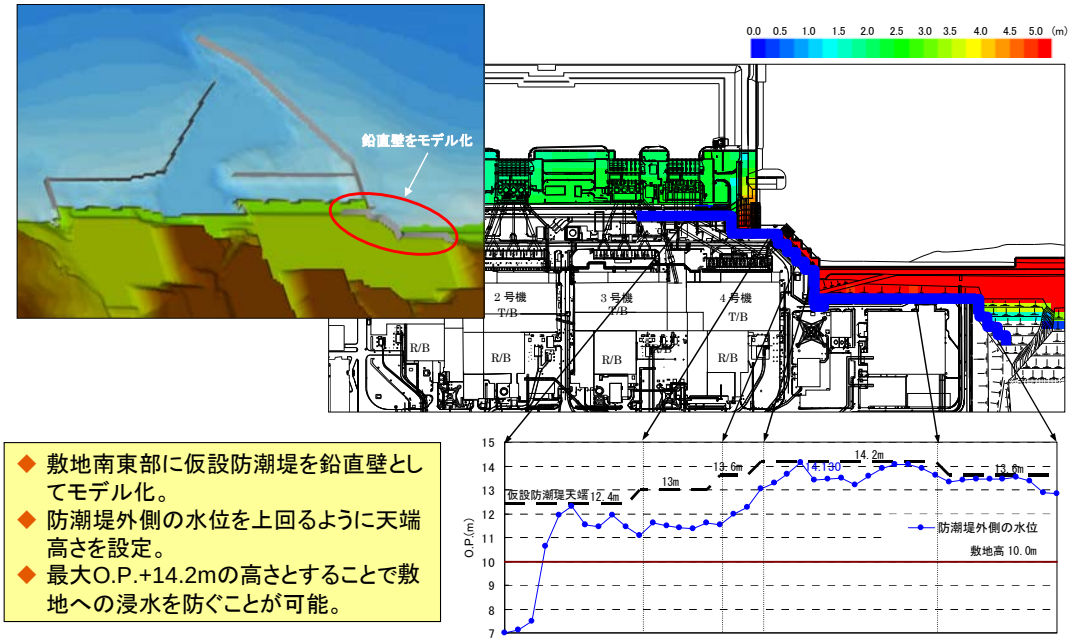
仮設防潮堤の高さは，津波対策ありの条件において算定される津波高さを上回るように設定している（図－1*)。例えば，最大津波高さ（Ｏ．Ｐ．＋１４．１３ｍ）となる箇所では，フィルターユニット７段積，高さＯ．Ｐ．＋１４．２ｍの仮設防潮堤を設定している。

仮設防潮堤に対する波力を決定するための設計用津波高さには，進行波の水深を使用している。具体的には，図－２*に示した津波対策なしの条件において算定される進行波の水深より，１０ｍ盤の最大浸水深を設計用津波高さとして使用している。

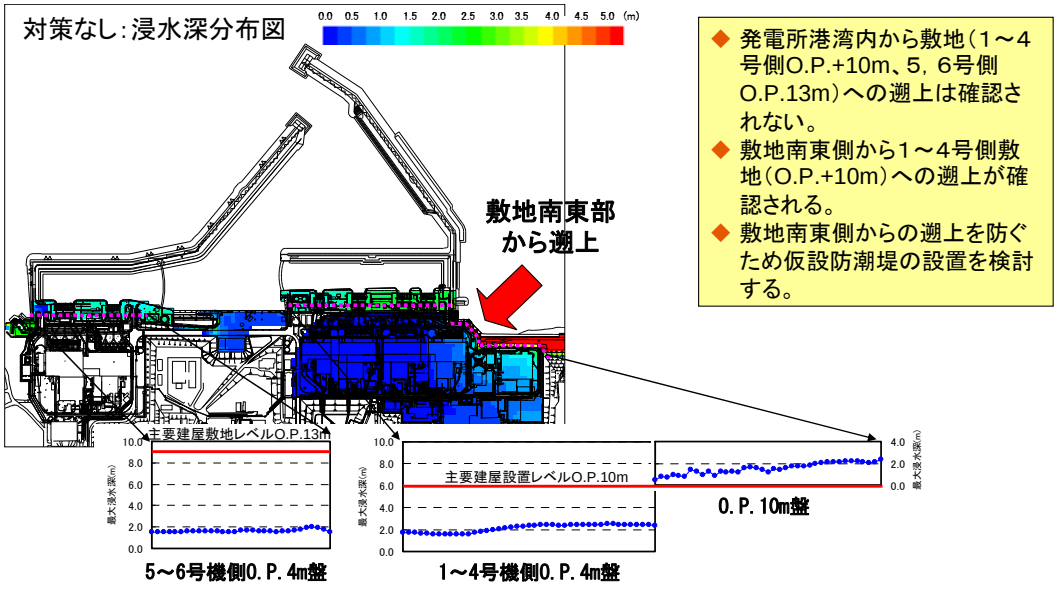
＊　：福島第一・福島第二原子力発電所におけるアウターライズ津波対策（平成２４年４月２７日，地震・津波に関する意見聴取会（津波関係），地震・津波（津波）１－４）

