

『東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ（改訂案）』
を踏まえた当社意見等について

2023年2月13日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 『東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ (改訂案)』を踏まえた当社の考えについて

- 2023年2月1日、原子力規制委員会において附議・議論された『東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップの改訂（1回目）』の各項目について、当社意見及び原子力規制庁殿と当社に認識の相違が無いよう、認識確認を行いたい項目を取り纏めた。

- ✓ 当社意見 : 2件 (P6～7 参照)
- ✓ 認識確認を行いたい項目 : 5件 (P9～13 参照)

1. 東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ (固形状の放射性物質)

凡例

当社意見
項目

認識確認
項目

東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ

固形状の放射性物質：優先して取り組むべきリスク低減に向けた分野（燃料デブリを除く）



 周辺の地域や海域等への影響を特に留意すべきリスクへの対策

 留意すべきであるが比較的外部への影響が小さいリスクへの対策

※第67回原子力規制委員会（資料1 東京電力ホールディングス加仏株式会社福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップの改訂（1回目））より抜粋

1. 東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ (固形状の放射性物質以外の主要な目標)

凡例

当社意見項目 (赤枠)
認識確認項目 (青枠)

東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ(固形状の放射性物質以外の主要な目標)

分野 (年度)	液状の放射性物質	使用済燃料	外部事象等への対応	廃炉作業を進める上で重要なもの
2023	1/3号機PCV水位計の設置	2号機原子炉建屋 オペフロ遮へい・ダスト抑制	陸側遮水壁内のフェーシング範囲 50%へ拡大 【当面の雨水対策】	多核種除去設備等処理水の 海洋放出開始
	原子炉建屋内滞留水の半減・処理	キャスク仮保管設備の増設着手	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)	2号機燃料デブリ試験的取り出し ・格納容器内部調査・性状把握
	タンク内未処理水(Dエリア)の処理開始		日本海溝津波防潮堤(T.P.約13~16m)設置	
	高性能容器(HIC)内スラリー移替作業		1~3号機原子炉建屋の遠隔による健全 性確認手法の確立・建屋内調査開始	
2024	滞留水中のα核種除去開始	1号機原子炉建屋カバー設置	建物構築物の健全性評価手法の確立	2号機燃料デブリの「段階的な 取り出し規模の拡大」に対する安全対策
2025		5号機燃料取り出し開始		1/2号機排気筒下部の高線量SGTS配管 等の撤去・周辺の汚染状況調査
今後の 更なる 目標 2026 ~ 2034	タンク内未処理水(H2エリア)の処理開始	乾式貯蔵キャスク増設エリア拡張	建屋外壁の止水 【地下水対策】	燃料デブリ分析施設設置(分析第2棟)
	プロセス主建屋等ドライアップ	1/2号機燃料取り出し	建屋屋上部等の修繕 【雨水対策】	取り出した燃料デブリの安定な状態での保管
	地下貯水槽の撤去	全号機使用済燃料プール からの燃料取り出し		
	ドライアップ完了建屋の残存スラッジ等の処理			
	原子炉建屋内滞留水の全量処理			
	【実現すべき姿】 タンク残量を含む液体状の放射性物質 の全量処理	【実現すべき姿】 全ての使用済燃料の乾式保管	【実現すべき姿】 建屋構築物等の劣化や損傷状況に応じ た対策を講じる	【実現すべき姿】 ・多核種除去設備等処理水の計画的 な海洋放出の実施 ・燃料デブリの安定な状態での保管

周辺の地域や海域等への影響を特に留意すべきリスクへの対策
 留意すべきであるが比較的外部への影響が小さいリスクへの対策

※第67回原子力規制委員会(資料1 東京電力ホールディングス加仏株式会社福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップの改訂(1回目))より抜粋

1. 東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ (継続的な実施を行うもの)


東京電力福島第一原子力発電所の中期的リスクの低減目標マップ (継続的な実施を行うもの※)


凡例

当社意見
項目

認識確認
項目

- 原子炉注水停止に向けた取組
- 3号機RHR(A)系統の水素滞留を踏まえた他系統及び他号機の調査と対応
- 原子炉建屋内等の汚染状況把握(核種分析等)
- 原子炉冷却後の冷却水の性状把握(核種分析)
- 原子炉建屋内等での汚染水の流れ等の状況把握
- 格納容器内及び圧力容器内の直接的な状況把握(圧力容器内については今後実施予定)
- 排水路の水の放射性物質の濃度低下
- 高線量下での被ばく低減
- 建物等からのダスト飛散対策
- 労働安全衛生環境の改善
- 品質管理体制の強化
- T.P.2.5m 盤の環境改善に係る土壌の回収・洗浄、地下水の浄化対策等の要否検討

 周辺の地域や海域等への影響を特に留意すべきリスクへの対策

 留意すべきであるが比較的外部への影響が小さいリスクへの対策

※廃炉作業を進める上で重要なものであり、継続的な実施を行うもの又は具体的な目標年度を設定することが困難なもの

- 2. 1 ALPS処理-安定化処理設備設計完了
- 2. 2 大型廃棄物保管庫内部工事開始
大型廃棄物保管庫耐震補強完了

- 項目：ALPSスラリー安定化処理設備設計完了
- 年度：2023年度

■ **当社意見**

- ✓ 目標時期を「2023年度」から「2024年度」へ変更

■ **意見理由**

- ✓ これまでの特定原子力施設監視・評価検討会等で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した。
- ✓ 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、設備設計を進める予定である。
- ✓ 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。
- ✓ ALPSスラリー安定化処理設備着工（2024年度）及びALPSスラリー安定化処理開始（2026年度）に向けて、引き続き検討を進めていく。

- 項目：大型廃棄物保管庫内部工事開始
大型廃棄物保管庫耐震補強完了
- 年度：2023年度
2025年度

■ 当社意見

- ✓ 大型廃棄物保管庫内部工事開始
：目標時期を「2023年度」から「2024年度」へ変更
- ✓ 大型廃棄物保管庫補強完了
：目標時期を「2025年度」から「今後のさらなる目標（2026～2034年度）」へ変更

■ 意見理由

- ✓ 「大型廃棄物保管庫内部工事」のうち、吸着塔保管架台については、吸着塔を保管架台に固定する構造へ見直しを行うこととしており、揚重設備についても、耐震評価に関する設計見直しが発生する可能性があり、見直しが発生した場合（1F技術会合（3月6日）で議論予定）、設計見直しは2023年度に実施することになるため、「大型保管庫内部工事開始」は2024年度になる見込みである。
- ✓ 「大型保管庫耐震補強」は、現在、建屋の耐震補強範囲や補強方法の検討を進めている状況。建屋の補強については、課題が多く、補強工事完了までに相応に時間を要することが想定されるため、一部の吸着塔受入開始時期の前倒しの検討を進めながら、現段階では2026年度の補強工事完了を目指す。

3. 認識確認を行いたい項目

- 3. 1 脱水処理・回収物の保管施設設計方針策定
- 3. 2 HIC一時保管容量増設
- 3. 3 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）
- 3. 4 1～3号機原子炉建屋の遠隔による健全性確認手法の確立・建屋内調査開始
- 3. 5 建屋屋上部等の修繕【雨水対策】

3. 1 認識確認を行いたい項目

- 項目：脱水処理・回収物の保管施設設計方針策定
- 年度：2023年度

■ 項目に対する当社の認識

- ✓ 本項目は、使用済セシウム一時保管施設（第一施設～第四施設）に保管しているもの（セシウム吸着装置の使用済吸着塔等）及び今後保管を予定しているもの（ALPSスラリー脱水物や除染装置スラッジの回収物）を屋外保管から屋内保管するための保管施設の設計方針を策定するものと認識している。

3. 2 認識確認を行いたい項目

- 項目：HIC一時保管容量増設
- 年度：2025年度

■ 項目に対する当社の認識

- ✓ HICの保管容量ひっ迫時期は、2025年6月頃と想定。
- ✓ 現在、HIC保管容量（4192基）の更なる容量確保に向け、第三施設に192基の増設（4384基）する実施計画変更認可を2023年2月2日に頂き、設置工事を進めている。
- ✓ HIC保管容量は、更に192基の増設（4576基）し、保管容量を確保することで、スラリ―安定化処理設備の運用開始遅延リスクに備える計画。
- ✓ 本項目は、更なる保管容量確保に向けた増設（4576基）を指していると認識している。

3. 3 認識確認を行いたい項目

- 項目：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）
- 年度：2023年度

■ 項目に対する当社の認識

- ✓ 格納容器内部閉じ込め機能については、現状、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している。
- ✓ PCV閉じ込め機能強化の方策として、PCV負圧化、建屋（orカバー）設置、異常時窒素封入停止による放出抑制が考えられる。
- ✓ 本項目に記載のある（水素対策含む）とは、PCV負圧化などで大気流入によりPCV内酸素濃度が上昇する場合、これまでの水素対策（窒素封入とPCV圧力の微正圧）をどのように考えるのかという主旨と認識している。

3. 4 認識確認を行いたい項目

- 項目：1～3号機原子炉建屋の遠隔による健全性確認手法の確立・建屋内調査開始
- 年度：2023年度

■ 項目に対する当社の認識

- ✓ 「遠隔による健全性確認手法の確立」は、遠隔操作ロボットを用いた建屋内調査（耐震部材の点検（無人・省人化）を実施し、実現可能性等を踏まえ、「遠隔による健全性確認手法の確立」となる。
- ✓ 2022年度に5号機でモックアップを実施予定。モックアップで得られた知見を踏まえ、2023年度に3号機の建屋内調査を計画している。
- ✓ また、3号機の建屋内調査結果を踏まえ、2024年度に遠隔による健全性確認手法を確立しつつ、1・2号機へ展開していく。
- ✓ 本項目に記載のある「1～3号機原子炉建屋の遠隔による健全性確認手法の確立・建屋内調査開始」の建屋内調査開始は3号機をもって調査開始となると認識している。
- ✓ また、原子炉建屋の遠隔による健全性確認手法の確立は、2024年度に設定されている建物構築物の健全性評価手法の確立に向けた1つの取り組みであると認識している。

3. 5 認識確認を行いたい項目

- 項目：建屋屋上部等の修繕【雨水対策】
- 年度：今後の更なる目標（2026～2034年度）

■ 項目に対する当社の認識

- ✓ 「建屋屋上部等の修繕【雨水対策】」については、1/2号機廃棄物処理建屋の屋根上部の雨水対策を進めており、主排気ダクトの撤去及び建屋屋根の雨水排水ルート構築に干渉する瓦礫撤去を実施した上で、排水先ルートの構築、排水先切替を2023年3月に完了予定である。
- ✓ 本対策の完了に伴い、これまでに確認されている屋根の雨水対策は完了になると認識している。
- ✓ 今後は、建屋屋根にあるガレキ撤去を進め、新たな破損部が確認された場合に適宜対策を進める計画である。

リスクマップ改定案に係る NDFコメント

2023年2月9日

原子力損害賠償・廃炉等支援機構

リスクマップ改定案に係るNDFコメント4点について、以降のスライドで示す。

- ① 固形状の放射性物質の定義について … P.3
- ② 固形状の放射性物質：優先して取り組むべきリスク低減に向けた分野（燃料デブリを除く）のうち、水処理廃棄物等（不安定なもの） … P.4
- ② 固形状の放射性物質：優先して取り組むべきリスク低減に向けた分野（燃料デブリを除く）のうち、核種分析 … P.5
- ② 固形状の放射性物質：優先して取り組むべきリスク低減に向けた分野（燃料デブリを除く）のうち、瓦礫等（これまでの廃炉作業等によるもの） … P.6

① 固形状の放射性物質の定義について

■ リスクマップにおける記載

- ✓ P.11では、「固形状の放射性物質」に関し、括弧書きで（燃料デブリを除く）と記載されている。
- ✓ 一方、P.12では「固形状の放射性物質以外」の中に、使用済燃料が記載されており、使用済燃料は「固形状の放射性物質以外」と読み取れる。

■ NDFの認識

- ✓ 使用済燃料も「固形状の放射性物質」であることから、P.11の括弧書きでは（使用済燃料・燃料デブリを除く）と記載した方が適切と考える。

水処理廃棄物等（不安定なもの）

■ リスクマップにおける目標時期

- ✓ 脱水処理物・吸着材の固化処理方針の策定（2023年度）
- ✓ 脱水処理・回収物の保管施設設計完了/固化処理計画策定（2024年度）
- ✓ 脱水処理物・吸着材の固化処理開始（2025年度）

■ 項目に対するNDFの認識

- ✓ 現状は水処理二次廃棄物に対する固化技術開発を優先的に進めており、3種のガラス溶融固化技術で固化可能であることは確認できているが、システム検討には課題が残されている。
- ✓ 1F廃棄物ではガラス固化ほどの閉じ込め性は不要だが、有機物や有害物資に対応する処理技術も必要と考えられることから熱分解処理を中心に中間処理技術開発を今年度から2年計画で実施している。
- ✓ 当該廃棄物に関する分析結果はまだ得られておらず、2023年度にCs吸着塔からサンプル採取し実分析を実施する予定である。その結果を踏まえ、解析的インベントリ評価の精度向上を図っていく。
- ✓ 先行的処理を実施するためには、処理技術だけでなく性状把握や処分も念頭においた検討を進め、将来的に手戻りの可能性が小さいことを確認することが必要である。水処理二次廃棄物に対してはまだ結論を得るに至っていない。

■ NDF認識を踏まえた目標時期

- ✓ 2023年度 脱水処理物・吸着材の固化処理可能な技術オプションの整備
- ✓ 2024年度 水処理二次廃棄物のインベントリ評価精度向上と追加分析計画の策定
- ✓ 2025年度 脱水処理物・吸着材の固化方針策定
- ✓ 2026年度～ 固化処理計画策定、設計、許認可、設置、固化処理開始

核種分析

- リスクマップにおける目標時期
 - ✓ 放射能濃度・性状把握開始（2023年度）
 - ✓ 構内分析能力の拡充（2025年度）
- 項目に対するNDFの認識
 - ✓ 放射能濃度・性状把握は従前より補助事業において実施している。また、今後も廃棄物発生に応じて継続的に実施し、安全な保管管理をするとともに、処理・処分の検討に反映する必要がある。
 - ✓ JAEA大熊1棟は、現在実施中の確認試験を経て2023年度から本格運用に入る予定である。
 - ✓ 東京電力の現行分析施設の大幅な機能向上は難しく、分析能力拡充は総合分析施設の設置によりハード的に達成される。また、コア人材育成のためJAEAへの派遣を検討している。そのため、2025年度の目標に対するアクションが何か不明確と考える。
- NDF認識を踏まえた目標時期
 - ✓ 2023年度の放射能濃度・性状把握（継続実施）；書くのであれば
 - ✓ 2023年度 構内分析能力の拡充（JAEA大熊1棟の本格運用）

瓦礫等（これまでの廃炉作業等によるもの）

- リスクマップにおける目標時期
 - ✓ 溶融設備設置（2026年度以降）
- 項目に対するNDFの認識
 - ✓ 再使用・リサイクル対象のうち、コンクリートガラについては破砕し、表面線量率がバックグラウンド相当と確認した上で、路盤材としてリサイクルを実施し、金属については、リサイクルに供するための除染方法として溶融除染等の検討が行われていると認識。
 - ✓ 技術戦略プラン2022では、「固体廃棄物の保管容量を増大する対応のみでは何れ限界となるため、固体廃棄物発生量を可能な限り低減する取組を進めることとする。」及び「固体廃棄物は今後も発生し続けることから、より物量を低減するために他国の先進事例を参考に、更なる可能性の検討を継続していくことが重要」としている。
- NDF認識を踏まえた目標時期
 - ✓ 2026年度以降 溶融設備設置
 - ✓ 2026年度以降 物量低減策の拡充

長期的な視点でのPCV閉じ込め強化の方針について（案）

2023年2月13日

TEPCO

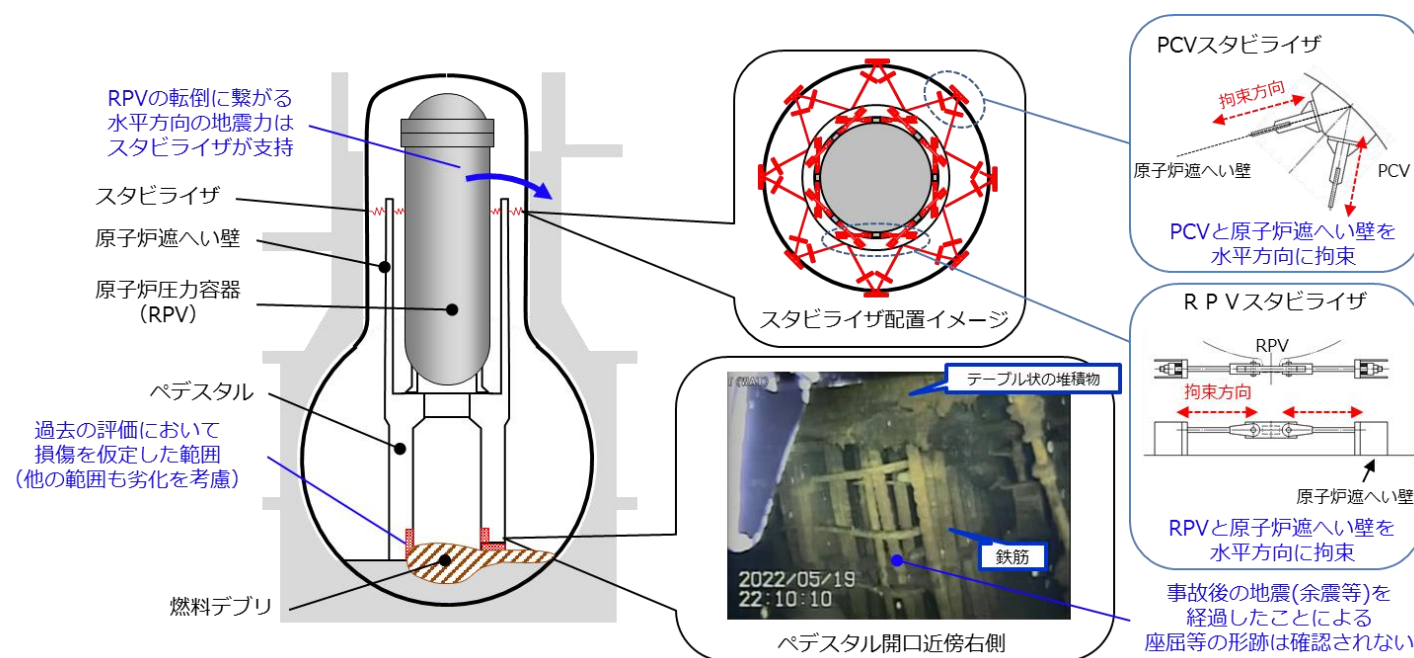
東京電力ホールディングス株式会社

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、観点で考察を行い、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察

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閉じ込め機能は、PCV内ダスト濃度の上昇が想定される状況（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閉じ込め機能強化方策として、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が考えられる。
 - **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、デブリ等の性状変化の観点からリスクが残る
 - ✓ 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）において、公衆被ばくの概算評価に基づく、PCV均圧化は安全上必須ではない見通しだが、大規模取り出し（更なる取り出し規模の拡大）の際の適切な閉じ込め能力確立のため、そ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、適切な閉じ込め能力を確立していく。

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・沈下が生じても原子力安全上の影響は限定的と考察しているが、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）

