廃炉発官Ｒ４第６９号
令和４年７月１５日

原子力規制委員会　殿

東京都千代田区内幸町１丁目１番３号
東京電力ホールディングス株式会社
代表執行役社長　　小早川　智明

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画　変更認可申請書の
一部補正について

令和３年１２月２１日付け廃炉発官Ｒ３第１７５号をもって申請し，令和４年４月２８日付け廃炉発官Ｒ４第２３号及び令和４年５月１３日付け廃炉発官Ｒ４第３８号をもって一部補正しました福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 変更認可申請書を別紙の通り一部補正をいたします。

以　上

「福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画」及び「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 別冊集」について，下記の箇所を別添の通りとする。

補正箇所，補正理由及びその内容は以下の通り。

○福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置並びに ALPS 処理水の海洋放出について，設計の進捗を踏まえ，下記の通り補正を行う。

目次

・変更なし

Ⅰ 特定原子力施設の全体工程及びリスク評価

2 リスク評価

2.1 リスク評価の考え方

本文

・変更なし

2.3 特定原子力施設における主なリスク

2.3.7 放射性廃棄物

本文

・変更なし

2.4 特定原子力施設の今後のリスク低減対策

本文

・記載の適正化

添付資料－１

・記載の適正化

Ⅱ 特定原子力施設の設計，設備
1 設計，設備について考慮する事項
1.9 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理
本文
・変更なし

1.14 設計上の考慮
本文
・変更なし
添付資料－１
・変更なし

2 特定原子力施設の構造及び設備，工事の計画
2.5 汚染水処理設備等
本文
・変更なし
添付資料－１２
・変更なし

2.16 放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設
2.16.1 多核種除去設備
本文
・変更なし
添付資料－２
・変更なし
添付資料－９
・変更なし

2.16.2 増設多核種除去設備
本文
・変更なし
添付資料－４
・変更なし
添付資料－９
・変更なし

2.16.3 高性能多核種除去設備
本文
・変更なし
添付資料－４
・変更なし
添付資料－８
・変更なし

2.50 ALPS処理水希釈放出設備及び関連施設

本文

・変更なし

添付資料－１

・記載の適正化

添付資料－２

・記載の適正化

添付資料－３

・記載の適正化

添付資料－４

・記載の適正化

添付資料－５

・変更なし

添付資料－６

・最新工程の反映

添付資料－７

・変更なし

Ⅲ 特定原子力施設の保安

第２編（５号炉及び６号炉に係る保安措置）

第６章 放射性廃棄物管理

第８８条

・変更なし

附則

・変更なし

第３編（保安に係る補足説明）

1 運転管理に係る補足説明

1.9 ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理について

・記載の適正化

2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明

2.1 放射性廃棄物等の管理

2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理

・変更なし

2.2 線量評価

2.2.3 放射性液体廃棄物等による線量評価

・変更なし

3 放射線管理に係る補足説明
3.1 放射線防護及び管理
3.1.4 港湾内の海水，海底土，地下水及び排水路の放射性物質の低減
・変更なし

Ⅵ 実施計画の実施に関する理解促進
本文
・変更なし

○福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 別冊集
目次
・変更なし

別冊２７ ALPS 処理水希釈放出設備に係る補足説明
Ⅰ ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度について
・記載の適正化
Ⅱ ALPS 処理水希釈放出設備の公称値の許容範囲について
・記載の適正化

○参考資料
「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針」を踏まえた対応について
・記載の適正化

以 上

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（目次）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
はじめに Ⅰ　特定原子力施設の全体工程及びリスク評価 （中略） Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備 （中略） 2.49　３号機原子炉格納容器内取水設備・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-49-1 Ⅲ　特定原子力施設の保安 （中略） 第３編　（保安に係る補足説明） （中略） 1.8　地下水ドレンの運転管理について・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅲ-3-1-8-1 2　放射性廃棄物等の管理に係る補足説明 （以下，省略）	はじめに Ⅰ　特定原子力施設の全体工程及びリスク評価 （中略） Ⅱ　特定原子力施設の設計，設備 （中略） 2.49　３号機原子炉格納容器内取水設備・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-49-1 2.50　ＡＬＰＳ処理水希釈放出設備及び関連施設・・・・・・・・・・・Ⅱ-2-50-1 Ⅲ　特定原子力施設の保安 （中略） 第３編　（保安に係る補足説明） （中略） 1.8　地下水ドレンの運転管理について・・・・・・・・・・・・・・・・・Ⅲ-3-1-8-1 1.9　ＡＬＰＳ処理水希釈放出設備の運転管理について・・・・・・・・Ⅲ-3-1-9-1 2　放射性廃棄物等の管理に関する補足説明 （以下，省略）	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う新規記載 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う新規記載及び記載の適正化

1

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅰ章　2.1 リスク評価の考え方）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
2　リスク評価 2.1　リスク評価の考え方 （中略） (3) 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，汚染水等）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，適切かつ効率的なリスク低減のためのアプローチを行うことができる。 （以下，省略）	2　リスク評価 2.1　リスク評価の考え方 （中略） (3) 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，適切かつ効率的なリスク低減のためのアプローチを行うことができる。 （以下，省略）	記載の適正化

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅰ章　2.3.7 放射性廃棄物）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
2.3.7　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 【漏えい拡大リスクを低減させる対策】 ・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，Ⅰ.2.2 に示す敷地内各施設からの直接線・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。	2.3.7　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。	ALPS 処理水の海洋放出に伴うリスク低減対策について記載の追加 記載の適正化

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅰ章　2.4 今後のリスク低減）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
2.4　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（2.2参照）。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（2.3参照）。 今後，短中期的に渡って取り組むべき，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項目に対し，表２．４－１に代表される様々なリスクが存在している。 表２．４－１は，各項目に対して考えられる代表的なリスク，リスク低減のために実施を計画している対策及び目標時期を纏めたものであり，2.1で示したリスク低減対策の適切性確認の視点に基づき確認を行ったものである。 特定原子力施設全体のリスク低減のため，特に至近の課題として， ① 汚染水の発生量の低減と確実な処理による汚染水貯蔵量の低減 ② 使用済燃料の使用済燃料プールからの早期取り出し に最優先に取り組むとともに，同表に示す個々のリスクを低減していくため，設備の信頼性向上対策等の様々な対策を今後計画・実施していく。これらの個別の対策については，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，最適化を図っていくとともに，必要に応じて本実施計画に反映していく。	2.4　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（2.2参照）。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（2.3参照）。 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，「Ⅰ 2.3.7 放射性廃棄物」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。 2.4.1　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	記載の適正化 （「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」に則ったリスク低減対策の取り組みについての明確化） 記載の適正化 （ALPS 処理水の海洋放出に伴う全体方針についての明確化） 記載の適正化 （「実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性」について記載箇所の変更）

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅰ章　2.4 今後のリスク低減　添付資料 1）

変更前

2.4 特定原子力施設の今後のリスク低減対策

（中略）

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（１／８）

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	目標時期	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 原子炉の冷却計画	・中長期的な温度計故障による原子炉冷温停止状態の監視不能リスク	原子炉圧力容器代替温度計の新設		原子炉圧力容器の既設温度計について，既設温度計の故障に備えて，追加温度計を設置できるように，温度監視が可能な箇所を選定し，各号機の温度監視のバックアップが保たれるようにする。	2 号機:平成 24 年 10 月 1 箇所設置 1 号機: 平成 25 年度中期を目途に配管改造工法についてモックアップ試験を行い，工法を確立 3 号機:平成 26 年 3 月を目途に環境改善を実施後，現場調査を行い，候補系統を具体化	①温度計がメンテナンスできないことにより故障し，使用可能な温度計がなくなった場合は冷却状態の監視ができなくなる。 ②温度が監視できなくなるが，直接的に放射性物質の追加放出リスクに影響はない。 ③新旧の温度計はともに建屋内に設置されているため外部事象に対するリスクは小さい。 ④既設温度計は劣化により故障する可能性が増加する。 ⑤2 号機の温度計の故障が多いことから 2 号機を優先的に設置することが妥当である。1，2 号機についても順次設置を検討していく予定である。 ⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。 ⑦既設の圧力容器温度計等の計器の劣化に備え，設置時期，箇所，方法について検討を実施する。
		格納容器内監視計器設置		原子炉格納容器内の既設温度計については，故障した場合，メンテナンスや交換ができないことから，原子炉格納容器内部の冷温停止状態の直接監視のために，代替温度計を格納容器貫通部から挿入する。	1 号機:平成 24 年 10 月設置 2 号機：平成 24 年 9 月設置， 追加設置について，実施時期調整中 3 号機：平成 26 年 3 月末までに設置予定	①温度計がメンテナンスできないことにより故障し，使用可能な温度計がなくなった場合は格納容器内の冷却状態の監視ができなくなる。 ②温度が監視できなくなるが，直接的に放射性物質の追加放出リスクに影響はない。 ③新旧の温度計はともに建屋内に設置されているため外部事象に対するリスクは小さい。 ④既設温度計は劣化により故障する可能性が増加する。 ⑤３号機の原子炉建屋内は線量が高いため，１，２号機の設置を優先させることは妥当である。３号機については，設置作業ができるよう環境改善後，速やかに設置する計画を立案する。 ⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。 ⑦既設の格納容器温度計等の計器の劣化に備え，設置時期，箇所，方法について検討を実施する。
	・注水機能停止リスク ・放射性物質の系外放出リスク	循環注水冷却水源の信頼性向上対策	復水貯蔵タンクへの運用変更と復水貯蔵タンク炉注水ポンプ配管のポリエチレン管化	原子炉注水設備について，水源を仮設バッファタンクから，既設の復水貯蔵タンクに変更することにより，水源保有水量の増加，水源の耐震性向上を図る。さらに配管距離の短縮，ポリエチレン管の新設配管設置により，注水機能喪失及び漏えいリスクの低減を図る。	平成 25 年 7 月運用開始	①炉注設備は既に多様性，多重性を備えており，一定の信頼性は確保されているが，期待される更なる信頼性向上が図れない。 ②炉注機能が停止した場合の放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③水源を復水貯蔵タンクに変更することにより水源の耐震性が高くなるためリスクは低減する。 ④現行設備でも適切な保全により長期間使用可能と考えており，時間的なリスクの変化は小さい。 ⑤炉注設備の信頼性を向上させることはリスク低減に寄与するため可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
			漏えい時の敷地外放出防止対策（堰や漏えい検出設備等の設置検討）	原子炉注水設備の配管等に漏えいが発生した場合の敷地外放出防止・早期検知のために堰や漏えい検知設備を設置する。	平成 24 年 12 月末完了	①漏えい時における放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 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。 ③漏えい拡大防止を目的としており，外部事象に対する設備破損リスクは変化しない。 ④漏えい拡大防止を目的としており，時間的にリスクは変化しない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
			仮設ハウスの恒久化対策	原子炉注水設備のポンプ等を恒久化したハウス内等に配置することにより，台風，塩害，凍結等の外部事象による設備の故障防止を図る。	平成 24 年 12 月末完了	①凍結等の外部事象リスクが低減しない。 ②炉注機能が停止した場合の放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③仮設ハウスを恒久化することで外部事象に対するリスクは低減する。 ④仮設ハウスを恒久化するものであり，時間的なリスクは変化しない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
		建屋内循環ループ構築		水処理設備など建屋外に設置された設備を経由しない循環ループを形成し，系外への放出リスクを低減する。また，建屋内滞留水をそのまま冷却水として使用することにより，水処理設備等の処理量，あるいは原子炉格納容器からの漏えい水量に依存せずに，原子炉注水量を増加させるシステムが構築出来る。	平成 27 年 3 月末完了	①大循環ループからの漏えいリスクが低減しない。 ②屋外に敷設されているループ長が縮小する分，漏えいリスクを低減する。 ③建屋内に設置することで，気象等に関わる外部事象に対するリスクが低減する。 ④現行設備でも適切な保全により長期間使用可能と考えており，時間的なリスクの変化は小さい。 ⑤建屋内循環ループを構築する前段階として，滞留水水質，作業環境や格納容器止水作業等との干渉も含めて取水場所等を検討する必要があるため，目標時期までに対策できるよう，実施に向けての調査・検討を行っている。 ⑥作業員の被ばくリスクに加え，建屋内が高線量となるリスクがある。 ⑦滞留水水質の傾向監視，ライン構成の最適化，除染等の環境改善等を考慮し，効果的な対策となるよう検討していく必要がある。

変更後

2.4 特定原子力施設の今後のリスク低減対策

（中略）

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（１／８）

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 原子炉の冷却計画	・中長期的な温度計故障による原子炉冷温停止状態の監視不能リスク	原子炉圧力容器代替温度計の新設		原子炉圧力容器の既設温度計について，既設温度計の故障に備えて，追加温度計を設置できるように，温度監視が可能な箇所を選定し，各号機の温度監視のバックアップが保たれるようにする。	2 号機:平成 24 年 10 月設置完了 1，3 号機:平成 31 年 4 月に作業の成立性，温度計設置の成立性の観点から設置が困難である旨報告（毎月，温度計信頼性評価を実施）	①温度計がメンテナンスできないことにより故障し，使用可能な温度計がなくなった場合は冷却状態の監視ができなくなる。 ②温度が監視できなくなるが，直接的に放射性物質の追加放出リスクに影響はない。 ③新旧の温度計はともに建屋内に設置されているため外部事象に対するリスクは小さい。 ④既設温度計は劣化により故障する可能性が増加する。 ⑤2 号機の温度計の故障が多いことから 2 号機を優先的に設置することが妥当である。1，2 号機についても順次設置を検討していく予定である。 ⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。 ⑦既設の圧力容器温度計等の計器の劣化に備え，設置時期，箇所，方法について検討を実施する。
		格納容器内監視計器設置		原子炉格納容器内の既設温度計については，故障した場合，メンテナンスや交換ができないことから，原子炉格納容器内部の冷温停止状態の直接監視のために，代替温度計を格納容器貫通部から挿入する。	1 号機：平成 24 年 10 月設置完了 2 号機：平成 24 年 9 月設置完了 平成 25 年 8 月追加設置完了 3 号機：平成 27 年 12 月設置完了	①温度計がメンテナンスできないことにより故障し，使用可能な温度計がなくなった場合は格納容器内の冷却状態の監視ができなくなる。 ②温度が監視できなくなるが，直接的に放射性物質の追加放出リスクに影響はない。 ③新旧の温度計はともに建屋内に設置されているため外部事象に対するリスクは小さい。 ④既設温度計は劣化により故障する可能性が増加する。 ⑤３号機の原子炉建屋内は線量が高いため，１，２号機の設置を優先させることは妥当である。３号機については，設置作業ができるよう環境改善後，速やかに設置する計画を立案する。 ⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。 ⑦既設の格納容器温度計等の計器の劣化に備え，設置時期，箇所，方法について検討を実施する。
	・注水機能停止リスク ・放射性物質の系外放出リスク	循環注水冷却水源の信頼性向上対策	復水貯蔵タンクへの運用変更と復水貯蔵タンク炉注水ポンプ配管のポリエチレン管化	原子炉注水設備について，水源を仮設バッファタンクから，既設の復水貯蔵タンクに変更することにより，水源保有水量の増加，水源の耐震性向上を図る。さらに配管距離の短縮，ポリエチレン管の新設配管設置により，注水機能喪失及び漏えいリスクの低減を図る。	平成 25 年 7 月復水貯蔵タンクの運用開始 平成 26 年 2 月復水貯蔵タンク炉注水ポンプ配管のポリエチレン管化対策完了	①炉注設備は既に多様性，多重性を備えており，一定の信頼性は確保されているが，期待される更なる信頼性向上が図れない。 ②炉注機能が停止した場合の放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③水源を復水貯蔵タンクに変更することにより水源の耐震性が高くなるためリスクは低減する。 ④現行設備でも適切な保全により長期間使用可能と考えており，時間的なリスクの変化は小さい。 ⑤炉注設備の信頼性を向上させることはリスク低減に寄与するため可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
			漏えい時の敷地外放出防止対策（堰や漏えい検出設備等の設置検討）	原子炉注水設備の配管等に漏えいが発生した場合の敷地外放出防止・早期検知のために堰や漏えい検知設備を設置する。	平成 25 年 12 月設置完了	①漏えい時における放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 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。 ③漏えい拡大防止を目的としており，外部事象に対する設備破損リスクは変化しない。 ④漏えい拡大防止を目的としており，時間的にリスクは変化しない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
			仮設ハウスの恒久化対策	原子炉注水設備のポンプ等を恒久化したハウス内等に配置することにより，台風，塩害，凍結等の外部事象による設備の故障防止を図る。	平成 25 年 2 月設置完了	①凍結等の外部事象リスクが低減しない。 ②炉注機能が停止した場合の放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③仮設ハウスを恒久化することで外部事象に対するリスクは低減する。 ④仮設ハウスを恒久化するものであり，時間的なリスクは変化しない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
		建屋内循環ループ構築		水処理設備など建屋外に設置された設備を経由しない循環ループを形成し，系外への放出リスクを低減する。また，建屋内滞留水をそのまま冷却水として使用することにより，水処理設備等の処理量，あるいは原子炉格納容器からの漏えい水量に依存せずに，原子炉注水量を増加させるシステムが構築出来る。	平成 28 年 10 月運用開始（建屋滞留水循環冷却は，燃料デブリ取り出しに合わせ検討中）	①大循環ループからの漏えいリスクが低減しない。 ②屋外に敷設されているループ長が縮小する分，漏えいリスクを低減する。 ③建屋内に設置することで，気象等に関わる外部事象に対するリスクが低減する。 ④現行設備でも適切な保全により長期間使用可能と考えており，時間的なリスクの変化は小さい。 ⑤建屋内循環ループを構築する前段階として，滞留水水質，作業環境や格納容器止水作業等との干渉も含めて取水場所等を検討する必要があるため，目標時期までに対策できるよう，実施に向けての調査・検討を行っている。 ⑥作業員の被ばくリスクに加え，建屋内が高線量となるリスクがある。 ⑦滞留水水質の傾向監視，ライン構成の最適化，除染等の環境改善等を考慮し，効果的な対策となるよう検討していく必要がある。

変更理由

対応状況の更新及び記載の適正化

変更前

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（２／８）

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	目標時期	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	原子炉の冷却計画	・原子炉圧力容器・格納容器内不活性雰囲気維持機能喪失リスク	原子炉圧力容器・格納容器への窒素供給装置の増設	窒素供給装置は常用している２台の内１台の運転で，原子炉格納容器内の水素濃度を可燃濃度（４％）以下に維持するのに十分な性能を保持している。また運転号機が停止しても予備の装置を起動するまでの余裕時間も十分確保（100 時間以上）されていることから，常用１台の運転で問題はないが，更なる信頼性向上のため，常用の窒素ガス分離装置を１台増設する。	平成 25 年３月末完了	①原子炉格納容器内窒素封入設備は，非常用電源を装備した窒素供給装置の設置により多重性を確保しているものの，常用機器の長期間停止を伴う点検等を行う場合には，常用機器が単一状態となる。 ②現状の設備設置状況でも機器の多重性を確保していること，運転号機が停止した場合の停止余裕時間も十分に確保（100 時間以上）されていることから，今回の更なる信頼性向上対策が無くとも，水素爆発の可能性は十分に低く抑えられていると考えている。 ③高台に設置することにより，外部事象に対するリスクは低減する。 ④設備の経年的な劣化により窒素供給設備が故障するリスクが増加するが，装置の増設により，より適切な保守管理が可能となる。 ⑤窒素供給装置の信頼性を向上させることはリスク低減に寄与するため，早期に実施することが望ましく既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦実施できないリスクはない。
			水素の滞留が確認された機器への窒素ガス封入	サプレッションチェンバ(S/C)気相部等の高濃度の水素滞留が確認された機器について，窒素ガスの封入等により不活性状態にする。	1 号機 S/C：対応済（窒素封入方針を検討中） 2 号機 S/C：平成 25 年度上期より対応中 3 号機 S/C：S/C 内閉空間気相部の水素残留状況の調査を検討中	①今回確認されたサプレッションチェンバ内の高濃度の水素は，事故初期に発生したものの残留物であると考えられ，酸素濃度が低いことや現在まで閉空間内に安定して存在してきてきたことを鑑みると，水素爆発が発生する緊急性は低いと考えられる。しかしながら，水素パージを行わなければ，この状況が継続する。 ②サプレッションチェンバは格納容器の一部であること，閉空間の容積によっては水素の残留量が大きい可能性があることから，万一水素爆発が発生した際に放射性物質が放出されるリスクがあるが，本対策により低減ができる。 ③水素パージにより外部事象に対する水素爆発のリスクは低減する。 ④事故後現在まで安定した状態を維持していることや水の放射線分解の寄与は小さいと考えられること，格納容器内については窒素封入により不活性状態は維持され，格納容器ガス管理設備により水素濃度を監視していることから，時間的リスクが急激に増加することはないと考えられる。 ⑤サプレッションチェンバ補修工事等の関連工事や現場線量環境を考慮した上で，現場調査等を慎重に行い，高濃度の水素が確認された場合には，早期に対策を実施する必要がある。 ⑥建屋内の高線量作業であるため，作業員の被ばくリスクに加え，水素濃度の挙動を確認しつつ作業を行う必要がある。 ⑦現場の状況を踏まえて安全に水素パージができるように窒素封入方法を検討する必要がある。

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（３／８）

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	目標時期	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	・放射性物質の系外放出リスク	滞留水処理設備の信頼性向上	滞留水移送・淡水化装置周りの耐圧ホースのポリエチレン管化	滞留水移送・処理設備において耐圧ホースを使用している箇所をより信頼性の高いポリエチレン管等に交換することにより，滞留水，処理水の漏えいリスク，漏えい水による他の設備損傷リスク，漏えい時の作業環境悪化リスクの低減を図る。	平成 25 年 12 月末完了	①滞留水移送ラインからの放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 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。 ③ポリエチレン管等へ取替を行うことにより，地震等の外部事象に対するリスクは低減する。 ④ポリエチレン管等へ取替を行うことにより，時間的な設備劣化損傷リスクは低減する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦ポリエチレン管等の敷設が出来ない場合は，堰等により漏えいの拡大防止を図る。
				タンク増設，及びＲＯ濃縮水一時貯槽のリプレース	滞留水または処理水の貯留場所確保のためにタンクを増設する。	半期毎に増設計画を報告	①日々増加し続ける滞留水・処理水の保管場所が無くなり，貯留できなくなるリスクがある。 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。 ③貯蔵量を確保することが目的であり，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④タンクの経年劣化により漏えいリスクは増加する。 ⑤貯留場所確保のため，計画的に増設していく必要があり，既に実施している。 ⑥滞留水・処理水貯蔵量の増加により，漏えいリスクは増加する。 ⑦タンク設置場所には限界があるため，緩和措置として，地下水流入量低減対策を確実に実施する必要がある。
				タンクエリアへの堰等の設置	タンクエリアに堰等を設置することにより，貯蔵タンクからの漏えいの早期発見と大規模漏えい時の系外への拡大防止	タンク設置に合わせ順次実施	①漏えい時における放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 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。 ③漏えい拡大防止を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④漏えい拡大防止を目的としており，時間的にリスクは変化しない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。

変更後

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（２／８）

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	原子炉の冷却計画	・原子炉圧力容器・格納容器内不活性雰囲気維持機能喪失リスク	原子炉圧力容器・格納容器への窒素供給装置の増設	窒素供給装置は常用している２台の内１台の運転で，原子炉格納容器内の水素濃度を可燃濃度（４％）以下に維持するのに十分な性能を保持している。また運転号機が停止しても予備の装置を起動するまでの余裕時間も十分確保（100 時間以上）されていることから，常用１台の運転で問題はないが，更なる信頼性向上のため，常用の窒素ガス分離装置を１台増設する。	平成 25 年３月設置完了	①原子炉格納容器内窒素封入設備は，非常用電源を装備した窒素供給装置の設置により多重性を確保しているものの，常用機器の長期間停止を伴う点検等を行う場合には，常用機器が単一状態となる。 ②現状の設備設置状況でも機器の多重性を確保していること，運転号機が停止した場合の停止余裕時間も十分に確保（100 時間以上）されていることから，今回の更なる信頼性向上対策が無くとも，水素爆発の可能性は十分に低く抑えられていると考えている。 ③高台に設置することにより，外部事象に対するリスクは低減する。 ④設備の経年的な劣化により窒素供給設備が故障するリスクが増加するが，装置の増設により，より適切な保守管理が可能となる。 ⑤窒素供給装置の信頼性を向上させることはリスク低減に寄与するため，早期に実施することが望ましく既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦実施できないリスクはない。
			水素の滞留が確認された機器への窒素ガス封入	サプレッションチェンバ(S/C)気相部等の高濃度の水素滞留が確認された機器について，窒素ガスの封入等により不活性状態にする。	1 号機：平成 24 年 10 月より対応中 2 号機：平成 25 年 5 月より対応中 3 号機：S/C 内閉空間気相部の水素残留状況の調査を検討中	①今回確認されたサプレッションチェンバ内の高濃度の水素は，事故初期に発生したものの残留物であると考えられ，酸素濃度が低いことや現在まで閉空間内に安定して存在してきてきたことを鑑みると，水素爆発が発生する緊急性は低いと考えられる。しかしながら，水素パージを行わなければ，この状況が継続する。 ②サプレッションチェンバは格納容器の一部であること，閉空間の容積によっては水素の残留量が大きい可能性があることから，万一水素爆発が発生した際に放射性物質が放出されるリスクがあるが，本対策により低減ができる。 ③水素パージにより外部事象に対する水素爆発のリスクは低減する。 ④事故後現在まで安定した状態を維持していることや水の放射線分解の寄与は小さいと考えられること，格納容器内については窒素封入により不活性状態は維持され，格納容器ガス管理設備により水素濃度を監視していることから，時間的リスクが急激に増加することはないと考えられる。 ⑤サプレッションチェンバ補修工事等の関連工事や現場線量環境を考慮した上で，現場調査等を慎重に行い，高濃度の水素が確認された場合には，早期に対策を実施する必要がある。 ⑥建屋内の高線量作業であるため，作業員の被ばくリスクに加え，水素濃度の挙動を確認しつつ作業を行う必要がある。 ⑦現場の状況を踏まえて安全に水素パージができるように窒素封入方法を検討する必要がある。

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（３／８）

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	・放射性物質の系外放出リスク	汚染水処理設備等の信頼性向上	滞留水移送・淡水化装置周りの耐圧ホースのポリエチレン管化	滞留水移送・処理設備において耐圧ホースを使用している箇所をより信頼性の高いポリエチレン管等に交換することにより，滞留水，処理水の漏えいリスク，漏えい水による他の設備損傷リスク，漏えい時の作業環境悪化リスクの低減を図る。	平成 24 年８月対策完了	①滞留水移送ラインからの放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 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。 ③ポリエチレン管等へ取替を行うことにより，地震等の外部事象に対するリスクは低減する。 ④ポリエチレン管等へ取替を行うことにより，時間的な設備劣化損傷リスクは低減する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦ポリエチレン管等の敷設が出来ない場合は，堰等により漏えいの拡大防止を図る。
				中低濃度タンク増設，及びＲＯ濃縮水一時貯槽のリプレース	ALPS 処理水の貯留場所確保のために中低濃度タンクを増設する。	令和２年 12 月目標容量の中低濃度タンク設置を完了（合計 137 万 m³）	①日々増加し続ける ALPS 処理水の保管場所が無くなり，貯留できなくなるリスクがある。 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。 ③貯蔵量を確保することが目的であり，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④中低濃度タンクの経年劣化により漏えいリスクは増加する。 ⑤貯留場所確保のため，計画的に増設していく必要があり，既に実施している。 ⑥滞留水・処理水貯蔵量の増加により，漏えいリスクは増加する。 ⑦中低濃度タンク設置場所には限界があるため，緩和措置として，地下水流入量低減対策を確実に実施する必要がある。
				中低濃度タンクエリアへの堰等の設置	中低濃度タンクエリアに堰等を設置することにより，貯蔵タンクからの漏えいの早期発見と大規模漏えい時の系外への拡大防止	中低濃度タンク設置に合わせ順次実施。目標容量（137 万 m³）の中低濃度タンク設置分は，漏えい拡大防止策を実施済	①漏えい時における放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 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。 ③漏えい拡大防止を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④漏えい拡大防止を目的としており，時間的にリスクは変化しない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。

変更理由

変更前

			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。	平成25年3月よりA系ホット試験を開始	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。 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。 ③汚染水の処理により外部事象に対する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。 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。 ⑤可能な限り早期に実施することが必要であり，ホット試験を実施中である。 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。 ⑦対策を実施できないリスクはないが，実施できない場合タンクを増設し汚染水を貯留する。
			可能なトレンチから順次，止水・回収の実施	トレンチ内の滞留水を回収し，系外への漏えい防止を図る。	平成25年3月末までに検討 可能なトレンチ等から順次，止水・回収を実施 2，3号機海水配管トレンチ： 平成26年度内のトレンチ内汚染水除去完了	①津波の浸入等により滞留水が敷地外へ流出するリスクが低減しない。 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。 ③対策を実施することにより津波の浸入等による滞留水が敷地外へ流出するリスクは低減する。 ④現在でも適切な管理を行っているが，高濃度滞留水のコンクリート健全部中の拡散を評価したところ，トレンチ部は10～13年で外表面に達するリスクがある。 ⑤止水方法の成立性等を検討し，可能なトレンチから順次実施していくことが望ましく，また，並行して津波対策を実施予定。 ⑥対策を実施するリスクは小さいが，トレンチ内滞留水の処理が必要となる。 ⑦現場の状況を踏まえた止水方法等を検討する必要がある。
			建屋の津波対策（建屋開口部の閉鎖・水密化）	仮設防潮堤を超える津波が建屋開口部から浸入し，建屋地下に滞留している高濃度滞留水が系外へ漏えいしないよう建屋開口部の閉鎖・水密化等を行う。	平成25年3月末まで継続検討を実施。検討状況に応じて対策を実施	①津波の浸入等により滞留水が敷地外へ流出するリスクが低減しない。 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。 ③対策を実施することにより津波の浸入等による滞留水が敷地外へ流出するリスクは低減する。 ④現在でも適切な管理を行っている上，水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるが，時間的なリスクの変化は小さい。 ⑤現場状況を勘案し，対策の必要な箇所については，可能な限り早期に実施することが望ましい。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦現場の状況を踏まえた止水方法等を検討する必要がある。

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（４／８）

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	目標時期	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	・滞留水の発生量の増加リスク	サブドレンの復旧	建屋周辺の地下水を汲み上げる設備（サブドレン）を復旧し，地下水位を下げることにより，建屋内への地下水流入量の低減を図る。	平成25年度以降：サブドレン復旧	①建屋への地下水流入量が減少しないため、汚染水の増加リスクは低減しない。 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。 ③地下水流入量低減を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるものの， 建屋への地下水の流入量を低減できないため，建屋内滞留水の漏えいリスクが増加する。 ⑤可能な限り早期に実施していく必要があり，復旧計画を検討中。 ⑥対策を実施するリスクは小さいが，サブドレン水の浄化が必要となる。 ⑦他の地下水流入量低減対策として，地下水バイパスを早期に稼働することで地下水流入量抑制を図る。
			地下水バイパスの設置	建屋周辺の地下水は山側から海側に向かって流れていることから、建屋山側の高台で地下水を揚水し、その流路を変更して海にバイパスすることにより、建屋周辺の地下水位を段階的に低下させ、建屋への地下水流入量の低減を図る。	準備が整い次第，段階的に実施	①建屋への地下水流入量が減少しないため、汚染水の増加リスクは低減しない。 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。 ③地下水流入量低減を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるものの，建屋への地下水の流入量を低減できないため，建屋内滞留水の漏えいリスクが増加する。 ⑤干渉する作業などはないことから、可能な限り早期に実施することが望ましい。 ⑥揚水井稼働により建屋の周辺地下水位が下がりすぎ、建屋の汚染水が流出するリスクやバイパスの揚水井に汚染した地下水を引き込み、海域へ放出されるリスクへの対応が必要である。 ⑦揚水井を稼働しても建屋への地下水流入が想定どおり減少しない場合も考慮し、水処理・貯留場所の確保を行う必要がある。

変更後

			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 月により本格運転開始 増設 ALPS：平成 29 年 10 月より本格運転開始 高性能 ALPS：平成 26 年 10 月ホット試験実施済	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。 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。 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。 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。 ⑤可能な限り早期に実施することが必要であり，ホット試験を実施中である。 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。 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。
			可能なトレンチから順次，止水・回収の実施	トレンチ内の滞留水を回収し，系外への漏えい防止を図る。	可能なトレンチ等から順次，止水・回収を実施中 海水配管トレンチ内汚染水除去完了 2 号機： 平成 27 年 6 月（トレンチ内滞留水移送完了） 平成 29 年 3 月（立坑充填完了） 3 号機： 平成 27 年 7 月（トレンチ内滞留水移送完了） 平成 27 年 8 月（立坑充填完了） 4 号機： 平成 27 年 12 月（トレンチ内滞留水移送完了，立坑充填完了） 1 号機：対応中	①津波の浸入等により滞留水が敷地外へ流出するリスクが低減しない。 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。 ③対策を実施することにより津波の浸入等による滞留水が敷地外へ流出するリスクは低減する。 ④現在でも適切な管理を行っているが，高濃度滞留水のコンクリート健全部中の拡散を評価したところ，トレンチ部は 10～13 年で外表面に達するリスクがある。 ⑤止水方法の成立性等を検討し，可能なトレンチから順次実施していくことが望ましく，また，並行して津波対策を実施予定。 ⑥対策を実施するリスクは小さいが，トレンチ内滞留水の処理が必要となる。 ⑦現場の状況を踏まえた止水方法等を検討する必要がある。

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（４／８）

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	・放射性物質の系外放出リスク	建屋の津波対策（建屋開口部の閉鎖・水密化）	仮設防潮堤を超える津波が建屋開口部から浸入し，建屋地下に滞留している高濃度滞留水が系外へ漏えいしないよう建屋開口部の閉鎖・水密化等を行う。	令和 4 年 1 月建屋開口部閉止（合計 127 箇所）完了	①津波の浸入等により滞留水が敷地外へ流出するリスクが低減しない。 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。 ③対策を実施することにより津波の浸入等による滞留水が敷地外へ流出するリスクは低減する。 ④現在でも適切な管理を行っている上，水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるが，時間的なリスクの変化は小さい。 ⑤現場状況を勘案し，対策の必要な箇所については，可能な限り早期に実施することが望ましい。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦現場の状況を踏まえた止水方法等を検討する必要がある。
		・滞留水の発生量の増加リスク	サブドレンの復旧	建屋周辺の地下水を汲み上げる設備（サブドレン）を復旧し，地下水位を下げることにより，建屋内への地下水流入量の低減を図る。	平成 27 年 9 月サブドレン稼働開始	①建屋への地下水流入量が減少しないため，汚染水の増加リスクは低減しない。 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。 ③地下水流入量低減を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるものの，建屋への地下水の流入量を低減できないため，建屋内滞留水の漏えいリスクが増加する。 ⑤可能な限り早期に実施していく必要があり，復旧計画を検討中。 ⑥対策を実施するリスクは小さいが，サブドレン水の浄化が必要となる。 ⑦他の地下水流入量低減対策として，地下水バイパスを早期に稼働することで地下水流入量抑制を図る。
		・滞留水の発生量の増加リスク	地下水バイパスの設置	建屋周辺の地下水は山側から海側に向かって流れていることから，建屋山側の高台で地下水を揚水し，その流路を変更して海にバイパスすることにより，建屋周辺の地下水位を段階的に低下させ，建屋への地下水流入量の低減を図る。	平成 26 年 5 月地下水バイパス稼働開始	①建屋への地下水流入量が減少しないため，汚染水の増加リスクは低減しない。 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。 ③地下水流入量低減を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるものの，建屋への地下水の流入量を低減できないため，建屋内滞留水の漏えいリスクが増加する。 ⑤干渉する作業などはないことから，可能な限り早期に実施することが望ましい。 ⑥揚水井稼働により建屋の周辺地下水位が下がりすぎ，建屋の汚染水が流出するリスクやバイパスの揚水井に汚染した地下水を引き込み，海域へ放出されるリスクへの対応が必要である。 ⑦揚水井を稼働しても建屋への地下水流入が想定どおり減少しない場合も考慮し，水処理・貯留場所の確保を行う必要がある。

変更理由

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅰ章　2.4 今後のリスク低減　添付資料 1）

変更前

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（５／８）

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	目標時期	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	電気系統設備の信頼性向上	・単一故障による電源停止リスク	タービン建屋内所内高圧母線設置及び重要負荷の供給元変更	1系統で供給していた重要負荷に対し，タービン建屋２階に設置する ２ 系統の所内高圧母線から供給できるようにすることで信頼性を向上させる。	タービン建屋内所内高圧母線設置：平成 25 年 2 月末完了 重要負荷の供給元変更：平成 25 年 7 月末完了	①1 系統で電源供給している重要負荷については，電源喪失時は一部小型発電機にて機能維持ができるが，機能喪失に繋がるリスクは低減しない。 ②重要度の高い原子炉注水設備の更なる信頼性向上に寄与するとともに，使用済燃料プール設備の一部の動的機器について，電源を２系統から供給できるようになるため，燃料の損傷による放射性物質の追加放出リスクを低減できる。 ③タービン建屋２階に設置されている所内高圧母線から供給できることにより，津波に対する電源喪失リスクは低減する。 ④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない
		・津波浸水による電源喪失リスク	共用プール建屋の防水性向上	所内共通ディーゼル発電機 A.Bが設置されている共用プール建屋に対して津波対策として防水性を向上させる。	平成 25 年 9 月末完了	①共用プール建屋内への津波の浸入による所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能喪失のリスクは低減しない。 ②共用プール建屋内への津波の浸入を防止することで，所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能が維持できるため燃料の損傷による放射性物質の追加放出リスクは低減する。 ③津波による所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能喪失のリスクを低減できる。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，実施に向け検討を進めている。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦現場の状況を踏まえた方法を検討する必要がある。
		・電源喪失時の復旧遅延リスク	小型発電機・電源盤・ケーブル等の資材の確保	津波・地震による全交流電源喪失を伴う異常時に備えて，重要設備の復旧作業に必要な屋外照明等の資材を確保する。	平成 25 年 3 月末完了	①津波や地震により全交流電源喪失を伴う異常が発生した場合に，屋外照明等が無いことにより重要な設備の緊急復旧作業が遅延するリスクがある。 ②放射性物質の追加放出リスクはないが，全交流電源喪失等の異常が発生した場合に，照明が無いことにより重要な設備の緊急復旧作業が遅延するリスクがある。 ③復旧資材の確保に対して外部事象に対するリスクはない。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない
			所内高圧母線 M/C（非常用 D/G　M/C を含む）の免震重要棟からの遠方監視・操作装置の新設	免震重要棟からの遠方監視・操作を可能とし，異常の早期検知を図る。	平成 24 年 12 月末完了	①電源喪失時に異常の検知等が遅れることで復旧作業が遅延するリスクがある。 ②対策を実施することで原子炉注水設備等の重要負荷の電源供給機能の長期機能喪失を防止することができるため，燃料の損傷等による放射性物質の追加放出リスクは低減する。 ③対策を実施することで外部事象に対する電源供給機能の長期喪失リスクは低減する。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に完了している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（６／８）

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	目標時期	個々の対策に対する適切性
発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画	海洋汚染拡大防止計画	・放射性物質が地下水に流出した際の海洋への放出リスク	遮水壁の設置	建屋内の汚染水が地下水に流出した場合，汚染された地下水が地下の透水層を経由して海洋に流出することを防止する	平成 26 年度半ば完了	①汚染水が地下水に流出した場合の汚染水が海洋等へ流出するリスクが低減しない。 ②汚染水が地下水に流出した場合，放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③敷地内の汚染水保管設備が破損した場合，遮水壁が汚染水流出の歯止めとなるため，外部事象に対するリスクは低減できる。 ④汚染水流出の歯止めが目的であり，リスクの時間的な変化はない。 ⑤干渉する作業などはないことから，早期に設置することが望ましく，既に実施している。 ⑥地下水ドレンでくみ上げた水により構内の保管水量が増加する。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
		・港湾内の放射性物質の海洋への拡散リスク	港湾内海底土の浚渫・被覆等	港湾内の環境改善のために海底の汚染土の除去と大型船舶の航路・泊地を確保することを目的に，港湾内海底土の浚渫・被覆等を実施する。 浚渫した土は航路・泊地エリア外に一時的に集積させることとし，集積した土については再拡散防止のため，被覆等を実施する。	平成 25 年度半ば以降着手	①港湾内の海底土が波浪等により再拡散し，港湾外に放出するリスクが低減しない。 ②波浪等により海底土が再拡散した場合，放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③対策を実施することで外部事象により海底土が再拡散するリスクは低減する。 ④海底土の拡散防止が目的であり，リスクの時間的な変化はない。 ⑤港湾内の船舶航行及び海上作業の輻輳状況を把握した上で，実施時期を検討する。 ⑥海底土が再拡散しない施工方法を選択することによりリスクは小さくなる。 ⑦対策を実施できないリスクはない。

変更後

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（５／８）

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	電気系統設備の信頼性向上	・単一故障による電源停止リスク	タービン建屋内所内高圧母線設置及び重要負荷の供給元変更	1 系統で供給していた重要負荷に対し，タービン建屋２階に設置する２系統の所内高圧母線から供給できるようにすることで信頼性を向上させる。	平成 25 年 3 月タービン建屋内所内高圧母線設置完了 平成 25 年 7 月重要負荷の供給元変更完了	①1 系統で電源供給している重要負荷については，電源喪失時は一部小型発電機にて機能維持ができるが，機能喪失に繋がるリスクは低減しない。 ②重要度の高い原子炉注水設備の更なる信頼性向上に寄与するとともに，使用済燃料プール設備の一部の動的機器について，電源を２系統から供給できるようになるため，燃料の損傷による放射性物質の追加放出リスクを低減できる。 ③タービン建屋２階に設置されている所内高圧母線から供給できることにより，津波に対する電源喪失リスクは低減する。 ④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない
		・津波浸水による電源喪失リスク	共用プール建屋の防水性向上	所内共通ディーゼル発電機 A．B が設置されている共用プール建屋に対して津波対策として防水性を向上させる。	平成 25 年 9 月対策完了	①共用プール建屋内への津波の浸入による所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能喪失のリスクは低減しない。 ②共用プール建屋内への津波の浸入を防止することで，所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能が維持できるため燃料の損傷による放射性物質の追加放出リスクは低減する。 ③津波による所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能喪失のリスクを低減できる。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，実施に向け検討を進めている。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦現場の状況を踏まえた方法を検討する必要がある。
		・電源喪失時の復旧遅延リスク	小型発電機・電源盤・ケーブル等の資材の確保	津波・地震による全交流電源喪失を伴う異常時に備えて，重要設備の復旧作業に必要な屋外照明等の資材を確保する。	平成 25 年 3 月対策完了	①津波や地震により全交流電源喪失を伴う異常が発生した場合に，屋外照明等が無いことにより重要な設備の緊急復旧作業が遅延するリスクがある。 ②放射性物質の追加放出リスクはないが，全交流電源喪失等の異常が発生した場合に，照明が無いことにより重要な設備の緊急復旧作業が遅延するリスクがある。 ③復旧資材の確保に対して外部事象に対するリスクはない。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない
			所内高圧母線 M/C(非常用 D/G M/C を含む）の免震重要棟からの遠方監視・操作装置の新設	免震重要棟からの遠方監視・操作を可能とし，異常の早期検知を図る。	平成 25 年 1 月対策完了	①電源喪失時に異常の検知等が遅れることで復旧作業が遅延するリスクがある。 ②対策を実施することで原子炉注水設備等の重要負荷の電源供給機能の長期機能喪失を防止することができるため，燃料の損傷等による放射性物質の追加放出リスクは低減する。 ③対策を実施することで外部事象に対する電源供給機能の長期喪失リスクは低減する。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に完了している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（６／８）

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
発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画	海洋汚染拡大防止計画	・放射性物質が地下水に流出した際の海洋への放出リスク	遮水壁の設置	建屋内の汚染水が地下水に流出した場合，汚染された地下水が地下の透水層を経由して海洋に流出することを防止する	平成 27 年 10 月設置完了	①汚染水が地下水に流出した場合の汚染水が海洋等へ流出するリスクが低減しない。 ②汚染水が地下水に流出した場合，放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③敷地内の汚染水保管設備が破損した場合，遮水壁が汚染水流出の歯止めとなるため，外部事象に対するリスクは低減できる。 ④汚染水流出の歯止めが目的であり，リスクの時間的な変化はない。 ⑤干渉する作業などはないことから，早期に設置することが望ましく，既に実施している。 ⑥地下水ドレンでくみ上げた水により構内の保管水量が増加する。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
		・港湾内の放射性物質の海洋への拡散リスク	港湾内海底土の浚渫・被覆等	港湾内の環境改善のために海底の汚染土の除去と大型船舶の航路・泊地を確保することを目的に，港湾内海底土の浚渫・被覆等を実施する。浚渫した土は航路・泊地エリア外に一時的に集積させることとし，集積した土については再拡散防止のため，被覆等を実施する。	平成 28 年 12 月対策完了	①港湾内の海底土が波浪等により再拡散し，港湾外に放出するリスクが低減しない。 ②波浪等により海底土が再拡散した場合，放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③対策を実施することで外部事象により海底土が再拡散するリスクは低減する。 ④海底土の拡散防止が目的であり，リスクの時間的な変化はない。 ⑤港湾内の船舶航行及び海上作業の輻輳状況を把握した上で，実施時期を検討する。 ⑥海底土が再拡散しない施工方法を選択することによりリスクは小さくなる。 ⑦対策を実施できないリスクはない。

変更理由

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅰ章　2.4 今後のリスク低減　添付資料 1）

変更前

放射性廃棄物管理及び敷地境界の放射線量低減に向けた計画	ガレキ等	・敷地内被ばくリスク	瓦礫類の覆土式一時保管施設の増設 または一時保管エリアＡの追加遮へい	施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による敷地境界線量 1mSv/年未満を達成するため，瓦礫等の保管施設の増設等を実施する。また，これらの作業により，敷地内全体の雰囲気線量も低減され，作業環境の改善にもなる。	平成 25 年 3 月末完了	①「措置を講ずべき事項」に要求されており，対策を実施しない場合，平成 25 年 3 月末時点での敷地境界線量 1mSv/年未満の目標達成が困難となる。 ②敷地境界線量の目標達成が目的であり，放射性物質の追加放出リスクは小さい。 ③対策を実施することにより，竜巻等による瓦礫等の飛散するリスクは低減する。 ④敷地境界線量の目標達成が目的であり，時間的なリスクの変化はない。 ⑤平成 24 年度内に達成することを目標としており，作業としては既に実施している。 ⑥対策を実施することで，作業員等への被ばくが発生する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。 ⑦対策を実施できない場合，施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による平成 25 年 3 月末時点での敷地境界線量 1mSv/年未満が達成できなくなる。なお，代替策は時間的な制約から困難である。また，保管施設設置場所は限界があるため，放射性廃棄物の減容等を確実に実施する必要がある。
			覆土式の伐採木一時保管槽の設置		平成 25 年 3 月末完了	
	水処理二次廃棄物	・敷地内被ばくリスク ・放射性物質の系外放出リスク	使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設，第四施設）の設置		第三施設：平成 25 年 4 月着手 第四施設：着手済	
			吸着塔保管施設の遮へい設置ならびに吸着塔の移動		遮へい設置：平成 25 年 3 月上旬完了 移動：平成 25 年 9 月末完了	
	気体廃棄物	・放射性物質の系外放出リスク	２号機ブローアウトパネルの閉止	２号機原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止することで，原子炉建屋から大気への放射性物質の放出を抑制する。	平成 25 年 3 月末完了	①対策を実施しない場合，原子炉建屋から放射性物質が放出する状態が継続する。 ②原子炉の状態に変化がなければ，追加放出リスクに変化はない。 ③対策を実施することにより暴風等の外部事象に対するリスクは低減する。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤早期に実施する必要があるが，ブローアウトパネルを閉止することで，原子炉建屋内の作業環境悪化が懸念されることから，空調設備設置完了後に実施する。 ⑥対策を実施することで原子炉建屋内の作業環境悪化が懸念されるため，これらを改善するための空調設備の設置が必要。 ⑦現場の状況を踏まえた方法等を検討する必要がある。
			３，４号機使用済燃料取出用カバーの設置，フィルタ付換気設備の設置・運転	使用済燃料プールから燃料を取り出すにあたって，作業時の放射性物質の舞い上がりによる大気への放射性物質放出を抑制するため，カバー並びに換気設備の設置を行う。	3 号機：平成 27 年度上半期取出開始 4 号機：平成 25 年 11 月取出開始	①対策を実施しない場合，使用済燃料取出し作業に伴う舞い上がりにより，放射性物質が放出するリスクが低減しない。 ②使用済燃料取出し作業に伴う舞い上がりによる放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③カバーの設置により，風雨により作業性が悪化するリスクを低減できる。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤早期に実施していく必要があり，既に工事を実施している。 ⑥対策を実施することで，作業員等への被ばくが発生する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。 ⑦現場の状況を踏まえた方法等を検討する必要があり，現場の状況により使用済燃料の取り出し作業が遅れるリスクがある。
	敷地内除染計画	・敷地内被ばくリスク	敷地内の除染計画の策定・実施	敷地内の雰囲気線量を低減させることにより，作業被ばくを低減させると伴に，ノーマスクエリア等を拡大し，作業員の作業負担軽減を図る。	段階的に計画・実施	①対策を実施しない場合，敷地内の雰囲気線量が低減しない。 ②被ばく抑制が目的であり，放射性物質の追加放出リスクは小さい。 ③外部事象に対するリスクは小さい。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤対象範囲が広範囲であること，一部雰囲気線量が非常に高い所もあることから，段階を踏んで，計画的に実施していくことが必要。現在，その認識の基，比較的に効果が見込めるエリアを選定し，作業を実施している。 ⑥対策を実施することで，作業員等の被ばくが増加する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。 ⑦現場の線量に応じた除染方法を検討する必要がある。

変更後

放射性廃棄物管理及び敷地境界の放射線量低減に向けた計画	ガレキ等	・敷地内被ばくリスク	瓦礫類の覆土式一時保管施設の増設 または一時保管エリアＡの追加遮へい	施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による敷地境界線量 1mSv/年未満を達成するため，瓦礫等の保管施設の増設等を実施する。また，これらの作業により，敷地内全体の雰囲気線量も低減され，作業環境の改善にもなる。	平成 27 年 6 月設置完了	①「措置を講ずべき事項」に要求されており，対策を実施しない場合，平成 25 年 3 月末時点での敷地境界線量 1mSv/年未満の目標達成が困難となる。 ②敷地境界線量の目標達成が目的であり，放射性物質の追加放出リスクは小さい。 ③対策を実施することにより，竜巻等による瓦礫等の飛散するリスクは低減する。 ④敷地境界線量の目標達成が目的であり，時間的なリスクの変化はない。 ⑤平成 24 年度内に達成することを目標としており，作業としては既に実施している。 ⑥対策を実施することで，作業員等への被ばくが発生する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。 ⑦対策を実施できない場合，施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による平成 25 年 3 月末時点での敷地境界線量 1mSv/年未満が達成できなくなる。なお，代替策は時間的な制約から困難である。また，保管施設設置場所は限界があるため，放射性廃棄物の減容等を確実に実施する必要がある。
			覆土式の伐採木一時保管槽の設置		平成 24 年 12 月設置完了	
	水処理二次廃棄物	・敷地内被ばくリスク ・放射性物質の系外放出リスク	使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設，第四施設）の設置		第三施設：平成 26 年 2 月設置完了 第四施設：平成 25 年 6 月設置完了	
			吸着塔保管施設の遮へい設置ならびに吸着塔の移動		遮へい設置：平成 25 年 3 月設置完了 移動：平成 26 年 3 月移動完了	
	気体廃棄物	・放射性物質の系外放出リスク	２号機ブローアウトパネルの閉止	２号機原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止することで，原子炉建屋から大気への放射性物質の放出を抑制する。	平成 25 年 3 月閉止完了	①対策を実施しない場合，原子炉建屋から放射性物質が放出する状態が継続する。 ②原子炉の状態に変化がなければ，追加放出リスクに変化はない。 ③対策を実施することにより暴風等の外部事象に対するリスクは低減する。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤早期に実施する必要があるが，ブローアウトパネルを閉止することで，原子炉建屋内の作業環境悪化が懸念されることから，空調設備設置完了後に実施する。 ⑥対策を実施することで原子炉建屋内の作業環境悪化が懸念されるため，これらを改善するための空調設備の設置が必要。 ⑦現場の状況を踏まえた方法等を検討する必要がある。
			３，４号機使用済燃料取出用カバーの設置，フィルタ付換気設備の設置・運転	使用済燃料プールから燃料を取り出すにあたって，作業時の放射性物質の舞い上がりによる大気への放射性物質放出を抑制するため，カバー並びに換気設備の設置を行う。	3 号機：平成 30 年 2 月燃料取り出し用カバー設置完了 4 号機：平成 25 年 11 月燃料取り出し用カバー設置完了 3 号機：平成 30 年 6 月換気空調設備設置完了 4 号機：平成 25 年 10 月換気空調設備設置完了	①対策を実施しない場合，使用済燃料取出し作業に伴う舞い上がりにより，放射性物質が放出するリスクが低減しない。 ②使用済燃料取出し作業に伴う舞い上がりによる放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③カバーの設置により，風雨により作業性が悪化するリスクを低減できる。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤早期に実施していく必要があり，既に工事を実施している。 ⑥対策を実施することで，作業員等への被ばくが発生する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。 ⑦現場の状況を踏まえた方法等を検討する必要があり，現場の状況により使用済燃料の取り出し作業が遅れるリスクがある。
	敷地内除染計画	・敷地内被ばくリスク	敷地内の除染計画の策定・実施	敷地内の雰囲気線量を低減させることにより，作業被ばくを低減させるとともに，ノーマスクエリア等を拡大し，作業員の作業負担軽減を図る。	平成 30 年 5 月以降除染や舗装等の対策により構内全体の 96%のエリアで一般作業服と防塵マスク等の軽装備で作業が可能	①対策を実施しない場合，敷地内の雰囲気線量が低減しない。 ②被ばく抑制が目的であり，放射性物質の追加放出リスクは小さい。 ③外部事象に対するリスクは小さい。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤対象範囲が広範囲であること，一部雰囲気線量が非常に高い所もあることから，段階を踏んで，計画的に実施していくことが必要。現在，その認識の基，比較的に効果が見込めるエリアを選定し，作業を実施している。 ⑥対策を実施することで，作業員等の被ばくが増加する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。 ⑦現場の線量に応じた除染方法を検討する必要がある。

変更理由

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅰ章　2.4 今後のリスク低減　添付資料 1）

変更前

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（７／８）

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	目標時期	個々の対策に対する適切性
使用済燃料プールからの燃料取出計画	１～４号機使用済燃料プール	・冷却機能喪失リスク	１～４号機使用済燃料プール循環冷却設備の信頼性向上対策	予備品の確保	ＳＦＰ冷却については，震災後設置した冷却設備等により継続してプールの冷却・浄化等を実施している。昨年に設置した設備の故障等により，冷却機能が一時停止する事象が発生したため，これらの再発を防止するため予備品の確保並びに電源の多重化を行う。	平成 25 年 3 月末完了	①電源停止等により冷却機能が一時的に喪失するリスクが低減しない。 ②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③外部事象に対するリスクは継続する。 ④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
				所内電源（M/C）多重化		平成 25 年 3 月末完了	
			１～４号使用済燃料プールから共用プールへの燃料移動		１～４号使用済燃料プールには約 3,000 体の燃料集合体が保管（1 号機：392 体，2 号機：615 体，3 号機：566 体，4 号機：1533 体）されており，これらの崩壊熱を除去するため，震災後に使用済燃料プール循環冷却系を設置している。これら冷却設備については，震災直後に設置した設備であるため，信頼性向上対策等を実施することで冷却機能が継続できるよう対策を講じているが，これら機能が長時間停止した場合，使用済燃料の崩壊熱により，最悪の場合，使用済燃料が溶融し，大気へ放射性物質を放出する可能性が考えられる。その為，使用済燃料をより信頼性の高い冷却機能を有し，雰囲気線量が低く管理しやすい，共用プールに移送し，保管・管理を実施する。	3 号機：平成 27 年度上半期取出開始 4 号機：平成 25 年 11 月取出開始 1，2 号機：判断ポイントにより，プランの絞り込みや修正・変更を行う 1 号機(最短)：平成 29 年度上半期取出開始 2 号機(最短)：平成 29 年度下半期取出開始	①使用済燃料の冷却機能が長時間停止した場合，使用済燃料の崩壊熱により，最悪の場合，使用済燃料が溶融し，大気へ放射性物質を放出するリスクは低減しない。 ②冷却機能が長時間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③共用プールへ１～４号機使用済燃料プールの使用済燃料を受け入れることにより，使用済燃料プールでの地震，津波等の外部事象の影響による冷却機能喪失時のリスクが低減する。 ④冷却設備の劣化より，リスクは経時的に増加する。一方，冷却機能を長期間継続することで使用済燃料の崩壊エネルギーが減少していき，仮に設備が停止しプールの水温が上昇しても管理値に達するまでの時間は長くなる。 ⑤使用済燃料を取り出すには，原子炉建屋上部の瓦礫等の撤去，燃料取り出し用カバー，燃料取扱設備の設置等が必要であり，これらを事前に行う必要がある。これら準備が整い次第，早期に行うことが必要である。 ⑥使用済燃料を共用プール等へ移送させるため，移送時の燃料落下防止対策等を講じる必要がある。また，高線量雰囲気であれば，除染等の作業等を行うことも検討する必要があり，作業員の被ばく管理等を適切に行う必要がある。 ⑦瓦礫の影響や燃料ハンドルの変形等により取り出しが不可となった場合，後工程の燃料デブリ取り出し工程に影響を及ぼす可能性があることから，これらの取扱方法について検討している。
	共用プール	・貯蔵容量の不足リスク	共用プールから仮保管設備への燃料移動		共用プールには保管容量６８４０本に対して，既に６３７７本保管している。今後，使用済燃料プールから使用済燃料を受け入れるため，十分に冷却が進んだ使用済燃料を乾式キャスクに移し，共用プールの燃料受入容量を確保する。	平成 25 年 6 月以降順次実施	①対策を実施しない場合，使用済燃料プールからの燃料移送が困難となり，使用済燃料プールでの冷却機能喪失時におけるリスク等が低減されない。 ②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③乾式キャスクに移し，高台の仮保管施設に移動することにより津波に対するリスクが低減する。 ④対策を実施しない場合，使用済燃料プールからの燃料移送が困難となり，使用済燃料プールでの冷却機能喪失時におけるリスク等が低減されない。 ⑤使用済燃料取り出しのために空き容量確保のため，計画的に実施する必要がある。 ⑥キャスク移送時の燃料落下防止対策等を講じる。 ⑦従前より実績のある取扱作業であるが，共用プール内の燃料払い出し作業と受け入れ作業の輻輳による遅延が発生しないよう工程管理を検討する必要がある。
		・被災したキャスクの腐食等のリスク	キャスク保管建屋から共用プールへのキャスク移動		キャスク保管建屋には，震災前から保管している乾式燃料キャスクがあり，震災の影響により海水等を被っており，腐食等の影響が懸念される。また，パトロール時の線量，温度測定で異常の無いことを確認しているものの，常用の監視系は使用できない状況である。その為，これらキャスクを共用プールに移送し，キャスク本体の健全性を確認する。	平成 25 年 5 月完了	①対策を実施しない場合，密封機能の健全性等，懸念材料が払拭されないこととなる。 ②乾式燃料キャスク内には既に使用済燃料（キャスク９基内に合計４０８本）を保管しており，キャスクの密封機能等の健全性が確認・維持されなければ，保管した使用済燃料からの放射性物質放出の抑制機能が確認できない。 ③再度津波等が発生した場合，キャスク保管建屋に海水等が浸水し，キャスクの密封機能等の健全性に影響を与える可能性がある。 ④腐食等の進展によりキャスクの密封機能等の健全性が損なわれる可能性がある。 ⑤キャスクをキャスク保管建屋から移送するための準備，受入側の共用プールの準備ができ次第，これら復旧作業を順次実施する計画である。 ⑥キャスクを移送するにあたっては，移送時のキャスク落下防止対策等を講じる。 ⑦監視について検討する必要がある。
		・冷却機能喪失リスク	共用プール M/C 設置		共用プールの電源設備について，M／C（A）（B）を復旧することで，信頼性を向上させ，冷却機能維持に努める。	平成 25 年 7 月末完了	①電源停止等により冷却機能が一時的に喪失するリスクが低減しない。 ②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③外部事象に対するリスクは継続する。 ④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。

変更後

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（７／８）

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
使用済燃料プールからの燃料取出計画	１～６号機使用済燃料プール	・冷却機能喪失リスク	１～４号機使用済燃料プール循環冷却設備の信頼性向上対策	予備品の確保	ＳＦＰ冷却については，震災後設置した冷却設備等により継続してプールの冷却・浄化等を実施している。昨年に設置した設備の故障等により，冷却機能が一時停止する事象が発生したため，これらの再発を防止するため予備品の確保並びに電源の多重化を行う。	平成 25 年 4 月対策完了	①電源停止等により冷却機能が一時的に喪失するリスクが低減しない。 ②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③外部事象に対するリスクは継続する。 ④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
				所内電源（M/C）多重化		1，2 号機：平成 25 年 3 月対策完了 3，4 号機：平成 25 年 6 月対策完了	
			１～６号使用済燃料プールから共用プールへの燃料移動		１～４号使用済燃料プールには約 3，000 体の燃料集合体が保管（1 号機：392 体，2 号機：615 体，3 号機：566 体，4 号機：1533 体）されており，これらの崩壊熱を除去するため，震災後に使用済燃料プール循環冷却系を設置している。これら冷却設備については，震災直後に設置した設備であるため，信頼性向上対策等を実施することで冷却機能が継続できるよう対策を講じているが，これら機能が長時間停止した場合，使用済燃料の崩壊熱により，最悪の場合，使用済燃料が溶融し，大気へ放射性物質を放出する可能性が考えられる。その為，使用済燃料をより信頼性の高い冷却機能を有し，雰囲気線量が低く管理しやすい，共用プールに移送し，保管・管理を実施する。 ５，６号使用済燃料プールには約 3，000 体の燃料集合体が保管（5 号機：1，542 体，6 号機：1，654 体）されており，これらの崩壊熱を除去するため，既存の燃料プール冷却浄化系で冷却をしている。廃炉の決定を踏まえ，５，６号機使用済燃料プールの使用済燃料においても，１，２号機の作業に影響を与えない範囲で共用プールに移送していく。	1 号機：令和 9 年度～令和 10 年度燃料取り出し開始 2 号機：令和 6 年度～令和 8 年度燃料取り出し開始 3 号機：令和 3 年 2 月燃料取り出し完了 4 号機：平成 26 年 12 月燃料取り出し完了 5 号機：令和 6 年度より燃料取り出し開始 6 号機：令和 4 年度より燃料取り出し開始	①使用済燃料の冷却機能が長時間停止した場合，使用済燃料の崩壊熱により，最悪の場合，使用済燃料が溶融し，大気へ放射性物質を放出するリスクは低減しない。 ②冷却機能が長時間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③共用プールへ１～６号機使用済燃料プールの使用済燃料を受け入れることにより，使用済燃料プールでの地震，津波等の外部事象の影響による冷却機能喪失時のリスクが低減する。 ④冷却設備の劣化より，リスクは経時的に増加する。一方，冷却機能を長期間継続することで使用済燃料の崩壊エネルギーが減少していき，仮に設備が停止しプールの水温が上昇しても管理値に達するまでの時間は長くなる。 ⑤使用済燃料を取り出すには，原子炉建屋上部の瓦礫等の撤去，燃料取り出し用カバー，燃料取扱設備の設置等が必要であり，これらを事前に行う必要がある。これら準備が整い次第，早期に行うことが必要である。 ⑥使用済燃料を共用プール等へ移送させるため，移送時の燃料落下防止対策等を講じる必要がある。また，高線量雰囲気であれば，除染等の作業等を行うことも検討する必要があり，作業員の被ばく管理等を適切に行う必要がある。 ⑦瓦礫の影響や燃料ハンドルの変形等により取り出しが不可となった場合，後工程の燃料デブリ取り出し工程に影響を及ぼす可能性があることから，これらの取扱方法について検討している。
	共用プール	・貯蔵容量の不足リスク	共用プールから仮保管設備への燃料移動		共用プールには保管容量６８４０本に対して，既に６３７７本保管している。今後，使用済燃料プールから使用済燃料を受け入れるため，十分に冷却が進んだ使用済燃料を乾式キャスクに移し，共用プールの燃料受入容量を確保する。	平成 25 年 6 月以降順次実施	①対策を実施しない場合，使用済燃料プールからの燃料移送が困難となり，使用済燃料プールでの冷却機能喪失時におけるリスク等が低減されない。 ②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③乾式キャスクに移し，高台の仮保管施設に移動することにより津波に対するリスクが低減する。 ④対策を実施しない場合，使用済燃料プールからの燃料移送が困難となり，使用済燃料プールでの冷却機能喪失時におけるリスク等が低減されない。 ⑤使用済燃料取り出しのために空き容量確保のため，計画的に実施する必要がある。 ⑥キャスク移送時の燃料落下防止対策等を講じる。 ⑦従前より実績のある取扱作業であるが，共用プール内の燃料払い出し作業と受け入れ作業の輻輳による遅延が発生しないよう工程管理を検討する必要がある。
		・被災したキャスクの腐食等のリスク	キャスク保管建屋から共用プールへのキャスク移動		キャスク保管建屋には，震災前から保管している乾式燃料キャスクがあり，震災の影響により海水等を被っており，腐食等の影響が懸念される。また，パトロール時の線量，温度測定で異常の無いことを確認しているものの，常用の監視系は使用できない状況である。その為，これらキャスクを共用プールに移送し，キャスク本体の健全性を確認する。	平成 25 年 5 月完了	①対策を実施しない場合，密封機能の健全性等，懸念材料が払拭されないこととなる。 ②乾式燃料キャスク内には既に使用済燃料（キャスク９基内に合計４０８本）を保管しており，キャスクの密封機能等の健全性が確認・維持されなければ，保管した使用済燃料からの放射性物質放出の抑制機能が確認できない。 ③再度津波等が発生した場合，キャスク保管建屋に海水等が浸水し，キャスクの密封機能等の健全性に影響を与える可能性がある。 ④腐食等の進展によりキャスクの密封機能等の健全性が損なわれる可能性がある。 ⑤キャスクをキャスク保管建屋から移送するための準備，受入側の共用プールの準備ができ次第，これら復旧作業を順次実施する計画である。 ⑥キャスクを移送するにあたっては，移送時のキャスク落下防止対策等を講じる。 ⑦監視について検討する必要がある。

変更理由

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅰ章　2.4 今後のリスク低減　添付資料 1）

変更前

表２．４－１　実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（８／８）

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	目標時期	個々の対策に対する適切性
原子炉施設の解体・放射性廃棄物処理・処分に向けた計画	放射性廃棄物処理・処分に向けた計画	・廃棄物保管容量の不足リスク	雑固体廃棄物焼却設備の設置	敷地内で発生した放射性固体廃棄物等を焼却，減容するため焼却設備を設置する。	平成 26 年度下期設置完了	①対策を実施しない場合，保管する放射性固体廃棄物等が増加するとともに，保管・管理に係る業務が継続する。 ②放射性固体廃棄物等が増加するが，放射性物質の追加放出リスクは小さい。 ③保管物が火災等の外部事象によって，飛散する可能性がある。 ④対策を実施しなかった場合，放射性固体廃棄物等の保管リスクは時間的に増加する。 ⑤対策には建屋の建設から必要であり，長期に渡って時間を必要とする。現在既に設計に入っており，H26 年度下期供用開始に向け，作業を進めている。 ⑥放射性固体廃棄物等を焼却することから，大気へ放射性物質を放出する可能性がある。その為，適切な処理設備を設置するとともに，放出管理も併せて実施し，敷地外への影響がないことを確認する。 ⑦対策を実施できない場合は継続的に保管エリアを確保する必要がある。
その他	火　災対策	・発電所周辺・所内火災の延焼リスク	防火帯の形成・維持 発電所内火災対策の策定・実施	発電所周辺大規模火災から発電所重要設備の防護のため，防火帯を形成するとともに，発電所内火災から重要設備の防護・延焼防止のため対策を策定・実施する。	平成 25 年 3 月末完了 平成 25 年 12 月	①発電所敷地内外で大規模火災が発生した場合に，設備の機能喪失ならびに放射性物質の舞い上がりが発生する可能性がある。 ②大規模火災によって放射性物質の追加放出リスクがある。 ③対策を実施することで大規模火災等の外部事象に対し，リスクを低減することができる。 ④リスクは時間的に変化しない。 ⑤計画的に実施していく必要がある。 ⑥防火帯の形成のために新たな森林の伐採が必要となり，保管エリアの確保・伐採木の自然発火に対する対策が必要となる。 ⑦現場の状況に応じた対策（カメラによる監視・火報の設置・巡視等）を検討・実施し，火災の早期検知に努めるとともに迅速な初期消火を行える体制を構築する必要がある。

変更後

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（８／８）

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
原子炉施設の解体・放射性廃棄物処理・処分に向けた計画	放射性廃棄物処理・処分に向けた計画	・廃棄物保管容量の不足リスク	雑固体廃棄物焼却設備の設置	敷地内で発生した放射性固体廃棄物等を焼却，減容するため焼却設備を設置する。	平成 28 年 3 月運用開始	①対策を実施しない場合，保管する放射性固体廃棄物等が増加するとともに，保管・管理に係る業務が継続する。 ②放射性固体廃棄物等が増加するが，放射性物質の追加放出リスクは小さい。 ③保管物が火災等の外部事象によって，飛散する可能性がある。 ④対策を実施しなかった場合，放射性固体廃棄物等の保管リスクは時間的に増加する。 ⑤対策には建屋の建設から必要であり，長期にわたって時間を必要とする。現在既に設計に入っており，H26 年度下期供用開始に向け，作業を進めている。 ⑥放射性固体廃棄物等を焼却することから，大気へ放射性物質を放出する可能性がある。その為，適切な処理設備を設置するとともに，放出管理も併せて実施し，敷地外への影響がないことを確認する。 ⑦対策を実施できない場合は継続的に保管エリアを確保する必要がある。
その他	火災対策	・発電所周辺・所内火災の延焼リスク	防火帯の形成・維持 発電所内火災対策の策定・実施	発電所周辺大規模火災から発電所重要設備の防護のため，防火帯を形成するとともに，発電所内火災から重要設備の防護・延焼防止のため対策を策定・実施する。	防火帯の形成は実施済 今後も継続的に維持を行う 火災対策について，今後も継続的に実施する	①発電所敷地内外で大規模火災が発生した場合に，設備の機能喪失ならびに放射性物質の舞い上がりが発生する可能性がある。 ②大規模火災によって放射性物質の追加放出リスクがある。 ③対策を実施することで大規模火災等の外部事象に対し，リスクを低減することができる。 ④リスクは時間的に変化しない。 ⑤計画的に実施していく必要がある。 ⑥防火帯の形成のために新たな森林の伐採が必要となり，保管エリアの確保・伐採木の自然発火に対する対策が必要となる。 ⑦現場の状況に応じた対策（カメラによる監視・火報の設置・巡視等）を検討・実施し，火災の早期検知に努めるとともに迅速な初期消火を行える体制を構築する必要がある。
	敷地の確保に向けた計画	・特定原子力施設の全体工程達成及びリスクマップに沿ったリスク低減のための施設建設用の敷地の不足リスク	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の設置	特定原子力施設の全体工程達成及びリスクマップに沿ったリスク低減のため，今後新たな施設（燃料デブリ保管施設等）を建設する必要がある。施設建設用の敷地を確保するため，ALPS 処理水等の貯蔵量を低減し中低濃度タンクを解体できるよう，汚染水発生量以上の量の ALPS 処理水を海洋へ放出できる設計及び運用とした ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設を設置する。	令和 5 年 4 月中頃使用前検査完了予定	①対策を実施しない場合，廃炉作業に必要な施設の設置のための施設が確保出来ず，全体工程の達成及びリスクマップに沿ったリスク低減が実施されない。 ②海洋放出前の ALPS 処理水等の貯蔵が継続するが，溶接タンクでの保管や中低濃度タンクエリアへの堰の設置により，放射性物質の追加放出リスクは海洋放出前とほとんど変わらない。 ③対策を実施することにより，外部事象により，中低濃度タンクに貯留している汚染水，ALPS 処理水の系外漏えいが発生するリスクを低減することができる。 ④ALPS 処理水等の貯蔵量が増加し，中低濃度タンクの保守管理が継続することにより，廃炉作業に必要な施設建設用の敷地の確保に加えて，燃料デブリの取り出し等といった相対的に高いリスクの低減に活用出来るリソースの確保等にも影響を与える。 ⑤「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針」に沿った時期となっている。 ⑥ALPS 処理水を海洋放出することから，告示濃度限度比 1 以上のトリチウムを放出することとなる。測定・確認用設備での濃度確認，100 倍以上の希釈，希釈後のトリチウム放出量 1,500Bq/L 未満，年間トリチウム放出量 22 兆 Bq/年未満とする設計・運用により，環境への影響を抑制する。また，溶接タンクの解体・撤去方法の確立や発生する固体廃棄物の保管管理が必要となる。 ⑦長期にわたって ALPS 処理水の安定的な海洋放出が必要とされることから，その供用期間中に想定される機器の故障等を考慮した設計及び運用とする。
		・冷却機能喪失リスク	共用プール M/C 設置	共用プールの電源設備について，M／C（A）（B）を復旧することで，信頼性を向上させ，冷却機能維持に努める。	平成 25 年 9 月設置完了	①電源停止等により冷却機能が一時的に喪失するリスクが低減しない。 ②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③外部事象に対するリスクは継続する。 ④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。

変更理由

ALPS 処理水の海洋放出に係る項目を追加

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
1.9　放射性液体廃棄物の処理・保管・管理 ＜１～４号機＞ ○ 廃棄物の発生量の抑制及び放射性物質濃度低減のための適切な処理 放射性液体廃棄物処理施設で処理した放射性液体廃棄物については，処理済水の貯蔵を行う。 また，施設内で発生する汚染水等については，汚染水処理設備により，吸着等の浄化処理を行い，放射性物質を低減する。浄化処理に伴い発生する処理済水は貯蔵を行い，淡水化した処理済水については原子炉の冷却用水等へ再利用し，新たな汚染水等の発生量を抑制する。 ○ 十分な保管容量確保 タンクの増設や処理済水の低減により，保管容量を確保する。 ○ 遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止 機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用し，遮へいや漏えい防止を行う。また，機器等は独立した区画内に設けるかあるいは周辺に堰等を設け，汚染拡大防止の対策を講じる。 ○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減 上記３項目を実施し，継続的に改善することにより，放射性液体廃棄物等の処理・貯蔵に伴う敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。 ○ 十分な遮へい能力を有し，漏えい及び汚染拡大し難い構造物（処理・貯蔵施設） 汚染水等を扱う処理・貯蔵施設に対して，人が近づく可能性のある箇所を対象に，作業員の線量低減の観点で遮へいを設置する等の対策を講じる。また，当該施設は独立した区画内に設けるかあるいは周辺に堰等を設け，漏えいの拡大の対策を講じることにより，万が一漏えいしても漏えい水が排水路等を通じて所外へ流出しないようにする。 詳細は，下記の項目を参照。 Ⅱ.2.5，Ⅱ.2.6，Ⅱ.2.16，Ⅱ.2.36，Ⅱ.2.37，Ⅱ.2.39，Ⅲ.3.2.1 （以下，省略）	1.9　放射性液体廃棄物の処理・保管・管理 ＜１～４号機＞ ○ 廃棄物の発生量の抑制及び放射性物質濃度低減のための適切な処理 放射性液体廃棄物処理施設で処理した放射性液体廃棄物については，処理済水の貯蔵を行う。 また，施設内で発生する汚染水等については，汚染水処理設備により，吸着等の浄化処理を行い，放射性物質を低減する。浄化処理に伴い発生する処理済水は貯蔵を行い，淡水化した処理済水については原子炉の冷却用水等へ再利用し，新たな汚染水等の発生量を抑制する。 ○ 十分な保管容量確保 タンクの増設や処理済水の低減により，保管容量を確保する。 ○ 遮へいや漏えい防止・汚染拡大防止 機器等には設置環境や内部流体の性状等に応じた適切な材料を使用し，遮へいや漏えい防止を行う。また，機器等は独立した区画内に設けるかあるいは周辺に堰等を設け，汚染拡大防止の対策を講じる。 ○ 敷地周辺の線量を達成できる限り低減 上記３項目を実施し，継続的に改善することにより，放射性液体廃棄物等の処理・貯蔵に伴う敷地周辺の線量を達成できる限り低減する。 ○ 十分な遮へい能力を有し，漏えい及び汚染拡大し難い構造物（処理・貯蔵施設） 汚染水等を扱う処理・貯蔵施設に対して，人が近づく可能性のある箇所を対象に，作業員の線量低減の観点で遮へいを設置する等の対策を講じる。また，当該施設は独立した区画内に設けるかあるいは周辺に堰等を設け，漏えいの拡大の対策を講じることにより，万が一漏えいしても漏えい水が排水路等を通じて所外へ流出しないようにする。 ○ 放射性液体廃棄物等の管理 放射性液体廃棄物処理施設で処理した放射性液体廃棄物のうち，トリチウムを除く放射性核種の告示濃度比総和 1 未満を満足した ALPS 処理水を排水する際は，敷地境界における実効線量を達成出来る限り低減するために，多量の海水による希釈により，排水中の放射性物質の濃度を低減する。 詳細は，下記の項目を参照。 Ⅱ.2.5，Ⅱ.2.6，Ⅱ.2.16，Ⅱ.2.36，Ⅱ.2.37，Ⅱ.2.39，Ⅱ.2.50，Ⅲ.3.1.9，Ⅲ.3.2.1 （以下，省略）	ALPS 処理水の海洋放出に伴う追加

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
1.14　設計上の考慮 ○ 施設の設計については，安全上の重要度を考慮して以下について適切に考慮したものとする。 （1）準拠規格及び基準 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，設計，材料の選定，製作及び検査について，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものとする。 （2）自然現象に対する設計上の考慮 ・ 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，それぞれ耐震設計審査指針のクラス区分を参考に適切と考えられる耐震性を確保する。また，確保できない場合は必要に応じて多様性を考慮した設計とする。 ・ 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，地震以外の想定される自然現象（津波，豪雨，台風，竜巻等）によって施設の安全性が損なわれないものとする。その際，必要に応じて多様性も考慮する。重要度の特に高い安全機能を有する構築物，系統及び機器は，予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる条件，又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮したものとする。 （3）外部人為事象に対する設計上の考慮 ・ 想定される外部人為事象としては，航空機落下，ダムの崩壊及び爆発が挙げられる。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。 ・ 安全機能を有する構築物，系統及び機器に対する第三者の不法な接近，妨害破壊行為及び核物質の不法な移動を未然に防止するため，下記の措置を講ずる。 ① 安全機能を有する構築物，系統及び機器を含む区域を設定し，それを取り囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて，これらの区域への接近管理，入退域管理を徹底する。 ② 探知施設を設け，警報，映像監視等，集中監視する設計とする。 ③ 外部との通信設備を設ける。 （中略） (7)運転員操作に対する設計上の考慮 運転員の誤操作を防止するため，盤の配置，操作器具等の操作性に留意するとともに，計器表示及び警報表示により施設の状態が正確，かつ，迅速に把握できるものとする。また，保守点検において誤りを生じにくいよう留意したものとする。 （中略） （現行記載なし）	1.14　設計上の考慮 ○ 施設の設計については，安全上の重要度を考慮して以下について適切に考慮したものとする。 （1）　準拠規格及び基準 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，設計，材料の選定，製作及び検査について，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものとする。 （2）　自然現象に対する設計上の考慮 ・ 安全機能を有する構築物，系統及び機器は，そ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。 （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。 （中略） (7)運転員操作に対する設計上の考慮 運転員の誤操作を防止するため，盤の配置，操作器具等の操作性に留意するとともに，計器表示及び警報表示により施設の状態が正確，かつ，迅速に把握できるものとする等，適切な措置を講じた設計とする。また，保守点検において誤りを生じにくいよう留意したものとする。 （中略） 1.14.1　添付資料 添付資料－１　：船舶の衝突影響評価について	記載の適正化 （地震に対する設計上の考慮について「東京電力福島第一原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方」の明確化） 漂流船舶の影響と設計上の考慮について追加 記載の適正化 記載の適正化 漂流船舶の衝突影響評価について追加

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
（現行記載なし）	添付資料－１ 船舶の衝突影響評価について （新規記載） （以下，省略）	漂流船舶の影響と設計上の考慮について新規記載

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
2.5.2　基本仕様 2.5.2.1 主要仕様 2.5.2.1.1　汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等） （中略） (46)　多核種処理水貯槽 ※1,3 合計容量（公称）　1,153,489 m^3（必要に応じて増設） 基　数　820 基（必要に応じて増設） 容量（単基）　700m^3，1,000m^3，1,060m^3，1,140m^3，1,160m^3，1,200m^3，1,220 m^3，1,235m^3，1,330m^3，1,356m^3，2,400m^3，2,900m^3／基※2 材　料　SS400，SM400A，SM400B，SM400C，SM490A，SM490C 板厚（側板）　12mm（700m^3，1,000m^3，1,160m^3，1,200m^3，1,220m^3，1,235m^3，1,330m^3，1,356m^3），18.8mm（2,400m^3），15mm（1,000 m^3，1,060m^3，1,140m^3，1,330m^3，2,900m^3），16mm（700m^3） ※1　公称容量であり，運用上の容量は公称容量とは異なる。 ※2　運用上の容量は，水位計 100%までの容量とする。 ※3　今後増設するタンク（Ｊ６，Ｋ１北，Ｋ２，Ｋ１南，Ｈ１，Ｊ７，Ｊ４（1,160m^3），Ｈ１東，Ｊ８，Ｋ３，Ｊ９，Ｋ４，Ｈ２，Ｈ４北，Ｈ４南，Ｇ１南，Ｈ５，Ｈ６（Ⅰ），Ｂ，Ｂ南，Ｈ３，Ｈ６（Ⅱ），Ｇ６，Ｇ１，Ｇ４南，Ｇ４北，Ｇ５エリア）は，公称容量を運用水位上限とする。 （以下，省略）	2.5.2　基本仕様 2.5.2.1 主要仕様 2.5.2.1.1　汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）及び関連設備（移送配管，移送ポンプ等） （中略） (46)　多核種処理水貯槽 ※1,3,4 合計容量（公称）　1,153,489 m^3（必要に応じて増設） 基　数　820 基（必要に応じて増設） 容量（単基）　700m^3，1,000m^3，1,060m^3，1,140m^3，1,160m^3，1,200m^3，1,220 m^3，1,235m^3，1,330m^3，1,356m^3，2,400m^3，2,900m^3／基※2 材　料　SS400，SM400A，SM400B，SM400C，SM490A，SM490C 板厚（側板）　12mm（700m^3，1,000m^3，1,160m^3，1,200m^3，1,220m^3，1,235m^3，1,330m^3，1,356m^3），18.8mm（2,400m^3），15mm（1,000 m^3，1,060m^3，1,140m^3，1,330m^3，2,900m^3），16mm（700m^3） ※1　公称容量であり，運用上の容量は公称容量とは異なる。 ※2　運用上の容量は，水位計 100%までの容量とする。 ※3　今後増設するタンク（Ｊ６，Ｋ１北，Ｋ２，Ｋ１南，Ｈ１，Ｊ７，Ｊ４（1,160m^3），Ｈ１東，Ｊ８，Ｋ３，Ｊ９，Ｋ４，Ｈ２，Ｈ４北，Ｈ４南，Ｇ１南，Ｈ５，Ｈ６（Ⅰ），Ｂ，Ｂ南，Ｈ３，Ｈ６（Ⅱ），Ｇ６，Ｇ１，Ｇ４南，Ｇ４北，Ｇ５エリア）は，公称容量を運用水位上限とする。 ※4　Ｋ４エリアタンクの一部を「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」の測定・確認用タンクと兼用する。 （以下，省略）	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う追加

変　更　前

添付資料－１２

中低濃度タンクの設計・確認の方針について

（中略）

別紙－６

中低濃度タンク（円筒型）の基礎外周堰の堰内容量に関する説明書

（中略）

表－２　各タンク設置エリアの基礎外周堰の堰内容量（１／２）

設置場所	タンク設置基数	想定漏えい		基礎外周堰の堰内容量 (m^3)	（計画値）			
		基数	容量 (m^3)		基礎外周堰内面積 (m^2)	タンク専有面積 (m^2)	貯留可能面積 (m^2)	基礎外周堰の高さ (m)
			①	②※１	③	④	⑤※２	⑥※３
（中略）								
K4	35	1.75	1,750	2,190 以上	5,145	2,944	2,201	0.995 以上
（中略）								

※１　②＝⑤×⑥
J2,H3,G4 北は場所により基礎外周堰の高さが異なるため，堰内容量は合計値を記載。
G3 西･G7 は基礎外周堰を共有しているため，想定漏えい容量および基礎外周堰の堰内容量は合計値を記載。
※２　⑤＝③－④
※３　⑥＝①／⑤＋0.2（余裕分 20cm）
J2,H3 の基礎外周堰の高さは，想定漏えい容量を貯留可能な堰高さを求め，各々に余裕分 20cm を加えた値を記載。
※４　J2,H3，G3 北，G4 北は場所により基礎標高が異なるため，計画値は各々の値を記載。
※５　40 基中 1 基は雨水回収タンク
※６　12 基中 1 基は雨水回収タンク
※７　41 基中 12 基は RO 後淡水受タンク（RO 処理水貯槽及び蒸発濃縮処理水貯槽）

（中略）

別紙－７

中低濃度タンク（円筒型）からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

（中略）

２．１．１１　K4 エリア

最寄りの線量評価点（No.70）における直接線・スカイシャイン線の評価結果は，0.0001mSv/y 未満であり，敷地境界線量に及ぼす影響は小さい。また，敷地境界線上の最大線量評価点における直接線・スカイシャイン線の評価結果は，最寄りの線量評価点より低く，敷地境界線量に及ぼす影響は小さい。

変　更　後

添付資料－１２

中低濃度タンクの設計・確認の方針について

（中略）

別紙－６

中低濃度タンク（円筒型）の基礎外周堰の堰内容量に関する説明書

（中略）

表－２　各タンク設置エリアの基礎外周堰の堰内容量（１／２）

設置場所	タンク設置基数	想定漏えい		基礎外周堰の堰内容量 (m^3)	（計画値）			
		基数	容量 (m^3)		基礎外周堰内面積 (m^2)	タンク専有面積 (m^2)	貯留可能面積 (m^2)	基礎外周堰の高さ (m)
			①	②※１	③	④	⑤※２	⑥※３
（中略）								
K4	35※８	1.75	1,750	2,190 以上	5,145	2,944	2,201	0.995 以上
（中略）								

※１　②＝⑤×⑥
J2,H3,G4 北は場所により基礎外周堰の高さが異なるため，堰内容量は合計値を記載。
G3 西･G7 は基礎外周堰を共有しているため，想定漏えい容量および基礎外周堰の堰内容量は合計値を記載。
※２　⑤＝③－④
※３　⑥＝①／⑤＋0.2（余裕分 20cm）
J2,H3 の基礎外周堰の高さは，想定漏えい容量を貯留可能な堰高さを求め，各々に余裕分 20cm を加えた値を記載。
※４　J2,H3，G3 北，G4 北は場所により基礎標高が異なるため，計画値は各々の値を記載。
※５　40 基中 1 基は雨水回収タンク
※６　12 基中 1 基は雨水回収タンク
※７　41 基中 12 基は RO 後淡水受タンク（RO 処理水貯槽及び蒸発濃縮処理水貯槽）
※８　35 基中 30 基は「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」の測定・確認用タンクと兼用する。

（中略）

別紙－７

中低濃度タンク（円筒型）からの直接線ならびにスカイシャイン線による実効線量

（中略）

２．１．１１　K4 エリア※

最寄りの線量評価点（No.70）における直接線・スカイシャイン線の評価結果は，0.0001mSv/y 未満であり，敷地境界線量に及ぼす影響は小さい。また，敷地境界線上の最大線量評価点における直接線・スカイシャイン線の評価結果は，最寄りの線量評価点より低く，敷地境界線量に及ぼす影響は小さい。

※K4 エリアタンクの一部を「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」の測定・確認用タンクと兼用する。

変　更　理　由

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う追加

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う追加

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
別紙－８ （中略） （別添）RO 濃縮水貯槽，多核種処理水貯槽，Sr 処理水貯槽及び濃縮廃液貯槽のエリア別の基数について （中略） 参考資料 中低濃度タンクに対する耐震Ｓクラス相当の評価 J2・J3・J4・J6・K1 北・K2・K1 南・H1・J7・H1 東・J8・K3・J9・K4・H2・H4 北・H4 南・G1 南・H5・H6(Ⅰ)・H3・H6(Ⅱ)エリアの中低濃度タンクについて，参考として耐震Ｓクラス相当の評価を行う。地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから，転倒しないことを確認した。 （以下，省略）	別紙－８ （中略） （別添）RO 濃縮水貯槽，多核種処理水貯槽，Sr 処理水貯槽及び濃縮廃液貯槽のエリア別の基数について （中略） ※K4 エリアタンクの 30 基を「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」の測定・確認用タンクと兼用する。 （中略） 参考資料 中低濃度タンクに対する静的地震力 3.6Ci を適用した場合の転倒評価 J2・J3・J4・J6・K1 北・K2・K1 南・H1・J7・H1 東・J8・K3・J9・K4・H2・H4 北・H4 南・G1 南・H5・H6(Ⅰ)・H3・H6(Ⅱ)エリアの中低濃度タンクについて，参考として静的地震力 3.6Ci を適用した場合の転倒評価を行う。地震による転倒モーメントと自重による安定モーメントを算出し，それらを比較することにより転倒評価を実施した。評価の結果，地震による転倒モーメントは自重による安定モーメントより小さいことから，転倒しないことを確認した。 （以下，省略）	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う追加 記載の適正化

（別添）RO 濃縮水貯槽，多核種処理水貯槽，Sr 処理水貯槽及び濃縮廃液貯槽のエリア別の基数について

エリア	タンク公称容量[m^3]	(39)RO 濃縮水貯槽	(46) 多核種処理水貯槽	(60)Sr 処理水貯槽	(61) 濃縮廃液貯槽
（中略）					
K4	1,000		35		
（中略）					

（別添）RO 濃縮水貯槽，多核種処理水貯槽，Sr 処理水貯槽及び濃縮廃液貯槽のエリア別の基数について

エリア	タンク公称容量[m^3]	(39)RO 濃縮水貯槽	(46) 多核種処理水貯槽	(60)Sr 処理水貯槽	(61) 濃縮廃液貯槽
（中略）					
K4	1,000		35※		
（中略）					

※K4 エリアタンクの 30 基を「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」の測定・確認用タンクと兼用する。

変更前

2.16.1.2　基本仕様
2.16.1.2.1　主要仕様
(1)　多核種除去設備

（中略）

(34)　配管

（中略）

主要配管仕様（３／４）

名称	仕様	
多核種除去設備出口から処理済水貯留用タンク・槽類※まで（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 1.15MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 150A 相当 200A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch.40 100A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 SUS316L 1.0MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch.40 65A/Sch.40 100A/Sch.40 150A/Sch.40 200A/Sch.40 STPG370+ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0.98MPa 40℃
多核種除去設備用移送ポンプ出口から多核種除去設備入口まで（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch.80 100A/Sch.80 STPG370 1.15MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 STPG370+ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0.98MPa 40℃

※多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽

変更後

2.16.1.2　基本仕様
2.16.1.2.1　主要仕様
(1)　多核種除去設備

（中略）

(34)　配管

（中略）

主要配管仕様（３／４）

名称	仕様	
多核種除去設備出口から処理済水貯留用タンク・槽類※1まで※2（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 1.0MPa 1.15MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 150A 相当 200A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch.40 100A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 SUS316L 1.0MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch.40 65A/Sch.40 100A/Sch.40 150A/Sch.40 200A/Sch.40 STPG370+ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0.98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.20S SUS316LTP 0.98MPa 40℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃

変更理由

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う主要配管仕様の追加

変更前

主要配管仕様（４／４）

名称	仕様	
多核種除去設備建屋入口から 炭酸ソーダ貯槽まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A 相当 ポリエチレン 0.5MPa 60℃
炭酸ソーダ貯槽から 共沈タンクまで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A/Sch.40 65A/Sch.40 50A/Sch.40 40A/Sch.40 25A/Sch.40 SUS316L 0.5MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch.40 40A/Sch.40 SUS316L 0.5MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A 相当 EPDM 0.5MPa 40℃ 60℃

（以下、省略）

変更後

主要配管仕様（４／４）

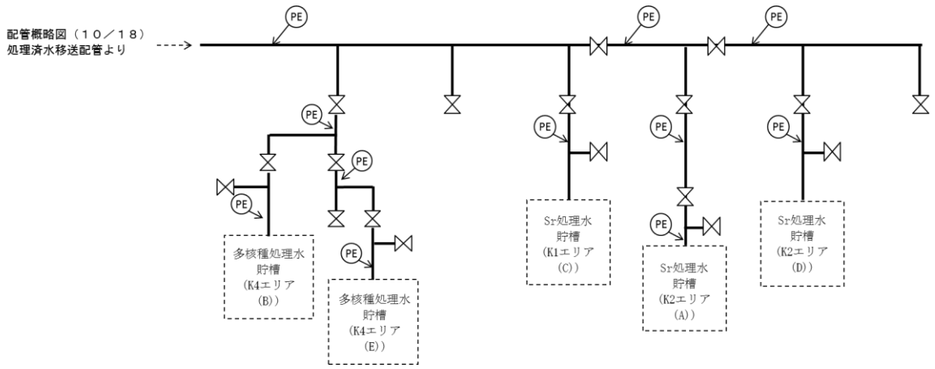
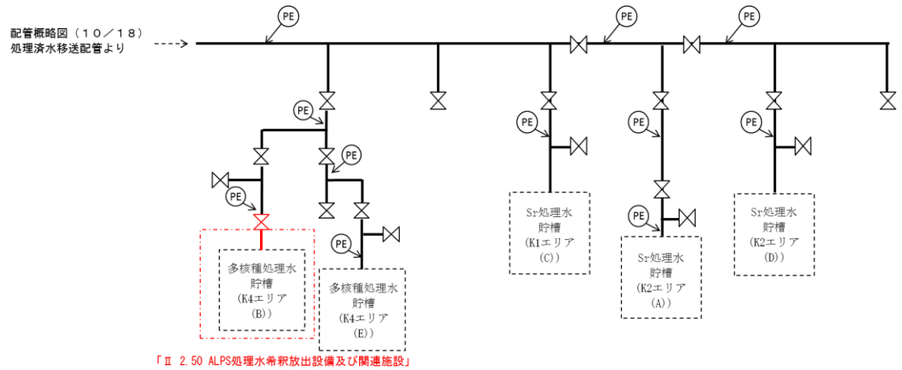
名称	仕様	
多核種除去設備用移送ポンプ出口から多核種除去設備入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch.80 100A/Sch.80 STPG370 1.15MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 STPG370+ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0.98MPa 40℃
多核種除去設備建屋入口から 炭酸ソーダ貯槽まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A 相当 ポリエチレン 0.5MPa 60℃
炭酸ソーダ貯槽から 共沈タンクまで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A/Sch.40 65A/Sch.40 50A/Sch.40 40A/Sch.40 25A/Sch.40 SUS316L 0.5MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch.40 40A/Sch.40 SUS316L 0.5MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A 相当 EPDM 0.5MPa 40℃ 60℃

※1：多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽
※2：K4 エリアタンクへの配管の一部は，「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」と兼用する。

（以下，省略）

変更理由

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う追加

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
添付資料－２ 放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果 （中略） 1.2.6　配管 1.2.6.1　構造強度評価 1.2.6.1.1　配管（鋼管） 1.2.6.1.1.1　評価箇所 （中略）  記号凡例 PE　：ポリエチレン管 図中の番号は、1.2.6.1.1.3の番号に対応する。 ※使用する材料に変更の無い範囲で図に示す 配管構成は変更となる場合がある 図－１　配管概略図（１１／１８） （以下，省略）	添付資料－２ 放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果 （中略） 1.2.6　配管 1.2.6.1　構造強度評価 1.2.6.1.1　配管（鋼管） 1.2.6.1.1.1　評価箇所 （中略）  記号凡例 PE　：ポリエチレン管 図中の番号は、1.2.6.1.1.3の番号に対応する。 ※使用する材料に変更の無い範囲で図に示す 配管構成は変更となる場合がある 図－１　配管概略図（１１／１８） （以下，省略）	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う配管概略図の変更

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
添付資料－９ 多核種除去設備に係る確認事項 多核種除去設備に係る主要な確認事項を表－１～１４に示す。 （以下，省略）	添付資料－９ 多核種除去設備に係る確認事項 多核種除去設備に係る主要な確認事項を表－１～１４に示す。 なお，ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設と兼用する配管（鋼管，ポリエチレン管，耐圧ホース）に係る主要な確認事項は，「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」に示す。 （以下，省略）	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う追加

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
2.16.2.2　基本仕様 2.16.2.2.1 系統仕様 (1)　増設多核種除去設備 (4)　配管 主要配管仕様 (中略) 主要配管仕様 (中略) 主要配管仕様 (中略)	2.16.2.2　基本仕様 2.16.2.2.1 系統仕様 (1)　増設多核種除去設備 (4)　配管 主要配管仕様（１／８） (中略) 主要配管仕様（２／８） (中略) 主要配管仕様（３／８） (中略)	記載の適正化

変更前

主要配管仕様

名称	仕様	
サンプルタンク出口から 多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 80A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 0. 98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 SUS316L 0. 98MPa 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPG370 ＋ ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0. 98MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 100A 相当 ポリエチレン 静水頭 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0. 98MPa 40℃
増設多核種除去設備用移送ポンプスキッドから 増設多核種除去設備入口弁スキッドまで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0. 98MPa 40℃

主要配管仕様

（中略）

主要配管仕様

（中略）

変更後

主要配管仕様（４／８）

名称	仕様	
サンプルタンク出口から 多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽まで※2 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 80A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 0. 98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 SUS316L 0. 98MPa 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPG370 ＋ ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0. 98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 20S SUS316LTP 0. 98MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 100A 相当 ポリエチレン 静水頭 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0. 98MPa 40℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 合成ゴム 0. 98MPa 40℃
増設多核種除去設備用移送ポンプスキッドから 増設多核種除去設備入口弁スキッドまで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0. 98MPa 40℃

主要配管仕様（５／８）

（中略）

主要配管仕様（６／８）

（中略）

変更理由

記載の適正化

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う追加

記載の適正化

変更前

主要配管仕様

名　称	仕　様	
炭酸ソーダ貯槽から 多核種除去設備建屋入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch. 40 65A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 0. 5MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A 相当 PTFE 静水頭 60℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 ポリエチレン 0. 5MPa 60℃

※　現場施工状況により，配管仕様（呼び径，厚さ，材質）の一部を使用しない場合がある。

主要配管仕様

名　称	仕　様	
処理水受入タンク移送流路分岐部から反応／凝集槽入口まで※ （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 STPG370 ＋ ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0. 98MPa 60℃
反応／凝集槽出口から沈殿槽入口まで※ （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 EPDM 静水頭 60℃
沈殿槽出口から上澄み水タンク入口まで※ （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 EPDM 静水頭 60℃

※２系列に設置

変更後

主要配管仕様（７／８）

名　称	仕　様	
炭酸ソーダ貯槽から 多核種除去設備建屋入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch. 40 65A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 0. 5MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	65A 相当 PTFE 静水頭 60℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	75A 相当 ポリエチレン 0. 5MPa 60℃
処理水受入タンク移送流路分岐部から反応／凝集槽入口まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch. 40 STPG370 ＋ ﾗｲﾆﾝｸﾞ 0. 98MPa 60℃
反応／凝集槽出口から沈殿槽入口まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 EPDM 静水頭 60℃
沈殿槽出口から上澄み水タンク入口まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A/Sch. 40 SUS316L 静水頭 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 EPDM 静水頭 60℃

変更理由

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化

変更前

主要配管仕様

名　称	仕　様	
上澄み水タンク出口から供給タンク移送流路合流部まで※ （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 32A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 60℃
沈殿槽出口から反応／凝集槽まで※ （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 40A/Sch.40 32A/Sch.40 25A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 60℃
クロスフローフィルタ循環ライン分岐部から反応／凝集槽まで※ （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch.40 25A/Sch.40 15A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
炭酸ソーダ貯槽移送流路分岐部から反応／凝集槽入口まで※ （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A/Sch.40 SUS316L 0.5MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A 相当 EPDM 0.5MPa 60℃

※２系列に設置

（以下，省略）

変更後

主要配管仕様（８／８）

名　称	仕　様	
上澄み水タンク出口から供給タンク移送流路合流部まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A 相当 EPDM 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 32A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 60℃
沈殿槽出口から反応／凝集槽まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 SUS316L 静水頭 60℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	50A/Sch.40 40A/Sch.40 32A/Sch.40 25A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 60℃
クロスフローフィルタ循環ライン分岐部から反応／凝集槽まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	40A/Sch.40 25A/Sch.40 15A/Sch.40 SUS316L 0.98MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A 相当 EPDM 0.98MPa 60℃
炭酸ソーダ貯槽移送流路分岐部から反応／凝集槽入口まで※3 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A/Sch.40 SUS316L 0.5MPa 60℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A 相当 EPDM 0.5MPa 60℃

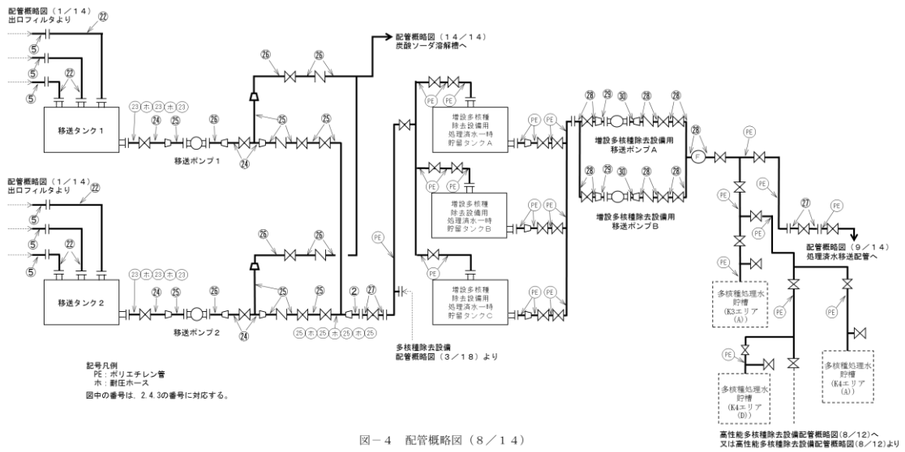
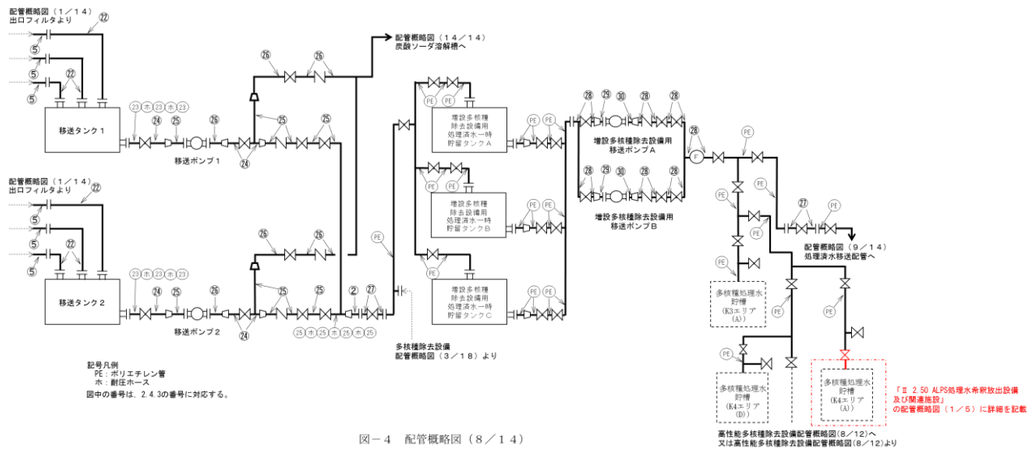
※1：現場施工状況により，配管仕様（呼び径，厚さ，材質）の一部を使用しない場合がある。
※2：K4 エリアタンクへの配管の一部は，「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」と兼用する。
※3：２系列に設置

（以下，省略）

変更理由

記載の適正化

記載の適正化
ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う追加

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
添付資料－４ 増設多核種除去設備の強度に関する計算書 （中略） 2.4 主配管 2.4.1 評価箇所 強度評価箇所を図－４に示す。 （中略）  図－４　配管概略図（８／１４） （以下，省略）	添付資料－４ 増設多核種除去設備の強度に関する計算書 （中略） 2.4 主配管 2.4.1 評価箇所 強度評価箇所を図－４に示す。 （中略）  図－４　配管概略図（８／１４） （以下，省略）	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う配管概略図の変更

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章　2.16.2 増設多核種除去設備　添付資料 9）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
添付資料－９ 増設多核種除去設備に係る確認事項 増設多核種除去設備に係る主要な確認事項を表－１～１２に示す。 （以下，省略）	添付資料－９ 増設多核種除去設備に係る確認事項 増設多核種除去設備に係る主要な確認事項を表－１～１２に示す。 なお，ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設と兼用する配管（鋼管，ポリエチレン管，耐圧ホース）に係る主要な確認事項は，「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」に示す。 （以下，省略）	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う追加

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
2.16.3.2 基本仕様 2.16.3.2.1 系統仕様 (1)　高性能多核種除去設備 （中略） (3)　配管 主要配管仕様 （中略） 主要配管仕様 （中略） 主要配管仕様 （中略） 主要配管仕様 （中略） 主要配管仕様 （中略）	2.16.3.2 基本仕様 2.16.3.2.1 系統仕様 (1)　高性能多核種除去設備 （中略） (3)　配管 主要配管仕様（１／８） （中略） 主要配管仕様（２／８） （中略） 主要配管仕様（３／８） （中略） 主要配管仕様（４／８） （中略） 主要配管仕様（５／８） （中略） 主要配管仕様（６／８） （中略）	記載の適正化

変　更　前

主要配管仕様

名　称	仕　様	
サンプルタンク出口から 多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 80A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 0. 98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPT410+ライニング 0. 98MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 100A 相当 ポリエチレン 静水頭 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0. 98MPa 40℃
高性能多核種除去設備用移送ポンプスキッドから供給タンクまで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 150A/Sch. 40 STPT410+ライニング 0. 98MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0. 98MPa 40℃

変　更　後

主要配管仕様（７／８）

名　称	仕　様	
サンプルタンク出口から 多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽まで※2 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 80A/Sch. 40 50A/Sch. 40 SUS316L 0. 98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 STPT410+ライニング 0. 98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 20S SUS316LTP 0. 98MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 100A 相当 ポリエチレン 静水頭 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0. 98MPa 40℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 合成ゴム 0. 98MPa 40℃
高性能多核種除去設備用移送ポンプスキッドから供給タンクまで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch. 40 150A/Sch. 40 STPT410+ライニング 0. 98MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0. 98MPa 40℃

変　更　理　由

記載の適正化

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う主要配管仕様の追加

変更前

主要配管仕様

名　称	仕　様	
配管ユニット出口から 供給タンク A/B 入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 STPT410+ライニング 0.98MPa 40℃
吸着塔ユニット 1 から 前処理フィルタユニット A/B まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 80A 相当 ポリエチレン 1.03MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 STPT410+ライニング 1.03MPa 40℃
前処理フィルタユニット A から 前処理フィルタユニット B まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 1.03MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.40 STPT410+ライニング 1.03MPa 40℃
前処理フィルタユニット A 出口から 前処理フィルタユニット B 入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 1.03MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.40 STPT410+ライニング 1.03MPa 40℃
前処理フィルタユニット A/B から 吸着塔ユニット 1 まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 1.03MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.40 STPT410+ライニング 1.03MPa 40℃

注 1　『2.5 汚染水処理設備等』で移送配管として使用していた配管を使用する。
注 2　活性炭を収容する吸着塔及び低 pH 条件の吸着塔周りの配管では SUS316L 材を使用しない。
※　現場施工状況により，配管仕様（呼び径，厚さ，材質）の一部を使用しない場合がある。

（以下，省略）

変更後

主要配管仕様（８／８）

名　称	仕　様	
配管ユニット出口から 供給タンク A/B 入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 STPT410+ライニング 0.98MPa 40℃
吸着塔ユニット 1 から 前処理フィルタユニット A/B まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 80A 相当 ポリエチレン 1.03MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.40 STPT410+ライニング 1.03MPa 40℃
前処理フィルタユニット A から 前処理フィルタユニット B まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 1.03MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.40 STPT410+ライニング 1.03MPa 40℃
前処理フィルタユニット A 出口から 前処理フィルタユニット B 入口まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 1.03MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.40 STPT410+ライニング 1.03MPa 40℃
前処理フィルタユニット A/B から 吸着塔ユニット 1 まで （ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A 相当 ポリエチレン 1.03MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.40 STPT410+ライニング 1.03MPa 40℃

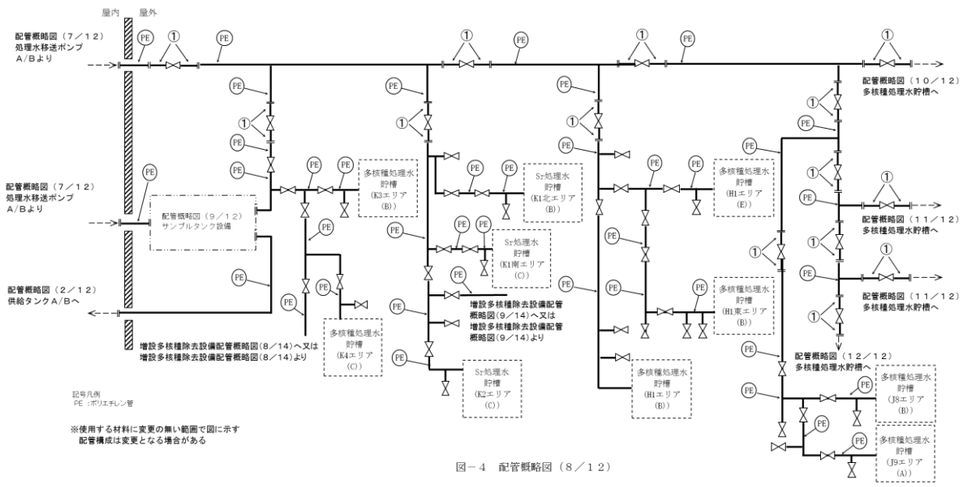
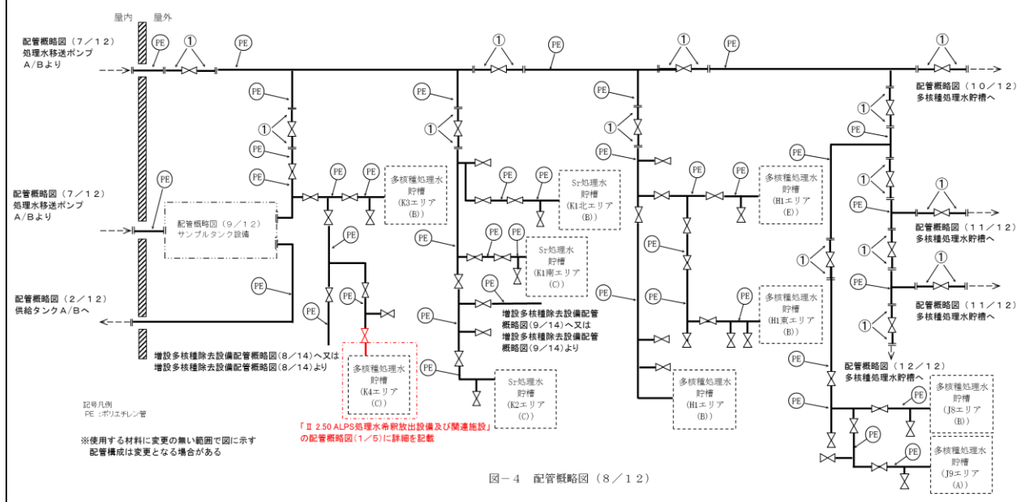
注 1　「2.5 汚染水処理設備等」で移送配管として使用していた配管を使用する。
注 2　活性炭を収容する吸着塔及び低 pH 条件の吸着塔周りの配管では SUS316L 材を使用しない。
※1：現場施工状況により，配管仕様（呼び径，厚さ，材質）の一部を使用しない場合がある。
※2：K4 エリアタンクへの配管の一部は，「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」と兼用する。

（以下，省略）

変更理由

記載の適正化

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う追加

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
添付資料－４ 高性能多核種除去設備の強度に関する計算書 （中略） 2.4　主配管 2.4.1　評価箇所 強度評価箇所を図－４に示す。 （中略）  図－４　配管概略図（８／１２） （以下，省略）	添付資料－４ 高性能多核種除去設備の強度に関する計算書 （中略） 2.4 主配管 2.4.1　評価箇所 強度評価箇所を図－４に示す。 （中略）  図－４　配管概略図（８／１２） （以下，省略）	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う配管概略図の変更

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
添付資料－８ 高性能多核種除去設備に係る確認事項 高性能多核種除去設備に係る主要な確認事項を表－１～１３に示す。 （以下，省略）	添付資料－８ 高性能多核種除去設備に係る確認事項 高性能多核種除去設備に係る主要な確認事項を表－１～１３に示す。 なお，ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設と兼用する配管（鋼管，ポリエチレン管，耐圧ホース）に係る主要な確認事項は，「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」に示す。 （以下，省略）	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う追加

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅱ章　2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
（現行記載なし）	2.50　ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設 （新規記載） （以下，省略）	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置について新規記載

変　更　前

（放射性液体廃棄物の管理）

第８８条

放射性液体廃棄物の海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

２．分析評価ＧＭは，表８８－１に定める項目について，同表に定める頻度で測定し，測定した結果を放出・環境モニタリングＧＭに通知する。また，放出・環境モニタリングＧＭは，次の事項を管理するとともに，その結果を当直長に通知する。

（１）放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の３ヶ月平均値が，法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。

（２）５号炉及び６号炉で発生した放射性液体廃棄物について，復水器冷却水放水口排水中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が，表８８－２に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

（３）５号炉及び６号炉で発生した放射性液体廃棄物について，復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が，表８８－３に定める放出管理の基準値を超えないように努めること。

３．当直長は，放射性液体廃棄物を放出する場合は，排水モニタを監視し，復水器冷却水放水口より放出する。

表８８－１

分　類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所
放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度（主要ガンマ線放出核種）	試料放射能測定装置	放出の都度	・収集タンク ・サンプルタンク
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	１ヶ月に１回	

表８８－２

項　目	放出管理目標値
放射性液体廃棄物（トリチウムを除く。）	７．４×１０^{10}　Ｂｑ／年

表８８－３

項　目	放出管理の基準値
トリチウム	７．４×１０^{12}　Ｂｑ／年

変　更　後

（放射性液体廃棄物の管理）

第８８条

放射性液体廃棄物の海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

２．分析評価ＧＭは，表８８－１に定める項目について，同表に定める頻度で測定し，測定した結果を放出・環境モニタリングＧＭに通知する。また，放出・環境モニタリングＧＭは，次の事項を管理するとともに，その結果を当直長に通知する。

（１）放射性液体廃棄物の放出による復水器冷却水放水口排水中の放射性物質濃度の３ヶ月平均値が，法令に定める周辺監視区域外における水中の濃度限度を超えないこと。

（２）５号炉及び６号炉で発生した放射性液体廃棄物について，復水器冷却水放水口排水中の放射性物質（トリチウムを除く。）の放出量が，表８８－２に定める放出管理目標値を超えないように努めること。

（３）５号炉及び６号炉で発生した放射性液体廃棄物について，復水器冷却水放水口排水中のトリチウムの放出量が，表８８－３に定める放出管理の基準値を超えないように努めること。

３．当直長は，放射性液体廃棄物を放出する場合は，排水モニタを監視し，復水器冷却水放水口より放出する。

表８８－１

分　類	測定項目	計測器種類	測定頻度	試料採取箇所
放射性液体廃棄物	放射性物質の濃度（主要ガンマ線放出核種）	試料放射能測定装置	放出の都度	・収集タンク ・サンプルタンク
	トリチウム濃度	試料放射能測定装置	１ヶ月に１回	

表８８－２

項　目	放出管理目標値
放射性液体廃棄物（トリチウムを除く。）	７．４×１０^{10}　Ｂｑ／年

表８８－３

項　目	放出管理の基準値
トリチウム	７．４×１０^{12}　Ｂｑ／年※1

※１：第１編第４１条に基づく排水による放出量との合計で２．２×１０^{13}Ｂｑ／年を超えないこと

変　更　理　由

ＡＬＰＳ処理水海洋放出設備設置に伴う変更

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
附　　則	附　　則	
附則（令和４年５月９日　原規規発第 2205093 号） （施行期日） 第１条 この規定は，令和４年５月１６日から施行する。 ２．第４条，第５条，第９５条，第９７条及び第９８条については，本実施計画変更認可申請書の認可を受けた日又は令和４年１月１４日付にて申請した福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画（Ⅳ　特定核燃料物質の防護）変更認可申請書の認可を受けた日のいずれか遅い日より３０日以内に施行することとし，それまでの間は従前の例による。 （省略）	附則（　　） （施行期日） 第１条 この規定は，原子力規制委員会の認可を受けた日から１０日以内に施行する。 附則（令和４年５月９日　原規規発第 2205093 号） （施行期日） 第１条 この規定は，令和４年５月１６日から施行する。 ２．第４条，第５条，第９５条，第９７条及び第９８条については，本実施計画変更認可申請書の認可を受けた日又は令和４年１月１４日付にて申請した福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画（Ⅳ　特定核燃料物質の防護）変更認可申請書の認可を受けた日のいずれか遅い日より３０日以内に施行することとし，それまでの間は従前の例による。 （省略）	

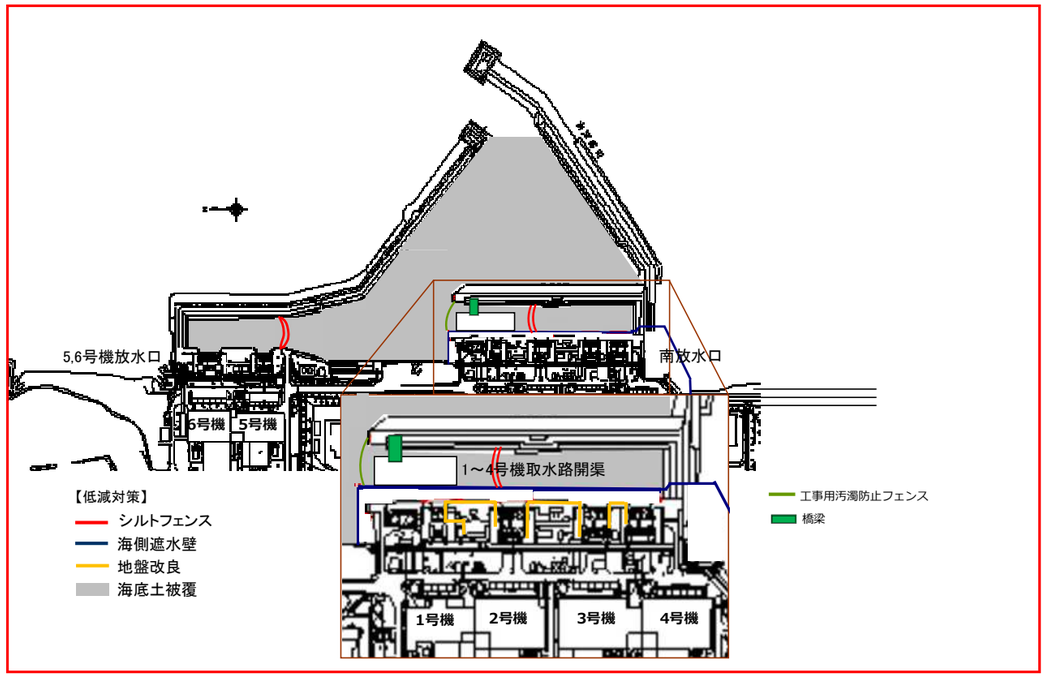
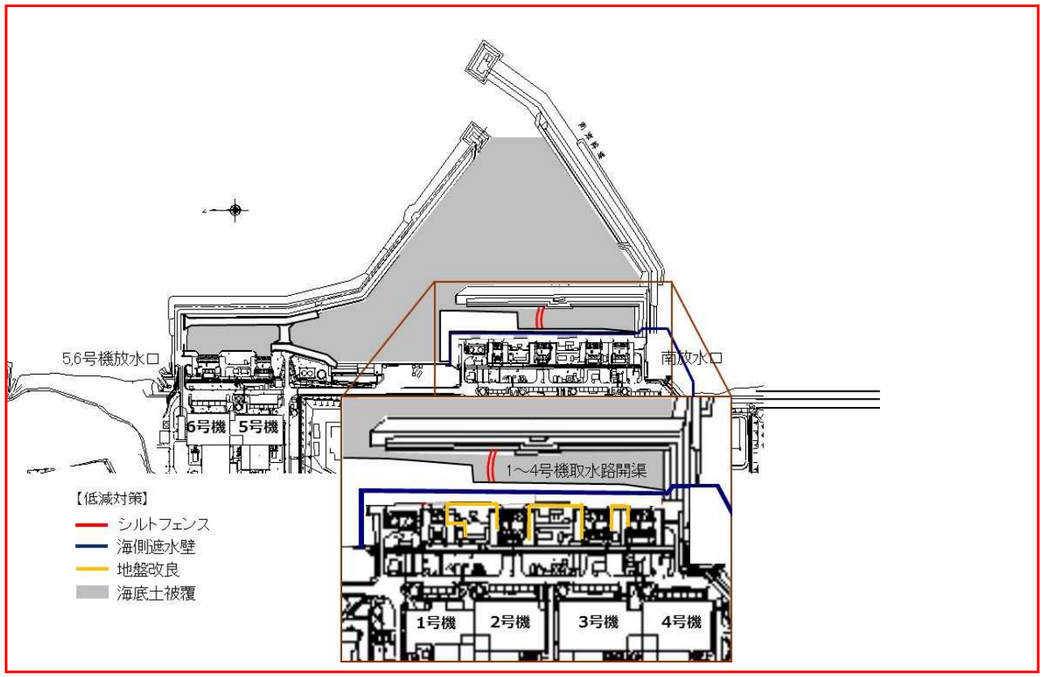
福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第Ⅲ章　3.1.9 ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理について）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
（現行記載なし）	1.9　ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理について （新規記載） （以下，省略）	ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理について新規記載

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
2.1.2　放射性液体廃棄物等の管理 2.1.2.1　概要 （中略） (2)放射性液体廃棄物等（事故発災後に発生した液体） 事故発災後に発生した放射性液体廃棄物等は，以下のものがある。 １～３号機の原子炉を冷却するために注水を行っているが，注水後の水が原子炉建屋等に漏出し滞留水として存在している。 この汚染水については，外部に漏れないように建屋内やタンク等に貯蔵しているとともに，その一部を，汚染水処理設備により放射性物質の低減処理（浄化処理）を行い，浄化処理に伴い発生する処理済水をタンクに貯蔵するとともに，淡水化した処理済水は原子炉へ注水する循環再利用を行っている。 汚染水処理設備の処理水及び処理設備出口水については，多核種除去設備により放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い，処理済水をタンクに貯蔵する。 ５・６号機のタービン建屋等に流入した海水・地下水及び，放射性物質濃度が散水の基準を超える堰内雨水は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送し貯留するとともに，その一部を，次のいずれかの方法により浄化処理を行い，構内散水に使用している。 ①　浄化ユニット及び淡水化装置による浄化処理 ②　浄化装置及び淡水化装置による浄化処理 ③　浄化ユニットによる浄化処理 （中略） （中略） 2.1.2.3　対象となる放射性液体廃棄物等と管理方法 （中略） (5)排水管理の方法	2.1.2　放射性液体廃棄物等の管理 2.1.2.1　概要 （中略） (2)放射性液体廃棄物等（事故発災後に発生した液体） 事故発災後に発生した放射性液体廃棄物等は，以下のものがある。 １～３号機の原子炉を冷却するために注水を行っているが，注水後の水が原子炉建屋等に漏出し滞留水として存在している。 この汚染水については，外部に漏れないように建屋内やタンク等に貯蔵しているとともに，その一部を，汚染水処理設備により放射性物質の低減処理（浄化処理）を行い，浄化処理に伴い発生する処理済水をタンクに貯蔵するとともに，淡水化した処理済水は原子炉へ注水する循環再利用を行っている。 汚染水処理設備の処理水及び処理設備出口水については，多核種除去設備により放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い，処理済水をタンクに貯蔵する。また，トリチウムを除く放射性核種の告示濃度限度比の和が１未満を満足する ALPS 処理水は海水にて希釈して排水する。 ５・６号機のタービン建屋等に流入した海水・地下水及び，放射性物質濃度が散水の基準を超える堰内雨水は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送し貯留するとともに，その一部を，次のいずれかの方法により浄化処理を行い，構内散水に使用している。 ①　浄化ユニット及び淡水化装置による浄化処理 ②　浄化装置及び淡水化装置による浄化処理 ③　浄化ユニットによる浄化処理 （中略） （中略） 2.1.2.3　対象となる放射性液体廃棄物等と管理方法 （中略） (5)排水管理の方法 ALPS 処理水は，排水前に測定・確認用設備において，トリチウム及びトリチウム以外の放射性核種を分析し，基準を満たしていることを確認するとともに，トリチウム濃度を低減させるために，希釈設備にて海水で希釈した上で排水する。 ALPS 処理水に含まれる放射性核種の分析にあたっては，実施計画Ⅲ 第１編第３条に規定する品質マネジメントシステム計画に基づき，測定等の対象とする放射性核種に応じて，分析に必要とされる資源（分析装置，分析員等）を明確にした上で，当該分析業務に必要な体制を整備し，分析方法や分析結果に対する客観性及び信頼性を確保するため，主に以下に掲げる事項を実施する。 ・　特定の核種の分析に係る国際標準化機構（ISO）等の認証を取得している委託先から分析員を調達するとともに，教育訓練により分析員やその分析を監理する者の力量管理を実施する。 ・　福島第一原子力発電所全体の分析に必要とされる資源等を勘案して，委託先を含む組織内の役割を明確にした分析体制を整備する。 ・　公定法を基本とする分析方法により分析評価を行うこととし，分析方法の妥当性・検証や，分析に専門性を有する第三者分析機関の関与を得つつ，分析結果の不確かさを含めた分析データの定量評価を行う。	ALPS 処理水の海洋放出に伴う追加 ALPS 処理水に係る分析方法・体制並びに測定・評価対象核種の選定の考え方を追記

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
排水前に主要核種を分析し，基準を満たしていることを確認した上で排水する。（排水前の分析において，Sr-90 は(4)再利用と同様の方法で評価する。）基準を満たしていない場合は，排水せず，原因を調査し，対策を実施した上で排水する。	地下水バイパス水及びサブドレン他浄化設備の処理済水は，排水前に主要核種を分析し，基準を満たしていることを確認した上で排水する。（排水前の分析において，Sr-90 は(4)再利用と同様の方法で評価する。）基準を満たしていない場合は，排水せず，原因を調査し，対策を実施した上で排水する。	
（中略）	（中略）	
①　排水前の分析 放射性液体廃棄物等を排水する際は，あらかじめタンク等においてサンプリングを行い，放射性物質の濃度を測定して，以下に示す基準を満たす場合に排水を行い，基準を満たさない場合は必要な処理（浄化処理等）を行うものとする。 排水前の分析において評価対象とする核種は，主要核種とする。 なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。	①　排水前の分析 放射性液体廃棄物等を排水する際は，あらかじめタンク等においてサンプリングを行い，放射性物質の濃度を測定して，以下に示す基準を満たす場合に排水を行い，基準を満たさない場合は必要な処理（浄化処理等）を行うものとする。 なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。 ALPS 処理水は，トリチウム濃度が 100 万 Bq/L 未満であること，及びトリチウム以外の放射性核種の告示濃度限度比の和が 1 未満であることを測定等により確認する。また，放水立坑（上流水槽）におけるトリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満，且つ，海水により 100 倍以上の希釈となるよう ALPS 処理水流量と希釈海水流量を設定する。また，トリチウム放出量は，実施計画Ⅲ（第 1 編第 41 条及び第 2 編第 88 条）に基づく排水による放出量の合計で年間 22 兆 Bq の範囲内とする。 なお，ALPS 処理水中のトリチウム以外の放射性核種の特定及びその後の測定・評価の対象とする放射性核種の選定の考え方は以下の通り。 ・　多核種除去設備等処理水の主要 7 核種に炭素 14 及びテクネチウム 99 を加えた放射能濃度の分析結果の合計値と全β測定値において，現行の 64 核種以外の放射性核種の存在を疑わせるようなかい離は認められていないことや，ALPS 処理水を海洋放出する時点においては，十分に減衰して存在量が十分少なくなっている ALPS 除去対象核種も考えられること等から，トリチウム以外の放射性核種の告示濃度限度比総和 1 未満を満足すると考えている。 ・　この上で，告示濃度限度比総和 1 未満を満足することを確実なものとするため，国内における廃止措置や埋設施設に関する知見を踏まえ，汚染水中に有意に存在するか徹底的に検証を実施した上で，測定・評価の対象とする放射性核種を選定する。	記載削除 ALPS 処理水の海洋放出に伴う追加
地下水バイパス水は，Cs-134 が 1Bq／L 未満，Cs-137 が 1Bq／L 未満，Sr-90 が 5Bq／L 未満，H-3 が 1,500Bq／L 未満であることを測定により確認する。 サブドレン他浄化設備の処理済水は，Cs-134 が 1Bq／L 未満，Cs-137 が 1Bq／L 未満，Sr-90 が 3(1)Bq／L 未満※，H-3 が 1,500Bq／L 未満であること，及び前記の測定において，その他の人工のγ線放出核種が検出されていないことを測定により確認する。（※　Sr-90 は，１０日に１回程度の頻度で 1Bq/L 未満であることを確認する。）なお，サブドレン他浄化設備については，これに加え集水タンクへの汲み上げ時についても，H-3 が 1,500Bq／L 未満であることを測定により確認する。	地下水バイパス水は，Cs-134 が 1Bq／L 未満，Cs-137 が 1Bq／L 未満，Sr-90 が 5Bq／L 未満，トリチウムが 1,500Bq／L 未満であることを測定により確認する。 サブドレン他浄化設備の処理済水は，Cs-134 が 1Bq／L 未満，Cs-137 が 1Bq／L 未満，Sr-90 が 3(1)Bq／L 未満※，トリチウムが 1,500Bq／L 未満であること，及び前記の測定において，その他の人工のγ線放出核種が検出されていないことを測定により確認する。（※　Sr-90 は，１０日に１回程度の頻度で 1Bq/L 未満であることを確認する。）なお，サブドレン他浄化設備については，これに加え集水タンクへの汲み上げ時についても，トリチウムが 1,500Bq／L 未満であることを測定により確認する。	記載の適正化
（以下，省略）	（以下，省略）	

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
2.2.3　放射性液体廃棄物等による線量評価 2.2.3.1　線量評価の方法 (1)評価対象核種 サブドレン他浄化設備の処理済水は，Cs-134，Cs-137，Sr-90，H-3（以下，「主要核種」　という），及びその他 37 核種（計 41 核種※）を評価対象核種とする。 （※　41 核種は，「Ⅲ 第３編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照） （中略） 2.2.3.2　各系統における線量評価 (1)評価対象の系統 以下の系統について線量評価を行う。 ○排水する系統 ・地下水バイパス水 ・堰内雨水 ・サブドレン他水処理施設の処理済水 （中略） (2)排水による線量評価 地下水バイパス水については，次の運用目標を満足していることを確認の上，排水するため，実効線量は 0.22mSv／年となる。 （以下，省略）	2.2.3　放射性液体廃棄物等による線量評価 2.2.3.1　線量評価の方法 (1)評価対象核種 ALPS 処理水については，トリチウム及びトリチウム以外の放射性核種を評価対象とする。なお，トリチウム以外の対象放射性核種の選定の考え方は，「3.2.1.2.3 (5)排水管理の方法」を参照。 サブドレン他浄化設備の処理済水は，Cs-134，Cs-137，Sr-90，H-3（以下，「主要核種」　という），及びその他 37 核種（計 41 核種※）を評価対象核種とする。 （※　41 核種は，「Ⅲ 第３編 2.1.2 放射性液体廃棄物等の管理」を参照） （中略） 2.2.3.2　各系統における線量評価 (1)評価対象の系統 以下の系統について線量評価を行う。 ○排水する系統 ・ALPS 処理水 ・地下水バイパス水 ・堰内雨水 ・サブドレン他水処理施設の処理済水 （中略） (2)排水による線量評価 ALPS 処理水については，排水前に，トリチウム以外の放射性核種の告示濃度限度比の和が 1 未満であることを測定等により確認する。また，排水にあたっては，海水による希釈（100 倍以上）を行い，排水中のトリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満となるよう管理しながら排水するため，トリチウムの寄与分については運用の上限値である 1,500 Bq/L を告示で定めるトリチウムの濃度限度で除し，それ以外の全ての核種の寄与分については告示濃度限度比総和 1 としたものを海水による最小の希釈倍率（100 倍）で除した上で，それぞれの和による実効線量は 0.035mSv／年となる。 地下水バイパス水については，次の運用目標を満足していることを確認の上，排水するため，実効線量は 0.22mSv／年となる。 （以下，省略）	ALPS 処理水の海洋放出に伴う追加

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
3.1.4　港湾内の海水，海底土，地下水及び排水路の放射性物質の低減 （中略） 3.1.4.3　低減対策の基本的考え方 （中略） (3)排水路の水の放射性物質濃度の低減対策 （中略）	3.1.4　港湾内の海水，海底土，地下水及び排水路の放射性物質の低減 （中略） 3.1.4.3　低減対策の基本的考え方 （中略） (3)排水路の水の放射性物質濃度の低減対策 （中略） (4)ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設における海水取水の放射性物質濃度の低減対策 海水取水設備の概念図を図４に示す。取水方法は，5,6 号機取水路開渠を仕切堤（捨石傾斜堤＋シート）にて 1～4 号機取水路開渠側の発電所港湾から仕切るとともに，北防波堤透過防止工北側の一部を改造（一部撤去）し，5,6 号機放水口北側の発電所港湾外から希釈用の海水を取水する。仕切堤を構築することで，1～4 号機取水路開渠側からの比較的放射性物質濃度の高い海水の流入を抑制する。	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置に伴う海水取水の放射性物質濃度の低減対策について追加
 図１　港湾内の海水，海底土及び地下水の放射性物質の低減対策	 図１　港湾内の海水，海底土及び地下水の放射性物質の低減対策	ALPS 処理水希釈放出に向けた仕切堤設置 記載の適正化（現場の実態に沿った図面の反映）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由

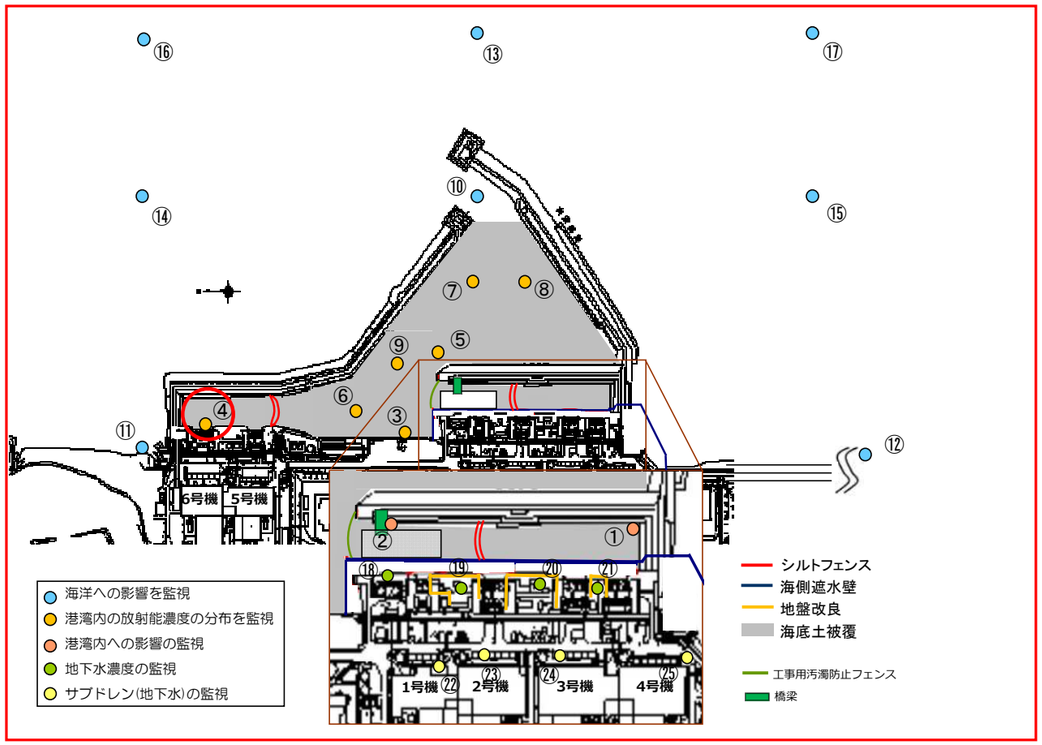


図２　港湾内外海水及び地下水のモニタリング計画（サンプリング箇所）

（中略）

表１　港湾内外海水，地下水及び排水路のモニタリング計画（分析項目，頻度）

エリア	サンプリング箇所		分析項目，頻度			
			γ線	H-3	全β	Sr-90
１～４号機取水路開渠内	①	１～４ 号機取水口内南側（遮水壁前）※1	毎日	１回/週	毎日	１回/週
	②	１～４ 号機取水口内北側（東波除堤北側）※1	毎日	１回/週	毎日	１回/週
港湾内	③	物揚場※1	毎日	１回/週	毎日	１回/週
	④	6 号機取水口前※1	毎日	１回/週	毎日	－
	⑤	港湾中央※1	毎日	１回/週	毎日	１回/週
	⑥	港湾内北側※1	毎日	１回/週	毎日	１回/週
	⑦	港湾内東側※1	毎日	１回/週	毎日	－
	⑧	港湾内南側※1	毎日	１回/週	毎日	－
	⑨	港湾内西側※1	毎日	１回/週	毎日	－
	⑩	港湾口※1	毎日	１回/週	毎日	１回/週

（中略）

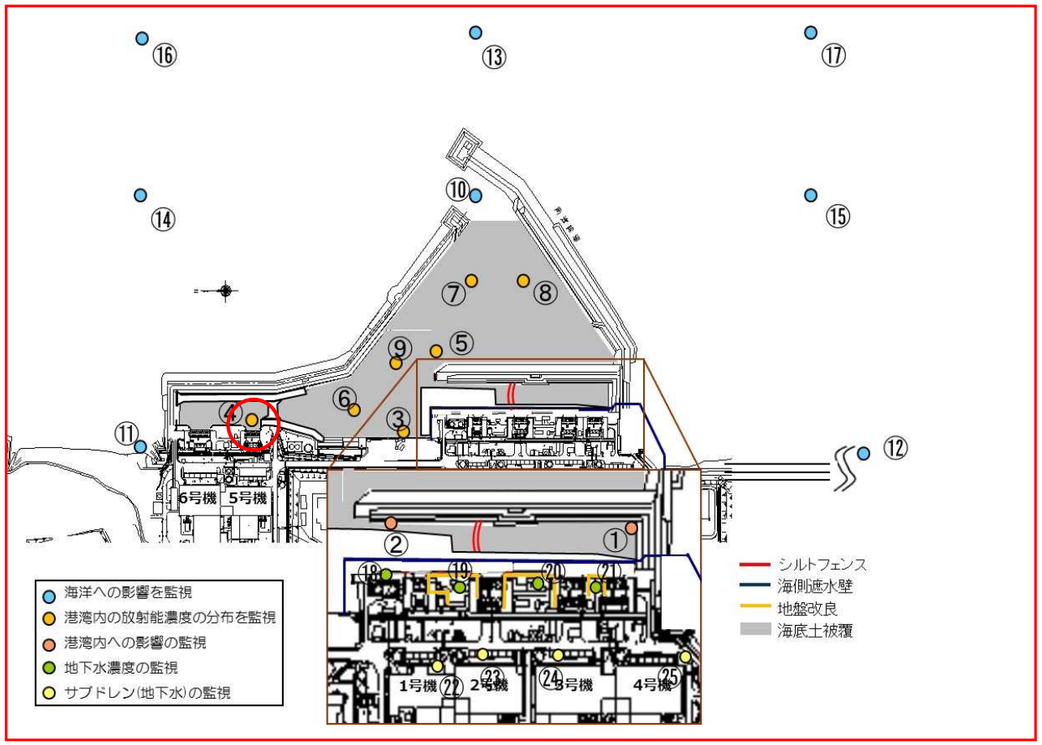


図２　港湾内外海水及び地下水のモニタリング計画（サンプリング箇所）

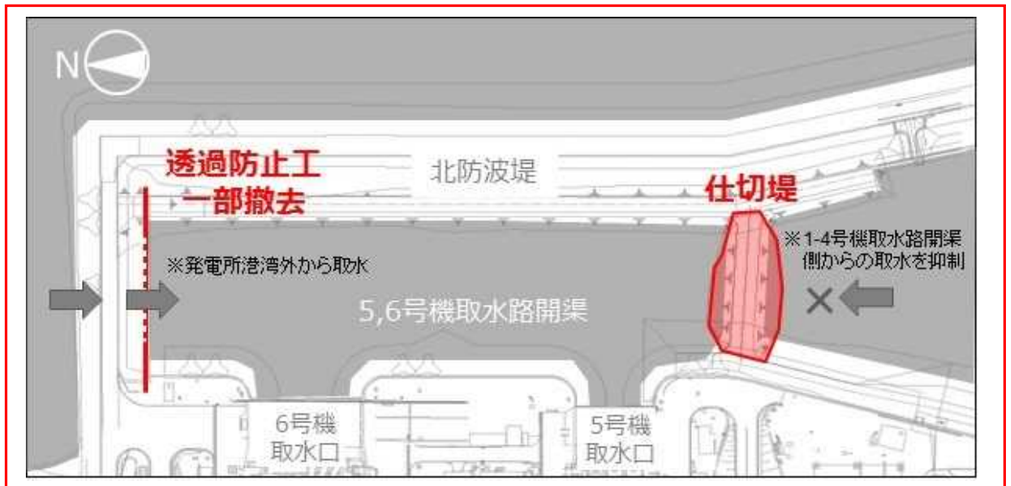
（中略）

表１　港湾内外海水，地下水及び排水路のモニタリング計画（分析項目，頻度）

エリア	サンプリング箇所		分析項目，頻度			
			γ線	H-3	全β	Sr-90
１～４号機取水路開渠内	①	１～４ 号機取水口内南側（遮水壁前）※1	毎日	１回/週	毎日	１回/週
	②	１～４ 号機取水口内北側（東波除堤北側）※1	毎日	１回/週	毎日	１回/週
港湾内	③	物揚場※1	毎日	１回/週	毎日	１回/週
	④	5 号機取水口前※1	毎日	１回/週	毎日	－
	⑤	港湾中央※1	毎日	１回/週	毎日	１回/週
	⑥	港湾内北側※1	毎日	１回/週	毎日	１回/週
	⑦	港湾内東側※1	毎日	１回/週	毎日	－
	⑧	港湾内南側※1	毎日	１回/週	毎日	－
	⑨	港湾内西側※1	毎日	１回/週	毎日	－
	⑩	港湾口※1	毎日	１回/週	毎日	１回/週

（中略）

ALPS 処理水希釈放出に向けた仕切堤設置
記載の適正化（サンプリング箇所の明確化）
記載の適正化（現場の実態に沿った図面の反映）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
	 図４　海水取水設備概念図	海水取水設備概念図の追加

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（第VI章　実施計画の実施に関する理解促進）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
VI　実施計画の実施に関する理解促進 （中略） 地元の方々に対しては，インターネット，自治体の広報誌への当社広報資料の折り込み，地元新聞紙への新聞広告など媒体の活用，訪問等を通じた双方向コミュニケーション活動など当社からの直接的な情報提供や説明を実施し，更にその機会の拡大を図っていく。また，プレス発表や定例的に実施している会見などマスメディアを通じたニュースや新聞記事による間接的な情報提供を実施する。これらの取り組みについては，双方向コミュニケーション活動において確認される地元の方々の声の傾向などを分析することで，理解促進の状況を把握するとともに，更なる理解促進に向けた取り組みを図る。 地元の方々の窓口となる地元自治体に対しては，各自治体※２と締結している「原子力発電所周辺地域の安全確保に関する協定書」及び「原子力発電所に係る通報連絡に関する協定書」に基づく通報連絡により，発電所の廃止措置等の進捗状況などは定期的に，核燃料の冷却機能や窒素封入設備の停止などは発生後直ちに，情報提供を実施する。また，福島県が事務局を務めている「通報連絡担当者会議」や「福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会」に対して，積極的な対応を行い，廃止措置や実施計画の取り組み状況などを計画段階から説明するとともに，メンバーの方々からのご意見についても真摯に対応する。更に地元自治体等については，直接発電所の現場を視察いただく。 （中略） この理解促進活動については，継続的な活動を行っていく中で，更なる理解促進に向けた改善・検討も継続的に実施していくこととしており，社長直轄のソーシャル・コミュニケーション室※３における指導，提言なども踏まえ，より良いものとなるよう努めていく。 ※１：燃料の冷却機能（原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉格納容器窒素封入設備，使用済燃料プール設備，原子炉格納容器ガス管理設備）の計画外停止，所内電源の広範囲に亘る停電，汚染水の敷地外漏えい懸念等 ※２：福島県，大熊町，双葉町，楢葉町，富岡町，広野町，浪江町，いわき市，田村市，南相馬市，川俣町，川内村，葛尾村，飯舘村 ※３：平成２５年４月１０日に社長の直轄に設置し，社会に対して適切なコミュニケーションを図っていくため，研修等による社会的感性の醸成活動，ソーシャル・コミュニケーション室所属のリスクコミュニケーターを活用した対話活動，トラブル時における適切な情報の公開に向けた社内各部門への提言などを実施	VI　実施計画の実施に関する理解促進 （中略） 地元の方々に対しては，インターネット，自治体の広報誌への当社広報資料の折り込み，地元新聞紙への新聞広告など媒体の活用，福島第一原子力発電所への視察，訪問等を通じた双方向コミュニケーション活動など当社からの直接的な情報提供や説明を実施し，更にその機会の拡大を図っていく。また，プレス発表や定例的に実施している会見などマスメディアを通じたニュースや新聞記事による間接的な情報提供を実施する。これらの取り組みについては，双方向コミュニケーション活動において確認される地元の方々の声の傾向などを分析することで，理解促進の状況を把握するとともに，更なる理解促進に向けた取り組みを図る。 地元の方々の窓口となる地元自治体に対しては，各自治体※２と締結している「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の廃炉等の実施に係る周辺地域の安全確保に関する協定書」及び「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の廃炉等の実施に係る周辺市町村の安全確保に関する協定書」に基づく通報連絡により，発電所の廃止措置等の進捗状況などは定期的に，核燃料の冷却機能や窒素封入設備の停止などは発生後直ちに，情報提供を実施する。また，福島県が事務局を務めている「通報連絡担当者会議」や「福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会」に対して，積極的な対応を行い，廃止措置や実施計画の取り組み状況などを計画段階から説明するとともに，メンバーの方々からのご意見についても真摯に対応する。更に地元自治体等については，直接発電所の現場を視察いただく。 （中略） この理解促進活動については，継続的な活動を行っていく中で，更なる理解促進に向けた改善・検討も継続的に実施していくこととしており，渉外・広報ユニット広報室※３及び廃炉情報・企画統括室※４における指導，提言なども踏まえ，より良いものとなるよう努めていく。 ※１：燃料の冷却機能（原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉格納容器窒素封入設備，使用済燃料プール設備，原子炉格納容器ガス管理設備）の計画外停止，所内電源の広範囲に亘る停電，汚染水の敷地外漏えい懸念等 ※２：福島県，大熊町，双葉町，楢葉町，富岡町，広野町，浪江町，いわき市，田村市，南相馬市，川俣町，川内村，葛尾村，飯舘村 ※３：社会に対して適切なコミュニケーションを図っていくため，渉外・広報ユニット広報室所属のリスクコミュニケーターを活用した広聴・広報活動，トラブル時における適切な情報の公開に向けた社内各部門への提言などを実施 ※４：トラブルや中規模災害および非常事態発生時において，また，廃炉事業を計画的に進めるにあたり，地域目線を反映した情報発信や設備形成を実行させるため，福島第一廃炉推進カンパニー内の司令塔を担う廃炉・汚染水対策最高責任者（CDO）直属の組織として２０２１年８月１日に設置した。	記載の適正化 廃炉情報・企画統括室を追加 記載の適正化 廃炉情報・企画統括室の設置に伴う追加

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 別冊集 （中略） 別冊２６　３号機原子炉格納容器内取水設備に係る補足説明 Ⅰ　３号機原子炉格納容器内取水設備の構造強度及び耐震性について 別冊２８　２号機　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明 Ⅰ　燃料取り出し用構台　補足説明資料 Ⅱ　換気設備　換気風量について Ⅲ　原子炉建屋オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の耐震性についての計算書 Ⅳ　2 号機燃料取扱設備及び燃料取り出し用構台に対する 1/2Ss450 評価について Ⅴ　2 号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書	福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 別冊集 （中略） 別冊２６　３号機原子炉格納容器内取水設備に係る補足説明 Ⅰ　３号機原子炉格納容器内取水設備の構造強度及び耐震性について 別冊２７　ALPS 処理水希釈放出設備に係る補足説明 Ⅰ　ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度について Ⅱ　ALPS 処理水希釈放出設備の公称値の許容範囲について 別冊２８　２号機　使用済燃料プールからの燃料取り出し設備に係る補足説明 Ⅰ　燃料取り出し用構台　補足説明資料 Ⅱ　換気設備　換気風量について Ⅲ　原子炉建屋オペレーティングフロア床面に設置する遮蔽体の耐震性についての計算書 Ⅳ　2 号機燃料取扱設備及び燃料取り出し用構台に対する 1/2Ss450 評価について Ⅴ　2 号機燃料取扱設備破損時の被ばく評価についての計算書	ALPS 処理水希釈放出設備設置に伴う追加

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（別冊２７　ALPS 処理水希釈放出設備に係る補足説明）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
（現行記載なし）	別冊２７ ALPS 処理水希釈放出設備に係る補足説明 （新規記載） （以下，省略）	ALPS 処理水希釈放出設備設置に伴う新規記載

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（参考資料）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
（現行記載なし）	参考資料 「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針」を踏まえた対応について （新規記載） （以下，省略）	参考資料を追加

福島第一原子力発電所　特定原子力施設に係る実施計画変更比較表（参考資料_添付資料 1）

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
（現行記載なし） （以下，省略）	添付資料－１ 政府方針を踏まえた対応について （新規記載） （以下，省略）	政府方針を踏まえた対応についてを追加

変　更　前	変　更　後	変　更　理　由
（現行記載なし） （以下，省略）	添付資料－２ ALPS 処理水の海洋放出に係る放射線影響評価報告書（設計段階・改訂版） （新規記載） （以下，省略）	ALPS 処理水の海洋放出に係る放射線影響評価報告書（設計段階・改訂版）を追加

2.4　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（2.2 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（2.3 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，「Ⅰ 2.3.7 放射性廃棄物」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。

2.4.1　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

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（１／８）

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	原子炉の冷却計画	・中長期的な温度計故障による原子炉冷温停止状態の監視不能リスク	原子炉圧力容器代替温度計の新設		原子炉圧力容器の既設温度計について，既設温度計の故障に備えて，追加温度計を設置できるように，温度監視が可能な箇所を選定し，各号機の温度監視のバックアップが保たれるようにする。	2 号機:平成 24 年 10 月設置完了 1，3 号機:平成 31 年 4 月に作業の成立性，温度計設置の成立性の観点から設置が困難である旨報告（毎月，温度計信頼性評価を実施）	①温度計がメンテナンスできないことにより故障し，使用可能な温度計がなくなった場合は冷却状態の監視ができなくなる。 ②温度が監視できなくなるが，直接的に放射性物質の追加放出リスクに影響はない。 ③新旧の温度計はともに建屋内に設置されているため外部事象に対するリスクは小さい。 ④既設温度計は劣化により故障する可能性が増加する。 ⑤2 号機の温度計の故障が多いことから 2 号機を優先的に設置することが妥当である。1，2 号機についても順次設置を検討していく予定である。 ⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。 ⑦既設の圧力容器温度計等の計器の劣化に備え，設置時期，箇所，方法について検討を実施する。
			格納容器内監視計器設置		原子炉格納容器内の既設温度計については，故障した場合，メンテナンスや交換ができないことから，原子炉格納容器内部の冷温停止状態の直接監視のために，代替温度計を格納容器貫通部から挿入する。	1 号機：平成 24 年 10 月設置完了 2 号機：平成 24 年 9 月設置完了 平成 25 年 8 月追加設置完了 3 号機：平成 27 年 12 月設置完了	①温度計がメンテナンスできないことにより故障し，使用可能な温度計がなくなった場合は格納容器内の冷却状態の監視ができなくなる。 ②温度が監視できなくなるが，直接的に放射性物質の追加放出リスクに影響はない。 ③新旧の温度計はともに建屋内に設置されているため外部事象に対するリスクは小さい。 ④既設温度計は劣化により故障する可能性が増加する。 ⑤３号機の原子炉建屋内は線量が高いため，1，2 号機の設置を優先させることは妥当である。３号機については，設置作業ができるよう環境改善後，速やかに設置する計画を立案する。 ⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。 ⑦既設の格納容器温度計等の計器の劣化に備え，設置時期，箇所，方法について検討を実施する。
プラントの安定状態維持・継続に向けた計画	原子炉の冷却計画	・注水機能停止リスク ・放射性物質の系外放出リスク	循環注水冷却水源の信頼性向上対策	復水貯蔵タンクへの運用変更と復水貯蔵タンク炉注水ポンプ配管のポリエチレン管化	原子炉注水設備について，水源を仮設バッファタンクから，既設の復水貯蔵タンクに変更することにより，水源保有水量の増加，水源の耐震性向上を図る。さらに配管距離の短縮，ポリエチレン管の新設配管設置により，注水機能喪失及び漏えいリスクの低減を図る。	平成 25 年 7 月復水貯蔵タンクの運用開始 平成 26 年 2 月復水貯蔵タンク炉注水ポンプ配管のポリエチレン管化対策完了	①炉注設備は既に多様性，多重性を備えており，一定の信頼性は確保されているが，期待される更なる信頼性向上が図れない。 ②炉注機能が停止した場合の放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③水源を復水貯蔵タンクに変更することにより水源の耐震性が高くなるためリスクは低減する。 ④現行設備でも適切な保全により長期間使用可能と考えており，時間的なリスクの変化は小さい。 ⑤炉注設備の信頼性を向上させることはリスク低減に寄与するため可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施することにより直接的に増加するリスクはないが，設置環境の線量が高いため被ばく量が増加する。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
				漏えい時の敷地外放出防止対策（堰や漏えい検出設備等の設置検討）	原子炉注水設備の配管等に漏えいが発生した場合の敷地外放出防止・早期検知のために堰や漏えい検知設備を設置する。	平成 25 年 12 月設置完了	①漏えい時における放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 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。 ③漏えい拡大防止を目的としており，外部事象に対する設備破損リスクは変化しない。 ④漏えい拡大防止を目的としており，時間的にリスクは変化しない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
				仮設ハウスの恒久化対策	原子炉注水設備のポンプ等を恒久化したハウス内等に配置することにより，台風，塩害，凍結等の外部事象による設備の故障防止を図る。	平成 25 年 2 月設置完了	①凍結等の外部事象リスクが低減しない。 ②炉注機能が停止した場合の放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③仮設ハウスを恒久化することで外部事象に対するリスクは低減する。 ④仮設ハウスを恒久化するものであり，時間的なリスクは変化しない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
			建屋内循環ループ構築		水処理設備など建屋外に設置された設備を経由しない循環ループを形成し，系外への放出リスクを低減する。また，建屋内滞留水をそのまま冷却水として使用することにより，水処理設備等の処理量，あるいは原子炉格納容器からの漏えい水量に依存せずに，原子炉注水量を増加させるシステムが構築出来る。	平成 28 年 10 月運用開始 （建屋滞留水循環冷却は，燃料デブリ取り出しに合わせ検討中）	①大循環ループからの漏えいリスクが低減しない。 ②屋外に敷設されているループ長が縮小する分，漏えいリスクを低減する。 ③建屋内に設置することで，気象等に関わる外部事象に対するリスクが低減する。 ④現行設備でも適切な保全により長期間使用可能と考えており，時間的なリスクの変化は小さい。 ⑤建屋内循環ループを構築する前段階として，滞留水水質，作業環境や格納容器止水作業等との干渉も含めて取水場所等を検討する必要があるため，目標時期までに対策できるよう，実施に向けての調査・検討を行っている。 ⑥作業員の被ばくリスクに加え，建屋内が高線量となるリスクがある。 ⑦滞留水水質の傾向監視，ライン構成の最適化，除染等の環境改善等を考慮し，効果的な対策となるよう検討していく必要がある。

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

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（２／８）

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	原子炉の冷却計画	・原子炉圧力容器・格納容器内不活性雰囲気維持機能喪失リスク	原子炉圧力容器・格納容器への窒素供給装置の増設	窒素供給装置は常用している２台の内１台の運転で，原子炉格納容器内の水素濃度を可燃濃度（４％）以下に維持するのに十分な性能を保持している。また運転号機が停止しても予備の装置を起動するまでの余裕時間も十分確保（100 時間以上）されていることから，常用１台の運転で問題はないが，更なる信頼性向上のため，常用の窒素ガス分離装置を１台増設する。	平成 25 年 3 月設置完了	①原子炉格納容器内窒素封入設備は，非常用電源を装備した窒素供給装置の設置により多重性を確保しているものの，常用機器の長期間停止を伴う点検等を行う場合には，常用機器が単一状態となる。 ②現状の設備設置状況でも機器の多重性を確保していること，運転号機が停止した場合の停止余裕時間も十分に確保（100 時間以上）されていることから，今回の更なる信頼性向上対策が無くとも，水素爆発の可能性は十分に低く抑えられていると考えている。 ③高台に設置することにより，外部事象に対するリスクは低減する。 ④設備の経年的な劣化により窒素供給設備が故障するリスクが増加するが，装置の増設により，より適切な保守管理が可能となる。 ⑤窒素供給装置の信頼性を向上させることはリスク低減に寄与するため，早期に実施することが望ましく既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦実施できないリスクはない。
			水素の滞留が確認された機器への窒素ガス封入	サプレッションチェンバ(S/C)気相部等の高濃度の水素滞留が確認された機器について，窒素ガスの封入等により不活性状態にする。	1 号機：平成 24 年 10 月より対応中 2 号機：平成 25 年 5 月より対応中 3 号機：S/C 内閉空間気相部の水素残留状況の調査を検討中	①今回確認されたサプレッションチェンバ内の高濃度の水素は，事故初期に発生したものの残留物であると考えられ，酸素濃度が低いことや現在まで閉空間内に安定して存在してきてきたことを鑑みると，水素爆発が発生する緊急性は低いと考えられる。しかしながら，水素パージを行わなければ，この状況が継続する。 ②サプレッションチェンバは格納容器の一部であること，閉空間の容積によっては水素の残留量が大きい可能性があることから，万一水素爆発が発生した際に放射性物質が放出されるリスクがあるが，本対策により低減ができる。 ③水素パージにより外部事象に対する水素爆発のリスクは低減する。 ④事故後現在まで安定した状態を維持していることや水の放射線分解の寄与は小さいと考えられること，格納容器内については窒素封入により不活性状態は維持され，格納容器ガス管理設備により水素濃度を監視していることから，時間的リスクが急激に増加することはないと考えられる。 ⑤サプレッションチェンバ補修工事等の関連工事や現場線量環境を考慮した上で，現場調査等を慎重に行い，高濃度の水素が確認された場合には，早期に対策を実施する必要がある。 ⑥建屋内の高線量作業であるため，作業員の被ばくリスクに加え，水素濃度の挙動を確認しつつ作業を行う必要がある。 ⑦現場の状況を踏まえて安全に水素パージができるように窒素封入方法を検討する必要がある。

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

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（３／８）

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	・放射性物質の系外放出リスク	汚染水処理設備等の信頼性向上	滞留水移送・淡水化装置周りの耐圧ホースのポリエチレン管化	滞留水移送・処理設備において耐圧ホースを使用している箇所をより信頼性の高いポリエチレン管等に交換することにより，滞留水，処理水の漏えいリスク，漏えい水による他の設備損傷リスク，漏えい時の作業環境悪化リスクの低減を図る。	平成 24 年 8 月対策完了	①滞留水移送ラインからの放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 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。 ③ポリエチレン管等へ取替を行うことにより，地震等の外部事象に対するリスクは低減する。 ④ポリエチレン管等へ取替を行うことにより，時間的な設備劣化損傷リスクは低減する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦ポリエチレン管等の敷設が出来ない場合は，堰等により漏えいの拡大防止を図る。
				中低濃度タンク増設，及びＲＯ濃縮水一時貯槽のリプレース	ALPS 処理水の貯留場所確保のために中低濃度タンクを増設する。	令和 2 年 12 月目標容量の中低濃度タンク設置を完了（合計 137 万 m^3）	①日々増加し続ける ALPS 処理水の保管場所が無くなり，貯留できなくなるリスクがある。 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。 ③貯蔵量を確保することが目的であり，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④中低濃度タンクの経年劣化により漏えいリスクは増加する。 ⑤貯留場所確保のため，計画的に増設していく必要があり，既に実施している。 ⑥滞留水・処理水貯蔵量の増加により，漏えいリスクは増加する。 ⑦中低濃度タンク設置場所には限界があるため，緩和措置として，地下水流入量低減対策を確実に実施する必要がある。
				中低濃度タンクエリアへの堰等の設置	中低濃度タンクエリアに堰等を設置することにより，貯蔵タンクからの漏えいの早期発見と大規模漏えい時の系外への拡大防止	中低濃度タンク設置に合わせ順次実施。目標容量（137 万 m^3）の中低濃度タンク設置分は，漏えい拡大防止策を実施済	①漏えい時における放射性物質の追加放出リスクが低減しない。 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。 ③漏えい拡大防止を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④漏えい拡大防止を目的としており，時間的にリスクは変化しない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
			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 月により本格運転開始 増設 ALPS：平成 29 年 10 月より本格運転開始 高性能 ALPS：平成 26 年 10 月ホット試験実施済	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。 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。 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。 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。 ⑤可能な限り早期に実施することが必要であり，ホット試験を実施中である。 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。 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。
			可能なトレンチから順次，止水・回収の実施		トレンチ内の滞留水を回収し，系外への漏えい防止を図る。	可能なトレンチ等から順次，止水・回収を実施中 海水配管トレンチ内汚染水除去完了 2 号機： 平成 27 年 6 月（トレンチ内滞留水移送完了） 平成 29 年 3 月（立坑充填完了） 3 号機： 平成 27 年 7 月（トレンチ内滞留水移送完了） 平成 27 年 8 月（立坑充填完了） 4 号機： 平成 27 年 12 月（トレンチ内滞留水移送完了，立坑充填完了） 1 号機：対応中	①津波の浸入等により滞留水が敷地外へ流出するリスクが低減しない。 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。 ③対策を実施することにより津波の浸入等による滞留水が敷地外へ流出するリスクは低減する。 ④現在でも適切な管理を行っているが，高濃度滞留水のコンクリート健全部中の拡散を評価したところ，トレンチ部は 10～13 年で外表面に達するリスクがある。 ⑤止水方法の成立性等を検討し，可能なトレンチから順次実施していくことが望ましく，また，並行して津波対策を実施予定。 ⑥対策を実施するリスクは小さいが，トレンチ内滞留水の処理が必要となる。 ⑦現場の状況を踏まえた止水方法等を検討する必要がある。

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

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（４／８）

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	・放射性物質の 系外放出リスク	建屋の津波対策（建屋開口部の閉鎖・水密化）	仮設防潮堤を超える津波が建屋開口部から浸入し，建屋地下に滞留している高濃度滞留水が系外へ漏えいしないよう建屋開口部の閉鎖・水密化等を行う。	令和４年１月建屋開口部閉止（合計 127 箇所）完了	①津波の浸入等により滞留水が敷地外へ流出するリスクが低減しない。 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。 ③対策を実施することにより津波の浸入等による滞留水が敷地外へ流出するリスクは低減する。 ④現在でも適切な管理を行っている上，水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるが，時間的なリスクの変化は小さい。 ⑤現場状況を勘案し，対策の必要な箇所については，可能な限り早期に実施することが望ましい。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦現場の状況を踏まえた止水方法等を検討する必要がある。
		・滞留水の発生量の増加リスク	サブドレンの復旧	建屋周辺の地下水を汲み上げる設備（サブドレン）を復旧し，地下水位を下げることにより，建屋内への地下水流入量の低減を図る。	平成 27 年９月サブドレン稼働開始	①建屋への地下水流入量が減少しないため，汚染水の増加リスクは低減しない。 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。 ③地下水流入量低減を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるものの，建屋への地下水の流入量を低減できないため，建屋内滞留水の漏えいリスクが増加する。 ⑤可能な限り早期に実施していく必要があり，復旧計画を検討中。 ⑥対策を実施するリスクは小さいが，サブドレン水の浄化が必要となる。 ⑦他の地下水流入量低減対策として，地下水バイパスを早期に稼働することで地下水流入量抑制を図る。
			地下水バイパスの設置	建屋周辺の地下水は山側から海側に向かって流れていることから，建屋山側の高台で地下水を揚水し，その流路を変更して海にバイパスすることにより，建屋周辺の地下水位を段階的に低下させ，建屋への地下水流入量の低減を図る。	平成 26 年５月地下水バイパス稼働開始	①建屋への地下水流入量が減少しないため，汚染水の増加リスクは低減しない。 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。 ③地下水流入量低減を目的としており，外部事象に対するリスクは変化しない。 ④水処理の継続により，滞留水中のインベントリは低減していく方向であるものの，建屋への地下水の流入量を低減できないため，建屋内滞留水の漏えいリスクが増加する。 ⑤干渉する作業などはないことから，可能な限り早期に実施することが望ましい。 ⑥揚水井稼働により建屋の周辺地下水位が下がりすぎ，建屋の汚染水が流出するリスクやバイパスの揚水井に汚染した地下水を引き込み，海域へ放出されるリスクへの対応が必要である。 ⑦揚水井を稼働しても建屋への地下水流入が想定どおり減少しない場合も考慮し，水処理・貯留場所の確保を行う必要がある。

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

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（５／８）

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	電気系統設備の信頼性向上	・単一故障による電源停止リスク	タービン建屋内所内高圧母線設置及び重要負荷の供給元変更	1系統で供給していた重要負荷に対し，タービン建屋２階に設置する２系統の所内高圧母線から供給できるようにすることで信頼性を向上させる。	平成 25 年３月タービン建屋内所内高圧母線設置完了 平成 25 年７月重要負荷の供給元変更完了	①1 系統で電源供給している重要負荷については，電源喪失時は一部小型発電機にて機能維持ができるが，機能喪失に繋がるリスクは低減しない。 ②重要度の高い原子炉注水設備の更なる信頼性向上に寄与するとともに，使用済燃料プール設備の一部の動的機器について，電源を２系統から供給できるようになるため，燃料の損傷による放射性物質の追加放出リスクを低減できる。 ③タービン建屋２階に設置されている所内高圧母線から供給できることにより，津波に対する電源喪失リスクは低減する。 ④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない
		・津波浸水による電源喪失リスク	共用プール建屋の防水性向上	所内共通ディーゼル発電機 A．B が設置されている共用プール建屋に対して津波対策として防水性を向上させる。	平成 25 年９月対策完了	①共用プール建屋内への津波の浸入による所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能喪失のリスクは低減しない。 ②共用プール建屋内への津波の浸入を防止することで，所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能が維持できるため燃料の損傷による放射性物質の追加放出リスクは低減する。 ③津波による所内共通ディーゼル発電機の電源供給機能喪失のリスクを低減できる。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，実施に向け検討を進めている。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦現場の状況を踏まえた方法を検討する必要がある。
		・電源喪失時の復旧遅延リスク	小型発電機・電源盤・ケーブル等の資材の確保	津波・地震による全交流電源喪失を伴う異常時に備えて，重要設備の復旧作業に必要な屋外照明等の資材を確保する。	平成 25 年３月対策完了	①津波や地震により全交流電源喪失を伴う異常が発生した場合に，屋外照明等が無いことにより重要な設備の緊急復旧作業が遅延するリスクがある。 ②放射性物質の追加放出リスクはないが，全交流電源喪失等の異常が発生した場合に，照明が無いことにより重要な設備の緊急復旧作業が遅延するリスクがある。 ③復旧資材の確保に対して外部事象に対するリスクはない。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない
			所内高圧母線 M/C（非常用 D/G　M/C を含む）の免震重要棟からの遠方監視・操作装置の新設	免震重要棟からの遠方監視・操作を可能とし，異常の早期検知を図る。	平成 25 年１月対策完了	①電源喪失時に異常の検知等が遅れることで復旧作業が遅延するリスクがある。 ②対策を実施することで原子炉注水設備等の重要負荷の電源供給機能の長期機能喪失を防止することができるため，燃料の損傷等による放射性物質の追加放出リスクは低減する。 ③対策を実施することで外部事象に対する電源供給機能の長期喪失リスクは低減する。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に完了している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。

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

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（６／８）

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
発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画	海洋汚染拡大防止計画		・放射性物質が地下水に流出した際の海洋への放出リスク	遮水壁の設置	建屋内の汚染水が地下水に流出した場合，汚染された地下水が地下の透水層を経由して海洋に流出することを防止する	平成 27 年 10 月設置完了	①汚染水が地下水に流出した場合の汚染水が海洋等へ流出するリスクが低減しない。 ②汚染水が地下水に流出した場合，放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③敷地内の汚染水保管設備が破損した場合，遮水壁が汚染水流出の歯止めとなるため，外部事象に対するリスクは低減できる。 ④汚染水流出の歯止めが目的であり，リスクの時間的な変化はない。 ⑤干渉する作業などはないことから，早期に設置することが望ましく，既に実施している。 ⑥地下水ドレンでくみ上げた水により構内の保管水量が増加する。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
			・港湾内の放射性物質の海洋への拡散リスク	港湾内海底土の浚渫・被覆等	港湾内の環境改善のために海底の汚染土の除去と大型船舶の航路・泊地を確保することを目的に，港湾内海底土の浚渫・被覆等を実施する。 浚渫した土は航路・泊地エリア外に一時的に集積させることとし，集積した土については再拡散防止のため，被覆等を実施する。	平成 28 年 12 月対策完了	①港湾内の海底土が波浪等により再拡散し，港湾外に放出するリスクが低減しない。 ②波浪等により海底土が再拡散した場合，放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③対策を実施することで外部事象により海底土が再拡散するリスクは低減する。 ④海底土の拡散防止が目的であり，リスクの時間的な変化はない。 ⑤港湾内の船舶航行及び海上作業の輻輳状況を把握した上で，実施時期を検討する。 ⑥海底土が再拡散しない施工方法を選択することによりリスクは小さくなる。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
	放射性廃棄物管理及び敷地境界の放射線量低減に向けた計画	ガレキ等	・敷地内被ばくリスク	瓦礫類の覆土式一時保管施設の増設 または一時保管エリアＡの追加遮へい	施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による敷地境界線量 1mSv/年未満を達成するため，瓦礫等の保管施設の増設等を実施する。また，これらの作業により，敷地内全体の雰囲気線量も低減され，作業環境の改善にもなる。	平成 27 年 6 月設置完了	①「措置を講ずべき事項」に要求されており，対策を実施しない場合，平成 25 年 3 月末時点での敷地境界線量 1mSv/年未満の目標達成が困難となる。 ②敷地境界線量の目標達成が目的であり，放射性物質の追加放出リスクは小さい。 ③対策を実施することにより，竜巻等による瓦礫等の飛散するリスクは低減する。 ④敷地境界線量の目標達成が目的であり，時間的なリスクの変化はない。 ⑤平成 24 年度内に達成することを目標としており，作業としては既に実施している。 ⑥対策を実施することで，作業員等への被ばくが発生する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。 ⑦対策を実施できない場合，施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による平成 25 年 3 月末時点での敷地境界線量 1mSv/年未満が達成できなくなる。なお，代替策は時間的な制約から困難である。また，保管施設設置場所は限界があるため，放射性廃棄物の減容等を確実に実施する必要がある。
				覆土式の伐採木一時保管槽の設置		平成 24 年 12 月設置完了	
		水処理二次廃棄物	・敷地内被ばくリスク ・放射性物質の系外放出リスク	使用済セシウム吸着塔一時保管施設（第三施設，第四施設）の設置		第三施設：平成 26 年 2 月設置完了 第四施設：平成 25 年 6 月設置完了	
				吸着塔保管施設の遮へい設置ならびに吸着塔の移動		遮へい設置：平成 25 年 3 月設置完了 移動:平成 26 年 3 月移動完了	
		気体廃棄物	・放射性物質の系外放出リスク	２号機ブローアウトパネルの閉止	２号機原子炉建屋ブローアウトパネルを閉止することで，原子炉建屋から大気への放射性物質の放出を抑制する。	平成 25 年 3 月閉止完了	①対策を実施しない場合，原子炉建屋から放射性物質が放出する状態が継続する。 ②原子炉の状態に変化がなければ，追加放出リスクに変化はない。 ③対策を実施することにより暴風等の外部事象に対するリスクは低減する。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤早期に実施する必要があるが，ブローアウトパネルを閉止することで，原子炉建屋内の作業環境悪化が懸念されることから，空調設備設置完了後に実施する。 ⑥対策を実施することで原子炉建屋内の作業環境悪化が懸念されるため，これらを改善するための空調設備の設置が必要。 ⑦現場の状況を踏まえた方法等を検討する必要がある。
				３，４号機使用済燃料取出用カバーの設置，フィルタ付換気設備の設置・運転	使用済燃料プールから燃料を取り出すにあたって，作業時の放射性物質の舞い上がりによる大気への放射性物質放出を抑制するため，カバー並びに換気設備の設置を行う。	3 号機：平成 30 年 2 月燃料取り出し用カバー設置完了 4 号機：平成 25 年 11 月燃料取り出し用カバー設置完了 3 号機：平成 30 年 6 月換気空調設備設置完了 4 号機：平成 25 年 10 月換気空調設備設置完了	①対策を実施しない場合，使用済燃料取出し作業に伴う舞い上がりにより，放射性物質が放出するリスクが低減しない。 ②使用済燃料取出し作業に伴う舞い上がりによる放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③カバーの設置により，風雨により作業性が悪化するリスクを低減できる。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤早期に実施していく必要があり，既に工事を実施している。 ⑥対策を実施することで，作業員等への被ばくが発生する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。 ⑦現場の状況を踏まえた方法等を検討する必要があり，現場の状況により使用済燃料の取り出し作業が遅れるリスクがある。
	敷地内除染計画		・敷地内被ばくリスク	敷地内の除染計画の策定・実施	敷地内の雰囲気線量を低減させることにより，作業被ばくを低減させるとともに，ノーマスクエリア等を拡大し，作業員の作業負担軽減を図る。	平成 30 年 5 月以降除染や舗装等の対策により構内全体の 96%のエリアで一般作業服と防塵マスク等の軽装備で作業が可能	①対策を実施しない場合，敷地内の雰囲気線量が低減しない。 ②被ばく抑制が目的であり，放射性物質の追加放出リスクは小さい。 ③外部事象に対するリスクは小さい。 ④時間的なリスクの変化はない。 ⑤対象範囲が広範囲であること，一部雰囲気線量が非常に高い所もあることから，段階を踏んで，計画的に実施していくことが必要。現在，その認識の基，比較的に効果が見込めるエリアを選定し，作業を実施している。 ⑥対策を実施することで，作業員等の被ばくが増加する。その為，線量管理等を適切に実施することが必要。 ⑦現場の線量に応じた除染方法を検討する必要がある。

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

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（７／８）

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
使用済燃料プールからの燃料取出計画	１～６号機 使用済燃料 プール	・冷却機能喪失リスク	１～４号機使用済燃料プール循環冷却設備の信頼性向上対策	予備品の確保	ＳＦＰ冷却については，震災後設置した冷却設備等により継続してプールの冷却・浄化等を実施している。昨年に設置した設備の故障等により，冷却機能が一時停止する事象が発生したため，これらの再発を防止するため予備品の確保並びに電源の多重化を行う。	平成 25 年 4 月対策完了	①電源停止等により冷却機能が一時的に喪失するリスクが低減しない。 ②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③外部事象に対するリスクは継続する。 ④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。
				所内電源（M/C）多重化		1，2 号機：平成 25 年 3 月対策完了 3，4 号機：平成 25 年 6 月対策完了	
			１～６号使用済燃料プールから共用プールへの燃料移動		１～４号使用済燃料プールには約 3，000 体の燃料集合体が保管（1 号機：392 体，2 号機：615 体，3 号機：566 体，4 号機：1533 体）されており，これらの崩壊熱を除去するため，震災後に使用済燃料プール循環冷却系を設置している。これら冷却設備については，震災直後に設置した設備であるため，信頼性向上対策等を実施することで冷却機能が継続できるよう対策を講じているが，これら機能が長時間停止した場合，使用済燃料の崩壊熱により，最悪の場合，使用済燃料が溶融し，大気へ放射性物質を放出する可能性が考えられる。その為，使用済燃料をより信頼性の高い冷却機能を有し，雰囲気線量が低く管理しやすい，共用プールに移送し，保管・管理を実施する。 ５，６号使用済燃料プールには約 3，000 体の燃料集合体が保管（5 号機：1,542 体，6 号機：1,654 体）されており，これらの崩壊熱を除去するため，既存の燃料プール冷却浄化系で冷却をしている。廃炉の決定を踏まえ，５，６号機使用済燃料プールの使用済燃料においても，１，２号機の作業に影響を与えない範囲で共用プールに移送していく。	1 号機：令和 9 年度～令和 10 年度燃料取り出し開始 2 号機：令和 6 年度～令和 8 年度燃料取り出し開始 3 号機：令和 3 年 2 月燃料取り出し完了 4 号機：平成 26 年 12 月燃料取り出し完了 5 号機：令和 6 年度より燃料取り出し開始 6 号機：令和 4 年度より燃料取り出し開始	①使用済燃料の冷却機能が長時間停止した場合，使用済燃料の崩壊熱により，最悪の場合，使用済燃料が溶融し，大気へ放射性物質を放出するリスクは低減しない。 ②冷却機能が長時間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③共用プールへ１～６号機使用済燃料プールの使用済燃料を受け入れることにより，使用済燃料プールでの地震，津波等の外部事象の影響による冷却機能喪失時のリスクが低減する。 ④冷却設備の劣化より，リスクは経時的に増加する。一方，冷却機能を長期間継続することで使用済燃料の崩壊エネルギーが減少していき，仮に設備が停止しプールの水温が上昇しても管理値に達するまでの時間は長くなる。 ⑤使用済燃料を取り出すには，原子炉建屋上部の瓦礫等の撤去，燃料取り出し用カバー，燃料取扱設備の設置等が必要であり，これらを事前に行う必要がある。これら準備が整い次第，早期に行うことが必要である。 ⑥使用済燃料を共用プール等へ移送させるため，移送時の燃料落下防止対策等を講じる必要がある。また，高線量雰囲気であれば，除染等の作業等を行うことも検討する必要があり，作業員の被ばく管理等を適切に行う必要がある。 ⑦瓦礫の影響や燃料ハンドルの変形等により取り出しが不可となった場合，後工程の燃料デブリ取り出し工程に影響を及ぼす可能性があることから，これらの取扱方法について検討している。
	共用プール	・貯蔵容量の不足リスク	共用プールから仮保管設備への燃料移動		共用プールには保管容量６８４０本に対して，既に６３７７本保管している。今後，使用済燃料プールから使用済燃料を受け入れるため，十分に冷却が進んだ使用済燃料を乾式キャスクに移し，共用プールの燃料受入容量を確保する。	平成 25 年 6 月以降順次実施	①対策を実施しない場合，使用済燃料プールからの燃料移送が困難となり，使用済燃料プールでの冷却機能喪失時におけるリスク等が低減されない。 ②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③乾式キャスクに移し，高台の仮保管施設に移動することにより津波に対するリスクが低減する。 ④対策を実施しない場合，使用済燃料プールからの燃料移送が困難となり，使用済燃料プールでの冷却機能喪失時におけるリスク等が低減されない。 ⑤使用済燃料取り出しのために空き容量確保のため，計画的に実施する必要がある。 ⑥キャスク移送時の燃料落下防止対策等を講じる。 ⑦従前より実績のある取扱作業であるが，共用プール内の燃料払い出し作業と受け入れ作業の輻輳による遅延が発生しないよう工程管理を検討する必要がある。
		・被災したキャスクの腐食等のリスク	キャスク保管建屋から共用プールへのキャスク移動		キャスク保管建屋には，震災前から保管している乾式燃料キャスクがあり，震災の影響により海水等を被っており，腐食等の影響が懸念される。また，パトロール時の線量，温度測定で異常の無いことを確認しているものの，常用の監視系は使用できない状況である。その為，これらキャスクを共用プールに移送し，キャスク本体の健全性を確認する。	平成 25 年 5 月完了	①対策を実施しない場合，密封機能の健全性等，懸念材料が払拭されないこととなる。 ②乾式燃料キャスク内には既に使用済燃料（キャスク９基内に合計４０８本）を保管しており，キャスクの密封機能等の健全性が確認・維持されなければ，保管した使用済燃料からの放射性物質放出の抑制機能が確認できない。 ③再度津波等が発生した場合，キャスク保管建屋に海水等が浸水し，キャスクの密封機能等の健全性に影響を与える可能性がある。 ④腐食等の進展によりキャスクの密封機能等の健全性が損なわれる可能性がある。 ⑤キャスクをキャスク保管建屋から移送するための準備，受入側の共用プールの準備ができ次第，これら復旧作業を順次実施する計画である。 ⑥キャスクを移送するにあたっては，移送時のキャスク落下防止対策等を講じる。 ⑦監視について検討する必要がある。
		・冷却機能喪失リスク	共用プール M/C 設置		共用プールの電源設備について，Ｍ／Ｃ（Ａ）（Ｂ）を復旧することで，信頼性を向上させ，冷却機能維持に努める。	平成 25 年 9 月設置完了	①電源停止等により冷却機能が一時的に喪失するリスクが低減しない。 ②冷却機能が長期間喪失した場合の使用済燃料からの放射性物質の追加放出リスクは大きい。 ③外部事象に対するリスクは継続する。 ④長期的には，電気設備の経年的な劣化故障による重要負荷の電源喪失のリスクは増加する。 ⑤可能な限り早期に実施することが望ましく，既に実施している。 ⑥対策を実施するリスクは小さい。 ⑦対策を実施できないリスクはない。

