

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

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。

ンプ等)」で報告する。

(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 もしくは炭素鋼の鋼管を基本とする。
- b. 放射性流体を内包する配管のうち、ポリエチレン管より可撓性を有する配管を使用する必要がある箇所（各スキッド間、各吸着塔間、吸着材排出ライン、処理カラム取合部、脱水装置）は、耐圧ホース（EPDM；エチレンプロピレンジエンモノマーもしくはUHMWPE；超高分子量ポリエチレン）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、UHMWPE）と継手金属の結合部（カシメ部）に外れ防止金具を装着する。
- c. 吸着塔、処理カラムは、耐腐食性を有するSUS316Lとする。
- d. 高性能容器は、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。

(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にも漏えい堰を設ける。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する。さらに、カメラを設けて汚染水処理設備で漏えいを監視する。

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。

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。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-3 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、薬品供給設備からの試薬量や処理対象水の通水量を管理する。

（添付資料-4 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。

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-4 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-4 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。

(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-4，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-5，地下貯水槽の耐震性の評価結果を添付資料-6 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-7 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-7 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。

(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。

5.6 異常時の措置

(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) 津波時の対応

多核種除去設備等は、約 OP.37,000 の地点に設置するため、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。

5.7 今後の計画

(1) A系列先行運転

RO 濃縮塩水の処理を早期に着手する観点から、A～Cの3系列のうちA系列を先行して工事を行い、平成24年8月末もしくは9月より処理を開始する。残り2系列については、平成24年9月末以降の処理開始とする。

(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、平成25年4月を目標に3系列運転を開始する。

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：高性能容器の線量率評価結果

添付資料-4：高性能容器概要

添付資料-5：多核種除去設備の構造強度・耐震性評価結果

添付資料-6：地下貯水槽の耐震性評価

添付資料-7：雨水排水および漏えい検知の考え方について

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 56,000m 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]

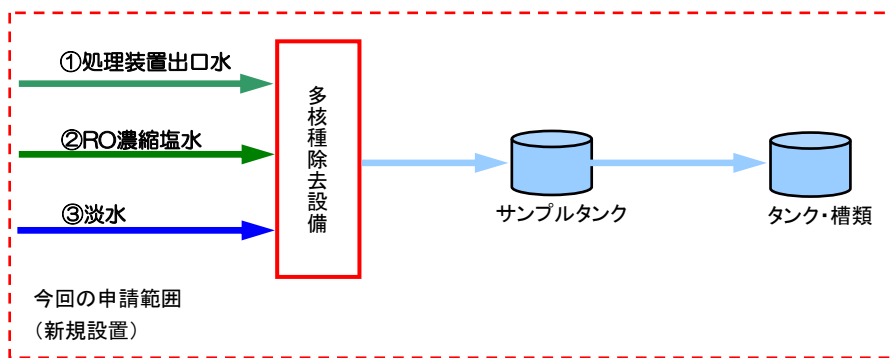
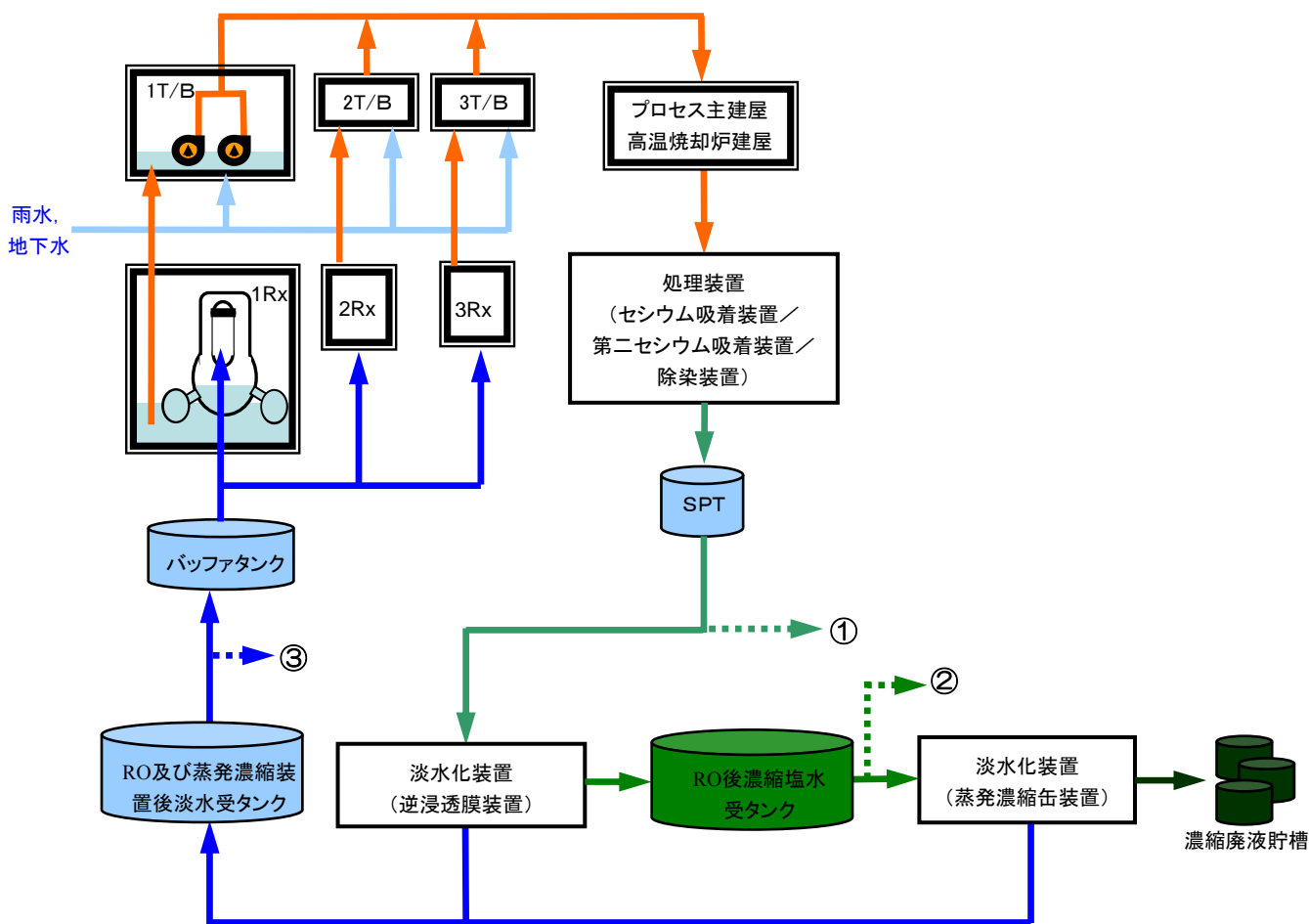


