

福島第一原子力発電所

特定原子力施設への指定に際し

東京電力株式会社福島第一原子力発電所に

対して求める措置を講ずべき事項について

の適合性について

(多核種除去設備クロスフローフィルタ国産品
導入)

2023年7月

東京電力ホールディングス株式会社

本資料においては、福島第一原子力発電所の多核種除去設備クロスフローフィルタ国産品導入に関する「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について」（平成24年11月7日原子力規制委員会決定）」等への適合方針を説明する。

目 次

1. 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価	
1. 1 特定原子力施設における主なリスクと今後のリスク低減対策への適合性	1. 1 - 1
2. 特定原子力施設の設計, 設備	
2. 8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理への適合性	2. 8 - 1
2. 9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理への適合性	2. 9 - 1
2. 12 作業者の被ばく線量の管理等	2. 12 - 1
2. 13 緊急時対策への適合性	2. 13 - 1
2. 14 設計上の考慮	2. 14. 1
2. 14. 1 準拠規格及び基準への適合性	2. 14. 1 - 1
2. 14. 2 自然現象に対する設計上の考慮への適合性	2. 14. 2 - 1
2. 14. 3 外部人為事象に対する設計上の考慮への適合性	2. 14. 3 - 1
2. 14. 4 火災に対する設計上の考慮への適合性	2. 14. 4 - 1
2. 14. 5 環境条件に対する設計上の考慮への適合性	2. 14. 5 - 1
2. 14. 8 信頼性に対する設計上の考慮への適合性	2. 14. 8 - 1
2. 14. 9 検査可能性に対する設計上の考慮への適合性	2. 14. 9 - 1
8. 特定原子力施設の検査	
8. 1 実施計画に係る検査の受検	8. 1 - 1

1 章 特定原子力施設の全体工程及び リスク評価

1.1 特定原子力施設における主なリスクと 今後のリスク低減対策への適合性

特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について（平成 24 年 11 月 7 日原子力規制委員会決定）

（以下「措置を講ずべき事項」という。）

I. リスク評価について講ずべき措置

1号炉から4号炉については廃炉に向けたプロセス，燃料デブリの取出し・保管を含む廃止措置の完了までの全体工程，5号炉及び6号炉については冷温停止の維持・継続の全体工程をそれぞれ明確にし，各工程・段階の評価を実施し，特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図ること，特定原子力施設全体及び各設備のリスク評価を行うに当たっては，敷地外への広域的な環境影響を含めた評価を行い，リスクの低減及び最適化が敷地内外の安全を図る上で十分なものであること。

1.1.1 措置を講ずべき事項への適合方針

1号炉から4号炉については廃炉に向けたプロセス，燃料デブリの取り出し・保管を含む廃止措置の完了までの全体工程，5号炉及び6号炉については冷温停止の維持・継続の全体工程をそれぞれ明確にし，各工程・段階の評価を実施し，特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図ること，廃炉に向けたプロセス，燃料デブリの取り出し・保管を含む廃止措置の完了までの全体工程を改訂していくこととし，特定原子力施設全体のリスク低減及び最適化を図ること，また，特定原子力施設全体のリスク評価を行うに当たっては，敷地外への広域的な環境影響を含めた評価を行い，リスクの低減及び最適化が敷地内外の安全を図る上で十分であるよう設計する。

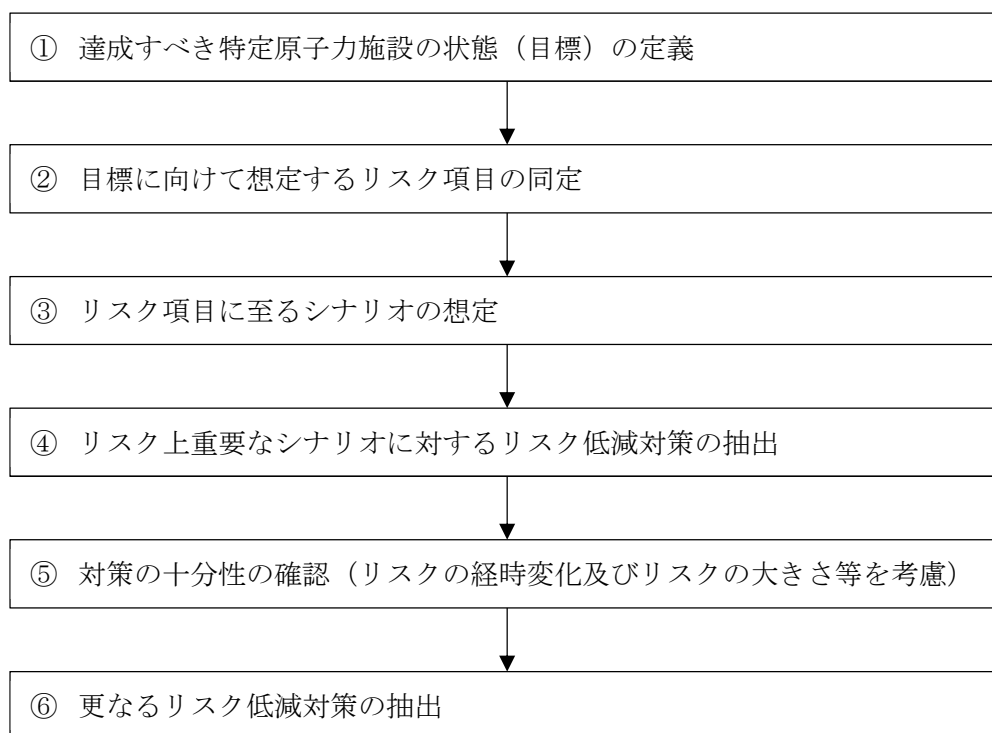
1.1.2 対応方針

(1) リスク評価の考え方

特定原子力施設のリスク評価は、通常の原子力発電施設とは異なり、特定原子力施設全体のリスクの低減及び最適化を図るために必要な措置を迅速かつ効率的に講じていくことを前提として実施する必要がある。以下にリスク評価の実施手順を示す。

また、特定原子力施設におけるリスク評価に関して、現時点で想定される敷地外への影響評価を(2)～(3)に示す。(2)においては、現時点における特定原子力施設の敷地境界及び敷地外への影響評価を示し、(3)においては、リスク評価で想定したリスクに至るシナリオの中で最も影響の高い事象を中心に評価した結果を示す。

a. リスク評価の手順



① 達成すべき特定原子力施設の状態（目標）の定義

特定原子力施設におけるリスク評価を実施するに際して、達成すべき状態（目標）を設定した上で目標に向けた活動に係るリスクを評価する必要がある。目標設定については、中長期的な観点で普遍的な目標を大目標及び中目標として設定した。小目標については個々の活動を実施する目的として設定されるものである。

【大目標】

特定原子力施設から敷地外への放射性物質の影響を軽減させ、事故前のレベルとする

【大目標達成のための中目標】

- 1) プラントの安定状態を維持しながら、廃止措置をできるだけ早期に完了させる
- 2) 敷地外の安全を図る（公衆への被ばく影響の低減）
- 3) 敷地内の安全を図る（作業員への被ばく影響の低減）

② 目標に向けて想定するリスク項目の同定

上記①のうち『敷地外の安全を図る』及び『敷地内の安全を図る』が達成できない状態を現状の主たるリスクと考え、以下の具体的なリスク項目を同定した。

『敷地外の安全を図る（公衆への被ばく影響の低減）』に関連したリスク項目

- i) 大気への更なる放射性物質放出
- ii) 海洋への更なる放射性物質放出

『敷地内の安全を図る（作業員への被ばく影響の低減）』に関連したリスク項目

- iii) 作業員の過剰被ばく

③ リスク項目に至るシナリオの想定

リスク評価を行うに当たっては危険源の同定が必要であり、特定原子力施設においては、放射性物質の発生源をその危険源として考え、放射性物質の発生源毎にリスク項目に至るシナリオを想定する。

また、作業員の過剰被ばくについては、ICRPの放射線防護の3つの原則である「正当化の原則」、「線量限度の適用の原則」、「最適化の原則」に基づきリスク分析を実施する。

シナリオの想定については全体のリスクを理解しやすいようにするため、まずは特定原子力施設全体として現在の設備や運用でリスクを押さえ込んでいる状態がわかるように整理し、次に設備単位でリスクに至るシナリオを想定した。シナリオの想定に当たっては、設備故障やヒューマンエラーなどの内部事象の他に外部事象を考慮したシナリオを想定する。

④ リスク上重要なシナリオに対するリスク低減対策の抽出

想定したリスクのシナリオに対して現在できているリスク低減対策，今後実施するリスク低減対策を含めて抽出する。対策を抽出する際には，目標とすべき状態とそれを達成するための具体的な対策を検討する。

⑤ 対策の十分性の確認（リスクの経時変化及びリスクの大きさ等を考慮）

上記④で抽出した対策について，短期的，中長期的な視点を踏まえた対策の十分性を検討する。その際に④で抽出した対策を実施した結果として新たに発生するリスク等も抽出する。対策の十分性の確認に際しては，リスクの大きさやリスクの経時的な増減等を考慮したものとする。

⑥ 更なるリスク低減対策の抽出

上記⑤で実施した対策の十分性の確認の結果，特定原子力施設全体のリスクをできるだけ早く低減させる観点から，既存の技術で達成可能で他のプライオリティの高い対策の進捗に影響しないものについては，精力的に対策を講じることを前提として更なるリスク低減対策を抽出する。

b. リスク低減対策の適切性確認

上記 a で抽出されたリスク低減対策について，個々の対策の優先度を多角的な視点で評価する必要がある。以下に示す考え方は，個々のリスク低減対策の必要性や工程等の適切性を確認し，対策の優先度を総合的に判断するため整理したものである。しかし，適切性確認の視点等は固定的なものではなく，今後の活動の中で柔軟に見直すことを前提としている。

(a) 適切性確認の前提条件

- ①作業員の被ばく低減を含む安全の確保が最優先である。
- ②リスク低減対策の必要性の有無は，それぞれの対策について個別に確認することが，第一段階となる。（全体の適切性を確認するための基本）
- ③リスク低減対策の全体計画を構築する際には，多種多様なリスク低減対策について同じ評価項目で定量的に比較することが難しいことを認識し，効率性等も考慮して全体リスクが早く低減することを前提とする。
- ④個々のリスク低減対策の適切性確認を行う際には，組織全体として共有すべき共通的な考え方（視点）を明確にする。
- ⑤個々のリスク低減対策の適切性確認においては，実施するかしないかの判断の根拠となるように対比を明確にする。

(b) 適切性確認の視点

①対策を実施しないリスク

対策を実施する目的に照らして、対策を実施しない又は適切な時期を逃すことにより発生、増大するリスクの有無及び他の対策等に与える影響を確認する。

②放射性物質の追加放出リスク

対策の対象となるリスクの大きさを確認するために、敷地外への放射性物質の追加放出の程度を確認するとともに、対策を実施することによるリスク低減効果の程度を確認する。

③外部事象に対するリスク

対策を実施した前後の状態において、地震、津波等の外部事象に対するリスクの有無及び他の対策等に与える影響を確認する。また、外部事象に対してより安定的なリスクの押さえ込みができる環境、方法が他にないかどうかを確認する。

④時間的なリスクの増減

対策を実施しなかった場合に、時間的にリスクが増減するかどうかを確認する。

(例えば設備の劣化、放射能インベントリの増加に伴うリスク増加)

⑤実施時期の妥当性

対策を開始、完了させる時期に対して、環境改善の必要性、技術開発の必要性、他の作業との干渉、全体リスクを速やかに低減させるための対策の順番を確認する。

⑥対策を実施するリスク

対策を実施する段階や実施した後に発生、増大するリスクの有無及び他の対策等に与える影響を確認する。また、対策を実施することで発生、増大するリスクには不測の事態においてマネジメントが機能しない可能性も確認する。

⑦対策を実施できないリスク

不測の事態等で対策を実施できない場合の計画への影響及び他に選択できる対策の有無を確認する。また、複数の選択肢を持った対策を検討する必要があるかどうかを確認する。

c. リスク評価時に考慮すべき事項

前述の手順に基づきリスク評価を実施する際には、以下の事項を考慮することにより、特定原子力施設におけるリスクを体系的に俯瞰できるように整理する。

(a) 放射性物質の量や種類

放射性物質の発生源に着目し、放射性物質の量（インベントリ）や種類（デブリ、燃料集合体、原子炉への注水、雨水の浸入、地下水の浸透等によって原子炉建屋等で発生した高レベルの放射性汚染水（以下「汚染水」という。）等）を考慮したリスク評価を実施することにより、対策の必要性や緊急性を合理的に評価でき、適切かつ効率的なり

スク低減のためのアプローチを行うことができる。

(b) 内部事象と外部事象

リスクが顕在化する起因事象毎にリスク評価を実施することにより、起因事象からのシナリオに応じた適切な対応が行われているか整理することができ、全体を俯瞰したりスク低減対策の漏れ等を洗い出すことができる。

(c) 発生可能性と影響範囲

起因事象からのリスクのシナリオにおける発生可能性や影響範囲を考慮することにより、合理的な対応や広がりやを考慮した対応が取られているかを評価することができる。

(d) 対策の有効性

現状行われている対策や実施予定の対策を多層的に整理し、それぞれの対策の有効性を評価することにより、対策の十分性の確認をよりの確に実施することができる。

(実施計画： I-1-2-1~5)

(2) 特定原子力施設の敷地境界及び敷地外への影響評価

特定原子力施設の敷地境界及び敷地境界外への影響を評価した結果、平成 24 年 10 月での気体廃棄物の追加的放出量に起因する実効線量は、敷地境界において約 $3.0 \times 10^{-2} \text{mSv/年}$ であり、特定原子力施設から 5km 地点では最大約 $2.5 \times 10^{-3} \text{mSv/年}$ 、10km 地点では最大約 $8.9 \times 10^{-4} \text{mSv/年}$ であった。

また、敷地内各施設からの直接線・スカイシャイン線による実効線量は、敷地境界において約 9.4mSv/年 であり、5km 地点では最大約 $1.4 \times 10^{-18} \text{mSv/年}$ 、10km 地点では最大約 $2.4 \times 10^{-36} \text{mSv/年}$ であった。

一方、文部科学省において公表されている「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の 20km 圏内の空間線量率測定結果（平成 24 年 11 月 11 日～13 日）」によると、特定原子力施設から約 5km 地点の空間線量率は $5.2 \sim 17.8 \mu\text{Sv/h}$ （約 46～約 156mSv/年）、約 10km 地点の空間線量率は $2.2 \sim 23.5 \mu\text{Sv/h}$ （約 20～約 206mSv/年）である。

これらの結果から、特定原子力施設の追加的放出量等から起因する実効線量は、5km 地点において空間線量率の約 18,000 分の 1 以下であり、10km 地点において空間線量率の約 21,000 分の 1 以下であるため、平常時において 5km 地点及び 10km 地点における特定原子力施設からの影響は極めて小さいと判断する。

(実施計画： I-2-2-1)

(3) 特定原子力施設における主なリスク

a. はじめに

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

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

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

（実施計画：I-2-3-1-1）

（中略）

⑥ 放射性廃棄物

特定原子力施設内の放射性廃棄物について想定されるリスクとしては、汚染水等の放射性液体廃棄物の系外への漏えいが考えられるが、以下に示す様々な対策を行っているため、特定原子力施設の系外に放射性液体廃棄物が漏えいする可能性は十分低く抑えられている。

なお、汚染水の水処理を継続することで放射性物質の濃度も低減していくため、万一設備から漏えいした場合においても、環境への影響度は継続的に低減される。

【設備等からの漏えいリスクを低減させる対策】

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

【漏えい拡大リスクを低減させる対策】

- ・ 中低濃度タンク廻りの堰，土嚢の設置
- ・ 放水路の暗渠化
- ・ 漏えい検知器，監視カメラの設置

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

(実施計画：I-2-3-7-1)

(4) 特定原子力施設の今後のリスク低減対策

現状，特定原子力施設の追加的放出等に起因する，敷地外の実効線量は低く抑えられている（(2)参照）。また，多くの放射性物質を含有する燃料デブリや使用済燃料等において異常時に発生する事象を想定したリスク評価においても，敷地外への影響は十分低いものであると評価している（(3)参照）。

今後，福島第一原子力発電所内に存在している様々なリスクに対し，最新の「東京電力福島第一原子力発電所 中期的リスクの低減目標マップ（以下「リスクマップ」という。）」に沿って，リスク低減対策に取り組んでいく。プラントの安定状態に向けた更なる取組，発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた取組，ならびに使用済燃料プールからの燃料取り出し等の各項目に対し，代表される様々なリスクが存在している。各項目に対するリスク低減のために実施を計画している対策については，リスク低減対策の適切性確認の視点を基本とした確認を行い，期待されるリスクの低減ならびに安全性，被ばく及び環境影響等の観点から，その有効性や実施の要否，時期等を十分に検討し，最適化を図るとともに，必要に応じて本実施計画に反映する。

また，(3)⑥にて実施する，ALPS 処理水の海洋放出により，廃炉作業に係る敷地などのリソースを有効に活用していくことで，中長期ロードマップに沿った全体工程の達成及びリスクマップに沿ったリスク低減対策を実現していく。

(5) 添付資料

添付資料－1 実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性

(実施計画：I-2-4-1)

表 実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（抜粋）

ロードマップ関連項目		想定されるリスク	リスク低減対策	目的	対応状況	個々の対策に対する適切性
プラントの安定状態維持・継続に向けた計画	滞留水処理計画	水処理二次廃棄物	多核種除去設備の設置	本設備により、汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度まで除去することにより、汚染水貯蔵量の低減ならびに中低濃度タンク貯留水の放射能濃度低減による漏えい時の環境影響の低減を図る。	既設 ALPS：令和 4 年 3 月より本格運転開始 増設 ALPS：平成 29 年 10 月より本格運転開始 高性能 ALPS：令和 5 年 2 月より本格運転開始	<p>①大量の放射性物質を含んだ汚染水を保有し、漏えいするリスクが低減しない。</p> <p>②漏えい時における放射性物質の追加放出リスクは大きい。</p> <p>③汚染水の処理により外部事象に対する中低濃度タンク等からの大量の放射性物質を含んだ汚染水が漏えいするリスクは低減できる。</p> <p>④多核種除去設備の稼動が遅れることにより、汚染水貯留量が増加し中低濃度タンク等からの大量の放射性物質を含んだ汚染水が漏えいするリスクは増加する。</p> <p>⑤可能な限り早期に実施することが必要であり、本格運転を開始した。</p> <p>⑥二次廃棄物の長期保管ならびに漏えいリスクが発生する。</p> <p>⑦対策を実施できないリスクはないが、実施できない場合中低濃度タンクを増設し汚染水を貯留する。</p>

適切性確認の視点 ①対策を実施しないリスク ②放射性物質の追加放出リスク ③外部事象に対するリスク ④時間的なリスクの増減 ⑤実施時期の妥当性 ⑥対策を実施するリスク ⑦対策を実施できないリスク

(実施計画：I-2-4-添1-3)

以上

多核種除去設備クロスフローフィルタの国産品導入について

1. クロスフローフィルタ国産品導入

現在、多核種除去設備および増設多核種除去設備の前処理工程にて使用されているクロスフローフィルタ（CFF）は海外製品である。このCFFは海外規格に基づいた溶接検査および使用前検査に係る確認事項にて記載されており、実施計画の認可をすでに受けているが、本申請により国内規格に基づいて製作された国産品CFFも多核種除去設備および増設多核種除去設備にて使用できるよう、確認事項へ追記する。

なお、国産品CFFの寸法や重量、材質等は海外製品と同様となるよう製作を行う。

また、国産品CFF導入に伴う本実施計画変更申請範囲については前処理工程のうち炭酸塩沈殿処理に使用するCFFを対象とする。

図1.1-1に多核種除去設備および増設多核種除去設備の位置図、図1.1-2～1.1-8に系統図を示す。

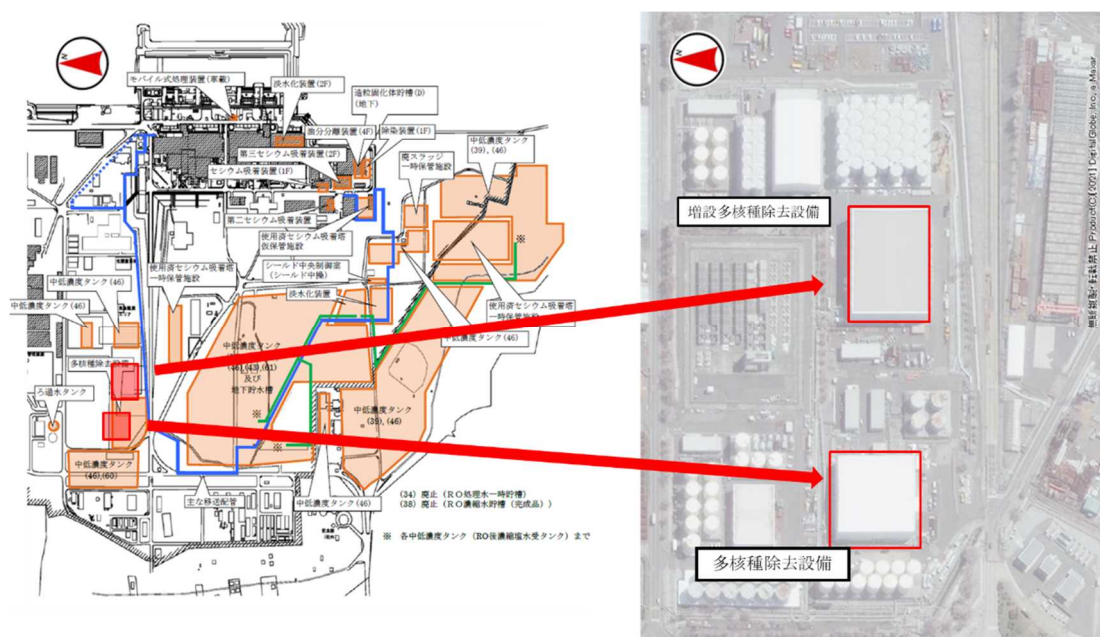


図 1.1-1 多核種除去設備および増設多核種除去設備の位置

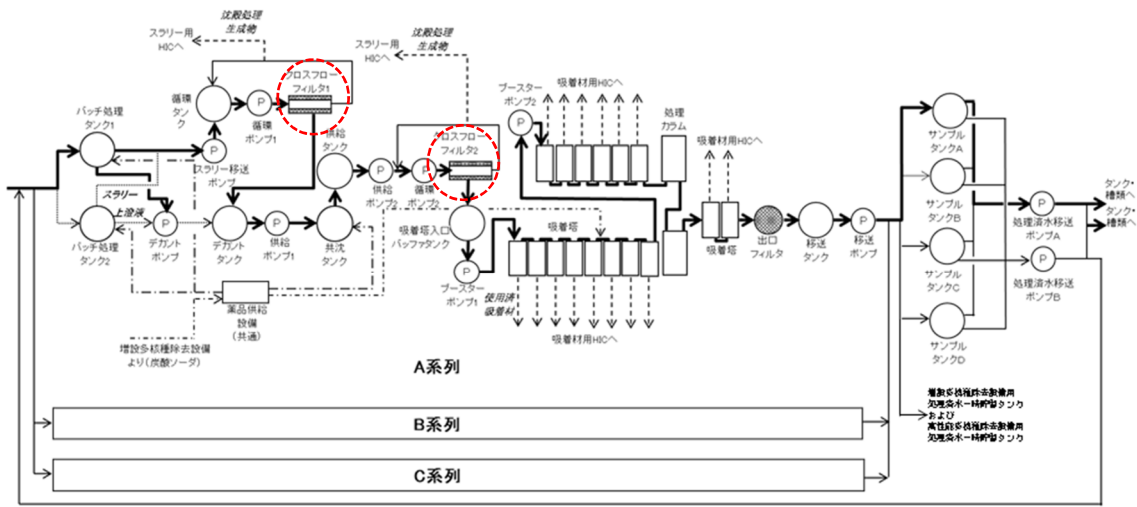


図 1.1-2 多核種除去設備系統図
(実施計画Ⅱ章 2.16.1 多核種除去設備 添付資料-1 より)

