

5. 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設

5.1 経緯

(1) 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設（多核種除去設備等）の設置の背景と目的

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震の津波により、1～4号炉のタービン建屋等の地下階は海水に浸水された。また、その後の原子炉及び原子炉格納容器の損傷により、炉心冷却水がタービン建屋へ流出し、滞留していた海水に高濃度の放射性核種が含まれることになった。さらに、タービン建屋、原子炉建屋等の損傷及び建屋周辺に設けられたサブドレンピット・ポンプの損傷により、継続的に雨水、地下水がタービン建屋等へ流入する事態となった（以下、タービン建屋等に滞留している高レベルの放射性汚染水を「滞留水」という）。

滞留水を処理するため、汚染水処理設備等（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（RO装置）、蒸発濃縮缶装置で構成する淡水化装置等）を設置し、主要放射性核種であるセシウム及び塩分を除去して淡水¹を生成し、原子炉の冷却水として再使用する循環注水冷却を確立した。

しかしながら、雨水、地下水が継続的に各建屋へ流入しているため余剰水が発生しており、主に淡水及びRO濃縮塩水²として発電所構内に逐次タンクを増設して貯留している状況にある。平成24年7月17日時点における貯留量は、淡水；20,290m³、RO濃縮塩水；153,024m³となっている。

また、汚染水処理設備の処理水（淡水、RO濃縮塩水）にはセシウム以外の放射性核種を含んでおり、特にRO濃縮塩水は、β核種であるストロンチウムの濃度が高いため、万一環境へ漏えいした場合には、周辺公衆に放射線被ばくのリスクを与えることになる。

そこで、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」（以下、「中期的安全確保の考え方」という）に示される(8)放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設に該当する施設として、淡水、RO濃縮塩水及び処理装置出口水³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（ALPS；Advanced Liquid Processing System）を設置する。

また、多核種除去設備の関連施設として、処理対象水及び処理済水を移送するポンプ・配管類、処理済水を貯留するタンク・槽類等を設置する。

なお、多核種除去設備により発生する廃棄物は、専用の容器に収容して使用済セシウム吸着塔一時保管施設で貯蔵する。使用済セシウム吸着塔一時保管施設については、「福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書(その1)」（以下、「施設運営計画報告書」という）の「5. 高レベル放射性汚染水処理設備、貯留設備（タンク等）、廃スラッジ貯蔵施設、使用済セシウム吸着塔保管施設及び関連設備（移送配管、移送ポンプ等）」で報告する。

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のこと。

² 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、逆浸透膜装置の淡水生成の過程で生じる廃水のこと。

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）により主要核種のセシウムが除去された水のこと。

(2) 中期的見通し

発電所構内に貯留している RO 濃縮塩水は、多核種除去設備により放射性核種の濃度を十分低い状態にして貯留していくことを基本とする。

5.2 多核種除去設備等の概要

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）並びに多核種除去設備等の全体概要を図 5-1、多核種除去設備の系統構成を図 5-2 に示す。

多核種除去設備は、淡水、RO 濃縮塩水、処理装置出口水を処理対象水とし、処理対象水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を『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）を十分下回る濃度まで低減する。なお、当面は、構内に多量に貯留している RO 濃縮塩水を処理していく。

多核種除去設備は、約 OP.37,000 の地点に設ける（図 5-3 参照）。

また、多核種除去設備の機器配置を図 5-4 に示す。

多核種除去設備は、1 系列 50%処理容量とし 3 系列で構成する。また、1 系列あたり、 α 核種、Co-60、Mn-54 等の除去を行う鉄共沈処理設備及び吸着阻害イオン（Mg、Ca 等）の除去を行う炭酸塩沈殿処理設備から成る前処理設備並びに除去する放射性核種に応じて吸着材（活性炭、人工鉱物、キレート樹脂等）を充填する多核種除去装置（吸着材交換式及びカラム式）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（HIC；High Integrity Container）、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設備、電源を供給する電源設備等がある。

また、多核種除去設備の関連施設として、処理対象水もしくは処理済水を多核種除去設備もしくは貯留用のタンク・槽類へ移送するポンプ・配管類、処理済水を貯留するタンク・槽類を設ける。

5.3 設備の設計方針

多核種除去設備等は、「中期的安全確保の考え方」の(8) 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設に示される要件に適合するよう設計する。

(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、汚染水処理設備の制御室等に表示し、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) 集中監視制御

多核種除去設備は、脱水装置の監視操作を除き、汚染水処理設備の制御室において集中監視制御できる設計とする。

(6) 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。

(7) 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。

5.4 主要設備等

5.4.1 処理容量

多核種除去設備は、滞留水発生の原因となっているタービン建屋等への雨水、地下水の流入量を上回る処理容量とし、これまでの流入実績から処理容量 500m³/日を 100%容量とする。

5.4.2 除染能力

多核種除去設備の除染能力に係る設計あるいは遮へいや崩壊熱量等の安全設計を行うためには、滞留水に含まれる核種及び放射能濃度を評価する必要があるため、設計上考慮すべき核種(以下、「除去対象核種」という)を選定する。

また、実液を用いたカラム試験により、除去対象核種の除染能力を確認する。

a. 除去対象核種を選定

除去対象核種は、東北地方太平洋沖地震発生から1年後の滞留水に含まれる、原子炉内の燃料に由来する核種(FP核種)及び腐食生成物に由来する核種(CP核種)の推定濃度を算出し、推定濃度が告示濃度限度に対して1/100を超える核種を選定する。

(添付資料-1 参照)

b. 多核種除去設備の除染能力

多核種除去設備の除染能力を確認するため、処理装置出口水、RO濃縮塩水の実液を用いて基礎試験を実施し、除去対象核種について告示濃度限度以下となることを確認している。

(添付資料-2 参照)

5.4.3 主要設備

(1) 多核種除去設備

a. 前処理設備

前処理設備は、 α 核種、Co-60、Mn-54等の除去を行う鉄共沈処理設備及び吸着阻害イオン(Mg、Ca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 α 核種を水酸化鉄により共沈して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Mg、Ca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、共沈タンクに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され、高性能容器に排出される。

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。また、吸着塔数、処理カラム数、吸着材の種類については、基礎試験結果を踏まえて設定している。下表に吸着塔の吸着材種類と塔数を示す。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、高性能容器へ排出される。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で貯蔵する。

表 多核種除去装置の吸着材種類と必要塔数

No. ^{※1}	吸着材の組成	主な除去対象核種	塔数
1	活性炭	コロイド	1
2	チタン酸塩	Sr (M ²⁺)	3
3	フェロシアン化合物	Cs	2
4	Ag 添着活性炭	I	2
5	酸化チタン	Sb	2
6	キレート樹脂	Co (M ²⁺ , M ³⁺)	4
7	樹脂系吸着材	Ru, 負電荷コロイド	1 (1) ^{※2}

※1：No.1～No.6 は吸着塔，No.7 は処理カラム

※2：処理カラム 2 塔のうち 1 塔は予備

c. 高性能容器（HIC；High Integrity Container）

高性能容器は、強度、耐久性、耐放射線性、耐薬品性に優れたポリエチレン製容器で、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、自動制御で行われ、使用済みの吸着材の移送は、手動操作によって行われる。高性能容器内の貯蔵量は、水位センサにて監視する。

高性能容器は、多核種除去設備の基礎試験の結果から、1日に1、2基程度の交換が必要となる。交換した高性能容器は、使用済セシウム吸着塔一時保管施設で貯蔵する。

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。ただし、劇物に該当する薬品があり、薬品取扱時には、保護手袋、保護眼鏡等を着用する。

e. 監視制御設備

監視制御設備は、多核種除去設備の機器が設置される近傍の電気品室及び汚染水処理設備制御室に収容し、主に汚染水処理設備制御室において集中監視、必要な操作が行われる。また、運転監視パラメータ、警報は、免震重要棟にも伝送される。ただし、脱水装置について

は使用済吸着材との輸送状況を現場で確認しつつ操作する必要があるため、現場操作のみとしている。

監視装置のうち、漏えい検知器は、タンクやクロスフローフィルタ、多核種除去装置の漏えい受けパンに設ける。また、エリア放射線モニタは、高性能容器（HIC）周辺に設け放射線レベルを監視する。

異常がある場合には、汚染水処理設備制御室に警報を発し、制御室にいる運転員等により適切な対策を講ずる。

f. 電源設備

多核種除去設備の電源構成を図 5-5 に示す。

多核種除去設備は、所内共通 M/C1A 及び所内共通 M/C1B を介して変圧器盤 A、変圧器盤 B で受電する。さらに、変圧器盤 A、変圧器盤 B から受電する MCC は、上位電源の 1 系統が故障や定期点検もしくは電源停止に伴う停電等においても、多核種除去設備 2 系統の運転を可能な構成とする。

g. 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。橋形クレーンは、地震で高性能容器、処理カラムを損傷させるリスクを低減させるため、使用後は多核種除去設備設置エリアの端で待機させる。

(2) 多核種除去設備関連施設

a. サンプルタンク

サンプルタンクは、多核種除去設備の処理済水を受け入れ、サンプリング測定により放射性核種の濃度が告示濃度を十分下回っていることを確認する。

b. 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、鋼製の丸形タンク（施設運営計画報告書（その 1）参照）もしくは地下貯水槽を使用する。

地下貯水槽の概要を図 5-6 に示す。

地下貯水槽は、地盤を掘削し、3 重シート（2 重の遮水シート及びベントナイトシート）で止水を施し、内部にプラスチック製枠材を設けた構造である。また、3 重シート間に漏えい検知器を設けるとともに、地下貯水槽の水位検出器を設け、漏えいを検知する。

5.4.4 主要仕様

多核種除去設備等の主要仕様を表 5-1 に示す。

5.5 多核種除去設備等の具体的な安全確保策

5.5.1 放射性物質の漏えい防止等に対する考慮

(1) 漏えいの発生防止

多核種除去設備等は、放射性物質を含む水の漏えいを防止するため、以下の対策を施す。

- 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，SUS316L 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。ただし，SUS316L はすきま腐食，炭素鋼は全面腐食の発生が否定できないことから，定期的な保守点検等を実施していく。
(添付資料-3 参照)
- 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。ただし，吸着塔，処理カラムは，すきま腐食の発生が否定できないことから，定期的な保守点検等を実施していく。
- d. 高性能容器は，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

漏えいの早期検知，漏えいの拡大防止の観点から，多核種除去設備の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およびその内側にも漏えい堰を設ける。さらに，カメラを設けて汚染水処理設備制御室で漏えいを監視する。

漏えいを検知した場合には，汚染水処理設備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。

また，万一漏えいしても構内排水路を通じて環境に汚染水が放出することがないように，排水路から可能な限り隔離して配管等を敷設するとともに，排水路を跨ぐ箇所は，ボックス鋼内等に配管を敷設する。また，ボックス鋼端部から排水路に漏えい水が直接流入しないように土のうを設ける。

地下貯水槽は，遮水シート間に漏えい検知器を設けるとともに，地下貯水槽の水位検出器により漏えいの有無を監視する。

5.5.2 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

放射線業務従事者の被ばく低減の観点から，多核種除去装置，高性能容器等からの放射線による雰囲気線量当量率（機器表面から 1m の位置）が 1mSv/h 以下となるように遮へいを設ける。また，ポンプ等の動的機器の保守作業を考慮し，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動的機器を配置するとともに，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。

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汚染水処理設備制御室および現場に警報を発する。

また，多核種除去設備の運転操作等に係る放射線業務従事者以外の者が不要に近づくことがないように，標識等を設ける。さらに，放射線レベルの高い区域は標識を設け，運転操作等に係る放射線業務従事者の被ばく低減を図る。

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。

(添付資料-4 参照)

(3) 崩壊熱除去

処理対象水に含まれる放射性物質の崩壊熱は，通水時は処理対象水により熱除去される。

また，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において（発熱量：20.5W/m³），容器中心部温度約 65℃，容器表面温度約 46℃と評価され，吸着材や容器の健全性に影響を与えるものではない。

なお，発熱量は(1)項で示した線源強度から求まる発熱量に，更に余裕をみて保守的に設定した値である。実運用において高性能容器の発熱量が20.5W/m³を超えることがないように，クロスフローフィルタの濃縮度や処理対象水の通水量を管理する。

(添付資料-5 参照)

5.5.3 可燃性ガスの滞留防止

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。

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。

(添付資料-5 参照)

5.5.4 構造強度，耐震性

(1) 構造強度等

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，「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。

a. ポンプ

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する。

- ・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。

b. 配管（鋼管）

配管（鋼管）は SUS316L 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。

c. 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。

d. 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。

e. タンク類

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する。

- ・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。

f. 吸着塔及び処理カラム

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、高い信頼性を確保する。

- ・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。

g. 高性能容器

高性能容器は、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。

(添付資料-5 参照)

h. 地下貯水槽

地下貯水槽は、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、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およ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

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、「JEAG4601 原子力発電所耐震設計技術指針」等に準用する。

a. ポンプ類

ポンプ類は、耐震性を考慮して低重心構造のポンプを採用する。

また、耐震Bクラスの施設に要求される水平震度に対し、地震により転倒しないように設計する。

b. 配管（鋼管）

配管（鋼管）は、耐震性を確保するため、原子力発電所の耐震設計で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。

c. 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。

d. 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。

e. タンク類

タンク類は、耐震性を考慮して低重心構造とする。

また、耐震Bクラスの施設に要求される水平震度に対し、地震により転倒しないように設計する。

f. 吸着塔及び処理カラム

耐震Bクラスの施設に要求される水平震度に対し、地震により転倒しないように設計する。

g. 高性能容器

耐震Bクラスの施設に要求される水平震度に対し、地震により転倒しないように設計する。

h. 地下貯水槽

地下貯水槽は、耐震Bクラスの施設に要求される水平震度に対し、遮水シートが損傷しない設計とする。

i. クレーン類

耐震Bクラスの施設に要求される水平震度に対し、地震により転倒しないように設計する。

(3) 構造強度，耐震性の評価結果

高性能容器の構造強度等について添付資料-5, その他の多核種除去設備の構造強度, 耐震性の評価結果を添付資料-6, 地下貯水槽の耐震性の評価結果を添付資料-7 に示す。添付資料の通り, 多核種除去設備を構成する各機器は十分な構造強度, 耐震性を有していると判断する。

5.5.5 その他

(1) 屋外設置対策

多核種除去設備は, 基礎マット上の屋外に設置する。

多核種除去設備を構成する機器等は, 基本的に屋外仕様としているため設備的には建屋を必要としない。ただし, 建屋がないことにより, 漏えい検知, 機器の水没等が懸念されることから, 以下の対応を取る。

a. 降雨時の漏えい検知対策

各機器に漏えい水受けパンと漏えい検知器を設け, 受けパン内に雨水が流入しないように養生を実施する (図 5-7 参照)。降雨時に漏えい検知器が反応しない場合は, 漏えいなしと判断する。

また, 台風による大雨, 強風時には多核種除去設備の運転を停止する等, 適切な対応を取る。

(添付資料-8 参照)

b. 高性能容器の紫外線劣化対策

高性能容器は, ポリエチレン製であり紫外線劣化が懸念される。そのため, 交換周期が長い高性能容器の上部には, 着脱式のカバーを設置する (図 5-8 参照)。

c. 降雨による機器水没対策

基礎マットの最外周には漏えい防止堰が設けられているため, 降雨により機器の水没が懸念される。そのため, 基礎マットに設けたピット内に水中ポンプを設けて連続排水を行う (図 5-9 参照)。

(添付資料-8 参照)

d. 凍結防止対策

凍結防止対策として, 平成 24 年 12 月までに保温材, 保温ヒータの設置等を行う。凍結防止対策を施す上では, 過去の不具合事例を踏まえたものとする。

なお, 多核種除去設備を構成する機器のうち変圧器, MCC, 屋内仕様の制御盤等は, 空調設備のある建屋内に設置する。

(2) 関連施設の一部仮運用について

多核種除去設備の下流に設置するサンプルタンク及び処理済水を貯留するタンク・槽類に移送

するポンプは、多核種除去設備との工事干渉の観点から、平成 24 年 12 月までに設置する。

そのため、サンプルタンク設置までの間、処理済水貯留用のタンク・槽類に移送するための仮設ラインを設け、以下の対応を図る。

- ・ 仮設タンク、仮設ポンプはスキッドに組み込み、スキッドの周囲には、漏えい拡大防止のための土のうを設ける。

(3) 機器の保全

多核種除去設備は、損傷等による漏えいが発生した場合、放射性物質の系外放出のリスクが発生することから、機器の劣化や劣化兆候の事前検知性を踏まえて時間計画保全（TBM）もしくは状態監視保全（CBM）による予防保全を基本として実施していくこととし、保全計画を策定していく。

5.6 異常時の措置等

(1) 機器の単一故障

多核種除去設備は、3 つの処理系列を有し、電源についても多重化している。そのため、動的機器、電源系統の単一故障については、処理系列の切替作業等により、速やかな処理の再開が可能である。

(2) 除染能力の低下

放射性核種の濃度測定の結果、有意な濃度が確認された場合には、処理済水を再度多核種除去設備に戻す再循環処理を実施する。

(3) 異常事象の評価

多核種除去設備に要求される以下の安全機能に対する異常事象について評価した結果、内部事象については、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がないことを確認した。

- ・ 可燃性ガスの滞留防止機能
- ・ 放射性物質の閉じ込め機能
- ・ 崩壊熱の除去機能
- ・ 放射線の遮へい機能

また、外部事象に対しては、被害を受ける可能性が否定できない竜巻等の事象に対しては、被害の影響を低減させる措置を講ずることとする。

(添付資料-9 参照)

5.7 今後の計画

(1) 汚染水を用いた通水試験（ホット試験）の実施

多核種除去設備は、福島第一原子力発電所構内に貯留している汚染水に含まれる放射性核種を除去し、汚染水の漏えいによる放射線被ばくのリスクを低減させるもので、早期に稼働させる必要がある。

多核種除去設備は、平成 24 年 3 月より設置工事（敷地造成，基礎工事，設備設置工事）を開始し，設備設置完了以降，ろ過水を用いた通水試験（コールド試験）を実施し，10 月上旬に終了している。

今後，RO 濃縮塩水を用いた通水試験（ホット試験）により除去性能等を確認する。ホット試験の実施にあたっては，十分な安全対策を施す。（添付資料-10 参照）

また，ホット試験で発生する廃棄物は，高性能容器等に収容して使用済セシウム吸着塔一時保管施設で適切に貯蔵・管理する。

(2) 3 系列運転の実施

RO 濃縮塩水の処理を早期に完了させる観点から，3 系列同時運転について検討を行い，処理開始から 6 ヶ月後を目標に 3 系列運転を開始する。

(3) 上屋の設置

多核種除去設備の安定運転の維持，設備保護の観点では，上屋の設置が好ましいことから，平成 25 年 2 月を目途に上屋の設置工事を行う。

上屋は，耐震 B クラスの施設として耐震設計を行う。また，参考として，基準地震動 Ss に対する健全性についても評価する。

（添付資料-11 参照）

(4) 追加遮へいの設置

多核種除去設備からの直接線・スカイシャイン線による敷地境界での実効線量は，年間約 0.43mSv と評価されるが（4.「放射性物質及び放射性物質によって汚染されたものによる放射線の被ばく管理並びに放射性廃棄物の廃棄に関する説明書」参照），年間の実効線量をさらに低減するために追加の遮へいを平成 25 年 2 月を目途に設置する。追加遮へいを設置する機器は，循環タンク，スラリー移送配管，クロスフローフィルタ，吸着塔であり，詳細設計および工事計画の策定にあたっては，以下に留意して事故防止を図る。

- ・放射線業務従事者の被ばく低減のため，作業時には当該系統を停止
- ・遮へい体を分割して個々の重量を軽減
- ・機器を損傷させることが無いよう防護対策等を実施

5.8 添付資料

添付資料-1：除去対象核種の選定

添付資料-2：多核種除去設備の除染能力

- 添付資料-3：多核種除去設備で使用する材料の適合性評価
- 添付資料-4：高性能容器の線量率評価結果
- 添付資料-5：高性能容器概要
- 添付資料-6：多核種除去設備の構造強度・耐震性評価結果
- 添付資料-7：地下貯水槽の耐震性評価
- 添付資料-8：漏えい検知と漏えい拡大防止対策の考え方について
- 添付資料-9：異常事象に対する評価
- 添付資料-10：汚染水を用いた通水試験（ホット試験）の実施に向けた検討結果について
- 添付資料-11：上屋の構造及び耐震性評価結果

以 上

表 5-1 主要仕様

(1) 多核種除去設備

処理方式	凝集沈殿方式+吸着材方式	
処理容量・処理系列	250m ³ /日/系列×3 系列 (1 系列は予備)	
バッチ処理タンク	基 数	2 基 (1 系列あたり)
	容 量	33.1 m ³
	主要材料	SUS316L
スラリー移送ポンプ	台 数	1 台 (1 系列あたり)
	容 量	36 m ³ /h
	主要材料	SCS11 相当
循環タンク	基 数	1 基 (1 系列あたり)
	容 量	5.87 m ³
	主要材料	SUS316L
循環ポンプ 1	台 数	1 台 (1 系列あたり)
	容 量	191 m ³ /h
	主要材料	SCS11 相当
デカントポンプ	台 数	1 台 (1 系列あたり)
	容 量	120 m ³ /h
	主要材料	SCS11 相当
デカントタンク	基 数	1 基 (1 系列あたり)
	容 量	35.57 m ³
	主要材料	SS400(内面ゴムライニング)
供給ポンプ 1	台 数	1 台 (1 系列あたり)
	容 量	12.5 m ³ /h
	主要材料	SCS11 相当
共沈タンク	基 数	1 基 (1 系列あたり)
	容 量	3.42 m ³
	主要材料	SS400(内面ゴムライニング)
供給タンク	基 数	1 基 (1 系列あたり)
	容 量	3.69 m ³
	主要材料	SS400(内面ゴムライニング)
供給ポンプ 2	台 数	1 台 (1 系列あたり)
	容 量	12.5 m ³ /h
	主要材料	SCS11 相当
循環ポンプ 2	台 数	1 台 (1 系列あたり)
	容 量	313 m ³ /h
	主要材料	SCS11 相当

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
		主要材料	SUS316L
ブースターポンプ 1	台 数	1 台 (1 系列あたり)	
	容 量	12.5 m ³ /h	
	主要材料	SCS11 相当	
ブースターポンプ 2	台 数	1 台 (1 系列あたり)	
	容 量	12.5 m ³ /h	
	主要材料	SCS11 相当	
吸着塔	基 数	14 基 (1 系列あたり)	
	主要材料	SUS316L	
処理カラム	基 数	2 基 (1 系列あたり)	
	主要材料	SUS316L	
移送タンク	基 数	1 基 (1 系列あたり)	
	容 量	4.12 m ³	
	主要材料	SS400(内面ゴムライニング)	
移送ポンプ	台 数	1 台 (1 系列あたり)	
	容 量	12.5 m ³ /h	
	主要材料	SCS11 相当	
前段クロスフローフィルタ		台 数	2 台 (1 系列あたり)
後段クロスフローフィルタ		台 数	6 台 (1 系列あたり)
出口フィルタ	台 数	1 台 (1 系列あたり)	
高性能容器	基 数	12 基 (初期)	
	容 量	2.86 m ³	
	主要材料	ポリエチレン	
主要配管	材 料	SUS316L, 炭素鋼, 高密度ポリエチレン	
	最高使用温度	40°C (下記以外) 60°C (各系列入口仕切弁～出口仕切弁)	
	最高使用圧力	0.98 MPa [gage] (入口～ブースターポンプ1) 1.37 MPa [gage] (ブースターポンプ 1～ 移送タンク) 1.15 MPa [gage] (移送タンク～)	
苛性ソーダ貯槽	基 数	1 基	
	容 量	15 m ³	
	主要材料	ポリエチレン	

炭酸ソーダ貯槽	基 数	2 基
	容 量	50 m ³
	主要材料	ポリエチレン
次亜塩素酸ソーダ貯槽	基 数	1 基
	容 量	3 m ³
	主要材料	ポリエチレン
塩酸貯槽	基 数	1 基
	容 量	30 m ³
	主要材料	ポリエチレン
塩化第二鉄貯槽	基 数	1 基
	容 量	4 m ³
	主要材料	ポリエチレン

(2) 多核種除去設備関連施設

サンプルタンク	基 数	4 基
	容 量	1,000 m ³
	主要材料	SS400
処理済水移送ポンプ	台 数	2 台
	容 量	40 m ³ /h
地下貯水槽	方 式	プラスチック造
	容 量	4,000 ~ 14,000m ³ (合計 58,000m ³)
主要配管	材 料	高密度ポリエチレン
	最高使用温度	40℃
	最高使用圧力	1.0 MPa [gage]

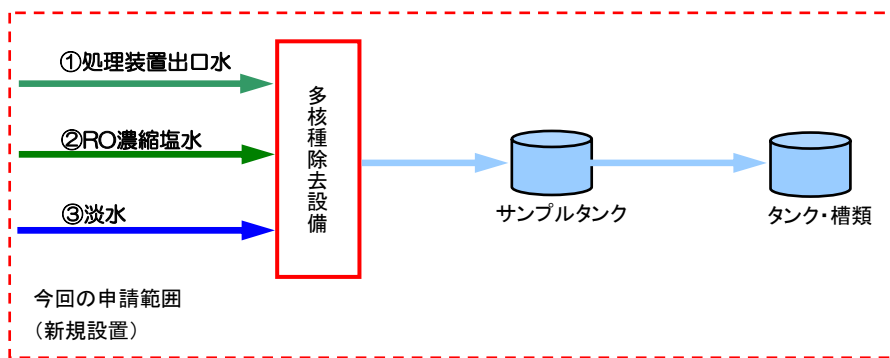
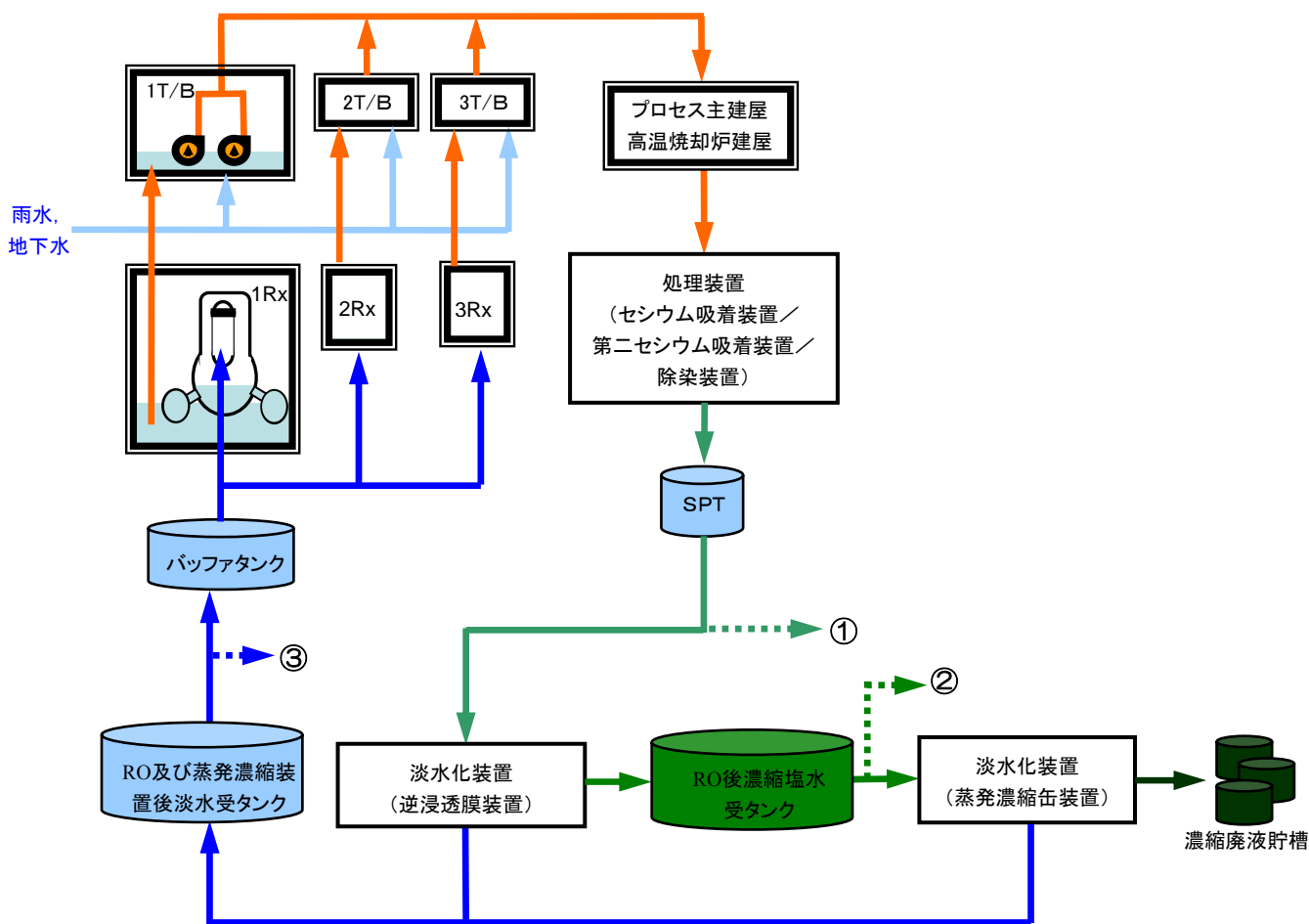


