

# 1号機 燃料デブリ冷却状況の確認試験の結果について

2020年1月28日

The logo for TEPCO (Tokyo Electric Power Company) is displayed in a bold, red, sans-serif font.

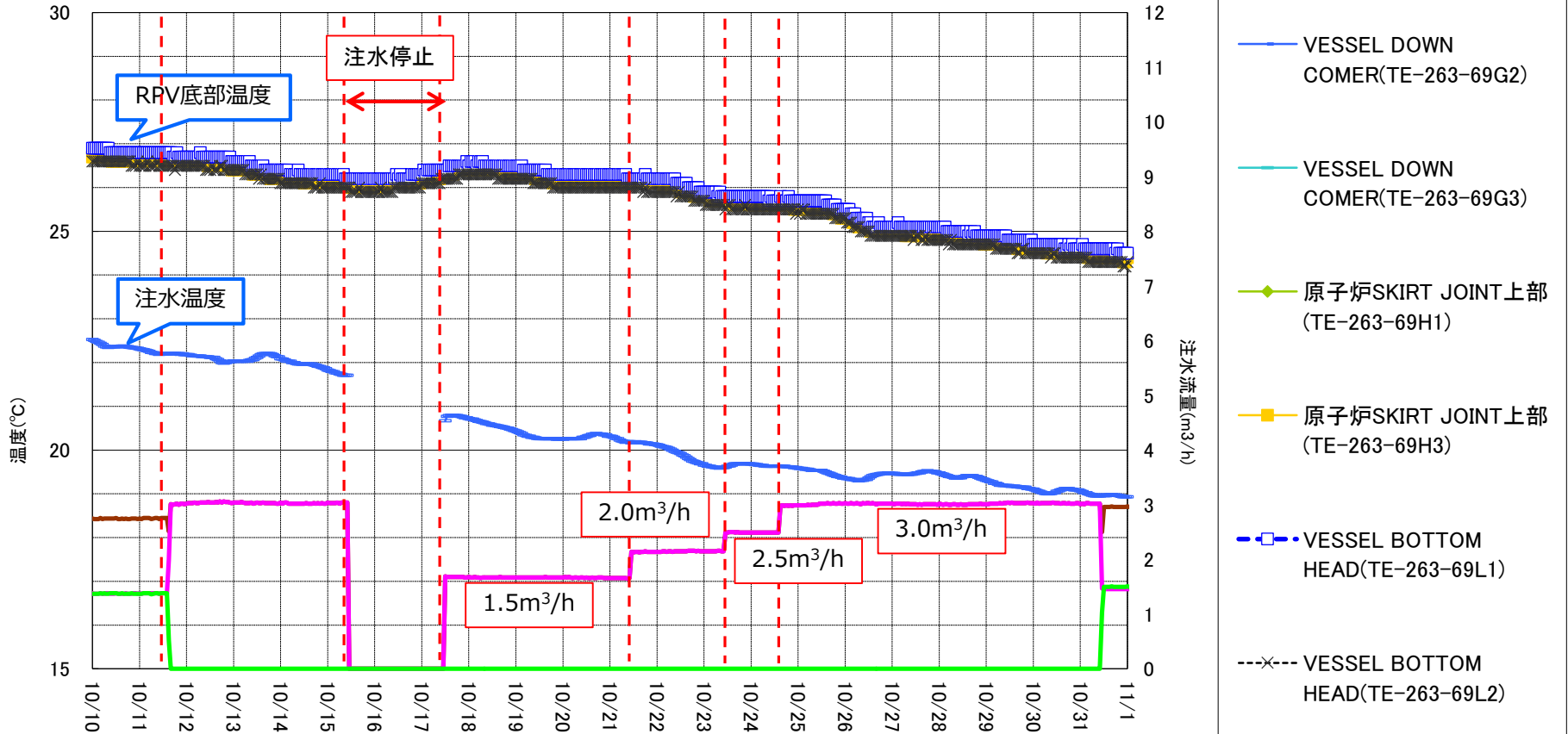
---

東京電力ホールディングス株式会社

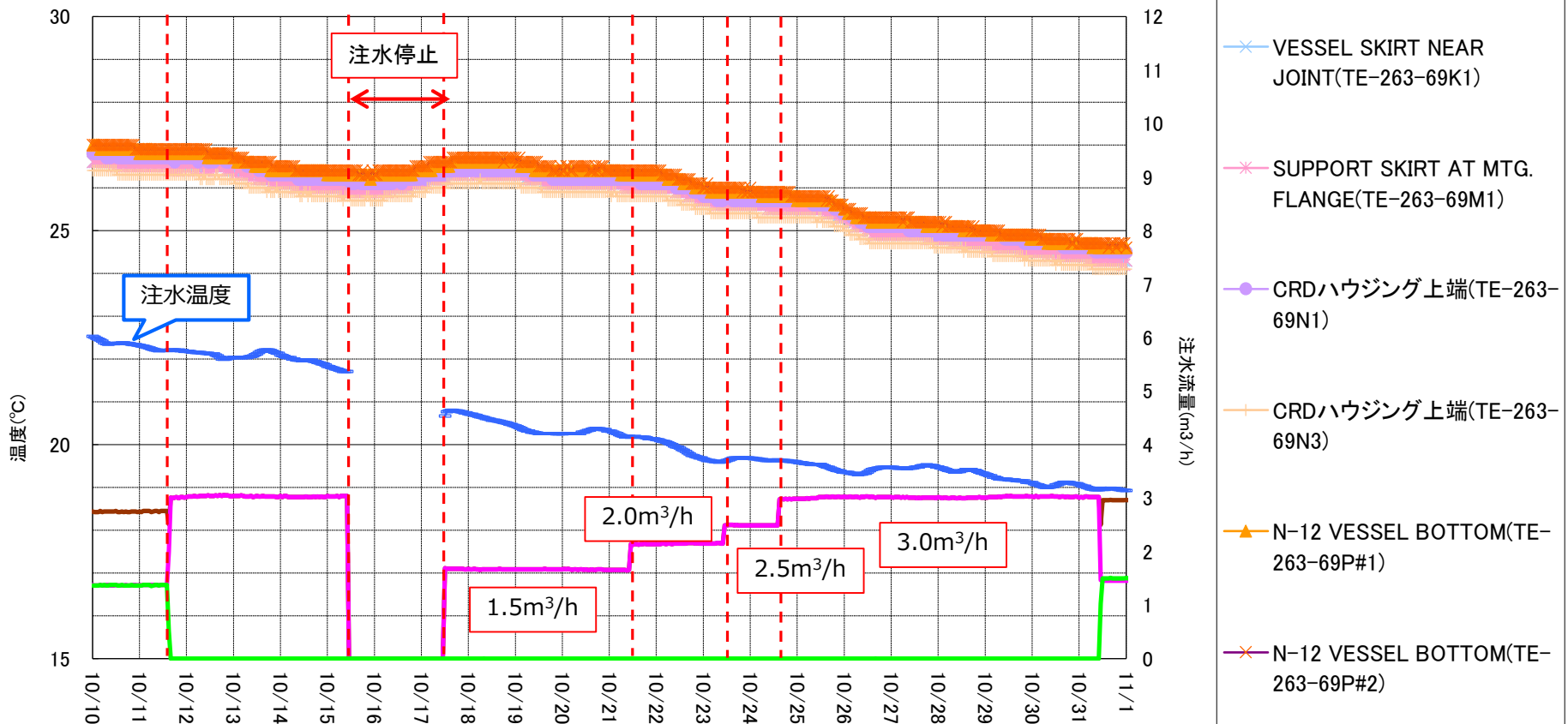
- 緊急時対応手順の適正化などを図ることを目的に、1号機において原子炉注水を一時的に停止する試験を実施。気中への放熱も考慮したより実態に近い熱バランス計算による温度評価の正確さを確認した。
  
- 試験中のRPV底部温度やPCV温度の温度上昇は概ね予測の範囲内であり、PCVガス管理設備のダスト濃度や希ガス(Xe135)等のパラメータにも異常はなかった。（試験結果速報ご報告済み、2019年10月）
  
- 今回、1号機の試験時に採取した温度データや放射線データなどの評価を取り纏めた結果について報告する。
  1. 試験中の温度データと熱バランス評価の比較について
  2. その他特徴的なパラメータの挙動について（PCV圧力・水位）
  3. 注水停止中に採取した放射線データについて

RPV：原子炉圧力容器，PCV：原子炉格納容器

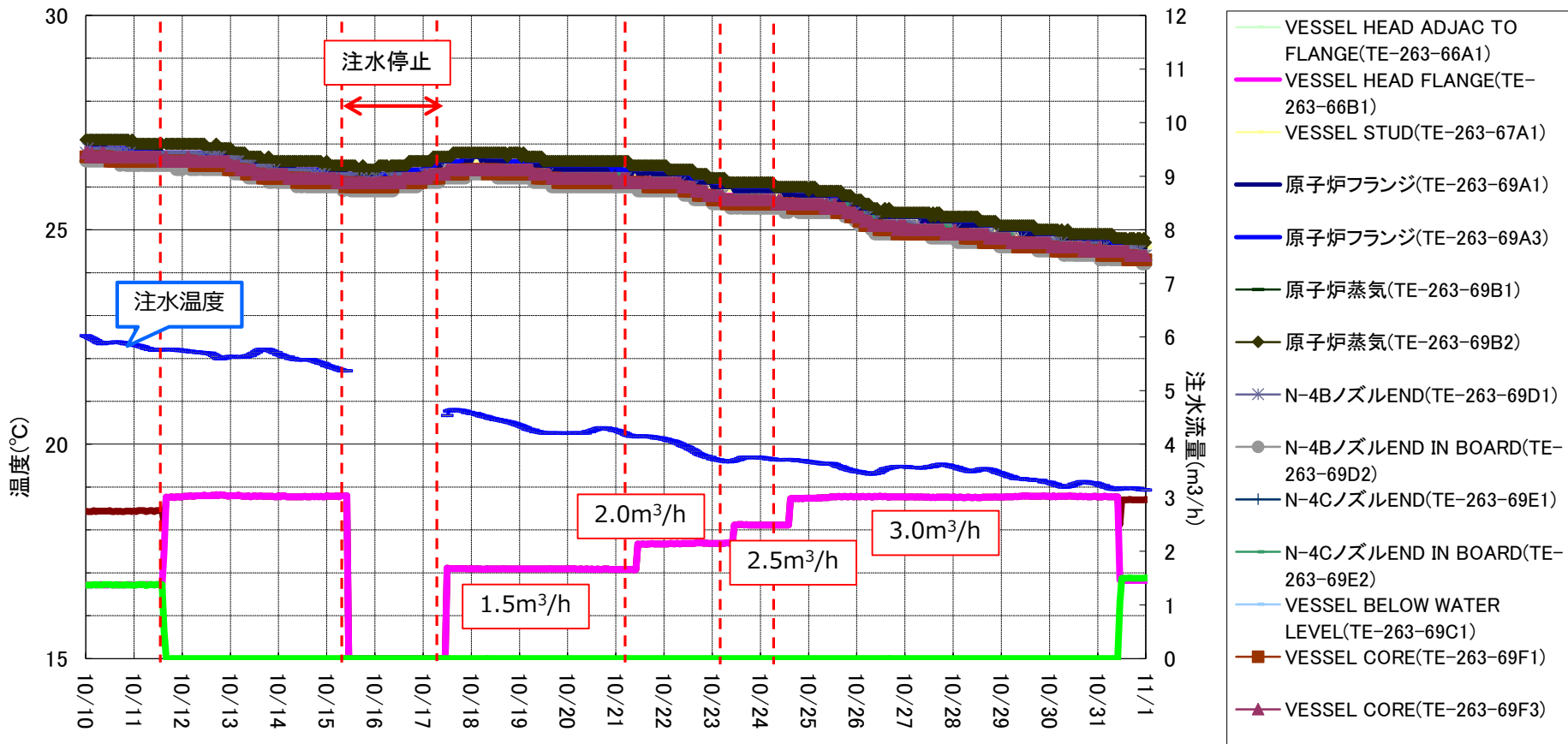
## 1. 試験中の温度データと熱バランス評価の比較について



- 約49時間の注水停止により，RPV底部温度に全体的に緩やかな上昇（約0.2℃）を確認。
- 通常の原子炉注水量の半減に相当する1.5m³/hでの注水再開以降も大きな温度上昇はなく，注水量増加・注水温度低下とともに全体的に緩やかに温度低下。
- 軸方向・周方向の設置位置の違いによって，温度挙動に明確な違いはなかった。