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

実施を計画しているリスク低減対策ならびに適切性（８／８）

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
原子炉施設の解体・放射性廃棄物処理・処分に向けた計画	放射性廃棄物処理・処分に向けた計画	・廃棄物保管容量の不足リスク	雑固体廃棄物焼却設備の設置	敷地内で発生した放射性固体廃棄物等を焼却，減容するため焼却設備を設置する。	平成 28 年 3 月運用開始	①対策を実施しない場合，保管する放射性固体廃棄物等が増加するとともに，保管・管理に係る業務が継続する。 ②放射性固体廃棄物等が増加するが，放射性物質の追加放出リスクは小さい。 ③保管物が火災等の外部事象によって，飛散する可能性がある。 ④対策を実施しなかった場合，放射性固体廃棄物等の保管リスクは時間的に増加する。 ⑤対策には建屋の建設から必要であり，長期にわたって時間を必要とする。現在既に設計に入っており，H26 年度下期供用開始に向け，作業を進めている。 ⑥放射性固体廃棄物等を焼却することから，大気へ放射性物質を放出する可能性がある。その為，適切な処理設備を設置するとともに，放出管理も併せて実施し，敷地外への影響がないことを確認する。 ⑦対策を実施できない場合は継続的に保管エリアを確保する必要がある。
その他	火災対策	・発電所周辺・所内火災の延焼リスク	防火帯の形成・維持 発電所内火災対策の策定・実施	発電所周辺大規模火災から発電所重要設備の防護のため，防火帯を形成するとともに，発電所内火災から重要設備の防護・延焼防止のため対策を策定・実施する。	防火帯の形成は実施済 今後も継続的に維持を行う 火災対策について，今後も継続的に実施する	①発電所敷地内外で大規模火災が発生した場合に，設備の機能喪失ならびに放射性物質の舞い上がりが発生する可能性がある。 ②大規模火災によって放射性物質の追加放出リスクがある。 ③対策を実施することで大規模火災等の外部事象に対し，リスクを低減することができる。 ④リスクは時間的に変化しない。 ⑤計画的に実施していく必要がある。 ⑥防火帯の形成のために新たな森林の伐採が必要となり，保管エリアの確保・伐採木の自然発火に対する対策が必要となる。 ⑦現場の状況に応じた対策（カメラによる監視・火報の設置・巡視等）を検討・実施し，火災の早期検知に努めるとともに迅速な初期消火を行える体制を構築する必要がある。
	敷地の確保に向けた計画	・特定原子力施設の全体工程達成及びリスクマップに沿ったリスク低減のための施設建設用の敷地の不足リスク	ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の設置	特定原子力施設の全体工程達成及びリスクマップに沿ったリスク低減のため，今後新たな施設（燃料デブリ保管施設等）を建設する必要がある。施設建設用の敷地を確保するため，ALPS 処理水等の貯蔵量を低減し中低濃度タンクを解体できるよう，汚染水発生量以上の量の ALPS 処理水を海洋へ放出できる設計及び運用とした ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設を設置する。	令和 5 年 4 月中頃使用前検査完了予定	①対策を実施しない場合，廃炉作業に必要な施設の設置のための施設が確保出来ず，全体工程の達成及びリスクマップに沿ったリスク低減が実施されない。 ②海洋放出前の ALPS 処理水等の貯蔵が継続するが，溶接タンクでの保管や中低濃度タンクエリアへの堰の設置により，放射性物質の追加放出リスクは海洋放出前とほとんど変わらない。 ③対策を実施することにより，外部事象により，中低濃度タンクに貯留している汚染水，ALPS 処理水の系外漏えいが発生するリスクを低減することができる。 ④ALPS 処理水等の貯蔵量が増加し，中低濃度タンクの保守管理が継続することにより，廃炉作業に必要な施設建設用の敷地の確保に加えて，燃料デブリの取り出し等といった相対的に高いリスクの低減に活用出来るリソースの確保等にも影響を与える。 ⑤「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針」に沿った時期となっている。 ⑥ALPS 処理水を海洋放出することから，告示濃度限度比 1 以上のトリチウムを放出することとなる。測定・確認用設備での濃度確認，100 倍以上の希釈，希釈後のトリチウム放出量 1,500Bq/L 未満，年間トリチウム放出量 22 兆 Bq/年未満とする設計・運用により，環境への影響を抑制する。また，溶接タンクの解体・撤去方法の確立や発生する固体廃棄物の保管管理が必要となる。 ⑦長期にわたって ALPS 処理水の安定的な海洋放出が必要とされることから，その供用期間中に想定される機器の故障等を考慮した設計及び運用とする。

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

2.50　ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設

2.50.1　基本設計

2.50.1.1　　ALPS 処理水希釈放出設備

2.50.1.1.1　設置の目的

福島第一原子力発電所構内のタンク※には，多核種除去設備にて汚染水から放射性核種（トリチウムを除く。）を十分に低い濃度になるまで除去した水（以下「ALPS 処理水等」という。）を貯留している。

本設備は，ALPS 処理水等がトリチウムを除く放射性核種の告示濃度比総和 1 未満を満足している ALPS 処理水であることを確認した上で，海水にて希釈し海洋へ放出することを目的とする。

※：RO 濃縮水貯槽，多核種処理水貯槽，Sr 処理水貯槽

RO 濃縮水貯槽は，当初，逆浸透膜装置の濃縮水を貯留していたが，濃縮水の処理完了後は，ALPS 処理水等を貯留している。Sr 処理水貯槽は，当初，RO 濃縮水処理設備（廃止）の処理水を貯留していたが，処理水の処理完了後は，ALPS 処理水等を貯留している。

2.50.1.1.2　要求される機能

(1) 海洋への放出量は，発生する汚染水の量（地下水，雨水の流入による増量分）を上回る能力を有すること。

(2) 希釈放出前の水が ALPS 処理水であることを確認するため，測定・確認用のタンク内およびタンク群の放射性物質濃度の均質化および試料採取ができること。

(3) ALPS 処理水を海水で希釈し，放水設備へ排水できること。

(4) 異常が発生した場合，速やかに ALPS 処理水の海洋への放出を停止できる機能を有すること。

(5) ALPS 処理水を 100 倍以上及び海水希釈後のトリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満となるまで希釈する能力を有すること。

2.50.1.1.3　設計方針

(1) 放射性液体廃棄物の処理等

ALPS 処理水希釈放出設備は，主に測定・確認用設備，移送設備，希釈設備により構成する。

測定・確認用設備では，タンク内およびタンク群の放射性物質濃度を均質にした後，試料採取・分析を行い，ALPS 処理水に含まれる，トリチウムを除く放射性核種の告示濃度比総和が 1 未満であること及びトリチウム濃度を確認する。

その後，移送設備により ALPS 処理水を希釈設備まで移送し，海水で希釈した上で，放水設備へ排水する。

a．海洋放出前のタンク内 ALPS 処理水の放射能濃度の均質化

測定・確認用設備では，代表となる試料が得られるよう，採取する前にタンク群の水を循環ポンプにより循環することでタンク群の放射性物質の濃度をほぼ均質にする。また，各タンクに攪拌機器を設置し，均質化の促進を図る設計とする。

b．ALPS 処理水の海水への混合希釈率の調整及び監視

敷地境界における実効線量を達成できる限り低減するために，ALPS 処理水を海水で希釈した後に放出する水（以下「放出水」という。）中に含まれるトリチウムの濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満，海水による希釈倍率が 100 倍以上になるよう，希釈処理が可能な設計とする。なお，ALPS 処理水希釈放出設備における混合希釈状態について，解析コードを用いて評価を行う。

また，放出水中に含まれるトリチウムの濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満となるよう，混合希釈率の調整及び監視が実施可能な設計とする。

c．異常の検出と ALPS 処理水の海洋放出の停止

供用期間中に想定される機器の故障等の異常により，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」に至るおそれのある事象（以下「異常事象」という。）等が発生した場合に備え，移送設備には緊急遮断弁を設置し，正常な運転状態を逸脱すると判断される場合においてはインターロックにより閉動作させるとともに，必要に応じて運転員の操作により ALPS 処理水の海洋放出を停止することが可能な設計とする。

d. 放射性物質の漏えい防止及び管理されない放出の防止

ALPS処理水希釈放出設備は,放射性液体廃棄物としてALPS処理水を取り扱うことから,その漏えい発生防止・汚染拡大防止等のため，次の各項を考慮した設計とする。ただし，当該設備のうち，放水立坑（上流水槽）については，通常時において放出水のみを取り扱うことから,放水設備以外への著しい流出が発生しないよう水密性を確保した設計とする。

(a) 漏えいの発生を防止するため，機器等には設置環境や内部流体の性状に応じた適切な材料を使用する。

(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) 漏えい検知等の警報については，免震重要棟集中監視室に表示し，異常を確実に運転員に伝え適切な措置をとれるようにする。

e. 被ばく低減

ALPS処理水希釈放出設備は，取り扱う放射性液体廃棄物の性状に応じて，機器等の設計において遮へい機能を考慮した設計とする。

(2) 準拠規格及び基準

ALPS処理水希釈放出設備を構成する構築物，系統及び機器の設計，材料の選定，製作及び検査については，発電用原子力設備規格　設計・建設規格（JSME)，(公社）土木学会等の技術基準（規準)，日本産業規格（JIS）等を適用することにより信頼性を確保する。

(3) 自然現象に対する設計上の考慮

a. 地震に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備を構成する構築物，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。

なお，主要な機器の耐震性を評価するにあたっては，原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601）等に準拠することを基本とするが，評価手法，評価基準について実態に合わせたものを採用する。

ポリエチレン管，耐圧ホース等は，材料の可撓性により耐震性を確保する。

b．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

ALPS 処理水希釈放出設備は，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よう設計する。

(4) 外部人為事象に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，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。また，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。

(5) 火災に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，火災の発生を防止し，火災の検知及び消火を行い，並びに火災の影響を軽減するための対策を適切に組み合わせることにより，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。

(6) 環境条件に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備の構築物，系統及び機器は，経年事象を含む想定されるすべての環境条件に適合できる設計とする。

(7) 運転操作に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，運転員による誤操作を防止できる設計とするとともに，異常事象や設備の運転に影響を及ぼしうる自然現象等が発生した状況下においても，運転員がこれらの事象に対処するために必要な設備を容易に操作できる設計とする。

(8) 信頼性に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，ヒューマンエラーや機器の故障による「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」が発生しないよう，高い信頼性を確保した設計とする。また，万が一，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」が発生したとしても，その量が極めて小さくなる設計とする。

(9) 検査可能性に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備を構成する構築物，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とする。

(10) その他の設計上の考慮

a．健全性に対する考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，機器の重要度に応じた有効な保全が可能な設計とする。

b．監視・操作に対する考慮

ALPS 処理水希釈放出設備は，免震重要棟集中監視室の監視・制御装置により，遠隔操作及び運転状況の監視が可能な設計とする。

c．長期停止に対する考慮

ALPS 処理水希釈放出設備のうち，動的機器及び異常発生時に ALPS 処理水の海洋放出を速やかに停止する機器については，故障により設備が長期停止することがないように 2 系列設置する。また，電源は異なる 2 系統の所内高圧母線から受電可能な設計とする。

2.50.1.1.4　主要な機器

ALPS 処理水希釈放出設備は，測定・確認用設備，移送設備，希釈設備により構成する。

(1) 測定・確認用設備

測定・確認用設備は，ALPS 処理水に含まれる放射性物質濃度の均質化および放出前の試料採取を目的に，測定・確認用タンク，攪拌機器，循環ポンプ，循環配管，受入配管により構成する。

測定・確認用タンクは，現状の汚染水発生量と ALPS 処理水に含まれる放射性物質量の測定・評価に要する時間を踏まえ，ALPS 処理水の海洋放出までには，少なくとも約 1 万 m^3 分の容量が必要であることから，「Ⅱ 2.5 汚染水処理設備等」の多核種処理水貯槽に示す K4 エリアタンクのうち，10 基をタンク 1 群として 3 群（30 基）を兼用して，それぞれのタンク群を ALPS 処理水の受入工程，測定・確認工程及び放出工程に振り分けて運用する。

攪拌機器は，測定・確認用タンクに 1 台ずつ設置し，タンク内の攪拌を行う。

循環ポンプは，2 台設置し，タンク 1 群（10 基）の内部の水の循環攪拌を行う。

なお，循環ポンプ，攪拌機器ともに K4 エリアタンク内の放射性物質濃度の均質化に十分な処理容量を確保する。

(2) 移送設備

移送設備は，測定・確認用設備にて ALPS 処理水であることを確認した水を希釈設備へ移送するため，ALPS 処理水移送ポンプおよび移送配管により構成する。

ALPS 処理水移送ポンプは，運転号機と予備機の２台構成とし，ALPS 処理水を希釈設備まで移送する。

また，異常発生時に，速やかに移送停止ができるよう，緊急遮断弁-2 を海水配管ヘッダ手前に，津波対策として緊急遮断弁-1 を防潮堤内にそれぞれ１箇所設ける。

(3) 希釈設備

希釈設備は，ALPS 処理水を海水で希釈し，放水立坑（上流水槽）まで移送し，放水設備へ排水することを目的に，海水移送ポンプ，海水配管（海水配管ヘッダを含む），放水立坑（上流水槽）により構成する。

海水移送ポンプは，5 号機の取水路から放水立坑まで海水の移送を行う。

なお，移送設備により移送する ALPS 処理水のトリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう，ALPS 処理水を 100 倍以上に希釈する流量を確保する。

2.50.1.1.5　供用期間中に確認する項目

ALPS 処理水希釈放出設備は，移送設備により ALPS 処理水を希釈設備まで移送し，海水で希釈した上で，放水設備へ排水できること。

また，異常が発生した場合に速やかに ALPS 処理水の海洋放出を停止できること。

2.50.1.2　放水設備

2.50.1.2.1　設置の目的

放水設備は，ALPS 処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して，トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が 1 を下回った水）を，放水立坑（下流水槽）と海面との水頭差により，沿岸から約 1km 離れた海洋から放出することを目的とする。

2.50.1.2.2　要求される機能

ALPS 処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して，トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が 1 を下回った水)を,沿岸から約 1km 離れた海洋から放出できること。

2.50.1.2.3　設計方針

「措置を講ずべき事項」に準じて，以下の通り設計を行う。

(1) 準拠規格及び基準

放水設備を構成する各設備の設計，材料の選定，製作について，（公社）土木学会等の技術基準（規準）や日本産業規格（JIS）等の国内外の民間規格を適用することにより信頼性を確保する。

(2) 自然現象に対する設計上の考慮

a．地震に対する設計上の考慮

放水設備を構成する設備は，ALPS 処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して，トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が 1 を下回った水）を取り扱うことを踏まえ，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。

b．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

放水設備は，地震以外の想定される自然現象（津波，台風）によって施設の安全性が損なわれない設計とする。

(3) 火災に対する設計上の考慮

放水設備は，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。

なお，設備内部に海水が充水されていることから，火災のおそれは非常に低い。

(4) 環境条件に対する設計上の考慮

放水設備を構成する設備は，経年事象を含む想定されるすべての環境条件に適合できる設計とする。

(5) 検査可能性に対する設計上の考慮

放水設備は，要求される機能を確認することができる設計とする。

(6) その他の設計上の考慮

a．水理設計

放水立坑（下流水槽）内の水を放水立坑（下流水槽）と海面との水頭差により，約 1km 離れた放水口まで移送する設計とする。また，放水立坑（下流水槽）の壁高は，放水設備における水理損失およびサージングによる水位上昇等を考慮した設計とする。

b．構造

放水設備を岩盤に設置することで，地震の影響を受けにくい構造とする。また，放水トンネルについては，岩盤内部に設置することとし，海底部の掘進における施工時の安全性や供用期間中の耐久性を考慮し，シールド工法を採用する。さらに，放水トンネルを構成する鉄筋コンクリート製の覆工板にシール材を設けることで止水性を確保する。

c．健全性に対する考慮

長期荷重および短期荷重に対して，許容応力度以内であることを確認し，構造を設定している。また，構造物の浮き上がりが生じないことを確認している。さらに，鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し，適切な鉄筋かぶりを設定し，供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また，一般土木構造物と同様に，点検長期計画に基づき維持管理する。

2.50.1.2.4　主要な設備

放水設備は，放水立坑（上流水槽）から放水立坑内の堰を越流し，放水立坑（下流水槽）へ流入した水を，沿岸から約 1km 離れた海洋から放出することを目的に，放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口により構成する。

2.50.1.2.5　供用期間中に確認する項目

海水移送ポンプを起動して，放水立坑（下流水槽）と海面との水頭差により，放水トンネル，放水口を通じて海洋へ放出できること。

2.50.2　基本仕様

2.50.2.1　ALPS 処理水希釈放出設備の主要仕様

2.50.2.1.1　　測定・確認用設備

(1) 循環ポンプ（完成品）

台　　数	2 台
容　　量	160m^3/h（1 台あたり）

(2) 攪拌機器（完成品）

台　　数	30 台

(3) 測定・確認用タンク※

合計容量（公称）	30,000m^3
基　　数	30 基
容量（単基）	1,000m^3／基
材　　料	SS400
板厚（側板）	15mm

※：「Ⅱ　2.5　汚染水処理設備等」の多核種処理水貯槽のうち，K4 エリアタンクの一部を兼用する。なお，公称容量を運用水位上限とする。

(4) 配管

主要配管仕様（１／３）

名　称	仕　様	
測定・確認用タンク出口から 循環ポンプ入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch.20S SUS316LTP 0.49MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 ポリエチレン 0.49MPa 40℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 合成ゴム 0.49MPa 40℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 合成ゴム 0.49MPa 40℃
循環ポンプ出口から 測定・確認用タンク入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A/Sch.20S 150A/Sch.20S 200A/Sch.20S SUS316LTP 0.98MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	150A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	125A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃

主要配管仕様（２／３）

名　称	仕　様	
多核種除去設備出口から 処理済水貯留用タンク・槽類※1 まで※2 （ポリエチレン管）	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ	100A/Sch.20S
	材質	SUS316LTP
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
（耐圧ホース）	呼び径	100A 相当
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
サンプルタンク出口から 多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽まで※2 ［増設多核種除去設備］ （鋼管）	呼び径／厚さ	100A/Sch.20S
	材質	SUS316LTP
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
（ポリエチレン管）	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
（耐圧ホース）	呼び径	100A 相当
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃

※1：多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽

※2：測定・確認用タンク（多核種処理水貯槽と兼用）への配管のうち上記仕様の配管は，「Ⅱ 2.16.1 多核種除去設備」，「Ⅱ 2.16.2 増設多核種除去設備」と兼用する。

主要配管仕様（３／３）

名　称	仕　様	
サンプルタンク出口から 多核種処理水貯槽，RO 濃縮水貯槽または Sr 処理水貯槽まで※3 ［高性能多核種除去設備］ （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A/Sch.20S SUS316LTP 0.98MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 ポリエチレン 0.98MPa 40℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 合成ゴム 0.98MPa 40℃

※3：測定・確認用タンク（多核種処理水貯槽と兼用）への配管のうち上記仕様の配管は，「Ⅱ 2.16.3 高性能多核種除去設備」と兼用する。

2.50.2.1.2　移送設備

(1) ALPS 処理水移送ポンプ（完成品）

台　　数　　2 台　（うち予備 1 台）

容　　量　　30m^3/h（1 台あたり）

(2) ALPS 処理水流量計

個　　数　　4 個　（うち予備 2 個）※

計測方式　　差圧式

計測範囲　　0 ～ 40m^3/h

(3) 放射線モニタ

個　　数　　2 個　（うち予備 1 個）

種　　類　　シンチレーション検出器

計測範囲　　10^{-1}～10^{5} s^{-1}

(4) 緊急遮断弁-1（完成品）

台　　数　　2 台　（うち予備 1 台）

(5) 緊急遮断弁-2（完成品）

台　　数　　2 台　（うち予備 1 台）

(6) ALPS 処理水流量調整弁（完成品）

台　　数　　2 台　（うち予備 1 台）

※：差圧伝送器の個数を示す。

(6) 配管

主要配管仕様（１／２）

名　称	仕　様	
測定・確認用タンク間 （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A/Sch.20S SUS316LTP 0.49MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 ポリエチレン 0.49MPa 40℃
（耐圧ホース）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	200A 相当 合成ゴム 0.49MPa 40℃
測定・確認用タンク出口から ALPS 処理水移送ポンプ入口まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	80A/Sch.20S 150A/Sch.20S SUS316LTP 0.49MPa 40℃
（ポリエチレン管）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 150A 相当 ポリエチレン 0.49MPa 40℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	100A 相当 80A 相当 合成ゴム 0.49MPa 40℃

主要配管仕様（２／２）

名　称	仕　様	
ALPS 処理水移送ポンプ出口から 緊急遮断弁-1 まで （鋼管）	呼び径／厚さ	40A/Sch.20S 100A/Sch.20S 150A/Sch.20S
	材質	SUS316LTP
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
（ポリエチレン管）	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
（伸縮継手）	呼び径	40A 相当
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	0.98MPa
	最高使用温度	40℃
緊急遮断弁-1 から 海水配管ヘッダ入口取合まで （鋼管）	呼び径	100A/Sch.20S
	材質	SUS316LTP
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃
（ポリエチレン管）	呼び径	100A 相当
	材質	ポリエチレン
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃
（伸縮継手）	呼び径	100A 相当
	材質	合成ゴム
	最高使用圧力	0.60MPa
	最高使用温度	40℃

2.50.2.1.3　希釈設備

(1) 海水移送ポンプ（完成品）

台　　数	3 台（うち予備 1 台）
容　　量	7,086m^3/h（1 台あたり）

(2) 海水流量計

個　　数	3 個（うち予備 1 個）
計測方式	差圧式
計測範囲	0 ～ 10,000m^3/h

(3) 放水立坑（上流水槽）

基　　数	1 基
主要寸法	たて 34,500mm × よこ 16,900mm × 高さ 6,000mm（内空）
構　　造	鉄筋コンクリート造 （コンクリート：40N/mm^2，鉄筋：SD345）

(4) 配管

主要配管仕様

名　称	仕　様	
海水移送ポンプ出口から 海水配管ヘッダ入口取合まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	800A／12.7mm 900A／12.7mm STPY400 0.60MPa 40℃
（鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	900A／13mm SUS329J4L 0.60MPa 40℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	800A 相当 900A 相当 合成ゴム 0.60MPa 40℃
海水配管ヘッダ （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	1800A／16mm 2200A／16mm SM400B 0.60MPa 40℃
海水配管ヘッダ出口から 放水立坑（上流水槽）まで （鋼管）	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	1800A／16mm SM400B 0.60MPa 40℃
（伸縮継手）	呼び径 材質 最高使用圧力 最高使用温度	1800A 相当 合成ゴム 0.60MPa 40℃

2.50.2.2　放水設備の主要仕様

(1) 放水立坑（下流水槽）

基　　数	1 基
主要寸法	たて 4,600mm × よこ 10,000mm × 高さ 17,200mm（内空）
構　　造	鉄筋コンクリート造 （コンクリート：24N/mm^2, 鉄筋：SD345）

(2) 放水トンネル

基　　数	1 式
主要寸法	延長 1,034m　内径 2,590mm
構　　造	鉄筋コンクリート造 （コンクリート：42N/mm^2, 鉄筋：SD345）

(3) 放水口

基　　数	1 基
主要寸法	たて 8,000mm × よこ 11,000mm × 高さ 8,300mm （内空）
構　　造	鉄筋コンクリート造 （コンクリート：30N/mm^2, 鉄筋：SD345）

2.50.3　添付資料

添付資料－１　：全体概要図及び系統構成図

添付資料－２　：ALPS 処理水希釈放出設備の具体的な安全確保策等

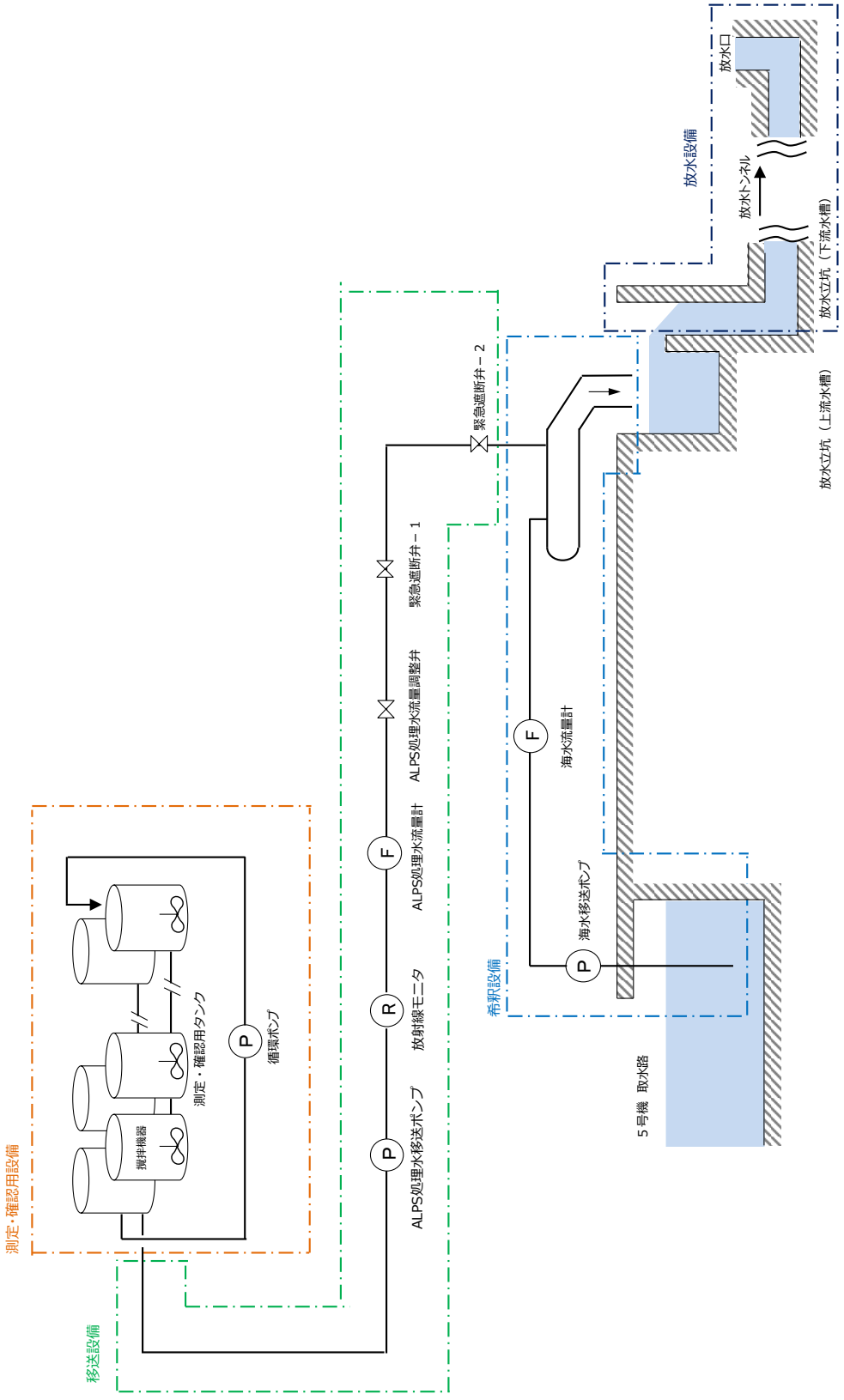
添付資料－３　：ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－４　：ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に係る確認事項

添付資料－５　：放水立坑（上流水槽）および放水設備の設計に関する説明書

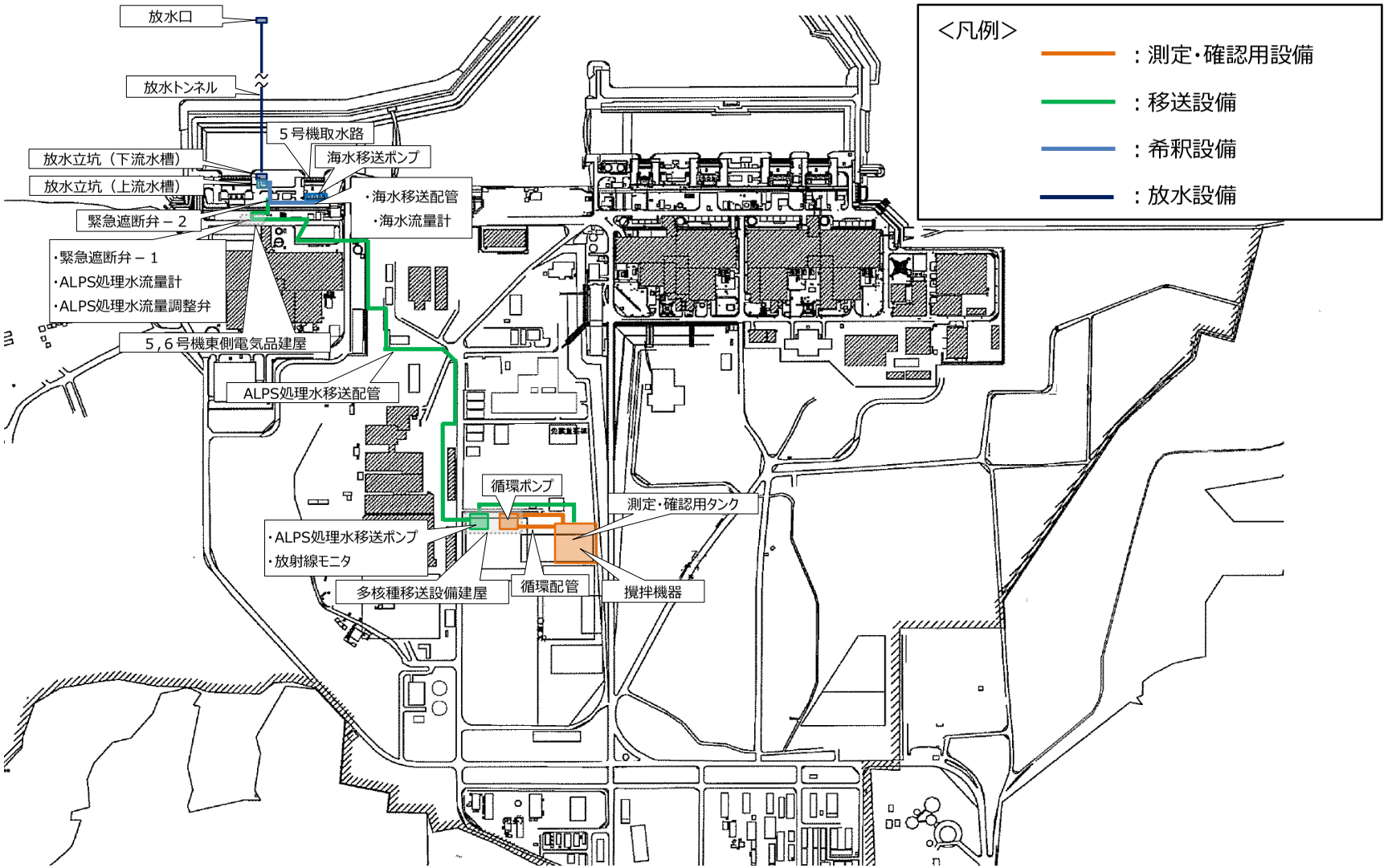
添付資料－６　：工事工程表

添付資料―７　：検査可能性に関する考慮事項



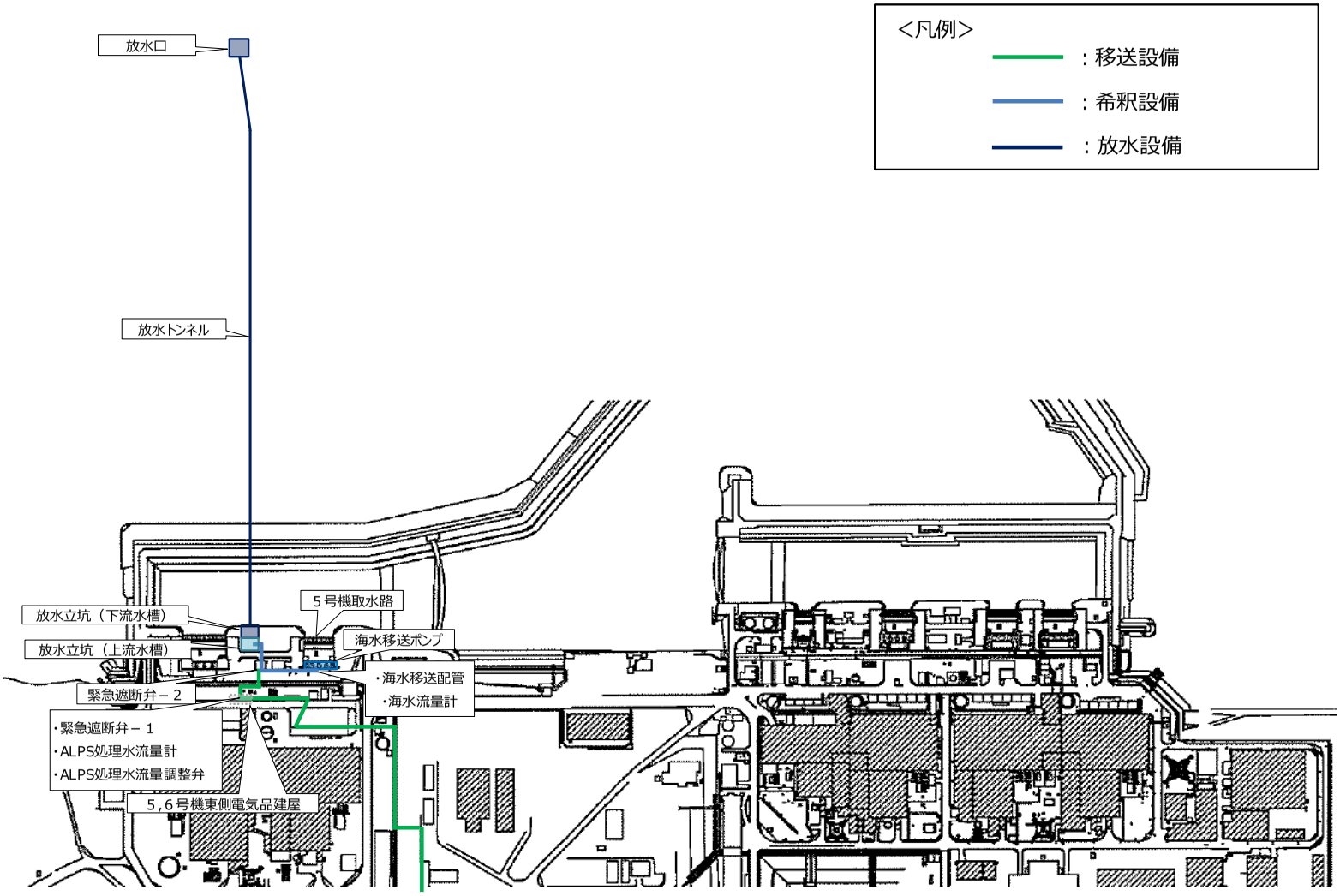
（a） 系統概要

図－１　ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の全体概要図（１／３）



(b) 配置概要（全体）

図－１　ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の全体概要図（２／３）



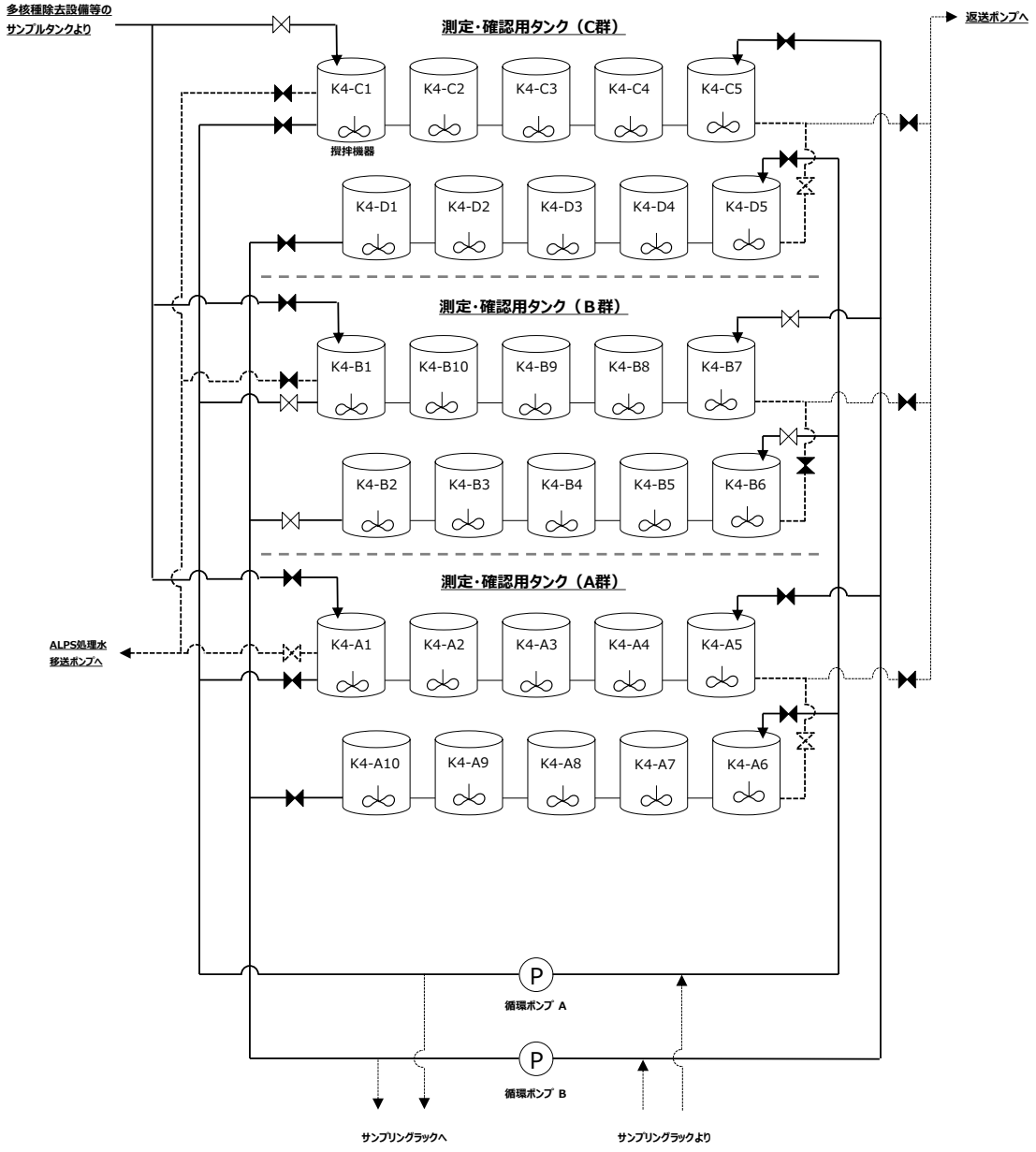
（c）配置概要（海側）

図－１　ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の全体概要図（３／３）

測定・確認用タンクをＡ群／Ｂ群／Ｃ群に分け，各群が①受入工程，②測定・確認工程，③放出工程を繰り返す。

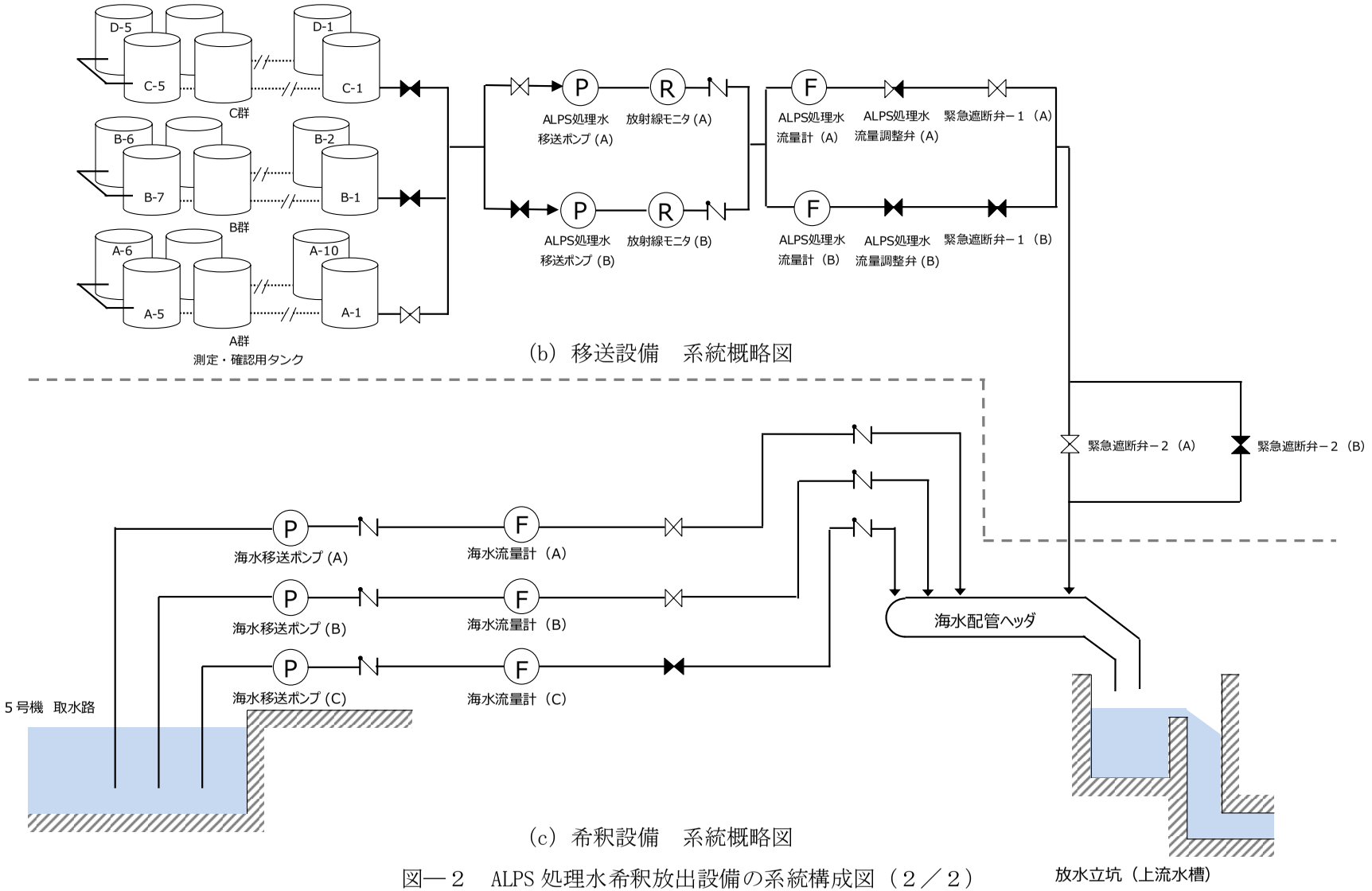
図の状況は，Ａ群（放出工程），Ｂ群（測定・確認工程），Ｃ群（受入工程）を示す。

受入工程，放出工程は，測定・確認用タンク(5 基間)の連結弁を開にして受入，移送を行う。



（a）測定・確認用設備　系統概略図

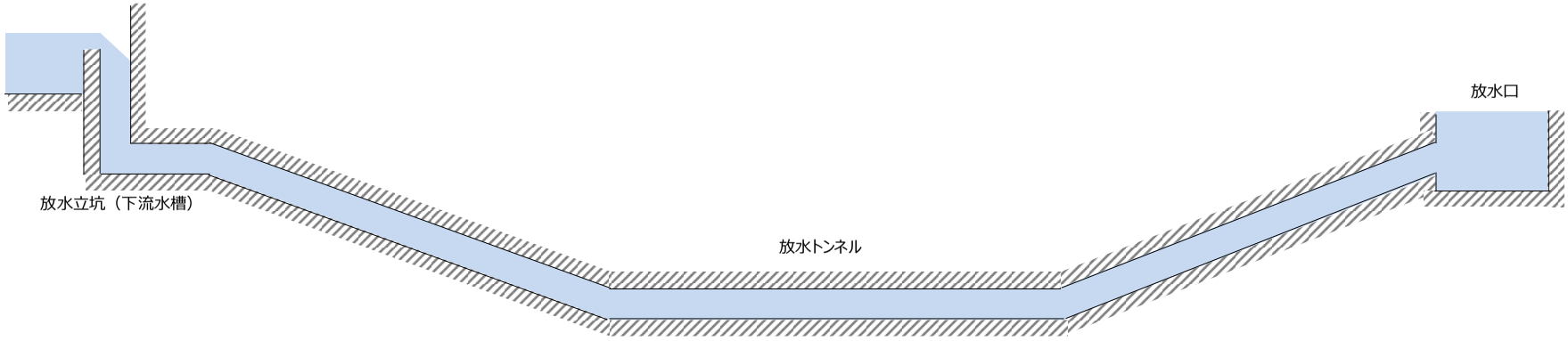
図－２　ALPS 処理水希釈放出設備の系統構成図（１／２）



(b) 移送設備　系統概略図

(c) 希釈設備　系統概略図

図―２　ALPS 処理水希釈放出設備の系統構成図（２／２）



図―３　放水設備の系統構成図

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の具体的な安全確保策等

ALPS 処理水希釈放出設備で扱う液体は ALPS 処理水であるものの，放射性物質を含むことから，同設備については，関連する措置を講ずべき事項等の規制基準を満たすために必要な対策を講じる。特に，測定・確認用設備による放射性物質濃度の均質化，ALPS 処理水の海水による混合希釈，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」の防止，漏えい発生防止，漏えい検知・漏えい拡大防止，運転員操作に対する設計上の考慮等について具体的な安全確保策を定め，実施する。

1. 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の設置に伴い発生する固体廃棄物の取扱いについては，発電所全体の放射性固体廃棄物の処理・保管・管理の対応に従う。（「Ⅱ 1.8 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理」参照。）

2. 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

2.1 海洋放出前のタンク内 ALPS 処理水の放射能濃度の均質化

受入工程で，測定・確認用タンクに受け入れた ALPS 処理水に含まれる放射性物質の濃度は，移送元の貯蔵タンクごとにばらつきがあることから，ALPS 処理水の海洋放出前の測定・確認工程においては，当該工程にあるタンク群の 10 基全てのタンクを連結し，循環ポンプ，攪拌機器等により均質化した上で試料採取を行い，当該タンク群内の ALPS 処理水に含まれる放射性物質の濃度を分析・評価する。

また，均質化に要する循環攪拌時間については，第三リン酸ナトリウムを試薬として用いた循環攪拌実証試験により，適切に設定する。

さらに，ALPS 処理水を均質化した後の分析では，トリチウム及びトリチウム以外の放射性核種の分析・評価を行い，同処理水中のトリチウム濃度を確認するとともに，トリチウム以外の放射性核種の告示濃度限度比総和が 1 未満であることを確認した上で，ALPS 処理水の放出可否を判断する。

2.2　ALPS 処理水の海水への混合希釈率の調整及び監視

ALPS 処理水の希釈は，希釈海水が流れる海水配管ヘッダ内に ALPS 処理水を注入することで行う。注入した ALPS 処理水は海水配管内で流下しつつ，周囲の海水と混合して放射性物質濃度を減少させる。

(1) 混合希釈率の調整

敷地境界における実効線量を達成できる限り低減するために，放出水中に含まれるトリチウムの濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満，海水による希釈倍率が 100 倍以上となるように以下の希釈処理及び評価を行う。

(2) ALPS 処理水の希釈に必要な海水量

測定・確認工程で測定したトリチウム濃度に応じて，ALPS 処理水移送ポンプ，ALPS 処理水流量調整弁，ALPS 処理水流量計等により，ALPS 処理水の流量を最大 500m^3/日の範囲で設定する。

また，放出水中に含まれるトリチウム濃度を運用の上限値である 1,500Bq/L 未満かつ希釈倍率を 100 倍以上とするため，容量 17 万 m^3/日の海水移送ポンプを 3 台設置した上で，ALPS 処理水の流量に応じて，海水移送ポンプを常時 2 台以上運転することにより，必要な海水量を確保する。さらに，通常運転時においては，ALPS 処理水流量を 500m^3/日と設定し，海水移送ポンプの運転台数を 2 台とする場合が，希釈倍率の観点で最も厳しい運転条件であることから，当該条件下において，放出水中のトリチウム濃度を運用の上限値である 1,500Bq/L 未満とするために，海洋放出する ALPS 処理水のトリチウム濃度の上限値を 100 万 Bq/L にする。

(3) 解析コードによる ALPS 処理水の混合希釈状態の評価

ALPS 処理水については，海水配管ヘッダ及び海水配管で希釈用の海水により混合希釈した後，放出水として海洋へ放出する。

また,海水配管ヘッダ及び海水配管における ALPS 処理水の混合希釈状態を確認するため，解析コードを用いた数値シミュレーションにより，混合希釈効果を評価する。(解析の詳細は別紙－１参照。)

a. 評価手法

(a) 評価の考え方

海水配管ヘッダ及び海水配管において，ALPS 処理水が十分に混合希釈されることを確認するため，希釈用の海水中に移流・拡散した ALPS 処理水の質量割合の分布を評価する。

(b) 解析コード

混合希釈状態の評価においては，流体挙動についての基本式（質量保存式，運動量保存式，

エネルギー保存式）を解くことにより，3 次元空間における流体の運動（流速，圧力）や温度を解析評価することができ，乱流実験等により検証されている STAR-CCM+コードを用いる。

なお，当該解析コードは，流体の流れ（流速，圧力，温度）を 3 次元の数値流体計算で求める機能に加え，流体の移流・拡散解析機能を有することから，希釈用の海水中に注入される ALPS 処理水が混合・拡散される状況の解析評価が可能である。

(c) 評価条件

通常運転時に想定される運転条件のうち，ALPS 処理水流量を計画最大流量である 500m^3/日とし，海水流量を最低限の流量である 34 万 m^3/日とする。

ALPS 処理水の海水配管ヘッダ及び海水配管内での拡散については，乱流による拡散を考慮する。また，解析における乱流拡散挙動については，実験的に決定される乱流拡散係数（乱流シュミット数）が支配的であることから，文献調査等により，乱流拡散挙動の影響が小さくなる乱流シュミット数を設定する。

(d) 判断基準

海水配管出口における ALPS 処理水の最大質量割合が 1.0 %以下（希釈倍率が 100 倍以上）となること。

(e) 評価結果

ALPS 処理水の注入位置から海水配管立上り部終端における ALPS 処理水の最大質量割合が 0.28%であり，海水配管内で 100 倍以上の希釈倍率は実現可能であることから，海水配管出口における判断基準を満足する。

一方，海水配管中では単純希釈で想定した希釈倍率の 1/2 程度となる箇所が一部存在することから，当該箇所を含めてトリチウム濃度の運用上限値 1,500Bq/L 未満を満足させるため，後述する混合希釈率の調整及び監視を実施する。

(4) 混合希釈率の調整及び監視

放出水中に含まれるトリチウムの濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満となるよう，以下の方法で混合希釈率の調整及び監視を実施する。

a．混合希釈率の調整

ALPS 処理水の海水への混合希釈率の調整は，海水移送ポンプを定格運転するため，ALPS 処理水流量を制御する設計とする。

具体的には，放出操作の際に，予め測定・確認した ALPS 処理水のトリチウム濃度を監視・制御装置へ登録し，当該トリチウム濃度と希釈後のトリチウム濃度の運用値を踏まえて，所定の混合希釈率になるよう，ALPS 処理水流量調整弁の開度を自動調整する設計とする。

・ALPS 処理水流量（運用値）算出式

$$\text{ALPS 処理水流量(運用値)} = \frac{\text{海水流量} \times \text{海水希釈後のトリチウム濃度(運用値)}}{\text{ALPS 処理水のトリチウム濃度} - \text{海水希釈後のトリチウム濃度(運用値)}}$$

b．混合希釈率の監視

海水希釈後のトリチウム濃度は，ALPS 処理水流量と海水流量を監視することで実施する設計とする。

・トリチウム濃度評価式

$$\text{海水希釈後のトリチウム濃度} = \frac{\text{ALPS 処理水トリチウム濃度} \times \text{ALPS 処理水流量}}{\text{ALPS 処理水流量} + \text{海水流量}}$$

なお，海水希釈後のトリチウム濃度が 1,500Bq/L となる条件を，ALPS 処理水流量の上限とし，上限に達した場合には警報を発報させると共に，緊急遮断弁を閉動作させる設計とすることで，トリチウム濃度が 1,500Bq/L を上回った状態での海洋放出を防止する設計とする。

・ALPS 処理水流量（上限値）算出式

$$\text{ALPS 処理水流量(上限値)} = \frac{\text{海水流量} \times \text{海水希釈後のトリチウム濃度(1,500Bq/L)}}{\text{ALPS 処理水のトリチウム濃度} - \text{海水希釈後のトリチウム濃度(1,500Bq/L)}}$$

2.3　異常の検出と ALPS 処理水の海洋放出の停止方法

供用期間中に想定される機器の故障等の異常により，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」に至るおそれのある事象等が発生した場合に備え，移送設備には緊急遮断弁を設置し，正常な運転状態を逸脱すると判断される場合においてはインターロックにより閉動作させるとともに，必要に応じて運転員の操作により ALPS 処理水の海洋放出を停止させる。

(1) インターロック

以下の条件に合致する場合，緊急遮断弁を動作させ ALPS 処理水の海洋への放出を停止させる。

a. ALPS 処理水の放出には，希釈設備の海水流量及び ALPS 処理水の移送流量を定めた上で行うが，定めた海水流量が確保できない場合又は定めた ALPS 処理水移送流量を超えた場合に備え緊急遮断弁閉のインターロックを設ける。

b. ALPS 処理水移送ラインに設置した放射線モニタ※で異常を検出した場合に備え，緊急遮断弁閉のインターロックを設ける。

※：測定・確認用設備において，放射性核種（トリチウムを除く。）の告示濃度比総和 1 未満を確認するものの，万が一に備え移送設備に放射線モニタを設置する。

(2) 運転員の操作による停止

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に影響を及ぼしうる自然現象等が発生した場合，海域モニタリングで異常値が検出された場合又はその他当直長が必要と認める場合には ALPS 処理水の海洋放出を手動で停止させる。

(3) 設備構成

緊急遮断弁を確実に動作させるため，ALPS 処理水の移送経路に対し直列に 2 台配置する。直列配置した緊急遮断弁は，故障により設備が長期停止することがないように各々並列配置した予備系を備える。

(4) 配置

緊急遮断弁は上記のインターロックが動作した際に，ALPS 処理水を早期に放出停止できるよう配置する。そのため，直列に 2 台配置した緊急遮断弁のうち下流側の緊急遮断弁-2 は，弁動作時の ALPS 処理水放出量を最小化させるため，海水配管ヘッダ手前に設ける。また，上流側の緊急遮断弁-1 は，津波による設備損傷のおそれを考慮して防潮堤内に設ける。

2.4　放射性物質の漏えい防止及び漏えい拡大防止

(1) 漏えい発生防止

a. 循環ポンプ及びALPS処理水移送ポンプは，耐腐食性に優れた二相ステンレス鋼等を使用するとともに，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。

b. ALPS処理水の移送配管は，耐腐食性を有するポリエチレン管，耐圧ホース，十分な肉厚を有する炭素鋼鋼管またはステンレス鋼鋼管とする。主要配管の炭素鋼材料の内面には，耐腐食性を有する塗装を施す。また，可撓性を要する部分は耐腐食性を有する合成ゴム製伸縮継手とする。

c. 屋外に敷設される移送配管のうち，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の防止のため融着構造とする。

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止

a. 循環ポンプ，ALPS処理水移送ポンプ及び緊急遮断弁等は，以下の対応を行う。

・漏えいの早期検知及び漏えいの拡大防止として，機器の周囲に堰を設けるとともに，堰内に漏えい検知器を設置する。また，設備運転中は巡視点検により，漏えいの早期検知を図る。

・漏えい検知の警報は，免震重要棟集中監視室に表示し，運転員が流量等の運転監視パラメータの状況を確認し，ポンプ運転・停止等の適切な対応がとれるようにする。

b. ALPS処理水移送配管等は，以下の対応を行う。

・屋外に敷設される移送配管について，鋼管と鋼管，ポリエチレン管と鋼管との取合い等でフランジ接続となる箇所については，堰を設置し，漏えい拡大防止を図る。

・移送配管は，万が一，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，移送配管に使用するポリエチレン管は，管の外側に外装管（接合部は防水カバー）を取り付けることで漏えい拡大を防止する施工を行う。

・設備運転中は巡視点検により，移送配管からの漏えいの早期検知を図る。

・移送配管に設置するベント弁の周辺には，鋼製のカバーを設置し，各フランジ部に漏えい検知器を設置する。漏えい検知の警報は，免震重要棟集中監視室に表示し，運転員により流量等の運転監視パラメータの状況を確認し，ポンプ運転・停止等の適切な対応がとれるようにする。

2.5　被ばく低減

ALPS 処理水はトリチウムを除く放射性核種を告示濃度比総和 1 未満としており，1,000m^3/基のタンクに貯蔵しても，これを線源としたタンクエリアの空間線量当量率は最大1μSv/h以下と評価されることから，機器等の設計において遮へい機能を考慮する必要はない。

3. 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等

ALPS 処理水希釈放出設備による放射性液体廃棄物の排水による線量評価については,「Ⅲ第３編 2.2.3 放射性液体廃棄物等による線量評価」に記載の通り。

4. 作業者の被ばく線量の管理等

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に対する作業者の被ばく線量の管理等は，発電所全体の作業者の被ばく線量の管理等に従う。(「Ⅱ 1.12 作業者の被ばく線量の管理等」を参照。)

5. 緊急時対策

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に対する緊急時対策は，発電所全体の緊急時対策に従う。(「Ⅱ 1.13 緊急時対策」を参照。)

6. 設計上の考慮

6.1 準拠規格及び基準

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設を構成する構築物，系統及び機器は,「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」において，廃棄物処理設備等に相当するものと位置づけられることから，その設計，材料の選定，製作及び検査において，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して，ALPS 処理水を内包する容器及び鋼管については，発電用原子力設備規格　設計・建設規格（JSME S NC1）のクラス３機器の規定を適用することとし，これら以外の機器等については，必要に応じて日本産業規格（JIS)，(公社) 土木学会等の技術基準（規準）等の国内外の民間規格も適用する。また，JSME 規格で規定される材料の日本産業規格（JIS）年度指定は，技術的妥当性の範囲において材料調達性の観点から考慮しない場合もある。

具体的な規格及び基準は以下のとおり。

・JIS G 3454 圧力配管用炭素鋼鋼管
・JIS G 3457 配管用アーク溶接炭素鋼鋼管
・JIS G 3459 配管用ステンレス鋼鋼管
・JIS G 3468 配管用溶接大径ステンレス鋼鋼管
・JWWA K 144 水道配水用ポリエチレン管
・コンクリート標準示方書（設計編；2017 年制定）(公社) 土木学会
・コンクリート標準示方書（設計編；2012 年制定）(公社) 土木学会
・コンクリート標準示方書（構造性能照査編；2002 年制定）(公社) 土木学会
・道路橋示方書・同解説Ⅰ共通編 平成 24 年（公社) 日本道路協会
・道路橋示方書・同解説Ⅳ下部構造編 平成 24 年（公社) 日本道路協会
・道路橋示方書・同解説Ⅴ耐震設計編 平成 24 年（公社) 日本道路協会

・共同溝設計指針 1986 年（公社）日本道路協会
・水理公式集　2018 年（公社）土木学会
・プレキャスト式雨水地下貯留施設技術マニュアル（改訂版；2020 年）（公財）日本下水道新技術機構
・エポキシ樹脂塗装鉄筋を用いる鉄筋コンクリートの設計施工指針（改訂版；2013 年）（公社）土木学会
・火力・原子力発電所土木構造物の設計（増補改訂版）（一社）電力土木技術協会
・トンネル標準示方書〔共通編〕・同解説/〔シールド工法編〕・同解説（2016 年制定）（公社）土木学会
・トンネル標準示方書〔開削工法〕・同解説（2016 年制定）（公社）土木学会
・港湾の施設の技術上の基準・同解説 2018 年（公社）日本港湾協会
・内水圧が作用するトンネル覆工構造設計の手引き（1999 年制定）　（財団法人）先端建設技術センター
・シールド工事用標準セグメント 土木学会・日本下水道協会共編（2001 年制定）
・土木研究所資料　大規模地下構造物の耐震設計法・ガイドライン（案）-平成 4 年 3 月」建設省土木研究所・地震防災部耐震研究所
・下水道施設の耐震対策指針と解説-2014 年版（公社）日本下水道協会
・下水道施設耐震計算例 処理場・ポンプ場編-2015 年版（公社）日本下水道協会
・下水道施設耐震計算例-管路施設編-2015 年版（公社）日本下水道協会

6.2　自然現象に対する設計上の考慮

(1)　地震に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の地震に対する設計上の考慮は，「添付資料－３ ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度及び耐震性に関する説明書」，「添付資料－５　放水立坑（上流水槽）および放水設備の設計に関する説明書」に記載の通り。

(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

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に対する地震以外に想定される自然現象に対する設計上の考慮は以下の通り。

a．津波

ALPS 処理水希釈放出設備のうち，希釈設備を除く，測定・確認用設備及び移送設備の一部については津波が到達しないと考えられる T.P.約 33.5m 以上の場所に設置する。

また，津波注意報等が出た際は，津波による設備損傷のおそれを考慮して移送設備，希釈設備を運転員が手動により免震重要棟集中監視室から停止できる設計とする。なお，緊急遮断弁-1 については，津波による影響を緩和する観点から，T.P.約 11.5m のエリアに施設する日本海溝津波防潮堤（天端高さ T.P.約 13.5m）の内側に設置する。

放水設備は，津波に対する浸水は不可避であることから，復旧性に応じて，耐波圧性を有する設計とする。

b. 豪雨

ALPS 処理水希釈放出設備のうち，循環ポンプ，ALPS 処理水移送ポンプ，緊急遮断弁-1，制御盤等の電気品は，豪雨による影響を受けにくい屋内に設置する。

c. 積雪

多核種移送設備建屋及び 5,6 号機東側電気品建屋は，積雪による設備の損傷を防止するため，建築基準法施行令及び福島県建築基準法施工細則に基づく積雪荷重に対して設計する。

d. 落雷

ALPS 処理水希釈放出設備のうち多核種移送設備建屋及び 5,6 号機東側電気品建屋に設置する電気設備に対して，避雷針の設置，機器接地等により落雷による損傷を防止する設計とする。

e. 台風（強風，高潮）

ALPS 処理水希釈放出設備のうち，循環ポンプ，ALPS 処理水移送ポンプ，制御盤等の電気品は台風（強風）による設備損傷の可能性が低い多核種移送設備建屋又は 5,6 号機東側電気品建屋内に設置する。その他，屋外に設置する移送配管等の機械品においては基礎ボルト等により固定することで転倒しない設計とする。

なお，放水立坑（上流水槽）及び放水設備は，台風（高潮）で海面が上昇することによる影響についても考慮した設計とするとともに，高潮警報が発生した場合には，沿岸から 1km 離れた海洋へ放出ができないおそれがあるため，運転員が手動により免震重要棟集中監視室から海洋放出を停止できる設計とする。

f. 竜巻

ALPS 処理水希釈放出設備は，竜巻注意情報が発生された場合，竜巻による設備損傷のおそれを考慮して，運転員が手動により免震重要棟集中監視室から設備を停止できる設計とする。

g. 凍結

ALPS 処理水希釈放出設備は，水の移送を停止した場合，屋外敷設のポリエチレン管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に保温材を取り付け，凍結防止を図る。

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し，凍結しない十分な厚さを確保する。

h. 紫外線

ALPS 処理水希釈放出設備のうち屋外敷設箇所のポリエチレン管は，紫外線による劣化を防ぐため，紫外線劣化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（鋼板等）を取り付ける。

i. 高温

ALPS 処理水希釈放出設備の材質として使用するポリエチレンは，ALPS 処理水の温度がほぼ常温のため，熱による材料の劣化の可能性は十分低い。

j. 生物学的事象

ALPS 処理水希釈放出設備は，海生生物（くらげ等）の襲来等や，建屋貫通孔等からの小動物の侵入が想定されるため，前者は 5,6 号機取水路開渠の北防波堤や仕切提等により侵入を防止する設計とし，後者は建屋貫通孔や電路端部等に対してシール材を施工することにより，侵入を防止する設計とすることで対策を行う。

k. その他

ALPS 処理水希釈放出設備は，上記の自然現象の他，火山，森林火災等により設備損傷のおそれがある場合は，運転員が手動により免震重要棟集中監視室から設備を停止できる設計とする。

6.3 外部人為事象に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備に対する主な外部人為事象は，発電所全体の外部人為事象に対する設計上の考慮に従う。(「Ⅱ 1.14 設計上の考慮」参照)。

また，海洋放出の操作については，電気通信回線を介して行うことから，以下の外部人為事象についても設計上考慮する。

(1) 電磁的障害

ALPS 処理水希釈放出設備は，電磁的障害による擾乱に対して，制御盤へ入線する電源受電部へのラインフィルタや絶縁回路の設置，外部からの信号入出力部へのラインフィルタや絶縁回路の設置，通信ラインにおける光ケーブルの適用等により，影響を受けない設計とする。

(2) 不正アクセス行為（サイバーテロを含む）

不正アクセス行為（サイバーテロを含む）を未然に防止するため，ALPS 処理水希釈放出設備の操作に係る監視・制御装置が，電気通信回線を通じて不正アクセス行為（サイバーテロを含む）を受けることがないように，外部からの不正アクセスを遮断する設計とする。

6.4　火災に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設は，火災の発生を防止し，火災の検知及び消火を行い，並びに火災の影響を軽減するため，以下の対策を講じることにより，施設の安全性を損なうことのない設計とする。なお，放水立坑（上流水槽）及び放水設備は，鉄筋コンクリート造であり，火災のおそれは非常に低い。

・火災の発生を防止し，火災の影響を軽減するため，実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する※とともに，設備周辺には可能な限り可燃物を排除し，海洋放出時において常時２系列の動作が必要となる機器については，火災によりその機能が同時に損なわれないよう，可能な限り機器間の離隔距離を確保する。
・本設備では巡視点検を実施し火災の早期検知に努めるとともに，屋内に設置する循環ポンプ，ALPS 処理水移送ポンプ及び電気品周辺については火災検知器による，火災の検知が可能な設計とする。また，各設備の近傍に消火器を設置し，初期消火の対応を可能にし，消火活動の円滑化を図る。さらに，多核種移送設備建屋及び 5,6 号機東側電気品建屋内には避難時における誘導用のために誘導表示を設置する。

※：配管の一部に使用する可燃性材料を不燃性又は難燃性材料で養生することを含む。

6.5　環境条件に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設において使用する材料等に対して，環境条件に対する設計上の考慮は以下の通り。

(1) 圧力及び温度

ALPS 処理水希釈放出設備は通常運転時及び異常事象発生時に想定される圧力・温度を踏まえて，適切な最高使用圧力・最高使用温度を有する機器等を選定する。

(2) 腐食に対する考慮

ALPS 処理水希釈放出設備のうち，ALPS 処理水を貯蔵又は通水する機器等については，耐腐食性に優れた二相ステンレス鋼，耐腐食性を有するステンレス鋼，ポリエチレン，合成ゴム，十分な肉厚を有する炭素鋼等を使用する。また，海水を貯蔵又は通水する機器等については，耐腐食性に優れた二相ステンレス鋼，耐腐食性を有する塗装を施した炭素鋼等を使用する。

(3) 放射線

ALPS 処理水希釈放出設備の材質として使用するポリエチレン等については，放射線による材料特性に有意な変化がない期間を評価した上で，当該期間を超えて使用する場合には，あらかじめ交換等を行う。

(4) ひび割れ・塩害

放水立坑（上流水槽）および放水設備は，鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し，適切な鉄筋かぶりを設定し，供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

6.6　運転員操作に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備の運転員操作に対する設計上の考慮は以下の通り。

(1) ALPS 処理水の海洋放出のために必要な情報を集約した監視・操作端末等は，機器の状態表示や操作方法に統一性（色，形状等の視覚的要素での識別）を持たせることで，運転員の誤操作を防止するとともに，容易に操作ができる設計とする。

(2) 誤操作・誤判断を防止するため，放出・移送，工程停止等の重要な操作に関してはダブルアクションを要する設計とする。なお，放出許可に係る操作についてはダブルアクションに加えキースイッチによる操作を要する設計とする。

(3) 測定・確認工程で確認したトリチウムの分析結果を，監視・制御装置に登録する際には，スキャナ等の機械的読み取りを行うことで，人手による計算や転記ミスを防ぐ設計とす

る。また，監視・制御装置に登録されたトリチウム濃度，稼働中の海水移送ポンプの流量より，海水希釈後のトリチウム濃度が 1,500Bq/L を満足できない場合には，次工程に進めないインターロックを設けることにより，排水濃度 1,500Bq/L 未満を満足させる設計とする。

(4) ALPS 処理水の受入工程，測定・確認工程及び放出工程においては，３つのタンク群で構成する測定・確認用タンク群のうち，それぞれの工程で適切なタンク群を選択していないと，次工程に進めないインターロックを設けることにより，測定・確認前の ALPS 処理水を放出することがない設計とする。

(5) ALPS 処理水希釈放出設備では，通常運転から逸脱するような異常を検知した場合に，海洋放出を停止させる機能を持つ緊急遮断弁を設置するとともに，当該弁を閉とするインターロックを設けることで，運転員が操作することなく，ただちに海洋放出の停止が可能な設計とする。

6.7　信頼性に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備の信頼性に対する設計上の考慮は以下の通り。

・３つのタンク群で構成する測定・確認用タンクについては，タンク群間の混水を防止するため，タンクのバウンダリとなる弁を直列二重化する。
・ALPS 処理水流量計については，ALPS 処理水の海水への混合希釈が設定値内で行われているか否かを確認するため，差圧伝送器，伝送系を二重化する。
・緊急遮断弁については，電動駆動の緊急遮断弁-1 及び空気作動の緊急遮断弁-2 を設置し，遮断機構に対して多重性，駆動源に対して多様性を備えるとともに，外部電源喪失時等においても確実に放出を停止できるようフェイルクローズ設計とする。

6.8　検査可能性に対する設計上の考慮

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の検査可能性に対する設計上の考慮は，「添付資料－７　検査可能性に関する考慮事項」に記載の通り。

7. 別紙

別紙－１　：ALPS 処理水の混合希釈倍率に関する説明書

以上

別紙－１

ALPS 処理水の混合希釈倍率に関する説明書

ALPS 処理水の混合希釈については，ALPS 処理水流量が 1 日当たり最大 500m^3 であるのに対して，海水により 100 倍以上に希釈を行うが，この混合希釈の挙動について確認した結果について説明する。

1. 解析コードや条件について

混合希釈挙動に関しては，表－1 の解析コード・解析条件により，図－1 に示す解析モデルにて想定される希釈効果について評価した。

表－1　解析コード・解析条件等一覧

条件		内容
1. 解析コード・解析モデル		
(1)	解析コード	STAR-CCM+（ver.11）
(2)	基礎式	非圧縮性質量保存式，運動量保存式 （レイノルズ平均ナビエ・ストークス（RANS）式）
(3)	乱流モデル	Realizable k-ε モデル
(4)	壁面近傍の扱い	壁関数モデル
(5)	離散化手法	有限体積法
(6)	物質移流・拡散モデル	化学種移流拡散モデル
2. 境界条件		
(1)	希釈海水入口	170,000m^3/日，運転中海水配管入口本数：2 本
(2)	ALPS 処理水入口	500m^3/日
(3)	海水配管出口	圧力境界（大気圧）
3. 流体物性		
(1)	温度	20℃
(2)	海水	密度：1025 kg/m^3，粘度：1.080×10^{-3}Pa･s
(3)	ALPS 処理水（純水）	密度：998.2 kg/m^3，粘度：1.002×10^{-3} Pa･s

ALPS 処理水の混合希釈解析では乱流モデルの適用が必要であり，数値流体解析（CFD）で一般的なものとなっているレイノルズ平均ナビエ・ストークス（RANS）式を基礎式として採用した。

RANS 式における乱流モデルは，CFD 解析で使用実績の多い渦粘性モデルを使用することとし，中でも適用実績が多い k-ε 系の乱流モデルとした。

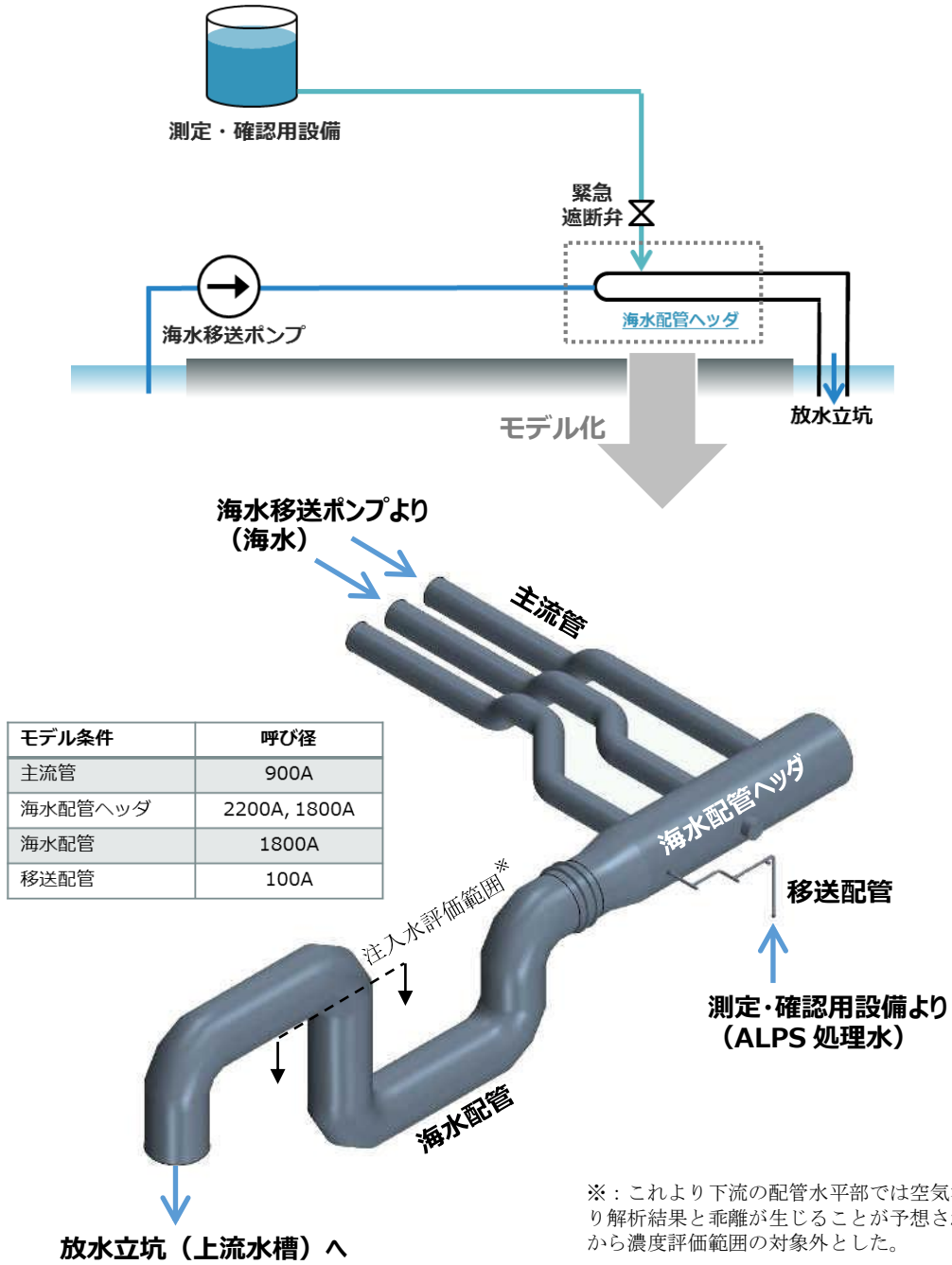
解析においては，実験的に決定される乱流拡散係数（乱流シュミット数）に支配される乱流拡散挙動が注入純水濃度に対する影響が大きい。

このため，乱流シュミット数を諸文献※1,※2,※3 調査から，乱流拡散が小さくなる（注入純水の局所的な濃度が高くなる）ように，諸文献提示値のうち上限に近い乱流シュミット数を設定し，解析を実施した。

また，ALPS 処理水（純水）・海水の密度・粘度は以下に基づき設定した。

（密度）：純水　日本機械学会蒸気表（1999）CD-ROM 版
　　海水　海水の状態方程式 UNESCO（1981）
（粘度）：純水　日本機械学会蒸気表（1999）CD-ROM 版
　　海水　中村，船舶流体力学関係の標準記号および水の密度，動粘性係数，造船協会誌 429 号（昭和 40 年）

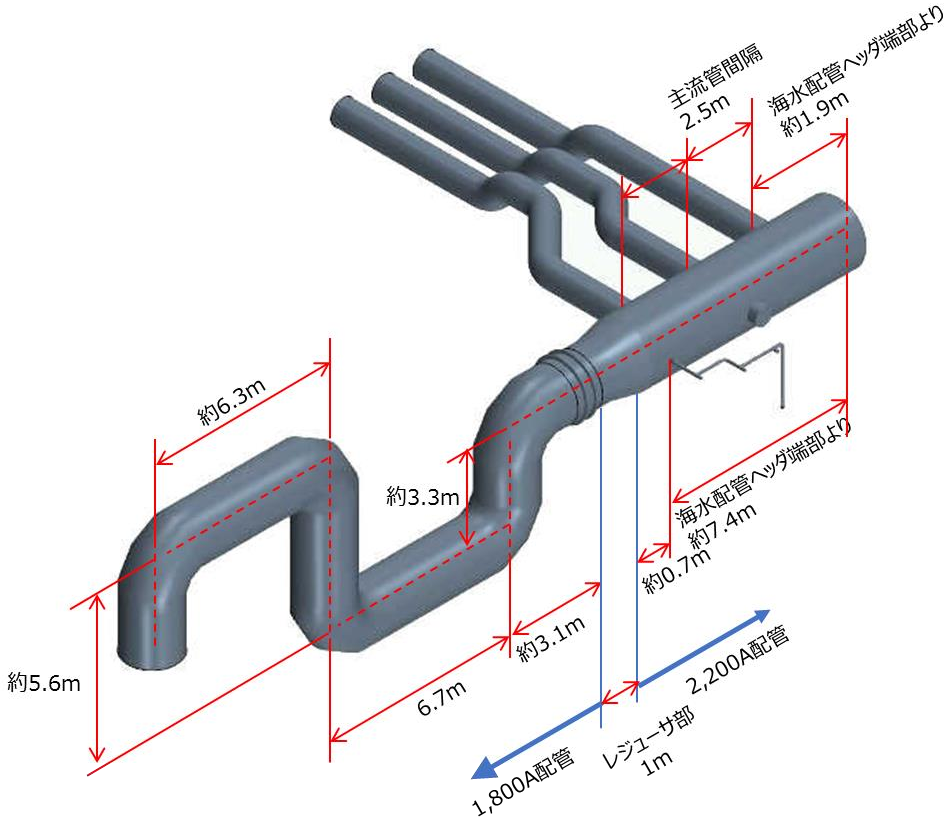
※1：Gualtieri,G.,et al.,Fluids,2,17(2017)
※2：Tominaga,Y.,et al.,Atmospheric Enviromment,42,37(2007)
※3：Flesch,T,K.,et al.,Agricultural and Forest Meteorology,111(2002)



モデル条件	呼び径
主流管	900A
海水配管ヘッダ	2200A, 1800A
海水配管	1800A
移送配管	100A

※：これより下流の配管水平部では空気流入により解析結果と乖離が生じることが予想されることから濃度評価範囲の対象外とした。

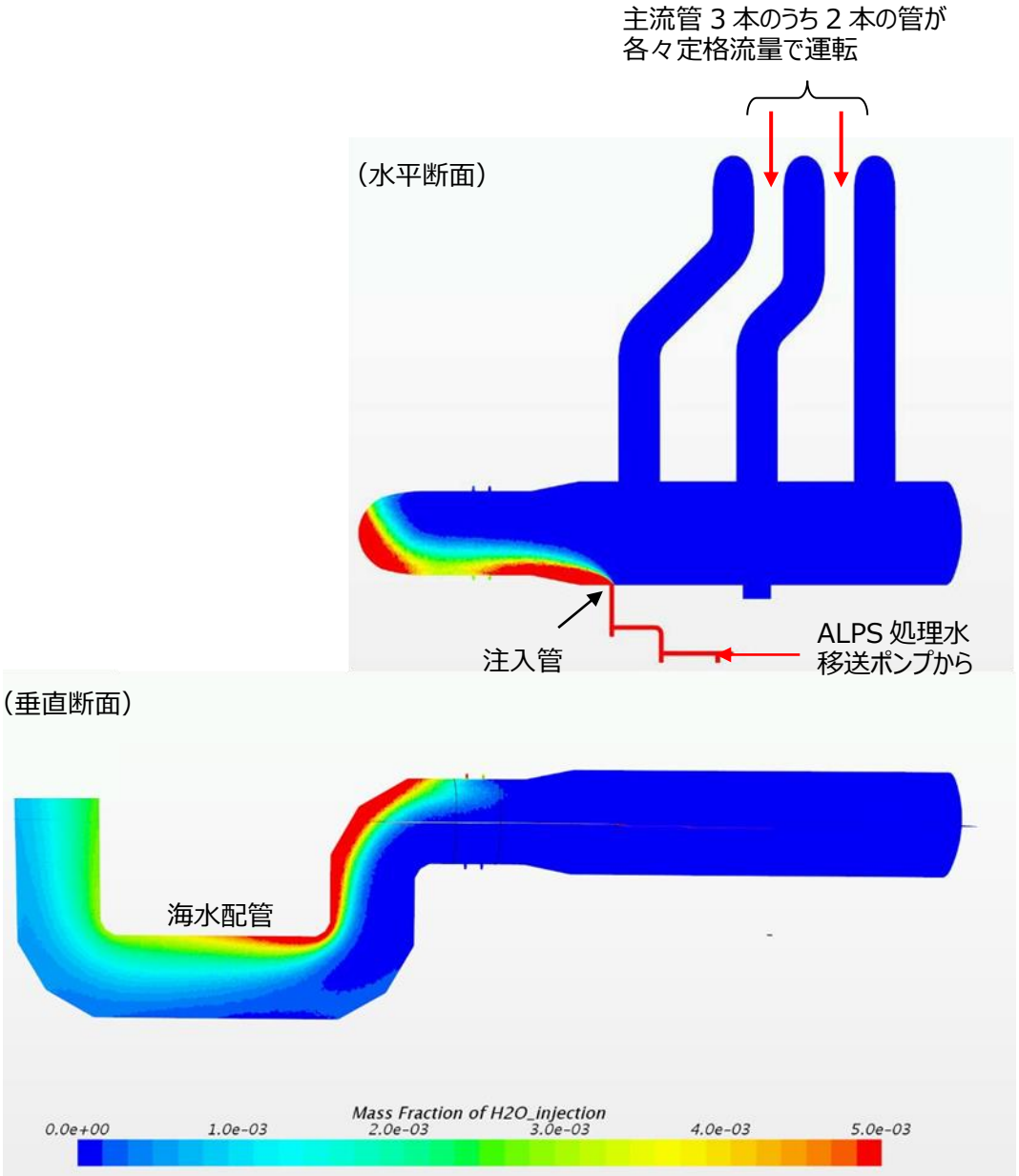
図－１　解析形状モデル（１／２）



図－１　解析形状モデル（２／２）

2．海水配管内の混合希釈の結果

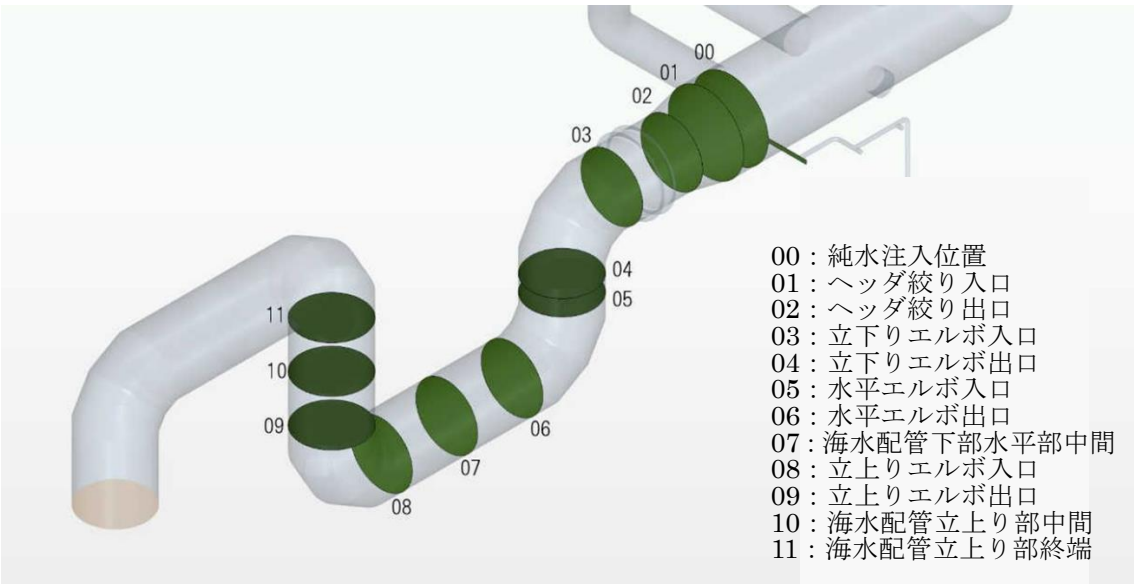
海水配管内の混合希釈に関する解析結果を図－２～６および表－２に示す。



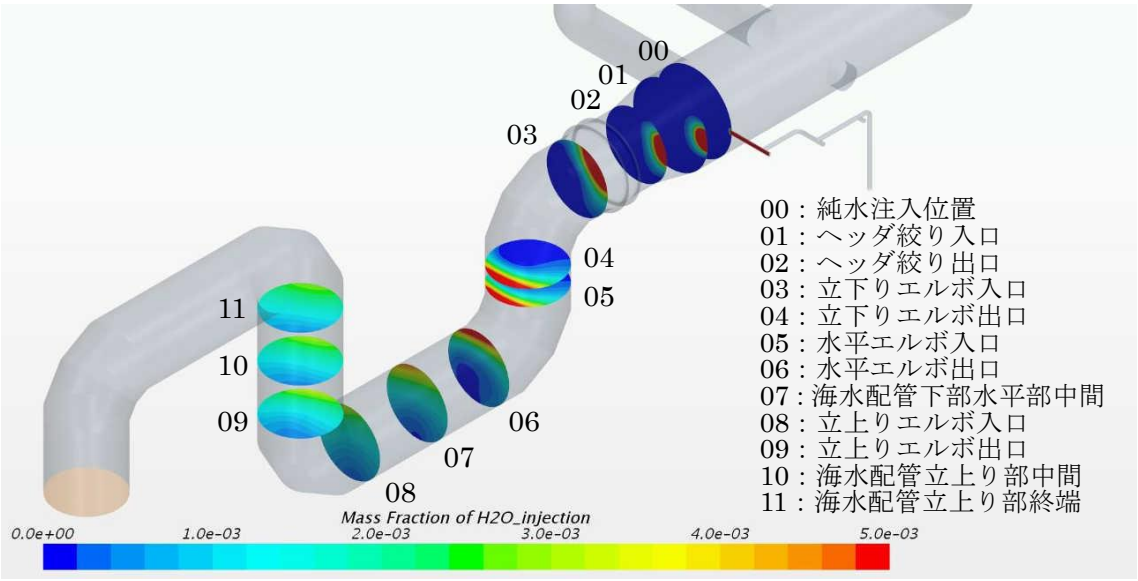
図－２　海水配管内の混合希釈の計算結果

図－２では，ALPS 処理水移送配管から海水配管ヘッダに注入した注入水（ALPS 処理水）が海水配管内で流下しつつ，周辺の海水と混合している様子が確認できた。

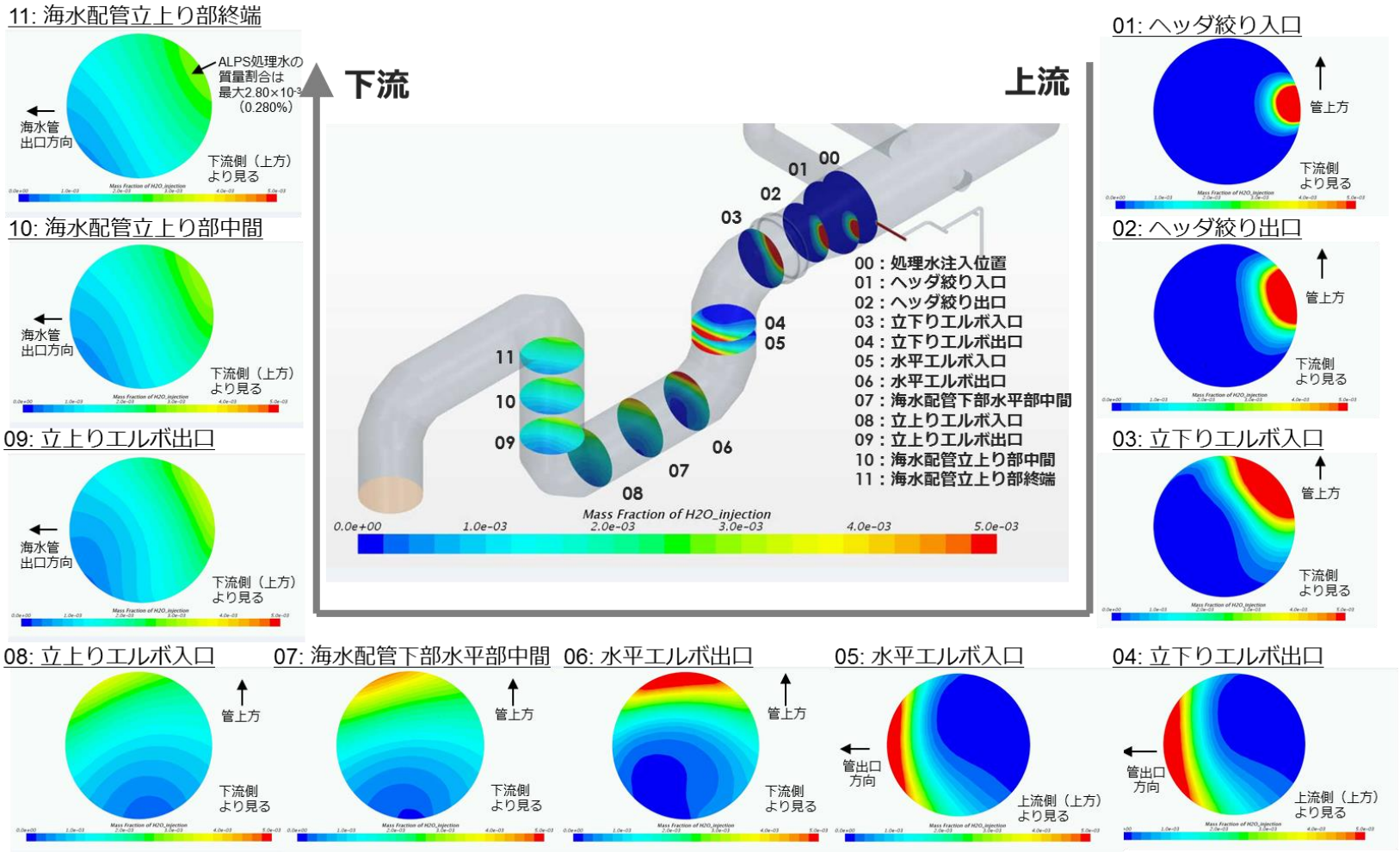
解析結果の状況をより詳細に見るために，図－３のように海水配管の横断面方向に評価断面を設定し，各評価断面における注入水（ALPS 処理水）の質量濃度を評価した。（図－４および図－５参照）



図－３　評価断面の位置および名称



図－４　評価断面の質量分布

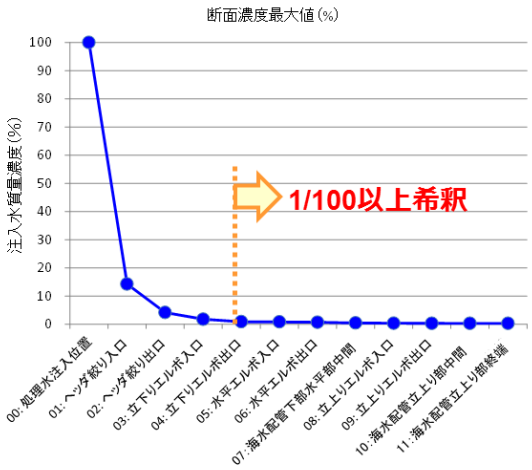


図－５　海水配管での混合希釈の評価結果

図－５の各評価断面における質量濃度の最大値を表－２に，また各値の推移を図－６に示す。

表－２　注入水の断面濃度最大値

名称	断面濃度最大値（%）
00：処理水注入位置	100
01：ヘッダ絞り入口	14.26
02：ヘッダ絞り出口	4.16
03：立下りエルボ入口	1.79
04：立下りエルボ出口	0.90
05：水平エルボ入口	0.84
06：水平エルボ出口	0.71
07：海水配管下部水平部中間	0.46
08：立上りエルボ入口	0.37
09：立上りエルボ出口	0.33
10：海水配管立上り部中間	0.30
11：海水配管立上り部終端	0.28



図－６　注入水質量濃度の推移

この結果から，注入水は放水立坑（上流水槽）に向かう海水配管内で最大濃度部においても，100/0.280≒357 倍薄められているという結論を得ると共に，04：立下りエルボ出口で，本設備で目標としている，100 倍以上の希釈効果が得られることを確認した。

また，評価断面の最も下流 11：海水管立上り部終端における最大濃度は 0.28%であり，理論平均値 0.14%の 2 倍であることを確認した。

3．まとめ

ALPS 処理水の混合希釈について，CFD 解析を用いて海水配管内におけるその挙動を確認した。結果，ALPS 処理水流量の最大値 500m^3/日において，配管終端部の最大濃度部においても平均値の 2 倍程度に留まるものの，海水配管内で 100 倍以上の希釈効果が得られることが分かった。

以上

ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

ALPS 処理水希釈放出設備を構成する設備について，構造強度評価及び耐震性の基本方針に基づき，構造強度及び耐震性の評価を行う。

1. 基本方針

1.1　構造強度評価の基本方針

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設を構成する構築物，系統及び機器は，「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」において，廃棄物処理設備等に相当するものと位置づけられることから，その設計，材料の選定，製作及び検査において，それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して，ALPS 処理水を内包する容器及び鋼管については，発電用原子力設備規格　設計・建設規格（JSME S NC1）のクラス３機器の規定を適用して評価を行う。なお，海水のみを内包する鋼管についても，クラス３機器に準じて評価を行う。

ポリエチレン管は ISO 規格または JWWA 規格に準拠したものを，適用範囲内で使用することで，構造強度を有すると評価する。また，耐圧ホース，伸縮継手については，製造者仕様範囲内の圧力及び温度で使用することで構造強度を有すると評価する。なお，ALPS 処理水希釈放出設備におけるポリエチレン管，耐圧ホース及び伸縮継手の環境条件（最高使用温度・最高使用圧力）は以下のとおりであり，当該条件を満足する管を選定する。

表－１　ポリエチレン管，耐圧ホース及び伸縮継手の環境条件

管の種類	使用箇所	最高使用圧力（MPa）	最高使用温度（℃）
ポリエチレン管	受入配管	0.98	40
	循環配管	0.49/0.98	40
	移送配管	0.49/0.60/0.98	40
耐圧ホース	受入配管	0.98	40
	循環配管	0.49	40
	移送配管	0.49	40
伸縮継手	循環配管	0.49/0.98	40
	移送配管	0.49/0.60/0.98	40
	海水配管	0.60	40

1.2　耐震性の基本方針

ALPS 処理水希釈放出設備は，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，その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響を評価した結果，直接線・スカイシャイン線による外部被ばく線量と，漏えいした ALPS 処理水の一部が蒸発して大気中に移行した場合の内部被ばく線量を合わせたとしても，その実効線量は 1μSv 未満と評価されることから，耐震 C クラスと位置付けられる。

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設は，耐震 C クラスの設備に要求される地震動に対して必要な強度を確保する。耐震性の評価においては，表－２のとおり，原則，構築物（間接支持構造物含む）は 1.0Ci，機器は 1.2Ci の水平方向設計震度を適用する。また，主要な機器及び鋼管の耐震性を評価するにあたっては，原子力発電所耐震設計技術規程（JEAC4601）等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが，評価手法，評価基準について実態に合わせたものを採用する。なお，ALPS 処理水希釈放出設備に使用する耐圧ホース，ポリエチレン管等については，材料の可撓性により耐震性を確保する。

表－２　設備重要度による耐震クラス分類

耐震クラス / 設備	C
(1)測定・確認用設備	測定・確認用タンク 基礎外周堰※1 循環ポンプ 主配管※2
(2)移送設備	ALPS 処理水移送ポンプ 主配管※2
(3)希釈設備	海水移送ポンプ 海水配管ヘッダ 主配管※2 放水立坑（上流水槽）※3
(4)放水設備※3	放水立坑（下流水槽） 放水トンネル 放水口

※1：B クラスの構築物に要求される水平方向設計震度に対して評価を実施する

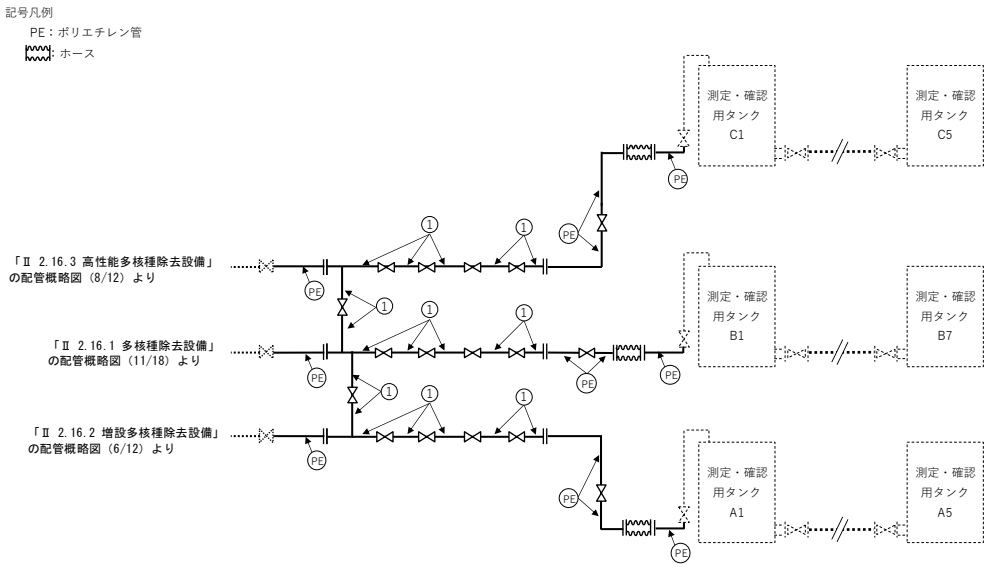
※2：鋼管（弁含む）について定ピッチスパン法で評価されるサポート間隔とする

※3：詳細は，添付資料－５　放水立坑（上流水槽）および放水設備の設計に関する説明書を参照

2. 構造強度評価の方法・結果

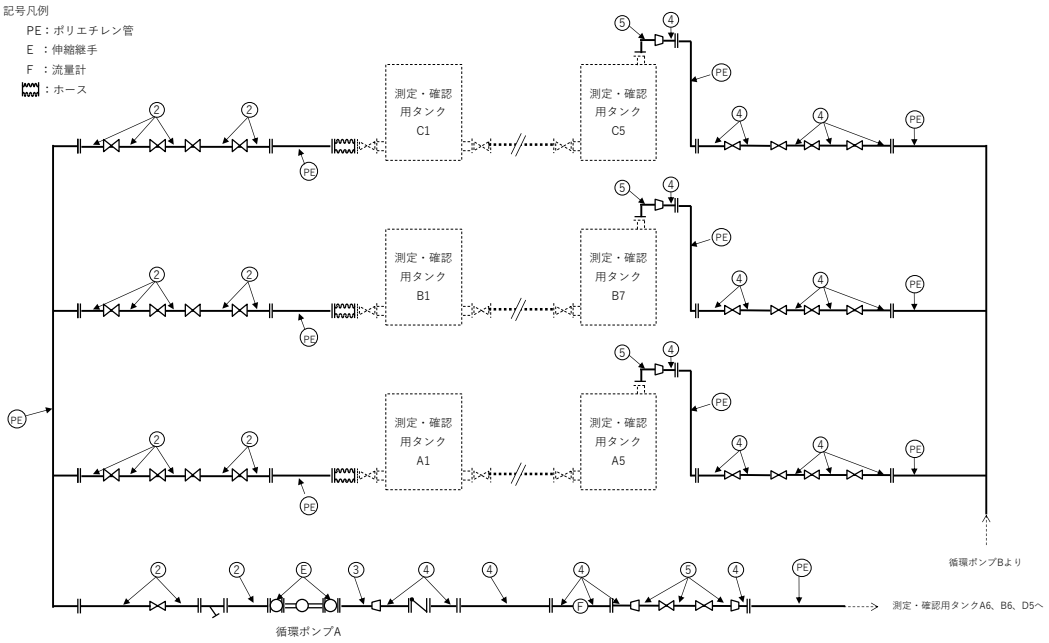
2.1　主配管（海水配管ヘッダ除く鋼管）

構造評価箇所を図－１～図－５に示す。



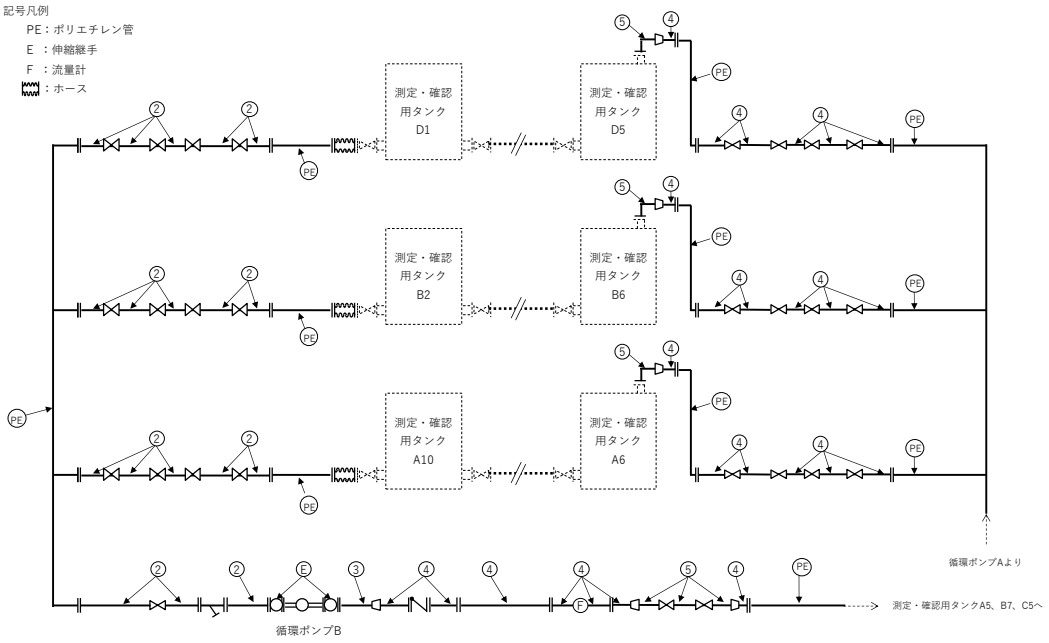
図－１　配管概略図（１／５）

（測定・確認用設備）



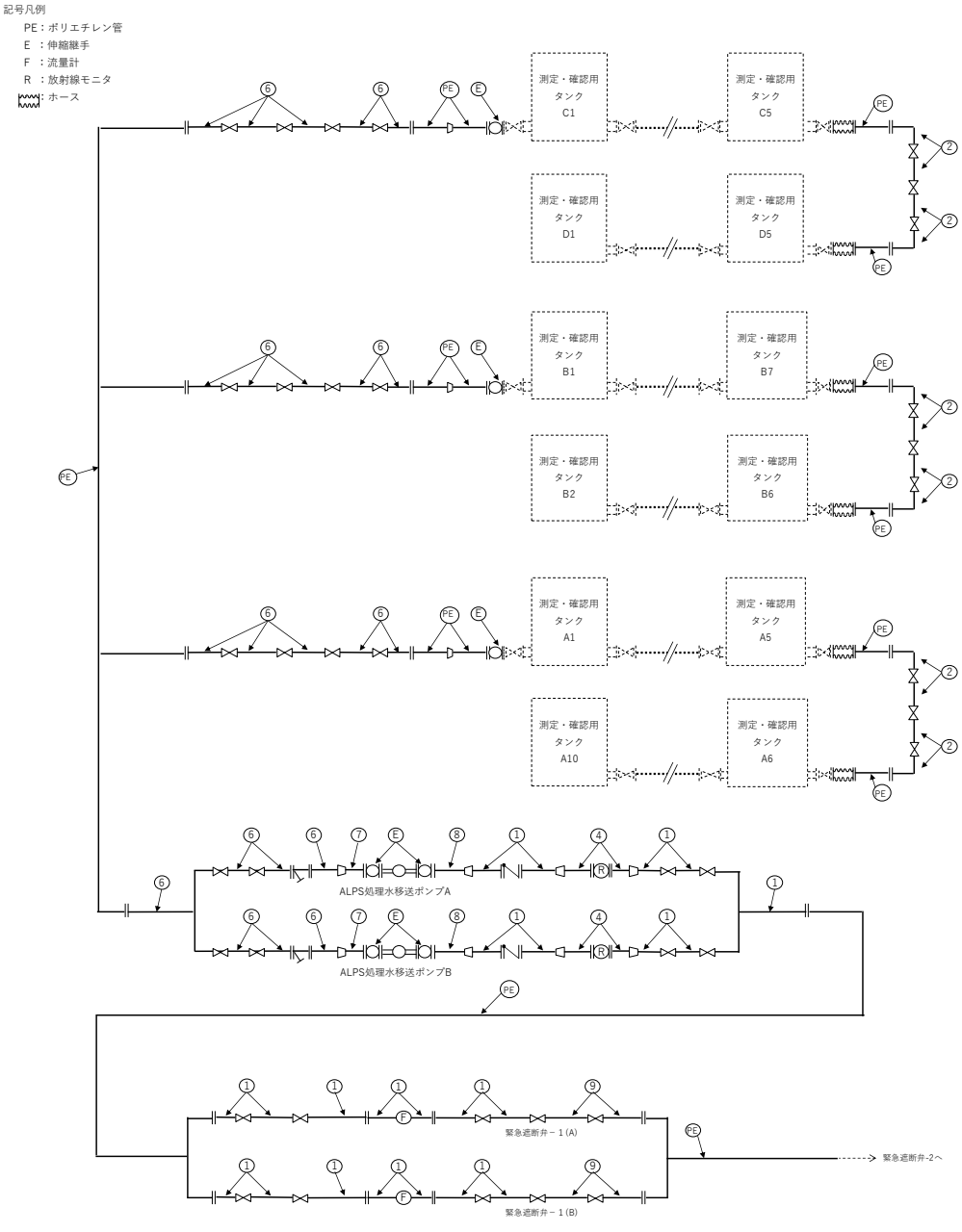
図－２　配管概略図（２／５）

（測定・確認用設備）

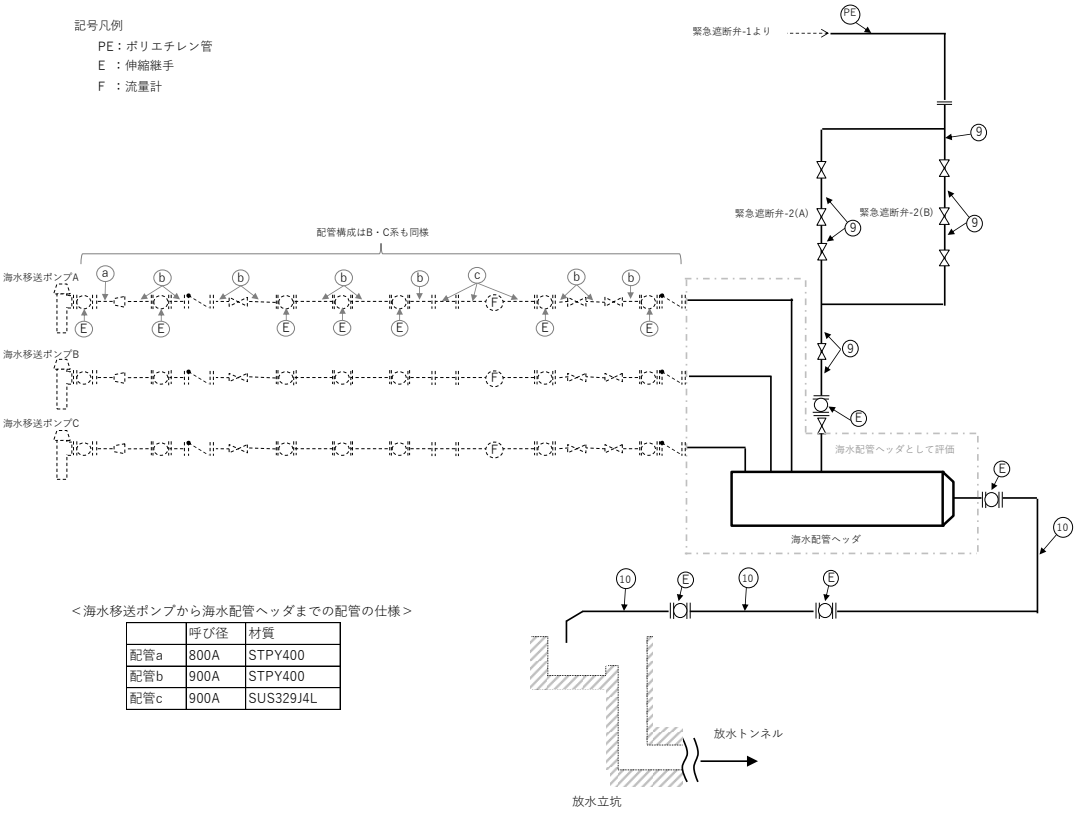


図－３　配管概略図（３／５）

（測定・確認用設備）



図－４　配管概略図（４／５）
（移送設備）



＜海水移送ポンプから海水配管ヘッダまでの配管の仕様＞

	呼び径	材質
配管a	800A	STPY400
配管b	900A	STPY400
配管c	900A	SUS329J4L

図－５　配管概略図（５／５）
（移送設備，希釈設備）

2.2 評価方法

鋼管の最小厚さが設計・建設規格 PPD-3411 式(PPD-1.3)または設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1 によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

管の必要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

管の計算上必要な厚さ： $t = \frac{PD_0}{2S\eta+0.8P}$

P ：最高使用圧力(MPa)

D_0 ：管の外径(mm)

S ：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η ：長手継手の効率

b. 炭素鋼鋼管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ：t_r

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

2.3 評価結果

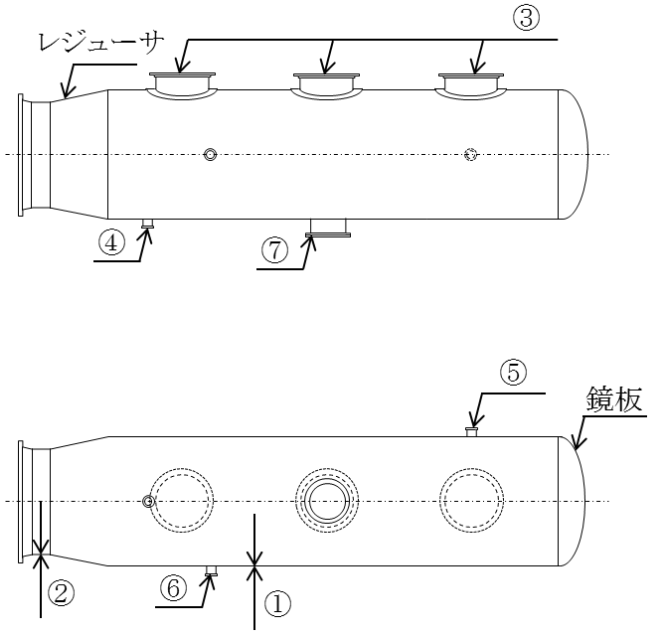
評価結果を表－３に示す。必要厚さを満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－３ 主配管（海水配管ヘッダ除く鋼管）の構造強度評価結果

評価機器	外径 (mm)	材質	最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(℃)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
配管①	114.3	SUS316LTP	0.98	40	0.48	3.50
配管②	216.3	SUS316LTP	0.49	40	0.46	5.68
配管③	139.8	SUS316LTP	0.98	40	0.59	4.37
配管④	165.2	SUS316LTP	0.98	40	0.69	4.37
配管⑤	216.3	SUS316LTP	0.98	40	0.91	5.68
配管⑥	165.2	SUS316LTP	0.49	40	0.35	4.37
配管⑦	89.1	SUS316LTP	0.49	40	0.19	3.50
配管⑧	48.6	SUS316LTP	0.98	40	0.21	2.50
配管⑨	114.3	SUS316LTP	0.60	40	0.30	3.50
配管⑩	1828.8	SM400B	0.60	40	9.11	14.20

3．主配管（海水配管ヘッダ）

構造強度評価箇所を図－６に示す。



図－６　海水配管ヘッダの構造強度評価箇所

3.1　直管部

3.1.1　構造強度評価方法

鋼管の最小厚さが設計・建設規格 PPD-3411 式(PPD-1.3)または設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1 によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

管の必要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

管の計算上必要な厚さ:$t = \frac{PD_0}{2S\eta+0.8P}$

P　：最高使用圧力(MPa)

D_0　：管の外径(mm)

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

b. 炭素鋼鋼管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ：t_r

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

3.1.2　構造強度評価結果

評価結果を表－４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－４　海水配管ヘッダの直管部の構造強度評価結果

評価部位	外径 (mm)	材質	最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(℃)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
①主管	2235.2	SM400B	0.60	40	11.14	14.20
②出口管	1828.8	SM400B	0.60	40	9.11	14.20
③海水ノズル管	914.4	SM400B	0.60	40	4.56	14.20
④ALPS処理水注入管	114.3	STPG370	0.60	40	3.40	5.25
⑤ベント管	114.3	STPG370	0.60	40	3.40	5.25
⑥ドレン管	114.3	STPG370	0.60	40	3.40	5.25
⑦点検用マンホール	609.6	SM400B	0.60	40	3.80	14.20

3.2　レジューサ

3.2.1　構造強度評価方法

レジューサの最小厚さが設計・建設規格 PPD-3415.1 式(PPD-1.8 および PPD-1.9)によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

レジューサの必要厚さは次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 円すいの部分

計算上必要な厚さ:$t = \frac{PD_i}{2cos\theta(S\eta - 0.6P)}$

P　：最高使用圧力(MPa)

D_i　：円すいの部分がすその丸みの部分に接続する部分の軸に垂直な断面の内径(mm)

θ　：円すいの頂角の２分の１(度)

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

b. すその丸みの部分

計算上必要な厚さ:$t = \frac{PD_iW}{4cos\theta(S\eta - 0.1P)}$

ただし，$W = \frac{1}{4}\left(3 + \sqrt{\frac{D_i}{2rcos\theta}}\right)$

D_i　：円すいの部分がすその丸みの部分に接続する部分の軸に垂直な断面の内径(mm)

θ　：円すいの頂角の２分の１(度)

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

r　：円すいのすその丸みの部分の内半径 (mm)

3.2.2　構造強度評価結果

評価結果を表－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－５　レジューサの構造強度評価結果

評価機器	評価部位	材質	最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(℃)	必要厚さ(mm)	最小厚さ(mm)
海水配管ヘッダ	レジューサ	SM400B	0.60	40	11.31	14.20

3.3　鏡板

海水配管ヘッダの鏡板の形状は設計・建設規格 PPD-3415.2(1)の条件より，さら形鏡板である。

3.3.1　構造強度評価方法

海水配管ヘッダの鏡板の最小厚さが設計・建設規格 PPD-3415.2 式(PPD-1.12)によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

鏡板の必要厚さは次に掲げる値とする。

計算上必要な厚さ：$t = \frac{PRW}{2S\eta - 0.2P}$

ただし，$W = \frac{1}{4}\left(3 + \sqrt{\frac{R}{r}}\right)$

P　：最高使用圧力(MPa)

R　：鏡板の中央部の内半径（mm）

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

r　：さら形鏡板のすみの丸みの内半径（mm）

3.3.2　構造強度評価結果

評価結果を表－６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－６　鏡板の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	材質	最高使用圧力(MPa)	最高使用温度(℃)	必要厚さ(mm)	最小厚さ(mm)
海水配管ヘッダ	鏡板	SM400B	0.60	40	10.19	13.40

3.4　穴の補強

3.4.1　構造強度評価方法

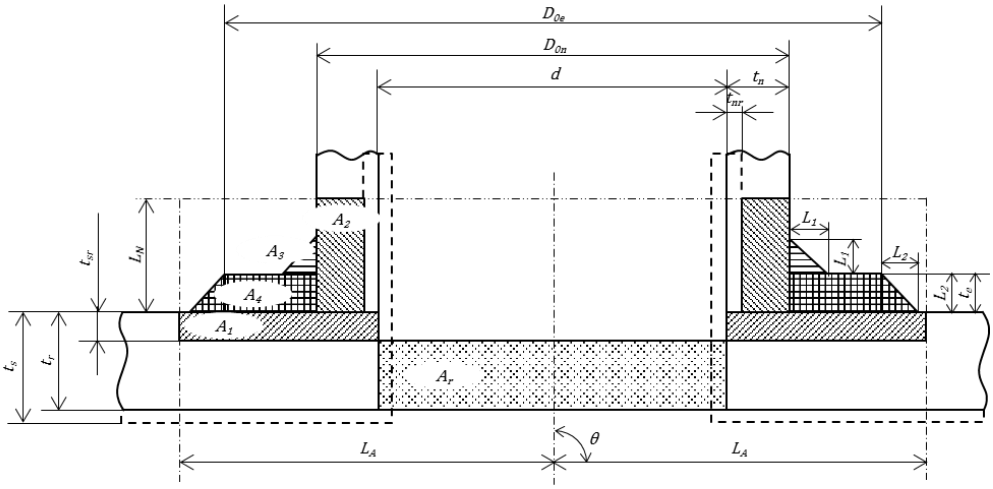
海水配管ヘッダに設ける穴の補強の要否を設計・建設規格 PPD-3422 により評価し，穴の補強が必要な場合は，設計・建設規格 PPD-3424(1)によって求められる必要面積を満足することを確認する。

海水配管ヘッダに設ける穴は，設計・建設規格 PPD-3422 によって求められるいずれの穴径を超えるため，穴の補強計算を実施する。

(1)　穴の径が 64mm 以下で，かつ，管の内径の 1/4 以下の穴径

(2)　(1)に掲げるものを除き，穴の径が 200mm 以下で，かつ，図 PPD-3422-1 および図 PPD-3422-2 により求めた d の値以下の穴径

補強が必要となった穴に関して補強に必要な面積に対して，補強に有効な総面積が満足していることを確認する。



：穴の補強に有効な面積（主管）A_1

：穴の補強に有効な面積（分岐管）A_2

：穴の補強に有効な面積（溶接部）A_3

：穴の補強に有効な面積（強め材）A_4

：穴の補強に必要な面積 A_r

図－7　管台の取り付け形式

穴の補強に必要な面積：$A_r = 1.07 \cdot \mathrm{d} \cdot t_{r3} \cdot (2 - sin\theta)$

d　：穴の径（㎜）

t_{r3}　：PPD-3411 の規定により必要とされる厚さ（㎜）

θ　：分岐管の中心線と主管の中心線との交角（度）

穴の補強に有効な総面積：$\mathrm{A}_0 = A_1 + A_2 + A_3 + A_4$

穴の補強に有効な主管部の面積：$A_1 = (\eta \cdot t_s - F \cdot t_{sr}) \cdot (2 \cdot L_A - d)$

穴の補強に有効な管台部の面積：$A_2 = 2 \cdot (t_n - t_{nr}) \cdot cosec\theta \cdot L_N \cdot \frac{S_n}{S_s}$

穴の補強に有効なすみ肉部の面積：$A_3 = (L_1)^2 \cdot sin\theta \cdot \frac{S_e}{S_s}$

穴の補強に有効な強め材の面積：$A_4 = (D_{0e} - D_{0n} \cdot cosec\theta) \cdot t_e \cdot \frac{S_e}{S_s} + (L_2)^2 \cdot \frac{S_e}{S_s}$

η　：継手の効率

t_s　：主管の厚さ（㎜）

t_{sr}　：主管の計算上必要な厚さ（㎜）

t_n　：管台の厚さ（㎜）

t_{nr}　：管台の計算上必要な厚さ（㎜）

t_e　：強め材の最小厚さ（㎜）

L_A　：穴の中心線に平行な直線で区切られる補強に有効な範囲（㎜）

L_N　：主管の面に平行な線に区切られる補強に有効な範囲（㎜）

S_n　：管台の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

S_s　：主管の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

S_e　：強め材の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

L_1　：管台のすみ肉部の脚長又は管台補強部の短辺長さ（㎜）

L_2　：強め材のすみ肉部の脚長（㎜）

D_{0n}　：管台の外径（㎜）

D_{0e}　：強め材の外径（㎜）

d　：断面に現れる穴の径（㎜）

θ　：分岐管の中心線と主管の中心線との交角（度）

F　：図 PPD-3424-1 により求めた値

3.4.2　構造強度評価結果

評価結果を表－７に示す。補強に有効な総面積が必要な面積を満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－７　穴の補強の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	管台口径	評価部位	Ar（mm^2）	A_0（mm^2）
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	900A	管台	6.35×10^3	1.33×10^4
	④ALPS 処理水注入管	100A	管台	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑤ベント管	100A	管台	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑥ドレン管	100A	管台	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑦点検用マンホール	600A	管台	4.17×10^3	8.35×10^3

3.5　強め材の取り付け強さ

3.5.1　構造強度評価方法

設計・建設規格 PPD-3424(8)によって求めた溶接部の負うべき荷重を評価し，溶接部の強度が十分であることを確認する。

溶接部の負うべき荷重：$W = d \cdot t_{sr} \cdot S_s - (\eta \cdot t_s - F \cdot t_{sr}) \cdot (2 \cdot L_A - d) \cdot S_s$

d　：断面に現れる穴の径（mm）

t_s　：主管の厚さ（mm）

t_{sr}　：主管の計算上必要な厚さ（mm）

S_s　：主管の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

η　：継手の効率

F　：図 PPD-3424-1 により求めた値

L_A　：穴の中心線に平行な直線で区切られる補強に有効な範囲（mm）

3.5.2　構造強度評価結果

評価結果を表－８に示す。溶接部の負うべき荷重が 0 以下であることから，溶接部の強度は十分であると評価している。

表－８　強め材の取り付け強さの構造強度評価結果

評価機器	評価部位	管台口径	評価部位	W (N)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	900A	管台	-7.26×10^{4}
	④ALPS 処理水注入管	100A	管台	-8.51×10^{3}
	⑤ベント管	100A	管台	-8.51×10^{3}
	⑥ドレン管	100A	管台	-8.51×10^{3}
	⑦点検用マンホール	600A	管台	-4.76×10^{4}

4. 耐震クラス分類に関する考え方

ALPS 処理水希釈放出設備は，その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響を評価した結果，直接線・スカイシャイン線による外部被ばく線量と，漏えいした ALPS 処理水の一部が蒸発して大気中に移行した場合の内部被ばく線量を合わせたとしても，その実効線量は 1μSv 未満であることから，耐震 C クラスと位置付けられる。

4.1　機能喪失による公衆への放射線影響の程度について

ALPS 処理水希釈放出設備の測定・確認用タンクについて，機能喪失による公衆への放射線影響を確認するため，線量評価を実施した。評価条件については，「Ⅱ 2.5 汚染水処理設備等」添付資料-12　別紙-7 に記載の評価条件に準じ，多核種処理済水の分析結果（平成 25 年 7 月）をタンク内保有水の放射能濃度として設定する※。

※：測定・確認用タンクにトリチウム以外の放射性核種の告示濃度比総和 1 以上の水が混水することを防止するために，以下の設計，運用上の対策を行う。

・測定・確認用タンクへの移送に使用する配管は，多核種除去設備等の移送配管であり，配管構成上，Sr 処理水等が混水する可能性はない。

・多核種除去設備等の移送配管を使用し，至近に移送を行った G1 エリアタンクの放射能濃度は，トリチウム以外の放射性核種※の告示濃度比総和が 1 未満であることを確認している。

・ALPS 処理水希釈放出設備の測定・確認用タンクには，多核種除去設備等のサンプルタンク，または多核種処理水貯槽にてトリチウム以外の放射性核種※の告示濃度比総和が 1 未満であることを確認または評価した水の移送を行う。

※：Cs-134，Cs-137，Sr-90，Co-60，Sb-125，Ru-106，I-129 の 7 核種

4.1.1　漏えい水の直接線・スカイシャイン線による被ばく評価

地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷し，測定・確認用タンクの貯留水全てがタンク外に漏えいしたことを想定する。タンク群と体積・高さが同じとなる 1 つの大型円柱形上で存在し続けると仮定した場合，最寄りの線量評価点（No.70）における直接線・スカイシャイン線による被ばく量は 1μSv/y 未満であり，公衆への放射線影響は殆ど無い。

4.1.2　漏えい水の気中移行による被ばく評価

地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷し，測定・確認用タンクの基礎外周堰の貯留可能面積全域に漏えい水が広がり，トリチウムを含む漏えい水から蒸発した水蒸気が拡散したことを想定する。漏えい水の回収に 2 週間を要したと仮定した場合の，最寄り線量評価点（No.70）に居住する住民が呼吸により摂取したトリチウムによる内部被ばく量は 1μSv 未満であり，公衆への放射線影響は殆ど無い。

4.2　機動的対応等の影響を緩和する措置について

ALPS 処理水希釈放出設備の測定・確認用タンクは，可撓性のある連結管にてタンク間を連結し，連結弁は基本的に開として運用を行う。地震により ALPS 処理水希釈放出設備から ALPS 処理水が漏えいするおそれがある場合又は漏えいした場合を想定し，漏えいの拡大による敷地外への影響を防止又は緩和するため，以下の対策を講じる。

・震度 5 弱以上の地震発生時，免震重要棟集中監視室からの遠隔操作により海洋放出を停止するとともに，測定・確認用設備の出口側電動弁を閉とし，タンク水位による漏えい確認を実施するとともに，屋外の ALPS 処理水移送配管を含む全ての設備の重点パトロールを行い，設備の異常の有無を確認する。

・地震により耐震 C クラスのタンク等が損傷し，貯留水が敷地外へ著しく漏えいすることを防止するために基礎外周堰を設置する。当該堰については，B クラスの構築物に要求される水平方向設計震度に対して，必要な強度を確保する。

・貯留水が漏えいし，基礎外周堰内に滞った場合には，仮設ポンプ，高圧吸引車等にて漏えい水の回収を行う。回収した漏えい水は，健全なタンク，建屋に排水を行う。

・ALPS 処理水の移送配管については，排水路から可能な限り離隔するとともに，移送配管に使用するポリエチレン管は，ポリエチレン管の外側に外装管（接合部は防水カバー）を取り付けることで，漏えい拡大を防止する施工を行う。

以上

添付資料－４

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に係る確認事項

ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に係る主要な確認事項を表－１～７に示す。

表－１　確認事項（循環ポンプ，ALPS 処理水移送ポンプ，攪拌機器，海水移送ポンプ）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度・耐震性	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	機器の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	漏えい確認※1	運転圧力で耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	耐圧部から著しい漏えいがないこと。

※1：攪拌機器については，測定・確認用タンクの水中に設置されるプロペラ羽の回転機器であり，漏えい確認部位が無いことから対象外とする。
海水移送ポンプについては，現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表－２－１　確認事項（主配管（鋼管））

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外径，厚さについて記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	耐圧・漏えい確認※1	最高使用圧力の 1.25 倍で一定時間保持後，同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確認する。	最高使用圧力の1.25倍に耐え，かつ異常のないこと。また，耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表－２－２　確認事項（主配管（ポリエチレン管））

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外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	耐圧・漏えい確認※1	製品の最高使用圧力以上で一定時間保持後，同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確認する。	製品の最高使用圧力に耐え，かつ異常のないこと。また，耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表－２－３　確認事項（主配管（耐圧ホース））

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外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	耐圧・漏えい確認※1	最高使用圧力の 1.25 倍で一定時間保持後，同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の有無も確認する。	最高使用圧力の1.25倍に耐え，かつ異常のないこと。また，耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表－２－４　確認事項（主配管（伸縮継手））

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外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認※1	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
	耐圧・漏えい確認※1	最高使用圧力の 1.25 倍で一定時間保持後，同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確認する。	最高使用圧力の1.25倍に耐え，かつ異常のないこと。また，耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表－３－１　確認事項（漏えい検出装置及び警報装置）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	装置の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
機能	漏えい警報確認	漏えいの信号により警報が発生することを確認する。	漏えいの信号により警報が発生すること。

表－３－２　確認事項（ALPS 処理水流量計，海水流量計）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	装置の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
性能	性能校正確認	基準入力に対して流量計の指示値が正しいことを確認する。	流量計指示値が許容範囲内であること。

表－３－３　確認事項（放射線モニタ）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
構造強度	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	装置の据付位置，据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付けられていること。
機能	警報確認	レベル「高」※1の信号により警報が発生することを確認する。	レベル「高」※1の信号により警報が発生すること。
性能	線源校正確認	標準線源を用いて線量当量率を測定し，各検出器の校正が正しいことを確認する。	基準線量当量率に対する正味線量当量率が許容範囲内であること。
	校正確認	基準入力に対して放射線モニタの指示値が正しいことを確認する。	放射線モニタ指示値が許容範囲内であること。

※1：放射線モニタにより信号名称は異なる。

表－４－１　確認事項（測定・確認用タンク）※1

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	使用材料を材料証明書により確認する。連結管･連結弁については，納品記録，製品仕様にて確認する。	実施計画に記載の材料が使用されていること。連結管及び連結弁は製品仕様（最高使用圧力）がタンクの水頭圧以上であること。
	寸法確認	主要寸法（板厚，内径，高さ）を確認する。	実施計画の記載とおりであること。
	外観確認	タンク本体（塗装状態含む),連結管･連結弁の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	組立状態及び据付状態を確認する。	組立状態及び据付状態に異常がないこと。
		タンク基礎の不陸について確認する。	異常な不陸がないこと。
	耐圧・漏えい確認	設計･建設規格に基づき耐圧・漏えい試験を行う。	各部からの有意な漏えいおよび水位の低下がないこと。
	地盤支持力確認	支持力試験にてタンク基礎の地盤支持力を確認する。	必要な支持力を有していること。
機能・性能	警報確認	液位「高高」側※2の信号により警報が発生することを確認する。	液位「高高」側※2の信号により警報が発生すること。
	寸法確認※3	基礎外周堰の堰内容量を確認する。	必要容量に相当する堰内容量があること。
	外観確認	基礎外周堰の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	貯留機能	漏えいなく貯留できることを確認する。	タンク及び附属設備（連結管,連結弁,マンホール,ドレン弁）に漏えいがないこと。

※1：「Ⅱ 2.5 汚染水処理設備等」（使用前検査終了済み）と兼用するため，過去の記録を確認する。

※2：タンクにより信号名称は異なる。

※3：「Ⅱ 2.5 添付資料-12 別紙-6 表-2」の設置場所：K4 に記載の堰内容量を確認する。

表－４－２　確認事項（測定・確認用タンク入口配管（鋼管））※1

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，材料証明書または納品書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法について，材料証明書または納品書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。
	外観確認	各部の外観について，立会いまたは記録により確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	機器が図面のとおり据付ていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり施工・据付ていること。
	耐圧・漏えい確認 注1	①最高使用圧力の1.5 倍で一定時間保持後，同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立会いまたは記録により確認する。	最高使用圧力の1.5 倍に耐え，かつ構造物の変形等がないこと。また，耐圧部から漏えいがないこと。
		②運転圧力で耐圧部からの漏えいのないことを立会いまたは記録により確認する。※2	耐圧部から漏えいがないこと。
機能・性能	通水確認	通水ができることを確認する。	通水ができること。

※1：「Ⅱ 2.5 汚染水処理設備等」（使用前検査終了済み）と兼用するため，過去の記録を確認する。

※2：運転圧力による耐圧部の漏えい検査が実施できない配管フランジ部については，トルク確認等の代替検査を実施する。

注１：耐圧漏えい確認は，①②のいずれかとする。

表－５　確認事項（放水立坑（上流水槽））

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材料について，材料証明書または納品書により確認する。	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（内空）を確認し，必要容積を確保していることを確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付・組立確認	部材が図面のとおり据付・組立られていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり据付・組立られていること。
	耐圧確認	水槽内の水位を一定時間保持後，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立会いまたは記録により確認する。	水圧に耐え，かつ構造物の変形がないこと。また，耐圧部から漏えいがないこと。

※1：現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。

表－６　確認事項（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）

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材料について，材料証明書または納品書により確認する。	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部材の寸法および主要寸法（内空）を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認※1	外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付・組立確認※2	部材が図面のとおり据付・組立られていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり据付・組立られていること。

※1：現地では実施可能な範囲とし，必要に応じて品質記録を確認する。
　　また，施工途中に放水トンネル内部に海水を充水することから，現地では実施可能な範囲とする。
※2：放水口は，沿岸から 1km の地点に据え付けられていることを記録（位置情報）により確認する。

表－７－１　確認事項（測定・確認用設備）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
機能・性能	攪拌運転確認	攪拌機器を起動し，タンク内を攪拌していることを確認する。	攪拌機器運転時にタンク水面に水流が発生していること。 電流値が適正範囲内であること。
機能・性能	通水・流量確認※1	循環ポンプを起動し，通水できることを確認する。	ポンプについては，140m³/h※2 以上であること。また，異音，異臭，異常振動等がないこと。 配管については，通水できること。

※1：受入配管は，単品での通水確認，据付前の配管内の異物確認並びに締結部のトルク確認にて異常がないことを確認する。

※2：循環攪拌実証試験の実績より設定。

表－７－２　確認事項（移送設備）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
機能・性能	緊急遮断確認	入力信号に対して緊急遮断弁が動作することを確認する。	動作信号により，緊急遮断弁が動作すること。
機能・性能	通水・流量確認※1	ALPS 処理水移送ポンプを起動し，流量調整弁を動作させ，通水できることを確認する。	設定した流量※2 で制御出来ていること。 ポンプについては，異音，異臭，異常振動等がないこと。 配管については，通水できること。

※1：ALPS 処理水移送ポンプの運転時に通水が確認できない配管は，単品での通水確認，据付前の配管内の異物確認並びに締結部のトルク確認にて異常がないことを確認する。

※2：ALPS 処理水流量は可変であるため，最大 19m³/h 以内で設定する。

表－７－３　確認事項（希釈設備，放水設備）

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
機能・性能	通水・流量確認	海水移送ポンプを起動し，通水できることを確認する。	ポンプについては，実施計画に記載した容量以上であること。また，異音，異臭，異常振動等がないこと。 配管，放水立坑（上流水槽），放水設備については，通水できること。

別紙－１　測定・確認用タンクの基本仕様
別紙－２　ALPS 処理水希釈放出設備の漏えい検出装置の設置位置

以上

別紙－１

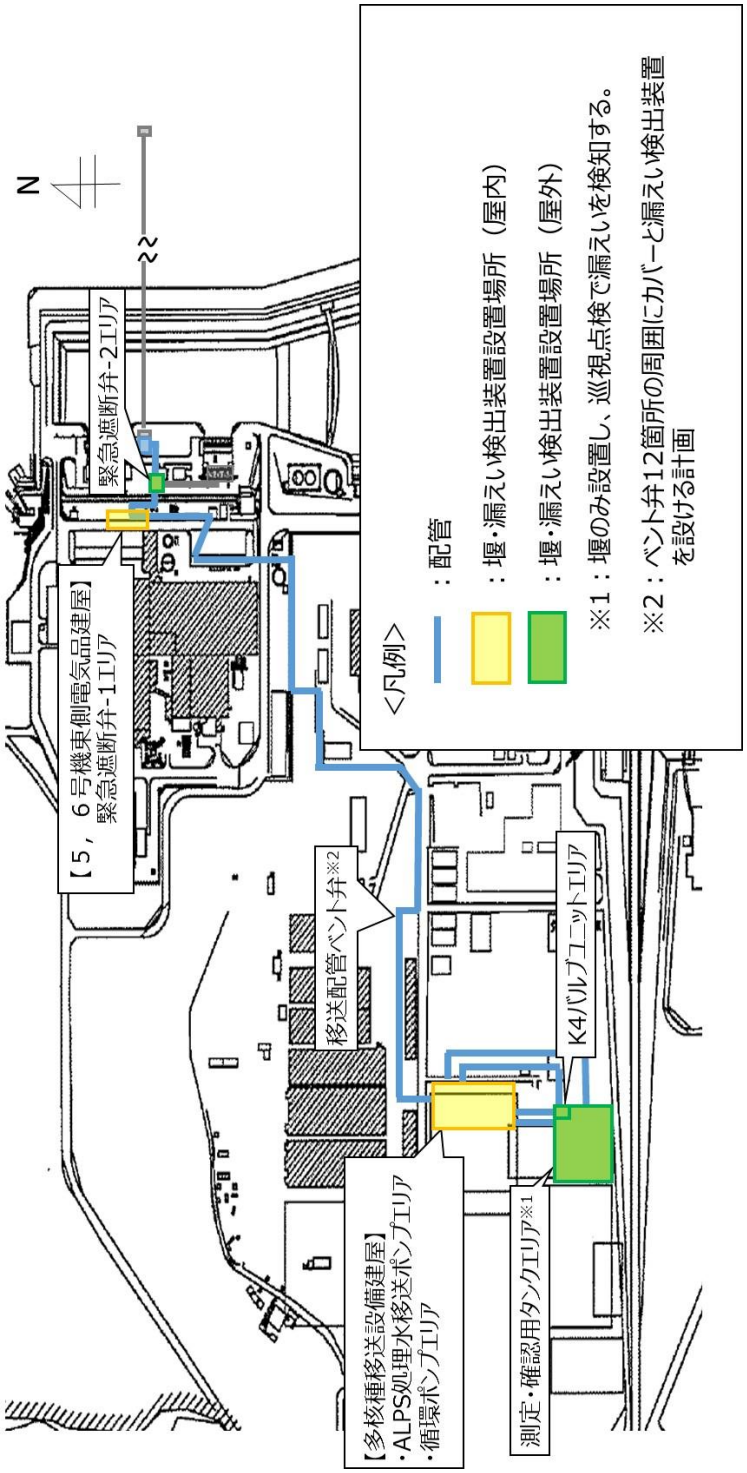
測定・確認用タンクの基本仕様

測定・確認用タンク

タンク容量		m^3	1,000
主要寸法	内　　径	mm	10,000
	胴板厚さ	mm	15
	底板厚さ	mm	25
	高　　さ	mm	14,565
管台厚さ	100A	mm	8.6
	200A	mm	12.7
	600A	mm	16.0
材料	胴板・底板	―	SS400
	管台	―	STPT410, SS400

	連結管（耐圧ホース（完成品））	連結弁（完成品）
呼　び　径	200A 相当	200A 相当
材　　質	EPDM 合成ゴム	FCD450-10
最高使用圧力	1.0MPa	1.0MPa
最高使用温度	50℃	50℃

	入口配管（鋼管）
厚　　さ	8.6mm（100A）
材　　質	STPT410
最高使用圧力	1.0MPa
最高使用温度	50℃



ALPS 処理水希釈放出設備の漏えい検出装置の設置位置

添付資料－５

放水立坑（上流水槽）および放水設備の設計に関する説明書

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）について，評価を行う。

1. 設計内容

1.1　設計の基本方針

放水立坑（上流水槽）および放水設備は，下記に準拠して評価を行う。

・コンクリート標準示方書（設計編；2017 年制定）（公社）土木学会
・コンクリート標準示方書（設計編；2012 年制定）（公社）土木学会
・コンクリート標準示方書（構造性能照査編；2002 年制定）（公社）土木学会
・道路橋示方書・同解説Ⅰ共通編 平成 24 年（公社）日本道路協会
・道路橋示方書・同解説Ⅳ下部構造編 平成 24 年（公社）日本道路協会
・道路橋示方書・同解説Ⅴ耐震設計編 平成 24 年（公社）日本道路協会
・共同溝設計指針 1986 年（公社）日本道路協会
・水理公式集　2018 年（公社）土木学会
・プレキャスト式雨水地下貯留施設技術マニュアル（改訂版；2020 年）（公財）日本下水道新技術機構
・エポキシ樹脂塗装鉄筋を用いる鉄筋コンクリートの設計施工指針（改訂版；2013 年）（公社）土木学会
・火力・原子力発電所土木構造物の設計（増補改訂版）（一社）電力土木技術協会
・トンネル標準示方書〔共通編〕・同解説/〔シールド工法編〕・同解説（2016 年制定）（公社）土木学会
・トンネル標準示方書〔開削工法〕・同解説（2016 年制定）（公社）土木学会
・港湾の施設の技術上の基準・同解説 2018 年（公社）日本港湾協会
・内水圧が作用するトンネル覆工構造設計の手引き（1999 年制定）（財団法人）先端建設技術センター
・シールド工事用標準セグメント 土木学会・日本下水道協会共編（2001 年制定）
・土木研究所資料　大規模地下構造物の耐震設計法・ガイドライン（案）-平成 4 年 3 月」建設省土木研究所・地震防災部耐震研究所
・下水道施設の耐震対策指針と解説-2014 年版（公社）日本下水道協会
・下水道施設耐震計算例 処理場・ポンプ場編-2015 年版（公社）日本下水道協会
・下水道施設耐震計算例 管路施設編-2015 年版（公社）日本下水道協会

1.2　耐震性の基本方針

放水設備は，ALPS 処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して，トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が 1 を下回った水）を取り扱うことを踏まえ，設備等の機能喪失による公衆への放射線影響の程度により，耐震 C クラスと位置付けられる。そのため，耐震 C クラスの設備に要求される地震力に耐えられる設計とする。

2. 設計の方法

2.1　評価条件

2.1.1　使用材料の許容応力度

放水設備に用いる材料のうち，コンクリートは普通コンクリートとし，設計基準強度は24N/mm^2，30N/mm^2，40N/mm^2，42N/mm^{2}とする。鉄筋はSD345とする。

各使用材料の許容応力度を表－１～２に示す。

表－１　コンクリートの許容応力度

設計基準強度	長期		短期	
	圧縮 (N/mm^2)	せん断 (N/mm^2)	圧縮 (N/mm^2)	せん断 (N/mm^2)
24	9.0	0.45	13.5	0.675
30	11.0	0.50	16.5	0.750
40	14.0	0.55	21.0	0.825
42	16.0	0.73	24.0	1.095

表－２　鉄筋の許容応力度

使用材料	長期	短期
	圧縮・引張 (N/mm^2)	圧縮・引張 (N/mm^2)
SD345	200	300

2.1.2　土質定数

設計に用いた土質定数を表－３に示す。

表－３　土質定数

層数	土質	単位体積重量 γ (kN/m^2)	粘着力 C (kN/m^2)	内部摩擦角 ϕ (°)	変形係数 E0 (kN/m^2)
1	盛土	18.0	0	30.0	17,700
2	砂岩	18.4	0	38.6	94,400
3	泥岩	17.1	1,500	0	506,000

2.1.3　地下水位

T.P.+2.5m

2.1.4　単位体積重量

設計に用いた材料の単位体積重量を表－４に示す。

表－４　単位体積重量

材料	単位体積重量（kN/m^3）
鉄筋コンクリート	24.5
鋼	77.0
地盤	表－３参照

2.1.5　構造物の環境条件

構造物の環境条件は腐食性環境条件とし，ひび割れ幅の限界値は，構造物に応じて 0.035c～0.005c（mm）で設定する。ただし，c は純かぶりを示す。

2.1.6　荷重

設計では，長期および短期荷重を考慮する。

躯体に作用する地震力は，原則として震度法により計算する。

$$P=K \cdot W$$

P：地震力

K：設計水平震度

W：躯体重量

2.2　評価方法

表－５の照査を行うことで，供用期間中の健全性が確保されることを確認している。なお，照査項目は，構造物の使用目的に適合するための要求性能を踏まえて設定している。

表－５　放水立坑（上流水槽）および放水設備の照査項目

照査項目		放水立坑（上流水槽）	放水立坑（下流水槽）	放水トンネル	放水口	照査内容
長期	構造	○	○	○	○	許容応力度以内であること
	構造（波浪）	－	－	○	○	許容応力度以内であること
	ひび割れ	○	○	○	○	ひび割れ幅が許容ひび割れ幅以下であること
	塩害	○	○	○	○	鋼材位置の塩化物イオン濃度が鋼材腐食発生限界に達しないこと
	浮上がり	○	○	－	○	浮上がりが生じないこと
短期		○	○	○	○	地震に対して許容応力度以内であること

2.3　評価結果

2.3.1　放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の作用応力を許容応力と比較し，作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表－６に示す。

長期荷重および短期荷重に対して，許容応力度以内であることを確認し，構造を設定している。また，構造物の浮上がりが生じないことを確認している。さらに，鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し，供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また，一般土木構造物と同様に，点検長期計画に基づき維持管理する。

表－６　放水立坑（上流水槽）の照査結果

検討部位	荷重ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm^2)	許容応力 (N/mm^2)	作用応力/許容応力
底版	短期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	108	300	0.36
側壁	短期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	117	300	0.39
隔壁	短期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	177	300	0.59
頂版	長期	ｺﾝｸﾘｰﾄ	せん断力	0.14	0.55	0.26

2.3.2　放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の作用応力を許容応力と比較し，作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表－７に示す。

長期荷重および短期荷重に対して，許容応力度以内であることを確認し，構造を設定している。また，構造物の浮上がりが生じないことを確認している。さらに，鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し，供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また，一般土木構造物と同様に，点検長期計画に基づき維持管理する。

表－７　放水立坑（下流水槽）の照査結果

検討部位	荷重ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm^2)	許容応力 (N/mm^2)	作用応力/許容応力
底版	長期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	98	200	0.49
側壁	長期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	148	200	0.74

2.3.3　放水トンネル

放水トンネルの作用応力を許容応力と比較し，作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表－８に示す。

長期荷重および短期荷重に対して，許容応力度以内であることを確認し，構造を設定している。また，鉄筋コンクリート製の覆工板に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し，供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また，一般土木構造物と同様に，点検長期計画に基づき維持管理する。

表－８　放水トンネルの照査結果

検討部位	荷重ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm^2)	許容応力 (N/mm^2)	作用応力/許容応力
覆工板（発進部）	長期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	78	200	0.39
覆工板（最深部）	長期	鉄筋	曲げﾓｰﾒﾝﾄ	91	200	0.46

2.3.4　放水口

放水口の作用応力を許容応力と比較し，作用応力/許容応力の比が最大となる部位の照査結果を表－９に示す。

長期荷重および短期荷重に対して，許容応力度以内であることを確認し，構造を設定している。また，構造物の浮上がりが生じないことを確認している。さらに，鉄筋コンクリート製の躯体に生じるひび割れ幅および塩害の照査を実施し，供用期間中の耐久性が確保されることを確認している。

また，一般土木構造物と同様に，点検長期計画に基づき維持管理する。

表－９　放水口の照査結果

検討部位	荷重ケース	対象材料	応力	作用応力 (N/mm^2)	許容応力 (N/mm^2)	作用応力/許容応力
底版	長期	ｺﾝｸﾘｰﾄ	せん断力	0.23	0.50	0.46
側壁	長期	ｺﾝｸﾘｰﾄ	せん断力	0.24	0.50	0.48

別紙－１　耐久性照査に関する説明書

別紙－２　浮上がり照査に関する説明書

別紙―３　放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）に関する概略図

以上

別紙－１

耐久性照査に関する説明書

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）について，耐久性照査に関する方法および照査結果を示す。

1．照査方法

1.1　ひび割れ幅

ひび割れに対する照査は，発生曲げひび割れ幅 w が許容曲げひび割れ幅 wa 以下であることを確認する。照査式を下記に示す。

$$w \ / \ wa \leqq 1.0$$

算定式を以下に示す。

$$w = 1.1 k_1 k_2 k_3 \{4c + 0.7(c_s - \phi)\} \left[\frac{\sigma_{se}}{E_s} \left(\text{または} \frac{\sigma_{pe}}{E_p} \right) + \varepsilon'_{csd} \right]$$

w：　曲げひび割れ幅（mm）

k1：鉄筋の表面形状がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数（=1.0）

　　放水立坑（上流水槽）においては，エポキシ樹脂塗装鉄筋を採用するため 1.1

k2：コンクリートの品質がひび割れ幅に及ぼす影響を表す係数

k2 = 15 /（f'c +20）+0.7

f'c：コンクリートの圧縮強度（N/mm^2）

k3：引張鉄筋の段数の影響を表す係数

k3 = 5（n+2）/（7n+8）

n：引張鉄筋の段数

c：かぶり（mm）・・・・主鉄筋までのかぶりとする

cs：鉄筋の中心間隔（mm）

ϕ：引張鉄筋径で，鉄筋の公称径（mm）

ε'_{csd}：コンクリートの収縮及びクリープ等によるひび割れ幅の増加を考慮するための数値

（鋼材の腐食に対する照査を行う場合，ε'_{csd} の値は 150×10^{-6} 程度）

σ_{se}：表面に近い位置にある鉄筋応力度の増加量（N/mm^2）

Es：鉄筋のヤング係数（N/mm^2）

1.2　塩害

簡易設計方法により，耐久性の照査を行うこととし，照査の基本的な考え方を以下に示す。

・ 与えられた環境条件のもと，塩害の照査を満足するために，かぶりの設計値 Cd と塩化物イオンに対する設計拡散係数 Dd の組合せを適切に設定する。
・ 設定した設計拡散係数 Dd 満足させるために，曲げひび割れ幅 w とコンクリートの水セメント比 W/C の組合せを適切に設定する。

なお，準拠基準については，表－１の通りとする。

表－１　設備別準拠基準

設備	準拠基準	備考
放水立坑 （上流水槽）	コンクリート標準示方書（構造性能照査編；2002 年制定）	エポキシ樹脂塗装鉄筋を使用するため
放水立坑 （下流水槽）	コンクリート標準示方書（設計編；2017 年制定）	
放水トンネル	コンクリート標準示方書（設計編；2017 年制定）	
放水口	港湾の施設の技術上の基準・同解説 2018 年	

鉄筋位置の塩化物イオン濃度の設計値 Cd を算定し，それが鋼材腐食発生限界濃度 Clim に達していないことを確認する。照査式を下記に示す。

$$\gamma i \cdot Cd \ / \ Clim \leqq 1.0$$

γi　：構造物係数（=1.0 とする）

Cd　：鉄筋位置における塩化物イオン濃度の設計用値（kg/m^3）

Clim ：鉄筋腐食発生限界濃度（kg/m^3）

塩化物イオン濃度 Cd は次式により算定する。

・放水立坑（上流水槽）

$$C_d = \gamma_{cl} \cdot \left\{ 1 - erf\left({}^{0.1}\!/\!_{2\sqrt{t}} \left({}^{c}\!/\!_{\sqrt{D_d}} + {}^{c_{ep}}\!/\!_{\sqrt{D_{epd}}} \right) \right) \right\}$$

γ_{cl} ： Cd のばらつきを考慮した安全係数

Dd：設計拡散係数

C_{ep}：エポキシ樹脂塗膜厚さの期待値(mm)

D_{epd}:エポキシ樹脂塗膜内への塩化物イオンの侵入を拡散現象とみなした場合の塩化物イオンに対する見かけの拡散係数の設計用値(cm^2/年)。一般に 2.0×10^{-6}cm^2/年。

・放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口

$$C_d = \gamma_{cl} \cdot C_0 \cdot \left\{1 - \mathrm{erf}\left(0.1 \cdot C_d \Big/ 2 \cdot \sqrt{D_d \cdot t}\right)\right\} + C_i$$

γ_{cl} ： Cd のばらつきを考慮した安全係数

C_0 ：コンクリート表面における塩化物イオン濃度（kg/m^3）

Dd ：設計拡散係数

設計拡散係数 Dd は次式で算定する。

・放水立坑（上流水槽）

$$D_d = \gamma_c \cdot D_k + \left(\frac{w}{l}\right) \cdot \left(\frac{w}{w_a}\right)^2 \cdot D_0$$

γ_c ： コンクリートの材料係数（=1.0）

D_k ：コンクリートの塩化物イオンに対する拡散係数特性値（cm^2/年）

D_0 ：コンクリート中の塩化物イオンの移動に及ぼすひび割れの影響を表す係数（cm^2/年）（=200cm^2/年）

w/l ：ひび割れ幅とひび割れ間隔の比

w ：ひび割れ幅(mm)

wa ：鋼材の腐食に対するひび割れ幅の限界値(mm)

・放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口

$$D_d = \gamma_c \cdot D_k + \lambda \cdot \left(\frac{w}{l}\right) \cdot D_0$$

γ_c ： コンクリートの材料係数（=1.0）

D_k ：コンクリートの塩化物イオンに対する拡散係数特性値（cm^2/年）

D_0 ：コンクリート中の塩化物イオンの移動に及ぼすひび割れの影響を表す係数（cm^2/年）（=400cm^2/年）

w/l ：ひび割れ幅とひび割れ間隔の比

λ ：ひび割れの存在が拡散係数に及ぼすひび割れの影響を表す係数

かぶりの設計値 cd は，施工誤差Δc_eを予め考慮して次式で求める。

$$cd = c - \Delta c_e$$

c ： 設計図面上のかぶり

コンクリート表面における塩化物イオン濃度 C_0 は，表－２に示す「コンクリート標準示方書」の地域区分と海岸からの距離に基づき設定する。

表－２　コンクリート表面における塩化物イオン濃度 C_0

		飛沫帯	海岸からの距離（km）				
			汀線付近	0.1	0.25	0.5	1.0
飛来塩分が多い地域	北海道，東北，北陸，沖縄	13.0	9.0	4.5	3.0	2.0	1.5
飛来塩分が少ない地域	関東，東海，近畿，中国，四国，九州		4.5	2.5	2.0	1.5	1.0

放水口については，「港湾の施設の技術上の基準・同解説」の下式に基づき設定する。

$$C_0=-6.0x + 15.1$$

C_0 ： 表面塩化物イオン量（kg/m^3）で 6.0kg/m^3 を下回らないものとする。

x ：海水面（H.W.L）から部材下面までの距離（m）

放水口は，水面下に設置することから，C_0=15.1 kg/m^3 とする。

鋼材腐食発生限界濃度 Clim は，水セメント比およびセメントの種類に応じて設定する。普通ポルトランドセメントおよび高炉セメントＢ種を適用し，Clim は下式により求める。

・普通ポルトランドセメント

放水立坑（上流水槽）　Clim= 1.2

放水立坑（下流水槽）　Clim= -3.0(W/C)+3.4

・高炉セメントＢ種（放水トンネル）

Clim= -2.6(W/C)+3.1

放水口は，「港湾の施設の技術上の基準・同解説」に基づき，Clim=2.0kg/m^3 とする。

コンクリートの塩化物イオンに対する拡散係数 Dk は，水セメント比およびセメントの種類に応じて見かけの拡散係数との予測式より求める。普通ポルトランドセメントおよび高炉セメントＢ種を適用し，Dk は下式により求める。

・普通ポルトランドセメント

放水立坑（上流水槽）　$\log10Dk=-3.9(W/C)^2+7.2(W/C)-2.5$

放水立坑（下流水槽）　$\log10Dk=3.0(W/C)-1.8$

・高炉セメントＢ種

$$\log10D_k = 2.5(W/C) - 1.8$$

耐久性照査に用いる設計条件は表－３の値を用いる。

表－３　耐久性照査に用いる設計条件

		放水立坑（上流水槽）	放水立坑（下流水槽）	放水トンネル	放水口
耐用年数	（年）	30			
セメント種類	－	普通ﾎﾟﾙﾄﾗﾝﾄﾞｾﾒﾝﾄ	普通ﾎﾟﾙﾄﾗﾝﾄﾞｾﾒﾝﾄ	高炉セメントB種	高炉セメントB種
表面塩化物イオン	C_0（kg/m^3）	13.0	13.0	9.0	15.1
腐食発生限界濃度	C_{lim}（kg/m^3）	1.20	1.84	2.19	2.00
拡散係数	D_k（cm^2/年）	0.69	0.58	0.05	0.28
水セメント比	W/C	0.42	0.52	0.35	0.50

2. 照査結果

2.1　ひび割れ幅

2.1.1　放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の発生曲げひび割れ幅を許容曲げひび割れ幅と比較し，発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅の比が最大となる部位の照査結果を表－４に示す。

表－４　放水立坑（上流水槽）の照査結果

検討部位	発生曲げひび割れ幅（mm）	許容曲げひび割れ幅（mm）	発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅
底版	0.19	0.27	0.70
側壁	0.20	0.27	0.74
隔壁	0.06	0.27	0.22
頂版	0.04	0.15	0.27

2.1.2　放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の発生曲げひび割れ幅を許容曲げひび割れ幅と比較し，発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅の比が最大となる部位の照査結果を表－５に示す。

表－５　放水立坑（下流水槽）の照査結果

検討部位	発生曲げひび割れ幅 (mm)	許容曲げひび割れ幅 (mm)	発生曲げひび割れ幅/ 許容曲げひび割れ幅
底版	0.34	0.50	0.68
側壁	0.39	0.50	0.78

2.1.3　放水トンネル

放水トンネルの発生曲げひび割れ幅を許容曲げひび割れ幅と比較し，発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅の比が最大となる部位の照査結果を表－６に示す。

表－６　放水トンネルの照査結果

検討部位	発生曲げひび割れ幅 (mm)	許容曲げひび割れ幅 (mm)	発生曲げひび割れ幅/ 許容曲げひび割れ幅
覆工板 (発進部)	0.14	0.18	0.76
覆工板 (最深部)	0.15	0.18	0.84

2.1.4　放水口

放水口の発生曲げひび割れ幅を許容曲げひび割れ幅と比較し，発生曲げひび割れ幅/許容曲げひび割れ幅の比が最大となる部位の照査結果を表－７に示す。

表－７　放水口の照査結果

検討部位	発生曲げひび割れ幅 (mm)	許容曲げひび割れ幅 (mm)	発生曲げひび割れ幅/ 許容曲げひび割れ幅
底版	0.26	0.40	0.66
側壁	0.30	0.40	0.76

2.2　塩害

2.2.1　放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の鉄筋位置における塩化物イオン濃度を鉄筋腐食発生限界濃度と比較し，鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度の比が最大となる部位の照査結果を表－８に示す。

表－８　放水立坑（上流水槽）の照査結果

検討部位	鉄筋位置における塩化物イオン濃度 (kg/m^3)	鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m^3)	鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度
底版	0.06	1.20	0.05
側壁	0.06	1.20	0.05
隔壁	0.04	1.20	0.03
頂版	0.16	1.20	0.13

2.2.2　放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の鉄筋位置における塩化物イオン濃度を鉄筋腐食発生限界濃度と比較し，鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度の比が最大となる部位の照査結果を表－９に示す。

表－９　放水立坑（下流水槽）の照査結果

検討部位	鉄筋位置における塩化物イオン濃度 (kg/m^3)	鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m^3)	鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度
底版	0.94	1.84	0.51
側壁	1.66	1.84	0.90

2.2.3　放水トンネル

検討により求められた放水トンネルにおける塩化物イオン濃度を鉄筋腐食発生限界濃度と比較し，鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度の比が最大となる部位の照査結果を表－１０に示す。

表－１０　放水トンネルの照査結果

検討部位	鉄筋位置における塩化物イオン濃度 (kg/m^3)	鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m^3)	鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度
覆工板（放水立坑部）	1.81	2.19	0.83
覆工板（最深部）	2.02	2.19	0.92

2.2.4　放水口

検討により求められた放水口における塩化物イオン濃度を鉄筋腐食発生限界濃度と比較し，鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度の比が最大となる部位の照査結果を表－１１に示す。

表－１１　放水口の照査結果

検討部位	鉄筋位置における塩化物イオン濃度 (kg/m^3)	鉄筋腐食発生限界濃度 (kg/m^3)	鉄筋位置における塩化物イオン濃度/鉄筋腐食発生限界濃度
底版	1.93	2.00	0.97
側壁	1.95	2.00	0.98

以上

別紙－２

浮上がり照査に関する説明書

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水口）について，浮上がり照査に関する方法および照査結果を示す。

1. 照査方法

1.1　算定式

浮上がりの検討について，以下の式にて行う。

$$Fs = W / U$$

$$U = Vw \cdot \gamma w$$

U　：浮力（kN）
W：鉛直荷重（kN）
Vw：地下水位以下の容積（m^3）
γw：水(海水）の単位体積重量（kN/m^3）

1.2　検討条件

浮上がりに対する安全率を表－１に示す。

表－１　浮上がりに対する安全率

水槽内荷重条件 （海水荷重）	供用時
浮上がり安全率	1.20

2. 照査結果

2.1　放水立坑（上流水槽）

放水立坑（上流水槽）の浮上がりの照査結果について，計算値がより厳しい条件での照査結果を表－２に示す。

表－２　放水立坑（上流水槽）の浮上がりに対する照査結果

	常時
計算値	1.48
浮上がり安全率	1.20

2.2　放水立坑（下流水槽）

放水立坑（下流水槽）の浮上がりの照査結果について，計算値がより厳しい条件での照査結果を表－３に示す。

表－３　放水立坑（下流水槽）の浮上がりに対する照査結果

	常時
計算値	1.68
浮上がり安全率	1.20

2.3　放水口

放水口の浮上がりの照査結果について，計算値がより厳しい条件での照査結果を表－４に示す。

表－４　放水口の浮上がりに対する照査結果

	波浪時
計算値	1.99
浮上がり安全率	1.20

以上

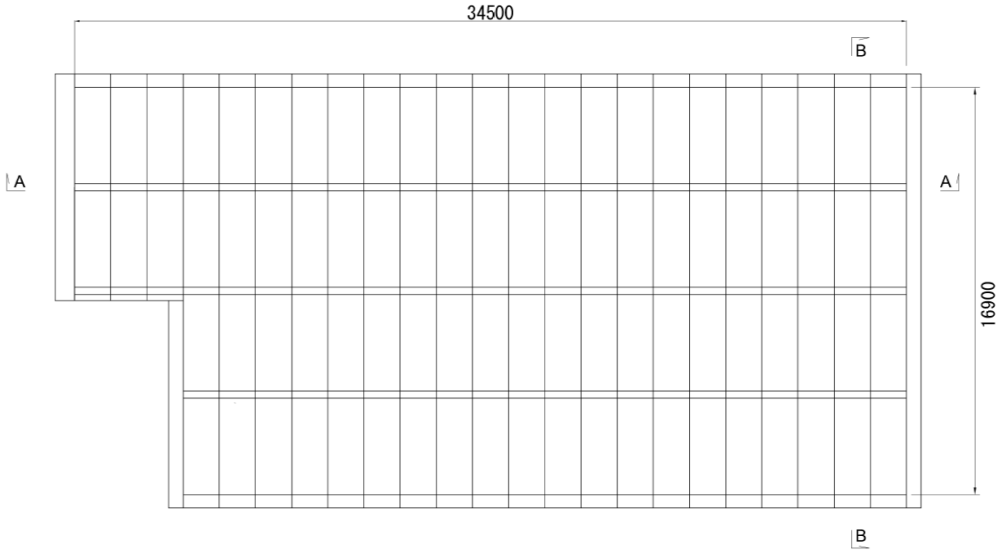
別紙－３

放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）に関する概略図

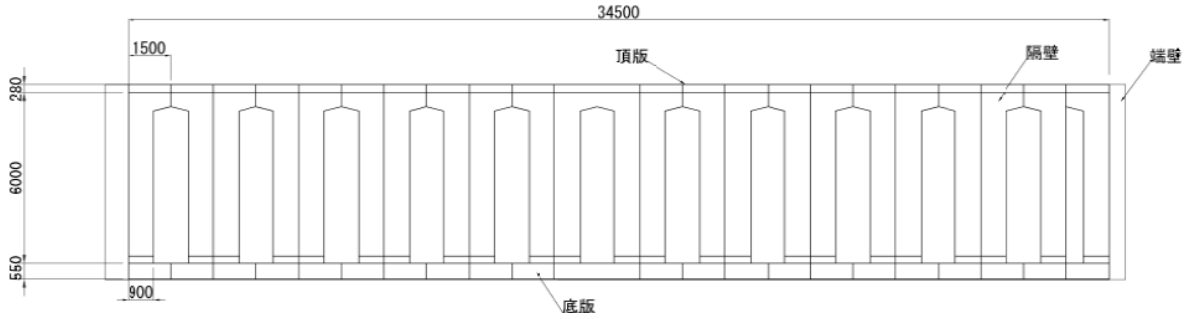
放水立坑（上流水槽）および放水設備（放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口）に関する概略図を示す。

1. 放水立坑（上流水槽）

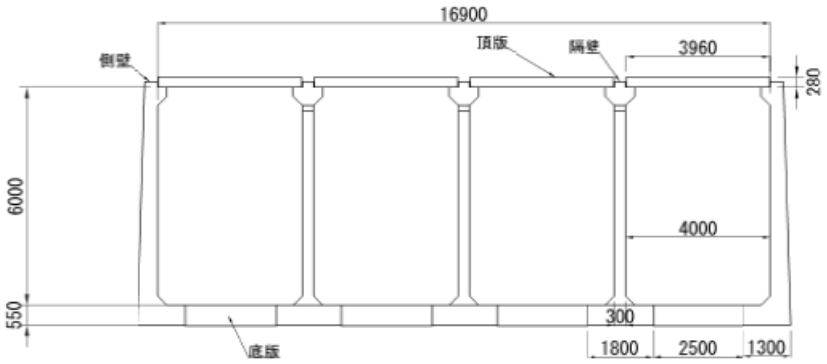
放水立坑（上流水槽）の寸法，据付・組立に関する概略図を図－１～３に示す。



図－１　放水立坑（上流水槽）平面図



図－２　A-A 断面図

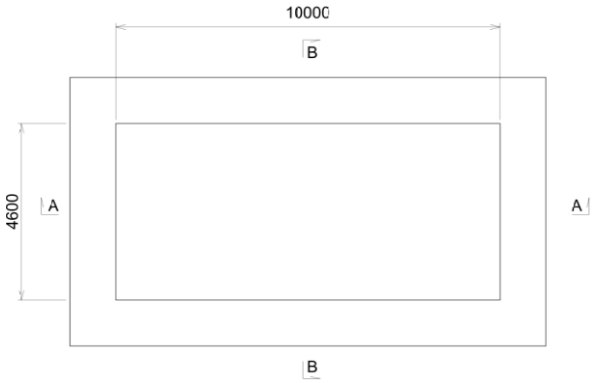


図－３　B-B 断面図

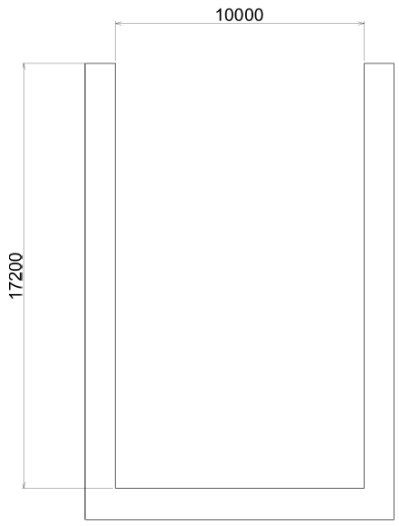
2. 放水設備

2.1　放水立坑（下流水槽）

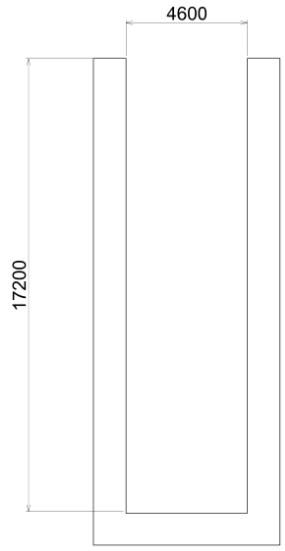
放水立坑（下流水槽）の寸法に関する概略図を図－４～６に示す。



図－４　放水立坑（下流水槽）平面図



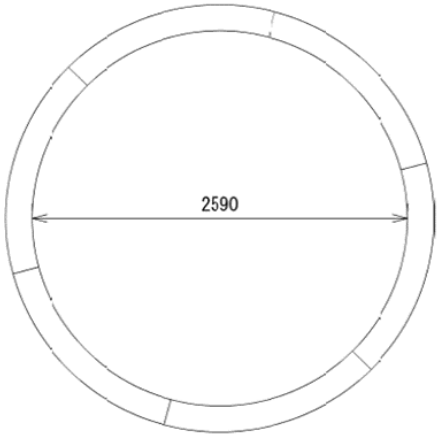
図－５　A-A 断面図



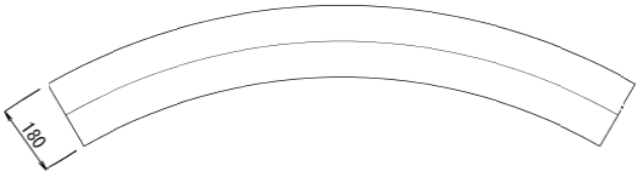
図－６　B-B 断面図

2.2　放水トンネル

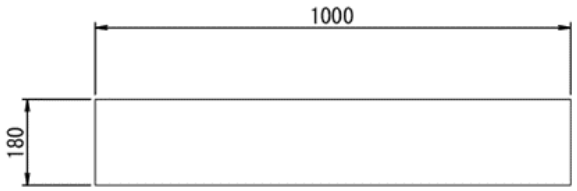
放水トンネルの寸法，据付・組立に関する概略図を図－７～９に示す。



図－７　放水トンネル断面図



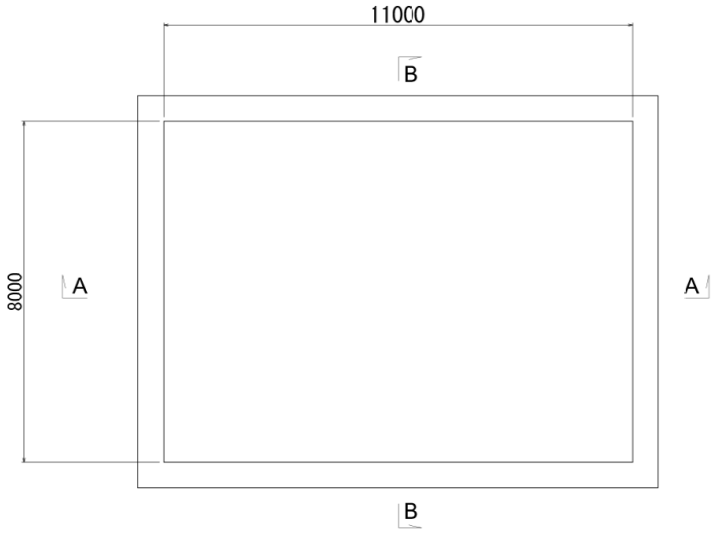
図－８　セグメント標準断面図（円周方向）



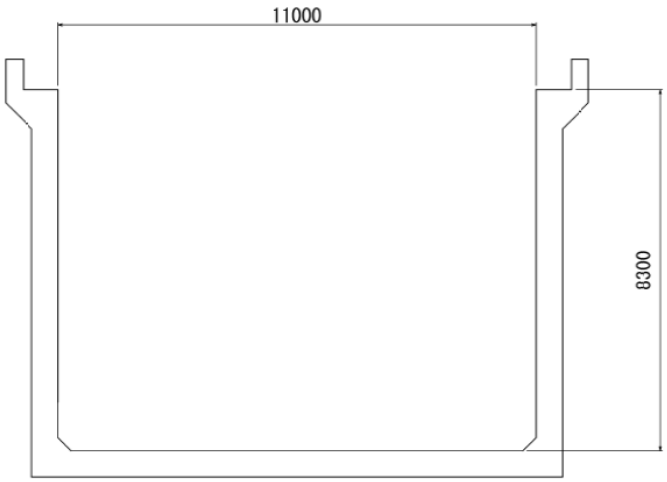
図－９　セグメント標準断面図（延長方向）

2.3　放水口

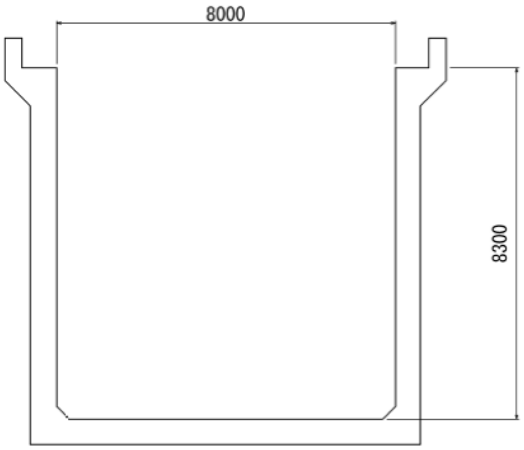
放水口の寸法に関する概略図を図－１０～１２に示す。



図－１０　放水口平面図



図－１１　A-A 断面図



図－１２　B-B 断面図

以上

添付資料－６

工事工程表

	2022 年												2023 年											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設設置								□	□	□	□	□	□	□	□	□※								
																△								
																①，②，③								

※：現在精査中であり、今後変更があり得る。

□ ： 現地据付組立

① ： 構造，強度又は漏えいに係る試験をすることができる状態になった時

② ： 設備の組立てが完了した時

③ ： 工事の計画に係る工事が完了した時

以上

検査可能性に関する考慮事項

設備の設置にあたっては，今後の保全を考慮した設計とする。設備保全の管理については，点検長期計画を作成し，点検計画に基づき，点検を実施していく。

今回設置する機器は使用前検査対象に合わせて，代表的な機器の点検に対する考慮は以下の通りとなる。

(1) ALPS 処理水希釈放出設備

a．タンク

・外観・内部点検

点検のために，タンクの天板および側面部に点検口を設置しており内部の点検が実施可能な設計とする。

b．配管

・外観・フランジ点検

フランジ（シール）部のガスケット交換等の点検が実施可能な設計とする。

c．流量計

・性能校正確認

基準入力値に対して出力値を確認し，計器誤差を逸脱しないよう校正が実施可能な設計とする。

d．緊急遮断弁（ロジック回路含む）

・緊急遮断確認

入力信号に対して緊急遮断弁の動作信号が作動することの確認が可能な設計とする。

・取替・作動点検

弁本体を取替可能な設計とする。

e．海水配管ヘッダ

・点検用のマンホールを設置することで，内部の点検が実施可能な設計とする。

f．ポンプ，弁

・外観・分解点検，取替，機能確認

分解点検や，取替が可能な設計とする。

g．放水立坑（上流水槽）

・外観・内部点検

放水立坑（上流水槽）に点検口を設置し，内部の点検が実施可能な設計とする。

なお，下記条件に該当する海水移送ポンプ，オリフィス型流量計等の機器について予備品を確保する。

- 日本海溝津波により浸水する配管を除く機器
- 予備系列/予備機を持たない機器のうち，本設備の運転に必須であるもの
- 納期が半年以上かかるもの

(2) 放水設備

a．放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口

・外観・内部点検

放水立坑（下流水槽）または放水口から内部の点検が実施可能な設計とする。

・要求機能確認

放水立坑（下流水槽），放水トンネル，放水口は一体の構造物として海水で充水され，外洋の潮位と連動する構造を採用している。これらを踏まえ，放水立坑（下流水槽）において，有意な水位変動がないことを確認し，要求される機能を満足することを確認できる設計とする。

以上

1.9　ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理について

1.9.1　概要

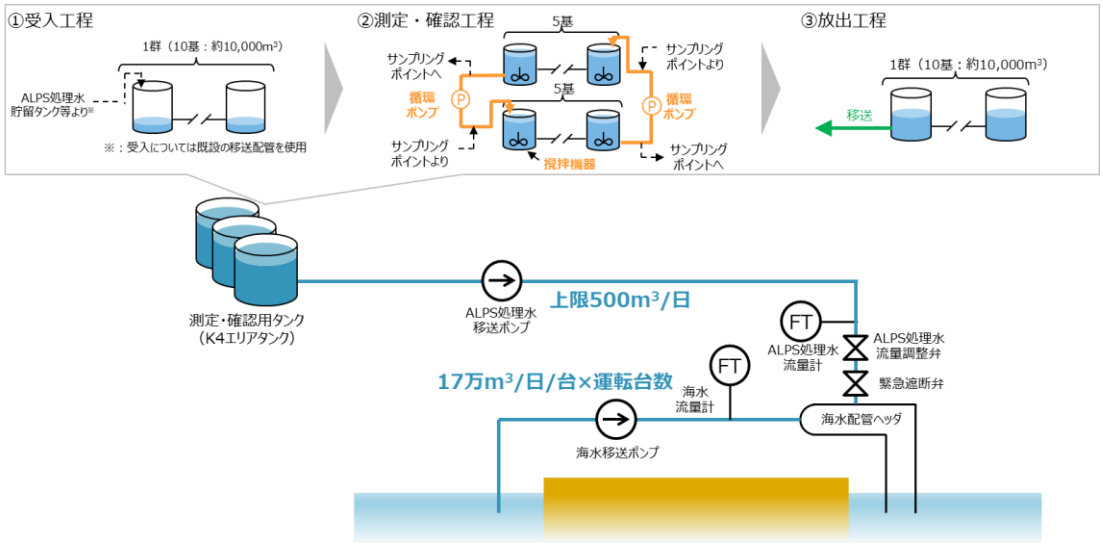
放射性液体廃棄物処理施設で処理した放射性液体廃棄物のうち，トリチウムを除く放射性核種の告示濃度比総和１未満を満足した ALPS 処理水を排水する際には，敷地境界における実効線量を達成できる限り低減するために，多量の海水による希釈により，排水中の放射性物質の濃度を低減する。そのため，ALPS 処理水希釈放出設備では次に示す事項を満足させる運転管理を実施する。

- 代表的な試料がサンプリングできるように循環攪拌の運転時間は第三リン酸ナトリウムを試薬として用いた循環攪拌実証試験により，適切に設定する。また，循環攪拌前のタンク内のトリチウム濃度のばらつきを少なくするため，測定・確認用設備に受け入れる ALPS 処理水は，トリチウム濃度が大きく異ならないものを受け入れるよう計画する。
- 海水による ALPS 処理水の希釈倍率が 100 倍以上となるよう，ALPS 処理水流量は測定・確認工程で測定・確認したトリチウム濃度に応じて，ALPS 処理水移送ポンプ，ALPS 処理水流量調整弁，ALPS 処理水流量計等により，ALPS 処理水の流量を最大 500 m^3/日（最小流量（年平均）は汚染水発生量以上とする。）の範囲で運転するとともに，海水移送ポンプ（17 万 m^3/日/台）は常時 2 台以上運転する。なお，海洋放出初期は，放水立坑（上流水槽）において想定通り希釈できていること及び運用手順を確実に実施できることを検証するため，少量放出を慎重に実施する。
- 放出水中に含まれるトリチウム濃度が 1,500 Bq/L 未満となるまで十分な混合希釈効果を得られるよう，海洋放出する ALPS 処理水のトリチウム濃度の上限を 100 万 Bq/L とした上で，海洋放出の全体工程における不確かさや数値シミュレーションの結果を踏まえ，放出水中のトリチウム濃度（運用値）を設定する。
- 年間のトリチウム放出量が 22 兆 Bq の範囲に収まるよう年度ごとに ALPS 処理水の年間放出計画を定め，当該計画に沿った放出を行う。なお，年間のトリチウム放出計画は，廃炉に向けた全体リスクを考慮して定期的に見直す。

これらの事項を満足させるため，ALPS 処理水希釈放出設備の具体的な運転管理を次の通り実施する。

1.9.2　ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理

ALPS 処理水希釈放出設備では，ALPS 処理水の①受入，②測定・確認，③放出の 3 工程を行う。（図－１参照）



図－１　ALPS 処理水希釈放出設備の工程概要

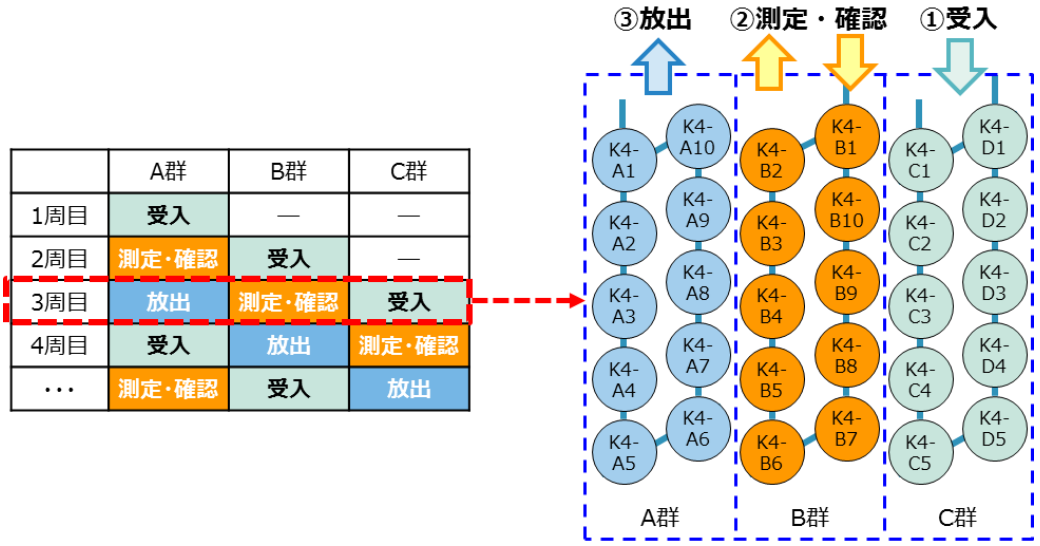
1.9.2.1　測定・確認用設備の作業工程

①受入，②測定・確認，③放出の工程概要は以下の通り。

① 受入工程
監視・制御装置にて「受入工程」実行操作を行うことで，測定・確認用設備の系統構成を行い，測定・確認用タンクへ ALPS 処理水を受け入れる。
② 測定・確認工程
監視・制御装置にて「測定・確認工程」実行操作を行うことで，測定・確認用設備の系統構成を行うとともに攪拌機器・循環ポンプを起動し，タンク群の水質均質化を行う。所定の循環攪拌運転時間を経過した後，分析のための採水を行う。
③ 放出工程
監視・制御装置にて海水移送ポンプを起動し，②測定・確認工程で分析した ALPS 処理水のトリチウム濃度分析結果を登録した後，「ALPS 処理水移送工程」実行操作を行うことで，移送設備の系統構成を行い，ALPS 処理水の放出を行う。 なお，放出操作はキースイッチとすることで運転員による誤操作を防止する。

1.9.2.2　測定・確認用設備のタンク群運用

測定・確認用設備では，タンク 10 基を 1 群として 3 つのタンク群で運用を行う。3 つのタンク群は，それぞれ①受入，②測定・確認，③放出の 3 工程をローテーションしながら運用する。（図－２参照）

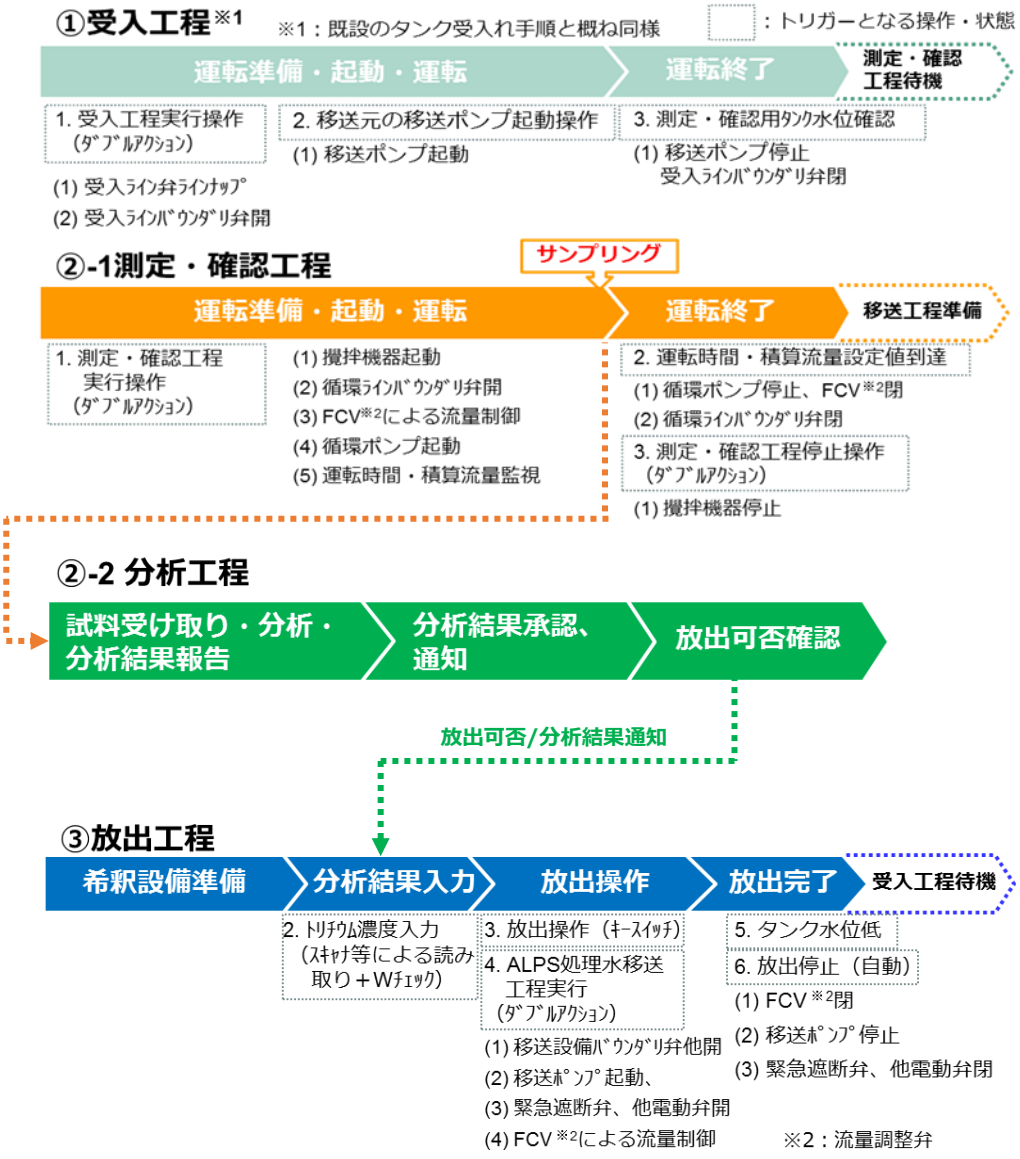


	A群	B群	C群
1周目	受入	—	—
2周目	測定･確認	受入	—
3周目	放出	測定･確認	受入
4周目	受入	放出	測定･確認
･･･	測定･確認	受入	放出

