

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	7月		8月					9月			10月	11月	備考		
				21	28	4	11	18	25	1	8	15	下	上	中		下	
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 2019/9/27~10/21 ・【2号】CST循環運転 2019/9/30~10/7 ・【2号】復水貯蔵タンク(CST)運用開始 2019/10/21~ ・【3号】所内共通P/C4C、4D取替工事に伴う電源停止 ・CST炉注ポンプ(B)系停止 2019/9/2~2019/9/11	現場作業 略語の意味 CS: 炉心スプレイ CST: 復水貯蔵タンク PCV: 原子炉格納容器 SFP: 使用済燃料プール	【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、作業等に必要の条件に合わせて、原子炉注水流量の調整を実施 【共通】高台炉注水系統による注水 【2号】CST循環運転 【2号】CST切替 最新工程反映 【3号】CST炉注ポンプ(B)系停止 追加														
				(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													
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号】窒素封入ライン試験検査に伴うRPVラインからJPラインへの切替 2019/6/6~2019/8/5 (予定) ・【共通】窒素ガス分離装置AB取替他工事 2019/1/28~10/下旬 ・【2, 3号】窒素封入ライン設置に伴う、RPV通気確認及び検査 【2号】2019/9/上旬 【3号】2019/10/上旬 ・新設窒素ガス発生装置への切替 2019/10/上旬 ・【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 【試験】2019/10/上旬~中旬 【検査】2019/10/下旬	検討・設計・現場作業	【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 【1号】JPラインでの窒素封入に切替 実績反映 【共通】窒素ガス分離装置AB取替他工事 【2号】試験・検査 実施時期調整中 【3号】試験・検査 実施時期調整中 切替 【1~3号】試験・検査 実施時期調整中 ・窒素ガス分離装置AB取替他工事 実施計画変更認可申請(2017/10/6) →認可(2018/7/31)														
				(実績) ・【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: 2019/7/22 ・【1号】PCVガス管理システムダストサンプリング ・希ガスモニタ停止 A系: 2019/8/8 ・水素モニタ停止 A系: 2019/8/8 ・【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: 2019/8/20 ・【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: 2019/7/31 B系: 2019/8/1 ・【3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: 2019/7/31 B系: 2019/8/1 (予定) ・【1号】1号機PCV内部調査アクセスルート構築作業 PCV減圧: 2019/7/26~ ・【1号】PCVガス管理システムダストサンプリング ・希ガスモニタ停止 A系: 2019/9/2 ・水素モニタ停止 A系: 2019/9/2 ・【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: 2019/9/20 ・【2号】PCVガス管理設備フィルタドレン配管銅管化工事に伴う停止 PCVガス管理設備両系停止(A系/B系) 2019/9/24 ・【3号】PCVガス管理設備フィルタドレン配管銅管化及びダクトホース サポート取替工事に伴う停止 PCVガス管理設備両系停止(A系/B系) 2019/9/17~20 ・【3号】所内共通P/C4C、4D取替工事に伴う電源停止 ・PCVガス管理システム(B)系停止 2019/9/2~11	現場作業 【1, 2, 3号】継続運転中 【1号】PCVガス管理 水素モニタB停止 【1号】PCVガス管理 希ガス・水素モニタA停止 【1号】PCVガス管理 水素モニタA停止 実績反映 【2・3号】PCVガス管理 希ガスモニタA停止 【2・3号】PCVガス管理 希ガスモニタB停止 【1号】PCV減圧 【1号】PCVガス管理 希ガス・水素モニタA停止 追加 【1号】PCVガス管理 水素モニタB停止 追加 【2号】PCVガス管理両系停止 追加 【3号】PCVガス管理両系停止 追加 【3号】PCVガス管理システム(B)系停止 追加 AWJ作業を再開する場合に改めてPCV減圧を検討 追加													

循環注水冷却スケジュール (2/2)

分野	括り	作業内容	これまで1ヶ月の動きと今後1ヶ月の予定	7月		8月				9月			10月	11月	備考	
				21	28	4	11	18	25	1	8	15	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	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【共通】循環冷却中(継続) 【1号】計装設備定期点検に伴う循環冷却の停止 2019/6/23~27 【3号】計装設備定期点検に伴う循環冷却の停止 2019/7/29~8/13 <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【1号】計装設備定期点検に伴う循環冷却の停止(制御盤) 2019/9/9~18 【2号】計装設備定期点検に伴う循環冷却の停止 2019/8/19~30 【3号】一次系ポンプ(B)点検に伴う循環冷却の停止 2019/8/28~9/9 	現場作業	<p>【1, 2, 3号】循環冷却中</p> <p>【1号】循環冷却の停止</p> <p>【3号】循環冷却の停止</p> <p>実績反映</p> <p>【2号】循環冷却の停止</p> <p>【3号】循環冷却の停止</p> <p>追加</p> <p>【1号】循環冷却の停止</p> <p>追加</p>											
		使用済燃料プールへの注水冷却	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【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	<p>【1, 2, 3号】蒸発量に応じて、内部注水を実施</p> <p>【1, 3号】コンクリートポンプ車等の現場配備</p>											
		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)	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【共通】プール水質管理中(継続) 	検討・設計・現場作業	<p>【1, 2, 3, 4号】ヒドラジン等注入による防食</p> <p>【1, 2, 3, 4号】プール水質管理</p>											

2号機燃料デブリ冷却状況の確認試験の結果と 今後の試験計画について

2019年8月29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、2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。
- 試験は原子炉注水の低減・増加(STEP1)、原子炉注水の停止(STEP2)と段階的に実施。RPV底部温度やPCV温度の温度上昇は概ね予測どおりの結果であり、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。

	試験前の予測	試験結果	(参考) 従前の評価
注水停止中のRPV底部温度の上昇率	約0.2℃/h	0.2℃/h以下	約5℃/h

(参考) 試験実施時期 <STEP1> 2019年4月2日～4月16日
<STEP2> 2019年5月13日～5月24日 (注水停止は5月13日に約8時間)

- 今回、試験時の温度データや原子炉注水停止時に採取した放射線データなどについての評価結果まとめ、および今後の試験計画について報告する。
 1. 温度挙動の実績と熱バランス評価の比較、温度計設置位置による違いについて
 2. その他特徴的なパラメータの挙動について (温度・PCV水位)
 3. 注水停止中に採取した放射線データの過去実績との比較について
 4. 今後の試験計画について

RPV : 原子炉圧力容器, PCV : 原子炉格納容器

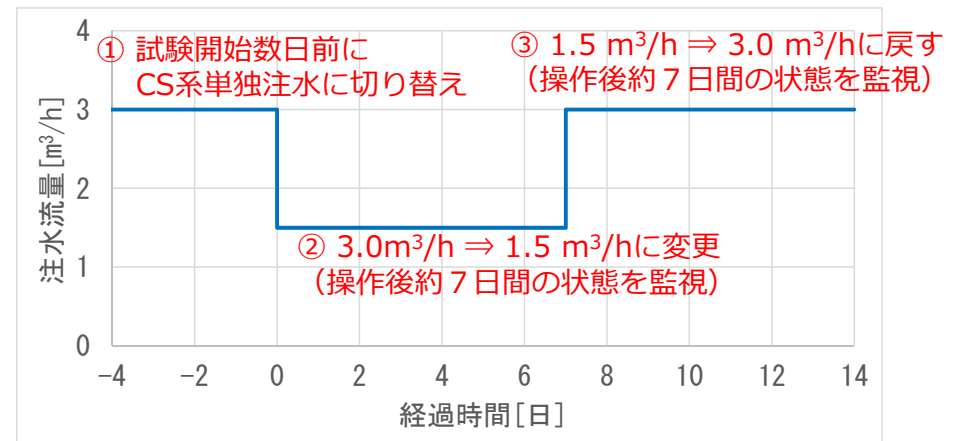
2号機燃料デブリ冷却状況の確認試験の概要

- 2号機燃料デブリ冷却状況の確認試験は、原子炉注水の低減・増加(STEP1)、原子炉注水の停止(STEP2)と段階的に実施。

STEP 1 (注水量低減・増加)

- ▶ 原子炉注水量を $3.0\text{m}^3/\text{h}$ から $1.5\text{m}^3/\text{h}$ に減らし、冷却条件の変化が与える影響を確認する
- ▶ 注水停止後の注水再開にあたり、設備上必要となる $1.5\text{m}^3/\text{h}$ の注水量増加幅の影響を確認する

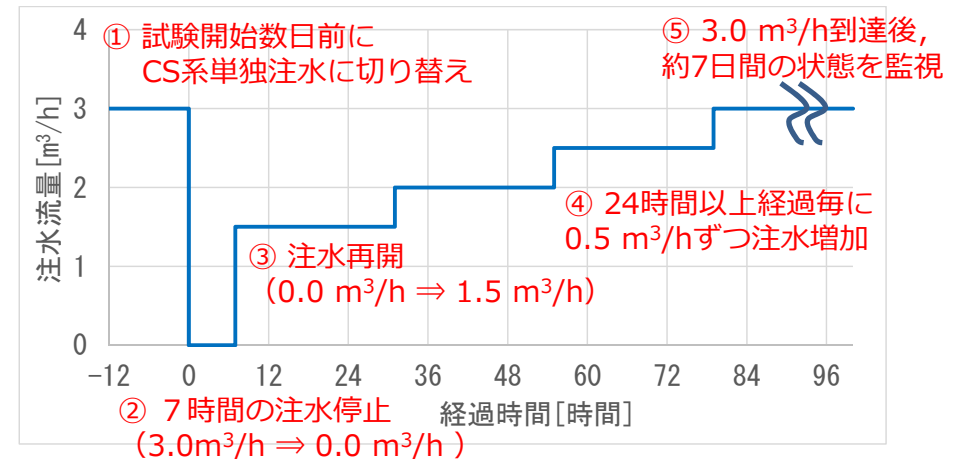
試験イメージ図



STEP 2 (注水停止)

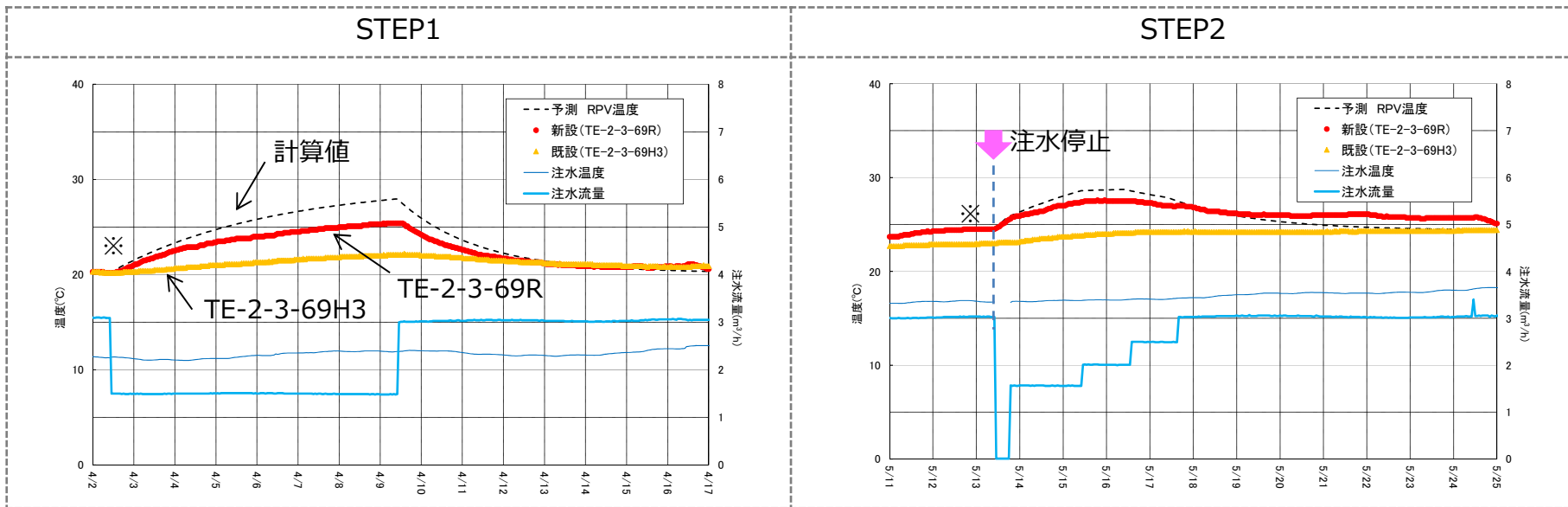
- ▶ 原子炉注水の一時的な停止と注水再開によっても、予め評価したとおり安全上の影響がないことを確認する

