

放射性物質分析・研究施設第2棟の安全設計について (案)

2020年11月9日



東京電力ホールディングス株式会社
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

これまでの監視・評価検討会におけるご指摘事項について回答する。

1. 第2棟の安全設計

- 1.1 基本方針
- 1.2 閉じ込めについて
- 1.3 臨界防止について
- 1.4 火災防護について
- 1.5 耐震設計について

2. 保安管理

- 2.1 保安管理体制
- 2.2 緊急時対応

3. 分析項目

(1) 基本方針

第2棟の安全対策は下記の基本方針に従い実施する。

- 他の特定原子力施設の設計を参考にしつつ、「特定原子力施設への指定に際し、東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について」(以下「措置を講ずべき事項」という。)を満たした設計とする。
- 既存の核燃料物質等の使用施設を参考にしつつ、合理的に対応可能な範囲で、「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(以下、「使用許可基準規則」という。)(「その解釈」も含む)についても考慮した設計とする。

1. 第2棟の安全設計

1.1. 基本方針

(2) 使用許可基準規則に対する対応（閉じ込め）

機能	使用許可基準規則の主な要求事項	第2棟における設計上の考慮
閉じ込め	<p>①セル等からの放射性物質の漏えいを防止でき、腐食対策を講じていること。</p> <p>②放射性物質の漏えいを確認でき、拡大防止を図れること。</p> <p>③セル等の内部を常時負圧に保つこと。</p> <p>④設計評価事故時において、公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないよう放出抑制できること。</p>	<p>耐腐食性材料を施したセル等による静的な閉じ込め【補正申請対象】</p> <p>定点モニタによる検知の他、ルーチンサーベイによる早期検知で拡大防止を図る</p> <p>排風機により負圧維持（動的閉じ込め）。設備と電源の多重化で機能維持可【補正申請対象】</p> <p>セル内の火災、地震による機能喪失を想定し、敷地境界線量を評価。著しい被ばくりスクなし【補正申請対象】</p>

1. 第2棟の安全設計

1.1. 基本方針

(2) 使用許可基準規則に対する対応（火災防護）

機能	使用許可基準規則の主な要求事項	第2棟における設計上の考慮
火災防護	<p>①建物・セル等は、火災の発生を防止できる構造・材料とすること。</p> <p>②水素対策を講じること。</p> <p>③火災又は爆発時も、安全機能（閉じ込め、臨界防止等）を維持できること。</p> <p>④消火設備及び火災感知設備を設けること。</p>	<p>建物・セル等ともに、不燃性又は難燃性材料で構築</p> <p>水の放射線分解による水素発生と水素ガス使用機器からの漏えいに対し、換気による希釈と帯電防止対策で対応【補正申請対象】</p> <p>セル等の火災に対し負圧維持を図りつつ窒素ガス消火設備による消火を図る【補正申請対象】</p> <p>建屋内各所に感知器と消火設備（消火栓と消火器）を配備。</p>

1. 第2棟の安全設計

1.1. 基本方針

(2) 使用許可基準規則に対する対応（臨界防止）

機能	使用許可基準規則の主な要求事項	第2棟における設計上の考慮
臨界防止	<ul style="list-style-type: none">① 形状管理（制限値を設定）により臨界防止を図ること。② 形状管理が困難な場合は、質量管理（制限値を設定）により臨界防止を図ること。③ 制限値を設定する際、最も厳しい結果を与えるよう条件設定し、誤差、誤操作等を考慮して十分な裕度を見込むこと。④ 制限値を設定する際、計算コードや文献等は信頼度が高いこと⑤ ユニットが複数ある場合は、相互間で安全な配置とすること。⑥ 臨界検知できること	<p>試料ピットにて形状管理し臨界防止を図る</p> <p>受入及び払出時に質量管理を行い臨界を防止を図る</p> <p>誤って二重装荷したケース、且つ保守的な条件設定でモンテカルロ解析し、臨界に達しないことを評価</p> <p>信頼度の高い公開情報を利用 コード：MVP【補正申請対象】</p> <p>試料ピットの各ホール間をコンクリートにて構造的に隔離</p> <p>セル外の中性子線エリアモニタ及びγ線エリアモニタで検知【補正申請対象】</p>

1. 第2棟の安全設計

1.1. 基本方針

(2) 使用許可基準規則に対する対応（耐震）

機能	使用許可基準規則の主な要求事項	第2棟における設計上の考慮
耐震	<p>①耐震重要度に応じて耐震クラス分類すること。 (事故当りの実効線量) Sクラス：>5mSv Bクラス：≤5mSv >0.05mSv Cクラス：≤0.05mSv</p> <p>②耐震クラス分類に応じて耐震設計を行うこと。</p> <p>③耐震設計時の地震動は法令で定めた方法によること。</p>	<p>耐震設計審査指針に基づき耐震クラス分類を行い、その上で地震時の機能喪失を想定した敷地境界線量評価を行い5mSvを超えないことを確認【補正申請対象】</p> <p>原子力発電所耐震設計技術規程(JE AC4601-2008)に基づき耐震性を評価</p> <p>耐震設計審査指針に基づき地震力を算定</p>

1. 第2棟の安全設計

1.2. 閉じ込めについて

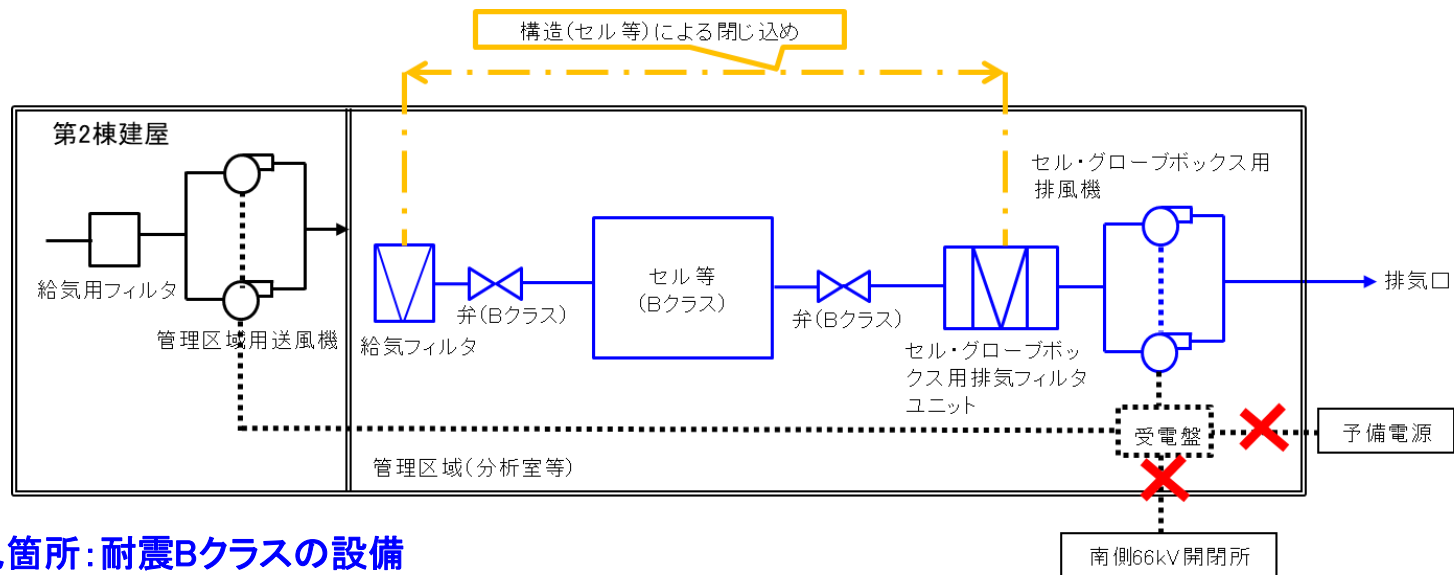
○「使用許可基準規則」第二条（閉じ込めの機能）を踏まえた設計上の考慮

使用許可基準規則の主な要求事項	第2棟における設計上の考慮
<p>放射性物質を限定された区域に適切に閉じ込めることができるものであること。</p> <ul style="list-style-type: none">✓ セル等の内部を負圧状態に保つ必要がある場合、当該セル等の内部は常時負圧に保たれていること。✓ 放射性物質の漏えいを防止できる設計であること。	<p>放射性物質を限定された区域に適切に閉じ込めることができるよう下記の考慮を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none">✓ 換気空調設備にてセル等の内部を負圧にすることで、放射性物質を閉じ込めることを基本とする。【補正申請対象】✓ 負圧維持機能を有する換気空調設備は複数台、外部電源も2系統確保する設計とする。【補正申請対象】✓ さらに万が一外部電源が喪失した場合でも、負圧維持に必要な設備に給電するために予備電源（ディーゼル発電機1基）を設置する。【補正申請対象】✓ また、耐震クラスを超える地震等による電源設備の破損等により、排風機を作動することができない場合（負圧にできない場合）は、セル等の構造（セル等、ダクト、弁、給排気系のフィルタ）で放射性物質を閉じ込める。【補正申請対象】

1. 第2棟の安全設計

1.2. 閉じ込めについて 【参考資料】

- セル等は負圧に維持することを基本とする。
- 万一、地震等による設備の損傷で排風機を動かすことができない場合は、セル等の構造（セル等、ダクト、弁、給排気系のフィルタ）で放射性物質を閉じ込める。



青色箇所:耐震Bクラスの設備

放射性物質の拡散防止(バウンダリの確保)、電源復帰後に速やかに負圧を回復できるよう耐震Bクラスとしている。

❌ 電源の喪失を示す ❌ ❌

1. 第2棟の安全設計

1.3. 臨界防止について

○「使用許可基準規則」第七条（核燃料物質の臨界防止）を踏まえた設計上の考慮

使用許可基準規則の主な要求事項	第2棟における設計上の考慮
<p>核燃料物質が臨界に達するおそれがないようにするため、核的に安全な形状寸法にすることその他の適切な措置を講じたものでなければならない。</p> <ul style="list-style-type: none">✓ 設備・機器の形状寸法、取り扱う核燃料物質自体の質量等について、適切な核的制限値が設けられていること。✓ 核的制限値を設定するに当たっては、取り扱われる核燃料物質の形状、組成、減速条件等を考慮し、十分な裕度を見込むこと。✓ 臨界及びその継続性を検知することができる設計であること。	<p>第2棟では、核燃料物質が臨界に達するおそれがないようにするため、下記の考慮を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none">✓ コンクリートセルにおける質量制限値を設定する際には、分析における溶解工程で燃料デブリが粒子状となることを想定し（非均質系での評価）、十分な裕度を見込んでいる。【補正申請対象】✓ 第2棟では中性子線エリアモニタ、γ線エリアモニタにより臨界及びその継続性の検知が可能なものとしている。【補正申請対象】

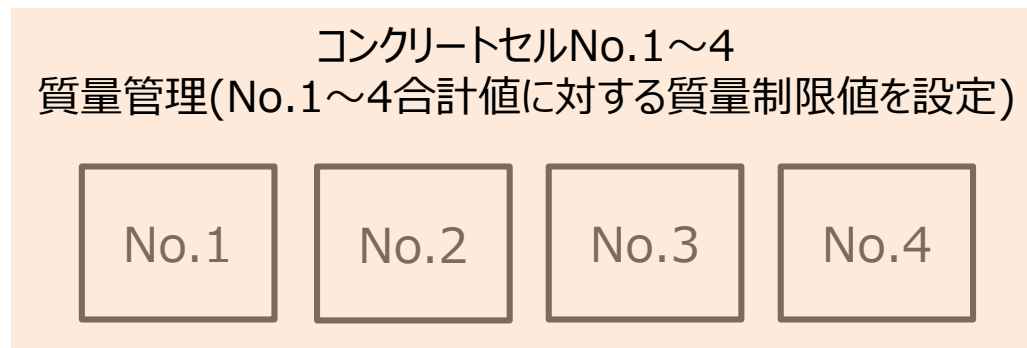
1. 第2棟の安全設計

1.3. 臨界防止について 【参考資料-1】

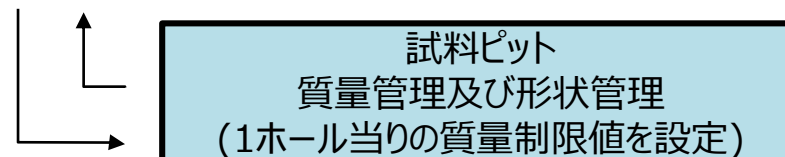
○ 臨界防止に係る解析において燃料デブリを粒子状（非均質）として評価していることについて

第2棟で取り扱う燃料デブリは核燃料物質等で構成されているため、第2棟の設計では臨界安全を考慮している。

- 燃料デブリは主にコンクリートセルで扱う。
- 第2棟での一時的な保管は試料ピットで行う。
- コンクリートセルでは、取り扱う燃料デブリ等の質量を制限する質量管理により臨界安全を確保する（取り扱う燃料デブリ等の量を制限する）。
- 試料ピットは、複数のホールから構成されており、1ホールあたりの質量制限を設定し、形状管理（ホール形状、ホール間距離等の制限）により、臨界安全を確保する。
- コンクリートセルでの質量制限値については、燃料デブリを分析前処理として溶解することを踏まえ、溶液中にPuが粒子状に分散して存在する状態すること（非均質性）を考慮して評価している。



※鉄セル、グローブボックス及びフードは燃料デブリ取扱量が少量のため、臨界とならない。



1. 第2棟の安全設計

1.3. 臨界防止について【参考資料-1】

○ 臨界防止に係る解析において燃料デブリを粒子状（非均質）として評価していることについて（続き）

- 第2棟では、燃料デブリの分析の前処理として溶解を実施する。溶解では、粉体状の燃料デブリ等を溶かすため、粉体（粒子）が溶液中に分散して存在する状態（非均質な状態）となる可能性がある。また、粉体が徐々に溶けていくため、粒子径は徐々に小さくなる。
- 過去の知見から燃料デブリの溶解は難しく、非常に溶けにくいいため、残渣が発生する可能性がある。また、既存施設にて実施されたTMI-2燃料デブリ試料に対するアルカリ融解の適用確認のなかで、一部の試料の溶解時に沈殿物が発生することが確認されている。
- これら残渣、沈殿物が溶液中に分散することで非均質な状態となる可能性がある。

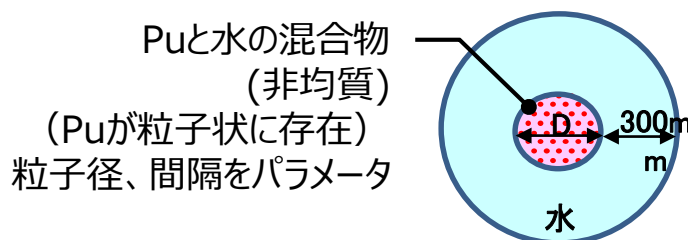
以上を踏まえ、均質性、非均質性を考慮した解析モデルにおいて、中性子実効増倍率が0.95となるPuの重量を、連続エネルギーモンテカルロコードMVPを用いて評価した。

均質系 均質性の解析モデルでの臨界に達しないPuの重量 : M1

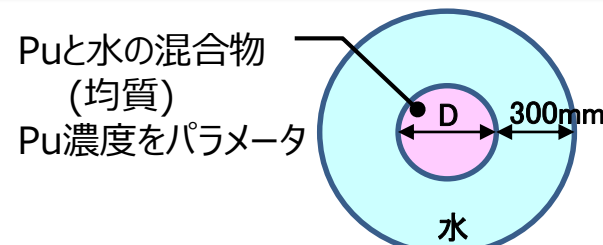
非均質系 非均質性の解析モデルでの臨界に達しないPuの重量 : M2

解析の結果、 $M1 > M2$ ($M1/M2 = \text{約}1.04$) であり、非均質性を考慮した場合（燃料デブリを粒子状として評価）が厳しい結果であった。

この他、燃料デブリがすべて燃料成分であるものとし、U235濃縮度、Pu含有率、Pu組成を保守的に設定して、燃料デブリの臨界防止に係る解析を実施しており、分析に必要となる燃料デブリ量を臨界防止上も安全に取り扱えることを確認している。



解析モデル（非均質系）



解析モデル（均質系）

1. 第2棟の安全設計

1.3. 臨界防止について 【参考資料-2】

○ 臨界防止に係る解析に用いている解析コードについて

第2棟の臨界防止に係る解析に用いている解析コードについて、下記に示す。

- ・コード名 : MVP (連続エネルギーモンテカルロコード)
- ・使用目的 : コンクリートセル、試料ピットの未臨界性評価
- ・開発機関 : 日本原子力研究開発機構

・解析コードの概要

核燃料物質、構造材等の幾何形状等を入力とし、中性子の発生、飛行、衝突といった事象を追跡、これ进行处理することで中性子実効増倍率を求めるものである。

幾何形状の入力に際し、直方体、球等のあらかじめ用意された基本形状を組み合わせることで、複雑な形状の解析ができる。なお、球とその他の形状を組合せ、さらに球の半径を変化させることで非均質性及び粒子径を考慮した解析を行うことができる。したがって、燃料デブリの非均質も考慮した第2棟における臨界防止に係る解析に用いるに適切な解析コードである。

1. 第2棟の安全設計

1.4 火災防護について

○「使用許可基準規則」第四条（火災等による損傷の防止）を踏まえた設計上の考慮

使用許可基準規則の主な要求事項	第2棟における設計上の考慮
<p>使用施設等は、火災又は爆発によりその安全性が損なわれないよう、火災及び爆発の発生を防止することができ、かつ、火災及び爆発の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>✓ 火災により換気設備等の設備・機器の一部が、その機能を喪失しても、施設等全体として、公衆に対し過度の放射線被ばくを及ぼさないように、閉じ込め等の安全機能が確保されるものとすること。</p>	<p>第2棟では、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の方策を適切に組み合わせて、火災により施設の安全性を損なうことのないよう下記の考慮を行っている。</p> <p>✓ セル等の設備は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし、セル等では、少量の可燃物しか取り扱わない。また、万々に備えて、不活性ガス消火設備を設ける。【補正申請対象】</p> <p>✓ なお、セル内の火災を想定しても、換気設備の排気フィルタは破過せず、セル等の負圧維持が可能であるとともに、火災による敷地境界での被ばく影響は十分小さいことを確認している。【補正申請対象】</p> <p>✓ 水の放射線分解による水素発生と水素ガス使用機器からの漏えいに対し、換気による希釈と帯電防止対策を行う。</p>

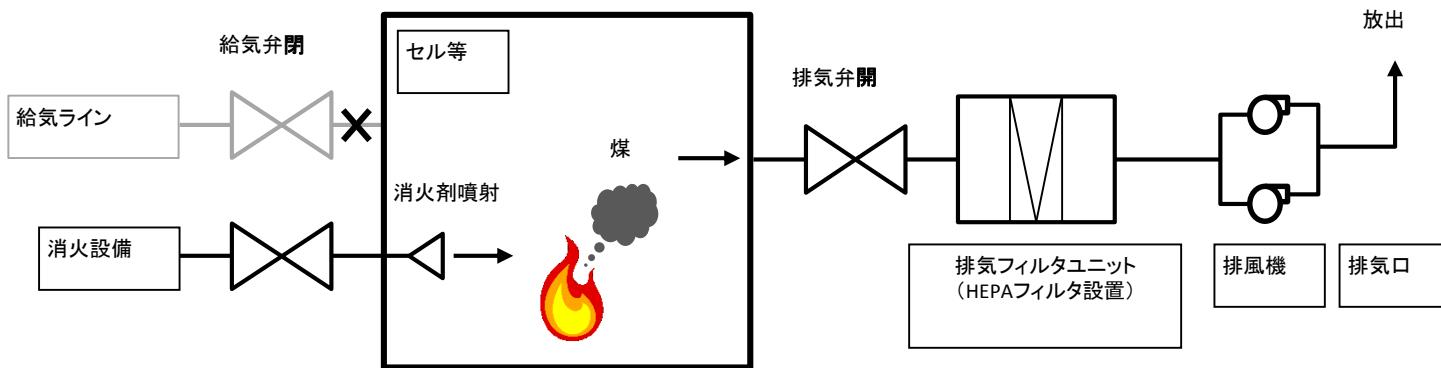
1. 第2棟の安全設計

1.4 火災防護について【参考資料-1】

○ 火災時の換気空調設備の排気フィルタへの影響

第2棟では、コンクリートセル等で火災が発生した場合、不活性ガス（窒素ガス）を噴射し、セル内を消火に必要な消火剤濃度に維持することで消火する。このとき、セル内の負圧を維持するため及び効率よくセル内の空気を消火剤（窒素ガス）に置換するため、排気弁は閉止せず、排風機も作動状態を維持する。

セル内火災を想定し、セル内の可燃物が燃焼することで発生する煤が、換気空調設備の排気系に流入したとして、排気フィルタユニットに設置されている高性能フィルタへの影響を評価した



1. 第2棟の安全設計

1.4 火災防護について【参考資料-1】

○ 火災時の換気空調設備の排気フィルタへの影響（続き）

【想定】

セル内の可燃物として、紙ウェス、ポリ容器がある。通常、可燃物は必要の都度、必要な量だけをセル内に持ち込んで使用し、また、使用しない場合は金属製容器に収納する等、火災発生の要因を極力排除する。評価では、紙ウェス500g、ポリ容器200gがセル内に存在すると仮定し、そのすべてが燃焼し、このとき発生する**煤が換気空調設備の排気系に移行し、高性能フィルタに捕集されるものとした**。なお、煤の発生量については、紙ウェスの重量の1%※¹（5g）、ポリ容器の重量の9%※¹（18g）とし、保守的に合計25gとした。

【評価結果】

高性能フィルタについて、初期圧力損失の2倍が交換時期の目安とされている。IAEAの報告書※²では、第2棟に設置する高性能フィルタとサイズ及びろ材の種類（グラスファイバー）が同じフィルタについて、初期圧力損失の2倍の圧力に相当する工業用の煤（カーボンブラック）の保持量が約200gと示されている。

第2棟のセル内火災で想定される煤の発生量は25gであり、高性能フィルタに対する保持量200gを下回ることから、**セル内火災時に発生が想定される量の煤を捕集しても高性能フィルタは破過せず、負圧維持に必要な排気風量も維持できる**。

※¹ “Characteristics of Combustion Products: A Review of Literature” NUREG/CR-2658, (1983) から、燃焼物の初期重量に対する煤の発生割合について、紙の材料である木材では0.2～0.4%、ポリ容器の材料であるポリエチレンでは8.3%である。以上より、煤の発生量について、紙ウェスを1%、ポリ容器を9%とした。

※² TECHNICAL REPORTS SERIES No.325 IAEA, VIENNA, (1991) p.32 FIG. 18に、高性能フィルタの粉塵保持量(Dust load)に対する圧力損失(Pressure drop)の変化が示されており、工業用の煤(カーボンブラック, Carbon Black)を高性能フィルタに捕集させた場合、試験開始時の圧力損失(初期圧力損失)に対して2倍の圧力損失を示すときの粉塵保持量は約200gである。

1. 第2棟の安全設計

1.4 火災防護について【参考資料-2】

○ 火災時の放射性物質の放出に伴う線量評価

コンクリートセルNo.4では、燃料デブリ等を容器から取り出して切断等を行うため他の取扱場所に比べ、セル内に飛散する放射性物質の量が多く、また、切断等により飛散しやすい粉体状の放射性物質が発生する。このため、**コンクリートセルNo.4における燃料デブリ等の切断時に火災が発生した場合を想定し**、火災に伴う放射性物質の飛散を考慮して、このときの**敷地境界での実効線量を評価した**。

【評価条件】

燃料デブリ等がすべてMOX燃料で構成されているとした（放射性物質の放出に伴う、呼吸摂取による内部被ばく線量を評価しておりアクチノイド核種の多いMOX燃料がウラン燃料よりも厳しい）。

燃料デブリの前処理では、切断等により発生した粉体は適宜、回収し保管するが、評価では、この粉体のすべてがセル内に存在するものとし、切断時の飛散（1%※1）と火災に伴う飛散（0.6%※2）を合わせた粉体の1.6%の放射性物質が排気中に移行するものとした。なお、トリチウム、よう素及び希ガスについては、粉体中の全量が排気中に移行するものとした。コンクリートセルNo.4から排気口までに設置する高性能フィルタ（3段）の除染係数を 10^7 ※3とした。なお、トリチウム、よう素及び希ガスについては、除染係数を考慮しないものとした。

【評価結果】

敷地境界外の実効線量の評価は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」等を参考とし、呼吸摂取による内部被ばく線量を求めた。

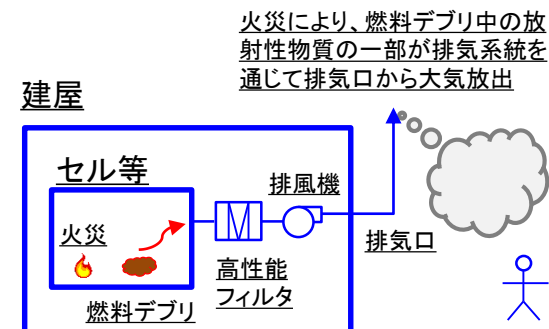
その結果、本事象に係る**敷地境界での実効線量は、約 $1.2 \times 10^{-3} \mu\text{Sv}$** であり、放射線影響は十分に小さい。

※1 「ホットラボの設計と管理」, ホットラボ研究専門委員会, 日本原子力学会 (1976)

※2 “Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook”, NUREG/CR-6410

※3 高性能フィルタは、基準粒子径 $0.15 \mu\text{m}$ 以上に対して粒子捕集率99.97%以上のJIS規格品を使用する設計としている。

第2棟では、フィルタ1段目の除染係数を 10^3 とし、2段目以降は1段あたりの除染係数を 10^2 として評価する。



1. 第2棟の安全設計

1.5 耐震設計について

(1) 「使用許可基準規則」第九条（地震による損傷の防止）を踏まえた設計上の考慮

使用許可基準規則の主な要求事項	第2棟における設計上の考慮
<p>施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならぬ。</p> <ul style="list-style-type: none">✓ 地震時の破損（機能喪失）による公衆への放射線影響の程度で耐震クラス分類を行う。<ul style="list-style-type: none">・クラス：5mSvを超える場合。・Bクラス：5mSvを超えない場合。50μSv以下の場合はCクラスに分類できる。	<p>施設は、地震力に十分に耐えることができるよう以下の考慮を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none">✓ 機能喪失を想定した場合の影響を評価し、耐震指針に基づき定めた耐震クラスが「使用許可基準規則」についても則したものであることを確認している。<ul style="list-style-type: none">・ コンクリートセル、鉄セルは、機能喪失を想定しても5mSv以下であり、Bクラスとなる。・ グローブボックスは、機能喪失を想定しても50μSv以下でありCクラスとなる。なお、将来の機能拡張を考慮しBクラスとしている。・ フード、廃液受槽は、機能喪失を想定しても50μSv以下であり、Cクラスとなる。・ 消火設備は、火災を想定しても50μSv以下であり、Cクラスとなる。・ また、セル等に関連した換気空調設備については、「使用許可基準規則」（その解釈）に基づき、セル等と同等の閉じ込め機能を求めるものとし、同一の耐震クラスとしている。 【補正申請対象】

1. 第2棟の安全設計

1.5 耐震設計について【参考資料-1】

日本海溝地震等の影響について

「内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について（概要報告）」（令和2年4月21日）」で示された地震については、公表された地震の震源域が発電所敷地から十分に遠方に位置しており、また、震度が5弱未満であることから、第2棟は耐震Bクラスであり耐震安全性に影響はないと判断している。

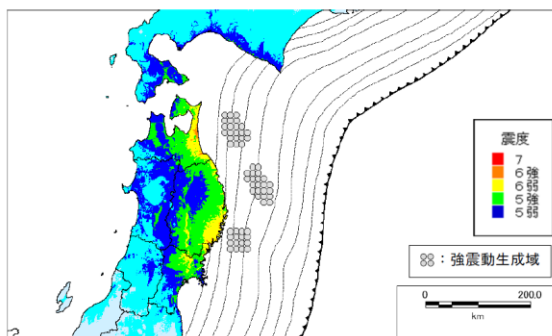
また、第2棟は、T.P.+40mの場所に設置するため、津波の影響も受けない。

内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について（概要報告）」参考図表集より抜粋

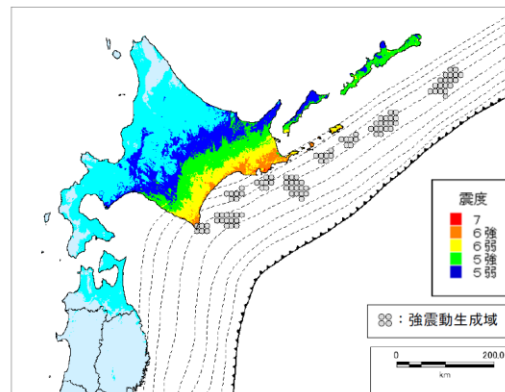
強震断層モデルの強震動生成域の分布と震度分布

津波断層モデルの検討で得られた震源域において、過去の地震や地震活動の状況を参考に、強い揺れの発生源（強震動生成域）を配置し、震度分布を計算

【①日本海溝（三陸・日高沖）モデル】



【②千島海溝（十勝・根室沖）モデル】



・プレート境界の地震としては最大クラスの地震動であるが、プレート内部や地殻内の浅い場所（活断層）で発生した地震の方が揺れの影響としては大きくなる場合があることに留意する必要がある。

1. 第2棟の安全設計

1.5 耐震設計について【参考資料-2】

○ 核燃料物質等の使用施設の規制基準に照らした際の耐震クラス

第2棟の建屋及び設備の耐震クラスは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日）」に基づき行い、下表のように分類している。

		耐震Bクラス	耐震Cクラス
建屋		・第2棟建屋（コンクリートセル含む）	・電気設備棟 ・消火用ガスボンベ庫
設備	(1)分析設備	・鉄セル ・グローブボックス	・フード
	(2)液体廃棄物 一時貯留設備	—	・分析廃液受槽A, B ・設備管理廃液受槽A, B ・分析廃液移送ポンプ ・分析廃液回収ポンプ ・設備管理廃液移送ポンプ ・設備管理廃液回収ポンプ ・主要配管の一部（鋼管）
	(3)換気空調設備	・セル・グローブボックス用排風機A, B ・セル・グローブボックス用排気フィルタユニット A, B, C, D ・主要排気管の一部（鋼管、ダクト）	・フード用排風機 ・管理区域用排風機 ・管理区域用送風機 ・フード用排気フィルタユニット ・管理区域用排気フィルタユニット
	(4)その他設備	—	・電気設備 ・消火設備