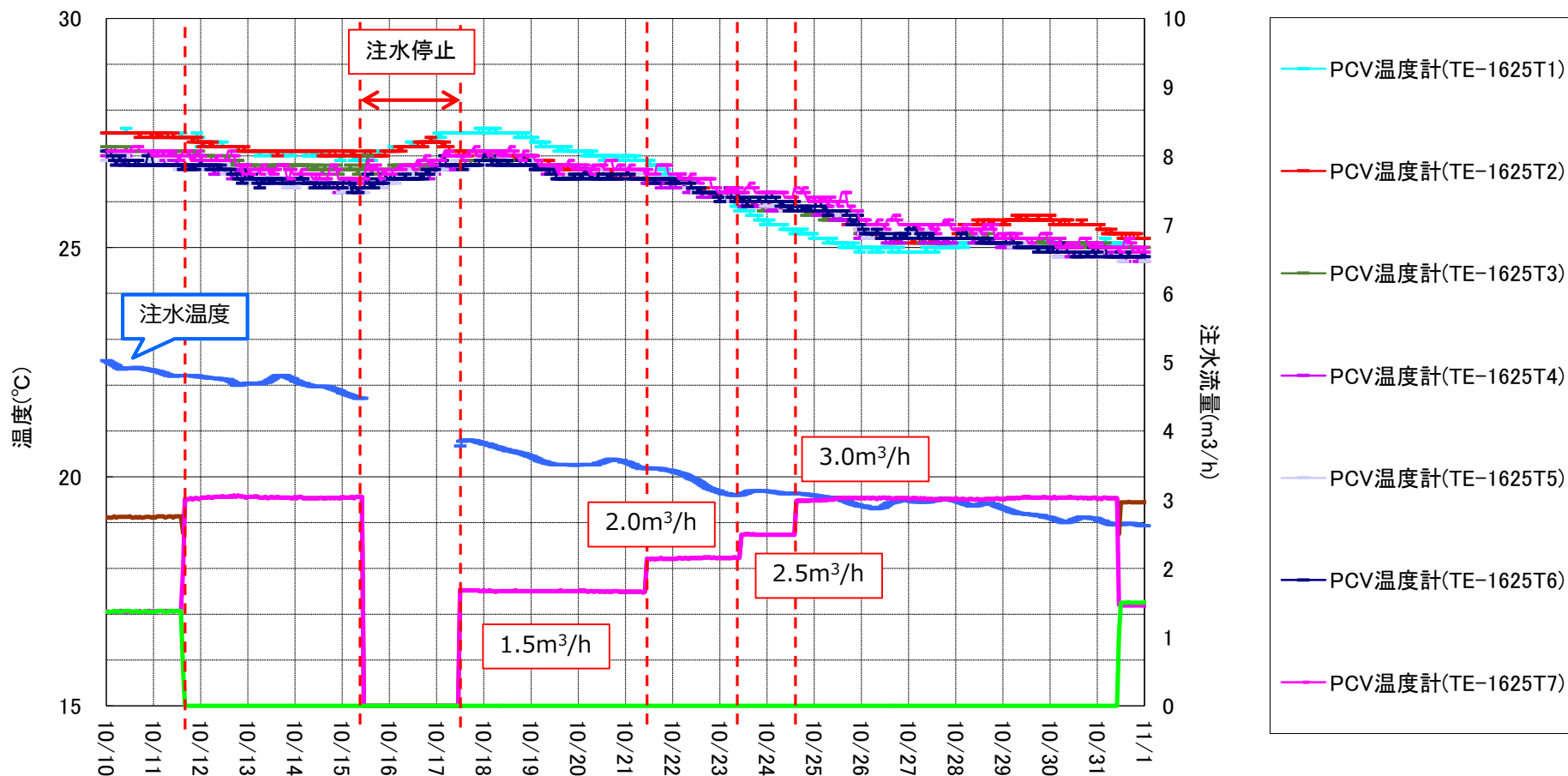


- 軸方向・周方向の設置位置の違いによって、温度挙動に明確な違いはなかった。
- RPV底部に比較的近い、RPV下部周辺エリアに設置されている、RPV支持スカート部やCRDハウジング上端などの温度挙動は、RPV底部温度と概ね同等の推移を示していた。

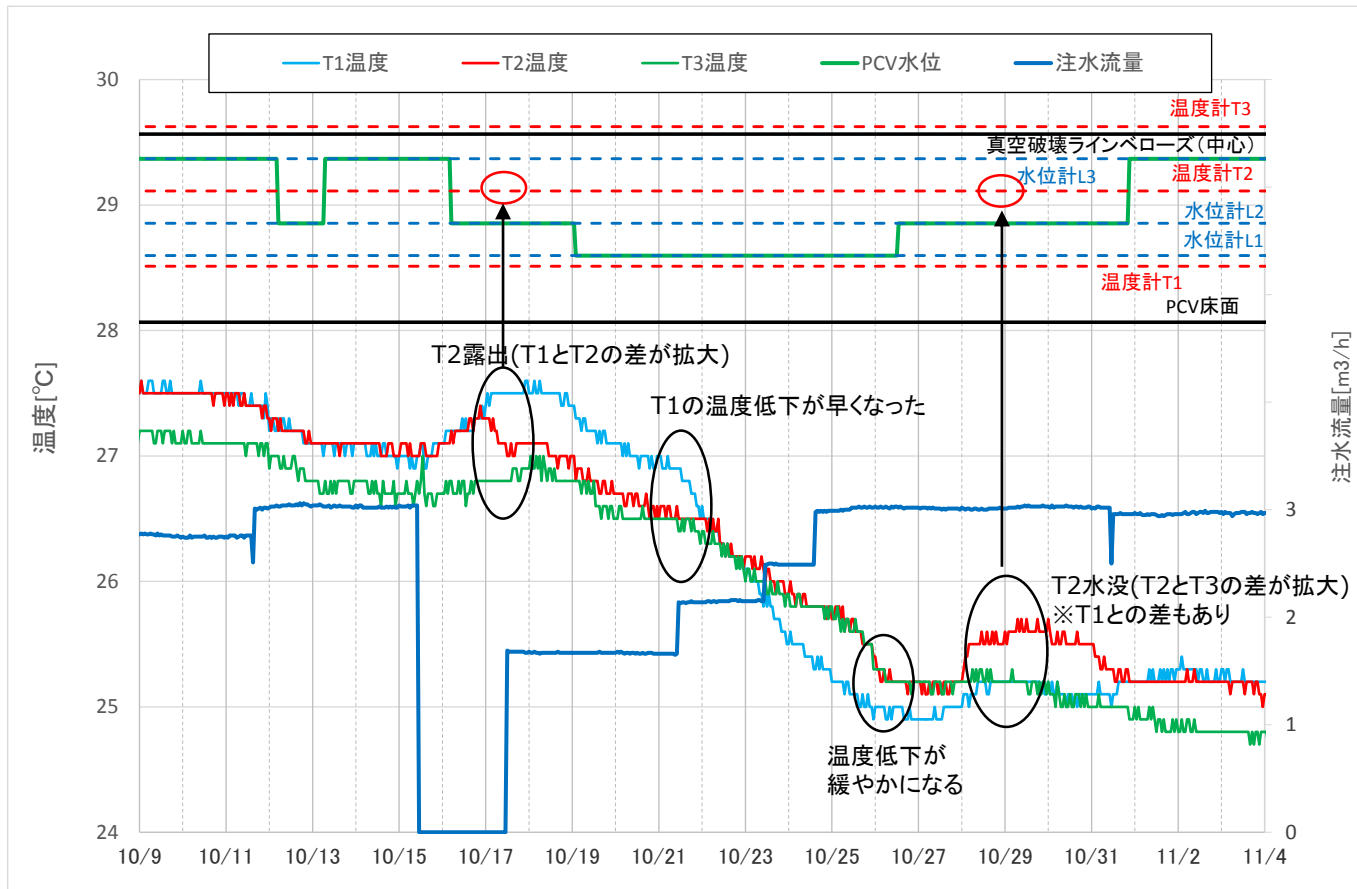


- 軸方向・周方向の設置位置の違いによって、温度挙動に明確な違いはなかった。
- RPVの上部エリアに設置されている温度計の指示値は、RPV底部温度と概ね同等の推移を示していた。