図 5-1 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）並びに多核種除去設備等の全体概要

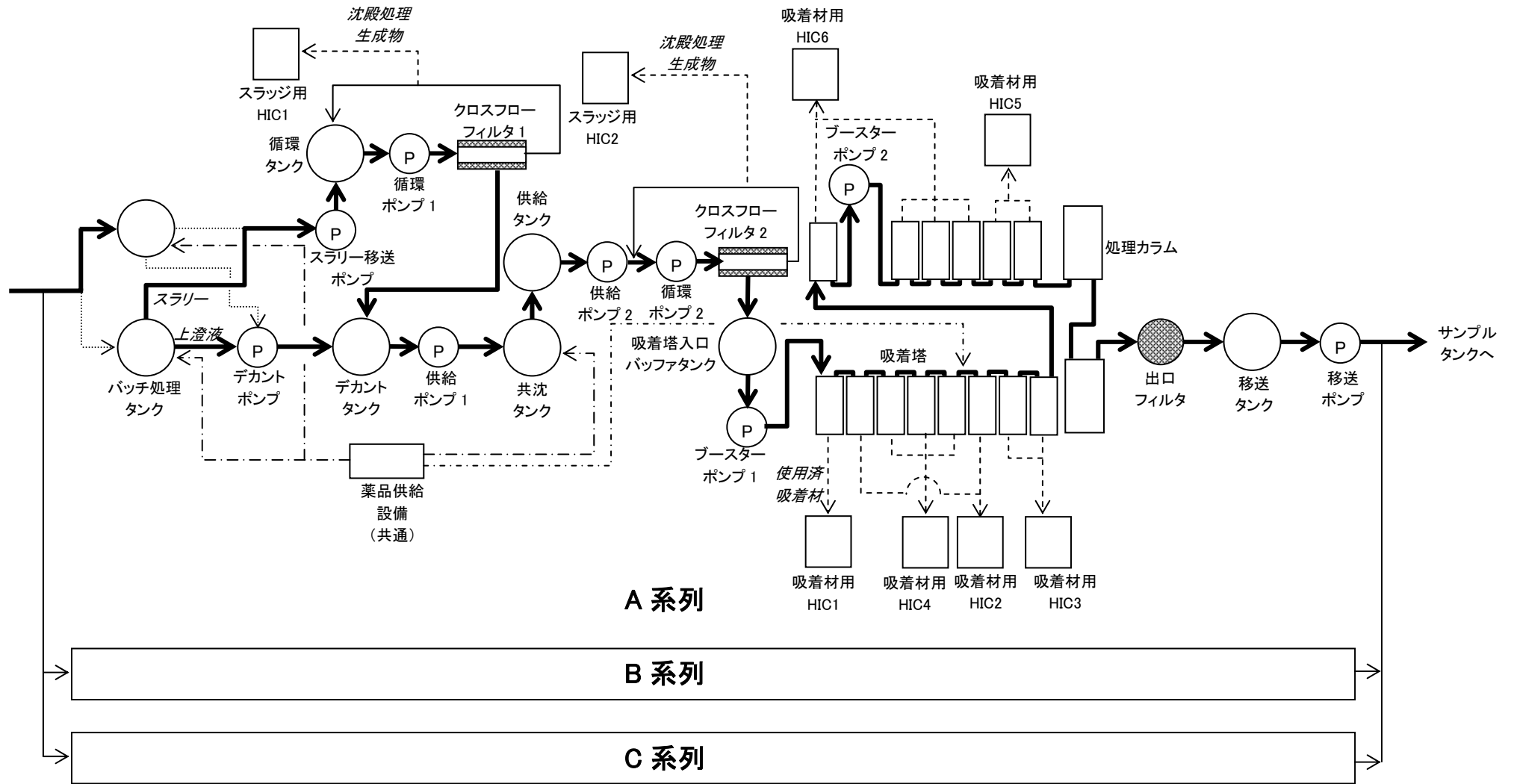


図 5-2 多核種除去設備の系統構成

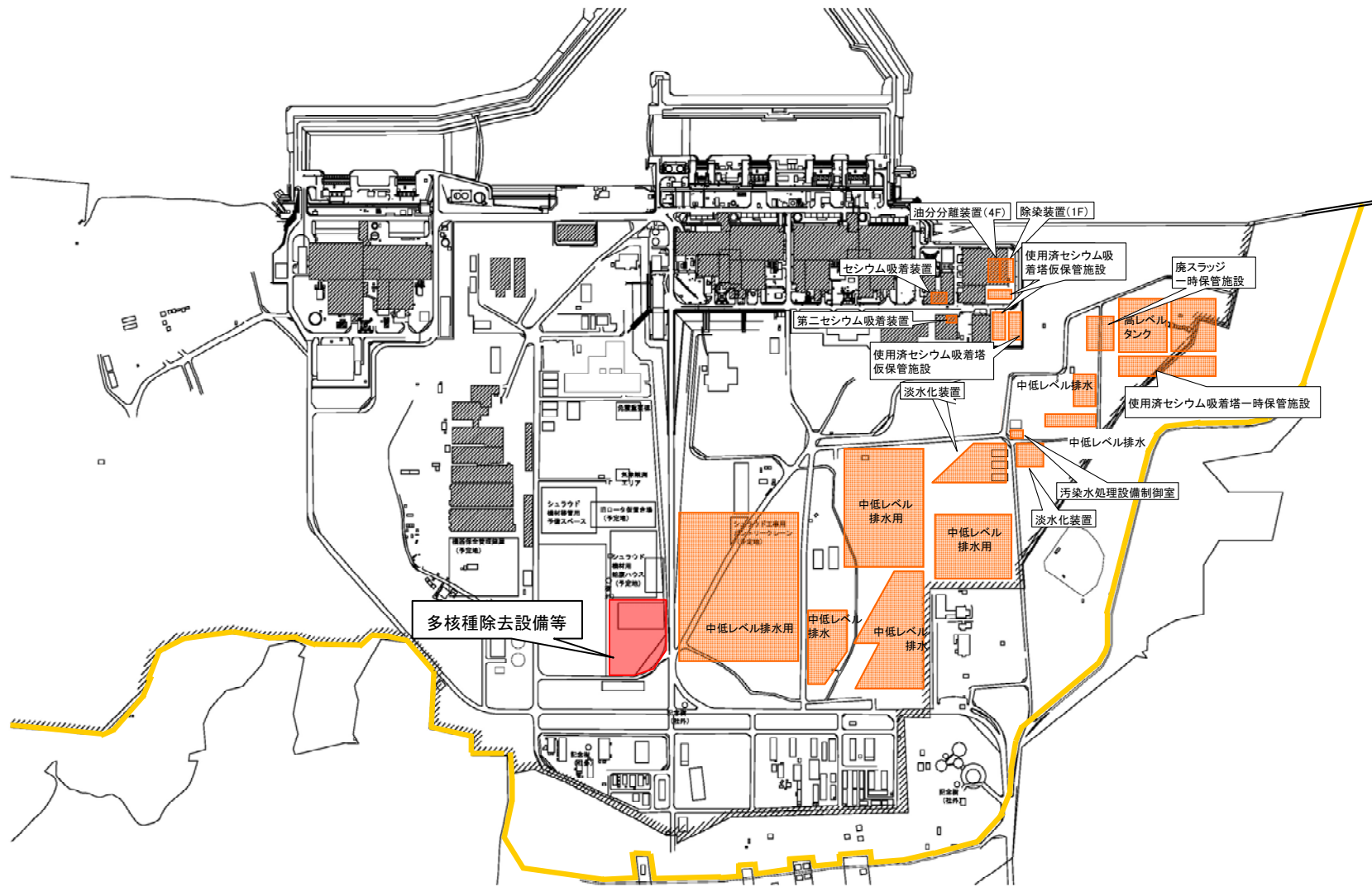


図 5-3 汚染水処理設備，多核種除去設備等の全体配置

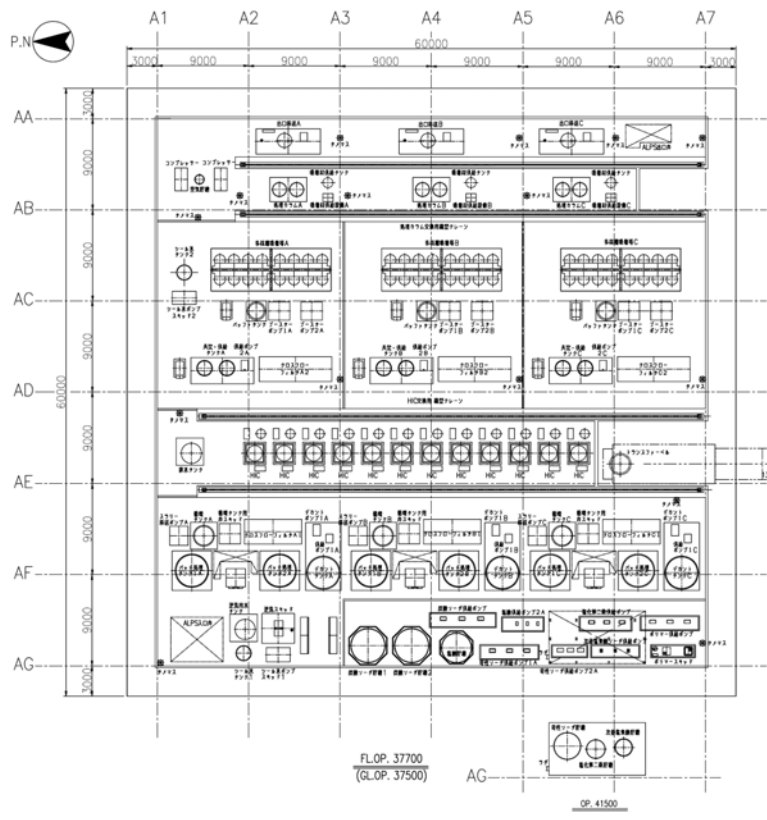


図 5-4 多核種除去設備の機器配置

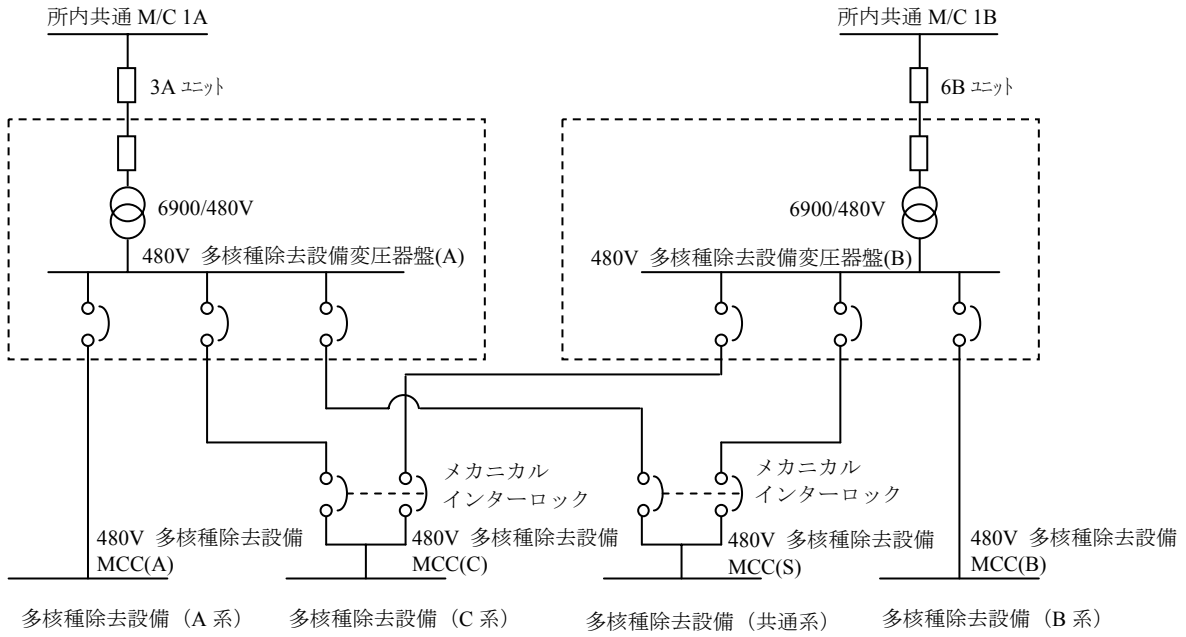


図 5-5 多核種除去設備の電源構成

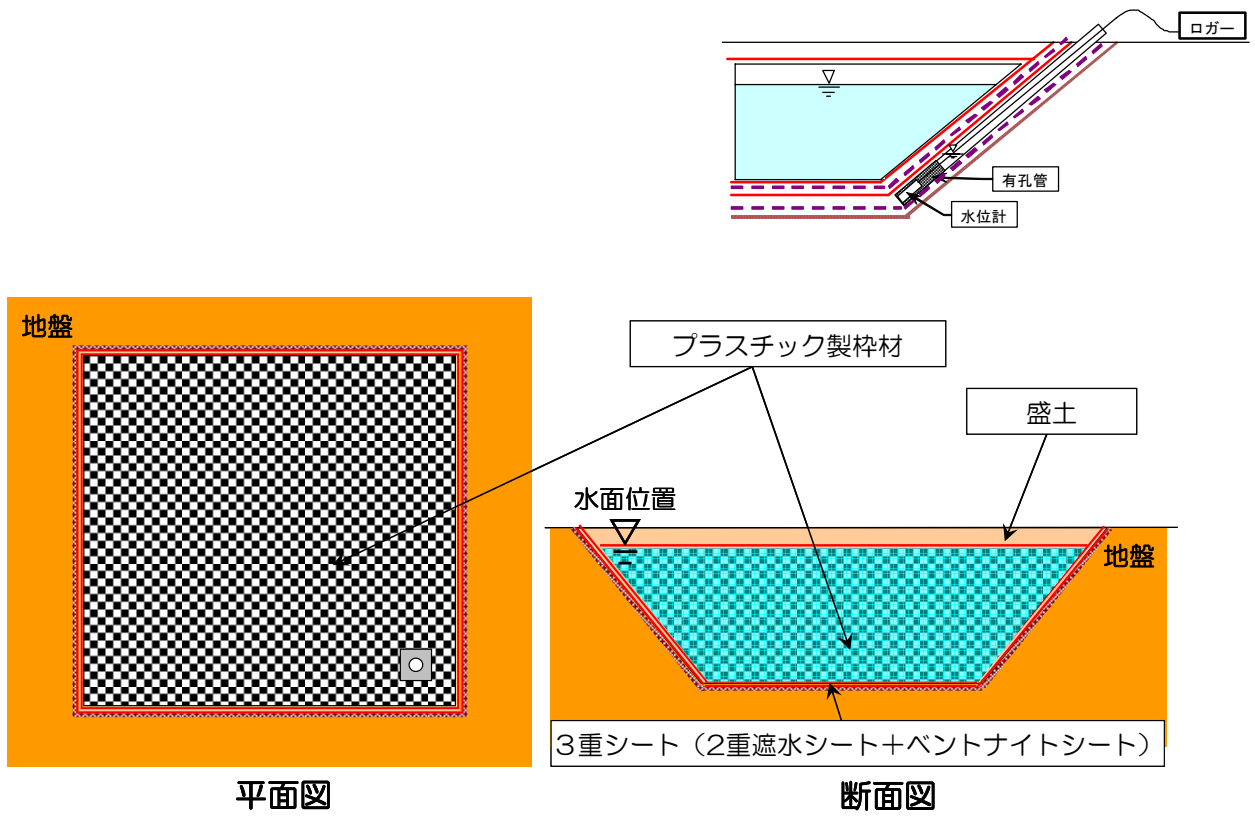


図 5-6 地下貯水槽概要

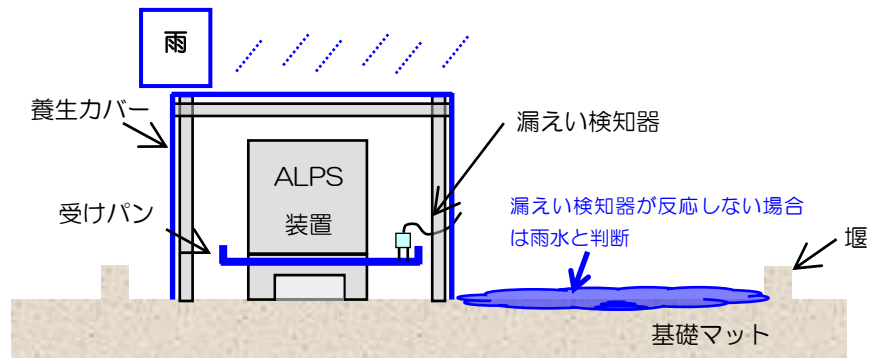


図 5-7 降雨時の漏えい検知の概要

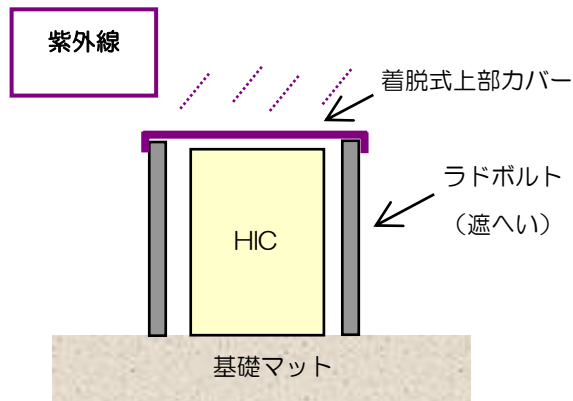


図 5-8 高性能容器の紫外線対策

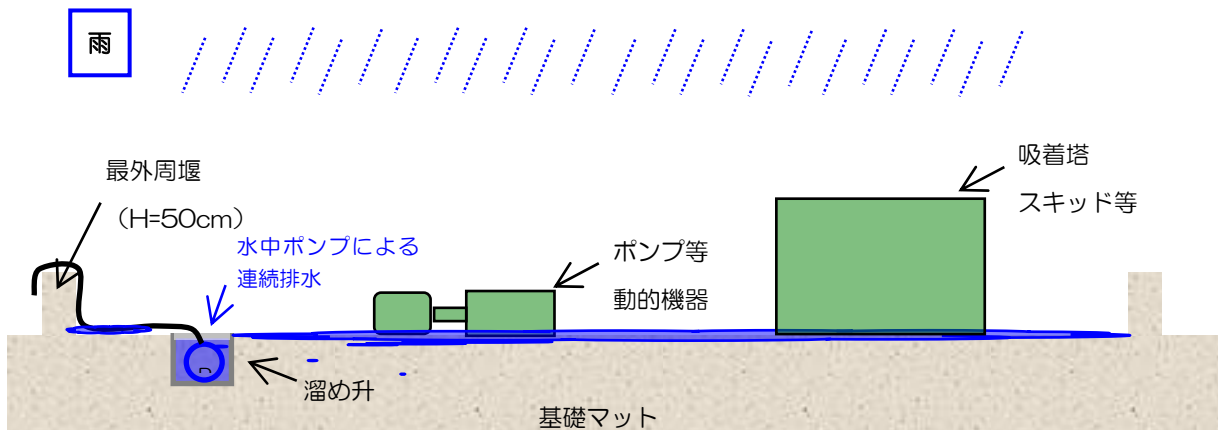


図 5-9 機器水没対策

除去対象核種の選定

1. 除去対象核種の選定方針

多核種除去設備の処理対象水（淡水，RO 濃縮塩水及び処理装置出口水）は，1～3号機原子炉内の燃料に由来する放射性物質（以下，「FP 核種」という）及びプラント運転時の保有水に含まれていた腐食生成物に由来する放射性物質（以下，「CP 核種」という）を含んでいると想定される。多核種除去設備の設計として，処理対象水が万一環境への漏えいした場合の周辺公衆への放射線被ばくのリスクを低減するため，処理対象水に含まれる FP 核種及び CP 核種のうち，多核種除去設備で除去すべき高い濃度で存在する核種を推定することが必要となる。

よって，処理対象水に含まれる放射性物質の濃度を推定するにあたり，FP 核種については，炉心インベントリの評価結果から有意な濃度で存在すると想定される核種を選定し，そのうち，2011/3 に放射性物質の測定を実施している核種については，測定結果から滞留水中の濃度を推定し，測定していない核種については，炉心インベントリの評価結果から滞留水に含まれる濃度を推定した。

また，CP 核種については，プラント運転時の原子炉保有水に含まれていた核種が滞留水に移行していること，また，高温焼却炉建屋に滞留水を移送した際に，濃縮廃液タンクの保有水に含まれていた核種が混入したことが考えられることから，プラント運転時の原子炉及び濃縮廃液タンクの保有水に対する CP 核種の測定結果を用いて，滞留水に含まれる濃度を推定した。

FP 核種，CP 核種共に多核種除去設備の稼働時期が原子炉停止後より 1 年後(365 日後)以降となると想定されたことから，半減期を考慮し原子炉停止 365 日後の滞留水中濃度を減衰補正により推定した。減衰補正により得られた原子炉停止後 365 日後の推定濃度が告示濃度限度[※]に対し，1/100 を超える核種を滞留水中に有意な濃度で存在するものとして多核種除去設備の除去対象核種として選定した。なお，1/100 以下となることから除外した核種の推定濃度と告示濃度限度との比の総和は，最大で 0.05 程度であることから，除外した核種の濃度は十分低いものとする。

※ 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示(別表第 2 第六欄周辺監視区域外の水中の濃度限度)

2. 除去対象核種の選定方法及び選定結果

(1) FP 核種からの除去対象核種の選定方法及び選定結果

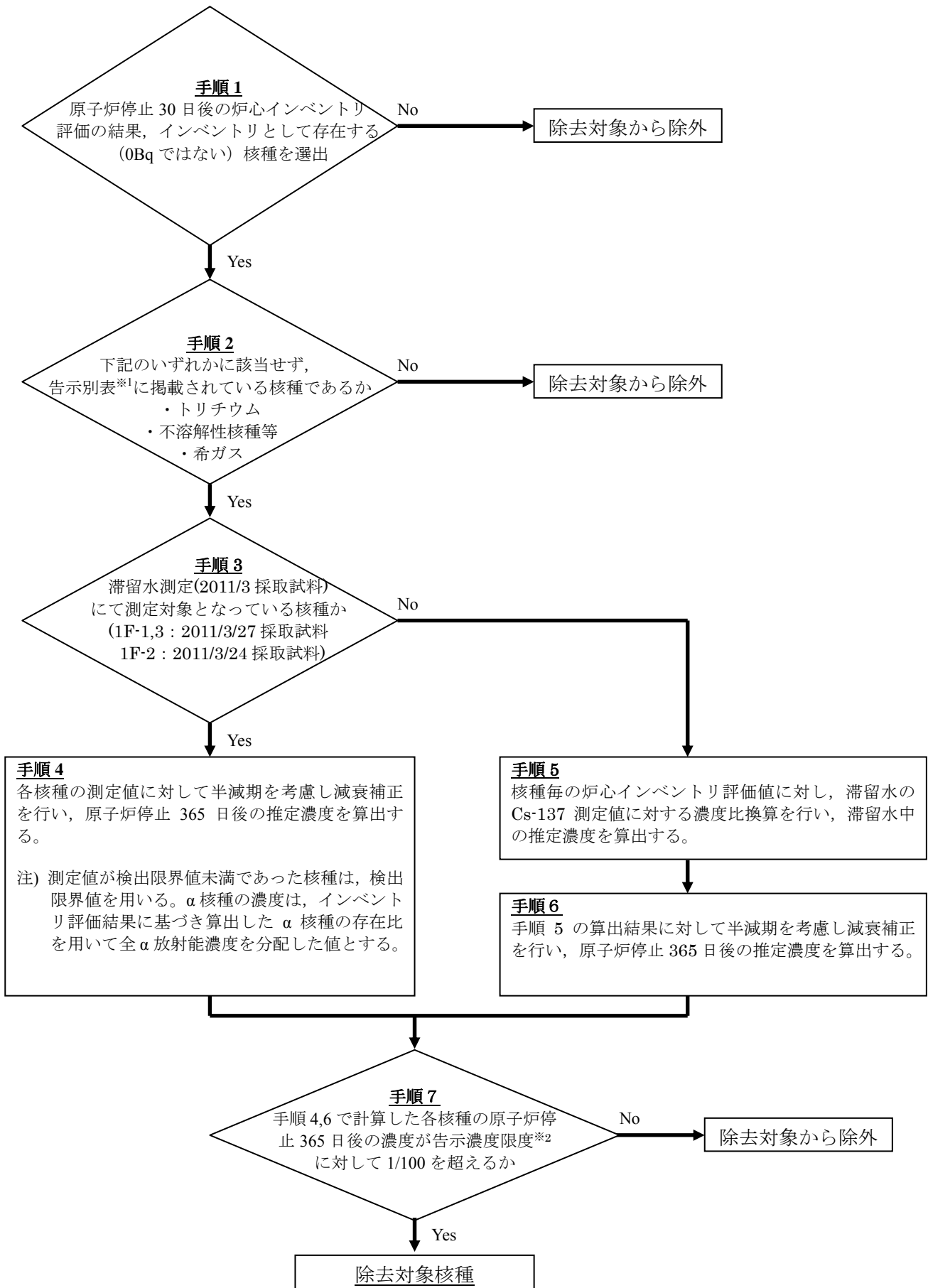
FP 核種からの除去対象核種の選定は，図 1 のフローに従い実施した。その結果，56 核種を除去対象核種として選定した。

(2) CP 核種からの除去対象核種の選定方法及び選定結果

CP 核種からの除去対象核種の選定は，図 2 のフローに従い実施した。その結果，6 核種を除去対象核種として選定した。

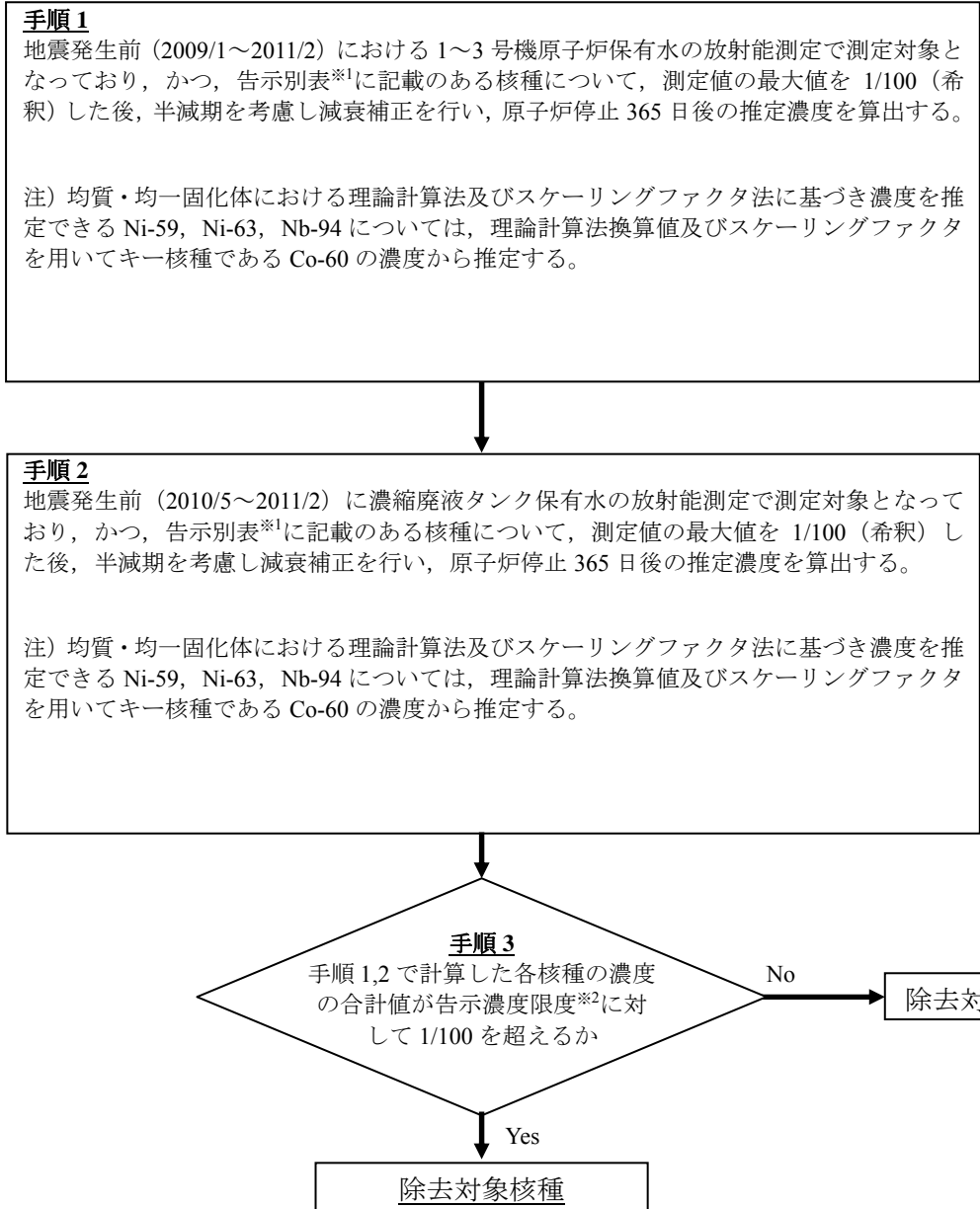
(3) 除去対象核種選定結果のまとめ

FP 核種から選定した 56 核種に，CP 核種から選定した 6 核種を加えた計 62 核種を除去対象核種として選定した（表 1 参照）。



- ※1 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示（別表第 2 第六欄）
- ※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（別表第 2 第六欄）周辺監視区域外の水中の濃度限度

図 1 FP 核種における除去対象核種選定フロー



- ※1 実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示（別表第2第六欄）
- ※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（別表第2第六欄）周辺監視区域外の水中の濃度限度

図2 CP核種における除去対象核種選定フロー

表1 除去対象核種一覧

No.	放射性物質の種類	線種	No.	放射性物質の種類	線種
1	Rb-86	β γ	32	Ba-140	β γ
2	Sr-89	β	33	Ce-141	β γ
3	Sr-90	β	34	Ce-144	β γ
4	Y-90	β	35	Pr-144	β γ
5	Y-91	β γ	36	Pr-144m	γ
6	Nb-95	β γ	37	Pm-146	β γ
7	Tc-99	β	38	Pm-147	β γ
8	Ru-103	β γ	39	Pm-148	β γ
9	Ru-106	β	40	Pm-148m	β γ
10	Rh-103m	β γ	41	Sm-151	β γ
11	Rh-106	γ	42	Eu-152	β γ
12	Ag-110m	β γ	43	Eu-154	β γ
13	Cd-113m	γ	44	Eu-155	β γ
14	Cd-115m	β γ	45	Gd-153	γ
15	Sn-119m	γ	46	Tb-160	β γ
16	Sn-123	β γ	47	Pu-238	α
17	Sn-126	β γ	48	Pu-239	α
18	Sb-124	β γ	49	Pu-240	α
19	Sb-125	β γ	50	Pu-241	β
20	Te-123m	γ	51	Am-241	α
21	Te-125m	γ	52	Am-242m	α
22	Te-127	β γ	53	Am-243	α
23	Te-127m	β γ	54	Cm-242	α
24	Te-129	β γ	55	Cm-243	α
25	Te-129m	β γ	56	Cm-244	α
26	I-129	β γ	57	Mn-54	γ
27	Cs-134	β γ	58	Fe-59	γ
28	Cs-135	β	59	Co-58	γ
29	Cs-136	β γ	60	Co-60	β γ
30	Cs-137	β γ	61	Ni-63	β
31	Ba-137m	γ	62	Zn-65	β γ

多核種除去設備の除染能力

1. 概要

除去対象核種（62 核種）に対し、実機の吸着塔構成検討のデータ収集及び除染能力の確認のため、試験装置を用いて基礎試験を実施した。

（1） 処理対象水

- ① 処理装置出口水
- ② RO 濃縮塩水

（2） 試験方法及び試験装置

- ① 処理対象水に対し鉄共沈処理を行い、フィルタ（孔サイズ 0.45 μm ）を用いてスラッジを除去する。
- ② ①処理後の水に対し炭酸塩沈殿処理を行い、フィルタ（孔サイズ 0.45 μm ）を用いてスラッジを除去する。
- ③ 吸着材を充填した試験装置（図 1,2 参照）に②処理後の水を段階的に通水し、通水後の水に含まれる放射性物質の濃度を測定する。試験装置の通水は、吸着性能に影響する線流速を実機と同等に設定して実施した。基礎試験に用いた吸着材及び除去対象とする核種を表 1 に示す。

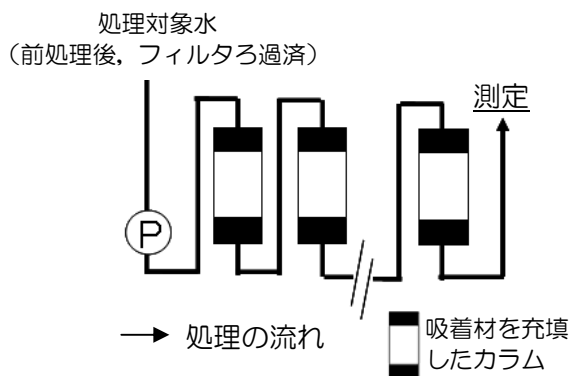


図 1 試験装置概要

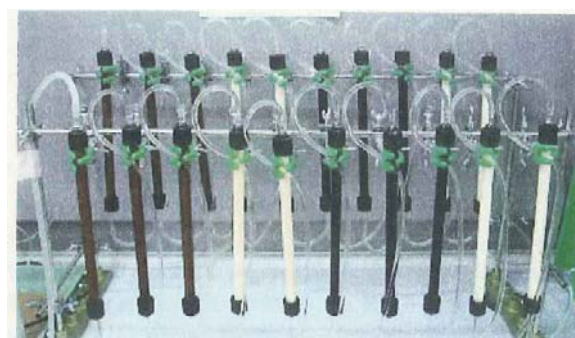


図 2 試験装置写真（全体構成の一部）

表 1 基礎試験に用いた吸着材

No.	吸着材の組成	主な除去対象核種
1	活性炭	コロイド
2	チタン酸塩	Sr (MP 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
8 [*]	樹脂系吸着材	Tc

※ Tc は吸着材 7 で除去可能であることから、実機では採用していない。

(3) 吸着塔通水後の処理水における測定装置及び測定方法

①γ核種及びβ・γ核種（低エネルギーγ核種を除く）の測定

測定装置：ゲルマニウム半導体検出器

測定条件：試料量 2 リットルに対し、4 万秒の測定時間

②Sr-89, Sr-90, Y-90 の測定

測定装置：低バックグラウンド 2π ガスフロー

測定条件：試料量 2 リットルに対し、600 秒の測定時間

③Tc-99 の測定

測定装置：ICP-MS

測定条件：試料 50 ミリリットルを Tc 単離過程で 20 ミリリットルに濃縮して測定

④I-129 の測定

測定装置：ゲルマニウム半導体検出器

測定条件：試料より I を単離し、試料量 300 ミリリットルに対し、80000 秒の測定時間

⑤Pu-241 の測定

測定装置：液体シンチレーションカウンタ

測定条件：試料より Pu を単離し、試料量 80 ミリリットルに対し、30000 秒の測定時間

⑥Ni-63 の測定

測定装置：液体シンチレーションカウンタ

測定条件：試料より Ni-63 を単離し、試料量 10 ミリリットルに対し、
9000 秒(1800 秒×5 回)秒の測定時間

⑦全 α 放射能の測定

測定装置：銀活性化硫化亜鉛 (ZnS(Ag)) シンチレーション検出器

測定条件：試料量 200 ミリリットルに対し、3600 秒の測定時間

⑧全 β 放射能の測定

測定装置：低バックグラウンド 2π ガスフロー

測定条件：試料量 30 ミリリットルに対し、3600 秒の測定時間

(4) 他核種の測定結果から濃度を評価する核種

表2に示す核種については、測定が困難である等の理由により、他核種の測定結果から濃度を評価した。

表2 基礎試験において他核種の測定結果から濃度を評価する核種

放射性物質の種類	線種	評価方法
Ru-106	β	Rh-106=Ru-106 とし Ru-106 の半減期を考慮し評価
Rh-103m	$\beta\gamma$	同位体である Ru-103 の濃度と同等として評価
Rh-106	γ	Ru-106 と放射平衡として評価
Cd-113m	γ	同じ遷移金属である Ag-110m の濃度と同等として評価
Cd-115m	$\beta\gamma$	同じ遷移金属である Ag-110m の濃度と同等として評価
Sn-119m	γ	同位体である Sb-125 の濃度と同等として評価
Sn-126	$\beta\gamma$	同位体である Sb-125 の濃度と同等として評価
Te-125m	γ	同じ半金属第五周期である Sb-125 の濃度と同等として評価
Te-127m	$\beta\gamma$	同位体である Te127 の濃度と同等として評価
Cs-135	β	同位体である Cs-137 の濃度と同等として評価
Ba-137m	γ	Cs-137 と放射平衡として評価。
Pr-144m	γ	同位体である Pr-144 の濃度と同等として評価
Pm-147	$\beta\gamma$	同じランタノイド系元素である Eu-154 の濃度と同等として評価
Pm-148	$\beta\gamma$	同位体である Pm-148m の濃度と同等として評価
Sm-151	$\beta\gamma$	同じランタノイド系元素である Eu-154 の濃度と同等として評価
Eu-155	$\beta\gamma$	同じランタノイド系元素である Eu-154 の濃度と同等として評価
Gd-153	γ	同じランタノイド系元素である Tb-160 の濃度と同等として評価

