

1号機原子炉格納容器（PCV）水位低下の取組状況と 今後の対応について

2024年10月31日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 1号機原子炉格納容器の水位低下（概要）

- 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号機と同じ様なか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）の中央付近を目標として設定。
- 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^{※1}。

※1 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、PCV水位の長期的な管理・扱いについて検討する。

- 7/29からホールドポイント③→④^{※2}に向けた原子炉注水量低減（約2.6→2.1m³/h）によるPCV水位低下を開始。8/14頃以降、PCV水位（S/Cに設置した水位計で測定）がベント管下端高さ付近でほぼ横ばいになったことから、さらに段階的に注水量を低下（約2.1→1.8→1.4m³/h）させてきたが、PCV水位の影響はみられなかった。この結果から、PCVの主な漏洩は、D/W側であり、S/Cの漏洩は在っても微小^{※3}と評価されることから、原子炉注水量低減によるベント管下端以下へのS/C水位低下は難しいと考える。
- 原子炉注水量低減の結果、D/W底部の水位は無く、堆積物（燃料デブリ）は、かけ流し（ペDESTAL内）または、PCV床面に広がった水や湿潤環境（ペDESTAL外）で冷却していると推定しているが、注水量が運用上の最低流量（約1.4m³/h^{※4}）でもPCV内の全体的な冷却状態に異常がないことを確認している。

以上から、現状の注水量（約1.4m³/h^{※4}）を維持した状態で、今回のPCV（S/C）水位低下の作業を終了する。

※2 D/W底部高さ（過去に経験していない水位） ベント管下端高さを下回り、D/W底部とS/Cが縁切りされる。

※3 0.02m³/h程度（ごくわずかに低下傾向があった8/12～8/30の水位データより評価）

※4 運用上の最低流量（LCO(0.9m³/h) + 変動幅を考慮した流量）。
なお、LCOの値は、外気温度の変動に伴う注水温度の変化により、0.3m³/h程度（2024年4月～2025年3月）変化する。

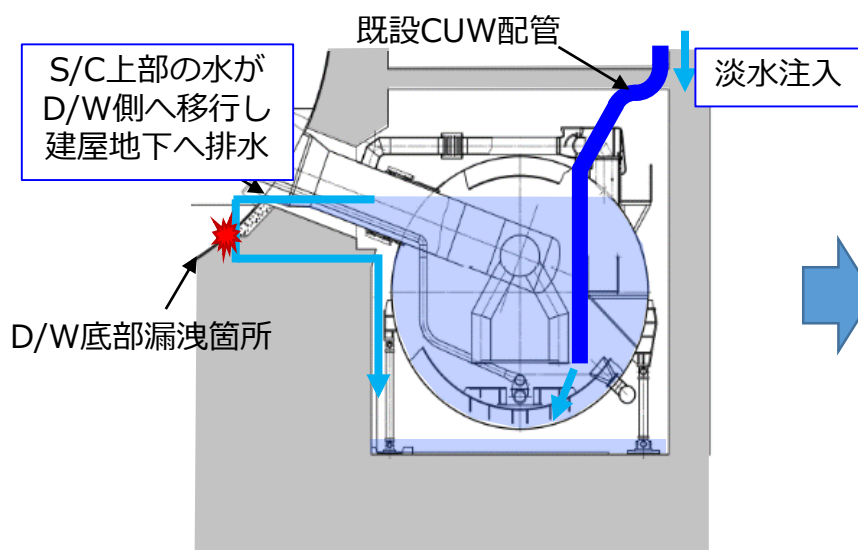
2. 今後のPCV水位低下に向けた対応方針（1 / 2）

PCV水位低下の結果・知見を踏まえ、今後のPCVの管理に関する課題・リスク低減に取り組んでいく。

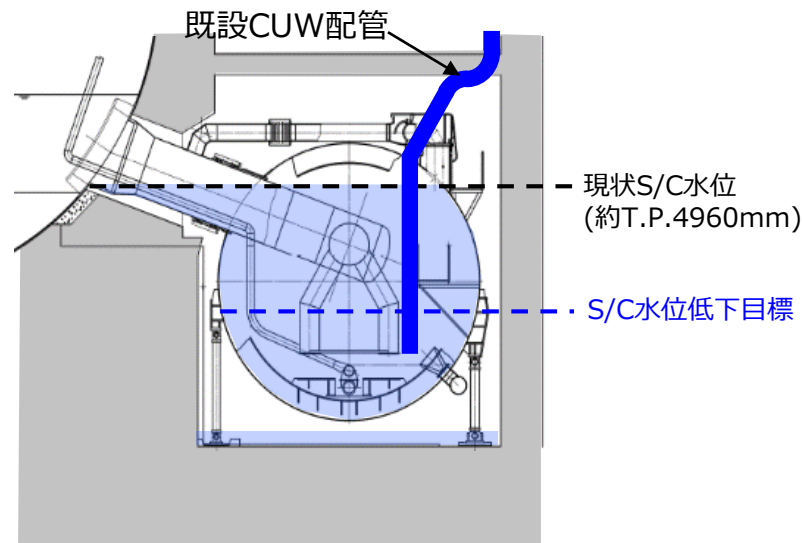
(1) S/C水位低下

- D/W底部は水位はなく、S/C水位はベント管下端付近(約T.P.4960mm)で維持されている状況。また、S/C内には放射能濃度の高い汚染水(Cs-137、H-3)がある状況。
- S/C内包水の放射能濃度が高いことから、滞留水処理への影響を抑えるため(移送量が制限されるため)、取水・移送が長期化すると想定。
- 長期間の取水・移送に伴う作業員の被ばく低減のため、水位低下設備の遠隔監視/操作化等が必要となり、水位低下設備の設置にも期間を要する可能性もあるため、水位低下に先行してS/C内包水の希釈を行うことも検討していく。

	リスク低減の対策	対策の想定概要
①	S/C内包水の希釈	S/Cに接続する既設CUW配管から淡水を注入し、S/C内包水を希釈。
②	S/C水位低下(S/C赤道下まで)	S/Cに接続する既設CUW配管を用い、取水ポンプによる水位低下を実施。



①S/C内包水希釈の概要図



②S/C内包水の取水(水位低下)の概要図

(2) 燃料デブリ冷却

- D/W底部は水位はなく、堆積物（燃料デブリ）は、かけ流し（ペDESTAL内）または、PCV床面に広がった水や湿潤環境（ペDESTAL外）で冷却されているものと推定しており、今後、PCV(S/C)水位が下がってもD/W底部の状況は変わらないと想定。
- 「**原子炉注水停止試験**」の実施
 - 原子炉注水停止時間を段階的に延長して、注水が停止した場合の影響や空冷でPCV内全体の冷却が可能なのか、冷却方法の選択肢を増やす余地の有無を確認する。
- 「**PCV閉じ込め機能試験(給排気流量変更試験)**」の実施
 - 現在、PCV水位が低下したことにより真空破壊ラインの損傷個所が気相露出しており、水位低下前に実施した「PCV閉じ込め機能試験（給排気流量変更試験）」の時とはPCVの閉じ込めに関する状況が異なる可能性がある。
 - 原子炉注水停止試験ではダスト飛散のリスクがあることから、その前に、PCVへの酸素流入がなく、かつ均圧状態を維持できるPCV給排気の最適なバランスを見極めるために、「PCV閉じ込め機能試験（給排気流量変更試験）」を実施する。

3. 1号機の現状のプラントパラメータとPCVの漏洩箇所（推定含む）

➤ 2024年10月28日時点の1号機の各パラメータとPCV水位低下で得られた（推定含む）を以下に示す。

RPV底部温度	約26~29℃
PCV温度	約27~34℃
D/W圧力	約0kPa(gage)
PCV水位 (D/W)	D/W底部 水位なしと想定 (T.P.4744)
注水量	約1.4m ³ /h

酸素濃度	約0%
水素濃度	約0%
ダスト濃度 (本設)	約15cps

堆積物: ~1.0m程度

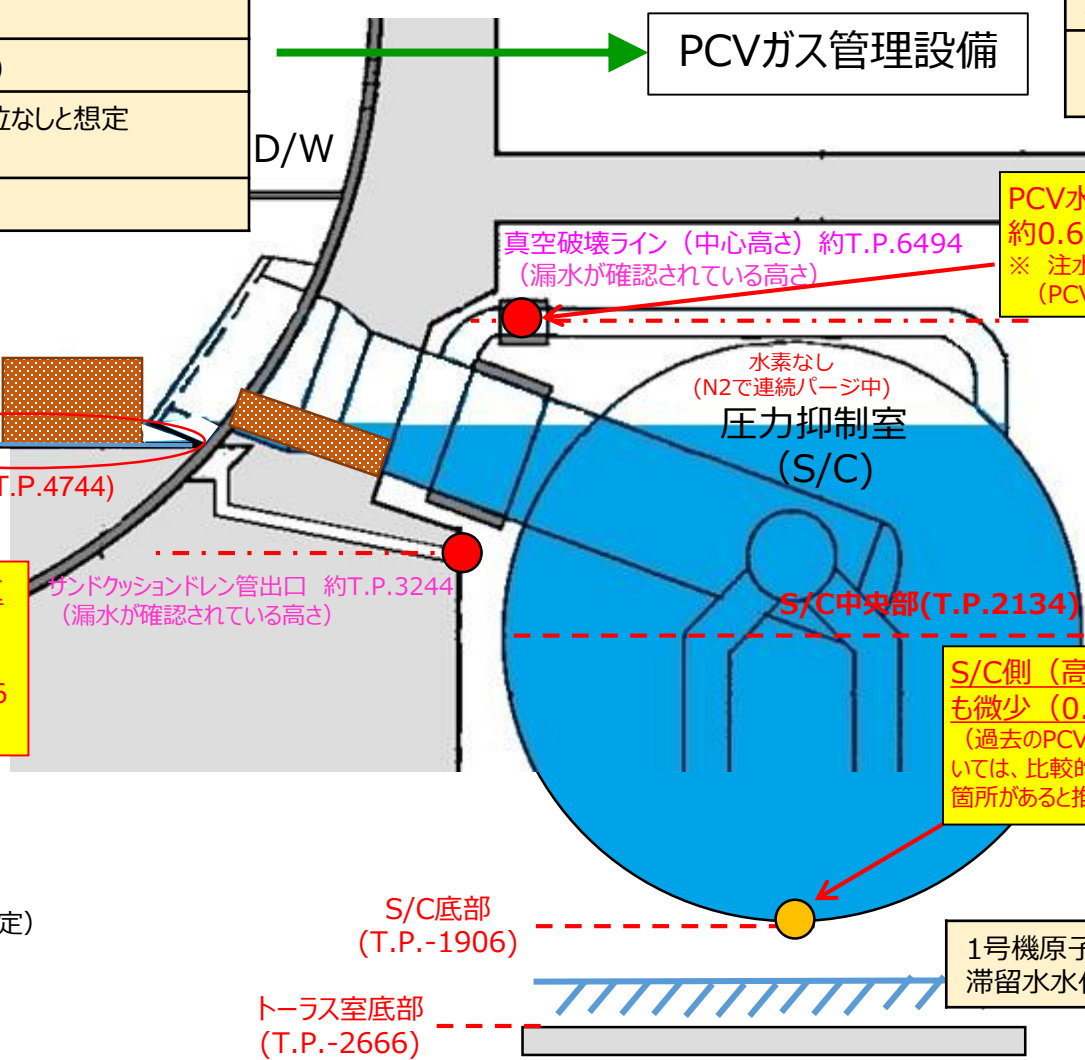
PCVからの漏洩の多くは、D/W側にある。
 (ホールドポイント③ (PCV水位: 約T.P.5200) において、漏洩量は約2.6 m³/h程度と評価)

