

長期的な視点でのPCV閉じ込め強化の方針について

2023年3月8日



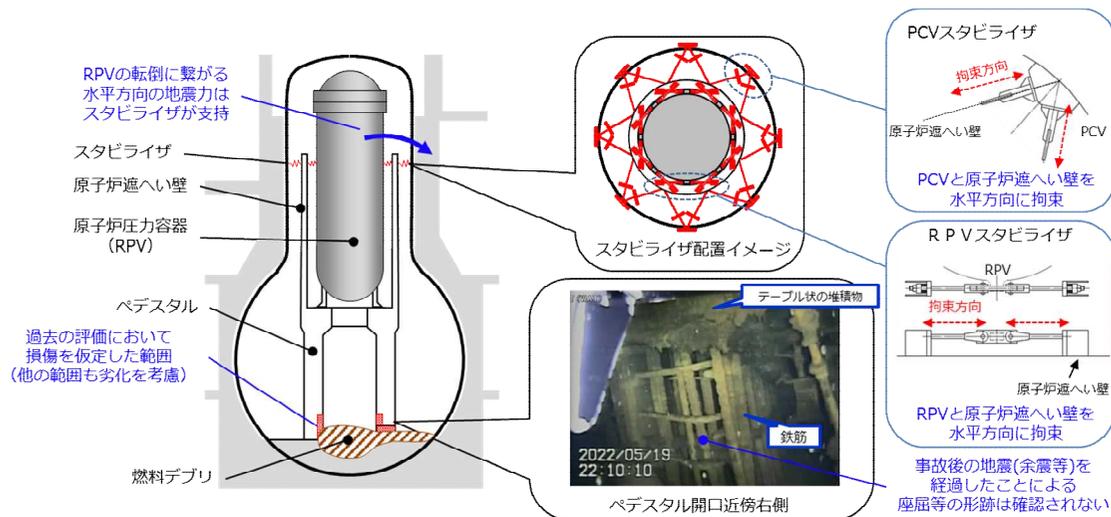
東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

■ 1号機格納容器内部調査におけるペDESTAL外面の確認状況を踏まえ、以下の考察を第100回 特定原子力施設監視・評価検討会（2022年6月20日）にて提示

✓ 原子炉圧力容器の支持機能への影響

- 補助事業（IRID）成果よりペDESTALの一部が劣化、損傷した状態において、支持機能を維持することを確認
- ペDESTAL損傷により想定されるRPV等の水平方向への移動、衝突についてはスタビライザ等により拘束されており、鉛直方向への落下についてはRPV重量の軽減に加えペDESTALの支持機能喪失を示す形跡（露出する鉄筋の座屈等）はみられないことから、大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定
- 今後の内部調査結果を踏まえ、知見の拡充、評価を実施していく。



✓ 支持機能が低下した場合に起こり得る原子力安全上の影響

仮にペDESTALの支持機能が低下しRPV等が傾斜、沈下した場合の安全上の影響として、燃料デブリの冷却、ダスト飛散、臨界の影響について考察を行い、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えられる。

2. 長期的な視点でのPCV閉じ込め強化の方針

現状のPCV閉じ込め状況（補足1）

- 水素爆発防止のため、PCV（RPV）への窒素封入とPCV圧力の微正圧を維持。

長期的な視点でのPCV閉じ込め強化の方針

- PCV閉じ込めは、PCV内ダスト濃度の上昇が想定される状況（燃料デブリ取り出し作業や地震等に起因する事故事象）に対し、その規模に応じて強化していくことが合理的。
 - ◆ 現状（作業なし）～小規模取り出し（段階的な取り出し規模の拡大）までは、PCV微正圧でも敷地境界線量は合算1 mSv/年未満（通常時）、5mSv/事象未満(事故時)となる見通し。
 - ◆ より大きなダスト濃度上昇が想定される状況においては、PCV閉じ込め強化が必要となる可能性もある。
- PCV閉じ込め強化方策として、PCV負圧化、建屋（orカバー）追設、異常時窒素封入停止による放出抑制等がある。

- **建屋（orカバー）追設、異常時窒素封入停止による放出抑制**については検討を進めていく。

- PCV負圧化は、以下の課題があることから、まずは**PCV均圧化**を実施し、閉じ込め強化を図る。

- ✓ 負圧化の場合、大気流入によりPCV内酸素濃度が上昇し、腐食による劣化や水素爆発、燃料デブリ等の性状変化の観点でリスクあり
- ✓ 負圧化のため大流量の給排気とする場合、PCV内ダスト濃度の上昇やPCV内の沈降効果を阻害するリスクあり

（補足2）

- ◆ 小規模取り出し（2号機）では、PCV微正圧でも敷地境界線量は低い見通しだが、大規模取り出し（取り出し規模の更なる拡大）の際の適切なPCV閉じ込めを確立するため、PCV均圧化の効果を確認しておくことが必要。その経験を大規模取り出し（3号機、1号機）にフィードバックしていく。（負圧化は均圧化による酸素濃度の確認等をしたうえで判断）
- ◆ 大規模取り出しでは、小規模取り出しまでの知見拡充や腐食、水素蓄積等のリスクも考慮し、適切なPCV閉じ込めを確立していく。

3. 地震等に備えたPCV閉じ込め強化の方針

< 1号機ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた具体的な対応方針 >

1号機RPV等の傾斜・沈下に対するPCV閉じ込め強化検討について

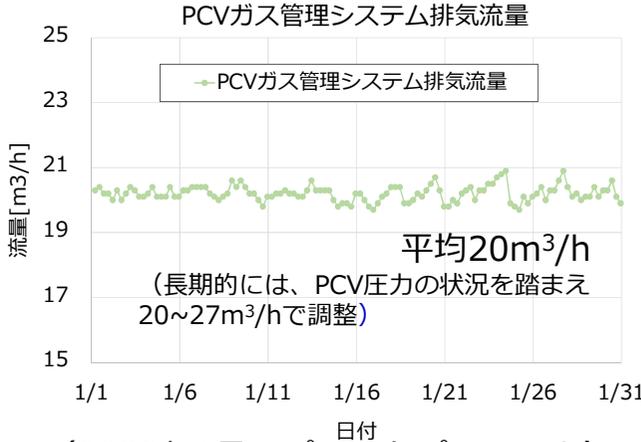
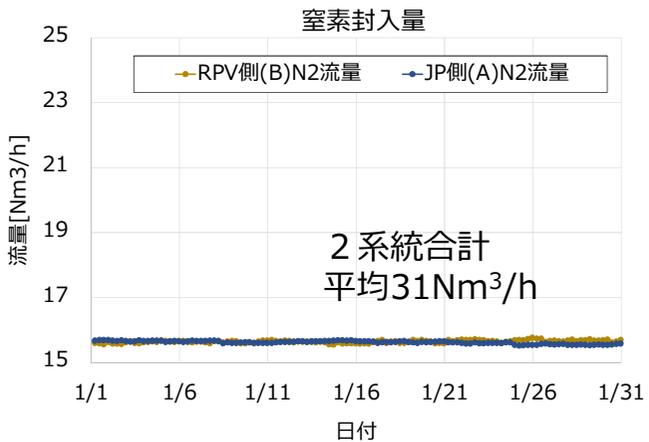
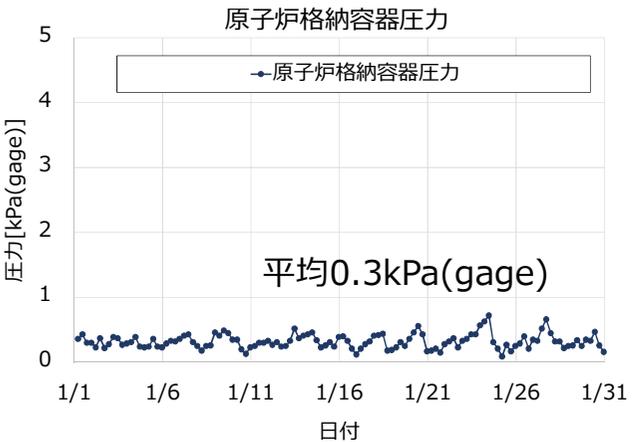
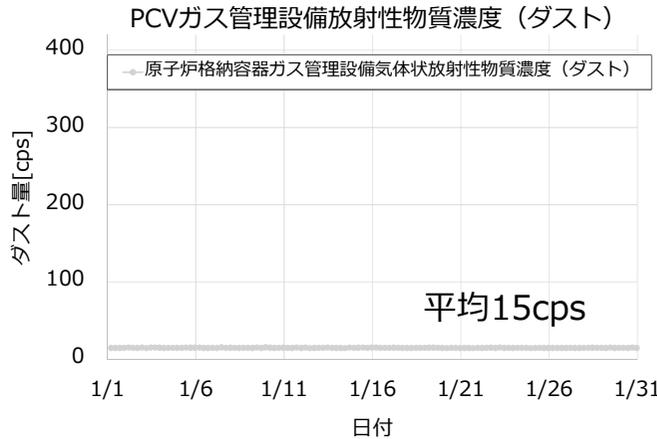
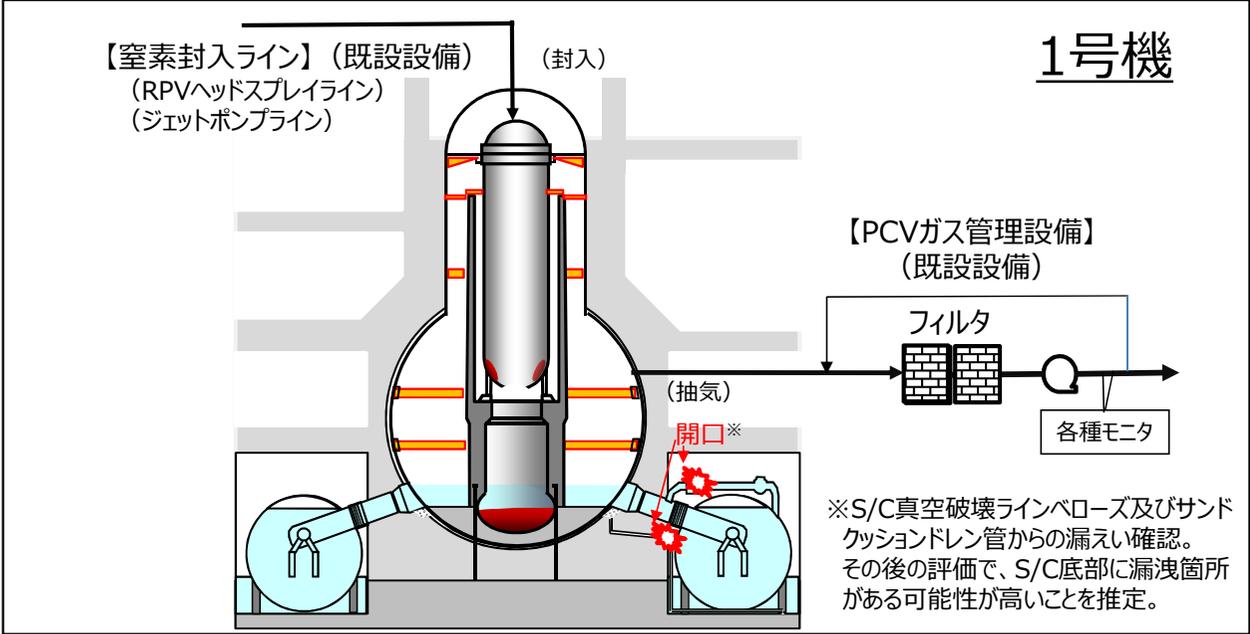
- 地震等により大規模な損壊等に至る可能性は低いと想定しており、仮にRPV等の傾斜・沈下が生じても周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと考えしているが、更なる安全上の措置※も用意している（第100回 特定原子力施設監視・評価検討会）。（※補足3）
- これに加えて、長期的な強化方針と同様に、以下の方策を具体化していく。
 - ① **PCV圧力を極力大気圧**に近づける（均圧化）
（負圧化は均圧化による酸素濃度の確認等をしたうえで判断）
 - ② 地震等による**異常の確認時、窒素封入停止**により放出リスクを抑制

なお、1号機はペDESTALの強度低下が懸念されるため、**使用済燃料取り出しに向けた大型カバー**の設置によるダスト飛散抑制機能の確保を検討

(補足1) 現状のPCV閉じ込め状況

■ PCVの閉じ込めはこれまで以下の考え方で対応

- ◆ PCVガス管理設備でPCV内気体を抽気、フィルタを介して排気し、環境へ放出される放射性物質量を抑制
- ◆ 水素爆発防止のため、PCV (RPV) への窒素封入とPCV圧力の微正圧を維持
- ◆ 現状、PCV内の水素濃度、ダスト濃度は低い



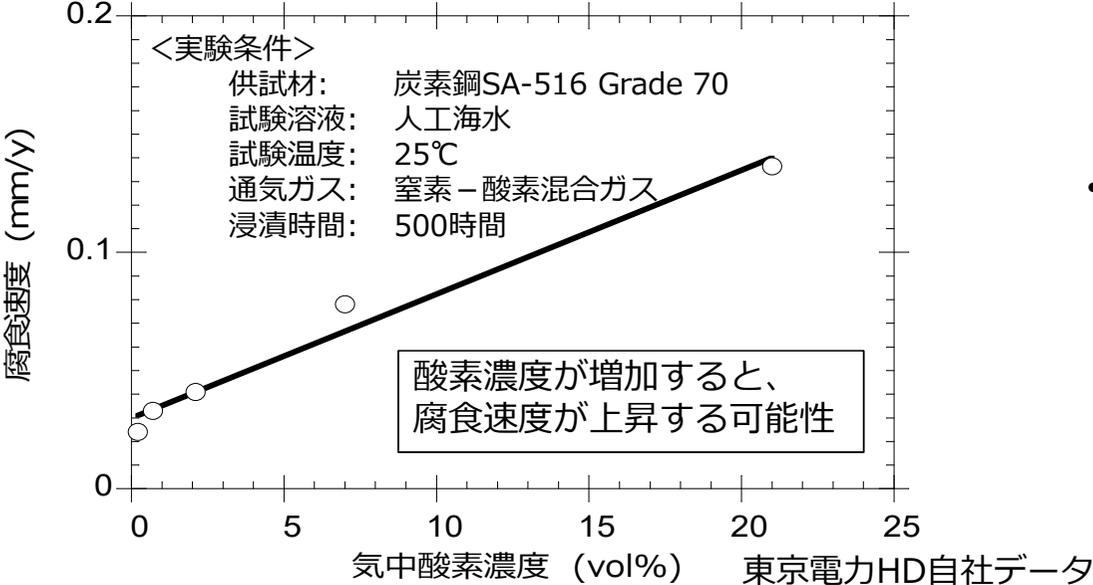
(補足2) PCV負圧化についての課題

■ 1Fのプラント状況では、PCVの負圧化は、大気流入による**PCV内酸素濃度の上昇**が不可避であり、以下のプラント安全や経年劣化リスクを考慮することが必要。

- ◆ PCV腐食の加速：構造健全性（耐震強度等）への影響※1
- ◆ 水素爆発 ⇒可燃限界を超えない管理が必要※2
- ◆ 燃料デブリ等の性状変化リスク：酸化による微粒子化

※1 構造材腐食：

- 腐食工学において、炭素鋼の腐食速度は溶存酸素濃度に比例するものとされている。[腐食防食協会編（昭和63年）金属の腐食・防食Q & A. 丸善.]
(溶存酸素濃度と比例関係にある気中酸素濃度にも比例)
- 当社試験でも、比例関係にあることを確認した(下図)。



腐食速度と気相部酸素濃度の相関

■ 負圧化のため大流量の給排気とする場合、PCV内ダスト濃度の上昇やPCV内の沈降効果を阻害するリスクあり。

※2

- 水の放射線分解で発生した水素は、窒素封入により拡散されている。
- PCV接続配管等に溜まった水素がPCVに流入した場合のリスクを想定。この場合も、PCVに流入した水素は、PCV内空間部で拡散されるため、直ちに水素爆発に至る可能性は低いと想定される。

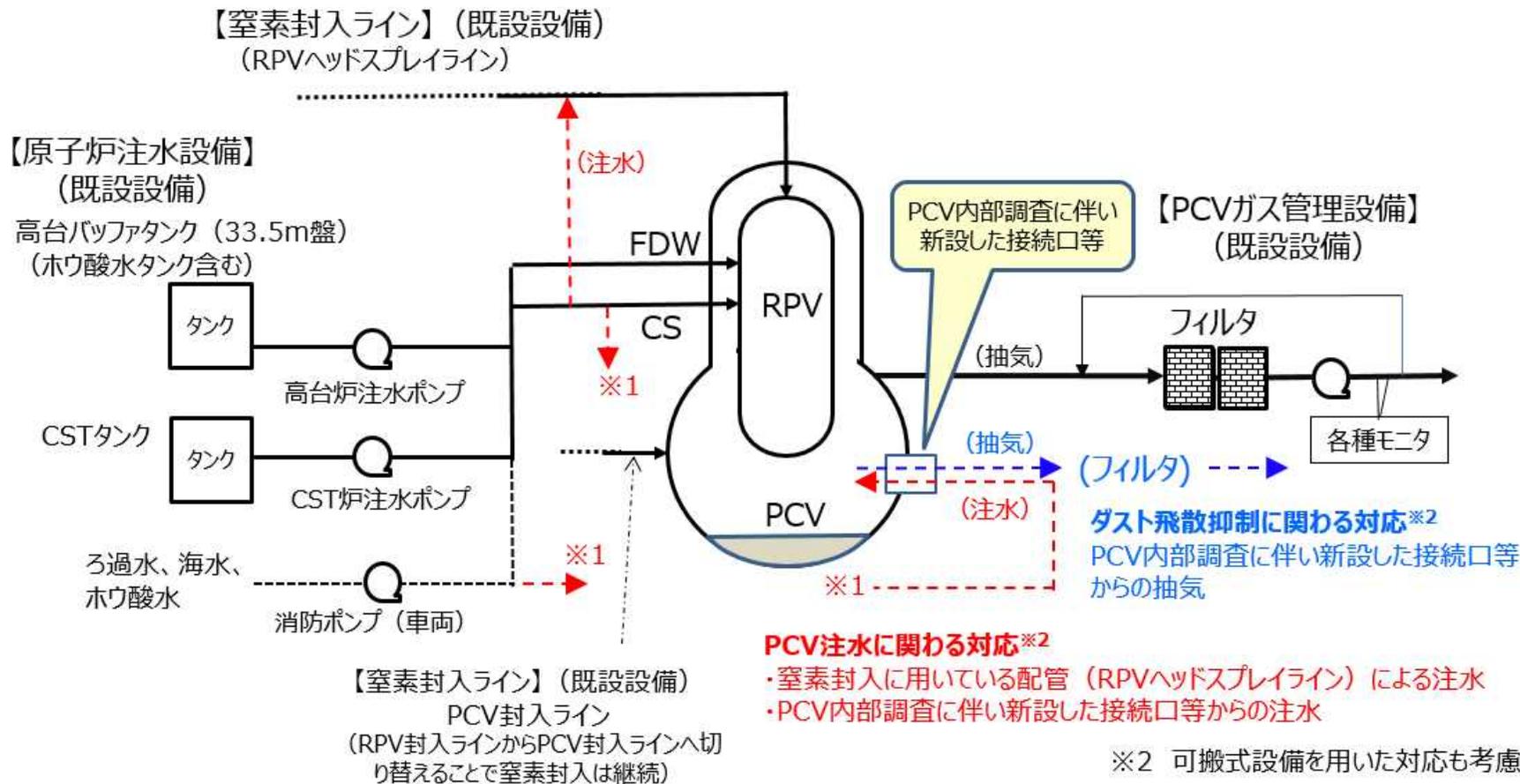
(補足)

- PCV内で切削を行う際は金属粉じんが発生しうるが、RPV等の傾斜・沈下事象では金属粉じんは発生しないため、粉じん爆発が生じることはない(粉じん爆発を考慮する必要がある場合には、酸素濃度管理が必要となる可能性あり)。

5. ペDESTAL外面の確認状況を踏まえた考察について
 支持機能が低下した場合に起こり得る原子安全上の影響について



更なる措置に関わる対応イメージ



PCVの閉じ込め機能維持に関する論点（案）

令和5年3月8日
原子力規制庁

【1号機格納容器内部調査で観察されたペDESTALの状況を踏まえた原子力規制庁の見解】

- ・ 東京電力が1号機原子炉格納容器内部調査で観察できているペDESTALの状況は極一部であり、ペDESTALの耐震評価の前提条件等を具体的に議論できる段階ではない。よって、ペDESTALの支持機能への影響及びそれに伴うリスクについて現時点で具体的な議論及び考察をすることは困難である。
- ・ この状況を踏まえ、仮にペDESTALが圧力容器を支えきれなくなった場合に、どのような事態が生じるのか等をあらかじめ検討しておくことは重要と考え、昨年6月の第100回監視・評価検討会において、仮に支持機能の低下に起因して格納容器の損傷が拡大した際にダストによる環境への影響をできる限り小さくするため、格納容器の圧力について現行の正圧管理から負圧管理への移行を検討するよう指示した。また、地震によって格納容器開口部が拡大すると考えられることから、この指示は、2号機、3号機も対象に含む。
- ・ その後、1号機RCW熱交換器入口ヘッダ配管で高濃度の水素及び空気中と同程度の濃度の酸素の存在が確認されたことを踏まえ、今回のリスクマップ改定案には2023年度の目標として「格納容器内部の閉じ込め機能維持方針策定（水素対策含む）」を設定した。

【PCVの閉じ込め機能維持に関する論点】

- ・ 東京電力が負圧化への課題としている3点に関し、以下の具体的な論点について1F技術会合において議論を行う。東京電力には、当該議論を踏まえ、2023年度中に格納容器内部の閉じ込め機能維持方針を策定することを求める。
 - 「水素爆発⇒可燃限界を超えない管理が必要」
 - PCVを負圧化した場合の水素・酸素の流入量の評価と流入に伴う水素爆発リスク
 - 今後予定しているS/C水位低下によって水封が解かれ、S/Cに接続している配管から水素を含む気体が逆流する可能性
 - 空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定
 - 「PCV腐食の加速：構造健全性（耐震強度等）への影響」
 - 負圧化した場合の酸素流入量と流量管理から想定されるPCV内の酸素濃度
 - 酸素濃度に伴うPCV及びRPVを支持する鋼材その他安全を確保する上で必要な鋼材の腐食進展評価
 - それらの鋼材の強度に対する具体的な影響評価

- 「デブリ等の性状変化リスク：酸化による微粒子化」
 - 負圧化した場合の酸素流入量と流量管理から想定されるPCV内の酸素濃度
 - 酸素濃度に伴うデブリの酸化進展評価
 - デブリの酸化による廃炉作業への影響

ALPSスラリー安定化処理設備設置における検討状況

2023年 3月 8日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

- ALPSスラリー安定化処理設備は、設備を長期に使用することを踏まえると、メンテナンス時の被ばくリスクを考慮した設備構成とする必要があり、グローブボックス内で取扱えるフィルタープレス機本体の小型・簡素化へ設計方針を変更することとした。
(第103回 特定原子力施設監視・評価検討会)

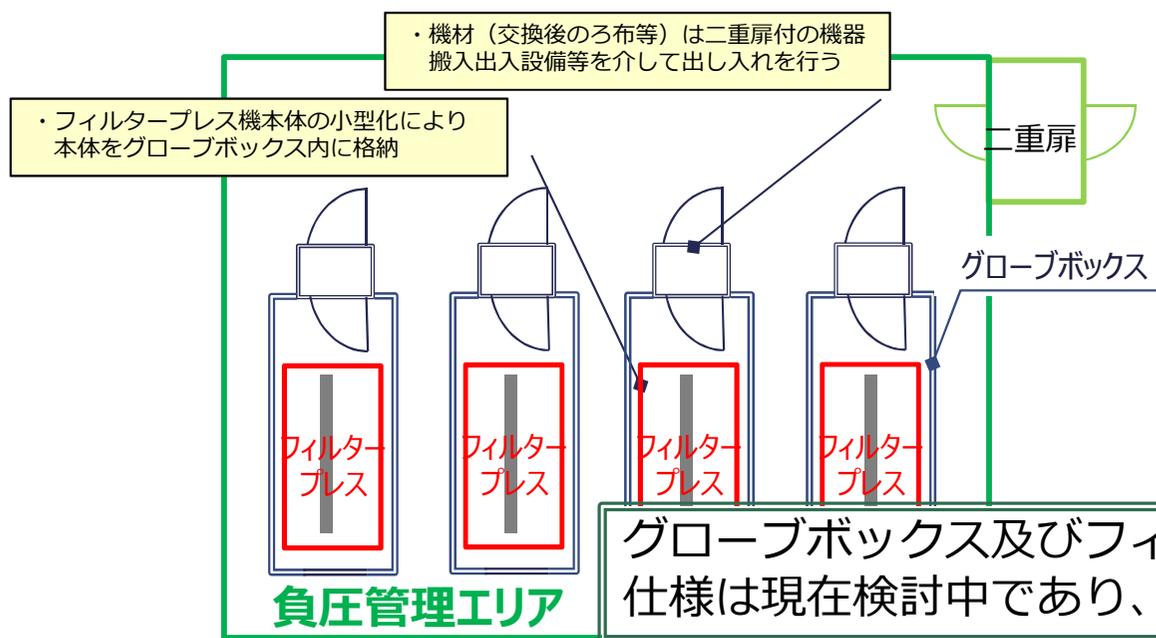
【今回 ご説明内容】

- グローブボックス採用に伴う、フィルタープレス機本体の小型・簡素化に際し、機器設計ならびに成立性の検討を実施中。
- 設備の設計見直しに必要となる期間を踏まえた工程の見直し内容をご説明

