

循環注水冷却スケジュール (1/2)

分野	活動	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後1ヶ月の予定	12月		1月				2月			3月	4月	備考		
				15	22	29	5	12	19	26	2	9	16	下		上	中
循環注水冷却	原子炉関連	循環注水冷却	(実績) ・【共通】循環注水冷却中(継続) (予定) ・【共通】高台炉注水系統による注水 2020/2/下旬~3/下旬 ・【2号】CST循環運転 2020/3/月上旬 ・【2号】復水貯蔵タンク(CST)運用開始 2020/3/下旬~ ・【2,3号】CST炉注水系統の計器点検のためFDW系による注水切替 2020/2/中旬 ・【3号】燃料デブリ冷却状況の確認試験の実施について 1,2号機 注水流量増加(3.0m <sup>3</sup> /h→4.5m <sup>3</sup> /h) 2020/1/29~31 1,2号機 注水流量低下(4.5m <sup>3</sup> /h→3.0m <sup>3</sup> /h) 2020/2/10 3号機 CS系のみによる注水へ切替 2020/1/31~2/17 3号機 注水停止期間 2020/2/3~5	【1,2,3号】循環注水冷却(滞留水の再利用) 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、作業等に必要となる条件に合わせて、原子炉注水流量の調整を実施 現場作業													
		海水餌食及び塩分除去対策	(実績) ・CST窒素注入による注水溶存酸素低減(継続) ・ヒドラジン注入中(2013/8/29~) 現場作業	CST窒素注入による注水溶存酸素低減 ヒドラジン注入中 現場作業													
原子炉格納容器関連	原子炉格納容器関連	窒素充填	(実績) ・【1号】サブプレッションチャンバへの窒素封入 - 連続窒素封入へ移行(2013/9/9~)(継続) ・【1~3号】窒素封入ライン設置に伴う、窒素封入ラインPCV試験/検査 【2号試験】 2019/12/17 【3号試験】 2019/12/16 (予定) ・【共通】窒素ガス分離装置AB取替他工事 2019/1/28~2020/2/26 ・【1~3号】窒素封入ライン設置に伴う、窒素封入ラインPCV試験/検査 【1~3号総合通気検査】 2020/1/30	【1,2,3号】原子炉圧力容器 原子炉格納容器 窒素封入中 【1号】サブプレッションチャンバへの窒素封入 【2号】試験 【3号】試験 【共通】窒素ガス分離装置AB取替他工事 検討・設計・現場作業													
		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:2020/1/7 ・【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:2020/1/10 ・【1号】AWJに伴うダストサンプリング ・希ガス・水素モニタ停止 B系:2020/1/17,27 (予定) ・【1号】1号機PCV内部調査アクセスルート構築作業(AWJ) ・PCV減圧:2020/1/8~3月上旬 ・【1号】PCVガス管理システム希ガスモニタ点検 ・希ガスモニタ停止 A系:2020/1/30 ・希ガスモニタ停止 B系:2020/2/6 ・【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:2020/2/10 ・【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:2020/2/10 ・【2号】PCVガス管理システム希ガスモニタ点検 ・希ガスモニタ停止 A系:2020/1/30 ・希ガスモニタ停止 B系:2020/2/6	【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B停止 【1号】希ガス・水素モニタB停止 【1号】PCV減圧 【1号】希ガスモニタA停止 【1号】希ガスモニタB停止 【1号】水素モニタA停止 【1号】水素・希ガスモニタ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 現場作業													

循環注水冷却スケジュール (2/2)

分野名	活り	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後1ヶ月の予定	12月			1月			2月			3月		4月	備考	
				15	22	29	5	12	19	26	2	9	16	下	上		中
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)	【1, 2, 3号】循環冷却中(2019/11/28~2020/3/末まで凍結防止のため、二次系共用設備エアフィンクーラーのファンを間引き運転中)													
		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)	【1, 2, 3号】蒸発量に応じて、内部注水を実施 【1, 3号】コンクリートポンプ車等の現場配備													
		海水腐食及び塩分除去対策(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)	【1, 2, 3, 4号】ヒドラジン等注入による防 【1, 2, 3, 4号】プール水質管理													

# 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30日

**TEPCO**

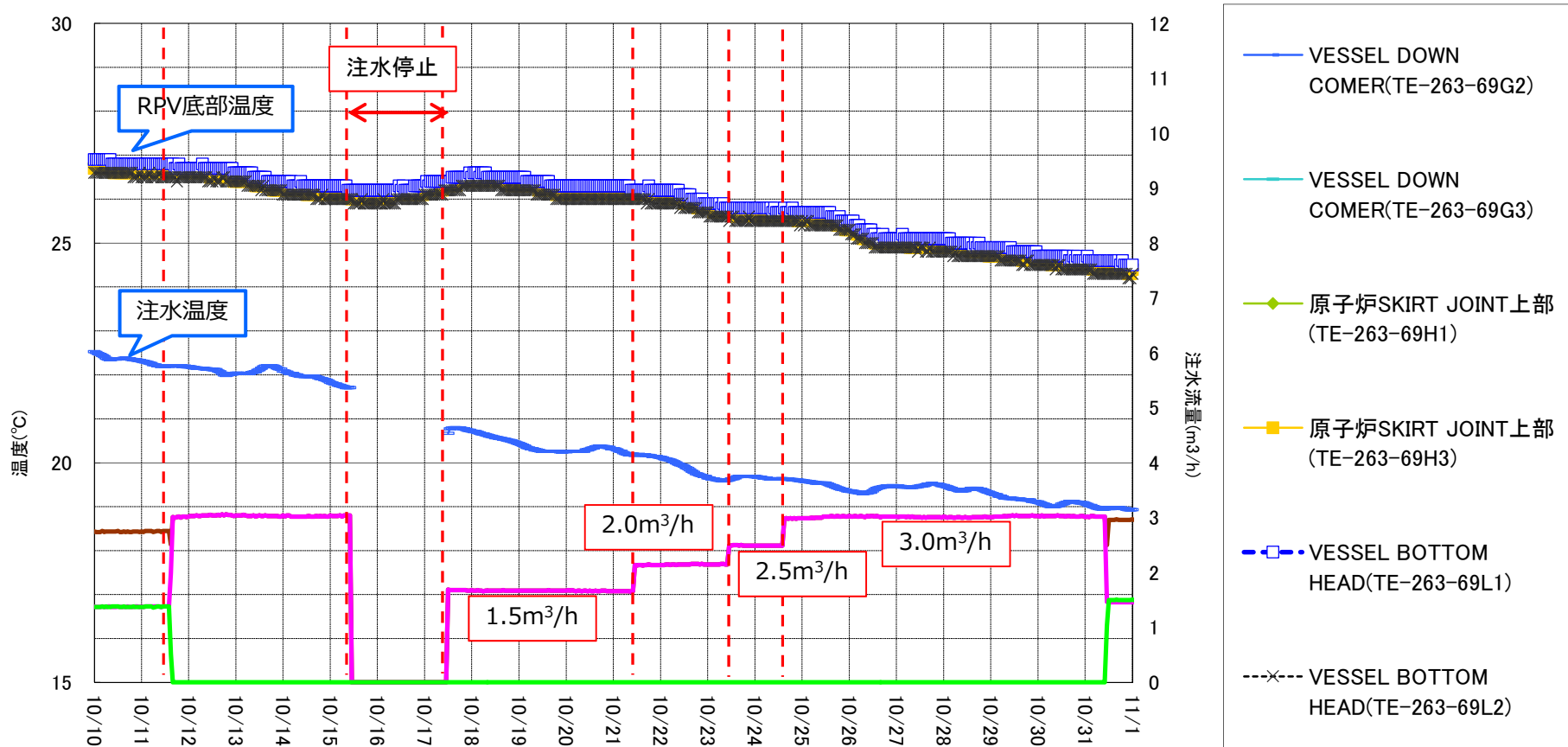
---

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

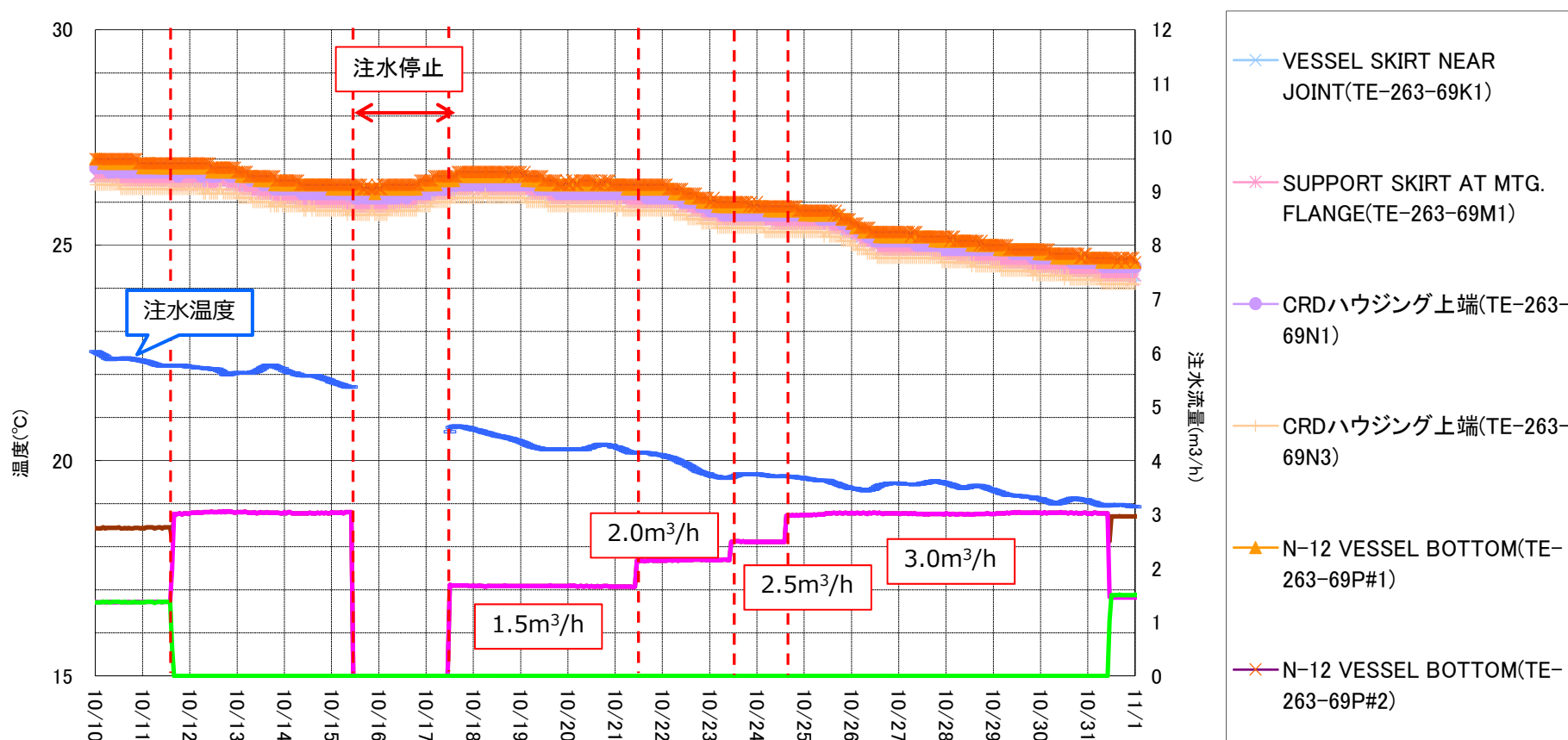
1. 試験中の温度データと熱バランス評価の比較について

# RPV底部温度の推移



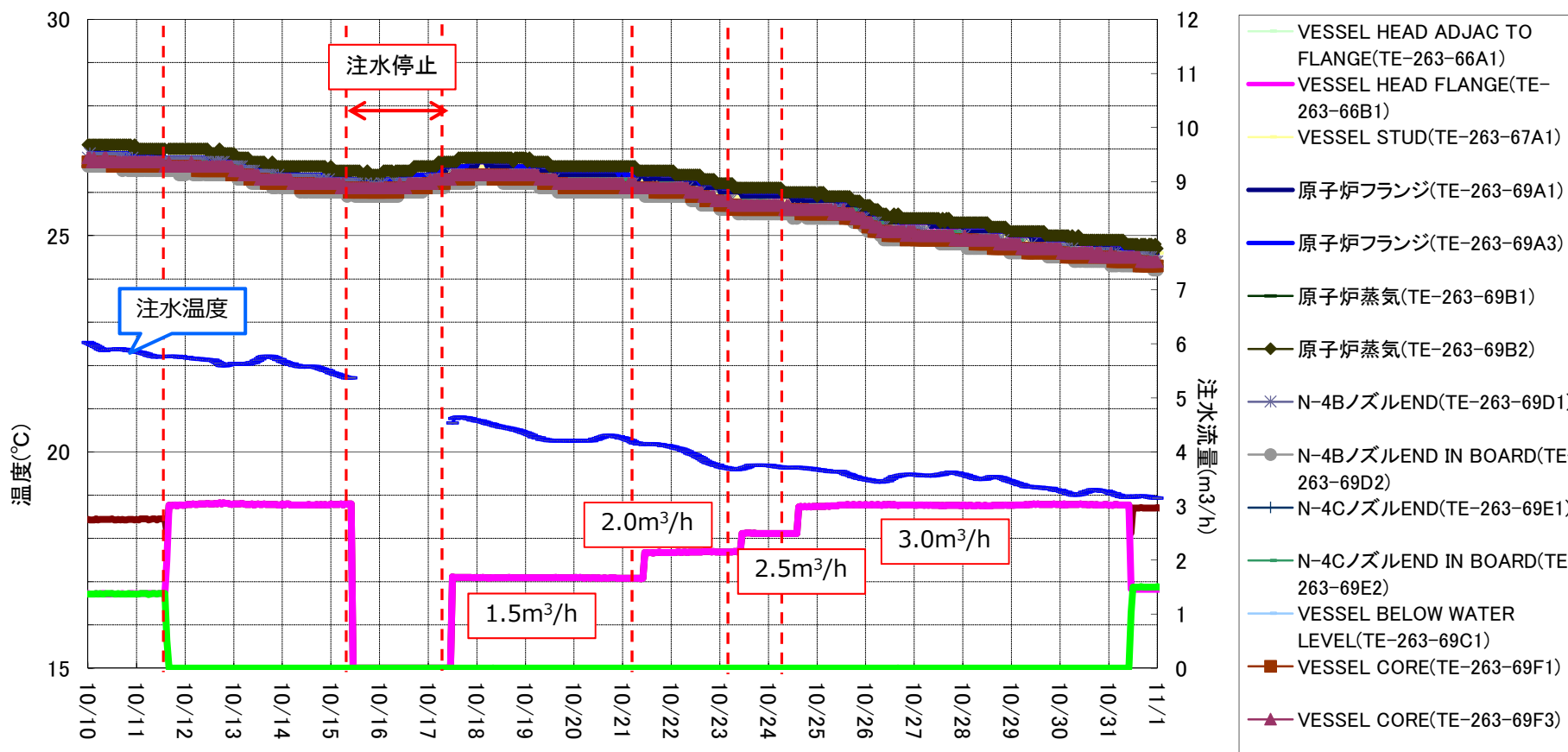
- 約49時間の注水停止により，RPV底部温度に全体的に緩やかな上昇（約0.2℃）を確認。
- 通常の原子炉注水量の半減に相当する1.5m<sup>3</sup>/hでの注水再開以降も大きな温度上昇はなく，注水量増加・注水温度低下とともに全体的に緩やかに温度低下。
- 軸方向・周方向の設置位置の違いによって，温度挙動に明確な違いはなかった。

