

PCVの閉じ込め機能強化に関する検討状況について (PCV内の水素爆発)

2023年6月5日



東京電力ホールディングス株式会社

概要

- 第106回監視評価・検討会において、原子力規制庁より示された「福島第一原子力発電所におけるPCVの閉じ込め機能の維持に関する論点」の内、水素爆発に関する以下の2点について、検討状況を報告する。
 - ① 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
 - ② 空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定

福島第一原子力発電所におけるPCVの閉じ込め機能の維持に関する論点（抜粋）

106回監視評価検討会 資料3-2 （原子力規制庁）

- 「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

-
1. 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
 - ① PCV内の水の放射線分解で発生する水素の拡散の状況と滞留水素のリスク
 - ② 滞留水素によるPCV内の水素濃度の上昇リスク

 2. 空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定
 - ① 各号機のPCVの状態を踏まえた負圧可否や将来の管理の見通しと試験の課題
 - ② 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（検討中）
 - ・ 試験の内容
 - ・ 試験を実施する上での課題等
 - ・ 試験の優先度、タイミング

 3. まとめ

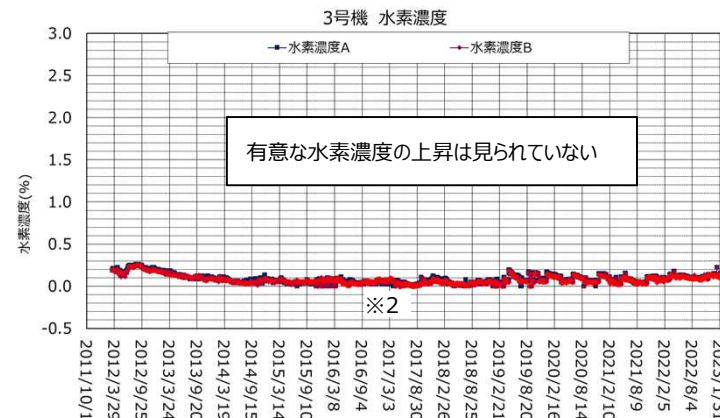
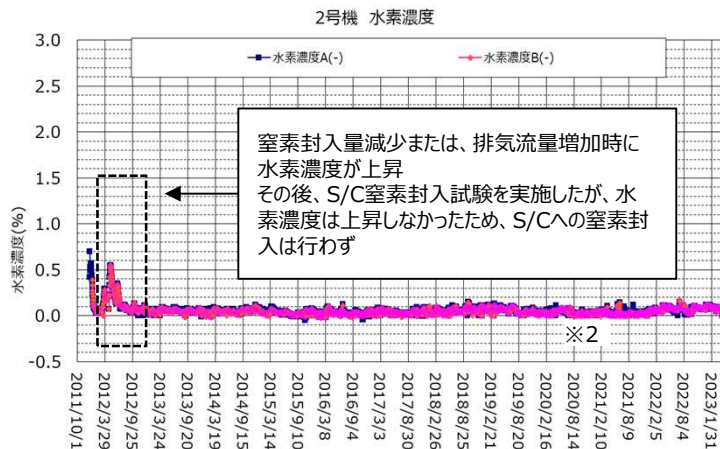
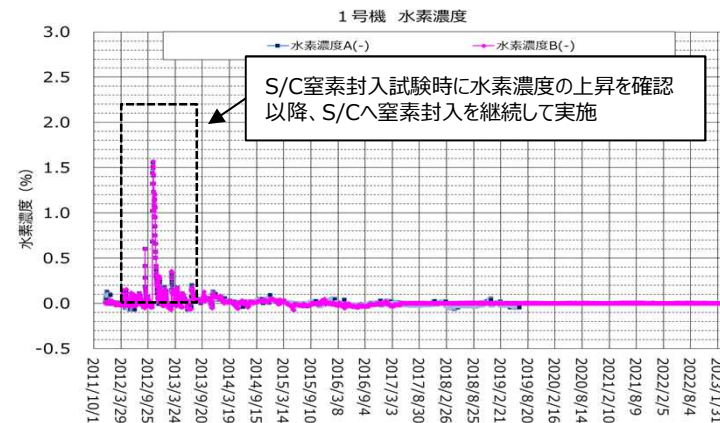
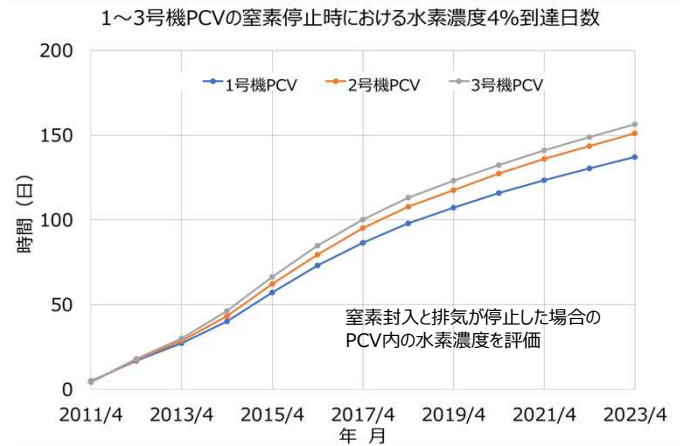
（参考） 1～3号機のPCVの状態とガスバランスの状況

1. ① PCV内の水の放射線分解で発生する水素の拡散の状況と滞留水素のリスク

- PCV内の水の放射線分解で発生する水素は、崩壊熱の低下とともに低下している。そのため、発生した水素がPCV内で滞留した場合に水素が可燃限界（4%）に達する時間は、大幅に伸びている。
- PCV内の水素濃度の長期的な実績トレンドからは、1, 2号機は、事故後初期は、水素濃度の上昇^{※1}を確認しているものの、現状、1, 2, 3号機共に、ほぼ0%であり、長期間有意な上昇は見られていない。

→ **現状、PCV内で水の放射線分解にて発生する水素は十分低く、拡散できている。**

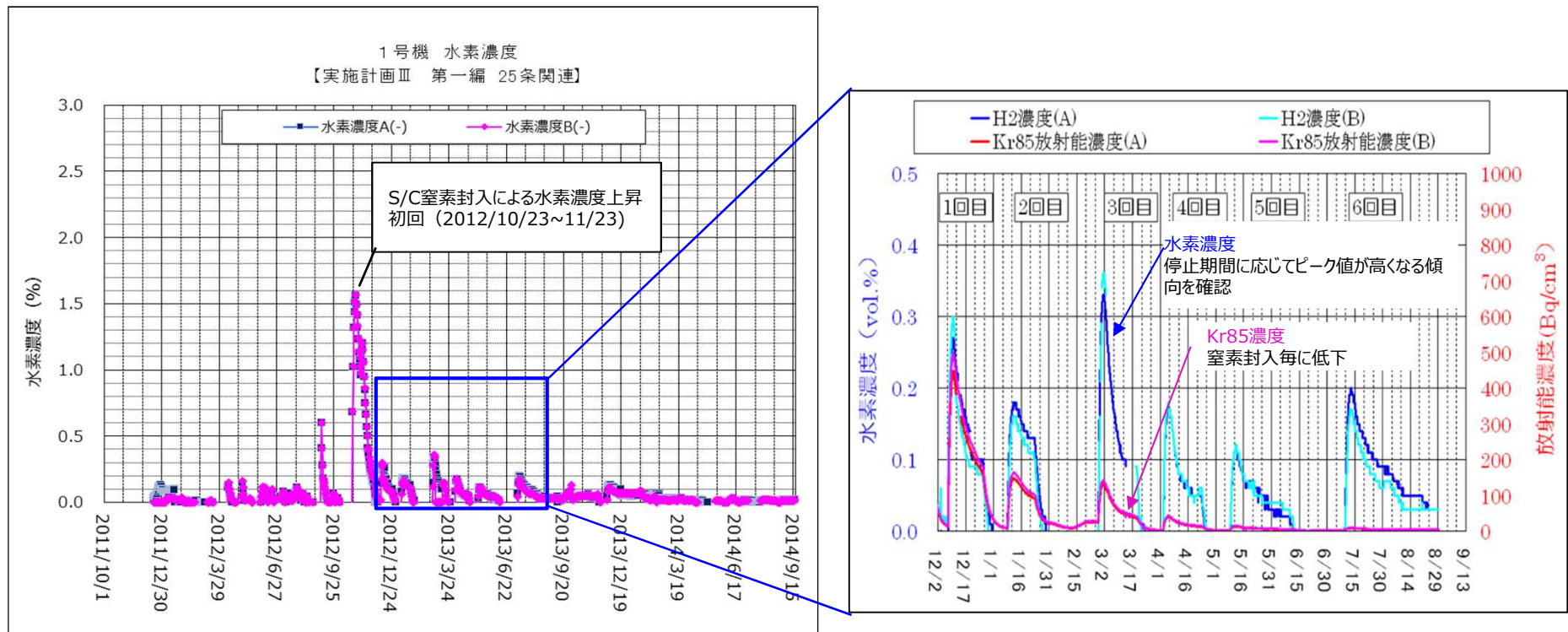
※1 Kr85も同時に検出されていることから、事故初期に滞留した水素の流入と想定