# PCV温度の推移（新設温度計）

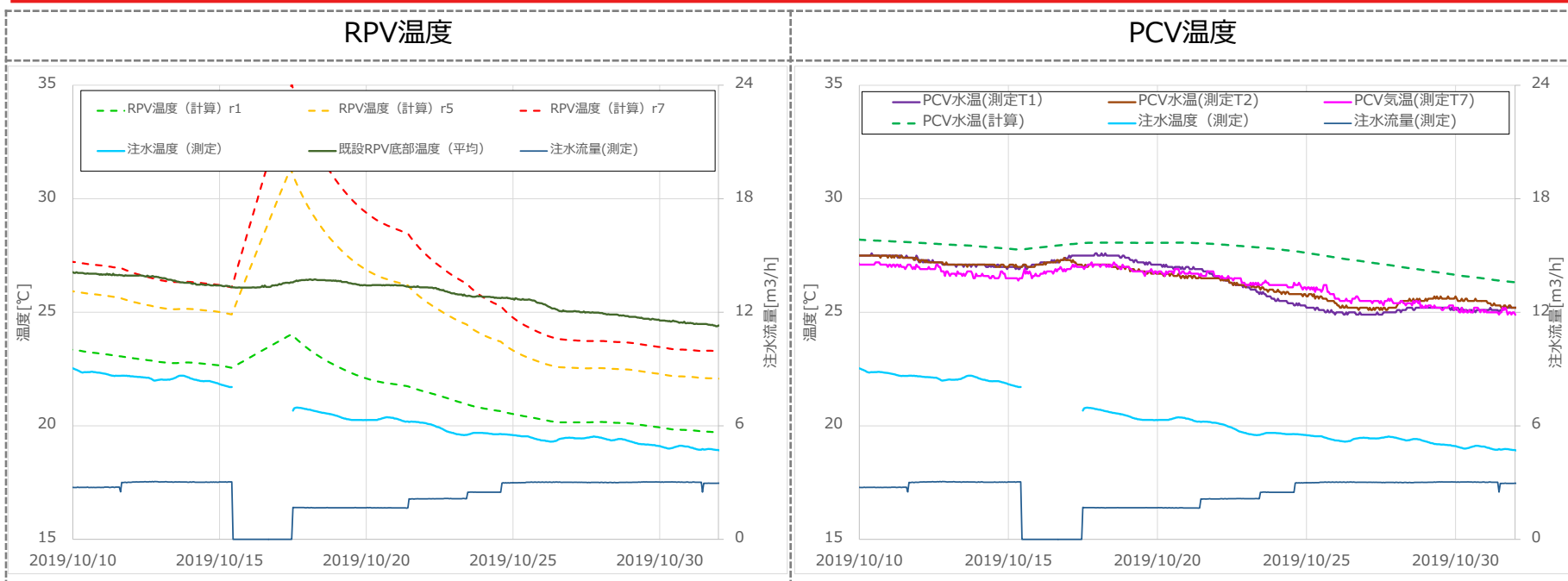


- 約49時間の注水停止により、PCV新設温度計に全体的に緩やかな上昇（約0.7℃）を確認。
- その後、通常の原子炉注水量の半減に相当する1.5m<sup>3</sup>/hでの注水再開以降も大きな温度上昇はなく、また、全体的に緩やかに挙動。
- PCV水温を測定しているTE-1625T1,T2に若干の挙動の違いが確認された。これは注水量変更に伴うPCV水位の変動などの影響を受けているものと推定。



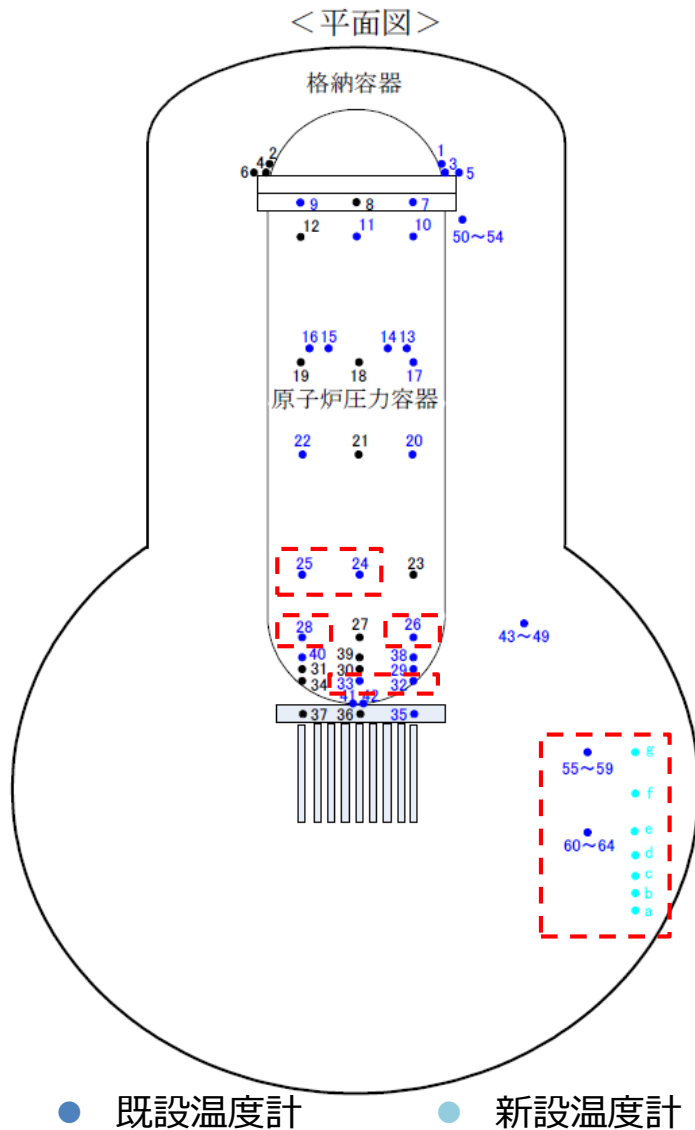
- 10/17頃T1とT2の温度差が拡大。これは、注水停止に伴うPCV水位の低下により、水没していたT2が気中露出したものと推定。その後、10/28頃にT2が再水没したものと推定。
- 10月21日頃からT1の温度低下が早くなり、気相温度と逆転。また、T2が再水没したと推定される10/28頃は、T2よりもT1の方が指示値が低い。
- これは、注水再開後に、PCV保有水内で高さ方向の温度分布が形成されたことを示しており、注水量増加により温度が比較的低い冷却水が床面付近を流れていた可能性や、注水量によって熱源への水のかかり方が変化している可能性が考えられる。





- 季節変化による気温の低下とともに注水温度が低下しており、全体的に温度は低下傾向。
- RPV底部温度について、RPVに存在する熱源の量が少ないと仮定した評価ケース（r1）では、全体的に温度を低めに評価する傾向。一方、RPVに存在する熱源を多く設定すると、温度評価は温度計指示に近づくが、注水停止時の温度上昇を過大に評価する傾向。
- PCV温度は概ね実績温度を再現している一方で、PCV水温と気温の違いなど、局所的な温度変化まではモデル上考慮しておらず、再現できていない。また温度上昇時の傾きは概ね一致したものの、注水再開以降の温度低下傾向が実績よりも評価の方が遅い傾向がある。

- 熱バランスモデルと実際の測定値に差異が生じる原因として、以下のような1号機のプラントの特徴が影響している可能性が考えられる。
  - (1) PCV保有水量が多いこと（PCV水位が高いこと）
    - PCV保有水量の違いは、PCV全体の熱容量の大きさに影響するため、PCV温度の過渡変化時の時定数に影響する可能性。
    - PCV保有水量が多いことにより、液相内での温度分布が発生しやすくなる可能性。
    - ペDESTAL内やPCV底部における燃料デブリの水没状態の違いにより、燃料デブリから冷却水への伝熱量に差異がある可能性。
  - (2) 燃料デブリの大部分がPCV側に存在（推定）
    - 現状モデルでは多くの熱源が存在するPCV側の熱収支計算で、PCV気相温度を計算しておらず、気相/液相の温度分布や、PCV気相を介したRPVとPCVの熱伝達が適切に計算出来ていない可能性がある。
  - (3) 温度測定の不確かさ
    - 温度計は周方向・高さ方向に複数設置されているものの、設置位置によっては、細かい温度分布を観測できていない可能性。
    - 既設温度計は事故の影響により絶縁が低下しており、指示値に不確かさがある。(最大20℃程度) なお、PCVには、事故後に新しく温度計を設置している。
- これらの特徴は3号機にも共通しており、今後の3号機の試験においても類似の傾向となる可能性がある。3号機の試験結果も踏まえモデルの改良を検討していく。

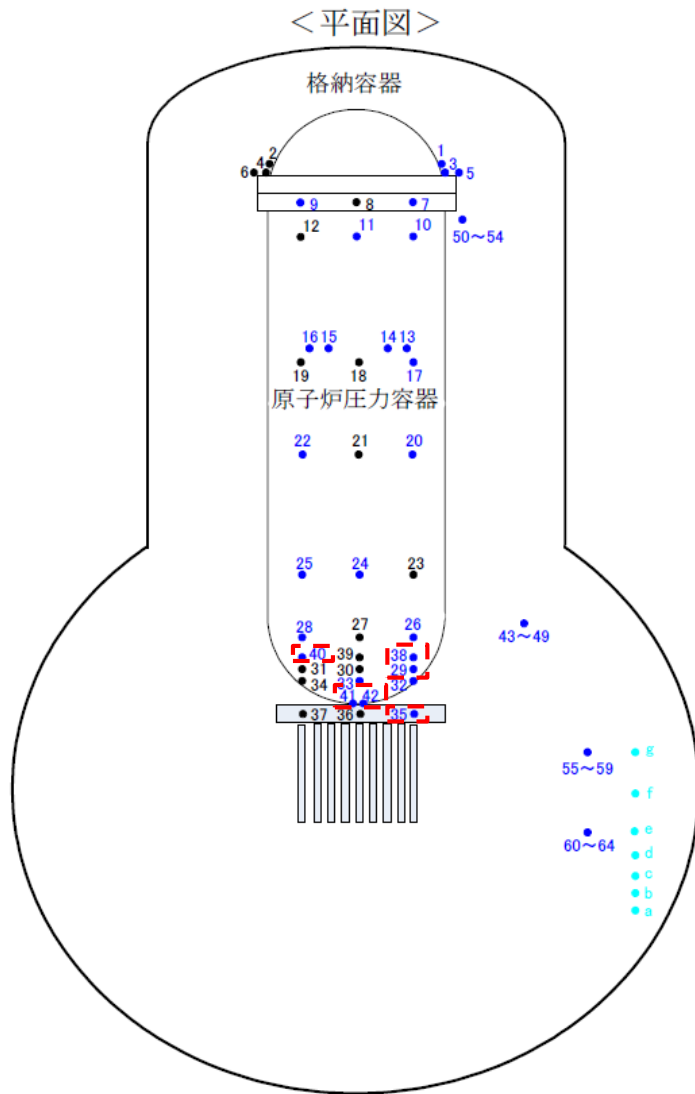


■ RPV底部温度計

サービス名称	Tag No.	No.
VESSEL DOWNCOMER	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