図 5-1 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等）並びに多核種除去設備等の全体概要

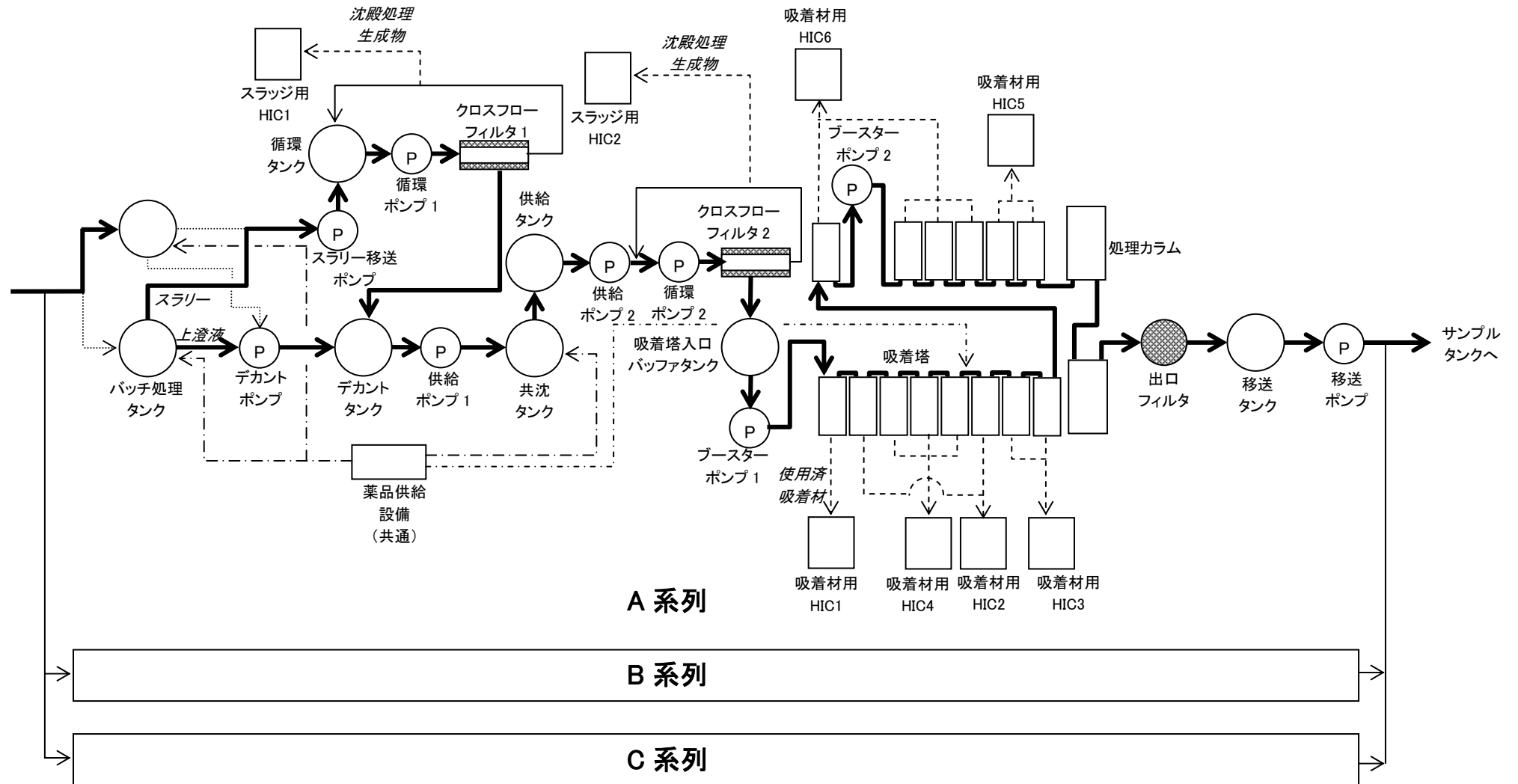


図 5-2 多核種除去設備の系統構成

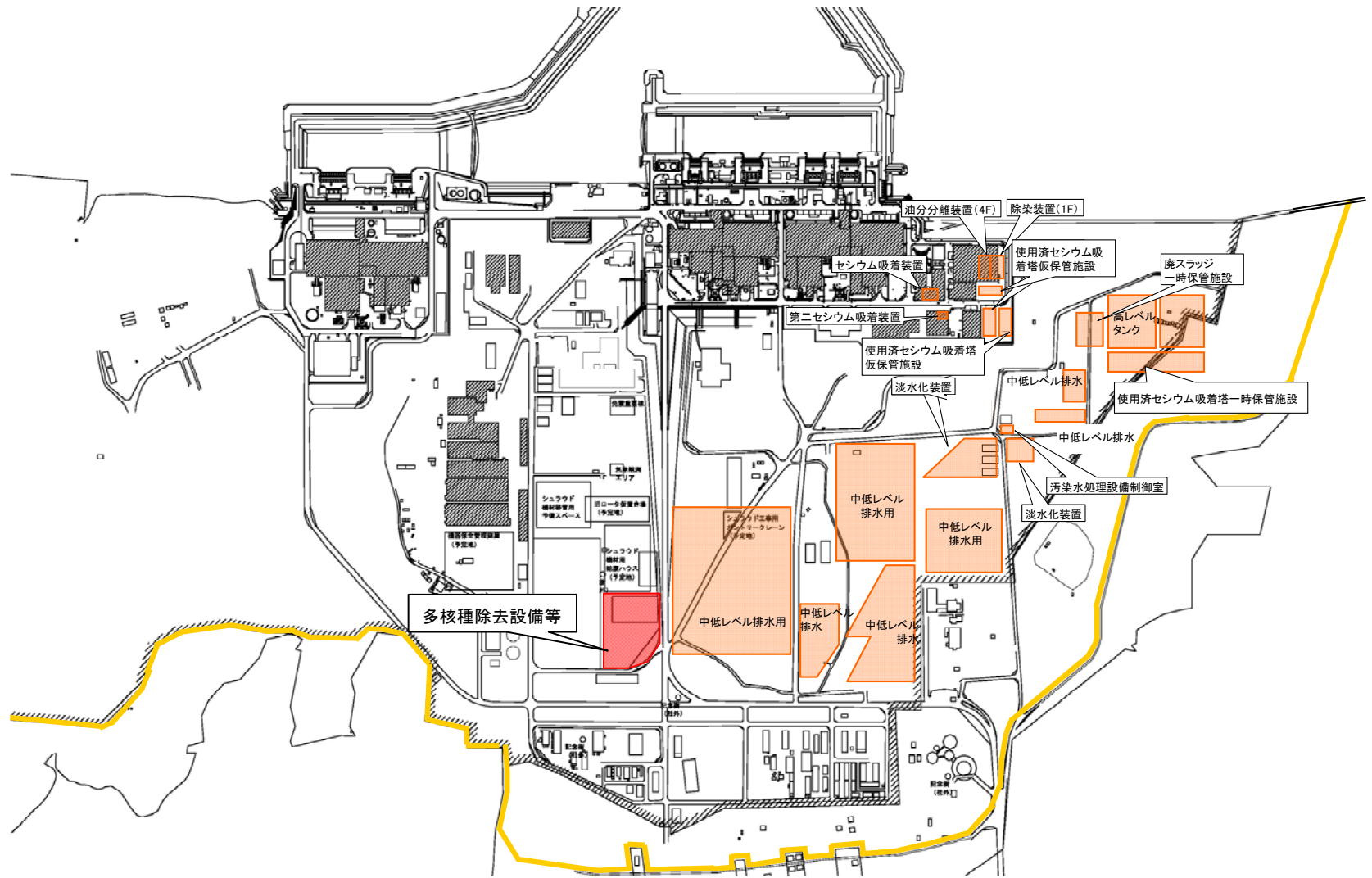


図 5-3 汚染水処理設備，多核種除去設備等の全体配置

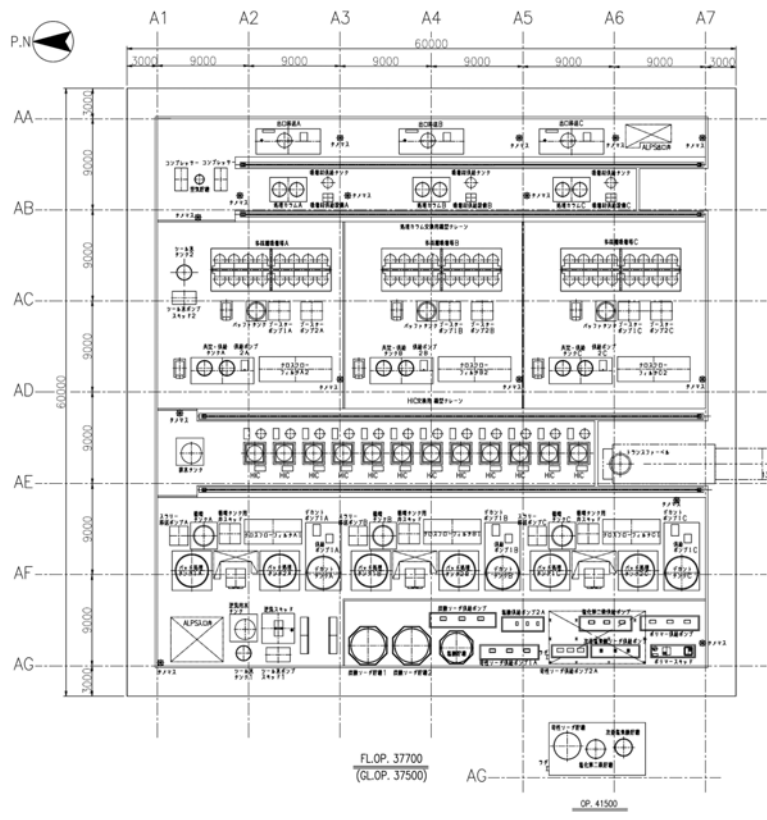


図 5-4 多核種除去設備の機器配置

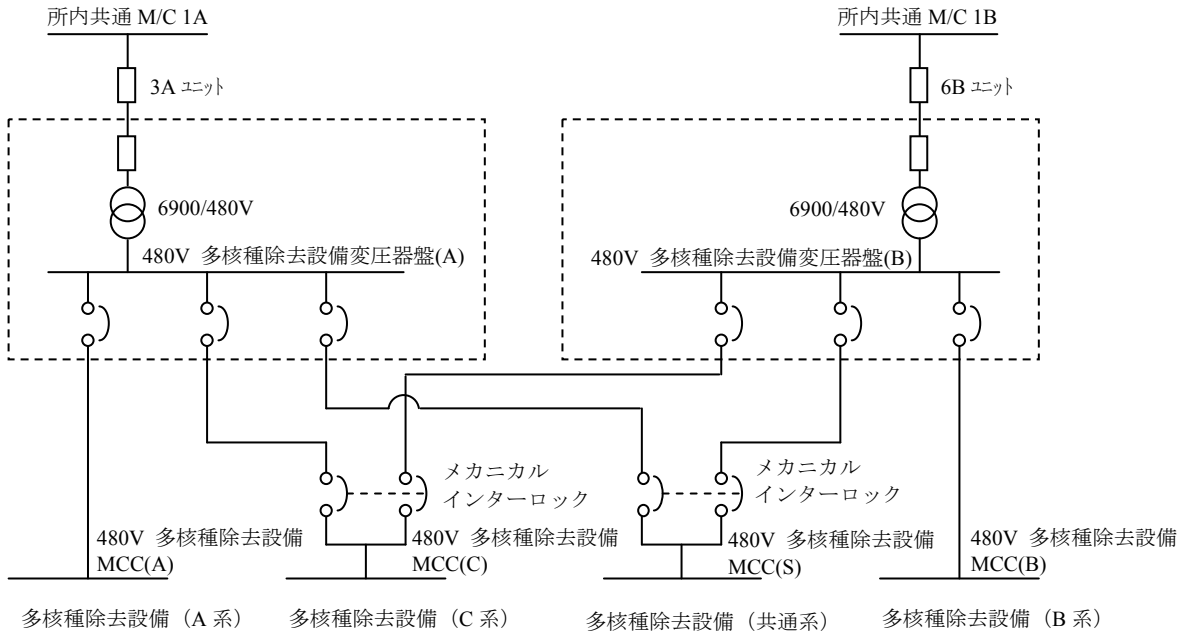


図 5-5 多核種除去設備の電源構成

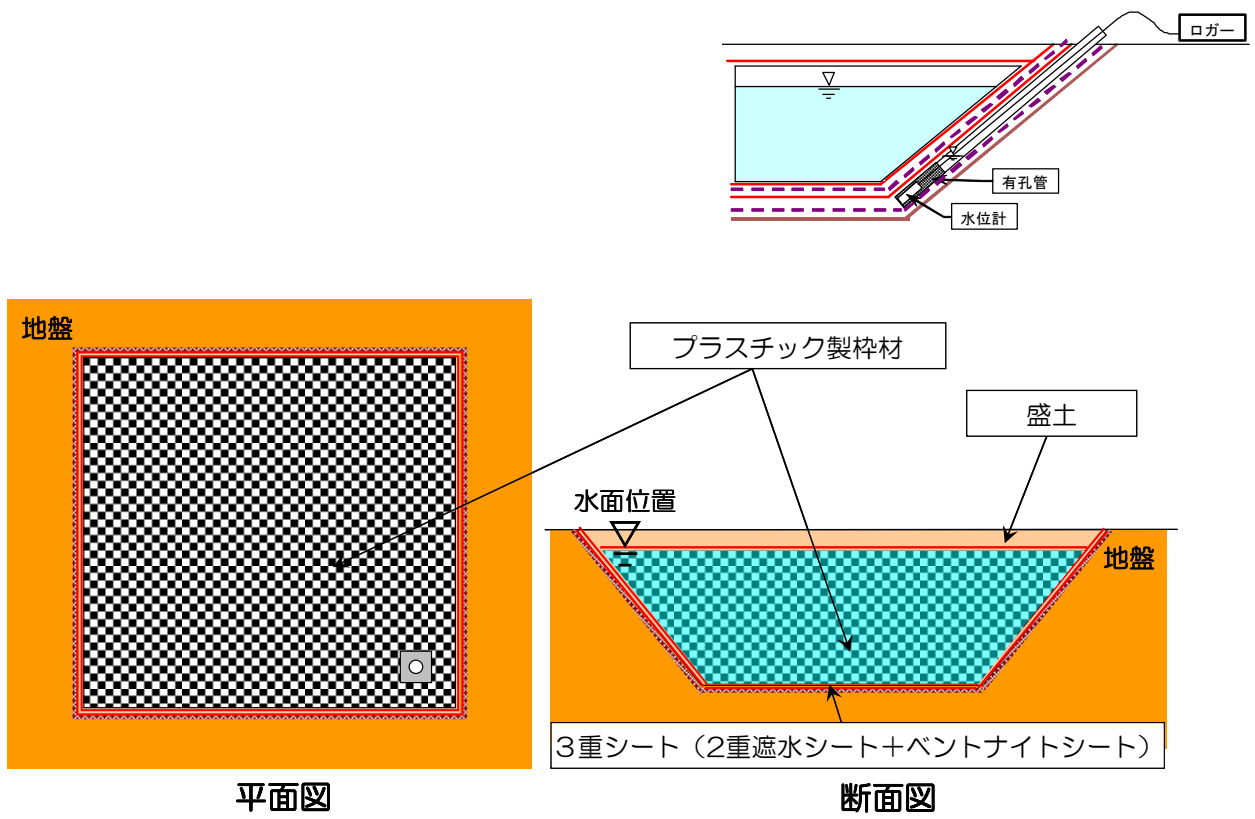


図 5-6 地下貯水槽概要