※2 2, 3号機については、PCVガス管理設備のファン軸封部から大気とのインリークがあり、インリークした大気中の酸素の影響を受けて、水素濃度指示値の変動あり。

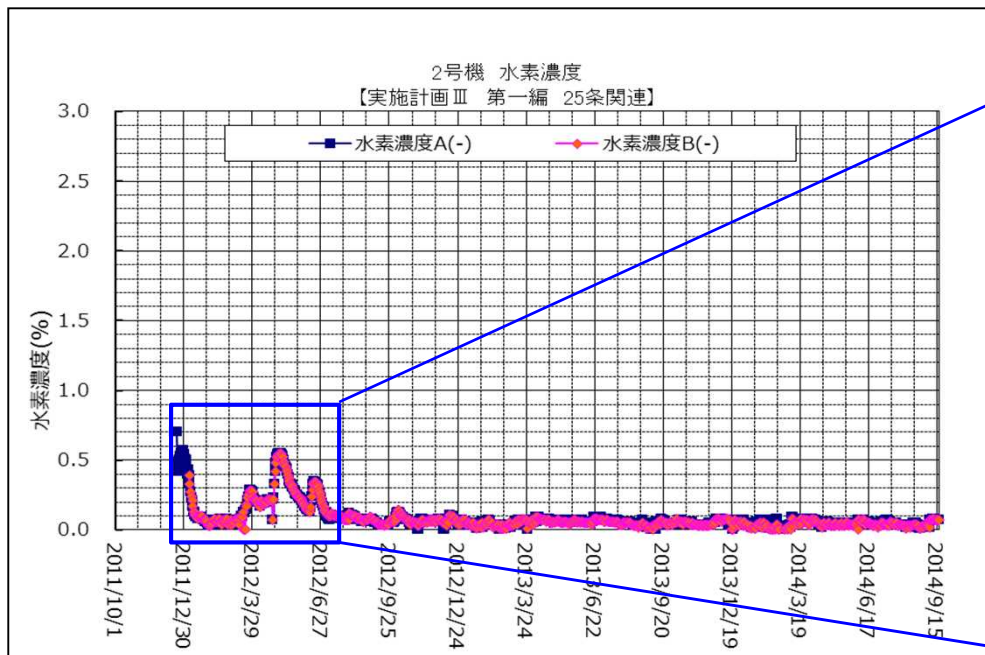
(参考) 1号機 震災後初期 (2012~2013年) の水素濃度上昇の実績

- 2012年に、水素濃度の一時的な上昇が見られたことから、S/C窒素封入を実施した結果、PCVガス管理設備の水素濃度およびKr85濃度の上昇を確認 (S/C内のガスがPCVを經由して検出されたものと推定)
- また、複数回、窒素封入・停止を行った結果、窒素の停止期間に応じて水素濃度が上昇したことから、水素が発生している可能性も考慮し、現在までS/Cの窒素封入を継続実施中

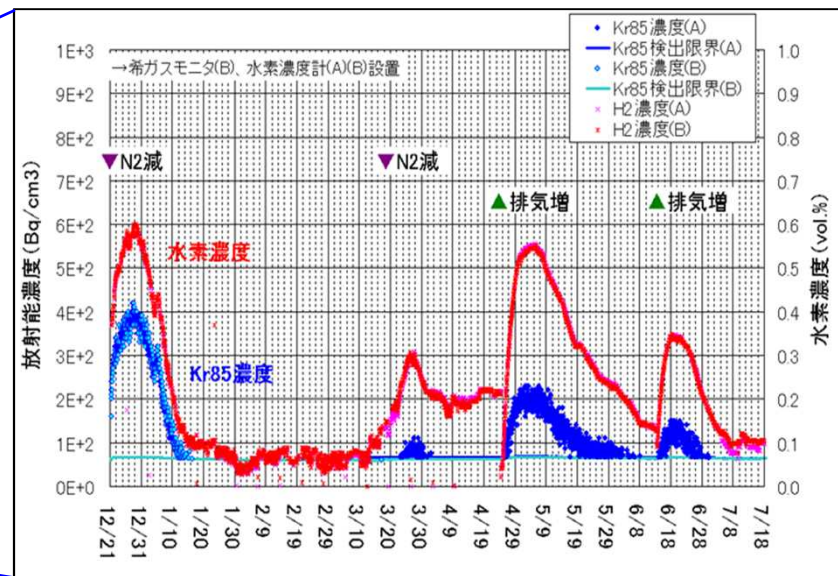


(参考) 2号機 震災後初期 (2011~2012年) の水素濃度上昇の実績

- 2011年から2012年にかけて、窒素封入量の減少、または排気流量の増加時に、PCVガス管理設備において、水素濃度およびKr85濃度の上昇を確認
- このため、1号機同様にS/Cの窒素封入試験を実施



公開資料「2号機 S/Cへの窒素封入の実施について (平成24年12月25日)」(抜粋)



(参考) 2号機S/C窒素封入試験 (2013年) の結果

- 2011~2012年の水素濃度上昇を受けて、S/Cの窒素封入試験 (2回) を実施
- その結果、PCVガス管理設備において水素濃度の上昇がみられなかったことから、S/C内からの水素の追加放出は無いと判断、S/C窒素封入は実施しないこととした。

福島第一・2号機 S/C水素パーシのための 窒素封入試験 (2回目) の実施状況について (結果)

東京電力株式会社

平成25年12月26日



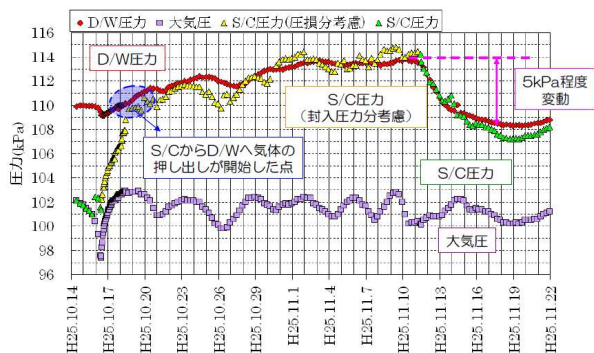
無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

本試験の目的と結果

目的：S/C内に滞留していると想定される事故初期の水素をD/Wへ全量押し出すこと

- 1回目のS/C窒素封入において、D/W圧力の上昇は確認できたが、水素濃度の変化は確認できず。(H25.5に実施)
 - ◆ S/C内の水素の有無は確認できず。
- 2回目のD/WおよびS/C窒素封入において、S/Cへ封入した窒素と同量の気体がD/Wへ押し出されたと評価し、本試験による水素濃度の変化も無いことを確認。(H25.7とH25.11に実施)
 - ◆ S/C内の水素濃度は0%であると評価。
- 過去に確認された水素濃度上昇については、S/C由来の滞留水素であり、現在S/C内の水素濃度0%であることが妥当と評価。
- S/C内における水素の追加放出は無いと評価。
- 今後、基本的にS/Cへの窒素封入は実施せず、PCVからのアウトリーク量低減に向けた対応を検討。