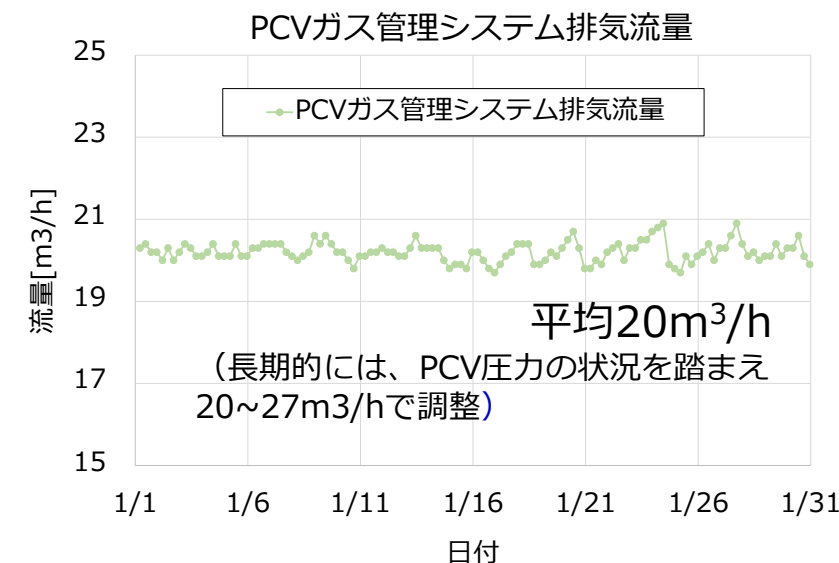
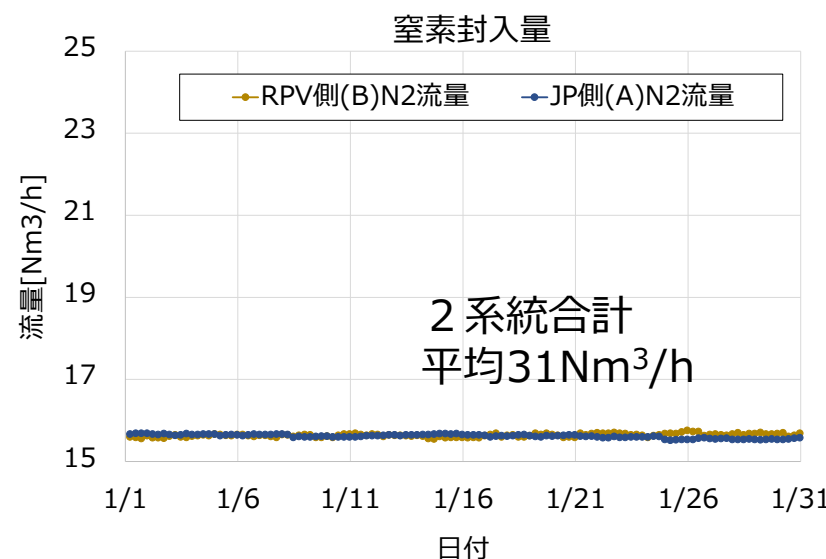
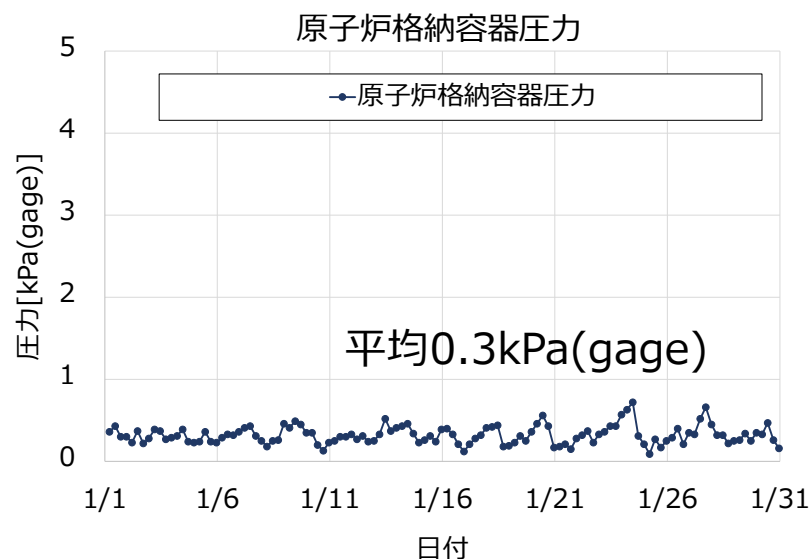
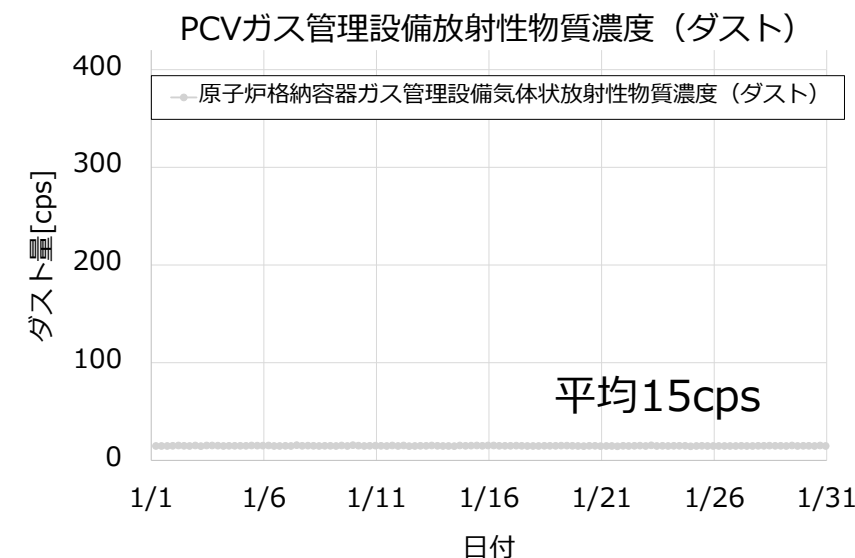
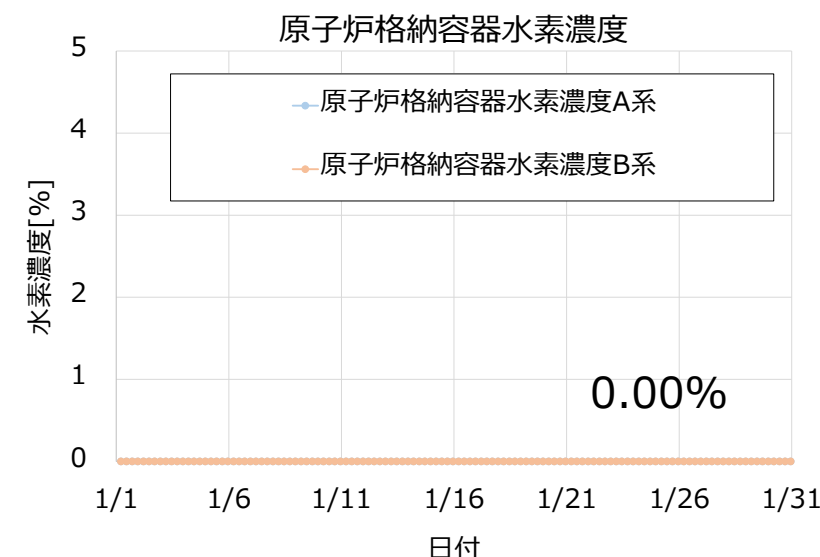
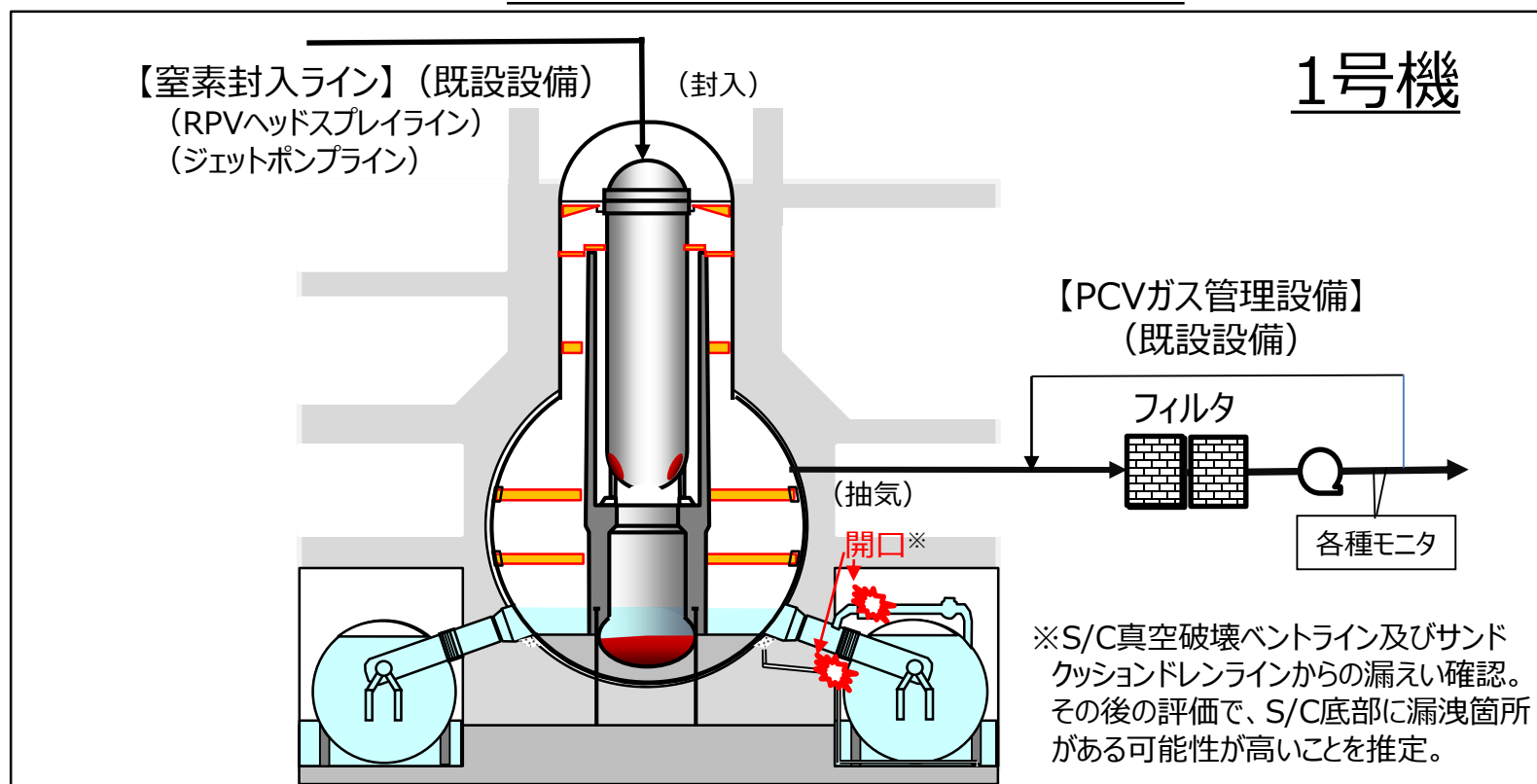
② 地震等による**異常の確認時、窒素封入停止**により放出リスクを抑制

なお、1号機はペDESTALの強度低下が懸念されるため、**燃料取り出し用の大型カバー**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**



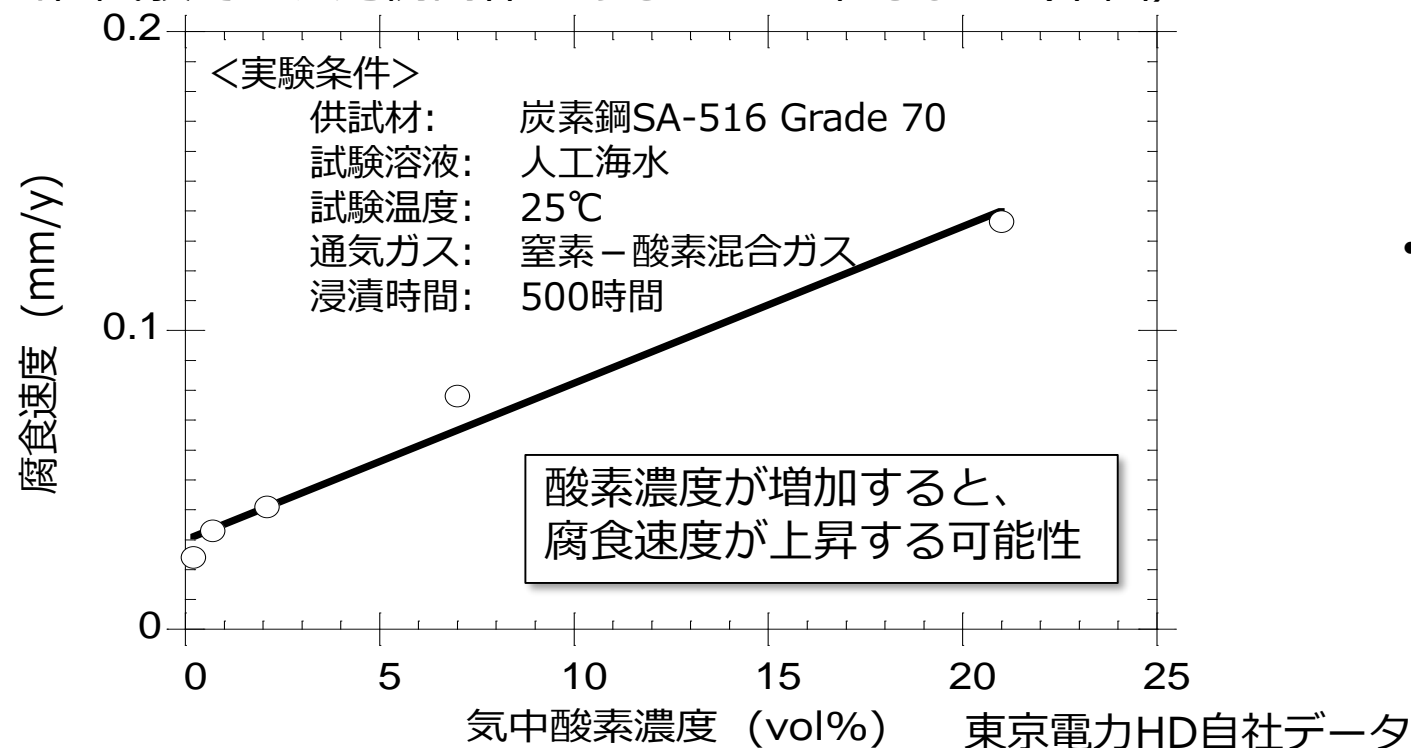
(2023年1月のプラントパラメータ)

- 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
- ◆ 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

※2 水素の可燃：

- 水の放射性分解で発生した水素は、窒素封入により拡散されているが、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、直ちに水素可燃に至る可能性は低いと想定される。

(補足)

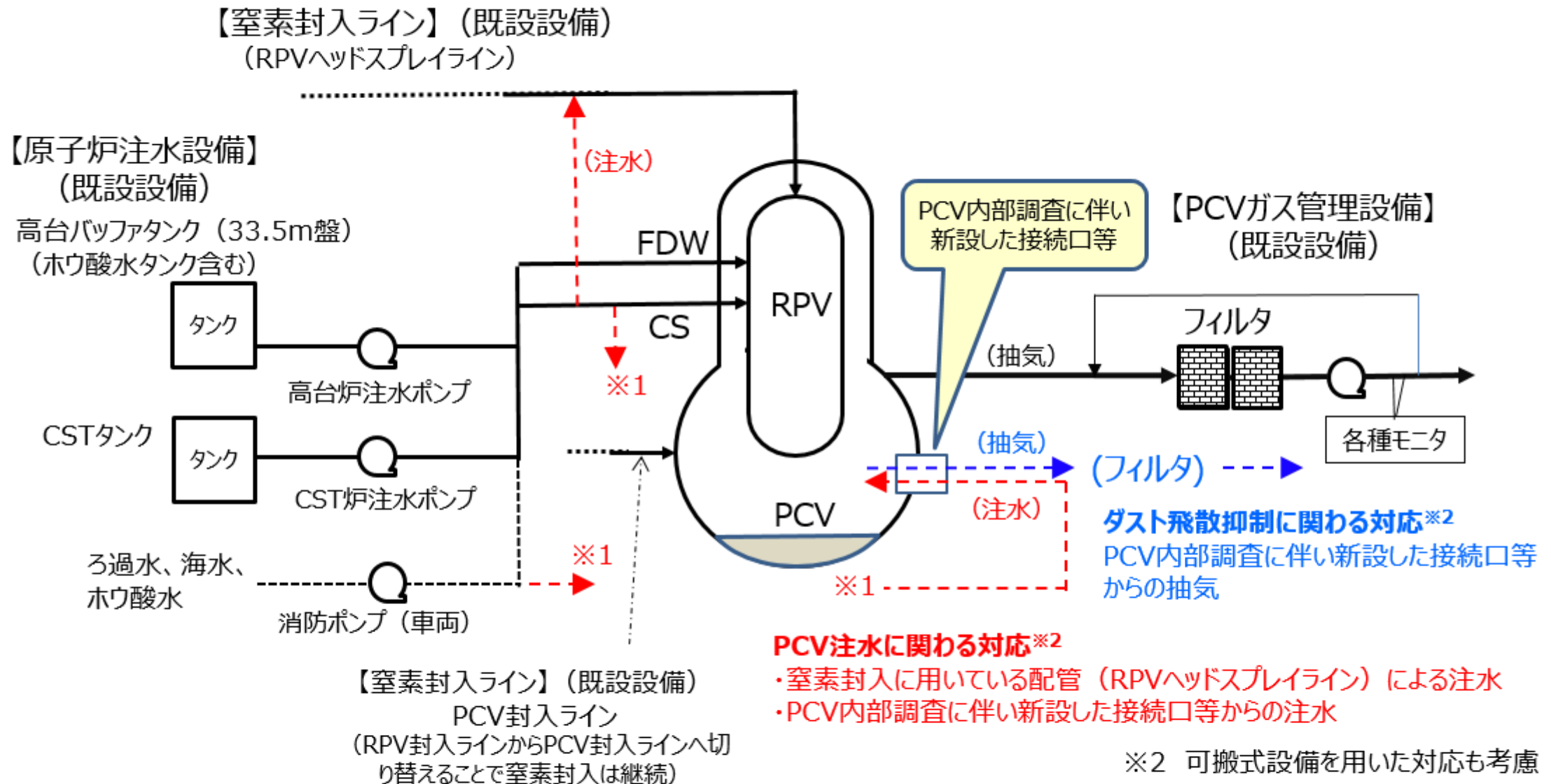
- 水素の可燃とは別に、PCV内で切削を行う際は金属粉じんが発生しうるが、RPV傾斜・沈下事象では金属粉じんは発生しないため、粉じん爆発が生じることはない（粉じん爆発を考慮する必要がある場合には、酸素濃度管理が必要となる可能性あり）。

- 負圧化のため給排気流量を増加した場合、ダスト飛散増加等の可能性

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



1号機 R C W熱交換器入口ヘッダ配管で確認された 滞留ガスの対応について

※ R C W : 原子炉補機冷却系

2023年2月13日

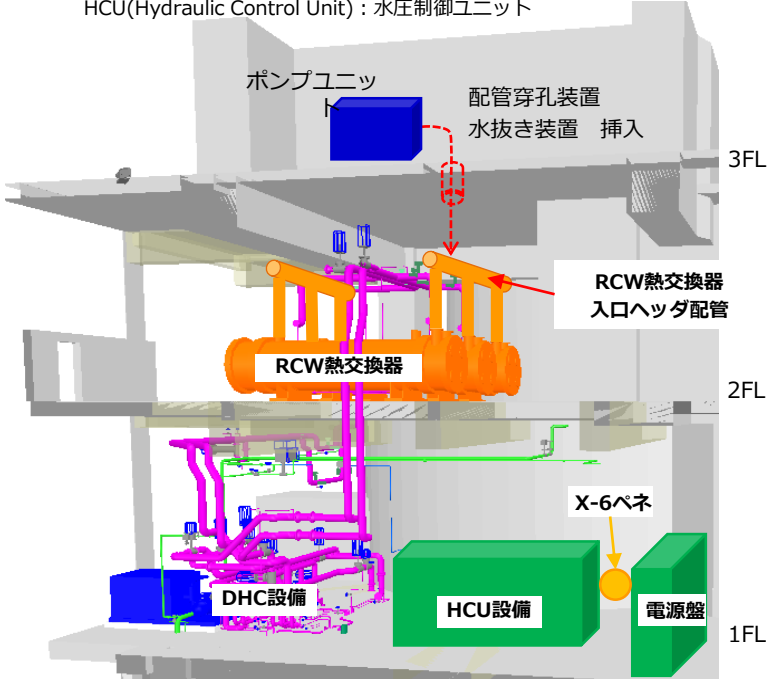
TEPCO

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。
- 今後の作業安全確保に向け、当該配管の滞留ガスのパージ（窒素封入）を実施し、12月23日、水素濃度が可燃性限界未満になったことを確認した。
- 次作業の準備のため、1月5日に水素濃度を再確認ところ、水素濃度が約7.4%であることを確認した。そのため、滞留ガスのパージ作業を、水素濃度が可燃性限界（4%未満）になるまで再び実施中。

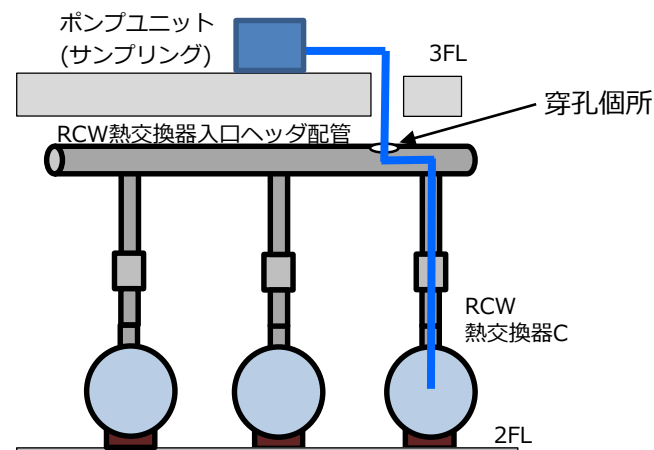
RCW(Reactor Building Cooling Water System)：原子炉補機冷却系
DHC(Drywell Humidity Control System)：ドライウェル除湿系
HCU(Hydraulic Control Unit)：水圧制御ユニット



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配管穿孔個所に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。