# RPV下部周辺温度の温度推移



- 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。

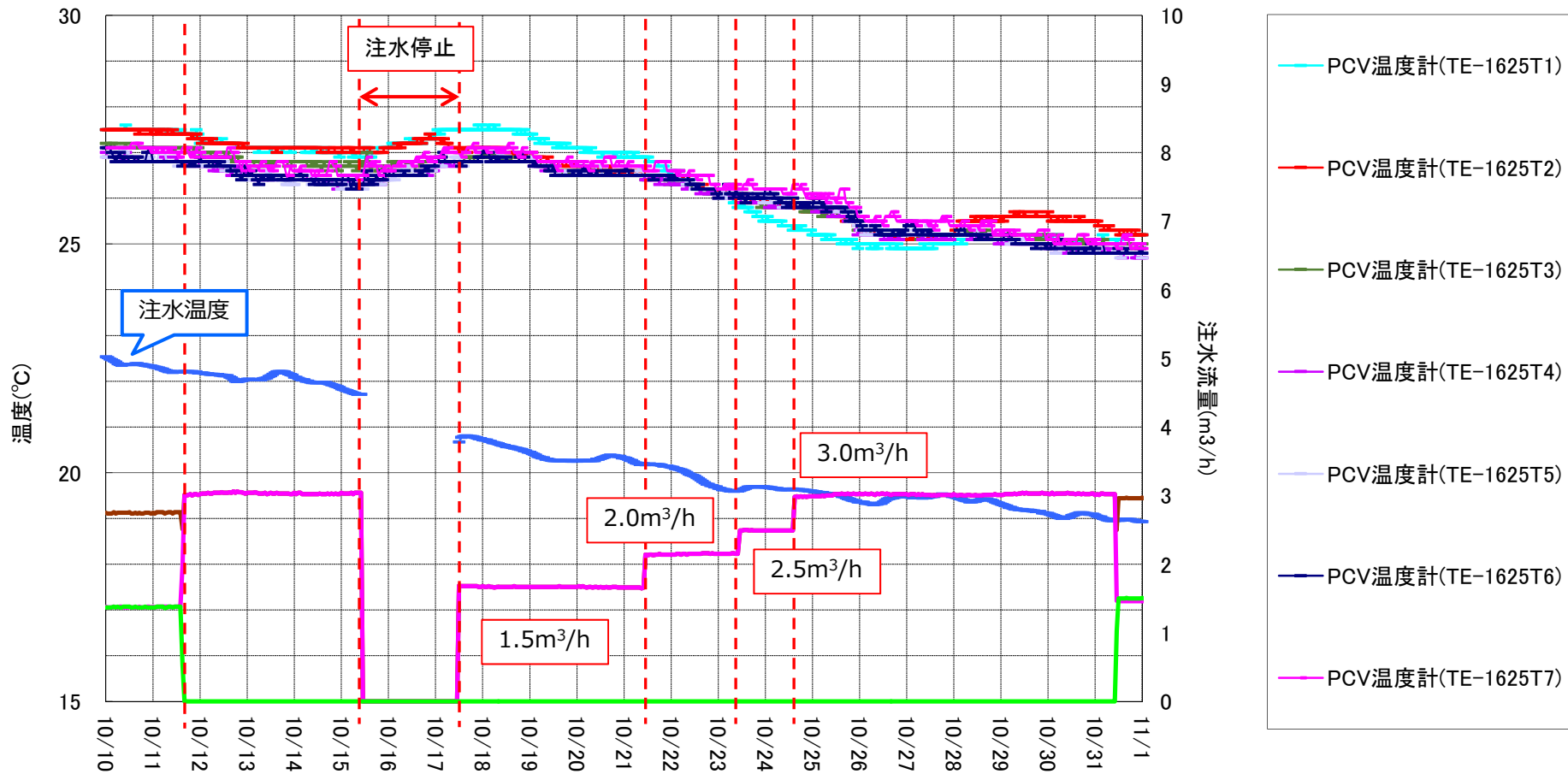
# RPV上部温度の推移



- 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。

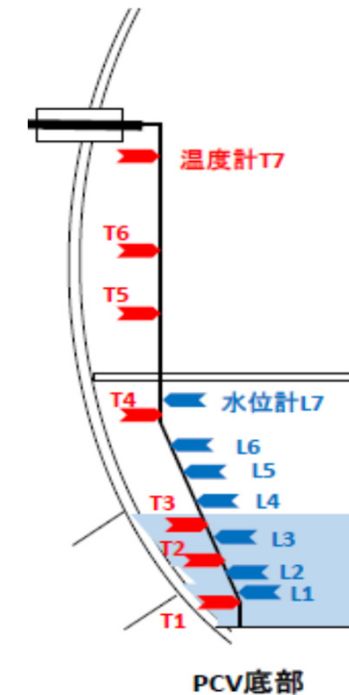
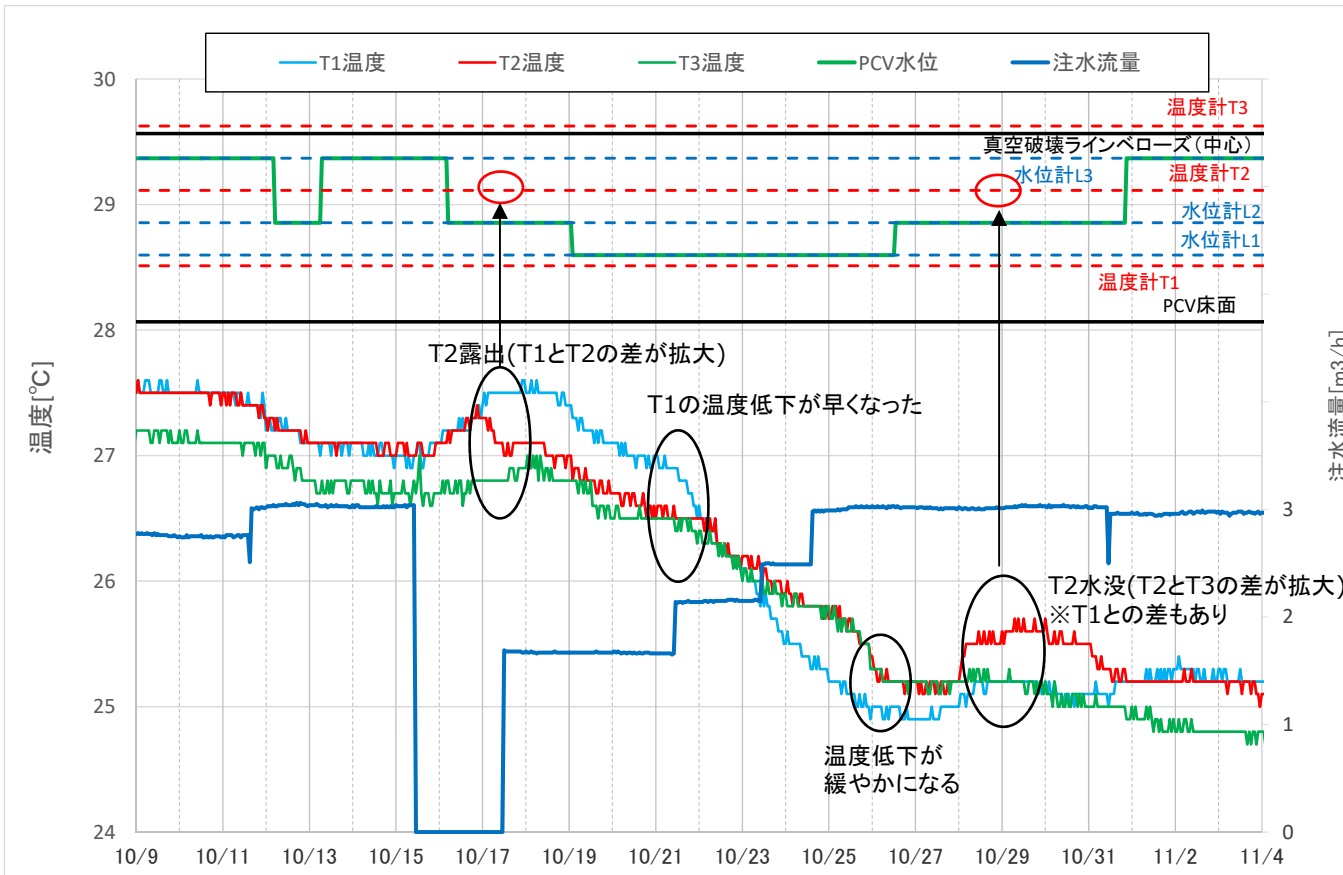


# PCV温度の推移（新設温度計）



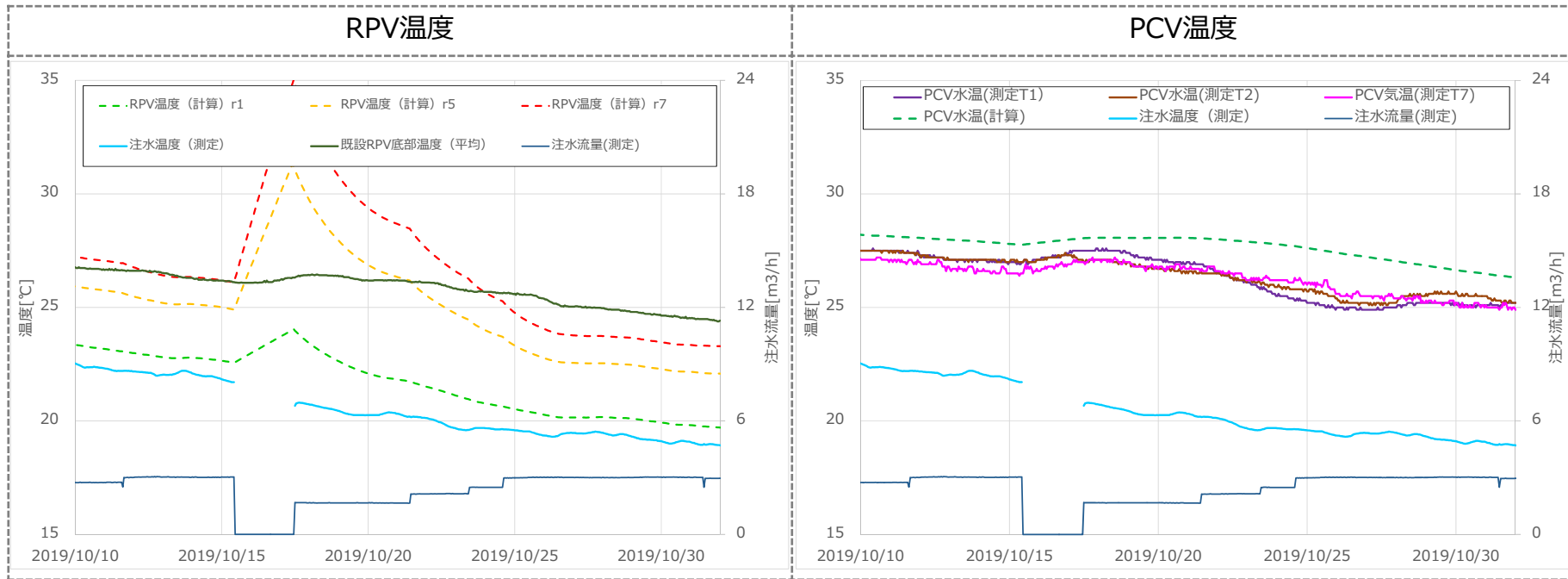
- 約49時間の注水停止により，PCV新設温度計に全体的に緩やかな上昇（約0.7℃）を確認。
- その後，通常の原子炉注水量の半減に相当する1.5m³/hでの注水再開以降も大きな温度上昇はなく，また，全体的に緩やかに挙動。
- PCV水温を測定しているTE-1625T1,T2に若干の挙動の違いが確認された。これは注水量変更に伴うPCV水位の変動などの影響を受けているものと推定。

# PCV水温の挙動に関する考察



温度計の設置概要

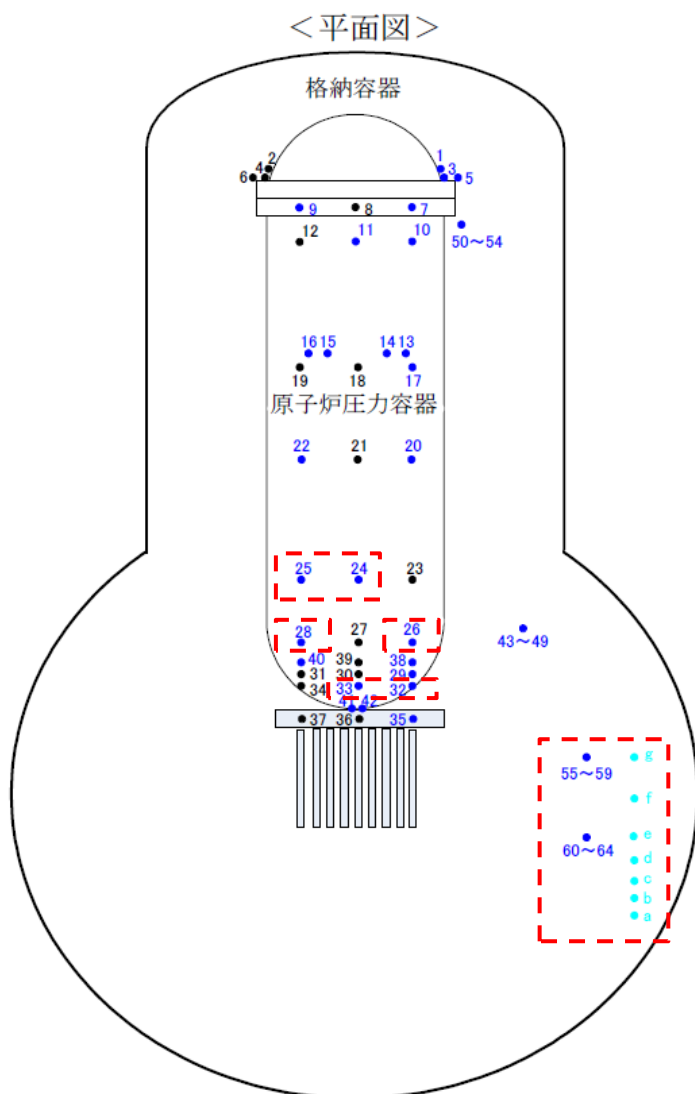
- 10/17頃T1とT2の温度差が拡大。これは、注水停止に伴うPCV水位の低下により、水没していたT2が気中露出したものと推定。その後、10/28頃にT2が再水没したものと推定。
- 10月21日頃からT1の温度低下が早くなり、気相温度と逆転。また、T2が再水没したと推定される10/28頃は、T2よりもT1の方が指示値が低い。
- これは、注水再開後に、PCV保有水内で高さ方向の温度分布が形成されたことを示しており、注水量増加により温度が比較的低い冷却水が床面付近を流れていた可能性や、注水流量によって熱源への水のかかり方が変化している可能性が考えられる。



- 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。

(参考) 1号機 温度計配置図 (RPV底部温度, PCV温度)



- 既設温度計
- 新設温度計
- 監視・評価対象外

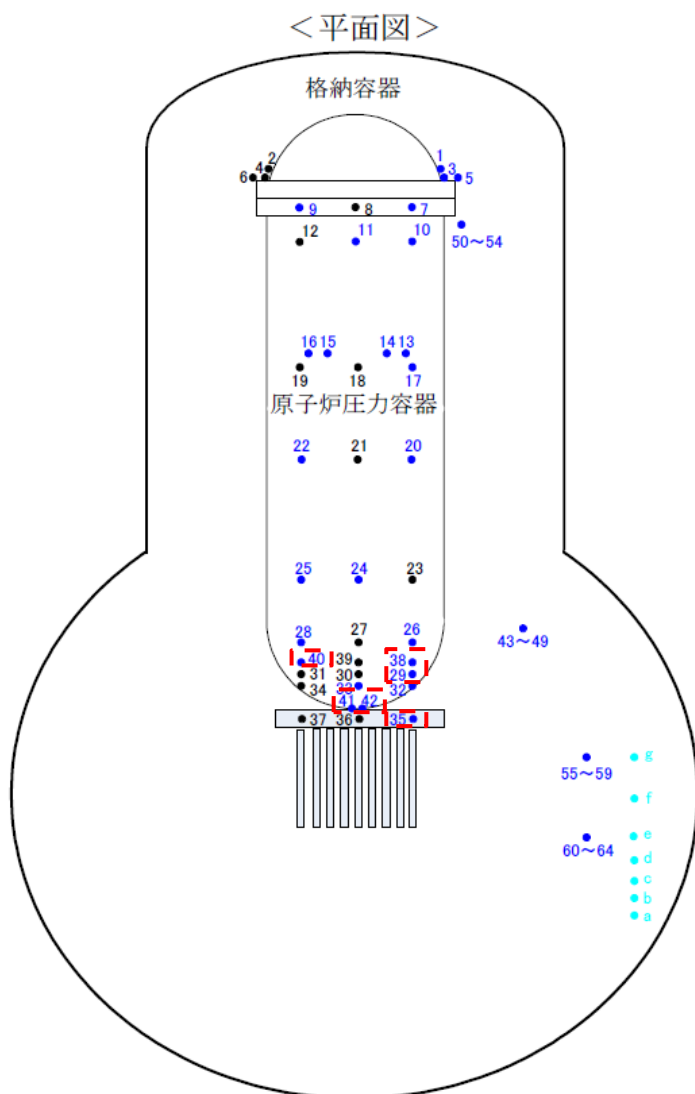
■ RPV底部温度計

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

(参考) 1号機 温度計配置図 (RPV下部温度計)