PCV水位低下前の状態※において、約0.65m³/hと評価
 ※ 注水量: 約3.8m³/h (PCV水位: 約T.P.6600)

PCV水位 (S/C)	約T.P.4960
S/C温度	約25℃
S/C圧力	故障

S/C側 (高さは不明) は漏洩があったとしても微小 (0.02m³/h程度) と評価
 (過去のPCV水位のトレンドデータを用いた評価においては、比較的低い高さ (S/C底部付近等) に漏洩箇所があると推定していた)

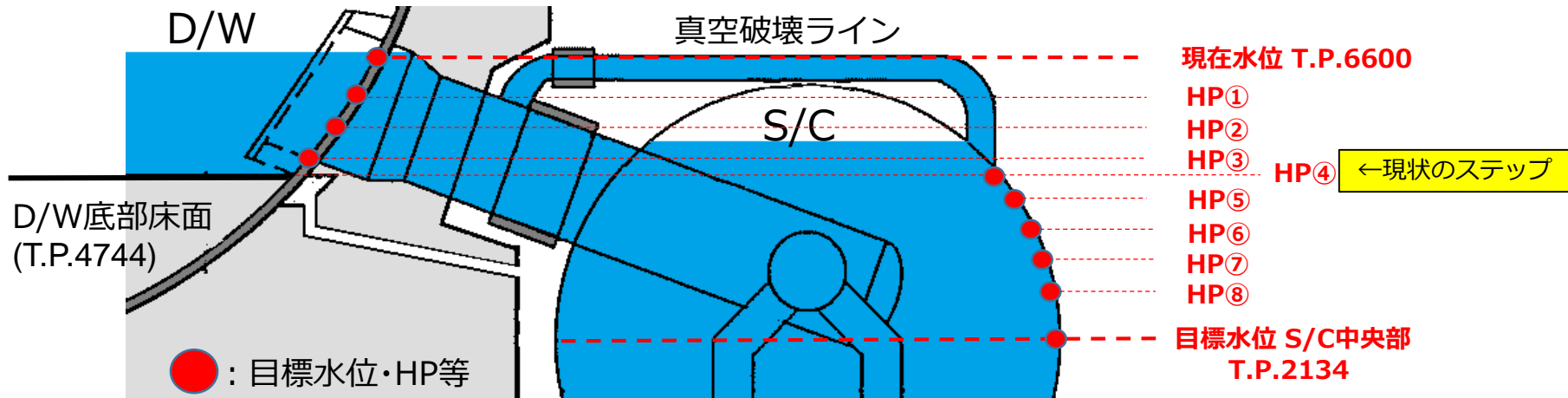
- : 漏水確認箇所
- : 漏水箇所 (推定)
- : 堆積物



1号機原子炉建屋 滞留水位	約T.P.-2200
---------------	------------

4. 当初計画していたホールドポイント (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)



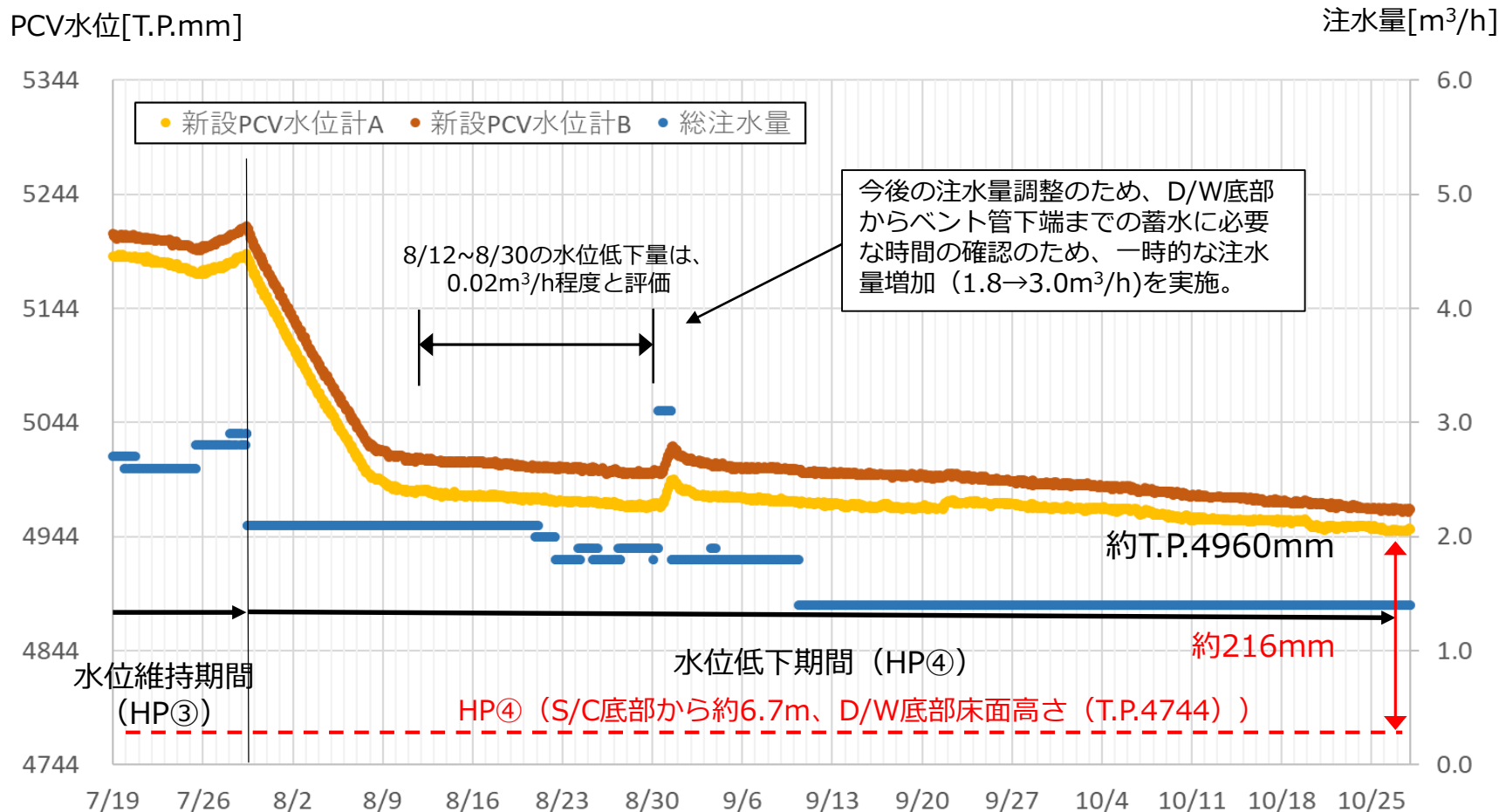
水位低下ステップ

	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

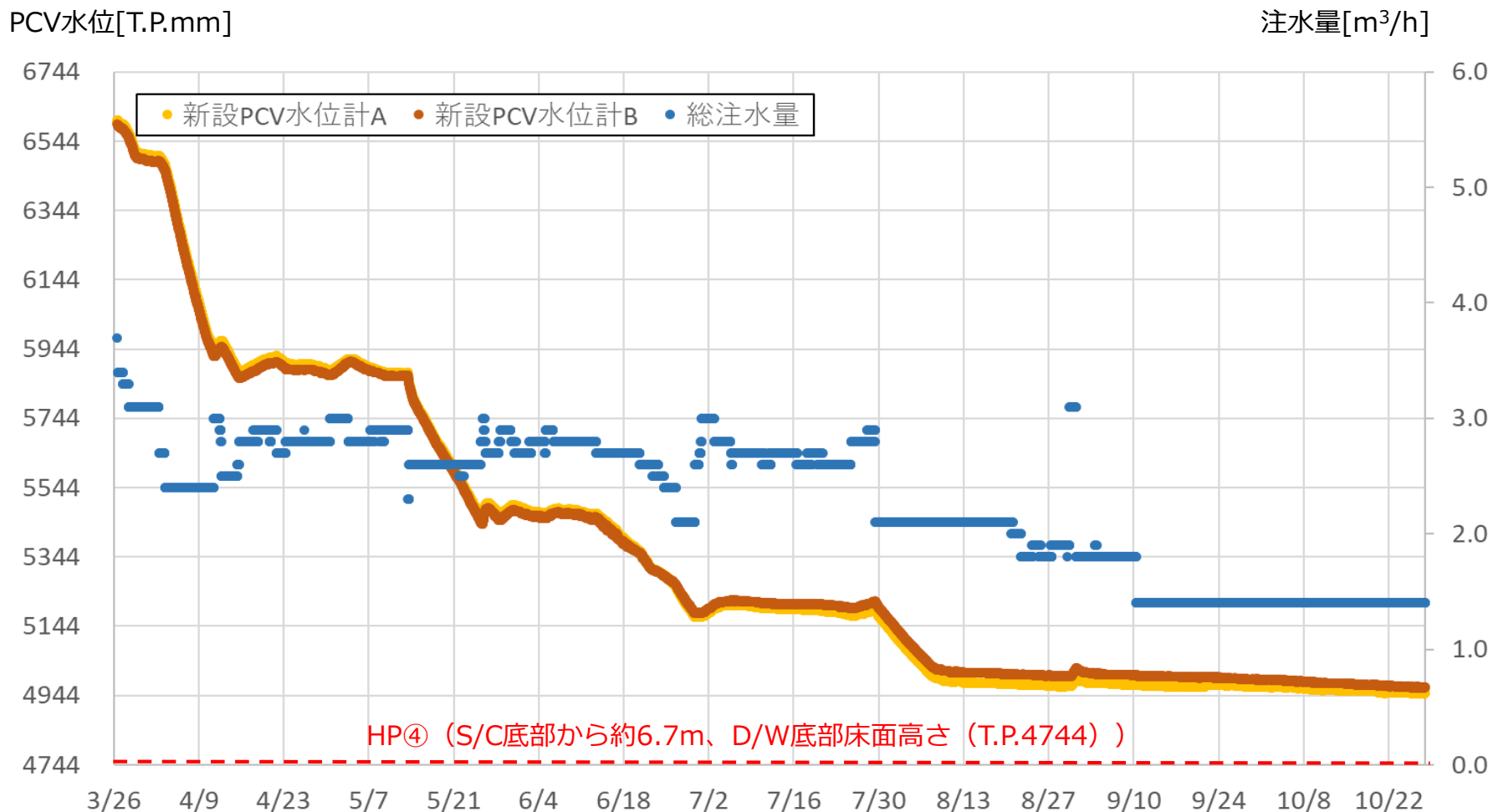
5. パラメータの推移（PCV水位と注水量：短期）

- ✓ 7/29より注水量を低減し、HP④に向けた水位低下を開始。
- ✓ 8/8頃より水位低下が緩やかになり始め、8/14頃以降水位がほぼ横ばいになった（約T.P.4970mm）。
- ✓ 8/22に原子炉注水流量の調整（約2.1→1.8m³/h）を行ったが、PCV水位の影響はみられなかった。
- ✓ 8/30にD/W底部からベント管下端までの蓄水に必要な時間の確認のため、原子炉注水量の調整（約1.8→3.0m³/h）を行った後、8/31（約3.0→1.8m³/h）、9/10（約1.8→1.4m³/h）に段階的に注水量を減少させている。



6. パラメータの推移（PCV水位と注水量：長期）

✓ PCV水位低下開始以降のPCV水位と注水量の実績を以下に示す。



7. HP④に向けた水位低下で想定される漏洩の状況と実績

- HP④に向けた水位低下ではベント管下端より水位を下げる。ベント管下端を下回る際の水位低下速度の変化に着目することで、D/WおよびS/Cからの漏洩状況の把握に資する情報が取得できる可能性がある。
- 今回の挙動からPCVからの漏洩の多くは、D/W側にあり、S/C側は漏洩があるとしてもごく微小と想定されることから、「ケース1」に近い状況にあると考える。