(5) 測定及び評価結果

処理装置出口水及び RO 濃縮塩水を用いた基礎試験の測定及び評価結果をそれぞれ表 3, 表 4 に示す。測定及び評価の結果, 処理装置出口水の処理済水, RO 濃縮塩水の処理済水共に 62 核種全てにおいて告示濃度限度を下回ることを確認した。

表 3 基礎試験の結果 (処理対象水: 処理装置出口水)

[Bq/L]

No.	核種 (半減期)	炉規則告示濃度限度 (別表第 2 第六欄 周辺監視区域外の 水中の濃度限度)	処理対象水: 処理装置出口水	
			試験装置 処理前	試験装置 処理後
1	Rb-86 (約 19 日)	300	ND < 4800	ND < 1.4
2	Sr-89 (約 51 日)	300	51000000	0.65
3	Sr-90 (約 29 年)	30	120000000	2.6
4	Y-90 (約 64 時間)	300	120000000	2.6
5	Y-91 (約 59 日)	300	ND < 130000	ND < 47
6	Nb-95 (約 35 日)	1000	ND < 540	ND < 0.14
7	Tc-99 (約 210000 年)	1000	6.9	ND < 0.40
8	Ru-103 (約 40 日)	1000	ND < 970	ND < 0.13
9	Ru-106 (約 370 日)	100	35000	ND < 1.1
10	Rh-103m (約 56 分)	200000	ND < 970	ND < 0.13
11	Rh-106 (約 30 秒)	300000	35000	ND < 1.1
12	Ag-110m (約 250 日)	300	ND < 760	ND < 0.13
13	Cd-113m (約 15 年)	40	ND < 760	ND < 0.13
14	Cd-115m (約 45 日)	300	ND < 760	ND < 0.13
15	Sn-119m (約 290 日)	2000	63000	ND < 0.38
16	Sn-123 (約 130 日)	400	ND < 68000	ND < 22
17	Sn-126 (約 100000 年)	200	63000	ND < 0.38
18	Sb-124 (約 60 日)	300	ND < 490	ND < 0.27
19	Sb-125 (約 3 年)	800	63000	ND < 0.38
20	Te-123m (約 120 日)	600	ND < 1700	ND < 0.15

No.	核種 (半減期)	炉規則告示濃度限度 (別表第2 第六欄 周辺監視区域外の 水中の濃度限度)	処理対象水：処理装置出口水	
			試験装置 処理前	試験装置 処理後
21	Te-125m (約 58 日)	900	63000	ND < 0.38
22	Te-127 (約 9 時間)	5000	ND < 94000	ND < 24
23	Te-127m (約 110 日)	300	ND < 94000	ND < 24
24	Te-129 (約 70 分)	10000	ND < 14000	ND < 10
25	Te-129m (約 34 日)	300	ND < 22000	ND < 3.5
26	I-129 (約 16000000 年)	9	ND < 1900	ND < 0.90
27	Cs-134 (約 2 年)	60	4300	ND < 0.26
28	Cs-135 (約 3000000 年)	600	6100	ND < 0.30
29	Cs-136 (約 13 日)	300	ND < 580	ND < 0.11
30	Cs-137 (約 30 年)	90	6100	ND < 0.30
31	Ba-137m (約 3 分)	800000	6100	ND < 0.30
32	Ba-140 (約 13 日)	300	ND < 3400	ND < 0.48
33	Ce-141 (約 32 日)	1000	ND < 3100	ND < 0.29
34	Ce-144 (約 280 日)	200	ND < 14000	ND < 0.89
35	Pr-144 (約 17 分)	20000	ND < 81000	ND < 180
36	Pr-144m (約 7 分)	40000	ND < 81000	ND < 180
37	Pm-146 (約 6 年)	900	ND < 1300	ND < 0.18
38	Pm-147 (約 3 年)	3000	ND < 980	ND < 0.37
39	Pm-148 (約 5 日)	300	ND < 820	ND < 0.11
40	Pm-148m (約 41 日)	500	ND < 820	ND < 0.11
41	Sm-151 (約 87 年)	8000	ND < 980	ND < 0.37
42	Eu-152 (約 13 年)	600	ND < 3800	ND < 0.48
43	Eu-154 (約 9 年)	400	ND < 980	ND < 0.37
44	Eu-155 (約 5 年)	3000	ND < 980	ND < 0.37
45	Gd-153 (約 240 日)	3000	ND < 2200	ND < 0.37
46	Tb-160 (約 72 日)	500	ND < 2200	ND < 0.37

No.	核種 (半減期)	炉規則告示濃度限度 (別表第2第六欄 周辺監視区域外の 水中の濃度限度)	処理対象水：処理装置出口水	
			試験装置 処理前	試験装置 処理後
47	Pu-238 (約 88 年)	4	※1	※2
48	Pu-239 (約 24000 年)	4	※1	※2
49	Pu-240 (約 6600 年)	4	※1	※2
50	Pu-241 (約 14 年)	200	-	ND < 1
51	Am-241 (約 430 年)	5	※1	※2
52	Am-242m (約 150 年)	5	※1	※2
53	Am-243 (約 7400 年)	5	※1	※2
54	Cm-242 (約 160 日)	60	※1	※2
55	Cm-243 (約 29 年)	6	※1	※2
56	Cm-244 (約 18 年)	7	※1	※2
57	Mn-54 (約 310 日)	1000	14000	ND < 0.11
58	Fe-59 (約 45 日)	400	ND < 780	ND < 0.22
59	Co-58 (約 71 日)	1000	ND < 540	ND < 0.11
60	Co-60 (約 5 年)	200	3900	ND < 0.16
61	Ni-63 (約 100 年)	6000	570	ND < 10
62	Zn-65 (約 240 日)	200	ND < 820	ND < 0.26
全 α 放射能			16 ※1	ND < 0.066 ※2
全 β 放射能			230000000	31

※1,2 α 核種については，全 α 放射能に各核種の濃度が包含されるものとした。

* ND は検出限界値未満であることを示す。

表 4 基礎試験の結果（処理対象水：RO 濃縮塩水）

[Bq/L]

No.	核種 (半減期)	炉規則告示濃度限度 (別表第 2 第六欄 周辺監視区域外の 水中の濃度限度)	処理対象水：RO 濃縮塩水	
			試験装置 処理前	試験装置 処理後
1	Rb-86 (約 19 日)	300	ND < 3500	ND < 1.5
2	Sr-89 (約 51 日)	300	11000000	0.79
3	Sr-90 (約 29 年)	30	16000000	4.7
4	Y-90 (約 64 時間)	300	16000000	4.7
5	Y-91 (約 59 日)	300	ND < 73000	ND < 52
6	Nb-95 (約 35 日)	1000	ND < 330	ND < 0.13
7	Tc-99 (約 210000 年)	1000	17	ND < 0.40
8	Ru-103 (約 40 日)	1000	510	ND < 0.14
9	Ru-106 (約 370 日)	100	7800	ND < 1.1
10	Rh-103m (約 56 分)	200000	510	ND < 0.14
11	Rh-106 (約 30 秒)	300000	7800	ND < 1.1
12	Ag-110m (約 250 日)	300	ND < 430	ND < 0.13
13	Cd-113m (約 15 年)	40	ND < 430	ND < 0.13
14	Cd-115m (約 45 日)	300	ND < 430	ND < 0.13
15	Sn-119m (約 290 日)	2000	140000	ND < 0.37
16	Sn-123 (約 130 日)	400	ND < 57000	ND < 25
17	Sn-126 (約 100000 年)	200	140000	ND < 0.37
18	Sb-124 (約 60 日)	300	270	ND < 0.28
19	Sb-125 (約 3 年)	800	140000	ND < 0.37
20	Te-123m (約 120 日)	600	ND < 710	ND < 0.12
21	Te-125m (約 58 日)	900	140000	ND < 0.37
22	Te-127 (約 9 時間)	5000	ND < 47000	ND < 18
23	Te-127m (約 110 日)	300	ND < 47000	ND < 18

No.	核種 (半減期)	炉規則告示濃度限度 (別表第2第六欄 周辺監視区域外の 水中の濃度限度)	処理対象水：RO濃縮塩水	
			試験装置 処理前	試験装置 処理後
24	Te-129 (約70分)	10000	ND < 7500	ND < 12
25	Te-129m (約34日)	300	ND < 13000	ND < 4.2
26	I-129 (約16000000年)	9	ND < 1500	ND < 0.90
27	Cs-134 (約2年)	60	2500	ND < 0.27
28	Cs-135 (約3000000年)	600	3900	ND < 0.32
29	Cs-136 (約13日)	300	ND < 310	ND < 0.11
30	Cs-137 (約30年)	90	3900	ND < 0.32
31	Ba-137m (約3分)	800000	3900	ND < 0.32
32	Ba-140 (約13日)	300	ND < 1700	ND < 0.51
33	Ce-141 (約32日)	1000	ND < 1300	ND < 0.30
34	Ce-144 (約280日)	200	ND < 5000	ND < 0.98
35	Pr-144 (約17分)	20000	ND < 47000	ND < 220
36	Pr-144m (約7分)	40000	ND < 47000	ND < 220
37	Pm-146 (約6年)	900	ND < 680	ND < 0.18
38	Pm-147 (約3年)	3000	ND < 530	ND < 0.40
39	Pm-148 (約5日)	300	ND < 430	ND < 0.13
40	Pm-148m (約41日)	500	ND < 430	ND < 0.13
41	Sm-151 (約87年)	8000	ND < 530	ND < 0.40
42	Eu-152 (約13年)	600	ND < 2000	ND < 0.53
43	Eu-154 (約9年)	400	ND < 530	ND < 0.40
44	Eu-155 (約5年)	3000	ND < 530	ND < 0.40
45	Gd-153 (約240日)	3000	ND < 1100	ND < 0.40
46	Tb-160 (約72日)	500	ND < 1100	ND < 0.40
47	Pu-238 (約88年)	4	※1	※2
48	Pu-239 (約24000年)	4	※1	※2

No.	核種 (半減期)	炉規則告示濃度限度 (別表第2第六欄 周辺監視区域外の 水中の濃度限度)	処理対象水：RO濃縮塩水	
			試験装置 処理前	試験装置 処理後
49	Pu-240 (約 6600 年)	4	※ 1	※ 2
50	Pu-241 (約 14 年)	200	-	ND < 1
51	Am-241 (約 430 年)	5	※ 1	※ 2
52	Am-242m (約 150 年)	5	※ 1	※ 2
53	Am-243 (約 7400 年)	5	※ 1	※ 2
54	Cm-242 (約 160 日)	60	※ 1	※ 2
55	Cm-243 (約 29 年)	6	※ 1	※ 2
56	Cm-244 (約 18 年)	7	※ 1	※ 2
57	Mn-54 (約 310 日)	1000	45000	ND < 0.12
58	Fe-59 (約 45 日)	400	ND < 600	ND < 0.24
59	Co-58 (約 71 日)	1000	1200	ND < 0.12
60	Co-60 (約 5 年)	200	14000	ND < 0.12
61	Ni-63 (約 100 年)	6000	1400	ND < 9.9
62	Zn-65 (約 240 日)	200	ND < 630	ND < 0.25
全β放射能			43000000	68
全α放射能			0.46 ※1	ND < 0.066 ※2

※1,2 α核種については，全α放射能に各核種の濃度が包含されるものとした。

* NDは検出限界値未満であることを示す。

多核種除去設備に使用する材料の適合性評価

1. はじめに

多核種除去設備は、RO濃縮塩水等を処理することから、系統内の塩化物イオン濃度が高く、また、前処理設備等での薬液注入により、pHが変動することから、多核種除去設備の使用環境における材料の適合性について評価を実施した。

2. 使用環境における材料の適合性について

多核種除去設備を構成する主な機器の材料選定理由を表1に示す。表1の材料のうち、SUS316L、炭素鋼に対する耐食性について評価を行った。

表1 多核種除去設備を構成する主な機器の使用材料と選定理由

機器	材料	選定理由
吸着塔及び処理カラム	SUS316L	処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから、耐食性に優れるSUS316Lを使用する。
高性能容器※1	ポリエチレン	収容するスラリー及び吸着材の脱水後の残水には、海水由来の塩分が含まれていることから、約20年の貯蔵期間を想定し、金属材料よりも耐食性に優れるポリエチレンを使用する。
タンク類	SUS316L 炭素鋼 (ゴムライニング付)	処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから、耐食性に優れるSUS316L及び炭素鋼(ゴムライニング付)を使用する。
配管 (鋼管)	SUS316L 炭素鋼	処理対象水に海水由来の塩分が含まれていることから、耐食性に優れるSUS316Lを使用する。また、全面腐食の懸念はあるが、十分な肉厚が確保されている炭素鋼を使用する。
配管 (ポリエチレン管)	ポリエチレン	耐食性に優れることから、屋外配管に主に使用する。
配管 (耐圧ホース)	EPDM※2	可撓性のある配管を使用する必要がある箇所(各スキッド間(各スキッド間、各吸着塔間、吸着材排出ライン等)に使用する。

※1 高性能容器の脱水設備の一部にSUS304L材を使用しているが、SUS316L材への取替を実施予定

※2 エチレンプロピレンジエンモノマー

2.1 ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼の耐食性について

ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼の腐食モードを表2に示す。これらの腐食モードに対する耐食性について、表3に示す使用範囲を考慮し評価を実施した。ただし、ガルバニック腐食については、絶縁パッキンや絶縁ボルト等を使用しており、異材溶接箇所はないことから、評価対象外とした。

表2 使用材料における腐食モード

使用材料	腐食モード
ステンレス鋼 (SUS316L)	塩化物応力腐食割れ (SCC)
	すきま腐食
	孔食
	全面腐食
炭素鋼	全面腐食
	ガルバニック腐食※

※評価対象外

表3 ステンレス鋼（SUS316L）及び炭素鋼を使用する範囲の環境

使用材料	使用範囲	塩化物イオン濃度[ppm]	常用温度 [°C]	最大流速 [m/s]	pH
ステンレス鋼 (SUS316L)	前処理ステージ I (バッチ処理タンク入口配管のみ)	13000	40	2.6	7
	前処理ステージ I (バッチ処理タンク入口配管以外)	13000	60	1.7	7.5~8.5
	前処理ステージ II	13000	60	2.8	11.8~12.2
	多核種吸着塔 1~5 塔目	13000	40	1.5	11.8~12.2
	多核種吸着塔 6~14 塔目 処理カラム~移送ポンプ	13000	40	1.5	6~7
炭素鋼	ALPS 入口~前処理ステージ I 移送ポンプ~ALPS 出口	13000	40	1.7	6~7

a. ステンレス鋼の塩化物応力腐食割れ (SCC)

塩化物応力腐食割れ (SCC) の発生には、使用温度と塩化物イオン濃度が寄与する。塩化物イオン濃度が 10ppm を超える条件においては一般的に 316 系の SCC 発生限界温度は 100°C といった値がよく用いられており、使用温度 60°C、塩化物イオン濃度 13000ppm の使用環境では、塩化物応力腐食割れ (SCC) が発生する可能性は低いと考えられる。¹⁾

1) 化学工学協会編: “多管式ステンレス鋼熱交換器の応力腐食割れ,” 化学工業社 (1984).

b. ステンレス鋼のすきま腐食

すきま腐食の発生には、使用温度と塩化物イオン濃度が寄与する。SUS316において、使用温度 60°C、塩化物イオン濃度 13000ppm の使用環境下では、すきま腐食が発生する可能性は否定できない。¹⁾このため、すきま腐食が発生する可能性のある箇所について定期的な点検・保守を行っていく。

c. ステンレス鋼の孔食

孔食の発生には、自然電位、使用温度、塩化物イオン濃度が寄与する。ステンレス鋼の自然電位は pH に依存し、pH が低いほど自然電位は高く孔食が発生する可能性が高くなるが多核種除去設備の使用環境 pH = 6 では 0.137 V vs. SCE 程度であり、使用温度 60°C、塩化物イオン濃度 13000ppm という条件は、孔食が発生する可能性が低い領域であることから、多核種除去設備の使用環境においては、孔食が発生する可能性は低いと考えられる。²⁾³⁾

d. ステンレス鋼の全面腐食

全面腐食の発生には、pH 及び流速が寄与する。pH6~12.2 の使用環境では不動態皮膜は安定である。また、最大流速 2.8m/s (9.2feet/s) では、全面腐食が進行する速度は小さいと考えられる。⁴⁾⁵⁾

e. 炭素鋼の全面腐食

使用温度 30°C、塩化物イオン濃度 12000ppm における腐食速度は 0.85mm/year 程度である。一般的に温度が高いほど腐食速度は増加傾向にあり、20°C に対して、40°C では 1.4 倍程度である。以上の点を考慮すると、使用温度 40°C、塩化物イオン濃度 13000ppm における腐食速度は、1.2mm/year 程度となる。⁶⁾⁷⁾

多核種除去設備で使用する炭素鋼配管の肉厚は、50A のもので 5.5mm であり、2~3 年程度は使用上問題ないと判断できる。また、定期的な点検・保守についても併せて行っていく。

1) 宮坂松甫他、「ポンプの高信頼性と材料」、ターボ機械 第36巻 第9号、2008年9月

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

3) ステンレス協会編: “ステンレス鋼データブック,” 日刊工業新聞社, p. 270 (2000).

4) ステンレス協会編、ステンレス鋼便覧 第3版、日刊工業新聞社

5) 腐食防食協会編、腐食・防食ハンドブック、丸善

6) 木下ら、防食技術, 32, 31-36(1983)

7) 腐食防食協会: “金属の腐食・防食 Q&A コロージョン 110 番”, 丸善, P10(1988)

2.2 腐食に対する対応方針

評価結果から、ステンレス鋼及び炭素鋼に対する対応方針を表4に示す。

表4 腐食に対する対応方針

使用材料	腐食モード	対応方針
ステンレス鋼 (SUS316L)	すきま腐食	<ul style="list-style-type: none">・ 運転中の巡視点検・ 代表部位に対する定期的な分解点検等・ 万一の漏えい対策として、当該部位のビニール養生および受けパン設置
炭素鋼	全面腐食	<ul style="list-style-type: none">・ 運転中の巡視点検・ 代表部位に対する定期的な肉厚測定等

ステンレス鋼（SUS316L）は、海水ポンプ等の海水環境で使用される材質としては最も一般的であり、これまでの使用実績を考慮しても、運転開始直後に腐食が発生する可能性は低いと考えられる。しかしながら、腐食発生の可能性は否定できないことから、表4の対応方針を保全計画に反映する。

以 上

高性能容器に対する線量当量率評価結果

1. 概要

放射線遮へい・被ばく低減を考慮するにあたり，高性能容器（HIC）に対する線量当量率評価を実施した。

2. 評価条件

（1）線源

前処理で発生するスラリーと吸着材をそれぞれ線源として設定した。スラリー及び吸着材に含まれる放射性物質の濃度評価値を表 1，表 2 に示す。また，スラリー及び吸着材 1～6 は HIC 内に均一に充填されるものとした。

なお，吸着材 7 については，含まれる放射性物質の濃度が低く，また，処理カラムによる遮へい効果が高いため，線量当量率としては低くなることから評価対象から除外した。

（2）評価モデル

スラリーを充填する HIC の評価モデルを図 1 に，吸着材を充填する HIC の評価モデルを図 2 に示す。HIC は円柱形状でモデル化し，スラリー及び吸着材は均一に充填するものとした。なお，実際の運転状態を考慮し，スラリーを充填する HIC は，遮へい体の上部に開口部を設け，吸着材を充填する HIC は遮へい体の上部に開口部は設けないものとして評価を実施した。評価点は，水平方向（線源領域の中心位置）及び高さ方向に遮へい体表面から 1m に設定した。

（3）評価方法

線量評価では，制動エックス線を考慮した γ 線線源強度を核種生成減衰計算コード ORIGIN-S により求め，線量当量率の計算には点減衰積分コード QAD-CGGP2R を使用した。

3. 評価結果

評価点における各々の HIC の線量当量率を表 3 に示す。また，HIC 容器表面の線量当量率を表 4 に示す。

表1 スラリーに含まれる放射性物質の濃度評価値

No.	核種	放射性物質の濃度 (Bq/cm ³)	
		スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)
1	Fe-59	8.54E+02	2.04E+00
2	Co-58	1.30E+03	3.10E+00
3	Rb-86	0.00E+00	0.00E+00
4	Sr-89	1.66E+06	5.93E+05
5	Sr-90	3.76E+07	1.34E+07
6	Y-90	3.76E+07	1.34E+07
7	Y-91	1.25E+05	6.09E+02
8	Nb-95	5.41E+02	1.29E+00
9	Tc-99	2.15E+01	3.38E-02
10	Ru-103	9.80E+02	3.09E+01
11	Ru-106	1.70E+04	5.34E+02
12	Rh-103m	9.80E+02	3.09E+01
13	Rh-106	1.70E+04	5.34E+02
14	Ag-110m	7.59E+02	0.00E+00
15	Cd-113m	0.00E+00	9.22E+03
16	Cd-115m	0.00E+00	2.77E+03
17	Sn-119m	1.03E+04	0.00E+00
18	Sn-123	7.74E+04	0.00E+00
19	Sn-126	5.99E+03	0.00E+00
20	Sb-124	2.22E+03	5.97E+00
21	Sb-125	1.38E+05	3.73E+02
22	Te-123m	1.48E+03	3.55E+00
23	Te-125m	1.38E+05	3.73E+02
24	Te-127	1.22E+05	2.93E+02
25	Te-127m	1.22E+05	2.93E+02
26	Te-129	1.34E+04	3.19E+01
27	Te-129m	2.16E+04	5.17E+01
28	I-129	0.00E+00	0.00E+00
29	Cs-134	0.00E+00	0.00E+00
30	Cs-135	0.00E+00	0.00E+00
31	Cs-136	0.00E+00	0.00E+00

No.	核種	放射性物質の濃度 (Bq/cm ³)	
		スラリー (鉄共沈処理)	スラリー (炭酸塩沈殿処理)
32	Cs-137	0.00E+00	0.00E+00
33	Ba-137m	0.00E+00	0.00E+00
34	Ba-140	0.00E+00	0.00E+00
35	Ce-141	2.67E+03	1.30E+01
36	Ce-144	1.17E+04	5.68E+01
37	Pr-144	1.17E+04	5.68E+01
38	Pr-144m	9.52E+02	4.64E+00
39	Pm-146	1.21E+03	5.91E+00
40	Pm-147	4.12E+05	2.01E+03
41	Pm-148	1.20E+03	5.86E+00
42	Pm-148m	7.73E+02	3.77E+00
43	Sm-151	6.90E+01	3.36E-01
44	Eu-152	3.59E+03	1.75E+01
45	Eu-154	9.31E+02	4.54E+00
46	Eu-155	7.56E+03	3.68E+01
47	Gd-153	7.81E+03	3.80E+01
48	Tb-160	2.05E+03	1.00E+01
49	Pu-238	3.91E+01	1.90E-01
50	Pu-239	3.91E+01	1.90E-01
51	Pu-240	3.91E+01	1.90E-01
52	Pu-241	1.73E+03	8.44E+00
53	Am-241	3.91E+01	1.90E-01
54	Am-242m	3.91E+01	1.90E-01
55	Am-243	3.91E+01	1.90E-01
56	Cm-242	3.91E+01	1.90E-01
57	Cm-243	3.91E+01	1.90E-01
58	Cm-244	3.91E+01	1.90E-01
59	Mn-54	2.71E+04	7.37E+00
60	Co-60	1.26E+04	9.85E+00
61	Ni-63	0.00E+00	1.33E+02
62	Zn-65	8.94E+02	2.14E+00

表2 吸着材に含まれる放射性物質の濃度評価値

No.	核種	放射性物質の濃度 (Bq/cm ³)					
		吸着材 1/4	吸着材 2	吸着材 3	吸着材 6	吸着材 5	吸着材 7
1	Fe-59	0.00E+00	0.00E+00	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

No.	核種	放射性物質の濃度 (Bq/cm ³)					
		吸着材 1/4	吸着材 2	吸着材 3	吸着材 6	吸着材 5	吸着材 7
32	Cs-137	0.00E+00	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

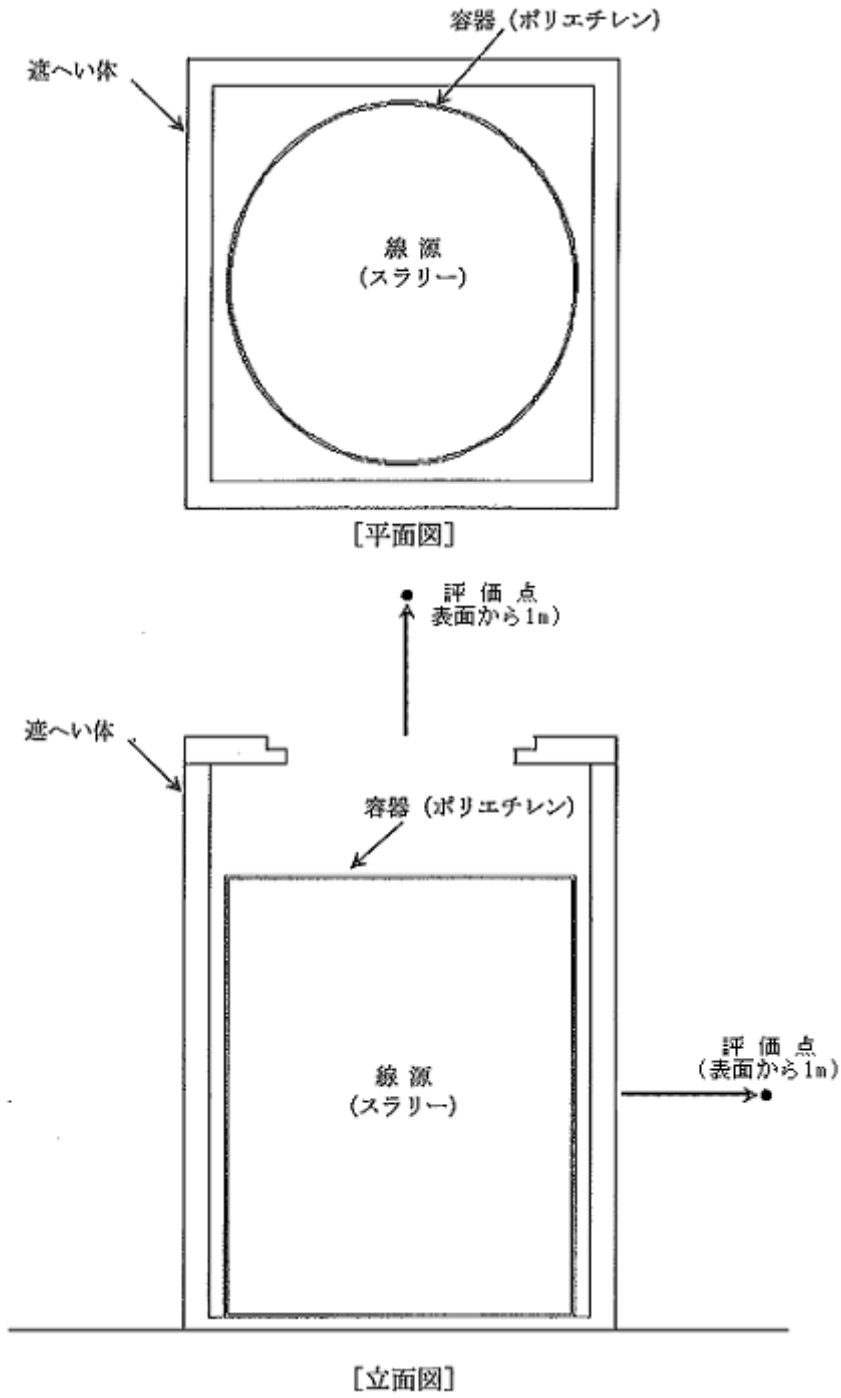


図1 スラリーを充填する HIC の評価モデル

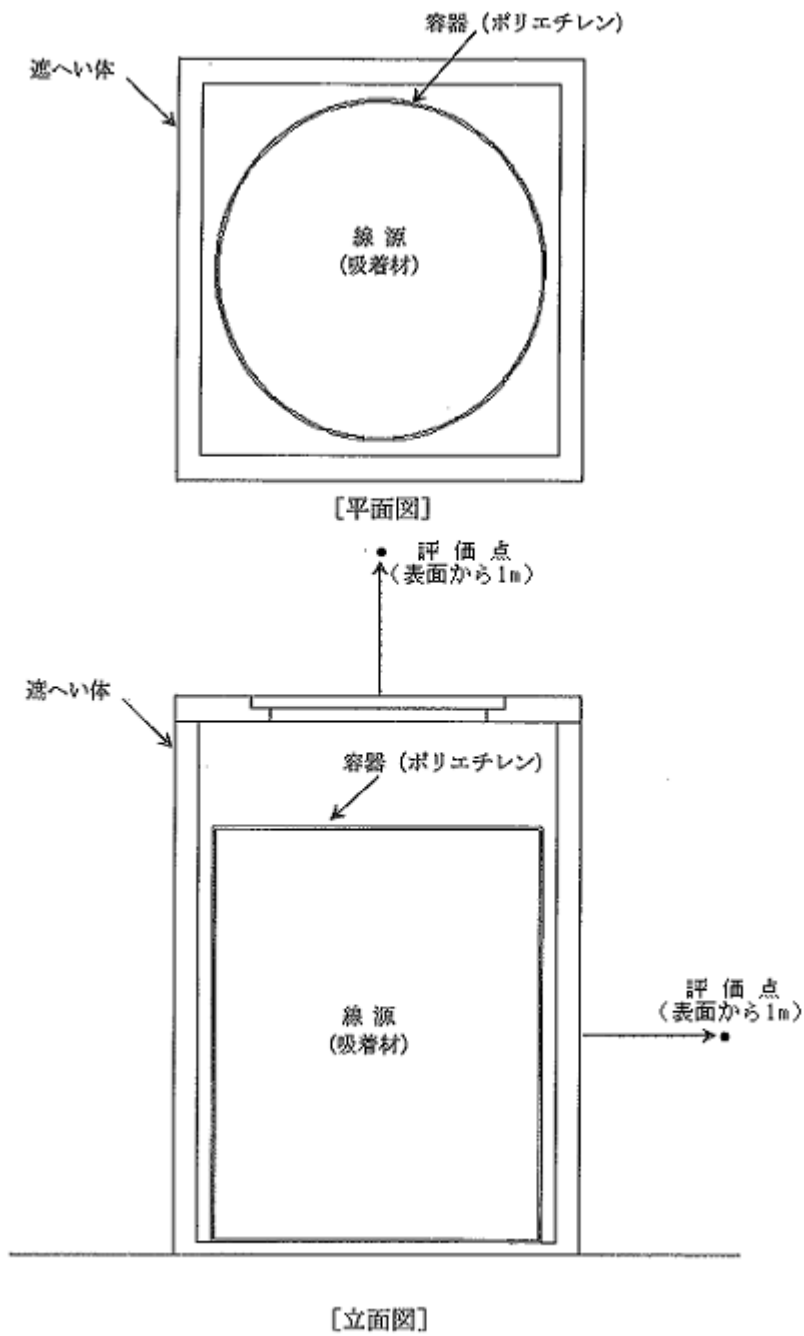


図2 吸着材を充填する HIC の評価モデル

表3 遮へい体表面から1mにおけるHICの線量当量率評価結果

HIC 充填物		遮へい体	線量当量率(mSv/h) ^{※1}	
			水平方向	上部方向
スラリー	鉄共沈処理	鉄 112mm	9.1E-02	1.2E+01
	炭酸塩沈殿処理	鉄 112mm	1.2E-02	2.9E+00
吸着材	吸着材 1/4	鉄 112mm	2.8E-16	2.6E-16
	吸着材 2	鉄 112mm	5.9E-02	4.2E-02
	吸着材 3	鉄 112mm	4.5E-01	3.3E-01
	吸着材 6	鉄 112mm	4.1E-02	3.1E-02
	吸着材 5	鉄 112mm	5.3E-03	3.9E-03

※1 遮へい体表面から1mにおける線量当量率

表4 HIC 容器表面における線量当量率評価結果

HIC 充填物		線量当量率(mSv/h) ^{※2}	
		水平方向	上部方向
スラリー	鉄共沈処理	1.2E+02	1.3E+02
	炭酸塩沈殿処理	2.8E+01	3.0E+01
吸着材	吸着材 1/4	8.0E-01	8.4E-01
	吸着材 2	1.2E+02	1.3E+02
	吸着材 3	4.7E+02	5.1E+02
	吸着材 6	7.0E+01	7.6E+01
	吸着材 5	9.9E+00	1.1E+01