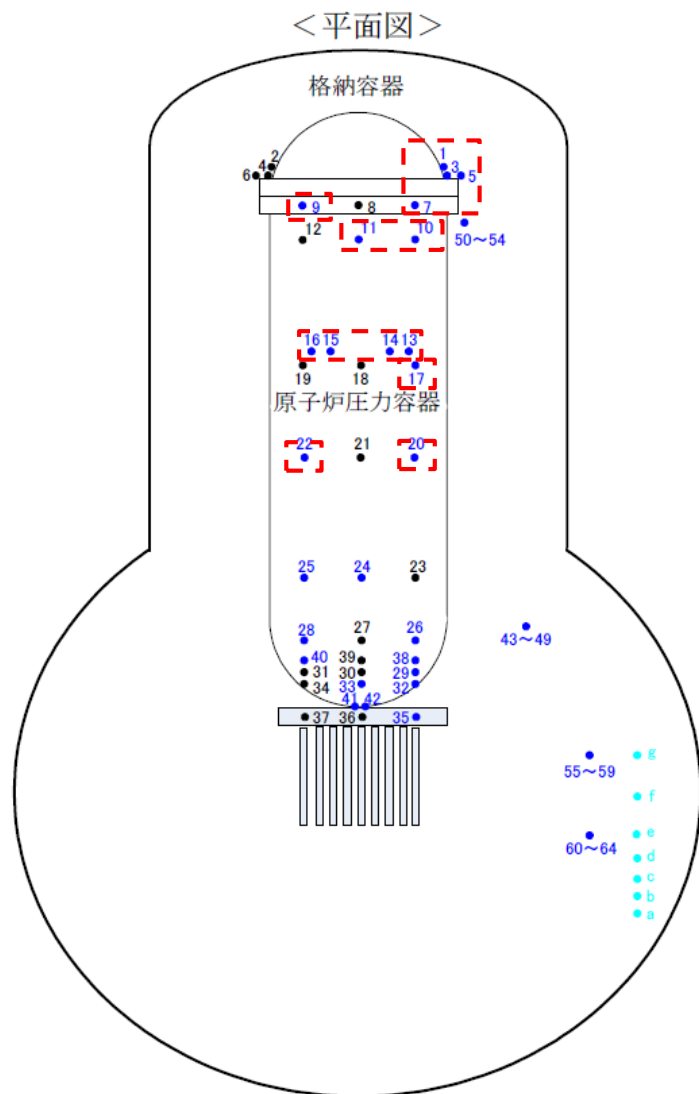
サービス名称	Tag No.	No.
HVH-12A~E SUPPLY AIR	TE-1625F~H,J,K	55~59
HVH-12A~E RETURN AIR	TE-1625A~E	60~64
PCV温度	TE-1625T1~T7	a~g



■ RPV下部温度計

サービス名称	Tag No.	No.
VESSEL SKIRT NEAR JOINT	TE-263-69K1	29
SUPPORT SKIRT AT MTG. FLANGE	TE-263-69M1	35
CRDハウジング上端	TE-263-69N1	38
	TE-263-69N3	40
N-12 VESSEL BOTTOM	TE-263-69P#1	41
	TE-263-69P#2	42

- 既設温度計
- 新設温度計
- 監視・評価対象外



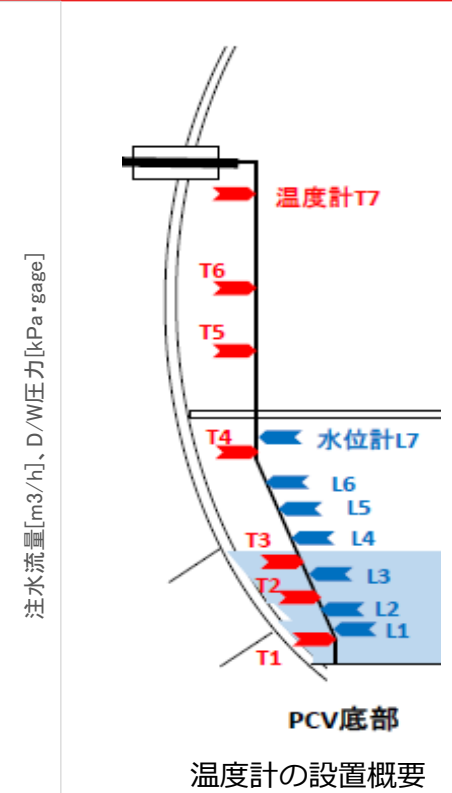
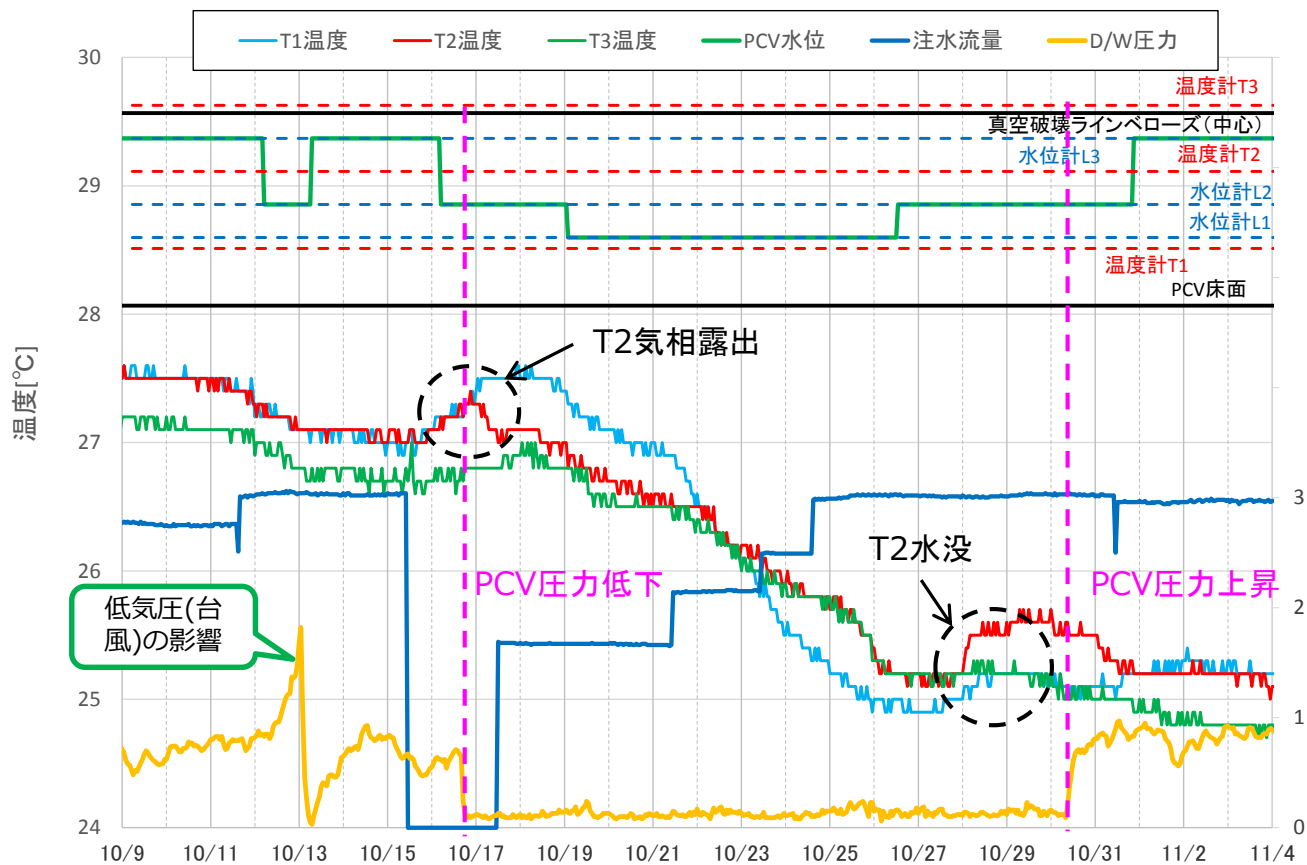
■ RPV上部温度計

サービス名称	Tag No.	No.
VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE	TE-263-66A1	1
VESSEL HEAD FLANGE	TE-263-66B1	3
VESSEL STUD	TE-263-67A1	5
原子炉フランジ	TE-263-69A1	7
	TE-263-69A3	9
原子炉蒸気	TE-263-69B1	10
	TE-263-69B2	11
N-4BノズルEND	TE-263-69D1	13
N-4BノズルEND INBOARD	TE-263-69D2	14
N-4CノズルEND	TE-263-69E1	15
N-4CノズルEND INBOARD	TE-263-69E2	16
VESSEL BELOW WATER LEVEL	TE-263-69C1	17
VESSEL CORE	TE-263-69F1	20
	TE-263-69F3	22

● 既設温度計      ● 新設温度計

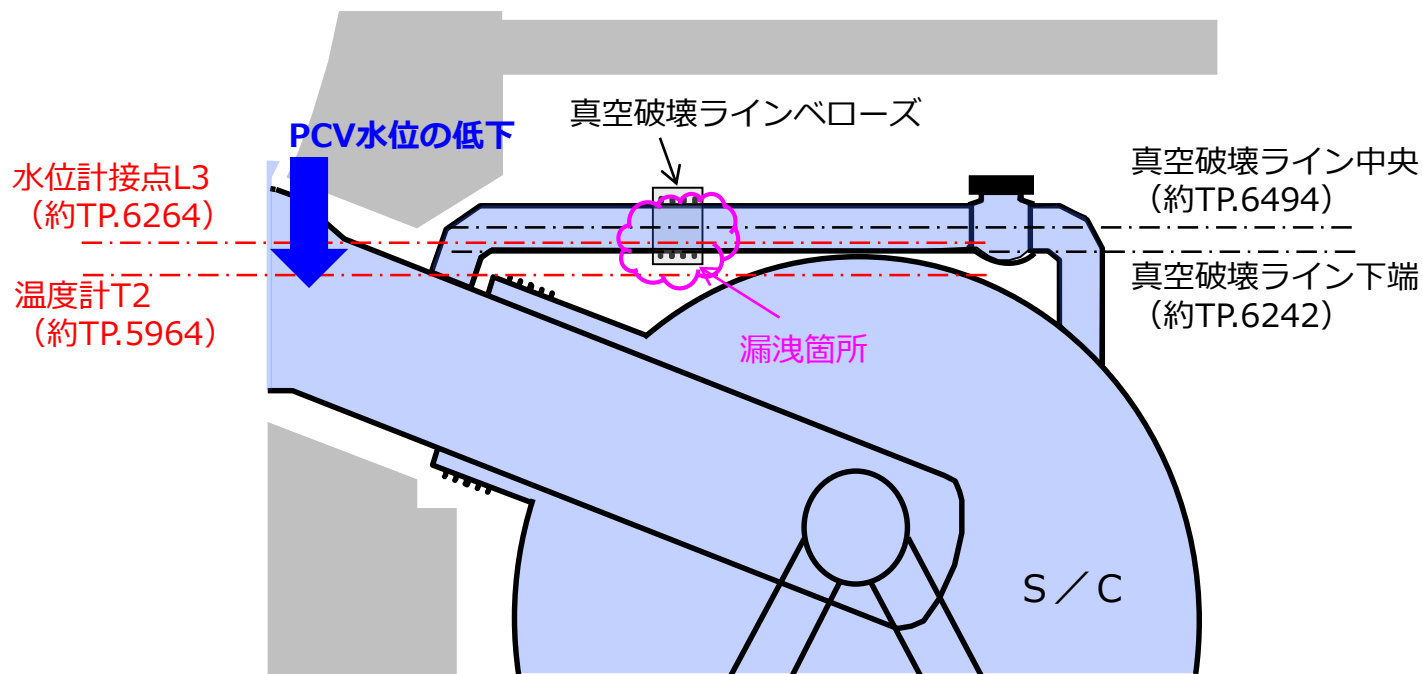
● 監視・評価対象外

2. その他特徴的なパラメータの挙動について
  - 1号機PCV圧力の挙動について
  - 1号機PCV水位の挙動について



温度計の設置概要

- 10/16頃、PCV圧力が低下。その後、大気圧とほぼ同等の微正圧で推移し、注水再開後の10/30頃に、注水停止前の圧力と同程度まで復帰した。
- これは、注水停止によるPCV水位の低下に伴い、これまで水面下にあった漏洩箇所が気相に露出したためと推定。注水再開後、PCV水位の回復により、漏洩箇所が水没したため、PCV圧力が注水停止前と同程度まで上昇したと考えられる。
- PCV圧力が変動したタイミングは、温度計T2が気相露出および再水没したと考えられるタイミングの前後であることから、露出した漏洩箇所の高さは、温度計T2の設置高さ水位計接点L3の設置高さの間付近にある可能性が高い。