ケース	ケース1	ケース2	ケース3
水位低下の変化	水位低下が止まる	水位低下速度が遅くなる～速くなる	水位低下速度が速くなる
想定される漏洩状況	<ul style="list-style-type: none"> ・D/W側から全て漏洩 ・S/C側の漏洩なし 	<ul style="list-style-type: none"> ・D/W側から漏洩大 ・S/C側から漏洩小 	<ul style="list-style-type: none"> ・D/W側から漏洩小 ・S/C側から漏洩大
イメージ図	<p>注水 D/W 水位計 S/C HP③ HP④ 漏洩の全てがD/W側 S/C側 漏洩なし</p>	<p>注水 D/W 水位計 S/C HP③ HP④ 漏洩大 漏洩小</p>	<p>注水 D/W 水位計 S/C HP③ HP④ オーバーフロー 漏洩小 漏洩大</p>
備考	<ul style="list-style-type: none"> ・注水した水は全量D/W側から漏洩 ・D/WからS/Cへのオーバーフロー無し ・S/C側の漏洩がないことにより、注水流量低減によるS/C水位低下の継続不可 	<ul style="list-style-type: none"> ・注水した水は全量D/W側から漏洩 ・D/WからS/Cへのオーバーフロー無し ・S/C側の漏洩量が少ないことで、水位低下速度が遅くなる ・原理的に注水流量低減によるS/C水位低下の継続は可能だが、水位低下速度が遅く、期間を要する。また、S/C水位低下のコントロールが困難 	<ul style="list-style-type: none"> ・注水した水の一部はD/WからS/Cにオーバーフローする ・水位がベント管下端高さを下回った際には、D/W側にある水位を低下させる必要がなくなることで、水位低下速度が増加する※1 ・注水流量低減によるS/C水位低下の継続が可能

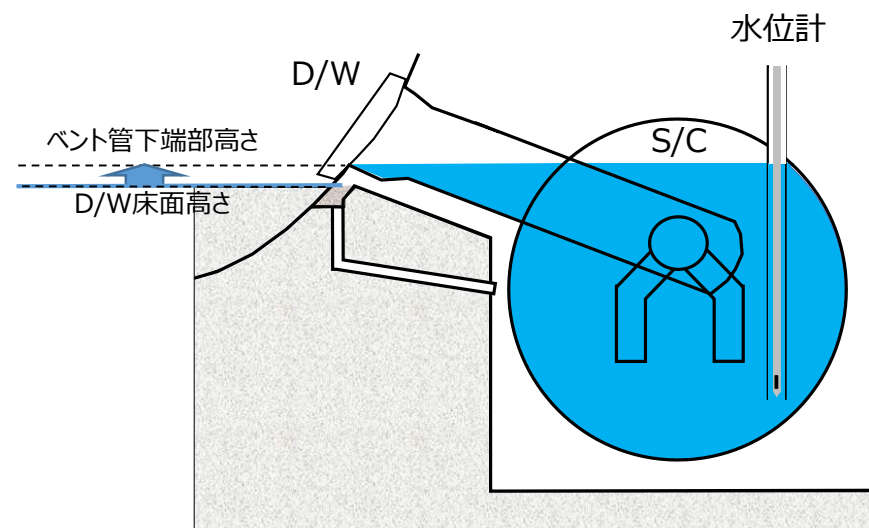
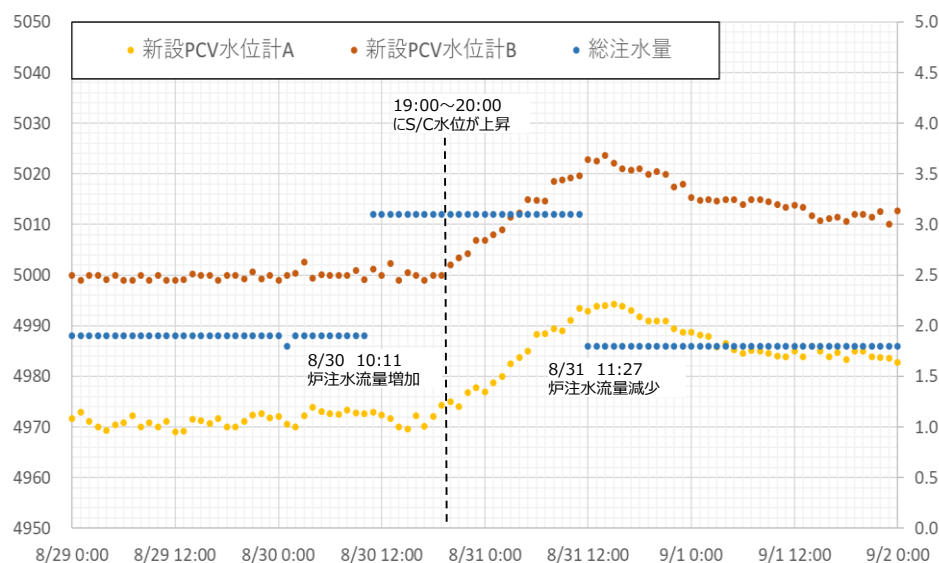
※1 水位低下速度の増加割合 = $\frac{[D/W水面積] + [ベント管水面積] + [S/C水面積]}{[ベント管水面積] + [S/C水面積]}$

8. パラメータの推移 (PCV水位と注水量) (8/30~8/31の注水量増加時)

- ✓ 今回のPCV水位の挙動からPCVからの漏洩の多くは、D/W側にあり、S/C側は漏洩があるとしてもごく微小と想定されることから、D/W底部の水位はほぼなく、堆積物（燃料デブリ）は、かけ流し（ペDESTAL内）または、PCV床面に広がった水や湿潤環境（ペDESTAL外）で冷却されているものと推定。
- ✓ 今後のPCV水位調整における状況確認として、8/30~8/31の間、原子炉注水量の増加（約1.8→3.0m³/h）を行い、D/W底部からベント管下端までの蓄水に必要な時間を確認。
- ✓ ホールドポイント③では、約2.6m³/hで水位が安定していたこと、D/W底部の容積（D/W床面からベント管下端部まで）は約30m³（堆積物未考慮）であることから、D/W底部の水位は、3.0m³/hの注水であれば3~4日程度でベント管下端部まで到達すると評価されるが、実績としては、10時間程度（4m³程度）でS/C水位の上昇がみられた。
- ✓ この理由として、内部調査の結果から、D/W底部の大部分が堆積物で覆われている可能性のほか、ベント管下端部高さ付近に漏洩口がある等が考えられるが、特定は難しい。

PCV水位[T.P.mm]

注水量[m³/h]



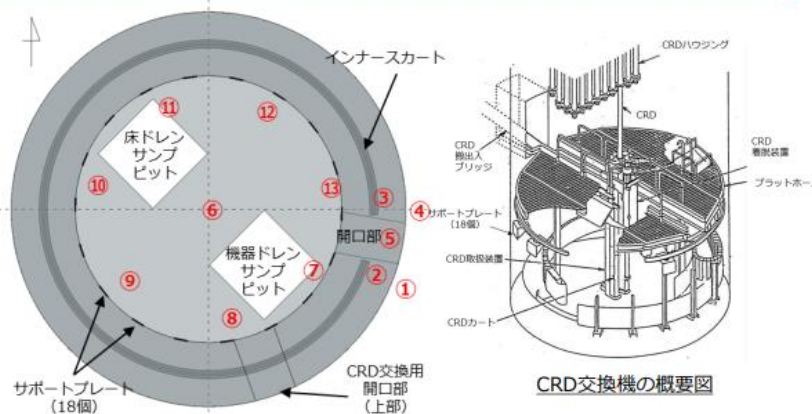
(参考1-1) 1号機原子炉格納容器内部調査における堆積物の状況 (D/W底部からベント管下端までの蓄水時間に関する参考情報 1/2)

- ✓ 過去のペDESTAL内部の調査の結果を以下に示す。
- ✓ 床面全域にわたり、堆積物があるが、大きな起伏はなく比較的平坦であり、堆積物の最高部は開口部周辺の1m程度の堆積物の山で、内部の平均的な高さは約60cm程度と推定。
- ✓ よって、ペDESTAL内は、ベント管下端高さまで、堆積物で覆われている状況である。

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第39回）
資料1
1号機 原子炉格納容器内部調査の状況について（2023年9月12日）抜粋

ペDESTAL内部の外観

- CRD交換機自体が存在せず
- 開口部同様、全周にわたり床から高さ1m程度までの高さで鉄筋が露出
- ペDESTAL外、開口部同様、一部に棚状堆積物を確認
- ペDESTAL壁周辺に落下してきたCRDハウジングを確認



内部調査の結果から、ペDESTAL内の平均高さは60cm程度と推定

*位置は推定

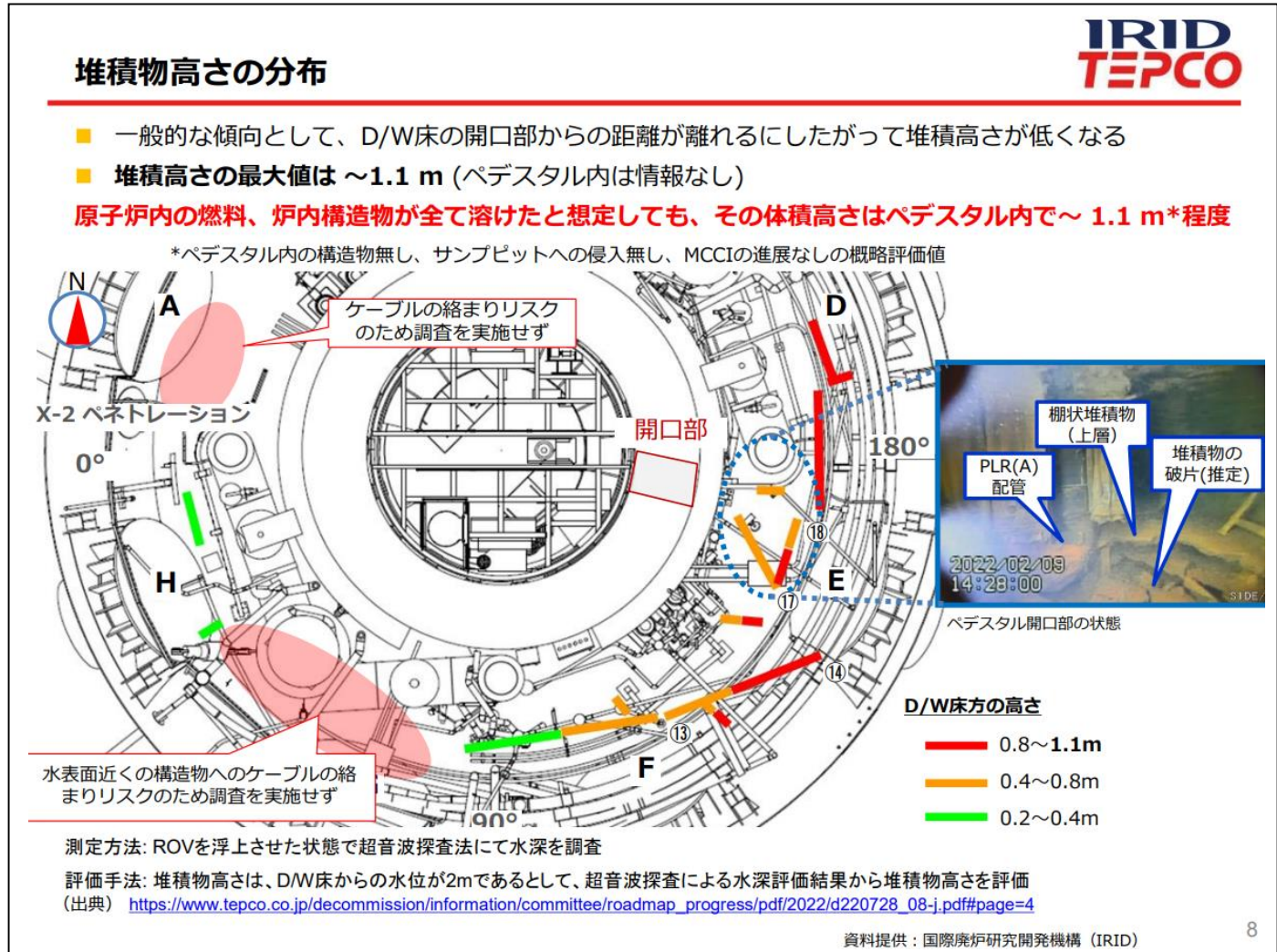
開口部出口から撮影したペDESTAL内部のパノラマ写真

(参考1-2) 1号機原子炉格納容器内部調査における堆積物の状況 (D/W底部からベント管下端までの蓄水時間に関する参考情報 2/2)