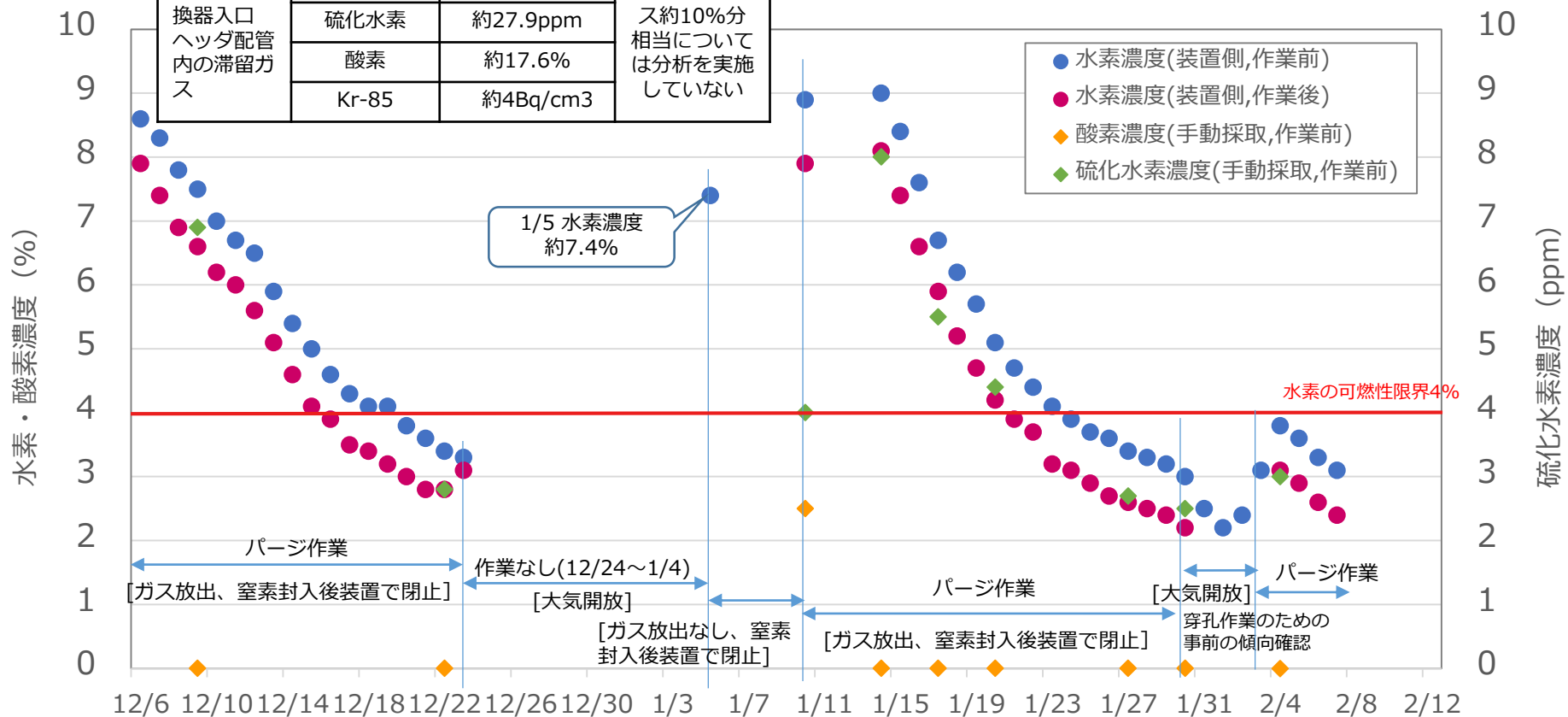
※2：水素ガスが確認された場合は、気体のサンプリング・分析を行った後、水素ガスパージ（窒素封入）を行う。

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、パーシ作業により可燃性限界以下に低減されているが、パーシ作業後による低減後、翌日にやや増加する(少量)傾向が確認されている。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。現在、水素濃度は可燃性限界以下で、パーシ作業を実施中。
- 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されている。

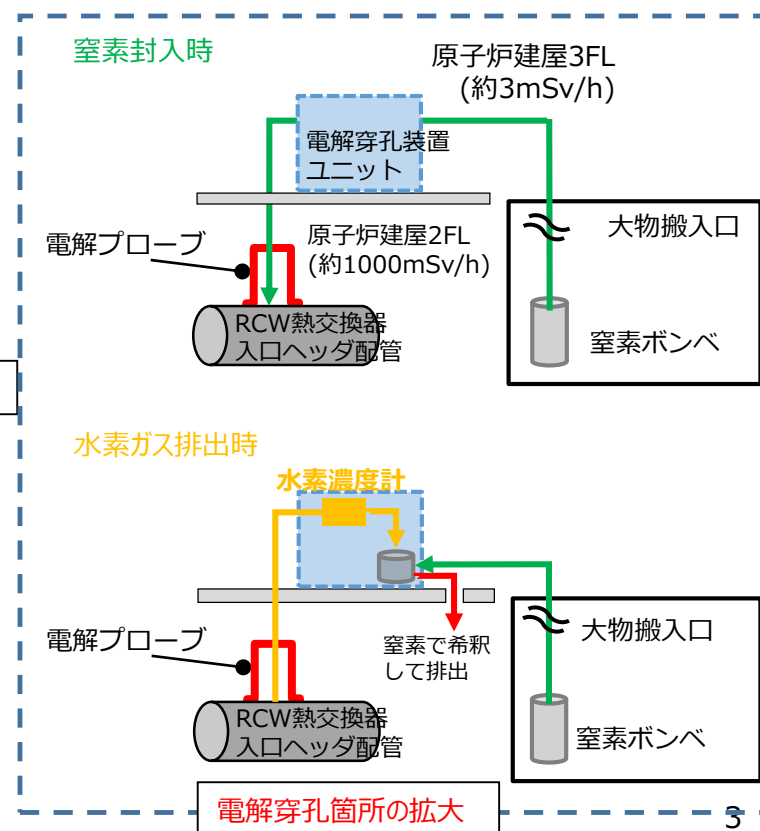
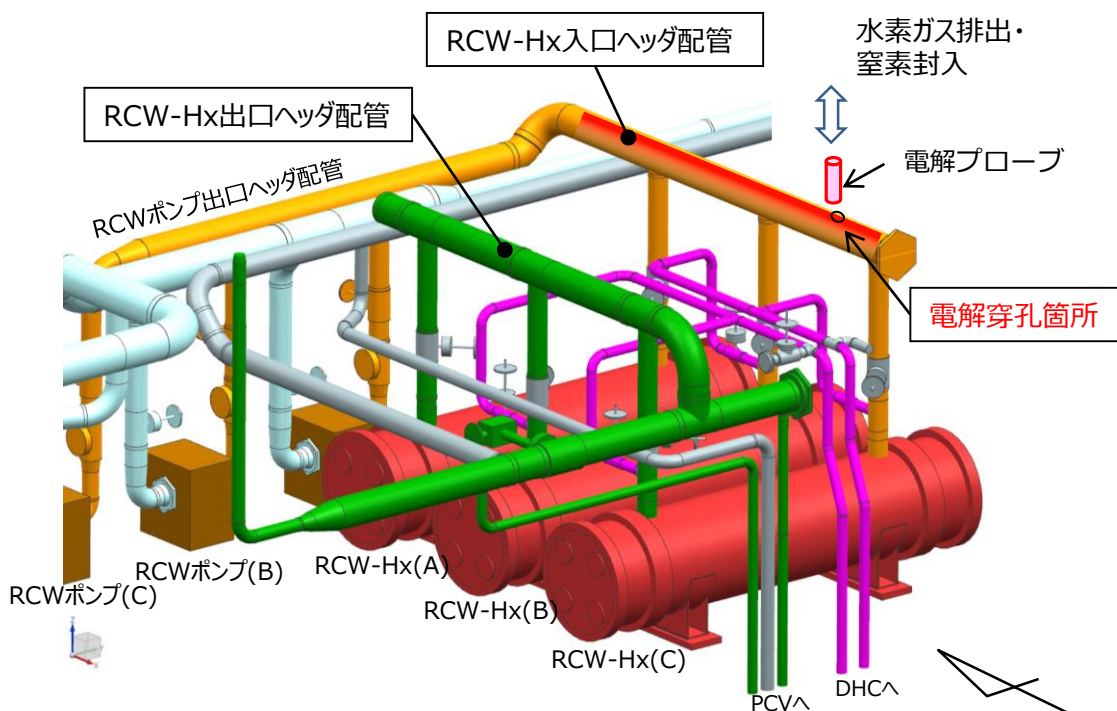
初期値 (2022年11月14・15日測定)

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%	
	Kr-85	約4Bq/cm ³	



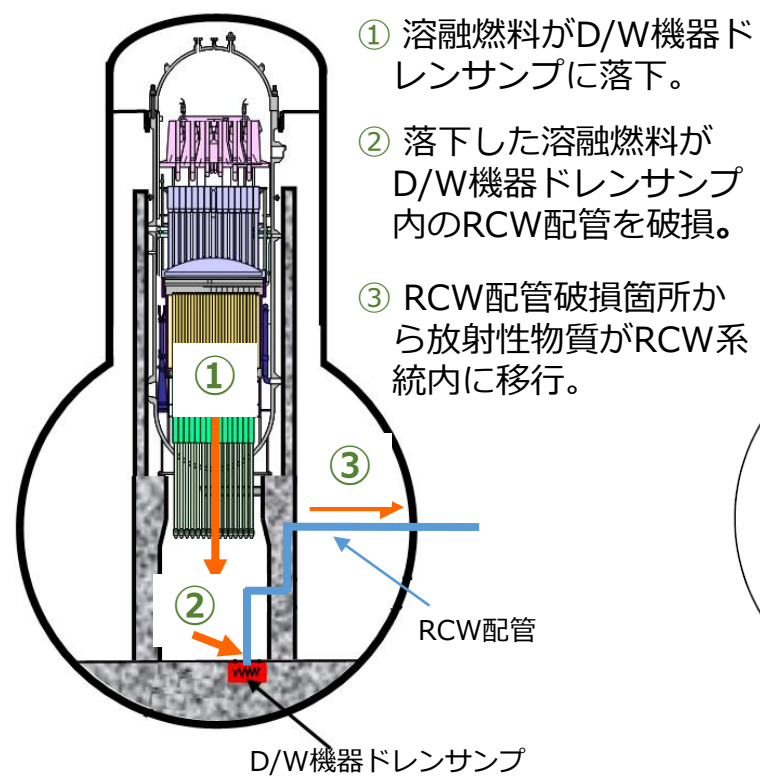
2. 滞留ガスのパーズ作業における水素濃度の増加の推定要因

- RCW熱交換器入口ヘッダ配管の滞留ガスパーズ作業において、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。
 - 窒素によるパーズ作業において、配管内での希釈・攪拌が十分でない可能性
→当該配管は長く、窒素の封入箇所（水素の放出箇所）は、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十分でないと推定。
 - 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

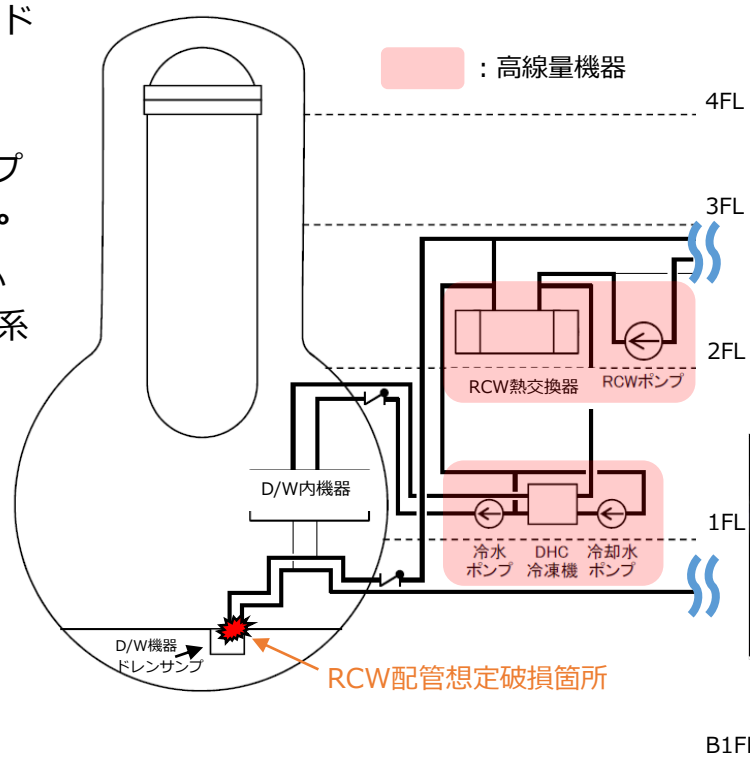


【参考1】RCW系統の汚染経緯

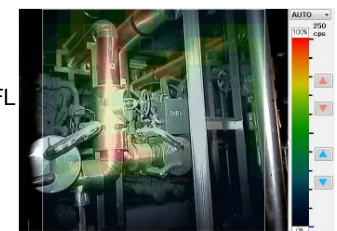
- 1号機RCW系統は、事故時にD/W機器ドレンサンブを冷却するRCW配管が破損したことで、放射性物質がRCW配管内に移行し、高線量化したと推定されている。



RCW系統が高線量に至った経緯 (推定)



1号機R/B 高線量機器



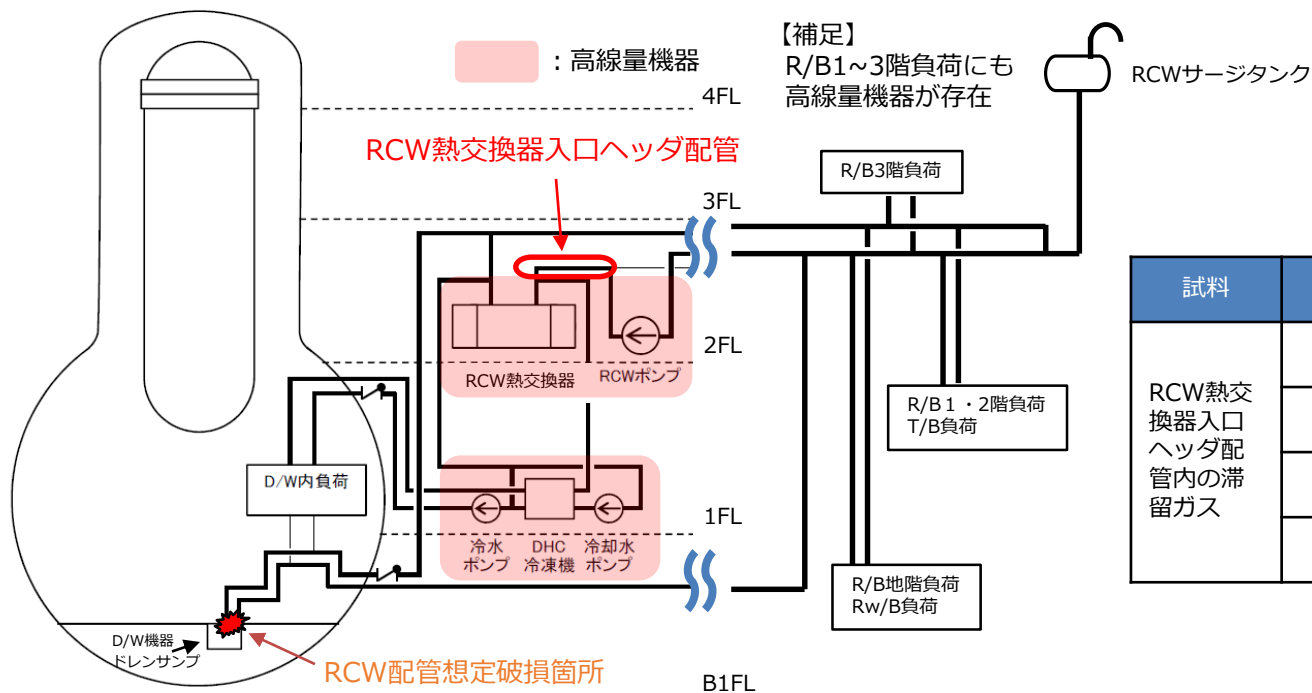
DHC設備ガンマカメラ測定画像

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

3. 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。想定されるガス流入・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。

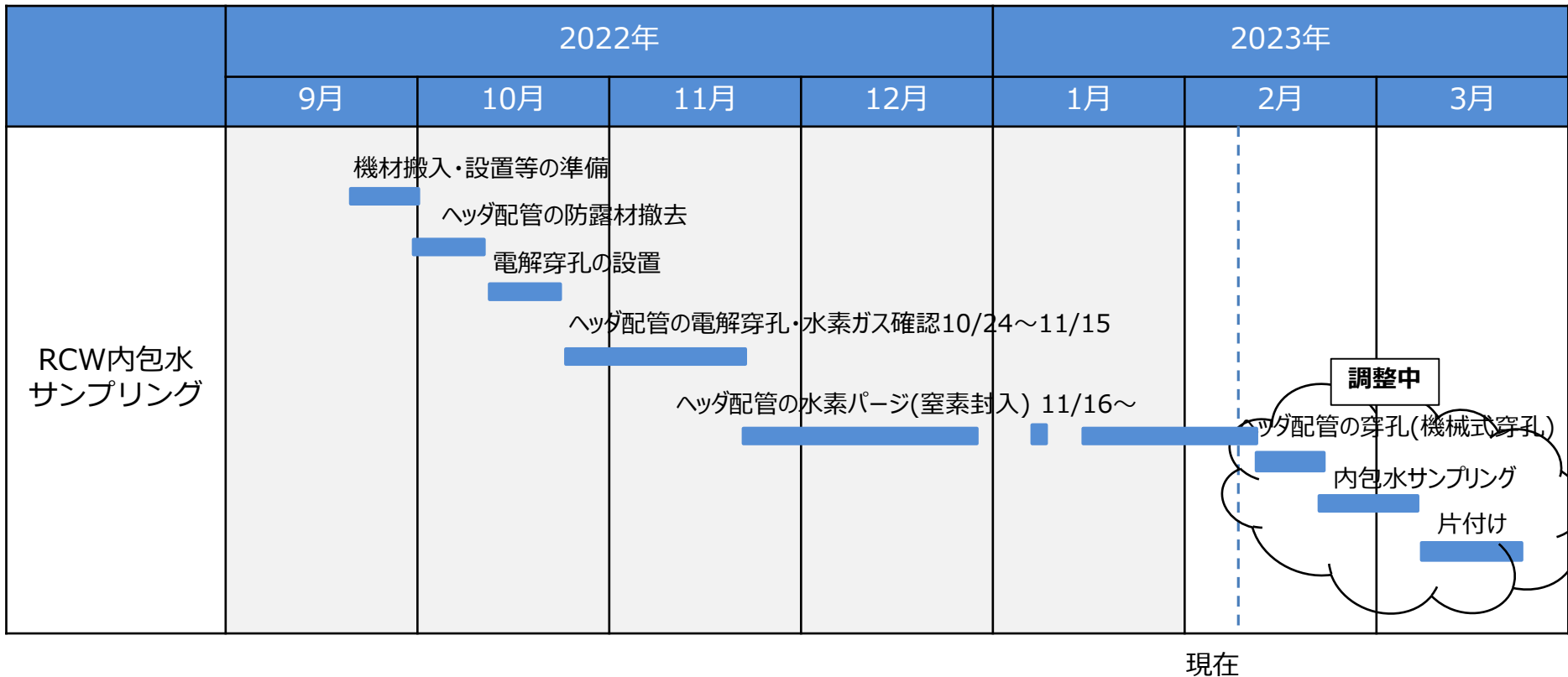


試料	分析項目	分析結果	補足
RCW熱交換器入口ヘッダ配管内の滞留ガス	水素	約72.0%	左記以外のガス約10%分相当については分析を実施していない
	硫化水素	約27.9ppm	
	酸素	約17.6%	
	Kr-85	約4Bq/cm3	

(2022年11月14・15日測定)

4. 今後の作業について

- 滞留ガスのパージ作業後、熱交換器内包水のサンプリングに向け、穿孔作業を予定している（電解穿孔した貫通部の拡大）。作業は配管内の**水素濃度が可燃性限界未満を維持できる状況**で、慎重に行うこととする。



■ これまでの取り組み

- 事故後、PCV内には窒素ガスを封入しており、事故時に発生した水素は、既に大部分が大気拡散していると想定。
- これまでの廃炉作業においては、上記対策によらず、水素の残留を想定した上で、慎重に作業を進めてきており、これまで水素滞留を確認した設備については、窒素パージを行う等の措置を実施。
- 2021年12月、3号RHR配管で系統内に滞留した水素ガスを確認したことを踏まえ、同様なケース（事故時の弁操作、水封）を中心とした評価を実施し、水素ガスが残留している可能性を検討。（なお、現在、大気あるいはPCVに開放されている系統は、水素ガス滞留の可能性は低いものと評価。）