図－２　受入，測定・確認，放出工程ローテーションの例

1.9.2.3　受入，測定・確認，放出工程における基本的な手順

1.9.2.2 の①受入，②測定・確認，③放出は，図－３に示す手順にて運転を行う。ある工程を終了して次工程に進む際には，当該工程の作業手順が終わっていることを監視・制御装置にてチェックすることで，次工程に進めないインターロックを組んでいる。

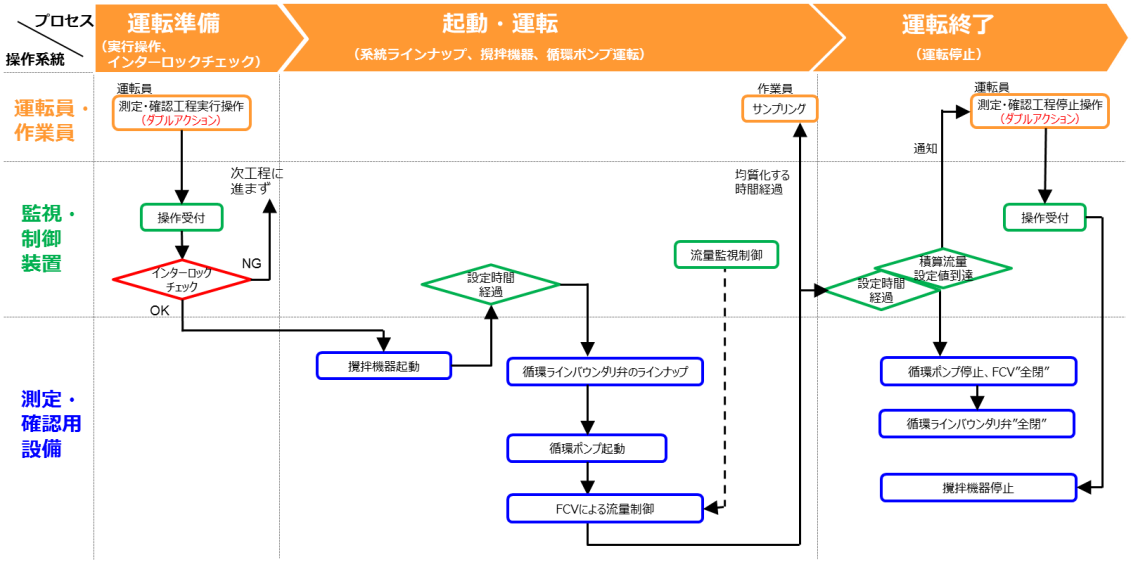


図－３　受入，測定・確認，放出工程の手順

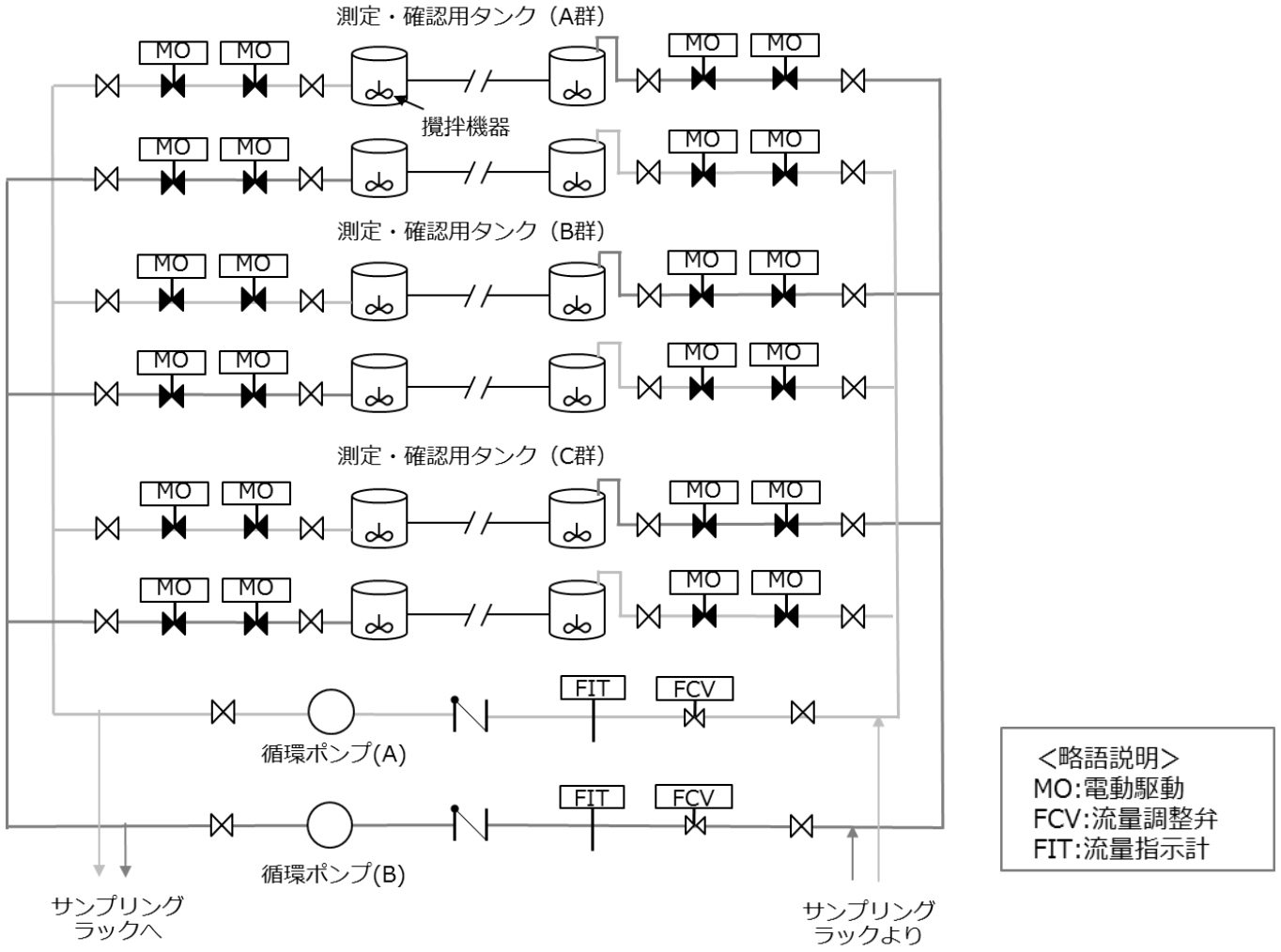
1.9.2.4　測定・確認工程運用手順

測定・確認工程では，監視・制御装置にて対象タンク群を選択し実行操作することで，測定・確認工程フロー（図－４参照）に従い以降は自動動作する。測定・確認工程における設備の状態は図－５～７の通り。

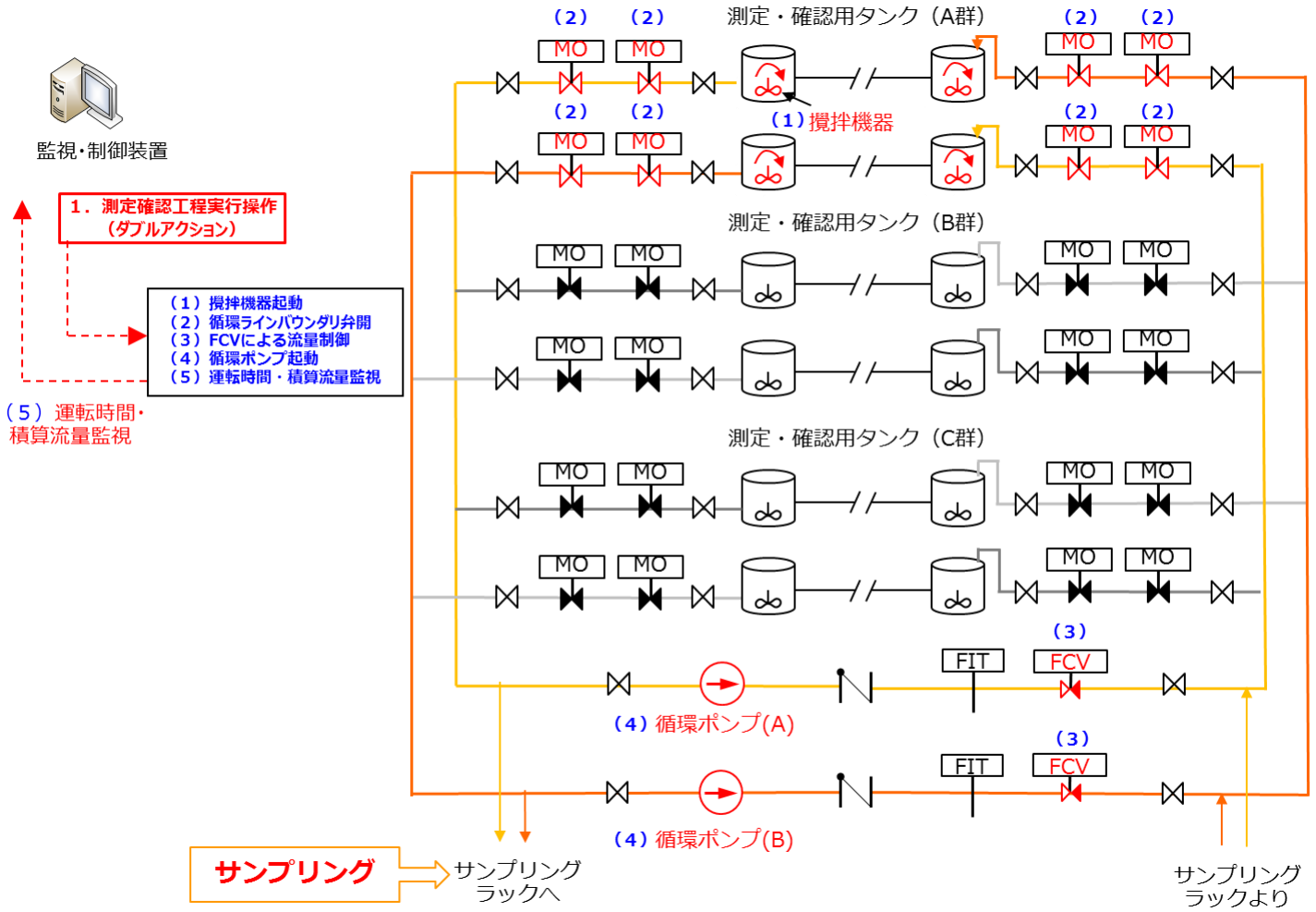
なお，当該工程では，代表的な試料がサンプリング出来るよう，事前の実証試験の結果を踏まえて，原則，測定・確認用タンクの循環攪拌の運転時間はタンク水量の 2 巡以上確保する。ただし，実運用後にも適宜検証を行い，十分に循環及び攪拌したことが確認できる場合は，この限りでない。



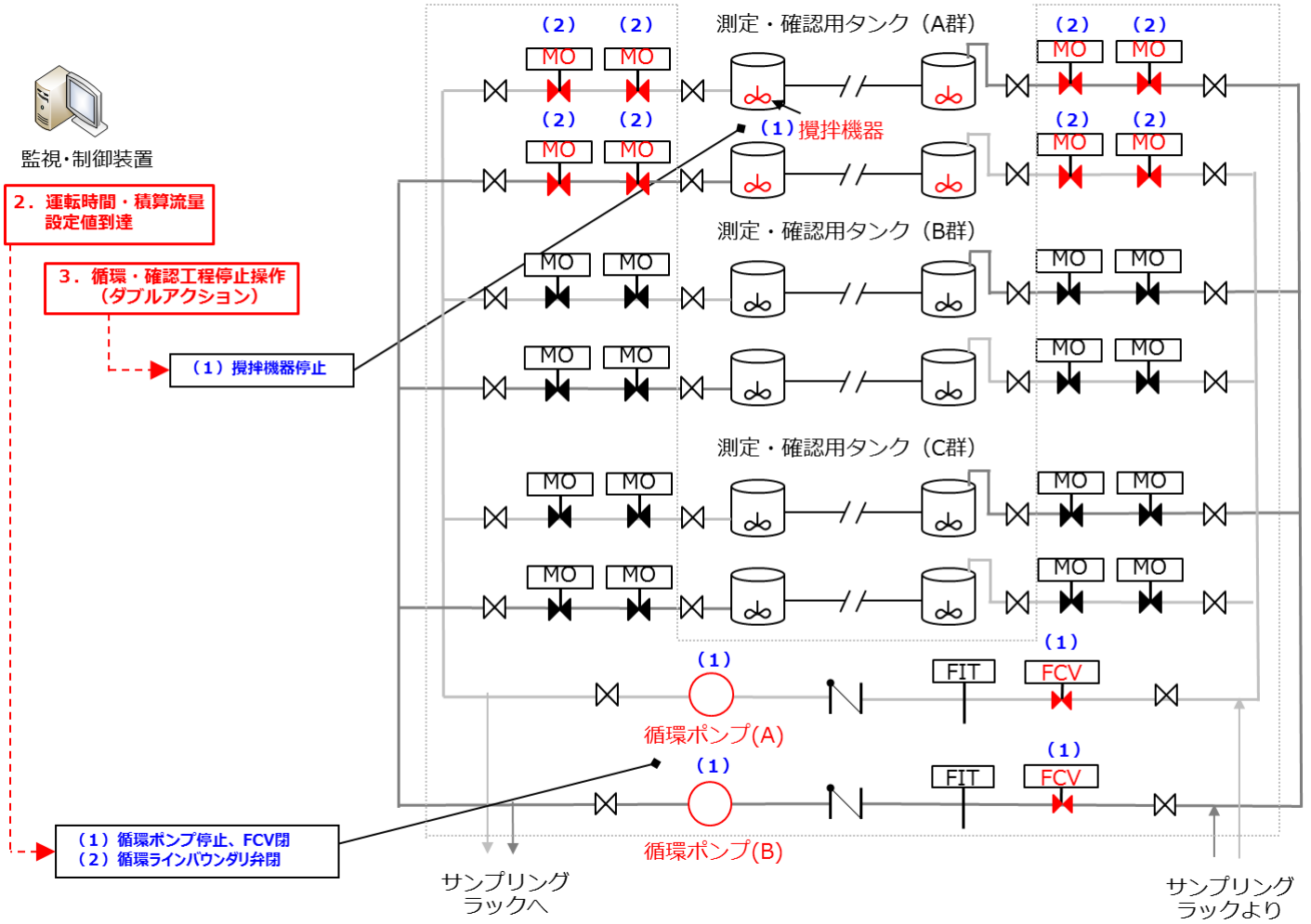
図－４　測定・確認工程フロー



図－５　測定・確認工程の設備状態（起動操作前）



図－６　測定・確認工程の設備状態（起動～運転）



図－７　測定・確認工程の設備状態（運転～停止）

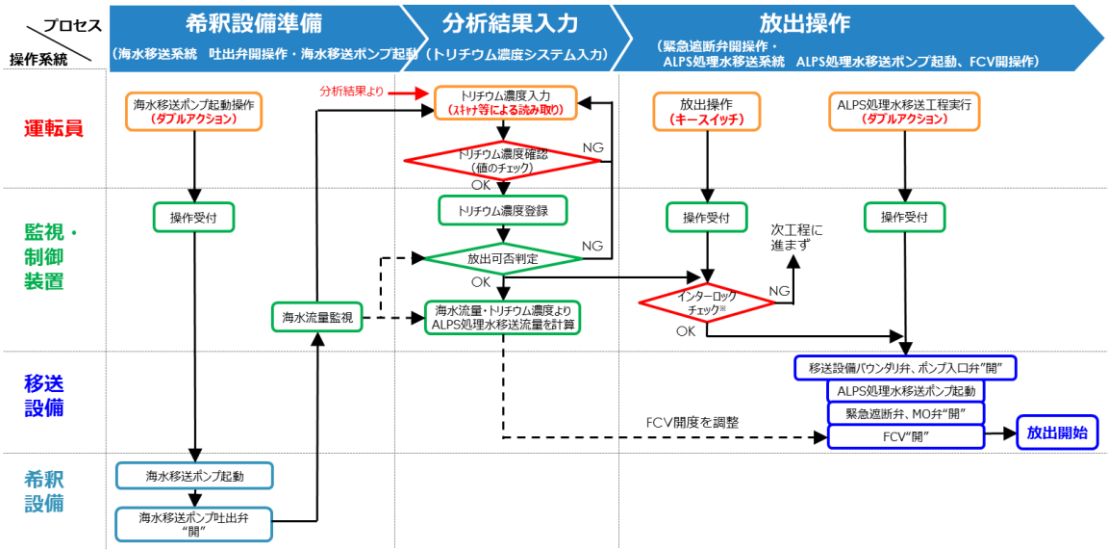
1.9.2.5　放出工程運用手順

放出工程では，ALPS 処理水のトリチウム濃度を監視・制御装置に登録し，放出水中に含まれるトリチウム濃度が運用の上限値である 1,500Bq/L 未満になるよう ALPS 処理水移送流量を最大 500m³/日（最小流量（年平均）は汚染水発生量以上とする。）の範囲で設定する。

測定・確認工程の分析において確認したトリチウム濃度は，ヒューマンエラー防止のためスキャナ等により機械的に読み取り，監視・制御装置へ登録する。監視・制御装置は登録したトリチウム濃度と海水流量から ALPS 処理水移送流量を自動計算する。

希釈設備の準備から ALPS 処理水の放出開始までは放出工程フロー(図－８参照)に従う。

監視・制御装置は，海水希釈量に対し希釈後のトリチウム濃度が運用の上限値を満足できるかの観点で放出可否を判断する。運転員は当該 ALPS 処理水が放出可能であること，放出操作の準備ができたことを監視・制御装置にて確認し，キースイッチにより放出操作を行う。



図－８　放出工程フロー

なお，ALPS 処理水等貯留タンクで貯蔵している ALPS 処理水のトリチウム濃度は，約 15 万～216 万 Bq/L（2021 年 4 月時点）であり，運用の上限値 1,500Bq/L を上回っていることから，海水による希釈が必要となる。

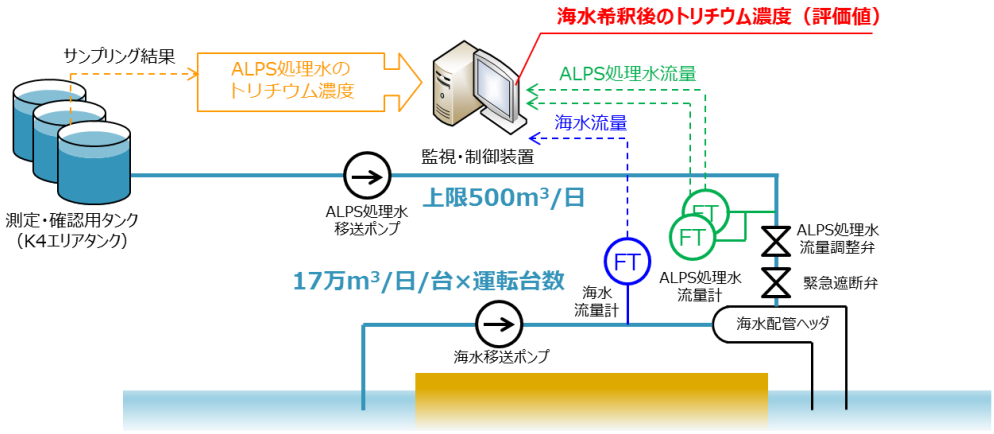
海水での希釈は，海水移送ポンプを一定流量で運転させるため，希釈率の調整について，ALPS 処理水移送ポンプ，ALPS 処理水流量調整弁，ALPS 処理水流量計等を使用して，ALPS 処理水流量を変動させることで実施する。

なお，海水移送ポンプは数値シミュレーションの結果で得られた十分な混合希釈効果を得られるよう，2 台以上の運転を計画する。

海水希釈後のトリチウム濃度は，図－９の通り，測定・確認用設備にて測定・確認したALPS 処理水のトリチウム濃度，ALPS 処理水流量，海水流量から評価する。他方，実際に運転する際には，図－１０の通り，予め海水希釈後のトリチウム濃度（運用値）を定めておき，その評価に合わせて，ALPS 処理水流量調整弁の開度調整をすることで，既定の希釈率を実現する。

○トリチウム濃度評価式

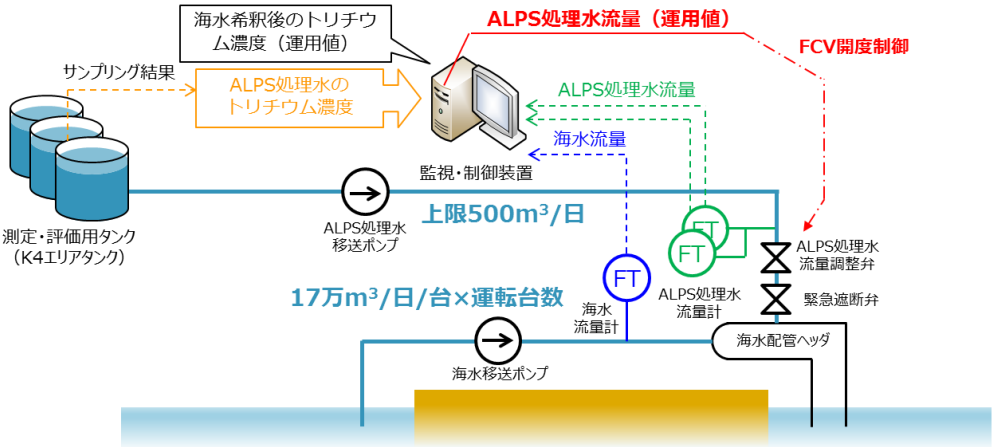
$$\text{海水希釈後のトリチウム濃度（評価値）} = \frac{\text{ALPS処理水のトリチウム濃度} \times \text{ALPS処理水流量}}{\text{ALPS処理水流量} + \text{海水流量}}$$



図－９　海水希釈後のトリチウム濃度の評価式

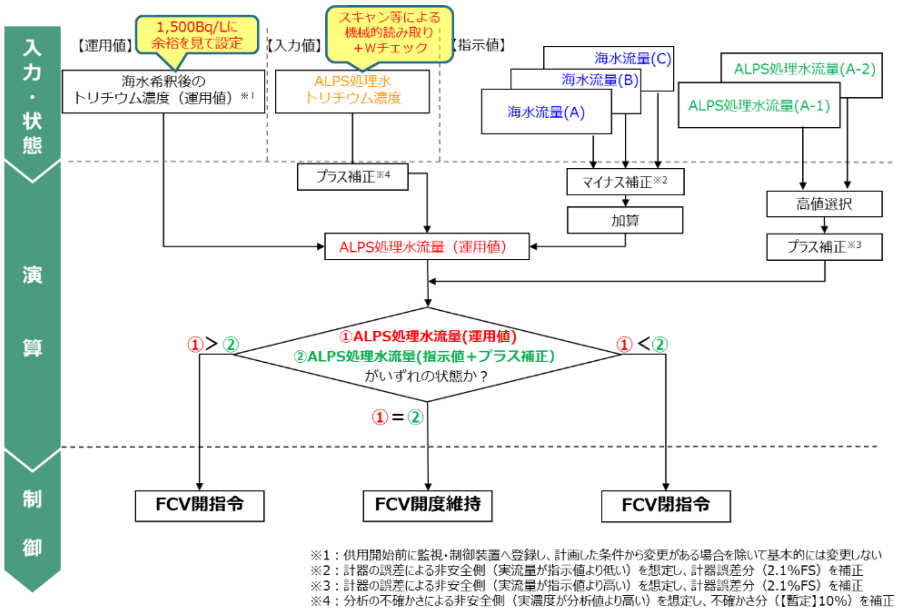
○ALPS処理水流量算出式

$$\text{ALPS処理水流量（運用値）} = \frac{\text{海水流量} \times \text{海水希釈後のトリチウム濃度（運用値）}}{\text{ALPS処理水のトリチウム濃度} - \text{海水希釈後のトリチウム濃度（運用値）}}$$

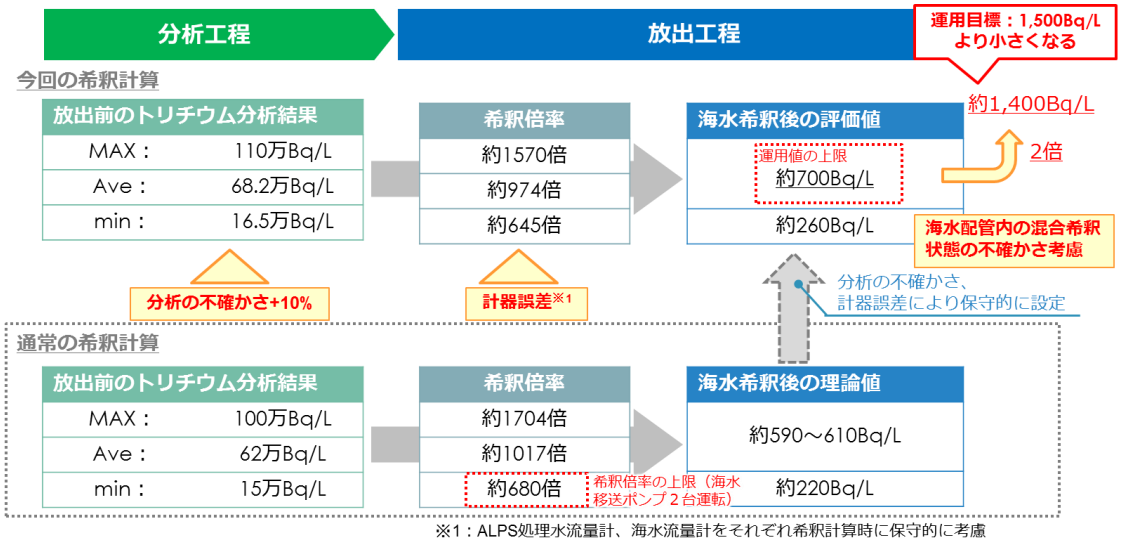


図－１０　希釈率（ALPS 処理水流量）の評価式

なお，ALPS 処理水の海洋放出の検討の中で，不確かさやばらつきを確認しており，これらについては，図－１１の通り，仮に全ての不確かさやばらつきが，トリチウム濃度が高くなる側に作用した場合でも，放出時のトリチウム濃度が 1,500Bq/L を超えないように，海水希釈後のトリチウム濃度（運用値）を設定する。



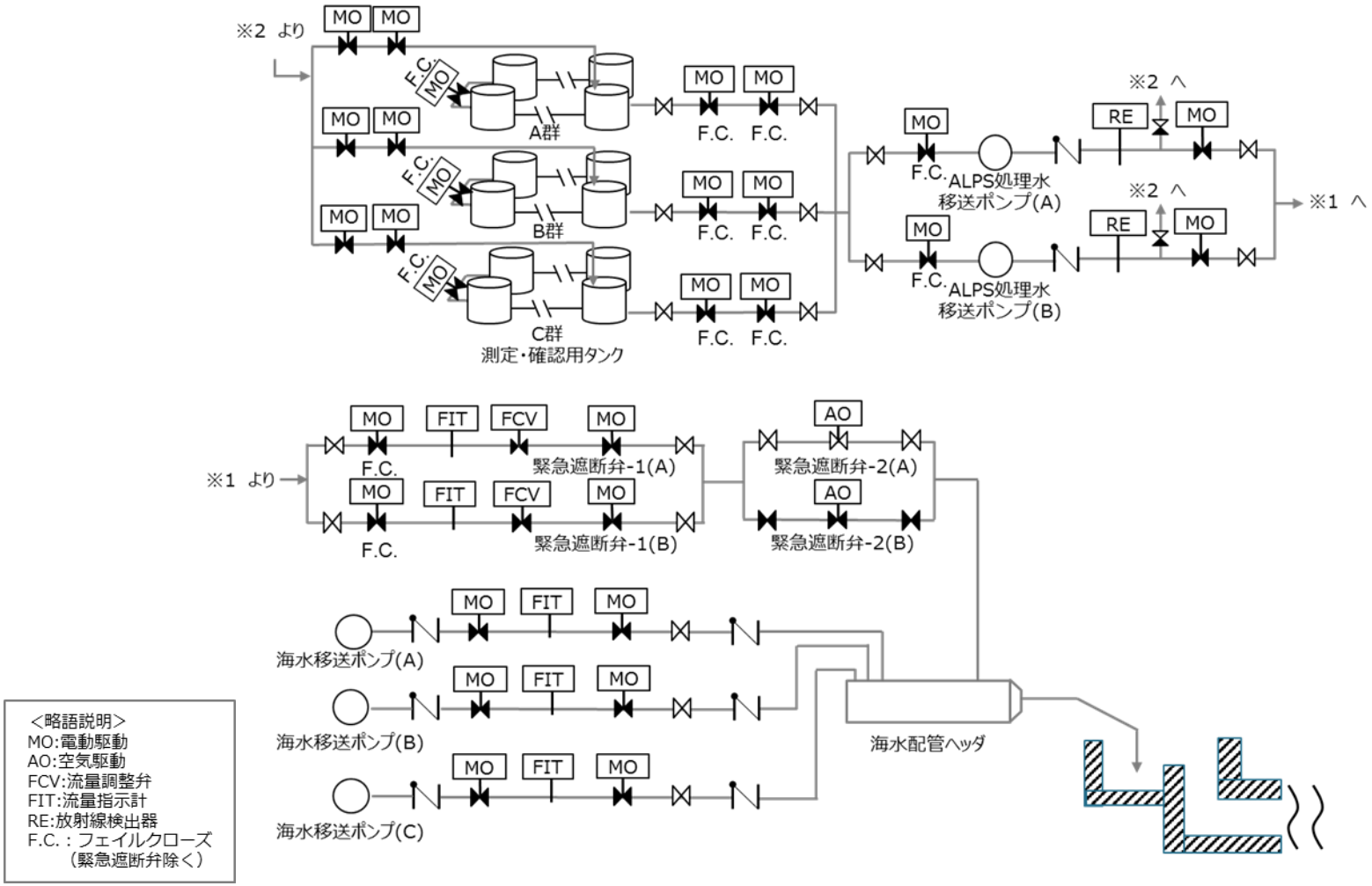
(a) 不確かさやばらつきを考慮した ALPS 処理水流量の調整



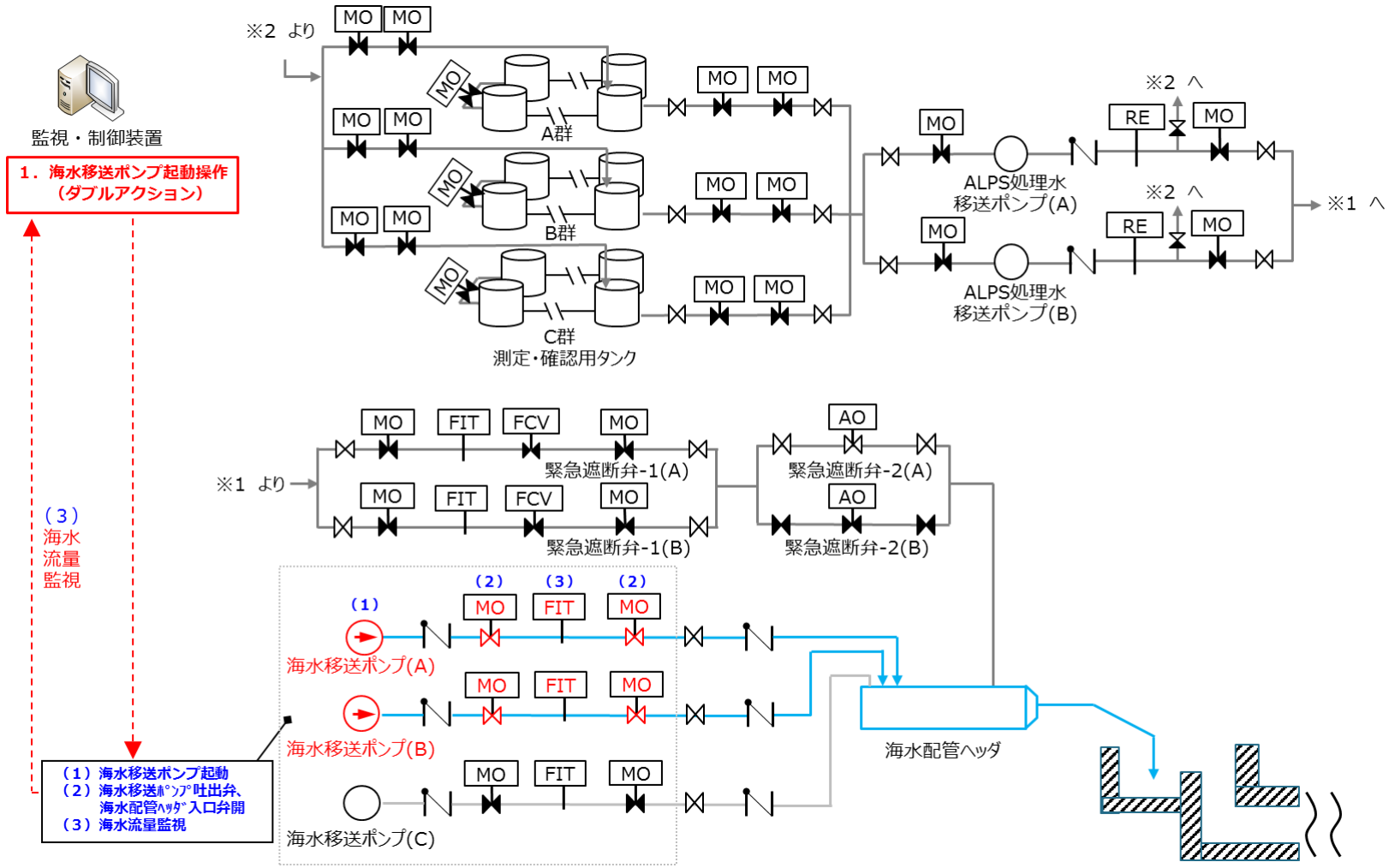
(b) 不確かさやばらつきを考慮したトリチウム濃度の算出例

図－１１　不確かさ・ばらつきを考慮した希釈率の調整

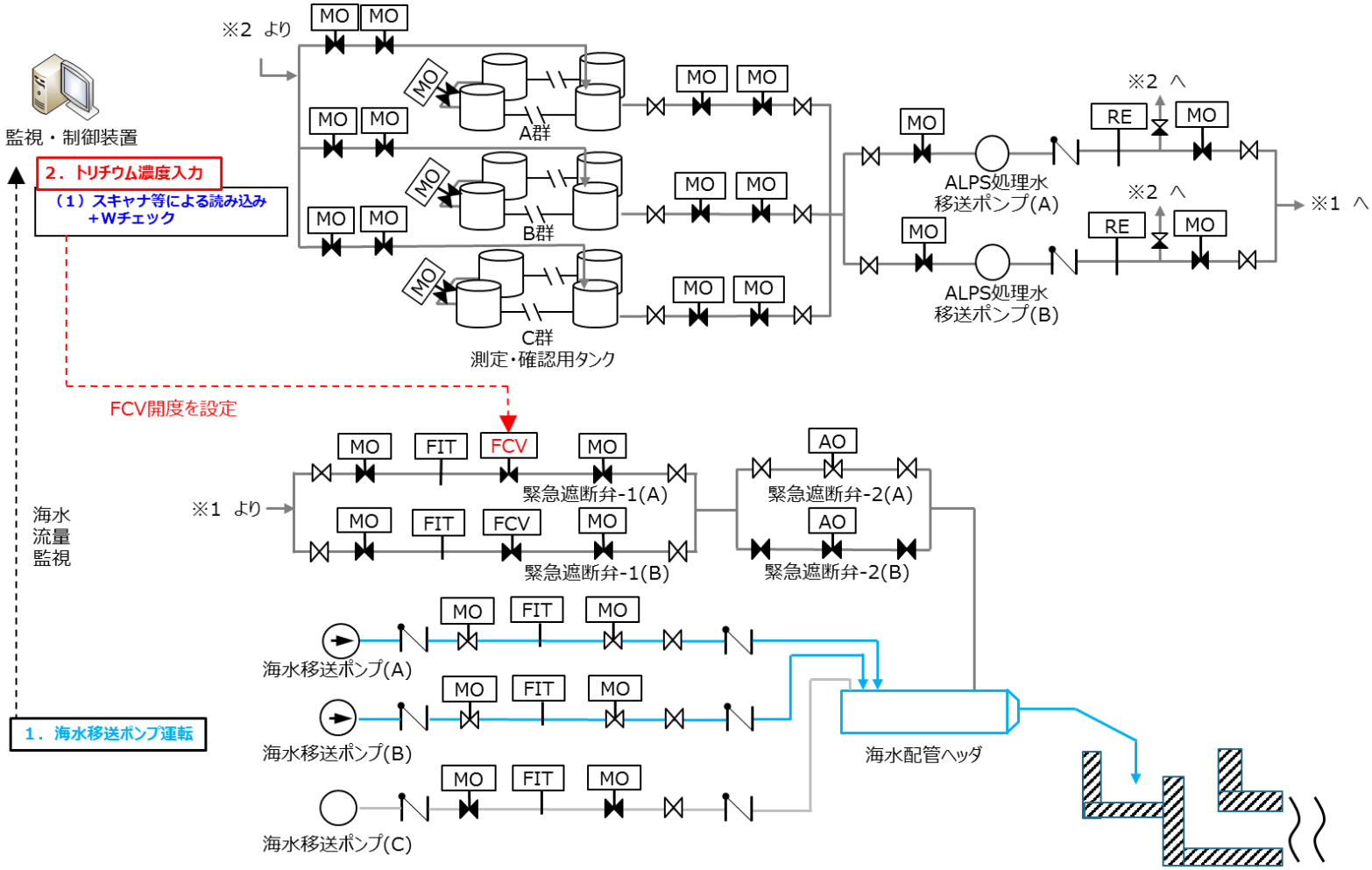
放出工程における設備の状態は図－１２～１６の通り。



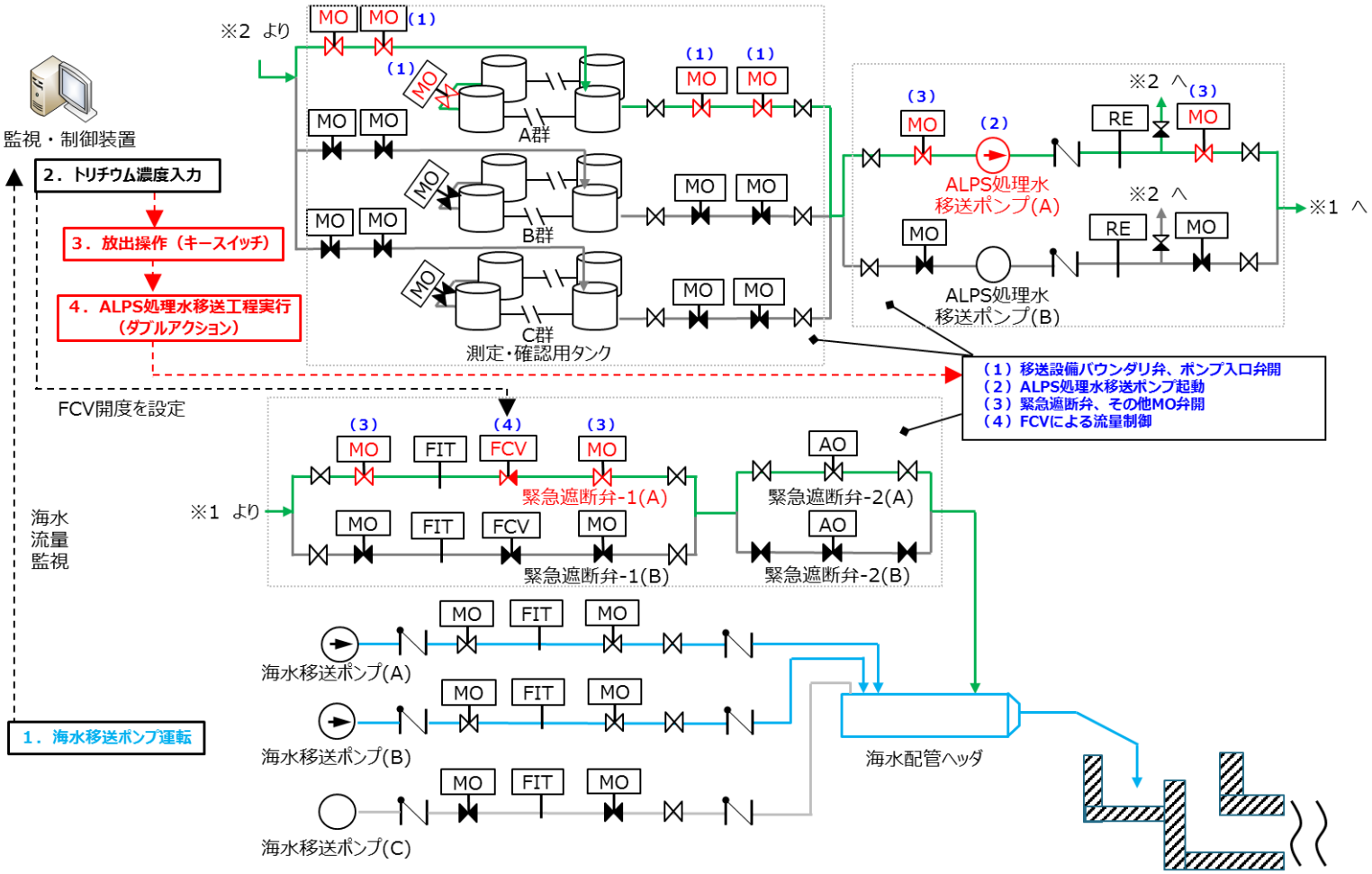
図－１２　放出工程の設備状態（起動操作前）



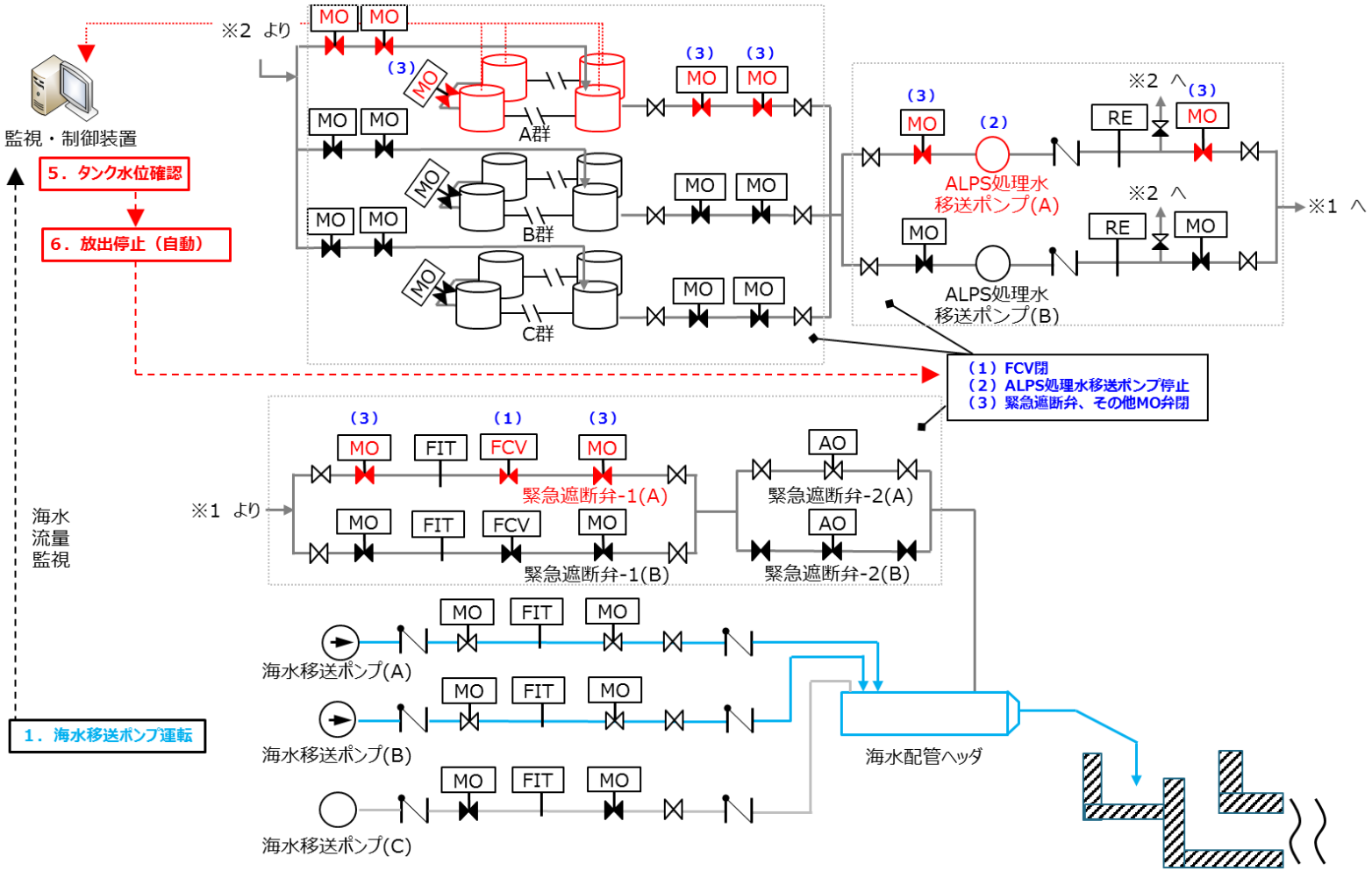
図－１３　放出工程の設備状態（希釈設備起動）



図－１４　放出工程の設備状態（トリチウム濃度入力～FCV 開度設定）



図－１５　放出工程の設備状態（放出操作～ALPS 処理水移送開始）



図－１６　放出工程の設備状態（放出完了～設備停止）

1.9.3　異常事象発生時等の対応

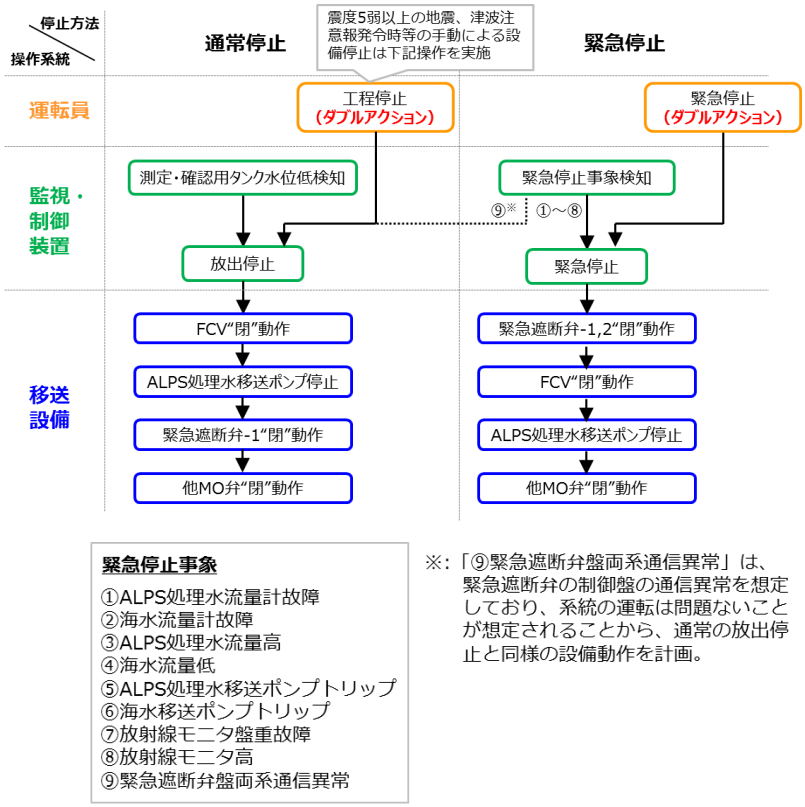
ALPS 処理水希釈放出設備は通常運転～停止の他，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」に至るおそれのある事象等が発生した場合は，緊急遮断弁の自動作動又は運転員の操作により，速やかに ALPS 処理水の海洋放出を停止する。

上記以外にも，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」を防止又は直ちに収束させるために必要な設備について，点検等によりその性能の確認ができず，早急な復旧が困難であると判断した場合は，ALPS 処理水の海洋放出を停止する。

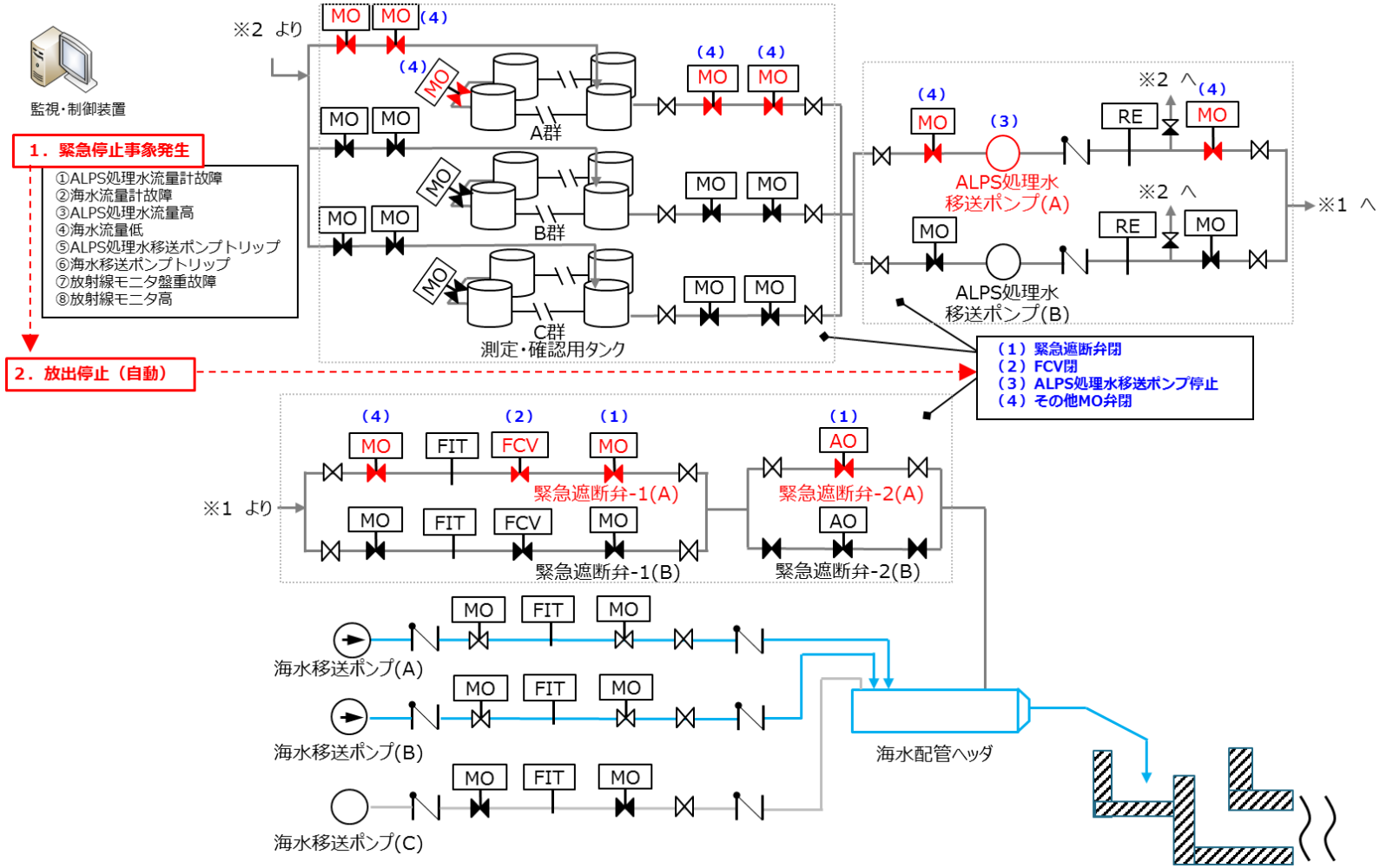
なお，海洋放出の停止に係る運転操作は，通常停止と緊急停止の 2 種類存在するが，図－１７の通り，緊急遮断弁の動作順序が異なるだけで，概ね同様の設備に停止・動作指令が入る設計となっている。（緊急停止の設備状態詳細は図－１８参照）

通常停止の操作を行う事象は以下を想定している。

- ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に影響を及ぼしうる自然現象等が発生した場合
- 海域モニタリングで異常値が検出された場合
- その他当直長が必要と認める場合



図－１７　放出工程時の通常停止及び緊急停止フロー



図－１８　放出工程の設備状態（緊急停止）

なお，前述の ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設に影響を及ぼしうる自然現象は表－１の通りである。

これらの自然現象を検知するため，運転員は地震および津波等の情報をインターネット，中央給電指令所 FAX，商用テレビ等により確認し，ALPS 処理水希釈放出設備の通常停止操作を行うことで，ALPS 処理水の放出を停止させる。

その他の自然現象で，設備の損傷が発生するなど，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」に至る可能性が生じた場合等，設備を停止する必要があると当直長が判断した場合は，ALPS 処理水の海洋放出を停止させる。

表－１　海洋放出の停止に至る自然現象

No.	手動停止させる事象	停止理由
1	震度 5 弱以上の地震	地震により設備が機能喪失した場合の影響を最小化するため
2	津波注意報	津波によって 2.5m盤の設備が損傷するおそれがあるため
3	竜巻注意情報	竜巻によって各設備が損傷するおそれがあるため
4	高潮警報	設計通りに水頭圧による海洋放出ができないおそれがあるため
5	その他	No.1～4 以外に異常の兆候があり，当直長が停止する必要があると認める場合には，海洋放出を停止させる

1.9.4　年間トリチウム放出量の管理

ALPS 処理水の海洋放出にあたり，トリチウム放出量を年間 22 兆 Bq の範囲内とするため，計画時・運用時における管理方法を次の通りとする。

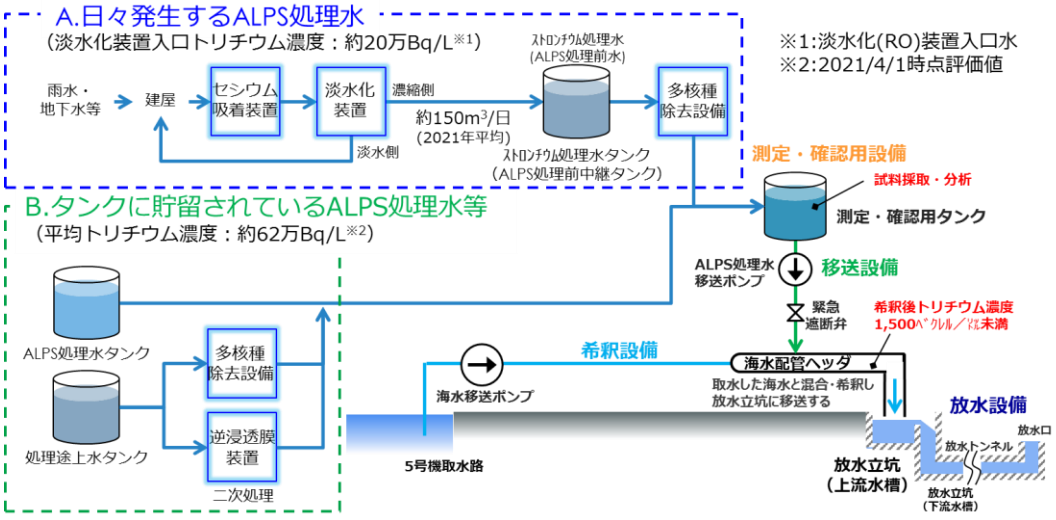
なお，ALPS 処理水の海洋放出は福島第一原子力発電所全体のリスク低減に資する観点から，廃炉に向けた全体リスクを考慮してトリチウムの年間放出量を見直していく。

1.9.4.1　計画時における年間トリチウム放出量の管理

予め毎年度，トリチウム放出総量の年度実績を公表する際に合わせて，汚染水発生量の状況（推移），淡水化装置（RO）入口トリチウム濃度（推移）や，今後の敷地利用計画（必要な面積，時期）等を精査し，翌年度の放出計画を策定する。計画策定にあたってはトリチウム濃度の低い ALPS 処理水から順次放出することを基本方針とする。なお，ALPS 処理水の希釈に必要な海水量の考え方（「Ⅱ　2.50　ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」参照）より，海洋放出する ALPS 処理水のトリチウム濃度の上限は 100 万 Bq/L とする。

放出する ALPS 処理水は「A. 日々発生する ALPS 処理水」と「B. タンクに貯留されている ALPS 処理水等」である。（図－１９参照）

2022 年 3 月末現在，A のトリチウム濃度を下回る B の水量は限られていることから，A の ALPS 処理水の放出を基本としつつ，実施計画Ⅲ（第 1 編第 41 条及び第 2 編第 88 条）に基づくその他の排水による放出量との合計で 22 兆 Bq/年を下回る水準で B の ALPS 処理水を順次放出する。なお，B を放出する際には，循環攪拌前のタンク内のトリチウム濃度のばらつきを少なくするため，トリチウム濃度が大きく異ならないタンク群から受け入れるよう計画する。



図－１９　放出する ALPS 処理水

放出計画の策定に当たっては，次の計算により年間のトリチウム放出量が実施計画Ⅲ（第1編第41条及び第2編第88条）に基づくその他の排水による放出量との合計で22兆Bqの範囲内となるようにする。なお，タンクに貯留されているALPS処理水等については年間放水量（⑥）及び平均トリチウム濃度（⑦）を求めた上で，⑥，⑦を満足するよう，トリチウム濃度の薄いALPS処理水を優先し，運用を考慮しながら，タンク群の放出順序を立案する。

A.日々発生するALPS処理水

①淡水化（RO）装置入口トリチウム濃度　×　②汚染水発生量

＝　③Aの年間トリチウム放出量

B.タンクに貯留されているALPS処理水等

④ALPS処理水の年間トリチウム放出量　－　③　＝　⑤Bの年間トリチウム放出量

⑥Bの年間放水量：「廃炉中長期実行プラン」を踏まえ，タンク解体に着手する必要のある面積から水量を決定

⑤　÷　⑥　＝　⑦Bの平均トリチウム濃度

表－２　放出計画策定手順

水の種類	平均トリチウム濃度 【Bq/L】	年間放出量 【m^3/年】	年間トリチウム放出量 【Bq/年】
A	①淡水化（RO）装置 入口トリチウム濃度	②汚染水発生量 ×365[日/年]	③：①×1000[L/m^3] ×②×365[日/年]
B	⑦:⑤÷⑥÷1000[L/m^3]	⑥敷地利用計画より	⑤：④－③
合計	―	―	④：ALPS処理水の 年間トリチウム放出量

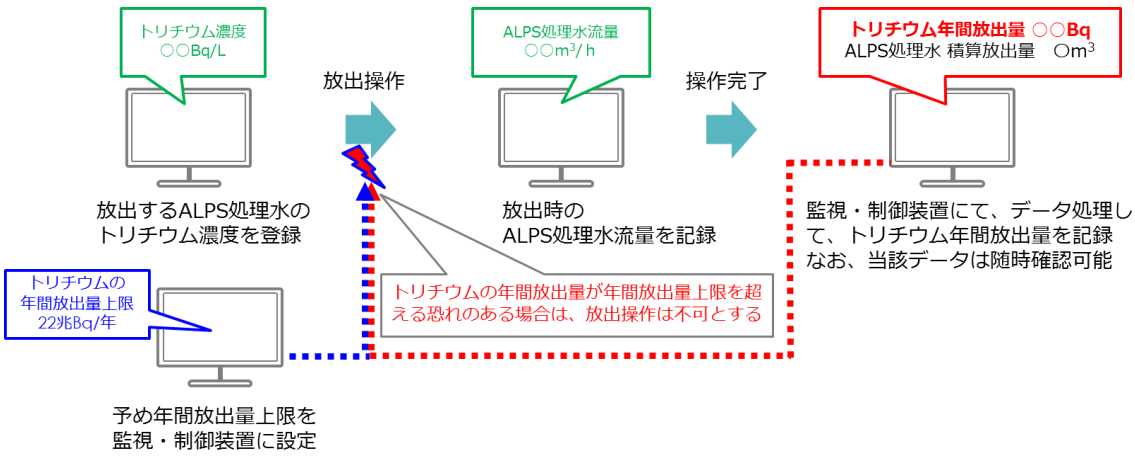
1.9.4.2　運用時における年間トリチウム放出量の管理

運用時には，以下に示す対策を講じることで，年間トリチウム放出量が 22 兆 Bq の範囲内となるよう管理する。（図－２０参照）

① 放出する ALPS 処理水のトリチウム濃度は，放出の都度，監視・制御装置に登録すると共に，放出時の ALPS 処理水流量を監視・制御装置にて監視し，その積算流量をカウント・記録する。これにより，タンク 1 群を放出した際のトリチウムの放出量を計算する。

② 監視・制御装置は，トリチウムの年間放出量上限を設定することが可能であり，①で計算しているトリチウムの放出量の年間積算値が，当該設定値を超える恐れがある場合は，放出操作へ移行できないインターロックを組むことで，年間トリチウム放出量が実施計画Ⅲ（第 1 編第 41 条及び第 2 編第 88 条）に基づくその他の排水による放出量との合計で 22 兆 Bq の範囲内となる運用を行う。

なお，上記のデータは監視・制御装置で随時確認可能な設計とする。



図－２０　監視・制御装置における管理方法

1.9.5　ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の設計及び運用の妥当性

長期間にわたって安定的に ALPS 処理水の海洋放出を行う必要があることから，ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設については，その供用期間中に想定される機器の故障等の異常を考慮した設計及び運用とする。そのため，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」に至る事象が発生した場合において，当該事象を直ちに収束させるための対策の妥当性を確認する。

なお，放水立坑（上流水槽），放水設備は内包水が ALPS 処理水を多量の海水で希釈した水であること，かつ耐震性に優れた構造を確保していること等（「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」参照）から，異常事象の抽出の対象外とした。

1.9.5.1　不具合事象の分析

1.9.5.1.1　頂上事象及び異常事象の定義

(1) 頂上事象の定義

ALPS 処理水希釈放出設備における不具合事象の分析にあたって，頂上事象は「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」と定義する。これは，ALPS 処理水を海洋に放出するに当たって，計画で定めた条件を満たさずに，ALPS 処理水が海洋に放出される事象を想定して定義する。

(2) 異常事象の定義

頂上事象として定義した「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」について，具体的な内容（異常事象）を定義する。

ここでは，ALPS 処理水を海洋放出するに当たって，計画した条件を表－３の通り整理し，供用期間中に想定される機器の故障等（起因事象）により，これを満たさない放出を異常事象と定義する。（表－４参照）

表－３　ALPS 処理水を海洋放出する際の計画

No.	計画している内容		備考
1	放出する水	ALPS 処理水	トリチウム以外の放射性物質の告示濃度比総和が 1 未満
2	放出方法	取り除くことの難しいトリチウムの排水濃度は，1,500Bq/L 未満とすること	予め確認した ALPS 処理水のトリチウム濃度，海水流量から，ALPS 処理水流量を定める運用
		放出に当たっては，ALPS 処理水を海水で大幅（100 倍以上）に希釈すること	ALPS 処理水の最大流量 500m^3/日，海水移送ポンプは 1 台あたり 17 万 m^3/日であり，海水移送ポンプが 1 台でも稼働していれば，340 倍の希釈が可能
3	移送設備で移送し，希釈設備を通じて海洋へ放出		

表－４　異常事象の定義

異常事象
【定義①】放射性物質を測定・確認不備の状態で放出される事象（測定・確認不備）
【定義②】放出水中のトリチウム濃度が 1,500Bq/L 以上の状態又は海水希釈率が 100 倍未満の状態で放出される事象（海水希釈不十分）
【定義③】系外漏えいにより海水希釈を経ず放出される事象（海水希釈未実施）

1.9.5.1.2　異常事象に繋がる起因事象や原因の抽出

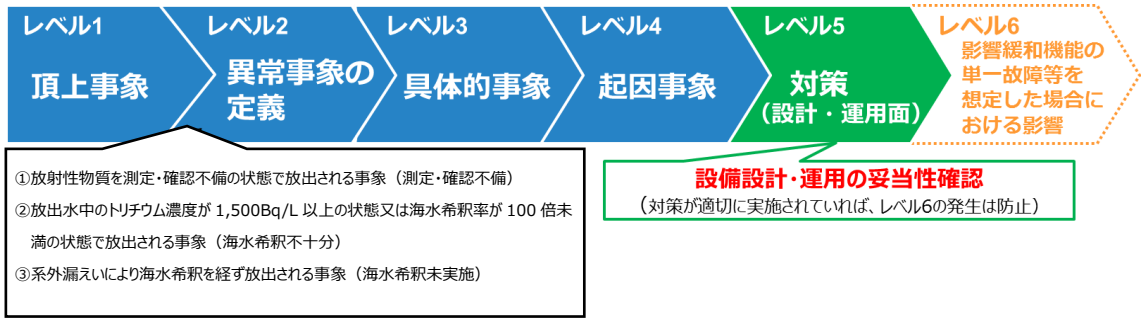
1.9.5.1.1 で定義した異常事象に繋がる起因事象や原因を抽出するに当たって，略式のフォルトツリー解析であるマスターロジックダイアグラム※（以下「MLD」という。）を用いて，分析を実施する。

MLD による分析にあたって，表－５に示す通り，５段階に分けて検討を実施し，５段階での対策（設計・運用面）において対策が適切に実施されていれば，異常事象の発生は防止されると判断する。（検討手順イメージは図－２１参照）

※：頂上事象から起因事象を抽出するトップダウン型分析法であり，本手法により，異常事象へと至る起因事象や原因を明らかにすることが可能。

表－５　MLD での各レベルでの検討内容

	検討内容
レベル 1	頂上事象である「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」を配置
レベル 2	頂上事象の定義である 3 つの異常事象を配置（図－２１参照）
レベル 3	レベル 2 で定義した異常事象について，異常事象に達しうる具体的事象を，ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設のうち，海水希釈前又は海水希釈中の ALPS 処理水を取り扱う ALPS 処理水希釈放出設備を構成する構築物，系統及び機器（電源・計測制御系を含む。）から，設備仕様，配管計装線図，インターロックブロック線図，機器配置図，運用手順を参照しながら，各工程で期待される機能に着目して抽出
レベル 4	レベル 3 に至る，本設備の供用期間中に予想される機器の単一の故障若しくはその誤作動，または運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱を抽出
レベル 5	レベル 4 の起因事象に対して，設備設計・運用の対策の妥当性を確認



図－２１　MLD による評価方法

1.9.5.1.3　MLD を用いた異常事象の分析結果

MLD を用いた分析結果を表－６に示す。

分析の結果，異常事象①「放射性物質を測定・確認不備の状態で放出される事象（測定・確認不備)」，異常事象③「系外漏えいにより海水希釈を経ず放出される事象（海水希釈未実施)」は適切な対策（測定・確認工程及び放出工程においてインターロックチェックを設けること，機器からの漏えい等が発生した場合には，巡視点検や漏えい検知器等で漏えい箇所を特定し，その上流にある弁を手動又は自動で閉止できること等）がとられており，発生しない。

他方，異常事象②「放出水中のトリチウム濃度が 1,500Bq/L 以上の状態又は海水希釈率が 100 倍未満の状態で放出される事象（海水希釈不十分)」では以下の事象が抽出されたため，影響評価を実施する。

・起因事象①「外部電源喪失」
・起因事象②「2，3 台運転中の海水移送ポンプトリップ」

表－６　MLD を用いた分析結果（1/5）

レベル 1	レベル 2	レベル 3	レベル 4			レベル 5	レベル 6
頂上事象	異常事象の定義（OR 条件）	具体的事象（OR 条件）	起因事象			対策（AND 条件）	影響
			発生ﾀｲﾐﾝｸﾞ	異常ｶﾃｺﾞﾘ	内容		
「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」	①放射性物質を測定・確認不備の状態で放出される事象（測定・確認不備）	サンプリング不備	測定・確認工程	人的過誤	採水対象のタンク群選択時，選択誤り（ﾀﾞﾌﾞﾙｱｸｼｮﾝ入力に失敗）	・インターロックチェックを設ける ・採水時，弁の開閉状態を確認	（防止）
				設備（静的）	対象タンク群以外のタンク群の水が，採水箇所に混入する	・タンク出入口弁をそれぞれで二重化 ・採水時，弁の開閉状態を確認 ・循環ライン切換弁について，適切な時期での時間基準保全を実施	（防止）
				人的過誤	分析に依頼するサンプルを間違える	・作業員と分析員で分析指示書及び試料ボトルの突合せを実施	（防止）
		分析不備	測定・確認工程	人的過誤	分析の手順を誤る	・社内の分析結果と第三者機関の分析結果の突合せを実施	（防止）
				人的過誤	異なるサンプルの分析結果を，液体廃棄物等の排水管理を所管する GM に通知	・転記なしに基幹システム内でデータを通知 ・分析員等により結果のトレンド等を確認	（防止）
				人的過誤	分析結果から異常値を見落とす	・分析員は至近のトレンドから異常値を検出 ・分析・データ評価を所管する GM は，過去の分析結果等から異常値を検出	（防止）
				人的過誤	異なるサンプルの分析結果を，当直長に通知	・転記なしに基幹システム内でデータを通知 ・分析員等により結果のトレンド等を確認	（防止）
		試料の均質化不足	測定・確認工程	設備（静的）	撹拌機器，循環ポンプ停止（故障）による撹拌，循環不足	・撹拌機器停止により循環運転停止 ・監視・制御装置にて，定期的な運転状態の確認を実施	（防止）
				設備（静的）	循環ポンプ流量低下による循環不足	・循環ポンプ流量低で循環ポンプ停止のインターロックが動作 ・監視・制御装置にて，定期的な流量確認を実施	（防止）
		放出タンク誤り	放出工程	人的過誤	放出対象のタンク群選択時，選択誤り（ﾀﾞﾌﾞﾙｱｸｼｮﾝ入力に失敗）	・インターロックチェックを設ける ・放出操作前に分析結果と対象タンクを照合	（防止）

対策→青字：設計面，緑字：運用面

表－６　MLD を用いた分析結果（2/5）

レベル１	レベル２	レベル３	レベル４			レベル５	レベル６
頂上事象	異常事象の定義（OR 条件）	具体的事象（OR 条件）	起因事象			対策（AND 条件）	影響
			発生ﾀｲﾐﾝｸﾞ	異常ｶﾃｺﾞﾘ	内容		
「意図しない形でのALPS処理水の海洋放出」	②放出水中のトリチウム濃度が1,500Bq/L以上の状態又は海水希釈率が100倍未満の状態で放出される事象（海水希釈不十分）	希釈不備	測定・確認工程	人的過誤	監視・制御装置にトリチウム濃度を登録する際，実際の値より低めの値を誤入力する（⇒FCV の開度が大きくなる）	・スキャナ等により，機械的にトリチウム濃度を監視・制御装置に入力 ・機械的に監視・制御装置に読み込ませた値について，複数人でチェック	（防止）
			放出工程	設備（静的）	外部電源喪失	・電源喪失時，緊急遮断弁-1(MO)は自動閉 ・電源喪失時，緊急遮断弁-2(AO)は自動閉 ・タンク出入口手動弁の設置により閉可能	(1)緊急遮断弁の単一故障を仮定した放出
				設備（静的）	海水移送ポンプ２,３台運転中に電源盤（M/C）故障	・海水移送ポンプ故障時，緊急遮断弁-1(MO)は自動閉 ・海水移送ポンプ故障時，緊急遮断弁-2(AO)は自動閉 ・海水流量計にて一定以上流量が低下時，緊急遮断弁-1(MO)は自動閉 ・海水流量計にて一定以上流量が低下時，緊急遮断弁-2(AO)は自動閉 ・タンク出入口手動弁により閉可能 ・演算器の二重化	(1)緊急遮断弁の単一故障を仮定した放出
				設備（動的）	海水移送ポンプ２，３台運転中にポンプ故障	（同上）	(1)緊急遮断弁の単一故障を仮定した放出

対策→青字：設計面，緑字：運用面

表－６　MLD を用いた分析結果（3/5）

レベル１	レベル２	レベル３	レベル４			レベル５	レベル６
頂上事象	異常事象の定義（OR 条件）	具体的事象（OR 条件）	起因事象			対策（AND 条件）	影響
			発生ﾀｲﾐﾝｸﾞ	異常ｶﾃｺﾞﾘ	内容		
「意図しない形でのALPS処理水の海洋放出」	②放出水中のトリチウム濃度が1,500Bq/L以上の状態又は海水希釈率が100倍未満の状態で放出される事象（海水希釈不十分）	希釈不備	放出工程	設備（静的）	海水流量計の指示値に異常が発生するが，インターロックが動作しない	・海水流量計について，適切な時期での時間基準保全を実施 ・計器が故障した場合は警報を発生させる ・海水移送ポンプ２台もしくは３台の流量指示値の偏差を監視し，計器誤差を超えるような偏差が確認された場合は警報を発生させる	（防止）
				設備（静的）	ALPS 処理水流量計の指示値に異常が発生する（FCV の開度が適切ではなくなる）が，インターロックが動作しない	・ALPS 処理水流量計について，適切な時期での時間基準保全を実施 ・ALPS 処理水流量計の二重化 ・計器が故障した場合は警報を発生させる ・設定した希釈倍率に応じた上限流量を設定し，上限流量に達した場合は警報を発生させる	（防止）
				設備（静的）	FCV の故障（弁体の故障などの機械的故障）	・ALPS 処理水流量の指示値が，監視・制御装置の計算値に近づかない場合，緊急遮断弁を動作させるインターロックを設置 ・ALPS 処理水流量計の二重化 ・緊急遮断弁-1(MO)の設置により閉可能 ・緊急遮断弁-2(AO)の設置により閉可能 ・タンク出入口手動弁により閉可能 ・演算器の二重化	（防止）
				設備（静的）	海水流量計の下流のフランジ部で漏えいが発生	・要求機能に対して，十分に余裕を持たせた容量の海水移送ポンプを採用 ・定期的な巡視点検の実施	（防止）

対策→青字：設計面，緑字：運用面

表－６　MLD を用いた分析結果（4/5）

レベル 1	レベル 2	レベル 3	レベル 4			レベル 5	レベル 6
頂上事象	異常事象の定義（OR 条件）	具体的事象（OR 条件）	起因事象			対策（AND 条件）	影響
			発生ﾀｲﾐﾝｸﾞ	異常ｶﾃｺﾞﾘ	内容		
「意図しない形でのALPS 処理水の海洋放出」	③系外漏えいにより海水希釈を経ず放出される事象（海水希釈未実施）	漏えい	常時（点検中含む）	設備（静的）	【参考】 タンク３群全壊※	・表－1 で示した自然現象が発生した場合には，系統を停止	機能喪失による影響評価を実施（「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」参照）
					【参考】 移送配管破断※		
				設備（静的）	循環配管フランジ部からの漏えい	・定期的な巡視点検の実施 ・PE 管同士の接続は融着構造とする ・フランジ部のあるタンク周辺に基礎外周堰を設置 ・フランジ部のある循環ポンプ周辺に堰，漏えい検知器を設置	（防止）
			常時（点検中含む）	設備（静的）	タンク出口～MO 遮断弁の間で移送配管フランジ部からの漏えい	・定期的な巡視点検の実施 ・PE 管同士の接続は融着構造とする ・フランジ部のあるタンク周辺に基礎外周堰を設置 ・フランジ部のある ALPS 処理水移送ポンプ周辺に堰，漏えい検知器を設置。 ・フランジ部のあるベント弁に鋼製のカバーと漏えい検知器を設置。漏えい検知器は二重化する。	（防止）

※：本設備の耐震クラス（C クラス）を上回る地震等の発生を想定

対策→青字：設計面，緑字：運用面

表－６　MLD を用いた分析結果（5/5）

レベル１	レベル２	レベル３	レベル４			レベル５	レベル６
頂上事象	異常事象の定義（OR 条件）	具体的事象（OR 条件）	起因事象			対策（AND 条件）	影響
			発生ﾀｲﾐﾝｸﾞ	異常ｶﾃｺﾞﾘ	内容		
「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」	③系外漏えいにより海水希釈を経ず放出される事象（海水希釈未実施）	漏えい	常時（点検中含む）	設備（静的）	MO 遮断弁～AO 遮断弁の間で移送配管フランジ部からの漏えい	・定期的な巡視点検の実施 ・PE 管同士の接続は融着構造とする ・フランジ部のある MO 弁/AO 弁周辺に堰を設置	（防止）
			常時（点検中含む）	設備（静的）	AO 遮断弁～海水配管ヘッダの間で移送配管フランジ部からの漏えい	・定期的な巡視点検の実施 ・PE 管同士の接続は融着構造とする ・フランジ部のある AO 弁周辺に堰を設置	（防止）
			放出工程	設備（静的）	緊急遮断弁-2（AO 弁）に対して，駆動源（圧縮空気）の喪失，誤作動等による受入れタンク溢水	・定期的な巡視点検の実施 ・AO 弁のリミットスイッチにより，放水先の切り替えを検知可能（放出停止ｲﾝﾀｰﾛｯｸ有※） ・圧縮空気の圧力計から AO 弁の動作を検知可能（放出停止ｲﾝﾀｰﾛｯｸ有※） ・受入れタンクに水位計（電極式）を設置（検知のみ）	（防止）
			放出工程	設備（動的）	放出中，停止側の緊急遮断弁-2（AO 弁）の前弁シートパスによる受入れタンク溢水	・定期的な巡視点検の実施 ・受入れタンクに水位計（電極式）を設置（検知のみ） ・受入れタンク周辺に堰を設置（漏えい検知器有）	（防止）

※：図－１７における停止フローと同様のインターロックによる放出停止

対策→青字：設計面，緑字：運用面

1.9.5.2　不具合の発生時の影響評価

1.9.5.1 での MLD の分析により，ALPS 処理水希釈放出設備を構成する機器等の機能喪失状態を踏まえ，異常事象②「放出水中のトリチウム濃度が 1,500Bq/L 以上の状態又は海水希釈率が 100 倍未満の状態で放出される事象（海水希釈不十分)」として抽出された以下の事象について，影響評価を実施する。

・起因事象①「外部電源喪失」
・起因事象②「2,3 台運転中の海水移送ポンプトリップ※」

※：トリップの原因として，電源盤故障およびポンプ故障を抽出

1.9.5.2.1　異常事象における初期条件の設定

抽出された起因事象について，ALPS 処理水の放出量の観点で最も厳しくなる初期条件及び機器の条件を以下の通り設定する。

初期条件

異常事象②「放出水中のトリチウム濃度が 1,500Bq/L 以上の状態又は海水希釈率が 100 倍未満の状態で放出される事象（海水希釈不十分)」 は，ALPS 処理水の海洋放出中に発生することから，通常運転状態を想定する。

機器の条件

通常運転状態であるため，ALPS 処理水の流量は，ALPS 処理水流量調整弁にて 500m^3/日に制御する計画である(500m^3/日を上回った場合に海洋放出を停止するインターロックも設定)が，ここでは保守的に ALPS 処理水移送ポンプ単体の機器スペックである 720m^3/日とする。

海水移送ポンプは 2 台運転（34 万 m^3/日）とし，起因事象①，②により海水移送ポンプに供給する動力等が停止しても，慣性力により海水希釈は継続されると想定されるが，保守的にこれを考慮しないこととする。

1.9.5.2.2　異常事象に対処するための設備及びその作動条件

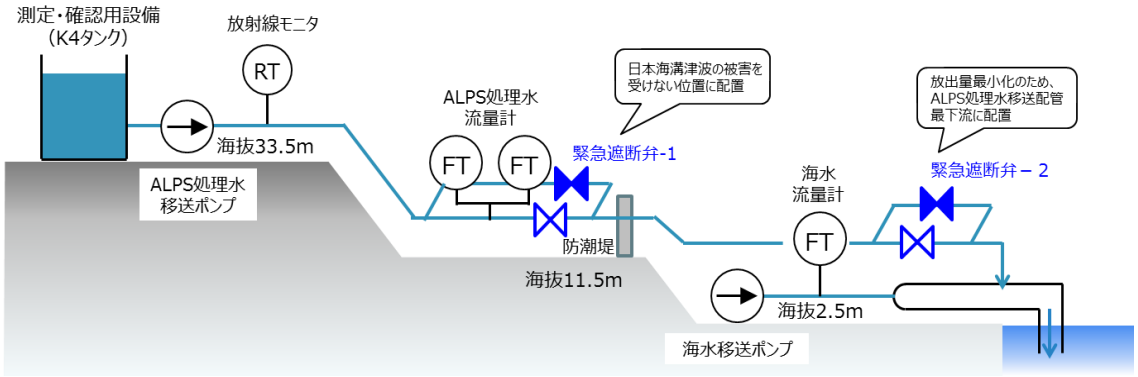
異常事象に対処するために必要な設備は，ALPS 処理水の海洋放出を直ちに停止させる緊急遮断弁及びその作動に必要なロジック回路とする。

また，緊急遮断弁を作動させる信号の応答時間や緊急遮断弁が全閉となる時間は，評価結果が厳しくなるような時間を設定する。

なお，緊急遮断弁の設置位置や作動方法等は，表－７，図－２２の通り。

表－７　緊急遮断弁の設計

設計	緊急遮断弁-1	緊急遮断弁-2
設置位置	津波被害の受けない位置	弁作動時の放出量最小化のため，ALPS 処理水移送配管の最下流
作動方式	MO 方式 （開→閉時間：10 秒）	AO 方式 （開→閉時間：2 秒）
設計の考え方	2 系列設置し，不具合・保守時には前後の手動弁で系統切替可能とし，設備稼働率を維持	（同左）



図－２２　緊急遮断弁の設置位置のイメージ

1.9.5.2.3　異常事象における単一故障等の仮定

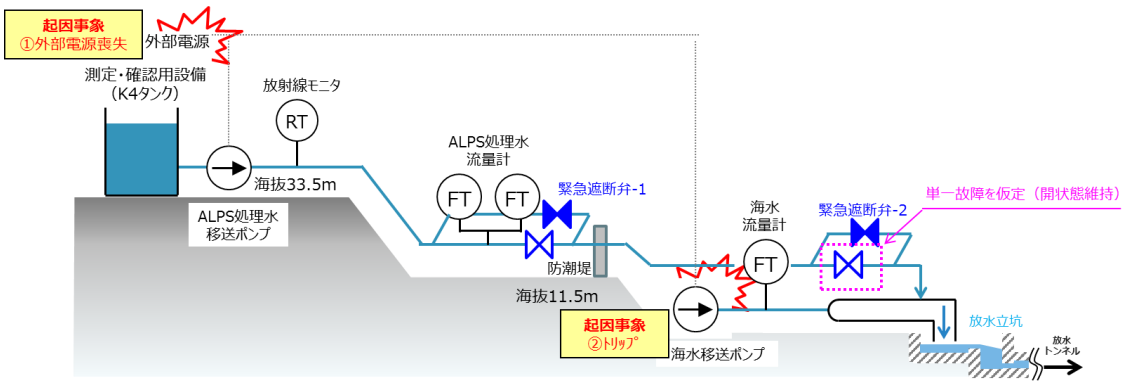
異常事象に対処するために必要な設備については，動的機器に対して，評価の結果が最も厳しくなるような単一故障等を仮定する。静的機器については，異常事象発生後，長時間（24 時間以上）使用する場合は，その単一故障等を仮定する。

具体的には 1.9.5.1 の MLD の分析により抽出された，起因事象①「外部電源喪失」と②「2,3 台運転中の海水移送ポンプトリップ」のいずれの事象も，緊急遮断弁によって海洋放出を停止することが，「意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出」の対策となっている。ALPS 処理水希釈放出設備においては，これらの起因事象が発生した際に，海洋放出を停止する機能を有する緊急遮断弁が，異常事象に対処するために必要な設備となっている。

このことから，緊急遮断弁に対して，評価結果が最も厳しくなるような単一故障等を仮定する。

単一故障等の仮定

弁作動時の放出量最小化のため，ALPS 処理水移送配管の最下流に設置かつ AO 方式で開→閉時間が 2 秒と最短である緊急遮断弁-2 の単一故障を想定する。



図－２３　異常事象発生時の設備の状態と単一故障等のイメージ

1.9.5.2.4　異常事象発生時の評価

ここでは，1.9.5.2.1～1.9.5.2.3 で設定した条件を基に，ALPS 処理水の放出量を評価する。

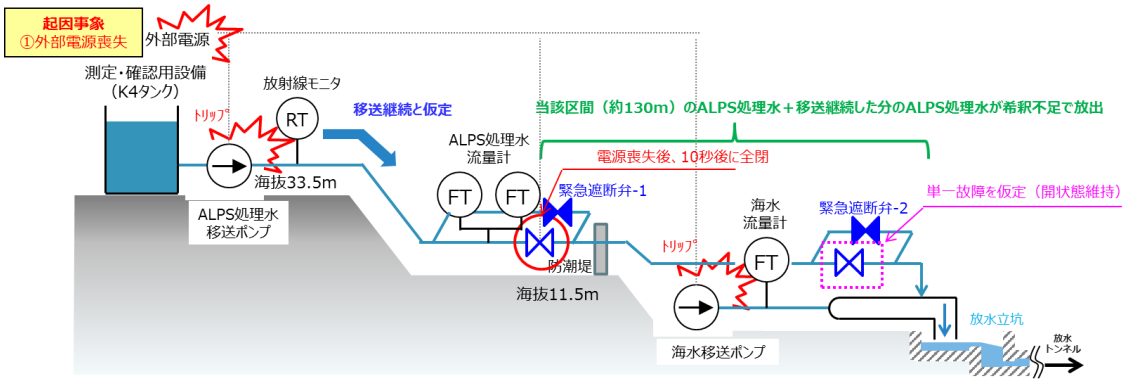
(1) 起因事象①「外部電源喪失」による ALPS 処理水の放出量評価

ALPS 処理水の海洋放出中に，送電系統の故障等により「外部電源喪失」が発生した場合，海水移送ポンプと ALPS 処理水移送ポンプがそれぞれ停止するものの，ALPS 処理水の放出については，タンクの水頭圧，高低差等により移送が継続され，希釈不足で ALPS 処理水が海洋に放出される事象を想定する。

なお，本事象が発生した場合には，緊急遮断弁へ供給する電源も喪失するため，当該弁の持つフェイルクローズの機能により，緊急遮断弁-1 が全閉となることで，外部電源が喪失してから少なくとも 10 秒後には海洋放出が停止される。

評価結果

緊急遮断弁-1～海水配管ヘッダ間（約 130m）の内包水（約 1.02m^3）と，緊急遮断弁-1 が閉動作するまでの 10 秒間に，保守的に ALPS 処理水移送ポンプの慣性力により移送が継続されることを想定した場合の ALPS 処理水の量（約 0.08m^3）を加えた，約 1.1m^3 の ALPS 処理水が希釈不足で放出される。（図－２４参照）



図－２４　起因事象①「外部電源喪失」時の異常事象のイメージ

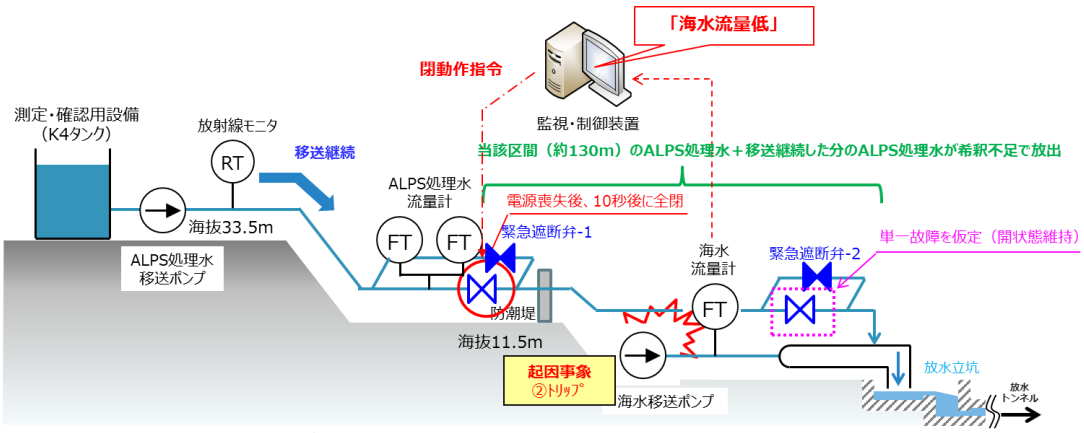
(2) 起因事象②「2,3 台運転中の海水移送ポンプトリップ」による ALPS 処理水の放出量評価

ALPS 処理水の海洋放出中に，「2,3 台運転中の海水移送ポンプトリップ」が発生することにより，ALPS 処理水を希釈するための海水流量が減少する事象を想定する。

本事象は「海水流量低」もしくは，「海水移送ポンプトリップ」の信号により，緊急遮断弁が動作する条件となっている。ただし，海水移送ポンプトリップは電源盤のリレーで動作するため時定数がないものの，海水流量低の場合は流量計測に時定数（4 秒）があることから，当該時間を含めると「海水流量低」の方が保守的となる。そのため，海水移送ポンプもしくは電源盤の故障によりポンプトリップが発生してから，海水流量計が流量を計測し，監視・制御装置に伝送し，監視・制御装置から緊急遮断弁への動作指令が出るまでの時間を包括する 5 秒とし，弁の全閉時間の 10 秒間を合わせて，少なくとも 15 秒後には海洋放出が停止される。

評価結果

緊急遮断弁-1～海水配管ヘッダ間（約 130m）の内包水（約 1.02m^3）と，緊急遮断弁-1 が閉動作するまでの 15 秒後に，ALPS 処理水移送ポンプから移送される ALPS 処理水の量（約 0.12m^3）を加えた，約 1.2m^3 の ALPS 処理水が希釈不足で放出される。（図－２５参照）



図－２５　起因事象②「2，3 台運転中の海水移送ポンプトリップ」時の異常事象のイメージ

1.9.5.3　まとめ

今回抽出した異常事象については，その発生から少なくとも 15 秒後には，緊急遮断弁-1 により収束される。また，今回評価した放出量（最大約 1.2m^3）は，現在計画している ALPS 処理水放出量（最大 500m^3/日）と比較すると十分少ない量であることから，ALPS 処理水希釈放出設備の設計・運用は妥当である。

以上

別冊２７

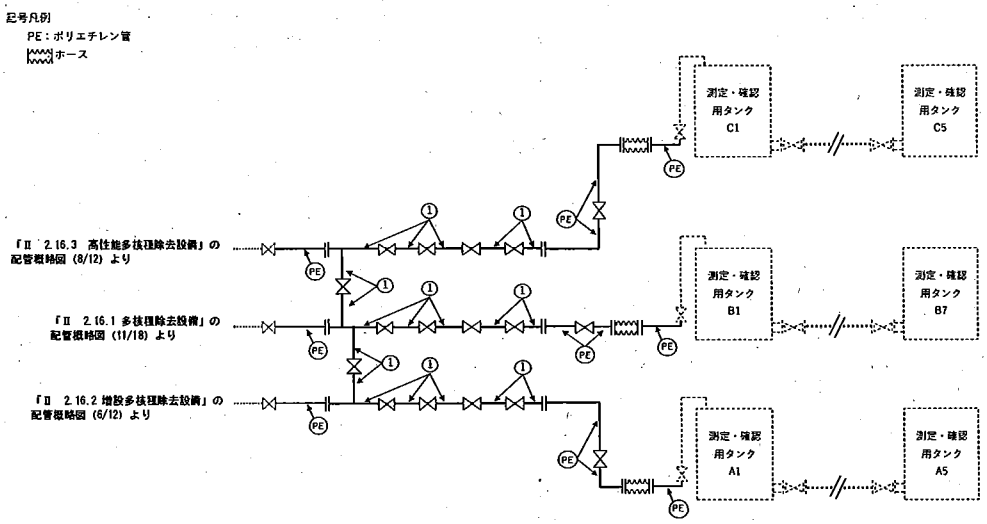
ALPS 処理水希釈放出設備に係る補足説明

Ⅰ　ALPS 処理水希釈放出設備の構造強度について

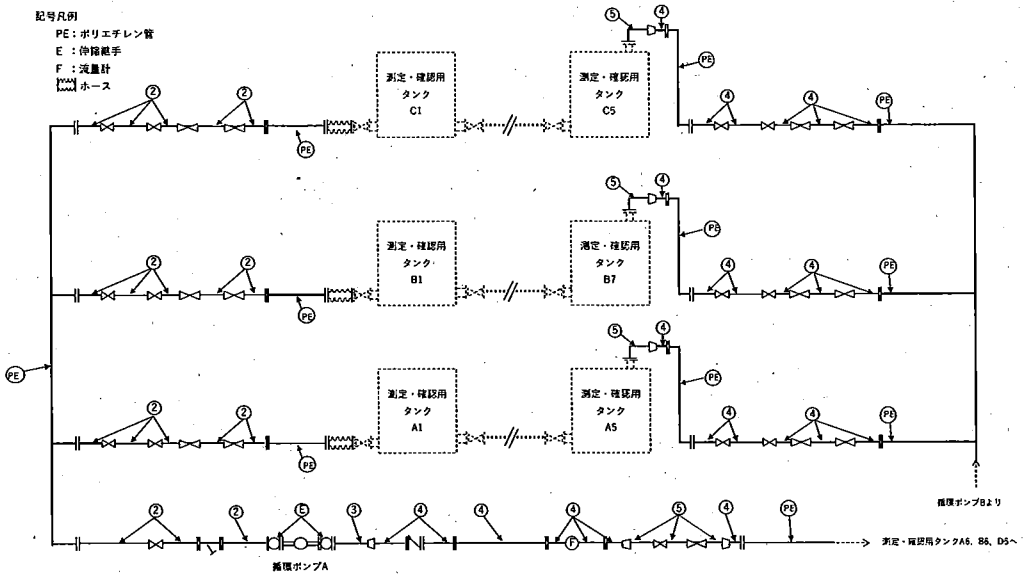
1. 構造強度評価の方法・結果

1.1 主配管（海水配管ヘッダ除く鋼管）

構造強度評価箇所を図－１～図－５に示す。

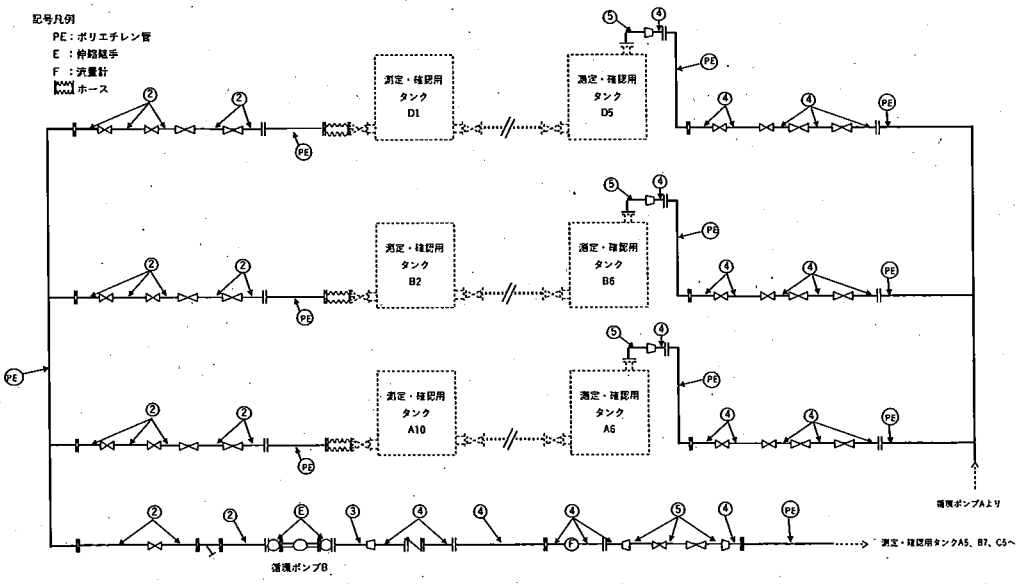


図－１　配管概略図（１／５）
（測定・確認用設備）



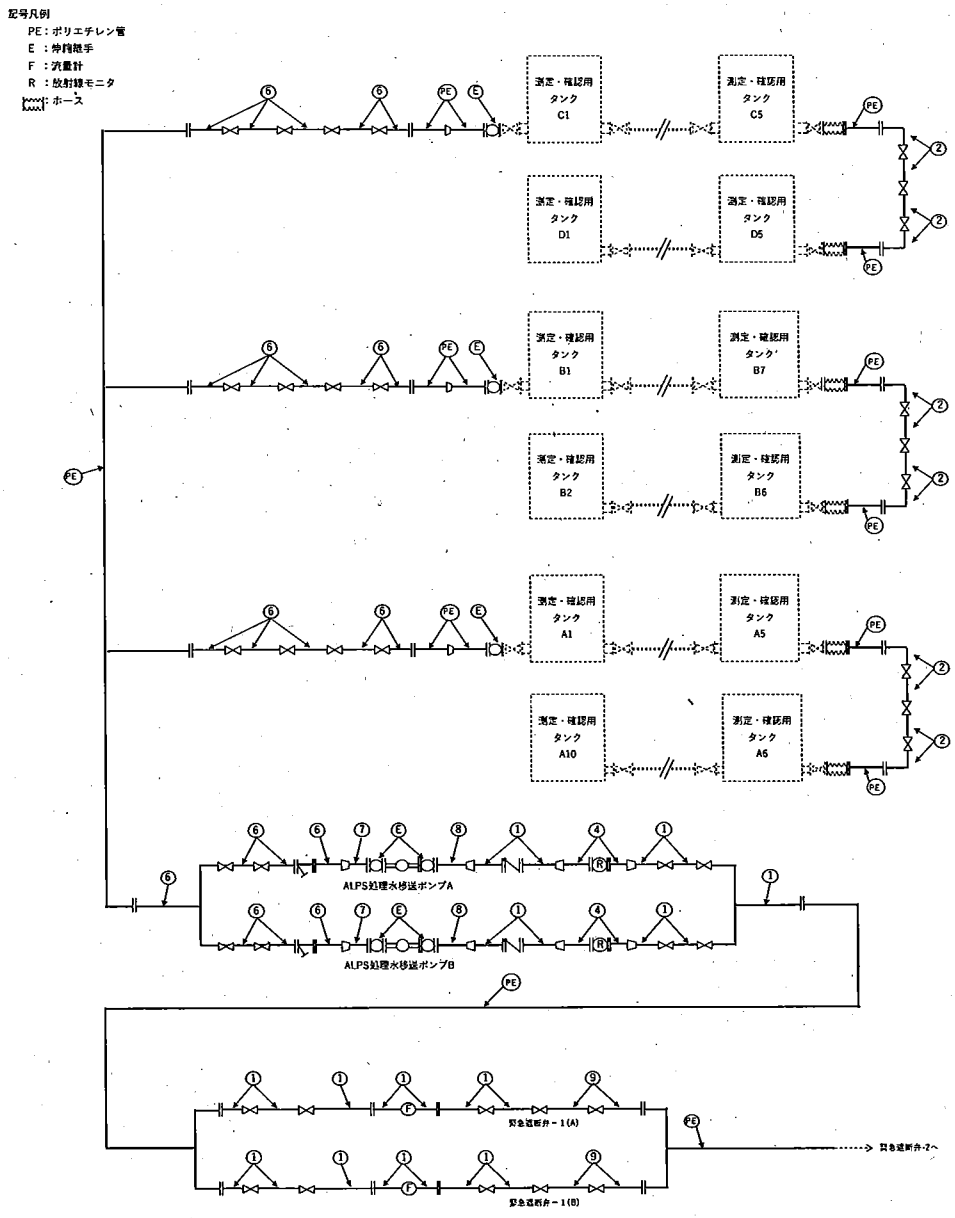
図－２　配管概略図（２／５）

（測定・確認用設備）

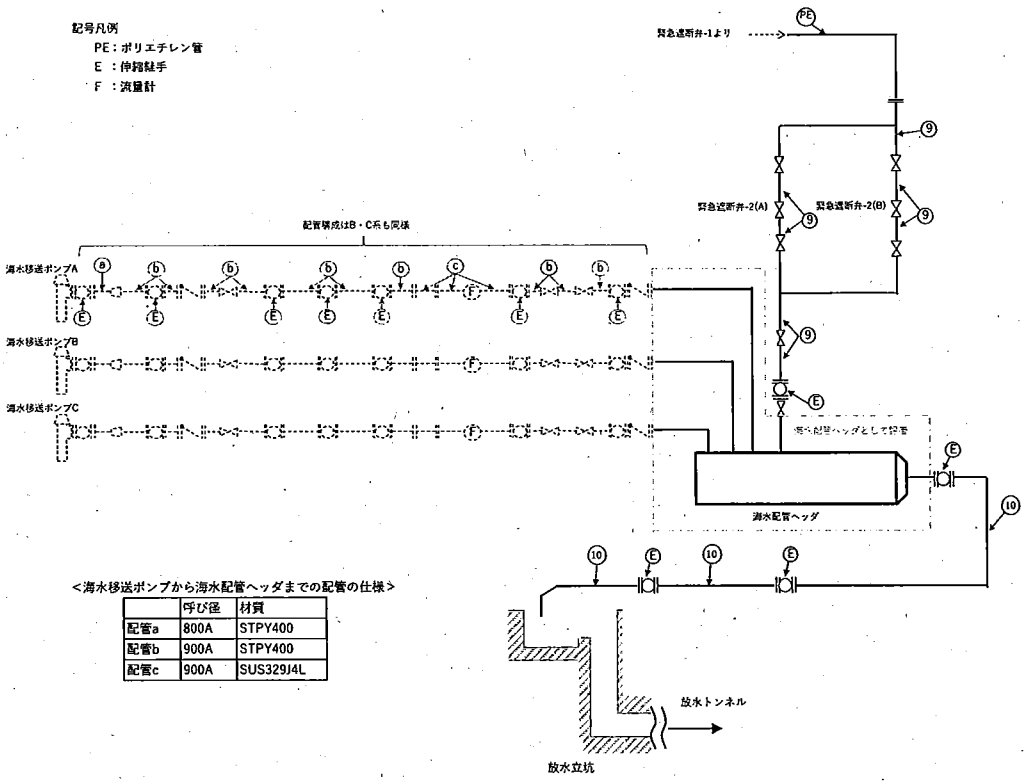


図－３　配管概略図（３／５）

（測定・確認用設備）



図－４　配管概略図（４／５）
（移送設備）



	呼び径	材質
配管a	800A	STPY400
配管b	900A	STPY400
配管c	900A	SUS329J4L

図－５　配管概略図（５／５）
（移送設備，希釈設備）

1.2 構造強度評価方法

管の必要厚さは，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

管の計算上必要な厚さ： $t=\frac{PD_0}{2S\eta+0.8P}$

P ：最高使用圧力(MPa)

D_0 ：管の外径(mm)

S ：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η ：長手継手の効率

b. 炭素鋼鋼管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ：t_r

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

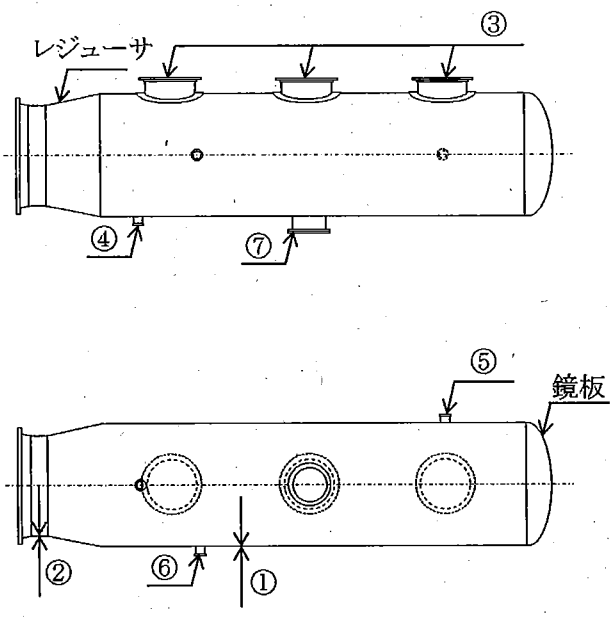
1.3 構造強度評価結果

表－1　主配管（海水配管ヘッダ除く鋼管）の構造強度評価結果

評価機器	D_0 (mm)	材質	P (MPa)	S (MPa)	η	最高使用温度(℃)	公差	公称厚さ (mm)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
配管①	114.3	SUS316LTP	0.98	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	4.0	0.48	3.50
配管②	216.3	SUS316LTP	0.49	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	6.5	0.46	5.68
配管③	139.8	SUS316LTP	0.98	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	5.0	0.59	4.37
配管④	165.2	SUS316LTP	0.98	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	5.0	0.69	4.37
配管⑤	216.3	SUS316LTP	0.98	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	6.5	0.91	5.68
配管⑥	165.2	SUS316LTP	0.49	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	5.0	0.35	4.37
配管⑦	89.1	SUS316LTP	0.49	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	4.0	0.19	3.50
配管⑧	48.6	SUS316LTP	0.98	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	3.0	0.21	2.50
配管⑨	114.3	SUS316LTP	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	4.0	0.30	3.50
配管⑩	1828.8	SM400B	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	16.0	9.11	14.20

2.　主配管（海水配管ヘッダ）

構造強度評価箇所を図－６に示す。



図－６　海水配管ヘッダの構造強度評価箇所

2.1　直管部

2.1.1　構造強度評価方法

鋼管の最小厚さが「設計・建設規格 PPD-3411 式(PPD-1.3)」または「設計・建設規格 PPD-3411(3)の表 PPD-3411-1」によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

管の必要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

$$\text{管の計算上必要な厚さ：} t = \frac{PD_0}{2S\eta + 0.8P}$$

P　：最高使用圧力(MPa)

D_0　：管の外径(mm)

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

b. 炭素鋼鋼管の設計・建設規格上必要な最小必要厚さ：t_r

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

2.1.2　構造強度評価結果

評価結果を表－２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　海水配管ヘッダの直管部の構造強度評価結果

評価部位	D_0 (mm)	材質	P (MPa)	S (MPa)	η	最高使用温度(℃)	公差	公称厚さ (mm)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
①主管	2235.2	SM400B	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	16.0	11.14	14.20
②出口管	1828.8	SM400B	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	16.0	9.11	14.20
③海水ノズル管	914.4	SM400B	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	16.0	4.56	14.20
④ALPS処理水注入管	114.3	STPG370	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	6.0	3.40	5.25
⑤ベント管	114.3	STPG370	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	6.0	3.40	5.25
⑥ドレン管	114.3	STPG370	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	6.0	3.40	5.25
⑦点検用マンホール	609.6	SM400B	0.60	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	16.0	3.80	14.20

2.2　レジューサ

2.2.1　構造強度評価方法

レジューサの最小厚さが「設計・建設規格 PPD-3415.1 式(PPD-1.8 および PPD-1.9)」によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

レジューサの必要厚さは次に掲げる値のいずれか大きい方の値とする。

a. 円すいの部分

$$\text{計算上必要な厚さ}: t = \frac{PD_i}{2\cos\theta(S\eta - 0.6P)}$$

P　：最高使用圧力(MPa)

D_i　：円すいの部分がすその丸みの部分に接続する部分の軸に垂直な断面の内径(mm)

θ　：円すいの頂角の２分の１(度)

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

b. すその丸みの部分

$$\text{計算上必要な厚さ}: t = \frac{PD_iW}{4\cos\theta(S\eta - 0.1P)}$$

$$\text{ただし，} W = \frac{1}{4}\left(3 + \sqrt{\frac{D_i}{2r\cos\theta}}\right)$$

D_i　：円すいの部分がすその丸みの部分に接続する部分の軸に垂直な断面の内径(mm)

θ　：円すいの頂角の２分の１(度)

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

r　：円すいのすその丸みの部分の内半径 (mm)

2.2.2　構造強度評価結果

評価結果を表－３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－３　レジューサの構造強度評価結果

評価機器	評価部位	材質	P (MPa)	S (MPa)	D_i (mm)	θ (度)	η	最高使用温度(℃)	公差	公称厚さ (mm)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
海水配管ヘッダ	レジューサ	SM400B	0.60	[redacted]	2203.2	11.5	[redacted]	40	[redacted]	16.0	11.31	14.20

2.3　鏡板

海水配管ヘッダの鏡板の形状は「設計・建設規格 PPD-3415.2(1)」の条件より，さら形鏡板である。

2.3.1　構造強度評価方法

海水配管ヘッダの鏡板の最小厚さが「設計・建設規格 PPD-3415.2 式(PPD-1.12)」によって求められる必要厚さを満足することを確認する。

鏡板の必要厚さは次に掲げる値とする。

$$\text{計算上必要な厚さ：} t = \frac{PRW}{2S\eta - 0.2P}$$

$$\text{ただし，} W = \frac{1}{4}\left(3 + \sqrt{\frac{R}{r}}\right)$$

P　：最高使用圧力(MPa)

R　：鏡板の中央部の内半径（mm）

S　：最高使用温度における材料の許容引張応力(MPa)

η　：長手継手の効率

r　：さら形鏡板のすみの丸みの内半径（mm）

2.3.2　構造強度評価結果

さら形鏡板の評価を表－４－１に示す。また、構造強度評価結果を表－４－２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－４－１　さら形鏡板の評価

評価機器	評価部位	材質	外径：D_{oc} (mm)	中央部における内面の半径：R (mm)	すみ丸みの内半径：r (mm)	厚さの３倍：$3t_{co}$ (mm)	$0.06D_{oc}$ (mm)
海水配管ヘッダ	鏡板	SM400B	[redacted]	[redacted]	[redacted]	48.0	[redacted]

評価：$D_{oc} \geqq R$、$r \geqq 3t_{co}$、$r \geqq 0.06D_{oc}$、$r \geqq 50$mm であることから，本鏡板はさら形鏡板である。

表－４－２　鏡板の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	材質	P (MPa)	S (MPa)	R (mm)	r (mm)	η	最高使用温度(℃)	公差	公称厚さ (mm)	必要厚さ (mm)	最小厚さ (mm)
海水配管ヘッダ	鏡板	SM400B	0.60	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	40	[redacted]	16.0	10.19	13.40

2.4　穴の補強

2.4.1　構造強度評価方法

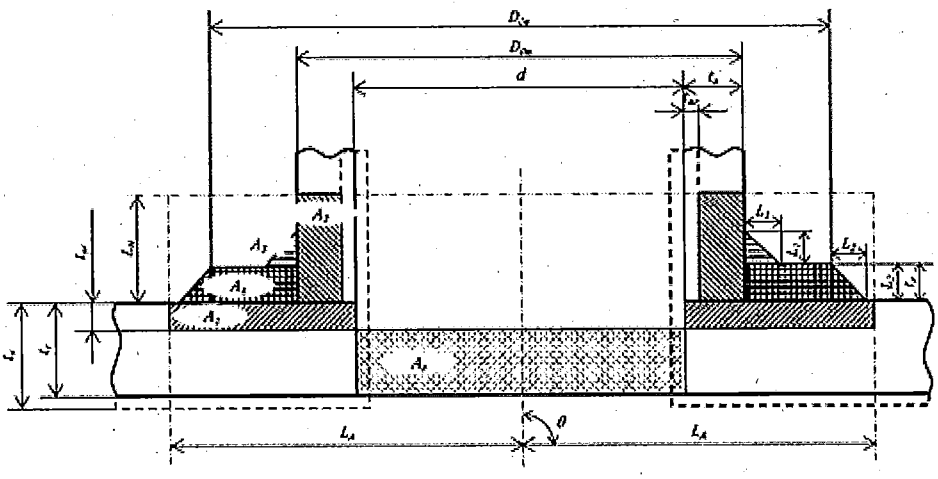
海水配管ヘッダに設ける穴の補強の要否を「設計・建設規格 PPD-3422」により評価し，穴の補強が必要な場合は，「設計・建設規格 PPD-3424(1)」によって求められる必要面積を満足することを確認する。

海水配管ヘッダの穴の補強は「設計・建設規格 PPD-3422」によって求められる穴径のどちらかを満足すれば不要である。

(1)　穴の径が 64mm 以下で，かつ，管の内径の 1/4 以下の穴径

(2)　(1)に掲げるものを除き，穴の径が 200mm 以下で，かつ，図 PPD-3422-1 および図 PPD-3422-2 により求めた d の値以下の穴径

補強が必要となった穴に関して補強に必要な面積に対して，補強に有効な総面積が満足していることを確認する。



：穴の補強に有効な面積（主管）A_1

：穴の補強に有効な面積（分岐管）A_2

：穴の補強に有効な面積（溶接部）A_3

：穴の補強に有効な面積（強め材）A_4

：穴の補強に必要な面積 A_r

図－7　管台の取り付け形式

穴の補強に必要な面積：$A_r = 1.07 \cdot d \cdot t_{r3} \cdot (2 - sin\theta)$

d　：穴の径（mm）

t_{r3}　：PPD-3411 の規定により必要とされる厚さ（mm）

θ　：分岐管の中心線と主管の中心線との交角（度）

穴の補強に有効な総面積：$A_0 = A_1 + A_2 + A_3 + A_4$

穴の補強に有効な主管部の面積：$A_1 = (\eta \cdot t_s - F \cdot t_{sr}) \cdot (2 \cdot L_A - d)$

穴の補強に有効な管台部の面積：$A_2 = 2 \cdot (t_n - t_{nr}) \cdot cosec\theta \cdot L_N \cdot \frac{S_n}{S_s}$

穴の補強に有効なすみ肉部の面積：$A_3 = (L_1)^2 \cdot sin\theta \cdot \frac{S_e}{S_s}$

穴の補強に有効な強め材の面積：$A_4 = (D_{0e} - D_{0n} \cdot cosec\theta) \cdot t_e \cdot \frac{S_e}{S_s} + (L_2)^2 \cdot \frac{S_e}{S_s}$

η　：継手の効率

t_s　：主管の厚さ（mm）

t_{sr}　：主管の計算上必要な厚さ（mm）

t_n　：管台の厚さ（mm）

t_{nr}　：管台の計算上必要な厚さ（mm）

t_e　：強め材の最小厚さ（mm）

L_A　：穴の中心線に平行な直線で区切られる補強に有効な範囲（mm）

L_N　：主管の面に平行な線に区切られる補強に有効な範囲（mm）

S_n　：管台の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

S_s　：主管の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

S_e　：強め材の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

L_1　：管台のすみ肉部の脚長又は管台補強部の短辺長さ（mm）

L_2　：強め材のすみ肉部の脚長（mm）

D_{0n}　：管台の外径（mm）

D_{0e}　：強め材の外径（mm）

d　：断面に現れる穴の径（mm）

θ　：分岐管の中心線と主管の中心線との交角（度）

F　：図 PPD-3424-1 により求めた値

2.4.2　構造強度評価結果

評価結果を表－５～９に示す。

補強に有効な総面積が必要な面積を満足しており，十分な構造強度を有していると評価している。

表－５　穴の補強の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	評価部位	η	t_s (mm)	t_{sr} (mm)	L_A (mm)	d (mm)	A_1 (mm^2)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	管台	1.0	14.2	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	④ALPS 処理水注入管	管台	1.0	14.2	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	⑤ベント管	管台	1.0	14.2	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	⑥ドレン管	管台	1.0	14.2	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]
	⑦点検用マンホール	管台	1.0	14.2	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]

表－６　穴の補強の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	評価部位	S_n (MPa)	S_s (MPa)	t_{nr} (mm)	t_n (mm)	L_N (mm)	θ (度)	A_2 (mm^2)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	④ALPS 処理水注入管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑤ベント管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑥ドレン管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑦点検用マンホール	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]

表－７　穴の補強の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	評価部位	S_s (MPa)	S_e (MPa)	L_1 (mm)	θ (度)	A_3 (mm^2)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	④ALPS 処理水注入管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑤ベント管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑥ドレン管	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑦点検用マンホール	管台	[redacted]	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]

表－８　穴の補強の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	評価部位	S_s (MPa)	S_e (MPa)	D_{0e} (mm)	D_{0n} (mm)	t_e (mm)	L_2 (mm)	θ (度)	A_4 (mm^2)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	管台	[redacted]	[redacted]	1300	914.4	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	④ALPS 処理水注入管	管台	[redacted]	[redacted]	200	114.3	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑤ベント管	管台	[redacted]	[redacted]	200	114.3	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑥ドレン管	管台	[redacted]	[redacted]	200	114.3	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]
	⑦点検用マンホール	管台	[redacted]	[redacted]	800	609.6	[redacted]	[redacted]	90	[redacted]

表－９　穴の補強の構造強度評価結果

評価機器	評価部位	評価部位	d (mm)	θ (度)	t_r3 (mm)	A_r (mm^2)	A_0 (mm^2)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	管台	[redacted]	90	[redacted]	6.35×10^3	1.33×10^4
	④ALPS 処理水注入管	管台	[redacted]	90	[redacted]	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑤ベント管	管台	[redacted]	90	[redacted]	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑥ドレン管	管台	[redacted]	90	[redacted]	7.44×10^2	2.47×10^3
	⑦点検用マンホール	管台	[redacted]	90	[redacted]	4.17×10^3	8.35×10^3

2.5　強め材の取り付け強さ

2.5.1　構造強度評価方法

「設計・建設規格 PPD-3424(8)」によって求めた溶接部の負うべき荷重を評価し，溶接部の強度が十分であることを確認する。

溶接部の負うべき荷重：$W = d \cdot t_{sr} \cdot S_s - (\eta \cdot t_s - F \cdot t_{sr}) \cdot (2 \cdot L_A - d) \cdot S_s$

d　：断面に現れる穴の径（mm）

t_s　：主管の最小厚さ（mm）

t_{sr}　：主管の計算上必要な厚さ（mm）

S_s　：主管の材料の最高使用温度における許容引張応力(MPa)

η　：継手の効率

F　：図 PPD-3424-1 により求めた値

L_A　：穴の中心線に平行な直線で区切られる補強に有効な範囲（mm）

2.5.2　構造強度評価結果

評価結果を表－１０に示す。溶接部の負うべき荷重が０以下であることから，溶接部の強度は十分であると評価している。

表－１０　強め材の取り付け強さの構造強度評価結果

評価機器	評価部位	評価部位	d (mm)	t_{sr} (mm)	S_S (MPa)	t_s (mm)	η	L_A (mm)	F	W (N)
海水配管ヘッダ	③海水ノズル管	管台	[redacted]	[redacted]	100	14.2	1.0	[redacted]	1.0	-7.26×10^{4}
	④ALPS 処理水注入管	管台	[redacted]	[redacted]	100	14.2	1.0	[redacted]	1.0	-8.51×10^{3}
	⑤ベント管	管台	[redacted]	[redacted]	100	14.2	1.0	[redacted]	1.0	-8.51×10^{3}
	⑥ドレン管	管台	[redacted]	[redacted]	100	14.2	1.0	[redacted]	1.0	-8.51×10^{3}
	⑦点検用マンホール	管台	[redacted]	[redacted]	100	14.2	1.0	[redacted]	1.0	-4.76×10^{4}

Ⅱ ALPS 処理水希釈放出設備の公称値の許容範囲について

表－１　海水配管ヘッダの許容範囲について

主要寸法（mm）			許容範囲	根拠
主管	外径	2235.2	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
出口管	外径	1828.8	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
海水ノズル管	外径	914.4	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
ALPS 処理水注入管	外径	114.3	[redacted]	JIS による材料公差
	厚さ	6.0	[redacted]	JIS による材料公差
ベント管	外径	114.3	[redacted]	JIS による材料公差
	厚さ	6.0	[redacted]	JIS による材料公差
ドレン管	外径	114.3	[redacted]	JIS による材料公差
	厚さ	6.0	[redacted]	JIS による材料公差
点検用マンホール	外径	609.6	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
	厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
レジューサ	厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
鏡板	厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準

表－２　海水移送配管の許容範囲について

配管⑩※

主要寸法（mm）		許容範囲	根拠
外径	1828.8	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
厚さ	16.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準

配管 c※

主要寸法（mm）		許容範囲	根拠
外径	914.4	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準
厚さ	13.0	[redacted]	製造能力、製造実績を考慮したメーカー基準

※：図－５の番号または記号に対応する。

参考資料

「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針」を踏まえた対応について

令和3年（2021年）4月13日に開催された「廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議（第5回）」において，「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針」（以下「政府方針」という。）が決定された。

同年4月16日，「多核種除去設備等処理水の処分に関する政府の基本方針を踏まえた当社の対応について」において，政府方針を踏まえた対応を行うこととしており，特に以下の事項については，ALPS処理水の海洋放出の方法，必要な設備の設計及び運用並びに海洋放出による放射線影響に関連する項目であることから，実施計画の一部又は参考として明示する。

① 政府方針が公表されてから約2年後の2023年の春頃を目途にALPS処理水の海洋放出ができるよう必要な手続き，設備構築等を進めていく。
② 海洋放出に先立ち，放射性物質の分析に専門性を有する第三者の関与を得つつ，ALPS処理水のトリチウム濃度を確認するとともに，トリチウム以外の放射性物質が安全に関する規制基準を確実に下回るまで浄化されていることについて確認し，これを公表する。
③ 海水で希釈された放出水のトリチウム濃度を1,500Bq/L未満とする。この水準を実現するため，ALPS処理水を海水で大幅（100倍以上）に希釈する。
④ トリチウム放出量を年間22兆Bqの範囲内とする。
⑤ 海洋放出開始の際には，海域モニタリングにて周辺環境に与える影響等を確認しつつ，少量での放出から開始する。万が一，ALPS処理水希釈放出設備が設計通りの海洋放出が出来なくなった場合や，同モニタリングの中で異常値が検出された場合には，確実にALPS処理水の海洋放出を停止する運用とする。
⑥ ALPS処理水の海洋放出を行った場合の人および環境への放射線の影響について，安全性を評価する

上記⑥の人および環境への放射線の影響について，2022年4月時点における設計段階の評価結果を添付する。

添付資料－１　政府方針を踏まえた対応について
添付資料－２　ALPS処理水の海洋放出に係る放射線影響評価報告書（設計段階・改訂版）

添付資料－１

政府方針を踏まえた対応について

政府方針を踏まえた対応のうち，ALPS 処理水の海洋放出の方法，必要な設備の設計及び運用並びに海洋放出による放射線影響に関連する６つの項目について，次頁よりそれぞれの対応内容について説明する。

政府の基本方針

３．ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法

（１）基本的な方針

⑤東京電力には，今後，２年程度後に ALPS 処理水の海洋放出を開始することを目途に，具体的な放出設備の設置等の準備を進めることを求める。

○政府方針を踏まえた対応

政府方針が公表されてから約 2 年後の 2023 年の春頃を目途に ALPS 処理水の海洋放出が開始できるよう，機器の構造，強度又は漏えいに係る試験，設備全体としての機能・性能を確認する試験を含めて，必要な手続き，設備構築等を進めていく。

（「Ⅱ 2.50 ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設」参照）

３．ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法

（２）風評影響を最大限抑制するための放出方法

①ALPS 処理水の海洋放出については，同処理水を大幅に希釈した上で実施することとする。海洋放出に先立ち，放射性物質の分析に専門性を有する第三者の関与を得つつ，ALPS 処理水のトリチウム濃度を確認するとともに，トリチウム以外の放射性物質が安全に関する規制基準を確実に下回るまで浄化されていることについて確認し，これを公表する。

○政府方針を踏まえた対応

ALPS 処理水の海洋放出前には，同処理水のトリチウム濃度を確認するとともに，そのトリチウム以外の放射性物質の告示濃度比総和が 1 未満となるまで浄化処理されていることを確認するため，当社の分析施設にて分析を行う他，放射性物質の分析に専門性を有する第三者分析機関での分析を実施し，分析結果を比較することで，トリチウム以外の放射性物質が安全に関する規制基準を確実に下回るまで浄化されていることについて確認する。これらの結果については，ALPS 処理水の放出の都度，公表を行う。

（「Ⅲ 第 3 編 2.1 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明」及び別紙－１参照）

３．ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法

（２）風評影響を最大限抑制するための放出方法

②取り除くことの難しいトリチウムの濃度は，規制基準を厳格に遵守するだけでなく，消費者等の懸念を少しでも払拭するよう，現在実施している福島第一原発のサブドレン等の排水濃度の運用目標（1,500 ベクレル/リットル未満）と同じ水準とする。

③この水準を実現するためには，ALPS 処理水を海水で大幅（100 倍以上）に希釈する必要がある。なお，この希釈に伴い，トリチウム以外の放射性物質についても，同様に大幅に希釈されることとなる。

○政府方針を踏まえた対応

ALPS 処理水の流量を最大 500 m^3/日の範囲で設定する一方，海水希釈に関しては，容量 17 万 m^3/日の海水移送ポンプを 3 台設置した上で，海水移送ポンプを常時 2 台以上運転することにより，必要な海水量を確保することで，ALPS 処理水を希釈した後の海水中に含まれるトリチウム濃度をサブドレン等の排水濃度の運用目標である 1,500 Bq/L 未満を実現する。（「Ⅲ 第 3 編 1.9 ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理について」参照）

３．ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法

（２）風評影響を最大限抑制するための放出方法

④また，放出するトリチウムの年間の総量は，事故前の福島第一原発の放出管理値（年間 22 兆ベクレル）を下回る水準になるよう放出を実施し，定期的に見直すこととする。なお，この量は，国内外の他の原子力発電所から放出されている量の実績値の幅の範囲内である。

○政府方針を踏まえた対応

ALPS 処理水の海洋放出に際し，トリチウムの放出量は，当面，事故前の福島第一原子力発電所の放出管理値である年間 22 兆 Bq を上限とし，これを下回る水準とする。

なお，トリチウムの年間放出量は，汚染水発生量及び淡水化装置入口トリチウム濃度の推移，並びに廃炉の進捗に影響を与える敷地利用の計画に応じて，毎年度見直す。

年間放出量の管理については，年度の初めに当該年度の放出計画を策定し，実際の ALPS 処理水の海洋放出の運用においては，当該計画に沿って実施する。加えて，監視・制御装置でのインターロックを設けることで年間放出量が 22 兆 Bq を上回らないように設備面においても管理を行う。

なお，放出計画策定の前提となる汚染水発生量及び淡水化装置入口トリチウム濃度が当該年度中に大きく変化した場合には，年間放出量 22 兆 Bq の範囲内で柔軟に対応する。

（「Ⅲ 第 3 編 1.9 ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理について」参照）

３．ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法

（２）風評影響を最大限抑制するための放出方法

⑥海洋放出の実施に当たっては，周辺環境に与える影響等を確認しつつ，慎重に少量での放出から開始することとする。また，万が一，故障や停電などにより希釈設備等が機能不全に陥った場合や，モニタリングにより，異常値が検出された場合には，安全に放出できる状況を確認できるまでの間，確実に放出を停止することとする。

○政府方針を踏まえた対応

海洋放出開始の際には，海域モニタリングにて周辺環境に与える影響等を確認しつつ，少量での放出から開始する。万が一，ALPS 処理水希釈放出設備の故障や停電等により，設計通りの海洋放出が出来なくなった場合や，同モニタリングの中で異常値が検出された場合には，安全に放出できる状況を確認できるまでの間，確実に ALPS 処理水の海洋放出を停止する運用とする。（「Ⅲ 第 3 編 1.9 ALPS 処理水希釈放出設備の運転管理について」及び別紙－２，３参照）

３．ALPS 処理水の海洋放出の具体的な方法

（２）風評影響を最大限抑制するための放出方法

⑦国内外において海洋放出に伴う環境への影響を懸念する声があることを踏まえ，政府及び東京電力は，海洋放出が環境に与える影響について，これまで多様な角度からの検討を実施してきた。実際の海洋放出に際しては，ICRP の勧告に沿って定められている我が国の規制基準を厳格に遵守する。さらに，関連する国際法や国際慣行を踏まえ，海洋環境に及ぼす潜在的な影響についても評価するための措置を採るとともに，放出後にも継続的に前述のモニタリングを実施し，環境中の状況を把握するための措置を講じることとする。こうした環境への影響に関する情報については，随時公表し，高い透明性を確保することにより，国民・国際社会の理解醸成に努める。

○政府方針を踏まえた対応

ALPS 処理水の海洋放出については，ICRP の勧告に沿って定められている規制基準を遵守すると共に，海洋環境に及ぼす影響について放射線影響評価を行い，関連する IAEA 安全基準文書等に適合しているか，IAEA の専門家等のレビューを受ける。加えて，放出後も海域モニタリングを継続し，環境中の状況の把握を行う。（添付資料－２参照）

ALPS 処理水の海洋放出に関する環境への影響に関する情報については，国内外に向けて正確かつ迅速にお知らせすること等を通じて，国内外への理解醸成に努める。

別紙－１

ALPS 処理水の海洋放出前の分析に関する補足説明

ALPS 処理水のトリチウム濃度を確認するとともに，トリチウム以外の放射性物質の告示濃度比総和が精度を含めて客観的に 1 未満となるまで浄化処理されていることを確認するため，ALPS 処理水の分析にあたっては当社とともに第三者分析機関において分析する。

1．運用方法

当社の測定が前処理方法から分析結果の取得まで，意図する分析が確実に実施され，得られた分析値が適当であることを示す手段として，第三者分析機関との分析結果の比較を実施する。

比較は，分析精度を含めて行い，定常的な乖離が見られる場合には要因を究明し，必要に応じて分析環境または設備などの改善を図る。

2．第三者分析機関の選定の考え方

第三者分析機関は，ALPS 処理水と同等の性質の液体に対して，特性，性質等を決められた方法に基づき分析結果を得るための能力を有していることの基準になる ISO/IEC-17025 等の放射性核種の分析に係る認証を取得しており，当社と利害関係を有さない国内企業から選定する。

以上

別紙－２

海洋放出初期の少量放出の方法の補足説明

ALPS 処理水の海洋放出にあたって，測定・確認用設備において測定・確認済みの ALPS 処理水（約 1 万 m^3/タンク群）ごとに，希釈放出することにしている。このとき，政府方針を踏まえて，初期段階では慎重に少量での放出から開始するが，次の 2 段階で実施し，必要な検証を実施する。

第 1 段階：ALPS 処理水希釈放出設備により，想定通り希釈できていることを確認することを目的に，放水立坑（上流水槽）を使用し，少量の ALPS 処理水等を希釈後，トリチウム濃度を直接確認した後に海洋放出する。（1．第 1 段階の運用方法参照）

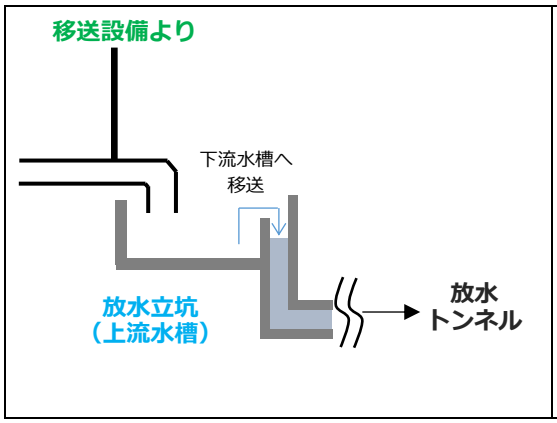
第 2 段階：ALPS 処理水希釈放出設備及び関連施設の運用手順を確実に実施できることを確認すること，及び海洋放出により海水中のトリチウム濃度に想定以上の変化がないことを確認することを目的に，ALPS 処理水の放出量および放出間隔を調整しながら海洋放出する。第 2 段階の放出方法については，放出開始初年度の放出計画で定める。

なお，第 2 段階終了後は，測定・確認用設備において測定済みの ALPS 処理水約 1 万 m^3/タンク群を連続放出，かつタンク群ごとの放出間隔を空けないで実施する。

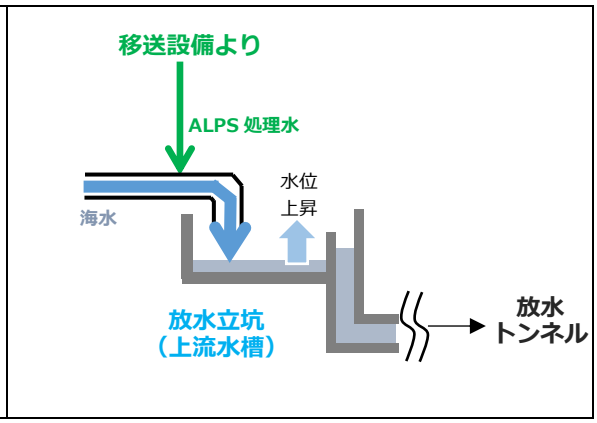
1．第 1 段階の運用方法

放水立坑（上流水槽）約 2,000m^3 を空にした後，海水移送ポンプ 1 台を運転し，少量（20m^3 以下）の ALPS 処理水を流入させる。

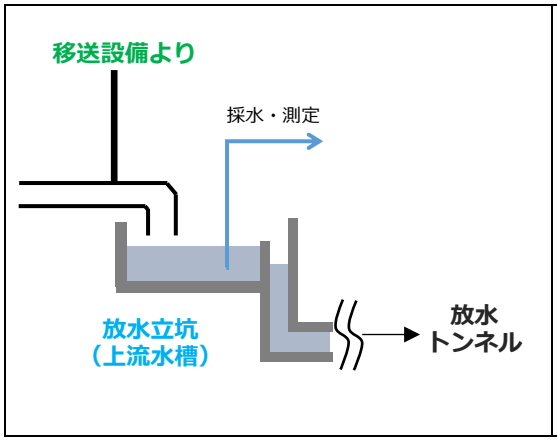
その後，放水立坑（上流水槽）から採水しトリチウム濃度を測定する。ALPS 処理水移送量と希釈海水量から求めた計算上のトリチウム濃度とこれを比較し，同程度であることおよび 1,500Bq/L 未満であることを確認した後，再度希釈海水を流し海洋へ放出する。



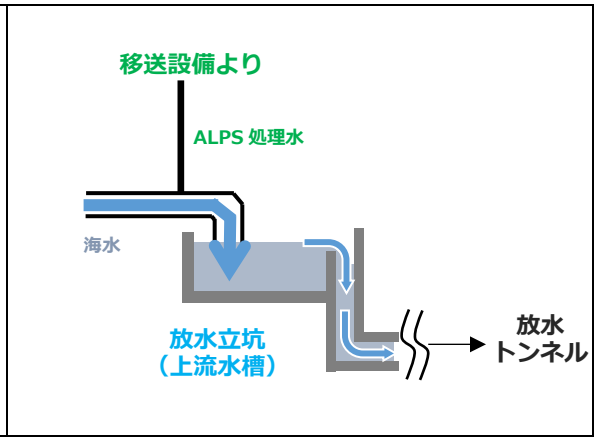
①一旦，放水立坑（上流水槽）内を空にする。



②移送設備で移送し，ALPS 処理水を希釈設備で希釈した水を放水立坑（上流水槽）に貯留する。



③放水立坑（上流水槽）が満水になる前にポンプを停止し，放水立坑（上流水槽）内の水を採水・測定する。(結果が出るまで放出しない。)



④トリチウム濃度を確認し，計算上のトリチウム濃度と実際の濃度が同程度であること，及び 1,500Bq/L を下回っていることを確認できた後， 再度海水を流し，放水立坑（上流水槽）内の水を海洋へ放出する。

図－１　第１段階の運用イメージ

以上

設備異常や海域モニタリングで異常値を確認した際の対応の補足説明

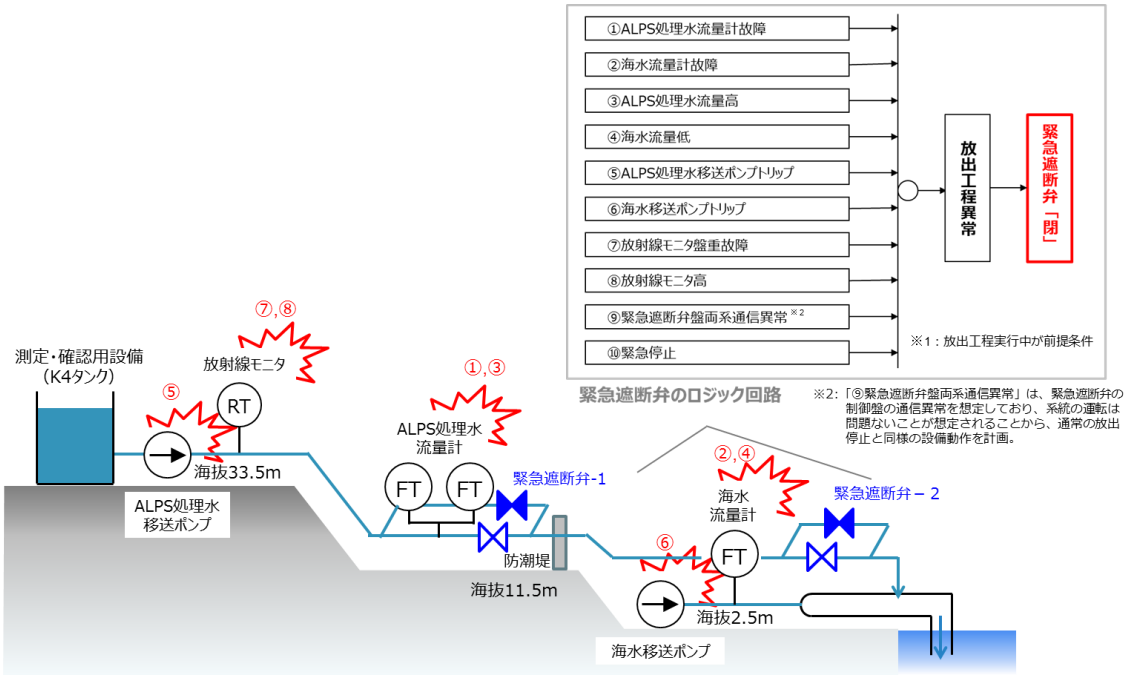
1. 設備異常による海洋放出の停止

設備異常が確認された場合は，以下の通り海洋放出を停止する運用とする。

1.1　設備異常による海洋放出停止

ALPS 処理水希釈放出設備には，通常運転から逸脱するような異常を検知した場合，人の手を介すことなく“閉”とすることで，ALPS 処理水の海洋放出を停止させる機能を持つ，緊急遮断弁を設置する。

なお，緊急遮断弁を”閉”とする，通常運転から逸脱する事象は９種類を考えており，それに加えて，監視・制御装置にて手動で緊急停止が可能な設計としている（表－１参照）。



図－２　緊急遮断弁のロジック回路

表－１　緊急遮断弁の動作信号詳細

要素	信号	目的
ALPS 処理水流量計故障	移送ライン(A)(B)流量計オーバースケール	計器故障による流量監視不可のため
	移送ライン(A)(B)流量計ダウンスケール	計器故障，ケーブル断線による流量監視不可のため
海水流量計故障	海水移送ポンプ(A)(B)(C)流量計オーバースケール	計器故障による流量監視不可のため
	海水移送ポンプ(A)(B)(C)流量計ダウンスケール	計器故障，ケーブル断線による流量監視不可のため
ALPS 処理水流量高	移送ライン(A)(B)流量信号	移送ライン流量上昇による希釈後トリチウム濃度 1,500Bq/L 未満を保つため
海水流量低	海水移送ポンプ(A)(B)(C)流量信号	希釈用の海水供給量不足による希釈後トリチウム濃度上昇を防ぐため 海水移送系統で異常が考えられるため
ALPS 処理水移送ポンプトリップ	遮断器トリップ信号	移送工程で異常が考えられるため
海水移送ポンプトリップ	M/C トリップ信号	希釈用の海水供給停止による希釈後トリチウム濃度上昇を防ぐため 海水移送系統で異常が考えられるため
放射線モニタ盤重故障	放射線モニタ(A)(B)下限	放射線モニタによる監視不能のため
	放射線モニタ(A)(B)遮断器トリップ	
放射線モニタ高	放射線モニタ(A)(B)高	放射線モニタによる異常検知のため
緊急遮断弁盤両系通信異常	両系通信異常信号	緊急遮断弁盤の通信が両系異常になると，異常信号が受信できなくなり，緊急遮断弁が自動閉できなくなるため
緊急停止	緊急停止信号	運転員による異常発見時に速やかに停止させるため

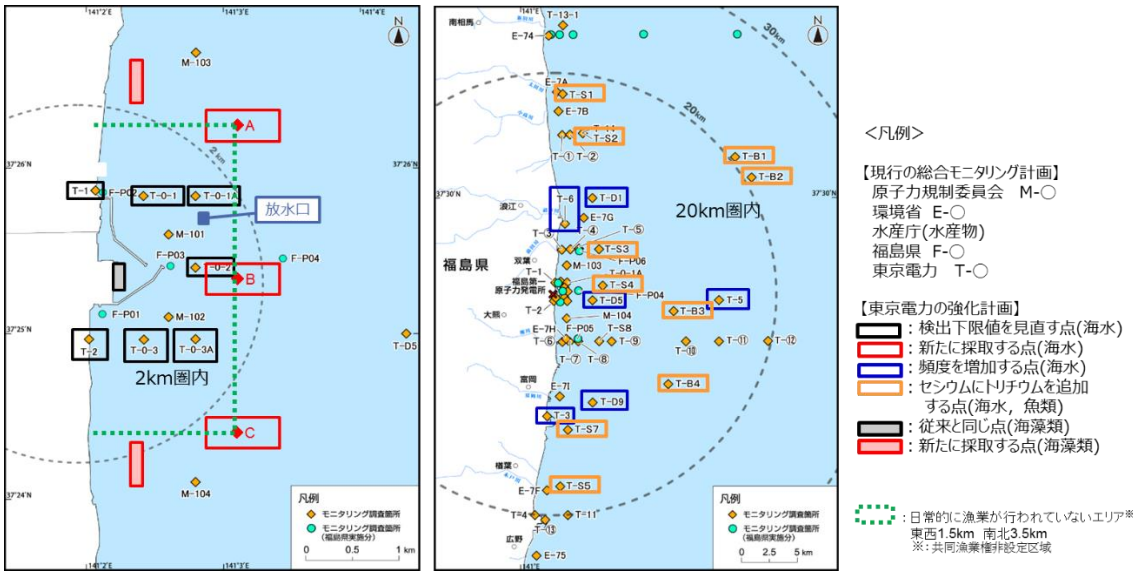
2. 海域モニタリングによる海洋放出停止

海域モニタリング結果を踏まえて，以下の通り評価を実施していく。

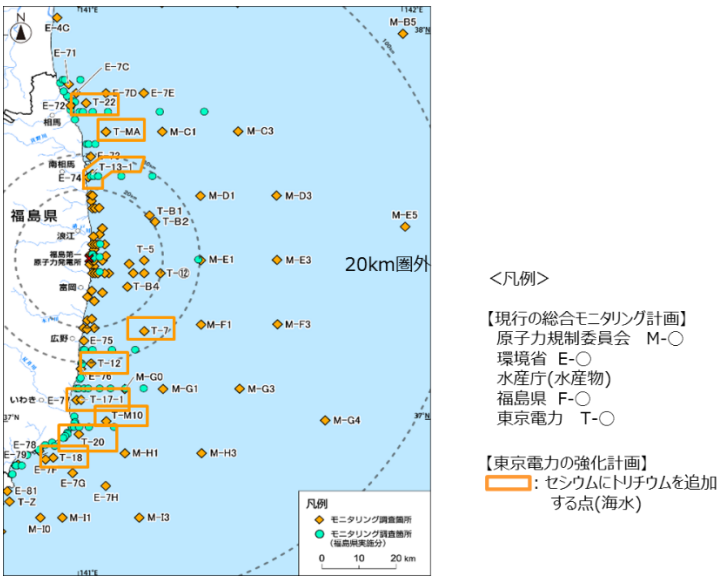
2.1　運用方法

海洋拡散シミュレーション結果や放射線影響評価に用いた濃度などとの比較検討を行い，想定している範囲内にあることを確認する。海域モニタリングにおける異常値については，ALPS処理水の放出前後の海域モニタリング結果の変動範囲を見極めた上で適切に設定する。平常値の変動範囲を超えた場合には，他のモニタリング実施機関の結果も確認して，原因について調査を行う。平常値の変動範囲を大きく超えるような異常値が検知されるような場合には，一旦海洋放出を停止し，当該地点の再測定のほか，暫定的に範囲，頻度を拡充して周辺海域に異常がないことを確認する。

なお，2022年4月から海域モニタリングの分析結果を蓄積し，サブドレン・地下水ドレン処理済水，地下水バイパス水，構内排水路に含まれるトリチウムなどによる海水濃度の変化などを海洋への放出前の平常値として把握していく。



図－３　発電所から 20km 圏内海域モニタリング図



<凡例>

【現行の総合モニタリング計画】
原子力規制委員会　M-○
環境省　E-○
水産庁(水産物)
福島県　F-○
東京電力　T-○

【東京電力の強化計画】
□：セシウムにトリチウムを追加する点(海水)

図－４　発電所から 20km 圏外海域モニタリング図

以上

多核種除去設備等処理水（ALPS 処理水）の海洋放出に係る
放射線影響評価報告書
（設計段階・改訂版）

2022 年 4 月

東京電力ホールディングス株式会社

（このページは意図的に白紙としています）

エグゼクティブサマリー

本報告書は、国際原子力機関（International Atomic Energy Agency、以下、「IAEA」）や国際放射線防護委員会（International Commission on Radiological Protection、以下、「ICRP」）等、国際的に認知された機関が定めた基準やガイドラインにしたがって、多核種除去設備（Advanced Liquid Processing System、以下、「ALPS」）によって浄化処理された水（以下、「ALPS 処理水」）の福島第一原子力発電所からの海洋放出により生じる人および環境に対する放射線の影響評価を実施し、評価結果をとりまとめたものです。

本報告書では、まず、2011 年の東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原子力発電所の事故により、汚染水がどのように発生し、管理、処理、そして貯蔵されてきたのか、また公衆や環境の安全を確保するためにどのような取り組みが継続されているのかに関して説明いたします。（1 章）

次に、2013 年に汚染水の貯蔵に伴うリスク問題が顕在化してから 6 年以上もの長い間、専門家の間で ALPS 処理水の取扱いについて複数の案が検討されてきた経緯（2 章）、本評価の目的（3 章）、評価の考え方（4 章）、ALPS による対象核種の除去の仕組みおよび ALPS 処理水放出設備の概要（5 章）をそれぞれ説明いたします。

続く 6 章および 7 章では、人および海生動植物への放射線影響評価に関して説明いたします。各章では、放射線影響評価の主要な構成要素であるソースターム、海水中の拡散・移行のモデリング、被ばく経路、代表的個人・標準動植物の設定に関する考え方が詳述されています。海洋拡散シミュレーションの結果では、放出された ALPS 処理水が海流等によって速やかに移流、拡散するため、放射性物質の濃度がバックグラウンド・レベルを超えるのは、福島第一原子力発電所の周辺海域の数 km 程度の範囲にとどまることを示しています（詳細は評価の概要および本文 6-1-3.(1)「拡散シミュレーション結果」項を参照）。

社内外の専門家による上記の合理的かつ保守的な想定に基づき得られた放射線影響に関する評価結果からは、①ALPS 処理水が福島第一原子力発電所の沖合約 1km の海底から放出された場合に、放出点近傍の最も影響を受けると想定される人が受ける放射線による影響は、国際的なガイドラインに沿って定められている我が国の安全基準と比べて、およそ 3 万分の 1 ～3,000 分の 1 程度と十分に小さいこと、また、②福島第一原子力発電所周辺 10km×10km の海域に生息する動植物に与える影響も、ICRP が提唱する、その水準を超えると当該動植物種に何らかの影響が生じることが懸念されるとされ

るレベル（誘導考慮参考レベル）下限値のおよそ 50 万分の 1 ～2 万分の 1 程度にとどまること、さらに、③放出点から離れた地域に及ぼす影響（トランスバウンダリー・インパクト）は検知できないほど小さい、という評価が得られました。これは、ALPS による高度な水処理と廃炉に必要な期間を有効に使う放出計画によって、人および海生動植物に与える影響を抑制し、国際的なガイドラインに沿って定められている我が国の安全基準内に十分収まることを示しています。

8 章では、上記評価を行うにあたって不確かさに関する考察に関して説明いたします。不確かさを考慮しても、評価の保守性が損なわれないことを示しています。

9 章では、ALPS 処理水の海洋放出に伴い実施するモニタリングの計画に関して説明いたします。これには、測定点、測定対象、頻度の増加など強化・拡充されたモニタリング計画が含まれ、7 章までに実施した放射線影響評価の結果を踏まえて適切なものとなっています。

本報告書の作成にあたり、当社は、社外より人の放射線防護、環境防護、海洋拡散計算の 3 分野について、本評価のレビューのために国内研究機関や大学等から専門家を招聘して検討し、コメントを得ています。

本報告書の評価は、海洋放出に係る計画の設計段階で入手可能な情報を基に実施したものであり、昨年 11 月に報告書を公表した後、当社における検討の進捗や意見募集により寄せられた意見、IAEA の専門家によるレビュー、原子力規制委員会との議論等を踏まえて、評価を一部見直し、改訂したものです。当社としては、今後、測定対象核種の厳密な選定を含む設計・運用に関する検討の進捗、各方面からの意見、第三者評価によるクロスチェックなどを通じて得られる知見を反映し、評価をさらに見直し、必要に応じこの報告書を改訂するとともに、放出計画等の必要な事項に反映していく予定です。

なお、当社は、ALPS 処理水を放出する前に、希釈前の ALPS 処理水に含まれる放射性物質を分析し、その結果を公表いたします。また、海洋放出開始当初は海洋放出前に混合・希釈の状況を直接確認し、その結果も公表いたします。さらに、海洋放出の実施に当たっては、周辺環境に与える影響等を監視しつつ、慎重に少量での放出から開始する計画であり、万が一、故障や停電などにより希釈設備等が機能不全に陥った場合や、放出開始後のモニタリングにより異常値が検出された場合には、安全に放出できる状況が確立されたと確認できるまでの間、放出を停止することとし、人および海生動植物の安全確保に最善の努力を尽くします。

目　次

エグゼクティブサマリー ..... ES-i
評価の概要 ..... 概要-i
1. 背景 1
2. ALPS 処理水の取扱いの検討 3
3. 評価実施の目的 6
4. 評価の考え方 7
(1) 線量拘束値 7
(2) トリチウムについて 8
(3) トリチウム以外の核種の移行、蓄積の評価について 9
5. ALPS 処理水等の水質と放出方法 12
5-1. ALPS 処理水等の水質について 12
5-2. 放出方法 14
5-3. 放出設備 17
5-3-1. 放出設備の概要 17
5-3-2. 測定・確認用設備 19
5-3-3. 移送設備 20
5-3-4. 希釈設備 21
5-3-5. 放水設備（関連施設） 22
6. 人（公衆）の防護に関する評価 26
6-1. 通常時の被ばく評価 26
6-1-1. 評価手順 26
6-1-2. 評価方法 27
(1) ソースターム（核種ごとの年間放出量） 27
(2) 放出後の拡散、移行のモデリング 37
(3) 被ばく経路の設定 41
a. 外部被ばく 42
b. 内部被ばく 47
(4) 被ばく評価の対象となる代表的個人の設定 70
(5) 線量評価の方法 74
6-1-3. 評価結果 75
(1) 拡散シミュレーション結果 75

(2)　評価に使用する核種ごとの海水中濃度 86
(3)　被ばく評価結果 93
6-2.　潜在被ばくの評価 98
6-2-1.　評価方法 98
(1)　潜在被ばくシナリオの特定と選択 98
(2)　ソースターム（核種ごとの日放出量） 100
(3)　拡散、移行のモデリング、被ばく経路 112
(4)　代表的個人の設定 112
(5)　線量評価の方法 113
6-2-2.　評価結果 114
(1)　評価に使用する海水中濃度 114
(2)　被ばく評価結果 122
7.　環境防護に関する評価 123
7-1.　評価の考え方 123
7-1-1.　評価手順 123
7-2.　評価方法 124
7-2-1.　ソースターム 124
7-2-2.　放出後の拡散、移行のモデリング 124
(1)　移行モデルの選定 124
(2)　海域における移流、拡散の評価 124
7-2-3.　被ばく経路の設定 124
7-2-4.　標準動物、標準植物（評価対象となる生物）の選定 127
7-2-5.　線量評価 127
7-3.　評価結果 137
7-3-1.　評価に使用する海水中濃度 137
7-3-2.　被ばく評価結果 145
8.　評価に係る不確かさに関する考察 146
8-1.　ソースタームの選択に含まれる不確かさ 146
8-1-1.　核種組成の不確かさ（認識的不確かさ） 146
8-1-2.　分析の不確かさ（偶然的不確かさ） 147
8-1-3.　ソースタームの不確かさのまとめ 147
8-2.　環境中での拡散、移行のモデリングに含まれる不確かさ 155
8-2-1.　気象、海象等の不確かさ（偶然的不確かさ） 155
8-2-2.　シミュレーションモデル自体の不確かさ（認識的不確かさ） 155

8-2-3. 移行経路の選定における不確かさ（認識的不確かさ） 155
8-2-4. 海産物の濃縮係数、海底土の分配係数における不確かさ（認識的不確かさ） 156
8-3. 被ばく経路の設定における不確かさ 156
8-3-1. 被ばく経路の選定における不確かさ（認識的不確かさ） 156
8-4. 代表的個人の選定における不確かさ 157
8-4-1. 代表的個人の実際の生活における不確かさ（偶然的不確かさ） 157
8-4-2. 代表的個人の選定における不確かさ（認識的不確かさ） 157
8-4-3. 評価対象とする海域の範囲による不確かさ（認識的不確かさ） 158
8-5. 不確かさに関するまとめ 158
9. ALPS 処理水の海洋放出に伴い実施されるモニタリング 160
9-1. 福島第一原子力発電所における分析能力 160
9-1-1. 設備面における分析能力 160
9-1-2. 力量面での分析能力 162
9-1-3. 当社による管理および監督 165
9-2. 福島第一原子力発電所の敷地内のモニタリング 167
9-2-1. ソースモニタリング 168
9-2-2. 放水立坑（上流水槽）でのモニタリング 173
9-2-3. 海水配管内でのモニタリング 174
9-3. 敷地外のモニタリング 177
9-3-1. 東京電力による福島第一原子力発電所周辺の海域モニタリング 178
9-3-2. 国および福島県によるモニタリング 184
(1) 従前の国および福島県が実施している海域モニタリング 184
a. 海水 184
b. 海底土 185
c. 海洋生物 185
(2) 国が ALPS 処理水の海洋放出を受けて強化・拡充する海域モニタリング 185
a. 海水 185
b. 水生生物 186
(3) 福島県が ALPS 処理水の海洋放出を受けて強化・拡充する海水モニタリング 189
(4) 国が実施する海域モニタリングに係る IAEA との協力、IAEA 海洋モニタリング 191
9-4. 異常時の措置 192
9-5. モニタリングに関するまとめ 193
10. まとめ 194
参照文献 195

用語集 198
作成メンバー 200

添付資料

添付 I	ALPS 除去対象核種選定の考え方
添付 II	ALPS 処理水等の水質について
添付 III	トリチウムの被ばく評価における有機結合型トリチウムの影響について
添付 IV	ALPS 処理水の放出に係る期間に関する考察
添付 V	希釈水の取放水による外部影響について
添付 VI	評価対象以外の移行経路、被ばく経路について
添付 VII	拡散シミュレーションの妥当性について
添付 VIII	放水位置による拡散範囲の違いについて
添付 IX	実測値によるソースタームにおける不検出核種の寄与について
添付 X	被ばく評価結果の核種ごとの内訳
添付 XI	外部被ばく線量換算係数の保守性について
添付 XII	被ばく評価に使用する海水濃度の評価範囲による影響について

参考資料

参考 A　福島第一原子力発電所の敷地境界線量評価と日本国内法における告示濃度限度について

参考 B　ALPS 処理水に関する各処分方法の検討経緯

参考 C　運用管理値の設定と仮想した ALPS 処理水による被ばく評価について

参考 D　ALPS 処理水放出に係る放射線以外も含む環境影響の評価結果について

参考 E　国内外の利害関係者との協議の状況

評価の概要

当社は、現時点の ALPS 処理水の海洋放出方法の検討状況に基づき、IAEA 安全基準文書 GSG-9 “Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment” [1]（以下、「GSG-9」）に示される計画的な放出による人への線量評価を行うとともに、GSG-9 では評価対象外となっている潜在被ばく[1]および環境防護に関する評価も行った。また、評価の具体的な手順については、IAEA 安全基準文書 GSG-10 “Prospective Radiological Environmental Impact Assessment for Facilities and Activities” [2]（以下、「GSG-10」）に従った。本評価の結果、ALPS による高度な水処理と、数十年に及ぶ廃炉にかかる期間を有効に活用した放出計画により、ALPS 処理水の海洋放出が人、海生動植物に与える影響を抑制し、国際的なガイドラインに沿って定められている我が国の安全基準内に十分収まることが示された。

本報告書のとりまとめにあたっては、社内より放射線影響評価について知見を有する職員を選定・配置するとともに、人の放射線防護、環境防護、海洋拡散計算の 3 分野について、社外より専門家をメンバーとして招聘し、意見を聴取した。

なお、本報告書においては、国が実施した ALPS 処理水の取扱いに関する検討や今後のモニタリングの強化・拡充についても考慮している。

放射性核種と拡散の評価

評価対象核種は、トリチウム（H-3）、炭素 14（C-14）および ALPS による除去対象 62 核種の合計 64 核種とした（汚染水に存在する放射性物質を推定して、62 核種を ALPS 除去対象核種として選定した考え方は、添付 I「ALPS 除去対象核種選定の考え方」参照）。また、ALPS 処理水の核種組成は、処理前の汚染水中に含まれる放射性物質の組成や濃度、ALPS における処理時点での各吸着材の寿命などによりタンク群[2]ごとに異なることから、評価に使用する ALPS 処理水の核種組成は、実際に 64 核種の測定・評価が完了した 3 つのタンク群の核種組成とした（以上、6-1-2.(1)）。

[1] 潜在被ばく：確実に起こるとは予想されないが、予想される運転上の出来事、あるいは、線源の事故または機器の故障や操作ミスを含めた確率的な性質の事象または事象シーケンスによる、将来を見越して考慮した被ばく。

[2] 連結して使用している複数のタンクのグループ。1 つのタンク群には、通常 8~10 基程度のタンクが連結される。

なお、国際的に認知された ICRP が定めたガイドライン [3]に基づく日本の規制基準に照らせば、放出端、つまり大量の海水での希釈後に、規制基準である告示濃度限度[3]に対する濃度の比の総和（以下、「告示濃度比総和[4]」）を 1 未満とすることが規定されているが、当社はトリチウム以外の核種については、ALPS を含む水処理設備により適切に処理し、希釈前に告示濃度比総和 1 未満とすることによって、環境に放出される放射性物質量を極力低減することとしている。すなわち、セシウム 137 (Cs-137)、ヨウ素 129 (I-129)といった放射性核種を個別に評価した場合に規制基準を下回っていることを確認するだけでなく、それらすべての複数の放射性核種の影響が重なり合った総合的な影響を考慮した場合であっても、決して規制基準を超えないように管理する。

また、トリチウムは、水素の同位体であり、ほとんどが通常の水分子（H_2O）を構成する 2 つの水素原子のうちの一つがトリチウムと置き換わったもの（化学式では HTO）として存在している。ALPS 等による浄化処理後も、タンクに貯蔵されている水のトリチウム濃度は、規制基準値（告示濃度限度）である 60,000 ベクレル[5]（Bq）/L を超えており、除去も非常に困難な核種であることから、その規制基準を満足するまで希釈する。国は、規制基準を厳格に遵守して公衆を保護するだけでなく、消費者等の懸念を少しでも払拭し、風評影響を最大限抑制するため、放出地点での ALPS 処理水の濃度が告示濃度限度と比較して十分低い 1,500Bq/L[6]を下回ることを当社に求めている。当社は「多核種除去設備等処理水の処分に関する政府の基本方針を踏まえた当社の対応について」（以下、「基本方針を踏まえた当社の対応」）において、放出水のトリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満として、かつ、年間放出量の上限値を 22 兆 Bq[7]（2.2E+13 [8] Bq）とした。当社は、放出水のトリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満にするため、放出前に海水で少なくとも 100 倍以上（これまでに測定し

---

[3] 告示濃度限度とは、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に放射性核種ごとに定められた、放射性廃棄物を環境中へ放出する際の基準。告示濃度限度に等しい水を生涯（成人では 70 年間）毎日 2L ずつ飲み続けた場合、平均被ばく線量が 1mSv/年となるように定められている。

[4] 複数の放射性物質を含む場合に、それぞれの核種の濃度の核種ごとに定められた法令上の濃度限度である告示濃度限度に対する比の総和。複数の放射性物質を含む場合には、法令上それぞれの核種ごとに定められた告示濃度限度に対する濃度の比の総和が 1 未満となる必要がある。

[5] 放射能の量を示す単位。1 ベクレルとは、ある量の放射性核種の原子核が、1 秒間に放射性壊変によって 1 個の原子核が別な核種に変化する場合のその量をいう。

[6] すでに排水の実績のある地下水バイパスおよびサブドレンの排水濃度の運用目標値と同じ値とした。この値は、「実施計画 Ⅲ3.2.1 放射性廃棄物等の管理」に記載し、原子力規制委員会により認可されている。
なお、このトリチウム濃度 1,500Bq/L は、告示濃度限度 60,000Bq/L の 40 分の 1、WHO 飲料水水質ガイドラインで設定されたレベルである 10,000Bq/L の約 7 分の 1 である。

[7] 事故前の福島第一原子力発電所の放出管理値。

[8] E+○○は 10 の○○乗の意。2.2E+13 は、2.2×10^{13} を示す。

たタンクに貯留中の水の最大トリチウム濃度約 216 万 Bq/L を考慮すれば、最高で 1,400 倍以上）希釈する。

なお、ALPS 処理水に含まれるトリチウム以外の核種の濃度は、希釈前であってもすでに規制基準以下の濃度であるが、海水希釈により、さらに濃度が低くなる。そのため、海水希釈後の放出水のトリチウム以外の 63 核種による告示濃度比総和は 0.01 未満となり、放射線による影響はさらに低減することとなる（以上、5-2.）。

放出水が海域に放出された際の拡散計算は、福島第一原子力発電所事故後の海水中セシウム濃度の再現計算により再現性が確認されたモデル [4]を元に、発電所近傍海域を高解像度化したモデルにより評価した（以上、6-1-2.(2)）。なお、評価にあたっては、放出されるトリチウムの単位時間当たりの放射能量のみ（流量や濃度は考慮しない）を使用して拡散計算を行っている。したがって、この評価上は希釈の効果は考慮されていない。

なお、本評価においては、海水中の放射性物質の濃度については、放射性物質が海底土などに吸着することによる溶存濃度の低下を考慮しない一方、魚介類や海底土中の放射性物質濃度については、吸着等により海水中濃度と平衡状態（それ以上吸着等が起こらない状態）になっていると仮定し、また、食物連鎖の影響も含めた濃縮係数、濃度比を用いて評価している。現実には、海水と魚介類や海底土中の放射性物質が平衡状態となるには長期間を要するが、上記のような保守的な仮定をおくことにより、本モデルは、放出を長期間継続しても、これ以上、人体および魚介類への被ばくが増えることがないという状態を評価している。したがって、本評価は、ALPS 処理水を 1 年間放出した場合の影響を評価したものではあるが、長期間にわたる放出による環境中での放射性物質の蓄積をも考慮したものと言える（以上、4.(3)）。

人の被ばく経路

被ばく経路の設定では、大きく外部被ばくと内部被ばくに分けた。外部被ばくでは、先行事例など[9]を基に、①海水面からの外部被ばく、②船体からの外部被ばく、③遊泳等における水中での外部被ばく、④海浜砂からの外部被ばく、⑤漁網からの外部被ばくの、5 つの経路を想定して評価した。内部被ばくでは、⑥海水の飲水による内部被ばく、⑦海水の水しぶきの吸入による内部被ばく、⑧海産物摂取による内部被ばくの 3 つの経路を想定して評価した（以上、6-1-2.(3)）。

[9] 廃止措置工事環境影響評価ハンドブックなど。詳細は 6 章参照。

人の被ばく経路の設定は、放出点の近傍のもっとも影響を受けやすい場合を仮想して、代表的個人が設定されている。一部の被ばく経路に対する代表的個人に関する生活習慣および特性は、一部の生活習慣データ分布からもっとも高い群（例えば 95 パーセンタイル値）などを使用すべきとされるが、福島第一原子力発電所周辺の現時点の状況に鑑み、それに代わるものとして既往の「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」 [5]にしたがい、漁業に年間 120 日（2,880 時間）従事し、そのうち 80 日（1,920 時間）は漁網の近くで作業を行い、海岸に年間 500 時間滞在し、96 時間遊泳を行う者として設定した。その上で、海産物摂取量は「令和元年国民健康・栄養調査報告」 [6]より引用した摂取量データから、①海産物を平均的に摂取する個人と、②海産物を多く摂取する個人の 2 ケース（乳児、幼児はそれぞれ成人の 1/5、1/2）についてそれぞれ評価を行った（以上、6-1-2.(4)）。

計算の結果を、一般公衆の線量限度[10]1mSv/年、および線量拘束値[11]に相当するものとして原子力規制委員会が定めた 0.05mSv/年と比較した結果、外部と内部を合わせた被ばくの合計値は、すべてのケースで一般公衆の線量限度および線量拘束値をいずれも下回った[12]。なお、線量限度 1mSv/年は、国際的に認められた公衆被ばくの基準である（以上、6-1-3.）。

また、併せて実施した IAEA の安全基準[13]に基づく潜在被ばく評価では、①配管から漏えいするケースとして、海洋に近い場所で配管破断が発生し、満水の測定・確認用設備のタンク 1 群約 10,000m^3 の ALPS 処理水全量が希釈されないまま、北防波堤付近から海洋に 20 日間かけて流出し続ける場合と、②さらに厳しくタンクから同時に大量漏えいするケースとして、巨大地震等で測定・確認用タンク 3 群すべてが同時に破損し、一日で 3 万 m^3 の ALPS 処理水が海洋に流出する事象を想定した評価を試みた。この場合の移行経路および被ばく経路は、北防波堤付近とした流出場所を除き通常時の被ばくと同様とし、被ばく時間は配管からの漏えいでは保守的に約 1 か月（27 日間）、巨大地震のケースでは約 1 週間（8 日間）と設定した。その結果、そのような場合であっても、潜在被ばくの実効線量は、

[10] 線量限度：計画被ばく状況における個人への実効線量または等価線量であり、超えてはならない値（GSR Part 3）。

[11] 線量拘束値：個人線量の予測的および線源関連の値であり、線源についての防護と安全の最適化のためのパラメータとして計画被ばく状況において使用され、また最適化における選択肢の範囲を定める境界として役立つ。公衆被ばくに関して、管理下にあるすべての線源の計画的な取り扱いからの線量を考慮して、政府または規制機関によって制定または承認される線源関連の値である（GSR Part 3）。

[12] 線量限度は、規制の対象となる関連のすべての行為による個人の被ばく線量の合計についての限度であるのに対し、線量拘束値は、ある計画された行為に関係する特定の線源により与えられる線量の制限値に用いられる。

[13] GSG-10

IAEA の安全基準[13]に示されている事故時評価の基準と比較し非常に小さい値となった（以上、6-2.）。

海生動植物への影響

環境防護に関する評価として、IAEA の安全基準[13]の附属書 I に示される手順にしたがい、ALPS 処理水放出設備の通常運転時における動植物の防護のための評価も行った。評価に使用する ALPS 処理水の核種組成としては、人の被ばく評価と同様に実測値による 3 ケースとした。評価対象となる動植物としては、ICRP がガイドラインで提示している標準動物および標準植物[14]から、周辺海域に生息する動植物を踏まえて、標準扁平魚（ヒラメ・カレイ類）、標準カニ（ヒラツメガニ・ガザミ）、標準褐藻（ホンダワラ類・アラメ）を選定した。線量評価は、ICRP が示した手法により行い、標準動植物の生息環境における線量率を誘導考慮参考レベル（DCRL）[15]と比較した。その結果、標準動植物の生息環境における線量率は、いずれも誘導考慮参考レベルの下限値を大きく下回った（以上、7 章）。

なお、念のため、ALPS 処理水に含まれる放射性物質以外の環境への影響についても評価した結果、海洋環境の重大な汚染または重大かつ有害な変化をもたらすものはなかった（参考 D「ALPS 処理水放出に係る放射線以外も含む環境影響の評価結果について」）。

新たな情報やモニタリングの結果を踏まえた変更

本報告書の評価は、海洋放出に係る計画の設計段階にある現時点で入手可能な情報を基に実施したものであり、昨年 11 月に報告書を公表した後、意見募集により寄せられた意見、原子力規制委員会からの指摘、IAEA によるレビューの結果等を踏まえて評価を見直し、報告書を改訂した。当社としては、今後、測定対象核種の厳密な選定を含む設計・運用に関する検討の進捗、各方面からの意見、IAEA の専門家によるレビュー、第三者評価によるクロスチェックなどを通じて得られる知見を反映し、必要に応じて本評価を見直し、この報告書をさらに改訂し、さらに必要な場合には放出計画等に反映させていく予定である。

また、当社は、ALPS 処理水を放出する前に、希釈前の ALPS 処理水に含まれる放射性核種を分析し、結果を公表する。また、海洋放出開始当初、海洋放出前に混合・希釈の状況を

[14] 標準動物、植物：環境からの放射線被ばくを、線量と影響に関連付けるために想定する、特定タイプの動植物。

[15] 誘導考慮参考レベル(DCRL, Derived Consideration Reference Level)：ICRP が提唱する生物種ごとに定められた 1 桁の幅を持った線量率の範囲。これを超える場合には影響を考慮する必要がある線量率レベル。

直接確認し、その結果も公表する。さらに、海洋放出の実施に当たっては、周辺環境に与える影響等を監視しつつ、慎重に少量での放出から開始する計画である。万が一、故障や停電などにより希釈設備等が機能不全に陥った場合や、放出開始後のモニタリングにより異常値が検出された場合には、安全に放出できる状況が確立されたと確認できるまでの間、放出を停止することとし、人および海生動植物の安全確保に最善の努力を尽くす。

本報告書の結論としては、国際的に認知されている文書にしたがって評価した結果、計画している福島第一原子力発電所からの ALPS 処理水の放出による放射性物質による被ばくは、線量限度、線量拘束値や誘導考慮参考レベルの範囲に対して十分小さいということである。

1. 背景

2011 年に発生した東北地方太平洋沖地震において、未曾有の事故を経験した福島第一原子力発電所では、損傷した原子炉および原子燃料を冷却するため、事故以来、炉内への冷却水の注入を継続している。注入された水は、事故時に過熱損傷し、溶融するに至った燃料が周囲の構造物を巻き込みながら固化したと考えられる、いわゆる燃料デブリに触れた後、事故によって損傷した原子炉圧力容器および原子炉格納容器を通過し、最終的に建屋滞留水（以下、「滞留水」）として原子炉建屋最下階に滞留する。この滞留水には、事故時の炉心損傷により破損した燃料や炉心周辺にあった構造物、あるいは原子炉冷却材である水由来の多量の放射性物質が含まれることが、これまでの調査からわかっている。放射性物質の環境への拡散防止の観点からは、この滞留水の建屋外への漏えいを防止することが特に求められる。

一方、建屋地下階には、事故の直接の原因となった津波由来の海水が建屋内に浸入したため、これが滞留した他、事故時に 1 号機、3 号機および 4 号機で発生した原子炉建屋の水素爆発で飛散したガレキにより損傷した建屋天井から雨水が浸入し続けている。さらに、上述の滞留水の漏えい防止のため、建屋周囲の地下水位を滞留水水位よりわずかに高くし、少量の建屋内への地下水流入を許している。これらすべての水が、先述の冷却水と混じり合うことによって、新たな汚染水となっていると考えられる。

当社は、重層的な対策[16]により、現在では汚染水が建屋外に漏えいしないよう管理するだけでなく、その発生量自体を、日量約 540m^3（2014 年 5 月実績）から約 140m^3（2020 年実績）まで低減し、さらに今後の発生量を 2025 年には同 100m^3 以下に抑制することを目標としている。このように今後発生する汚染水についても、今まで同様処理をし、適切に放出する必要がある。

汚染水は、セシウム吸着装置[17]と、62 核種を除去可能な ALPS によって浄化処理され、敷地内のタンクに貯蔵される。ALPS 処理によりトリチウム以外の核種の告示濃度比総和

---

[16] 重層的な対策の例：

a 汚染水発生量を抑制するため、事故により損傷した原子燃料の冷却に用いられる冷却水には、汲み上げられた汚染水をセシウム吸着装置により浄化し、その後逆浸透膜装置により淡水化した水を再利用している。

b 加えて、建屋内に流入する地下水の量を抑制している。具体的には、高台および建屋近傍から地下水を汲み上げるとともに、建屋周辺に陸側遮水壁（凍土壁）を設置すること等により、建屋近傍の地下水位を低い状態で管理している。

c 建屋内で発生した汚染水の系外への漏えいを防止するため、建屋内の汚染水の水位を常に建屋外の地下水位より若干低めになるように、建屋内汚染水を汲み上げて管理している。

d 汲み上げられた汚染水は、汚染拡大防止および線量低減のため、セシウム吸着装置や ALPS 等により構成される水処理設備により処理した後、高台に設置されたタンク内に貯留している。

[17] セシウムやストロンチウムを吸着させて汚染水を浄化する装置。

（参考 A「福島第一原子力発電所の敷地境界線量評価と日本国内法における告示濃度限度について」参照）は 1 未満となる（トリチウム以外の核種の告示濃度比総和が 1 未満となった水を「ALPS 処理水」と呼ぶ。なお、ALPS により一度処理を行ったものの告示濃度比総和が 1 未満となっていないものを「処理途上水」と呼び、「ALPS 処理水」と「処理途上水」をまとめて「ALPS 処理水等」と呼ぶ。）。2022 年 1 月時点で、ストロンチウム処理水（ALPS 処理前水）[18]と ALPS 処理水等を貯蔵するタンクは 1,047 基あり、容量約 137 万 m^3 に対し、保管量は約 129 万 m^3 となっている。汚染水発生抑制対策の効果や今後の汚染水発生量の予測について慎重に見極めていく必要はあるものの、2023 年夏以降には計画した容量に達する見込みである。

国が 2019 年 12 月の廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議（現「廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議」）で改訂した「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」 [7]に示したとおり、福島第一原子力発電所における廃炉作業は、すでに事故により顕在化した放射性物質によるリスクから、人と環境を守るための継続的なリスク低減活動である。今後、数十年に及ぶ福島第一原子力発電所の廃炉に向けた長期の工程の中には、燃料デブリの取り出しや、使用済燃料の一時保管場所の確保といった、より大きな放射線リスクを抱える諸課題への対応が必要であり、これらの諸課題に的確に対応していくため、中長期的観点から総合的なリスクを着実に低減させることが不可欠である。

中長期的観点から総合的なリスクを低減させる必要があることは汚染水問題の取扱いにおいても同様であり、これまでもいわゆる重層的な対策により多量の放射性物質を含む汚染水発生量を抑制し、ALPS を含む水処理設備により汚染水に含まれる放射性物質を除去することで、敷地境界における廃炉作業に伴う追加的な被ばく線量を、ICRP が 1990 年発行の Publication60 にて勧告している一般公衆に対する線量限度である 1mSv/年未満にまで低減する等リスクを着実に低減してきた。今後、数十年に及ぶ廃炉作業を安全かつ着実に進めていくため、ALPS を含む水処理設備を用いて放射性物質を可能な限り取り除いた上で、人や海生動植物に実質的な影響を与えないような安全な方法で処分を実施し、今後行われる使用済み燃料の乾式キャスクによる仮保管設備での保管などを適切に行うことにより、引き続き発電所全体でのリスクを着実に低減させていく必要がある。

[18] 汚染水から、セシウムとストロンチウムの大半を取り除いた ALPS 処理前の水。

2. ALPS 処理水の取扱いの検討

詳細は参考 B「ALPS 処理水に関する各処分方法の検討経緯」に記載のとおりであるが、これまで、汚染水や ALPS 処理水等の処分方法については、国の廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議を筆頭に、複数年に亘り、国や IAEA、地方行政、住民や専門家とともに検討してきた。国は、2013 年に汚染水処理対策委員会の下に、原子力、環境科学、放射線医学、放射線生物学、水産化学などの分野の専門家 9 名の委員に加え、原子力規制庁および関係省庁が参加するトリチウム水タスクフォースを設置し、トリチウムに関する科学的知見の整理や先行事例を踏まえ提起された 5 つの処分方法案（地層注入・海洋放出・水蒸気放出・水素放出・地下埋設）、その他[19]についての技術的な検討を実施した [8]。さらに 2016 年からは、原子力、地盤工学、社会学、環境科学、農業、放射線生物学、放射線科学、水産化学などの分野の専門家 13 名に加え、関係省庁が参加する、多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会を設置し、トリチウム水タスクフォースの成果を踏まえつつ、風評被害など社会的な観点等も含めた総合的な検討を行ってきた [9]。国の多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会は、2020 年 2 月に報告書をとりまとめ、 5 つの処分方法案について、モニタリングの実現可能性をも含む多角的な検討を行った上で、地層注入・水素放出・地下埋設については、規制的、技術的、時間的な観点から現実的な選択肢としては課題が多く、海洋放出および水蒸気放出が現実的な選択肢であること、水蒸気放出と海洋放出では、海洋放出の方が、放出処分量との関係でも実績があり、放出設備の取扱いの容易さ、モニタリングのあり方を含めて、確実に実施できるとの結論を示した。また、同委員会は、タンクによる長期保管についてタンク増設の余地が限定されていることや、長期保管に伴う老朽化や災害等による漏えいのリスクの高まりも指摘し、ALPS 処理水の海洋放出による処分が妥当であると評価している。

また、国は 2013 年から 2021 年にかけて、 5 回に亘り IAEA の廃炉レビューミッションを受け入れ、その見解を検討に反映してきた。IAEA の廃炉レビューミッションは、ALPS 処理水の処分計画の重要性を指摘してきた。IAEA は、2015 年の報告書において、タンクによる保管は一時的な措置に過ぎないと評価した上で、より持続可能な解決が必要であると

[19] タンク保管の継続についての議論を含む。

指摘した[20]。その後、2019 年の報告書においては、更なる必要な処理を実施した上で、ALPS 処理水が速やかに処分されなければならないとの見解を示した[21]。

また、IAEA は、上記多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会の報告書の技術的側面について、2020 年の東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取組に関するフォローアップレビュー報告書において、「十分に包括的な分析と健全な科学的・技術的根拠に基づいている」との評価を示している[22]。

さらに、国は、多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会において報告書がとりまとめられた後、多核種除去設備等処理水の取扱いに係る関係者の御意見を伺う場を開催するとともに、書面を含め、広く意見を募集した。その結果、提出された意見の中には、ALPS 処理水の海洋放出が周辺環境に与える影響などに対する懸念も示された。

国は、これらの検討や意見を踏まえて、ALPS 処理水の取扱いに関して、「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針」（2021 年 4 月 13 日、廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議、以下、「基本方針」） [10]にて、安全性を確保した上で海洋放出するとの基本的方針を示した。

当社は、この国の方針を踏まえ、同年 4 月 16 日に、「基本方針を踏まえた当社の対応」[11]を公表し、以下の考え方を示した。

●ALPS 処理水の海洋放出にあたっては、法令に基づく規制基準等の遵守はもとより、関連する国際法や国際慣行に基づくとともに、更なる取り組みにより放出する水が安全な水であることを確実にして、公衆や周辺環境、農林水産品の安全を確保する。

- 公衆や周辺環境の安全を確保するため、放出水中のトリチウムおよびトリチウム以外の放射性物質の濃度は、国際標準（IAEA 安全基準文書や ICRP 勧告等）に沿った国の規制基準や各種法令等を確実に遵守する。
- 基本方針や国際的に認知された安全基準等で示された条件のもとで放出を行った場合の人および環境への放射線の影響について、原子力規制委員会による必要な認可

[20] Mission Report, IAEA International Peer Review Mission on Mid-And-Long-Term Roadmap Towards the Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1-4, issued 13 May, 2015, p. 13, https://www.iaea.org/sites/default/files/missionreport130515.pdf

[21] Mission Report, IAEA International Peer Review Mission on Mid-And-Long-Term Roadmap Towards the Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1-4, issued 31 January, 2019, p. 8, https://www.iaea.org/sites/default/files/19/01/missionreport-310119.pdf

[22] Review Report IAEA Follow-up Review of Progress Made on Management of ALPS Treated Water and the Report of the Subcommittee on Handling of ALPS treated water at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, issued 2 April, 2020, p. 6, https://www.meti.go.jp/press/2020/04/20200402002/20200402002-2.pdf

手続き開始までに、安全性を評価する。その結果を公表し、IAEA の専門家等のレビューを受ける（2021 年 11 月に本報告書の初版を公表した。今回の改訂も含めその結果を公表し、引き続き IAEA の専門家等のレビューを受ける。）。

3. 評価実施の目的

本放射線影響評価の目的を以下のとおりとする。

目的 1：当社が ALPS 処理水の処分を行った場合の放射線による人および環境への影響について、国際的に認知された手法（IAEA 安全基準文書、ICRP 勧告）に照らした評価を行う。

目的 2：評価を行った結果を、国内外に向けて発信し、各方面からの意見を踏まえ、必要に応じ見直し等を行うことにより、処分に係るリスクを最適化する方法を検討する。

4. 評価の考え方

本報告書は、GSG-9 に示されている計画的な放出による代表的個人への線量評価を行うものとして作成しているが、具体的な評価方法は、GSG-10 に従って実施し、GSG-9 では求められていない潜在被ばくの評価や、環境防護に関する評価についても実施した。

以下に、評価における仮定や評価手法の考え方を示す。

(1) 線量拘束値

我が国の原子力規制体系には、厳密には線量拘束値[23]は設定されておらず、代わりに通常運転時の発電用軽水型原子炉には周辺監視区域外の一般公衆の線量目標値として0.05mSv/年が設定されている。

このような中、2022 年 2 月 16 日、原子力規制委員会より、放射線影響評価の確認における考え方と評価の目安として、「代表的個人について、評価結果が地域や生活環境等による人の年間被ばく量の変動範囲に比べ十分に小さいものであること、すなわち 50μSv/年を下回ることを確認する。50μSv/年は、通常運転時の発電用軽水型原子炉に適用される線量目標値であり、IAEA 安全基準における線量拘束値に相当する。」との見解が示された [12]。本評価においても、GSG-9 Fig.3, “Steps in setting discharge limits, indicating those responsible.”中の“Determine appropriate constraints”がこれに相当し、線量目標値 50μSv/年＝0.05mSv/年を線量拘束値として取り扱う。

ただし、実際に海洋放出される ALPS 処理水に含まれるトリチウムの年間総量は、廃炉全体のリスク最適化の観点、ALPS 処理水の陸上保管中に期待される放射性物質の自然減衰の効果と長期保管中における漏えいリスクや職業被ばく、廃炉完了までに ALPS 処理水の処分も完了していること、ならびに利害関係者の懸念を少しでも払拭するなどの諸要因を勘案した最適化の観点から、日本政府の基本方針において、事故前の福島第一原子力発電所の放出管理値 22 兆 Bq/年（2.2E+13Bq/年）を下回る水準とすべく、本報告書による評価等に先立ち定められた。当社も、かかる経緯を受け、上記「基本方針を踏まえた当社の対応」（2021 年 4 月）に示すとおり、本報告書の評価条件としてトリチウムの年間放出量を 22 兆 Bq/年（2.2E+13Bq/年）と設定し、その上で放射線影響の評価を行うものである。

線量拘束値と、トリチウムの年間放出量 22 兆 Bq/年（2.2E+13Bq/年）との関係については、6-1-3.において考察を行った。

[23] 脚注 12 参照。

(2) トリチウムについて

トリチウム水（HTO）は、環境中で動植物等により一部が有機結合型トリチウム（OBT: Organically Bound Tritium）に変換される。

トリチウムを口から摂取した場合の成人の実効線量係数は、下記のとおりである[13]。

トリチウム水	1.8E-11	Sv/Bq
OBT	4.2E-11	Sv/Bq

トリチウム水の実効線量係数は、人がトリチウムを体内に摂取した後に、一部が体内で OBT に変換されることも考慮したものである。添付 II「ALPS 処理水等の水質について」II-6.「放射性物質以外の水質」表 II-9-1、表 II-9-2 に記載のとおり、放出する ALPS 処理水には有機物はほとんど含まれておらず、放出時点ではほぼ全量がトリチウム水と考えられることから、直接海水を飲む場合や海水のしぶきを吸入するような場合は、トリチウム水の実効線量係数により評価する。