1. 第2棟の安全設計

1.5 耐震設計について【参考資料-3】

○ 使用許可基準規則に照らした際の耐震クラスの検討結果

◆ 地震による機能喪失時の線量評価と耐震クラス

設備	想定事象	線量評価の概要	線量の評価値
第2棟建屋 (コンクリートセル 含む)	閉じ込め 機能喪失	コンクリートセル内の試料調製時に発生する燃料デブリからの粉体の発生量を安全側に見積もり、粉体中の放射性物質がセル内の気相に移行 ^{※1} し、排気系統を通じてではなく、直接、セル周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	1.1mSv < 5mSv →Bクラス
鉄セル	閉じ込め 機能喪失	鉄セル内の燃料デブリ中の放射性物質の一部がセル内の気相に移行 ^{※3} し、排気系統を通じてではなく、直接、セル周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	0.3mSv < 5mSv →Bクラス
グローブボックス、 フード	閉じ込め 機能喪失	グローブボックス内の燃料デブリ中の放射性物質の一部がセル内の気相に移行 ^{※3} し、排気系統を通じてではなく、直接、グローブボックス周辺の室に放出され、さらに建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	0.03 μSv < 50 μSv →Cクラス
廃液受槽 (分析廃液受槽)	閉じ込め 機能喪失	分析廃液受槽が破損し、内蔵している放射性の液体廃棄物が堰内に漏れいし、漏れいに伴い、液体廃棄物中の放射性物質の一部が室内の気相に移行 ^{※4} し、排気系統を通じてではなく、直接、建屋から外部へ放出 ^{※2} され地上放出によって敷地境界に達したと想定	0.008 μSv < 50 μSv →Cクラス
消火設備	消火機能喪失 (火災)	コンクリートセル内の試料調製時に発生する燃料デブリからの粉体の発生量を安全側に見積もり、粉体中の放射性物質が切断時に飛散 ^{※1} することに加えて、火災に伴ってセル内の気相に移行 ^{※5} するものとし、これらが排気系統を通じて、排気口から火災によって放出され敷地境界に達したと想定	0.001 μSv < 50 μSv →Cクラス

※1 燃料デブリ切断時の粉体から気相への放射性物質の移行率1% (日本原子力学会「ホットラボの設計と管理」)。Kr等の気体状の放射性物質は100%移行。

※2 コンクリートセル、建屋の除染係数として気体状の放射性物質を除き、各々10を考慮。鉄セル、グローブボックス、フード、廃液受槽については建屋の除染係数のみ考慮
Elizabeth M.Flew, et al. "Assessment of the Potential release of radioactivity from Installations at AERE, Harwell. Implications for Emergency Planning
". Handling of Radiation Accidents. International Atomic Energy Agency. Vienna, 1969, IAEA-SM-119/7)

※3 鉄セル、グローブボックス、フードでは、燃料デブリの切断は行わないが、取り扱う燃料デブリ全量が粉体化するものとし、※1の移行率を用いた。

※4 液体状の放射性物質の漏れい時の気相への移行率0.02% ("Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook", NUREG/CR-6410)

※5 火災に伴う粉体から気相への放射性物質の移行率0.6% ("Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook", NUREG/CR-6410)

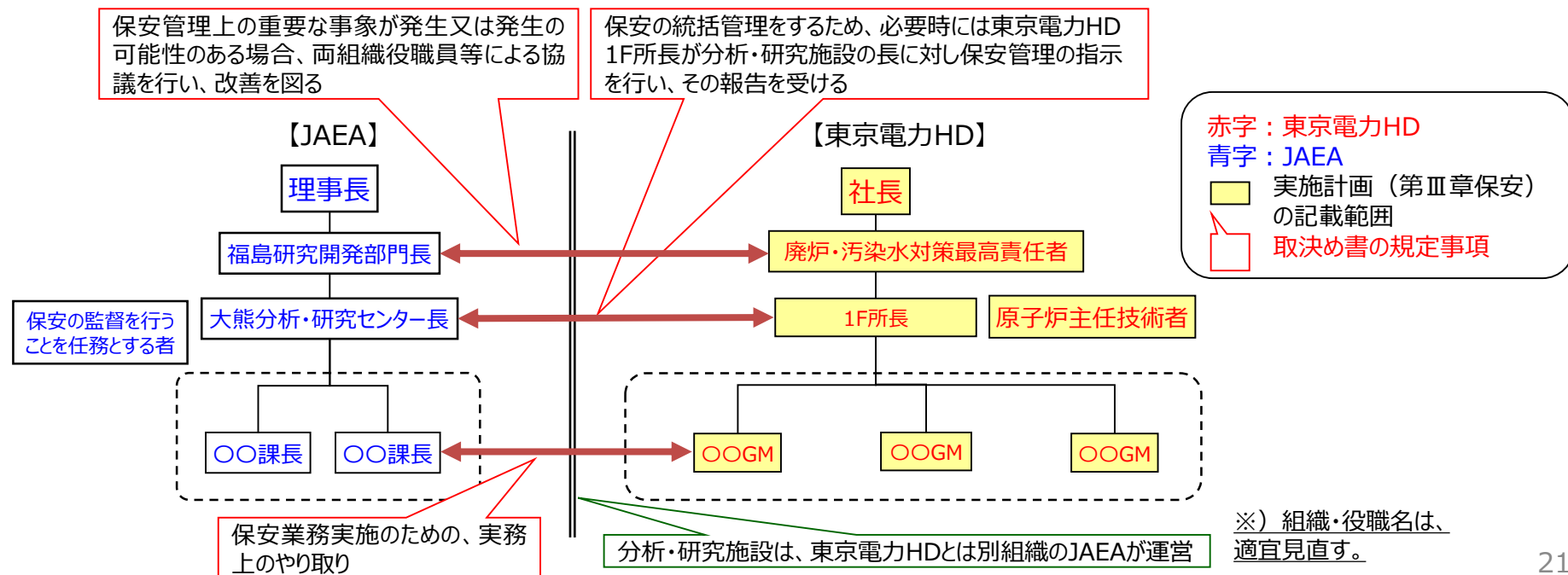
2. 第2棟の保安管理

2.1. 保安管理体制

(1) 概要

JAEAと東京電力HDは本施設の安全性並びに効率性を相互協力により確保するため覚書を交わし、放射性物質分析・研究施設に係る両者の基本的な役割分担、権利義務を以下の通り定めている。

- 放射性物質分析・研究施設は、1Fにおける特定原子力施設の一部として、**東京電力HDが保安に関する統括管理を行う**。
- 放射性物質分析・研究施設の**施設所有・運営**は、十分な技術力を有する**JAEAを主体**とすることで、本施設の有効活用を図る。
- 分析結果の第三者性の観点を踏まえ、JAEAの運営組織は東京電力HDと別組織とする。
- 本施設についての保安管理を確実に実施するため、**両者の関係を取決め書**で規定する。
- 保安管理上の重要な事象が発生又は発生のある可能性がある場合は、両組織の役員による協議を行い、改善を図る。
(東京電力HDの役員は実施計画上に位置づけがあり、対応するJAEA役員と協議を行う。)



2. 第2棟の保安管理

2.1. 保安管理体制

(2)保安管理についての取決め

放射性物質分析・研究施設は、JAEAが施設の所有・運営を行う事業者として、東京電力HDの保安管理の下、保安活動を実施する。今後、第2棟に係る取決め書は、以下の第1棟の建設・運転保守における保安管理に関する取決め書に準じた内容とする予定である。

取決め書に定める両社の保安に係る具体的な役割分担

東京電力HD	JAEA
<p>本施設についても、他の実施計画の施設と同等の保安管理・保安活動を実施。</p>	<p>実施計画を遵守。 実施計画第三章の条文から直接的な要求がない場合でも、東電HDの施設と同水準の管理を行う。</p>
<p>特定原子力施設の設置者として、各職務に応じた保安管理を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・JAEAのマニュアル・手順書及びそれらに沿った活動のエビデンスを定期的に確認。 ・運転保守段階では、定期的な現場巡視や保安管理に関する各種会議に参加する等により、当該施設の運用状況を把握。 ・保全計画が適切に管理されていることを定期的に確認。 ・保管管理に係るマニュアル・手順書等を制改訂する際は、JAEAに通知。 	<p>東電HDの保安管理の下、各職務に応じた保安活動を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・東電HDがマネージメントレビューを実施する上で必要な情報やその他双方が必要と考える事項について報告。 ・保安管理上の改善が必要な場合は、改善を実施。 ・保安管理状況を日常的に報告。 ・全ての不適合事象を報告。 ・保安管理に係るマニュアル・手順書等を制改訂する際は、施行前に東電HDに確認を受ける。
<p>保安管理に関する具体的な要求事項をマニュアルとして定める。</p>	<p>左記マニュアルの要求事項に従い、その具体的な手順を示したマニュアル等を定める。</p>
<p>保安検査は東電HDが受検。</p>	<p>東電HDの統括管理の下、保安検査官への状況説明及び必要な対応を行う。</p>
<p>1F所長は、保安管理上の懸念があった際には、設備運用停止やその改善について指示できる。</p>	<p>左記指示に従う。</p>

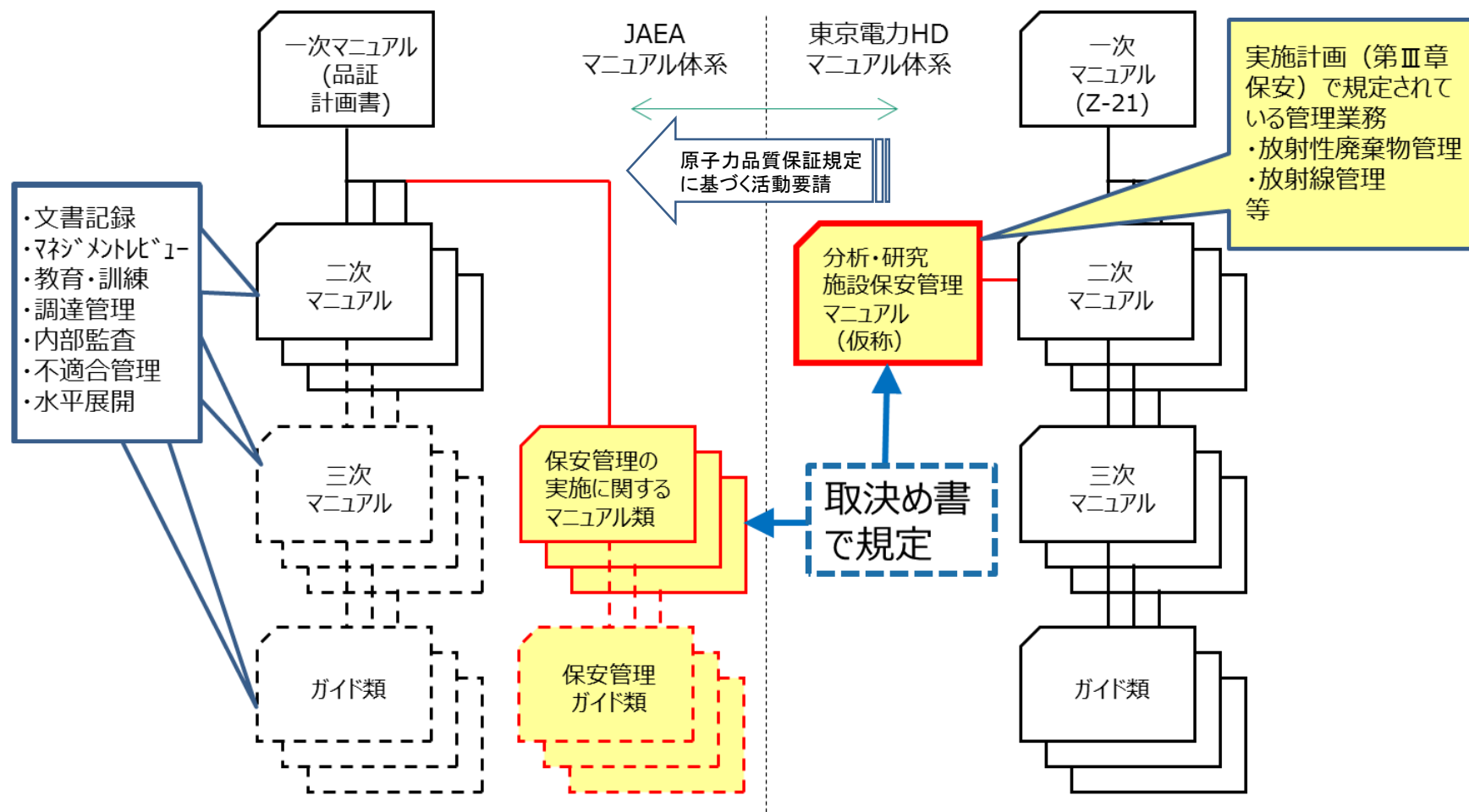
2. 第2棟の保安管理

2.1. 保安管理体制

(3) マニュアル体系(イメージ)

両社の覚書に基づき、JAEAは東京電力HDの原子力品質保証規定に基づいて必要な保安活動に係る届出・申請文書及びマニュアル等の整備を行う。

さらに両社は取決め書に基づき、東京電力HDは二次マニュアルに「保安管理上の要求事項」を定め、JAEAは三次マニュアルに「その要求事項に従い具体的な手順等」を定め、実務に適用する。



2. 第2棟の保安全管理

2.2. 緊急時対応

(1) 緊急事態発生時の役割分担(1/2)

第2棟に係る緊急事態発生時の役割分担は、以下の第1棟役割分担に準じた内容とする予定である。

	№	項目	区分		備考
			JAEA	東電	
火災	1	通報連絡			
		a) 消防(119番)通報、復旧班長への連絡	○(発見者)		
		b) 警察への連絡	○		
		c) 自治体への通報		○	
	2	消火活動			
		a) JAEA自衛消防隊	○	※	※:JAEAからの要請に応じて出勤し、JAEAの指揮下に入る
		b) 消火本部の設置	○		本部及び現地本部
		c) 消火本部用場所の確保	○	※	※:JAEAからの要請に応じて提供
		d) 発電所構内消火活動における便宜提供		○	JAEAからの要請に応じて提供(APD貸与、サーベイ、消火設備等)
		3 鎮火確認	○		東電への報告を含む
	4 原因究明及び再発防止	○		東電への報告を含む	
傷病	1	通報連絡			
		a) 救急医療室、復旧班長への連絡	○(発見者)		
		b) 労基署・警察署への連絡・説明	○		
	2	救急医療		○	緊急医療室の用意、応急処置、緊急搬送判断、身体汚染確認及び証明書作成
	3	病院への同行及び説明			
		a) 事業主体としての対応	○		東電への必要な情報提供を含む
		b) 原子力災害現地対策本部の定める要領に基づく対応		○	東電保安班員が同行
	4 自治体への通報		○		

2. 第2棟の保安管理

2.2. 緊急時対応

(1) 緊急事態発生時の役割分担(2/2)

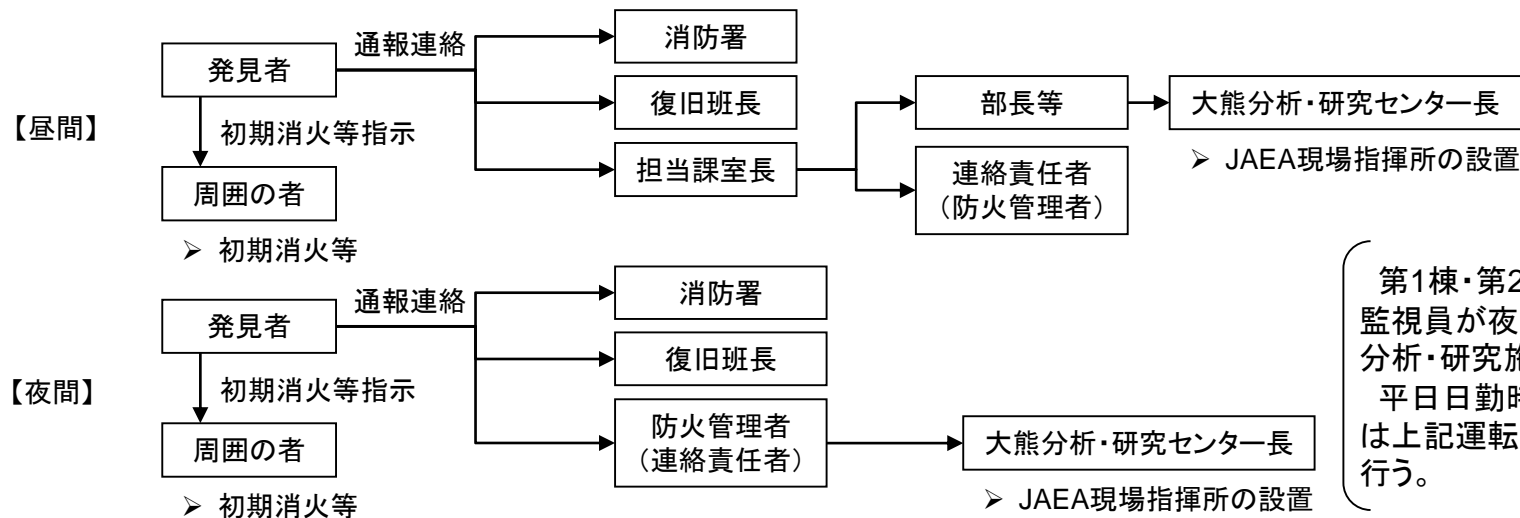
	№	項目	区分		備考
			JAEA	東電	
現場異常 トラブル	1	実施計画に記載の安全機能に係わる設備の故障	○	※	※: 東電は報告を受け、必要に応じ指示、指導を行う
	2	上記以外の設備の故障	○		
	3	油漏れの場合			
	a)	通報連絡			
	①	消防、復旧班長への連絡	○(発見者)		
	③	自治体への通報		○	
	b)	原因究明及び再発防止	○		
	4	その他事象への対応			
	a)	自治体への通報		○	
b)	自治体への通報以外の対応	○			

2. 第2棟の保安全管理

2.2. 緊急時対応

(2) 火災時の対応

第2棟における対応は、以下の施設管理棟における連絡通報体制をもとに今後定めていく。



第1棟・第2棟の運用時は、運転・監視員が夜間・休日を含め放射線分析・研究施設に駐在する。
平日日勤時以外の火災においては上記運転・監視員が初期対応を行う。

	東電消防要請	【火災現場】
【JAEA現場指揮所】 指揮所責任者 (自衛消防班長)	火元確認指示 東電消防誘導指示 誘導指示	
【JAEA自衛消防】 消防班※1		初期消火 火元確認
【JAEA自衛消防】 運営班※2		東電消防誘導 公設消防誘導
		東電消防指示 東電消防がJAEA指示のもと消火活動を実施

※1: 初期消火、消火作業の指揮等を行うもの。 ※2: 情報収集、消防機関の誘導等を行うもの。

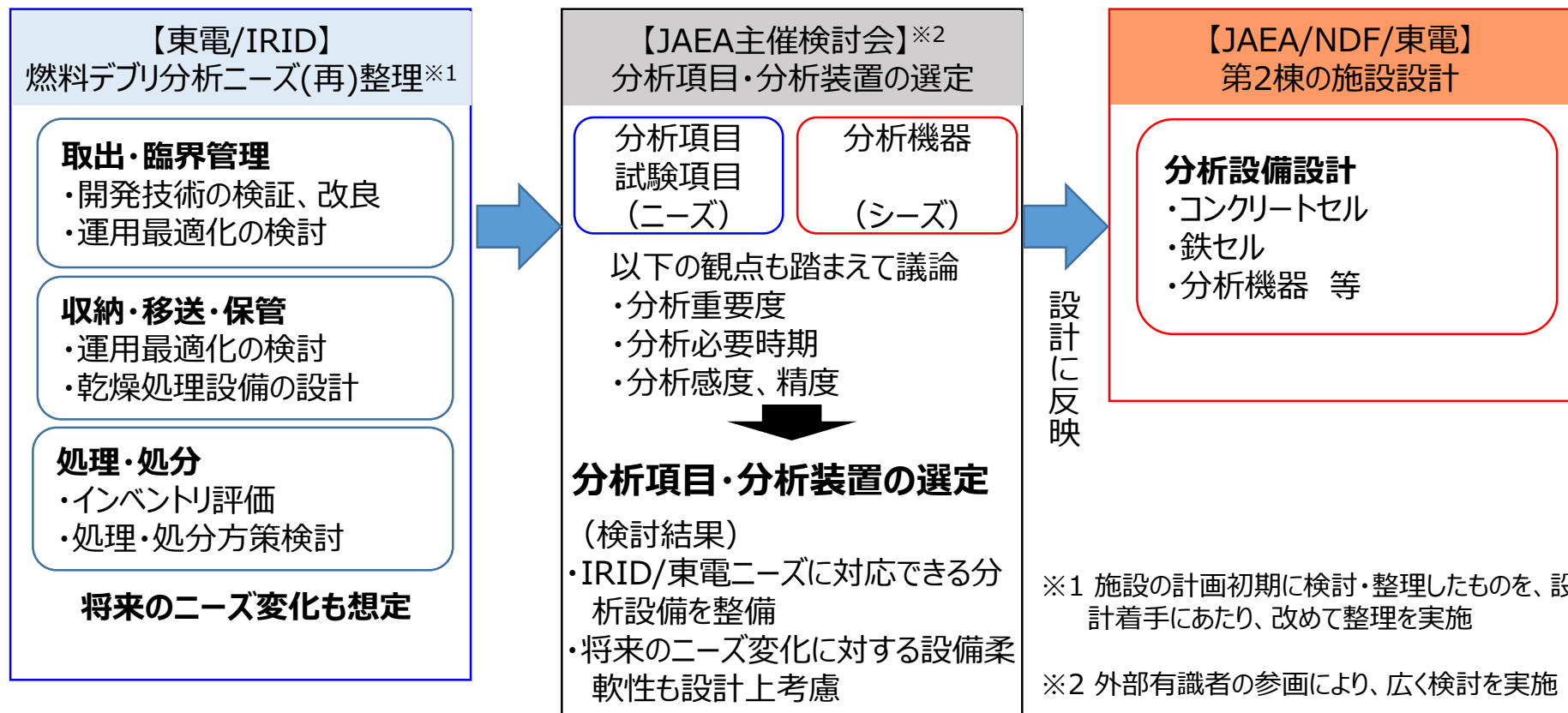
(3) 補正申請について

緊急事態発生時の対応に係り、休日・夜間を含む発生時の対応の追記等について補正申請を行う。

3.分析項目

3.1. 分析項目の選定プロセス概要

- ① 廃炉に直接貢献する分析の観点で、IRID、東電にて**燃料デブリ取り出しの各工程**※1において、**分析ニーズ**※2を整理
 ※1 燃料デブリ取り出し、収納・移送・保管、処理・処分 ※2 分析項目と対応する装置
- ② 上記を踏まえ、JAEA主催の検討会で**分析項目と対応する装置**や各分析項目の**重要性と優先度**について関係機関を含む有識者を交えて整理
- ③ 施設設計の段階で JAEAと原子力損害賠償・廃炉等支援機構、東電間で協議のうえ、**改めて廃炉作業上の必要性や構外の既存分析施設の利用**も考慮して導入する設備を検討



3.分析項目

3.2. 施設設計への反映 ～ 施設設計にあたっての考慮事項 ～

- 第2棟と構外の既存分析施設で廃炉作業に必要な分析項目を実施できる体制を構築する。
- なお、事故進展の研究に必要な分析項目も、概ね網羅されていることを確認した。現行分析項目で読めない燃焼度等についても、ICP-MSでのNd-148の分析可否等の検討を進める。**
- 分析ニーズは設計・建設・運用中にも変わりうるとの認識のもと、柔軟な対応を目指す。

【成果の反映先】	⑤	④	③	②	①
① 取出し時の臨界安全の確認					
② 取出し作業時の線量、ガス挙動の把握					
③ 取出し工法へのフィードバック					
④ 収納・移送・保管にあたっての安全確認・評価					
⑤ 処理・処分方策の検討					
【第2棟の分析項目※】					
線量率			○	○	
核種インベントリ、組成	○	○		○	○
形状、化学形態、表面状態			○		
寸法（粒径）			○		
密度（空隙率）		○			
硬さ、じん性			○		
熱伝導率、熱拡散率	○				
組成（塩分濃度、SUS等含有率）	○	○	○		
有機物含有量	○	○			
含水率		○			○
水素発生量		○			
加熱時FP放出挙動	○	○		○	

※) 一部は将来設置を想定

3.分析項目

3.3.事故進展の研究に必要な分析項目に関する検討

- JAEAでは、2019年度に、燃料デブリの取出し、保管管理、処理処分及び事故原因の究明においてどのような課題があるのか、その課題を解決するためには燃料デブリについて何をどのように分析すればよいのかについて検討し、推奨としてまとめたところ。
：「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所燃料デブリ等分析について」
燃料デブリ等研究戦略検討作業部会、JAEA-review 2020-004
<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2020-004.pdf>
- この検討においても、燃料デブリの取り出し、保管管理、処理処分の検討に関してと、事故原因の究明に関してでは、概ね重複する分析項目が挙げられている。
- 燃料デブリ分析項目については引き続き関係者による検討が進められるところ、その検討によっても分析ニーズが高かつ第2棟に導入されない装置が必要な項目については、既存施設での分析を検討する。分析頻度等で既存施設の能力が不足する場合等には、第2棟における将来機器増設用のスペースの活用も検討する。

【使用許可基準規則(解釈)】 第9条(地震による損傷の防止) 一部抜粋

一 耐震クラス分類 I

① Sクラス

自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放出する可能性のある施設、放射性物質を外部に放散する可能性のある事態を防止するために必要な施設及び放射性物質が外部に放散される事故発生の際に、外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要な施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、環境への影響が大きいものをいい、例えば、次の施設が挙げられる。

- a) 核燃料物質を非密封で取り扱う設備・機器を収納するセル又はグローブボックス及びこれらと同等の閉じ込め機能を必要とする設備・機器であって、その破損による公衆への放射線の影響が大きい施設。
- b) 上記a) に関連する設備・機器で放射性物質の外部への放散を抑制するための設備・機器
- c) 上記a) 及びb) の設備・機器の機能を確保するために必要な施設

上記に規定する「環境への影響が大きい」とは、周辺監視区域周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり[5ミリシーベルトを超える](#)ことをいう。

② Bクラス

機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設をいい、例えば、次の施設が挙げられる。

- a) 核燃料物質を取り扱う設備・機器又は核燃料物質を非密封で取り扱う設備・機器を収納するセル又はグローブボックス及びこれらと同等の閉じ込め機能を必要とする設備・機器であって、その破損による公衆への放射線の影響が比較的小さいもの。(ただし、核燃料物質が少ないか又は収納方式によりその破損による公衆への放射線の影響が十分小さいものは除く。)
- b) 放射性物質の外部への放散を抑制するための設備・機器であってSクラス以外の設備・機器
なお、Sクラスに属する施設を有しない使用施設等のうち、安全機能を喪失した場合に敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分に低いものは、Cクラスに分類することができる。この場合において、上記の「敷地周辺の公衆が被ばくする線量が十分に低い」とは、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13日原子力委員会決定)を参考に、実効線量が発生事故当たり[50マイクロシーベルト以下](#)であることをいう。

③ Cクラス

Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設をいう。

事故進展の研究に必要な分析項目に関する検討 ：各分析によって得られる情報と評価項目の反映先

分析項目	試験/装置 (下線は必須ではないがより高度なデータが望める項目)	取得できる情報	分析値を利用する評価項目	反映先				
				(1) 取出し	(2) 保管管理	(3) 処理処分	(4)① 炉心溶融進展	(4)② ソースターム
金相観察	・光学顕微鏡	・形状 ・組織状態 ・酸化膜厚	・事故時の熱挙動・化学反応 ・粒子径分布	2.1.1(2)① 2.1.1(3) 2.1.2(3) 2.1.3(2)①③ 2.1.4(2)① 2.1.5(2)② 2.1.6(2)① 2.1.8(3)②② 2.1.8(4)②②		2.4.2(3)	2.5.1(3)①①②) 2.5.1(3)②①) 2.5.1(3)③①) 2.5.1(3)④①②)	2.5.2(2) 2.5.2③①) 2.5.2④①)
構成元素・不純物	・SEM-EDX ・SEM-WDX ・EPMA-WDX	・外観・微細構造 ・組織構造観察 ・構成元素比	・臨界安全評価 ・長期健全性 ・事故時の熱挙動・化学反応	2.1.1(2)① 2.1.1(3) 2.1.2(2)① 2.1.2(3) 2.1.3(2)①①③) 2.1.4(2)① 2.1.5(2)② 2.1.6(2)① 2.1.8(2)② 2.1.8(3)②② 2.1.8(4)②②	2.3.1(2)① 2.3.2(2)① 2.3.3(2)①②	2.4.2(2) 2.4.2(3)	2.5.1(3)①①②) 2.5.1(3)②①) 2.5.1(3)③①) 2.5.1(3)④①②) 2.5.1(4)③	2.5.2(2) 2.5.2(2)①①~③) 2.5.2(2)②①~⑦) 2.5.2(2)③①~④) 2.5.2(2)④①②) 2.5.2(2)⑤①~④)
化合物・相の定性分析	・赤外分光装置 ・ラマン分光装置 ・HAXPES ・STXM (SR-XA)	・化学形、化学状態	・長期健全性 ・事故時の化学挙動	2.1.1(3) 2.1.2(3) 2.1.8(2)②	2.3.1(2)① 2.3.3(2)①			2.5.2(2) 2.5.2(2)①①~③) 2.5.2(2)② 1)~④,⑥⑦) 2.5.2(2)③①~④) 2.5.2(2)④②) 2.5.2(2)⑤③)

※)「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所燃料デブリ等分析について」燃料デブリ等研究戦略検討作業部会、JAEA-review 2020-004 p.117より。「反映先」に記載の番号は、同報告書で詳細を記載している章節項を指す。

1-4号機SGTS室調査の進捗について（案）

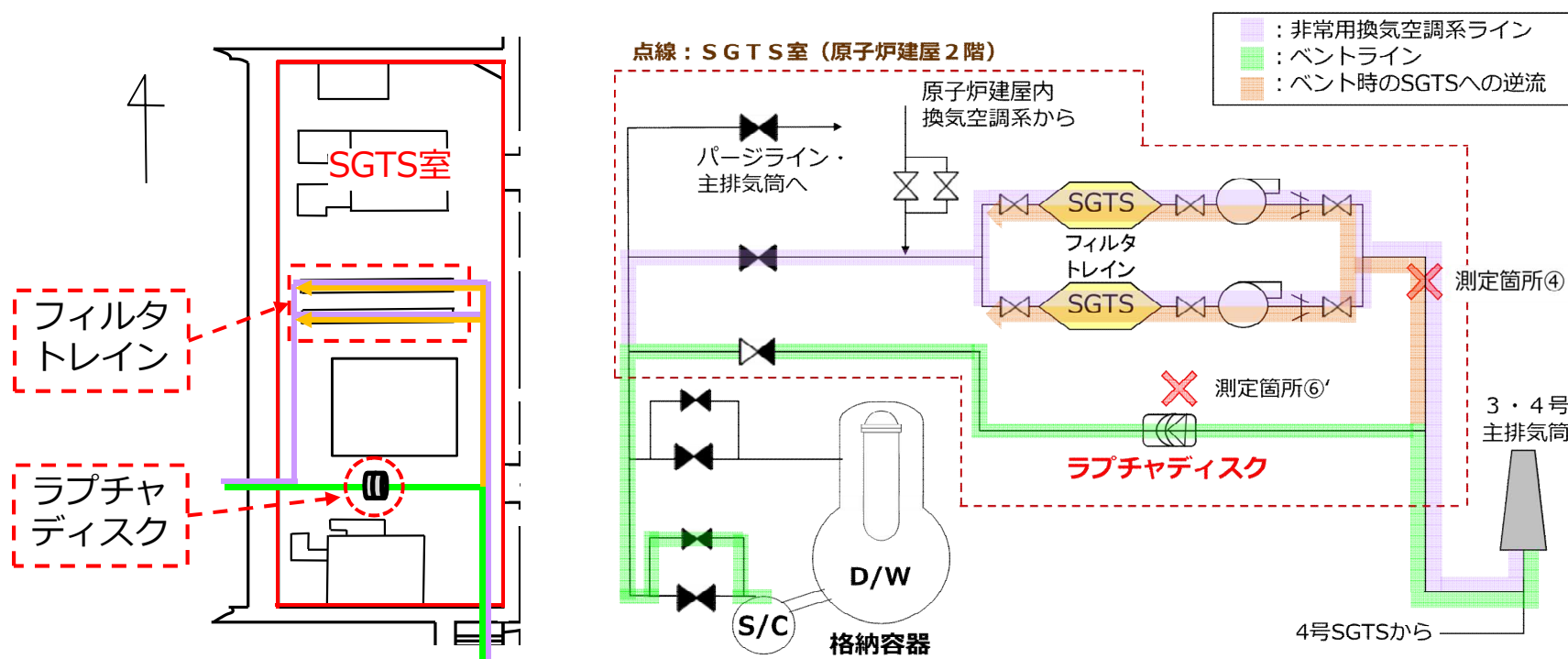
2020年11月9日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