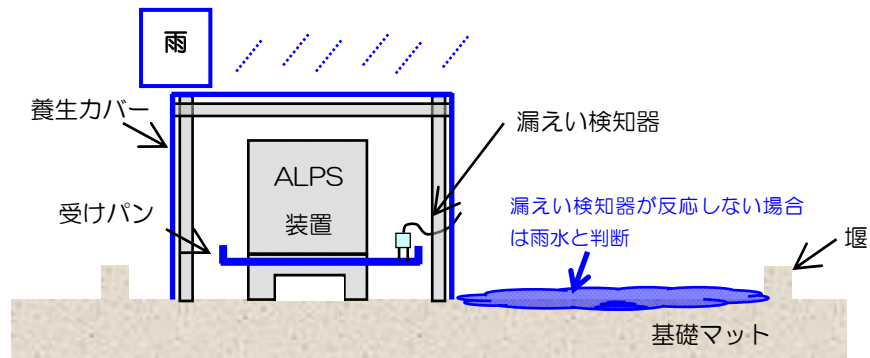


図 5-7 降雨時の漏えい検知の概要

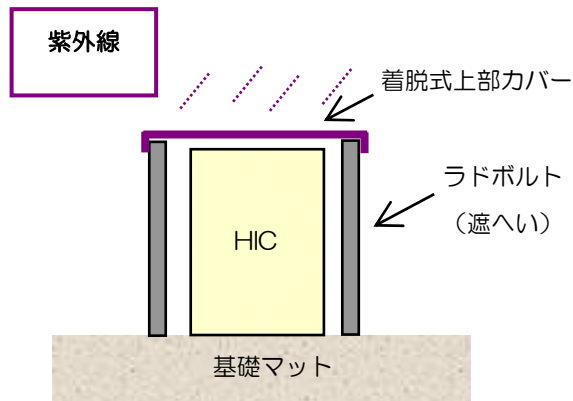


図 5-8 高性能容器の紫外線対策

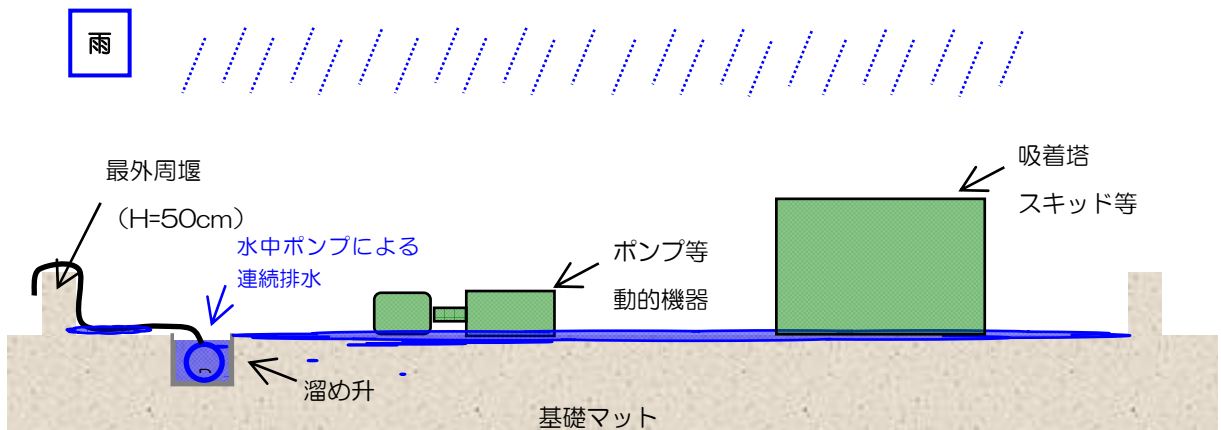


図 5-9 機器水没対策

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動時期が原子炉停止後より1年後(365日後)以降となると想定されたことから，半減期を考慮し原子炉停止365日後の滞留水中濃度を減衰補正により推定した。減衰補正により得られた原子炉停止後365日後の推定濃度が告示濃度限度[※]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