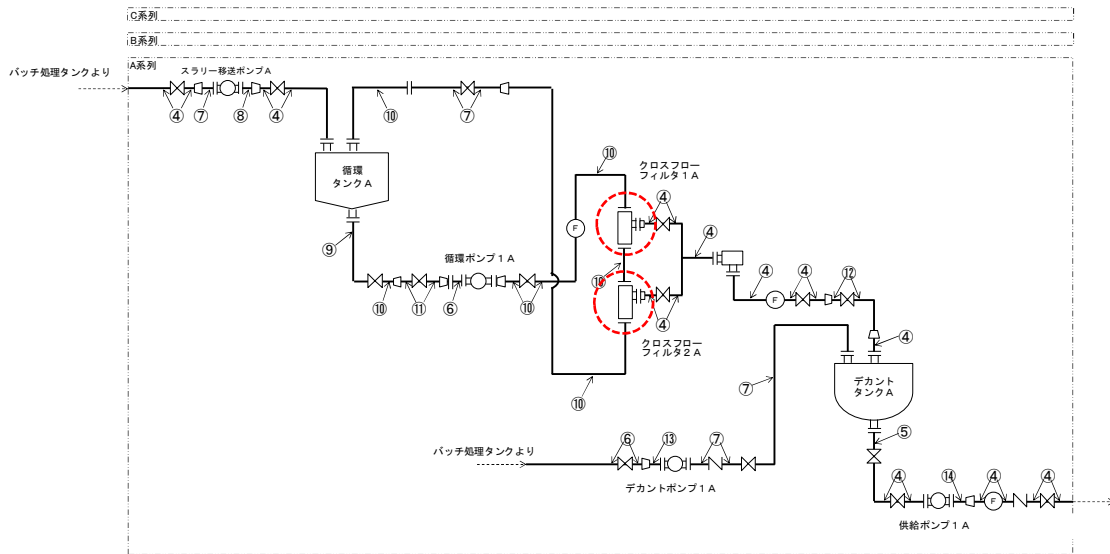


図 1.1-3 多核種除去設備ステージ1 CFF 周辺配管概略図
(実施計画Ⅱ章 2.16.1 多核種除去設備 添付資料-2 より)

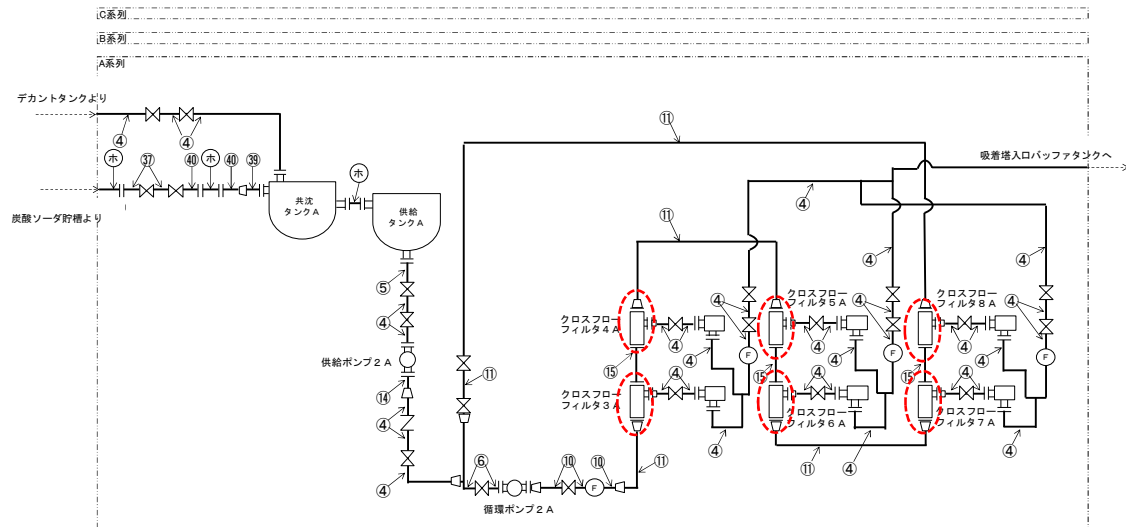


図 1.1-4 多核種除去設備ステージ2 CFF 周辺配管概略図
(実施計画Ⅱ章 2.16.1 多核種除去設備 添付資料-2 より)

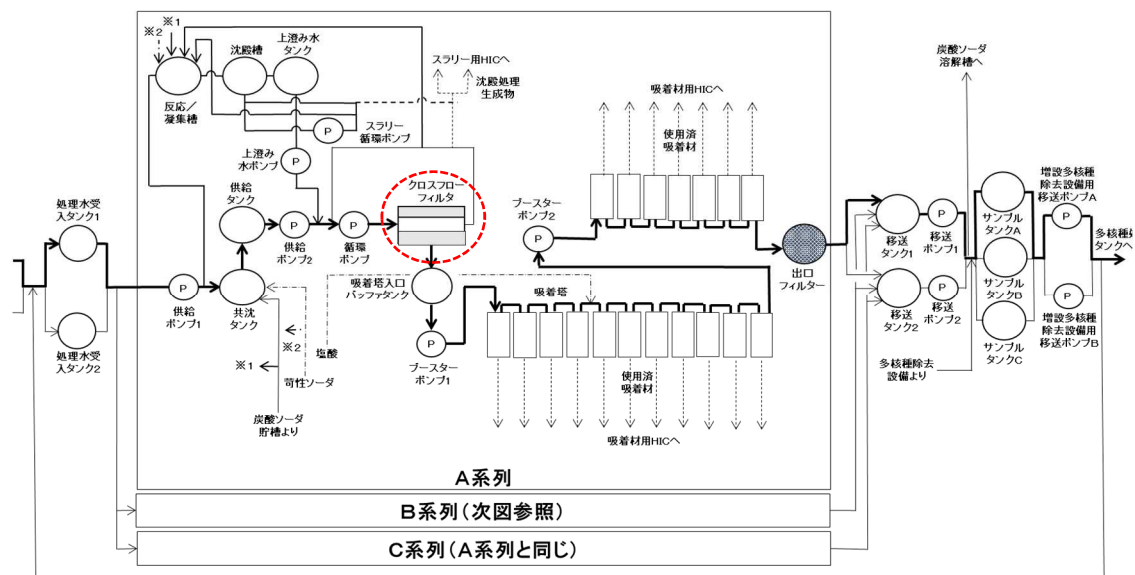


図 1.1-5 増設多核種除去設備 A/C 系系統図
(実施計画Ⅱ章 2.16.2 増設多核種除去設備 添付資料-1 より)

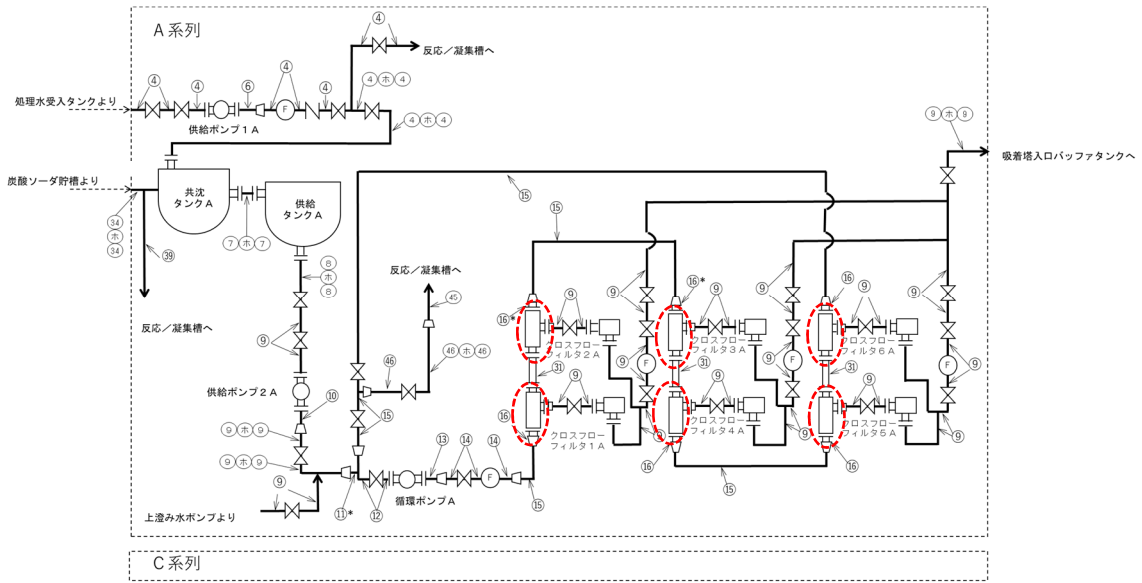


図 1.1-6 増設多核種除去設備 A/C 系 CFF 周辺配管概略図
 (実施計画Ⅱ章 2.16.2 増設多核種除去設備 添付資料-4 より)

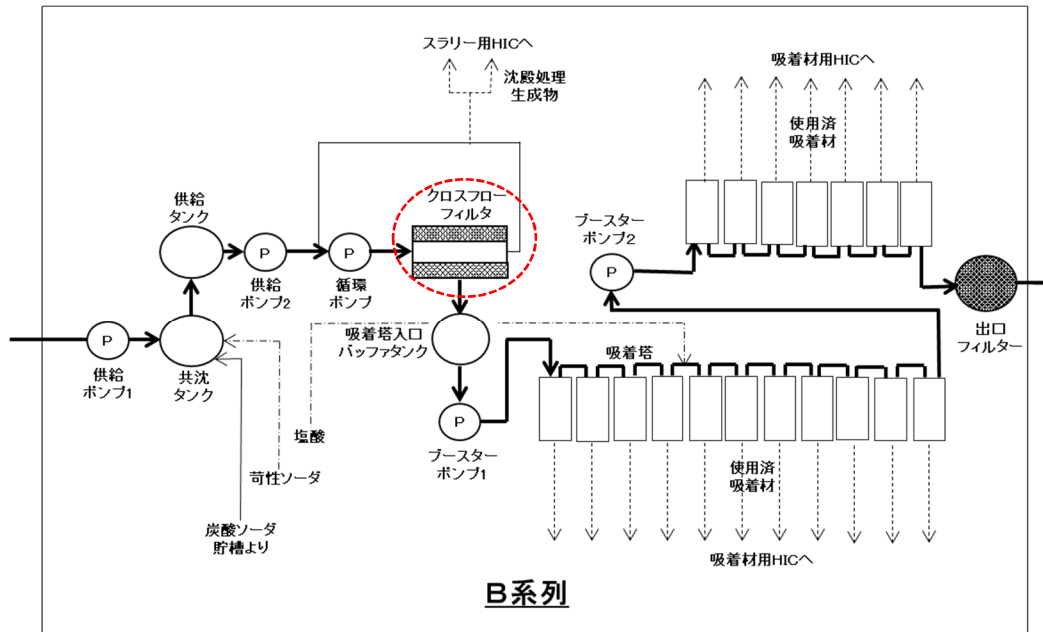


図 1.1-7 増設多核種除去設備 B 系系統図
 (実施計画Ⅱ章 2.16.2 増設多核種除去設備 添付資料-1 より)

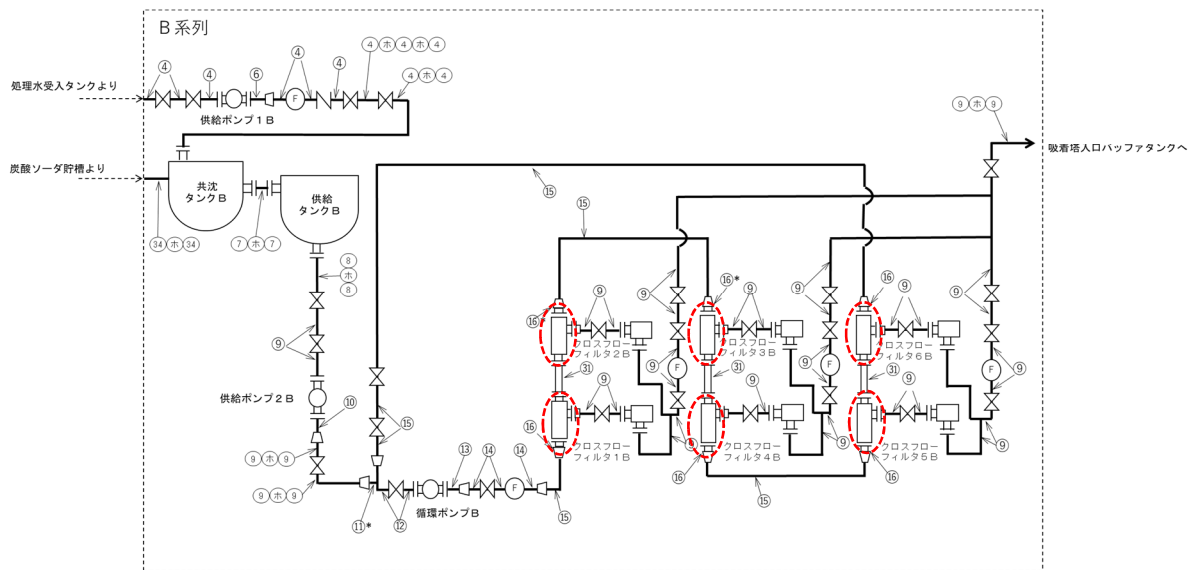


図 1.1-8 増設多核種除去設備 B系 CFF 周辺配管概略図
 (実施計画Ⅱ章 2.16.2 増設多核種除去設備 添付資料-4 より)

以上

2章 特定原子力施設の設計，設備

2.8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理 への適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

8. 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理

○施設内で発生する瓦礫等の放射性固体廃棄物の処理・貯蔵にあたっては，その廃棄物の性状に応じて，適切に処理し，十分な保管容量を確保し，遮へい等の適切な管理を行うことにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。

2.8.1 措置を講ずべき事項への適合方針

多核種除去設備等において発生する瓦礫等の放射性固体廃棄物の処理・貯蔵にあたっては，その廃棄物の性状に応じて，適切に処理し，十分な保管容量を確保し，遮へい等の適切な管理を行うことにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。

2.8.2 対応方針

○ 廃棄物の性状に応じた適切な処理

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

○ 十分な保管容量の確保

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

○ 遮蔽等の適切な管理

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

○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減

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

(実施計画：II-1-8-1)

多核種除去設備等クロスフローフィルタにおける廃棄物について

多核種除去設備および増設多核種除去設備のクロスフローフィルタ(CFF)容器内に装着されているエレメントは、通常運転において徐々にスラリーにより目詰まりを起し、差圧が上昇する要因となっている。

差圧が上昇した際は、バックパルスポット(BPP)により逆洗を行う。BPPはCFFを逆洗するためにCFF二次側に取り付けられている機器で、内部がピストン構造となっており、エア駆動にてピストンが動作することで、CFFへ逆圧を与えてCFFエレメントの目詰まりを解消させる。BPPによる逆洗で解消されない場合は系統へ薬液注入を行い、洗浄することでCFFエレメントの目詰まりを解消させるため、CFFは繰り返し使用が可能である。

ただし、逆洗等を実施しても差圧が解消されない場合やCFF容器、エレメント自体に不具合が生じた場合はCFFを系統から切離し、CFF容器・エレメントの交換が必要となり、放射性固体廃棄物が発生する。廃棄の際は線量や汚染状況、種類で分別を行い、一時保管エリアや固体廃棄物保管庫などで保管する。

CFFを廃棄する場合の主な廃棄物量は下記の通り。

- ・ CFF 容器 1 基：約 0.1m³
- ・ CFF1 基分の海外品エレメント ()：約 0.04m³
- ・ CFF1 基分の国産品エレメント ()：約 0.03m³

以上

2.9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理 への適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

9. 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

○施設内で発生する汚染水等の放射性液体廃棄物の処理・貯蔵にあたっては，その廃棄物の性状に応じて，当該廃棄物の発生量を抑制し，放射性物質濃度低減のための適切な処理，十分な保管容量確保，遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止等を行うことにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。また，処理・貯蔵施設は，十分な遮へい能力を有し，漏えい及び汚染拡大し難い構造物により地下水や漏水等によって放射性物質が環境中に放出しないようにすること。

2.9.1 措置を講ずべき事項への適合方針

多核種除去設備等は，処理する廃棄物の性状に応じて，当該廃棄物の発生量を抑制し，放射性物質濃度低減のための適切な処理，十分な保管容量確保，遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止等を行うことにより，敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。また，十分な遮へい能力を有し，漏えい及び汚染拡大し難い構造物により地下水や漏水等によって放射性物質が環境中に放出しないようにする。

2.9.2 対応方針

○ 放射性物質濃度低減のための適切な処理

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は、汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度になるまで除去する多核種除去設備、多核種除去設備の処理済水を貯留するタンク、槽類から構成する。

多核種除去設備は、処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を『東京電力株式会社福島第一原子力原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示』に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度（以下、「告示濃度限度」という。）を下回る濃度まで低減する。

（実施計画：II-2-16-1-1）

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

（実施計画：II-2-16-2-1）

○ 遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止

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、免震重要棟集中監視室及びシールド中央制御室等に表示し、異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにし、これを監視できるようにする。

d. 多核種除去設備の機器等は、可能な限り周辺に堰を設けた区画内に設け、漏えいの拡大を防止する。また、処理対象水の移送配管類は、万一、漏えいしても排水路を通じて環境に放出することがないように、排水路から可能な限り離隔するとともに、排水路を跨ぐ箇所はボックス鋼内等に配管を敷設する。さらに、ボックス鋼端部から排水路に漏えい水が直接流入しないように土のうを設ける。

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。

（実施計画：II-2-16-1-2）

(1) 漏えい発生防止

- a. 処理対象水，処理済水の移送配管は，耐腐食性を有するポリエチレン管，ステンレスの鋼管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を基本とする。
- b. 放射性流体を内包する配管のうち，ポリエチレン管より可撓性を有する配管を使用する必要がある箇所（各スキッド間，各吸着塔間，吸着材排出ライン，処理カラム取合部，脱水装置）は，耐圧ホース（EPDM；エチレンプロピレンジエンモノマー）を使用する。ただし，福島第一原子力発電所で発生した耐圧ホース（PVC；ポリ塩化ビニル）と継手金属との結合部（カシメ部）の外れ事象に鑑み，耐圧ホース（EPDM）と継手金属の結合部（カシメ部）に外れ防止金具を装着する。
- c. 吸着塔，処理カラムは，耐腐食性を有する SUS316L または炭素鋼（ゴムライニング付）とする。
- d. 高性能容器本体は，強度，耐腐食性，耐久性，耐放射線性，耐薬品性に優れたポリエチレンとする。
- e. 鋼材もしくはポリエチレンの継手部は，可能な限り溶接構造もしくは融着構造とする。また，G 1 南，H 5，H 6（Ⅰ），B，B 南，H 3，H 6（Ⅱ）エアータンク設置に伴い新設する移送配管は，漏えい堰等が設置されないフランジ構造の継手部についてシール材又は発泡剤の充填を実施し，G 6，G 1，G 4 南，G 4 北，G 5 エリアタンク設置に伴い新設する移送配管及びH 8 エリアタンクに多核種除去設備で処理した処理済水を移送するため新設する移送配管は，供用の終了後に配管の水抜きを実施する。供用の終了後とは，タンクが満水の状態となった後を示す。
- 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。
- h. バックパルスポットは，シリンダシール部，軸シール部からの微少にじみによる炭酸塩の析出及び固着による動作不良が発生した経緯を踏まえ，軸シールの多重化等によるシール性を向上させた改良型バックパルスポットを使用する。
- i. バッチ処理タンクの腐食による漏えい事象を踏まえ，すき間腐食の発生の可能性があるフランジに対し，ガスケット型犠牲陽極等を施すとともに腐食環境の促進となる次亜塩素酸の注入はしない。
- j. クロスフローフィルタのガスケットは，耐放射線性に優れる合成ゴム（EPDM）を使用する。
- k. タンク増設に合わせて敷設する耐圧ホース，ポリエチレン管は設計・建設規（JSME）に記載のない非金属材料である為，日本産業規格（JIS），日本水道協会規格（JWWA），ISO 規格，製品の試験データ等を用いて設計を行う。なお，耐圧ホース，ポリエチレン管の耐震性については，可撓性を有しており地震による有意な応力は発生しない。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止・混水防止

- a. 多核種除去設備はスキッド毎に漏えいパンを設け、エリア外への漏えいを防止するとともに、漏えい検知器を設ける。また、多核種除去設備設置エリアの最外周及びその内側にも漏えいの拡大を防止する堰を設ける（図1）。最外周堰の高さは、各容器からの漏えい廃液全量を貯留するために必要な堰高さとする。施設外漏えいを防止する。さらに、カメラを設けて免震重要棟集中監視室またはシールド中央制御室で漏えいを監視する。
- b. 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、漏えい拡大防止カバーで覆った上で中に吸水シートを入れ、漏えい水の拡大防止に努める。
- c. 漏えいを検知した場合には、免震重要棟集中監視室及びシールド中央制御室に警報を発生し、運転操作員によりカメラ、流量等の運転監視パラメータ等の状況を確認し、適切な対応を図る。また、大量の漏えいが確認された場合には、緊急停止スイッチにより多核種除去設備の運転を停止する。
- d. 漏えい水のコンクリートへの浸透を防止するため、多核種除去設備設置エリアには床塗装を実施する。
- e. 多核種除去設備の設置に伴い新規に敷設する屋外移送配管について、以下の対応を行う。
 - ・ポリエチレン管とポリエチレン管の接合部は漏えい発生を防止するため融着構造とすることを基本とし、ポリエチレン管と鋼管の取合い等でフランジ接続となる箇所については養生を行い、漏えい拡大防止を図る。また、処理対象水の移送配管は、万一漏えいが発生した場合でも構内排水路を通じて環境に汚染水が放出することがないように、排水路から可能な限り離隔して配管等を敷設するとともに、排水路を跨ぐ箇所は、ボックス鋼内等に配管を敷設する。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嚢を設ける。
 - ・移送配管から漏えいが確認された場合は、ポンプ等を停止し、系統の隔離及び土嚢の設置等により漏えいの拡大防止を図る。
 - ・移送配管の更なる漏えい検知・漏えい拡大防止策について、速やかに検討し、RO濃縮水処理によるリスク低減効果、漏えい拡大防止策の有効性や工期等を踏まえ、可能なものから実施する。対策が完了するまでの間は、巡視点検による漏えい検知を要員へ周知し、確実に実施する。
- f. 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免震重要棟集中監視室、シールド中央制御室及び現場に警報を発生する。

