

# 1号機原子炉格納容器（PCV）水位低下の取り組み状況 （ホールドポイント③における影響確認）

2024年7月25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）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<sup>※1</sup>。
  - ※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。
- 3/26から原子炉注水量低減によるPCV水位低下を開始。6/29にHP③<sup>※2</sup>到達を判断。その後、現在に至るまでPCV水位がHP③に低下したことの影響を確認中。一ヶ月程度影響を確認した後、水位低下の継続が可能と判断できた場合は、HP④<sup>※3</sup>に向けた水位低下を開始する（7月末予定）。
  - ※2 ペDESTAL内等にある堆積物の一部が気相に露出する高さ（過去に経験していない水位）
  - ※3 D/W底部高さ（過去に経験していない水位）
- 確認された主なパラメータの変化として、PCV温度変化がある。PCV温度変化については、昨年11月の閉じ込め機能強化試験（窒素封入量／排気量を調整し、負圧／均圧の実現性を確認する試験）の際に温度変化が大きかった温度計をはじめ、一部温度計に注水温度の変化（気温上昇によるもの）に依存したとは考えにくい、数℃の指示値の変化を確認。なお、数℃の変化は一時的なものであることから、燃料デブリの冷却に対する影響はないと考えている。

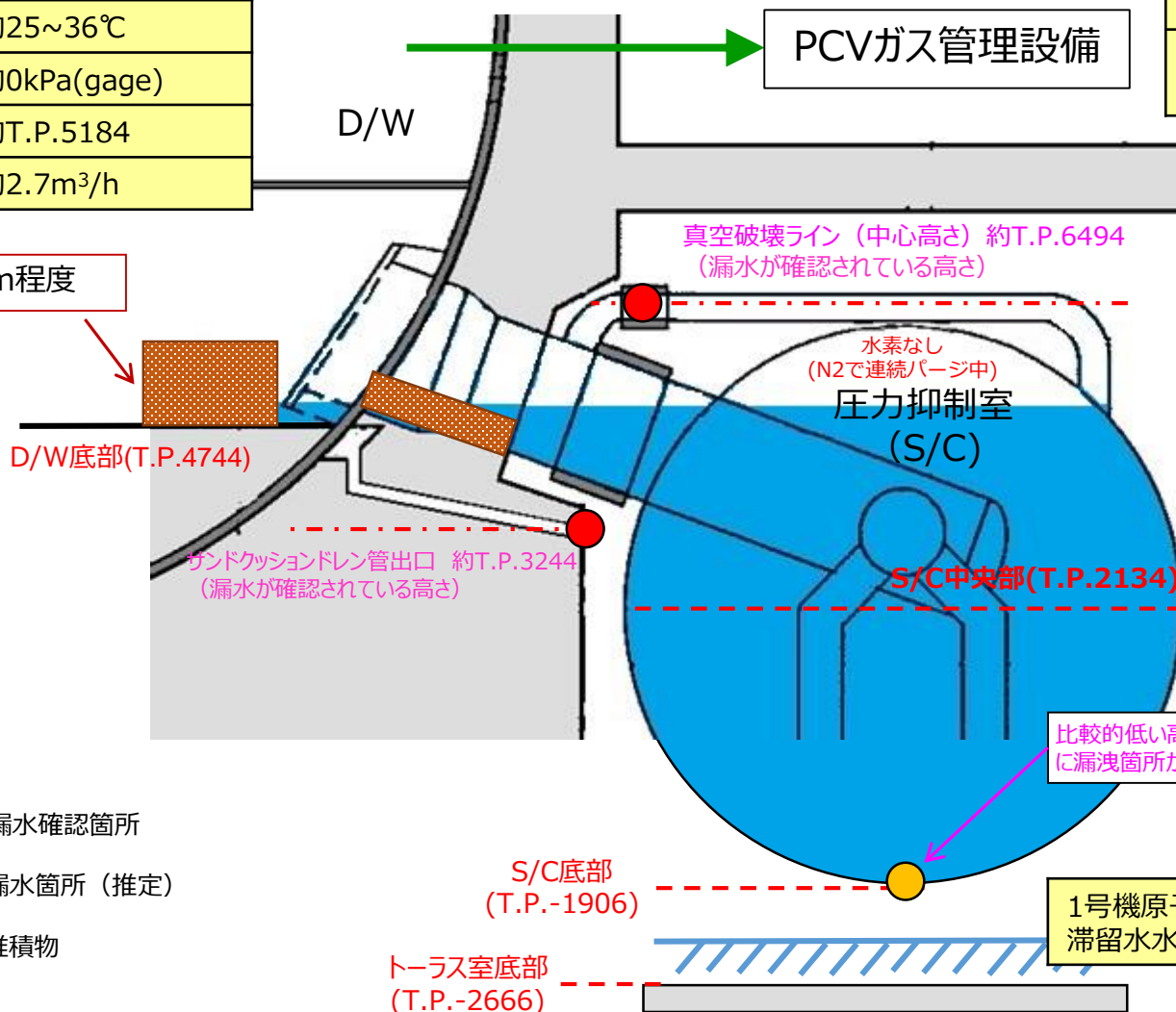
## 2. HP③における水位維持中の1号機の状態と漏洩箇所（推定含む）

➤ 2024年7月22日時点の1号機の各パラメータと漏洩箇所（推定含む）を以下に示す。

RPV底部温度	約24~27℃
PCV温度	約25~36℃
D/W圧力	約0kPa(gage)
PCV水位	約T.P.5184
注水量	約2.7m <sup>3</sup> /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



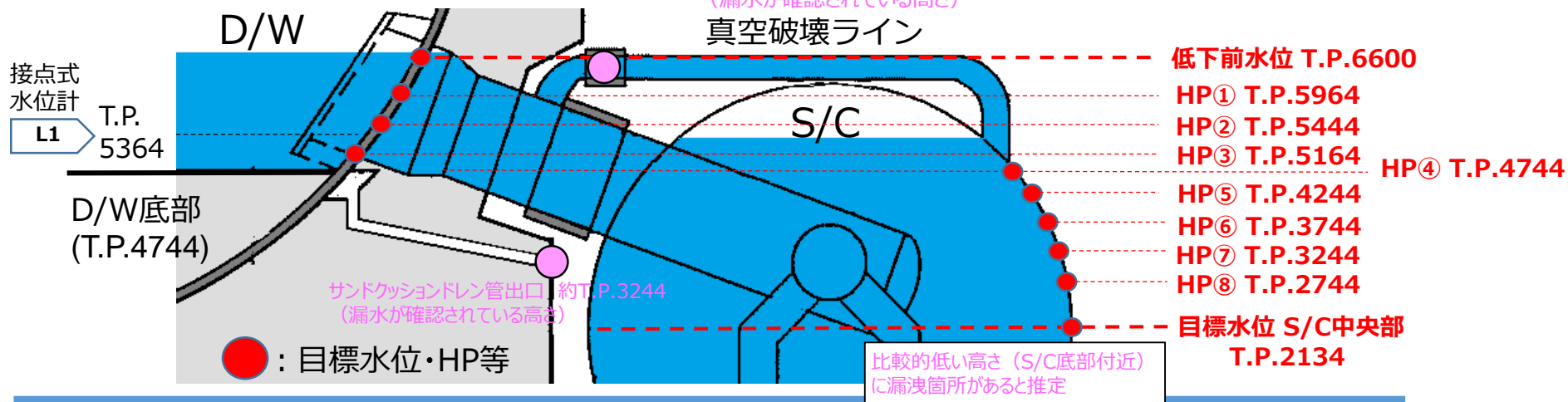
S/C温度	約21℃
S/C圧力	故障

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

- : 漏水確認箇所
- : 漏水箇所 (推定)
- : 堆積物

### 3. ホールドポイント（HP）の位置について

- ▶ 低下前水位～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)
  - 真空破壊ライン (中心高さ) 約T.P.6494 (漏水が確認されている高さ)



#### 水位低下ステップ

	低下前水位 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)	