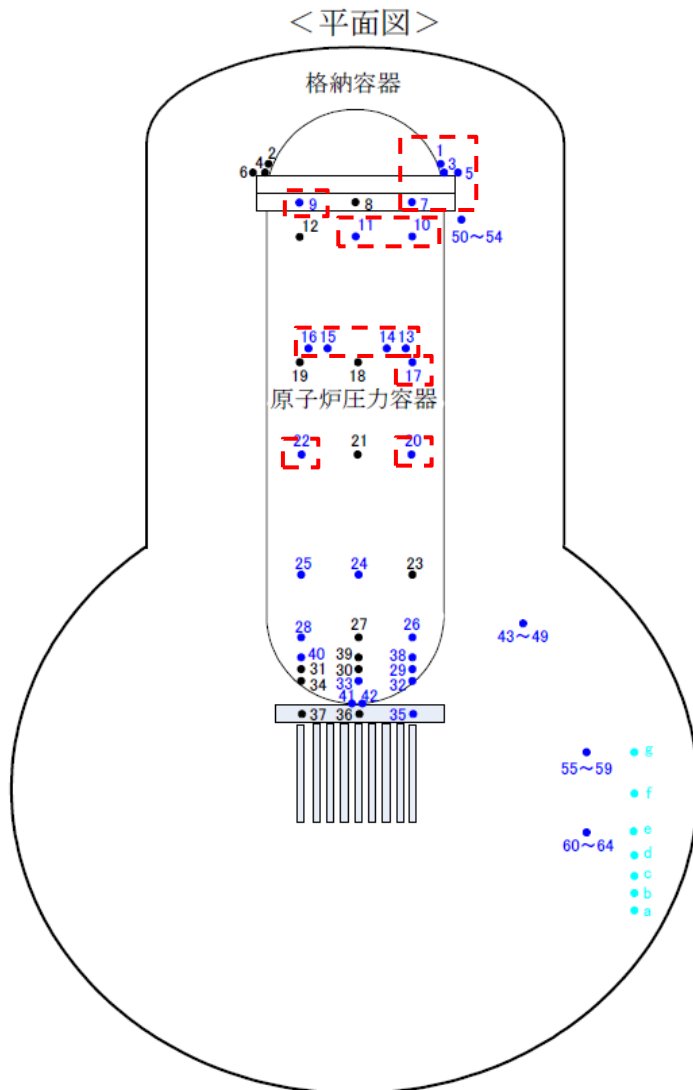


- 既設温度計
- 新設温度計
- 監視・評価対象外

■ 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

(参考) 1号機 温度計配置図 (RPV上部温度計)



■ RPV上部温度計

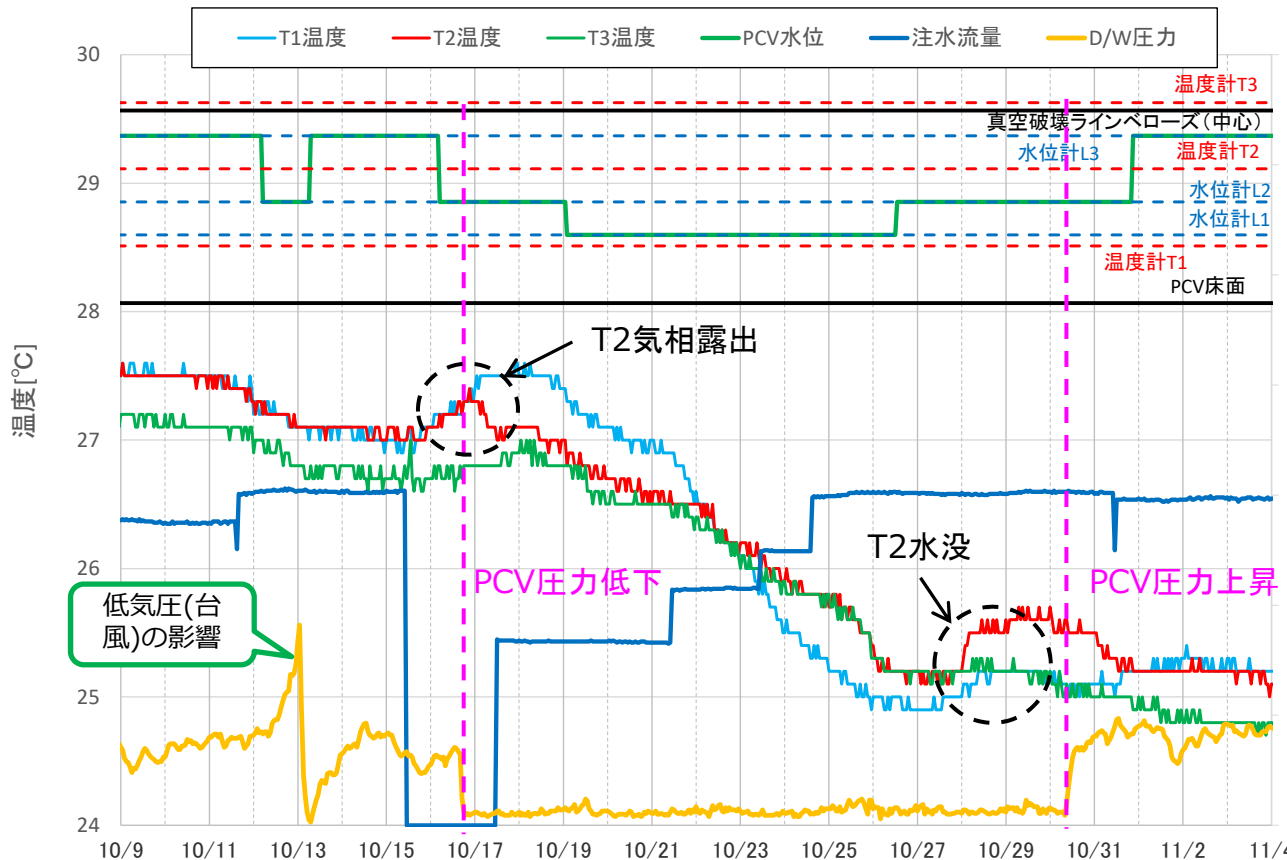
サービス名称	Tag No.	No.
VESSEL HEAD ADJAC. TO FLANGE	TE-263-66A1	1
VESSEL HEAD FLANGE	TE-263-66B1	3
VESSEL STUD	TE-263-67A1	5
原子炉フランジ	TE-263-69A1	7
	TE-263-69A3	9
原子炉蒸気	TE-263-69B1	10
	TE-263-69B2	11
N-4BノズルEND	TE-263-69D1	13
N-4BノズルEND INBOARD	TE-263-69D2	14
N-4CノズルEND	TE-263-69E1	15
N-4CノズルEND INBOARD	TE-263-69E2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

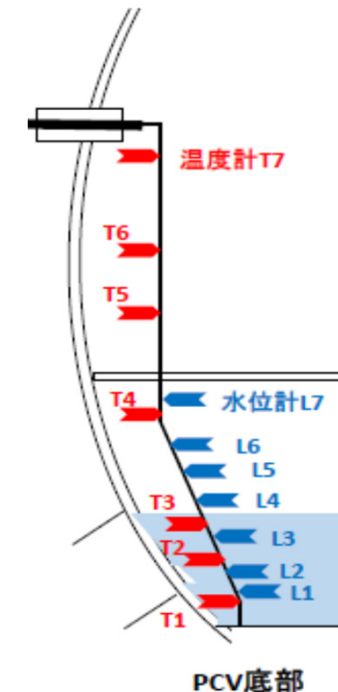
2. その他特徴的なパラメータの挙動について
  - 1号機PCV圧力の挙動について
  - 1号機PCV水位の挙動について



# PCV圧力の挙動

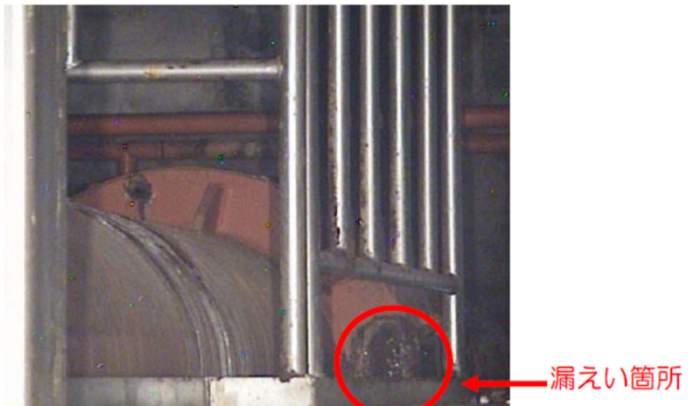
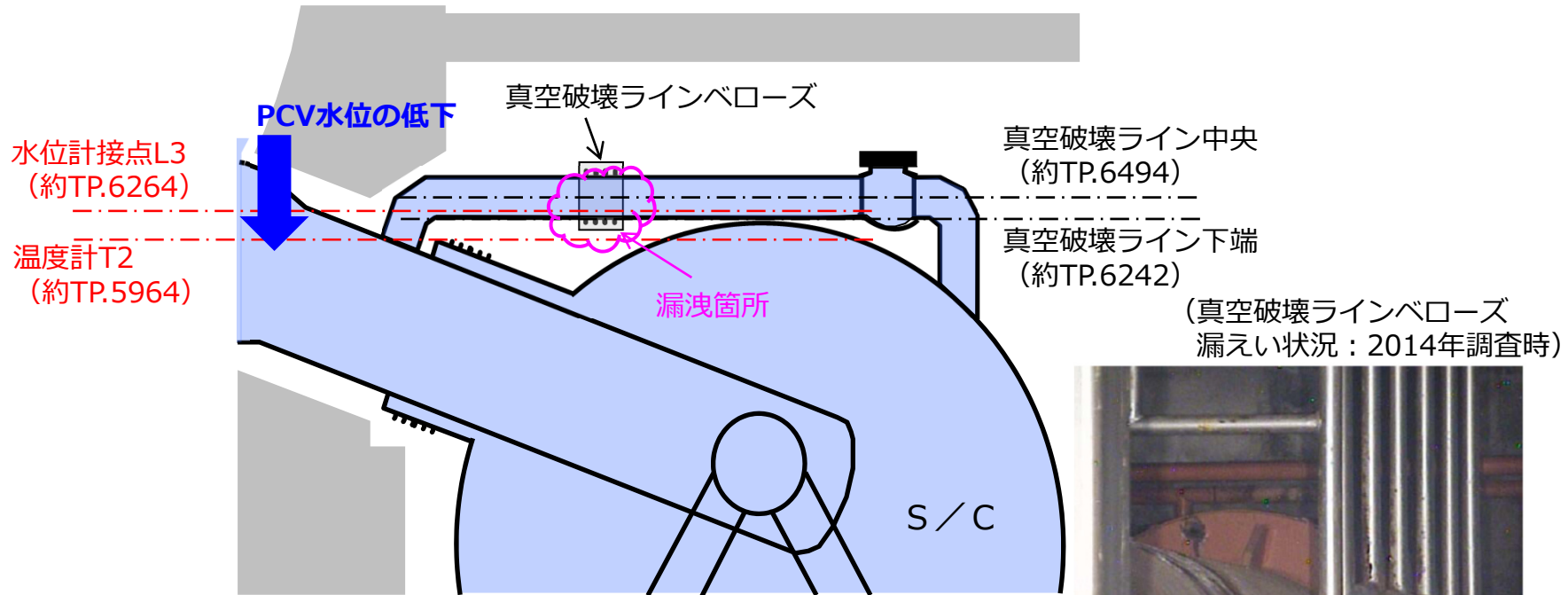


注水流量[m<sup>3</sup>/h]、D/W圧力[kPa・gauge]



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。

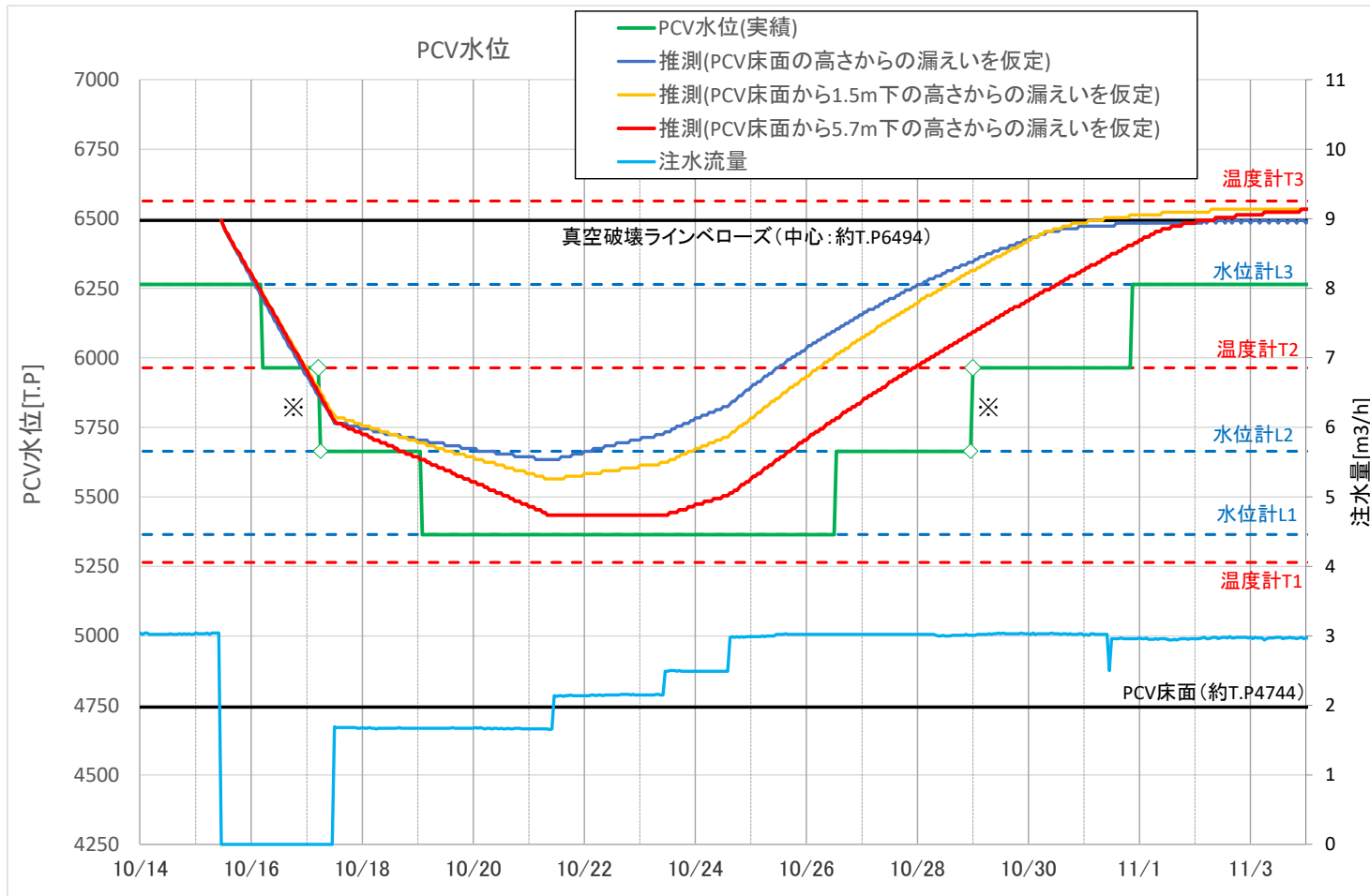


- 1号機では、これまでの調査により、真空破壊ラインベローズおよびサンドクッションドレン配管の破断箇所から、漏洩が確認されている。
- 真空破壊ラインベローズの設置高さについては、今回のPCV圧力の挙動から推定される漏洩箇所の高さと概ね合致。