表－２　仮設防潮堤の高さと設計用津波高さ

断面形状	高さ	設計用津波高さ （仮設防潮堤がない場合の進行波の水深）
４段積	O.P.+12.4m	1.40 m
５段積	O.P.+13.0m	1.29 m
６段積	O.P.+13.6m	2.22 m
６段積（コーナー）	O.P.+13.6m	2.36 m
７段積	O.P.+14.2m	2.20 m



図－１　１Ｆ敷地南側における最大津波高さと仮設防潮堤高さの比較（津波対策あり）

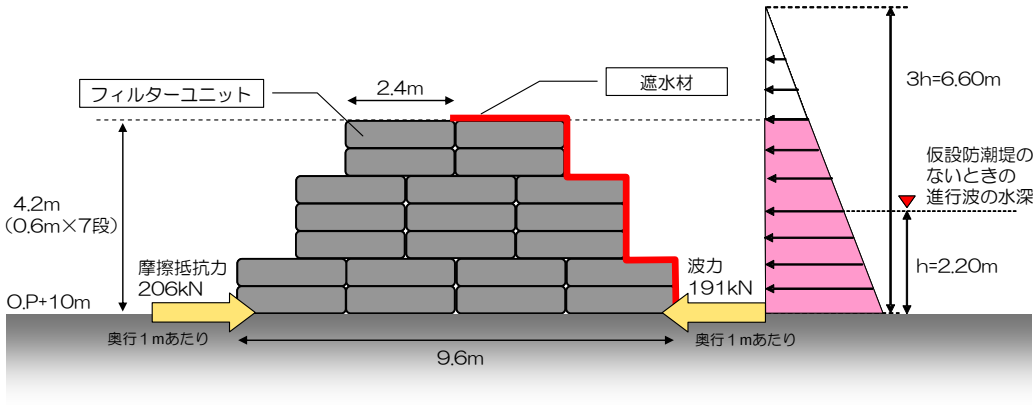


初期潮位（朔望平均満潮位）H.W.L.=O.P.+1.490m，東北地方太平洋沖地震による地盤沈下＝0.662mを考慮

図－２　１Ｆ敷地南側１０ｍ 盤沿いの最大浸水深（日本海溝寄りプレート内（正断層モデル））　津波対策なし　Ｏ．Ｐ．＋１０ｍに対する浸水深を示す

津波波力に対する安定性検討（滑動，転倒）では，津波波圧として仮設防潮堤がないときの進行波の水深（最大浸水深）の３倍の静水圧*を設定する（図－３）。なお，仮設防潮堤の海側には遮水材を施工し，浸水を防止していることから，浮力は発生しない。図－３は例として，仮設防潮堤（７段積）の底部に対する滑動安定性評価を整理したものであり，摩擦抵抗力（２０６ＫＮ）が波力（１９１ＫＮ）を上回ることから滑動しないことを示している。