**HP③の主な目的:**  
 堆積物 (ペDESTAL内側含む) が気相に露出した際の影響を確認すること

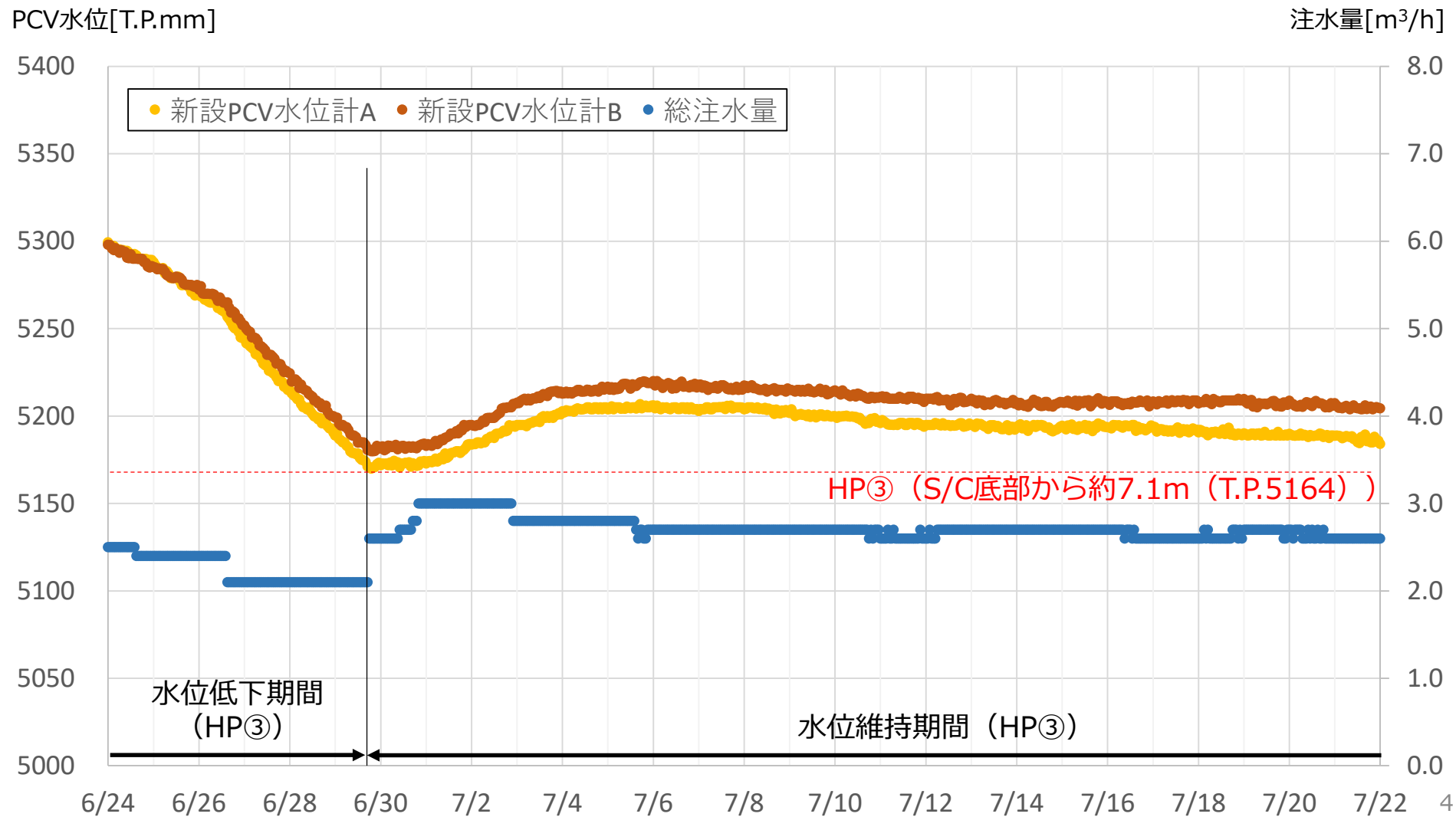
**HP④の主な目的:**  
 S/C水位を低下させた影響 (建屋滞留水の放射性物質の濃度等) を確認すること

**HP④到達の判断基準:**  
 PCV水位が目標水位に到達していること

約 50cm  
 刻みで水位低下する

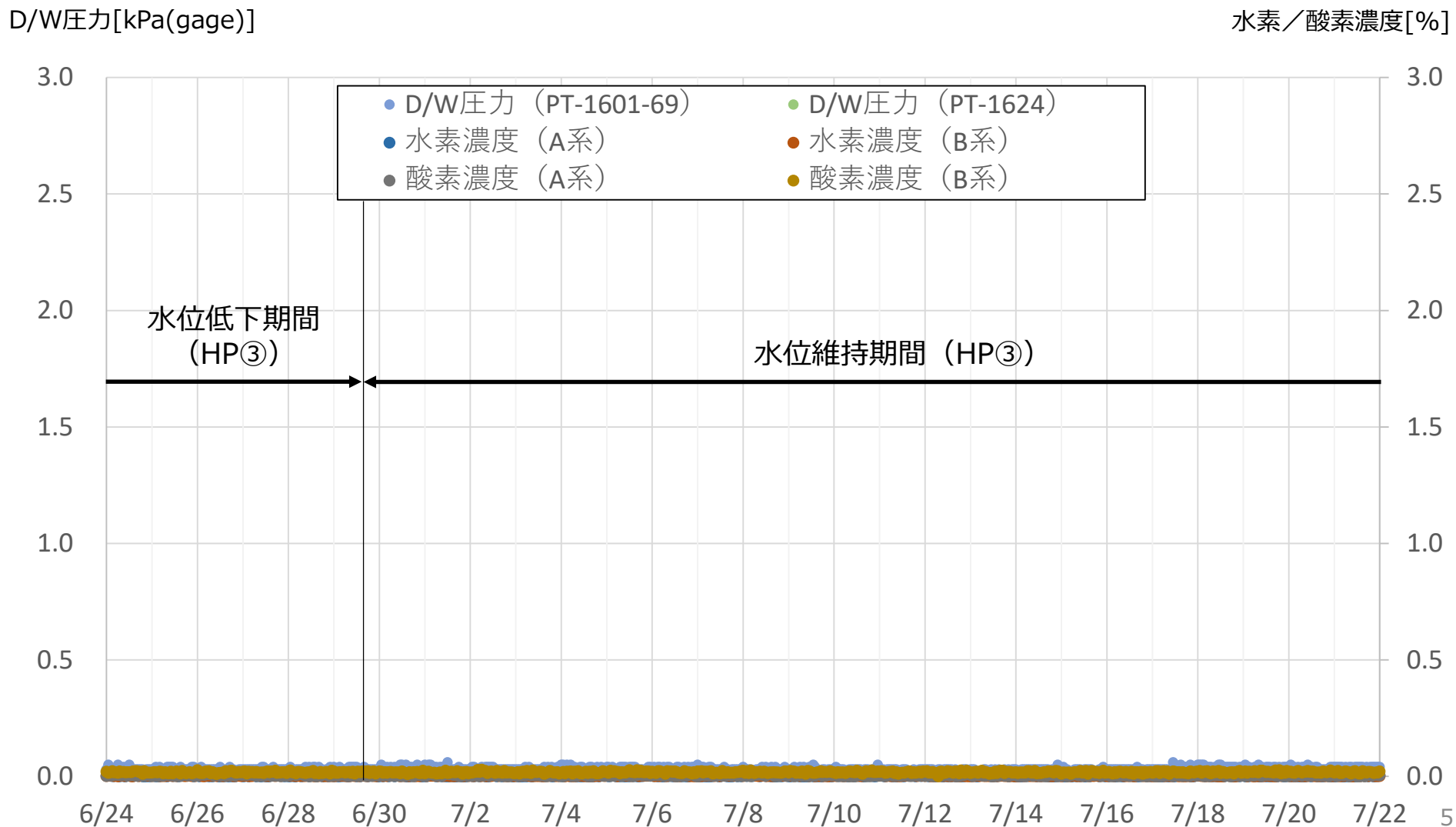
## 4. パラメータの推移 (PCV水位と注水量)