# PCV水位の挙動評価（漏えい高さ）

- これまでのPCV漏洩箇所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。

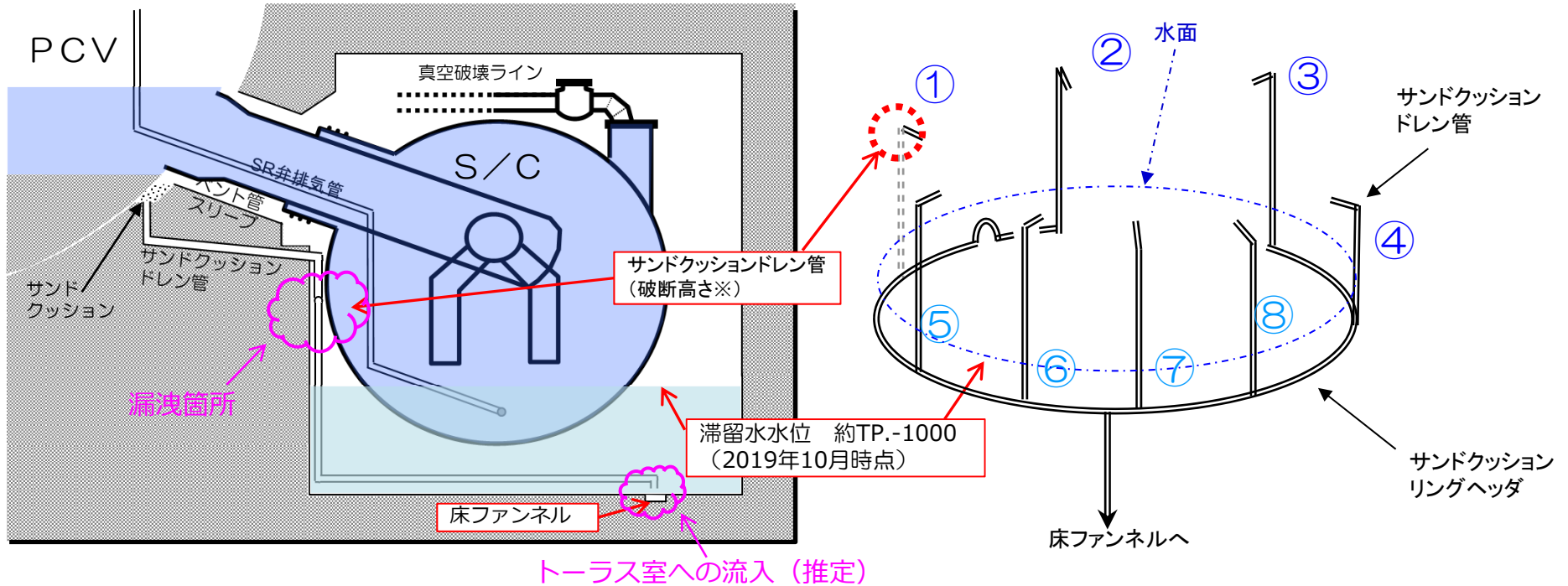
※PCV底部-1.5m（サンドクッションドレン管破断高さ付近）  
 PCV底部-5.7m（R/B滞留水水位高さ付近）



※T2の露出・水没は挙動を参考に設定

- 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。

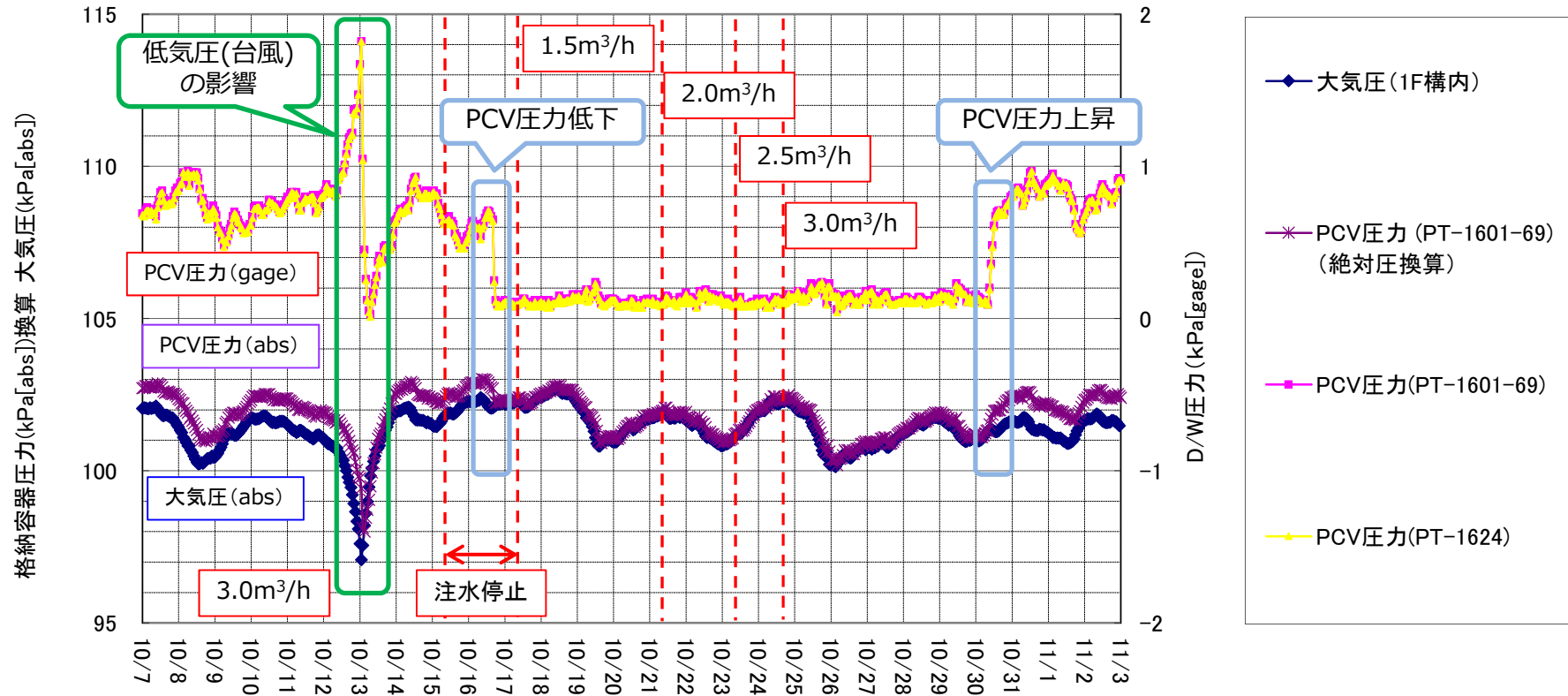
# (参考) サンドクッションドレン管の設置高さとPCV漏洩箇所への推定 **TEPCO**



※ 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。

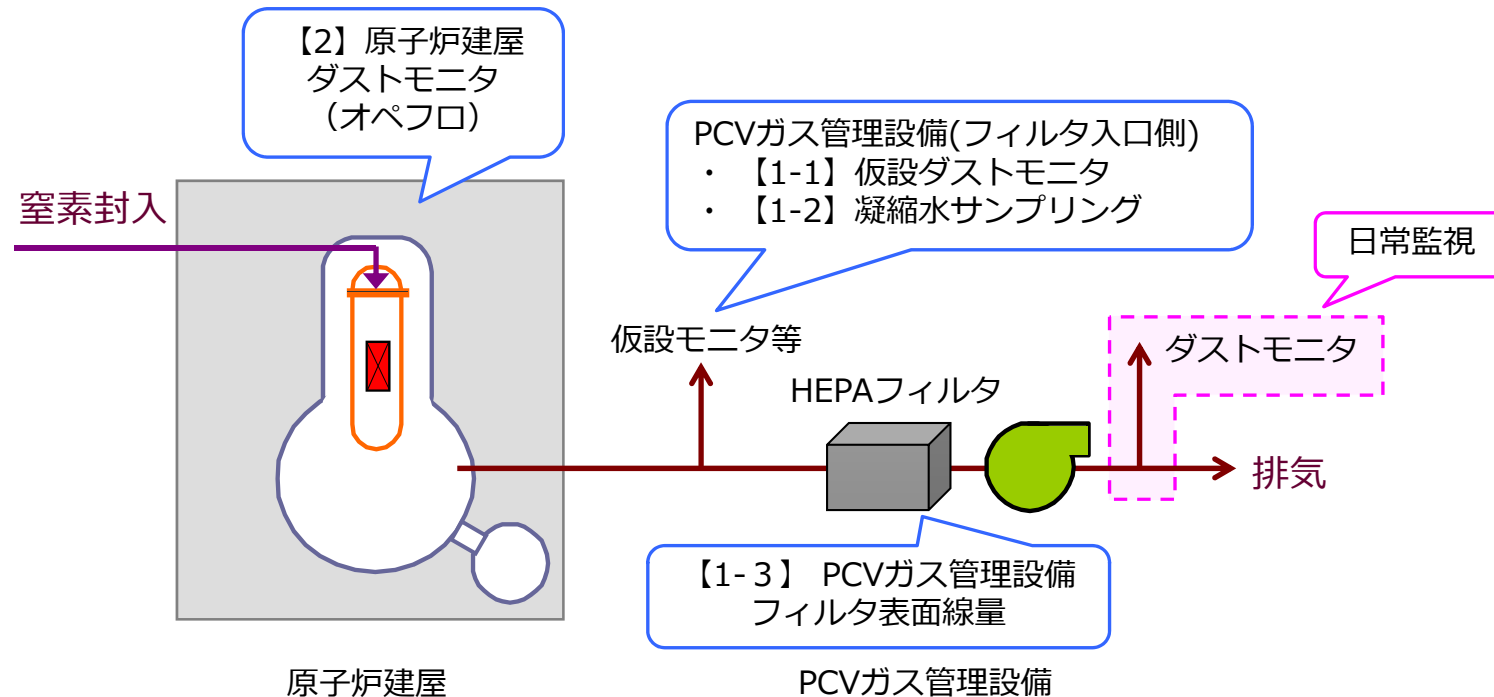
- サンドクッションドレン配管からの漏洩が確認されているのは、気中で破断している1箇所のみであるが、他の7本についても、水中（たとえば床ファンネル付近）において、PCVから漏洩している可能性がある。

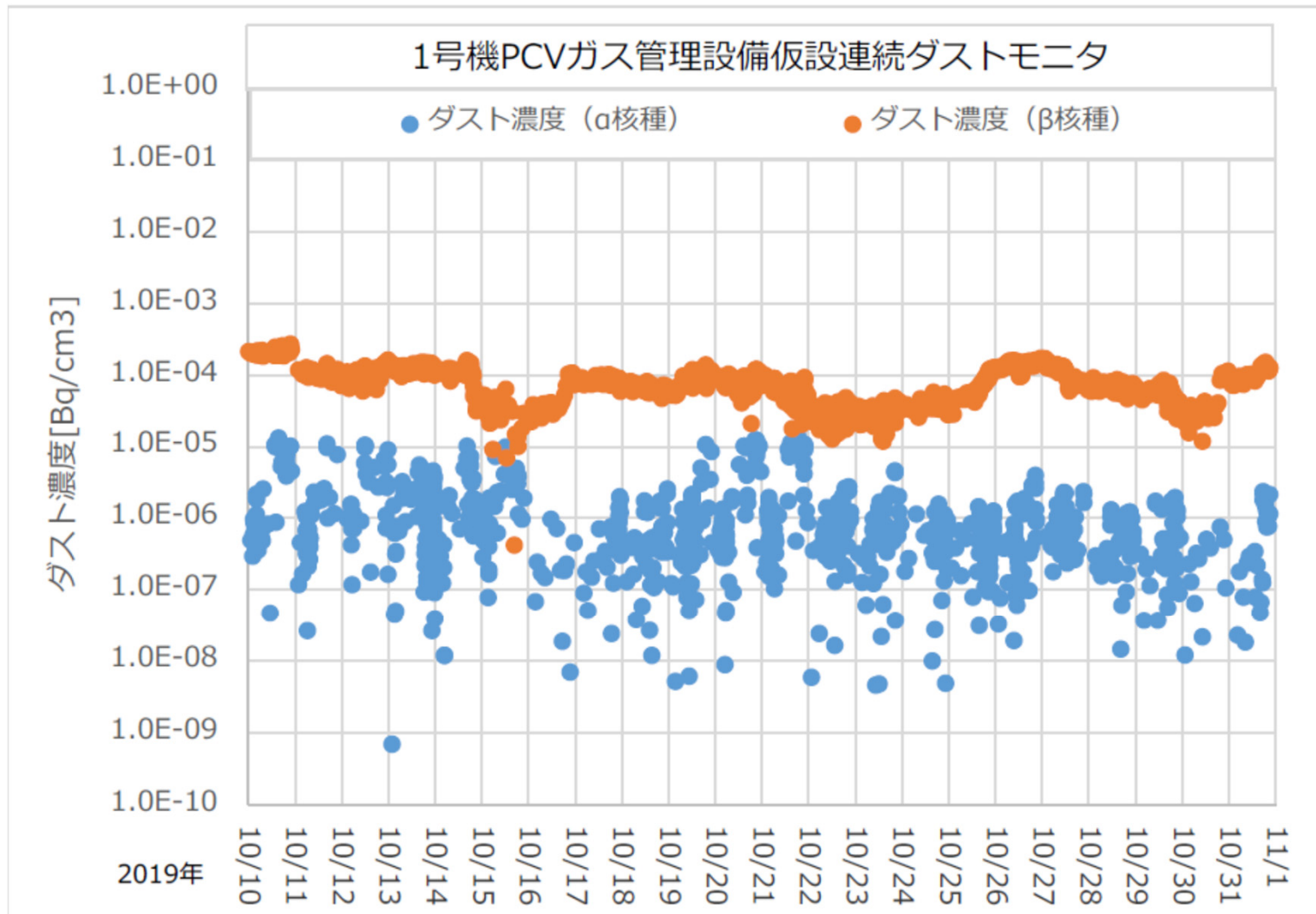
# (参考) 大気圧とPCV圧力の推移



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。



## 【1-1】 1号PCVガス管理設備フィルタ入口側ダストの分析結果

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



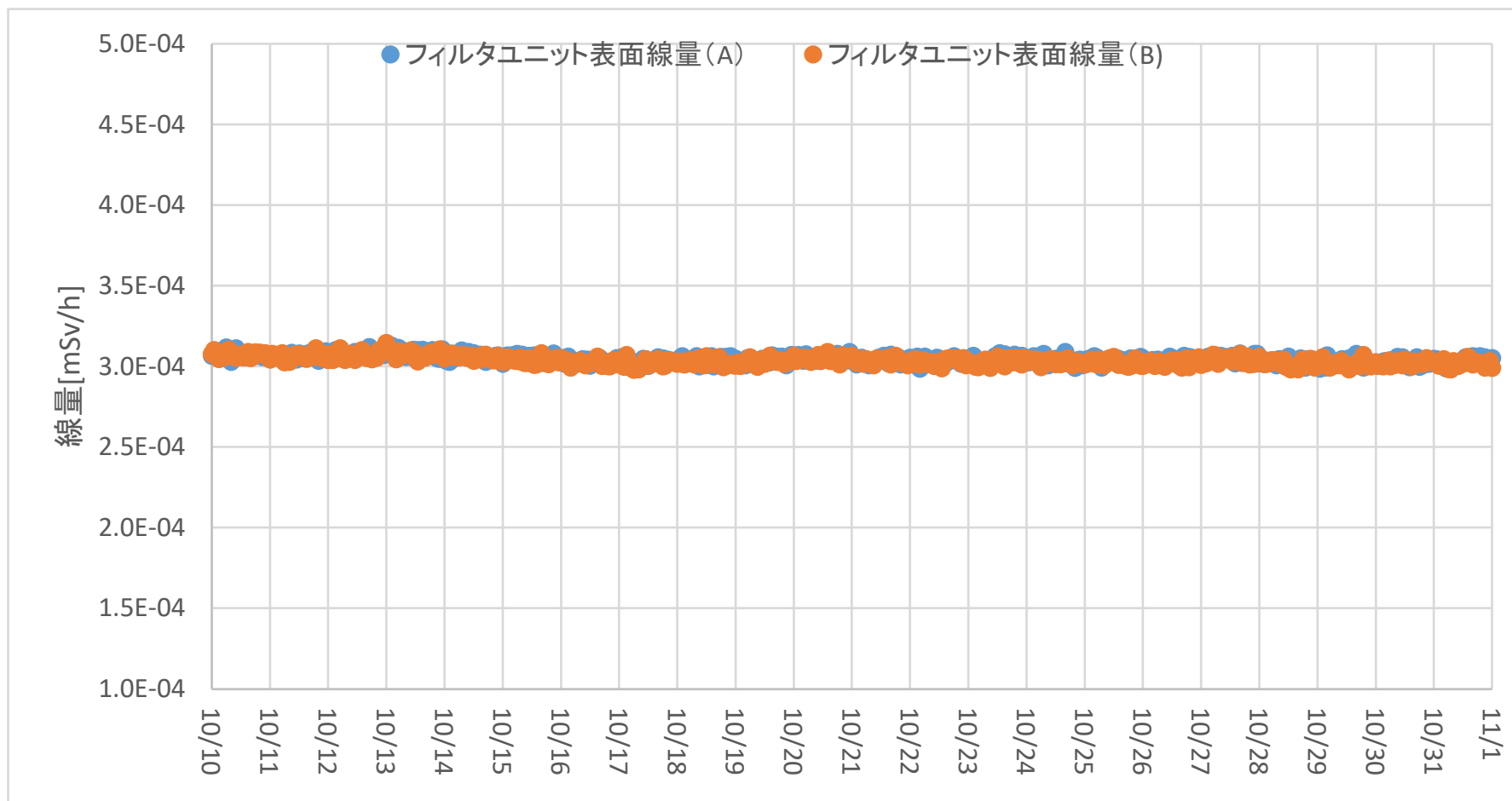
(単位：Bq/L)