S/CからD/Wへの気体の押し出しについて



■ S/CからD/Wへの気体の押し出しがあることを確認。

- S/C圧力(封入圧力分考慮[※])の上昇率が低下しD/W圧力の上昇率が増加している圧力の変化点、およびS/C圧力(封入圧力分考慮[※])とD/W圧力が同等となった点。

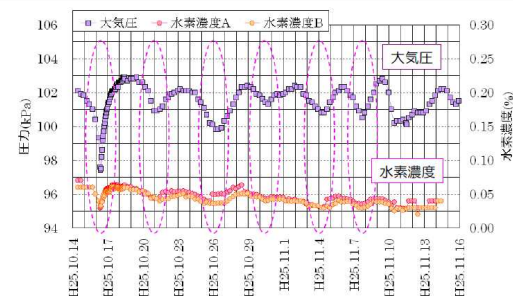
※：封入圧力分(約16kPa)を考慮しS/C圧力から差し引いた圧力



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

2

水素濃度の変動について



■ 本試験の影響による水素濃度の変動は無いと評価。

- D/W内の水素濃度は一定であったと評価。
- 水素濃度変動は大気圧の変化と連動しており酸素のインリークが影響[※]。

※：水素濃度計は熱伝導式であり、酸素の影響により水素濃度を高めに指示。(H25.3の測定結果より、D/W内水素濃度が0%であることを確認)



無断複製・転載禁止 東京電力株式会社

4

1. ① PCV内の水の放射線分解で発生する水素の拡散の状況と滞留水素のリスク

■ 至近の調査において、3号機RHR配管内、1号機RCW熱交換器内の滞留ガスから高濃度の水素やKr85を確認。
 → PCVの水素爆発の観点では、閉空間の滞留水素（事故時の水素、または水の放射線分解で発生する水素）がPCVの状態変化（水封の状況等）により、PCVへ流入することが想定

特定原子力施設監視・評価検討会（第98回）資料4-1
 3号機RHR配管で確認した滞留ガスに関わる対応について（他系統、他号機の滞留箇所を検討）（抜粋）

1. 3号機RHR系で確認した滞留ガスについて **TEPCO**

- 3号機の格納容器（以下、PCV）（圧力抑制室S/C）水位低下を行うことを目的とした取水設備の設置工事における準備作業として、残留熱除去系（以下、RHR）熱交換器(A)周りのベント弁の開操作を実施した際、系統内の加圧と滞留ガスを確認。
- ガスの採取・分析を行った結果、事故由来の長半減期核種のKr-85や水素等を確認し、事故時にPCVからガスが流入し、滞留したものと推定。なお、当該滞留ガスは窒素によるバーンを完了し、取水設備設置に関わる作業を継続。

① シンリッジによる採取・分析
 Kr-85 2.64×10^3 Bq/cm³
 ② マルチガスモニターによる測定
 酸素濃度0%、硫化水素濃度約20ppm
 ③ 高濃度ガス検知器による測定
 水素濃度が約20%まで上昇し安定

■ 2021年9月に閉じた隔離弁

RHR配管の系統概略イメージ

2. 系統内の水素ガスに関わる対応について **TEPCO**

- 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、窒素バーンを行う※1等の措置を実施。
- 今回、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、今後の廃炉作業計画への影響や対策の要否を検討することを目的に、水素ガスが滞留する可能性のある箇所での抽出を実施中。

<水素滞留を確認したPCV接続配管等の例>

時期	水素滞留を確認した場所※2
2011年9月	1号機 格納容器スプレー系配管
2011年10月	2号機 可燃性ガス濃度制御系配管
2012年～2013年	1・2号機 圧力抑制室
2021年12月	3号機 残留熱除去系配管

※1 実施計画Ⅱ 2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備
 ※2 いずれも窒素封入によるバーン等を実施済み

1号機 格納容器スプレー系配管の水素滞留の例 (PCVガス管理設備設置工事、2011年)

特定原子力施設監視・評価検討会（第105回）資料3-1
 1号機RCW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（抜粋）

1. 概要（経緯） **TEPCO**

- 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バーン(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に向け準備作業中。

作業ステップ(概略)
 ① RCW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 配管穿孔箇所を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。本工法は特許出願中であり、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、水素ガスバーン(窒素封入)を行う。

1号機R/B 1～3階南側 断面

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 ・2/6ガス分析実施 Krは検知されず
	硫化水素	約27.9ppm	
	酸素	約17.6%	
	Kr-85	約4Bq/cm ³	

1. ② 滞留水素によるPCV内の水素濃度の上昇リスク

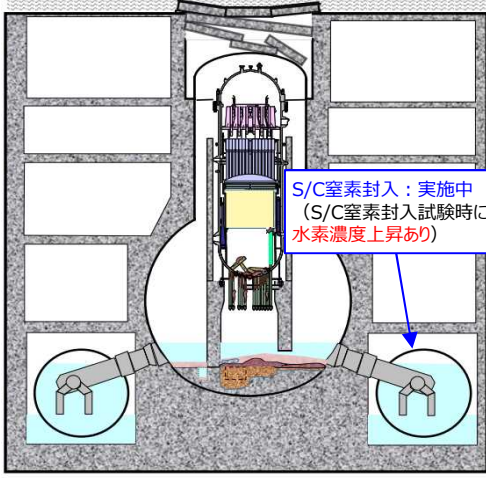
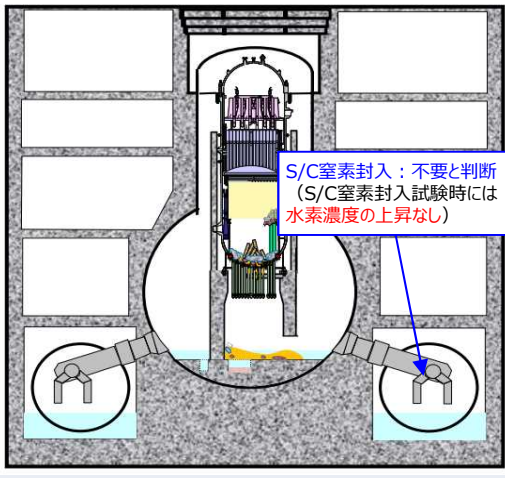
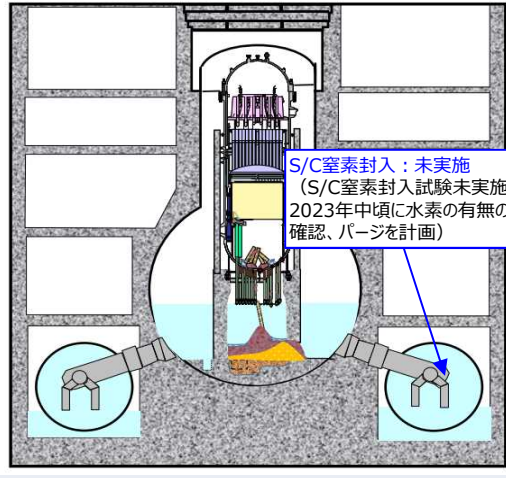
1号機および3号機

- PCV水位が高く、事故初期の水素や水の放射線分解による水素が水封されている可能性がある。
- 3号機は、S/Cの窒素封入が出来ておらず、S/Cへ水素が溜まっている可能性がある。（2023年度中頃にS/C内の水素の滞留の有無の確認および必要に応じてパージを実施予定）

2号機

- 過去のS/Cの水位測定やS/Cの窒素封入試験、PCV水位などから、S/Cの水位は低く、滞留水素がPCVへ流出する可能性は低いと考えられるものの、現時点では、滞留水素が無いとは断定できていない。

→PCV内の水素爆発防止の観点では、1～3号機共に酸素濃度を水素の可燃限界（5%）未満に管理することが必要。
 また、PCV内で水素の着火源となる可能性のある作業では、PCVに滞留水素が流入するリスクを防止する観点から、PCV水位低下等の作業は並行して実施しない等の配慮が必要。

水素の滞留が想定される箇所	1号機	2号機	3号機
	・PCV、S/Cの配管の内、水封されている箇所	・PCV、S/Cの配管の内、水封されている箇所	・PCV、S/Cの配管の内、水封されている箇所 ・S/C
推定図※			

※ 出典：2022年11月10日 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項の調査・検討結果 ～第6回進捗報告～
 (添付資料4) 炉心・格納容器内の状態推定に関連する調査