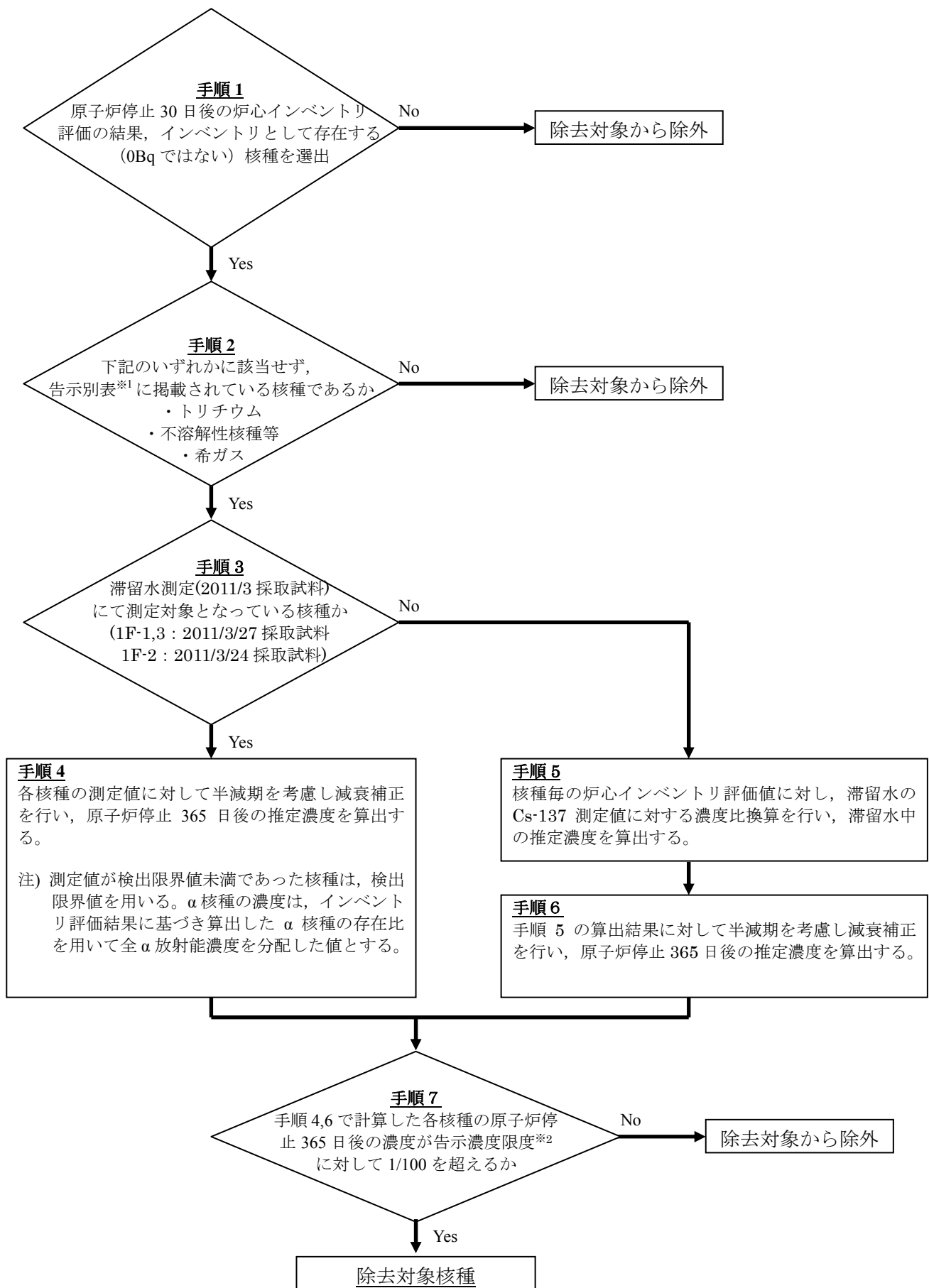
FP 核種からの除去対象核種の選定は，図1のフローに従い実施した。その結果，56核種を除去対象核種として選定した。

(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。

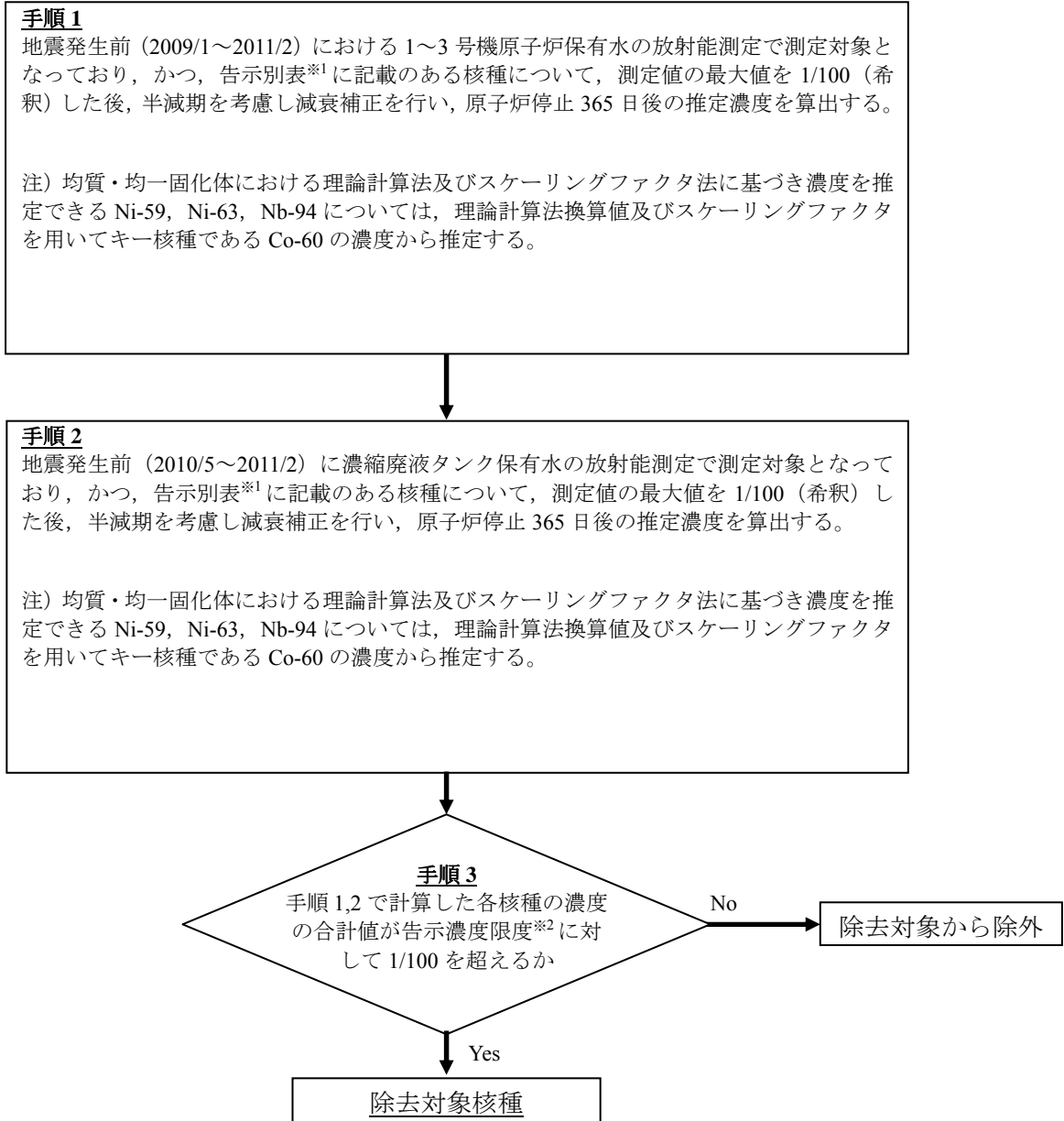
(3) 除去対象核種選定結果のまとめ

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 μ m）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 μ m）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。

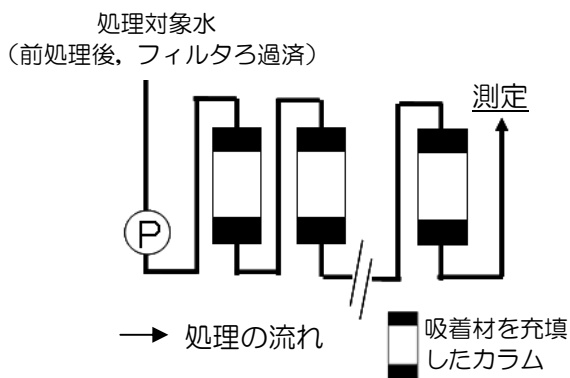


図 1 試験装置概要

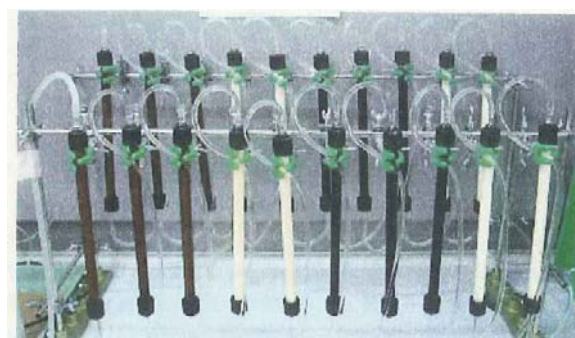


図 2 試験装置写真（全体構成の一部）

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 (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
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

