

項目	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後6ヶ月の予定		2024年1月		2月		3月		4月		5月		6月		7月		8月		備考	
		14	21	28	4	11	18	25	2	9	16	23	30	6	13	20	27	4	11		18
循環注水冷却	原子炉関連	(実 績) ・【共通】循環注水冷却中(継続) (予 定) ・【1号】格納容器水位低下 原子炉注水量の減少による水位低下(3月下旬開始予定) 完了時期は水位低下の進捗に応じて適宜見直し	現場作業	【1, 2, 3号】循環注水冷却(滞留水の再利用) 【1号】PCV水位低下 原子炉・格納容器内の崩壊熱評価、温度、水素濃度に応じて、また、作業等に必要に応じて、原子炉注水流量の調整を実施 最終の意味 PCV: 原子炉格納容器 CST: 原子炉格納容器 SFP: 使用済燃料プール																	
	海水調査及び塩分除去対策	(実 績) ・CST室素注入による注水溶解酸素低減(継続) ・ヒドラジン注入中(2013/8/29~)	現場作業	CST室素注入による注水溶解酸素低減 ヒドラジン注入中																	
原子炉格納容器関連	室素充填	(実 績) ・【1号】サブプレッションチャンパへの室素封入 ・連続室素封入へ移行(2013/9/9~)(継続) (予 定)	検計・設計・現場作業	【1, 2, 3号】原子炉格納容器 原子炉格納容器 室素封入中 【1号】サブプレッションチャンパへの室素封入																	
	PCVガス管理	(実 績) ・【1号】PCVガス管理システム ダストサンプリング ・希ガスモニタ、水素モニタ停止 A系:2024/1/19 ・【1号】PCVガス管理システム 水素モニタ点検 ・水素モニタ停止 A系:2024/2/9 ・【1号】PCVガス管理システム ダストサンプリング ・希ガスモニタ、水素モニタ停止 B系:2024/2/26 ・【2号】PCVガス管理システム 制御盤点検 ・PCVガス管理システム停止 A系:2024/1/25 ・PCVガス管理システム停止 B系:2024/1/26 ・【3号】PCVガス管理システム モニタ点検 ・希ガスモニタ停止 A系:2024/2/12,6 ・水素モニタ停止 A系:2024/2/5 ・水素モニタ停止 B系:2024/2/7 (予 定) ・【1号】PCVガス管理システム MCC (A) 点検 ・PCVガス管理システム停止 A系:2024/3/中甸 ・【1号】PCVガス管理システム 水素モニタ点検 ・水素モニタ停止 B系:2024/3/上甸 ・水素モニタ停止 A系:2024/3/中甸 ・【1号】PCVガス管理システム ダストサンプリング ・希ガスモニタ、水素モニタ停止 A系:2024/3/中甸 ・【2号】PCVガス管理システム 伝送回路修理 ・希ガスモニタ停止 A系:2024/4/下甸 ・希ガスモニタ停止 B系:2024/4/下甸 ・【3号】PCVガス管理システム 伝送回路修理 ・希ガスモニタ停止 A系:2024/4/下甸 ・希ガスモニタ停止 B系:2024/4/下甸 ・【3号】PCVガス管理システム 制御盤点検 ・PCVガス管理システム停止 A系:2024/3/27~3/28 ・PCVガス管理システム停止 B系:2024/3/31~3/4	現場作業	【1, 2, 3号】継続運転中 【1号】希ガス・水素モニタA停止 【1号】水素モニタA停止 【2号】ガス管理システムA停止 【2号】ガス管理システムB停止 【3号】希ガスモニタA停止 【3号】水素モニタA停止 【3号】水素モニタB停止 【1号】希ガス・水素モニタB停止 【1号】水素モニタB停止 【1号】ガス管理システムA停止 【1号】水素モニタA停止 【2号】希ガスモニタA停止 【2号】希ガスモニタB停止 【3号】希ガスモニタA停止 【3号】希ガスモニタB停止 【3号】ガス管理システムA停止 【3号】ガス管理システムB停止																	
使用済燃料プール関連	使用済燃料プール循環冷却	(実 績) ・【共通】循環冷却中(継続) (予 定)	現場作業	【1号】循環冷却中 【2号】循環冷却中																	
	使用済燃料プールへの注水冷却	(実 績) ・【共通】使用済燃料プールへの非常時注水手段としてコンクリートポンプ車等の現場配備(継続)	現場作業	【1, 2号】蒸発量に応じて、内部注水を実施 【1号】コンクリートポンプ車等の現場配備																	
	海水調査及び塩分除去対策(使用済燃料プール薬注&塩分除去)	(実 績) ・【共通】プール水質管理中(継続)	検計・設計・現場作業	【1, 2, 3, 4号】ヒドラジン専注入による防食 【1, 2, 3, 4号】プール水質管理																	

1号機原子炉格納容器の水位低下について

2024年2月29日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 1号機の原子炉格納容器水位低下の方針

- 1号機の原子炉格納容器（PCV）の耐震性向上策として、段階的に水位の低下を行うことを計画中。
 - 水位の低下にあたっては、燃料デブリの冷却状態確認等、安全性を確保しながら、2号機と同じ様な掛け流しの環境とすることを想定。
 - PCV水位は、運転プラントにおける通常水位付近である、圧力抑制室（S/C）中央付近を目標として設定。

- PCV水位低下のためには、現状より低い位置のPCV水位計測を可能とする必要があったことから、現状のPCV温度計/水位計より低い位置に水位計※1を設置。

※1 S/C 原子炉冷却材浄化系（CUW）配管 バブラ式水位計

- PCV水位低下の方法として、PCVの比較的低い高さ（S/C底部付近）にあると想定している液相漏洩口からの漏洩を利用し、原子炉注水量低減により行っていくことを計画※2。

※2 漏洩口の場所や規模については不確かさがあることから、漏洩を利用した水位低下にて目標水位（S/C中央付近）に到達しない場合には、そこまでの水位低下の過程で得た各パラメータの挙動もふまえて、PCV水位の長期的な管理・扱いについて検討する。

2. PCV水位低下時の影響について (1/2)

- PCV水位低下時の影響として、以下の原子力安全上のリスク・課題を想定。
 - **PCV水位がドライウェル (D/W) 底部の堆積物の高さを下回ることの影響の可能性**
PCV水位がD/W底部にある堆積物の高さを下回ると、冷却状態の変化が想定され、またダスト飛散状況にも影響を与える可能性
 - **建屋滞留水への影響の可能性**
S/C内部の高濃度汚染水の排出が進むことにより建屋滞留水の放射能濃度が上昇し、処理設備（サリー、キュリオン）に影響を与える可能性
 - **PCV内環境への滞留ガス(水素)の影響の可能性**
S/Cにつながる配管（HPCI、CS系統）内にガス（水素）が滞留していた場合、S/C水位を低下する過程で、水素が配管外（PCV内）へ移行する可能性
- 上記の影響を考慮し、以下の方針で対応を検討。
 - **ホールドポイント（HP）を設け段階的にPCV水位の低下を行う。**
現在水位～S/C中央部までの間に8つのHPを設け、原子力安全上のリスクに異常がないことを各パラメータ（P.8）で確認しながら、水位低下を進める。

2. PCV水位低下時の影響について (2/2)

➤ PCV水位がD/W底部の堆積物の高さを下回ることの影響の可能性

1号機では2020年に実施した原子炉注水停止試験の過程で、ペDESTAL外側の堆積物が気相に出る高さまでPCV水位を下げた経験があるが、温度等の各パラメータに大きな変動がないことを確認している。

今回PCV水位を低下させていく過程で、ペDESTAL内の堆積物の一部が気相に出ることが想定される。注水のかけ流しによる冷却は継続するものの、温度等、各パラメータに異常がないことを確認しながら、水位低下を行う。

なお、燃料デブリが圧力容器底部に多くあると推定している2号機において、注水した水は圧力容器内で水位形成することなく、燃料デブリは注水のかけ流しにより冷却されている状態と考えられるが、十分に冷却できている。1号機でPCV水位が下がりペDESTAL内部の堆積物がかけ流しの状態となっても、定性的には2号機同様に冷却が可能と考える。

➤ 建屋滞留水への影響の可能性 (参考1)

1号機のS/C内包水は放射能濃度が高いことを確認している。そのため、水位低下に伴い建屋滞留水の放射能濃度が上昇するなど、処理設備(サリー、キュリオン)に影響を与える可能性も考えられる。

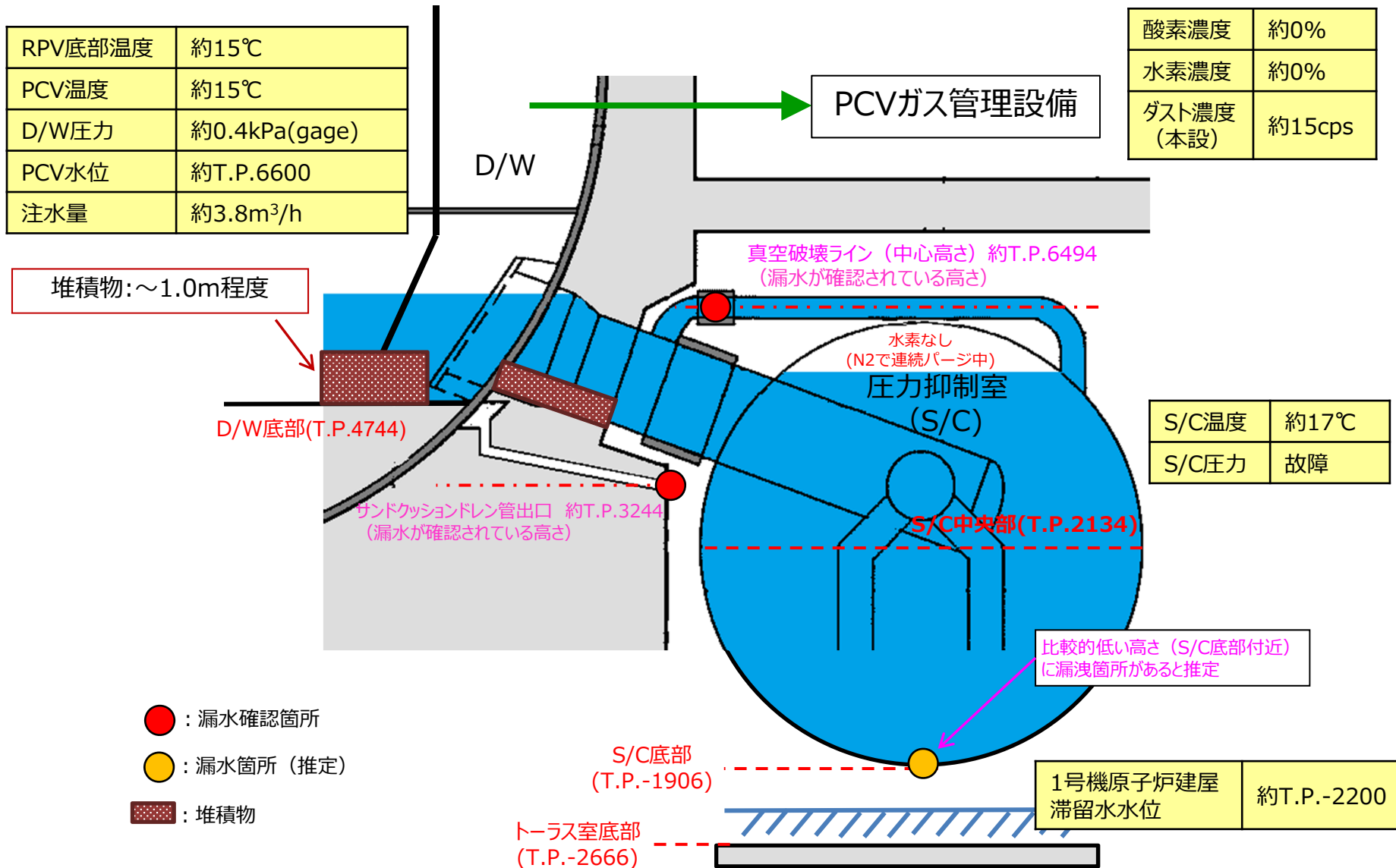
過去の運転実績を踏まえ、処理設備の運転に影響がない運用・管理が可能であるが、水位低下の過程でHPを設け段階的に水位を下げることで、建屋滞留水の放射能濃度の監視頻度を増やすことで、処理設備への影響の有無を確認すると共に運転に影響しないよう対応する。

➤ PCV内環境への滞留ガス(水素)の影響の可能性 (参考2)

S/C内に水封されている滞留ガスの想定容量(配管容積)は、PCV容積に比べ、少量であり、PCV内の可燃性限界を超える可能性は低いと推定。(S/C上部から窒素封入中)