- g. タンク増設等に合わせて、追加で敷設する屋外移送配管については、e. の措置に加えて、以下の対応を行う。

移送配管は、使用開始までに漏えい確認等を実施し、施工不良等による大規模な漏えいの発生を防止する。また、フランジ継手部は、ガスケットの経年劣化により微小漏えいの発生が懸念されることから、架空化により視認性を向上させ、毎日の巡視点検により漏えいの有無を確認する。

(実施計画：II-2-16-1-添4-1)

1. 放射性物質の漏えい防止等に対する考慮

(1) 漏えい発生防止

- a. 腐食による漏えい発生防止のため、液性等に応じて、ポリエチレン（PE）、ステンレス鋼等を採用する。（別添－1）
- b. タンクには水位検出器を設け、オーバーフローを防止するため、インターロックの作動によりポンプを停止する設計とする。
- c. 鋼材の継手部は、可能な限り溶接構造とする。ポリエチレンの継手部は、可能な限り融着構造とする。
- d. ポンプは、軸封部が無く軸封部があるポンプと比較して漏えいリスクの低いダイヤフラムポンプを採用する。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. スキッド毎に漏えいパン及び漏えい検知器を設け、漏えいを早期に検知する。また、漏えいの拡大を防止する堰及び床面に漏えい検知器を設ける。
- b. 漏えいを検知した場合には、免震重要棟集中監視室及びシールド中央制御室に警報を発生し、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。
- c. 漏えい水のコンクリートへの浸透を防止するため、設置エリアには床塗装を実施する。
- d. ポリエチレン管とポリエチレン管の接合部は漏えい発生を防止するため融着構造とすることを基本とし、ポリエチレン管と鋼管の取合い等でフランジ接続となる箇所については養生を行い、漏えい拡大防止を図る。
 - ・移送配管から漏えいが確認された場合は、ポンプを停止し、系統の隔離及び土嚢の設置等により漏えいの拡大防止を図る。
 - ・移送配管は、使用開始までに漏えい確認等を実施し、施工不良等による大規模な漏えいの発生を防止する。

(実施計画：II-2-16-1-添4-17)

(1) 漏えい発生防止

- a. 腐食による漏えい発生防止のため、液性等に応じて、炭素鋼（内面ライニング）、ステンレス鋼等を採用する。（別添－１）
- b. タンクには水位検出器を設け、オーバーフローを防止するため、インターロックの作動によりポンプを停止する設計とする。
- c. 鋼材の継手部は、可能な限り溶接構造とする。ポリエチレンの継手部は、可能な限り融着構造とする。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、シール材又は発泡剤の充填を実施し漏えい防止カバーを設置する。
- d. ポンプは、軸封部が無く軸封部があるポンプと比較して漏えいリスクの低いダイヤフラムポンプ及びキャンドポンプを採用する。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

- a. スキッド毎に漏えいパン及び漏えい検知器を設け、漏えいを早期に検知する。また、漏えいの拡大を防止する堰及び床面に漏えい検知器を設ける。
- b. 漏えいを検知した場合には、免震重要棟集中監視室及びシールド中央制御室に警報を発生し、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。
- c. 漏えい水のコンクリートへの浸透を防止するため、設置エリアには床塗装を実施する。
- d. ポリエチレン管とポリエチレン管の接合部は漏えい発生を防止するため融着構造とすることを基本とし、ポリエチレン管と鋼管の取合い等でフランジ接続となる箇所については養生を行い、漏えい拡大防止を図る。
 - ・移送配管から漏えいが確認された場合は、ポンプを停止し、系統の隔離及び土嚢の設置等により漏えいの拡大防止を図る。
 - ・移送配管は、使用開始までに漏えい確認等を実施し、施工不良等による大規模な漏えいの発生を防止する。
 - ・建屋内の移送配管において漏えい検知器が設置されていない箇所に敷設する場合は、漏えいした水を漏えい検知器が設置されている箇所に導くために配管下部に受けを設置する。

(実施計画：Ⅱ-2-16-2-添 7-17)

多核種除去設備等のクロスフローフィルタ漏えい防止等に関する補足説明

1. 漏えい防止対策

多核種除去設備及び増設多核種除去設備にて使用している海外品のクロスフローフィルタ（CFF）は、耐腐食性を有する SUS316L で製造されており、主配管及び二次系配管とはフランジボルトにて締結されている。

また、処理対象水に含まれる特定の放射性核種を含むスラリー（鉄共沈スラリー：Co-60, Mn-54 等 炭酸塩沈殿スラリー：Sr-90 等）を濃縮する役割を持つ。

前述のとおり、CFF と配管とはフランジで接続されていることから、当該部より多核種除去設備系統水（処理対象水）および高濃度の Co-60 や Sr-90 を含んだスラリーが漏えいする恐れがある。そのため、フランジ部においては規定のトルク値にて管理を行い、配管と締結している。

また、CFF ガスケットにおいては設置当初、テフロン製のものを使用していたが、炭酸塩沈殿スラリーに含まれた Sr-90 による β 線照射により脆化・損傷し、CFF 後段設備へスラリーが流出する事象が 2014 年に発生している。（図 2.9-1）

そのことから CFF にて使用されているガスケットについては耐放射線性に優れている合成ゴム（EPDM）を使用し、漏えい防止対策を講じている。なお、国産品 CFF においても海外品 CFF と同様の漏えい防止対策を行っている。

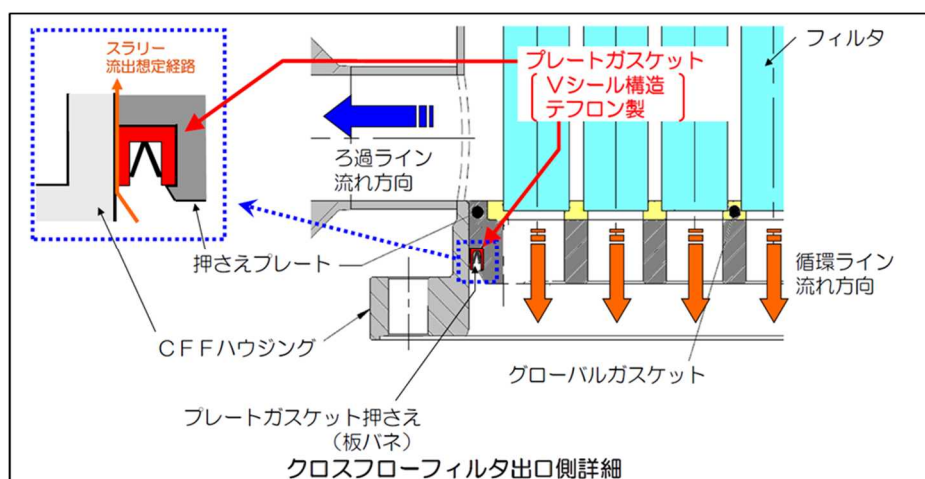


図 2.9-1 CFF ガスケット部構造

2. 漏えい拡大防止

多核種除去設備および増設多核種除去設備は CFF を含め、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ている。(図 2.9-2, 2.9-3)

また、多核種除去設備・増設多核種除去設備設置エリアの最外周及びその内側にも漏えいの拡大を防止する堰を設けており、最外周堰の高さは、各容器からの漏えい廃液全量を貯留するために必要な堰高さとするこゝで、施設外漏えいを防止するとともに、カメラを設けて免震重要棟集中監視室またはシールド中央制御室で漏えいを監視している。

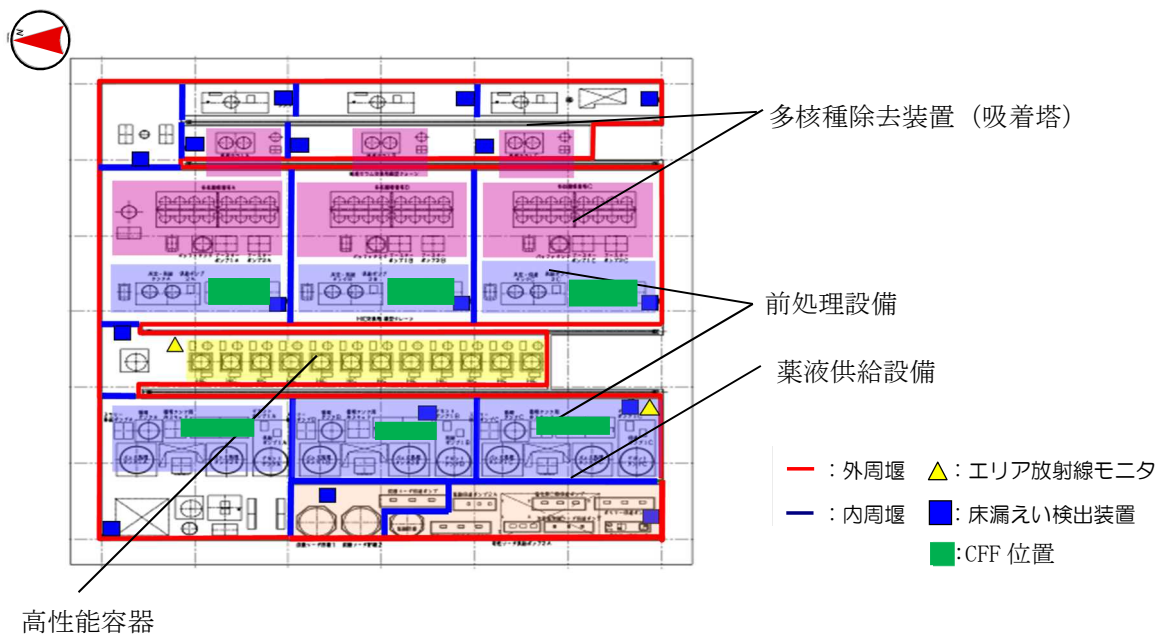


図 2.9-2 多核種除去設備 堰及び床漏えい検出装置

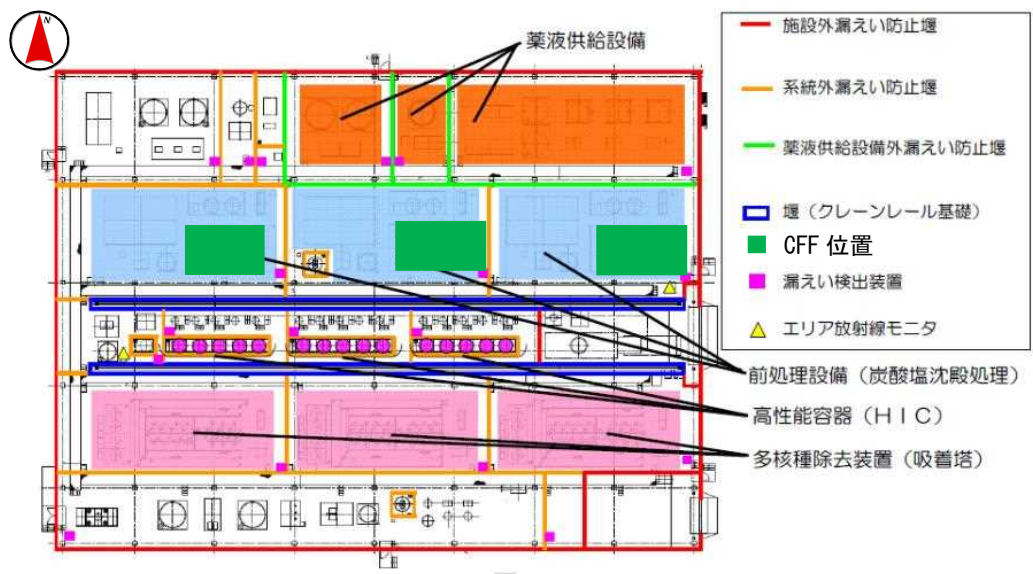


図 2.9-3 増設多核種除去設備 堰及び床漏えい検出装置

以上

2.12 作業者の被ばく線量の管理等への 適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

1 2. 作業者の被ばく線量の管理等

○現存被ばく状況での放射線業務従事者の作業性等を考慮して，遮へい，機器の配置，遠隔操作，放射性物質の漏えい防止，換気，除染等，所要の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置を講じることにより，放射線業務従事者が立ち入る場所の線量及び作業に伴う被ばく線量を，達成できる限り低減すること。

2.12.1 措置を講ずべき事項への適合方針

作業者の被ばく管理等において，現存被ばく状況での放射線業務従事者の作業性等を考慮して，遮へい機器の配置，遠隔操作，放射性物質の漏えい防止，換気，除染等，所要の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置を講じることにより，放射線業務従事者が立ち入る場所の線量及び作業に伴う被ばく線量を，達成できる限り低減する。

2.12.2 対応方針

(1) 作業者の被ばく線量管理等

○ 現存被ばく状況における放射線防護の基本的な考え方

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

○ 所要の放射線防護上の措置及び作業時における放射線被ばく管理措置の範囲

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

○ 遮へい、機器の配置、遠隔操作、換気、除染等

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

○ 放射性物質の漏えい防止

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

○ 放射線被ばく管理

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

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

(実施計画：II-1-12-1)

○ 放射線遮へい・被ばく低減に対する考慮

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、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を低減するための遮へいをクロスフローフィルタスキッド及び循環弁スキッドに設ける。これらの対応により、最寄りの評価点

(No. 66)における直接線・スカイシャイン線の評価結果は年間約0.30mSvとなる。

(実施計画：Ⅱ-2-16-1 添4-3)

増設多核種除去設備からの放射線による雰囲気線の線量当量率が0.1mSv/h以下（放射線業務従事者が作業を行う位置で、遮へい体を含む機器表面から1mの位置）となるよう適切な遮へいを設ける。また、最寄りの評価点(No. 70)における直接線・スカイシャイン線の評価結果は年間約0.03mSvとなる。

(実施計画：Ⅱ-2-16-2 添7-3)

(2) 放射線管理に係る補足説明

① 放射線防護及び管理

a. 放射線管理

(a) 基本方針

- 現存被ばく状況において、放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、今後、新たに設備を設置する場合には、遮へい設備、換気空調設備、放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し、運用する。また、事故後、設置した設備においても、放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、必要な設備の改良を図る。
- 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、周辺監視区域全体を管理対象区域として設定して、立入りの制限を行い、外部放射線に係る線量、空気中もしくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視して、その結果を管理対象区域内の諸管理に反映するとともに必要な情報を免震重要棟や出入管理箇所等で確認できるようにし、作業環境の整備に努める。
- 放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とし、被ばく歴を把握し、常に線量を測定評価し、線量の低減に努める。また、放射線業務従事者を除く者であって、放射線業務従事者の随行により管理対象区域に立ち入る者等を一時立入者とする。
さらに、各個人については、定期的に健康診断を行って常に身体的状態を把握する。
- 周辺監視区域を設定して、この区域内に人の居住を禁止し、境界に柵または標識を設ける等の方法によって人の立入を制限する。
- 原子炉施設の保全のために、管理区域を除く場所であって特に管理を必要とする区域を保全区域に設定して、立入りの制限等を行う。
- 核燃料物質によって汚染された物の運搬にあたっては、放射線業務従事者の防護及び発電所敷地外への汚染拡大抑制に努める。

(実施計画：Ⅲ-3-3-1-2-2)

(b) 発電所における放射線管理

a. 管理対象区域内の管理

管理対象区域については、次の措置を講じる。

- 管理対象区域は当面の間、周辺監視区域と同一にすることにより、さく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識等を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて、人の立入制限等を行う。

管理対象区域内の線量測定結果を放射線業務従事者の見やすい場所に掲示する等の方法によって、管理対象区域に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。特に放射線レベルが高い場所においては、必要に応じてロープ等により人の立入制限を行う。

- 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。ただし、飲食及び喫煙を可能とするために、放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が、法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域を設ける。なお、設定後は、定期的な測定を行い、この区域内において、法令に定める管理区域に係る値を超えるような予期しない汚染を床又は壁等に発見した場合等、汚染拡大防止のための放射線防護上必要な措置等を行うことにより、放射性物質の経口摂取を防止する。
- 管理対象区域全体にわたって放射線のレベル及び作業内容に応じた保護衣類や放射線防護具類を着用させる。
- 管理対象区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度についてスクリーニングレベルを超えないようにする。管理対象区域内において汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に人が立ち入り、又は物品を持ち込もうとする場合は、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度について表面汚染測定等により測定場所のバックグラウンド値を超えないようにする。
- 管理対象区域内においては、除染や遮へい、換気を実施することにより外部線量に係る線量、空気中放射性物質の濃度、及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について、管理区域に係る値を超えるおそれのない場合は、人の出入管理及び物品の出入管理に必要な措置を講じた上で、管理対象区域として扱わないこととする。

(実施計画：III-3-3-1-2-3~4)

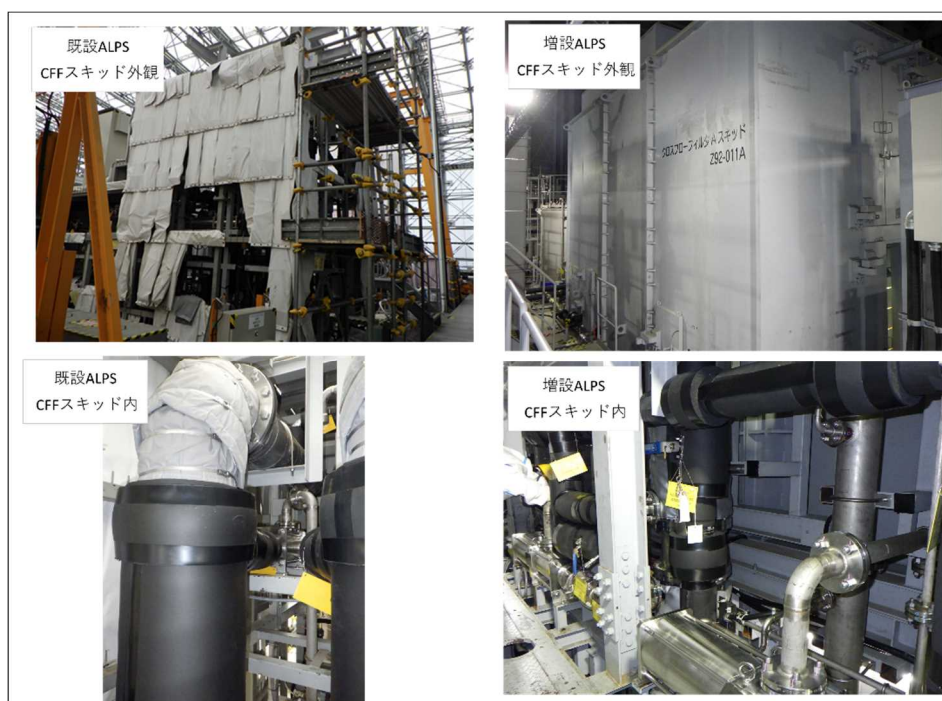
クロスフローフィルタ（CFF）の被ばく低減に関する補足説明

多核種除去設備および増設多核種除去設備の前処理設備（鉄共沈処理設備・炭酸塩沈殿処理設備）は、処理系統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核種等を薬液により鉄共沈または炭酸塩沈殿により除去することを目的としている。

これらの沈殿処理等により生成された生成物はCFFにより循環濃縮されることから、CFFの放射線量は上昇する。そのため、作業者の被ばく線量低減の観点から、CFFスキッド*1（図2.12-1）に遮へいを取付けており、周辺の雰囲気線量を低減させている（表2.12-1）。

また、点検や不具合対応に伴い、系統からCFFを切離す際には事前に系統設備のバックパルスポットによる逆洗または薬液による洗浄を実施し、線量低減を実施している。

CFF切離しやエレメント点検・交換作業におけるエレメント取外し時では、作業者は防水スーツを着用し、ゴム手袋を3重とするなど、身体汚染がないよう努めるとともに、速やかに閉止フランジの取付けや、 β 線量の高い箇所などには必要に応じてゴムマット遮へいを実施し、被ばく線量低減を行っている。なお、CFF取外し時の線量当量率は表2.12-2の通り。



*1：スキッドは、鋼材で作られた構造体でCFFや配管等の機器を直接据付けている。

図 2.12-1 CFF スキッド（既設／増設多核種除去設備）

表 2.12-1 CFF スキッド内外の最大線量当量率

	最大線量当量率(mSv/h)*2
CFF スキッド外	0.025 (0.06)
CFF スキッド内	0.15 (1.1)

*2 : () 内は $\gamma + \beta$ 測定値

(2022 年 1 月 既設多核種除去設備 A 系 CFF ステージ 2 サーベイデータより)

表 2.12-2 CFF 線量当量率

	γ (mSv/h)	$\gamma + \beta$ (mSv/h)
CFF 上流側フランジ表面 (閉止板取外し後)	0.007	0.15
CFF 上流側フランジ表面 (管板取外し後)	0.04	2.3

(2021 年 6 月 増設多核種除去設備 CFF(3A)取外し時サーベイデータより)

以上

2.13 緊急時対策への適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

1 3. 緊急時対策

- 緊急時対策所，安全避難経路等事故時において必要な施設及び緊急時の資機材等を整備すること。
- 適切な警報系及び通信連絡設備を備え，事故時に特定原子力施設内に居るすべての人に対する指示ができるとともに，特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備は，多重性及び多様性を備えること。

2.13.1 措置を講ずべき事項への適合方針

(1) 緊急時において必要な施設及び資機材等の整備について

緊急時において必要な施設及び安全避難経路等事故等において必要な施設及び緊急時の資機材等の整備を行う。

(2) 緊急時の避難指示について

緊急時の特定原子力施設内に居るすべての人に対し避難指示を実施できるようにする。

(3) 所外必要箇所との通信連絡設備の多重性及び多様性について

特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備は，多重性及び多様性を備える。

2.13.2 対応方針

(1) 緊急時において必要な施設及び資機材等の整備について

原子力防災管理者は、緊急時において必要な施設及び緊急時の資機材等の整備について防災業務計画に従い以下の対応を実施する。

- ・ 緊急時対策所を平素から使用可能な状態に整備するとともに、換気浄化設備を定期的に点検し、地震等の自然災害が発生した場合においてもその機能が維持できる施設及び設備とする。また、外部電源喪失時においても専用の非常用発電機により緊急時対策所へ給電可能である。
- ・ 退避場所又は避難集合場所を関係者に周知する。
- ・ 瓦礫撤去用の重機及び操作要員を準備し、瓦礫が発生した場合の撤去対応が可能である。
- ・ 原子力防災資機材及びその他の原子力防災資機材について、定期的に保守点検を行い、平素から使用可能な状態に整備する。また、資機材に不具合が認められた場合、速やかに修理するか、代替品を補充あるいは代替手段により必要数量又は必要な機能を確保する。

施設内の安全避難経路については防災業務計画に明示されていないが、誘導灯により安全避難経路を示すことを基本としている。しかしながら、一部対応できていない事項があるため、それらについては以下のとおり対応する。