- ✓ 2022年のPCV内部調査におけるペDESTAL外への堆積物の調査結果を以下に示す。
- ✓ 調査できていない箇所があるが、ペDESTAL開口部から概ね160°程度までは、0.2m以上の堆積物があることが確認できている。
- ✓ よって、ペDESTAL外は、ベント管下端高さまでは概ね全域が堆積物で覆われている可能性がある。

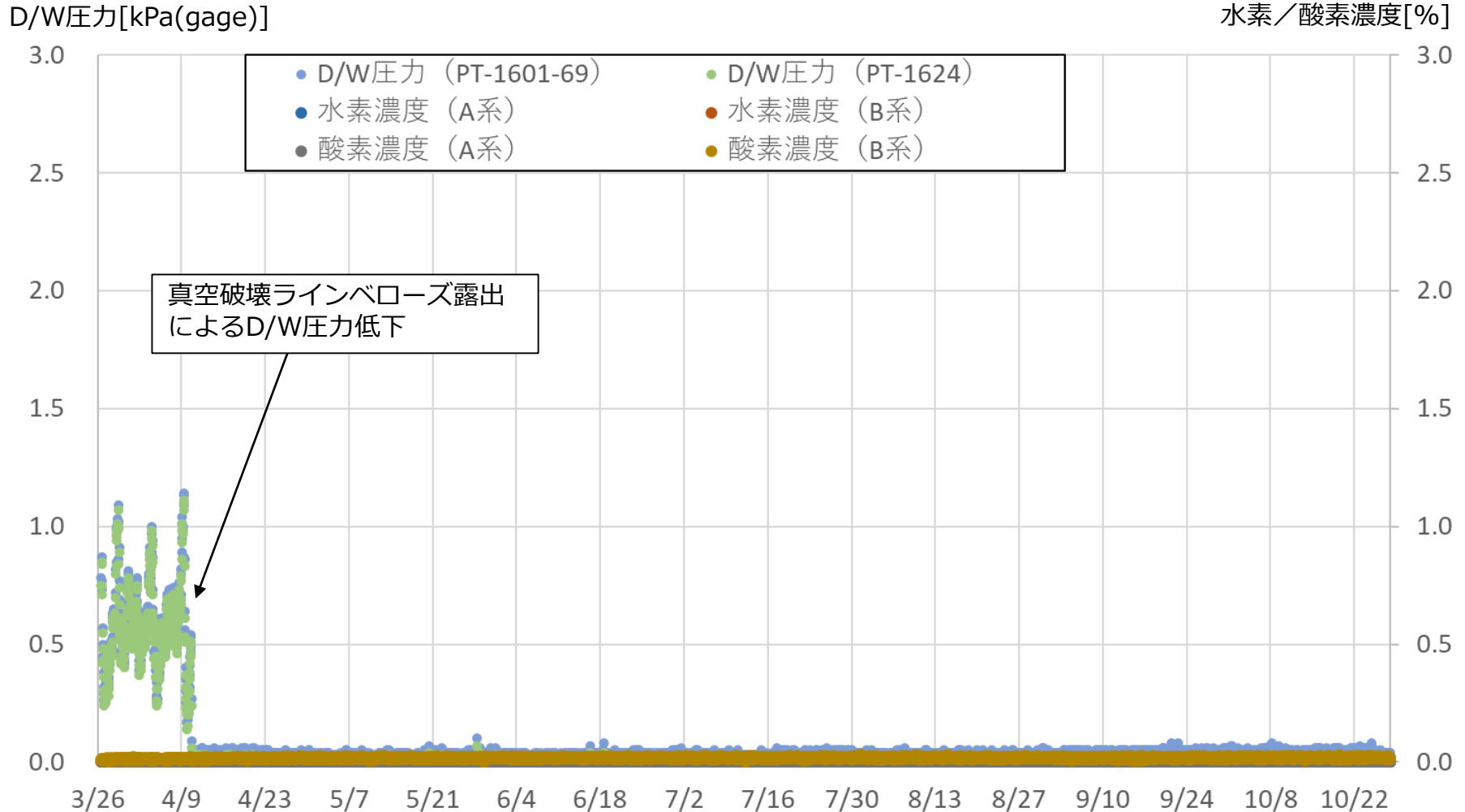
東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会
(第33回) 資料1-1

福島第一原子力発電所1号機の格納容器内部調査から得られた情報
(前半調査とりまとめ)
(2022年12月5日)
抜粋



9. パラメータの推移 (D/W圧力と水素/酸素濃度)

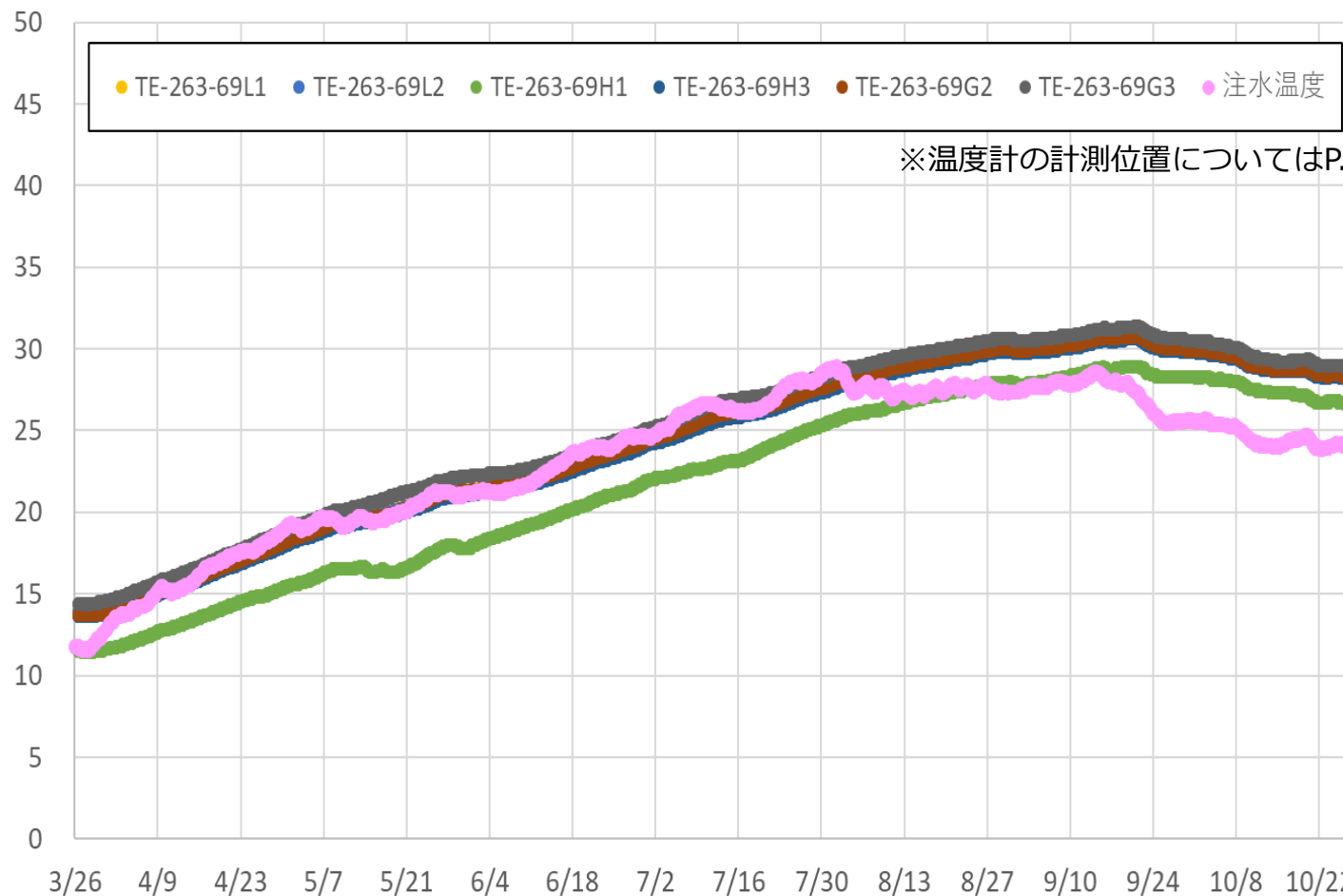
- ✓ 水素/酸素濃度の値に有意な変化なし。
- ✓ 真空破壊ラインベローズ露出以降、D/W圧力は0kPa付近にあり、酸素濃度の上昇が無いことから、現状D/Wへの大気の流れ無しと推定。



10. パラメータの推移 (RPV底部温度と注水温度)

- ✓ 全体的にはグラフに示す期間を通じて、緩やかに上昇しているが、9月下旬よりわずかに低下傾向を示している。
- ✓ 堆積物の露出が進んだ影響ではなく、長期的なトレンドから、外気温の上昇に伴う注水温度の変動が原因と推定。

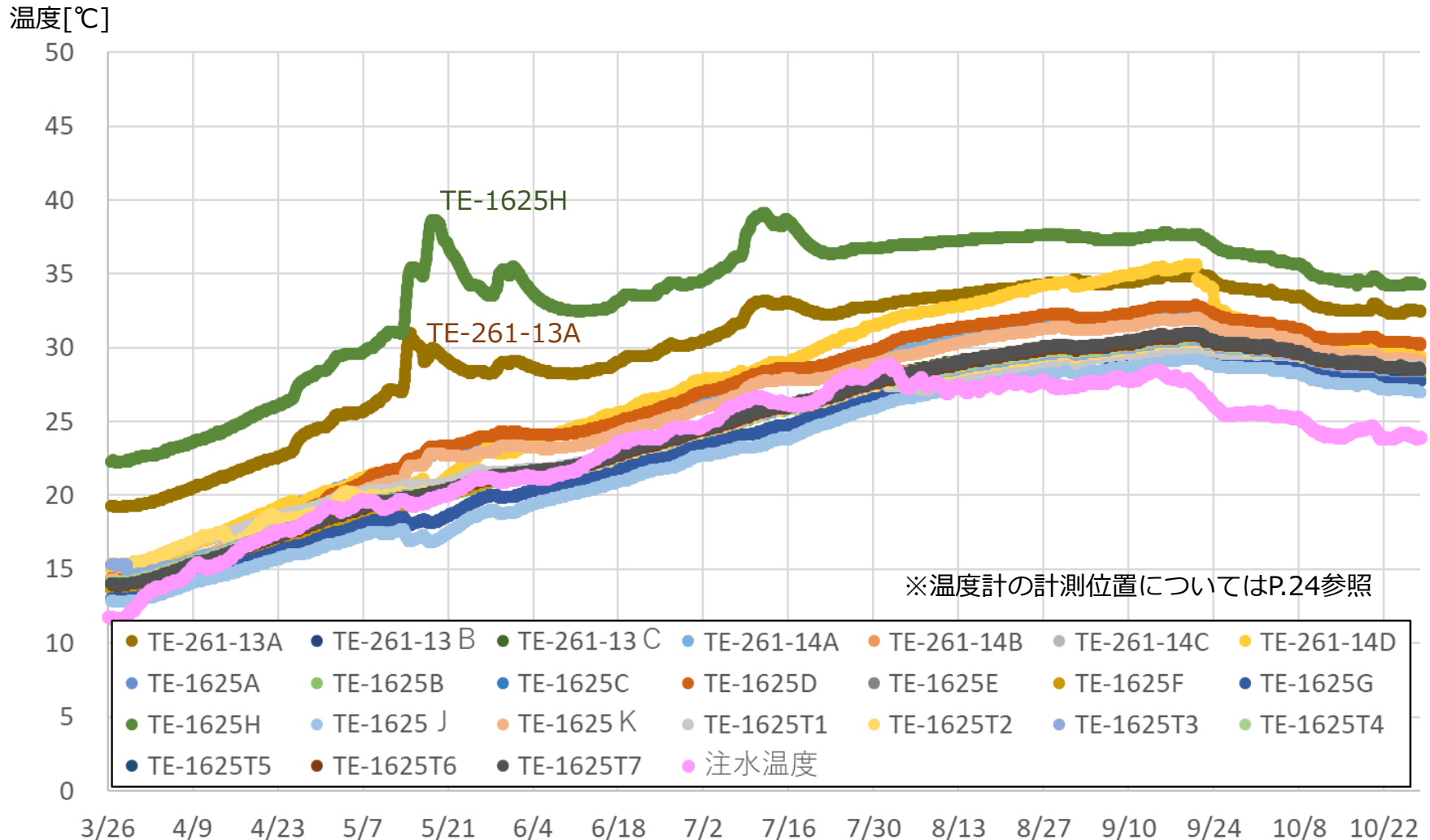
温度[°C]