試験イメージ図



1. 温度挙動の実績と熱バランス評価の比較, 温度計設置位置による違いについて

RPV底部温度の挙動（予測評価との比較）



※ 予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載
 (試験開始時の実績温度に予測温度上昇量を加えたもの)

<予測評価との比較結果>

- RPV底部温度の温度上昇は概ね予測の範囲内であり，試験実施時期による気温の違い等はあるものの，注水低減や短時間の注水停止によって著しい温度上昇はなかった。
- TE-2-3-69R(新設)の温度上昇は予測評価と比較して若干小さかったものの，傾向は概ね予測とよく一致した。
- TE-2-3-69H3(既設)の温度変化はTE-2-3-69Rと比べて緩やかであり，予測評価ほどの温度上昇はなかった。

- TE-2-3-69R(新設)の温度上昇は予測評価と比較して若干小さかったものの、傾向は概ね予測と合致した。

<考察>

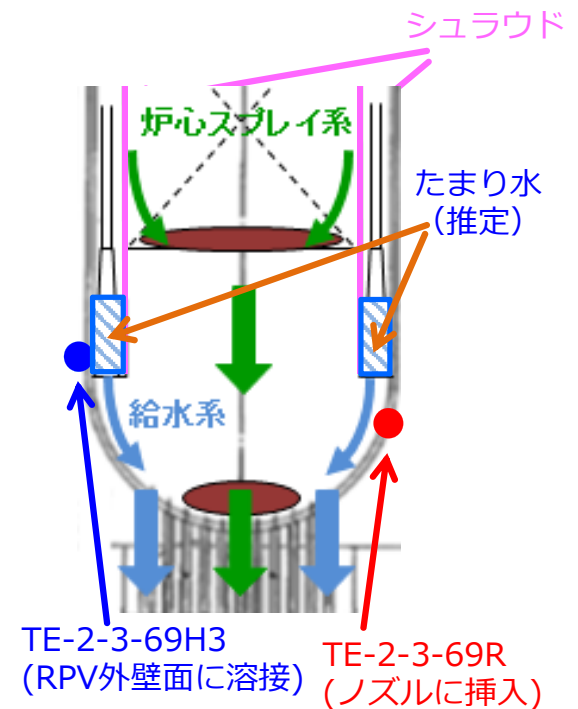
- 新しい熱バランス評価は、過去のTE-2-3-69Rの温度挙動を再現するようにモデルを作成しており、今回の予測評価は、試験時の当該温度挙動と概ねよく一致した。
- 温度上昇量が予測評価よりも若干小さくなったことは、以下の要因が推定される。
 - ① 予測評価では2017年12月時点の崩壊熱（全燃料デブリ合計で約87kW）を使用しているが、試験時期の2019年4～5月時点（同約80kW）では、約1割減衰している。また、崩壊熱はORIGENコードによる解析値を基に評価しており、実際の発熱と誤差がある可能性。
 - ② 評価における燃料デブリの存在分布の条件は、過去の温度トレンドを再現するように調査した結果としてRPV側に70%が存在と仮定しているが、存在量の差異による影響の可能性。
 - ③ 実際のRPVの温度変化は、RPV内の燃料デブリ分布や構造材の熱伝導により、温度分布をもって推移するが、評価は一点近似モデルであることの影響の可能性。

■ TE-2-3-69H3(既設)の温度変化はTE-2-3-69Rと比べて緩やかであり，予測評価ほどの温度上昇はなかった。

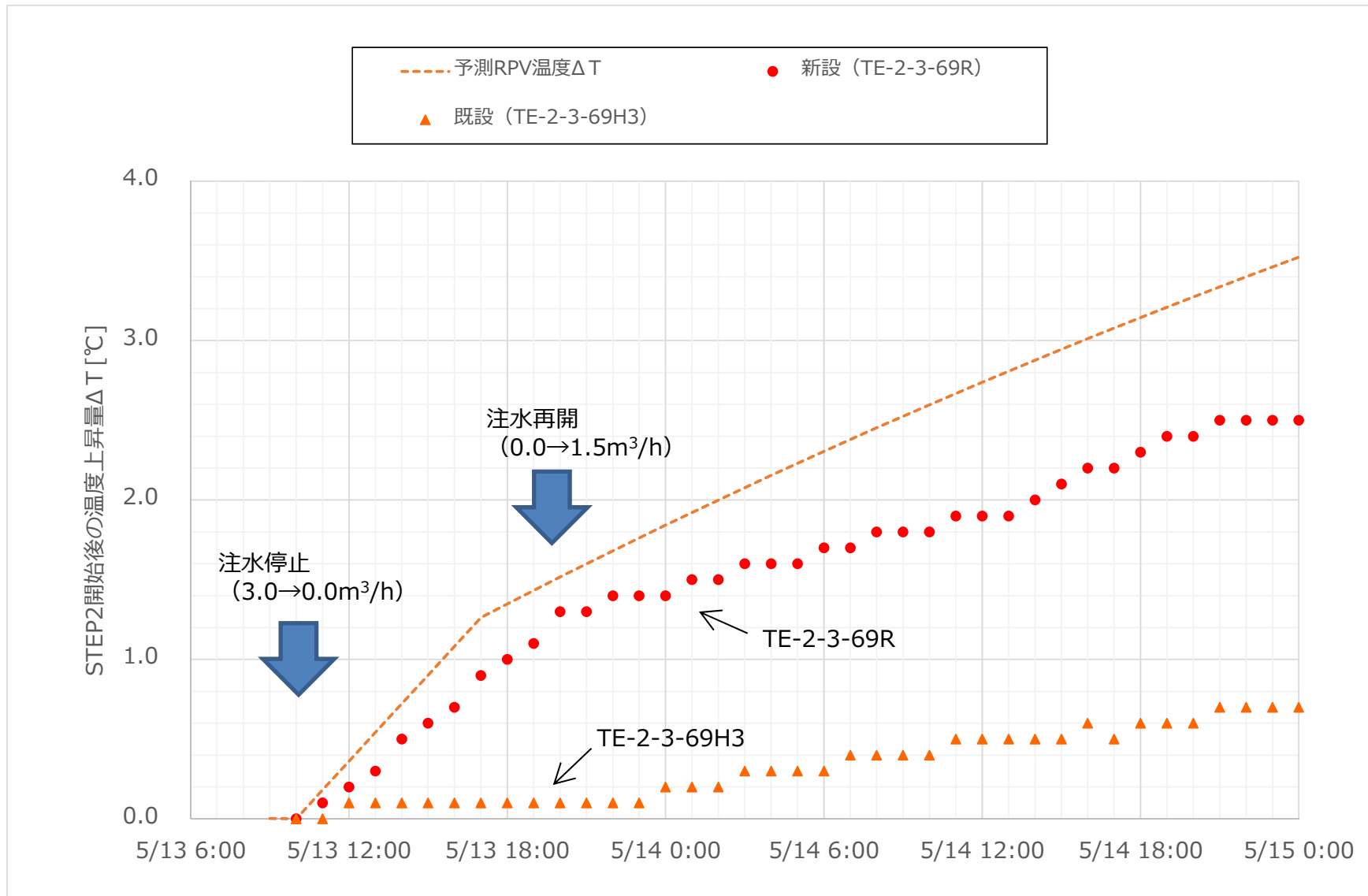
＜考察＞

- 従前より TE-2-3-69H3は，TE-2-3-69Rに比べ緩やかに変化する傾向があった。今回の試験においても，TE-2-3-69H3 の挙動は緩慢な結果となった。
- TE-2-3-69H3とTE-2-3-69Rの挙動の違いについては，以下の要因が推定される。
 - ① TE-2-3-69H3とTE-2-3-69Rの設置位置の違いにより，RPV内でTE-2-3-69Rの方が燃料デブリに近い可能性。
 - ② 2号機のシュラウドは概ね健全であり，TE-2-3-69H3の内側には，たまり水があると推定^{※1}。たまり水の影響により，当該箇所の温度変化が緩やかになっている可能性。
 - ③ TE-2-3-69H3などの既設の温度計は，事故の影響により絶縁が低下しており，指示値の不確かさが大きい可能性^{※2}。（指示値の不確かさは最大20℃程度と評価）

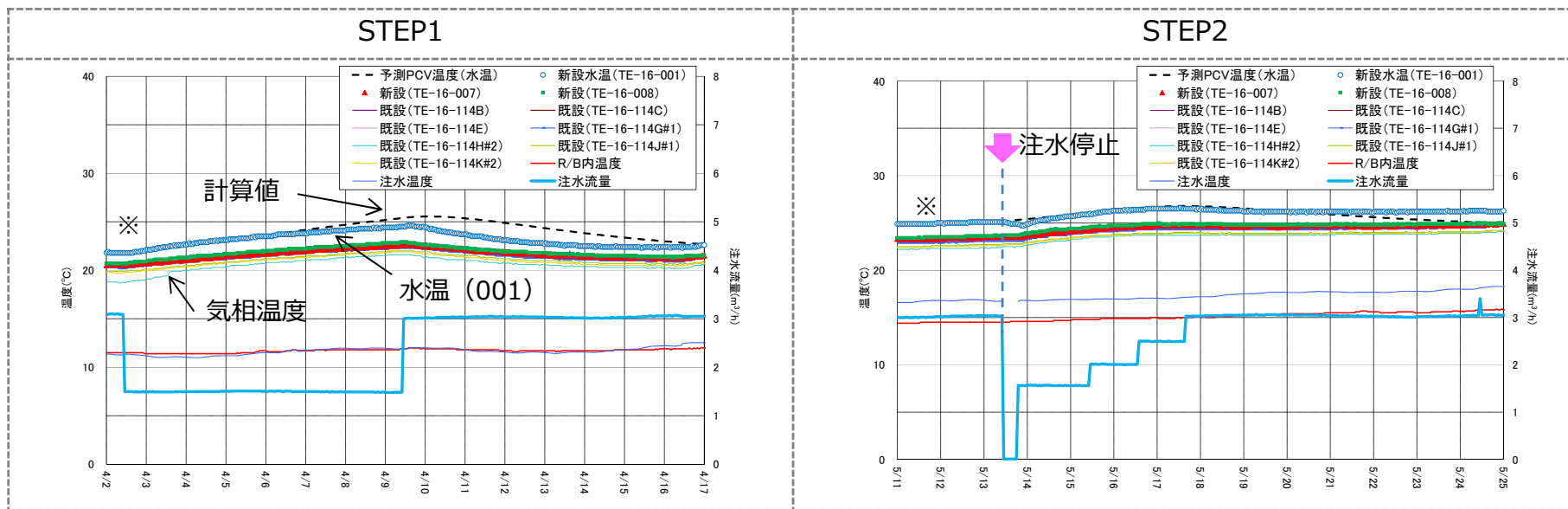
※1 「総合的な炉内状況把握の高度化（平成29年度成果報告）」（IRID, IAE）
 ※2 TE-2-3-69H3は，定期的な信頼性評価により「監視に使用可」と確認しており，冷却状態の監視に支障はない。