1. ② 滞留水素によるPCV内の水素濃度の上昇リスク

- 滞留水素がPCVに流入し、一定時間かけて一様に拡散した場合を想定して、PCV内全体の水素濃度が可燃限界（4%）になるために必要な滞留水素の体積を概算した。その結果、保守的な評価であるが、1号機は77m³程度、また、2, 3号機は、106m³程度の滞留水素の体積が必要。
- 一方、滞留水素のPCV内へ流入を考えた場合、流入経路の水素濃度は、局所的には可燃限界（4%）を上回ると想定。
 - PCV内の可燃リスクを低減する観点から、酸素濃度を水素の可燃限界に至らないよう管理しておくことが必要と考える。

PCV内の水素濃度が可燃限界（4%）に到達するための滞留水素の体積の概算
 （PCV内に一様に水素の拡散を想定、局所的な濃度に着目した評価ではない）

		1号機	2号機	3号機
PCV気相部体積 (m ³)※		約1,900	約2,600	約2,600
PCVの水素濃度が可燃限界（4%）に至るために必要な滞留水素の体積 (m ³)	滞留水素濃度67% (水の放射線分解を想定)	約118	約161	約161
	滞留水素濃度100% (事故初期の水素を想定)	約77	約106	約106

※ 評価条件

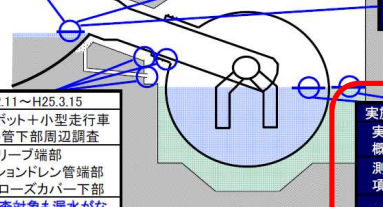
PCV水位が赤道付近と想定した場合の保守的な評価
 「実施計画 II 特定原子力施設の設計, 設備 2.2 原子炉格納容器内窒素封入設備 添付資料 - 5
 表-1 原子炉格納容器及び原子炉圧力容器気相部体積について」より引用
 特に1,2号機の水位は、現状、上記よりも低く、保守的な条件である。

(参考) 2号機のS / C水位測定結果 (2014年)

- 2014年にS/Cの水位測定を実施した結果、S/C水位とS/C室の滞留水の水位差は、1～3 cm程度と同等であった。
- 調査時の水位より下において、S/CまたはS/Cにつながる配管等から、漏洩していると推定できる。

【参考】これまでの2号機原子炉格納容器調査結果等について

実施日 H26.6.5～H26.6.6 実施概要 PCV(格納容器)内監視計器設置および滞留水水位測定 実施項目 ・PCV滞留水の水位確認 ・PCV内温度測定 ・PCV内水位確認 実施結果 PCV水位:PCV底部より約300mm,底部より350mm未満であることを確認 PCV内温度:33.4～35.6℃	実施日 H25.8.7 実施概要 PCV貫通部からの滞留水採取 実施項目 PCV滞留水採取 実施結果 pH:7.4, 導電率:25 μS/cm, 塩素:2.9ppm, Cs134:2.14E+03Bq/cm ³ , Cs137:4.38E+03Bq/cm ³	実施日 H24.3.26～H24.3.27 調査概要 PCV(格納容器)貫通部からの工業用内視鏡等の挿入によるPCV滞留水水位等の調査 調査項目 ・PCV滞留水の水位確認 ・PCV滞留水の水温測定 ・PCV内雰囲気量測定 調査結果 PCV水位:PCV底部より約600mm 滞留水水温:48.5～50.0℃ 雰囲気量:31.1～72.9Sv/h
--	--	--



実施日 H24.12.11～H25.3.15 調査概要 4足歩行ロボット+小型走行車によるベント管下部周辺調査 調査対象 ・ベント管スリーブ端部 ・サンドクッションレン管端部 ・ベント管ベローズカバー下部 調査結果 いずれの調査対象も漏水がないことを確認。	実施日 H26.1.14～H26.1.16 実施概要 S/C(圧力抑制室)内水位測定装置によるS/C内水位測定 測定項目 ・S/C内滞留水水位 ・トラス室滞留水水位 測定結果 S/C内水位: 約OP.3150 トラス室水位: 約OP.3160 水位差: 約10mm
---	---

公開資料「2号機PCV内監視計器再設置の作業結果について(平成26年6月27日)」(抜粋)

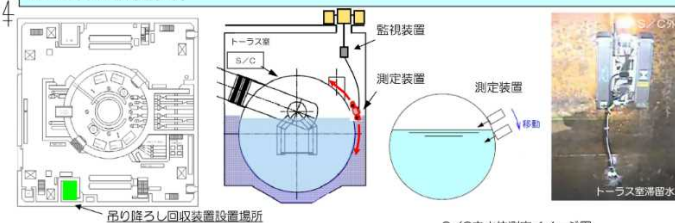
公開資料「福島第一原子力発電所 2号機S/C(サブプレッションチェンバ)内水位測定結果(平成26年1月21日)」(抜粋)

福島第一原子力発電所 2号機S/C(サブプレッションチェンバ)内水位測定結果

＜参考配布＞平成26年1月21日 東京電力株式会社

1. 測定方法

「S/C内水位測定WG(主査:芝浦工大 松田稔教授)」にて開発支援された水位測定装置を用いて、トラス室へ貫通しているRHR熱交換器(B)室の床下から、水位測定装置をS/C外表面に吊り降ろし、S/C内水位を測定する。



吊り降ろし回収装置設置場所 (2号機原子炉建屋1階 RHR熱交換器(B)室)

S/C内水位測定イメージ図

【補足】資源エネルギー庁の「円筒容器内水位測定のための遠隔基礎技術の開発」にて開発した測定装置の実証試験として、2号機のS/Cの水位測定を実施。

	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21
実績		測定準備	測定	測定	測定	測定	測定	測定	測定	測定	測定	測定	測定

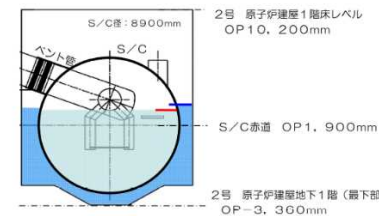
(参考) 実績工程

2. 測定結果

測定データ採取は、水位特定の信頼性を上げるため複数ライン(複数経度)を1月14～16日の3日間で実施。1月14、15日のデータは一連のデータ採取作業の途中で得られたもの。

測定日	1月14日	1月15日	1月16日
S/C内水位	約OP.3, 210 mm	約OP.3, 160 mm	約OP.3, 150 mm
トラス室滞留水水位(参考)	約OP.3, 230 mm	約OP.3, 190 mm	約OP.3, 160 mm
水位差	約20mm	約30mm	約10mm
測定方法	水中構造物の直接距離計測		

【補足】S/C内の水位は、トラス室滞留水水位の変化の影響を受けると考えられる。



S/C内水位の測定結果については、今後の原子炉格納容器(PCV)止水工法の検討に活用していく。

-
1. 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
 - ① PCV内の水の放射線分解で発生する水素の拡散の状況と滞留水素のリスク
 - ② 滞留水素によるPCV内の水素濃度の上昇リスク

 2. 空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定
 - ① 各号機のPCVの状態を踏まえた負圧可否や将来の管理の見通しと試験の課題
 - ② 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（検討中）
 - ・ 試験の内容
 - ・ 試験を実施する上での課題等
 - ・ 試験の優先度、タイミング