※温度計の計測位置についてはP.24参照

1.1. パラメータの推移 (PCV温度と注水温度)

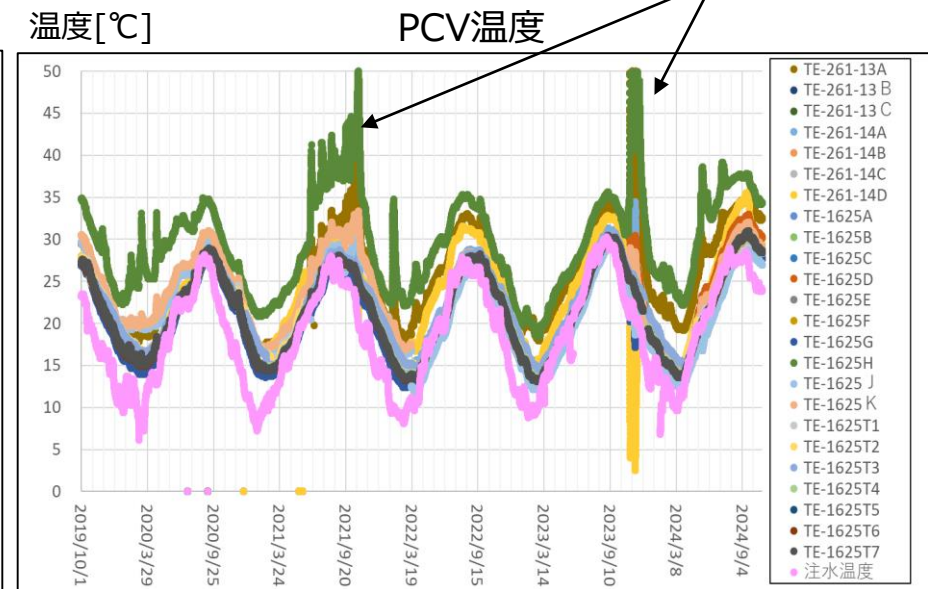
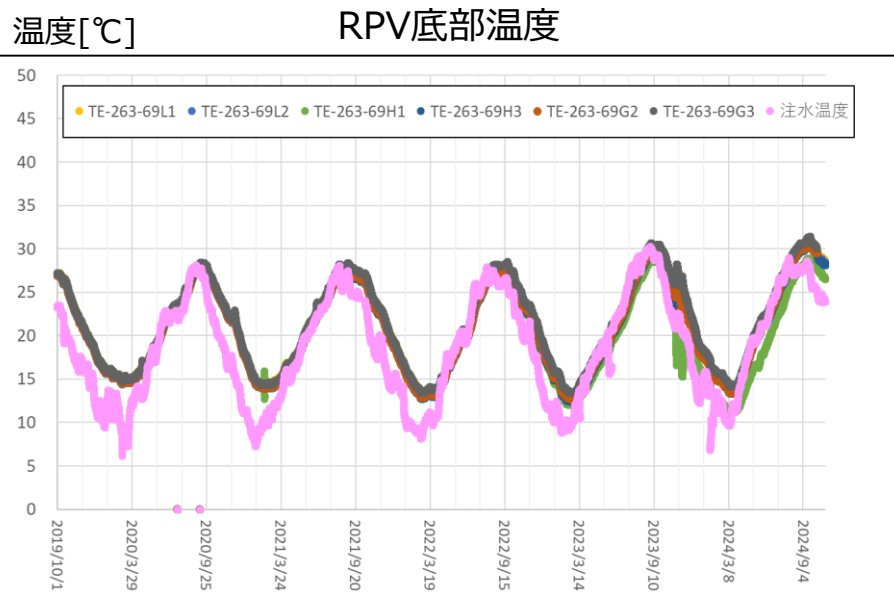
- ✓ 全体的にはグラフに示す期間を通じて、緩やかに上昇しているが、9月下旬よりわずかに低下傾向を示している。
- ✓ 堆積物の露出が進んだ影響ではなく、長期的なトレンドから、外気温の上昇に伴う注水温度の変動が原因と推定。



1 2. パラメータの推移 (RPV底部/PCV温度と注水温度) 長期

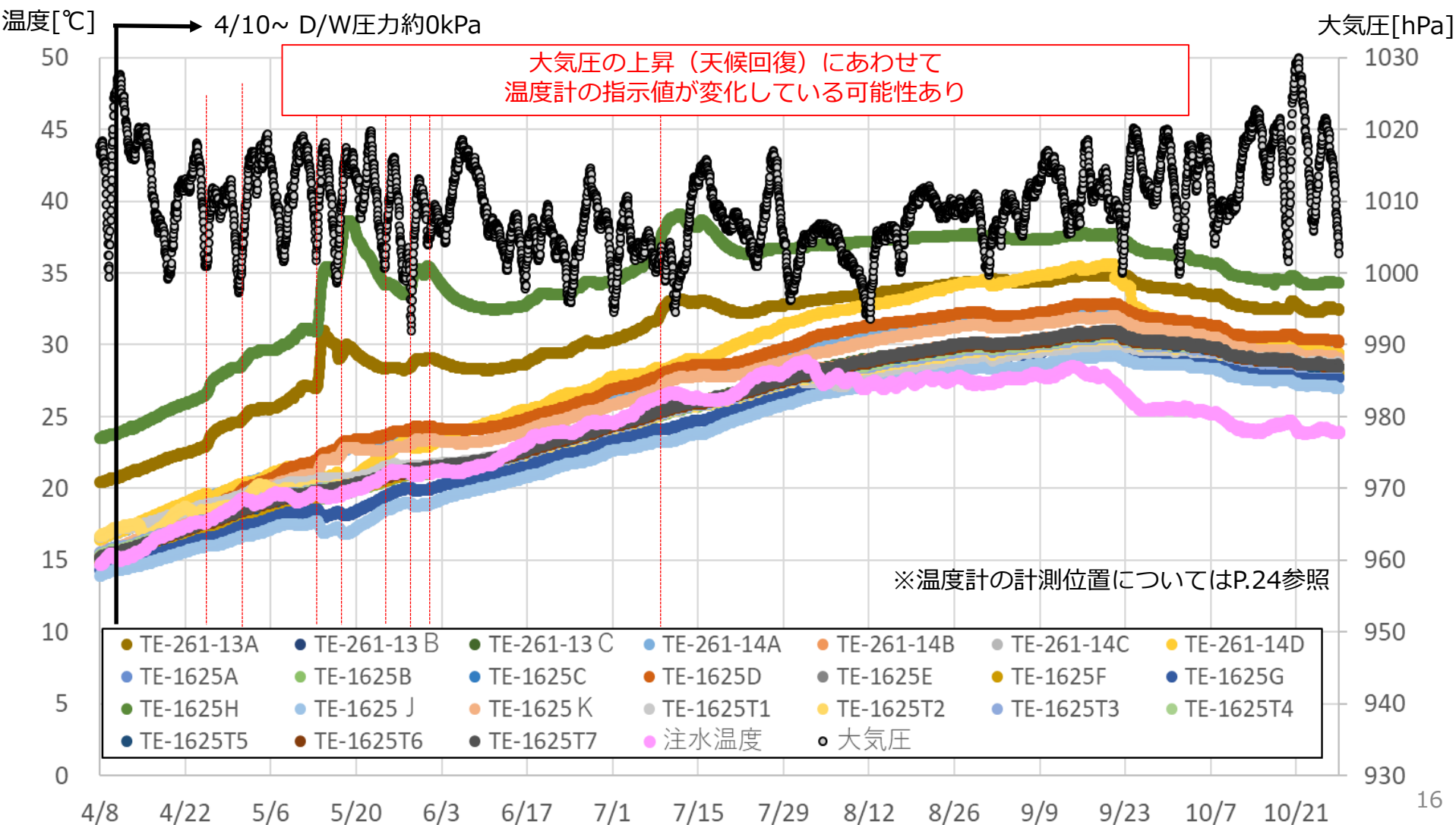
- ✓ 2019年10月以降のRPV底部とPCVの温度データを示す。
- ✓ 基本的には、注水温度と同程度で上昇、下降を示しており、いずれの年も概ね9月中旬頃をピークに温度が低下する傾向がみられている。
- ✓ PCV水位低下後もこの傾向に大きな影響はなく、注水温度に対するRPV底部/PCV温度の差は大きな変化がないことから、長期的な温度の傾向からも、PCV水位低下による全体的な冷却状態への影響は、見られていないものとする。

大気圧の上昇(天候回復)にあわせて温度計の指示値が変化している可能性ある温度計(詳細は,P16参照)



1 3. パラメータの推移 (PCV温度と注水温度と大気圧：長期)