※2 HIC 容器表面における線量当量率

以上

高性能容器概要

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、強度、耐久性、耐放射線性、耐薬品性に優れた高性能容器 (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. 主要仕様及び取扱方法

(1) 主要仕様

HIC の主要仕様を表 1 に、概略図を図 1 に示す。また、HIC の主要材料であるポリエチレンの特性を表 2 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。米国 (SC Barnwell) と日本 (福島第一原子力発電所) における HIC の仕様比較を別添 5-1 に示す。

(2) 福島第一原子力発電所構内での取扱方法

福島第一原子力発電所構内での HIC の取扱方法は、以下の通りである。

- ① 多核種除去設備の運転中に発生する使用済みの吸着材及び沈殿処理生成物を収容。
- ② 使用済み吸着材を収容した HIC については、脱水装置を用いて水抜きし、上蓋を回転させてねじ込み。
- ③ HIC 取扱用の橋形クレーンにより HIC を輸送トレーラへ移動。
- ④ トレーラに据え付けられた鋼製容器内に HIC を収容。収容後、鋼製容器の上蓋を取り付け。
- ⑤ トレーラにより HIC を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) へ移送。
- ⑥ 鋼製容器の上蓋を取り外し。
- ⑦ HIC を吸着塔取扱いクレーンにより、所定の貯蔵場所 (コンクリート製ボックスカルバート内) に収納し、ボックスカルバートの上蓋を取り付け。
- ⑧ 処理施設へ移送するまでの間、HIC を一時保管施設 (屋外施設) で貯蔵。

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、沈殿処理生成物及び処理過程で添加する薬品成分 (表 3) 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。

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) 構造強度について

a. 収容物重量

HIC の収容物重量は容積から決定しており、当該型式の HIC の設計重量は約 4.5t としている。多核種除去設備で使用する HIC への収容物の重量は最大で 3.5t とすることから、収容物重量に対する強度を有している。

b. 圧力

当該型式の HIC 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 HIC 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、SC DHEC の認可に当たり、0.05MPa で試験を行い、容器に歪みがないことを確認している。HIC は、(7) に示す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 HIC の内圧は、大気圧程度となり、試験圧力を満足している。

c. 落下

SC DHEC の認可にあたり、ベント機能の健全性確認を目的とした落下試験を行っており、砂 5.5t を内包した HIC を 7.62m の高さから compacted clay へ落下させた結果、内容物の漏えい等はなく、HIC の健全性に問題ないことを確認している。

多核種除去設備で使用する HIC の収容物の最大重量は 3.5t であり、落下試験を行った条件 (5.5t) と比較して軽く、強度は期待できる (別添 5-1)。

d. 耐震性

HIC は、地震発生時に転倒しない (別添 5-2)。加えて、多核種除去設備運転中には遮へい体内、一時保管施設貯蔵時にはボックスカルバート内に収容しており、転倒することはない (図 2)。ただし、HIC をボルト等で固定していないため、地震発生時に滑動する可能性がある。滑動に伴ってボックスカルバート等との衝突が想定されるが、滑動距離は十数 cm 程度であり、落下時の条件に包絡される。

(3) 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°C～70°C (158° F)) に余裕をみて、-40°Cから 76.6°C (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°C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、多核種除去設備運転中は HIC 中心部温度で約 65°C、HIC 容器表面温度で約 46°Cであり (別添 5-3)、一

時保管施設貯蔵時は HIC 中心部温度で約 64℃、HIC 容器表面温度で約 50℃となる。さらに夏期の太陽熱を考慮しても、HIC 容器表面温度は、上述の太陽熱を考慮しない場合と比べて約 13℃の上昇に留まることから、HIC の設計温度 76.6℃に対して十分低い（別添 5-4）。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 5-5）。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。

（４）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。

（５）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。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。

（６）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。

（７）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。

(8) 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されない。

(9) その他

a. 容器の信頼性について

SC DHEC は、HIC に対して A 型輸送容器の要件を課している。HIC はこれを満足する仕様となっていることから、容器としての信頼性は高いと考えられる。

b. スラリーの分離について

前処理過程で発生した沈殿生成物等は、クロスフローフィルタにより濃縮された後、HIC に排出される（参考 5-1）。このため、スラリーは粘性があり、重力による分離の可能性は低いと考える。なお、仮に、スラリーが分離した場合を想定しても、安全上の問題はない（別添 5-6）。

c. HIC 収容物の濃度管理について

核種濃度については、処理対象水に含まれる核種濃度を、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更に保守的に考慮して決定しており、上述の(3)耐熱性及び(4)耐放射線性に示した通り、十分余裕がある。ただし、HIC に収容する核種濃度を管理するため、事前に、処理対象水に含まれる Sr, Cs 等の主要核種の濃度及び吸着阻害要因となる Mg, Ca の濃度を分析し、クロスフローフィルタの濃縮度や処理対象水の通水量を管理する。

d. HIC 落下時の対応について

(2) c. の通り、HIC 落下時において収容機能は維持されることが考えられるが、落下した HIC については点検可能なエリアに移送する。また、損傷状況を確認し、必要に応じて収容物を新たな HIC 等へ移し替えることを検討する。

e. 長期保管について

湿度に対しては、(1) b. の通り、ポリエチレンは水に対して安定であることから、湿度の変動による HIC の劣化は想定されない。また、水分の蒸発については、別添 5-7 に示す通り問題ない。また、当該容器は静的に保管しているのみで、他の機器の衝突等による損傷が考えられないことから、漏えいはないと考えている。HIC 保管作業における漏えいについては、HIC 蓋に設置しているフィルタにより漏えいが限定的であり、除染、拭き取り等の対応が可能と考えている。以上から、一時保管施設からの雨水排水も可能と考える。

以上

表1 主要仕様

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)

表2 HIC のポリエチレンの特性

密度	0.941 g/cm ³
耐環境応力亀裂性	1,000 時間超
曲げ弾性率	689.4 MPa
引張り強さ	17.9 MPa
伸び率	350 %
軟化点	123 °C
脆化温度	-90 °C未満

表3 HIC に収容する化学成分

①多核種除去設備の吸着材種類

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

②処理過程における添加物

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

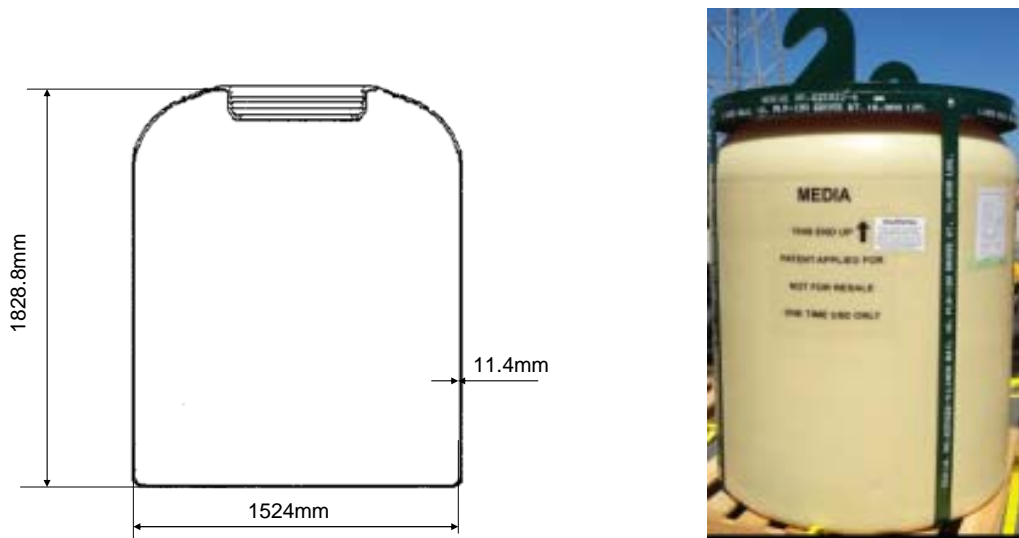


図1 HIC 概略図

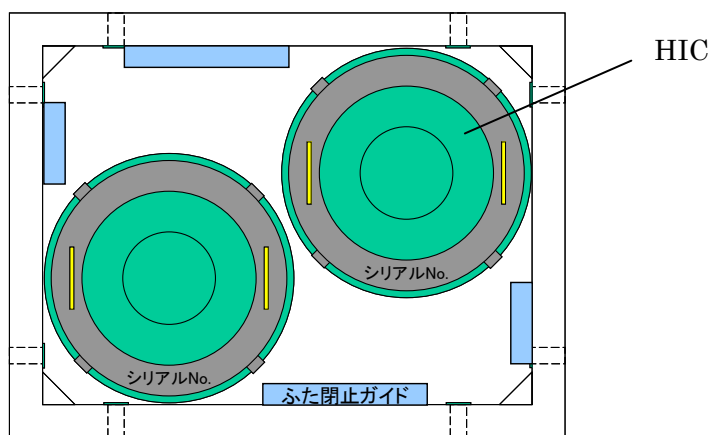


図2 ボックスカルバート内HIC 収容（平面）イメージ

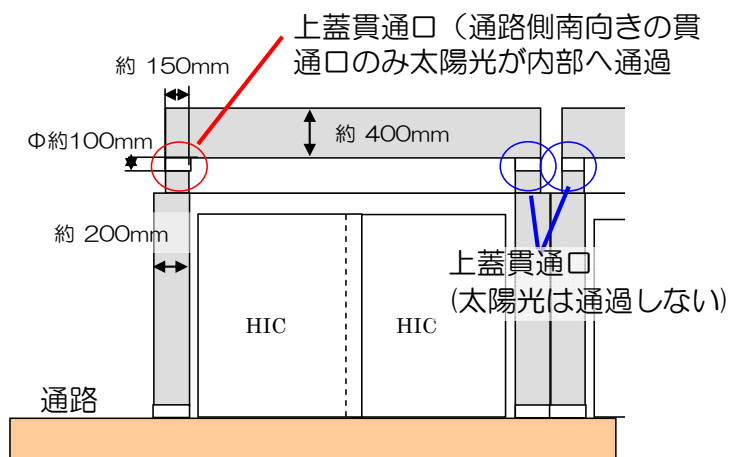
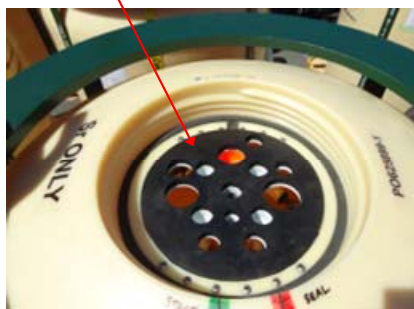


図3 HIC ボックスカルバート内配置概要

脱水装置取付用パン

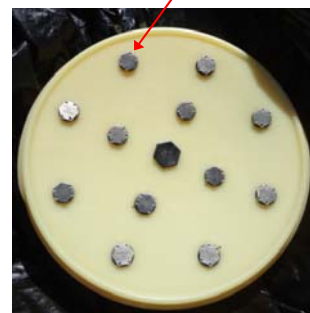


HIC上部



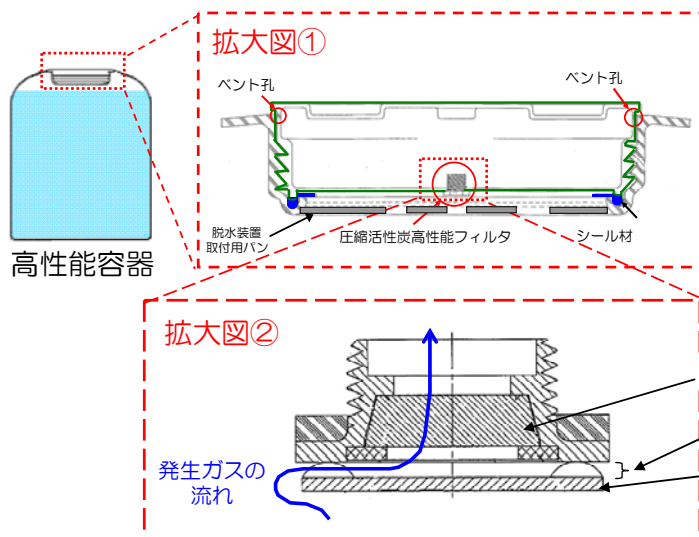
HIC蓋 (表面)

フィルタ



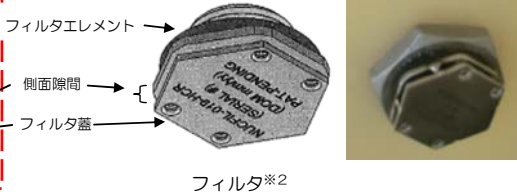
HIC蓋 (裏面)

(a) 写真



収容物には粘性があるほか、以下の3重構造により、フィルタエレメントへの収容物（液体）の飛散を防止する設計としていることから、フィルタが閉塞することはない。

- ・脱水装置取付用パン
- ・フィルタ蓋
- ・フィルタエレメントを側面隙間部より更に上部に設置



(b) ベント構造概略

- ※1 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であることを確認。
- ※2 カーボンコンポジット材 (炭素繊維強化炭素複合材) を採用しており, 0.4 μ m の微粒子を 99.97% 阻止できる能力。

図4 HIC ベント構造※1

米国と日本における HIC の仕様比較

多核種除去設備では、米国で認可された実績のある高性能容器を使用する。主な仕様の違いを以下に示す。

1. 全般

	米国 (SC Barnwell)	日本 (福島第一原子力発電所)
貯蔵目的	最終処分	一時貯蔵
貯蔵場所	地層 (粘土層を掘ったトレンチ内)	地上 (ボックスカルバートに収納)
貯蔵期間	設計寿命として、300 年以上	一時貯蔵として、約 20 年
耐放射線	1×10^6 Gy 以下※ 1 (300 年間)	1×10^5 Gy 以下 (20 年間) であり、左記条件を満足
耐紫外線※ 2	1 年未満	紫外線対策を実施し 1 年 未満とする

※ 1 HIC 認可において、 3×10^6 Gy まで材料特性が良好であることを確認

※ 2 ポリエチレンの紫外線劣化に対する考慮

2. 収容物

	米国 (SC Barnwell)	日本 (福島第一原子力発電所)
収容物重量 (構造強度担保)	約 4.5 t	3.5 t
収容物成分	認可時に規定された一部の有機 溶媒等を除く成分	吸着材、沈殿処理生成物及び処理 過程で添加する薬品成分が、左記 条件を満足
収容物含水率 (自由水体積)	1 %以下 (地層処分要件)	~100%※ 1
貯蔵時の高性能容 器温度	76.6℃以下	温度評価結果より、容器表面で約 50℃※ 2
可燃性ガスの発生 等に対する考慮	内圧を開放できるベントを設置。 当該ベントは、湿分の浸入及び収 容物の流出を最小限とする。	水素発生量に応じ 左記ベントを必要数設置

※ 1 ポリエチレンは水に対して安定であり、高性能容器への影響はない

※ 2 一時保管施設における定常温度評価 (太陽光未考慮, 外気温温度一定) (太陽光未考慮)

3. 輸送等

	米国 (SC Barnwell)	日本 (福島第一原子力発電所)
輸送に関する事項	A型輸送容器	構外輸送なし
吊上げまたは吊下げ時の想定高さ	深さ約 22ft (約 7 m) の compacted clay へ吊下げ	ボックスカルバート乗り越え時に、コンクリート面より約 6 m 吊上げ ^{※1}

※1 吊り治具についても十分な構造強度を有するため、吊上げ時の落下の可能性は考え難い。仮に落下したとしても、以下より、収容機能は維持されると考える。

- ・米国認可において、砂 5.5t を内包した高性能容器を 7.62m の高さから compacted clay に落下させた結果、内容物の漏えい等はなく、高性能容器の健全性に問題がないことを確認
- ・ポリエチレンは、伸びが大きく (一般に 300%以上)、かつ、衝撃荷重に強い特徴を有する
- ・構造強度はA型輸送容器の要件を満足 (高さ 1.2mの自由落下試験、質量 約 6kg, 径約 32mm の鉄棒を高性能容器に落下させる貫通試験、等)

念のため、高性能容器をコンクリートへ垂直落下させた場合 (高さ 7 m) の FEM 解析を実施。結果、塑性歪みは 50%弱であり問題ない。

また、米国認可における落下試験時、容器蓋に設置されたベントフィルタの健全性も確認されていることから、容器の変形等に伴う漏えいがあったとしても限定的と考える。

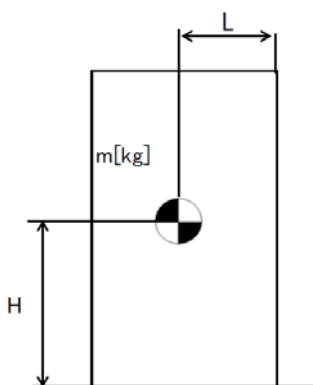
以上

高性能容器の耐震性評価（転倒評価）

1. 評価方法

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、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るため、Bクラスの施設に要求される水平震度 0.36 に対して健全性が維持されることを確認する。また、参考評価として、基準地震動 S_s 相当の水平震度 0.80 に対して健全性が維持されることを確認する。



- 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 : $M_2 = m \times g \times L$

2. 評価結果

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 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		

以上

HIC の温度評価（多核種除去設備運転中）

1. 評価方法

HIC は、多核種除去設備運転中、遮へい体に收容されている。ここでは、図 1 に示すモデルとして、一次元の定常評価を行った。熱は、下記の通り移動するものとし、一般的な熱伝導、輻射、対流の基礎式を用い（表 1 参照）、各方向に均一に広がるものとした。また、大気温度は 40℃とした。

- ・ HIC 内の收容物により発生する熱は、熱伝導により、HIC 容器内面へ伝わる。
- ・ HIC 容器内面の熱は、熱伝導により、HIC 容器外面に伝わる。
- ・ HIC 容器外面の熱は、熱伝導と輻射により、遮へい体内面に伝わる。また、保守的に HIC と遮へい体間の空気は、入れ替わらないものとする。
- ・ 遮へい体内面の熱は、熱伝導により、遮へい体外面へ伝わる。
- ・ 遮へい体外面の熱は、対流により、大気へ伝わる。

2. 結果

発熱量を、発熱量の最も大きくなる吸着塔 2 を收容した際に相当する 20.5 W/m³ とした場合、評価結果は、HIC 中心部温度で約 65℃、HIC 容器表面温度で約 46℃となる。

表 1 伝熱に関わる計算式

伝熱方法		計算式	備考
熱伝導	内部発熱あり (中実円柱)	$\Delta t = \frac{qr_{out}^2}{4\lambda}$	HIC 收容物の熱伝導に適用
	内部発熱なし (中空円筒)	$\Delta t = \frac{Q_d}{2\pi\lambda} \cdot \ln \frac{r_{out}}{r_{in}}$	上記以外の熱伝導に適用
輻射		$\Delta t = \sigma \left((T_1 + 273.15)^4 - (T_2 + 273.15)^4 \right) \cdot F_G \cdot F_{\epsilon 1} \cdot A_1$	
対流		$\Delta t = \frac{Q_d}{2\pi r_{out} \alpha}$	

Δt : 内面（中実円柱の場合は中心）と外面の温度差 [K]

q : 単位体積あたりの発熱量 [W/m³]

λ : 熱伝導率 [W/(m・K)]

r_{in} : 半径（中心から内面まで） [m]

r_{out} : 半径（中心から外面まで） [m]

Q_d : 熱の移動に伴う入熱量 [W]

σ : ステファン・ボルツマン定数 (=5.67×10⁻⁸) [W/(m²・K⁴)]

T_1 : 内側の温度 [K]

T_2 : 外側の温度 [K]
 F_G : 形態係数 [-]
 F_{ϵ_1} : 放射率係数 [-]
 A_1 : 内側の面積 [m²]
 α : 熱伝達率 [W/(m²・K)]

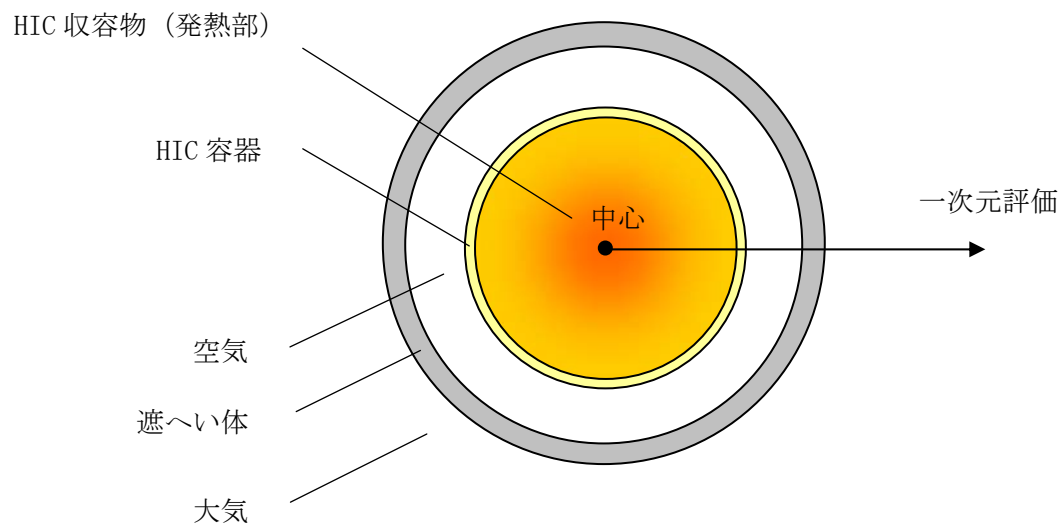


図1 HICの温度評価モデル

以上

HIC の温度評価（一時保管施設貯蔵時）

HIC の使用済セシウム吸着塔一時保管施設内での貯蔵時における発熱について評価を行った。

1. 定常温度評価（太陽光未考慮，外気温温度一定）

(1) 評価方法

使用済セシウム吸着塔一時保管施設内での HIC の配置概要を図 1 に示す。HIC は，コンクリート製ボックスカルバート 1 つに対し，2 基を収納する（図 2 参照）。温度評価は，発熱量が最大となる吸着材 2 を充填した HIC をボックスカルバートに 2 基収納する条件で評価を実施した。

ボックスカルバートの上蓋には，短辺となる面に水素対策用の貫通孔が各々 1 箇所（計 2 箇所），側面底部には，水抜き用の貫通孔が 4 面に各 2 箇所（計 8 箇所）設けられている。側面底部のうち，隣のボックスカルバートと接する 3 面（6 箇所）の貫通孔は，空気の入りが無いものとし，評価では，上蓋の 2 箇所の貫通孔と側面底部の 2 箇所の貫通孔をモデル化した（図 3 参照）。これらの 4 箇所の貫通孔からは，ボックスカルバート内外の空気の入りが考慮される。

また，ボックスカルバート側面のうち，隣のボックスカルバートと接する 3 面は熱の入りがほぼ等しくなると考えられるためボックスカルバート間の境界面を断熱と仮定し，設置面についても，断熱と仮定とした。

(2) 評価条件

- ・ 評価対象 HIC：吸着材 2 を充填した HIC (1 基あたりの発熱量 58.8[W])
- ・ 解析コード：熱流体解析コード「STAR-CCM+」
- ・ 初期条件：HIC 内及びボックスカルバート内外の空気の初期温度を 40℃とした。
- ・ 評価上考慮した熱物性

吸着材 2：発熱するものとし，熱伝導を考慮

HIC 容器，ボックスカルバート：熱伝導を考慮

HIC 内の空気，ボックスカルバート内外の空気：自然対流による熱伝達を考慮

なお，輻射は考慮しないこととした。

(3) 評価結果

評価の結果，HIC 中心部の温度は，約 64℃となった。また，HIC 容器表面の温度は，約 50℃となった。

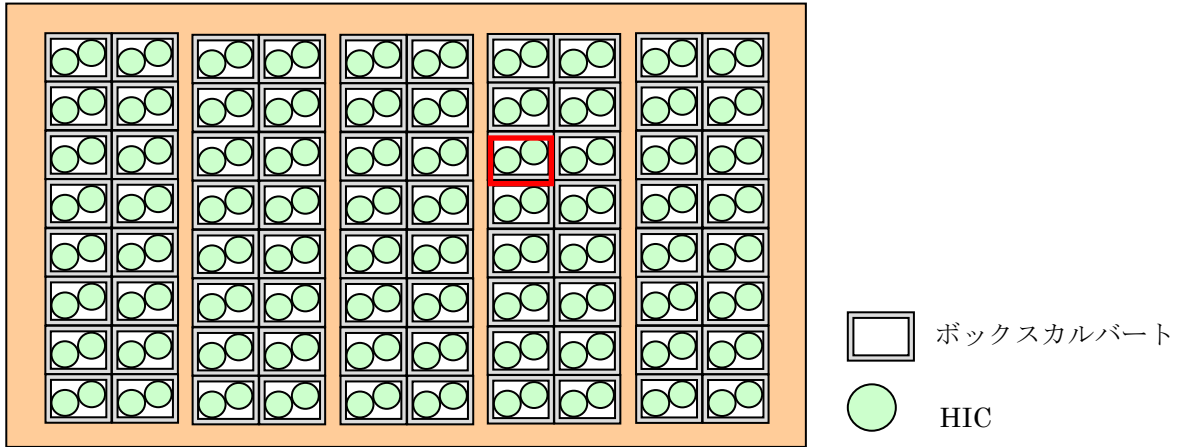


図1 使用済セシウム吸着塔一時保管施設内での HIC 配置概要
(上から見た図, コンクリート上蓋省略)

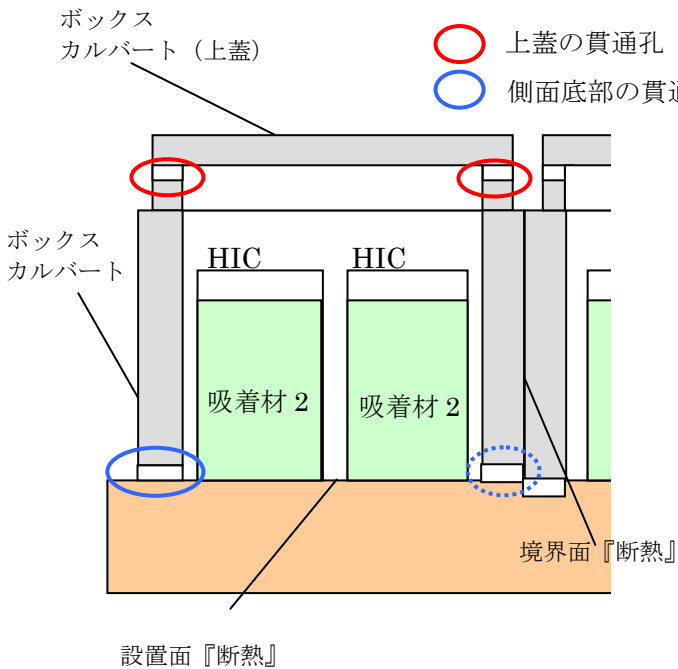


図2 ボックスカルバート内の HIC 設置状況

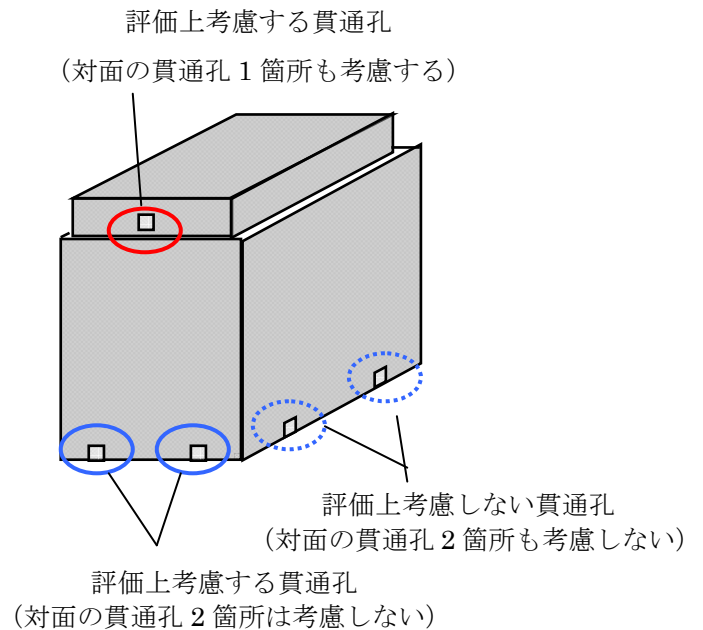


図3 評価上考慮する貫通孔

2. 非定常温度評価 (太陽光考慮, 外気温度変化考慮)

1. で評価した, HIC 容器表面温度に加え, 太陽光によるボックスカルバート上蓋における温度上昇を考慮した場合での HIC 容器表面温度の評価を実施した。

(1) 評価方法

上蓋コンクリートの温度評価モデルを図4に示す。上蓋コンクリートだけをモデル化し, 太陽光による入熱およ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。

(2) 評価条件

- ・ 解析コード：Excel VBA を用いた非定常温度計算プログラム
- ・ 解析条件

太陽光による入熱：

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にコンクリート吸収率 0.75 を乗じた値。

外気温度：

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、1. 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）

- ・ 評価上考慮した熱物性

コンクリート上蓋：

上表面からの輻射伝熱による除熱および上下表面からの自然対流による除熱を考慮。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ていない。

(3) 評価結果

評価の結果、コンクリート下表面の最高温度は約 53℃となり、1. の条件でのコンクリート下面温度約 40℃と比べて約 13℃高くなった。よって、ボックスカルバート内の HIC 表面温度は、1. の評価結果である約 50℃から太陽光からの入熱を考慮しても高いもので約 63℃となる。

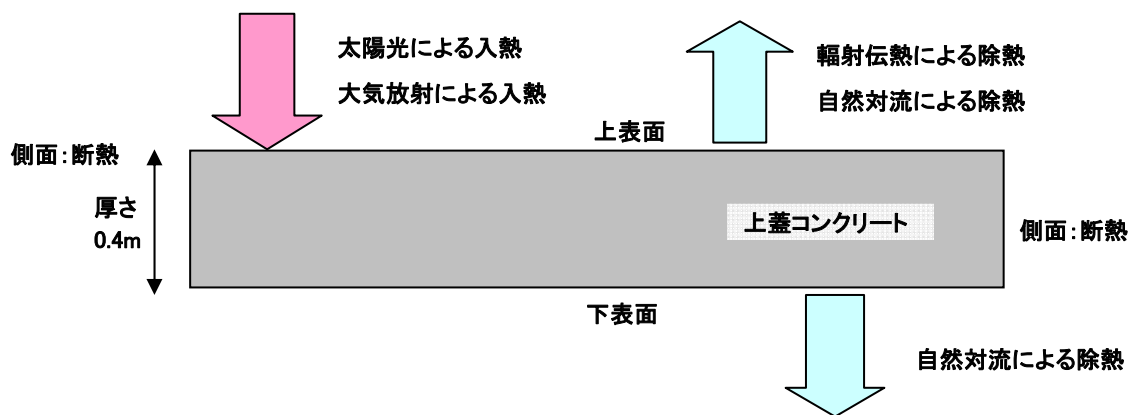


図 4 温度評価モデル

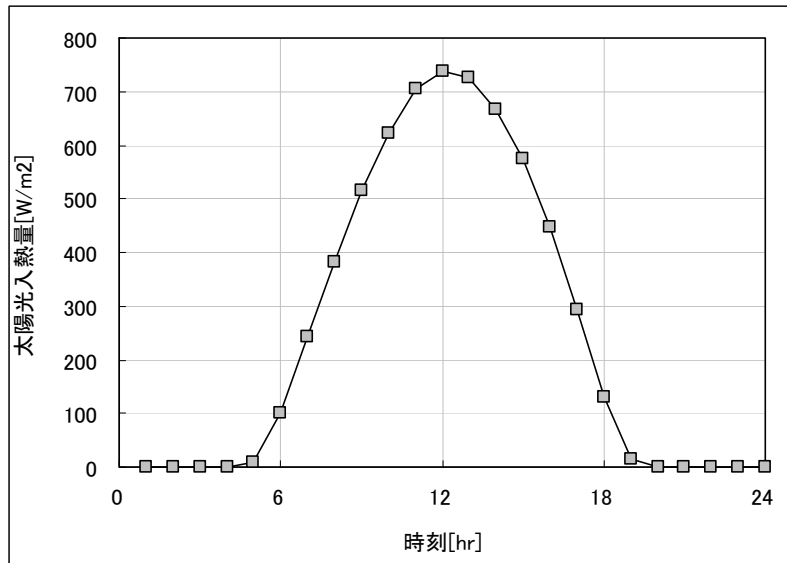


図5 太陽光入熱量の時間変化

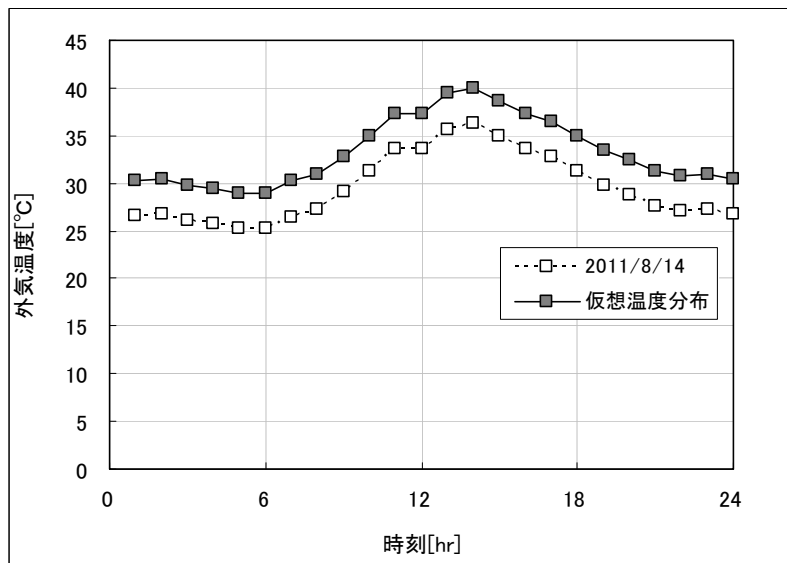


図6 外気温度の時間変化

以上

ポリエチレンのクリープに対する評価について

- 架橋ポリエチレン管のクリープ特性は、図1に示すような熱間内圧クリープ試験で測定される。
- 一般的なプラスチック管のクリープ線図には、時間に対してクリープの発生する円周応力が急降下する屈曲点があられる。この急降下はプラスチックの酸化劣化による脆性破壊の開始をあらわしており、このときの時間を使用限界（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