(参考) 注水停止中のRPV底部温度の変化量 ΔT



PCV温度の挙動（予測評価との比較）



※ 予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載
 (試験開始時の実績温度に予測温度上昇量を加えたもの)

＜予測評価と実績の比較結果＞

- PCV温度の温度上昇は概ね予測の範囲内であり、試験実施時期による気温の違い等はあるものの、注水低減や短時間の注水停止によって著しい温度上昇はなかった。
- TE-16-001(PCV水温)の挙動は概ね予測評価と合致。STEP1で注水増加後の温度低下は予測評価よりも若干早い結果。
- PCV温度の変化はRPV底部に比べ緩やかであり、短時間の注水停止中には明確な温度上昇は確認できなかった。TE-16-001(PCV水温)については、注水停止中に温度が低下。

- TE-16-001(PCV水温)の挙動は概ね予測評価と合致。STEP1で注水増加後の温度低下は予測評価よりも若干早い結果。

<考察>

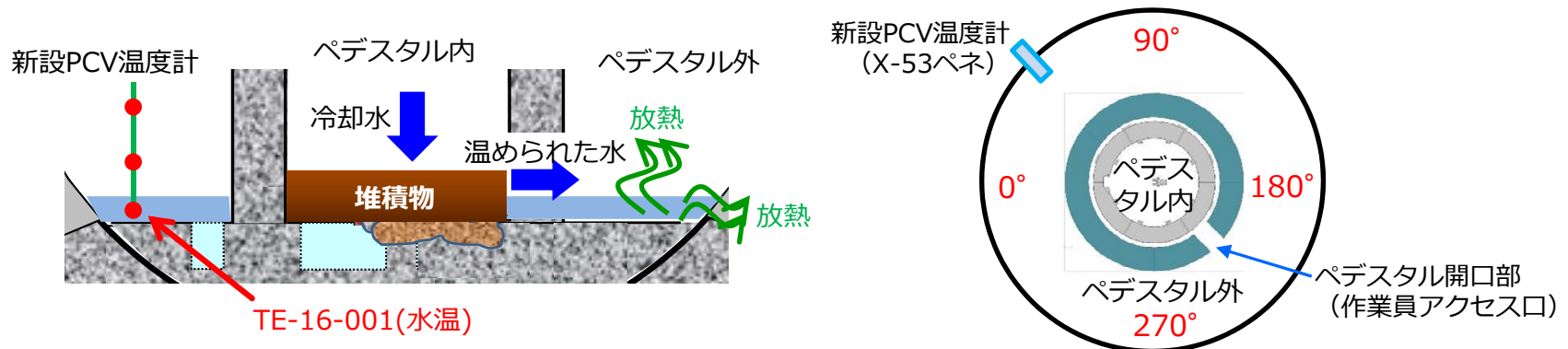
- 新しい熱バランス評価は、過去のTE-16-001（PCV水温）のトレンドを再現するようにモデルを作成しており、今回の予測評価は、試験時の当該温度挙動と概ねよく一致した。
- STEP1で注水増加後の温度低下が予測評価よりも若干早かったことは、以下の要因が推定される。
 - ① 水温を測定している温度計（TE-16-001）も1か所のみであり、PCV内の局所的な温度分布を観測できていない可能性。
 - ② PCVの温度評価は一点近似であり、局所的な温度分布や、温度分布の影響による伝熱の違いの影響を受けている可能性。

PCV温度の挙動（予測評価との比較）に関する考察

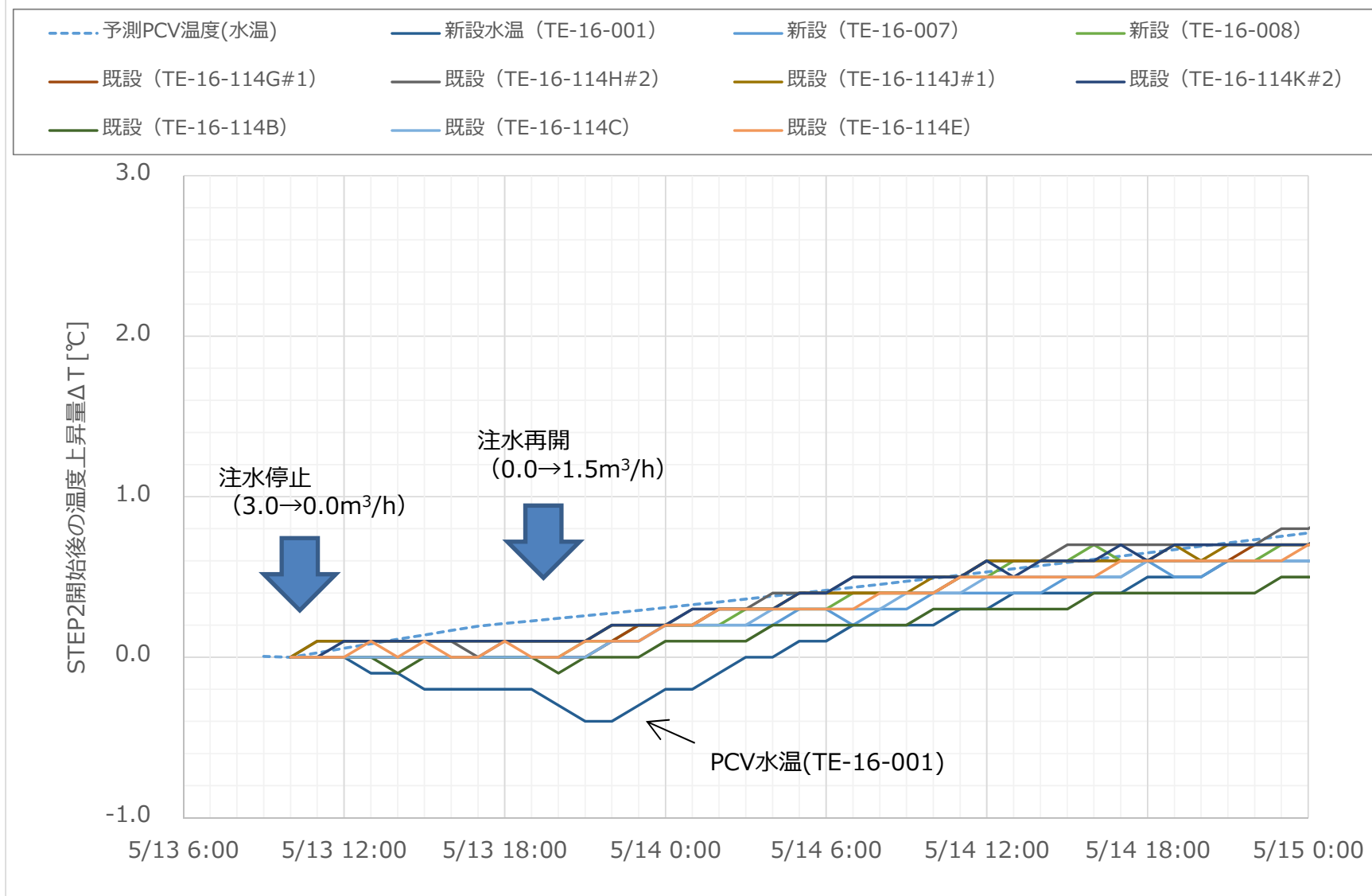
- PCV温度の変化はRPV底部に比べ緩やかであり、短時間の注水停止中には明確な温度上昇は確認できなかった。TE-16-001(PCV水温)については、注水停止中に温度が低下。

<考察>

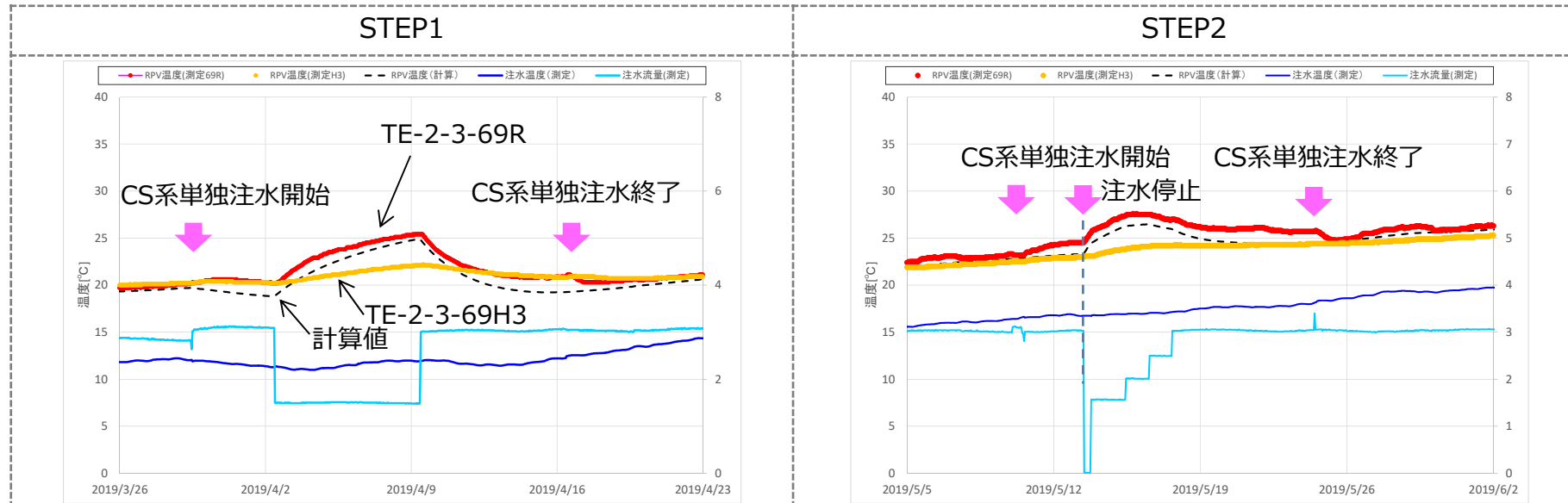
- PCV内の保有水や構造物の熱容量の影響により、注水変更等の冷却状態の変化に対するPCV温度の応答はRPV底部に比べ緩やかであると推定。注水停止は短時間であり、微小な温度上昇（0.1℃程度）を観測できなかった可能性。
- 注水停止中にTE-16-001(PCV水温)の指示値が低下したことについては、以下の要因が推定される。
 - ① これまでのPCV内部調査で2号機のペDESTAL内堆積物は水没していないことが確認されており、注水が停止すると燃料デブリを除熱して温められた水の流出が停止し、温度計で測定しているPCV水温は放熱により徐々に低下した可能性。
 - ② 注水再開に伴い、燃料デブリを除熱して温められた水がペDESTAL外に流出し、指示値が上昇したものと推定。