＊：津波避難ビル等に係るガイドライン（2005 内閣府）



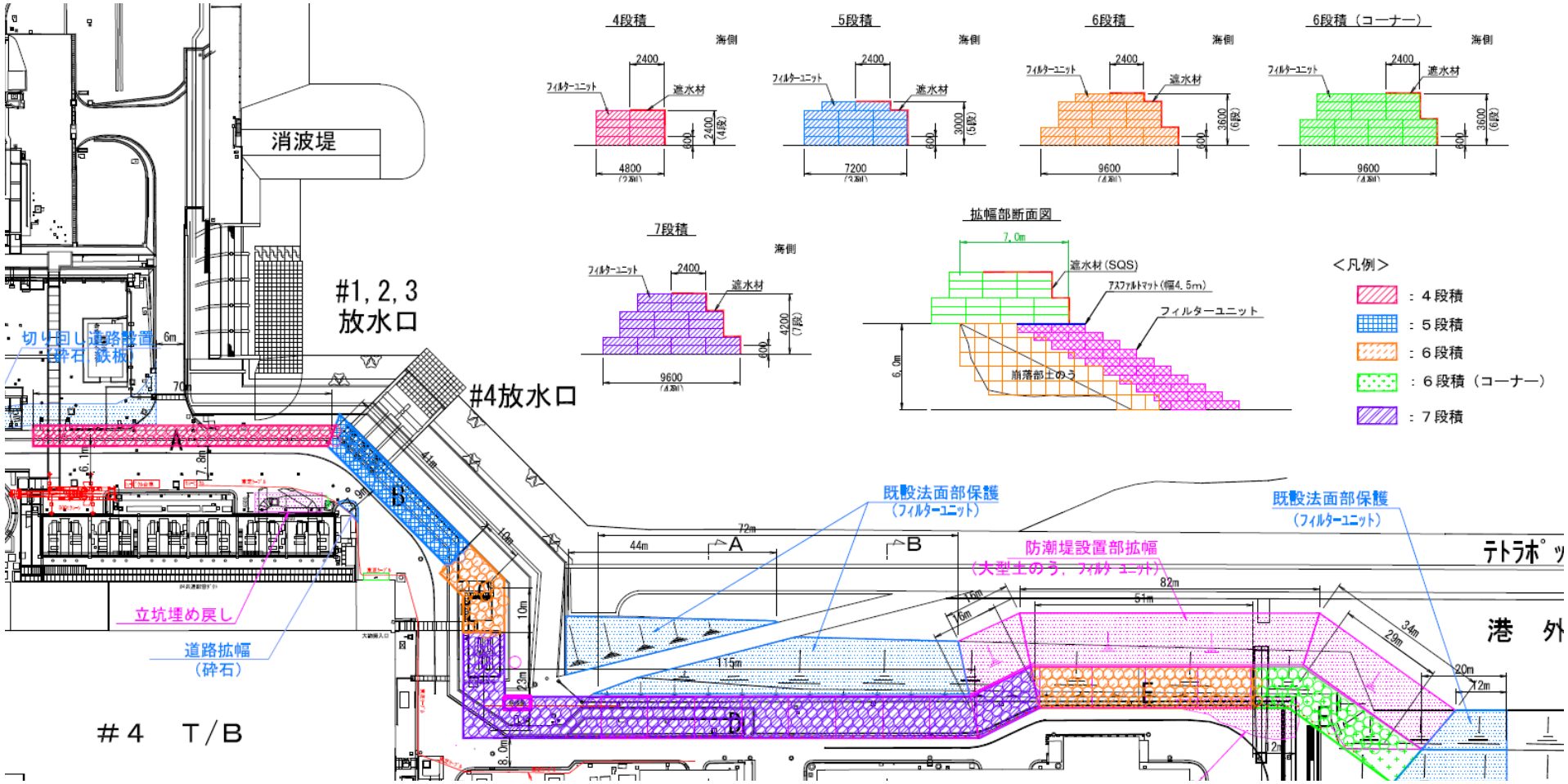
図－３　　仮設防潮堤 津波波力の考え方（７段積の例）

地震については，水平震度０．３に対する安定性検討（滑動，転倒）を行う。また，地震に対する裕度についても検討する。

仮設防潮堤の断面形状，配置を図－４に示し，表－３に仮設防潮堤寸法をまとめる。

表－３　仮設防潮堤 寸法一覧

断面形状	高さ	底盤幅	重心高さ
４段積	2.40m	4.80m	1.20m
５段積	3.00m	7.20m	1.41m
６段積	3.60m	9.60m	1.59m
６段積（コーナー）	3.60m	9.60m	1.67m
７段積	4.20m	9.60m	1.81m

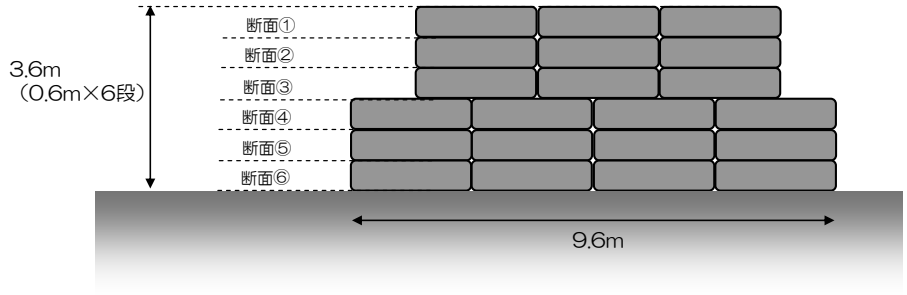


図－４　仮設防潮堤断面と配置

1.2　安定性の検討方法

津波波力に対する滑動安定性検討は，図－５の通り，各断面（検討位置）に対して，津波による波力およびフィルターユニットの摩擦抵抗力（水平耐力）をそれぞれ算定し，摩擦抵抗力が津波波力を上回っていることを確認する。また，転倒に対する安定性については，荷重合力の偏心量が底面のミドルサード内にあることを確認する。