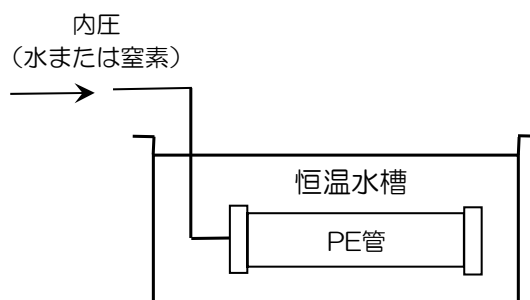


図1. 熱間内圧クリープ試験の概念図

以上

HIC 内のスラリーが分離した場合の評価

前処理過程で発生した沈殿生成物等は、クロスフローフィルタにより濃縮された後、HIC に排出されることから、スラリーは粘性があり、重力による分離の可能性は低いと考える。ここでは、仮に、HIC 内のスラリーが分離した場合を想定した評価を行った。結果、以下の通り、安全上の問題はない。

1. 評価条件

コールドドラボ試験のスラリーを遠心分離（回転数:3000rpm, 時間:10 分, 遠心力 1100G 以上）した結果、50%の上澄み液が発生したため、スラリーを 2 倍に濃縮させた条件で評価を実施。

2. 評価結果

(1) 水素発生量

水素発生量は、放射線のエネルギーが全て HIC 内の水に吸収されると仮定して評価しており、スラリーの濃度に依存しない。

(2) 温度評価

スラリーの発熱密度を 2 倍とした条件においても、ボックスカルバート内の HIC 容器温度の上昇は、6℃程度にとどまり、HIC の設計温度 76.6℃に対して十分低い。

- ・スラリーを収容する HIC の温度評価結果（太陽光考慮）

HIC 容器温度：約 67℃（2 倍濃縮）（参考：約 61℃（濃縮なし））

(3) 耐放射線

スラリーの濃縮により、HIC 照射量は 2 倍（ 2×10^5 Gy 以下）となるが、設計値（ 1×10^6 Gy 以下）を満足する。

なお、仮に分離した場合、上澄み液は、前処理設備後段の処理水と同程度の放射能濃度となる。また、沈殿物の放射能濃度は濃縮されることになる。

以上

HIC 内の水分蒸発に関する評価

スラリーを収容する HIC については含水率が高いため、水分の減少により、乾燥固化や放射線量の増加（水遮へい減少）となる可能性が考えられるため、これについて評価した。結果、以下の通り、HIC 内の水分蒸発は問題とならない。

1. 評価方法

本評価に当たり、スラリーのうち、発熱量が最も大きい鉄共沈生成物を対象とし、保守的な下記条件で評価した。

- ・ 発生した水蒸気は、高性能容器内部及び蓋部において、速やかに空気と混合し均一する
- ・ 高性能容器内部は、飽和蒸気圧で一定とする
- ・ 高性能容器内部の水蒸気は、圧縮活性炭高性能フィルタ及びベント孔より大気へ放出する

2. 評価条件

フィルタ数 [個]	ベント孔数 [個]	容器内温度 [°C]	収容物体積 [m3]	含水率 [%]
13	32	76.6 ^{※1}	2.86	90

※1 当該スラリーは太陽光を考慮した条件でも約 61°C と評価されるが、保守的に設計温度とした

3. 評価結果

水蒸気発生量は、0.3%/年程度であり、約 20 年の一時貯蔵において、水分の蒸発による影響は無視できる。

以上

スラリー移送手順

前処理設備（鉄共沈処理設備）の移送手順を以下に示す。

1. バッチ処理タンクに薬品類^{※1}を注入し、処理水中の α 核種、Mn-54、Co-60等の核種をスラリーとして凝集沈殿させる。
2. スラリーは循環タンクとクロスフローフィルタ間を循環し、クロスフローフィルタで濃縮される。
3. クロスフローフィルタでろ過された水はデカントタンクへ、スラリーは高性能容器へ移送される。

※1 次亜塩素酸ソーダ、塩化第二鉄、苛性ソーダ、ポリマー

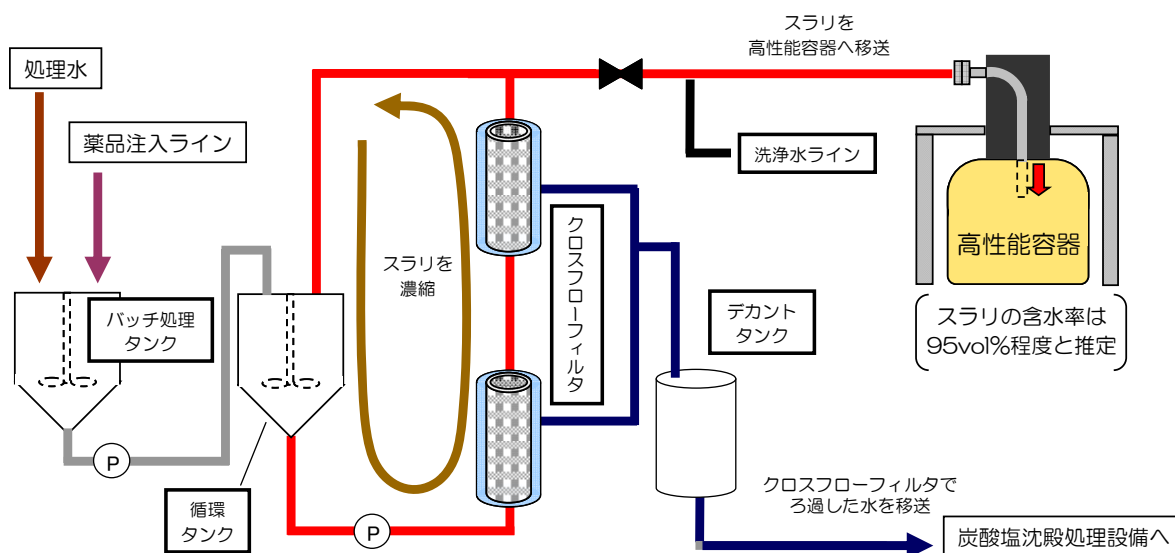


図1. スラリー移送手順

以上

多核種除去設備の構造強度・耐震性評価結果

1. 構造強度及び耐震性

本評価書は、「5.5.4 構造強度，耐震性」に基づき，多核種除去設備等を構成する機器の構造強度及び耐震性の評価を行う。

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るため，Bクラスの施設に要求される水平震度 0.36 に対して健全性が維持されることを確認する。

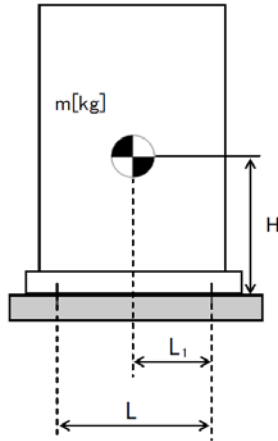
また，参考評価として，基準地震動 S_s 相当の水平震度 0.80 に対して健全性が維持されることを確認する。

2. ポンプ類

(1) 耐震性

a. ボルトの強度評価

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」の強度評価方法に準拠して評価を行った。評価の結果、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
- L₁ : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A_b : 基礎ボルトの軸断面積
- C_H : 水平方向設計震度
- C_V : 鉛直方向設計震度

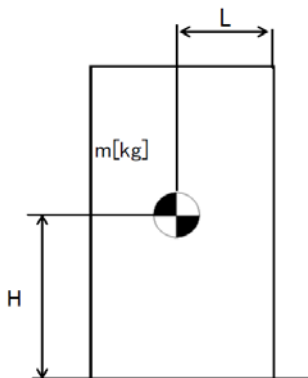
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

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

b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらと比較することにより転倒評価を行った。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 > 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

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

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

表 1 : ポンプ耐震評価結果 (1 / 2)

機器名称	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
スラリー移送ポンプ	本体	転倒	0.36	3.17×10^5	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。

3. タンク類，吸着塔及び処理カラム

(1) 構造強度

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、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格設計・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 $t = 3.00[\text{mm}]$ 以上，その他の金属の場合は $t = 1.50[\text{mm}]$ 以上とする。

表2：スカート支持たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
バッチ処理タンク	胴板	1.50	7.80
	鏡板	2.67	7.80
循環タンク	胴板	1.50	7.80
	鏡板	1.14	8.35
デカントタンク	胴板	3.00	7.45
	鏡板	1.26	6.00
共沈タンク	胴板	3.00	4.60
	鏡板	0.31	3.90
供給タンク	胴板	3.00	4.60
	鏡板	0.32	3.90
吸着塔	胴板	9.57	16.50
	鏡板	10.18	18.50
処理カラム	胴板	12.29	18.70
	鏡板	13.09	20.70

b. 平底たて置円筒形容器

平底たて置円筒形容器については、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」に準拠し、板厚評価を実施した。評価の結果、水頭圧に耐えられることを確認した(表 3)。

$$t = \frac{D_i H \rho}{0.204 S \eta}$$

t : 胴の計算上必要な厚さ

Di : 胴の内径

H : 水頭

ρ : 液体の比重

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力

η : 長手継手の効率

ただし、t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t = 3.00[mm]以上，その他の金属の場合は t = 1.50[mm]以上とする。

表 3 : 平底たて置円筒形容器板厚評価結果

機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
吸着塔入口バッファタンク	胴板	1.50	7.80
	底板	3.00	23.70
移送タンク	胴板	3.00	4.60
	底板	3.00	14.45

c. 三脚たて置円筒形容器

三脚たて置円筒形容器については、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格 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)。

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

t : 胴の計算上必要な厚さ

Di : 胴の内径

P : 最高使用圧力

S : 最高使用温度における材料の許容引張応力

η : 長手継手の効率

ただし、t の値は炭素鋼，低合金鋼の場合は t = 3.00[mm]以上，その他の金属の場合は t = 1.50[mm]以上とする。

表 4 : 三脚たて置円筒形容器板厚評価結果

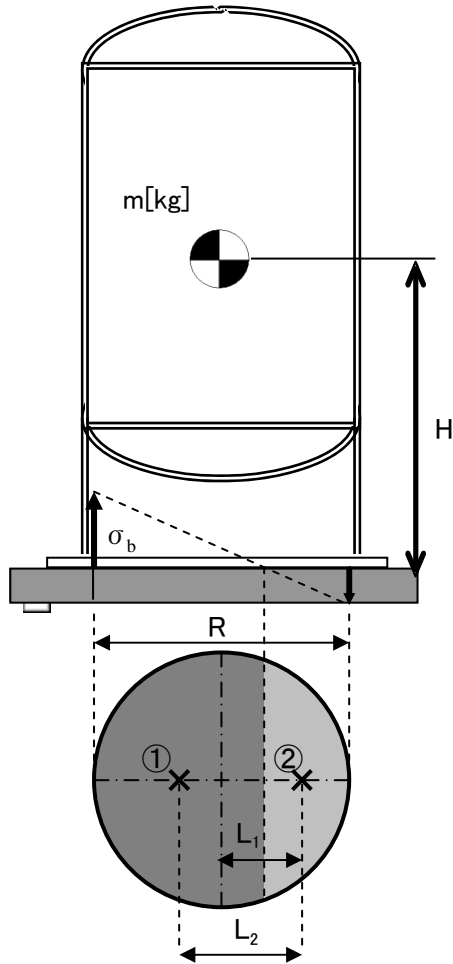
機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
出口フィルタ	胴板	1.92	3.50
	鏡板	1.50	3.10

(2) 耐震性

a. スカート支持たて置円筒形容器

(a) ボルトの強度評価

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」の強度評価方法に準拠して評価を行った。評価の結果、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

$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_t = \frac{1}{L_2} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

$$\text{基礎ボルトに作用する引張応力} : \sigma_b = \frac{2\pi \times F_t}{n \times A_b \times C_t}$$

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

(b) 胴板の強度評価

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」の強度評価方法に準拠して、胴板の強度評価を行った。

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)。

$$\sigma_0 = \text{Max}\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\}$$
$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$
$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

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_ϕ : 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

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」の強度評価方法に準拠して、スカートの強度評価を行った。

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

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)。

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

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

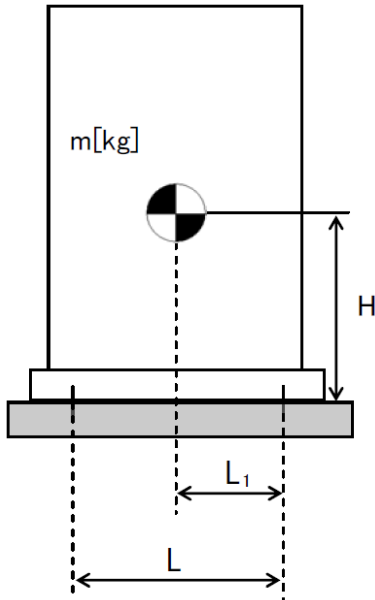
表5：スカート支持たて置円筒形容器耐震評価結果（2/2）

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) ボルトの強度評価

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」の強度評価方法に準拠して評価を行った。評価の結果、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
- L₁ : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A_b : 基礎ボルトの軸断面積
- C_H : 水平方向設計震度
- C_V : 鉛直方向設計震度

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

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

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

(b) 胴板の強度評価

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」の強度評価方法に準拠して、胴板の強度評価を行った。

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)。

$$\sigma_0 = \text{Max}\{\sigma_{0t}, \sigma_{0c}\}$$

$$\sigma_{0t} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xt})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

$$\sigma_{0c} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_\phi + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_\phi - \sigma_{xc})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

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_ϕ : 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

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)。

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

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

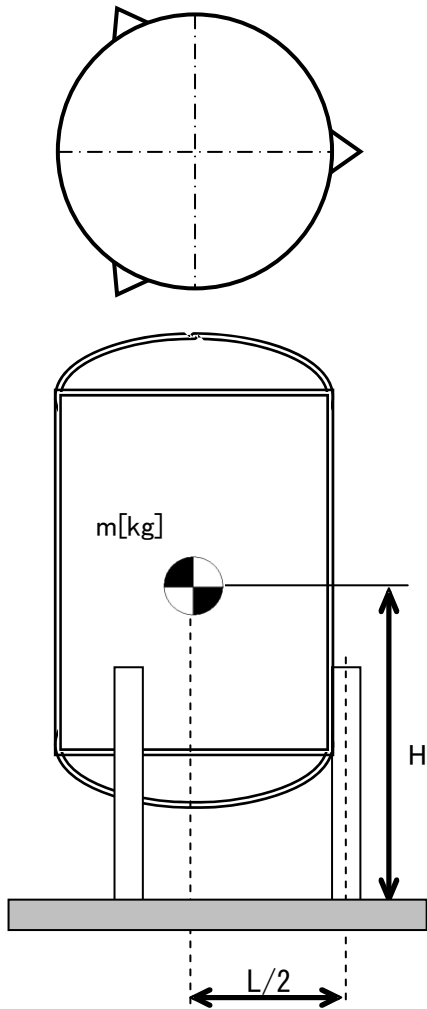
表 6 : 平底たて置円筒形容器耐震評価結果

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) ボルトの強度評価

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」「JPI-7R-71-96 石油学会規格 縦形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して評価を行った。評価の結果、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

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

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

(b) 脚の強度評価

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」「JPI-7R-71-96 石油学会規格 堅形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して、脚の強度評価を行った。

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)。

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

- 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

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)。

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

- 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

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」「JPI-7R-71-96 石油学会規格 堅形容器用レグ」の強度評価方法に準拠して、胴板の強度評価を行った。

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)。

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

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

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

- $\sigma_{0\phi}$: 一次一般膜応力 (周方向)
- σ_{0x} : 一次一般膜応力 (軸方向)
- $\sigma_{\phi1}$: 内圧による周方向応力
- σ_{x1} : 内圧による軸方向応力
- σ_{x2} : 運転時質量による軸方向応力
- σ_{x5} : 地震力により生じる
転倒モーメントによる軸方向応力
- $\sigma_{\phi7}$: 胴の鉛直方向地震による周方向応力
- σ_{x7} : 胴の鉛直方向地震による軸方向応力

表7：三脚たて置円筒形容器耐震評価結果

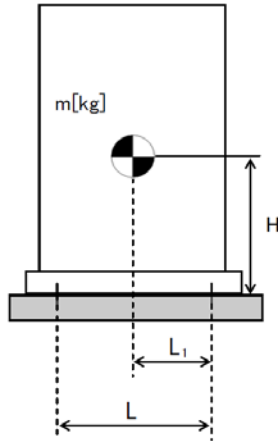
機器名称	評価部位		水平震度	算出値	許容値	単位
出口 フィルタ	胴板	一次一般膜	0.36	37	163	MPa
	脚	組合せ	0.36	40	205	MPa
		座屈	0.36	0.21	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	24	153	MPa
		せん断	0.36	2	118	MPa
	胴板	一次一般膜	0.80	37	163	MPa
	脚	組合せ	0.80	84	205	MPa
		座屈	0.80	0.44	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	62	153	MPa
		せん断	0.80	4	118	MPa

4. スキッド

(1) 耐震性

a. ボルトの強度評価

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」の強度評価方法に準拠して評価を行った。評価の結果、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
- L₁ : 重心と基礎ボルト間の水平方向距離
- n_f : 引張力の作用する基礎ボルトの評価本数
- n : 基礎ボルトの本数
- A_b : 基礎ボルトの軸断面積
- C_H : 水平方向設計震度
- C_V : 鉛直方向設計震度

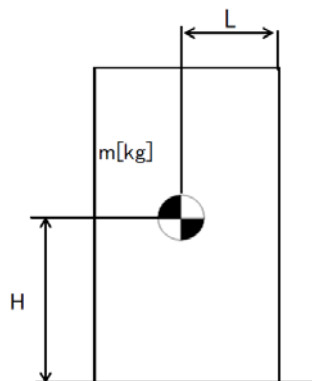
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

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

b. 転倒評価

地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し、それらと比較することにより転倒評価を行った。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 > 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

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

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

表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

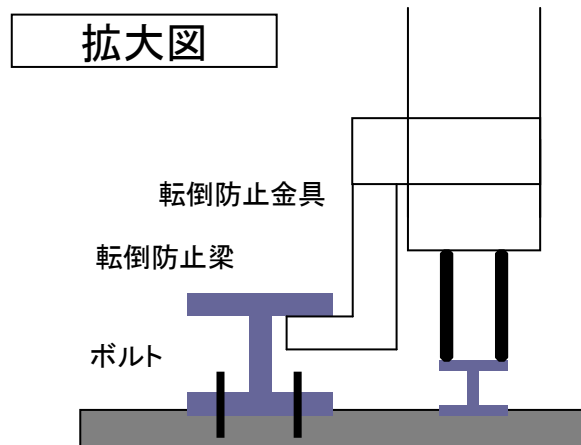
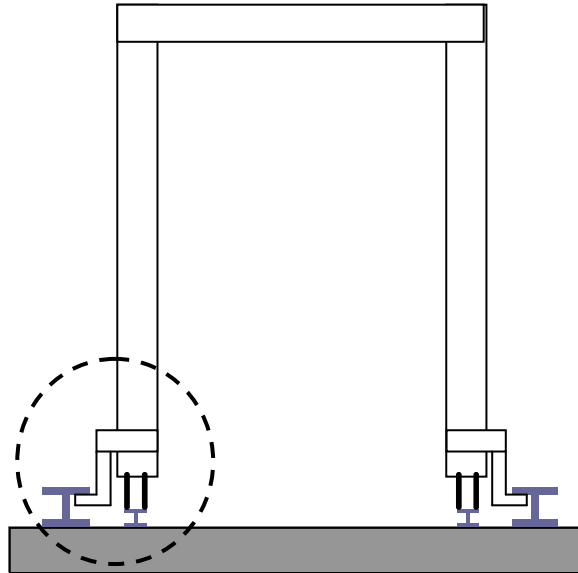
※引張評価の算出値「-」については、引張応力が作用していない。

5. クレーン類

(1) 耐震性

a. ボルト等の強度評価

「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」「クレーン構造規格」の強度評価方法に準拠して評価を行った。評価の結果、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9）。



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<自重による安定モーメントと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>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9）。

表 9 : 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。

以上

地下貯水槽の耐震性評価

1. はじめに

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。

2. 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 2-1 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 0.6m の土被り厚を確保する。

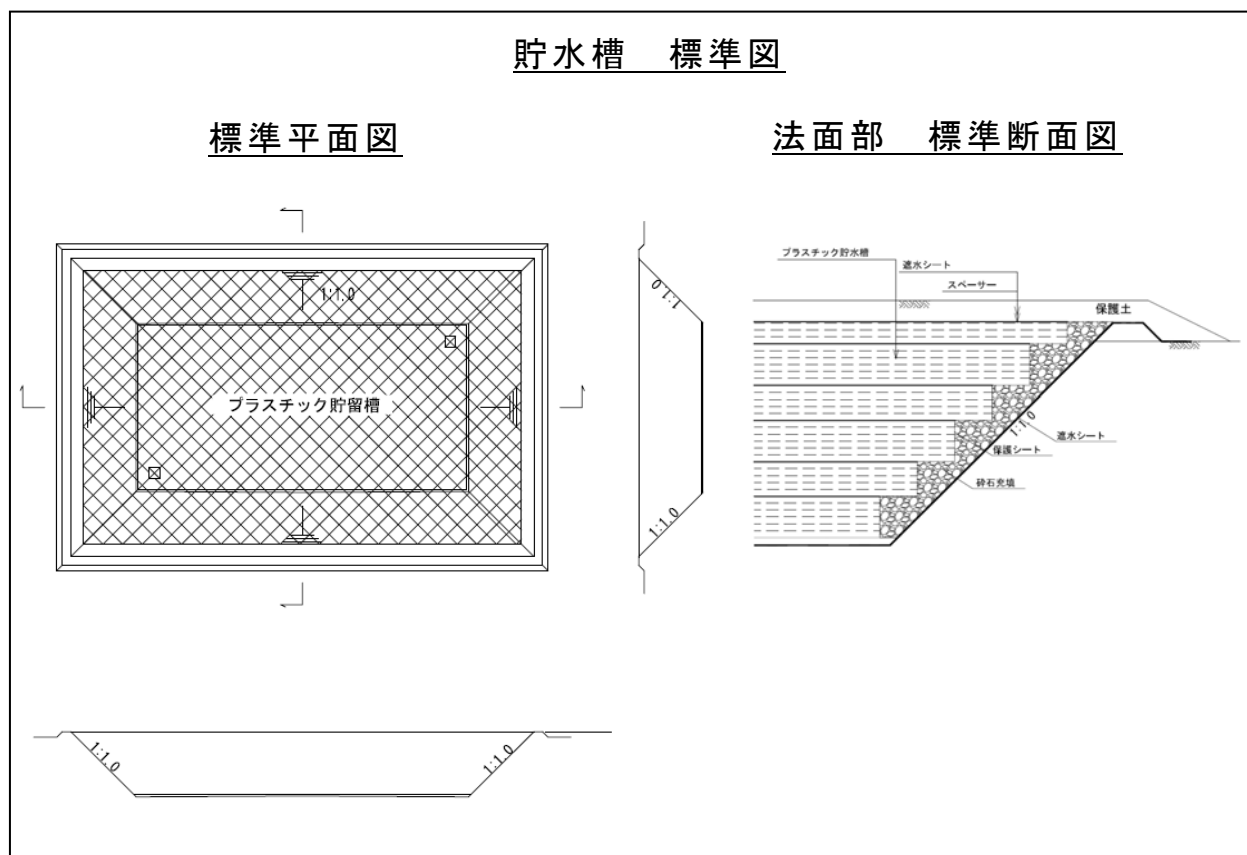


図 2-1 貯水槽の概要

3. 耐震安全性評価

3.1 評価手順

貯水槽の耐震安全性評価では、水平地震力 ($K_H=0.3$) 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 3-1 に示す。

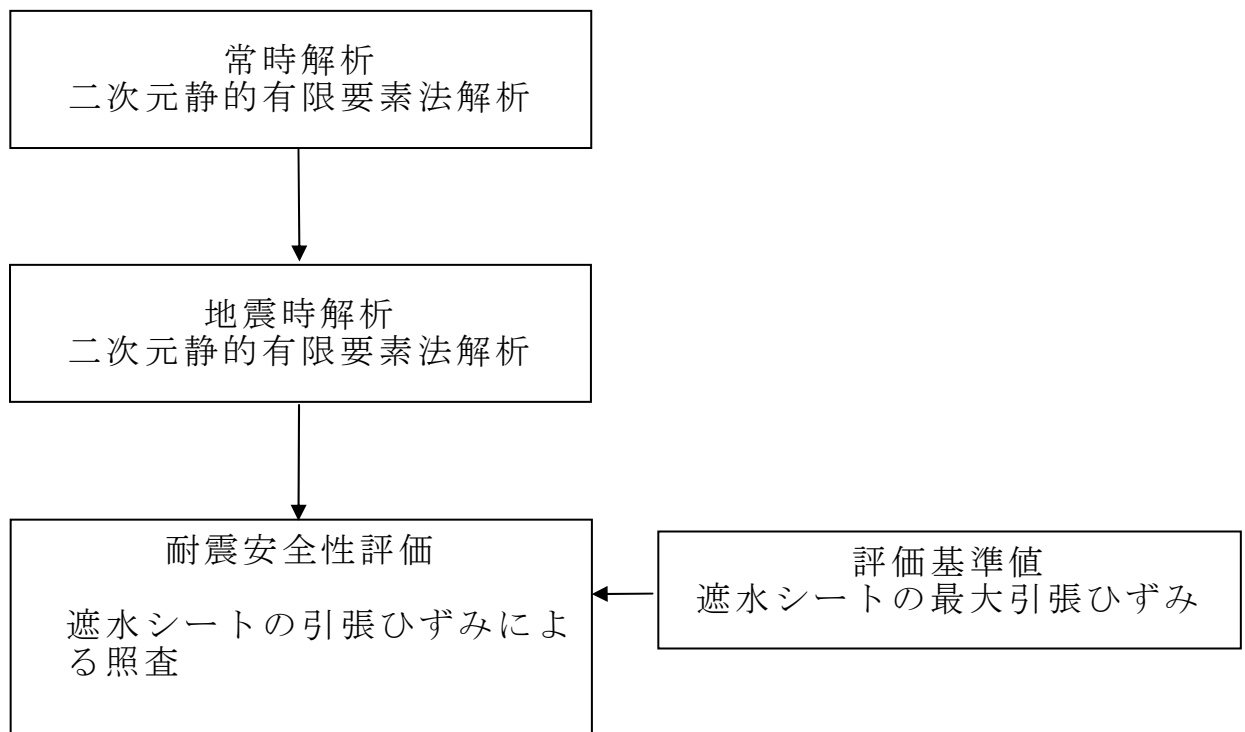


図 3-1 貯水槽の耐震評価フロー

3.2 評価条件

解析に用いる地盤の物性値，ならびに考慮する荷重は以下のとおりとする。

(1) 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 3-1 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 3-1 地盤の物性値

		段丘堆積層
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
動の変形特性	G_0 (N/mm ²)	158
	ν_d	0.48

(2) 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，水平震度 $K_H = 0.3$ とする。

3.3 評価結果

(1) 評価方法

耐震安全性評価では、水平地震力 ($K_H=0.3$) を用いた静的FEM解析に基づいた応答値が、評価基準値を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。

(2) 照査結果

照査結果を表 3-2 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 3-2 照査結果

	照査用応答値 ε_d (%)	評価基準値 ε_u (%)	照 査 ($\varepsilon_d / \varepsilon_u$)
遮水シート	0.148	560	0.00026

(3) 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。

漏えい検知と漏えい拡大防止対策の考え方について

1. はじめに

多核種除去設備を構成する機器類は、基本的に屋外仕様であるため、設備的に上屋を必要としない。しかし、上屋がないことによる、降雨時の漏えい検知性や漏えいの拡大防止について、下記の対策を実施する。

2. 漏えい検知と漏えい拡大防止対策について

多核種除去設備を構成する機器類はスキッドで構成されており、各スキッドには漏えい水受けパンと漏えい検知器が設置されている。雨水と漏えい水は区別ができるよう、各スキッドはビニールシート等で養生し、漏えい水受けパン内に雨水が流入しないようにする。降雨時に漏えい検知器が作動しない場合は、漏えいがないと判断する。

機器スキッドのビニールシート養生の状況を図 1 に、機器スキッドの漏えい拡大防止策のイメージ図を図 2 に示す。また、漏えい検知器の設置状況（一例）を図 3 に示す。

骨組は足場パイプ・足場板等で構成され、足場材の上にビニールシートを被せる構造となっている。また、漏えい水受けパンを床面から数十 cm ほど上部に設置することによって、基礎マット上に溜まった雨水が漏えい水受けパン内に容易に流入することを防いでいる。

このビニールシートによる養生は、既設設備である淡水化装置のうち、屋外設置の移送ポンプ等に施工された例がある。これまで、大雨・強風によるビニールシートの破損は確認されていないが、万が一、破損した場合でも早急に修理が行えるよう、補修テープ等の予備品を準備しておく。

さらに、漏えいの早期検知のため、エリア内にカメラを設置し、監視を行う。

多核種除去設備の機器スキッド間を接続する配管は漏えい水受けパンの外にあるため、次のような対策を実施し、漏えいし難い構造としている。

- ・ 主ラインのスキッド間を接続する配管には、施工可能な箇所については鋼管（フランジ付）を使用する。また、施工上の理由で、鋼管（フランジ付）の使用が困難な箇所については、カシメ部のない耐圧ホース（EPDM^{※1}製）を使用する（図 4 参照）。
- ・ 主ライン以外のスキッド間を接続する配管には、耐圧ホース（EPDM^{※1}製）を使用し、カシメ部には外れ防止金具を装着する（図 5 参照）。
- ・ さらに、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（図 6 参照）。

※1 エチレンプロピレンジエンモノマー

3. 漏えい発生時の対応

漏えいが発生した場合は、パラメータ異常の警報、定期的なパトロール、カメラによる監視にて、漏えい等の異常を確認した運転員が、直ちに設備を停止させる（緊急停止させる）ことで、漏えい量を最小限に留める。なお、主ラインは、自動で隔離弁を閉、分岐ラインは手動で隔離弁を閉操作することが可能であり、個々の吸着塔の前後にも手動弁が設置されている。

スキッド内漏えいの場合は、漏えい水受けパン内の漏えい検知器が作動し、警報を確認した運転員が直ちに設備を停止させる（緊急停止させる）ことで、漏えい量を最小限に留めることが可能である。万が一、漏えい水受けパンの外に漏れ出た場合であっても、外周堰（高さ 500mm）を超えることはなく、系外に漏えいすることはない。

4. 降雨時の雨水排水

多核種除去設備エリアに設けられた堰及び排水ポンプの配置を図 7 に示す。エリアの最外周には、高さ 500mm の堰、エリアの内側にも高さ 100mm の堰を設けており、これらの堰によりエリアは 7 カ所の区画に分かれている。各区画には、1 区画あたり 1~2 台（多核種除去設備エリア全体で 9 台）の排水ポンプ（1 台あたりの容量は $0.35\text{m}^3/\text{min}$ ）が設置されており、区画に溜まった雨水は溜め枡に導かれ、排水ポンプで排水される。区画 2/3/4 については、エリア面積が大きく排水ポンプが 1 台であるため、水没リスクに対しては最も厳しい条件となるが、 65mm/h 程度の降雨量まで排水することが可能である。なお、気象庁の 1976 年以降の観測データの中で、福島県浪江町の最大降雨量は 53mm/h （2011 年）であるため、排水ポンプは十分に排出可能な能力を有している。

雨天時の雨水排水ルート（イメージ図）を図 8 に示す。多核種除去設備エリア内の各区画に溜まった雨水は、溜め枡に設置した 9 台の排水ポンプで集水ピットに移送され、さらに集水ピットに溜まった雨水は雨水受タンク（約 300m^3 ）へ移送される。通常時は、雨水受タンクに貯留後、排水前にサーベイメータ等にて線量を確認後、排水する。漏えい発生時は、雨水受タンクに貯留するが、容量が不足する場合は地下貯水槽や鋼製タンク等に移送して貯留する。