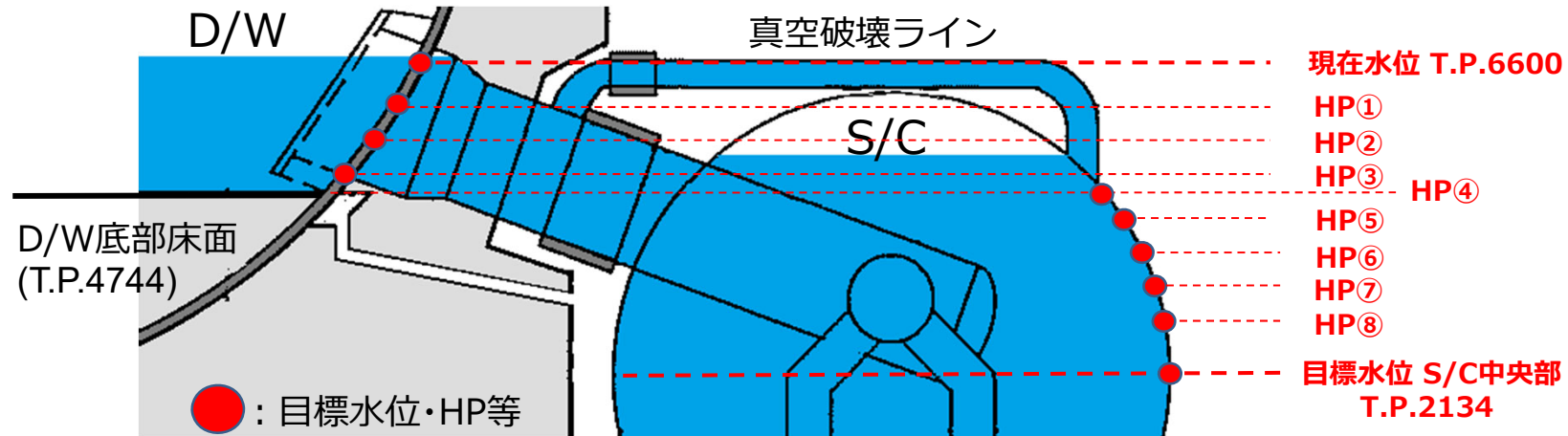
3. 現在の1号機の状態と漏洩箇所（推定含む）

➤ 2024年2月現在の1号機の各パラメーターと漏洩箇所（推定含む）を以下に示す



4. ホールドポイント（HP）の位置について

- 現在水位～S/C中央部までの間に、以下 8 つのHPを設け、慎重に水位を低下させる。
（HP②までは過去に経験済みの水位）



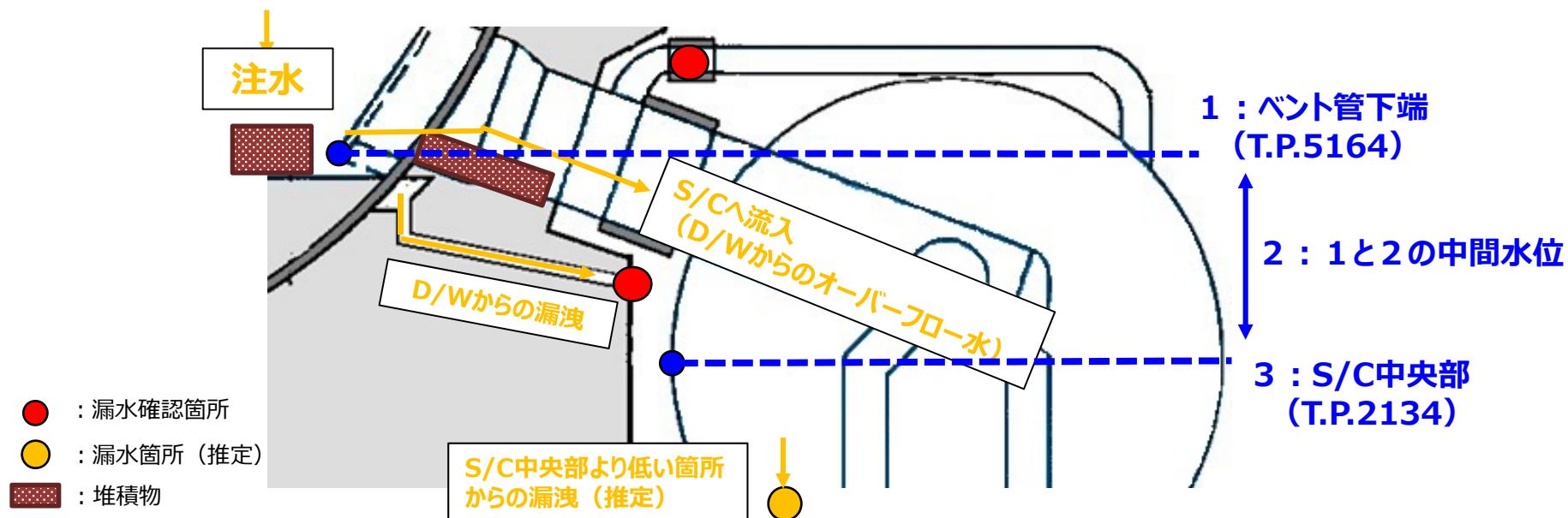
水位低下ステップ		
	現在水位 T.P.6600 (S/C底部から約8.5m)	
D/W水位 低下	HP①	S/C底部から約7.9m (気相露出した真空破壊ライン損傷部がD/Wと連通)
	HP②	S/C底部から約7.4m (ペDESTAL外堆積物高さ > PCV水位) (D/W底部から+70cm)
	HP③	S/C底部から約7.1m (ベント管下端高さ (ペDESTAL内堆積物高さ > PCV水位)) (D/W底部から+42cm)
S/C水位 低下	HP④	S/C底部から約6.7m (D/W底部の高さ)
	HP⑤	S/C底部から約6.2m
	HP⑥	S/C底部から約5.7m
	HP⑦	S/C底部から約5.2m
	HP⑧	S/C底部から約4.7m
	目標水位 (S/C中央部) T.P.2134 (S/C底部から約4.0m)	

約
50cm
刻みで水位低下する

5. 水位低下後の状態について (S/C)

■ PCV水位低下後のS/C水位について

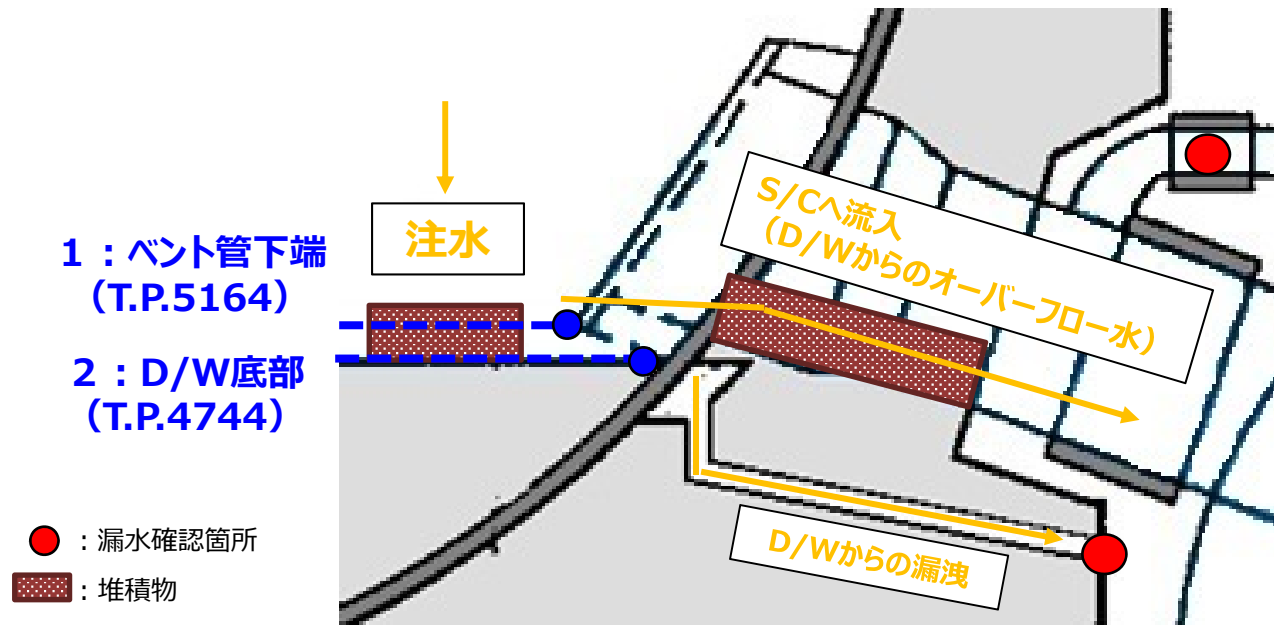
➤ S/C側に想定される状態としては、以下のケース1～3が考えられる。



ケース	水位低下後の状態	漏洩の条件	理由
S/C ケース1	ベント管下端高さで 水位低下終了	<ul style="list-style-type: none"> D/Wからの漏洩が大きい S/Cからの漏洩無し又は漏洩が小さい 	低減した注水量ではD/WからS/Cにオーバーフローせず、D/W底部まで水位が低下した段階で水位低下が止まる。
S/C ケース2	D/W底部～S/C中央部の 途中で水位低下終了	<ul style="list-style-type: none"> D/Wからの漏洩が小さい S/Cの漏洩口は中央部より高いところ or S/C中央部より低い箇所の漏洩が小さい 	D/Wからの漏洩が微小であることから、注水の一部がS/Cにオーバーフローする。ところが、漏洩口の位置がS/C中央部以上であったり、S/Cからの漏洩量がオーバーフローした水量に対して十分でなくなると、水位低下が止まる。
S/C ケース3	S/C中央部まで水位低下	<ul style="list-style-type: none"> D/Wからの漏洩が小さい S/C中央部より低い箇所の漏洩が大きい 	D/Wからの漏洩が微小であることから、注水の一部がS/Cにオーバーフローする。S/C中央部より低いところからの漏洩が支配的であることから、S/C中央部まで水位が低下できる。

6. 水位低下後の状態について (D/W)

- PCV水位低下後のD/W水位について
 - D/W側に想定される状態としては、以下のケース1、2が考えられる。



ケース	水位低下後の状態	漏洩の条件	理由
D/W ケース1	ベント管下端高さで 水位低下終了	D/Wからの漏洩が小さい	D/Wからの漏洩が小さいことから、注水の一部がS/Cにオーバーフローする。
D/W ケース2	D/W底部高さで 水位低下終了	D/Wからの漏洩が大きい	D/Wからの漏洩が大きいことから、注水した水の量では、D/W内に水位が形成されない。

7. 水位低下における監視パラメータについて

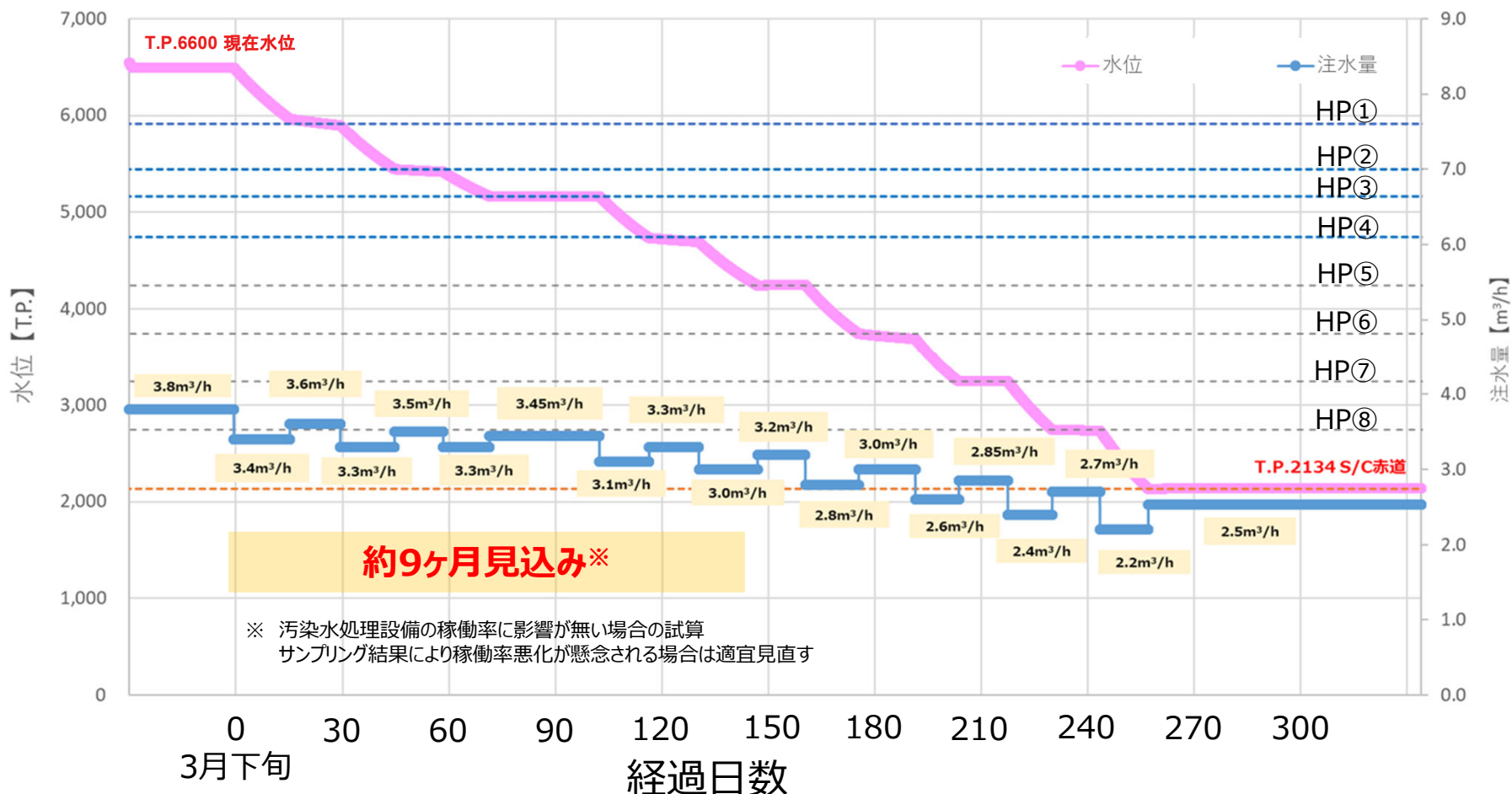
- PCV水位低下にあたり、以下パラメータを重点的に監視していく。
- 各パラメータの監視の結果、問題となる変化が確認された場合は、PCV水位低下作業の中断、または前HPの水位に戻す等の対応を実施することで、PCVの機能や、建屋滞留水の処理設備の運転に影響しないよう対応する。

監視強化 パラメータ	監視頻度※			
	水位低下から 水位安定まで	水位安定 確認後		
原子炉注水量	毎時			
RPV底部温度				
PCV温度	毎時	6時間毎		
S/C温度				
PCV水位				
PCVガス管理設備 水素濃度				
PCVガス管理設備 酸素濃度				
PCV圧力				
PCVガス管理設備 ダスト濃度(HEPAフィルター上流)_仮設				
PCVガス管理設備 ダスト濃度(HEPAフィルター下流)_本設				
1号機原子炉建屋滞留水放射能濃度			水位低下当初1週間毎、 パラメータの傾向に応じ見直し	
1号機原子炉建屋内連続ダストモニタ			毎時	6時間毎

※ PCV水位低下実績（パラメータ変動の傾向）を踏まえ、監視頻度を見直す可能性あり

8. 水位低下の工程について

- 水位低下は、水位を低下させる期間と、HPにて影響を確認する期間を交互に繰り返し進める。
期間はそれぞれ約2週間を予定（PCV水位がペDESTAL内の堆積物高さを下回ると考える「HP③」のみ一ヶ月）
- 一部の漏洩については場所や規模を特定できていないため、工程には不確かさがある。実際の水位低下にあたっては、水位計指示や監視パラメータを確認しながら、都度、適切な注水量に調整する。
- 水位低下にあたり、原子炉注水量以外の運転状況（N₂封入量等）については、監視パラメータに異常がみられない限りは、原則変更しない。