- ✓ 6/13より注水量を低減し、HP③に向けた水位低下を開始。
- ✓ 6/29にHP③到達を判断。



## 5. パラメータの推移 (D/W圧力と水素/酸素濃度)

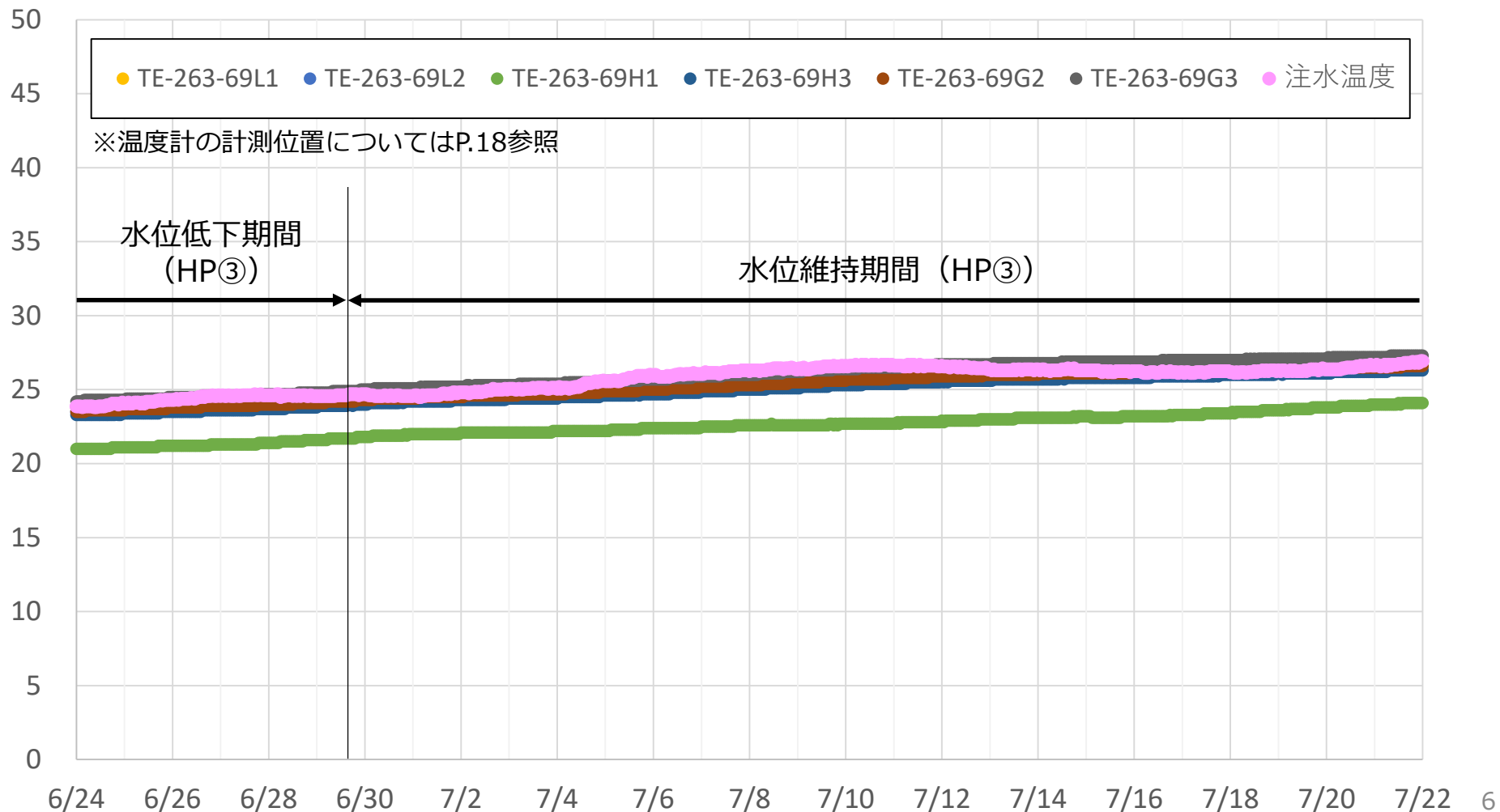
- ✓ 水素/酸素濃度の値に有意な変化なし。
- ✓ D/W圧力は引き続き0kPa付近にあり、酸素濃度の上昇が無いことから、現状D/Wへの大気の流入無しと推定。



## 6. パラメータの推移 (RPV底部温度と注水温度)

- ✓ グラフに示す期間を通じて、ゆるやかに上昇 (約3℃)。
- ✓ 堆積物の露出が進んだ影響ではなく、外気温の上昇に伴う注水温度の上昇が原因と推定。

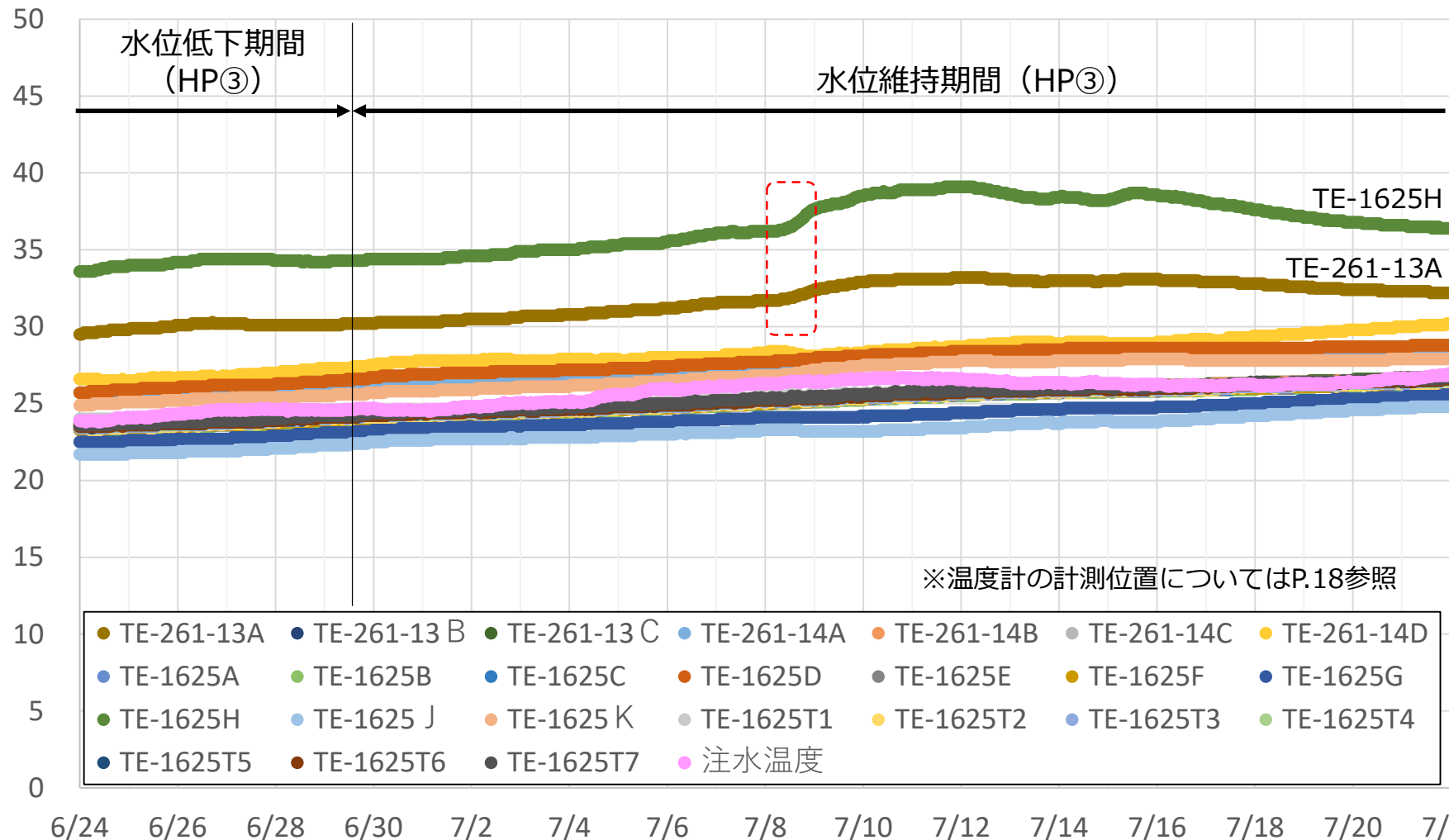
温度[℃]



## 7. 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、ゆるやかに上昇 (約3℃)。
- ✓ 堆積物の露出が進んだ影響ではなく、外気温の上昇に伴う注水温度の上昇が原因と推定。
- ✓ 一部温度計に、注水温度に依存したとは考えにくい数℃の温度変化を確認。TE-1625H、TE-261-13Aの温度変化が他と比較して大きいですが、昨年11月の閉じ込め機能強化試験の際にも、