5. 大雨・強風時の対応

多核種除去設備を構成する機器スキッドには漏えい水受けパン、漏えい検知器が設置されており、スキッドをビニールシート等で養生することによって、雨水が漏えい水受けパンに混入することはない、降雨時でも漏えい検知が可能である。また、最大で 65mm/h の降雨量でも排水可能な排水ポンプが設置されているため、屋外で多核種除去設備を運転することは可能である。しかしながら、念のため、台風による大雨・強風時には、多核種除去設備の運転を停止する等、適切な対応を図る。



図1 機器スキッドのビニールシート養生の状況

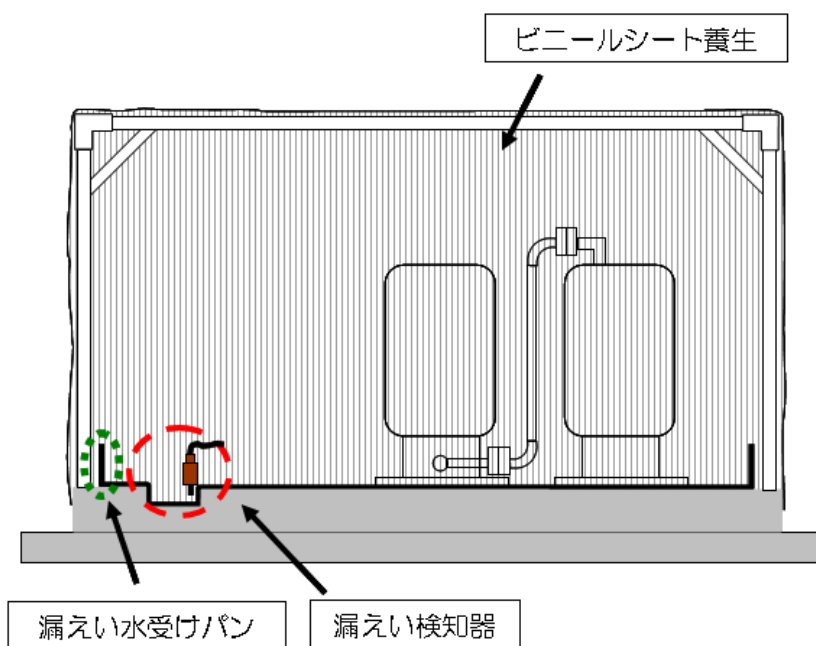


図2 漏えい拡大防止対策（イメージ図）



図3 漏えい検知器の設置状況（一例）



図4 カシメ部のない耐圧ホース

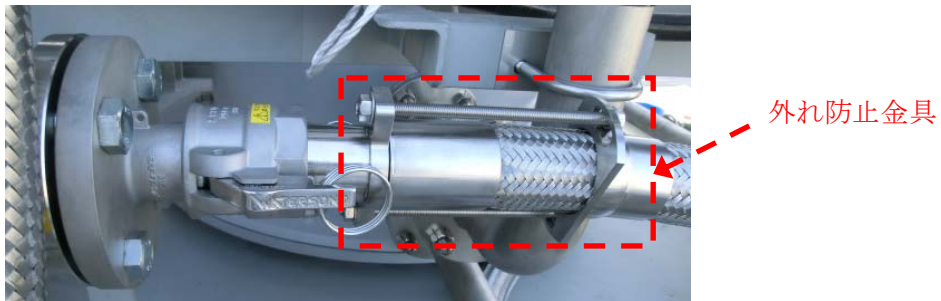


図5 外れ防止金具の設置状況（一例）

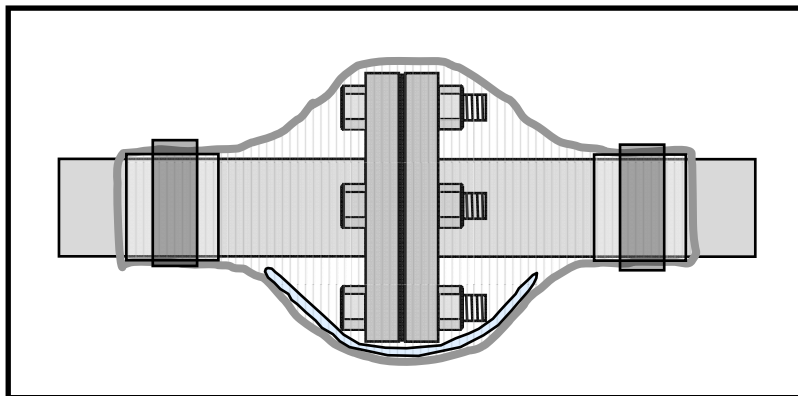


図6 漏えい拡大防止カバー（イメージ図）

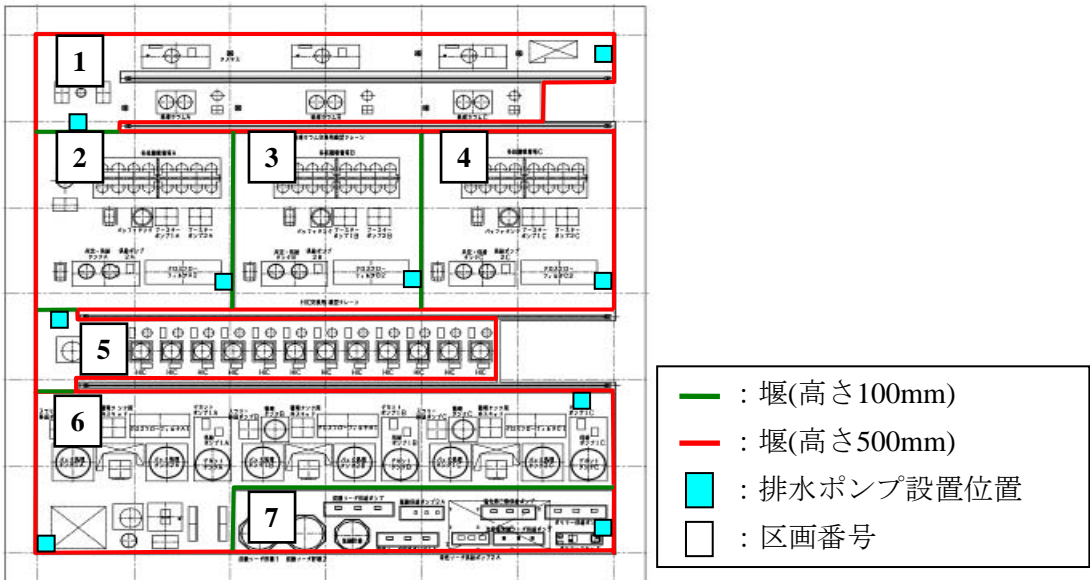


図7 堰及び排水ポンプの配置

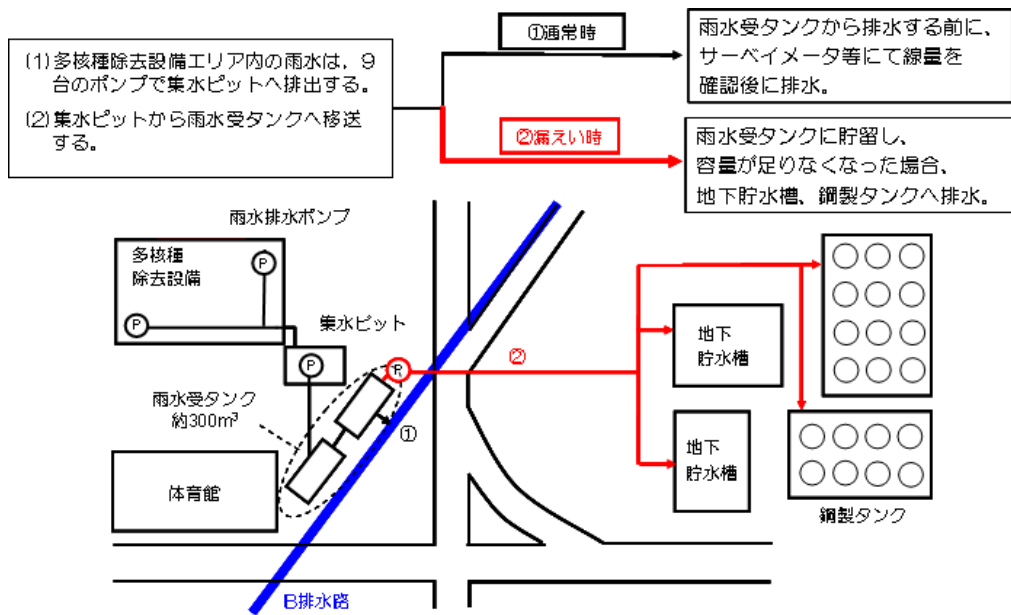


図8 雨水排水ルート (イメージ図)

異常事象に対する評価

1. はじめに

多核種除去設備は、RO 濃縮塩水等进行处理することから、万一漏えい等が発生した場合においても周辺公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることがないことを確認しておく必要がある。このため、多核種除去設備に要求される安全機能に対する異常事象についての影響評価及び外部事象に対する対応方針について検討した。

2. 安全機能に対する異常事象についての影響評価

多核種除去設備に要求される以下の安全機能に対する異常事象について、それぞれ評価を行う。

- ・可燃性ガスの滞留防止機能
- ・放射性物質の閉じ込め機能（放射性物質の漏えい防止等）
- ・崩壊熱除去機能
- ・放射線の遮へい機能

(1) 可燃性ガスの滞留防止機能

a. 設計上の考慮等

可燃性ガスの滞留防止に対する設計上の考慮等を以下に示す。

- ①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可燃性ガスの滞留を防止する。
- ②使用済みの吸着材、スラリーを収容する高性能容器（HIC）には、可燃性ガスの発生を考慮して、HIC 蓋にフィルタ及びベント孔を設けており、可燃限界に対して十分低い濃度であることを確認している。また、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いる（添付資料-5 図4参照）。

b. 異常事象が発生した場合の安全機能への影響

可燃性ガスの滞留防止機能に対して、想定される異常事象を以下に示す。

- ①処理対象水中の放射能濃度が想定より高いことによる可燃性ガスの異常発生
- ②詰まり等による HIC 蓋のベント機能喪失

異常事象①に対する影響評価

①処理対象水中の放射能濃度が想定より高いことによる可燃性ガスの異常発生

<影響評価>

それぞれのタンクに貯蔵されている処理対象水に含まれる Sr, Cs 等の主要核種の濃度を事前に分析し、処理開始前に、スラリー濃度の設定及び吸着塔の通水量を評価する。これにより、各 HIC 内に収容される放射エネルギーを設計値内に管理し、可燃性ガスの異常発生を防止する。

異常事象②に対する影響評価

②詰まり等による HIC 蓋のベント機能喪失

<影響評価>

- ①HIC 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（添付資料-5 別添 5-7 参照）。
- ②HIC 貯蔵用のボックスカルバートには蓋を設けており、埃等の進入を防止していることから、HIC 蓋にある複数のベント孔が全て閉塞する可能性は低いと考えられる。
- ③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。
- ④万一、何らかの要因で一時保管施設での貯蔵時に水素爆発が発生した際は、ボックスカルバート内部あるいは、ボックスカルバート底部の貫通口より周囲に収容物が漏えいすることから、すみやかに漏えい物の回収を行う。なお、水素爆発の際に、ボックスカルバート上蓋は浮上ると試算されるが脱落には至らない。このため、ボックスカルバート上部からの放射性物質の拡散による周辺公衆への影響は小さいと考えられる。

(2)放射性物質の閉じ込め機能（放射性物質の漏えい防止等）

a. 設計上の考慮等

放射性物質の閉じ込め機能（放射性物質の漏えい防止等）に対する設計上の考慮等を以下に示す。

<漏えいの発生防止>

- ①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、SUS316L 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。
- ②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。
- ③吸着塔、処理カラムは、耐腐食性を有する SUS316L とする。
- ④高性能容器は、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。
- ⑤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。
- ⑥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。
- ⑦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。

＜漏えいの検知，漏えい拡大防止＞

- ①多核種除去設備の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，上屋が設置されるまでの間は，漏えいパン内に雨水が流入しないよう，各スキッドをビニールシート等で養生する（添付資料-8 参照）。
- ②多核種除去設備設置エリアの最外周およびその内側にも漏えい堰を設ける。
- ③カメラを設けて汚染水処理設備制御室で漏えいを監視する。
- ④漏えいを検知した場合には，汚染水処理設備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。
- ⑤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。
- ⑥万一漏えいして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。
- ⑦多核種除去設備エリア内からの雨水排水については，通常時は雨水受タンクに貯留後，排水前にサーベイメータ等にて線量を確認後，排水する。漏えい発生時は雨水受タンクに貯留するが，容量が不足する場合は地下貯水槽や鋼製タンク等に移送して貯留する（添付資料-8 参照）。

b. 漏えい事象に対する影響評価

万一，HIC 内の収容物（スラリー，吸着材）が漏えいした際の被ばく影響について評価を行う。

①HIC 内のスラリーが漏えいした際の被ばくに関する影響評価

＜評価条件＞

- ・線量評価への影響が大きい鉄共沈処理のスラリーが HIC より漏れた場合を想定
- ・HIC（内容量：約 2.86m³）内のスラリーが円形状に漏えいした場合を想定（図 1 参照）

＜評価結果＞

評価結果を表 1 に示す。一時保管施設（第二施設）から敷地境界への距離は，約 150m であるため，敷地境界への影響は数 μ Sv/h であり極めて低い。

表1 スラリー漏えい時の線量率

漏えい物（スラリー）の 縁からの距離[m]	線量率※ [mSv/h]
0	7.1E-01
1	5.6E-01
50	2.1E-02
100	5.3E-03
150	1.9E-03

※ 線量率：各々の距離における高さ 1.5m の点での評価値

②HIC 内の吸着材が漏えいした際の被ばくに関する影響評価

<評価条件>

- ・線量評価への影響が大きい吸着材 3（主にセシウムを吸着）が HIC より漏れた場合を想定
- ・HIC（内容量：約 2.86m³）内の吸着材が円錐状に漏えいした場合を想定（図 2 参照）

<評価結果>

評価結果を表 2 に示す。一時保管施設（第二施設）から敷地境界への距離は、約 150m であるため、敷地境界への影響は数 μ Sv/h であり極めて低い。

表2 吸着材漏えい時の線量率

漏えい物（吸着材）の 縁からの距離[m]	線量率※ [mSv/h]
0	7.8E+01
1	2.7E+01
5	3.0E+00
50	3.5E-02
100	7.3E-03
150	2.6E-03

※ 線量率：各々の距離における高さ 1.5m の点での評価値

③漏えい物からの気相中への放射性核種の移行について

- ・気相へ移行する可能性のある核種として、揮発性の高いヨウ素がある。ヨウ素の水への溶解度は、中性域で約 3400ppm であり、アルカリ性ではより大きくなる（多核種除去設備における pH 領域は中性～アルカリ性）。これに対して、I-129 の処理対象水中の濃度は高くても 0.3ppm 程度（処理対象水の分析における検出限界値から算出）であり、ヨウ素の気相への移行は無視し得る。
- ・液体中にイオンとして存在する核種は、液体中にて安定に存在すること、また、クラッド状（固体、酸化物等）として存在する核種については、液体中で一定の粒径を有しており、これらの核種については、気相への移行はないものと考えられる。

c. 漏えい発生時の対処方法について

①漏えい発生時の回収方法

過去の漏えい発生時における回収実績を表3に示す。万一、漏えいが発生した場合には、以下に示す方法で漏えい物の回収を行う。

- ・ 漏えい物は、吸引車等で回収を行う（図3参照）。また、必要に応じて、ろ過水などで希釈し回収する。配管、機器等の隙間などの狭隘部は、小型の掃除機等で回収する。
- ・ 線量が高い吸着材が漏えいした場合は、可能な限り離隔距離を確保し、吸引車又は掃除機等で吸引する。

表3 過去の漏えい発生時における回収実績

過去の漏えい事象(一例)	発生日	回収量	回収方法	回収時間	放射性物質の濃度(Bq/cm ³)	作業雰囲気線量	作業員被ばく線量(最大値)
蒸発濃縮缶装置からの漏えい	2011/12/4	約14m ³	水中ポンプ	約1.5h	Cs-134:1.2×10 ¹ Sr-90:1.1×10 ⁵	γ:<1mSv/h β+γ:<5mSv/h	γ:0.78mSv β:5.3mSv
逆浸透膜装置移送ホースからの漏えい	2012/3/26	約10m ³	吸引車	約3h	Cs-134:4.1×10 ⁰ Cs-137:6.3×10 ⁰ 全β:1.4×10 ⁵	γ:<0.06mSv/h β+γ:<1mSv/h	γ:0.14mSv β:0.9mSv

②漏えい物回収後の除染について

過去の漏えい発生時における除染実績を表4に示す。多核種除去設備設置エリア内においても、過去の漏えい事象と同様に、コンクリート面の堆積物の回収と水等による洗浄を行う。

表4 過去の漏えい発生時における除染実績

過去の漏えい事象(一例)	漏えい箇所	作業期間	除染方法	作業時間	作業雰囲気線量	作業員被ばく線量(最大値)
蒸発濃縮缶装置からの漏えい	蒸発濃縮装置ハウス内	2日	堆積物の回収	約2h/日	γ:<1mSv/h β+γ:<5mSv/h	γ:0.23mSv β:3.2mSv
逆浸透膜装置移送ホースからの漏えい	移送ホース	約1ヶ月	汚染土の回収	約2h/日	γ:<0.06mSv/h β+γ:<1mSv/h	γ:0.24mSv β:3.8mSv

(3) 崩壊熱除去機能

a. 設計上の考慮等

崩壊熱除去に対する設計上の考慮等を以下に示す。

- ①処理対象水に含まれる放射性物質の崩壊熱は、通水時は処理対象水により熱除去される。
- ②HIC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、多核種除去設備運転中はHIC中心部温度で約65℃、HIC容器表面温度で約46℃であり、一時保管施設貯蔵時はHIC中心部温度で約64℃、HIC容器表面温度で約50℃となる。さらに夏期の太陽熱を考慮しても、上述の太陽熱を考慮しない場合と比べて約13℃の上昇に留まることから、HICの設計温度76.6℃に対して十分低い(添付資料-5 別添5-3,4)。

b. 異常事象が発生した場合の安全機能への影響

崩壊熱除去機能に対して、想定される異常事象を以下に示す。

- ①処理対象水中の放射能濃度が想定より高いことによる崩壊熱の異常上昇
- ②崩壊熱除去機能の喪失（ボックスカルバート貫通口の閉塞）

異常事象①に対する影響評価

①処理対象水中の放射能濃度が想定より高いことによる崩壊熱の異常上昇

<影響評価>

それぞれのタンクに貯蔵されている処理対象水に含まれる Sr, Cs 等の主要核種の濃度を事前に分析し、処理開始前に、スラリー濃縮度の設定及び吸着塔の通水量を評価する。これにより、各 HIC 内に收容される放射エネルギーを設計値内に管理し、崩壊熱の異常上昇を防止する。

異常事象②に対する影響評価

②崩壊熱除去機能の喪失（ボックスカルバート貫通口の閉塞）

<影響評価>

- ①ボックスカルバートの貫通口は、上部に 2 箇所（直径 100mm）、下部に 2 箇所（縦 100mm×横 90mm）設けられており、構造上貫通口が全閉塞する可能性は低い。
- ②仮に、ボックスカルバートの貫通口が全閉塞した場合においても、以下に示す通り、HIC 容器表面の温度は最大で約 71℃であり、HIC の設計温度 76.6℃に対して低くなるため安全上問題ない。

<評価概要>

一時保管施設のボックスカルバートの上部と下部には貫通口が設けられている。HIC の温度評価では、ボックスカルバート上部 1 箇所、下部 2 箇所の貫通口からの空気自然対流を考慮している（添付資料-5 別添 5-4 参照）。

ここでは、何らかの要因によりこれらの貫通口が全閉塞した場合の影響について評価した。

<温度評価条件>

- ・評価対象 HIC：吸着材 2 を充填した HIC (1 基あたりの発熱量 58.8[W])
- ・解析コード：Excel VBA を用いた非定常温度計算プログラム
- ・初期条件：HIC 内及びボックスカルバート内外の空気初期温度を 40℃とした。
- ・評価上考慮した熱物性

吸着材 2：発熱するものとし、熱伝導を考慮

HIC 容器、ボックスカルバート：熱伝導を考慮

HIC 内の空気、ボックスカルバート内外の空気：自然対流による熱伝達を考慮

なお、輻射は考慮しないこととした。

<評価結果>

評価の結果、HIC 容器表面の温度は、約 58℃となった。太陽光入熱の結果（添付資料-5 別添 5-4 参照）を考慮しても約 71℃となり、HIC の設計温度 76.6℃未満となった。

(4)放射線の遮へい機能

a. 設計上の考慮等

放射線の遮へいに対する設計上の考慮等を以下に示す。

- ①多核種除去装置，HIC 等からの放射線による雰囲気線量低減のため，遮へいを設置している。
- ②HIC は，遮へい機能を有する鋼製の容器に収容して一時保管施設へ輸送し，コンクリート製のボックスカルバート内で貯蔵する設計としている。

b. 異常事象が発生した場合の安全機能への影響

放射線の遮へい機能に対して，想定される異常事象を以下に示す。

- ①処理対象水中の放射能濃度が想定より高いことによる放射線量の異常上昇
- ②遮へい機能の低下

異常事象①に対する影響評価

- ①処理対象水中の放射能濃度が想定より高いことによる放射線量の異常上昇

<影響評価>

それぞれのタンクに貯蔵されている処理対象水に含まれる Sr, Cs 等の主要核種の濃度を事前に分析し，処理開始前に，スラリー濃縮度の設定及び吸着塔の通水量を評価する。これにより，各 HIC 内に収容される放射エネルギーを設計値内に管理し，放射線量の異常上昇を防止する。

異常事象②に対する影響評価

- ②遮へい機能の低下

<影響評価>

水遮へい等に期待することなく，鋼製及びコンクリート等の構造物を遮へい体として使用しているため，劣化等による遮へい機能の低下はない。

3. 外部事象に対する対応方針

『発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針』より設計上考慮すべき事象を抽出し、それぞれの事象に対する対応方針を検討した。

抽出された外部事象に対する設計上の考慮及び対応方針を表5に示す。外部事象により、被害を受ける可能性が否定できない事象（台風、竜巻、積雪）に対しては、被害の影響を低減させる措置を講ずることとする。

表5 外部事象に対する設計上の考慮及び対応方針

外部事象	設計上の考慮及び対応方針
地震	耐震 B クラス相当の設計としており、十分な耐震裕度を有していることを確認している。
津波	約 OP. 37.0m の地点に設置されており、東北地方太平洋沖地震規模の津波を想定しても被害を受けることはない。
落雷	落雷による損傷を防止するため、接地網を設けている。
火災	<ul style="list-style-type: none"> ・『信頼性向上対策に係わる実施計画』に示した火災対策（防火帯の確保、火気作業における火災防止対策、散水、伐採木の防火対策）を確実に実施する。 ・設備から森林までの離隔距離を 30m 以上*確保している。 ・消火器を設置するとともに、消防車を常備しており、速やかに消火させることが可能である。 ・HIC は、遮へい体（多核種除去設備エリア）またはコンクリート製のボックスカルバート（一時保管施設）に収容しており、周囲で発生した火災による延焼を防止する。
台風	台風等の大雨の可能性が予見される場合には、設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い、汚染水の拡大防止を図る。
竜巻	竜巻の発生の可能性が予見される場合には、設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い、汚染水の拡大防止を図る。また、車両などの飛来物によって、設備を破壊させることがないように、車両を設備から遠ざける措置をとる。
積雪	<ul style="list-style-type: none"> ・降雪時には定期的な雪払い等を実施することで、積雪による荷重で設備が損傷することを防止する。 ・大雪の可能性が予見される場合には、設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い、汚染水の拡大防止を図る。

※（独）原子力安全基盤機構において作成中の林野火災に関する評価によると、「防火帯の幅については、最大風速 15m 程度の風が予想される箇所では、周囲が生立木であれば 30m」とされている。

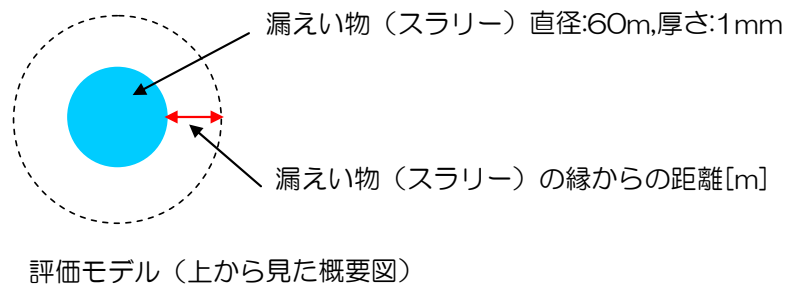


図1 HIC内のスラリーが漏えいした場合を想定した評価モデル

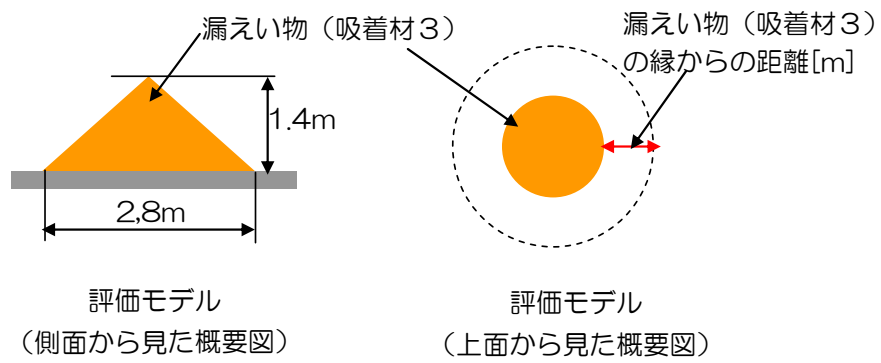


図2 HIC内の吸着材が漏えいした場合を想定した評価モデル



図3 逆浸透膜装置移送ホースからの漏えい時の回収作業の様子

汚染水を用いた通水試験（ホット試験）の実施 に向けた検討結果について

多核種除去設備については、平成24年3月より現地において設置工事（敷地造成、基礎工事、設備設置工事）を進め、8月末よりろ過水を用いた通水試験（コールド試験）を実施している。同設備は、福島第一原子力発電所構内に貯蔵している高濃度の汚染水を浄化処理し、汚染水漏えいによるリスクを低減させる設備であり、早期に稼働させるべく、十分な安全対策を施した上で汚染水を用いた通水試験（ホット試験）を開始することとする。

本資料は、多核種除去設備のホット試験実施に際して、漏えい等のリスクを顕在化させないために付された7つの条件※に対する具体的な対策について、検討結果を示すものである。

※ 「多核種除去設備に係わる論点整理について（案）」（平成24年9月5日 原子力安全・保安院）

多核種除去設備を運用するにあたり最も懸念される機器スキッド外での漏えいの検知性については、系統分離を行った上で雨除けカバーを新たに設置することにより、主要機器設置エリアに雨水を流入させず、万一、降雨時にスキッド外での漏えいが発生した場合においても、早期検知が可能となる。

このように、漏えいに対する対応を十分に行った上で、A系のホット試験の実績を踏まえ、B系、C系についてもホット試験を行い、健全性が確認された系統については、順次連続運転を行い、汚染水の早期低減に努める。

1. 「機器単体の作動・性能確認試験や系統の通水・漏えい確認試験等のコールド試験において発見された不適合が水平展開も含め適切に処理されていること」に関する対応

コールド試験において、数十件の不適合が確認されている。これらに関しては原因を分析・評価のうえ対策を実施すると共に、水平展開の可否を判断し、必要に応じて他系統への水平展開を実施している。

なお、コールド試験において確認された不具合の中で、設計を根本的に見直す様な大きな不適合は無く、計器取付部からの微少漏えいや不要な警報の発生等の軽微な不適合であった。

2. 「実機にて所定の性能が確認できる必要最小限度の期間，設備範囲内（A 系のみ）での実施であること」に関する対応

多核種除去設備の性能は，放射性物質の除去性能及び所定の期間除去性能が維持されることをもって確認する。

<除去性能の確認>

除去性能については，ホット試験開始後，定期的に処理済み水のサンプルを採取し分析を行うことにより確認する。除去性能を確認するためのサンプリング頻度及び必要通水量等については，おおよそ 1000~2000m³ の処理にて確認できる見通しである。

<除去性能が維持されることの確認>

除去性能が維持されることの確認については，定期的に処理済み水のサンプルを採取し分析を行い，各々の吸着材の交換までの間（表 1 参照），除去性能が維持されていることをもって確認する。交換周期は，最も長い吸着材 7 の想定交換周期（121 日）を考慮し，1 系列運転で約 30,000m³ 相当の処理を行い，その間，除去性能が維持されていることを確認する。

なお，除去性能が維持されなかった場合は，吸着材の交換周期を見直す必要があり廃棄物発生量の増要因となることから，一時保管施設における貯蔵計画の長期的な見通しを計るためにも，運用開始前に吸着材の除去性能が想定される交換周期の間維持されることを確認する必要がある。

表 1 吸着材の想定交換周期

	主な除去対象核種	想定交換周期（日）
吸着材 1	コロイド	67
吸着材 2	Sr (M ²⁺)	36
吸着材 3	Cs	57
吸着材 4	I	67
吸着材 5	Sb	45
吸着材 6	Co (M ²⁺ , M ³⁺)	45
吸着材 7	Ru, 負電荷コロイド	121

以上より、ホット試験における処理流量は、1 系列あたり約 30,000m³ とし、除去性能及び除去性能が維持されることを確認する。

また、後述（項目 3.及び項目 4.）するように多核種除去設備設置エリアは、堰により系統分離を行った上で雨除けカバーを新たに設置することにより、主要機器設置エリアに雨水を流入させず、万一、降雨時にスキッド外での漏えいが発生した場合においても、本設の上屋を設置した場合と同様に早期検知が可能となる。

このように、漏えいに対する対応を十分に行った上で、A 系のホット試験の実績を踏まえ、B 系、C 系についてもホット試験を行い、健全性が確認された系統については、順次連続運転を行い、汚染水の早期低減に努める。

3. 「A系での漏えいにより他系統に悪影響を及ぼさないよう、拡大防止堰等が設置されていること」に関する対応




多核種除去設備設置エリアの最外周には、高さ500mmの堰、エリアの内側にも高さ100mmの堰を設けているが、既設の堰に加え、新たに高さ100～300mmの堰を設置することにより、漏えいが発生した場合に他系統及び設置エリア外への漏えい拡大を防止する（図1参照）。また、堰の増設に伴い、漏えい検知器と排水ポンプを増設する。

なお、堰の高さは以下の方針で決定した。

エリアの外周堰（図1赤線：高さ500mm）は、多核種除去設備内の処理水が全量漏えいした場合を想定し、堰内に留めておくことができる高さとしている。高さ500mmの堰は約920m³の漏えい水を貯留することができるのに対し、多核種除去設備の全保有水量は約410m³であるため、堰は十分な高さを有している。

エリアを区画するための堰（図1緑線/青線：高さ100～300mm）は、各エリアの最大保有水量を有する機器から全量漏えいした場合に、そのエリアの堰内に留めておくことができる高さとしている。



	: 堰(既設 高さ100mm)
	: 堰(既設 高さ500mm)
	: 排水ポンプ・漏えい検知器(既設)
	: 堰(増設 高さ100～300mm)
	: 排水ポンプ・漏えい検知器(増設)

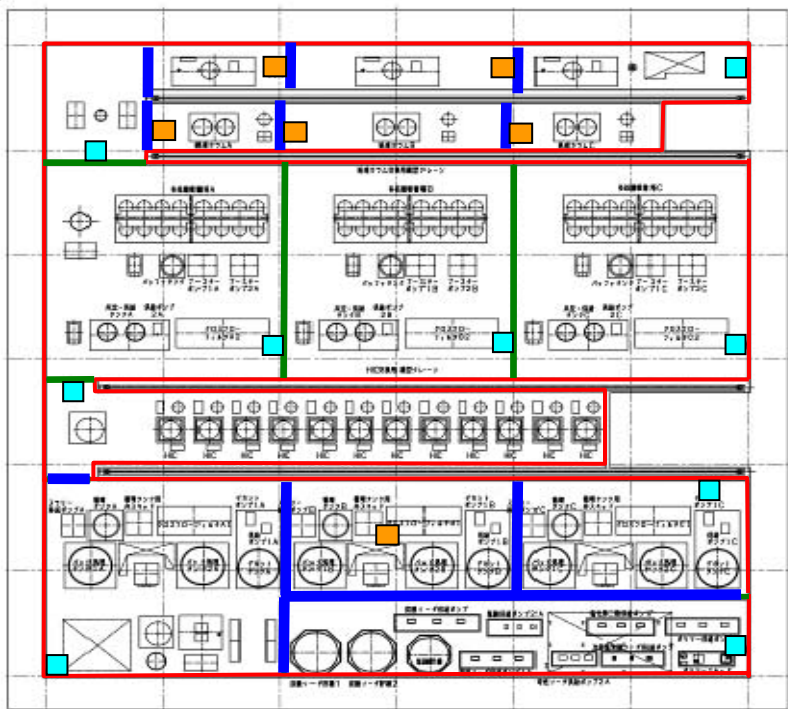


図1 堰及び排水ポンプ・漏えい検知器増設箇所

4. 「降雨により床等に水溜りが残っている場合は、スキッド外漏えいがあっても検知できないため、このような場合は運転しないこと」に関する対応

降雨時にスキッド外漏えいが発生した場合、雨水と漏えい水が混合するため、多核種除去設備設置エリアに雨除けカバーを敷設し、エリア内に雨水が浸入することを防止する（図2,3 参照）。