(参考) 注水停止中のPCV温度の変化量 ΔT



- 実際の気温や注水温度，崩壊熱等を適用して，試験時のRPV温度を評価。



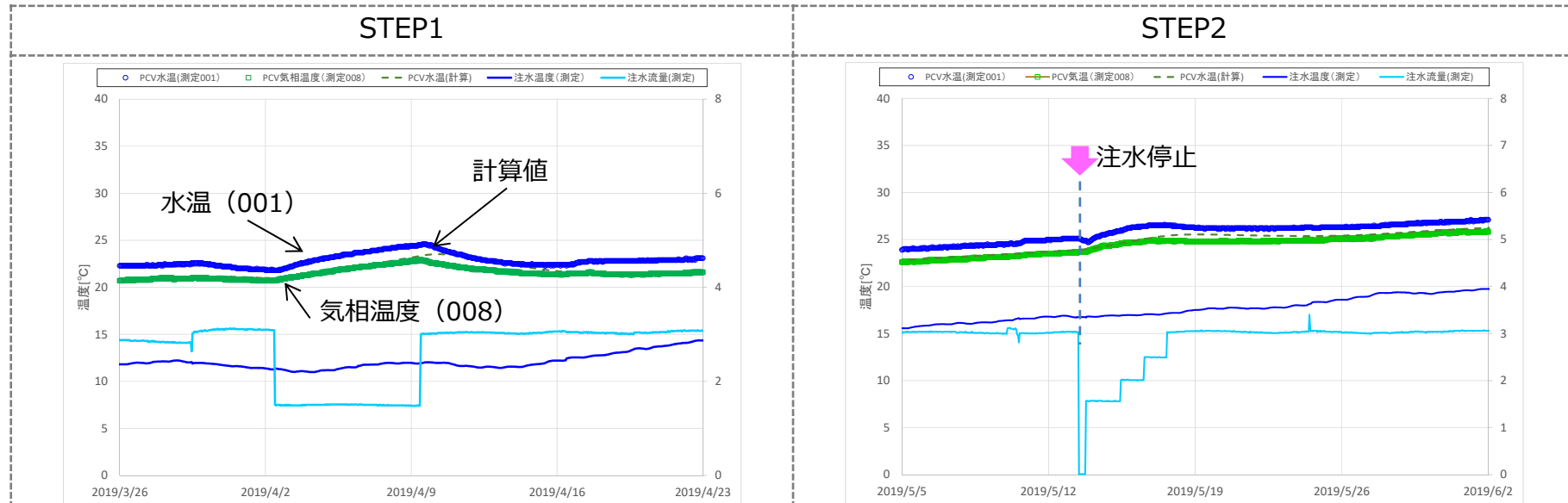
<評価結果>

- 熱バランス評価によって，RPV底部の温度トレンドを概ね再現。TE-2-3-69Rの挙動は良く一致した。
- 熱バランス評価による計算値はTE-2-3-69Rより若干低めの傾向。これは，原子炉注水をCS系単独注水としたことにより，RPV内の水の流れが変化し，局所的な温度分布が変化（TE-2-3-69Rで1°C前後）したことを，モデルでは再現できていないためと推定。

実績データを用いた熱バランス評価（PCV温度）



- 実際の気温や注水温度等のデータを適用して，試験時のPCV温度を評価。



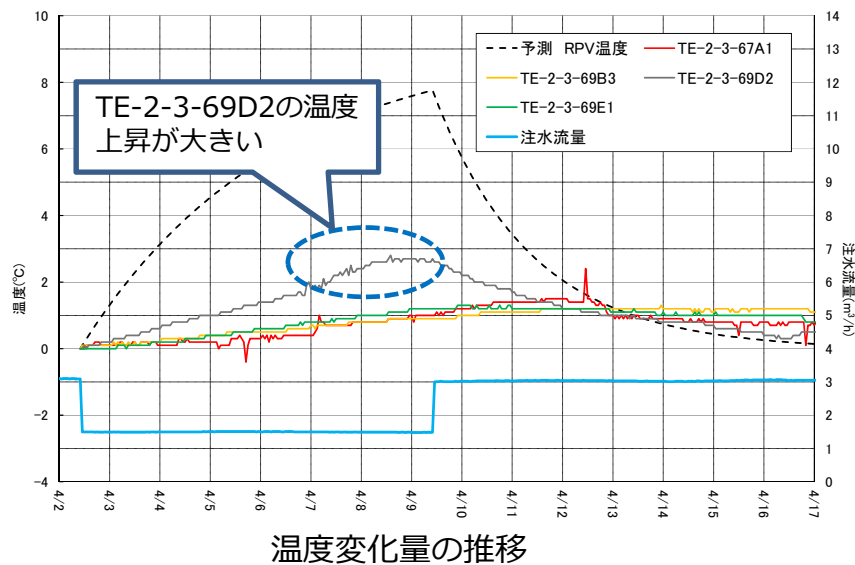
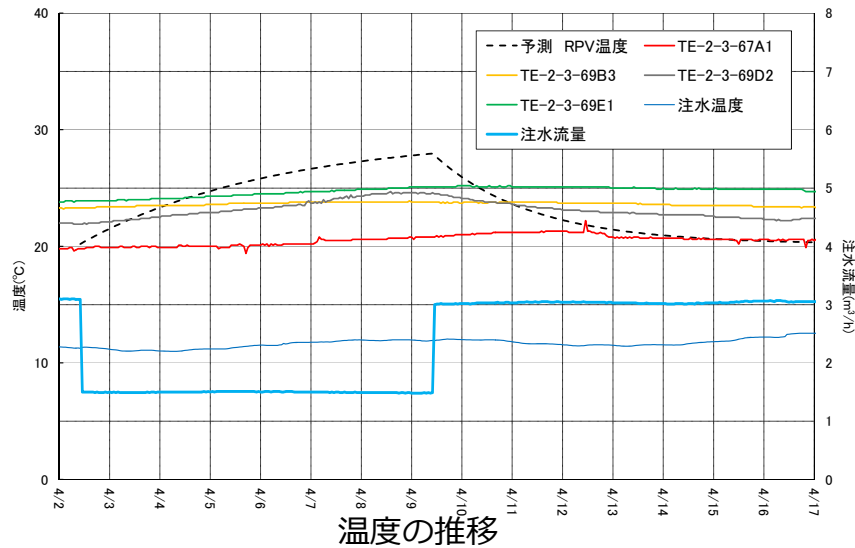
<評価結果>

- 熱バランス評価によって，PCV温度のトレンドを概ね再現。
- 試験期間中，温度の計算値はTE-16-001（PCV水温）の指示値より僅かに低めであるが，2～3℃程度の範囲内で合致している。

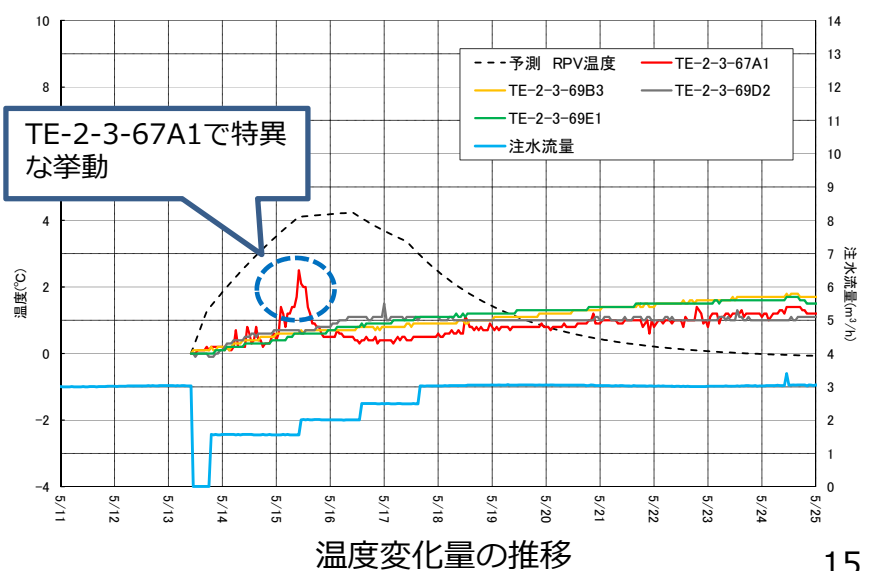
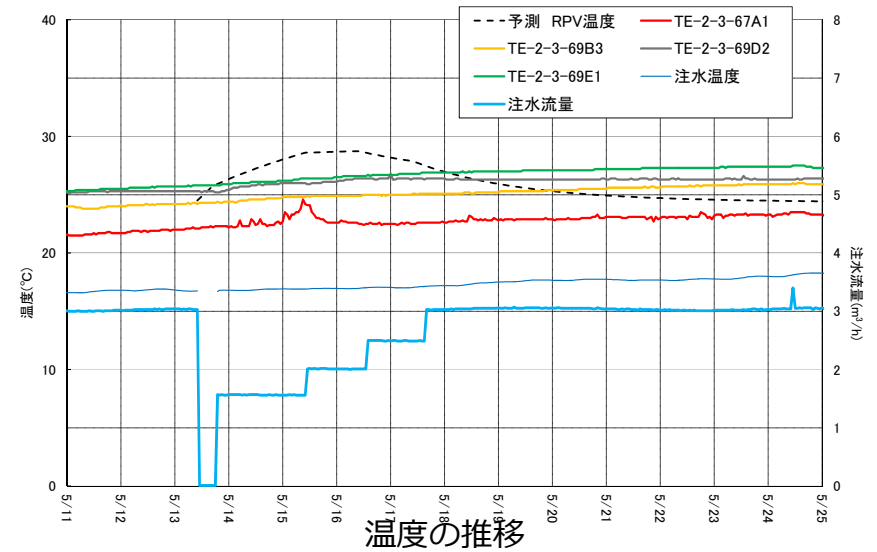
2. その他特徴的なパラメータの挙動について（温度・PCV水位）
 - ① RPV上部温度の挙動(N4-Bノズル, N4-Dノズル等)
 - ② その他RPV温度の挙動（Vessel Bottom Drain 等）
 - ③ その他PCV温度の挙動（Blowdown Valves 等）
 - ④ 1・3号機のPCV水位の挙動

① RPV上部温度の挙動

STEP1



STEP2



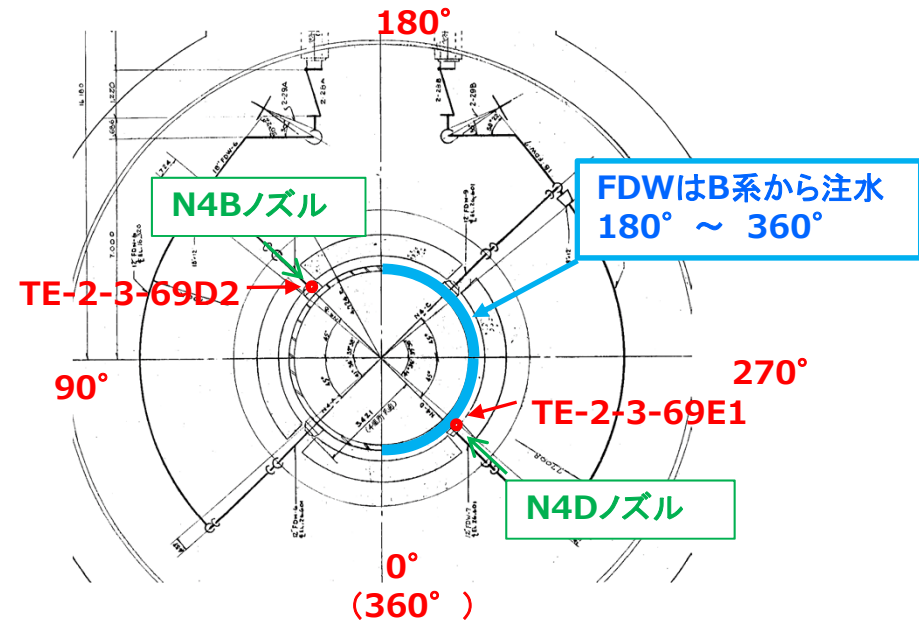
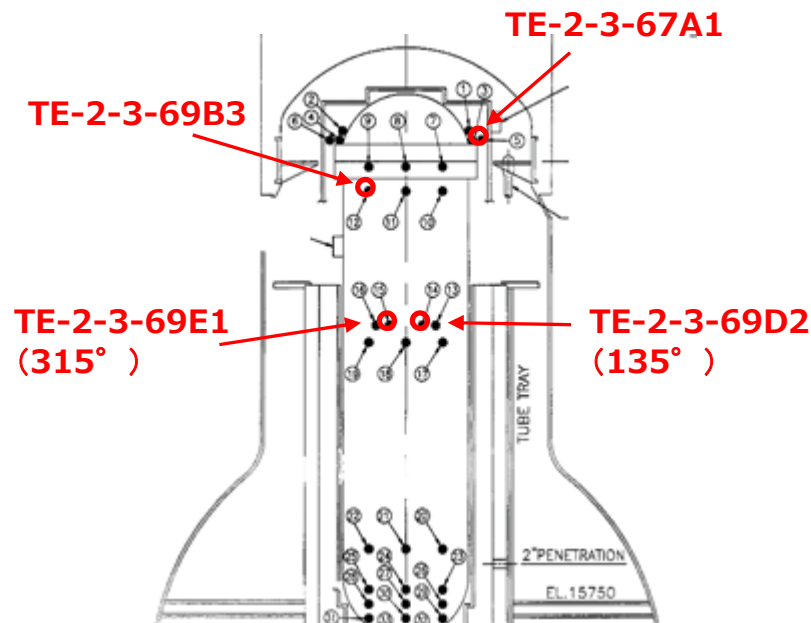
① RPV上部温度の挙動