① γ 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。

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

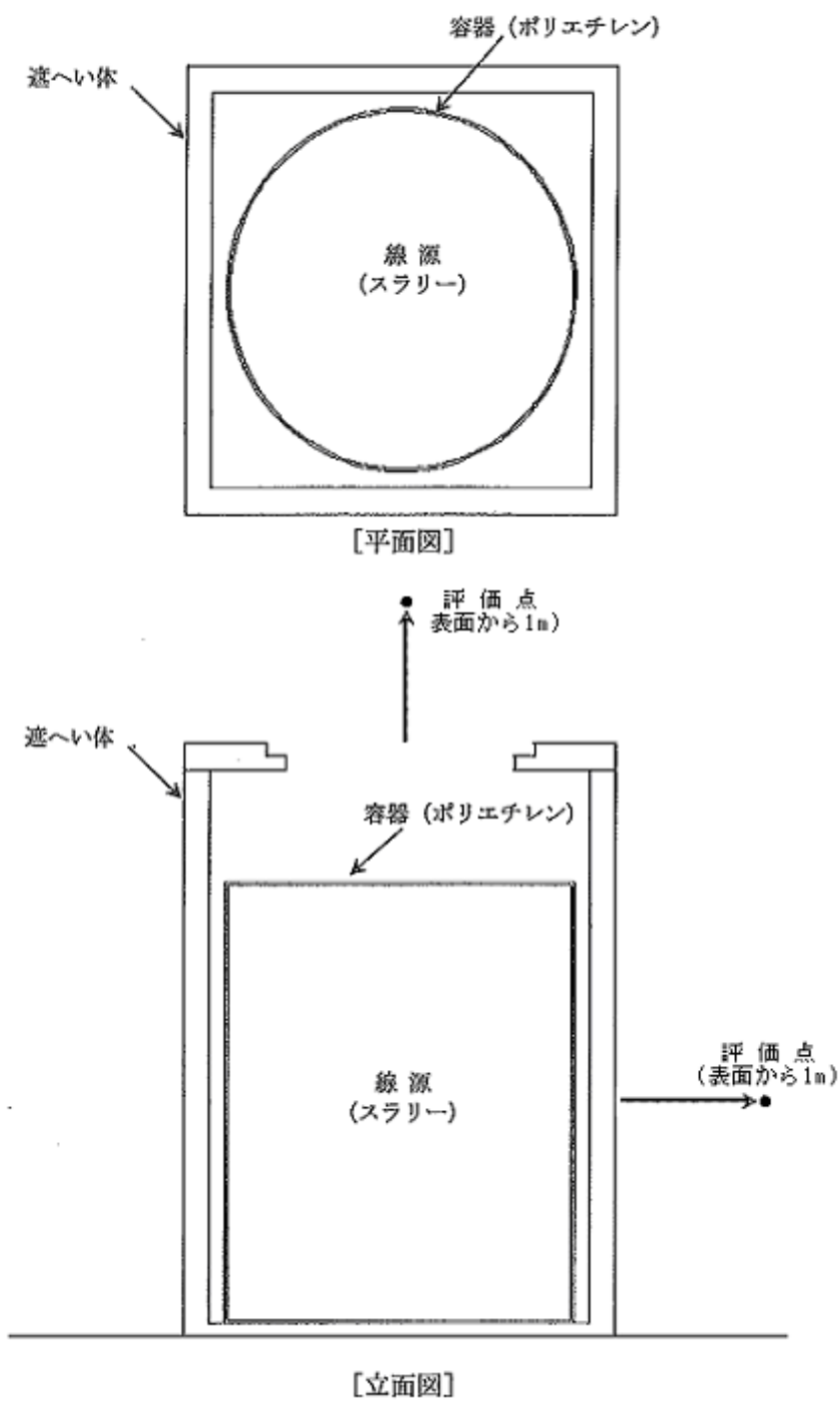


図1 スラリーを充填する HIC の評価モデル

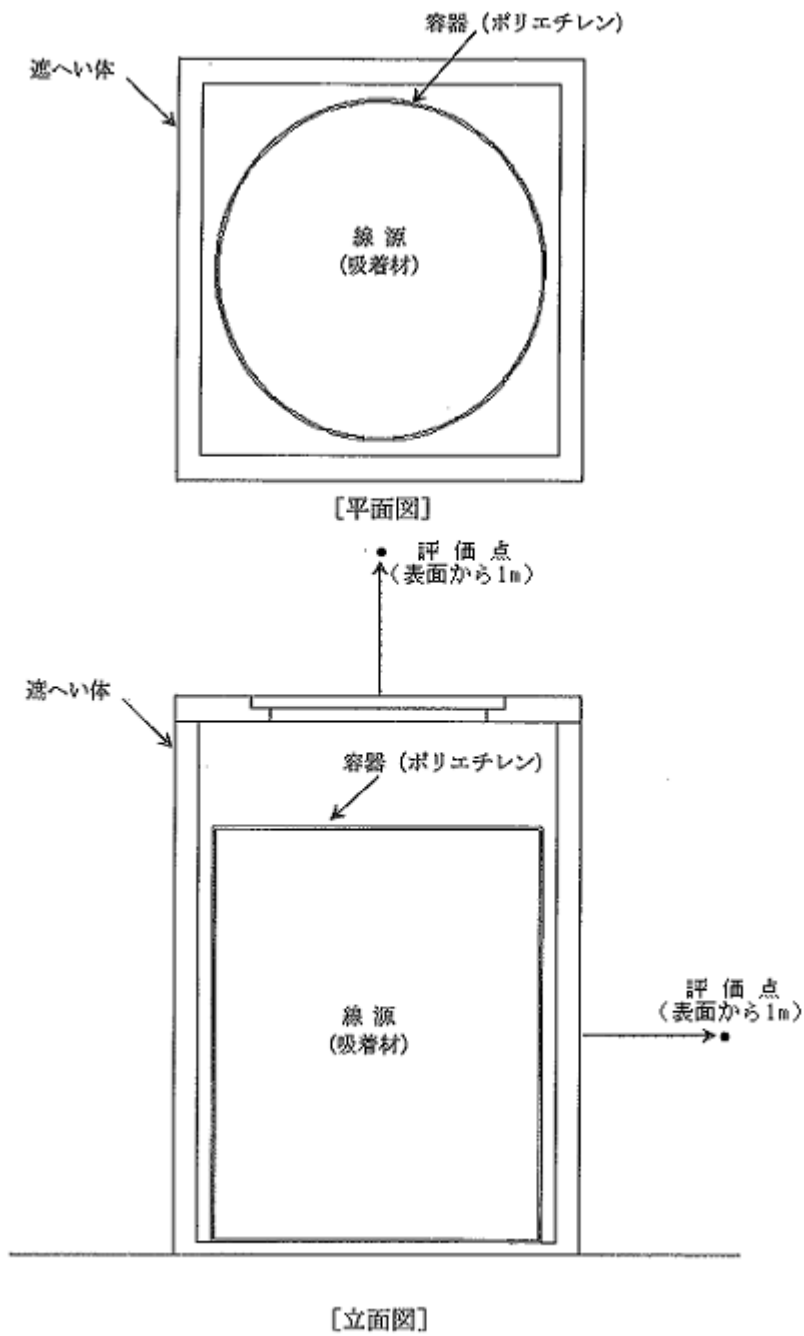


図2 吸着材を充填する HIC の評価モデル

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

高性能容器の健全性評価について

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。

（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取扱い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を吸着塔取扱い用クレーンにより、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3参照）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

SC DHECは、HIC収容物の水分に対する要件として「自由水体積が廃棄物体積に対して1%未満であること」と定めているものの、これはSC Barnwellの地層処分を前提とした条件であ

る。多核種除去設備で使用する HIC では、自由水体積を 1%未満とする仕様としてはいないが、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 6.5～13 となる仕様だが、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、(6) 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 の高さから圧縮した粘土へ落下させた結果、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。

d. 耐震性

HIC は、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する。また、地震発生時に転倒することはないと考えられるが (別紙-1)、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、SC DHEC の認可要件及び物性値より、 -40°C から 93.3°C としている。また、HIC の運搬・吊上・処分時は、HIC 及び収容物を、ポリエチレンの材料特性が維持される 76.6°C 以下を保つこととしている。多核種除去設備で使用する HIC は、屋外配置であり、環境温度については問題ない。また、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 (別紙-2)、一時保管施設貯蔵時は HIC 中心部温度で約 64°C 、HIC 容器表面温度で約 50°C となることから (別紙-3)、耐熱性についても条件を満足する。