漏えいが発生した場合は、各エリアに設置した漏えい検知器が作動し、警報を確認した運転員が直ちに設備を緊急停止させることで、漏えい量を最小限に留めることが可能である。

台風等の大雨などによりエリア内への雨水の浸入の可能性が予見される場合には、設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行う。なお、設備停止の判断基準は気象庁の警報発生基準を基に定める。

仮に降雨により床等に水溜まりが残っている場合は、溜まった水を回収したうえで設備を稼働する。また、強風や大雨などでカバーが破損した場合も、適切にカバーを修復して設備を稼働させるものとする。

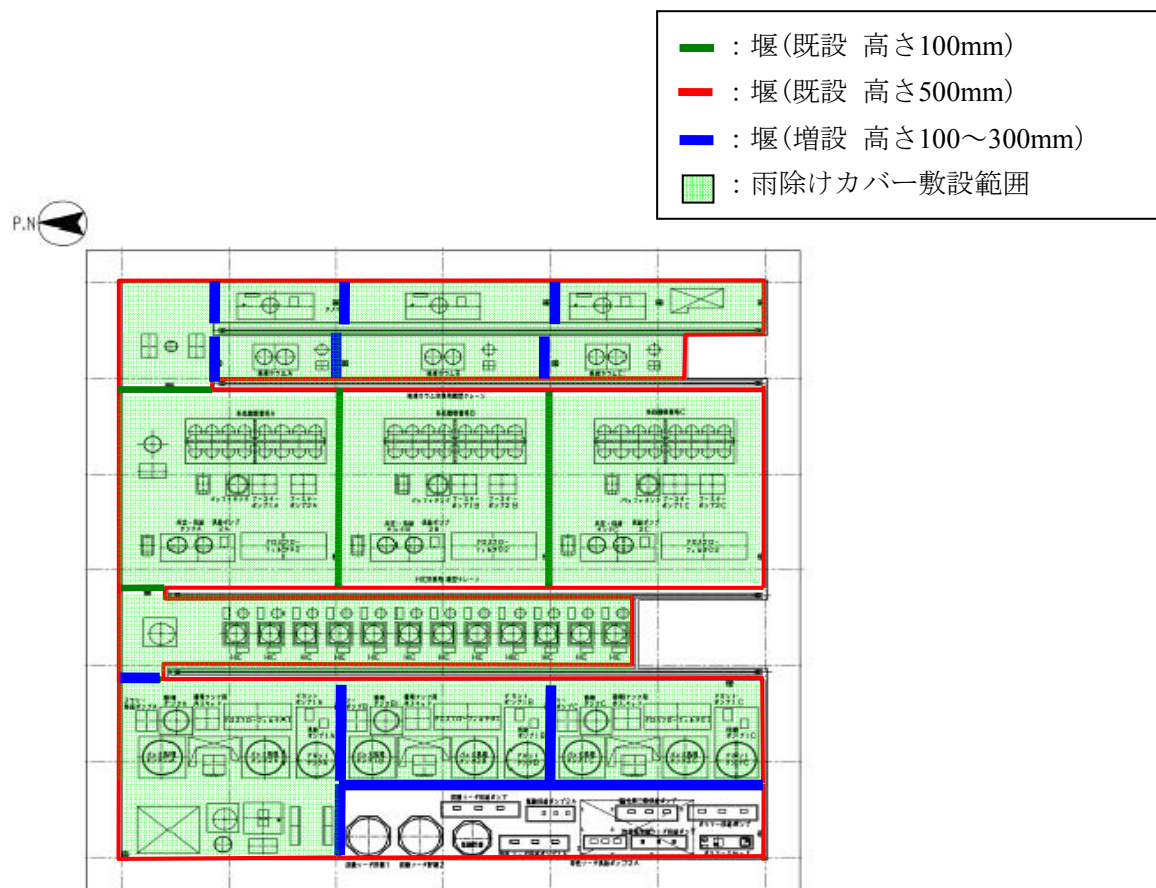


図2 多核種除去設備設置エリア 雨除けカバー敷設範囲

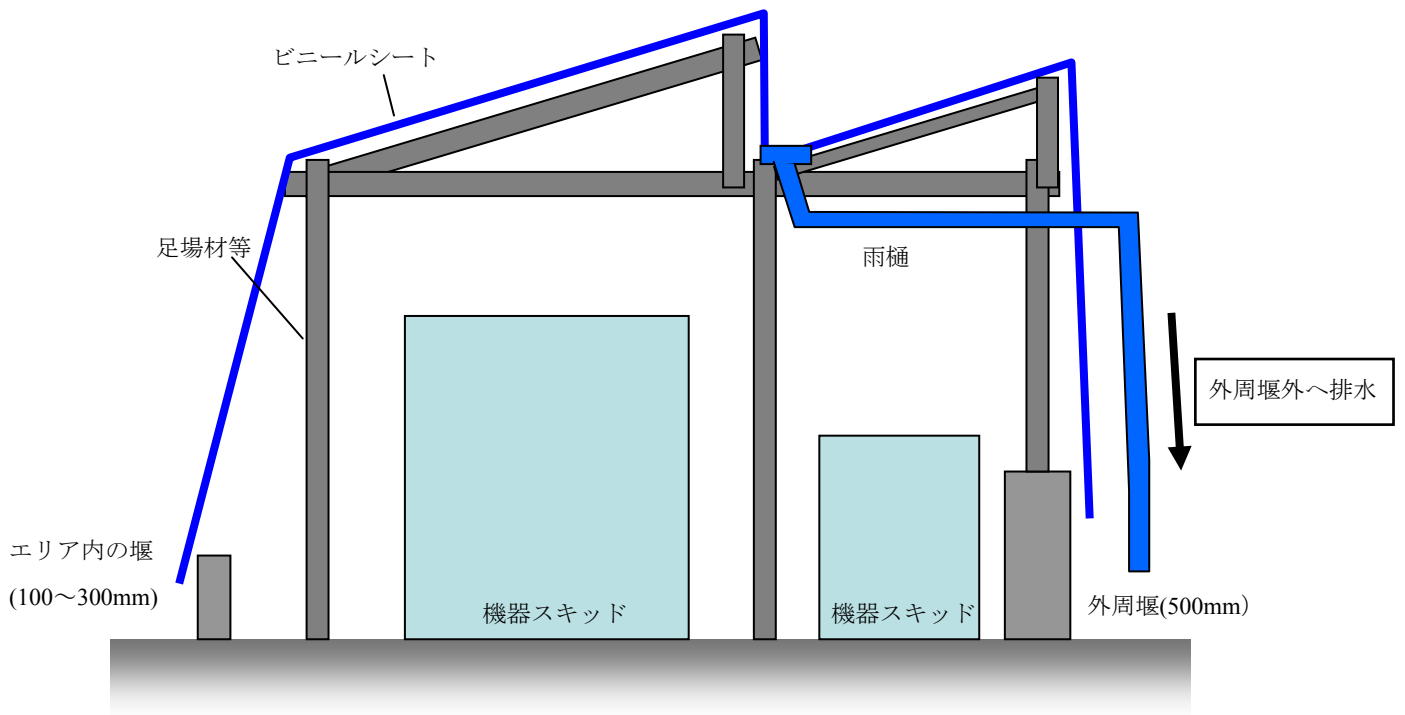


図3 雨除けカバー (イメージ)

- 「漏えいがあっても早期検知し、必要な対応ができるよう、万全の体制を敷いていること。特に、高濃度の放射性物質を内包する高性能容器（HIC）は漏えいするものとして適切に監視すること」に関する対応

＜多核種除去設備設置エリア＞

多核種除去設備設置エリアでは、パラメータ異常の警報、定期的なパトロールにて、漏えい等の異常を確認した運転員が、直ちに設備を緊急停止させることで、漏えい量を最小限に留める。なお、主ラインは、自動で隔離弁を閉、分岐ラインは手動で隔離弁を閉操作することが可能であり、個々の吸着塔の前後にも手動弁が設置されている（図4参照）。

スキッド内漏えいの場合は、各々のスキッドに設置された漏えい水受けパン内の漏えい検知器が作動し、警報を確認した運転員が直ちに設備を緊急停止させることで、漏えい量を最小限に留めることが可能である（図5.6参照）。

スキッド外については、前述の通り床漏えい検知器及びエリア放射線モニタによる監視を行い、漏えい検知器の作動及びエリア放射線モニタにより高い放射線レベルが検知された場合には、汚染水処理設備制御室及び現場に警報を発する。

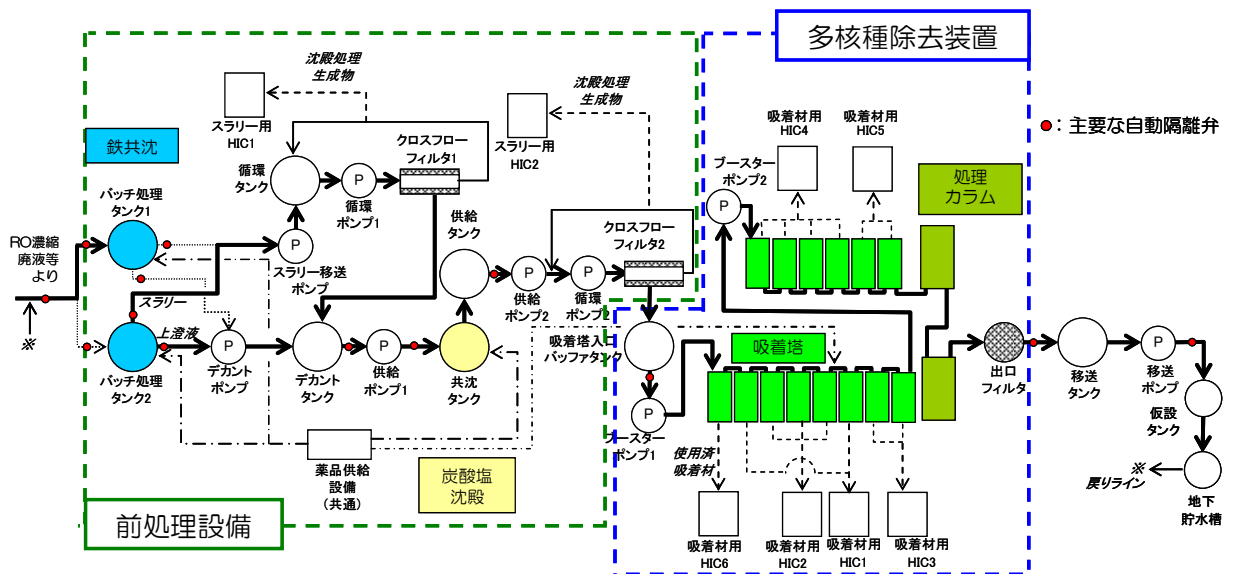


図4 多核種除去設備 系統概略図

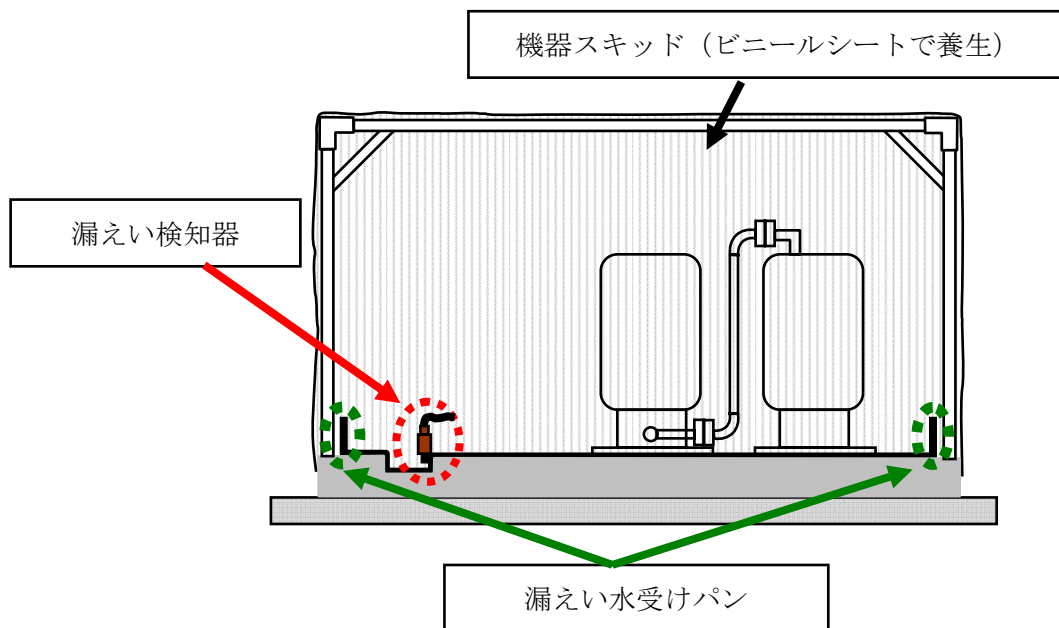


図5 機器スキッド内漏えい水受けパン, 漏えい検知器設置概要 (イメージ)



図6 漏えい検知機の設置状況 (一例)

<一時保管施設>

一時保管施設では、多核種除去設備から発生する HIC を図 7 に示すコンクリート製のボックスカルバート内に静置した状態で貯蔵する。

一時保管施設外周部には、堰（H 鋼）が配置されており、H 鋼間の隙間（排水のために設けられている）を土嚢で塞ぐことにより施設外への漏えい拡大を防止する（図 8 参照）。なお、漏えい発生時に迅速に対応できるよう、土嚢等は H 鋼間の隙間近傍に予め配置している。

さらに、ボックスカルバートの接地面（床面との境界）はモルタルで埋められており、ボックスカルバート底部に水抜き用に設けられている貫通孔を閉止する（代表のボックスカルバート1基に対して、漏えい確認を実施）ことから、万一、HICから漏えいが発生した場合においても漏えい物はボックスカルバート内に留まり、外部に流出することはない（図7参照）。なお、ボックスカルバートの貫通孔を閉止した場合のHICへの影響を確認するため、ボックスカルバート底部の貫通孔（8箇所）に加え、ボックスカルバート上蓋の貫通孔(2箇所)が閉止された条件にて、発熱量が最も大きい吸着材2（主にストロンチウムを吸着）を充填するHICの容器表面温度について評価した。評価の結果、HIC容器表面の温度は最大で約71℃となり、HICの設計温度76.6℃に対して低くなることから、ボックスカルバート底部の貫通孔を閉止することによる安全上の問題はない。

HIC は、米国の使用実績から長期間の貯蔵における耐食性・耐放射線性等について健全性を有することが確認されているポリエチレン製の容器である。また、前述のとおり万一、漏えいが発生した場合においても漏えい物はボックスカルバート内に留まることから、周辺公衆へ被ばくの影響はないため、HIC からの漏えい監視は不要と考える。

ただし、実機において健全性を確認するため、ボックスカルバートの上蓋を開け、内部の HIC の状態を定期的に確認する（初期は1回/1ヶ月程度の頻度とし、漏えいがなければ、上蓋を開けた際の紫外線照射による劣化防止のために確認頻度を少なくする等、確認頻度を見直す）。上蓋を開けての状態の確認は作業員被ばく低減の観点から、最も高線量となるスラリー（鉄共沈処理）を収容した HIC のうち、一時保管施設に最初に保管する1基を代表とする。なお、ボックスカルバート内に貯蔵する HIC は、各々シリアルナンバーにより収容する廃棄物を管理出来るようにする。

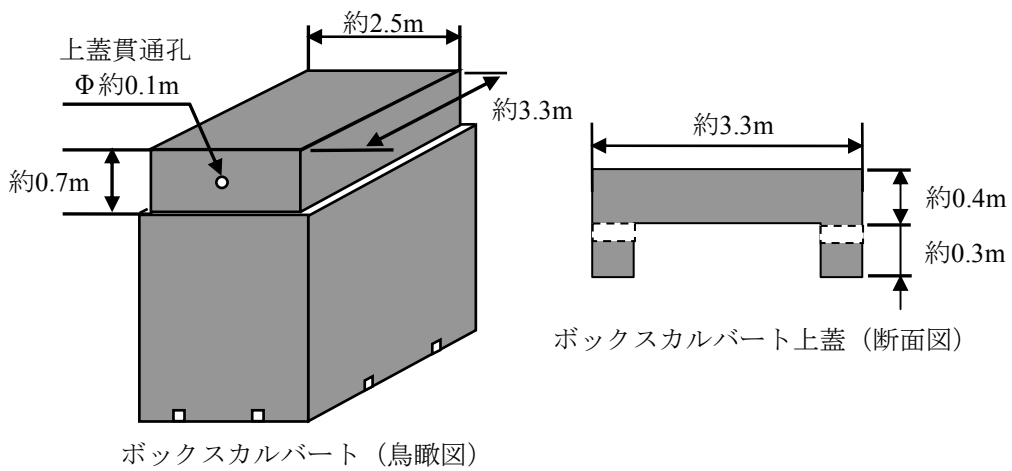
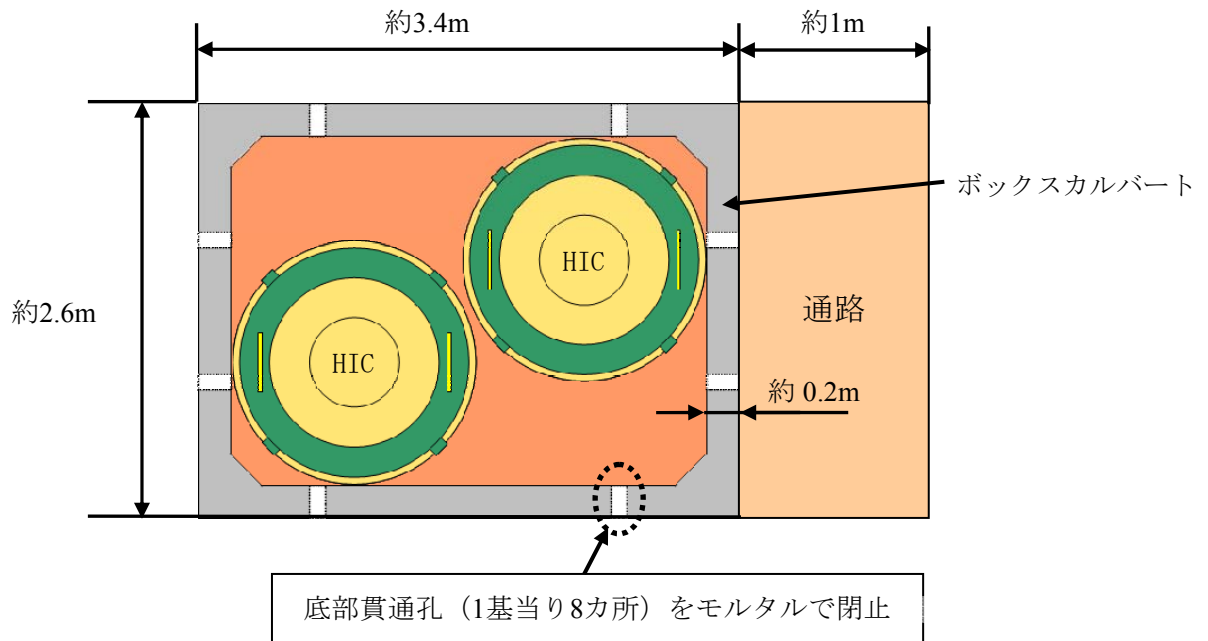
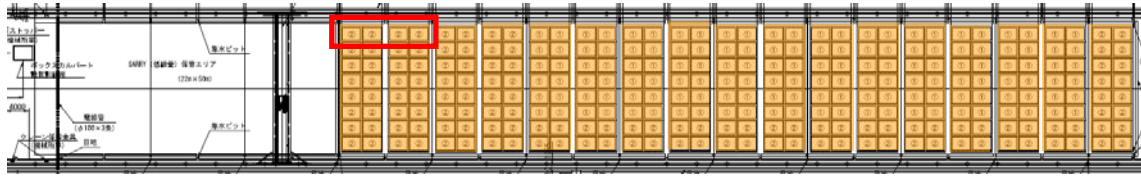



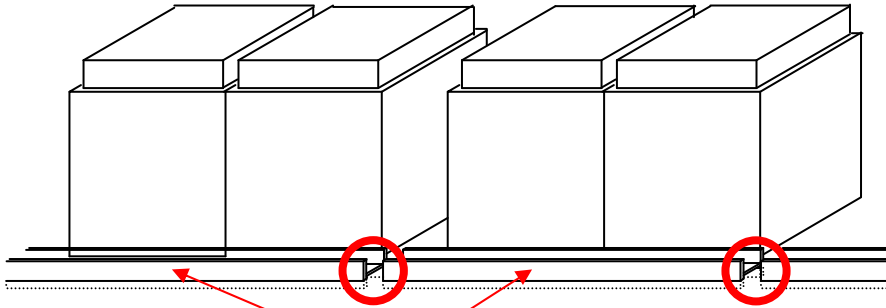
図7 ボックスカルバート及びHIC配置概要



 ボックスカルバート

セシウム吸着塔一時保管施設（第二施設）ボックスカルバート配置概要

( 詳細)



H鋼（400mm×400mm）100mm程度を基礎コンクリートに埋込み


 H鋼のギャップ（約300mm）

図 8 セシウム吸着塔一時保管施設（第二施設）ボックスカルバート配置概要

6. 「漏えいがあった場合の具体的な対策を検討し、必要な資機材等は事前に準備しておくこと」に関する対応

漏えい発生時の対応について具体的な方策を策定し、必要な資機材を配備する。

<漏えい拡大防止対策>

多核種除去設備設置エリアの最外周には、高さ 500mm の堰、エリアの内側にも高さ 100mm の堰を設けている。エリア最外周の堰（高さ 500mm）は多核種除去設備内の処理水が全量漏えいした場合を想定し、堰内に留めておくことができる高さとしている。

さらに、エリアを区画するために高さ 100～300mm の堰を増設し、漏えいが発生した場合に他系統及び設置エリア外への漏えい拡大を防止する。これらの堰（高さ 100～300mm）は各エリアの最大保有水量を有する機器から全量漏えいした場合に、そのエリアの堰内に留めておくことができる高さとしている。

<漏えい物の回収>

漏えい物の回収のために、資機材（吸引車、掃除機、ポンプ、ウェス等）を構内に配備している。

多核種除去設備設置エリアで漏えいが発生した場合、漏えい物は回収したうえで本設備の排水タンクや鋼製タンク等へ移送する。

一時保管施設の HIC から漏えいが発生した場合、漏えい物はボックスカルバート内に留まり、外部に流出することはない。ボックスカルバート内に溜まった漏えい物はポンプ等で回収する。なお、回収した漏えい物は他の HIC 等に詰め替えるなどの措置を行う。

図 9 に過去の漏えい発生時の回収作業の様子を示す。図中の吸引車を用いて回収を行う。また、前処理設備のスラリーや吸着材などが漏えいし線量が高い場合には、ろ過水で希釈し線量低減を図り、可能な限り離隔距離を確保し、回収を行う。吸引車では回収が困難である狭隘部（配管、機器等の隙間）では、ポンプ（図 10）や掃除機等で回収する。

<漏えい箇所の除染>

漏えい箇所の除染は以下の手順で行う。

- ・コンクリート面に残留している堆積物（埃・塵等）をポンプや掃除機等で回収する。
- ・コンクリート面をろ過水で洗浄する。
- ・洗浄水を吸引車あるいはポンプや掃除機等で回収する。



図9 漏えい物回収作業の様子



図10 ポンプ

7. 「放射線業務従事者等に対する被ばく管理を適切に行うこと」に関する対応

多核種除去設備の運転・保守に携わる放射線業務従事者等に対する被ばく管理については、『福島第一原子力発電所第 1～4 号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく施設運営計画に係る報告書（その 3）（改訂）』に示した内容を基本とする。

<放射線防護対策>

- ・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、多核種除去設備の運転操作等に係る放射線業務従事者以外の者が不要に近づくことがないように、当該区域を周知すると共に標識等を設ける。
- ・多核種除去設備の設置エリアについては、外部放射線に係る線量当量率を定期的及び必要の都度測定する。
- ・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。
- ・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汚染水処理設備制御室および現場に警報を発する。

<個人被ばく管理>

(1) エリア立入前の措置

- ・作業エリア内での放射線防護に関する教育、訓練を行う。

(2) 放射線業務従事者の線量限度の管理

(3) 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。

外部被ばくによる線量の評価

- ・エリア内に立ち入る場合には、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。
- ・万一漏えい物の回収作業等に従事する場合は、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、 β 線被ばく作業においては、 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。

<放射線防護に対する設計上の考慮等>

放射線業務従事者の被ばく低減の観点から、多核種除去装置、高性能容器等からの放射線による雰囲気線量当量率（機器表面から 1m の位置）が 1mSv/h 以下となるように遮へいを設ける。また、ポンプ等の動的機器の保守作業を考慮し、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動的機器を配置するとともに、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。

高性能容器輸送時は、鋼製の遮へい体に収容し、放射線業務従事者の被ばく低減を図る。

多核種除去設備設置エリアは、処理水中に多量に含まれているβ核種の影響により、β線線量率の高い作業環境となることが想定されるため、エリアに立ち入る場合は下記の線量管理を実施する。

- ・エリアに立ち入る場合は、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、β線被ばく作業においては、β線測定用線量計等）を着用させ、その都度線量の測定を行う。また、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適切な放射線測定器（例えば、リングバッチ）を着用させ、その都度局部線量の測定を行う。

以上

上屋の構造及び耐震性評価結果

I. Bクラス施設としての評価

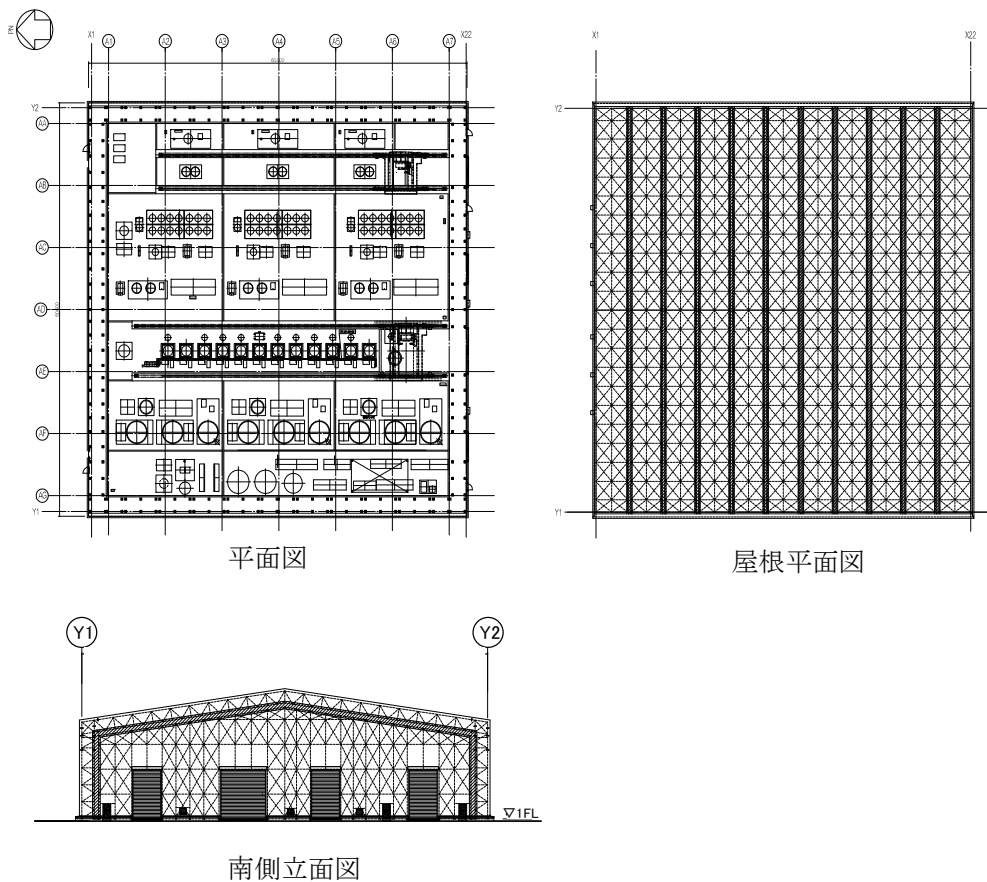
1. 評価方針

多核種除去設備建屋は、地上1階建てで平面が 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/m² 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-1.1 に示す。



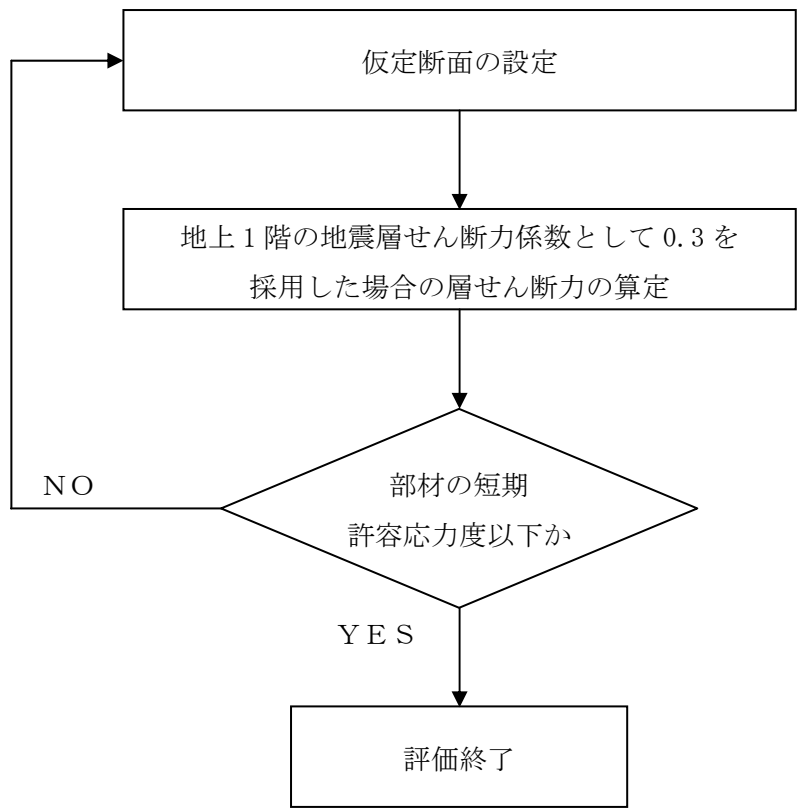


図-1.1 Bクラス施設としての建屋の耐震安全性評価手順

2. 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-2.1に示す。評価に用いる材料の許容応力度を表-2.2～表-2.4に、基礎地盤の許容支持力度を表-2.5に示す。

表-2.1 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-2.2 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	$t \leq 40\text{mm}$	SS400 SN400B STK400 STKR400	235	「鋼構造設計規準」に従って 左記Fの値により求める。
	$t \leq 40\text{mm}$	SM490C SNR490B	325	

表-2.3 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-2.4 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

注記*：呼び径 D29 以上の太さの鉄筋に対しては 195 とする。

表-2.5 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。

3. 耐震安全性評価結果

(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-3.1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-3.1 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-3.2 及び表-3.3 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-3.2 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

注記*：圧縮を正とする。

表-3.3 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。

Ⅱ. 基準地震動 S_s に対する評価

1. 解析評価方針

建屋について、基準地震動 S_s による地震力に対し、崩壊しないことを確認する。

解析モデルは、基礎及び地上階の曲げ、せん断及び軸剛性を評価した質点系モデルとする。

部材の評価は、地震応答解析により得られた当該部位の応力に対して、部材の終局耐力と比較することによって行う。ただし、部材応力が短期許容応力度以下である場合は、終局耐力との比較を省略する。