9. PCV水位低下関連作業の工程

- 1号機のPCV水位低下は3月下旬開始を予定。
- PCV水位低下を実施するにあたり、PCVパラメータに変化が確認され、今後のPCVの維持に懸念があるような状況が確認された場合、PCV水位低下を中断するなど、慎重な対応をしていく。

号機	2023年度	2024年度
	3月	
1号機	PCV水位低下 (3月下旬予定)	完了時期は水位低下の 進捗に応じて適宜見直し

(参考1) PCV内包水の放射能と処理に与える影響

- 下表の通り、特にS/Cでは過去※1、高濃度の汚染水が確認されており、これが希釈されず処理設備に移送された場合、設備に影響を与える可能性がある。
- 処理設備の運用に影響がないよう建屋滞留水の放射能濃度を監視しながら水位低下を行う。
- なお、S/C中央部付近まで水位を低下させることができた場合、PCV (D/W及びS/C) から排出される水量は、D/Wで約590m³、S/Cで約2000m³である。

1号機D/W及びS/CのCs-137濃度

	D/W	S/C	(参考) 滞留水濃度
Cs-137 (Bq/L)	3.47×10 ⁷	3.64×10 ⁹	10 ⁷ オーダー

※1 D/W:2012.10.12採取データ
S/C:2023.11.17採取データ

1号機PCV (D/W及びS/C) の総放射能※2の評価

PCV内包水の総放射能		PCV内包水(m ³)	D/W内包水(m ³)	S/C内包水(m ³)
Cs-137(Bq)	約1.52×10 ¹⁶ (1.52京Bq)	約4770	約590	約4180

※2 総放射能の算出に当たり、PCV内の濃度勾配、内包水の水量算出、測定時期による濃度の違い等のため、評価値には不確かさがある

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

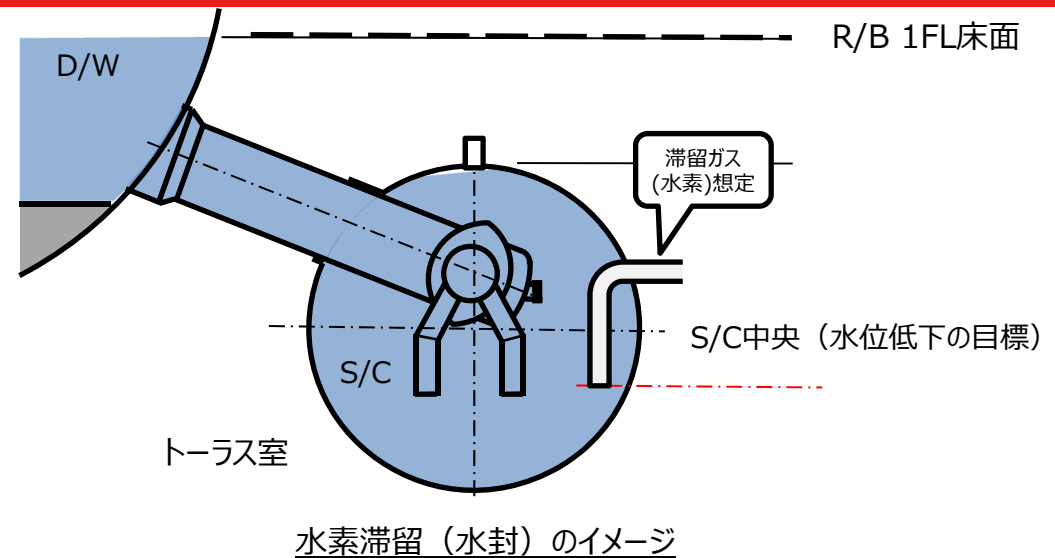
※ 評価条件

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) 2023年6月5日 1F技術会合(第10回)「PCV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)」(抜粋)

(参考2) S/C水位低下時の滞留水素の影響について

- S/C中央以下の水位低下時に、水封されている滞留ガス(想定)が開放される可能性がある。(当該配管の接近・パージ作業難)
- 水封されている滞留ガスの想定容量(配管容積)は、PCV容積に比べ、少量であり、PCV内の可燃性限界を超える可能性は低いと考えられる。
- S/C内配管下端近傍において、徐々にPCV水位低下するなどの対応が必要。



【補足】

PCVパラメータへの影響が想定される系統のプロセス配管 (S/C内配管端部で10B以上)について評価 (配管口径10B以下の配管は影響が小さいと想定)

水素滞留(水封)が想定される系統配管内のガス容量

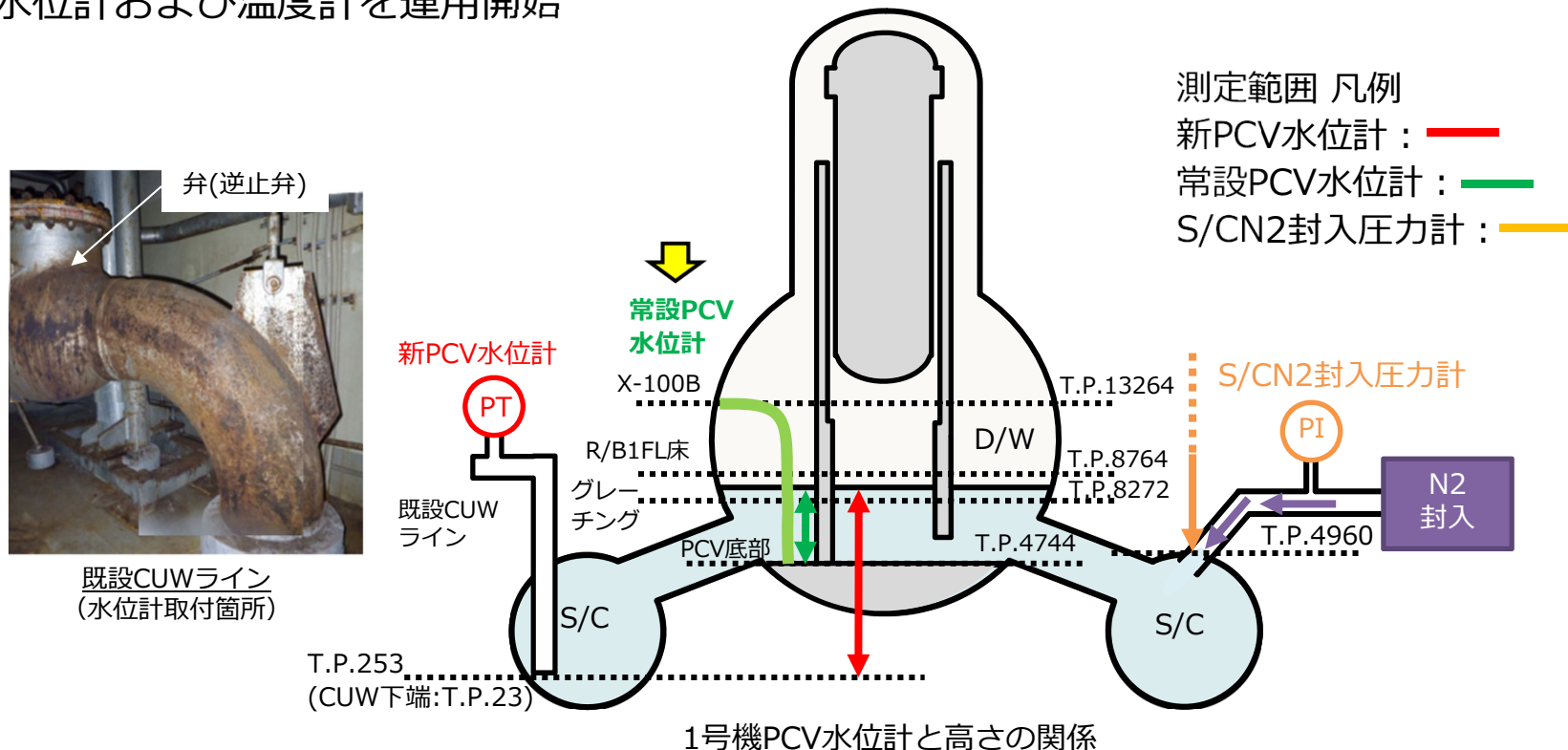
	系統	配管名	ガス容量 (配管内容積、()呼び径:機器→S/C開放下端)	配管下端位置	S/C中央位置
1号機	HPCI	タービン排気ライン	2.5m ³ (16B→20B)	TP: 24	TP: 2134
	CS (A/B)	テストライン戻り	A系: 0.64m ³ /B系: 0.47m ³ (6B→12B)	TP: 939	

【参考】

PCVの水素濃度が可燃性限界(4%)に至るために必要な滞留水素の容積77m³相当となる配管の長さ
 例: 500A/STD管 (O.D. 508mm/t 9.5mm)の場合、約409m (1m当たり容積が、187.8L/m。77,000(L)/188(L/m) = 409.57(m))

(参考3) 1号機 常設PCV水位計 (接点式) の運用開始について **TEPCO**

- 2023年12月に取り替え作業を実施した常設PCV水位計 (接点式) について、2024年1月に水位表示の一部 (L2) が正しく表示されない事象を確認
- 原因調査の結果、水位計から水位有無の信号を検知する機器 (以下、検知器) の検知感度の調整が必要であることを確認
- 検知器は水位計が水没したことによる電気抵抗変化を検知する仕組みであり、水位計を新品に交換したことにより、水位計の抵抗が変化し、これまでの検知感度で信号を検知しなくなったものと推定
- 水位有無を正しく検知できるよう、検知器の感度を調整した上で、2月2日午前0時から常設PCV水位計および温度計を運用開始



福島第一原子力発電所 1号機
「PCV閉じ込め機能強化に向けた試験」の分析状況について

2024年2月29日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

- PCV内の放射性物質（ダスト）の舞上がりが想定される状況に対し、放射性物質の放出を抑制する対策として、PCV給排気流量の変更、及び窒素封入停止を検討中。
- 検討に際し、PCV給排気流量の変更、及び窒素封入停止時における、PCVの状態等を確認するため「1号機PCV閉じ込め機能強化に向けた試験（2023年11月1日～11月28日）」を実施。＊
※2023年11月30日 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合事務局会議にて、試験の結果（速報）を報告。
- 2023年11月に実施した試験では、以下4点の特徴を確認しており、得られたパラメータを分析中。今回の報告では、赤枠で囲った項目について、現在の分析状況を報告する。
 - ✓ PCV給排気流量の変更を行うことでPCVが負圧になることを確認。
 - ✓ 窒素封入量に対し排気量が少ない状態においてもPCV圧力が負圧になる。
 - ✓ 給排気流量バランスを変更すると、一部のPCV/RPV温度計の指示値が変化し、その中で局所的に上昇率が大きいものがある。
 - ✓ 窒素封入停止時においては、酸素濃度の上昇が顕著。

試験時の給排気流量およびPCV圧力の実績

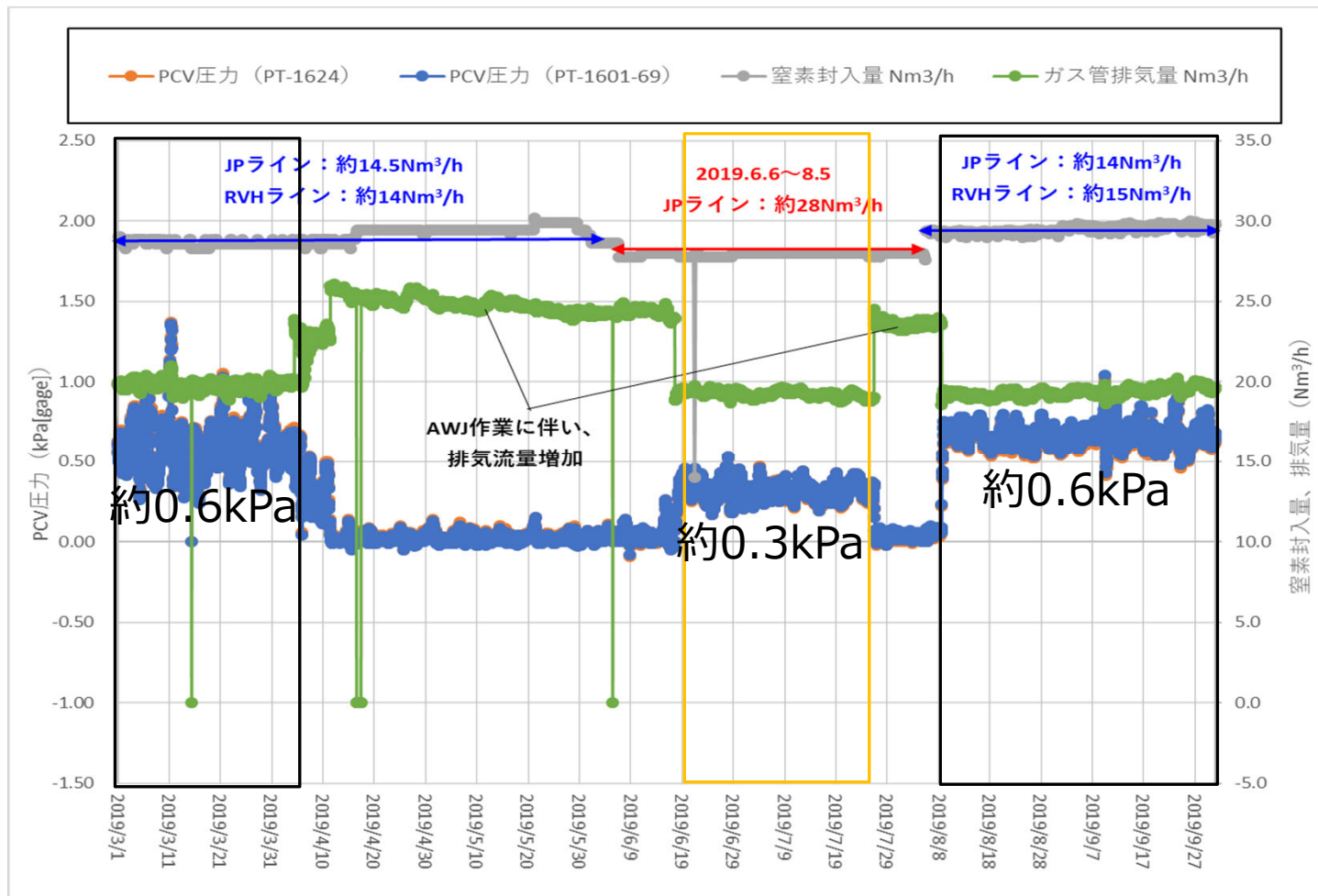


- ✓ STEP1,2について、窒素封入量に対し排気量が少ない状態においてもPCV圧力が負圧となっている（赤枠）。
- ⇒格納容器圧力や給排気流量の計測指示値の信頼性は高いと考えられること（参考1,2）から、窒素封入の漏洩（RPV、PCVに届く前に漏出）の可能性が考えられる
- ⇒過去の単独ラインでの封入実績（JPラインのみ単独封入の実績）等もあわせて確認