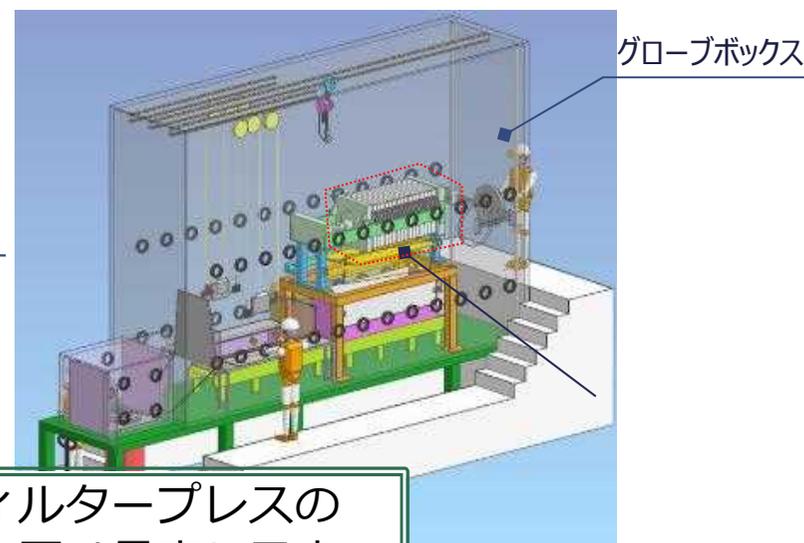
第103回 特定原子力施設監視・評価検討会 (2022.10.26) 資料抜粋・一部加筆

- 高レベル液体放射性物質の漏えい・水素放出リスクを低減することを目的として、乾燥減容・遠心分離・加圧ろ過（フィルタープレス）の各脱水方式について評価。
- 放射性ダストの発生を抑制するため、一定量の含水率が保持可能で、且つ、処理容量の優位性の観点より、フィルタープレス方式を採用。
- 日々発生するH I Cに対しての容量を踏まえると、設計当初のフィルタープレス機ではセルもしくはグローブボックスによる遠隔メンテナンス作業が困難であることが判明。
- 設備を長期に使用することを踏まえると、メンテナンス時の被ばくリスクを考慮した設備構成とする必要があり、グローブボックス内で取扱えるフィルタープレス機本体の小型・簡素化へ設計方針を変更。

フィルタープレス機エリア配置 (イメージ)

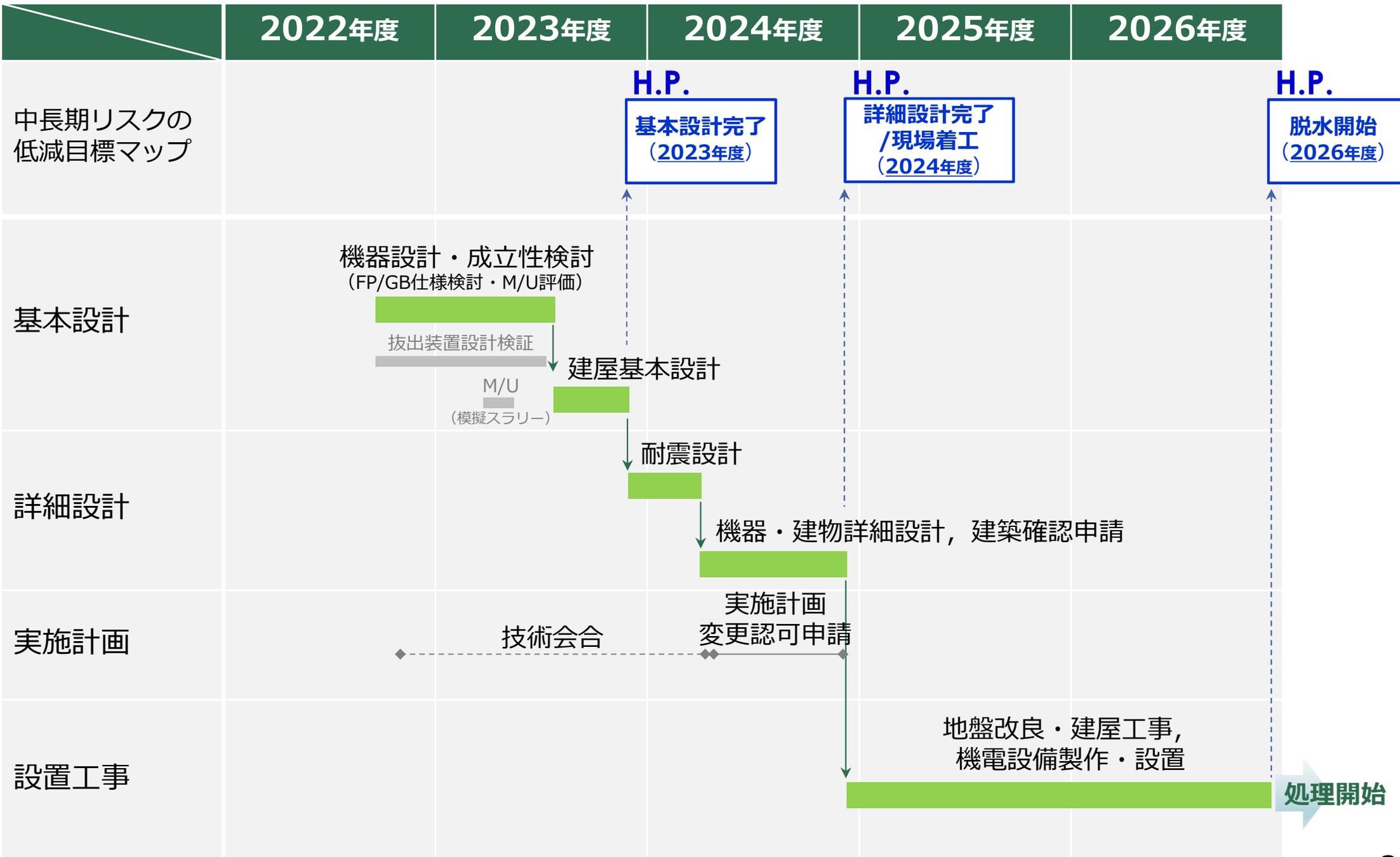


小型フィルタープレス機 (イメージ)

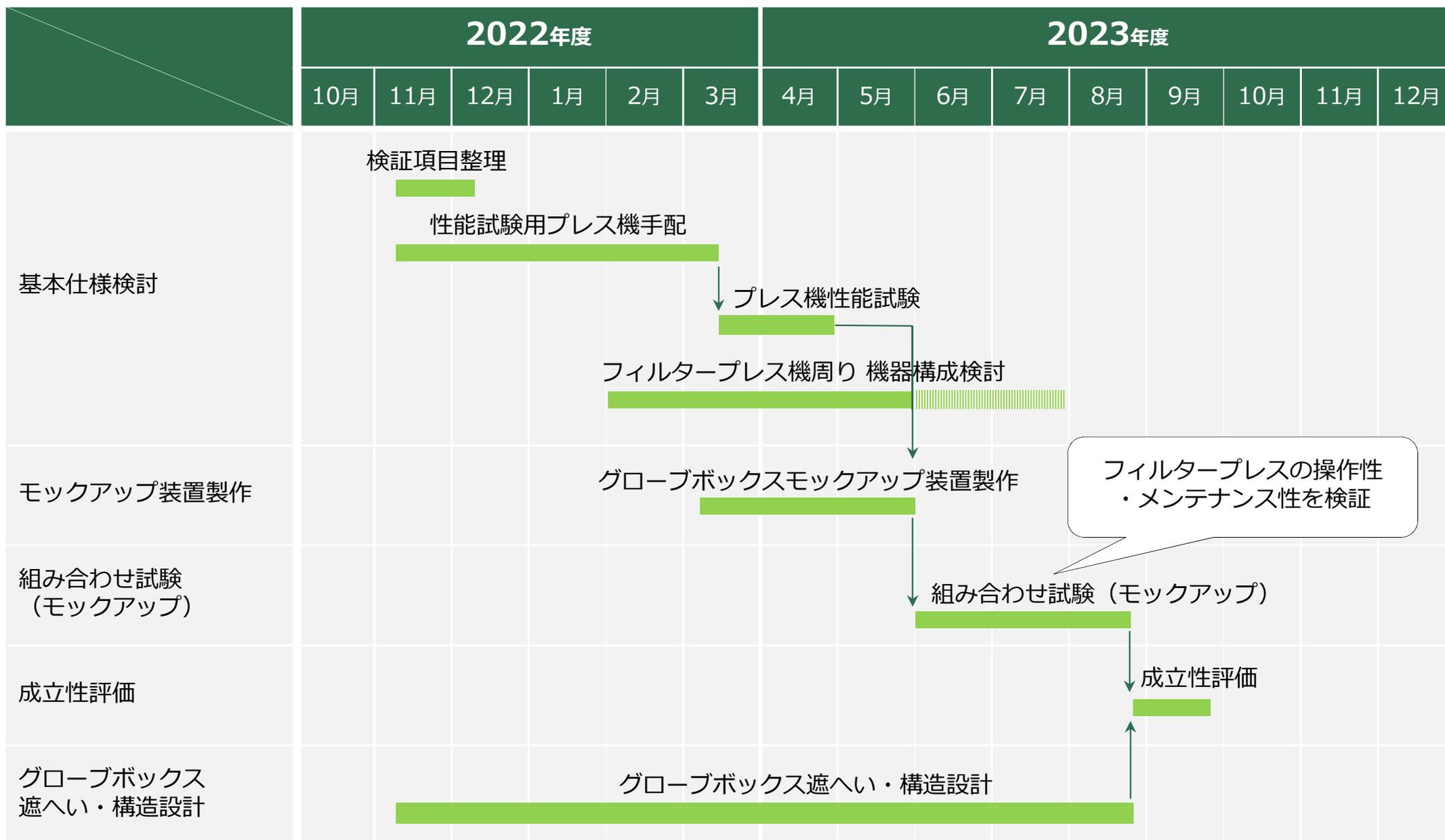


グローブボックス及びフィルタープレスの仕様は現在検討中であり、図は見直し予定

ALPSスラリー安定化処理設備設置における目標工程



- グローブボックス採用に伴う、フィルタプレス機本体の小型・簡素化に際し、機器設計ならびに成立性の検討を実施中。
 - 基本仕様検討
 - ✓ 適用性・成立性確認における検証項目の整理
 - ✓ フィルタプレス機性能試験
 - ⇒模擬スラリーを用いた脱水性の確認
 - ✓ グローブボックス内で取り扱う構成機器の検討
 - 成立性評価
 - ✓ グローブボックスとフィルタプレス機の組み合わせ試験による成立性評価
 - ⇒フィルタプレスの操作性・メンテナンス性を検証
 - 遮へい設計検討
 - ✓ グローブボックス遮へい，構造設計
 - ⇒スラリー脱水物からの線量影響を踏まえ必要な遮へい及びグローブボックスの構造設計を行う



- 現在のHIC保管容量（4,192基）に加え，使用済みセシウム吸着塔一時保管施設の増設を行い保管容量を4,576基分まで増設する計画（下図参照）。
- スラリー安定化設備の処理運用開始時期（2026年度末）を踏まえ，必要となる追加の保管容量確保策について検討中。

－ 第三施設の保管容量増設計画 －



Product(C)[2020] DigitalGlobe, Inc., a Maxar company.

	監視・評価委員会におけるコメント事項	回答内容
1	<p>スラリー安定化設備に係る閉じ込め等の安全設計について、根拠を示した上で考え方を説明するとともに、提出された実施計画変更認可申請において不足している内容については、速やかに補正を提出すること。 (第88回)</p>	<p>2021年4月15日に実施計画変更認可申請（一部補正）を提出済み。スラリー安定化設備に係る閉じ込め等の安全設計や「1F 耐震設計における地震動とその適用の考え方」を踏まえた耐震設計の見直しを実施中。 基本設計ならびに耐震設計内容が固まり次第、補正申請の対応を進める。 なお、全体工程については資料P3参照。</p>
2	<p>スラリー移し替え作業から得られた情報を整理・検討した上で ①スラリーの抜き出しの実現性（下部スラリーが抜き出せない場合の洗浄による抜き出しの実現性を含む） ②上澄み水と下部スラリーに分離している場合のフィルタープレス機による脱水の実現性について説明すること。 また、コールドのモックアップ試験を含めて具体的な時期（いつ何をするか、いつ資料が提出できるのかなど）を明確に説明すること。その際、試験の試料がスラリーの実性状を適切に模擬できていることを示すこと。（第102回）</p>	<p>①および②に関しては、第103回会合において説明済み。 抜き出し装置のモックアップの工程は、HIC底部スラリーの固化有無の確認を現在実施しており、その結果を踏まえ、モックアップ試験計画を2023年度1Qに説明予定。</p>
3	<p>2022年度内を目途にグローブボックス化案として示す全体工程には、運転開始までに必要な事項を含んだ全体工程を示すこと、その際には成立性を見極めについてホールドポイントを示すとともに、建屋内での配置等も早期に確認すること。 (第103回、第104回)</p>	<p>全体工程については資料P3参照。</p>

特定原子力施設監視・評価検討会における
『過去のコメントへの対応状況』について（案）

2023年3月8日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

特定原子力施設監視・評価検討会における『過去のコメントへの対応状況』のまとめ

- 『過去コメントへの対応状況』について対応が必要なもの：47件（第105回会合時点）
このうち、
 - 「2022年度下期に回答を求めるもの」：27件
 - 「2023年度上期に回答を求めるもの」：18件
 - 「2022年度下期までの回答が困難なもの」：0件
 - 「原子力規制委員会で方針を検討後に扱うもの」：2件
- 「2022年度下期に回答を求めるもの」の残件コメント：12^{※1}／27件
上記について、回答時期及び検討状況を提示。（P3～P8参照）
- 第106回特定原子力施設監視・評価検討会で回答：7件／27件（P10～P11参照）
- 第105回特定原子力施設監視・評価検討会で回答：11件（P13～P15参照）
 - 「2022年度下期に回答を求めるもの」：5件／27件
 - 「2023年度上期に回答を求めるもの」：6件／18件
- 第5回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合で回答：3件／27件（P17参照）

※1 「2022年度下期に回答を求めるもの」の残件コメント

- ・2023年3月：4件（ゼオライト土嚢に関するコメント回答）
- ・2023年4月：3件（2件：分析計画に関するコメント回答 / 1件：令和4年3月16日地震影響に関するコメント回答）
- ・2023年5月：1件（タンク内未処理処理に関するコメント回答）
- ・2023年6月：1件（ALPSスラリー安定化処理設備設置に関するコメント回答）
- ・2023年8月：1件（令和4年3月16日地震影響に関するコメント回答）
- ・2023年度上期：1件（廃棄物の保管管理に関するコメント回答）
- ・今後回答予定：1件（ALPSスラリー安定化処理設備設置における実施計画変更認可申請の補正対応）

-
1. 「2022年度下期に回答を求めるもの」の残件コメントの回答時期と対応状況
 2. 第106回特定原子力施設監視・評価検討会で回答
 3. 第105回特定原子力施設監視・評価検討会で回答
 4. 第5回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合

1. 「2022年度下期に回答を求めるもの」の残件コメントの回答時期と対応状況

表 『液状の放射性物質』に関するコメントへの回答時期及び対応状況 一覧

	分類	コメント内容	回答時期	対応状況
1	タンク内未処理水の処理	H2エリアの濃縮廃液（炭酸塩スラリー主体）について、ALPS スラリー同様に保管期間中に底部に沈降している可能性を考慮した上で、当該濃縮廃液の脱水処理の実現性を説明すること。 (第102回)	2023年5月	今後説明予定 <ul style="list-style-type: none"> ・H2エリアと同様に長期間保管されているスラリーを貯留するCエリアからスラリーの移送作業を計画しており、当該作業からスラリーの移送性を確認する。 ・また、H2エリアスラリーの脱水性に関しては、模擬スラリーを用いた脱水性を確認している。 ・上記の結果を2023年5月に説明予定。

1. 「2022年度下期に回答を求めるもの」の残件コメントの回答時期と対応状況

表 『固形状の放射性物質』に関するコメントへの回答時期及び対応状況 一覧

	分類	コメント内容	回答時期	対応状況
2	廃棄物の保管管理	廃棄物毎の分析計画策定においては、それぞれの発生量（大枠）を早急に示すとともに、いつまでに一時保管を終了させ、より安定な状態での保管を目指すのかを、具体的な事例をもとに示すこと。 （第102回）	2023年度上期 （保管管理計画の改定）にて回答予定	2023年度上期「保管管理計画の改定」にて回答予定 ・瓦礫類の屋外一時保管解消は中長期ロードマップの通り、2028年度内を目標に進めている。廃棄物発生量については、燃料取り出し準備工事等で発生するものなど、一部お示ししたが、今後の廃炉作業の進捗状況や計画等により変動するものであり、適宜保管管理計画を更新していく。並行して廃棄物毎の分析計画の策定を進めており、分析を進めつつ1F構内における保管基準について検討を進める。
3	分析計画の策定	分析計画の策定に当たっては、廃棄物の適切な保管管理のあり方を並行して検討した上で、長期的な視点から全体を見通せるものを示すとともにマネジメントの体制やマイルストーン（ホールドポイント、チェックポイントを含む）も含めて示すこと。 （第102回、第104回）	2023年4月 （3月、分析計画策定し、次回会合にて説明予定）	2023年3月末に分析計画を策定予定 ・本年度検討している分析計画では、保管管理の方法、再利用・処分への対応等を仮定し、概算の分析内容、分析数を推定している。検討は、関係機関（JAEA等）と調整・情報共有しながら進めている。 ・来年度以降、廃棄物毎に具体の中長期的対策と併せて分析の詳細計画の具体化、議論を進めていくことを想定している。検討にあたっては適切な体制、QMSを構築して進めるものとする。
4		分析ニーズについて、早期に対応する必要がある廃棄物と燃料デブリを分けて、特定の施設に着目して具体的な分析計画を策定すること。また第三者機関による確認も分析組織を検討する際に含めること。 （第104回）	2023年4月 （3月、分析計画策定し、次回会合にて説明予定）	2023年3月末に分析計画を策定予定 ・分析計画は廃棄物毎の特性、保管状況等を踏まえた優先度を設定して検討しており、3月中に策定。 ・特定施設を対象とした分析計画については、廃棄物処理建屋等を候補として検討中。 ・第三者確認（品質管理）については、将来、東電、JAEA大熊、JAEA茨城地区など複数個所で分析することによるデータの品質管理方法として今後検討を進める。

1. 「2022年度下期に回答を求めるもの」の残件コメントの回答時期と対応状況

表 『固形状の放射性物質』に関するコメントへの回答時期及び対応状況 一覧

	分類	コメント内容	回答時期	対応状況
5		スラリー安定化設備に係る閉じ込め等の安全設計について、根拠を示した上で考え方を説明するとともに、提出された実施計画変更認可申請において不足している内容については、速やかに補正を提出すること。(第88回)	今後、1F技術会合で議論を行い、対応していく	<p>今後1F技術会合で議論を行い、基本設計ならびに耐震設計内容を固めていく。</p> <ul style="list-style-type: none"> これまでの特定原子力施設監視・評価検討会等で原子力規制庁殿より頂いたご指摘を踏まえ、グローブボックス内で取扱えるようフィルタープレス機本体の小型・簡素化の検討を行う方針に変更。 設計変更に伴い、機器の適用性・成立性検証を2023年度に実施し、設備設計を進める計画。 <p>設備設計がある程度まとまった後に、建屋の再設計を行うため、建屋の設計完了が2024年度になる見込み。</p> <ul style="list-style-type: none"> 基本設計ならびに耐震設計内容が固まり次第、補正申請の対応を進める。
6	ALPSスラリーの安定化処理	スラリー移し替え作業から得られた情報を整理・検討した上で、①スラリーの抜き出しの実現性（下部スラリーが抜き出せない場合の洗浄による抜き出しの実現性を含む）、②上澄み水と下部スラリーに分離している場合のフィルタープレス機による脱水の実現性について説明すること。また、コールドのモックアップ試験を含めて具体的な時期（いつ何をするか、いつ資料が提出できるのかなど）を明確に説明すること。その際、試験の試料がスラリーの実性状を適切に模擬できていることを示すこと。(第102回)	2023年6月	<p>今後説明予定</p> <ul style="list-style-type: none"> 第103回会合にて、①および②を説明済。 抜き出し装置のモックアップの工程は、HIC底部スラリーの固化有無の確認を現在実施しており、その結果を踏まえ、モックアップ試験計画を2023年6月に説明予定。

1. 「2022年度下期に回答を求めるもの」の残件コメントの回答時期と対応状況

表 『固形状の放射性物質』に関するコメントへの回答時期及び対応状況 一覧

	分類	コメント内容	回答時期	対応状況
7	ゼオライト土嚢等の処理	ゼオライト取り出し時の遮へい設計、閉じ込め設計などの安全設計について示すとともに、設計諸元の設定など設計から製作などのプロセスにおいて重要な事項を決めるタイミングを整理して全体スケジュールとして示すこと。(第98回、第99回)	2023年3月 今後、実施計画変更申請時の面談にて説明予定	第5回1F技術会合（2023年2月1日）にて説明済。 今後、実施計画変更申請時の面談にて説明予定。 ・第5回1F技術会合にて、遮へい設計や閉じ込め設計などの安全設計について、実施計画変更申請前に、現状の整理状況を説明済。 大きな論点となる閉じ込め設計については、開放状態でゼオライトなどを直接扱わないこととする予定であり、作業エリアはダスト管理エリアとする方針としている。 重要な事項を決めるタイミングを整理した全体スケジュールも合わせて、2023年3月の実施計画変更申請時に改めて説明する。
8		核燃料施設等の閉じ込め機能に係る基準要求のうち出来ないもの及びその理由を示すとともに、設備設計に際しては、どのような不具合が発生しうるのか、不具合が発生した場合にどう対応するのかについても網羅的に評価すること。(第99回)	2023年3月 今後、実施計画変更申請時の面談にて説明予定	第5回1F技術会合（2023年2月1日）にて説明済。 今後、実施計画変更申請時の面談にて説明予定。 ・第5回1F技術会合にて、使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈の閉じ込め機能の現状の整理状況を説明しており、2023年3月の実施計画変更申請時に改めて説明する。 不具合対応についてはNo.10を参照。

1. 「2022年度下期に回答を求めるもの」の残件コメントの回答時期と対応状況

表 『固形状の放射性物質』に関するコメントへの回答時期及び対応状況 一覧

	分類	コメント内容	回答時期	対応状況
9	ゼオライト土嚢等の処理	脱水等の運用方法や実現性、保管年数、再取り出し等を十分に考慮した上で、保管容器の具体的な設計を検討すること。 (第99回)	2023年3月 実施計画変更申請時の面談にて説明予定	第5回1F技術会合（2023年2月1日）にて説明済。 実施計画変更申請時の面談にて説明予定。 ・第5回1F技術会合にて、ゼオライト保管容器の現在の設計を説明しており、2023年3月の実施計画変更申請時に改めて説明する。
10		実施計画申請の際には、核燃料施設等に対する規制基準に対して整理して説明すること、また、要素試験やモックアップのスケジュールと申請内容との関係、PMBとHTIで使用される設備の特性、搬出等運用面を含めた作業工程を示すこと。 (第103回)	2023年3月 実施計画変更申請時の面談にて説明予定	第5回1F技術会合（2023年2月1日）にて説明済。 実施計画変更申請時の面談にて説明予定。 ・第5回1F技術会合にて、核燃料施設等に対する規制基準の閉じ込め機能に関する整理状況を説明済。 ・核燃料施設等に対する規制基準の全体を整理した説明及び全体スケジュールについては2023年3月の実施計画変更申請時に改めて説明する。