- ・ 震災の影響により使用できない誘導灯（1～4号機建屋内）
作業にあたっては、緊急時の避難を考慮した安全避難経路を定め、この経路で退出することとする。また、使用するエリアの誘導灯の復旧を進め、適切な状態に維持する。
- ・ 震災の影響により使用できない非常灯（1～4号機建屋内）
施設を使用するエリアの非常灯の復旧を進め、適切な状態に維持する。

(実施計画：II-1-13-1)

(2) 緊急時の避難指示について

○ 緊急時の避難指示

緊急時の避難指示については、防災業務計画では緊急放送等により施設内に周知することとなっているが、緊急放送等が聞こえないエリアが存在することを考慮し、以下の対応を実施することで、作業員等特定原子力施設内にいるすべての人に的確な指示を出す。

- ① 免震重要棟にて放射性物質の異常放出等のプラントの異常や地震・津波等の自然災害を検知。
- ② 原子力防災管理者は緊急放送装置により免震重要棟・高台等への避難を指示。
- ③ 緊急放送が聞こえないエリアで作業を実施している場合は、作業主管Gより携帯電話にて免震重要棟・高台等への避難を指示。
- ④ 緊急放送が聞こえないエリアでの作業員に対して上記③により連絡がつかない場合は、警備誘導班がスピーカー車により免震重要棟・高台等への避難を指示。

※ 建屋内等電波状況が悪く緊急放送等も入らないエリアにおいては、緊急放送が入るエリアに連絡要員を配置する、トランシーバ等による通信が可能な位置に連絡要員を配置する等通報連絡が可能となるような措置を実施する。

○ 通報、情報収集及び提供

緊急事態の発生及び応急措置の状況等の関係機関への通報連絡、事故状況の情報収集による応急復旧の実施のため、特定原子力施設内及び特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備として防災業務計画に定める以下を準備することで、多重性及び多様性を備える。

a. 特定原子力施設内の通信連絡設備

- ・ 緊急放送（1台）
- ・ ページング
- ・ 電力保安通信用電話設備（60台）
- ・ 携帯電話（40台）

※緊急放送・ページングについては、聞こえないエリア・使用できない場所があるが、場所を移動しての連絡や電力保安通信用電話設備・携帯電話の使用、その他トランシーバの使用等により対応する。

※電力保安通信用電話設備、携帯電話については防災業務計画に定める数量を示しているが、緊急時対応として必要により、防災業務計画に定める数量を超える通信連絡設備を使用する場合もある。

(実施計画：II-1-13-1~2)

(3) 所外必要箇所との通信連絡設備の多重性及び多様性について

○ 通報，情報収集及び提供

緊急事態の発生及び応急措置の状況等の関係機関への通報連絡，事故状況の情報収集による応急復旧の実施のため，特定原子力施設内及び特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備として防災業務計画に定める以下を準備することで，多重性及び多様性を備える。

b. 特定原子力施設と所外必要箇所との通信連絡設備

- ・ ファクシミリ装置（1台）
- ・ 電力保安通信用電話設備（60台；上記「特定原子力施設内の通信連絡設備」の再掲）
- ・ TV会議システム（1台），IP電話（5台），IPFAX（3台）
- ・ 携帯電話（40台；上記「特定原子力施設内の通信連絡設備」の再掲）
- ・ 衛星携帯電話（1台）

※電力保安通信用電話設備，携帯電話については防災業務計画に定める数量を示しているが，緊急時対応として必要により，防災業務計画に定める数量を超える通信連絡設備を使用する場合もある。

※防災業務計画ではこの他に緊急時用電話回線があるが使用できないため，電気通信事業者の有線電話，携帯電話，衛星携帯電話等の通信手段により通信連絡を行う。

※上記防災業務計画で定めるもの以外として，TV会議システム（社内用）についても通信連絡用に使用する。

○ 外部電源喪失時の通信手段・作業環境確保

外部電源喪失時に緊急時対策を実施するために，防災業務計画に明示されていないが，以下の対応を実施する。

必要箇所との連絡手段確保のため，ペーजینگについては，小型発電機または電源車から，電力保安通信用電話設備については，小型発電機から給電可能とする。また，夜間における復旧作業に緊急性を要する範囲の照明については，小型発電機から給電可能とする。

(実施計画：II-1-13-2~3)

多核種除去設備等に関する緊急時対策に関する補足説明

1. 緊急時の避難指示等について

多核種除去設備建屋および増設多核種除去設備建屋は建屋内に緊急放送が聴こえるスピーカーを設置しているため、作業者は速やかな避難が可能である。

2. 所外必要箇所への通信連絡について

多核種除去設備等において、設計上の想定を超える自然現象等により事故故障等が発生した場合は、設備の状況を連絡するために、既認可の規定に沿って、ファクシミリ装置や電力保安通信用電話設備等を使用して、発電所外の関係箇所に連絡を実施する。

3. 安全避難通路等

多核種除去設備および増設多核種除去設備は建屋内にあることから安全避難口を設けている。また、通路には誘導灯を設けており、近場の避難口への方向が認知できるようになっている。図 2.13-1 に多核種除去設備、図 2.13-2 に増設多核種除去設備の安全避難口位置を示す。

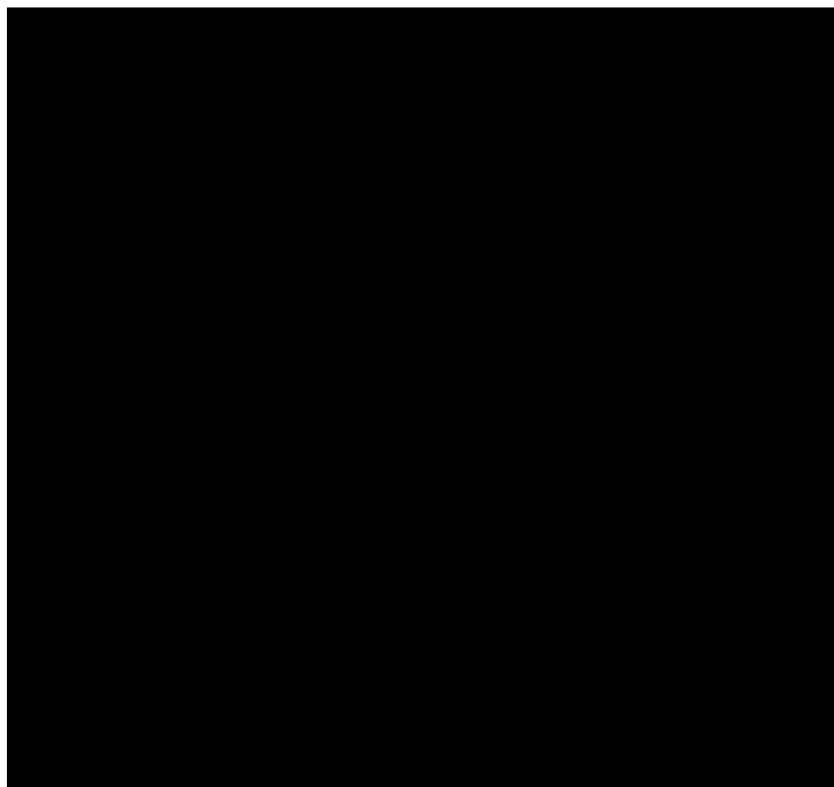


図 2.13-1 多核種除去設備建屋 避難口



図 2.13-2 増設多核種除去設備建屋 避難口

以上

2.14.1 準拠規格及び基準への適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計、設備について措置を講ずべき事項

1 4. 設計上の考慮

○施設の設計については、安全上の重要度を考慮して以下に掲げる事項を適切に考慮されたものであること。

① 準拠規格及び基準

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

2.14.1.1 措置を講ずべき事項への適合性

多核種除去設備等の機器は、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準を考慮して、設計、材料の選定、製作及び検査を実施する。

2.14.1.2 対応方針

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

(1) 準拠規格及び基準

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

(実施計画：II-1-14-1)

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は、汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度になるまで除去する多核種除去設備、多核種除去設備の処理済水を貯留するタンク、槽類から構成する。

多核種除去設備は、処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を『東京電力株式会社福島第一原子力原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示』に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度（以下、「告示濃度限度」という。）を下回る濃度まで低減する。

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

(実施計画：II-2-16-1-1)

要求される機能

- (1) 発生する液体状の放射性物質の量を上回る処理能力を有すること。
- (2) 発生する液体状の放射性物質について適切な方法によって、処理、貯留、減衰、管理等を行い、放射性物質等の濃度及び量を適切な値に低減する能力を有すること。
- (3) 放射性液体廃棄物が漏えいし難いこと。

(4) 漏えい防止機能を有すること。

(5) 放射性液体廃棄物が、万一、機器・配管等から漏えいした場合においても、施設からの漏えいを防止でき、又は敷地外への管理されない放出に適切に対応できる機能を有すること。

(6) 施設内で発生する気体状及び固体状の放射性物質及び可燃性ガスの検出、管理及び処理が適切に行える機能を有すること。

(実施計画：II-2-16-1-1)

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。

(実施計画：II-2-16-1-2)

多核種除去設備は、3系列から構成し、各系列は前処理設備と多核種除去装置で構成する。さらに共通設備として、前処理設備から発生する沈殿処理生成物及び放射性核種を吸着した吸着材を収容して貯蔵する高性能容器、薬品を供給するための薬品供給設備、処理済水のサンプリング、多核種処理水タンクへ移送する多核種移送設備、多核種除去設備の運転監視を行う監視制御装置、電源を供給する電源設備等で構成する。なお、2系列運転で定格処理容量を確保するが、RO濃縮塩水の処理を早期に完了させる観点から、3系列同時運転も可能な構成とする。また、装置の処理能力を確認するための試料採取が可能な設備とする。

多核種除去設備は電源が喪失した場合、系統が隔離されるため、電源喪失による設備から外部への漏えいが発生することはない。

多核種除去設備の主要な機器は免震重要棟集中監視室またはシールド中央制御室の監視・制御装置により遠隔操作及び運転状況の監視を行う。また、多核種除去設備の設置エリアには放射線レベル上昇が確認できるようエリア放射線モニタを設置し監視を行う。監視・制御装置は、故障により各設備の誤動作を引き起こさない構成とする。更に、運転員の誤操作、誤判断を防止するため、装置毎に配置する等の配慮を行うとともに、特に重要な装置の緊急停止操作についてはダブルアクションを要する等の設計とする。

多核種除去設備で処理された水は、処理済水貯留用タンク・槽類で貯留する。

(実施計画：II-2-16-1-3)

多核種除去設備等を構成する機器は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）」において、廃棄物処理設備に相当するクラス3機器と位置付けられる。この適用規格は、「JSME S NC-1 発電用原子力設備規格設計・建設規格」（以下、「設計・建設規格」という。）で規定される。ただし、増設する吸着塔15、16を除き、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。

このため、設備の健全性は、製品の試験データ、材料納品書、管理要領、作業記録、耐圧漏えい試験又は運転圧力による漏えい試験等の結果により確認している。

具体的には、国内製作機器については、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等を採用する。なお、材料調達性の観点から、JSME 規格で規定される材料の日本産業規格(JIS)年度指定を考慮しない場合は、技術的妥当性を確認する。また、耐圧試験については、最高使用圧力以上の耐圧試験、気圧による漏えい試験、運転圧力による漏えい試験又は機器製造メーカーの規定による耐圧漏えい試験等の実施により、設備の健全性を確認する。溶接部については、溶接施工会社の管理要領や実施した施工法、施工者の資格、系統機能試験等による漏えい等の異常がないことの確認により、溶接部の健全性を確認するとともに、非破壊検査や耐圧漏えい検査の要求のある機器の一部溶接部では、外観検査等により溶接部に有意な欠陥等ないことをもって健全性を確認している。

なお、増設する吸着塔 15, 16 は、設計・建設規格のクラス 3 機器に準じた設計とする。

海外製作機器については、「欧州統一規格 (European Norm)」(以下、「EN 規格」という。)、仏国圧力容器規格 (以下、CODAP という。)等の海外規格に準拠した材料検査、耐圧漏えい検査等の結果により、健全性を確認している。

クラス 3 機器に該当しない機器 (耐圧ホース、ポリエチレン管等)については、日本産業規格 (JIS)、日本水道協会規格または ISO 規格等の適合品または、製品の試験データ等により健全性を確認している。

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

(実施計画：II-2-16-1-6)

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

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

また、原子力発電所での使用実績がない材料を使用する場合は、他産業での使用実績等を活用しつつ、必要に応じて試験等を行うことで、経年劣化等の影響についての評価を行う。

(実施計画：II-2-16-2-4)

以上

多核種除去設備等のクロスフローフィルタの規格に関する補足説明

1. クロスフローフィルタの準拠規格等について

多核種除去設備および増設多核種除去設備のクロスフローフィルタ（CFF）の設置基数を表 2.14.1-1 に示す。

CFF は外径 340mm，高さ約 1.1m のステンレス製の容器であり，容器内部にフィルタ材（エレメント）が数十本取付されている構造となっている。この CFF 容器内のエレメントへスラリーが通過することでろ過水と分離され，ろ過水は後段の吸着塔へ，通過したスラリーは循環して再度 CFF エレメントにてろ過を繰り返すことで濃縮を行う。（図 2.14.1-1）

また，これまで使用している CFF は全て海外品である。海外品 CFF は開先，溶接検査，非破壊試験については「欧州統一規格（European Norm）」（以下，「EN 規格」），CODAP(仏国圧力容器規格)等に準拠し製作されている。今回導入する国産品 CFF については国内規格（JIS，JSME 等）に準拠して製作を行うが，十分な強度・耐震性を有するよう，最高使用温度等の仕様は実施計画記載の現行仕様と同一とし，寸法や重量，肉厚などについても海外品 CFF と同等となるようにする。

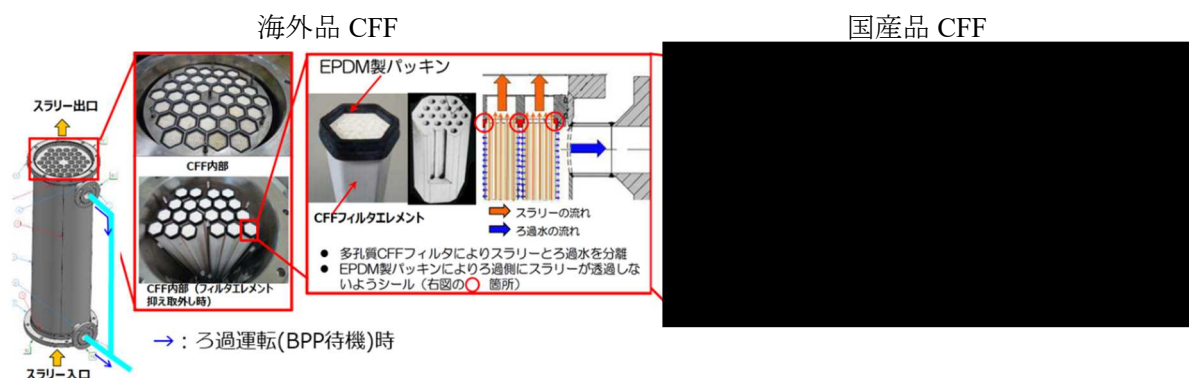


図 2.14.1-1 CFF 構造について

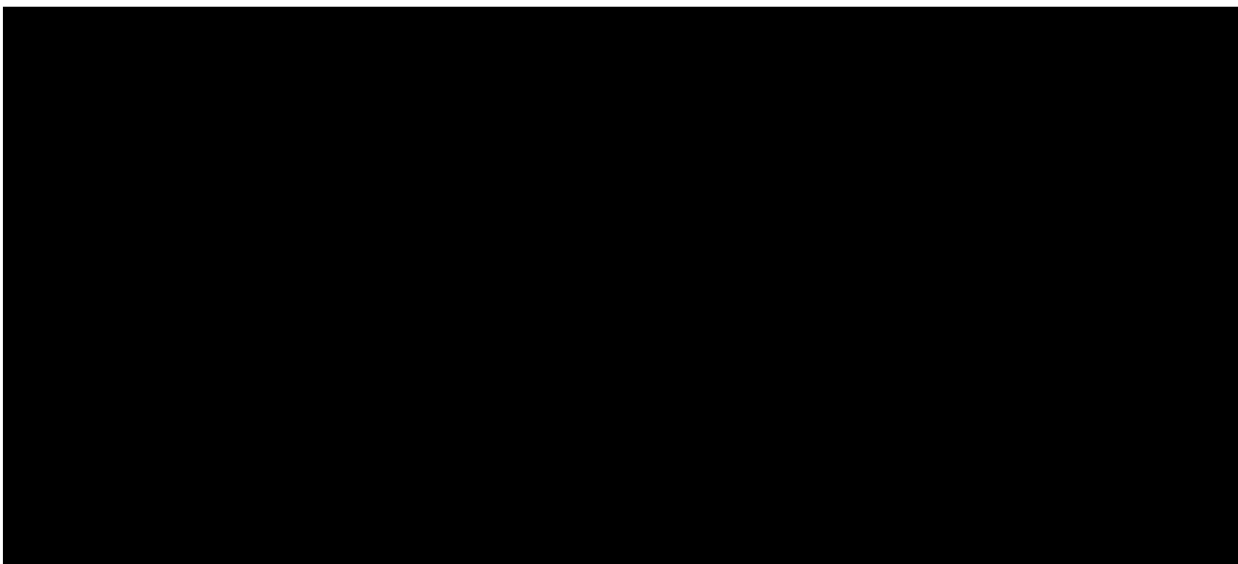
表 2.14.1-1 CFF 設置基数*1

	鉄共沈処理設備	炭酸塩沈殿処理設備	計
多核種除去設備	6 基	18 基	24 基
増設多核種除去設備	—	18 基	18 基
計	6 基	36 基	42 基

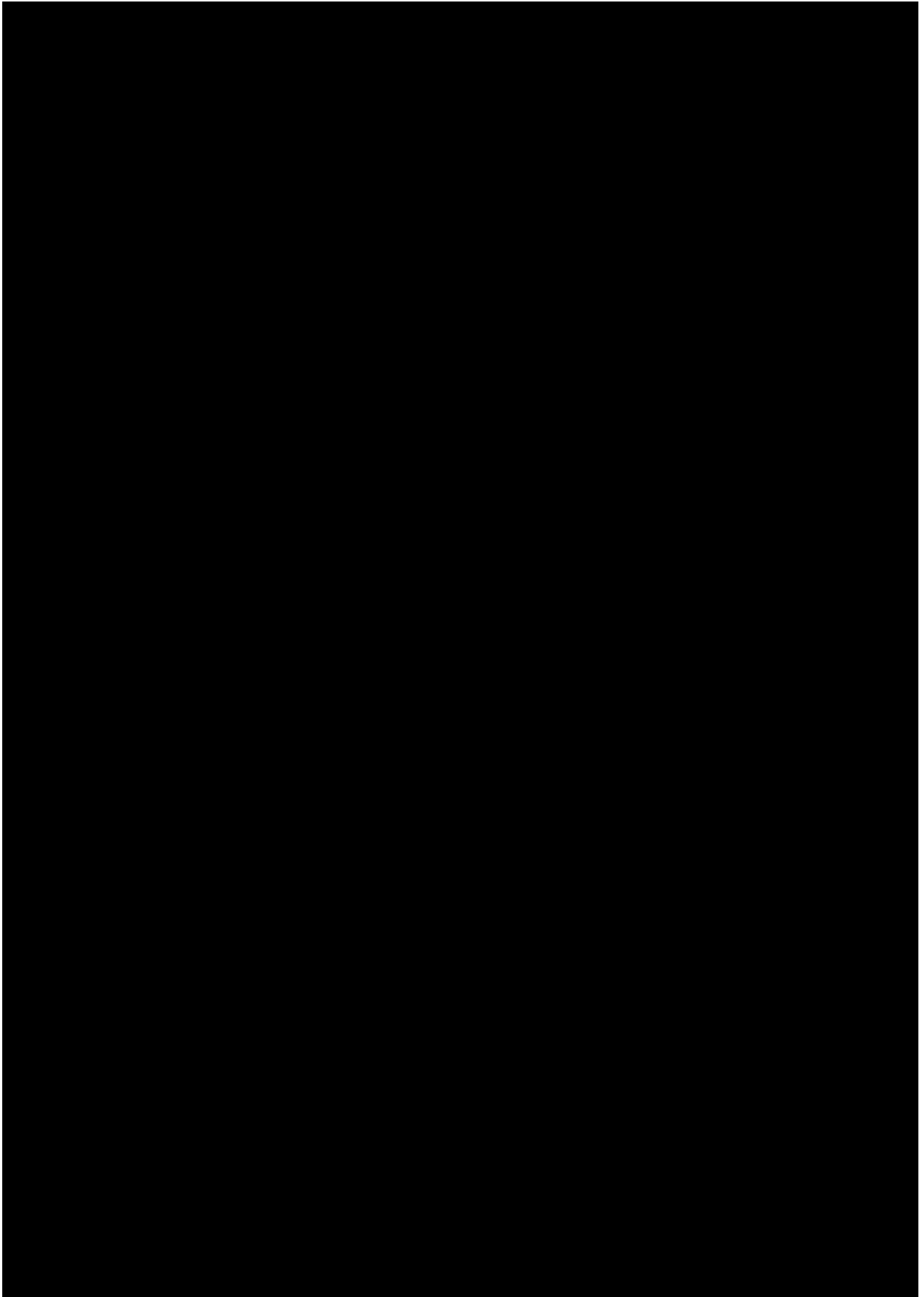
*1：多核種除去設備および増設多核種除去設備は共に 3 系列で構成され，3 系列合計の基数を示す。