一方、人と同様、動植物においてもトリチウム水を体内に取り込んだ際に、その一部が OBT に変換される。海産物などを通じて、直接 OBT で摂取する場合は、OBT の実効線量係数が適用されるため、海産物摂取については、摂取するトリチウムの 10%を OBT として実効線量係数を補正して使用する。具体的には、海産物摂取の被ばく評価に、トリチウムの補正した実効線量係数として成人：2.0E-11Sv/Bq、幼児：3.5E-11Sv/Bq、乳児：7.0E-11Sv/Bq を使用した。

なお、これまで当社が福島第一原子力発電所の近傍で実施した魚のモニタリングにおいては OBT は検出されておらず、周辺の海水中トリチウム濃度に対してトリチウムが濃縮されるような事象は確認されていない。また、世界的にもトリチウム水が OBT の生物濃縮を引き起こす証拠は見つかっていないとする見方が一般的である [14][24]。

[24] 例えば、フランスの放射線防護・原子力安全研究所が 2012 年に発行した「トリチウムと環境（Tritium and the environment） [14]によれば、” To date, no phenomenon of tritium bioaccumulation has been observed in marine organisms on the French Channel coast. This observation leads to the conclusion that discharge from nuclear industry, led by the spent fuel processing plant in La Hague, are overwhelmingly in the form of HTO.”（これまでのところ、ドーバー海峡沿岸でトリチウムの生物濃縮現象が海洋生物で観測されたとする現象はない。このような観測は、ラ・アーグの使用済燃料処理工場をはじめとする原子力施設からの放出が圧倒的に HTO（トリチウム水）の形態で行われているとの結論に結びつく。）とされている。

OBT については、添付 III「トリチウムの被ばく評価における有機結合型トリチウムの影響について」にまとめた。

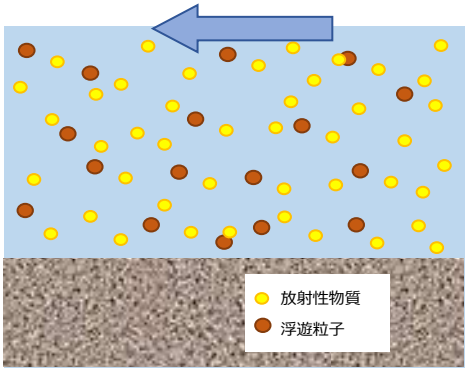
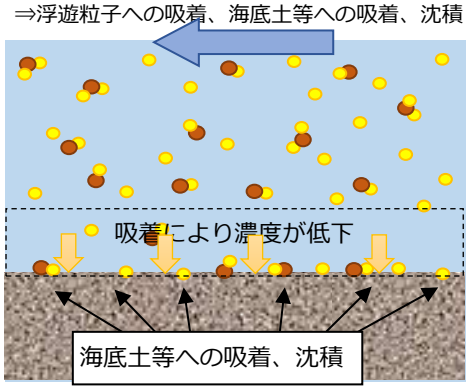
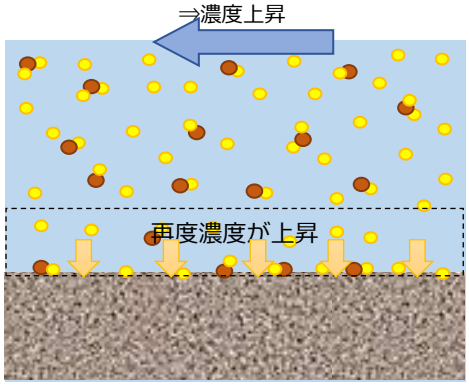
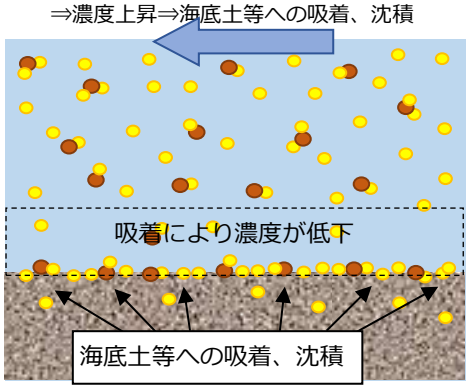
(3) トリチウム以外の核種の移行、蓄積の評価について

本報告書では、トリチウム以外の核種についても、海水に溶存した状態で移流、拡散するものとして評価を行った。放出される核種の一部は、放射性物質の化学形態等に応じて海水中の浮遊粒子や海底土、船体、海浜砂、漁網への吸着、または海洋生物への移行・濃縮が生じることから、環境における動態はトリチウムと必ずしも一致しないことが想定される。この傾向は、特に海底土等への分配係数や生物の濃縮係数が高い元素ほど、海水から土壌や生物への移行が顕著であることから、海水側の濃度低下、土壌や生物側の濃度上昇が顕著になる可能性がある。

しかし、放出する ALPS 処理水は、凝集沈殿や吸着、フィルターろ過等により浄化した不純物がほとんど含まれない水であり、浮遊粒子に吸着したとしても沈殿物が大量に発生することは考えられないこと、海底土等に直接触れる海水は海底付近のごく一部であることなどから、そもそも海底土に吸着する放射性物質の量は、放出される放射性物質の量全体と比較すれば非常に小さいものである。そのため、モデル単純化の観点から拡散において海底土等への吸着による海水濃度低下を考慮しないこととする一方、現実には長期間かけて進む海底土等への吸着や生物への濃縮については、海水濃度と平衡状態となるまで吸着が進んだ状態と仮定し、いずれも保守的に設定することにより、このような環境中の動態の差を考慮しなくてもよいように配慮している。これについて、図 4-1 にまとめた。

また、海洋における移流、拡散については、7 年分のシミュレーション計算を行い、年ごとの変動が小さいことを確認している。

このような配慮により、本評価は 1 年間の被ばく評価であるが、長期間にわたる放出により、環境中で放射性物質が蓄積した状態での評価となっており、ピーク値がこれ以上高くなることはないと考えられる。

実現象における海底土等への蓄積プロセス		海洋放出が始まると、放出口から放出された放射性物質が海水中で潮流等によって移流、拡散することで、放射性物質が供給され、海水中の濃度が上昇する。
	移流、拡散による放射性物質の供給 ⇒浮遊粒子への吸着、海底土等への吸着、沈積 	濃度の上昇により、供給された放射性物質のうち一部が海底土や浮遊粒子等に吸着される。その結果、海水中の放射性物質濃度が低下するとともに、海底土および浮遊粒子等の放射性物質濃度が上昇し、分配係数に応じた平衡状態に達する。
	移流、拡散による放射性物質の供給 ⇒濃度上昇 	そこに、さらに放射性物質が放出され、海水中の放射性物質濃度が上昇する。
	移流、拡散による放射性物質の供給 ⇒濃度上昇⇒海底土等への吸着、沈積 	再び、海底土および浮遊粒子等の近傍で放射性物質の一部が吸着され、海水側の濃度が低下、海底土および浮遊粒子の濃度が上昇し、平衡に達する。これを長期的に繰り返すことで、海底土や浮遊粒子等の放射性物質濃度が上昇し、やがて海水中の放射性物質濃度と平衡状態となる。

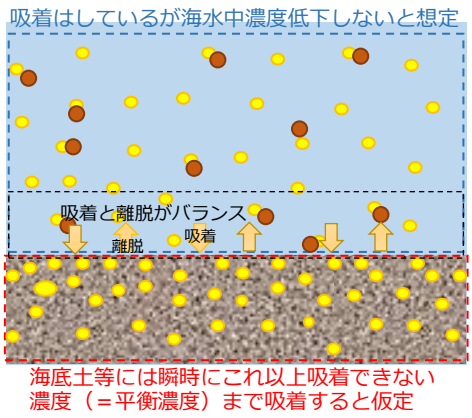
本報告書のモデル		今回の評価においては、移流・拡散により放射性物質が供給されると、海水中濃度に応じて、海底土等の濃度が瞬時に平衡状態まで放射性物質が蓄積される。 一方、海水中濃度は、海底土等への吸着が行われても海水中の濃度低下は発生しないものと仮定した。 これは、長期的な放出の継続により、海水と海底土等が平衡状態（吸着と離脱がバランス）になり、それ以上吸着が起こらない状態を模擬している。

図 4-1 実際の海底土等への蓄積プロセスと本報告書でのモデル（イメージ図）

5. ALPS 処理水等の水質と放出方法

5-1. ALPS 処理水等の水質について

現在タンクに保管されている約 128 万 m^3 の ALPS 処理水等（ストロンチウム処理水を除く）は、汚染水に含まれる放射性核種のうち、トリチウムと C-14 を除く 62 核種を除去できるよう設計された ALPS によって浄化処理を行った水である。海洋放出期間中に新たに発生する汚染水についても、これまでと同様に ALPS 等により適切な処理を行い、海洋放出を行う必要がある。ALPS による除去対象 62 核種選定の考え方を添付 I「ALPS 除去対象核種選定の考え方」に示し、汚染水から放射性物質を除去する仕組みを添付 II「ALPS 処理水等の水質について」に示した。

ALPS は、トリチウムと C-14 以外の 62 種類の放射性物質を告示濃度比総和 1 未満まで浄化する能力を有しているが、処理を開始した当初の性能向上前の処理や、敷地境界における追加の被ばく線量を下げるため処理量を優先したこと等により、ALPS 処理水等の約 7 割（2019 年 12 月 31 日までに満水となったタンク群の内訳に基づく）は、トリチウム以外の放射性物質が環境中へ放出する際の基準（告示濃度比総和 1 未満）を超えて含まれている、いわゆる「処理途上水」である。こうした十分に処理されていない処理途上水については、処分前にトリチウム以外の放射性物質が告示濃度比総和 1 未満になるまで確実に浄化処理（二次処理）を行い、ALPS 処理水とした上で処分を行う。トリチウム、C-14 および ALPS による除去対象 62 核種の告示濃度限度を表 5-1-1 に示す。

ALPS による二次処理については、2020 年 9 月より 2 つのタンク群合計 2,000m^3 を対象に、二次処理性能確認試験を実施し、それぞれのタンク群においてトリチウムを除く核種の告示濃度比総和が 1 未満に低減できることを確認した [15]。二次処理性能確認試験の結果を含め、ALPS 処理水等の水質については、添付 II「ALPS 処理水等の水質について」に示した。

本報告書では、すでに発電所内に貯留されている約 128 万 m^3 の ALPS 処理水等だけでなく、海洋放出開始後に発生する汚染水も、ALPS を含む水処理設備により適切に浄化処理を行った後、ALPS 処理水として海洋放出を行っていく予定であることから、本報告書の評価対象として考慮している。

表 5-1-1　ALPS 除去対象 62 核種とトリチウム、C-14 の告示濃度限度

	対象核種 （物理学的半減期）	告示濃度限度 （Bq/L）		対象核種 （物理学的半減期）	告示濃度限度 （Bq/L）
1	H-3（約 12 年）	6.0E+04	33	Te-129m（約 34 日）	3.0E+02
2	C-14（約 5700 年）	2.0E+03	34	I-129（約 1600 万年）	9.0E+00
3	Mn-54（約 310 日）	1.0E+03	35	Cs-134（約 2.1 年）	6.0E+01
4	Fe-59（約 44 日）	4.0E+02	36	Cs-135（約 230 万年）	6.0E+02
5	Co-58（約 71 日）	1.0E+03	37	Cs-136（約 13 日）	3.0E+02
6	Co-60（約 5.3 年）	2.0E+02	38	Cs-137（約 30 年）	9.0E+01
7	Ni-63（約 100 年）	6.0E+03	39	Ba-137m（約 2.6 分）	8.0E+05
8	Zn-65（約 240 日）	2.0E+02	40	Ba-140（約 13 日）	3.0E+02
9	Rb-86（約 19 日）	3.0E+02	41	Ce-141（約 33 日）	1.0E+03
10	Sr-89（約 51 日）	3.0E+02	42	Ce-144（約 280 日）	2.0E+02
11	Sr-90（約 29 年）	3.0E+01	43	Pr-144（約 17 分）	2.0E+04
12	Y-90（約 64 時間）	3.0E+02	44	Pr-144m（約 7.2 分）	4.0E+04
13	Y-91（約 59 日）	3.0E+02	45	Pm-146（約 5.5 年）	9.0E+02
14	Nb-95（約 35 日）	1.0E+03	46	Pm-147（約 2.6 年）	3.0E+03
15	Tc-99（約 21 万年）	1.0E+03	47	Pm-148（約 5.4 日）	3.0E+02
16	Ru-103（約 39 日）	1.0E+03	48	Pm-148m（約 41 日）	5.0E+02
17	Ru-106（約 370 日）	1.0E+02	49	Sm-151（約 90 年）	8.0E+03
18	Rh-103m（約 56 分）	2.0E+05	50	Eu-152（約 14 年）	6.0E+02
19	Rh-106（約 30 秒）	3.0E+05	51	Eu-154（約 8.6 年）	4.0E+02
20	Ag-110m（約 250 日）	3.0E+02	52	Eu-155（約 4.8 年）	3.0E+03
21	Cd-113m（約 14 年）	4.0E+01	53	Gd-153（約 240 日）	3.0E+03
22	Cd-115m（約 45 日）	3.0E+02	54	Tb-160（約 72 日）	5.0E+02
23	Sn-119m（約 290 日）	2.0E+03	55	Pu-238（約 88 年）	4.0E+00
24	Sn-123（約 130 日）	4.0E+02	56	Pu-239（約 24000 年）	4.0E+00
25	Sn-126（約 23 万年）	2.0E+02	57	Pu-240（約 6600 年）	4.0E+00
26	Sb-124（約 60 日）	3.0E+02	58	Pu-241（約 14 年）	2.0E+02
27	Sb-125（約 2.8 年）	8.0E+02	59	Am-241（約 430 年）	5.0E+00
28	Te-123m（約 120 日）	6.0E+02	60	Am-242m（約 140 年）	5.0E+00
29	Te-125m（約 57 日）	9.0E+02	61	Am-243（約 7400 年）	5.0E+00
30	Te-127（約 9.4 時間）	5.0E+03	62	Cm-242（約 160 日）	6.0E+01
31	Te-127m（約 110 日）	3.0E+02	63	Cm-243（約 29 年）	6.0E+00
32	Te-129（約 70 分）	1.0E+04	64	Cm-244（約 18 年）	7.0E+00

※半減期は、ICRP Publication 107 “Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations” [16]を参考に有効数字 2 桁で記載

5-2. 放出方法

海洋への放出方法については、「基本方針を踏まえた当社の対応」以降、次のとおり方針を示した。

- 海洋放出に必要な設備の設計および運用については、法令を遵守し、原子力規制委員会による必要な認可を受ける。
- 処理途上水は、希釈前の濃度で安全に関する規制基準値を確実に下回る（トリチウム以外の核種の告示濃度比総和が 1 未満になる）まで何回でも二次処理を実施することにより、環境中に放出するトリチウムを除く放射性物質の量を可能な限り低減する。当社は、この希釈前の時点でトリチウムを除く放射性物質の告示濃度比総和が 1 未満でない処理途上水の放出は行わない。
- 希釈放出前に、ALPS 処理水中の放射性物質濃度（トリチウム、62 核種および C-14）の濃度を測定・評価し、測定・評価した結果を毎回公開するとともに、第三者による測定・評価や公開等も実施、その結果も公開する。
- その後、放出直後（敷地境界）における環境への影響軽減のために設けられている国の安全規制の基準（告示濃度限度）を満足させるため、また、消費者等の懸念を少しでも払拭し、風評影響を最大限抑制するため、取り除くことの難しいトリチウムについては、大量の海水で（放出される処理水中のトリチウム濃度に応じて決定、概ね 100 倍～1,400 倍以上）希釈してから放出する。これによりトリチウム以外の放射性物質の告示濃度比総和は 0.01 未満となる。併せて、実際の運用については、放出する ALPS 処理水のトリチウム濃度を、最大 100 万 Bq/L に制限することにより、海水移送ポンプ 2 台運転でも 1,500Bq/L に希釈可能とする。
- 放出水のトリチウム濃度は、国の安全規制の基準（告示濃度限度）60,000Bq/L および世界保健機関（WHO）飲料水水質ガイドラインである 10,000Bq/L を十分下回るものとし、現在実施している地下水バイパスやサブドレン等の排水濃度の運用目標と同様に 1,500Bq/L 未満とする。
- 海洋放出にあたっては、少量から慎重に開始することとし、設備の健全性や ALPS 処理水の移送手順、放射性物質の濃度の測定プロセス、放出水のトリチウムの希釈評価および海洋への拡散状況等を検証する。
- 万一、故障や停電等により移送設備や希釈設備が計画している機能を発揮できない場合は、直ちに放出を停止する。また、海域モニタリングで異常値が検出された場合には、いったん放出を停止するとともに、その状況を調査する。放出を再開する際には、安全に放出できることを確認した上で実施する。

- ALPS で除去できないトリチウムの年間放出量は、当面、事故前の福島第一原子力発電所の放出管理値である年間 22 兆 Bq（2.2E+13Bq）を上限とし、これを下回る水準とする。さらに、できるだけトリチウム濃度の低いものから優先して放出し、濃度の高いものは半減期にしたがって自然減衰するのを待つことで放出量を抑制するとともに、廃炉に必要な施設のための敷地確保の両立を図っていく。仮に 2023 年度から放出開始し 2051 年度に完了するとした場合の ALPS 処理水の放出に係るシミュレーション結果を、添付 IV「ALPS 処理水の放出に係る期間に関する考察」に示した。

「基本方針を踏まえた当社の対応」等でこれまでに示した具体的な実施事項は表 5-2-1 のとおり。

表 5-2-1　具体的な実施事項

処理途上水の二次処理	・処理途上水については、ALPS 等により二次処理を実施し、放出されるトリチウム以外の放射性物質が安全に関する規制基準値を確実に下回る（トリチウム以外の告示濃度比総和が 1 未満になっている）ことを確認し、放出される放射性物質の量を可能な限り低減する。
ALPS 処理水の分析	・希釈前の ALPS 処理水中のトリチウム、62 核種（ALPS 除去対象核種）および C-14 の放射性物質の濃度の測定・評価結果については、希釈放出前に毎回公開するとともに、第三者による測定・評価や公開等も実施する。
希釈・放出 （緊急時の措置含む）	・除去が困難なトリチウムは、濃度が告示濃度限度を十分下回るよう、十分な量の海水を用いて希釈（100 倍以上）して放出する。これに伴い、放出水のトリチウム以外の核種による告示濃度比総和は、0.01 未満となる。 －トリチウム濃度は、地下水バイパスおよびサブドレン等の排水濃度の運用目標（1,500Bq/L 未満）と同じとする。 ・トリチウムの年間放出量は、当面、事故前の福島第一原子力発電所の放出管理値である年間 22 兆 Bq（2.2E+13Bq）を上限とし、これを下回る水準とする。 なお、トリチウムの年間放出量は、廃炉の進捗等に応じて適宜見直す。 ・故障や停電等により移送設備や希釈設備が計画する機能を発揮できない場合は、直ちに放出を停止する。 ・海域モニタリングで異常値が検出された場合には、いったん放出を停止するとともに、その状況を調査する。放出を再開する際には、安全に放出できることを確認したうえで実施する。
海域モニタリング	・放出開始予定の約 1 年前から強化した計画にしたがい海域モニタリングを開始する。 ・海水および魚類・海藻類のモニタリングを強化する。 －これまでの Cs-137 を中心としたものに加え、トリチウムも重点的に測定・評価する。 －測定試料は引き続き海水が中心であるが、加えて魚類、海藻類の採取数を増加させる。 ・放出時の放射能測定結果は随時公開する。 －第三者による分析や公開等について検討する。

これに加え、ALPS 処理水の放出前の運用管理として、同じ告示濃度比の場合に魚介類による濃縮などの影響により人への被ばく影響が相対的に大きくなる 8 核種について、自主的な希釈前における運用管理値を設け、さらなる放射線環境影響の低減を図る。運用管理値の検討内容は参考 C「運用管理値の設定と仮想した ALPS 処理水による被ばく評価について」に示した。運用管理対象核種と運用管理値を表 5-2-2 に示す。放出前の測定・確認用設備における分析の結果、これら 8 核種の濃度が運用管理値を超過していた場合には、放出を行わず、二次処理に回すこととする。なお、これら 8 核種については、今後行われる放出前の測定対象核種見直し時に、その見直し結果と併せて必要に応じて見直すものとする。

表 5-2-2　運用管理値（希釈前）

対象核種	告示濃度限度 (Bq/L)	運用管理値 (Bq/L)	告示濃度比
C-14	2.0E+03	5.0E+02	2.5E-01
Fe-59	4.0E+02	2.0E-01	5.0E-04
Ag-110m	3.0E+02	6.0E-02	2.0E-04
Cd-113m	4.0E+01	2.0E-01	5.0E-03
Cd-115m	3.0E+02	4.0E+00	1.3E-02
Sn-119m	2.0E+03	6.0E+01	3.0E-02
Sn-123	4.0E+02	8.0E+00	2.0E-02
Sn-126	2.0E+02	4.0E-01	2.0E-03

5-3. 放出設備

「基本方針を踏まえた当社の対応」では、海洋放出設備の概念図（図 5-3-1）を示しているが、その後の設計詳細化により、以下に示すその後の海洋放出設備の検討状況を反映し、評価を行った。

5-3-1. 放出設備の概要

海洋放出設備は、主に、希釈前の ALPS 処理水の放射性物質濃度を確認する「測定・確認用設備」、希釈用の海水を汲み上げ放出する海水移送ポンプおよび海水配管ヘッダを含む海水移送配管、放水立坑（上流水槽）から構成される「希釈設備」、ALPS 処理水を測定・確認用設備から海水配管まで移送する処理水移送ポンプおよび処理水移送配管、弁類により構成される「移送設備」、ならびに放水立坑（下流水槽）、放水トンネルおよび放水口より構成される「放水設備（関連施設）」からなる。

ALPS で放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した水が、いわゆる「ALPS 処理水」（トリチウム以外の核種の告示濃度比総和が 1 未満であることが確認された水）であることを確認し、100 倍以上の大量の海水で希釈した後、海洋に放出する。

放出しようとする水をいったん測定・確認用設備に受け入れ、循環・攪拌して放射性物質濃度を均質化した後、試料採取・分析を行い、ALPS 処理水であることを確認する。その確認ができたものは、移送設備で希釈設備に移送し、希釈設備により 5 号機取水路より海水移送ポンプで取水した大量の海水と混合し、トリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満に希釈した上で、放水設備に排水する。

それぞれの設備についての詳細は、次項以降に示す。図 5-3-1 に海洋放出設備の概念図を、図 5-3-2 に海洋放出設備および関連設備の全体像を示す。

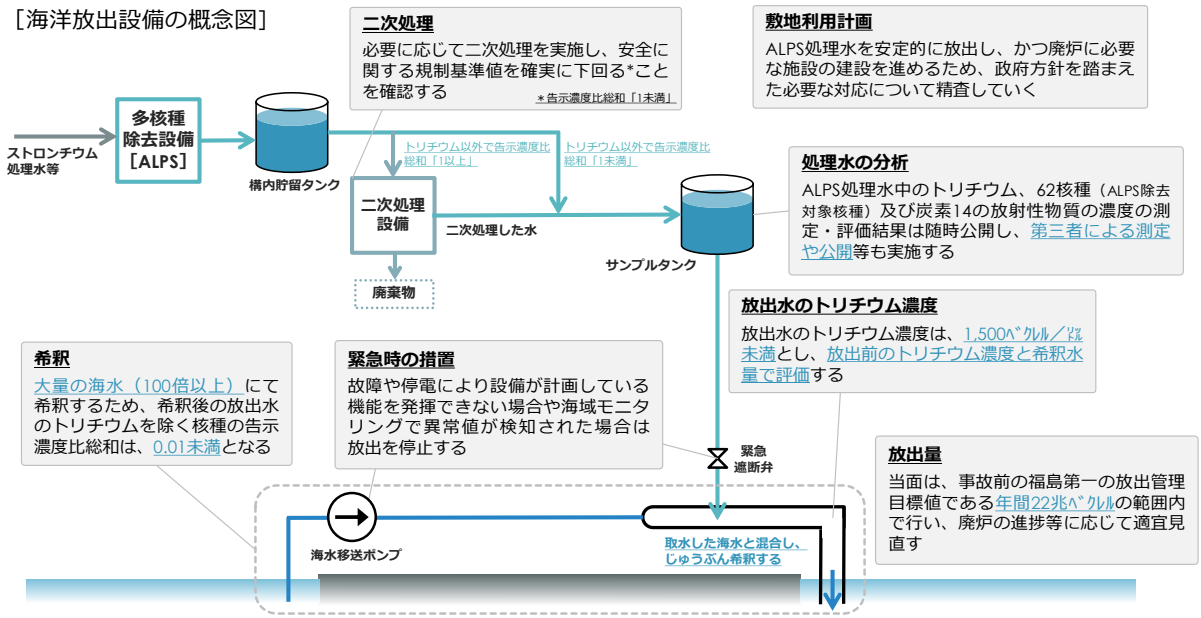
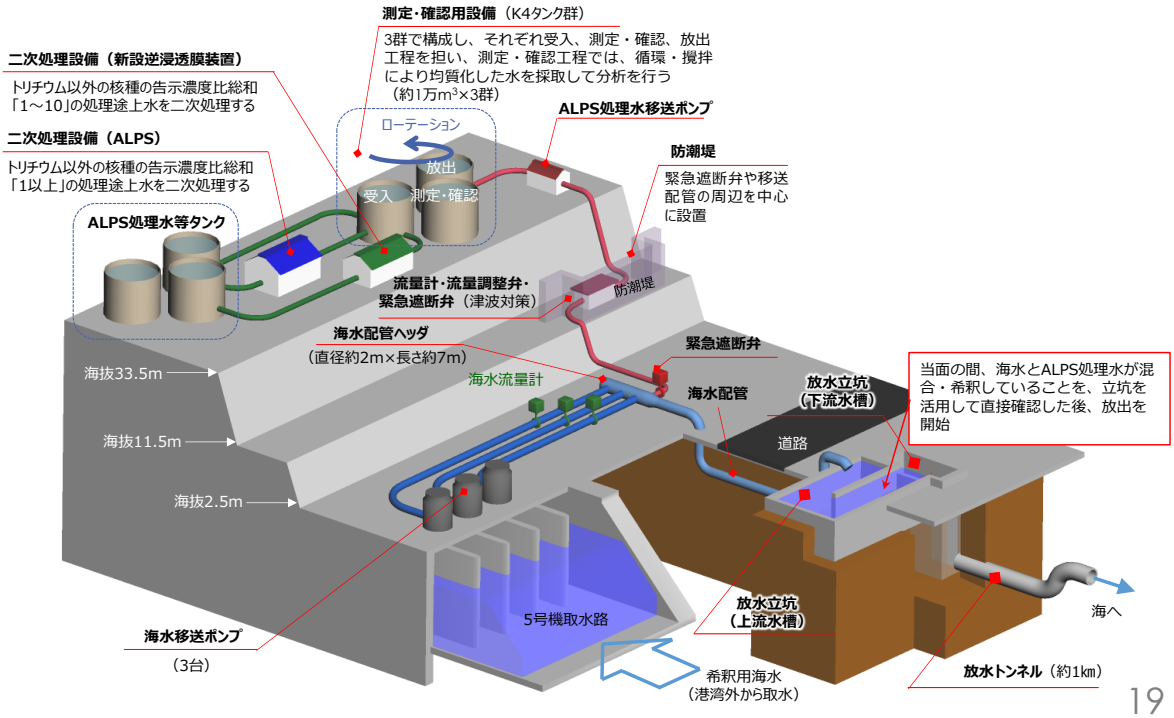


図 5-3-1　海洋放出設備の概念図



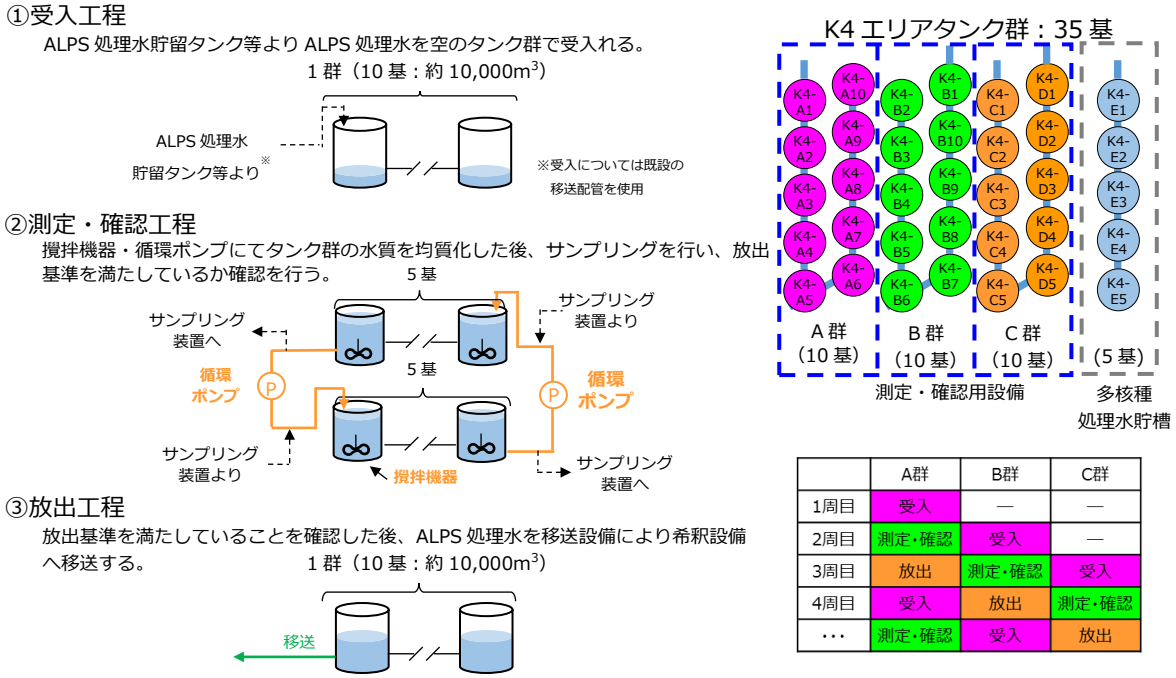
19

図 5-3-2　海洋放出設備および関連施設の全体像

5-3-2. 測定・確認用設備

測定・確認用設備は、ALPS 近傍の海抜 33.5m の敷地中央に設置された K4 タンクエリアに設置された 35 基のタンクのうち、30 基を転用して使用する。タンク 10 基約 1 万 m^3 分を 1 群として構成し、各タンク内に撹拌装置、タンク群ごとに循環装置を設けることにより、均質化した水を採取して分析できるものとする。同時に受入、測定・確認、放出の 3 用途が必要なため、タンク群は 3 群設けローテーションしながら運用する。

図 5-3-3 に測定・確認用設備の概要図を示す。同図には、測定・確認用設備における大まかな運用も併せて示している。



	A群	B群	C群
1周目	受入	—	—
2周目	測定・確認	受入	—
3周目	放出	測定・確認	受入
4周目	受入	放出	測定・確認
・・・	測定・確認	受入	放出

図 5-3-3　測定・確認用設備概要図

5-3-3. 移送設備

移送設備は、ALPS 処理水移送ポンプおよび移送配管等により構成される。

移送設備のうち、ALPS 処理水移送ポンプは、運転号機と予備機の 2 台構成とし、海抜 33.5m の測定・確認用設備のタンクから希釈設備まで ALPS 処理水の移送を行うため、測定・確認用設備近傍の多核種移送設備建屋内に設置する。同建屋内には、浄化が不十分な水が放出されることがないよう、ガンマ線を検出して緊急隔離を行う目的で、放射線検出器を設ける。

移送設備のうち移送配管は、海抜 33.5m の測定・確認用設備から海抜 2.5m の海水配管までを繋ぐように設置する。異常時に ALPS 処理水の移送を停止できるよう、移送配管には緊急遮断弁を 2 箇所設ける。1 箇所は異常時の ALPS 処理水の放出量を最少化するよう海水配管注入部手前に、もう 1 箇所は想定される日本海溝津波などによる水没等により前者の緊急遮断弁が機能しない場合に備え、海抜 11.5m に新設予定の防潮堤内側に設置する ALPS 電気品室内に設ける。同室内には、海水配管ヘッダに移送される ALPS 処理水の流量を計測するための流量計、および規定された流量に調整するための流量調節弁が併設される。

移送設備の概要図を図 5-3-4 に示す。

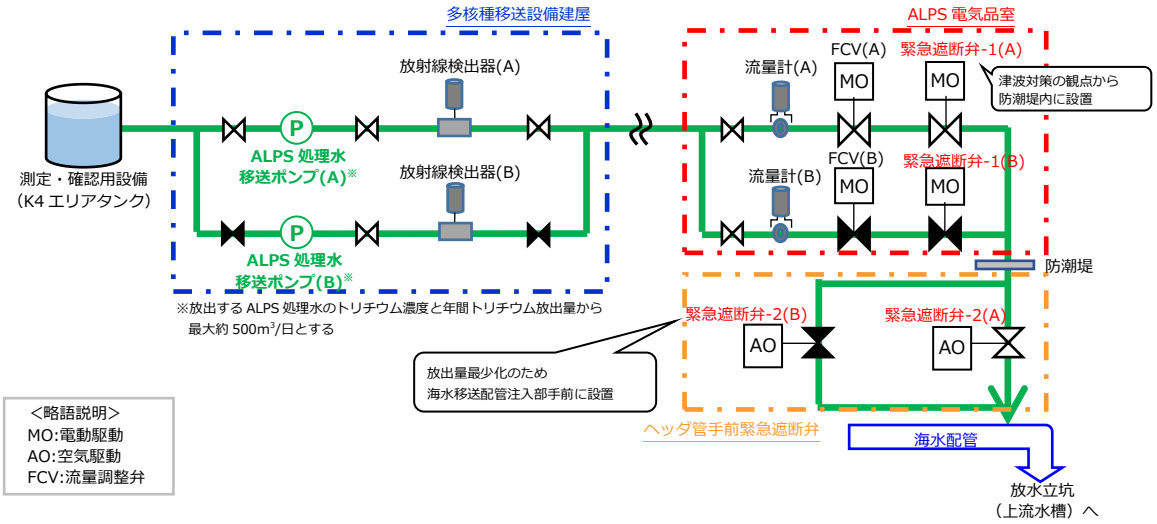


図 5-3-4　移送設備概要図

5-3-4. 希釈設備

希釈設備は、ALPS 処理水を海水で希釈し、放水立坑（上流水槽）まで移送し、放水設備（関連施設）へ排水することを目的に、海水移送ポンプ、海水配管（ヘッダ含む）、放水立坑（上流水槽）により構成される。希釈は、ALPS 処理水を海水配管ヘッダ内に注入し混合することで行う。

希釈設備は、5, 6 号機海側の海抜 2.5m の地点に設置する。大量の海水による希釈（100 倍以上）により、トリチウム濃度を 1,500Bq/L 未満とすることを確実にするため、海水移送配管には流量計を設ける。海水移送ポンプは、既存の 5 号機循環水ポンプ用の取水路を転用して設置するとともに、保守性を考慮し、3 台設置とする。海水による十分な希釈が出来るよう、海水移送ポンプの能力は流量測定可能な最大流量のポンプ（約 17 万 m^3/日/台）とする。図 5-3-5 に希釈設備の概要図を示す。

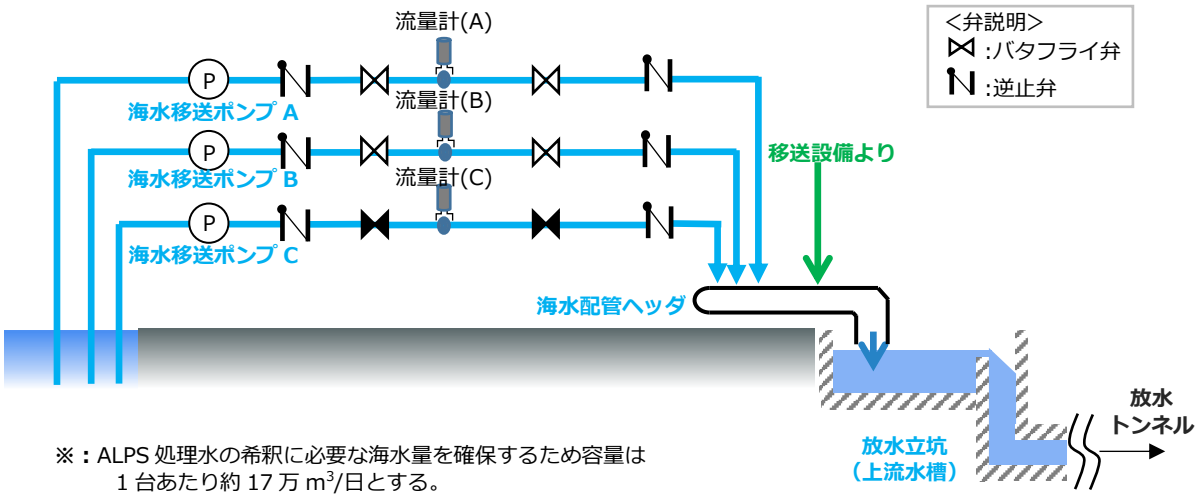


図 5-3-5　希釈設備概要図

上述のとおり、希釈は、ALPS 処理水を海水配管ヘッダ内に注入し混合することで行うため、ALPS 処理水の海水配管内における混合挙動を解析により求め、想定される希釈効果についても評価を行い、注入水の海水配管出口濃度評価断面における最大質量濃度は 0.28%と評価され、約 357 倍希釈されるという結論を得ている。

5-3-5. 放水設備（関連施設）

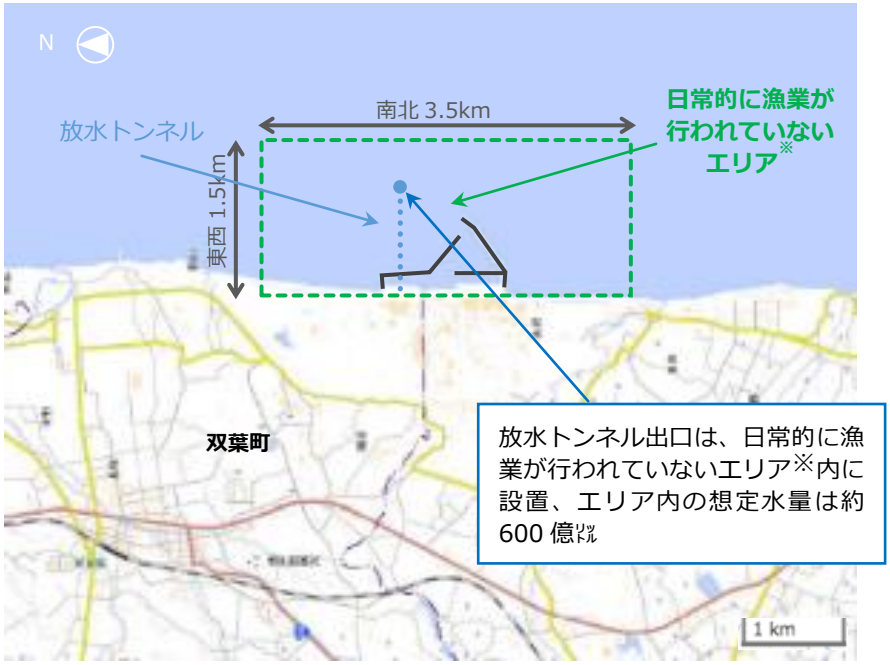
今回の ALPS 処理水の海洋放出では、設計過程の最適化の結果として、大量の海水と希釈・混合した水の排出は、北防波堤北側の沿岸に設置されている既存の放水口からではなく、発電所の沖合約 1km の海底に設置した放水口から行う（図 5-3-6～5-3-7 参照）。

放水設備は、放水立坑（下流水槽）、放水トンネルおよび放水口より構成され、放水立坑内の隔壁（上流水槽と下流水槽を分け隔てる堰）を越流した水を、放水立坑（下流水槽）と海面との水頭差により、約 1km 離れた放水口まで放水トンネル内を移送する設計とする。放水トンネルは、岩盤内を通過させることで、漏えいリスクが小さく、かつ耐震性に優れたものとする。

この案は、既存の放水口を使う案と比較し、以下のようなメリットがある。

- 既存の取放水設備をそのまま利用する港湾内取水・港湾外放水と比較すると、湾外と比較しやや放射性物質濃度が高い湾内の水が湾外に放出されることがない。港湾外から取水するため、5 号機取水口南側で港湾内と仕切堤により隔離し、港湾北防波堤の透過防止工を一部撤去する。港湾内の放射性物質濃度の影響に関する考察を、添付Ⅴ「希釈水の取放水による外部影響について」にまとめた。被ばく評価の結果、港湾内取水・港湾外取水いずれの評価結果も、線量限度や線量目標値と比べてわずかであったが、港湾外から取水する方が外部への影響が小さくなることがわかっている。
- 放出水が沖合にて拡散するため、海水が再循環しにくい（希釈用海水として再取水されにくい）。
- 放水口の位置を、日常的に漁業が行われていない「共同漁業権非設定区域」内にすることにより、漁業への影響の低減に配慮している。
- 地質調査の結果、安定した岩盤が海底に露出しており、工事を安全かつ着実に行うことが可能である（図 5-3-8 参照）。

放水トンネル上流側の放水立坑（上流水槽・下流水槽）の構造概要を図 5-3-9 に、放水トンネル出口にあたる放水口のイメージ図を図 5-3-10 に、放水口の断面図を図 5-3-11 に示す。



※共同漁業権非設定区域

出典：地理院地図（電子国土 Web）をもとに東京電力ホールディングス株式会社にて作成

https://maps.gsi.go.jp/#13/37.422730/141.044970/&base=std&ls=std&disp=1&vs=c1j0h0k0l0u0t0z0r0s0m0f1

図 5-3-6　放水位置図

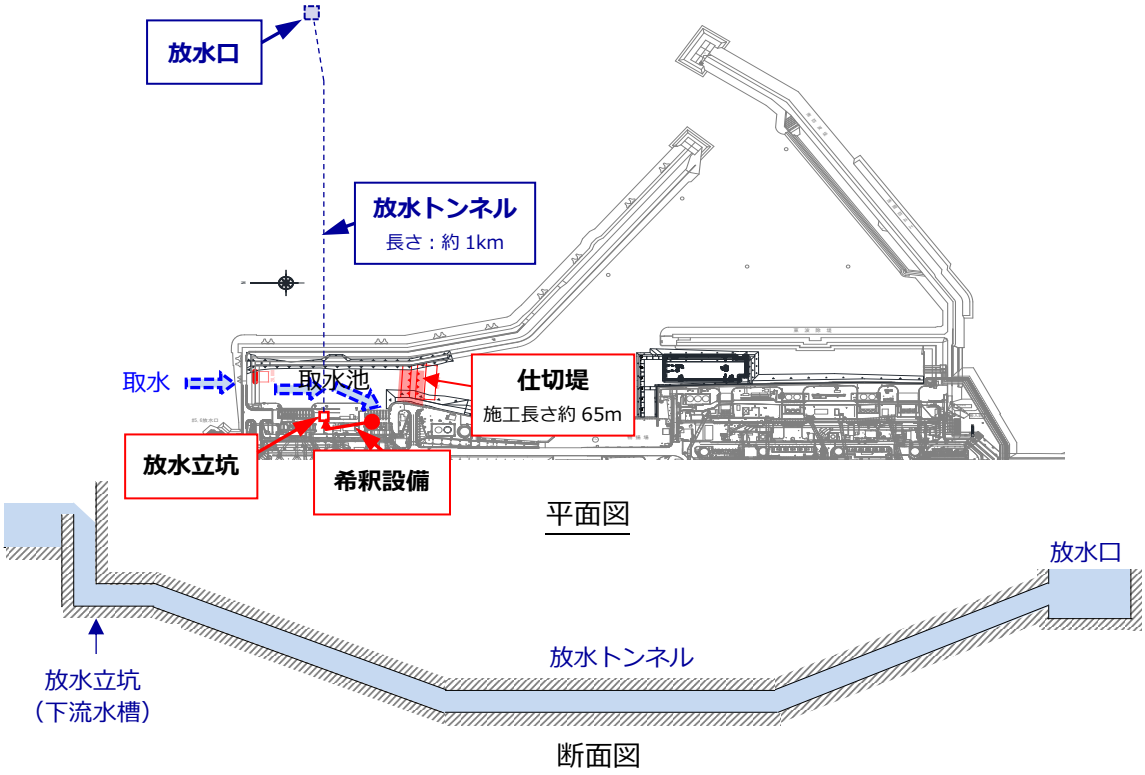


図 5-3-7　取放水設備の全体図

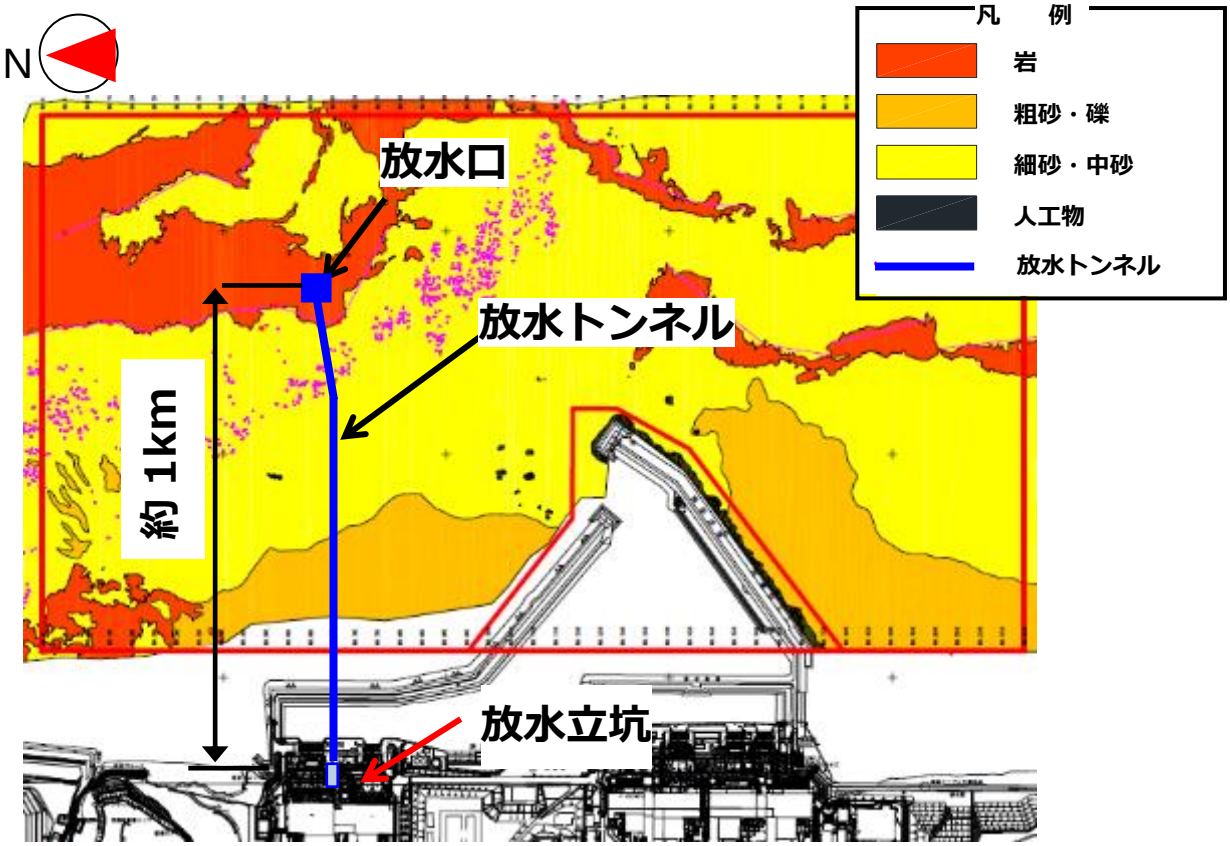


図 5-3-8 想定地質平面図

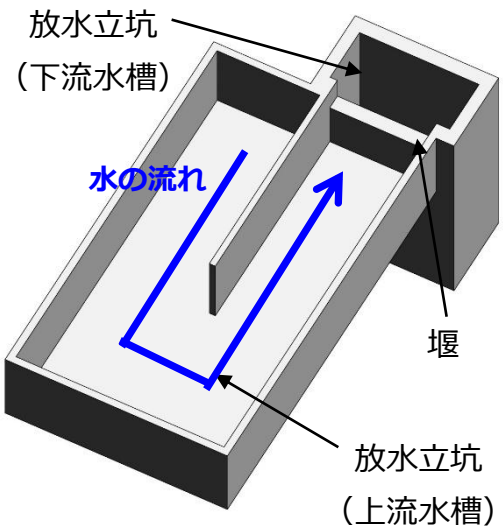


図 5-3-9 放水立坑（上流水槽・下流水槽）構造概要図

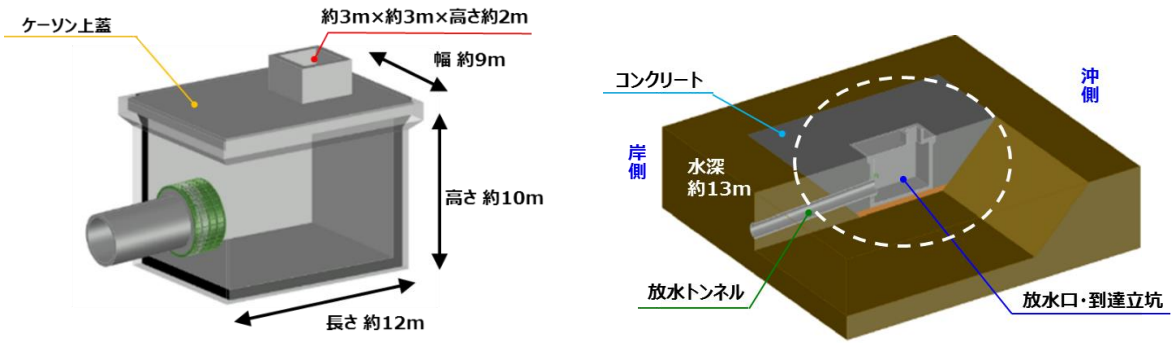


図 5-3-10 放水口イメージ図

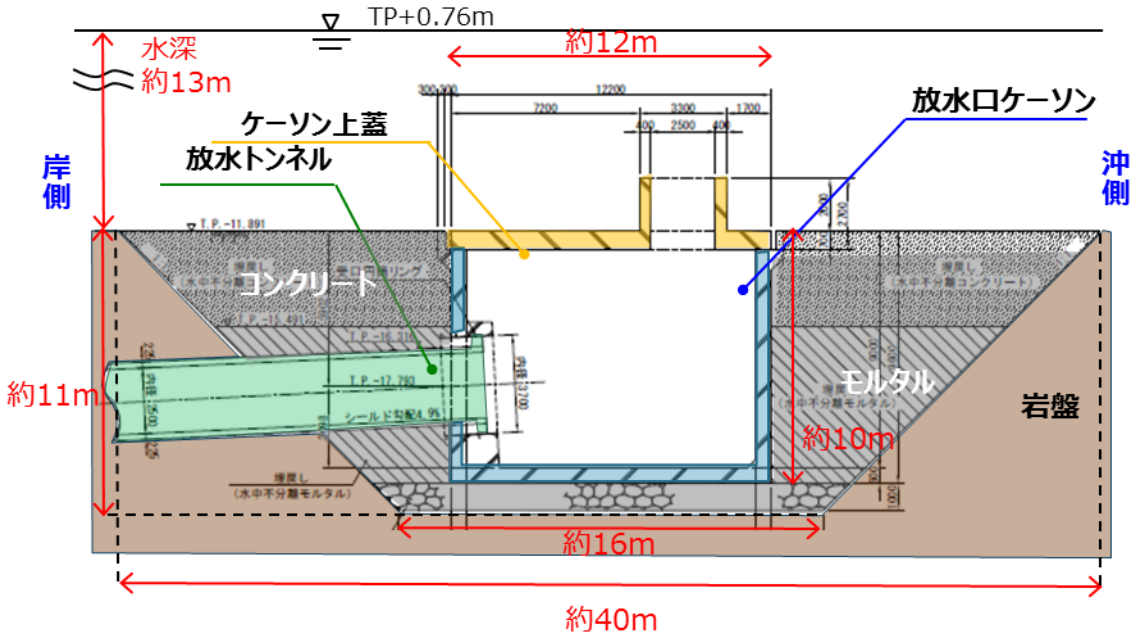


図 5-3-11 放水口断面図

6. 人（公衆）の防護に関する評価

6-1. 通常時の被ばく評価

6-1-1. 評価手順

現時点の検討状況に基づき、人の放射線防護の観点からリスクを確認するため、代表的個人への線量評価を行う。評価の具体的な手順は、GSG-10 に示されている、図 6-1-1 の手順にしたがって行う。

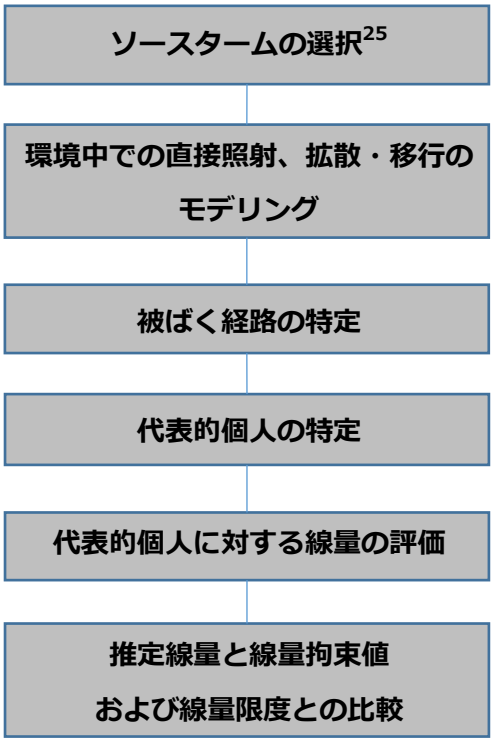


図 6-1-1　被ばく評価の手順（GSG-10 より作成）

[25] 本評価において、ソースタームとは、ある期間（例えば 1 年間）に海洋に放出される ALPS 処理水に含まれる核種ごとの放出量（総量）を意味する。

6-1-2. 評価方法

(1) ソースターム（核種ごとの年間放出量）

ALPS 処理水の海洋放出に係る放射線影響評価の対象核種は、トリチウム、C-14 および ALPS による除去対象 62 核種の合計 64 核種とした（表 5-1-1）。このうち、トリチウムについては「基本方針を踏まえた当社の対応」において、年間放出量の上限を当面事故前の福島第一原子力発電所の放出管理値である 22 兆 Bq（2.2E+13Bq）としている。

トリチウム以外の 63 核種の放出量は、ALPS 処理水の核種組成（核種ごとの濃度）と年間排水量の積によって算出する。ALPS 処理水の核種組成はタンク群ごとに異なるが、現時点で 64 核種すべての分析結果がそろっている K4、J1-C、J1-G の 3 つのタンク群の核種組成を使って設定することとした。

i. K4 タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.29）
ii. J1-C タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.35）
iii. J1-G タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.22）

K4 タンク群は、添付 II「ALPS 処理水等の水質について」II-7.「処理途上水の発生理由」の b.2016 年度に記載のとおり、ALPS の性能を活かして一回の処理で告示濃度比総和を 1 未満とするように処理した水である。

一方、J1-C タンク群および J1-G タンク群は、ALPS の稼働率を上げて運転していた時期に処理された水であり、最初の ALPS による処理では告示濃度比総和が 1 を下回らなかった処理途上水として貯留されていた水であったが、ALPS の二次処理性能を確認するために比較的濃度の高い群（J1-C タンク群、二次処理前告示濃度比総和約 2,400）と低い群（J1-G タンク群、二次処理前告示濃度比総和約 390）として選択され、それぞれ二次処理が行われ、いずれも二次処理後には告示濃度比総和が 1 を大きく下回った。

これら 3 つのタンク群の主要 7 核種[26]および Tc-99 の濃度について、現在貯留しているタンク群の分析結果からトリチウム以外の告示濃度比総和が 1 未満と推定できるタンク群の測定結果と比較を行い、図 6-1-2 にまとめた。I-129 は、3 つのタンク群、その他のタンク群ともにばらつきがあるものの、その他の核種については概ね他のタンク群の分析結果の中でも中心的な濃度であった。なお、3 つのタンク群で Cs-134 の結果が

[26] 設備入口・出口にて ALPS 除去対象のうち処理の過程で有意に検出される 7 核種（Cs-134、Cs-137、Co-60、Sb-125、Ru-106、Sr-90、I-129）。

低いのは、3つのタンク群の分析の検出下限値が 0.1Bq/L を下回るのに対し、他のタンク群の多くは検出下限値が 0.1～0.2Bq/L であったためであり、短半減期の Cs-134 では大部分が不検出であることに変わりは無い。

また、ALPS の除去対象ではないトリチウム、C-14 については、すべてのタンク群の測定結果との比較を行い、図 6-1-3 にまとめた。C-14 も、他のタンク群の分析結果の中で中心的な濃度であった。

以上の比較から、3 つのタンク群の核種組成は、ALPS 処理水の濃度組成としては代表的なものと考えられる。これらのソースタームは不確かさを含んでいるが、その不確かさについては8章にて記述する。

なお、ALPS の除去対象 62 核種については、1～3 号機の原子炉内に保有していた燃料由来の核分裂生成物と運転時の原子炉保有水等に含まれていた腐食生成物から 62 核種を選定していたが、その後 ALPS 処理水における主要 7 核種の放射能濃度分析値の和と全ベータ測定値にかい離が確認され、調査の結果、かい離の原因を Tc-99 と C-14 と特定し、C-14 を ALPS 処理水の測定対象に追加した経緯がある。

一方、ALPS 除去対象核種の 62 核種は、震災 1 年後のインベントリデータを使用していることから、現在では十分に減衰して存在量が十分に小さくなっている核種の存在も考えられる。

以上の状況を踏まえて、ALPS 処理水を海洋放出するに当たり、改めて徹底的に検証した上で測定核種の選定を行うこととしており、その場合には本評価を見直す予定である。新たな核種が追加される可能性もあるが、ALPS 処理水の主要7核種に C-14 と Tc-99 を加えた放射能濃度の分析結果の合計値と全 β 測定値において、現行の 64 核種以外の核種の存在を疑わせるようなかい離は認められていないこと、及び検討対象として今後加わるものとしては、低エネルギーの放射線のため人体への影響が小さい核種が予想されていることから、測定核種の見直しによる被ばく評価への影響はほとんどないものと考えている。

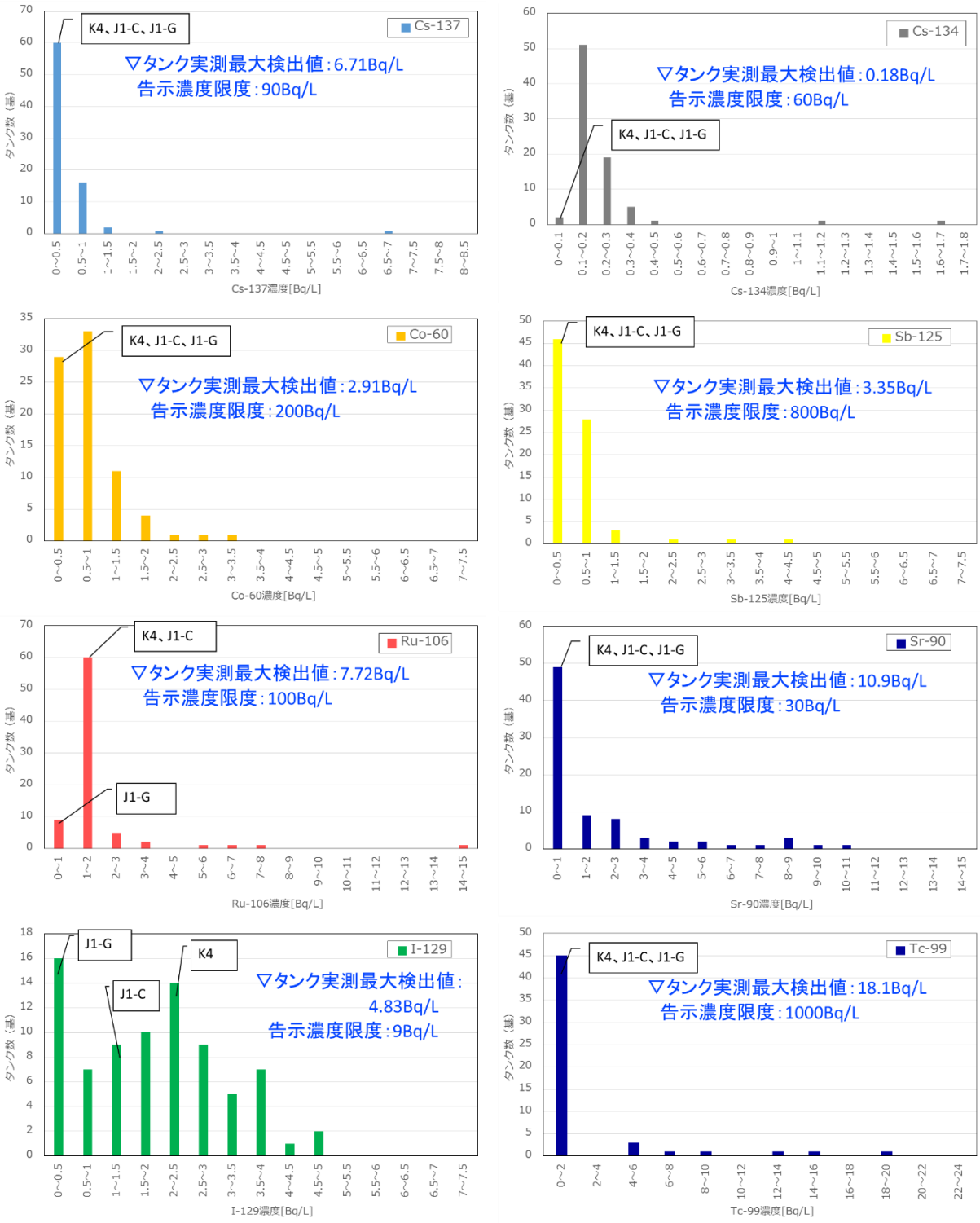


図 6-1-2　ALPS 処理水の分析結果における主要 7 核種および Tc-99 の濃度分布（2021 年 3 月末現在）と 3 タンク群の比較

※主要 7 核種告示濃度比総和 0.59 未満（添付 II 参照）の分析結果(80 基分)をプロット（二次処理試験水は除く）

※縦軸はタンクの数を示す（不検出の場合には検出下限値で計数）

※本図は測定時点の濃度でとりまとめたものであり、半減期補正はしていない

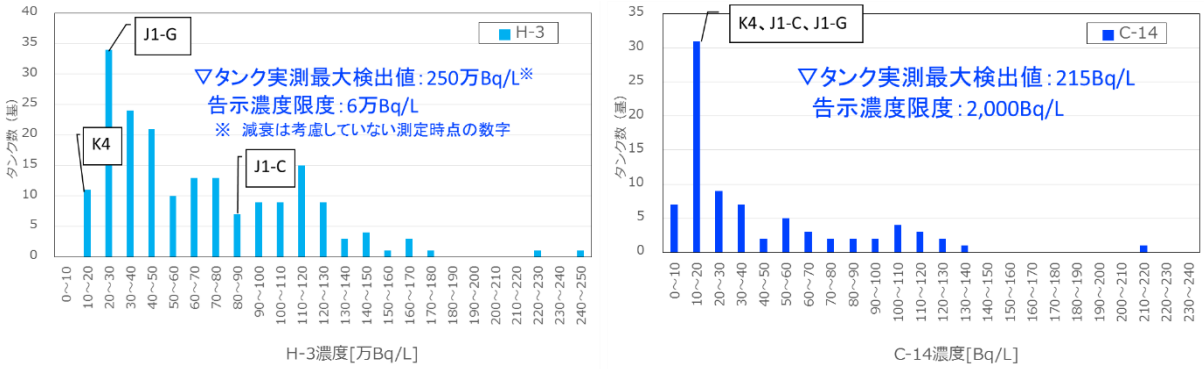


図 6-1-3　ALPS 処理水等の分析結果におけるトリチウム、C-14 の濃度分布（2021 年 3 月末現在）と 3 タンク群の比較

※タンク群の分析結果(トリチウムは 189 基分、C-14 は 81 基分)をプロット（二次処理試験水は除く）

※縦軸はタンクの数を示す（不検出の場合には検出下限値で計数）

※本図は測定時点の濃度でとりまとめたものであり、半減期補正はしていない

一方、保管されている ALPS 処理水等のトリチウム濃度には、図 6-1-3 のとおり幅があるため、想定される処理水の年間排水量は、放出する ALPS 処理水中に含まれるトリチウムの濃度によって変化する。年間排水量は、トリチウム濃度と逆比例の関係であり、トリチウム以外の 63 核種の年間放出量は、トリチウム濃度が低い方が増加する。すなわち、下式に示す関係がある。

$$S_i = V \times C_i = \frac{S_{H-3}}{C_{H-3}} \times C_i$$

ここで、

S_i：　1 年間に放出される核種 i の放射能量（Bq）

V：　1 年間に放出される ALPS 処理水の排水量（L）

C_i：　放出される ALPS 処理水中に含まれる核種 i の濃度（Bq/L）

S_{H-3}：1 年間に放出されるトリチウムの放射能量（=22 兆 Bq（2.2E+13Bq））

C_{H-3}：放出される ALPS 処理水中に含まれるトリチウム濃度（Bq/L）

このうち C_i および C_{H-3} の数値は、本評価においては各タンク群の核種組成の定義によって与えられていることから、各核種の年間放出量は、それぞれの核種組成のトリチウム濃度により一意に決まることがわかる。

各タンク群の分析結果を用いたソースタームを、以下の手順で設定する。実際の放出では、タンク群ごとにソースタームが変化するが、本評価ではモデルの単純化のため、年間を通じて一定で変化しないと仮定した。

なお、これらの設定による核種ごと濃度、年間排水量、年間放出量を表 6-1-1～6-1-3 に示す。

① トリチウムの年間放出量は、上限である 22 兆 Bq（2.2E+13Bq）とする。
② ①とトリチウム濃度から、年間排水量を求める。
③ 63 核種の濃度と②で求めた年間排水量の積により、核種ごとの年間放出量を求める。検出下限値未満の核種の中には、短半減期核種のものも含まれ、事故後 11 年以上経過した現在では実際にはすでに減衰してしまったものもあると考えられるが、保守的に検出下限値で存在するものとして評価する。

実際に ALPS 処理水を放出する際には、5-2.で示したとおり、トリチウム濃度が地下水バイパスおよびサブドレンの運用目標値である 1,500Bq/L を下回るよう、海水により 100 倍以上希釈してから海洋に放出することから、放出水のトリチウム以外の核種による告示濃度比総和は、0.01 未満になる。

表 6-1-1 実測値（K4 タンク群）の核種組成によるソースターム（年間放出量）

対象核種	核種濃度（Bq/L）	年間排水量（L）	年間放出量（Bq）	備考
H-3	1.9E+05	1.2E+08	2.2E+13	・トリチウムの年間放出量は、年間放出量の上限値とした ・放出する際には、トリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう、海水により 100 倍以上に希釈してから放出する
C-14	1.5E+01		1.7E+09	
Mn-54	6.7E-03		7.8E+05	
Fe-59	1.7E-02		2.0E+06	
Co-58	8.0E-03		9.3E+05	
Co-60	4.4E-01		5.1E+07	
Ni-63	2.2E+00		2.5E+08	
Zn-65	1.5E-02		1.7E+06	
Rb-86	1.9E-01		2.2E+07	
Sr-89	1.0E-01		1.2E+07	
Sr-90	2.2E-01		2.5E+07	
Y-90	2.2E-01		2.5E+07	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	年間排水量 （L）	年間放出量 （Bq）	備考
Y-91	2.2E+00		2.5E+08	
Nb-95	1.0E-02		1.2E+06	
Tc-99	7.0E-01		8.1E+07	
Ru-103	1.0E-02		1.2E+06	
Ru-106	1.6E+00		1.9E+08	
Rh-103m	1.0E-02		1.2E+06	
Rh-106	1.6E+00		1.9E+08	
Ag-110m	5.6E-03		6.5E+05	
Cd-113m	1.8E-02		2.1E+06	
Cd-115m	6.4E-01		7.4E+07	
Sn-119m	1.7E-01		2.0E+07	
Sn-123	1.2E+00		1.4E+08	
Sn-126	2.7E-02		3.1E+06	
Sb-124	9.5E-03		1.1E+06	
Sb-125	3.3E-01		3.8E+07	
Te-123m	9.2E-03		1.1E+06	
Te-125m	3.3E-01		3.8E+07	
Te-127	3.2E-01		3.7E+07	
Te-127m	3.2E-01		3.7E+07	
Te-129	8.1E-02		9.4E+06	
Te-129m	3.2E-01		3.7E+07	
I-129	2.1E+00		2.4E+08	
Cs-134	4.5E-02		5.2E+06	
Cs-135	2.5E-06		2.9E+02	
Cs-136	3.0E-02		3.5E+06	
Cs-137	4.2E-01		4.9E+07	
Ba-137m	4.2E-01		4.9E+07	
Ba-140	9.5E-02		1.1E+07	
Ce-141	2.5E-02		2.9E+06	
Ce-144	6.3E-02		7.3E+06	
Pr-144	6.3E-02		7.3E+06	
Pr-144m	6.3E-02		7.3E+06	
Pm-146	9.8E-02		1.1E+07	
Pm-147	1.9E-01		2.2E+07	
Pm-148	5.0E-01		5.8E+07	
Pm-148m	8.4E-03		9.7E+05	
Sm-151	9.0E-04		1.0E+05	
Eu-152	2.8E-02		3.2E+06	
Eu-154	1.2E-02		1.4E+06	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	年間排水量 （L）	年間放出量 （Bq）	備考
Eu-155	3.3E-02		3.8E+06	
Gd-153	3.2E-02		3.7E+06	
Tb-160	2.8E-02		3.2E+06	
Pu-238	6.3E-04		7.3E+04	
Pu-239	6.3E-04		7.3E+04	
Pu-240	6.3E-04		7.3E+04	
Pu-241	2.8E-02		3.2E+06	
Am-241	6.3E-04		7.3E+04	
Am-242m	3.9E-05		4.5E+03	
Am-243	6.3E-04		7.3E+04	
Cm-242	6.3E-04		7.3E+04	
Cm-243	6.3E-04		7.3E+04	
Cm-244	6.3E-04		7.3E+04	

表 6-1-2 実測値（J1-C タンク群）の核種組成によるソースターム（年間放出量）

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	年間排水量 （L）	年間放出量 （Bq）	備考
H-3	8.2E+05	2.7E+07	2.2E+13	・トリチウムの年間放出量は、年間放出量の上限値とした ・放出する際には、トリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう、海水により 100 倍以上に希釈してから放出する
C-14	1.8E+01		4.8E+08	
Mn-54	3.8E-02		1.0E+06	
Fe-59	8.7E-02		2.3E+06	
Co-58	4.1E-02		1.1E+06	
Co-60	3.3E-01		8.9E+06	
Ni-63	8.5E+00		2.3E+08	
Zn-65	9.4E-02		2.5E+06	
Rb-86	5.0E-01		1.3E+07	
Sr-89	5.4E-02		1.4E+06	
Sr-90	3.6E-02		9.7E+05	
Y-90	3.6E-02		9.7E+05	
Y-91	1.7E+01		4.6E+08	
Nb-95	5.0E-02		1.3E+06	
Tc-99	1.2E+00		3.2E+07	
Ru-103	5.3E-02		1.4E+06	
Ru-106	1.4E+00		3.8E+07	
Rh-103m	5.3E-02		1.4E+06	
Rh-106	1.4E+00		3.8E+07	
Ag-110m	4.3E-02		1.2E+06	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	年間排水量 （L）	年間放出量 （Bq）	備考
Cd-113m	8.5E-02		2.3E+06	
Cd-115m	2.7E+00		7.2E+07	
Sn-119m	4.2E+01		1.1E+09	
Sn-123	6.6E+00		1.8E+08	
Sn-126	2.9E-01		7.8E+06	
Sb-124	9.7E-02		2.6E+06	
Sb-125	2.3E-01		6.2E+06	
Te-123m	9.2E-02		2.5E+06	
Te-125m	2.3E-01		6.2E+06	
Te-127	4.7E+00		1.3E+08	
Te-127m	4.9E+00		1.3E+08	
Te-129	6.2E-01		1.7E+07	
Te-129m	1.4E+00		3.8E+07	
I-129	1.2E+00		3.2E+07	
Cs-134	7.6E-02		2.0E+06	
Cs-135	1.2E-06		3.2E+01	
Cs-136	4.7E-02		1.3E+06	
Cs-137	1.9E-01		5.1E+06	
Ba-137m	1.9E-01		5.1E+06	
Ba-140	2.0E-01		5.4E+06	
Ce-141	2.6E-01		7.0E+06	
Ce-144	5.7E-01		1.5E+07	
Pr-144	5.7E-01		1.5E+07	
Pr-144m	5.7E-01		1.5E+07	
Pm-146	6.7E-02		1.8E+06	
Pm-147	8.0E-01		2.1E+07	
Pm-148	2.3E-01		6.2E+06	
Pm-148m	4.8E-02		1.3E+06	
Sm-151	1.1E-02		3.0E+05	
Eu-152	2.8E-01		7.5E+06	
Eu-154	1.1E-01		3.0E+06	
Eu-155	3.4E-01		9.1E+06	
Gd-153	2.6E-01		7.0E+06	
Tb-160	1.4E-01		3.8E+06	
Pu-238	3.3E-02		8.9E+05	
Pu-239	3.3E-02		8.9E+05	
Pu-240	3.3E-02		8.9E+05	
Pu-241	1.2E+00		3.2E+07	
Am-241	3.3E-02		8.9E+05	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	年間排水量 （L）	年間放出量 （Bq）	備考
Am-242m	5.9E-04		1.6E+04	
Am-243	3.3E-02		8.9E+05	
Cm-242	3.3E-02		8.9E+05	
Cm-243	3.3E-02		8.9E+05	
Cm-244	3.3E-02		8.9E+05	

表 6-1-3 実測値（J1-G タンク群）の核種組成によるソースターム（年間放出量）

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	年間排水量 （L）	年間放出量 （Bq）	備考
H-3	2.7E+05	8.1E+07	2.2E+13	・トリチウムの年間放出量は、年間放出量の上限値とした ・放出する際には、トリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう、海水により 100 倍以上に希釈してから放出する
C-14	1.6E+01		1.3E+09	
Mn-54	3.8E-02		3.1E+06	
Fe-59	7.2E-02		5.9E+06	
Co-58	3.7E-02		3.0E+06	
Co-60	2.3E-01		1.9E+07	
Ni-63	8.8E+00		7.2E+08	
Zn-65	8.0E-02		6.5E+06	
Rb-86	4.7E-01		3.8E+07	
Sr-89	4.5E-02		3.7E+06	
Sr-90	3.2E-02		2.6E+06	
Y-90	3.2E-02		2.6E+06	
Y-91	1.2E+01		9.8E+08	
Nb-95	4.7E-02		3.8E+06	
Tc-99	1.3E+00		1.1E+08	
Ru-103	5.1E-02		4.2E+06	
Ru-106	4.8E-01		3.9E+07	
Rh-103m	5.1E-02		4.2E+06	
Rh-106	4.8E-01		3.9E+07	
Ag-110m	4.0E-02		3.3E+06	
Cd-113m	8.6E-02		7.0E+06	
Cd-115m	2.3E+00		1.9E+08	
Sn-119m	4.0E+01		3.3E+09	
Sn-123	6.3E+00		5.1E+08	
Sn-126	1.5E-01		1.2E+07	
Sb-124	8.4E-02		6.8E+06	
Sb-125	1.4E-01		1.1E+07	
Te-123m	6.7E-02		5.5E+06	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	年間排水量 （L）	年間放出量 （Bq）	備考
Te-125m	1.4E-01		1.1E+07	
Te-127	4.3E+00		3.5E+08	
Te-127m	4.5E+00		3.7E+08	
Te-129	5.9E-01		4.8E+07	
Te-129m	1.2E+00		9.8E+07	
I-129	3.3E-01		2.7E+07	
Cs-134	6.7E-02		5.5E+06	
Cs-135	2.1E-06		1.7E+02	
Cs-136	3.6E-02		2.9E+06	
Cs-137	3.3E-01		2.7E+07	
Ba-137m	3.3E-01		2.7E+07	
Ba-140	1.7E-01		1.4E+07	
Ce-141	1.2E-01		9.8E+06	
Ce-144	5.5E-01		4.5E+07	
Pr-144	5.5E-01		4.5E+07	
Pr-144m	5.5E-01		4.5E+07	
Pm-146	6.3E-02		5.1E+06	
Pm-147	7.2E-01		5.9E+07	
Pm-148	4.5E-01		3.7E+07	
Pm-148m	4.1E-02		3.3E+06	
Sm-151	1.0E-02		8.1E+05	
Eu-152	1.9E-01		1.5E+07	
Eu-154	1.0E-01		8.1E+06	
Eu-155	1.8E-01		1.5E+07	
Gd-153	1.9E-01		1.5E+07	
Tb-160	1.4E-01		1.1E+07	
Pu-238	2.8E-02		2.3E+06	
Pu-239	2.8E-02		2.3E+06	
Pu-240	2.8E-02		2.3E+06	
Pu-241	1.0E+00		8.1E+07	
Am-241	2.8E-02		2.3E+06	
Am-242m	5.1E-04		4.2E+04	
Am-243	2.8E-02		2.3E+06	
Cm-242	2.8E-02		2.3E+06	
Cm-243	2.8E-02		2.3E+06	
Cm-244	2.8E-02		2.3E+06	

(2) 放出後の拡散、移行のモデリング

①移行モデルの選定

海洋に放出された放射性物質の移行モデルとしては、GSG-10 や国内の事例等を参考に以下を選定した。選定の経緯等は、添付 VI「評価対象以外の移行経路、被ばく経路について」に記述した。

ⅰ. 海流等による移流、拡散

海洋放出することから、海洋での移流、拡散を選定した。

ⅱ. 海流等による移流、拡散→船体への付着

海洋において、漁業等で船舶が航行することから、船体への付着を選定した。

ⅲ. 海流等による移流、拡散→海底堆積物、海浜の砂への付着

海洋に放出後、海流等により放射性物質が移流、拡散し、海底堆積物や海浜の砂等へ移行すると考えられることから選定した。

ⅳ. 海流等による移流、拡散→漁網への付着

海洋に放出後、海流等により放射性物質が移流、拡散し、周辺で使用される漁網への付着が考えられることから、漁網への移行を選定した。

ⅴ. 海流等による移流、拡散→水しぶきによる大気への再浮遊

海洋に放出後、海流等により放射性物質が移流、拡散し、海浜では波等による水しぶきが上がることから選定した。

ⅵ. 海流等による移流、拡散→魚介類等海洋生物による取り込み、濃縮

海洋に放出後、海流等により放射性物質が移流、拡散し、魚介類に移行、濃縮されることから選定した。

②海域における移流、拡散の評価

海域における放射性物質の拡散計算には、領域海洋モデル「ROMS:Regional Ocean Modeling System」を一般財団法人電力中央研究所にて福島沖に適用したモデルを使用する。本モデルは、福島第一原子力発電所事故によって海洋に漏えいしたセシウムの拡散について、過去の実気象、海象のデータにより海水中セシウム濃度の再現計算を実施し、実測データとの比較によって再現性が高いことを確認した(Tsumune et al., 2020) [4]モデルであり、2020 年 3 月 24 日公表の「多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について」 [17]でも使用している。このモデルを元に、放出地点および発電所港湾設備をより正確に設定するために、発電所近傍海

域を高解像度化したモデルにより濃度を計算した。高解像度化によって、福島第一原子力発電所事故によって漏えいした海水中セシウム濃度の再現性が向上することを確認している。拡散シミュレーションの妥当性については、添付 VII「拡散シミュレーションの妥当性について」にて考察を行った。

本報告書では、トリチウムを年間を通じて均等に 22 兆 Bq（2.2E+13Bq）放出した場合の海水中濃度を本モデルにより計算し、その他の核種はトリチウムとの年間放出量の比例計算で海水中濃度を求めた。

なお､本モデルでは､放出点を含むメッシュに放出率に相当するトリチウムを付加し、それがメッシュ内に瞬時に一様に広がることとなる。また、モデルの特性上、ALPS 処理水の海水希釈や、放水流速による混合希釈の促進効果も考慮していないことから、放水口付近では実際の放出における濃度分布と異なる可能性もあるが、放水口から離れた場所での拡散は、大きな違いは生じないものと考えられる。

この点は、添付 VIII「放水位置による拡散範囲の違いについて」に示した放水位置の違いによる拡散シミュレーション結果の比較からも確認できる。5, 6 号機放水口から表層放水した場合の 10km×10km の年間平均濃度は、沖合 1km 海底から放水した場合と 2 割程度の違いに過ぎない。

主な計算条件は次のとおり。

海域の流動データ

- ROMS の設定として流動・トレーサの移流項（流速によって移動を表す項）にはそれぞれ 3 次の風上差分、MPDATA を、調和型の粘性・拡散項には 4 次の中央差分を用いた。また水平粘性・拡散係数は 5.0 m^2/s とした。鉛直粘性・拡散は、K-profile parameterization mixing （KPP）モデル（Large et al., 1994）を用い、鉛直粘性・拡散係数の下限値はそれぞれ 10^{-5} m^2/s、10^{-6} m^2/s とした。
- 海表面の駆動力には、気象庁短期気象予測データ（JMA-GSM）をメソスケール気象モデル（Weather Reseach and Forecasting model(WRF), Skamarock, et al, 2008 [18]）を用いて内挿する短期気象予測システム（Numerical Weather Forecasting and Analysis System (NuWFAS),橋本ら、2010) [19] による再解析結果（風速・短波・長波・気圧・気温・湿度・降水量）を使用した。NuWFAS のアウトプットの時間解像度が 1 時間ごとであり、水平解像度が

5 km であるため、シミュレーションでは時間方向、水平方向に内挿した結果を与えた。

- 外洋の境界条件およびデータ同化（ナッジング）[27]の元データとして、リアルタイムに更新されている海洋海流の再解析データ（Japan Coastal Ocean Prediction Experiment 2 (JCOPE2, Miyazawa et al., 2009)[28] [20]の結果（水温、塩分、海面高度）を使用した。
- 北方からの寒流である親潮、南方からの暖流である黒潮との混合域である福島沖は、中規模渦の影響も受けることから、外洋における中規模渦などの複雑な挙動を再現する目的で、シミュレーション結果を JCOPE2 による水温および塩分の再解析結果に緩和させるデータ同化（ナッジング）を適用した（緩和係数は 1 日の逆数）。
- 潮汐による駆動力は、開境界付近に潮位、潮汐楕円およびそれらの位相として、全球潮汐モデル（TPXO; Egbert and Erofeeva, 2002）の結果（8 分潮: M2, S2, N2, K2, K1, O1, P1, Q1）を内挿して設定した。TPXO の結果は 0.25°×0.25°の解像度であるため、境界付近では岸近くの反射波の合成に伴う潮位振幅・位相が正しく設定出来ない可能性が高い。境界の潮汐成分を補正するため、気象庁の潮汐観測所地点（大船渡、鮎川、小名浜、銚子漁港）におけるシミュレーション結果についてそれぞれの潮汐成分を分解する調和解析を行い、潮位観測データと比較して、境界条件の潮位の大きさ・位相および潮流の大きさ・位相の調整を実施した。実際には、シミュレーション結果と観測結果の差をそれぞれの地点で平均し、その平均した差により調整した。

モデルの範囲（図 6-1-4 参照）

解像度（全体）：南北約 925m x 東西約 735m（約 1km）、鉛直方向 30 層

解像度（近傍）：南北約 185m x 東西約 147m（約 200m）、鉛直方向 30 層

モデル範囲　：北緯 35.30～39.71 度、東経 140.30～143.50 度（490km×270km）、発電所周辺南北約 22.5km×東西約 8.4km の赤と青のハッチが交錯した海域が 200m メッシュになるよう、青線と赤線に挟まれた海域を段階的に約 1km メッシュから高解像度化

[27] データ同化：数値シミュレーションに実測データを取り入れる手法。

[28] JCOPE2：北西太平洋の黒潮・黒潮続流、親潮、中規模渦などの変動を見るために JAMSTEC が開発した海流予測モデル。

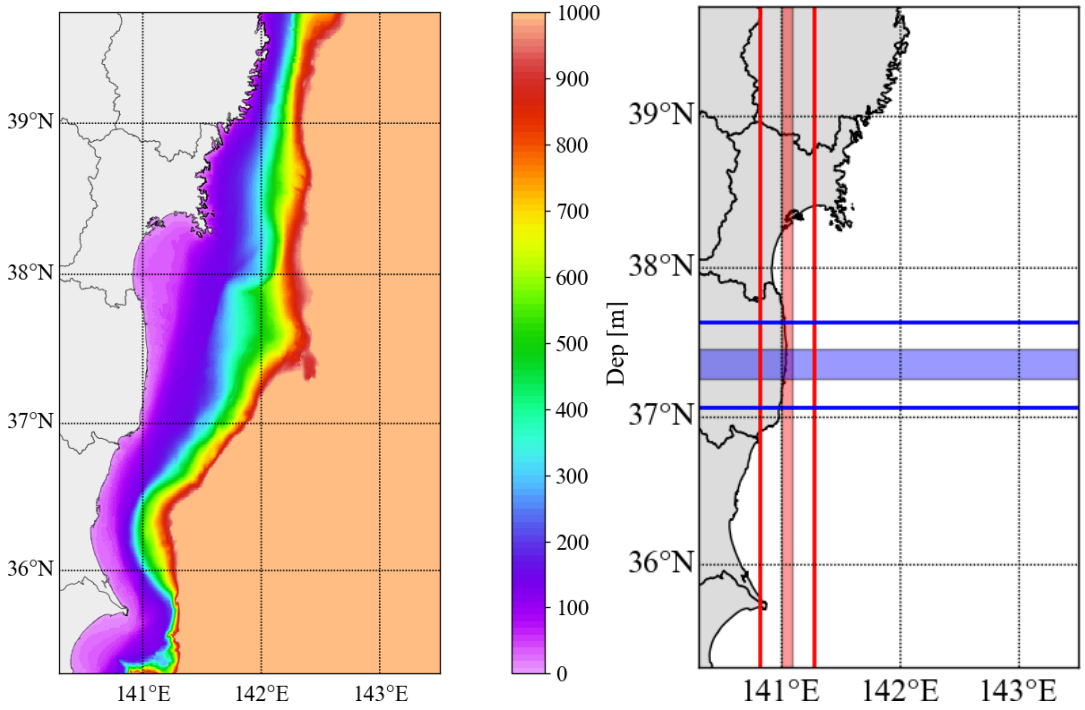


図 6-1-4　モデルの範囲と水深分布

（右図において、赤と青のハッチが交錯した海域を 200m メッシュに高解像度化）

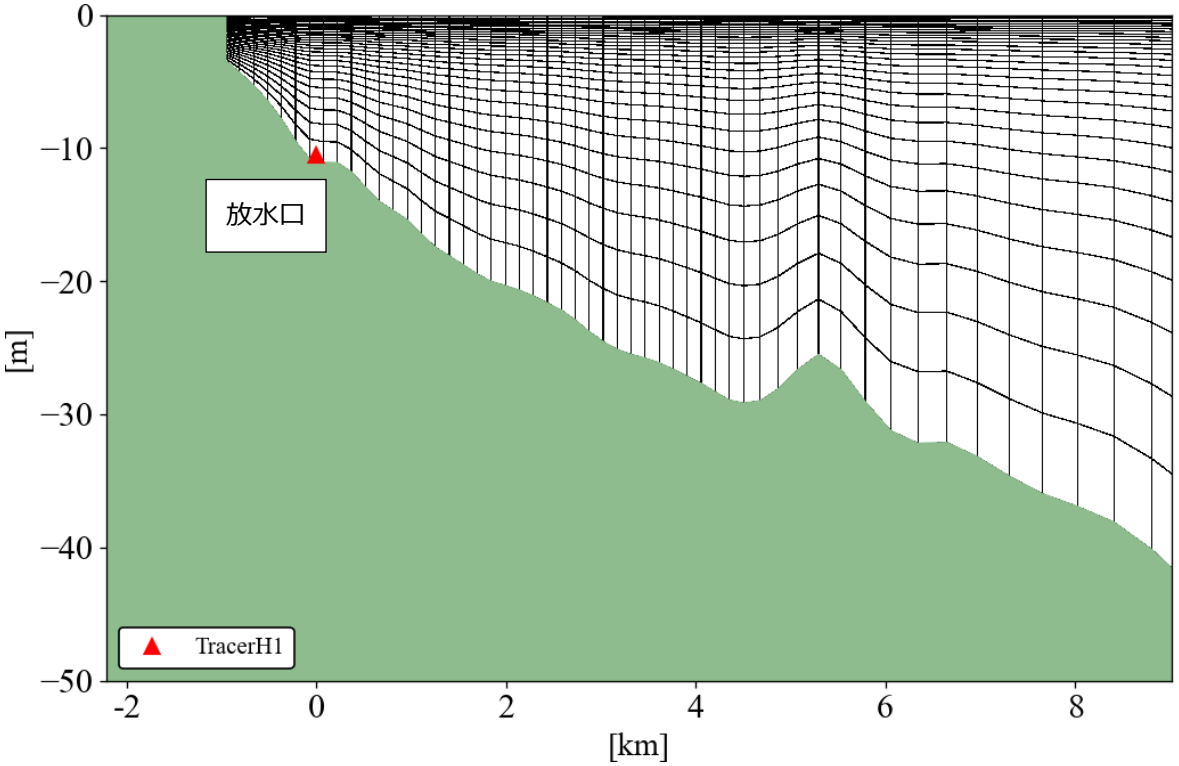


図 6-1-5 沖合 10km までの海底断面図とモデル上の鉛直分割

(3) 被ばく経路の設定

被ばく経路は、既往の評価および GSG-10 など[29]を基に、外部被ばくとして 5 経路、内部被ばくとして 3 経路の合計 8 経路を選定した。選定の考え方は次のとおり。報告書改訂にあたって、後述する砂浜評価地点の明確化に伴い、砂浜に関連する経路として、海水の飲水としぶきの吸入を被ばく経路として追加した。

①海水面からの外部被ばく

船舶により海上を航行、あるいは海上にて作業を行う場合に、海水中の放射性物質からの放射線による外部被ばくを受けると考えられることから、被ばく経路として選定した。

②船体からの外部被ばく

船舶により海上を航行、あるいは海上にて作業を行う場合に、海水から船体（甲板）に移行した放射性物質からの放射線による外部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

③遊泳等における水中での外部被ばく

遊泳等により、周囲の海水中の放射性物質からの放射線による外部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

④海浜砂からの外部被ばく

砂浜では、海水から砂に移行した放射性物質からの放射線による外部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

⑤漁網からの外部被ばく

漁業のため、海水中で漁網を使用することから、海水から漁網に放射性物質が移行し、それらの放射性物質からの放射線による外部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

[29] IAEA-TECDOC-1759, “Determining the Suitability of Materials for Disposal at Sea under the London Convention 1972 and London Protocol 1996: A Radiological Assessment Procedure” (2015)

⑥海水の飲水による内部被ばく

遊泳等により、海水を誤飲することで、海水中の放射性物質を摂取して内部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

⑦海水の水しぶきの吸入による内部被ばく

砂浜では、波により海水が水しぶきとなって再浮遊し、呼吸により吸入することで海水中の放射性物質を摂取して内部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

⑧海産物の摂取による内部被ばく

海水から海生動植物に放射性物質が移行、濃縮し、漁獲された海産物を摂取することで内部被ばくを受けることが考えられるため、被ばく経路として選定した。

以下に被ばく経路ごとの評価モデルおよびパラメータを示す。

a. 外部被ばく

①海水面からの外部被ばく

海上作業時に、海水中の放射性物質から受ける外部被ばくについて、図 6-1-6 に示すモデルによる評価を行う。

海水面からの放射線による実効線量 D_1(mSv/年)の計算式を式(6-1-1)に示す。

$$D_1 = \sum_i (K_1)_i \cdot (x_1)_i \cdot t_1 \qquad (6\text{-}1\text{-}1)$$

ここで、

$(K_1)_i$ は核種 i の海水面からのγ線による実効線量換算係数((mSv/h)/(Bq/L))

$(x_1)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

t_1 は年間の被ばく時間(h/年)

である。

海水面からのγ線による実効線量換算係数[30]は、廃止措置工事環境影響評価ハンドブック [21]（以下、「廃止措置ハンドブック」）の値を使用した。実効線量換算係数の算出は、点減衰核積分法を用いた簡易遮へい計算コード QAD-CGGP2 が使用されている。廃止措置ハンドブックに示されていない核種は、β・γ 核種については Co-60、α 核種については Am-243 とそれぞれ保守的に最も大きい値を用いた（表 6-1-5）。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

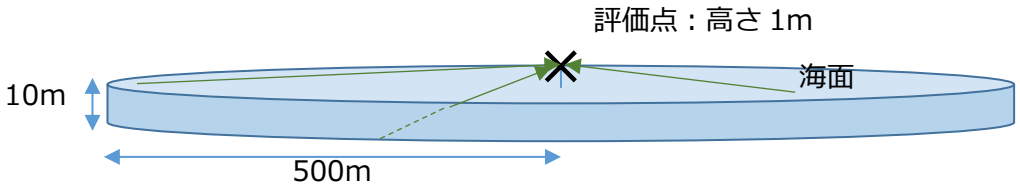


図 6-1-6　廃止措置ハンドブックにおける海面からの被ばく評価モデル

②船体からの外部被ばく

船による移動など海上作業時に、海水から船体に移行した放射性物質から受ける外部被ばくについて、図 6-1-7 に示すモデルによる評価を行う。

船体からの実効線量 D_2(mSv/年)の計算式を式(6-1-2)、(6-1-3)に示す。

$$D_2 = \sum_i (K_2)_i \cdot (S_2)_i \cdot t_2 \qquad (6\text{-}1\text{-}2)$$

$$(S_2)_i = (F_2)_i \cdot (x_2)_i \qquad (6\text{-}1\text{-}3)$$

ここで、

$(K_2)_i$　は核種 i の船体からのγ線による実効線量換算係数((mSv/h)/(Bq/m^2))

$(S_2)_i$　は核種 i の船体における汚染密度(Bq/m^2)

t_2　　は年間の被ばく時間(h/年)

$(F_2)_i$　は核種 i の海水中から船体の移行係数((Bq/m^2)/(Bq/L))

$(x_2)_i$　は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

である。

[30] ある放射性物質が 1Bq/L の濃度で海水に含まれる時、その海水面上で作業する人がその海水中に含まれる放射性物質からの放射線による 1 時間あたり放射線量（mSv/h）を図 6-1-6 のモデルで示したもの。

船体に付着した放射性物質からのγ線による実効線量換算係数[31]は、廃止措置ハンドブックの値を使用した。実効線量換算係数の算出は、点減衰核積分法を用いた簡易遮へい計算コード QAD-CGGP2 が使用されている。廃止措置ハンドブックに示されていない核種は、β・γ 核種については Co-60、α 核種については Am-243 とそれぞれ保守的に最も大きい値を用いた（表 6-1-6）。船体への移行係数[32]は、「六ヶ所事業所再処理事業指定申請書」（日本原燃サービス、1989） [22]より 100((Bq/m^2)/(Bq/L))で海水中濃度と常に平衡状態であると仮定した。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

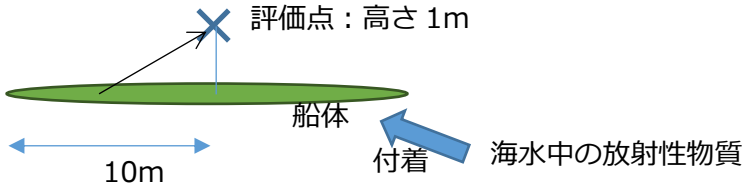


図 6-1-7　廃止措置ハンドブックにおける船体からの被ばく評価モデル

③遊泳等における水中での外部被ばく

遊泳、海中作業時に、周囲の海水中の放射性物質から受けるγ線による外部被ばくについて、サブマージョンモデル[33]による評価を行う。

遊泳、海中作業時の海水からの放射線による実効線量 D_3(mSv/年)の計算式を式(6-1-4)に示す。

$$D_3 = \sum_i (K_3)_i \cdot (x_3)_i \cdot t_3 \qquad (6\text{-}1\text{-}4)$$

ここで、

$(K_3)_i$　は核種 i の海水からのγ線による実効線量換算係数((mSv/h)/(Bq/L))

$(x_3)_i$　は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

t_3　　は年間の遊泳時間(h/年)

[31] 海水中から船体に移行した放射性物質が放出する放射線により、その船上で作業する人が受ける放射線量を、図 6-1-7 のモデルで評価し、船体に付着した放射性物質の付着密度に対する係数として示したもの。

[32] 海水中に含まれる放射性物質の濃度が 1 Bq/L であった場合に、その海水に接するものにどの程度の放射性物質が付着するのかを単位面積当たりの放射能で示したもの。

[33] 周囲を放射性物質に囲まれた状態で周囲の放射性物質からの放射線による被ばくを計算するモデル。

海水中からのγ線による実効線量換算係数は、廃止措置ハンドブックの値を使用した。廃止措置ハンドブックに示されていない核種は、β・γ 核種については Co-60、α 核種については Am-243 とそれぞれ保守的に最も大きい値を用いた（表 6-1-7）。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

④海浜砂からの外部被ばく

砂浜滞在時に、海水から海浜の砂に移行した放射性物質から受ける外部被ばくについて、図 6-1-8 に示すモデルによる評価を行う。

海浜砂からのγ線による実効線量 D_4(mSv/年)の計算式を式(6-1-5)に示す。

$$D_4 = \sum_i (K_4)_i \cdot (x_4)_i \cdot (F_4)_i \cdot t_4 \qquad (6\text{-}1\text{-}5)$$

ここで、

$(K_4)_i$　は核種 i の海浜砂からのγ線による実効線量換算係数((mSv/h)/(Bq/kg))

$(x_4)_i$　は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(F_4)_i$　は核種 i の海水から砂浜への移行係数((Bq/kg)/(Bq/L))

t_4　　は年間の被ばく時間(h/年)

海浜砂からのγ線による実効線量換算係数は、廃止措置ハンドブックの値を使用した。実効線量換算係数の算出は、点減衰核積分法を用いた簡易遮へい計算コード QAD-CGGP2 が使用されている。廃止措置ハンドブックに示されていない核種は、β・γ 核種については Co-60、α 核種については Am-243 とそれぞれ保守的に最も大きい値を用いた（表 6-1-8）。砂浜への核種の移行係数は、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」より、すべての核種について 1,000((Bq/kg)/(Bq/L))で海水中濃度と常に平衡状態にあるとした。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

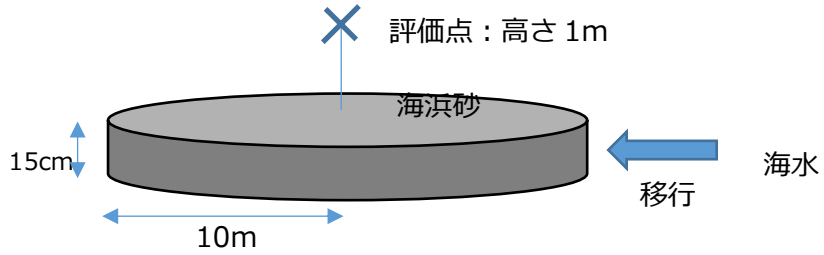


図 6-1-8　廃止措置ハンドブックにおける海浜砂からの被ばく評価モデル

⑤漁網からの外部被ばく

漁業に従事する際に、海水から放射性物質が漁網に移行し、その漁網を船上、あるいは陸上に置いた際に漁網に付着した放射性物質から受ける外部被ばくについて、図 6-1-9 に示すモデルにより評価を行う。

漁網に付着した放射性物質からの実効線量 D_5(mSv/年)の計算式を式(6-1-6)、(6-1-7)に示す。

$$D_5 = \sum_i (K_5)_i \cdot (S_5)_i \cdot t_5 \qquad (6\text{-}1\text{-}6)$$

$$(S_5)_i = (F_5)_i \cdot (x_5)_i \qquad (6\text{-}1\text{-}7)$$

ここで、

$(K_5)_i$　は核種 i の漁網からのγ線による実効線量換算係数((mSv/h)/(Bq/kg))

$(S_5)_i$　は漁網中の核種 i の濃度(Bq/kg)

t_5　　は年間の被ばく時間(h/年)

$(F_5)_i$　は核種 i の海水から漁網への移行係数((Bq/kg)/(Bq/L))

$(x_5)_i$　は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

実効線量換算係数は、廃止措置ハンドブックの値を使用した。実効線量換算係数の算出は、点減衰核積分法を用いた簡易遮へい計算コード QAD-CGGP2 が使用されている。廃止措置ハンドブックに示されていない核種は、β・γ 核種については Co-60、α 核種については Am-243 とそれぞれ保守的に最も大きい値を用いた（表 6-1-9）。漁網への移行係数は、「六ヶ所事業所再処理事業指定申請書」よりトリチウム以外のすべ

ての核種について 4,000((Bq/kg)/(Bq/L))で海水中濃度と常に平衡状態にあると仮定した。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

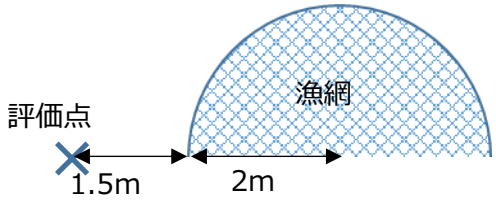


図 6-1-9　廃止措置ハンドブックにおける漁網からの被ばく評価モデル

b.　内部被ばく

⑥海水の飲水による内部被ばく

遊泳中は、誤って海水を飲んでしまうことが考えられることから、遊泳中の飲水による内部被ばくを評価する。

飲水により摂取した放射性物質からの預託実効線量 D_6(mSv/年)の計算式を式(6-1-8)に示す。

$$D_6 = \sum_i t_6 \cdot Hs \cdot (x_6)_i \cdot \left(K_F^{50}\right)_i \qquad (6\text{-}1\text{-}8)$$

ここで、

t_6　　は年間の遊泳時間(h/年)

Hs　　は遊泳中の海水摂取率であり、成人、幼児で 0.2L/ h と保守的に設定

$(x_6)_i$　は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(K_F^{50})_i$　は核種 i の経口摂取による預託実効線量係数(mSv/Bq)

経口摂取による預託実効線量係数は、IAEA No. GSR Part 3 “Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards”（以下、「GSR Part 3」） [13]の Table III.2D. “Members of the Public: Committed Effective Dose per Unit Intake e(g) via ingestion (Sv/Bq)”に定める係数を使用した（表 6-1-10）。

乳児は、遊泳を行うことはほとんどないことから、評価の対象外とした。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

⑦海水の水しぶきの吸入による内部被ばく

海浜においては、波による海水の水しぶきを吸入することが考えられることから、水しぶきの吸入による内部被ばくを評価する。評価手法は、IAEA-TECDOC-1759 ”Determining the Suitability of Materials for Disposal at Sea under the London Convention 1972 and London Protocol 1996: A Radiological Assessment Procedure” [23]（以下、「TECDOC-1759」）を参考とした。

水しぶきの吸入により摂取した放射性物質からの預託実効線量 D_7(mSv/年)の計算式を式(6-1-9)に示す。

$$D_7 = 10^3 \cdot \sum_i t_7 \cdot Rs \cdot \frac{C_s}{\rho_w} (x_7)_i \cdot \left(K_h^{50}\right)_i \qquad (6\text{-}1\text{-}9)$$

ここで、

t_7　は年間の海浜滞在時間(h/年)

Rs　は呼吸率であり、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」 [24]より、成人 0.925m^3/ h 、幼児 0.363m^3/ h 、乳児 0.119m^3/ h を使用

C_s　は水しぶきの空気中濃度(kg/m^3)であり、TECDOC-1759 の推奨値 1.0E-02kg/m^3 を使用

ρ_w　は海水の密度であり、1.0E+03kg/m^3 を使用。

$(x_7)_i$　は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(K_h^{50})_i$ は核種 i の吸入摂取による預託実効線量係数(mSv/Bq)

10^3 は単位の換算（10^3L/m^3）による係数

吸入摂取による預託実効線量係数は、GSR Part 3 の Table III.2E. “Members of the Public: Committed Effective Dose per Unit Intake e(g) via inhalation (Sv/Bq)”に定める係数を使用したが、トリチウムのみ Table III.2G. “Inhalation: Committed Effective Dose per Unit Intake e(g) (Sv/Bq) for soluble or reactive gases and vapours”に定める係数を使用した（表 6-1-11）。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

⑧海産物の摂取による内部被ばく

海水から海洋生物に移行した放射性物質を、海産物摂取に伴い体内に取り込むことによる内部被ばくについて評価を行う。

海産物摂取による預託実効線量 D_8(mSv/年)の計算式を式(6-1-10)、(6-1-11)に示す。

$$D_8 = \sum_k \sum_i (K_F^{50})_i \cdot H_{ki} \qquad (6\text{-}1\text{-}10)$$

$$H_{ki} = 365 \cdot 10^{-3} \cdot (x_8)_i \cdot (CF)_{ki} \cdot F_k \cdot W_k \cdot f_{ki} \qquad (6\text{-}1\text{-}11)$$

ここで、

$(K_F^{50})_i$ は核種 i の経口摂取による預託実効線量係数(mSv/Bq)

H_{ki} は海産物 k の摂取を通じた核種 i の摂取率(Bq/年)

$(x_8)_i$ 核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(\mathrm{CF})_{ki}$ は核種 i の海産物 k に対する濃縮係数((Bq/kg)/(Bq/L))[34]

F_k は市場希釈係数[35]

W_k は海産物 k の摂取量(g/日)

f_{ki} は海産物 k の採取から摂取までの核種 i の減衰比

$365 \cdot 10^{-3}$ は単位の換算（365 日/年、10^{-3}kg/g）による係数

経口摂取による預託実効線量係数は、遊泳中の飲水と同じ（表 6-1-10）である。

海産物の濃縮係数[36]は、IAEA Technical Reports Series No.422 ”Sediment Distribution Coefficients and Concentration Factors for Biota in the Marine Environment” [25]（以下、「TRS-422」）および UCRL-50564 Rev.1 ”CONCENTRATION FACTORS OF CHEMICAL ELEMENTS IN EDIBLE

[34] 海洋生物（原則可食部）中放射性核種濃度（湿重量当たり）の、生息している環境海水中放射性核種濃度に対する関係を示す便宜的な係数で、生物への移行評価モデルで用いられる（IAEA, 2004）。

[35] 一般的に、食料がすべて地場産品であることは非常にまれであり、考慮している放射性物質の放出の影響の及ばない他所で漁獲・収穫されたものが併せて流通する。実施しようとしている放射性物質の環境放出の影響は、これによって軽減されることになるため、どの程度の割合（市場希釈係数）で摂取されるのかを食品別に設定して評価を行うこととされているが、本評価では保守的に市場希釈は考慮せず、すべて当該海域で漁獲されたものとして評価している。

[36] 放射性物質を含む海水中に長期間生息する生物の体内には、元素の種類に応じて放射性物質が取り込まれ、ある濃度で平衡に達する。この時の周辺環境の海水中放射性物質濃度と体内におけるある放射性物質の平衡濃度との比をいう。

AQUATIC ORGANISMS” [26]（以下、「UCRL-50564 Rev.1」）に定める係数を使用した（表 6-1-12）。

実際には他産地からの海産物の市場流通により発生するはずの市場希釈、海産物の採取から摂取までの核種の減衰は、保守性確保の観点から考慮しないこととした。

評価に使用する海水中濃度、年間の被ばく時間は、代表的個人の特性にて設定する。

表 6-1-5　海水面からの放射線による実効線量換算係数

（廃止措置ハンドブック [21]、それ以外は備考に付記）

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/L))	備考
H-3	0.0E+00	純β核種であるため 0 とした
C-14	0.0E+00	純β核種であるため 0 とした
Mn-54	1.7E-07	
Fe-59	3.2E-11	
Co-58	2.0E-07	
Co-60	5.0E-07	
Ni-63	0.0E+00	純β核種であるため 0 とした
Zn-65	1.2E-07	
Rb-86	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sr-89	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sr-90	1.6E-09	
Y-90	–	親核種 Sr-90 に含まれる
Y-91	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Nb-95	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Tc-99	1.5E-11	
Ru-103	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ru-106	4.5E-08	
Rh-103m	–	親核種 Ru-103 に含まれる
Rh-106	–	親核種 Ru-106 に含まれる
Ag-110m	5.0E-07	保守的に Co-60 と同じ値とした
Cd-113m	7.4E-11	
Cd-115m	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-119m	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-123	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-126	1.1E-08	
Sb-124	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/L))	備考
Sb-125	8.7E-08	
Te-123m	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-125m	6.6E-09	
Te-127	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-127m	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-129	–	親核種 Te-129m に含まれる
Te-129m	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
I-129	4.6E-09	
Cs-134	3.1E-07	
Cs-135	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cs-136	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cs-137	1.2E-07	
Ba-137m	–	親核種 Cs-137 に含まれる
Ba-140	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ce-141	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ce-144	1.3E-08	
Pr-144	–	親核種 Ce-144 に含まれる
Pr-144m	–	親核種 Ce-144 に含まれる
Pm-146	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pm-147	8.2E-12	
Pm-148	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pm-148m	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sm-151	1.7E-12	
Eu-152	2.3E-07	
Eu-154	2.5E-07	
Eu-155	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/L))	備考
Gd-153	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Tb-160	5.0E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pu-238	4.7E-11	
Pu-239	2.6E-11	
Pu-240	4.6E-11	
Pu-241	2.9E-08	
Am-241	4.6E-09	
Am-242m	3.1E-09	
Am-243	4.4E-08	
Cm-242	4.8E-11	
Cm-243	4.4E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Am-243 と同じ値とした
Cm-244	4.5E-11	

表 6-1-6　船体からの放射線による実効線量換算係数

（廃止措置ハンドブック [21]、それ以外は備考に付記）

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/m^2))	備考
H-3	0.0E+00	純β核種であるため 0 とした
C-14	0.0E+00	純β核種であるため 0 とした
Mn-54	1.4E-09	
Fe-59	4.2E-12	
Co-58	1.6E-09	
Co-60	3.5E-09	
Ni-63	0.0E+00	純β核種であるため 0 とした
Zn-65	1.0E-09	
Rb-86	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sr-89	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sr-90	5.8E-11	
Y-90	–	親核種 Sr-90 に含まれる
Y-91	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/m^2))	備考
Nb-95	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Tc-99	2.8E-12	
Ru-103	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ru-106	4.0E-10	
Rh-103m	–	親核種 Ru-103 に含まれる
Rh-106	–	親核種 Ru-106 に含まれる
Ag-110m	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cd-113m	7.2E-12	
Cd-115m	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-119m	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-123	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-126	2.3E-10	
Sb-124	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sb-125	8.3E-10	
Te-123m	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-125m	4.4E-10	
Te-127	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-127m	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-129	–	親核種 Te-129m に含まれる
Te-129m	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
I-129	3.0E-10	
Cs-134	2.4E-09	
Cs-135	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cs-136	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cs-137	9.5E-10	
Ba-137m	–	親核種 Cs-137 に含まれる

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/m^2))	備考
Ba-140	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ce-141	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ce-144	1.6E-10	
Pr-144	–	親核種 Ce-144 に含まれる
Pr-144m	–	親核種 Ce-144 に含まれる
Pm-146	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pm-147	1.9E-12	
Pm-148	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pm-148m	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sm-151	8.7E-13	
Eu-152	1.8E-09	
Eu-154	1.8E-09	
Eu-155	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Gd-153	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Tb-160	3.5E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pu-238	1.1E-10	
Pu-239	3.9E-11	
Pu-240	1.0E-10	
Pu-241	7.7E-10	
Am-241	2.0E-10	
Am-242m	8.3E-10	
Am-243	1.1E-09	
Cm-242	1.1E-10	
Cm-243	1.1E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Am-243 と同じ値とした
Cm-244	1.0E-10	

表 6-1-7　遊泳、海中作業における海水からの放射線による実効線量換算係数

（廃止措置ハンドブック [21]、それ以外は備考に付記）

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/L))	備考
H-3	0.0E+00	
C-14	0.0E+00	
Mn-54	4.8E-07	
Fe-59	6.8E-07	
Co-58	4.7E-07	
Co-60	1.4E-06	
Ni-63	0.0E+00	
Zn-65	3.3E-07	
Rb-86	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sr-89	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sr-90	7.2E-13	
Y-90	–	親核種 Sr-90 に含まれる
Y-91	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Nb-95	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Tc-99	4.0E-13	
Ru-103	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ru-106	1.2E-07	
Rh-103m	–	親核種 Ru-103 に含まれる
Rh-106	–	親核種 Ru-106 に含まれる
Ag-110m	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cd-113m	4.2E-11	
Cd-115m	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-119m	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-123	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-126	3.2E-08	

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/L))	備考
Sb-124	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sb-125	2.5E-07	
Te-123m	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-125m	2.0E-08	
Te-127	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-127m	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-129	–	親核種 Te-129m に含まれる
Te-129m	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
I-129	1.4E-08	
Cs-134	9.0E-07	
Cs-135	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cs-136	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cs-137	3.4E-07	
Ba-137m	–	親核種 Cs-137 に含まれる
Ba-140	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ce-141	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ce-144	2.8E-08	
Pr-144	–	親核種 Ce-144 に含まれる
Pr-144m	–	親核種 Ce-144 に含まれる
Pm-146	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pm-147	2.5E-12	
Pm-148	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pm-148m	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sm-151	8.3E-12	
Eu-152	6.6E-07	
Eu-154	6.4E-07	

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/L))	備考
Eu-155	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Gd-153	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Tb-160	1.4E-06	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pu-238	1.1E-09	
Pu-239	5.2E-10	
Pu-240	9.9E-10	
Pu-241	8.1E-08	
Am-241	1.9E-08	
Am-242m	1.4E-08	
Am-243	1.4E-07	
Cm-242	1.1E-09	
Cm-243	1.4E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Am-243 と同じ値とした
Cm-244	9.0E-10	

表 6-1-8　海浜砂からの放射線による実効線量換算係数

（「廃止措置工事環境影響ハンドブック」 [21]、それ以外は備考に付記）

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/kg))	備考
H-3	0.0E+00	純β核種であるため 0 とした
C-14	0.0E+00	純β核種であるため 0 とした
Mn-54	1.6E-07	
Fe-59	1.6E-11	
Co-58	1.9E-07	
Co-60	4.7E-07	
Ni-63	0.0E+00	純β核種であるため 0 とした
Zn-65	1.1E-07	
Rb-86	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sr-89	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sr-90	1.2E-09	
Y-90	–	親核種 Sr-90 に含まれる

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/kg))	備考
Y-91	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Nb-95	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Tc-99	6.3E-12	
Ru-103	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ru-106	4.3E-08	
Rh-103m	–	親核種 Ru-103 に含まれる
Rh-106	–	親核種 Ru-106 に含まれる
Ag-110m	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cd-113m	4.1E-11	
Cd-115m	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-119m	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-123	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-126	5.2E-09	
Sb-124	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sb-125	8.3E-08	
Te-123m	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-125m	1.9E-09	
Te-127	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-127m	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-129	–	親核種 Te-129m に含まれる
Te-129m	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
I-129	1.3E-09	
Cs-134	3.1E-07	
Cs-135	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cs-136	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/kg))	備考
Cs-137	1.2E-07	
Ba-137m	–	親核種 Cs-137 に含まれる
Ba-140	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ce-141	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ce-144	1.0E-08	
Pr-144	–	親核種 Ce-144 に含まれる
Pr-144m	–	親核種 Ce-144 に含まれる
Pm-146	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pm-147	3.5E-12	
Pm-148	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pm-148m	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sm-151	6.3E-13	
Eu-152	2.1E-07	
Eu-154	2.3E-07	
Eu-155	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Gd-153	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Tb-160	4.7E-07	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pu-238	3.6E-11	
Pu-239	2.1E-11	
Pu-240	3.5E-11	
Pu-241	2.0E-08	
Am-241	1.7E-09	
Am-242m	2.0E-09	
Am-243	3.1E-08	
Cm-242	3.7E-11	
Cm-243	3.1E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Am-243 と同じ値とした
Cm-244	3.6E-11	

表 6-1-9　漁網からの放射線による実効線量換算係数

（「廃止措置工事環境影響ハンドブック」 [21]、その他は備考に付記」）

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/kg))	備考
H-3	0.0E+00	純β核種であるため 0 とした
C-14	0.0E+00	純β核種であるため 0 とした
Mn-54	3.2E-08	
Fe-59	2.2E-12	
Co-58	3.7E-08	
Co-60	9.9E-08	
Ni-63	0.0E+00	純β核種であるため 0 とした
Zn-65	2.3E-08	
Rb-86	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sr-89	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sr-90	2.1E-10	
Y-90	–	親核種 Sr-90 に含まれる
Y-91	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Nb-95	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Tc-99	7.9E-13	
Ru-103	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ru-106	8.2E-09	
Rh-103m	–	親核種 Ru-103 に含まれる
Rh-106	–	親核種 Ru-106 に含まれる
Ag-110m	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cd-113m	5.9E-12	
Cd-115m	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-119m	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-123	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sn-126	7.0E-10	

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/kg))	備考
Sb-124	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sb-125	1.5E-08	
Te-123m	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-125m	2.3E-10	
Te-127	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-127m	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Te-129	–	親核種 Te-129m に含まれる
Te-129m	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
I-129	1.6E-10	
Cs-134	5.9E-08	
Cs-135	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cs-136	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Cs-137	2.2E-08	
Ba-137m	–	親核種 Cs-137 に含まれる
Ba-140	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ce-141	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Ce-144	2.0E-09	
Pr-144	–	親核種 Ce-144 に含まれる
Pr-144m	–	親核種 Ce-144 に含まれる
Pm-146	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pm-147	4.2E-13	
Pm-148	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pm-148m	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Sm-151	5.8E-14	
Eu-152	4.3E-08	
Eu-154	4.7E-08	

核種	実効線量換算係数 ((mSv/h)/(Bq/kg))	備考
Eu-155	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Gd-153	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Tb-160	9.9E-08	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Co-60 と同じ値とした
Pu-238	1.7E-12	
Pu-239	1.9E-12	
Pu-240	1.8E-12	
Pu-241	3.1E-09	
Am-241	2.1E-10	
Am-242m	2.7E-10	
Am-243	4.8E-09	
Cm-242	1.8E-12	
Cm-243	4.8E-09	出典元で数値が与えられていない核種であるため、保守的に Am-243 と同じ値とした
Cm-244	2.1E-12	

表 6-1-10　経口摂取による実効線量係数（GSR Part 3 [13]）

対象 核種	実効線量係数 （mSv/Bq）			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3 (THO)	1.8E-08	3.1E-08	6.4E-08	飲水の評価に使用
H-3 (OBT 考慮)	2.0E-08	3.5E-08	7.0E-08	摂取するトリチウムの 10%が OBT と仮定、海産物摂取の評価に使用
C-14	5.8E-07	9.9E-07	1.4E-06	
Mn-54	7.1E-07	1.9E-06	5.4E-06	
Fe-59	1.8E-06	7.5E-06	3.9E-05	
Co-58	7.4E-07	2.6E-06	7.3E-06	
Co-60	3.4E-06	1.7E-05	5.4E-05	
Ni-63	1.5E-07	4.6E-07	1.6E-06	
Zn-65	3.9E-06	9.7E-06	3.6E-05	
Rb-86	2.8E-06	9.9E-06	3.1E-05	
Sr-89	2.6E-06	8.9E-06	3.6E-05	
Sr-90	2.8E-05	4.7E-05	2.3E-04	子孫核種の影響を含む
Y-90	2.7E-06	1.0E-05	3.1E-05	

対象核種	実効線量係数（mSv/Bq）			備考
	成人	幼児	乳児	
Y-91	2.4E-06	8.8E-06	2.8E-05	
Nb-95	5.8E-07	1.8E-06	4.6E-06	
Tc-99	6.4E-07	2.3E-06	1.0E-05	
Ru-103	7.3E-07	2.4E-06	7.1E-06	子孫核種の影響を含む
Ru-106	7.0E-06	2.5E-05	8.4E-05	子孫核種の影響を含む
Rh-103m	3.8E-09	1.3E-08	4.7E-08	
Rh-106	–	–	–	半減期が十分短い（約 30 秒）ので単独での取り込みは考慮しない
Ag-110m	2.8E-06	7.8E-06	2.4E-05	
Cd-113m	2.3E-05	3.9E-05	1.2E-04	
Cd-115m	3.3E-06	9.7E-06	4.1E-05	
Sn-119m	3.4E-07	1.3E-06	4.1E-06	
Sn-123	2.1E-06	7.8E-06	2.5E-05	
Sn-126	4.7E-06	1.6E-05	5.0E-05	
Sb-124	2.5E-06	8.4E-06	2.5E-05	
Sb-125	1.1E-06	3.4E-06	1.1E-05	
Te-123m	1.4E-06	4.9E-06	1.9E-05	
Te-125m	8.7E-07	3.3E-06	1.3E-05	
Te-127	1.7E-07	6.2E-07	1.5E-06	
Te-127m	2.3E-06	9.5E-06	4.1E-05	
Te-129	6.3E-08	2.1E-07	7.5E-07	
Te-129m	3.0E-06	1.2E-05	4.4E-05	子孫核種の影響を含む
I-129	1.1E-04	1.7E-04	1.8E-04	
Cs-134	1.9E-05	1.3E-05	2.6E-05	
Cs-135	2.0E-06	1.7E-06	4.1E-06	
Cs-136	3.0E-06	6.1E-06	1.5E-05	
Cs-137	1.3E-05	9.6E-06	2.1E-05	子孫核種の影響を含む
Ba-137m	–	–	–	半減期が十分短い（約 2.6 分）ので単独での取り込みは考慮しない
Ba-140	2.6E-06	9.2E-06	3.2E-05	
Ce-141	7.1E-07	2.6E-06	8.1E-06	
Ce-144	5.2E-06	1.9E-05	6.6E-05	子孫核種の影響を含む
Pr-144	5.0E-08	1.7E-07	6.4E-07	

対象核種	実効線量係数（mSv/Bq）			備考
	成人	幼児	乳児	
Pr-144m	–	–	–	半減期が十分短い（約 7.2 分）ので単独での取り込みは考慮しない
Pm-146	9.0E-07	2.8E-06	1.0E-05	
Pm-147	2.6E-07	9.6E-07	3.6E-06	
Pm-148	2.7E-06	9.7E-06	3.0E-05	
Pm-148m	1.7E-06	5.5E-06	1.5E-05	
Sm-151	9.8E-08	3.3E-07	1.5E-06	
Eu-152	1.4E-06	4.1E-06	1.6E-05	
Eu-154	2.0E-06	6.5E-06	2.5E-05	
Eu-155	3.2E-07	1.1E-06	4.3E-06	
Gd-153	2.7E-07	9.4E-07	2.9E-06	
Tb-160	1.6E-06	5.4E-06	1.6E-05	
Pu-238	2.3E-04	3.1E-04	4.0E-03	
Pu-239	2.5E-04	3.3E-04	4.2E-03	
Pu-240	2.5E-04	3.3E-04	4.2E-03	
Pu-241	4.8E-06	5.5E-06	5.6E-05	
Am-241	2.0E-04	2.7E-04	3.7E-03	
Am-242m	1.9E-04	2.3E-04	3.1E-03	
Am-243	2.0E-04	2.7E-04	3.6E-03	
Cm-242	1.2E-05	3.9E-05	5.9E-04	
Cm-243	1.5E-04	2.2E-04	3.2E-03	
Cm-244	1.2E-04	1.9E-04	2.9E-03	

表 6-1-11　吸入摂取による実効線量係数（GSR Part 3 [13]）

対象核種	実効線量係数（mSv/Bq）			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	1.8E-08	3.1E-08	6.4E-08	トリチウム蒸気の換算係数を使用
C-14	5.8E-06	1.1E-05	1.9E-05	
Mn-54	1.5E-06	3.8E-06	7.5E-06	
Fe-59	4.0E-06	8.1E-06	2.1E-05	
Co-58	2.1E-06	4.5E-06	9.0E-06	
Co-60	3.1E-05	5.9E-05	9.2E-05	

対象核種	実効線量係数（mSv/Bq）			備考
	成人	幼児	乳児	
Ni-63	1.3E-06	2.7E-06	4.8E-06	
Zn-65	2.2E-06	5.7E-06	1.5E-05	
Rb-86	9.3E-07	3.4E-06	1.2E-05	
Sr-89	7.9E-06	1.7E-05	3.9E-05	
Sr-90	1.6E-04	2.7E-04	4.2E-04	子孫核種の影響を含む
Y-90	1.5E-06	4.2E-06	1.3E-05	
Y-91	8.9E-06	1.9E-05	4.3E-05	
Nb-95	1.8E-06	3.6E-06	7.7E-06	
Tc-99	1.3E-05	2.4E-05	4.1E-05	
Ru-103	3.0E-06	6.0E-06	1.3E-05	子孫核種の影響を含む
Ru-106	6.6E-05	1.4E-04	2.6E-04	子孫核種の影響を含む
Rh-103m	2.7E-09	6.7E-09	2.0E-08	
Rh-106	–	–	–	半減期が十分短い（約 30 秒）ので単独での取り込みは考慮しない
Ag-110m	1.2E-05	2.6E-05	4.6E-05	
Cd-113m	1.1E-04	1.8E-04	3.0E-04	
Cd-115m	7.7E-06	1.7E-05	4.6E-05	
Sn-119m	2.2E-06	4.7E-06	1.0E-05	
Sn-123	8.1E-06	1.8E-05	4.0E-05	
Sn-126	2.8E-05	6.2E-04	1.2E-04	
Sb-124	8.6E-06	1.8E-05	3.9E-05	
Sb-125	1.2E-05	2.4E-05	4.2E-05	
Te-123m	5.1E-06	9.8E-06	2.0E-05	
Te-125m	4.2E-06	7.8E-06	1.7E-05	
Te-127	1.4E-07	3.9E-07	1.2E-06	
Te-127m	9.8E-06	2.0E-05	4.1E-05	
Te-129	3.9E-08	1.0E-07	3.5E-07	
Te-129m	7.9E-06	1.7E-05	3.8E-05	子孫核種の影響を含む
I-129	3.6E-05	6.1E-05	7.2E-05	
Cs-134	2.0E-05	4.1E-05	7.0E-05	
Cs-135	8.6E-06	1.6E-05	2.7E-05	
Cs-136	2.8E-06	6.0E-06	1.5E-05	
Cs-137	3.9E-05	7.0E-05	1.1E-04	子孫核種の影響を含む

対象核種	実効線量係数（mSv/Bq）			備考
	成人	幼児	乳児	
Ba-137m	–	–	–	半減期が十分短い（約 2.6 分）ので単独での取り込みは考慮しない
Ba-140	5.8E-06	1.2E-05	2.9E-05	
Ce-141	3.8E-06	7.1E-06	1.6E-05	
Ce-144	5.3E-05	1.4E-04	3.6E-04	子孫核種の影響を含む
Pr-144	1.8E-08	5.2E-08	1.9E-07	
Pr-144m	–	–	–	半減期が十分短い（約 7.2 分）ので単独での取り込みは考慮しない
Pm-146	2.1E-05	3.9E-05	6.4E-05	
Pm-147	5.0E-06	1.1E-05	2.1E-05	
Pm-148	2.2E-06	5.5E-06	1.5E-05	
Pm-148m	5.7E-06	1.2E-05	2.5E-05	
Sm-151	4.0E-06	6.7E-06	1.1E-05	
Eu-152	4.2E-05	7.0E-05	1.1E-04	
Eu-154	5.3E-05	9.7E-05	1.6E-04	
Eu-155	6.9E-06	1.4E-05	2.6E-05	
Gd-153	2.1E-06	6.5E-06	1.5E-05	
Tb-160	7.0E-06	1.5E-05	3.2E-05	
Pu-238	1.1E-01	1.4E-01	2.0E-01	
Pu-239	1.2E-01	1.5E-01	2.1E-01	
Pu-240	1.2E-01	1.5E-01	2.1E-01	
Pu-241	2.3E-03	2.6E-03	2.8E-03	
Am-241	9.6E-02	1.2E-01	1.8E-01	
Am-242m	9.2E-02	1.1E-01	1.6E-01	
Am-243	9.6E-02	1.2E-01	1.8E-01	
Cm-242	5.9E-03	1.2E-02	2.7E-02	
Cm-243	6.9E-02	9.5E-02	1.6E-01	
Cm-244	5.7E-02	8.3E-02	1.5E-01	

表 6-1-12　海産物に対する濃縮係数（TRS-422 [25]、それ以外は備考に付記）

対象核種	濃縮係数（（Bq/kg）/（Bq/L））			備考
	魚類	無脊椎動物	海藻	
H-3	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00	

対象核種	濃縮係数（（Bq/kg）/（Bq/L））			備考
	魚類	無脊椎動物	海藻	
C-14	2.0E+04	2.0E+04	1.0E+04	
Mn-54	1.0E+03	5.0E+04	6.0E+03	
Fe-59	3.0E+04	5.0E+05	2.0E+04	
Co-58	7.0E+02	2.0E+04	6.0E+03	
Co-60	7.0E+02	2.0E+04	6.0E+03	
Ni-63	1.0E+03	2.0E+03	2.0E+03	
Zn-65	1.0E+03	8.0E+04	2.0E+03	
Rb-86	9.0E+00	1.7E+01	1.7E+01	UCRL-50564 Rev.1 より引用
Sr-89	3.0E+00	1.0E+01	1.0E+01	
Sr-90	3.0E+00	1.0E+01	1.0E+01	
Y-90	–	–	–	親核種 Sr-90 と平衡状態とする
Y-91	2.0E+01	1.0E+03	1.0E+03	
Nb-95	3.0E+01	1.0E+03	3.0E+03	
Tc-99	8.0E+01	5.0E+02	3.0E+04	
Ru-103	2.0E+00	5.0E+02	2.0E+03	
Ru-106	2.0E+00	5.0E+02	2.0E+03	
Rh-103m	–	–	–	親核種 Ru-103 と平衡状態とする
Rh-106	–	–	–	親核種 Ru-106 と平衡状態とする
Ag-110m	1.0E+04	6.0E+04	5.0E+03	
Cd-113m	5.0E+03	8.0E+04	2.0E+04	
Cd-115m	5.0E+03	8.0E+04	2.0E+04	
Sn-119m	5.0E+05	5.0E+05	2.0E+05	
Sn-123	5.0E+05	5.0E+05	2.0E+05	
Sn-126	5.0E+05	5.0E+05	2.0E+05	
Sb-124	6.0E+02	3.0E+02	2.0E+01	
Sb-125	6.0E+02	3.0E+02	2.0E+01	
Te-123m	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	
Te-125m	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	
Te-127	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	
Te-127m	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	
Te-129	–	–	–	親核種 Te-129m と平衡状態とする
Te-129m	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	
I-129	9.0E+00	1.0E+01	1.0E+04	
Cs-134	1.0E+02	6.0E+01	5.0E+01	
Cs-135	1.0E+02	6.0E+01	5.0E+01	
Cs-136	1.0E+02	6.0E+01	5.0E+01	
Cs-137	1.0E+02	6.0E+01	5.0E+01	
Ba-137m	–	–	–	親核種 Cs-137 と平衡状態とする

対象核種	濃縮係数（（Bq/kg）/（Bq/L））			備考
	魚類	無脊椎動物	海藻	
Ba-140	1.0E+01	1.0E+01	7.0E+01	
Ce-141	5.0E+01	2.0E+03	5.0E+03	
Ce-144	5.0E+01	2.0E+03	5.0E+03	
Pr-144	–	–	–	親核種 Ce-144 と平衡状態とする
Pr-144m	–	–	–	親核種 Ce-144 と平衡状態とする
Pm-146	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
Pm-147	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
Pm-148	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
Pm-148m	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
Sm-151	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
Eu-152	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
Eu-154	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
Eu-155	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
Gd-153	3.0E+02	7.0E+03	3.0E+03	
Tb-160	6.0E+01	3.0E+03	2.0E+03	
Pu-238	1.0E+02	3.0E+03	4.0E+03	
Pu-239	1.0E+02	3.0E+03	4.0E+03	
Pu-240	1.0E+02	3.0E+03	4.0E+03	
Pu-241	1.0E+02	3.0E+03	4.0E+03	
Am-241	1.0E+02	1.0E+03	8.0E+03	
Am-242m	1.0E+02	1.0E+03	8.0E+03	
Am-243	1.0E+02	1.0E+03	8.0E+03	
Cm-242	1.0E+02	1.0E+03	5.0E+03	
Cm-243	1.0E+02	1.0E+03	5.0E+03	
Cm-244	1.0E+02	1.0E+03	5.0E+03	

※無脊椎動物としては、軟体動物（頭足類を除く）の値を使用した。

(4) 被ばく評価の対象となる代表的個人の設定

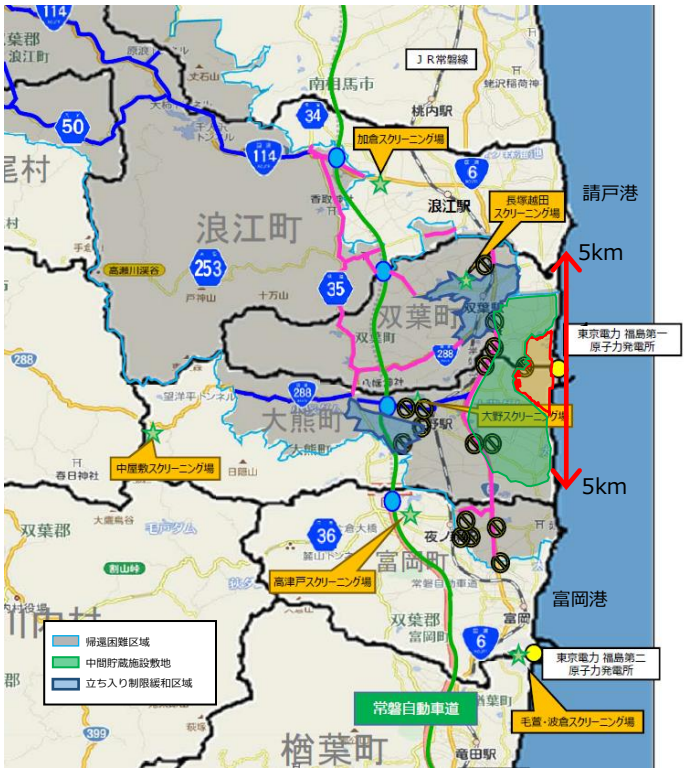
① 発電所周辺の状況

GSG-9 によれば、一部の被ばく経路に対する代表的個人に関する生活習慣および特性は、生活習慣データ分布からもっとも高い群（例えば 95 パーセンタイル値）などを使用すべきとの記述が見られる。

しかし、福島第一原子力発電所周辺の地域では、図 6-1-10 に示すとおり、事故により設定された帰還困難区域、さらには発電所の陸側を取り囲むように設置される中間貯蔵施設などによって、これら区域内には一般の人が居住できないよう措置が取られている。加えて、福島県下で行われる漁業は、いまだ復興の途上にある。

このような状況は、今後帰還困難区域解除およびそれに伴う居住制限の緩和等によって徐々に改善されていくと考えられ、現時点でのデータに基づいて判断を行うことは将来予測としては好ましくないことから、現時点の状況下における実データに基づく評価は行わないこととし、それらに代わるものとして、既往の原子炉施設の安全審査等に用いられたものを用いて評価を行うこととした。

なお、今後この地域の復興が進み、代表的個人に関する生活習慣および特性に関する現実のデータが積みあがっていく中で、その採否について検討を行う。



出典：経済産業省原子力被災者支援（避難指示関係）帰還困難区域周辺地図（R2.12.10～）をもとに東京電力ホールディングス株式会社にて作成
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/kinkyu.html

図 6-1-10 福島第一原子力発電所周辺の帰還困難区域等の状況

② 代表的個人の特性

被ばく評価の対象となる代表的個人の特性は、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」等より以下のとおり設定した。

・漁業に年間 120 日（2,880 時間）従事し、そのうち 80 日（1,920 時間）は漁網の近くで作業を行う。
・海岸に年間 500 時間滞在し、96 時間遊泳を行う。

海産物の摂取量は、最新の日本国民全体の食品摂取に関する大規模調査結果である、厚生労働省の「令和元年（2019 年）国民健康・栄養調査報告」[37]の食品群別摂取量データから、魚介類と魚介加工品および藻類の摂取量を抽出し、魚類（魚介類（貝類、いか、たこ類、えび・かに類を除く）と魚介加工品の合計）、無脊椎動物（貝類、いか、たこ類、えび、かに類の合計）、海藻類（藻類）に分類して設定した。海産物の摂取量は、以下の２ケースについて、３つの年齢別グループ（成人、幼児、乳児）を考慮して評価を行うこととした。

i. 海産物を平均的に摂取する個人

20 歳以上の平均摂取量を成人の値とし、幼児（5 歳を想定）、乳児（1 歳を想定）は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」 [24]より成人のそれぞれ 1/2、1/5 の摂取量とした。

ii. 海産物を多く摂取する個人

20 歳以上の平均摂取量に標準偏差の２倍を加えた値を成人の値とし、幼児、乳児は成人の 1/2、1/5 とした。

設定した海産物の摂取量を表 6-1-13 および 6-1-14 に示す。

なお、外部被ばくについては、ICRP Publication 101a “Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of the Radiation Protection of the Public” [27]にて、「環境における外部被ばくに関しては、年齢による単位被ばく当たりの線量にはほとんど変動性がないことが一般に認められている。」とあることから、年齢別グループを設定しない。

[37] 令和２年（2020 年）および同３年（2021 年）は、新型コロナウィルス感染症の影響で調査自体が中止されている。

被ばくに係わる評価地点および評価に使用する海水濃度は、以下のとおりとした。

i. 海水面からの外部被ばく、および船体からの外部被ばく

発電所周辺の最寄りの漁港は、南北ともに発電所から 5km 以上離れた場所にある。漁業は、漁港から船舶により出港し、漁港を中心に発電所周辺を含めた海域で広く行われるが、評価にあたっては、保守的に発電所南北 5km、沖合 10km（発電所周辺 10km×10km の範囲（図 6-1-11））の範囲で行われるものとし、評価に使用する海水濃度は、日常的に漁業が行われていないエリア内も含めた発電所周辺 10km×10km 圏内の海表面（最上層）の年間平均濃度とした。

ii. 遊泳等における海水からの外部被ばく、海浜砂からの外部被ばく、海水の飲水による内部被ばく、および海水の水しぶきの吸入による内部被ばく

これらはすべて、砂浜滞在時の被ばくとして想定した。発電所周辺の海岸は、帰還困難区域となっており、中間貯蔵施設も設置されているが、北側の居住可能なエリアには、砂浜が広がっている。そのため、評価地点を発電所北側の最寄りの砂浜とし、評価に使用する海水濃度は、砂浜前の海水（全層）の年間平均濃度とした。なお、海岸付近は水深が 5m に満たないため上下層の混合が顕著であることから、表層濃度と全層濃度の違いがほとんどない。

iii. 漁網からの外部被ばく、および海産物摂取による内部被ばく

海水から漁網へは、漁業を行う際に放射性物質が移行することが考えられる。また、魚は漁業によって捕獲され、海産物として食卓に届けられる。そのため、評価点の考え方は i.と同じく保守的に発電所周辺 10km×10km の漁業が範囲内のみで行われるものとするが、魚は表層から底層まで分布すること、漁網は捕獲対象とする魚に合わせた深さで使用することから、評価に使用する海水濃度は 10km×10km 圏内の海水（全層）の年間平均濃度とした。

具体的な海水中濃度の計算方法は、6-1-3.(1)～(3)に示す。

表 6-1-13　海産物を平均的に摂取する個人の摂取量（g/日）

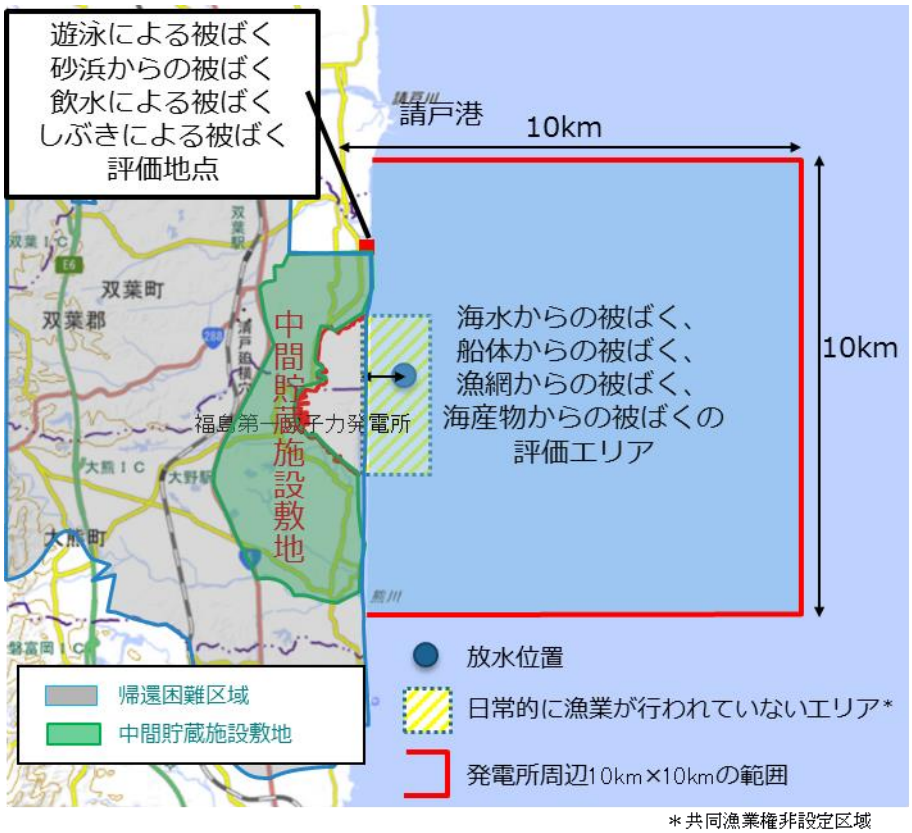
（厚労省・令和元年国民健康・栄養調査 [6]を基に設定）

	魚類	無脊椎動物	海藻類
成人	58	10	11
幼児	29	5.1	5.3
乳児	12	2.0	2.1

表 6-1-14　海産物を多く摂取する個人の摂取量（g/日）

（厚労省・令和元年国民健康・栄養調査 [6]を基準に設定）

	魚類	無脊椎動物	海藻類
成人	190	62	52
幼児	97	31	26
乳児	39	12	10



＊共同漁業権非設定区域

図 6-1-11　通常時の被ばく評価に使用する海水濃度の評価地点

出典：地理院地図（電子国土 Web）および経済産業省原子力被災者支援（避難指示関係）帰還困難区域周辺地図（R2.12.10～）をもとに東京電力ホールディングス株式会社にて作成

https://maps.gsi.go.jp/#13/37.422730/141.044970/&base=std&ls=std&disp=1&vs=c1j0h0k0l0u0t0z0r0s0m0f1

(5) 線量評価の方法

6-1-2.(3)で設定した評価方法により被ばく計算を行う。

計算結果については、一般公衆の線量限度 1mSv/年と、4.(1)に示したとおり、線量拘束値に相当するものと原子力規制委員会が認めたものとして、国内の原子力発電所に対する線量目標値 0.05mSv/年との比較を行う。

6-1-3. 評価結果

(1) 拡散シミュレーション結果

6-1-2.(2)に示したモデルを用いて、発電所沖合約 1km の海底から、年間 22 兆 Bq（2.2E+13Bq）のトリチウムを、年間を通じて均等に放出し続ける条件で、移流、拡散による海水中トリチウム濃度の計算を実施した。気象、海象条件は、2014 年および 2019 年の 2 年分実施した。2 年間の結果に大きな違いはないが、発電所周辺の平均濃度が相対的に高い 2019 年の気象、海象条件による計算結果を評価に使用することとした。計算結果を図 6-1-12～6-1-16 に示す。図 6-1-12 は広域の海表面の年間平均濃度、図 6-1-13 は発電所周辺の海表面の年間平均濃度を図示したものである。海表面で 1 Bq/L を超える濃度範囲は、発電所周辺の 3km 範囲程度となっている。

図 6-1-14、図 6-1-15 は、海中の年間平均濃度を東西方向、南北方向の断面で図示したものであり、海底の放水地点付近では評価セルの保有水量が大きいことから 30Bq/L 程度と評価され、周辺では速やかに濃度が低下している。

図 6-1-16 は、四季ごとの海表面の平均濃度分布を示したものである。海表面で 1 Bq/L を超える濃度範囲は、図 6-1-12 に比べて季節によるばらつきが見られるものの、発電所周辺に留まっている。

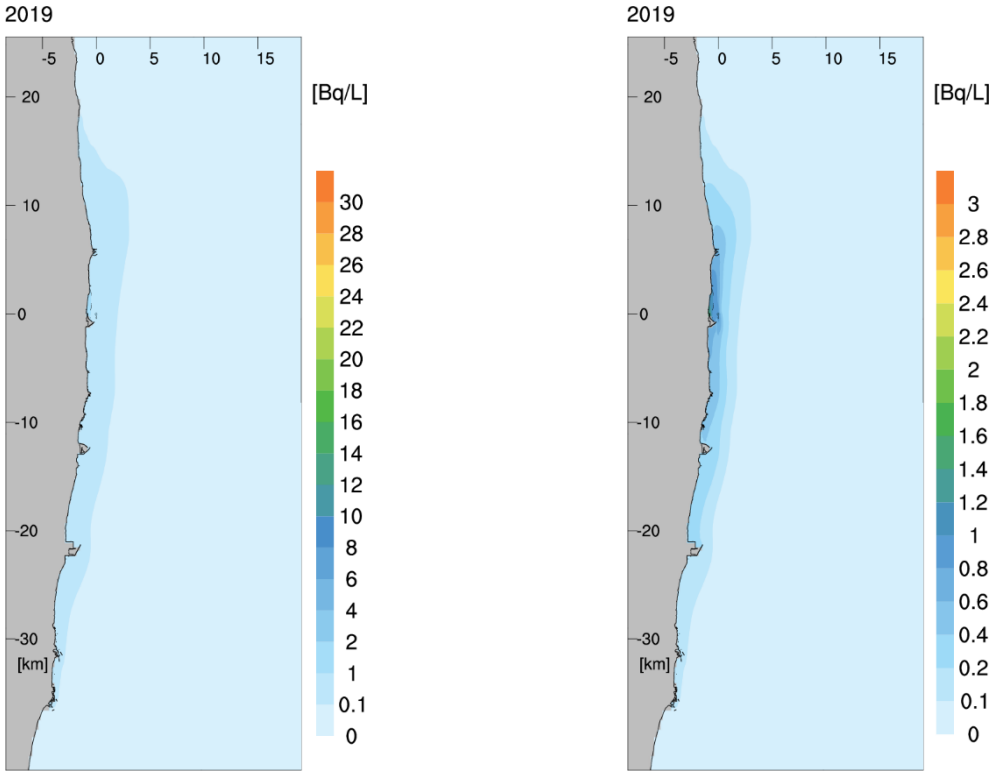
図 6-1-17、図 6-1-18 は、年間を通じた海表面の日平均濃度分布のうち、それぞれ最も北に拡がる場合、南に拡がる場合、東に拡がる場合を図示したものである。

放出方法の検討において比較検討していた沿岸からの放出との計算結果の比較を添付 VIII「放水位置におる拡散範囲の違いについて」に示した。

なお、年ごとの気象、海象データのばらつきによる影響を確認するため、2015 年～2018 年および 2020 年の気象、海象データを使用してシミュレーション計算を実施した。2014 年～2020 年までの 7 年間の計算結果を、表 6-1-15 および図 6-1-19 に示す。7 年間の計算は 1 年ごとに計算したものであり、7 年間連続で計算したものではないが、海域の流れは日々変化し、蓄積するような傾向は見られない。一方で、発電所周辺 10km×10km の範囲の平均濃度や拡散範囲の年変動は小さく、2019 年の計算結果を長期的な評価に使用することに問題はないものと考える。

また、上記 7 年間の計算結果から、計算領域境界部の濃度について確認したところ、計算領域の境界における日平均濃度の最大値は 1.4E-02Bq/L であった。また、年間平均濃度の最大値は、領域の東側境界部で最大で 2.6E-04Bq/L（2015 年、最上層）であった。この濃度は、日本周辺海域における海水中トリチウム濃度（0.1～1Bq/L 程度）と比較して 3～4

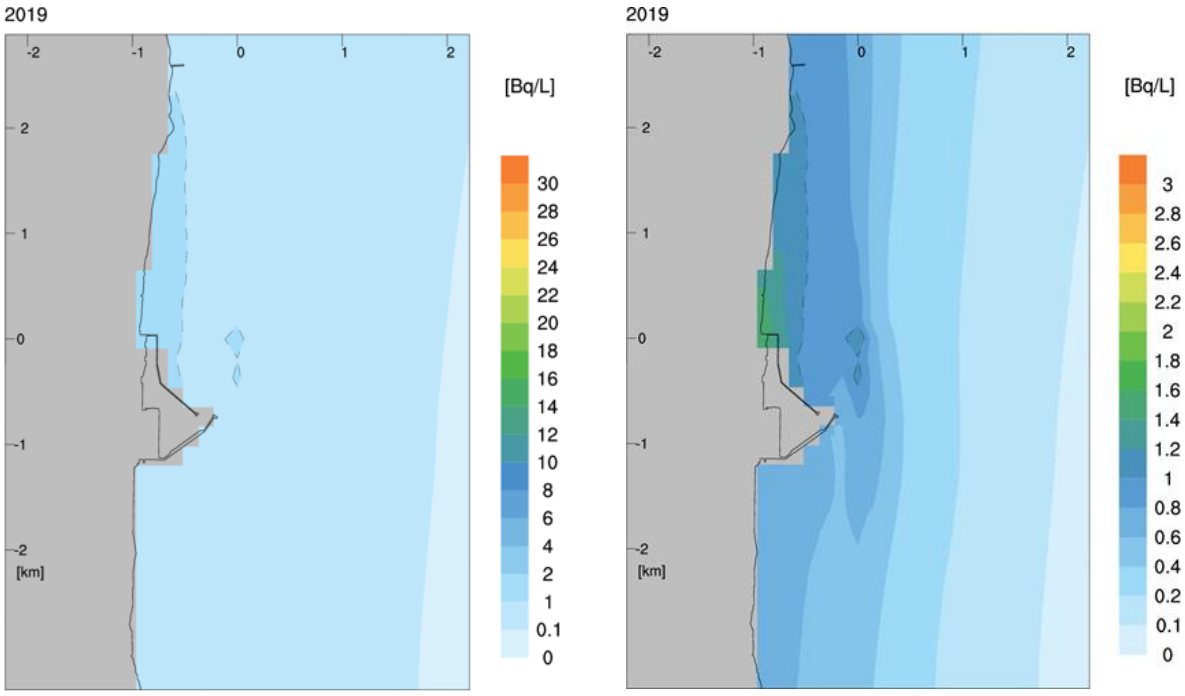
桁小さいこと、発電所周辺 10km×10km の評価結果と比較しても 2～3 桁小さく、また年ごとの濃度の大きなばらつきも見られないことから、計算領域の大きさは十分であり、本評価の計算領域の外側における放射線影響は十分小さい。表 6-1-16 に評価年ごとのモデル境界における最大濃度を示す。



左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-12 海表面の年間平均濃度分布図

（トリチウム 2.2E+13Bq を年間を通じて均等に放出）



左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-13 海表面の年間平均濃度分布図（近傍拡大図）

（トリチウム 2.2E+13Bq を年間を通じて均等に放出）

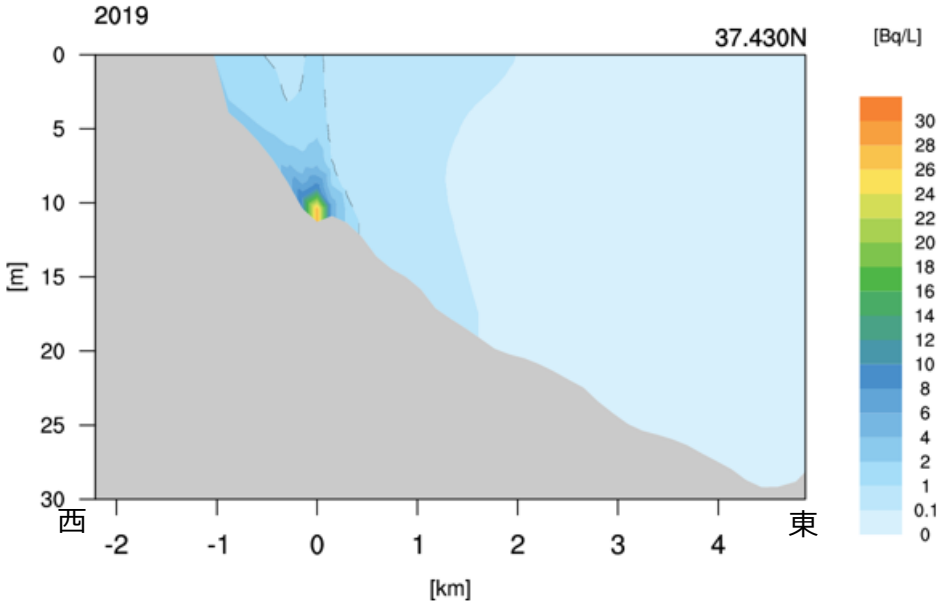


図 6-1-14 海中の年間平均濃度分布図（放水位置東西断面）

（トリチウム 2.2E+13Bq を年間を通じて均等に放出）

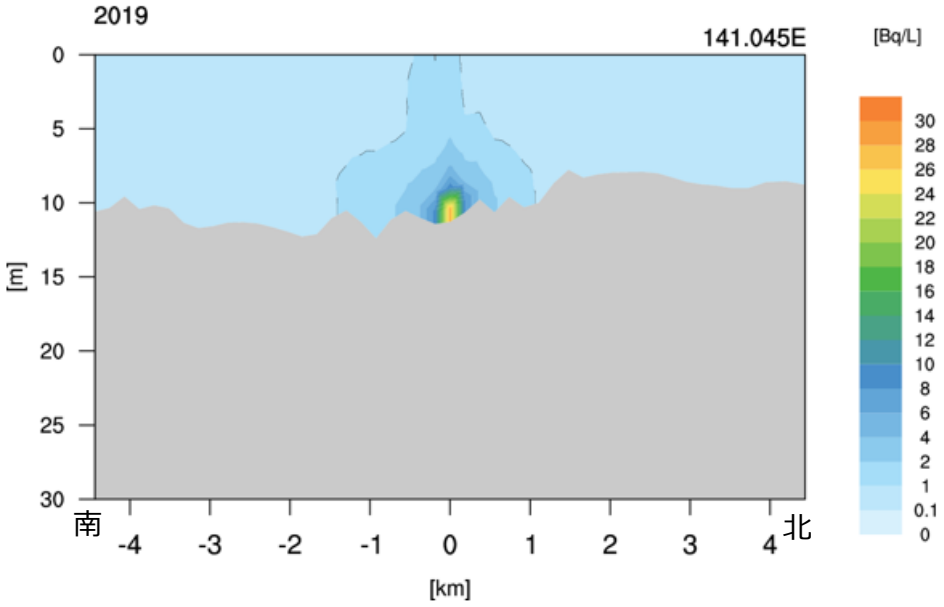


図 6-1-15 海中の年間平均濃度分布図（放水位置南北断面）

（トリチウム 2.2E+13Bq を年間を通じて均等に放出）

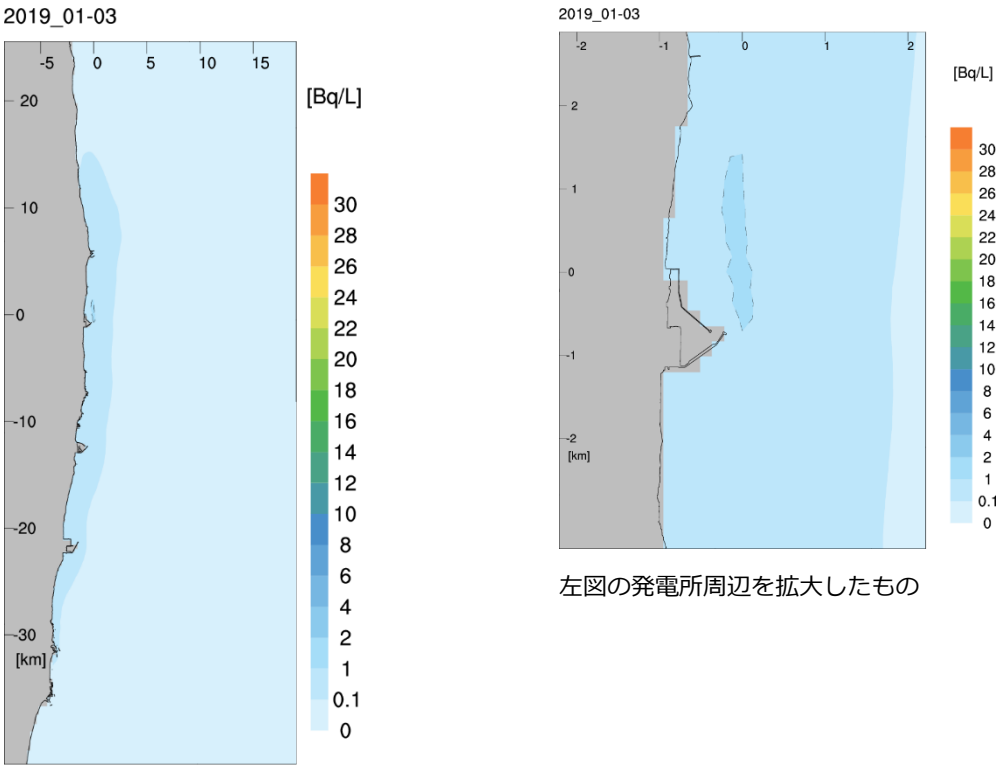


図 6-1-16(1) 季節ごとの海表面の平均濃度分布図
（1－3 月平均）

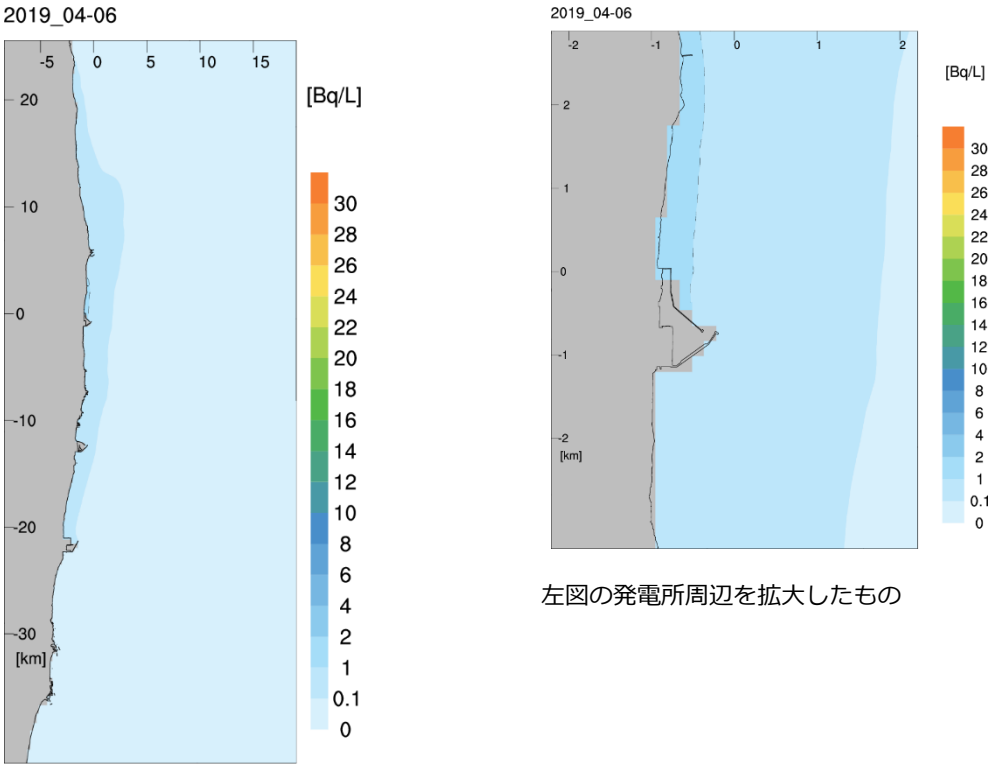


図 6-1-16(2) 季節ごとの海表面の平均濃度分布図
（4－6 月平均）

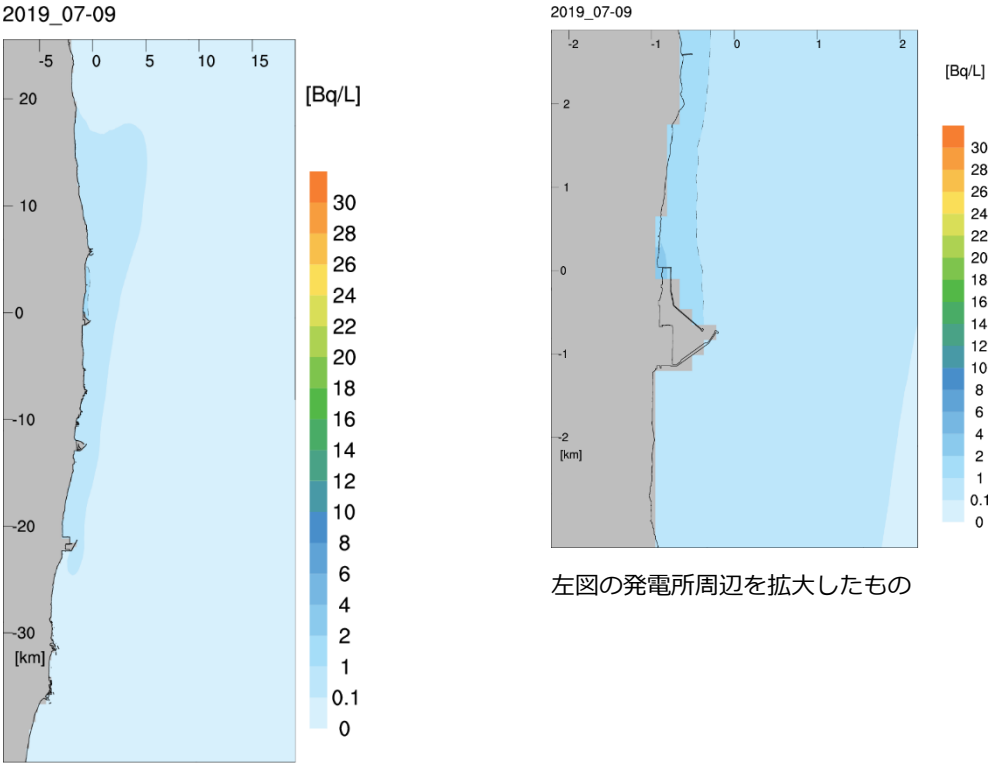


図 6-1-16(3) 季節ごとの海表面の平均濃度分布図

（7－9 月平均）

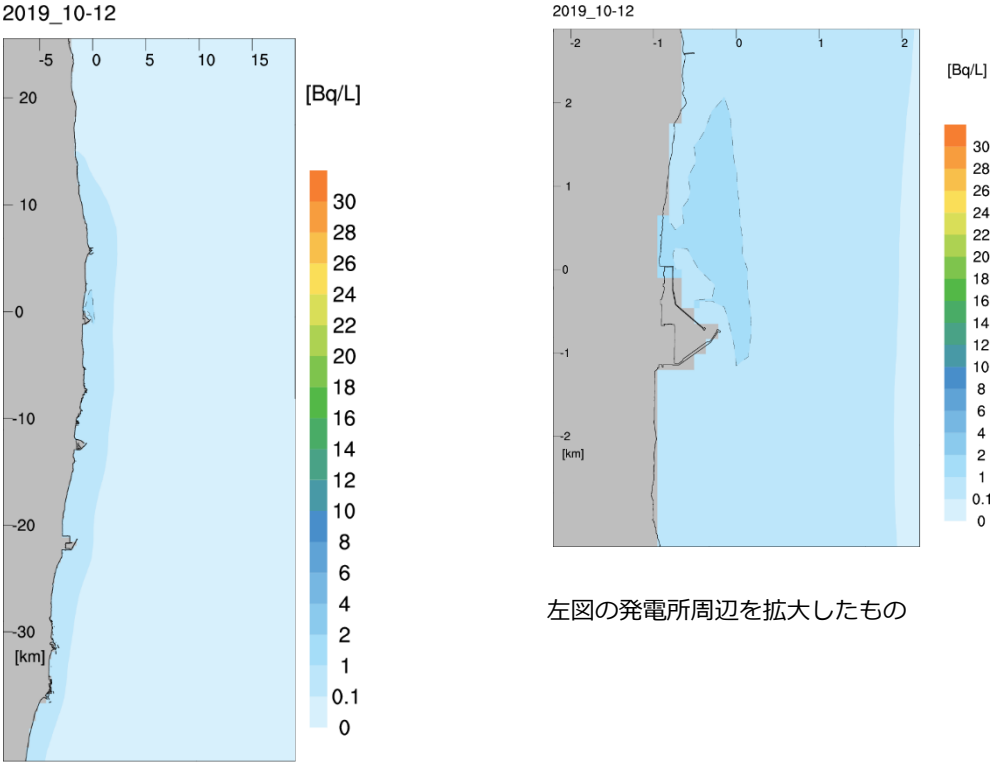
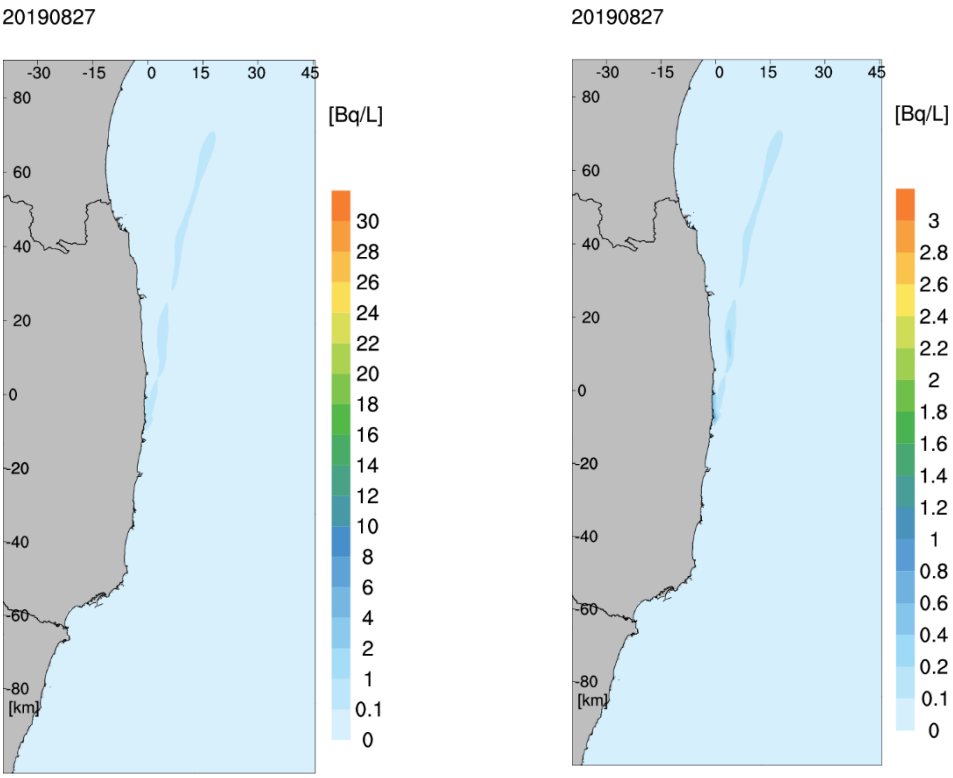


図 6-1-16(4) 季節ごとの海表面の平均濃度分布図

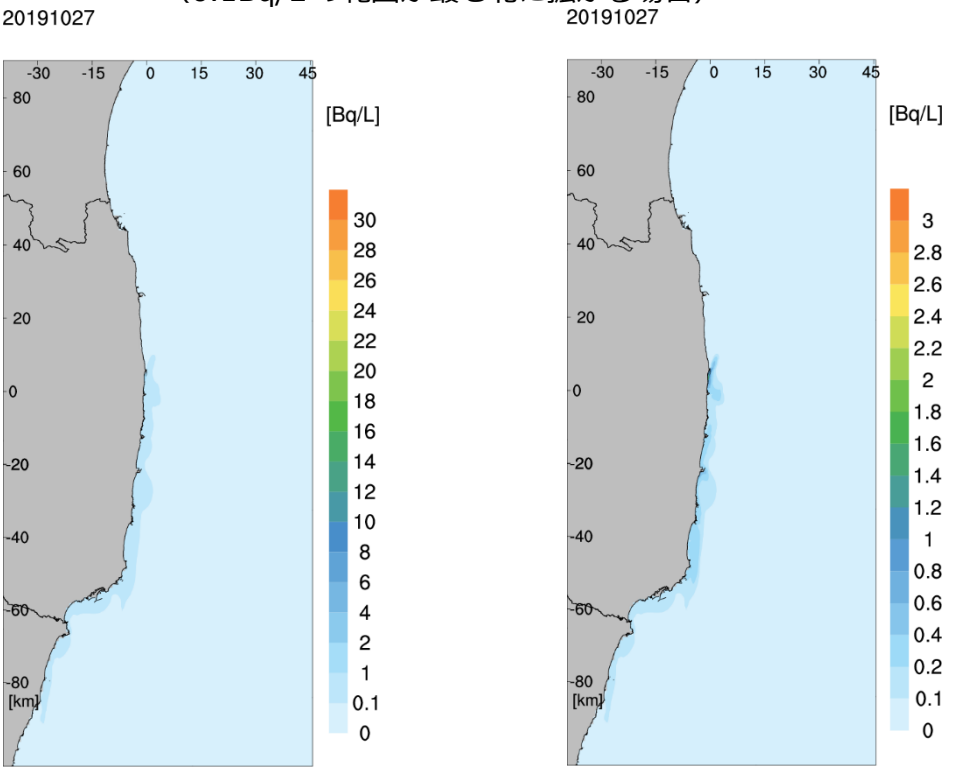
（10－12 月平均）



左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-17(1) 海表面の日平均濃度分布図

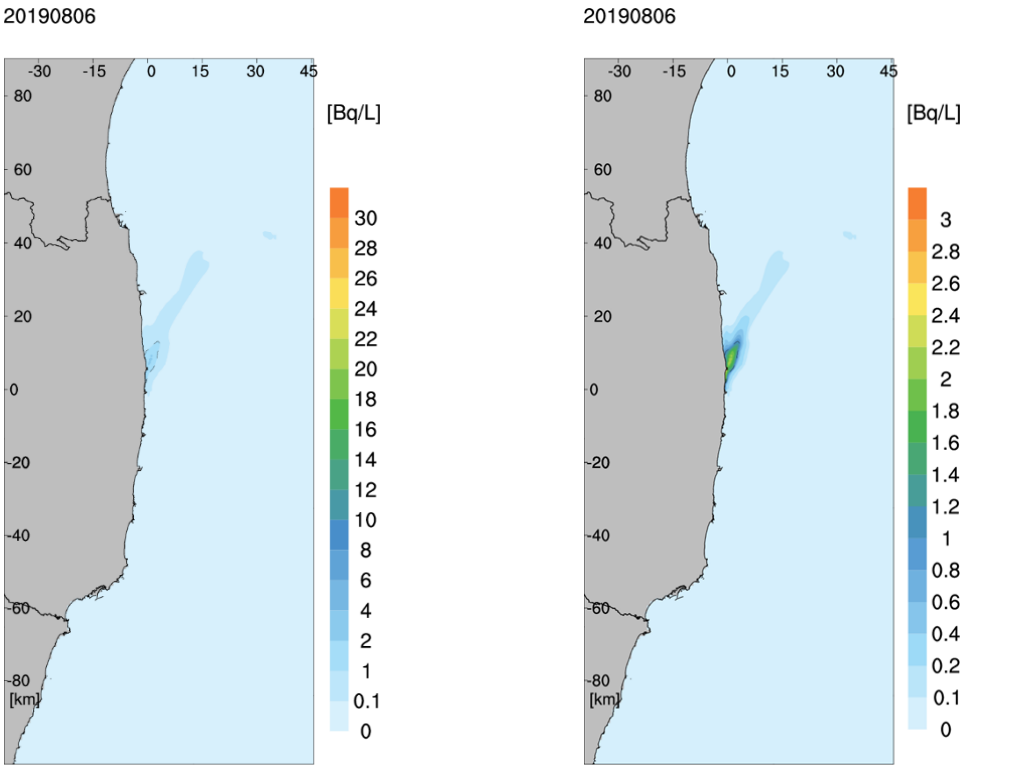
（0.1Bq/L の範囲が最も北に拡がる場合）



左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-17(2) 海表面の日平均濃度分布図

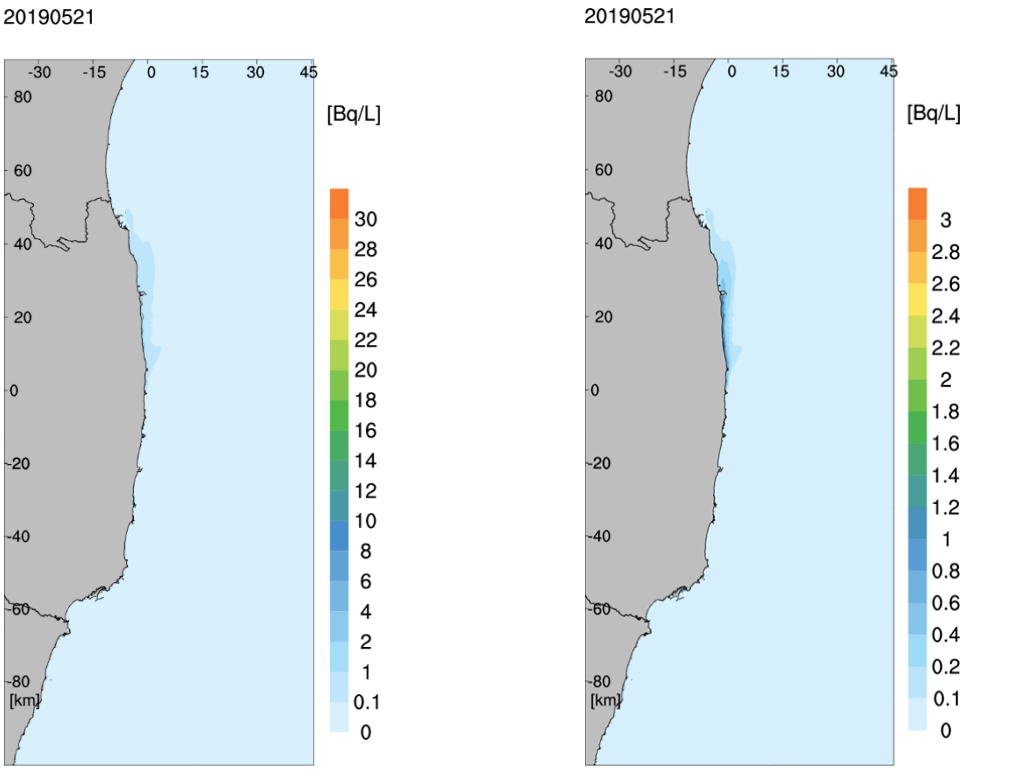
（0.1Bq/L の範囲が最も南に拡がる場合）



左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-17(3) 海表面の日平均濃度分布図

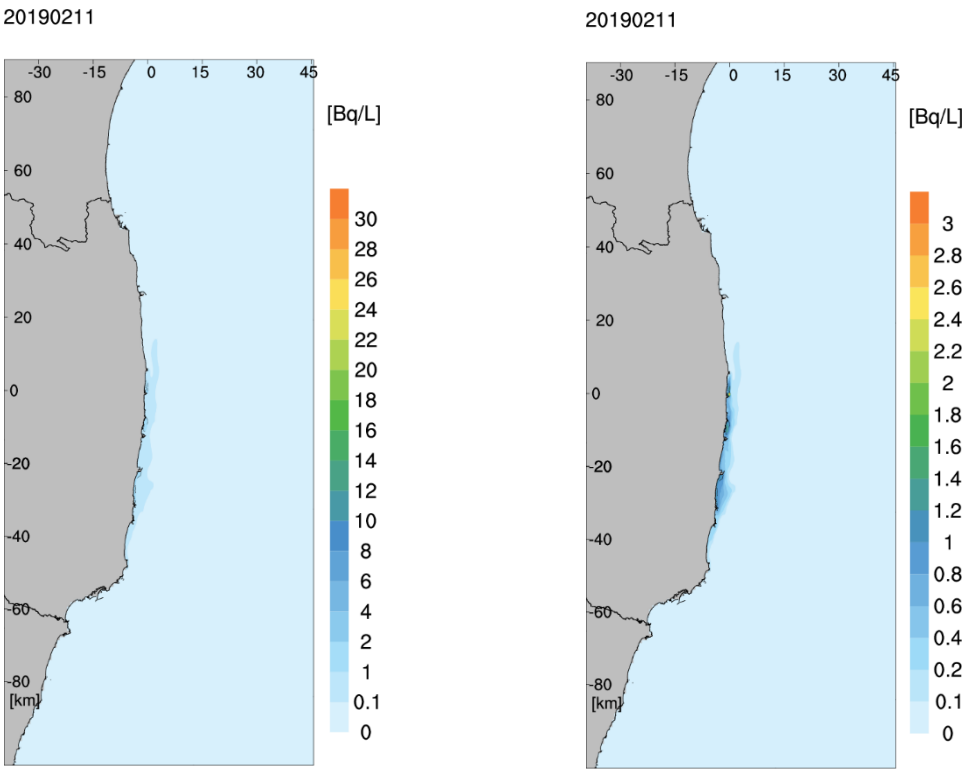
（0.1Bq/L の範囲が最も東に拡がる場合）



左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-18(1) 海表面の日平均濃度分布図

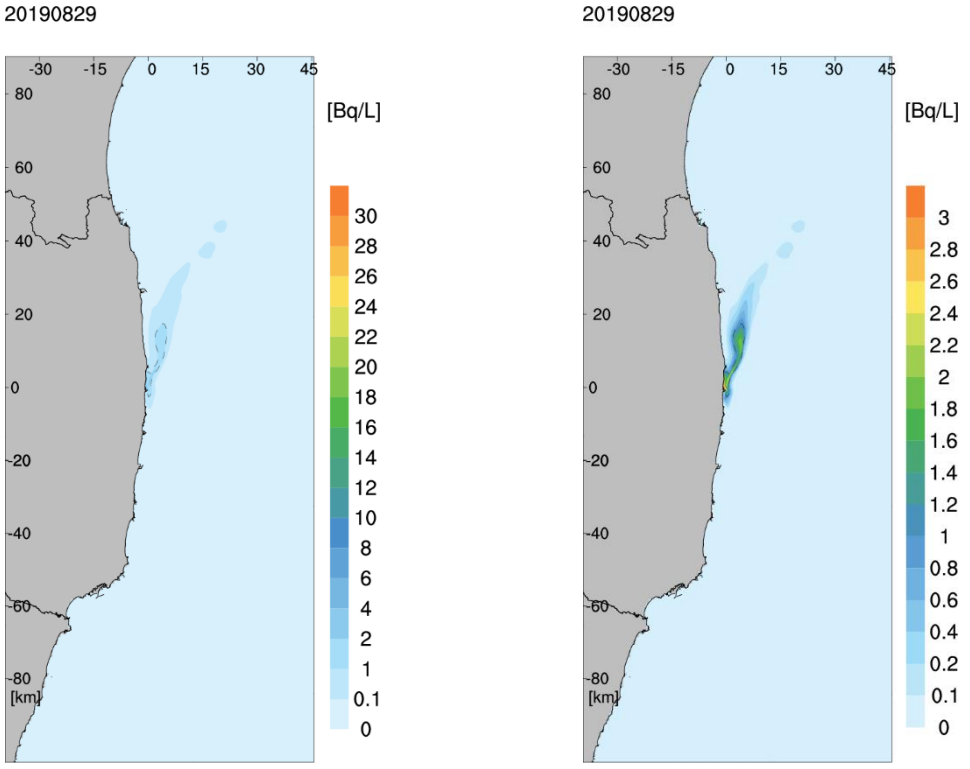
（1Bq/L の範囲が最も北に拡がる場合）



左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-18(2) 海表面の日平均濃度分布図

（1Bq/L の範囲が最も南に拡がる場合）



左図の濃度区分を詳細にしたもの

図 6-1-18(3) 海表面の日平均濃度分布図

（1Bq/L の範囲が最も東に拡がる場合）

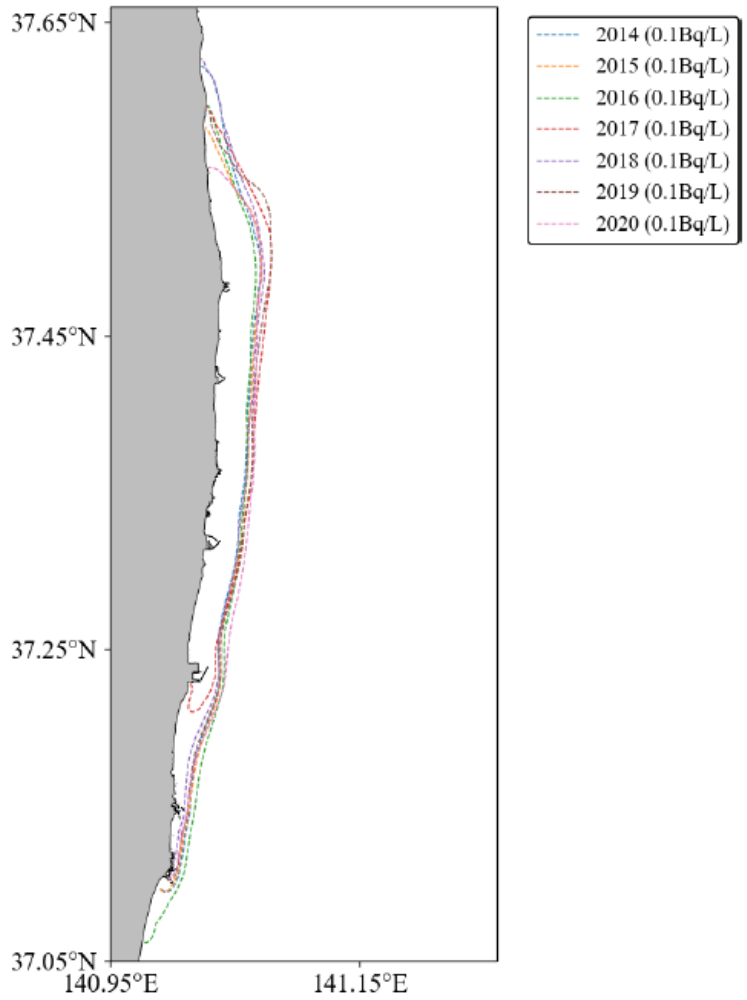


図 6-1-19　2014 年～2020 年の年間平均濃度 0.1Bq/L の範囲

表 6-1-15　　2014 年～2020 年の 10km×10km の年間平均濃度の計算結果

年	発電所周辺 10km×10km の年間平均濃度（Bq/L）		
	全層	最上層	最下層
2014	4.8E-02	1.0E-01	5.0E-02
2015	4.9E-02	9.6E-02	5.3E-02
2016	4.9E-02	9.6E-02	5.3E-02
2017	5.8E-02	1.2E-01	6.3E-02
2018	5.0E-02	1.1E-01	5.4E-02
2019	5.6E-02	1.2E-01	6.0E-02
2020	5.4E-02	1.1E-01	6.0E-02
平均	5.2E-02	1.1E-01	5.6E-02
標準偏差	3.8E-03	9.3E-03	4.4E-03

表 6-1-16 計算領域の境界（北側、東側、南側すべて）における最大濃度

年	濃度（Bq/L）	座標		
		東西 (0: 西境界, 460: 東境界)	南北 (0: 南境界, 658: 北境界)	深さ (0: 最下層, 29: 最上層)
2014	1.1E-04	460（東境界）	80	23
2015	2.6E-04	460（東境界）	145	29
2016	1.4E-04	460（東境界）	318	25
2017	2.4E-04	460（東境界）	224	23
2018	1.9E-04	460（東境界）	150	29
2019	1.6E-04	460（東境界）	181	28
2020	1.9E-04	460（東境界）	232	28