■ 特徴

- ✓ STEP1の69D2の温度上昇幅が大きい
- ✓ STEP1で、69D2以外は、PCV気中温度よりも温度上昇は小さかった
- ✓ 67A1に特異な挙動あり（不安定な指示変動）

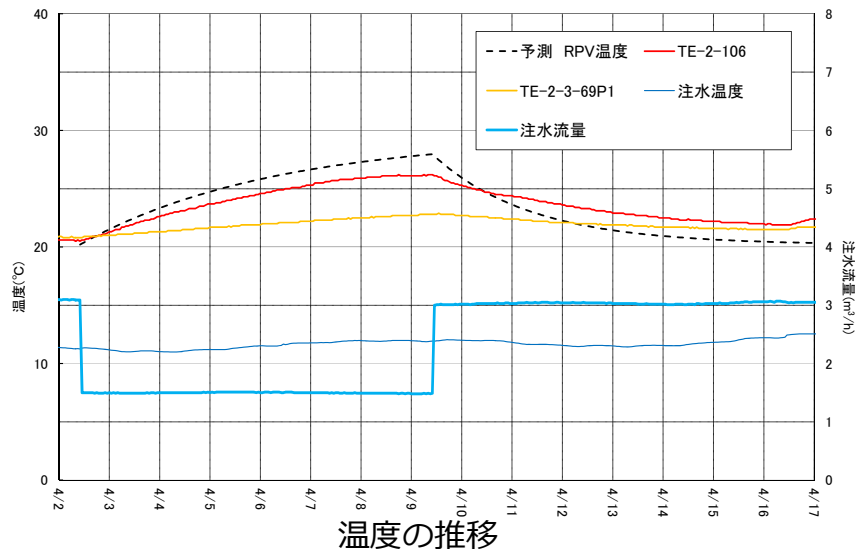
■ 考察

- ✓ 69D2の温度変化が、他の温度計と比較して大きいことについては、69D2の方位に熱源（燃料デブリ、FPの付着等）が存在している可能性
- ✓ 69D2（N4Bノズル）の方位でRPV内外へ気流が形成されている可能性

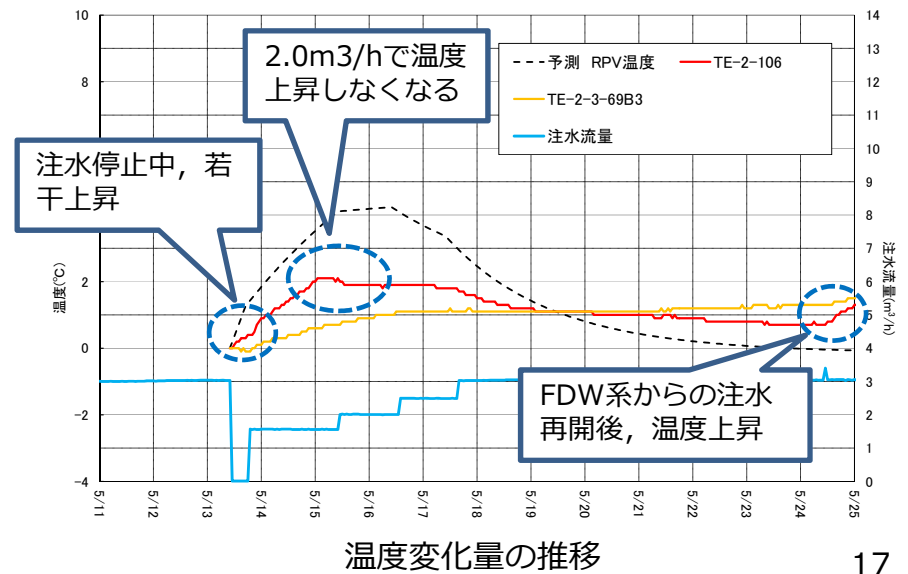
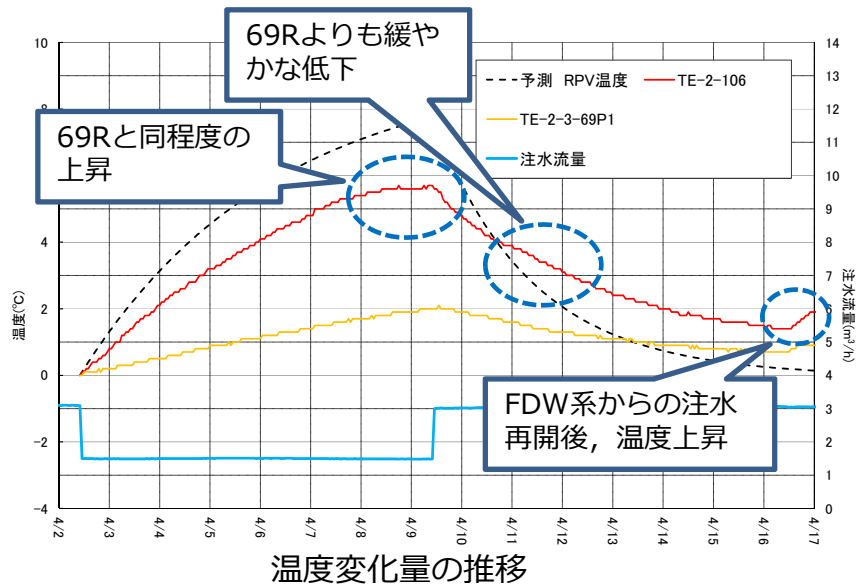
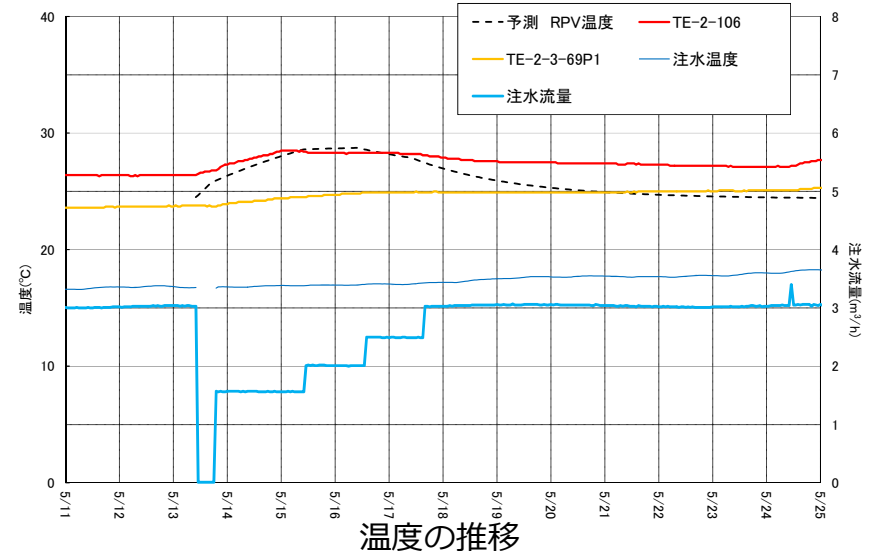


② その他のRPV温度の挙動

STEP1



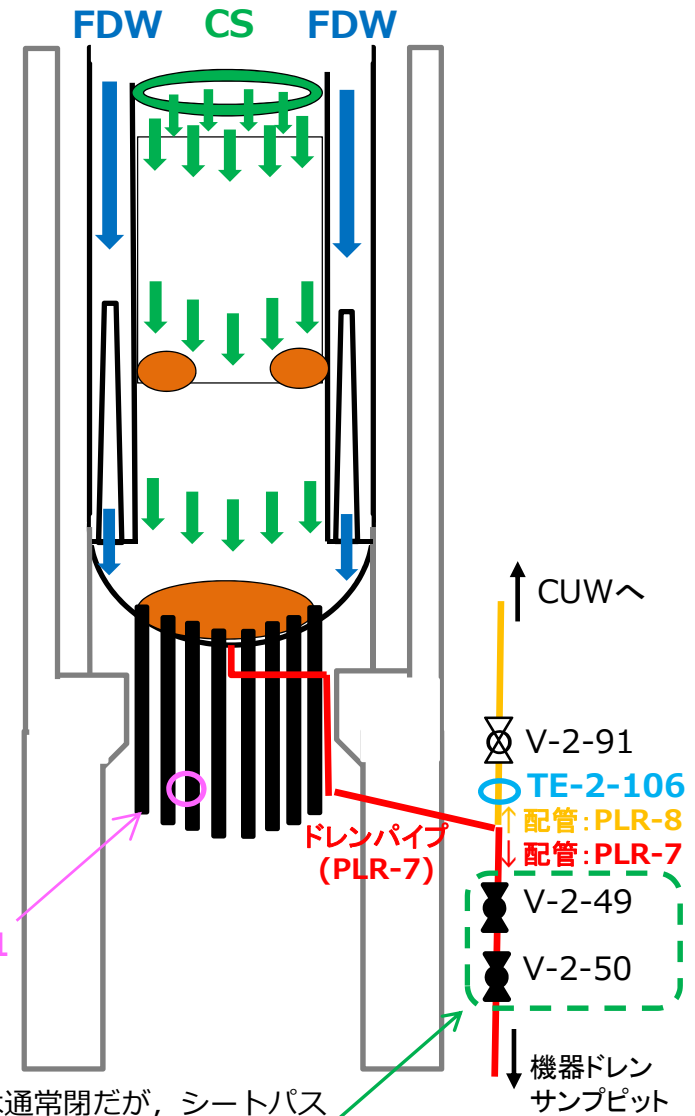
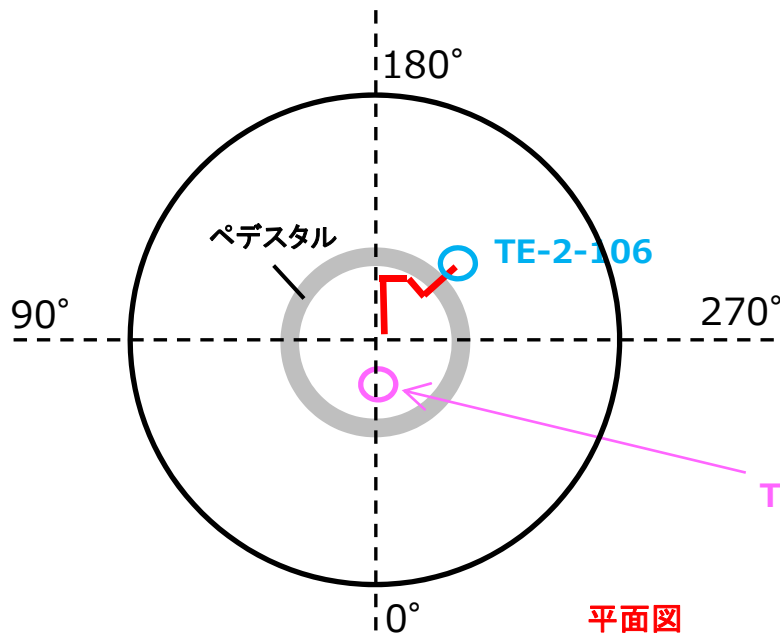
STEP2