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

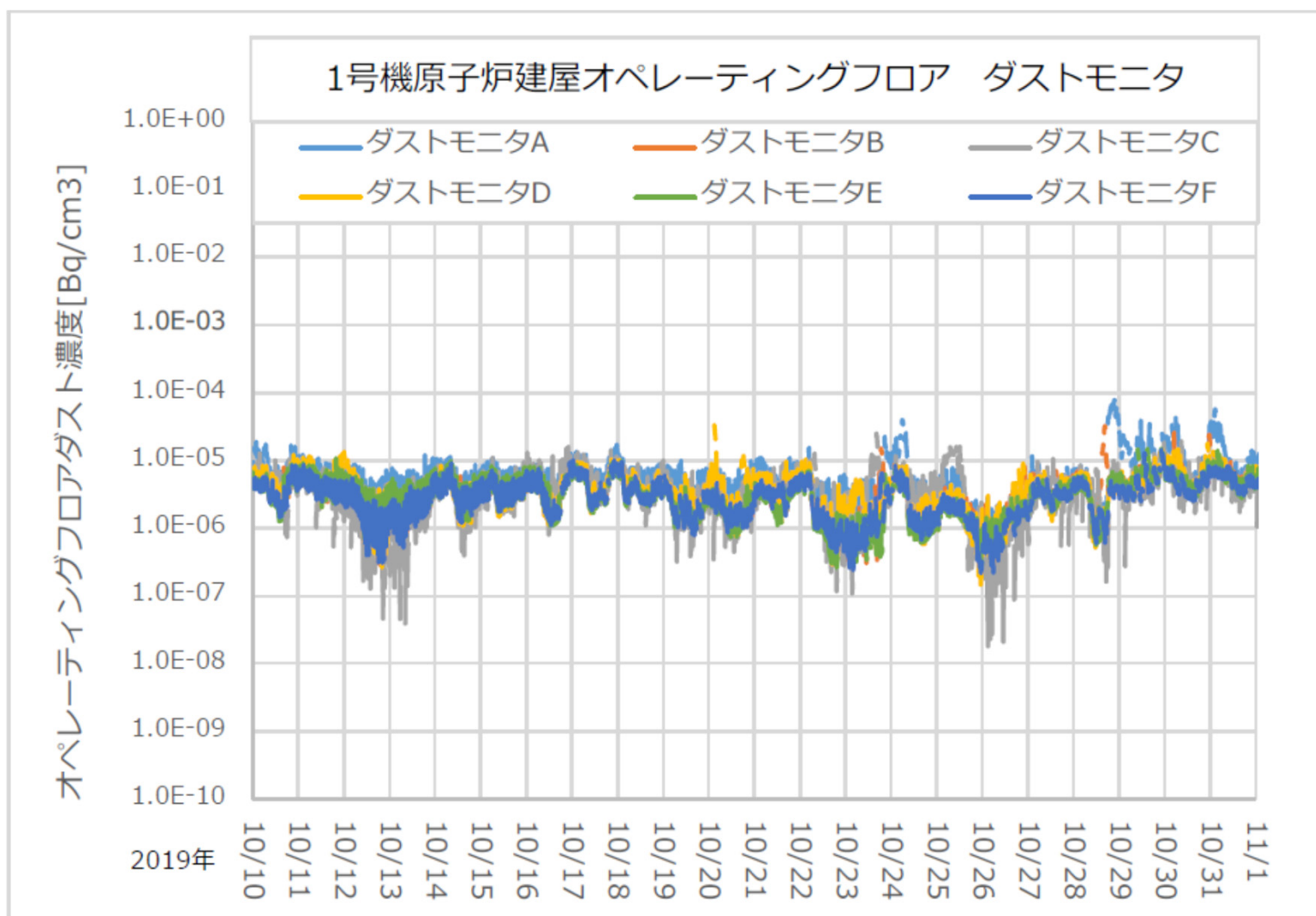
- 注水停止によるPCV内の放射能濃度の上昇はなかった。

### 【1-3】 PCVガス管理設備フィルタユニット表面線量



- 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。

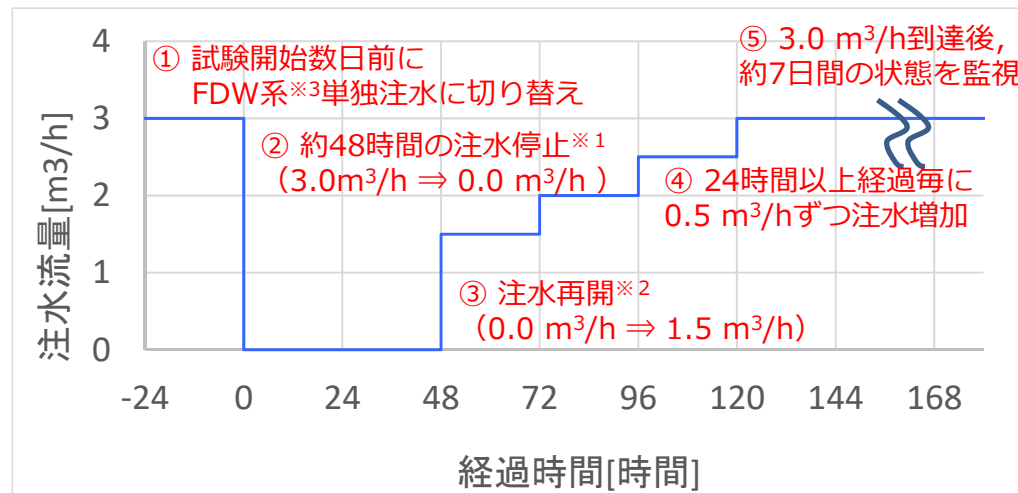
## 【2】 原子炉建屋ダストモニタ（オペレーティングフロア）



- 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。

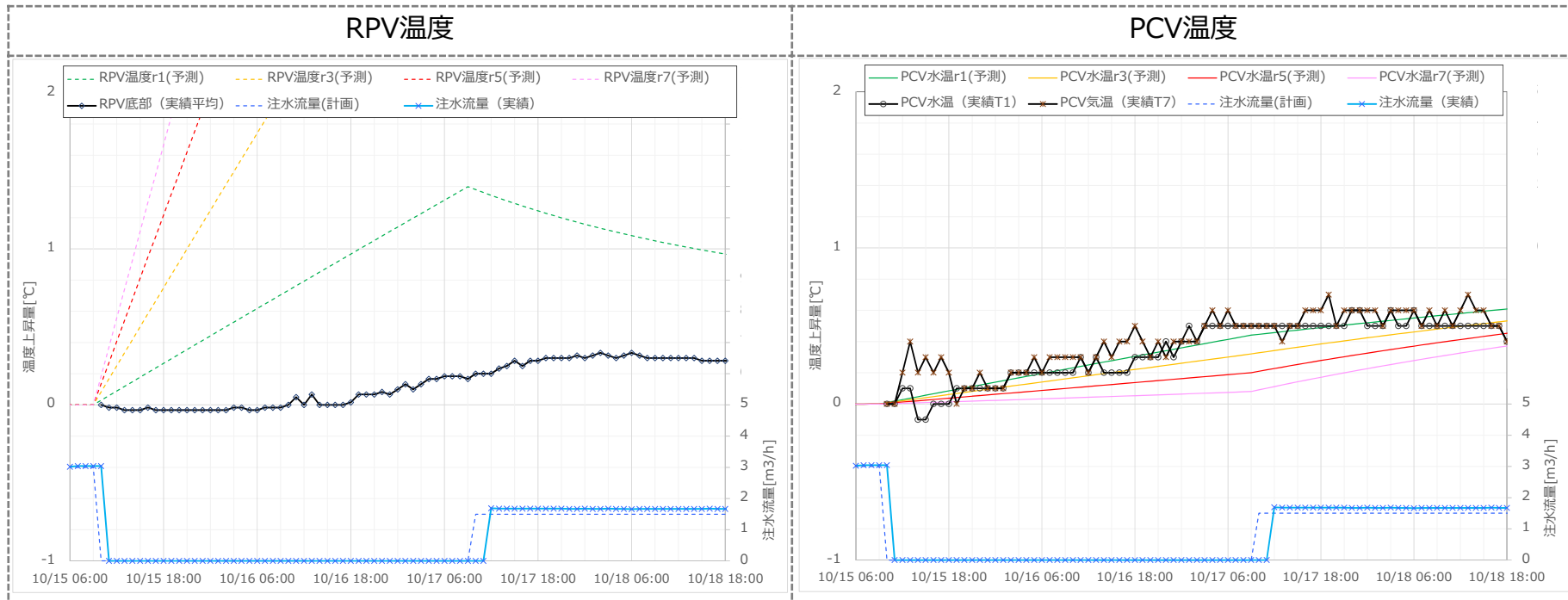


実施計画上の扱い（運転上の制限）

- ※<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。

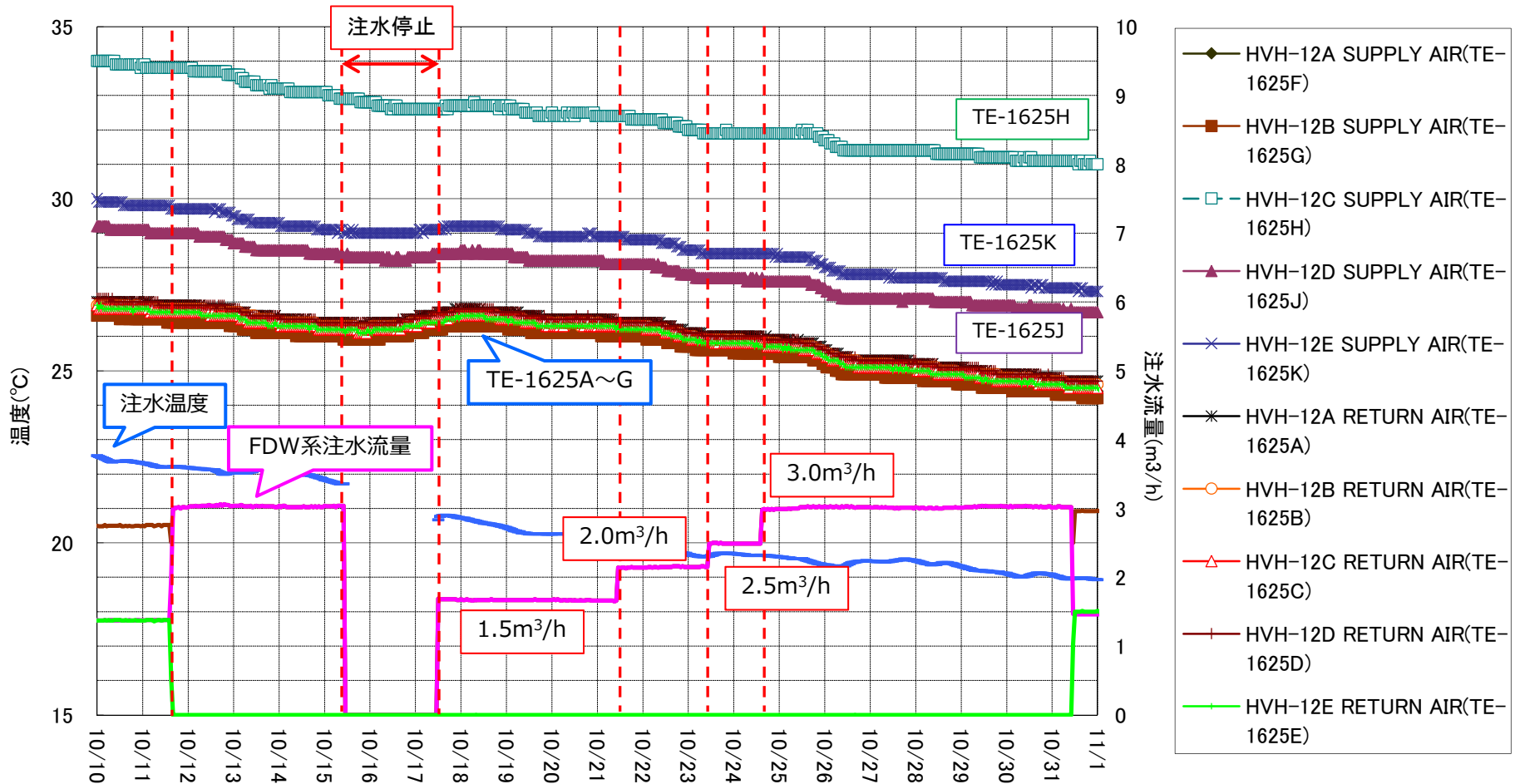
※<sup>3</sup> 1号機はCS系の流量に設備的上限により、単独注水で3.0m<sup>3</sup>/hを確保できないことからFDW系単独注水で計画。