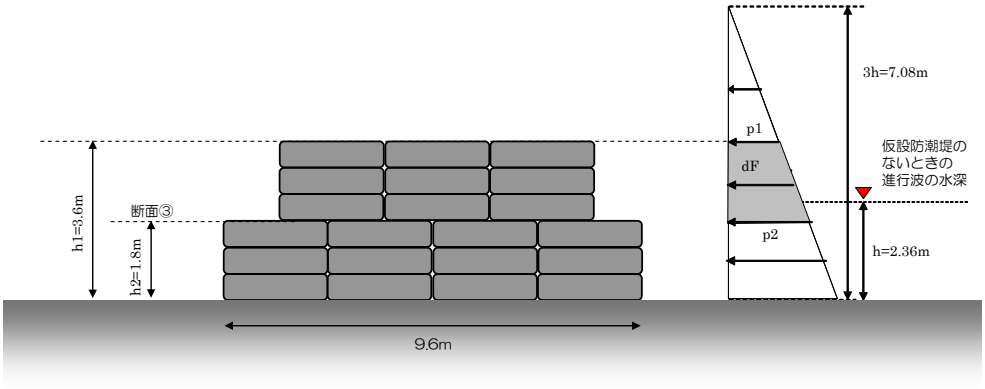
地震についても同様に，滑動は図－５の各断面について摩擦抵抗力が地震力を上回ることを確認し，転倒は，荷重合力の偏心量が底面のミドルサード内にあることを確認する。



図－５　仮設防潮堤断面図（６段積（コーナー）の場合）

【津波波力に対する滑動安定性評価の計算例】

６段積（コーナー）断面③（図－６）について，計算例を示す。



図－６　津波波力 滑動（仮設防潮堤６段積（コーナー）断面③の例）

○津波波力の算定

・仮設防潮堤　高さ 3.6m における波圧（p1）

p1=　$\rho g(3h-h1)$　　$= 1.03\times10^3\times9.8\times(3\times2.36-3.6)$　$= 35.1$ kN/m^2

ρ ：海水密度（1.03×10^3 kg/m^3），g：重力加速度（9.8 m/s^2），

h：設計用津波高さ（2.36 m），h1：仮設防潮堤高さ（3.6m）

・仮設防潮堤　高さ 1.8m（断面③）における波圧（p2）

p2= $\rho g(3h-h2)$ $= 1.03\times10^3\times9.8\times(3\times2.36-1.8)$ $= 53.3$ kN/m^2

ρ ：海水密度（1.03×10^3 kg/m^3），g：重力加速度（9.8 m/s^2），

h：設計用津波高さ（2.36 m），h2：断面③高さ（1.8m）

・仮設防潮堤　高さ1.8m（断面③）における単位奥行き（1m）あたりの波力（dF）

dF= $0.5\times(p1+p2)\times(h1-h2)$ $= 0.5\times(35.1+53.3)\times(3.6-1.8)$ $= 79.6$ kN/m