1. 「2022年度下期に回答を求めるもの」の残件コメントの回答時期と対応状況

表 『その他』に関するコメントへの回答時期及び対応状況 一覧

	分類	コメント内容	回答時期	対応状況
11	令和4年3月16日の福島県沖地震に係る対応	設備の健全性及び建屋の劣化状況等を評価するとともに、解放基盤表面での地震動や地盤応答の増幅特性などを分析・評価し、現在設計で用いている地震動・地盤モデル等の妥当性を検証すること。また、施設・設備の健全性評価に当たっては、全体工程を示した上で、昨年2月の地震との特性の違い（卓越する周期や方向などの違い）やはぎとり波の評価結果を考慮して実施すること。 (第99回、第100回)	2023年8月	<p>第100回会合（2022年6月20日）にて、建屋健全性の確認結果、解放基盤表面の地震動（はぎとり波）と設計地震動の比較結果を説明済</p> <p>第100回会合（2022年6月20日）にて、解放基盤表面の地震動（はぎとり波）を評価し、現在設計で用いている地震動との比較を実施。Ss900で完全包絡する結果が得られたことを説明済</p> <p>地盤モデル（タンクエリア）の妥当性および3月16日地震に対する健全性評価は今後回答する。</p> <p>第101回会合（2022年7月25日）にて、3月16日地震動に対する影響評価・耐震評価の工程を説明済</p> <p>地盤、建屋の応答解析、設備の評価を順次進めていたが、地盤応答解析に誤りが確認されたことから、現在は評価の見直しを進めている。</p> <p>設備の評価が全て完了する時期は6月になる見込みであり、報告は8月以降を予定。</p>
12		はぎとり波が一部周期帯で1/2Ssを超えていることから、既設設備については優先順位を考慮した上で、その健全性を早期に確認すること。また、現在審査中のB+設備については、本影響の評価を行うなど、耐震設計において考慮すること。 (第100回、第101回)	2023年4月	<p>第101回会合（2022年7月25日）にて、3月16日の地震動の卓越周期帯に固有周期を有する設備の影響評価を説明済</p> <p>簡易評価に必要な床応答スペクトルの作成及び詳細点検の完了に時間を要し、地震影響確認についても2月末まで時間を要した。</p> <p>現在、報告を取り纏め中であり、報告は4月を予定。</p>

-
1. 「2022年度下期に回答を求めるもの」の残件コメントの回答時期と対応状況
 2. 第106回特定原子力施設監視・評価検討会で回答
 3. 第105回特定原子力施設監視・評価検討会で回答
 4. 第5回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合

2. 第106回特定原子力施設監視・評価検討会で回答

分類	コメント内容	回答
1 建屋滞留水の処理	建屋内スラッジへの対応について、検討すること。 (第78回)	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋内スラッジの回収・処理は高線量下での作業となるため、遠隔装置での回収を実現可能とする工法を検討中。 ・現在、建屋内スラッジの採取・分析等により、スラッジ性状の把握を進めている状況。 ・同様の高線量下での環境における作業である除染装置スラッジ、ゼオライト土嚢等の回収・処理にて検討を進めている遠隔での回収・処理技術を活用・展開し、建屋内スラッジの回収・処理工法の確立やモックアップ等により作業成立性の検証を進めていく計画。
2 ALPSスラリーの安定化処理	2022年度内を目途にグローブボックス化案として示す全体工程には、運転開始までに必要な事項を含んだ全体工程を示すこと、その際には成立性の見極めについてホールドポイントを示すとともに、建屋内での配置等も早期に確認すること。 (第103回、第104回)	<ul style="list-style-type: none"> ・グローブボックス採用に伴う、フィルタープレス機本体の小型・簡素化に際し、機器設計ならびに成立性の検討を実施中。 ・設備の設計見直しに必要となる期間を踏まえた工程の見直し内容を説明する。
3 HIC内スラリーの移替え	現在のHIC増設分だけで容量をカバーできるとは考えがたく、上記全体工程を示す際には、HIC増設の判断もしくは判断をすべき時期についても示すこと。 (第103回)	<ul style="list-style-type: none"> ・第105回会合にて、HIC一時保管容量増設について、2024年度を目標に、計4576基まで保管容量を確保する計画を説明済。 ・スラリー安定化処理設備運用開始の変更を踏まえた保管容量の拡張策及び実施時期について検討を進めており、第106回特定原子力施設監視・評価検討会にて提示する。
4 HIC内スラリーの移替え	HICの保管場所について、一時的な増設等を早急に検討すること。また、スラリー安定化処理設備が稼働した後も継続的に使用するボックスカルバートについては、HICに内包されるインベントリやHICの保管本数等を踏まえ、より堅牢な保管方法にするべく、時期を定めて、Ss900に対する影響を確認するとともに、必要に応じて、補強策を含めた耐震性を向上した保管方法を検討すること。 (第102回)	<ul style="list-style-type: none"> ・第105回会合にて、HIC一時保管容量増設について、2024年度を目標に、計4576基まで保管容量を確保する計画を説明済。 ・スラリー安定化処理設備運用開始の変更を踏まえた保管容量の拡張策及び実施時期について検討を進めており、第106回特定原子力施設監視・評価検討会にて提示する。 ・現在、Ss900での耐震評価方法について実施する準備を進めており、その結果をもって適切な保管方法とスラリー安定化処理設備によるHIC保管数の低減を含んだ一時保管施設の運用方法を設定していく。

2. 第106回特定原子力施設監視・評価検討会で回答

	分類	コメント内容	回答
5	海域モニタリングにおける魚OBT分析の検証	本分析についてはQMS の中に組み入れること。 (第104回)	<ul style="list-style-type: none"> ・魚試料のトリチウム分析手順は、昨年、分析を開始する際に制定済みであり、その手順に従って分析を行ったところ、OBTが実際より大きく測定されていた。 ・その原因調査を実施し、対策を講じたうえで比較検証を実施し、分析手順書の改定を行う計画。
6		測定数値のばらつきが大きいので、測定の不確かさを示すこと。 (第104回)	<ul style="list-style-type: none"> ・測定の不確かさについて、2022年5月に採取した魚試料を例に評価したところ、直ちに不確かさを低減すべき状況ではないと考えている。
7		新規の分析技術を取り入れる場合には、従来から実績のある分析機関と調整・比較を行うこと、また分析体制の強化にも反映すること。 (第104回)	<ul style="list-style-type: none"> ・実施計画にて設定した測定・評価対象核種には、Se-79とFe-55が含まれており、これら核種は新規分析技術になるため個別取組みを行っている。

-
1. 「2022年度下期に回答を求めるもの」の残件コメントの回答時期と対応状況
 2. 第106回特定原子力施設監視・評価検討会で回答
 3. 第105回特定原子力施設監視・評価検討会で回答
 4. 第5回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合

3. 第105回特定原子力施設監視・評価検討会で回答

	分類	コメント内容	対応状況
1	1 / 3号機格納容器水位低下に向けた取り組み	1号機PCVについて、ROVによる調査中などを除き水位をなるべく低下させるとともに、損傷個所の特定等のためのROVによる調査を検討すること。また、損傷の程度、漏えい量等について注水量などを踏まえた定量的な評価を検討すること。また、原子炉建屋側への漏えい状況（トリチウム移行量や滞留水の状況等）も踏まえ推定すること。 (第99回、第102回)	第102回、第105回特定原子力施設監視・評価検討会にて回答済 <ul style="list-style-type: none"> ・第102回会合にて、損傷の程度、漏えい量等について、注水量などを踏まえた定量的な評価については、S/C底部付近等に漏洩箇所がある旨を説明。 ・第105回会合にて、地震後におけるR/B地下滞留水のトリチウム濃度を確認を行った結果、漏洩箇所の推定につながる追加情報は得られなかった旨を説明。 ・ROV調査期間以外は、注水量減少によりPCV水位をなるべく低下させている。損傷個所の特定等のためのROVによる調査については、現在実施中のROV調査の結果を踏まえ検討する。
2		3号機PCVの水位低下事象について、注水停止試験等も踏まえ、早期に水位を低下させること。その際、より低位置への水位計の設置要否についても検討すること。また、PCV水位低下に関する推定原因等について説明すること。 (第100回、102回)	第102回、第105回特定原子力施設監視・評価検討会にて回答済 <ul style="list-style-type: none"> ・第102回会合にて、新設水位計設置を進めており、水位計設置後、PCV水位を低下させていくことを説明。 ・第105回会合にて、PCV水位低下に関する推定原因等については、滞留水のトリチウム濃度（R/B地下、PCV内、S/C内）の状況から、S/CまたはPCV底部において、漏洩面積が増加、または新たな漏洩が発生した可能性があることを説明。

3. 第105回特定原子力施設監視・評価検討会で回答

	分類	コメント内容	対応状況
3	廃棄物の保管管理	燃料デブリ、水処理二次廃棄物などインベントリが高い廃棄物の保管管理計画についても今後示すこと。 (第83回、第99回)	第105回特定原子力施設監視・評価検討会にて回答済 <ul style="list-style-type: none"> 燃料デブリについては、燃料デブリ取り出し準備工事等に伴い発生する廃棄物量について、設備等の解体における現時点での概算物量を試算し保管管理計画に反映。 水処理二次廃棄物については、今後処理が必要となる汚染水量から想定される水処理設備の運転計画から、吸着塔類の発生量を予測し保管管理計画に反映。 なお、今後の廃炉作業の進捗状況や計画等により変動するものであり、適宜保管管理計画を更新していく。
4		屋外保管しているものの管理適正化に向けた工程表について、2028年度屋外保管の解消という目標があるので屋内保管まで含めた具体的な工程を示すこと。 (第97回)	第105回特定原子力施設監視・評価検討会にて回答 <ul style="list-style-type: none"> 保管管理計画（別添4（福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管イメージ））でお示し済。
5	増設雑固体廃棄物焼却設備の運転状況	溶接部の亀裂等のトラブルの要因並びに運転停止期間及び運転停止に伴う廃棄物管理の全体計画に与える影響などを示すこと、他への展開を行うこと。 (第101回、第103回)	第105回特定原子力施設監視・評価検討会にて回答 <ul style="list-style-type: none"> 増設雑固体廃棄物焼却設備は10月に運転再開。本設備にて伐採木の焼却処理を行っており、処理期間には余裕があり、現時点では影響はないと評価。 増設雑固体廃棄物焼却設備の溶接部亀裂等のトラブルに関する対応については、廃炉事業を着実に進める上で、一步踏み込んで受注者の品質管理を確認するという観点で、新たに業務プロセス強化を図る。具体的には、リファレンス・プラント（1F設計の前提となる一般産業界等での実績）からの変更点を抽出し、変更内容に応じた受注者の品質管理計画および実施状況を確認するという業務プロセスの強化を検討中。
6	固形状の放射性物質の区分等	現行の固体廃棄物の保管管理計画に入っていないものについて、全体像を明らかにするとともに、今後、その保管・管理方法の検討を進めること。 (第99回、第100回)	第105回特定原子力施設監視・評価検討会にて回答 <ul style="list-style-type: none"> 今後の廃炉作業の進捗状況や瓦礫等発生量の将来予測の見直し等を、適宜反映していく。また、これまで表面線量率を指標とした区分による管理をしてきたが、今後は廃棄物毎の分析により放射能濃度の把握を行い、特徴を踏まえて合理性を考慮した新しい管理区分を設定し、保管・管理方法を検討する。

3. 第105回特定原子力施設監視・評価検討会で回答

	分類	コメント内容	対応状況
7	地下水流入対策	建屋の水位を低下させたときに地下水の建屋流入量の変化を確認し、貫通部の位置など流入量抑制のためのデータを蓄積すること。 (第70回、第79回)	第105回特定原子力施設監視・評価検討会にて回答 ・建屋流入量は2号機及び3号機で多かったが、フェーシング等の対策を継続していく事で、2号機（10m ³ /日程度）3号機（20m ³ /日程度）抑制されている状況。
8		凍土壁に代わる構造壁の設置や導入等、遮水壁の取扱を含め建屋の根本的な止水対策について、いつ、どのように作成するのか全体の工程を示すこと。 (第78回、第90回、第99回)	第105回特定原子力施設監視・評価検討会にて一部回答 ・2028年度を目安に局所的な建屋止水と並行して建屋外壁部の全面的な止水工法に関して課題や必要な調査内容の検討を開始する。 ・まずは3号機原子炉建屋周辺を対象に今後のスケジュールを具体化していく。
9		建屋貫通部・建屋間ギャップなどの止水措置について、スケジュールを含め全体の計画を示すこと。また、2号機タービン建屋や廃棄物処理建屋などの止水措置も並行して検討を進めること。 (第99回)	第105回特定原子力施設監視・評価検討会にて回答 ・2023年度は5、6号機で試験を行い、2025年度末までに3号機、その他号機はそれ以降の展開を予定する。2号機ブローアウトパネルは閉止済み。その他開口部も2023年度中に対策予定。
10		3号機の排気筒下のレッドゾーン周辺の雨水対策（3号機屋根の雨水排水対策）として、瓦礫の撤去・フェーシングの実施等について早期に検討を進めること。 (第99回)	第105回特定原子力施設監視・評価検討会にて回答 ・サブドレンNO40 で検出されたPCB含有油の拡散対策結果を評価の上、周辺工事（排気筒撤去等）と調整の上、2028年度までを目標にフェーシングを検討する。
11		遮水壁のブライン配管等の設備について補強等も含めて設計として改良点がないか検討すること。 (第99回)	第105回特定原子力施設監視・評価検討会にて一部回答 ・全ジョイント（458箇所）の遊間計測中。直ちに漏えいリスクがある個所はなかったが遊間が大きい個所は認められた。 ・年度内に再度全箇所計測し、改良点を検討予定。

-
1. 「2022年度下期に回答を求めるもの」の残件コメントの回答時期と対応状況
 2. 第106回特定原子力施設監視・評価検討会で回答
 3. 第105回特定原子力施設監視・評価検討会で回答
 4. 第5回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合

4. 第5回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合

		コメント内容	対応状況
1	ゼオライト土嚢等の処理	回収機器の信頼性向上、不調時の代替機確保、実証実験により明らかとなる課題の解決などの実現方策を具体化すること。 (第98回)	第5回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合にて回答 <ul style="list-style-type: none"> 第5回 1 F 技術会合にて、不具合対応について、現状の対応方針を説明済。 今後モックアップ等において確認していくとともに、類似案件の再発防止対策も講じていく。
2		Cs-137 以外の核種についても、分析結果に応じて閉じ込め機能等における考慮を示すこと。 (第103回)	第5回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合にて回答 <ul style="list-style-type: none"> 第5回 1 F 技術会合にて、Cs-137 以外の核種も含めた分析結果を説明しており、主たる核種はCs-137であることを確認している。
3		ストロンチウムが含まれる場合遮蔽設計に制動放射の影響を考慮すること、また約100基発生するとしている保管容器の保管施設についても適切な遮蔽設計を行うこと。 (第103回)	第5回特定原子力施設の実施計画の審査等に係る技術会合にて回答。 <ul style="list-style-type: none"> 第5回 1 F 技術会合にて、Sr-90による制動放射を含めた線量影響評価は今後実施予定である旨、説明済。 なお、Sr-90はCs-137より1桁小さいことを確認しており、Sr-90の制動放射による線量影響は小さいと想定している。

「過去のコメントへの対応状況」のうち、
「建屋滞留水の処理」におけるコメント回答について

2023年3月8日

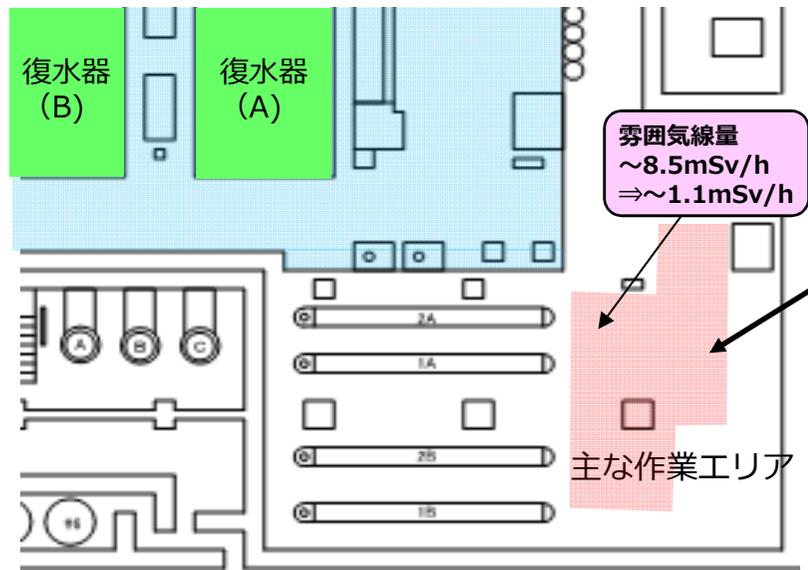
TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

「建屋内スラッジへの対応について、検討すること。（第78回）」への回答に関する補足

- 建屋内スラッジの回収・処理は高線量下での作業となるため、遠隔装置での回収を実現可能とする工法を検討中。
- 現在、建屋内スラッジの採取・分析等により、スラッジ性状の把握を進めている状況。
- 同様の高線量下での環境における作業である除染装置スラッジ、ゼオライト土嚢等の回収・処理にて検討を進めている遠隔での回収・処理技術を活用・展開し、建屋内スラッジの回収・処理工法の確立やモックアップ等により作業成立性の検証を進めていく計画。

【参考】1号機T/B中間地下階におけるスラッジ回収時（2016年）の状況



1号機T/B中間地下階平面図



遠隔小型装置

【床面スラッジ回収作業】
遠隔小型装置や人手により
床面上のスラッジを回収



床面スラッジ回収作業状況

「過去のコメントへの対応状況」のうち、
「ALPS処理水の海域モニタリングにおける魚のOBT分析の検証」
におけるコメント回答について

2023年3月8日

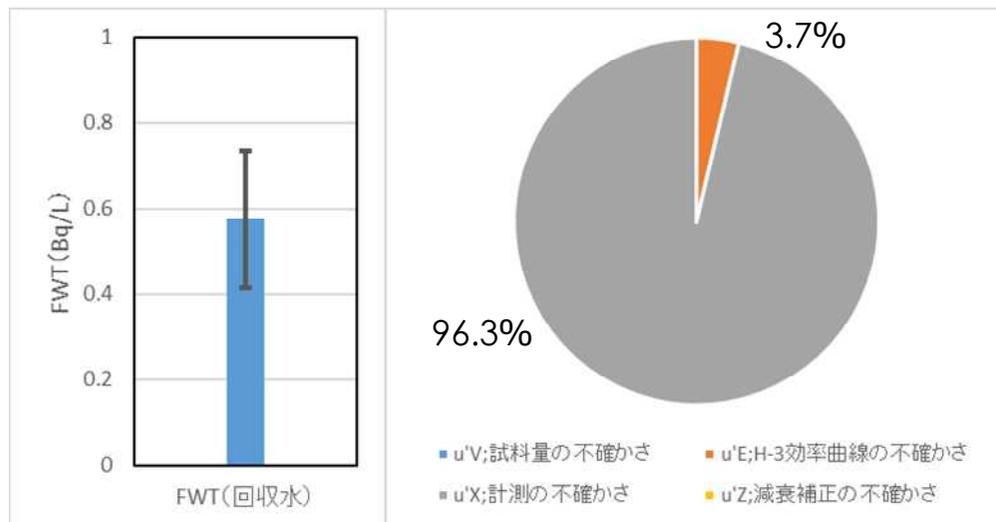
TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 魚試料のトリチウム分析について

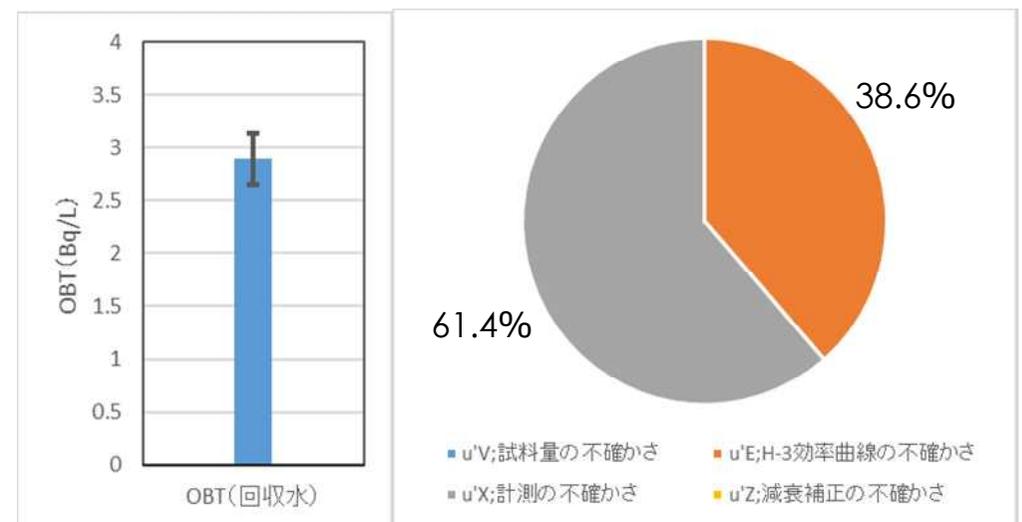
海域モニタリングにおける魚のOBT分析の検証

- 本分析については、QMSのなかに組み入れること。 (第104回)
- 魚試料のトリチウム分析手順は、昨年、分析を開始する際に制定済みであり、その手順に従って分析を行ったところ、OBTが実際より大きく測定されていた。その原因調査を実施し、対策を講じたうえで比較検証を実施し、分析手順書の改定を行う計画。
- 測定数値のばらつきが大きいので、測定の不確かさを示すこと。 (第104回)
- 不確かさは、2022年5月に採取した魚試料を例に評価したところ、直ちに不確かさを低減すべき状況ではないと考えている。



不確かさ = ±28%

組織自由水トリチウム濃度の不確かさ



不確かさ = ±8.4%

有機結合型トリチウム濃度の不確かさ

2. 新規技術の導入について

海域モニタリングにおける魚のOBT分析の検証

- 新規の分析技術を取り入れる場合には、従来から実績のある分析機関と調整・比較を行うこと。また分析の強化にも反映すること。（第104回）
- 実施計画にて設定した測定・評価対象核種には、Se-79とFe-55が含まれており、これら核種は新規分析技術になるため次の取組みを行っている。

Se-79の場合

- ✓ 分析機関との調整・比較においては、Se-79の分析実績のある国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、JAEA）が値付けした試料を用いて比較を行う。
- ✓ Se-79を検出するALPS処理前水を用いて、JAEA技能保持者指導のもと、分析技術を学ぶ。
- ✓ JAEAと当社の分析値が同値であることを確認し、分析技術を習得したと判断する。
- ✓ 分析技術習得者を軸に、同様の方法で他の分析員への技能習得にあたり、リソース強化を図る。

Fe-55の場合

- ✓ 分析機関との調査・比較においては、Fe-55の分析実績のある日本核燃料開発株式会社（以下、NFD）に協力いただく。
- ✓ 濃度未知試料をNFDと当社に分配し、NFDが値付けを行う。値付けの作業に当社が立会い、技術を習得する。
- ✓ 当社に分配した試料分析の結果が、NFDの値付けと同値が得られることにより、分析技術を習得したと判断する。
- ✓ 分析技術習得者を軸に、同様の方法で他の分析員への技能習得にあたり、リソース強化を図る。

「過去のコメントへの対応状況」のうち
3月16日地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について

2023年3月8日



東京電力ホールディングス株式会社

3月16日地震に関する過去のコメント回答

■ 特定原子力施設監視・評価検討会（第99回）資料1-1で頂いたコメント全10件に対し、その後の対応状況を朱書きで更新した

コメントへの回答と対応状況（1 / 2）

分類	コメント	回答	回答可能時期
1号機PCV水位	・地震により損傷が拡大しており、耐震性が低下しているとの認識のもと、水位をなるべく下げること。また、損傷個所の特定等のために、ROVをPCV内に入れ調査することを検討すること（規制庁）	第102回および第104回で回答済 PCV水位低下についてはPCV内部調査後に取り組む計画	回答済
1号機PCV水位	・損傷の程度、漏えい量などについて注水量などを踏まえた定量的な評価を検討すること（高坂オブザーバー）	第102回で回答済 コメントはスライド3	回答済
耐震評価	・3月16日地震は検討用地震動の半分（Sd相当）を超える可能性があることから、設備の健全性および建屋の劣化状況等の評価に加え、解放基盤表面の地震動や地盤応答の増幅特性などを分析・評価し、現在設計で用いている地震動・地盤モデル等の妥当性を検証すること（規制庁）	建屋に関しては第99回および第100回で回答済	回答済
		タンクエリアの地盤モデルについては今後検討	下記の耐震評価に合わせ、回答予定
耐震評価	・自由地盤系の観測について、地表面のデータが中止している箇所も、今後の地震モデル検証にあたり、観測できるところは観測すべき（規制庁）	第99回および第100回で回答済	回答済
耐震評価	・3号機について、建屋解析モデルに3月16日地震の波を入力して建屋応答解析結果と実際の建屋応答との比較・分析を行うこと（山本教授）	第102回で回答済	回答済
耐震評価	・設備の健全性評価にあたっては、3月16日地震と2月13日地震の特性の違い（卓越する周期や方向の違いなど）を考慮して実施すること（高坂オブザーバー）	設備の耐震評価は、3月16日地震の特性（周期や方向）を考慮して実施する	地盤応答解析に誤りが確認されたことから、現在は評価の見直しを進めている。 設備の評価が全て完了する時期は6月になる見込みであり、報告は8月以降を予定。