STEP	ライン	窒素封入量	合計窒素封入量	排気量	封入量-排気量	PCV圧力
通常時	RVH	約16.5Nm ³ /h	約32Nm ³ /h	約18Nm ³ /h	約+14Nm ³ /h	約+0.3kPa
	JP	約14.5Nm ³ /h				
	S/C	約1Nm ³ /h				
STEP1	RVH	約9.5Nm ³ /h	約25Nm ³ /h	約23Nm ³ /h	約+2Nm ³ /h	約-0.8kPa
	JP	約14.5Nm ³ /h (流量変更なし)				
	S/C	約1Nm ³ /h (流量変更なし)				
STEP2	RVH	約8.5Nm ³ /h	約24Nm ³ /h <small>※STEP1を踏まえPCV圧力を均圧にするため、窒素を増量</small>	約17Nm ³ /h	約+7Nm ³ /h	約-0.3kPa
	JP	約14.5Nm ³ /h (流量変更なし)				
	S/C	約1Nm ³ /h (流量変更なし)				
STEP3	RVH	0Nm ³ /h	0Nm ³ /h	約18Nm ³ /h	約-18Nm ³ /h	約-1.2kPa <small>※終了時の圧力</small>
	JP	0Nm ³ /h				
	S/C	0Nm ³ /h				

2019年JPライン単独封入時のPCV圧力の挙動について

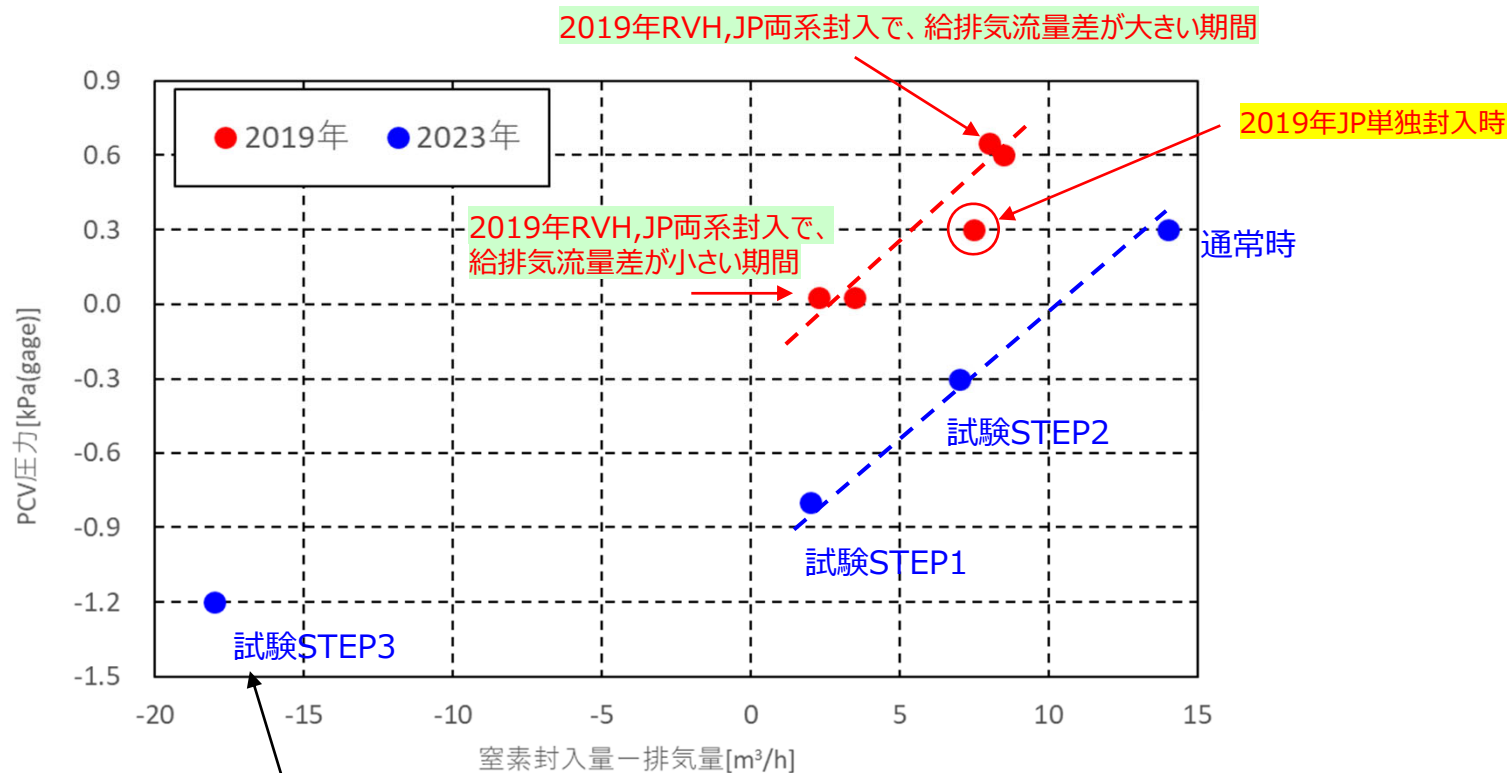
- ✓ RVHライン,JPライン両系封入時のPCV圧力中心は、約0.6kPa。(黒枠の期間)
 - ✓ JPライン単独封入時のPCV圧力中心は、約0.3kPa。(橙枠の期間)
- ⇒ **両系封入時と比較し、JPライン単独封入時のPCV圧力が低いことから、JPラインからの漏洩の寄与が大きい可能性**



給排気流量差とPCV圧力（圧力静定時）の関係

➤ 2019年と2023年における、「窒素封入量－排気流量」と「PCV圧力」の関係

- ✓ 2019年のデータにおいて、**JP単独封入時**は、RVH、JP両系封入時と比較して、PCV圧力を維持するのに必要な窒素封入量がより多くなっている（JPラインからの漏洩の可能性）
- ✓ 2019年のデータと比較し、2023年のデータは、より給排気流量差を大きくしないとPCV圧力が増加しない特徴となっており、漏洩の傾向が進んだ可能性がある。
 - PCVの気相漏洩が拡大した可能性も考えられるが、今回の試験において、PCVが負圧になることが確認されているため、その可能性は低いと考える。

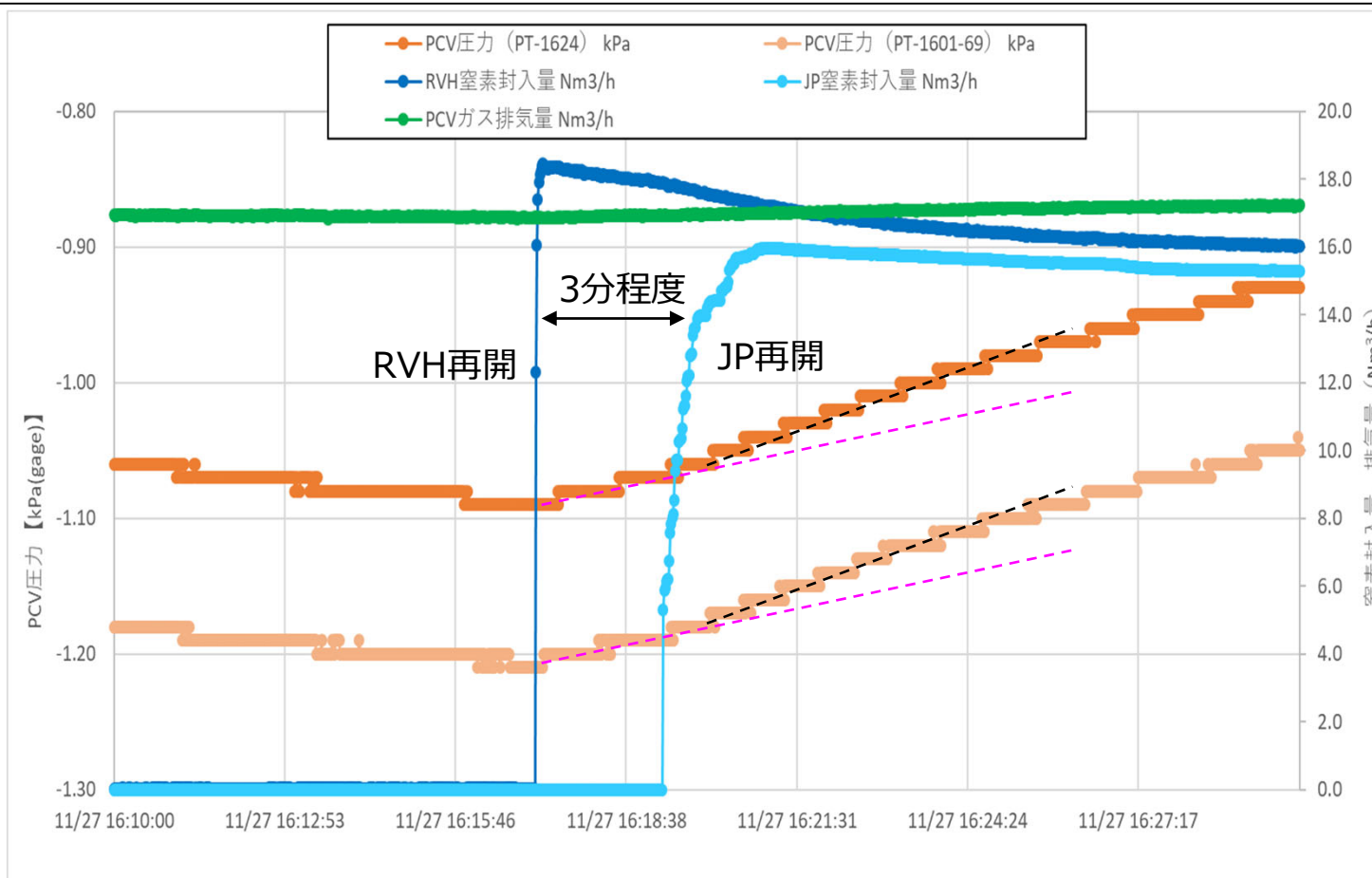


試験STEP3のデータは、圧力が静定する前に試験を終了したため、参考扱い

➤ 試験STEP3における、窒素封入再開時のPCV圧力の挙動

- ✓ STEP 3の窒素封入再開については、RVHライン再開後⇒JPライン再開。
- ✓ RVHライン再開後と比較し、JPライン再開後（RVHライン込み）のPCV圧力の上昇率大きい。
（グラフ中の赤点線より黒点線の傾きが大きい）