温度[℃] 両温度計は大きな温度変化を示している (P.19参照)。

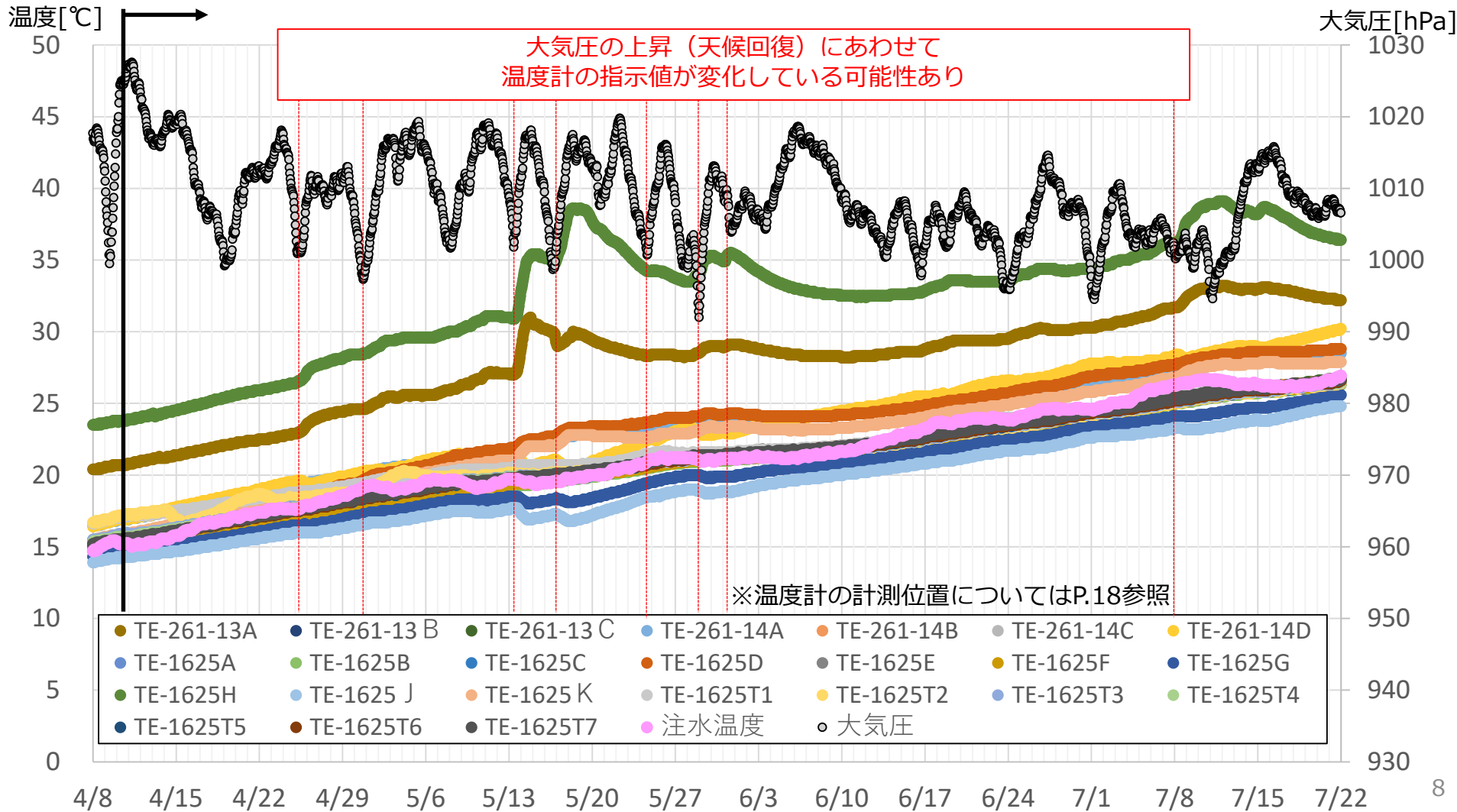




# 8. パラメータの推移 (PCV温度と注水温度と大気圧)

- ✓ 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。

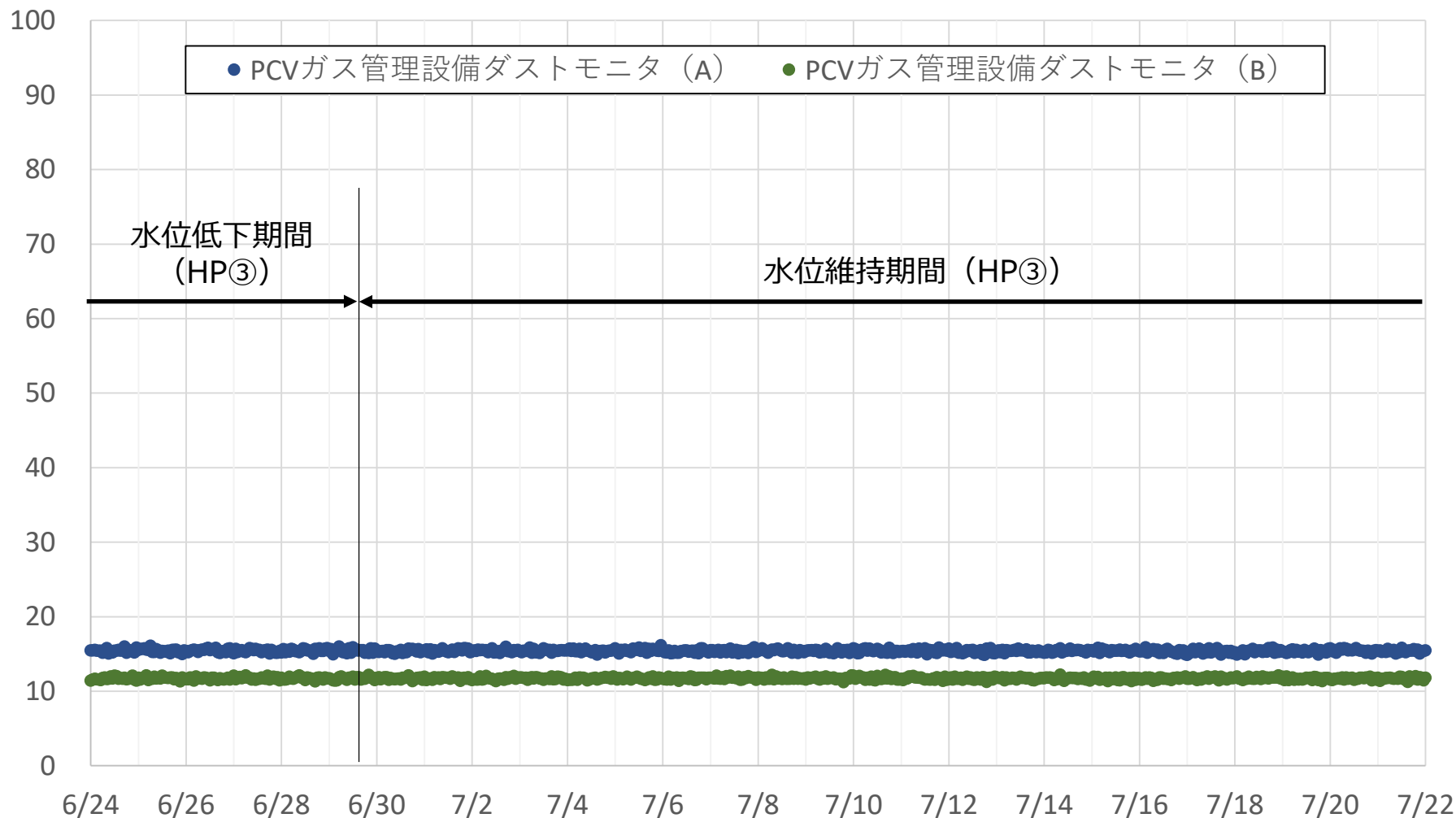
4/10~ D/W圧力約0kPa



## 9. 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]



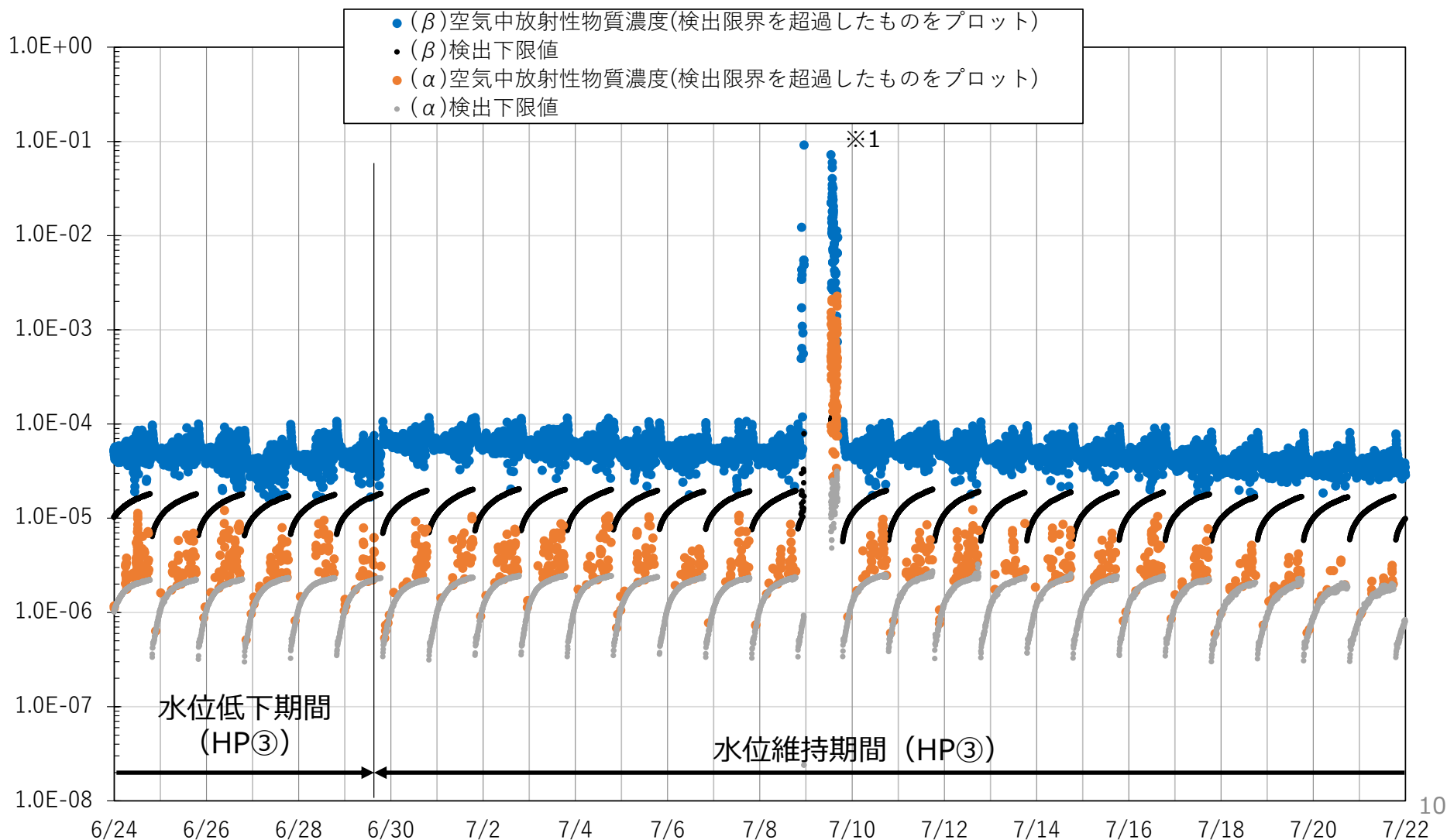
# 10. パラメータの推移

(PCVガス管理設備フィルタ前仮設ダストモニタ濃度)