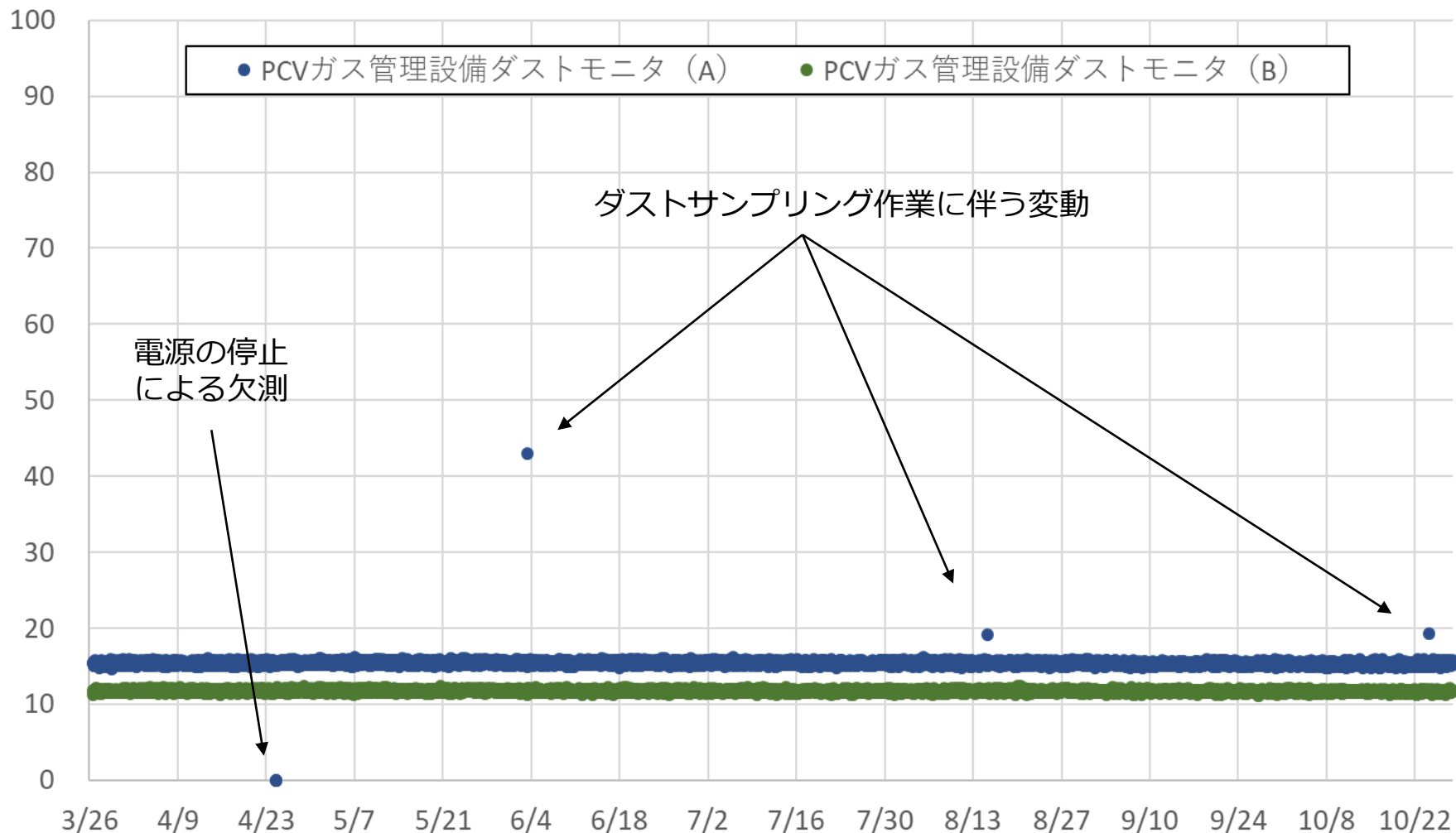
- ✓ 当該温度計の指示値の変化は、D/Wと真空破壊ライン損傷部が連通 (D/W圧力低下) して以降観測され始めており、直接的な原因の特定に至っていないが、大気圧変化と関係している可能性を確認。
- ✓ 指示値の変化が実際の温度変化を表しているか含め、指示値変化の要因について検討中。



1 4. パラメータの推移 (PCVガス管理設備ダストモニタ濃度)

✓ 有意な値の変動なし。

ダスト濃度[cps]

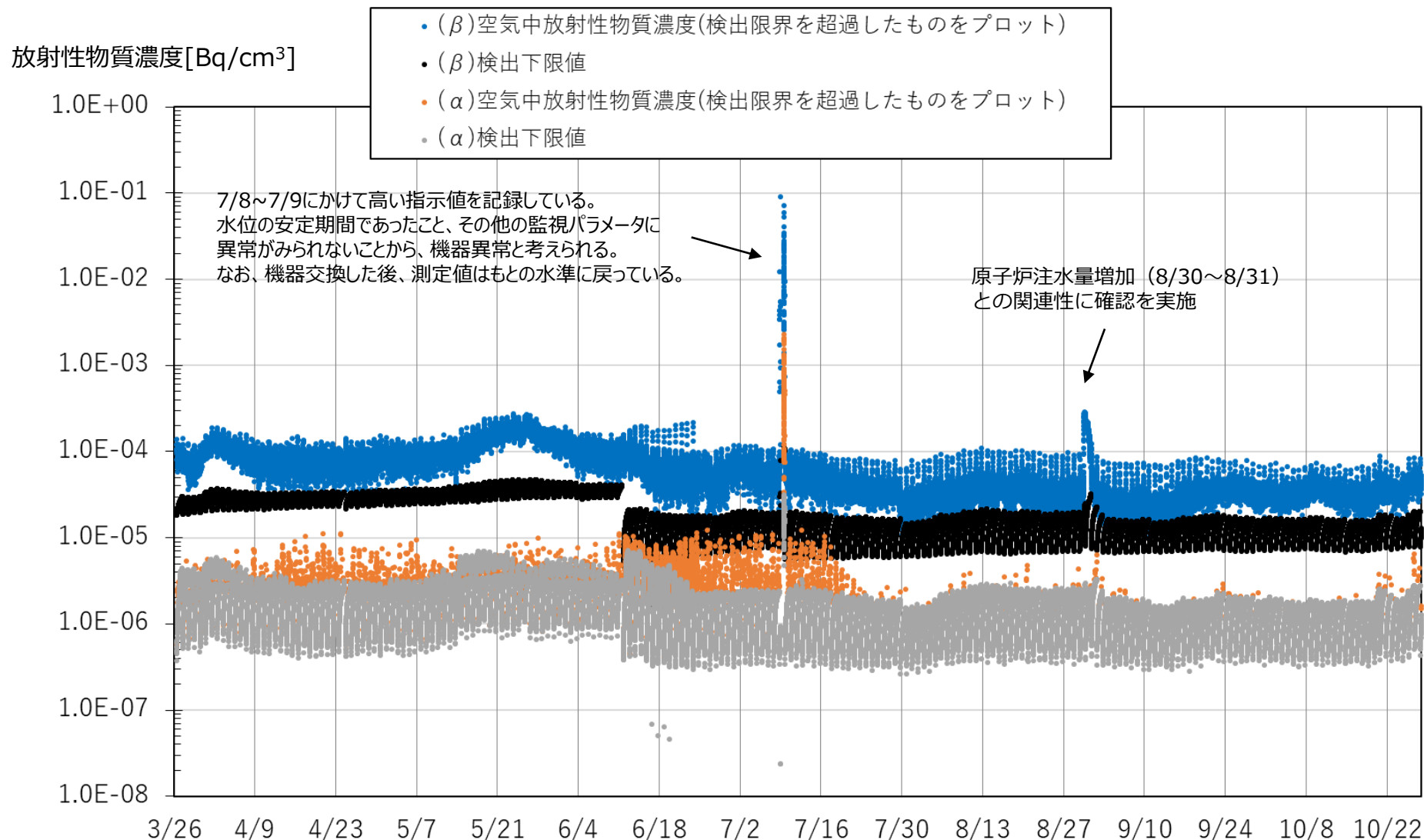


1 5. パラメータの推移

(PCVガス管理設備フィルタ前仮設ダストモニタ濃度：長期)

✓ 8/30~8/31に濃度の上昇がみられた。

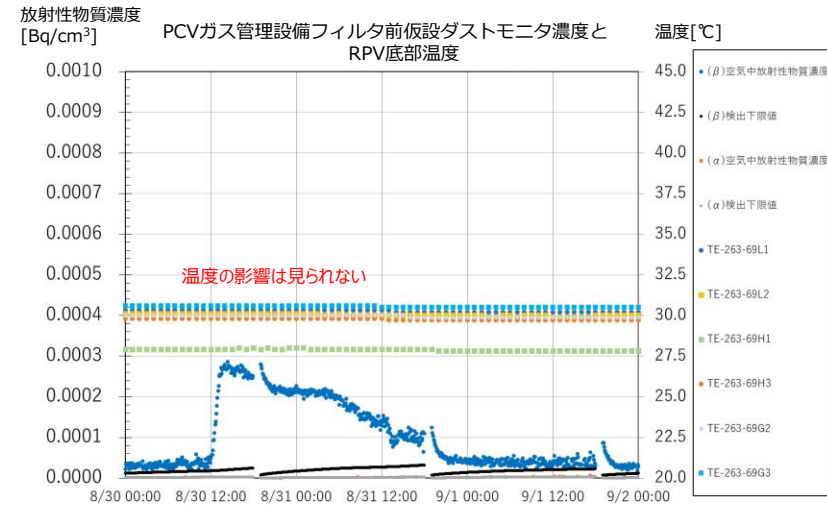
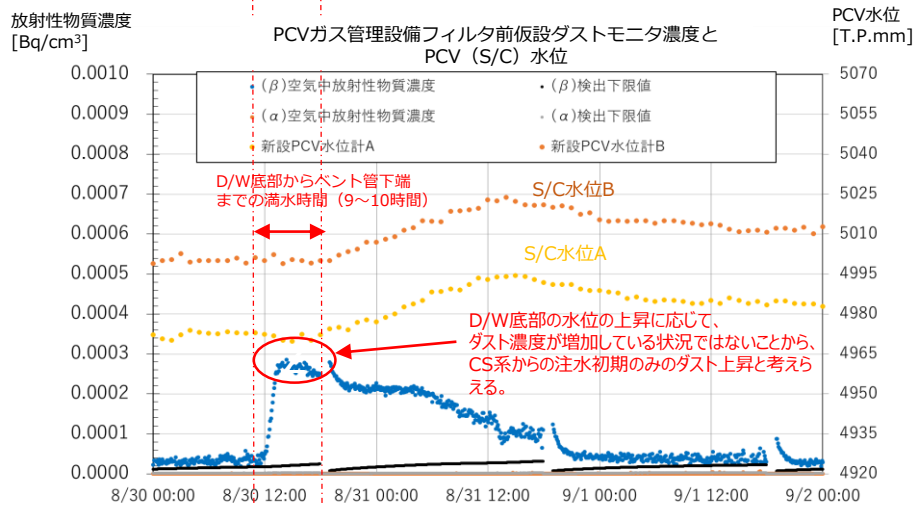
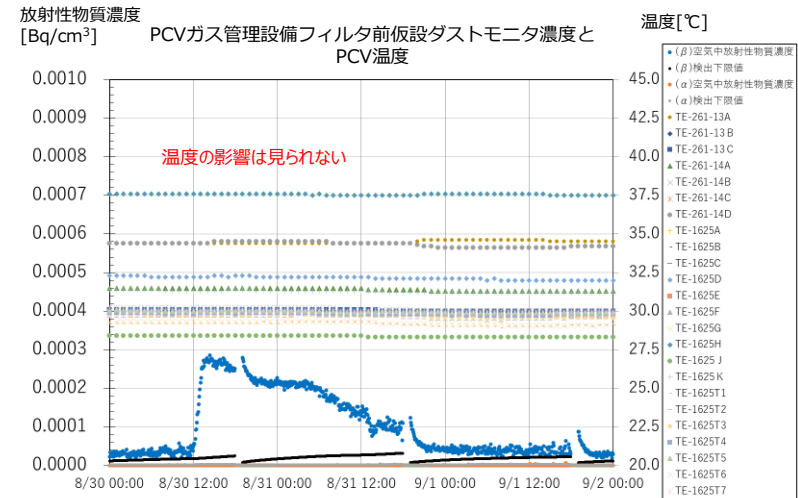
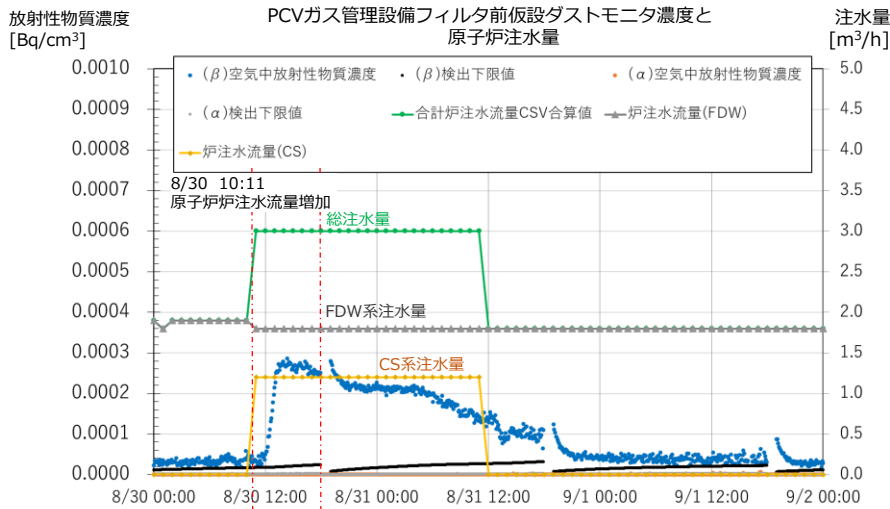
過去の実績（5/25前後）と比較して同程度であるが、詳細確認を実施（次項）。