# (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。

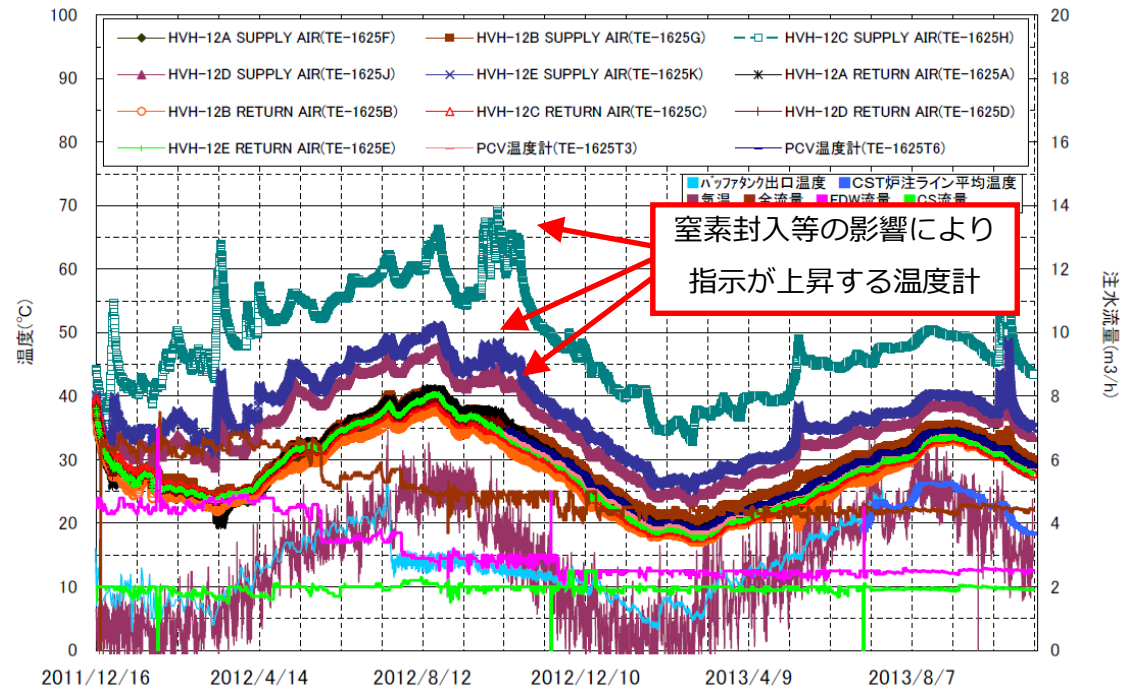
# (参考) PCV温度の推移 (既設HVH温度計)



- 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℃）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



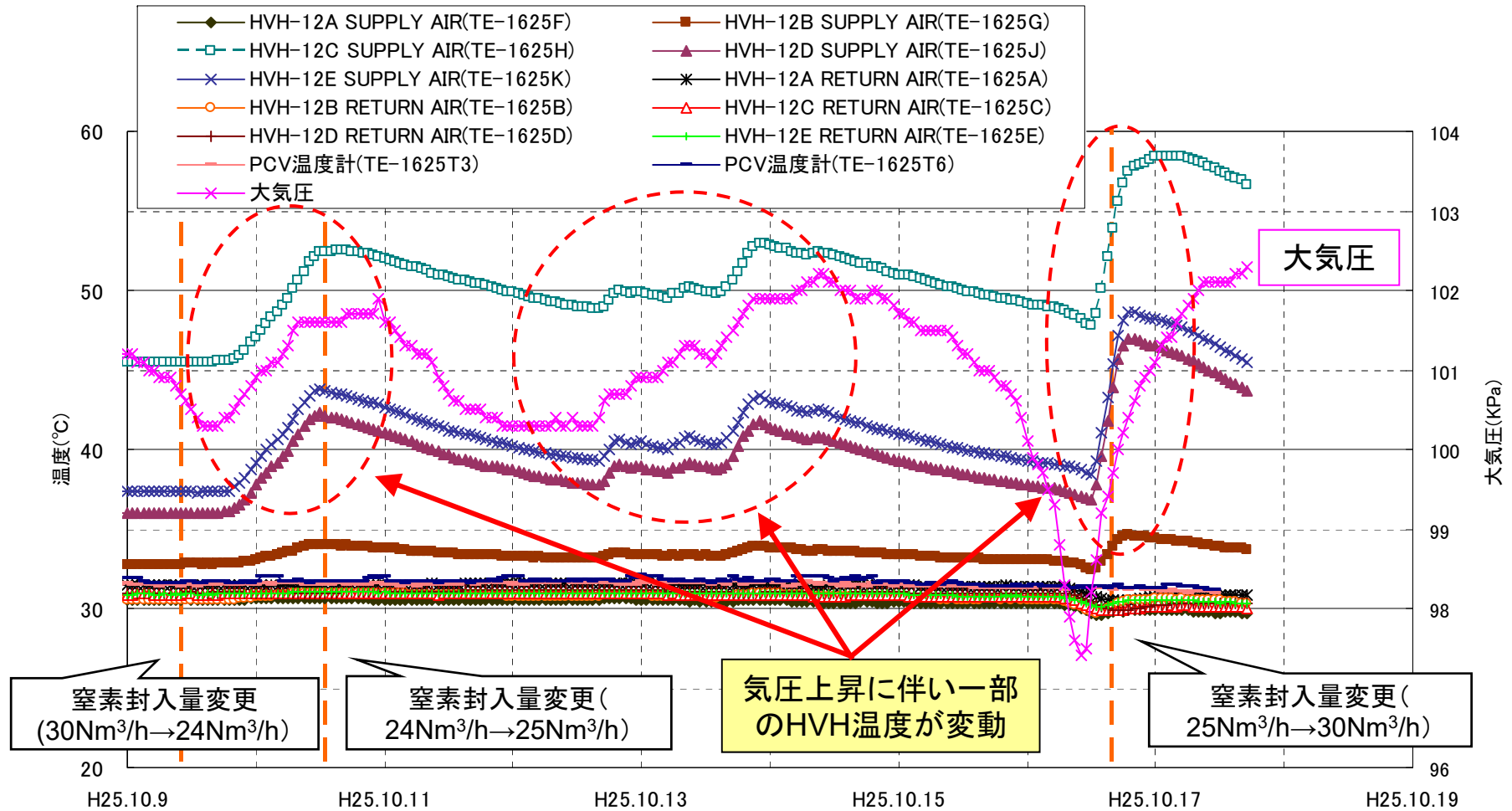
- 1号機では注水によらず，窒素封入等の影響によって，一部のPCV温度計の指示の上昇が観測されている。これはペDESTAL内の熱源に起因していると推定。

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。



# 3号機 燃料デブリ冷却状況の確認試験の実施について

2020年1月30日

**TEPCO**

---

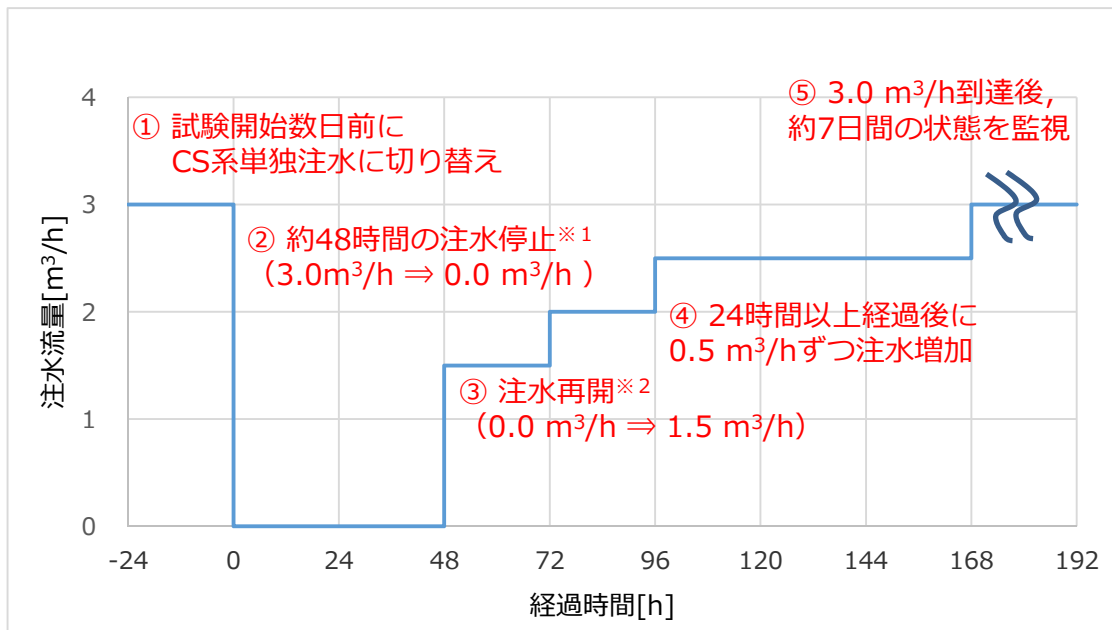
東京電力ホールディングス株式会社

- 緊急時対応手順の適正化などを図ることを目的に、1, 2号機において原子炉への注水を一時的に停止する試験を実施。気中への放熱など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。  
(1号機：2019年10月, 2号機：2019年5月)
  
- 3号機においても同様に、緊急時対応手順の適正化などを図ることを目的とした注水停止試験を実施していく方針。※
  
- 今回、3号機における注水停止試験を2020年2月3日から開始することとしたので、その具体的な計画を報告する。
  - 3号機の原子炉への注水を2日程度（約48時間）停止する計画。
  - 試験実施に伴い、1・2号機の原子炉注水量を3.0m<sup>3</sup>/hから4.5m<sup>3</sup>/hに増加させる。

※ 廃炉・汚染水対策チーム会合事務局会議（2019年8月29日）

# 3号機における注水停止試験の手順概要

- 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時間以上経過した後、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）

※1 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（安全措置A）

※2 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（安全措置B）

## (A) 原子炉注水の停止

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項の適用が必要。



安全措置(A)	<ul style="list-style-type: none"><li>• 温度監視の強化</li><li>• 異常な温度上昇に備えた、速やかな注水再開の準備</li><li>• 温度上昇の傾向によっては注水停止時間の短縮を検討、実施する。</li></ul>
---------	--

## (B) 原子炉注水の再開

注水再開時に任意の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、第32条第1項の適用が必要。

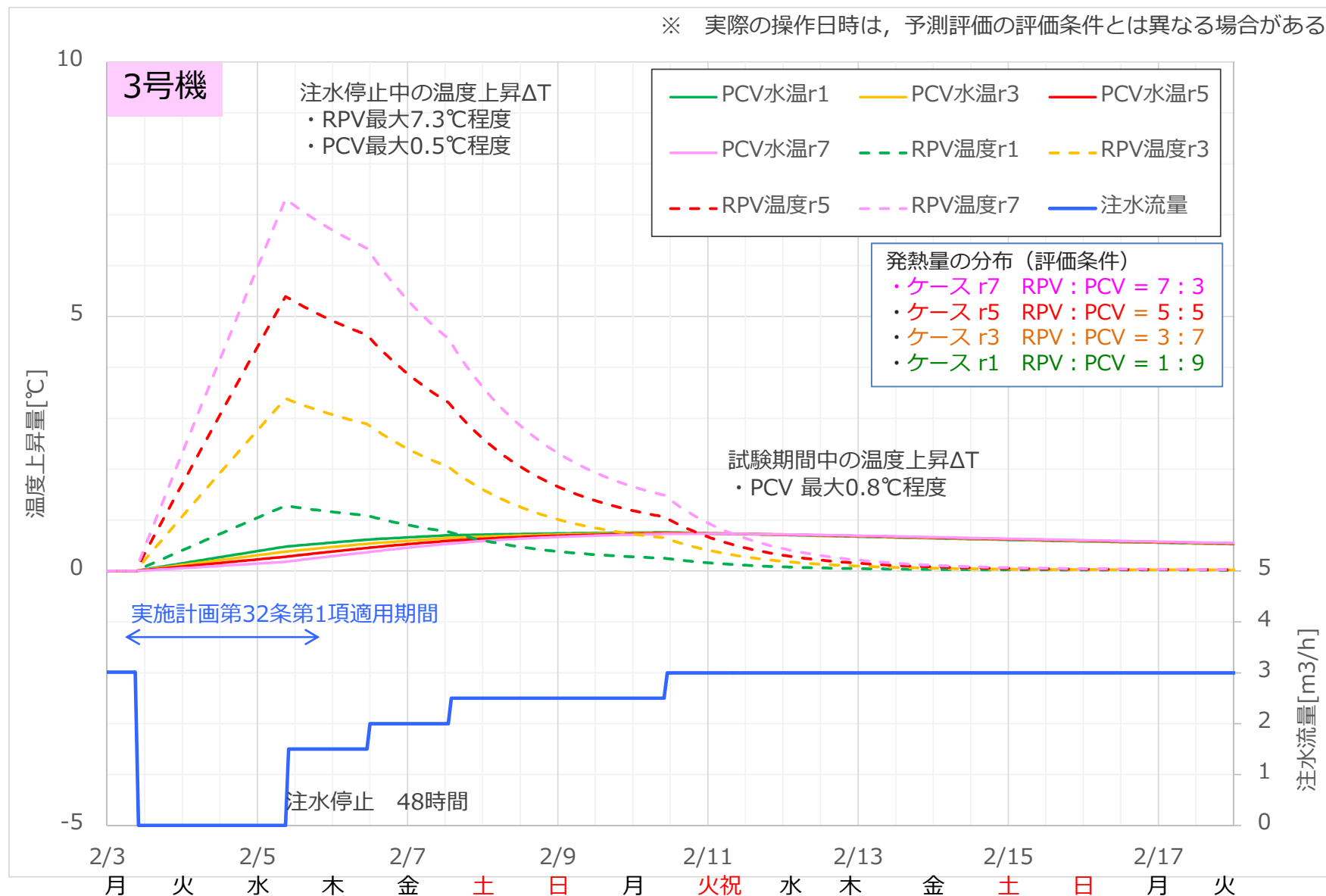


安全措置(B)	<ul style="list-style-type: none"><li>• ガス管理設備希ガスモニタによる未臨界の監視</li><li>• ホウ酸水注入の準備</li><li>• Xe135を有意に検出した場合にホウ酸水を注入</li></ul>
---------	---

# (参考) 3号機 試験期間中の温度上昇予測評価



※ 実際の操作日時は、予測評価の評価条件とは異なる場合がある



## 注水停止の影響評価（温度変化，未臨界，ダスト）

	影響評価	影響緩和策
温度変化	<ul style="list-style-type: none"> <li>注水停止に伴う除熱減少により，RPVやPCVの温度が上昇する</li> <li>熱バランス評価により温度上昇は約7.3℃以下と評価しており，注水停止試験による温度上昇は限定的</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>想定外の温度上昇に備え，RPV，PCVの温度変化を慎重に監視。</li> <li>異常な温度上昇を確認した場合，速やかな注水再開や注水量増加等の措置を実施。</li> </ul>
再臨界	<ul style="list-style-type: none"> <li>注水再開時に1m<sup>3</sup>/hを超える注水増加を伴うものの，注水量を現在の状態に戻す操作であり，未臨界維持に与える影響はない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガス管理設備の希ガスモニタを監視。</li> <li>Xe-135を有意に検出した場合，ホウ酸水の注入等の措置を実施。</li> </ul>
ダスト等の放出量増加	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガス管理設備においてフィルタを通して排気していることや，湿潤環境が維持されていることにより，注水停止試験による放出量増加はない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ガス管理設備のダストモニタを監視。</li> <li>異常なダスト上昇を確認した場合，速やかな注水再開や注水量増加等の措置を実施。</li> </ul>