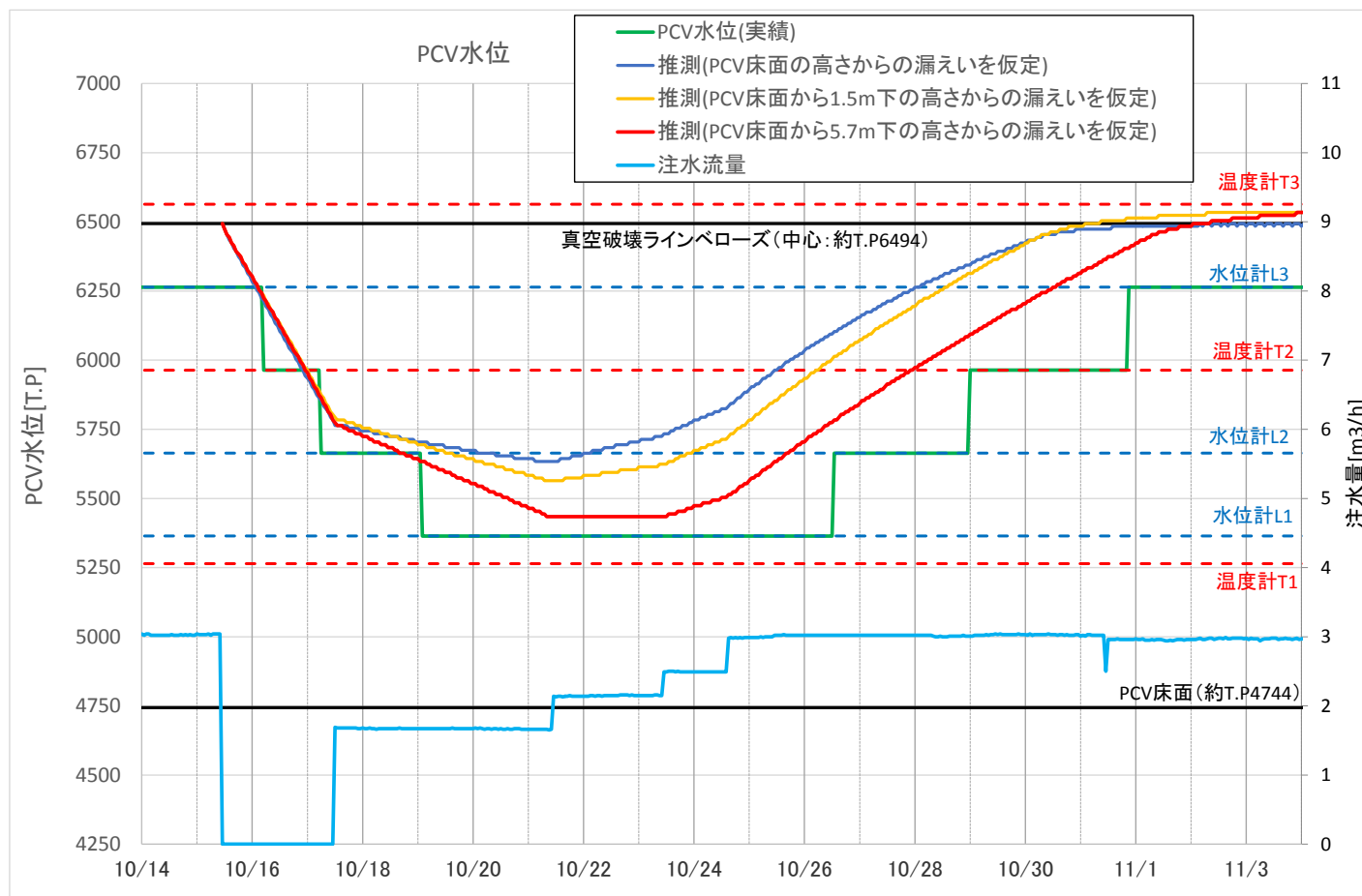


- 1号機では、これまでの調査により、真空破壊ラインベローズおよびサンドクッションドレン配管の破断箇所から、漏洩が確認されている。
- 真空破壊ラインベローズの設置高さについては、今回のPCV圧力の挙動から推定される漏洩箇所の高さと概ね合致。



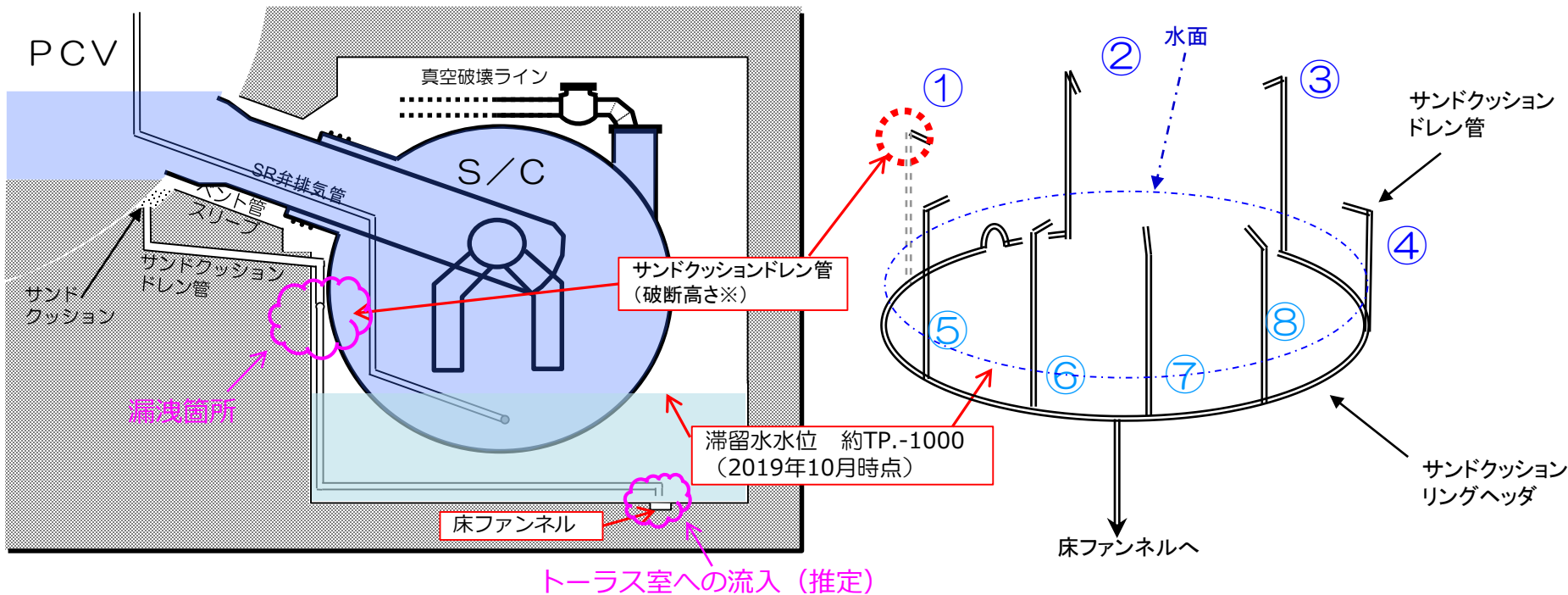
- これまでのPCV漏洩箇所への調査情報などに基づき、漏えい高さの評価条件を仮定し、簡易的にPCV水位の挙動を評価。

※PCV底部-1.5m（サンドクッションドレン管破断高さ付近）  
 PCV底部-5.7m（R/B滞留水水位高さ付近）



- 漏えい高さを低く仮定することで、注水再開後の水位上昇が実績に近くなる傾向
- これまで確認された漏えい箇所以外からの漏えいなども想定され、今後の内部調査結果等を踏まえ、引き続き検討を行っていく。

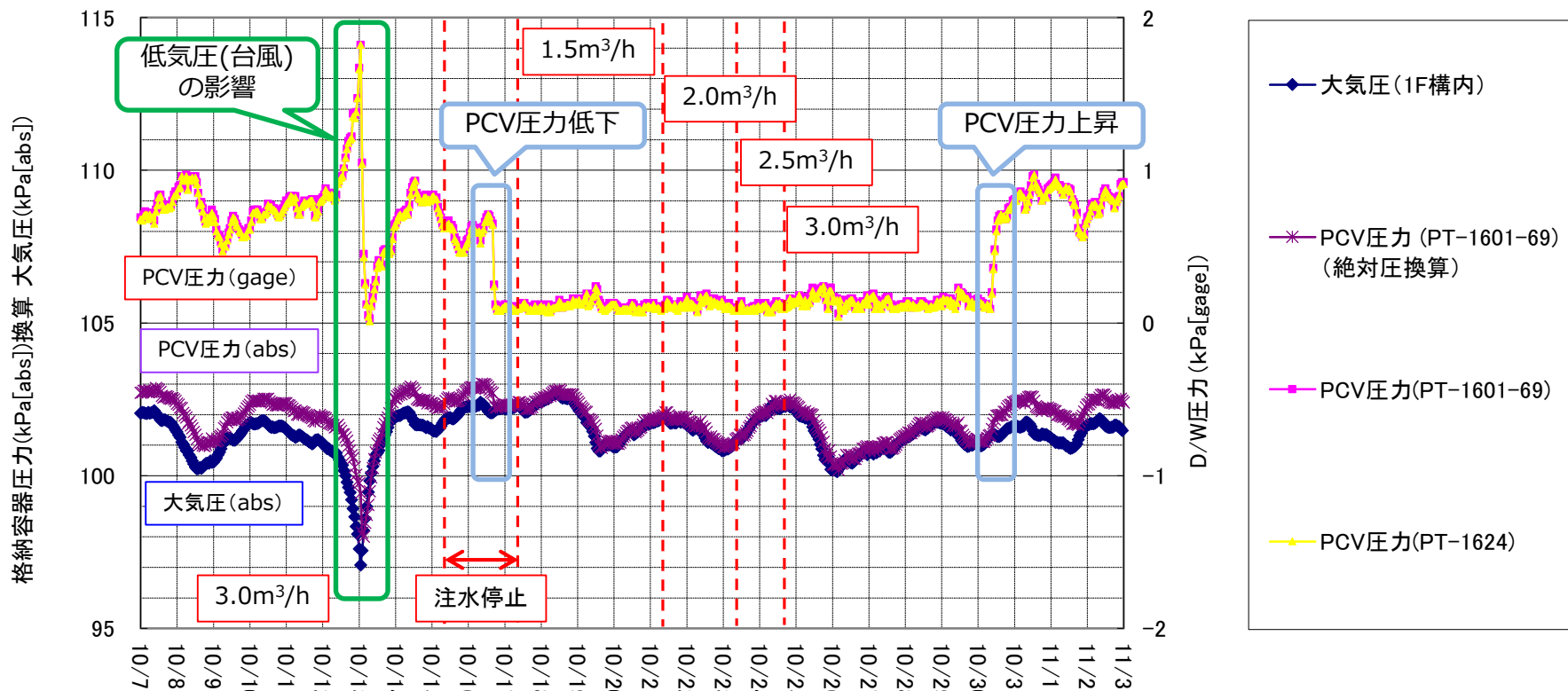
# (参考) サンドクッションドレン管の設置高さとPCV漏洩箇所との推定 **TEPCO**