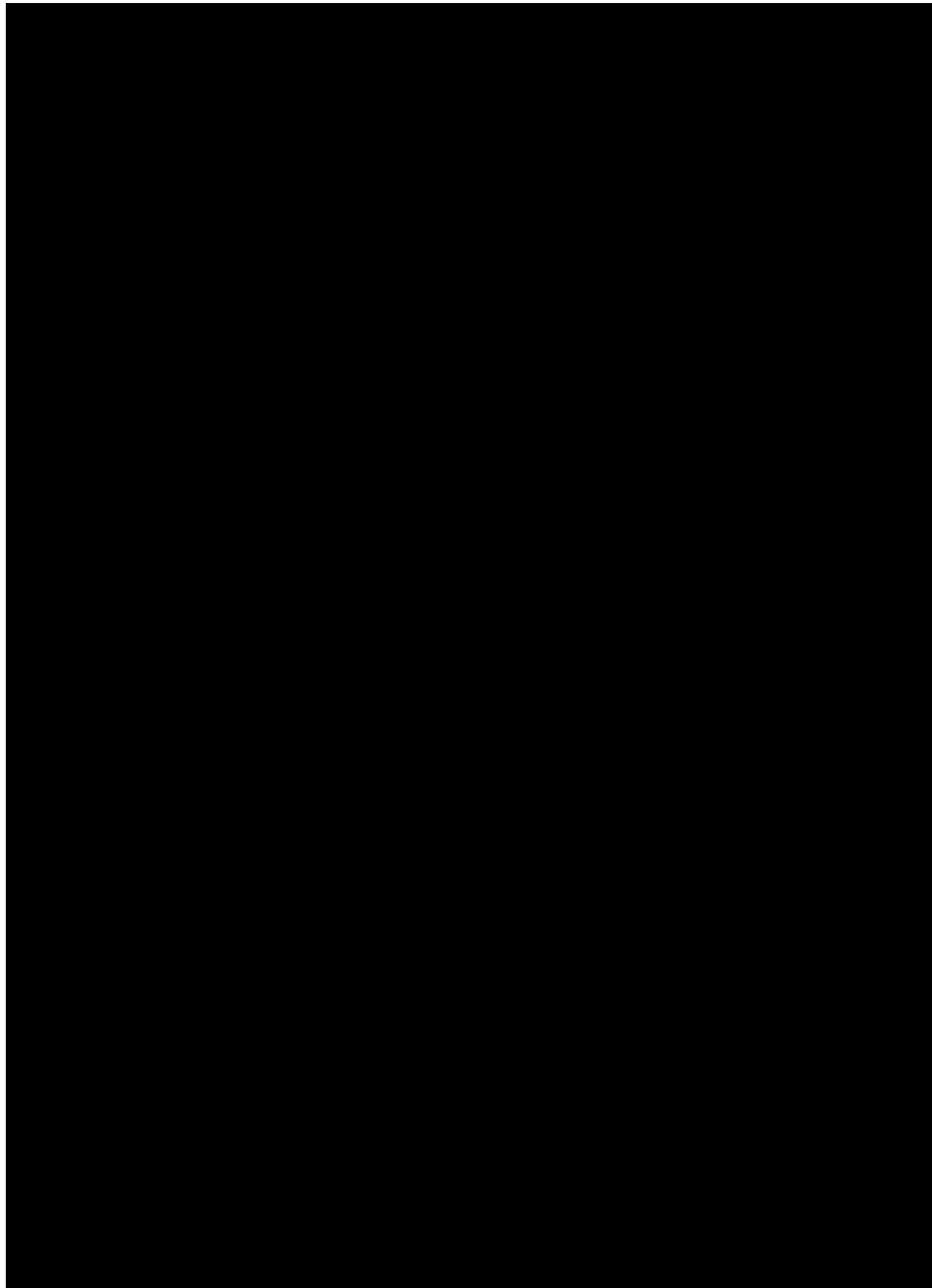
2. CFF エlementについて

海外品と国産品 CFF Elementの比較を表 2.14.1-2 に示す。海外品 CFF のフィルタ部であるElement材はセラミック製で、二酸化ジルコニウムとアルミナで構成される。国産品 CFF についてもElement材は同様の材質・孔径のものを組み込んでいる。なお、CFF 容器内に海外品・国産品のElementを混在させて装荷はしない。



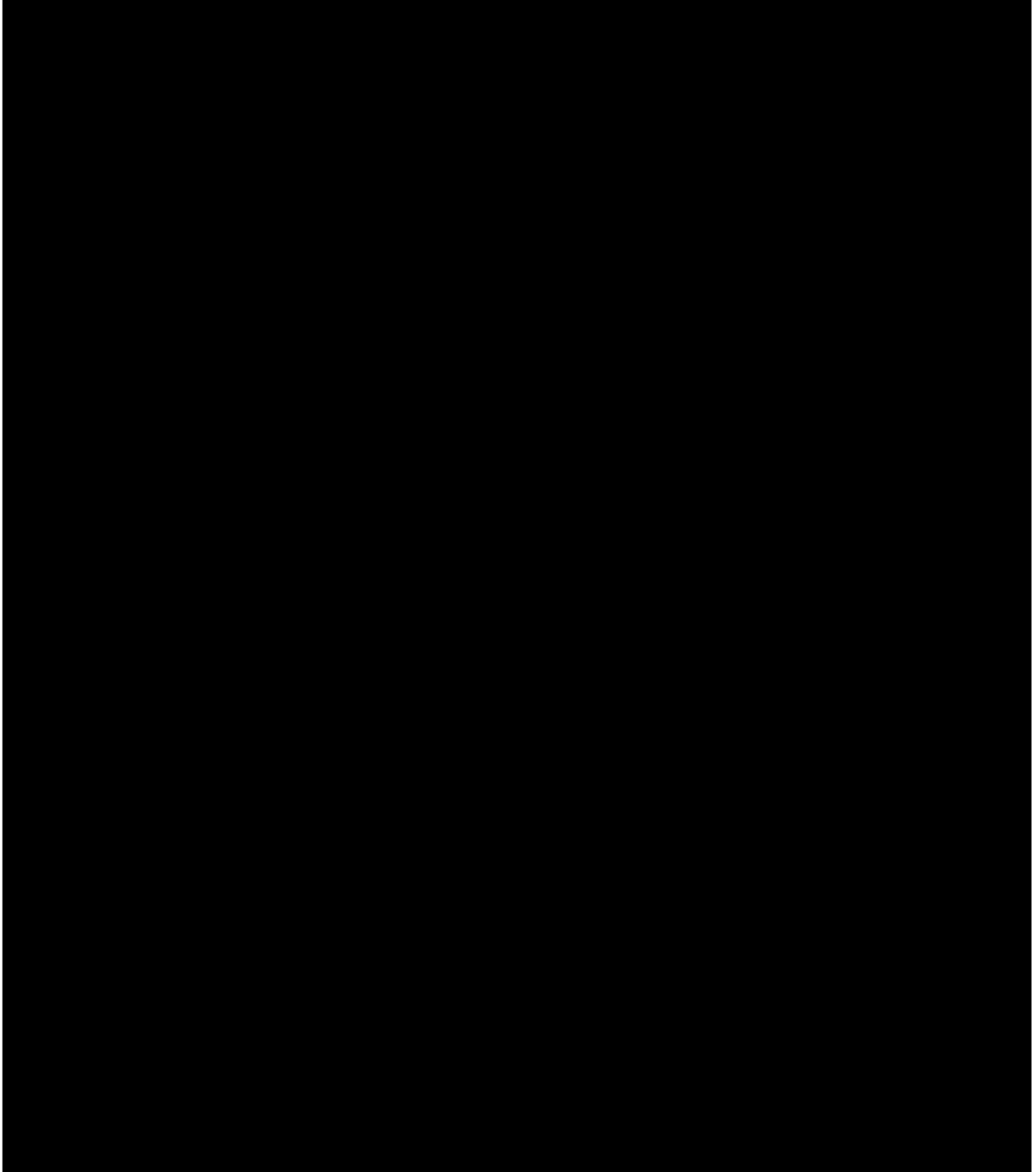
以上の変更に伴う海外品と国産品の性能差については別紙-2 に記載する試験結果の通り、有意な差は確認されなかった。

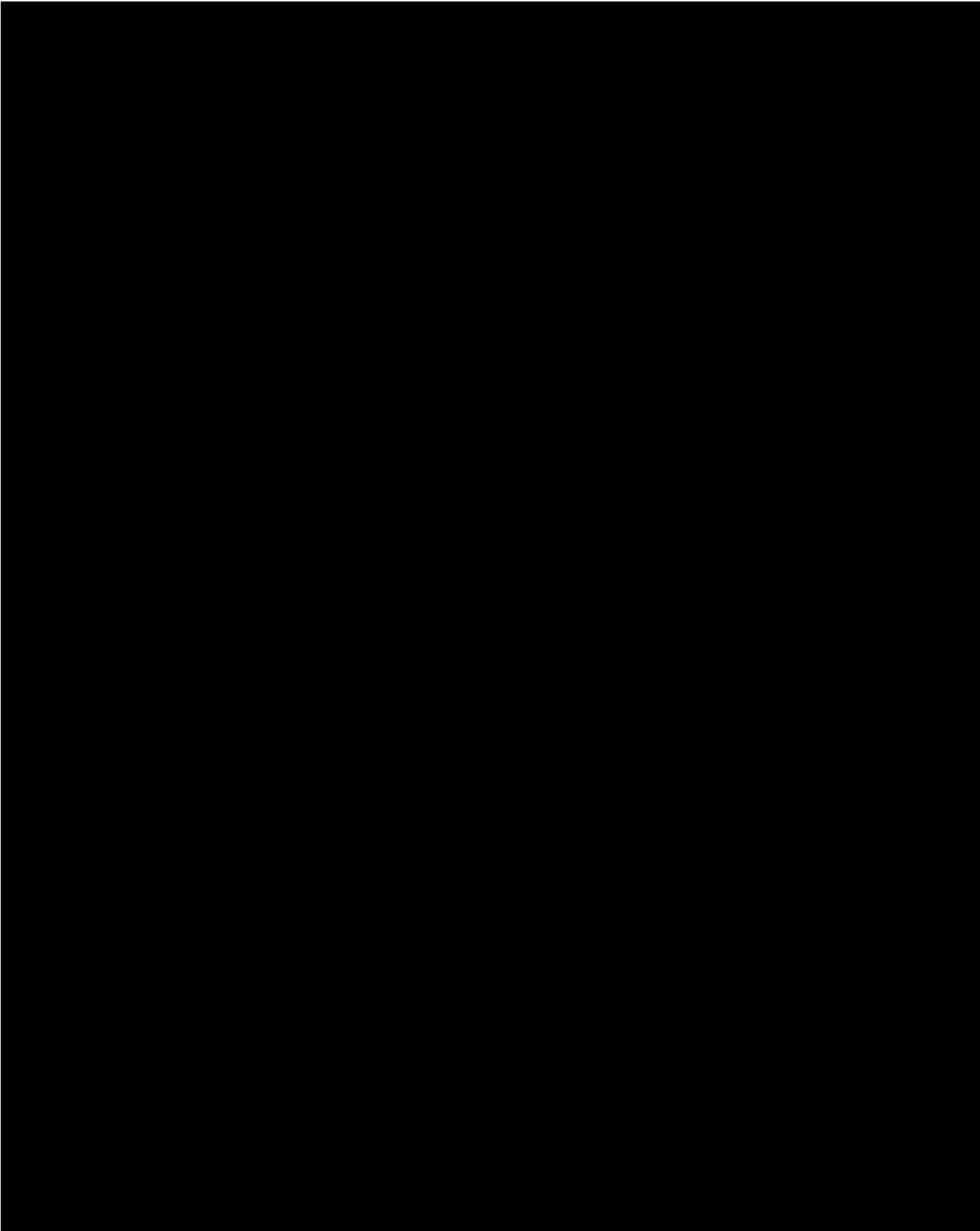


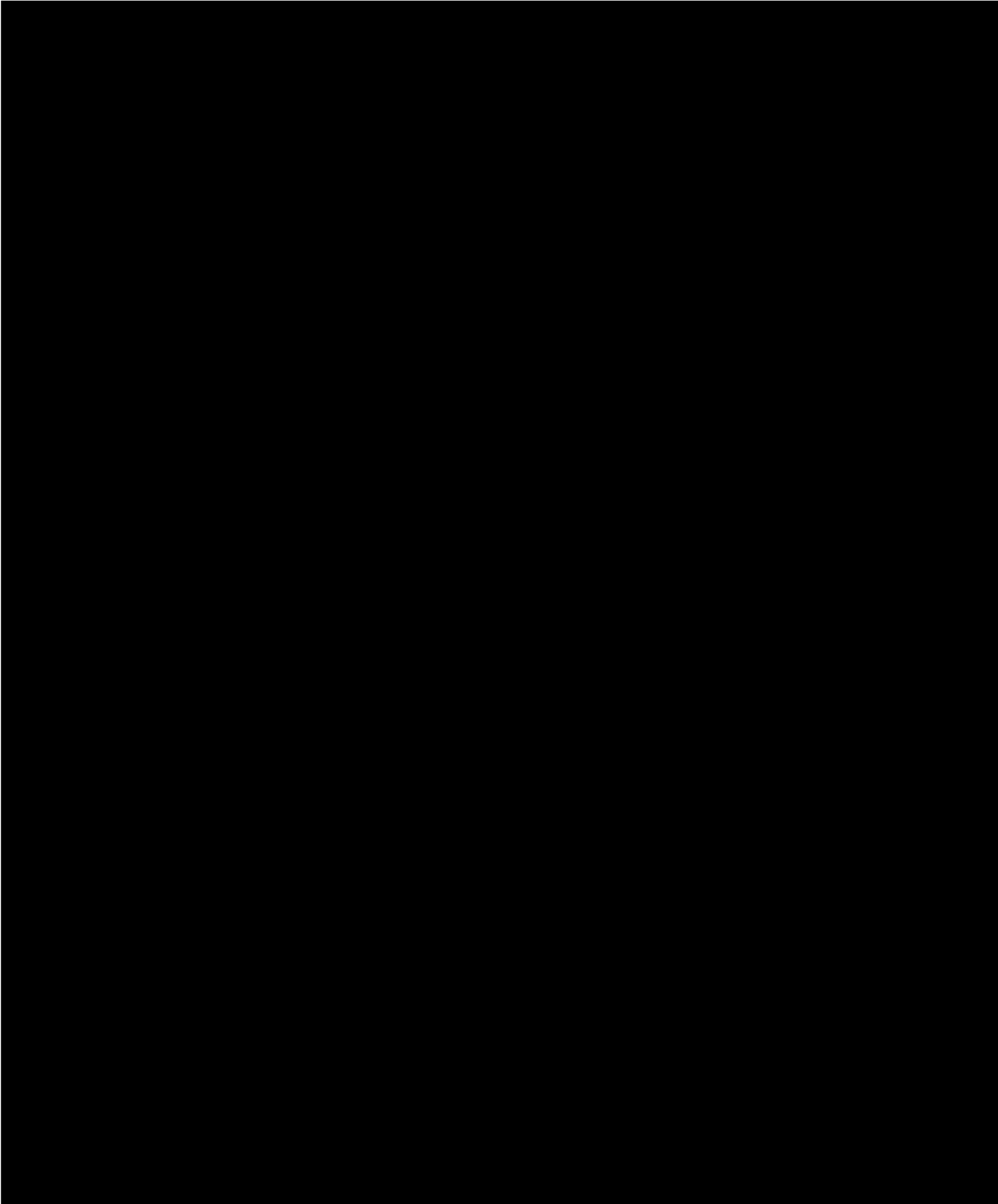


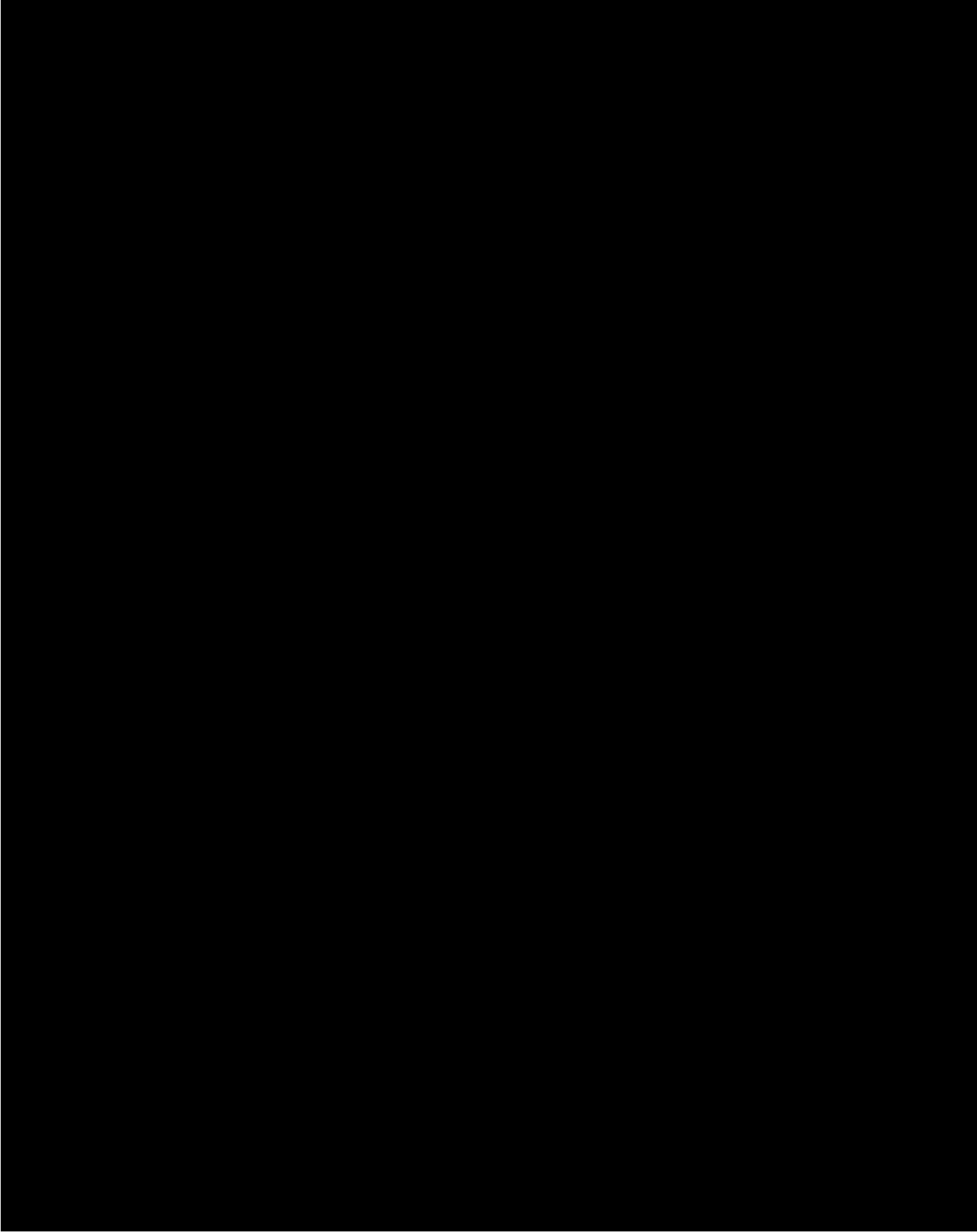
以上

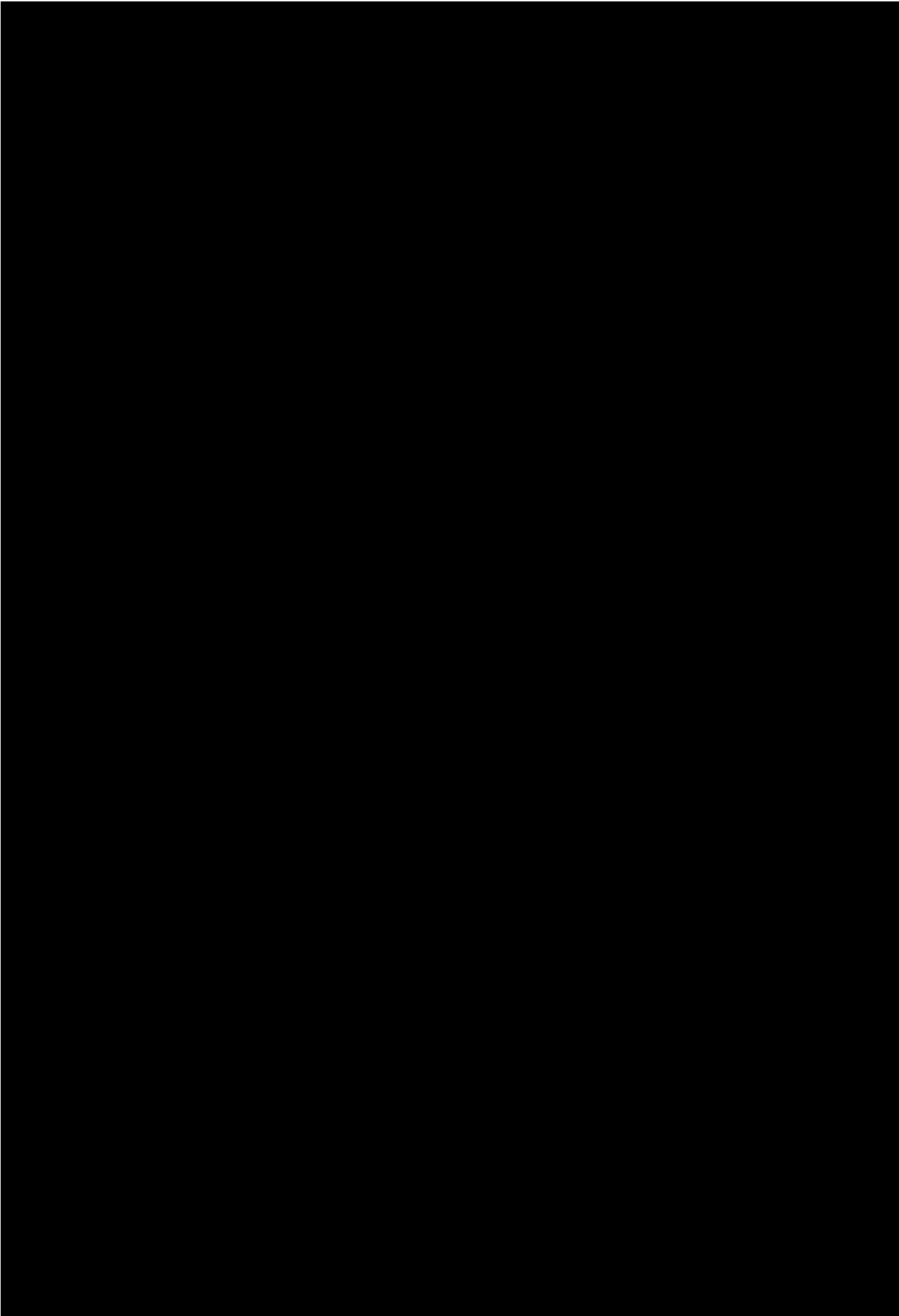
国産品クロスフローフィルタ試作機の試験結果について













以上

多核種除去設備等のクロスフローフィルタの強度評価に関する補足説明

多核種除去設備および増設多核種除去設備クロスフローフィルタ(CFF)について、構造強度評価を以下に示す。

1. 評価方法

CFF について管とみなし、設計・建設規格に準拠した板厚評価を実施する。管の必要な厚さは、次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 内面に圧力を受ける管

$$t_1 = \frac{P \cdot D_o}{2 \cdot S \cdot \eta + 0.8 \cdot P}$$

記号	記号の説明	単位	CFF の値
t ₁	必要厚さ	mm	—
P	最高使用圧力	MPa	0.98
D _o	管の外径	m	0.34
S	許容引張応力	MPa	115*
η	継手効率	-	0.7

※SUS316L,最高使用温度 60℃での値

b. 炭素鋼鋼管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ：t₂

設計・建設規格 PPD-3411 (3) の表 PPD-3411-1 より求めた値

なお、CFF に使用する材質は SUS316L のため、本評価において適用無し。

2. 評価結果

評価結果を表 2.14.1-5 に示す。必要厚さを満足しており、十分な構造強度を有していると評価している。

表 2.14.1-5 クロスフローフィルタ 構造強度結果

機器名称	必要厚さ [mm]	最小厚さ [mm]
クロスフローフィルタ	■	■

以上

2.14.2 自然現象に対する設計上の考慮 への適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

1 4. 設計上の考慮

○施設の設計については，安全上の重要度を考慮して以下に掲げる事項を適切に考慮されたものであること。

②自然現象に対する設計上の考慮

- ・安全機能を有する構築物，系統及び機器は，その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して，耐震設計上の区分がなされるとともに，適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。
- ・安全機能を有する構築物，系統及び機器は，地震以外の想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）によって施設の安全性が損なわれない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器は，予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件，又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。