② その他のRPV温度の挙動

TE-2-106 (VESSEL BOTTOM DRAIN)

- RPV下部のドレンプイプは、RPVノズル（N15）から配管PLR-7（配管サイズ：2B=内径約5cm）を経由しており、ペDESTALの外側で、配管PLR-7とPLR-8へ分岐する。
- TE-2-106は、分岐した配管PLR-8の弁（V-2-91）手前に設置されている（分岐点から18cm程度上側）。
- 測定位置は、方向（233°）、高さ（約TP9960）



② その他のRPV温度の挙動

■ 特徴

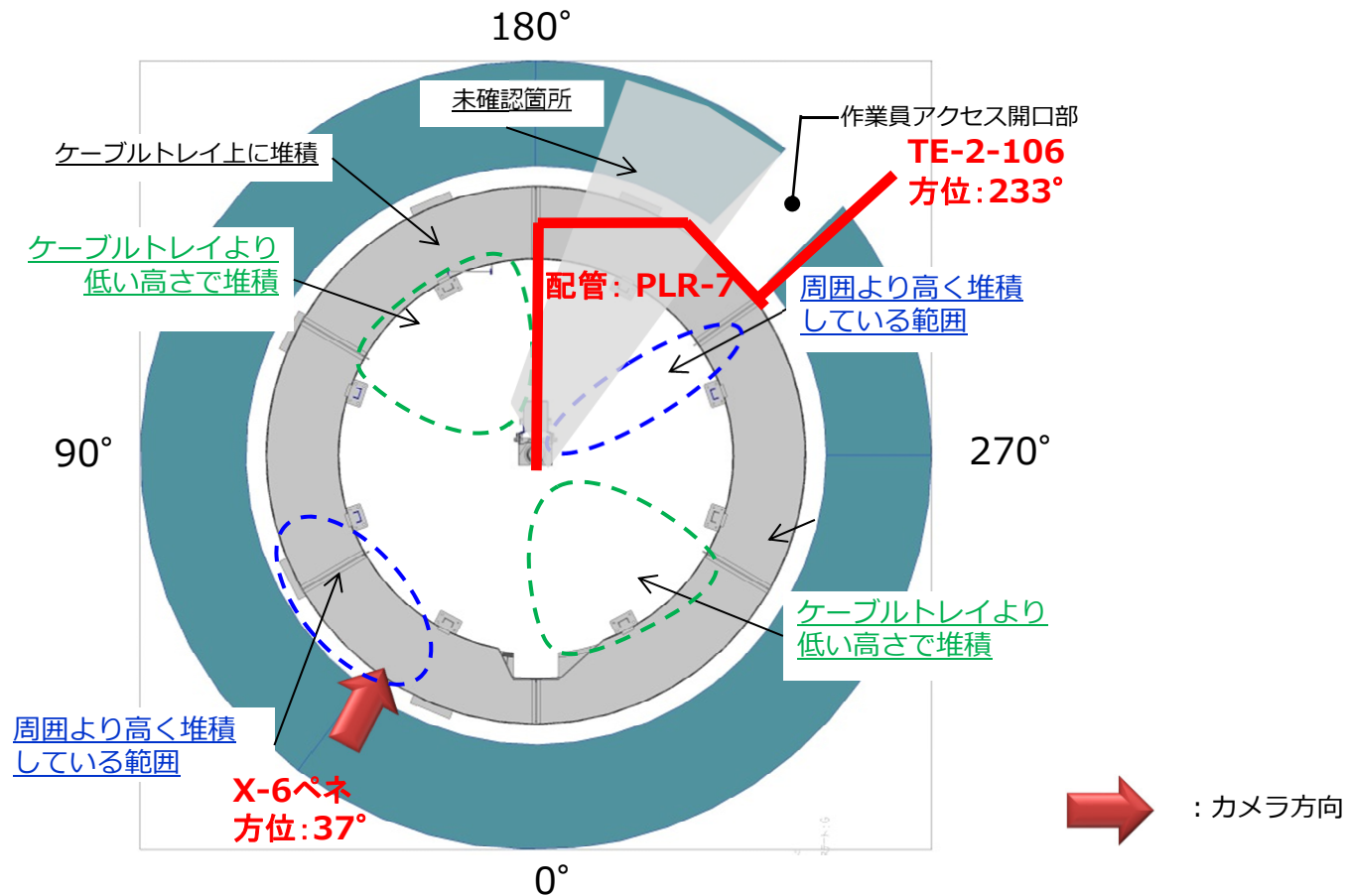
- ✓ STEP1のTE-2-106(Vessel bottom drain)は、RPV底部温度計69Rと同程度の温度上昇を確認。ただし、注水量を戻して以降の低下速度は、69Rよりも緩やかであった
- ✓ TE-2-106は、CS系からの単独注水終了後(=FDW系の注水開始)、温度が上昇。→69Rは、CS系からの単独注水終了後、温度低下している。
- ✓ STEP2のTE-2-106は、注水停止中、若干の温度上昇。注水再開直後から温度上昇の傾きが大きくなるが、2m³/hとした段階で温度上昇が頭打ち
- ✓ TE-2-3-69P1 (CRDハウジング下部温度) は、PCV温度と同様の推移

■ 考察

- ✓ TE-2-106は、RPV下部ドレンから流れてくる水の温度の影響を受けている可能性がある。
- ✓ STEP1で注水再開後の温度低下が、TE-2-3-69Rよりも緩やかなのは、RPV下部ドレン配管内に流れる水が一定量と想定され、流量を増やしても配管内の水の置換が制限され、温度低下が遅くなっている可能性。
- ✓ TE-2-106は、FDW系注水再開後温度上昇しているのは、CS系からの水が減り、RPV下部の中心付近にあるRPV下部ドレンに流れる水の温度が上昇している可能性
- ✓ TE-2-106は、注水停止中は、水の流れがなくなり、温度があまり変化せず、注水再開で、温められていた水が流れ、温度が上昇した可能性。

② その他のRPV温度の挙動

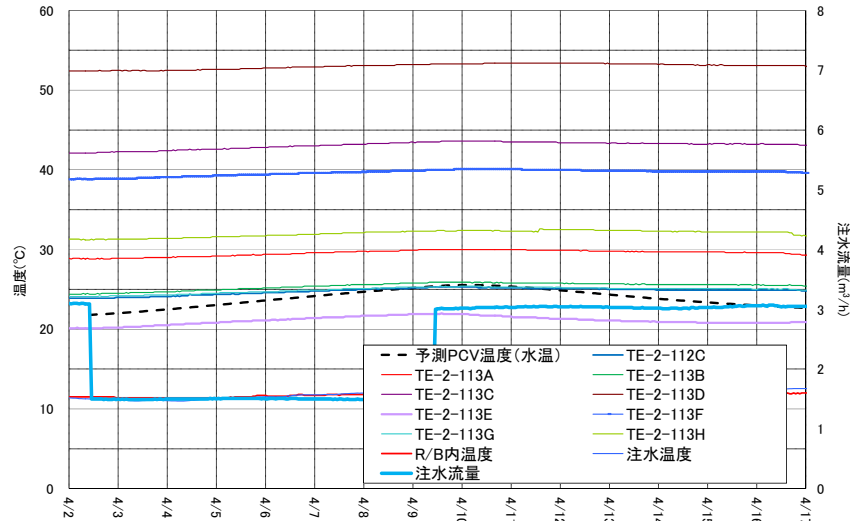
- 配管PLR-7のほとんどは、これまでの調査で未確認箇所のルートである。
- 中心から外側へ向かう配管は、堆積物などが少ない領域の付近であり、健全な状態の可能性あり。



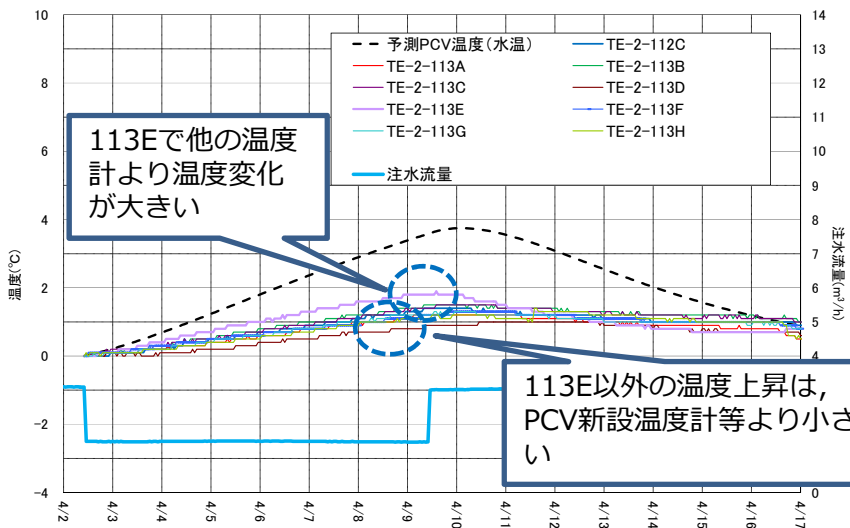
2号機内部調査結果
(ペデスタル底部の堆積物の確認状況)