- 当社は「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討」として、事故進展の解明にかかる取組みを継続。
- 事故進展にかかる多くの情報は廃炉作業の進捗とともに取得していくが、それに加え事故の痕跡を留める場所の調査を行うことで、検討に役立てることを計画。
- 1～4号機の非常用ガス処理系（SGTS）室内の機器や配管は、事故時の状態を留めており、現在廃炉作業との干渉が少ない。格納容器ベントに伴う放射性物質の放出挙動と関係している、当該室内の機器や配管を詳細に調査することを計画。
- 今回、調査の進んだ3号機の調査結果について報告。（1、2号機予備調査結果含む）



3号機SGTS室内の配管引き回し（左）と概略系統構成（右）

2. 調査工程（予定と実績）

- 調査は、2020年8月～2021年2月にかけて各号機順次実施。
- 1、2号機についてはSGTS室内の空間情報、線量情報を取得する予備調査を8月下旬に実施した。
- 3、4号機は9月中旬より本調査を開始し、γイメージャを用いた測定を実施しており、フィルタトレイン汚染確認のためのトレイン開放の準備を進めている。

調査等	2020年 8月	9月	10月	11月	12月	2021年 1月	2月
モックアップ					モックアップ		
1号機調査	予備調査	↓ 詳細な作業計画の立案／治具制作				↓ 本調査	
2号機調査	予備調査	↓ 詳細な作業計画の立案／治具制作					↓ 本調査
3号機調査		本調査					
4号機調査			本調査				

3. 過去の主な調査状況の概要と調査の目的

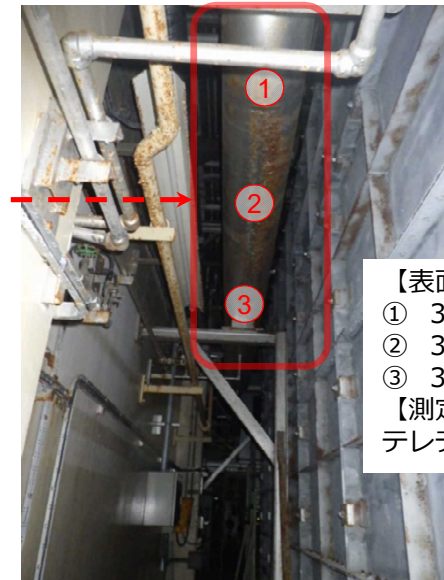
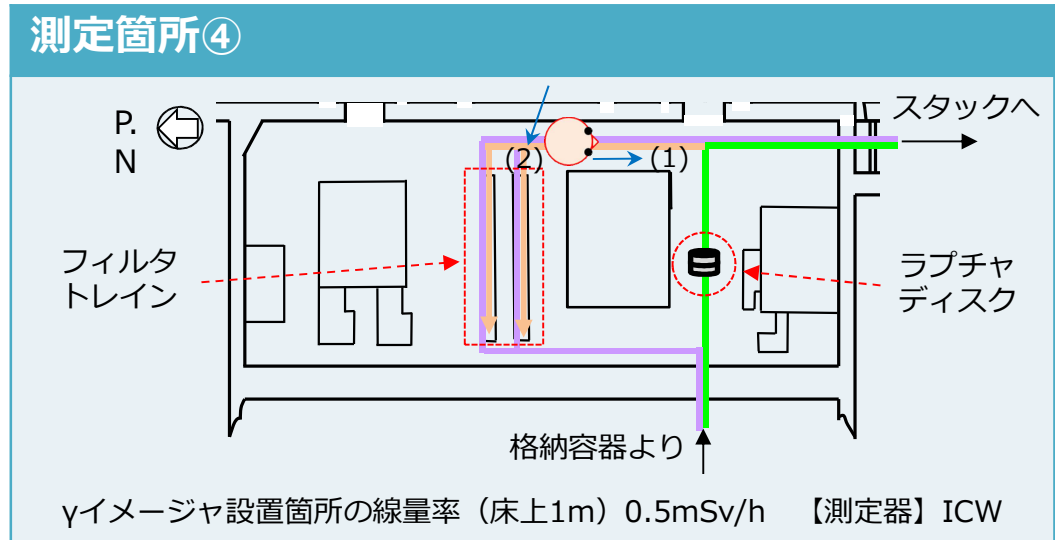
過去の主な調査状況の概要

- 1号機：SGTS室入口で5[Sv/h]以上の線量率を確認（2011年）
（SGTS室内の情報に限定的であり、詳細な情報取得は初めての試み）
- 2号機：SGTSフィルタトレインにおいて1[Sv/h]程度の線量率、ラプチャディスク周辺に汚染無しを確認（2014年）
- 3号機：SGTSフィルタトレイン周辺の線量率を測定（2011年）
- 4号機：SGTSフィルタトレイン周辺の線量率を測定（2011年）
（3、4号機は1、2号機と比較して線量率が低い。3号機の格納容器ベントガスが4号機に逆流した徴候を確認）

～10月までの調査の目的

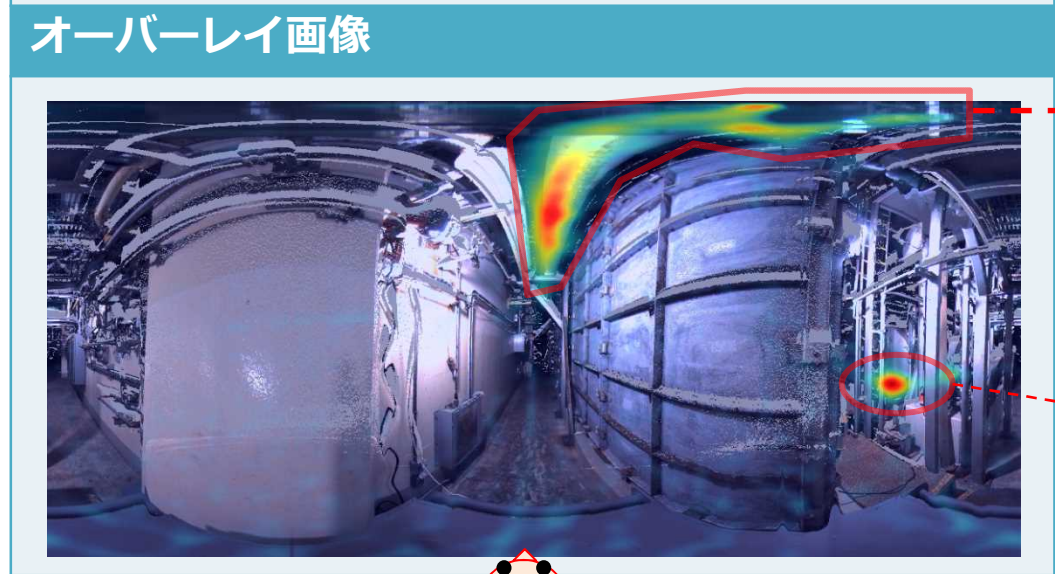
- 1、2号機のSGTS室内において、本調査を実施する前に、SGTS室内のロボットの可動範囲を確認する。併せて、現時点におけるSGTS室内の雰囲気線量を測定する。
- 3号機のSGTS室内の複数点にてγイメージャを用いた撮影を実施し、SGTS室内の線量分布を確認する。

4. 3号機の測定結果 (室内その1)



【表面線量率】
 ① 3.3mSv/h
 ② 3.7mSv/h
 ③ 3.3mSv/h
 【測定器】
 テレテクター

矢視(1)

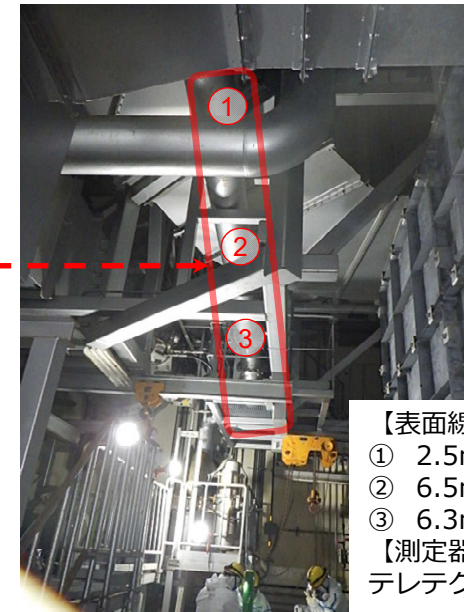
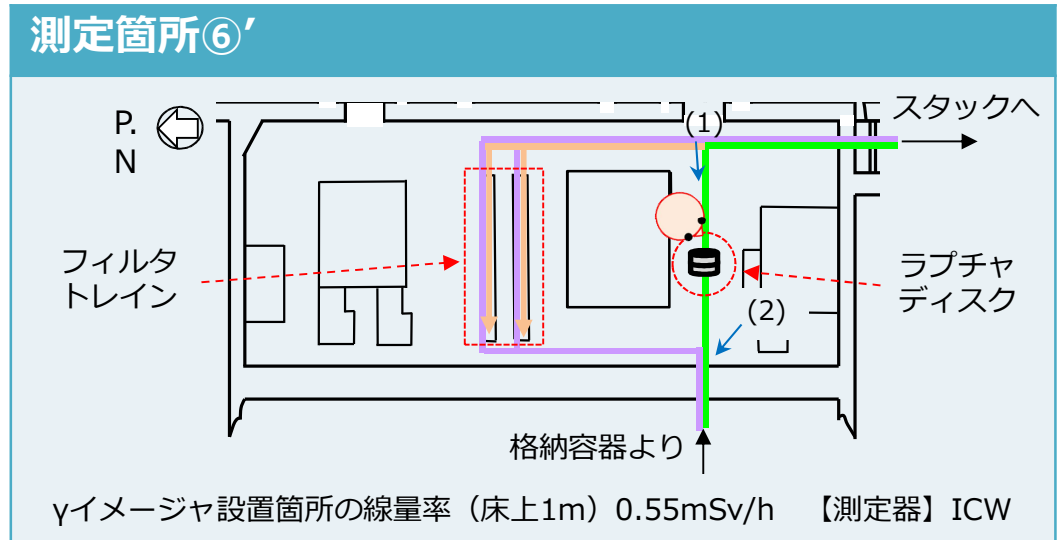


【表面線量率】
 4.5mSv/h
 【測定器】
 ICW

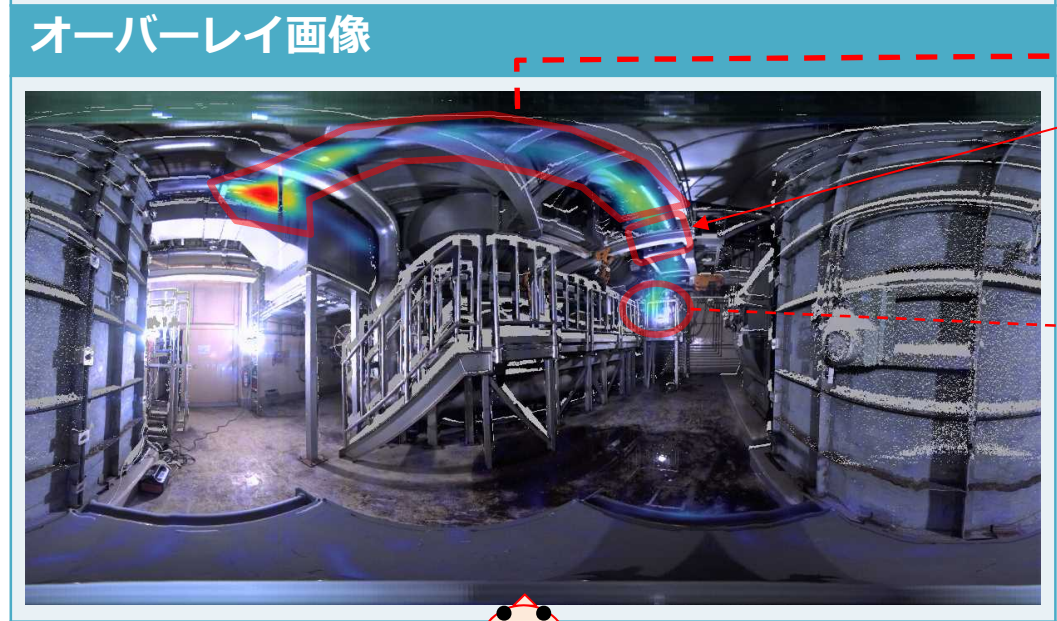
矢視(2)



4. 3号機の測定結果 (室内その2)

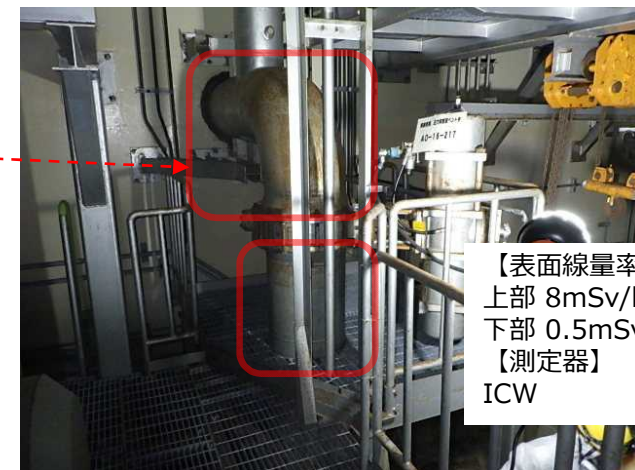


【表面線量率】
 ① 2.5mSv/h
 ② 6.5mSv/h
 ③ 6.3mSv/h
 【測定器】
 テレテクター



ラプチャ
ディスク

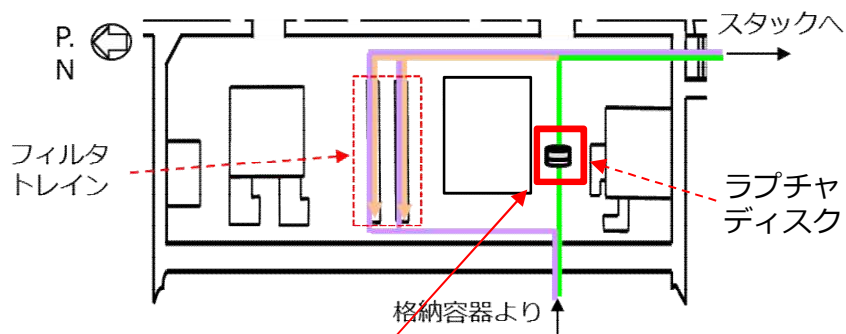
矢視(1)



【表面線量率】
 上部 8mSv/h
 下部 0.5mSv/h
 【測定器】
 ICW

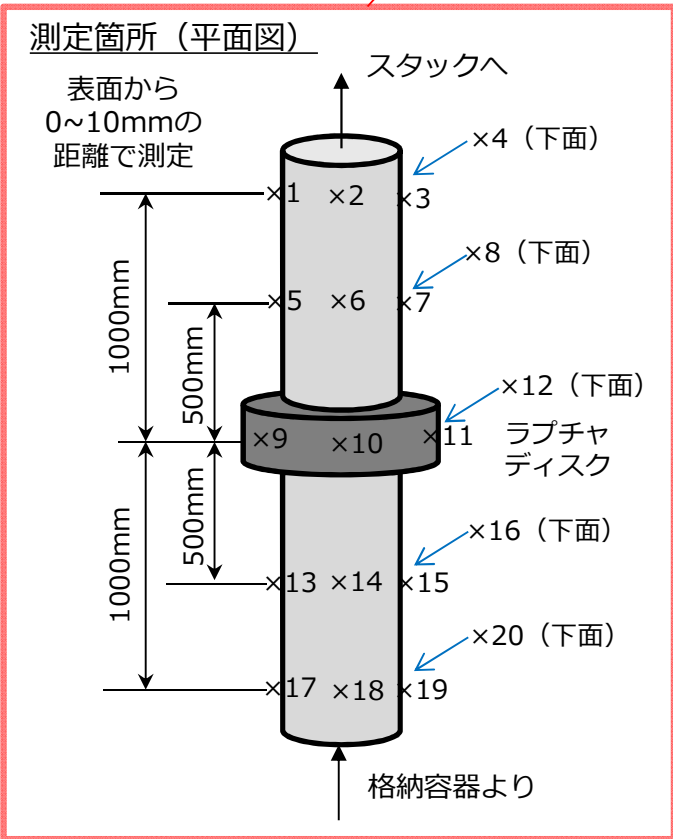
矢視(2)

4. 3号機の測定結果 (ラブチャディスク)



線種 No	表面線量当量率(mSv/h)		線種 No	表面線量当量率(mSv/h)	
	γ線	γ+β線		γ線	γ+β線
×1	26	-	×11	2.5	-
×2	32	-	×12	2.0	-
×3	9.0	-	×13	6.0	-
×4	18	-	×14	5.0	-
×5	10	-	×15	6.0	-
×6	30	-	×16	6.0	-
×7	15	-	×17	7.0	-
×8	30	-	×18	9.0	-
×9	2.5	-	×19	8.0	-
×10	5.0	-	×20	7.0	-

測定器
 ×1~×4 : テレテクター
 ×5~×20 : ICW

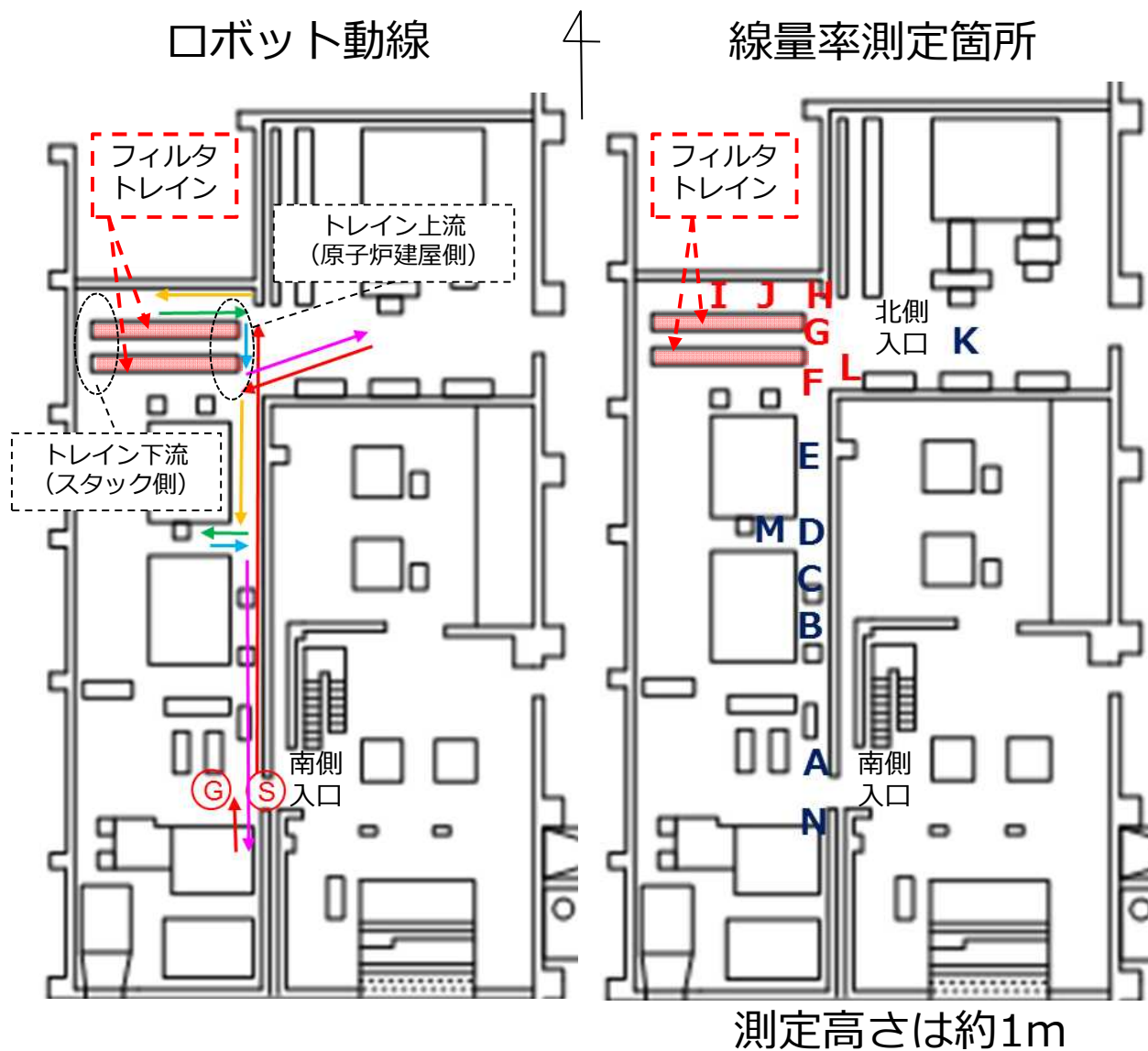


ラブチャディスクの周辺においては、測定線量率は
 ラブチャディスク

　　<ラブチャディスク上流
 　　　　<ラブチャディスク下流

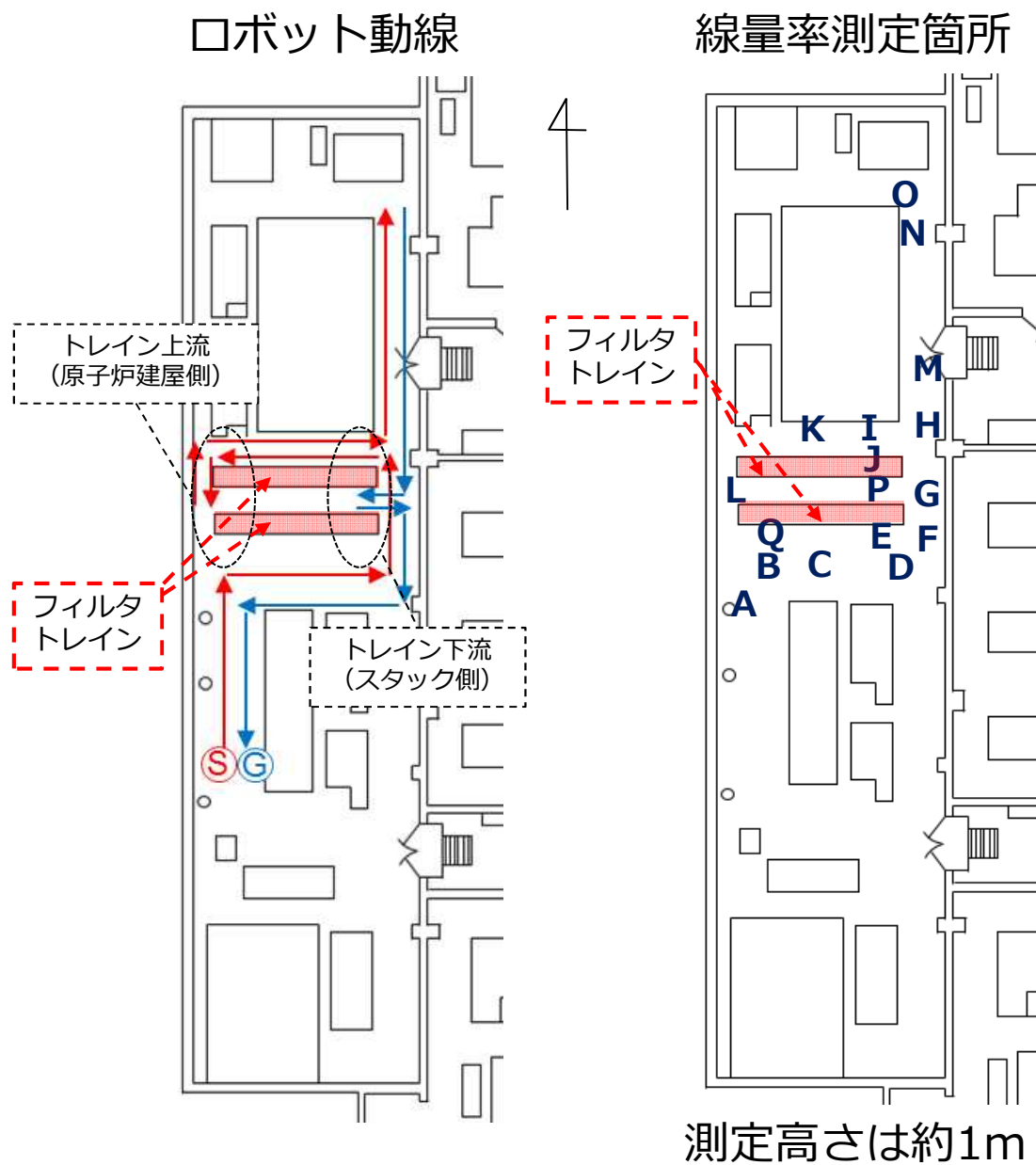
という関係にあることが分かった。
 これは、ベントができていない2号機において、
 ラブチャディスク（不動作で閉）の周辺に
 ほとんど汚染が見られないことと大きく異なる。

5. 1号機の予備調査結果（参考値：8/25測定）



測定点	線量率 (mSv/h)
A	5.1
B	16.6
C	110
D	150
E	310
F	1050
G	2050 3050 (床面)
H	1270
I	1620
J	1040
K	50
L	1060
M	160
N	6.76

6. 2号機の予備調査結果（参考値：8/27測定）



測定点	線量率 (mSv/h)
A	8.9
B	12.4
C	36.5
D	170
E	640
F	28.3
G	56.9
H	63.5
I	410
J	560
K	96.6
L	26.0
M	8.01
N	5.1
O	4.66
P	300
Q	13.5

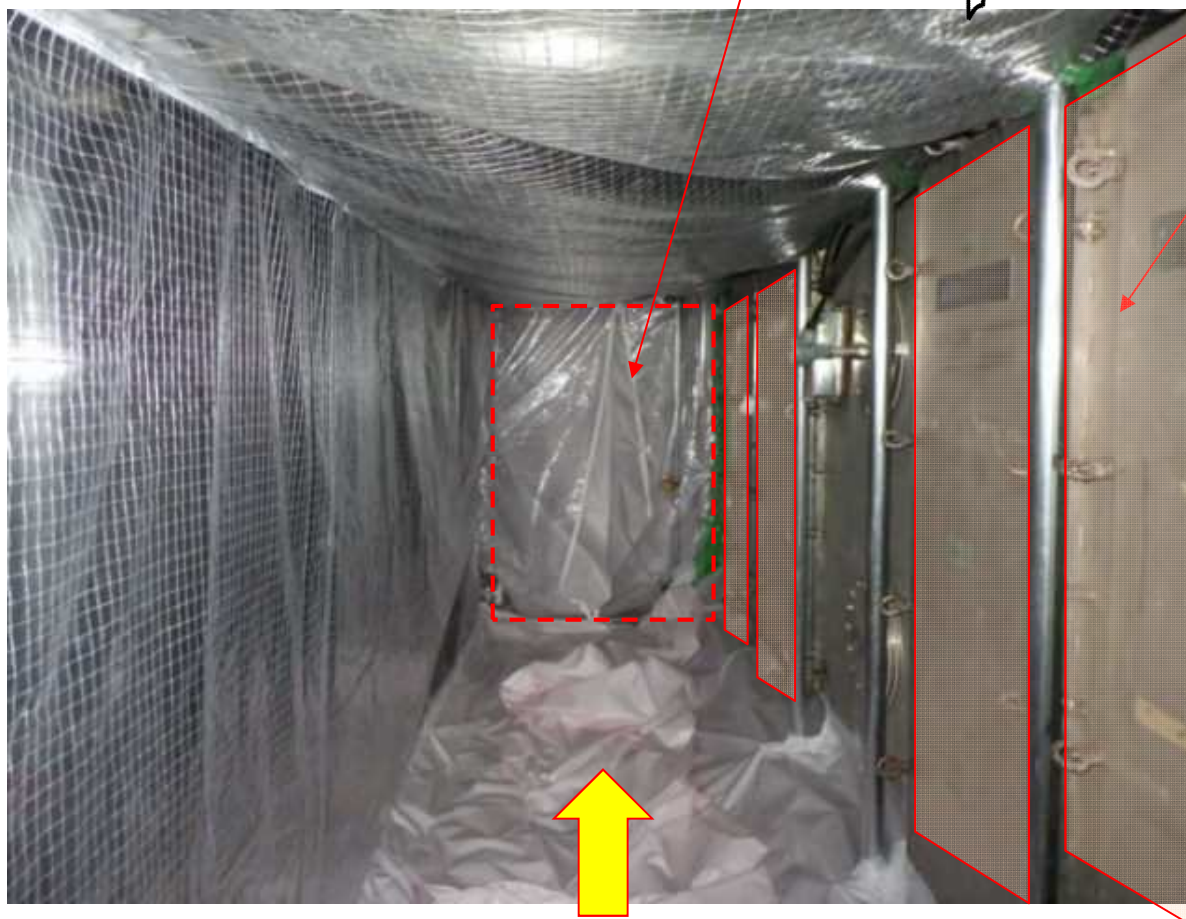
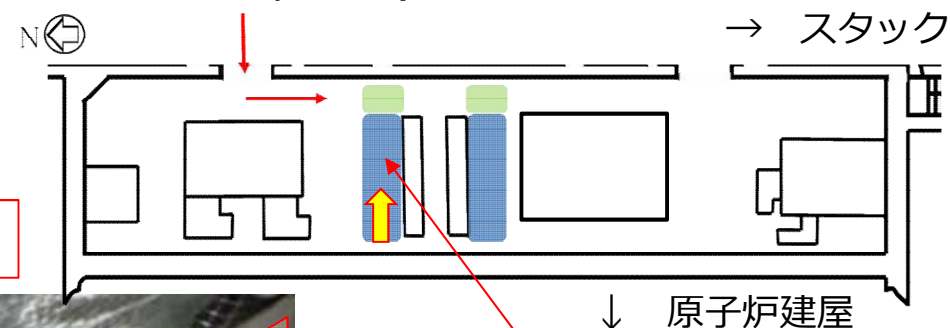
7. まとめ

- 1号機：ロボットにより予備調査を実施。ロボットの走行可能範囲を確認した。SGTSフィルタトレイン周辺で高線量を確認。本調査に向けて調査方法を検討する。
- 2号機：ロボットにより予備調査を実施。ロボットの走行可能範囲を確認した。過去のロボット調査と同じく、SGTSフィルタトレイン周辺で高線量を確認。本調査に向けて調査方法を検討する。
- 3号機：SGTS室内の複数点にてγイメージャを用いた線量分布を測定。SGTSフィルタトレインにつながる配管に汚染を確認し、逆流があったことが明確になった。
今後は、SGTSフィルタトレインを開放し、スミア採取など、汚染の状況確認のための調査を実施する。