○摩擦抵抗力

検討位置の断面③に該当するフィルターユニットは９個

フィルターユニット気中重量：39.2kN/個，フィルターユニット間の摩擦係数：0.8

フィルターユニット寸法：2.4m（奥行１個当）

・摩擦抵抗力（単位奥行き（1m）当り）：$39.2\times9\times0.8/2.4$ ＝ 117.6 kN/m

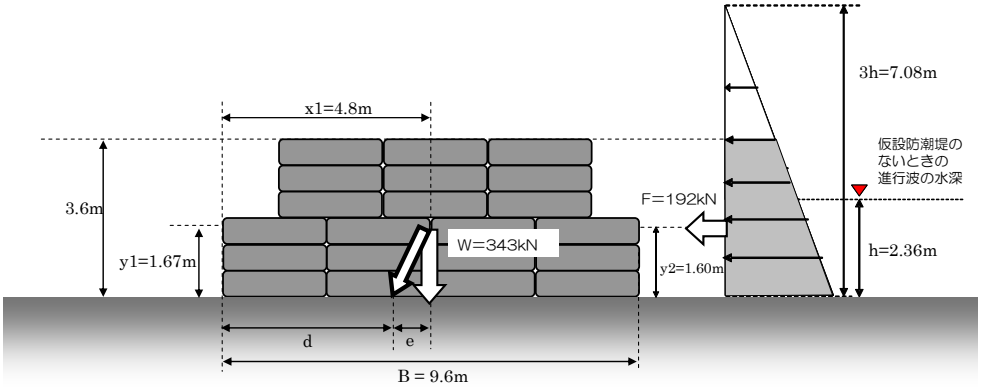
○評価

摩擦抵抗力は津波波力を上回り滑動しない。

津波波力（dF） 79.6 kN ＜ 摩擦抵抗力 117.6 kN・・・・・・・・・・・・・・・ＯＫ

【津波波力に対する転倒安定性評価の計算例】

６段積（コーナー）（図－７）について，計算例を示す。



図－７　津波波力 転倒（仮設防潮堤６段積（コーナー）の例）

○荷重合力位置の算定

仮設防潮堤６段積（コーナー）のフィルターユニット：21 個

フィルターユニット気中重量：39.2kN/個，フィルターユニット寸法：2.4m（奥行１個当）

単位奥行きあたりの仮設防潮堤重量：W＝39.2（kN/個）×21（個）/2.4（m）

＝343 kN/m

単位奥行きあたりの津波波力：F＝191.87 kN/m

仮設防潮堤重心高さ：y1＝1.67m，仮設防潮堤重心距離：x1＝4.8m

津波波力重心高さ：y2＝1.5955m

・抵抗モーメント：Mr　＝W×x1＝343×4.8＝1646.4 kNm

・転倒モーメント：Mo　＝F×y2＝191.87×1.5955＝306.1 kNm

・底面合力作用位置：ｄ＝(Mr－Mo) / W＝(1646.4－306.1) / 343＝3.91 m

・底面合力偏心量：ｅ＝B/2－ｄ＝4.80－3.91＝0.89 m

○評価

荷重合力は底面のミドルサード内であり，転倒することはない。

底面合力偏心量：ｅ＝0.89 m　＜　B/6 ＝ 9.60 / 6 ＝ 1.60 m　・・・・・・・ＯＫ

1.3　結果

表－４～７に検討結果を示す。

表－４　津波波力に対する滑動安定性検討結果

断面形状	津波波力	摩擦抵抗力	評価
４段積 （津波高さ h=1.40m）	断面①：　13kN 断面②：　29kN 断面③：　49kN 断面④：　73kN	断面①：　26kN 断面②：　52kN 断面③：　78kN 断面④：　78kN	○
５段積 （津波高さ h=1.29m）	断面①：　 7kN 断面②：　18kN 断面③：　32kN 断面④：　50kN 断面⑤：　72kN	断面①：　26kN 断面②：　65kN 断面③：105kN 断面④：144kN 断面⑤：137kN	○
６段積 （津波高さ h=2.22m）	断面①：　20kN 断面②：　44kN 断面③：　72kN 断面④：103kN 断面⑤：138kN 断面⑥：177kN	断面①：　26kN 断面②：　65kN 断面③：105kN 断面④：144kN 断面⑤：196kN 断面⑥：186kN	○
６段積（コーナー） （津波高さ h=2.36m）	断面①：　23kN 断面②：　49kN 断面③：　80kN 断面④：113kN 断面⑤：151kN 断面⑥：192kN	断面①：　39kN 断面②：　78kN 断面③：118kN 断面④：170kN 断面⑤：222kN 断面⑥：206kN	○
７段積 （津波高さ h=2.20m）	断面①：　16kN 断面②：　36kN 断面③：　60kN 断面④：　87kN 断面⑤：118kN 断面⑥：153kN 断面⑦：191kN	断面①：　26kN 断面②：　52kN 断面③：　91kN 断面④：131kN 断面⑤：170kN 断面⑥：222kN 断面⑦：206kN	○

※　単位奥行き（1m）あたりの津波波力，摩擦抵抗力として算出。

全ての断面において，津波波力に対する滑動安定性評価に問題はない。

底部（フィルターユニットと地盤面）の摩擦係数を０．６としていることから，滑動安

定性は，全断面を通して底部が最も厳しい評価となる。

表－５　津波波力に対する転倒安定性検討結果

防潮堤断面	津波波力	偏心量	B/6	評価
４段積（８個） 底面幅 B：4.80m 重量：130.7kN	津波高さ：1.40m 津波波力：73kN 波力重心高さ：1.04m	0.58m	0.80m	○
５段積（14 個） 底面幅 B：7.20m 重量：228.7kN	津波高さ：1.29m 津波波力： 72kN 波力重心高さ： 1.18m	0.37m	1.20m	○
６段積（19 個） 底面幅 B：9.60m 重量：310.3kN	津波高さ：2.22m 津波波力：177kN 波力重心高さ：1.58m	0.90m	1.60m	○
６段積（コーナー）（21 個） 底面幅 B：9.60m 重量：343.0kN	津波高さ：2.36m 津波波力：192kN 波力重心高さ：1.60m	0.89m	1.60m	○
７段積（21 個） 底面幅 B：9.60m 重量：343.0kN	津波高さ：2.20m 津波波力：191kN 波力重心高さ：1.77m	0.99m	1.60m	○