✓ 有意な値の変動なし。

※1 7/8~7/9にかけて高い指示値を記録している。  
水位の安定期間であったこと、その他の監視パラメータに異常がみられないことから、  
機器異常と考えられる。なお、機器交換した後、測定値はもとの水準に戻っている。

放射性物質濃度[Bq/cm<sup>3</sup>]



# 1 1. パラメータの推移

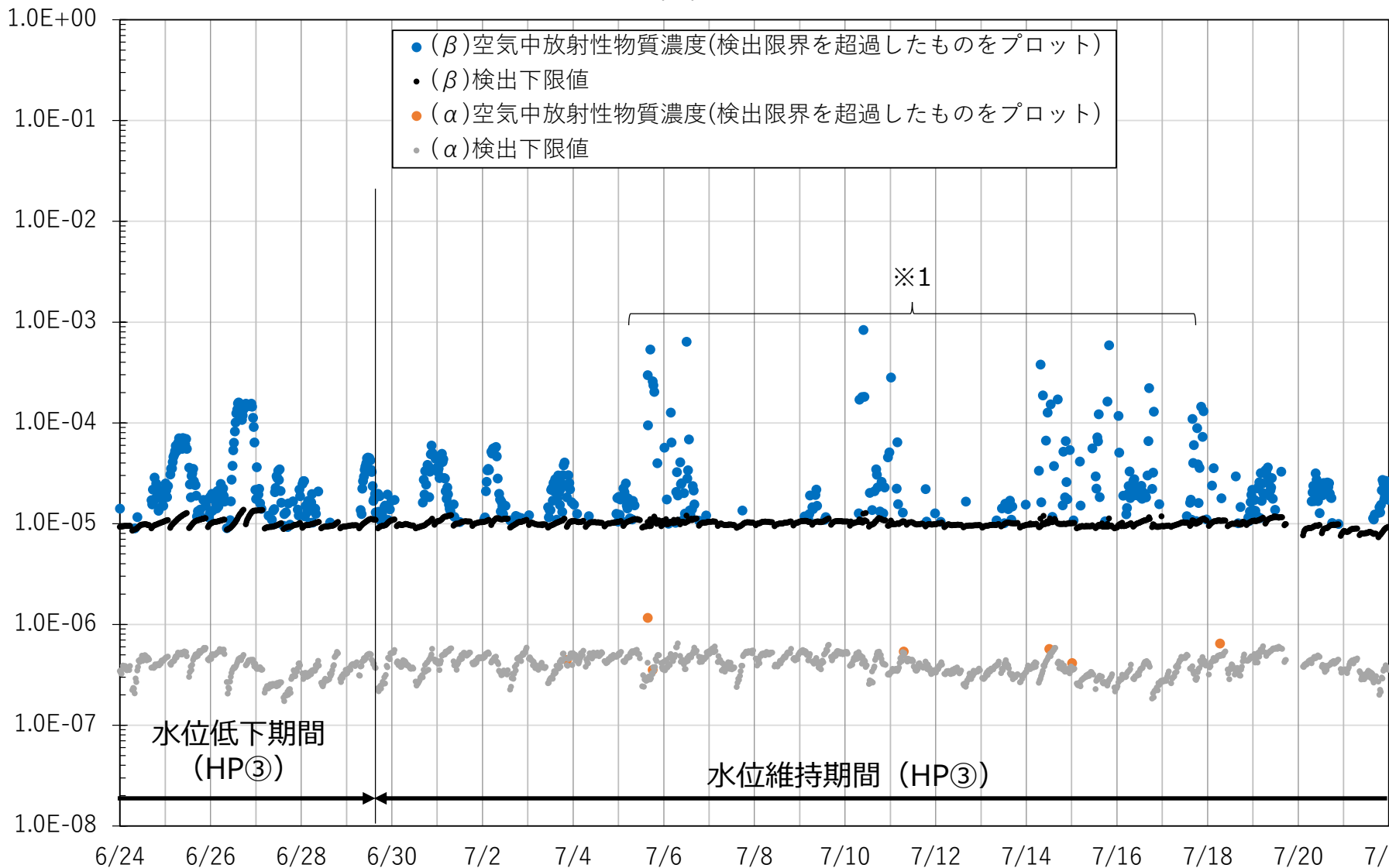
(原子炉建屋内ダストモニタ濃度 1階 南東)

✓ 有意な値の変動なし。

※1 7/5-6,10-11,14-17にβの指示値上昇を確認。

7/20に機器交換すると元の値の水準に戻ったこと、原子炉建屋1階でダストが舞い上がる可能性のある作業を実施していないことから、機器異常と考えられる。

放射性物質濃度[Bq/cm<sup>3</sup>]