16. パラメータの推移

(PCVガス管理設備フィルタ前仮設ダストモニタ濃度：原子炉注水量増加時（8/30～8/31））

- ✓ 原子炉注水量増加は、CS系からの追加注水（約1.2m³/h）を実施。原子炉注水量増加直後よりダスト濃度の上昇がみられ、1～2時間程度で上昇後、緩やかに低下している。
- ✓ D/W底部からベント管下端までは、注水増加後9～10時間程度で満水（S/C水位の上昇により判断）になっているが、その間のダスト濃度の継続した上昇は見られない。
- ✓ よって、CS系注水開始初期に注水の流の変化により、一時的にダスト濃度が上昇したものと推定。

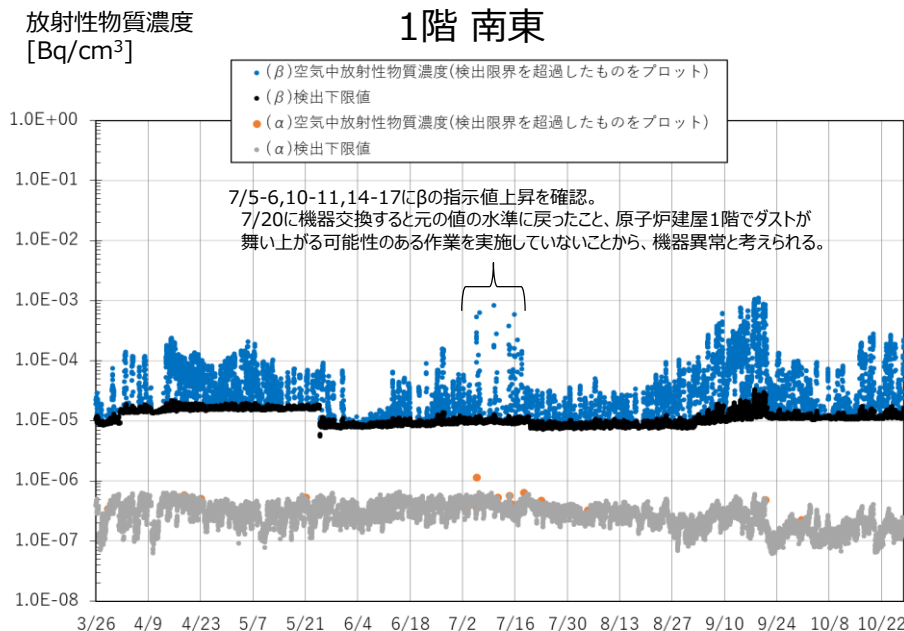
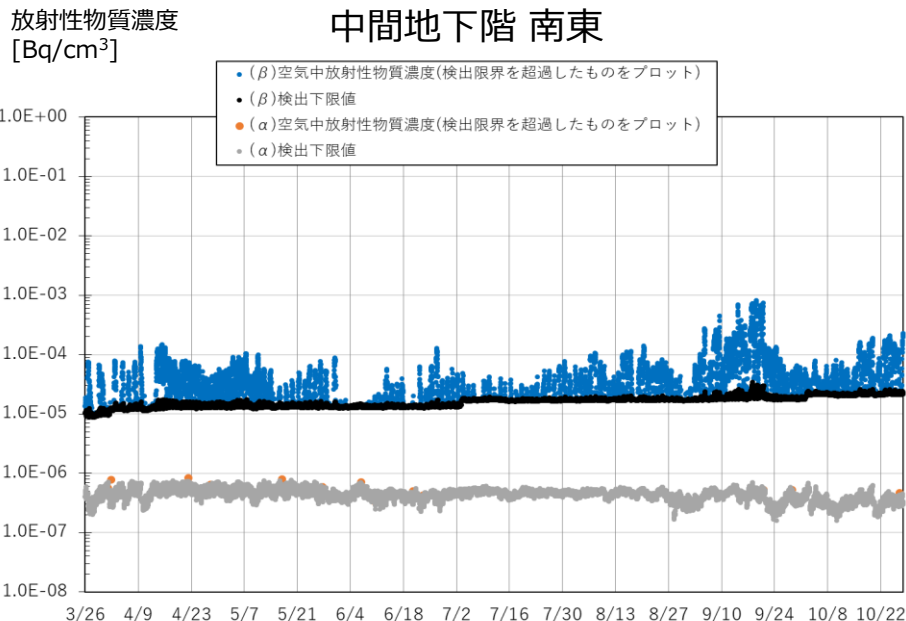


17. パラメータの推移 (原子炉建屋内ダストモニタ濃度 長期)

- ✓ PCV水位低下開始 (3/26) 以降の推移を示す。9月上旬から下旬の指示値は、中間地下階南東および1階南東共に、その他の期間と比較して若干高い状況がみられた。
- ✓ 8月中旬以降のPCV水位は約T.P.4970mm付近で変化なく、PCVガス管理設備フィルタ前仮設ダストモニタ濃度等の上昇は見られないことから、その他の要因について確認を実施した結果、滞留水移送に関連しているダスト濃度が上昇していることを確認※している。
- ✓ 1号機周辺の構内連続ダストモニタには、有意な変動は見られていない。

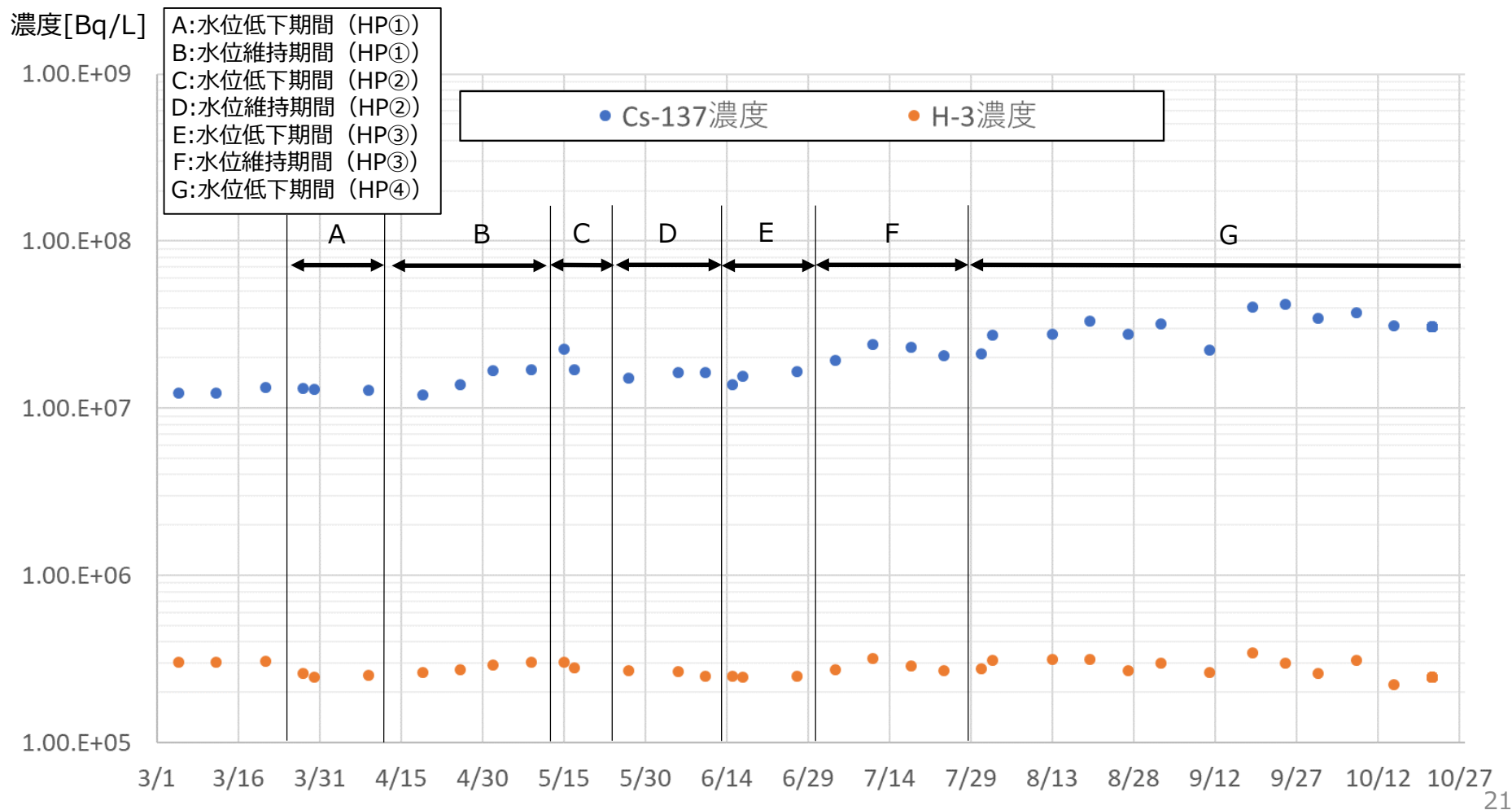
※ 原子炉建屋内ダストモニタ濃度上昇の理由 (推定) について

- ✓ 1号機の滞留水移送設備は、通常、循環運転時を行っており、滞留水水位が高くなった場合に、弁の切り替えによりPMBへ移送を行っているが、循環運転時にダスト濃度が上昇し、PMBへの移送時に低下する傾向がみられている。
- ✓ 9月上旬の滞留水移送ポンプの切り替え後、ポンプの性能差により、PMBへの移送時間が短くなり、循環運転時間が長くなっていることから、全体としてダスト濃度のレベルが上昇しているものと推定。
- ✓ なお、9月下旬にポンプの切り替えを実施した結果、ダスト濃度は元のレベルに低下していることを確認している。



18. パラメータの推移 (建屋滞留水のCs-137/ H-3濃度)