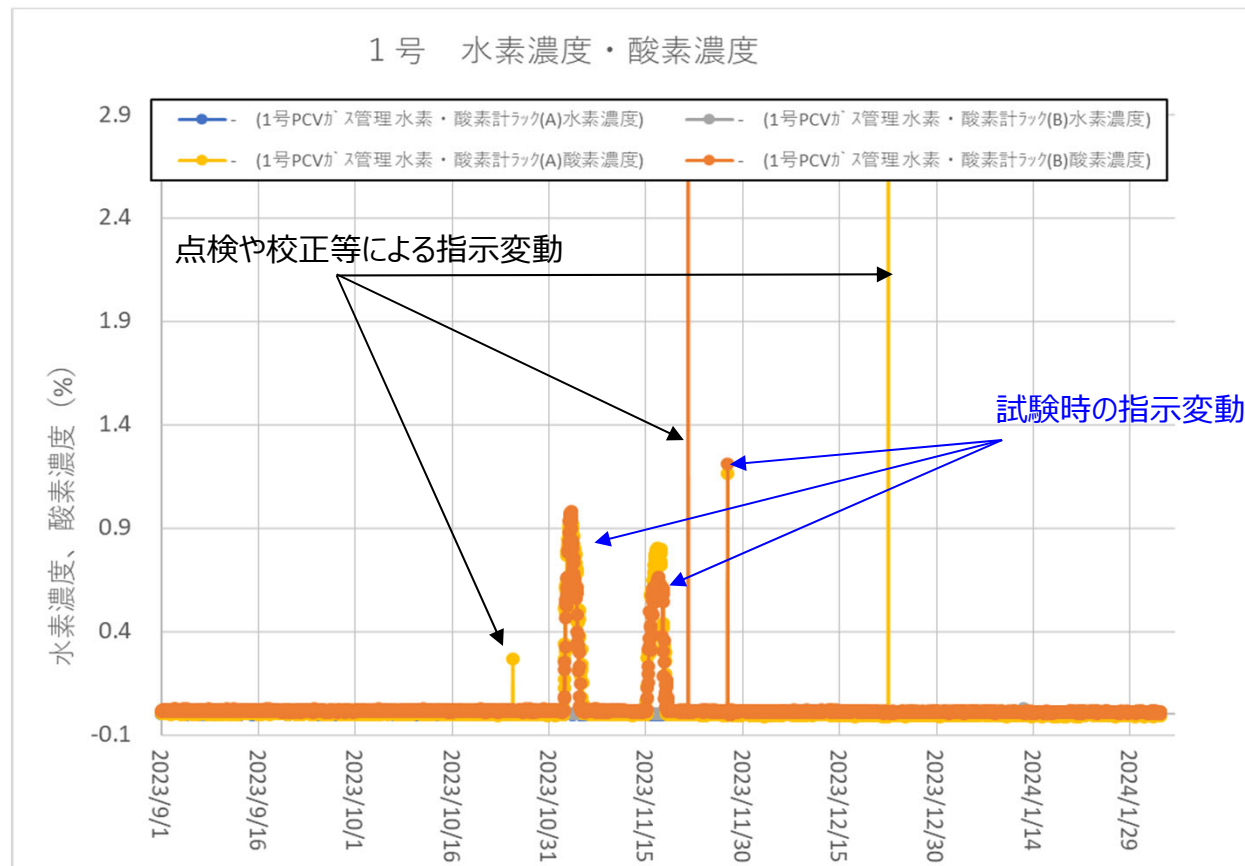
⇒JPラインの窒素封入が全量漏洩しているものではないと考える。



JPラインの漏洩による影響

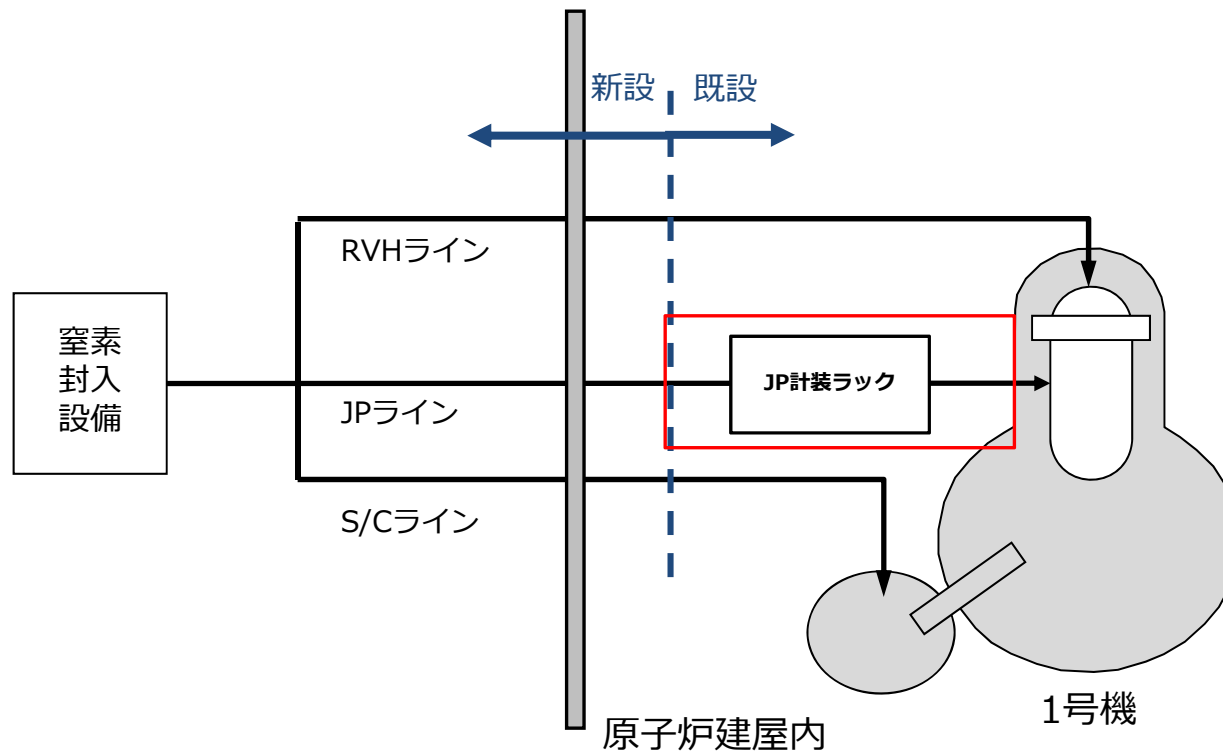
- ✓ 至近で水素濃度，酸素濃度には有意な変化みられない。
- ✓ 実施計画Ⅲ第1編第25条に定める、格納容器内の水素濃度が「2.5%以下」を満足するための「必要な窒素封入量」について、 $2\text{Nm}^3/\text{h}$ 以下であり、仮にJPラインからの漏洩があったとしても、それ以上の窒素封入はできている。

⇒**JPラインからの漏洩の可能性はあるものの、原子力安全上の影響はないと考える。**



JPラインの漏洩箇所の推定

- ✓ 窒素封入は、原子炉建屋内において震災前設備（既設設備）を活用している。新設設備において漏洩の徴候は現状確認していないこと、震災前設備の方がシステムの信頼性は低いと考えられることから、既設設備のいずれかより漏洩している可能性。
- ✓ ただし、原子炉建屋内は高線量エリアであり、漏洩箇所の特定は難しい。



- 窒素封入量に対し排気量が少ない状態においてもPCV圧力が負圧になったのは、2023年11月の閉じ込め機能強化試験の結果と、2019年のJP単独封入時の状況から、少なくともJPラインから封入している窒素の一部が漏洩（全量RPV、PCVに届いていない）していることが原因と推定。
- 現状PCV内の水素・酸素濃度に有意な変動はなく、PCV内の不活性雰囲気は維持されていること、JPラインから放射性物質が漏洩しているものではないことから、原子力安全上の影響はない。
- なお、RVH単独封入とすることも考えられるが、RVHラインから封入した窒素が、RPV、PCV内のダストを含み、JPラインの漏洩箇所へ逆流する懸念もあることから、各種パラメータの傾向を監視しつつ、現状通り、RVH、JPラインの両系から窒素封入を継続することが現時点においては適切と考える。
- 原子炉建屋内は高線量エリアであり、漏洩箇所の特定は難しい。ただし、過去2回の大きな地震（2021/2/13、2022/3/16）でも系統の機能は維持できていること、封入している気体は窒素であり漏洩に伴う腐食進行への影響は小さいことから、即座に機能が失われることはないと考え。
- 今後、燃料デブリ取り出しに向けて炉内環境の管理（不活性雰囲気を維持しつつ放射性物質の拡散を抑制する管理）を最適化していく必要があり、均圧状態が適切な可能性がある。今回得た知見（JPラインからの漏洩の可能性）は、当該運用を目指す中で、給排気流量のバランスを調整する際に有用と考える。なお、1号機では2024年3月から耐震性の確保等を目的としたPCV水位低下を計画しており、水封されていた漏洩箇所の気相露出も想定され、PCVの状態が大きく変わることから、水位低下後に改めて同様の試験を行うことを検討している。
- 今回の報告内容以外の観測事実（PCV温度の局所的な上昇等）についても、引き続き分析を実施していく。

以降参考資料

【参考1】PCV圧力の指示値の妥当性

- PCV圧力計については、以下2点の理由から、信頼性が高いものとする。（下図）
 - ・試験前の正圧表示時に酸素濃度がゼロであり、負圧表示となった期間に酸素の流入が確認されたこと
 - ・PT1601-69については、定期的に点検※をおこなっており、かつ、2つのPCV圧力計器の測定値の差（PCV圧力計器間差）がほぼ一定であること
- ※試験直近の点検日：2022/1/27（2年に1回の周期）

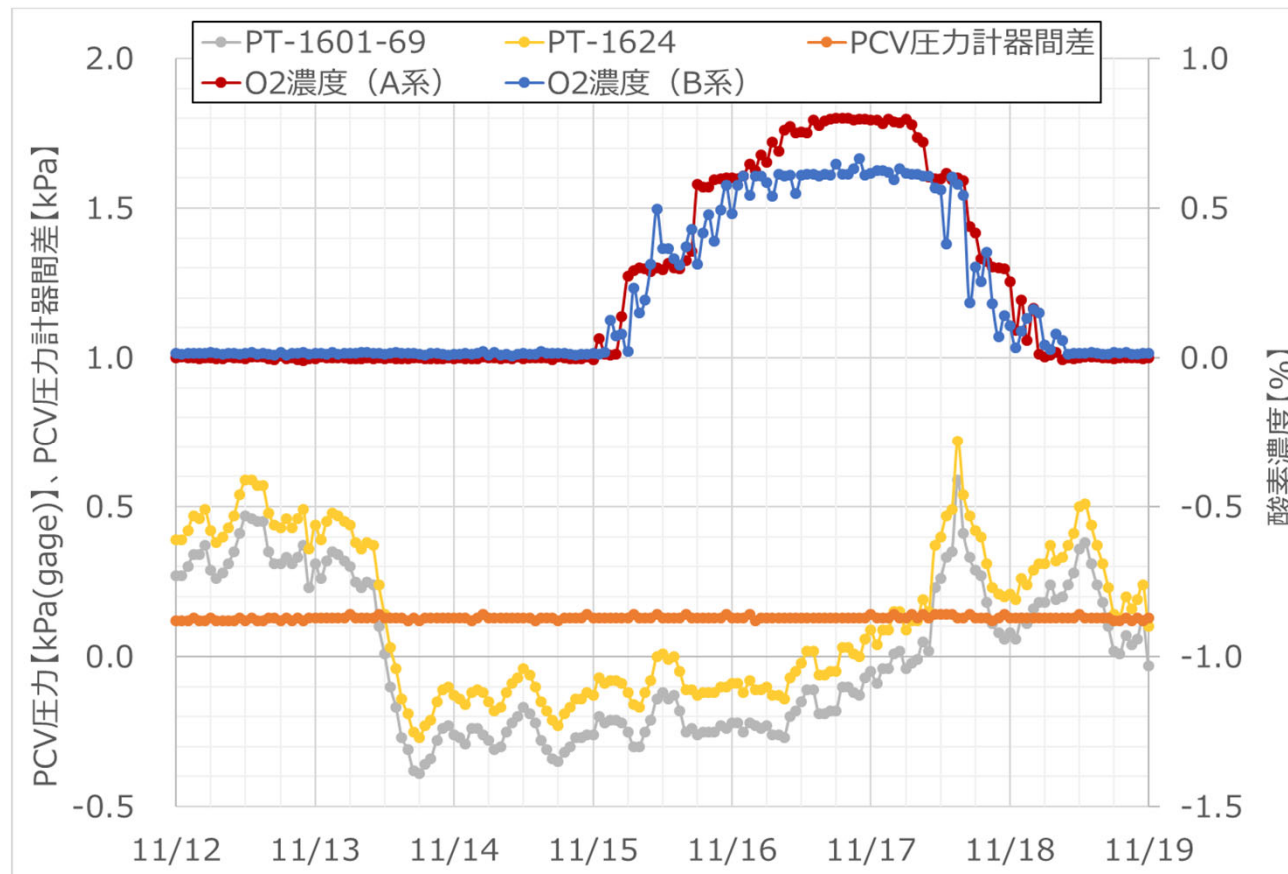


図 試験STEP2におけるPCV圧力と酸素濃度の関係

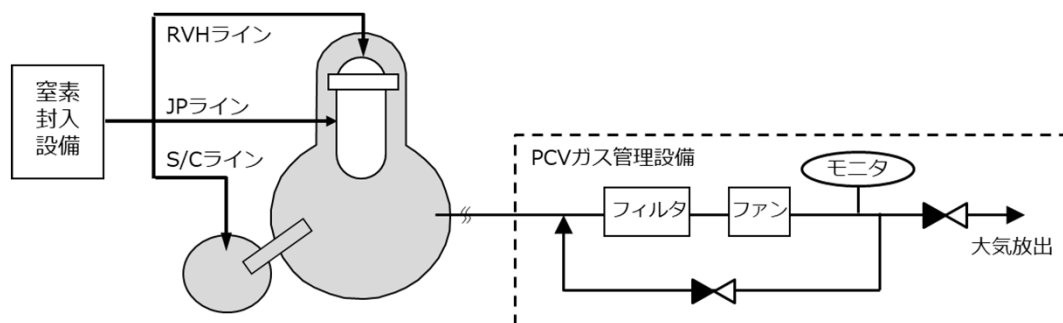
【参考2】給排気流量の指示値の妥当性

計器誤差

- ✓ 窒素封入流量ライン、排気ラインに使用している流量計及びPCV圧力計について計器要求仕様で定める誤差の最大値を考慮しても確認された流量差は発生しないことを確認
- ✓ 至近の点検結果における誤差は、計器要求仕様を満たしており、かつ十分小さいことを確認

計測系	総合精度	計器計測範囲	最大の表示誤差	至近の確認誤差
窒素封入流量 (RVH)	±1.61%	0~35Nm ³ /h	±0.57Nm ³ /h	+0.06%
窒素封入流量 (JP)	±1.92%	5~50Nm ³ /h	±0.96Nm ³ /h	-0.54%
窒素封入流量 (S/C)	±1.92%	1~10Nm ³ /h	±0.19Nm ³ /h	+0.50%
PCVガス管排気流量	±1.3%	0~40m ³ /h	±0.52m ³ /h	+0.24%
PCV圧力	±0.7%	-15~30kPa	±0.32kPa	-0.05%

2023年11月調査時点



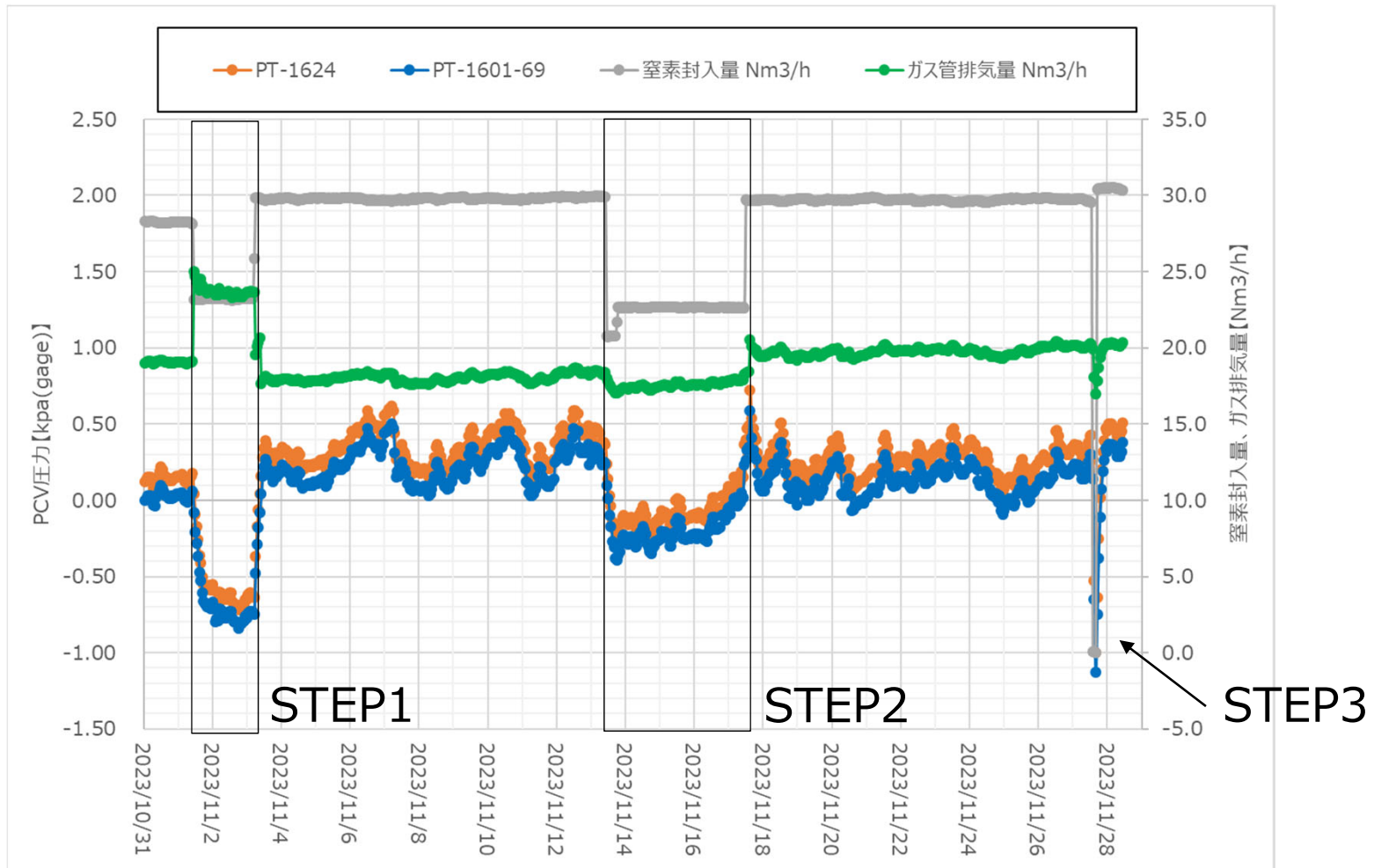
計器誤差による最大流量差

$$2.24\text{Nm}^3/\text{h} = 1.72\text{Nm}^3/\text{h} + 0.52\text{m}^3/\text{h}$$