(4) 耐放射線性について

HIC は照射線量 10^6Gy として設計している。また、SC DHEC の認可に当たり、 $3\times 10^6\text{Gy}$ 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。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。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・ベントについて

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。

また、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おり、HIC は可燃性ガスの発生を考慮し、蓋の内部にベントフィルタ（圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔）を設けている。ベントフィルタは、ガスのみを通過させ、固形分を通し難い構造としており、HIC 移送時等に、収容物の揺れ等が発生しても流出し難い。（図 2 参照）

なお、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、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）寿命について

SC DHEC は、最低 300 年間は構造を維持し、廃棄物を収容していることを認可要件としており、上述の確認結果等から妥当と判断している。多核種除去設備で使用する HIC については、上述のような条件を満足しており、一時保管施設貯蔵中は問題とならない。

（8）その他

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。

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

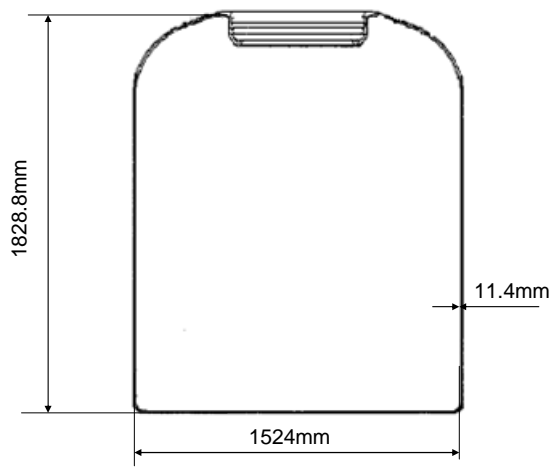
①多核種除去設備の吸着材種類

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



(イメージ)

図1 HIC 概略図

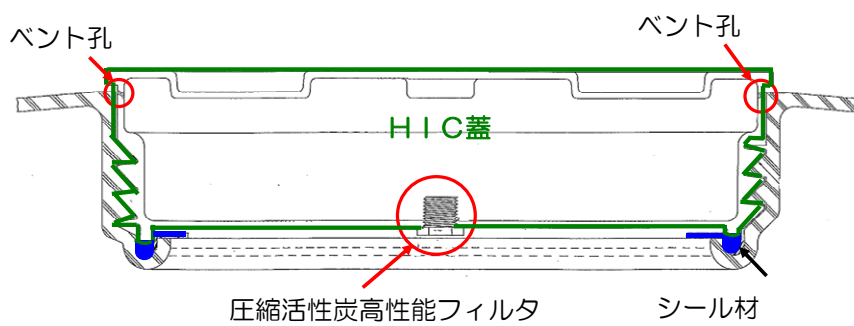
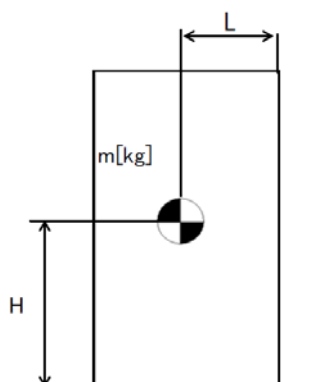


図2 HIC 蓋部ベント構造

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。



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°C 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°C、HIC 容器表面温度で約 46°C 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 [-]
 $F_{\epsilon 1}$: 放射率係数 [-]
 A_1 : 内側の面積 [m^2]
 α : 熱伝達率 [$W/(m^2 \cdot K)$]

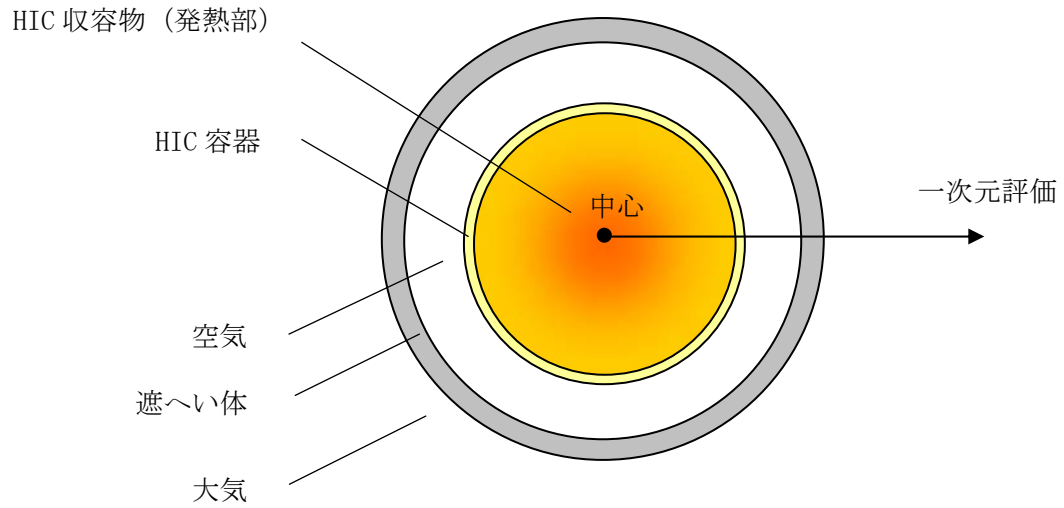


図1 HIC の温度評価モデル

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) 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、空気の出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出入りが考慮される。

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 面は熱の出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。

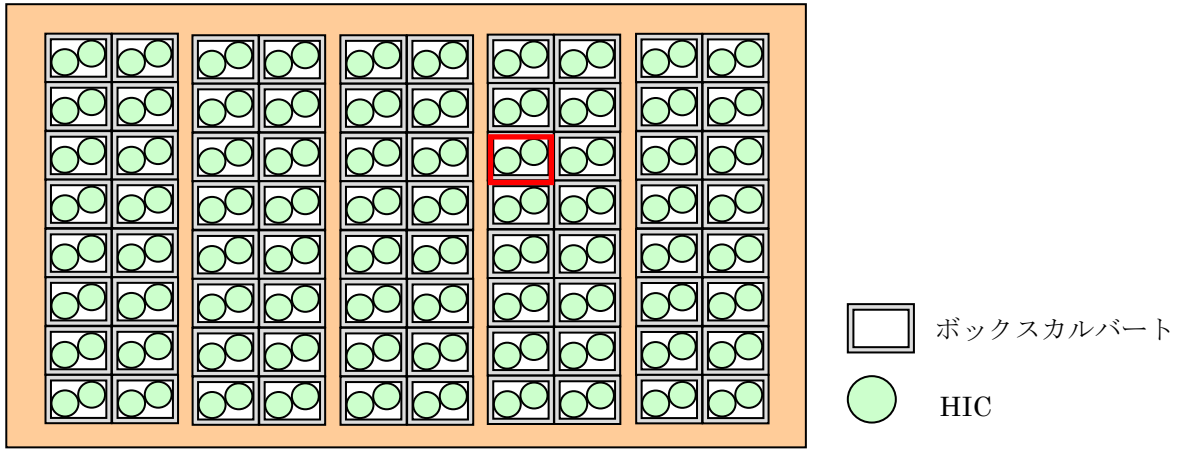


図1 使用済セシウム吸着塔一時保管施設内でのHIC配置概要
(上から見た図、コンクリート上蓋省略)