3月16日地震に関する過去のコメント回答

コメントへの回答と対応状況（2 / 2）

分類	コメント	回答	回答可能時期
タンクエリア地震計	・Dエリアタンクの地震計と同様な設置方法となっている地震計について、タンクの接地面の地震動が適切に把握できるよう、早急に設置場所を見直すこと（規制庁）	第100回および第102回で回答済	回答済
コンテナ	・転倒しにくい配置・高さにするとか、蓋が簡単に開放しないようにする等の対策を検討すること（井口委員）	第100回で回答済	回答済
今後の地震への対策	・3月16日地震と2月13日地震影響をよく整理し、毎回発生するコンテナの転倒やFタンクエリアの漏えい、タンク内水位計の機能喪失などに対して、できる限り対策を講ずること（高坂オブザーバー）	第100回および第102回で回答済	回答済
4号機原子炉建屋カバー	・主要部材の健全性について、確認結果を示すこと（規制庁）	第101回で回答済	回答済

■ 特定原子力施設監視・評価検討会（第100回）資料2-1で頂いたコメントに対する対応

分類	コメント	回答	回答可能時期
コンテナ	・コンテナの転倒防止の評価内容を示すこと（高坂オブザーバー）	第101回で回答済	回答済

3月16日地震に関する過去のコメント回答

■ 特定原子力施設監視・評価検討会（第101回）資料3-2で頂いたコメントに対する対応を朱書きで更新

分類	コメント	回答	回答可能時期
耐震評価	・新設設備の評価について、波及的影響評価（Ss900）と機能維持評価の内容は異なることから、今後の審査において、個別にその内容を比較した上で除外できることを説明すること。また、「新設B+クラスの対応方針」における「評価」内容が「1/2Ss450機能維持」と異なる場合は、その差異を明確にすること（規制庁、山本教授）	第102回で回答済 個別の評価は今後の審査の中で説明	回答済
耐震評価	・剛構造の設備に対して3月16日地震の影響がないとしているが、はざとり波の50Hz周辺においても1/2Ssを超過しているため、その根拠を示すこと（規制庁）	第102回で回答済	回答済

■ 特定原子力施設監視・評価検討会（第102回）資料3-3で頂いたコメントに対する対応を朱書きで更新

分類	コメント	回答	回答可能時期
PCV水位	・3号機原子炉格納容器内の水位について、8月上旬以降緩やかな水位低下が続いており、注水量を増加させたとのことだが、今後推定原因等を説明すること（規制庁）	第105回で回答済	回答済
PCV水位	・格納容器の漏えい箇所の推定に関して、格納容器内（S/C含む）の水位だけではなく、原子炉建屋側への漏えい状況（トリチウム移行量や滞留水の状況等）も踏まえ推定すること（高坂オブザーバー）		

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について



「2022年6月20日 特定原子力施設監視・評価検討会（第100回）
資料2-1」の内容を再掲

【地震の状況】

- ・ 発生日時 : 2022年3月16日（木）午後11時36分頃
- ・ 6号機加速度 : （水平）221.3ガル （垂直）202ガル
- ・ 規模・立地町震度 : マグニチュード7.4 震度6弱（大熊町、双葉町）
- ・ 警戒事態事象（AL）該当判断 : 3月16日午後11時52分
（3月17日午後7時15分に通常の監視体制に移行）

【地震直後の発電所の状況】

- ・ 原子炉注水設備、PCVガス管理設備、窒素ガス封入設備（各1号機～3号機）：異常無し
- ・ 使用済燃料プール冷却設備：2号機及び5号機で停止したが、3月17日午前に運転再開
- ・ 水処理設備→手動停止（パラメータ異常無し）。その後、順次運転再開
- ・ 5号機使用済燃料プール、6号機使用済燃料プール、共用プール：溢水（スロッシング）確認
- ・ モニタリングポスト、敷地境界ダストモニタ及び構内線量率表示器：有意な変動無し
- ・ 物揚場排水路モニタ：指示値上昇（高警報の発報なし）を確認。検出器への土壌の付着によるもの。排水路での分析結果は有意な変動なし
- ・ 構内排水路モニタ（物揚場以外）：有意な変動無し
- ・ 連続ダストモニタ：一部で変動を確認したが、上昇の原因は地震による一時的なダストの舞い上がりによるもの。3月17日午前10時頃以降全て通常値に復帰
- ・ 1号機原子炉格納容器圧力：圧力低下を確認（大気圧の影響）
- ・ 地震計：3号機原子炉建屋1階、5階、およびタンクエリア4箇所地震計でデータ取得
- ・ 一時保管エリアのコンテナ：8基が転倒したが、線量測定の結果、バックグラウンド相当
- ・ タンクエリア：複数のタンクにて位置ずれを確認
- ・ 陸側遮水壁設備：自動停止したが、3月17日午後に運転再開

地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について



「2022年9月12日 特定原子力施設監視・評価検討会（第102回）
資料3-2」の内容を更新。変更点は朱書き

【現在の対応状況】

地震直後の確認においては、機能に影響を及ぼすような損傷・漏えい等の異常の有無に着目して実施し、廃炉作業に必要な安全機能に大きな異常がないことを確認したものの、一部の設備において地震の影響（水漏れ、コンテナ転倒、タンクのずれ等）があったことを踏まえ、昨年2月13日地震の対応と同様に設備点検を実施中

計画したスケジュールを基に、対象機器の選定や優先順位付けを行い、順次対応中

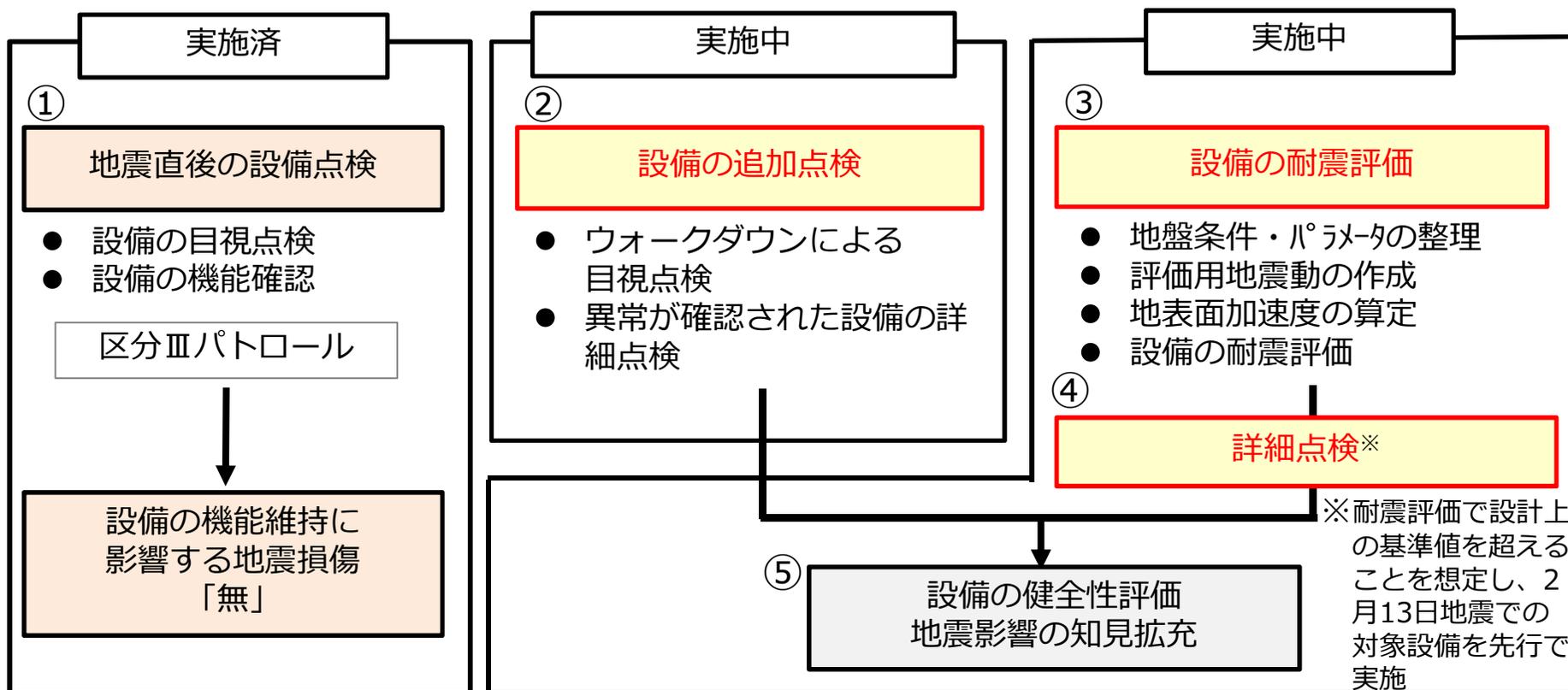
- 追加点検（ウォークダウン）を4月末までに実施：4月末で100%完了
- 異常が確認された機器は詳細点検及び補修を実施中：2023年2月下旬で97%*完了
*タンクエリアの雨水カバー補修や、原水ろ過水純水汚泥増設排水設備のタンク交換に時間を要す
- 今後の耐震評価で設計上の基準値を超えることを想定し、2月13日地震※で抽出した設備について、先行で詳細点検を実施：12月下旬に9設備完了し、異常なし確認（スライド8参照）
- 機器の耐震評価を実施：再評価実施中（2023年6月完了予定）
- 機器の耐震評価で詳細点検が必要となった設備の点検を実施：評価中

※この資料の中では、2022年3月16日の地震を「3月16日地震」、2021年2月13日の地震を「2月13日地震」と記載

(参考) 地震後の状況を踏まえた設備の健全性評価

「2022年4月18日 特定原子力施設監視・評価検討会（第99回）資料1-1」の内容を再掲

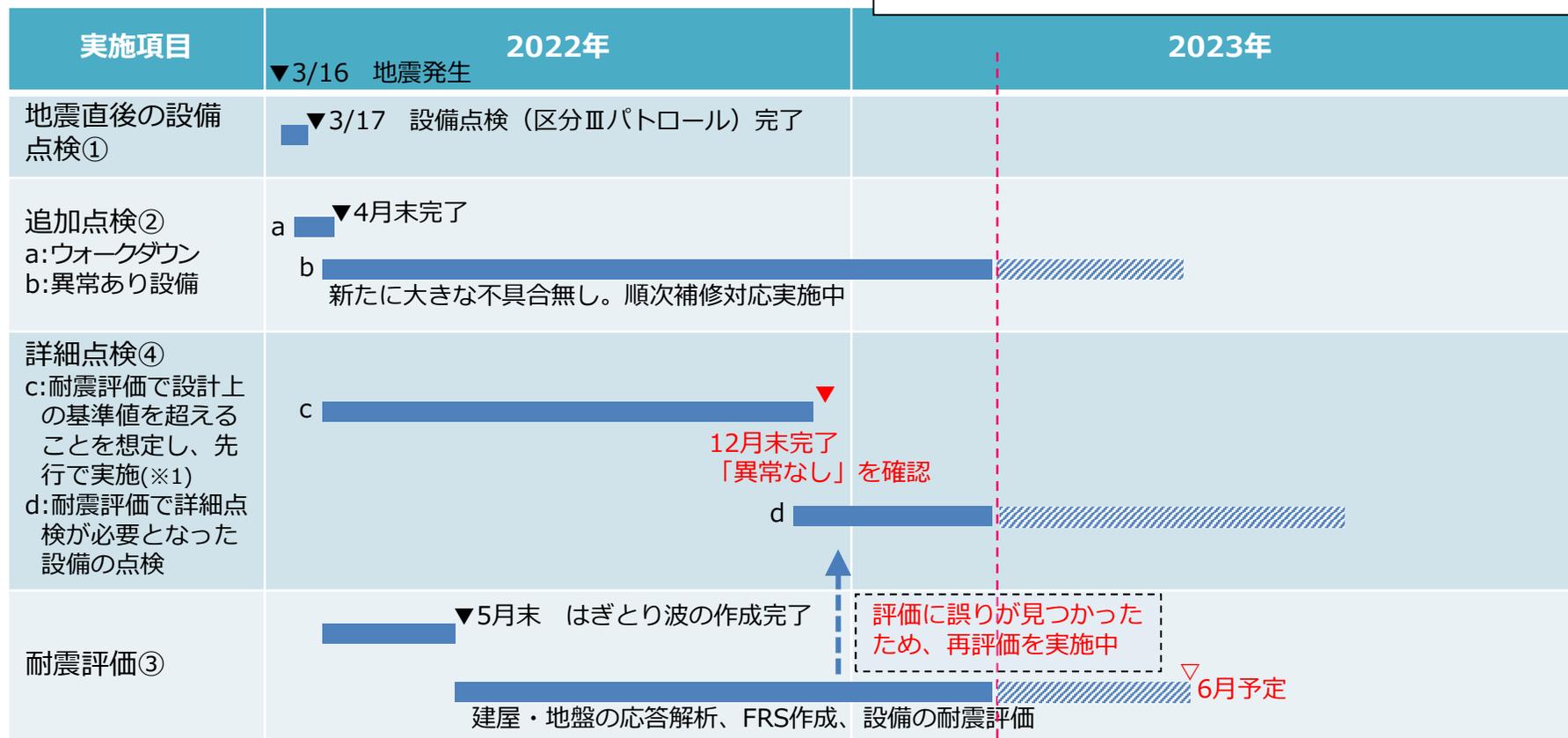
- 昨年2月13日地震動は、解放基盤面レベルにおける地震計の観測記録から、Bクラス機器共振影響評価地震動（150ガル）以上であることを把握。今回の3月16日地震動は、この地震動をやや上回ることを確認
- 地震直後の設備点検（①）は完了したが、**地震の影響が及ぶ可能性のある部位に着目した点検（②）**及び、**耐震評価で詳細点検が必要となった設備の詳細点検（④）**が必要
- 設備の耐震評価（③）については、パラメータの整理等を実施し、設備の耐震評価を実施
- 以上の結果及び2月13日地震の結果を踏まえて、設備の健全性（⑤）を評価予定



(参考) 地震後の状況を踏まえた設備の健全性評価



「2022年9月12日 特定原子力施設監視・評価検討会（第102回）資料3-2」の内容を更新



※ 1 : 対象設備

- | | | |
|-----------------------------|--|---------------------------------|
| 1. 淡水化装置
・逆浸透膜装置 | 5. 雑固体廃棄物焼却設備
・排ガス冷却器 | 8. 滞留水移送設備
・3号機タービン建屋設置弁スキッド |
| 2. 使用済セシウム吸着塔仮保管施設
・吸着塔 | 6. 増設雑固体廃棄物焼却設備
・焼却炉室機器共通架台 | 9. 燃料プール浄化系設備
・6号機熱交換器 |
| 3. 使用済セシウム吸着塔一時保管施設
・吸着塔 | 7. 貯留設備
・Bエリアタンク
・Dエリアタンク
・H4北エリアタンク
・H8エリアタンク | |
| 4. 多核種除去設備
・処理カラム交換用クレーン | | |

(参考) 詳細点検④の詳細工程

「2022年9月12日 特定原子力施設監視・評価検討会（第102回）
資料3-2」の内容を更新

実施項目	3月	4月	5月	6月	7月	11月	12月	2023年 1月	備考
	3/16地震発生 ▼				完了目標 (当初) ▼		完了 ▼		ウォークダウン 実施検討 詳細点検
詳細点検④ c	耐震評価上、設計上の基準値を超えることを想定し先行で実施								
1. 淡水化装置 ・ 逆浸透膜装置									完了 異常は無し
2. 使用済セシウム吸着塔 仮保管施設 ・ 吸着塔									完了 異常は無し
3. 使用済セシウム吸着塔 一時保管施設 ・ 吸着塔									完了 異常は無し
4. 多核種除去設備 ・ 処理カラム交換用ク レーン									完了 異常は無し
5. 雑固体廃棄物焼却設備 ・ 排ガス冷却器									完了 異常は無し
6. 増設雑固体廃棄物焼却 設備 ・ 焼却炉室機器共通架台									完了 異常は無し
7. 貯留設備 ・ Bエリアタンク ・ Dエリアタンク ・ H 4北エリアタンク ・ H 8エリアタンク									完了 異常は無し
8. 滞留水移送設備 ・ 3号機タービン建屋設 置弁スキッド									完了 異常は無し
9. 燃料プール浄化系設備 ・ 6号機熱交換器									完了 異常は無し

- 地震後パトロール及びその後の点検において確認されている主要な不具合事象および対応状況は、以下の通り。「2022年7月25日 特定原子力施設監視・評価検討会（第101回）資料3-1」からの**変更（進捗）箇所を朱書きで示す**

分類	事象	確認時期※	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
1~6号機 原子炉建屋	建屋健全性	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 5・6号機は、設置されている地震計の観測記録から3月16日に発生した地震による揺れは、昨年2月13日の地震よりやや大きいことを確認した 1~4号機については、臨時点検を3月17日に行い、外観上の変化が生じていないことを確認 3号機原子炉建屋に設置した地震計の最大加速度値は、建屋構造や地震計の設置位置が異なるために単純に比較できるものではないが、3号機の最大加速度値は5・6号機と比べて大きく変わらなないと評価 3号機原子炉建屋を代表として地中の観測記録を用いた建屋の地震応答解析を行った結果、耐震壁のせん断ひずみが評価基準値に対して十分な余裕があることを確認 <p>今後はこのシートとは切り離し、健全性確認を進めていく</p>	<ul style="list-style-type: none"> 1~3号機原子炉建屋についてはデブリ取り出し完了までの長期にわたって建屋健全性を確認していく必要があるため、建屋状態の情報を更新し、必要な性能（耐震安全性等）を有していることを継続的に確認していく 昨年2月13日地震から継続となるが、高線量エリアにおける無人・省人による調査方法の検討や、建屋構造部材の経年劣化の評価方法の検討、地震計等を活用した建屋全体の経年変化等の傾向確認を行っていく なお、2021年度に有人による原子炉建屋内調査を実施した（3号機：5月、1・2号機：11月～12月）

※最初に事象を確認時期 (2022年)

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (2/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
1~6号機 原子炉建屋	4号機 原子炉 建屋建屋カ バー建屋内で の鉄骨補助部 材落下	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 午前6時29分 カバー建屋において、鉄骨補助部材の落下を確認 構造上、主要な柱・梁部材では無いことから、建屋カバーへの影響は無いことを確認 なお、当該エリアは立入禁止措置済 	<ul style="list-style-type: none"> 当該部材の取り換えを下記外壁復旧完了後に実施 2023年3月完了予定
	4号機 原子炉 建屋建屋カ バー建屋 外 壁での一部損 傷	4月1日	<ul style="list-style-type: none"> カバー建屋において、北側外壁の一部損傷を確認 外壁を取り付ける指示部材の一部が損傷と推定 カバー架構の耐震性に影響は無い（立入禁止措置済み） 9月末に外壁復旧完了 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済み
	6号機 原子炉 建屋北側二重 扉の開放操作 時の異音	3月23日	<ul style="list-style-type: none"> 6号機原子炉建屋北側二重扉の外側扉を開放しようとロックを解除させる「開」ボタンを押したところ、異音を確認 現場を確認したところ、扉の内部機構のシャフトが変形し扉の枠部材と干渉していることを確認 現在当該扉の使用を規制し、他の扉を使用するよう周知済 扉の修理を実施し、5月に完了 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済み

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (3/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
原子炉 冷却設備	1号機PCV水位 低下	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 1号機のPCV水位は、地震発生直後に一時的に約20cm低下（3月17日）し、その後3月22日までに水位が約20cm低下していることを確認 水中ROVの調査に必要な水位を確保するため、注水量を増加させ水位の上昇及び水位を維持する 3号機のPCV水位は、地震前後で長期的に比較すると、緩やかに低下している傾向もあり、監視を継続中。6月14日より注水停止試験を実施し、PCV水位低下の傾向を確認 なお、原子炉注水設備は運転を継続し、地震後のプラントパラメータ（原子炉格納容器温度、PCVガス管理設備のダストモニタ等）に有意な変動がみられていないことから、燃料デブリの冷却状態に問題はなく、また外部環境への影響はない 	<ul style="list-style-type: none"> 1号機：水中ROVの調査に必要な水位を確保するため、注水量を調整し、水位を維持していく 1号機及び3号機の原子炉格納容器の水位について監視を継続する

今後はこのシートとは切り離し、水位監視や内部調査を進めていく

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (4/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
使用済燃料プール設備	5号機 使用済燃料プールの設備自動停止	3月16日	<ul style="list-style-type: none"> 午後11時34分 使用済燃料プール冷却ポンプ自動停止 (※午後11時34分頃の地震に伴い停止) 冷却停止中におけるプール水温度が、運転上の制限である65℃に到達する時間は約11日と評価 3月17日午前4時8分 運転を再開 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	2号機 使用済燃料プールの設備手動停止	3月16日	<ul style="list-style-type: none"> 午後11時59分 SFPスキマサージタンク水位低下により手動停止。隔離弁閉により水位低下停止 冷却停止中におけるプール水温度が、運転上の制限である65℃に到達しないと評価 3月17日午前7時38分 運転を再開。現場確認により、運転状態に異常がないことを確認 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	5号機、6号機の使用済燃料プール、および共用プールからの溢水	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 5号機使用済燃料プール、6号機使用済燃料プール、共用プールでは、プール水の揺れ (スロッシング) に伴うものと推定される水溜りを数か所確認 午前1時5分 1~4号機、5・6号機、共用プールのプール水位に低下が無いことを確認 その後、水溜りの拭き取りを実施 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	3号機 廃棄物処理設備建屋1階 配管貫通部からの水の流入	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> SFP1次系ろ過脱塩器 (B) の入口配管貫通部から鉛筆1本分の水の流入、および、同系出口配管貫通部で1秒間に5~6滴の流入を確認。なお、流入した水は堰内に留まっている。 ろ過脱塩器 (B) 室内部に水たまりを確認。使用済み燃料プールの水の揺れによりスキマサージタンクへ流入した水が配管から流出したものと判断 3月19日 水の流入が停止したことを確認し、流入した水について拭き取りを実施 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (5/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
水処理設備	陸側遮水壁設備の停止	3月16日	<ul style="list-style-type: none"> 午後11時37分頃 冷媒を供給するポンプが過電流を検知し停止。これにより陸側遮水壁設備が自動停止 現場調査の結果、絶縁抵抗値に問題が無いことを確認 3月17日 健全性を確認し、設備の運転再開 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	既設淡水化装置 (RO-3) ウルトラフィルタ洗浄水槽の底部固定ボルト部からの漏えい	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 午前2時45分 ウルトラフィルタ洗浄水槽の底部固定ボルト部から、鉛筆2本の漏えいを確認 水槽の隔離を実施。漏えいは堰内に留まっている 漏えい範囲は約6m×6m×深さ1mm 漏えいした水は淡水化处理前水 同日 淡水化处理水漏えい停止を確認 4月6日 水槽の応急処置が完了し、淡水化装置 (RO-3)の運転再開 9月に水槽の交換が完了 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	淡水化装置 (RO-2) 亜硫酸ソーダタンクスロッシングによる堰内漏えい	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 午前4時30分頃 亜硫酸ソーダタンクのスロッシングにより漏えいしていることを確認。なお、漏えいは堰内に留まっている 漏えい範囲は約1m×1m×1mm 3月18日 堰内漏えいについて拭き取り清掃を行い異常の無いことを確認 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (6/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
水処理設備	サブドレン集水タンクNo.7接続配管からの漏えい	3月20日	<ul style="list-style-type: none"> 午前7時22分頃 サブドレン集水タンクNo.7接続配管から水の漏えい（鉛筆1本程度）を確認 漏えい範囲は、堰内に留まっている 上流側の移送ポンプを停止したところ、配管保温材から1滴/5秒の滴下に収まり、当該箇所の養生を実施 サブドレン集水タンクNo.1～7の水位に異常な変動はなし 3月21日 堰内の水を分析した結果、雨水と判断 その後、保温板金を外し配管状態を確認したが、破損や漏えい等は確認されなかった 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	サブドレンピットNo.23に油らしき物を確認	3月21日	<ul style="list-style-type: none"> 午前11時39分 2号機タービン建屋西側にあるサブドレンピットNo.23のサンプリングを実施した際、採水容器に油らしき物を確認 当該ピットの油分分析を行ったところ9.8mg/Lの油分を検出 なお、サブドレンサンプルタンクにおいては、排水前に分析を行い異常がないことを確認した上で排水を行っており、直近の排水時における油分分析結果は検出限界値未満（検出限界値0.3mg/l）であることを確認済 サブドレンピットNo.23及び連結管で繋がっているNo.24～No.27と中継1タンク系統の汲み上げを停止 中継タンクNo.1の油分分析をした結果、検出限界値（0.3mg/L）未満であることを確認 午後2時36分 No.23～No.27を除く中継タンクNo.1系統の汲み上げを再開 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済 今後も、油分の検出状況を確認しながらサブドレンの稼働を行う