※ サンドクッションドレン管は8本あり、うち1本が気中で破断していることが確認されている。

- サンドクッションドレン配管からの漏洩が確認されているのは、気中で破断している1箇所のみであるが、他の7本についても、水中（たとえば床ファンネル付近）において、PCVから漏洩している可能性がある。

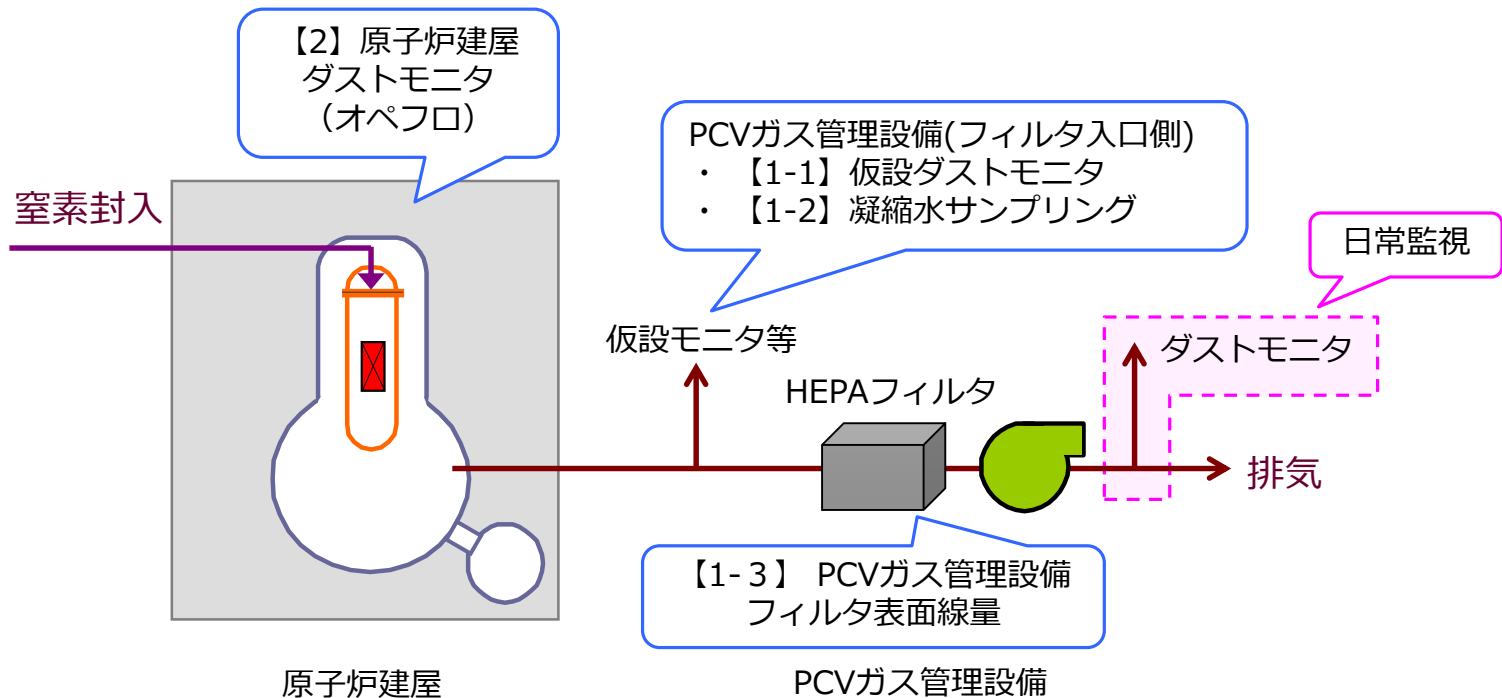
# (参考) 大気圧とPCV圧力の推移

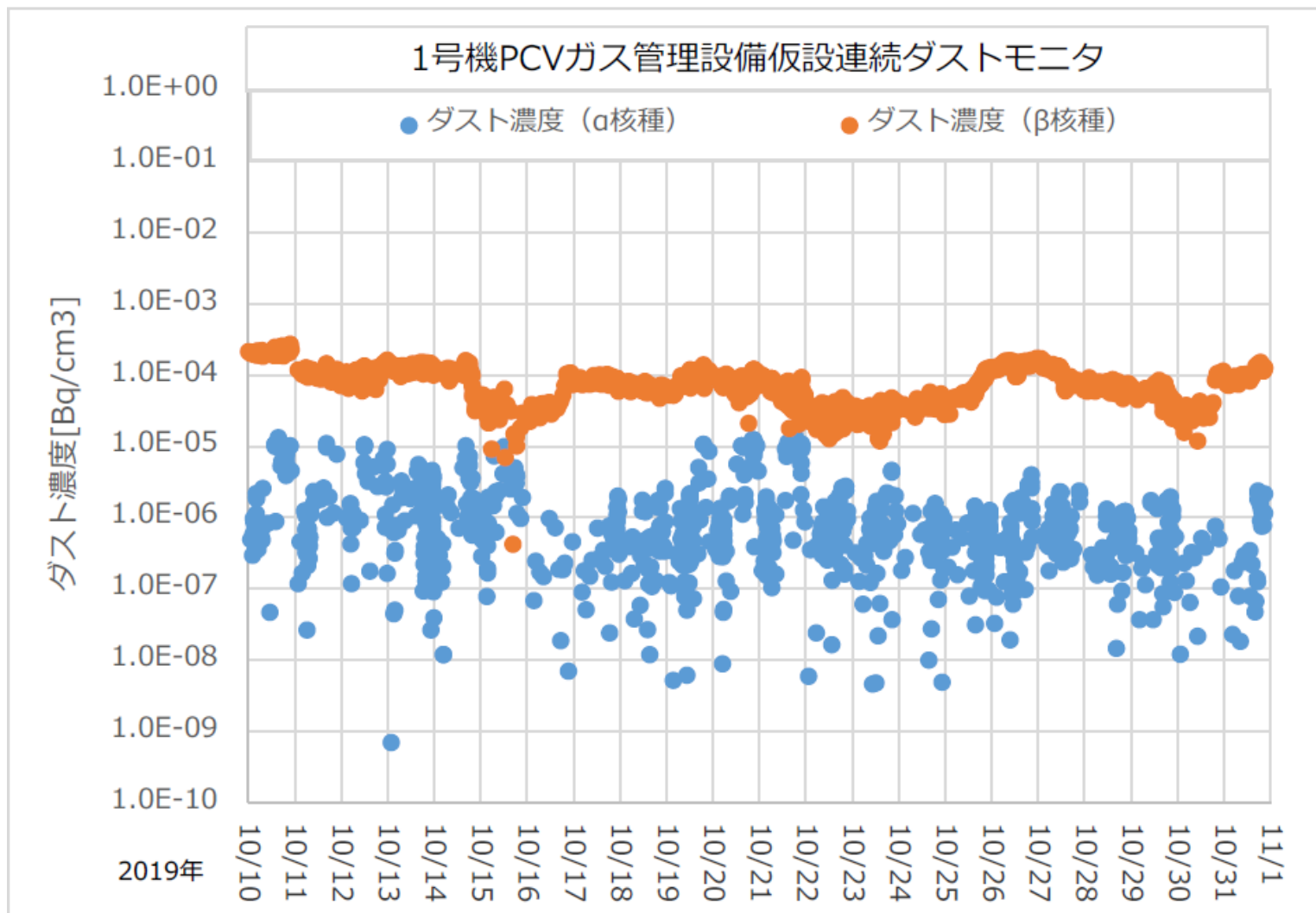


## 3. 注水停止中に採取した放射線データについて

■ 原子炉冷却状態や炉内挙動などの評価に資するデータ拡充の観点から、原子炉注水の停止前および停止中において、関連するプラントパラメータの取得や、試料の採取・分析を実施した。

- 【1】 PCVガス管理設備
  - 【1-1】 フィルタ入口側（HEPAフィルタ通過前）ダスト濃度（仮設モニタ）
  - 【1-2】 フィルタ入口側（HEPAフィルタ通過前）凝縮水サンプリング
  - 【1-3】 フィルタユニット表面線量
- 【2】 原子炉建屋ダストモニタ（オペフロ）





- 注水停止によるPCV内の放射能濃度の上昇はなかった。

分析項目	半減期	注水停止前 (2019.10.11採取)	注水停止中 (2019.10.16採取)
全α ※1 [cpm(NET)]	—	1	0
全β ※1 [cpm(NET)]	—	39666	7059
Cs-134 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	2.0652年	1.416E-06	3.726E-07
Cs-137 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	30.1年	2.439E-05	5.283E-06
その他γ核種※2	—	ND	ND