(2) 評価に使用する核種ごとの海水中濃度

トリチウムに対する移流・拡散の評価結果を基に、ソースタームにおけるトリチウムと他の核種の年間放出量の比によって、他の核種の濃度を求めた。

表 6-1-17 に、トリチウムを年間 22 兆 Bq（2.2E+13Bq）放出した場合の、発電所周辺 10km×10km 圏内および発電所北側の砂浜評価地点の海水中トリチウム濃度（年間平均濃度）を示す。2014 年の濃度に対する 2019 年の濃度の変化率は 20%前後であった。年変動の影響は小さいが、ここではより大きな 2019 年の濃度を被ばく評価に用いることとした。

本結果と、表 6-1-1～6-1-3 に示した核種ごとの年間放出量から求めた、評価用の海水中放射性物質濃度を表 6-1-18～20 に示す。

表 6-1-17 トリチウムを年間 2.2E+13Bq 放出した場合の海水中トリチウム濃度

	深さ	計算結果（Bq/L）			評価用濃度（Bq/L）
		2014 年気象海象	2019 年気象海象	差異（%）	
発電所周辺 10km×10km 圏内の年間平均濃度	全層	4.8E-02	5.6E-02	17	5.6E-02
	最上層	1.0E-01	1.2E-01	20	1.2E-01
砂浜評価地点の年間平均濃度	全層	7.2E-01	8.8E-01	22	8.8E-01

表 6-1-18　評価に使用する海水濃度（K4 タンク群の核種組成によるソースターム）

対象核種	年間放出量（Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内全層平均	10km×10km 圏内最上層平均	砂浜評価地点全層平均
H-3	2.2E+13	5.6E-02	1.2E-01	8.8E-01
C-14	1.7E+09	4.4E-06	9.5E-06	6.9E-05
Mn-54	7.8E+05	2.0E-09	4.2E-09	3.1E-08
Fe-59	2.0E+06	5.0E-09	1.1E-08	7.9E-08
Co-58	9.3E+05	2.4E-09	5.1E-09	3.7E-08
Co-60	5.1E+07	1.3E-07	2.8E-07	2.0E-06
Ni-63	2.5E+08	6.5E-07	1.4E-06	1.0E-05
Zn-65	1.7E+06	4.4E-09	9.5E-09	6.9E-08
Rb-86	2.2E+07	5.6E-08	1.2E-07	8.8E-07
Sr-89	1.2E+07	2.9E-08	6.3E-08	4.6E-07
Sr-90	2.5E+07	6.5E-08	1.4E-07	1.0E-06
Y-90	2.5E+07	6.5E-08	1.4E-07	1.0E-06
Y-91	2.5E+08	6.5E-07	1.4E-06	1.0E-05
Nb-95	1.2E+06	2.9E-09	6.3E-09	4.6E-08
Tc-99	8.1E+07	2.1E-07	4.4E-07	3.2E-06
Ru-103	1.2E+06	2.9E-09	6.3E-09	4.6E-08
Ru-106	1.9E+08	4.7E-07	1.0E-06	7.4E-06
Rh-103m	1.2E+06	2.9E-09	6.3E-09	4.6E-08
Rh-106	1.9E+08	4.7E-07	1.0E-06	7.4E-06
Ag-110m	6.5E+05	1.7E-09	3.5E-09	2.6E-08
Cd-113m	2.1E+06	5.3E-09	1.1E-08	8.3E-08
Cd-115m	7.4E+07	1.9E-07	4.0E-07	3.0E-06
Sn-119m	2.0E+07	5.0E-08	1.1E-07	7.9E-07
Sn-123	1.4E+08	3.5E-07	7.6E-07	5.6E-06
Sn-126	3.1E+06	8.0E-09	1.7E-08	1.3E-07
Sb-124	1.1E+06	2.8E-09	6.0E-09	4.4E-08
Sb-125	3.8E+07	9.7E-08	2.1E-07	1.5E-06
Te-123m	1.1E+06	2.7E-09	5.8E-09	4.3E-08
Te-125m	3.8E+07	9.7E-08	2.1E-07	1.5E-06
Te-127	3.7E+07	9.4E-08	2.0E-07	1.5E-06
Te-127m	3.7E+07	9.4E-08	2.0E-07	1.5E-06

対象核種	年間放出量（Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内全層平均	10km×10km 圏内最上層平均	砂浜評価地点全層平均
Te-129	3.7E+07	9.4E-08	2.0E-07	1.5E-06
Te-129m	3.7E+07	9.4E-08	2.0E-07	1.5E-06
I-129	2.4E+08	6.2E-07	1.3E-06	9.7E-06
Cs-134	5.2E+06	1.3E-08	2.8E-08	2.1E-07
Cs-135	2.9E+02	7.4E-13	1.6E-12	1.2E-11
Cs-136	3.5E+06	8.8E-09	1.9E-08	1.4E-07
Cs-137	4.9E+07	1.2E-07	2.7E-07	1.9E-06
Ba-137m	4.9E+07	1.2E-07	2.7E-07	1.9E-06
Ba-140	1.1E+07	2.8E-08	6.0E-08	4.4E-07
Ce-141	2.9E+06	7.4E-09	1.6E-08	1.2E-07
Ce-144	7.3E+06	1.9E-08	4.0E-08	2.9E-07
Pr-144	7.3E+06	1.9E-08	4.0E-08	2.9E-07
Pr-144m	7.3E+06	1.9E-08	4.0E-08	2.9E-07
Pm-146	1.1E+07	2.9E-08	6.2E-08	4.5E-07
Pm-147	2.2E+07	5.6E-08	1.2E-07	8.8E-07
Pm-148	5.8E+07	1.5E-07	3.2E-07	2.3E-06
Pm-148m	9.7E+05	2.5E-09	5.3E-09	3.9E-08
Sm-151	1.0E+05	2.7E-10	5.7E-10	4.2E-09
Eu-152	3.2E+06	8.3E-09	1.8E-08	1.3E-07
Eu-154	1.4E+06	3.5E-09	7.6E-09	5.6E-08
Eu-155	3.8E+06	9.7E-09	2.1E-08	1.5E-07
Gd-153	3.7E+06	9.4E-09	2.0E-08	1.5E-07
Tb-160	3.2E+06	8.3E-09	1.8E-08	1.3E-07
Pu-238	7.3E+04	1.9E-10	4.0E-10	2.9E-09
Pu-239	7.3E+04	1.9E-10	4.0E-10	2.9E-09
Pu-240	7.3E+04	1.9E-10	4.0E-10	2.9E-09
Pu-241	3.2E+06	8.3E-09	1.8E-08	1.3E-07
Am-241	7.3E+04	1.9E-10	4.0E-10	2.9E-09
Am-242m	4.5E+03	1.1E-11	2.5E-11	1.8E-10
Am-243	7.3E+04	1.9E-10	4.0E-10	2.9E-09
Cm-242	7.3E+04	1.9E-10	4.0E-10	2.9E-09
Cm-243	7.3E+04	1.9E-10	4.0E-10	2.9E-09

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
Cm-244	7.3E+04	1.9E-10	4.0E-10	2.9E-09
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	遊泳中 海浜砂から 飲水 しぶき吸入

表 6-1-19　評価に使用する海水濃度（J1-C タンク群の核種組成によるソースターム）

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
H-3	2.2E+13	5.6E-02	1.2E-01	8.8E-01
C-14	4.8E+08	1.2E-06	2.6E-06	1.9E-05
Mn-54	1.0E+06	2.6E-09	5.6E-09	4.1E-08
Fe-59	2.3E+06	5.9E-09	1.3E-08	9.3E-08
Co-58	1.1E+06	2.8E-09	6.0E-09	4.4E-08
Co-60	8.9E+06	2.3E-08	4.8E-08	3.5E-07
Ni-63	2.3E+08	5.8E-07	1.2E-06	9.1E-06
Zn-65	2.5E+06	6.4E-09	1.4E-08	1.0E-07
Rb-86	1.3E+07	3.4E-08	7.3E-08	5.4E-07
Sr-89	1.4E+06	3.7E-09	7.9E-09	5.8E-08
Sr-90	9.7E+05	2.5E-09	5.3E-09	3.9E-08
Y-90	9.7E+05	2.5E-09	5.3E-09	3.9E-08
Y-91	4.6E+08	1.2E-06	2.5E-06	1.8E-05
Nb-95	1.3E+06	3.4E-09	7.3E-09	5.4E-08
Tc-99	3.2E+07	8.2E-08	1.8E-07	1.3E-06
Ru-103	1.4E+06	3.6E-09	7.8E-09	5.7E-08
Ru-106	3.8E+07	9.6E-08	2.0E-07	1.5E-06
Rh-103m	1.4E+06	3.6E-09	7.8E-09	5.7E-08
Rh-106	3.8E+07	9.6E-08	2.0E-07	1.5E-06
Ag-110m	1.2E+06	2.9E-09	6.3E-09	4.6E-08
Cd-113m	2.3E+06	5.8E-09	1.2E-08	9.1E-08
Cd-115m	7.2E+07	1.8E-07	4.0E-07	2.9E-06

対象 核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
Sn-119m	1.1E+09	2.9E-06	6.1E-06	4.5E-05
Sn-123	1.8E+08	4.5E-07	9.7E-07	7.1E-06
Sn-126	7.8E+06	2.0E-08	4.2E-08	3.1E-07
Sb-124	2.6E+06	6.6E-09	1.4E-08	1.0E-07
Sb-125	6.2E+06	1.6E-08	3.4E-08	2.5E-07
Te-123m	2.5E+06	6.3E-09	1.3E-08	9.9E-08
Te-125m	6.2E+06	1.6E-08	3.4E-08	2.5E-07
Te-127	1.3E+08	3.2E-07	6.9E-07	5.0E-06
Te-127m	1.3E+08	3.3E-07	7.2E-07	5.3E-06
Te-129	3.8E+07	9.6E-08	2.0E-07	1.5E-06
Te-129m	3.8E+07	9.6E-08	2.0E-07	1.5E-06
I-129	3.2E+07	8.2E-08	1.8E-07	1.3E-06
Cs-134	2.0E+06	5.2E-09	1.1E-08	8.2E-08
Cs-135	3.2E+01	8.2E-14	1.8E-13	1.3E-12
Cs-136	1.3E+06	3.2E-09	6.9E-09	5.0E-08
Cs-137	5.1E+06	1.3E-08	2.8E-08	2.0E-07
Ba-137m	5.1E+06	1.3E-08	2.8E-08	2.0E-07
Ba-140	5.4E+06	1.4E-08	2.9E-08	2.1E-07
Ce-141	7.0E+06	1.8E-08	3.8E-08	2.8E-07
Ce-144	1.5E+07	3.9E-08	8.3E-08	6.1E-07
Pr-144	1.5E+07	3.9E-08	8.3E-08	6.1E-07
Pr-144m	1.5E+07	3.9E-08	8.3E-08	6.1E-07
Pm-146	1.8E+06	4.6E-09	9.8E-09	7.2E-08
Pm-147	2.1E+07	5.5E-08	1.2E-07	8.6E-07
Pm-148	6.2E+06	1.6E-08	3.4E-08	2.5E-07
Pm-148m	1.3E+06	3.3E-09	7.0E-09	5.2E-08
Sm-151	3.0E+05	7.5E-10	1.6E-09	1.2E-08
Eu-152	7.5E+06	1.9E-08	4.1E-08	3.0E-07
Eu-154	3.0E+06	7.5E-09	1.6E-08	1.2E-07
Eu-155	9.1E+06	2.3E-08	5.0E-08	3.6E-07
Gd-153	7.0E+06	1.8E-08	3.8E-08	2.8E-07
Tb-160	3.8E+06	9.6E-09	2.0E-08	1.5E-07

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
Pu-238	8.9E+05	2.3E-09	4.8E-09	3.5E-08
Pu-239	8.9E+05	2.3E-09	4.8E-09	3.5E-08
Pu-240	8.9E+05	2.3E-09	4.8E-09	3.5E-08
Pu-241	3.2E+07	8.2E-08	1.8E-07	1.3E-06
Am-241	8.9E+05	2.3E-09	4.8E-09	3.5E-08
Am-242m	1.6E+04	4.0E-11	8.6E-11	6.3E-10
Am-243	8.9E+05	2.3E-09	4.8E-09	3.5E-08
Cm-242	8.9E+05	2.3E-09	4.8E-09	3.5E-08
Cm-243	8.9E+05	2.3E-09	4.8E-09	3.5E-08
Cm-244	8.9E+05	2.3E-09	4.8E-09	3.5E-08
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	遊泳中 海浜砂から 飲水 しぶき吸入

表 6-1-20　評価に使用する海水濃度（J1-G タンク群の核種組成によるソースターム）

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
H-3	2.2E+13	5.6E-02	1.2E-01	8.8E-01
C-14	1.3E+09	3.3E-06	7.1E-06	5.2E-05
Mn-54	3.1E+06	7.9E-09	1.7E-08	1.2E-07
Fe-59	5.9E+06	1.5E-08	3.2E-08	2.3E-07
Co-58	3.0E+06	7.7E-09	1.6E-08	1.2E-07
Co-60	1.9E+07	4.8E-08	1.0E-07	7.5E-07
Ni-63	7.2E+08	1.8E-06	3.9E-06	2.9E-05
Zn-65	6.5E+06	1.7E-08	3.6E-08	2.6E-07
Rb-86	3.8E+07	9.7E-08	2.1E-07	1.5E-06
Sr-89	3.7E+06	9.3E-09	2.0E-08	1.5E-07
Sr-90	2.6E+06	6.6E-09	1.4E-08	1.0E-07
Y-90	2.6E+06	6.6E-09	1.4E-08	1.0E-07
Y-91	9.8E+08	2.5E-06	5.3E-06	3.9E-05

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
Nb-95	3.8E+06	9.7E-09	2.1E-08	1.5E-07
Tc-99	1.1E+08	2.7E-07	5.8E-07	4.2E-06
Ru-103	4.2E+06	1.1E-08	2.3E-08	1.7E-07
Ru-106	3.9E+07	1.0E-07	2.1E-07	1.6E-06
Rh-103m	4.2E+06	1.1E-08	2.3E-08	1.7E-07
Rh-106	3.9E+07	1.0E-07	2.1E-07	1.6E-06
Ag-110m	3.3E+06	8.3E-09	1.8E-08	1.3E-07
Cd-113m	7.0E+06	1.8E-08	3.8E-08	2.8E-07
Cd-115m	1.9E+08	4.8E-07	1.0E-06	7.5E-06
Sn-119m	3.3E+09	8.3E-06	1.8E-05	1.3E-04
Sn-123	5.1E+08	1.3E-06	2.8E-06	2.1E-05
Sn-126	1.2E+07	3.1E-08	6.7E-08	4.9E-07
Sb-124	6.8E+06	1.7E-08	3.7E-08	2.7E-07
Sb-125	1.1E+07	2.9E-08	6.2E-08	4.6E-07
Te-123m	5.5E+06	1.4E-08	3.0E-08	2.2E-07
Te-125m	1.1E+07	2.9E-08	6.2E-08	4.6E-07
Te-127	3.5E+08	8.9E-07	1.9E-06	1.4E-05
Te-127m	3.7E+08	9.3E-07	2.0E-06	1.5E-05
Te-129	9.8E+07	2.5E-07	5.3E-07	3.9E-06
Te-129m	9.8E+07	2.5E-07	5.3E-07	3.9E-06
I-129	2.7E+07	6.8E-08	1.5E-07	1.1E-06
Cs-134	5.5E+06	1.4E-08	3.0E-08	2.2E-07
Cs-135	1.7E+02	4.4E-13	9.3E-13	6.8E-12
Cs-136	2.9E+06	7.5E-09	1.6E-08	1.2E-07
Cs-137	2.7E+07	6.8E-08	1.5E-07	1.1E-06
Ba-137m	2.7E+07	6.8E-08	1.5E-07	1.1E-06
Ba-140	1.4E+07	3.5E-08	7.6E-08	5.5E-07
Ce-141	9.8E+06	2.5E-08	5.3E-08	3.9E-07
Ce-144	4.5E+07	1.1E-07	2.4E-07	1.8E-06
Pr-144	4.5E+07	1.1E-07	2.4E-07	1.8E-06
Pr-144m	4.5E+07	1.1E-07	2.4E-07	1.8E-06
Pm-146	5.1E+06	1.3E-08	2.8E-08	2.1E-07

対象 核種	年間放出量 (Bq)	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
Pm-147	5.9E+07	1.5E-07	3.2E-07	2.3E-06
Pm-148	3.7E+07	9.3E-08	2.0E-07	1.5E-06
Pm-148m	3.3E+06	8.5E-09	1.8E-08	1.3E-07
Sm-151	8.1E+05	2.1E-09	4.4E-09	3.3E-08
Eu-152	1.5E+07	3.9E-08	8.4E-08	6.2E-07
Eu-154	8.1E+06	2.1E-08	4.4E-08	3.3E-07
Eu-155	1.5E+07	3.7E-08	8.0E-08	5.9E-07
Gd-153	1.5E+07	3.9E-08	8.4E-08	6.2E-07
Tb-160	1.1E+07	2.9E-08	6.2E-08	4.6E-07
Pu-238	2.3E+06	5.8E-09	1.2E-08	9.1E-08
Pu-239	2.3E+06	5.8E-09	1.2E-08	9.1E-08
Pu-240	2.3E+06	5.8E-09	1.2E-08	9.1E-08
Pu-241	8.1E+07	2.1E-07	4.4E-07	3.3E-06
Am-241	2.3E+06	5.8E-09	1.2E-08	9.1E-08
Am-242m	4.2E+04	1.1E-10	2.3E-10	1.7E-09
Am-243	2.3E+06	5.8E-09	1.2E-08	9.1E-08
Cm-242	2.3E+06	5.8E-09	1.2E-08	9.1E-08
Cm-243	2.3E+06	5.8E-09	1.2E-08	9.1E-08
Cm-244	2.3E+06	5.8E-09	1.2E-08	9.1E-08
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	遊泳中 海浜砂から 飲水 しぶき吸入

(3) 被ばく評価結果

表 6-1-18～6-1-20 の海水濃度を使用し、以下の 3 ケースの被ばく評価を行った結果を表 6-1-21～22 に示す。

実測値の核種組成によるソースターム

i. K4 タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.29）

ii. J1-C タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.35）

iii. J1-G タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.22）

人に関する被ばく評価結果は、0.00003（3E-05）～0.0004（4E-04）mSv/年であった。

いずれの場合も一般公衆の線量限度 1mSv/年はもとより、線量拘束値に相当する国内の原子力発電所に対する線量目標値 0.05mSv/年も大きく下回った。

実測値によるソースタームでの評価は、検出下限値未満の核種（不検出核種）についても検出下限値で含まれるものとして評価したことから、評価結果は保守的なものと考えられる。評価結果のうち、不検出核種の寄与について、添付 IX「実測値によるソースタームにおける不検出核種の寄与について」に示した。

また、実効線量係数が大きく、内部被ばくの評価値が高くなる乳児においても、内部被ばくの評価結果は 0.000029（2.9E-05）mSv/年～0.00071（7.1E-04）mSv/年の範囲に収まっており、線量限度 1 mSv/年はもとより、線量拘束値に相当する線量目標値 0.05mSv/年も大きく下回る結果であった。

これらの評価結果の、核種ごとの内訳を添付 X「被ばく評価結果の核種ごとの内訳」に示す。

社会・経済的なバランスも考慮しつつ、できるだけ被ばくを少なくするよう努力するという、放射線防護の基本的な考え方[38]から言えば、防護の最適化は、必ずしも被ばくの最小化を意味することとはならない。線量拘束値を超えない範囲であれば、放射線防護の最適化が行われていると解されるので、以下に、「処理水の年間放出量」、「線量拘束値」、および、「ソースタームの被ばく評価結果」を用い、許容されうる放出上限の試算を示す。

例えば、実測値によるソースタームのうち最も被ばく評価結果の数値が大きい J1-G タンク群の評価結果を用いてトリチウムの年間放出量を計算すれば、線量拘束値が 0.05mSv/年であり、J1-G タンク群のソースタームに基づいた被ばく評価結果（海産物摂取量が多い場合）が 4E-04mSv/年であることから、

2.2E+13(Bq/年)×0.05 (mSv/年)÷0.0004(mSv/年)=2.7E+15(Bq/年)＝2,700 兆 Bq/年

という結果となる。

[38] 放射線を伴う行為のメリットが放射線のリスクを上回る場合は、合理的に達成可能な限り被ばく量を減らして、放射線を利用するという ALARA（as low as reasonably achievable）の原則

同様に計算により、最も被ばく評価結果の数値が小さい K4 タンク群の評価結果を用いると、

2.2E+13(Bq/年)×0.05 (mSv/年)÷0.00003(mSv/年)=3.6E+16(Bq/年)＝3.6 京 Bq/年（36,000 兆 Bq/年）

となり、ソースタームおよび海産物摂取量に応じて最小となった 2,700 兆 Bq/年（J1-G タンク群のソースタームで海産物摂取量が多い場合）を放出量の上限として、放射線防護の最適化により実際の放出量を決定することとなる。

一方、実際に海洋放出される ALPS 処理水に含まれるトリチウムの年間放出量は、2021 年 4 月の国の基本方針により、「放出するトリチウムの年間の放出量は、事故前の福島第一原発の放出管理値（年間 22 兆ベクレル）を下回る水準になるよう放出を実施し、定期的に見直すこととする。」とされている。これは、ALPS 処理水のみならず廃炉全体のリスク最適化の観点、ALPS 処理水の陸上保管中に期待される放射性物質の自然減衰の効果と長期保管中における漏えいリスクや職業被ばく、廃炉完了までに ALPS 処理水の処分も完了していること、ならびにステークホルダーの理解などの社会的受容性も考慮した公共政策上の選択である。このような経緯を踏まえ、当社では、上記「基本方針を踏まえた当社の対応（2021 年 4 月）」に示すとおり、本報告書の評価条件としてトリチウムの年間放出量を 22 兆 Bq/年（2.2E+13Bq/年）と設定し、放射線影響評価を行った。

なお、年間のトリチウム放出量については、国の基本方針を踏まえ、汚染水の発生状況や新たに生じる ALPS 処理水のトリチウム濃度などを精査し、利害関係者を含めた最適化の観点等に十分留意しつつ、線量拘束値を満たす範囲で、定期的に見直すこととしている。

表 6-1-21 人に関する被ばく評価結果

評価ケース	ソースターム	実測値によるソースターム					
		i. K4 タンク群		ii. J1-C タンク群		iii. J1-G タンク群	
	海産物摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
外部被ばく(mSv/年)	海水面	6.5E-09		1.7E-08		4.7E-08	
	船体	4.8E-09		1.2E-08		3.3E-08	
	遊泳中	4.5E-09		1.2E-08		3.2E-08	
	海浜砂	7.8E-06		2.1E-05		5.6E-05	
	漁網	1.6E-06		4.3E-06		1.2E-05	
内部被ばく(mSv/年)	飲水	3.3E-07		3.1E-07		3.2E-07	
	しぶき吸入	9.3E-08		2.0E-07		4.0E-07	
	海産物摂取	1.5E-05	6.1E-05	2.8E-05	1.1E-04	7.9E-05	3.0E-04
合計（mSv/年）		3E-05	7E-05	5E-05	1E-04	1E-04	4E-04

表 6-1-22 年齢別の内部被ばく評価結果

評価ケース	ソースターム	実測値によるソースターム					
		i. K4 タンク群		ii. J1-C タンク群		iii. J1-G タンク群	
	海産物摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
飲水による内部被ばく(mSv/年)	成人	3.3E-07		3.1E-07		3.2E-07	
	幼児	5.7E-07		5.4E-07		5.5E-07	
	乳児	–		–		–	
水しぶきの吸入による内部被ばく(mSv/年)	成人	9.3E-08		2.0E-07		4.0E-07	
	幼児	6.2E-08		1.1E-07		2.2E-07	
	乳児	4.0E-08		6.5E-08		1.2E-07	
海産物摂取による内部被ばく(mSv/年)	成人	1.5E-05	6.1E-05	2.8E-05	1.1E-04	7.9E-05	3.0E-04
	幼児	2.4E-05	9.4E-05	5.1E-05	2.0E-04	1.5E-04	5.6E-04
	乳児	2.9E-05	1.1E-04	6.7E-05	2.5E-04	1.9E-04	7.1E-04

6-2. 潜在被ばくの評価

GSG-10 に示されている潜在被ばくに関する評価の手順（図 6-2-1）にしたがって、潜在被ばくの評価を実施した。

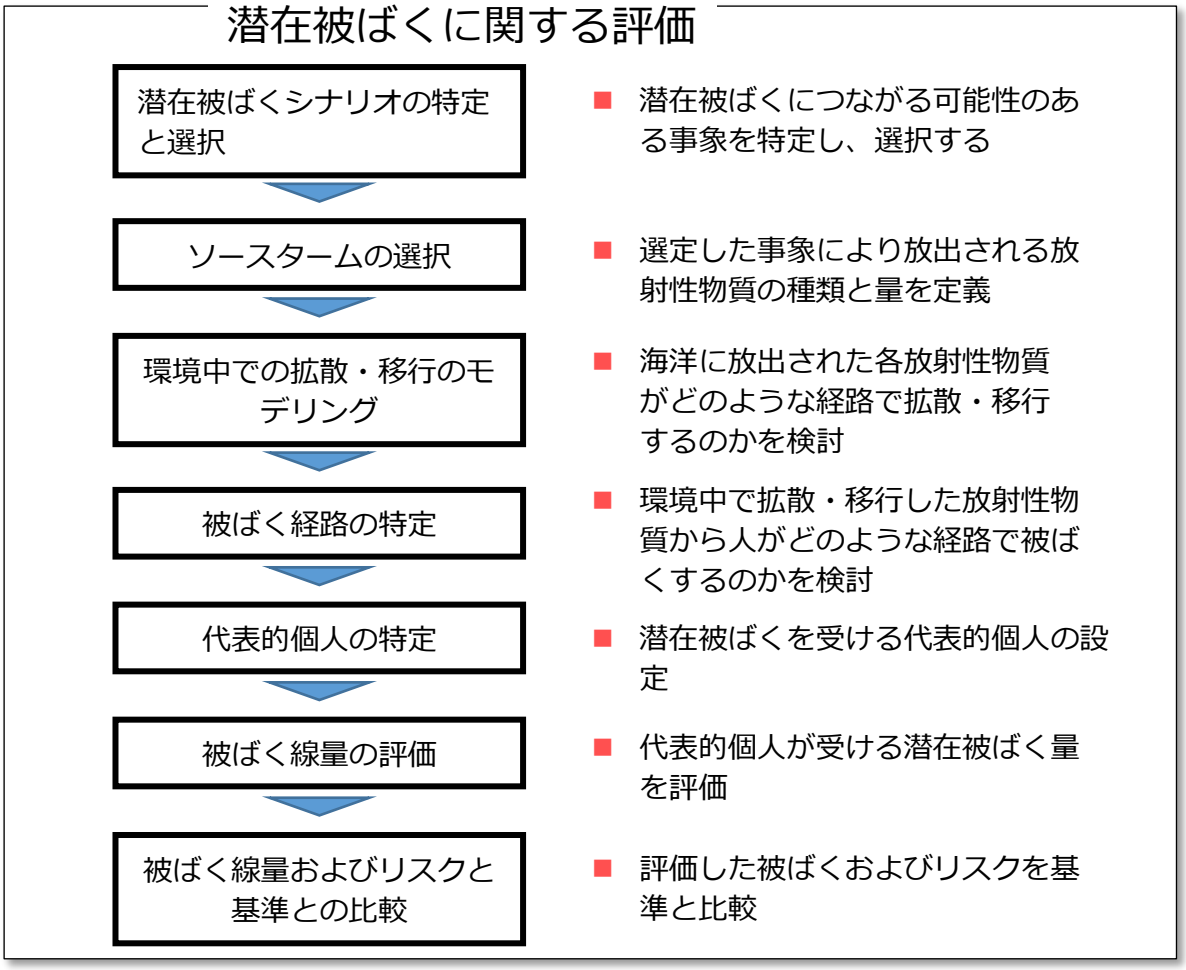


図 6-2-1. 潜在被ばくに関する評価の手順

6-2-1. 評価方法

(1) 潜在被ばくシナリオの特定と選択

ALPS 処理水の海洋放出設備は、測定・確認用設備、移送設備、希釈設備、放水設備から成る。これらの設備が内包する放射性物質を含む水は、希釈前の ALPS 処理水と希釈後の ALPS 処理水の 2 種類である。したがって、意図しない形での ALPS 処理水の海洋放出を頂上事象とし定義し、具体的な異常事象を、

①放射性物質を測定・確認不備の状態で放出

②海水希釈不十分で放出

③設備からの漏えい

の 3 種類と定義した。

設計においては、これらを防止するため

①に対しては、

・排水のためのインターロックを設ける

・タンクの弁の二重化

・第三者機関による分析との比較

・攪拌、循環機器により試料の均質化

②に対しては、

・流量による希釈率の監視

・海水流量異常時に放出を停止するためのインターロックを設ける

・二重の緊急遮断弁の設置

③に対しては、

・地震発生時の停止

・定期的な巡視点検の実施

・PE 管の接続は融着構造とする

・フランジ部への漏えい検知機、堰の設置

・受入タンクへの水位計の設置

などの対策により、単一故障時の意図しない形での ALPS 処理水の放出量は、最大でも $1.2m^3$ 程度に抑えられている。

①、②は設計および運用により放出は防止・緩和されるが、③設備からの漏えい事象については設計上の想定を超える外部事象などによる発生を否定できないことから、シナリオ選定を行った。

ALPS 処理水の海洋放出に係わる設備は、最初に述べたとおり、測定・確認用設備、移送設備、希釈設備、放水設備から成る。これらの設備の内、希釈設備、放水設備は希釈後の ALPS 処理水を内包する設備であり、漏えいした場合であっても被ばくのリスクは無視できる程度である。

一方、測定・確認用設備は、主に測定・確認用タンク、ポンプ、配管、および弁、移送設備は、主にポンプ、配管、および弁から構成される。これらの設備からの漏えいシナリオとして、以下のとおりケース１：配管からの漏えいと最も厳しい事象としてケース２：タンクからの漏えいを選定した。

・ケース１　配管からの漏えい

配管からの漏えいを考えた場合、ALPS 処理水の流量は通常時と変わらないと考えられるが、希釈されること無く海洋に流出することとなる。最も厳しい配管からの漏えいシナリオとして、海洋に近い場所で配管破断が発生し、通常運転時の最大流量（500m^3/日）が全量北防波堤付近から流出する事象を選定した。また、現実には流量の常時監視や、毎日巡視点検を行うことから、翌日には流出は止まると考えられるが、ここでは、流出に気付くことができずに測定・確認用タンク 1 系列 1 万 m^3 が空になるまで 20 日間漏えいが継続することとした。

・ケース２　タンクからの漏えい

最も厳しいシナリオとして、巨大地震等で測定・確認用タンク 3 群すべてが破損し、1 日で 3 万 m^3 の ALPS 処理水が海洋に流出する事象を選定した。現実には、ALPS 処理水の一部がタンクや堰内に留まったり、敷地内で地中に浸透することが考えられるが、ここでは全量がそのまま海洋に流出することとした。

(2) ソースターム（核種ごとの日放出量）

ケース１（配管破断）

流出する ALPS 処理水は、通常時に希釈して放出する ALPS 処理水であり、ソースタームは実測値に基づく核種組成と日最大排水量（500m^3/日）の積で求めた。評価に使用したソースタームを表 6-2-1～6-2-3 に示す。

表 6-2-1 実測値（K4 タンク群）の核種組成によるソースターム（ケース 1）

対象核種	核種濃度（Bq/L）	日排水量（L/日）	日放出量（Bq/日）	備考
H-3	1.9E+05	5.0E+05	9.5E+10	・日放出量は、通常運転時の日排水量の最大値 500m^3 と核種ごとの濃度の積により求めた
C-14	1.5E+01		7.5E+06	
Mn-54	6.7E-03		3.4E+03	
Fe-59	1.7E-02		8.5E+03	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
Co-58	8.0E-03		4.0E+03	
Co-60	4.4E-01		2.2E+05	
Ni-63	2.2E+00		1.1E+06	
Zn-65	1.5E-02		7.5E+03	
Rb-86	1.9E-01		9.5E+04	
Sr-89	1.0E-01		5.0E+04	
Sr-90	2.2E-01		1.1E+05	
Y-90	2.2E-01		1.1E+05	
Y-91	2.2E+00		1.1E+06	
Nb-95	1.0E-02		5.0E+03	
Tc-99	7.0E-01		3.5E+05	
Ru-103	1.0E-02		5.0E+03	
Ru-106	1.6E+00		8.0E+05	
Rh-103m	1.0E-02		5.0E+03	
Rh-106	1.6E+00		8.0E+05	
Ag-110m	5.6E-03		2.8E+03	
Cd-113m	1.8E-02		9.0E+03	
Cd-115m	6.4E-01		3.2E+05	
Sn-119m	1.7E-01		8.5E+04	
Sn-123	1.2E+00		6.0E+05	
Sn-126	2.7E-02		1.4E+04	
Sb-124	9.5E-03		4.8E+03	
Sb-125	3.3E-01		1.7E+05	
Te-123m	9.2E-03		4.6E+03	
Te-125m	3.3E-01		1.7E+05	
Te-127	3.2E-01		1.6E+05	
Te-127m	3.2E-01		1.6E+05	
Te-129	8.1E-02		4.1E+04	
Te-129m	3.2E-01		1.6E+05	
I-129	2.1E+00		1.1E+06	
Cs-134	4.5E-02		2.3E+04	
Cs-135	2.5E-06		1.3E+00	
Cs-136	3.0E-02		1.5E+04	
Cs-137	4.2E-01		2.1E+05	
Ba-137m	4.2E-01		2.1E+05	
Ba-140	9.5E-02		4.8E+04	
Ce-141	2.5E-02		1.3E+04	
Ce-144	6.3E-02		3.2E+04	
Pr-144	6.3E-02		3.2E+04	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
Pr-144m	6.3E-02		3.2E+04	
Pm-146	9.8E-02		4.9E+04	
Pm-147	1.9E-01		9.5E+04	
Pm-148	5.0E-01		2.5E+05	
Pm-148m	8.4E-03		4.2E+03	
Sm-151	9.0E-04		4.5E+02	
Eu-152	2.8E-02		1.4E+04	
Eu-154	1.2E-02		6.0E+03	
Eu-155	3.3E-02		1.7E+04	
Gd-153	3.2E-02		1.6E+04	
Tb-160	2.8E-02		1.4E+04	
Pu-238	6.3E-04		3.2E+02	
Pu-239	6.3E-04		3.2E+02	
Pu-240	6.3E-04		3.2E+02	
Pu-241	2.8E-02		1.4E+04	
Am-241	6.3E-04		3.2E+02	
Am-242m	3.9E-05		2.0E+01	
Am-243	6.3E-04		3.2E+02	
Cm-242	6.3E-04		3.2E+02	
Cm-243	6.3E-04		3.2E+02	
Cm-244	6.3E-04		3.2E+02	

表 6-2-2 実測値（J1-C タンク群）の核種組成によるソースターム（ケース 1）

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
H-3	8.2E+05	5.0E+05	4.1E+11	・日放出量は、通常運転時の日排水量の最大値 500m^3 と核種ごとの濃度の積により求めた
C-14	1.8E+01		9.0E+06	
Mn-54	3.8E-02		1.9E+04	
Fe-59	8.7E-02		4.4E+04	
Co-58	4.1E-02		2.1E+04	
Co-60	3.3E-01		1.7E+05	
Ni-63	8.5E+00		4.3E+06	
Zn-65	9.4E-02		4.7E+04	
Rb-86	5.0E-01		2.5E+05	
Sr-89	5.4E-02		2.7E+04	
Sr-90	3.6E-02		1.8E+04	
Y-90	3.6E-02		1.8E+04	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
Y-91	1.7E+01		8.5E+06	
Nb-95	5.0E-02		2.5E+04	
Tc-99	1.2E+00		6.0E+05	
Ru-103	5.3E-02		2.7E+04	
Ru-106	1.4E+00		7.0E+05	
Rh-103m	5.3E-02		2.7E+04	
Rh-106	1.4E+00		7.0E+05	
Ag-110m	4.3E-02		2.2E+04	
Cd-113m	8.5E-02		4.3E+04	
Cd-115m	2.7E+00		1.4E+06	
Sn-119m	4.2E+01		2.1E+07	
Sn-123	6.6E+00		3.3E+06	
Sn-126	2.9E-01		1.5E+05	
Sb-124	9.7E-02		4.9E+04	
Sb-125	2.3E-01		1.2E+05	
Te-123m	9.2E-02		4.6E+04	
Te-125m	2.3E-01		1.2E+05	
Te-127	4.7E+00		2.4E+06	
Te-127m	4.9E+00		2.5E+06	
Te-129	6.2E-01		3.1E+05	
Te-129m	1.4E+00		7.0E+05	
I-129	1.2E+00		6.0E+05	
Cs-134	7.6E-02		3.8E+04	
Cs-135	1.2E-06		6.0E-01	
Cs-136	4.7E-02		2.4E+04	
Cs-137	1.9E-01		9.5E+04	
Ba-137m	1.9E-01		9.5E+04	
Ba-140	2.0E-01		1.0E+05	
Ce-141	2.6E-01		1.3E+05	
Ce-144	5.7E-01		2.9E+05	
Pr-144	5.7E-01		2.9E+05	
Pr-144m	5.7E-01		2.9E+05	
Pm-146	6.7E-02		3.4E+04	
Pm-147	8.0E-01		4.0E+05	
Pm-148	2.3E-01		1.2E+05	
Pm-148m	4.8E-02		2.4E+04	
Sm-151	1.1E-02		5.5E+03	
Eu-152	2.8E-01		1.4E+05	
Eu-154	1.1E-01		5.5E+04	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
Eu-155	3.4E-01		1.7E+05	
Gd-153	2.6E-01		1.3E+05	
Tb-160	1.4E-01		7.0E+04	
Pu-238	3.3E-02		1.7E+04	
Pu-239	3.3E-02		1.7E+04	
Pu-240	3.3E-02		1.7E+04	
Pu-241	1.2E+00		6.0E+05	
Am-241	3.3E-02		1.7E+04	
Am-242m	5.9E-04		3.0E+02	
Am-243	3.3E-02		1.7E+04	
Cm-242	3.3E-02		1.7E+04	
Cm-243	3.3E-02		1.7E+04	
Cm-244	3.3E-02		1.7E+04	

表 6-2-3 実測値（J1-G タンク群）の核種組成によるソースターム（ケース 1）

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
H-3	2.7E+05	5.0E+05	1.4E+11	・日放出量は、通常運転時の日排水量の最大値 500m^3 と核種ごとの濃度の積により求めた
C-14	1.6E+01		8.0E+06	
Mn-54	3.8E-02		1.9E+04	
Fe-59	7.2E-02		3.6E+04	
Co-58	3.7E-02		1.9E+04	
Co-60	2.3E-01		1.2E+05	
Ni-63	8.8E+00		4.4E+06	
Zn-65	8.0E-02		4.0E+04	
Rb-86	4.7E-01		2.4E+05	
Sr-89	4.5E-02		2.3E+04	
Sr-90	3.2E-02		1.6E+04	
Y-90	3.2E-02		1.6E+04	
Y-91	1.2E+01		6.0E+06	
Nb-95	4.7E-02		2.4E+04	
Tc-99	1.3E+00		6.5E+05	
Ru-103	5.1E-02		2.6E+04	
Ru-106	4.8E-01		2.4E+05	
Rh-103m	5.1E-02		2.6E+04	
Rh-106	4.8E-01		2.4E+05	
Ag-110m	4.0E-02		2.0E+04	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
Cd-113m	8.6E-02		4.3E+04	
Cd-115m	2.3E+00		1.2E+06	
Sn-119m	4.0E+01		2.0E+07	
Sn-123	6.3E+00		3.2E+06	
Sn-126	1.5E-01		7.5E+04	
Sb-124	8.4E-02		4.2E+04	
Sb-125	1.4E-01		7.0E+04	
Te-123m	6.7E-02		3.4E+04	
Te-125m	1.4E-01		7.0E+04	
Te-127	4.3E+00		2.2E+06	
Te-127m	4.5E+00		2.3E+06	
Te-129	5.9E-01		3.0E+05	
Te-129m	1.2E+00		6.0E+05	
I-129	3.3E-01		1.7E+05	
Cs-134	6.7E-02		3.4E+04	
Cs-135	2.1E-06		1.1E+00	
Cs-136	3.6E-02		1.8E+04	
Cs-137	3.3E-01		1.7E+05	
Ba-137m	3.3E-01		1.7E+05	
Ba-140	1.7E-01		8.5E+04	
Ce-141	1.2E-01		6.0E+04	
Ce-144	5.5E-01		2.8E+05	
Pr-144	5.5E-01		2.8E+05	
Pr-144m	5.5E-01		2.8E+05	
Pm-146	6.3E-02		3.2E+04	
Pm-147	7.2E-01		3.6E+05	
Pm-148	4.5E-01		2.3E+05	
Pm-148m	4.1E-02		2.1E+04	
Sm-151	1.0E-02		5.0E+03	
Eu-152	1.9E-01		9.5E+04	
Eu-154	1.0E-01		5.0E+04	
Eu-155	1.8E-01		9.0E+04	
Gd-153	1.9E-01		9.5E+04	
Tb-160	1.4E-01		7.0E+04	
Pu-238	2.8E-02		1.4E+04	
Pu-239	2.8E-02		1.4E+04	
Pu-240	2.8E-02		1.4E+04	
Pu-241	1.0E+00		5.0E+05	
Am-241	2.8E-02		1.4E+04	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
Am-242m	5.1E-04		2.6E+02	
Am-243	2.8E-02		1.4E+04	
Cm-242	2.8E-02		1.4E+04	
Cm-243	2.8E-02		1.4E+04	
Cm-244	2.8E-02		1.4E+04	

ケース２（タンク破損）

流出する ALPS 処理水は、通常時に希釈して放出する ALPS 処理水であり、ソースタームは実測値に基づく核種組成と日排水量（30,000m^3/日）の積で求めた。評価に使用したソースタームを表 6-2-4～6-2-6 に示す。

表 6-2-4 実測値（K4 タンク群）の核種組成によるソースターム（ケース２）

対象核種	核種濃度（Bq/L）	日排水量（L/日）	日放出量（Bq/日）	備考
H-3	1.9E+05	3.0E+07	5.7E+12	・測定・確認用タンク３群がすべて破損し、全容量（3 万 m^3）が 1 日で流出すると仮定した ・日放出量は、日排水量 3 万 m^3 と、核種濃度の積により求めた
C-14	1.5E+01		4.5E+08	
Mn-54	6.7E-03		2.0E+05	
Fe-59	1.7E-02		5.1E+05	
Co-58	8.0E-03		2.4E+05	
Co-60	4.4E-01		1.3E+07	
Ni-63	2.2E+00		6.6E+07	
Zn-65	1.5E-02		4.5E+05	
Rb-86	1.9E-01		5.7E+06	
Sr-89	1.0E-01		3.0E+06	
Sr-90	2.2E-01		6.6E+06	
Y-90	2.2E-01		6.6E+06	
Y-91	2.2E+00		6.6E+07	
Nb-95	1.0E-02		3.0E+05	
Tc-99	7.0E-01		2.1E+07	
Ru-103	1.0E-02		3.0E+05	
Ru-106	1.6E+00		4.8E+07	
Rh-103m	1.0E-02		3.0E+05	
Rh-106	1.6E+00		4.8E+07	
Ag-110m	5.6E-03		1.7E+05	
Cd-113m	1.8E-02		5.4E+05	
Cd-115m	6.4E-01		1.9E+07	
Sn-119m	1.7E-01		5.1E+06	
Sn-123	1.2E+00		3.6E+07	
Sn-126	2.7E-02		8.1E+05	
Sb-124	9.5E-03		2.9E+05	
Sb-125	3.3E-01		9.9E+06	
Te-123m	9.2E-03		2.8E+05	
Te-125m	3.3E-01		9.9E+06	
Te-127	3.2E-01		9.6E+06	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
Te-127m	3.2E-01		9.6E+06	
Te-129	8.1E-02		2.4E+06	
Te-129m	3.2E-01		9.6E+06	
I-129	2.1E+00		6.3E+07	
Cs-134	4.5E-02		1.4E+06	
Cs-135	2.5E-06		7.5E+01	
Cs-136	3.0E-02		9.0E+05	
Cs-137	4.2E-01		1.3E+07	
Ba-137m	4.2E-01		1.3E+07	
Ba-140	9.5E-02		2.9E+06	
Ce-141	2.5E-02		7.5E+05	
Ce-144	6.3E-02		1.9E+06	
Pr-144	6.3E-02		1.9E+06	
Pr-144m	6.3E-02		1.9E+06	
Pm-146	9.8E-02		2.9E+06	
Pm-147	1.9E-01		5.7E+06	
Pm-148	5.0E-01		1.5E+07	
Pm-148m	8.4E-03		2.5E+05	
Sm-151	9.0E-04		2.7E+04	
Eu-152	2.8E-02		8.4E+05	
Eu-154	1.2E-02		3.6E+05	
Eu-155	3.3E-02		9.9E+05	
Gd-153	3.2E-02		9.6E+05	
Tb-160	2.8E-02		8.4E+05	
Pu-238	6.3E-04		1.9E+04	
Pu-239	6.3E-04		1.9E+04	
Pu-240	6.3E-04		1.9E+04	
Pu-241	2.8E-02		8.4E+05	
Am-241	6.3E-04		1.9E+04	
Am-242m	3.9E-05		1.2E+03	
Am-243	6.3E-04		1.9E+04	
Cm-242	6.3E-04		1.9E+04	
Cm-243	6.3E-04		1.9E+04	
Cm-244	6.3E-04		1.9E+04	

表 6-2-5 実測値（J1-C タンク群）の核種組成によるソースターム（ケース２）

対象核種	核種濃度（Bq/L）	日排水量（L/日）	日放出量（Bq/日）	備考
H-3	8.2E+05	3.0E+07	2.5E+13	・測定・確認用タンク３群がすべて破損し、全容量（3 万 m^3）が 1 日で流出すると仮定した ・日放出量は、日排水量 3 万 m^3 と、核種濃度の積により求めた
C-14	1.8E+01		5.4E+08	
Mn-54	3.8E-02		1.1E+06	
Fe-59	8.7E-02		2.6E+06	
Co-58	4.1E-02		1.2E+06	
Co-60	3.3E-01		9.9E+06	
Ni-63	8.5E+00		2.6E+08	
Zn-65	9.4E-02		2.8E+06	
Rb-86	5.0E-01		1.5E+07	
Sr-89	5.4E-02		1.6E+06	
Sr-90	3.6E-02		1.1E+06	
Y-90	3.6E-02		1.1E+06	
Y-91	1.7E+01		5.1E+08	
Nb-95	5.0E-02		1.5E+06	
Tc-99	1.2E+00		3.6E+07	
Ru-103	5.3E-02		1.6E+06	
Ru-106	1.4E+00		4.2E+07	
Rh-103m	5.3E-02		1.6E+06	
Rh-106	1.4E+00		4.2E+07	
Ag-110m	4.3E-02		1.3E+06	
Cd-113m	8.5E-02		2.6E+06	
Cd-115m	2.7E+00		8.1E+07	
Sn-119m	4.2E+01		1.3E+09	
Sn-123	6.6E+00		2.0E+08	
Sn-126	2.9E-01		8.7E+06	
Sb-124	9.7E-02		2.9E+06	
Sb-125	2.3E-01		6.9E+06	
Te-123m	9.2E-02		2.8E+06	
Te-125m	2.3E-01		6.9E+06	
Te-127	4.7E+00		1.4E+08	
Te-127m	4.9E+00		1.5E+08	
Te-129	6.2E-01		1.9E+07	
Te-129m	1.4E+00		4.2E+07	
I-129	1.2E+00		3.6E+07	
Cs-134	7.6E-02		2.3E+06	
Cs-135	1.2E-06		3.6E+01	
Cs-136	4.7E-02		1.4E+06	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
Cs-137	1.9E-01		5.7E+06	
Ba-137m	1.9E-01		5.7E+06	
Ba-140	2.0E-01		6.0E+06	
Ce-141	2.6E-01		7.8E+06	
Ce-144	5.7E-01		1.7E+07	
Pr-144	5.7E-01		1.7E+07	
Pr-144m	5.7E-01		1.7E+07	
Pm-146	6.7E-02		2.0E+06	
Pm-147	8.0E-01		2.4E+07	
Pm-148	2.3E-01		6.9E+06	
Pm-148m	4.8E-02		1.4E+06	
Sm-151	1.1E-02		3.3E+05	
Eu-152	2.8E-01		8.4E+06	
Eu-154	1.1E-01		3.3E+06	
Eu-155	3.4E-01		1.0E+07	
Gd-153	2.6E-01		7.8E+06	
Tb-160	1.4E-01		4.2E+06	
Pu-238	3.3E-02		9.9E+05	
Pu-239	3.3E-02		9.9E+05	
Pu-240	3.3E-02		9.9E+05	
Pu-241	1.2E+00		3.6E+07	
Am-241	3.3E-02		9.9E+05	
Am-242m	5.9E-04		1.8E+04	
Am-243	3.3E-02		9.9E+05	
Cm-242	3.3E-02		9.9E+05	
Cm-243	3.3E-02		9.9E+05	
Cm-244	3.3E-02		9.9E+05	

表 6-2-6 実測値（J1-G タンク群）の核種組成によるソースターム（ケース２）

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
H-3	2.7E+05	3.0E+07	8.1E+12	・測定・確認用タンク３群がすべて破損し、全容量（3 万 m^3）が 1 日で流出すると仮定した ・日放出量は、日排水量 3 万 m^3 と、核種濃度の積により求めた
C-14	1.6E+01		4.8E+08	
Mn-54	3.8E-02		1.1E+06	
Fe-59	7.2E-02		2.2E+06	
Co-58	3.7E-02		1.1E+06	
Co-60	2.3E-01		6.9E+06	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
Ni-63	8.8E+00		2.6E+08	
Zn-65	8.0E-02		2.4E+06	
Rb-86	4.7E-01		1.4E+07	
Sr-89	4.5E-02		1.4E+06	
Sr-90	3.2E-02		9.6E+05	
Y-90	3.2E-02		9.6E+05	
Y-91	1.2E+01		3.6E+08	
Nb-95	4.7E-02		1.4E+06	
Tc-99	1.3E+00		3.9E+07	
Ru-103	5.1E-02		1.5E+06	
Ru-106	4.8E-01		1.4E+07	
Rh-103m	5.1E-02		1.5E+06	
Rh-106	4.8E-01		1.4E+07	
Ag-110m	4.0E-02		1.2E+06	
Cd-113m	8.6E-02		2.6E+06	
Cd-115m	2.3E+00		6.9E+07	
Sn-119m	4.0E+01		1.2E+09	
Sn-123	6.3E+00		1.9E+08	
Sn-126	1.5E-01		4.5E+06	
Sb-124	8.4E-02		2.5E+06	
Sb-125	1.4E-01		4.2E+06	
Te-123m	6.7E-02		2.0E+06	
Te-125m	1.4E-01		4.2E+06	
Te-127	4.3E+00		1.3E+08	
Te-127m	4.5E+00		1.4E+08	
Te-129	5.9E-01		3.6E+07	
Te-129m	1.2E+00		3.6E+07	
I-129	3.3E-01		9.9E+06	
Cs-134	6.7E-02		2.0E+06	
Cs-135	2.1E-06		6.3E+01	
Cs-136	3.6E-02		1.1E+06	
Cs-137	3.3E-01		9.9E+06	
Ba-137m	3.3E-01		9.9E+06	
Ba-140	1.7E-01		5.1E+06	
Ce-141	1.2E-01		3.6E+06	
Ce-144	5.5E-01		1.7E+07	
Pr-144	5.5E-01		1.7E+07	
Pr-144m	5.5E-01		1.7E+07	
Pm-146	6.3E-02		1.9E+06	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	日排水量 （L/日）	日放出量 （Bq/日）	備考
Pm-147	7.2E-01		2.2E+07	
Pm-148	4.5E-01		1.4E+07	
Pm-148m	4.1E-02		1.2E+06	
Sm-151	1.0E-02		3.0E+05	
Eu-152	1.9E-01		5.7E+06	
Eu-154	1.0E-01		3.0E+06	
Eu-155	1.8E-01		5.4E+06	
Gd-153	1.9E-01		5.7E+06	
Tb-160	1.4E-01		4.2E+06	
Pu-238	2.8E-02		8.4E+05	
Pu-239	2.8E-02		8.4E+05	
Pu-240	2.8E-02		8.4E+05	
Pu-241	1.0E+00		3.0E+07	
Am-241	2.8E-02		8.4E+05	
Am-242m	5.1E-04		1.5E+04	
Am-243	2.8E-02		8.4E+05	
Cm-242	2.8E-02		8.4E+05	
Cm-243	2.8E-02		8.4E+05	
Cm-244	2.8E-02		8.4E+05	

(3) 拡散、移行のモデリング、被ばく経路

潜在被ばくの評価においては、沖合 1km から沿岸へ海洋への放出場所が変わるが、放出先は同じ海域であり、そこでの拡散、移行についても通常時の被ばくと同様と想定されることから、移行経路は、6-1-2.(2)で設定した通常時の被ばくと同じとする。また、シミュレーションも同じモデルを使用するが、沿岸からの流出であることから、5, 6 号機放水口付近からの放出による計算結果を使用した。

対象となる地域、海域が同じであり、移行経路も同じであることから、被ばく経路も通常時の被ばくと同じとした。

(4) 代表的個人の設定

潜在被ばく評価の対象となる代表的個人も、地域、海域や移行経路、被ばく経路が同じであり、6-1-2.(4)と同じ特性とした。ALPS 処理水の流出後は、海流により拡散希釈が進

み、速やかに濃度は低下するが、流速が小さい期間が 3～4 日継続する場合を考慮し、流出終了後も 1 週間、被ばくが継続するものとした。なお、その間海水濃度は、保守的に同じ濃度が続くものとした。それぞれのケースについて、年間の作業時間等から被ばく継続期間の時間比例計算で被ばく時間等を設定した。設定した被ばく時間等は表 6-2-7 のとおり。

表 6-2-7　潜在被ばくの評価に用いる代表的個人の被ばく時間等

項目	ケース 1（27 日間）	ケース 2（8 日間）
船舶での作業時間	210 時間	63 時間
遊泳時間	7.1 時間	2.1 時間
海岸滞在時間	37 時間	11 時間
漁網の近くの作業時間	140 時間	42 時間
海産物摂取量	海産物を多く摂取する個人の摂取量 27 日分	海産物を多く摂取する個人の摂取量 8 日分

被ばく評価地点は、通常時被ばくで使用した発電所北側の砂浜評価地点付近とし、保守的にすべての経路で砂浜評価地点付近の海水中濃度を使用した。

(5) 線量評価の方法

代表的個人の被ばく量を、GSG-10 の 5.69 に記載されている、保守的な潜在被ばくシナリオに基づく簡易な評価を行うことが必要な施設または活動に対する代表的な基準である 5 mSv と比較する。

6-2-2. 評価結果

(1) 評価に使用する海水中濃度

評価に使用する海水中濃度は、発電所北側の砂浜評価地点付近の濃度とし、5, 6 号機放水口からトリチウムを年間を通じて均等に年間 22 兆 Bq（2.2E+13Bq）放出する場合（6.0E+10Bq/日に相当）のシミュレーションの結果を基に、下記の通り求めた。

・ケース 1（配管破断）

2014 年と 2019 年のトリチウムのシミュレーション結果から、評価地点の日平均トリチウム濃度の 20 日間移動平均濃度を各 1 年分計算し、各年の最大値を求めた。結果を表 6-2-8 に示す。2 年間の結果のうち、濃度の高い 2014 年の 5.6Bq/L を評価に使用した。

さらに、この濃度はトリチウムの日放出量 6.0E+10Bq/日に対する濃度であることから、表 6-2-1～3 の核種ごとの日放出量との比例計算により、核種ごとの濃度を求めた。評価に使用した核種ごとの濃度を表 6-2-9～6-2-11 に示した。

・ケース 2（タンク破損）

2014 年と 2019 年のトリチウムのシミュレーション結果から、評価地点の日平均トリチウム濃度の各年の最大値を求めた。結果を表 6-2-8 に示す。2 年間の結果のうち、濃度の高い 2014 年の 15Bq/L を評価に使用した。

さらに、この濃度はトリチウムの日放出量 6.0E+10Bq/日に対する濃度であることから、表 6-2-4～6 の核種ごとの日放出量との比例計算により、核種ごとの濃度を求めた。評価に使用した核種ごとの濃度を表 6-2-9～6-2-11 に示した。

表 6-2-8　潜在被ばくの評価の基となる砂浜評価地点付近の海水中トリチウム濃度（5, 6 号機放水口から年間を通じて均等に 22 兆 Bq（2.2E+13Bq/年）放出するシミュレーションの日平均濃度から算出）

評価年	ケース 1（配管破断）	ケース 2（タンク破損）
	20 日間移動平均濃度の最大値（Bq/L）	日平均濃度の最大値（Bq/L）
2014 年	5.6	15
2019 年	5.5	12

表 6-2-9　評価に使用する海水濃度（K4 タンク群の核種組成によるソースターム）

対象核種	ケース 1（配管破断）		ケース 2（タンク破損）	
	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）
H-3	9.5E+10	8.8E+00	5.7E+12	1.4E+03
C-14	7.5E+06	7.0E-04	4.5E+08	1.1E-01
Mn-54	3.4E+03	3.1E-07	2.0E+05	5.0E-05
Fe-59	8.5E+03	7.9E-07	5.1E+05	1.3E-04
Co-58	4.0E+03	3.7E-07	2.4E+05	6.0E-05
Co-60	2.2E+05	2.0E-05	1.3E+07	3.3E-03
Ni-63	1.1E+06	1.0E-04	6.6E+07	1.6E-02
Zn-65	7.5E+03	7.0E-07	4.5E+05	1.1E-04
Rb-86	9.5E+04	8.8E-06	5.7E+06	1.4E-03
Sr-89	5.0E+04	4.6E-06	3.0E+06	7.5E-04
Sr-90	1.1E+05	1.0E-05	6.6E+06	1.6E-03
Y-90	1.1E+05	1.0E-05	6.6E+06	1.6E-03
Y-91	1.1E+06	1.0E-04	6.6E+07	1.6E-02
Nb-95	5.0E+03	4.6E-07	3.0E+05	7.5E-05
Tc-99	3.5E+05	3.3E-05	2.1E+07	5.2E-03
Ru-103	5.0E+03	4.6E-07	3.0E+05	7.5E-05
Ru-106	8.0E+05	7.4E-05	4.8E+07	1.2E-02
Rh-103m	5.0E+03	4.6E-07	3.0E+05	7.5E-05
Rh-106	8.0E+05	7.4E-05	4.8E+07	1.2E-02
Ag-110m	2.8E+03	2.6E-07	1.7E+05	4.2E-05
Cd-113m	9.0E+03	8.4E-07	5.4E+05	1.3E-04
Cd-115m	3.2E+05	3.0E-05	1.9E+07	4.8E-03
Sn-119m	8.5E+04	7.9E-06	5.1E+06	1.3E-03
Sn-123	6.0E+05	5.6E-05	3.6E+07	9.0E-03
Sn-126	1.4E+04	1.3E-06	8.1E+05	2.0E-04
Sb-124	4.8E+03	4.4E-07	2.9E+05	7.1E-05
Sb-125	1.7E+05	1.5E-05	9.9E+06	2.5E-03
Te-123m	4.6E+03	4.3E-07	2.8E+05	6.9E-05
Te-125m	1.7E+05	1.5E-05	9.9E+06	2.5E-03

対象核種	ケース１（配管破断）		ケース２（タンク破損）	
	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）
Te-127	1.6E+05	1.5E-05	9.6E+06	2.4E-03
Te-127m	1.6E+05	1.5E-05	9.6E+06	2.4E-03
Te-129	4.1E+04	3.8E-06	2.4E+06	6.0E-04
Te-129m	1.6E+05	1.5E-05	9.6E+06	2.4E-03
I-129	1.1E+06	9.8E-05	6.3E+07	1.6E-02
Cs-134	2.3E+04	2.1E-06	1.4E+06	3.4E-04
Cs-135	1.3E+00	1.2E-10	7.5E+01	1.9E-08
Cs-136	1.5E+04	1.4E-06	9.0E+05	2.2E-04
Cs-137	2.1E+05	2.0E-05	1.3E+07	3.1E-03
Ba-137m	2.1E+05	2.0E-05	1.3E+07	3.1E-03
Ba-140	4.8E+04	4.4E-06	2.9E+06	7.1E-04
Ce-141	1.3E+04	1.2E-06	7.5E+05	1.9E-04
Ce-144	3.2E+04	2.9E-06	1.9E+06	4.7E-04
Pr-144	3.2E+04	2.9E-06	1.9E+06	4.7E-04
Pr-144m	3.2E+04	2.9E-06	1.9E+06	4.7E-04
Pm-146	4.9E+04	4.6E-06	2.9E+06	7.3E-04
Pm-147	9.5E+04	8.8E-06	5.7E+06	1.4E-03
Pm-148	2.5E+05	2.3E-05	1.5E+07	3.7E-03
Pm-148m	4.2E+03	3.9E-07	2.5E+05	6.3E-05
Sm-151	4.5E+02	4.2E-08	2.7E+04	6.7E-06
Eu-152	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Eu-154	6.0E+03	5.6E-07	3.6E+05	9.0E-05
Eu-155	1.7E+04	1.5E-06	9.9E+05	2.5E-04
Gd-153	1.6E+04	1.5E-06	9.6E+05	2.4E-04
Tb-160	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Pu-238	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06
Pu-239	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06
Pu-240	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06
Pu-241	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Am-241	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06
Am-242m	2.0E+01	1.8E-09	1.2E+03	2.9E-07

対象核種	ケース１（配管破断）		ケース２（タンク破損）	
	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）
Am-243	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06
Cm-242	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06
Cm-243	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06
Cm-244	3.2E+02	2.9E-08	1.9E+04	4.7E-06

表 6-2-10　評価に使用する海水濃度（J1-C タンク群の核種組成によるソースターム）

対象核種	ケース１（配管破断）		ケース２（タンク破損）	
	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）
H-3	4.1E+11	3.8E+01	2.5E+13	6.1E+03
C-14	9.0E+06	8.4E-04	5.4E+08	1.3E-01
Mn-54	1.9E+04	1.8E-06	1.1E+06	2.8E-04
Fe-59	4.4E+04	4.0E-06	2.6E+06	6.5E-04
Co-58	2.1E+04	1.9E-06	1.2E+06	3.1E-04
Co-60	1.7E+05	1.5E-05	9.9E+06	2.5E-03
Ni-63	4.3E+06	3.9E-04	2.6E+08	6.3E-02
Zn-65	4.7E+04	4.4E-06	2.8E+06	7.0E-04
Rb-86	2.5E+05	2.3E-05	1.5E+07	3.7E-03
Sr-89	2.7E+04	2.5E-06	1.6E+06	4.0E-04
Sr-90	1.8E+04	1.7E-06	1.1E+06	2.7E-04
Y-90	1.8E+04	1.7E-06	1.1E+06	2.7E-04
Y-91	8.5E+06	7.9E-04	5.1E+08	1.3E-01
Nb-95	2.5E+04	2.3E-06	1.5E+06	3.7E-04
Tc-99	6.0E+05	5.6E-05	3.6E+07	9.0E-03
Ru-103	2.7E+04	2.5E-06	1.6E+06	4.0E-04
Ru-106	7.0E+05	6.5E-05	4.2E+07	1.0E-02
Rh-103m	2.7E+04	2.5E-06	1.6E+06	4.0E-04
Rh-106	7.0E+05	6.5E-05	4.2E+07	1.0E-02
Ag-110m	2.2E+04	2.0E-06	1.3E+06	3.2E-04

対象核種	ケース１（配管破断）		ケース２（タンク破損）	
	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）
Cd-113m	4.3E+04	3.9E-06	2.6E+06	6.3E-04
Cd-115m	1.4E+06	1.3E-04	8.1E+07	2.0E-02
Sn-119m	2.1E+07	2.0E-03	1.3E+09	3.1E-01
Sn-123	3.3E+06	3.1E-04	2.0E+08	4.9E-02
Sn-126	1.5E+05	1.3E-05	8.7E+06	2.2E-03
Sb-124	4.9E+04	4.5E-06	2.9E+06	7.2E-04
Sb-125	1.2E+05	1.1E-05	6.9E+06	1.7E-03
Te-123m	4.6E+04	4.3E-06	2.8E+06	6.9E-04
Te-125m	1.2E+05	1.1E-05	6.9E+06	1.7E-03
Te-127	2.4E+06	2.2E-04	1.4E+08	3.5E-02
Te-127m	2.5E+06	2.3E-04	1.5E+08	3.7E-02
Te-129	3.1E+05	2.9E-05	1.9E+07	4.6E-03
Te-129m	7.0E+05	6.5E-05	4.2E+07	1.0E-02
I-129	6.0E+05	5.6E-05	3.6E+07	9.0E-03
Cs-134	3.8E+04	3.5E-06	2.3E+06	5.7E-04
Cs-135	6.0E-01	5.6E-11	3.6E+01	9.0E-09
Cs-136	2.4E+04	2.2E-06	1.4E+06	3.5E-04
Cs-137	9.5E+04	8.8E-06	5.7E+06	1.4E-03
Ba-137m	9.5E+04	8.8E-06	5.7E+06	1.4E-03
Ba-140	1.0E+05	9.3E-06	6.0E+06	1.5E-03
Ce-141	1.3E+05	1.2E-05	7.8E+06	1.9E-03
Ce-144	2.9E+05	2.6E-05	1.7E+07	4.3E-03
Pr-144	2.9E+05	2.6E-05	1.7E+07	4.3E-03
Pr-144m	2.9E+05	2.6E-05	1.7E+07	4.3E-03
Pm-146	3.4E+04	3.1E-06	2.0E+06	5.0E-04
Pm-147	4.0E+05	3.7E-05	2.4E+07	6.0E-03
Pm-148	1.2E+05	1.1E-05	6.9E+06	1.7E-03
Pm-148m	2.4E+04	2.2E-06	1.4E+06	3.6E-04
Sm-151	5.5E+03	5.1E-07	3.3E+05	8.2E-05
Eu-152	1.4E+05	1.3E-05	8.4E+06	2.1E-03
Eu-154	5.5E+04	5.1E-06	3.3E+06	8.2E-04

対象核種	ケース１（配管破断）		ケース２（タンク破損）	
	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）
Eu-155	1.7E+05	1.6E-05	1.0E+07	2.5E-03
Gd-153	1.3E+05	1.2E-05	7.8E+06	1.9E-03
Tb-160	7.0E+04	6.5E-06	4.2E+06	1.0E-03
Pu-238	1.7E+04	1.5E-06	9.9E+05	2.5E-04
Pu-239	1.7E+04	1.5E-06	9.9E+05	2.5E-04
Pu-240	1.7E+04	1.5E-06	9.9E+05	2.5E-04
Pu-241	6.0E+05	5.6E-05	3.6E+07	9.0E-03
Am-241	1.7E+04	1.5E-06	9.9E+05	2.5E-04
Am-242m	3.0E+02	2.7E-08	1.8E+04	4.4E-06
Am-243	1.7E+04	1.5E-06	9.9E+05	2.5E-04
Cm-242	1.7E+04	1.5E-06	9.9E+05	2.5E-04
Cm-243	1.7E+04	1.5E-06	9.9E+05	2.5E-04
Cm-244	1.7E+04	1.5E-06	9.9E+05	2.5E-04

表 6-2-11　評価に使用する海水濃度（J1-G タンク群の核種組成によるソースターム）

対象核種	ケース１（配管破断）		ケース２（タンク破損）	
	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）
H-3	1.4E+11	1.3E+01	8.1E+12	2.0E+03
C-14	8.0E+06	7.4E-04	4.8E+08	1.2E-01
Mn-54	1.9E+04	1.8E-06	1.1E+06	2.8E-04
Fe-59	3.6E+04	3.3E-06	2.2E+06	5.4E-04
Co-58	1.9E+04	1.7E-06	1.1E+06	2.8E-04
Co-60	1.2E+05	1.1E-05	6.9E+06	1.7E-03
Ni-63	4.4E+06	4.1E-04	2.6E+08	6.6E-02
Zn-65	4.0E+04	3.7E-06	2.4E+06	6.0E-04
Rb-86	2.4E+05	2.2E-05	1.4E+07	3.5E-03
Sr-89	2.3E+04	2.1E-06	1.4E+06	3.4E-04
Sr-90	1.6E+04	1.5E-06	9.6E+05	2.4E-04

対象核種	ケース１（配管破断）		ケース２（タンク破損）	
	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）
Y-90	1.6E+04	1.5E-06	9.6E+05	2.4E-04
Y-91	6.0E+06	5.6E-04	3.6E+08	9.0E-02
Nb-95	2.4E+04	2.2E-06	1.4E+06	3.5E-04
Tc-99	6.5E+05	6.0E-05	3.9E+07	9.7E-03
Ru-103	2.6E+04	2.4E-06	1.5E+06	3.8E-04
Ru-106	2.4E+05	2.2E-05	1.4E+07	3.6E-03
Rh-103m	2.6E+04	2.4E-06	1.5E+06	3.8E-04
Rh-106	2.4E+05	2.2E-05	1.4E+07	3.6E-03
Ag-110m	2.0E+04	1.9E-06	1.2E+06	3.0E-04
Cd-113m	4.3E+04	4.0E-06	2.6E+06	6.4E-04
Cd-115m	1.2E+06	1.1E-04	6.9E+07	1.7E-02
Sn-119m	2.0E+07	1.9E-03	1.2E+09	3.0E-01
Sn-123	3.2E+06	2.9E-04	1.9E+08	4.7E-02
Sn-126	7.5E+04	7.0E-06	4.5E+06	1.1E-03
Sb-124	4.2E+04	3.9E-06	2.5E+06	6.3E-04
Sb-125	7.0E+04	6.5E-06	4.2E+06	1.0E-03
Te-123m	3.4E+04	3.1E-06	2.0E+06	5.0E-04
Te-125m	7.0E+04	6.5E-06	4.2E+06	1.0E-03
Te-127	2.2E+06	2.0E-04	1.3E+08	3.2E-02
Te-127m	2.3E+06	2.1E-04	1.4E+08	3.4E-02
Te-129	3.0E+05	2.7E-05	1.8E+07	4.4E-03
Te-129m	6.0E+05	5.6E-05	3.6E+07	9.0E-03
I-129	1.7E+05	1.5E-05	9.9E+06	2.5E-03
Cs-134	3.4E+04	3.1E-06	2.0E+06	5.0E-04
Cs-135	1.1E+00	9.8E-11	6.3E+01	1.6E-08
Cs-136	1.8E+04	1.7E-06	1.1E+06	2.7E-04
Cs-137	1.7E+05	1.5E-05	9.9E+06	2.5E-03
Ba-137m	1.7E+05	1.5E-05	9.9E+06	2.5E-03
Ba-140	8.5E+04	7.9E-06	5.1E+06	1.3E-03
Ce-141	6.0E+04	5.6E-06	3.6E+06	9.0E-04
Ce-144	2.8E+05	2.6E-05	1.7E+07	4.1E-03

対象核種	ケース１（配管破断）		ケース２（タンク破損）	
	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）	日放出量（Bq/日）	砂浜評価地点付近の海水中濃度（Bq/L）
Pr-144	2.8E+05	2.6E-05	1.7E+07	4.1E-03
Pr-144m	2.8E+05	2.6E-05	1.7E+07	4.1E-03
Pm-146	3.2E+04	2.9E-06	1.9E+06	4.7E-04
Pm-147	3.6E+05	3.3E-05	2.2E+07	5.4E-03
Pm-148	2.3E+05	2.1E-05	1.4E+07	3.4E-03
Pm-148m	2.1E+04	1.9E-06	1.2E+06	3.1E-04
Sm-151	5.0E+03	4.6E-07	3.0E+05	7.5E-05
Eu-152	9.5E+04	8.8E-06	5.7E+06	1.4E-03
Eu-154	5.0E+04	4.6E-06	3.0E+06	7.5E-04
Eu-155	9.0E+04	8.4E-06	5.4E+06	1.3E-03
Gd-153	9.5E+04	8.8E-06	5.7E+06	1.4E-03
Tb-160	7.0E+04	6.5E-06	4.2E+06	1.0E-03
Pu-238	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Pu-239	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Pu-240	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Pu-241	5.0E+05	4.6E-05	3.0E+07	7.5E-03
Am-241	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Am-242m	2.6E+02	2.4E-08	1.5E+04	3.8E-06
Am-243	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Cm-242	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Cm-243	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04
Cm-244	1.4E+04	1.3E-06	8.4E+05	2.1E-04

(2) 被ばく評価結果

(1) で求めた海水中濃度を用いて計算した、潜在被ばくの評価結果を表 6-2-12 に示す。結果は、0.0007（7E-04）mSv～0.3（3E-01）mSv と、事故時の基準 5mSv を下回っている。

表 6-2-12 潜在被ばくの評価結果

評価ケース	ソースターム	ケース 1（配管破断）			ケース 2（タンク破損）		
		K4 タンク群	J1-C タンク群	J1-G タンク群	K4 タンク群	J1-C タンク群	J1-G タンク群
	海産物摂取量	多い	多い	多い	多い	多い	多い
外部被ばく(mSv)	海水面	3.5E-08	4.0E-07	3.6E-07	1.7E-06	1.9E-05	1.7E-05
	船体	2.5E-08	2.8E-07	2.5E-07	1.2E-06	1.4E-05	1.2E-05
	遊泳中	3.3E-09	3.8E-08	3.4E-08	1.6E-07	1.8E-06	1.6E-06
	海浜砂	5.8E-06	6.7E-05	5.9E-05	2.8E-04	3.2E-03	2.8E-03
	漁網	1.8E-05	2.1E-04	1.9E-04	8.9E-04	1.0E-02	9.1E-03
内部被ばく(mSv)	飲水	2.4E-07	9.9E-07	3.3E-07	1.2E-05	4.7E-05	1.6E-05
	しぶき吸入	6.9E-08	6.4E-07	4.2E-07	3.3E-06	3.1E-05	2.0E-05
	海産物摂取	7.1E-04	5.4E-03	4.9E-03	3.4E-02	2.6E-01	2.4E-01
合計（mSv）		7E-04	6E-03	5E-03	4E-02	3E-01	2E-01

7. 環境防護に関する評価

環境防護に関する評価の方法は、GSG-10 附属書 I とされている。本報告書においては、GSG-10 附属書 I の手順にしたがって環境防護に関する評価を試みた。

7-1. 評価の考え方

GSG-10 附属書 I に示されている、通常運転時における動植物の防護のための評価を行う。

7-1-1. 評価手順

図 7-1 の手順にて評価を行う。

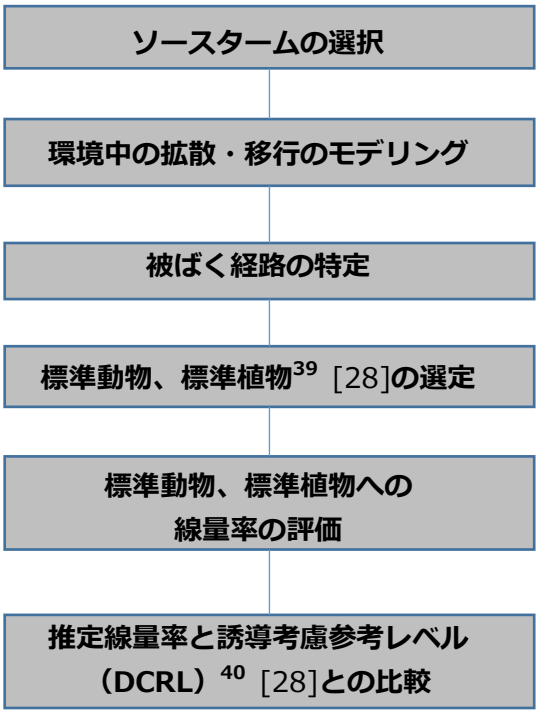


図 7-1　環境防護に関する評価の手順（GSG-10 より作成）

[39] 標準動物、標準植物：環境からの放射線被ばくを、線量と影響に関連付けるために想定する、特定タイプの動植物。

[40] 誘導考慮参考レベル(DCRL, Derived consideration reference level)： ICRP が提唱する生物種ごとに定められた 1 桁の幅を持った線量率の範囲。これを超える場合には影響を考慮する必要がある線量率レベル。

7-2. 評価方法

7-2-1. ソースターム

6-1-2.(1) ソースタームと同じソースタームを使用する。

7-2-2. 放出後の拡散、移行のモデリング

(1) 移行モデルの選定

海洋に放出された放射性物質の移行モデルとしては、GSG-10 の記載の通り、人の被ばく評価と同じ経路の中から、海生動植物の生息環境を考慮して以下を選定した。

ⅰ. 海流等による移流、拡散

海洋に放出後、海洋で移流、拡散すると考えられることから選定した。

ⅱ. 海流等による移流、拡散→海底の堆積物への移行

海洋に放出後、海流等による移流、拡散で、ALPS 処理水が海底堆積物等へ移行すると考えられることから選定した。

ⅲ. 海流等による移流、拡散→魚介類等海生動植物による取り込み、濃縮

海洋に放出後、魚介類に移行、濃縮されると考えられることから選定した。

(2) 海域における移流、拡散の評価

人の防護に関する評価と同じモデルを使用する。

7-2-3. 被ばく経路の設定

GSG-10 附属書Ⅰ-21 より、以下の経路を選定した。

ⅰ. 動植物が摂取または吸入した放射性物質による内部被ばく

ⅱ. 周囲の海水からの外部被ばく

ⅲ. 周囲の海底堆積物からの外部被ばく

具体的な評価手法を以下に示す。

①動植物が摂取または吸入した放射性物質による内部被ばく

標準動物、標準植物が受ける、海水から体内に取り込んだ放射性物質からの放射線による吸収線量率 D_{int}（mGy/日）の計算式を式(7-1)に示す。

$$D_{int} = \sum_i (DCF_{int})_{ki} \cdot (x_9)_i \cdot (CR)_{ki} \quad (7\text{-}1)$$

ここで、

$(DCF_{int})_{ki}$ は核種 i の海生動植物 k に対する内部被ばく線量換算係数((mGy/日)/(Bq/kg))

$(x_9)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(CR)_{ki}$ は核種 i における海生動植物 k と海水の濃度比((Bq/kg)/(Bq/L))

②海水、海底堆積物からの外部被ばく

周囲を海水に囲まれた動植物の吸収線量率 $D_{ext,sw}$（mGy/日）は、（7-2）式より計算する。

$$D_{ext,sw} = \sum_i (DCF_{ext})_{ki} \cdot \frac{(x_9)_i}{\rho_w} \quad (7\text{-}2)$$

ここで、

$(DCF_{ext})_{ki}$ は核種 i の海生動植物 k に対する外部被ばく線量換算係数((mGy/日)/(Bq/kg))

$(x_9)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

ρ_w は海水の密度(kg/L)

である。

同様に、周囲を海底堆積物に囲まれた動植物の吸収線量率 $D_{ext,sed}$（mGy/日）は、（7-3）式より計算する。

$$D_{ext,sed} = \sum_i (DCF_{ext})_{ki} \cdot (x_9)_i \cdot (K_d)_i \quad (7\text{-}3)$$

ここで、

$(DCF_{ext})_{ki}$ は核種 i の海生動植物 k に対する外部被ばく線量換算係数((mGy/日)/(Bq/kg))

$(x_9)_i$ は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(K_d)_i$ は核種 i の海水から堆積物への濃度分配係数((Bq/kg)/(Bq/L))

である。

海水と海底堆積物両方から被ばくを受ける場合の外部被ばく D_{ext} は、両方の被ばくの合計であるが、海底面に生息する動植物は、上半分の海水と下半分の海底堆積物両方から半分ずつ被ばくすることから、(7-4)式により計算する。

$$D_{ext}=0.5\cdot D_{ext,sw}+0.5\cdot D_{ext,sed} \quad (7\text{-}4)$$

動植物に対する内部被ばく線量換算係数および外部被ばく線量換算係数[41]は、ICRP Publication 136 ”Dose Coefficients for Non-human Biota Environmentally Exposed to Radiation”(ICRP,2017) [29]（以下、「ICRP Pub.136」）および ICRP の BiotaDC プログラム [30]より引用した（表 7-2-1、7-2-2 に示す）。なお、Sn-126 の線量換算係数のみ BiotaDC で計算できなかったため、保守的な値として、内部被ばく線量換算係数は Ru-106、外部被ばく線量換算係数は Ag-110m の値を用いた。

動植物と海水の濃度比[42]は、ICRP Publication 114 ”Environmental Protection : Transfer Parameters for Reference Animals and Plants”(ICRP,2009) [31]（以下、「ICRP Pub.114」）および IAEA Technical report series No.479 “Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer to Wildlife”（以下、「TRS-479」）より引用したが、ここに示されていない元素については、TRS-422 [25]の濃縮係数を引用した（表 7-2-3 に示す）。海水と海底の堆積物の濃度分配係数は、TRS-422 の 2.3.OCEAN MARGIN *Kd*s に定める係数を使用した（表 7-2-4 に示す）。

[41] 動植物への線量換算係数：環境の放射性核種による生物への内部被ばくと外部被ばく線量を簡略化して計算するために定められた値。

[42] 濃度比（CR, Concentration ratio）：動植物に対する環境からの放射線被ばく評価への利用を目的として、水圏に生息する水棲生物中放射性核種濃度の、環境水中濃度に対する比率を、経験的に求めた移行係数である（ICRP, 2009）。濃縮係数のように可食部には限らない。

7-2-4. 標準動物、標準植物（評価対象となる生物）の選定

発電所のある福島県沿岸には、多年生海藻のアラメを主体とした小規模な藻場が広く分布している [32]。発電所周辺に、天然記念物に指定された海生動植物の生息地のような特別な海域は見られない [33]ことから、ICRP Pub.136 に示されている標準動物、標準植物として以下を選定した。

・標準扁平魚（発電所周辺海域には、ヒラメ、カレイ類が広く生息）
・標準カニ（発電所周辺海域には、ヒラツメガニ、ガザミが広く生息）
・標準褐藻（発電所周辺海域には、ホンダワラ類、アラメが広く分布）

これらの動植物は、発電所周辺海域に広く分布することから、評価に使用する海水の放射性物質濃度は、GSG-10 附属書 I の I-23.で推奨している 100-400km^2 とも合致する、発電所周辺 10km×10km の年間平均濃度とした。また、動植物の評価においては、海底堆積物に移行した放射性物質からの外部被ばくの影響が海水よりも大きいこと、および選定した標準扁平魚は海底に生息することから、海底付近（最下層）の濃度を使用する。

7-2-5. 線量評価

線量評価は、標準動植物の種類ごとに、ICRP Publication 124 “Protection of the Environment under Different Exposure Situations”にて示されている誘導考慮参考レベル（DCRL）との比較により行う。

表 7-2-1 海生動植物に対する内部被ばく線量換算係数（ICRP Pub.136、それ以外は備考に付記）

	対象核種	内部被ばく線量換算係数 ((mGy/日）/(Bq/kg)			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
1	H-3	7.9E-08	7.9E-08	7.9E-08	
2	C-14	7.0E-07	7.0E-07	7.0E-07	
3	Mn-54	1.1E-06	1.4E-06	9.4E-07	
4	Fe-59	2.9E-06	3.4E-06	2.0E-06	BiotaDC にて算出した
5	Co-58	1.6E-06	2.1E-06	1.5E-06	
6	Co-60	3.8E-06	5.0E-06	3.6E-06	
7	Ni-63	2.4E-07	2.4E-07	2.4E-07	
8	Zn-65	7.7E-07	1.0E-06	7.0E-07	
9	Rb-86	8.8E-06	9.1E-06	6.9E-06	BiotaDC にて算出した
10	Sr-89	7.7E-06	7.9E-06	7.7E-06	
11	Sr-90	1.4E-05	1.5E-05	1.4E-05	
12	Y-90	—	—	—	親核種 Sr-90 に含まれる
13	Y-91	8.0E-06	8.1E-06	6.4E-06	BiotaDC にて算出した
14	Nb-95	1.5E-06	1.9E-06	1.4E-06	
15	Tc-99	1.4E-06	1.4E-06	1.4E-06	
16	Ru-103	2.1E-06	2.3E-06	2.0E-06	
17	Ru-106	1.7E-05	1.9E-05	1.7E-05	
18	Rh-103m	—	—	—	親核種 Ru-103 に含まれる
19	Rh-106	—	—	—	親核種 Ru-106 に含まれる
20	Ag-110m	4.3E-06	5.5E-06	4.1E-06	BiotaDC にて算出した
21	Cd-113m	2.5E-06	2.5E-06	2.4E-06	BiotaDC にて算出した
22	Cd-115m	8.0E-06	8.2E-06	6.4E-06	BiotaDC にて算出した
23	Sn-119m	1.2E-06	1.2E-06	1.1E-06	BiotaDC にて算出した
24	Sn-123	7.0E-06	7.1E-06	5.8E-06	BiotaDC にて算出した
25	Sn-126	1.7E-05	1.9E-05	1.7E-05	出典元で数値が与えられていない核種であるため、Ru-106 の値を使用
26	Sb-124	7.0E-06	7.9E-06	6.7E-06	
27	Sb-125	2.0E-06	2.2E-06	1.9E-06	
28	Te-123m	1.6E-06	1.7E-06	1.4E-06	BiotaDC にて算出した
29	Te-125m	1.7E-06	1.8E-06	1.6E-06	BiotaDC にて算出した
30	Te-127	3.1E-06	3.1E-06	2.9E-06	BiotaDC にて算出した
31	Te-127m	4.2E-06	4.2E-06	4.0E-06	BiotaDC にて算出した

	対象核種	内部被ばく線量換算係数((mGy/日）/(Bq/kg)			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
32	Te-129	—	—	—	親核種 Te-129m に含まれる
33	Te-129m	8.4E-06	8.6E-06	8.2E-06	
34	I-129	1.0E-06	1.1E-06	1.0E-06	
35	Cs-134	4.1E-06	4.8E-06	3.8E-06	
36	Cs-135	1.2E-06	1.2E-06	1.2E-06	
37	Cs-136	4.3E-06	5.3E-06	4.1E-06	
38	Cs-137	4.1E-06	4.3E-06	4.1E-06	
39	Ba-137m	—	—	—	親核種 Cs-137 に含まれる
40	Ba-140	1.4E-05	1.5E-05	1.4E-05	
41	Ce-141	2.4E-06	2.6E-06	2.4E-06	
42	Ce-144	1.6E-05	1.7E-05	1.6E-05	
43	Pr-144	—	—	—	親核種 Ce-144 に含まれる
44	Pr-144m	—	—	—	親核種 Ce-144 に含まれる
45	Pm-146	2.3E-06	2.6E-06	1.5E-06	BiotaDC にて算出した
46	Pm-147	8.6E-07	8.6E-07	8.5E-07	BiotaDC にて算出した
47	Pm-148	9.9E-06	1.1E-05	7.3E-06	BiotaDC にて算出した
48	Pm-148m	5.2E-06	6.1E-06	3.3E-06	BiotaDC にて算出した
49	Sm-151	2.8E-07	2.8E-07	2.8E-07	BiotaDC にて算出した
50	Eu-152	3.1E-06	3.6E-06	2.9E-06	
51	Eu-154	5.0E-06	5.8E-06	5.0E-06	
52	Eu-155	1.0E-06	1.0E-06	9.8E-07	
53	Gd-153	8.5E-07	9.2E-07	7.0E-07	BiotaDC にて算出した
54	Tb-160	4.8E-06	5.4E-06	3.7E-06	BiotaDC にて算出した
55	Pu-238	7.7E-05	7.7E-05	7.7E-05	
56	Pu-239	7.2E-05	7.2E-05	7.2E-05	
57	Pu-240	7.2E-05	7.2E-05	7.2E-05	
58	Pu-241	7.4E-08	7.4E-08	7.4E-08	
59	Am-241	7.7E-05	7.7E-05	7.7E-05	
60	Am-242m	3.6E-06	3.6E-06	3.4E-06	BiotaDC にて算出した
61	Am-243	7.9E-05	7.9E-05	7.8E-05	BiotaDC にて算出した
62	Cm-242	8.6E-05	8.6E-05	8.6E-05	
63	Cm-243	8.4E-05	8.4E-05	8.4E-05	

	対象核種	内部被ばく線量換算係数((mGy/日）/(Bq/kg)			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
64	Cm-244	8.2E-05	8.2E-05	8.2E-05	

表 7-2-2 海生動植物に対する外部被ばく線量換算係数（ICRP Pub.136、それ以外は備考に付記）

	対象核種	外部被ばく線量換算係数((mGy/日）/（Bq/kg））			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
1	H-3	1.9E-14	2.4E-16	2.4E-16	
2	C-14	4.3E-10	5.3E-10	5.3E-10	
3	Mn-54	1.1E-05	1.0E-05	1.1E-05	
4	Fe-59	1.5E-05	1.5E-05	1.6E-05	BiotaDC にて算出した
5	Co-58	1.2E-05	1.2E-05	1.2E-05	
6	Co-60	3.1E-05	3.1E-05	3.4E-05	
7	Ni-63	2.6E-11	4.1E-11	4.1E-11	
8	Zn-65	7.4E-06	7.2E-06	7.4E-06	
9	Rb-86	1.7E-06	1.4E-06	3.7E-06	BiotaDC にて算出した
10	Sr-89	3.6E-07	2.0E-07	4.1E-07	
11	Sr-90	1.2E-06	5.5E-07	1.2E-06	
12	Y-90	—	—	—	親核種 Sr-90 に含まれる
13	Y-91	4.4E-07	2.5E-07	2.0E-06	BiotaDC にて算出した
14	Nb-95	9.6E-06	9.4E-06	9.8E-06	
15	Tc-99	3.1E-09	3.4E-09	3.6E-09	
16	Ru-103	6.2E-06	6.0E-06	6.2E-06	
17	Ru-106	5.3E-06	3.8E-06	5.3E-06	
18	Rh-103m	—	—	—	親核種 Ru-103 に含まれる
19	Rh-106m	—	—	—	親核種 Ru-106 に含まれる
20	Ag-110m	3.6E-05	3.4E-05	3.6E-05	
21	Cd-113m	1.7E-08	1.6E-08	1.4E-07	BiotaDC にて算出した
22	Cd-115m	8.2E-07	6.2E-07	2.4E-06	BiotaDC にて算出した
23	Sn-119m	1.0E-07	8.0E-08	1.7E-07	BiotaDC にて算出した
24	Sn-123	3.7E-07	2.5E-07	1.6E-06	BiotaDC にて算出した

	対象核種	外部被ばく線量換算係数((mGy/日)/(Bq/kg))			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
25	Sn-126	3.6E-05	3.4E-05	3.6E-05	出典元で数値が与えられていない核種であるため、Ag-110m の値を使用
26	Sb-124	2.4E-05	2.3E-05	2.4E-05	
27	Sb-125	5.5E-06	5.3E-06	5.5E-06	
28	Te-123m	1.8E-06	1.7E-06	2.0E-06	BiotaDC にて算出した
29	Te-125m	2.9E-07	2.4E-07	4.3E-07	BiotaDC にて算出した
30	Te-127	8.9E-08	8.3E-08	2.9E-07	BiotaDC にて算出した
31	Te-127m	1.8E-07	1.6E-07	4.2E-07	BiotaDC にて算出した
32	Te-129	—	—	—	親核種 Te-129m に含まれる
33	Te-129m	1.2E-06	1.1E-06	1.3E-06	
34	I-129	2.2E-07	1.9E-07	2.4E-07	
35	Cs-134	2.0E-05	1.9E-05	2.0E-05	
36	Cs-135	2.2E-09	2.6E-09	2.6E-09	
37	Cs-136	2.6E-05	2.6E-05	2.6E-05	
38	Cs-137	7.2E-06	7.0E-06	7.2E-06	
39	Ba-137m	—	—	—	親核種 Cs-137 に含まれる
40	Ba-140	3.1E-05	3.1E-05	3.4E-05	
41	Ce-141	9.6E-07	9.1E-07	9.8E-07	
42	Ce-144	2.6E-06	1.5E-06	2.6E-06	
43	Pr-144	—	—	—	親核種 Ce-144 に含まれる
44	Pr-144m	—	—	—	親核種 Ce-144 に含まれる
45	Pm-146	9.5E-06	9.1E-06	1.0E-05	BiotaDC にて算出した
46	Pm-147	9.9E-10	1.1E-09	1.0E-08	BiotaDC にて算出した
47	Pm-148	8.1E-06	7.5E-06	1.1E-05	BiotaDC にて算出した
48	Pm-148m	2.5E-05	2.4E-05	2.7E-05	BiotaDC にて算出した
49	Sm-151	7.7E-11	8.4E-11	7.6E-10	BiotaDC にて算出した
50	Eu-152	1.5E-05	1.4E-05	1.5E-05	
51	Eu-154	1.6E-05	1.5E-05	1.6E-05	
52	Eu-155	7.4E-07	7.0E-07	7.4E-07	
53	Gd-153	1.2E-06	1.1E-06	1.4E-06	BiotaDC にて算出した
54	Tb-160	1.4E-05	1.4E-05	1.5E-05	BiotaDC にて算出した

	対象核種	外部被ばく線量換算係数((mGy/日)/(Bq/kg))			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
55	Pu-238	4.6E-09	3.8E-09	5.5E-09	
56	Pu-239	2.6E-09	2.3E-09	3.1E-09	
57	Pu-240	4.3E-09	3.6E-09	5.3E-09	
58	Pu-241	1.9E-11	1.9E-11	2.0E-11	
59	Am-241	2.9E-07	2.6E-07	2.9E-07	
60	Am-242m	2.4E-07	2.3E-07	4.2E-07	BiotaDC にて算出した
61	Am-243	2.9E-06	2.8E-06	3.2E-06	BiotaDC にて算出した
62	Cm-242	5.3E-09	4.3E-09	6.2E-09	
63	Cm-243	1.6E-06	1.5E-06	1.6E-06	
64	Cm-244	4.8E-09	3.8E-09	5.5E-09	

表 7-2-3 海生動植物に対する濃度比（ICRP Pub.114 他、備考に付記）

	対象核種	濃度比（(Bq/kg-f.w)/(Bq/L)）			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
1	H-3	1.0E+00	1.0E+00	3.7E-01	ICRP Pub.114 より引用
2	C-14	1.2E+04	1.0E+04	8.0E+03	ICRP Pub.114 より引用
3	Mn-54	2.6E+03	4.5E+04	1.1E+04	TRS-479（魚、カニ）より引用 ICRP Pub.114（褐藻）より引用
4	Fe-59	3.0E+04	5.0E+05	2.0E+04	ICRP Pub.114、TRS-479 に示されていないため TRS-422 の濃縮係数を引用
5	Co-58	1.1E+04	5.5E+03	1.7E+03	TRS-479 より引用
6	Co-60	1.1E+04	5.5E+03	1.7E+03	TRS-479 より引用
7	Ni-63	2.7E+02	6.4E+03	2.0E+03	TRS-479 より引用
8	Zn-65	2.5E+04	3.0E+05	1.3E+04	TRS-479（魚）より引用 ICRP Pub.114（カニ、褐藻）より引用
9	Rb-86	1.2E+02	6.3E+01	9.6E+01	同族の Cs の値を使用
10	Sr-89	4.4E+01	1.5E+02	4.3E+01	TRS-479 より引用
11	Sr-90	4.4E+01	1.5E+02	4.3E+01	TRS-479 より引用
12	Y-90	―	―	―	親核種 Sr-90 にて評価する。
13	Y-91	2.0E+01	1.0E+03	1.0E+03	ICRP Pub.114、TRS-479 に示されていないため TRS-422 の濃縮係数を引用
14	Nb-95	3.0E+01	8.8E+02	4.9E+02	ICRP Pub.114（魚）より引用 TRS-479（カニ、褐藻）より引用

	対象核種	濃度比（（Bq/kg-f.w）/（Bq/L））			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
15	Tc-99	8.0E+01	1.8E+04	5.3E+04	ICRP Pub.114（魚）より引用 TRS-479（カニ、褐藻）より引用
16	Ru-103	2.9E+01	1.6E+03	1.2E+03	TRS-479 より引用
17	Ru-106	2.9E+01	1.6E+03	1.2E+03	TRS-479 より引用
18	Rh-103m	―	―	―	親核種 Ru-103 にて評価する
19	Rh-106	―	―	―	親核種 Ru-106 にて評価する
20	Ag-110m	1.1E+04	2.0E+05	3.9E+03	TRS-479（魚、褐藻）より引用 ICRP Pub.114（カニ）より引用
21	Cd-113m	2.9E+04	1.3E+05	1.6E+03	TRS-479（魚、カニ）より引用 ICRP Pub.114（褐藻）より引用
22	Cd-115m	2.9E+04	1.3E+05	1.6E+03	TRS-479（魚、カニ）より引用 ICRP Pub.114（褐藻）より引用
23	Sn-119m	5.0E+05	5.0E+05	2.0E+05	ICRP Pub.114、TRS-479 に示されていないため TRS-422 の濃縮係数を引用
24	Sn-123	5.0E+05	5.0E+05	2.0E+05	ICRP Pub.114、TRS-479 に示されていないため TRS-422 の濃縮係数を引用
25	Sn-126	5.0E+05	5.0E+05	2.0E+05	ICRP Pub.114、TRS-479 に示されていないため TRS-422 の濃縮係数を引用
26	Sb-124	6.0E+02	4.7E+02	1.5E+03	ICRP Pub.114（魚､褐藻）より引用 TRS-479（カニ）より引用
27	Sb-125	6.0E+02	4.7E+02	1.5E+03	ICRP Pub.114（魚､褐藻）より引用 TRS-479（カニ）より引用
28	Te-123m	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	ICRP Pub.114 より引用
29	Te-125m	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	ICRP Pub.114 より引用
30	Te-127	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	ICRP Pub.114 より引用
31	Te-127m	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	ICRP Pub.114 より引用
32	Te-129	―	―	―	親核種 Te-129m にて評価する
33	Te-129m	1.0E+03	1.0E+03	1.0E+04	ICRP Pub.114 より引用
34	I-129	9.0E+00	8.8E+03	4.2E+03	ICRP Pub.114（魚）より引用 TRS-479（カニ、褐藻）より引用
35	Cs-134	1.2E+02	6.3E+01	9.6E+01	TRS-479 より引用
36	Cs-135	1.2E+02	6.3E+01	9.6E+01	TRS-479 より引用
37	Cs-136	1.2E+02	6.3E+01	9.6E+01	TRS-479 より引用
38	Cs-137	1.2E+02	6.3E+01	9.6E+01	TRS-479 より引用
39	Ba-137m	―	―	―	親核種 Cs-137 にて評価する
40	Ba-140	9.6E+00	8.0E+02	1.6E+03	ICRP Pub.114 より引用
41	Ce-141	3.9E+02	2.2E+03	2.1E+03	TRS-479 より引用
42	Ce-144	3.9E+02	2.2E+03	2.1E+03	TRS-479 より引用
43	Pr-144	―	―	―	親核種 Ce-144 にて評価する
44	Pr-144m	―	―	―	親核種 Ce-144 にて評価する

	対象核種	濃度比（（Bq/kg-f.w）/（Bq/L））			備考
		扁平魚	カニ	褐藻	
45	Pm-146	7.3E+02	2.4E+04	5.9E+03	同族 Eu の値を使用（魚、カニ） ICRP114 同族の La の値を使用（褐藻）
46	Pm-147	7.3E+02	2.4E+04	5.9E+03	同族 Eu の値を使用（魚、カニ） ICRP114 同族の La の値を使用（褐藻）
47	Pm-148	7.3E+02	2.4E+04	5.9E+03	同族 Eu の値を使用（魚、カニ） ICRP114 同族の La の値を使用（褐藻）
48	Pm-148m	7.3E+02	2.4E+04	5.9E+03	同族 Eu の値を使用（魚、カニ） ICRP114 同族の La の値を使用（褐藻）
49	Sm-151	7.3E+02	2.4E+04	5.9E+03	同族 Eu の値を使用（魚、カニ） ICRP114 同族の La の値を使用（褐藻）
50	Eu-152	7.3E+02	2.4E+04	1.4E+03	ICRP Pub.114（魚、カニ）より引用 TRS-479（褐藻）より引用
51	Eu-154	7.3E+02	2.4E+04	1.4E+03	ICRP Pub.114（魚、カニ）より引用 TRS-479（褐藻）より引用
52	Eu-155	7.3E+02	2.4E+04	1.4E+03	ICRP Pub.114（魚、カニ）より引用 TRS-479（褐藻）より引用
53	Gd-153	7.3E+02	2.4E+04	5.9E+03	同族 Eu の値を使用（魚、カニ） ICRP114 同族の La の値を使用（褐藻）
54	Tb-160	6.0E+01	4.0E+03	2.0E+03	ICRP Pub.114、TRS-479 に示されていないため TRS-422 の濃縮係数を引用
55	Pu-238	2.5E+03	1.7E+03	4.1E+03	TRS-479 より引用
56	Pu-239	2.5E+03	1.7E+03	4.1E+03	TRS-479 より引用
57	Pu-240	2.5E+03	1.7E+03	4.1E+03	TRS-479 より引用
58	Pu-241	2.5E+03	1.7E+03	4.1E+03	TRS-479 より引用
59	Am-241	3.2E+02	9.9E+03	4.3E+02	TRS-479 より引用
60	Am-242m	3.2E+02	9.9E+03	4.3E+02	TRS-479 より引用
61	Am-243	3.2E+02	9.9E+03	4.3E+02	TRS-479 より引用
62	Cm-242	1.9E+02	3.2E+04	1.2E+04	ICRP Pub.114（魚）より引用 TRS-479（カニ、褐藻）より引用
63	Cm-243	1.9E+02	3.2E+04	1.2E+04	ICRP Pub.114（魚）より引用 TRS-479（カニ、褐藻）より引用
64	Cm-244	1.9E+02	3.2E+04	1.2E+04	ICRP Pub.114（魚）より引用 TRS-479（カニ、褐藻）より引用

表 7-2-4 海水と海底の堆積物の濃度分配係数（TRS-422、それ以外は備考に付記）

	対象 核種	濃度分配係数 （（Bq/kg）/（Bq/L））	備考
1	H-3	1.0E+00	
2	C-14	1.0E+03	
3	Mn-54	2.0E+06	
4	Fe-59	3.0E+08	
5	Co-58	3.0E+05	
6	Co-60	3.0E+05	
7	Ni-63	2.0E+04	
8	Zn-65	7.0E+04	
9	Rb-86	4.0E+03	出典元で数値が与えられていない核種であるため、同族の Cs の値を使用する
10	Sr-89	8.0E+00	
11	Sr-90	8.0E+00	
12	Y-90	―	親核種 Sr-90 にて評価する
13	Y-91	9.0E+05	
14	Nb-95	8.0E+05	
15	Tc-99	1.0E+02	
16	Ru-103	4.0E+04	
17	Ru-106	4.0E+04	
18	Rh-103m	―	親核種 Ru-103 にて評価する
19	Rh-106	―	親核種 Ru-106 にて評価する
20	Ag-110m	1.0E+04	
21	Cd-113m	3.0E+04	
22	Cd-115m	3.0E+04	
23	Sn-119m	4.0E+06	
24	Sn-123	4.0E+06	
25	Sn-126	4.0E+06	
26	Sb-124	2.0E+03	
27	Sb-125	2.0E+03	
28	Te-123m	1.0E+03	
29	Te-125m	1.0E+03	
30	Te-127	1.0E+03	
31	Te-127m	1.0E+03	
32	Te-129	―	親核種 Te-129m にて評価する
33	Te-129m	1.0E+03	
34	I-129	7.0E+01	
35	Cs-134	4.0E+03	
36	Cs-135	4.0E+03	
37	Cs-136	4.0E+03	

	対象 核種	濃度分配係数 （（Bq/kg）/（Bq/L））	備考
38	Cs-137	4.0E+03	
39	Ba-137m	―	親核種 Cs-137 にて評価する
40	Ba-140	2.0E+03	
41	Ce-141	3.0E+06	
42	Ce-144	3.0E+06	
43	Pr-144	―	親核種 Ce-144 にて評価する
44	Pr-144m	―	親核種 Ce-144 にて評価する
45	Pm-146	2.0E+06	
46	Pm-147	2.0E+06	
47	Pm-148	2.0E+06	
48	Pm-148m	2.0E+06	
49	Sm-151	3.0E+06	
50	Eu-152	2.0E+06	
51	Eu-154	2.0E+06	
52	Eu-155	2.0E+06	
53	Gd-153	2.0E+06	
54	Tb-160	2.0E+06	
55	Pu-238	1.0E+05	
56	Pu-239	1.0E+05	
57	Pu-240	1.0E+05	
58	Pu-241	1.0E+05	
59	Am-241	2.0E+06	
60	Am-242m	2.0E+06	
61	Am-243	2.0E+06	
62	Cm-242	2.0E+06	
63	Cm-243	2.0E+06	
64	Cm-244	2.0E+06	

7-3. 評価結果

7-3-1. 評価に使用する海水中濃度

人の防護に関する評価と同様、トリチウムの移流・拡散の計算結果および各核種の年間放出量との比例計算により、核種ごとの被ばく評価に使用する海水濃度を算出した。被ばく評価で海底堆積物の影響を考慮することから、ここでは最下層の濃度を使用する。

表 7-3-1 に、トリチウムを年間 22 兆 Bq（2.2E+13Bq）放出した場合の、発電所周辺 10km×10km 圏内の最下層における海水中トリチウム濃度（年間平均濃度）を示す。評価用濃度は、人の被ばく評価と同じく 2019 年の気象、海象による濃度とした。

本結果と、表 6-1-1～3 のソースタームから求めた核種ごとの被ばく評価に使用する海水中濃度を表 7-3-2～4 に示す。

表 7-3-1 トリチウムを年間 2.2E+13Bq 放出した場合の海水中トリチウム濃度

評価地点	深さ	計算結果（Bq/L）			評価用濃度（Bq/L）
		2014 年 気象海象	2019 年 気象海象	差異 (%)	
発電所周辺 10km×10km 圏内の平均濃度	最下層	5.0E-02	6.0E-02	19	6.0E-02

表 7-3-2 評価に使用する海水中濃度（K4 タンク群の核種組成によるソースターム）

対象核種	年間放出量（Bq）	評価に使用する海水中濃度（10km×10km 圏内）
		最下層平均濃度（Bq/L）
H-3	2.2E+13	6.0E-02
C-14	1.7E+09	4.7E-06
Mn-54	7.8E+05	2.1E-09
Fe-59	2.0E+06	5.4E-09
Co-58	9.3E+05	2.5E-09
Co-60	5.1E+07	1.4E-07
Ni-63	2.5E+08	6.9E-07
Zn-65	1.7E+06	4.7E-09
Rb-86	2.2E+07	6.0E-08

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水中濃度 （10km×10km 圏内） 最下層平均濃度 （Bq/L）
Sr-89	1.2E+07	3.2E-08
Sr-90	2.5E+07	6.9E-08
Y-90	2.5E+07	6.9E-08
Y-91	2.5E+08	6.9E-07
Nb-95	1.2E+06	3.2E-09
Tc-99	8.1E+07	2.2E-07
Ru-103	1.2E+06	3.2E-09
Ru-106	1.9E+08	5.1E-07
Rh-103m	1.2E+06	3.2E-09
Rh-106	1.9E+08	5.1E-07
Ag-110m	6.5E+05	1.8E-09
Cd-113m	2.1E+06	5.7E-09
Cd-115m	7.4E+07	2.0E-07
Sn-119m	2.0E+07	5.4E-08
Sn-123	1.4E+08	3.8E-07
Sn-126	3.1E+06	8.5E-09
Sb-124	1.1E+06	3.0E-09
Sb-125	3.8E+07	1.0E-07
Te-123m	1.1E+06	2.9E-09
Te-125m	3.8E+07	1.0E-07
Te-127	3.7E+07	1.0E-07
Te-127m	3.7E+07	1.0E-07
Te-129	9.4E+06	2.6E-08
Te-129m	3.7E+07	1.0E-07
I-129	2.4E+08	6.6E-07
Cs-134	5.2E+06	1.4E-08
Cs-135	2.9E+02	7.9E-13
Cs-136	3.5E+06	9.5E-09
Cs-137	4.9E+07	1.3E-07
Ba-137m	4.9E+07	1.3E-07
Ba-140	1.1E+07	3.0E-08

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水中濃度 （10km×10km 圏内） 最下層平均濃度 （Bq/L）
Ce-141	2.9E+06	7.9E-09
Ce-144	7.3E+06	2.0E-08
Pr-144	7.3E+06	2.0E-08
Pr-144m	7.3E+06	2.0E-08
Pm-146	1.1E+07	3.1E-08
Pm-147	2.2E+07	6.0E-08
Pm-148	5.8E+07	1.6E-07
Pm-148m	9.7E+05	2.7E-09
Sm-151	1.0E+05	2.8E-10
Eu-152	3.2E+06	8.8E-09
Eu-154	1.4E+06	3.8E-09
Eu-155	3.8E+06	1.0E-08
Gd-153	3.7E+06	1.0E-08
Tb-160	3.2E+06	8.8E-09
Pu-238	7.3E+04	2.0E-10
Pu-239	7.3E+04	2.0E-10
Pu-240	7.3E+04	2.0E-10
Pu-241	3.2E+06	8.8E-09
Am-241	7.3E+04	2.0E-10
Am-242m	4.5E+03	1.2E-11
Am-243	7.3E+04	2.0E-10
Cm-242	7.3E+04	2.0E-10
Cm-243	7.3E+04	2.0E-10
Cm-244	7.3E+04	2.0E-10
対象とする被ばく評価		環境防護

表 7-3-3 評価に使用する海水中濃度（J1-C タンク群の核種組成によるソースターム）

対象核種	年間放出量（Bq）	評価に使用する海水中濃度（10km×10km 圏内） 最下層平均濃度（Bq/L）
H-3	2.2E+13	6.0E-02
C-14	4.8E+08	1.3E-06
Mn-54	1.0E+06	2.8E-09
Fe-59	2.3E+06	6.4E-09
Co-58	1.1E+06	3.0E-09
Co-60	8.9E+06	2.4E-08
Ni-63	2.3E+08	6.2E-07
Zn-65	2.5E+06	6.9E-09
Rb-86	1.3E+07	3.7E-08
Sr-89	1.4E+06	4.0E-09
Sr-90	9.7E+05	2.6E-09
Y-90	9.7E+05	2.6E-09
Y-91	4.6E+08	1.2E-06
Nb-95	1.3E+06	3.7E-09
Tc-99	3.2E+07	8.8E-08
Ru-103	1.4E+06	3.9E-09
Ru-106	3.8E+07	1.0E-07
Rh-103m	1.4E+06	3.9E-09
Rh-106	3.8E+07	1.0E-07
Ag-110m	1.2E+06	3.1E-09
Cd-113m	2.3E+06	6.2E-09
Cd-115m	7.2E+07	2.0E-07
Sn-119m	1.1E+09	3.1E-06
Sn-123	1.8E+08	4.8E-07
Sn-126	7.8E+06	2.1E-08
Sb-124	2.6E+06	7.1E-09
Sb-125	6.2E+06	1.7E-08
Te-123m	2.5E+06	6.7E-09
Te-125m	6.2E+06	1.7E-08
Te-127	1.3E+08	3.4E-07

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水中濃度 （10km×10km 圏内） 最下層平均濃度 （Bq/L）
Te-127m	1.3E+08	3.6E-07
Te-129	1.7E+07	4.5E-08
Te-129m	3.8E+07	1.0E-07
I-129	3.2E+07	8.8E-08
Cs-134	2.0E+06	5.6E-09
Cs-135	3.2E+01	8.8E-14
Cs-136	1.3E+06	3.4E-09
Cs-137	5.1E+06	1.4E-08
Ba-137m	5.1E+06	1.4E-08
Ba-140	5.4E+06	1.5E-08
Ce-141	7.0E+06	1.9E-08
Ce-144	1.5E+07	4.2E-08
Pr-144	1.5E+07	4.2E-08
Pr-144m	1.5E+07	4.2E-08
Pm-146	1.8E+06	4.9E-09
Pm-147	2.1E+07	5.9E-08
Pm-148	6.2E+06	1.7E-08
Pm-148m	1.3E+06	3.5E-09
Sm-151	3.0E+05	8.0E-10
Eu-152	7.5E+06	2.0E-08
Eu-154	3.0E+06	8.0E-09
Eu-155	9.1E+06	2.5E-08
Gd-153	7.0E+06	1.9E-08
Tb-160	3.8E+06	1.0E-08
Pu-238	8.9E+05	2.4E-09
Pu-239	8.9E+05	2.4E-09
Pu-240	8.9E+05	2.4E-09
Pu-241	3.2E+07	8.8E-08
Am-241	8.9E+05	2.4E-09
Am-242m	1.6E+04	4.3E-11
Am-243	8.9E+05	2.4E-09

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水中濃度 （10km×10km 圏内） 最下層平均濃度 （Bq/L）
Cm-242	8.9E+05	2.4E-09
Cm-243	8.9E+05	2.4E-09
Cm-244	8.9E+05	2.4E-09
対象とする被ばく評価		環境防護

表 7-3-4 評価に使用する海水中濃度（J1-G タンク群の核種組成によるソースターム）

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水中濃度 （10km×10km 圏内） 最下層平均濃度 （Bq/L）
H-3	2.2E+13	6.0E-02
C-14	1.3E+09	3.6E-06
Mn-54	3.1E+06	8.4E-09
Fe-59	5.9E+06	1.6E-08
Co-58	3.0E+06	8.2E-09
Co-60	1.9E+07	5.1E-08
Ni-63	7.2E+08	2.0E-06
Zn-65	6.5E+06	1.8E-08
Rb-86	3.8E+07	1.0E-07
Sr-89	3.7E+06	1.0E-08
Sr-90	2.6E+06	7.1E-09
Y-90	2.6E+06	7.1E-09
Y-91	9.8E+08	2.7E-06
Nb-95	3.8E+06	1.0E-08
Tc-99	1.1E+08	2.9E-07
Ru-103	4.2E+06	1.1E-08
Ru-106	3.9E+07	1.1E-07
Rh-103m	4.2E+06	1.1E-08
Rh-106	3.9E+07	1.1E-07
Ag-110m	3.3E+06	8.9E-09
Cd-113m	7.0E+06	1.9E-08

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水中濃度 （10km×10km 圏内） 最下層平均濃度 （Bq/L）
Cd-115m	1.9E+08	5.1E-07
Sn-119m	3.3E+09	8.9E-06
Sn-123	5.1E+08	1.4E-06
Sn-126	1.2E+07	3.3E-08
Sb-124	6.8E+06	1.9E-08
Sb-125	1.1E+07	3.1E-08
Te-123m	5.5E+06	1.5E-08
Te-125m	1.1E+07	3.1E-08
Te-127	3.5E+08	9.6E-07
Te-127m	3.7E+08	1.0E-06
Te-129	4.8E+07	1.3E-07
Te-129m	9.8E+07	2.7E-07
I-129	2.7E+07	7.3E-08
Cs-134	5.5E+06	1.5E-08
Cs-135	1.7E+02	4.7E-13
Cs-136	2.9E+06	8.0E-09
Cs-137	2.7E+07	7.3E-08
Ba-137m	2.7E+07	7.3E-08
Ba-140	1.4E+07	3.8E-08
Ce-141	9.8E+06	2.7E-08
Ce-144	4.5E+07	1.2E-07
Pr-144	4.5E+07	1.2E-07
Pr-144m	4.5E+07	1.2E-07
Pm-146	5.1E+06	1.4E-08
Pm-147	5.9E+07	1.6E-07
Pm-148	3.7E+07	1.0E-07
Pm-148m	3.3E+06	9.1E-09
Sm-151	8.1E+05	2.2E-09
Eu-152	1.5E+07	4.2E-08
Eu-154	8.1E+06	2.2E-08
Eu-155	1.5E+07	4.0E-08

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水中濃度 （10km×10km 圏内） 最下層平均濃度 （Bq/L）
Gd-153	1.5E+07	4.2E-08
Tb-160	1.1E+07	3.1E-08
Pu-238	2.3E+06	6.2E-09
Pu-239	2.3E+06	6.2E-09
Pu-240	2.3E+06	6.2E-09
Pu-241	8.1E+07	2.2E-07
Am-241	2.3E+06	6.2E-09
Am-242m	4.2E+04	1.1E-10
Am-243	2.3E+06	6.2E-09
Cm-242	2.3E+06	6.2E-09
Cm-243	2.3E+06	6.2E-09
Cm-244	2.3E+06	6.2E-09
対象とする被ばく評価		環境防護

7-3-2. 被ばく評価結果

標準動植物に対する被ばく評価の結果は表 7-3-5 のとおり。いずれの結果も、誘導考慮参考レベルの下限値と比べて 10,000 分の 1 以下の低い線量率であった。

表 7-3-5 環境防護に関する評価結果

評価ケース		実測値によるソースターム		
		i. K4 タンク群	ii. J1-C タンク群	iii. J1-G タンク群
被ばく（mGy/日）	扁平魚	2E-05	2E-05	6E-05
	カニ	2E-05	2E-05	6E-05
	褐藻	2E-05	2E-05	6E-05
誘導考慮参考レベル(DCRL) [29] 扁平魚：1-10 mGy/日　カニ：10-100mGy/日　褐藻：1-10mGy/日				

8. 評価に係る不確かさに関する考察

本評価は、これまでに得られた知見により作成されたパラメータなどを含む評価モデルに、ALPS 処理水の処分計画に係るさまざまなデータや、被ばく評価を行う際の仮定などを加えて行っている。これらのパラメータを含めた評価モデル、データ、設定した仮定などは不確かさを含んでおり、評価結果にも不確かさが含まれている。

一般的に、不確かさには大きく、①偶然的不確かさ（Aleatory Uncertainty、または可変性：Variability）と、②認識的不確かさ（Epistemic Uncertainty）、の二つに大別される。「偶然的不確かさ（可変性）」とは、もともとデータに存在するバラつきなど統計的に分布をもつものによる不確かさであり、今後得られるデータや知識を考慮しても低減することができない。「認識的不確かさ」とは、もともとは唯一無二の状態が存在していると考えられるものの、知識不足から生じる不確かさである。

以下では、それぞれについて各評価プロセスで実施した試算結果等を参考に、不確かさの大きさに関する検討を行った結果を示す。

8-1. ソースタームの選択に含まれる不確かさ

ソースタームの不確かさとして、以下の項目が挙げられる。

8-1-1. 核種組成の不確かさ（認識的不確かさ）

貯留されている処理途上水は、今後 ALPS 等による二次処理を行う予定であり、二次処理終了後に測定を行うまでどのような核種組成になるのかは不明である。告示濃度比総和 1 未満を保証するものの、どのような核種組成になるのかは、処理時点での ALPS 入口での放射性物質の組成・濃度や、ALPS 吸着塔内の吸着材がその処理時点で性能寿命期間中のどの段階にあるのか等、さまざまな要因に依存する。これは、今後発生する汚染水についても同様である。

一方で、３つのソースタームによる被ばく評価値のうち、K4 タンク群によるソースタームと J1-G タンク群によるソースタームの間には、５倍程度の差がみられている。トリチウム濃度の差は大きくないことから、この差は主に核種組成の違いによるものであるが、評価においては、短半減期核種も含め、不検出核種も検出下限値で含まれているものとして保守的に評価しており、添付 IX「実測値によるソースタームにおける不検出核種の寄与について」に示したとおり、被ばく評価値の 7 割以上は不検出核種による寄与であるから、ソース

タームの不確かさの原因は、主に不検出核種の検出下限値の違いによる部分が大きいと考えられる。

一方、３つのタンクの核種組成は、告示濃度比総和が 0.3 前後であり、最も被ばく評価値が大きい J1-G タンク群の核種組成の告示濃度比総和は 0.22 である。放出管理上の制限値が告示濃度比総和 1 未満であるので、告示濃度比総和が 1 に近い ALPS 処理水を放出する場合、被ばくは４～5 倍程度となる可能性がある。

また、ALPS 処理水のトリチウム濃度が低い場合、逆に排水量は増えるためトリチウム以外の核種の放出量が増えて被ばくが増える、といったトリチウム濃度による不確かさがあるが、排水量にも最大で 500m^3/日という制約があり、年間排水量は 1.5E+08L（設備利用率 80%）と、K4 タンク群（年間排水量 1.2E+08L）の 1.25 倍、J1-G タンク群（年間排水量 8.1E+07L）の 2 倍程度に過ぎない。

8-1-2. 分析の不確かさ（偶然的不確かさ）

ソースタームの設定に使用した３つのタンク群の核種組成は、分析の不確かさを含んでいる。分析の不確かさによる被ばく評価値への影響を確認するため、J1-C タンク群の分析結果で求めた拡張不確かさを、被ばく評価値の大きな J1-G タンク群の測定結果に適用し、通常時の被ばく評価を行った。J1-G タンク群の核種組成に拡張不確かさを考慮した核種組成を表 8-1、設定したソースタームおよび評価に使用した海水濃度を表 8-2、被ばく評価結果を表 8-3 に示す。

分析の不確かさを考慮したソースタームは、考慮しないソースタームにくらべて 1.5 倍程度の被ばく評価結果となっていることから、分析の不確かさによる被ばく評価の不確かさは 2 倍に満たない程度と考えられる。

8-1-3. ソースタームの不確かさのまとめ

ソースタームの不確かさについて、タンク群の核種組成による差が J1-G タンク群によるソースタームを中心として±5 倍程度あり、さらに分析の不確かさが±1.5 倍程度はあると考えられる。

表 8-1 J1-G タンク群の核種組成に検出の不確かさを考慮した核種組成

対象 核種	告示濃度限度 (Bq/L)	J1-G タンク群の 核種組成 (Bq/L)	拡張不確かさを考慮した J1-G タンク群の核種組成 (Bq/L)	告示濃度比
H-3	6.0E+04	2.7E+05	2.7E+05	–
C-14	2.0E+03	1.6E+01	2.0E+01	1.0E-02
Mn-54	1.0E+03	3.8E-02	6.4E-02	6.4E-05
Fe-59	4.0E+02	7.2E-02	1.2E-01	3.0E-04
Co-58	1.0E+03	3.7E-02	6.2E-02	6.2E-05
Co-60	2.0E+02	2.3E-01	2.7E-01	1.4E-03
Ni-63	6.0E+03	8.8E+00	9.2E+00	1.5E-03
Zn-65	2.0E+02	8.0E-02	1.3E-01	6.7E-04
Rb-86	3.0E+02	4.7E-01	7.9E-01	2.6E-03
Sr-89	3.0E+02	4.5E-02	5.3E-02	1.8E-04
Sr-90	3.0E+01	3.2E-02	4.2E-02	1.4E-03
Y-90	3.0E+02	3.2E-02	4.2E-02	1.4E-04
Y-91	3.0E+02	1.2E+01	2.0E+01	6.6E-02
Nb-95	1.0E+03	4.7E-02	7.9E-02	7.9E-05
Tc-99	1.0E+03	1.3E+00	1.3E+00	1.3E-03
Ru-103	1.0E+03	5.1E-02	8.6E-02	8.6E-05
Ru-106	1.0E+02	4.8E-01	6.1E-01	6.1E-03
Rh-103m	2.0E+05	5.1E-02	8.6E-02	4.3E-07
Rh-106	3.0E+05	4.8E-01	6.1E-01	2.0E-06
Ag-110m	3.0E+02	4.0E-02	6.7E-02	2.2E-04
Cd-113m	4.0E+01	8.6E-02	9.0E-02	2.2E-03
Cd-115m	3.0E+02	2.3E+00	4.5E+00	1.5E-02
Sn-119m	2.0E+03	4.0E+01	6.7E+01	3.4E-02
Sn-123	4.0E+02	6.3E+00	1.1E+01	2.6E-02
Sn-126	2.0E+02	1.5E-01	2.5E-01	1.3E-03
Sb-124	3.0E+02	8.4E-02	1.4E-01	4.7E-04
Sb-125	8.0E+02	1.4E-01	2.0E-01	2.5E-04
Te-123m	6.0E+02	6.7E-02	1.1E-01	1.9E-04
Te-125m	9.0E+02	1.4E-01	2.0E-01	2.2E-04
Te-127	5.0E+03	4.3E+00	7.5E+00	1.5E-03

対象 核種	告示濃度限度 （Bq/L）	J1-G タンク群の 核種組成 （Bq/L）	拡張不確かさを考 慮した J1-G タンク 群の核種組成 （Bq/L）	告示濃度比
Te-127m	3.0E+02	4.5E+00	7.9E+00	2.6E-02
Te-129	1.0E+04	5.9E-01	1.0E+00	1.0E-04
Te-129m	3.0E+02	1.2E+00	2.1E+00	7.1E-03
I-129	9.0E+00	3.3E-01	3.8E-01	4.2E-02
Cs-134	6.0E+01	6.7E-02	1.1E-01	1.9E-03
Cs-135	6.0E+02	2.1E-06	2.6E-06	4.3E-09
Cs-136	3.0E+02	3.6E-02	6.1E-02	2.0E-04
Cs-137	9.0E+01	3.3E-01	4.0E-01	4.5E-03
Ba-137m	8.0E+05	3.3E-01	4.0E-01	5.0E-07
Ba-140	3.0E+02	1.7E-01	2.9E-01	9.6E-04
Ce-141	1.0E+03	1.2E-01	2.0E-01	2.0E-04
Ce-144	2.0E+02	5.5E-01	9.4E-01	4.7E-03
Pr-144	2.0E+04	5.5E-01	9.4E-01	4.7E-05
Pr-144m	4.0E+04	5.5E-01	9.4E-01	2.3E-05
Pm-146	9.0E+02	6.3E-02	1.1E-01	1.2E-04
Pm-147	3.0E+03	7.2E-01	1.2E+00	4.1E-04
Pm-148	3.0E+02	4.5E-01	7.6E-01	2.5E-03
Pm-148m	5.0E+02	4.1E-02	6.9E-02	1.4E-04
Sm-151	8.0E+03	1.0E-02	1.7E-02	2.1E-06
Eu-152	6.0E+02	1.9E-01	3.2E-01	5.3E-04
Eu-154	4.0E+02	1.0E-01	1.7E-01	4.3E-04
Eu-155	3.0E+03	1.8E-01	3.0E-01	1.0E-04
Gd-153	3.0E+03	1.9E-01	3.2E-01	1.1E-04
Tb-160	5.0E+02	1.4E-01	2.4E-01	4.7E-04
Pu-238	4.0E+00	2.8E-02	3.3E-02	8.4E-03
Pu-239	4.0E+00	2.8E-02	3.3E-02	8.4E-03
Pu-240	4.0E+00	2.8E-02	3.3E-02	8.4E-03
Pu-241	2.0E+02	1.0E+00	1.2E+00	6.0E-03
Am-241	5.0E+00	2.8E-02	3.3E-02	6.7E-03
Am-242m	5.0E+00	5.1E-04	6.1E-04	1.2E-04
Am-243	5.0E+00	2.8E-02	3.3E-02	6.7E-03

対象 核種	告示濃度限度 （Bq/L）	J1-G タンク群の 核種組成 （Bq/L）	拡張不確かさを考 慮した J1-G タンク 群の核種組成 （Bq/L）	告示濃度比
Cm-242	6.0E+01	2.8E-02	3.3E-02	5.6E-04
Cm-243	6.0E+00	2.8E-02	3.3E-02	5.6E-03
Cm-244	7.0E+00	2.8E-02	3.3E-02	4.8E-03
告示濃度比総和				3.2E-01

表 8-2 評価に使用する海水濃度（J1-G タンク群の核種組成に検出の不確かさを考慮した核種組成によるソースターム）

対象 核種	ソースターム（年間放出量） （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
H-3	2.2E+13	5.6E-02	1.2E-01	9.0E-01
C-14	6.1E+08	1.5E-06	3.3E-06	2.5E-05
Mn-54	1.7E+06	4.4E-09	9.4E-09	7.0E-08
Fe-59	3.9E+06	1.0E-08	2.1E-08	1.6E-07
Co-58	1.9E+06	4.7E-09	1.0E-08	7.6E-08
Co-60	1.0E+07	2.7E-08	5.7E-08	4.3E-07
Ni-63	2.4E+08	6.1E-07	1.3E-06	9.7E-06
Zn-65	4.2E+06	1.1E-08	2.3E-08	1.7E-07
Rb-86	2.3E+07	5.7E-08	1.2E-07	9.2E-07
Sr-89	1.7E+06	4.4E-09	9.3E-09	7.0E-08
Sr-90	1.3E+06	3.2E-09	6.9E-09	5.2E-08
Y-90	1.3E+06	3.2E-09	6.9E-09	5.2E-08
Y-91	7.5E+08	1.9E-06	4.1E-06	3.1E-05
Nb-95	2.3E+06	5.7E-09	1.2E-08	9.2E-08
Tc-99	3.3E+07	8.3E-08	1.8E-07	1.3E-06
Ru-103	2.4E+06	6.1E-09	1.3E-08	9.8E-08
Ru-106	4.7E+07	1.2E-07	2.6E-07	1.9E-06
Rh-103m	2.4E+06	6.1E-09	1.3E-08	9.8E-08
Rh-106	4.7E+07	1.2E-07	2.6E-07	1.9E-06
Ag-110m	1.9E+06	4.9E-09	1.1E-08	7.9E-08

対象核種	ソースターム（年間放出量）（Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内全層平均	10km×10km 圏内最上層平均	砂浜評価地点全層平均
Cd-113m	2.4E+06	6.1E-09	1.3E-08	9.7E-08
Cd-115m	1.4E+08	3.6E-07	7.8E-07	5.8E-06
Sn-119m	1.9E+09	4.8E-06	1.0E-05	7.8E-05
Sn-123	3.0E+08	7.6E-07	1.6E-06	1.2E-05
Sn-126	1.3E+07	3.3E-08	7.2E-08	5.4E-07
Sb-124	4.4E+06	1.1E-08	2.4E-08	1.8E-07
Sb-125	8.9E+06	2.3E-08	4.8E-08	3.6E-07
Te-123m	4.2E+06	1.1E-08	2.3E-08	1.7E-07
Te-125m	8.9E+06	2.3E-08	4.8E-08	3.6E-07
Te-127	2.2E+08	5.6E-07	1.2E-06	9.0E-06
Te-127m	2.3E+08	5.8E-07	1.3E-06	9.4E-06
Te-129	6.7E+07	1.7E-07	3.7E-07	2.7E-06
Te-129m	6.7E+07	1.7E-07	3.7E-07	2.7E-06
I-129	3.7E+07	9.4E-08	2.0E-07	1.5E-06
Cs-134	3.4E+06	8.7E-09	1.9E-08	1.4E-07
Cs-135	3.9E+01	1.0E-13	2.1E-13	1.6E-12
Cs-136	2.1E+06	5.4E-09	1.2E-08	8.7E-08
Cs-137	6.2E+06	1.6E-08	3.4E-08	2.5E-07
Ba-137m	6.2E+06	1.6E-08	3.4E-08	2.5E-07
Ba-140	9.1E+06	2.3E-08	5.0E-08	3.7E-07
Ce-141	1.2E+07	3.0E-08	6.4E-08	4.8E-07
Ce-144	2.6E+07	6.6E-08	1.4E-07	1.1E-06
Pr-144	2.6E+07	6.6E-08	1.4E-07	1.1E-06
Pr-144m	2.6E+07	6.6E-08	1.4E-07	1.1E-06
Pm-146	3.0E+06	7.6E-09	1.6E-08	1.2E-07
Pm-147	3.6E+07	9.3E-08	2.0E-07	1.5E-06
Pm-148	1.0E+07	2.7E-08	5.7E-08	4.3E-07
Pm-148m	2.2E+06	5.5E-09	1.2E-08	8.9E-08
Sm-151	5.0E+05	1.3E-09	2.7E-09	2.1E-08
Eu-152	1.3E+07	3.2E-08	6.9E-08	5.2E-07
Eu-154	5.0E+06	1.3E-08	2.7E-08	2.1E-07

対象 核種	ソースターム（年間放出量） （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
Eu-155	1.5E+07	3.9E-08	8.3E-08	6.3E-07
Gd-153	1.2E+07	3.0E-08	6.4E-08	4.8E-07
Tb-160	6.4E+06	1.6E-08	3.5E-08	2.6E-07
Pu-238	1.1E+06	2.7E-09	5.8E-09	4.3E-08
Pu-239	1.1E+06	2.7E-09	5.8E-09	4.3E-08
Pu-240	1.1E+06	2.7E-09	5.8E-09	4.3E-08
Pu-241	3.8E+07	9.8E-08	2.1E-07	1.6E-06
Am-241	1.1E+06	2.7E-09	5.8E-09	4.3E-08
Am-242m	1.9E+04	4.8E-11	1.0E-10	7.7E-10
Am-243	1.1E+06	2.7E-09	5.8E-09	4.3E-08
Cm-242	1.1E+06	2.7E-09	5.8E-09	4.3E-08
Cm-243	1.1E+06	2.7E-09	5.8E-09	4.3E-08
Cm-244	1.1E+06	2.7E-09	5.8E-09	4.3E-08
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	遊泳中 海浜砂から 飲水 しぶき吸入

表 8-3 J1-G タンク群の核種組成に検出の不確かさを考慮した核種組成による被ばく評価結果（評価エリア 10km×10km）

評価ケース	ソースターム	(1)実測値によるソースターム						(2)分析の不確かさを考慮したソースターム（J1-G）	
		i. K4 タンク群		ii. J1-C タンク群		iii. J1-G タンク群			
	海産物摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
外部被ばく(mSv/年)	海水面	6.5E-09		1.7E-08		4.7E-08		8.0E-08	
	船体	4.8E-09		1.2E-08		3.3E-08		5.6E-08	
	遊泳中	4.5E-09		1.2E-08		3.2E-08		5.6E-08	
	海浜砂	7.8E-06		2.1E-05		5.6E-05		9.7E-05	
	漁網	1.6E-06		4.3E-06		1.2E-05		2.0E-05	
内部被ばく(mSv/年)	飲水	3.3E-07		3.1E-07		3.2E-07		3.3E-07	
	しぶき吸入	9.3E-08		2.0E-07		4.0E-07		4.8E-07	
	海産物摂取	1.5E-05	6.1E-05	2.8E-05	1.1E-04	7.9E-05	3.0E-04	1.3E-04	5.0E-04
合計（mSv/年）		3E-05	7E-05	5E-05	1E-04	1E-04	4E-04	2E-04	6E-04

表 8-4 J1-G タンク群の核種組成に検出の不確かさを考慮した核種組成による年齢別の内部被ばく評価結果（評価エリア 10km×10km）

評価ケース	ソースターム	（1）実測値によるソースターム						(2)分析の不確かさを考慮したソースターム（J1-G）	
		i. K4 タンク群		ii. J1-C タンク群		iii. J1-G タンク群			
	海産物摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
飲水による内部被ばく（mSv/年）	成人	3.3E-07		3.1E-07		3.2E-07		3.2E-07	
	幼児	5.7E-07		5.4E-07		5.5E-07		5.7E-07	
	乳児	–		–		–		–	
水しぶきの吸入による内部被ばく（mSv/年）	成人	9.3E-08		2.0E-07		4.0E-07		4.7E-07	
	幼児	6.2E-08		1.1E-07		2.2E-07		2.5E-07	
	乳児	4.0E-08		6.5E-08		1.2E-07		1.3E-07	
海産物摂取による内部被ばく（mSv/年）	成人	1.5E-05	6.1E-05	2.8E-05	1.1E-04	7.9E-05	3.0E-04	1.3E-04	5.0E-04
	幼児	2.4E-05	9.4E-05	5.1E-05	2.0E-04	1.5E-04	5.6E-04	2.4E-04	9.4E-04
	乳児	2.9E-05	1.1E-04	6.7E-05	2.5E-04	1.9E-04	7.1E-04	3.2E-04	1.2E-03

8-2. 環境中での拡散、移行のモデリングに含まれる不確かさ

8-2-1. 気象、海象等の不確かさ（偶然的不確かさ）

拡散シミュレーションにおいては、使用する気象、海象データの年変動など、ばらつきによる不確かさが含まれるものと考えらえる。

今回の評価では、2014～2020 年の気象、海象データを用いて評価を行っているが、評価に用いた 10km×10km の年間平均濃度では、最大で 20%程度の差が見られた。同じモデルで、セシウムのモニタリング結果を再現した文献では、年ごとの拡散の形状に大きな差は見られておらず、不確かさの大きさは 2 倍に満たない程度と推定する。

8-2-2. シミュレーションモデル自体の不確かさ（認識的不確かさ）

拡散シミュレーションモデルは、自然現象のすべてを再現するものでは無く、またモデルの構築のベースとなった科学的な知見も完全なものではない。ただし、今回使用したモデルは、同じ海域でセシウム濃度の再現計算により検証されたモデルであり、シミュレーションの結果と実測値は良く一致している。不確かさの大きさをより正確に確認するためには異なるモデルによる検証等の課題もあるが、モデル自体の不確かさはそれほど大きくはないものと推定する。

8-2-3. 移行経路の選定における不確かさ（認識的不確かさ）

外部被ばく評価においては、移行経路として船体への移行、砂浜の砂への移行、漁網への移行を考慮し、これらに移行した放射性物質からの外部被ばくを評価している。船体、砂浜、漁網への移行係数は、過去の指針など国内事例から引用したものであるが、今回必要な核種に関するデータがすべて得られたわけではなく、限られた核種についてのデータに基づき評価を行っている。

これらの移行係数については知見が少ないが、砂浜への移行について、TECDOC-1759 の手法（米国環境保護庁発行の FGR15 の外部被ばく線量換算係数を使用）により評価が可能であったことから、砂浜からの被ばくの計算を行ったところ、本報告書の結果が上回っており、その差は 20～200 倍以上であった。ただし、被ばく全体への寄与として、外部被ばくの寄与は内部被ばくと比較して小さく、被ばくの合計値はほとんど変わらない。米国環境保護庁発行の FGR15 の外部被ばく線量換算係数を用いた評価結果の詳細は、添付 XI「外部被ばく線量換算係数の保守性について」に示した。

8-2-4. 海産物の濃縮係数、海底土の分配係数における不確かさ（認識的不確かさ）

TRS-422 に示されている海産物摂取による内部被ばくに使用している魚介類の濃縮係数は、海水の濃度と魚介類の濃度の調査結果から、海水中濃度と海洋生物の濃度は平衡状態にあると仮定して求められている。

ただし、生物や海底土への移行プロセスは時間がかかるのに対して、海水の移動は早く、調査時点で平衡状態となっていたかは定かではない。また、魚介類の種類や海底土の土質、調査場所などによるばらつきも大きく、TRS-422 では、一般にほとんどの生物と元素の組み合わせについて、推奨値付近のばらつきの範囲を正確に評価するには信頼できるデータベースが不足しているとしている。一方で、信頼できるデータベースが存在する場合は、ほとんどすべてのケースで、最小と最大の CF の範囲は推奨値から一桁（またはそれ以下）であるとしており、このような事情を踏まえ、TRS-422 では、濃縮係数の最大値と最小値の範囲を上下一桁とすることができるとしている。これは、海底土の分配係数でも同様であり、値の範囲が必要な場合は最大値と最小値に推奨値の上下 10 倍の範囲を仮定できるとしている。

8-3. 被ばく経路の設定における不確かさ

8-3-1. 被ばく経路の選定における不確かさ（認識的不確かさ）

被ばく経路の設定においては、経路の選定が不十分な可能性がある。TECDOC-1759 には、海水面からの被ばく、船体からの被ばくなど、外部被ばくとして本評価で設定している経路のほとんどが評価対象外となっている一方、海岸堆積物の摂取、海水の飲水、海水しぶき吸入など、本報告書では設定していなかった経路が取り上げられている。TECDOC-1759 の手法により選定していない経路について確認計算を行ったところ、海水の飲水、海水しぶき吸入など、被ばく評価結果が報告書で選定した経路を上回るような経路があったことから、経路として追加した。ただし、被ばく評価は海産物摂取による内部被ばくの影響が大きいため、合計値はほとんど変わらなかった。確認計算の結果は、添付 VI「評価対象以外の移行経路、被ばく経路について」にまとめた。ただし、TECDOC-1759 との差異は、拡散、移行のモデリングを含めての差異である点には注意すべきである。

8-4. 代表的個人の選定における不確かさ

8-4-1. 代表的個人の実際の生活における不確かさ（偶然的不確かさ）

本評価では、国内の原子力発電所からの被ばくを試算した事例で使用した決定グループの生活習慣データを使用し、海産物の摂取量は国民健康・栄養調査の最新データを使用している。国民健康・栄養調査のデータには若干の年変動がある。ただし、これらの変動の幅は10～20%程度の違いであり、このような不確かさを考慮し、報告書では摂食する魚介類は、市場希釈や捕獲後の放射性核種の減衰等を考慮せず、すべて発電所周辺で漁獲されたものをただちに消費するとして評価していることから、過小評価となるような不確かさはないものと考えられる。

8-4-2. 代表的個人の選定における不確かさ（認識的不確かさ）

福島第一原子力発電所周辺は、現在においても帰還困難区域が設定されているなど、復興の途上にある。帰還困難区域での居住は禁止されており、それ以外の区域でも住民の帰還は非常に限定的である。このような状況下では、将来の状況の予測も含め、代表的個人の設定に利用可能な詳細な生活習慣の把握は非常に困難である。

そのため、本評価では、国内の原子力発電所からの被ばくを試算した事例で使用した決定グループの生活習慣データを使用したが、復興を果たした後の周辺住民の実際の生活習慣との違いによる不確かさを含んでいる。

これに対して、本評価では同じ東北地方である青森県に立地する再処理施設では、社会環境調査に基づいた設定をしており、本評価と比較し、漁網からの被ばく時間は多くなっているが、その差は 2 倍に満たない。さらに、外部被ばくによる影響は海産物摂取による内部被ばくと比較して小さく、被ばく評価には影響を与えない。

また、内部被ばく結果に影響する海産物摂取量は、年齢別に集計された全国の統計データを使用しており、東北地区のデータとは 10%程度違いが見られる。また、再処理施設と比べた場合、魚類と無脊椎動物（再処理施設では貝類、頭足類、甲殻類の合計）は再処理施設が 20～30%多く、海藻類は本報告書が 30%多くなっているが、食品摂取量の不確かさが 2 倍になることは考えにくく、報告書では摂食する魚介類は、市場希釈や捕獲後の放射性核種の減衰等を考慮せずすべて発電所周辺で漁獲されたものをただちに消費するとして評価していることから、過小評価となるような不確かさはないものと考えられる。

8-4-3. 評価対象とする海域の範囲による不確かさ（認識的不確かさ）

ALPS 処理水を放出した場合の海水中濃度は、放水口から遠ざかるほど低い濃度となることから、評価対象とする範囲の大きさによって評価に使用する海水中濃度が変わる不確かさが含まれている。

評価対象範囲の大きさによる影響を確認するため、10km×10km の範囲に加えて、5km×5km の範囲および 20km×10km の範囲で年間平均濃度を算出し、通常時の人への被ばく評価を行った。20km×10km の被ばく評価結果は、10km×10km と比べて 2 割程度低かったが、違いは小さかった。5km×5km は、10km×10km の 3 倍程度高かった。実際に発電所周辺 5km×5km でのみ漁業を行うことは考えられないこと、および本報告書では評価海域で漁獲された海産物のみを摂取するとして被ばくを評価しているが、実際に発電所周辺で漁獲された魚介類のみを摂食することは考えられないことから、海域の範囲について不確かさを考慮する必要はないものと考えられる。5km×5km の範囲および 20km×10km の範囲の被ばく評価の結果については、添付 XII「被ばく評価に使用する海水濃度の評価範囲による影響について」にまとめた。

8-5. 不確かさに関するまとめ

以上をまとめると、表 8-5 のとおりとなる。

不確かさとして大きいのは、ソースタームにおける核種組成と、魚介類の濃縮係数などの移行係数であると思われるが、被ばく評価結果は線量拘束値に比べて十分小さく、評価の保守性が損なわれることはないと考えられる。

表 8-5 本評価における不確かさのまとめ

項目	不確かさの内容	不確かさの評価
ソースタームの選択	ALPS 処理水の核種組成は、二次処理を行い、測定を行うまで不明であり、認識的不確かさがある。	実測値によるソースタームのうち検出下限値の低い K4 タンク群は、最も高い J1-G タンク群の 1/5 程度の被ばく評価結果となっている。一方、J1-G タンク群は、告示濃度比総和 0.22 であり、同じ核種比率のまま告示濃度比総和が 1 となれば、 5 倍程度の被ばくとなる。
	実測値は、分析の不確かさによる偶然的不確かさを含む。	分析の不確かさによる影響は、2 倍に満たない程度と考えられる。
環境中での拡散、移行のモデリング	気象、海象データには年変動があり、偶然的不確かさを含む。	10km×10km の平均濃度を 7 年分計算したところ、2 割前後の差が見られた。 実測値との比較では、濃度の高い部分は良く一致しており、10km×10km の平均濃度を計算する上では、不確かさは 2 倍に満たない程度と推定。
	拡散シミュレーションモデルは、モデル自体に認識的不確かさがある。	
移行経路	外部被ばくの移行係数は、元素の違いを考慮しておらず、外部被ばくの線量換算係数は、すべての核種を網羅していないことによる認識的不確かさがある。	TECDOC-1759 の手法（FGR15 の外部被ばく線量換算係数を使用）により、砂浜からの被ばくの計算を行ったところ、放射線影響評価報告書の結果が上回っており、その差は 20 倍～200 倍以上であった。 ただし、外部被ばくは、内部被ばくと比べて被ばくへの影響は小さく、被ばくの合計値はほとんど変わらない。
	海産物摂取による内部被ばく評価に使用している魚介類の濃縮係数は、データが十分ではなく認識的不確かさを含んでいる。	濃縮係数について、TRS-422 では、生物と元素の組み合わせに対して信頼できるデータベースが存在する場合はほとんどすべてで最大値と最小値の範囲は推奨値から一桁以内であり、濃縮係数の最大値と最小値の範囲は、推奨値から上下一桁とすることができるとしている。
被ばく経路	選定した移行経路、被ばく経路が、すべての経路を網羅していないことによる認識的不確かさがある。	TECDOC-1759 の手法により、選定しなかった被ばく経路の計算を行い、選定した経路よりも被ばく評価値が大きかった経路を追加した。ただし、海産物摂取による内部被ばくの影響が大きいため合計値はほとんど変わらない。
代表的個人の選定	現在、発電所周辺地域は復興途上であり、国内の先行事例から生活習慣データを使用したため、実際の生活習慣との違いによる認識的不確かさを含んでいる。 また、食品摂取量は全国のデータから設定しており、同様に認識的不確かさを含んでいる。	外部被ばくによる影響は、六ヶ所再処理施設の被ばく時間と比較して短めであるが、海産物摂取による内部被ばくに比べて小さく、被ばく評価結果には影響しない。 内部被ばく結果に影響する海産物摂取量は、年齢別に集計された全国の統計データを使用しており、東北地区のデータとは 10%程度違いが見られるが、報告書では摂食する魚介類はすべて発電所周辺で漁獲されたものとして評価していることから、過小評価となるような不確かさはないものと考える。
	評価対象海域として適切なエリアがどの範囲か、認識的不確かさを含んでいる。	10km×10km よりも狭い 5km×5km、広い 20km×10km の範囲で評価をしたところ、5km×5km の範囲では 3 倍程度の被ばくとなり、20km×20km の範囲では大きな違いは無かった。実際に 5km×5km の範囲内だけで漁業を行うことは考えられないこと、および報告書では摂食する魚介類はすべて発電所周辺で漁獲されたものとして評価していることから、評価対象海域の設定による不確かさを考慮する必要はないものと考える。

9. ALPS 処理水の海洋放出に伴い実施されるモニタリング

本項では、当社の福島第一原子力発電所における分析能力を説明した上で、福島第一原子力発電所の ALPS 処理水の処分に関係して敷地内外で行われるモニタリング計画（本報告書の発行時点におけるもの。随時見直し予定）を記述する。

これらは、いずれも福島第一原子力発電所事故後より継続的に実施されているモニタリングプログラムを強化・拡充するものである。

敷地内でのモニタリング活動を通じ、これから環境に放出される ALPS 処理水が安全であることを確実にし、また敷地外でのモニタリング活動を通じ、ALPS 処理水の海洋放出が環境に与える影響を正確に把握するものである。

9-1. 福島第一原子力発電所における分析能力

福島第一原子力発電所構内には、震災以前より運用されている環境試料分析を対象とした環境管理棟、高放射能濃度試料を分析する 5・6 号分析室（ホットラボ）が現在でも運用されており、これに加えて 2013 年には構内の汚染持ち込みの防止、および環境線量の影響排除の措置を講じた低放射能濃度試料用の化学分析棟の運用を開始している。なお、環境管理棟は施設の汚染状況、設備老朽化に伴い分析･測定機能は廃止し、前処理機能のみになっている。

震災後、当初は汚染水の問題に対応するため、特に高放射能濃度試料に対応することに傾注してきたが、2013 年 7 月に化学分析棟が竣工し、これにより環境試料の分析を行う環境が整ったことから、海水等あらかじめ低放射能濃度であることが明確な試料の分析のための要員育成を開始した。その後、汚染水発生量低減策として、地下水バイパス水（以下、「地下水バイパス」）、サブドレン他浄化設備の処理済水（以下、「サブドレン」）の排水が開始されていくにつれて、5・6 号分析室の分析員育成と並行して化学分析棟の分析員の育成も拡充してきた。ALPS 処理水の海洋放出に向けては、さらに設備面と力量面からの分析体制の強化・拡充を進めることとしている。

9-1-1. 設備面における分析能力

今般の ALPS 処理水の海洋放出に係る分析は、いずれも低放射能濃度試料の分析に分類されるため、化学分析棟の設備を使用して分析評価を行う予定としている。化学分析棟のレイアウト整備や分析装置の追加等は、必要に応じて柔軟に実施する。福島第一原子力発電所構

内の分析施設の概要と機能を表 9-1 に、そのうち化学分析棟に設置される分析装置の概要を表 9-2 に示す。

表 9-1 分析施設の概要と機能

施設名	機能	設備の概要	備考
環境管理棟	前処理操作（魚の前処理）	分析室＋計測室：480m^2 実験台：4	● 震災前には環境試料の分析を実施していたが、震災を受けて化学分析棟と 5・6 号分析室へ機能移転 ● 機能を前処理に限定し運用
5・6 号分析室	高放射能濃度試料の分析	分析室＋計測室：850m^2 実験台：23 ドラフト：26	● 2016 年に震災前より運用していた施設を拡張
化学分析棟	低放射能濃度試料の分析	分析室＋計測室：1,000m^2 実験台：15 ドラフト：35	● 2013 年から運用開始 ● ALPS 処理水の分析はこちらで実施予定
化学分析棟（拡張分、計画）	前処理操作および低放射能濃度試料の分析	分析室＋計測室：600m^2 程度 【設備案】 実験台：8 ドラフト：21 ロータリーエバポレータ：5 電解濃縮装置：10 凍結乾燥器：6 H-3→He 変換装置：2	● 2023 年度内の竣工目標 ● 分析装置等の台数は今後増減の可能性あり

表 9-2 化学分析棟における分析装置（将来追設予定分を含む）

取扱試料	分析装置	測定対象核種	配備数
モニタリング試料：海水等 排水試料：地下水バイパス、サブドレン ALPS 出口水：最終段 等	Ge 半導体検出装置	γ線放出核種（Cs-134、137 など）	12
	α自動測定装置	全α	2
	低バックガスフロー計数装置	全β、Sr-90	5
	β核種分析装置	Sr-90	2
	低バック液体シンチレーション計数装置	トリチウム、C-14 Cd-113m、Ni-63	9 （さらに 3 台追設予定）
	誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）	I-129、Tc-99	2
	希ガス質量分析装置（He-MS）	トリチウム	2 （追設予定）
	低エネルギー光子用高純度 Ge 半導体検出器（LEPS）	低エネルギーγ線放出核種（Sn-126 含む）	2 （追設予定）

また、測定に使用する計測器は、日常点検として標準線源や標準液による検出効率の確認を作業着手時に行い、装置性能の維持を確認した上で試料の測定を行っている。表 9-3 に福島第一原子力発電所に設置されている計測器の日常点検（検出効率の確認）の概要を示す。

表 9-3 計測器の日常点検における検出効率の確認

計測器	標準線源	確認方法
Ge 半導体検出器	Co-57, Ba-133, Cs-137, Mn-54, Co-60	頻度：日々の作業開始時 方法：標準線源のエネルギーごとに検出効率を求め、判定値以内（±10%）を確認 逸脱時の措置：前回の判定値以降の計測試料に対し再評価を行い、必要に応じて逸脱期間の試料を対象に再計測を実施
α自動測定装置	Am-241	
β核種分析装置	Sr-90 Cs-137	
低バック液体シンチレーション計数装置	トリチウム	
誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）	Li, Co, Y, Tl	頻度：使用の都度 方法：元素ごとに強度を測定し、判定値以上を確認後、測定前に検量線を作成 標準液の強度：Li: >1000 Co, Y: >200 Tl: >800

9-1-2. 力量面での分析能力

当社が主体となって行う分析作業は東京パワーテクノロジー株式会社[43]（以下、「TPT」）に委託する。当社は分析に係る計画を策定、計画に見合うリソースを準備し、TPT が行う作業を監理するとともに、分析結果に基づき放出可否判断や分析データの管理・公表などを行う。

分析作業を監理する当社社員は、社内現業技術・技能認定制度により、技術・技能水準を有することが認定された者がその任に当たることとし、力量評価およびその有効性評価を定期的に実施することにより、力量の確保を計画的に実施している。

一方、分析作業の委託先である TPT では、C-14 のような測定に高い技能を求められる核種（以下、「難測定核種」）を確実に分析する能力を維持できるよう、技能の高い分析員を増員・確保し、力量の維持を図っている。さらに、所内分析室間の分析技能試験をはじめ、IAEA Proficiency Test Exercise[44]への参加、国内分析機関とのクロスチェック等を継続的に行い、第三者の視点で客観的に技能確認ができるようにしている。

[43] 東京電力ホールディングス株式会社の 100%子会社であり、当社など電力関連設備の設計・建設・運転・保守のほか、環境調査測定およびその評価ならびに各種物質等の調査・分析および測定や、放射性物質および放射線の管理、除染全般ならびに放射性廃棄物の加工処理・処分等にも強みがある。

[44] IAEA が、テスト用の結果既知の試料を用意し、各参加分析機関に提供、それを各機関が分析し、結果を IAEA がテスト用試料の成分と比較することで、各機関の分析の正確性を評価するもの。

化学分析棟では、Cs-134、Cs-137 およびトリチウムにかかる ISO/IEC 17025 認証[45]を取得・維持しており、今後 Sr-90 分析についても認証取得を計画している。また、放出判断に用いるデータについては、当社が指定し委託している第三者機関の分析値と比較して妥当性を確認している。表 9-4 に当社（TPT）および社外委託分析機関ごとの認証機関による認証取得状況を示す。

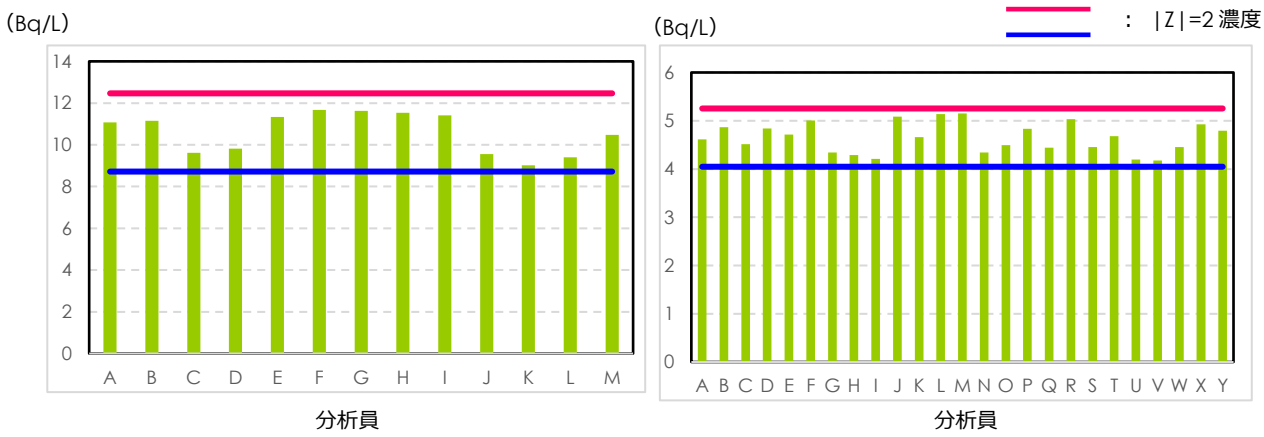
表 9-4 当社（TPT）および社外委託分析機関の認証取得状況

機関	認証	取得状況（17025）
TPT（福島第一）	ISO/IEC 17025 ISO 9001	（化学分析棟）Cs-134，Cs-137，トリチウム
（株）化研	ISO/IEC 17025	Cs-134，Cs-137 I-131 Sr-90 トリチウム
（公財）日本分析センター	ISO/IEC 17025 ISO 9001	ガンマ線放出核種 トリチウム 放射性ストロンチウム プルトニウム　等
東北緑化環境保全（株）	ISO/IEC 17025 ISO 9001	Cs-134，Cs-137 I-131 トリチウム

分析員個人の力量把握については、OJT により難測定核種の分析対応可能者を増員させるとともに、トリチウム、ならびにセシウムの分析担当者全員を対象に、ISO/IEC 17025 認証[46]対象核種に対して年 1 回、既知濃度試料を用いた測定による力量確認を ISO 審査手法である Z スコア（検定濃度±標準偏差の 2 倍の範囲内にあること）で確認している（図 9-1 参照）。

[45] 認証の対象となる試験所・校正機関が正確な測定・校正結果を生み出す能力があるのか審査機関が審査し，そのような能力を持つことを証明すること。

[46] 「公共水域水、排水、土壌、灰及び汚泥の放射性核種（Cs134/Cs137 及び H-3 を含む）分析試験」（認証機関：Perry Johnson Accreditation Inc.，認定証番号：L20-355-R1）



H-3 技能試験対象者：分析員 13 名（A～M）
検体濃度：10.2Bq/L
　　試料作成者による 3 試料 10 回繰返測定値の中間値
実施期間：2020/10/9～29
実施場所：化学分析棟
判定方法：Z スコア　（ISO 審査手法）
判定値：｜Z｜≦2

Cs-137 技能試験対象者：分析員 25 名（A～Y）
検体濃度：4.5Bq/L
　　試料作成者による 10 回繰返測定値の中間値
実施期間：2020/7/29～8/6
実施場所：化学分析棟
判定方法：Z スコア　（ISO 審査手法）
判定値：｜Z｜≦2

図 9-1 分析員の力量確認の例（2020 年度実施結果）

9-1-3. 当社による管理および監督

当社は、委託先に対して定められた分析手順の遵守や分析員の力量確保を契約により要求し、分析手順書や力量管理記録の提出を受けて内容を確認している。

また、図 9-2 に分析の流れと品質を維持するシステムの概要を示すとおり、分析プロセスを一定品質に保ち、データの異常を検知する仕組みを構築している。

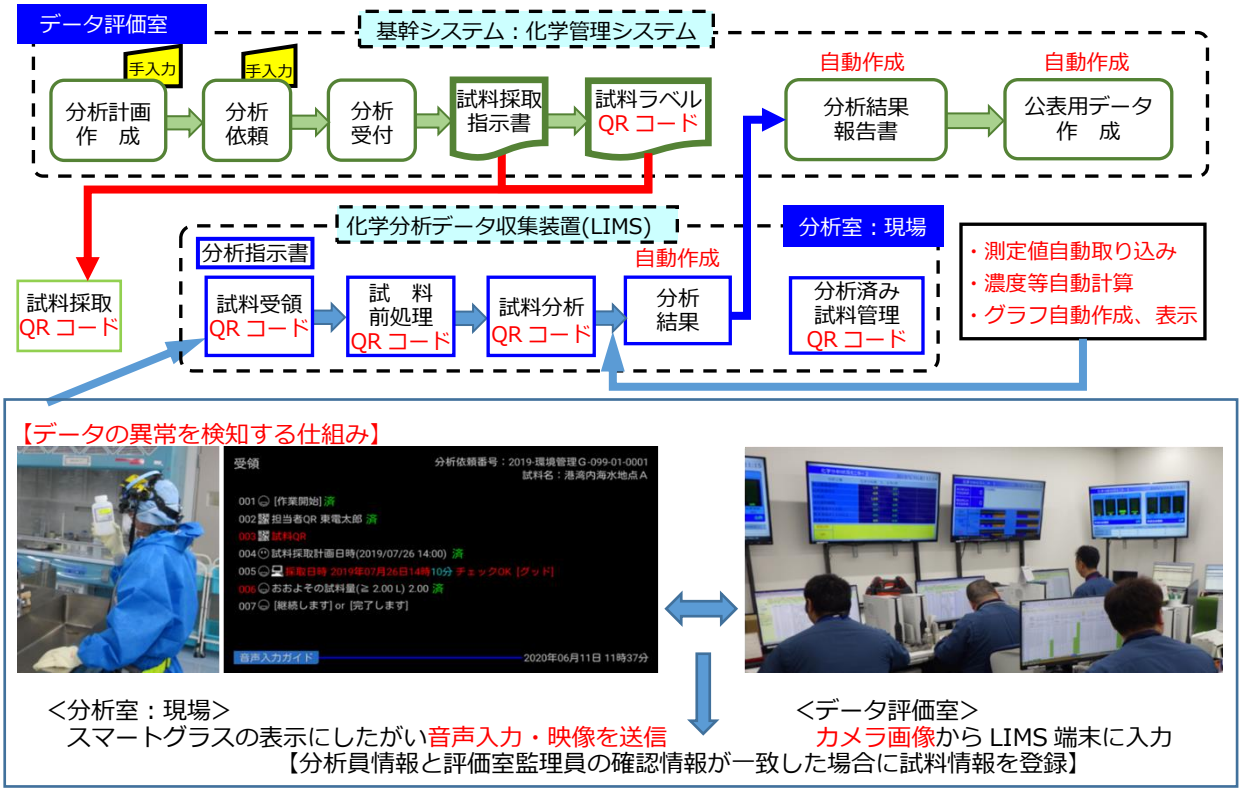


図 9-2 分析の流れと品質を維持するシステムの概要

この他、以下のような取り組みを行っている。

- 手順書の使用状況や仕様書の履行状況の確認をすべての分析室で定期的に実施（福島第一原子力発電所構内で実施する分析作業すべてを対象に実施）
- 業務品質および作業安全を確保するため、分析員が交代しても同じ手順で作業ができることを要求
- 手順書の確認方法を標準化
- 第三者機関に対しても作業手順書の提出を仕様書で要求し、作業プロセスの品質管理に対する当社の関与を強化
- 業務着手前に委託先に対して、安全事前評価によるリスク抽出を指導し、特に当社より過去の不適合事例を説明し、ルール遵守の徹底を意識付け

- 毎月、委託先に対し、分析業務における課題や過去の不適合の再発防止対策の実施状況について協議し、パフォーマンスを維持・向上
- 毎月、委託先とともに、分析作業の現場観察による不安全状態の抽出を行い、現場の安全確保・作業品質を維持
- 委託先が制定した分析手順書の履行状況を確認し、作業上の改善点の抽出・是正を指導

9-2. 福島第一原子力発電所の敷地内のモニタリング

敷地内で行われるものは、①放出可否判断や希釈倍率決定に結果を使用する、測定・確認用設備での 64 核種の測定・評価（ソースモニタリング）、②放出開始直後の放出判断に使用する、海水による処理水の希釈・混合状態の確認のための放水立坑（上流水槽）で採取する試料によるモニタリング、③連続放出中に毎日一回希釈状態を確認するために実施する海水配管から採取する試料によるモニタリング、の 3 種類があり、そのすべてを当社が主体的に行う。本項では、モニタリングを正確なものに維持するために用いられる手順等についても含め説明する。

福島第一原子力発電所構内で行われるモニタリングについて、図 9-3 に示す。

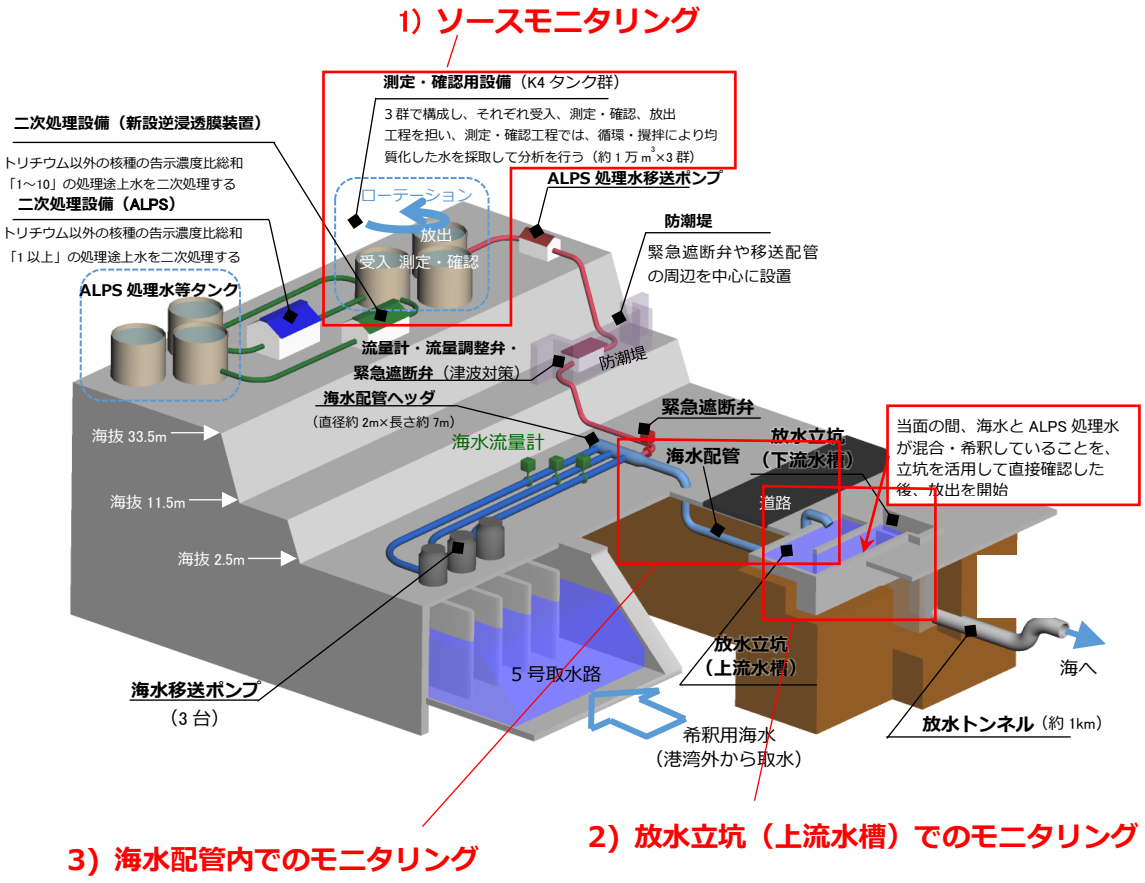


図 9-3 福島第一原子力発電所敷地内で行われるモニタリング

9-2-1. ソースモニタリング

ソースモニタリングとは、ソースターム（1 年間に海洋に放出される ALPS 処理水に含まれる核種ごとの年間放出量（総量））についてのモニタリングである。この分析は、測定・確認用設備が ALPS 処理水で満水となる都度、ALPS 処理水を均質化した後に試料を採取し、ALPS 処理水に含まれるすべての測定対象核種（トリチウム、C-14 および ALPS の除去対象 62 核種）の分析・評価[47]を行うものである。当社は、その分析結果をもって、

- トリチウムを除く 63 核種の濃度の告示濃度比総和[48]が規制基準である 1 を下回っていることの確認
- 測定したトリチウム濃度から、希釈後の濃度が確実に国の基本方針で定められた濃度である 1,500Bq/L 未満となるように、希釈放出される ALPS 処理水の流量を決定すること

の根拠とする。

したがって、採取する試料の代表性を確保するため、測定・確認用設備に貯留される ALPS 処理水の均質性が極めて重要である。試料が採取される測定・確認用設備は、約 1,000m^3 の容量を持つタンク 10 基を連結配管により連結し、一体的に運用できるようにしたタンク群を 1 群として、このタンク群 3 群より構成される。各タンク群には、貯留される ALPS 処理水を均質化するため、タンク内を攪拌し、タンク間を循環させる循環・攪拌設備を設け、これを適切に運転することによって、試料の代表性を確保する。

試料の分析は、福島第一原子力発電所構内に設置され、今後拡張される予定（表 9-2 参照）の化学分析棟にて TPT 分析員が行う。これに加えて、当社が第三者として指定する分析機関、国が第三者として指定する分析機関の他、ALPS 処理水の処分に関するレビューの一環として IAEA 研究機関および IAEA が指定する加盟国の分析機関が関与することで、多重的に分析結果が検証される仕組みとなっている。国および IAEA が主体となる分析については、現在、国および IAEA にて協議を行っているところである。その結果についても公表される予定である。

---

[47] 測定対象核種の中には測定・評価に時間を要する核種があり、二次処理性能確認試験では測定・評価に 2 ヶ月程度を要した（短縮方法を検討中）。そのため、当社は、測定・確認用設備の容量として、約 10,000m^3（2 ヶ月分の発生量（150m^3/日））の保管容量を確保する予定。

[48] 参考 A「福島第一原子力発電所の敷地境界線量評価と日本国内法における告示濃度限度について」参照

測定・確認用設備における各核種の測定・評価方法を表 9-5 に、核種ごとの目標検出下限値および準拠手法を表 9-6 に示す。

表 9-5 各核種の測定および評価方法

No.	核種	線種	測定または評価方法
1	Mn-54	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
2	Fe-59	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
3	Co-58	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
4	Co-60	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
5	Ni-63	β	レジンにより単離、シンチレータを混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数
6	Zn-65	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
7	Rb-86	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
8	Sr-89	β	レジンにより単離、沈殿回収したものをマウントし、ステンレス皿にてβ核種分析装置により計数
9	Sr-90	β	レジンにより単離、沈殿回収したものをマウントし、ステンレス皿にてβ核種分析装置により計数
10	Y-90	β	【評価値】Sr-90 と放射平衡として濃度評価
11	Y-91	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
12	Nb-95	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
13	Tc-99	β	試料を希硝酸で希釈し、誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）により計数
14	Ru-103	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
15	Ru-106	β	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
16	Rh-103m	βγ	【評価値】Ru-103 と放射平衡として濃度評価
17	Rh-106	γ	【評価値】Ru-106 と放射平衡として濃度評価
18	Ag-110m	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
19	Cd-113m	γ	イオン交換により単離、シンチレータと混合し、低バック液体シンチレーション計数装置により計数
20	Cd-115m	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
21	Sn-119m	γ	【評価値】Sn-123 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
22	Sn-123	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数

No.	核種	線種	測定または評価方法
23	Sn-126	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
24	Sb-124	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
25	Sb-125	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
26	Te-123m	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
27	Te-125m	γ	【評価値】Sb-125 と放射平衡として濃度評価
28	Te-127	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数、親核種(Te-127m)の半減期を使用して評価
29	Te-127m	βγ	【評価値】Te-127 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
30	Te-129	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数、親核種(Te-129m)の半減期を使用して評価
31	Te-129m	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
32	I-129	βγ	試料に試薬添加によりヨウ素酸イオンに調整後、誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）により計数
33	Cs-134	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
34	Cs-135	β	【評価値】Cs-137 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
35	Cs-136	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
36	Cs-137	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
37	Ba-137m	γ	【評価値】Cs-137 と放射平衡として濃度評価
38	Ba-140	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
39	Ce-141	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
40	Ce-144	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
41	Pr-144	βγ	【評価値】Ce-144 と放射平衡として濃度評価、親核種（Pr-144m）の半減期を使用して評価
42	Pr-144m	γ	【評価値】Ce-144 と放射平衡として濃度評価
43	Pm-146	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
44	Pm-147	βγ	【評価値】同族の Eu-154 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
45	Pm-148	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
46	Pm-148m	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
47	Sm-151	βγ	【評価値】同族の Eu-154 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価

No.	核種	線種	測定または評価方法
48	Eu-152	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
49	Eu-154	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
50	Eu-155	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
51	Gd-153	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
52	Tb-160	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
53	Pu-238	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
54	Pu-239	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
55	Pu-240	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
56	Pu-241	β	【評価値】全α計数値と Pu-238 の同位体存在比から評価
57	Am-241	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
58	Am-242m	α	【評価値】Am-241 の同位体存在比から評価
59	Am-243	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
60	Cm-242	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
61	Cm-243	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
62	Cm-244	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnSa自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
－	トリチウム（FWT）	β	蒸留により単離、シンチレータを混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数
－	C-14	β	CO_2 にして吸収剤に捕集して単離、シンチレータと混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数

表 9-6 分析核種ごとの目標検出下限値および準拠方法

核種	分析方法	目標検出下限値[49]	準拠手法
γ線放出核種	マリネリ容器に試料を分取し、Ge 半導体検出器にて測定	0.07Bq/L Cs-137 にて設定[50]	放射能測定法シリーズ No.7 （ゲルマニウム半導体検出器によるγ線スペクトロメトリー）
Sr-89/90	Sr レジンにより Sr を精製した後、炭酸塩として沈殿・回収したものをβ核種分析装置にて測定	0.04Bq/L Sr-90 にて設定[51]	JAEA-Technology2009-051 （研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法(分析指針)）
I-129	試料に次亜塩素酸を添加してヨウ素酸イオンに調整した後、誘導結合プラズマ質量分析装置にて測定	0.2Bq/L	放射能測定法シリーズ No.32 （環境試料中ヨウ素 129 迅速分析法）
トリチウム	蒸留によって不純物を取り除いた試料とシンチレータを混合した後、低バック液体シンチレーション計数装置にて測定	30Bq/L	放射能測定法シリーズ No.9 （トリチウム分析法）
C-14	試料に濃硝酸、過硫酸カリウムを添加して加熱し、発生した CO_2 を吸収剤に捕集してシンチレータと混合した後、低バック液体シンチレーション計数装置にて測定	10Bq/L	放射能測定法シリーズ No.25 （放射性炭素分析法） 日揮：放射性廃棄物の放射化学分析方法について
Tc-99	試料を硝酸で希釈し、誘導結合プラズマ質量分析装置にて測定	2Bq/L	原子力環境整備センター：放射化学分析手法の高度化・合理化研究
全α放射能	α核種を水酸化鉄に共沈させ、抽出操作により除鉄した後ステンレス皿に蒸発乾固後焼き付けしたものをα自動測定装置にて測定	0.04Bq/L	動力炉・核燃料開発事業団東海事業所：標準分析作業法
Cd-113m	イオン交換により Cd を精製・回収し、シンチレータと混合した後、低バック液体シンチレーション計数装置にて測定	0.2Bq/L	分析化学，vol.63，No.4 （低バック液体シンチレーション計数装置を用いるβ線計測法による福島第一原子力発電所の滞留水中の ^{113m}Cd 分析法の検討）
Ni-63	Ni レジンにより Ni を精製・回収し、シンチレータと混合した後、低バック液体シンチレーション計数装置にて測定	20Bq/L	JAEA-Technology2009-051 （研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法(分析指針)）

[49] 告示濃度比総和 1 未満を満足していることを確認するために設定した核種ごとの値

[50] 他の核種はベースライン、妨害核種、バックグラウンドおよびγ線放出率によって変動

[51] Sr-89 は Sr-90 濃度によって変動

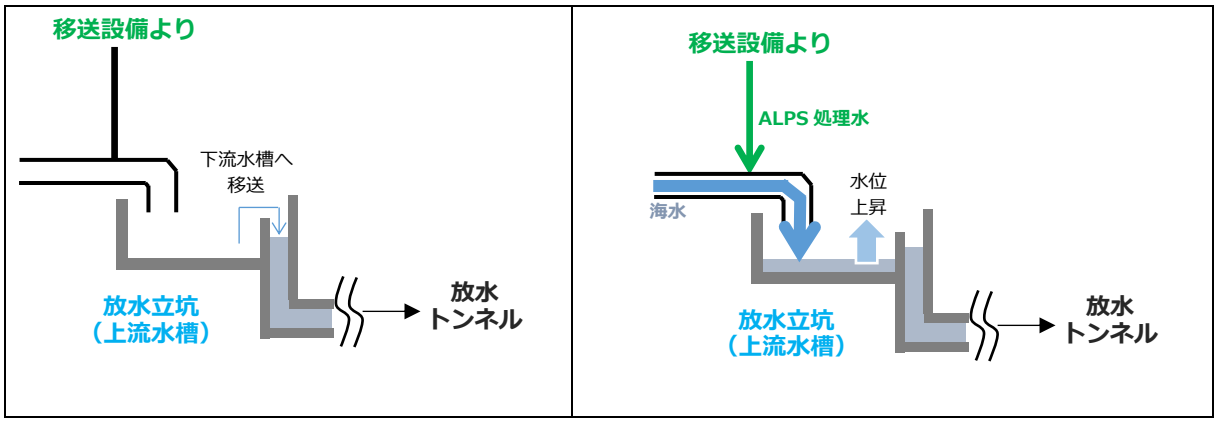
9-2-2. 放水立坑（上流水槽）でのモニタリング

海洋に放出する ALPS 処理水は、ALPS 等によってトリチウムを除く 63 核種の告示濃度比総和が 1 を下回るまで処理を行うことにより、環境中に放出される水の安全性を確保する。

一方、ALPS 処理水等には、これまでに分かっている範囲で最高 216 万 Bq/L、最低でも約 15 万 Bq/L のトリチウムが含まれていることから、法律で定める環境への放出に関する上限である告示濃度限度（6 万 Bq/L）を超えている。加えて、2021 年 4 月の国の基本方針において、放出時のトリチウム濃度を地下水バイパスおよびサブドレンと同様、1,500Bq/L 未満とすることが謳われている。当社は、これを踏まえて、告示濃度限度を満足させるため、また、消費者等の懸念を少しでも払拭し、風評影響を最大限抑制するため、大量の海水で希釈してから放出を行う。

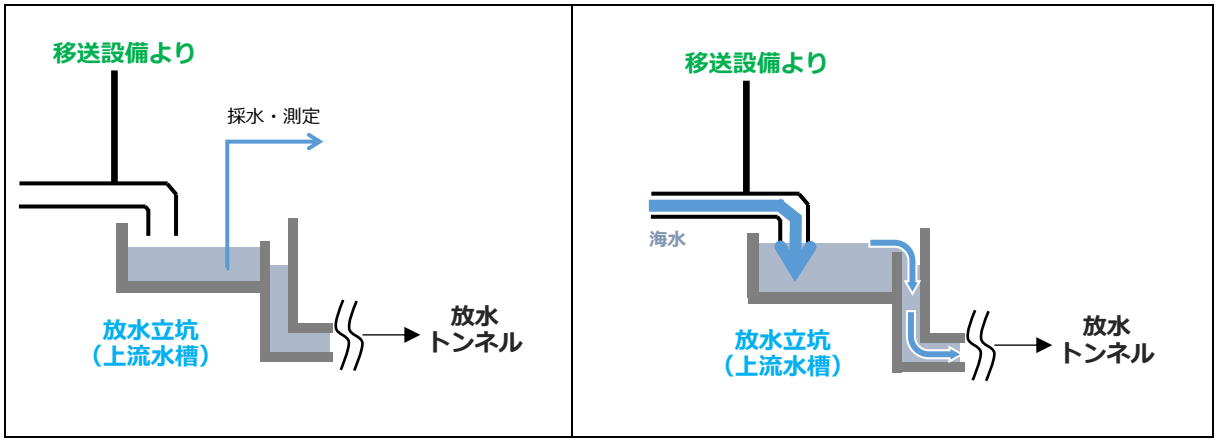
トリチウムは、弱いベータ線を放出する核種であり、弱いベータ線は Cs-137 のガンマ線とは違って連続モニタリングを行うようなことができない。そのため、適切に希釈されているかどうかの確認は、試料を採取し、液体シンチレーション計数装置での測定により行う。

海洋放出の開始にあたっては、測定・確認用設備における分析・評価（上記 9-2-1.参照）の結果、トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和が 1 を下回っていることが確認された ALPS 処理水（約 1 万 m^3/タンク群）ごとに、以下の図 9-4 に示す手順により、希釈設備により適切な希釈が行われ、環境に放出する直前の放水立坑（上流水槽）においてトリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となっていることを、当面の間、確認する。



①いったん、放水立坑（上流水槽）内を空にする。

②移送設備で移送し ALPS 処理水を希釈設備で希釈した水を放水立坑（上流水槽）に貯留する。



③放水立坑（上流水槽）が満水になる前にポンプを停止し、放水立坑（上流水槽）内の水を採水・測定する（結果が出るまで放出しない）。

④トリチウム濃度を確認し、計算上のトリチウム濃度と実際の濃度が同程度であること、および 1,500 ベクレル/リットルを下回っていることが確認できた後、再度海水を流し、放水立坑（上流水槽）内の水を海洋へ放出する。

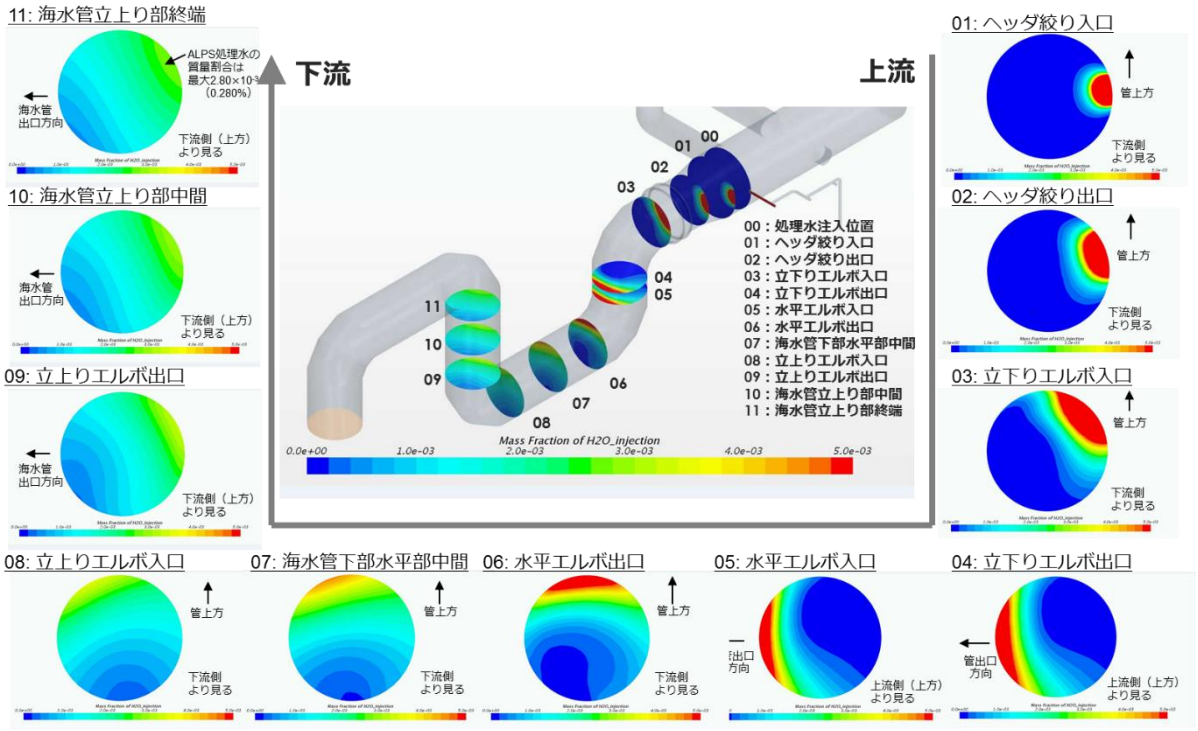
図 9-4 放水立坑（上流水槽）における分析および放出手順

9-2-3. 海水配管内でのモニタリング

上記 9-2-2.の結果、適切な希釈が行われることが確認された後、残りの ALPS 処理水（約 1 万 m^3/タンク群）を希釈して放水立坑（上流水槽）に送り込み、連続または間欠で放出することとしている。ALPS 処理水移送ポンプの容量は 500m^3/日であり、測定・確認用設備のタンク群 1 群の容量（約 1 万 m^3/タンク群）を考慮すれば、連続的に放出したとしても、残りの測定済みの ALPS 処理水すべてを放出するのに約 20 日かかる。