※　単位奥行き（1m）あたりの重量，波力として記載。

全ての断面において，津波波力に対する転倒安定性評価に問題はない。

仮設防潮堤の断面形状から重心位置が相対的に高くなるため，４段積ケースの偏心量とＢ／６の比がやや大きい結果となる。

表－６　地震力に対する滑動安定性検討結果

断面形状	地震力	摩擦抵抗力	評価
４段積	断面①： 10kN 断面②： 20kN 断面③： 29kN 断面④： 39kN	断面①： 26kN 断面②： 52kN 断面③： 78kN 断面④： 78kN	○
５段積	断面①： 10kN 断面②： 25kN 断面③： 39kN 断面④： 54kN 断面⑤： 69kN	断面①： 26kN 断面②： 65kN 断面③：105kN 断面④：144kN 断面⑤：137kN	○
６段積	断面①： 10kN 断面②： 25kN 断面③： 39kN 断面④： 54kN 断面⑤： 74kN 断面⑥： 93kN	断面①： 26kN 断面②： 65kN 断面③：105kN 断面④：144kN 断面⑤：196kN 断面⑥：186kN	○
６段積（コーナー）	断面①： 15kN 断面②： 29kN 断面③： 44kN 断面④： 64kN 断面⑤： 83kN 断面⑥：103kN	断面①： 39kN 断面②： 78kN 断面③：118kN 断面④：170kN 断面⑤：222kN 断面⑥：206kN	○
７段積	断面①： 10kN 断面②： 20kN 断面③： 34kN 断面④： 49kN 断面⑤： 64kN 断面⑥： 83kN 断面⑦：103kN	断面①： 26kN 断面②： 52kN 断面③： 91kN 断面④：131kN 断面⑤：170kN 断面⑥：222kN 断面⑦：206kN	○

※　単位奥行き（1m）あたりの地震力，摩擦抵抗力として算出。

全ての断面において，地震力に対する滑動安定性評価に問題はない。

底部（フィルターユニットと地盤面）の摩擦係数を０．６としていることから，滑動安定性は，全断面を通して底部が最も厳しい評価となる。

仮設防潮堤を設計する上での支配的な荷重は津波波力となっていることから，水平震度

０．３に対しては十分な余裕があり，摩擦係数から判断すれば，水平震度０．６までの安定性は確保することができる。

表－７　地震力に対する転倒安定性検討結果

防潮堤断面	地震力	偏心量	B/6	評価
４段積（８個） 底面幅Ｂ：4.80m 重量：130.7kN	地震力： 39kN 重心高さ：1.20 m	0.36m	0.80m	○
５段積（14 個） 底面幅Ｂ：7.20m 重量：228.7kN	地震力： 69kN 重心高さ： 1.41m	0.42m	1.20m	○
６段積（19 個） 底面幅Ｂ：9.60m 重量：310.3kN	地震力： 93kN 重心高さ： 1.59m	0.48m	1.60m	○
６段積（コーナー）（21 個） 底面幅Ｂ：9.60m 重量：343.0kN	地震力： 103kN 重心高さ： 1.67m	0.50m	1.60m	○
７段積（21 個） 底面幅Ｂ：9.60m 重量：343.0kN	地震力：103 kN 重心高さ：1.81 m	0.54m	1.60m	○

※　単位奥行き（1m）あたりの重量，地震力として記載。

全ての断面において，地震力に対する転倒安定性評価に問題はない。

仮設防潮堤の断面形状から重心位置が相対的に高くなるため，４段積ケースの偏心量とＢ／６の比がやや大きい結果となる。

偏心量とＢ／６の関係を考えれば，４段積ケースにおいて水平震度０．６７とした場合に，偏心量がミドルサード（Ｂ／６）を上回る結果となる。地震動に対する滑動安定性評価（表－６）と併せて考えれば，仮設防潮堤フィルターユニットの安定性評価においては，水平震度０．６まで問題は生じないものと考えることができる。

2.　トレンチの閉塞

２号機及び３号機の海水配管トレンチ及び電源ケーブルトレンチについては，平成２３年４月２日及び５月１１日の海域への汚染水流出において，タービン建屋からの経路となったことから，海域への汚染水流出防止措置として，平成２３年６月までにＯ．Ｐ．＋４ｍ盤の開口部（ピット，トレンチ立坑入口）の閉塞を完了している。

平成２４年１月から実施したトレンチ等内部点検において，溜まり水の放射性物質濃度（Ｃｓ）が10^{2}～10^{3}Ｂｑ／ｃｍ^{3}レベルであった２号機及び３号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットのうち２号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットの水移送及び充填作業を平成２４年４月２９日に完了した。また，３号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットの水移送及び充填作業を平成２４年５月２８日に完了した。

このことから，アウターライズ津波により，高レベル汚染水が滞留している海水配管トレンチや電源ケーブルトレンチ等に海水が流入し，汚染水が溢水することはないと考えている。

以　上

4.4　豪雨，台風，竜巻への対応

4.4.1　台風・豪雨について

高レベルの放射性汚染水を滞留・貯留している原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，コントロール建屋，プロセス主建屋（除染装置を同建屋内に設置），高温焼却炉建屋（第二セシウム吸着装置を同建屋内に設置），焼却工作建屋（セシウム吸着装置を同建屋内に設置），運用補助共用施設共用プール棟（非常用ディーゼル発電機を同建屋内に設置）等の既設の諸建屋は，過去の観測記録を保守的に設定している建築基準法の暴風時の荷重を考慮している。