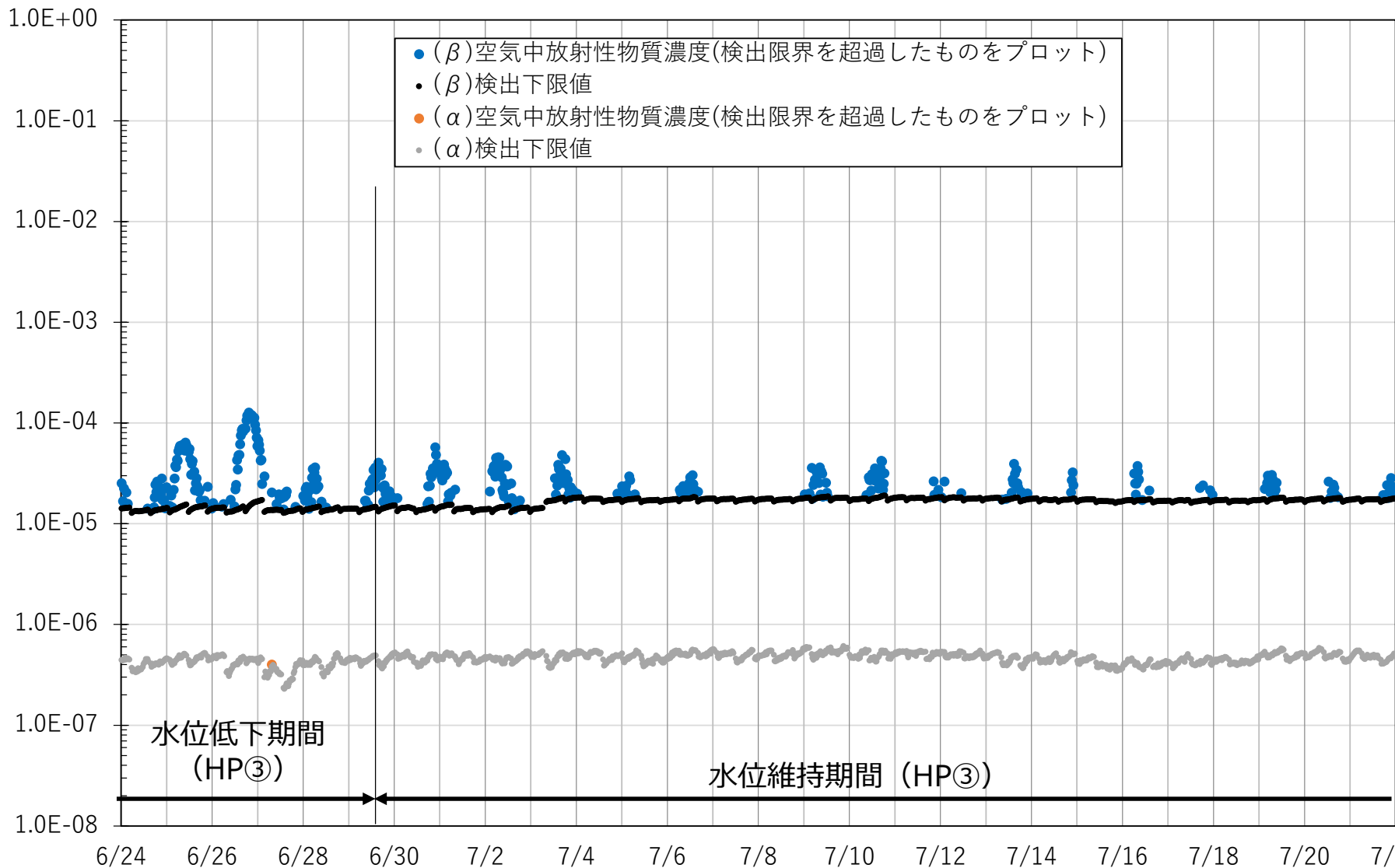


# 1 2. パラメータの推移

(原子炉建屋内ダストモニタ濃度 中間地下階 南東)

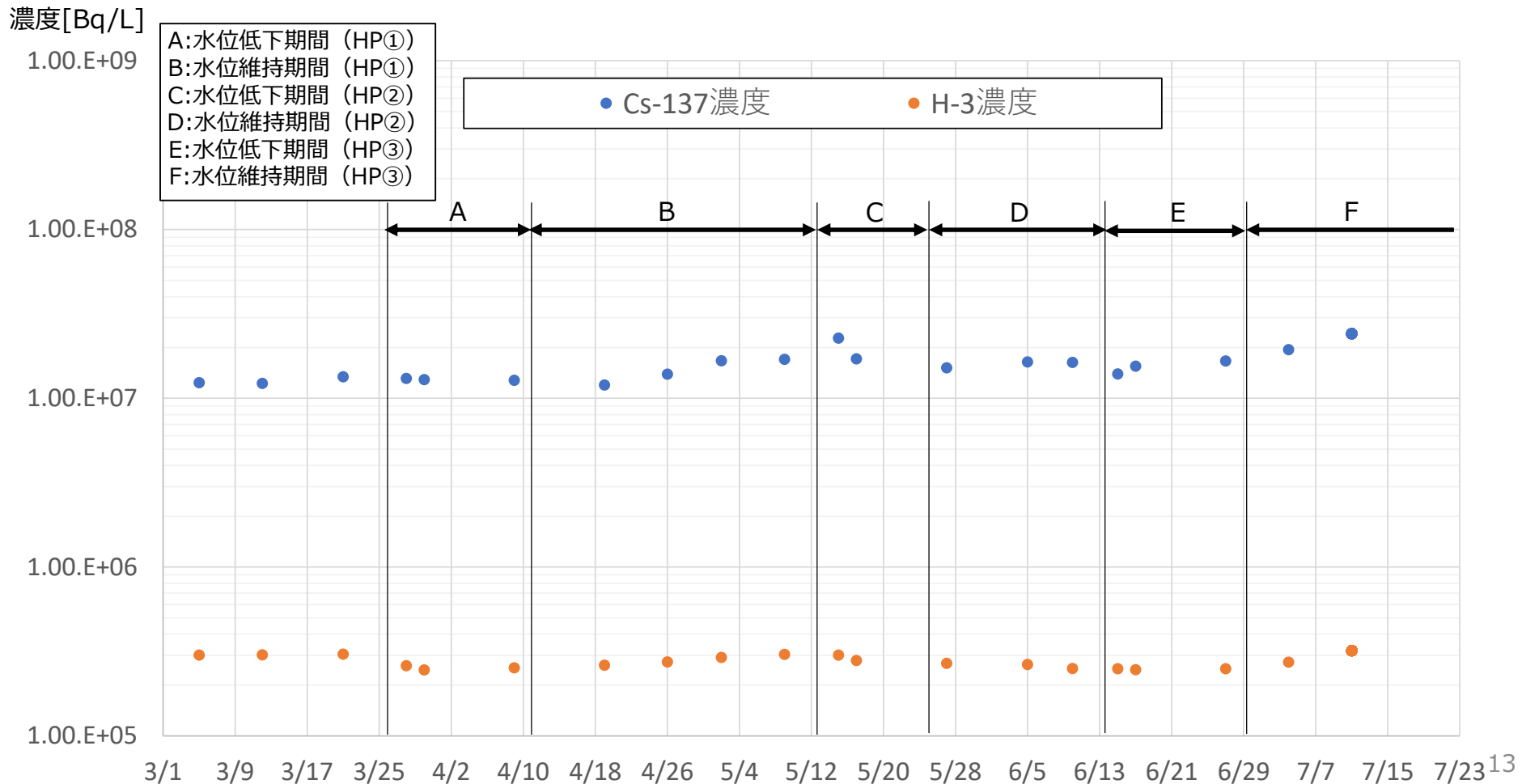
✓ 有意な値の変動なし。

放射性物質濃度[Bq/cm<sup>3</sup>]