③ その他PCV温度の挙動

STEP1

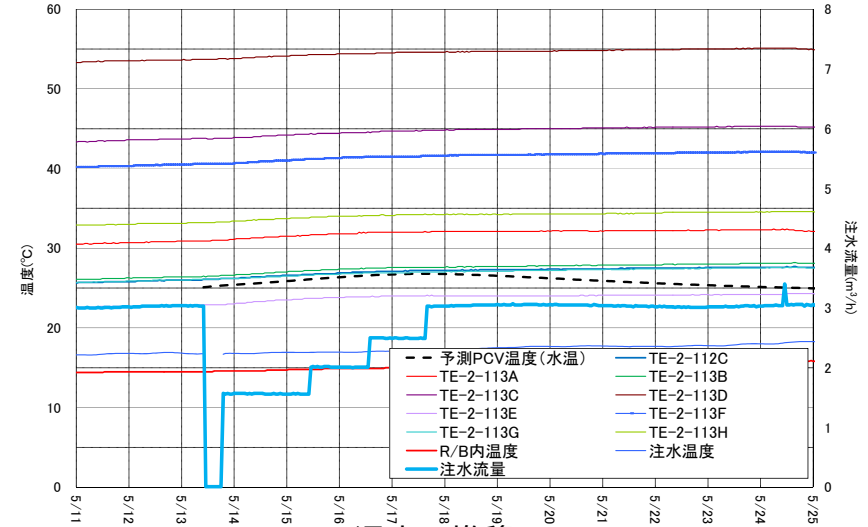


温度の推移

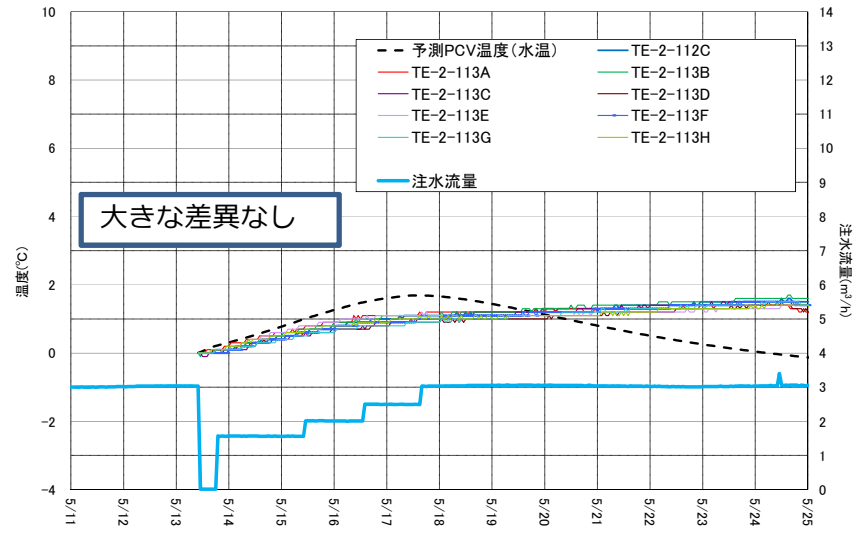


温度変化量の推移

STEP2

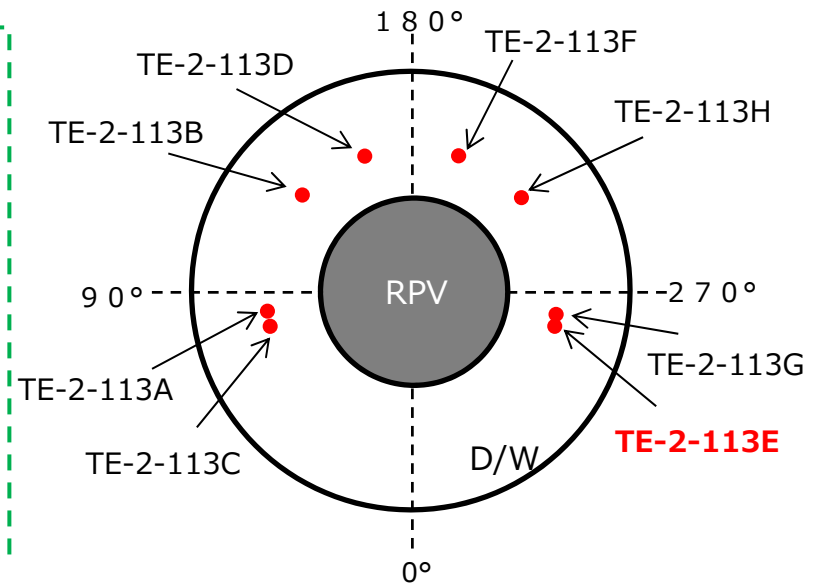
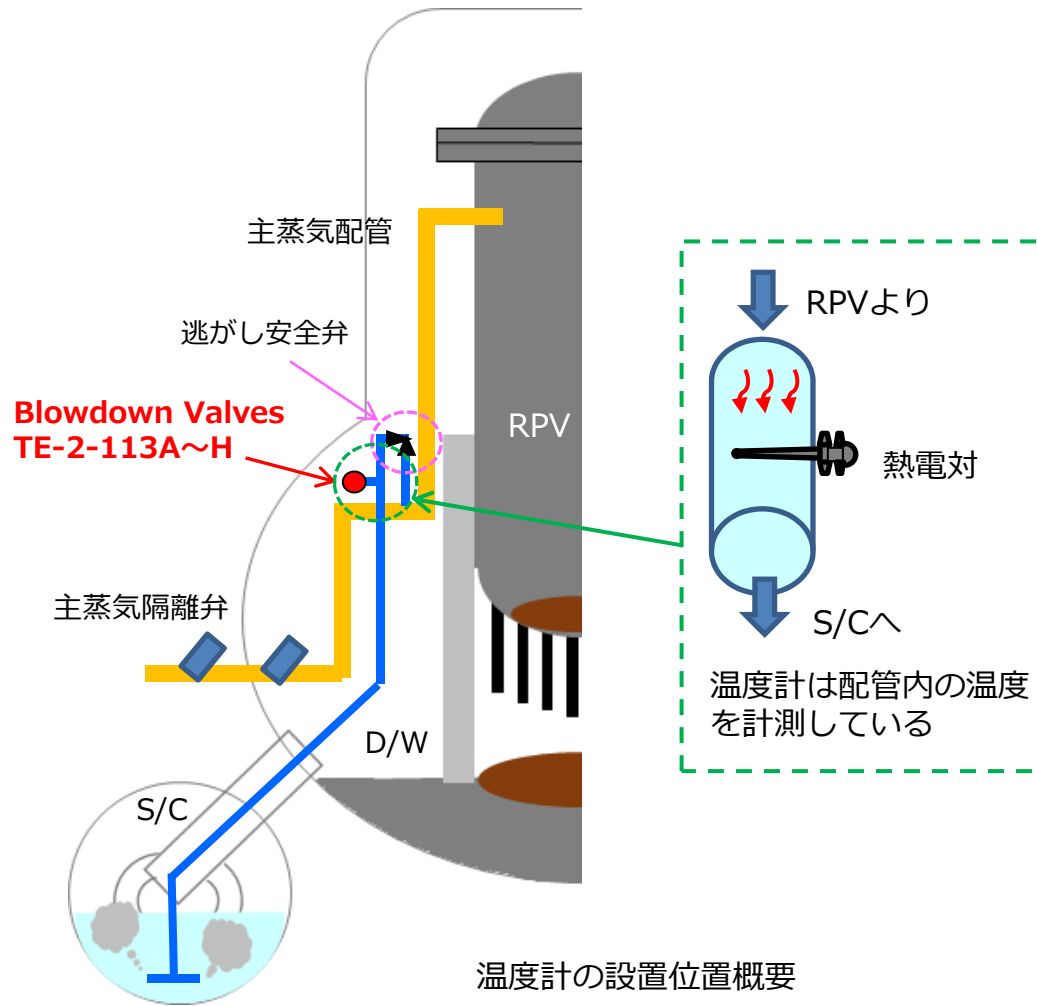


温度の推移



温度変化量の推移

③ Blowdown Valves 温度計の位置関係



D/W : ドライウェル, S/C : サプレッションチャンバー (圧力抑制室)

③ その他PCV温度の挙動

■ 特徴

- ✓ STEP1でTE-2-113Eで他の温度計よりも温度変化が大きく、PCV気中温度（新設温度計、HVH温度計）と同様の推移
- ✓ STEP1でTE-2-113E以外の温度上昇幅はPCV気中温度（新設温度計、HVH温度計）よりも小さい。
- ✓ Blowdown Valvesの温度は全体的にRPV底部温度よりも指示値が高いものがある。

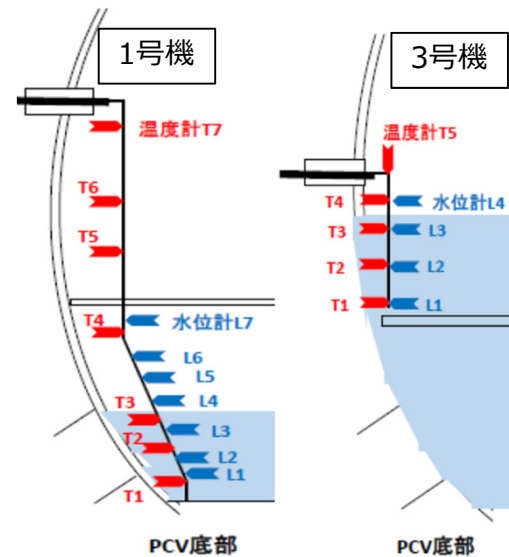
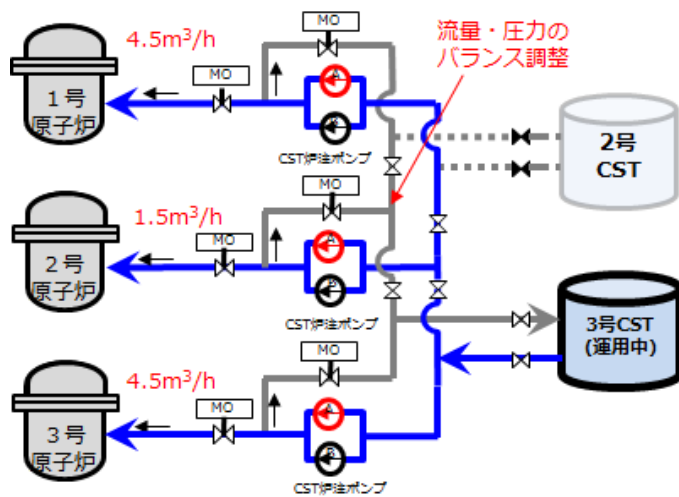
■ 考察

- ✓ TE-2-113A～H（Blowdown Valves A～H）は、逃し安全弁（SRV）からS/Cへの経路にある温度計であり、配管内の気体は、D/Wと直接連通しておらず、S/C側も連通していない。
→113E以外の挙動は、温められた周囲のD/W温度により、配管内が温められた結果、温度上昇していると考えられる。そのため、上昇幅も小さく、その後の温度低下の追従も追いつかずに、上昇後の低下傾向はほとんどなかったものと考えられる。
- ✓ TE-2-113Eは、絶対値の温度もHVH温度と同等であり、配管内とD/W内が連通している可能性がある。
- ✓ TE-2-113A～H（Blowdown Valves A～H）には、全体的にRPV底部温度よりも指示値が高いものがある。これは事故時のSRVの動作に伴い、放射性物質が配管内（温度計付近）に付着したことによる影響の可能性があると推定。

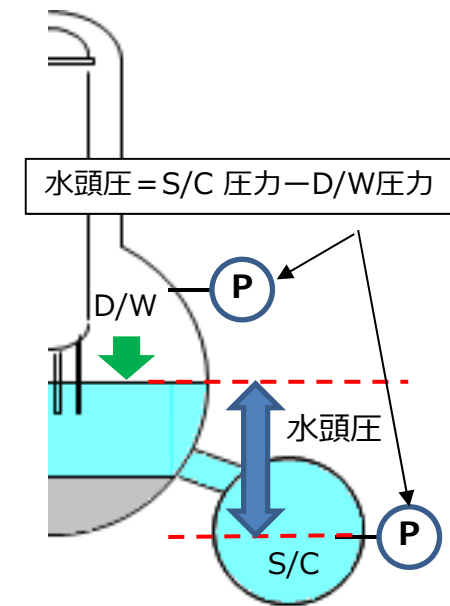
D/W：ドライウェル

④ 1・3号機のPCV水位について

- 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、2号機の注水量低減・停止にあたっては、1・3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した。
- 試験期間中、1・3号機においては、注水量の増減に応じてPCV水位の変動が確認された。
 - 1・3号機のPCVには、事故後に接点式の水位計を設置している。
 - 3号機については※、S/Cにかかる水頭圧（S/C圧力とD/W圧力の差圧）を用いた計算により、PCV水位を評価している。