この放出期間中も適切にトリチウムの希釈が行われていることを確認する目的で、海水配管に設置されたサンプリング設備により一日に一回試料採取を行い、トリチウム濃度を分析し、原則として翌日公表する運用とする。

なお、海水配管で適切な希釈混合が行われるかについては、流体解析により配管内の各断面における注入した ALPS 処理水の質量濃度を計算することにより、確認した（海水流量 34 万 m^3/日、ALPS 処理水流量 500m^3/日、理論質量濃度：0.14%）。その評価の結果、ALPS 処理水注入位置から下流側の図 9-5 の 04：立下りエルボ出口で、本設備で目標としている 100 倍以上の希釈効果が得られることが確認された。



名称	断面濃度最大値（%）
00：処理水注入位置	100
01：ヘッダ絞り入口	14.26
02：ヘッダ絞り出口	4.16
03：立下りエルボ入口	1.79
04：立下りエルボ出口	0.90
05：水平エルボ入口	0.84
06：水平エルボ出口	0.71
07：海水管下部水平部中間	0.46
08：立上りエルボ入口	0.37
09：立上りエルボ出口	0.33
10：海水管立上り部中間	0.30
11：海水管立上り部終端	0.28

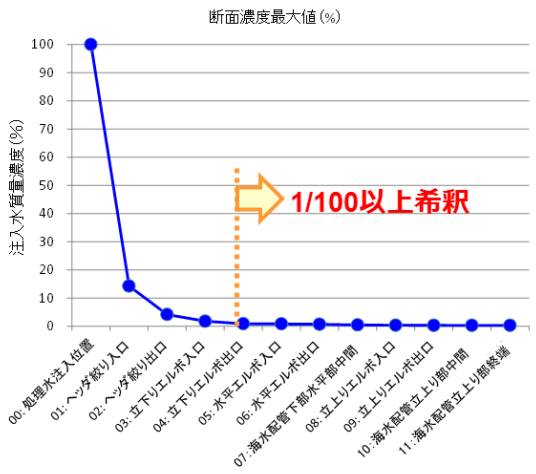


図 9-5 海水配管内における希釈混合に関する流体解析結果

9-3. 敷地外のモニタリング

福島第一原子力発電所事故以降、環境に関するきめ細かなモニタリングを確実かつ計画的に実施するため、政府の原子力災害対策本部の下に「モニタリング調整会議」が設置され、「総合モニタリング計画」が 2011 年 8 月に策定された[52]。この計画に基づき、関係省庁、地方自治体、当社などの各モニタリング実施主体（以下、「実施機関」）が連携して、環境中に放出された放射性物質の拡散、移行等の状況の把握を目的に、海域については Cs-134、Cs-137、Sr-90 を中心にモニタリングを行ってきた。総合モニタリング計画では、各実施機関の役割分担が定義されており、その定義にしたがい各実施機関が役割を果たしてきた。

2021 年 4 月の ALPS 処理水の処分に関する国の基本方針公表後、各実施機関において、海域モニタリングの強化・拡充について検討を行っている（9-3-1.、9-3-2.参照）。当社は ALPS 処理水の海洋放出にあたり、法令に基づく規制基準等を遵守し、国際法や国際慣行を踏まえた措置をとるという観点に加え、風評影響の抑制という観点、国内外の方々の懸念払拭ならびに理解醸成の観点から、海域モニタリングの強化・拡充が重要であると認識している。当社による検討結果は、2022 年 3 月 30 日に開催されたモニタリング調整会議にて、総合モニタリング計画に反映された。図 9-6 に各実施機関によるモニタリングの位置付けを示す。

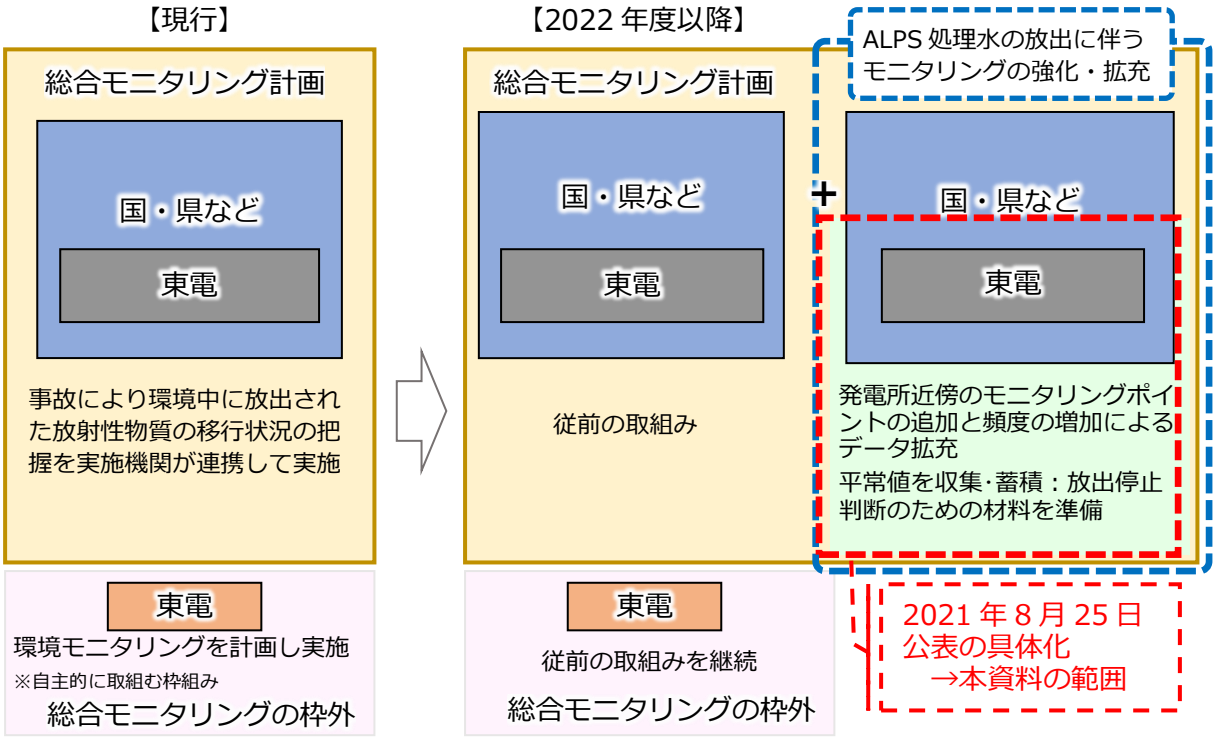


図 9-6 各実施機関によるモニタリングの位置づけ

[52] 原子力災害対策本部モニタリング調整会議「総合モニタリング計画」（2022 年 3 月 30 日改定）
https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/list/511/list-1.html

以下では、2022 年 3 月末時点で、実施機関ごとに従前実施してきたモニタリングおよび今後実施が予定されている各モニタリング計画を示す。

9-3-1. 東京電力による福島第一原子力発電所周辺の海域モニタリング

従前、総合モニタリング計画の一環として、当社は以下のモニタリングを実施してきた。

表 9-7 従前の総合モニタリング計画に基づく当社海域モニタリングの概要

対象	対象核種	実施頻度 （地点・核種によって異なる）
海水	Cs-134,137、ストロンチウム、トリチウム, プルトニウム	毎日～半年に 1 回
海底土	Cs-134,137、ストロンチウム、プルトニウム	月に 1 回～半年に 1 回
魚介類	Cs-134,137	月 1 回

当社は、2021 年 4 月の国の基本方針を踏まえ、ALPS 処理水の海洋放出に伴う風評影響を最大限抑制するため、同月、これまで以上に海域モニタリングを強化・拡充することを含む、「基本方針を踏まえた当社の対応」を公表した[53]。

その後、当社は、ALPS 処理水の海洋放出の実施主体として、2021 年 8 月に海域モニタリング（計画）を示した[54]後、同年 11 月には本放射線影響評価において、ALPS 処理水の拡散の状況をシミュレーションにより評価した。その結果、現状からトリチウム濃度が変化する[55]と評価された発電所近傍を中心に、福島県沖の海域について、拡散状況や魚類・海藻類への放射性物質の移行状況を確認するための海域モニタリングを再度検討した[56]。

当社は、放出後の拡散状況や移行状況と比較するデータを継続的に取得するため、2021 年 8 月に公表した検討結果に加えて検出下限値を設定した海域モニタリング計画を策定し、放出開始前の 2022 年 4 月から、計画の運用を開始した。このモニタリングの実施（試料採取、放射能測定等）にあたっては、農林水産業者や地元自治体関係者等の参加や視察をお願いするとともに、モニタリング結果の客観性、信頼性を担保するため、ソースモニタリングと同様、当社の指定する第三者機関による分析の他、IAEA による関与も得る予定である。

---

[53] 福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する政府の基本方針を踏まえた当社の対応について
https://www.tepco.co.jp/press/release/2021/1596975_8711.html

[54] 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する検討状況【概要】
https://www.tepco.co.jp/press/release/2021/pdf3/210825j0101.pdf

[55] ただし、変化する濃度は 1~2Bq/L との評価であり、WHO 飲料水水質ガイドラインの 10,000Bq/L の 1 万分の 1 から 5 千分の 1 程度。

[56] 2020 年 3 月の拡散シミュレーション結果から採取点を追加、その後、本評価により変更の必要がないことを確認。平常値の把握のため頻度を増加するとともに、海洋生物への移行状況の確認を強化。

当社は、海水だけでなく、放出による海生動植物への放射性物質の移行状況を確認するため、魚類と海藻類のモニタリングも行う予定である。

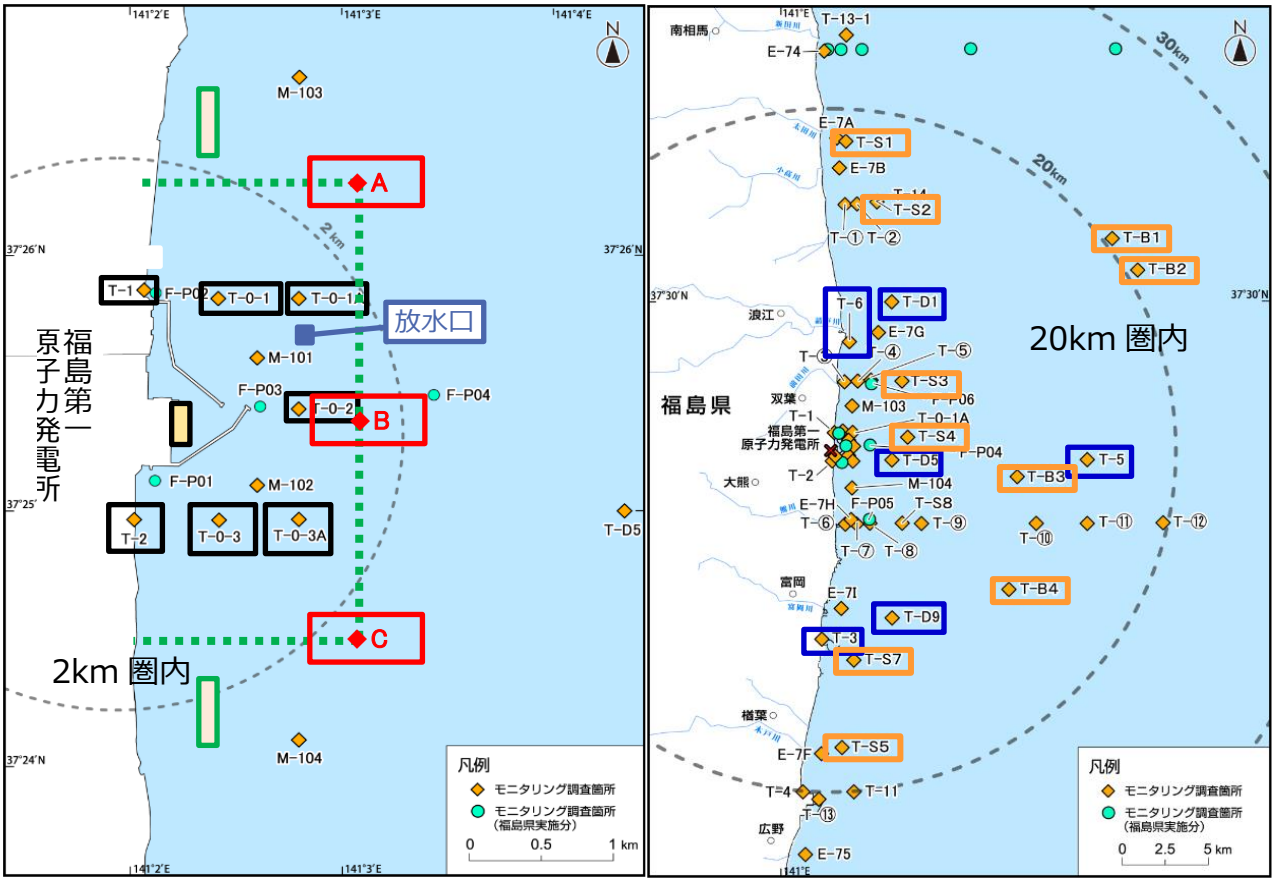
当社は、以下のとおり海域モニタリングを強化・拡充することとした。当社の海域モニタリング強化・拡充の具体的内容を図 9-7 に示す。

- 測定点・測定対象の増加
  - 当社は ALPS 処理水の海洋放出を行う実施主体であることに鑑み、特に放水口周辺を中心に重点的にモニタリングを実施することとし、発電所近傍、福島県沿岸において、海水および海洋生物（魚類）のトリチウム測定点を計 13 点増加する（図 9-7 の赤枠およびオレンジ枠参照）。
  - 海水モニタリングについては、当社は、今回の人および環境への放射線影響評価で考慮した「日常的に漁業が行われていないエリア」の境界線上の 3 点を新たにモニタリング地点として追加し、海水をモニタリングする（図 9-7 赤字参照）。
  - 魚類については、現在、福島県沖 20km 圏内の 11 ヶ所（うち 1 ヶ所は現在もトリチウム分析を実施している）で採取したサンプルに基づき、放射線影響を測る上で代表的[57]なセシウムの分析を行っているが、トリチウムの濃縮の影響を確認するために現在トリチウムの分析を行っていない 10 ヶ所を加えた全 11 ヶ所で採取した魚へのトリチウム分析を行う（図 9-7 右図のオレンジ色枠参照）。なお、同地点での海水もトリチウム分析を行う。
  - 海藻類については、現在ガンマ核種を分析している港湾内 1 ヶ所に加えて、新たに港湾外の 2 カ所で採取し、分析を行う（図 9-7 の緑枠参照）。トリチウムを測定核種へ追加してその濃縮の有無等を確認するとともに、海藻類で濃縮しやすいヨウ素についても測定核種に追加する。
  - なお、強化・拡充するトリチウム、I-129 以外の核種（Cs-134、Cs-137、ストロンチウム 90（Sr-90）、プルトニウム 238（Pu-238）、プルトニウム 239+240（Pu-239+240））については、従前からの測定を継続する[58]。
- 頻度の増加
  - 測定点の増加とともに、これまでも海水のトリチウム測定を行っていた地点では、その頻度を増加させる（図 9-7 の青枠参照、頻度については表 9-9 参照）。

[57] 強いガンマ線を放出する核種であるため。

[58] 環境中での移行・拡散プロセスを考慮してトリチウムを中心としたモニタリングを行うが、強化したモニタリングにて異常が確認された場合、これら核種および C-14 の追加的モニタリングの必要性について検討を行う。

- 検出下限値を国の目標値と整合するよう設定
  - 海水中での放射性物質の拡散状況や海洋生物の状況を確認するため、トリチウムおよび I-129 の検出下限値を、国の検出下限目標値と整合する程度まで引き下げるよう設定する（図 9-7 の黒枠参照、検出下限値については表 9-9 参照）。



<凡例>

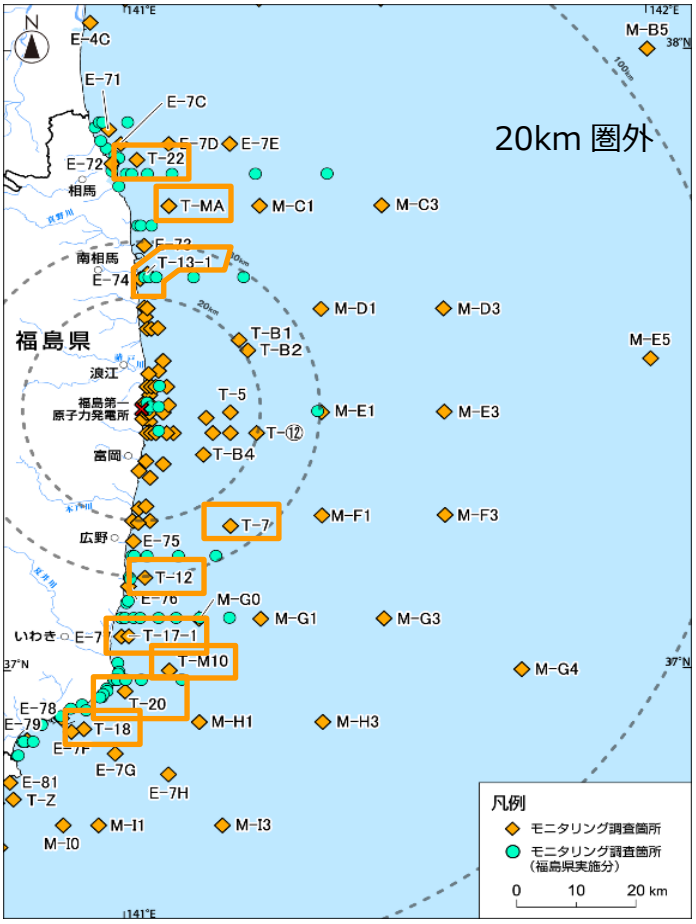
【現行の総合モニタリング計画】
原子力規制委員会　M-○
環境省　E-○
水産庁(水産物)
福島県　F-○
東京電力　T-○

【東京電力の強化計画】
：検出下限値を見直す点(海水)
：新たに採取する点(海水)
：頻度を増加する点(海水)
：セシウムにトリチウムを追加する点(海水，魚類)
：従来と同じ点(海藻類)
：新たに採取する点(海藻類)

：日常的に漁業が行われていないエリア
東西 1.5km　南北 3.5km
※：共同漁業権非設定区域

図 9-7 当社が強化・拡充する海域モニタリングの試料採取点
（発電所近傍・沿岸 20km 圏内）

さらに、これまではトリチウム分析を行っておらず、当社の海洋拡散シミュレーションでも海水のバックグラウンドを超える濃度にはならないと試算される「福島第一原子力発電所沖 20km 圏外」においても、今回新たに 9 点においてモニタリングを行うこととした。



<凡例>
【現行の総合モニタリング計画】
原子力規制委員会　M-○
環境省　E-○
水産庁(水産物)
福島県　F-○
東京電力　T-○

【東京電力の強化計画】
□：従前のセシウムに加え、トリチウムを分析する点(海水)

図 9-8　当社が強化・拡充する海域モニタリングの試料採取点（沿岸 20km 圏外）

以上から、当社が実施する海域モニタリングにおけるトリチウム分析の頻度、試料採取点数は、従前と比較し以下の表 9-8 のように増加する。

表 9-8 当社が実施する福島第一原子力発電所近傍および沿岸海域における海域モニタリングに係るトリチウム分析の頻度および試料採取点数

実施機関	トリチウム分析			
	頻度	試料採取点数		
		海水	魚類	海藻類
東京電力ホールディングス	1 回/週	17 → **20**	–	–
	2 回/月→**1 回/週**	6	–	–
	1 回/月	1 → **20**	1 → **11**	–
	3 回/年	–	–	0 → **2**

また、今回の海域モニタリング強化・拡充に伴い、従前の分析対象も含め、下表のように検出下限値を設定する。

表 9-9 測定対象試料と核種、検出下限値（太枠部は現行より強化・拡充する点）

対象	採取場所	採取点数	測定対象核種	頻度	目標検出下限値
海水（表層）	港湾内	10	Cs-134/137	毎日	0.4 Bq/L
			トリチウム	1 回/週	3 Bq/L
	港湾外 2km 圏内	2	Cs-134/137	1 回/週	0.001 Bq/L
				毎日	1 → **0.4** Bq/L
		5 → **8**	Cs-134/137	1 回/週	1 → **0.4** Bq/L
		7 → **10**	トリチウム	1 回/週	1 → **0.4** Bq/L[*1]
	沿岸 20km 圏内	6	Cs-134/137	1 回/週	0.001 Bq/L
			トリチウム	2 回/月 → **1 回/週**[*2]	0.4 → **0.1** Bq/L[*3]
	沿岸 20km 圏内（魚採取箇所）	1	トリチウム	1 回/月	0.1 Bq/L
		0 → **10**	**トリチウム**	なし → **1 回/月**	**0.1 Bq/L**
	沿岸 20km 圏外	9	Cs-134/137	1 回/月	0.001 Bq/L
		0 → **9**	**トリチウム**	なし → **1 回/月**	**0.1 Bq/L**
魚類	沿岸 20km 圏内	11	Cs-134/137	1 回/月	10 Bq/kg（生）
			Sr-90（Cs 濃度上位 5 検体のみ）	四半期ごと	0.02 Bq/kg（生）
		1	トリチウム（FWT）	1 回/月	0.1 Bq/L
			トリチウム（OBT）		0.5 Bq/L
		0 → **10**	**トリチウム（FWT）**[*4]	なし → **1 回/月**	**0.1 Bq/L**[*6]
			トリチウム（OBT）[*5]		**0.5 Bq/L**
海藻類	港湾内	1	Cs-134/137	1 回/年 → 3 回/年	0.2 Bq/kg（生）
	港湾外 2km 圏内	0 → **2**	**Cs-134/137**	なし → **3 回/年**	**0.2 Bq/kg（生）**
			I-129		**0.1 Bq/kg（生）**
			トリチウム（FWT）		**0.1 Bq/L**
			トリチウム（OBT）		**0.5 Bq/L**

*1：必要に応じて電解濃縮法（トリチウムが電気分解されにくい性質を利用した濃縮法）により検出値を得る。

*2：検出下限値を 0.1Bq/L とした測定は、1 回/月

*3：電解濃縮装置の設置状況により、当面は 0.4Bq/L にて実施する。

*4：生体の組織中に水として存在しているトリチウム。体内に長く留まることはない。

*5：生体の組織に結合しているトリチウム。組織自由水型に比べ体内に長く留まる。

*6：電解濃縮装置の設置状況により、当面は 0.4Bq/L にて測定を実施する。

これらすべての測定については、当社だけでなく、当社が指定する第三者機関による分析を当社と同様に行い、客観性・透明性を確保する。

測定データの公表については、国内外のさらなる理解醸成に向け、以下に取り組む。

- 測定・評価の結果がまとまり次第、正確かつタイムリーに当社ウェブサイトにて公表する。
- データの公表にあたっては、地元や国内の消費者の皆さまにもわかりやすい形で公表する。さらに、公表する測定値に対して安全かについても併記・説明する。
- 四半期ごとにモニタリング結果に評価を加えて報告書形式にまとめ、当社ウェブサイト等での公表を計画する。
- 評価では、海洋拡散シミュレーション結果の範囲に収まっているか、放射線影響評価に用いた濃度と同等であるかなどについても確認し、わかりやすく表現する。
- 自治体関係者等および学識経験者の方々に確認・評価いただく場にて報告することも計画する。

9-3-2. 国および福島県によるモニタリング

(1) 従前の国および福島県が実施している海域モニタリング

本項では、総合モニタリング計画における当社以外の実施機関、すなわち国（主に環境省、原子力規制委員会、水産庁）や福島県等が実施する海域モニタリングに関して公開情報を基にまとめたものを記載する。関係省庁は、福島県、研究機関、漁業協同組合等と連携して、事故直後からモニタリングを開始しその結果を公表[59]してきており、モニタリングの内容、測定箇所等を、適時見直し、結果を公表してきている[60]。表 9-10 に当社以外の実施機関による海域モニタリングの内容を示す[61]。従前は、海水、海底土および海洋生物を対象に、

① 福島第一原子力発電所の近傍海域（2 号機排気筒と 3 号機排気筒の中間地点から概ね 3km 以内）
② 沿岸海域（青森県（一部）、岩手県から宮城県、福島県、茨城県の海岸線から概ね 30km 以内（河口域を含み、近傍海域を除く））
③ 沖合海域（海岸線から概ね 30～90km の海域）
④ 外洋海域（海岸線から概ね 90km 以遠（最大 300km 程度）の海域）
⑤ 東京湾（福島第一原子力発電所から 200km 程度離れた湾）

において、海域モニタリングを実施している。

表 9-10 当社以外の実施機関による従前の海域モニタリング

a. 海水

実施機関	測定地点	測定核種	測定頻度（地点・核種によって異なる）
国（主に原子力規制委員会および環境省）	近傍海域、沿岸海域、沖合海域、外洋海域、東京湾	Cs-134/137、Sr-90、トリチウム	月に 1 回～年に 1 回
福島県	近傍海域、沿岸海域	Cs-134/137、Sr-90、トリチウム、Pu-238/239+240	月に 1 回
（参考）東京電力 HD	近傍海域、沿岸海域	Cs-134/137、Sr-90、トリチウム、Pu-238/239+240	毎日～半年に 1 回

[59] 放射線モニタリング情報
https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/
[60] 総合モニタリング計画
https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/list/511/list-1.html
[61] 環境大臣が議長を務めるモニタリング調整会議にて策定される総合モニタリング計画の別紙資料
https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/16000/15812/24/204_01_20210401r.pdf

b. 海底土

実施機関	測定地点	測定核種	測定頻度（地点・核種によって異なる）
国（主に原子力規制委員会および環境省）	沿岸海域、沖合海域、東京湾	Cs-134/137	月に 1 回～年に 1 回
福島県	近傍海域、沿岸海域	Cs-134/137、Sr-90、Pu-238/239+240	月に 1 回～半年に 1 回
（参考）東京電力 HD	近傍海域、沿岸海域	Cs-134/137、Sr-90、Pu-238/239+240	月に 1 回～半年に 1 回

c. 海洋生物

実施機関	測定地点	測定核種	測定頻度（地点・核種によって異なる）
国（水産庁および環境省）	沿岸海域、沖合海域、外洋海域	Cs-134/137	週に 1 回～3, 4 か月に 1 回
（参考）東京電力 HD	沿岸海域	Cs-134/137	月に 1 回

(2) 国が ALPS 処理水の海洋放出を受けて強化・拡充する海域モニタリング

2021 年 4 月に公表された国の基本方針を受けて、今後の海域モニタリングについては、原子力規制庁、環境省などの関係省庁が参加するモニタリング調整会議の下に設置された海域環境の監視測定タスクフォースおよび環境省に設置された ALPS 処理水に係る海域モニタリング専門家会議において議論がなされ、2022 年 3 月に開催されたモニタリング調整会議において、総合モニタリング計画が改定された。当社の放出計画や、本報告書の内容を踏まえて、放出口から 10km 以内の範囲は多めに測点を設定するなど、ALPS 処理水の放出前後において以下のような海域モニタリングの強化・拡充を行う方向で検討がなされている[62]。その計画を以下に示す。

a. 海水

① 放出の前後の海域のトリチウム濃度の変動を把握するためのモニタリングを実施。

・放出口から 10km 程度離れると、放出前との区別がほとんどつかなくなると考えられる（東京電力が行った拡散シミュレーションでは、日により 30km 程度離れた地点でも微小な変動の可能性があることも参考）。

・放出口から 10km 以内の範囲は多めに測点を設定。

[62] 国による海域モニタリングの強化・拡充に関しては、モニタリング調整会議（2022 年 3 月 30 日）資料 1 http://www.env.go.jp/water/shorisui/monitoring/014/mat01.pdf

・念のため、30km、50km 程度離れた測点、宮城県沖南部、茨城県沖北部でも実施。

・近傍の海水浴場でも実施。

② 新たな追加点の測定頻度は、年 4 回（季節的な変化を考慮）を基本とする。放出直後は、検出下限値を上げた速報値を含め測定の頻度を高くする。

③ 主要 7 核種（Cs-134、Cs-137、Co-60、Ru-106、Sb-125、Sr-90、I-129）についても念のため一部の測点で年 4 回測定を実施。加えて、さらに幅広い関連核種[63]について年 1 回実施。

表 9-11 に、2022 年度の海水に関するモニタリング計画を示す。

表 9-11 強化・拡充された海水に関する国の海域モニタリング計画

対象核種	採取ポイント	採取深度*1	分析頻度	検出下限目標値	分析方法
トリチウム	放出口近傍（放出口から 300m 程度）	表層・底層	年 4 回	0.1Bq/L*3	電解濃縮法
	放出口から 1km～10km	表層・底層	年 4 回	0.1Bq/L*3	電解濃縮法
	放出口から 30km～50km 程度、宮城県沖南部、茨城県沖北部	表層・底層*2	年 4 回	0.1Bq/L*3	電解濃縮法
	海水浴場（南北 2 箇所ずつ、開設状況を踏まえて選定）	表層	年 2 回（シーズン前、シーズン中）	0.1Bq/L*3	電解濃縮法
主要 7 核種	漁業権設定区域との境界（北側、南側、東側）3 地点	表層・底層	年 4 回	基本的に放射能測定法シリーズに準じる（Cs-134、Cs-137 および Sr-90 の検出下限値は 0.001Bq/L とする）	
その他関連核種（ALPS 除去対象 62 核種および C-14 を基本とする）	漁業権設定区域との境界（北側、南側、東側）3 地点	表層・底層	年 1 回	基本的に放射能測定法シリーズに準じる（Cs-134、Cs-137 および Sr-90 の検出下限値は 0.001Bq/L とする）	

*1：表層：海面～2m 程度、底層：水深に応じて海底から 2m～5m 又は 10m～40m 程度

*2：別図青星および緑丸で表した測点のうち 50km 以遠のものにおいては表層のみ

*3：この検出下限目標値を基に、原子力規制委員会がこれまで業務委託して海水を測定した実績では、概ね 0.05Bq/L 程度（具体的には 0.02-0.07Bq/L）の検出下限値が得られている。

b. 水生生物

① 漁業権設定区域との境界付近で水生生物中のトリチウム（組織自由水型、有機結合型）のモニタリングを実施。

[63] C-14 および ALPS による除去対象 62 核種を基本とする。

② その他、魚類の C-14、海藻類の I-129 についても、①と同じポイントでモニタリングを実施。

表 9-12、図 9-9 および図 9-10 に、2022 年度の水生生物に関する海域モニタリング計画を示す。

表 9-12 強化・拡充された水生生物に関する国の海域モニタリング計画

対象核種	採取ポイント	対象生物	分析頻度	検出下限 目標値	分析方法
トリチウム*1	漁業権設定区域との境界（北側、南側、東側）3 地点	魚類（底生魚）	年 4 回	FWT: 0.1Bq/L*2 OBT: 0.5Bq/L	FWT: 電解濃縮法 OBT: 蒸留法
I-129	漁業権設定区域との境界（北側、南側、東側）3 地点	海藻類	年 4 回	0.1Bq/kg（生）	ICP-MS
C-14	漁業権設定区域との境界（北側、南側、東側）3 地点	魚類（底生魚）	年 4 回	2Bq/kg（生）	放射能測定法シリーズに準じる（β線分析）

*1：水生生物試料を凍結乾燥又は燃焼し回収される水に含まれるトリチウム濃度を測定

*2：可能な限り 0.05Bq/L まで計測することを目指す

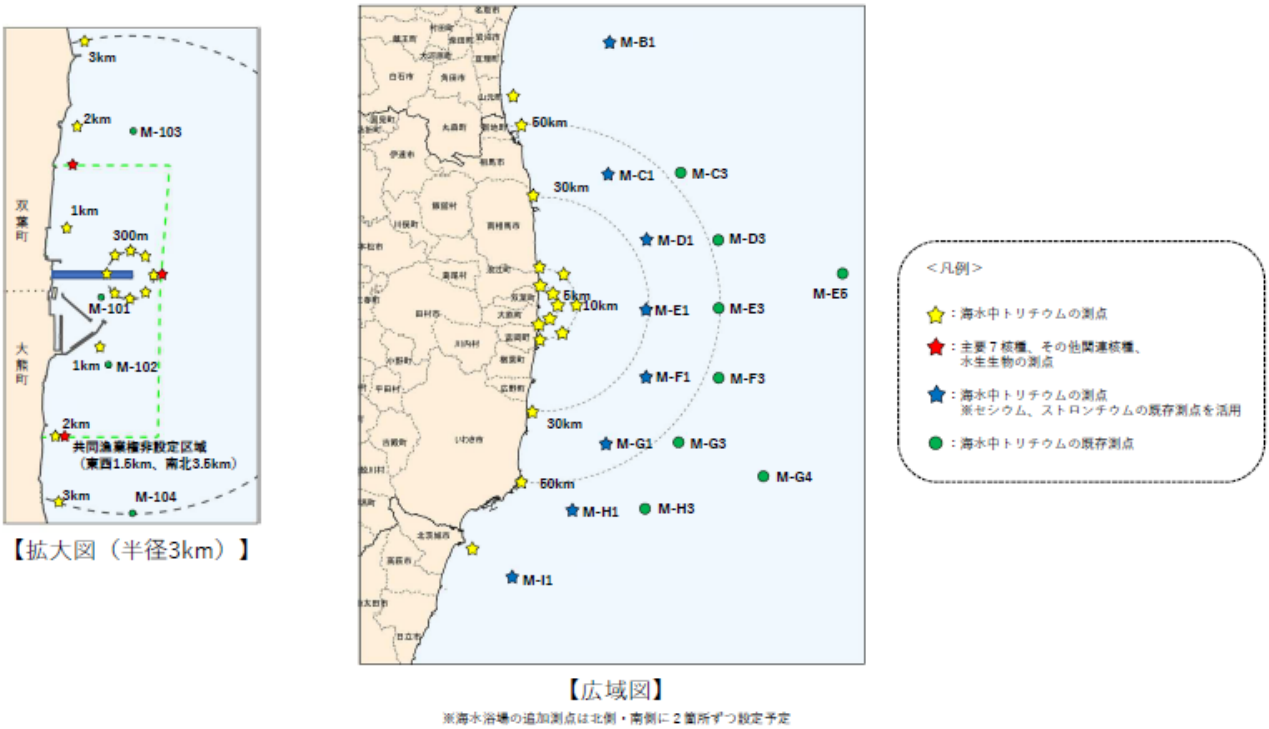


図 9-9 強化・拡充された国の海域モニタリング測点図

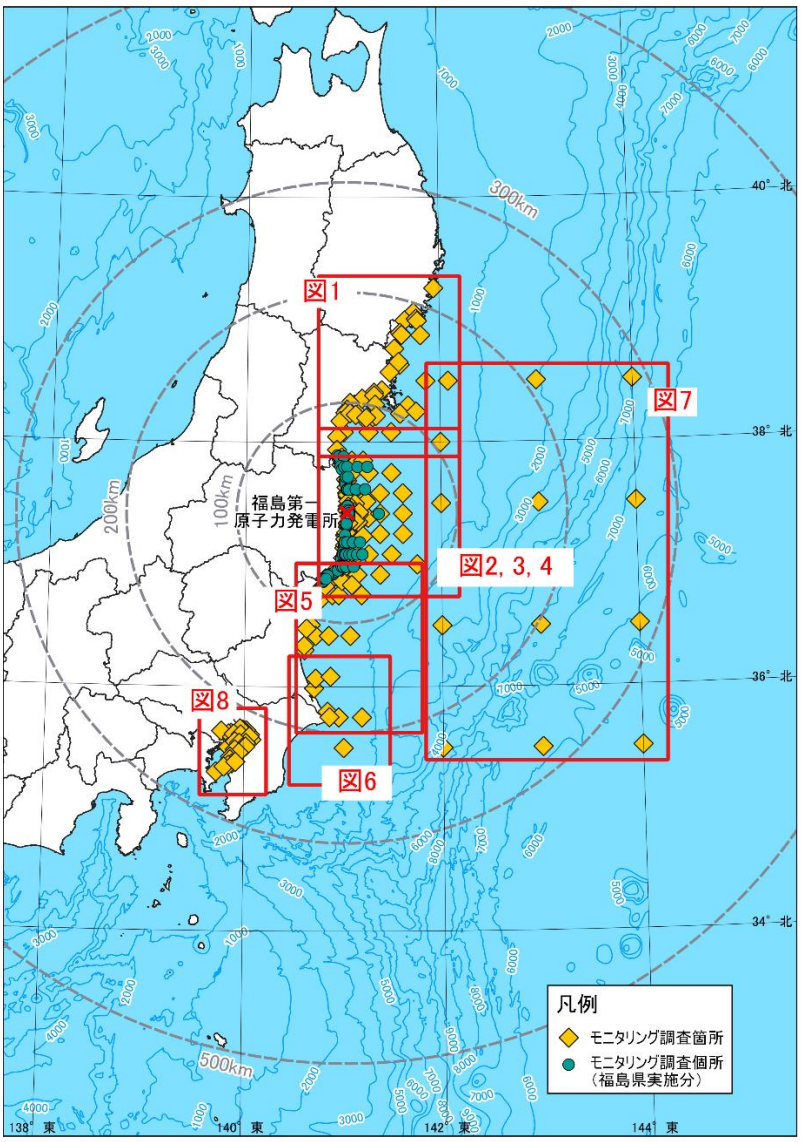


図 9-10 強化・拡充された海域モニタリング測点図（広域）

(3) 福島県が ALPS 処理水の海洋放出を受けて強化・拡充する海水モニタリング

福島県は、ALPS 処理水の海洋放出を受けて、当社報告書の移流・拡散シミュレーションの評価を踏まえ、現状の周辺海域の海水に含まれるトリチウム濃度（0.1～1 Bq/L）よりも濃度が高くなると評価された範囲において、表 9-13 のとおり、北、東、南方向に各 1 地点追加し、福島第一原子力発電所周辺の既存 6 地点を合わせた計 9 地点で面的に海水に関するモニタリングを実施することを予定している。その測定地点を図 9-11 に示す[64]。

表 9-13 福島県による ALPS 処理水に係る海水モニタリング（2022 年度）

採取ポイント	採取深度	分析頻度	測定項目	検出下限目標値	分析方法
福島第一原子力発電所近傍既存地点（6 地点）	表層	年 12 回	γ核種 トリチウム 全β Sr-90 Pu-238/239+240	約 0.001～0.002Bq/L（Cs-134/137） 約 0.3～0.5Bq/L 約 0.01Bq/L 約 0.0005Bq/L 約 0.000003～0.00001Bq/L	放射能測定法シリーズに基づく
追加地点（3 地点）		年 4 回（放出前） 年 12 回（放出後）			

なお、ALPS 処理水の海洋放出にかかわらない、その他海水モニタリングとして、福島県が実施する予定のモニタリングは表 9-14 のとおりである。

表 9-14 その他海水モニタリング（2022 年度）

調査の種類	場所	地点数	核種、頻度					
			γ線放出核種	トリチウム	全β放射能	Sr-90	Pu-238	Pu-239+240
原子力発電所周辺監視調査	福島第一近傍	9 地点	既存地点　年 12 回 **追加地点　放出前　年 4 回** **放出後　年 12 回**					
	福島第二近傍	2 地点	年 4 回				年 1 回	
	比較地点	1 地点	年 1 回					
港湾・海面漁場調査	重要港湾	3 地点	年 12 回（Cs-134, Cs-137）	–	–	–	–	–
	漁港	13 地点		–	–	–	–	–
	浅海漁場	7 地点		年 12 回（6 地点）		–	–	–
水浴場調査	海水浴場	13 地点	年 2 回（Cs-134, Cs-137）	年 2 回（7 地点）		–	–	–
公共用水域調査	海域	15 地点（表層、下層）	–	年 2 回	–	–	–	–

[64] 福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会　第 35 回環境モニタリング評価部会　資料 3-1（審議後修正）
http://www.pref.fukushima.lg.jp/uploaded/attachment/507135.pdf

調査の種類	場所	地点数	核種、頻度					
			γ線放出核種	トリチウム	全β放射能	Sr-90	Pu-238	Pu-239+240
地下水バイパス水放出に伴う海水モニタリング	福島第一南放水口付近	1 地点	年 4 回（Cs-134, Cs-137）	年 4 回	–	–	–	–
サブドレン・地下水ドレン処理済み水放出に伴う海水モニタリング	福島第一北放水口付近	1 地点	年 4 回（Cs-134, Cs-137）	年 4 回	–	–	–	–

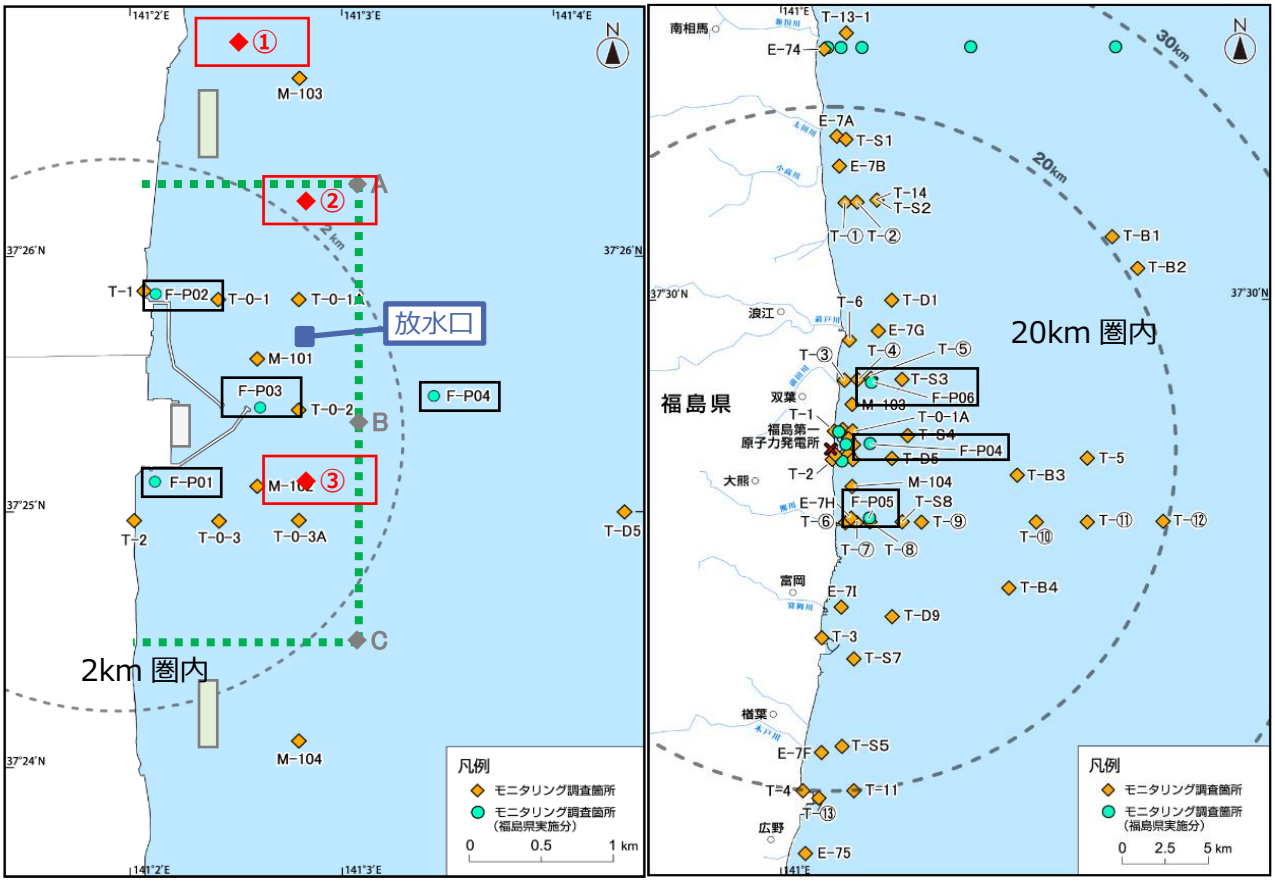


図 9-11　福島県が実施する ALPS 処理水に係る海水モニタリングの調査地点

(4) 国が実施する海域モニタリングに係る IAEA との協力、IAEA 海洋モニタリング

国は、国が実施する海域モニタリングに参加する日本の分析機関のモニタリング実施手法の適切性および分析能力について、IAEA から客観的な評価を得る目的で、IAEA 海洋モニタリングを 2014 年から実施している。

IAEA 海洋モニタリングでは、IAEA および場合によっては第三国の分析機関の立ち会いのもと、福島第一原子力発電所沖で海水、海底土、福島県内で水揚げされた水産物の試料を採取し、それぞれの分析機関に分割送付され、個別に分析を行い、結果を比較する分析機関間比較（Interlaboratory Comparison：ILC）を実施している。なお、2021 年 8 月に公表された 2017 年から 2020 年の ILC に関する報告書[65]では、「日本の試料採取手順が、代表的な試料を採取するために必要な、適切で標準的な採取手法に従っている」、また、「海域モニタリング計画の一環で海洋試料中の放射性核種の分析に参加する日本の分析機関が、引き続き高い正確性と能力を有することを示している。」と評価されている。IAEA 海洋モニタリングは、今後も引き続き実施される予定である。

[65] IAEA 海洋モニタリング分析機関間比較（ILC）2017-2020 総括報告書
https://www.iaea.org/sites/default/files/21/07/preliminary-report-2021-interlaboratory-comparison-2017-2020-determination-of-radionuclides-in-seawater-sediment-and-fish.pdf

9-4. 異常時の措置

9-3.に記載する海域モニタリングにより、海洋拡散シミュレーション結果や放射線影響評価に用いた濃度などとの比較検討を行い、想定している範囲内にあることを確認する。平常値の変動範囲を超えた場合には、他のモニタリング実施機関の結果も確認して、原因について調査を行う。万が一、平常値の変動範囲を大きく超えるような事象が確認されるような場合には、いったん海洋放出を停止し、当該地点の再測定のほか、暫定的に範囲・頻度を拡充して周辺海域に異常がないことを確認する。

このため、2022 年 4 月から海域モニタリングの分析結果を蓄積し、海洋への放出前の平常値として把握していく。

9-5. モニタリングに関するまとめ

上記のとおり、当社、国、福島県において、海域モニタリングの取り組みが進められている中、ALPS 処理水の放出前後で、海域モニタリングが強化・拡充される。万が一、今後、強化・拡充された海域モニタリングにおいて、異常値が検出された場合には、当社は安全に放出できる状況を確認できるまでの間、確実に放出を停止することとする。

10. まとめ

福島第一原子力発電所において計画中の ALPS 処理水の海洋放出について、現時点（設計段階）の情報を基に、人および環境に対する被ばく評価を行った。

0.05mSv/年を線量拘束値に相当するものとし、複数のソースタームと複数の食品摂取量を設定して計算を行った結果、2021 年 4 月の国の基本方針に基づく最適化によって、設定した代表的個人に対しては年間の被ばく量は　3E-05～4E-04 mSv/年と、ICRP 勧告に示されている一般公衆の線量限度 1mSv/年はもとより、原子力規制委員会に線量拘束値に相当するとされた 0.05mSv/年も大きく下回った。

また、環境に対する影響でも、人に対する評価と同様の複数のソースタームを設定して計算を行った結果、ICRP 勧告に基づき設定した標準動植物に対しては 2E-05～6E-05 mGy/日と、標準動植物の種類ごとに ICRP 勧告に示されている誘導考慮参考レベル（DCRL）である扁平魚と褐藻の 1～10mGy/日およびカニに対する 10～100mGy/日を大きく下回った。

本評価結果の不確かさについては、8 章に示した。

今後、測定対象核種の厳密な選定を含む設計・運用に関する検討の進捗、さらに IAEA の専門家によるレビューを通じて得られた知見、第三者によるクロスチェックなども行いつつ、各方面からいただいた意見を適切に反映することにより、必要に応じて処分に係るリスクをさらに最適化していく。それに応じて、今後も本報告書の評価を適宜見直していく計画である。

参照文献

[1] International Atomic Energy Agency, IAEA Safety Standards Series No.GSG-9 ”Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment”, 2018.

[2] International Atomic Energy Agency, IAEA Safety Standards Series No.GSG-10 ”Prospective Radiological Environmental Impact Assessment for Facilities and Activities”, IAEA, 2018.

[3] International Commission on Radiological Protection, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publicaton 60, 1990.

[4] D.Tsumune, T.Tsubono, K.Misumi, Y.Tateda,Y.Toyoda, Y.Onda, and M.Aoyama, "Impacts of direct release and river discharge on oceanic 137Cs derived from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident", 2020.

[5] 原子力安全委員会, 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について, 1989.

[6] 厚生労働省, 令和元年国民健康・栄養調査報告, 2020.

[7] 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議, 東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ, 2019.

[8] トリチウム水タスクフォース, トリチウム水タスクフォース報告書, 2016.

[9] 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会, 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書, 2020.

[10] 廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議, 東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針, 2021.

[11] 東京電力ホールディングス株式会社, 多核種除去設備等処理水の処分に関する政府の基本方針を踏まえた当社の対応について, 2021.

[12] 原子力規制庁, 放射線影響評価の確認における考え方及び評価の目安, 2022.

[13] International Atomic Energy Agency, General Safety Requirements Part 3, No. GSR Part 3, "Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards", International Atomic Energy Agency, 2014.

[14] L'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, Tritium and the environment, 2012.

[15] 東京電力ホールディングス株式会社, 福島第一原子力発電所多核種除去設備等処理水の二次処理性能確認試験結果（終報）, 2020.

[16] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 107, ” Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations”, 2008.

[17] 東京電力ホールディングス株式会社, 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書を受けた当社の検討素案について, 2020.

[18] W. C. Skamarock, J. B. Klemp, J. Dudhia, D. O. Gill, D. M. Barker, M. Duda, H. Huang, W. Wang , J. G. Powers, A description of the advanced research WRF version 3, NCAR Tech. Note NCAR/TN-475+STR, 113pp, 2008.

[19] 橋本 篤, 平口 博丸, 豊田 康嗣, 中屋 耕, 温暖化に伴う日本の気候変化予測（その1） –気象予測・解析システム NuWFAS の長期気候予測への適用–, 電力中央研究所報告, 2010.

[20] Y.Miyazawa, R.Zhang, X.Guo, H.Tamura, D.Ambe, J.-S.Lee, A.Okuno, H.Yoshinari, T.Setou, and K.Komatsu, *Water mass variability in the western North Pacific detected in a 15-year eddy resolving ocean reanalysis,* 2009.

[21] 財団法人 電力中央研究所, 発電用原子炉廃止措置工事環境影響評価技術調査-環境影響評価パラメータ調査研究-（平成 18 年度経済産業省委託調査）添付資料 廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（第 *3* 次版）, 2007.

[22] 日本原燃サービス株式会社, 六カ所事業所再処理事業指定申請書, 1989.

[23] International Atomic Energy Agency, Determining the Suitability of Materials for Disposal at Sea under the London COnvention 1972 and London Protocol 1996: A Radiological Assessment Procedure, 2015.

[24] 原子力委員会決定, 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針, 1976.

[25] International Atomic Energy Agency, Technical Reports Series No.422 ” Sediment Distribution Coefficients and Concentration Factors for Biota in the Marine Environment”, 2004.

[26] Stanley E. Thompson, C. Ann Burton, Dorothy J. Quinn, Yook C. Ng, CONCENTRATION FACTORS OF CHEMICAL ELEMENTS IN EDIBLE AQUATIC ORGANISMS, LAWRENCE LIVERMORE LABORATORY, 1972.

[27] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 101a, "Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of the Radiation Protection of the Public", 2006.

[28] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 124, "Protection of the Environment under Different Exposure Situations", 2013.

[29] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 136, "Dose Coefficients for Non-human Biota Environmentally Exposed to Radiation, 2017.

[30] International Commission on Radiological Protection, “BiotaDC v.1.5.1,” 2017. [オンライン]. Available: http://biotadc.icrp.org/.

[31] International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 114, "Environmental Protection: Transfer Parameters for Reference Animals and Plants", 2019.

[32] 環境庁, 第４回自然環境保全基礎調査　海域生物環境調査報告書（干潟、藻場、サンゴ礁調査）, 1994.

[33] 文化庁, 天然記念物緊急調査、植生図・主要動植物地図、福島県, 1971.

[34] 原子力規制委員会, 核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示, 2015.

用語集

用語	説明
多核種除去設備（ALPS)	汚染水に含まれるトリチウム以外の 62 種類の放射性物質を、法令に定められた基準を満たすレベルまで浄化できる水処理設備（Advanced Liquid Processing System）。
ALPS 処理水	トリチウム以外の放射性物質が、安全に関する規制基準値を確実に下回るまで、多核種除去設備等で浄化処理した水（トリチウムを除く告示濃度比総和 1 未満）。
処理途上水	多核種除去設備等で浄化処理した水のうち、安全に関する規制基準値（トリチウムを除く告示濃度比総和 1 未満）を満たしていない水。
ALPS 処理水等	ALPS 処理水と処理途上水の総称。
ストロンチウム処理水（ALPS 処理前水）	汚染水から、セシウムとストロンチウムの大半を取り除いた ALPS 処理前の水。
二次処理	トリチウム以外の放射性物質が、告示濃度比総和 1 未満まで浄化されていない処理途上水を、再度多核種除去設備等で浄化処理を行うこと。
地下水バイパス	山側から海側に流れている地下水を、原子炉建屋等から離れた場所にある井戸から汲み上げ、排水基準を満たしていることを確認後に、海洋へ排水することで、原子炉建屋等に近づく地下水の量を減少させる施策。
サブドレン	地下水が原子炉建屋等に流れ込むことで増加する汚染水の量を減らすため、サブドレン（建屋近傍の井戸）で汲み上げて浄化処理を行い、排水基準を満たしていることを確認後に海洋に排水する施策。
告示濃度限度	「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた、放射性廃棄物を環境中へ放出する際の基準。当該放射性廃棄物が複数の放射性物質を含む場合は、告示濃度比総和が 1 未満となる必要がある。
放出管理値	原子力発電所が年間に放出する放射性物質の量を管理するために、放出する核種ごとに設ける管理目標値。福島第一では、事故前のトリチウムの放出管理値として 22 兆 Bq (2.2E+13Bq)を定めていた。
運用管理値	ALPS 処理水を処分する際に、被ばくへの影響が大きいと考えられる 8 核種について、被ばく低減の観点から当社が独自に定める濃度限度値。これを超える濃度が検出された場合は放出を中止して貯留タンクに移送する。
世界保健機関（WHO）飲料水水質ガイドライン	飲料水の安全性確保のため、世界保健機関が定めた飲料水の水質に関するガイドライン。放射性物質の他、微生物、化学物質等の観点から、飲み続けても問題のない水質が示されている。放射性物質濃度としては、Cs-137 で 10Bq/L、トリチウムで 10,000Bq/L といった値が示されている。
国際放射線防護委員会（ICRP）勧告	ICRP が勧告する放射線防護の基本的な考え方（概念）と基本となる数値的基準を示した文書。
国際原子力機関（IAEA）安全基準文書	IAEA が、原子力安全確保に係る活動として、放射線や放射性物質の利用に際して、人の健康や生命、財産等の安全を守るための基準を示した文書。安全原則、安全要件、安全指針等からなり、守るべき考え方や基準等が示されている。IAEA 安全基準文書は、全 IAEA 加盟国のコメントを踏まえて作成されている。

用語	説明
代表的個人	放射線防護の検討のために行う一般公衆の被ばく評価において、被ばくを受ける対象者として設定する仮想の個人。被ばく量が多くなるような環境、生活習慣等を考慮する。
潜在被ばく	確実に起こるとは予想されないが、予想される運転上の出来事、あるいは、線源の事故または機器の故障や操作ミスを含めた確率的な性質の事象または事象シーケンスによる、将来を見越して考慮した被ばく。放射線防護の検討に用いる。
日常的に漁業が行われていないエリア	漁業協同組合の組合員が一定の水域を共同に利用して漁業を営む権利（共同漁業権）が設定されていない区域。共同漁業権非設定区域。
領域海洋モデル	米国ラトガース大学で開発された海流の数値解析モデル。
サブマージョンモデル	人が周囲を放射性物質に囲まれた状態（サブマージョン）を仮定した外部被ばく線量計算モデル。
濃縮係数	海洋生物（原則可食部）中の放射性核種濃度（湿重量あたり）を、生息している環境海水中放射性核種濃度に対する関係を示す便宜的な係数で、生物への移行評価モデルで用いられる。
実効線量換算係数	放射性物質からの放射線により、人が受ける被ばく量を評価するための換算係数。
実効線量係数	放射性核種の吸入量や摂取量から、人が受ける内部被ばく線量を評価するための換算係数。
環境防護	人以外の生物を電離放射線による有害な影響から守ること。
標準動植物	環境からの放射線被ばくを、線量と影響に関連づけるために想定する、特定タイプの動植物。
動植物に関する線量換算係数	環境の放射性核種による、生物の内部被ばく線量と外部被ばく線量を簡略化して計算するための換算係数。
誘導考慮参考レベル（DCRL）	ICRP が提唱する生物種ごとに定められた 1 桁の幅を持った線量率の範囲。これを超える場合には影響を考慮する必要がある線量率レベル (Derived consideration reference level)。
濃度比	動植物に対する環境からの放射線被ばくへの利用を目的に、水棲生物中放射性核種濃度（全体）の、環境水中濃度に対する比率を、経験的に求めた移行係数。
分配係数	放射性物質について、海水中の濃度（Bq/L）と、海底の堆積物中の濃度（Bq/kg）が平衡状態にある時の比率。海水から海底の堆積物への、放射性物質の移行評価に使用する。

作成メンバー

本報告書のとりまとめにあたっては、社内より放射線影響評価について知見を有する職員を選定・配置するとともに、放射線影響評価を行う上で特に重要な分野である、人の放射線防護、環境防護、海洋拡散計算の 3 分野について、社外より専門家をメンバーとして招聘した。

・スポンサー

松本　純一（東京電力ホールディングス株式会社）

・評価メンバー

チームリーダー：岡村　知巳（東京電力ホールディングス株式会社）

チームメンバー：清岡　英男（東京電力ホールディングス株式会社）

一場　雄太（東京電力ホールディングス株式会社）

田口　涼太（東京電力ホールディングス株式会社）

占部　逸正（福山大学名誉教授，環境影響評価）

立田　穣　（電力中央研究所サステナブルシステム研究本部客員研究員，海生動植物被ばく評価）

服部　隆利（電力中央研究所サステナブルシステム研究本部研究参事，人の被ばく評価）

升本　順夫（東京大学教授，拡散計算）

津旨　大輔（電力中央研究所サステナブルシステム研究本部副研究参事，拡散計算）

・オブザーバー

小山　正史（電力中央研究所首席研究員）

・事務局

佐藤　学　（東京電力ホールディングス株式会社）

松崎　勝久（東京電力ホールディングス株式会社）

以上

添付Ⅰ　ALPS 除去対象核種選定の考え方

I-1. 除去対象核種の選定

多核種除去設備の処理対象水（淡水、RO 濃縮塩水および処理装置出口水）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」）およ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」）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 核種および 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 年 3 月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 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考える。

I-2. 除去対象核種の選定方法および選定結果

(1) FP 核種からの除去対象核種の選定方法および選定結果

FP 核種からの除去対象核種の選定は、図 I-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および選定結果

CP 核種からの除去対象核種の選定は、図 I-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 I-1 参照）。

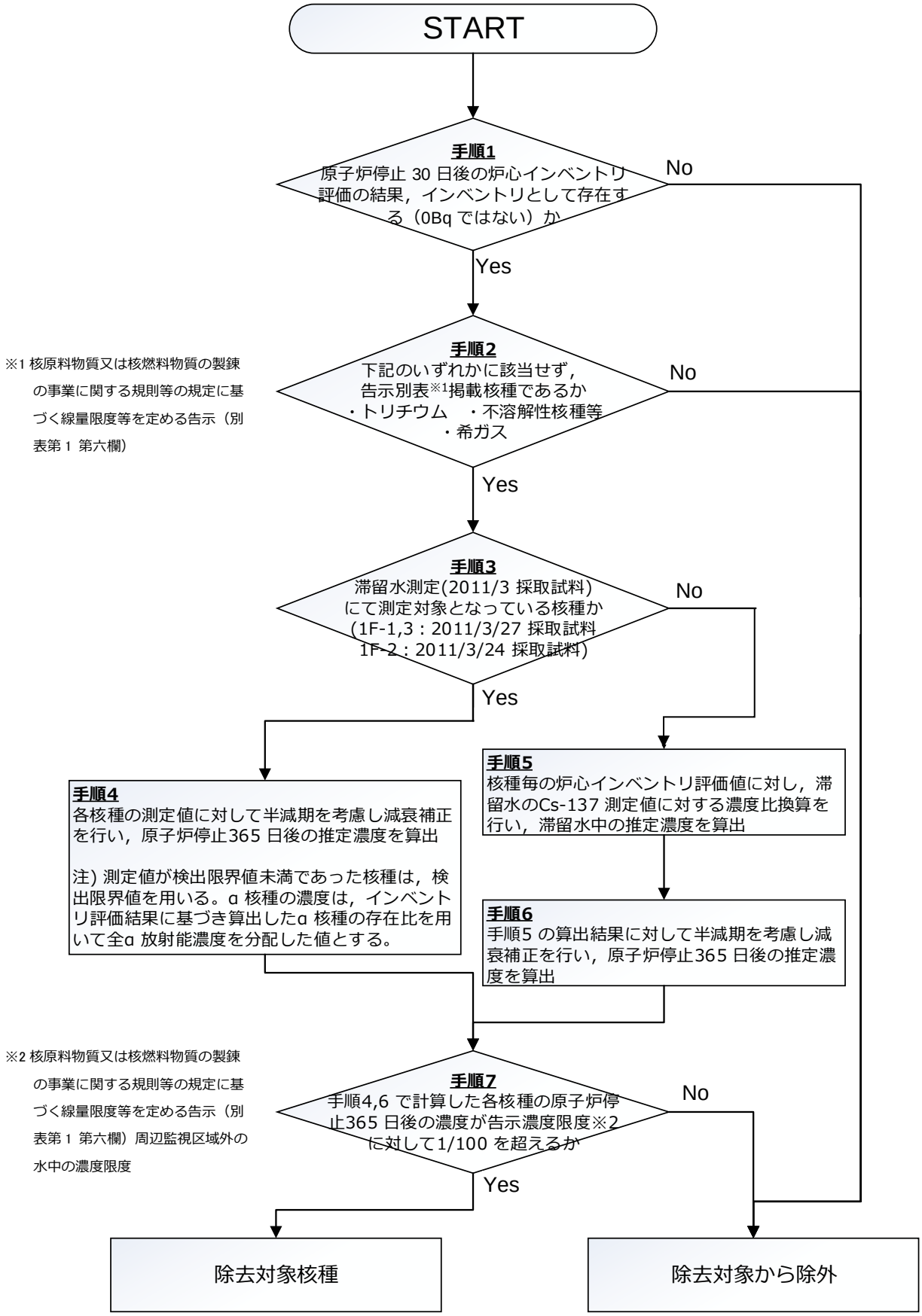


図 I-1：FP 核種における除去対象核種選定フロー

添付 I-3

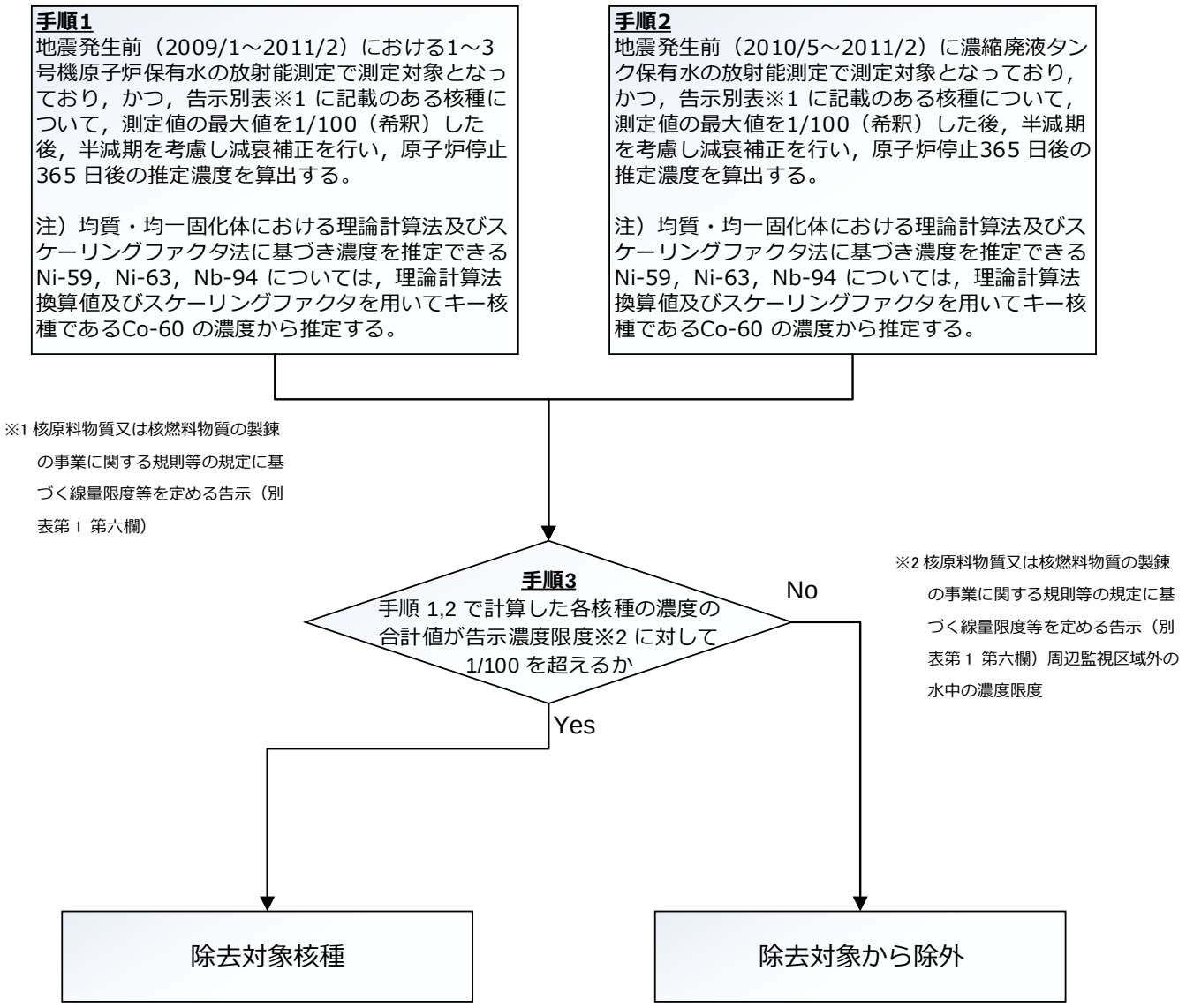


図 I-2　CP 核種における除去対象核種選定フロー

表 I-1　除去対象核種一覧

No.	核種	物理半減期	線種	No	核種	物理半減期	線種
1	Mn-54	310d	γ	32	I-129	1.6E+07y	βγ
2	Fe-59	44 d	γ	33	Cs-134	2.1y	βγ
3	Co-58	71d	γ	34	Cs-135	2.3E+06y	β
4	Co-60	5.3y	βγ	35	Cs-136	13d	βγ
5	Ni-63	100y	β	36	Cs-137	30y	βγ
6	Zn-65	240d	βγ	37	Ba-137m	2.6m	γ
7	Rb-86	19d	βγ	38	Ba-140	13d	βγ
8	Sr-89	51d	β	39	Ce-141	33d	βγ
9	Sr-90	29y	β	40	Ce-144	280d	βγ
10	Y-90	64h	β	41	Pr-144	17m	βγ
11	Y-91	59d	βγ	42	Pr-144m	7.2m	γ
12	Nb-95	35d	βγ	43	Pm-146	5.5y	βγ
13	Tc-99	2.1E+05y	β	44	Pm-147	2.6y	βγ
14	Ru-103	39d	βγ	45	Pm-148	5.4d	βγ
15	Ru-106	370d	β	46	Pm-148m	41d	γ
16	Rh-103m	56m	βγ	47	Sm-151	90y	βγ
17	Rh-106	30s	γ	48	Eu-152	14y	βγ
18	Ag-110m	250d	βγ	49	Eu-154	8.6y	βγ
19	Cd-113m	14 y	γ	50	Eu-155	4.8y	βγ
20	Cd-115m	45d	βγ	51	Gd-153	240d	γ
21	Sn-119m	290d	γ	52	Tb-160	72d	βγ
22	Sn-123	130d	βγ	53	Pu-238	88y	α
23	Sn-126	2.3E+05y	βγ	54	Pu-239	2.4E+04y	α
24	Sb-124	60d	βγ	55	Pu-240	6.6E+03y	α
25	Sb-125	2.8y	βγ	56	Pu-241	14y	β
26	Te-123m	120d	γ	57	Am-241	430y	α
27	Te-125m	57d	γ	58	Am-242m	140y	α
28	Te-127	9.4h	βγ	59	Am-243	7.4E+03y	α
29	Te-127m	110d	βγ	60	Cm-242	160d	α
30	Te-129	70m	βγ	61	Cm-243	29y	α
31	Te-129m	34d	βγ	62	Cm-244	18y	α

添付 II　ALPS 処理水等の水質について

福島第一原子力発電所では、事故以降に同所がたどった経緯により、さまざまな分析が行われている。これは汚染水処理についても同様であり、非常に複雑なものとなっている。

本項では、汚染水処理の概要、および ALPS 処理水の水質に関する分析結果を解説する。

II-1. 汚染水（建屋滞留水）の発生と汚染水処理設備の系統概要

福島第一原子力発電所では、建屋に残る燃料デブリに水をかけて冷却しているが、こうした冷却水に、建屋内に浸入する地下水や雨水が混ざることで汚染水が発生している。

なお、汚染水の発生量は、陸側遮水壁（凍土壁）やサブドレンなどの対策により、原子炉建屋内に侵入する水を減らしており、2020 年度実績では日量平均約 140m^3 にまで減少してきている。

汚染水に含まれる放射性物質によるリスクを低減させるため、まず、キュリオン、サリー、およびサリー 2 といったセシウム吸着装置を用いて、汚染水に含まれる放射性物質の大部分を占めるセシウムとストロンチウムを重点的に取り除いている。その後、淡水化装置により淡水化した水を炉内の破損燃料冷却のために再循環するとともに、濃縮された残りの水については「ストロンチウム処理水（ALPS 処理前水）」として、多核種除去設備（以下、「ALPS」）による処理を行い、トリチウム以外の大部分を占める除去対象核種 62 核種を除去した後、高台に設置されたタンクにて貯留している。

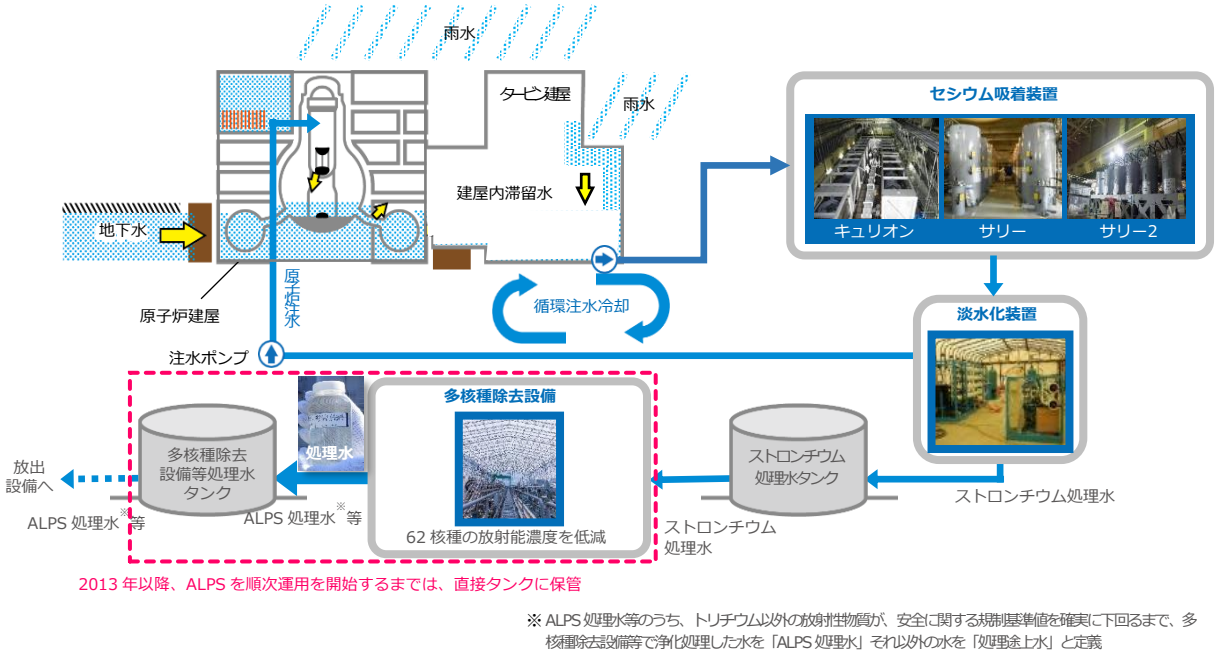


図 II-1 汚染水処理の全体概要図

II-2. ALPS の系統概要

ALPS は、上述のストロンチウム処理水に含まれると想定される核種のうち、ALPS によって除去することができないトリチウムを除き、除去すべき濃度で含まれると推定される 62 核種[1]を、薬液による共沈、活性炭や機能性材料による吸着、物理的なフィルターによるろ過など、物理的・化学的性質を利用した処理により、希釈することなく告示濃度限度未満まで除去できる能力を有するよう設計されており、その能力は実際の運用を通じてすでに実証されている（性能の詳細については II-3.「ALPS の性能」参照）。

福島第一原子力発電所には、既設 ALPS、増設 ALPS および高性能 ALPS の 3 種類の ALPS が設置されている。いずれも除去性能（DF：除染係数）は同程度であることから、現在は、処理量の調整のしやすさ等を考慮し、主として既設および増設 ALPS にて処理が行われている。ALPS の概要を表 II-1 に示す。

表 II-1 ALPS の設備概要

名称	供用開始	容量	特徴
既設 ALPS	2013.3	250m^3/日/系列×3 系列（合計 750m^3/日）	供用開始以降、性能向上のため、吸着塔の増設および吸着材の変更を実施
増設 ALPS	2014.9	250m^3/日/系列×3 系列（合計 750m^3/日）	既設 ALPS より前処理における鉄共沈を削除し、吸着塔の増塔および吸着材の変更等を実施
高性能 ALPS	2014.10	500m^3/日/系列×1 系列（合計 500m^3/日）	既設・増設と異なり、共沈プロセスを持たない

ALPS の核種除去システムの概要を表 II-2 に示す。

表 II-2 ALPS による核種除去システムの概要

除去システム		主な除去対象核種	役割
前処理設備	鉄共沈処理（既設 ALPS のみ）	α核種、Co-60、Mn-54	吸着阻害要因となる錯体の分解、鉄共沈によるα核種、重金属等の除去
	炭酸塩共沈処理（高性能 ALPS を除く）	吸着阻害イオン（Mg、Ca 等） Sr-89/90	Sr 吸着の阻害イオンを除去し、吸着における Sr 除去性能を向上
多核種除去装置（吸着塔）	活性炭	コロイド状の核種（I-129、Co-60 等）	複数種類の吸着材によりイオン状およびコロイド状の多様な形態をとる核種を除去
	Sr 吸着材	Sr-89/90	
	Cs 吸着材	Cs-134/137	

[1] 選定プロセスおよび選定された核種の詳細については、添付-I「ALPS 除去対象核種選定の考え方」参照。

	I,Sb 吸着材	I-129（IO^{3-}）、Sb-125	
	I 吸着材	I-129（I^-）	
	Ru 吸着材	Ru-106	

ALPS では、一部の吸着塔をメリーゴーラウンド運用することにより、先頭の吸着塔の破過時にも後段の吸着塔がバックアップするとともに、吸着塔の並びを変更することで、効率的な運用を行っている。図 II-2 に、吸着塔構成の例[2]を、図 II-3 に吸着塔のメリーゴーラウンド運用の詳細について示す。

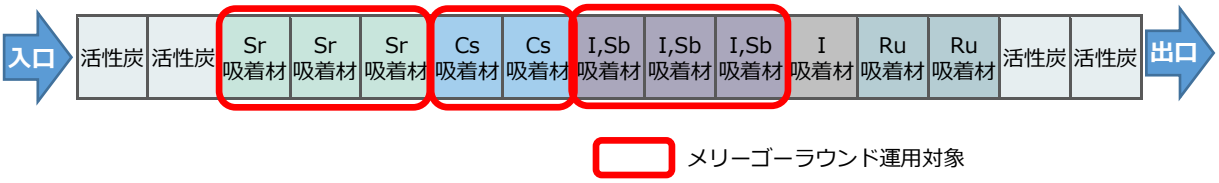


図 II-2 吸着塔構成の例（2018 年 9 月時点での例）

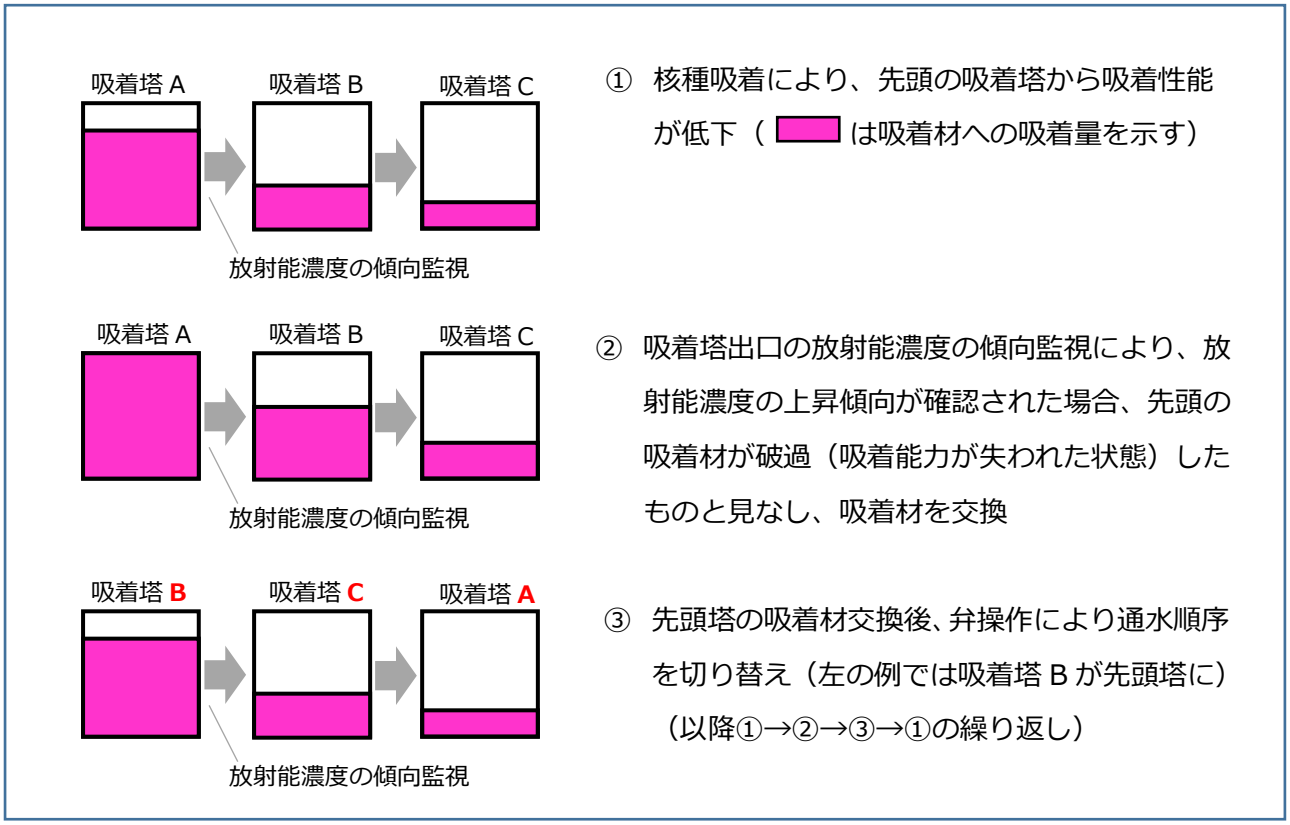
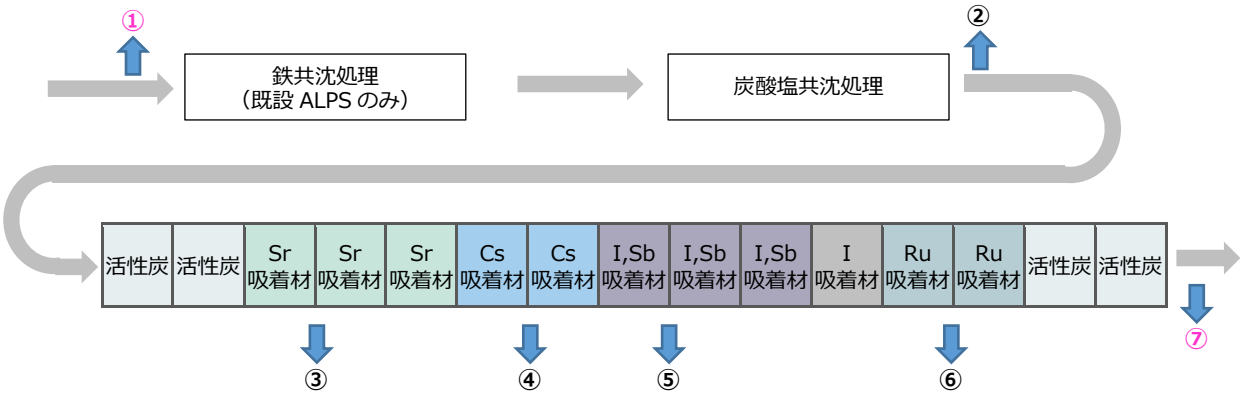


図 II-3 吸着材の交換・運用（メリーゴーラウンド運用）のイメージ（吸着塔 3 塔構成の場合）

[2] 吸着塔の構成は、処理対象となる水の性状等に応じて適宜見直している。

II-3. ALPS の性能

ALPS では、放射性物質の除去性能を確認するため、設備入口・出口にて ALPS 除去対象のうち処理の過程で有意に検出される核種である 7 核種（Cs-134、Cs-137、Co-60、Sb-125、Ru-106、Sr-90、I-129 の 7 核種）を中心に放射能濃度の測定（図中①、⑦）を行っている他、吸着塔の破過傾向を確認するため、処理プロセスの途中においても測定を実施している（図中②～⑥）[3]。これら測定の詳細について、図 II-4 に示す。



測定箇所①：設備入口（処理対象水）
測定核種　：Cs-134/137，Co-60，Mn-54，Sb-125, Ru-106, Sr-90, Tc-99, I-129, 全β，全α
測定頻度　：1 回/週程度
測定目的　：処理前の性状の確認

測定箇所②：炭酸塩共沈処理出口
測定核種　：Cs-134/137，Co-60，Mn-54，Sb-125，全β
測定頻度　：1 回/週程度
測定目的　：処理前の性状の確認

測定箇所③：Sr 吸着塔先頭塔出口
測定核種　：Sr-90
測定頻度　：1 回/程度
測定目的　：Sr に対する吸着塔の破過傾向の確認

測定箇所④：Cs 吸着塔先頭塔出口
測定核種　：Cs-134/137
測定頻度　：1 回/週程度
測定目的　：Cs に対する吸着塔の破過傾向の確認

測定箇所⑤：I,Sb 吸着塔先頭塔出口
測定核種　：I-129，Sb-125
測定頻度　：1 回/週程度
測定目的　：I-129, Sb-125 に対する吸着塔の破過傾向の確認

測定箇所⑥：Ru 吸着塔先頭塔出口
測定核種　：Ru-106
測定頻度　：1 回/週程度
測定目的　：Ru に対する吸着塔の破過傾向の確認

測定箇所⑦：設備出口（処理済水）
測定核種　：Cs-134/137, Co-60, Mn-54, Sb-125, Ru-106，Sr-90，Tc-99，I-129，全β，全α
測定頻度　：1 回/週程度
測定目的　：処理済水の性状の確認

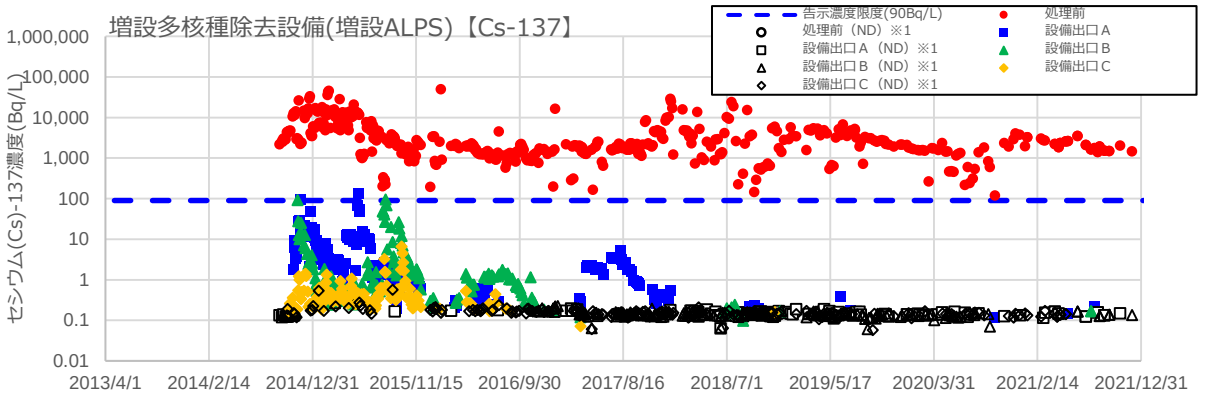
図 II-4 ALPS にて行われる測定

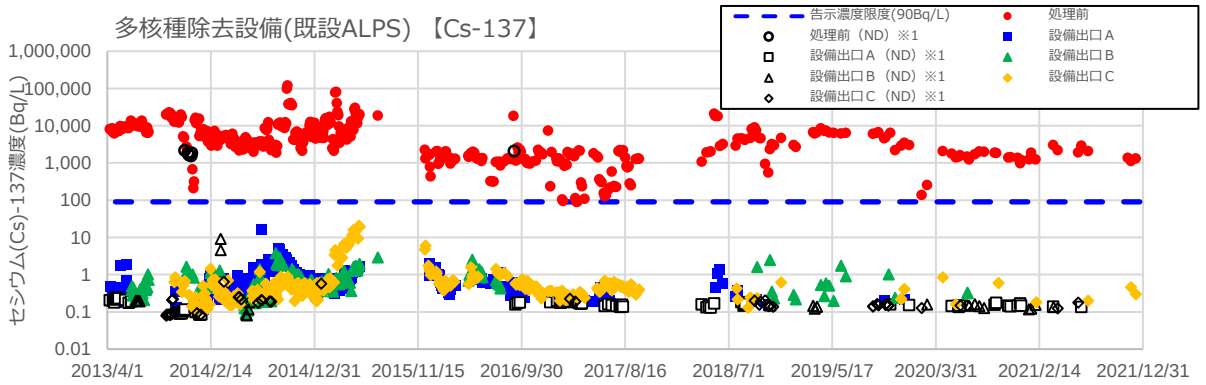
ALPS の運用開始以降、さまざまな経緯（詳細は II-7.「処理途上水の発生理由」参照）により、処理された水の約 7 割程度には告示濃度比総和 1 以上の放射性物質が含まれているが、上述の特殊な状況であった時期以外では、ALPS は性能を発揮している。

図 II-5-1～13 に、主要 7 核種等に関する ALPS 出入口での測定結果に関するトレンドを示す。

[3] 測定項目および測定頻度は、処理対象水の性状等に応じて適宜見直している。

特に、2019 年以降上述の特殊な状況が解消され、ALPS が安定的に運用されており、各核種が安定的かつ適切に除去されていることがわかる。





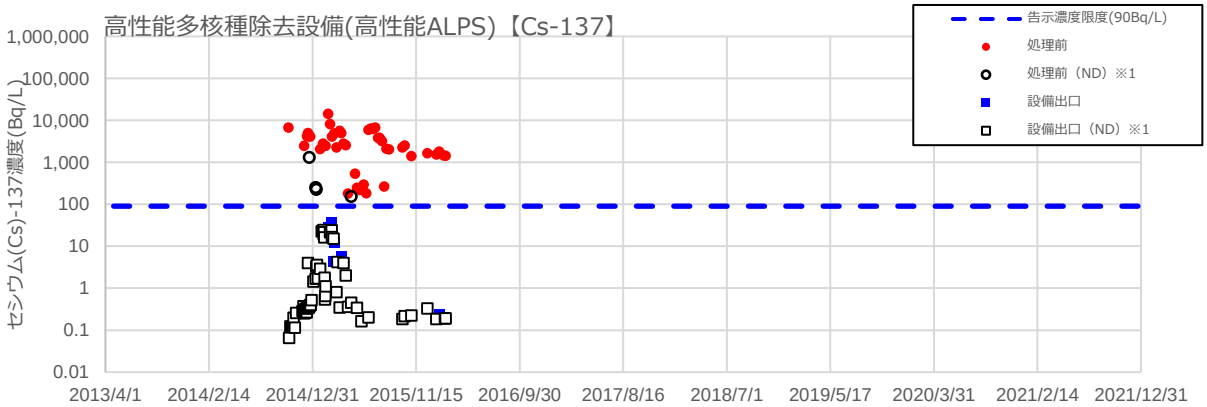


図 II-5-1 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（Cs-137）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）

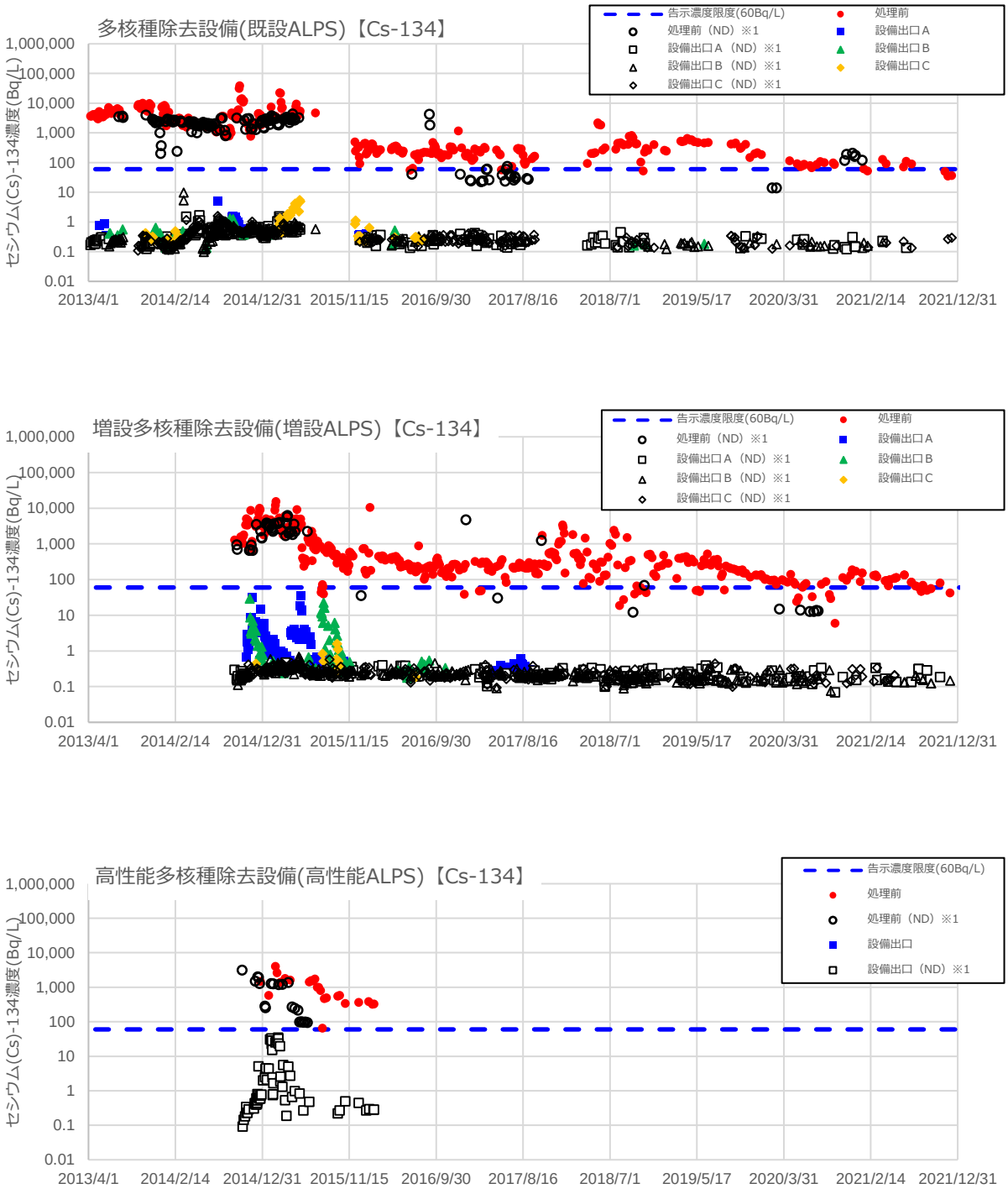
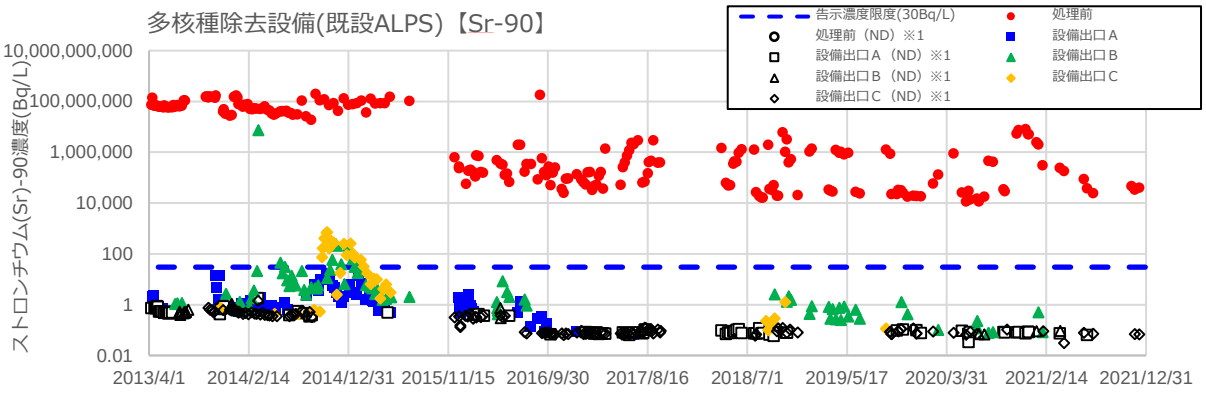
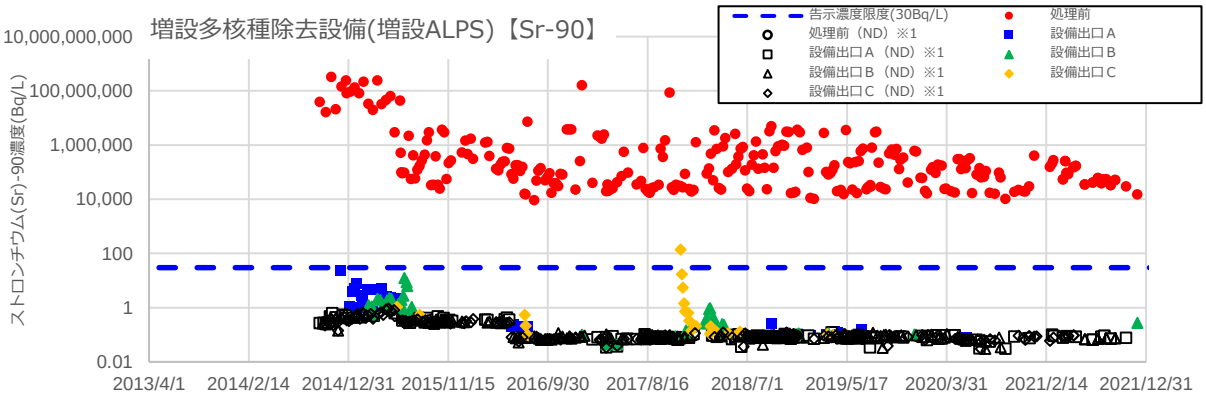


図 II-5-2 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（Cs-134）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）





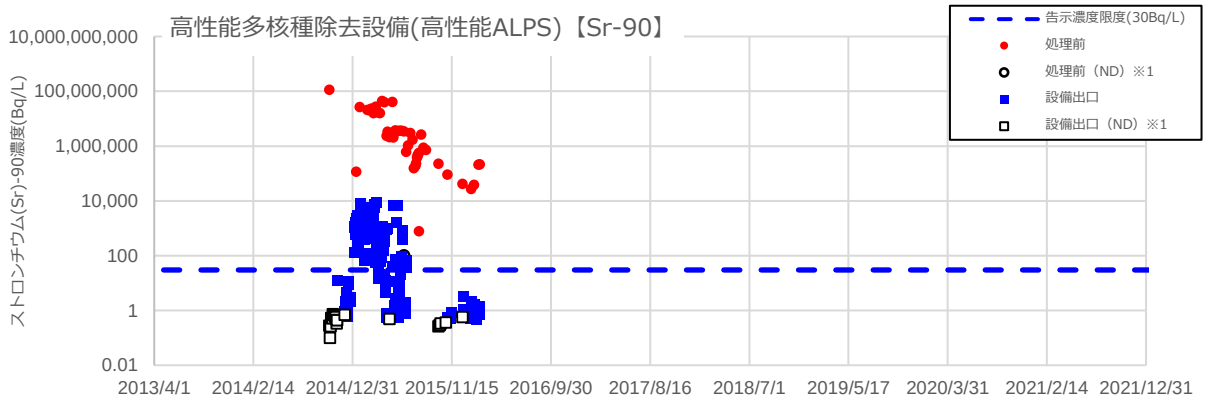


図 II-5-3 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（Sr-90）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）

添付 II-7

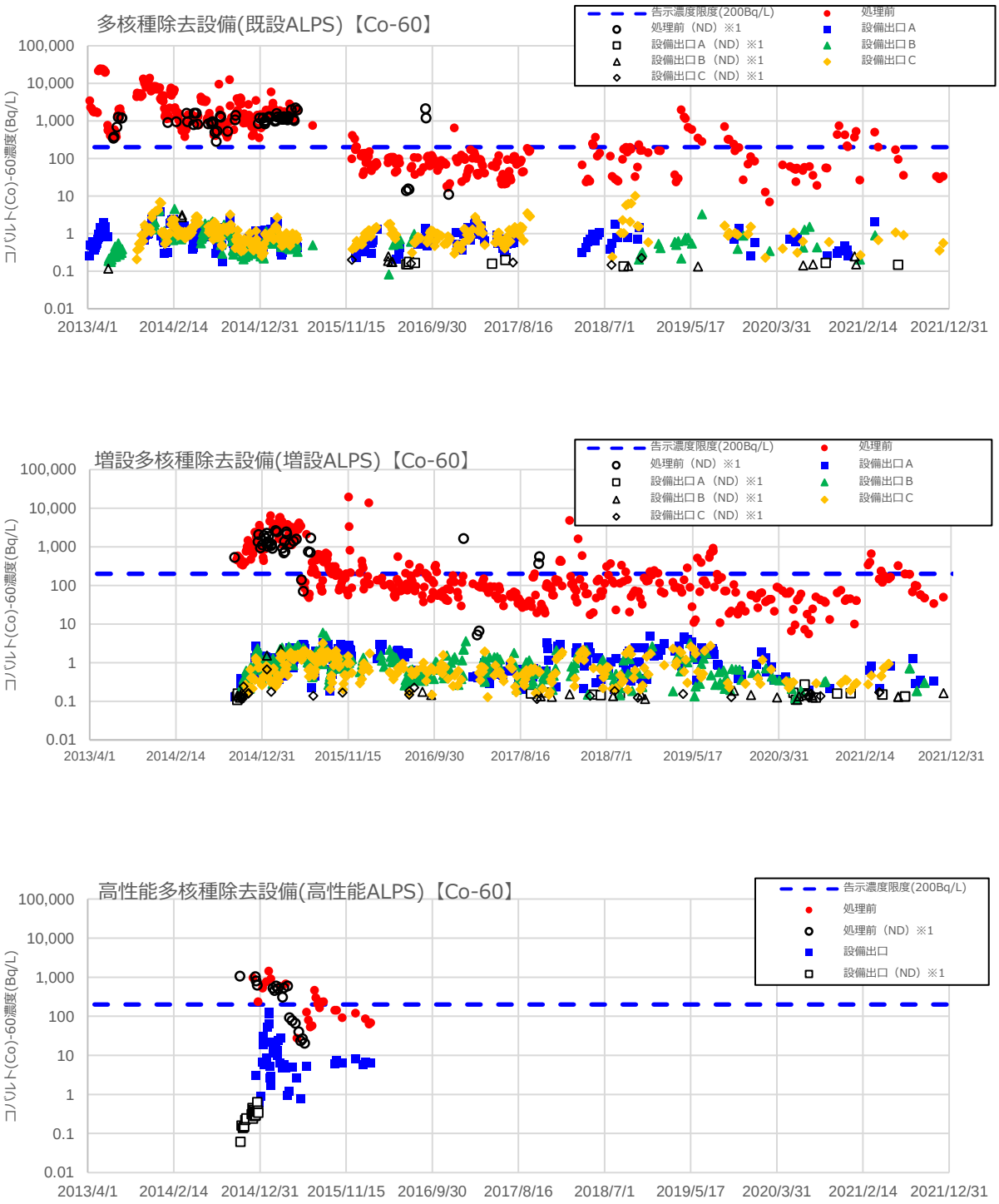
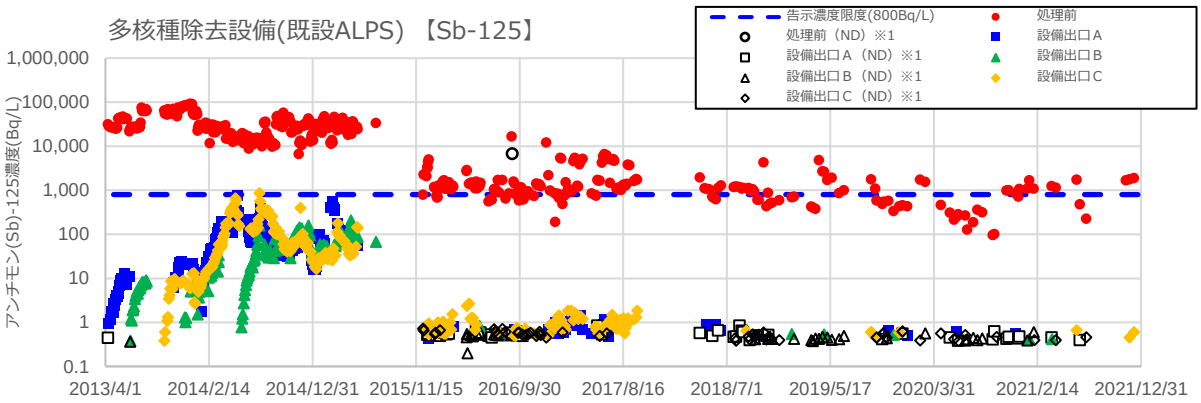
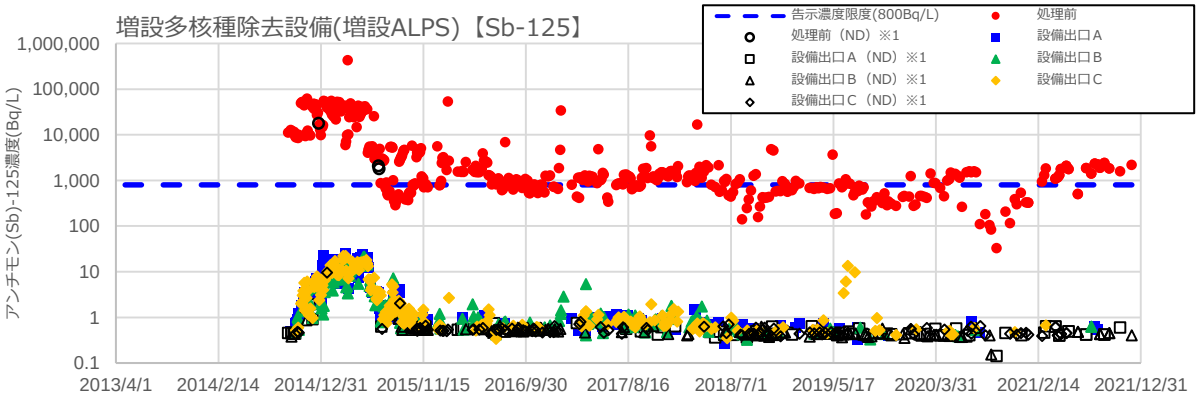


図 II-5-4 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（Co-60）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）

添付 II-8





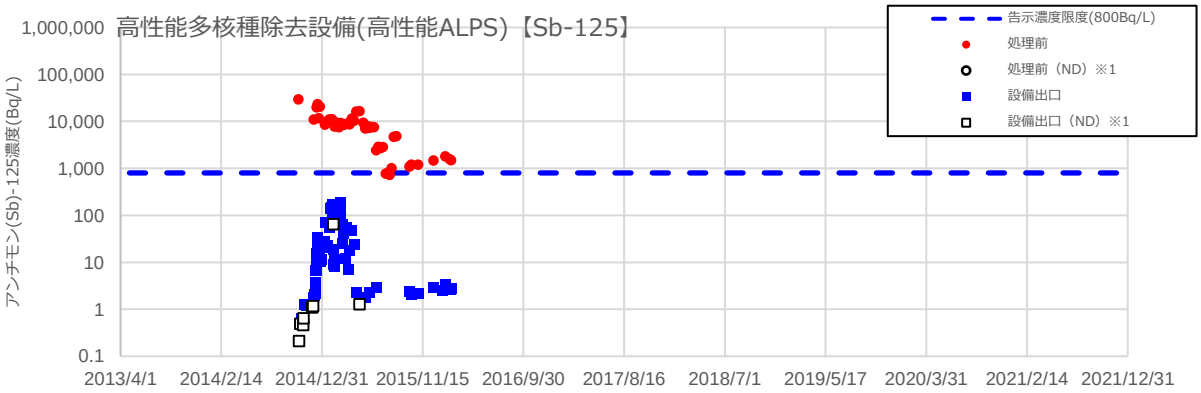
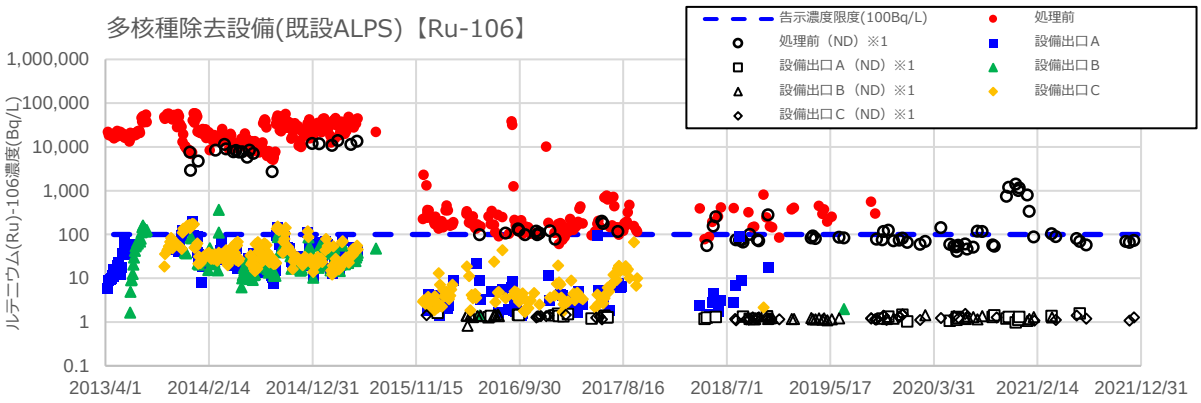
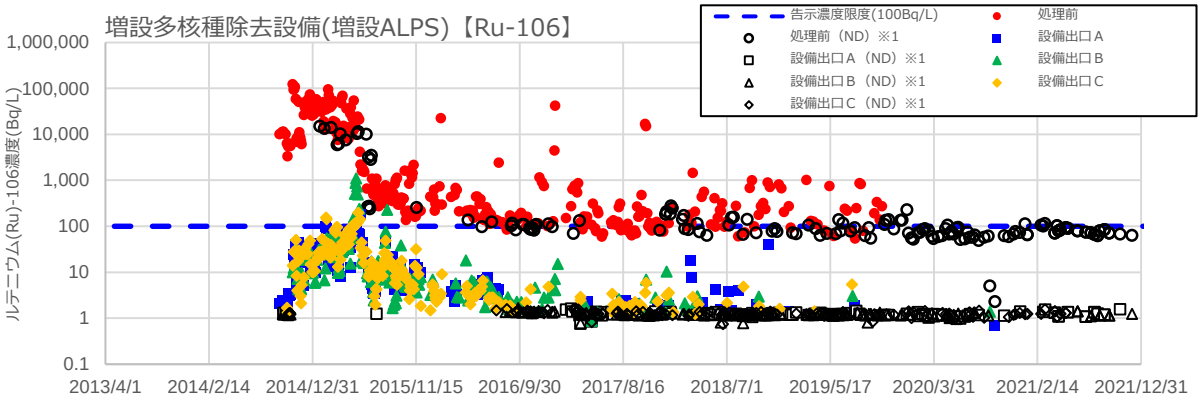


図 II-5-5 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（Sb-125）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）





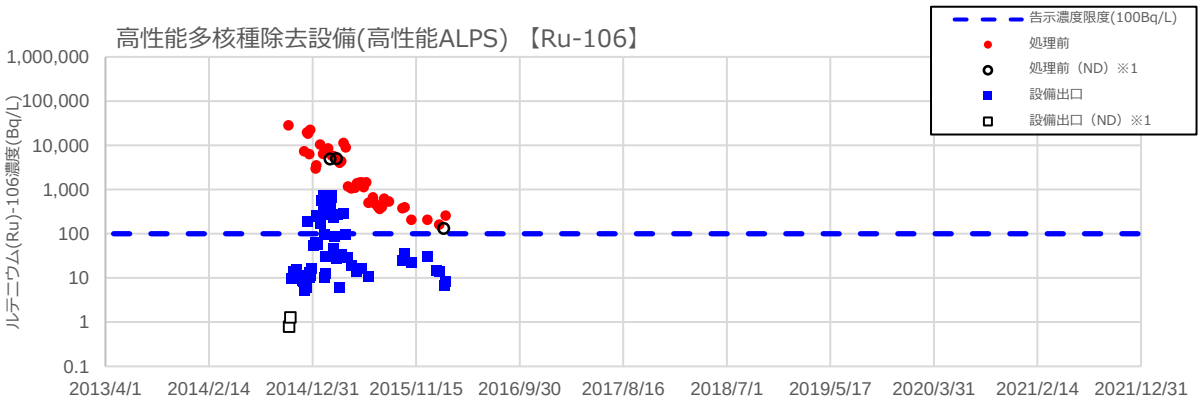


図 II-5-6 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（Ru-106）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）

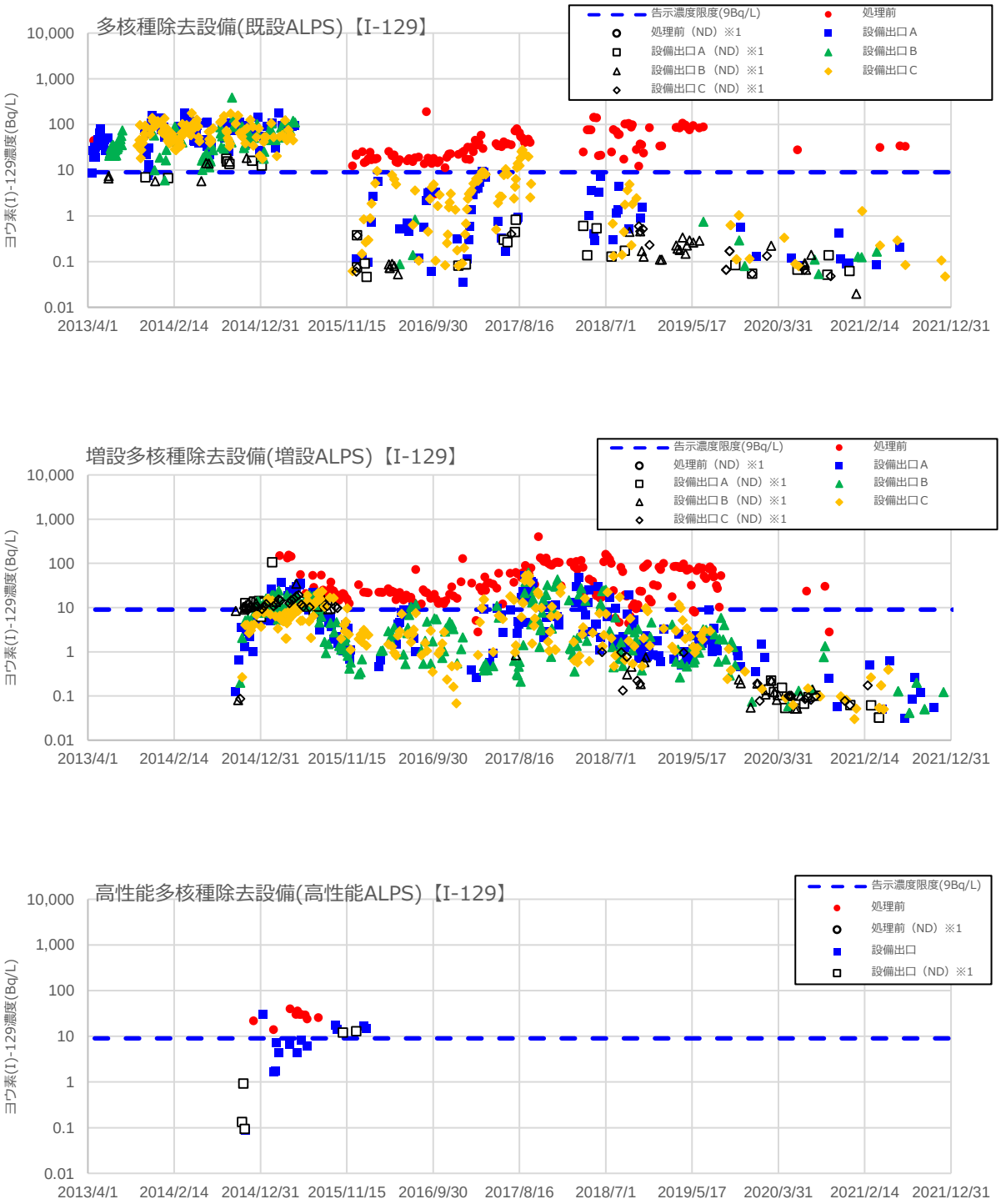
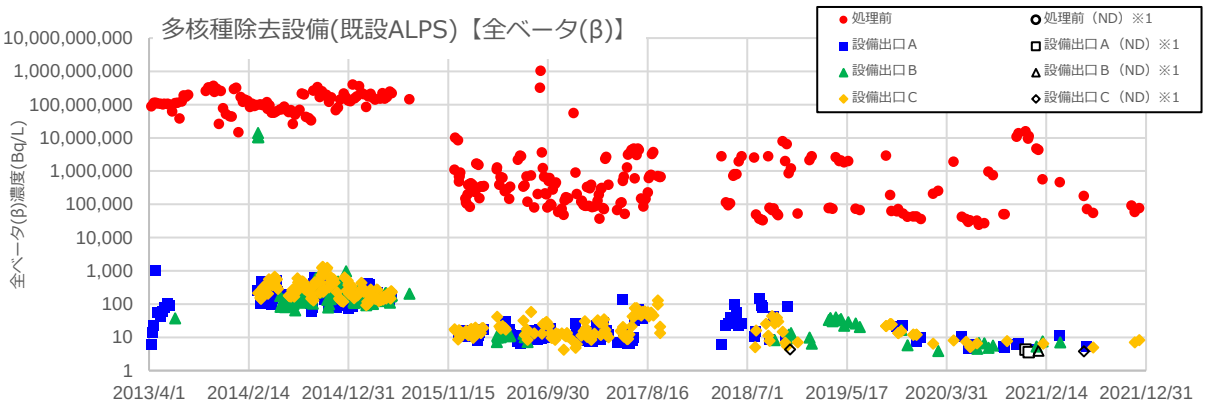
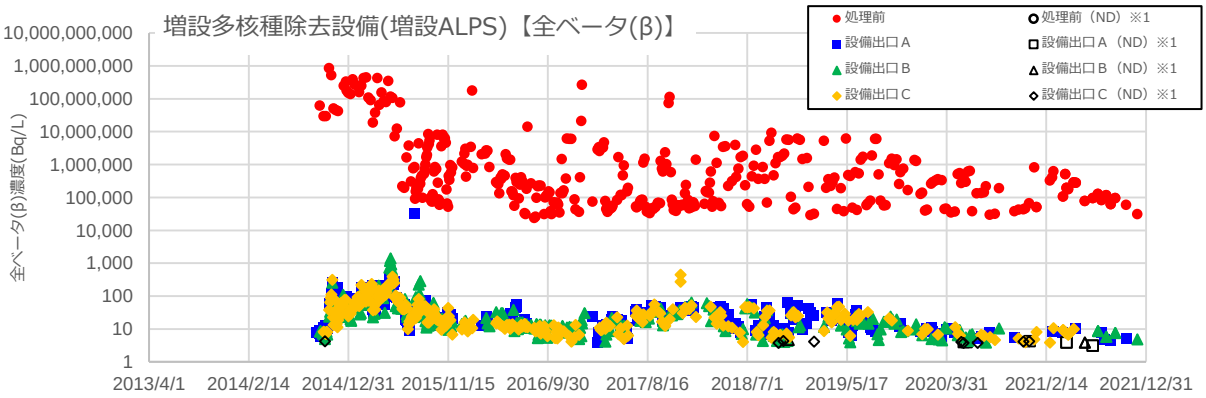


図 II-5-7 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（I-129）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）





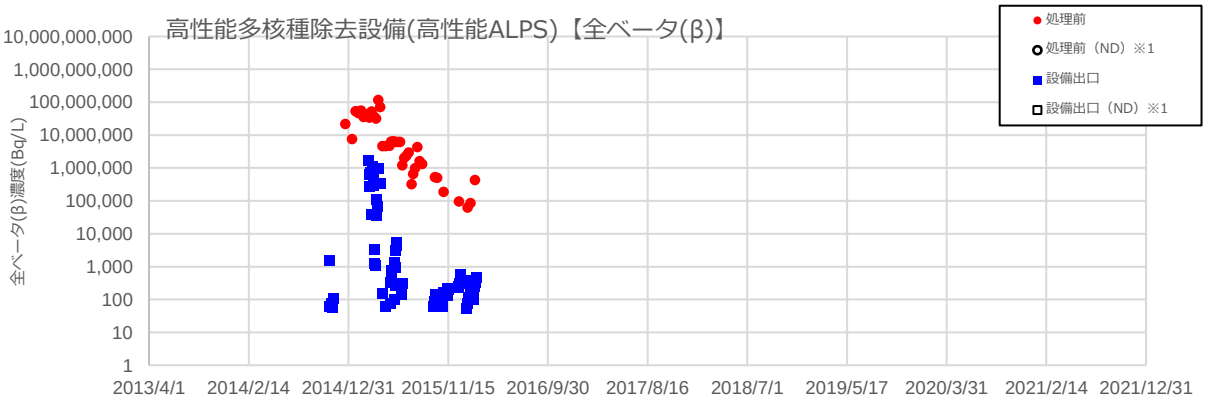
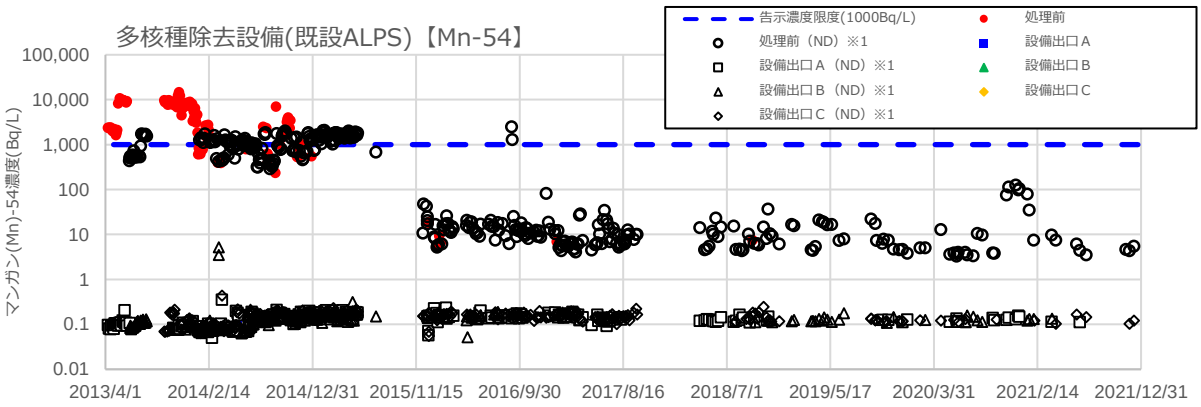
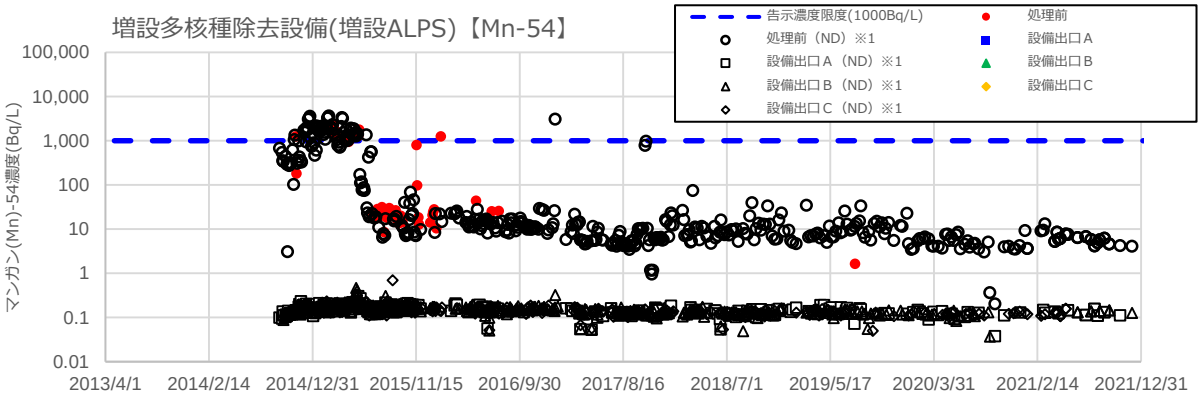


図 II-5-8 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（全ベータ核種）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）





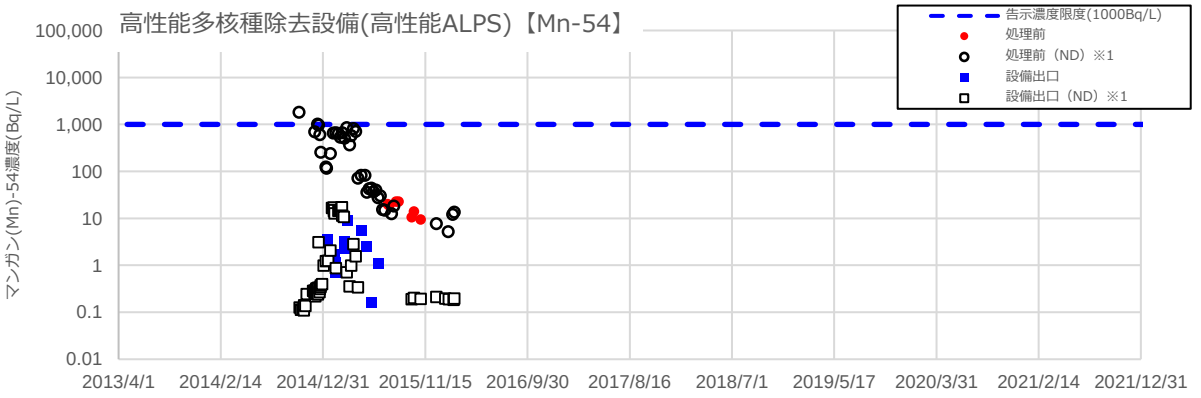
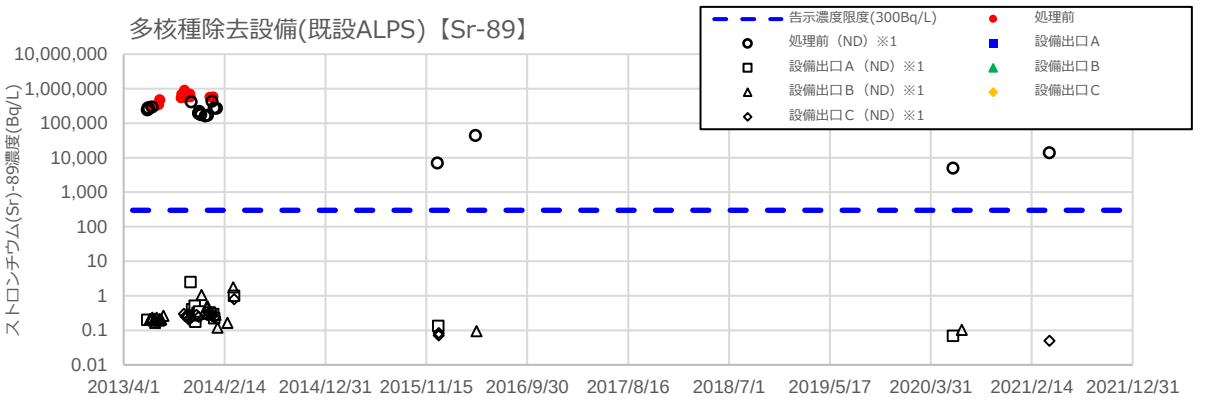
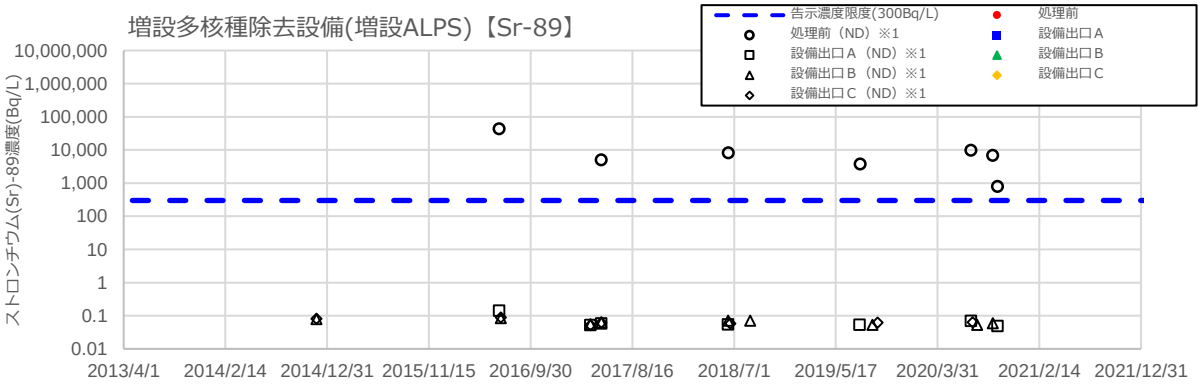


図 II-5-9 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（Mn-54）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）





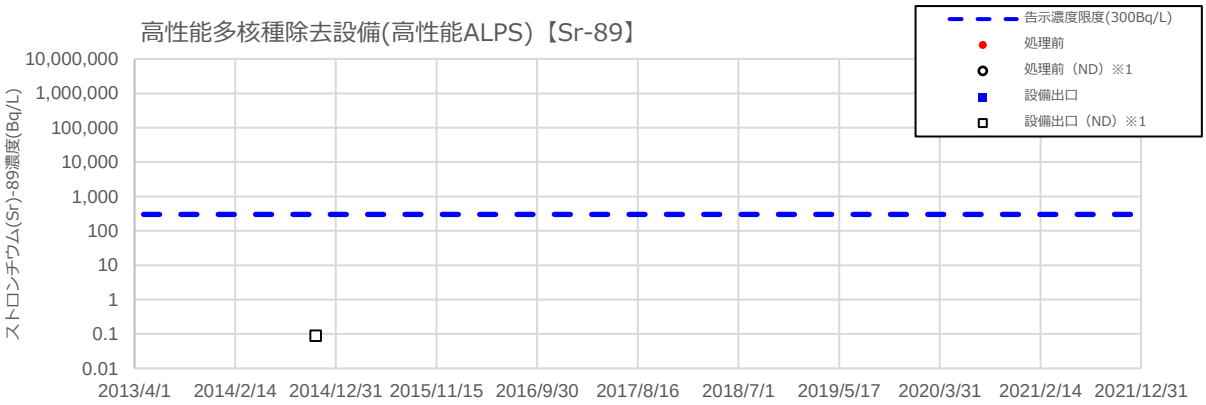


図 II-5-10 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（Sr-89）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）

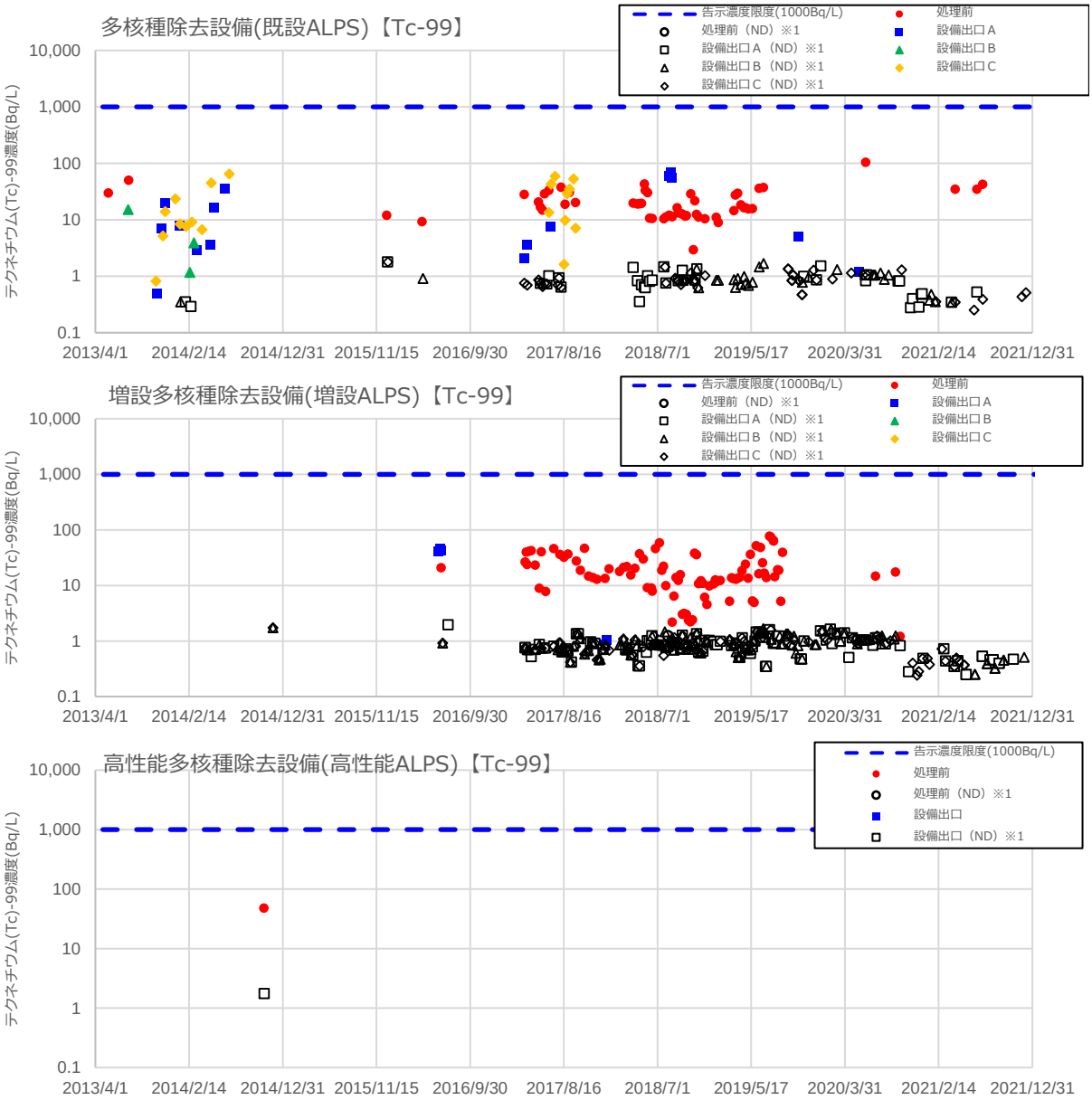


図 II-5-11 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（Tc-99）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）

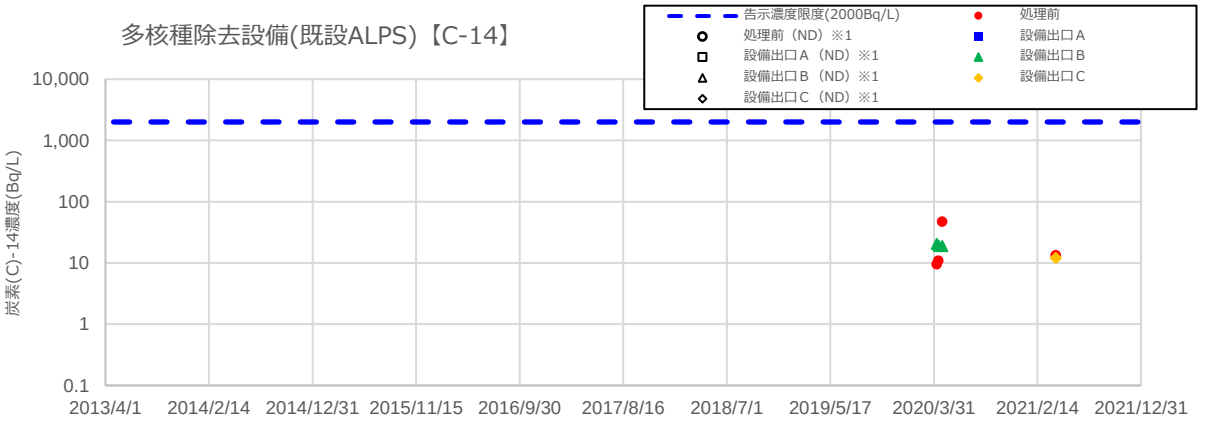
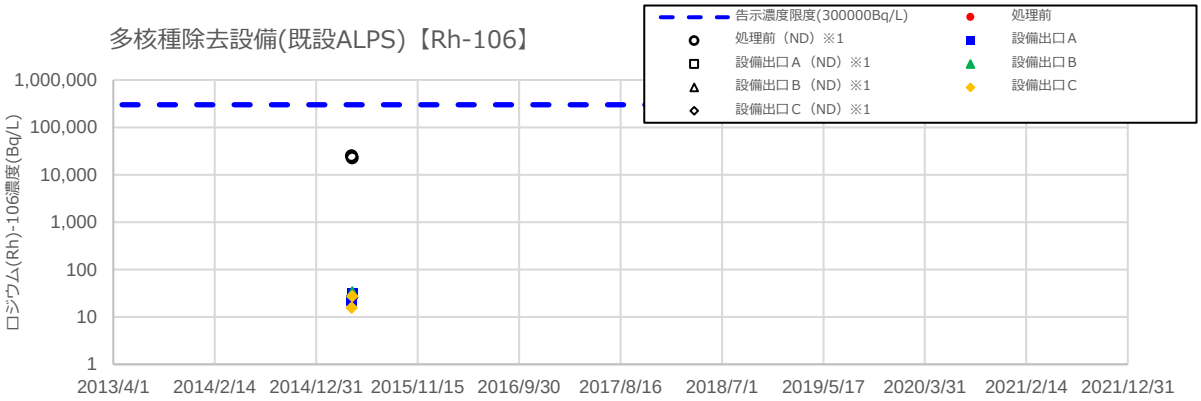
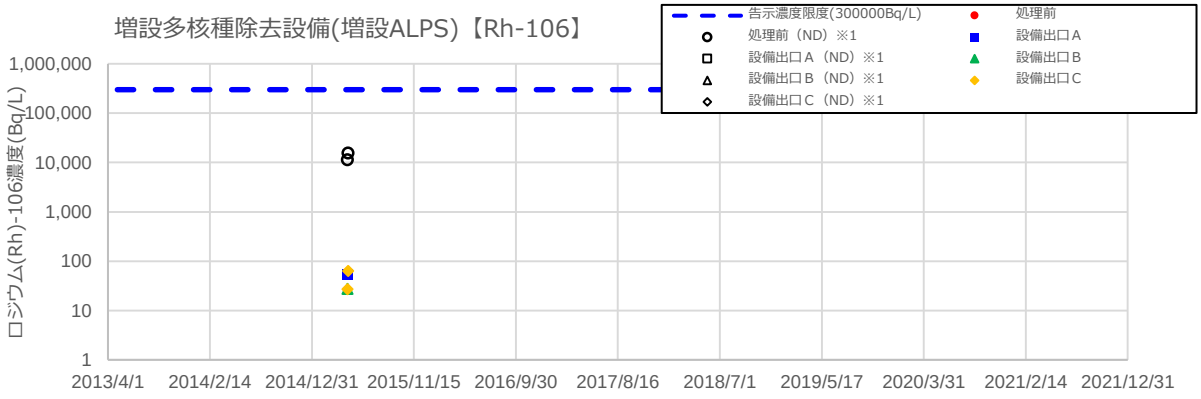


図 II-5-12 多核種除去設備出入口における放射能濃度（C-14）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）

添付 II-15





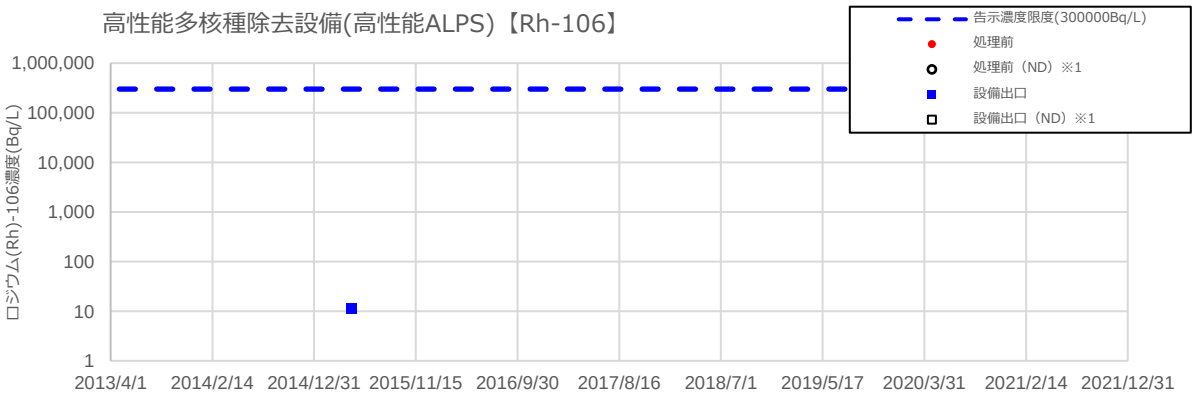
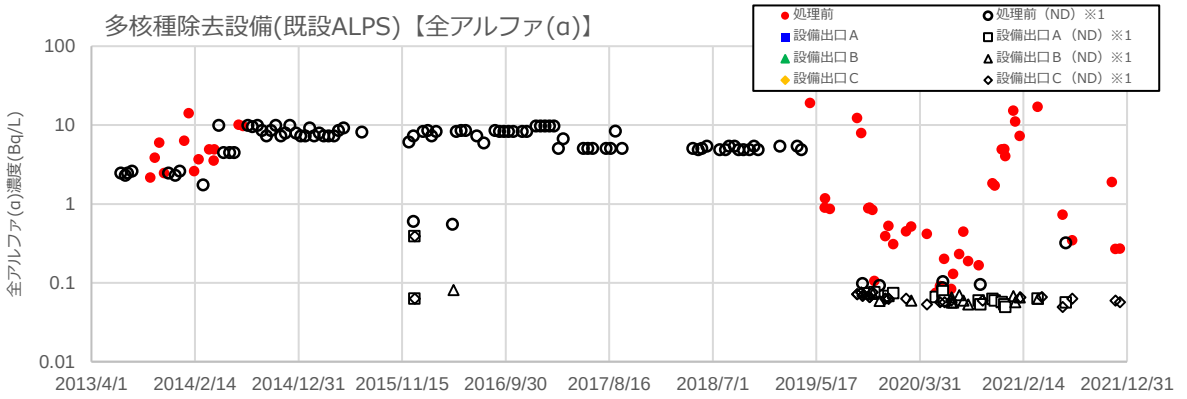
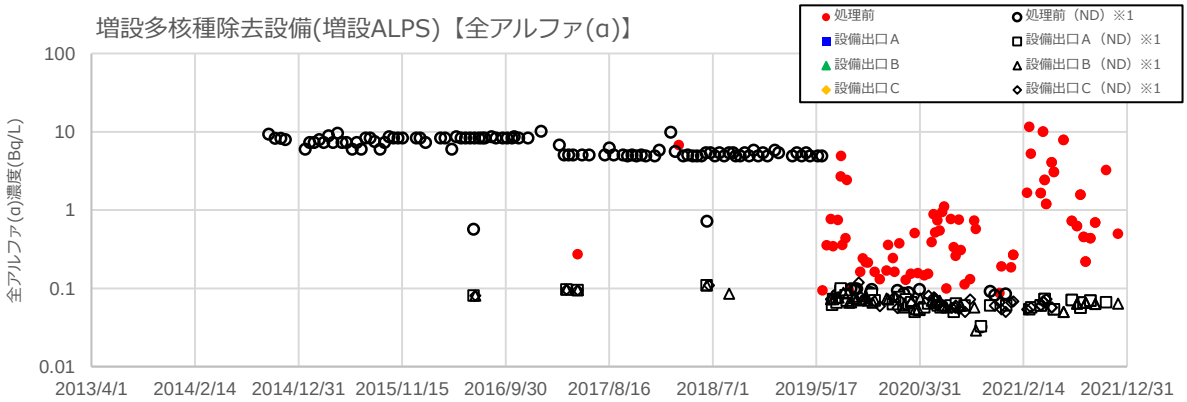


図 II-5-13 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（Rh-106）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）





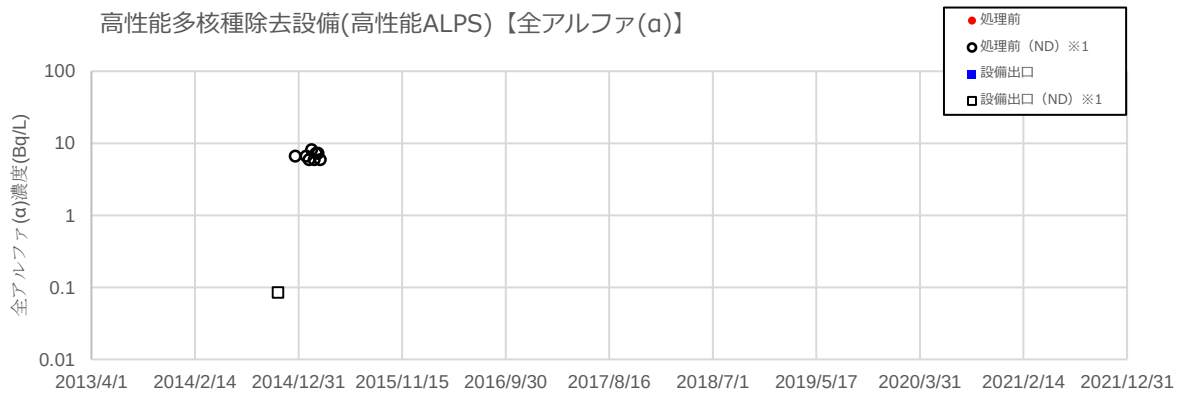


図 II-5-14 各多核種除去設備出入口における放射能濃度（全アルファ核種）

（※1 ND は検出限界値未満を示す）

II-4. ALPS による処理途上水の二次処理性能

II-4-1 二次処理性能試験実施の背景

現在、福島第一原子力発電所に貯蔵される水の約 7 割は、II-7.に示すさまざまな理由により、告示濃度比総和が 1 以上と評価される水（いわゆる「処理途上水」）である。この処理途上水は、放出前までに確実に二次処理を行い、希釈前にトリチウムを除く放射性物質の濃度が告示比総和 1 未満であることを確認することについては、本文の放出方法の項にも記載したとおりである。

ALPS は、放射性物質濃度の高いストロンチウム処理水等を処理できるよう設計され、その放射性物質の除去能力は実際の運用で証明されてきているが、ALPS の二次処理は非常に重要であり、二次処理によってトリチウム以外の放射性物質を告示濃度比総和 1 未満まで除去できるということを早く実測値で示すべき、との意見があった[4]。

このような意見を受け、当社は ALPS にて高濃度（告示濃度比総和 100 以上）の処理途上水の二次処理試験を行うこととし、2020 年 9 月より増設 ALPS を用いた二次処理性能試験を開始、同年 12 月までに完了した。

II-4-2 二次処理性能試験の概要

本二次処理性能試験では、告示濃度比総和 100 以上のタンク群から 2 群（高濃度側として J1-C タンク群（告示濃度比総和：約 2,400）および低濃度側として J1-G タンク群（告示濃度比総和：約 390））を選定し、それぞれのタンク群から 1,000m^3 ずつ処理を行った。なお、移送に用いる配管は、すでに系統に内包されていた水の置き換え運転を試験に先立って実施した。

その後、処理した水を採取し、ALPS の除去対象核種である 62 核種および C-14、トリチウムの濃度を測定し、二次処理によってトリチウムを除く 63 核種の告示濃度比総和が 1 未満になることを確認するとともに、核種分析の手順およびプロセスの確認を実施した。

II-4-3 二次処理性能試験の結果

結果を表 II-3 および 4 に示す。いずれの処理途上水も、二次処理によって告示濃度比総和 1 未満となることを確認した。

[4] 多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会（第 17 回）議事録 p.11

表 II-3　ALPS による二次処理性能確認試験結果（J1-C タンク群）

核種 （半減期）	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前[5]		二次処理後[6]		備考
		分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	
H-3 （約 12 年）	6.0E+04	8.51E+05	1.4E+01	8.22E+05	1.4E+01	1,500Bq/L 未満まで希釈してから放出する
C-14 （約 570 0 年）	2.0E+03	1.53E+01	7.6E-03	1.76E+01	8.8E-03	
Mn-54 （約 310 日）	1.0E+03	< 3.62E-01	3.6E-04	< 3.83E-02	3.8E-05	
Fe-59 （約 44 日）	4.0E+02	< 6.41E-01	1.6E-03	< 8.66E-02	2.2E-04	
Co-58 （約 71 日）	1.0E+03	< 3.44E-01	3.4E-04	< 4.11E-02	4.1E-05	
Co-60 （約 5.3 年）	2.0E+02	3.63E+01	1.8E-01	3.33E-01	1.7E-03	
Ni-63 （約 100 日）	6.0E+03	5.19E+01	8.6E-03	< 8.45E+00	1.4E-03	
Zn-65 （約 240 日）	2.0E+02	< 7.19E-01	3.6E-03	< 9.41E-02	4.7E-04	
Rb-86 （約 19 日）	3.0E+02	< 4.11E+00	1.4E-02	< 4.97E-01	1.7E-03	
Sr-89 （約 51 日）	3.0E+02	< 6.72E+03	2.2E+01	< 5.37E-02	1.8E-04	
Sr-90 （約 29 年）	3.0E+01	6.46E+04	2.2E+03	3.57E-02	1.2E-03	
Y-90 （約 64 時間）	3.0E+02	6.46E+04	2.2E+02	3.57E-02	1.2E-04	Sr-90 と放射平衡
Y-91 （約 59 日）	3.0E+02	< 8.45E+01	2.8E-01	< 1.65E+01	5.5E-02	
Nb-95 （約 35 日）	1.0E+03	< 3.50E-01	3.5E-04	< 4.96E-02	5.0E-05	
Tc-99 （約 21 万年）	1.0E+03	1.74E+01	1.7E-02	< 1.23E+00	1.2E-03	

[5] 2020 年 9 月 19 日～21 日に採取した試料についてコンポジット（混合・攪拌）を行い、分析を実施。

[6] 2020 年 9 月 27 日に増設 ALPS 出口後段に設置されたサンプルタンクの中層から試料採取し、分析を実施。

[7] 検出限界値を下回った場合には、検出限界値を記載し、その前に「<」を示す。

[8] 分析結果が検出限界値未満である場合には、検出限界値を用いて算出。

核種 (半減期)	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前[5]		二次処理後[6]		備考
		分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	
Ru-103 (約 39 日)	1.0E+03	< 7.21E-01	7.2E-04	< 5.27E-02	5.3E-05	
Ru-106 (約 370 日)	1.0E+02	< 5.00E+00	5.0E-02	1.43E+00	1.4E-02	
Rh-103m (約 56 分)	2.0E+05	< 7.21E-01	3.6E-06	< 5.27E-02	2.6E-07	Ru-103 と放射平衡
Rh-106 (約 30 秒)	3.0E+05	< 5.00E+00	1.7E-05	1.43E+00	4.8E-06	Ru-106 と放射平衡
Ag-110m (約 250 日)	3.0E+02	< 5.41E-01	1.8E-03	< 4.26E-02	1.4E-04	
Cd-113m (約 14 年)	4.0E+01	< 2.05E+01	5.1E-01	< 8.52E-02	2.1E-03	
Cd-115m (45 日)	3.0E+02	< 2.26E+01	7.5E-02	< 2.70E+00	9.0E-03	
Sn-119m (約 290 日)	2.0E+03	< 3.90E+02	1.9E-01	< 4.24E+01	2.1E-02	Sn-123 の放射能濃度より評価
Sn-123 (約 130 日)	4.0E+02	< 6.06E+01	1.5E-01	< 6.59E+00	1.6E-02	
Sn-126 (約 23 万年)	2.0E+02	< 2.88E+00	1.4E-02	< 2.92E-01	1.5E-03	
Sb-124 (約 60 日)	3.0E+02	< 2.79E-01	9.3E-04	< 9.67E-02	3.2E-04	
Sb-125 (約 2.8 年)	8.0E+02	8.30E+01	1.0E-01	2.26E-01	2.8E-04	
Te-123m (約 120 日)	6.0E+02	< 8.32E-01	1.4E-03	< 9.19E-02	1.5E-04	
Te-125m (約 57 日)	9.0E+02	8.30E+01	9.2E-02	2.26E-01	2.5E-04	Sb-125 と放射平衡
Te-127 (約 9.4 時間)	5.0E+03	< 7.25E+01	1.5E-02	< 4.69E+00	9.4E-04	
Te-127m (約 110 日)	3.0E+02	< 7.53E+01	2.5E-01	< 4.87E+00	1.6E-02	Te-127 の放射能濃度より評価
Te-129 (約 70 分)	1.0E+04	< 1.27E+01	1.3E-03	< 6.15E-01	6.1E-05	
Te-129m (約 34 日)	3.0E+02	< 1.31E+01	4.4E-02	< 1.37E+00	4.6E-03	

核種 (半減期)	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前[5]		二次処理後[6]		備考
		分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	
I-129 (約 1600 万年)	9.0E+00	2.99E+01	3.3E+00	1.16E+00	1.3E-01	
Cs-134 (約 2.1 年)	6.0E+01	2.93E+01	4.9E-01	< 7.60E-02	1.3E-03	
Cs-135 (約 230 万年)	6.0E+02	3.81E-03	6.4E-06	1.18E-06	2.0E-09	Cs-137 の放射能濃度より評価
Cs-136 (約 13 日)	3.0E+02	< 3.77E-01	1.3E-03	< 4.68E-02	1.6E-04	
Cs-137 (約 30 年)	9.0E+01	5.99E+02	6.7E+00	1.85E-01	2.1E-03	
Ba-137m (約 2.6 分)	8.0E+05	5.99E+02	7.5E-04	1.85E-01	2.3E-07	Cs-137 と放射平衡
Ba-140 (約 13 日)	3.0E+02	< 2.40E+00	8.0E-03	< 2.02E-01	6.7E-04	
Ce-141 (約 33 日)	1.0E+03	< 1.51E+00	1.5E-03	< 2.62E-01	2.6E-04	
Ce-144 (約 280 日)	2.0E+02	< 6.84E+00	3.4E-02	< 5.69E-01	2.8E-03	
Pr-144 (約 17 分)	2.0E+04	< 6.84E+00	3.4E-04	< 5.69E-01	2.8E-05	Ce-144 と放射平衡
Pr-144m (約 7.2 分)	4.0E+04	< 6.84E+00	1.7E-04	< 5.69E-01	1.4E-05	Ce-144 と放射平衡
Pm-146 (約 5.5 年)	9.0E+02	< 1.23E+00	1.4E-03	< 6.66E-02	7.4E-05	
Pm-147 (約 2.6 年)	3.0E+03	< 4.08E+00	1.4E-03	< 8.04E-01	2.7E-04	Eu-154 の放射能濃度より評価
Pm-148 (約 5.4 日)	3.0E+02	< 6.49E-01	2.2E-03	< 2.33E-01	7.8E-04	
Pm-148m (約 41 日)	5.0E+02	< 6.34E-01	1.3E-03	< 4.84E-02	9.7E-05	
Sm-151 (約 90 年)	8.0E+03	< 5.77E-02	7.2E-06	< 1.14E-02	1.4E-06	Eu-154 の放射能濃度より評価
Eu-152 (約 14 年)	6.0E+02	< 2.70E+00	4.5E-03	< 2.84E-01	4.7E-04	
Eu-154 (約 8.6 年)	4.0E+02	< 5.77E-01	1.4E-03	< 1.14E-01	2.8E-04	

核種 (半減期)	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前[5]		二次処理後[6]		備考
		分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	
Eu-155 (約 4.8 年)	3.0E+03	< 3.43E+00	1.1E-03	< 3.36E-01	1.1E-04	
Gd-153 (約 240 日)	3.0E+03	< 3.17E+00	1.1E-03	< 2.64E-01	8.8E-05	
Tb-160 (約 72 日)	5.0E+02	< 1.66E+00	3.3E-03	< 1.43E-01	2.9E-04	
Pu-238 (約 88 年)	4.0E+00	5.70E-01	1.4E-01	< 3.25E-02	8.1E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Pu-239 (約 24000 年)	4.0E+00	5.70E-01	1.4E-01	< 3.25E-02	8.1E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Pu-240 (約 6600 年)	4.0E+00	5.70E-01	1.4E-01	< 3.25E-02	8.1E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Pu-241 (約 14 年)	2.0E+02	2.07E+01	1.0E-01	< 1.18E+00	5.9E-03	Pu-238 の放射能濃度から評価
Am-241 (約 430 年)	5.0E+00	5.70E-01	1.1E-01	< 3.25E-02	6.5E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Am-242m (約 140 年)	5.0E+00	1.03E-02	2.1E-03	< 5.87E-04	1.2E-04	Am-241 の放射能濃度より評価
Am-243 (約 7400 年)	5.0E+00	5.70E-01	1.1E-01	< 3.25E-02	6.5E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Cm-242 (約 160 日)	6.0E+01	5.70E-01	9.5E-03	< 3.25E-02	5.4E-04	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Cm-243 (約 29 年)	6.0E+00	5.70E-01	9.5E-02	< 3.25E-02	5.4E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Cm-244 (約 18 年)	7.0E+00	5.70E-01	8.1E-02	< 3.25E-02	4.6E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
トリチウム以外の 告示濃度比総和		-	2.4E+03	-	3.5E-01	

表 II-4　ALPS による二次処理性能確認試験結果（J1-G タンク群）

核種 （半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	二次処理前[9]		二次処理後[10]		備考
		分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	
H-3 （約 12 年）	6.0E+04	2.73E+05	4.6E+00	2.72E+05	4.5E+00	1,500Bq/L 未満まで希釈してから放出する
C-14 （約 570 0 年）	2.0E+03	1.26E+01	6.3E-03	1.56E+01	7.8E-03	
Mn-54 （約 310 日）	1.0E+03	< 2.02E-01	2.0E-04	< 3.79E-02	3.8E-05	
Fe-59 （約 44 日）	4.0E+02	< 3.51E-01	8.8E-04	< 7.17E-02	1.8E-04	
Co-58 （約 71 日）	1.0E+03	< 2.11E-01	2.1E-04	< 3.74E-02	3.7E-05	
Co-60 （約 5.3 年）	2.0E+02	1.31E+01	6.5E-02	2.33E-01	1.2E-03	
Ni-63 （約 100 日）	6.0E+03	< 1.84E+01	3.1E-03	< 8.84E+00	1.5E-03	
Zn-65 （約 240 日）	2.0E+02	< 4.35E-01	2.2E-03	< 7.97E-02	4.0E-04	
Rb-86 （約 19 日）	3.0E+02	< 2.56E+00	8.5E-03	< 4.67E-01	1.6E-03	
Sr-89 （約 51 日）	3.0E+02	< 7.87E+02	2.6E+00	< 4.52E-02	1.5E-04	
Sr-90 （約 29 年）	3.0E+01	1.04E+04	3.5E+02	< 3.18E-02	1.1E-03	
Y-90 （約 64 時間）	3.0E+02	1.04E+04	3.5E+01	< 3.18E-02	1.1E-04	Sr-90 と放射平衡
Y-91 （約 59 日）	3.0E+02	< 4.82E+01	1.6E-01	< 1.18E+01	3.9E-02	
Nb-95 （約 35 日）	1.0E+03	< 2.56E-01	2.6E-04	< 4.70E-02	4.7E-05	
Tc-99 （約 21 万年）	1.0E+03	1.20E+00	1.2E-03	< 1.29E+00	1.3E-03	
Ru-103 （約 39 日）	1.0E+03	< 3.39E-01	3.4E-04	< 5.06E-02	5.1E-05	

[9] 2020 年 10 月 5～7 日に採取した試料についてコンポジット（混合・攪拌）を行い、分析を実施。

[10] 2020 年 10 月 13 日に増設 ALPS 出口後段に設置されたサンプルタンクの中層から試料を採取し、分析を実施。

核種 （半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	二次処理前[9]		二次処理後[10]		備考
		分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	
Ru-106 （約 370 日）	1.0E+02	< 2.27E+00	2.3E-02	4.83E-01	4.8E-03	
Rh-103m （約 56 分）	2.0E+05	< 3.39E-01	1.7E-06	< 5.06E-02	2.5E-07	Ru-103 と放射平衡
Rh-106 （約 30 秒）	3.0E+05	< 2.27E+00	7.6E-06	4.83E-01	1.6E-06	Ru-106 と放射平衡
Ag-110m （約 250 日）	3.0E+02	< 2.92E-01	9.7E-04	< 4.00E-02	1.3E-04	
Cd-113m （約 14 年）	4.0E+01	< 2.04E+01	5.1E-01	< 8.55E-02	2.1E-03	
Cd-115m （45 日）	3.0E+02	< 1.16E+01	3.9E-02	< 2.29E+00	7.6E-03	
Sn-119m （約 290 日）	2.0E+03	< 2.13E+02	1.1E-01	< 4.03E+01	2.0E-02	Sn-123 の放射能濃度より評価
Sn-123 （約 130 日）	4.0E+02	< 3.31E+01	8.3E-02	< 6.26E+00	1.6E-02	
Sn-126 （約 23 万年）	2.0E+02	< 1.16E+00	5.8E-03	< 1.47E-01	7.3E-04	
Sb-124 （約 60 日）	3.0E+02	< 2.20E-01	7.3E-04	< 8.42E-02	2.8E-04	
Sb-125 （約 2.8 年）	8.0E+02	3.23E+01	4.0E-02	1.37E-01	1.7E-04	
Te-123m （約 120 日）	6.0E+02	< 3.83E-01	6.4E-04	< 6.67E-02	1.1E-04	
Te-125m （約 57 日）	9.0E+02	3.23E+01	3.6E-02	1.37E-01	1.5E-04	Sb-125 と放射平衡
Te-127 （約 9.4 時間）	5.0E+03	< 3.53E+01	7.1E-03	< 4.33E+00	8.7E-04	
Te-127m （約 110 日）	3.0E+02	< 3.67E+01	1.2E-01	< 4.50E+00	1.5E-02	Te-127 の放射能濃度より評価
Te-129 （約 70 分）	1.0E+04	< 4.71E+00	4.7E-04	< 5.94E-01	5.9E-05	
Te-129m （約 34 日）	3.0E+02	< 6.61E+00	2.2E-02	< 1.21E+00	4.0E-03	
I-129 （約 1600 万年）	9.0E+00	2.79E+00	3.1E-01	3.28E-01	3.6E-02	
Cs-134 （約 2.1 年）	6.0E+01	5.94E+00	9.9E-02	< 6.65E-02	1.1E-03	

核種 (半減期)	告示濃度 限度 [Bq/L]	二次処理前[9]		二次処理後[10]		備考
		分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	分析結果[7] [Bq/L]	告示 濃度比[8]	
Cs-135 (約 230 万年)	6.0E+02	7.51E-04	1.3E-06	2.10E-06	3.5E-09	Cs-137 の放射能濃度より評価
Cs-136 (約 13 日)	3.0E+02	< 1.96E-01	6.5E-04	< 3.63E-02	1.2E-04	
Cs-137 (約 30 年)	9.0E+01	1.18E+02	1.3E+00	3.29E-01	3.7E-03	
Ba-137m (約 2.6 分)	8.0E+05	1.18E+02	1.5E-04	3.29E-01	4.1E-07	Cs-137 と放射平衡
Ba-140 (約 13 日)	3.0E+02	< 1.22E+00	4.1E-03	< 1.73E-01	5.8E-04	
Ce-141 (約 33 日)	1.0E+03	< 9.39E-01	9.4E-04	< 1.19E-01	1.2E-04	
Ce-144 (約 280 日)	2.0E+02	< 3.02E+00	1.5E-02	< 5.53E-01	2.8E-03	
Pr-144 (約 17 分)	2.0E+04	< 3.02E+00	1.5E-04	< 5.53E-01	2.8E-05	Ce-144 と放射平衡
Pr-144m (約 7.2 分)	4.0E+04	< 3.02E+00	7.6E-05	< 5.53E-01	1.4E-05	Ce-144 と放射平衡
Pm-146 (約 5.5 年)	9.0E+02	< 5.26E-01	5.8E-04	< 6.30E-02	7.0E-05	
Pm-147 (約 2.6 年)	3.0E+03	< 2.53E+00	8.4E-04	< 7.20E-01	2.4E-04	Eu-154 の放射能濃度より評価
Pm-148 (約 5.4 日)	3.0E+02	< 5.19E-01	1.7E-03	< 4.52E-01	1.5E-03	
Pm-148m (約 41 日)	5.0E+02	< 2.76E-01	5.5E-04	< 4.09E-02	8.2E-05	
Sm-151 (約 90 年)	8.0E+03	< 3.57E-02	4.5E-06	< 1.02E-02	1.3E-06	Eu-154 の放射能濃度より評価
Eu-152 (約 14 年)	6.0E+02	< 1.21E+00	2.0E-03	< 1.90E-01	3.2E-04	
Eu-154 (約 8.6 年)	4.0E+02	< 3.57E-01	8.9E-04	< 1.02E-01	2.5E-04	
Eu-155 (約 4.8 年)	3.0E+03	< 1.38E+00	4.6E-04	< 1.75E-01	5.8E-05	
Gd-153 (約 240 日)	3.0E+03	< 1.21E+00	4.0E-04	< 1.85E-01	6.2E-05	
Tb-160 (約 72 日)	5.0E+02	< 6.88E-01	1.4E-03	< 1.35E-01	2.7E-04	

核種 （半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	二次処理前[9]		二次処理後[10]		備考
		分析結果[7] [Bq/L]	告示濃度比[8]	分析結果[7] [Bq/L]	告示濃度比[8]	
Pu-238 （約 88 年）	4.0E+00	< 3.19E-02	8.0E-03	< 2.80E-02	7.0E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Pu-239 （約 24000 年）	4.0E+00	< 3.19E-02	8.0E-03	< 2.80E-02	7.0E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Pu-240 （約 6600 年）	4.0E+00	< 3.19E-02	8.0E-03	< 2.80E-02	7.0E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Pu-241 （約 14 年）	2.0E+02	< 1.16E+00	5.8E-03	< 1.02E+00	5.1E-03	Pu-238 の放射能濃度から評価
Am-241 （約 430 年）	5.0E+00	< 3.19E-02	6.4E-03	< 2.80E-02	5.6E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Am-242m （約 140 年）	5.0E+00	< 5.77E-04	1.2E-04	< 5.05E-04	1.0E-04	Am-241 の放射能濃度より評価
Am-243 （約 7400 年）	5.0E+00	< 3.19E-02	6.4E-03	< 2.80E-02	5.6E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Cm-242 （約 160 日）	6.0E+01	< 3.19E-02	5.3E-04	< 2.80E-02	4.7E-04	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Cm-243 （約 29 年）	6.0E+00	< 3.19E-02	5.3E-03	< 2.80E-02	4.7E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
Cm-244 （約 18 年）	7.0E+00	< 3.19E-02	4.6E-03	< 2.80E-02	4.0E-03	全α放射能の測定値に包絡されるものとし評価
トリチウム以外の 告示濃度比総和		-	3.9E+02	-	2.2E-01	

II-5. 貯蔵されている ALPS 処理水等の放射性物質に関する分析

II-3.「ALPS の性能」に示したとおり、ALPS 出口の測定箇所⑦において、ALPS 除去対象のうち処理の過程で有意に検出される核種である 7 核種（Cs-134、Cs-137、Co-60、Sb-125、Ru-106、Sr-90、I-129 の 7 核種）を中心に測定を行っている。その結果は、当社ウェブサイトに結果が公表されている。

当社ウェブサイト：
https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/watertreatment/images/exit.pdf (ja)
https://www.tepco.co.jp/en/decommission/progress/watertreatment/images/exit_en.pdf (en)

貯蔵された水を、「ALPS 処理水」と「処理途上水」のどちらと見做すかの判定は、この測定結果を踏まえ、以下の手順に従い行うこととしている。

すなわち、移送先のタンク群（水の受け入れ時に 8～10 基タンクを連結したもの）が満水になった時に、当該タンク群での ALPS からの水受け入れ中に ALPS 出口（測定箇所⑦）で採取した試料（水）の測定結果から、下記の式を用いてトリチウムを除く 63 核種の告示濃度比が 1 未満と推定できるものを ALPS 処理水と、それ以外のものを処理途上水と判定している。

$$C_{All} = C_{M7} + C_{C-14} + C_{55} < 1$$

ここで、

C_{All}：　トリチウムを除く 63 核種の告示濃度比総和

C_{M7}：　主要 7 核種の測定結果から求められる告示濃度比総和

C_{C-14}：C-14 の告示濃度比（保守的にこれまでに測定された最大濃度（215Bq/L）から求められる告示濃度比 0.11 に設定）

C_{55}：　62 核種のうち主要 7 核種に含まれない 55 核種に関する告示濃度比総和の推定値（これまでの測定実績に基づく推定値、0.3 と設定）

なお、測定の結果、検出限界未満（ND）とされた核種については、検出限界値の濃度で含まれているものと仮定し、上式の評価には検出限界値を濃度として用いている。下表に、測定結果と告示濃度比総和計算時の値の例を示す。

表 II-5 主要 7 核種の分析結果と主要 7 核種の告示濃度比総和との関係

核種	Cs-137	Cs-134	Co-60	Sb-125	Ru-106	Sr-90	I-129
測定濃度	ND (<1.26E-01)	ND (<1.66E-01)	2.35E-01	ND (<4.57E-01)	ND (<1.15E00)	ND (<3.90E-01)	2.02E-01
計算濃度	1.26E-01	1.66E-01	2.35E-01	4.57E-01	1.15E+00	3.90E-01	2.02E-01
告示濃度	9.00E+01	6.00E+01	2.00E+02	8.00E+02	1.00E+02	3.00E+01	9.00E+00
告示比	1.40E-03	2.76E-03	1.18E-03	5.71E-04	1.15E-02	1.30E-02	2.24E-02
7 核種の告示比総和（C_{M7}）	0.05 (5.28E-02)						
63 核種の告示比総和（C_{All}）	0.05 (=C_{M7})+0.11(=C_{C-14})+0.3(=C_{55})=0.46						

トリチウム以外の告示濃度比総和が 1 未満と推定できるタンク群の分析結果から、主要 7 核種の濃度分布を整理すると、図 II-5 のとおりである。

- タンク群毎の放射能濃度実測値（再利用タンクを除く）（2021 年 3 月 31 日現在）
- 二次処理試験水

  https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2020/2h/rf_20201224_1.pdf

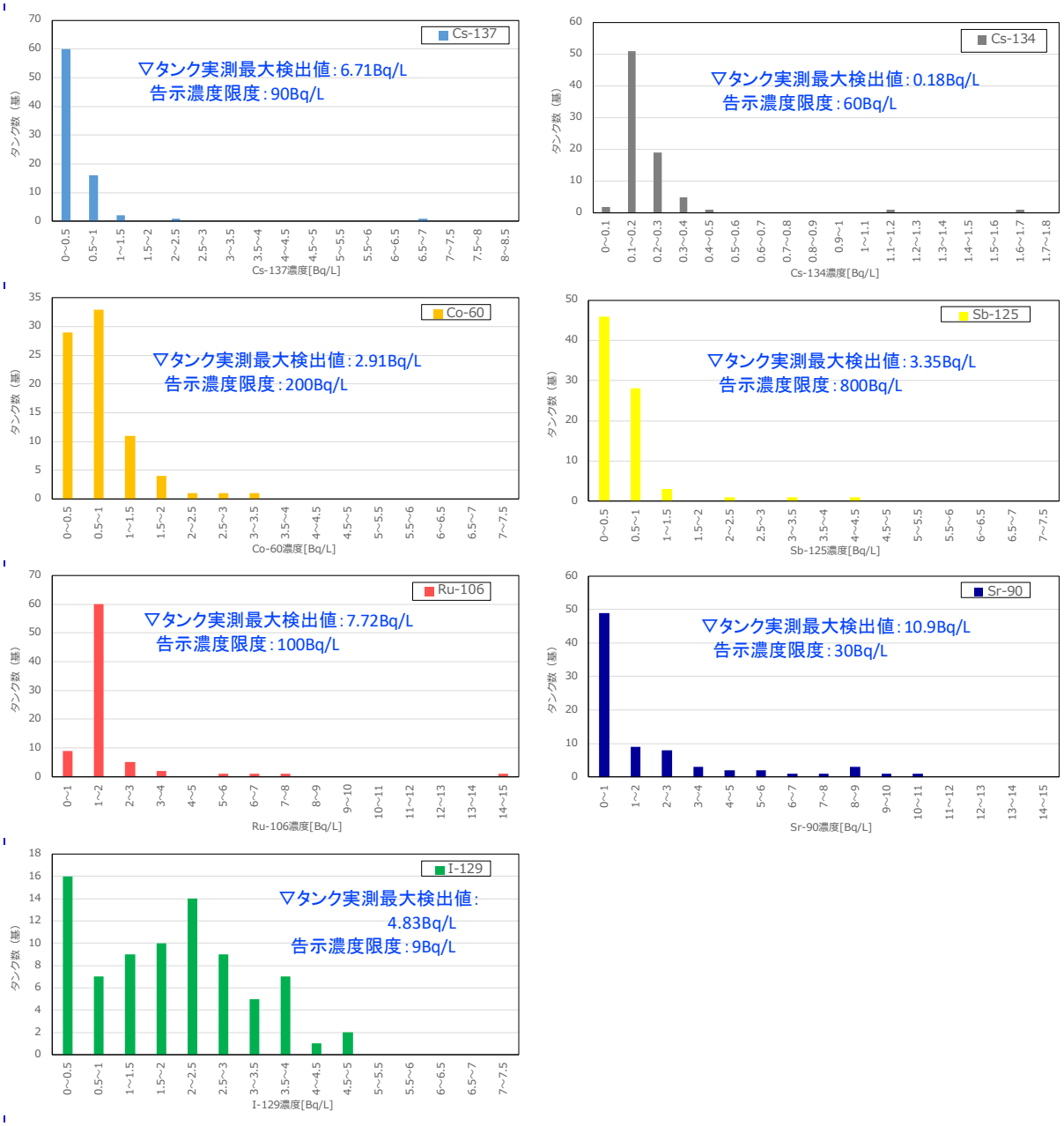


図 II-5　ALPS 処理水の分析結果における主要 7 核種の濃度分布（2021 年 3 月末現在）

※主要 7 核種告示濃度比総和 0.59 未満の分析結果(80 基分)をプロット（二次処理試験水は除く）

※縦軸はタンクの数を示す（不検出の場合には検出下限値で計数）

※本図は測定時点の濃度でとりまとめたものであり、半減期補正はしていない

また、ALPS の除去対象ではないトリチウムと C-14 について、これまでに分析を実施したタンクの分析結果を抽出し、作成した分析結果濃度分布を図 II-6 に示す。

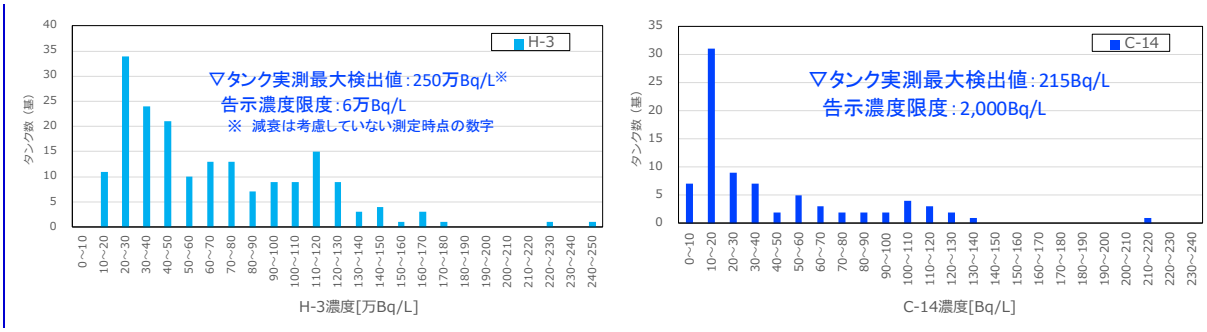


図 II-6　ALPS 処理水等の分析結果におけるトリチウム、C-14 の濃度分布（2021 年 3 月末現在）

※タンク群の分析結果(トリチウムは 189 基分、C-14 は 81 基分)をプロット（二次処理試験水は除く）
※縦軸はタンクの数を示す（不検出の場合には検出下限値で計数）
※本図は測定時点の濃度でとりまとめたものであり、半減期補正はしていない

なお、上記推定の結果、現在タンク内に貯留されている水の約 7 割が上式を満足していない「処理途上水」、すなわち 63 核種の告示濃度比総和 C_{All} が 1 以上のものと判断している。「処理途上水」は、今後海洋放出の直前に二次処理を行い、測定・確認用設備で告示濃度比総和が 1 を下回っていることを確認した後にのみ、放出される。

また、各タンク群は均質性を保証するために必要な攪拌装置を持たないことから、厳密にはこのサンプルに代表性はない。したがって、実際の放出可否判断に当たっては、測定・確認用設備における測定・評価の結果から得られる正確な告示濃度比総和を用いる。

上述の方法によるこれまでの測定・推定結果は、当社ウェブサイトにて全データを公開している他、当社処理水ポータルではタンク群ごとに測定結果をまとめて公表している。最新のデータは、下記から閲覧可能である。

当社ウェブサイト（日本語のみ）：
https://www.tepco.co.jp/decommission/data/daily_analysis/tank/index-j.html

処理水ポータル：
https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/watertreatment/ (ja)
https://www.tepco.co.jp/en/decommission/progress/watertreatment/images/tankarea_en.pdf (en)

ALPS による 1 回の処理で告示濃度比総和が 1 を下回っている K4 タンク群については、採取したサンプルに含まれる 64 核種すべてについて表 II-6 の測定・評価方法にしたがい測定・評価を行っている（ただし、サンプルの代表性は担保されていない）。K4 タンク群は、2016 年度に ALPS で告示濃度比総和 1 未満を意識して運転した際の受入タンク群である。分析は、35 基のタンクの内 8 基のタンクの上層・中層・下層の計 24 箇所からサンプリングを行い、各サンプリング水を混合し（コンポジット試料）、62 核種の分析を行った。C-14 については、存在が確認された後、5 基で中層から採取された試料の分析を行った結果の平均値である。結果について、表 II-7 に示す。

表 II-6　各核種の測定および評価方法

No.	核種	線種	測定または評価方法
1	Mn-54	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
2	Fe-59	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
3	Co-58	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
4	Co-60	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
5	Ni-63	β	レジンにより単離、シンチレータを混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数
6	Zn-65	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
7	Rb-86	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
8	Sr-89	β	レジンにより単離、沈殿回収したものをマウントし、ステンレス皿にてβ核種分析装置により計数
9	Sr-90	β	レジンにより単離、沈殿回収したものをマウントし、ステンレス皿にてβ核種分析装置により計数
10	Y-90	β	Sr-90 と放射平衡として濃度評価
11	Y-91	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
12	Nb-95	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
13	Tc-99	β	試料を希硝酸で希釈し、誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）により計数
14	Ru-103	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
15	Ru-106	β	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
16	Rh-103m	βγ	Ru-103 と放射平衡として濃度評価
17	Rh-106	γ	Ru-106 と放射平衡として濃度評価
18	Ag-110m	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数

No.	核種	線種	測定または評価方法
19	Cd-113m	γ	イオン交換により単離、シンチレータと混合し、低バック液体シンチレーション計数装置により計数
20	Cd-115m	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
21	Sn-119m	γ	Sn-123 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
22	Sn-123	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
23	Sn-126	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
24	Sb-124	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
25	Sb-125	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
26	Te-123m	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
27	Te-125m	γ	Sb-125 と放射平衡として濃度評価
28	Te-127	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数、親核種(Te-127m)の半減期を使用して評価
29	Te-127m	βγ	Te-127 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
30	Te-129	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数、親核種(Te-129m)の半減期を使用して評価
31	Te-129m	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
32	I-129	βγ	試料に試薬添加によりヨウ素酸イオンに調整後、誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）により計数
33	Cs-134	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
34	Cs-135	β	Cs-137 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
35	Cs-136	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
36	Cs-137	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
37	Ba-137m	γ	Cs-137 と放射平衡として濃度評価
38	Ba-140	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
39	Ce-141	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
40	Ce-144	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
41	Pr-144	βγ	Ce-144 と放射平衡として濃度評価、親核種（Pr-144m）の半減期を使用して評価
42	Pr-144m	γ	Ce-144 と放射平衡として濃度評価
43	Pm-146	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
44	Pm-147	βγ	Eu-154 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
45	Pm-148	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数

No.	核種	線種	測定または評価方法
46	Pm-148m	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
47	Sm-151	βγ	Eu-154 の放射能濃度測定値および計算による核種存在比から評価
48	Eu-152	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
49	Eu-154	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
50	Eu-155	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
51	Gd-153	γ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
52	Tb-160	βγ	均質化した試料をマリネリ容器に分取し、Ge 半導体検出装置にて計数
53	Pu-238	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
54	Pu-239	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
55	Pu-240	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
56	Pu-241	β	全α計数値と Pu-238 の同位体存在比から評価
57	Am-241	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
58	Am-242m	α	Am-241 の同位体存在比から評価
59	Am-243	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
60	Cm-242	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
61	Cm-243	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
62	Cm-244	α	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し、ZnS α自動測定装置で計数した全α測定値を他核種と案分せずそのまま使用
－	H-3 (FWT)	β	蒸留により単離、シンチレータを混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数
－	C-14	β	CO_2 にして吸収剤に捕集して単離、シンチレータと混合し、低バック液体シンチレーション計数装置にて計数

表 II-7　Ｋ４タンク群における分析結果

核種 （半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比	備考
H-3 （約 12 年）	6.0E+04	1.9E+05	3.2E+00	1,500Bq/L 未満まで希釈してから放出する
C-14 （約 570０年）	2.0E+03	1.5E+01	7.5E-03	
Mn-54 （約 310 日）	1.0E+03	< 6.7E-03	6.7E-06	
Fe-59 （約 44 日）	4.0E+02	< 1.7E-02	4.3E-05	
Co-58 （約 71 日）	1.0E+03	< 8.0E-03	8.0E-06	
Co-60 （約 5.3 年）	2.0E+02	4.4E-01	2.2E-03	
Ni-63 （約 100 日）	6.0E+03	2.2E+00	3.7E-04	
Zn-65 （約 240 日）	2.0E+02	< 1.5E-02	7.5E-05	
Rb-86 （約 19 日）	3.0E+02	< 1.9E-01	6.3E-04	
Sr-89 （約 51 日）	3.0E+02	< 1.0E-01	3.3E-04	
Sr-90 （約 29 年）	3.0E+01	2.2E-01	7.3E-03	
Y-90 （約 64 時間）	3.0E+02	2.2E-01	7.3E-04	Sr-90 と放射平衡
Y-91 （約 59 日）	3.0E+02	< 2.2E+00	7.3E-03	
Nb-95 （約 35 日）	1.0E+03	< 1.0E-02	1.0E-05	
Tc-99 （約 21 万年）	1.0E+03	7.0E-01	7.0E-04	
Ru-103 （約 39 日）	1.0E+03	< 1.0E-02	1.0E-05	
Ru-106 （約 370 日）	1.0E+02	1.6E+00	1.6E-02	
Rh-103m （約 56 分）	2.0E+05	< 1.0E-02	5.0E-08	Ru-103 と放射平衡
Rh-106 （約 30 秒）	3.0E+05	1.6E+00	5.3E-06	Ru-106 と放射平衡
Ag-110m （約 250 日）	3.0E+02	< 5.6E-03	1.9E-05	

核種 （半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比	備考
Cd-113m （約 14 年）	4.0E+01	< 1.8E-02	4.5E-04	
Cd-115m （45 日）	3.0E+02	< 6.4E-01	2.1E-03	
Sn-119m （約 290 日）	2.0E+03	< 1.7E-01	8.5E-05	Sn-123 の放射能濃度より評価
Sn-123 （約 130 日）	4.0E+02	< 1.2E+00	3.0E-03	
Sn-126 （約 23 万年）	2.0E+02	< 2.7E-02	1.4E-04	
Sb-124 （約 60 日）	3.0E+02	< 9.5E-03	3.2E-05	
Sb-125 （約 2.8 年）	8.0E+02	3.3E-01	4.1E-04	
Te-123m （約 120 日）	6.0E+02	< 9.2E-03	1.5E-05	
Te-125m （約 57 日）	9.0E+02	3.3E-01	3.7E-04	Sb-125 と放射平衡
Te-127 （約 9.4 時間）	5.0E+03	< 3.2E-01	6.4E-05	
Te-127m （約 110 日）	3.0E+02	< 3.2E-01	1.1E-03	Te-127 の放射能濃度より評価
Te-129 （約 70 分）	1.0E+04	< 8.1E-02	8.1E-06	
Te-129m （約 34 日）	3.0E+02	< 3.2E-01	1.1E-03	
I-129 （約 1600 万年）	9.0E+00	2.1E+00	2.3E-01	
Cs-134 （約 2.1 年）	6.0E+01	4.5E-02	7.5E-04	
Cs-135 （約 230 万年）	6.0E+02	2.5E-06	4.2E-09	Cs-137 の放射能濃度より評価
Cs-136 （約 13 日）	3.0E+02	< 3.0E-02	1.0E-04	
Cs-137 （約 30 年）	9.0E+01	4.2E-01	4.7E-03	
Ba-137m （約 2.6 分）	8.0E+05	4.2E-01	5.3E-07	Cs-137 と放射平衡
Ba-140 （約 13 日）	3.0E+02	< 9.5E-02	3.2E-04	
Ce-141 （約 33 日）	1.0E+03	< 2.5E-02	2.5E-05	