3. まとめ

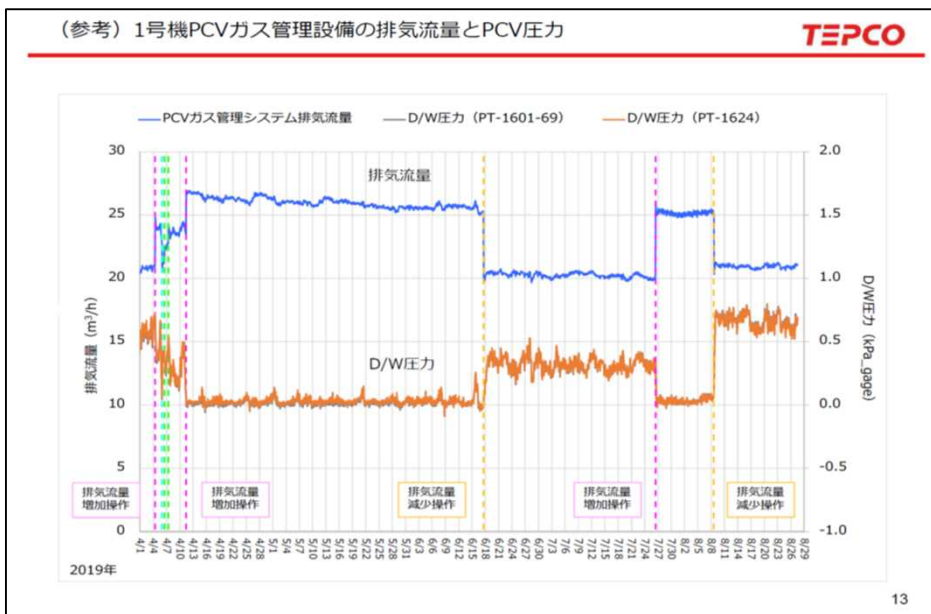
（参考） 1～3号機のPCVの状態とガスバランスの状況

2. ①各号機のPCVの状態を踏まえた負圧可否や将来の管理の見通しと試験の課題

- PCV給排気差流量管理は、PCV内のダストが直接環境へ放出されることを抑制できるため有益であるが、PCV内での水素爆発やPCV腐食に影響を与えるPCV内への酸素流入の程度を含め、管理の実現性を把握するために試験が必要である。試験期間を短くすることで、酸素流入の影響はほとんどないと考えられることから、早期に試験を実施し、PCV給排気差流量管理を含めたPCV閉じ込め強化策の実現性を検討するために必要なデータ（特にプラントパラメータの影響）を採取する。

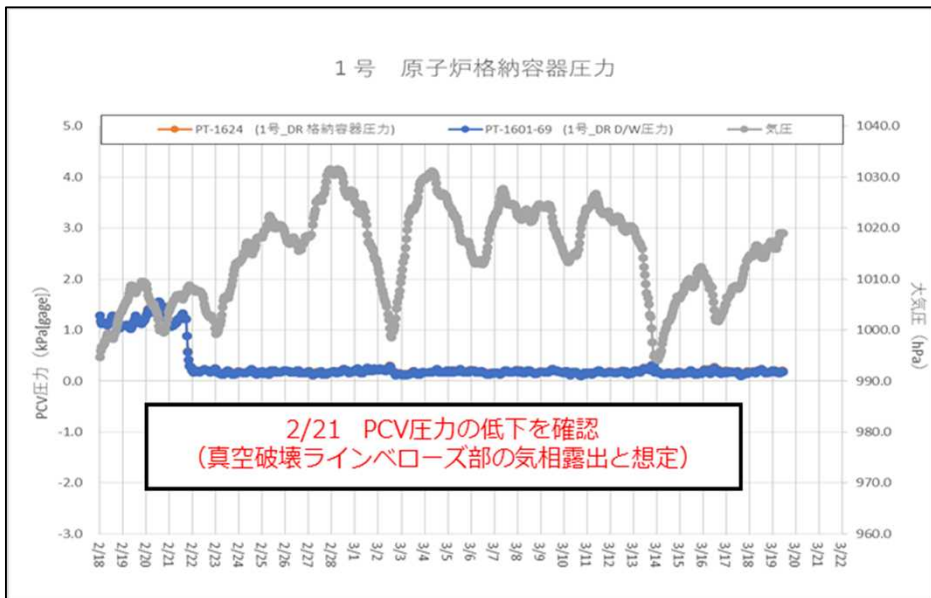
		1号機	2号機	3号機
PCV閉じ込め管理の見通し	給排気差流量管理（負圧） <small>(窒素封入 < 排気)</small>	△：難しい（試験で確認）	○：現状では対応可能	△：難しい（試験で確認）
	給排気差流量管理（均圧） <small>(窒素封入 < 排気)</small>	○：対応可能	○：対応可能	○：対応可能
	給排気均等流量管理（均圧） <small>(窒素封入 ≒ 排気)</small>	○：対応可能	○：対応可能	○：対応可能
理由 (詳細は次項以降参照)	<ul style="list-style-type: none"> ・PCV減圧試験によりPCV水位が真空破壊ラインベローズ（TP.6494：中心高さ）より高い状態では、維持可能であった。 ・PCV水位が真空破壊管ベローズ付近を下回るとPCV圧力は1 kPaからほぼ0kPaに低下したことを確認。この時のガスバランスの状況から、酸素濃度が可燃限界の範囲内で負圧化の達成は、難しいと想定。 	<ul style="list-style-type: none"> ・2020年7月のPCV減圧時に、一時的に負圧を達成。ただし、地下滞留水の水位低下時には、漏洩箇所が露出し、気層部の開口面積が拡大する可能性も想定される。 ・当時と比較してPCV圧力挙動に有意な変化がなく、現状も気層部の開口面積は維持されていると想定。 	<ul style="list-style-type: none"> ・日々のPCV圧力は、2号機のような大気圧力の変動は見られず、2019年に実施した数時間のガス管停止でも、有意な圧力変動がなかった。 	
試験実施のための検討事項 (課題)	PCV内部調査で確認されたベDESTAL下部鉄筋の酸素濃度の影響（試験期間は短く、影響はほとんどないと考えられる）	特になし	特になし	<ul style="list-style-type: none"> ・S / Cの滞留水素の可能性（滞留水素の体積が大きい可能性があることから、水素濃度の確認および必要に応じて窒素パージ後に試験を実施）
	閉じ込め強化に向けた窒素と排気の流量のバランスや設備上の制約（モニタ関連の仕様上の制約）を踏まえ、流量の目標設定と試験内容を検討			
試験時の懸念	<ul style="list-style-type: none"> ・窒素封入、排気のバランスを変更すると、PCV温度の指示が上昇する恐れあり。（実施計画Ⅲ 第1編 18条のPCV温度に関するLCOが逸脱する可能性あり） 	特になし	特になし	特になし

(参考) 1号機のPCV閉じ込めの管理の見通しの根拠



- PCV減圧試験 (2019年 AWJ作業関連) において、0kPaを達成 (PCV水位：真空破壊管ベローズを上回っている状態)

廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 (第69回)
1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業について
2019年8月29日より



- PCV水位が真空破壊管ベローズを下回るとPCV圧力は0kPa程度となる状況を確認

<この時のガスの流量バランス>

- ・窒素封入35m³/h (PCV 30m³/h+S/C 5m³/h)
- ・排気流量 (A)25m³/h、(B)20m³/h)

⇒ 上記から、窒素封入量より排気流量を10~15m³/h程度上昇させても負圧化が達成できないと想定。また、その時の酸素濃度は、水素の可燃限界5%付近(4.6~6.3%※)になると想定。

※ 評価条件

- ・窒素封入量：35m³/h
- ・排気流量：45m³/h(大気インリーク：10m³/h)
50m³/h(大気インリーク：15m³/h)
- ・大気中の酸素濃度：20.9%

廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 (第88回)
1・3号機PCV水位低下に関わる対応について 2021年3月25日より

(参考) 2号機のPCV閉じ込めの管理の見通しの根拠

■ 2020年7月のPCV減圧機能確認において一時的に負圧を達成

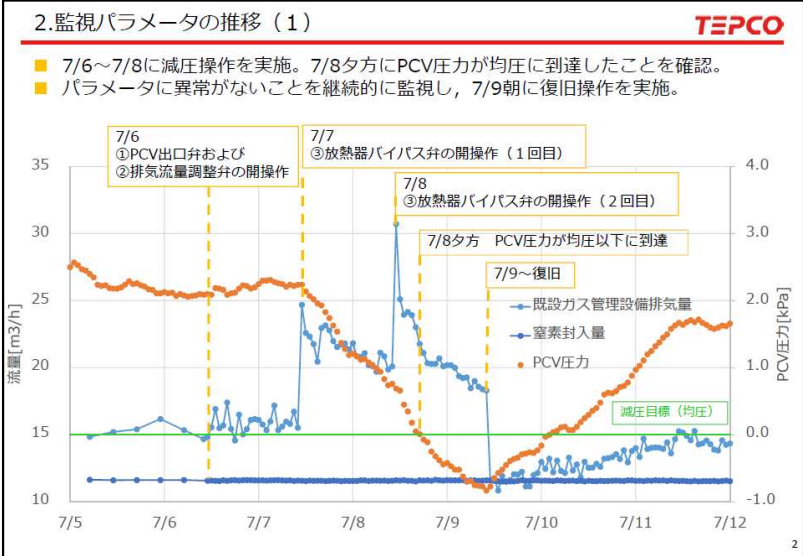
廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第80回）資料抜粋