以上より，台風・豪雨により建屋，機器の機能が喪失することはないが，地下階に滞留している高レベルの放射性汚染水（滞留水）については，滞留水の水位の上昇が懸念される。

気象庁 HP，気象庁観測データ（図４．４－１参照）より，降水量 3000㎜/年（平年値）を超える地域は，東海地方，紀伊半島，四国，九州及び北陸地方等となっており，国内の最大降水量は，852㎜/日（高知県魚梁瀬，2011.7.19），2452㎜/月（三重県宮川，2011.9）である。一方，福島第一原子力発電所の周辺の観測データとしては，降水量の平年値は 2000㎜ 以下であり，最大降水量も 285㎜/日（福島県浪江，1996.9.22），634㎜/月（福島県浪江，2006.10）となっている。

そこで,保守的に１日に 1000㎜ の降雨を想定した１～４号機建屋水位の評価を行ったところ(降雨による影響を評価するため，降雨による建屋水位上昇の寄与率を過去の実績から算定)，保安規定に定める水位レベル（O.P.+3500㎜）を超えるものの，系外流出リスクの水位レベル（O.P.+4000㎜）以下の O.P.+3747㎜ に留まると予測される（図４．４－２参照)。

以上より，保守的な豪雨を想定しても，滞留水を系外に流出することはないと考える。

4.4.2　竜巻について

原子炉建屋，タービン建屋，運用補助共用施設共用プール棟，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋，焼却工作建屋等の諸建屋は，鉄筋コンクリート造であるため，竜巻に対する直接的な被害はないと考えられる。

原子炉圧力容器・格納容器注水設備については，高台，タービン建屋内，３号復水貯蔵タンク等にポンプを分散配置しており，単独の竜巻で同時に機能喪失するリスクは小さいと考えるが，万一，竜巻により全てのシステムの運転再開が時間を要する場合には，消防車を用いた注水で対応する。また，消防車，仮設注水用機材等については分散配置し，全数が一度に機能喪失することがないように配備する。

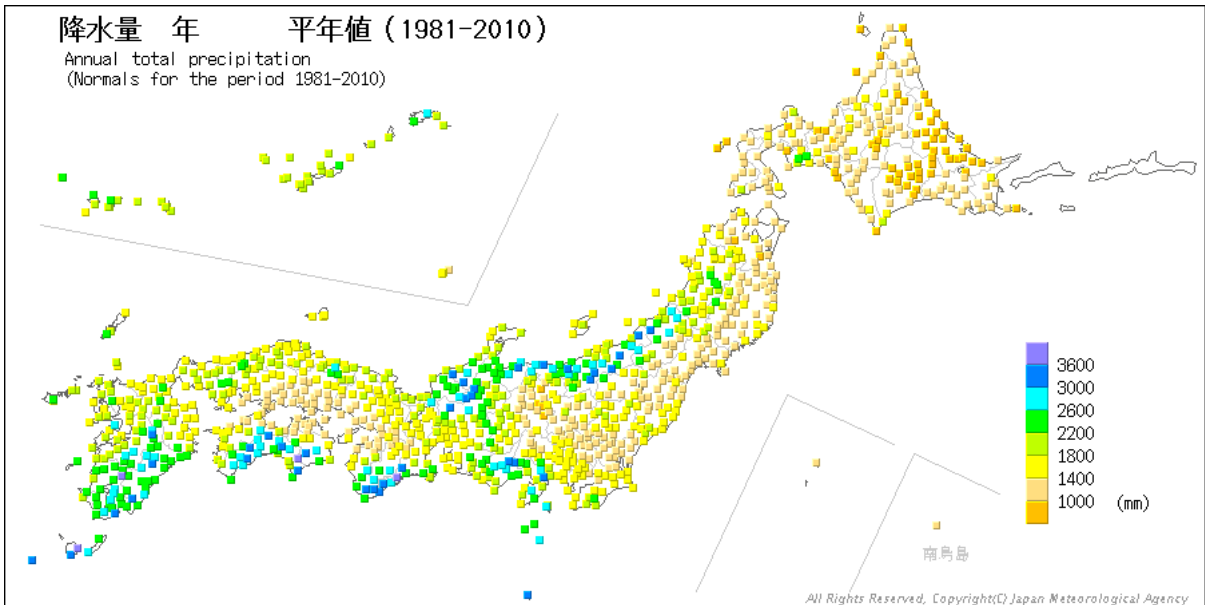
使用済燃料プールについては，プール上部を養生する等，実行可能な防護対策を行う。また，使用済燃料プール水の漏えいが発生した際は，非常用電動ポンプ，消防車もしくはコンクリートポンプ車等による注水により漏えいの抑制を行う。さらに，コンクリートポンプ車等について分散配置し，全数が一度に機能喪失することがないように配備する。