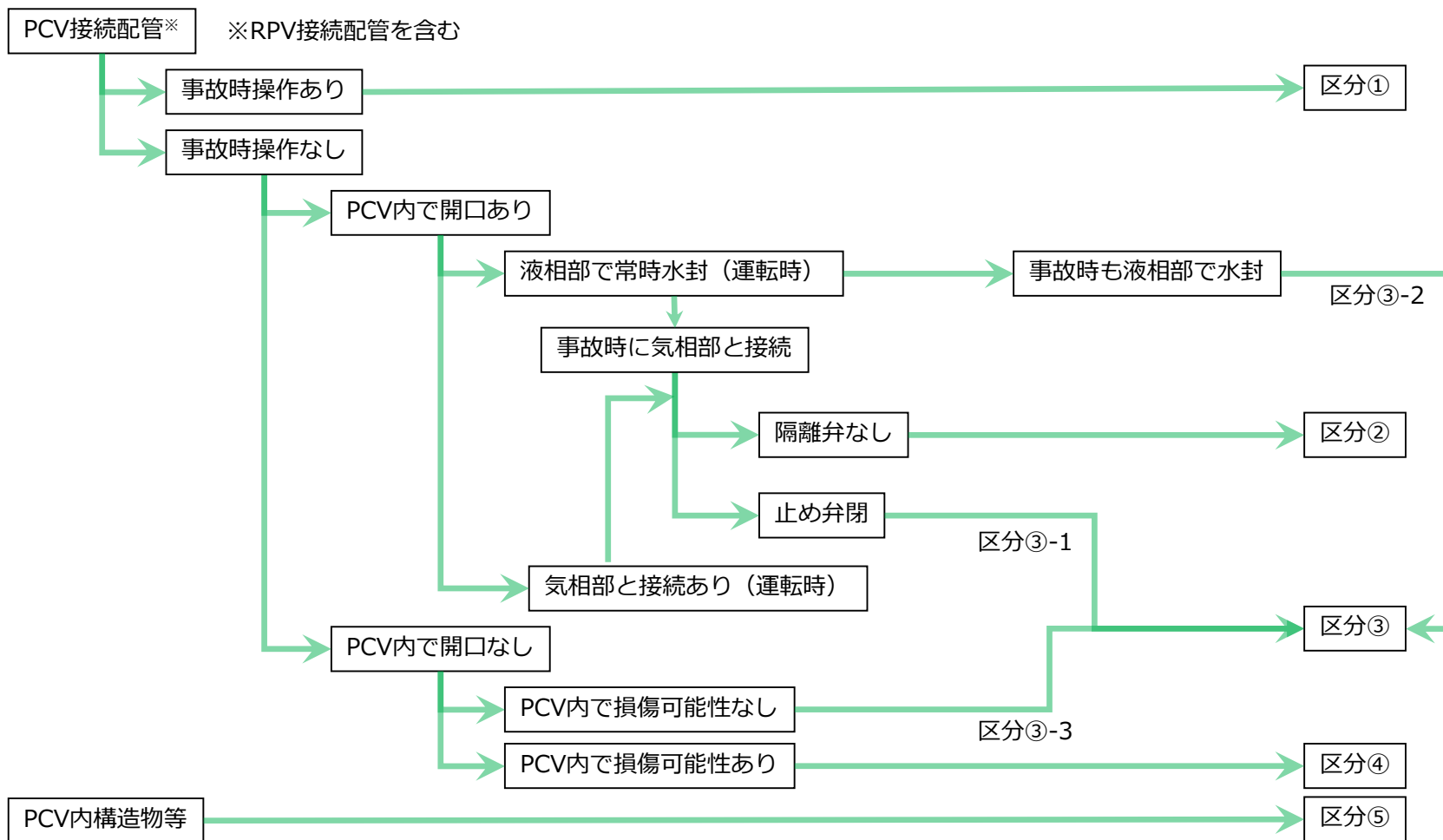
	適用の考え方	水素滞留の可能性	抽出された系統	対応の方針
区分①	事故時に使用した系統／配管について水素滞留の可能性のあるもの	あり	1号機：IC(A) 3号機：RHR(B) 1～3号機消防車注水の使用系統	現場調査を行うとともに作業計画を立案する。 なお、今回抽出された系統は高線量箇所等も含まれることから、被ばく防止等の作業安全を考慮した計画としていく。
区分②	PCV内に開口があり、PCV内の窒素と置換が進んでいると考えられるもの	少ない	—	作業を実施する場合、今回抽出されない箇所であっても、これまでと同様に水素滞留の可能性を考慮した作業計画を立案
区分③	RPV／PCVと気相で直接繋がっていないもの（弁等による）	少ない	—	
区分④	圧力容器から落下した燃料デブリ等により系統の配管／機器が損傷し、系統内に水素が流入した可能性	あり	1号機：RCW(DHC) 1～3号機：CRD(HCU)	区分1と同様
区分⑤	PCVに窒素注入を継続（対策として実施）	少ない	—	—

【参考2】

4. 水素滞留の可能性；検討対象となる系統の抽出 (1/2)



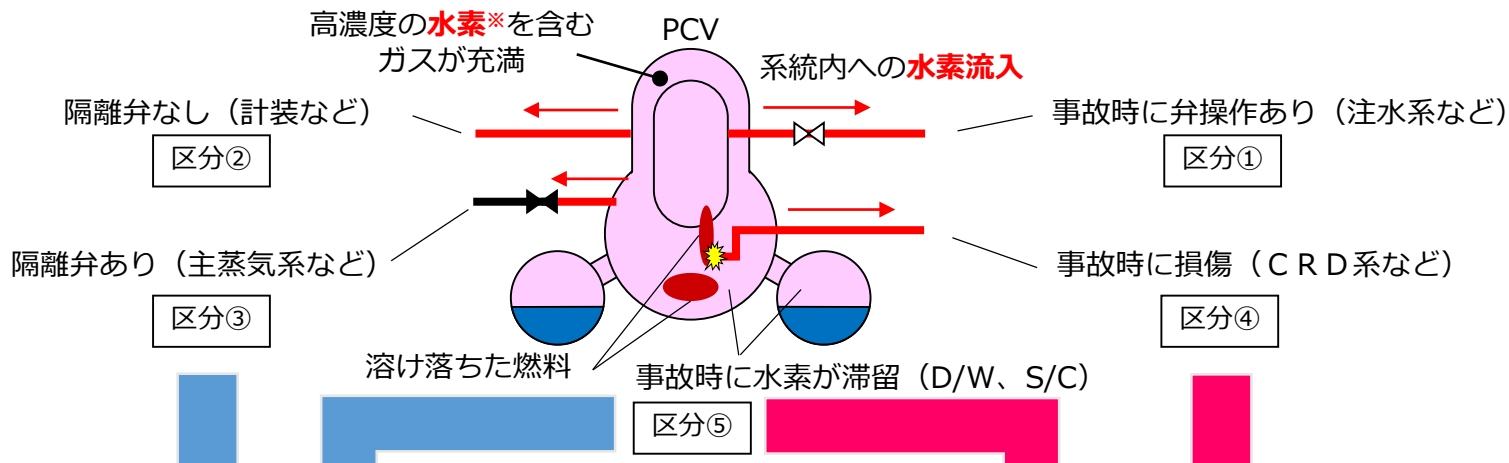
- 水素が滞留する可能性のある箇所として、図に示す抽出区分で検討対象となる系統を抽出。



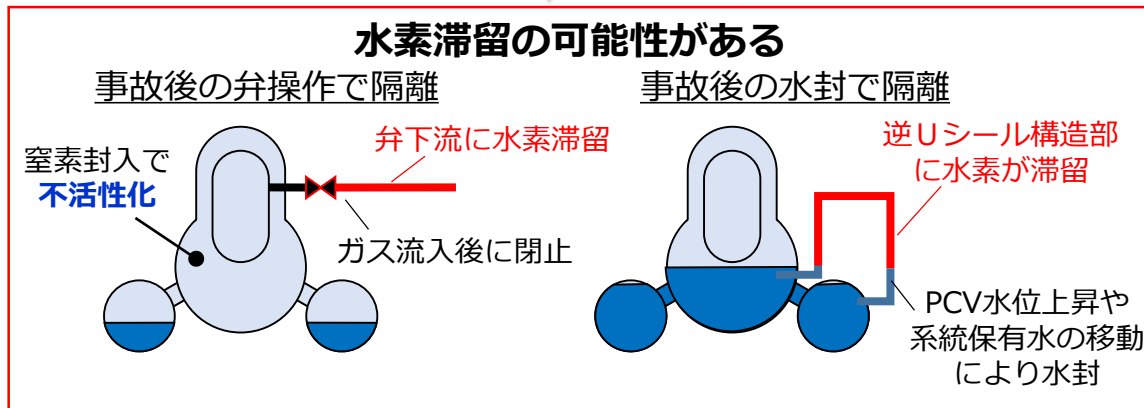
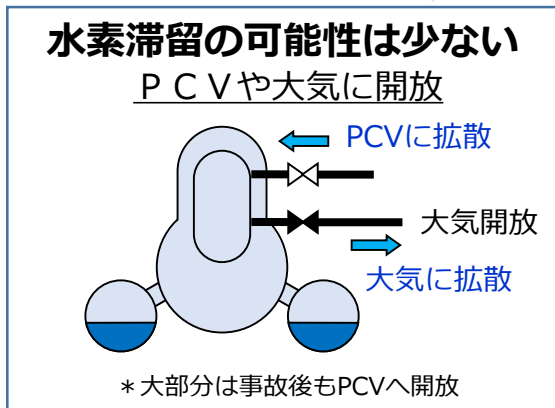
(例：PLR、D/W内空調)

4. 水素滞留の可能性；検討対象となる系統の抽出（2/2）

【事故時】 PCVの気相部に対して開放がある系統内へ、高濃度の水素※を含むガスが流入



【現在】 PCVへの窒素封入により不活性化。事故後に弁や水封で隔離された箇所には水素の滞留が想定



※事故時の水-ジルコニウム反応によって発生した水素。水の放射線分解は水素の発生量が少ないことからここでは除外。

■ 水素ガスが滞留する可能性のある系統の抽出及び対応状況

・ 水素滞留の可能性のある系統

1号機 IC(A)、RCW系(DHC含む)、3号機 RHR(B)系、1～3号機 CRD系(HCU)

- ・ 上記の系統以外^{※2}も含め、水素滞留の可能性のある系統について、2022年9月から、計画立案に向けた調査・検討や確認作業を開始している。

号機	対象系統	対応状況
1号機	IC (A)	2022年9月に現場調査を実施。高線量エリアであり、ガレキが多いため、ガレキ撤去も含め検討中。
	RCW (DHC)	現在、対応中。2022年11月RCW熱交換器入口ヘッダ配管に水素の滞留を確認しており、水素ガスのパージ作業を実施中。
3号機	RHR (B)	高線量エリアであるR/B2階RHR(B)室周囲にガレキがあり、接近できない状況。現在、調査方法を検討中
1～3号機	CRD (HCU)	当該機器は、R/B1階の高線量エリアにあり、接近できない状況。現在、調査方法を検討中
3号機	S/C ^{※2}	2022年10月に現場調査を実施。高線量エリアであり、線量低減も含め検討中。
2号機	RHR ^{※2} 、AC ^{※2}	高線量エリアであり、調査方法、線量低減も含め検討中。

(第104回特定原子力施設監視・評価検討会にて報告済)

■ RCWの滞留ガス対応からの反映

- ・ 今回の対応において、水素滞留の可能性のあるものとして抽出された系統に変更はない。
- ・ 抽出された系統のうち、調査や検討結果により、高線量且つ滞留水の存在が想定される部位については、可燃性限界以上の水素が存在すると想定して工事や作業を計画するとともに、廃炉作業へのリスク低減に努める。
- ・ 抽出された系統以外についても、PCVバウンダリに繋がる部位を工事する場合、水素の存在を想定して、工事や作業を計画する等慎重に進めていく。 (従来通り)

■ 今後の予定

対象となる系統について、現場の線量等を踏まえ、継続的に調査及び作業計画を立案していく。

- 調査や検討結果により、滞留ガスの確認ができるものは、2023年度から実施していく予定。
→1号機RCW系(継続)、3号機S/C系
- 調査や作業の実施にあたりガレキの撤去や線量低減が必要となるものは、2023年度～2024年度にガレキの撤去や線量低減等の作業を開始できるように進める。ガレキの撤去や線量低減の結果を踏まえ、滞留ガス確認の作業計画を立案する。
→1号機IC(A)、3号機RHR(B)系、1～3号CRD系(HCU)

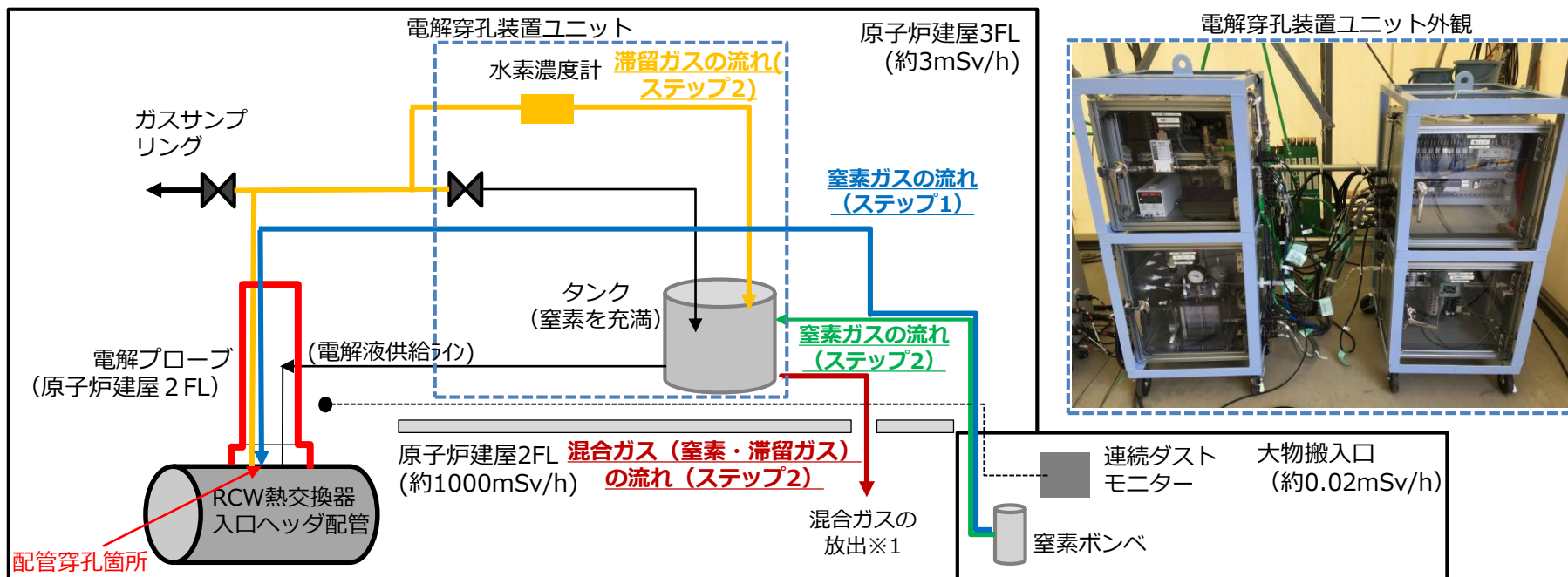
■ 知見の共有

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階へパーズ作業を実施。

- パーズ作業の際には、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。

滞留ガスパーズのイメージ

1 / 3号機原子炉格納容器の漏洩箇所 の推定 (追加の検討結果)

2023年2月7日



東京電力ホールディングス株式会社

第102回 特定原子力施設監視・評価検討会の資料3-3「1号機原子炉格納容器の漏洩箇所の推定」(東京電力)において、1 / 3号機原子炉格納容器(以降、「PCV」と言う。)の損傷や漏洩量等について報告を実施している。

本資料は、上記報告に対する以下のコメントの下線部について、追加の検討状況を報告するもの。

<コメント内容>

- 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、102回)
 - ◆ 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)

<検討内容>

1号機	<ul style="list-style-type: none"> • R/B地下滞留水のトリチウム濃度の変化
3号機	<ul style="list-style-type: none"> • R/B地下滞留水のトリチウム濃度とPCV、S/C内滞留水のトリチウム濃度からの考察 • その結果を踏まえた、漏洩箇所・漏洩面積の評価

1号機

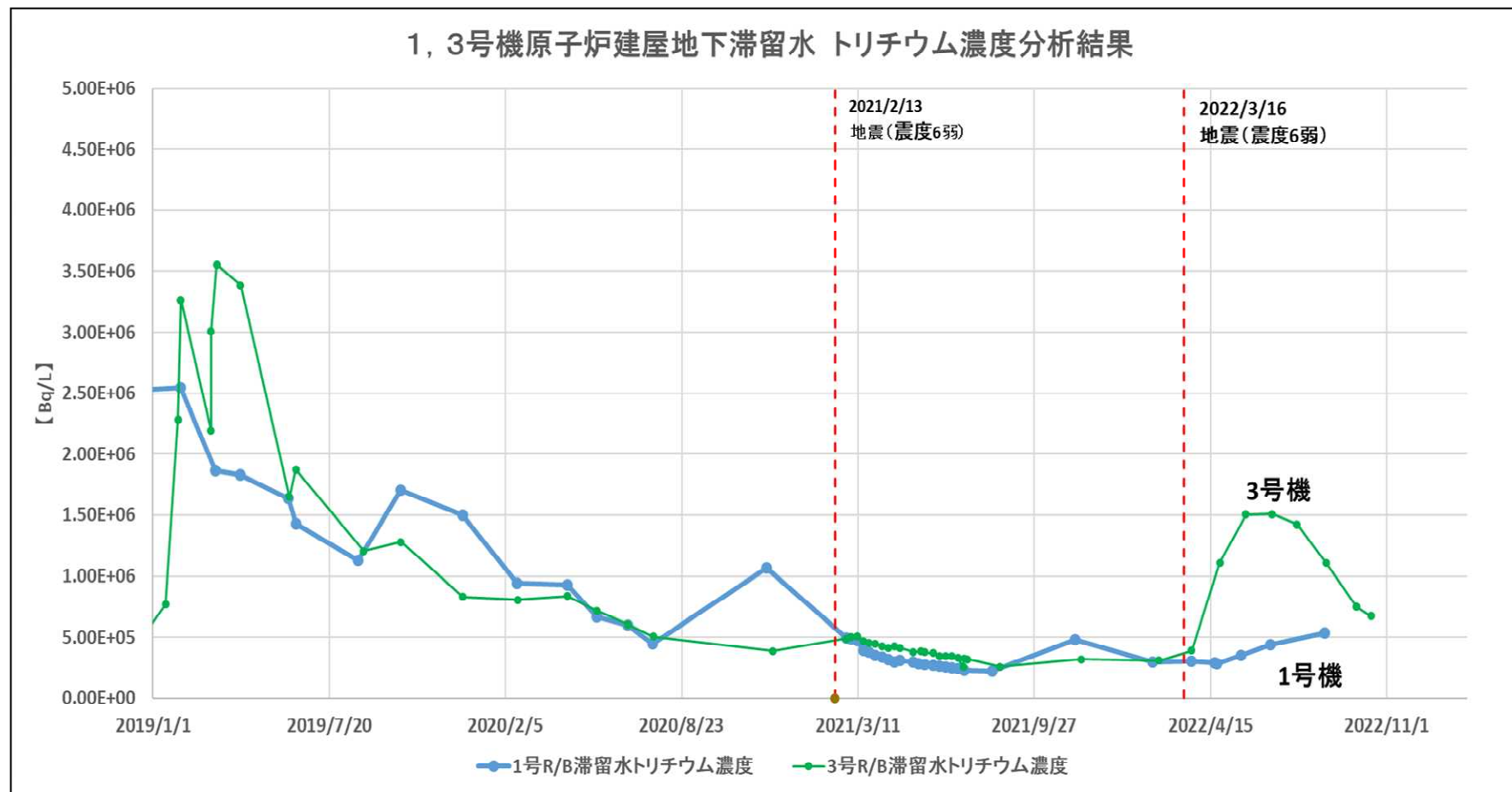
- R/B地下滞留水のトリチウム濃度の変化

3号機

- R/B地下滞留水のトリチウム濃度とPCV、S/C内滞留水のトリチウム濃度からの考察
- その結果を踏まえた、漏洩箇所・漏洩面積の評価

1号機 R/B地下滞留水のトリチウム濃度の変化

- 1号機は、「第102回 特定原子力施設監視・評価検討会の資料3-3」において、S/C下部からの漏洩の可能性があると評価している。
- 2021年2月及び2022年3月の地震後において、R/Bのトリチウム濃度に有意な変化はなかった。