以下、参考資料

(参考) トレイン開放時の汚染拡大防止対策

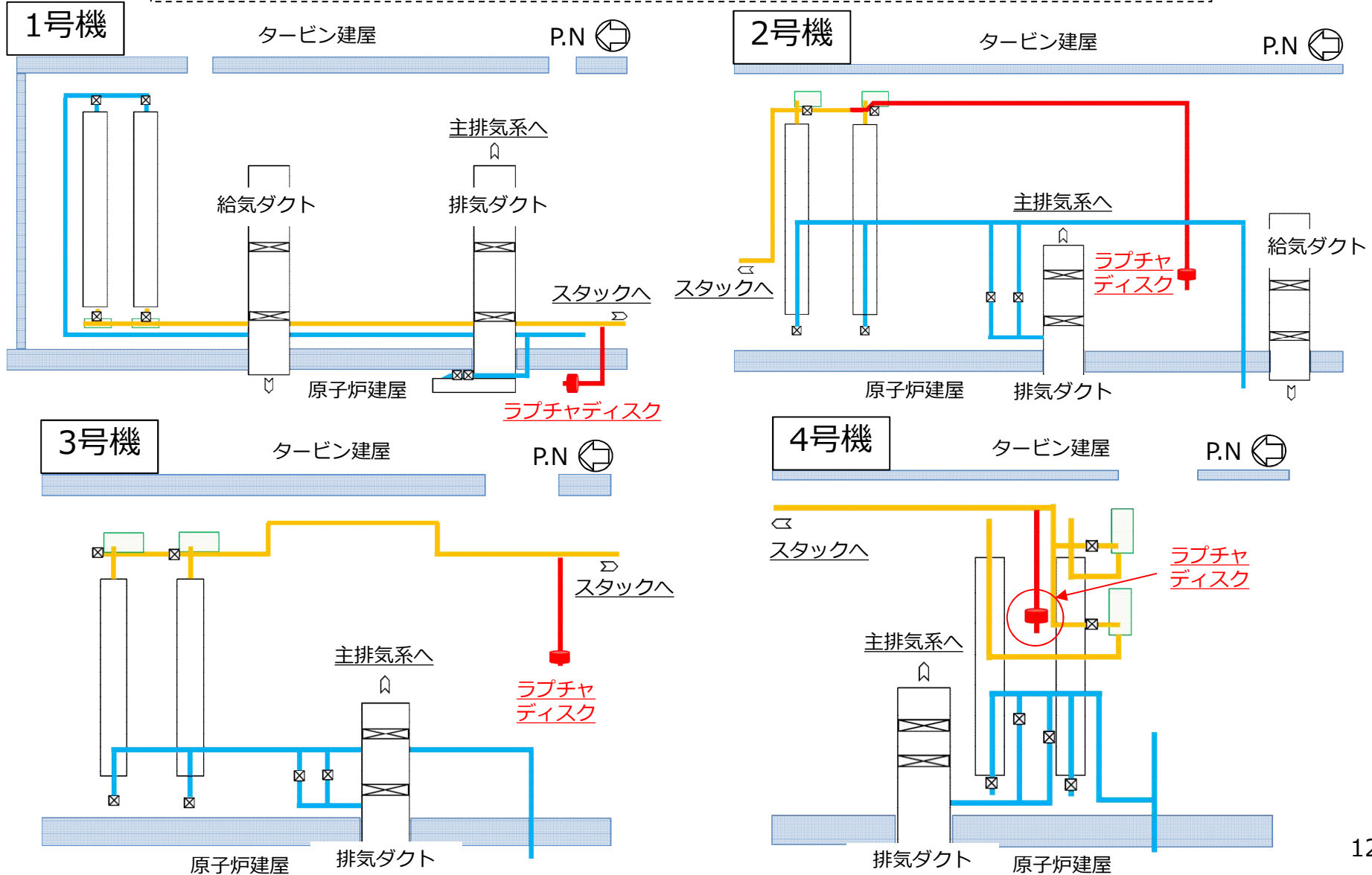
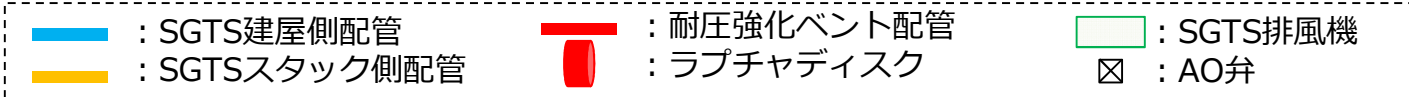
- 仮設ハウスの設置 (3号機SGTSフィルタトレインA系の例)
- フィルタトレインの扉を囲む形でハウスを設置し、トレイン開放時の汚染拡大を防止



フィルタトレイン

フィルタ4箇所
プレフィルタ
↓
高性能フィルタ
↓
チャコールフィルタ
↓
高性能フィルタ
について、各フィルタの表裏からスミアを採取予定。

(参考) 1-4号機SGTSフィルタトレイン周りの系統構成



多核種除去設備等処理水の 二次処理性能確認試験等の状況について (案)

2020年11月9日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 二次処理性能確認試験の状況

■ 二次処理性能確認試験の概要

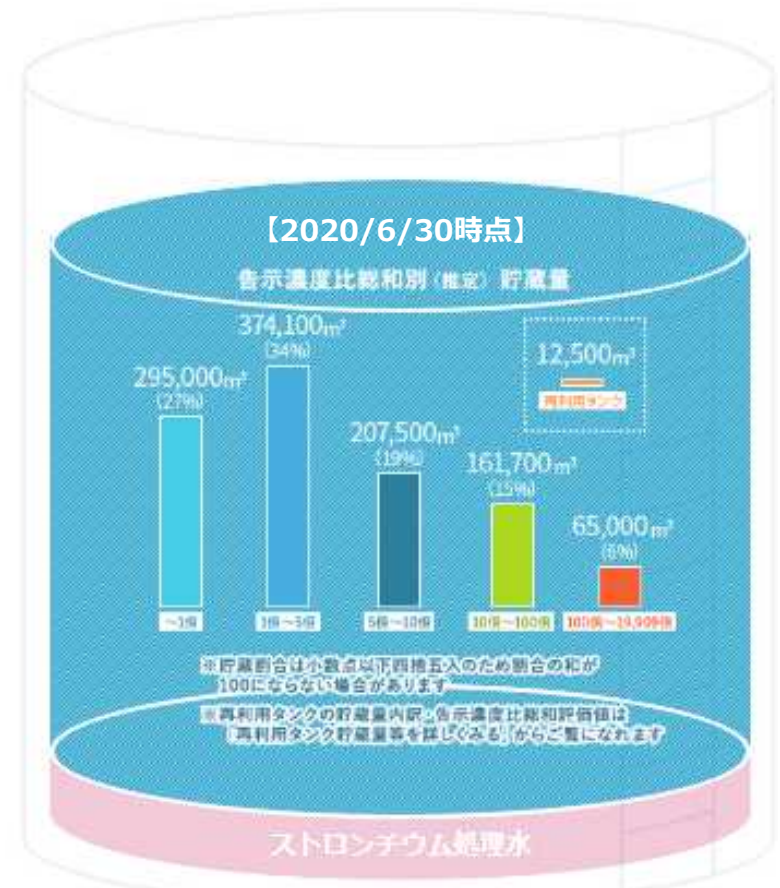
➤ ALPS処理水においては、『RO濃縮塩水の早期処理及び敷地境界 1 mSv/年未満の早期達成』、『漏洩リスクの高いフランジタンクに貯留している水の処理』といったリスク低減目標を踏まえ、稼働率を上げて処理を実施していたこと、また、設備の不具合等により、告示濃度比総和が 1 以上と評価される水が存在。

✓ 告示濃度比総和 1 以上と評価される水については、二次処理を行う方針

➤ 多核種除去設備等処理水の取扱いについて、技術的な観点に加え、風評など社会的な観点も含めた総合的な検討を行う『多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員』において、「二次処理は非常に重要な点なので、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限度以下まで取り除けるという実績を早くつくるべき。」との意見

➤ 意見を踏まえ、多核種除去設備にて高濃度（告示濃度限度比総和100以上）のALPS処理水の二次処理性能確認試験の計画を公表※1

- 検討素案では、二次処理は多核種除去設備或いは逆浸透膜処理装置により行うこととしており、現在、多核種除去設備を用いた二次処理性能確認試験を実施中、今後、逆浸透膜処理装置による成立性確認を実施予定



※1 『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（3/24）』

1-2. 二次処理性能確認試験の状況

■ 二次処理性能確認試験の状況

- 9/15より開始した多核種除去設備を用いた二次処理性能確認試験では、告示濃度限度比総和100以上のタンク群（J1-C群、J1-G群）について、系統内包水の置換え運転後、1000m³処理を行い処理水について多核種除去設備の除去対象核種である62核種+C-14+H-3の濃度を測定。トリチウムを除く告示濃度比総和が1未満となる事を検証するとともに、核種分析の手順・プロセスの確認等を実施
- 10/9に1,000m³処理を完了。サンプルタンクにて試料を採取、62核種+C-14+H-3の分析・評価を実施中
- 10/28 現在の状況は以下の通り

	J1-C群	J1-G群
処理の状況	1,000m ³ 処理完了(9/18～9/23)	1,000m ³ 処理完了(10/2～10/9)
処理水の分析状況	<ul style="list-style-type: none"> ■ 分析核種：62核種+C-14+H-3 ✓ 主要7核種^{※1}：分析完了 ✓ 60核種（Ni-63・Cd-113m除く） +C-14+H-3：<u>11月中旬完了目処</u> ✓ 62核種+C-14+H-3：12月下旬完了目処 	<ul style="list-style-type: none"> ■ 分析核種：62核種+C-14+H-3 ✓ <u>：主要7核種^{※1}：10月未完了目処</u> ✓ 60核種（Ni-63・Cd-113m除く） +C-14+H-3：<u>12月中旬完了目処</u> ✓ 62核種+C-14+H-3：1月下旬完了目処

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

1-3. 二次処理性能確認試験対象タンク選定

■ 二次処理性能確認試験対象タンク選定

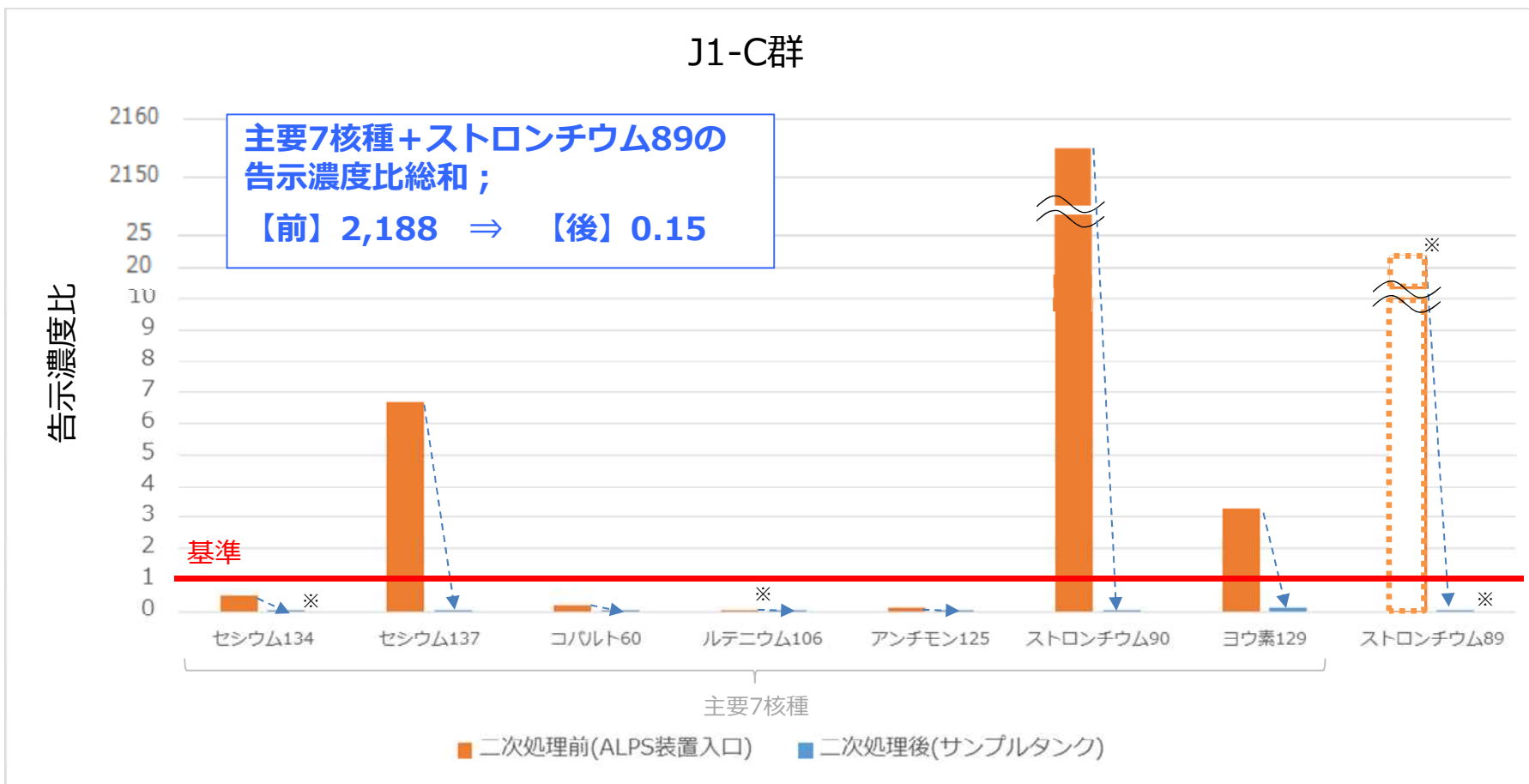
- 当社検討素案で性能確認を行うこととしている告示濃度比総和100以上の中から高い濃度のタンク群（J1-C群）、低い濃度のタンク群（J1-G群）として選定
- J1-D群は、トラブル由来※¹のALPS処理水を貯留している。当該の水はSr処理水と同様の性状であり、Sr処理水に関してはこれまで十分な処理実績を有していることから、二次処理の知見拡充の観点より対象から除外

処理水カテゴリ	タンク群	告示濃度比 総和	貯留履歴
タンク残水または 処理時期が由来	J1-C	3,791	Sr処理水（残水）+ALPS処理水
	J1-A	1,018	
	J1-G	153	
	J1-K	2,981	高性能ALPS検証装置処理水
	G1S-B	621	ALPS処理水 （設備稼働初期の処理水）
	B-A～E	0.10～758	
トラブル由来※ ¹	J1-D	14,442	ALPS処理水

※¹ 2013年度に発生した既設ALPSのクロスフローフィルタの不具合により炭酸塩沈殿処理のスラリーが設備出口に透過した事象

1-4. 二次処理性能確認試験結果

■ 二次処理による処理前後の放射性物質の濃度比較 【J1-C群（主要7核種+ストロンチウム89）】



1-4. 二次処理性能確認試験結果

■ 二次処理性能確認試験結果

(J1-C群 (主要7核種+ストロンチウム-89))

	告示濃度限度 【Bq/L/ℓ】	二次処理前 (ALPS装置入口)※ ¹		二次処理後 (サンプルタンク) ※ ²	
		分析結果 【Bq/L/ℓ】 ※ ³	告示濃度比※ ⁴	分析結果 【Bq/L/ℓ】 ※ ³	告示濃度比※ ⁴
セシウム-134	60	29.3	0.49	ND (0.0760)	0.0013
セシウム-137	90	599	6.7	0.185	0.0021
コバルト-60	200	36.3	0.18	0.333	0.0017
ルテニウム-106	100	ND (5.00)	0.050	1.43	0.014
アンチモン-125	800	83.0	0.10	0.226	0.00028
ストロンチウム-90	30	64,640	2,155	0.0357	0.0012
ヨウ素-129	9	29.9	3.3	1.16	0.13
ストロンチウム-89	300	ND (6,720)	22	ND (0.0537)	0.00018
上記8核種の告示濃度比総和			2,188		0.15

※¹ 9/19,20,21に採取した試料について混合・攪拌を行い、分析を実施

※² 9/27に採取した試料について分析を実施

※³ 検出限界値を下回る場合は「ND」と記載し、()内に検出限界値を示す

※⁴ 分析結果が検出限界値未満の核種は、検出限界値を用いて算出

1-5. 二次処理性能確認試験の分析について

- 二次処理性能確認試験の分析箇所
 - 多核種除去設備入口及びサンプルタンクにて、試料を採取し分析を実施
- 二次処理性能確認試験の分析核種
 - 多核種除去設備等処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）について、除去対象としている62核種+C-14+H-3の放射能濃度を確認
- 62核種+C-14+H-3の定量方法

● Ge半導体検出器によるγ線核種分析結果を基に定量・評価する核種

● 全α放射能測定の結果から定量・評価する核種

	核種	核種測定または評価の方法		核種	核種測定または評価の方法		核種	核種測定または評価の方法
1	Rb-86	γ線核種分析	24	Cs-137	γ線核種分析	46	Pu-238	全α放射能
2	Y-91	γ線核種分析	25	Ba-137m	Cs-137と放射平衡	47	Pu-239	全α放射能
3	Nb-95	γ線核種分析	26	Ba-140	γ線核種分析	48	Pu-240	全α放射能
4	Ru-103	γ線核種分析	27	Ce-141	γ線核種分析	49	Pu-241	Pu-238からの評価値
5	Ru-106	γ線核種分析	28	Ce-144	γ線核種分析	50	Am-241	全α放射能
6	Rh-103m	Ru-103と放射平衡	29	Pr-144	Ce-144と放射平衡	51	Am-242m	Am-241からの評価値
7	Rh-106	Ru-106と放射平衡	30	Pr-144m	Ce-144と放射平衡	52	Am-243	全α放射能
8	Ag-110m	γ線核種分析	31	Pm-146	γ線核種分析	53	Cm-242	全α放射能
9	Cd-115m	γ線核種分析	32	Pm-147	Eu-154から評価	54	Cm-243	全α放射能
10	Sn-119m	Sn-123から評価	33	Pm-148	γ線核種分析	55	Cm-244	全α放射能
11	Sn-123	γ線核種分析	34	Pm-148m	γ線核種分析	●その他の方法で定量・評価する核種		
12	Sn-126	γ線核種分析	35	Sm-151	Eu-154からの評価		核種	核種測定または評価の方法
13	Sb-124	γ線核種分析	36	Eu-152	γ線核種分析	56	H-3	蒸留による分離後、β線測定
14	Sb-125	γ線核種分析	37	Eu-154	γ線核種分析	57	C-14	化学分離後、β線測定
15	Te-123m	γ線核種分析	38	Eu-155	γ線核種分析	58	Sr-90	化学分離後、β線測定
16	Te-125m	Sb-125と放射平衡	39	Gd-153	γ線核種分析	59	Sr-89	化学分離後、β線測定
17	Te-127	γ線核種分析	40	Tb-160	γ線核種分析	60	Y-90	Sr-90と放射平衡
18	Te-127m	Te-127から評価	41	Mn-54	γ線核種分析	61	Tc-99	ICP-MS測定
19	Te-129	γ線核種分析	42	Fe-59	γ線核種分析	62	Cd-113m	化学分離後、β線測定
20	Te-129m	γ線核種分析	43	Co-58	γ線核種分析	63	I-129	ICP-MS測定
21	Cs-134	γ線核種分析	44	Co-60	γ線核種分析	64	Ni-63	化学分離後、β線測定
22	Cs-135	Cs-137から評価	45	Zn-65	γ線核種分析			
23	Cs-136	γ線核種分析						

■ 核種測定方法のまとめ

核種	測定方法	目標検出下限値 (Bq/L)
γ線放出核種	5 L マリネリ容器に試料を分取し、Ge半導体検出器にて測定	0.07 (Cs-137) ※1
H-3	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、液体シンチレーションカウンタにて測定	30
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、液体シンチレーションカウンタにて測定	10
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、液体シンチレーションカウンタにて測定	0.2
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、液体シンチレーションカウンタにて測定	20
Sr-90, Sr-89	SrレジンによりSrを精製した後、炭酸塩として沈殿・回収したものをベータスペクトル分析装置にて測定	0.04 (Sr-90) ※2
Tc-99	試料を硝酸で希釈し、ICP-MSにて測定	2
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、ICP-MSにて測定	0.2
全α放射能	α核種を水酸化鉄に共沈させ、抽出操作により徐鉄した後ステンレス皿に乾固したものをZnSシンチレーションカウンタにて測定	0.04

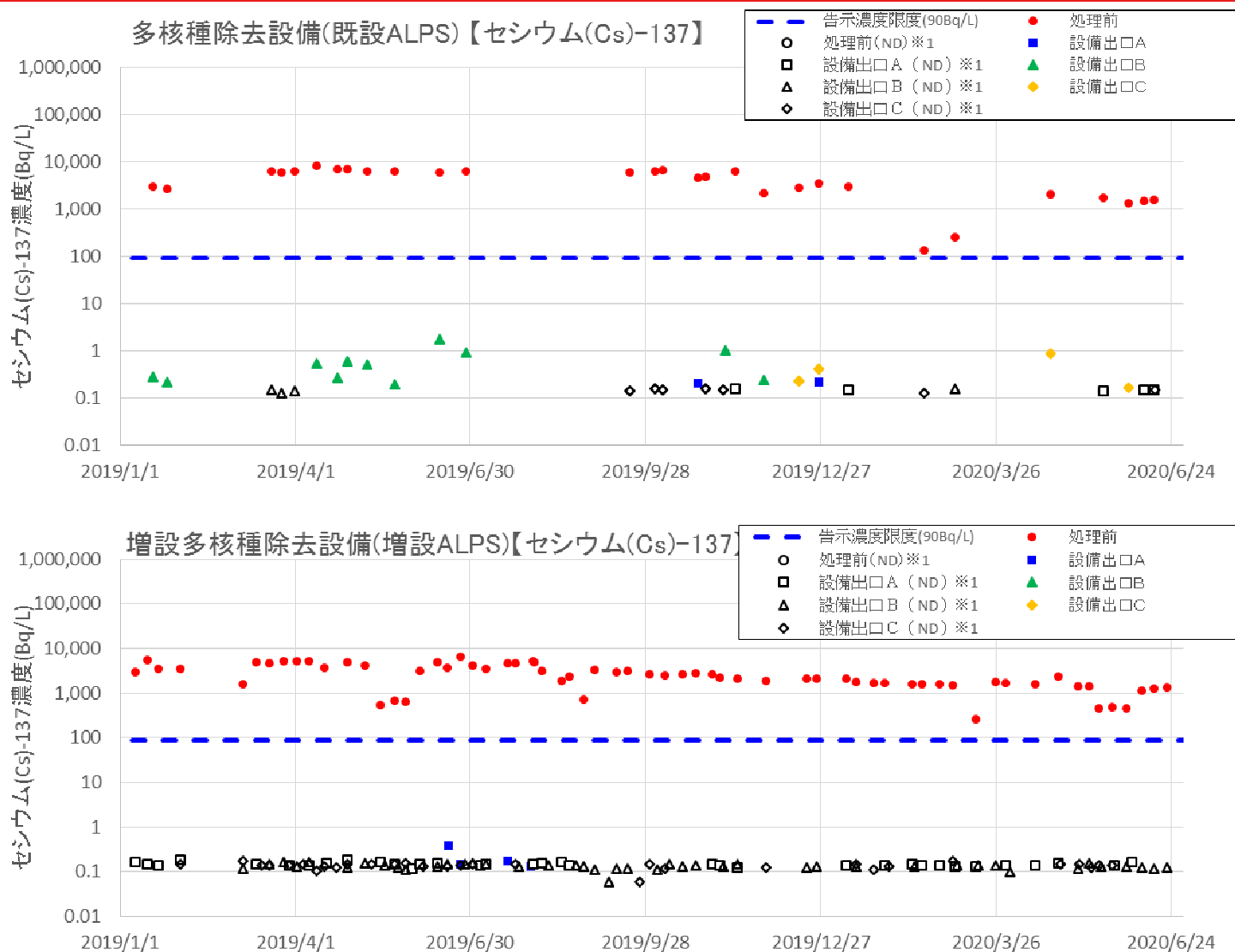
※1：他の核種はベースライン、妨害核種、バックグラウンド及びγ線放出率によって変動

※2：Sr-89はSr-90濃度によって変動

2. 至近のALPS処理水の性状

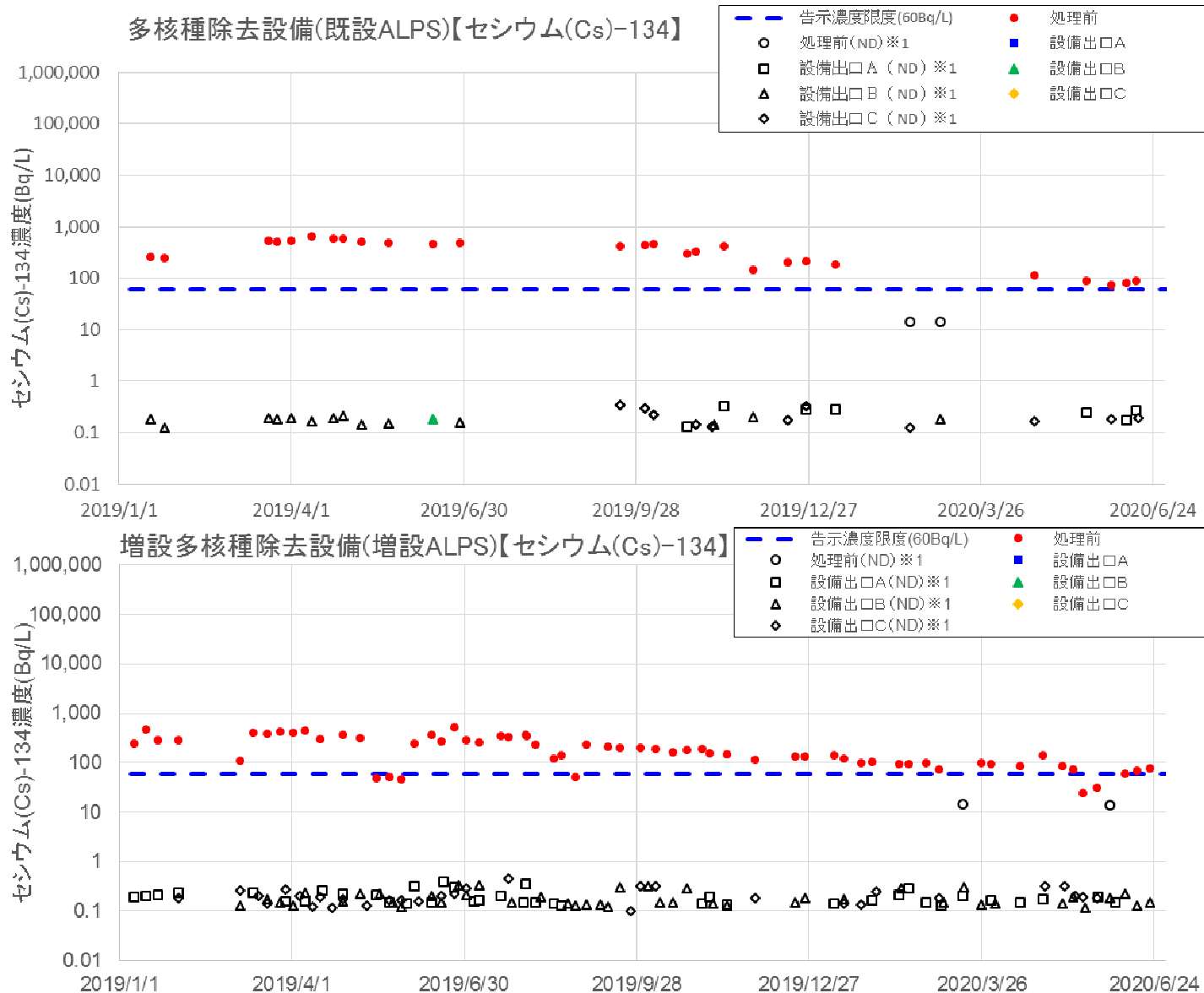
- ALPSは、『RO濃縮塩水の早期処理及び敷地境界 1 mSv/年未満の早期達成』、『漏洩リスクの高いフランジタンクに貯留している水の処理』といったリスク低減目標を踏まえ、稼働率を上げて処理を実施しており、当該の処理を行っていた間は告示濃度限度を超える頻度が多かった
- また、2013年度に発生した既設ALPSのクロスフローフィルタの不具合により炭酸塩沈殿処理のスラリーが設備出口に透過した際のALPS処理水では高濃度のSrを確認
- 現在、上記のリスク低減目標を達成したことから、告示濃度限度未満となるよう吸着材の交換時期を管理していること、また、不具合への対策を実施した結果、至近では、告示濃度限度を下回る処理を継続

2-2. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度 (Cs-137)