(0.57+0.96+0.19)

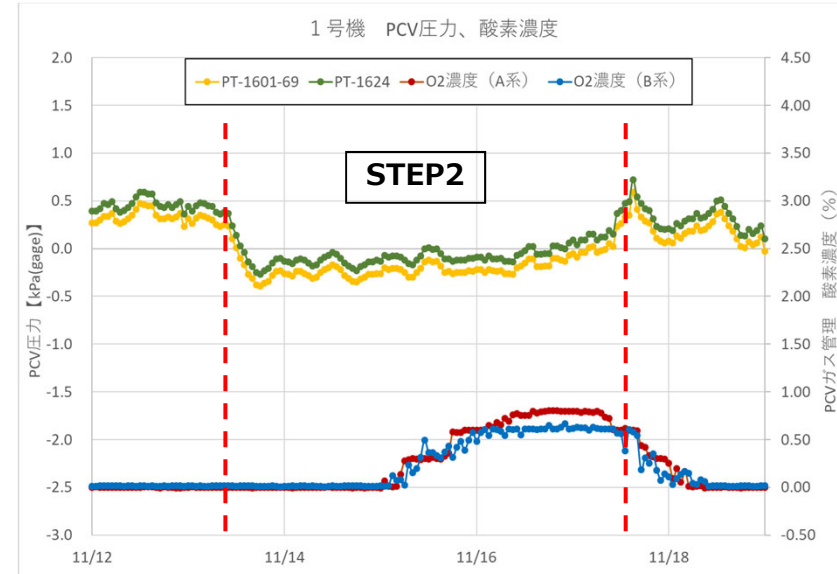
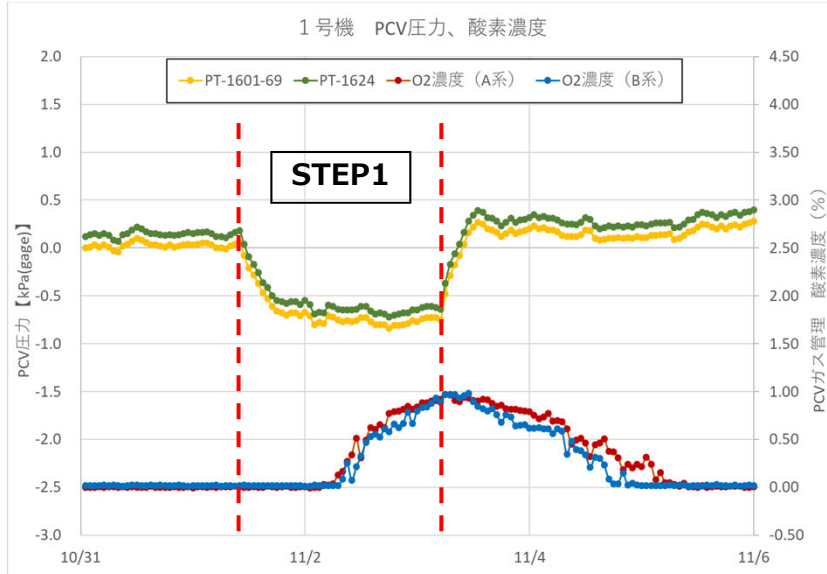
※程度感を示すものであるため、ノルマル換算せず単純に計算

【参考3】試験時の給排気流量とPCV圧力のグラフ

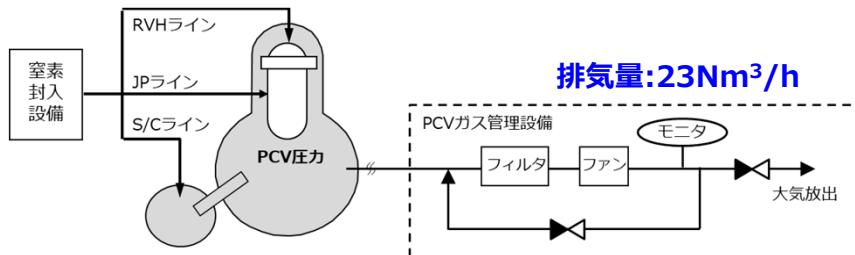


【参考4】試験時の監視パラメータ（PCV圧力・酸素濃度 STEP1,2） TEPCO

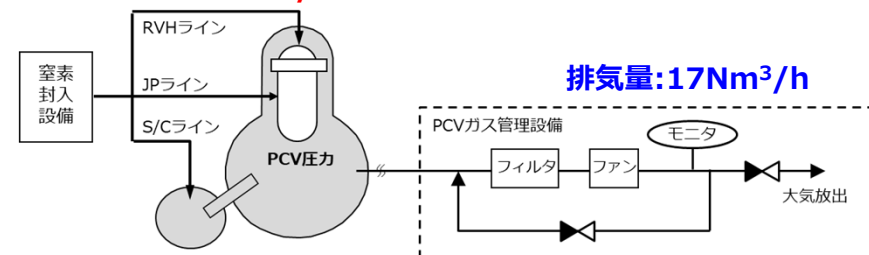
- STEP1 :
 - ✓ PCV均圧に向け、窒素封入量と排気量をほぼ同量に調整したところ、PCV圧力が約-0.8kPa迄低下
 - ✓ 酸素濃度も上昇したことからPCVにインリークがあることを確認
- STEP2 :
 - ✓ PCV均圧に向け、STEP1の結果を踏まえ窒素封入量を調整したものの、PCV圧力が約-0.3kPa迄低下
 - ✓ 酸素濃度は約0.8%で平衡状態になった



窒素封入量: 25Nm³/h



窒素封入量: 24Nm³/h

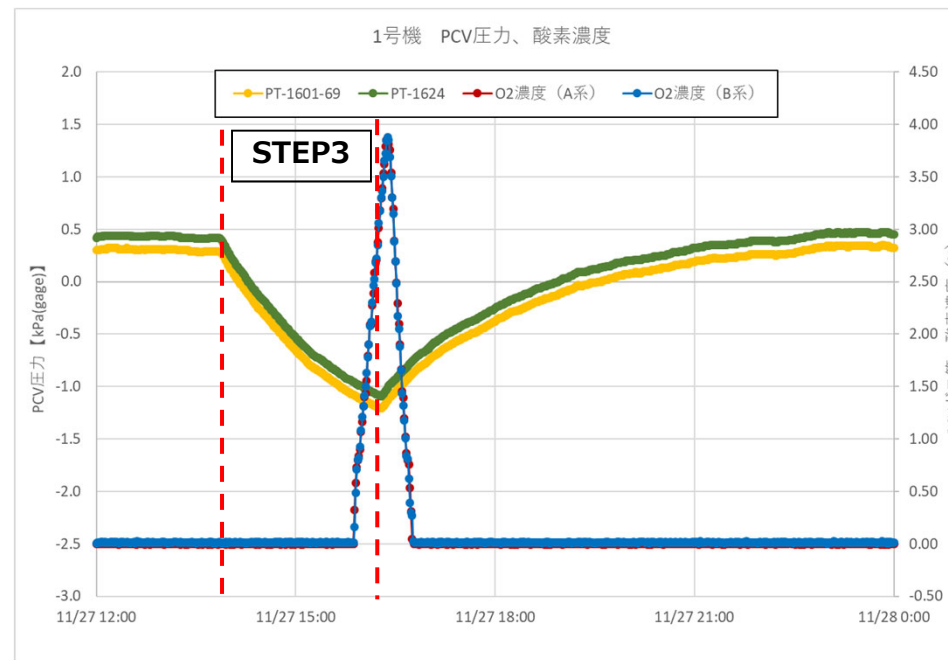


【参考4】試験時の監視パラメータ（PCV圧力・酸素濃度 STEP3）

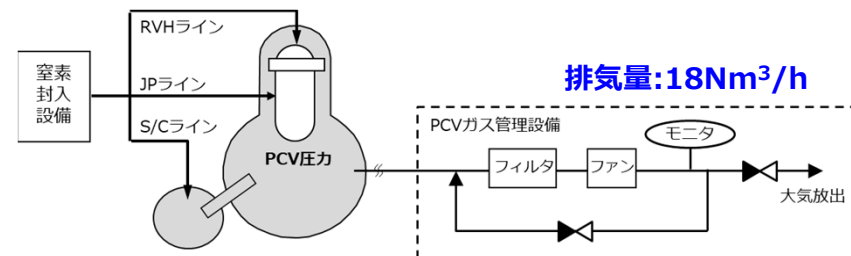


STEP3 :

- ✓ 異常事象時のダスト飛散抑制対策として運用を開始した、AL地震時の窒素封入停止におけるプラントパラメータ挙動を確認
- ✓ PCV圧力は、ほぼ想定通り低下
- ✓ 酸素濃度は試験開始2時間後に上昇を開始した



窒素封入量: 0Nm³/h

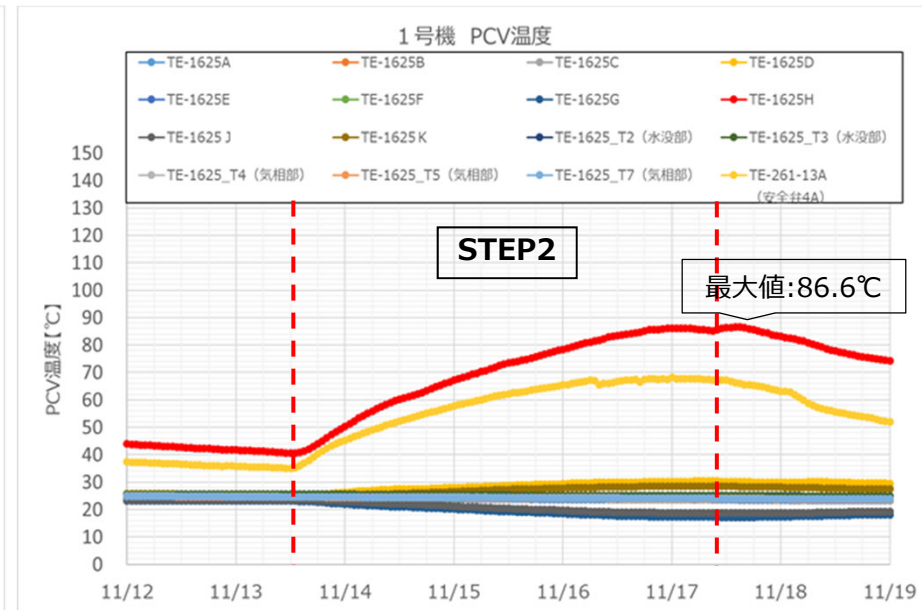
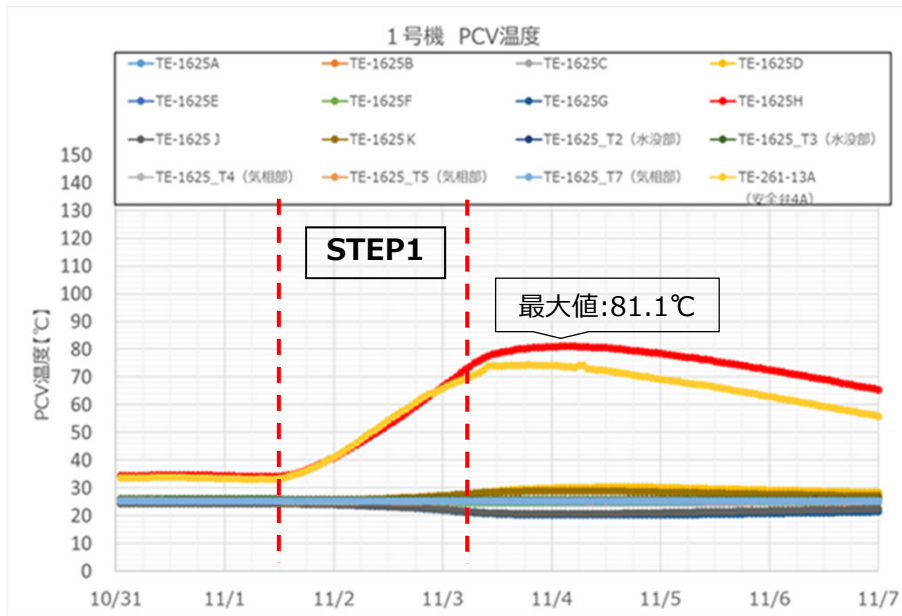


【参考4】試験時の監視パラメータ (PCV温度 STEP1,2)

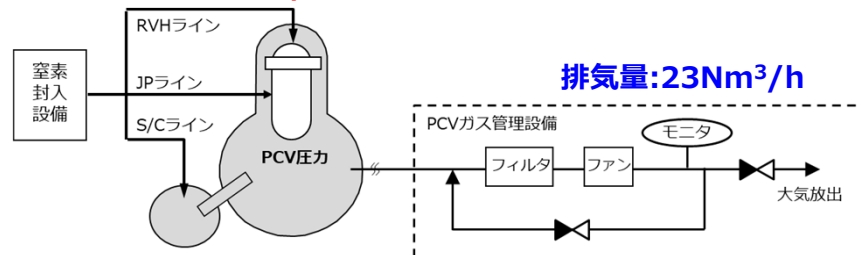


STEP1, 2 :