※1 参考値

※2 I-131,Sb-125,Mn-54,Co-60,Ag-110m,Ce-144,Eu-154,Fe-59,Co-58,Am-241,Cr-51

- 注水停止によるPCV内の放射能濃度の上昇はなかった。

# 【1-2】 1号PCVガス管理設備フィルタ入口側凝縮水の分析結果

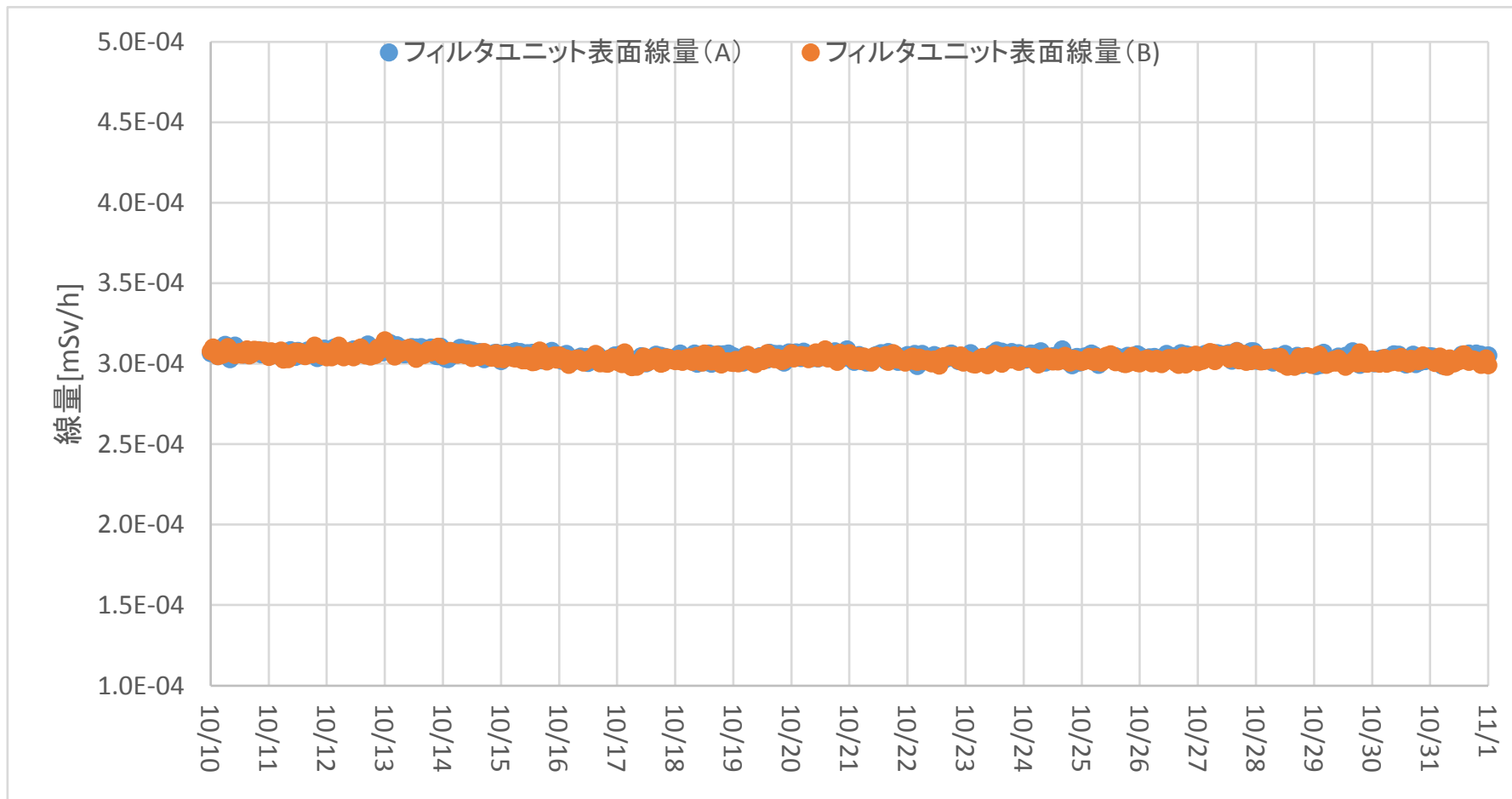
(単位 : Bq/L)

分析項目	半減期	注水停止前 (2019.10.11採取)	注水停止中 (2019.10.16採取)
全α	—	ND (<8.571E+00)	ND (<8.571E+00)
全β	—	3.945E+04	3.501E+04
H-3	12.32年	1.560E+06	1.499E+06
Sr-90	28.79年	3.059E+03	2.853E+03
Cs-134	2.0652年	1.866E+03	1.548E+03
Cs-137	30.1年	3.039E+04	2.555E+04
その他γ核種※1	—	ND	ND

※1 I-131,Sb-125,Mn-54,Co-60,Ag-110m,Ce-144,Eu-154,Fe-59,Co-58,Am-241,Cr-51

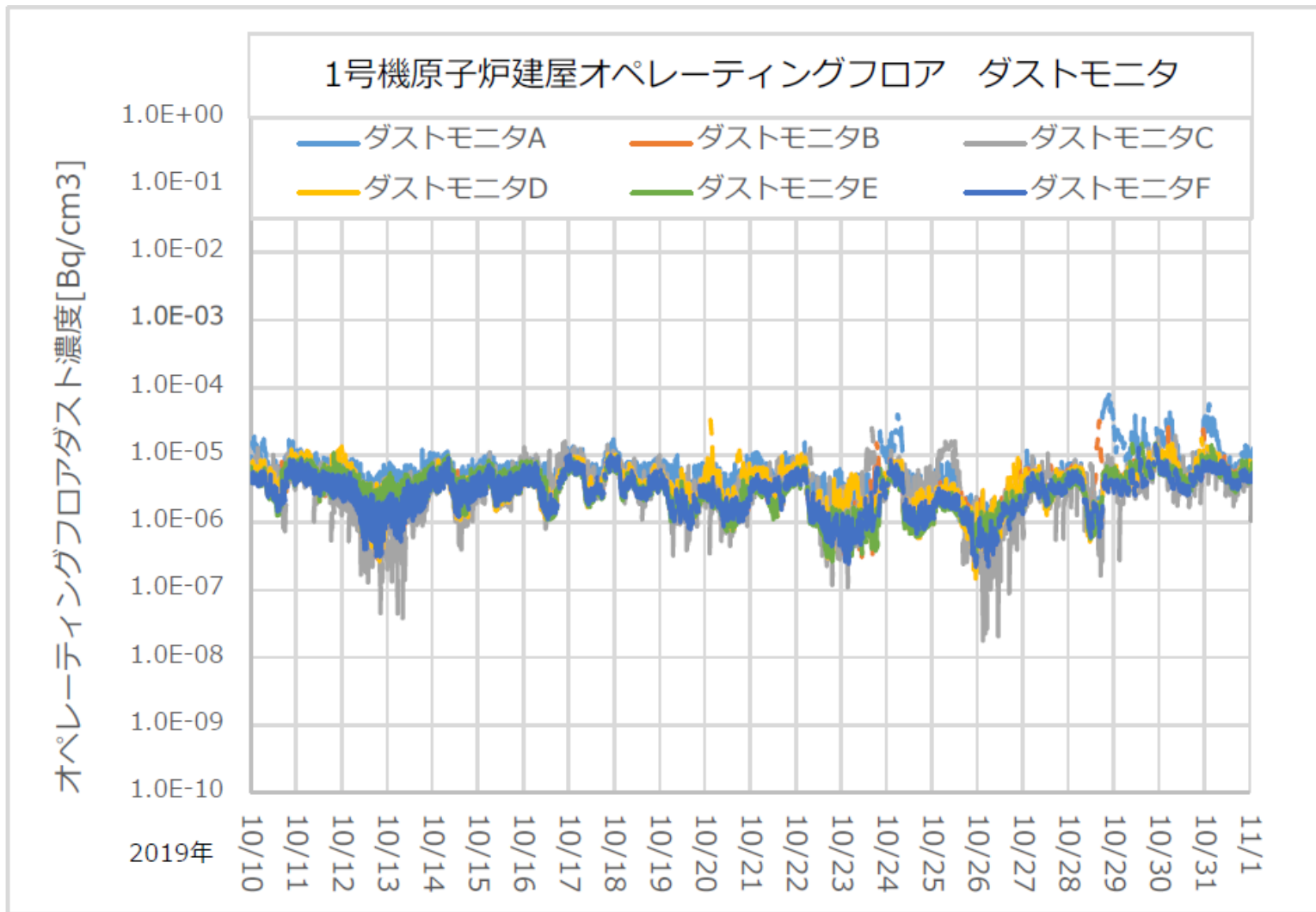
- 注水停止によるPCV内の放射能濃度の上昇はなかった。





■ 注水停止によるPCVガス管理設備フィルタユニット表面線量の上昇はなかった。

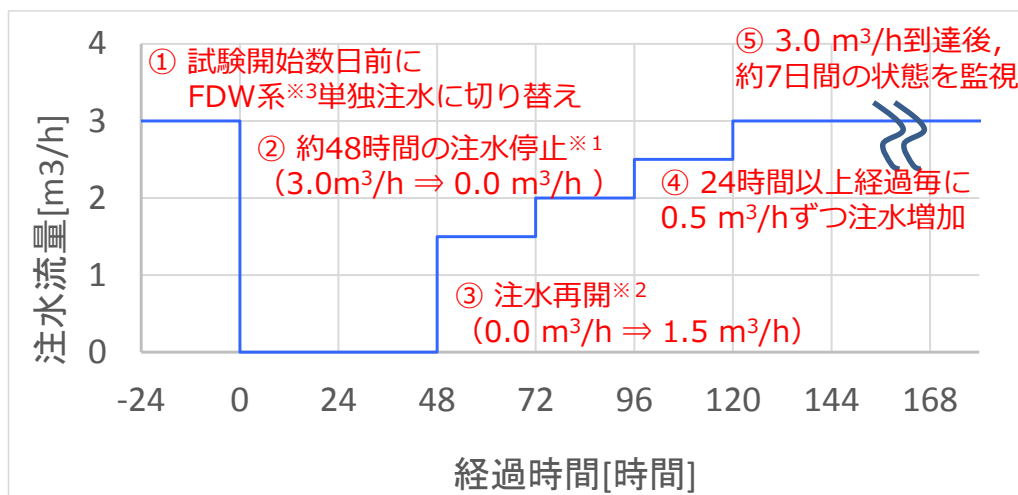
## 【2】 原子炉建屋ダストモニタ（オペレーティングフロア）



- 注水停止による原子炉建屋（オペレーティングフロア）へのダスト影響はなかった。

- 1号機において原子炉注水を一時的に停止する試験を実施した結果、注水停止による温度上昇は、概ね予測の範囲内であり、熱バランスモデルによる温度評価はRPV底部温度やPCV温度を概ね再現していることを確認した。
- 原子炉が安全に冷却されていることを確認する観点からは、現在の評価モデルでも十分に良い再現性があると考えられる。
- 一方、試験時における温度データを詳細に確認したところ、評価モデルには実機を十分に再現していないと考えられる部分も確認された。今後、3号機の試験結果もふまえ、モデルの改良についても検討していく。
- また、データ拡充を目的に注水停止試験中に取得した放射線データ（サンプル分析結果等）についても、今後の炉内挙動を評価する際の知見の一つとして活用していく。

- 原子炉注水を約48時間停止※<sup>1</sup>し、温度上昇等の影響を確認。
- 炉注設備の流量下限を考慮し、1.5m<sup>3</sup>/hで注水を再開※<sup>2</sup>。その後、24時間以上経過する毎に0.5m<sup>3</sup>/hずつ、試験前の3.0m<sup>3</sup>/hまで戻す。