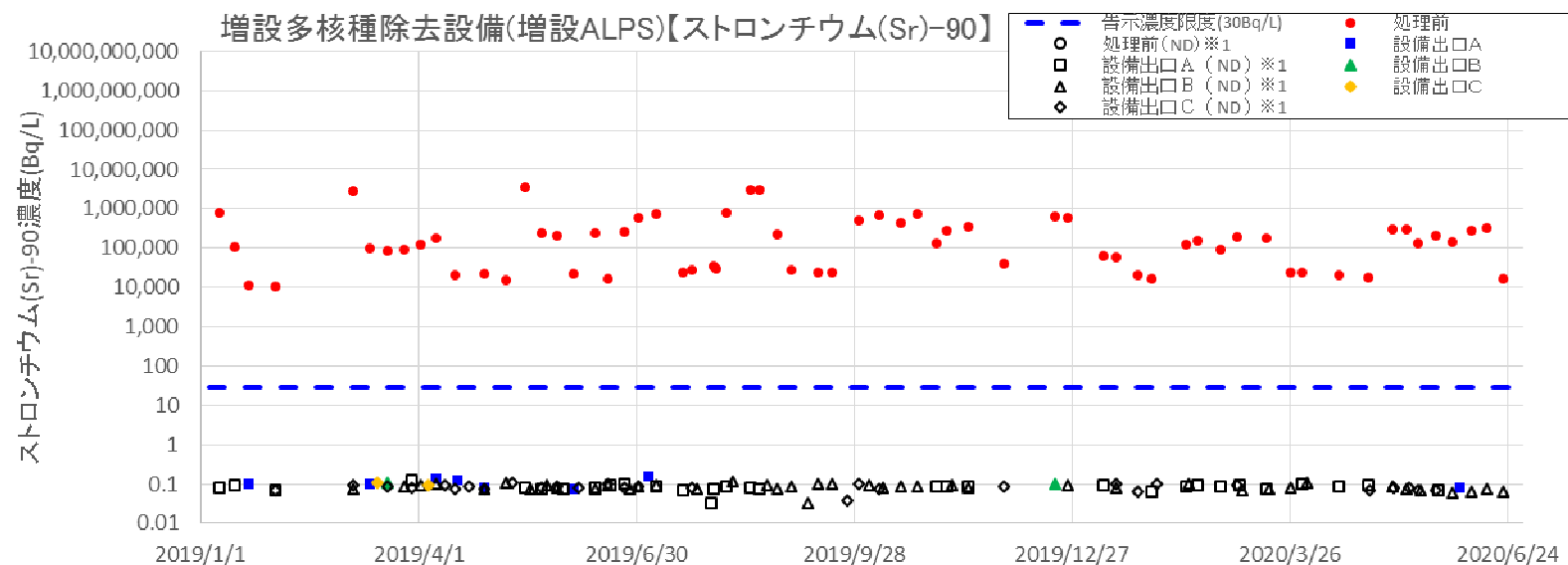
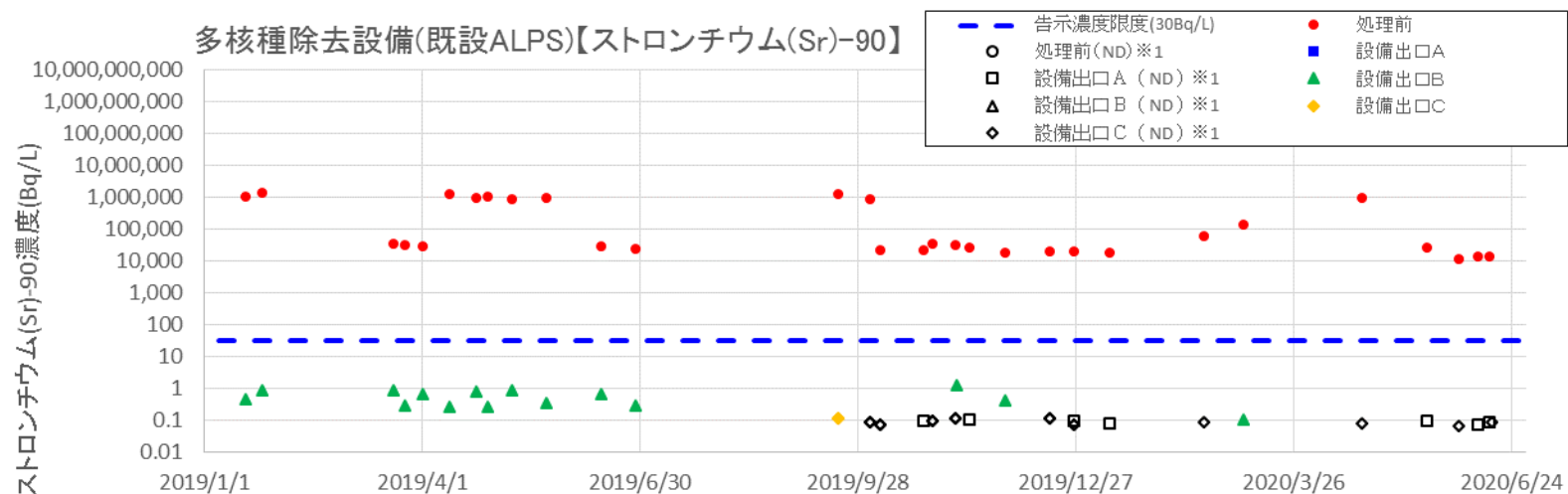
- ※ 1 NDは検出限界値未満を示す
- ※ 2 2015/4/30以降のデータは当社HP「福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果」に掲載のデータ
- ※ 3 グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

2-2. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度 (Cs-134)



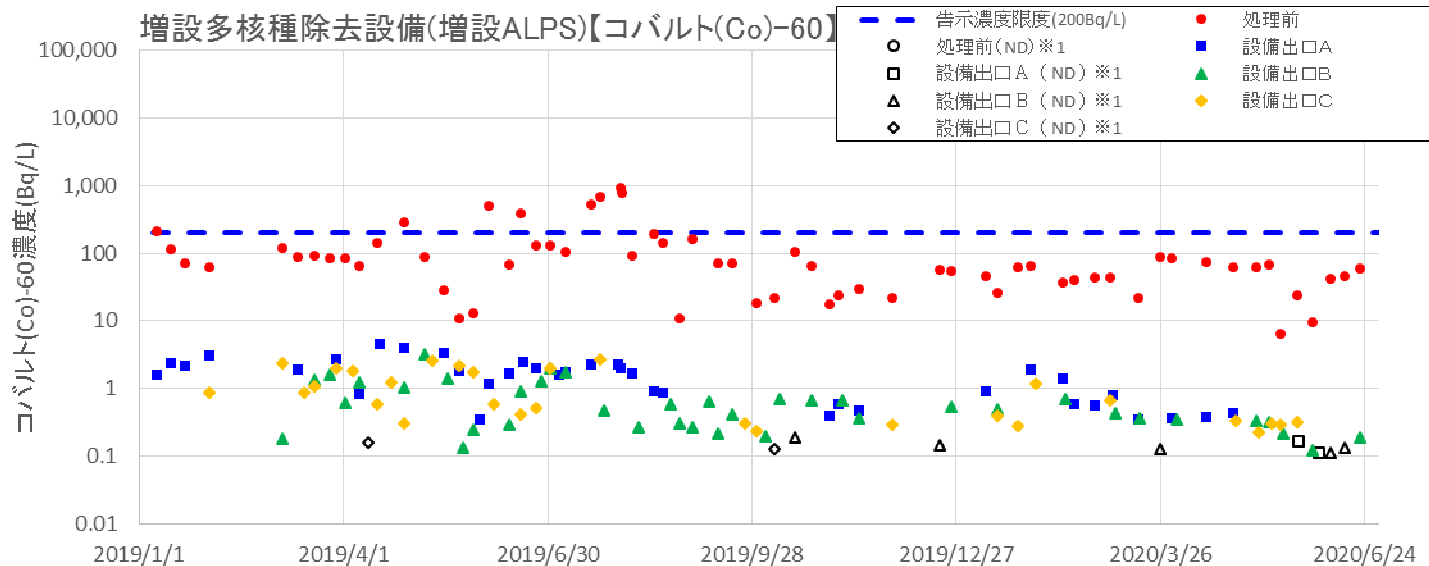
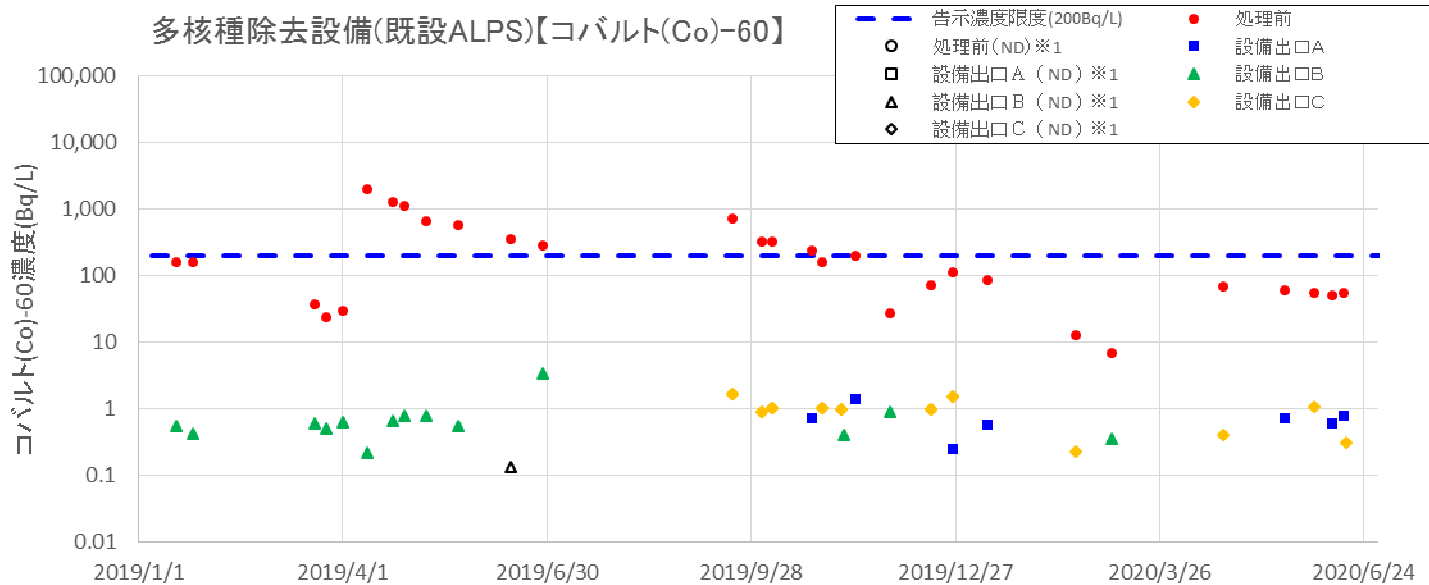
- ※ 1 NDは検出限界値未満を示す
- ※ 2 2015/4/30以降のデータは当社HP「福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果」に掲載のデータ
- ※ 3 グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

2-2. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度 (Sr-90)



- ※ 1 NDは検出限界値未満を示す
- ※ 2 2015/4/30以降のデータは当社HP「福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果」に掲載のデータ
- ※ 3 グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

2-2. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度 (Co-60)

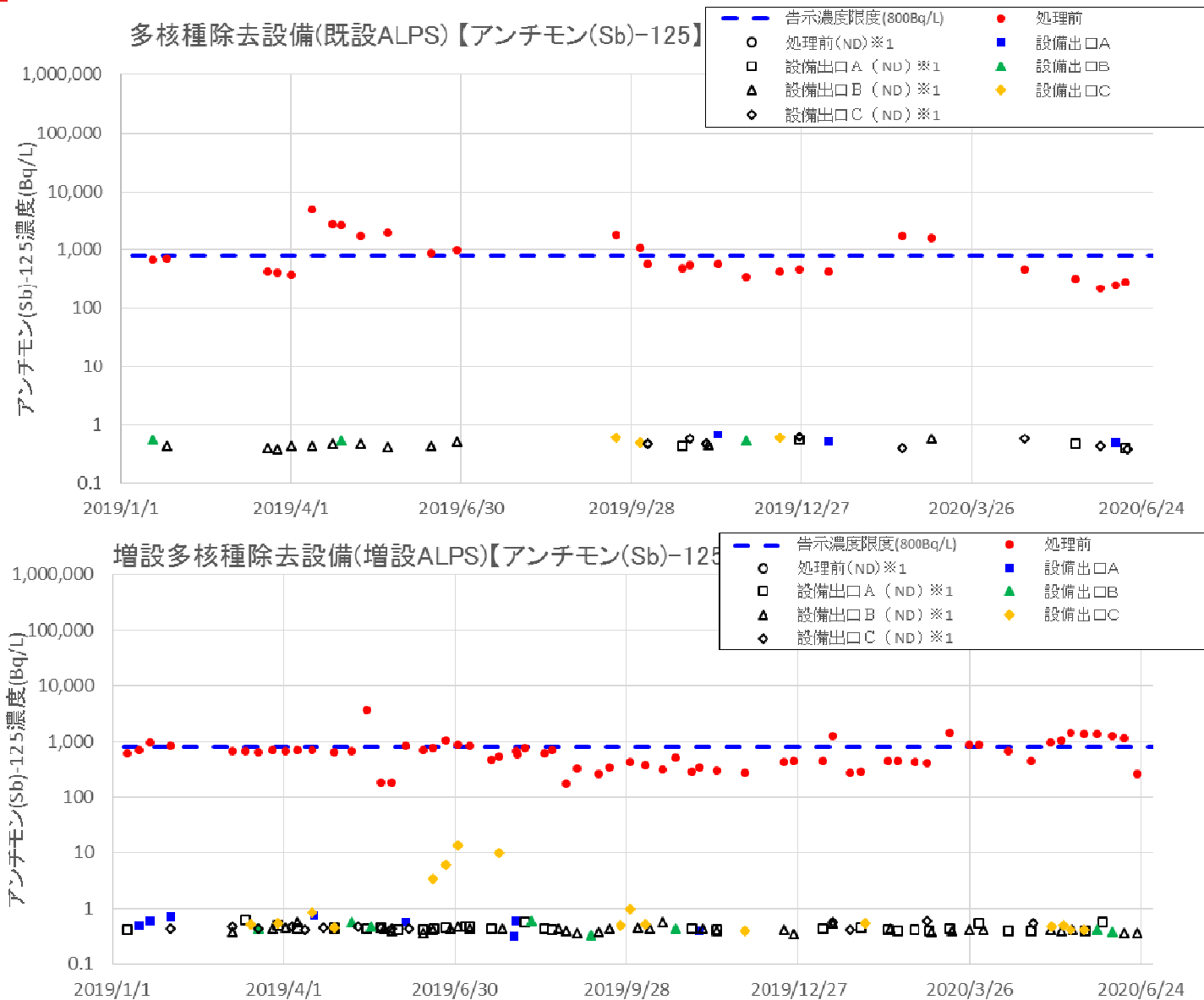


※1 NDは検出限界値未満を示す

※2 2015/4/30以降のデータは当社HP「福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果」に掲載のデータ

※3 グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

2-2. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度 (Sb-125)

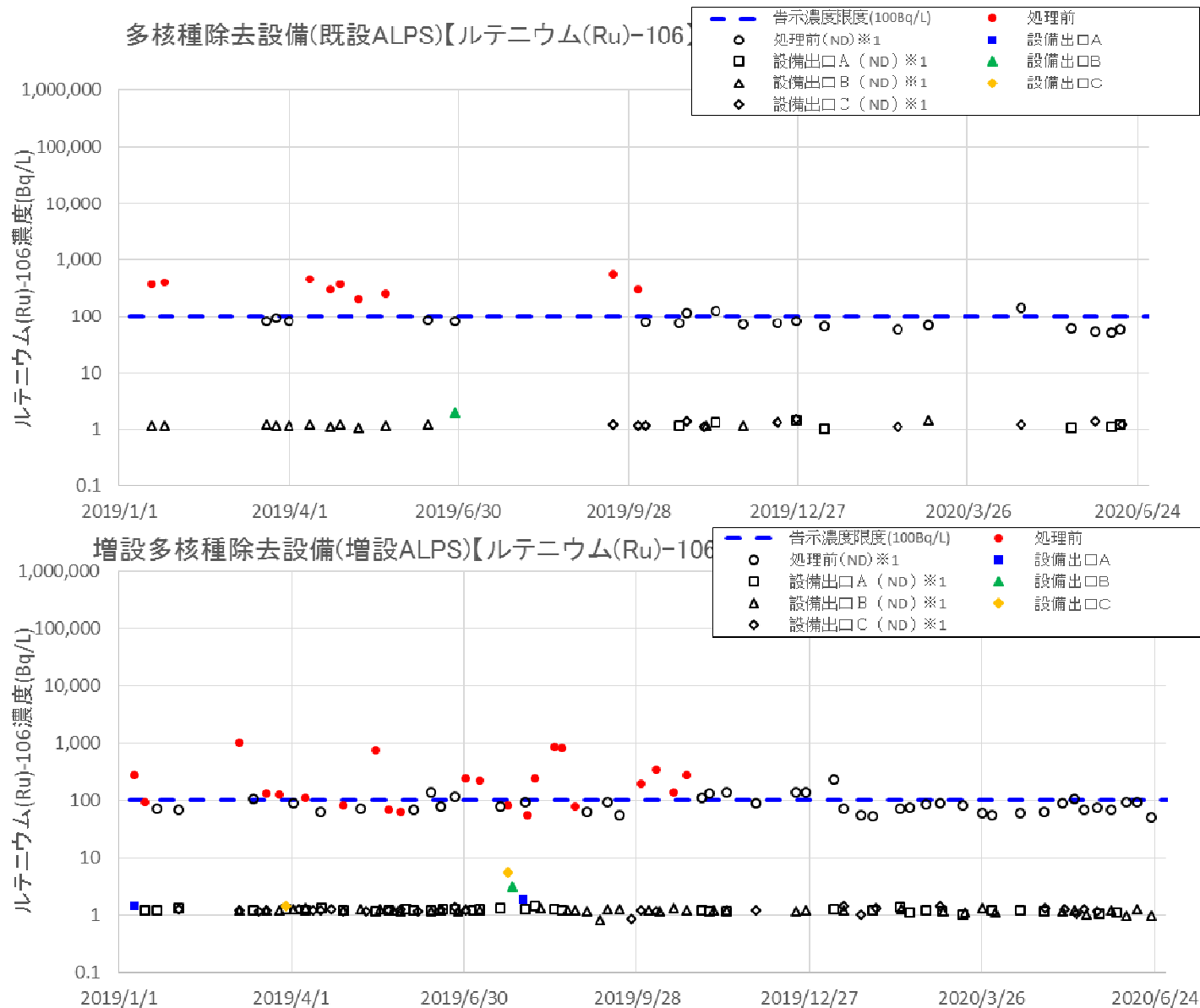


※1 NDは検出限界値未満を示す

※2 2015/4/30以降のデータは当社HP「福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果」に掲載のデータ

※3 グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

2-2. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度 (Ru-106)

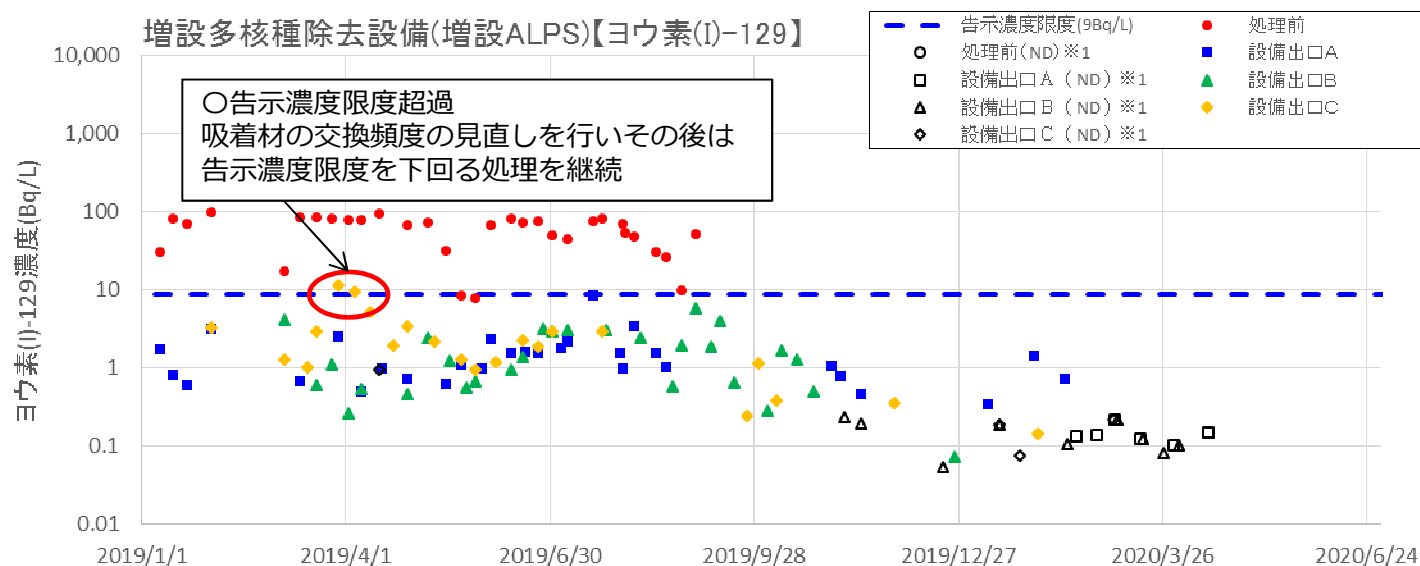
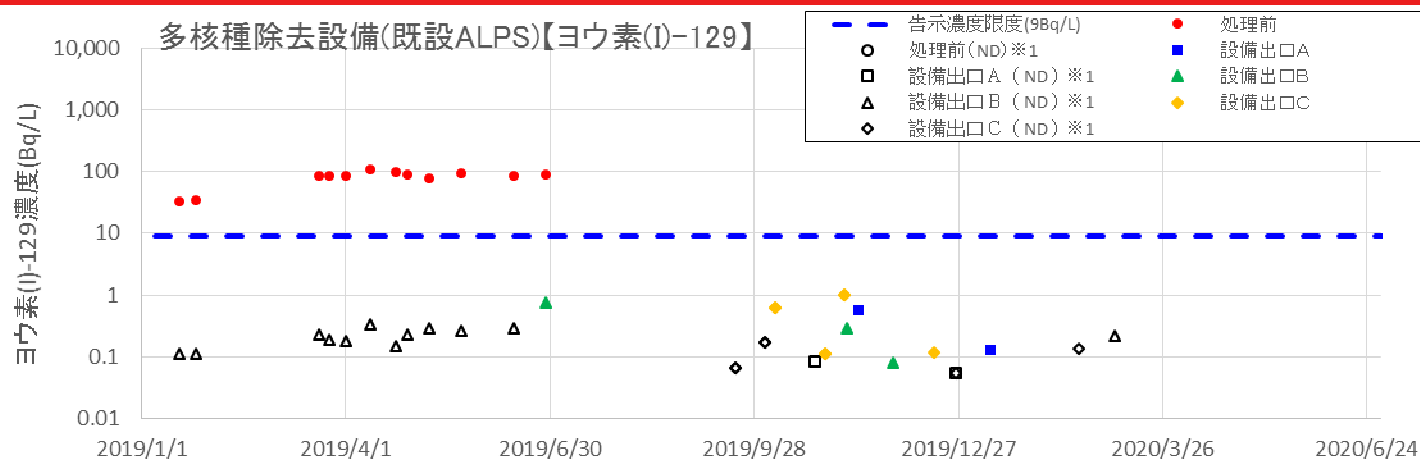


※1 NDは検出限界値未満を示す

※2 2015/4/30以降のデータは当社HP「福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果」に掲載のデータ

※3 グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

2-2. 至近の多核種除去設備出口の放射能濃度 (I-129)



- ※ 1 NDは検出限界値未満を示す
- ※ 2 2015/4/30以降のデータは当社HP「福島第一原子力発電所における日々の放射性物質の分析結果」に掲載のデータ
- ※ 3 グラフの縦軸は対数目盛で示しており、1目盛毎に10倍となる

3. ALPS処理水の全ベータ値と主要7核種の 合計値のかい離について

3-1. 主要7核種の選定

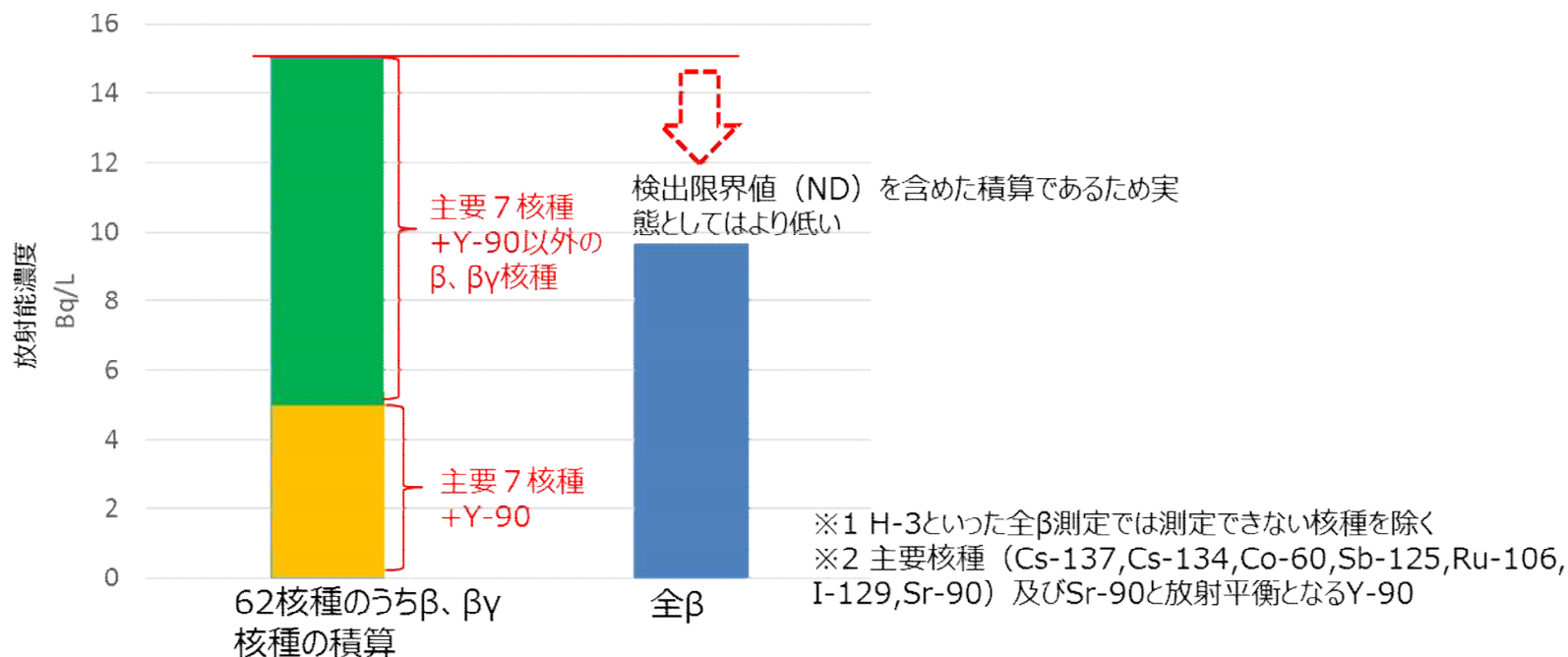
- 多核種除去設備は、62核種を除去対象として、これら核種の告示濃度限度との比の総和が1を下回るよう処理性能を有している。
- 一方、62核種全ての分析には長時間を要するため、廃炉作業を遅延させずにALPSの性能確認やタンク群に含まれる核種濃度の把握するためには代表的な核種を選定し、それらの測定値をもって評価する必要がある。
- そのため、処理水の62核種分析を実施し、告示濃度限度に対して有意に検出された以下の7核種を“主要7核種”として選定した。
- この際の主要7核種及びその他除去対象核種の濃度から、その他除去対象核種の告示濃度限度比の和を0.3と定め、主要7核種の分析を実施することでALPS処理水の除去対象核種の告示濃度限度比の総和を評価することとした。

ALPS処理水の主要7核種

Cs-134, Cs-137, Sr-90, I-129, Ru-106, Co-60, Sb-125

3-2. 主要7核種合計値と全ベータ値のかい離の認識

- 2018年度上期時点において、ALPS処理水の主要7核種分析結果の合計値と全ベータ値に一定のかい離が生じているタンクの存在が確認された。
- この事実に対して、当初は主要7核種以外の除去対象核種が検出下限値以下の濃度で存在しており、それらの核種から放出されるベータ線の影響を受けた結果、主要7核種の合計値よりも全ベータ値が高くなったと評価した。



K4タンクにおけるβ、βγ核種 (62核種) の積算と全βの比較

3-3. 調査の実施 (第1回)

- 前項の評価はあくまで推察であったため、かい離に影響を及ぼしている具体的な核種を絞り込むため調査を実施した。
- 調査対象は主要7核種放射能濃度合計値と全ベータ値のかい離が最も大きなH4N-A6タンクを選択した。
- ALPS出口水及びH4N-A6タンク水のベータ線スペクトルを確認したところ、定性されていないスペクトル2本（I-129と同等の最大エネルギー及びそのエネルギーの2倍程度のエネルギー）の存在も示唆された。

H4N-A6タンク水の主要7核種濃度※及び全β値

核種	Cs-137	Cs-134	Sr-90	Y-90	I-129	Ru-106	Rh-106	Co-60	Sb-125	合計値	全β値
濃度 (Bq/L)	0.34	<0.17	0.19	0.19	1.77	5.77	5.77	0.46	0.65	15.31	40.74

※主要7核種の評価にはSr-90及びRu-106と放射平衡の関係にある娘核種Y-90及びRh-106を含む

3-3. 調査の実施 (第1回)

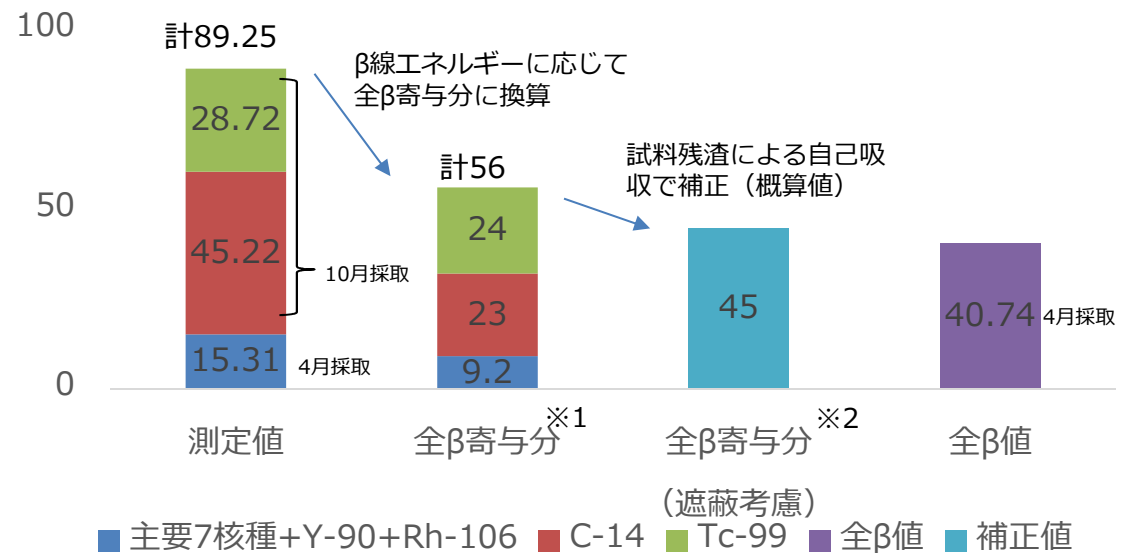
- この結果からC-14 (I-129と同等の最大エネルギーのベータ線を放出) とTc-99 (I-129の2倍程度の最大エネルギーを放出) の存在に着目し, それぞれの核種を測定したところ, 有意な濃度で検出された。
- また, 最大エネルギーの大きなベータ線を放出する核種ほど全ベータ値へ与える影響が大きいことが分かっており, 文献値を基に核種毎の全ベータ値への影響を加味した評価を行った。

C-14及びTc-99の測定結果

核種	測定器	濃度 (Bq/L)
C-14	LSC	45.22
Tc-99	ICP-MS	28.72

※1: 「egs5による東京電力福島第一原子力発電所における測定対象核種毎の全ベータ換算係数の計算 (KEK Internal 2018-6 January 2019 R)」に基づき全ベータ寄与分を計算

※2: アイソトープ手帳に記載されている自己吸収の補正式を使用



C-14及びTc-99を含めた全β値評価結果 (Bq/L)