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (7/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
汚染水処理設備 (タンク)	中低濃度タンクの位置ずれ	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> • 午前3時0分 ストロンチウム処理水タンク(H8タンクエリアのA3タンク) に位置ずれを確認。なお、連結配管からの漏えい、およびタンク水位低下がないことを確認 • 午前5時13分 高性能ALPSサンプルタンク(A,C) および増設ALPSサンプルタンク(A,C) において、位置ずれを確認。なお、漏えい等が無いことを確認 • その後、発電所構内の複数のタンクエリアにおいて、多数の汚染水タンクが位置ずれしていること、および堰内の防水塗装に破損があることを確認 • なお、タンクは基礎固定せず滑動する設計 • 中低濃度タンク(1,074基) について外観点検を実施した結果、漏えいや変形が無いことを確認 • 160基のタンクに位置ずれを確認(Dエリアの他、多数のエリアに確認) • 保温板金を取り付いた状態で連結管の変位を確認した結果、256箇所中6箇所にメーカー推奨変位値を超過しているものを確認 • その後、4月1日までに保温板金を取り外して連結管の変位を確認した結果、256箇所中17箇所にメーカー推奨変位値を超過しているものを確認 • なお、メーカー推奨変位値とは、変位が生じても安全に使用できる目安値であり、設計値はこれの約2~4倍の裕度を有している • メーカー推奨変位値を超過したものについては、連結管を取り外し、閉止板の取り付けを実施 	<ul style="list-style-type: none"> • 2月13日地震以降、特異的な位置ずれ量が確認されたDエリアの要因分析および今回の結果も踏まえ恒久対策を検討・実施していく <div style="border: 1px solid gray; padding: 5px; margin-top: 10px;"> 今後はこのシートとは切り離し、地震の影響を踏まえて対応を進めていく </div>

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (8/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
汚染水処理設備 (タンク)	H2エリアタンクC3-D3タンク間の連結管付根部の水たまり	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 当該連結管付根部の下部に水たまりを確認 付根部からの滴下はなく、堰内に留まっている 水の分析の結果、雨水と判断 拭き取りを実施 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	Eタンクエリア内堰の雨水水位の低下	3月20日	<ul style="list-style-type: none"> タンクエリアパトロールにおいて、内堰の雨水の水位が、低下していることを確認 水位測定場所近傍に漏えい痕らしきものを確認。なお、Eタンクエリアのタンク水位に変化がないこと、Eタンクエリア以外のタンクエリアの内堰の雨水水位の低下がないことを確認 建屋滞留水の移送状況について、パトロール及び警報監視において、漏えい等の異常なし 3月21日 内堰の雨水の水位が低下していることを確認 水位測定場所近傍の漏えい痕の確認された場所については補修作業を実施中。現状、漏えいはない 4月1日 補修完了。漏えいなし確認 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	Fエリアタンクフランジ部からの水の滴下	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> Fエリアのタンク6基において、フランジ部から2秒に1滴、水が滴下していることを確認 滴下した水は堰内に留まっている 同日 滴下箇所の養生が完了(11カ所) 3月30日 止水処理を実施し、滴下が無いことを確認 4月7日 経過観察を行い、補修箇所から滴下がないことを確認 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (9/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
汚染水処理 設備 (タンク)	J 5・G 6タンクエリア堰内の防水塗装めくれ	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 2時50分 J 5タンクおよびG 6タンクにて、堰内防水塗装めくれを確認 当該タンクエリアの周囲に漏えい等は確認されていない 	<ul style="list-style-type: none"> 2023年4月より補修実施予定
	FタンクエリアK 5タンク近傍における雨樋の破損	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> FタンクエリアK 5タンク近傍にある雨樋の破損を確認 雨水用の雨樋であり、堰内に留まっており、問題なし 5月に雨樋の修理完了 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	J 8エリアタンクの雨樋配管の破損	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> J 8エリアタンクの雨樋配管の破損を確認 雨水用の雨樋であるが、雨水は堰内に留まるため問題なし 雨樋配管の修理完了 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	H 6 (Ⅱ) エリア雨水カバー支柱の転倒	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> H 6 (Ⅱ) エリア雨水カバー支柱の転倒を確認 雨水用のカバー支柱であるが、他の支柱で雨水カバーを支えていることを確認 現時点で問題なし 支柱の交換補修を実施 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	増設多核種除去設備一時貯留タンクの雨樋外れ	3月18日	<ul style="list-style-type: none"> 雨樋の外れを確認 雨水用の雨樋であるが、雨水は堰内に留まるため問題なし 雨樋配管の修理完了 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	ALPS処理水等タンクの一部 水位計測範囲逸脱	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> タンク水位計指示値不良38台確認 このうち27台は初期化作業により復旧 午前4時31分 ALPS処理水等タンクの一部の水位計に水位計測範囲逸脱しているタンクからの漏えい等の異常がないことを確認 その後、1台が自然に復旧 予備品と交換修理等を実施し、38台全数を復旧 復旧した水位計の他、全ての水位計の指示について異常のないことを確認 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (10/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
その他のタンク等	サブドレン集水タンクNo. 1 近傍床面の防水塗装剥がれ	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> タンク近傍床面の防水塗装に剥がれを確認。なお、タンク機能に影響はない その後、タンクの滑動等がないことから、地震の影響ではないと判断 補修を実施し、12月16日完了 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	雨水を保管しているノッチタンクからの漏えい	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 4時10分 ろ過水設備の西側にある雨水を保管しているノッチタンクからの漏えいを確認 漏えいした水を分析し、雨水と判断 雨水排水を行い、当該タンクを2023年1月27日に撤去 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	雨水処理設備 モバイルRO膜装置雨水受入タンク(A)の位置ずれ	4月7日	<ul style="list-style-type: none"> モバイルRO膜装置雨水受入タンク(A)の位置ずれを確認(溶接型タンク) 位置ずれは北方向へ約20mm 雨水タンクについて、当該タンク以外全数を調査したが、位置ずれは、当該タンクのみであることを確認 当該タンクのみ満水であり、スロッシングの影響と推定 タンク本体に損傷等なしを確認 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	健全性確認	3月17日～4月18日	<ul style="list-style-type: none"> 上記以外で3月16日地震影響による新たな異常なし確認 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
雨水水処理設備	雨水処理設備 モバイルRO膜装置雨水受入タンク(A) 受入配管からの水の滴下	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> モバイルRO膜装置雨水受入タンク(A) 受入配管から連続滴下していることを確認 内包水は雨水であることから、残水の回収を行い、滴下が停止したことを確認 なお、B系が使用可能なため、運用には支障なし 受入配管の点検を実施し、6月完了済み 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	雨水処理設備 淡水化RO膜ユニット(A)からの水の滴下	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 淡水化RO膜ユニット(A) A-1入口配管付近から内包水の滴下を確認(1分間に1滴) 滴下した水は堰内に留まっている 滴下した水がBG同等だったことから、拭き取りおよび袋養生を実施 なお、当該設備は現在停止中 水抜きを実施し、乾燥保管実施済み 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (11/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
廃棄物 保管施 設等	廃棄物の一時保管 施設の一時保管工 リアにおけるコン テナ転倒	3月17日	<p>【一時保管エリア a】</p> <ul style="list-style-type: none"> • コンテナ6基が転倒し、内容物が出ていることを確認 • 内容物の詳細確認をした結果、4基が使用済保護衣、2基が鉄くずであることを確認 • 内容物の表面汚染密度はバックグラウンド相当 • 同日 転倒したコンテナは別のコンテナに入れ、積み直しを完了 <p>【一時保管エリア b】</p> <ul style="list-style-type: none"> • コンテナ2基が転倒し、内容物が出ていることを確認 • 内容物は2基が使用済保護衣であることを確認 • 内容物の表面汚染密度はバックグラウンド相当 • 傾いているコンテナも数基確認 • 3月18日 転倒したコンテナは別のコンテナに入れ、積み直しを実施し、傾いているコンテナも積み直しを完了 <p>【一時保管エリア f】</p> <ul style="list-style-type: none"> • 3月16日地震の発生前に破損が確認されていたコンテナについて、破損の拡大を確認 • 内容物は使用済保護衣 • 内容物の表面汚染密度はバックグラウンド相当 • 3月23日 シートで養生実施 	<ul style="list-style-type: none"> • 対応完了済 • 今後も、作業安全上の安全対策を継続して実施する

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (12-1/17) **TEPCO**

分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
廃棄物 保管施設 等	雑固体廃棄物焼却設備自動倉庫(A)(B)内の廃棄物収納箱のずれについて	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 雑固体廃棄物焼却設備の自動倉庫内に保管してある廃棄物収納箱が、通常位置よりずれていることを確認 焼却炉は現在は年次点検中で起動していない 廃棄物収納箱が落下する恐れなし 作業用の足場を組み、位置修正を5月中旬までに実施 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	雑固体廃棄物焼却設備焼却炉耐火材剥離について	3月25日	<ul style="list-style-type: none"> 3月25日 焼却炉キルンA系の地震後動作確認(キルン本体の回転)を実施したところ、炉内で耐火材の落下音を確認 4月13日 内部を確認したところ、二次燃焼器の点検口に設置している耐火レンガが複数落下しており、割れにより交換が必要な耐火レンガも確認 二次燃焼器B、排ガス冷却器A,Bでも同様の事象を確認 耐火レンガ手配と並行し、焼却炉内詳細確認および補修実施中 B系は6月末、A系は7月中旬までに完了 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	雑固体廃棄物焼却設備 排ガス冷却器A/B据付ボルトの合いマークずれ	4月7日	<ul style="list-style-type: none"> 地震後の追加点検において、排ガス冷却器と排ガス冷却器支持架台の取合いである据付ボルトの合いマークが一部ずれていることを確認 ボルトトルク確認及び架台溶接部の健全性確認等を5月中に実施し、異常無し 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	雑固体廃棄物焼却設備 二次燃焼器～排ガス冷却器間伸縮継手の破損	4月18日	<ul style="list-style-type: none"> 地震後の炉内状況確認において、二次燃焼器～排ガス冷却器間伸縮継手について、中央部にある断熱材が炉内に落下していることを確認 B系は6月中旬、A系は7月中旬までに断熱材の交換および漏えい確認を実施済 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	増設雑固体廃棄物焼却設備 間仕切り壁耐火ボードの一部剥落	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 焼却炉室・廃棄物貯留ピット間仕切り壁の耐火ボードが一部剥落していることを確認 剥落した耐火ボードの修理を5月上旬までに実施 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	大型機器除染設備ロボットアーム(B)動作不能	3月25日	<ul style="list-style-type: none"> 大型機器除染設備ロボットアーム(B)の動作不能を確認 原因調査の結果、ケーブルの不具合であることが判明し、ケーブル交換後、動作確認異常無を6月上旬に確認 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (12-2/17) **TEPCO**

分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
廃棄物 保管施設 等	増設雑固体廃棄物 焼却設備 二次燃焼器・ス トーカ溶接部にお ける亀裂の確認他	6月18日他	<ul style="list-style-type: none"> • 6月18日に停止中であった増設雑固体廃棄物焼却設備の帕特ロールにて、下記の亀裂を確認 <ul style="list-style-type: none"> ①ロータリーキルン取合円筒の溶接部（北、南両側） ②二次燃焼器とストーカ取合の塞ぎプレート(南側) • 系統内はフロアにより負圧を維持していること及び亀裂部は焼却物と直接接する箇所ではないことから、当該亀裂部からの放射性物質の漏えいはない • 亀裂発生箇所はいずれも構造材本体ではないことから、構造強度に影響はない • 破面観察の結果、延性破壊の様態を示しており、3月16日地震にて大きな外力が負荷されたことにより生じたものと推定。なお、溶接部については強度不足の施工であったと推定され、その要因も寄与したものと推定 • また、上記を踏まえ、設備の水平展開調査を行い、下記の不具合を確認 <ul style="list-style-type: none"> ③ 接続ボルトの緩み、ボルト・座金の歪み ④ シムプレートのずれ ⑤ 外殻補強材溶接部のクラック ⑥ 炉内耐火材のクラック • 本設備の要求仕様である気密性および耐震Bクラスの強度を回復できるように修理を実施 • 修理完了し、10月17日より焼却を再開 	<ul style="list-style-type: none"> • 対応完了済

補足) 「2022年7月25日 特定原子力施設監視・評価検討会 (第101回) 資料5-1」で報告している内容について、3月16日地震関連として追加したもの

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (13/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応																																		
クレーン	運用補助共用施設キャスク搬出入エリア天井クレーン走行不能	3月18日	<ul style="list-style-type: none"> 運用補助共用施設（共用プール建屋）キャスク搬出入エリア天井クレーン（点検中）について動作確認をしたところ、走行動作ができないこと、および以下を確認 <ul style="list-style-type: none"> 目視点検において走行車輪用ギアカップリングのカバー2箇所へ亀裂 横行動作およびフックの巻上げ・巻下げ動作に問題ない 調査の結果、走行動作ができない原因は、走行ブレーキの不具合であると確認なお、共用プールの燃料冷却に問題はない また、6号機の使用済み燃料移送作業開始への影響は無い予定 不具合のあった走行ブレーキ部の点検・調整を実施し、動作することを確認 ギアカップリングの交換を完了 4月中に走行運転確認および法定検査を行い使用再開 <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th></th> <th>3月</th> <th>4月</th> <th>5月</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">ギアカップリング交換</td> <td>準備・足場設置</td> <td colspan="3">[Bar]</td> </tr> <tr> <td>ギアカップリング交換①</td> <td colspan="3">[Bar]</td> </tr> <tr> <td>ギアカップリング交換②</td> <td colspan="3">[Bar]</td> </tr> <tr> <td>ブレーキ部点検・調整</td> <td colspan="3">[Bar]</td> </tr> <tr> <td>その他走行駆動装置・レール点検</td> <td colspan="3">[Bar]</td> </tr> <tr> <td>足場解体・走行運転確認</td> <td colspan="3">[Bar]</td> </tr> <tr> <td>法定検査</td> <td colspan="3">[Bar]</td> </tr> </tbody> </table>			3月	4月	5月	ギアカップリング交換	準備・足場設置	[Bar]			ギアカップリング交換①	[Bar]			ギアカップリング交換②	[Bar]			ブレーキ部点検・調整	[Bar]			その他走行駆動装置・レール点検	[Bar]			足場解体・走行運転確認	[Bar]			法定検査	[Bar]			<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
			3月	4月	5月																																	
ギアカップリング交換	準備・足場設置	[Bar]																																				
	ギアカップリング交換①	[Bar]																																				
	ギアカップリング交換②	[Bar]																																				
ブレーキ部点検・調整	[Bar]																																					
その他走行駆動装置・レール点検	[Bar]																																					
足場解体・走行運転確認	[Bar]																																					
法定検査	[Bar]																																					
	3号機 燃料取扱機の走行用電動機の損傷	3月23日	<ul style="list-style-type: none"> 3号機使用済み燃料プール内ガレキ撤去作業中に、燃料取扱機の走行用電動機の損傷を確認（北側1箇所、南側1箇所） 当該燃料取扱機の使用禁止措置を実施 電動機発注済。納入次第取替を実施予定 	<ul style="list-style-type: none"> 電動機を取替を行う 2023年3月下旬完了予定 																																		

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (14/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
その他設備	6号機 タービン補機冷却系(純水)サージタンク水位低下	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 午前2時45分 タービン補機冷却系(純水)サージタンクの水位低下(55mm/h)を確認 午前6時25分 タービン補機冷却系海水ポンプ(A)冷却水の入口弁下流から水の漏えいを確認 午前6時29分 タービン補機冷却系海水ポンプを(A)から(B)へ切り替え 午前6時32分 6号機タービン補機冷却系海水ポンプ(A)を隔離し、サージタンク水位低下が停止したことを確認。冷却水は純水であり、放射性物質の漏えいはない 3月29日 当該配管の交換を実施し、試運転にて異常の無いことを確認 	・対応完了済
	ろ過水純水装置の汚泥装置油圧ポンプからの油の滴下	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 午前2時48分 汚泥装置油圧ポンプから数分に1滴程度の油の滴下を確認。 漏えい量は、約50cm×50cm×1mm 弁の閉止操作により油滴下の停止を確認 その後、運転圧で油が滴下しないことを確認 	・対応完了済
	原水ろ過水純水汚泥増設排水設備でのろ過水の漏えい	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 午前5時0分 設置工事中の排水設備の処理水タンクに亀裂、およびろ過水の漏えいを確認 試運用中の設備であり、放射性物質の漏えいはない 同日 ろ過水の漏えい停止を確認 	・タンク交換を2023年度予定
	5号機 原子炉建屋での漏えい検知警報発生	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 午前10時0分 放射性液体漏えい警報発生 現場確認の結果、残留熱除去海水系の配管貫通部より、指4本程度の太さで室内に流入していることを確認 水の分析の結果、5号機タービン建屋滞留水が流入したものと判断 4月7日 止水処理を行い、漏えい警報が発生しないよう、本設サンプルピットへの排水ラインの設置を完了 	・対応完了済

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (15/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
その他設備	5号機 原子炉建屋空調設備自動停止	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 午前4時55分 原子炉建屋空調設備において空調隔離弁が全閉し、自動停止していることを確認 モニタ指示値に有意な変動は確認されていない 他の作業で原子炉建屋の二重扉を「開」中のため、対応が完了次第復旧予定 3月24日 復旧完了 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	共用プール建屋の排気放射線モニタのサンプル停止	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 午前6時25分 運用補助共用施設（共用プール建屋）において、排気放射線モニタのサンプルポンプが停止していることを確認 3月18日 サンプルポンプを起動し、異常のないことを確認 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	総合文書管理システムサーバーの停止	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 総合文書管理システムの動作確認を行ったところ、サーバーの停止を確認 再起動を行ったが、復旧せず なお、正文書にて確認できるため、サーバーに接続できなくても問題ない 3月24日 部品交換後、サーバーを再起動し、システム動作に問題無いことを確認 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
その他建屋	登録センター休憩所の火災受信機警報	3月29日	<ul style="list-style-type: none"> 登録センター火災受信機に警報が発生 2階休憩所の天井脱落による感知器断線、および2階防火戸の歪が原因と確認 登録センター休憩所の使用禁止、および当該感知器の停止に伴うパトロールを実施中 当該天井および防火戸の修理と合わせ感知器等を復旧し、9月未完了 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済
	6号機T/B2階空調機室ブロック壁剥落	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> 地震後パトロールで空調機室のブロック壁剥落を確認 当該箇所には立入禁止措置実施 ブロック剥落防止処置 6月完了済 修理方法検討後、11月に修理完了 	<ul style="list-style-type: none"> 対応完了済

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (16/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
その他	地盤・道路・護岸の地割れや沈下	3月17日	<ul style="list-style-type: none"> • 5・6号機敷地護岸ヤード地表面での地割れや地盤の沈下を確認。なお、当該ヤードで多核種除去設備等処理水希釈放出設備設置に必要な環境整備工事を実施中であるが、工事中の立坑への影響がないことを確認 • 5・6号機ゲートから海拔2.5mエリアの海側に向かう道路で沈下を確認。当該箇所の通行不可 • バリケードで区画し、車両進入禁止措置実施 • 4月4日 応急復旧完了 • 構内道路の一部（アスファルト）に亀裂を確認 • 通行には支障がないため、状況を確認し、補修する予定 • 港湾にある設備を点検し、以下を確認 <ul style="list-style-type: none"> • 1~4号護岸エリア、5・6号護岸エリアにひび割れを確認 • メガフロート北側護岸ブロックにずれを確認 • その他護岸周辺設備に異常は確認されていない • 補修箇所はバリケードで区画。応急復旧は完了 • 新設港湾ヤード全体で舗装の沈下や割れ、護岸全体の沈下、護岸ブロックの変位等を確認 • 車両が進入できない状況にあり、車両進入禁止措置実施 • 4月1日 応急復旧完了 	<ul style="list-style-type: none"> • 対応完了済（今後は動態監視を継続し、状況に応じ、復旧方法を検討し、補修予定）

(参考) 地震発生後の福島第一原子力発電所の状況について (17/17)



分類	事象	確認時期	概要及びこれまでの対応状況	今後の対応
その他	地盤・道路・護岸の地割れや沈下	3月19日 ～ 3月24日	<ul style="list-style-type: none"> • 3月19日 高温焼却炉建屋周辺の沈下を確認 • 建屋周辺の入口道路に、沈下と亀裂を確認 • 高温焼却炉建屋東側の大型搬入口付近の沈下を確認 • 当該箇所を立入禁止の区域表示を実施 • なお、当該建屋内に保管の吸着塔他の設備は問題なし • プロセス主建屋およびサイトバンカ建屋周辺の地盤の沈下を確認 • 10cm～20cm程度の地盤沈下を確認 • 当該箇所は立入禁止の区画表示を実施 • なお、当該建屋内の設備等は問題なし • 4月13日 サイトバンカ建屋入口の応急復旧完了 • 4月25日 共用プール建屋大型搬入口前道路の応急復旧完了 • その他、複数の場所で沈下や道路の亀裂を確認 	<ul style="list-style-type: none"> • 対応完了済 (今後は、沈下箇所等の詳細調査を行い、修理方法を検討し、復旧予定)

1号機 R C W熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガス 対応及び熱交換器内包水サンプリングについて

※ R C W : 原子炉補機冷却系

2023年3月7日

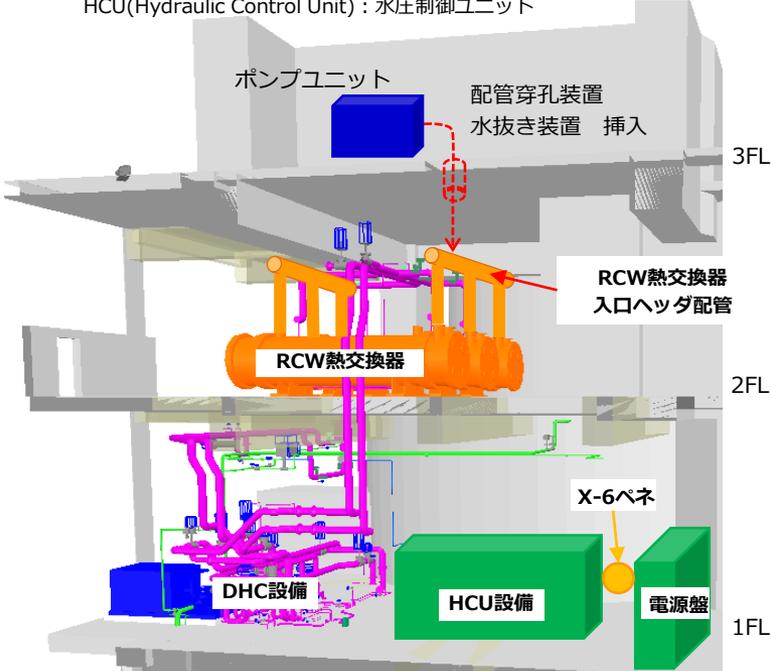
TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要（経緯）

- 1号機原子炉建屋（R/B）内の高線量線源であるRCWについて、線量低減に向けた内包水サンプリングに関する作業を10月より実施中。
- サンプリング作業で使用するRCW熱交換器入口ヘッダ配管について、電解穿孔にて配管貫通を行い、滞留ガスの確認をしたところ、水素(約72%)を検出。また、当該配管内のエア分析の結果、事故由来の核種と考えられるKr-85(約4Bq/cm³)を検出。
- 今後の作業として、サンプリングや水抜きに向けた貫通部の穿孔作業(拡大)を計画。作業の安全確保に向け、当該配管の滞留ガスのパーシ（窒素封入）を実施し、水素濃度が可燃性限界未満(4%)になったことを確認した上、穿孔作業を2/14に実施・完了。穿孔作業後、穿孔箇所は大気開放としているが、ダストモニタやPCVパラメータ等に異常がないことを確認。
- 現在、内包水サンプリング作業を実施中。なお、穿孔作業後、配管内の水素濃度が0%であること確認(至近2/22)。今後も配管内の水素ガスを確認する（傾向を確認しながら、一定期間）。

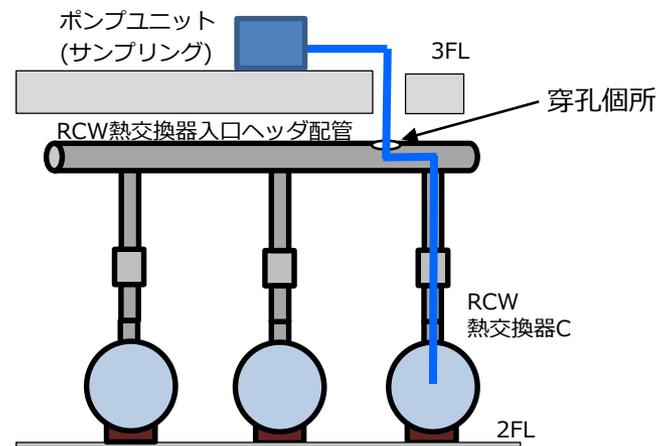
RCW(Reactor Building Cooling Water System)：原子炉補機冷却系
DHC(Drywell Humidity Control System)：ドライウェル除湿系
HCU(Hydraulic Control Unit)：水圧制御ユニット