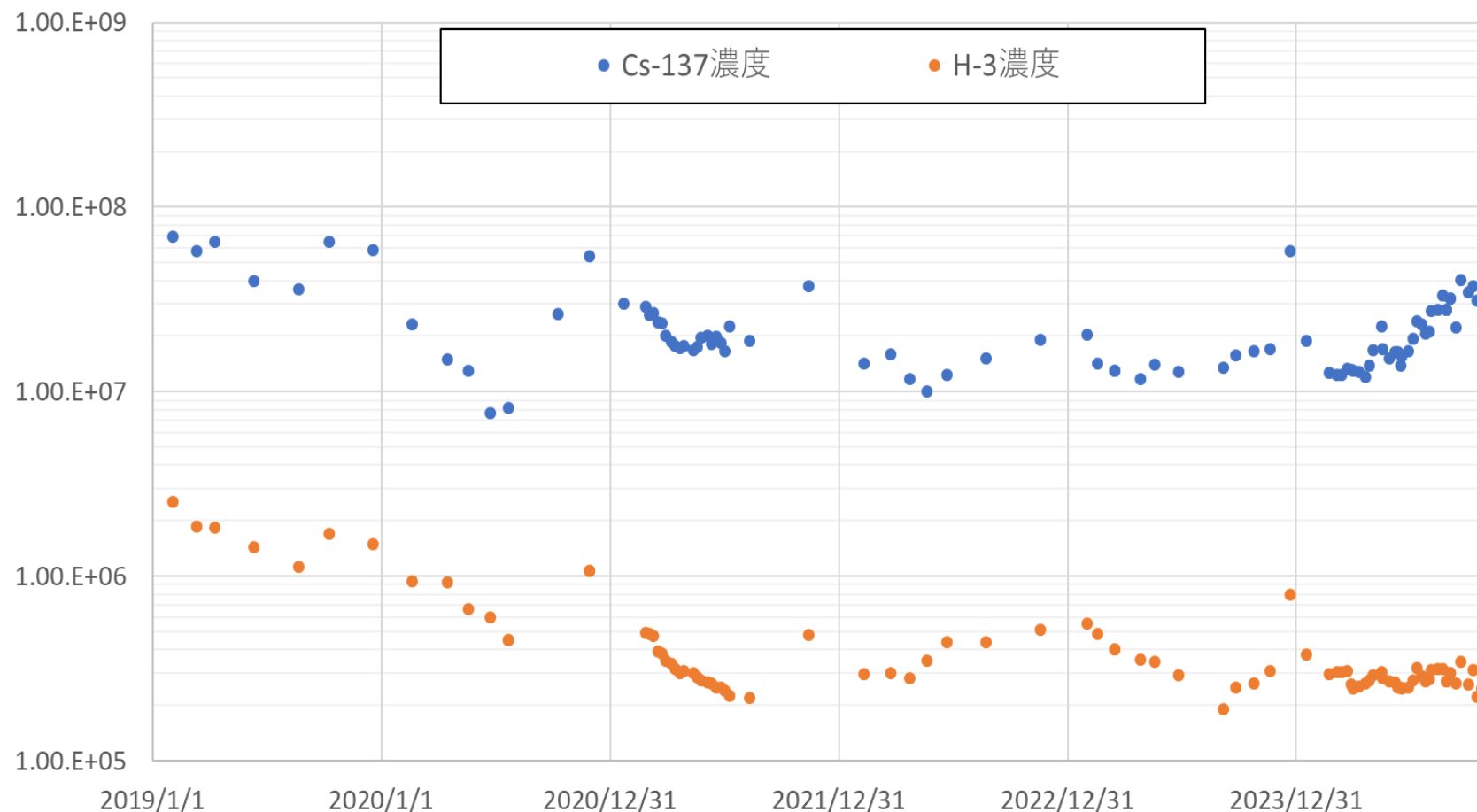
- ✓ 建屋滞留水処理設備への影響を確認するため、1号機原子炉建屋滞留水の分析を実施。
- ✓ Cs-137、H-3濃度の変化はおよそこれまでの変動範囲内にある。Cs-137濃度は至近ではやや上昇傾向にあるが、過去の変動の範囲内である。
- ✓ 原子炉注水量を約1.4m³/hにして以降、濃度は安定していることから、水処理への影響はない。今後は日常の中で、確認を行っていく。



19. パラメータの推移 (Cs-137/ H-3濃度 長期)

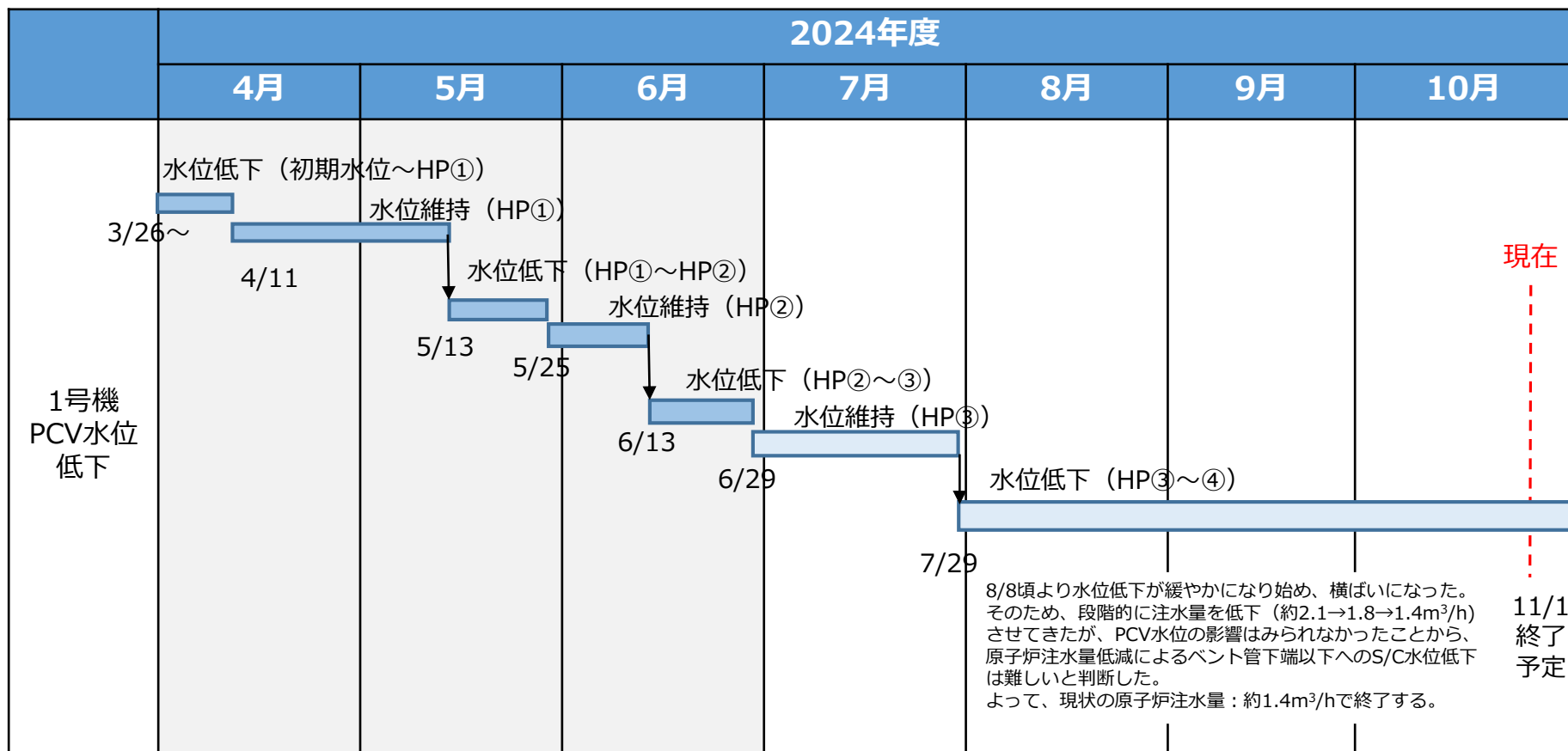
- ✓ 2019年以降の建屋滞留水のCs-137、H-3濃度を示す。
- ✓ Cs-137濃度は、概ね 1.0×10^7 オーダーで推移しており、今回の変動は、この範囲内にある。

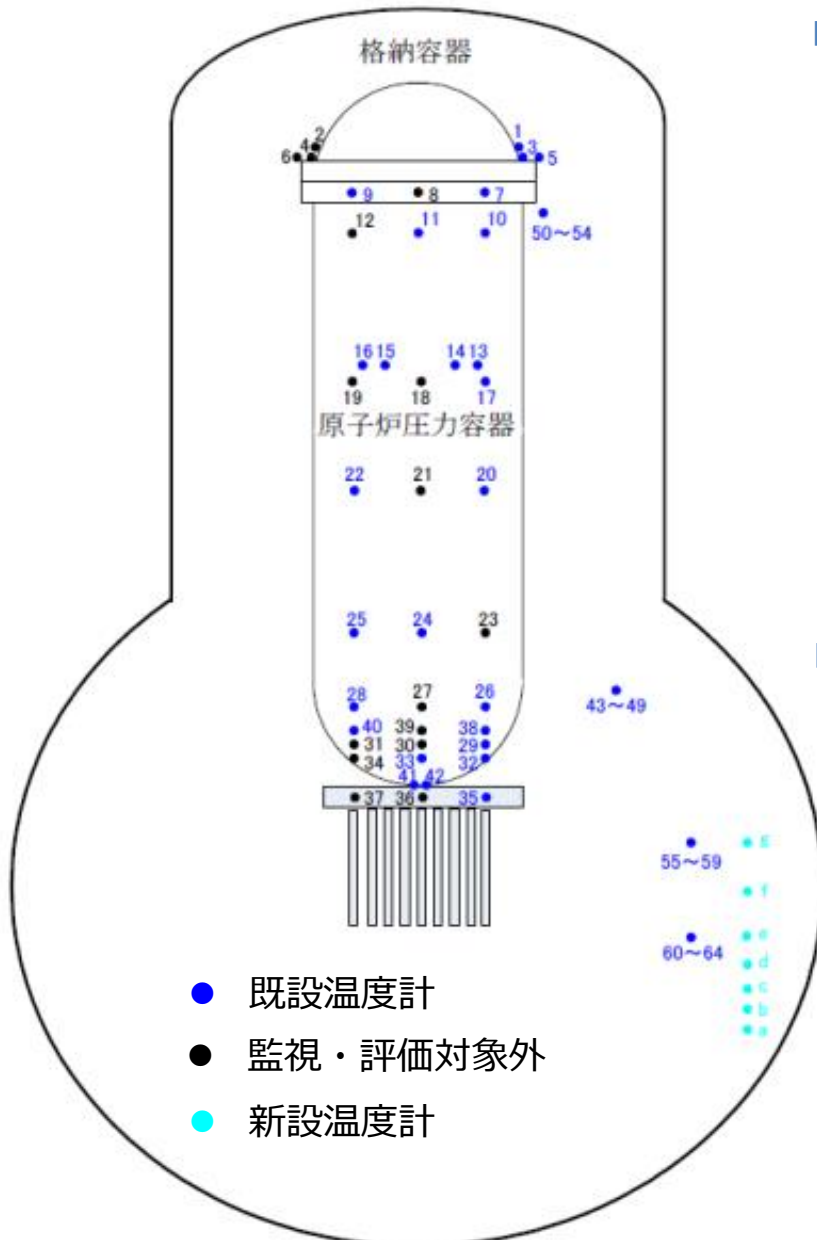
濃度[Bq/L]



20. 原子炉注水量低減によるPCV水位低下の実績工程

✓ 原子炉注水量低減によるPCV水位低下開始以降の実績工程を以下に示す。





■ RPV底部温度計

サービス名称	Tag No.	No.
VESSEL DOWN COMER	TE-263-69G2	24
	TE-263-69G3	25
原子炉 SKIRT JOINT 上部	TE-263-69H1	26
	TE-263-69H3	28
VESSEL BOTTOM HEAD	TE-263-69L1	32
	TE-263-69L2	33

■ PCV温度計

サービス名称	Tag No.	No.
安全弁-4A~C	TE-261-13A~C	43~45
RV-203-3A~D (ブローダウンバルブ)	TE-261-14A~D	46~49
HVH-12A~E SUPPLY AIR	TE-1625F~H、J、K	55~59
HVH-12A~E RETURN AIR	TE-1625A~E	60~64
PCV温度	TE-1625T1~7	a~g

(参考3) 2023年11月の閉じ込め機能強化試験時の温度挙動

2023年11月30日 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合 第120回事務局会議
 「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結果（速報）について」より抜粋

PCV温度計（監視に使用可）