- 本調査結果を第67回特定原子力施設監視・評価検討会 (2019年1月21日) にて報告

3-4. 調査の実施（第2回）

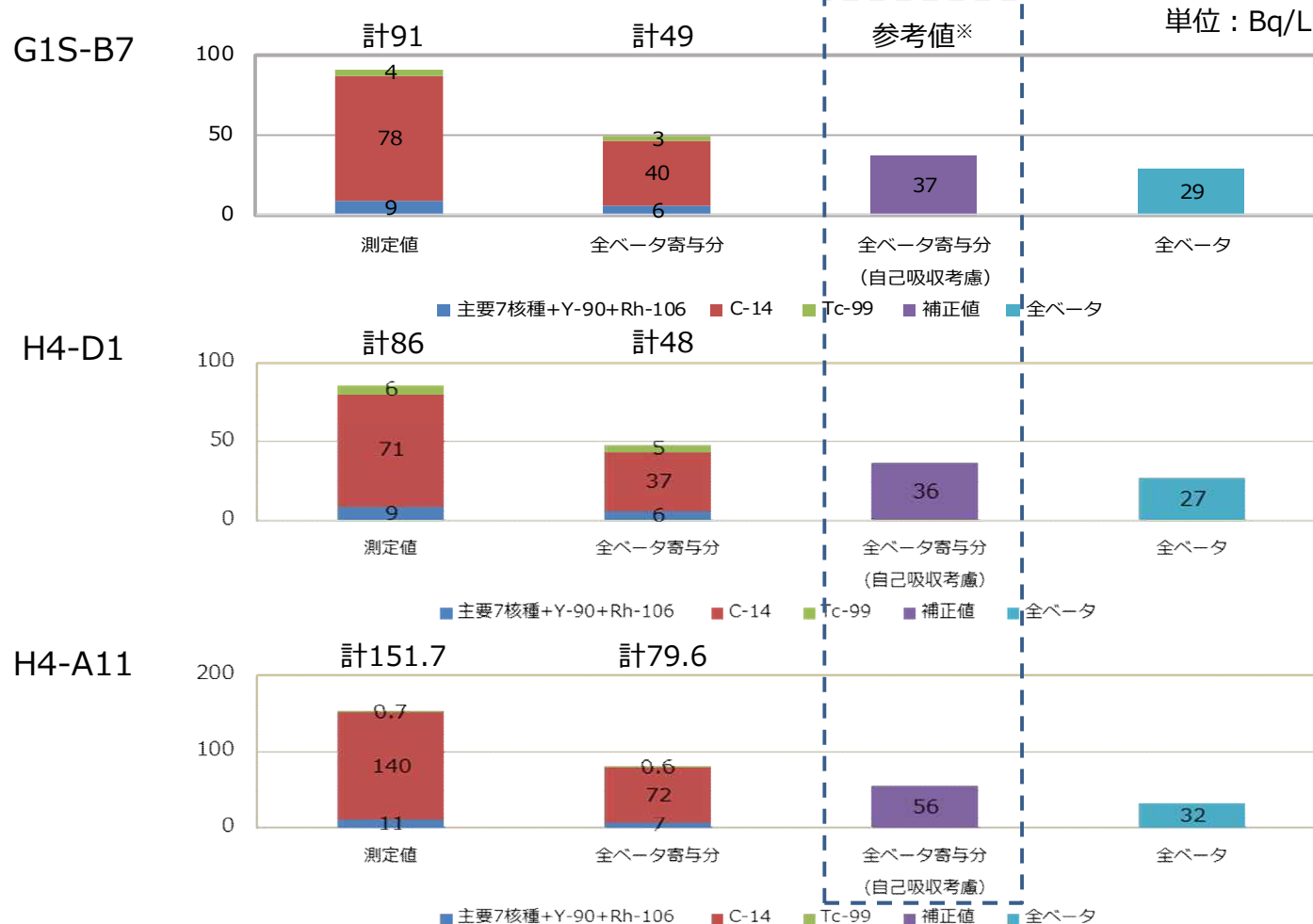
- その後、かい離の大きな3タンク、かい離の小さい2タンクを対象として主要7核種、C-14、Tc-99及び全ベータの分析を行った。
- この時、主要7核種（Y-90とRh-106を含む）の合計値と全ベータ値の差が10Bq/L以上、比が3倍以上あるものを「かい離の大きいタンク」と定義した。
- 分析の結果、かい離の大きなタンクからはC-14が有意に検出された。
- かい離の小さいタンクからもC-14は検出されたものの低濃度であった。

◆ タンク群分析結果

		主要7核種							単位： Bq/L		
No.	選定タンク	Cs-134	Cs-137	Co-60	Sb-125	Ru-106	Sr-90	I-129	C-14	Tc-99	
かい離大	1	G1S-B7	<0.061	0.19	0.60	0.45	1.2	1.1	3.0	78	3.8
	2	H4-D1	<0.071	0.14	0.51	0.32	1.9	0.35	3.4	71	6.5
	3	H4-A11	<0.063	0.067	0.95	0.42	<0.46	0.49	7.3	140	<0.70
かい離小	4	J3-B1	0.16	0.96	0.92	0.75	<0.47	<0.27	9.0	14	<0.70
	5	K4-D1	0.16	0.12	0.64	0.17	<0.48	<0.19	3.0	10	<0.70

3-4. 調査の実施（第2回）

➤ C-14とTc-99の全ベータ値への影響を加味した合計値は全ベータ値と同等となった。



※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については、自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して、アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり、存在形態によっては、自己吸収の程度が変わる可能性もあるため、参考値扱いとしている

➤ 本調査結果を第72回特定原子力施設監視・評価検討会（2019年6月17日）にて報告

3-5. 調査の実施（第3回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第83回）資料再掲
※参照ページの記載を変更

- 第1回、第2回の調査でかい離の原因は概ねC-14とTc-99であるとしたものの、これまでの調査結果を裏付けるために、残りのかい離の大きなタンク全てに対しても主要7核種、C-14、Tc-99及び全ベータの分析を実施した。
- かい離の大きなタンクの選定基準は、2回目の調査と同様とした。
- なお、2019年度以降に満水となったタンク群については、かい離の大きなものだけでなく、全てのタンク群について主要7核種、C-14、Tc-99及び全ベータの分析を実施している。
- 調査の結果、主要7核種（Y-90とRh-106を含む）、C-14、Tc-99の合計値が全ベータ値を下回ることはなく、改めてかい離の原因がC-14とTc-99によるものであったことを示した。
（P.32～36の図参照）

選定基準（第2回の調査と同様）

全ベータ／主要7核種(換算) $>$ 3 (3倍以上の開き) 且つ
全ベータ－ 主要7核種(換算) $>$ 10Bq/L(絶対値が10以上の開き)

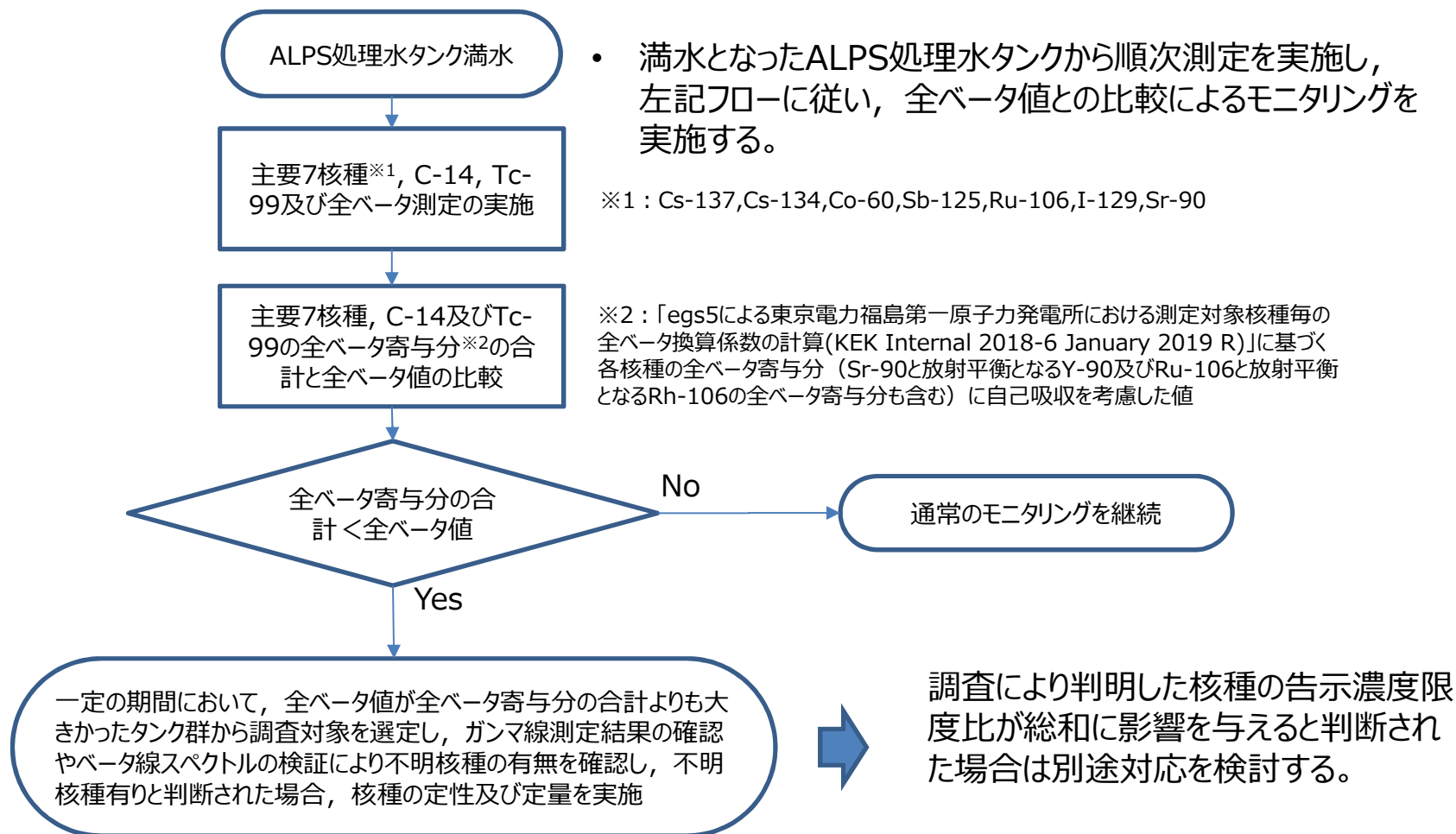
- 本調査結果を第79回特定原子力施設監視・評価検討会（2020年3月16日）にて報告

3-6. 調査結果まとめ

- 現時点で満水となっているタンクについては、主要7核種とC-14及びTc-99の全ベータ寄与分を合計すれば概ね全ベータ値と同等の結果が得られたことから、全ベータ値と主要7核種の合計値のかい離の原因はC-14とTc-99によるものであると考える。
- したがって、今後、満水となったタンクは主要7核種だけでなく、C-14及びTc-99の分析も併せて実施していくこととする。
- 今後発生するタンクに関して不明な核種の増加が無いことを確認するために、核種分析結果と全ベータ値との比較も引き続き実施し、かい離が見られることがあれば、別の核種の存在を疑い、別途調査を実施する。

(P27 「3-7. 今後のタンクモニタリング方針」参照)

3-7. 今後のタンクモニタリング方針



3-8. 第3回調査以降のモニタリング実績

特定原子力施設監視・評価検討会
(第83回) 資料再掲
※参照ページの記載を変更

- 2019年度以降に満水となったタンク群について、第3回調査以降から2020年6月までに分析を完了したタンク群に対して前項フローに従いモニタリングを実施した結果、不明な核種はないと判断した。
- ◆ 主要7核種、C-14及びTc-99の全ベータ寄与分の合計が全ベータ値よりも低かったタンク群より下記の基準で調査対象を選定した。
 1. 全ベータ値と全ベータ寄与分の合計の差の絶対値が最も大きいタンク
 2. 全ベータ値と全ベータ寄与分の合計の差の全ベータに対する比率が最も大きいタンク
 3. 全ベータ寄与分の合計に占めるSr-90及びY-90の割合が最も小さいタンク
- ◆ 調査対象タンクに対して以下の調査を実施
 - ① ガンマ線スペクトロメトリーの詳細帳票確認により定性されていない核種の有無を確認
 - ② ベータ線のスペクトルを確認し、検出されているベータ放出核種以外のエネルギー分布の有無を確認
 - ③ ①, ②により不明核種有りと判断された場合、核種の定性及び定量を実施
- 各タンク群の分析結果については、p.29～31を参照。

3-8. 第3回調査以降のモニタリング実績

特定原子力施設監視・評価検討会
(第83回) 資料再掲

放射能濃度の単位：Bq/L

タンク名	Cs-134	Cs-137	Sr-90	Y-90	Ru-106	Rh-106	I-129	Co-60	Sb-125	C-14	Tc-99	全β寄与分 (換算値)	析出重量 (mg)	全β寄与分 (遮蔽考慮)	全β値
G6-C1	<0.20	<0.23	1.1	1.1	<1.8	<1.8	<0.35	0.36	<0.70	26	<1.4	20	38	17	11
G6-A1	<0.32	0.44	1.5	1.5	<1.9	<1.9	<0.35	0.92	<0.66	38	<1.4	28	54	22	8.5
G6-C10	<0.18	<0.26	1.9	1.9	<1.7	<1.7	2.6	0.36	<0.72	25	<1.4	23	54	19	13
G6-A9	<0.40	0.58	31	31	<1.8	<1.8	<0.35	0.45	<0.61	116	<1.4	132	94	104	56
H6(2)-C3	<0.22	0.42	5.1	5.1	<1.9	<1.9	<0.35	1.1	<0.69	57	<1.4	46	57	37	23
H6(2)-C1	<0.23	0.32	313	313	<2.2	<2.2	<0.35	1.1	<0.73	32	<1.4	699	60	672	720
K4-C5	<0.12	0.63	8.0	8.0	<1.3	<1.3	1.3	0.28	<0.40	17	<1.0	30	40	28	19
K4-E1	<0.15	0.59	7.3	7.3	<1.1	<1.1	1.9	0.43	<0.45	14	6.2	32	48	29	31
K4-A1	<0.13	0.16	6.3	6.3	<1.2	<1.2	0.49	0.29	<0.37	14	<1.0	24	47	22	7.4
K4-B1	<0.19	0.47	8.6	8.6	<1.2	<1.2	1.3	0.56	<0.41	18	<1.0	32	46	29	13
J4-L1	<0.16	0.69	11	11	<1.3	<1.3	0.70	0.44	<0.60	21	<1.0	38	58	34	22
J4-C1	<0.20	1.2	12	12	<1.2	<1.2	2.2	<0.15	1.1	5.8	<1.0	35	34	34	25
J7-A1	<0.13	0.81	4.8	4.8	<1.2	<1.2	3.2	0.33	<0.41	14	<1.0	23	70	19	14

 : 全ベータ寄与分<全ベータ値となったタンク

※ 全ベータ寄与分<全ベータ値となったタンクの内、換算値の合計に占めるSr-90及びY-90の割合が最も小さいものとして調査を実施

3-8. 第3回調査以降のモニタリング実績

放射能濃度の単位：Bq/L

タンク名	Cs-134	Cs-137	Sr-90	Y-90	Ru-106	Rh-106	I-129	Co-60	Sb-125	C-14	Tc-99	全β寄与分 (換算値)	析出重量 (mg)	全β寄与分 (遮蔽考慮)	全β値
H1E-A1	<0.21	0.50	4.4	4.4	<1.2	<1.2	3.8	0.91	<0.45	14	<1.0	23	51	20	13
H2-C1	<0.22	0.87	2.5	2.5	<1.3	<1.3	6.3	0.27	<0.44	59	<1.2	44	43	36	20
H2-B1	<0.29	0.29	3.3	3.3	1.9	1.9	5.9	1.2	<0.46	22	13	36	58	30	26
H2-D1	<0.26	0.45	2.8	2.8	<1.2	<1.2	2.7	0.42	<0.42	14	<1.2	19	46	16	10
H2-J1	<0.18	0.51	2.1	2.1	<1.3	<1.3	2.5	0.56	0.52	39	12	39	94	28	25
J9-A1	<0.20	0.29	2.2	2.2	<1.2	<1.2	0.71	0.48	<0.45	17	<1.2	17	66	14	10
J1-N1	<0.13	1.3	2.0	2.0	<1.3	<1.3	2.2	0.43	<0.45	15	<1.2	18	65	15	12
K1-B1	<0.24	0.26	297	297	<1.3	<1.3	4.9	0.83	3.4	2.5	<1.2	650	22	642	678
K4-D1	<0.21	0.14	2.5	2.5	<1.3	<1.3	2.2	0.50	0.44	13	<1.7	17	46	15	12
G1S-B1	<0.17	0.44	2.4	2.4	<1.3	<1.3	3.0	0.63	0.51	96	5.6	64	65	47	35
G6-D1	<0.14	<0.13	2.2	2.2	<1.3	<1.3	<0.23	0.47	<0.43	24	<1.7	21	53	17	9.7
G6-D6	<0.22	<0.15	1.2	1.2	<1.3	<1.3	1.3	0.43	0.74	48	<1.7	32	57	25	22

 : 全ベータ寄与分<全ベータ値となったタンク

3-8. 第3回調査以降のモニタリング実績

放射能濃度の単位：Bq/L

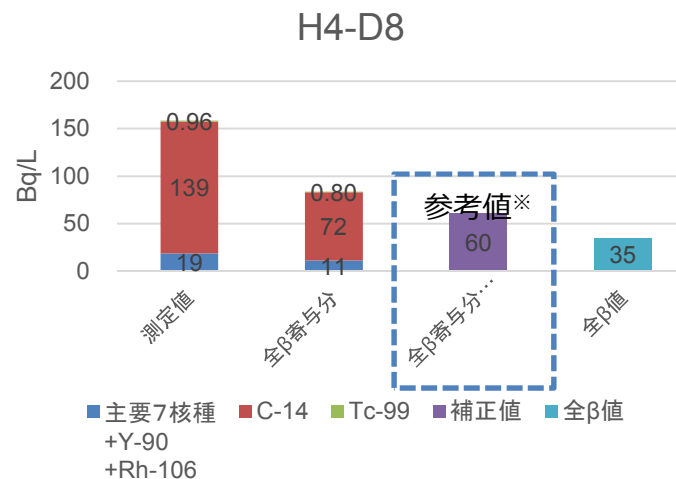
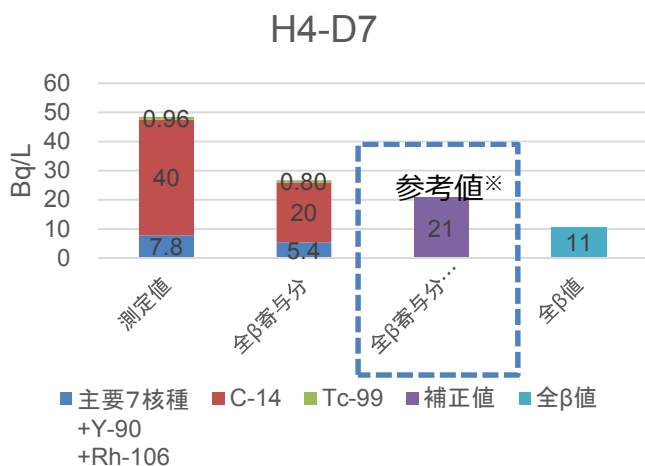
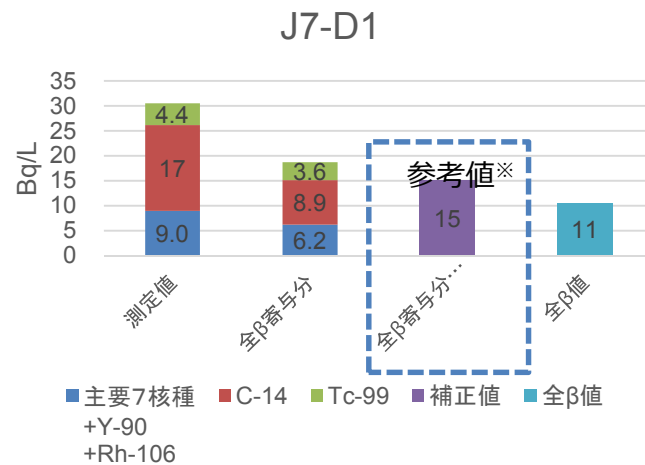
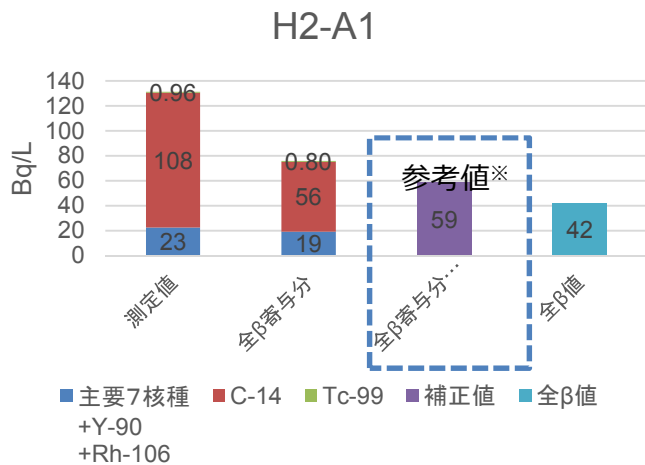
タンク名	Cs-134	Cs-137	Sr-90	Y-90	Ru-106	Rh-106	I-129	Co-60	Sb-125	C-14	Tc-99	全β寄与分 (換算値)	析出重量 (mg)	全β寄与分 (遮蔽考慮)	全β値
B-B1	<0.14	<0.13	1.1	1.1	<1.2	<1.2	<0.23	0.43	<0.45	24	<1.7	18	55	15	11
B-B5	<0.16	<0.12	4.1	4.1	<1.1	<1.1	<0.23	0.37	<0.31	32	<1.7	29	53	24	18
B-A1	<0.43	1.3	9230	9230	<3.0	<3.0	52	0.69	2.7	16	5.8	20000	90	19000	20300
B-A5	<0.30	0.48	2490	2490	<1.5	<1.5	54	0.66	2.0	15	5.9	5430	96	5150	5910
B-D7	<0.70	3.0	22600	22600	<4.6	<4.6	45	0.43	4.8	14	5.9	48800	110	46000	52800
B-D6	<0.50	2.2	17100	17100	<3.6	<3.6	47	0.43	2.8	14	5.5	36900	97	35000	40400
B-D5	<2.0	2.8	11200	11200	<17	<17	47	<1.3	<6.2	16	5.2	24300	91	23100	24400
B-D4	<1.5	1.5	9260	9260	<12	<12	48	<1.2	4.9	13	5.0	20100	82	19200	20200
B-D3	<0.38	0.92	5920	5920	<2.7	<2.7	48	0.49	2.5	11	5.1	12800	77	12300	13700
B-D2	<0.47	1.1	6100	6100	<3.1	<3.1	42	0.59	2.4	9.5	4.9	13200	81	12600	14200
B-D9	<0.48	2.1	14200	14200	<3.4	<3.4	46	0.65	3.0	13	5.1	30800	86	29400	32700
B-D8	<0.61	1.9	14200	14200	<4.2	<4.2	35	0.38	1.8	12	4.3	30800	85	29400	30200
H2-E1	<0.19	0.34	2.0	2.0	<1.2	<1.2	4.2	0.21	0.50	17	18	33	56	27	19

 : 全ベータ寄与分<全ベータ値となったタンク

※1 全ベータ寄与分<全ベータ値となったタンクの内、全ベータ値と換算値の合計の差の絶対値が最も大きいものとして調査を実施

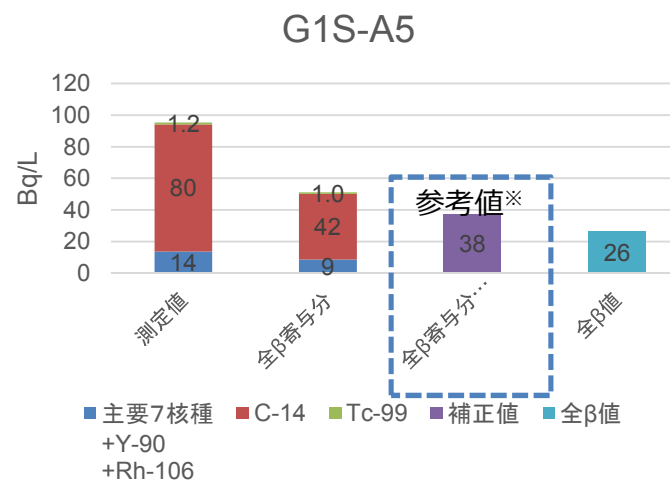
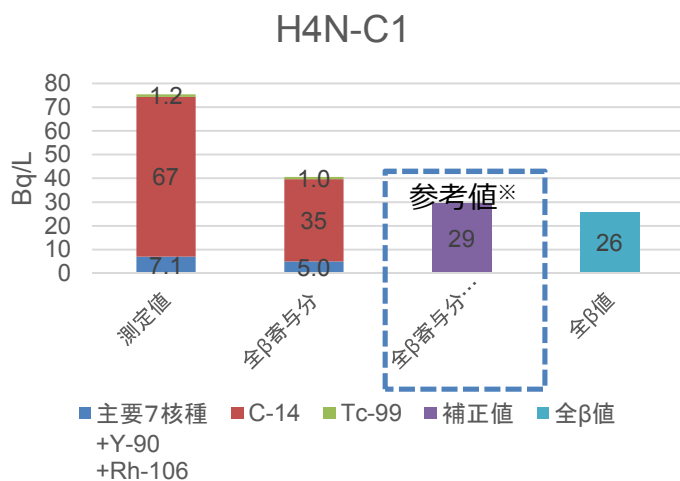
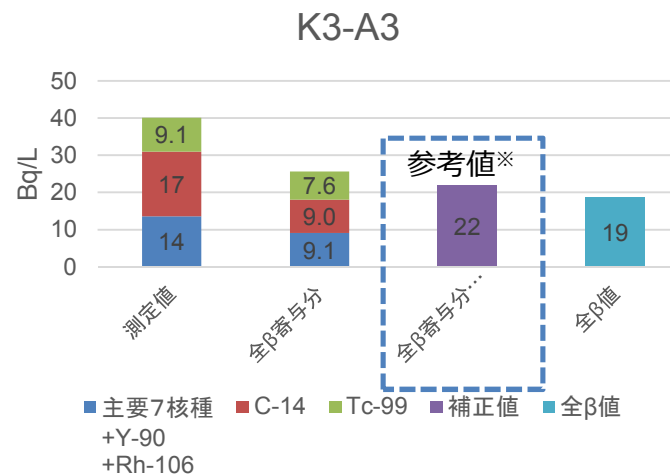
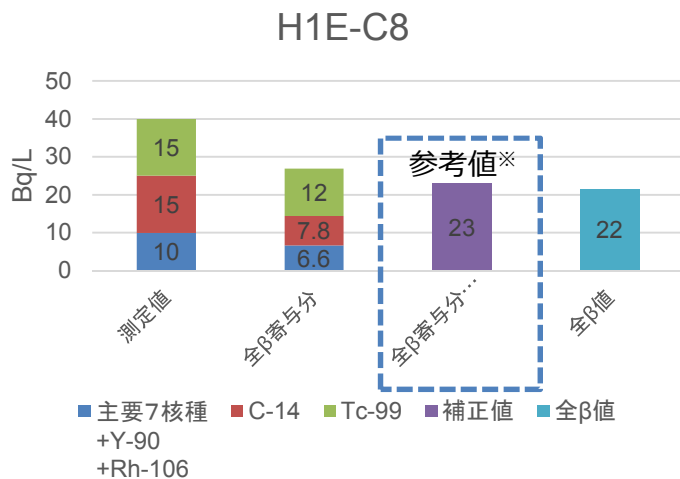
※2 全ベータ寄与分<全ベータ値となったタンクの内、全ベータ値と換算値の合計の差の全ベータに対する比率が最も大きいものとして調査を実施

【参考】 調査の実施（第3回）



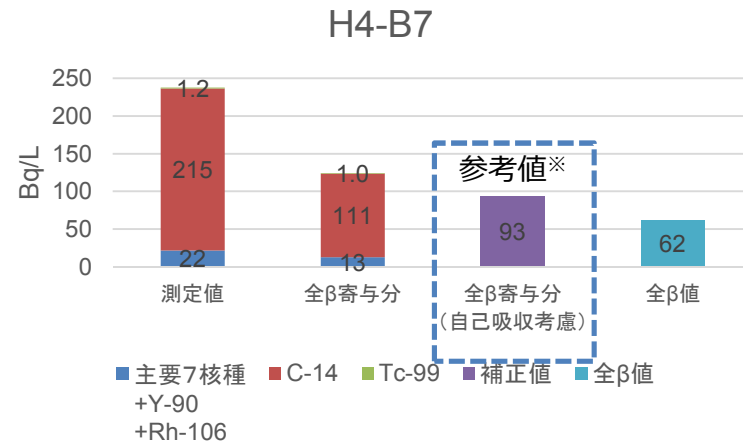
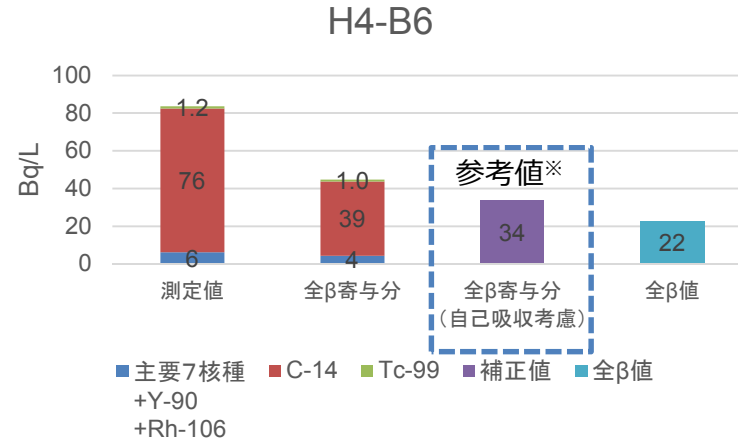
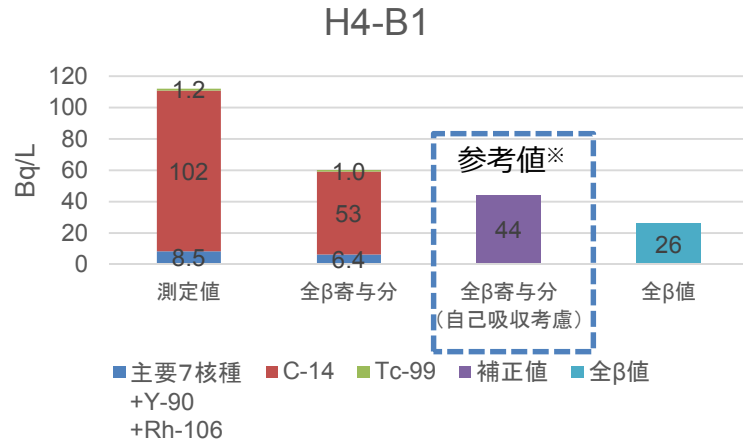
※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については、自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して、アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり、存在形態によっては、自己吸収の程度が変わる可能性もあるため、参考値扱いとしている