# 1 3. 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が、至近ではやや上昇傾向にある。引き続き濃度変化を注視する。



# 1 4. HP④に向けた水位低下で想定される状況

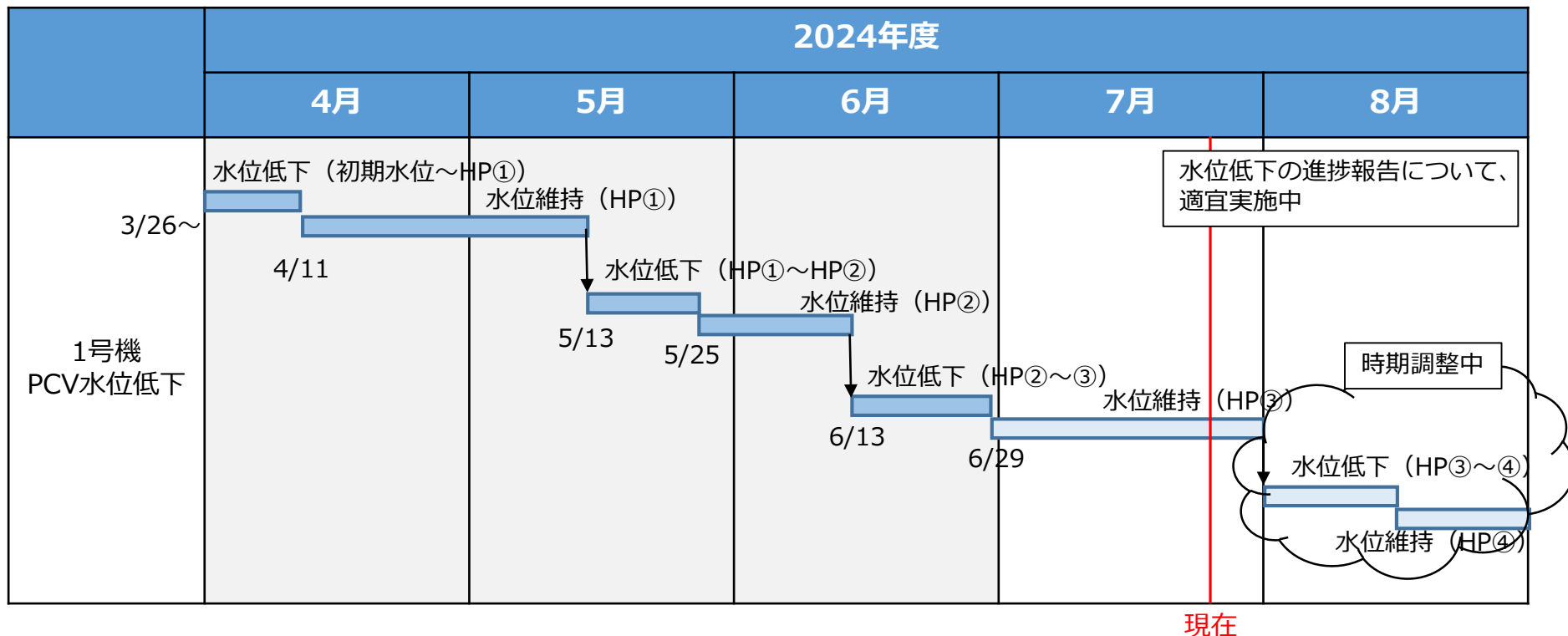
- 現在PCV水位はHP③（ベント管下端高さ）より若干高い位置で維持している状況。
- HP④に向けた水位低下ではベント管下端より水位を下げる。ベント管下端を下回る際の水位低下速度の変化に着目することで、D/WおよびS/Cからの漏洩状況の把握に資する情報が取得できる可能性がある。
- HP④に向けた水位低下の過程では、水位低下の傾向をみながら、S/C水位低下のコントロールの可否を確認するため、必要に応じて注水量の調整を行う。

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"> <li>• D/W側から全て漏洩</li> <li>• S/C側の漏洩なし</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• D/W側から漏洩大</li> <li>• S/C側から漏洩小</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• D/W側から漏洩小</li> <li>• S/C側から漏洩大</li> </ul>
イメージ図			
備考	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 注水した水は全量D/W側から漏洩</li> <li>• D/WからS/Cへのオーバーフロー無し</li> <li>• S/C側の漏洩がないことにより、注水量低減によるS/C水位低下の継続不可</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 注水した水は全量D/W側から漏洩</li> <li>• D/WからS/Cへのオーバーフロー無し</li> <li>• 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</li> <li>• 原理的に注水量低減による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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 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</li> <li>• 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</li> <li>• 注水量低減によるS/C水位低下の継続が可能</li> </ul>

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

# 15. 至近の工程

- ✓ 6/29にHP③到達を判断。
- ✓ ペDESTAL内にある堆積物の気相露出が進むHP③では、1ヶ月程度水位を維持する予定。現在影響を確認中。
- ✓ 各パラメータに問題がなければ、7月末よりHP④に向けた水位低下を開始予定。
- ✓ HP④に向けた水位低下の過程では、水位低下の傾向をみながら、S/C水位低下のコントロールの可否を確認するため、必要に応じて注水量の調整を行う。