2号機 原子炉格納容器(PCV)の減圧機能確認の結果について

2020年7月30日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社



1.減圧機能確認の概要

【目的】

- 2021年に予定している2号機試験的取り出し(PCV内部調査)に向け、PCV外へのダスト移行抑制を目的として、PCVを減圧することを検討中。本作業により、既設ガス管理設備を用いたPCV減圧可否を確認。

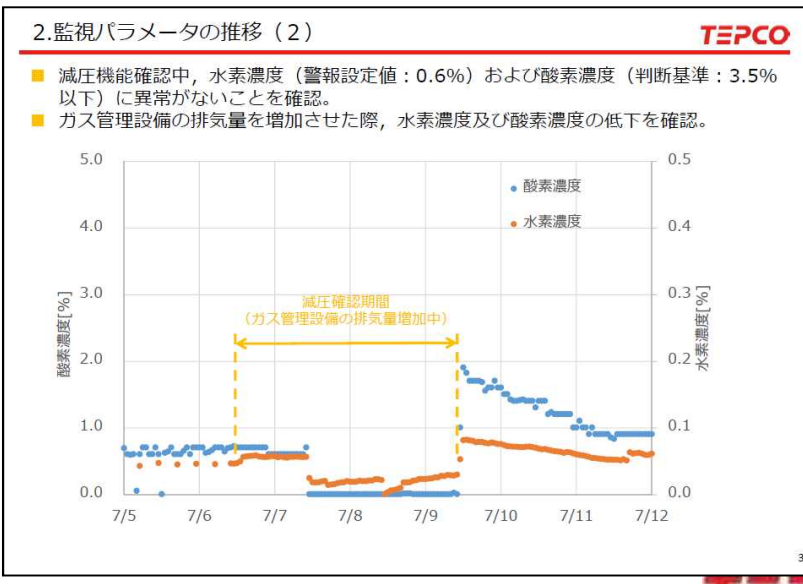
【実施内容】

- ガス管理設備の弁操作(①～④)を段階的に実施し、排気量を増加することで、PCV圧力を大気圧との均圧まで低減(均圧以下となることを確認した時点で終了)。

【実施結果】

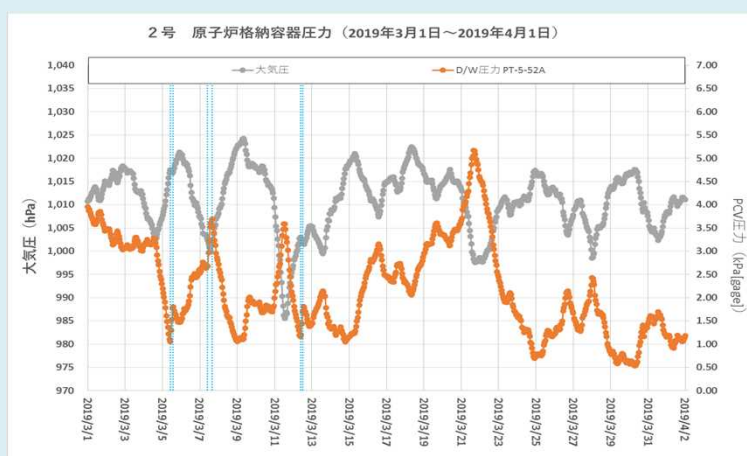
- 放熱器バイパス弁(③)の調整開にすることで、均圧まで減圧可能であることを確認。
- 7/6～7/8に機能確認を実施し、7/9に復旧。
- 減圧機能確認中、監視パラメータに異常がないことを確認。

※1 水素濃度計, 酸素濃度計, ダストモニタ, 希ガスモニタ
 ※2 減圧機能確認時, 仮設計器にて監視

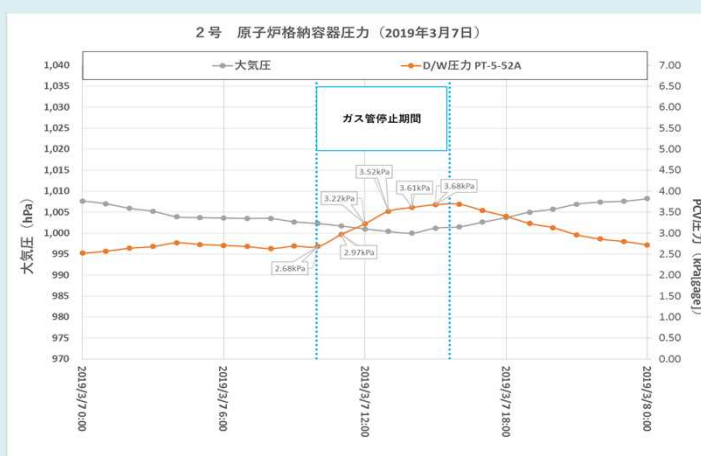


(参考) 3号機のPCV閉じ込めの管理の見通しの根拠

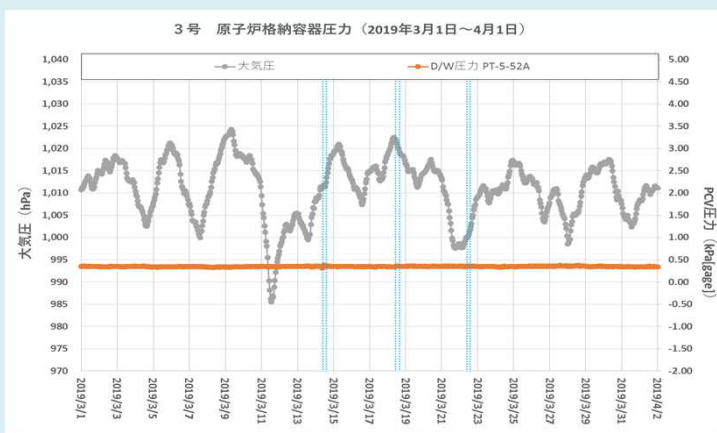
- 2019年にPCVガス管理設備を作業のために一時的に停止
- 2号機はPCV圧力の上昇がみられたものの、3号機は上昇が確認できなかった。
- また、PCV圧力の長期のトレンドから、2号機はPCV圧力に応じて変動しているが、3号機は、PCV圧力に応じた変動がみられないことから、2号機と比較して3号機のPCVの気密性は低いことがわかる。



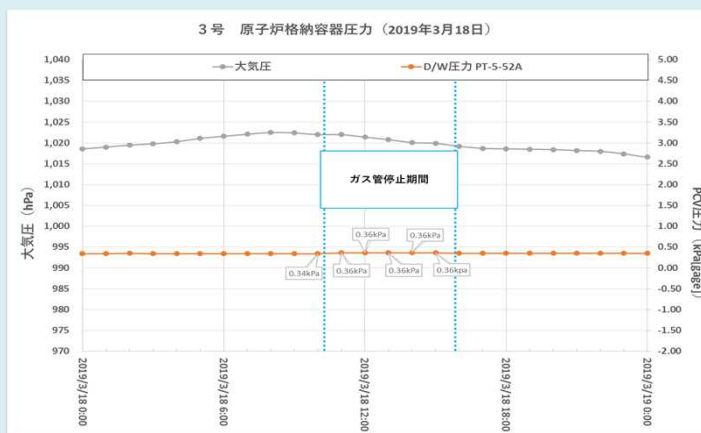
2号機 PCV圧力 (長期)



2号機 PCV圧力 (ガス管理設備停止時)



3号機 PCV圧力 (長期)



3号機 PCV圧力 (ガス管理設備停止時)