1号機

- R/B地下滞留水のトリチウム濃度の変化

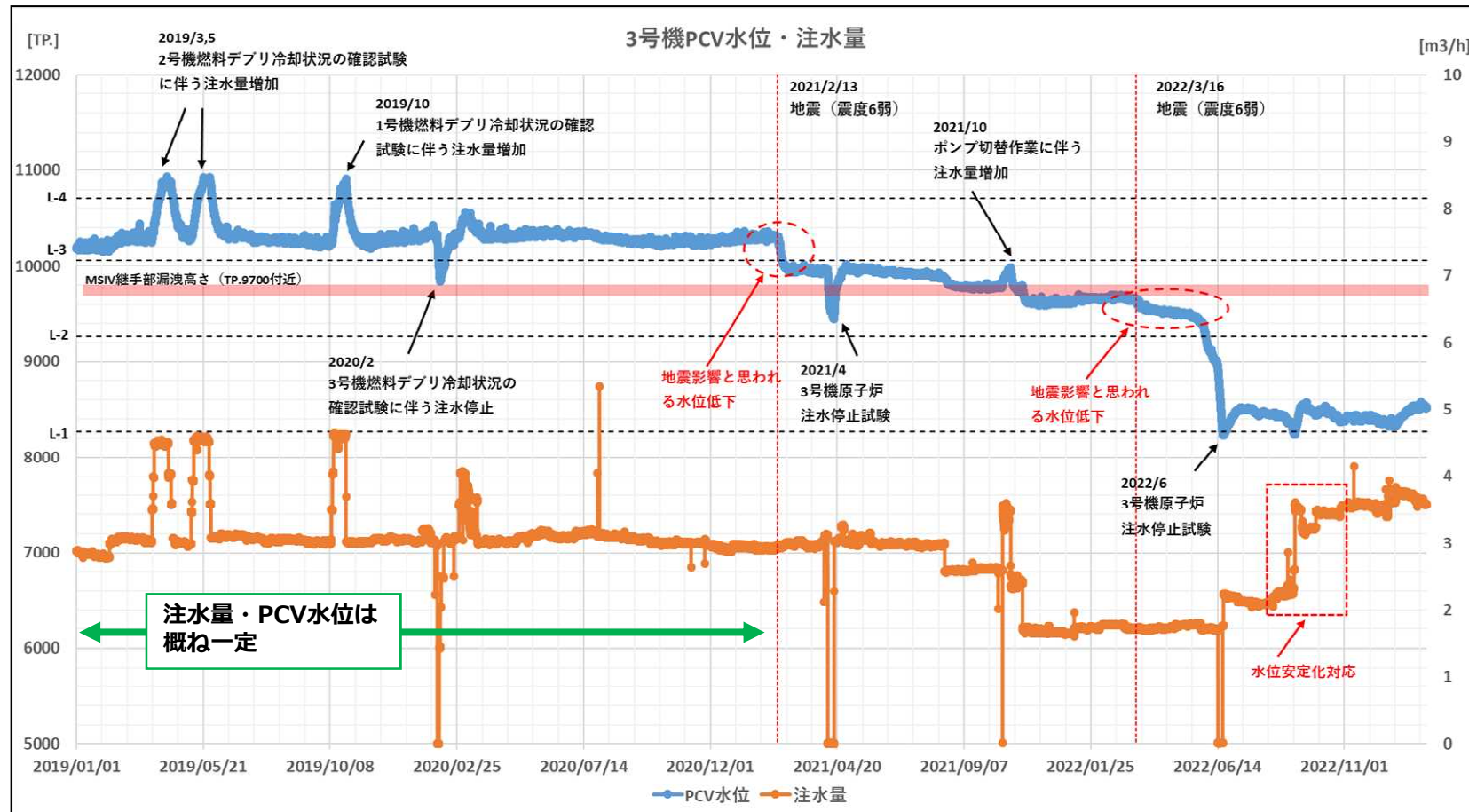
3号機

- R/B地下滞留水のトリチウム濃度とPCV、S/C内滞留水のトリチウム濃度からの考察
- その結果を踏まえた、漏洩箇所・漏洩面積の評価

(参考) 3号機PCV水位と注水量の状況

2019年1月～2023年1月の3号機PCV水位／注水量のトレンドを以下に示す。

- 2019年1月～2021年1月の注水量は概ね一定の状態、PCV水位は概ね安定
- 2021年2月、及び2022年3月の地震後、注水量は安定しているが、PCV水位の低下傾向が見られた。
- 2022年8月～10月にPCV水位を安定させるための流量の増加を実施しているが、その後は、注水量は微調整を行い、PCV水位をL-1（TP.8264）以上で維持している。



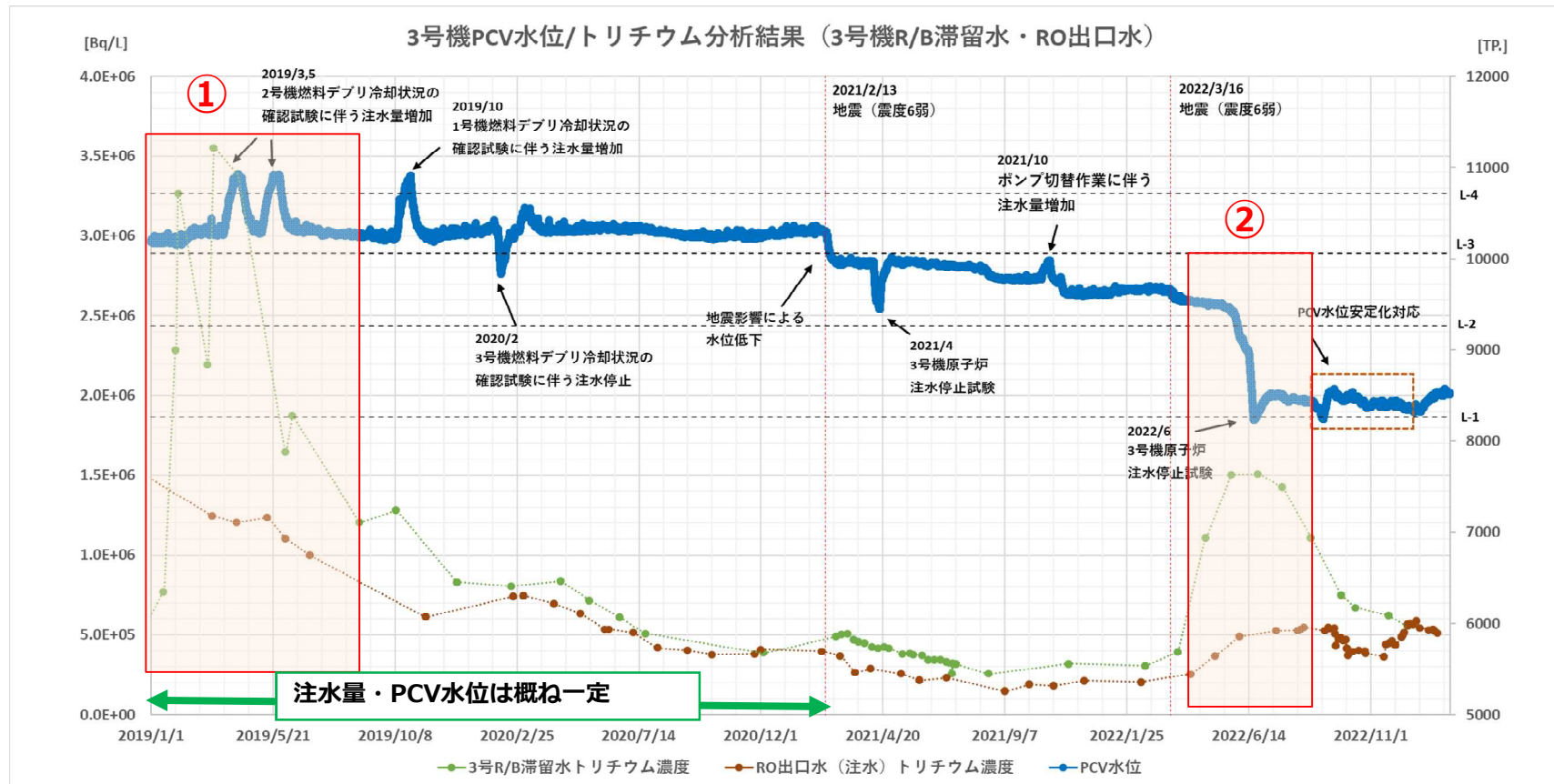
3号機 PCV水位とR/B地下滞留水のトリチウム分析結果



- 2019年1月～2023年1月の3号機PCV水位、R/B地下滞留水等のトリチウム濃度を以下に示す

<考察>

- 2019年、R/B地下滞留水のトリチウム濃度に上昇がみられているが、注水量は概ね一定の状況で、PCV水位は安定しており、関連性は見られなかった。⇒ 詳細検討は行わず
- 2022年3月16日の地震以降、R/B地下滞留水のトリチウム濃度は上昇していることから、PCV水位低下との関連性について検討を行った。



3号機 R/B地下滞留水のトリチウム濃度上昇とPCV水位低下の関連性の有無



- 過去のPCV、S/C内のトリチウム分析結果とR/B地下滞留水のトリチウム濃度分布を確認

<考察>

- S/C内滞留水のトリチウム濃度（ $10+6 \sim 10+7$ 【Bp/L】）は、地下滞留水やPCV水面付近、注水（ $10+5$ 【Bp/L】）と比較して、1桁から2桁程度トリチウム濃度が高いことから、S/C内の滞留水がR/Bに漏洩した可能性がある。
- また、S/C内滞留水のトリチウム濃度は、2022年9月から11月にかけて、半減している。

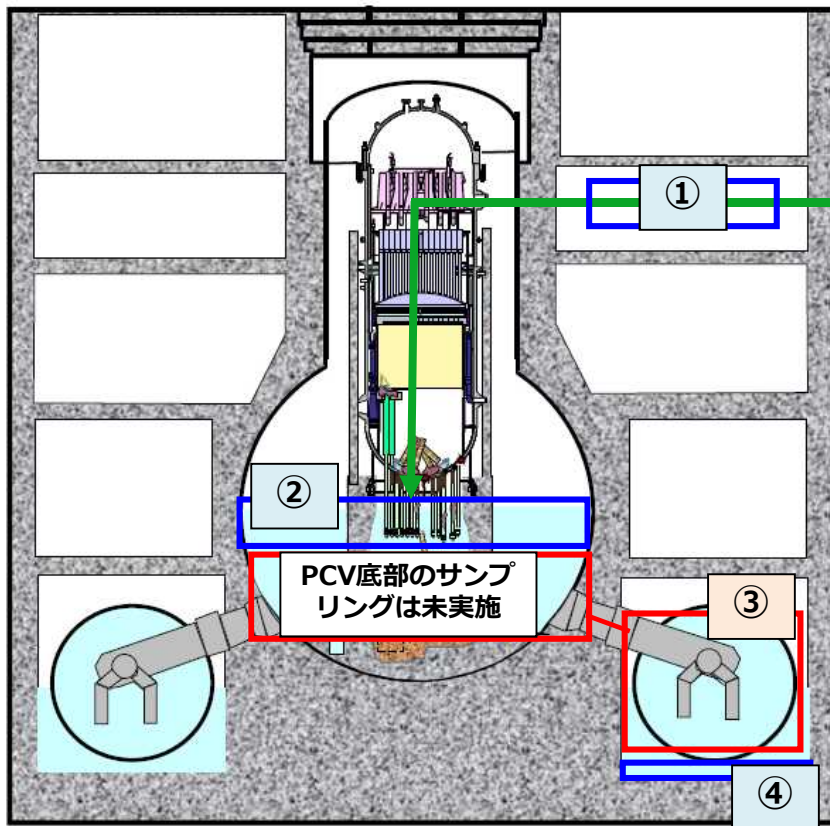


図 4.10.3-1 3号機 2018年9月時点の推定図^[3-18]

①	RO出口水の サンプリング結果		トリチウム濃度【Bp/L】	
	2020年 9月 8日			4.03E+5
2022年 9月 22日			4.34E+5	
②	3号機格納容器内の 滞留水サンプリング結果		トリチウム濃度【Bp/L】	
			水面付近	水面下約0.7m
2015年 10月20、22日			2.7E+5	1.6E+5
③	3号機S/C内滞留水の サンプリング結果		トリチウム濃度【Bp/L】	
	2020年 9月 18日			1.08E+7
	2022年 9月 22日			7.92E+6
	2022年 11月 11日			3.30E+6
				トリチウム濃度は半減
④	3号機R/B地下滞留水の サンプリング結果		トリチウム濃度【Bp/L】	
	2020年 7月 21日			5.07E+5
	2022年 2月 15日			3.07E+5
	2022年 5月 25日			1.51E+6

3号機 R/B地下滞留水のトリチウム濃度上昇とPCV水位低下の関連性の検討



<漏洩箇所の考察>

過去の3号機原子炉注水停止試験や、主蒸気配管隔離弁（以下、「MSIV」）室調査等の実績から、主な漏洩箇所は以下の通りと推定

①2022年3月16日以前の主な漏洩箇所は、主蒸気配管隔離弁（以下、「MSIV」）継手部付近

⇒MSIV室内のカメラ確認において、MSIV継手部付近から漏洩を確認（TP.9700付近）

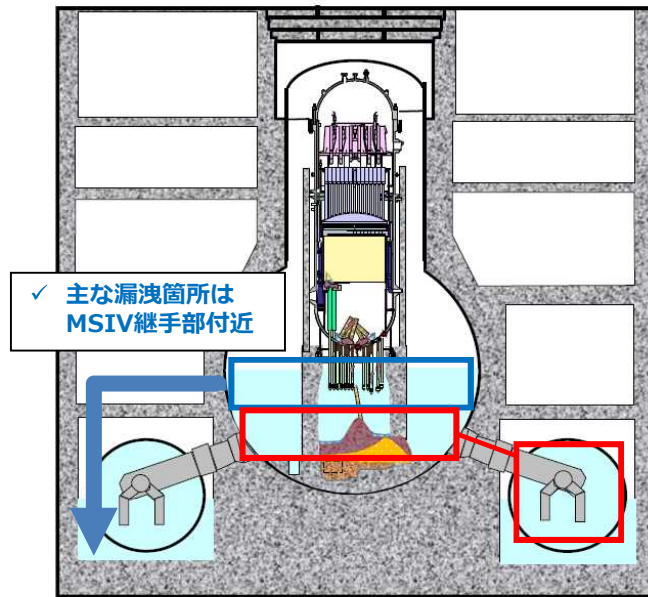
また、PCV水面サンプリング結果とR/B地下滞留水トリチウム濃度に有意な差がないことを確認

② 2022年3月16日以降の漏洩箇所は、S/C（又はPCV底部）の漏洩箇所が拡大した可能性

⇒水位がMSIV継手部付近の漏洩高さを下回っており、R/B地下滞留水のトリチウム濃度が上昇している。

また、S/C内滞留水のトリチウム濃度が低下している。

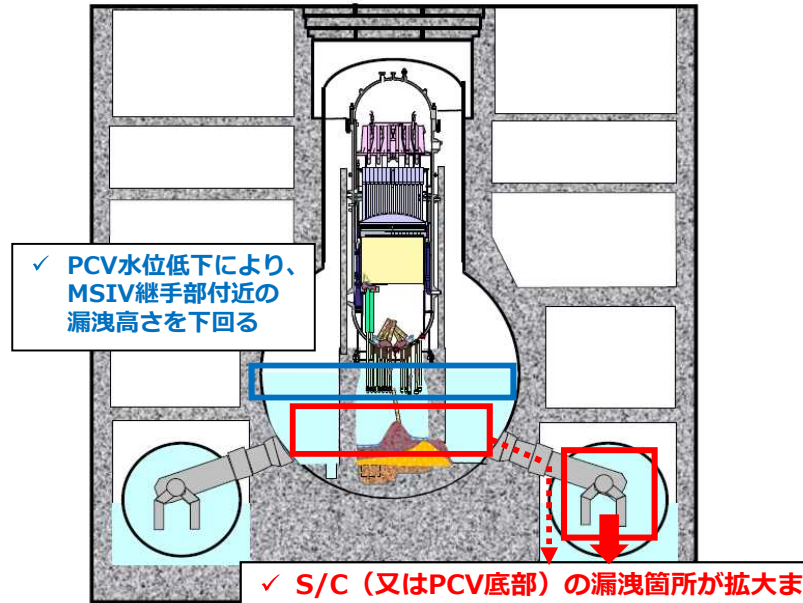
①2022年3月16日以前の漏洩状況（推定）



✓ 主な漏洩箇所は
MSIV継手部付近

図 4.10.3-1 3号機 2018年9月時点の推定図^[3-18]

②2022年3月16日以降の漏洩状況（推定）



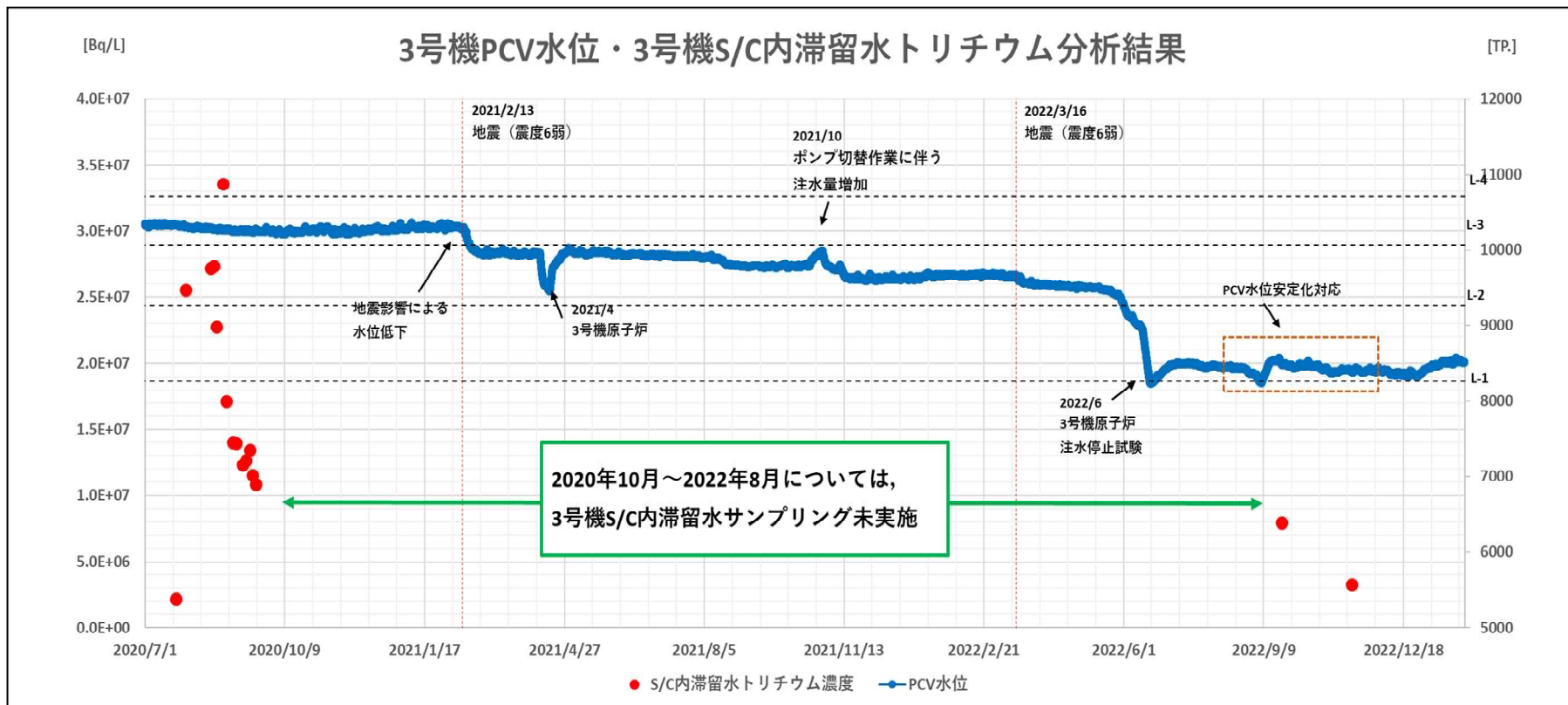
✓ PCV水位低下により、
MSIV継手部付近の
漏洩高さを下回る

✓ S/C（又はPCV底部）の漏洩箇所が拡大または、
新たな漏洩口の可能性
✓ 高濃度トリチウム水の漏洩に伴い、R/B地下滞
留水トリチウム濃度が上昇した可能性

図 4.1

(参考) 3号機 PCV水位とS/C内滞留水のトリチウム濃度の変化

- 3号機S/C内の滞留水のトリチウム濃度を示す。
- 2021年2月、2022年3月の地震前後でS/C内の滞留水のサンプリングは行っておらず、その間のトリチウム濃度からの漏洩量評価はできなかった。
- 注水量を増加した 2022年10月以降、3号機のS/C内滞留水のトリチウム濃度は、減少していることが分かった。



1号機

- R/B地下滞留水のトリチウム濃度の変化

3号機

- R/B地下滞留水のトリチウム濃度とPCV、S/C内滞留水のトリチウム濃度からの考察
- その結果を踏まえた、漏洩箇所・漏洩面積の評価

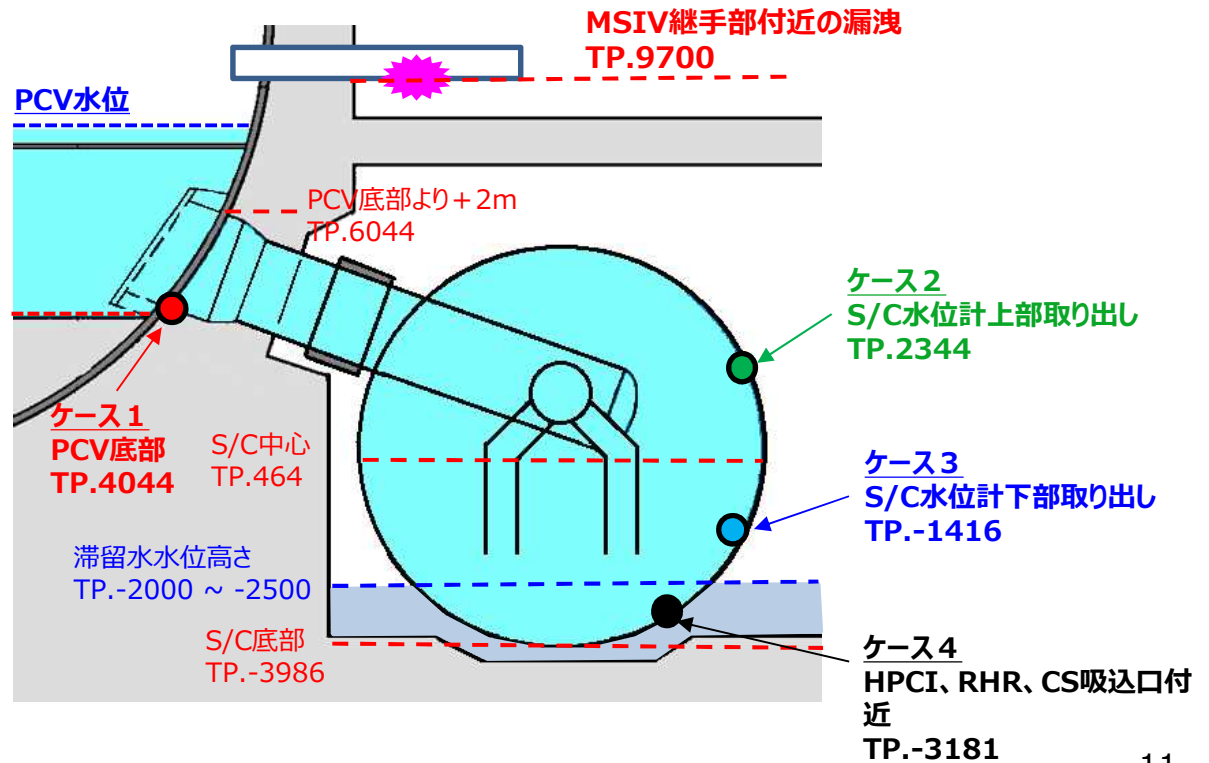
- ＜損傷箇所（高さ）・漏洩面積の評価について＞
- PCV底部、又はS/Cにおいて新たな漏洩が発生したと仮定し、実績の注水量を元にPCV水位の実績を再現するような漏洩高さとして漏洩面積を推定した。
 - 漏洩高さの設定については、PCV底部やS/C主要機器の設置高さを参考にした。
 - ケース1：PCV底部(TP.4044)
 - ケース2：S/C水位計上部取り出し(TP.2344)
 - ケース3：S/C水位計下部取り出し(TP.-1416)
 - ケース4：HPCI、RHR、CS吸込口付近(TP.-3181)