1号機R/B 1～3階南側 断面

作業ステップ(概略)

- ①RCW熱交換器入口ヘッダ配管上面を穿孔する。
 - ・電解穿孔^{※1}による微小な孔を設け、配管内水素ガスの確認^{※2}を行う。
 - ・水素ガスがないことを確認後、穿孔作業(機械式)を行う。
- ②配管穿孔箇所サンプリング用ホースをRCW熱交換器の内部まで挿入する。
- ③サンプリング用ポンプユニットで採水する。



※1：火花を発生させず穿孔が可能。本工法は特許出願もしており、合わせてモックアップにて火花が発生しないことを確認済み。

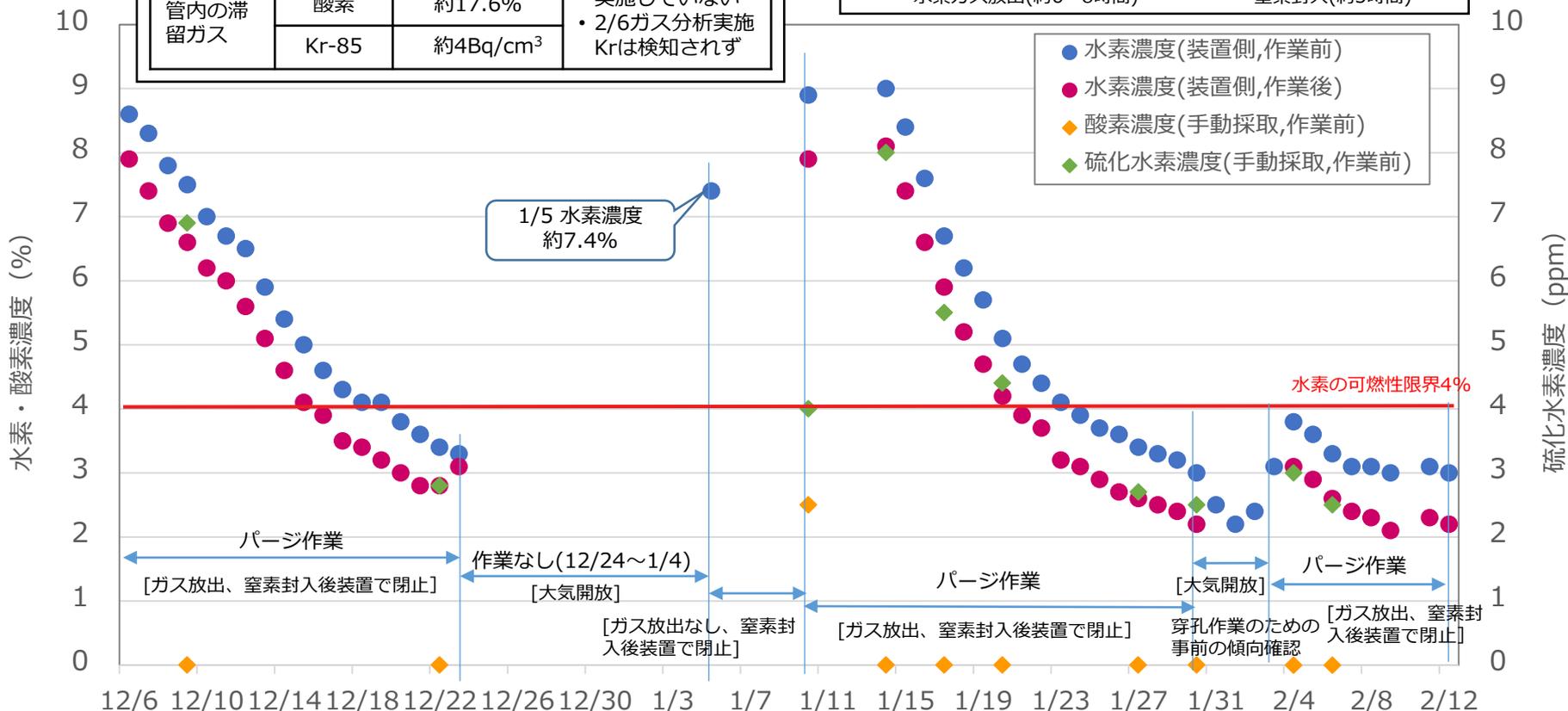
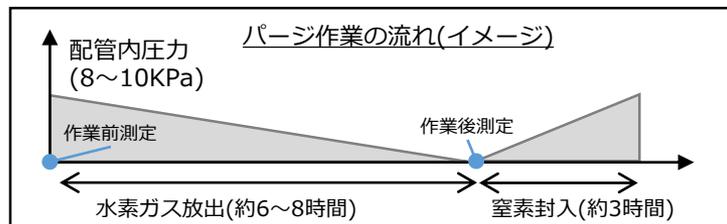
※2：水素ガスが確認された場合は、気体のサンプリング・分析を行った後、水素ガスパーシ（窒素封入）を行う。

2. 滞留ガスのパーシ作業における水素濃度他の低減傾向

- 水素濃度について、パーシ作業後による低減後、翌日にやや増加する(少量)傾向が確認された。また、12/24~1/4の大気開放時(開放箇所約Φ2mm程度)に水素濃度の増加が確認されたが、パーシ作業により低減。
- 酸素及び硫化水素とも、変動は確認されたが、パーシ作業により低減。
- パーシ作業及び穿孔作業は完了。穿孔作業後、配管内のガスについて、大気相当であることを確認(水素0%、酸素約20.9%、硫化水素0ppm)

初期値 (2022年11月14・15日測定)

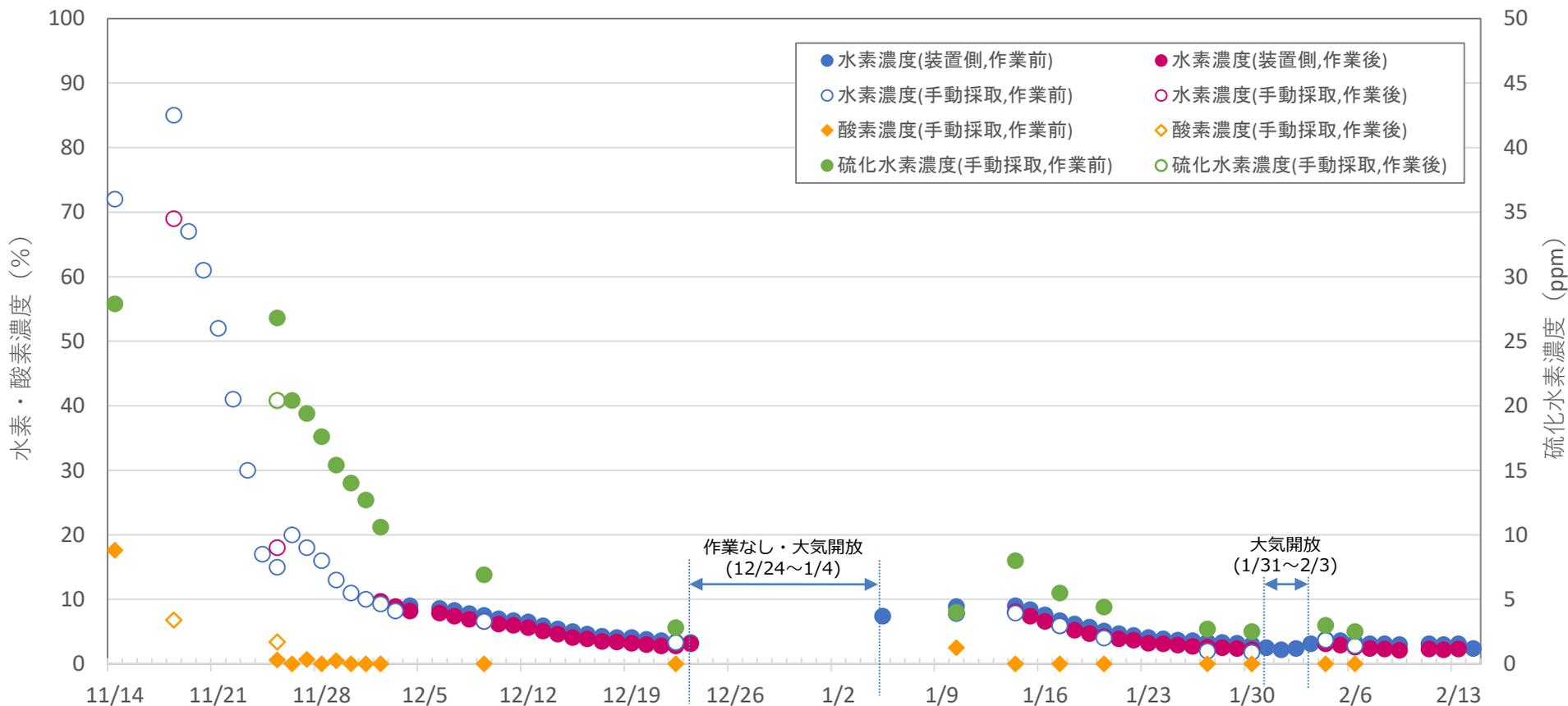
試料	分析項目	分析結果	補足
RCW熱交換器入口ヘッダ配管内の滞留ガス	水素	約72.0%	• 左記以外のガス約10%分相当については分析を実施していない
	硫化水素	約27.9ppm	
	酸素	約17.6%	• 2/6ガス分析実施 Krは検知されず
	Kr-85	約4Bq/cm ³	



【参考 1】 滞留ガスのパーシ作業における水素濃度他の低減傾向(パーシ作業期間) TEPCO

測定対象	測定器	測定時期	
		水素濃度10~100%	水素濃度10%未満
水素	装置(電解穿孔装置)	—	パーシ作業前後(正)
	可搬式測定器	パーシ作業前	パーシ作業前(参考)
酸素	可搬式測定器	パーシ作業前	
硫化水素			

傾向グラフの該当箇所
水素濃度(装置側,作業前/後)
水素濃度(手動採取,作業前/後)
酸素濃度(手動採取,作業前/後)
硫化水素濃度(手動採取,作業前/後)



3. 滞留ガスのパーシ作業における水素濃度の増加の推定要因

RCW熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガスパーシ作業において、水素濃度が増加する事象が確認された。事故時のPCVからのガス流入や配管の設置状況から、以下のことが考えられる。

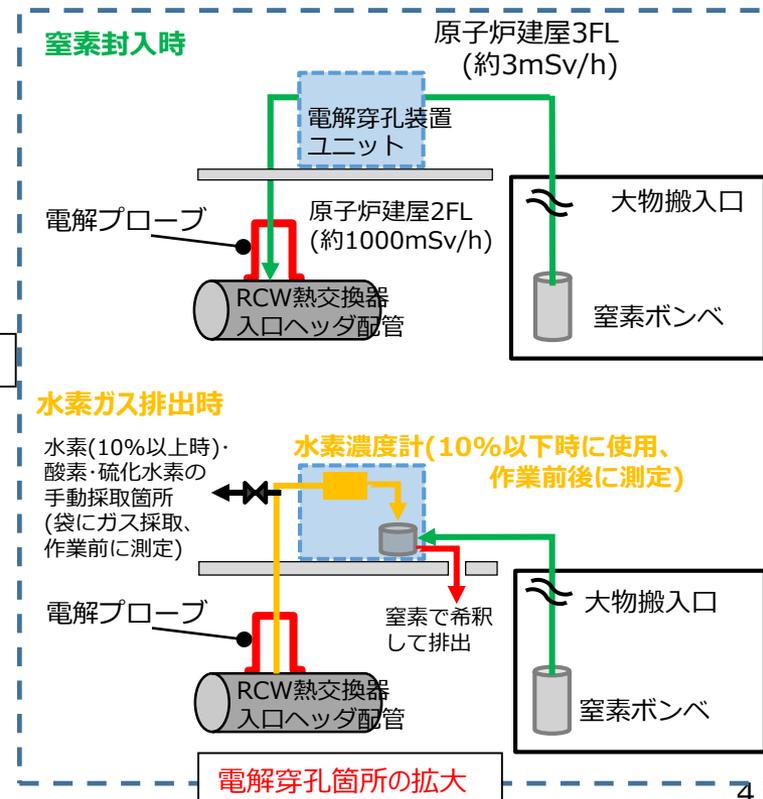
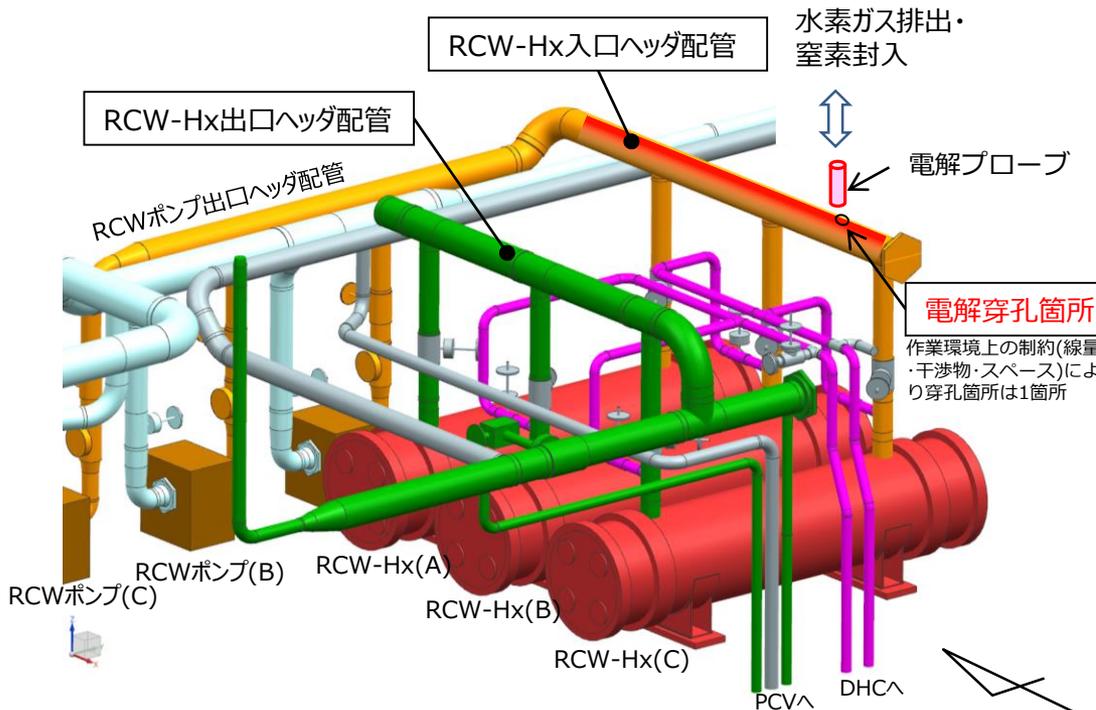
✓ 配管の設置状況上、窒素によるパーシ作業において、配管内での希釈・攪拌が難しかったことによるもの

当該配管は長く、窒素の封入箇所（水素の放出箇所）が1箇所(Φ約2mm相当の貫通)であり、窒素による希釈・攪拌が配管奥部まで広がるのが難しい。

✓ RCW熱交換器の内包水の放射性分解により生成された水素(少量程度※と推定)によるもの

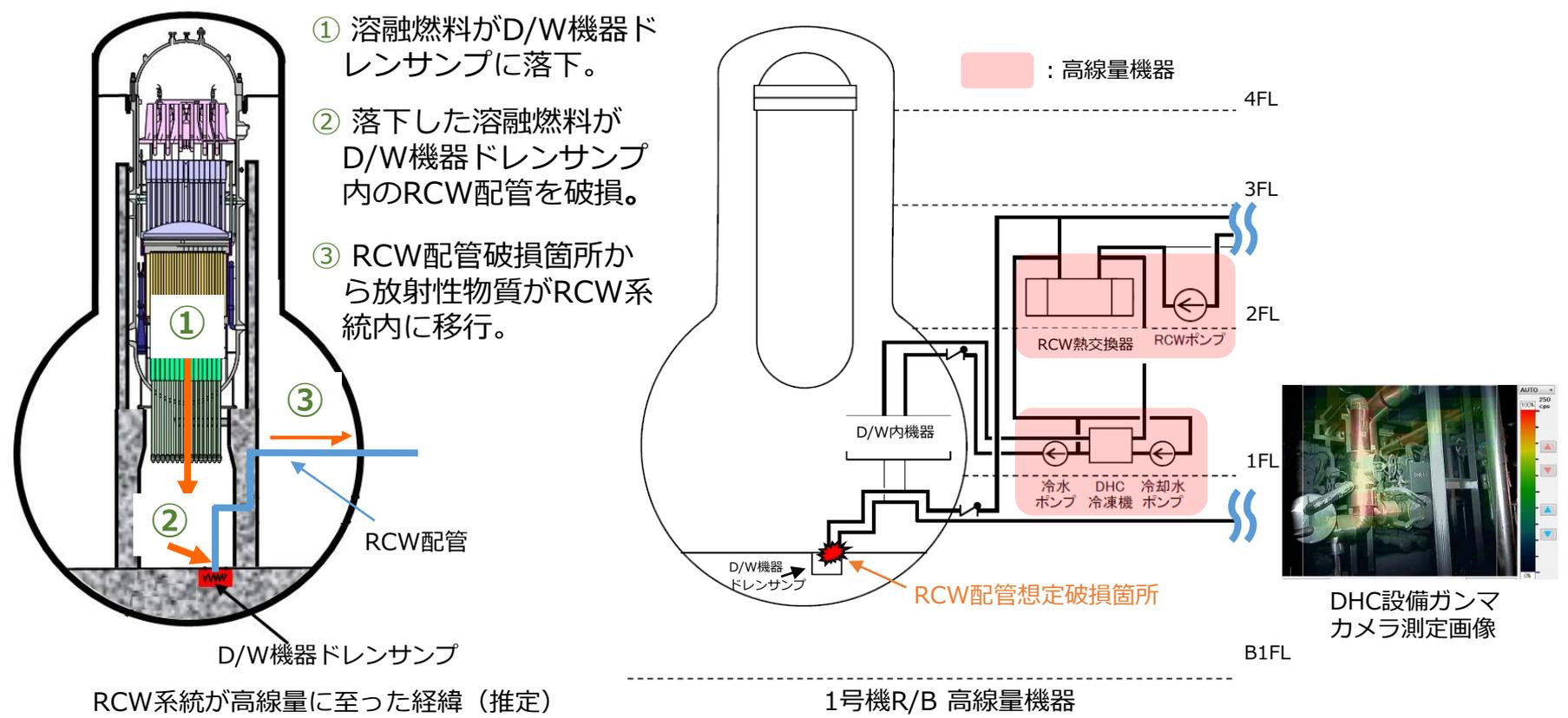
※：少量程度の推定について

- 水素濃度の変動が放射性分解によるものと考えた場合、発生メカニズムが異なる硫化水素濃度の変動の傾向が同じであり、滞留していたものによる影響が大きいと考えられる。
- 放射性分解による水素・酸素の生成比2：1とした場合、測定されたガス濃度比が整合していない。(酸素の測定については今後検証)



【参考2】RCW系統の汚染経緯

- 1号機RCW系統は、事故時にD/W機器ドレンサンブを冷却するRCW配管が破損したことで、放射性物質がRCW配管内に移行し、高線量化したと推定されている。

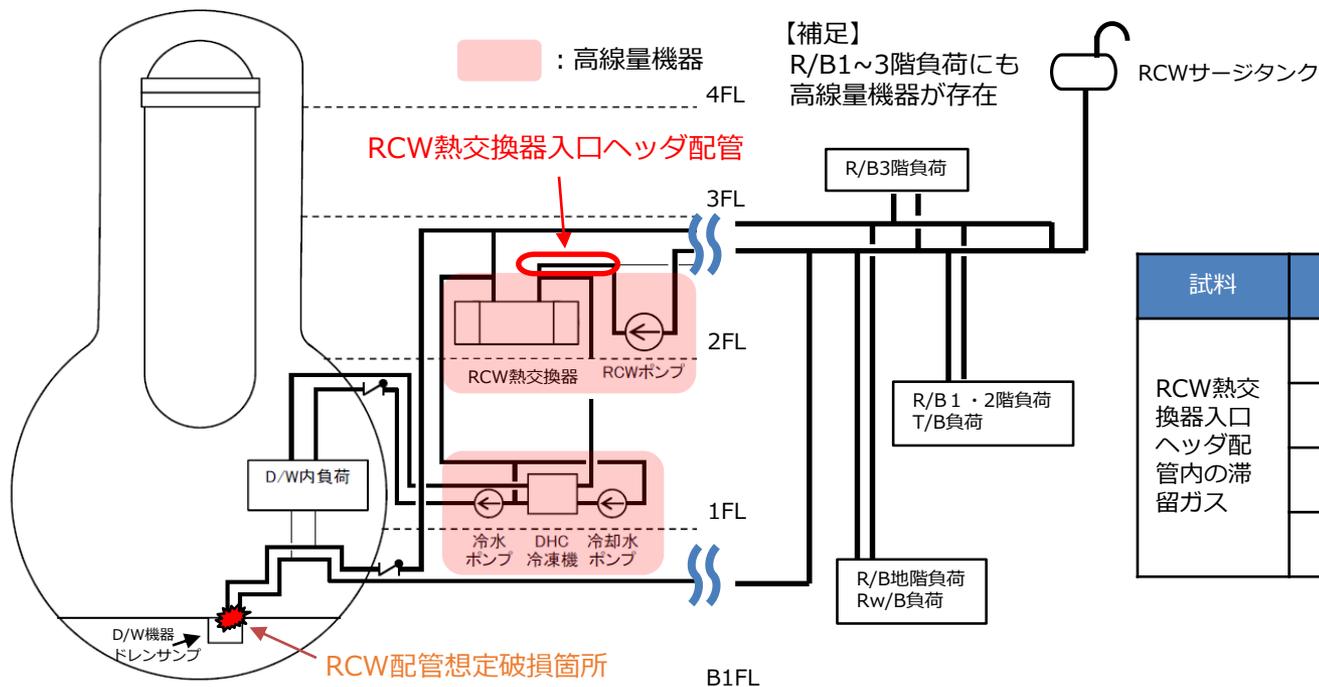


※ D/W(Drywell)：ドライウェル PCV(Primary Containment Vessel)：原子炉格納容器

4. RCW熱交換器入口ヘッダ配管のガス流入・滞留の推定要因

- RCW熱交換器入口ヘッダ配管周りの概略構成を以下に示す。入口ヘッダ配管へのガス流入・滞留の推定要因として、以下のことが考えられる。

No.	要因	ガス流入・滞留のタイミング	説明
①	事故時のガス流入	震災直後	事故時、RCW系の破損個所からPCV内に充満したガス(放射性物質含む)が系統内に流入。
②	RCW熱交換器内包水の放射線分解	震災～現在	配管・熱交換器内の放射性物質を含んだ水が、放射線による分解により水素・酸素を発生。
③	海水成分の影響	震災～現在	事故時にPCVに注入した海水の影響または熱交換器内海水配管の損傷の影響によりガス(硫化水素)が発生。



試料	分析項目	分析結果	補足
RCW熱交換器入口ヘッダ配管内の滞留ガス	水素	約72.0%	左記以外のガス約10%分相当については分析を実施していない
	硫化水素	約27.9ppm	
	酸素	約17.6%	
	Kr-85	約4Bq/cm ³	