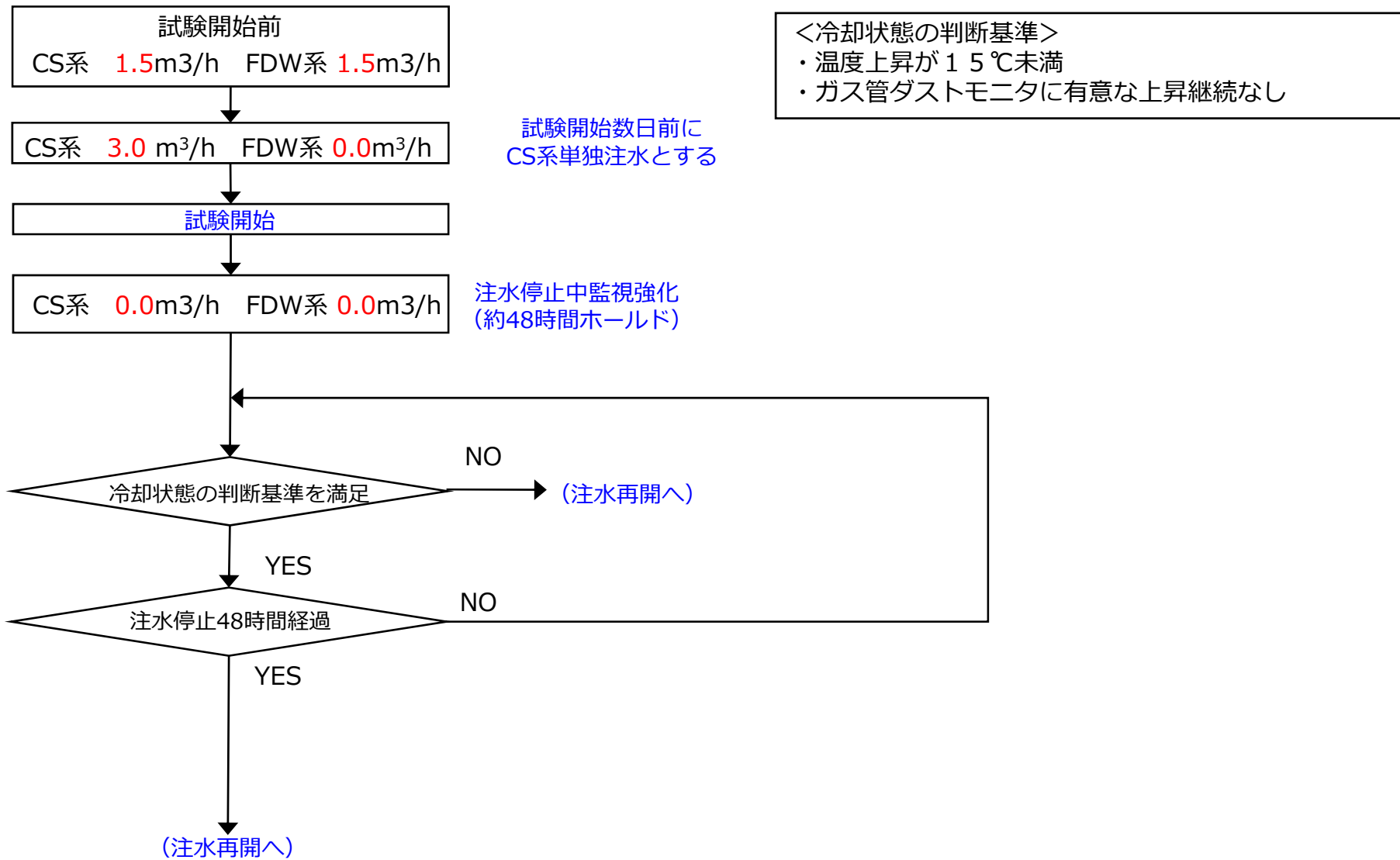


- 3号機 燃料デブリ冷却状況の確認試験を2/3から開始予定。

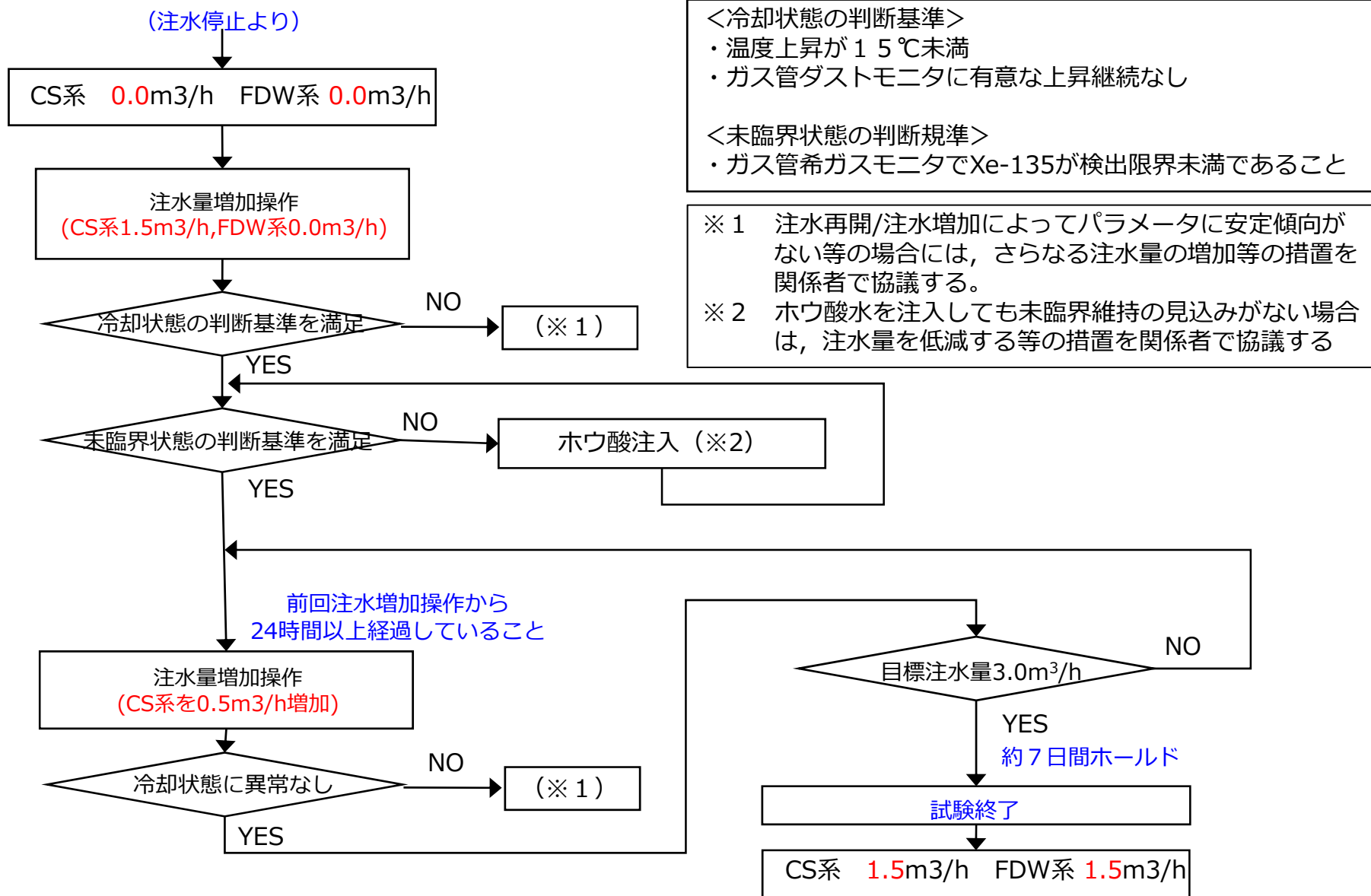
試験工程	2020年1月	2020年2月
3号機	<p>CS系 単独注水</p> <p>1/31</p>	<p>燃料デブリ冷却状況の確認試験 (2/3~2/17)</p> <p>CS系・FDW系 注水</p> <p>2/17</p> <p>注水停止：2/3 注水再開：2/5</p>
1・2号機	<p>注水流量増加 (3.0 → 4.5m<sup>3</sup>/h)</p> <p>1/29~1/31</p>	<p>注水流量低下 (4.5 → 3.0m<sup>3</sup>/h)</p> <p>2/10</p>

(実際の操作日は現場状況により変更となる場合がある)

# (参考) 注水停止フロー (3号機)



# (参考) 注水再開フロー (3号機)



## (参考) 監視パラメータと判断基準 (注水停止時)

### (1) 冷却状態の監視 (注水量停止時)

監視パラメータ	監視頻度		注水停止時の判断基準
	注水停止中	(参考) 通常監視頻度	
原子炉圧力容器底部温度	毎時	毎時	温度上昇が1.5℃未満 ※1
原子炉格納容器内温度	毎時	6時間	温度上昇が1.5℃未満 ※1
原子炉への注水量	毎時	毎時	原子炉に注水されていないこと
格納容器ガス管理設備 ダストモニタ	毎時	6時間	有意な上昇が継続しないこと

※1 15℃以上の温度上昇があった際には、流量を1.5m<sup>3</sup>/hに増やす (注水を再開する)。

(冬季のRPV/PCV温度は概ね3.0℃未満であり、1.5℃の温度上昇でも4.5℃未満と想定)

### (2) その他の傾向監視パラメータ

- ・原子炉圧力容器上部温度、格納容器圧力、格納容器内水位

## (参考) 監視パラメータと判断基準 (注水再開時)

### (1) 冷却状態の監視 (注水量増加時)

- 注水変更操作から24時間の監視強化とし、冷却状態に異常が無い場合には、24時間以降は通常頻度での監視に移行。

監視パラメータ	監視頻度		注水再開時の判断基準
	操作後24時間	24時間以降 (通常監視頻度)	
原子炉圧力容器底部温度	毎時	毎時	温度上昇が1.5℃未満※1
原子炉格納容器内温度	毎時	6時間	温度上昇が1.5℃未満※1
原子炉への注水量	毎時	毎時	(必要な注水量が確保されていること)
格納容器ガス管理設備 ダストモニタ	6時間	6時間	有意な上昇が継続しないこと

※1 注水変更後、10℃以上の温度上昇があった際には、関係者間で情報共有・監視強化を継続する。

### (2) 未臨界状態の監視

- 注水変更操作から24時間は速やかにホウ酸水を注入できる体制を維持

監視パラメータ	監視頻度		注水再開時の判断基準
	操作後2.4時間	2.4時間以降 (通常監視頻度)	
格納容器ガス管理設備 Xe-135濃度	毎時	毎時	検出限界未満であること※2

※2 Xe-135は通常検出限界未満である。(通常値： $2.2 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ )  
 運転上の制限である $1 \text{Bq/cm}^3$ に余裕があっても、2系同時に検出限界を超えた場合には、確実な未臨界維持のためホウ酸水を注入する。(片系の場合のみは、計器故障の可能性も含めて判断する)

### (3) その他の傾向監視パラメータ

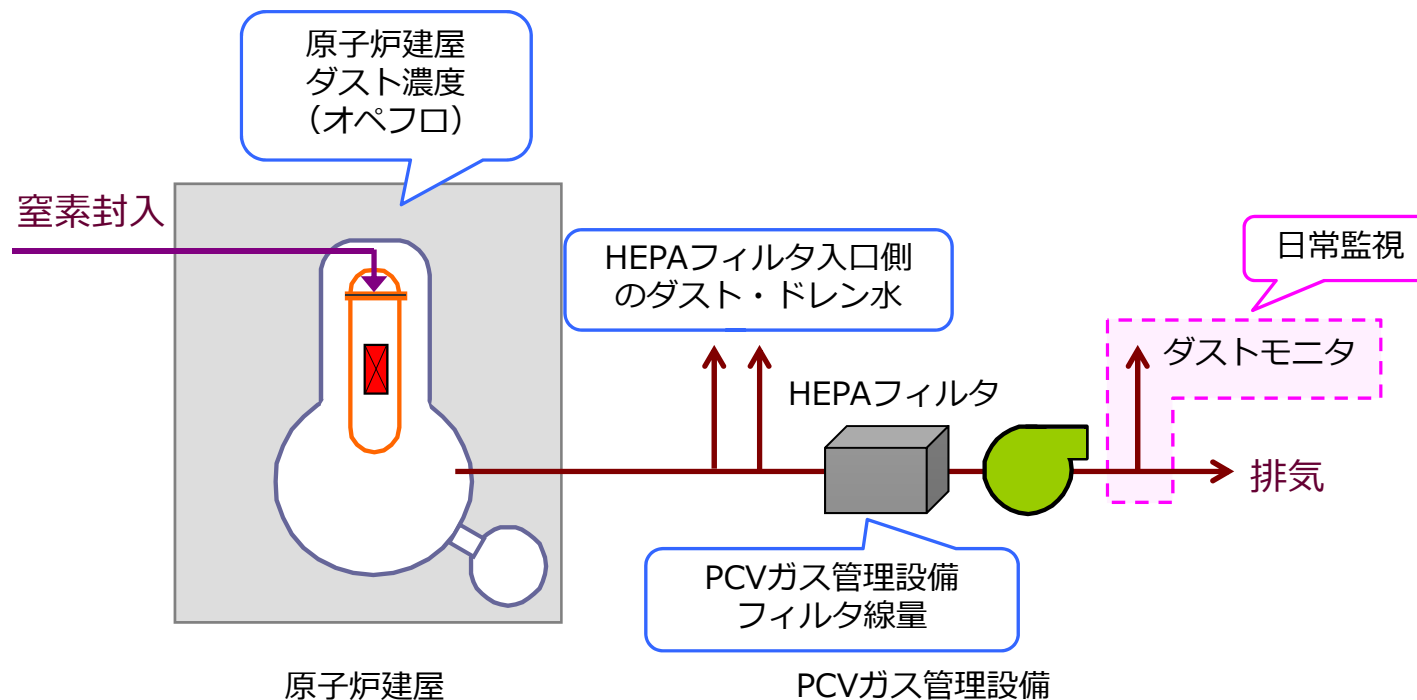
- 原子炉圧力容器上部温度、格納容器内水位

## (参考) 監視パラメータ逸脱時の対応

監視パラメータ		判断基準を満たさない場合の対応
原子炉への注水量		<ul style="list-style-type: none"> <li>目標注水量を目安に、原子炉注水量を調整する</li> </ul>
冷却状態の監視	原子炉圧力容器底部温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>1.5m<sup>3</sup>/hで原子炉注水を再開する。</li> <li>注水再開/注水増加によってパラメータに安定傾向がない等の場合には、さらなる注水量の増加等の措置を関係者で協議する。 (温度上昇が急であり、1m<sup>3</sup>/hを超える注水量の急増が必要と判断される場合にはホウ酸水を注入したうえで、注水量を増加する)</li> </ul>
	原子炉格納容器内温度	
	格納容器ガス管理設備 ダストモニタ	
未臨界状態の監視	格納容器ガス管理設備 希ガスモニタ	<ul style="list-style-type: none"> <li>ホウ酸水を注入する。</li> <li>ホウ酸水を注入しても未臨界維持の見込みがない場合は、注水量を低減する等の措置を関係者で協議する。</li> </ul>

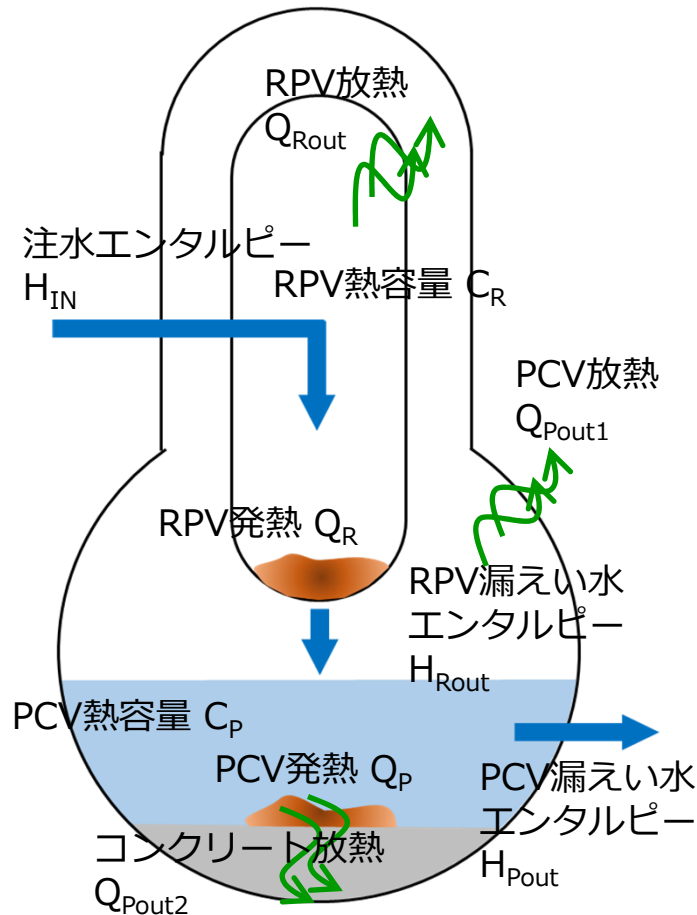
## (参考) その他採取するデータ等

- 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・分析を予定。
  - PCVガス管理設備 フィルタユニット表面線量
  - PCVガス管理設備 HEPAフィルタ入口側のダスト
  - 原子炉建屋ダスト濃度（オペフロ）
  - PCVガス管理設備 HEPAフィルタ入口側のドレン水



## (参考) RPV/PCV温度の計算評価 (熱バランス評価)

- 燃料デブリの崩壊熱，注水流量，注水温度などのエネルギー収支から，RPV，PCVの温度を簡易的に評価。
- RPV/PCVの燃料デブリ分布や冷却水のかかり方など不明な点が多く，評価条件には仮定を多く含むものの，単純化したマクロな体系で，過去の実機温度データを概ね再現可能