評価の考え方

計算式

$$S = \frac{V}{\sqrt{2g(H-h)}}$$

- S：漏洩面積 (m²)
- V：漏洩量 (m³/s)
- H：PCV水位 (m)
- h：漏洩高さ (m)
- g：重力加速度 (9.8m/s²)
- ※流体抵抗等は考慮せず



3号機の漏洩箇所・漏洩面積の評価について

- 実績PCV水位を基に、仮定した漏洩高さ・漏洩面積を仮定し、再現性確認を実施した

<評価条件>

- PCV上部（MSIV継手部付近）の漏洩量については不確かさがあることから、MSIV継手部付近の漏洩高さ（TP.9700付近）を下回った時期で実施（2022年3月の地震、6月の原子炉注停止試験後の漏洩状況を推測）
- PCV水位と注水量が安定していた時期について、漏洩高さ・漏洩面積を仮定し、短期トレンド（1ヶ月程度）で評価を行い、長期トレンドに引き延ばして傾向を確認

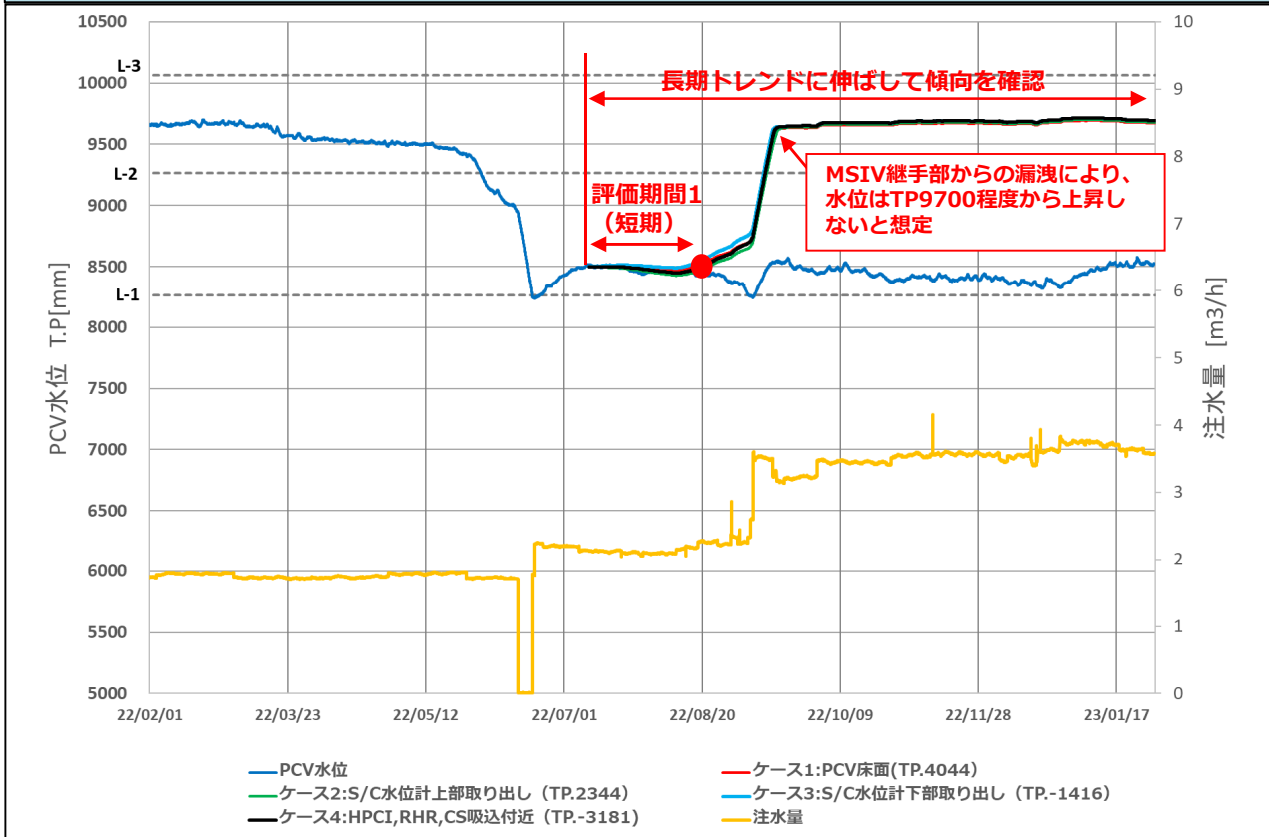
評価期間	評価内容	PCV状態
評価期間 1 ・ 2022年 7月中旬 ～ 1ヶ月程度	<ul style="list-style-type: none"> 漏洩口の高さを仮定 漏洩口の面積を仮定 	PCV水位：約TP.8500 注水量：約2.1m ³ /h
評価期間 2 ・ 2022年 9月中旬 ～ 1ヶ月程度	<ul style="list-style-type: none"> 漏洩口の面積を調整 	PCV水位：約TP.8500 注水量：約3.2m ³ /h
評価期間3 ・ 2022年10月中旬 ～ 1ヶ月程度	<ul style="list-style-type: none"> 漏洩口の面積を調整 	PCV水位：約TP.8400 注水量：約3.5m ³ /h

3号機の漏洩箇所・漏洩面積の評価について（評価期間 1）

<確認結果：評価期間 1>

- 長期の再現性確認では、PCV水位が上昇する結果となり一致しない結果となった。
- 各漏洩高さの評価結果に有意な差はなく、漏洩高さを結論付ける結果にならなかった。
- 仮定した漏洩面積（漏洩量）よりも、漏洩面積が増加したものと推定。

評価 1：2022年7月中旬～



ケース	仮定漏洩高さ	仮定漏洩面積
1	PCV床面 (TP.4044)	0.63cm ²
2	S/C水位計 上部取り出し (TP. 2344)	0.54cm ²
3	S/C水位計 下部取り出し (TP.-1416)	0.42cm ²
4	HPCI、RHR、CS 吸入口付近 (TP. -3181)	0.39cm ²

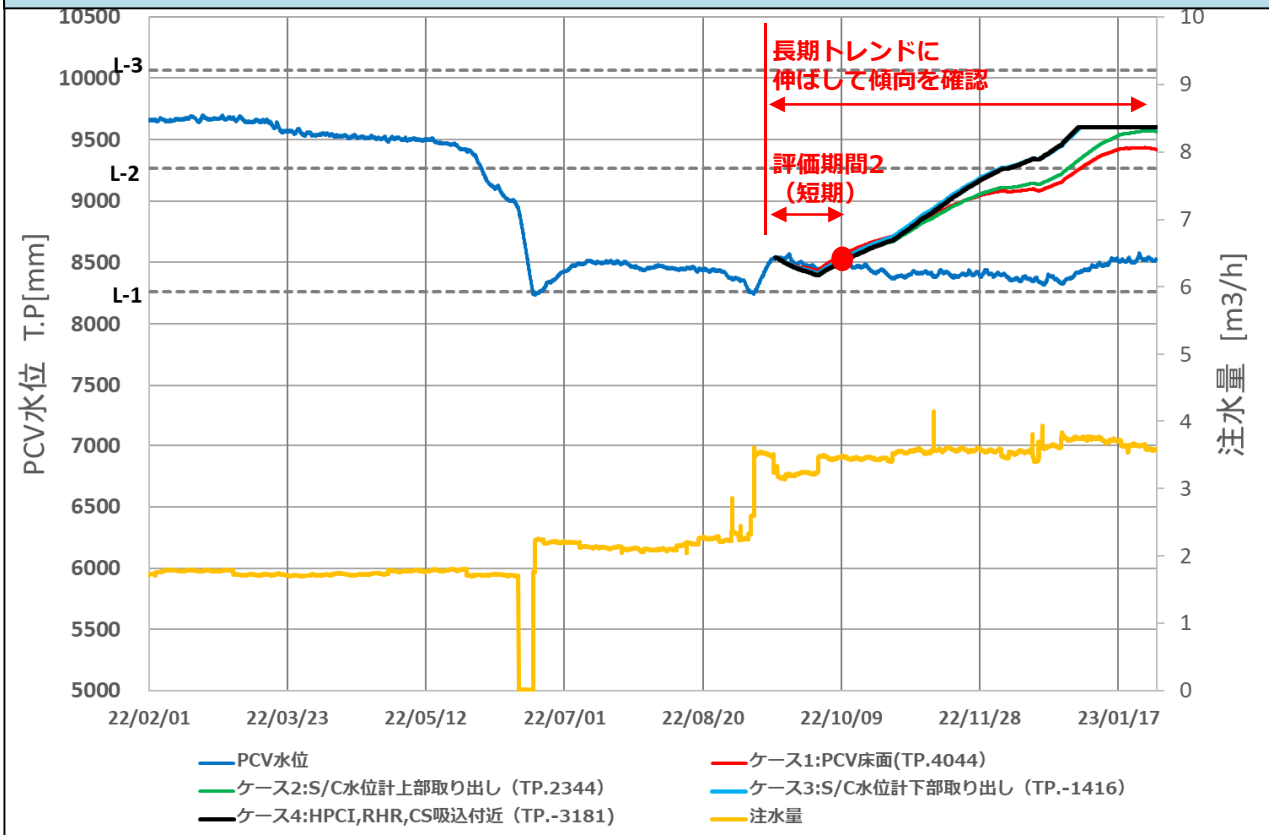
● : PCV水位の評価値と実績値の転換点

3号機の漏洩箇所・漏洩面積の評価について（評価期間2）

<確認結果：評価期間2>

- 長期の再現性確認では、PCV水位が上昇する結果となり一致しない結果となった。
- 各漏洩高さの評価結果に有意な差はなく、漏洩高さを結論付ける結果にならなかった。
- 仮定した漏洩面積（漏洩量）よりも、漏洩面積が増加したものと推定。

評価2：2022年9月中旬～



●：PCV水位の評価値と実績値の転換点

調整

ケース	仮定漏洩高さ	仮定漏洩面積
1	PCV床面 (TP.4044)	0.98cm ²
2	S/C水位計 上部取り出し (TP. 2344)	0.84cm ²
3	S/C水位計 下部取り出し (TP.-1416)	0.66cm ²
4	HPCI、RHR、CS 吸込口付近 (TP. -3181)	0.61cm ²

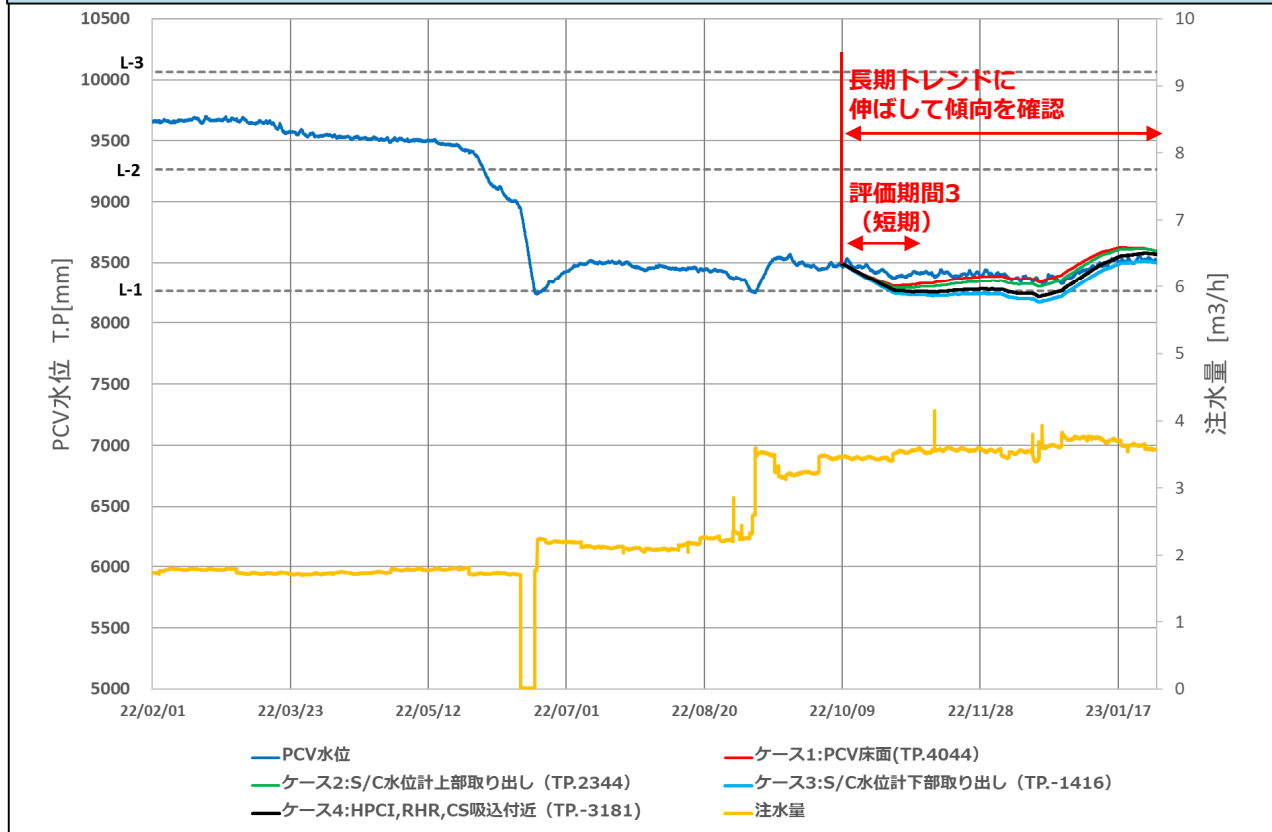
3号機の漏洩箇所・漏洩面積の評価について（評価期間3）



＜確認結果：評価期間3＞

- 長期の再現性確認では、～2023年1月まで実績水位と概ね一致している。
- 各漏洩高さの評価結果に有意な差はなく、漏洩高さを結論付ける結果にならなかった。
- このため、2022年10月以降は、漏洩口の大きさは、概ね一定であると推定される。
(注水量約3.5m³/h～3.6m³/h)

評価3：2022年10月中旬～



調整

ケース	仮定漏洩高さ	仮定漏洩面積
1	PCV床面 (TP.4044)	1.07cm ²
2	S/C水位計 上部取り出し (TP. 2344)	0.91cm ²
3	S/C水位計 下部取り出し (TP.-1416)	0.72cm ²
4	HPCI、RHR、CS 吸込口付近 (TP. -3181)	0.66cm ²

まとめ

1号機

- 2021年2月及び2022年3月の地震後において、R/B地下滞留水のトリチウム濃度に有意な変化はなく、PCV水位低下の漏洩箇所の推定につながる追加情報は得られなかった。

3号機

- R/B地下滞留水のトリチウム濃度やPCV、S/C内の滞留水のトリチウム濃度の状況から、2022年3月16日以降、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。
- 一方、2022年8月以降、PCV底部、S/Cに漏洩高さを仮定し、実績トレンドとの再現性を確認したが、各漏洩高さの評価結果に有意な差がなく、漏洩高さの推定に繋がるような結果が得られなかった。

<今後の対応>

- 新設水位計設置以降に計画しているPCV水位の低下の中で、PCV水位の挙動を確認し、漏洩箇所の特定に向けた評価を継続していく。

参考

特定原子力施設監視・評価検討会
(第102回)
資料3-3

1号機原子炉格納容器の漏洩箇所 の推定

2022年9月12日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

● 1号機原子炉格納容器(以下:PCV)の漏洩箇所

- 1号機ではこれまでの調査により、真空破壊ラインベローズおよびサンドクッションドレン配管の外れ箇所の2カ所からの漏洩が確認されており、PCV水位/注水量/漏洩量のバランスを考慮すると、漏洩箇所は上記2カ所以外にも存在すると想定している。

● 2021年2月13日及び2022年3月16日の地震による対応

- 地震発生後、PCV水位低下傾向が確認されたことから、注水量を増加させてPCV水位を安定させている。

これらの状況を踏まえ、実績の注水量を元に、炉注水停止試験や長期的なPCV水位の実績を再現するようなPCVの漏洩高さや漏洩面積を推定した。

評価期間	2017年4月～	2021年2月13日～	2022年3月16日～
評価期間 1 ・ 漏洩口の高さを仮定(不明箇所) ・ 漏洩口の面積設定			
評価期間 2 ・ 漏洩口の面積調整			
評価期間 3 ・ 漏洩口の面積調整			
PCV水位安定時の炉注水量 (接点式水位計：L3接点時)	約3.0m ³ /h	約3.5m ³ /h	約4.0m ³ /h

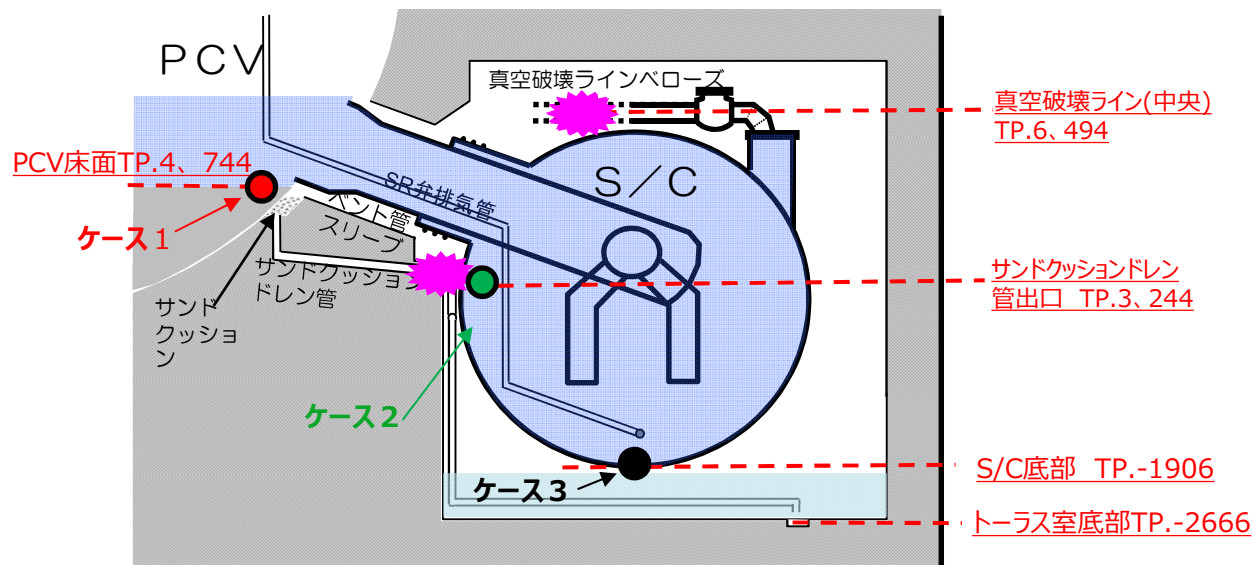
- ・確認されている漏洩箇所（真空破壊ラインベローズ、サンドクッションドレン管の配管外れ箇所）に加えて、さらにPCV床面またはS/Cに1か所の漏洩（不明箇所）を仮定
- ・各漏洩高さにおいて、実際のPCV水位(接点式レベルスイッチ等)を概ね再現するような漏洩面積※を推定

※ サンドクッションドレン管の配管外れ箇所については、配管からの漏洩であり漏洩量が少ないことから、調査時の漏洩量:0.15m³/hから、漏洩面積:0.055cm²で一定と設定

計算式

$$S = \frac{V}{\sqrt{2g(H-h)}}$$

- S : 漏洩面積 (m²)
- V : 漏洩量 (m³/s)
- H : PCV水位 (m)
- h : 漏洩高さ (m)
- g : 重力加速度 (9.8m/s²)
- ※流体抵抗等は考慮せず



✱ 既に調査で確認されている漏洩高さ ○ PCV床面またはS/C（不明箇所）の漏洩高さの設定（3ケース）

<分析のアプローチ>

①PCV床面またはS/C（不明箇所）の漏洩面積

- ・漏えい箇所が複数あることから、まずは、2019年と2020年に実施した注水停止試験時において、PCV水位が真空破壊ラインベローズ未満となる期間で漏洩面積を推定（仮定した漏洩高さは3ケース **ケース1：PCV床面**、**ケース2：サンドクッションドレン管の配管外れ箇所**、**ケース3：S/C底部** を設定）