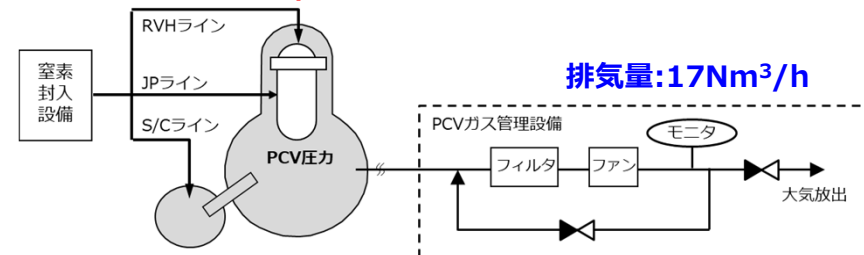
- ✓ 共に同様の变化傾向を示した
- ✓ 一部に大きく温度上昇するものが見られたが、中にはわずかだが温度低下するものもあった
- ✓ 新設温度計※は温度変化していない



窒素封入量: 25Nm³/h



窒素封入量: 24Nm³/h



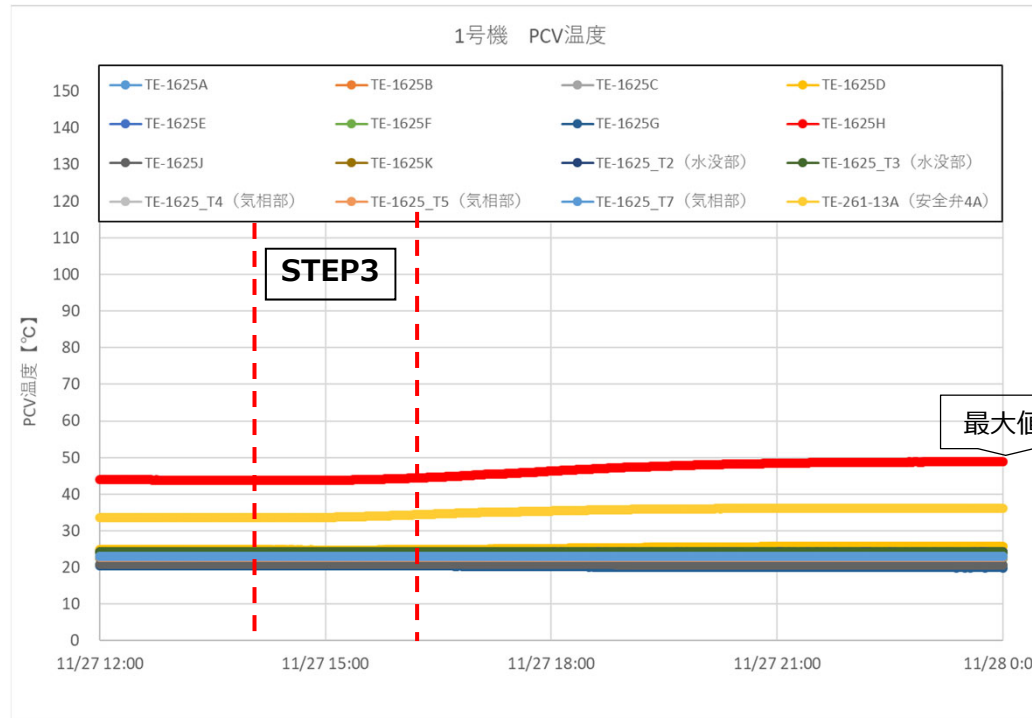
※新設温度計とは、震災後に取り付けられた吊り下げ式のPCV温度計のこと

【参考4】試験時の監視パラメータ (PCV温度 STEP3)

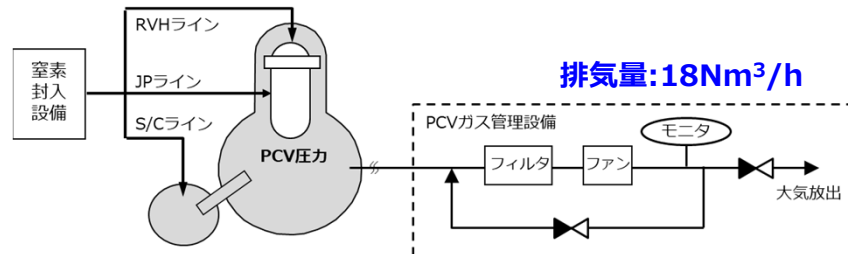


■ STEP3 :

- ✓ STEP1,2に比べ緩やかに上昇し、試験終了後約8時間上昇を継続
- ✓ 新設温度計※は温度変化していない



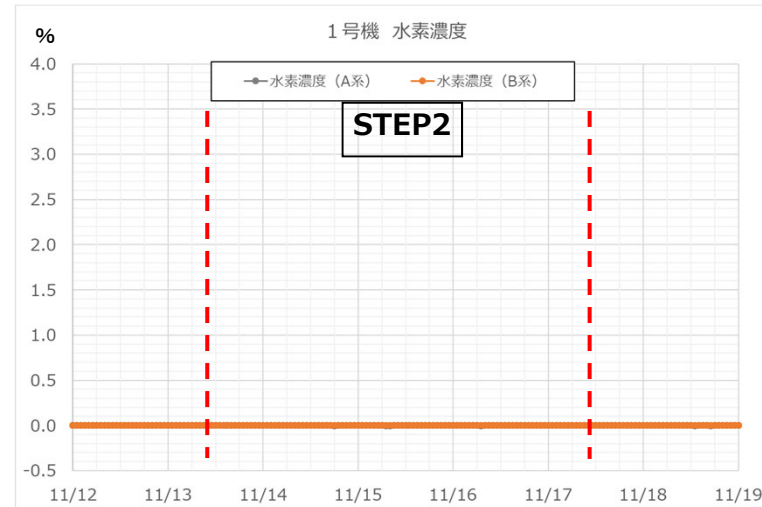
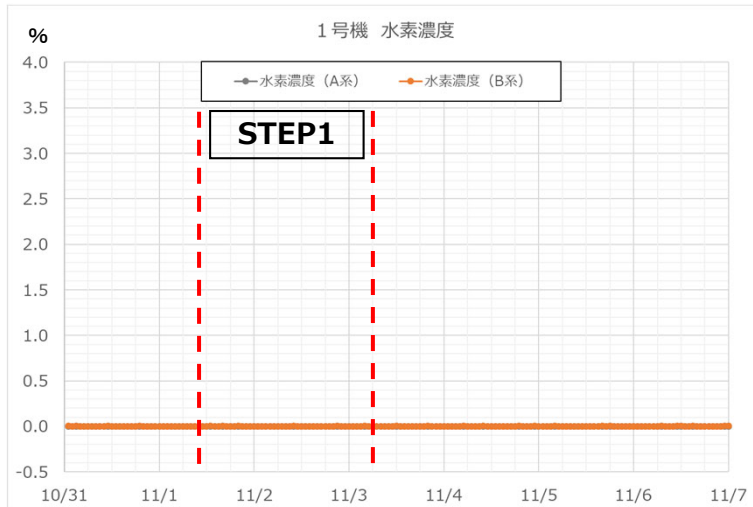
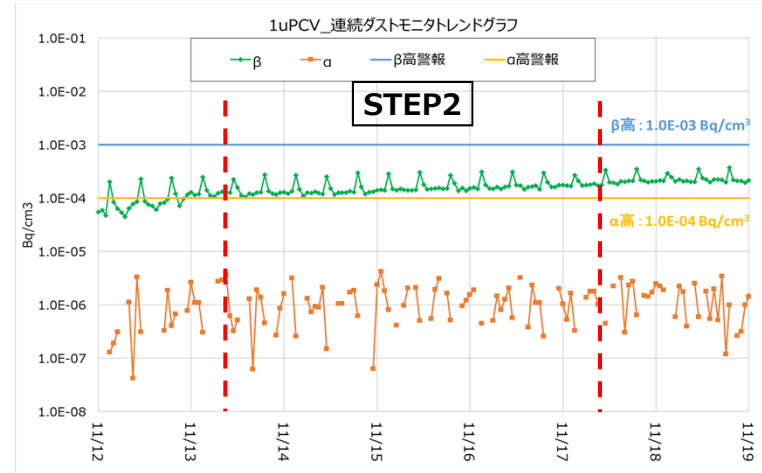
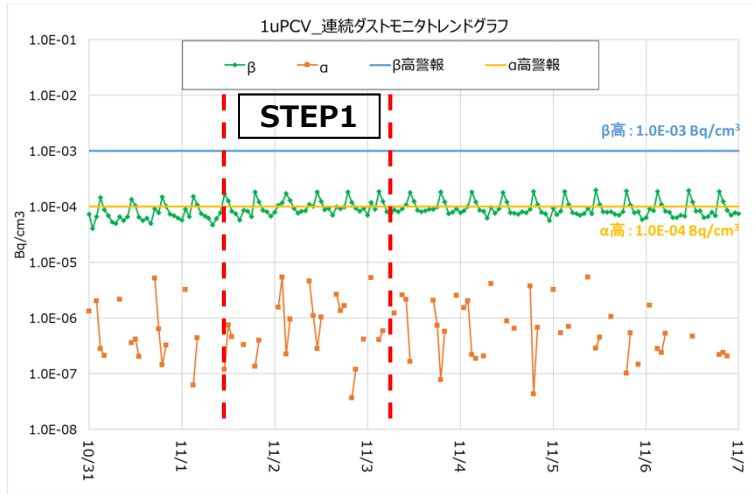
窒素封入量:0Nm³/h



※新設温度計とは、震災後に取り付けられた吊り下げ式のPCV温度計のこと

【参考4】試験時の監視パラメータ（放射能濃度/水素濃度 STEP1,2） **TEPCO**

- STEP1,2 :
 - ✓ 共に仮設ダストモニタの放射能濃度は試験に伴う有意な変化は確認できなかった
 - ✓ 共に水素濃度は変化していない

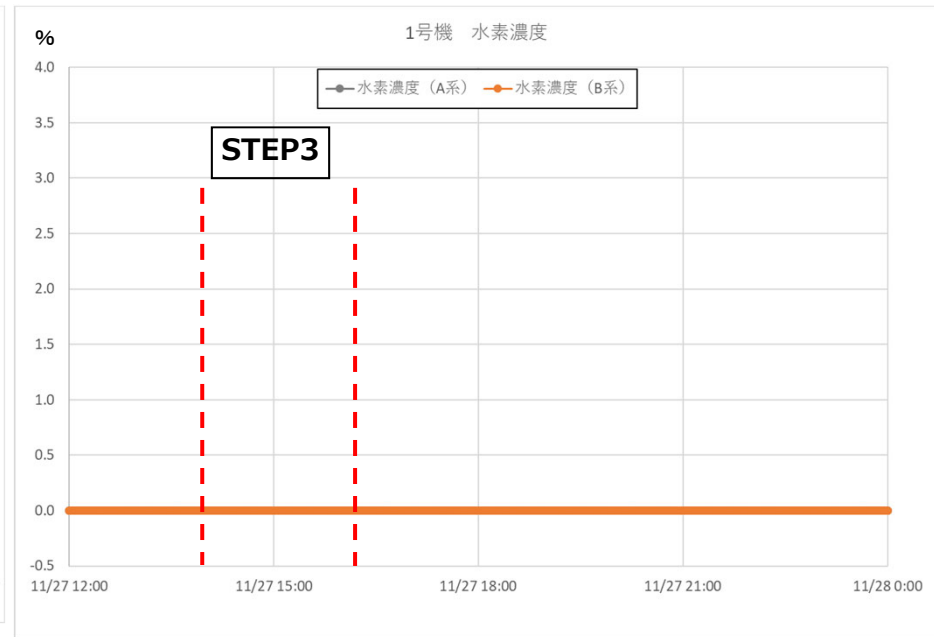
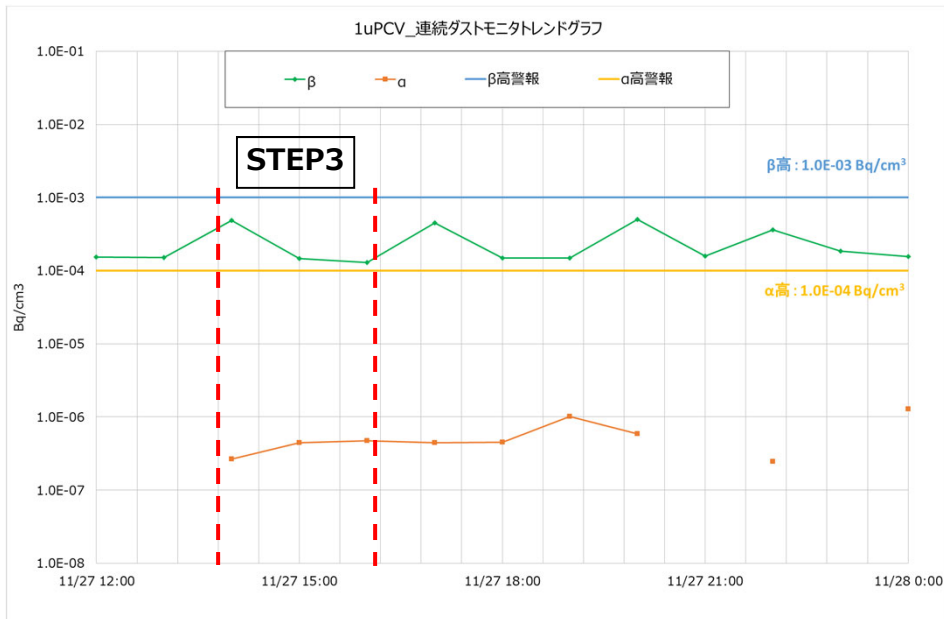


【参考4】試験時の監視パラメータ（放射能濃度/水素濃度 STEP3）



■ STEP3 :