【参考】 調査の実施（第3回）



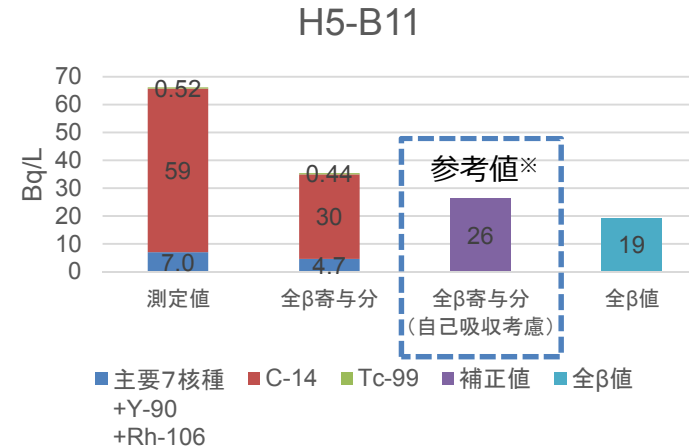
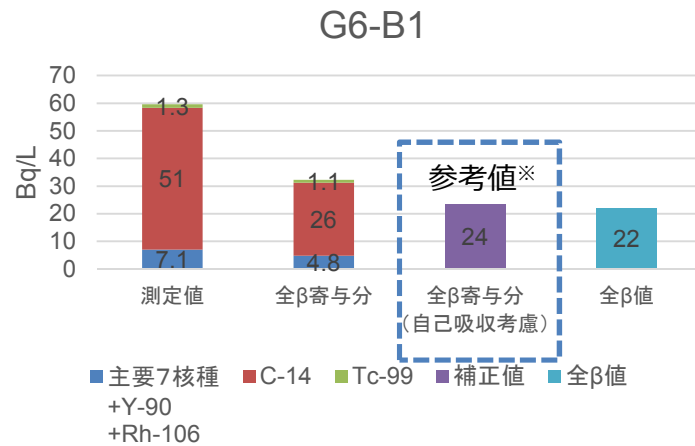
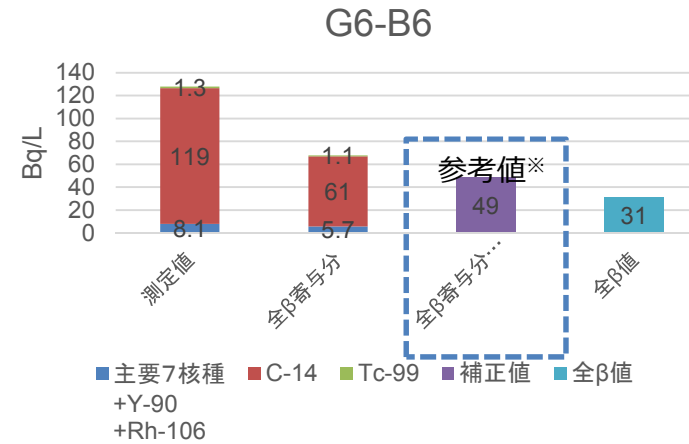
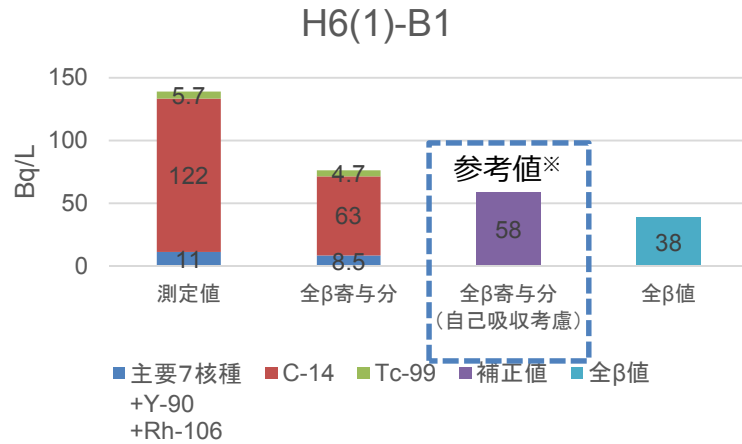
※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については、自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して、アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり、存在形態によっては、自己吸収の程度が変わる可能性もあるため、参考値扱いとしている

【参考】 調査の実施（第3回）



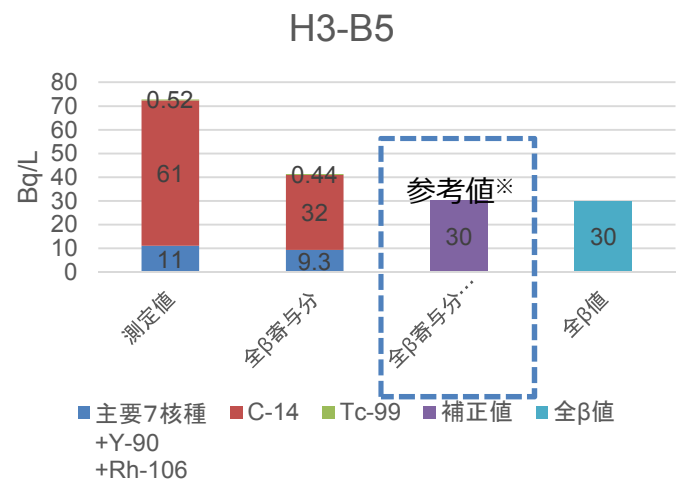
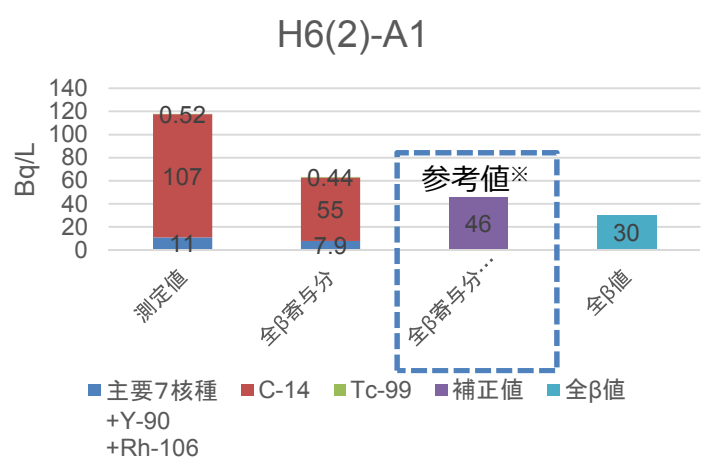
※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については、自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して、アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり、存在形態によっては、自己吸収の程度が変わる可能性もあるため、参考値扱いとしている

【参考】 調査の実施（第3回）



※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については、自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して、アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり、存在形態によっては、自己吸収の程度が変わる可能性もあるため、参考値扱いとしている

【参考】 調査の実施（第3回）



※全ベータ寄与分（自己吸収考慮）については、自己吸収の原因物質が試料中に均一に存在したと仮定して、アイソトープ手帳記載の自己吸収の補正式によって評価した値であり、存在形態によっては、自己吸収の程度が変わる可能性もあるため、参考値扱いとしている

【参考】 調査の実施（第3回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第83回）資料再掲

放射能濃度の単位：Bq/L

選定タンク	Cs-134	Cs-137	Co-60	Ru-106	Rh-106	Sb-125	Sr-90	Y-90	I-129	C-14	Tc-99	全β寄与分 (換算値)	析出重量 (mg)	全β寄与分 (遮蔽考慮)	全β
H2-A1	<0.43	<0.25	0.23	<1.7	<1.7	<0.66	6.2	6.2	5.2	108	<1.0	76	56.78	59	42
J7-D1	<0.24	<0.25	0.95	<1.4	<1.4	<0.45	0.75	0.75	2.8	17	4.4	19	57.16	15	11
H4-D7	<0.18	0.31	0.49	<1.4	<1.4	<0.48	0.69	0.69	2.2	40	<1.0	27	52.51	21	11
H4-D8	<0.21	<0.20	1.3	<1.4	<1.4	0.81	<0.40	<0.40	13	139	<1.0	84	60.07	60	35
H1E-C8	<0.22	0.47	0.86	<2.0	<2.0	<0.64	<0.51	<0.51	2.8	15	15	27	47.58	23	22
K3-A3	<0.39	1.3	0.51	<2.8	<2.8	<1.1	<0.47	<0.47	3.8	17	9.1	26	48.40	22	19
H4N-C1	<0.15	<0.24	1.6	<1.4	<1.4	<0.46	<0.42	<0.42	1.0	67	<1.2	41	64.37	29	26
G1S-A5	<0.19	0.34	1.3	<1.4	<1.4	<0.48	<0.50	<0.50	7.6	80	<1.2	51	59.44	38	26

【参考】 調査の実施（第3回）

特定原子力施設監視・評価検討会
（第83回）資料再掲

放射能濃度の単位：Bq/L

選定タンク	Cs-134	Cs-137	Co-60	Ru-106	Rh-106	Sb-125	Sr-90	Y-90	I-129	C-14	Tc-99	全β寄与分 (換算値)	析出重量(mg)	全β寄与分 (遮蔽考慮)	全β
H4-B1	<0.20	0.40	2.1	<1.5	<1.5	<0.47	0.81	0.81	0.80	102	<1.2	60	60.17	44	26
H4-B6	<0.15	0.44	0.70	<1.2	<1.2	<0.43	<0.40	<0.40	1.3	76	<1.2	45	55.20	34	22
H4-B7	<0.17	<0.24	0.70	<1.2	<1.2	0.56	<0.39	<0.39	17	215	<1.2	125	51.78	93	62
H6(1)-B1	<0.13	0.70	2.9	<1.3	<1.3	<0.42	1.1	1.1	2.3	122	5.7	76	52.45	58	38
G6-B6	<0.28	0.22	1.7	<1.2	<1.2	<0.44	0.55	0.55	1.9	119	<1.3	68	62.07	49	31
G6-B1	<0.16	<0.23	0.94	<1.3	<1.3	<0.47	<0.45	<0.45	1.8	51	<1.3	32	63.45	24	22
H5-B11	<0.12	<0.20	0.68	<1.2	<1.2	<0.39	0.41	0.41	2.3	59	<0.52	35	56.11	26	19
H6(2)-A1	<0.24	<0.23	1.3	<1.3	<1.3	<0.46	1.2	1.2	3.7	107	<0.52	63	60.40	46	30
H3-B5	<0.27	0.44	1.7	<1.2	<1.2	<0.39	2.3	2.3	1.4	61	<0.52	41	71.94	30	30

捕捉資料1

多核種除去設備の除去対象核種選定の 考え方

ALPSで除去対象としている核種選定の考え方

- ALPSで除去対象としている62核種は、以下の考え方に基づき選定（『実施計画Ⅱ.2.16.1多核種除去設備』に記載し、原子力規制委員会に認可された内容の概要）

【核分裂生成物（核分裂により生成した核種）】

- 原子炉停止30日後の炉心に存在する核種を評価※1、その中からトリチウム、不溶性核種（滞留水へ移行し難い）、希ガスといった核種を除外
- 滞留水に含まれるCs-137の放射能濃度測定結果等から各核種の滞留水への移行※2を評価し、原子炉停止365日後の滞留水中の放射能濃度を推定
- 滞留水中の放射能濃度が告示濃度限度の1/100を超える核種を除去対象として抽出（56核種を抽出）

【腐食生成物（原子炉冷却系等で使用している金属が放射化された核種）】

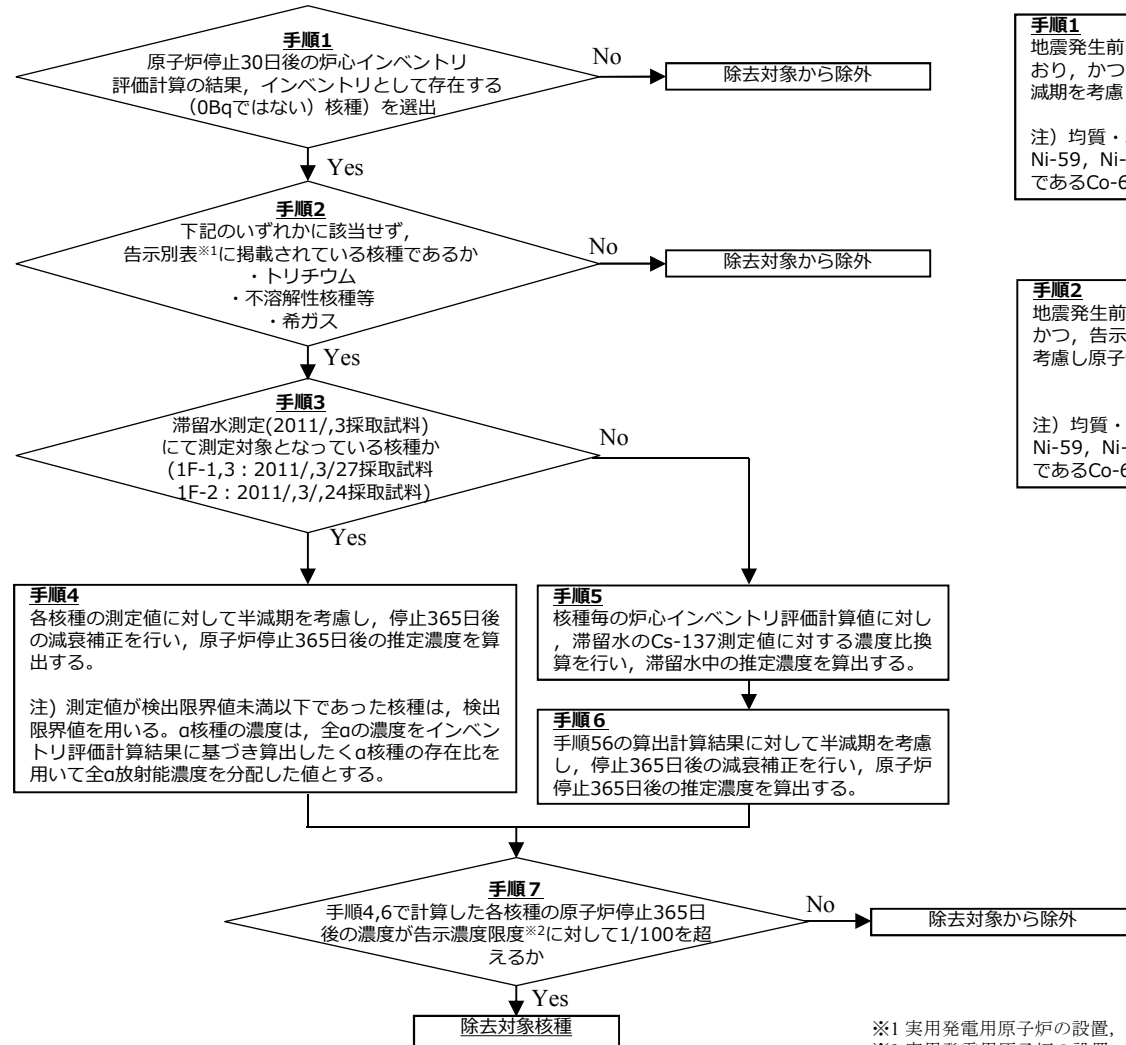
- 震災の影響による1～3号機の原子炉保有水、濃縮廃液タンクから滞留水への移行を考慮
- 地震発生前における1～3号機原子炉保有水の放射能濃度測定結果及び濃縮廃液タンク保有水の放射能濃度測定結果から、海水流入等による希釈及び1年後の減衰を考慮し、滞留水中の放射能濃度が告示濃度限度の1/100を超えるものについて、除去対象核種として抽出（6核種を抽出）

※1 ORIGEN（放射性物質の生成、壊変、減損について計算を行うためのコードシステム）による評価

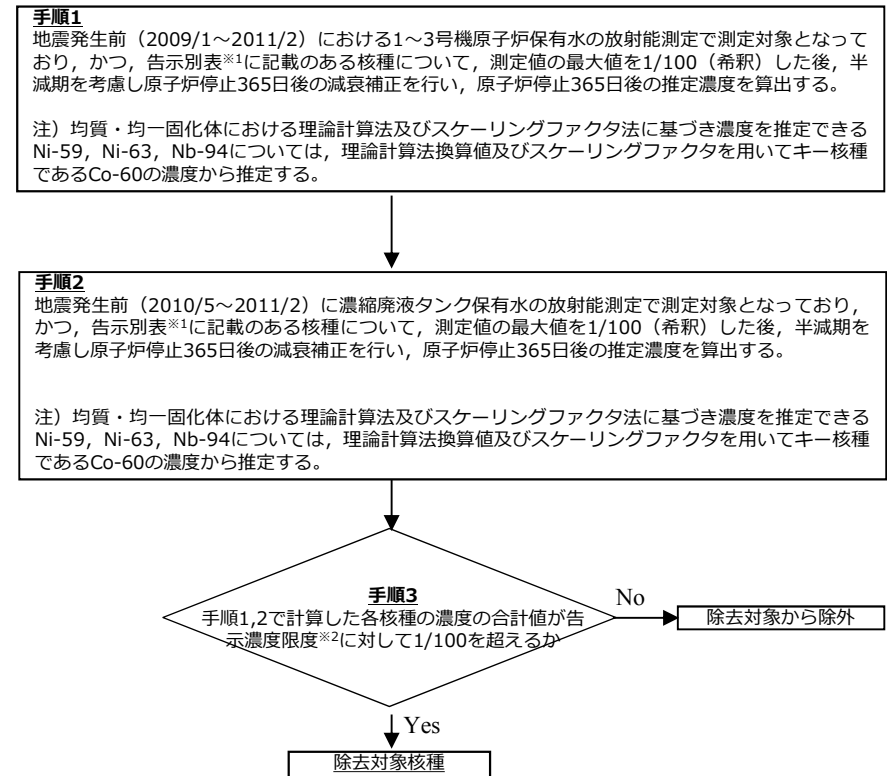
※2 滞留水におけるCs-137等の測定結果及び事故解析コード（MAAP）による滞留水への移行を評価

【参考】除去対象核種の選定フロー

＜核分裂生成物＞



＜腐食生成物＞



*1 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示(別表第2第六欄)

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

捕捉資料2

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（3/24）【抜粋】

小委員会の報告を受けて(処分方法の検討)

2020年3月24日
『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』【抜粋】

- 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では以下の通りまとめられている

- ✓ 2011年12月から30～40年での廃止措置終了時においては、ALPS処理水についても処分を終えていることが必要であり、貯蔵継続は廃止措置終了までの期間内で検討することが適当
- ✓ 廃炉・汚染水対策は「継続的なリスク低減活動」であり、リスク源となりうる放射性物質を敷地外に持ち出すことは、リスクを広げることになるため、既存の敷地内で廃炉を進めることは基本である
- ✓ 敷地外への放射性廃棄物の持ち出し保管には、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
- ✓ こうした状況に鑑みれば、タンク保管の継続については、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
- ✓ したがって、安全かつ着実な廃止措置を進めながら、出来るだけタンクを設置するためには、敷地の制約を踏まえつつ、敷地全体を徹底的に有効活用すべき
- ✓ 5つの処分方法(地層注入、海洋放出、水蒸気放出、水素放出、地下埋設)のうち、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が現実的
- ✓ 海洋放出、水蒸気放出のいずれも放射線による影響は自然被ばくと比較して十分に小さい
- ✓ 廃炉終了までの期間に処分を行うためには、年間の処分量と処分期間はトレードオフの関係となる
- ✓ トリチウム以外の放射性物質について、確実に二次処理を行うとともに、処分の開始時期、処分量、処分期間、処分濃度について、関係者の意見も踏まえて適切に決定することが重要

- ➔ 小委員会報告で「技術的に実績があり現実的」と整理された2つの処分方法(水蒸気放出・海洋放出)について、国主催の「意見を伺う場」参加予定者をはじめとする関係者や広く国民の皆さまの参考となるよう、当社として、現時点での概念検討をまとめた

処分内容の検討①(基本的考え方)

2020年3月24日
『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』【抜粋】

- どのような処分方法であっても、法令上の要求を遵守することはもちろんのこと、風評被害の抑制に取り組む
 - 一度に大量に放出せず、年間トリチウム放出量は、既存の原子力施設を参考とし、廃止措置に要する30～40年の期間を有効に活用する
 - トリチウム以外の放射性物質の量を可能な限り低減する(二次処理の実施)
 - トリチウム濃度を可能な限り低くする
 - ✓ 水蒸気放出の場合
大気中のトリチウムの告示濃度限度(空気1ℓ中5ベクレル)に対して、海洋放出の場合と同等 程度の割合で希釈することを検討する
 - ✓ 海洋放出の場合
海水中のトリチウムの告示濃度限度(水1ℓ中60,000ベクレル)に対して、「地下水バイパス」及び「サブドレン」の運用基準(水1ℓ中1,500ベクレル)を参考に検討する
＜参考＞ WHOが定める飲料水基準:水1ℓ中10,000ベクレル
 - 異常を検知した場合には、速やかに処分を停止する
 - サンプルング地点および頻度の拡大など、これまで以上にモニタリングを充実し、迅速に公表する

処分内容の検討②(水蒸気放出の基本概念)

- トリチウムを除く核種の告示濃度限度比総和が1未満になるまで二次処理を実施する
- 二次処理後、ボイラーで加熱・蒸発処理したうえで、空気希釈して大気中に放出する
- 大気モニタリングを強化する(ただし、結果を得られるまで期間を要する)

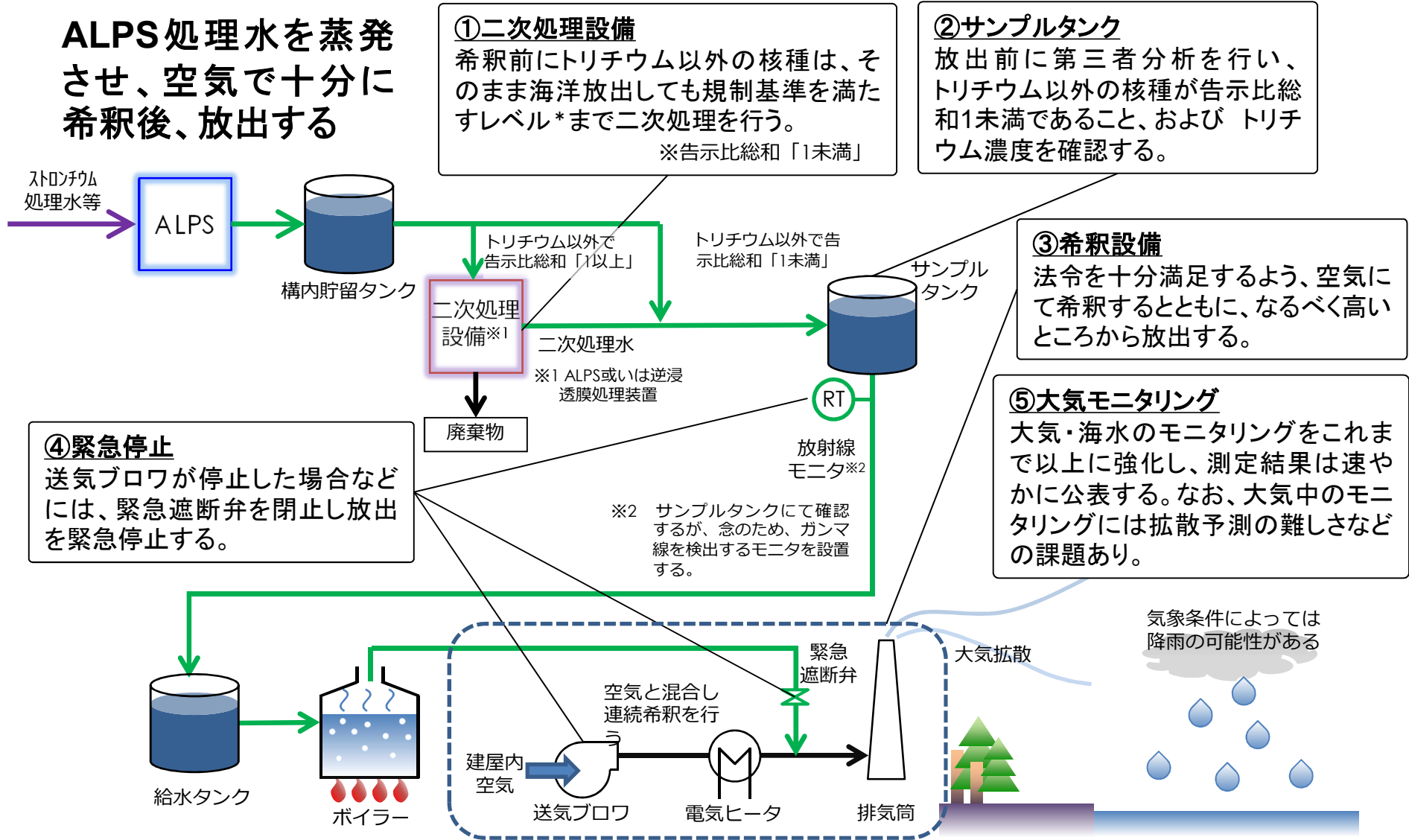
主な実施事項

二次処理	<ul style="list-style-type: none">• 環境へ放出する放射性物質を極力低減するために、希釈前にトリチウムを除く核種が告示濃度限度比総和1未満となるまで処理する<ul style="list-style-type: none">- これにより、希釈後の告示濃度限度比総和は、さらに数百分の1程度まで低減する
サンプリング	<ul style="list-style-type: none">• 二次処理後に分析を実施し、トリチウムを除く核種が告示濃度限度比総和1未満であること、およびトリチウム濃度を確認する
希釈・放出 (緊急時の措置含む)	<ul style="list-style-type: none">• ボイラーで加熱し、蒸発処理する(液体から気体へ)• 蒸気を建屋内空気にて希釈し、排気筒から放出する<ul style="list-style-type: none">- 敷地境界で告示濃度限度(空気1ℓ中5ベクレル)未満となるよう管理する• 希釈空気の流量等に異常が発生した場合は放出を緊急停止する
大気モニタリング	<ul style="list-style-type: none">• 敷地境界および敷地外でのサンプリング・分析を実施<ul style="list-style-type: none">- 結果を得るまでの期間:1~2週間(1~2週間程度連続採取後、1日程度で分析)• 放出時の放射能測定結果は随時公開<ul style="list-style-type: none">- 第三者による分析や公開等についても検討

処分内容の検討③(水蒸気放出設備の概念)

2020年3月24日
『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』【抜粋】

ALPS処理水を蒸発させ、空気です十分に希釈後、放出する



処分内容の検討④(海洋放出の基本概念)

- トリチウムを除く核種の告示濃度限度比*総和が1未満になるまで二次処理を実施する
- 二次処理後、海水で十分に希釈してから海洋に放出する
- 海洋モニタリングを強化する

主な実施事項

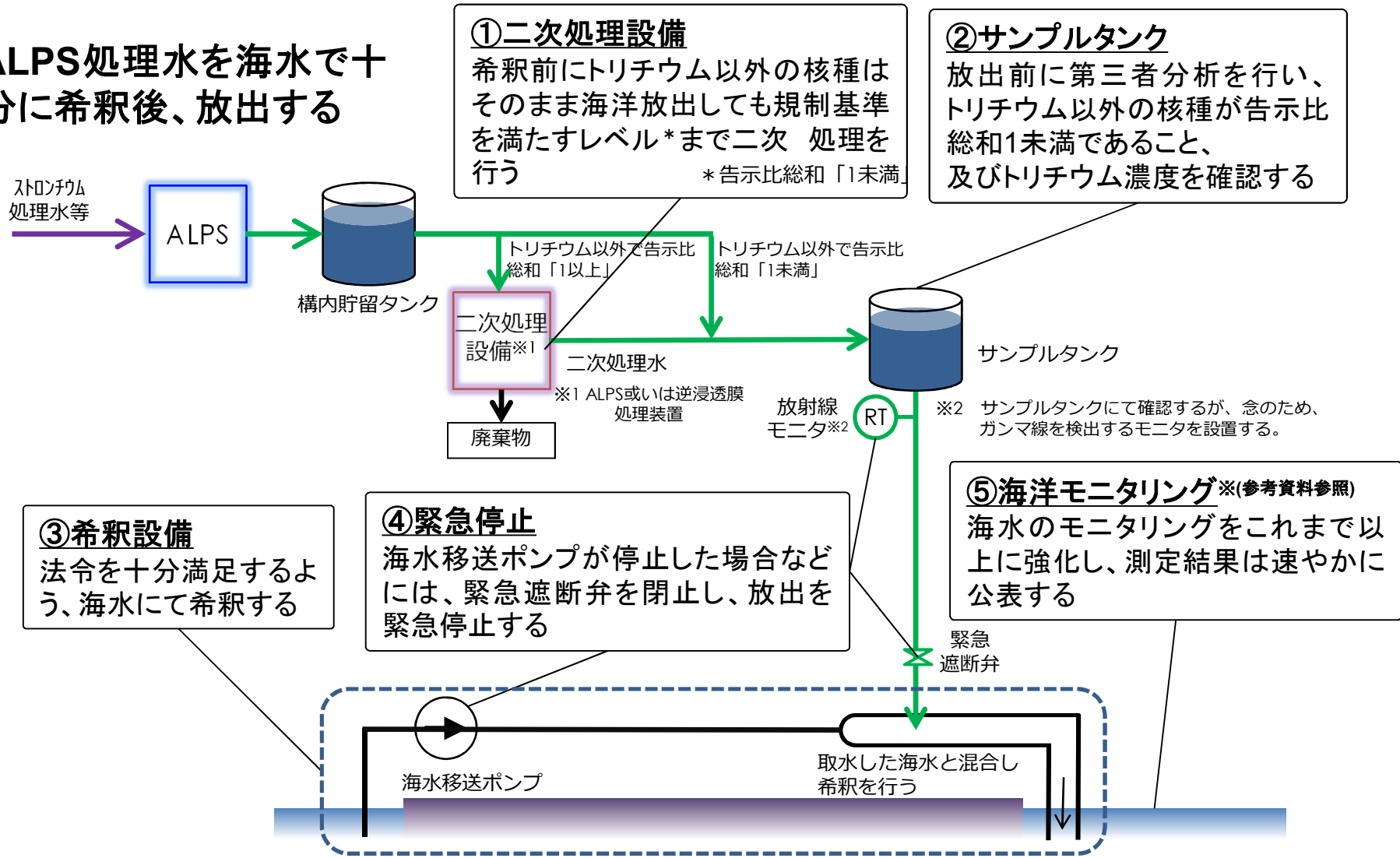
二次処理	<ul style="list-style-type: none">• 環境へ放出する放射性物質を極力低減するために、希釈前にトリチウムを除く核種が告示濃度限度比総和1未満となるまで処理する<ul style="list-style-type: none">- これにより、希釈後の告示濃度比総和は、さらに数百分の1程度まで低減する
サンプリング	<ul style="list-style-type: none">• 二次処理後に分析を実施し、トリチウムを除く核種が告示濃度限度比総和1未満であること、およびトリチウム濃度を確認する
希釈・放出 (緊急時の措置含む)	<ul style="list-style-type: none">• 法令を十分満足するよう海水を用いて希釈・放出する<ul style="list-style-type: none">- 地下水バイパス及びサブドレンの運用基準(水1ℓ中1,500ベクレル未満)程度まで希釈• 希釈水の流量等に異常が発生した場合は放出を緊急停止する• 放出口近傍にてサンプリング・分析を行う<ul style="list-style-type: none">- 結果を得るまでの期間:1日程度
海洋モニタリング	<ul style="list-style-type: none">• 海水および魚類・海藻類の海洋モニタリングを強化• 放出時の放射能測定結果は随時公開<ul style="list-style-type: none">- 第三者による分析や公開等について検討

* 原子力発電所からの排水を人が毎日経口摂取したと仮定した場合の内部被ばく線量は「告示濃度限度比」で評価し、複数の核種が存在する場合はその和で評価する。
「告示濃度限度比」は、ある核種濃度の水を経口摂取した場合の内部被ばく線量に相当する

処分内容の検討⑤(海洋放出設備の概念)