- タイムステップあたりのエネルギー収支から，RPV/PCVの温度挙動を計算

(1) RPVのエネルギー収支と温度変化の計算式

$$H_{IN} + Q_R - Q_{Rout} - H_{Rout} - C_R \times \Delta T_R = 0$$

$$T_{RPV}(i+1) = T_{RPV}(i) + \Delta T_R$$

(2) PCVのエネルギー収支と温度変化の計算式

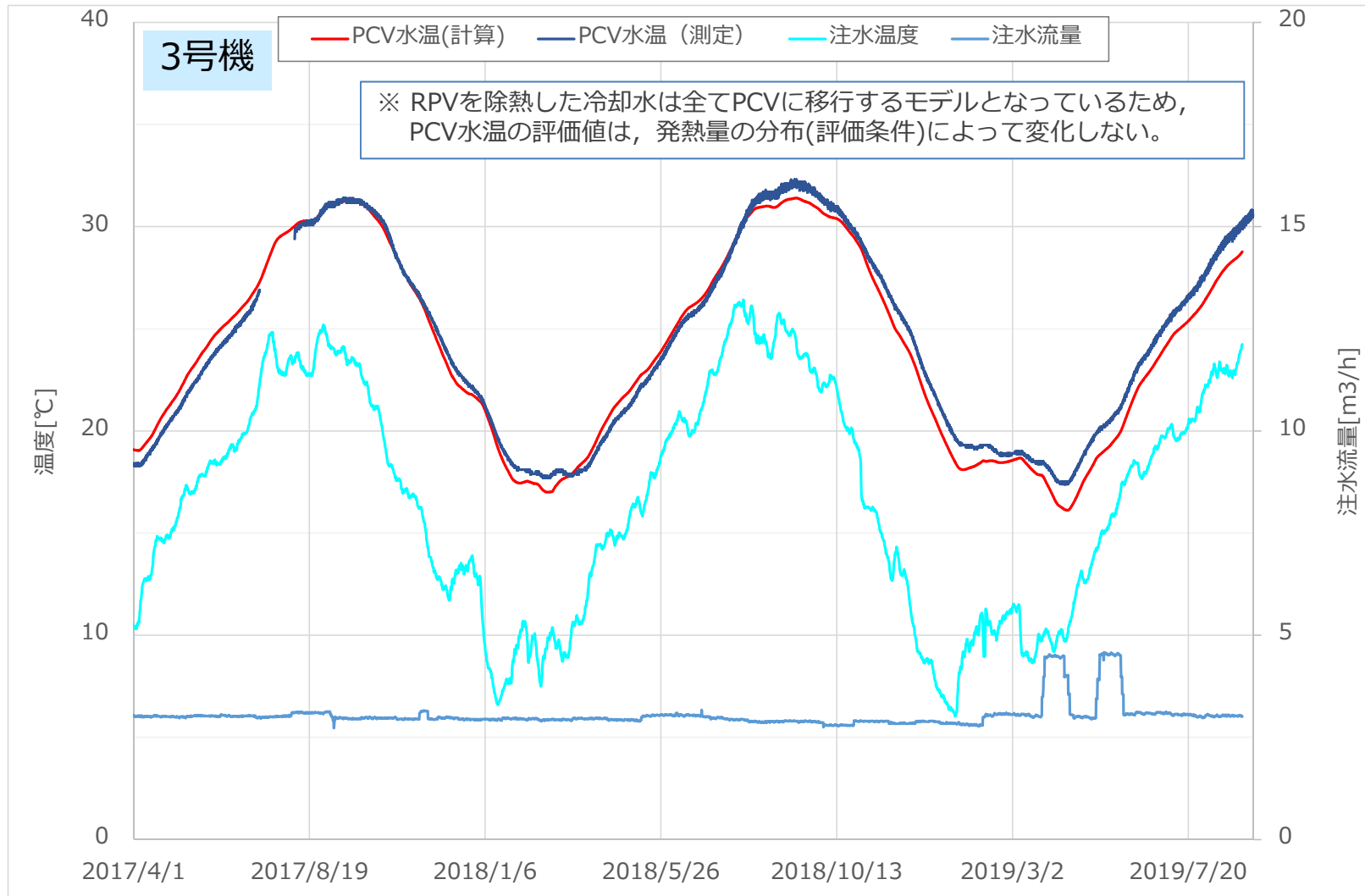
$$H_{Rout} + Q_P + Q_{Rout} - Q_{Pout1} - Q_{Pout2} - H_{pout} - C_P \times \Delta T_P = 0$$

$$T_{PCV}(i+1) = T_{PCV}(i) + \Delta T_P$$



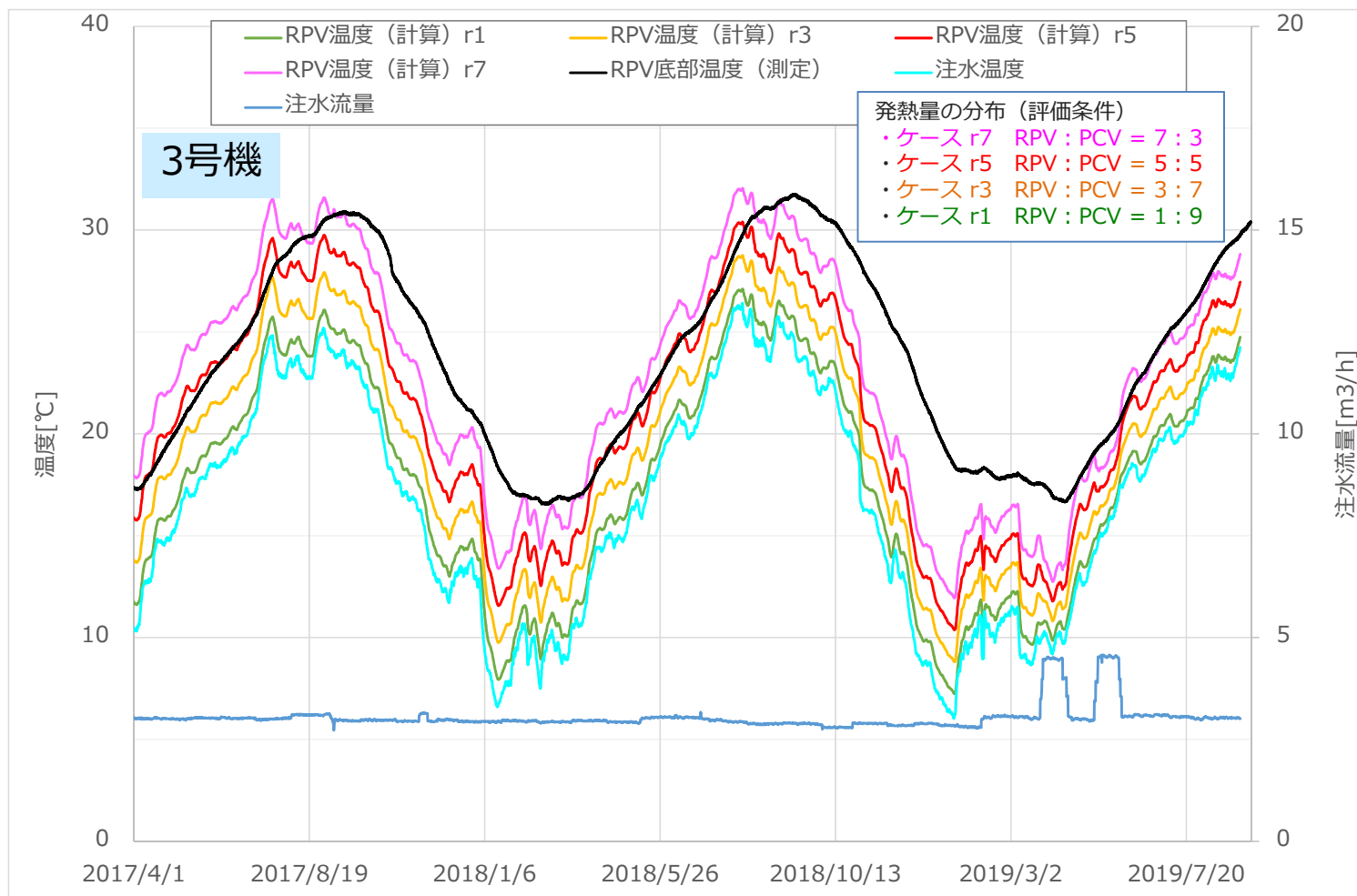
# (参考) 3号機PCV温度の計算結果 (熱バランスモデル)

- 計算したPCV水温が、実績のPCV水温 (新設温度計) を概ね再現



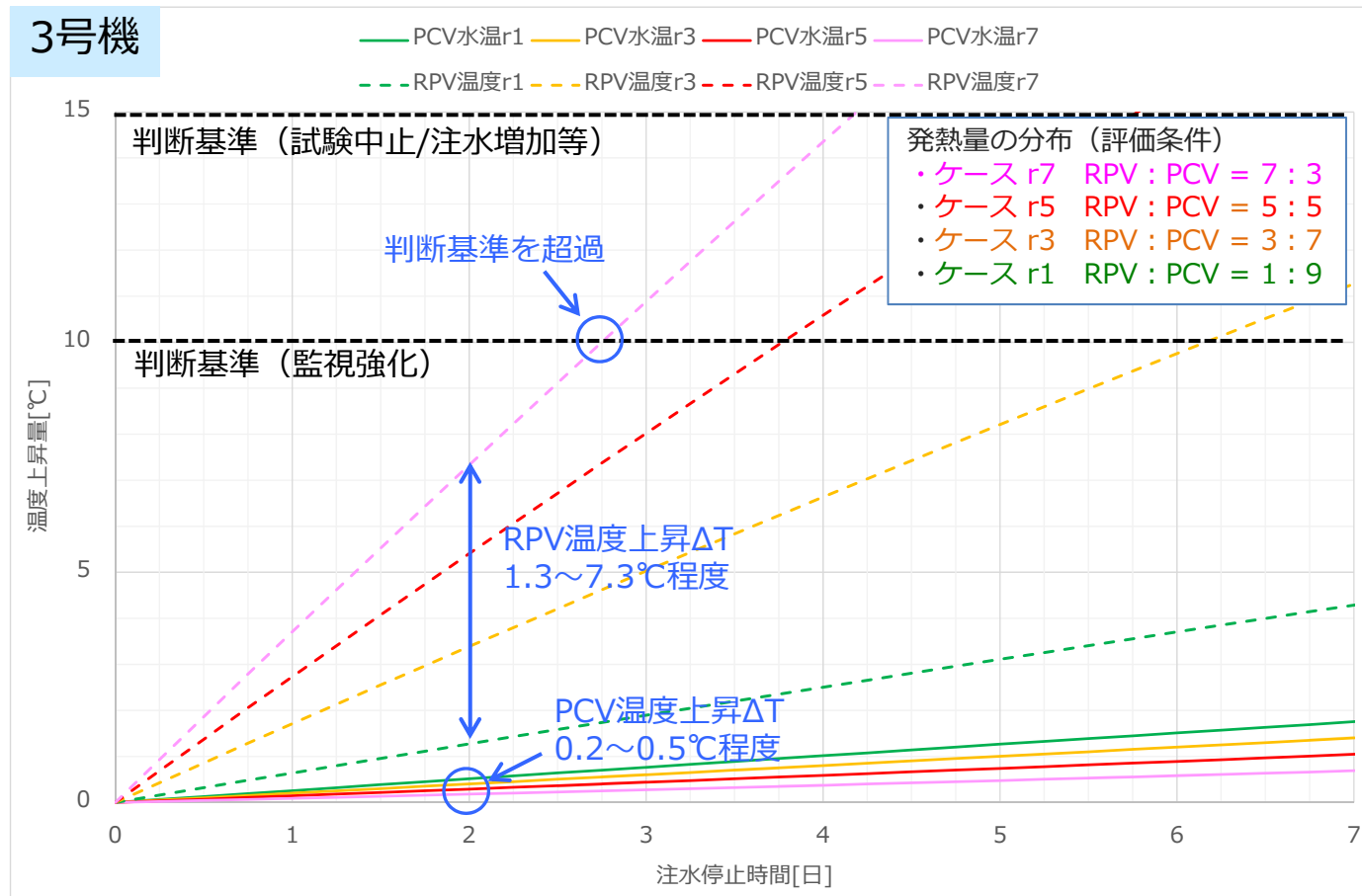
## (参考) 3号機RPV温度の計算結果 (熱バランスモデル)

- これまで3号機の燃料デブリの大部分はPCVに存在と推定。
- しかしながら、熱バランスモデルによる温度評価では、RPVの発熱量の評価条件が小さいと、RPV温度の計算値は低めとなり、RPVの発熱量が多い方が測定値に近い傾向。
- また、計算値の方が注水温度の変化に対する温度応答が早い傾向。



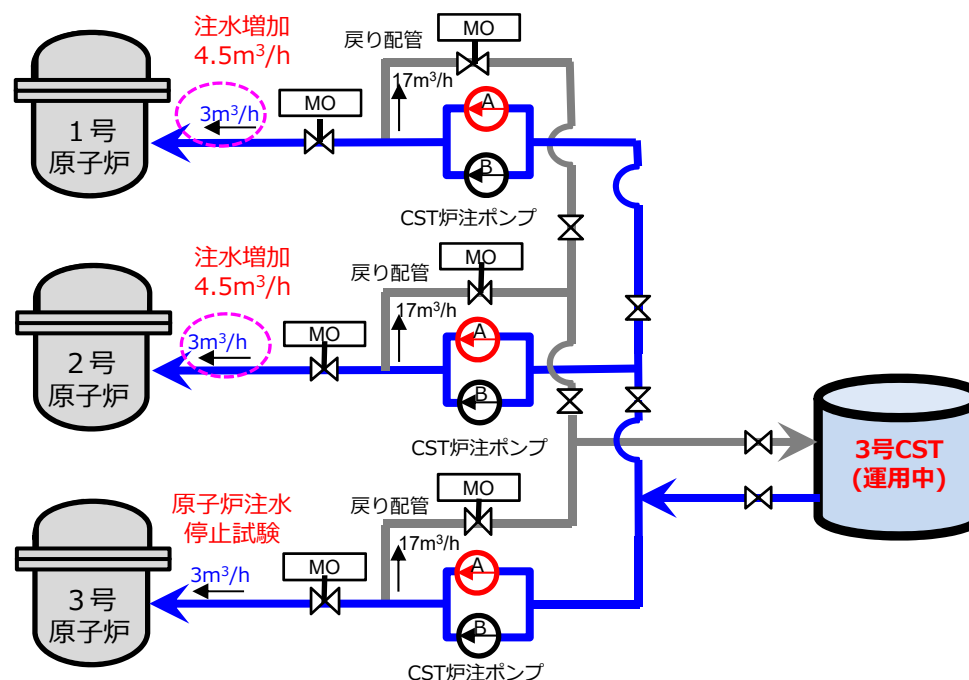
## (参考) 3号機の注水停止時の温度上昇評価

- 原子炉注水を48時間停止する場合の温度上昇は、RPV底部で1.3~7.3℃程度、PCV水温で0.2~0.5℃程度と評価。
- これまでの炉内状況推定からはRPV内に燃料デブリが多く残っているとは考えにくいものの、熱バランス評価ではRPVの温度上昇が大きくなる可能性を示す結果もあることから、今回試験の注水停止時間はおよそ2日程度（約48時間）とする。



## (参考) 3号機試験に伴う、1・2号機の原子炉注水量増加

- 現在の原子炉注水量は、注水ポンプの定格流量よりも大幅に少なく、ポンプ吐出流量の大部分は水源の3号CSTに戻している。
- 1～3号機のCST戻りの配管は1ラインに合流しているため、各号機の戻り流量・圧力のバランスを調整をしながら運転する必要がある。
- そのため、3号機の原子炉注水停止試験にあたっては、1・2号機の注水量を $3.0\text{m}^3/\text{h}$ から $4.5\text{m}^3/\text{h}$ に増加させた状態で試験を実施する。



## (参考) 3号機 注水停止時のPCV水位変化の推測

- 注水停止により3号機のPCV水位は低下すると評価。
- 約2日（約48時間）の停止では水位計L2には至らないと想定される。