汚染水処理設備のうち処理装置については鉄筋コンクリート造の建屋内に設置しており，竜巻に対する直接的な被害はないと考えられる。淡水化装置は，蛇腹ハウス内に設置しており，竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性を否定できないが，十分な量の淡水を貯水しており，装置停止による炉注水源への影響は小さいと考える。なお，滞留水中の塩素濃度は減少傾向にあり，数年先には，淡水化装置をバイパスしての炉注水も可能と想定している。また，汚染水処理設備の制御室は，コンテナ内に設置しているため，竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性を否定

できないが，第二セシウム吸着装置は現場制御盤での起動が可能であり，滞留水処理の早期再開が可能である。処理水を移送しているホースについては，予備品を準備しておくこととしている。さらに，竜巻の発生の可能性が予見される場合には，汚染水処理設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い，汚染水の拡大防止を図る。また，車両などの飛来物によって塩水タンク等を破壊させることがないよう，車両をタンクから遠ざける措置をとる。

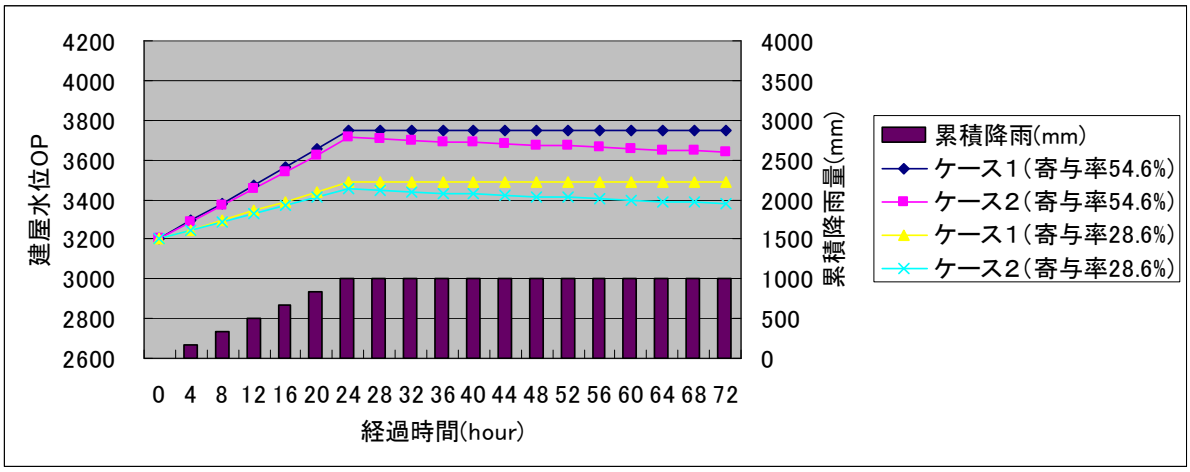
電源設備のうち所内共通Ｄ／Ｇについては，鉄筋コンクリート造の建屋内に設置しているため竜巻に対する直接的な被害を受けることはない。所内共通Ｍ／Ｃについては，鉄筋コンクリート造建屋又は鉄骨造建屋内に分散配置しており，全数が一度に機能喪失することがないこととしている。また，ケーブル電路については，屋外に布設しているため竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性があるが，所内共通Ｍ／Ｃについては，離れた複数の受変電設備から違う経路を使用して受電できるようにしているため，一部のケーブルが竜巻により損傷しても，他のケーブルを使用して所内共通Ｍ／Ｃへの供給が可能である。また，仮に受電経路が全て使用不能となった場合もしくは所内共通Ｍ／Ｃが使用不能となり重要な負荷への電源供給ができなくなった場合には，各設備に設置した専用の発電機で電源を確保する。さらに，電源車を使用可能な電源盤に接続し，安全上重要な設備への電源を確保する。

監視体制については，日常的に，作業員等は，避難ルートや避難場所を確認している。竜巻発生が予想される場合は，気象庁から段階的に発表される「気象情報」及び「雷注意報」を把握し，強風に対するクレーンの姿勢固定等，必要な対応を行う。竜巻発生の０～１時間前に発表される「竜巻注意情報」が発令された場合，気象状況を適宜確認し，竜巻発生もしくは発生の恐れがあると判断した場合には，作業員等へ避難指示及び所内一斉放送を実施し，作業員等は，予め確認している避難ルートや避難場所に従って，避難を行う体制としている。



気象庁 HP より抜粋

図４．４－１　日本国内の降水量（平年値）



ケース１：通常時の移送（ポンプ２台運転）

ケース２：移送ポンプ増強（ポンプ４台運転）

図４．４－２　大量降雨時の影響評価