2.14.2.1 措置を講ずべき事項への適合方針

(1) 地震に対する設計上の考慮

多核種除去設備等の機器は，その安全機能の重要度，地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して耐震設計上の区分を行うとともに，適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。

(2) 地震以外に想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）に対する設計上の考慮

多核種除去設備等の機器は，地震以外の想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）によって施設の安全性が損なわれない設計とする。

2.14.2.2 対応方針

2.14.2.2.1 自然現象に対する設計上の考慮

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

○自然現象に対する設計上の考慮

- ・安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度、地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で、核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして耐震設計上の区分を行うとともに、適切と考えられる設計用地震力に耐えられる設計とする。また、確保できない場合は必要に応じて多様性を考慮した設計とする。
- ・安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震以外の想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）によって施設の安全性が損なわれないものとする。その際、必要に応じて多様性も考慮する。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮したものとする。

(実施計画：II-1-14-1)

2.14.2.2.2 自然現象に対する多核種除去設備等の機器の設計上の考慮

2.14.2.2.2.1 地震に対する多核種除去設備等の機器の設計上の考慮

(1) 耐震性の基本方針

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

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

耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠する。要求される地震力に対して耐震性を確保できない場合は、その影響について評価を行う。

(実施計画：II-2-16-1-7)

増設多核種除去設備を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、2021年9月8日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、その安全機能の重要度、地

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

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

耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠する。要求される地震力に対して耐震性を確保できない場合は、その影響について評価を行う。

(実施計画：II-2-16-2-4～5)

2.14.2.2.3 地震以外に想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）に対する多核種除去設備等の機器の設計上の考慮

(1) 津波

多核種除去設備及び関連施設は、アウターライズ津波が到達しないと考えられる T.P.約 28m 以上の場所に設置する。

(実施計画：II-2-16-1-5)

増設多核種除去設備は、アウターライズ津波が到達しないと考えられる T.P.約 28m 以上の場所に設置する。

(実施計画：II-2-16-2-3)

(2) 豪雨・台風・竜巻等

台風による設備の損傷を防止するため、上屋外装材は建築基準法施行令に基づく風荷重に対して設計している。

竜巻の発生の可能性が予見される場合は、設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い、汚染水の拡大防止を図る。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、車両を設備から遠ざける措置をとる。

(実施計画：II-2-16-1-5～2-16-1-6)

台風による設備の損傷を防止するため、建屋は建築基準法施行令に基づく風荷重に対して設計する。

竜巻の発生の可能性が予見される場合は、設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い、汚染水の漏えい防止及び漏えい水の拡大防止を図る。

(実施計画：II-2-16-2-3～2-16-2-4)

(3) 積雪

積雪による設備の損傷を防止するため、上屋外装材は建築基準法施行令および福島県建築基準法施行規則細則に基づく積雪荷重に対して設計している。

(実施計画：II-2-16-1-5, II-2-16-2-3)

(4) 落雷

接地網を設け、落雷による損傷を防止する。

(実施計画：II-2-16-1-5, II-2-16-2-4)

地震以外に想定される自然現象に対する設計上の考慮に関する補足説明

多核種除去設備および増設多核種除去設備において、地震以外に想定される自然現象（津波、豪雨、竜巻等）に対する設計上の考慮は下記の通り。

1. 津波

多核種除去設備および増設多核種除去設備は、アウターライズ津波が到達しないと考えられる T.P.約 28m 以上の場所に設置されている。

2. 豪雨

多核種除去設備および増設多核種除去設備は、豪雨による影響を受けにくい鉄骨造の建屋内に設置されている。

3. 積雪

多核種除去設備建屋および増設多核種除去設備建屋は鉄骨造の建物であり、福島県建築基準法施行細則に基づく積雪荷重に対する強度は十分高い。

4. 落雷

多核種除去設備建屋および増設多核種除去設備建屋には接地網を設けており、落雷による損傷等設備への影響を防止している。

5. 台風（強風、高潮）

多核種除去設備建屋および増設多核種除去設備建屋は鉄骨造の建物であり、台風による強風により設備が損傷する恐れはない。また、多核種除去設備建屋および増設多核種除去設備建屋は T.P.約 28m 以上の場所に設置するため、台風による高潮により設備が損傷する恐れはない。

6. 竜巻

多核種除去設備および増設多核種除去設備の機器は建屋内に設置されており、竜巻による風圧や竜巻による飛来物の影響を受けにくい。

7. 凍結

多核種除去設備および増設多核種除去設備の機器は水を移送している過程では、凍結の恐れはない。建屋内の 40A 以下の小口径配管に対しては保温材、ヒータを設置している。

また、点検等における運転停止時においては系統の水抜きを行っており、凍結の恐れはない。

屋外敷設のポリエチレン配管等においても保温材を取付けている。

保温材厚さの設定の際には、「建設設備の凍結防止（空気調和・衛生工学会）」に基づき、震災以降に凍結事象が発生した外気温-8℃、内部流体の初期温度 5℃、保温材厚さ 21.4mm の条件において、内部流体が 25%※凍結するまでに十分な時間（50 時間程度）があることを確認した。なお、震災以降の実測データから、外気温-8℃が半日程度継続することはない。

※「JIS A 9501 保温保冷工事施工標準」において管内水の凍結割合を 25%以上と推奨

8. 高温

多核種除去設備建屋および増設多核種除去設備建屋外の気温は下記表の通りであり、多核種除去設備および増設多核種除去設備の最高使用温度である 60℃を超えることはない。

福島県の小名浜気象台の気象観測記録で過去に計測された気温は、最高で 37.7℃。

表 2.14.2-1 小名浜気象台の気象観測記録（日最高気温の高い方から）

	1 位	2 位	3 位	4 位	5 位
日最高気温（℃）	37.7	37.3	36.9	36.8	35.5
年月日	1994/8/3	2021/8/10	2007/8/16	1996/8/15	2016/8/9

	6 位	7 位	8 位	9 位	10 位
日最高気温（℃）	35.4	34.9	34.7	34.7	34.6
年月日	1947/8/11	1932/7/30	1958/8/1	1944/7/18	2004/8/20

URL: <https://www.jma.go.jp/jma/index.html>

9. 生物学的事象

多核種除去設備建屋および増設多核種除去設備建屋と電気品建屋間のケーブルトレンチにおいて小動物の侵入を防ぐため、建屋貫通孔や電路端部等に対してシール材を施工している。また、ケーブルは電線管及びフレキにて保護しており侵入対策を施している。

以上

地震に対する設計上の考慮に関する補足説明

多核種除去設備および増設多核種除去設備のクロスフローフィルタにおいて、地震に対する設計上の考慮は下記の通り。

1. クロスフローフィルタの耐震評価の方針について

既設・増設多核種除去設備のクロスフローフィルタ周りの耐震評価については「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の B クラスに相当する設備と位置付けて評価し、認可されている。今回、国産品クロスフローフィルタへ取替を行ったとしても B クラス相当の既認可範囲の一部取替となることから、国産品クロスフローフィルタにおいても同様に B クラスとして評価を行う。

2. クロスフローフィルタの耐震評価方法について

図2.14.2-1、図2.14.2-2に、クロスフローフィルタの取付け状況を示す。なお、海外品と国産品は外形が変わらないことから、国産品も同様に取付けを行う。

クロスフローフィルタは、いずれも垂直な姿勢で2基並べて配置しており、1基ごとにサポートにて固定することにより水平方向の耐震性を確保している。垂直な姿勢で2基並べるため、多核種除去設備の鉄共沈では垂直2基が1列、多核種除去設備及び増設多核種除去設備の炭酸塩沈殿では垂直2基が3列存在する（いずれも1系列あたり）。

クロスフローフィルタはサポートに直接支持されていることから、クロスフローフィルタ周りの配管支持間隔について定ピッチスパン法により確認を行い、耐震性を評価する。また、クロスフローフィルタを固定するサポート部についても参考として耐震性を評価する。

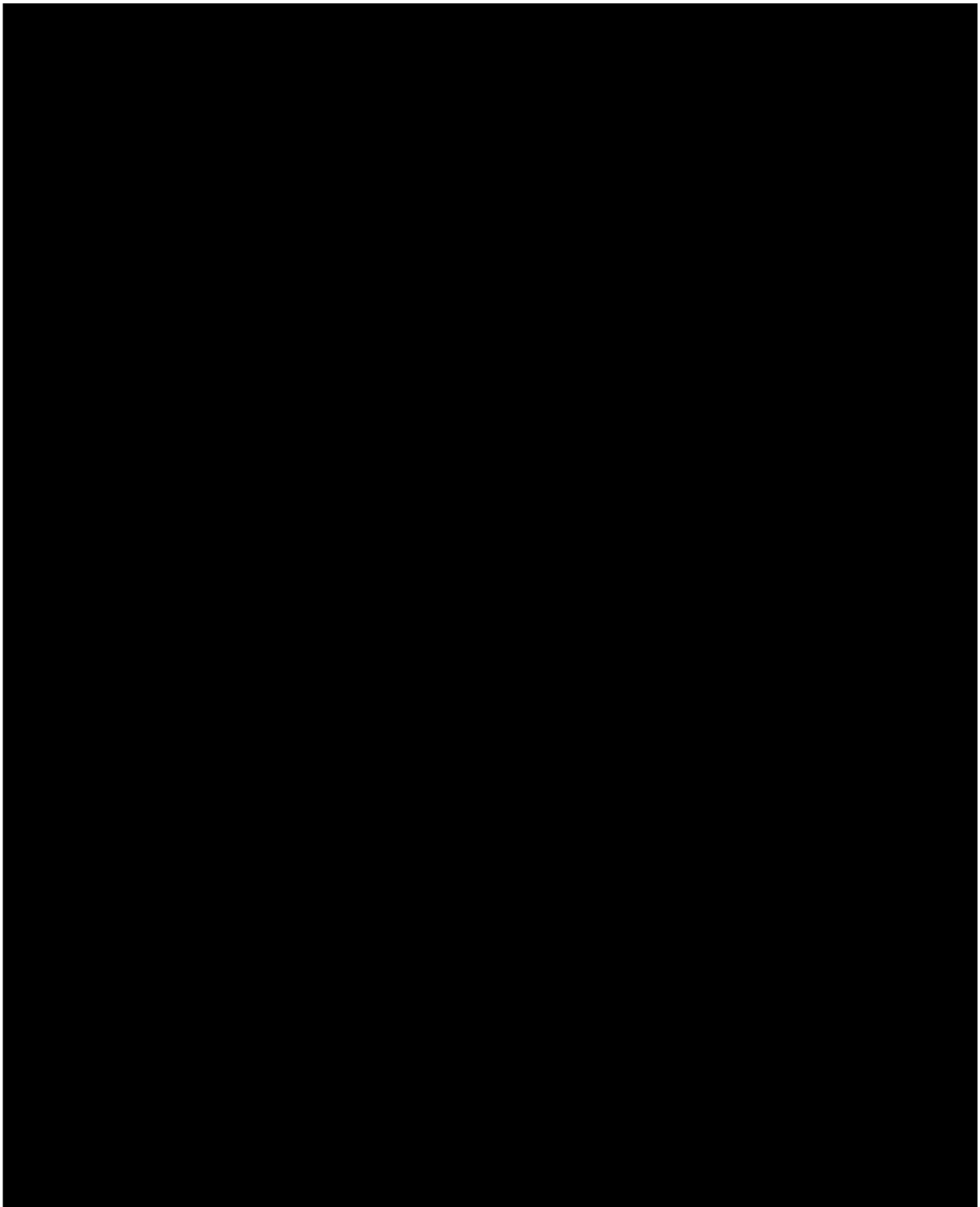


図 2.14.2-1 増設多核種除去設備 CFF スキッド内サポート取付け状況

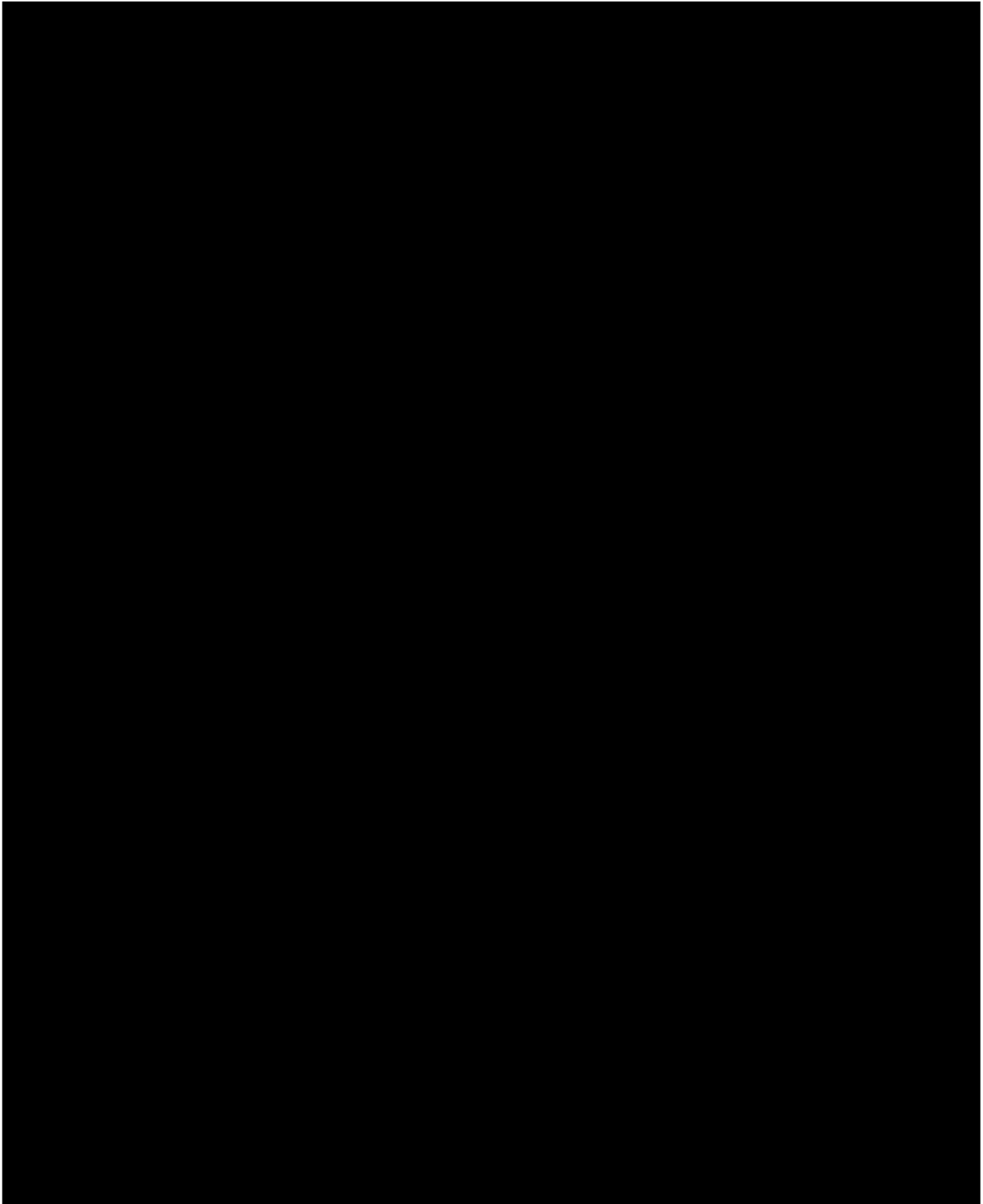


図 2.14.2-2 多核種除去設備 CFF スキッド内サポート取付け状況

a.評価条件

評価条件として配管は、配管軸直角2方向拘束サポートにて支持される両端単純支持のはりモデル（図 2.14.2-3）とする。

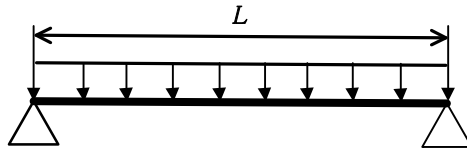


図 2.14.2-3 等分布荷重 両端単純支持はりモデル

b.評価方法（固有振動数）

両端単純支持のはりモデルにて、配管の一次固有振動数が 20Hz 以上となる最大支持間隔 L は以下の通り求められる。

$$L = \sqrt{\frac{\pi}{2 \cdot f} \sqrt{\frac{E \cdot I \cdot g}{w}}}$$

L: サポート支持間隔	[mm]
f: 固有振動数	[Hz]
E: 縦弾性係数	[N/mm ²]
I: 断面二次モーメント	[mm ⁴]
g: 重力加速度	[mm/s ²]
w: 等分布荷重	[N/mm]

また、本評価ではクロスフローフィルタによる集中荷重が加わることから、L に支持スパン減少率 β を乗じた L' が最大支持間隔となる。なお、クロスフローフィルタはサポートに直接支持されているため、集中荷重が最大支持間隔の値へ与える影響は少ないと考えられるが、クロスフローフィルタがサポート間隔の中間にあるものとして保守的に評価を行う。

$$L' = \beta \cdot L$$

L' : サポート支持間隔	[mm]
β : 支持スパン減少率	[-]

支持スパン減少率は、JEAG 4601-1987 の図 6.6.3-42 に以下の α 、 k を適用して読み取る値である。図 2.14.2-4 に JEAG 4601-1987 の図 6.6.3-42 を示す。

α = 集中荷重の重量 / 定ピッチスパン長さの重量

k = 支持点間における集中荷重の位置（本評価では最も保守的となる 0.5 とする）

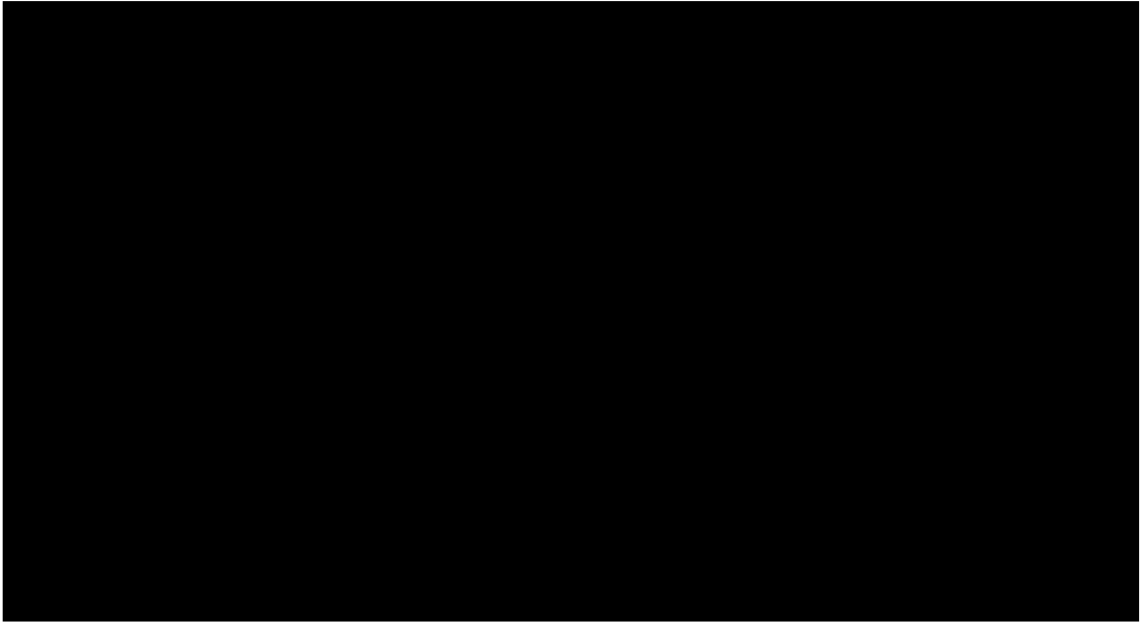
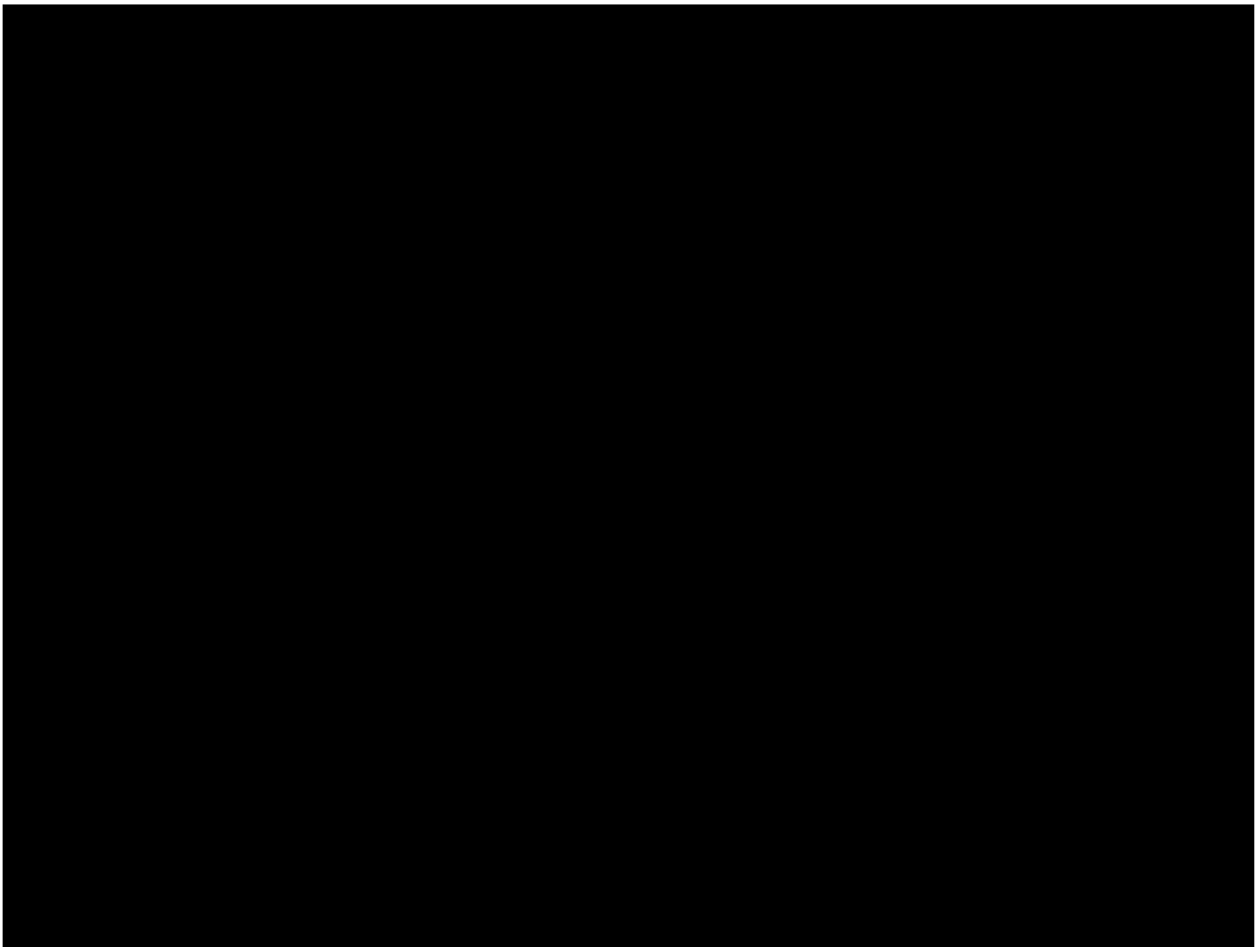