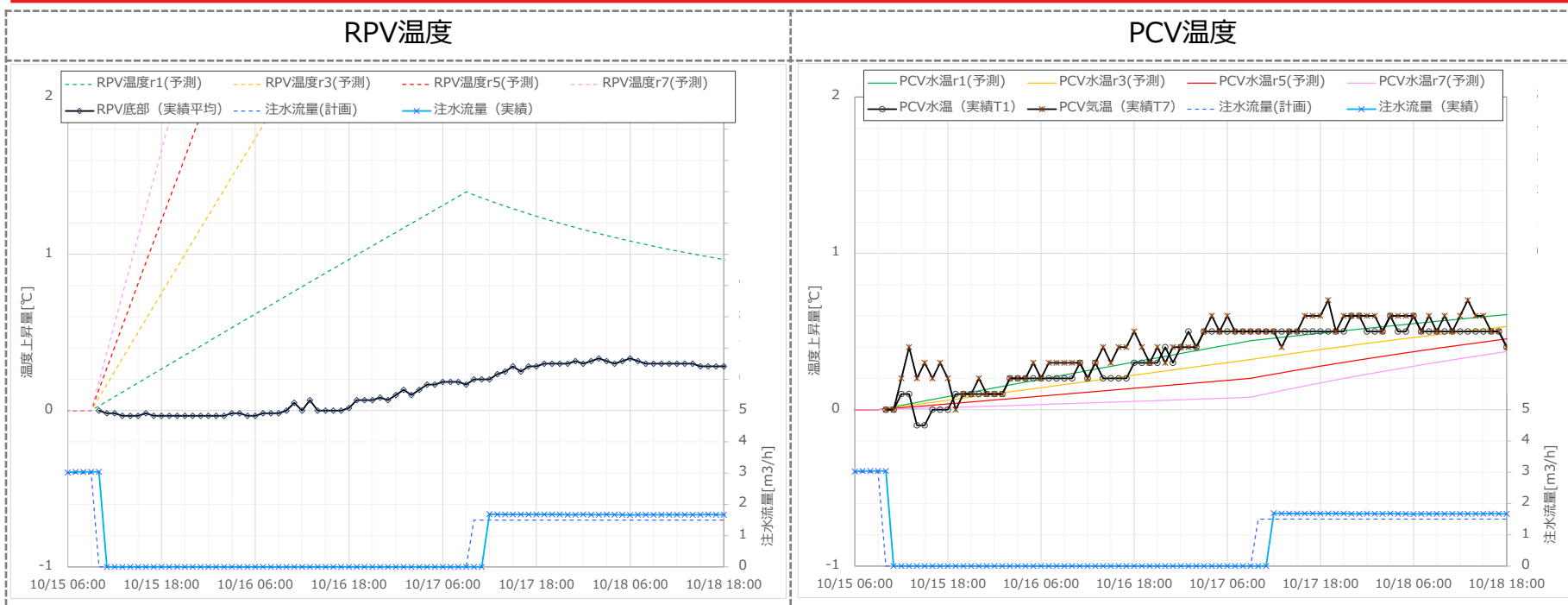


## 実施計画上の扱い（運転上の制限）

- ※<sup>1</sup> 原子炉の冷却に必要な注水量を確保せず、運転上の制限(第18条)を計画的に逸脱することから、第32条第1項を適用。
- ※<sup>2</sup> 任意の24時間あたりの注水増加幅を1.0m<sup>3</sup>/hに制限する運転上の制限(第18条)を計画的に逸脱することから、実施計画第32条第1項を適用。

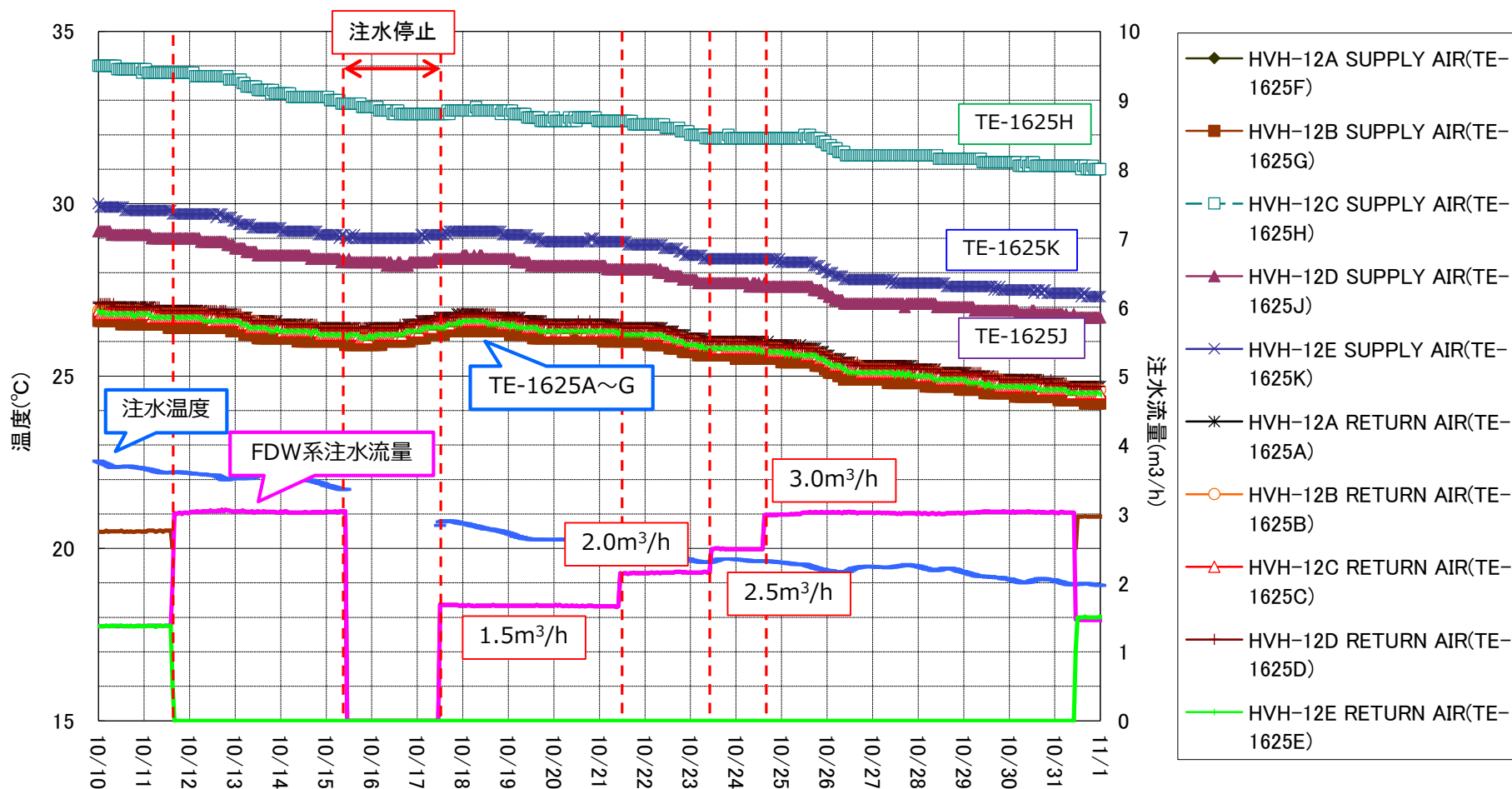
※<sup>3</sup> 1号機はCS系の流量に設備的上限により、単独注水で3.0m<sup>3</sup>/hを確保できないことからFDW系単独注水で計画。

# (参考) 注水停止中の温度上昇予測と実績の比較



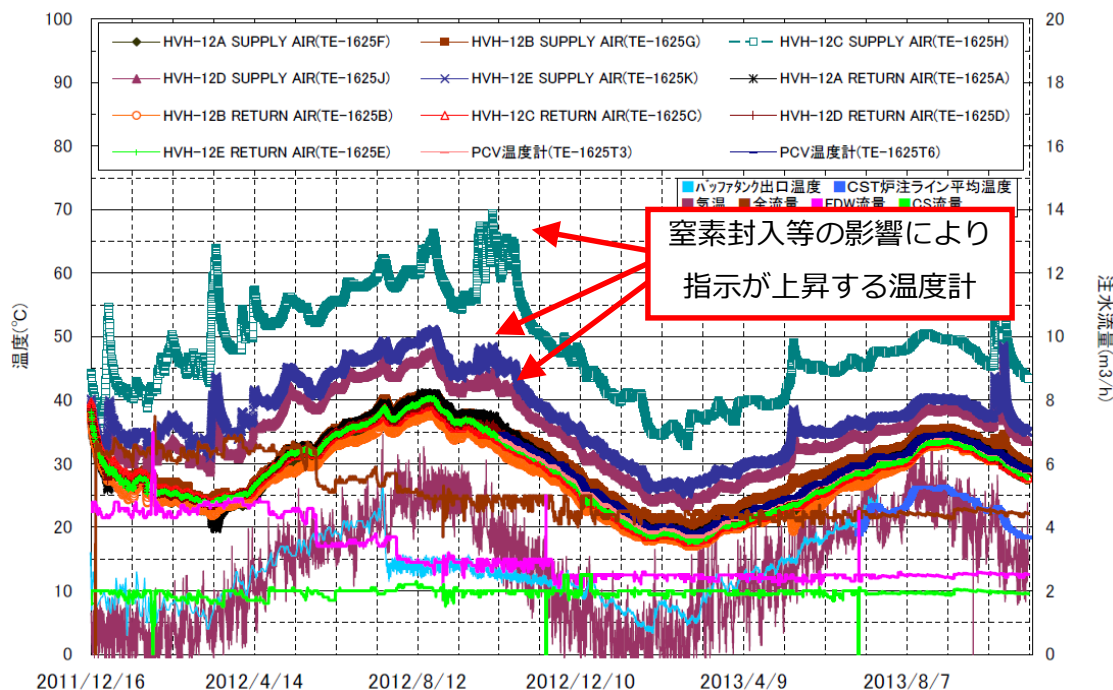
- 注水停止中の温度上昇はRPV底部温度，PCV温度ともに概ね予測の範囲内であった。
- RPV底部の温度上昇は，予測よりも上昇開始が遅く，上昇量も小さい結果であった。また，PCV温度の上昇と比べても，RPV底部の温度上昇は小さい結果であった。
- PCVの温度上昇は，PCV水温，気温ともに，RPVに存在する熱源の量が少ないと仮定した予測評価（ケースr1，緑色）に概ね合致する結果であった。

# (参考) PCV温度の推移 (既設HVH温度計)



- 約49時間の注水停止により、PCV温度に全体的に緩やかな上昇(約0.3°C)を確認。
- 通常の原子炉注水量の半減に相当する1.5m³/hでの注水再開以降も大きな温度上昇はなく、注水量増加・注水温度低下とともに全体的に緩やかに温度低下。
- TE-1625H,K,Jについては、他の温度計よりも指示値が高めであるが、これらは注水流量の変化によらず、窒素封入量や排気流量の影響を受けることも確認されている。

# (参考) 過去の1号機における一部のPCV内温度の上昇事象



- 1号機では注水によらず、窒素封入等の影響によって、一部のPCV温度計の指示の上昇が観測されている。これはペDESTAL内の熱源に起因していると推定。

1号機温度上昇実績	2011年12月	2012年3月	2012年9月	2013年10月
PCV温度 温度上昇率[°C/h]	0.6 (最大約55°C)	0.6 (最大約65°C)	1.1 (最大約70°C)	2.0 (最大58°C)
崩壊熱[kW]	430	360	250	160
注水流量[m³/h]	6.5 (FDW 4.5,CS2.0)	6.5 (FDW 4.5,CS2.0)	5.5 (FDW 3.5,CS2.0)	4.5 (FDW 2.5,CS2.0)

# (参考) 過去の1号機における一部のPCV内温度の上昇事象

(2013年10月)

- 窒素封入量を減少させた後，大気圧の変動に伴いHVH温度が上昇。