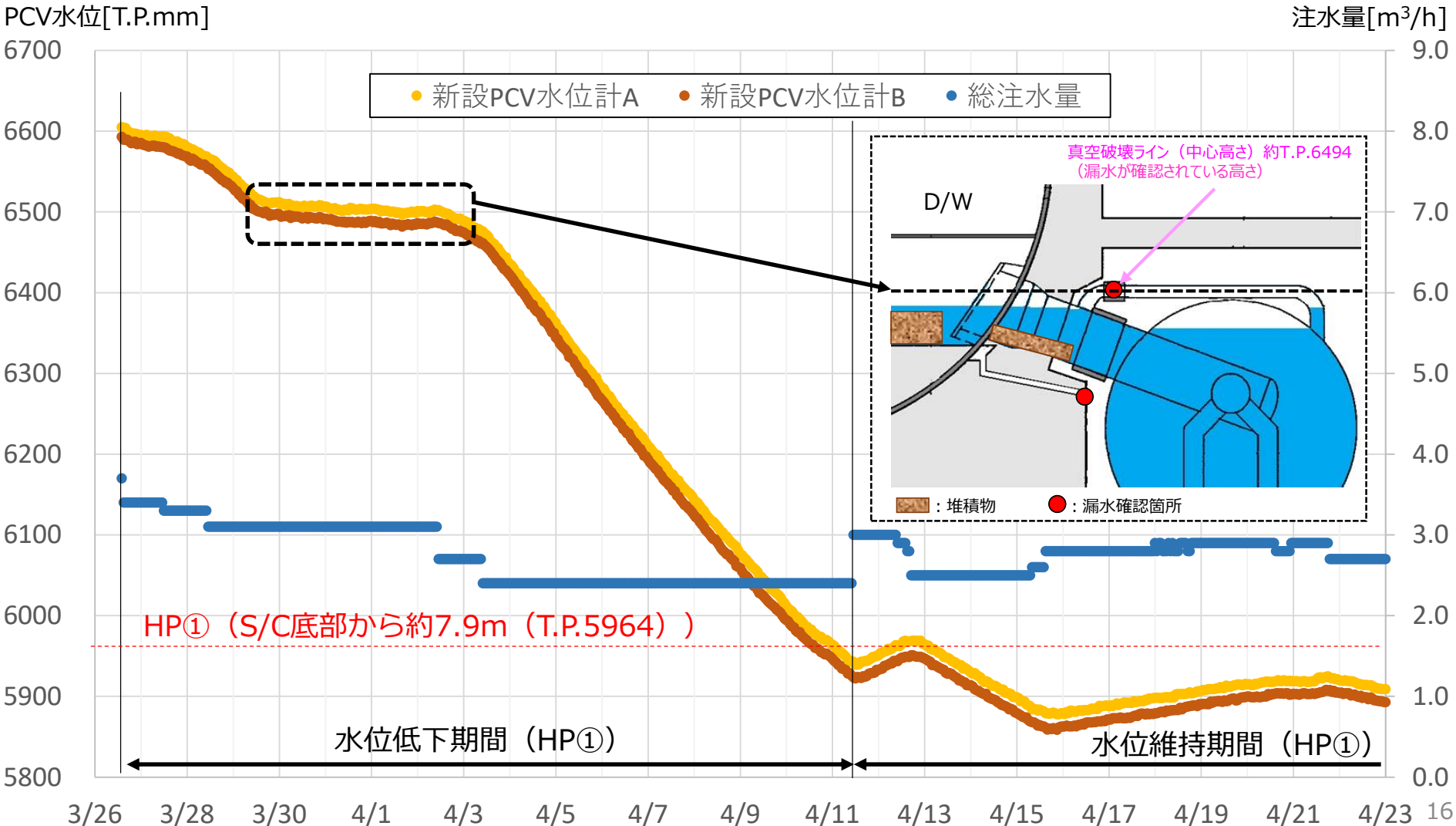


水位低下の工程については、水位低下の状況等に応じて前後する可能性がある。



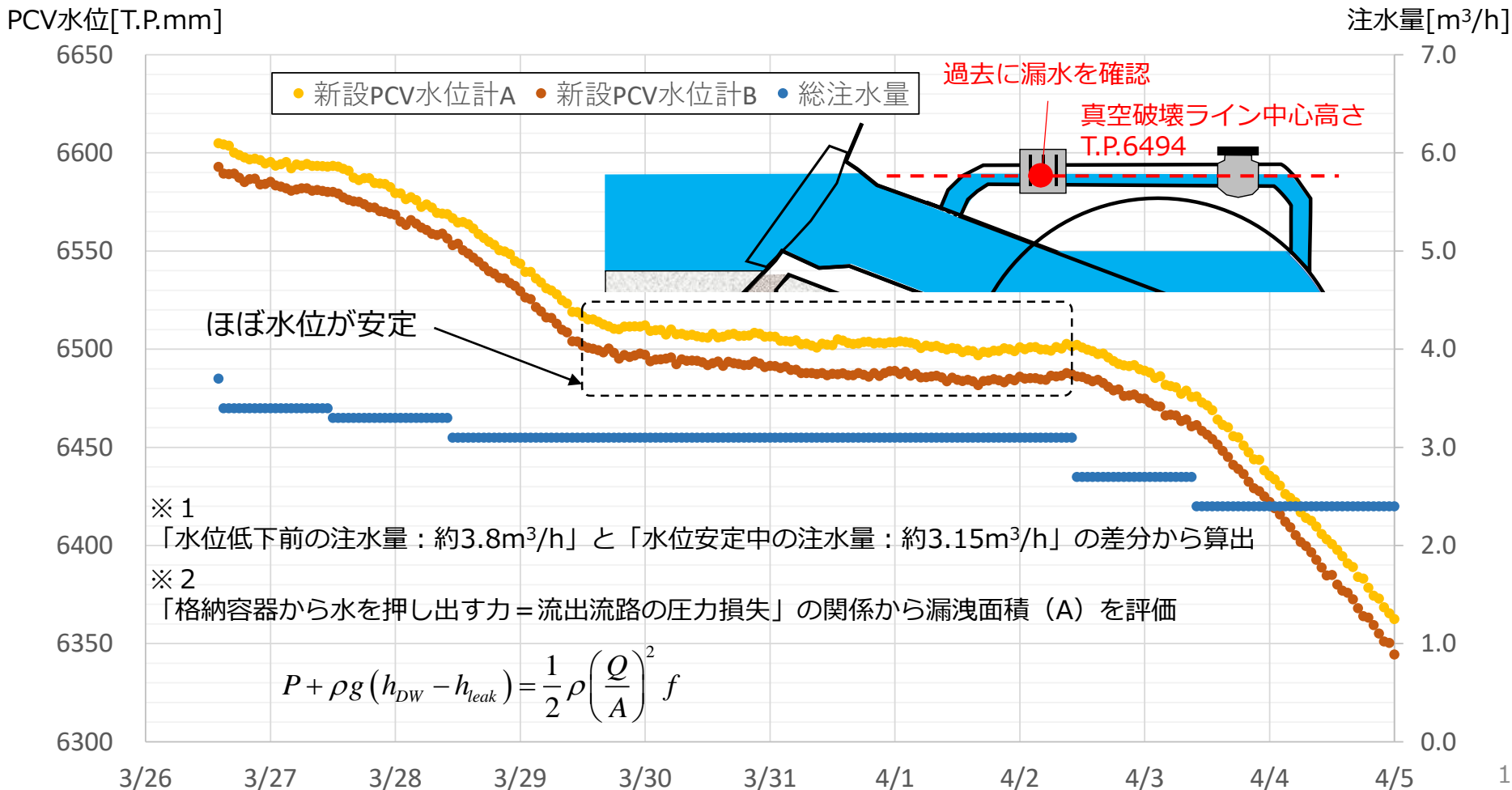
# 16. 真空破壊ラインからの漏洩について

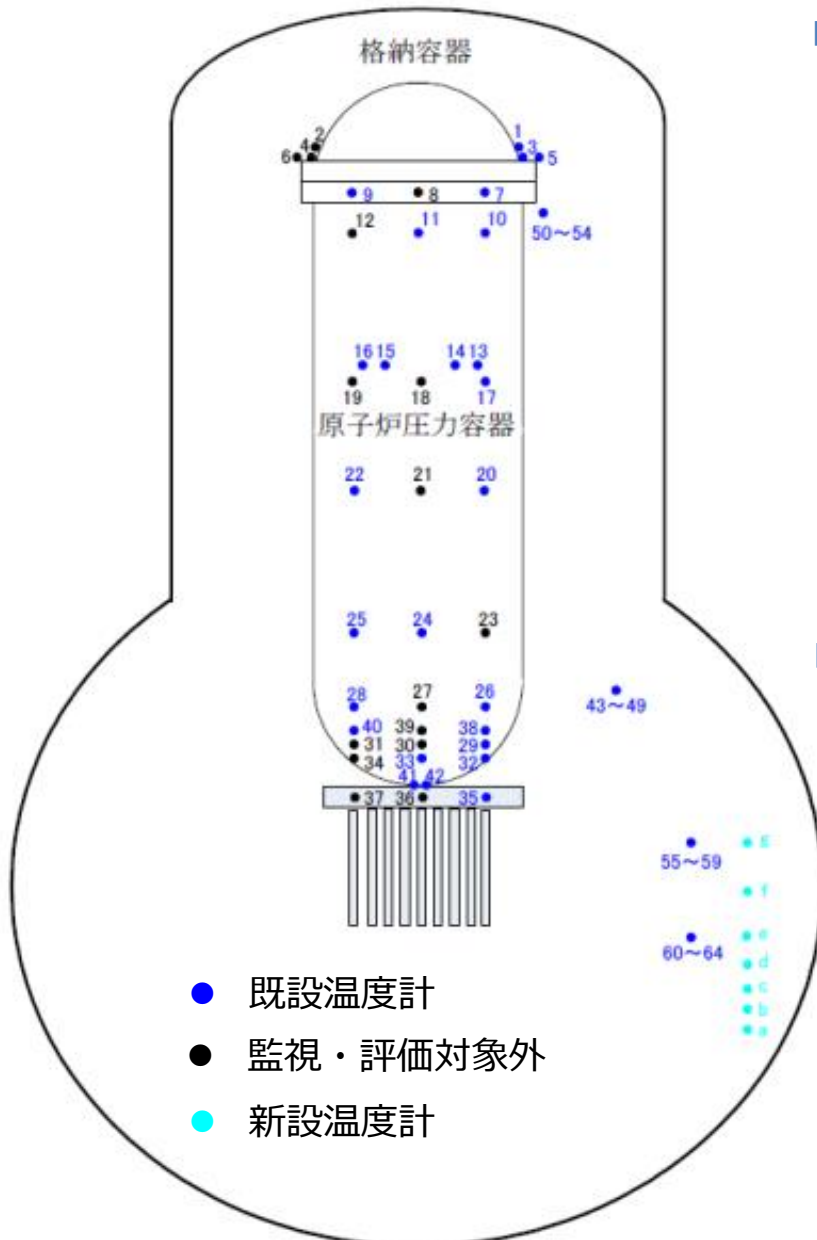
- ✓ PCV水位の低下を開始してからHP①に到達するまでの間に確認されたPCV水位の停滞（図中の黒点線枠）については、「停滞の間、注水量を変化させていないこと」、「過去に漏水を確認している真空破壊ライン高さとおおよそ一致すること」から、真空破壊ライン（漏洩口）以下に水位が低下したことで、漏洩量が減少したことによるものと推定。



# 16. 真空破壊ラインからの漏洩について

- B系指示値で見ると、T.P.6500に水位がさしかかった付近で急激に水位低下速度が遅くなり、特に3/31~4/2ではT.P.6480~T.P.6490付近で水位が安定。
- 当該高さは、真空破壊ライン高さ（中心T.P.6494、配管径504mm）とおよそ一致。
- この時、およそPCVからの流出量が注水量に等しくなったと考えられることから、水位低下開始前には、真空破壊ラインを通じて約0.65m<sup>3</sup>/hで漏洩していたものと考えられる（※1）。
- 真空破壊ラインの漏洩面積は、不確かさがあるものの約1~2cm<sup>2</sup>と評価（※2）。





■ 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 2) 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）