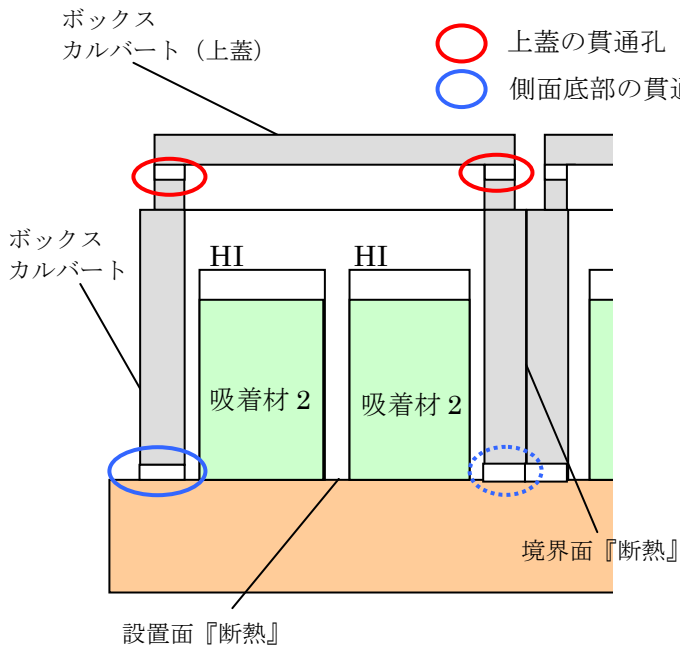


図2 ボックスカルバート内のHIC設置状況

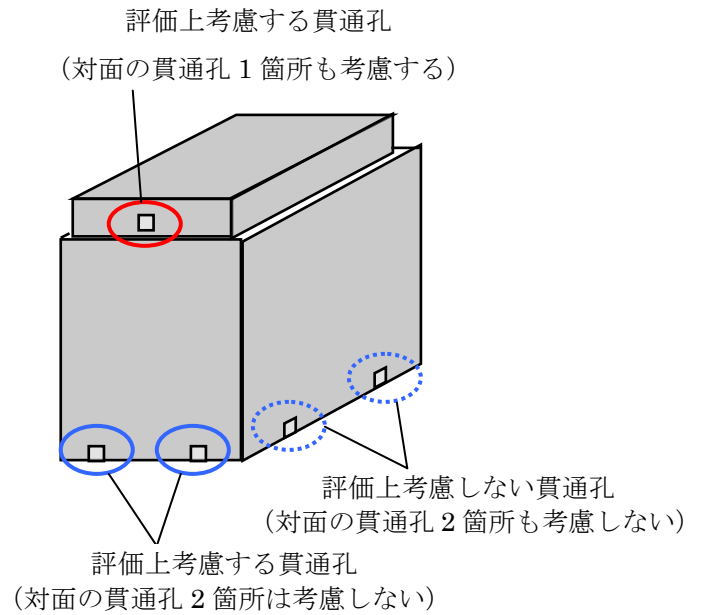


図3 評価上考慮する貫通孔

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

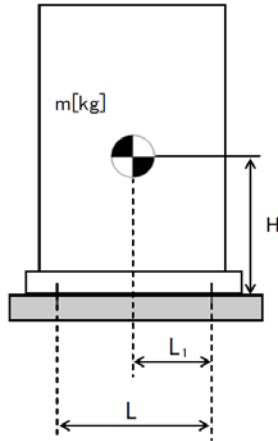
本評価書は、「5.5.4 構造強度，耐震性」に基づき，多核種除去設備等を構成する機器の構造強度及び耐震性の評価を行う。

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

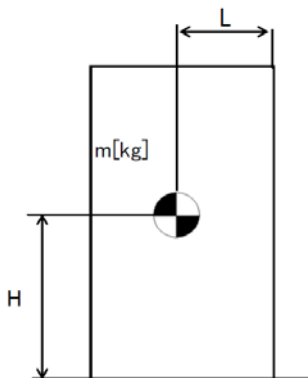
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

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

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
出口フィルタ	胴板	1.92	3.50
	鏡板	1.50	3.10

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

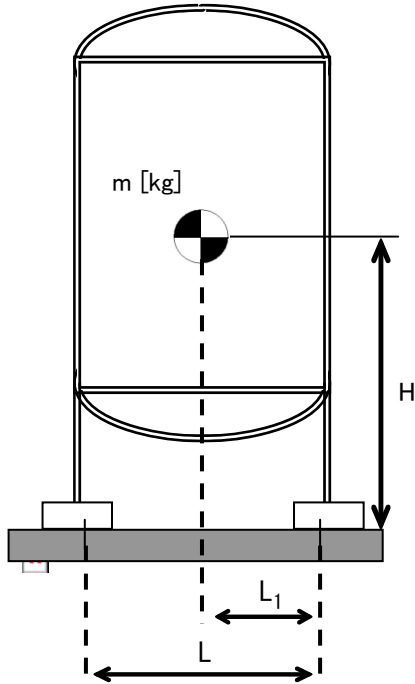
機器名称	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
吸着塔入口バッファタンク	胴板	1.50	7.80
	底板	3.00	23.70
移送タンク	胴板	3.00	4.60
	底板	3.00	14.45

(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4）。



- 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 4)。

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

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 4)。

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

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 4)。

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

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4：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
出口 フィルタ	胴板	一次一般膜	0.36	37	163	MPa
	スカート	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

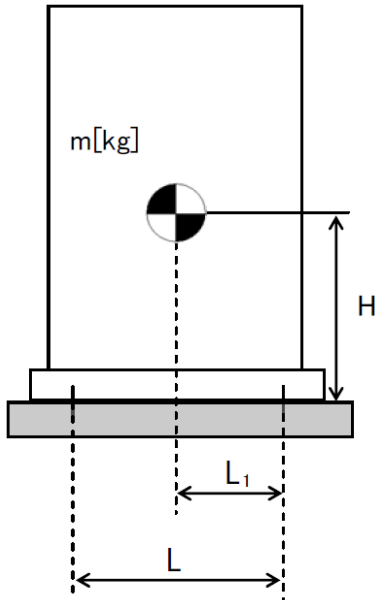
表4：スカート支持たて置円筒形容器耐震評価結果（2/2）

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
出口 フィルタ	胴板	一次一般膜	0.80	37	163	MPa
	スカート	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

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5）。



- 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

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5)。

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

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5：平底たて置円筒形容器耐震評価結果

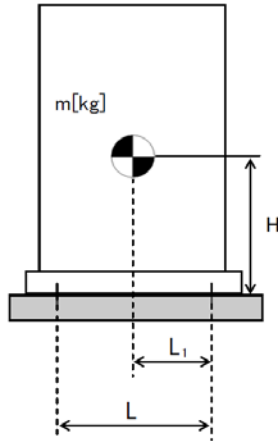
機器名称	評価部位		水平震度	算出値	許容値	単位
吸着塔入口 バッファタ ンク	胴板	一次 一般膜	0.36	7	163	MPa
		座屈	0.36	0.04	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	6	131	MPa
		せん断	0.36	10	101	MPa
	胴板	一次 一般膜	0.80	14	163	MPa
		座屈	0.80	0.08	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.80	55	131	MPa
		せん断	0.80	21	101	MPa
移送タンク	胴板	一次 一般膜	0.36	5	163	MPa
		座屈	0.36	0.03	1	-
	基礎 ボルト	引張	0.36	2	173	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

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

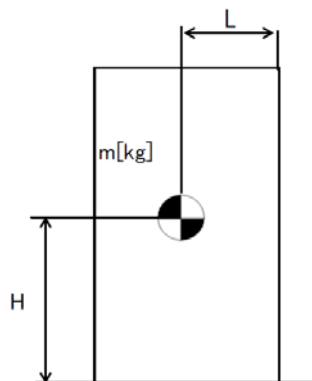
$$\text{基礎ボルトに作用する引張力} : F_b = \frac{1}{L} (m \times g \times C_H \times H - m \times g \times (1 - C_V) \times L_1)$$

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

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

b. 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6）。



- 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6：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6：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6：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6：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。