基準地震動 S_s に対する建屋の耐震性評価手順を図-1.1 に示す。

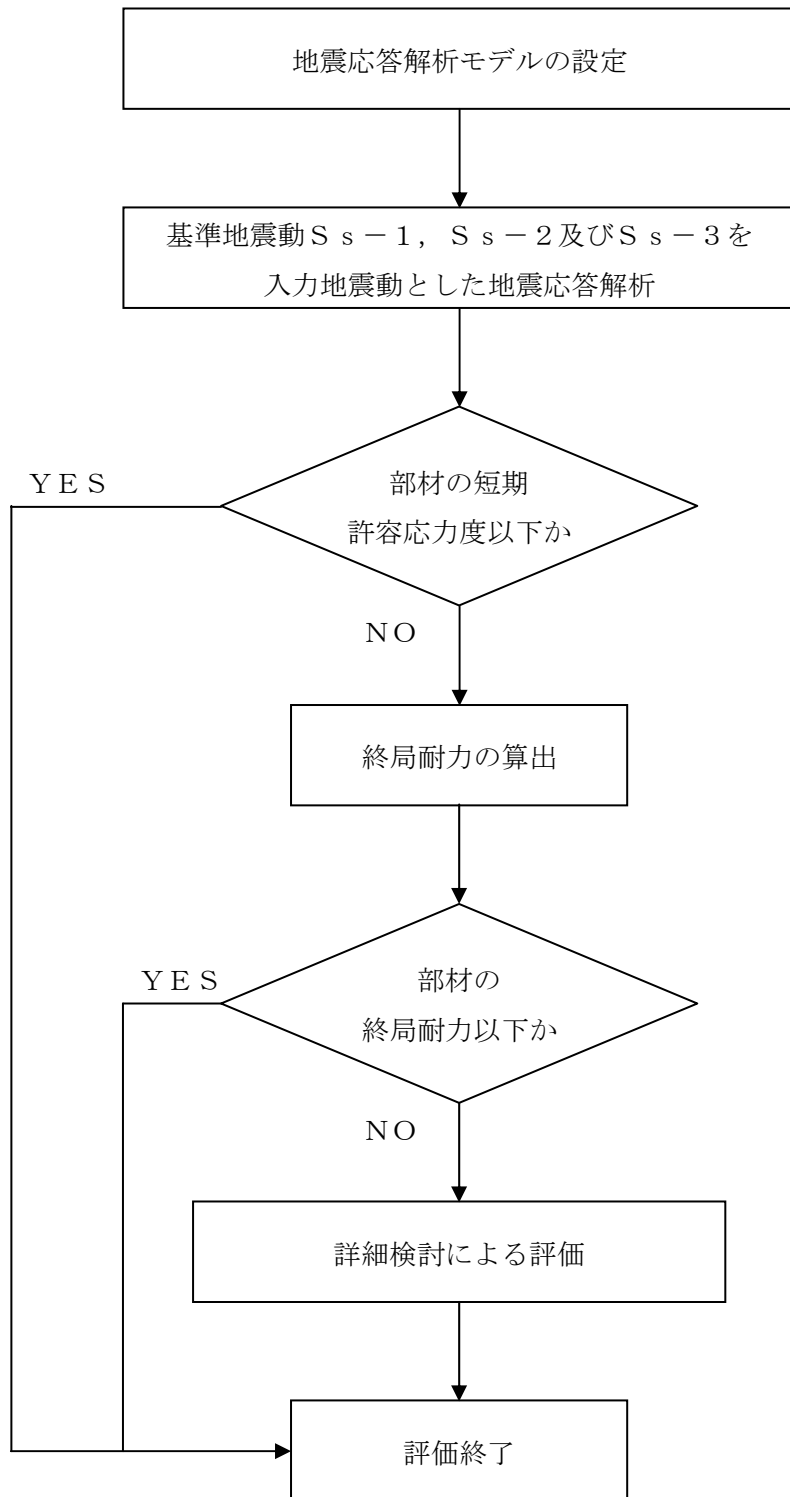


図-1.1 基準地震動 S_s に対する建屋の耐震性評価手順

2. 解析に用いる入力地震動

建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価 中間報告書」(原管発管19第603号 平成20年3月31日付)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する S_s-1 、 S_s-2 及び S_s-3 に基づき算定することとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-2.1及び図-2.2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 S_s に対する地盤の応答として評価する。解放基盤表面位置(0.P.-196.0m)における基準地震動 S_s-1 、 S_s-2 及び S_s-3 の加速度波形を図-2.3及び図-2.4に示す。

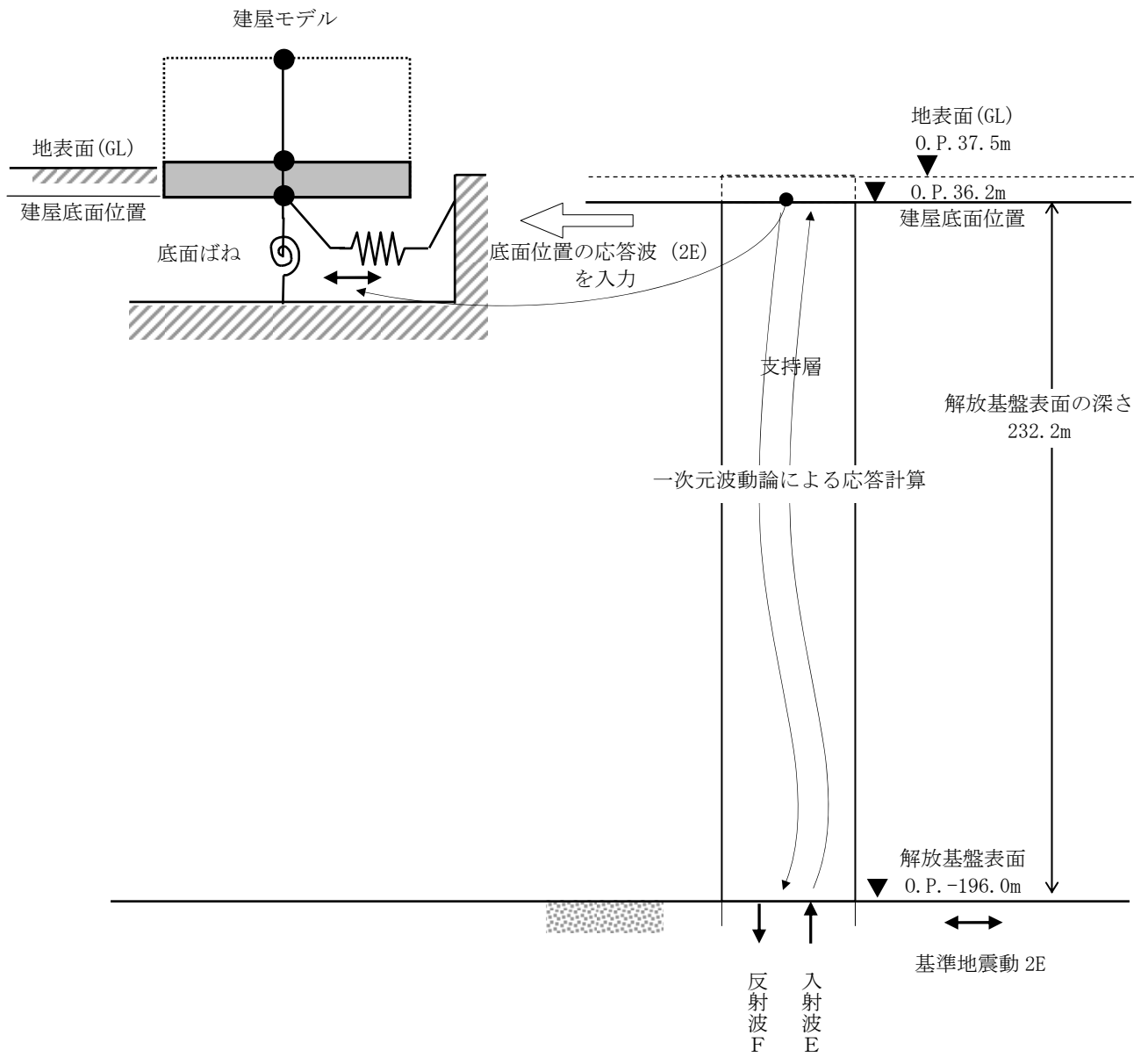


図-2.1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図（水平方向）

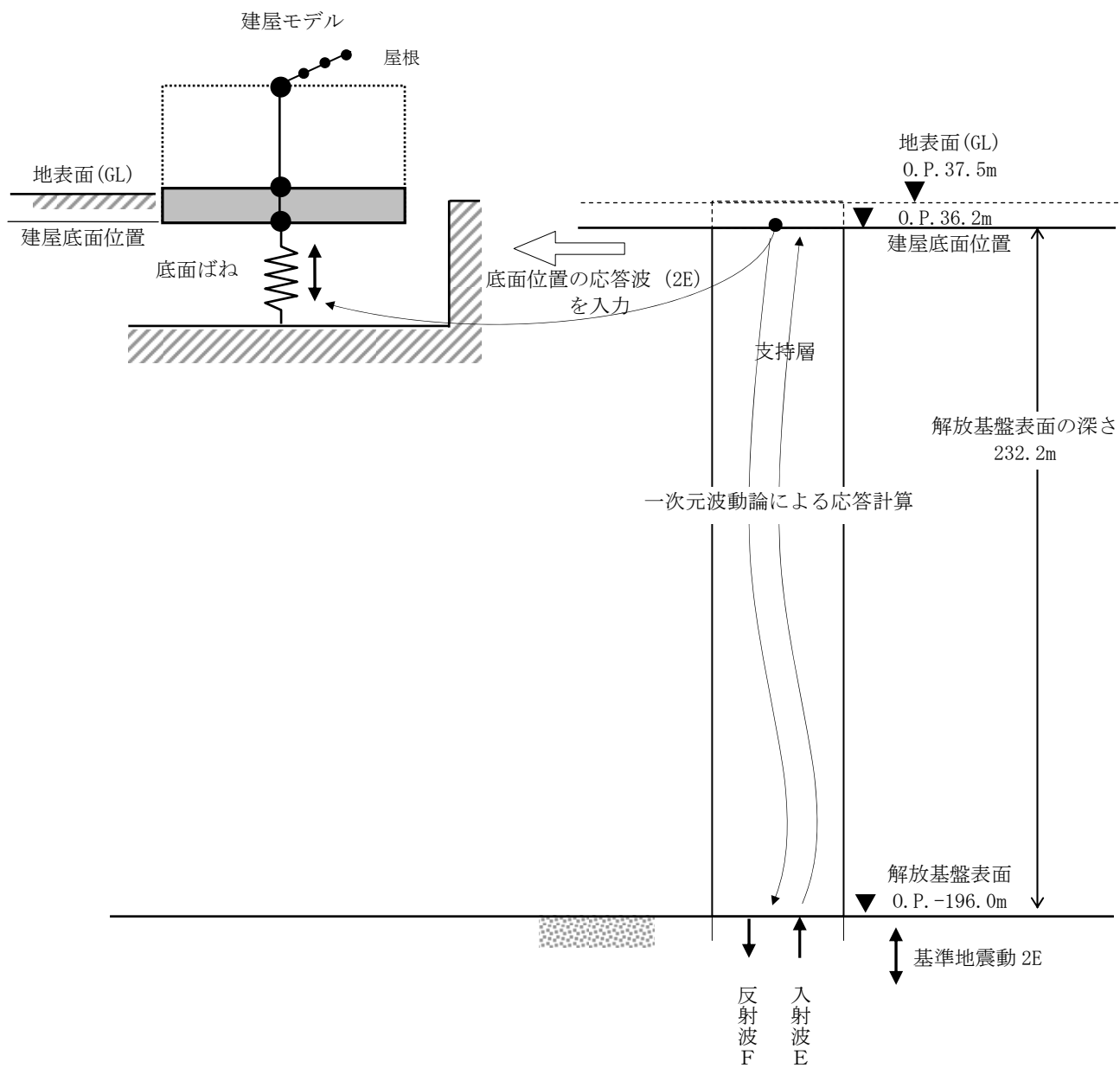
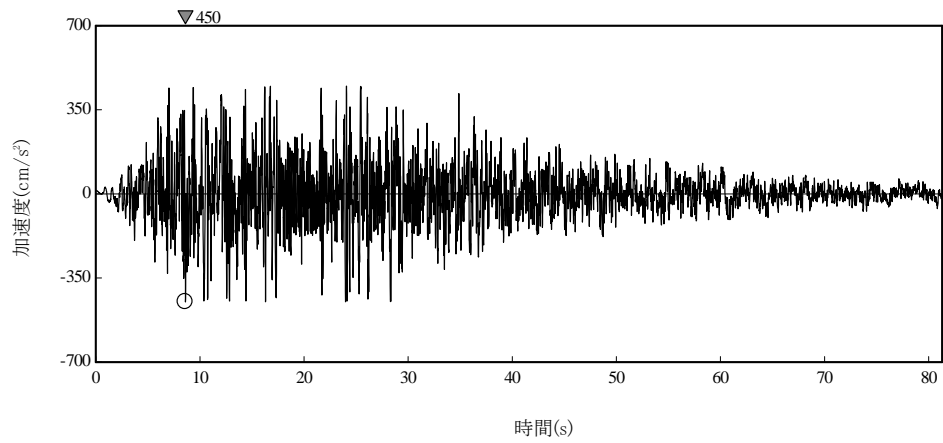
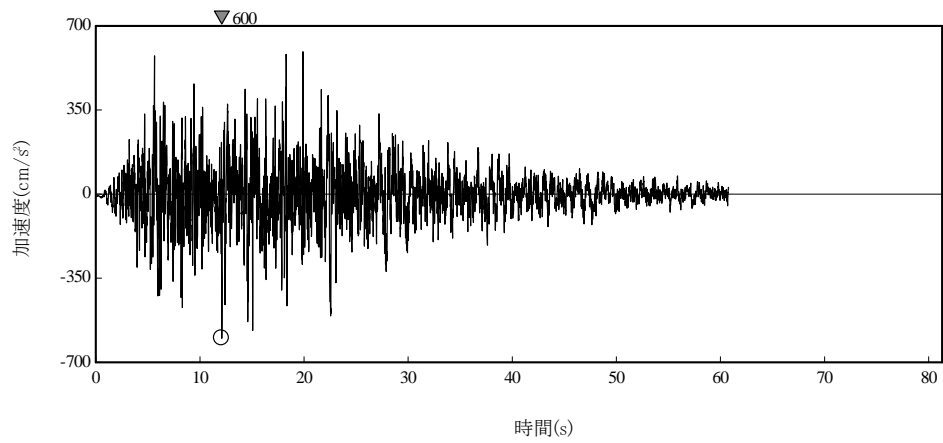


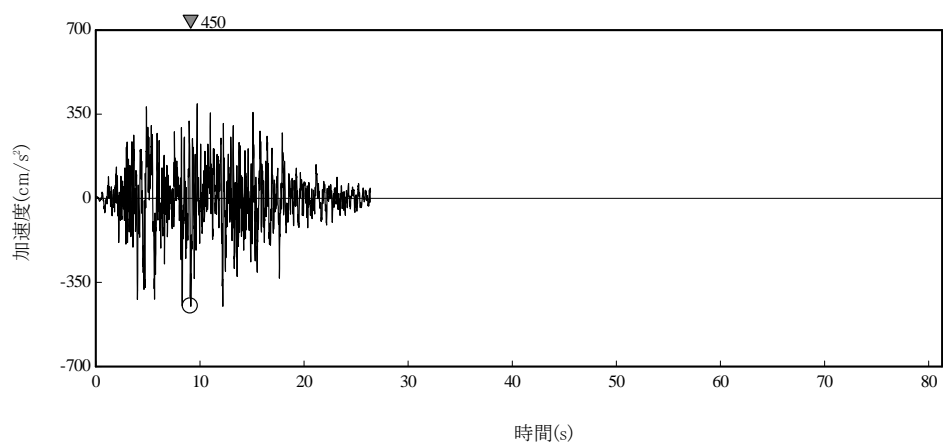
図-2.2 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図 (鉛直方向)



(S s - 1_H)

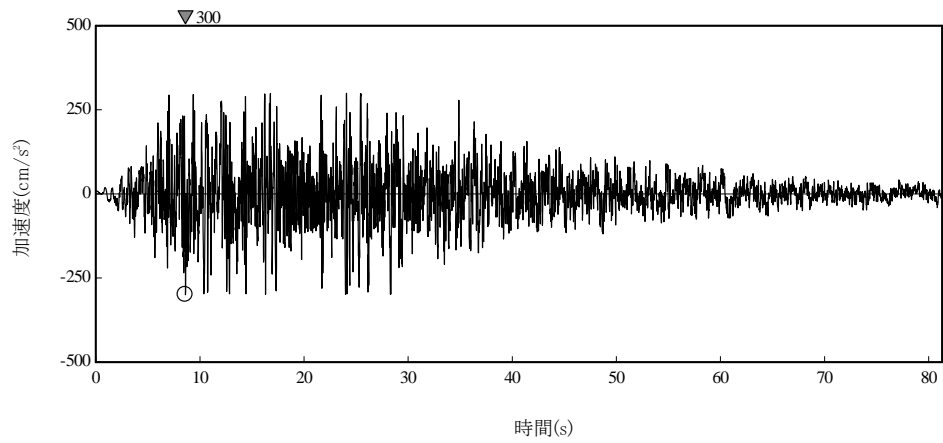


(S s - 2_H)

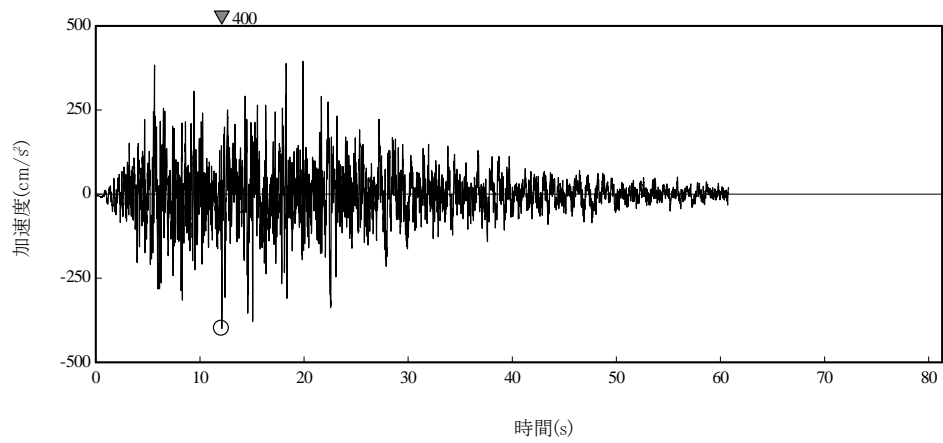


(S s - 3_H)

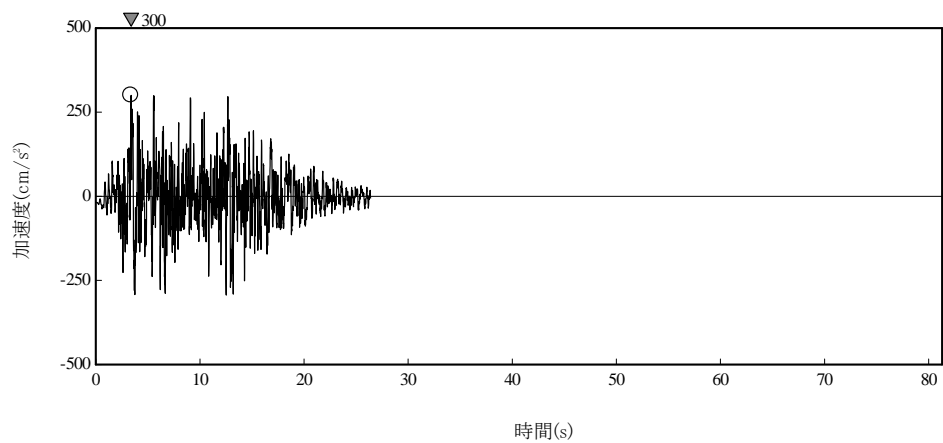
図-2.3 解放基盤表面位置における地震動の加速度波形（水平方向）



(S s - 1 v)



(S s - 2 v)



(S s - 3 v)

図-2.4 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）

3. 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する建屋の地震応答解析は、「2. 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－3.1 及び表－3.2 に示す。

a) コンクリート

- ・ヤング係数 $E = 2.44 \times 10^4 \text{ N/mm}^2$ ($F_c = 30 \text{ N/mm}^2$) ; 基礎部
- ・ポアソン比 $\nu = 0.2$
- ・単位体積重量 $\gamma = 24 \text{ kN/m}^3$
- ・減衰定数 $h = 5\%$

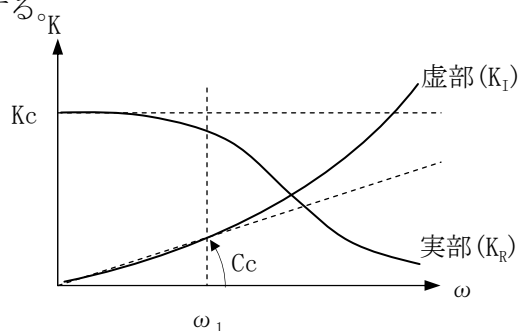
b) 鉄骨

- ・ヤング係数 $E = 2.05 \times 10^5 \text{ N/mm}^2$
- ・ポアソン比 $\nu = 0.3$
- ・単位体積重量 $\gamma = 77 \text{ kN/m}^3$
- ・減衰定数 $h = 2\%$

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表－3.3～表－3.5 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－3.1 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－3.1 地盤ばねの近似

表-3.1 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 \cdot 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 $\times 10^{-3}$ (NS) 29.0 $\times 10^{-3}$ (EW)	—
			2	3600.0	10.8
③	64800	19.46	—	—	—

・基礎形状 60.0m(NS) \times 60.0m(EW) \times 1.5m(厚さ)
 ・総重量 201290 kN

表-3.2 建屋の振動諸元(鉛直方向)

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 $\times 10^{-3}$
		2	3600.0
③	64800	—	—

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	332	61.8	0.241
⑬	960	14	354	65.5	0.257
⑭	480	—	—	—	—

柱端部回転ばね $K_\theta = 2.36 \times 10^7$ kN \cdot m/rad

表-3.3 地盤定数 (S s - 1_H)

標高 O.P. (m)	層厚 (m)	地質	単体体積重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比	初期 せん断波速度 V_{S0} (m/s)	初期 せん断弾性係数 G_0 (kN/m ²)	S s - 1 _H 地震時				
							剛性低下率 G/G_0	せん断弾性係数 G (kN/m ²)	せん断波速度 V_S (m/s)	縦波速度 V_P (m/s)	減衰定数 h (%)
36.2 ~ 28.3	7.9	段丘 堆積層	15.6	0.480	315	158,000	0.58	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-3.4 地盤定数 (S s - 2_H)

標高 O.P. (m)	層厚 (m)	地質	単体体積重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比	初期 せん断波速度 V_{S0} (m/s)	初期 せん断弾性係数 G_0 (kN/m ²)	S s - 2 _H 地震時				
							剛性低下率 G/G_0	せん断弾性係数 G (kN/m ²)	せん断波速度 V_S (m/s)	縦波速度 V_P (m/s)	減衰定数 h (%)
36.2 ~ 28.3	7.9	段丘 堆積層	15.6	0.480	315	158,000	0.57	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-3.5 地盤定数 (S s - 3_H)

標高 O.P. (m)	層厚 (m)	地質	単位体積重量 γ (kN/m ³)	ポアソン比	初期 せん断波速度 V_{S0} (m/s)	初期 せん断弾性係数 G_0 (kN/m ²)	S s - 3 _H 地震時				
							剛性低下率 G/G_0	せん断弾性係数 G (kN/m ²)	せん断波速度 V_S (m/s)	縦波速度 V_P (m/s)	減衰定数 h (%)
36.2 ~ 28.3	7.9	段丘 堆積層	15.6	0.480	315	158,000	0.60	95,000	244	1,250	6
28.3 ~ 1.9	26.4	砂岩	17.8	0.473	380	262,000	0.66	173,000	309	1,360	7
1.9 ~ -10.0	11.9	泥岩	16.5	0.464	450	341,000	0.78	266,000	398	1,530	3
-10.0 ~ -80.0	70.0		17.1	0.455	500	436,000	0.76	331,000	436	1,520	3
-80.0 ~ -108.0	28.0		17.6	0.446	560	563,000	0.73	411,000	479	1,530	3
-108.0 ~ -196.0	88.0		17.8	0.442	600	653,000	0.77	503,000	526	1,630	3
-196.0 ~	—	解放基盤	18.5	0.421	700	924,000	—	924,000	700	1,890	—

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-4.1～図-4.3 に示す。

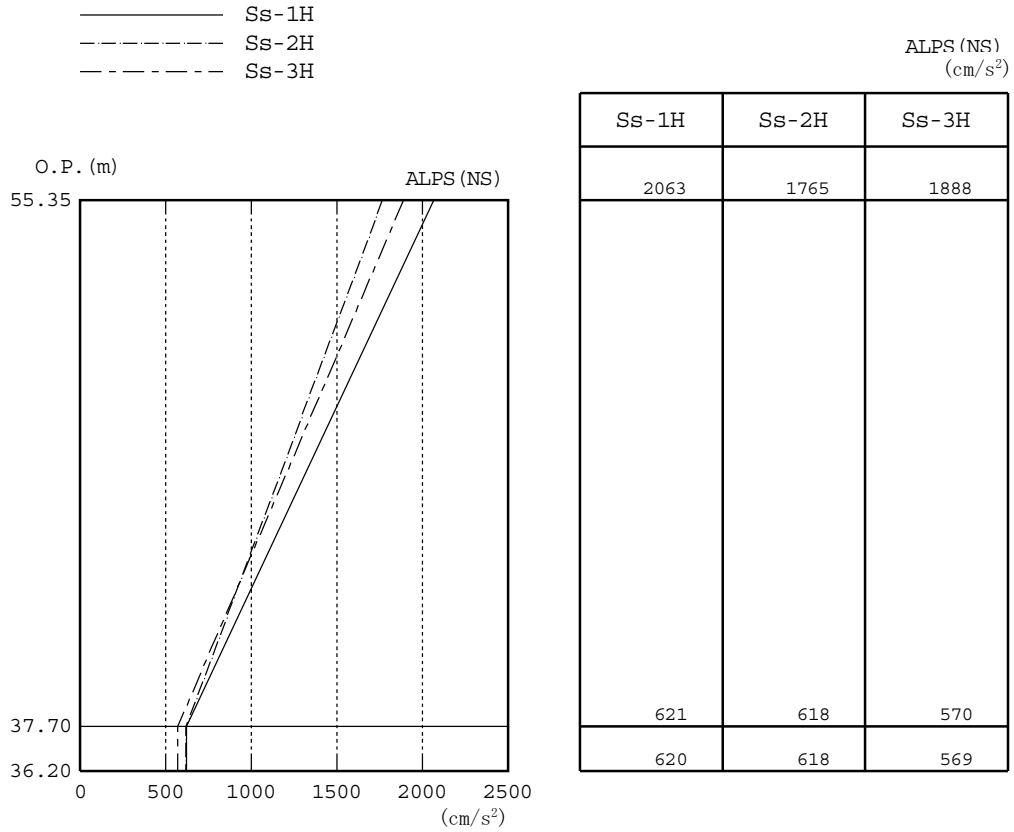


图-4.1 最大応答加速度 (NS 方向)

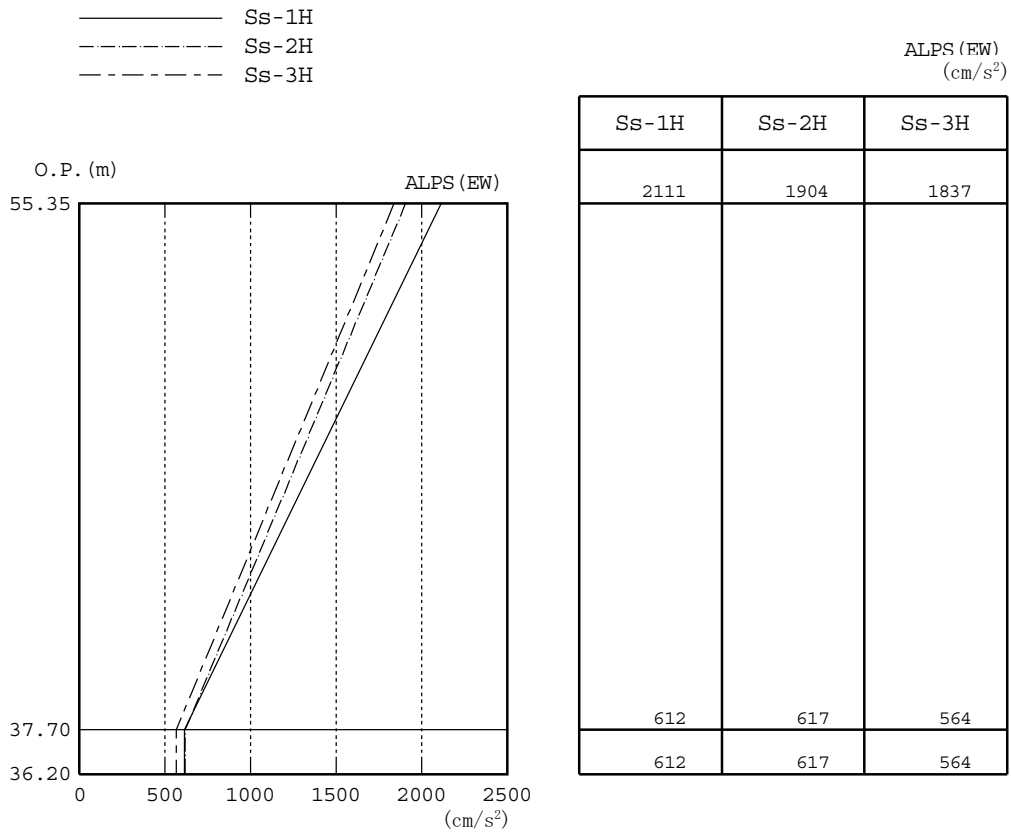
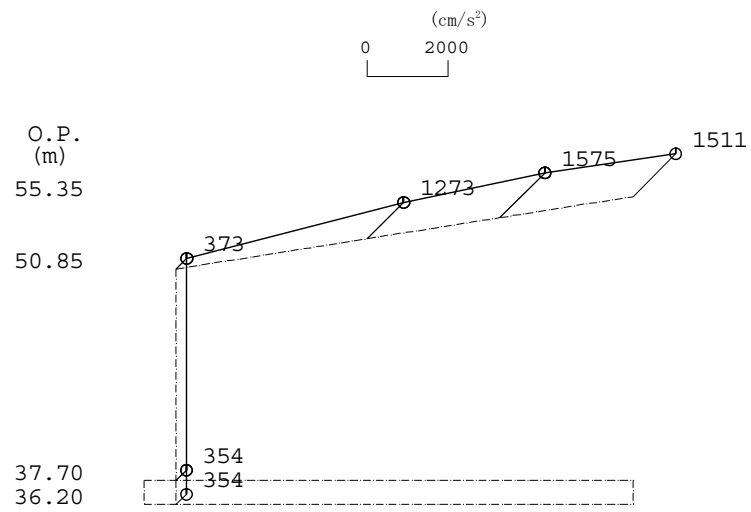
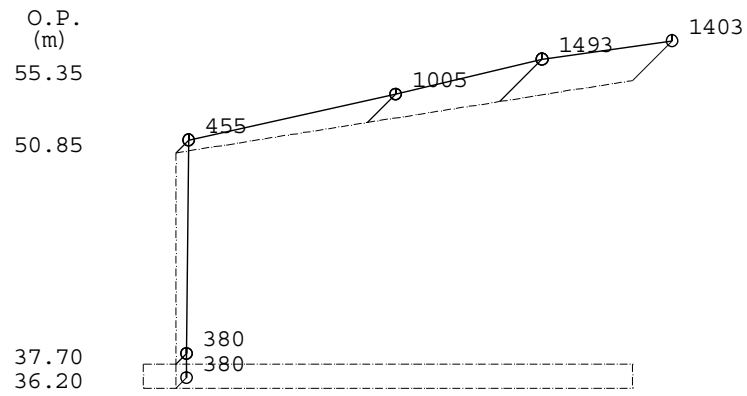


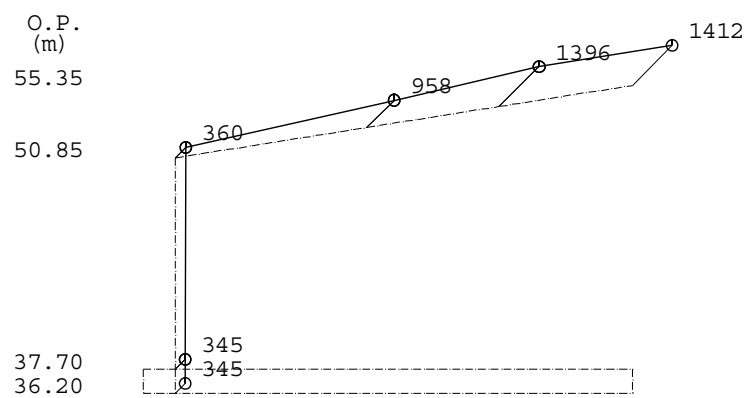
图-4.2 最大応答加速度 (EW 方向)



(S s - 1 v)



(S s - 2 v)



(S s - 3 v)

图-4.3 最大応答加速度 (鉛直方向)

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-5.1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-5.1 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

注記* : 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-5.2及び表-5.3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-5.2 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

注記*：圧縮を正とする。

表-5.3 面外せん断力に対する検討結果

応 力 面外せん断力(kN/m)	短期許容 せん断力(kN/m)	応力／短期許容せん断力
741	1316	0.57

以上のことから、S s 地震力に対する耐震安全性は確保されているものと評価した。