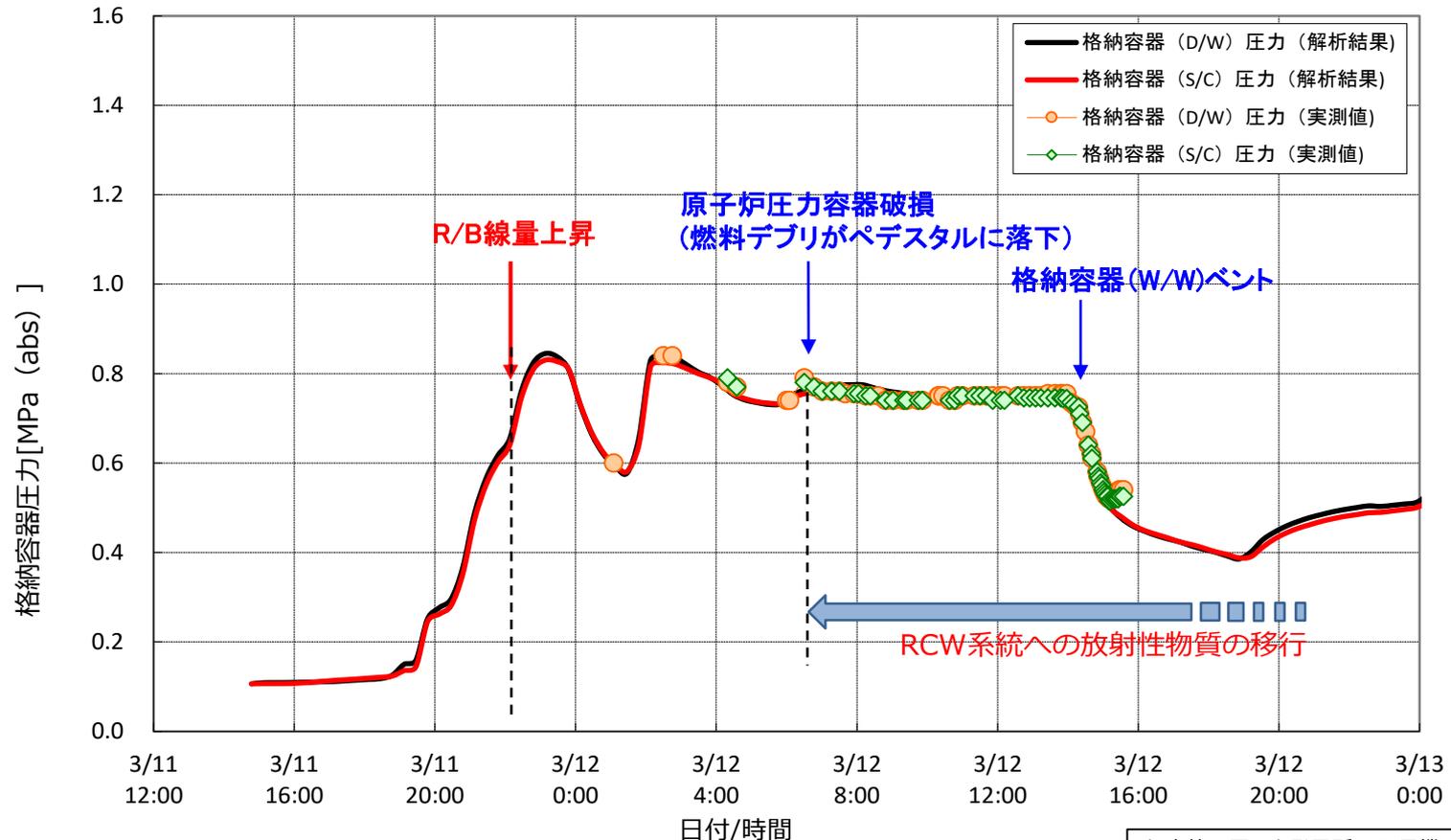
(2022年11月14・15日測定)

5. RCW系統への滞留ガス流入

- 燃料デブリによりD/W機器ドレンサンプのRCW配管が損傷。RCW損傷箇所より、放射性物質を含んだPCV内のガスや蒸気等が流入。
- PCV 圧力が高い状態時に、損傷箇所と想定されるD/W機器ドレンサンプでのPCV圧力は、RCWサージタンクの高低差等を考慮した圧力よりも高いために、PCVからRCW配管内へ放射性物質は移行。

RCWサージタンク中央からD/W機器ドレンサンプまでの水頭圧：約0.26MPa

(TP.30934(RCWサージタンク中央)-TP.4744(D/W地階床面)=26190mm)

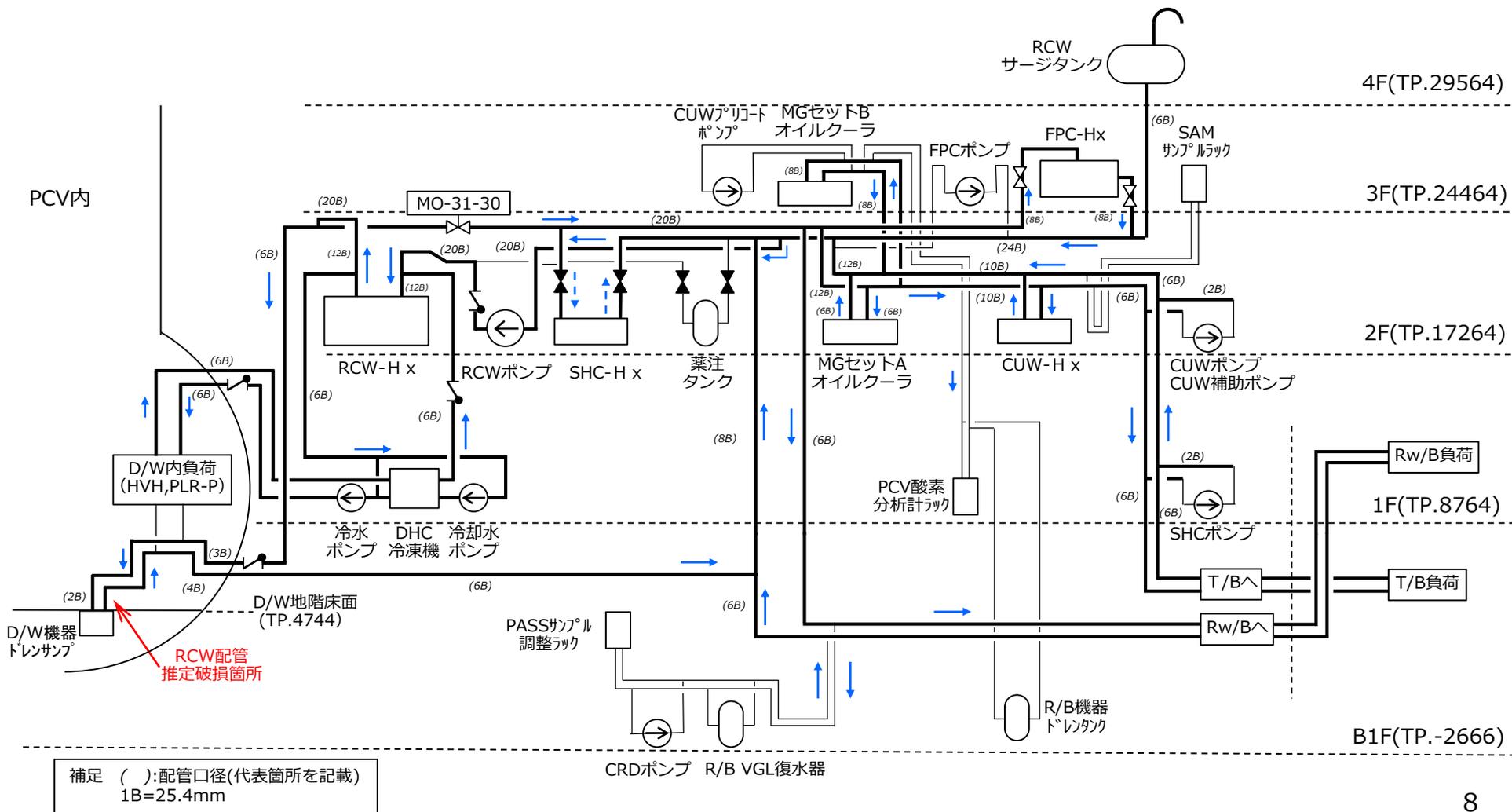


1号機の格納容器圧力挙動

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 第6回進捗報告

6. 事故前(通常時)のRCW系統状態

- RCW系は PCV内のD/W、R/B、Rw/B及びT/B内に設置されている原子炉補機へ冷却水を供給し、各補機がその機能を維持できるようにするものである。
- RCW系はサージタンク、ポンプ、熱交換器等と必要な配管及び計装類で構成されており、RCW熱交換器で海水と熱交換された冷却水は多くの分岐を経て各補機へ到達し、各補機を冷却して温められた冷却水は再びRCW熱交換器へ戻って熱交換されて冷やされ、再び各補機へ供給される閉回路となっている。



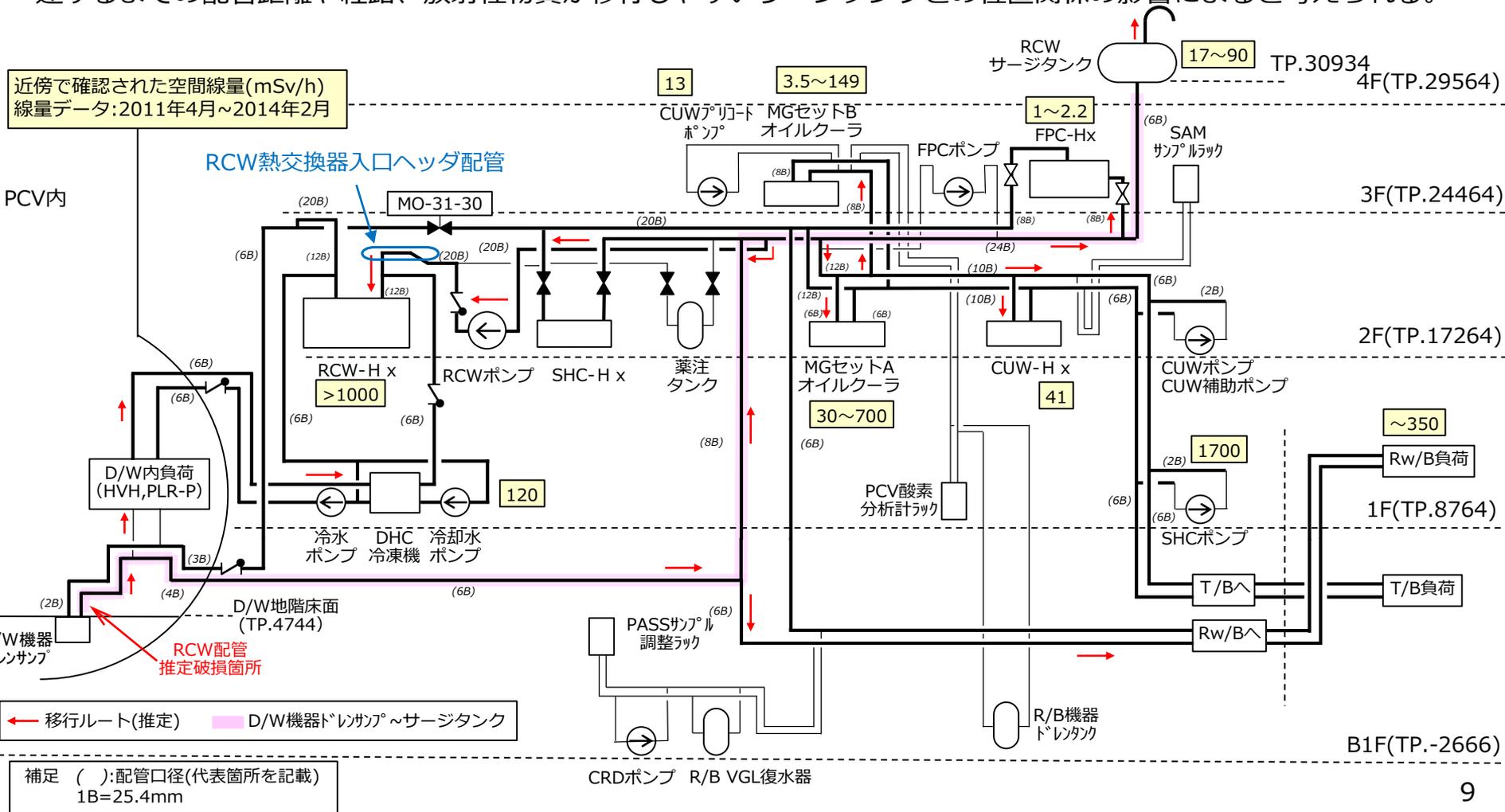
7-1. RCWシステムの汚染経路（事故時PCV圧力が高い時）

- PCV 圧力が高い状態時に、損傷箇所と想定されるD/W機器ドレンサンプでのPCV圧力は、RCWサージタンクの高低差等を考慮した圧力よりも高いため、PCVからRCW配管内へ放射性物質は移行。

RCWサージタンク中央からD/W機器ドレンサンプまでの水頭圧：約0.26MPa

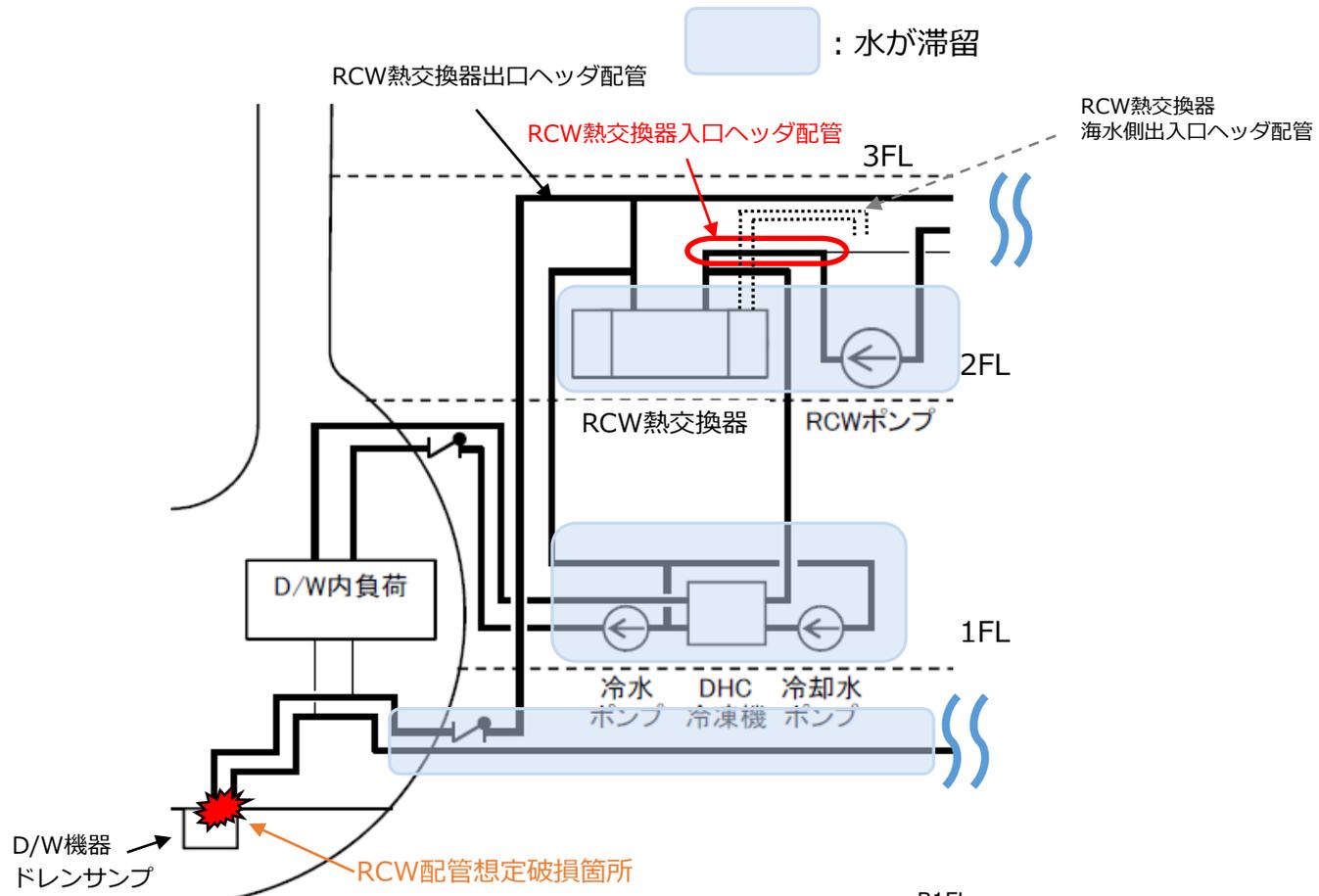
(TP.30934(RCWサージタンク中央)-TP.4744(D/W地階床面)=26190mm)

- RCW系統には多くの分岐があるが、サージタンク側への分岐については、ほぼ大気圧とみなすことができるため、サージタンクへの分岐方向に放射性物質はより移行しやすい状況にあったと推定。他の分岐については、各補機へ到達するまでの配管距離や経路、放射性物質が移行しやすいサージタンクとの位置関係の影響によると考えられる。



7-2. RCWシステムの汚染経路（RCW熱交換器への移行）

- PCV圧力が高い状況にあった時にサージタンク側へ移行した放射性物質は、圧力が低下するとPCV圧力とバランスする高さまで下方へ移行。
- サージタンクに滞留していた放射性物質がRCW配管を經由してRCW熱交換器側へ移行。RCW熱交換器は構造物表面積が大きいので放射性物質が多く沈着することが考えられる。
- 放射性物質を含んだ系統内包水の一部は、PCV側へ移行するとともに、系統構成上U字構造となる部分に滞留される。また、内包水が上部にある配管気相部を水封して、ガスが滞留したと推定。



8. 1号機RCW熱交換器入口ヘッド配管内部の確認結果について

- RCW-Hx入口ヘッド配管の穿孔箇所よりカメラを挿入し、入口ヘッド配管内の状況確認を実施。
- 入口ヘッド配管内下部において堆積物（結晶のようなもの）を確認
- 入口ヘッド配管内の空間線量については約50~75mSv/h程度を確認(底部で約75mSv/hを確認)

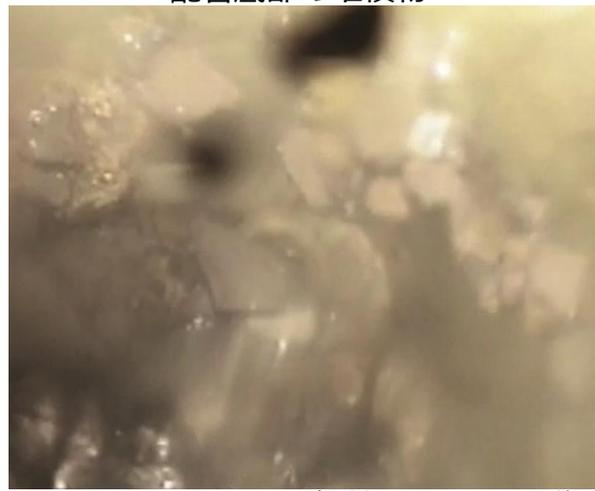
①RCW-Hx(A)(B)側の配管内表面(全体)



①RCW-Hx(A)(B)側の配管底部の堆積物

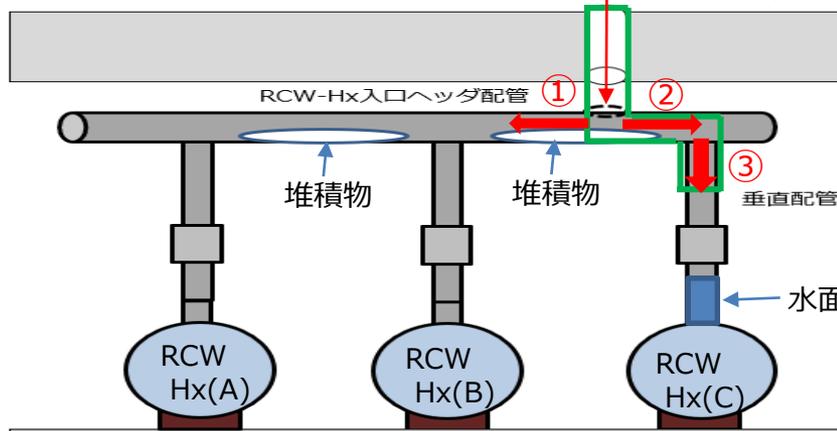


②RCW-H(C)側の配管底部の堆積物



やや黒いのは穿孔による切削屑による影響(推定)

カメラの挿入範囲(緑枠) R/B3F 約3mSv/h

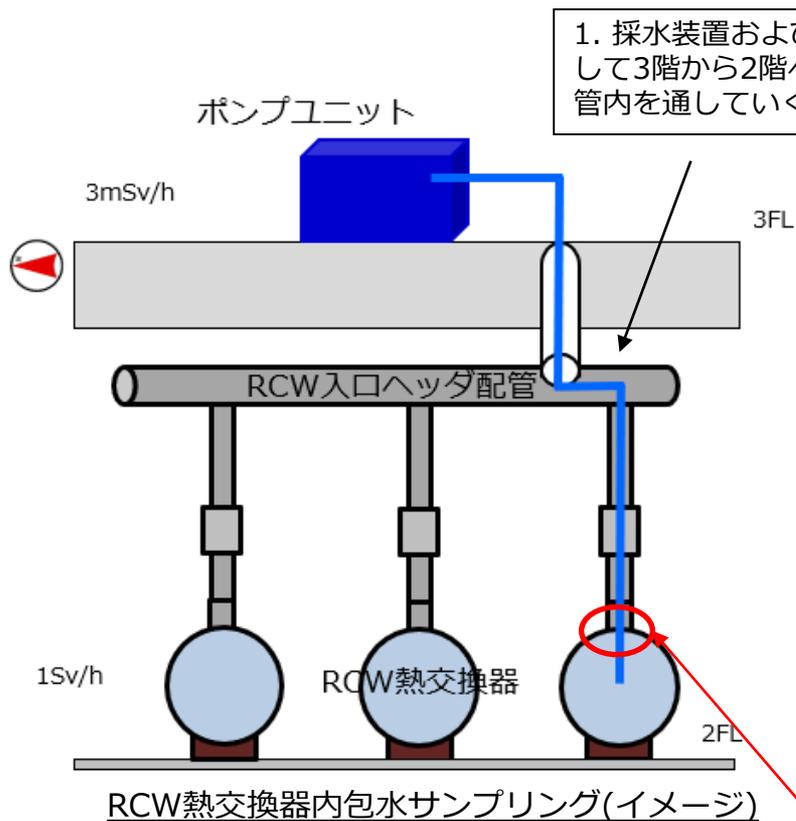


【補足】
堆積物は、今後のサンプリング作業の障害になるため、サンプリングホースの敷設範囲分は取り除く(作業に支障にならない位置に寄せる)

③RCW-Hx(C)入口(垂直)配管の水面



1. 内包水サンプルング・水抜きの為、RCW-Hx入口ヘッダ配管へ採水装置の挿入
2. 採水装置→給排水ポンプユニットによるサンプルングの実施

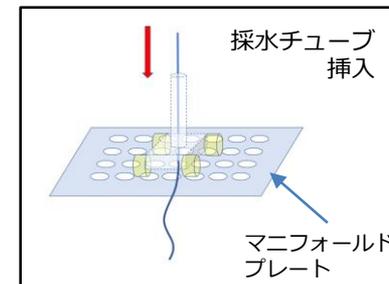
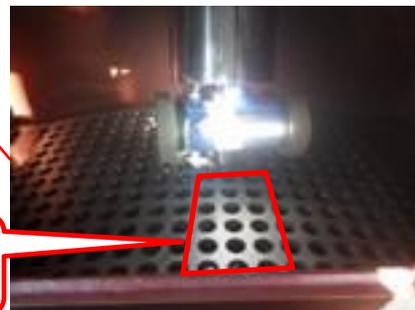


1. 採水装置およびホースの挿入に際して3階から2階へとクランク状の配管内を通していく

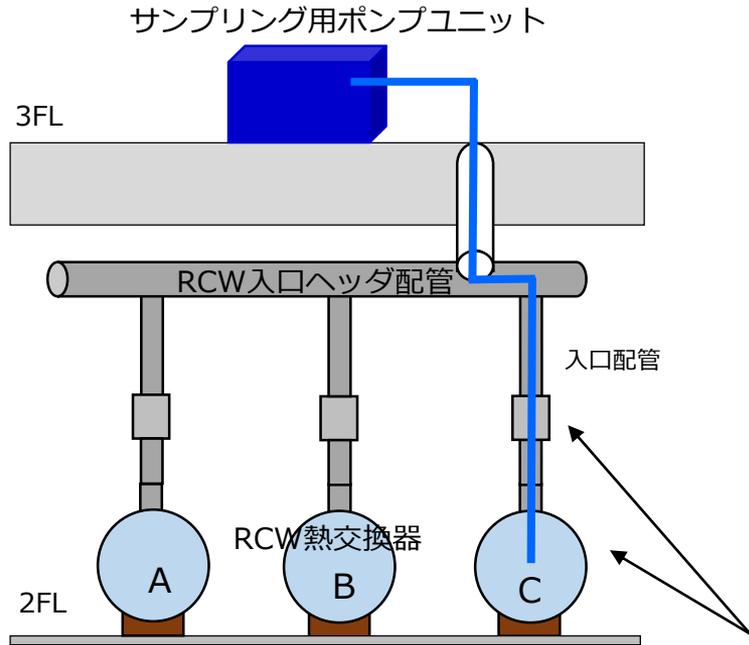


2. RCW-Hx(A),(B),(C),RCWポンプ出口ヘッダ配管内包水のサンプルングに際して、マニフォールドプレートの小口径(Φ16mm)の穴に採水ホース(Φ12mm)を通していく。なお、RCW-Hxの下部まで通せる穴は一行のみ。

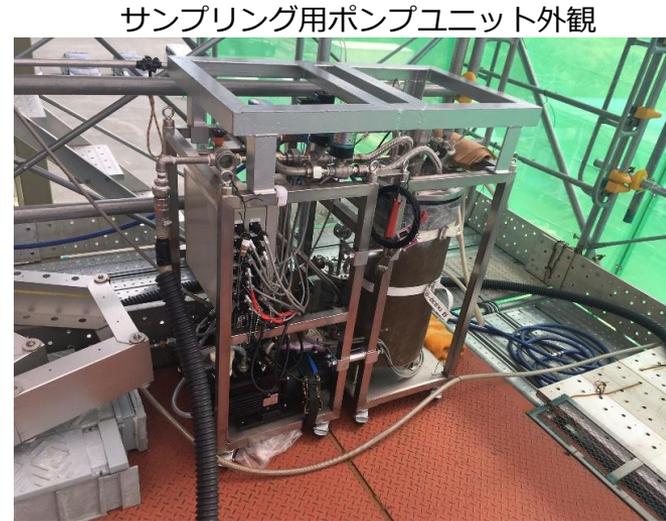
採水用チューブを熱交換器内の細管隙間を通すため、使える孔に制限がある



- 内包水のサンプルングは、RCW熱交換器（C）の入口配管、熱交換器内の3カ所（上・中・下）を予定。（熱交換器内の水位によっては変更の可能性あり）



RCW熱交換器からのサンプルングイメージ図



サンプリング箇所
(熱交換器は上・中・下の3カ所)