②真空破壊ラインベローズからの漏洩面積

- ・①で評価した漏洩面積を考慮した上で、真空破壊ラインベローズを上回る期間において、真空破壊ラインベローズの漏洩面積を評価し、長期期的なPCV水位データの再現性を確認

<評価期間 1 >

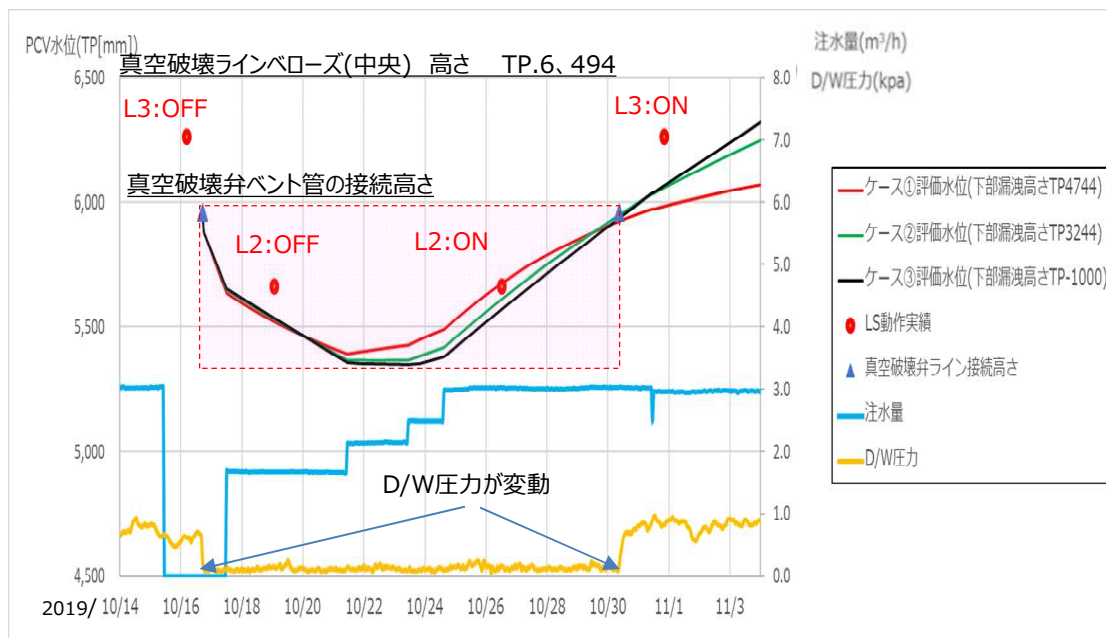
2017年4月～2021年2月

①PCV床面またはS/C（不明箇所）の漏洩面積の評価(1/2)

2019年注水停止試験時のPCV水位挙動に基づく推定



- PCV水位が上部の漏洩箇所である真空破壊ラインベローズを下回る期間において、仮定したPCV床面またはS/C（不明箇所）の漏洩面積をそれぞれ評価
- 具体的には、2019年注水停止試験時のPCV水位の実績から、PCV水位が真空破壊弁ベント管の接続高さ（D/W圧力の変動あり）になるように漏洩面積を評価



ケース	仮定	調整
	①不明箇所漏洩高さ	①不明箇所漏洩面積
1	PCV床面高さ (TP.4744)	1.45cm ²
2	サンドクッションドレン管の配管外れ箇所高さ (TP.3244付近)	0.87cm ²
3	試験時のS/C室滞留水水位 (TP.-1000)	0.52cm ²

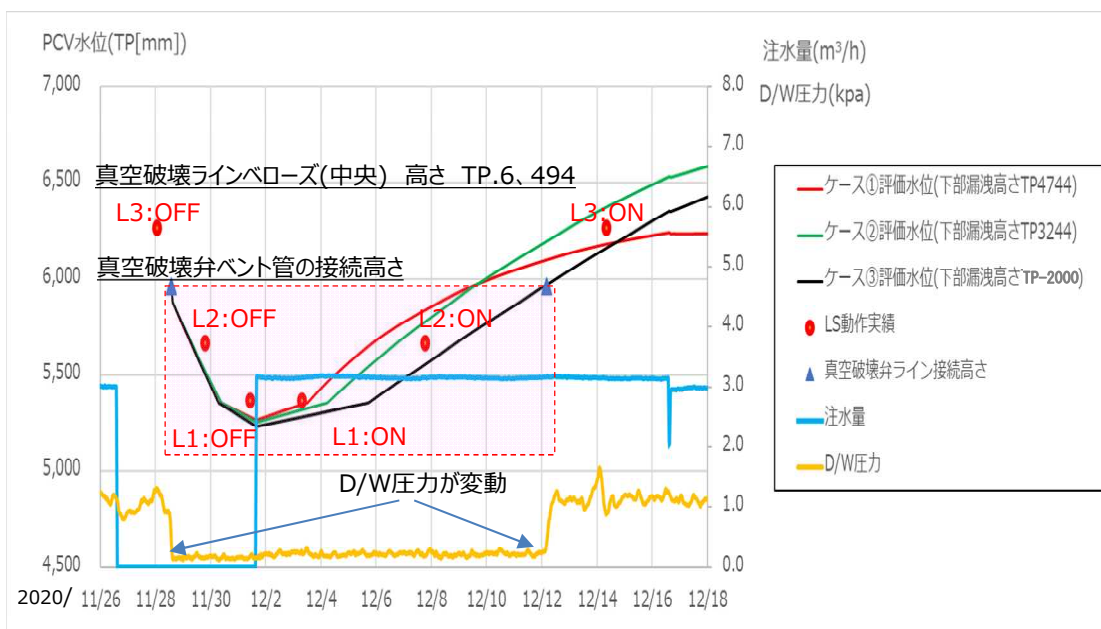
※過去に漏洩が確認されているサンドクッションドレン管の配管外れ箇所からの漏洩は別途考慮(2013年の調査結果から漏えい量:0.15m³/h⇨漏洩面積:0.055cm²(一定))

<考察>

- PCVの実績水位の再現性は、ケース1と比較して、ケース2、ケース3の方が良い。

①PCV床面またはS/C（不明箇所）の漏洩面積の評価(2/2)
 2019年注水停止試験時の推定に基づく2020年注水停止試験の再現性確認

- 2019年注水停止試験データを再現するように設定した漏洩高さや漏洩面積を用いて、2020年の注水停止試験データで同様に再現性を確認



ケース	①不明箇所漏洩高さ	①不明箇所漏洩面積
1	PCV床面高さ (TP.4744)	1.45cm ²
2	サンドクッションドレン管の配管外れ箇所高さ (TP.3244付近)	0.87cm ²
3	試験時のS/C室滞留水水位 (TP.-2000)変更	0.52cm ²

※過去に漏洩が確認されているサンドクッションドレン管の配管外れ箇所からの漏洩は別途考慮(2013年の調査結果から漏えい量:0.15m³/h⇨漏洩面積:0.055cm²(一定))

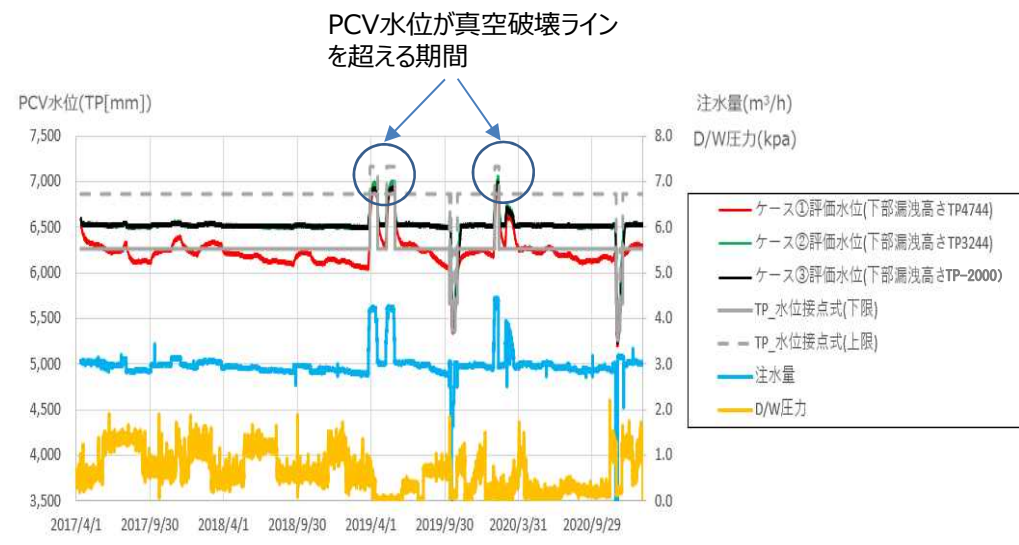
<考察>

- 漏洩高さが1番低いケース3(漏洩高さTP-2000)の再現性が良い。

②真空破壊ラインベローズからの漏洩面積の評価 長期的なPCV水位挙動に基づく推定

- 注水停止試験の評価から推定した「①PCV床面またはS/C（不明箇所）の漏洩面積」に加えて、PCV実績水位が真空破壊ラインベローズを超える期間の水位を再現するよう、「②真空破壊ラインベローズからの漏洩面積」を設定し、長期的なPCVの実績水位(接点式レベルスイッチ等)の再現性を確認

追加設定



ケース	①不明箇所漏洩高さ	①不明箇所漏洩面積	②真空破壊ラインベローズ漏洩高さ	②真空破壊ラインベローズ漏洩面積
1	PCV床面高さ (TP.4744)	1.45cm ²	真空破壊ライン (中央) TP.6494	0.50cm ²
2	サンドクッションドレン管の配管外れ箇所高さ (TP.3244 付近)	0.87cm ²		1.20cm ²
3	試験時のS/C室滞留水水位 (TP.-2000)	0.52cm ²		1.50cm ²

※過去に漏洩が確認されているサンドクッションドレン管の配管外れ箇所からの漏洩は別途考慮(2013年の調査結果から漏えい量:0.15m³/h≒漏洩面積:0.055cm²(一定))

<考察>

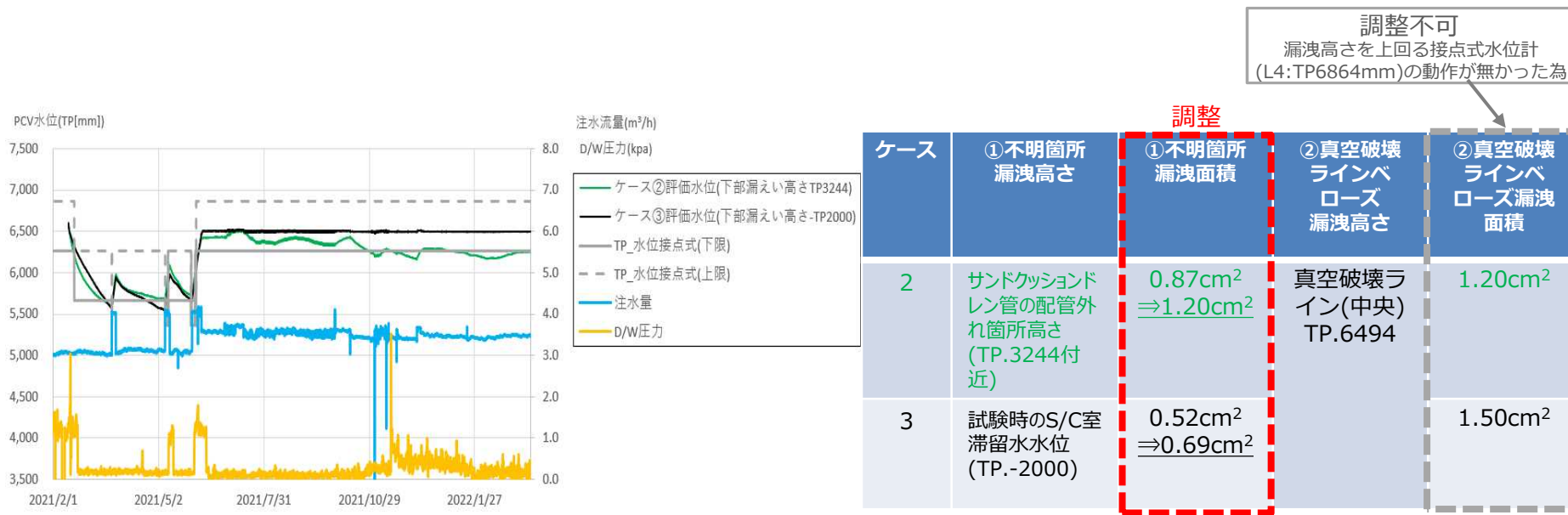
- 3ケースともに、「②真空破壊ラインベローズからの漏洩面積」を設定することで、真空破壊ライン（TP6494（中央高さ））以上の水位挙動を概ね再現
- 一方、長期的なトレンドの評価では、ケース1では、PCVの実績水位(接点式LS)の範囲外になる期間が発生したため、漏洩箇所は比較的低い位置にあると評価

⇒以降はケース2、3のみ評価

<評価期間 2 : 2021年2月13日地震後>
2021年2月～2022年3月

2021年2月13日以降の漏洩面積の評価 長期的なPCV水位挙動に基づく推定

- 評価期間 1 で設定した「①PCV床面またはS/C（不明箇所）の漏洩面積」および「②真空破壊ラインベローズからの漏洩面積」を基に、地震後のPCV水位計挙動(接点式レベルスイッチ等)を再現するように 漏洩面積を調整



※過去に漏洩が確認されているサンドクッションドレン管の配管外れ箇所からの漏洩は別途考慮(2013年の調査結果から漏えい量:0.15m³/h⇔漏洩面積:0.055cm²(一定))

<考察>

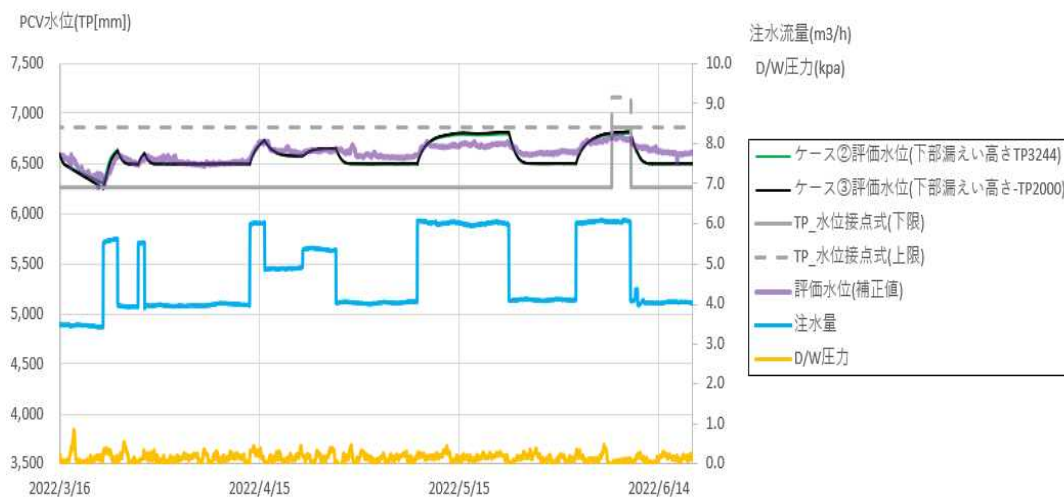
- ケース2、ケース3ともに、地震後の2021年2月～2021年6月の期間では、「①PCV床面またはS/C（不明箇所）の漏洩面積」を増加させる事で、概ねPCV実績水位(接点式LS)の挙動を再現。
- 一方、ケース2の長期なトレンドでは、PCV実績水位(接点式LS)の範囲外になる期間が発生

<評価期間 3 : 2022年3月16日地震後>
2022年3月～

2022年3月16日以降の漏洩面積の評価 長期的なPCV水位挙動に基づく推定



- 評価期間2で設定した「①PCV床面またはS/C（不明箇所）の漏洩面積」および「②真空破壊ラインベローズからの漏洩面積」を基に、再度、地震後のPCV水位計挙動(接点式レベルスイッチおよび評価水位)を再現するように漏洩面積を調整



ケース	①不明箇所漏洩高さ	調整	
		①不明箇所漏洩面積	②真空破壊ベローズ漏洩高さ
2	サンドクッションドレン管の配管外れ箇所高さ (TP.3244付近)	1.20cm ² ⇒ 1.25cm²	真空破壊ライン (中央) TP.6494
3	試験時のS/C室滞留水水位 (TP.-2000)	0.69cm ² ⇒ 0.78cm²	②真空破壊ベローズ漏洩面積 1.20cm ² ⇒ 2.40cm²

※過去に漏洩が確認されているサンドクッションドレン管の配管外れ箇所からの漏洩は別途考慮(2013年の調査結果から漏えい量:0.15m³/h⇔漏洩面積:0.055cm²(一定))

<考察>

ケース2およびケース3のいずれも、地震後の「①PCV床面またはS/C（不明箇所）の漏洩面積」と「②真空破壊ラインベローズからの漏洩面積」を増加させる事で、概ねPCV水位(接点式LS及び評価水位)を再現

まとめ（1号機）

- PCV床面またはS/C（不明箇所）からの漏洩については、漏洩高さを低く設定したケースほど再現性が良いことを確認
 - 再現性の良さ：ケース3(TP.-2000)>ケース2(TP.3244)>ケース1(TP.4744)
- 今回の評価結果から、不明箇所の漏洩高さをケース3と仮定すると漏洩箇所の面積は下記の通りと推定

〈ケース3での漏洩面積の推移〉

	評価期間1 2017年4月～	評価期間2 2021年2月13日～2022年3月16日	評価期間3 2022年3月16日～
真空破壊ラインベローズ	1.50cm ²	(1.50cm ²) 当該期間では漏洩高さを上回る水位(L4) 以上が無かった為、調整できず参考値	2.40cm ² 漏洩量：約0.24m ³ /h※
サンドクッションドレン管（外れ箇所） （漏洩面積は一定として評価）	0.055cm ²	0.055cm ²	0.055cm ² 漏洩量：約0.16m ³ /h※
S/C底部 （不明箇所）	0.52cm ²	0.69cm ²	0.78cm ² 漏洩量：約3.60m ³ /h※

※ 評価期間3の漏洩量は、注水量が約4.0m³/h、PCV水位がTP.6497付近で安定時の評価

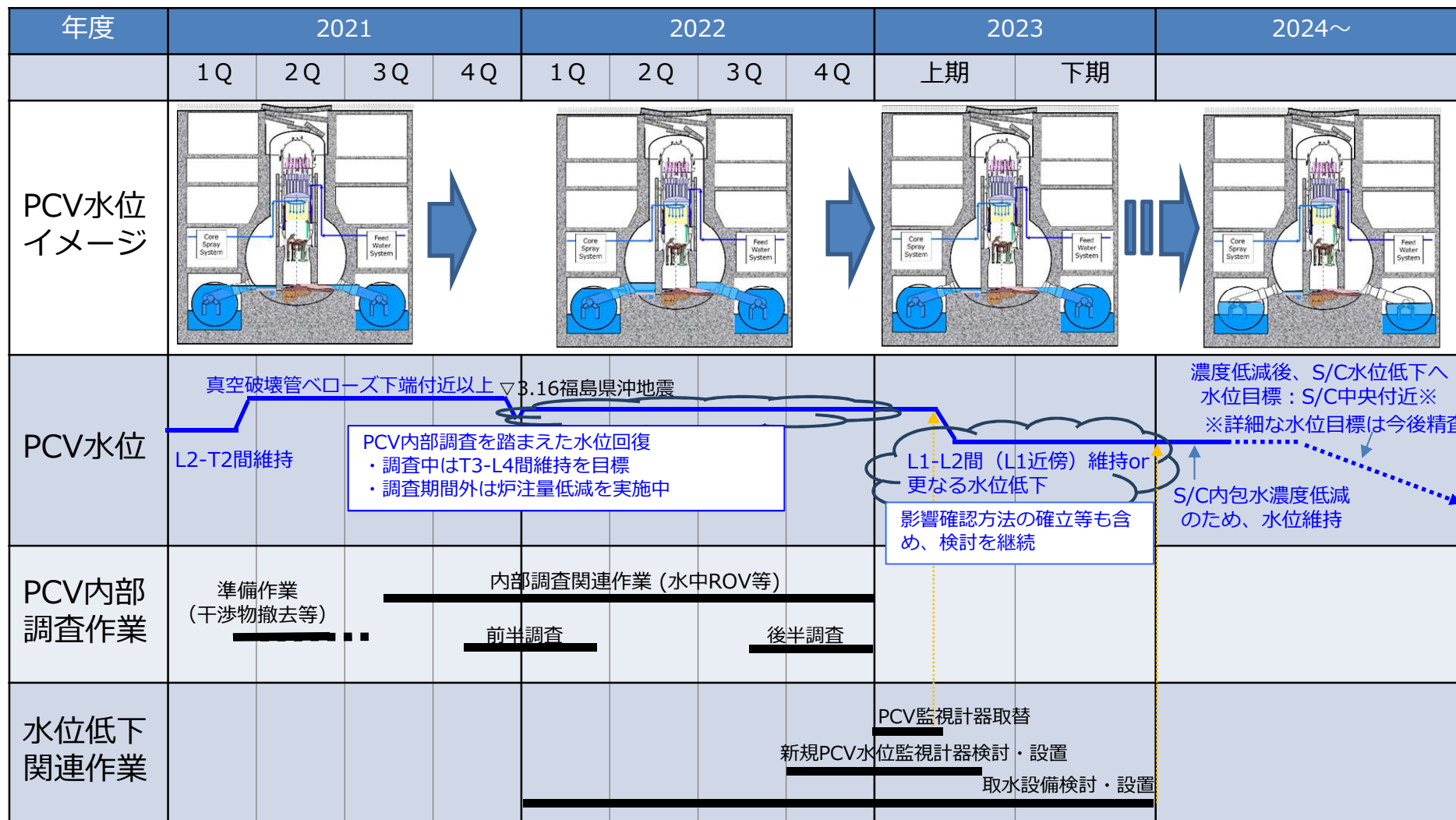
【今後の対応】

- 今回の評価によって、比較的低い高さ（S/C底部付近等）に漏洩箇所がある可能性が抽出された。
- 今後、PCV内部調査後に計画しているPCV水位低下の中で、PCV水位の挙動を確認し、漏洩箇所の特定に向けた評価を継続して行く。
- また、今回評価で得られた知見を、今後の水位低下計画の具体的な検討に活用していく。