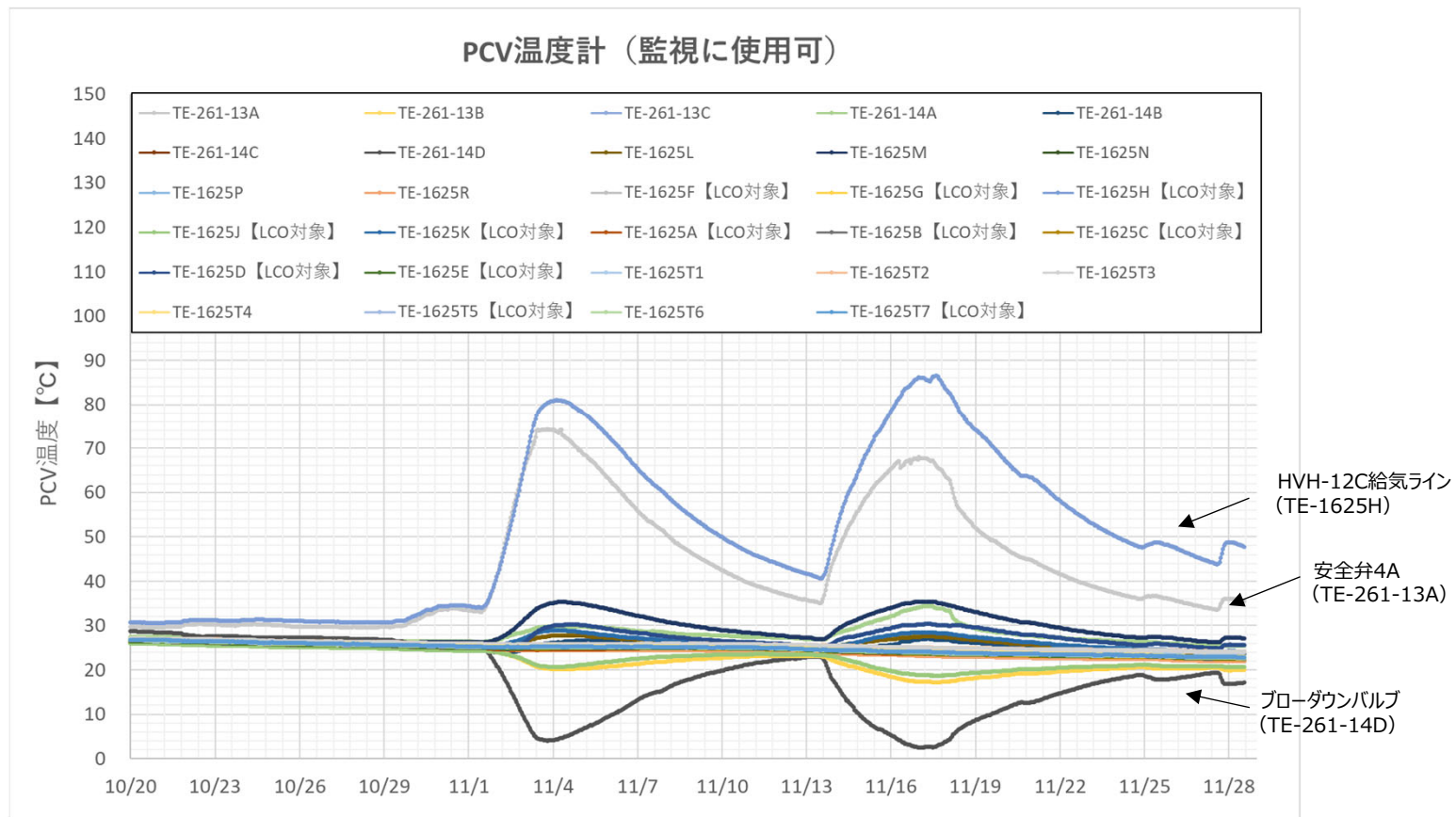
- ✓ 仮設ダストモニタの放射能濃度は試験に伴う有意な変化は確認できなかった
- ✓ 水素濃度は変化していない



【参考4】試験時の監視パラメータ以外のPCV/RPV温度 (1/2)



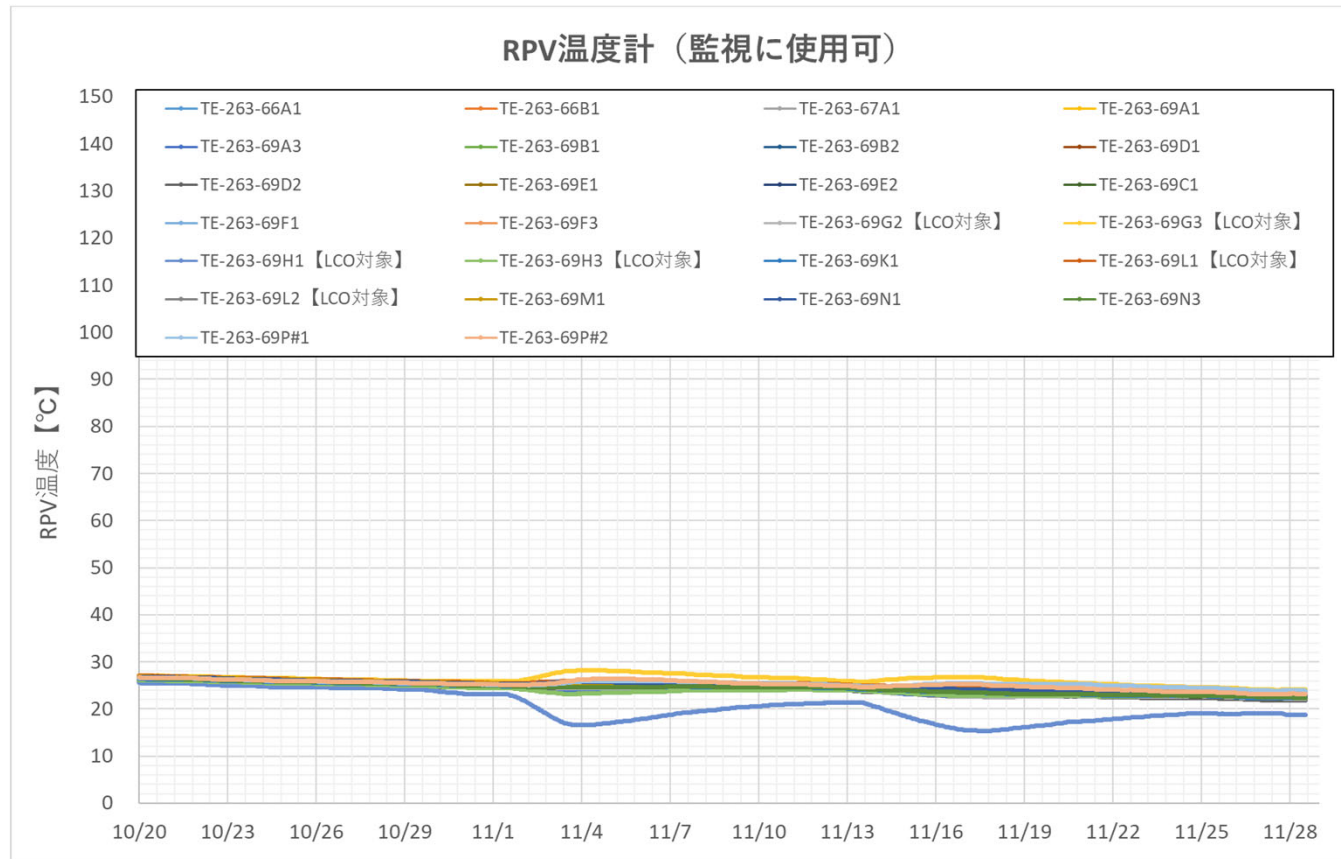
- PCV温度計の挙動を以下に示す
 - ✓ 今回監視対象としなかった温度計についてもトレンドを確認
 - ✓ 中には大きく温度低下している温度計も確認されている



【参考4】監視パラメータ以外のPCV/RPV温度 (2/2)



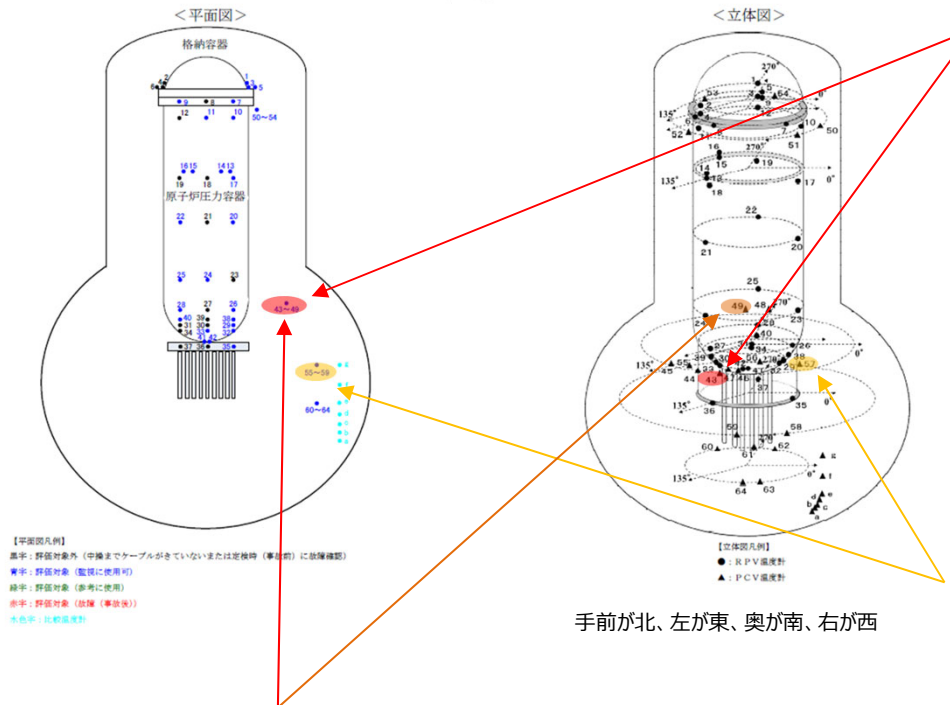
- RPV温度計の挙動を以下に示す
 - ✓ PCV温度に比べて変化は小さいものの、一部温度低下しているものなどが確認されている



【参考4】PCV/RPV温度計の配置

RPV/PCV温度計配置図

1号機



①安全弁4A (TE-261-13A) **温度上昇**
 設置高さ：TP15214付近
 設置方位：北北東

②HVH12C供給ライン (TE-1625H) **温度上昇**
 設置高さ：TP12564付近
 設置方位：南南西

③ブローダウンバルブ (TE-261-14D) **温度低下**
 設置高さ：TP15614付近
 設置方位：南東

【参考4】試験実績

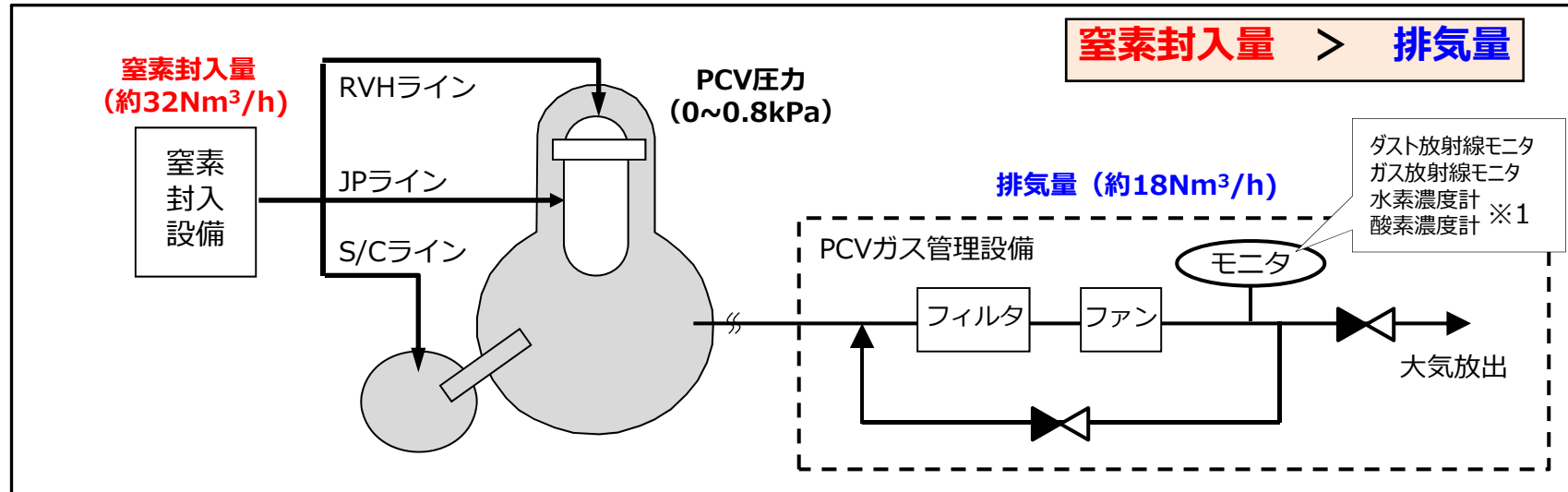
試験ステップ	目的	窒素封入量と排気量										
		試験予定日	-	11/1~	-	11/3~	11/13~	-	-	11/17~	11/27	-
試験前	通常の運転状態			窒素封入量：32Nm ³ /h 排気量：18Nm ³ /h								
1 (1)	窒素封入量の減少 排気量増加による 影響確認			窒素封入量：25Nm ³ /h 排気量：23Nm ³ /h								
1 (2)		実施せず		窒素封入量：19Nm ³ /h 排気量：25Nm ³ /h								
通常状態	次ステップへの 移行準備					窒素封入量：32Nm ³ /h 排気量：18Nm ³ /h						
2 (1)	窒素封入量減少による 影響確認					窒素封入量：24Nm ³ /h 排気量：17Nm ³ /h						
2 (2)	排気ファンの性能差確認 (B系⇒A系⇒B系)				実施せず	窒素封入量：24Nm ³ /h 排気量：18Nm ³ /h						
2 (3)	窒素封入量減少による 影響確認					窒素封入量：16Nm ³ /h 排気量：18Nm ³ /h						
通常状態	次ステップへの 移行準備					窒素封入量：32Nm ³ /h 排気量：18Nm ³ /h						
3	窒素封入停止による 影響確認					窒素封入量：0Nm ³ /h 排気量：18Nm ³ /h						
試験終了	通常の運転状態									窒素封入量：32Nm ³ /h 排気量：18Nm ³ /h		
実施計画Ⅲ 第1編 第32条適用 (計画的に運転上の制限外へ移行)		※3	← 11/1~11/6 →			← 11/13~11/20 →			※4	← 11/27~11/28 → 11/27		

窒素封入量
排気量

※3 実施計画Ⅲ 第1編 第18条 運転上の制限「PCV内温度の著しい温度上昇傾向」に抵触する想定
 ※4 実施計画Ⅲ 第1編 第25条 運転上の制限「必要な窒素封入量が確保されていること」に抵触

【参考5】通常時の窒素封入量と排気量について

〈1号機_通常時の状態（窒素封入量／排気量）〉



- ※1 PCVから排気したガスを用いて、水素／酸素濃度測定を実施
 PCVガス管理設備のモニタ系が通気状態であれば、窒素封入量がゼロでも測定可
 検出器の種類は以下の通り
- ・水素濃度計（熱伝導度式水素濃度検出器）
 - ・酸素濃度計（隔膜ガルバニ電池式酸素濃度検出器）