添付 II-34

核種 （半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比	備考
Ce-144 （約 280 日）	2.0E+02	< 6.3E-02	3.2E-04	
Pr-144 （約 17 分）	2.0E+04	< 6.3E-02	3.2E-06	Ce-144 と放射平衡
Pr-144m （約 7.2 分）	4.0E+04	< 6.3E-02	1.6E-06	Ce-144 と放射平衡
Pm-146 （約 5.5 年）	9.0E+02	< 9.8E-02	1.1E-04	
Pm-147 （約 2.6 年）	3.0E+03	< 1.9E-01	6.3E-05	Eu-154 の放射能濃度より評価
Pm-148 （約 5.4 日）	3.0E+02	< 5.0E-01	1.7E-03	
Pm-148m （約 41 日）	5.0E+02	< 8.4E-03	1.7E-05	
Sm-151 （約 90 年）	8.0E+03	< 9.0E-04	1.1E-07	Eu-154 の放射能濃度より評価
Eu-152 （約 14 年）	6.0E+02	< 2.8E-02	4.7E-05	
Eu-154 （約 8.6 年）	4.0E+02	< 1.2E-02	3.0E-05	
Eu-155 （約 4.8 年）	3.0E+03	< 3.3E-02	1.1E-05	
Gd-153 （約 240 日）	3.0E+03	< 3.2E-02	1.1E-05	
Tb-160 （約 72 日）	5.0E+02	< 2.8E-02	5.6E-05	
Pu-238 （約 88 年）	4.0E+00	< 6.3E-04	1.6E-04	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
Pu-239 （約 24000 年）	4.0E+00	< 6.3E-04	1.6E-04	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
Pu-240 （約 6600 年）	4.0E+00	< 6.3E-04	1.6E-04	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
Pu-241 （約 14 年）	2.0E+02	< 2.8E-02	1.4E-04	Pu-238 の放射能濃度から評価
Am-241 （約 430 年）	5.0E+00	< 6.3E-04	1.3E-04	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
Am-242m （約 140 年）	5.0E+00	< 3.9E-05	7.8E-06	Am-241 の放射能濃度より評価
Am-243 （約 7400 年）	5.0E+00	< 6.3E-04	1.3E-04	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
Cm-242 （約 160 日）	6.0E+01	< 6.3E-04	1.1E-05	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価

添付 II-35

核種 （半減期）	告示濃度限度 [Bq/L]	分析結果 [Bq/L]	告示 濃度比	備考
Cm-243 （約 29 年）	6.0E+00	< 6.3E-04	1.1E-04	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
Cm-244 （約 18 年）	7.0E+00	< 6.3E-04	9.0E-05	全α放射能の測定値に 包絡されるものとし評価
トリチウム以外の 63 核種の 告示濃度比総和			2.9E-01	

※C-14 は 2020 年 5 月 21 日～6 月 2 日にタンク 5 基（K4-A1, B1, C5, D1, E1）の中層から採水した測定結果の平均値、H-3 は 2017 年 10 月 26～31 日に採水したタンク 3 基（K4- A6, B6, E5；上層・中層・下層から採取し測定した結果をタンクごとに平均して算出した値）、および 2020 年 5 月 21 日～6 月 2 日に採水したタンク 5 基（K4- A1, B1, C5, D1, E1；中層から採取）の測定結果の平均値、その他の核種は 2017 年 10 月 26～31 日に 8 基のタンク（K4-A1, A6, B1, B6, C5, D1, E1, E5）の上層・中層・下層の計 24 箇所から採水しコンポジットした試料の分析結果

II-6. 放射性物質以外の水質

すでに上に述べたように、ALPS には共沈、吸着、物理フィルターなどが設けられており、それらすべて使用して除去対象である 62 核種をその化学形態に依らず除去している。これまでの分析結果からは、それらを通過する際に、放射性物質以外の水質に影響を与えるような物質についても併せて除去されていると考えられる。

表 II-8 には、サンプル採取を行ったタンク群とそれに貯蔵された水の受け入れ時期を、表 II-9-1～2 には当社「一般排水処理管理要領」に基づく測定対象 46 項目に関する結果を示す[11]。いずれも、日本国内の法律および条令に基づく基準を満足するものであることが確認できている。なお、タンク群には試料の代表性を確保するための設備が設置されていないことから、本分析に際しては、タンク群より 1 つタンクを無作為に選定し、攪拌・循環させることなくタンク中層から採取した試料を分析しており、代表性が必ずしも担保されていないことに留意すべきである。

表 II-8　一般排水基準に基づく化学物質の分析を実施したタンク群と水受け入れ時期

エリア	グループ（群）	ALPS 処理水等受入れ時期
G3	A	2013 年度
J4	B	2014 年度
H1	E	2015 年度
K3	A	2016 年度
K4	A	2016 年度
H2	C	2017 年度
G1S	A	2018 年度

表 II-9-1　ALPS 処理水等タンクにおける化学物質等分析結果（その 1）

項目	基準または許容限度	単位	エリアおよびタンク群			
			G3	J4	H1	K3
			A	B	E	A
水素イオン	5.0< /<9.0	pH	8.8	8.3	7.8	8.3
浮遊物質量(SS)	許容限度 200 (日間平均 150)	mg/L	<1	<1	<1	<1
化学的酸素要求量 (COD)	許容限度 160 (日間平均 120)	mg/L	2.4	2.8	3.9	3.9

[11] 2018 年 12 月 28 日「ALPS 処理水タンクにおける化学物質の分析について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committtee/takakusyu/pdf/012_04_01.pdf

項目	基準または許容限度	単位	エリアおよびタンク群			
			G3	J4	H1	K3
			A	B	E	A
ホウ素（mg/L）	許容限度 230（海域）	mg/L	3.5	4.4	2.3	0.9
溶解性鉄	許容限度 10	mg/L	<1	<1	<1	<1
銅	許容限度 3	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
ニッケル	許容限度 2	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
クロム	許容限度 2	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
亜鉛	許容限度 2	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
生物化学的酸素要求量(BOD)	許容限度 160（日間平均 120）	mg/L	<1	<1	<1	<1
大腸菌群数	許容限度 日間平均 3000	個/cm3	0	0	0	0
カドミウム	許容限度 0.03	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
シアン	許容限度 1	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05
有機リン	許容限度 1	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
鉛	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
六価クロム	許容限度 0.5	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05
ヒ素	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
水銀	許容限度 0.005	mg/L	<0.0005	<0.0005	<0.0005	<0.0005
アルキル水銀	検出されないこと	mg/L	<0.0005	<0.0005	<0.0005	<0.0005
ポリ塩化ビフェニル	許容限度 0.003	mg/L	<0.0005	<0.0005	<0.0005	<0.0005
トリクロロエチレン	許容限度 0.1	mg/L	<0.03	<0.03	<0.03	<0.03
テトラクロロエチレン	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
ジクロロメタン	許容限度 0.2	mg/L	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02
四塩化炭素	許容限度 0.02	mg/L	<0.002	<0.002	<0.002	<0.002
1,2-ジクロロエタン	許容限度 0.04	mg/L	<0.004	<0.004	<0.004	<0.004
1,1-ジクロロエチレン	許容限度 1	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
シス-1,2-ジクロロエチレン	許容限度 0.4	mg/L	<0.04	<0.04	<0.04	<0.04
1,1,1-トリクロロエタン	許容限度 3	mg/L	<0.3	<0.3	<0.3	<0.3
1,1,2-トリクロロエタン	許容限度 0.06	mg/L	<0.006	<0.006	<0.006	<0.006
1,3-ジクロロプロペン	許容限度 0.02	mg/L	<0.002	<0.002	<0.002	<0.002
チウラム	許容限度 0.06	mg/L	<0.006	<0.006	<0.006	<0.006

項目	基準または許容限度	単位	エリアおよびタンク群			
			G3	J4	H1	K3
			A	B	E	A
シマジン	許容限度 0.03	mg/L	<0.003	<0.003	<0.003	<0.003
チオベンカルブ	許容限度 0.2	mg/L	<0.02	<0.02	<0.02	<0.02
ベンゼン	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
セレン	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01	<0.01
フェニトロチオン	許容限度 0.03	mg/L	<0.003	<0.003	<0.003	<0.003
フェノール類	許容限度 5	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1
フッ素	許容限度 15（海域）	mg/L	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5
溶解性マンガン	許容限度 10	mg/L	<1	<1	<1	<1
アンモニア, アンモニウム化合物	許容限度 100	mg/L	<1	<1	<1	<1
亜硝酸化合物および亜硝酸化合物		mg/L	2	2	<1	11
1,4-ジオキサン	許容限度 0.5	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05
n-ヘキサン抽出物質（鉱物油）	許容限度 5	mg/L	<0.5	<0.5	<0.5	<0.5
n-ヘキサン抽出物質（動植物油脂類）	許容限度 30	mg/L	<1	<1	<1	<1
窒素	許容限度 120（日間平均 60）	mg/L	2	2.3	0.7	11.1
リン	許容限度 16（日間平均 8）	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05	<0.05

表 II-9-2　ALPS 処理水等タンクにおける化学物質等分析結果（その 2）

項目	基準または許容限度	単位	エリアおよびタンク群		
			K4	H2	G1S
			A	C	A
水素イオン	5.0< /<9.0	pH	8.3	8.5	8.3
浮遊物質量(SS)	許容限度 200 (日間平均 150)	mg/L	<1	<1	<1
化学的酸素要求量 (COD)	許容限度 160（日間平均 120）	mg/L	0.9	1.8	1.5
ホウ素（mg/L）	許容限度 230（海域）	mg/L	0.4	1.1	1.1
溶解性鉄	許容限度 10	mg/L	<1	<1	<1

項目	基準または許容限度	単位	エリアおよびタンク群		
			K4	H2	G1S
			A	C	A
銅	許容限度 3	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
ニッケル	許容限度 2	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
クロム	許容限度 2	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
亜鉛	許容限度 2	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
生物化学的酸素要求量 (BOD)	許容限度 160 (日間平均 120)	mg/L	2	<1	<1
大腸菌群数	許容限度 日間平均 3000	個/cm3	0	0	0
カドミウム	許容限度 0.03	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01
シアン	許容限度 1	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05
有機リン	許容限度 1	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
鉛	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01
六価クロム	許容限度 0.5	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05
ヒ素	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01
水銀	許容限度 0.005	mg/L	<0.0005	<0.0005	<0.0005
アルキル水銀	検出されないこと	mg/L	<0.0005	<0.0005	<0.0005
ポリ塩化ビフェニル	許容限度 0.003	mg/L	<0.0005	<0.0005	<0.0005
トリクロロエチレン	許容限度 0.1	mg/L	<0.03	<0.03	<0.03
テトラクロロエチレン	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01
ジクロロメタン	許容限度 0.2	mg/L	<0.02	<0.02	<0.02
四塩化炭素	許容限度 0.02	mg/L	<0.002	<0.002	<0.002
1,2-ジクロロエタン	許容限度 0.04	mg/L	<0.004	<0.004	<0.004
1,1-ジクロロエチレン	許容限度 1	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
シス-1,2-ジクロロエチレン	許容限度 0.4	mg/L	<0.04	<0.04	<0.04
1,1,1-トリクロロエタン	許容限度 3	mg/L	<0.3	<0.3	<0.3
1,1,2-トリクロロエタン	許容限度 0.06	mg/L	<0.006	<0.006	<0.006
1,3-ジクロロプロペン	許容限度 0.02	mg/L	<0.002	<0.002	<0.002
チウラム	許容限度 0.06	mg/L	<0.006	<0.006	<0.006
シマジン	許容限度 0.03	mg/L	<0.003	<0.003	<0.003
チオベンカルブ	許容限度 0.2	mg/L	<0.02	<0.02	<0.02
ベンゼン	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01

項目	基準または許容限度	単位	エリアおよびタンク群		
			K4	H2	G1S
			A	C	A
セレン	許容限度 0.1	mg/L	<0.01	<0.01	<0.01
フェニトロチオン	許容限度 0.03	mg/L	<0.003	<0.003	<0.003
フェノール類	許容限度 5	mg/L	<0.1	<0.1	<0.1
フッ素	許容限度 15（海域）	mg/L	<0.5	<0.5	<0.5
溶解性マンガン	許容限度 10	mg/L	<1	<1	<1
アンモニア, アンモニウム化合物	許容限度 100	mg/L	<1	<1	<1
亜硝酸化合物および亜硝酸化合物		mg/L	25	7	10
1,4-ジオキサン	許容限度 0.5	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05
n-ヘキサン抽出物質（鉱物油）	許容限度 5	mg/L	<0.5	<0.5	<0.5
n-ヘキサン抽出物質（動植物油脂類）	許容限度 30	mg/L	<1	<1	<1
窒素	許容限度 120（日間平均 60）	mg/L	24.6	7.5	10
リン	許容限度 16（日間平均 8）	mg/L	<0.05	<0.05	<0.05

II-7. 処理途上水の発生理由

ALPS は、汚染水から除去対象 62 核種を除去し、一度の処理で告示濃度比総和 1 未満にする能力を持っているが、II-5.に記載の方法により推定した結果、タンクに貯蔵される水のうち、含まれる放射性物質濃度が告示濃度比総和 1 以上となり、今後二次処理が行われる「処理途上水」が、全体の 7 割（2022 年 2 月現在約 67%）を占めている。この理由を処理の時期ごとに以下に示す。

a. 2013～2015 年度

ALPS が運転開始するまでの間、セシウムのみを除去した状態の高濃度汚染水を敷地内のタンクに貯蔵していた。その高濃度汚染水からの直接線およびスカイシャイン線により、敷地境界線量が非常に大きく、敷地境界で 9.76mSv/年と評価され、国の定める基準である「敷地境界における実効線量 1mSv/年未満」を大幅に超過するような状況であった。

これに対し、まず敷地境界における実効線量 1mSv/年を早期に達成することを目指して、ALPS の、各吸着塔出口濃度で多少の交換基準超過を許容しつつ運用を継続し、稼働率を上げて高濃度汚染水の処理を行った。

その結果、2015 年度末には敷地境界における実効線量 1mSv/年を達成することができたが、放射性物質濃度が告示濃度比総和 1 以上の処理途上水がタンクに貯留されることとなった。

なお、この時期は ALPS 運用開始間もない時期でもあり、設備トラブルによる濃度超過事例も発生した。告示濃度比総和が 1 万を超える処理途上水は、この設備トラブルによるものであるが、現在では設備トラブルの原因が除去されており、事象の再発も見られない。

b. 2016 年度

この時期は、前年度までに高濃度汚染水の処理が進んだことにより、処理容量がタンク建設のスピードを上回ったため、ALPS 処理水を貯蔵するタンクが不足した時期であったが、ALPS 処理水を貯蔵するタンクの建設を急ぐとともに、ALPS の性能を活かし、告示濃度比総和が 1 未満となるよう、処理を実施した。

このようにして、ALPS 本来の性能が前年度までよりも適切に発揮されることとなり、結果として告示濃度比総和 1 以上の処理途上水の発生頻度が下がることとなった。

c. 2017～2018 年度

事故直後には、急ぎタンクを日本中からかき集め、汚染水などの貯蔵に利用していたが、このうちボルト締めのフランジ型タンクは、この時期から漏えい事象が相次ぎ発生したことから、フランジ型タンクでのストロンチウム処理水（ALPS による処理を行う前の、セシウムやストロンチウムの大半を除去した水）の貯蔵解消が課題となった。

そのため、2018 年度末を目標に、フランジ型タンクでの貯蔵解消を目指し、貯蔵されているストロンチウム処理水（ALPS 処理前水）の ALPS による早期処理を行うこととし、再び各吸着塔出口で多少の濃度超過を許容しつつ稼働率を向上させた運転を行った。

その結果、2018 年 11 月に、フランジ型タンク内のストロンチウム処理水の全量処理が完了したが、2016 年度と比較すると、告示濃度比総和 1 以上の処理途上水の発生頻度が高まった。

なお、フランジ型タンクに貯蔵される ALPS 処理水等については、2019 年 3 月までにすべて溶接型タンクへの移送が完了している。

添付 III　トリチウムの被ばく評価における有機結合型トリチウムの影響について

ALPS 処理水には、大量のトリチウム水（HTO）が含まれる。トリチウム水は、人を含む動植物の体内に取り込まれると、トリチウム水のまま通常の水（H_2O）と同様にふるまう自由水型トリチウム（FWT：Free Water Tritium）から、一部が組織に取り込まれた有機結合型トリチウム（OBT：Organically bound tritium）に変換される。OBT は、HTO に比べて体内に長く留まることから被ばく影響も大きく、ICRP では OBT を摂取した場合の実効線量係数をトリチウム水と別に定めている。FWT は、体内でのふるまいを表現した呼称であるが、トリチウム水と同じものであるので、本報告書では HTO として記述する。

III-1. トリチウムの体内動態について

ICRP Publication 56[III-1]のモデルによれば、体内に取り込まれたトリチウム水（HTO)の約 3%が OBT に変化し、HTO よりも長く体内に留まるとしている。体内における半減期は、HTO で約 10 日、OBT では約 40 日としている。（図 III-1）

一方、OBT として体内に取り込まれたトリチウムは、血液中で 50%が直ちに HTO に変換されるとしている。OBT と HTO それぞれ上記の半減期で、最終的には血液から HTO として体外に排出される。（図 III-2）

これらの体内における動態モデルを踏まえ、ICRP Publication 72 [III-2]におけるトリチウムの実効線量係数は、それぞれ以下の通りとされている。

- トリチウム水（HTO）　　1.8E-11　Sv/Bq
- 有機結合型トリチウム（OBT）　　4.2E-11　Sv/Bq

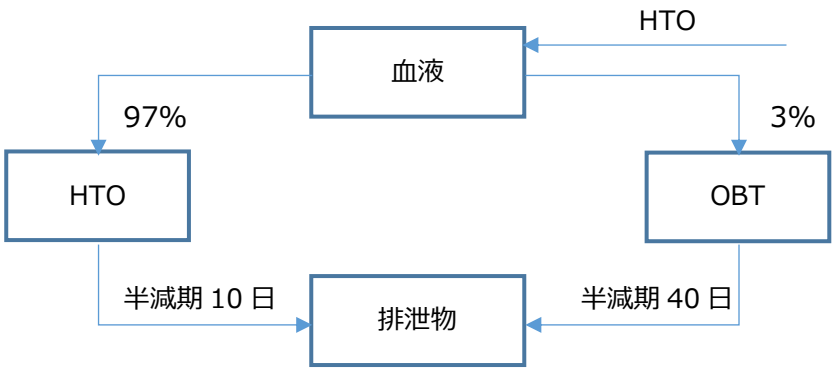


図 III-1 トリチウム水（HTO）摂取の ICRP モデル

(UNSCEAR2016 附属書 C [III-3]より引用)

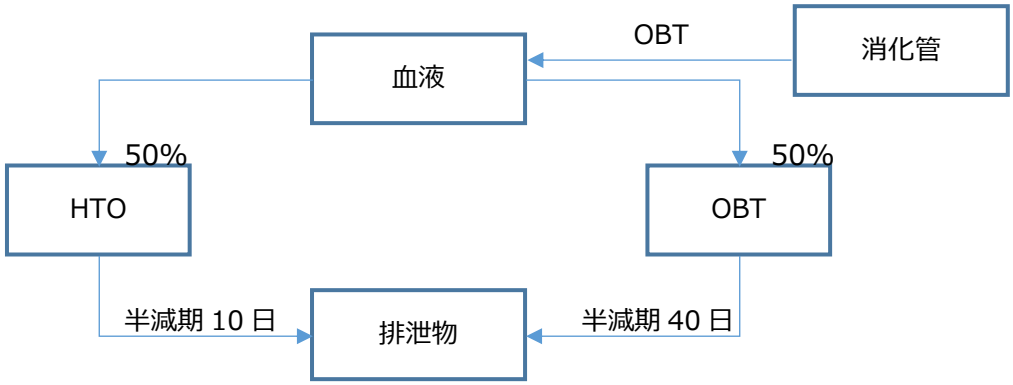


図 III-2　OBT 摂取の ICRP モデル

(UNSCEAR2016 附属書 C より引用)

なお、ICRP Publication 134 [III-4]では新しい体内動態モデルが示されており、体内半減期約 40 日の OBT に加え、体内半減期約 1 年と更に長期間体内に留まる OBT をモデルに組み込んでいる。（図 III-3、III-4）

このモデルによる実効線量係数は以下の通り ICRP Publication 72 よりも高くなっているが、こちらで計算した場合も被ばく評価結果への影響が大きく変わるものではない。

・トリチウム水（HTO）　　1.9E-11　Sv/Bq

・有機結合型トリチウム（OBT）　　5.1E-11　Sv/Bq

本モデルでは、HTO を継続して摂取した場合、全身のトリチウムのうち約 6 %が OBT と予測されるとしている。

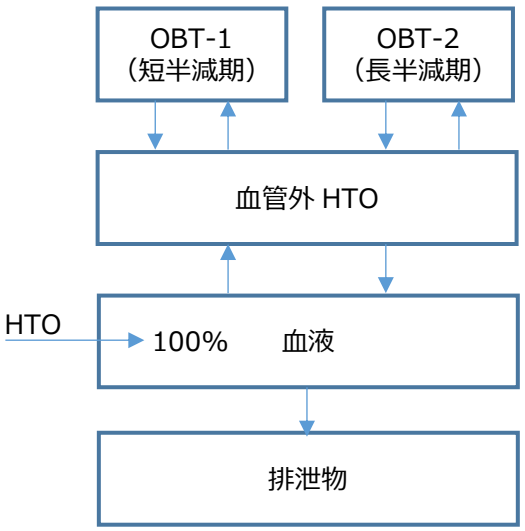


図 III-3　HTO 摂取の ICRP 新モデル

(UNSCEAR2016 附属書 C より引用)

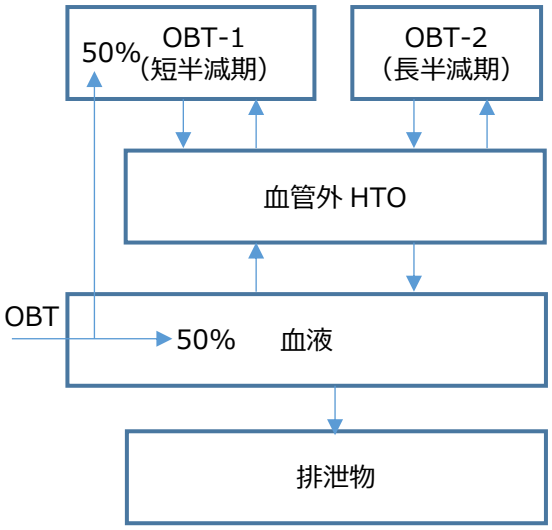


図 III-4　OBT 摂取の ICRP 新モデル

(UNSCEAR2016 附属書 C より引用)

III-2. OBT 摂取による被ばく評価への影響について

ALPS には、共沈、吸着、物理フィルターなどが設けられており、除去対象の 62 核種をその化学形態に依らず除去している。これまでの分析結果からは、有機物が多く含まれているような状況は見られていない（添付 II「ALPS 処理水等の水質について」参照）。従って、ALPS 処理水に含まれるトリチウムは、全量 HTO とし、飲水や海水のしぶきの吸入による内部被ばくの評価においては、OBT は考慮せず全量 HTO として評価を行った。

一方、環境中の動植物においては、HTO の一部が OBT に変換されることから、海産物として摂取するトリチウムの一部は OBT であることが考えられる。ただし、環境中でトリチウムと水素の同位体比率が変わるような濃縮は見られないこと、および海産物の重量の 7 割～9 割程度が水であることから、OBT によって、海産物中のトリチウム濃度が大きく変わることは無いと考えられる。

HTO 摂取の実効線量係数を DC_{FWT}、OBT 摂取の実効線量係数を DC_{OBT}、摂取するトリチウムの内 OBT の比率を X %とした場合、実効線量係数 $DC_{補正}$は、次式で表せる。

$$DC_{補正} = (1-X/100)\cdot DC_{FWT} + X/100\cdot DC_{OBT} \qquad (III\text{-}1)$$

式（III-1）により補正した実効線量係数を表 III-1 に示す。

本報告書では、海産物摂取による内部被ばくの評価において、OBT の割合を 10%として計算を行った。

表 III-1　海産物から摂取するトリチウムのうち OBT の割合により補正した実効線量係数

海産物の OBT の割合 (%)	実効線量係数 (mSv/Bq)			備考
	成人	幼児	乳児	
0	1.8E-08	3.1E-08	6.4E-08	
10	2.0E-08	3.5E-08	7.0E-08	評価に使用
20	2.3E-08	3.9E-08	7.5E-08	
100	4.2E-08	7.3E-08	1.2E-07	

III-3. 海生動植物の OBT について

環境中における、HTO と OBT の同位体比については、フランスのラ・アーグ再処理施設周辺で行われたモニタリングの結果（図 III-5）が示されている[III-5]。海藻から魚類までどの種においても同位体比は同じであり、濃縮するような傾向は見られていない。

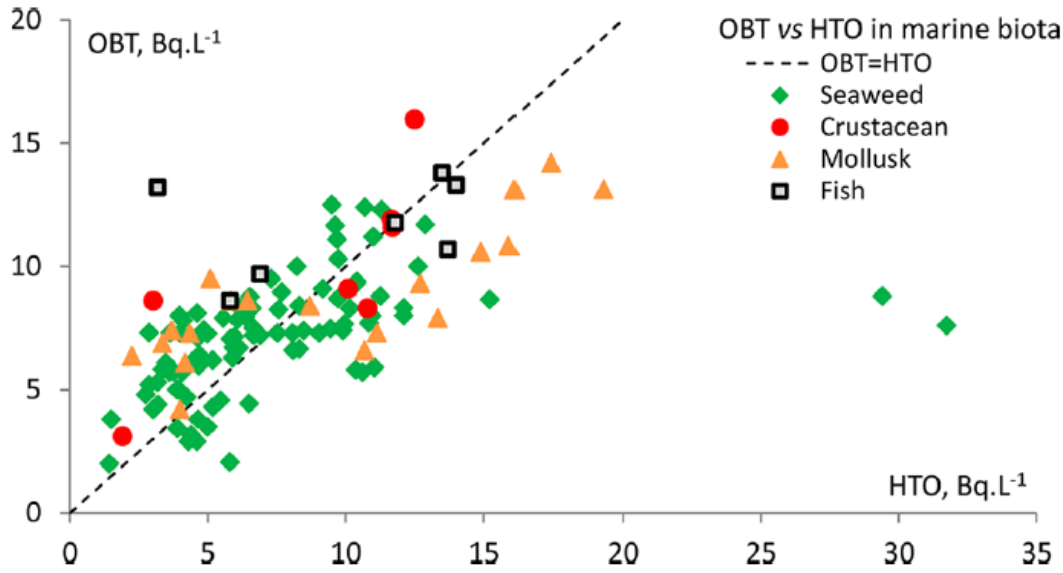


図 III-5　ラ・アーグ再処理施設周辺海域で行われた海生動植物中の OBT と HTO 濃度の調査結果

また、当社が福島第一原子力発電所周辺で 2014 年以降実施してきた魚のモニタリングにおいても、これまでに測定した 83 試料で OBT が検出されたことは無い。

参照文献

[III-1] ICRP Publication 56 “Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides – Part 1”,1989

[III-2] ICRP Publication 72 ” Age-dependent Doses to the Members of the Public from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients”,1995

[III-3] UNSCEAR 2016 Report “SOURCES, EFFECTS AND RISKS OF IONIZING RADIATION ANNEX C BIOLOGICAL EFFECTS OF SELECTED INTERNAL EMITTERS - TRITIUM”,2017

[III-4] ICRP Publication 134 “Occupational Intakes of Radionuclides: Part 2”,2016

[III-5] Bruno Fiévet, Julien Pommier, Claire Voiseux, Pascal Bailly du Bois, Philippe Laguionie, Catherine Cossonnet, and Luc Solier “Transfer of Tritium Released into the Marine Environment by FrenchNuclear Facilities Bordering the English Channel”,2013

添付 IV　ALPS 処理水の放出に係る期間に関する考察

福島第一原子力発電所では、ALPS 処理水希釈放出設備および関連施設を設置し、タンクに貯留された ALPS 処理水を放出することにより、「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」や「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」に沿った廃炉作業に必要な敷地を確保する計画である。

本項では、ALPS 処理水を計画的に放出しタンク容量を減らしていくことで、廃炉作業に必要な敷地を確保できることを、ALPS 処理水放出シミュレーションを用いてお示しする。

IV-1. ALPS 処理水放出シミュレーションの前提条件

ALPS 処理水放出シミュレーションの前提条件として、シミュレーション期間、希釈放出設備の仕様、放出する ALPS 処理水に関する条件について以下の通り定める。

シミュレーション期間として、2021 年度[1]からの 1 年単位でのシミュレーションとし、2023 年度より放出を開始し、2051 年度[2]に放出完了する前提とする。

希釈放出設備の仕様として、ALPS 処理水の流量は最大 500m^3/日、年間稼働率は 8 割（放出日数 292 日）を前提とする。海水流量は、海水ポンプの稼働台数が 1～3 台として、17 万～51 万 m^3/日とする。

放出する ALPS 処理水に関する条件として、年間トリチウム放出量は 22 兆 Bq を上限とするとともに、ALPS 処理水の海洋放出は廃炉作業に必要な敷地の確保が目的であることから、各年度におけるタンク容量を制約条件とする。また、トリチウムは半減期約 12 年の放射性物質であることから、1 年間に約 5.5%減少する前提とする。なお、放出開始当初は少量から放出する計画であることから、2023 年度の年間トリチウム放出量は 2024 年度の半分と設定する。

加えて、今後放出する ALPS 処理水には、「日々発生する ALPS 処理水」と「タンクに貯留されている ALPS 処理水等」がある。これらの水の放出順序として、「タンクに貯留されている ALPS 処理水等」のうち測定・確認用設備として使用する K4 タンク約 3 万 m^3 を放出した

[1] 日本国内における 1 事業年度は 4 月 1 日に開始し翌年 3 月 31 日に終了する。

[2] 中長期ロードマップにおいては、放射性物質の放出が管理され放射線量が大幅に抑えられている状況を達成した 2011 年 12 月から 30～40 年後の廃止措置終了が目標として定められている。

後、「日々発生する ALPS 処理水」および「タンクに貯留されている ALPS 処理水等」のトリチウム濃度の薄い順に放出する前提とする。なお、「日々発生する ALPS 処理水」は、建屋内トリチウム総量が 0 となるまで、発生する限り放出を継続する。この際、「日々発生する ALPS 処理水」の 1 日当たりの発生量については、2025 年以降に 100m^3/日となるよう、段階的に汚染水発生量が毎年 10m^3/日ずつ減少することを前提とする。

表 IV-1 ALPS 処理水放出シミュレーションの前提条件

年間トリチウム放出量（22 兆 Bq/年未満）	敷地利用計画に影響を与えない範囲で海洋放出完了が 2051 年度となる放出総量を設定
シミュレーション評価開始日	2021 年 4 月 1 日（1 年単位でのシミュレーション）
放出開始日	2023 年 4 月 1 日
ALPS 処理水流量	最大 500m^3/日
希釈用海水流量	17 万 m^3/日（海水ポンプ 1 台）～51 万 m^3/日（海水ポンプ 3 台）
ALPS 処理水放出順序	測定・確認用設備として使用する K4 タンク約 3 万 m^3 をトリチウム濃度の薄い順に放出 その後、その他のタンク・新規発生 ALPS 処理水もトリチウム濃度の薄い順に放出
トリチウム減衰	半減期約 12 年として考慮（1 年間で約 5.5%減少）、新規発生分も減衰考慮
ALPS 処理水発生量	2025 年度以降に 100m^3/日となるよう、段階的に汚染水発生量が毎年 10m^3/日ずつ減少することを仮定
放出日数	292 日（稼働率 8 割）

なお、「日々発生する ALPS 処理水」については、今後発生するものであり不確実性が高いことから、トリチウム総量が最も多いケースと、トリチウム総量が最も少ないケースの 2 ケースで評価を行った。トリチウム総量が最も多いケースでは、新規発生トリチウム濃度として 2021 年 1 月から 6 月のうちの最大値 44.8 万 Bq/L を、建屋内トリチウム総量は事故時点でのトリチウム総量 3400 兆 Bq が建屋又はタンクに全量残存していると仮定し約 1150 兆 Bq を前提とする。トリチウム総量が最も少ないケースでは、新規発生トリチウム濃度として 2021 年 1 月から 6 月のうちの最小値 21.5 万 Bq/L を、建屋内トリチウム総量は建屋内滞留水貯水量および濃度より推計した約 81 兆 Bq を前提とする。

添付 IV-2

表 IV-2 ALPS 処理水放出シミュレーションの評価ケース

ケース	トリチウム総量が最も多いケース	トリチウム総量が最も少ないケース
新規発生トリチウム濃度	44.8 万 Bq/L （2021/1/5、2021 年最大）	21.5 万 Bq/L （2021/6/1、2021 年最小）
建屋内トリチウム総量（2021/4/1 時点）	約 1150 兆 Bq （事故時 3400 兆 Bq が建屋・ﾀﾝｸに全量残存）	約 81 兆 Bq （建屋内滞留水貯水量および濃度より推計）

これらの前提条件のもと、毎年度の年間トリチウム放出量の最小値、ALPS 処理水等貯水量、ALPS 処理水平均流量および海水希釈前後のトリチウム平均濃度を評価した。

IV-2. ALPS 処理水放出シミュレーション結果

それぞれのケースについて、敷地利用計画に影響を与えないよう年間のトリチウム放出総量を変化させ、海洋放出完了がちょうど 2051 年度となる放出総量を評価した結果、トリチウム総量が最も多いケースの年間トリチウム放出量の最大は 22 兆 Bq、トリチウム総量が最も少ないケースの年間トリチウム放出量の最小は年間最大 16 兆 Bq となり、いずれのケースにおいても、年間 22 兆 Bq の範囲内で 2051 年度までに放出完了することを確認した。

各年度の年間トリチウム放出量は、トリチウム総量が最も多いケースでは、2023 年度は 11 兆 Bq/年、2024～2029 年度は 22 兆 Bq/年、2030～2032 年度は 18 兆 Bq/年、2033 年度以降は 16 兆 Bq/年となった。一方、トリチウム総量が最も少ないケースでは、2023 年度は 8 兆 Bq/年、2024～2028 年度は 16 兆 Bq/年、2029 年度以降は 11 兆 Bq/年となった。

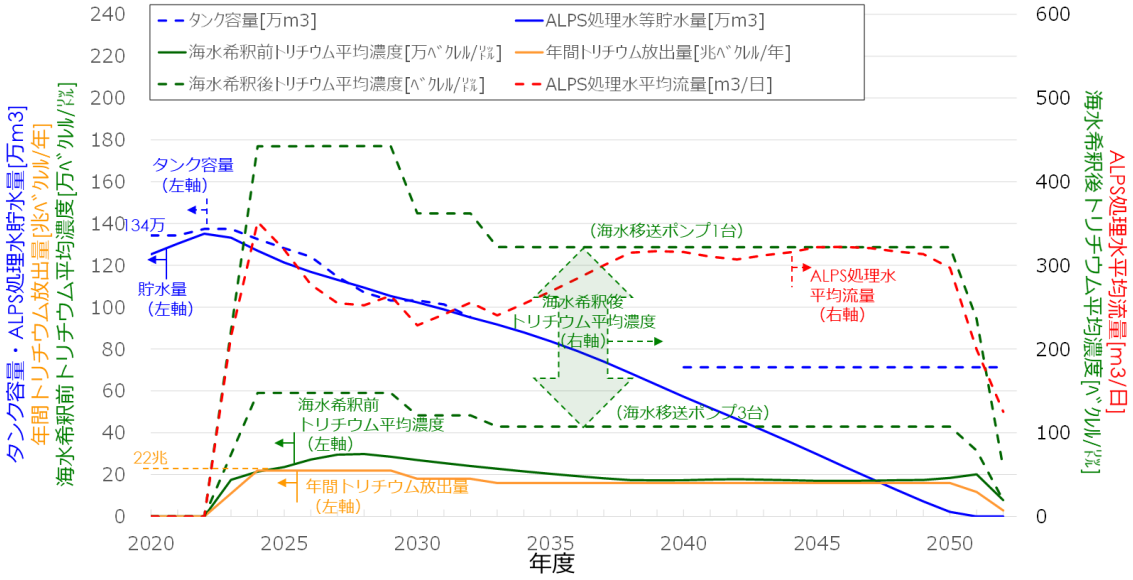


図 IV-1 トリチウム総量が最も多いケース

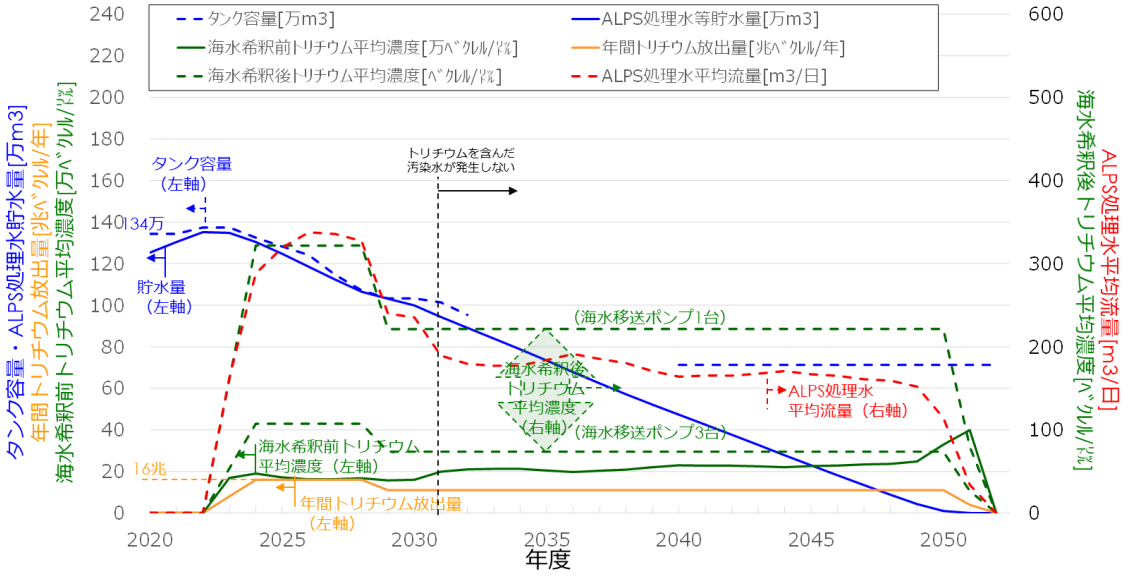


図 IV-2 トリチウム総量が最も少ないケース

添付 V　希釈水の取放水による外部影響について

ALPS 処理水の放出にあたっては、取り除くことが困難なトリチウムの濃度を、法令に定める濃度を大幅に下回る 1,500Bq/L 未満となるまで、海水により 100 倍以上に希釈して放出する。ALPS 処理水の希釈用海水は、5 号機取水口から取水する計画であるが、港湾内の海水濃度は周辺海域の海水よりも若干高い放射性物質濃度となっていることや、港湾内の海底土等の影響を考慮し、5, 6 号機放水口北側から海水を引き込む計画である。

V-1. 港湾の海水濃度の状況

港湾の Cs-137 濃度の現状は図 V-1 の通り。1～4 号機取水口付近の濃度が高く、港湾口や 5,6 号機側に向けて 1～4 号機取水口付近から遠ざかると濃度が低下している。

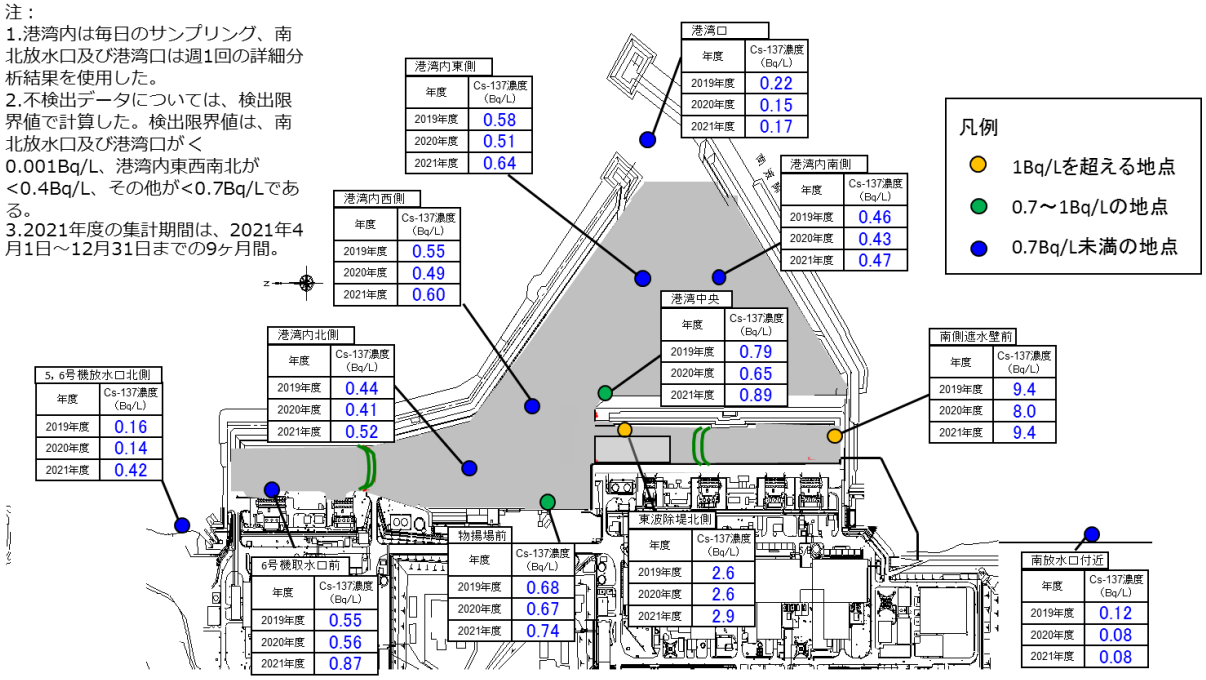


図 V-1　港湾の Cs-137 濃度の状況

V-2. 希釈用海水の取放水に伴い想定される外部への影響とその対策について

V-1.で示したとおり、港湾内の海水中放射性物質濃度は、1～4 号機取水口付近が高い傾向がある。希釈用の海水は、5 号機取水口付近から取水する計画であり、1～4 号機取水路開渠側から 5, 6 号機側へ濃度の高い海水を引き込む可能性が考えられる。

対策として、取水設備設置にあたっては、5, 6 号機取水路開渠を仕切堤（捨石傾斜堤＋シート）にて、1～4 号機側からの海水の流入を抑止し、代わりに北防波堤透過防止工の一部を改造し、港湾外から希釈用の海水を取水する設計とする（図 V-2）。

この結果、5, 6 号機取水路開渠の海水中放射性物質濃度は低下し、5, 6 号機取水路開渠への拡散が抑制される物揚場付近の濃度がわずかに上昇する可能性があるものの、希釈用海水の取放水に伴う外部への影響を抑制できるものと考える。

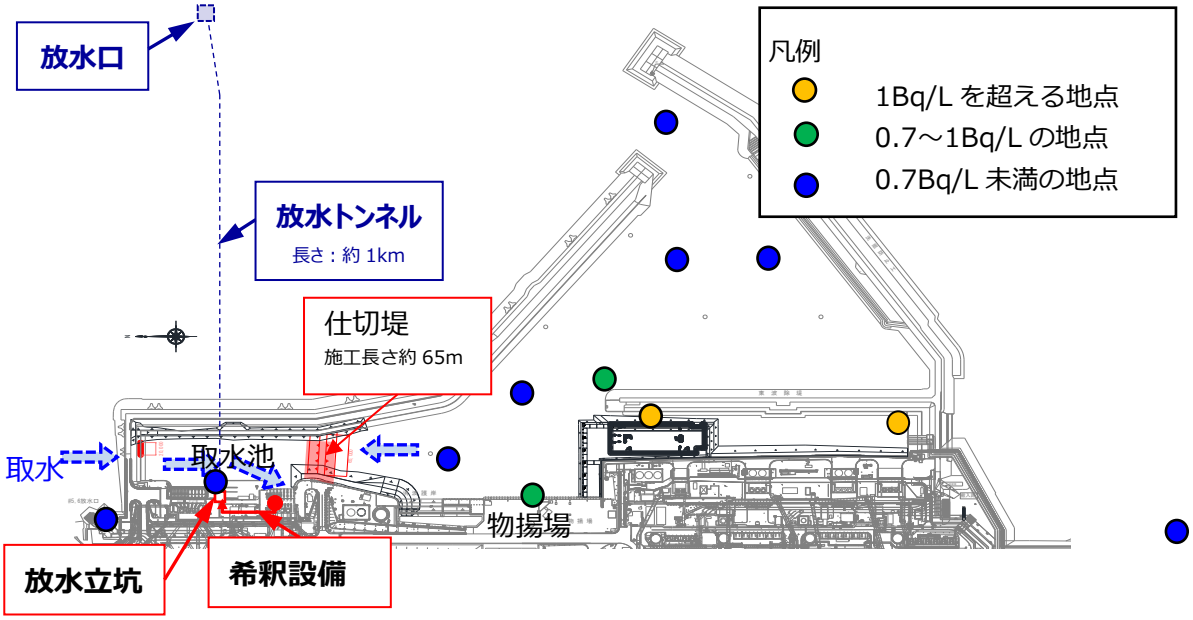


図 V-2　取放水計画と港湾の Cs-137 濃度の状況

V-3. 希釈用海水の取放水による外部影響の評価

対策の効果を確認するため、港湾内（1～4 号機側）から取水する場合と港湾外（5, 6 号機放水口北側）から取水する場合の外部影響について比較評価を行った。

評価は、ALPS 処理水の放出における人への被ばく評価において、希釈用海水によって港湾外に移動する放射性物質の移動量をソースタームに付加する形で行った。

（1）ソースタームに付加する放射性物質移動量の設定

比較評価に使用する希釈用海水の濃度としては、港湾外取水が 5, 6 号機放水口北側、港湾内取水が港湾内北側のモニタリング結果（2019 年度から約 3 年間）から設定した（図 V-3）。

対象核種は、港湾の海水中に存在が確認されており、モニタリングの対象としている Cs-137、Sr-90、トリチウム（Cs-137、Sr-90 は、それぞれ子孫核種 Ba-137 と Y-90 が平衡状態で同じ濃度で含まれると仮定）とした。

なお、港湾内外で検出下限値が異なる（港湾内の方が高い）ため、港湾内北側の Cs-137、トリチウムは過大評価となっている可能性があるものの、5, 6 号機放水口北側の方が低濃度であることは明らかである。

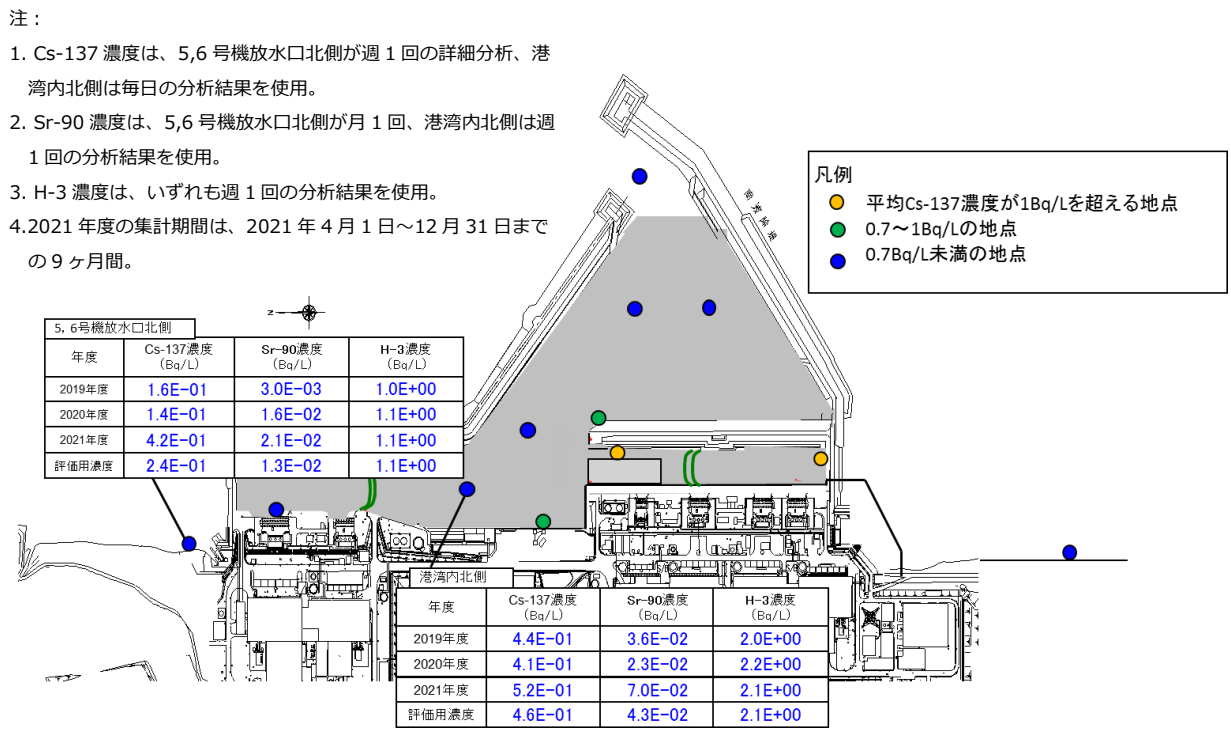


図 V-3　比較評価に使用する希釈用海水の放射性物質濃度

希釈用海水（希釈用海水ポンプ 3 台運転の場合）の中に含まれ、港湾外に移動する放射性物質の核種 i の移動量M(i)は、上記で設定した希釈水の海水濃度C_D(i)より、以下の式により求めた。

$$M(i)[Bq/年]=C_D(i)[Bq/L]\times 51\text{ 万}[m^3/日]\times 1000[L/m^3]\times 365[日/年]\times 0.8(稼働率)$$

評価用のソースタームとしては、放射線影響評価に用いた「K4 タンク群の実測値」および「J1-G タンク群の実測値」の２種類を用いた。追加した放射能移動量は表 V-１の通り。

表 V-1　希釈用海水による核種ごとの年間放射能移動量

核種	港湾外取水 （5，6 号機放水口北側）		港湾内取水 （港湾内北側）	
	評価用濃度 (Bq/L)	移動量 (Bq/年)	評価用濃度 (Bq/L)	移動量 (Bq/年)
Cs-137	2.4E-01	3.6E+10	4.6E-01	6.9E+10
Sr-90	1.3E-02	1.9E+09	4.3E-02	6.4E+09
H-3	1.1E+00	1.6E+11	2.1E+00	3.1E+11

（２）評価結果

被ばく評価の結果は表 V-2、V-3 の通り。港湾外から取水する方が外部への影響は小さい。

ただし、いずれの評価結果も線量限度 1mSv/年はもとより、線量拘束値に相当する国内の原子力発電所に対する線量目標値 0.05mSv/年と比べてわずかであり、仮に希釈水として港湾内の海水を取水した場合でも被ばくへの影響は小さい。

表 V-2　代表的個人（海産物を多く摂取する場合）の被ばく評価結果の比較

評価ケース		K4 タンク群の実測値によるソースターム			J1-G タンク群の実測値によるソースターム			備考
		通常時の被ばく評価	港湾外取水（5，6 号機放水口北側）	港湾内取水（港湾内北側）	通常時の被ばく評価	港湾外取水（5，6 号機放水口北側）	港湾内取水（港湾内北側）	
外部被ばく (mSv/年)	海水面から	6.5E-09	7.4E-08	1.4E-07	4.7E-08	1.1E-07	1.8E-07	
	船体から	4.8E-09	5.8E-08	1.1E-07	3.3E-08	8.7E-08	1.4E-07	
	遊泳中	4.5E-09	5.1E-08	9.4E-08	3.2E-08	7.9E-08	1.2E-07	
	海浜砂	7.8E-06	9.4E-05	1.7E-04	5.6E-05	1.4E-04	2.2E-04	
	漁網	1.6E-06	1.7E-05	3.1E-05	1.2E-05	2.7E-05	4.1E-05	
内部被ばく (mSv/年)	飲水	3.3E-07	7.3E-07	1.2E-06	3.2E-07	7.2E-07	1.2E-06	成人の値
	しぶき吸入	9.3E-08	4.1E-07	7.8E-07	4.0E-07	7.2E-07	1.1E-06	
	海産物摂取	6.1E-05	7.3E-05	8.4E-05	3.0E-04	3.1E-04	3.2E-04	
合計		7E-05	2E-04	3E-04	4E-04	5E-04	6E-04	

表 V-3　年齢別の内部被ばく評価結果（海産物を多く摂取する場合）

評価ケース		K4 タンク群の実測値によるソースターム			J1-G タンク群の実測値によるソースターム			備考
		通常時の被ばく評価	港湾外取水（5，6 号機放水口北側）	港湾内北側取水	通常時の被ばく評価	港湾外取水（5，6 号機放水口北側）	港湾内北側取水	
飲水による内部被ばく (mSv/年)	成人	3.3E-07	7.3E-07	1.2E-06	3.2E-07	7.2E-07	1.2E-06	
	幼児	5.7E-07	9.2E-07	1.4E-06	5.5E-07	9.0E-07	1.3E-06	
	乳児	–	–	–	–	–	–	
水しぶきの吸入による内部被ばく (mSv/年)	成人	9.3E-08	4.1E-07	7.8E-07	4.0E-07	7.2E-07	1.1E-06	
	幼児	6.2E-08	2.8E-07	5.4E-07	2.2E-07	4.4E-07	6.9E-07	
	乳児	4.0E-08	1.5E-07	2.9E-07	1.2E-07	2.3E-07	3.6E-07	
海産物摂取による内部被ばく (mSv/年)	成人	6.1E-05	7.3E-05	8.4E-05	3.0E-04	3.1E-04	3.2E-04	
	幼児	9.4E-05	9.9E-05	1.1E-04	5.6E-04	5.6E-04	5.7E-04	
	乳児	1.1E-04	1.1E-04	1.2E-04	7.1E-04	7.1E-04	7.2E-04	

添付 VI　評価対象以外の移行経路、被ばく経路について

多核種除去設備等処理水（ALPS 処理水）の海洋放出に係る放射線影響評価報告書（設計段階）（2021 年 11 月、以下、「改訂前報告書」）における移行、被ばく経路の選定は、IAEA　GSG-10 を参考にしつつ、国内の安全指針を策定してきた旧原子力安全委員会が了承した「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」（以下、「軽水炉の線量評価について」）、および先行事例である六ヶ所再処理施設の事業指定申請書（以下、「六ヶ所申請書」）を参照して選定した。「軽水炉の線量評価について」では、発電用原子炉施設の安全審査で行う一般公衆に対する線量評価の基本的考え方の検討として、重要と思われる被ばく経路についてのケーススタディを行っており、液体廃棄物中の放射性物質による線量評価として、以下の経路について試算を行っている。

（１）海上作業における外部被ばく
（２）遊泳における外部被ばく
（３）海浜作業における外部被ばく
（４）漁網操作における外部被ばく
（５）海産物摂取による内部被ばく

なお、試算した結果として液体廃棄物による被ばくについては海産物の摂取による内部被ばくが最も重要な被ばく形態としている。

一方、六ヶ所申請書では、以下の被ばく経路について評価を行い、審査を受けている。

（１）海水面からの外部被ばく
（２）船体からの外部被ばく
（３）海中作業での外部被ばく
（４）漁網からの外部被ばく
（５）海産物摂取による内部被ばく

近傍に砂浜が無いため、海浜作業における外部被ばくは選定されていない。改訂前報告書では、まずこれらを踏まえて移行、被ばく経路の選定を行った。

一方、IAEA　GSG-10 では、移行経路、被ばく経路について考慮すべき経路が示されている。これらの移行経路、被ばく経路について、あらためて経路の網羅性の観点から検討を行い、被ばく線量の試算を行った上で、被ばくの大きさと網羅性の観点から経路の追加について検討を行った。

具体的には、TECDOC-1759 [VI-1]（海洋投棄する物質の適合性を判断するための放射線影響評価手順）に示された移行経路および被ばく経路について、同書の評価手法による評

価を行って、改訂前報告書の被ばく評価結果との比較を行い、移行、被ばく経路の追加の必要性について検討を行った。

VI-1. TECDOC-1759 の手法による比較評価

VI-1-1. ソースターム

被ばく評価手法や経路によって、被ばく影響の大きな核種が異なる事から、ソースタームは、64 核種すべてが含まれた実測値によるソースタームを用いた。

VI-1-2. 環境中での拡散、移行のモデリング

移行経路は、IAEA が GSG-10 で示した経路を踏まえて、以下の通り選定した。

(1) 直接放射線

ALPS 処理水の処分で取り扱う放射性物質は、ALPS 処理水または希釈した ALPS 処理水のみである。ALPS 処理水は、あらかじめトリチウム以外の放射性物質が告示濃度比総和 1 未満となるまで浄化した水であり、ALPS 処理水および施設からの直接放射線による被ばくの影響はほとんど無いと考え、改訂前報告書では、移行経路として選定しなかった。

本評価でも選定しない。

(2) 大気中での拡散、大気から地表への沈着と再浮遊

ALPS 処理水は、液体として海水により希釈して海洋放出すること、および大気中への移行の前に海洋で希釈されることから、大気中に拡散した放射性物質による被ばくの影響はほとんど無いと考え、改訂前報告書では移行経路として選定しなかった。

本評価でも選定しない。

(3) 海水中での移流、拡散

ALPS 処理水は、液体として海洋放出することから、改訂前報告書では海水中での移流、拡散を選定した。

本評価でも選定した。

(4) 海水から船体への移行

海水中で拡散した放射性物質は、周辺海域で継続して操業する船舶の船体へ移行することが考えられることから、改訂前報告書では移行経路として選定した。

TECDOC-1759 では経路、計算手法が例示されていないため、本評価では試算の対象としない。

(5) 海水から海岸堆積物への移行

海水中で移流、拡散した放射性物質は、海岸堆積物へ移行することが考えられることから、改訂前報告書では移行経路として選定した。

TECDOC-1759 でも経路、計算手法が例示されていることから、本評価でも選定した。

(6) 海水から浮遊粒子及び海底堆積物への移行

海水中で移流、拡散した放射性物質は、一部が浮遊粒子および海底堆積物に吸着され、移行することにより海水中濃度は低下する。一方で、海底堆積物には放射性物質が蓄積し、長期的には海水中濃度と海底堆積物の濃度は平衡に達する。改訂前報告書では、保守的に移流、拡散の段階では考慮せず、海生動植物の被ばく評価時に、海底堆積物との間で分配係数で平衡状態になっているものとして考慮した。

TECDOC-1759 では、放出された放射性物質が海水から浮遊粒子、海底堆積物に移行するモデルによる計算手法が例示されていることから、本評価でも選定した。

(7)海水から漁網への移行

海水中で移流、拡散した放射性物質は、海水中で使用される漁網へ移行することが考えられる。国内の先行事例においても評価されていることから、改訂前報告書では選定した。

TECDOC-1759 では経路、計算手法が例示されていないため、本評価では選定しない。

(8)海水から大気への移行

ALPS 処理水は、液体として海水により希釈して海洋放出すること、および大気中への移行の前に海洋で希釈されることから、海水から大気中に拡散した放射性物

質による被ばくの影響はほとんど無いと考え、改訂前報告書では移行経路として選定しなかった。

TECDOC-1759 では、海水から水しぶきとして移行する経路、計算手法が例示されており、経路として選定した。

(9) 海岸堆積物から大気への移行

海岸堆積物が大気に移行する量はわずかであり、海岸に滞在する時間も短いことから、被ばくによる影響はほとんど無いと考え、改訂前報告書では移行経路として選定しなかった。

TECDOC-1759 では経路、計算手法が例示されており、経路として選定した。

(10) 海水から海産物への移行

海水から海産物への移行（濃縮）は、広く知られており、軽水炉をはじめ、国内の先行事例においても評価されていることから、改訂前報告書では選定した。

TECDOC-1759 でも経路、計算手法が例示されており、経路として選定した。

拡散シミュレーションは、改訂前報告書と同じ計算結果を使用するが、TECDOC-1759 では、計算領域内に放出された核種の年間放出量と計算領域を通過する海水の量から求めた核種 j の平衡濃度 $C_{BOX}(j)$から、浮遊粒子濃度、海底堆積物への移行を考慮して溶存濃度 $C_{DW}(j)$を次式により求める。

$$C_{DW}(j)=\frac{C_{BOX}(j)}{1+K_d(j)\left(S+\frac{L_B\rho_B}{D}\right)} \qquad (VI\text{-}1)$$

ここで、

$K_d(j)$　は核種 j の底質分配係数(m^3/kg)

S　は浮遊物質濃度(kg/m^3)であり、3E-03kg/m^3 を使用

L_B　は堆積物境界層の厚さ(m)であり、1E-02m を使用

ρ_B　は堆積物境界層の密度(kg/m^3)であり、1500kg/m^3 を使用

D　はモデルの水深(m)であり、放水口位置の水深 12m を使用

浮遊粒子の質量密度 $C_p(j)$(Bq/kg)は、次式で求めた。

$$C_P(j)=K_d(j)C_{DW}(j) \quad \text{(VI-2)}$$

溶存態と浮遊粒子を合わせた海水中の濃度 $C_w(j)$は、次式で求めた。

$$C_W(j)=(1+K_d(j)S)\ C_{DW}(j) \quad \text{(VI-3)}$$

VI-1-3. 被ばく経路の特定

TECDOC-1759 に示された経路、計算手法から、以下の被ばく経路の試算を行った。

・海浜砂からの外部被ばく
・海岸堆積物の不注意な摂取による内部被ばく
・海水の誤飲による内部被ばく
・飛散した海岸堆積物の吸入による内部被ばく
・海水の水しぶきの吸入による内部被ばく
・海産物摂取による内部被ばく
・皮膚の汚染による被ばく

計算方法は以下の通り。

（１）海浜砂からの外部被ばく

砂浜に移行した核種からの外部被ばく $E_{ext,shore,public}$ (Sv)は、次式により計算する。

$$E_{ext,shore,public}=t_{public}\sum_j C_S(j)DC_{gr}(j) \quad \text{(VI-4)}$$

$$Cs(j)=\frac{C_P(j)\rho_s d_s}{10} \quad \text{(VI-5)}$$

ここで

t_{public}　は海岸の滞在時間(h)

$DC_{gr}(j)$ は放射性核種 j の地上汚染に対する線量換算係数((Sv/h)/(Bq/m^2))であり、米国環境保護庁が作成した、最新の FGR15[VI-2]の地表面汚染による線量換算係数を使用（表 VI-1 参照）

Cs(j)　は海岸堆積物中の放射性核種 j の表面汚染密度(Bq/m^2)

ρ_s　は海岸堆積物の密度(kg/m^3)であり、1.5E+03kg/m^3 を使用

d_s　は海岸堆積物の有効厚さ(m)であり、0.1m を使用

浮遊粒子中における核種 j の放射性物質濃度 $C_p(j)$ (Bq/kg-乾燥重量)は、式(VI-2)より求める。

（２）海岸堆積物の不注意な摂取による内部被ばく

海岸堆積物の不注意な摂取による内部被ばく $E_{ing,shore,public}$(Sv)は、次式により計算する。

$$E_{ing,shore,public}=t_{public}H_{shore}\sum_j \frac{C_s(j)}{\rho_s L_B} DC_{ing}(j) \quad \text{(VI-6)}$$

ここで、

t_{public} は海岸の滞在時間(h)

H_{shore} は海岸堆積物の 1 時間当たりの摂取量(kg/h)であり、TECDOC-1759 の推奨値 5.0E-06kg/h を使用

$C_s(j)$ は海岸堆積物中の放射性核種 j の表面汚染密度(Bq/m^2)

ρ_s は海岸堆積物の密度(kg/m^3)であり、1.5E+03kg/m^3 を使用

L_B は海岸堆積物の有効厚さ(m)であり、0.1m を使用

$DC_{ing}(j)$ は放射性核種 j の経口摂取による単位取込量当たりの預託実効線量 (Sv/Bq)[VI-3]（表 VI-2 参照）

（３）海水の飲水による内部被ばく

海岸で遊泳中に誤って海水を飲んでしまう場合の内部被ばく $E_{drink,public}$(Sv)は、次式により計算する。

$$E_{drink,public}=t_{public}H_{swim}\sum_j C_w(j)\, DC_{ing}(j) \quad \text{(VI-7)}$$

ここで、

t_{public} は遊泳時間(h)

H_{swim} は遊泳中の海水摂取率(L/h)であり、保守的に 0.2L/h と設定

$C_w(j)$ は式(VI-3)で求めた核種 j の海水中濃度(Bq/m^3)

$DC_{ing}(j)$ は放射性核種 j の経口摂取による単位取込量当たりの預託実効線量(Sv/Bq)[VI-3]（表 VI-2 参照）

（４）飛散した海岸堆積物の吸入による内部被ばく

海岸で滞在中に、飛散した海岸堆積物を吸入する場合の内部被ばく $E_{inh,shore,public}$(Sv)は、次式により計算する。

$$E_{inh,shore,public}=t_{public}R_{inh,public}DL_{shore}\sum_j C_p(j)DC_{inh}(j) \quad \text{(VI-8)}$$

ここで、

t_{public} は海岸滞在時間(h)

$R_{inh,public}$ は一般人の吸入速度(m^3/h)であり、TECDOC-1759 の推奨値(成人 0.92m^3/h)を使用

DL_{shore} は海岸堆積物の粉塵負荷係数(kg/m^3)であり、TECDOC-1759 の推奨値 2.5E-09kg/m^3 を使用

$DC_{inh}(j)$ は放射性核種 j の吸入による単位取込量当たりの預託実効線量(Sv/Bq)（表 VI-3 参照）

堆積物中の放射性核種濃度 $C_p(j)$(Bq/kg)は、式(VI-2)から求められる。

(5) 海水の水しぶきの吸入による内部被ばく

海岸で滞在中に、波等による水しぶきを吸入する場合の内部被ばく $E_{inh,\ spray,public}$(Sv)は、次式により計算する。

$$E_{inh,spray,public}=t_{public}\cdot R_{inh,public}\frac{C_{spray}}{\rho_w}\sum_j C_w(j)DC_{inh}(j) \quad \text{(VI-9)}$$

ここで、

t_{public} は海岸滞在時間(h)

$R_{inh,public}$ は一般人の吸入速度(m^3/h)であり、TECDOC-1759 の推奨値(成人 0.92m^3/h)を使用

C_{spray} は空気中の海水しぶきの濃度(kg/m^3)であり、TECDOC-1759 の推奨値 1.0E-02kg/m^3 を使用

ρ_w は海水の密度(kg/m^3)であり、1E+03kg/m^3 を使用

$C_w(j)$　は海水中の放射性核種 j の濃度(Bq/m^3)

$DC_{inh}(j)$ は放射性核種 j の吸入による単位取込量当たりの預託実効線量(Sv/Bq)（表 VI-3 参照）

（6）海産物摂取による内部被ばく

海産物を摂取する場合の内部被ばく $E_{ing,food,public}$(Sv)は、次式により計算する。

$$E_{ing,food,public}=\sum_k H_B(k)\sum_j C_{EB}(j,k)DC_{ing}(j) \quad \text{(VI-10)}$$

ここで、

$H_B(k)$　は魚介類 k の年間摂取量(kg)

$DC_{ing}(j)$ は放射性核種 j の経口摂取による単位取込量当たりの預託実効線量(Sv/Bq)（表 VI-2 参照）

$C_{EB}(j,k)$ は魚介類 k の可食部における核種 j の濃度であり、次式で求める。

$$C_{EB}(j,k)=CF(j,k)C_{DW}(j) \quad \text{(VI-11)}$$

ここで、

CF(j,k) は魚介類 k の核種 j に対する濃縮係数((Bq/kg)/(Bq/L))

$C_{DW}(j)$　は海水中の放射性核種 j の溶存濃度(Bq/m^3)であり、式(VI-1)で求める。

（7）海底堆積物が皮膚に付着した場合の皮膚の被ばく

漁網操作時に、漁網とともに引き上げられた海底堆積物が皮膚に付着した場合を想定し、皮膚の実効線量 E_{skin}(Sv)は、次式により計算する。

$$E_{skin}=0.01t_{public}\sum_j S_d\, DC_{skin}(j)/8760 \quad \text{(VI-12)}$$

ここで、

0.01　は皮膚の組織荷重係数

t_{public}　は被ばくの継続時間(h)

$DC_{skin}(j)$は IAEA SRS44[VI-4]に示されている皮膚等価線量換算係数（ベータおよびガンマ放出核種）((Sv/年)/(Bq/cm^2))（表 VI -4 参照）

8760　は単位の変換（h/年）

S_d は表面汚染密度(Bq/cm^2)であり、次式から求めた。

$$S_d = K_d(j) C_{DW}(j) \rho d \qquad \text{(VI-13)}$$

ここで

$K_d(j)$　は核種 j の海水と海底堆積物の分配係数((Bq/kg)/(Bq/L))

$C_{DW}(j)$　は核種 j の海水中の濃度(Bq/L)

ρ　は海底堆積物の密度(kg/cm^3)であり、1.5E-03kg/cm^3 を使用

d　は皮膚に付いた海底堆積物の厚さ(cm)であり、0.01cm を使用

VI-1-4. 被ばく評価の対象となる代表的個人の設定

被ばく評価の対象となる代表的個人の特性は、6-1-2.(4)「被ばく評価の対象となる代表的個人の設定」と同じとした。

- 漁業に年間 120 日（2,880 時間）従事し、そのうち 80 日（1,920 時間）は漁網の近くで作業を行う。
- 海岸に年間 500 時間滞在し、96 時間遊泳を行う。
- 海産物の摂取量は、海産物を多く摂取する個人の摂取量を使用する。（表 VI -5）

表 VI-1　海浜砂からの放射線による実効線量換算係数（米国 EPA FGR15 より引用）

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^2))	備考
H-3	6.7E-22	
C-14	6.1E-19	
Mn-54	5.3E-16	
Fe-59	7.3E-16	
Co-58	6.2E-16	
Co-60	1.5E-15	
Ni-63	8.0E-20	
Zn-65	3.6E-16	
Rb-86	1.6E-16	
Sr-89	8.9E-17	
Sr-90	6.5E-18	
Y-90	1.5E-16	
Y-91	9.4E-17	
Nb-95	4.9E-16	
Tc-99	2.0E-18	
Ru-103	3.2E-16	
Ru-106	1.7E-20	
Rh-103m	4.3E-20	
Rh-106	3.4E-16	
Ag-110m	1.7E-15	
Cd-113m	6.3E-18	
Cd-115m	1.1E-16	
Sn-119m	9.6E-19	
Sn-123	8.1E-17	
Sn-126	1.1E-15	Sb-126m を考慮
Sb-124	1.2E-15	
Sb-125	2.7E-16	
Te-123m	7.7E-17	
Te-125m	4.1E-18	
Te-127	1.5E-17	
Te-127m	1.7E-18	Te-127 を考慮
Te-129	1.1E-16	

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^2))	備考
Te-129m	5.1E-17	Te-129 を考慮
I-129	4.4E-18	
Cs-134	1.0E-15	
Cs-135	1.6E-18	
Cs-136	1.3E-15	
Cs-137	7.9E-18	
Ba-137m	3.9E-16	
Ba-140	1.6E-15	La-140 を考慮
Ce-141	4.5E-17	
Ce-144	1.1E-17	
Pr-144	2.0E-16	
Pr-144m	3.5E-18	
Pm-146	4.8E-16	
Pm-147	9.4E-19	
Pm-148	4.6E-16	
Pm-148m	1.3E-15	
Sm-151	1.1E-19	
Eu-152	7.2E-16	
Eu-154	7.9E-16	
Eu-155	3.1E-17	
Gd-153	4.3E-17	
Tb-160	7.1E-16	
Pu-238	2.1E-20	
Pu-239	4.2E-20	
Pu-240	2.2E-20	
Pu-241	1.7E-21	
Am-241	9.9E-18	
Am-242m	1.4E-17	Am-242 を考慮
Am-243	1.3E-16	Np-239 を考慮
Cm-242	2.6E-20	
Cm-243	7.1E-17	
Cm-244	3.1E-20	

表 VI-2　経口摂取による単位取込量当たりの預託実効線量

（IAEA　GSR-Part3 より引用）

対象 核種	実効線量係数 （Sv/Bq）			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3 (THO)	1.8E-11	3.1E-11	6.4E-11	飲水の評価に使用
H-3 (OBT 考慮)	2.0E-11	3.5E-11	7.0E-11	摂取するトリチウムの 10%が OBT と仮定、海産物摂取の評価に使用
C-14	5.8E-10	9.9E-10	1.4E-09	
Mn-54	7.1E-10	1.9E-09	5.4E-09	
Fe-59	1.8E-09	7.5E-09	3.9E-08	
Co-58	7.4E-10	2.6E-09	7.3E-09	
Co-60	3.4E-09	1.7E-08	5.4E-08	
Ni-63	1.5E-10	4.6E-10	1.6E-09	
Zn-65	3.9E-09	9.7E-09	3.6E-08	
Rb-86	2.8E-09	9.9E-09	3.1E-08	
Sr-89	2.6E-09	8.9E-09	3.6E-08	
Sr-90	2.8E-08	4.7E-08	2.3E-07	子孫核種の影響を含む
Y-90	2.7E-09	1.0E-08	3.1E-08	
Y-91	2.4E-09	8.8E-09	2.8E-08	
Nb-95	5.8E-10	1.8E-09	4.6E-09	
Tc-99	6.4E-10	2.3E-09	1.0E-08	
Ru-103	7.3E-10	2.4E-09	7.1E-09	子孫核種の影響を含む
Ru-106	7.0E-09	2.5E-08	8.4E-08	子孫核種の影響を含む
Rh-103m	3.8E-12	1.3E-11	4.7E-11	
Rh-106	–	–	–	半減期が十分短い（約 30 秒）ので単独での取り込みは考慮しない
Ag-110m	2.8E-09	7.8E-09	2.4E-08	
Cd-113m	2.3E-08	3.9E-08	1.2E-07	
Cd-115m	3.3E-09	9.7E-09	4.1E-08	
Sn-119m	3.4E-10	1.3E-09	4.1E-09	
Sn-123	2.1E-09	7.8E-09	2.5E-08	
Sn-126	4.7E-09	1.6E-08	5.0E-08	
Sb-124	2.5E-09	8.4E-09	2.5E-08	
Sb-125	1.1E-09	3.4E-09	1.1E-08	
Te-123m	1.4E-09	4.9E-09	1.9E-08	

対象核種	実効線量係数（Sv/Bq）			備考
	成人	幼児	乳児	
Te-125m	8.7E-10	3.3E-09	1.3E-08	
Te-127	1.7E-10	6.2E-10	1.5E-09	
Te-127m	2.3E-09	9.5E-09	4.1E-08	
Te-129	6.3E-11	2.1E-10	7.5E-10	
Te-129m	3.0E-09	1.2E-08	4.4E-08	子孫核種の影響を含む
I-129	1.1E-07	1.7E-07	1.8E-07	
Cs-134	1.9E-08	1.3E-08	2.6E-08	
Cs-135	2.0E-09	1.7E-09	4.1E-09	
Cs-136	3.0E-09	6.1E-09	1.5E-08	
Cs-137	1.3E-08	9.6E-09	2.1E-08	子孫核種の影響を含む
Ba-137m	–	–	–	半減期が十分短い（約 2.6 分）ので単独での取り込みは考慮しない
Ba-140	2.6E-09	9.2E-09	3.2E-08	
Ce-141	7.1E-10	2.6E-09	8.1E-09	
Ce-144	5.2E-09	1.9E-08	6.6E-08	子孫核種の影響を含む
Pr-144	5.0E-11	1.7E-10	6.4E-10	
Pr-144m	–	–	–	半減期が十分短い（約 7.2 分）ので単独での取り込みは考慮しない
Pm-146	9.0E-10	2.8E-09	1.0E-08	
Pm-147	2.6E-10	9.6E-10	3.6E-09	
Pm-148	2.7E-09	9.7E-09	3.0E-08	
Pm-148m	1.7E-09	5.5E-09	1.5E-08	
Sm-151	9.8E-11	3.3E-10	1.5E-09	
Eu-152	1.4E-09	4.1E-09	1.6E-08	
Eu-154	2.0E-09	6.5E-09	2.5E-08	
Eu-155	3.2E-10	1.1E-09	4.3E-09	
Gd-153	2.7E-10	9.4E-10	2.9E-09	
Tb-160	1.6E-09	5.4E-09	1.6E-08	
Pu-238	2.3E-07	3.1E-07	4.0E-06	
Pu-239	2.5E-07	3.3E-07	4.2E-06	
Pu-240	2.5E-07	3.3E-07	4.2E-06	
Pu-241	4.8E-09	5.5E-09	5.6E-08	
Am-241	2.0E-07	2.7E-07	3.7E-06	

対象 核種	実効線量係数 （Sv/Bq）			備考
	成人	幼児	乳児	
Am-242m	1.9E-07	2.3E-07	3.1E-06	
Am-243	2.0E-07	2.7E-07	3.6E-06	
Cm-242	1.2E-08	3.9E-08	5.9E-07	
Cm-243	1.5E-07	2.2E-07	3.2E-06	
Cm-244	1.2E-07	1.9E-07	2.9E-06	

表 VI-3　吸入による単位取込量当たりの預託実効線量（IAEA　GSR-Part3 より引用）

対象 核種	実効線量係数 （Sv/Bq）			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	1.8E-11	3.1E-11	6.4E-11	トリチウム蒸気の換算係数を使用
C-14	5.8E-09	1.1E-08	1.9E-08	
Mn-54	1.5E-09	3.8E-09	7.5E-09	
Fe-59	4.0E-09	8.1E-09	2.1E-08	
Co-58	2.1E-09	4.5E-09	9.0E-09	
Co-60	3.1E-08	5.9E-08	9.2E-08	
Ni-63	1.3E-09	2.7E-09	4.8E-09	
Zn-65	2.2E-09	5.7E-09	1.5E-08	
Rb-86	9.3E-10	3.4E-09	1.2E-08	
Sr-89	7.9E-09	1.7E-08	3.9E-08	
Sr-90	1.6E-07	2.7E-07	4.2E-07	子孫核種の影響を含む
Y-90	1.5E-09	4.2E-09	1.3E-08	
Y-91	8.9E-09	1.9E-08	4.3E-08	
Nb-95	1.8E-09	3.6E-09	7.7E-09	
Tc-99	1.3E-08	2.4E-08	4.1E-08	
Ru-103	3.0E-09	6.0E-09	1.3E-08	子孫核種の影響を含む
Ru-106	6.6E-08	1.4E-07	2.6E-07	子孫核種の影響を含む
Rh-103m	2.7E-12	6.7E-12	2.0E-11	
Rh-106	–	–	–	半減期が十分短い（約 30 秒）ので単独での取り込みは考慮しない
Ag-110m	1.2E-08	2.6E-08	4.6E-08	
Cd-113m	1.1E-07	1.8E-07	3.0E-07	
Cd-115m	7.7E-09	1.7E-08	4.6E-08	

対象核種	実効線量係数（Sv/Bq）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sn-119m	2.2E-09	4.7E-09	1.0E-08	
Sn-123	8.1E-09	1.8E-08	4.0E-08	
Sn-126	2.8E-08	6.2E-07	1.2E-07	
Sb-124	8.6E-09	1.8E-08	3.9E-08	
Sb-125	1.2E-08	2.4E-08	4.2E-08	
Te-123m	5.1E-09	9.8E-09	2.0E-08	
Te-125m	4.2E-09	7.8E-09	1.7E-08	
Te-127	1.4E-10	3.9E-10	1.2E-09	
Te-127m	9.8E-09	2.0E-08	4.1E-08	
Te-129	3.9E-11	1.0E-10	3.5E-10	
Te-129m	7.9E-09	1.7E-08	3.8E-08	子孫核種の影響を含む
I-129	3.6E-08	6.1E-08	7.2E-08	
Cs-134	2.0E-08	4.1E-08	7.0E-08	
Cs-135	8.6E-09	1.6E-08	2.7E-08	
Cs-136	2.8E-09	6.0E-09	1.5E-08	
Cs-137	3.9E-08	7.0E-08	1.1E-07	子孫核種の影響を含む
Ba-137m	–	–	–	半減期が十分短い（約 2.6 分）ので単独での取り込みは考慮しない
Ba-140	5.8E-09	1.2E-08	2.9E-08	
Ce-141	3.8E-09	7.1E-09	1.6E-08	
Ce-144	5.3E-08	1.4E-07	3.6E-07	子孫核種の影響を含む
Pr-144	1.8E-11	5.2E-11	1.9E-10	
Pr-144m	–	–	–	半減期が十分短い（約 7.2 分）ので単独での取り込みは考慮しない
Pm-146	2.1E-08	3.9E-08	6.4E-08	
Pm-147	5.0E-09	1.1E-08	2.1E-08	
Pm-148	2.2E-09	5.5E-09	1.5E-08	
Pm-148m	5.7E-09	1.2E-08	2.5E-08	
Sm-151	4.0E-09	6.7E-09	1.1E-08	
Eu-152	4.2E-08	7.0E-08	1.1E-07	
Eu-154	5.3E-08	9.7E-08	1.6E-07	
Eu-155	6.9E-09	1.4E-08	2.6E-08	
Gd-153	2.1E-09	6.5E-09	1.5E-08	

対象 核種	実効線量係数 （Sv/Bq）			備考
	成人	幼児	乳児	
Tb-160	7.0E-09	1.5E-08	3.2E-08	
Pu-238	1.1E-04	1.4E-04	2.0E-04	
Pu-239	1.2E-04	1.5E-04	2.1E-04	
Pu-240	1.2E-04	1.5E-04	2.1E-04	
Pu-241	2.3E-06	2.6E-06	2.8E-06	
Am-241	9.6E-05	1.2E-04	1.8E-04	
Am-242m	9.2E-05	1.1E-04	1.6E-04	
Am-243	9.6E-05	1.2E-04	1.8E-04	
Cm-242	5.9E-06	1.2E-05	2.7E-05	
Cm-243	6.9E-05	9.5E-05	1.6E-04	
Cm-244	5.7E-05	8.3E-05	1.5E-04	

表 VI-4　皮膚等価線量換算係数（β及びγ放出核種）

核種	皮膚等価線量 換算係数 ((Sv/年)/(Bq/cm^2))	備考
H-3	0.0E+00	
C-14	7.9E-03	
Mn-54	5.3E-04	
Fe-59	1.8E-02	
Co-58	4.2E-03	
Co-60	1.7E-02	
Ni-63	1.6E-04	
Zn-65	7.7E-04	
Rb-86	2.3E-02	
Sr-89	2.3E-02	
Sr-90	4.5E-02	
Y-90	2.4E-02	
Y-91	2.3E-02	
Nb-95	6.4E-03	
Tc-99	1.4E-02	
Ru-103	1.1E-02	

核種	皮膚等価線量 換算係数 ((Sv/年)/(Bq/cm^2))	備考
Ru-106	2.5E-02	
Rh-103m	1.4E-05	
Rh-106	0.0E+00	
Ag-110m	8.5E-03	
Cd-113m	2.0E-02	
Cd-115m	2.3E-02	
Sn-119m	0.0E+00	
Sn-123	0.0E+00	
Sn-126	1.6E-02	
Sb-124	2.2E-02	
Sb-125	1.8E-02	
Te-123m	2.0E-02	
Te-125m	2.6E-02	
Te-127	2.1E-02	
Te-127m	3.7E-02	
Te-129	2.3E-02	
Te-129m	3.7E-02	
I-129	5.8E-03	
Cs-134	1.7E-02	
Cs-135	9.6E-03	
Cs-136	2.1E-02	
Cs-137	2.2E-02	
Ba-137m	0.0E+00	
Ba-140	5.3E-02	
Ce-141	2.5E-02	
Ce-144	3.9E-02	
Pr-144	0.0E+00	
Pr-144m	0.0E+00	
Pm-146	0.0E+00	
Pm-147	1.1E-02	
Pm-148	0.0E+00	
Pm-148m	0.0E+00	

核種	皮膚等価線量 換算係数 ((Sv/年)/(Bq/cm^2))	備考
Sm-151	2.5E-04	
Eu-152	1.5E-02	
Eu-154	3.1E-02	
Eu-155	7.6E-03	
Gd-153	3.6E-03	
Tb-160	3.1E-02	
Pu-238	9.5E-04	
Pu-239	1.3E-05	
Pu-240	9.1E-07	
Pu-241	1.4E-08	
Am-241	6.3E-04	
Am-242m	1.7E-02	
Am-243	3.7E-02	
Cm-242	2.1E-05	
Cm-243	1.7E-02	
Cm-244	1.9E-05	

表 VI-5　海産物を多く摂取する個人の摂取量（g/日）

	魚類	無脊椎動物	海藻類
成人	190	62	52
幼児	97	31	26
乳児	39	12	10

VI-2. 被ばく評価結果

以下の３ケースのソースタームについて、TECDOC-1759 の評価手法を用いた評価を行って、改訂前報告書の結果と比較を行った。

i. K4 タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.29）
ii. J1-C タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.35）
iii. J1-G タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.22）

比較の結果を、表 VI-6（１）～（３）に示す。

ソースタームに係わらず、いずれの評価結果においても、改訂前報告書における海産物摂取、漁網からの被ばく、海浜砂からの被ばくを超えるものは無かった。ただし、海水の飲水、海水しぶきの吸入の経路は改訂前報告書の海水面からの被ばくなどよりも大きいことから、本報告書で経路として追加して選定することとした。

表 VI-6（１）　K4 タンク群のソースタームによる評価結果の比較

評価ケース		改訂前報告書	TECDOC-1759	備考
外部被ばく(mSv/年)	海水面からの被ばく	6.5E-09	評価対象外	
	船体からの被ばく	4.8E-09	評価対象外	
	遊泳中における被ばく	4.5E-09	評価対象外	
	海浜砂からの被ばく	7.8E-06	4.0E-07	改訂前報告書の評価では、保守的な外部被ばく線量換算係数を用いているため保守的な評価となっていると考えている
	漁網からの被ばく	1.6E-06	評価対象外	
内部被ばく(mSv/年)（成人）	海岸堆積物摂取	評価対象外	7.8E-10	
	海水の飲水	評価対象外	3.3E-07	希釈前の ALPS 処理水で告示濃度限度を超えているトリチウムは、海洋放出した後も他の核種と比べて濃度が高いため、誤飲した場合はトリチウムによる被ばくがほとんどである
	海岸堆積物飛散吸入	評価対象外	5.1E-12	
	海水しぶき吸入	評価対象外	7.7E-08	
	海産物摂取	6.1E-05	1.6E-05	改訂前報告書の評価では、浮遊粒子や海底土への付着を考慮せず、保守的な海水濃度を用いて海産物の濃度を評価しているため保守的な評価となっていると考えている
皮膚の被ばく(mSv/年)	海底堆積物が皮膚に付いた場合	評価対象外	1.5E-09	
合計（mSv/年）		7E-05	2E-05	

表 VI-6（2）　J1-C タンク群のソースタームによる評価結果の比較

評価ケース		改訂前報告書	TECDOC-1759	備考
外部被ばく(mSv/年)	海水面からの被ばく	1.7E-08	評価対象外	
	船体からの被ばく	1.2E-08	評価対象外	
	遊泳中における被ばく	1.2E-08	評価対象外	
	海浜砂からの被ばく	2.1E-05	2.1E-07	改訂前報告書の評価では、保守的な外部被ばく線量換算係数を用いているため保守的な評価となっていると考えている
	漁網からの被ばく	4.3E-06	評価対象外	
内部被ばく(mSv/年)（成人）	海岸堆積物摂取	評価対象外	6.6E-10	
	海水の飲水	評価対象外	3.1E-07	希釈前の ALPS 処理水で告示濃度限度を超えているトリチウムは、海洋放出した後も他の核種と比べて濃度が高いため、誤飲した場合はトリチウムによる被ばくがほとんどである
	海岸堆積物飛散吸入	評価対象外	4.2E-11	
	海水しぶき吸入	評価対象外	7.5E-08	
	海産物摂取	1.1E-04	2.9E-06	改訂前報告書の評価では、浮遊粒子や海底土への付着を考慮せず、保守的な海水濃度を用いて海産物の濃度を評価しているため保守的な評価となっていると考えている
皮膚の被ばく(mSv/年)	海底堆積物が皮膚に付いた場合	評価対象外	2.2E-09	
合計（mSv/年）		1E-04	3E-06	

表 VI-6（3）　J1-G タンク群のソースタームによる評価結果の比較

評価ケース		改訂前報告書	TECDOC-1759	備考
外部被ばく(mSv/年)	海水面からの被ばく	4.7E-08	評価対象外	
	船体からの被ばく	3.3E-08	評価対象外	
	遊泳中における被ばく	3.2E-08	評価対象外	
	海浜砂からの被ばく	5.6E-05	2.1E-07	改訂前報告書の評価では、保守的な外部被ばく線量換算係数を用いているため保守的な評価となっていると考えている
	漁網からの被ばく	1.2E-05	評価対象外	
内部被ばく(mSv/年)（成人）	海岸堆積物摂取	評価対象外	6.6E-10	
	海水の飲水	評価対象外	3.1E-07	希釈前の ALPS 処理水で告示濃度限度を超えているトリチウムは、海洋放出した後も他の核種と比べて濃度が高いため、誤飲した場合はトリチウムによる被ばくがほとんどである
	海岸堆積物飛散吸入	評価対象外	4.2E-11	
	海水しぶき吸入	評価対象外	7.5E-08	
	海産物摂取	3.0E-04	4.6E-06	改訂前報告書の評価では、浮遊粒子や海底土への付着を考慮せず、保守的な海水濃度を用いて海産物の濃度を評価しているため保守的な評価となっていると考えている
皮膚の被ばく(mSv/年)	海底堆積物が皮膚に付いた場合	評価対象外	5.2E-09	
合計（mSv/年）		4E-04	5E-06	

参照文献

［VI-1］IAEA,TECDOC-1759” Determining the Suitability of Materials for Disposal at Sea under the London Convention 1972 and London Protocol 1996: A Radiological Assessment Procedure”,2015

［VI-2］EPA,FEDERAL GUIDANCE REPORT NO.15 “EXTERNAL EXPOSURE TO RADIONUCLIDES IN AIR,WATER AND SOIL”,2019

［VI-3］IAEA, General Safety Requirements Part 3” Radiation Protection and Safety of Radiation Sources:International Basic Safety Standards”,2014

［VI-4］IAEA, Safety Report Series No. 44” Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance”,2005

添付 VII　拡散シミュレーションの妥当性について

6-1-2.(2)「放出後の拡散、移行のモデリング」において、トリチウムの移流、拡散の計算に使用したシミュレーションモデルは、福島第一原子力発電所事故によって海域に漏えいしたセシウムの拡散の再現計算に使用したモデルである。

ここでは、様々な観点から拡散シミュレーションの妥当性について記述する。

VII-1. 流速の再現性について

6-1-2.(2)「放出後の拡散、移行のモデリング」に記載したとおり、本シミュレーションは、気象、海象の実データを使用し、福島第一原子力発電所から流出したセシウムの再現計算を行い、実際の海域モニタリングデータとの比較によって再現性を確認している。

図 VII-1 は、2014 年 10 月 8 日から 12 月 10 日までと 2015 年 4 月 22 日から 6 月 25 日まで、福島第一原子力発電所の南約 5km、沖合約 2.8km の地点（37°22.6′N, 141°3.7′E）で、超音波ドップラー流向流速計（ADCP；600 kHz, RDI）により測定した流速と、シミュレーションで再現計算した流速の南北成分の比較である[VII-1]。河川流量の考慮有無に係わらず、シミュレーションと実測値は良く一致している。

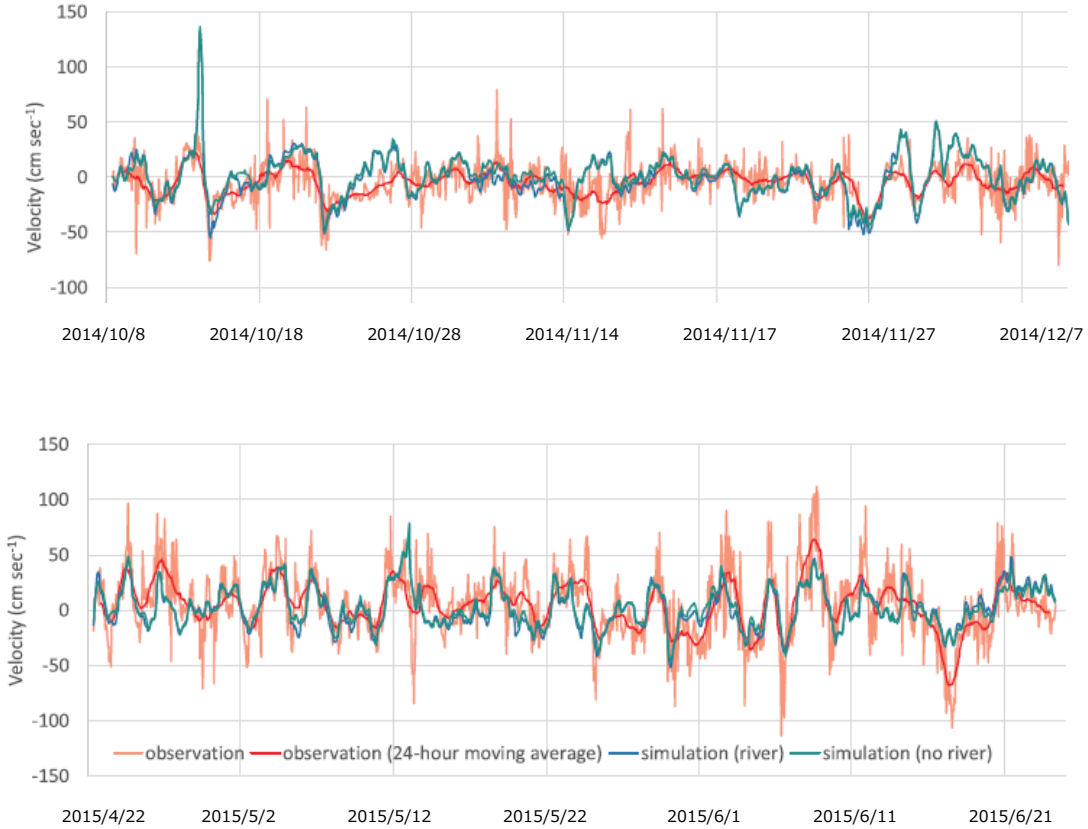


図 VII-1　福島第一原子力発電所付近で測定した流速とシミュレーションによる再現計算の比較

VII-2. セシウム濃度の再現性について

2013 年から 2016 年まで、東京電力が実施した福島県沿岸の海水モニタリングで得られた表層海水の Cs-137 濃度[VII-2]の年間平均値と、シミュレーションにより再現計算を行った表層の年間平均濃度分布とを比較した結果を図 VII-2 に示した。〇がモニタリング地点、色が実測した Cs-137 濃度であり、コンター図はシミュレーションの計算結果である。また、同様に原子力規制庁による沖合海域の海水モニタリングで得られた表層海水の Cs-137 濃度[VII-2]の年間平均値との比較を図 VII-3 に示した。発電所周辺沿岸部の濃度の高い状況や、全体的な濃度の傾向がよく再現されている。

さらに、これらのデータを散布図にまとめたものを図 VII-4 に示した。濃度の高い右上の領域（青い破線）では、実測値とシミュレーションの濃度が概ね一致している。

一方、概ね 10Bq/m^3（0.01Bq/L）より濃度が低い左下の領域（赤い破線）では、実測値がシミュレーションの濃度よりも高い傾向となっている。本文献では、濃度の低い領域で実測値の方が高い濃度となっているのは、河川からのセシウムの供給や北太平洋の海流によるセシウムの再循環による流入など、シミュレーションに反映しきれていないソースの存在が原因として考えられるとしており、ALPS 処理水放出による影響を評価するために実施した本評価におけるシミュレーション結果の再現性について問題となるものではない。

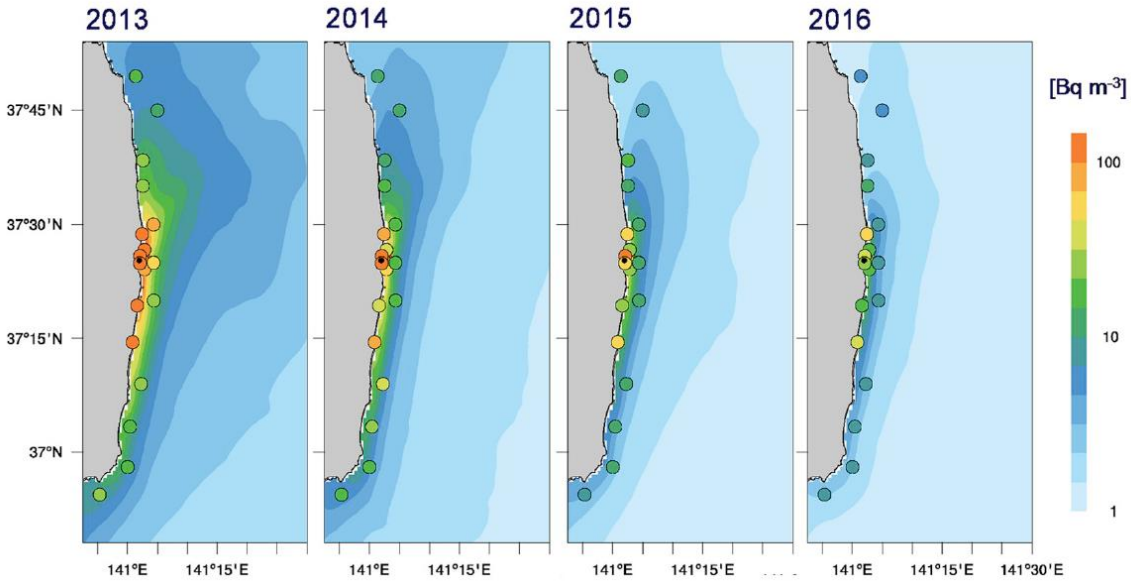


図 VII-2　福島第一原子力発電所周辺海域の沿岸における
Cs-137 濃度の実測値とシミュレーションの比較

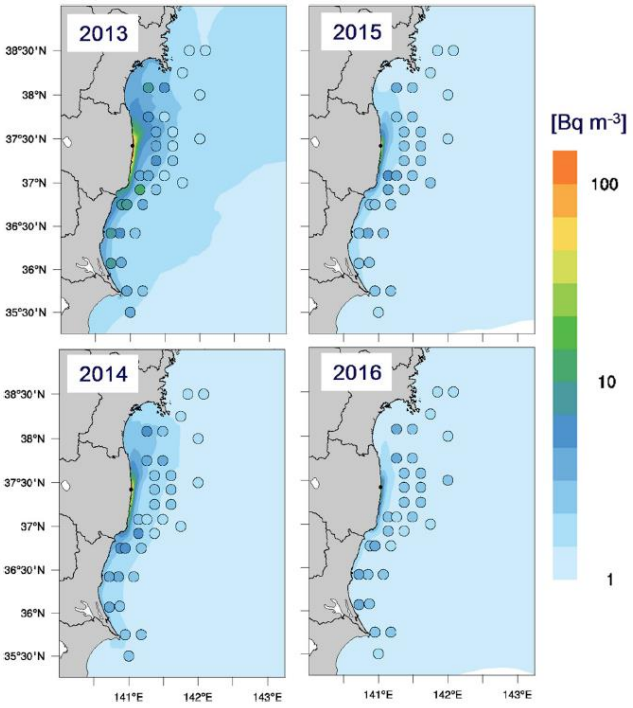


図 VII-3　福島第一原子力発電所周辺海域の沖合海域における Cs-137 濃度の実測値とシミュレーションの比較

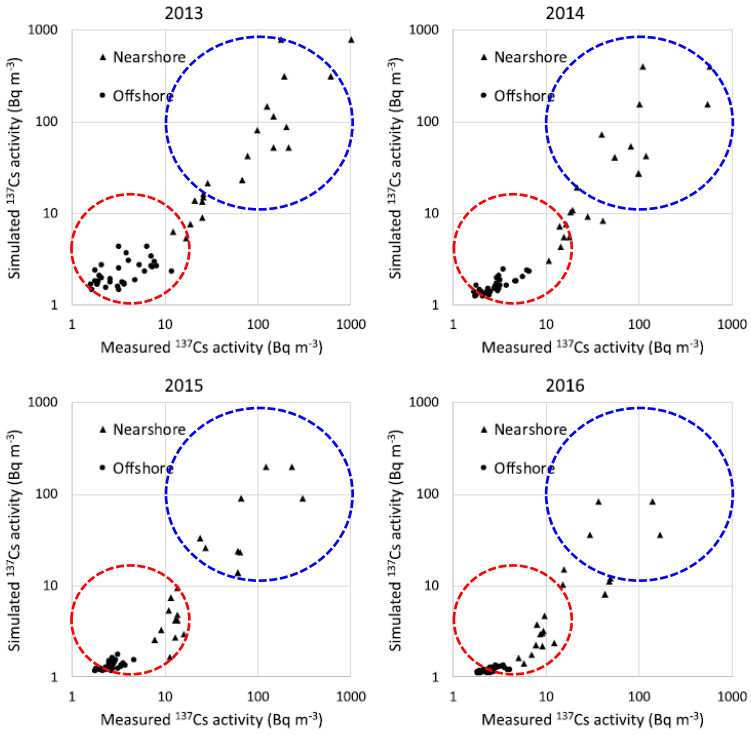


図 VII-4　福島第一原子力発電所周辺海域における Cs-137 濃度の実測値とシミュレーションの比較（青が主に沿岸、赤が主に沖合）

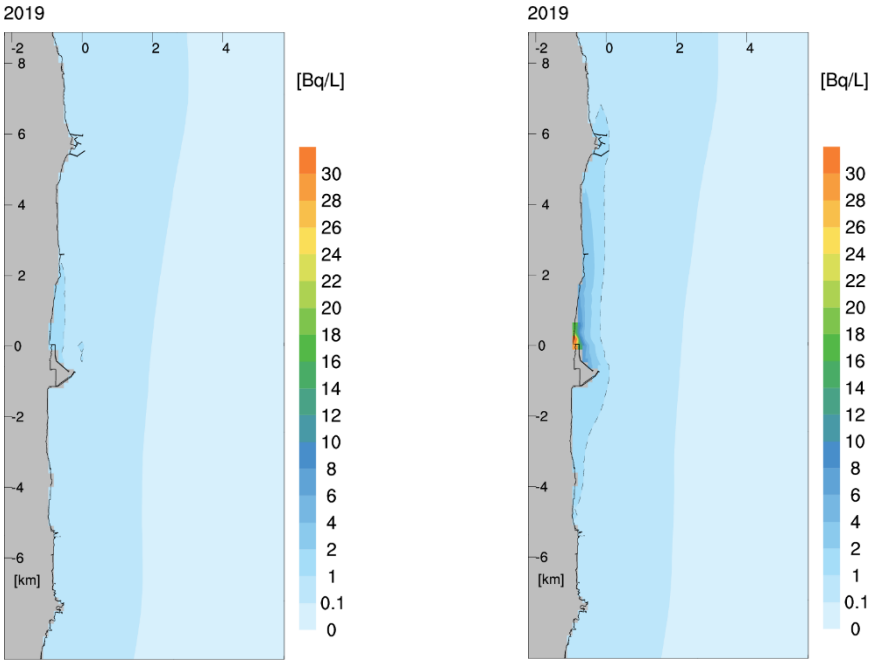
VII-3. 放水口周辺の濃度分布について

6-1-2.(2)「放出後の拡散、移行のモデリング」で使用したトリチウムのシミュレーションモデルは、広域における移流、拡散の状況を再現するモデルであり、放水口付近の物理的な流れは再現していない。そのため、上方に向けて放水するにもかかわらず、放水口に近い海底付近の濃度が周囲よりも高く、放水口直上の濃度はあまり上昇しない、という結果となっている。

一方、実際の放出の際には、上昇する際に周囲の海水を巻き込みながら、さらに混合希釈が進むものと考えられる。また、放出される ALPS 処理水はあらかじめ海水で 100 倍以上に希釈されることから塩分や比重は周囲の海水と変わらず、放水口付近の濃度分布に若干の違いはあっても、放水口から離れた場所での拡散は、シミュレーションの結果と大きな違いは生じないものと考えられる。

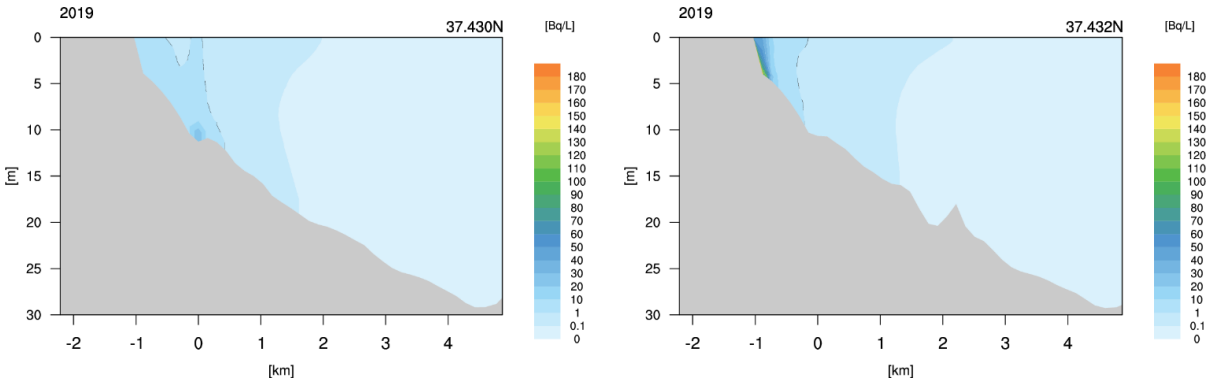
添付 VIII「放水位置による拡散範囲の違いについて」では、沖合 1km から放水する場合と 5, 6 号機放水口から放水する場合のトリチウムの拡散シミュレーション結果の比較を示している。

図 VII-5、VII-6 に示すとおり、放水口周辺の濃度分布が異なっていても、周辺海域での拡散に大きな違いは見られない。



（沖合 1km からの放水）　　（5, 6 号機放水口からの放水）

図 VII-5　放水位置の違いによる海水のトリチウム年間平均濃度分布図の比較（海表面）



（沖合 1km からの放水）　　（5, 6 号機放水口からの放水）

図 VII-6　放水位置の違いによる海水のトリチウム年間平均濃度分布図の比較（断面図）

また、上方への流れを考慮しない条件でも、シミュレーションによる計算結果から算出した 10km×10km の平均濃度が、放水口付近と逆に上層が高い濃度となっているのは、図 VII-7～10 に示すとおり、周辺海域が沖合に向かって緩やかに深くなっており、沖合海底では表層と比べて濃度低下が著しいためである。

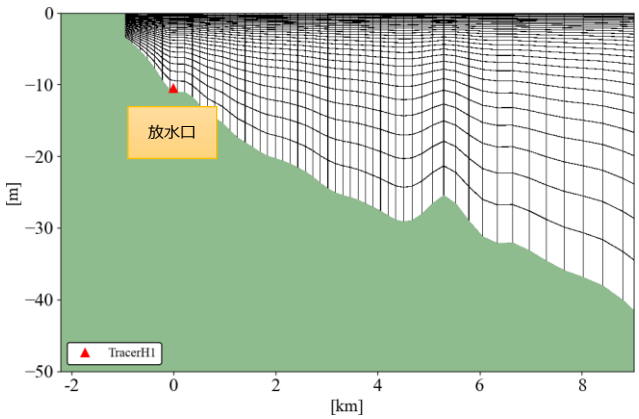


図 VII-7　沖合 10km 付近までの海底断面図

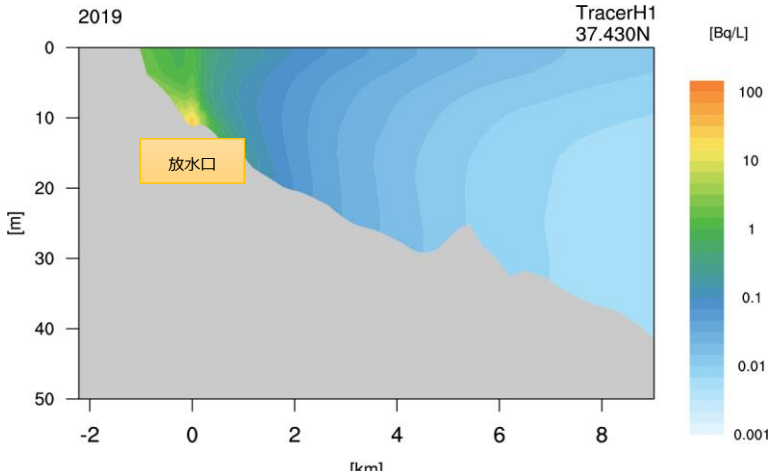


図 VII-8　沖合 10km 付近までのトリチウム年間平均濃度分布断面図

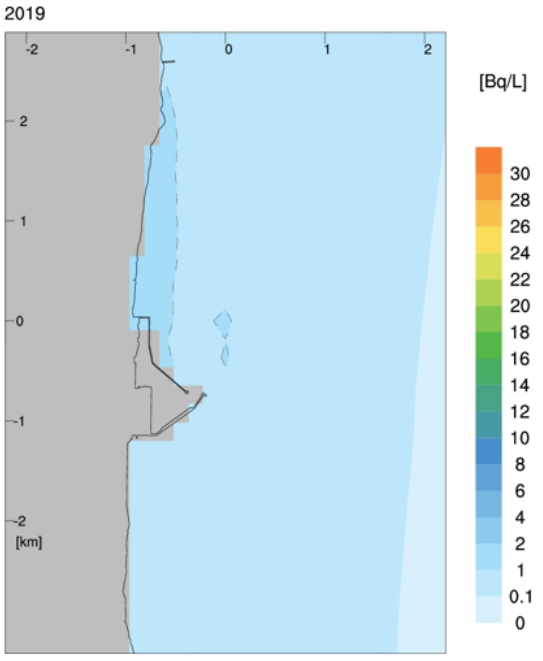


図 VII-9　沖合 3km 付近までの
海表面のトリチウム年間平均濃度分布図

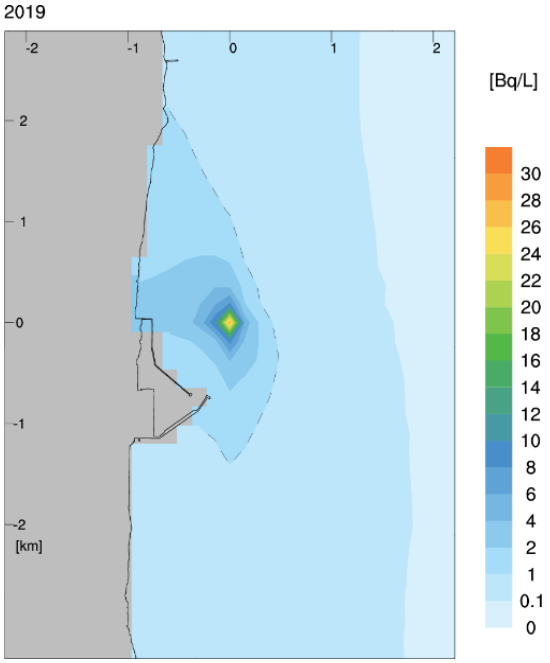


図 VII-10 沖合 3km 付近までの
海底のトリチウム年間平均濃度分布図

VII-4. 計算期間について

6-1-3 に示したとおり、年ごとの気象、海象データのばらつきによる変動を確認するため、7 年間のシミュレーション計算を実施した結果、10km×10km 範囲の全層の年間平均濃度のばらつきは小さかった。同じ計算における日平均濃度の変化を図 VII-11 に示す。濃度の変化は激しく、各計算期間（1 年）の中で蓄積傾向は見られていない。したがって、各年ごとに実施した結果と、複数年を連続して計算した結果に大きな差異が発生することは考えられず、1 年間の計算結果によって長期間の放出期間にわたる影響を評価することに問題はないと考え、各年ごとの計算結果を用いることとした。

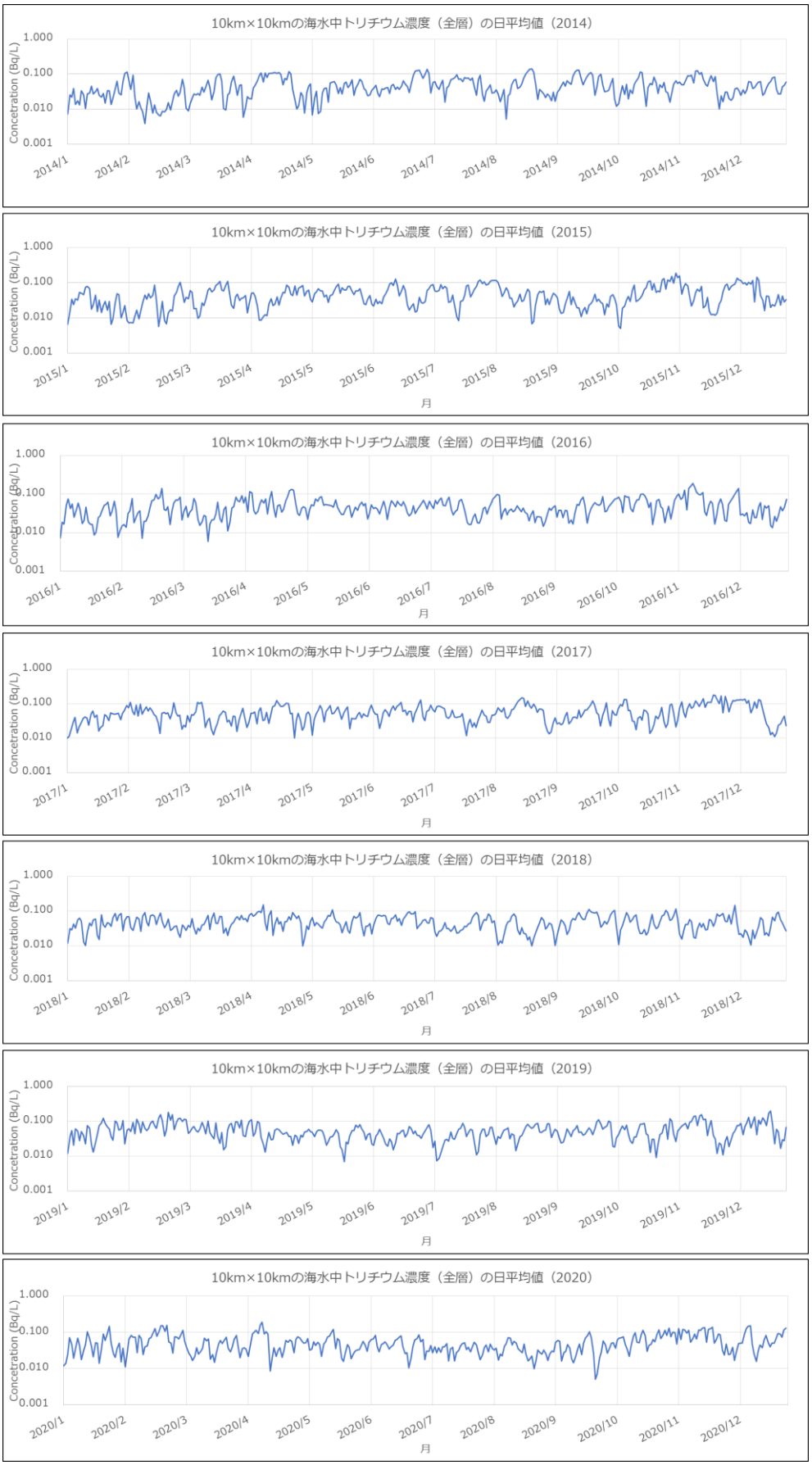


図 VII-11 各年の 10km×10km 範囲の日平均濃度の計算結果

VII-5. 計算領域の妥当性について

報告書に使用したシミュレーションの計算領域は、南北約 490km、東西約 270km である。2014 年から 2020 年の気象海象データで計算した年間平均濃度から、領域境界部の最大値及び位置について、表 VII-1 に示した。また、同じく日平均濃度から、領域境界部の年ごとの最大値及び位置、発生日について、表 VII-2 に示した。領域全体のトリチウム濃度の年間平均濃度分布図（下限を 1E-05Bq/L まで図示した結果）を図 VII-12 に示す。

計算範囲の境界における年間平均濃度の最大値は　1.1E-04～2.6E-04Bq/L、日平均濃度の最大値は 5.3E-03～1.4E-02Bq/L であり、全て東側であったが、日本周辺海域における海水中トリチウム濃度（約 1.0E-1Bq/L)[VII-3]と比較して十分低い。

また、発電所周辺 10km×10km の年間平均濃度から計算した被ばく評価結果は、一般公衆の線量限度 1mSv/年はもとより、線量拘束値 0.05mSv/年と比べても大幅に低い評価結果であり、計算領域から外側において、放射線影響を評価する必要は無いものと考える。

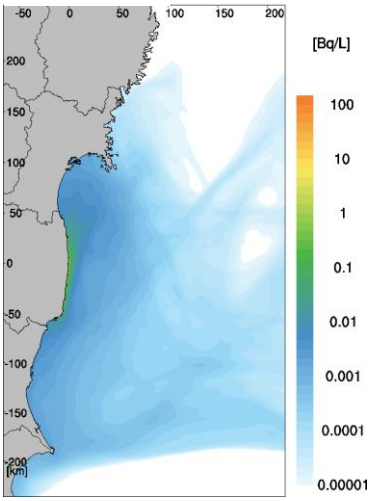
表 VII-1 各年のモデル境界（南北、東）における年間平均濃度の最大値と位置

年	濃度（Bq/L）	座標		
		東西 (0: 西境界, 460: 東境界)	南北 (0: 南境界, 658: 北境界)	深さ (0: 最下層, 29: 最上層)
2014	1.1E-04	460（東境界）	80	23
2015	2.6E-04	460（東境界）	145	29
2016	1.4E-04	460（東境界）	318	25
2017	2.4E-04	460（東境界）	224	23
2018	1.9E-04	460（東境界）	150	29
2019	1.6E-04	460（東境界）	181	28
2020	1.9E-04	460（東境界）	232	28

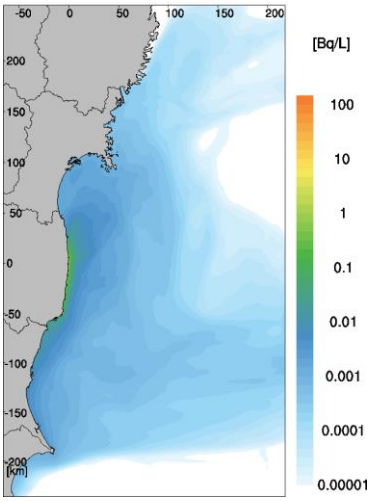
表 VII-2 各年のモデル境界（南北、東）における日平均濃度の最大値と位置、発生日

発生日	濃度（Bq/L）	座標		
		東西 (0: 西境界, 460: 東境界)	南北 (0: 南境界, 658: 北境界)	深さ (0: 最下層, 29: 最上層)
2014/9/21	6.7E-03	460（東境界）	198	19
2015/8/2	7.2E-03	460（東境界）	158	25
2016/8/6	1.4E-02	460（東境界）	341	28
2017/7/28	6.5E-03	460（東境界）	252	29
2018/8/15	5.3E-03	460（東境界）	215	21
2019/8/1	1.0E-02	460（東境界）	177	27
2020/5/30	1.1E-02	460（東境界）	234	28

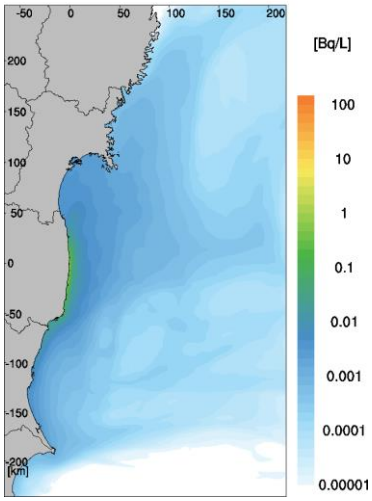
2014 年



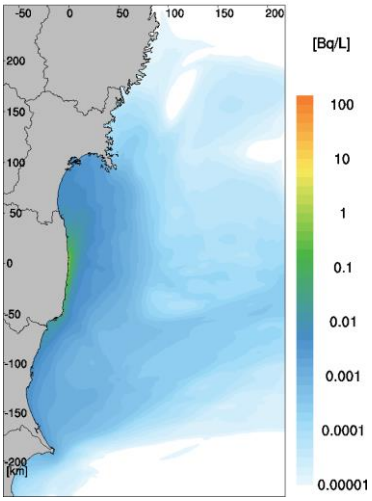
2015 年



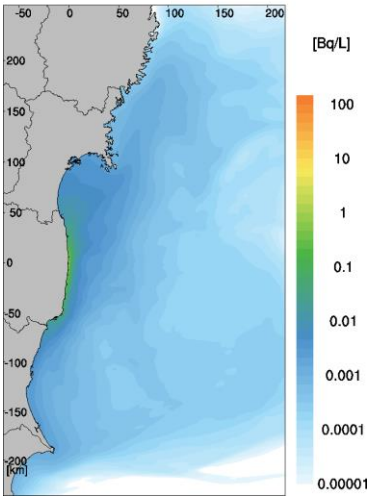
2016 年



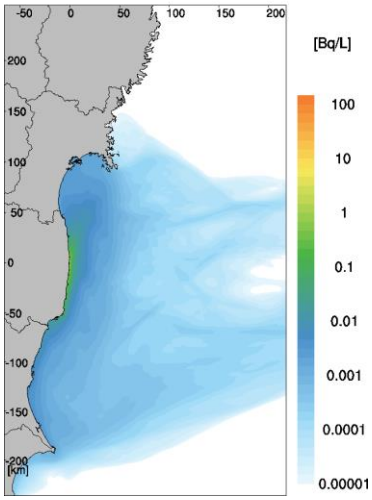
2017 年



2018 年



2019 年



2020 年

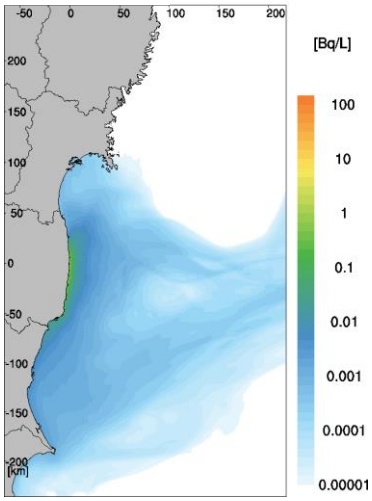


図 VII-12 トリチウム濃度の年間平均濃度分布図（下限を 1E-05Bq/L まで図示した結果）

参照文献

[VII-1] D.Tsumune, T.Tsubono, K.Misumi, Y.Tateda,Y.Toyoda, Y.Onda, and M.Aoyama, "Impacts of direct release and river discharge on oceanic 137Cs derived from the Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant accident", 2020

[VII-2] https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/list/428/list-1.html

[VII-3] 公益財団法人海洋生物環境研究所「令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費（海洋環境における放射能調査及び総合評価）事業調査報告書」,2021 年 3 月

添付 VIII　放水位置による拡散範囲の違いについて

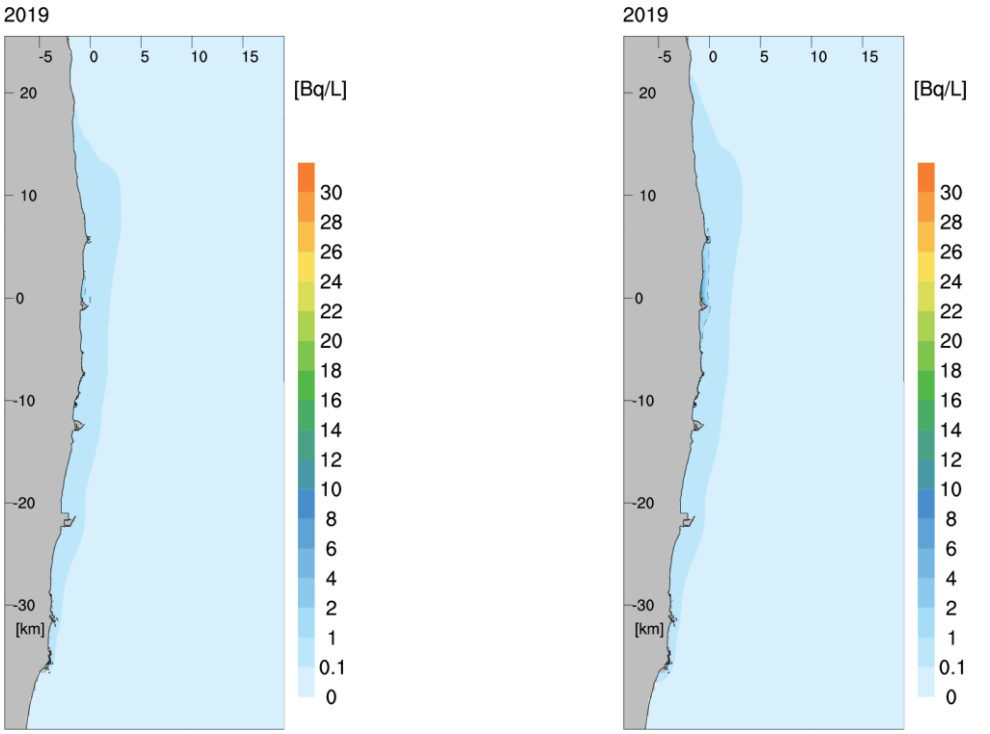
ALPS 処理水の放出方法の検討にあたり、当初は 5, 6 号機が通常運転していた時と同様に、5, 6 号機放水口から放水する案を検討していた。本計画で検討中の放水位置と、5, 6 号機放水口の位置を図 VIII-1 に示す。

放水位置の違いによる拡散シミュレーション結果の比較を図 VIII-2～4 に示す。0.1Bq/L の濃度範囲については大きな違いはみられないが、発電所周辺の濃度は沖合 1km からの放水の方が低くなっている。



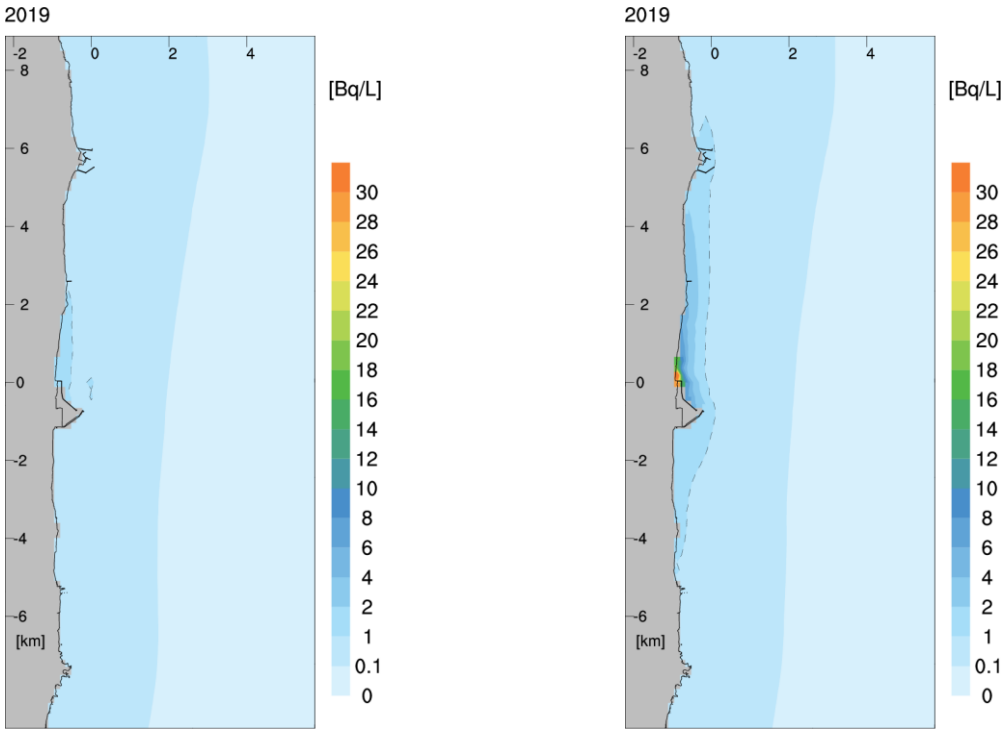
出典：地理院地図（電子国土Web）をもとに東京電力ホールディングス株式会社にて作成
https://maps.gsi.go.jp/#13/37.422730/141.044970/&base=std&ls=std&disp=1&vs=c1j0h0k0l0u0t0z0r0s0m0f1
※共同漁業権非設定区域

図 VIII-1 現在の計画における放水位置と 5, 6 号機放水口の位置



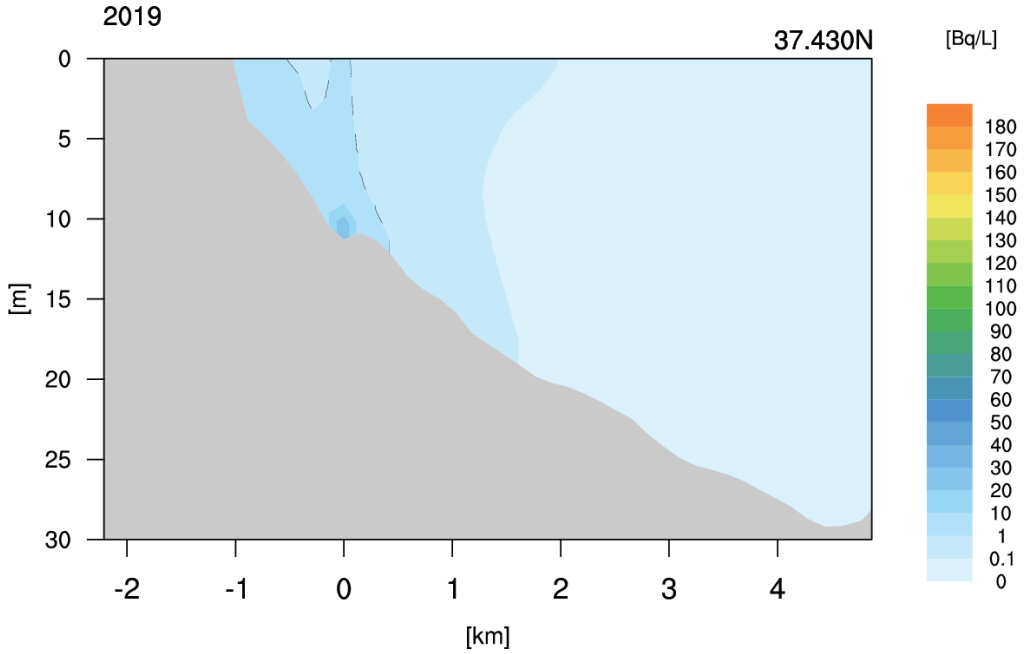
（沖合 1km からの放水）　　（5, 6 号機放水口からの放水）

図 VIII-2 放水位置の違いによる海表面の年間平均濃度分布図の比較（広域）

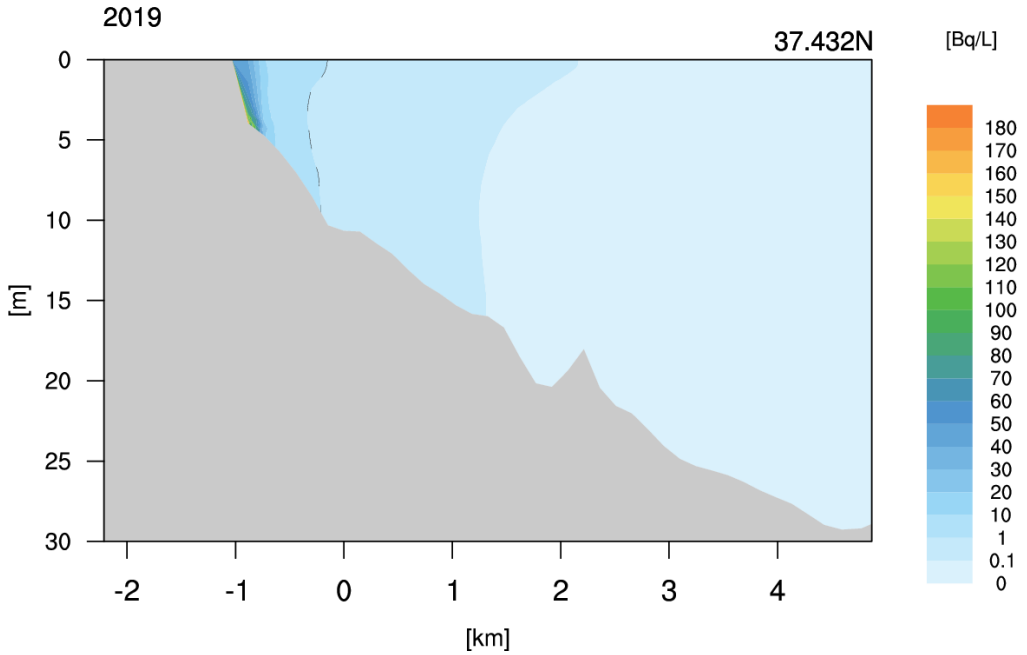


（沖合 1km からの放水）　　（5, 6 号機放水口からの放水）

図 VIII-3 放水位置の違いによる海表面の年間平均濃度分布図の比較（拡大図）



（沖合 1km からの放水）



（5, 6 号機放水口からの放水）

図 VIII-4 放水位置の違いによる年間平均濃度分布図の比較（断面図）

添付 IX　実測値によるソースタームにおける不検出核種の寄与について

本評価の対象とした 64 核種には、これまでの分析評価において一度も検出されたことのない不検出核種が多く含まれている。6-1-2.(1)「ソースターム（核種ごとの年間放出量）」に示したとおり、実測値によるソースタームにおいては、検出下限未満の核種についても、保守的に検出下限値で含まれているものとして年間放出量を設定しているが、一度も検出されたことのない核種については、半減期等も考慮すれば実際は検出下限値よりもずっと低い濃度であるものも多いと推定される。

ここでは、被ばく評価の結果における保守性を確認するため、核種ごとの被ばく評価結果を検出核種と不検出核種に分けて集計を行った。

結果を表 IX-1～4 に示す。

いずれのケースにおいても、不検出核種による寄与は大きく、評価結果は大きな保守性を含んでいるものと考えられる。

表 IX-1　検出核種と不検出核種の寄与（人の被ばく）

評価ケース	ソースターム	実測値によるソースターム					
		i. K4 タンク群		ii. J1-C タンク群		iii. J1-G タンク群	
	海産物摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
被ばく*(mSv/年)	検出核種	5.7E-06	2.0E-05	1.4E-06	4.0E-06	2.1E-06	6.4E-06
	不検出核種	1.9E-05	5.1E-05	5.2E-05	1.3E-04	1.5E-04	3.6E-04
	合計	2.5E-05	7.1E-05	5.4E-05	1.3E-04	1.5E-04	3.7E-04
合計に占める不検出核種の割合		77%	71%	97%	97%	99%	98%

＊　被ばくは外部被ばくと内部被ばくの合計

表 IX-2　検出核種と不検出核種の寄与（環境防護、K4 タンク群）

評価ケース		K4 タンク群		
		扁平魚	カニ	褐藻
被ばく (mGy/日)	検出核種	7.5E-07	7.6E-07	8.3E-07
	不検出核種	1.7E-05	1.7E-05	1.8E-05
	合計	1.7E-05	1.7E-05	1.9E-05
合計に占める 不検出核種の割合		96%	96%	96%

表 IX-3　検出核種と不検出核種の寄与（環境防護、J1-C タンク群）

評価ケース		J1-C タンク群		
		扁平魚	カニ	褐藻
被ばく (mGy/日)	検出核種	1.4E-07	1.4E-07	1.5E-07
	不検出核種	2.2E-05	2.2E-05	2.3E-05
	合計	2.2E-05	2.2E-05	2.3E-05
合計に占める 不検出核種の割合		99%	99%	99%

表 IX-4　検出核種と不検出核種の寄与（環境防護、J1-G タンク群）

評価ケース		J1-G タンク群		
		扁平魚	カニ	褐藻
被ばく (mGy/日)	検出核種	2.9E-07	2.8E-07	3.0E-07
	不検出核種	5.6E-05	5.5E-05	5.8E-05
	合計	5.6E-05	5.5E-05	5.9E-05
合計に占める 不検出核種の割合		99%	99%	99%

添付 X　被ばく評価結果の核種ごとの内訳

X-1. 人の内部被ばく評価

6-1.「通常時の被ばく評価」に示した以下の被ばく評価について、内部被ばくの核種別の評価結果を表 X-1-1～4, X-2-1～4, X-3-1～4 に示す。

64 核種の実測値によるソースターム

i. K4 タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.29）

ii. J1-C タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.35）

iii. J1-G タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.22）

表 X-1-1 海水の飲水による内部被ばく評価結果

（実測値（K4 タンク群）によるソースターム）

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	3.0E-07	5.2E-07	対象外	
I-129	2.1E-08	3.2E-08	対象外	
Ru-106	1.0E-09	3.6E-09	対象外	
C-14	7.7E-10	1.3E-09	対象外	
Sr-90	5.5E-10	9.2E-10	対象外	
Cs-137	4.9E-10	3.6E-10	対象外	
Y-91	4.7E-10	1.7E-09	対象外	
Sn-123	2.2E-10	8.3E-10	対象外	
Cd-115m	1.9E-10	5.5E-10	対象外	
Co-60	1.3E-10	6.7E-10	対象外	
Pm-148	1.2E-10	4.3E-10	対象外	
Te-129m	8.5E-11	3.4E-10	対象外	
Cs-134	7.6E-11	5.2E-11	対象外	
Te-127m	6.5E-11	2.7E-10	対象外	
Y-90	5.3E-11	2.0E-10	対象外	
Rb-86	4.7E-11	1.7E-10	対象外	
Tc-99	4.0E-11	1.4E-10	対象外	
Cd-113m	3.7E-11	6.2E-11	対象外	
Sb-125	3.2E-11	1.0E-10	対象外	
Ni-63	2.9E-11	9.0E-11	対象外	
Ce-144	2.9E-11	1.1E-10	対象外	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Te-125m	2.6E-11	9.7E-11	対象外	
Sr-89	2.3E-11	7.9E-11	対象外	
Ba-140	2.2E-11	7.8E-11	対象外	
Pu-239	1.4E-11	1.8E-11	対象外	
Pu-240	1.4E-11	1.8E-11	対象外	
Pu-238	1.3E-11	1.7E-11	対象外	
Pu-241	1.2E-11	1.4E-11	対象外	
Sn-126	1.1E-11	3.8E-11	対象外	
Am-241	1.1E-11	1.5E-11	対象外	
Am-243	1.1E-11	1.5E-11	対象外	
Cm-243	8.4E-12	1.2E-11	対象外	
Cs-136	8.0E-12	1.6E-11	対象外	
Pm-146	7.8E-12	2.4E-11	対象外	
Cm-244	6.7E-12	1.1E-11	対象外	
Zn-65	5.2E-12	1.3E-11	対象外	
Sn-119m	5.1E-12	2.0E-11	対象外	
Te-127	4.8E-12	1.8E-11	対象外	
Pm-147	4.4E-12	1.6E-11	対象外	
Tb-160	4.0E-12	1.3E-11	対象外	
Eu-152	3.5E-12	1.0E-11	対象外	
Fe-59	2.7E-12	1.1E-11	対象外	
Eu-154	2.1E-12	6.9E-12	対象外	
Sb-124	2.1E-12	7.1E-12	対象外	
Te-129	1.8E-12	6.0E-12	対象外	
Ce-141	1.6E-12	5.8E-12	対象外	
Ag-110m	1.4E-12	3.9E-12	対象外	
Pm-148m	1.3E-12	4.1E-12	対象外	
Te-123m	1.1E-12	4.0E-12	対象外	
Eu-155	9.4E-13	3.2E-12	対象外	
Gd-153	7.7E-13	2.7E-12	対象外	
Cm-242	6.7E-13	2.2E-12	対象外	
Am-242m	6.6E-13	8.0E-13	対象外	
Ru-103	6.5E-13	2.1E-12	対象外	
Co-58	5.3E-13	1.8E-12	対象外	
Nb-95	5.2E-13	1.6E-12	対象外	
Mn-54	4.2E-13	1.1E-12	対象外	

添付 X-2

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Pr-144	2.8E-13	9.5E-13	対象外	
Sm-151	7.8E-15	2.6E-14	対象外	
Rh-103m	3.4E-15	1.2E-14	対象外	
Cs-135	4.4E-16	3.8E-16	対象外	
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	対象外	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	対象外	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	対象外	親核種にて評価
合計	3.3E-07	5.7E-07	対象外	

表 X-1-2 海水しぶきの吸入による内部被ばく評価結果

（実測値（K4 タンク群）によるソースターム）

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	7.3E-08	5.0E-08	3.4E-08	
Ru-106	2.3E-09	1.9E-09	1.1E-09	
C-14	1.9E-09	1.4E-09	7.9E-10	
I-129	1.6E-09	1.1E-09	4.2E-10	
Pu-239	1.6E-09	7.9E-10	3.6E-10	
Pu-240	1.6E-09	7.9E-10	3.6E-10	
Pu-238	1.5E-09	7.4E-10	3.5E-10	
Pu-241	1.4E-09	6.1E-10	2.2E-10	
Am-241	1.3E-09	6.4E-10	3.1E-10	
Am-243	1.3E-09	6.4E-10	3.1E-10	
Cm-243	9.3E-10	5.0E-10	2.8E-10	
Cm-244	7.7E-10	4.4E-10	2.6E-10	
Sr-90	7.5E-10	5.0E-10	2.5E-10	
Y-91	4.2E-10	3.5E-10	2.6E-10	
Cs-137	3.5E-10	2.5E-10	1.3E-10	
Co-60	2.9E-10	2.2E-10	1.1E-10	
Sn-123	2.1E-10	1.8E-10	1.3E-10	
Tc-99	1.9E-10	1.4E-10	7.9E-11	
Cd-115m	1.1E-10	9.1E-11	8.1E-11	
Sb-125	8.5E-11	6.7E-11	3.8E-11	
Cm-242	8.0E-11	6.4E-11	4.7E-11	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Am-242m	7.7E-11	3.6E-11	1.7E-11	
Ce-144	7.2E-11	7.4E-11	6.3E-11	
Te-127m	6.7E-11	5.4E-11	3.6E-11	
Ni-63	6.1E-11	5.0E-11	2.9E-11	
Te-129m	5.4E-11	4.6E-11	3.4E-11	
Pm-146	4.4E-11	3.2E-11	1.7E-11	
Cd-113m	4.2E-11	2.7E-11	1.5E-11	
Te-125m	3.0E-11	2.2E-11	1.5E-11	
Eu-152	2.5E-11	1.6E-11	8.5E-12	
Pm-148	2.4E-11	2.3E-11	2.1E-11	
Pm-147	2.0E-11	1.8E-11	1.1E-11	
Cs-134	1.9E-11	1.6E-11	8.7E-12	
Sr-89	1.7E-11	1.4E-11	1.1E-11	
Sn-126	1.6E-11	1.4E-10	8.9E-12	
Eu-154	1.4E-11	9.8E-12	5.3E-12	
Ba-140	1.2E-11	9.6E-12	7.6E-12	
Sn-119m	8.0E-12	6.7E-12	4.7E-12	
Y-90	7.1E-12	7.8E-12	7.9E-12	
Eu-155	4.9E-12	3.9E-12	2.4E-12	
Tb-160	4.2E-12	3.5E-12	2.5E-12	
Rb-86	3.8E-12	5.4E-12	6.3E-12	
Ce-141	2.0E-12	1.5E-12	1.1E-12	
Cs-136	1.8E-12	1.5E-12	1.2E-12	
Sb-124	1.8E-12	1.4E-12	1.0E-12	
Fe-59	1.5E-12	1.2E-12	9.8E-13	
Ag-110m	1.4E-12	1.2E-12	7.1E-13	
Gd-153	1.4E-12	1.7E-12	1.3E-12	
Pm-148m	1.0E-12	8.5E-13	5.8E-13	
Te-123m	1.0E-12	7.6E-13	5.1E-13	
Te-127	9.6E-13	1.0E-12	1.1E-12	
Zn-65	7.1E-13	7.2E-13	6.2E-13	
Ru-103	6.4E-13	5.0E-13	3.6E-13	
Nb-95	3.9E-13	3.0E-13	2.1E-13	
Co-58	3.6E-13	3.0E-13	2.0E-13	
Te-129	2.7E-13	2.7E-13	3.1E-13	
Mn-54	2.2E-13	2.1E-13	1.4E-13	

添付 X-4

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sm-151	7.7E-14	5.1E-14	2.7E-14	
Pr-144	2.4E-14	2.8E-14	3.3E-14	
Rh-103m	5.8E-16	5.6E-16	5.5E-16	
Cs-135	4.6E-16	3.4E-16	1.9E-16	
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
合計	9.3E-08	6.2E-08	4.0E-08	

表 X-1-3 海産物摂取による内部被ばく評価結果

（実測値（K4 タンク群）によるソースターム、平均的に摂取）

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sn-123	9.8E-06	1.8E-05	2.4E-05	
I-129	2.7E-06	2.0E-06	8.6E-07	
C-14	1.4E-06	1.2E-06	6.8E-07	
Sn-126	4.9E-07	8.4E-07	1.1E-06	
Cd-115m	3.0E-07	4.4E-07	7.4E-07	
Sn-119m	2.3E-07	4.3E-07	5.6E-07	
Cd-113m	5.8E-08	5.0E-08	6.1E-08	
Co-60	4.9E-08	1.2E-07	1.6E-07	
H-3	3.3E-08	2.8E-08	2.3E-08	
Ru-106	3.3E-08	5.7E-08	7.6E-08	
Fe-59	2.3E-08	4.8E-08	1.0E-07	
Te-129m	1.8E-08	3.6E-08	5.3E-08	
Pm-148	1.7E-08	3.1E-08	3.9E-08	
Tc-99	1.6E-08	2.8E-08	4.9E-08	
Te-127m	1.4E-08	2.8E-08	4.9E-08	
Y-91	1.3E-08	2.3E-08	2.9E-08	
Zn-65	5.5E-09	7.0E-09	1.0E-08	
Te-125m	5.5E-09	1.0E-08	1.6E-08	
Cs-137	4.1E-09	1.5E-09	1.4E-09	
Ni-63	3.6E-09	5.4E-09	7.6E-09	
Ce-144	2.7E-09	4.9E-09	6.8E-09	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Ag-110m	2.1E-09	2.9E-09	3.6E-09	
Sb-125	1.5E-09	2.3E-09	3.1E-09	
Y-90	1.4E-09	2.6E-09	3.2E-09	
Am-241	1.4E-09	9.2E-10	5.0E-09	
Am-243	1.4E-09	9.2E-10	4.9E-09	
Pu-239	1.4E-09	8.8E-10	4.4E-09	
Pu-240	1.4E-09	8.8E-10	4.4E-09	
Pu-238	1.2E-09	8.3E-10	4.2E-09	
Pu-241	1.2E-09	6.5E-10	2.6E-09	
Pm-146	1.1E-09	1.8E-09	2.5E-09	
Te-127	1.0E-09	1.9E-09	1.8E-09	
Cm-243	7.2E-10	5.1E-10	3.0E-09	
Pm-147	6.4E-10	1.2E-09	1.8E-09	
Cs-134	6.4E-10	2.2E-10	1.8E-10	
Cm-244	5.8E-10	4.4E-10	2.7E-09	
Eu-152	5.1E-10	7.4E-10	1.2E-09	
Te-129	3.9E-10	6.3E-10	9.0E-10	
Mn-54	3.2E-10	4.3E-10	4.8E-10	
Eu-154	3.1E-10	5.1E-10	7.7E-10	
Tb-160	2.7E-10	4.5E-10	5.3E-10	
Sr-90	2.5E-10	2.1E-10	4.2E-10	
Te-123m	2.5E-10	4.2E-10	6.6E-10	
Co-58	2.0E-10	3.4E-10	3.8E-10	
Pm-148m	1.8E-10	3.0E-10	3.2E-10	
Ce-141	1.5E-10	2.7E-10	3.3E-10	
Eu-155	1.4E-10	2.4E-10	3.6E-10	
Gd-153	1.1E-10	2.0E-10	2.4E-10	
Sb-124	9.7E-11	1.6E-10	2.0E-10	
Am-242m	8.3E-11	4.9E-11	2.6E-10	
Cs-136	6.7E-11	6.8E-11	6.9E-11	
Cm-242	5.8E-11	9.1E-11	5.5E-10	
Rb-86	5.0E-11	8.9E-11	1.1E-10	
Ba-140	3.9E-11	6.7E-11	9.4E-11	
Nb-95	2.8E-11	4.2E-11	4.3E-11	
Pr-144	2.3E-11	3.7E-11	5.6E-11	
Ru-103	2.1E-11	3.4E-11	4.0E-11	

添付 X-6

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sr-89	1.1E-11	1.8E-11	3.0E-11	
Sm-151	1.1E-12	1.9E-12	3.5E-12	
Rh-103m	1.7E-13	2.9E-13	4.2E-13	
Cs-135	3.7E-15	1.6E-15	1.6E-15	
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
合計	1.5E-05	2.4E-05	2.9E-05	

表 X-1-4 海産物摂取による内部被ばく評価結果

（実測値（K4 タンク群）によるソースターム、多く摂取）

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sn-123	3.7E-05	7.0E-05	8.9E-05	
I-129	1.3E-05	1.0E-05	4.1E-06	
C-14	5.2E-06	4.5E-06	2.5E-06	
Sn-126	1.9E-06	3.2E-06	4.0E-06	
Cd-115m	1.6E-06	2.3E-06	3.8E-06	
Sn-119m	8.5E-07	1.6E-06	2.1E-06	
Cd-113m	3.1E-07	2.6E-07	3.1E-07	
Co-60	2.7E-07	6.8E-07	8.4E-07	
Ru-106	1.6E-07	2.9E-07	3.8E-07	
H-3	1.3E-07	1.1E-07	8.7E-08	
Fe-59	1.2E-07	2.6E-07	5.3E-07	
Pm-148	9.4E-08	1.7E-07	2.0E-07	
Te-129m	8.0E-08	1.6E-07	2.3E-07	
Tc-99	7.7E-08	1.4E-07	2.3E-07	
Y-91	6.7E-08	1.2E-07	1.5E-07	
Te-127m	6.1E-08	1.3E-07	2.1E-07	
Zn-65	3.3E-08	4.1E-08	5.9E-08	
Te-125m	2.4E-08	4.5E-08	7.0E-08	
Cs-137	1.5E-08	5.6E-09	4.9E-09	
Ni-63	1.5E-08	2.3E-08	3.1E-08	
Ce-144	1.4E-08	2.5E-08	3.4E-08	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Ag-110m	9.9E-09	1.4E-08	1.7E-08	
Y-90	7.5E-09	1.4E-08	1.7E-08	
Pu-239	7.0E-09	4.6E-09	2.3E-08	
Pu-240	7.0E-09	4.6E-09	2.3E-08	
Am-241	6.7E-09	4.6E-09	2.4E-08	
Am-243	6.7E-09	4.6E-09	2.3E-08	
Pu-238	6.4E-09	4.3E-09	2.2E-08	
Pm-146	6.1E-09	9.6E-09	1.3E-08	
Pu-241	6.0E-09	3.4E-09	1.3E-08	
Sb-125	5.2E-09	8.2E-09	1.1E-08	
Te-127	4.5E-09	8.3E-09	7.8E-09	
Cm-243	3.5E-09	2.5E-09	1.4E-08	
Pm-147	3.4E-09	6.4E-09	9.2E-09	
Cm-244	2.8E-09	2.2E-09	1.3E-08	
Eu-152	2.7E-09	4.0E-09	6.1E-09	
Cs-134	2.3E-09	8.1E-10	6.4E-10	
Mn-54	1.8E-09	2.5E-09	2.7E-09	
Te-129	1.7E-09	2.8E-09	3.9E-09	
Eu-154	1.7E-09	2.7E-09	4.1E-09	
Tb-160	1.5E-09	2.5E-09	2.8E-09	
Sr-90	1.1E-09	9.6E-10	1.8E-09	
Co-58	1.1E-09	1.9E-09	2.1E-09	
Te-123m	1.1E-09	1.9E-09	2.8E-09	
Pm-148m	9.9E-10	1.6E-09	1.7E-09	
Ce-141	7.5E-10	1.4E-09	1.7E-09	
Eu-155	7.4E-10	1.3E-09	1.9E-09	
Gd-153	6.0E-10	1.0E-09	1.3E-09	
Am-242m	4.0E-10	2.4E-10	1.2E-09	
Sb-124	3.4E-10	5.8E-10	6.9E-10	
Cm-242	2.8E-10	4.5E-10	2.6E-09	
Cs-136	2.5E-10	2.5E-10	2.5E-10	
Rb-86	2.1E-10	3.7E-10	4.6E-10	
Ba-140	1.6E-10	2.9E-10	4.0E-10	
Nb-95	1.4E-10	2.2E-10	2.1E-10	
Pr-144	1.1E-10	1.9E-10	2.7E-10	
Ru-103	1.1E-10	1.7E-10	2.0E-10	

添付 X-8

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sr-89	4.8E-11	8.2E-11	1.3E-10	
Sm-151	6.1E-12	1.0E-11	1.8E-11	
Rh-103m	9.4E-13	1.6E-12	2.2E-12	
Cs-135	1.4E-14	5.9E-15	5.6E-15	
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
合計	6.1E-05	9.4E-05	1.1E-04	

表 X-2-1 海水の飲水による内部被ばく評価結果

（実測値（J1-C タンク群）によるソースターム）

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	3.0E-07	5.2E-07	対象外	
I-129	2.7E-09	4.2E-09	対象外	
Y-91	8.4E-10	3.1E-09	対象外	
Sn-119m	2.9E-10	1.1E-09	対象外	
Sn-123	2.9E-10	1.1E-09	対象外	
Te-127m	2.3E-10	9.6E-10	対象外	
C-14	2.2E-10	3.7E-10	対象外	
Ru-106	2.0E-10	7.2E-10	対象外	
Cd-115m	1.8E-10	5.4E-10	対象外	
Pu-239	1.7E-10	2.2E-10	対象外	
Pu-240	1.7E-10	2.2E-10	対象外	
Pu-238	1.6E-10	2.1E-10	対象外	
Am-241	1.4E-10	1.8E-10	対象外	
Am-243	1.4E-10	1.8E-10	対象外	
Pu-241	1.2E-10	1.4E-10	対象外	
Cm-243	1.0E-10	1.5E-10	対象外	
Te-129m	8.7E-11	3.5E-10	対象外	
Cm-244	8.2E-11	1.3E-10	対象外	
Ce-144	6.1E-11	2.2E-10	対象外	
Cs-137	5.1E-11	3.8E-11	対象外	
Cd-113m	4.0E-11	6.8E-11	対象外	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Cs-134	3.0E-11	2.0E-11	対象外	
Rb-86	2.9E-11	1.0E-10	対象外	
Sn-126	2.8E-11	9.6E-11	対象外	
Ni-63	2.6E-11	8.1E-11	対象外	
Co-60	2.3E-11	1.2E-10	対象外	
Sr-90	2.1E-11	3.5E-11	対象外	
Te-127	1.6E-11	6.0E-11	対象外	
Tc-99	1.6E-11	5.7E-11	対象外	
Pm-148	1.3E-11	4.6E-11	対象外	
Ba-140	1.1E-11	3.8E-11	対象外	
Cm-242	8.2E-12	2.7E-11	対象外	
Eu-152	8.1E-12	2.4E-11	対象外	
Zn-65	7.6E-12	1.9E-11	対象外	
Sb-125	5.2E-12	1.6E-11	対象外	
Sb-124	5.0E-12	1.7E-11	対象外	
Tb-160	4.6E-12	1.6E-11	対象外	
Eu-154	4.5E-12	1.5E-11	対象外	
Pm-147	4.3E-12	1.6E-11	対象外	
Te-125m	4.1E-12	1.6E-11	対象外	
Ce-141	3.8E-12	1.4E-11	対象外	
Fe-59	3.2E-12	1.3E-11	対象外	
Cs-136	2.9E-12	5.9E-12	対象外	
Sr-89	2.9E-12	9.9E-12	対象外	
Te-123m	2.7E-12	9.3E-12	対象外	
Ag-110m	2.5E-12	6.9E-12	対象外	
Am-242m	2.3E-12	2.8E-12	対象外	
Eu-155	2.2E-12	7.7E-12	対象外	
Y-90	2.0E-12	7.4E-12	対象外	
Te-129	1.8E-12	6.1E-12	対象外	
Pm-148m	1.7E-12	5.4E-12	対象外	
Gd-153	1.4E-12	5.0E-12	対象外	
Pm-146	1.2E-12	3.9E-12	対象外	
Ru-103	8.0E-13	2.6E-12	対象外	
Co-58	6.3E-13	2.2E-12	対象外	
Nb-95	6.0E-13	1.9E-12	対象外	
Pr-144	5.9E-13	2.0E-12	対象外	

添付 X-10

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Mn-54	5.6E-13	1.5E-12	対象外	
Sm-151	2.2E-14	7.5E-14	対象外	
Rh-103m	4.1E-15	1.4E-14	対象外	
Cs-135	4.9E-17	4.2E-17	対象外	
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	対象外	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	対象外	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	対象外	親核種にて評価
合計	3.1E-07	5.4E-07	対象外	

表 X-2-2 海水しぶきの吸入による内部被ばく評価結果

（実測値（J1-C タンク群）によるソースターム）

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	7.3E-08	5.0E-08	3.4E-08	
Pu-239	2.0E-08	9.6E-09	4.4E-09	
Pu-240	2.0E-08	9.6E-09	4.4E-09	
Pu-238	1.8E-08	9.0E-09	4.2E-09	
Am-241	1.6E-08	7.7E-09	3.8E-09	
Am-243	1.6E-08	7.7E-09	3.8E-09	
Pu-241	1.4E-08	6.1E-09	2.1E-09	
Cm-243	1.1E-08	6.1E-09	3.4E-09	
Cm-244	9.3E-09	5.3E-09	3.2E-09	
Cm-242	9.7E-10	7.7E-10	5.7E-10	
Y-91	7.5E-10	6.3E-10	4.7E-10	
C-14	5.2E-10	3.9E-10	2.2E-10	
Ru-106	4.6E-10	3.8E-10	2.3E-10	
Sn-119m	4.6E-10	3.8E-10	2.7E-10	
Am-242m	2.7E-10	1.3E-10	6.0E-11	
Sn-123	2.7E-10	2.3E-10	1.7E-10	
Te-127m	2.4E-10	1.9E-10	1.3E-10	
I-129	2.1E-10	1.4E-10	5.5E-11	
Ce-144	1.5E-10	1.6E-10	1.3E-10	
Cd-115m	1.0E-10	8.9E-11	7.9E-11	
Tc-99	7.7E-11	5.6E-11	3.1E-11	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Eu-152	5.8E-11	3.8E-11	2.0E-11	
Te-129m	5.5E-11	4.6E-11	3.4E-11	
Ni-63	5.5E-11	4.5E-11	2.6E-11	
Co-60	5.1E-11	3.8E-11	1.9E-11	
Cd-113m	4.6E-11	3.0E-11	1.6E-11	
Sn-126	4.0E-11	3.5E-10	2.2E-11	
Cs-137	3.7E-11	2.6E-11	1.3E-11	
Eu-154	2.9E-11	2.1E-11	1.1E-11	
Sr-90	2.9E-11	1.9E-11	9.7E-12	
Pm-147	2.0E-11	1.7E-11	1.1E-11	
Sb-125	1.4E-11	1.1E-11	6.2E-12	
Eu-155	1.2E-11	9.3E-12	5.6E-12	
Cs-134	7.5E-12	6.1E-12	3.4E-12	
Pm-146	7.0E-12	5.1E-12	2.7E-12	
Ba-140	5.8E-12	4.7E-12	3.7E-12	
Ce-141	4.9E-12	3.6E-12	2.7E-12	
Tb-160	4.9E-12	4.1E-12	2.9E-12	
Te-125m	4.8E-12	3.5E-12	2.5E-12	
Sb-124	4.1E-12	3.4E-12	2.4E-12	
Te-127	3.3E-12	3.6E-12	3.6E-12	
Gd-153	2.7E-12	3.3E-12	2.5E-12	
Ag-110m	2.6E-12	2.2E-12	1.3E-12	
Pm-148	2.5E-12	2.5E-12	2.2E-12	
Te-123m	2.3E-12	1.8E-12	1.2E-12	
Rb-86	2.3E-12	3.3E-12	3.8E-12	
Sr-89	2.1E-12	1.8E-12	1.3E-12	
Fe-59	1.7E-12	1.4E-12	1.2E-12	
Pm-148m	1.4E-12	1.1E-12	7.7E-13	
Zn-65	1.0E-12	1.0E-12	9.0E-13	
Ru-103	7.9E-13	6.2E-13	4.4E-13	
Cs-136	6.5E-13	5.5E-13	4.5E-13	
Nb-95	4.5E-13	3.5E-13	2.5E-13	
Co-58	4.3E-13	3.6E-13	2.4E-13	
Mn-54	2.8E-13	2.8E-13	1.8E-13	
Te-129	2.7E-13	2.7E-13	3.1E-13	
Y-90	2.7E-13	2.9E-13	3.0E-13	

添付 X-12

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sm-151	2.2E-13	1.4E-13	7.7E-14	
Pr-144	5.1E-14	5.8E-14	6.9E-14	
Rh-103m	7.1E-16	6.9E-16	6.8E-16	
Cs-135	5.1E-17	3.7E-17	2.1E-17	
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
合計	2.0E-07	1.1E-07	6.5E-08	

表 X-2-3 海産物摂取による内部被ばく評価結果

（実測値（J1-C タンク群）によるソースターム、平均的に摂取）

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sn-119m	1.3E-05	2.5E-05	3.2E-05	
Sn-123	1.3E-05	2.3E-05	3.1E-05	
Sn-126	1.2E-06	2.1E-06	2.7E-06	
C-14	3.8E-07	3.3E-07	1.9E-07	
I-129	3.6E-07	2.7E-07	1.1E-07	
Cd-115m	2.9E-07	4.3E-07	7.2E-07	
Cd-113m	6.4E-08	5.4E-08	6.7E-08	
Te-127m	5.0E-08	1.0E-07	1.8E-07	
H-3	3.3E-08	2.8E-08	2.3E-08	
Fe-59	2.7E-08	5.7E-08	1.2E-07	
Y-91	2.3E-08	4.1E-08	5.1E-08	
Te-129m	1.9E-08	3.6E-08	5.4E-08	
Am-241	1.7E-08	1.1E-08	6.1E-08	
Am-243	1.7E-08	1.1E-08	5.9E-08	
Pu-239	1.6E-08	1.1E-08	5.4E-08	
Pu-240	1.6E-08	1.1E-08	5.4E-08	
Pu-238	1.5E-08	1.0E-08	5.1E-08	
Pu-241	1.1E-08	6.5E-09	2.6E-08	
Cm-243	8.7E-09	6.2E-09	3.6E-08	
Co-60	8.6E-09	2.2E-08	2.7E-08	
Zn-65	8.0E-09	1.0E-08	1.5E-08	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Cm-244	7.0E-09	5.4E-09	3.3E-08	
Ru-106	6.6E-09	1.2E-08	1.5E-08	
Tc-99	6.5E-09	1.1E-08	1.9E-08	
Ce-144	5.8E-09	1.0E-08	1.4E-08	
Ag-110m	3.7E-09	5.2E-09	6.4E-09	
Te-127	3.5E-09	6.3E-09	6.2E-09	
Ni-63	3.2E-09	4.9E-09	6.8E-09	
Pm-148	1.9E-09	3.4E-09	4.1E-09	
Eu-152	1.2E-09	1.7E-09	2.7E-09	
Te-125m	8.9E-10	1.6E-09	2.6E-09	
Cm-242	7.0E-10	1.1E-09	6.6E-09	
Eu-154	6.6E-10	1.1E-09	1.6E-09	
Pm-147	6.2E-10	1.2E-09	1.7E-09	
Te-123m	5.7E-10	9.8E-10	1.5E-09	
Cs-137	4.3E-10	1.6E-10	1.4E-10	
Mn-54	4.2E-10	5.7E-10	6.4E-10	
Te-129	3.9E-10	6.4E-10	9.2E-10	
Ce-141	3.6E-10	6.4E-10	7.9E-10	
Eu-155	3.3E-10	5.6E-10	8.7E-10	
Tb-160	3.1E-10	5.2E-10	6.1E-10	
Am-242m	2.9E-10	1.7E-10	9.1E-10	
Cs-134	2.5E-10	8.5E-11	7.0E-11	
Pm-148m	2.4E-10	4.0E-10	4.3E-10	
Sb-125	2.4E-10	3.7E-10	4.9E-10	
Co-58	2.3E-10	4.1E-10	4.6E-10	
Sb-124	2.3E-10	3.9E-10	4.7E-10	
Gd-153	2.1E-10	3.7E-10	4.5E-10	
Pm-146	1.8E-10	2.8E-10	4.0E-10	
Y-90	5.4E-11	9.9E-11	1.2E-10	
Pr-144	4.7E-11	7.8E-11	1.2E-10	
Nb-95	3.2E-11	4.9E-11	5.0E-11	
Rb-86	3.1E-11	5.4E-11	6.9E-11	
Ru-103	2.6E-11	4.2E-11	4.9E-11	
Cs-136	2.4E-11	2.5E-11	2.5E-11	
Ba-140	1.9E-11	3.3E-11	4.6E-11	
Sr-90	9.6E-12	8.1E-12	1.6E-11	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sm-151	3.2E-12	5.5E-12	9.8E-12	
Sr-89	1.3E-12	2.3E-12	3.7E-12	
Rh-103m	2.1E-13	3.6E-13	5.2E-13	
Cs-135	4.2E-16	1.8E-16	1.7E-16	
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
合計	2.8E-05	5.1E-05	6.7E-05	

表 X-2-4 海産物摂取による内部被ばく評価結果

（実測値（J1-C タンク群）によるソースターム、多く摂取）

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sn-119m	4.9E-05	9.4E-05	1.2E-04	
Sn-123	4.7E-05	8.9E-05	1.1E-04	
Sn-126	4.6E-06	8.0E-06	9.9E-06	
I-129	1.7E-06	1.3E-06	5.4E-07	
Cd-115m	1.5E-06	2.3E-06	3.7E-06	
C-14	1.4E-06	1.3E-06	7.0E-07	
Cd-113m	3.4E-07	2.9E-07	3.4E-07	
Te-127m	2.2E-07	4.5E-07	7.6E-07	
Fe-59	1.5E-07	3.1E-07	6.2E-07	
H-3	1.3E-07	1.1E-07	8.7E-08	
Y-91	1.2E-07	2.2E-07	2.7E-07	
Pu-239	8.5E-08	5.6E-08	2.8E-07	
Pu-240	8.5E-08	5.6E-08	2.8E-07	
Am-241	8.2E-08	5.5E-08	2.9E-07	
Am-243	8.2E-08	5.5E-08	2.8E-07	
Te-129m	8.1E-08	1.6E-07	2.3E-07	
Pu-238	7.8E-08	5.3E-08	2.6E-07	
Pu-241	5.9E-08	3.4E-08	1.3E-07	
Zn-65	4.8E-08	6.0E-08	8.6E-08	
Co-60	4.7E-08	1.2E-07	1.5E-07	
Cm-243	4.2E-08	3.1E-08	1.7E-07	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Cm-244	3.4E-08	2.7E-08	1.6E-07	
Ru-106	3.3E-08	5.9E-08	7.6E-08	
Tc-99	3.1E-08	5.5E-08	9.2E-08	
Ce-144	2.9E-08	5.3E-08	7.1E-08	
Ag-110m	1.8E-08	2.5E-08	3.0E-08	
Te-127	1.5E-08	2.8E-08	2.7E-08	
Ni-63	1.3E-08	2.1E-08	2.8E-08	
Pm-148	1.0E-08	1.8E-08	2.2E-08	
Eu-152	6.3E-09	9.3E-09	1.4E-08	
Te-125m	3.9E-09	7.3E-09	1.1E-08	
Eu-154	3.5E-09	5.8E-09	8.6E-09	
Cm-242	3.4E-09	5.5E-09	3.2E-08	
Pm-147	3.4E-09	6.2E-09	9.0E-09	
Te-123m	2.5E-09	4.4E-09	6.6E-09	
Mn-54	2.4E-09	3.2E-09	3.6E-09	
Ce-141	1.8E-09	3.3E-09	4.0E-09	
Eu-155	1.8E-09	3.0E-09	4.6E-09	
Te-129	1.7E-09	2.8E-09	4.0E-09	
Tb-160	1.7E-09	2.8E-09	3.3E-09	
Cs-137	1.6E-09	5.8E-10	5.1E-10	
Am-242m	1.4E-09	8.4E-10	4.4E-09	
Pm-148m	1.3E-09	2.1E-09	2.3E-09	
Co-58	1.3E-09	2.2E-09	2.4E-09	
Gd-153	1.1E-09	2.0E-09	2.4E-09	
Pm-146	9.7E-10	1.5E-09	2.1E-09	
Cs-134	9.1E-10	3.2E-10	2.5E-10	
Sb-125	8.4E-10	1.3E-09	1.7E-09	
Sb-124	8.1E-10	1.4E-09	1.6E-09	
Y-90	2.9E-10	5.3E-10	6.3E-10	
Pr-144	2.3E-10	3.9E-10	5.7E-10	
Nb-95	1.6E-10	2.5E-10	2.5E-10	
Ru-103	1.3E-10	2.1E-10	2.4E-10	
Rb-86	1.3E-10	2.3E-10	2.8E-10	
Cs-136	8.9E-11	9.2E-11	9.0E-11	
Ba-140	8.0E-11	1.4E-10	1.9E-10	
Sr-90	4.3E-11	3.6E-11	7.0E-11	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sm-151	1.7E-11	2.9E-11	5.2E-11	
Sr-89	6.0E-12	1.0E-11	1.6E-11	
Rh-103m	1.2E-12	2.0E-12	2.8E-12	
Cs-135	1.5E-15	6.5E-16	6.3E-16	
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
合計	1.1E-04	2.0E-04	2.5E-04	

表 X-3-1 海水の飲水による内部被ばく評価結果

（実測値（J1-G タンク群）によるソースターム）

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	3.0E-07	5.2E-07	対象外	
I-129	2.3E-09	3.5E-09	対象外	
Y-91	1.8E-09	6.6E-09	対象外	
Sn-119m	8.5E-10	3.3E-09	対象外	
Sn-123	8.3E-10	3.1E-09	対象外	
Te-127m	6.5E-10	2.7E-09	対象外	
C-14	5.8E-10	9.9E-10	対象外	
Cd-115m	4.7E-10	1.4E-09	対象外	
Pu-239	4.4E-10	5.8E-10	対象外	
Pu-240	4.4E-10	5.8E-10	対象外	
Pu-238	4.0E-10	5.4E-10	対象外	
Am-241	3.5E-10	4.7E-10	対象外	
Am-243	3.5E-10	4.7E-10	対象外	
Pu-241	3.0E-10	3.4E-10	対象外	
Cs-137	2.7E-10	2.0E-10	対象外	
Cm-243	2.6E-10	3.9E-10	対象外	
Te-129m	2.3E-10	9.0E-10	対象外	
Cm-244	2.1E-10	3.3E-10	対象外	
Ru-106	2.1E-10	7.5E-10	対象外	
Ce-144	1.8E-10	6.5E-10	対象外	
Cd-113m	1.2E-10	2.1E-10	対象外	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Ni-63	8.3E-11	2.5E-10	対象外	
Rb-86	8.2E-11	2.9E-10	対象外	
Cs-134	8.0E-11	5.5E-11	対象外	
Pm-148	7.6E-11	2.7E-10	対象外	
Sr-90	5.6E-11	9.4E-11	対象外	
Tc-99	5.2E-11	1.9E-10	対象外	
Co-60	4.9E-11	2.4E-10	対象外	
Te-127	4.6E-11	1.7E-10	対象外	
Sn-126	4.4E-11	1.5E-10	対象外	
Ba-140	2.8E-11	9.8E-11	対象外	
Cm-242	2.1E-11	6.8E-11	対象外	
Zn-65	2.0E-11	4.9E-11	対象外	
Eu-152	1.7E-11	4.9E-11	対象外	
Tb-160	1.4E-11	4.7E-11	対象外	
Sb-124	1.3E-11	4.4E-11	対象外	
Eu-154	1.3E-11	4.1E-11	対象外	
Pm-147	1.2E-11	4.3E-11	対象外	
Sb-125	9.6E-12	3.0E-11	対象外	
Fe-59	8.1E-12	3.4E-11	対象外	
Te-125m	7.6E-12	2.9E-11	対象外	
Sr-89	7.3E-12	2.5E-11	対象外	
Ag-110m	7.0E-12	2.0E-11	対象外	
Cs-136	6.8E-12	1.4E-11	対象外	
Am-242m	6.1E-12	7.3E-12	対象外	
Te-123m	5.9E-12	2.1E-11	対象外	
Y-90	5.4E-12	2.0E-11	対象外	
Ce-141	5.3E-12	2.0E-11	対象外	
Te-129	4.7E-12	1.6E-11	対象外	
Pm-148m	4.4E-12	1.4E-11	対象外	
Eu-155	3.6E-12	1.2E-11	対象外	
Pm-146	3.5E-12	1.1E-11	対象外	
Gd-153	3.2E-12	1.1E-11	対象外	
Ru-103	2.3E-12	7.7E-12	対象外	
Pr-144	1.7E-12	5.9E-12	対象外	
Co-58	1.7E-12	6.0E-12	対象外	
Nb-95	1.7E-12	5.3E-12	対象外	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Mn-54	1.7E-12	4.5E-12	対象外	
Sm-151	6.1E-14	2.1E-13	対象外	
Rh-103m	1.2E-14	4.1E-14	対象外	
Cs-135	2.6E-16	2.2E-16	対象外	
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	対象外	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	対象外	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	対象外	親核種にて評価
合計	3.2E-07	5.5E-07	対象外	

表 X-3-2 海水しぶきの吸入による内部被ばく評価結果

（実測値（J1-G タンク群）によるソースターム）

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
H-3	7.3E-08	5.0E-08	3.4E-08	
Pu-239	5.1E-08	2.5E-08	1.1E-08	
Pu-240	5.1E-08	2.5E-08	1.1E-08	
Pu-238	4.6E-08	2.3E-08	1.1E-08	
Am-241	4.1E-08	2.0E-08	9.8E-09	
Am-243	4.1E-08	2.0E-08	9.8E-09	
Pu-241	3.5E-08	1.5E-08	5.4E-09	
Cm-243	2.9E-08	1.6E-08	8.7E-09	
Cm-244	2.4E-08	1.4E-08	8.1E-09	
Cm-242	2.5E-09	2.0E-09	1.5E-09	
Y-91	1.6E-09	1.3E-09	1.0E-09	
C-14	1.4E-09	1.0E-09	5.9E-10	
Sn-119m	1.3E-09	1.1E-09	7.8E-10	
Sn-123	7.7E-10	6.7E-10	4.9E-10	
Am-242m	7.1E-10	3.3E-10	1.6E-10	
Te-127m	6.6E-10	5.3E-10	3.6E-10	
Ru-106	4.8E-10	4.0E-10	2.4E-10	
Ce-144	4.4E-10	4.6E-10	3.8E-10	
Cd-115m	2.7E-10	2.3E-10	2.1E-10	
Tc-99	2.5E-10	1.8E-10	1.0E-10	
Cs-137	1.9E-10	1.4E-10	7.0E-11	
I-129	1.8E-10	1.2E-10	4.6E-11	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Ni-63	1.7E-10	1.4E-10	8.2E-11	
Te-129m	1.4E-10	1.2E-10	8.8E-11	
Cd-113m	1.4E-10	9.2E-11	5.0E-11	
Eu-152	1.2E-10	7.9E-11	4.1E-11	
Co-60	1.1E-10	8.0E-11	4.1E-11	
Eu-154	8.0E-11	5.7E-11	3.1E-11	
Sr-90	7.7E-11	5.1E-11	2.6E-11	
Sn-126	6.3E-11	5.5E-10	3.5E-11	
Pm-147	5.4E-11	4.7E-11	2.9E-11	
Sb-125	2.5E-11	2.0E-11	1.1E-11	
Cs-134	2.0E-11	1.6E-11	9.1E-12	
Pm-146	2.0E-11	1.5E-11	7.8E-12	
Eu-155	1.9E-11	1.5E-11	9.1E-12	
Pm-148	1.5E-11	1.5E-11	1.3E-11	
Ba-140	1.5E-11	1.2E-11	9.6E-12	
Tb-160	1.5E-11	1.2E-11	8.7E-12	
Sb-124	1.1E-11	8.9E-12	6.4E-12	
Te-127	9.1E-12	9.9E-12	1.0E-11	
Te-125m	8.9E-12	6.5E-12	4.6E-12	
Ag-110m	7.2E-12	6.2E-12	3.6E-12	
Ce-141	6.9E-12	5.0E-12	3.7E-12	
Rb-86	6.6E-12	9.5E-12	1.1E-11	
Gd-153	6.0E-12	7.3E-12	5.5E-12	
Sr-89	5.4E-12	4.5E-12	3.4E-12	
Te-123m	5.2E-12	3.9E-12	2.6E-12	
Fe-59	4.3E-12	3.4E-12	2.9E-12	
Pm-148m	3.5E-12	2.9E-12	2.0E-12	
Zn-65	2.7E-12	2.7E-12	2.3E-12	
Ru-103	2.3E-12	1.8E-12	1.3E-12	
Cs-136	1.5E-12	1.3E-12	1.0E-12	
Nb-95	1.3E-12	1.0E-12	7.0E-13	
Co-58	1.2E-12	9.8E-13	6.5E-13	
Mn-54	8.6E-13	8.5E-13	5.5E-13	
Y-90	7.2E-13	8.0E-13	8.1E-13	
Te-129	7.1E-13	7.1E-13	8.1E-13	
Sm-151	6.0E-13	4.0E-13	2.1E-13	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Pr-144	1.5E-13	1.7E-13	2.0E-13	
Rh-103m	2.1E-15	2.0E-15	2.0E-15	
Cs-135	2.7E-16	2.0E-16	1.1E-16	
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
合計	4.0E-07	2.2E-07	1.2E-07	

表 X-3-3 海産物摂取による内部被ばく評価結果

（実測値（J1-G タンク群）によるソースターム、平均的に摂取）

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sn-119m	3.7E-05	7.1E-05	9.2E-05	
Sn-123	3.6E-05	6.7E-05	8.8E-05	
Sn-126	1.9E-06	3.3E-06	4.2E-06	
C-14	1.0E-06	8.8E-07	5.1E-07	
Cd-115m	7.5E-07	1.1E-06	1.9E-06	
I-129	3.0E-07	2.3E-07	9.5E-08	
Cd-113m	2.0E-07	1.7E-07	2.0E-07	
Te-127m	1.4E-07	2.8E-07	4.9E-07	
Fe-59	6.8E-08	1.4E-07	3.0E-07	
Te-129m	4.9E-08	9.5E-08	1.4E-07	
Y-91	4.8E-08	8.8E-08	1.1E-07	
Am-241	4.4E-08	2.9E-08	1.6E-07	
Am-243	4.4E-08	2.9E-08	1.5E-07	
Pu-239	4.2E-08	2.8E-08	1.4E-07	
Pu-240	4.2E-08	2.8E-08	1.4E-07	
Pu-238	3.9E-08	2.6E-08	1.3E-07	
H-3	3.3E-08	2.8E-08	2.3E-08	
Pu-241	2.9E-08	1.6E-08	6.6E-08	
Cm-243	2.3E-08	1.6E-08	9.3E-08	
Tc-99	2.1E-08	3.7E-08	6.4E-08	
Zn-65	2.1E-08	2.6E-08	3.8E-08	
Co-60	1.8E-08	4.6E-08	5.7E-08	
Cm-244	1.8E-08	1.4E-08	8.4E-08	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Ce-144	1.7E-08	3.0E-08	4.1E-08	
Pm-148	1.1E-08	2.0E-08	2.4E-08	
Ag-110m	1.0E-08	1.5E-08	1.8E-08	
Ni-63	1.0E-08	1.5E-08	2.2E-08	
Te-127	9.9E-09	1.8E-08	1.7E-08	
Ru-106	6.9E-09	1.2E-08	1.6E-08	
Eu-152	2.4E-09	3.6E-09	5.5E-09	
Cs-137	2.3E-09	8.3E-10	7.5E-10	
Eu-154	1.8E-09	3.0E-09	4.5E-09	
Cm-242	1.8E-09	2.9E-09	1.7E-08	
Pm-147	1.7E-09	3.2E-09	4.7E-09	
Te-125m	1.6E-09	3.0E-09	4.8E-09	
Mn-54	1.3E-09	1.7E-09	1.9E-09	
Te-123m	1.3E-09	2.2E-09	3.4E-09	
Te-129	1.0E-09	1.7E-09	2.4E-09	
Tb-160	9.4E-10	1.6E-09	1.9E-09	
Am-242m	7.6E-10	4.5E-10	2.4E-09	
Cs-134	6.7E-10	2.3E-10	1.9E-10	
Co-58	6.4E-10	1.1E-09	1.2E-09	
Pm-148m	6.4E-10	1.0E-09	1.1E-09	
Sb-124	6.0E-10	1.0E-09	1.2E-09	
Eu-155	5.3E-10	9.0E-10	1.4E-09	
Pm-146	5.2E-10	8.1E-10	1.1E-09	
Ce-141	5.0E-10	9.0E-10	1.1E-09	
Gd-153	4.7E-10	8.2E-10	1.0E-09	
Sb-125	4.4E-10	6.9E-10	9.1E-10	
Y-90	1.4E-10	2.7E-10	3.3E-10	
Pr-144	1.4E-10	2.3E-10	3.4E-10	
Nb-95	9.2E-11	1.4E-10	1.4E-10	
Rb-86	8.8E-11	1.5E-10	2.0E-10	
Ru-103	7.6E-11	1.2E-10	1.4E-10	
Cs-136	5.7E-11	5.8E-11	5.8E-11	
Ba-140	4.9E-11	8.4E-11	1.2E-10	
Sr-90	2.6E-11	2.2E-11	4.3E-11	
Sm-151	8.9E-12	1.5E-11	2.7E-11	
Sr-89	3.4E-12	5.8E-12	9.4E-12	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Rh-103m	6.2E-13	1.1E-12	1.5E-12	
Cs-135	2.2E-15	9.4E-16	9.3E-16	
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
合計	7.9E-05	1.5E-04	1.9E-04	

表 X-3-4 海産物摂取による内部被ばく評価結果

（実測値（J1-G タンク群）によるソースターム、多く摂取）

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Sn-119m	1.4E-04	2.7E-04	3.4E-04	
Sn-123	1.4E-04	2.6E-04	3.3E-04	
Sn-126	7.3E-06	1.3E-05	1.6E-05	
Cd-115m	4.0E-06	5.9E-06	9.7E-06	
C-14	3.9E-06	3.4E-06	1.9E-06	
I-129	1.4E-06	1.1E-06	4.5E-07	
Cd-113m	1.0E-06	8.8E-07	1.1E-06	
Te-127m	6.0E-07	1.3E-06	2.1E-06	
Fe-59	3.7E-07	7.7E-07	1.6E-06	
Y-91	2.6E-07	4.7E-07	5.8E-07	
Pu-239	2.2E-07	1.4E-07	7.1E-07	
Pu-240	2.2E-07	1.4E-07	7.1E-07	
Am-241	2.1E-07	1.4E-07	7.5E-07	
Am-243	2.1E-07	1.4E-07	7.3E-07	
Te-129m	2.1E-07	4.2E-07	6.0E-07	
Pu-238	2.0E-07	1.4E-07	6.8E-07	
Pu-241	1.5E-07	8.6E-08	3.4E-07	
H-3	1.3E-07	1.1E-07	8.7E-08	
Zn-65	1.2E-07	1.5E-07	2.2E-07	
Cm-243	1.1E-07	8.0E-08	4.5E-07	
Tc-99	1.0E-07	1.8E-07	3.0E-07	
Co-60	1.0E-07	2.5E-07	3.1E-07	
Cm-244	8.7E-08	6.9E-08	4.1E-07	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Ce-144	8.5E-08	1.6E-07	2.1E-07	
Pm-148	6.0E-08	1.1E-07	1.3E-07	
Ag-110m	5.0E-08	7.0E-08	8.4E-08	
Te-127	4.3E-08	7.8E-08	7.4E-08	
Ni-63	4.2E-08	6.5E-08	8.8E-08	
Ru-106	3.4E-08	6.1E-08	8.0E-08	
Eu-152	1.3E-08	1.9E-08	2.9E-08	
Eu-154	9.8E-09	1.6E-08	2.4E-08	
Pm-147	9.2E-09	1.7E-08	2.5E-08	
Cm-242	8.7E-09	1.4E-08	8.2E-08	
Cs-137	8.2E-09	3.1E-09	2.7E-09	
Mn-54	7.4E-09	9.9E-09	1.1E-08	
Te-125m	7.1E-09	1.4E-08	2.1E-08	
Te-123m	5.5E-09	9.6E-09	1.5E-08	
Tb-160	5.1E-09	8.6E-09	9.9E-09	
Te-129	4.4E-09	7.4E-09	1.0E-08	
Am-242m	3.6E-09	2.2E-09	1.1E-08	
Co-58	3.5E-09	6.1E-09	6.7E-09	
Pm-148m	3.4E-09	5.5E-09	5.9E-09	
Eu-155	2.8E-09	4.9E-09	7.4E-09	
Pm-146	2.8E-09	4.3E-09	6.0E-09	
Ce-141	2.5E-09	4.6E-09	5.6E-09	
Gd-153	2.5E-09	4.4E-09	5.2E-09	
Cs-134	2.4E-09	8.5E-10	6.8E-10	
Sb-124	2.1E-09	3.6E-09	4.3E-09	
Sb-125	1.6E-09	2.5E-09	3.2E-09	
Y-90	7.7E-10	1.4E-09	1.7E-09	
Pr-144	6.8E-10	1.2E-09	1.7E-09	
Nb-95	4.6E-10	7.2E-10	7.1E-10	
Ru-103	3.8E-10	6.3E-10	7.1E-10	
Rb-86	3.6E-10	6.5E-10	8.0E-10	
Cs-136	2.1E-10	2.1E-10	2.1E-10	
Ba-140	2.1E-10	3.7E-10	5.0E-10	
Sr-90	1.2E-10	9.8E-11	1.9E-10	
Sm-151	4.8E-11	8.1E-11	1.4E-10	
Sr-89	1.5E-11	2.6E-11	4.1E-11	