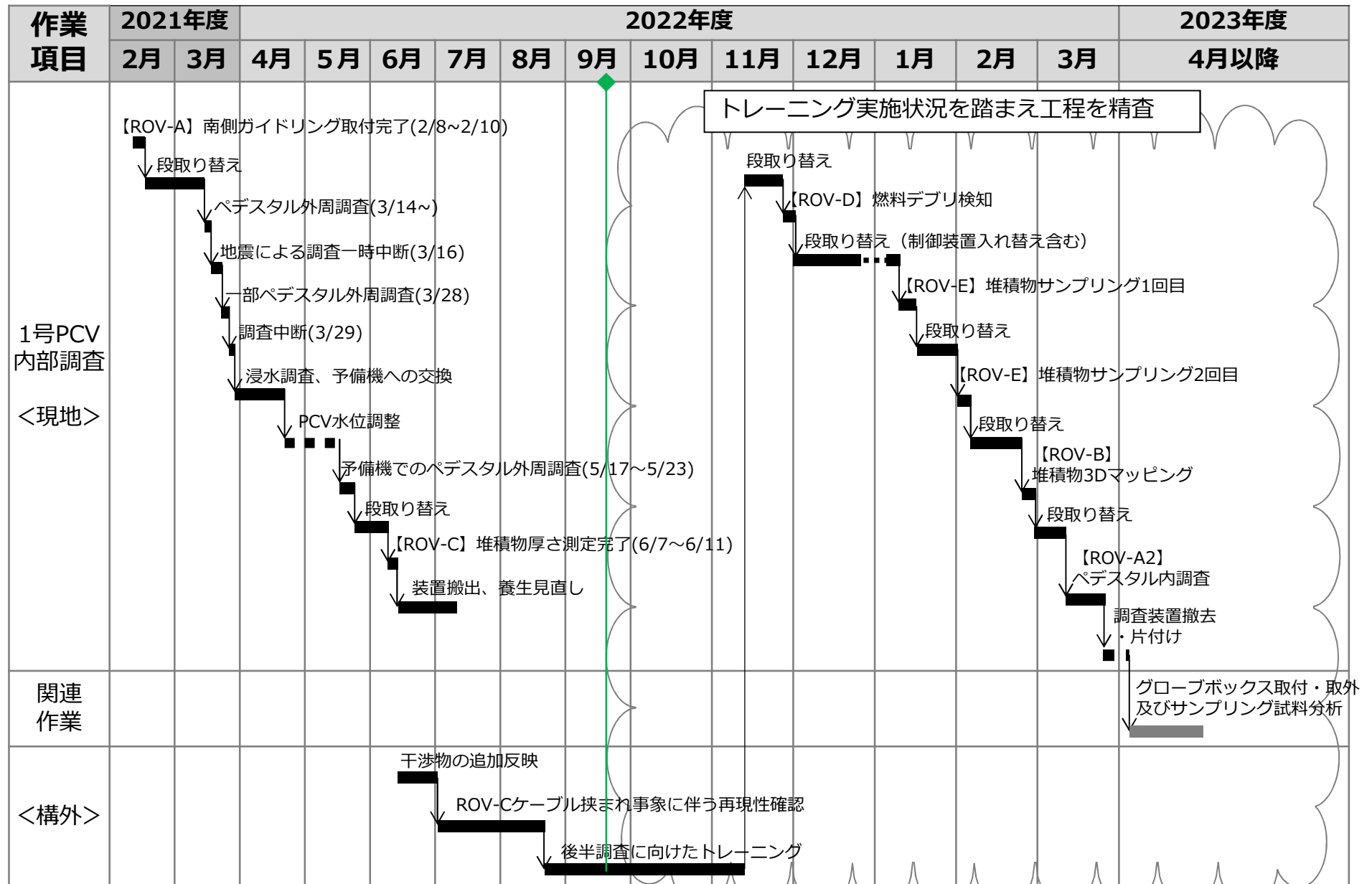
(参考) 1号機 PCV内部調査後のPCV水位低下の取り組み



- 当面（2022年度）は、デブリ取り出しに向けたPCV内部調査作業のため、調査期間中はT3-L4間を目標にPCV水位を維持し、調査期間外は炉注量低減を実施中
- その後、原子炉圧力容器(RPV)温度、PCV温度を確認しながら、段階的にPCV水位を低下させ、最終的には、圧力抑制室（S/C）水位の低下を目指していく



(参考) 1号機PCV内部調査全体工程



(注) 各作業の実施時期については計画であり、現場作業の進捗状況によって時期は変更の可能性あり。

<参考> 3号機 原子炉格納容器の漏洩箇所 の推定

● 3号機PCVの漏洩箇所

- 過去の調査により、主蒸気隔離弁（以下、MSIVという）室内2箇所より漏洩が確認されている。
 - ・MSIV（D）伸縮接手部（2014年調査：約TP.9700 鉛筆2～4本）
 - ・MSIV（A）配管下部に波面を確認（漏洩箇所、漏洩量は特定できず）（2021年調査）
- 注水停止試験（2022年6月～7月）時に、PCV水位が一定の傾きで低下したことから、PCV下部の漏洩箇所は試験で経験した水位（PCV底部から約4.2m 約TP8264）よりも比較的低い位置にあることが推定されている。

● 2021年2月13日及び2022年3月16日の地震による対応

地震発生後、PCV水位低下傾向が確認されたことから、注水量を増加させてPCV水位を安定させている。

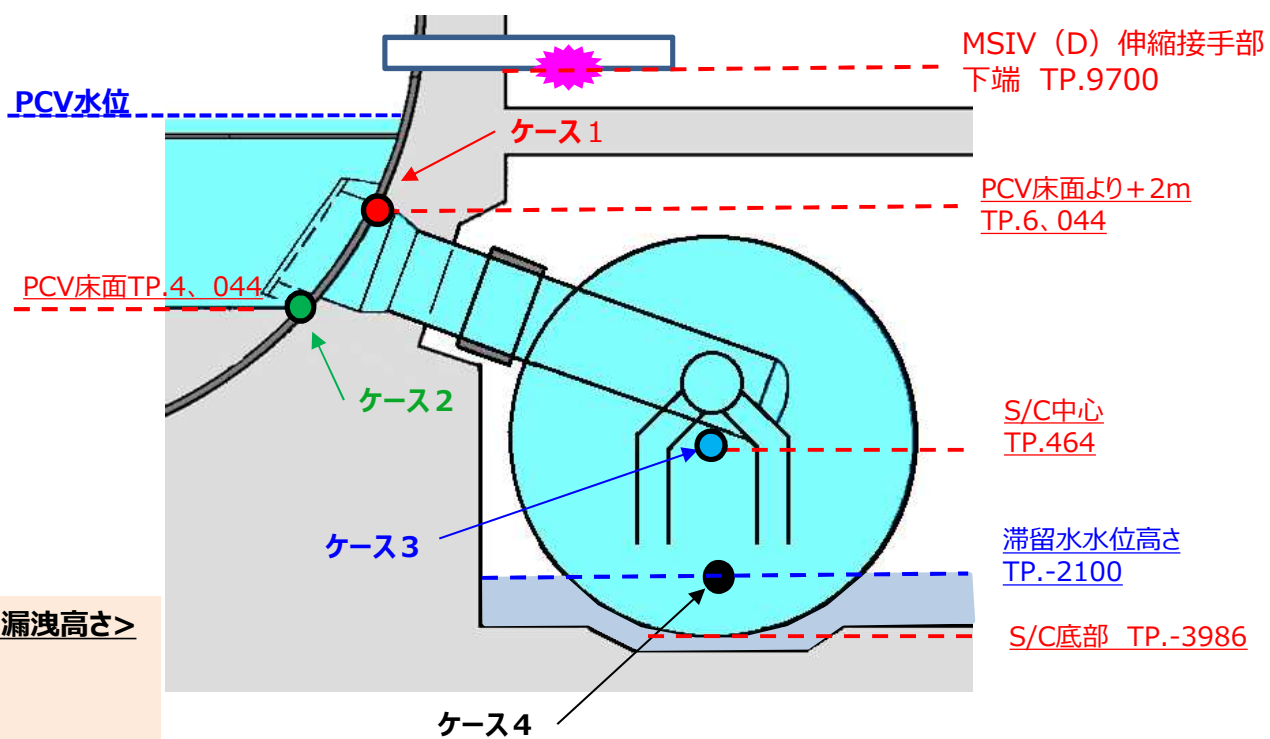
3号機については、至近の注水停止試験（2022年6月～7月）の実績トレンドから、不明箇所の漏洩高さを設定し、漏洩面積を評価した。

- ・各漏洩高さにおいて、実際のPCV水位（計算値+400mm（実績より補正））を概ね再現するような漏洩面積を推定
- ・PCV水位は、調査で漏洩が確認されているMSIV室の高さより低い水位の評価となる。

計算式

$$S = \frac{V}{\sqrt{2g(H-h)}}$$

S : 漏洩面積 (m²)
 V : 漏洩量 (m³/s)
 H : PCV水位 (m)
 h : 漏洩高さ (m)
 g : 重力加速度 (9.8m/s²)
 ※流体抵抗等は考慮せず



- <仮設定したPCVまたはS/C（不明箇所）の漏洩高さ>**
- 以下の4ケースを設定
 - ケース1 PCV床面より+2m
 - ケース2 PCV床面
 - ケース3 サプレッションプール中心
 - ケース4 滞留水水位高さ

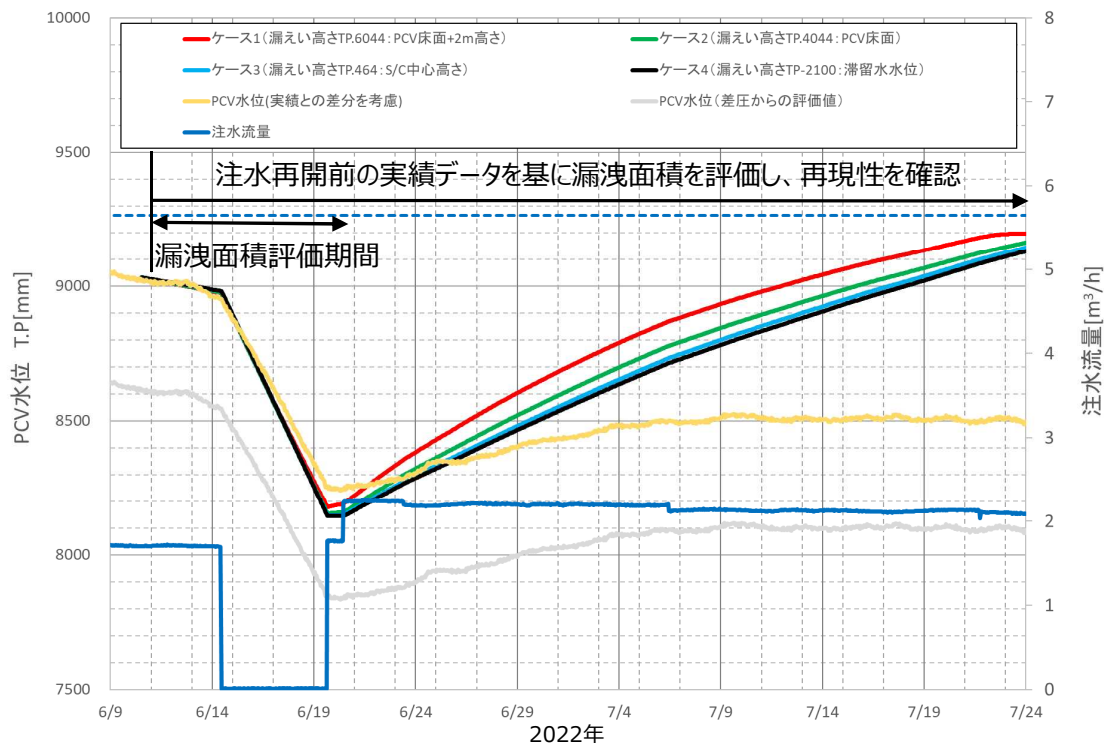
- 既に調査で確認されている漏洩高さ
- PCVまたはS/C（不明箇所）の漏洩高さの設定（4ケース）

PCVまたはS/C（不明箇所）の漏洩面積の評価①

注水停止試験における注水再開前の実績データに基づく評価



- 注水再開前の実績データを基に、仮定したPCVまたはS/C（不明箇所）の漏洩面積をそれぞれ評価し、再現性を確認



ケース	仮定	調整
	不明箇所 漏洩高さ	不明箇所 漏洩面積
1	PCV床面より+2m (TP.6044)	0.69cm ²
2	PCV床面 (TP. 4044)	0.53cm ²
3	S/C中心 (TP.464)	0.40cm ²
4	滞留水水位 (TP. -2100)	0.35cm ²

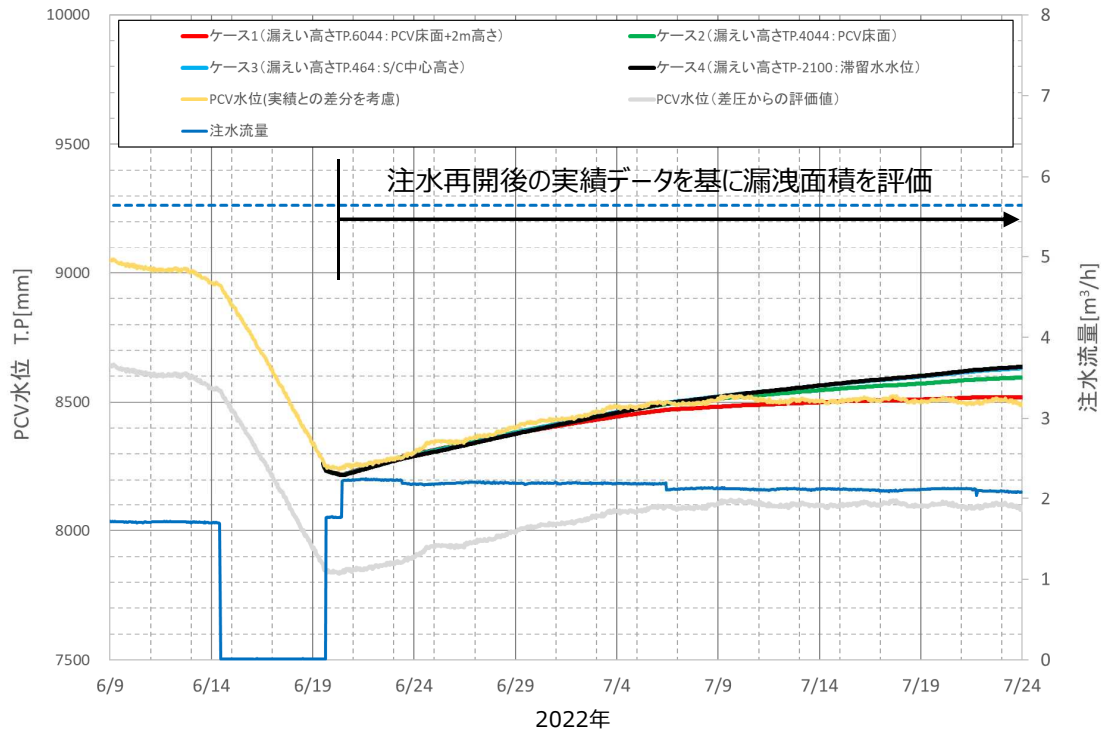
<考察>

- 注水停止中にはある程度、実績に近くなるが、注水再開後の実績データとは差が生じた。

PCVまたはS/C（不明箇所）の漏洩面積の評価②

注水停止試験における注水再開後の実績データに基づく推定

- 注水再開後の実績データを基に、PCVまたはS/C（不明箇所）の漏洩面積を評価



調整

ケース	不明箇所漏洩高さ	不明箇所漏洩面積
1	PCV床面より+2m (TP.6044)	0.85cm ²
2	PCV床面 (TP. 4044)	0.61cm ²
3	S/C中心 (TP.464)	0.45cm ²
4	滞留水水位 (TP. -2100)	0.39cm ²

<考察>

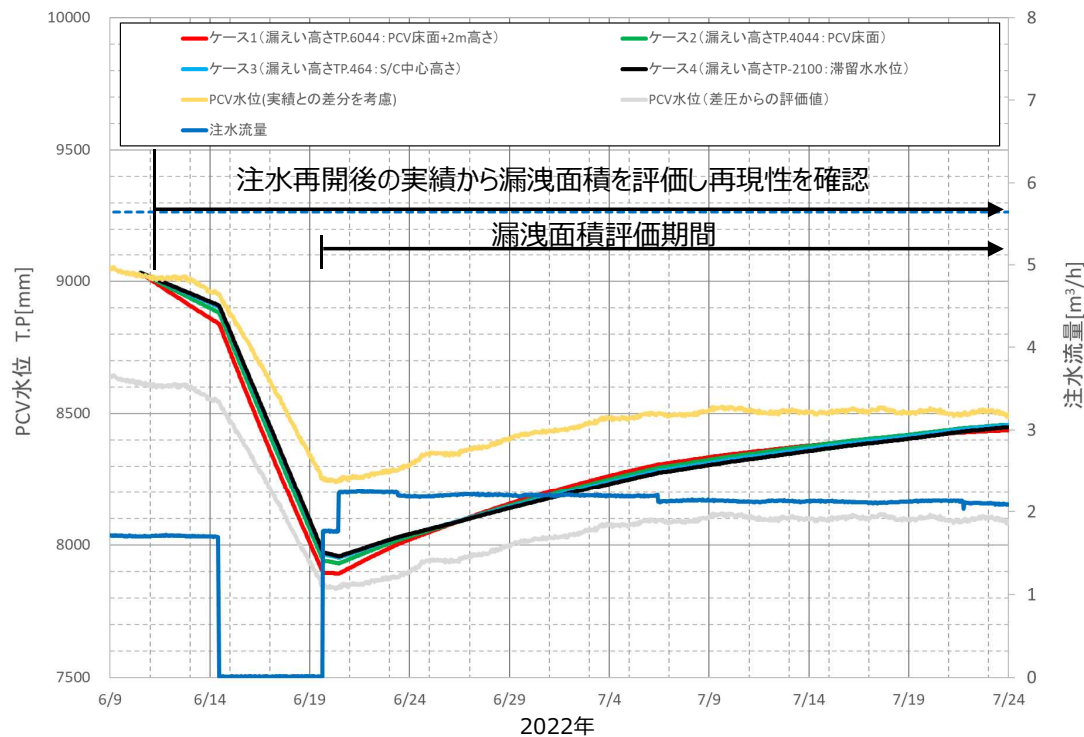
- 注水再開後の実績トレンドを基に、評価した結果、**ケース1**が実績に近い挙動となった。

PCVまたはS/C（不明箇所）の漏洩面積の評価③

注水停止試験における注水再開後の実績データに基づく再現性確認



- 注水再開後の実績データを再現するように設定した漏洩面積を用いて、注水停止前から再現性を確認



ケース	不明箇所漏洩高さ	不明箇所漏洩面積
1	PCV床面より+2m (TP.6044)	0.85cm ²
2	PCV床面 (TP. 4044)	0.61cm ²
3	S/C中心 (TP.464)	0.45cm ²
4	滞留水水位 (TP. -2100)	0.39cm ²

<考察>

- 4 ケースともに、注水停止前、注水停止期間中の低下の傾きが大きくなり、実績トレンドとの差が大きくなった。
- 漏洩高さによる再現性に大きな差はなかった。

- 今回の仮定による評価では、注水停止前～注水停止中～注水再開後を通して実績トレンドを再現する結果は得られなかった。
- また、仮設定した漏洩高さについて、それぞれ、漏洩面積を評価した結果、実績トレンドの再現性に有意な差が無く、漏洩高さの推定につながるような結果が得られなかった。

仮定した漏洩高さ毎の漏洩面積の評価結果
 （それぞれ1箇所漏洩を想定した場合の漏洩面積）

	注水再開前の 実績データに基づく評価	注水再開後の 実績データに基づく評価
PCV床面より+2m (TP.6044)	0.69cm ²	0.85cm ²
PCV床面 (TP. 4044)	0.53cm ²	0.61cm ²
S/C中心 TP.464	0.40cm ²	0.45cm ²
滞留水水位 (TP. -2100)	0.35cm ²	0.39cm ²

【今後の対応】

- 新設水位計設置以降に計画しているPCV水位の低下の中で、PCV水位の挙動を確認し、漏洩箇所の特定向けた評価を継続して行く。

(参考) 3号機PCV水位低下の取り組み