図 2.14.2-4 集中質量のある場合の支持スパン縮小率(JEAG 4601-1987 図 6.6.3-42 より)

c.評価結果 (固有振動数)



d.評価方法（配管応力）

水平方向震度による管軸直角方向の配管応力を評価する。

自重による応力 S_w は、下記の式で示される。

$$S_w = \frac{M}{Z} = \frac{w \cdot L^2}{8Z}$$

S_w : 自重による応力	[MPa]
L : 支持間隔	[mm]
M : 曲げモーメント	[N・mm]
Z : 断面係数	[mm ³]
w : 等分布荷重	[N/mm]

管軸直角方向の地震による応力 S_s は、下記の式で示される。設計震度は 0.36 とし、設計震度の水平 2 方向組み合わせは従前の評価実績を踏まえ行わない。

$$S_s = \alpha \cdot S_w$$

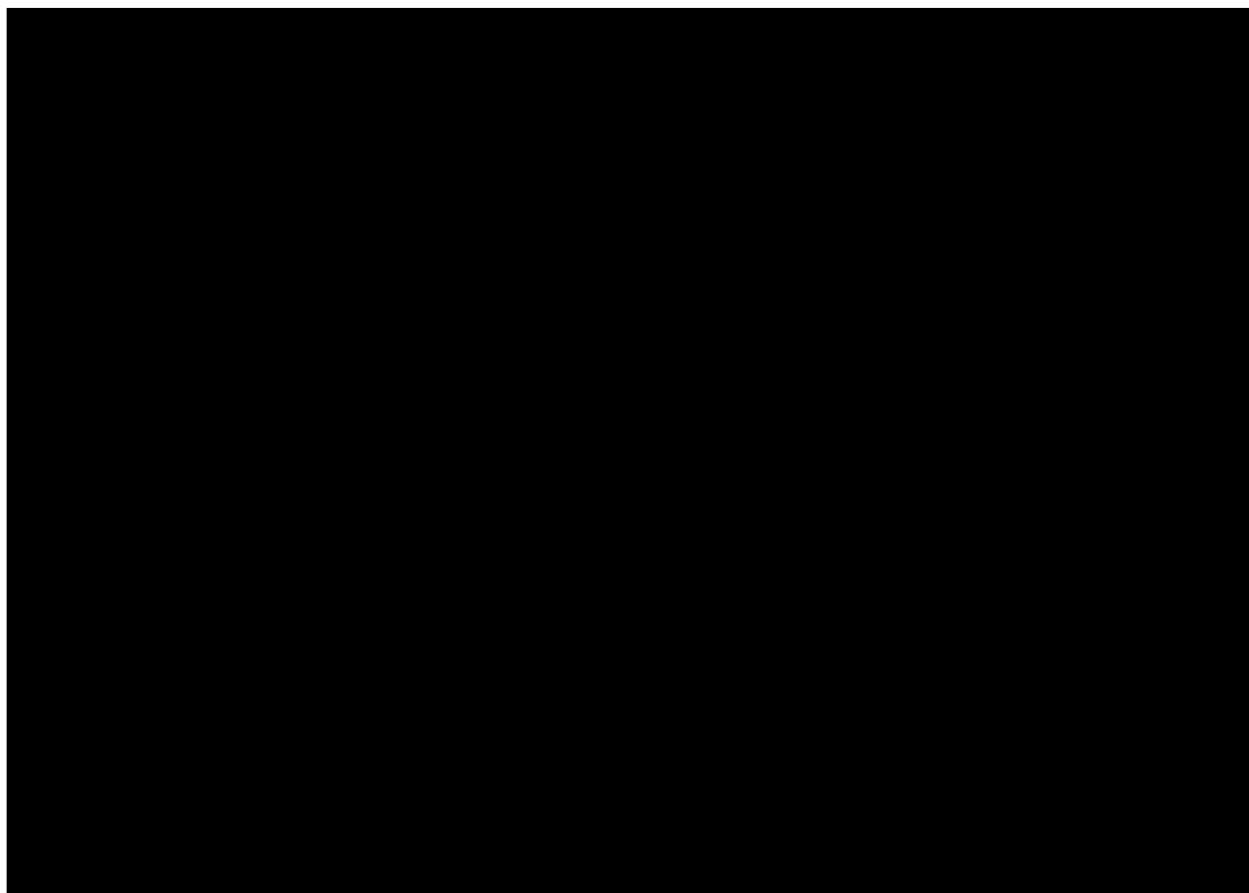
S_s : 地震による応力	[MPa]
α : 設計震度	[-]

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

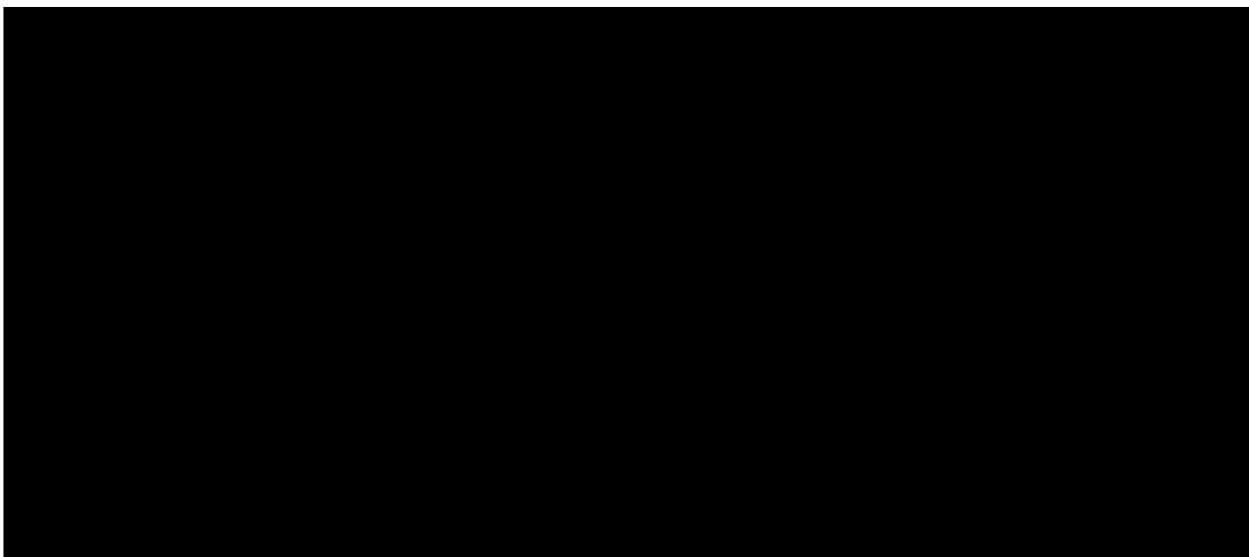
$$S = S_p + S_w + S_s = S_p + S_w + \alpha \cdot S_w = S_p + (1 + \alpha) \cdot S_w \leq 1.0 S_y$$

S : 内圧, 自重, 地震による発生応力	[MPa]
S_p : 内圧による応力	[MPa]
S_y : 設計降伏点	[MPa]

e.評価結果（配管応力）



f.サポート部の評価





以上

2.14.3 外部人為事象に対する設計上の 考慮への適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

1 4. 設計上の考慮

○施設の設計については，安全上の重要度を考慮して以下に掲げる事項を適切に考慮されたものであること。

③外部人為事象に対する設計上の考慮

- ・安全機能を有する構築物，系統及び機器は，想定される外部人為事象によって，施設の安全性を損なうことのない設計であること。
- ・安全機能を有する構築物，系統及び機器に対する第三者の不法な接近等に対し，これを防御するため，適切な措置を講じた設計であること。

2.14.3.1 措置を講ずべき事項への適合方針

多核種除去設備等は，想定される外部人為事象によって，施設の安全性を損なうことのない設計とする。

多核種除去設備等に対する第三者の不法な接近等に対し，これを防御するため，適切な措置を講じた設計とする。

2.14.3.2 対応方針

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

(3) 外部人為事象に対する設計上の考慮

- ・ 想定される外部人為事象としては、航空機落下、ダムの崩壊及び爆発、漂流した船舶の港湾への衝突等が挙げられる。本特定原子力施設への航空機の落下確率は、これまでの事故実績等をもとに、民間航空機、自衛隊機及び米軍機を対象として評価した（原管発管 21 第 270 号 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の再評価結果について（平成 21 年 10 月 30 日））。その結果は約 3.6×10^{-8} 回/炉・年であり、 1.0×10^{-7} 回/炉・年を下回る。したがって、航空機落下を考慮する必要はない。また、特定原子力施設の近くには、ダムの崩壊により特定原子力施設に影響を及ぼすような河川並びに爆発により特定原子力施設の安全性を損なうような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。また、最も距離の近い航路との離隔距離や周辺海域の流向を踏まえると、航路を通行する船舶の衝突により、特定原子力施設が安全機能を損なうことはない。
- ・ 安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近、妨害破壊行為（サイバーテロ等の不正アクセス行為を含む）及び核物質の不法な移動を未然に防止するため、下記の措置を講ずる。
 - ① 安全機能を有する構築物、系統及び機器を含む区域を設定し、それを取り囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて、これらの区域への接近管理、入退域管理を徹底する。
 - ② 探知施設を設け、警報、映像監視等、集中監視する設計とする。
 - ③ 外部との通信設備を設ける。

(実施計画：II-1-14-1~2)

以上

多核種除去設備等における第三者の不法な接近等の防止

多核種除去設備および増設多核種除去設備は、発電所全体の方針に従い、物的障壁を持つ防護された区域内に設置し、当該区域への接近管理、入退域管理を徹底する。

図 2.14.3-1 に多核種除去設備および増設多核種除去設備と周辺監視区域の位置関係を示す。多核種除去設備等は周辺監視区域内に設置している。周辺監視区域は人の居住を禁止し、境界にさく又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者を除く者の立入りを制限する。

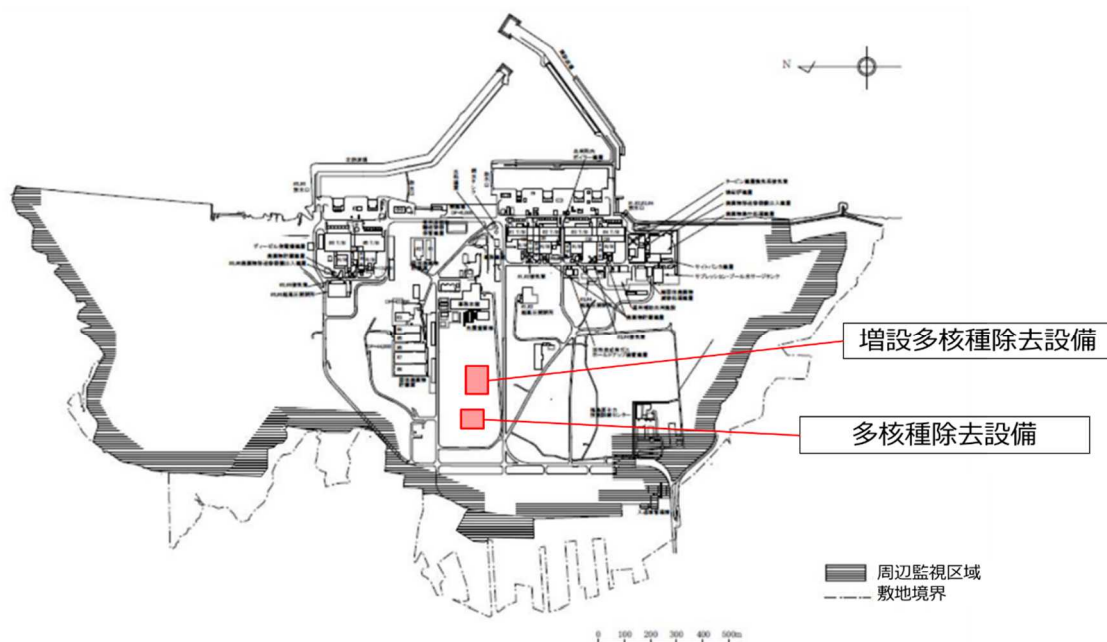


図 2.14.3-1 多核種除去設備および増設多核種除去設備と周辺監視区域の位置関係

以上

2.14.4 火災に対する設計上の考慮への 適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

1 4. 設計上の考慮

○施設の設計については，安全上の重要度を考慮して以下に掲げる事項を適切に考慮されたものであること。

④火災に対する設計上の考慮

火災発生防止，火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の方策を適切に組み合わせて，火災により施設の安全性を損なうことのない設計であること。

2.14.4.1 措置を講ずべき事項への適合方針

多核種除去設備等の機器は，火災発生防止，火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の方策を適切に組み合わせて，火災により施設の安全性を損なうことのない設計とする。

2.14.4.2 対応方針

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

(実施計画：II-1-14-2)

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

(実施計画：II-2-16-1-6，II-2-16-2-4)

以上

多核種除去設備等の火災対策の補足説明

(1) 火災の発生防止

多核種除去設備および増設多核種除去設備を構成する構築物及び機器について、設置場所及び可燃物、難燃物、不燃物を整理した結果は表 2.14.4-1 の通り。なお、橋形クレーン電動機や機器類に使用する潤滑油については、機器周辺の可燃物を可能な限り排除し、消火器を設置することにより対策を実施する。

表 2.14.4-1 多核種除去設備，増設多核種除去設備における可燃物，難燃物，不燃物

部位	分類
建屋構造材	不燃物
鋼管	不燃物
PE 管	可燃物（対策実施）
耐圧ホース	可燃物（対策実施）
ポンプ類	不燃物/一部可燃物有（対策実施）
タンク類	不燃物/一部可燃物有（対策実施）
手動弁	不燃物
AO 弁	不燃物
電動弁	不燃物/一部可燃物有（対策実施）
流量計，圧力計	不燃物
放射線モニタ	不燃物
橋形クレーン構造部	不燃物
橋形クレーン電動機	不燃物/一部可燃物有（対策実施）
橋形クレーン操作盤	不燃物
電気・計装ケーブル	難燃物
電源盤	不燃物

(2) 消火器の設置

多核種除去設備および増設多核種除去設備は、消防法に準じて、火災の消火を目的として、消火器を各位置に設置している。設置場所を図 2.14.4-1、図 2.14.4-2 に示す。

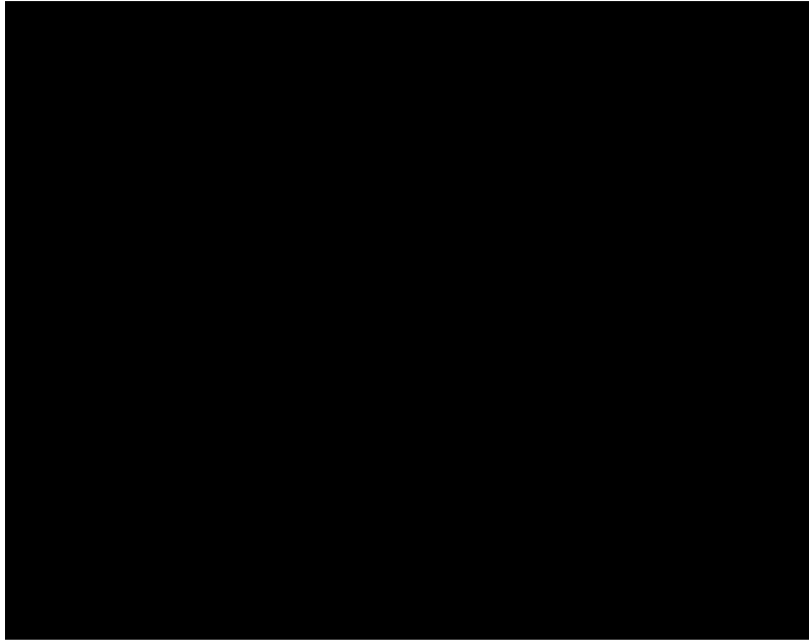


図 2.14.4-1 多核種除去設備建屋内 消火器設置位置

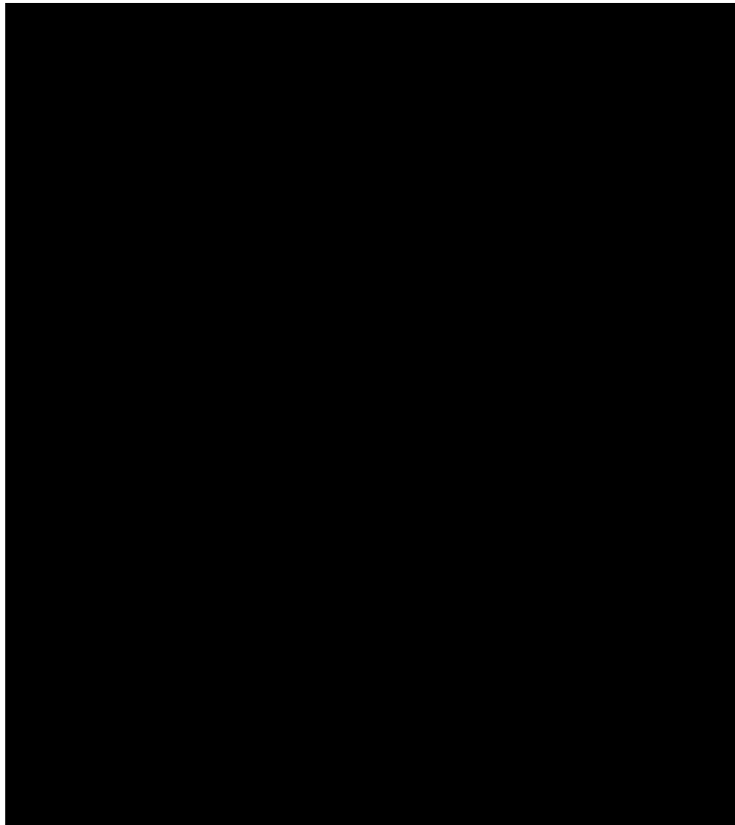


図 2.14.4-2 増設多核種除去設備建屋内 消火器設置位置

(3) 火災の検知及び消火

多核種除去設備および増設多核種除去設備は、巡視点検を実施し火災の早期発見を図る。多核種除去設備建屋内および増設多核種除去設備建屋内には火災の検知を目的として、火災報知器が設置されている。

また、火災を発見した場合、発見者が119番通報を行い、消防署に消火活動を要請する。続いて発見者は発電所の緊急連絡本部に連絡し、緊急連絡本部より指示を受けた自衛消防隊が現場に出動して初期消火活動を行う。

(4) 火災の影響軽減

多核種除去設備および増設多核種除去設備は実用上可能な限り不燃性または難燃性材料を使用していることから、火災の影響軽減を図る設計となっている。

以上

2.14.5 環境条件に対する設計上の考慮 への適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

1 4. 設計上の考慮

○施設の設計については，安全上の重要度を考慮して以下に掲げる事項を適切に考慮されたものであること。

⑤環境条件に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，経年事象を含むすべての環境条件に適合できる設計であること。特に，事故や地震等により被災した建造物の健全性評価を十分に考慮した対策を講じること。

2.14.5.1 措置を講ずべき事項への適合方針

多核種除去設備等の機器は，経年事象を含むすべての環境条件に適合できる設計とする。

2.14.5.2 対応方針

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，それぞれの場所に応じた圧力，温度，湿度，放射線等に関する環境条件を考慮し，必要に応じて換気空調系，保温，遮へい等で維持するとともに，そこに設置する安全機能を有する構築物，系統及び機器は，これらの環境条件下で期待されている安全機能が維持できるものとする。

(実施計画：Ⅱ-1-14-2)

クロスフローフィルタのガスケットは，耐放射線性に優れる合成ゴム（EPDM）を使用する。

(実施計画：Ⅱ-2-16-1-添4-1)

処理対象水に含まれる放射性物質の崩壊熱は，通水により熱除去する。使用済みの吸着材あるいは沈殿処理生成物を収容する高性能容器，処理カラムのうち，最も発熱量が大きいストロンチウム吸着材を収容する高性能容器の貯蔵時においても，容器の健全性に影響を与えるものではない。

(実施計画：Ⅱ-2-16-1-添4-2)

多核種除去設備では，水の放射線分解により発生する可燃性ガスは，通水時は処理対象水により排出される。また，多核種除去設備の運転停止時は，発熱量が大きいストロンチウム吸着材を収容している吸着塔のベントを開ける運用とする。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。

(実施計画：Ⅱ-2-16-1-添4-3)

(1) 腐食

多核種除去装置は，汚染水処理設備の処理済水を処理することから塩化物イオン濃度が高く，また薬液注入により pH が変動することから，耐腐食性を有する材料を選定する（別添－1）。

(2) 熱による劣化

熱による劣化が懸念されるポリエチレン管については，汚染水処理設備の処理済水の温度がほぼ常温のため，劣化の可能性は十分低い。

(3) 凍結

水を移送している過程では，凍結の恐れはない。水の移送を停止した場合，屋外に敷設されているポリエチレン管等は，凍結による破損が懸念される。そのため，屋外敷設のポリエ

チレン管等に保温材を取り付ける。また、建屋内の配管については、40A以下の配管に対し、保温、ヒータを設置する。

今後、タンク増設等に合わせて、追加で敷設する屋外移送配管については、凍結しない十分な厚さ（100Aに対して21.4mm以上）を確保した保温材を取り付ける。なお、保温材は、高い気密性と断熱性を有する硬質ポリウレタン等を使用する。

保温材厚さの設定の際には、「建設設備の凍結防止（空気調和・衛生工学会）」に基づき、震災以降に凍結事象が発生した外気温 -8°C 、内部流体の初期温度 5°C 、保温材厚さ21.4mmの条件において、内部流体が25%※凍結するまでに十分な時間（50時間程度）があることを確認した。なお、震災以降の実測データから、外気温 -8°C が半日程度継続することはない。

※「JIS A 9501 保温保冷工事施工標準」において管内水の凍結割合を25%以上と推奨

(4) 耐放射線性

ポリエチレンは、集積線量が $2 \times 10^5 \text{Gy}$ に達すると、引張強度は低下しないが、破断時の伸びが減少する傾向を示す。ポリエチレン管の照射線量率を 1Gy/h と仮定すると、 $2 \times 10^5 \text{Gy}$ に到達する時間は 2×10^5 時間（22.8年）と評価される。そのため、ポリエチレン管は数年程度の使用では放射線照射の影響を受けることはないと考えられる。

なお、系統バウンダリを構成するその他の部品には、ガスケット、グランドパッキンがあるが、他の汚染水処理設備等で使用実績のある材料を使用しており、数年程度の使用は問題ない。

(5) 紫外線

屋外に敷設されているポリエチレン管等は、紫外線による劣化を防止するため、紫外線防止効果のあるカーボンブラックを添加した保温材を取り付ける、もしくは、カーボンブラックを添加していない保温材を使用する場合は、カーボンブラックを添加した被覆材または紫外線による劣化のし難い材料である鋼板を取り付ける。

（実施計画：II-2-16-1-添4-7）

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	多核種吸着塔 15~16 塔目	13000	40	1.5	6~7
	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。