核種	被ばく評価結果（mSv/年）			備考
	成人	幼児	乳児	
Rh-103m	3.4E-12	5.8E-12	8.1E-12	
Cs-135	8.1E-15	3.5E-15	3.3E-15	
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
合計	3.0E-04	5.6E-04	7.1E-04	

X-2. 環境防護に関する評価結果

7.「環境防護に関する評価」に示した以下の被ばく評価について、核種別の評価結果を表 X-4～6 に示す。

64 核種の実測値によるソースターム

i. K4 タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.29）

ii. J1-C タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.35）

iii. J1-G タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.22）

表 X-4 環境防護の評価結果（実測値（K4 タンク群）によるソースターム）

核種	被ばく評価結果（mGy/日）			備考
	扁平魚	カニ	褐藻	
Fe-59	1.2E-05	1.2E-05	1.3E-05	
Sn-123	1.6E-06	1.5E-06	1.7E-06	
Pm-148	1.3E-06	1.2E-06	1.7E-06	
Sn-126	6.9E-07	6.6E-07	6.4E-07	
Co-60	6.5E-07	6.5E-07	7.1E-07	
Pm-146	2.9E-07	2.8E-07	3.1E-07	
Y-91	1.4E-07	8.4E-08	6.3E-07	
Eu-152	1.3E-07	1.2E-07	1.3E-07	
Tb-160	1.2E-07	1.2E-07	1.3E-07	
Ce-144	7.8E-08	4.6E-08	7.8E-08	
Pm-148m	6.6E-08	6.4E-08	7.2E-08	
Eu-154	6.1E-08	5.7E-08	6.1E-08	
Ru-106	5.4E-08	5.4E-08	6.4E-08	
Cd-115m	4.9E-08	2.2E-07	9.3E-09	

核種	被ばく評価結果（mGy/日）			備考
	扁平魚	カニ	褐藻	
Sn-119m	4.3E-08	4.1E-08	3.0E-08	
C-14	4.0E-08	3.3E-08	2.7E-08	
Mn-54	2.3E-08	2.1E-08	2.3E-08	
Gd-153	1.2E-08	1.1E-08	1.4E-08	
Nb-95	1.2E-08	1.2E-08	1.2E-08	
Ce-141	1.1E-08	1.1E-08	1.2E-08	
Eu-155	7.7E-09	7.5E-09	7.7E-09	
H-3	4.7E-09	4.7E-09	1.8E-09	
Co-58	4.6E-09	4.6E-09	4.6E-09	
Cs-137	2.0E-09	1.9E-09	2.0E-09	
Zn-65	1.3E-09	2.6E-09	1.3E-09	
Ba-140	9.3E-10	1.3E-09	1.7E-09	
Te-129m	9.1E-10	9.2E-10	8.4E-09	
Sb-125	7.0E-10	6.6E-10	8.7E-10	
Am-243	5.8E-10	7.1E-10	6.4E-10	
Cs-134	5.8E-10	5.4E-10	5.7E-10	
Cs-136	5.0E-10	5.0E-10	5.0E-10	
Te-127m	4.3E-10	4.3E-10	4.1E-09	
Cd-113m	4.1E-10	1.8E-09	3.4E-11	
Ag-110m	4.0E-10	2.2E-09	3.5E-10	
Ru-103	3.9E-10	3.9E-10	4.0E-10	
Cm-243	3.2E-10	8.3E-10	5.2E-10	
Te-127	3.2E-10	3.2E-10	2.9E-09	
Rb-86	2.7E-10	2.0E-10	4.8E-10	
Te-125m	1.9E-10	2.0E-10	1.7E-09	
Pm-147	9.7E-11	1.3E-09	9.0E-10	
Sb-124	8.5E-11	8.0E-11	1.0E-10	
Am-241	6.3E-11	2.0E-10	6.4E-11	
Ni-63	4.5E-11	1.1E-09	3.3E-10	
Sr-90	4.3E-11	1.6E-10	4.2E-11	
Pu-238	3.8E-11	2.6E-11	6.3E-11	
Pu-240	3.6E-11	2.4E-11	5.9E-11	
Pu-239	3.6E-11	2.4E-11	5.9E-11	
Tc-99	2.5E-11	5.6E-09	1.6E-08	
I-129	1.1E-11	6.4E-09	2.8E-09	
Sr-89	1.1E-11	3.7E-11	1.1E-11	

核種	被ばく評価結果（mGy/日）			備考
	扁平魚	カニ	褐藻	
Te-123m	7.3E-12	7.4E-12	4.4E-11	
Cm-242	4.3E-12	5.5E-10	2.1E-10	
Cm-244	4.1E-12	5.2E-10	2.0E-10	
Am-242m	3.0E-12	3.3E-12	5.2E-12	
Pu-241	1.6E-12	1.1E-12	2.7E-12	
Sm-151	9.1E-14	1.9E-12	7.9E-13	
Cs-135	1.2E-16	6.4E-17	9.5E-17	
Y-90	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Rh-103m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Te-129	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
合計	1.7E-05	1.7E-05	1.9E-05	

表 X-5 環境防護の評価結果（実測値（J1-C タンク群）によるソースターム）

核種	被ばく評価結果（mGy/日）			備考
	扁平魚	カニ	褐藻	
Fe-59	1.4E-05	1.4E-05	1.5E-05	
Sn-119m	2.5E-06	2.3E-06	1.7E-06	
Sn-123	2.0E-06	2.0E-06	2.1E-06	
Sn-126	1.7E-06	1.6E-06	1.6E-06	
Eu-152	3.1E-07	2.9E-07	3.1E-07	
Y-91	2.5E-07	1.5E-07	1.1E-06	
Ce-144	1.6E-07	9.5E-08	1.6E-07	
Tb-160	1.4E-07	1.4E-07	1.5E-07	
Pm-148	1.4E-07	1.3E-07	1.9E-07	
Eu-154	1.3E-07	1.2E-07	1.3E-07	
Co-60	1.1E-07	1.1E-07	1.2E-07	
Pm-148m	8.8E-08	8.5E-08	9.5E-08	
Cd-115m	4.8E-08	2.1E-07	9.1E-09	
Pm-146	4.7E-08	4.5E-08	4.9E-08	

核種	被ばく評価結果（mGy/日）			備考
	扁平魚	カニ	褐藻	
Mn-54	3.1E-08	2.8E-08	3.1E-08	
Ce-141	2.7E-08	2.6E-08	2.8E-08	
Gd-153	2.3E-08	2.1E-08	2.7E-08	
Eu-155	1.8E-08	1.8E-08	1.8E-08	
Nb-95	1.4E-08	1.4E-08	1.4E-08	
C-14	1.1E-08	9.2E-09	7.4E-09	
Ru-106	1.1E-08	1.1E-08	1.3E-08	
Am-243	7.1E-09	8.6E-09	7.8E-09	
Co-58	5.5E-09	5.4E-09	5.4E-09	
H-3	4.7E-09	4.7E-09	1.8E-09	
Cm-243	3.9E-09	1.0E-08	6.3E-09	
Zn-65	1.9E-09	3.8E-09	1.8E-09	
Te-127m	1.5E-09	1.5E-09	1.4E-08	
Te-127	1.1E-09	1.1E-09	1.0E-08	
Te-129m	9.2E-10	9.4E-10	8.5E-09	
Am-241	7.6E-10	2.5E-09	7.8E-10	
Ag-110m	7.2E-10	4.0E-09	6.2E-10	
Ru-103	4.8E-10	4.8E-10	4.9E-10	
Pu-238	4.7E-10	3.2E-10	7.6E-10	
Ba-140	4.6E-10	6.3E-10	8.5E-10	
Cd-113m	4.5E-10	2.0E-09	3.7E-11	
Pu-240	4.4E-10	3.0E-10	7.1E-10	
Pu-239	4.3E-10	3.0E-10	7.1E-10	
Cs-134	2.3E-10	2.1E-10	2.2E-10	
Cs-137	2.1E-10	2.0E-10	2.1E-10	
Sb-124	2.0E-10	1.9E-10	2.4E-10	
Cs-136	1.8E-10	1.8E-10	1.8E-10	
Rb-86	1.6E-10	1.2E-10	3.0E-10	
Sb-125	1.1E-10	1.1E-10	1.4E-10	
Pm-147	9.5E-11	1.3E-09	8.8E-10	
Cm-242	5.2E-11	6.7E-09	2.5E-09	
Cm-244	4.9E-11	6.3E-09	2.4E-09	

核種	被ばく評価結果（mGy/日）			備考
	扁平魚	カニ	褐藻	
Ni-63	4.0E-11	9.6E-10	3.0E-10	
Te-125m	3.1E-11	3.2E-11	2.7E-10	
Te-123m	1.7E-11	1.7E-11	1.0E-10	
Pu-241	1.6E-11	1.1E-11	2.7E-11	
Am-242m	1.0E-11	1.1E-11	1.8E-11	
Tc-99	9.8E-12	2.2E-09	6.5E-09	
Sr-90	1.6E-12	5.9E-12	1.6E-12	
I-129	1.5E-12	8.5E-10	3.7E-10	
Sr-89	1.3E-12	4.7E-12	1.3E-12	
Sm-151	2.6E-13	5.5E-12	2.2E-12	
Cs-135	1.3E-17	7.1E-18	1.1E-17	
Y-90	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Rh-103m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Te-129	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
合計	2.2E-05	2.2E-05	2.3E-05	

表 X-6 環境防護の評価結果（実測値（J1-G タンク群）によるソースターム）

核種	被ばく評価結果（mGy/日）			備考
	扁平魚	カニ	褐藻	
Fe-59	3.6E-05	3.6E-05	3.8E-05	
Sn-119m	7.1E-06	6.8E-06	5.0E-06	
Sn-123	5.9E-06	5.7E-06	6.1E-06	
Sn-126	2.7E-06	2.6E-06	2.5E-06	
Pm-148	8.1E-07	7.8E-07	1.1E-06	
Eu-152	6.3E-07	5.9E-07	6.3E-07	
Y-91	5.3E-07	3.2E-07	2.4E-06	
Ce-144	4.8E-07	2.8E-07	4.8E-07	
Tb-160	4.4E-07	4.4E-07	4.7E-07	

核種	被ばく評価結果（mGy/日）			備考
	扁平魚	カニ	褐藻	
Eu-154	3.6E-07	3.4E-07	3.6E-07	
Co-60	2.4E-07	2.4E-07	2.6E-07	
Pm-148m	2.3E-07	2.2E-07	2.5E-07	
Pm-146	1.3E-07	1.3E-07	1.4E-07	
Cd-115m	1.2E-07	5.5E-07	2.4E-08	
Mn-54	9.3E-08	8.5E-08	9.3E-08	
Gd-153	5.1E-08	4.7E-08	5.9E-08	
Nb-95	4.0E-08	3.9E-08	4.1E-08	
Ce-141	3.8E-08	3.7E-08	3.9E-08	
C-14	3.0E-08	2.5E-08	2.0E-08	
Eu-155	3.0E-08	2.9E-08	3.0E-08	
Am-243	1.8E-08	2.2E-08	2.0E-08	
Co-58	1.5E-08	1.5E-08	1.5E-08	
Ru-106	1.1E-08	1.1E-08	1.3E-08	
Cm-243	1.0E-08	2.6E-08	1.6E-08	
Zn-65	4.9E-09	9.8E-09	4.8E-09	
H-3	4.7E-09	4.7E-09	1.8E-09	
Te-127m	4.3E-09	4.3E-09	4.0E-08	
Te-127	3.0E-09	3.0E-09	2.8E-08	
Te-129m	2.4E-09	2.4E-09	2.2E-08	
Ag-110m	2.0E-09	1.1E-08	1.7E-09	
Am-241	2.0E-09	6.4E-09	2.0E-09	
Ru-103	1.4E-09	1.4E-09	1.4E-09	
Cd-113m	1.4E-09	6.2E-09	1.1E-10	
Pu-238	1.2E-09	8.2E-10	2.0E-09	
Ba-140	1.2E-09	1.6E-09	2.2E-09	
Pu-240	1.1E-09	7.6E-10	1.8E-09	
Pu-239	1.1E-09	7.6E-10	1.8E-09	
Cs-137	1.1E-09	1.0E-09	1.1E-09	
Cs-134	6.0E-10	5.7E-10	6.0E-10	
Sb-124	5.3E-10	5.0E-10	6.4E-10	
Rb-86	4.7E-10	3.5E-10	8.4E-10	

核種	被ばく評価結果（mGy/日）			備考
	扁平魚	カニ	褐藻	
Cs-136	4.2E-10	4.2E-10	4.2E-10	
Pm-147	2.6E-10	3.5E-09	2.4E-09	
Sb-125	2.1E-10	2.0E-10	2.6E-10	
Cm-242	1.3E-10	1.7E-08	6.5E-09	
Ni-63	1.3E-10	3.0E-09	9.4E-10	
Cm-244	1.3E-10	1.6E-08	6.2E-09	
Te-125m	5.7E-11	6.0E-11	5.0E-10	
Pu-241	4.1E-11	2.8E-11	6.8E-11	
Te-123m	3.7E-11	3.8E-11	2.2E-10	
Tc-99	3.2E-11	7.3E-09	2.1E-08	
Am-242m	2.7E-11	3.0E-11	4.8E-11	
Sr-90	4.4E-12	1.6E-11	4.3E-12	
Sr-89	3.4E-12	1.2E-11	3.3E-12	
I-129	1.2E-12	7.1E-10	3.1E-10	
Sm-151	7.1E-13	1.5E-11	6.2E-12	
Cs-135	6.9E-17	3.8E-17	5.6E-17	
Y-90	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Rh-103m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Rh-106	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Te-129	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Ba-137m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
Pr-144m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
合計	5.6E-05	5.5E-05	5.9E-05	

添付 XI　外部被ばく線量換算係数の保守性について

外部被ばくの線量評価に使用した線量換算係数は、廃止措置工事環境影響評価ハンドブック（以下、廃止措置ハンドブック）より引用したものであるが、γ線のみを対象としていることや、64 核種のうち一部の換算係数が用意されていないことなどの欠点もある。用意されていない換算係数には、βγ核種には Co-60、α核種には Am-241 とそれぞれ最も保守的な換算係数を引用することで保守性を確保しているが、確認のため、海外で作成された外部被ばくの線量換算係数を用いて比較を行った。

比較の対象としては、米国の環境保護庁（U.S. Environmental Protection Agency）が、米国民の放射線防護のために提供している Federal Guidance Report No.15, “External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil”（Environmental Protection Agency,2019　以下、「FGR15」）［XI-1］を使用した。FGR15 には、地表面、土壌、大気、水中の放射性物質から人が受ける外部被ばくを計算するための線量換算係数が示されており、対象核種には ALPS 処理水の評価対象 64 核種が全て含まれていることから、FGR15 の線量換算係数を使用した評価を試みた。

XI-1. 評価方法

6-1.「通常時の被ばく評価」にて評価した被ばく評価方法と同じとし、線量換算係数のみを入れ替えるものとする。ただし、漁網に付着した放射性物質からの外部被ばくについては、FGR15 に適当な線量換算係数が無いため比較対象外とした。以下に被ばく経路ごとの FGR15 の評価モデルおよび使用したパラメータを示す。

(1)海水面からの外部被ばく

海水からの放射線による実効線量換算係数は、FGR15 の Table 4-7. Reference person effective dose rate coefficients for water immersion. に示されている水中への浸漬における外部線量換算係数に、上方に線源（海水）が無い事を考慮した低減係数 0.5 を掛け合わせた（表 XI-1）。図 XI-1 に評価モデルのイメージ図を示す。船体による遮へいは安全側に無視した。

海水面からの放射線による実効線量 D_1(mSv/年)の計算式を式(XI-1)に示す。

$$D_1 = 1000 \cdot 1000 \cdot 3600 \cdot \sum_i (K_1)_i \cdot (x_1)_i \cdot t_1 \qquad \text{(XI-1)}$$

添付 XI-1

ここで、

$(K_1)_i$　は水中への浸漬における核種 i からの放射線による実効線量換算係数((Sv/s)/(Bq/m^3))

$(x_1)_i$　は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

t_1　　は年間の被ばく時間(h/年)

1000　は実効線量の単位変換（Sv からmSv）の係数

1000　は海水中濃度の単位変換（Bq/L から Bq/m^3）の係数

3600　は年間の被ばく時間の単位変換（h/年から s/年）の係数

である。

評価地点、評価に使用する海水中放射性物質濃度は、6-1.「通常時の被ばく評価」同様、周辺 10km×10km 圏内の海表面（最上層）の年間平均濃度とした。

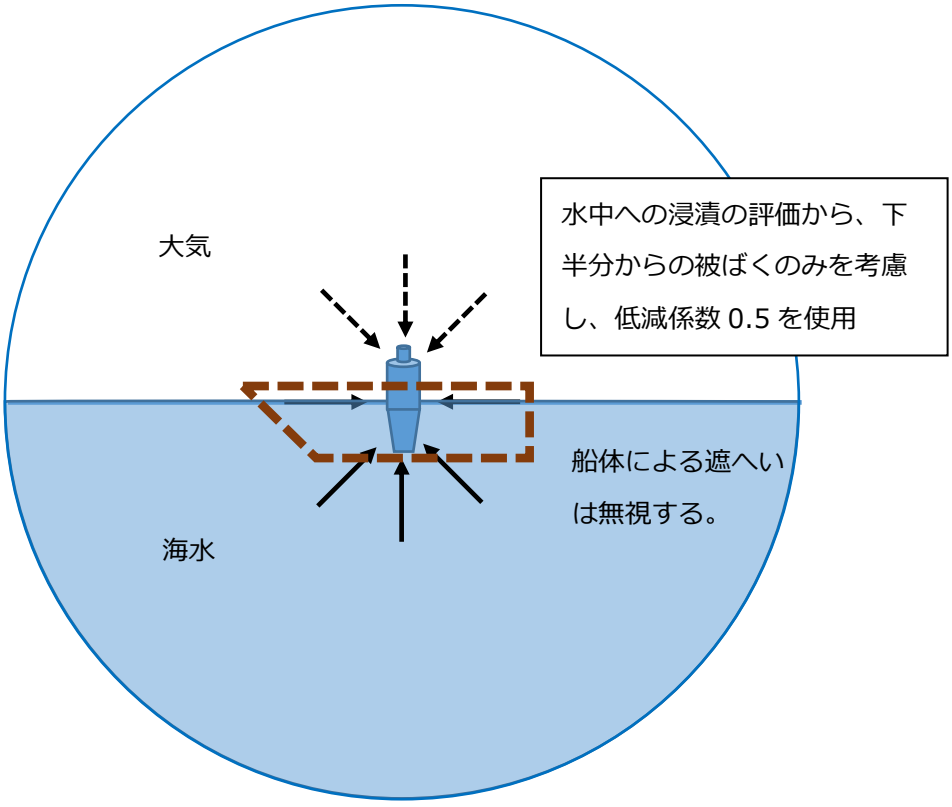


図 XI-1　海上作業における海水中の放射性物質からの被ばく評価モデルの概念図

(2)船体からの外部被ばく

海上作業時に、海水から船体に移行した放射性物質から受ける外部放射線被ばくについて評価を行う。海水から船体に移行した放射性物質からの放射線による実効線量換算係数は、FGR15 の Table 4-1. Reference person effective dose rate coefficients for ground surface. に示されている地表面からの外部線量換算係数を使用した。（表 XI-2）。図 XI-2 に評価モデルのイメージ図を示す。

船体に付着した放射性物質による実効線量 D_2(mSv/年)の計算式を式(XI-2)、(XI-3)に示す。

$$D_2 = 1000 \cdot 3600 \cdot \sum_i (K_2)_i \cdot (S_2)_i \cdot t_2 \qquad \text{(XI-2)}$$

$$(S_2)_i = (F_2)_i \cdot (x_2)_i \qquad \text{(XI-3)}$$

ここで、

$(K_2)_i$　は核種 i の船体からの放射線による実効線量換算係数((Sv/s)/(Bq/m^2))

$(S_2)_i$　は核種 i の船体における汚染密度(Bq/m^2)

t_2　　は年間の被ばく時間(h/年)

$(F_2)_i$　は核種 i の海水から船体への移行係数((Bq/m^2)/(Bq/L))

$(x_2)_i$　は核種 i の評価地点での海水中濃度(Bq/L)

1000　は実効線量の単位変換（Sv からmSv）の係数

3600　は年間の被ばく時間の単位変換（h/年から s/年）の係数

である。

船体への移行係数は、6-1.「通常時の被ばく評価」同様、「六ヶ所事業所再処理事業指定申請書」より 100((Bq/m^2)/(Bq/L))とした。

評価地点、評価に使用する海水中放射性物質濃度は、6-1.「通常時の被ばく評価」同様、周辺 10km×10km 圏内の海表面（最上層）の年間平均濃度とした。

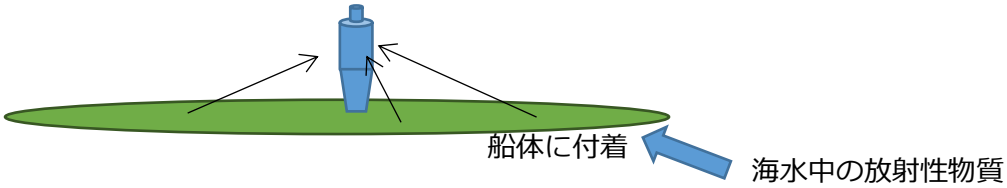


図 XI-2　海上作業における船体に付着した放射性物質からの被ばく評価モデルの概念図

(3) 遊泳等における水中での外部被ばく

遊泳、海中作業時に、周囲の海水中の放射性物質から受ける放射線による外部被ばくについて評価を行う。海水中の放射性物質からの放射線による実効線量換算係数は、FGR15 の Table 4-7. Reference person effective dose rate coefficients for water immersion. に示されている水中への浸漬における外部線量換算係数を使用した（表 XI-3）。図 XI-3 に評価モデルのイメージ図を示す。

遊泳、海中作業時の海水からの放射線による実効線量 D_3(mSv/年)の計算式を式(XI-4)に示す。

$$D_3 = 1000 \cdot 1000 \cdot 3600 \cdot \sum_i (K_3)_i \cdot (x_3)_i \cdot t_3 \qquad \text{(XI-4)}$$

ここで、

$(K_3)_i$　は核種 i の海水からの放射線による実効線量換算係数((Sv/s)/(Bq/m^3))

$(x_3)_i$　は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

t_3　　は年間の被ばく時間(h/年)

1000　は実効線量の単位変換（Sv からmSv）の係数

1000　は海水中濃度の単位変換（Bq/L から Bq/m^3）の係数

3600　は年間の被ばく時間の単位変換（h/年から s/年）の係数

である。

評価地点、評価に使用する海水中放射性物質濃度の考え方は、6-1.「通常時の被ばく評価」同様、発電所北側の避難指示が解除された砂浜付近の海水の平均濃度を使用する。

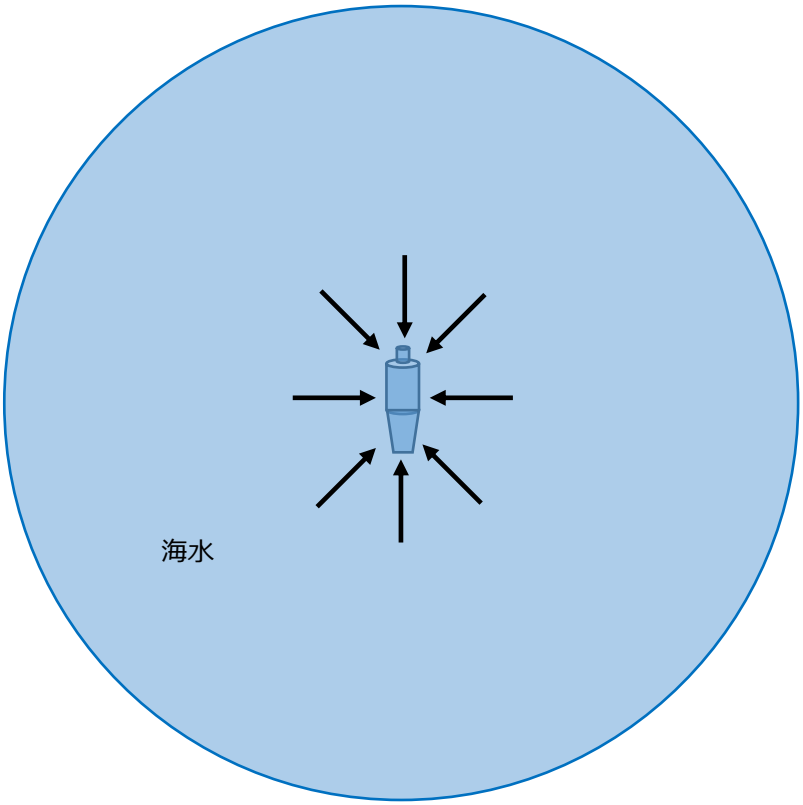


図 XI-3　海水中の放射性物質からの被ばく評価モデルの概念図

(4) 海浜砂からの外部被ばく

砂浜滞在時に、海水から海浜の砂に移行した放射性物質から受ける外部被ばくについて評価を行う。砂浜の放射性物質からの放射線による実効線量換算係数は、FGR15 の Table 4-5. Reference person effective dose rate coefficients for soil to infinite depth. に示されている土壌中の放射性物質からの被ばくに関する外部線量換算係数を使用した（表 XI-4）。図 XI-4 に評価モデルのイメージ図を示す。

海浜砂からのγ線による実効線量 D_4(mSv/年)の計算式を式(XI-5)に示す。

$$D_4 = 1000 \cdot 1600 \cdot 3600 \cdot \sum_i (K_4)_i \cdot (x_4)_i \cdot (F_4)_i \cdot t_4 \qquad \text{(XI-5)}$$

ここで、

$(K_4)_i$　は核種 i の海浜砂からの放射線による実効線量換算係数

((Sv/s)/(Bq/m^3))

$(x_4)_i$　は核種 i の海水中濃度(Bq/L)

$(F_4)_i$　は核種 i の海水から砂浜への移行係数((Bq/kg)/(Bq/L))

t_4　　は年間の被ばく時間(h/年)

1000　は実効線量の単位変換（Sv からmSv）の係数

1600　は土壌の放射性物質濃度の単位変換（Bq/kg から Bq/m^3）の係数

3600　は年間の被ばく時間の単位変換（h/年から s/年）の係数

である。

砂浜への核種の移行係数は、6-1.「通常時の被ばく評価」同様、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」より、すべての核種について1,000((Bq/kg)/(Bq/L))とした。

評価地点、評価に使用する海水中放射性物質濃度の考え方は、本文同様、発電所北側の避難指示が解除された砂浜付近の海水の平均濃度を使用する。

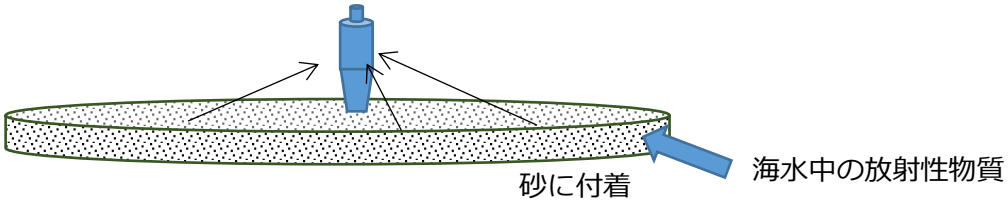


図 XI-4　海浜砂に付着した放射性物質からの被ばく評価モデルの概念図

XI-2. 被ばく評価の対象となる代表的個人の設定

被ばく評価の対象となる代表的個人の特性は、6-2-5.と同じ以下とした。

・漁業に年間 120 日（2,880 時間）従事し、そのうち 80 日（1,920 時間）は漁網の近くで作業を行う。

・海岸に年間 500 時間滞在し、96 時間遊泳を行う。

表 XI-1　FGR15 を用いた海水面からの放射線による実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^3))	備考
H-3	3.1E-27	
C-14	1.4E-21	
Mn-54	4.0E-17	
Fe-59	6.0E-17	
Co-58	4.6E-17	
Co-60	1.3E-16	
Ni-63	3.9E-24	
Zn-65	2.9E-17	
Rb-86	4.9E-18	
Sr-89	2.5E-19	
Sr-90	5.4E-20	
Y-90	4.7E-19	
Y-91	4.2E-19	
Nb-95	3.6E-17	
Tc-99	1.5E-20	
Ru-103	2.2E-17	
Ru-106	2.8E-25	
Rh-103m	5.1E-21	
Rh-106	1.0E-17	
Ag-110m	1.3E-16	
Cd-113m	5.2E-20	
Cd-115m	1.9E-18	
Sn-119m	8.3E-20	
Sn-123	5.6E-19	
Sn-126	7.4E-17	子孫核種 Sb-126m を考慮
Sb-124	9.3E-17	
Sb-125	1.9E-17	
Te-123m	5.5E-18	
Te-125m	3.0E-19	
Te-127	2.8E-19	
Te-127m	9.9E-20	

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^3))	備考
Te-129	2.9E-18	
Te-129m	1.5E-18	
I-129	2.6E-19	
Cs-134	7.3E-17	
Cs-135	1.2E-20	
Cs-136	1.0E-16	
Cs-137	5.2E-20	
Ba-137m	2.8E-17	
Ba-140	1.2E-16	子孫核種 La-140 を考慮
Ce-141	2.9E-18	
Ce-144	6.8E-19	
Pr-144	2.2E-18	
Pr-144m	2.4E-19	
Pm-146	3.4E-17	
Pm-147	4.7E-21	
Pm-148	2.9E-17	
Pm-148m	9.3E-17	
Sm-151	3.1E-23	
Eu-152	5.6E-17	
Eu-154	6.1E-17	
Eu-155	2.0E-18	
Gd-153	2.8E-18	
Tb-160	5.5E-17	
Pu-238	3.3E-21	
Pu-239	3.6E-21	
Pu-240	3.2E-21	
Pu-241	5.7E-23	
Am-241	6.0E-19	
Am-242m	5.5E-19	子孫核種 Am-242 を考慮
Am-243	8.6E-18	子孫核種 Np-239 を考慮
Cm-242	3.8E-21	
Cm-243	5.0E-18	

添付 XI-8

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^3))	備考
Cm-244	3.9E-21	

表 XI-2　FGR15 を用いた船体からの放射線による実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^2))	備考
H-3	6.7E-22	
C-14	6.1E-19	
Mn-54	5.3E-16	
Fe-59	7.3E-16	
Co-58	6.2E-16	
Co-60	1.5E-15	
Ni-63	8.0E-20	
Zn-65	3.6E-16	
Rb-86	1.6E-16	
Sr-89	8.9E-17	
Sr-90	6.5E-18	
Y-90	1.5E-16	
Y-91	9.4E-17	
Nb-95	4.9E-16	
Tc-99	2.0E-18	
Ru-103	3.2E-16	
Ru-106	1.7E-20	
Rh-103m	4.3E-20	
Rh-106	3.4E-16	
Ag-110m	1.7E-15	
Cd-113m	6.3E-18	
Cd-115m	1.1E-16	
Sn-119m	9.6E-19	
Sn-123	8.1E-17	
Sn-126	1.1E-15	子孫核種 Sb-126m を考慮
Sb-124	1.2E-15	
Sb-125	2.7E-16	

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^2))	備考
Te-123m	7.7E-17	
Te-125m	4.1E-18	
Te-127	1.5E-17	
Te-127m	1.7E-18	
Te-129	1.1E-16	
Te-129m	5.1E-17	
I-129	4.4E-18	
Cs-134	1.0E-15	
Cs-135	1.6E-18	
Cs-136	1.3E-15	
Cs-137	7.9E-18	
Ba-137m	3.9E-16	
Ba-140	1.6E-15	子孫核種 La-140 を考慮
Ce-141	4.5E-17	
Ce-144	1.1E-17	
Pr-144	2.0E-16	
Pr-144m	3.5E-18	
Pm-146	4.8E-16	
Pm-147	9.4E-19	
Pm-148	4.6E-16	
Pm-148m	1.3E-15	
Sm-151	1.1E-19	
Eu-152	7.2E-16	
Eu-154	7.9E-16	
Eu-155	3.1E-17	
Gd-153	4.3E-17	
Tb-160	7.1E-16	
Pu-238	2.1E-20	
Pu-239	4.2E-20	
Pu-240	2.2E-20	
Pu-241	1.7E-21	
Am-241	9.9E-18	

添付 XI-10

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^2))	備考
Am-242m	1.4E-17	子孫核種 Am-242 を考慮
Am-243	1.3E-16	子孫核種 Np-239 を考慮
Cm-242	2.6E-20	
Cm-243	7.1E-17	
Cm-244	3.1E-20	

表 XI-3　FGR15 を用いた遊泳、海中作業における海水からの放射線による実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^3))	備考
H-3	6.2E-27	
C-14	2.8E-21	
Mn-54	8.0E-17	
Fe-59	1.2E-16	
Co-58	9.2E-17	
Co-60	2.5E-16	
Ni-63	7.8E-24	
Zn-65	5.7E-17	
Rb-86	9.8E-18	
Sr-89	5.1E-19	
Sr-90	1.1E-19	
Y-90	9.5E-19	
Y-91	8.4E-19	
Nb-95	7.3E-17	
Tc-99	3.1E-20	
Ru-103	4.5E-17	
Ru-106	5.7E-25	
Rh-103m	1.0E-20	
Rh-106	2.1E-17	
Ag-110m	2.7E-16	
Cd-113m	1.0E-19	
Cd-115m	3.8E-18	

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^3))	備考
Sn-119m	1.7E-19	
Sn-123	1.1E-18	
Sn-126	1.5E-16	子孫核種 Sb-126m を考慮
Sb-124	1.9E-16	
Sb-125	3.8E-17	
Te-123m	1.1E-17	
Te-125m	6.0E-19	
Te-127	5.6E-19	
Te-127m	2.0E-19	
Te-129	5.7E-18	
Te-129m	3.1E-18	
I-129	5.1E-19	
Cs-134	1.5E-16	
Cs-135	2.3E-20	
Cs-136	2.1E-16	
Cs-137	1.0E-19	
Ba-137m	5.5E-17	
Ba-140	2.5E-16	子孫核種 La-140 を考慮
Ce-141	5.8E-18	
Ce-144	1.4E-18	
Pr-144	4.3E-18	
Pr-144m	4.8E-19	
Pm-146	6.8E-17	
Pm-147	9.4E-21	
Pm-148	5.8E-17	
Pm-148m	1.9E-16	
Sm-151	6.1E-23	
Eu-152	1.1E-16	
Eu-154	1.2E-16	
Eu-155	3.9E-18	
Gd-153	5.6E-18	
Tb-160	1.1E-16	

添付 XI-12

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^3))	備考
Pu-238	6.6E-21	
Pu-239	7.3E-21	
Pu-240	6.5E-21	
Pu-241	1.1E-22	
Am-241	1.2E-18	
Am-242m	1.1E-18	子孫核種 Am-242 を考慮
Am-243	1.7E-17	子孫核種 Np-239 を考慮
Cm-242	7.5E-21	
Cm-243	1.0E-17	
Cm-244	7.9E-21	

表 XI-4　FGR15 を用いた海浜砂からの放射線による実効線量換算係数

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^3))	備考
H-3	3.4E-23	
C-14	3.1E-20	
Mn-54	2.6E-17	
Fe-59	3.9E-17	
Co-58	3.0E-17	
Co-60	8.3E-17	
Ni-63	4.1E-21	
Zn-65	1.9E-17	
Rb-86	4.4E-18	
Sr-89	1.2E-18	
Sr-90	2.6E-19	
Y-90	2.3E-18	
Y-91	1.4E-18	
Nb-95	2.4E-17	
Tc-99	1.0E-19	
Ru-103	1.4E-17	
Ru-106	8.6E-22	
Rh-103m	6.6E-22	

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^3))	備考
Rh-106	1.0E-17	
Ag-110m	8.7E-17	
Cd-113m	2.5E-19	
Cd-115m	2.3E-18	
Sn-119m	1.2E-20	
Sn-123	1.3E-18	
Sn-126	4.8E-17	子孫核種 Sb-126m を考慮
Sb-124	6.1E-17	
Sb-125	1.2E-17	
Te-123m	3.1E-18	
Te-125m	5.1E-20	
Te-127	4.6E-19	
Te-127m	2.9E-20	
Te-129	2.7E-18	
Te-129m	1.3E-18	
I-129	7.9E-20	
Cs-134	4.8E-17	
Cs-135	8.4E-20	
Cs-136	6.6E-17	
Cs-137	2.6E-19	
Ba-137m	1.8E-17	
Ba-140	8.3E-17	子孫核種 La-140 を考慮
Ce-141	1.8E-18	
Ce-144	4.2E-19	
Pr-144	4.2E-18	
Pr-144m	8.7E-20	
Pm-146	2.2E-17	
Pm-147	4.8E-20	
Pm-148	2.0E-17	
Pm-148m	6.0E-17	
Sm-151	5.5E-21	
Eu-152	3.6E-17	

添付 XI-14

核種	実効線量換算係数 ((Sv/s)/(Bq/m^3))	備考
Eu-154	3.9E-17	
Eu-155	9.5E-19	
Gd-153	1.2E-18	
Tb-160	3.5E-17	
Pu-238	5.3E-22	
Pu-239	1.5E-21	
Pu-240	5.5E-22	
Pu-241	7.5E-23	
Am-241	2.2E-19	
Am-242m	1.2E-18	子孫核種 Am-242 を考慮
Am-243	4.8E-18	子孫核種 Np-239 を考慮
Cm-242	5.9E-22	
Cm-243	2.9E-18	
Cm-244	1.0E-21	

XI-3. 被ばく評価結果

以下の３ケースの外部被ばく線量評価結果について、表 6-1-22 の評価結果と比較したものを表 XI-6 に示す。

実測値の核種組成によるソースターム

i. K4 タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.29）
ii. J1-C タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.35）
iii. J1-G タンク群（トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和 0.22）

いずれの評価においても、廃止措置ハンドブックの換算係数を用いた評価が FGR15 の換算係数を用いた評価よりも大きい結果となった。廃止措置ハンドブックの換算係数による評価では、換算係数が算出されていない核種について、Co-60 など保守的な換算係数を使用したことで、評価結果も保守的な結果となっているものと考えられる。

表 XI-6　FGR15 の線量換算係数を使用した外部被ばく線量評価結果との比較

ソースターム	実測値によるソースターム					
	ⅰ. K4 タンク群		ⅱ. J1-C タンク群		ⅲ. J1-G タンク群	
線量換算係数	廃止措置ハンドブック	FGR15	廃止措置ハンドブック	FGR15	廃止措置ハンドブック	FGR15
海水面	6.5E-09	9.4E-10	1.7E-08	3.5E-10	4.7E-08	8.4E-10
船体	4.8E-09	1.7E-09	1.2E-08	8.9E-10	3.3E-08	2.1E-09
遊泳中	4.5E-09	4.6E-10	1.2E-08	1.7E-10	3.2E-08	4.1E-10
海浜砂	7.8E-06	1.4E-06	2.1E-05	5.7E-07	5.6E-05	1.4E-06

参照文献

［XI-1］EPA,FEDERAL GUIDANCE REPORT NO.15 “EXTERNAL EXPOSURE TO RADIONUCLIDES IN AIR, WATER AND SOIL”,2019

添付 XII　被ばく評価に使用する海水濃度の評価範囲による影響について

被ばく評価に使用する海水濃度は、6-1-2.(4)「被ばく評価の対象となる代表的個人の設定」においては代表的個人の特性として漁業を想定したため、最寄りの漁港までの距離（約6km）を踏まえて発電所周辺 10km×10km の範囲の平均濃度を使用しているが、実際の代表的個人の行動には不確かさがあることから、評価対象範囲を 5km×5km、南北 20km×東西 10km と変化させ、被ばく計算を実施した。

対象とした海域の範囲は、図 XII-1 に示すとおり発電所周辺 5km×5km 圏内および発電所周辺 20km×10km 圏内とした。

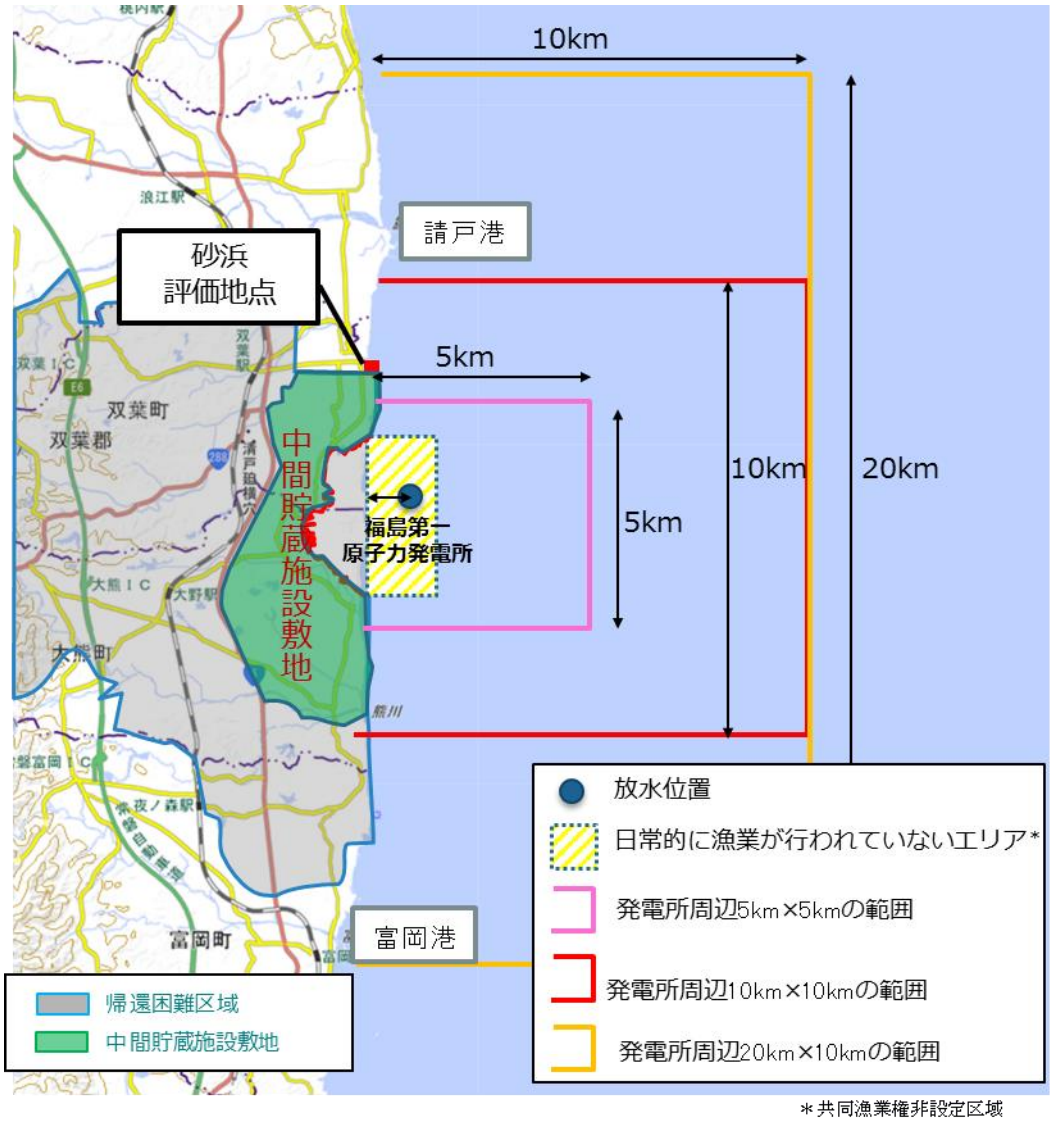


図 XII-1 被ばく評価に使用する海水濃度の範囲による影響を確認するための評価範囲

XII-1 評価方法

6-1.「通常時の被ばく評価」と同じ評価を実施し、評価に使用する海水濃度のみ、トリチウムの平均濃度を計算する範囲を変えて行った。

表 XII-1 に、トリチウムを年間 22 兆 Bq（2.2E+13Bq）放出した場合の、発電所周辺 5km×5km 圏内および発電所周辺 20km×10km 圏内の年間平均濃度を示す。2014 年と 2019 年の濃度を比較し、ここではより大きな 2019 年の濃度を被ばく評価に用いることとした。

本結果と、表 6-1-1～6-1-3 に示した核種ごとの年間放出量から求めた、評価用の海水中放射性物質濃度を表 XII-2～4 に、各ソースタームにおける評価に使用する海水濃度を示す。砂浜評価点については変わらないため、遊泳、飲水、海水しぶき吸入、海浜砂からの被ばく評価に使用する海水濃度は、評価対象範囲にかかわらず同じとした。

表 XII-1 トリチウムを年間 2.2E+13Bq 放出した場合の海水中トリチウム濃度

	深さ	計算結果（Bq/L）			評価用濃度（Bq/L）
		2014 年気象海象	2019 年気象海象	差異（%）	
発電所周辺 5km×5km 圏内の年間平均濃度	全層	1.5E-01	1.7E-01	13	1.7E-01
	最上層	2.1E-01	2.4E-01	14	2.4E-01
発電所周辺 20km×10km 圏内の年間平均濃度	全層	4.1E-02	4.8E-02	17	4.8E-02
	最上層	8.8E-02	1.1E-01	25	1.1E-01

表 XII-2　評価に使用する海水濃度

（実測値（K4 タンク群）の核種組成によるソースターム）

対象核種	年間放出量（Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）			
		5km×5km 圏内全層平均	5km×5km 圏内最上層平均	20km×10km 圏内全層平均	20km×10km 圏内最上層平均
H-3	2.2E+13	1.7E-01	2.4E-01	4.8E-02	1.1E-01
C-14	1.7E+09	1.3E-05	1.9E-05	3.8E-06	8.7E-06

対象核種	年間放出量（Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）			
		5km×5km 圏内全層平均	5km×5km 圏内最上層平均	20km×10km 圏内全層平均	20km×10km 圏内最上層平均
Mn-54	7.8E+05	6.0E-09	8.5E-09	1.7E-09	3.9E-09
Fe-59	2.0E+06	1.5E-08	2.1E-08	4.3E-09	9.8E-09
Co-58	9.3E+05	7.2E-09	1.0E-08	2.0E-09	4.6E-09
Co-60	5.1E+07	3.9E-07	5.6E-07	1.1E-07	2.5E-07
Ni-63	2.5E+08	2.0E-06	2.8E-06	5.6E-07	1.3E-06
Zn-65	1.7E+06	1.3E-08	1.9E-08	3.8E-09	8.7E-09
Rb-86	2.2E+07	1.7E-07	2.4E-07	4.8E-08	1.1E-07
Sr-89	1.2E+07	8.9E-08	1.3E-07	2.5E-08	5.8E-08
Sr-90	2.5E+07	2.0E-07	2.8E-07	5.6E-08	1.3E-07
Y-90	2.5E+07	2.0E-07	2.8E-07	5.6E-08	1.3E-07
Y-91	2.5E+08	2.0E-06	2.8E-06	5.6E-07	1.3E-06
Nb-95	1.2E+06	8.9E-09	1.3E-08	2.5E-09	5.8E-09
Tc-99	8.1E+07	6.3E-07	8.8E-07	1.8E-07	4.1E-07
Ru-103	1.2E+06	8.9E-09	1.3E-08	2.5E-09	5.8E-09
Ru-106	1.9E+08	1.4E-06	2.0E-06	4.0E-07	9.3E-07
Rh-103m	1.2E+06	8.9E-09	1.3E-08	2.5E-09	5.8E-09
Rh-106	1.9E+08	1.4E-06	2.0E-06	4.0E-07	9.3E-07
Ag-110m	6.5E+05	5.0E-09	7.1E-09	1.4E-09	3.2E-09
Cd-113m	2.1E+06	1.6E-08	2.3E-08	4.5E-09	1.0E-08
Cd-115m	7.4E+07	5.7E-07	8.1E-07	1.6E-07	3.7E-07
Sn-119m	2.0E+07	1.5E-07	2.1E-07	4.3E-08	9.8E-08
Sn-123	1.4E+08	1.1E-06	1.5E-06	3.0E-07	6.9E-07
Sn-126	3.1E+06	2.4E-08	3.4E-08	6.8E-09	1.6E-08
Sb-124	1.1E+06	8.5E-09	1.2E-08	2.4E-09	5.5E-09
Sb-125	3.8E+07	3.0E-07	4.2E-07	8.3E-08	1.9E-07
Te-123m	1.1E+06	8.2E-09	1.2E-08	2.3E-09	5.3E-09
Te-125m	3.8E+07	3.0E-07	4.2E-07	8.3E-08	1.9E-07
Te-127	3.7E+07	2.9E-07	4.0E-07	8.1E-08	1.9E-07
Te-127m	3.7E+07	2.9E-07	4.0E-07	8.1E-08	1.9E-07
Te-129	3.7E+07	2.9E-07	4.0E-07	8.1E-08	1.9E-07
Te-129m	3.7E+07	2.9E-07	4.0E-07	8.1E-08	1.9E-07
I-129	2.4E+08	1.9E-06	2.7E-06	5.3E-07	1.2E-06

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）			
		5km×5km 圏内全層平均	5km×5km 圏内最上層平均	20km×10km 圏内全層平均	20km×10km 圏内最上層平均
Cs-134	5.2E+06	4.0E-08	5.7E-08	1.1E-08	2.6E-08
Cs-135	2.9E+02	2.2E-12	3.2E-12	6.3E-13	1.4E-12
Cs-136	3.5E+06	2.7E-08	3.8E-08	7.6E-09	1.7E-08
Cs-137	4.9E+07	3.8E-07	5.3E-07	1.1E-07	2.4E-07
Ba-137m	4.9E+07	3.8E-07	5.3E-07	1.1E-07	2.4E-07
Ba-140	1.1E+07	8.5E-08	1.2E-07	2.4E-08	5.5E-08
Ce-141	2.9E+06	2.2E-08	3.2E-08	6.3E-09	1.4E-08
Ce-144	7.3E+06	5.6E-08	8.0E-08	1.6E-08	3.6E-08
Pr-144	7.3E+06	5.6E-08	8.0E-08	1.6E-08	3.6E-08
Pr-144m	7.3E+06	5.6E-08	8.0E-08	1.6E-08	3.6E-08
Pm-146	1.1E+07	8.8E-08	1.2E-07	2.5E-08	5.7E-08
Pm-147	2.2E+07	1.7E-07	2.4E-07	4.8E-08	1.1E-07
Pm-148	5.8E+07	4.5E-07	6.3E-07	1.3E-07	2.9E-07
Pm-148m	9.7E+05	7.5E-09	1.1E-08	2.1E-09	4.9E-09
Sm-151	1.0E+05	8.1E-10	1.1E-09	2.3E-10	5.2E-10
Eu-152	3.2E+06	2.5E-08	3.5E-08	7.1E-09	1.6E-08
Eu-154	1.4E+06	1.1E-08	1.5E-08	3.0E-09	6.9E-09
Eu-155	3.8E+06	3.0E-08	4.2E-08	8.3E-09	1.9E-08
Gd-153	3.7E+06	2.9E-08	4.0E-08	8.1E-09	1.9E-08
Tb-160	3.2E+06	2.5E-08	3.5E-08	7.1E-09	1.6E-08
Pu-238	7.3E+04	5.6E-10	8.0E-10	1.6E-10	3.6E-10
Pu-239	7.3E+04	5.6E-10	8.0E-10	1.6E-10	3.6E-10
Pu-240	7.3E+04	5.6E-10	8.0E-10	1.6E-10	3.6E-10
Pu-241	3.2E+06	2.5E-08	3.5E-08	7.1E-09	1.6E-08
Am-241	7.3E+04	5.6E-10	8.0E-10	1.6E-10	3.6E-10
Am-242m	4.5E+03	3.5E-11	4.9E-11	9.9E-12	2.3E-11
Am-243	7.3E+04	5.6E-10	8.0E-10	1.6E-10	3.6E-10
Cm-242	7.3E+04	5.6E-10	8.0E-10	1.6E-10	3.6E-10
Cm-243	7.3E+04	5.6E-10	8.0E-10	1.6E-10	3.6E-10
Cm-244	7.3E+04	5.6E-10	8.0E-10	1.6E-10	3.6E-10
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から

表 XII-3　評価に使用する海水濃度

（実測値（J1-C タンク群）の核種組成によるソースターム）

対象核種	年間放出量（Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）			
		5km×5km 圏内全層平均	5km×5km 圏内最上層平均	20km×10km 圏内全層平均	20km×10km 圏内最上層平均
H-3	2.2E+13	1.7E-01	2.4E-01	4.8E-02	1.1E-01
C-14	4.8E+08	3.7E-06	5.3E-06	1.1E-06	2.4E-06
Mn-54	1.0E+06	7.9E-09	1.1E-08	2.2E-09	5.1E-09
Fe-59	2.3E+06	1.8E-08	2.5E-08	5.1E-09	1.2E-08
Co-58	1.1E+06	8.5E-09	1.2E-08	2.4E-09	5.5E-09
Co-60	8.9E+06	6.8E-08	9.7E-08	1.9E-08	4.4E-08
Ni-63	2.3E+08	1.8E-06	2.5E-06	5.0E-07	1.1E-06
Zn-65	2.5E+06	1.9E-08	2.8E-08	5.5E-09	1.3E-08
Rb-86	1.3E+07	1.0E-07	1.5E-07	2.9E-08	6.7E-08
Sr-89	1.4E+06	1.1E-08	1.6E-08	3.2E-09	7.2E-09
Sr-90	9.7E+05	7.5E-09	1.1E-08	2.1E-09	4.8E-09
Y-90	9.7E+05	7.5E-09	1.1E-08	2.1E-09	4.8E-09
Y-91	4.6E+08	3.5E-06	5.0E-06	1.0E-06	2.3E-06
Nb-95	1.3E+06	1.0E-08	1.5E-08	2.9E-09	6.7E-09
Tc-99	3.2E+07	2.5E-07	3.5E-07	7.0E-08	1.6E-07
Ru-103	1.4E+06	1.1E-08	1.6E-08	3.1E-09	7.1E-09
Ru-106	3.8E+07	2.9E-07	4.1E-07	8.2E-08	1.9E-07
Rh-103m	1.4E+06	1.1E-08	1.6E-08	3.1E-09	7.1E-09
Rh-106	3.8E+07	2.9E-07	4.1E-07	8.2E-08	1.9E-07
Ag-110m	1.2E+06	8.9E-09	1.3E-08	2.5E-09	5.8E-09
Cd-113m	2.3E+06	1.8E-08	2.5E-08	5.0E-09	1.1E-08
Cd-115m	7.2E+07	5.6E-07	7.9E-07	1.6E-07	3.6E-07
Sn-119m	1.1E+09	8.7E-06	1.2E-05	2.5E-06	5.6E-06
Sn-123	1.8E+08	1.4E-06	1.9E-06	3.9E-07	8.9E-07
Sn-126	7.8E+06	6.0E-08	8.5E-08	1.7E-08	3.9E-08
Sb-124	2.6E+06	2.0E-08	2.8E-08	5.7E-09	1.3E-08
Sb-125	6.2E+06	4.8E-08	6.7E-08	1.3E-08	3.1E-08
Te-123m	2.5E+06	1.9E-08	2.7E-08	5.4E-09	1.2E-08
Te-125m	6.2E+06	4.8E-08	6.7E-08	1.3E-08	3.1E-08

対象核種	年間放出量（Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）			
		5km×5km 圏内全層平均	5km×5km 圏内最上層平均	20km×10km 圏内全層平均	20km×10km 圏内最上層平均
Te-127	1.3E+08	9.7E-07	1.4E-06	2.8E-07	6.3E-07
Te-127m	1.3E+08	1.0E-06	1.4E-06	2.9E-07	6.6E-07
Te-129	3.8E+07	2.9E-07	4.1E-07	8.2E-08	1.9E-07
Te-129m	3.8E+07	2.9E-07	4.1E-07	8.2E-08	1.9E-07
I-129	3.2E+07	2.5E-07	3.5E-07	7.0E-08	1.6E-07
Cs-134	2.0E+06	1.6E-08	2.2E-08	4.4E-09	1.0E-08
Cs-135	3.2E+01	2.5E-13	3.5E-13	7.0E-14	1.6E-13
Cs-136	1.3E+06	9.7E-09	1.4E-08	2.8E-09	6.3E-09
Cs-137	5.1E+06	3.9E-08	5.6E-08	1.1E-08	2.5E-08
Ba-137m	5.1E+06	3.9E-08	5.6E-08	1.1E-08	2.5E-08
Ba-140	5.4E+06	4.1E-08	5.9E-08	1.2E-08	2.7E-08
Ce-141	7.0E+06	5.4E-08	7.6E-08	1.5E-08	3.5E-08
Ce-144	1.5E+07	1.2E-07	1.7E-07	3.3E-08	7.6E-08
Pr-144	1.5E+07	1.2E-07	1.7E-07	3.3E-08	7.6E-08
Pr-144m	1.5E+07	1.2E-07	1.7E-07	3.3E-08	7.6E-08
Pm-146	1.8E+06	1.4E-08	2.0E-08	3.9E-09	9.0E-09
Pm-147	2.1E+07	1.7E-07	2.3E-07	4.7E-08	1.1E-07
Pm-148	6.2E+06	4.8E-08	6.7E-08	1.3E-08	3.1E-08
Pm-148m	1.3E+06	1.0E-08	1.4E-08	2.8E-09	6.4E-09
Sm-151	3.0E+05	2.3E-09	3.2E-09	6.4E-10	1.5E-09
Eu-152	7.5E+06	5.8E-08	8.2E-08	1.6E-08	3.8E-08
Eu-154	3.0E+06	2.3E-08	3.2E-08	6.4E-09	1.5E-08
Eu-155	9.1E+06	7.0E-08	1.0E-07	2.0E-08	4.6E-08
Gd-153	7.0E+06	5.4E-08	7.6E-08	1.5E-08	3.5E-08
Tb-160	3.8E+06	2.9E-08	4.1E-08	8.2E-09	1.9E-08
Pu-238	8.9E+05	6.8E-09	9.7E-09	1.9E-09	4.4E-09
Pu-239	8.9E+05	6.8E-09	9.7E-09	1.9E-09	4.4E-09
Pu-240	8.9E+05	6.8E-09	9.7E-09	1.9E-09	4.4E-09
Pu-241	3.2E+07	2.5E-07	3.5E-07	7.0E-08	1.6E-07
Am-241	8.9E+05	6.8E-09	9.7E-09	1.9E-09	4.4E-09
Am-242m	1.6E+04	1.2E-10	1.7E-10	3.5E-11	7.9E-11
Am-243	8.9E+05	6.8E-09	9.7E-09	1.9E-09	4.4E-09

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）			
		5km×5km 圏内全層平均	5km×5km 圏内最上層平均	20km×10km 圏内全層平均	20km×10km 圏内最上層平均
Cm-242	8.9E+05	6.8E-09	9.7E-09	1.9E-09	4.4E-09
Cm-243	8.9E+05	6.8E-09	9.7E-09	1.9E-09	4.4E-09
Cm-244	8.9E+05	6.8E-09	9.7E-09	1.9E-09	4.4E-09
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から

表 XII-4 評価に使用する海水濃度

（実測値（J1-G タンク群）の核種組成によるソースターム）

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）			
		5km×5km 圏内全層平均	5km×5km 圏内最上層平均	20km×10km 圏内全層平均	20km×10km 圏内最上層平均
H-3	2.2E+13	1.7E-01	2.4E-01	4.8E-02	1.1E-01
C-14	1.3E+09	1.0E-05	1.4E-05	2.8E-06	6.5E-06
Mn-54	3.1E+06	2.4E-08	3.4E-08	6.8E-09	1.5E-08
Fe-59	5.9E+06	4.5E-08	6.4E-08	1.3E-08	2.9E-08
Co-58	3.0E+06	2.3E-08	3.3E-08	6.6E-09	1.5E-08
Co-60	1.9E+07	1.4E-07	2.0E-07	4.1E-08	9.4E-08
Ni-63	7.2E+08	5.5E-06	7.8E-06	1.6E-06	3.6E-06
Zn-65	6.5E+06	5.0E-08	7.1E-08	1.4E-08	3.3E-08
Rb-86	3.8E+07	3.0E-07	4.2E-07	8.4E-08	1.9E-07
Sr-89	3.7E+06	2.8E-08	4.0E-08	8.0E-09	1.8E-08
Sr-90	2.6E+06	2.0E-08	2.8E-08	5.7E-09	1.3E-08
Y-90	2.6E+06	2.0E-08	2.8E-08	5.7E-09	1.3E-08
Y-91	9.8E+08	7.6E-06	1.1E-05	2.1E-06	4.9E-06
Nb-95	3.8E+06	3.0E-08	4.2E-08	8.4E-09	1.9E-08
Tc-99	1.1E+08	8.2E-07	1.2E-06	2.3E-07	5.3E-07
Ru-103	4.2E+06	3.2E-08	4.5E-08	9.1E-09	2.1E-08
Ru-106	3.9E+07	3.0E-07	4.3E-07	8.5E-08	2.0E-07
Rh-103m	4.2E+06	3.2E-08	4.5E-08	9.1E-09	2.1E-08
Rh-106	3.9E+07	3.0E-07	4.3E-07	8.5E-08	2.0E-07
Ag-110m	3.3E+06	2.5E-08	3.6E-08	7.1E-09	1.6E-08
Cd-113m	7.0E+06	5.4E-08	7.6E-08	1.5E-08	3.5E-08

対象核種	年間放出量（Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）			
		5km×5km 圏内全層平均	5km×5km 圏内最上層平均	20km×10km 圏内全層平均	20km×10km 圏内最上層平均
Cd-115m	1.9E+08	1.4E-06	2.0E-06	4.1E-07	9.4E-07
Sn-119m	3.3E+09	2.5E-05	3.6E-05	7.1E-06	1.6E-05
Sn-123	5.1E+08	4.0E-06	5.6E-06	1.1E-06	2.6E-06
Sn-126	1.2E+07	9.4E-08	1.3E-07	2.7E-08	6.1E-08
Sb-124	6.8E+06	5.3E-08	7.5E-08	1.5E-08	3.4E-08
Sb-125	1.1E+07	8.8E-08	1.2E-07	2.5E-08	5.7E-08
Te-123m	5.5E+06	4.2E-08	6.0E-08	1.2E-08	2.7E-08
Te-125m	1.1E+07	8.8E-08	1.2E-07	2.5E-08	5.7E-08
Te-127	3.5E+08	2.7E-06	3.8E-06	7.6E-07	1.8E-06
Te-127m	3.7E+08	2.8E-06	4.0E-06	8.0E-07	1.8E-06
Te-129	9.8E+07	7.6E-07	1.1E-06	2.1E-07	4.9E-07
Te-129m	9.8E+07	7.6E-07	1.1E-06	2.1E-07	4.9E-07
I-129	2.7E+07	2.1E-07	2.9E-07	5.9E-08	1.3E-07
Cs-134	5.5E+06	4.2E-08	6.0E-08	1.2E-08	2.7E-08
Cs-135	1.7E+02	1.3E-12	1.9E-12	3.7E-13	8.6E-13
Cs-136	2.9E+06	2.3E-08	3.2E-08	6.4E-09	1.5E-08
Cs-137	2.7E+07	2.1E-07	2.9E-07	5.9E-08	1.3E-07
Ba-137m	2.7E+07	2.1E-07	2.9E-07	5.9E-08	1.3E-07
Ba-140	1.4E+07	1.1E-07	1.5E-07	3.0E-08	6.9E-08
Ce-141	9.8E+06	7.6E-08	1.1E-07	2.1E-08	4.9E-08
Ce-144	4.5E+07	3.5E-07	4.9E-07	9.8E-08	2.2E-07
Pr-144	4.5E+07	3.5E-07	4.9E-07	9.8E-08	2.2E-07
Pr-144m	4.5E+07	3.5E-07	4.9E-07	9.8E-08	2.2E-07
Pm-146	5.1E+06	4.0E-08	5.6E-08	1.1E-08	2.6E-08
Pm-147	5.9E+07	4.5E-07	6.4E-07	1.3E-07	2.9E-07
Pm-148	3.7E+07	2.8E-07	4.0E-07	8.0E-08	1.8E-07
Pm-148m	3.3E+06	2.6E-08	3.6E-08	7.3E-09	1.7E-08
Sm-151	8.1E+05	6.3E-09	8.9E-09	1.8E-09	4.1E-09
Eu-152	1.5E+07	1.2E-07	1.7E-07	3.4E-08	7.7E-08
Eu-154	8.1E+06	6.3E-08	8.9E-08	1.8E-08	4.1E-08
Eu-155	1.5E+07	1.1E-07	1.6E-07	3.2E-08	7.3E-08
Gd-153	1.5E+07	1.2E-07	1.7E-07	3.4E-08	7.7E-08

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）			
		5km×5km 圏内全層平均	5km×5km 圏内最上層平均	20km×10km 圏内全層平均	20km×10km 圏内最上層平均
Tb-160	1.1E+07	8.8E-08	1.2E-07	2.5E-08	5.7E-08
Pu-238	2.3E+06	1.8E-08	2.5E-08	5.0E-09	1.1E-08
Pu-239	2.3E+06	1.8E-08	2.5E-08	5.0E-09	1.1E-08
Pu-240	2.3E+06	1.8E-08	2.5E-08	5.0E-09	1.1E-08
Pu-241	8.1E+07	6.3E-07	8.9E-07	1.8E-07	4.1E-07
Am-241	2.3E+06	1.8E-08	2.5E-08	5.0E-09	1.1E-08
Am-242m	4.2E+04	3.2E-10	4.5E-10	9.1E-11	2.1E-10
Am-243	2.3E+06	1.8E-08	2.5E-08	5.0E-09	1.1E-08
Cm-242	2.3E+06	1.8E-08	2.5E-08	5.0E-09	1.1E-08
Cm-243	2.3E+06	1.8E-08	2.5E-08	5.0E-09	1.1E-08
Cm-244	2.3E+06	1.8E-08	2.5E-08	5.0E-09	1.1E-08
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から

XII-2 評価結果

評価結果を表 XII-5～10 に示す。評価対象範囲を 10km×10km とした場合の評価結果 0.00003（3E-05）～0.0004（4E-04）mSv/年に対し、5km×5km とした場合、0.00006（6E-05）～0.001（1E-03）mSv/年と、2 倍～3 倍の値となった。

さらに、評価対象範囲を 20km×10km とした場合、0.00002（2E-05）～0.0003（3E-04）mSv/年と、10km×10km の場合に比べてわずかに低下した。

いずれの場合も一般公衆の線量限度 1mSv/年はもとより、線量拘束値に相当する国内の原子力発電所に対する線量目標値 0.05mSv/年も大きく下回る結果は変わらなかった。

また、実効線量係数が大きく、内部被ばくの評価値が高くなる乳児においても、海産物摂取による内部被ばくの評価結果は、評価対象範囲を 10km×10km とした場合の 0.000029（2.9E-05）～0.00071（7.1E-04）mSv/年に対し、5km×5km とした場合、0.000087（8.7E-05）～0.0022（2.2E-03）mSv/年と、3 倍前後の値となった。

さらに、評価対象範囲を 20km×10km とした場合は、0.000025（2.5E-05）～0.00061（6.1E-04）mSv/年と、10km×10km の場合に比べて低下した。

表 XII-5 人に関する被ばく評価結果（実測値（K4 タンク群）によるソースターム）

評価ケース	濃度の評価範囲	10km×10km		5km×5km		20km×10km	
	海産物摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
外部被ばく(mSv/年)	海水面	6.5E-09		1.3E-08		6.0E-09	
	船体	4.8E-09		9.5E-09		4.4E-09	
	遊泳中	4.5E-09		4.5E-09		4.5E-09	
	海浜砂	7.8E-06		7.8E-06		7.8E-06	
	漁網	1.6E-06		4.9E-06		1.4E-06	
内部被ばく(mSv/年)	飲水	3.3E-07		3.3E-07		3.3E-07	
	しぶき吸入	9.3E-08		9.3E-08		9.3E-08	
	海産物摂取	1.5E-05	6.1E-05	4.6E-05	1.9E-04	1.3E-05	5.2E-05
合計（mSv/年）		3E-05	7E-05	6E-05	2E-04	2E-05	6E-05

表 XII-6 人に関する被ばく評価結果（実測値（J1-C タンク群）によるソースターム）

評価ケース	濃度の評価範囲	10km×10km		5km×5km		20km×10km	
	海産物摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
外部被ばく(mSv/年)	海水面	1.7E-08		3.5E-08		1.6E-08	
	船体	1.2E-08		2.5E-08		1.1E-08	
	遊泳中	1.2E-08		1.2E-08		1.2E-08	
	海浜砂	2.1E-05		2.1E-05		2.1E-05	
	漁網	4.3E-06		1.3E-05		3.7E-06	
内部被ばく(mSv/年)	飲水	3.1E-07		3.1E-07		3.1E-07	
	しぶき吸入	2.0E-07		2.0E-07		2.0E-07	
	海産物摂取	2.8E-05	1.1E-04	8.5E-05	3.2E-04	2.4E-05	9.2E-05
合計（mSv/年）		5E-05	1E-04	1E-04	4E-04	5E-05	1E-04

表 XII-7 人に関する被ばく評価結果（実測値（J1-G タンク群）によるソースターム）

評価ケース	濃度の評価範囲	10km×10km		5km×5km		20km×10km	
	海産物摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
外部被ばく(mSv/年)	海水面	4.7E-08		9.4E-08		4.3E-08	
	船体	3.3E-08		6.6E-08		3.0E-08	
	遊泳中	3.2E-08		3.2E-08		3.2E-08	
	海浜砂	5.6E-05		5.6E-05		5.6E-05	
	漁網	1.2E-05		3.5E-05		9.9E-06	
内部被ばく(mSv/年)	飲水	3.2E-07		3.2E-07		3.2E-07	
	しぶき吸入	4.0E-07		4.0E-07		4.0E-07	
	海産物摂取	7.9E-05	3.0E-04	2.4E-04	9.1E-04	6.7E-05	2.6E-04
合計（mSv/年）		1E-04	4E-04	3E-04	1E-03	1E-04	3E-04

表 XII-8 年齢別の内部被ばく評価結果（実測値（K4 タンク群）によるソースターム）

評価ケース	濃度の評価範囲	10km×10km		5km×5km		20km×10km	
	海産物摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
飲水による内部被ばく(mSv/年)	成人	3.3E-07		3.3E-07		3.3E-07	
	幼児	5.7E-07		5.7E-07		5.7E-07	
	乳児	–		–		–	
水しぶきの吸入による内部被ばく(mSv/年)	成人	9.3E-08		9.3E-08		9.3E-08	
	幼児	6.2E-08		6.2E-08		6.2E-08	
	乳児	4.0E-08		4.0E-08		4.0E-08	
海産物摂取による内部被ばく(mSv/年)	成人	1.5E-05	6.1E-05	4.6E-05	1.9E-04	1.3E-05	5.2E-05
	幼児	2.4E-05	9.4E-05	7.2E-05	2.9E-04	2.0E-05	8.1E-05
	乳児	2.9E-05	1.1E-04	8.7E-05	3.3E-04	2.5E-05	9.3E-05

表 XII-9 年齢別の内部被ばく評価結果（実測値（J1-C タンク群）によるソースターム）

評価ケース	濃度の評価範囲	10km×10km		5km×5km		20km×10km	
	海産物摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
飲水による内部被ばく(mSv/年)	成人	3.1E-07		3.1E-07		3.1E-07	
	幼児	5.4E-07		5.4E-07		5.4E-07	
	乳児	–		–		–	
水しぶきの吸入による内部被ばく(mSv/年)	成人	2.0E-07		2.0E-07		2.0E-07	
	幼児	1.1E-07		1.1E-07		1.1E-07	
	乳児	6.5E-08		6.5E-08		6.5E-08	
海産物摂取による内部被ばく(mSv/年)	成人	2.8E-05	1.1E-04	8.5E-05	3.2E-04	2.4E-05	9.2E-05
	幼児	5.1E-05	2.0E-04	1.6E-04	6.0E-04	4.4E-05	1.7E-04
	乳児	6.7E-05	2.5E-04	2.0E-04	7.6E-04	5.7E-05	2.2E-04

表 XII-10 年齢別の内部被ばく評価結果（実測値（J1-G タンク群）によるソースターム）

評価ケース	濃度の評価範囲	10km×10km		5km×5km		20km×10km	
	海産物摂取量	平均的	多い	平均的	多い	平均的	多い
飲水による内部被ばく(mSv/年)	成人	3.2E-07		3.2E-07		3.2E-07	
	幼児	5.5E-07		5.5E-07		5.5E-07	
	乳児	–		–		–	
水しぶきの吸入による内部被ばく(mSv/年)	成人	4.0E-07		4.0E-07		4.0E-07	
	幼児	2.2E-07		2.2E-07		2.2E-07	
	乳児	1.2E-07		1.2E-07		1.2E-07	
海産物摂取による内部被ばく(mSv/年)	成人	7.9E-05	3.0E-04	2.4E-04	9.1E-04	6.7E-05	2.6E-04
	幼児	1.5E-04	5.6E-04	4.4E-04	1.7E-03	1.2E-04	4.8E-04
	乳児	1.9E-04	7.1E-04	5.8E-04	2.2E-03	1.6E-04	6.1E-04

参考 A　福島第一原子力発電所の敷地境界線量評価と日本国内法における告示濃度限度について

特定原子力施設である福島第一原子力発電所では、大気、海等の環境中へ放出される放射性物質の適切な抑制対策を実施し、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること、特に施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による敷地境界における実効線量（施設全体からの放射性物質の追加的放出を含む実効線量の評価値）を 1mSv/年未満とすることが求められている。

併せて、放射性物質を含む液体廃棄物を廃棄する場合、排水施設において、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰、多量の水による希釈等の方法によって、排水中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させること、同時に排水口または排水監視設備において排水中の放射性物質の濃度が原子力規制委員会の定める濃度限度を超えないようにすることが求められる。

この原子力規制委員会の定める濃度限度とは、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」により、含まれる放射性物質の種類が明らかで、かつ、一種類である場合には、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」別表第一の放射性物質の濃度に応じて定められた濃度とされる。この濃度を「告示濃度限度」と呼ぶ。

この濃度は、その水を成人が毎日 2L ずつ 70 年間飲み続けた場合の内部被ばくによる線量が平均で 1mSv/年となるよう定められている。つまり、排水口での水を毎日飲み続けたとしても、70 年平均で 1mSv/年を超えないように法令で定めている。

例えば、トリチウムに対しては 60Bq/cm^3（60,000Bq/L）、Cs-137 に対しては 0.09Bq/cm^3（90Bq/L）とされている。つまり、トリチウムだけが 60,000Bq/L で含まれる水、あるいは Cs-137 だけが 90Bq/L 含まれる水を毎日 2L ずつ 70 年間飲み続けると、その人の被ばく量が 70 年間平均で 1mSv/年となる。

一方、2 種類以上の放射性物質が含まれる液体廃棄物を廃棄する場合、それぞれの核種で告示濃度限度まで含んだ水（すなわち、例えばトリチウムが 60,000Bq/L および Cs-137 が 90Bq/L の濃度でそれぞれ含まれている水）としてしまうと、その水を毎日 2L ずつ 70 年間飲み続けると、それぞれの核種からの被ばくが 70 年平均で 1mSv/年、合計で 2mSv/年となり、1mSv/年を超えてしまう。したがって、1mSv/年を超えないようにするため、各核種の濃度の告示濃度限度に対する比率を和して 1 を超過しないよう、告示により定められている。すなわち、下式の R_n が 1 を超過しないように定められている。

$$R_n = \sum_{i=1}^{n} \frac{C_{i,measured}}{C_{i,limit}}$$

ここで、

R_n　　告示濃度比総和(無次元)

$C_{i,\ measured}$ 放出しようとする液体廃棄物中の核種 i の濃度(Bq/cm^3)

$C_{i,\ limit}$　核種 i の告示濃度限度(Bq/cm^3)

n　　放出しようとする液体廃棄物中に含まれる核種の種類の数

今般当社が計画している ALPS 処理水の海洋放出では、

① 海水による希釈前に、測定・確認用設備で、トリチウムを除く 63 核種の濃度について、告示濃度比総和が 1 を下回っていること

② 海水による希釈後に、放水立坑において、トリチウムを含む 64 核種の濃度について、告示濃度比総和が 1 を下回っていること

の 2 つを確認することとしている。なお、②においては、トリチウム濃度が 1,500Bq/L を下回るよう、100 倍以上の海水により希釈することとしている。仮に 100 倍希釈でトリチウム濃度を 1,500Bq/L まで希釈できたと仮定すると、希釈前のトリチウム以外の告示濃度比総和を 1 未満とするよう①で管理し、かつトリチウムの濃度は 1,500Bq/L であることから、放水立坑における放射性物質の告示濃度比総和は、最大で

$$\left(63\text{ 核種の告示濃度比総和}\right) + \left(\text{トリチウムの告示濃度比}\right)$$
$$= R_{①,63} + \frac{1{,}500}{60{,}000} = \frac{1}{100} + \frac{1}{40} = 0.035$$

となる。

冒頭述べた敷地境界における線量の評価のうち、液体廃棄物の排水による寄与分の評価も、この考えにしたがい算出されている。告示濃度比総和がちょうど 1 である場合に、敷地境界（排水口）における被ばく線量が 1mSv/年であると評価されることから、この評価方法による今般の ALPS 処理水の海洋放出による被ばくは、0.035mSv/年未満と評価される。

参考 B ALPS 処理水に関する各処分方法の検討経緯

B1. 検討の経緯

2013 年 12 月 10 日、汚染水処理対策委員会[1]において、東京電力福島第一原子力発電所（以下、「福島第一」）における多核種除去設備（以下、「ALPS」）等で処理した水（以下、「ALPS 処理水」）の貯蔵に伴うリスクが明確化され、2013 年 12 月 4 日には、国際原子力機関（以下、「IAEA」）調査団から、ALPS 処理水の取扱いについて「あらゆる選択肢を検討するべき」との助言があった。

このため、国は、ALPS 処理水の長期的取扱いを決定するための基礎資料として、中立的な立場から、あらゆる選択肢を抽出するとともに、それらの選択肢それぞれについて、技術的な評価を行うことを目的として（関係者間の意見調整や選択肢の一本化を行うものではない）、汚染水処理対策委員会の下にトリチウム水タスクフォース（以下、「本タスクフォース」）を設置して 2 年 5 ヶ月にわたって技術的な検討を進めた。

その後、さらに、国は、本タスクフォース報告書で取りまとめた知見を踏まえつつ、国際的なベストプラクティス、人の健康や環境への悪影響が最も少ない選択肢、風評被害など社会的な観点、技術的な実現可能性も含めて、専門的見地から総合的な検討を行うことを目的として、汚染水処理対策委員会の下に多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会（以下、「本小委員会」）を設置し、さらに 3 年 2 ヶ月の間、総合的な検討を行った。

（1）本タスクフォースの検討概要

本タスクフォースは、原子力、環境科学、放射線医学、放射線生物学、水産化学などの分野の専門家 9 名の委員に加え、原子力規制庁および関係省庁が参加し、2013 年 12 月 25 日から 2016 年 5 月 27 日まで、合計 15 回にわたり開催された。その中で、トリチウムについて、その物性、大気・地中・海洋環境中の動態、および環境や人体への影響（放射線量、生物濃縮の有無、生体内での半減期など）に関する基礎的な知見などを

[1] 廃炉・汚染水・処理水対策関係閣僚等会議の下に設置されている委員会である。この委員会は、福島第一の汚染水処理対策を総点検し、トリチウム処理対策を含め、問題を根本的に解決する方策や、汚染水の漏えい事故への対処を検討するために設置された。

整理するとともに[2][3][4]、諸外国の事例等を踏まえ、5 つの方法（地層注入・海洋放出・水蒸気放出・水素放出・地下埋設）と希釈または同位体分離といった前処理の有無とを組み合わせた 11 の選択肢について、横並び比較のための統一の取扱条件に基づき評価ケースを設定し、技術的な評価を行った。

技術的な評価に当たっては、基本要件（成立するか否かの判断材料となる項目）として、技術的成立性および規制成立性を設定した。選択する上での制約となりうる条件として、処分に必要な期間、処分に必要なコスト、規模（処分に必要な面積）、二次廃棄物発生の有無・種類と量、処分を行うことによる過度な作業員被ばくの発生、付帯条件（その他制約となりうる条件）が評価項目として設定された。

（２）本小委員会の検討概要

本小委員会は、原子力、地盤工学、社会学、環境科学、農業、放射線生物学、放射線科学、水産化学などの分野の専門家 13 名に加え、関係省庁が参加し、2016 年 11 月 11 日から 2020 年 1 月 31 日まで、合計 17 回にわたり開催された。その中で、トリチウム

[2] トリチウムの環境動態については、大気中に放出されたトリチウムは、大気中での乱流拡散、地表への乾性または湿性沈着、地中での移流や拡散、地表からの蒸発等の挙動を示すこと、放出時の気象条件で拡散状況は大きく異なるため、単純な評価は困難であること、海洋中に放出されたトリチウムは、放出方法や放出位置にもよるが、放出地点から離れるに従い濃度は低減することなどが報告された（本タスクフォース第 4 回における永井晴康氏説明要旨、議事録 1～9 頁）。

[3] トリチウムの環境影響については、有機物中のトリチウムには、自由水中トリチウム（以下、「FWT」）と有機結合型トリチウム（以下、「OBT」）があり、OBT は生体に吸収されやすく生物学的半減期が長いこと、水圏環境においては、生物中 FWT 濃度と水中トリチウム濃度は速やかに平衡し（ほぼ等しくなり）、特定の生物への生体濃縮は確認されておらず、トリチウムの濃縮係数（水中濃度に対する生物中濃度の比率）は 1 以下とされていること、海洋生物に対する線量評価は、「標準生物」（例えば、ヒラメ、カニといった形が違う海洋生物）を対象に行われており、一般的には、換算係数を用いて、放射性物質濃度（Bq/kg-生）から計算されるところ、相当に高濃度のトリチウムが水圏環境に存在し続けない限りは、水棲生物への有意な影響は考えられないことなどが説明された（本タスクフォース第 3 回における柿内秀樹委員説明要旨、議事録 2～10 頁、同第 3 回における森田貴己委員説明要旨、議事録 14～18 頁）。

[4] トリチウムの人体影響については、トリチウムが人体に与える影響は、食品中の放射性物質の基準として設定されている放射性セシウムより極めて小さく、約 1,000 分の 1 となること、トリチウムは低エネルギーβ線の放射性核種であるため外部被ばくはほとんどなく、体内摂取による内部被ばくが考慮されること、トリチウムは生体内では FWT と OBT の二つの形態で存在しており、ICRP（国際放射線防護委員会）によると、生体内での半減期は FWT で 10 日程度、OBT で 40 日間程度とされていることなどが説明された（本タスクフォース第 3 回における柿内秀樹委員説明要旨、議事録 2～10 頁、同第 3 回における立崎英夫委員説明要旨、議事録 21～25 頁、同第 3 回における田内広委員説明要旨、議事録 26～33 頁）。

による生物影響について更に議論を深めるとともに[5] [6]、ALPS 処理水の 5 つの処分方法について、処分した場合の社会的影響、環境への影響も踏まえた処分方法の技術的観点、処分方法のメリット・デメリットに加え、タンク保管容量の拡大、タンク保管の継続の可能性など、総合的な検討を行った。

本タスクフォースの議事は公開で行われており、事前に申請し登録を受けた者は、オブザーバーとしてその場で議事を聞くことができた。各回の議論の内容や資料もすべて経産省のウェブサイトで公開されている[7]。本タスクフォースおよび本小委員会による具体的な検討内容は以下のとおりである。

---

[5] トリチウムは、弱いベータ線だけを出し、影響が出る被ばく形態は内部被ばくであり、特徴として生体内での濃縮はほとんどされないと言われていることと、水の仲間であるため、体内に入った場合には新陳代謝により約 10 日間で排出されることなどが説明された（本小委員会第 2 回における山西委員発言要旨、議事録 34 頁）。

[6] トリチウムを含む水分子は、通常の水分子と同じ性質を持つため、トリチウムが特定の生物や臓器に濃縮されることはないことが説明された（本小委員会第 11 回における田内委員説明要旨、議事録 19～24, 32 頁）。これらに関連した議論は次のとおり。

①「例えばイギリスのセラフィールド湾のデータで、ある時点ではかったときに、海水中の濃度よりも魚の中の有機結合型トリチウムの濃度のほうが高いというのがあります。ただ、それは、実はそれ以前に非常に濃いトリチウム水が海洋に放出されているんですね。それが取り込まれたときの OBT が、当然、水より半減期が長いので残っているんです。そのデータは、年を追っていきますと、海水中の濃度がほとんど検出されない状況下では、どんどん有機結合型も減っていくということですので、これは決して生物濃縮とは申し上げるべきものではないということです。生物濃縮というのは環境中の物質が、生体にどんどん蓄積して濃くなるということですから、トリチウムでそういうことは起こらないということで、ご理解いただければと思います」（同第 11 回における田内委員発言、議事録 32 頁）。

②「今までにトリチウムが濃縮されるという例はあるものなんですか、自然界に」との質問に対し（同第 11 回高倉委員の発言、議事録 32 頁）、「私が知る限りございません。もしそれがあれば、タンクの中のトリチウム水は生物で濃縮して除けるということにもなるかと思いますが、そういうことはございません」との回答がなされた（同第 11 回における田内委員発言、議事録 32～33 頁）。

③「私も知る限り、いわゆる室内実験で微生物をトリチウム水の中で培養して、水から生物への濃縮が観測された例は私の知る限りありません。あと生物に含まれるトリチウム濃度が環境中で見かけ上、高く見えることがあるというのは、田内委員がお話しされたとおりであり、やはりそのバックグラウンドとしてその背景、その有機物が過去に工場から事故的に排出された影響が観測されて見かけ上高く見えるとか、魚ですと回遊しますので、トリチウム濃度が低いところに育ったものが濃度の高いところに行くと逆の現象が観察されますし、高いところで育ったものが低いところに行くと見かけ上濃縮したように見えるという事象が観測されているというのが、今のところの実情です」（同第 11 回における柿内委員発言、議事録 33～34 頁）。

[7] https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/archive/task_force3.html
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/archive/task_force4.html
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku.html#osensuitaisaku_mt

B2. 各処分方法に関する議論および比較検討結果

（１）本タスクフォース

本タスクフォースは、後述する B2.（２）イ、（３）および（４）において議論の詳細を脚注に引用しているとおり、各処分方法についての技術的観点、環境への影響、モニタリングの困難さ、用地確保の問題、先行事例との比較、タンク保管容量の拡大、タンク保管継続による問題等について議論、検討を行った上で、各評価ケースにおいて、基本要件（技術的成立性・規制成立性）に加え、制約となり得る条件（期間・コスト・規模・二次廃棄物・作業被ばく等）を評価項目として設定して評価し（表 B-1 参照）、2016 年 6 月 3 日、今後の検討の基礎資料となるよう報告書（「トリチウム水タスクフォース報告書」[8]）を取りまとめた。

なお、同報告書上、風評に大きな影響を与えうることから、今後の検討にあたっては、成立性、経済性、期間などの技術的な観点に加えて、風評被害などの社会的な観点等も含めて、総合的に検討を進めていただきたいと付言されている。

表 B-1　制約となり得る条件

処分方法	地層注入	海洋放出	水蒸気放出	水素放出	地下埋設
期間[9]	104+20n ヶ月 912 ヶ月(監視) (n=調査個所数)	91 ヶ月	120 ヶ月	106 ヶ月	98 ヶ月 912 ヶ月（監視）
コスト[10]	180+6.5n 億円 +監視	34 億円	349 億円	1,000 億円	2,431 億円

[8] 経済産業省ウェブサイトにて閲覧可能。
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committtee/tritium_tusk/pdf/160603_01.pdf

[9] プラントを建設する局面と処理をする局面とを見ていこうということになっているかと思うが、手法によっては、そのプラントをつくる前に技術開発、リードタイムを少しとらないといけないようなものもあると思う（本タスクフォース第 12 回における山本徳洋委員発言要旨、議事録 19 頁）。

[10] 本タスクフォースでの関連する議論は次のとおり。

① フランスにおけるトリチウムの処理方法について、現実的に、許される範囲のコストで解決するような技術は存在していないことがわかった。場合によってはそういう技術はあるかもしれないが、物すごくコストが高くなる。なので導入不可能であるという結論となった（本タスクフォース第 7 回におけるジャン－リュック・ラショーム氏発言要旨、議事録 15 頁）。

② フランスでは分離ではなく、トリチウムを直接河川あるいは海洋に放出する方法を選んだが、それはコストとかメリット等を考えてのことであった（同第 7 回におけるジャン－リュック・ラショーム氏発言要旨、議事録 21 頁）。

処分方法	地層注入	海洋放出	水蒸気放出	水素放出	地下埋設
	(n=調査個所数)				
規模	380 ㎡	400 ㎡	2000 ㎡	2.000 ㎡	285.000 ㎡
二次廃棄物	特になし	特になし	処理水の成分によっては、焼却灰が発生する可能性あり	二次廃棄物として残渣が発生する可能性あり	特になし
作業員被ばく[11]	特段の留意事項なし	特段の留意事項なし	排気筒高さを十分にとるため、特段の留意事項はない	排気筒高さを十分にとるため、特段の留意事項はない	埋設時にカバー等の設置による作業員の被ばく抑制が必要
その他	適切な土地が見つからない場合、調査期間・費用が増加	取水ピットと放流口の間を岸壁等で間仕切る場合には費用が増加[12]	降水条件によっては放出の停止の可能性があり、多少期間が伸びる可能性あり[13]	降水条件によっては放出の停止の可能性があり、多少期間が伸びる可能性あり[14]	多くのコンクリート、ベントナイトが必要残土が発生する[15]

（2）本小委員会

本小委員会は、本タスクフォースの結果を踏まえて検討し、2020 年 2 月 10 日に、報告書（「多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会報告書」[16]）をとりまとめた。主な検討内容は以下のとおりである。

---

[11] 「私としては、作業員被ばくというのは結構重要な項目かと思いますので考慮に入れたほうがいいかなということと、作業員被ばくは投入する人数をどんどん交代していけば法令は満たしてしまいますけれども、そこは現実的な線に抑えていただきたいということが一つあります」（本タスクフォース第 13 回における立崎英夫委員発言、議事録 14 頁）。

[12] 「海洋放出で、…放出しといてまた取水を取り込んでしまえば何やっているかわからないということで、幾つか岸壁等で仕切る方法とかということが書かれているんですが、これは後ろのコストをしたときの付帯条件として記載する必要はないのかということですね」（本タスクフォース第 14 回における森田貴己委員発言、議事録 13 頁）。

[13] 「水蒸気放出するとか水素放出するといったときに、すごい雪の中でもやるのかとか、雨がものすごい降っているけれども、それが可能なのかどうかとか。そうすると、年間稼働実績というか、稼働実数は変わって」くる（本タスクフォース第 13 回における森田貴己委員発言、議事録 13 頁）。

[14] 同上

[15] 「地下埋設の残土の問題が、地下水より上に置いたときはほとんど発生してこないんじゃないかということがあって、この地下水位より上に建設するか下に建設するかでかなり話が違ってくるんじゃないかと思っています」（本タスクフォース第 13 回における森田貴己委員発言、議事録 13 頁）。

[16] 経済産業省ウェブサイトにて閲覧可能。
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committtee/takakusyu/pdf/018_00_01.pdf

ア　各処分の社会的影響

社会的な影響については、主に生活・経済（風評被害）への影響が想定されているが、総合的にその大小を比較することは難しいとされた上で[17]、海洋放出・水蒸気放出のいずれの処分方法を選択したとしても、それぞれの処分方法の特性を踏まえ、処分した後に生じうる風評被害への備えを講じる必要があると結論づけられた。

イ　環境や社会への影響も踏まえた各処分の技術的観点

本小委員会は、本タスクフォースにおいて提示された 5 つの処分方法（地層注入・水素放出・地下埋設・水蒸気放出・海洋放出）についての技術的観点からの検討結果を基に、タンク保管の継続も含め（B2.（4）参照）、環境への影響を考慮した現実的に取り得る選択肢を検討した。その結果、地層注入は、用地確保の課題に加え、地層注入後のトリチウム水の挙動と影響のモニタリング手法も未確立であること[18] [19]、水

---

[17] 「社会的影響の優劣が、今まで議論してきた中で、どちらが社会的影響が大きい小さいということは必ずしも明確ではないと思っております」（本小委員会第 16 回における山本徳洋委員発言、議事録 25 頁）。

[18] 地層注入に関し、適切な地層の知見がなく、モニタリング等が困難である（本小委員会第 14 回における当社発言要旨、議事録 37 頁）。

[19] 本小委員会に先行して議論していた、本タスクフォースでの関連する議論は次のとおり。

① 地層注入をサイト以外のところでやるとすれば、何千台というトラック分の水を県の道路を通っていくことになるが、もしその 1 台でも事故になれば、プロセス全体が止まってしまうと思うため、リスクが高いのではないかと思う（本タスクフォース第 6 回におけるチャック・ネギン氏発言要旨、議事録 36 頁）。

② フランスの規制では、放射性物質の地層処分は禁止されている（同第 7 回におけるジャン−リュック・ラショーム氏発言要旨、議事録 5 頁）。

③ 基準がないものは、当然、成立するまでには距離がかなりあり、希釈後海洋放出と希釈後水蒸気放出以外のものについては、具体的なところを見ない限り、なかなか評価は難しい（同第 8 回における規制当局（金城慎司室長）発言要旨、議事録 35 頁）。

④ フランスの話がある中で、地下に入れるという選択肢をどう説明するかということは非常に大きなことだと思う。地下に入れた実験があるわけではないので、とても評価できないと思う（同第 8 回における田内広委員発言要旨、議事録 40 頁）。

⑤ 現在の法体系では、流体の埋設廃棄というのは想定されていないと思うので、そこをクリアするというのはかなり低いハードルではないという気がする（同第 9 回における立崎英夫委員発言要旨、議事録 27 頁）。

⑥ IAEA の国際的なガイドラインの要求や ICRP を見ても、トリチウム水を直接注入するような形態は国際的に認められていない（同第 12 回における規制当局（金城慎司室長）発言要旨、議事録 11 頁）。

⑦ 特に地層注入のあたりを見ると先行事例がないので規制は存在しないということになっているが、規制基準がないから存在しないのでこれは実現性がないというのはもったいないので、そういう考慮もぜひお願いしたいと思う（同第 13 回における高坂専門官オブザーバー発言要旨、議事録 17 頁）。

素放出は、更なる技術開発が必要なほか、水素爆発の可能性が残ること[20]、地下埋設は、固化による発熱を原因とするトリチウムの水蒸気放出の危険性があるほか、新た

⑧ 例えば地中埋設といっても、今、低レベルのものでも放射性廃棄物の処分場が非常に問題になっている。トリチウム水の貯蔵の場所を決めるとなると、立候補するところはないのでないかと考える。そうすると、建設するまでのタイムスパンが膨大になる（同第 14 回における高倉吉久委員発言要旨、議事録 16 頁）。

[20] 本タスクフォースでの関連する議論は次のとおり。

① 水素蒸留を使えば、分離係数としては大きいので、装置は小さくても高い分離効率が得られ、それが長所になるが、短所としては、液体水素温度、約 20 ケルビンという非常に低温をつくり出さなければいけないため、そのための附帯設備が必要となってコストが高くなることと、冷媒がなくなると水素が気化して高圧になることや水素ガスを大量に使うので、水素ガスの防爆の問題などの安全対策を考えなければいけないところが短所になる（本タスクフォース第 2 回における山西敏彦委員説明要旨、議事録 11 頁）。

② 電気分解の方法は、エネルギー消費が非常に大きくなるため、電気分解そのものの単独で分離技術に使おうという利用は、現在ほとんどない（同第 2 回における山西敏彦委員説明要旨、議事録 13 頁）。

③ 低濃度だが、非常に大量の処理が要求されているところが、これまでの研究開発とか実際動いているプラントとは大きく違う。福島での水処理は、これまでのプラントとはかなりかけ離れたところにあって、実績がない（同第 2 回における山西敏彦委員説明要旨、議事録 16 頁）。

④ 現状動いているプラントと比べると、3 桁程度の処理量がある。通常、スケールアップという場合は、工学的に言えば１桁程度を見通すというのが通常であるところ、3 桁をそのまま適用するというのは普通はやらない。今の技術が適用できるかどうかは難しい問題である（同第 2 回における山西敏彦委員発言要旨、議事録 17 頁）。

な法整備も必要であることに加え、用地確保が課題となるとされた[21] [22] [23]。また、本小委員会では、地層注入・水素放出・地下埋設については、環境への影響を評価する現実的なモデルが存在しないが、水蒸気放出・海洋放出については、原子放射線の影響に関する国連科学委員会（United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, UNSCEAR）が公表している放射性核種が環境に放出された際の一般公衆の被ばく影響の評価モデルを用いて環境中への影響が評価されており、いずれも日本における自然界からの被ばく量の年間 2.1mSv より十分に低い（水蒸気放出と海洋放出を比較すると、海洋放出による環境中への影響は水蒸気放出より半分以下になる）とされている[24]。

---

[21] 本タスクフォースでの関連する議論は次のとおり。

① 現在、日本で液体のものを注入処分することは全く想定していない。全て固体にした形で処分をすることを前提としている。規則でもそういう形になっている（本タスクフォース第 4 回における坂本義昭説明者説明要旨、議事録 22 頁）。

② 安全評価では、基本的にはコンクリートで固めるということで、コンクリートの劣化をどの程度想定するかということに依存してくるが、その上で、どの程度流出するのかという評価を行う形になる（同第 4 回における坂本義昭説明者説明要旨、議事録 24 頁）。

③ 「80 万立米ということに対しまして、大体少なくとも 30 万平米ぐらいの土地は最低でも必要かなということで、かなりの大変な状況になる」（同第 10 回における坂本義昭説明者説明、議事録 7 頁）。

④ トリチウムの場合、単に水の流動だけではなくて、拡散で出てくるという効果もある（同第 10 回における坂本義昭説明者説明要旨、議事録 12 頁）。

⑤ 放射性廃棄物の処理処分については、基本的には廃棄体にしっかりと入れて処分をするというのが今の基本的なフィロソフィーになっている。トリチウム水をセメント固化することは、ある意味で結構飛んでいる感じがする（同第 10 回における規制当局（金城慎司室長）発言要旨、議事録 14 頁）。

⑥ 「コンクリート埋設を前提に置いていると思いますけれども、あれはあくまで解体で出てきた固体廃棄物を前提にしたものであって、これはちゃんと法令等に明記されています。液体もやっていいなんていうことは一切ありません。」（同第 13 回における規制当局（金城慎司室長）発言、議事録 19 頁）。

⑦ 例えば地中埋設といっても、今、低レベルのものでも放射性廃棄物の処分場が非常に問題になっている。トリチウム水の貯蔵の場所を決めるとなると、立候補するところはないのでないかと考える。そうすると、建設するまでのタイムスパンが膨大になる（同第 14 回における高倉吉久委員発言要旨、議事録 16 頁）。

[22] 地下埋設について、処分実績がないことに加え、固化に伴い体積が 3 倍から 6 倍に増加するため貯蔵継続よりも敷地が必要となること、固化に伴い発熱が生じ、その際に水分の蒸発が伴うとの報告がある。この報告に対し、委員から意見は出なかった（本小委員会第 14 回における当社報告要旨、議事録 22 頁）。

[23] 水素放出も水蒸気放出と変わらない、地下埋設してもトリチウムが当該場所から移動するためモニタリングが困難である（本小委員会第 16 回における山西敏彦委員発言要旨、議事録 31 頁）。

[24] 本小委員会第 15 回における事務局説明、議事録 13～16 頁。タンクに貯蔵されている ALPS 処理水すべてを 1 年間で処理した場合であっても、環境中への影響は、海洋放出が年間約 0.052μSV～0.62μSV、大気放出が年間約 1.3μ SV とされている。これらに関連した議論は次のとおり。

① タンクに保管されている総量である 860 兆ベクレルが毎年放出され、これが 100 年間継続する、という過大な試算であっても、自然放射線からの被ばくよりは桁違いに影響は少ないというに理解をすればいいのかとの質問に対し（本小

そのため、こうした課題をクリアするために必要な期間を見通すことは難しく、時間的な制約も考慮する必要があることから、地層注入・水素放出・地下埋設については、規制的、技術的、時間的な観点から現実的な選択肢としては課題が多く、技術的には、実績のある水蒸気放出および海洋放出[25]が現実的な選択肢とされた[26] [27]。

（3）水蒸気放出および海洋放出のメリットおよびデメリット

本小委員会は、現実的な選択肢である水蒸気放出と海洋放出についてもメリット、デメリットの比較検討を行った。

その結果、水蒸気放出は、1979 年のアメリカのスリーマイル島の事故炉での前例のほか、通常炉でも換気を行う際に放出を行っているという実例があるものの、スリーマイル島の前例での排水の量は ALPS 処理水よりはるかに少ないこと、液体放射性廃棄物の処分を目的とし、液体の状態から気体の状態に蒸発させ、水蒸気放出を行った例は国

委員会第 15 回における崎田委員発言要旨、議事録 19 頁）、そのとおりであるとの回答があった（本小委員会第 15 回における事務局回答要旨、議事録 19 頁）。

② トリチウムを大量に放出するカナダの重水減速炉でも、トリチウムの濃度影響は約 5 キロ離れるとバックグラウンドに近い水準にまで落ちるため、UNSCEAR に基づく試算結果は、施設から 5 キロ近辺に居住する住民への影響という意味では妥当であるとの発言があった（本小委員会第 15 回における柿内委員発言要旨、議事録 19～20 頁）。

[25] トリチウムは、原子力発電所を運転することに伴い、国内外の原子力発電所等でも発生していること、国内外の原子力発電所等で発生したトリチウムの一部は各国の規制に従って海洋、河川、湖沼、大気に放出されていることが説明された（本小委員会第 8 回における事務局説明要旨、議事録 4 頁）。

[26] 5 つの処分方法の中で、前例がある海洋放出と水蒸気放出をきちんと信頼感をもって取り組んでいくのが重要である（本小委員会第 16 回における崎田裕子委員発言要旨、議事録 28 頁）。

[27] 5 つの処分方法の中で、技術的に実現可能なものは海洋放出と水蒸気放出しかない（本小委員会第 16 回における山西敏彦委員発言要旨、議事録 31 頁）。

内にはないとされた[28] [29]。加えて、水蒸気放出後に地表へ沈着し大気への蒸散が起こるため事前予測が難しいだけでなく、気象条件によって生じるモニタリング結果のばらつきが海洋放出と比べると大きいというデメリットがあるとされた[30] [31]。さらには社会的

---

[28] 本タスクフォースでの関連する議論は次のとおり。

① TMI（注：スリーマイル島）で扱う水の量が今の福島と全然違うので、当然そこは技術的な議論も違ったものになると思う。汚染水の量としては1万トンぐらい、エバポレートした量は 8,400 トンぐらいというふうに聞いている。ですから当然、提供する技術とか評価も違ってくると思うが、そういう TMI であっても 10 年以上かけて実現している（本タスクフォース第 1 回における規制当局（金城慎司室長）発言要旨、議事録 28 頁）。

② 低濃度だが、非常に大量の処理が要求されているところが、これまでの研究開発とか実際動いているプラントとは大きく違う。福島での水処理は、これまでのプラントとはかなりかけ離れたところにあって、実績がない（同第 2 回における山西敏彦委員説明要旨、議事録 16 頁）。

③ スリーマイルと福島を比較した場合、規模が全然違う。スリーマイルの場合は1基だけで結構落ち着いたが、福島の場合は今でも落ち着いていない（同第 6 回における高倉吉久委員発言要旨、議事録 18 頁）。

④ 大きな違いがこの 2 つの事故の間にあることは理解している。そして、日本での課題のほうがずっと TMI よりも大きいということは理解している。我々は、原則的に蓄積するという問題はなかった。ですから、待つという贅沢が許された。しかし、福島の場合には、非常に重要なのは、できるだけ早く解決することだと思う（同第 6 回におけるチャック・ネギン氏発言要旨、議事録 18 頁）。

⑤ TMI と似ているところ、それから異なるところをある程度理解しながら議論を進めていく必要があろうかと思うが、トリチウム濃度については非常によく似ているということだが、量については、福島のほうは相当多いということを一つ頭に入れておく必要がある。TMI の場合は、実際には沿岸から 160km 離れていることを考えると、これを日本に当てはめると、ほぼ内陸立地の原子炉ぐらいに恐らくは相当するため、地理的な環境も相当違うなというふうな印象を持った（同第 6 回における山本徳洋委員発言要旨、議事録 21 頁）。

⑥ フランスでは、トリチウムは、大気中に放出されるよりも液体の放出の方がかなり多くなっている。その理由は、トリチウムは液体でリリースされるより気体のほうが人体に対するインパクトが大きいからである（本タスクフォース第 7 回におけるジャン−リュック・ラショーム氏説明要旨、議事録 7 頁）。

⑦ スリーマイルの場合は、量的に非常に限られた量であってできたが、今回の場合は全然違うので、これは参考にならないと思う（同第 13 回における高倉吉久委員発言要旨、議事録 11 頁）。

[29] 期間と費用からすれば海洋放出の方が容易である、事故実績であるスリーマイルにおいて水蒸気放出が実施されたのは海に隣接していないからである（本小委員会第 14 回における山本一良委員長発言要旨、議事録 39 頁）。

[30] 水蒸気放出について、ALPS 水の蒸発による廃棄物、特に塩の発生と拡散予測が困難なためにモニタリングに課題があるとの報告がある。この報告に対し、委員から意見は出なかった（本小委員会第 14 回における当社報告要旨、議事録 22 頁）。

[31] 本タスクフォースでの関連する議論は次のとおり。

① 大気拡散状況について、トリチウムは特に再飛散する速度が速い。大部分のものは短時間のうちにまた蒸発して、大気に戻っていくというところが、ほかの放射性物質と大きく異なる点である（タスクフォース第 4 回における永井晴康氏説明要旨、議事録 2 頁）。

② 放出時の気象条件で拡散状況は大きく異なる。一日の間でも大きく変わる。気象条件は時々刻々と変わっていくので、それによって全く常に同じような状況ということはあり得ない状況であるので、そのときの状況によって評価する必要があるという点が大気拡散現象で難しい点である（同第 4 回における永井晴康氏説明要旨、議事録 2～3 頁）。

③ 海洋拡散による濃度の低減について評価したが、これは典型的な太平洋側の沿岸からの放出を仮定して、移流拡散によってどの程度希釈するかという観点で評価したものだが、放出位置の格子、2 ㎞格子の濃度が約 10 ㎞下流では 1 桁、

な観点では、海洋放出より幅広い産業が影響を受けることが想定され、福島県および周辺地域全体の産業に風評への影響が生じうるとされた。

他方、海洋放出は、国内外の原子力施設において日常的に行われているなど多数の実例があり、国内の原子力発電所から 1 サイト当たり、約 316 億～83 兆 Bq/年（事故前 3 年平均の実績）が希釈され海洋等へ放出されており、処分量との関係でも、実績のある範囲内での対応が可能であるとされた。また、放出設備の構成が、水蒸気放出に比べると簡易であり、実施者である当社が、放出システムの設計やその取扱いについて知見を有していることから、設備の建設、運用面において、水蒸気放出に比べて、より確実に処分を行うことが可能であるとされた。さらに、海洋放出では、放出後の拡散について、水蒸気放出における降雨や風向の影響に比べ、海流は変動が比較的少なく、希釈拡散の状況を予測しやすく、モニタリングによる監視体制構築の検討が比較的容易であるとされた[32] [33] [34]。

なお、社会的な観点では、海洋放出により福島県及び周辺海域の水産業や観光業に風評への影響が生じうること、特に、福島県の試験操業の漁獲量は震災及び福島第一事故の前と比較して 2 割にも回復していない状況であり、こうしたことを踏まえた対策の検討が必要であるとされている[35]。

（4）タンク保管容量の拡大、タンク保管の継続の検討

本小委員会は、ALPS 処理水を処分せず、タンク保管容量を拡大させ、タンク保管を継続するという方策についても、以下のとおり、検討を行った[36]。

---

50 ㎞下流では 2 桁、100 ㎞下流では 3 桁程度で低下していく。これは、大気とは異なり、海流は比較的変動は少なく、一般的にこういった状況になるということで、予測的にも比較的やりやすいというふうになっている（同第 4 回における永井晴康氏説明要旨、議事録 8 頁）。

[32] 脚注 31③参照。

[33] 海洋放出については技術的に特に困難な課題はないとの当社からの説明に対し、特に意見は出されなかった（本小委員会第 14 回における当社報告要旨、議事録 21 頁）。

[34] 海洋放出を実施する場合には、プールを新設し、また、新しいタンク等で放出前には濃度を均一にして再チェックするなどの方法があり、これらは技術的に困難ではない（本小委員会第 16 回における高倉吉久委員発言要旨、議事録 37 頁）

[35] 社会的影響について、海洋放出については県外まで広く影響を与えるものの陸域の影響は限定され、直接影響を与える対象としては水産業、海水浴等の観光業の一部に限られるのに対し、水蒸気放出については県外まで広く影響を与え、直接影響を与える対象としては生産品すべてに対して影響を与えるのではないかとの説明がなされ、異論は出なかった（本小委員会第 12 回における事務局説明要旨、議事録 13～14 頁）。

[36] 本タスクフォースでも関連する議論が次のとおり行われている。

① 「貯蔵にしても、今言ったような突発的に漏れる可能性がある」、「タンク貯蔵にしても、ただためておけばいいのか。恐

ア　タンク保管容量の拡大

本小委員会では、大容量の地上タンクでの保管や、地中タンク、洋上タンクでの保管について検討を行った。その結果、大容量の地上タンクおよび地中タンクは、現在設置している標準タンクと比較しても保管容量が大きく増えないにもかかわらず、万が一、破損した場合の漏えい量が膨大になる等の課題があるとされた。そして、洋上タンクは、石油備蓄基地で採用されている大きさでは、福島第一港湾内の水深が浅いため設置が困難であるだけでなく、希釈前の水の漏えい時には、漏えい水の回収が困難となるという課題がある。これらのことから、上記の大型タンク等の福島第一への設置を行うメリットはないとされた[37]。

また、敷地外へ搬出の上で保管することも検討されたが、希釈前の水の移送が漏えいや事故につながらないよう、法令に準拠した移送設備（例えば、配管で移送する場合

らくその期間、何らかのタンクのメンテナンスが必要だと思いますし、タンクの寿命によってはそのタンクからタンクへ移すとか、そういう作業が必要になると、そこでの事故、これは作業員の方への被曝等も含めた事故のリスクというのも考えておかなければいけないだろう」（本タスクフォース第 1 回における立崎英夫委員発言、議事録 18～19 頁）。

② 大量のトリチウム水を持っておくことがリスクゼロということにならないと思う。貯蔵し続けるということにも恐らくリスクはあるはずである（同第 1 回における山本徳洋委員発言要旨、議事録 22 頁）。

③ 今、現実に、現場では 2 日に 1 つずつ、1,000 トンのタンクを作っている状況にあるが、漏えいや人為的ミスがむしろ不安である。トリチウムの取扱いについては、かなりスムーズにやっていかないと、タンクだらけになって、管理等が非常に難しくなるという心配が生じると思う。30 年も 40 年も待っているとタンクを置くところもなくなる（同第 4 回における高倉吉久委員発言要旨、議事録 28～29 頁）。

④ 貯蔵は、将来、貯蔵場所を移すなどの可能性がある点は考慮する必要があり、これが半減期を待つことになった場合、例えば 3 半減期待つと随分長い時間なので現実的ではない。また、貯蔵しているときの予期せぬ事故、例えば水のまま貯蔵しておけば、それが放出してしまうリスク、これは何らかの形で押さえておかなくてはいけない（同第 4 回における立崎英夫委員発言要旨、議事録 32～33 頁）。

⑤ 「むしろタンクの中の水を敷地内にいっぱいにして、当然タンクの建設作業とかでいろいろと事故も起こりますし、一方でタンクが破損したときに大量漏えいといったリスクもあります。そういった意味ではむしろ我々としては敷地内にため続けることのほうがリスクが高いと考えております」（同第 13 回における規制当局（金城慎司室長）発言、議事録 22 頁）。

⑥ 「今は例えば、比較的汚染水が発生するのに近いエリアでタンクの置けるゾーンには、もうほとんどタンクをつくり尽くしたという状況になっていて、これから先、もしつくるとすると、長い距離、移送の配管をセットしてそういうところへ送るということになりまして、こういう長距離の移送をしますと、そういったところも当然漏えい、その他のリスクが出てくるということで、現状のエリアの中で何とかタンクを新しい容量の大きいものに入れかえるなどして、容量を稼いでいくとしても、残りの余裕というのは、今のエリアで考えると余りもうないという状況ではございます」（同第 14 回における当社発言、議事録 18 頁）。

[37] 貯蔵を継続する場合に想定される、大容量タンクでの保存、地下での大容量タンクでの保存、および洋上タンクでの保存の各方法のメリット・デメリットが説明されている（本小委員会第 13 回における当社説明要旨、議事録 34～35 頁）。

には当該配管を囲む核物質防護施設（フェンス等））が必要となるなど大量のALPS処理水を移送する手段の検討・準備に相当な時間を要するだけでなく、移送ルートとなる自治体の理解を得る必要がある。加えて、放射性物質を扱うことになるため、放射性廃棄物保管施設として許可が必要となる等、相応の設備や多岐にわたる事前調整、認可手続きが必要であり、相当な時間を要するとされた[38]。

イ　タンク保管の継続

本小委員会では、タンク保管の貯蔵継続の検討も行ったが、貯蔵継続を行ったとしても、ALPS 処理水は残り続けるため、地震による破断リスクなど、貯蔵した後の取扱い等が課題として挙げられた[39] [40]。大原則として、福島の復興と廃炉を両輪として進めていくことが重要であり、福島第一の廃止措置を完遂させるまでに、ALPS 処理水についても、廃炉作業の一環として処分を終えることが必要であることから、たとえ貯蔵を継続したとしても、廃止措置終了までの期間内において、いずれ処理する必要があるとされた[41]。

加えて、タンク保管を継続するための放射性廃棄物の敷地外への移動や敷地拡大は、保管施設を建設する地元自治体等の理解や放射性廃棄物保管施設としての認可取得が必要であり、実施までに相当な調整と時間を要するといった状況に鑑みて、本小委員会は、タンク保管の継続については、設置効率を高めてきた標準タンクを用いて、敷地の中で行っていくほかなく、現行計画以上のタンク増設の余地は限定的であるとされた。

なお、本小委員会は、今後、廃炉作業を進めていくためには、使用済燃料や燃料デブリの一時保管施設、その他、さまざまな試料の分析用施設や燃料デブリ取り出し資機材保管施設、燃料デブリ取り出しモックアップ施設、燃料デブリ取り出し訓練施設、廃棄

---

[38] 敷地外に保管する場合には、希釈しないまま移送する際に、移送ルートの自治体の同意が必要であることは当然として、法令に準拠した移送設備等が必要となることが説明され、特段意見が出されなかった（本小委員会第 13 回における当社説明要旨、議事録 35 頁）。

[39] タンクでの保存を継続した場合には地震によるタンクの破断リスクがある（本小委員会第 13 回における柿内秀樹委員指摘要旨、議事録 25 頁）。

[40] 貯蔵継続を選択したとしても、いずれ残ったトリチウムの処理が必要となる（本小委員会第 13 回における柿内秀樹委員発言要旨、議事録 25 頁）。

[41] 貯蔵継続し続ける限り廃止措置が終了しないのかとの質問に対し、事務局からそのとおりである旨の説明がなされた（本小委員会第 14 回における森田貴己委員発言要旨、当社発言要旨、議事録 24～25 頁）。

物リサイクル施設等といった様々な廃炉事業に必要と考えられる施設を建設するための場所も確保する必要があると指摘した[42]。

B3. IAEA の評価

国において検討が進められている中、IAEA は、4 回のピア・レビュー・ミッション全てにおいて、ALPS 処理水の処分方法を考慮しており、2019 年 1 月 31 日に公表した第 4 回ミッションの報告書においても、福島第一のサイト内タンクに蓄積し続けている ALPS 処理水の処分について喫緊に決定すべきであることを日本政府に推奨している[43] [44]。

そして、上記の国の ALPS 処理水の処分方法の検討結果について、IAEA は、第 4 回ミッションのフォローアップとして行ったレビューにおいて、2020 年 4 月 2 日に報告書を公表し、以下のとおり、肯定的な評価を示している。

「技術的側面に関して、IAEA 調査団は、小委員会による提言は十分に包括的な分析と健全な科学的・技術的根拠に基づいていると考える。 IAEA 調査団は、廃止措置作業の終了時までに ALPS 処理水の処分を完了するという目標は、現在の国際的な良好事例に沿うものと考える。IAEA 調査団は、5 つの当初の方法から選択された 2 つの方法（管理された水蒸気放出と管理された海洋放出。後者は、世界中の原子力発電所や核燃料サイクル施設で日常的に実施されている）が技術的に実施可能であり、時間軸の目標を達成できると考える。

2022 年夏頃に ALPS 処理水量の計画タンク容量の約 137 万㎥に達すると予測されており[45]、日本政府が検討する処分方法の実施には、希釈前に ALPS 処理水が放出にかかる規制基準を満足するための更なる処理と、放出前に保管された水の管理が必要となることを考慮にいれて、日本政府は、処分方針に関する決定を全てのステークホルダーの関与を得

[42] 廃炉作業を進めるにあたってはエリアを確保しておかないと妨げになる（本小委員会第 13 回における山本徳洋委員発言要旨、議事録 26 頁）。

[43] IAEA “Review Report IAEA Follow-up Review of Progress Made on Management of ALPS Treated Water and the Report of the Subcommittee on Handling of ALPS Treated water at TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station” 8 ページ等。

[44] 日本政府が処理水の取扱いに係る基本方針を決定した後に取りまとめられた第 5 回目のレビューミッション報告書においても、IAEA は、“The decision on ALPS treated water disposition path was an important advisory point of previous reviews, and it will facilitate the implementation of the whole decommissioning plan.”（Acknowledgement 2）と、本方針の決定が廃炉全体の実施を促進することを改めて強調している。

[45] このタンク満水時期の見込みは 2020 年時点でのものであり、諸条件により変動しうる。

ながら喫緊になされる必要がある。」[46] [47]

B4. まとめ

以上のとおり、本タスクフォースと本小委員会は、福島第一の廃炉を進める上で課題となっていた、ALPS 処理水の処分について、6 年以上もの長期に亘り、詳細な議論を行い、5 つの処分方法（地層注入・水素放出・地下埋設・水蒸気放出・海洋放出）とタンク保管の継続についての技術的観点からの検討を行った。本小委員会は、その検討結果を基に、現実的に取り得る選択肢として、実例のある水蒸気放出または海洋放出が選択肢になるとの結論を示した上で、水蒸気放出と海洋放出の両者を比較し、海洋放出の方が、放出処分量との関係でも実績があり、放出設備の取扱いの容易さ、モニタリングのあり方を含めて、確実に実施できるとの見解を示した。

また、本小委員会は、福島第一の廃炉を進めるにあたっては、ALPS 処理水の処分が必要であり、また、現行計画以上のタンク増設の余地は限定的であり、将来廃炉作業のために必要となる用地を確保する必要性が高いことに加え、タンクによる貯蔵継続はタンクが破断して ALPS 処理水が漏出する危険性もあること等のリスク要因を考慮しつつ、タンクによる貯蔵継続には否定的な考えを示している。

このように本小委員会は、これらのタンクによる貯蔵継続のデメリットと、規制基準を順守して放出する限り安全性に問題がない、という放出のメリットを前提に、ALPS 処理水を処分することが妥当であると評価したものである。

以上の国の検討結果については、IAEA からも肯定的な評価が示されている。

---

[46] IAEA “Review Report IAEA Follow-up Review of Progress Made on Management of ALPS Treated Water and the Report of the Subcommittee on Handling of ALPS treated water at TEPCO’s Fukushima Daiichi Nuclear Power Station” 6 ページ。

[47] 日本政府の基本方針決定時にも、IAEA グロッシー事務局長から同種のステートメントが発出されている。“... Controlled water discharges into the sea are routinely used by operating nuclear power plants in the world and in the region under specific regulatory authorisations based on safety and environmental impact assessments.” IAEA ウェブサイト, 2021 年 4 月 13 日。 https://www.iaea.org/newscenter/pressreleases/iaea-ready-to-support-japan-on-fukushima-water-disposal-director-general-grossi-says

参考 C　運用管理値の設定と仮想した ALPS 処理水による被ばく評価について

ALPS 処理水の海洋放出では、トリチウム以外の 63 核種（ALPS 除去対象の 62 核種および C-14）について告示濃度比総和 1 未満であることを確認し、放出の際にはトリチウム濃度が告示濃度限度を大きく下回るよう海水により 100 倍以上に希釈することから、十分な安全性は担保されるが、環境中での移行は核種によって異なるため、同じ告示濃度比でも被ばくへの影響は核種によって異なる。このようなソースタームの不確かさを制限し、外部環境への影響のさらなる低減を図るため、被ばく上重要な 8 核種について個別の運用管理を行うこととした。運用管理値の設定は、以下の手順で行った。

１．被ばく上重要な核種の選定
２．選定した核種の運用管理値の設定

設定した運用管理値を上回る濃度が検出された場合には、放出を行わず、二次処理に回すこととする。ただし、これら 8 核種については、今後行われる放出前の測定対象核種見直し時に、その見直し結果と併せて必要に応じて見直すものとする。

C1. 運用管理対象核種の選定

告示濃度限度は、液体に含まれる放射性物質を毎日継続して経口摂取した場合に、年間の被ばくが 1 mSv を超えないよう設定されている。従って、核種が異なっても告示濃度比が同じであれば、直接経口摂取する場合の年間の被ばくは同程度であり、複数核種が含まれる場合でも告示濃度比総和が 1 未満であれば年間の被ばくが 1mSv を超えることはない。

一方、環境中では、生物への移行等、元素によってふるまいが異なるため、同じ告示濃度比で放出した場合も被ばくに対する影響は核種によって異なる。

そのため、同じ告示濃度比で放出した場合の核種ごとの被ばく影響を確認するため、すべての核種について、現実にはあり得ないが当該核種のみが告示濃度限度で含まれた（告示濃度比総和が１）ALPS 処理水を 1 年間放出した場合の被ばく評価を行い、被ばく評価上重要な核種を選定した。

ａ．ソースターム

以下の条件により、核種ごとのソースターム（年間放出量）を表 C-1 のとおり設定した。

・ALPS 処理水の年間排水量を多く見積もり、排水量に比例して放出されるトリチウム以外の核種の年間放出量を多く見積もるため、評価に使用する ALPS 処理水のトリチウム濃度を、これまでに確認されたトリチウムの最低濃度（約 15 万 Bq/L）を下回る 10 万 Bq/L と低く設定した。

・核種ごとに告示濃度限度と年間排水量の積により年間放出量を設定した。

ｂ．被ばく評価に使用する核種ごとの海水濃度

被ばく評価に使用する核種ごとの海水中濃度は、表 6-1-17 の海水中トリチウム濃度（全層）の 10km×10km 圏内の年間平均濃度を基に、トリチウムと各核種の年間放出量の比により求めた。評価に使用した核種ごとの海水中濃度を表 C-2 に示す。

c．評価の対象

評価の対象としたのは、外部被ばくの影響の大きい海浜砂からの被ばくと海産物摂取による内部被ばく、および環境防護のための被ばくとした。

被ばくの評価方法は 6-1-2.「評価方法」と同じとし、被ばく評価対象となる個人は、海産物を多量に摂取する個人とした。

d．被ばく評価結果と運用管理対象核種の選定

核種ごとに告示濃度限度で排水した場合の成人に対する内部被ばくの評価結果を、値の大きい順に並べ替えたものを表 C-3 に示す。告示濃度限度で排水した場合の被ばく量が、0.001mSv/年を超える 8 核種を、被ばく評価への影響の大きい核種として、運用管理対象核種として選定した。

なお、海浜砂からの外部被ばくについても、告示濃度限度で排水した場合の被ばく量が 0.001mSv/年を超える核種があるが、表 C-4 に示すとおり、これらの核種はすべて Co-60 の線量換算係数を使用した核種であり、各核種が放出する光子のエネルギーや放出率を考慮すれば実際の外部被ばくへの影響は Co-60 に比べてわずかであり、運用管理の対象とする必要はないものと判断した。

e．環境防護に関する確認

ここまでの検討は、人に対する被ばく影響に着目して行ったが、環境防護の観点から運用管理の対象とすべき核種の確認を行った。

具体的には、ａ．のソースタームを用いて、7-2.「評価方法」に示した評価方法により海生動植物に対する核種ごとの被ばく影響を評価した。評価結果を、値の大きい順に並べ替えたものを表 C-5 に示す。

最も被ばく影響の大きい核種は、Fe-59 であるが、誘導考慮参考レベル（DCRL）の下限値よりも低い結果となっている。Fe-59 が、人の被ばく低減の観点から運用管理の対象となっていること、その他の核種は、Fe-59 に比べて評価値が 1 桁以上小さいことから、環境防護の観点から運用管理の対象として追加すべき核種はないものと判断した。

表 C-1 トリチウム以外の 63 核種の影響を確認するためのソースターム（年間放出量）

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	年間排水量 （L）	年間放出量 （Bq）	備考
H-3	1.0E+05	2.2E+08	2.2E+13	・トリチウムの年間放出量は、上限値とした ・トリチウムの濃度は、年間排水量を多めに設定するため、貯蔵中の ALPS 処理水等の濃度より低く設定した ・本ソースタームは、核種ごとの被ばく影響を確認するため、当該核種のみが告示濃度限度で含まれた（告示濃度比総和が１）ALPS 処理水を放出した場合の評価用のソースタームであり、実際にこのような水質の水が放出されることはない
C-14	2.0E+03	2.2E+08	4.4E+11	
Mn-54	1.0E+03	2.2E+08	2.2E+11	
Fe-59	4.0E+02	2.2E+08	8.8E+10	
Co-58	1.0E+03	2.2E+08	2.2E+11	
Co-60	2.0E+02	2.2E+08	4.4E+10	
Ni-63	6.0E+03	2.2E+08	1.3E+12	
Zn-65	2.0E+02	2.2E+08	4.4E+10	
Rb-86	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Sr-89	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Sr-90	3.0E+01	2.2E+08	6.6E+09	
Y-90	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Y-91	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Nb-95	1.0E+03	2.2E+08	2.2E+11	
Tc-99	1.0E+03	2.2E+08	2.2E+11	
Ru-103	1.0E+03	2.2E+08	2.2E+11	
Ru-106	1.0E+02	2.2E+08	2.2E+10	
Rh-103m	2.0E+05	2.2E+08	4.4E+13	
Rh-106	3.0E+05	2.2E+08	6.6E+13	
Ag-110m	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Cd-113m	4.0E+01	2.2E+08	8.8E+09	
Cd-115m	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Sn-119m	2.0E+03	2.2E+08	4.4E+11	
Sn-123	4.0E+02	2.2E+08	8.8E+10	
Sn-126	2.0E+02	2.2E+08	4.4E+10	
Sb-124	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Sb-125	8.0E+02	2.2E+08	1.8E+11	
Te-123m	6.0E+02	2.2E+08	1.3E+11	
Te-125m	9.0E+02	2.2E+08	2.0E+11	
Te-127	5.0E+03	2.2E+08	1.1E+12	
Te-127m	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Te-129	1.0E+04	2.2E+08	2.2E+12	
Te-129m	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
I-129	9.0E+00	2.2E+08	2.0E+09	

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	年間排水量 （L）	年間放出量 （Bq）	備考
Cs-134	6.0E+01	2.2E+08	1.3E+10	
Cs-135	6.0E+02	2.2E+08	1.3E+11	
Cs-136	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Cs-137	9.0E+01	2.2E+08	2.0E+10	
Ba-137m	8.0E+05	2.2E+08	1.8E+14	
Ba-140	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Ce-141	1.0E+03	2.2E+08	2.2E+11	
Ce-144	2.0E+02	2.2E+08	4.4E+10	
Pr-144	2.0E+04	2.2E+08	4.4E+12	
Pr-144m	4.0E+04	2.2E+08	8.8E+12	
Pm-146	9.0E+02	2.2E+08	2.0E+11	
Pm-147	3.0E+03	2.2E+08	6.6E+11	
Pm-148	3.0E+02	2.2E+08	6.6E+10	
Pm-148m	5.0E+02	2.2E+08	1.1E+11	
Sm-151	8.0E+03	2.2E+08	1.8E+12	
Eu-152	6.0E+02	2.2E+08	1.3E+11	
Eu-154	4.0E+02	2.2E+08	8.8E+10	
Eu-155	3.0E+03	2.2E+08	6.6E+11	
Gd-153	3.0E+03	2.2E+08	6.6E+11	
Tb-160	5.0E+02	2.2E+08	1.1E+11	
Pu-238	4.0E+00	2.2E+08	8.8E+08	
Pu-239	4.0E+00	2.2E+08	8.8E+08	
Pu-240	4.0E+00	2.2E+08	8.8E+08	
Pu-241	2.0E+02	2.2E+08	4.4E+10	
Am-241	5.0E+00	2.2E+08	1.1E+09	
Am-242m	5.0E+00	2.2E+08	1.1E+09	
Am-243	5.0E+00	2.2E+08	1.1E+09	
Cm-242	6.0E+01	2.2E+08	1.3E+10	
Cm-243	6.0E+00	2.2E+08	1.3E+09	
Cm-244	7.0E+00	2.2E+08	1.5E+09	

表 C-2 評価に使用する海水中濃度

対象核種	年間放出量（Bq）	評価に使用する海水濃度（10km×10km 圏内）全層平均濃度（Bq/L）	評価に使用する海水濃度（砂浜評価地点）全層平均濃度（Bq/L）
H-3	2.2E+13	5.6E-02	8.8E-01
C-14	4.4E+11	1.1E-03	1.8E-02
Mn-54	2.2E+11	5.6E-04	8.8E-03
Fe-59	8.8E+10	2.2E-04	3.5E-03
Co-58	2.2E+11	5.6E-04	8.8E-03
Co-60	4.4E+10	1.1E-04	1.8E-03
Ni-63	1.3E+12	3.4E-03	5.3E-02
Zn-65	4.4E+10	1.1E-04	1.8E-03
Rb-86	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Sr-89	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Sr-90	6.6E+09	1.7E-05	2.6E-04
Y-90	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-04
Y-91	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Nb-95	2.2E+11	5.6E-04	8.8E-03
Tc-99	2.2E+11	5.6E-04	8.8E-03
Ru-103	2.2E+11	5.6E-04	8.8E-03
Ru-106	2.2E+10	5.6E-05	8.8E-04
Rh-103m	4.4E+13	1.1E-01	8.8E-03
Rh-106	6.6E+13	1.7E-01	8.8E-04
Ag-110m	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Cd-113m	8.8E+09	2.2E-05	3.5E-04
Cd-115m	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Sn-119m	4.4E+11	1.1E-03	1.8E-02
Sn-123	8.8E+10	2.2E-04	3.5E-03
Sn-126	4.4E+10	1.1E-04	1.8E-03
Sb-124	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Sb-125	1.8E+11	4.5E-04	7.0E-03
Te-123m	1.3E+11	3.4E-04	5.3E-03
Te-125m	2.0E+11	5.0E-04	7.9E-03
Te-127	1.1E+12	2.8E-03	4.4E-02
Te-127m	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Te-129	2.2E+12	5.6E-03	2.6E-03
Te-129m	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水濃度 （10km×10km 圏内） 全層平均濃度 （Bq/L）	評価に使用する海水濃度 （砂浜評価地点） 全層平均濃度 （Bq/L）
I-129	2.0E+09	5.0E-06	7.9E-05
Cs-134	1.3E+10	3.4E-05	5.3E-04
Cs-135	1.3E+11	3.4E-04	5.3E-03
Cs-136	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Cs-137	2.0E+10	5.0E-05	7.9E-04
Ba-137m	1.8E+14	4.5E-01	7.9E-04
Ba-140	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Ce-141	2.2E+11	5.6E-04	8.8E-03
Ce-144	4.4E+10	1.1E-04	1.8E-03
Pr-144	4.4E+12	1.1E-02	1.8E-03
Pr-144m	8.8E+12	2.2E-02	1.8E-03
Pm-146	2.0E+11	5.0E-04	7.9E-03
Pm-147	6.6E+11	1.7E-03	2.6E-02
Pm-148	6.6E+10	1.7E-04	2.6E-03
Pm-148m	1.1E+11	2.8E-04	4.4E-03
Sm-151	1.8E+12	4.5E-03	7.0E-02
Eu-152	1.3E+11	3.4E-04	5.3E-03
Eu-154	8.8E+10	2.2E-04	3.5E-03
Eu-155	6.6E+11	1.7E-03	2.6E-02
Gd-153	6.6E+11	1.7E-03	2.6E-02
Tb-160	1.1E+11	2.8E-04	4.4E-03
Pu-238	8.8E+08	2.2E-06	3.5E-05
Pu-239	8.8E+08	2.2E-06	3.5E-05
Pu-240	8.8E+08	2.2E-06	3.5E-05
Pu-241	4.4E+10	1.1E-04	1.8E-03
Am-241	1.1E+09	2.8E-06	4.4E-05
Am-242m	1.1E+09	2.8E-06	4.4E-05
Am-243	1.1E+09	2.8E-06	4.4E-05
Cm-242	1.3E+10	3.4E-05	5.3E-04
Cm-243	1.3E+09	3.4E-06	5.3E-05
Cm-244	1.5E+09	3.9E-06	6.2E-05
対象とする被ばく経路		海産物摂取	海浜砂から

表 C-3　核種ごとに告示濃度限度で放出した場合の海産物摂取による内部被ばく評価結果

（成人）（0.001mSv/年を超える 8 核種を運用管理対象として選定）

No.	対象 核種	告示濃度限度 （Bq/L）	海産物摂取による 内部被ばく線量 （mSv/年）	備考
1	Sn-126	6.0E+04	2.6E-02	運用管理対象
2	Sn-123	2.0E+03	2.3E-02	運用管理対象
3	Sn-119m	1.0E+03	1.9E-02	運用管理対象
4	Fe-59	4.0E+02	5.6E-03	運用管理対象
5	Cd-115m	1.0E+03	1.4E-03	運用管理対象
6	C-14	2.0E+02	1.3E-03	運用管理対象
7	Cd-113m	6.0E+03	1.3E-03	運用管理対象
8	Ag-110m	2.0E+02	1.0E-03	運用管理対象
9	Zn-65	3.0E+02	8.4E-04	
10	Mn-54	3.0E+02	5.2E-04	
11	Co-58	3.0E+01	2.5E-04	
12	Co-60	3.0E+02	2.3E-04	
13	Tc-99	3.0E+02	2.1E-04	
14	Te-129m	1.0E+03	1.4E-04	
15	Te-127	1.0E+03	1.3E-04	
16	Te-123m	1.0E+03	1.3E-04	
17	Eu-155	1.0E+02	1.3E-04	
18	Te-125m	2.0E+05	1.2E-04	
19	Pm-148m	3.0E+05	1.1E-04	
20	Eu-152	3.0E+02	1.1E-04	
21	Te-127m	4.0E+01	1.1E-04	
22	Gd-153	3.0E+02	1.1E-04	
23	Pm-146	2.0E+03	1.1E-04	
24	Pm-148	4.0E+02	1.1E-04	
25	Eu-154	2.0E+02	1.1E-04	
26	I-129	3.0E+02	1.1E-04	
27	Sm-151	8.0E+02	1.0E-04	
28	Pm-147	6.0E+02	1.0E-04	
29	Am-241	9.0E+02	1.0E-04	
30	Am-243	5.0E+03	1.0E-04	
31	Am-242m	3.0E+02	9.7E-05	
32	Pu-239	1.0E+04	8.4E-05	
33	Pu-240	3.0E+02	8.4E-05	

No.	対象 核種	告示濃度限度 （Bq/L）	海産物摂取による 内部被ばく線量 (mSv/年)	備考
34	Ce-144	9.0E+00	8.4E-05	
35	Pu-241	6.0E+01	8.1E-05	
36	Pu-238	6.0E+02	7.8E-05	
37	Ni-63	3.0E+02	7.7E-05	
38	Cm-243	9.0E+01	6.3E-05	
39	Cm-244	8.0E+05	5.9E-05	
40	Ce-141	3.0E+02	5.7E-05	
41	Cm-242	1.0E+03	5.0E-05	
42	Tb-160	2.0E+02	4.9E-05	
43	Nb-95	2.0E+04	2.7E-05	
44	Sb-125	4.0E+04	2.4E-05	
45	Sb-124	9.0E+02	2.0E-05	
46	Ru-103	3.0E+03	2.0E-05	
47	Ru-106	3.0E+02	1.9E-05	
48	Y-91	5.0E+02	1.7E-05	
49	Cs-135	8.0E+03	6.2E-06	
50	Cs-137	6.0E+02	6.1E-06	
51	Cs-134	4.0E+02	5.9E-06	
52	Cs-136	3.0E+03	4.7E-06	
53	Te-129	3.0E+03	3.0E-06	
54	Y-90	5.0E+02	2.0E-06	
55	Ba-140	4.0E+00	9.8E-07	
56	Pr-144	4.0E+00	6.7E-07	
57	Rb-86	4.0E+00	6.3E-07	
58	Sr-90	2.0E+02	2.9E-07	
59	Sr-89	5.0E+00	2.7E-07	
60	Rh-103m	5.0E+00	1.8E-07	
61	H-3	5.0E+00	1.3E-07	
62	Rh-106	6.0E+01	0.0E+00	親核種にて評価
63	Ba-137m	6.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
64	Pr-144m	7.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価

表 C-4 核種ごとに告示濃度限度で放出した場合の海浜砂からの外部被ばく評価結果

	核種	告示濃度限度 （Bq/L）	海浜砂からの被ばく （mSv/年）	備考
1	Te-127	5.0E+03	1.0E-02	線量換算係数に Co-60 の値を参照
2	Eu-155	3.0E+03	6.2E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
3	Gd-153	3.0E+03	6.2E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
4	Sn-119m	2.0E+03	4.1E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
5	Nb-95	1.0E+03	2.1E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
6	Ru-103	1.0E+03	2.1E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
7	Ce-141	1.0E+03	2.1E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
8	Pm-146	9.0E+02	1.9E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
9	Te-123m	6.0E+02	1.2E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
10	Cs-135	6.0E+02	1.2E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
11	Pm-148m	5.0E+02	1.0E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
12	Tb-160	5.0E+02	1.0E-03	線量換算係数に Co-60 の値を参照
13	Co-58	1.0E+03	8.4E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
14	Sn-123	4.0E+02	8.3E-04	
15	Mn-54	1.0E+03	7.0E-04	
16	Rb-86	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
17	Sr-89	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
18	Y-91	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
19	Ag-110m	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
20	Cd-115m	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
21	Sb-124	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
22	Te-127m	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
23	Te-129m	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
24	Cs-136	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
25	Ba-140	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
26	Pm-148	3.0E+02	6.2E-04	線量換算係数に Co-60 の値を参照
27	Eu-152	6.0E+02	5.5E-04	
28	Co-60	2.0E+02	4.1E-04	
29	Eu-154	4.0E+02	4.0E-04	
30	Sb-125	8.0E+02	2.9E-04	
31	Zn-65	2.0E+02	9.7E-05	
32	Cs-134	6.0E+01	8.2E-05	
33	Cs-137	9.0E+01	4.8E-05	
34	Ru-106	1.0E+02	1.9E-05	
35	Pu-241	2.0E+02	1.8E-05	

	核種	告示濃度限度 （Bq/L）	海浜砂からの被ばく （mSv/年）	備考
36	Ce-144	2.0E+02	8.8E-06	
37	Te-125m	9.0E+02	7.5E-06	
38	Sn-126	2.0E+02	4.6E-06	
39	Cm-243	6.0E+00	8.2E-07	線量換算係数に Am-243 の値を参照
40	Am-243	5.0E+00	6.8E-07	
41	Sr-90	3.0E+01	1.6E-07	
42	I-129	9.0E+00	5.1E-08	
43	Pm-147	3.0E+03	4.6E-08	
44	Am-242m	5.0E+00	4.4E-08	
45	Am-241	5.0E+00	3.7E-08	
46	Fe-59	4.0E+02	2.8E-08	
47	Tc-99	1.0E+03	2.8E-08	
48	Sm-151	8.0E+03	2.2E-08	
49	Cm-242	6.0E+01	9.8E-09	
50	Cd-113m	4.0E+01	7.2E-09	
51	Cm-244	7.0E+00	1.1E-09	
52	Pu-238	4.0E+00	6.3E-10	
53	Pu-240	4.0E+00	6.2E-10	
54	Pu-239	4.0E+00	3.7E-10	
55	H-3	6.0E+04	0.0E+00	
56	C-14	2.0E+03	0.0E+00	
57	Ni-63	6.0E+03	0.0E+00	
58	Y-90	3.0E+02	0.0E+00	親核種にて評価
59	Rh-103m	2.0E+05	0.0E+00	親核種にて評価
60	Rh-106	3.0E+05	0.0E+00	親核種にて評価
61	Te-129	1.0E+04	0.0E+00	親核種にて評価
62	Ba-137m	8.0E+05	0.0E+00	親核種にて評価
63	Pr-144	2.0E+04	0.0E+00	親核種にて評価
64	Pr-144m	4.0E+04	0.0E+00	親核種にて評価

※ハッチングは運用管理の対象核種

表 C-5 核種ごとに告示濃度限度で放出した場合の環境防護に関する評価結果

	核種	告示濃度限度（Bq/L）	被ばく評価結果（mGy/日）			備考
			扁平魚	カニ	褐藻	
1	Fe-59	4.0E+02	5.4E-01	5.4E-01	5.8E-01	
2	Sn-126	2.0E+02	9.7E-03	9.3E-03	9.0E-03	
3	Pm-148m	5.0E+02	7.5E-03	7.2E-03	8.1E-03	
4	Mn-54	1.0E+03	6.6E-03	6.0E-03	6.6E-03	
5	Eu-152	6.0E+02	5.4E-03	5.1E-03	5.4E-03	
6	Pm-146	9.0E+02	5.1E-03	4.9E-03	5.4E-03	
7	Tb-160	5.0E+02	4.2E-03	4.2E-03	4.5E-03	
8	Eu-154	4.0E+02	3.8E-03	3.6E-03	3.8E-03	
9	Nb-95	1.0E+03	2.3E-03	2.3E-03	2.4E-03	
10	Gd-153	3.0E+03	2.2E-03	2.0E-03	2.5E-03	
11	Pm-148	3.0E+02	1.5E-03	1.4E-03	2.0E-03	
12	Eu-155	3.0E+03	1.3E-03	1.3E-03	1.3E-03	
13	Co-58	1.0E+03	1.1E-03	1.1E-03	1.1E-03	
14	Sn-123	4.0E+02	1.0E-03	9.7E-04	1.0E-03	
15	Sn-119m	2.0E+03	9.6E-04	9.1E-04	6.7E-04	
16	Ce-141	1.0E+03	8.6E-04	8.2E-04	8.9E-04	
17	Co-60	2.0E+02	5.6E-04	5.6E-04	6.1E-04	
18	Ce-144	2.0E+02	4.7E-04	2.7E-04	4.7E-04	
19	Ru-103	1.0E+03	7.4E-05	7.4E-05	7.6E-05	
20	Cd-115m	3.0E+02	4.4E-05	1.9E-04	8.3E-06	
21	Ag-110m	3.0E+02	4.1E-05	2.3E-04	3.5E-05	
22	Y-91	3.0E+02	3.6E-05	2.2E-05	1.6E-04	
23	Zn-65	2.0E+02	3.3E-05	6.6E-05	3.2E-05	
24	C-14	2.0E+03	1.0E-05	8.4E-06	6.7E-06	
25	Cs-136	3.0E+02	9.5E-06	9.4E-06	9.4E-06	
26	Te-127	5.0E+03	9.4E-06	9.4E-06	8.7E-05	
27	Am-243	5.0E+00	8.8E-06	1.1E-05	9.7E-06	
28	Ru-106	1.0E+02	6.4E-06	6.4E-06	7.6E-06	
29	Cm-243	6.0E+00	5.8E-06	1.5E-05	9.4E-06	
30	Ba-140	3.0E+02	5.6E-06	7.7E-06	1.0E-05	
31	Sb-124	3.0E+02	5.1E-06	4.8E-06	6.1E-06	
32	Sb-125	8.0E+02	3.2E-06	3.0E-06	4.0E-06	
33	Pm-147	3.0E+03	2.9E-06	3.9E-05	2.7E-05	
34	Cd-113m	4.0E+01	1.7E-06	7.8E-06	1.4E-07	
35	Te-129m	3.0E+02	1.6E-06	1.6E-06	1.5E-05	

	核種	告示濃度限度（Bq/L）	被ばく評価結果（mGy/日）			備考
			扁平魚	カニ	褐藻	
36	Sm-151	8.0E+03	1.5E-06	3.3E-05	1.3E-05	
37	Cs-134	6.0E+01	1.5E-06	1.4E-06	1.5E-06	
38	Te-125m	9.0E+02	1.0E-06	1.0E-06	8.8E-06	
39	Am-241	5.0E+00	9.4E-07	3.1E-06	9.7E-07	
40	Te-123m	6.0E+02	9.0E-07	9.2E-07	5.4E-06	
41	Cs-137	9.0E+01	8.0E-07	7.7E-07	8.0E-07	
42	Rb-86	6.0E+01	7.8E-07	9.9E-05	3.7E-05	
43	Cm-242	3.0E+02	7.7E-07	7.7E-07	7.2E-06	
44	Te-127m	5.0E+00	7.2E-07	8.0E-07	1.3E-06	
45	Am-242m	3.0E+02	6.7E-07	5.3E-07	1.3E-06	
46	Pu-238	4.0E+00	4.6E-07	3.1E-07	7.6E-07	
47	Pu-240	4.0E+00	4.3E-07	2.9E-07	7.1E-07	
48	Pu-239	4.0E+00	4.3E-07	2.9E-07	7.1E-07	
49	Ni-63	6.0E+03	2.3E-07	5.5E-06	1.7E-06	
50	Cm-244	7.0E+00	8.6E-08	1.1E-05	4.2E-06	
51	Tc-99	1.0E+03	6.7E-08	1.5E-05	4.5E-05	
52	Sr-89	3.0E+02	6.1E-08	2.1E-07	6.0E-08	
53	Cs-135	6.0E+02	5.3E-08	2.9E-08	4.3E-08	
54	Pu-241	2.0E+02	2.2E-08	1.5E-08	3.7E-08	
55	Sr-90	3.0E+01	1.1E-08	4.1E-08	1.1E-08	
56	H-3	6.0E+04	4.7E-09	4.7E-09	1.8E-09	
57	I-129	9.0E+00	9.1E-11	5.2E-08	2.3E-08	
58	Y-90	3.0E+02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
59	Rh-103m	2.0E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
60	Rh-106	3.0E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
61	Te-129	1.0E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
62	Ba-137m	8.0E+05	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
63	Pr-144	2.0E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価
64	Pr-144m	4.0E+04	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	親核種にて評価

※ハッチングは運用管理の対象核種

C2. 運用管理値の設定

これまでに分析したタンクおよびALPS出口水の分析結果において、運用管理対象核種のうち、C-14を除く7核種は不検出であった。不検出の核種については、二次処理性能確認試験における検出下限値（2タンク群の結果の数字が大きいもの）に、誤差を考慮して20%を上乗せした濃度を切り上げて運用管理値とし、検出されているC-14については、最大値の2倍の濃度を切り上げて運用管理値として設定した。

運用管理値の設定フローを図C-1、設定した運用管理値を表C-6に示す。

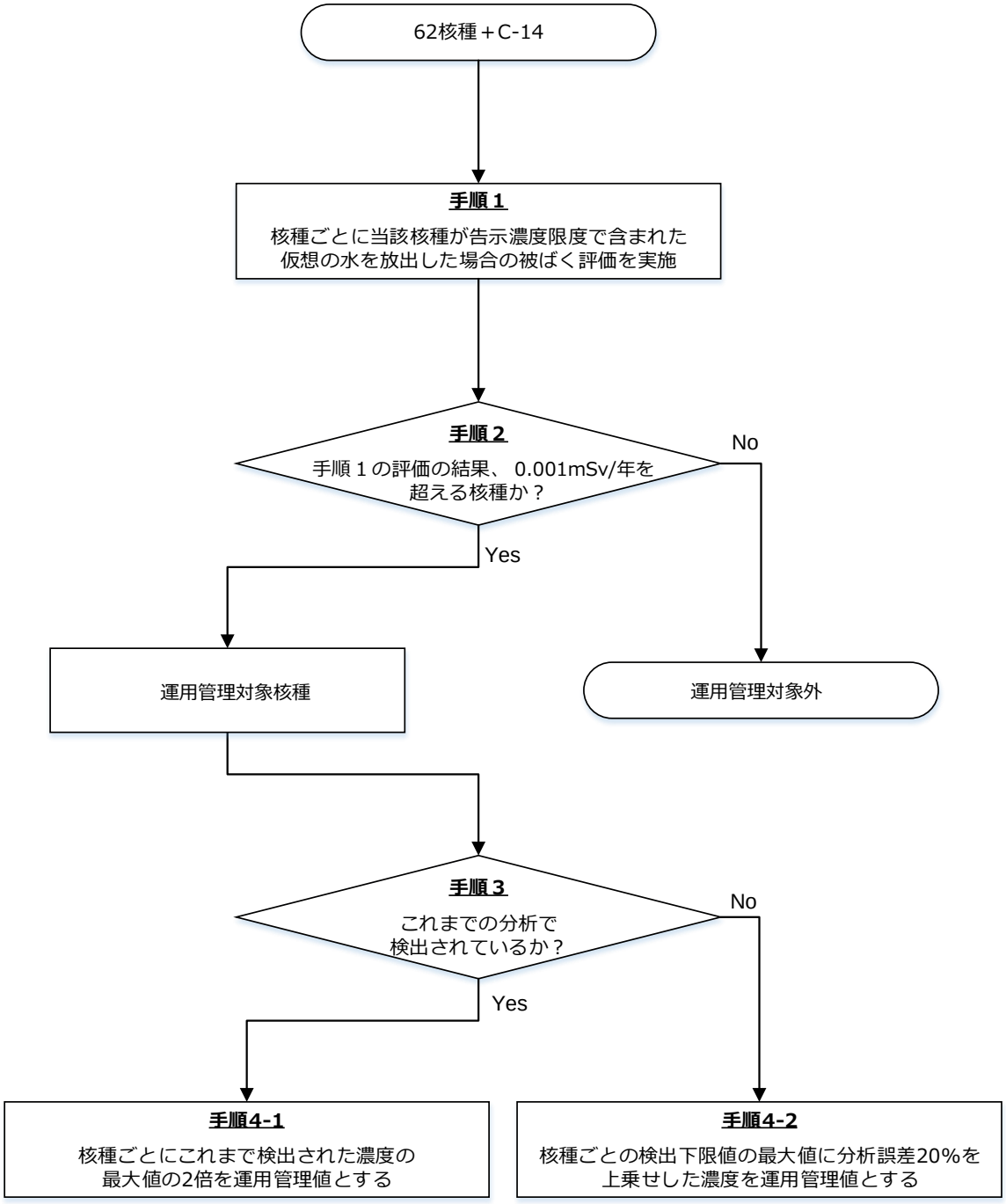


図 C-1 運用管理値設定の流れ

表 C-6 設定した運用管理値

	核種	告示濃度限度（Bq/L）	検出下限値（Bq/L）	検出下限値×1.2（Bq/L）	運用管理値（Bq/L）	告示濃度比
不検出核種	Fe-59	4.0E+02	8.66E-02	1.04E-01	2E-01	5.0E-04
	Ag-110m	3.0E+02	4.26E-02	5.11E-02	6E-02	2.0E-04
	Cd-113m	4.0E+01	8.55E-02	1.03E-01	2E-01	5.0E-03
	Cd-115m	3.0E+02	2.70E+00	3.24E+00	4E+00	1.3E-02
	Sn-119m	2.0E+03	4.24E+01	5.09E+01	6E+01	3.0E-02
	Sn-123	4.0E+02	6.59E+00	7.91E+00	8E+00	2.0E-02
	Sn-126	2.0E+02	2.92E-01	3.50E-01	4E-01	2.0E-03
検出核種	核種	告示濃度限度（Bq/L）	検出最大値（Bq/L）	検出最大値×2（Bq/L）	運用管理値（Bq/L）	告示濃度比
	C-14	2.0E+03	2.15E+02	4.30E+02	5E+02	2.5E-01
	告示濃度比合計					3.2E-01

C3. 仮想した ALPS 処理水による人に対する被ばく評価

C2.で設定した運用管理値により、ソースタームの不確かさによるリスクが低減されていることを確認するため、非常に保守的な評価として、実際にそのような ALPS 処理水が存在するわけではないが、運用管理対象核種などの被ばくの影響が相対的に大きい核種だけが含まれると仮想した ALPS 処理水が継続して放出される場合の被ばく評価を行った。

a. ソースタームの設定

以下の手順により、核種ごとのソースターム（年間放出量）を表 C-7 のとおり設定した。

- トリチウムの年間放出量は、上限である 22 兆 Bq（2.2E+13Bq）とする。
- 評価に使用する ALPS 処理水のトリチウム濃度を、これまでに確認されたトリチウムの最低濃度（約 15 万 Bq/L）を下回る 10 万 Bq/L と低く設定することで、ALPS 処理水の年間排水量を 2.2 億 L（2.2E+08L）と多く見積もり、トリチウム以外の核種の年間放出量を多く見積もった。
- トリチウム以外の 63 核種のうち、被ばくへの影響が相対的に大きい運用管理対象 8 核種の濃度は、上限値である運用管理値とする。8 核種の告示濃度比総和は 0.32 である。
- その他の 55 核種については、運用管理対象 8 核種の次に被ばくへの影響が相対的に大きい Zn-65 を代表核種として評価することとし、Zn-65 の濃度を告示濃度比 0.68 に相当する 140Bq/L とする。これにより、トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和は放出管理上の上限値である 1 となる。
- 運用管理対象 8 核種および Zn-65 の濃度に年間排水量 2.2 億 L を乗じて 9 核種の年間放出量を設定する。

b．被ばく評価に使用する核種ごとの海水濃度

被ばく評価に使用する核種ごとの海水中濃度は、表 6-1-17 の海水中トリチウム濃度（全層）のうち 10km×10km 圏内の年間平均濃度および砂浜評価地点の年間平均濃度を基に、ソースタームにおけるトリチウムと他の核種の年間放出量の比により他の核種の濃度を求めた。評価に使用した核種ごとの海水中濃度を表 C-8 に示す。

c. 被ばく評価の方法

移行経路、被ばく経路、被ばく評価方法、代表的個人の設定は、6-1.「通常時の被ばく評価」と同じとした。

d. 被ばく評価結果

被ばくへの影響が相対的に大きい核種だけが含まれる仮想した ALPS 処理水によるソースタームを用いた被ばく評価の結果を表 C-9 に示す。放出管理上最も保守的と考えられるソースタームを用いた場合も、一般公衆の線量限度 1 mSv/年はもとより、線量拘束値に相当する線量目標値 0.05mSv/年も大きく下回る結果であった。

表 C-7 仮想した ALPS 処理水によるソースターム（年間放出量）

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	年間排水量 （L）	年間放出量 （Bq）	備考
H-3	1.0E+05	2.2E+08	2.2E+13	・トリチウムの年間放出量は、上限値とした ・なお、実際に放出する際には、トリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう、海水により 100 倍以上に希釈してから放出することから、放出水のトリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和は 0.01 未満となる
C-14	5.0E+02		1.1E+11	
Fe-59	2.0E-01		4.4E+07	
Zn-65	1.4E+02		3.1E+10	
Ag-110m	6.0E-02		1.3E+07	
Cd-113m	2.0E-01		4.4E+07	
Cd-115m	4.0E+00		8.8E+08	
Sn-119m	6.0E+01		1.3E+10	
Sn-123	8.0E+00		1.8E+09	
Sn-126	4.0E-01		8.8E+07	

表 C-8 評価に使用する海水濃度（仮想した ALPS 処理水によるソースターム）

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）		
		10km×10km 圏内 全層平均	10km×10km 圏内 最上層平均	砂浜評価地点 全層平均
H-3	2.2E+13	5.6E-02	1.2E-01	8.8E-01
C-14	1.3E+09	2.8E-04	6.0E-04	4.4E-03
Fe-59	5.9E+06	1.1E-07	2.4E-07	1.8E-06
Zn-65	6.5E+06	7.8E-05	1.7E-04	1.2E-03
Ag-110m	3.3E+06	3.4E-08	7.2E-08	5.3E-07
Cd-113m	7.0E+06	1.1E-07	2.4E-07	1.8E-06
Cd-115m	1.9E+08	2.2E-06	4.8E-06	3.5E-05
Sn-119m	3.3E+09	3.4E-05	7.2E-05	5.3E-04
Sn-123	5.1E+08	4.5E-06	9.6E-06	7.0E-05
Sn-126	1.2E+07	2.2E-07	4.8E-07	3.5E-06
対象とする 被ばく評価		漁網から 海産物摂取	海水面から 船体から	遊泳中 海浜砂から 飲水 海水しぶき吸入

表 C-9 人に関する被ばく評価結果（評価エリア 10km×10km）

評価ケース	ソースターム	仮想した ALPS 処理水によるソースターム	
	海産物摂取量	平均的	多い
外部被ばく（mSv/年）	海水面	1.8E-07	
	船体	1.4E-07	
	遊泳中	1.2E-07	
	海浜砂	2.2E-04	
	漁網	4.5E-05	
内部被ばく（mSv/年）	飲水	4.6E-07	
	しぶき吸入	2.1E-07	
	海産物摂取	4.8E-04	2.0E-03
合計（mSv/年）		7E-04	2E-03

表 C-10 年齢別の海産物摂取による内部被ばく評価結果（10km×10km）

評価ケース	ソースターム	仮想した ALPS 処理水によるソースターム	
	海産物摂取量	平均的	多い
海水の飲水による内部被ばく(mSv/年)	成人	4.6E-07	
	幼児	8.7E-07	
	乳児	–	
海水の水しぶきの吸入による内部被ばく(mSv/年)	成人	2.1E-07	
	幼児	1.6E-07	
	乳児	1.0E-07	
海産物摂取による内部被ばく(mSv/年)	成人	4.8E-04	2.0E-03
	幼児	7.5E-04	3.1E-03
	乳児	9.4E-04	3.9E-03

C4. 仮想した ALPS 処理水による環境防護に関する評価

人に対する被ばく評価と同様、仮想した ALPS 処理水が継続して放出される場合の動植物に対する被ばく評価を行った。

a. ソースタームの設定

C3. a.ソースタームの設定と同様に、以下の手順により、核種ごとのソースターム（年間放出量）を表 C-11 のとおり設定した。

- トリチウムの年間放出量は、上限である 22 兆 Bq（2.2E+13Bq）とする。
- 評価に使用する ALPS 処理水のトリチウム濃度を、これまでに確認されたトリチウムの最低濃度（約 15 万 Bq/L）を下回る 10 万 Bq/L と低く設定することで、ALPS 処理水の年間排水量を 2.2 億 L（2.2E+08L）と多く見積もる。これにより、トリチウム以外の核種の年間放出量を多く見積もることとなる。
- トリチウム以外の 63 核種のうち、被ばくへの影響が相対的に大きい運用管理対象 2 核種の濃度は、上限値である運用管理値とする。2 核種（Fe-59 および Sn-126）の告示濃度比総和は 0.0025（2.5E-03）である。
- その他の 61 核種については、運用管理対象 2 核種の次に被ばくへの影響が相対的に大きい Pm-148m を代表核種として評価することとし、Pm-148m の濃度を告示濃度比 0.9975（9.975E-01）に相当する 499Bq/L とする。これにより、トリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和は放出管理上の上限値である 1 となる。
- 運用管理対象 2 核種および Pm-148m の濃度に年間排水量 2.2 億 L を乗じて 3 核種の年間放出量を設定する。

b．被ばく評価に使用する核種毎の海水濃度

被ばく評価に使用する核種ごとの海水中濃度は、表 7-3-1 の海水中トリチウム濃度（最下層）を基に、ソースタームにおけるトリチウムと他の核種の年間排出量の比により他の核種の濃度を求めた。評価に使用した核種ごとの海水中濃度を表 C-12 に示す。

c. 被ばく評価の方法

移行経路、被ばく経路、被ばく評価方法、代表的個人の設定は、7.「環境防護に関する評価」と同じとした。

d．被ばく評価結果

被ばくへの影響が相対的に大きい核種だけが含まれる仮想した ALPS 処理水によるソースタームを用いた標準動植物に対する被ばく評価の結果を表 C-13 に示す。放出管理上最も保守的と考えられるソースタームを用いた場合も、誘導考慮参考レベル（DCRL）の下限値を大きく下回る低い線量率であった。

表 C-11 仮想した ALPS 処理水によるソースターム（年間放出量）

対象 核種	核種濃度 （Bq/L）	年間排水量 （L）	年間放出量 （Bq）	備考
H-3	1.0E+05	2.2E+08	2.2E+13	・トリチウムの年間放出量は、上限値とした。 ・なお、実際に放出する際には、トリチウム濃度が 1,500Bq/L 未満となるよう、海水により 100 倍以上に希釈してから放出することから、放出水のトリチウム以外の 63 核種の告示濃度比総和は 0.01 未満となる。
Fe-59	2.0E-01		4.4E+07	
Sn-126	4.0E-01		8.8E+07	
Pm-148m	5.0E+02		1.1E+11	

表 C-12 評価に使用する海水濃度（仮想した ALPS 処理水によるソースターム）

対象 核種	年間放出量 （Bq）	評価に使用する海水濃度（Bq/L）
		10km×10km 圏内 最下層平均
H-3	2.2E+13	5.6E-02
Fe-59	4.4E+07	1.2E-07
Sn-126	8.8E+07	2.4E-07
Pm-148m	1.1E+11	3.0E-04
対象とする 被ばく評価		環境防護

表 C-13 環境防護に関する評価結果

評価 ケース		仮想した ALPS 処理水による ソースターム
被ばく （mGy/日）	扁平魚	7.8E-03
	カニ	7.5E-03
	褐藻	8.4E-03
誘導考慮参考レベル(DCRL) 扁平魚：1-10 mGy/日　　カニ：10-100mGy/日　　褐藻：1-10mGy/日		

参考 D　ALPS 処理水放出に係る放射線以外も含む環境影響の評価結果について

当社は、これまでに ALPS 処理水の海洋放出に関わる放射線以外の環境影響に関する評価を実施している。本書では参考として、ALPS 処理水の海洋放出に関連する設備の存在および稼働やその工事に関する放射線以外の要素が、「海洋環境に甚大な汚染をもたらし、または重大かつ有害な変化をもたらす恐れがあるか」に関する、当社での検討結果を示す。結論として、当社はいずれの要素についても、その恐れはないと評価した。

まず、当社では、貯蔵されている ALPS 処理水に含まれる放射性物質以外の水質汚濁防止法および関連する福島県条例に指定される測定項目についての分析を行った。分析結果については、添付 II「ALPS 処理水等の水質について」に記載したが、測定対象項目についてはいずれも基準値を下回っており、これらの水を海洋放出した場合にも、これらの水に含まれる放射性物質以外のものにより、海洋環境に重大または有害な変化をもたらすことはないことを確認している。

さらに、当社は ALPS 処理水の海洋放出あるいはその方法によって、放射線以外の環境影響を与える可能性があるのかについても評価を行った。評価対象となった系統とその概要を表 D-1 に、その評価の結果の概要を表 D-2 に示す。影響を及ぼす恐れのあるものとして、

a. ALPS 処理水の海洋放出に関連する施設（測定・確認，移送，希釈，放出の各プロセスに関わる施設）の存在あるいはその稼働（中欄）
b. それら設備の設置の工事または作業の実施（右欄）

の 2 つを考慮した。

これらの影響要因が、大気質、水質、地質、地形、土壌、エコシステムなどさまざまな環境の構成要素に対して、それぞれ与える可能性のある影響について評価した。また、すでに環境中に存在する放射性物質の影響についても評価に取り入れた。その結果、これら環境の構成要素へ予想される影響はないか、あるいは十分小さく無視できる程度と評価した。

本報告書で扱う放射線影響評価において想定している ALPS 処理水の海洋放出と同じ条件、内容での放出による影響、および関連する設備の工事に伴う影響を対象としている。

表 D-1 ALPS 処理水の海洋放出に関する設備

設備の区分	設備	仕様
測定・確認用設備	測定・確認用タンク	現在 K 4 エリアに設置されている 35 基（約 3.4 万 m^3）のうち、30 基を測定・確認用設備に転用
	循環ポンプ	160m^3/h/台×2 台
	攪拌機器	タンク 1 基につき 1 台、計 30 台
	配管・弁等	連結管（耐圧ホース呼び径 200A 相当または鋼管 100A） タンク群間の混水防止のため、バウンダリとなる弁は直列二重化
移送設備	ALPS 処理水移送ポンプ	30m^3/h/台×2 台（予備 1 台）
	緊急遮断弁	動作原理および設置場所の異なる 2 つの弁を直列設置し多重化・多様化
	流量計	
	その他弁・配管等	
希釈設備	取水路	5 号機設備を転用
	海水移送ポンプ	7,086m^3/h×3 台
	流量計	
	海水配管ヘッダ	呼び径 2200A，1800A
	放水立坑（上流水槽）	鉄筋コンクリート製 1 槽、たて約 37m×よこ約 18m×深さ約 7m、容量約 2,000m^3
	その他弁・配管等	
関連施設	放水立坑（下流水槽）	鉄筋コンクリート製 1 槽、たて約 7m×よこ約 12m×高さ約 18m、容量約 800 m^3
	放水トンネル	シールドトンネル、内径約 3m、全長約 1km
	放水口	放水口ケーソン：W 約 9m×D 約 12m×H 約 10m（放水口：3m 四方、高さ 2m） 周囲上底約 40m×約 40m、下底約 16m×約 16m、深さ約 11m を水中不分離コンクリート等で埋め戻し

これらの設備の配置、設置工事、運用については、環境への影響を可能な限り低減することを確保するために、以下のような配慮をしている。

- ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備として、測定・確認用設備は、既設の K4 エリアタンク群（約 34,000m^3）全 35 基のうちの 30 基を転用（残り 5 基は引き続き ALPS 処理水貯槽として利用）することにより、新たな地形改変が行われないよう配慮している。
- 新設する希釈設備は、発電所構内の既存の開発エリアに設置することとし、放水立抗およびトンネル出口を除き新たな地形改変は行われない。
- 取水路は、既設の 5 号機取水路を転用することにより新たな地形改変を回避する。
- 放水は岩盤をくり抜くことで海底面などの地形に影響を与えない海底トンネル方式により施設の存在・稼働、工事の実施による影響を最小化するよう、環境に最大限配慮した設計としている。

以上の設計上の配慮を講じた計画に基づき、放射線以外の環境影響評価の項目について検討した詳細は、表 D-2 のとおりである。いずれも、環境への影響は想定されないと判定した。

表 D-2　ALPS 処理水に含まれる放射性核種による
放射線以外の環境影響評価の項目の当社の検討結果について[1]

影響要因 / 環境要素	施設の存在・施設の稼働 ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の存在・同設備を使用した ALPS 処理水の放出	工事の実施 ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の工事
大気環境（大気質、騒音/振動）	ポンプまたは弁等動的機器を駆動する動力は電動式または空気圧駆動方式を採用することとし、大気汚染物質を排出する設備は設置しない。 また、ALPS 処理水の放出のために通常稼働する海水希釈ポンプ 3 台および ALPS 処理水移送ポンプ 1 台の合計流量（最大日量約 51 万 m^3）は、一般の原子力発電所の循環水ポンプ通常運転時（事故前の福島第一原子力発電所を例にすると、最小の 1 号機で約 9 倍の日量約 425 万 m^3）に比べても小さい。 発電所周辺は発電所の陸側を完全に取り囲むように中間貯蔵施設として利用されており、その外側の帰還困難区域とも最も近い場所でも福島第一原子力発電所敷地境界からは少なくとも 1km、工事が行われると想定する場所（5 号機海側エリア）からは 2km 程度離れて	工事に使用する船舶は、浚渫船 1 隻、起重機船 2 隻、コンクリートプラント船 1 隻（同時稼働しない）、重機は最大 20 台/日程度、シールドマシン（直径約 3m）1 台、資材輸送最大 30 台/日程度である。 取放水設備の設置以外は敷地外での工事はなく、取放水設備の設置工事も大部分は海底トンネルの工事である。工事は、発電所構内および日常的に漁業が行われていないエリア内に限られること、また、発電所周囲は工事場所からおよそ 2km の範囲はすべて中間貯蔵施設となっており、工事の実施による騒音、振動等が及ぶおそれがある範囲に生活環境への影響を評価すべき対象は存在しない。

[1] 「環境影響評価技術ガイド」（平成 27 年 3 月）P6 の表 1.1 に基づき作成。

影響要因 環境要素	施設の存在・施設の稼働 ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の存在・同設備を使用した ALPS 処理水の放出	工事の実施 ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の工事
	おり、騒音、振動等が及ぶおそれがある範囲に生活環境への影響を評価すべき対象は存在しない。	
水環境（水質・水温・流速）※放射性物質以外	ALPS 処理水は、凝集沈殿や吸着材、フィルターなどにより汚染水中に含まれる放射性物質を除去したものであり、その除去過程で重金属、不溶解性浮遊物、有機物等がともに除去され、COD の増加等を招く汚濁負荷を増加させる処理は行わない。 なお、ALPS 処理水の水質が排水基準を十分満足していることは、過去の測定[2]において確認済みである。しかも、実際の ALPS 処理水の排出に当たっては、排出対象となる水を分析し、排水基準を満足していることを確認することとしている。 また、取放水する海水は、ALPS 処理水の希釈に使用するだけであり加熱等は行わないこと、および陸上に保管されている ALPS 処理水は気温による水温変化が考えられるが、海水温とは平衡状態にはなく、海水により 100 倍以上に希釈して放出されるため、排水と海水温の温度差はほとんどない。 放出口からの放出流速は、最大流量である海水希釈ポンプ 3 台運転時で約 1m/s 程度の低速で水深約 12m の海底から真上に放出する構造としており、流速の変化は放出口のごく近傍に限られる。	取水設備の工事は港湾内であること、及び放水設備の大部分は海底トンネルとしてシールド工法により施工すること、トンネル出口には岩礁域を選定することから、工事の実施による水の濁りの発生は限定的であると判断され、評価すべき対象はない。
その他の環境（地形・地質、地盤、土壌）	放出口からの放出流速は、最大流量である海水希釈ポンプ 3 台運転時で約 1m/s 程度の低速であり、海底から真上に放出する構造とし、かつ海底高さからの飛び出しは約 3m 四方高さ約 2 m に限定するとともに、放出口の周囲約 40m 四方（約 1,600m^2）はコンクリートにて埋め戻すことから、流速の変化は放出口のごく近傍に限られ、かつ洗堀などが生じるおそれもない。 また、地盤沈下の原因となる地下水のくみ上げは行わず、土壌汚染の原因となる物質は使用する予定はない。	既設設備の流転用や岩盤内を掘進するため地形改変が少ないシールド工法による海底トンネル設置等による新たな地形改変の回避により、地形改変は放出立坑（上流水槽約 670 ㎥、下流水槽約 80 ㎥、合計約 750 ㎥）および海底トンネル出口（約 1,600m^2）のごく小さなエリアに限定される。

[2] 2018 年 12 月 28 日「ALPS 処理水タンクにおける化学物質の分析について」
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committtee/takakusyu/pdf/012_04_01.pdf

影響要因 環境要素	施設の存在・施設の稼働 ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の存在・同設備を使用した ALPS 処理水の放出	工事の実施 ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の工事
動物・植物・生態系	設備の大部分は発電所敷地内のすでに敷地造成が行われた場所に設置すること、放出設備は海底トンネルでありその出口付近の約 40m×約 40m（約 1,600m^2）の必要最小限の面積である。 また、ALPS 処理水の放出にあたっては、近接した海域の海水により 100 倍以上に希釈すること、および放水の流速は約 1m/s の低流速であることから、海流等へ与える影響も小さく施設の供用による生物への影響はほとんど無いものと考えられる。	既設設備の流転用やシールド工法による海底トンネル設置等による新たな地形改変は回避される。工事を行う海域に重要な種や生息地等は確認されていない。
人と自然の豊かなふれあい（景観等）	既設設備の流転用を行うことや新規設置する施設の規模は小さく、評価すべき項目がない。	設置する施設の規模が小さいことから、資材運搬等の車両の通行量は最大でも 20 台/日程度と想定され、限定的である。
環境への負荷（廃棄物、温室効果ガスの排出等）	ALPS 処理水の海洋放出に伴い、新たに発生する廃棄物はない。 また、ALPS 処理水の海洋放出設備に用いられるポンプまたは弁等動的機器を駆動する動力には、電動式または空気圧駆動方式を採用することとし、化石燃料の燃焼等で発生するものを含む温室効果ガスを排出しない。 したがって、評価すべき項目がない。	海底トンネルの掘削等に伴い、建設残土が発生するが（約 4 万 m^3）、発生量は少なく、発電所構内の既存の土捨て場にて処分し、外部に搬出しない。 したがって、評価すべき項目がない。
すでに環境中に存在する放射性物質	計画中の放水口は、港湾外の岩礁を選んで設置すること、周囲は 40m 四方をコンクリート等で埋め戻すこと、および放水の流速は毎秒 1 m前後の低流速で上方に放出することから、処理水放出により海底土を巻き上げたり、放射性物質が拡散したりすることはない。なお、ALPS 処理水の希釈用海水は、港湾内の海水濃度は周辺海域の海水よりも若干高い放射性物質濃度となっていることや、港湾内の海底土等の巻き上げの可能性等を考慮し、5/6 号機取水路開渠を仕切堤（捨石傾斜堤＋シート）にて、1-4 号機側の港湾から締め切り、港湾外（5,6 号機放水口北側）から海水を引き込む計画である。 この港湾外の海水を取水する場合に、取水海水に存在しうる放射性物質の影響を考慮した場合の被ばく評価は、添付Ⅴ「希釈水の取放	港湾内における工事により、港湾内の堆砂の巻き上げを抑制するため、工事用汚濁防止フェンスの設置、通常よりも施工速度を落とし慎重に施工するなどの対策により、放射性物質の拡散等の影響はほとんどないと考えられる。 このことは、至近 3 年間に、港湾内で実施した類似の工事（バックホウまたは作業船を使用して捨て石等の材料を海中投入）においても、工事期間中海水中放射性物質濃度が有意に変動していない[3]ことは確認している。実際にも、港湾内の海水中放射性物質濃度は、比較的濃度の高い 1～4 号機取水路開渠内（2021 年時点で Cs-137 が 1E+00Bq/L オーダー、Sr-90 が 1E+00Bq/L オーダー、ト

[3] 第 9 回 ALPS 処理水の処分に係る実施計画に関する審査会合　資料 1-1、p.39-40
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/examination/pdf/2022/220215_01-j.pdf

影響要因 環境要素	施設の存在・施設の稼働	工事の実施
	ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の存在・同設備を使用した ALPS 処理水の放出	ALPS 処理水の海洋放出に関わる設備の工事
	水による外部影響について」に示すとおり、9.6E-05mSv/年であり、0.05mv/年を大幅に下回る。	リチウムが 10E+2Bq/L オーダー）[4]であり、国内の規制基準を下回っている。また、また、港湾外のトンネル出口工事については、工事エリアに岩礁域を選定すること、掘削エリアは約 40m×40m と小さいこと、および周辺海域の調査結果から海底土に含まれる放射性物質は低濃度[5]であることおよび工事期間中に海水の濁りに有意な変動が見られた場合には一時的に工事を中断するなどの措置をとることから、海底土の巻き上がり等の影響はほとんどないものと考えられることから、工事による放射性物質の拡散等の影響はほとんど無いと評価した。

[4] 第 35 回（令和 3 年度第 4 回）福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会環境モニタリング評価部会　資料 2-1「福島第一港湾内・周辺海域の海水モニタリング状況」、p.1
https://www.pref.fukushima.lg.jp/uploaded/attachment/495913.pdf

[5] 原子力規制庁「福島近傍・沿岸の海底土の放射性物質濃度の推移」
https://radioactivity.nsr.go.jp/ja/contents/9000/8142/24/engan_soil.pdf

参考 E　国内外の利害関係者との協議の状況

多核種除去設備等処理水の処分に関する政府の基本方針は、「国民・国際社会の理解醸成に向けた取組に万全を期す」こととしており、当社は、国とともに、主体的・積極的に、リスク・コミュニケーションに取り組んでいる。

E1. 基本方針の着実な実行に向けた取組

2021 年 4 月 16 日、国は、「ALPS 処理水の処分に関する基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議」を立ち上げ、基本方針に定める対策について、政府一丸となってスピード感を持って着実に実行していくとともに、影響を懸念する方々や利害関係者の方々の声をしっかりと受け止め、その懸念を払拭するべく必要な追加対策を機動的に講じていくこととした。

具体的には、福島・宮城・茨城など各地で同会議のワーキンググループを開催し、自治体、農林漁業者、商工・観光事業者等との意見交換を重ね、「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における ALPS 処理水の処分に伴う当面の対策（第 2 回 ALPS 処理水の処分に関する基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議決定　2021 年 8 月）」[1]、および「ALPS 処理水の処分に関する基本方針の着実な実行に向けた行動計画（第 3 回 ALPS 処理水の処分に関する基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議決定　2021 年 12 月）」[2]をとりまとめた。

上記の行動計画においては、人および環境への放射線影響評価ならびに海洋拡散シミュレーションの結果については、今後 1 年間の取組みとして、分かりやすい資料を作成し、説明・周知していくこと、IAEA によるレビューや原子力規制委員会による確認、一般公衆からの意見も踏まえ修正・補強することとし、中長期的に、最新の状況・放出実績等のデータを元にした検証を重ね、影響が生じていないこと等を確認していく、と位置付けられている。

---

[1] 内閣官房ホームページ（2021 年 8 月 24 日）「ＡＬＰＳ処理水の処分に関する基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議（第２回）配付資料一覧」資料３
https://www.kantei.go.jp/jp/singi/hairo_osensui/alps_shorisui/dai2/index.html

[2] 内閣官房ホームページ（2021 年 12 月 28 日）「ＡＬＰＳ処理水の処分に関する基本方針の着実な実行に向けた関係閣僚等会議（第３回）配付資料一覧」資料１
https://www.kantei.go.jp/jp/singi/hairo_osensui/alps_shorisui/dai3/index.html

E2. 放射線影響評価報告書に関する意見募集への対応

2021 年 11 月 17 日の本報告書の公表後、当社が実施した意見募集においては、国内外より 400 件を超える意見が寄せられた。当社は、この意見募集を通じて寄せられた意見も踏まえ、2022 年 4 月の報告書の改訂を行った[3]。

また、当社は、各種の場で、放射線影響評価の内容を説明している。一例であるが、2021 年 12 月 6 日および 2022 年 1 月 19 日に、福島県原子力発電所の廃炉に関する安全監視協議会の環境モニタリング評価部会の場において、放射線影響評価の内容を説明したほか、国とともに、漁業、水産加工・流通業、農業、商工・観光業、自治体や市民団体等に対して約 3,000 回個別に説明も行った（2021 年度実績）。

E3. 国際社会への情報発信・協議

（1）IAEA との協力

基本方針の公表翌日、梶山経済産業大臣（当時。以下、同じ）は、IAEA のラファエル・マリアーノ・グロッシー事務局長とテレビ会議を行った。梶山大臣が、科学的な知見を基に、ALPS処理水の安全性に関するIAEAの評価について国内外への発信をお願いするとともに、①レビューミッションの派遣、②環境モニタリングの支援、③国際社会に対する透明性の確保、についての協力を要請したところ、グロッシー事務局長は、基本方針の公表を歓迎するとともに、梶山大臣より要請のあった協力について積極的にお受けしたい、IAEA は日本と協働し、透明性高く処分の前・処分中・処分後の各段階において協力をしていく旨を述べた[4]。さらにグロッシー事務局長は、基本方針を受けて IAEA が公表したステートメントにおいて、「大量の水を扱うために日本が選択した方法は、ユニークであり、複雑でもあるが、技術的に実現可能であり、また国際慣行にも沿っている。」、「原子力安全は国の責務。日本政府には、この水の課題について決定を行う責務がある。日本がすべての関係者と、オープンで透明性ある形で情報交換をするであろうと信頼している。」、「我々の協力は－日本や海外においてー、水の処分が環境や人体健康に悪影響を及ぼさないという信頼の構築を助けることになるであろう。」と述べている[5]。

---

[3] 意見募集で寄せられた主な意見とその対応については、本報告書改訂版と同時に公表される当社回答を参照。

[4] 経済産業省ホームページ（2021 年 4 月 14 日）「梶山大臣とグロッシーIAEA 事務局長が TV 会談を行いました」
https://www.meti.go.jp/press/2021/04/20210414004/20210414004.html

[5] IAEA ホームページ（2021 年 4 月 13 日）"IAEA Ready to Support Japan on Fukushima Water Disposal, Director General Grossi Says"
https://www.iaea.org/newscenter/pressreleases/iaea-ready-to-support-japan-on-fukushima-water-disposal-director-general-grossi-says

国および IAEA のリーダー間におけるやりとりを踏まえ、両者は協力の準備を加速し、2021 年 7 月、ALPS 処理水の協力枠組みに関する付託事項（TOR）が署名された。これにより、人および環境への放射線影響評価を含め、ALPS 処理水の取扱いに係る安全性等について、IAEA による、IAEA 安全基準に基づく確認（レビュー）が行われることとなった[6]。

TOR に基づき、本年 2 月 14 日から 18 日にかけて、ALPS 処理水の安全性に関するレビューが行われ、IAEA 職員及び国際専門家が福島第一原子力発電所を訪問し、経済産業省及び当社との会合を行った他、レビューの対象となる ALPS、希釈放出前に処理水に含まれる放射性物質の濃度を確認する測定・確認用タンクへ転用される予定の K4 タンク群、処理水の希釈用設備や放出設備の設置が検討されている港湾部などの現地確認も行った[7]。IAEA との協議の内容は、本報告書の見直しにも反映した。

（2）外交団向けブリーフィング、二国間の意見交換

当社は、国内に対する説明を行うだけでなく、政府関係者の同席のもと、本報告書初版公表翌日の 2021 年 11 月 18 日に開催された在京外交団等向けテレビ会議説明会及び、2021 年 12 月 3 日に同じく開催された韓国政府向けテレビ会議説明会に出席し、報告書の内容に関する丁寧な説明を行った。その他、政府関係者と共に、関心を有する国・地域に対しても、個別の説明を実施している。

これらの説明会では、当社から、人および環境への放射線の影響について、国際的に認知された手法に従って評価した結果、一般公衆の線量限度等を大幅に下回ることが示された旨の説明を行い、環境及び人の健康と安全への影響を最大限考慮し、国際基準及び国際慣行に則った措置をとる旨の説明を行った。また、質疑応答に際して各国政府から寄せられた質問に丁寧に回答した。

日本政府は、外国政府に対して、在京の外交団に対する説明に加えて、日本の在外公館を通じ相手国政府に対する説明も行っており、照会に応じ、当社より技術的な内容を含め、必要な情報を提供している。

以上の取組を通じ、当社および日本政府は国内だけでなく、国際社会においても双方向のコミュニケーションに努めてきており、本報告書の改訂にあたっても、これらのコミュニケーションの中でいただいた意見を考慮して改訂を行っている。

---

[6] 本報告書は、上記 TOR に基づき、ALPS 処理水の安全性に関するレビューの一貫として、IAEA のレビューを受けている。

[7] 経済産業省ホームページ（2022 年 2 月 18 日）「IAEA による東京電力福島第一原子力発電所の ALPS 処理水の安全性に関するレビューが行われました。」
https://www.meti.go.jp/press/2021/02/20220218005/20220218005.html