2. ② 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（内容）（検討中）

■ 試験の内容

- ・閉じ込め強化策の実現性・影響を確認するために、各号機共に、以下の①～③の試験を検討中。
- ・ガスバランス調整時の酸素濃度、プラントパラメータの影響（特にガス管理設備の状態やモニタへの影響）を確認予定。

	項目	試験概要
①	給排気均等流量管理（均圧）	窒素封入 ≒ 排気（実排気）
②	給排気差流量管理試験（負圧も含む）	窒素封入 < 排気（実排気）
③	窒素封入停止試験※	PCVガス管理設備を起動した状態で窒素封入を停止

※ 実施計画Ⅲ第1編 25条（格納容器内の不活性雰囲気維持機能）について、実施計画Ⅲ第1編第3 2条を適用し、「必要な安全措置」を講じた上で試験を実施する。

実施計画Ⅲ 第1編 25条（格納容器内の不活性雰囲気維持機能）の運転上の制限（抜粋）

2. 窒素封入設備及び格納容器内水素濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。

- (1) 安全・リスク管理GMは、格納容器の状態に応じ、必要な窒素封入量を評価し、当直長に通知する。
- (2) 当直長は、窒素ガス分離装置を運転するとともに、必要な窒素封入量が確保されていることを毎日1回確認する。なお、必要な窒素封入量が確保できていない場合は速やかに所定の封入量に戻すこと。

2. ② 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（試験を実施する上での課題等）

■ 試験を実施する上での課題、監視設備の準備等

1号機のみ：窒素封入と排気のバランスを変更すると、一部（複数）の既設PCV温度計（LCO監視対象）に上昇がみられることが分かっている。試験では、注水を継続すること、また、その他プラントパラメータを監視し、冷却状態に問題ないことを確認しながら試験を続行する等、検討していく。

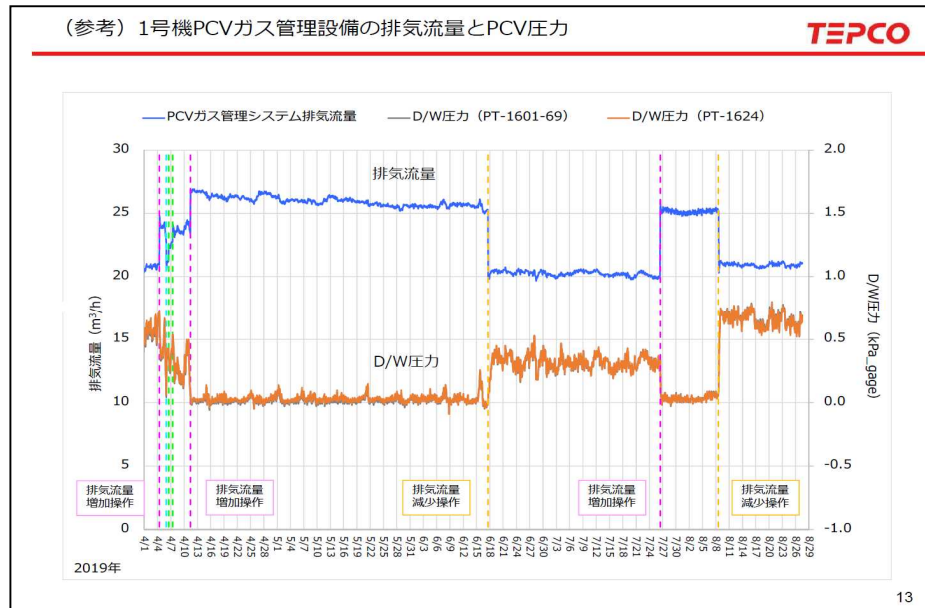
号機共通：監視設備（酸素濃度計（2,3号機）の追設）を調整中

実施計画Ⅲ 第1編 18条（原子炉注水）の運転上の制限（LCO）抜粋

表18-1

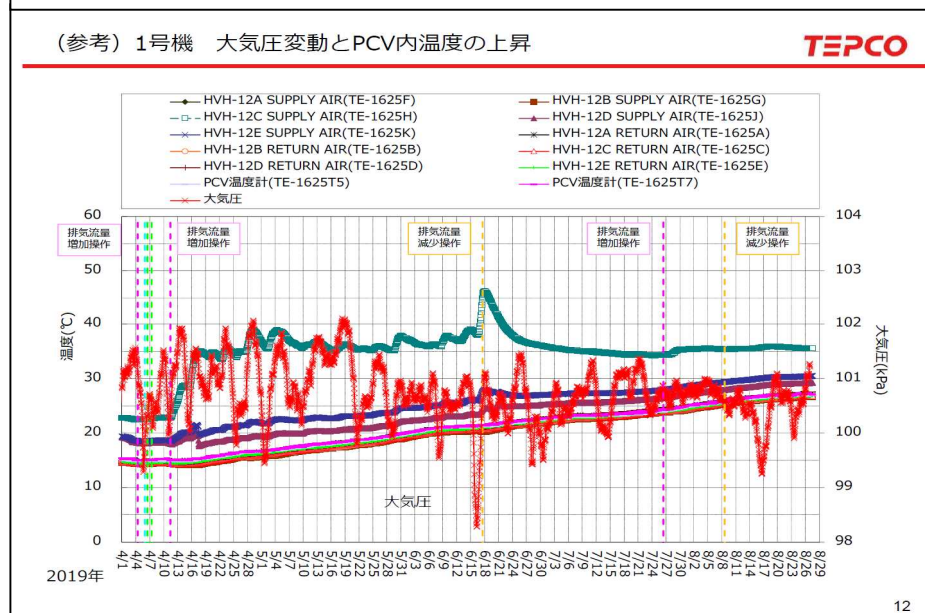
項目	運転上の制限
原子炉压力容器底部温度	80℃以下 ^{※2}
格納容器内温度	全体的に著しい温度上昇傾向 ^{※2} がないこと
運転中の原子炉注水系	原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること
待機中の原子炉注水系	1系列が動作可能であること ^{※3}
任意の24時間あたりの注水量増加幅	3.0m ³ /h以下 ^{※4}

(参考) 1号機 窒素封入と排気のバランス変更時の既設PCV温度計の上昇



- PCV減圧試験（2019年 AWJ作業関連）において、0kPaとするため、排気流量を増加した際、一部の既設PCV温度計（複数）の上昇を確認
- また、気圧の変動に応じて変動する傾向も確認

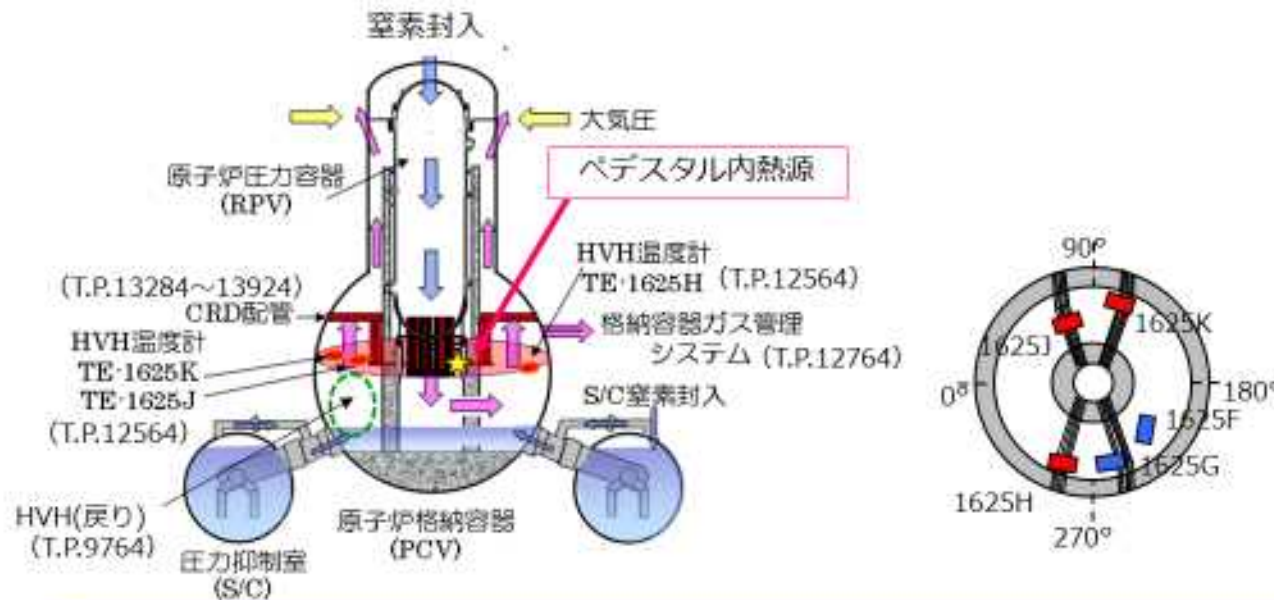
廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第69回）
1号機PCV内部調査にかかるアクセスルート構築作業について
2019年8月29日より