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。

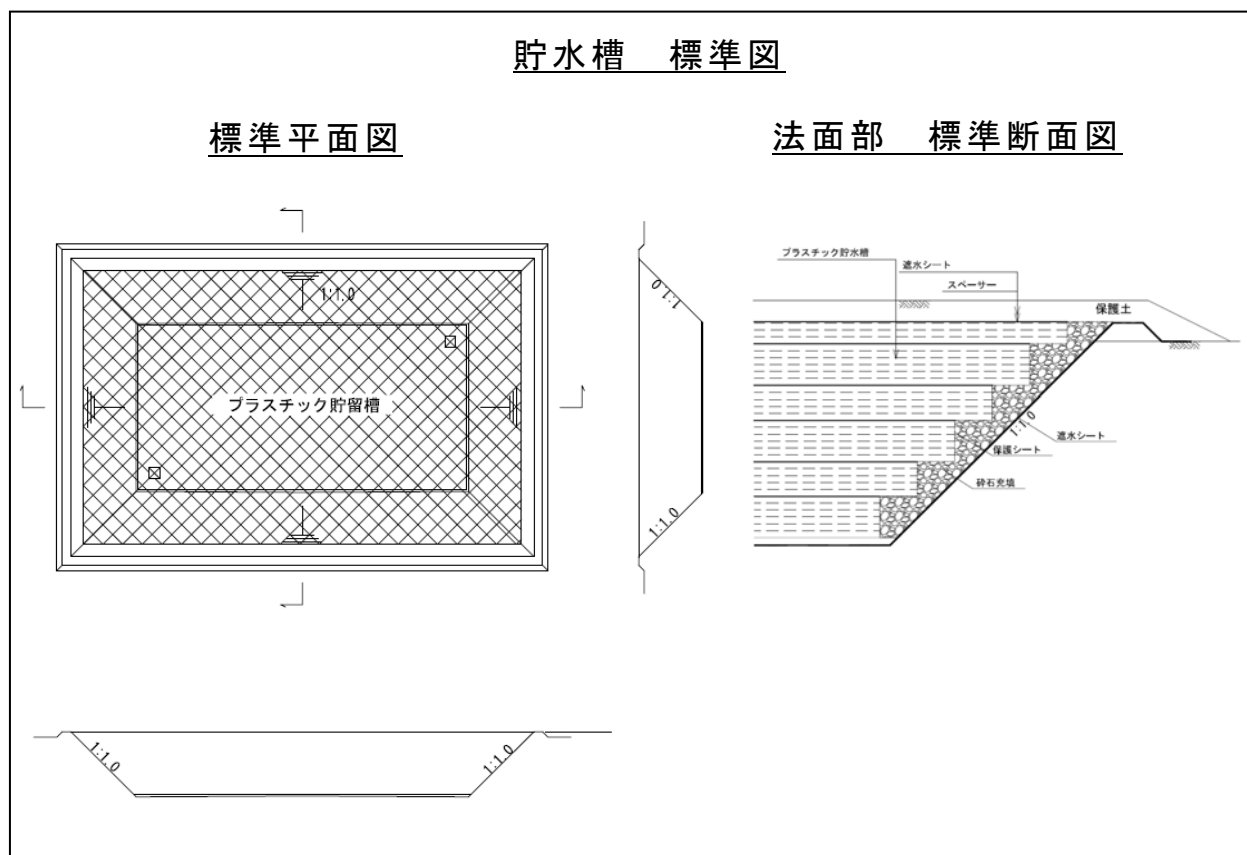


図 2-1 貯水槽の概要

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。

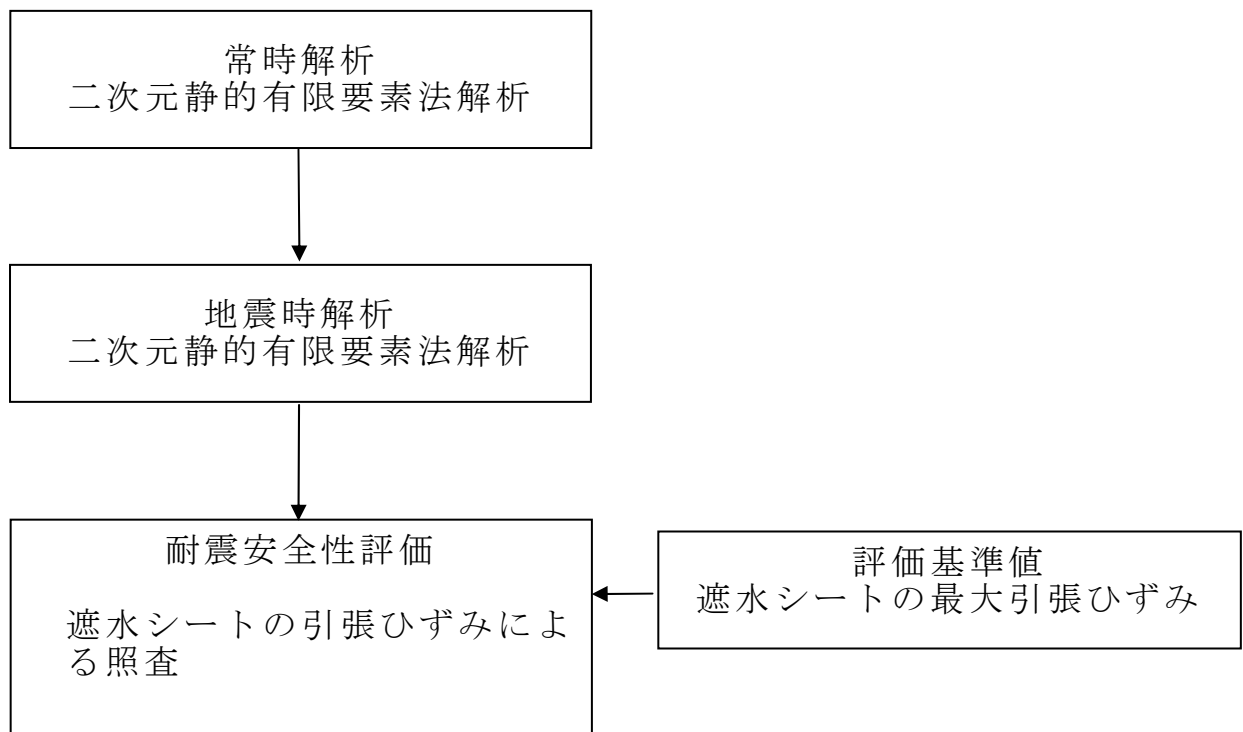


図 3-1 貯水槽の耐震評価フロー

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。

雨水排水および漏えい検知の考え方について

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り、降雨時の漏えい検知性や機器の水没等が懸念されることから、以下の対策を実施する。

2. 雨養生と漏えい検知について

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10~20cm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。

3. 機器の水没対策

多核種除去設備エリア内に溜まった雨水は、エリア内に設けられた9カ所の溜め枡に導かれ、9台の排水ポンプで排水する。堰及び排水ポンプの配置を図2に示す。

図2で示すように、多核種除去設備エリアは7カ所の区画に分かれている。各エリアは100~500mmの堰で覆われ、1エリアに1~2台の排水ポンプが設置されている。排水ポンプの容量は $0.35\text{m}^3/\text{min}$ である。エリア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、当該ポンプは十分に排出可能な能力を有している。

4. 大雨・強風時の対応

上述の通り、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と見込まれ、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、適切な対応を取り、系外への漏えいリスクを低減させる。



図1 機器スキッドのビニールシート養生の状況

○ : 排水ポンプ設置箇所
 □ : エリア No.
 — : 堰

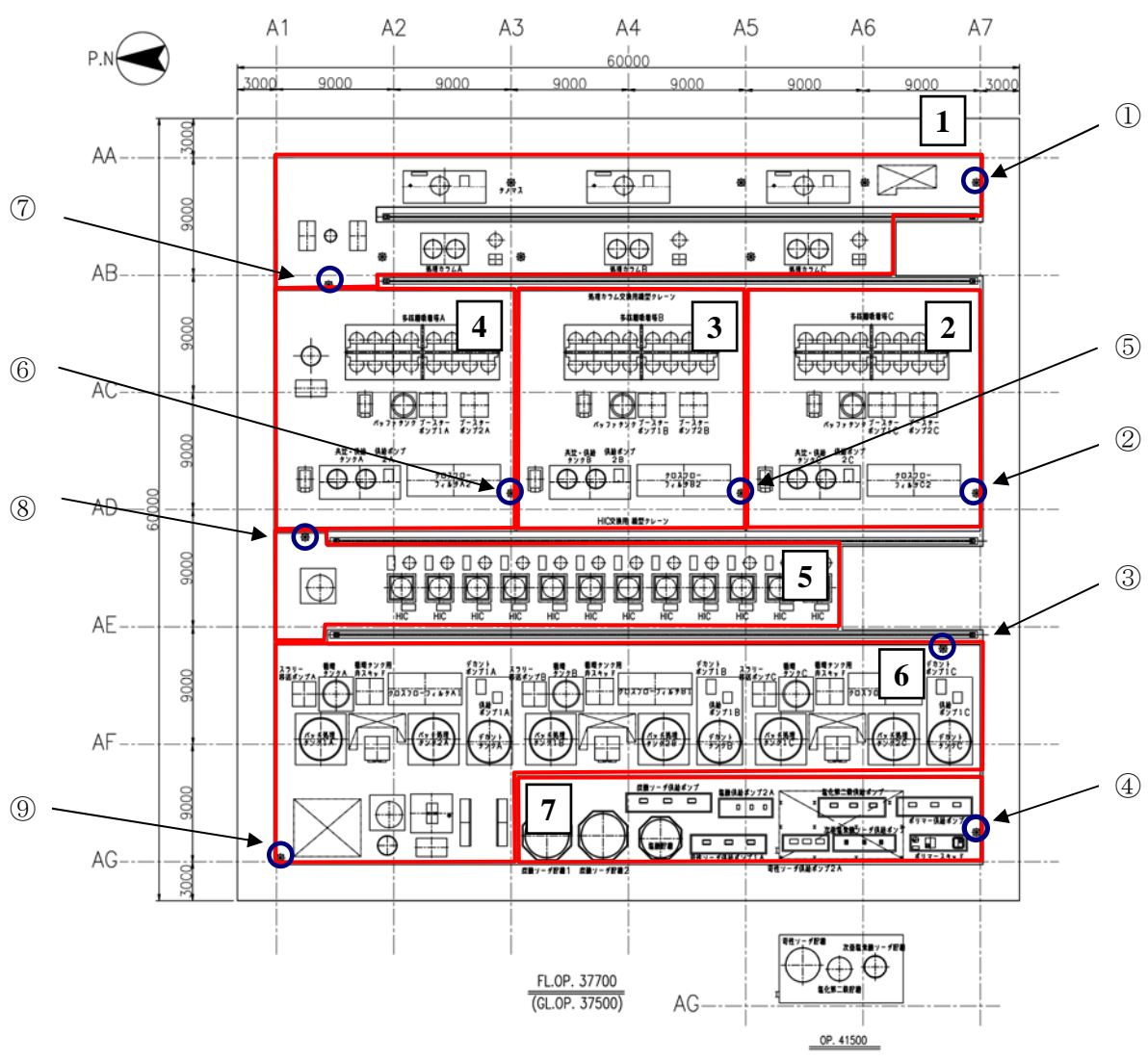


図 2 堰及び排水ポンプの配置