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℃、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。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。また、すきま腐食が発生する可能性が高いと考えられるバッチ処理タンクについてはゴムライニングを施工する。

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℃、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。

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。

e. 炭素鋼の全面腐食

使用温度 30℃、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℃に対して、40℃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℃、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。

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。

(実施計画：II-2-16-1-添4-8)

- a. 処理対象水に含まれる放射性物質の崩壊熱は、通水時は処理水とともに熱除去される。
- b. 使用済みの吸着材あるいは沈殿処理生成物を収容する高性能容器の貯蔵時は、伝導、対流、輻射により熱除去される。最も発熱量の大きい収容物を貯蔵する場合においても、容器の健全性に影響を与えるものではない。（『2.16.1 多核種除去設備』添付資料-5 別添-1 参照）

（実施計画：II-2-16-2-添7-3）

- a. 増設多核種除去設備では、水の放射線分解により発生する可能性のある可燃性ガスは、通水時は処理水とともに排出される。
- b. 増設多核種除去設備の運転停止時は、満水状態であれば可燃性ガスの滞留の可能性はないが、念のため吸着塔のベント弁を開操作し、可燃性ガスの滞留を防止する。なお、増設多核種除去設備の建屋には、換気装置及び換気装置のための貫通箇所があり、可燃性ガスが滞留し難い構造となっている。
- c. 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、発生する可燃性ガスの濃度が可燃限界を超えないようベント孔を設ける（『2.16.1 多核種除去設備』添付資料-5 参照）。高性能容器内の可燃性ガスの水素濃度を評価した結果、約2.3%程度となり、可燃限界を超えることはない。

（実施計画：II-2-16-2-添7-3）

(1)腐食

増設多核種除去設備は、汚染水処理設備の処理済水を処理することから塩化物イオン濃度が高く、また薬液注入によりpHが変動することから、耐腐食性を有する材料を選定する。

(2)熱による劣化

熱による劣化が懸念されるポリエチレン管については、汚染水処理設備の処理済水の温度がほぼ常温のため、劣化の可能性は十分低い。

(3)凍結

水を移送している過程では、凍結の恐れはない。水の移送を停止した場合、屋外に敷設されているポリエチレン管等は、凍結による破損が懸念される。そのため、屋外敷設のポリエチレン管等に保温材を取り付ける。また、建屋内の配管については、40A以下の配管に対し、保温、ヒータを設置する。

今後、タンク増設に合わせて、追加で敷設する屋外移送配管については、凍結しない十分な厚さ（100Aに対して21.4mm以上）を確保した保温材を取り付ける。なお、保温材は、高い気密性と断熱性を有する硬質ポリウレタン等を使用する。

保温材厚さの設定の際には、「建設設備の凍結防止（空気調和・衛生工学会）」に基づき、震災以降に凍結事象が発生した外気温 -8°C 、内部流体の初期温度 5°C 、保温材厚さ 21.4mm の条件において、内部流体が25%※凍結するまでに十分な時間（50時間程度）があることを確認した。なお、震災以降の実測データから、外気温 -8°C が半日程度継続することはない。

※「JIS A 9501 保温保冷工事施工標準」において管内水の凍結割合を25%以下と推奨

(4)耐放射線性

ポリエチレンは、集積線量が $2\times 10^5\text{Gy}$ に達すると、引張強度は低下しないが、破断時の伸びが減少する傾向を示す。ポリエチレン管の照射線量率を 1Gy/h と仮定すると、 $2\times 10^5\text{Gy}$ に到達する時間は 2×10^5 時間（22.8年）と評価される。そのため、ポリエチレン管は数年程度の使用では放射線照射の影響を受けることはないと考えられる。

なお、系統バウンダリを構成するその他の部品には、ガスケット、グランドパッキンがあるが、他の汚染水処理設備等で使用実績のある材料を使用しており、数年程度の使用は問題ない。

(5)紫外線

屋外に敷設されているポリエチレン管等は、紫外線による劣化を防止するため、紫外線防止効果のあるカーボンブラックを添加した保温材を取り付ける、もしくは、カーボンブラックを添加していない保温材を使用する場合は、カーボンブラックを添加した被覆材または紫外線による劣化のし難い材料である鋼板を取り付ける。

(実施計画：II-2-16-2-添7-4)

クロスフローフィルタ（以下、「CFF」という。）のガスケット（PTFE製）が β 線照射により脆化し、逆洗時の圧力脈動等によって欠損・傷が発生したことで、ストロンチウムを含む炭酸塩スラリーが下流側へ流出し、出口水に高い放射能濃度が確認された。対策として当該ガスケットを耐放射線性に優れる合成ゴム（EPDM）へ変更したCFFへ交換しており、増設多核種除去設備においても、同様の対応を実施する。

(実施計画：II-2-16-2-添7-7)

以上

多核種除去設備等のクロスフローフィルタ劣化対策の補足説明

各種環境に対して多核種除去設備および増設多核種除去設備にて使用している海外品クロスフローフィルタ（CFF）については下記のように設計されており、今回導入する国産品 CFF についても同様の設計を行っている。

1. 腐食

CFF 本体容器は、汚染水処理設備の処理済水を処理することから塩化物イオン濃度が高く、また、薬液注入により pH が変動することから、耐腐食性を有する材料である SUS316L を使用している。エレメント材については耐食性を有する二酸化ジルコニウム/アルミナにて構成されたセラミック製のものを使用している。

2. 熱による劣化

CFF の最高使用温度 60℃に対して、CFF へ流入する処理対象水等の温度はほぼ常温であり、裕度があるため熱による劣化の可能性は十分に低い。

また、CFF 容器に装着しているエレメントは耐熱性を有するセラミックス製で最高使用温度に対して支障のないものを選定しており、これまでの使用実績からも耐熱性は十分である。

3. 凍結

CFF へ水を移送している過程では、凍結の恐れはない。また、点検における運転停止中においては水抜きを行うため凍結の恐れは低い。

4. 耐放射線性

CFF 本体容器は SUS316L、エレメント材は二酸化ジルコニウム/アルミナにて構成されたセラミック製であり、耐放射線性を有している。また、ガスケットは耐放射線性に優れた EPDM 製を使用している。

EPDM については、使用上限線量が 10⁶Gy とされている（JAERIData/Code 2003-015 より）。EPDM の使用上限線量に達するまでの期間を求めるため、スラリー接液面の吸収線量率についてスラリーを収容する HIC の表面線量率より算出する。

最近発生しているスラリーを格納した HIC の表面線量は 0.1mSv/h 未満であるが、保守的に表面線量を 1mSv/h とした場合の評価結果を表 2.14.5-1 に示す。10⁶Gy へ到達するまでには約 9.7 年を要するため、EPDM は数年程度の使用では放射線照射の影響により大きく劣化することはないと考えられる。

表 2.14.5-1 使用上限線量到達期間評価結果*3

HIC 表面線量 (mSv/h)	1.0
換算係数 A*1 (Bq/cm ³ per mSv/h)	7.0E+06
換算係数 B*1 (Gy/h per Bq/cm ³)	1.90E-07
沈殿による濃縮率*2	8.8
吸収線量率 (Gy/h)	1.17E+01
使用上限線量 10 ⁶ Gy 到達期間 (年)	9.75

*1 換算係数：「HIC についての共通認識」（2021 年 5 月 14 日原子力規制庁殿提示資料より）

*2 濃縮率：これまでの測定実績より評価し、保守的に設定した値

*3 吸収線量率：下記式により算出

$$\text{吸収線量率(Gy/h)} = \text{表面線量} \times \text{換算係数 A} \times \text{スラリー沈殿による濃縮率} \times \text{換算係数 B}$$

5. 紫外線

CFF は多核種除去設備建屋および増設多核種除去設備建屋内に設置されており、紫外線の影響を受けにくいため、劣化の可能性が十分に低い。

以上

既設多核種除去設備クロスフローフィルタから水の漏えい事象について

2023年7月6日に停止中の既設多核種除去設備(B)系 前処理設備（鉄共沈処理）クロスフローフィルタ（CFF）の洗浄中にCFF（2基中1基）周りからの水の滴下と下部に水たまりがあることを確認した。CFF外観を詳細に確認したところ、二次側出口配管溶接部にピンホールがあることを確認した。

当該部については、すきま腐食によるピンホールが生じたと推測され、応急処置としてベロメタル補修を実施し、運転圧にて漏えいが無いことを確認している。

CFFに使用しているSUS316Lについては、多核種除去設備の使用環境より、すきま腐食が発生する可能性を否定できないことから、定期的な点検・保守を行っている（実施計画Ⅱ章2.16.1添付4 別添-1）。なお、pHが7.5～8.5で中性に近い前処理設備（鉄共沈処理）の方が、pHが11.8～12.2でアルカリ性の前処理設備（炭酸塩沈殿処理）よりすきま腐食の発生リスクが高い。

本事象を踏まえ、予備品の確保および現状3年に1回の点検頻度の見直し等の対策を検討する。

以上

2.14.8 信頼性に対する設計上の考慮への 適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

1 4. 設計上の考慮

○施設の設計については，安全上の重要度を考慮して以下に掲げる事項を適切に考慮されたものであること。

⑧信頼性に対する設計上の考慮

- ・安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器は，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設計であること。
- ・重要度の特に高い安全機能を有するべき系統については，その系統の安全機能が達成できる設計であるとともに，その構造，動作原理，果たすべき安全機能の性質等を考慮して，多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。

2.14.8.1 措置を講ずべき事項への適合方針

多核種除去設備等の機器は，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得る設計とする。

2.14.8.2 対応方針

安全機能や監視機能を有する構築物，系統及び機器は，十分に高い信頼性を確保し，かつ，維持し得るものとする。

(実施計画：II-1-14-2)

多核種除去設備等を構成する機器の信頼性確保

多核種除去設備等を構成する機器は、以下の通り信頼性を確保する設計とする。また、信頼性の維持については保全作業により行い、詳細は「2.14.9 検査可能性に対する設計上の考慮への適合性」の別紙に記載する。

- ・多核種除去設備および増設多核種除去設備は、3つの処理系列を有し、電源についても多重化している。そのため、動的機器、電源系統の単一故障については、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。
- ・クロスフローフィルタ（以下、CFF）容器は海外品、国産品共に十分な肉厚を有するステンレス製の機器である。また、エレメントについてもアルミナセラミックスで構成されており、耐腐食性は十分である。
- ・海外品および国産品 CFF にて使用するガスケットは、放射線照射に伴う劣化により炭酸塩スラリー下流設備への流出事象が発生した経緯を踏まえ、耐放射線性に優れる合成ゴム（EPDM）を使用している。
- ・CFF は、予備品を複数基所有することで不具合が生じた場合取替を行い、処理運転の再開が可能である。

以上

2.14.9 検査可能性に対する設計上の考慮 への適合性

措置を講ずべき事項

II. 設計，設備について措置を講ずべき事項

1 4. 設計上の考慮

○施設の設計については，安全上の重要度を考慮して以下に掲げる事項を適切に考慮されたものであること。

⑨検査可能性に対する設計上の考慮

安全機能を有する構築物，系統及び機器は，それらの健全性及び能力を確認するために，適切な方法によりその機能を検査できる設計であること。

2.14.9.1 措置を講ずべき事項への適合方針

多核種除去設備等の機器は，それらの健全性及び能力を確認するために，適切な方法によりその機能を検査できる設計とする。

2.14.9.2 対応方針

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

(実施計画：II-1-14-2)

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は，機器の重要度に応じた有効な保全が可能な設計とする。

(実施計画：II-2-16-1-2)

以上

多核種除去設備等を構成する機器の保全

多核種除去設備等を構成する機器は、以下の通り保全を行い、機器の機能を維持する。

- ・多核種除去設備等を構成する機器は長期保守管理計画および点検長期計画に基づいて点検を行い、健全性が維持されていることを確認する。
- ・多核種除去設備および増設多核種除去設備にて使用しているクロスフローフィルタの保全方式は TBM で、3 年度ごとに本格点検としてガスケットの交換およびエレメントの外観確認を行っている。

以上

8章 特定原子力施設の検査

8.1 実施計画に係る検査の受検

措置を講ずべき事項

I. 実施計画に係る検査の受検

実施計画における施設、保安のための措置及び特定核燃料物質の防護のための措置について、法律第64条の3第7項に基づく検査を受けること。

8.1.1 措置を講ずべき事項への適合方針

実施計画における施設、保安のための措置及び特定核燃料物質の防護のための措置について、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第64条の3第7項に基づき、原子力規制委員会が実施する検査を受検する。

8.1.2 対応方針

(1) 検査受検の考え方

実施計画における施設、保安のための措置及び特定核燃料物質の防護のための措置について、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第64条の3第7項に基づき、原子力規制委員会が実施する検査を受検する。

(実施計画：VII-1)

表-3 確認事項

(前段クロスフローフィルタ，後段クロスフローフィルタ，出口フィルタ)

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法について記録を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
	外観確認	○海外製品 各部の外観について，記録により確認する。 ○国内製品 各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	機器の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付していること。
	耐圧・漏えい確認	確認圧力で保持した後，確認圧力に耐えていることを確認する。耐圧確認終了後，漏えいの有無も確認する。	確認圧力に耐え，かつ構造物の変形等がないこと。 また，耐圧部から著しい漏えいがないこと。

(実施計画：II-2-16-1-添9-3)

表-17 確認事項（前段クロスフローフィルタ）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
溶接検査	材料検査	使用材料が、EN 規格等の海外規格に準拠していることを材料証明書により確認する。	使用材料が、EN 規格等の海外規格に準拠していること。
	開先検査	開先形状が、EN 規格等に準拠していることを製作図等により確認する。	開先形状が、EN 規格等に準拠していること。
	溶接作業 検査	EN 規格に定められた溶接施工法及び溶接士の資格を有していることを記録等により確認する。	EN 規格に基づく、溶接施工法及び溶接士により溶接施工されていること。
	非破壊試験	長手溶接部について、非破壊検査（放射性透過試験）を実施し、試験方法及び結果が CODETI2006 等に適合していることを記録により確認する。	非破壊検査（放射性透過試験）の試験方法及び結果が CODETI2006 等に適合していること。
	耐圧漏えい 検査	CODAP2005 等に基づき確認圧力で保持した後、確認圧力に耐えていることまた、耐圧部からの漏えいがないことを記録等により確認する。	確認圧力に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。 また、耐圧部から著しい漏えいがないこと。
	外観検査	溶接部の外観確認を行い、異常のないことを記録等により確認する。	溶接部に有意な欠陥がないこと。

表-18 確認事項（後段クロスフローフィルタ）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
溶接検査 (1/2)	材料検査	○海外製品 使用材料が、EN 規格等の海外規格に準拠していることを材料証明書により確認する。 ○国内製品 材料が溶接規格等に適合するものであり、溶接施工法の母材の区分に適合することを確認する。	○海外製品 使用材料が、EN 規格等の海外規格に準拠していること。 ○国内製品 材料が溶接規格等に適合するものであり、溶接施工法の母材の区分に適合するものであること。
	開先検査	○海外製品 開先形状が、EN 規格等に準拠していることを製作図等により確認する。 ○国内製品 開先形状等が溶接規格等に適合するものであることを確認する。	○海外製品 開先形状が、EN 規格等に準拠していること。 ○国内製品 開先形状等が溶接規格等に適合するものであること。
	溶接作業 検査	○海外製品 EN 規格に定められた溶接施工法及び溶接士の資格を有していることを記録等により確認する。 ○国内製品 あらかじめ確認された溶接施工法又は実績のある溶接施工法又は管理されたプロセスを有する溶接施工法であることを確認する。あらかじめ確認された溶接士により溶接が行われていることを確認する。	○海外製品 EN 規格に基づく、溶接施工法及び溶接士により溶接施工されていること。 ○国内製品 あらかじめ確認された溶接施工法および溶接士により溶接施工していること。

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
溶接検査 (2/2)	非破壊試験	<p>○海外製品 長手溶接部について、非破壊検査（放射性透過試験）を実施し、試験方法及び結果が CODETI2006 等に適合していることを記録により確認する。</p> <p>○国内製品 溶接部について非破壊検査を行い、その試験方法及び結果が溶接規格等に適合するものであることを確認する。</p>	<p>○海外製品 非破壊検査（放射性透過試験）の試験方法及び結果が CODETI2006 等に適合していること。</p> <p>○国内製品 溶接部について非破壊検査を行い、その試験方法及び結果が溶接規格等に適合するものであること。</p>
	機械試験	<p>○国内製品 溶接部を代表する試験片にて機械試験を行い、当該試験片の機械的性質が溶接規格等に適合しているものであることを確認する。</p>	<p>○国内製品 溶接部を代表する試験片にて機械試験を行い、当該試験片の機械的性質が溶接規格等に適合しているものであること。</p>
	耐圧漏えい検査	<p>○海外製品 CODAP2005 等に基づき確認圧力で保持した後、確認圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがないことを記録等により確認する。</p> <p>○国内製品 検査圧力で保持した後、検査圧力に耐えていることを確認する。耐圧確認終了後、耐圧部分からの漏えい有無を確認する。</p>	<p>○海外製品 確認圧力に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。 また、耐圧部から著しい漏えいがないこと。</p> <p>○国内製品 検査圧力で保持した後、検査圧力に耐えていること。 耐圧確認終了後、耐圧部分からの漏えいがないこと。</p>

	外観検査	<p>○海外製品 溶接部の外観確認を行い、異常のないことを記録等により確認する。</p> <p>○国内製品 耐圧・漏えい検査後外観上、傷・へこみ・変形等の異常がないことを確認する。</p>	外観上、傷・へこみ・変形等の異常がないこと。また、溶接部の溶接施工状況に異常がないこと。
--	------	--	--

(実施計画：II-2-16-1-添9-16)

表－5 確認事項（その他機器（出口フィルタ、クロスフローフィルタ））

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法について記録を確認する。	寸法が許容範囲内であること。
	外観確認	<p>○海外製品 各部の外観について記録にて確認する。</p> <p>○国内製品 各部の外観を確認する。</p>	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	機器の据付位置、据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付されていること。
	耐圧漏えい確認	確認圧力で保持した後、確認圧力に耐えていることを確認する。耐圧確認終了後、漏えいの有無も確認する。	確認圧力に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。また、耐圧部から著しい漏えいがないこと。

(実施計画：II-2-16-2-添9-5)

表-16 確認事項（クロスフローフィルタ）

確認事項	確認項目	対象設備	確認内容	判定基準
溶接検査	材料検査	①クロスフローフィルタ	○海外製品 使用する材料が, EN 規格等に準拠するものであることを記録で確認する。 ○国内製品 材料が溶接規格等に適合するものであり, 溶接施工法の母材の区分に適合することを確認する。	○海外製品 使用する材料が, EN 規格等に準拠するものであること。 ○国内製品 材料が溶接規格等に適合するものであり, 溶接施工法の母材の区分に適合するものであること。
	開先検査	①クロスフローフィルタ	○海外製品 開先形状が EN 規格等に準拠していることを製作図等で確認する。 ○国内製品 開先形状等が溶接規格等に適合するものであることを確認する。	○海外製品 EN 規格等に準拠していること。 ○国内製品 開先形状等が溶接規格等に適合するものであること。
	溶接作業検査	①クロスフローフィルタ	○海外製品 EN 規格に定められた溶接施工法及び溶接士の資格を有していることを記録で確認する。 ○国内製品 あらかじめ確認された溶接施工法又は実績のある溶接施工法又は管理されたプロセスを有する溶接施	○海外製品 EN 規格に基づく, 溶接施工法及び溶接士により溶接施工されていること。 ○国内製品 あらかじめ確認された溶接施工法および溶接士により溶接施工をしていること。

			<p>工法であることを確認する。あらかじめ確認された溶接士により溶接が行われていることを確認する。</p>	
非破壊試験	①クロスフローフィルタ	<p>○海外製品 長手溶接部について非破壊検査（放射線透過試験）を行い、その試験方法及び結果がCODETI2006等に適合するものであることを記録で確認する。</p> <p>○国内製品 溶接部について非破壊検査を行い、その試験方法及び結果が溶接規格等に適合するものであることを確認する。</p>	<p>○海外製品 長手溶接部について、非破壊検査（放射線透過試験）を行い、試験方法及び結果がCODETI2006等に適合するものであること。</p> <p>○国内製品 溶接部について非破壊検査を行い、その試験方法及び結果が溶接規格等に適合するものであること。</p>	
機械試験	①クロスフローフィルタ	<p>○国内製品 溶接部を代表する試験片にて機械試験を行い、当該試験片の機械的性質が溶接規格等に適合しているものであることを確認する。</p>	<p>○国内製品 溶接部を代表する試験片にて機械試験を行い、当該試験片の機械的性質が溶接規格等に適合しているものであること。</p>	
耐圧・漏えい検査	①クロスフローフィルタ	<p>○海外製品 CODAP2005等に基づき、検査圧力で保持した後、検査圧力に耐えていること及び耐圧部分から漏えいがないことを記録で確認する。</p>	<p>○海外製品 CODAP2005等に基づく検査圧力で保持した後、検査圧力に耐えていること及び耐圧部分から漏えいがないこと。</p>	

			<p>○国内製品 検査圧力で保持した後、検査圧力に耐えていることを確認する。 耐圧確認終了後、耐圧部分からの漏えい有無を確認する。</p>	<p>○国内製品 検査圧力で保持した後、検査圧力に耐えていること。耐圧確認終了後、耐圧部分からの漏えいがないこと。</p>
	外観検査	①クロスフローフィルタ	<p>○海外製品 本体の外観及び溶接部の施工状況等を確認する。 ○国内製品 耐圧・漏えい検査後外観上、傷・へこみ・変形等の異常がないことを確認する。</p>	<p>外観上、傷・へこみ・変形等の異常がないこと。 また、溶接部の溶接施工状況に異常がないこと。</p>

(実施計画：II-2-16-2-添9-15～16)

以上

国産品クロスフローフィルタの性能確認について

国産品クロスフローフィルタ（CFF）については、既認可の海外品 CFF と外形や材質，エレメントの孔径が同一であることから性能に差はないが，念のため使用前検査を受検する。また，溶接検査についても受検する。

使用前検査では，クロスフローフィルタの材料確認，寸法確認，据付確認，耐圧・漏えい確認，設備の運転性能確認，除去性能確認を行う。

以上

国産クロスフローフィルタ使用前検査受検の考え方について

国産品クロスフローフィルタ（ＣＦＦ）の使用前検査については既設多核種除去設備および増設多核種除去設備の各１系列にて実施をすることで性能の確認ができると考えることから、以降の使用前検査の受検は行わない。なお、溶接検査は都度受検する。

今後想定されるケースに対する、使用前検査受検の考え方を下記の表に示す。

ケース	使用前検査の受検
既設多核種除去設備(A)系にて国産品 CFF の使用前検査受検後、増設多核種除去設備(A)系にて国産品 CFF を設置する場合。	有
既設多核種除去設備(A)系にて国産品 CFF の使用前検査受検後、既設多核種除去設備(B)系にて国産品 CFF を設置する場合。	無
既設多核種除去設備(A)系にて国産品 CFF の使用前検査受検後、既設多核種除去設備(A)系にて海外品 CFF へ再変更する場合。	無

以上