- RCW熱交換器(C)内包水の分析項目

試料	目的	分析項目	採取量(予定)
RCW熱交換器(C)内包水※1	RCW熱交換器の内包水は、線量が高いことが想定される。今後計画している水抜き作業の安全な方法・手順(希釈・移送等)の検討のため。	Cs-134、137 塩素 H-3 全α、全β 他	10mL未満

9. R C W熱交換器(C)入口配管の内包水サンプリング結果

排水作業のための分析項目

測定項目	濃度	
Cs-134	2.85E+08	Bq/L
Cs-137	1.34E+10	Bq/L
Sr-90	4.29E+07	Bq/L
H-3	2.94E+07	Bq/L
全β	1.28E+10	Bq/L
全α	<1.15E+04	Bq/L
pH※	6.2	—
導電率※	8.8	μS/cm
Cl	1800	mg/L
Ca	170	mg/L
Mg	130	mg/L
Na	1000	mg/L
SS	<1000	mg/L
TOC	<100	mg/L
油分	<300	mg/L
発泡性※	なし	—

事故調査のための分析項目

測定項目	濃度	
Co-60	<4.05E+06	Bq/L
Ru-106	<1.60E+08	Bq/L
Sb-125	<8.73E+07	Bq/L
Eu-154	<1.07E+07	Bq/L
Am-241 (γ)	<4.08E+07	Bq/L
I-129 (γ)	<4.54E+08	Bq/L
Ag-108m	<2.82E+07	Bq/L
Ba-133	<3.14E+07	Bq/L

補足)

試料(約1mL)は、ラボ持ち込み線量基準1mSv/hを満足するため、約1000倍希釈したうえで分析。

※ 希釈水(精製水)の影響あり(約1000倍の希釈)

建屋滞留水におけるCs-137, H-3濃度

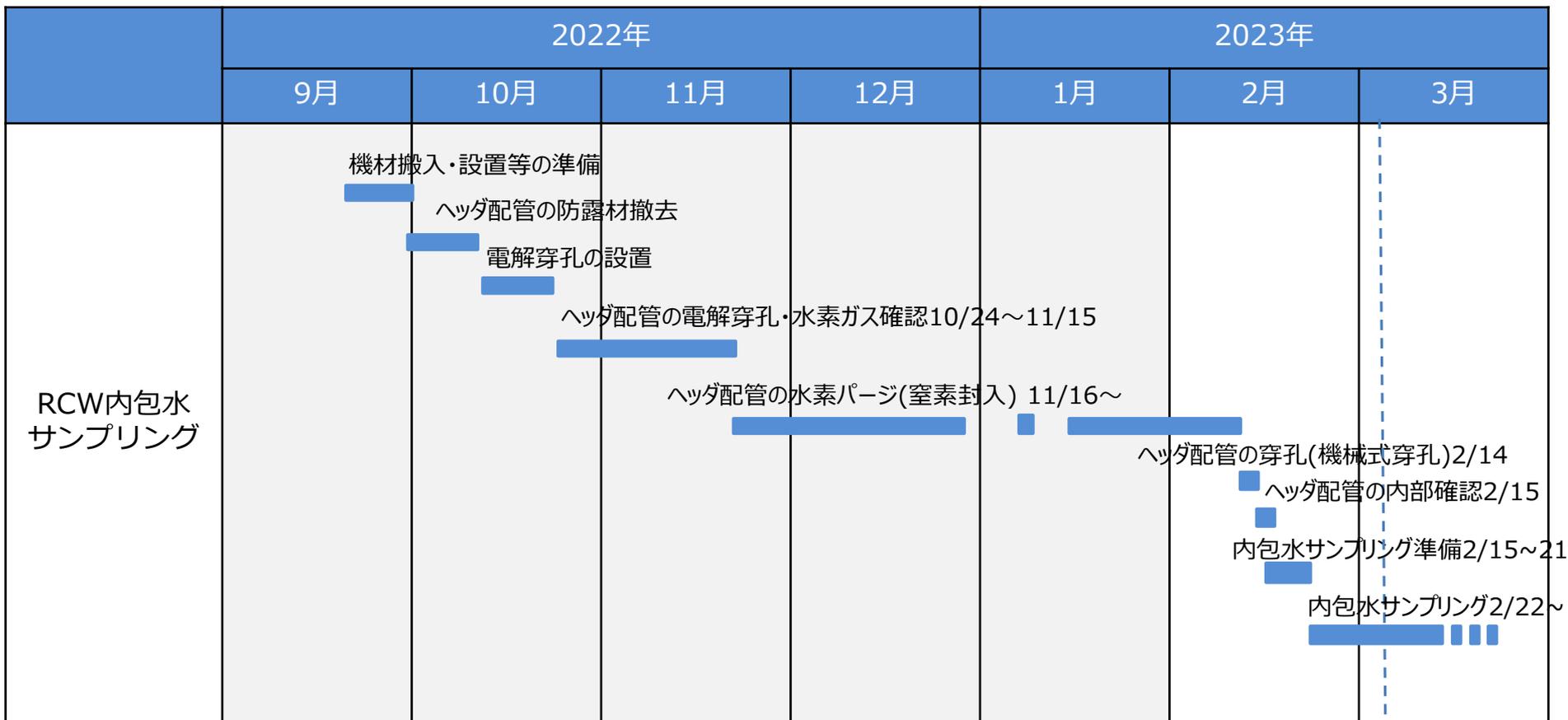
測定項目		採取場所	濃度 (Bq/L)	採取日
Cs-137	過去建屋内で 確認された 高濃度汚染水 の濃度	2号機R/B トレンチ最深部	3.37E+09	2019/5/21
		1号機R/B 北西三角コーナー	2.92E+09	2011/5/27
	至近の 汚染水濃度	1号機R/B トーラス室	2.05E+07	2023/1/31
H-3	至近の 汚染水濃度	1号機 R/B トーラス室	5.52E+05	2023/1/31

PCV内包水におけるCs-137, H-3濃度

測定項目	採取場所	濃度 (Bq/L)	採取日
Cs-137	1号機 D/W内包水	3.47E+07	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	2.04E+08	2022/11/11
H-3	1号機 D/W内包水	1.43E+06	2012/10/12
	3号機 S/C内包水	3.30E+06	2022/11/11

10. 今後の工程について

- 滞留ガスのパージ作業後の熱交換器内包水のサンプリングに向けた穿孔作業を完了。
- 現在、入口配管のサンプリングが完了。今後、入口配管の水抜き(希釈・排水)後、熱交換器内包水のサンプリングを予定。
- 入口配管の内包水サンプリング結果を踏まえ、内包水の漏えい防止や被ばくを抑える対応を行い、作業は慎重に実施していく。



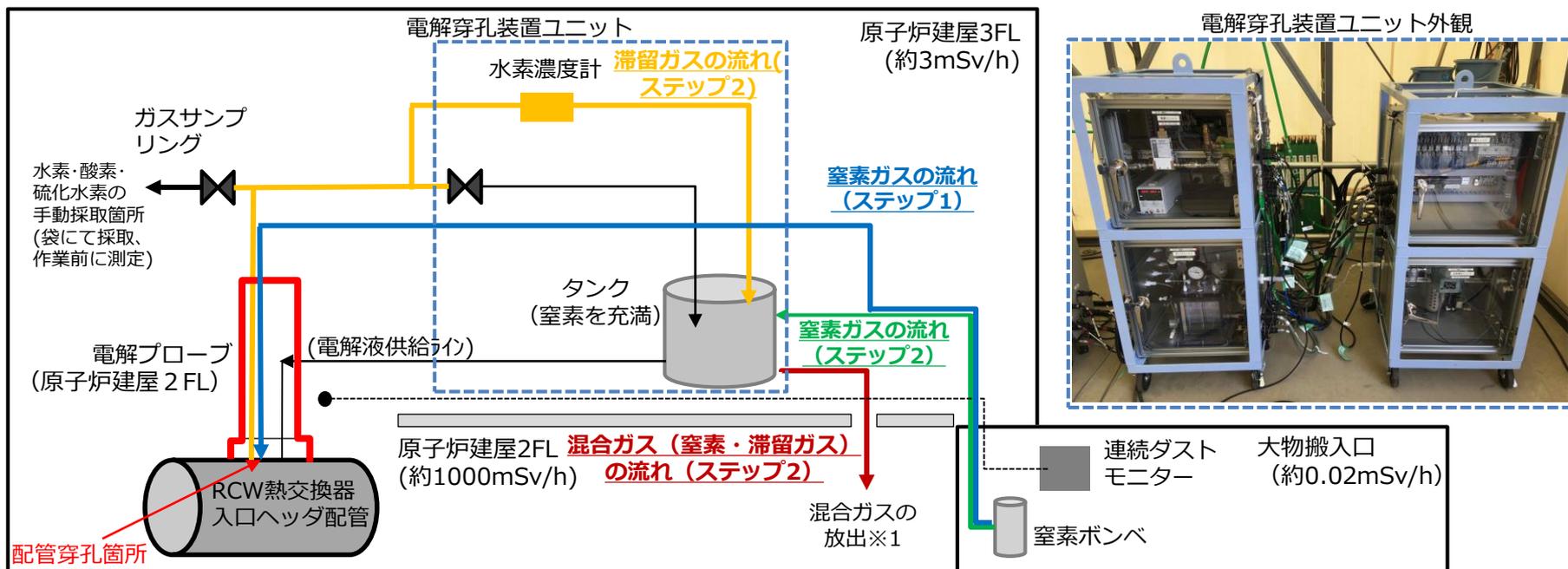
11. 今後のRCWシステムの作業について

- RCWシステムについては、他の部位についても線量低減を進めていくが、今回の知見を踏まえ、水素滞留の可能性のある部位についても、調査や作業の計画を策定していく。
- 今後のRCW熱交換器内包水のサンプリング・分析も含め、得られた知見については、1Fにおける事故の分析に係わる検討会にも情報共有していく。

ステップ1：当該配管内に**窒素ガス**を封入し、**滞留ガス**の水素濃度を低減。

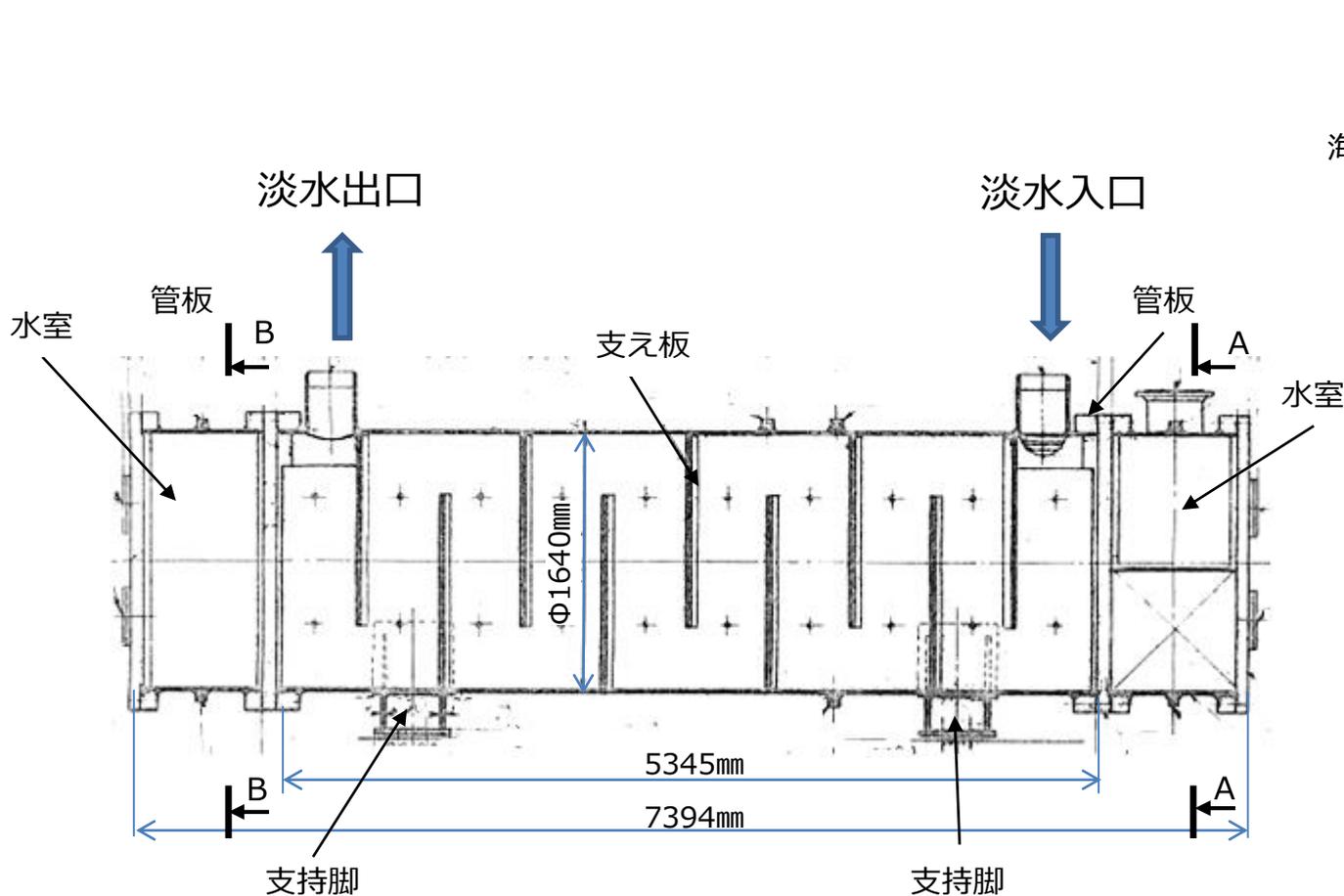
ステップ2：**滞留ガス**をタンクへ排出し、当該タンクに供給する**窒素ガス**で希釈。窒素と滞留ガスの**混合ガス**としてR/B 3階床面の開口からR/B 2階へパーシ作業を実施。

- パーシ作業の際には、可燃性ガスなどを内包することに対する安全性を考慮し、放出箇所の水素濃度等の監視を実施し、水素濃度が可燃性限界（4%未満）になるまで、遠隔にて上記ステップ1、2を繰り返し実施。また、放射性物質（気体）を内包することに対する環境への影響を考慮し、ダスト等の確認・監視を行いながら実施。

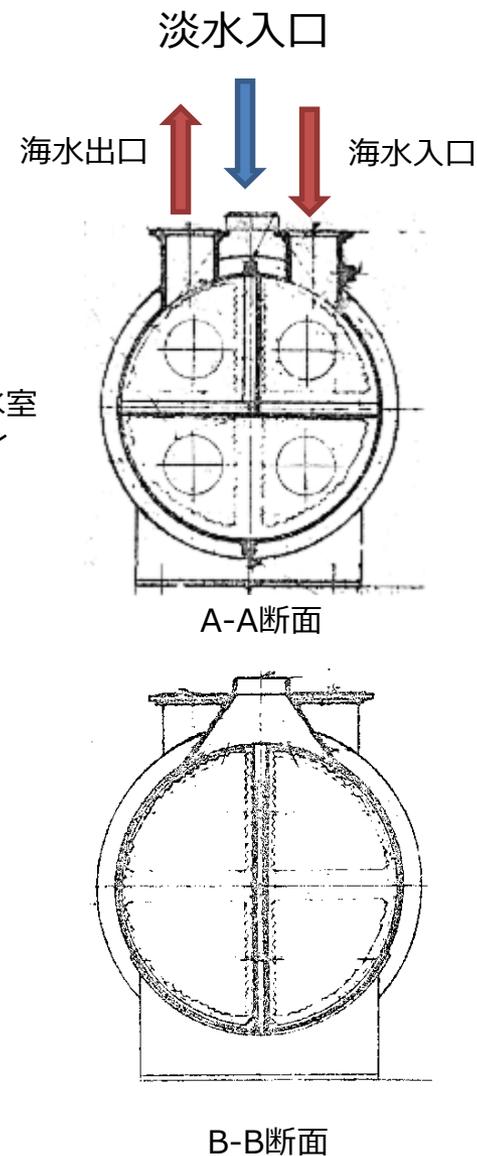


※1：窒素で希釈し、水素の可燃性限界（4%）を下回った状態で放出。

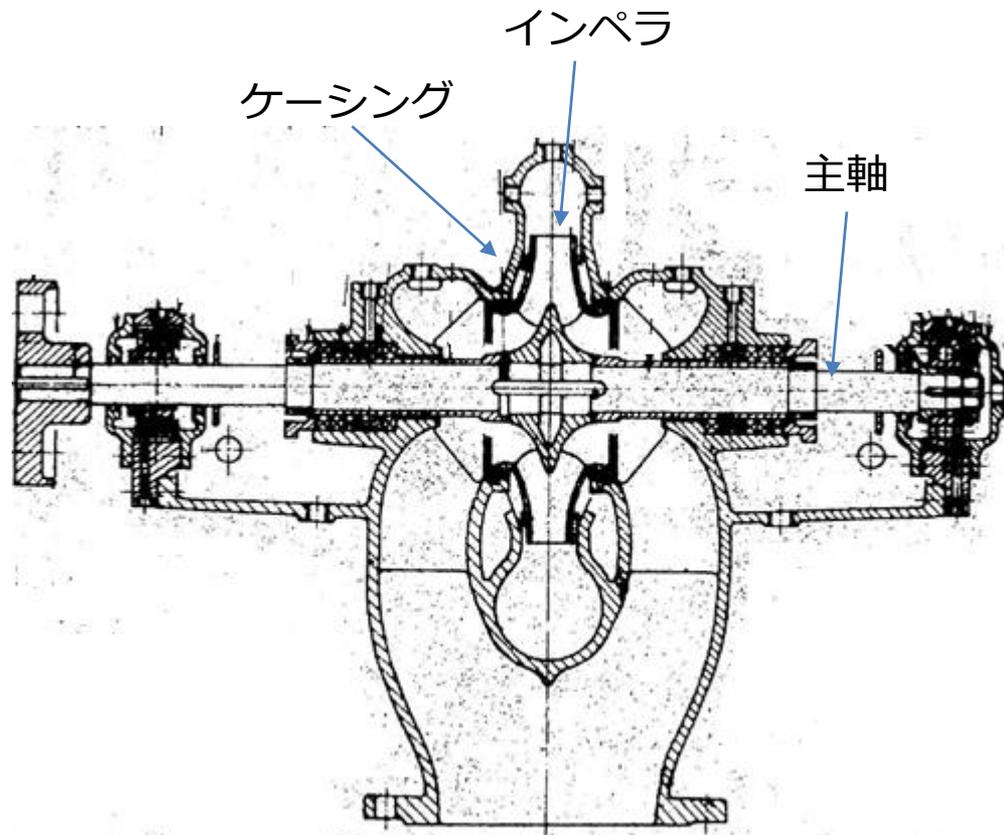
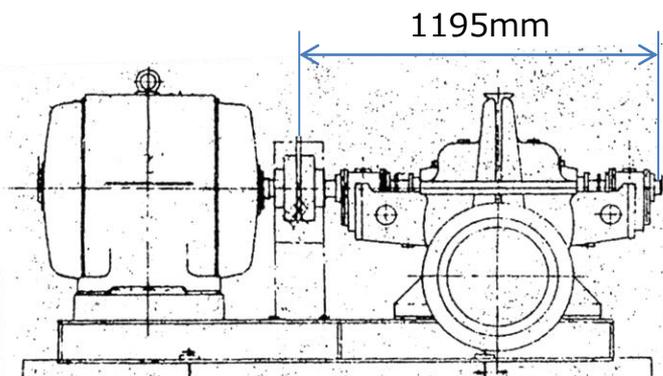
滞留ガスパーシのイメージ



内部に海水配管(細管)があり、その周囲をRCW系統水(内包水:淡水)が流れる。

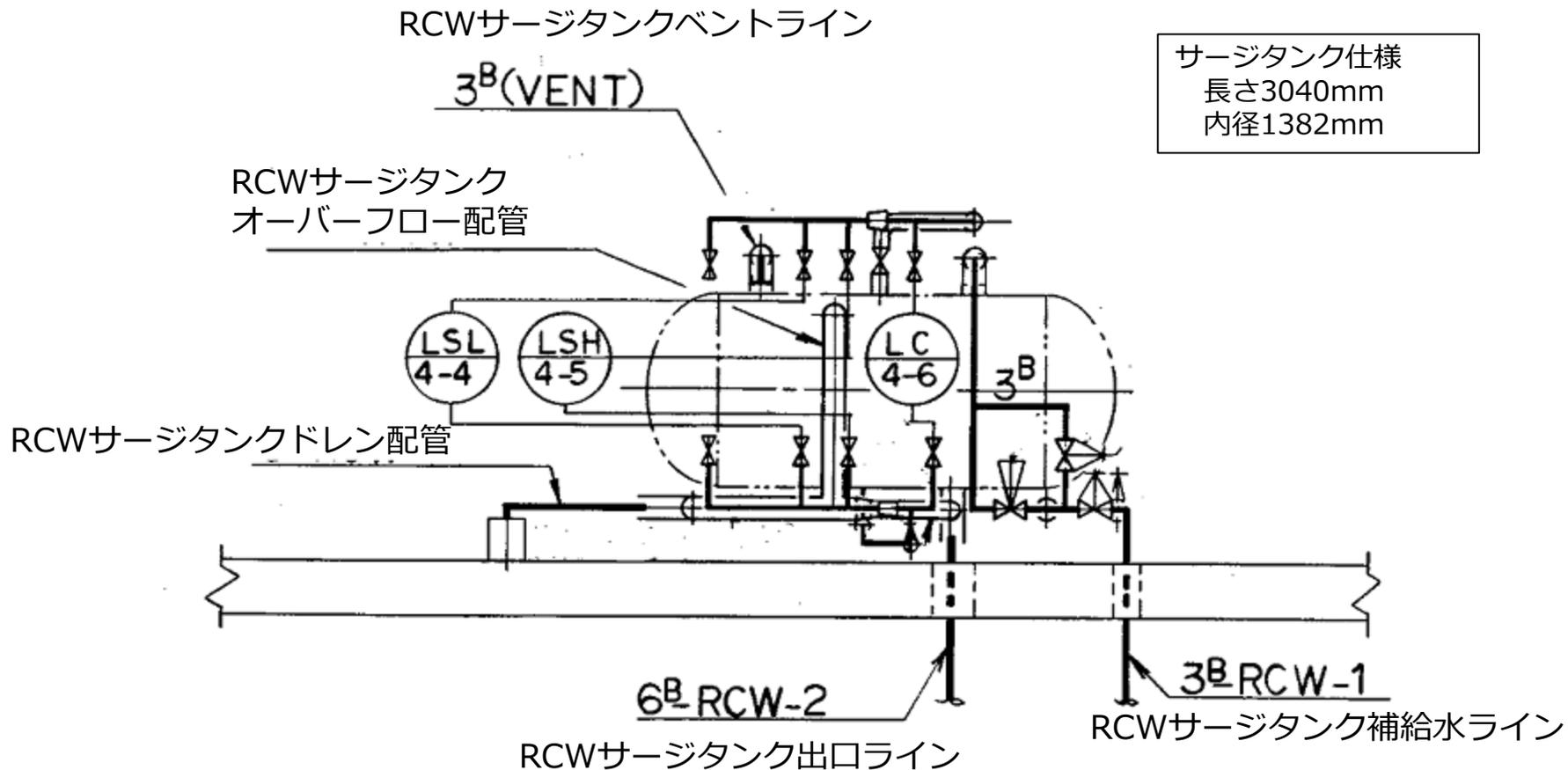


1号機RCW熱交換器構造図



ポンプ種類：横置両吸込遠心式

1号機RCWポンプ構造図



1号機RCWサージタンク外形図(イメージ)