2020年3月24日
『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』【抜粋】

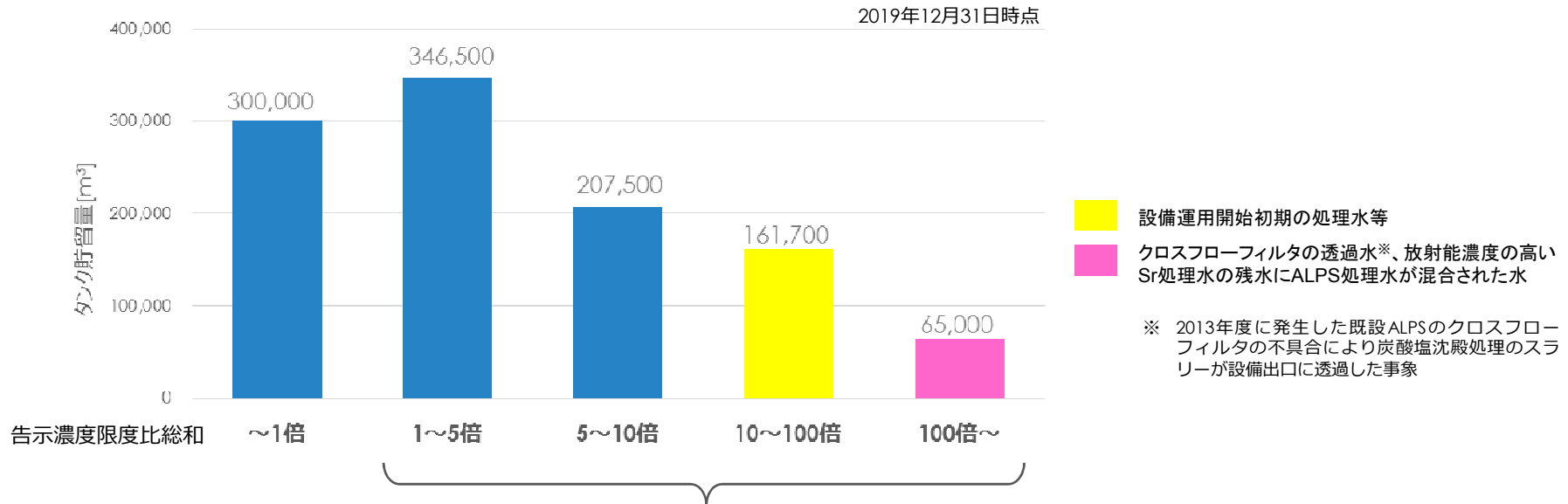
ALPS処理水を海水で十分に希釈後、放出する



処分内容の検討⑥(二次処理の実施)

2020年3月24日
『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』【抜粋】

- 環境へ放出する放射性物質の量を可能な限り低減するため、**トリチウムを除く核種が告示濃度限度比総和1以上の処理水は、二次処理を実施**



全体の72%



告示濃度限度とは、原子炉等規制法に基づく告示に定められた、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、それぞれの核種の告示濃度限度に対する放射性廃棄物中の濃度の比の総和が1未満となる必要がある

多核種除去設備を主として、逆浸透膜処理装置の特徴をふまえ、それぞれを組み合わせた処理の方法を検討する



二次処理

(既に確認されている処理水中のスラッジも除去する)

処分内容の検討⑦(二次処理の実施予定)

2020年3月24日
『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』【抜粋】

- トリチウムを除き告示濃度限度比総和1以上の処理水に対しては、二次処理を実施し、環境に放出される放射性物質を可能な限り低減する
 - すでに、通常の汚染水処理計画への追加や二次処理後の処理水を受け入れるタンクの準備など、二次処理に必要な検討を開始
 - 保管中の処理水のうち、よりリスクの高いストロンチウム処理水をALPS処理後、吸着材を交換したうえで、ALPSを用いた二次処理を試験的に実施(2020年度内)
 - 高濃度のもの(告示濃度限度比100倍以上)を約2,000m³程度処理し、二次処理の性能を確認する
 - 引き続き、通常の汚染水処理および受け入れタンクの準備を進めながら、さらなる二次処理を進める
 - 処分開始前のさらなる二次処理は、空きタンクの確保、配管敷設の段取り、受入タンクの除染作業による作業員被ばくや漏えいリスクを慎重に検討する必要がある

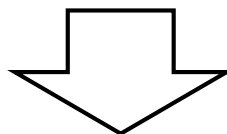
2020年度上半期に生じた不適合に対する 分析・評価と対策について（案）

2020年11月9日

東京電力ホールディングス株式会社

上半期において、実施計画違反事項の影響度の総合的な評価表(様式3)が発出された不適合は下記4件

- ・ 大型メンテナンス建屋内における休憩所サーベイの未実施
- ・ 3号機タービン建屋屋上部雨水対策工事における顔面汚染
- ・ 2号機SFPスキマサージタンク水補給操作における不適切な操作
- ・ 5・6号機自動火災報知設備の火災信号受信不備



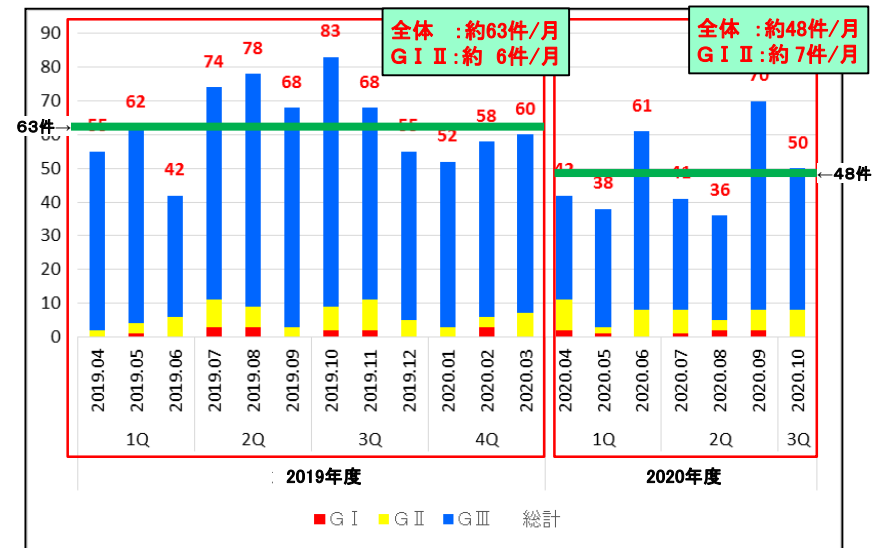
通常の不適合管理で行っている個別案件毎の再発防止策の検討・実施に加え、指摘4件も含めて多くの不適合に共通する課題の分析・評価を行った。その概要と具体的な取り組みについて報告する

(2)上期の不適合やCR起票から捉えた傾向分析

1. 不適合の発生状況

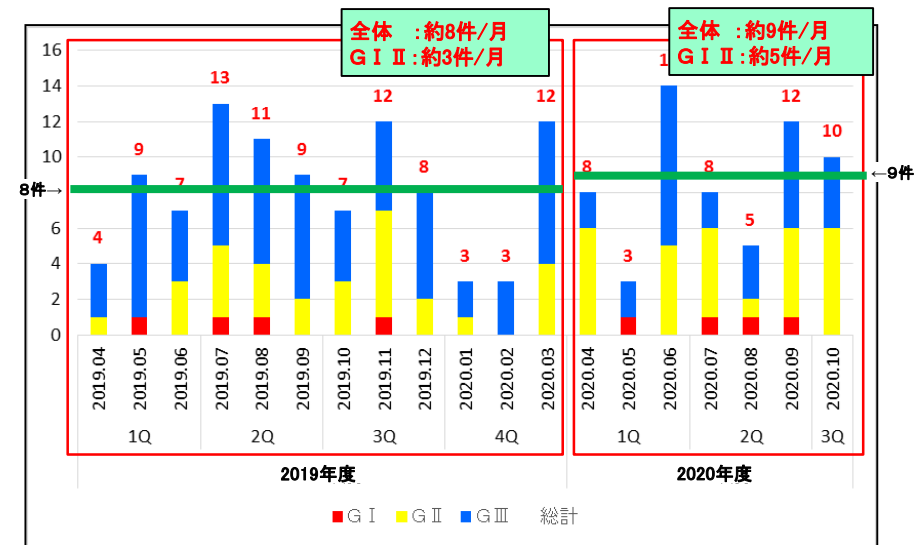
○不適合の発生件数の推移

- 月平均 2019年度：約63件/月、
2020年度上期：約48件/月と
全体的には減少傾向にある
- GI, GIIの高グレード不適合件数
は、約6～7件/月で、ほぼ変わらない状況



○業務品質不適合（原子力安全関連＋H E）の発生件数の推移（分析は次ページ）

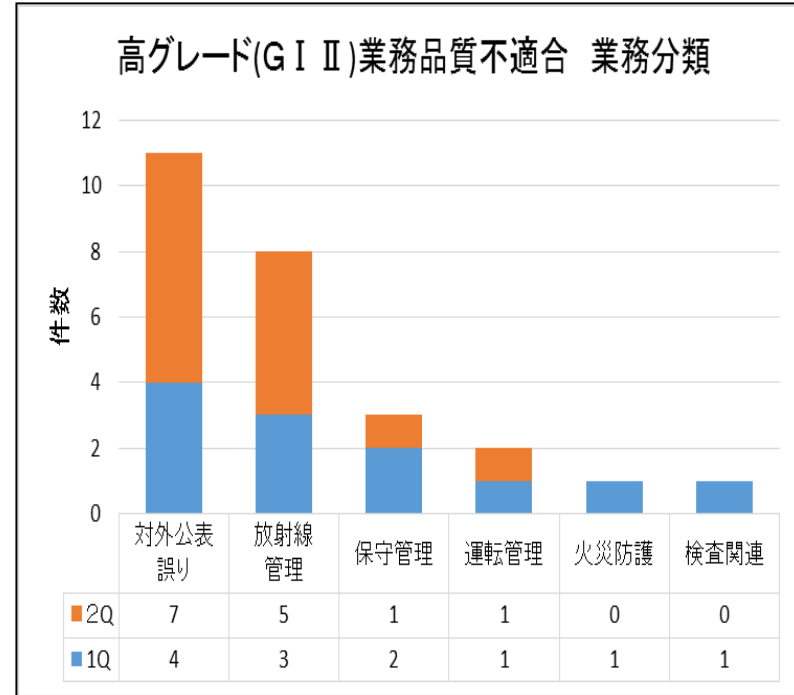
- 月平均 2019年度：約8件/月、
2020年度上期：約9件/月と、
ほぼ変わらない状況
- GI, GIIの高グレード不適合件数
も、約3～5件/月で、ほぼ変わらない状況



2. 業務品質不適合(原子力安全関連+HE)の特徴

○高グレード（G I・II）業務分類別の特徴

- 対外公表誤り（机上）、放射線管理（現場）の問題が上期に多く発生
 - ✓ 対外公表誤り 11 件のうち放射線データに係わるものが多く、膨大なデータを手入力・転記で処理していることなどに問題があることを確認
 - ✓ 放射線管理（現場）の問題は、ふるまいの弱さ、曖昧な知識・リスクの認知不足などを確認
- 運転管理の問題は、件数的には 4 番目だが、運転操作のヒューマンエラーによるプール冷却系の停止など、社会的にも関心の高い事案が発生
 - ✓ 管理体制の不備、運転操作でのリスク管理の弱さなどを確認



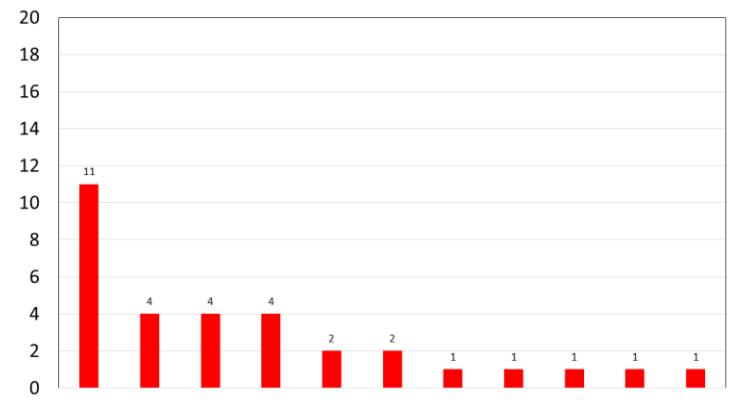
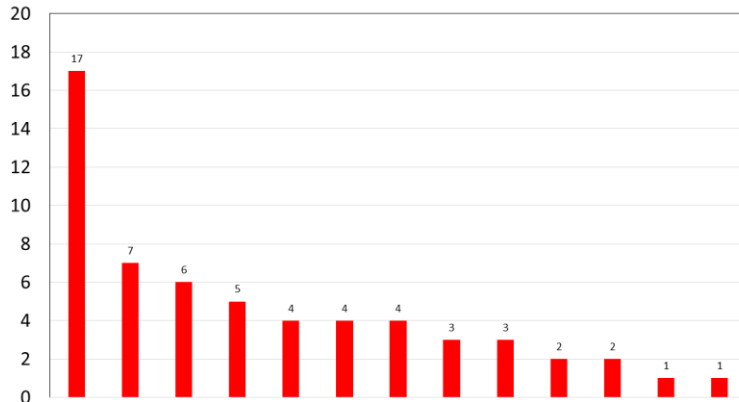
○業務品質不適合（原子力安全関連＋H E）の是正処置件数（部門別）

全グレード(GI・GII・GIII)

- 放射線管理部門が最多
- 機械部門、運用部門と次ぐ

高グレード(GI・GII)

- 放射線管理部門が最多
- 機械部門、運用部門、PMO(実施計画誤り)と次ぐ



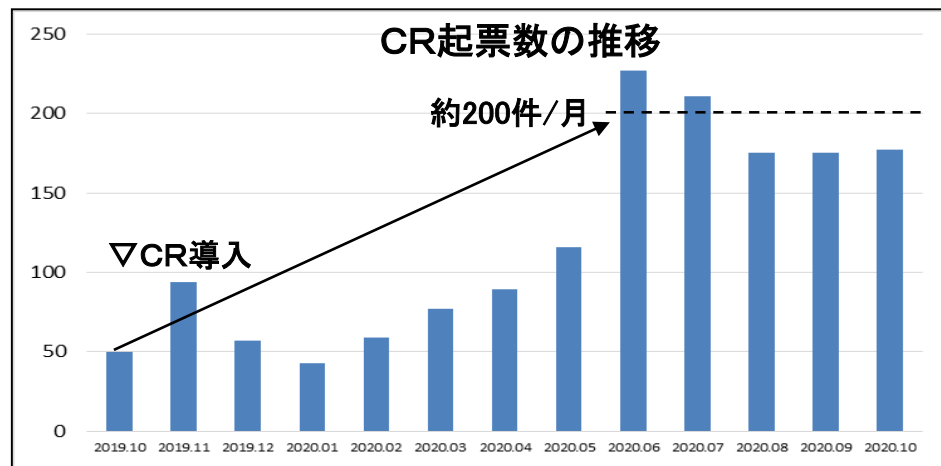
(2)上期の不適合やCR起票から捉えた傾向分析

3. CRの活用(起票状況と特徴)

○CRの起票状況

□ 6月以降では約200件/月程度の起票数で推移

✓ 自ら弱みに気づき改善する意識が高まっている

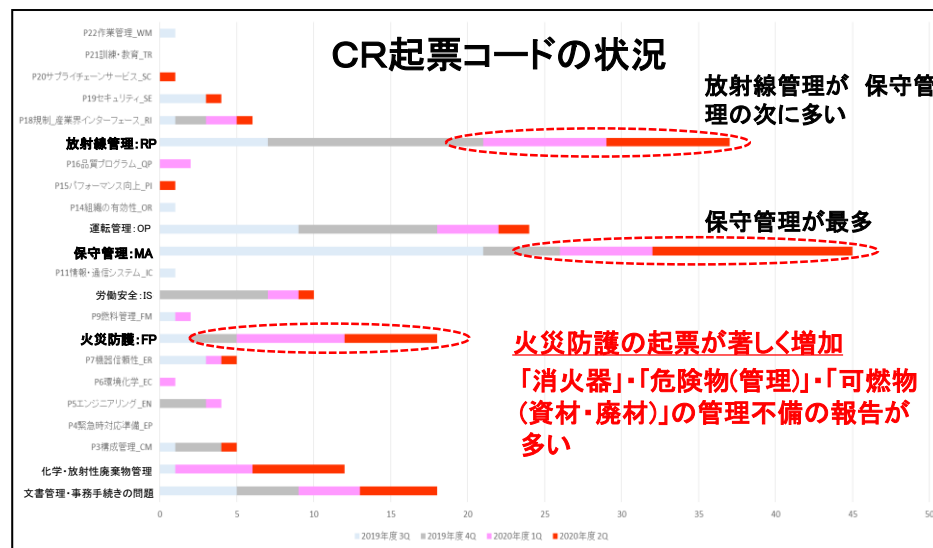


○CR起票件数からみる特徴

- 現場の多い保守管理関係が最多
- 放射線管理関係が次に多い
- 火災防護関係の起票数が昨年に比べ増加

✓ CRは現場の弱みを早期に見つける活動であるが、上記の状況は現場系の不適合分類とも概ね一致している

✓ 火災防護については、不適合に至らない潜在的なリスクがあると考え、弱みとして認識している

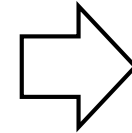


CR：気付き、良好事例、ヒヤリハット、要望推奨など、現場の改善に繋がる事項を起票するレポートのこと

不適合・CR分析から抽出された主な問題点

1. 対外公表誤り（机上）

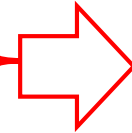
- ・公表している膨大な放射線データを、手入力・転記で処理している
- ・業務、管理プロセスの明確化に伴うデータ処理の自動化などが必要



机上事務の継続的課題
人手によるデータ入力を順次
自動化する等のカイゼンを継続

2. 放射線管理（現場）

- ・構内飲食、不適切な保護衣使用など、ふるまい自体の問題
- ・管理面の弱さ、曖昧な知識・リスクの認知不足が認められ、ふるまいや放射線リスクなどの教育が必要



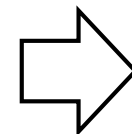
現場管理について共通
の弱点が顕在化しつつ
あるとの認識
重要事項として取り組みを開始
本日報告

3. 運転管理

- ・運転操作において十分にリスクが抽出できていない
- ・リスク管理の弱さの現れのひとつとして、体制が不十分な状態での操作が認められ、リスク管理の強化などが必要

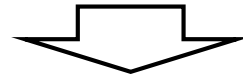
4. 火災防護

- ・消火器，危険物，可燃物(資材・廃材)の管理不備の報告が多い
(管理面の弱さ、曖昧な知識、リスクの認知不足など)
- ・現場に出向き、問題点を改善していくことが必要



検査官指摘も多く、CR起票数からも潜在的なリスクが内在していると認識
所大での取り組みを継続中
・設計管理ガイドへの反映
・WGにて火災リスクの洗い出し、リスク低減に向けたアクション検討

実施計画違反事項の影響度の総合的な評価表(様式3)が発出された不適合



4件の分析結果から、抽出された問題は以下の通り

I.放射線管理の問題

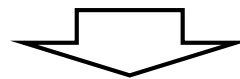
ふるまいの弱さ、曖昧な知識・リスクの認知不足
管理プロセスの弱さ（関係者間の情報共有含む）

II.運転管理の問題

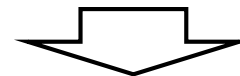
管理体制の不備、運転操作でのリスク管理の弱さ

III.設計管理・調達管理の問題

管理プロセスの弱さ（火災防護設計の対象や要求事項の
明確化，運用側との情報共有含む）



我々の分析と基本的に同じ弱点を指摘いただいたとの認識

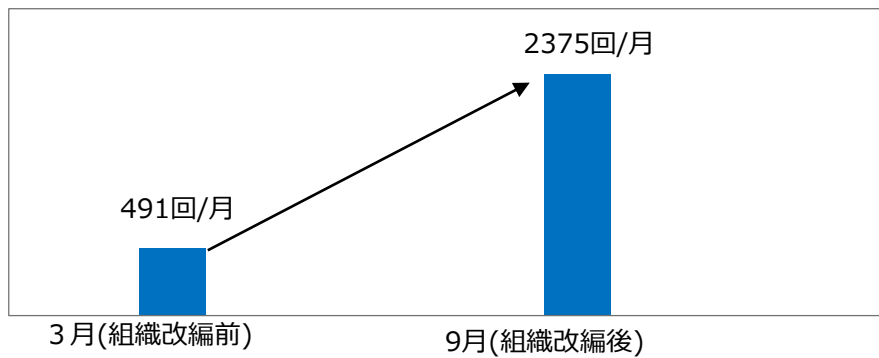


以降のスライドで詳細に説明

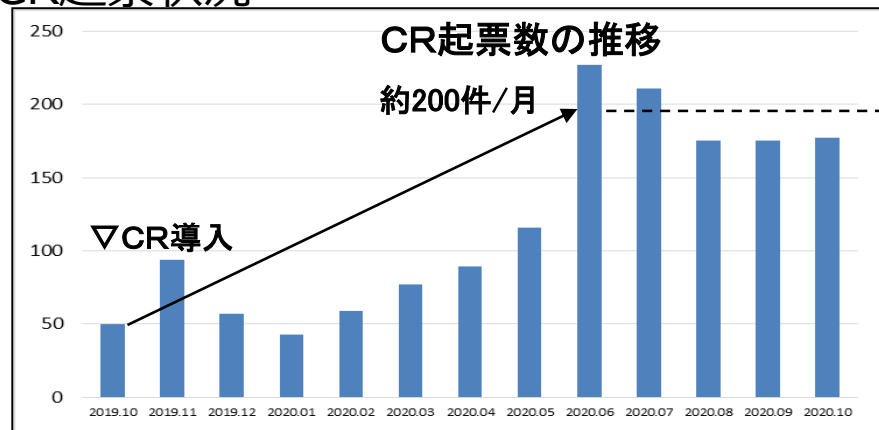
(4) 課題を解消するためのアクションプラン

現場管理の実態

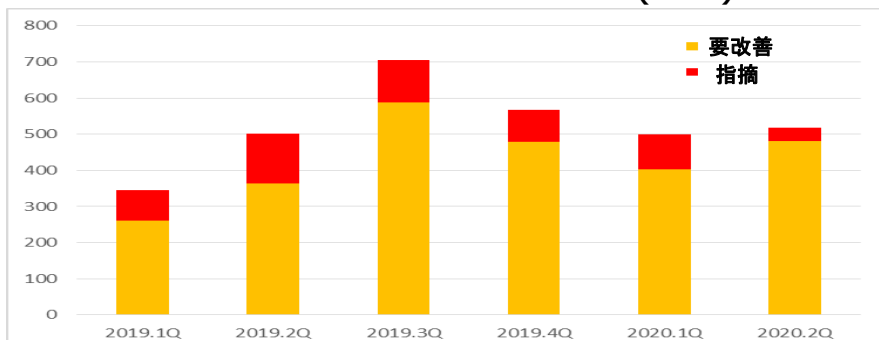
現場工事監理出向回数



CR起票状況

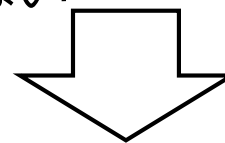


マネジメント・オブザベーション(MO)指摘



組織改編以降、

- ・ 工事監理員の現場出向回数は増加傾向
- ・ CR起票数は増加傾向
- ・ マネジメント・オブザベーション(以下MO)における指摘件数はほぼ横ばい



現場へ出向き、問題点を早期に見つけるようにはなっていないものではなく、不適合の削減までには至っていない

今後、

現場から何を持ち帰るか、如何にカイゼンにつなげるか、「質」に着目した取り組みを重視

○放射線管理（現場）の課題

- ・ 1F構内の環境が大幅に改善されてきたことも影響し、構内飲食・不適切な保護衣使用などのように、ふるまい自体に気の緩みが認められる
- ・ 構内でも場所によって装備・留意事項が異なり、ルールが複雑になっていることもあり、放射線防護に関する知識が曖昧
- ・ 作業における事前のリスク抽出が弱く、適切な防護装備となっていない事例が認められる
- ・ それらの状況を現場で気づけない協力企業・当社工事監理員の管理面の弱さ

(対策1) 全社員・作業員が半日間作業を中断し、放射線防護に関する「ふるまい教育」を一斉実施。ルールの意味合いも含めて全員に再教育。管理職が現場をオブザーベーションし実施状況について確認する

(対策2) 協力企業トップと当社カウンタパートが一体となって現場管理強化に向けた取り組みを開始。企業トップと当社カウンタパートにて上期状況の振り返りを行い、下期の安全・品質・放射線管理計画について見直し、安全推進協議会の場で宣言

現場で取り組みが宣言通りに実施されているかを、現場MOの機会を通じて確認するとともに、元請け企業・当社工事監理員に対して必要な指導・助言をおこない、現場管理レベルの向上をはかる

(対策3) ルールを現場で確認しやすいように、写真付きの掲示物を随所に掲げ、注意喚起

(対策4) 放射線管理上の問題となる行為ができない仕組みを検討

○運転管理の課題

- ・ 運転操作において事前に十分なリスク抽出ができていない
- ・ 当直長のガバナンス体制が不十分な状態での操作実施などリスク管理に弱さ

(対策1) 操作前のリスクアセスとしてプレジョブ・ブリーフィングを活用し、当直長が、操作におけるリスクが排除されていることを、必ず確認することにより、リスク管理の強化をはかる

(対策2) 操作者が操作する前に必ず当直長か当直副長へ報告することとし、操作手順書に従ってステップ毎にチェックしながら実施することを再徹底。管理職がオブザーベーションし実施状況について確認

(対策3) ホワイトボードを活用して操作予定を明示し情報共有、操作全体の進捗も踏まえて必要により時期の調整を実施

上記の対策内容について、運用部長が全当直班に対して意見交換会を実施し、周知徹底

(対策4) 当直OB等を活用した指導強化を準備中

また設備面の対策として

(対策5) 拡声機能を有するページング装置を現場ヘインフラとして整備し、中央操作室と現場間で、指示・操作状況を共有

個別の対策

Ⅲ.設計管理・調達管理の問題については、不適合案件の分析から、共通の課題としては抽出されなかったものの、重要な課題として捉えており、現在、個別に再発防止対策を検討しているところ

(代表件名)

5・6号機自動火災報知設備の火災信号受信不備

(問題点1)自動火災報知設備の改善・配置変更等を設計管理の対象としていなかったこと

(対策1)設計管理ガイドにて、自火報設備の改造について管理対象を明確化

(問題点2)設計段階において運用部門に運用方法を確認できていなかったこと
また、運用の変更点・付加機能を要求事項として仕様書に十分反映できていなかった、調達時に十分に確認できていなかったこと

(対策2)設計担当箇所、調達担当箇所に対して、問題点2として挙げた内容が反映されているか確認することを周知

引き続き、その他の追加対策等の必要性も含め検討中

共通課題に対する取り組み

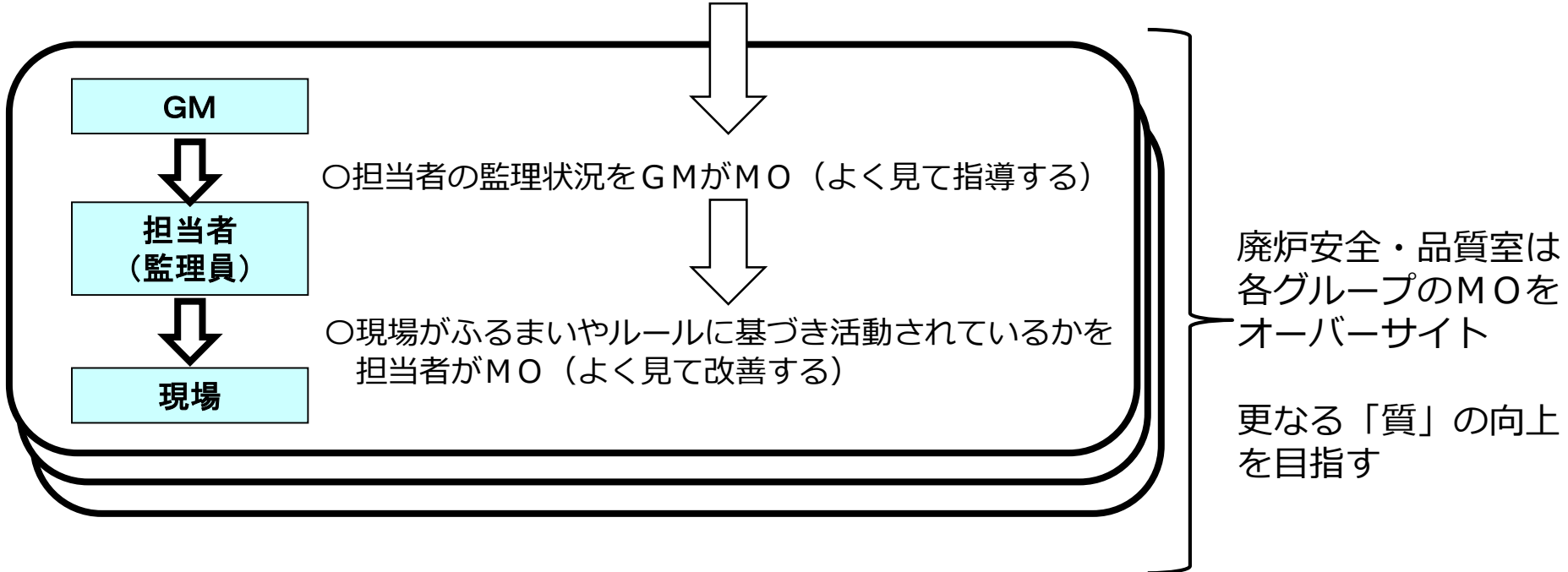
現場MOを強化。所を挙げて現場を確認し、現場の管理レベル向上をはかる
全GMに対して、担当者を指導するためのMOの視点を再教育(11/10,11実施)
(4件の事案から得られた教訓含む)

重要な管理エリア

- ①放射線管理
- ②安全管理
- ③品質管理

(MOにおける視点の例：放射線管理)

- ・エリアに即した放射線防護装備か
- ・意図したとおりに正しく使用されているか
- ・作業に伴う被ばくリスクが適切に抽出されているか



廃炉安全・品質室は各グループのMOをオーバーサイト

更なる「質」の向上を目指す

○組織改編のねらい

1. プロジェクトマネジメント機能の強化

- プロジェクトを遂行するための体制を構築し責任と権限を明確化
- プロジェクトマネジメント室の設置によりプロジェクト支援・監督機能を強化

2. 安全・品質の管理機能強化

- 廃炉安全・品質室を設置し、安全、品質のガバナンスを強化

3. 「現場／現物の重視」を達成するため、

- 福島第一に重心を置いた要員のシフト

○これまでの評価と今後の予定

- 現時点では、プロジェクトの主体的な活動やプロジェクトマネジメント室、廃炉安全・品質室の監督・支援が見られており、組織改編のねらいは概ね達成していると評価
- 職場実態調査の結果を分析すると、
 - 人手不足の背景としてマネジメントやコミュニケーション等に関わる課題があること
 - プロジェクトマネジメント機能の強化や組織改編に伴う新たな仕組みに対する改善の必要性

を認識

- 12月の監視評価検討会に向けて再度職場実態調査を実施 (11月中) し、これまでの結果と合わせて評価を報告する予定