(参考) 1号機 窒素封入と排気のバランス変更時の既設PCV温度計上昇の推定メカニズム

(参考) 温度計の設置位置関係と推定メカニズム

TEPCO



- ペDESTAL内のCRD配管近傍に熱源が存在し、熱伝達、熱伝導によりCRD配管周辺が加熱と推定。
- 大気圧の上昇時にPCVからのアウトリークが減少することから、ベDESTAL外のCRD配管周辺の流れが滞りHVH温度計指示値が上昇すると推定。
- ペDESTAL外のCRD配管周辺の流れが増加・安定すると、温度が高い領域が小さくなり、HVH温度計の指示値が安定すると推定。

14

2. ② 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（試験の優先度、タイミング）（検討中）

■ 試験の優先度の考え方

1号機：PCV内部調査で確認されたペDESTAL損傷を踏まえ、万一の際にダスト放出を抑制する観点から優先度が高い

2号機：デブリ取り出し作業時のダスト放出を抑制する観点から優先度が高い

3号機：デブリ取り出し作業まで時間余裕があること、PCV内部の損傷度合いは1号機よりも小さいと想定されることから優先度は低い

■ 試験のタイミング

1号機：PCV水位低下前・後（2023年度下期～2024年度上期）

2号機：内部調査・試験的取り出し前の、関連作業がない時期

3号機：PCV水位低下後（2024年度）

-
1. 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
 - ① PCV内の水の放射線分解で発生する水素の拡散の状況と滞留水素のリスク
 - ② 滞留水素によるPCV内の水素濃度の上昇リスク

 2. 空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定
 - ① 各号機のPCVの状態を踏まえた負圧可否や将来の管理の見通しと試験の課題
 - ② 閉じ込め機能強化に向けた試験の検討状況（検討中）
 - ・ 試験の内容
 - ・ 試験を実施する上での課題等
 - ・ 試験の優先度、タイミング

3. まとめ

（参考） 1～3号機のPCVの状態とガスバランスの状況

3. まとめ

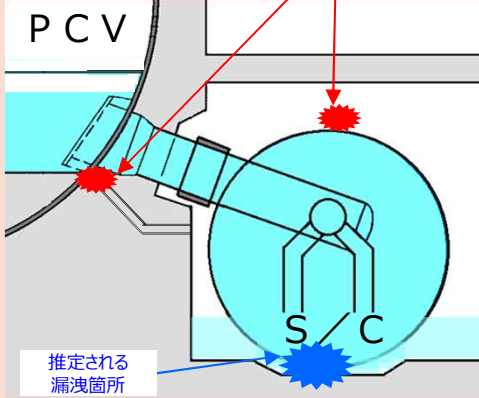
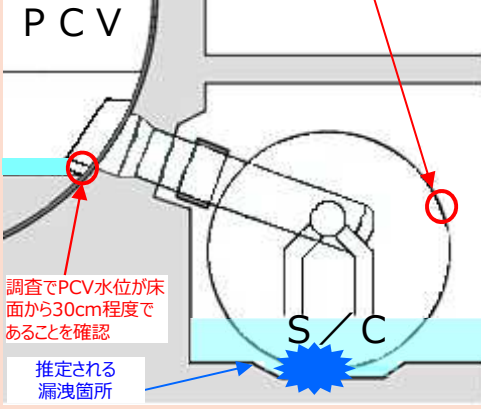
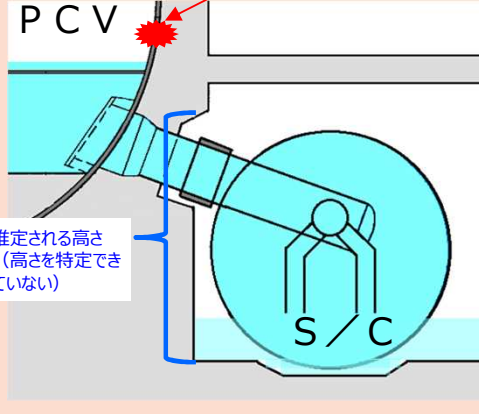
1. PCVを負圧化した場合の水素・酸素の流入量の評価と流入に伴う水素爆発リスク

- 現状、PCV内で水の放射線分解にて発生する水素は、窒素封入により拡散できており、**PCVの水素爆発の観点では、閉空間の滞留水素（事故時の水素、または水の放射線分解で発生する水素）がPCVの状態変化（水封の状況等）により、PCVへ流入することが想定**
- 滞留水素がPCV内へ流入し、一様に混合した場合、PCVが可燃限界（4%）に達するためには、1号機は77m³程度、また、2, 3号機は、106m³程度の滞留水素が必要であるが、**滞留水素のPCV内へ流入を考えた場合、流入経路の水素濃度は、局所的には可燃限界（4%）を上回ると想定。**
 - 水素の可燃リスクを低減の観点から、酸素濃度を水素の可燃限界に至らないよう管理しておくことが必要と考える。また、水素の着火源となる可能性のある作業では、PCVに滞留水素が流入するリスクを防止する観点から、PCV水位低下等の作業は並行して実施しない等の配慮が必要。

2. 空気の流量管理を含めたPCVの試験的負圧化の計画策定

- 各号機の優先度、各号機の作業（1, 3号機のPCV水位低下、2号機のデブリの試験的取り出し等）、試験を行う上での課題を踏まえ、スケジュールを検討していく。

(参考) 1～3号機のPCVの状態とガスバランスの状況

PCV関連状況	1号機	2号機	3号機
漏洩箇所 (推定)	<p>調査で確認された漏洩箇所 (今後のPCV水位低下により開口部が露出)</p>  <p>調査で確認された漏洩箇所 (今後のPCV水位低下により開口部が露出)</p> <p>推定される漏洩箇所</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ S/C真空破壊ペントライン及びサンドクッションドレンラインからの漏洩を確認 (カメラ調査) ■ S/C底部付近に漏洩箇所があると推定 (PCV水位と注水量等から評価) 	<p>調査でS/C水位が建屋滞留水水位と同程度であることを確認</p>  <p>調査でS/C水位が建屋滞留水水位と同程度であることを確認</p> <p>調査でPCV水位が床面から30cm程度であることを確認</p> <p>推定される漏洩箇所</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ PCV水位は床面から30cm程度であることを確認 (カメラ調査) ■ S/C水位が建屋滞留水水位と同程度であることを確認 (ロボット調査) ■ PCV水位や建屋滞留水高さ、PCV圧力、注水量等からS/C底部 (水没部) に開口有と推定 	<p>カメラ調査で確認された漏洩箇所</p>  <p>カメラ調査で確認された漏洩箇所</p> <p>推定される高さ (高さを特定できていない)</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ MS配管ベローズからの漏洩確認 (カメラ調査) ■ R/B 1F以下 (水位計L1以下) に新規漏洩が発生と推定 (PCV水位と注水量等から評価)
D/W圧力※1	0～0.8 kpa	1.0～4.0 kpa	0.43～0.48 kpa
N2封入量※1	約30 Nm ³ /h S/C : 約1Nm ³ /h	約13 Nm ³ /h	約16 Nm ³ /h
PCVガス排気量※1	A系運転時 約26 m ³ /h B系運転時 約20 m ³ /h	約12～20 m ³ /h (ファン軸封部から大気のインリークがあり、インリークが含まれた流量)	約20～24 m ³ /h (ファン軸封部から大気のインリークがあり、インリークが含まれた流量)

※1 2023.2.1～2023.4.29 運転データ