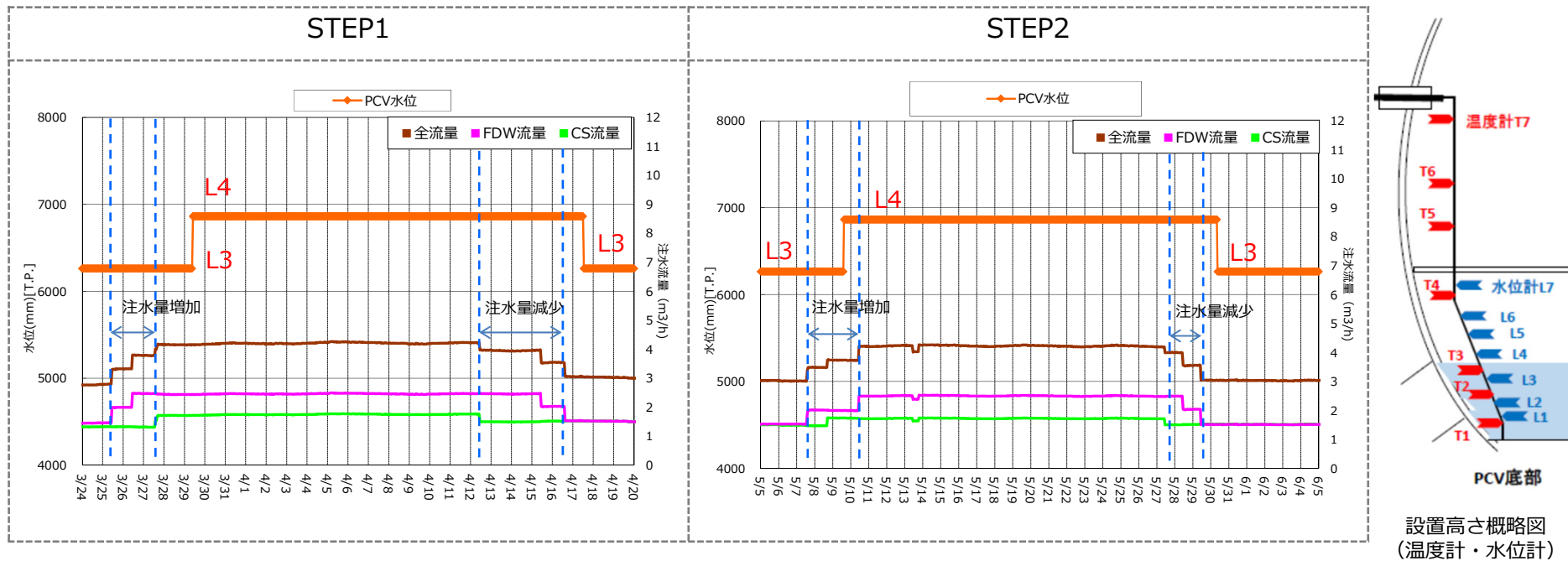
接点式水位計・温度計の設置概要
(1・3号機)



PCV水位計算方法概要
(3号機のみ※)

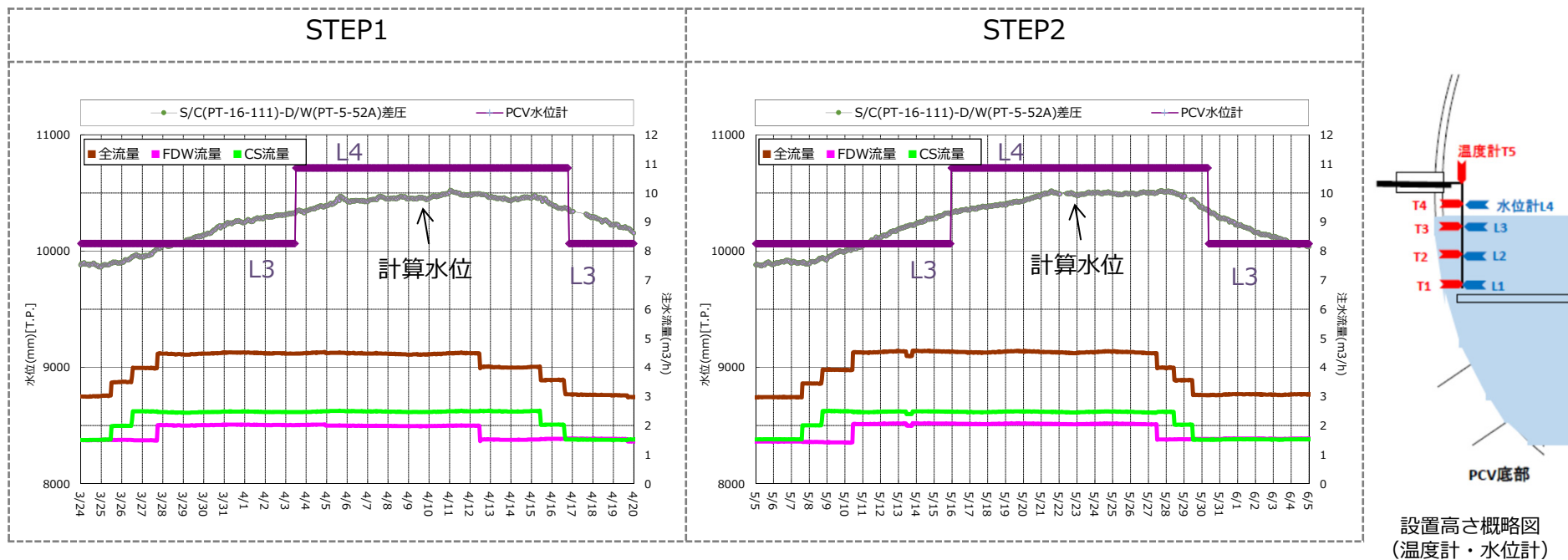
※ 1号機においては、事故に起因する計器故障等によりPCV水位の水頭圧を測定できる計器がない

④ 1号機のPCV水位について



- 1号機の原子炉注水量を増加・減少させたところ、注水量に応じてPCV水位が変化した。
 - 注水量増加の操作から約50～100時間後に水位計接点(L4)が水没した。
 - 注水量減少の操作から約70～120時間後に水位計接点(L4)が露出した。
- STEP2に向けた注水量増加時は、STEP1の際よりも早くL4に到達。STEP1終了後にPCV水位が下がり切っていなかった可能性。

④ 3号機のPCV水位について



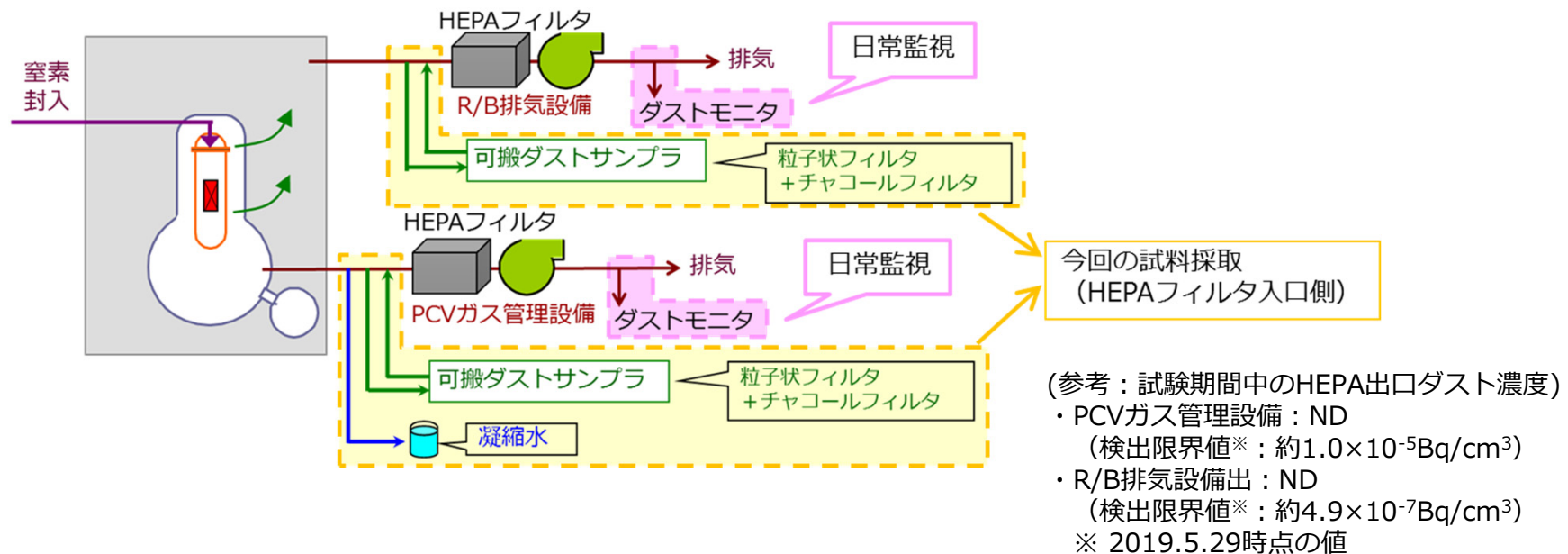
- 3号機の原子炉注水量を増加・減少させたところ、注水量に応じたPCV水位が変化した。
 - 注水量増加の操作から約220～250時間後に水位がL4接点を上回った。
 - 注水量減少の操作から約70～100時間後に水位がL4接点を下回った。

- S/Cにかかる水頭圧（S/C圧力とD/W圧力の差圧）から評価している計算水位の増減の傾向と、水位計の接点動作状況は概ね整合。水位の値は接点式水位計の方が約50cm程度高めを示している。

3. 注水停止中に採取した放射線データの過去実績との比較について

2号機・注水停止中の試料採取

- 炉内挙動を評価するためのデータ拡充の観点から、原子炉注水停止中に、PCVガス管理設備やR/B排気設備のHEPAフィルタを通過する前のダスト等のサンプルを採取・分析した。
- 今回、過去の同様のサンプル分析結果と注水停止中のサンプル分析結果の比較を報告する。
- なお、HEPAフィルタ出口側で連続監視しているダストモニタについては、原子炉注水停止とその前後において有意な変動はなく、外部への影響がないことを確認している。



注水停止中に採取した試料の分析結果と過去データとの比較

2号PCVガス管理設備HEPAフィルタ入口側ダストの分析結果（単位：Bq/cm³）

分析項目	半減期	今回の分析結果 (2019.5.13採取)	過去の分析結果 (2017.5.17採取)
全α	—	ND ($< 5.6E-09$)	3.7E-08
全β	—	ND ($< 4.8E-08$)	3.9E-04
Cs-134	2.0652年	ND ($< 4.5E-07$)	(4.5E-06) ^{※1}
Cs-137	30.1年	ND ($< 5.5E-07$)	2.8E-05
その他γ核種 ^{※2}	—	ND	(Co-60 3.4E-7) ^{※1}

※1 未検証の測定結果であるため参考値

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

過去の原子炉注水量低減(4.5m³/h→3.0m³/h)時の分析（2017.5.17採取）では、検出限界を超える値となった分析項目があったが、今回の分析では分析項目としたすべての核種について、検出限界値未満：NDとなった。

注水停止中に採取した試料の分析結果と過去データとの比較

2号PCVガス管理設備HEPAフィルタ入口側凝縮水の分析結果（単位：Bq/cm³）

分析項目	半減期	今回の分析結果 (2019.5.13採取)	過去の分析結果 (2017.5.17採取)
全α	—	2.5E-02	< 8.6E-03
全β	—	1.1E+02	(分析未実施)
H-3	12.32年	1.2E+03	8.1E+02
Sr-90	28.79年	4.6E+01	2.1E+01
Cs-134	2.0652年	3.5E+00	(6.0E-01) ^{※1}
Cs-137	30.1年	4.4E+01	4.2E+00
Sb-125	2.73年	3.7E-01	(3.4E-01) ^{※1}
Co-60	5.27年	7.7E-02	(2.7E-02) ^{※1}
その他γ核種 ^{※2}	—	ND	(ND) ^{※1}

※1 未検証の測定結果であるため参考値

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

過去の原子炉注水量低減(4.5m³/h→3.0m³/h)時の分析(2017.5.17採取)と比較すると、Cs-137や全αなど最大で1桁程度、その他の核種で2倍程度高い結果となった。

注水停止中に採取した試料の分析結果と過去データとの比較

2号R/B排気設備HEPAフィルタ入口側ダストの分析結果（単位：Bq/cm³）

分析項目	半減期	今回の分析結果 (2019.5.13採取)	過去の分析結果 (2019.5.7採取)	過去の分析結果 (2018.10.30採取)
全α	－	1.3E-08	ND (<2.9E-09)	6.0E-08
全β	－	1.3E-04	ND (<4.8E-08)	4.7E-04
Cs-134	2.0652年	8.4E-06	ND (<4.1E-08)	4.2E-05
Cs-137	30.1年	1.0E-04	ND (<4.5E-08)	4.2E-04
その他γ核種※	－	ND	－	－

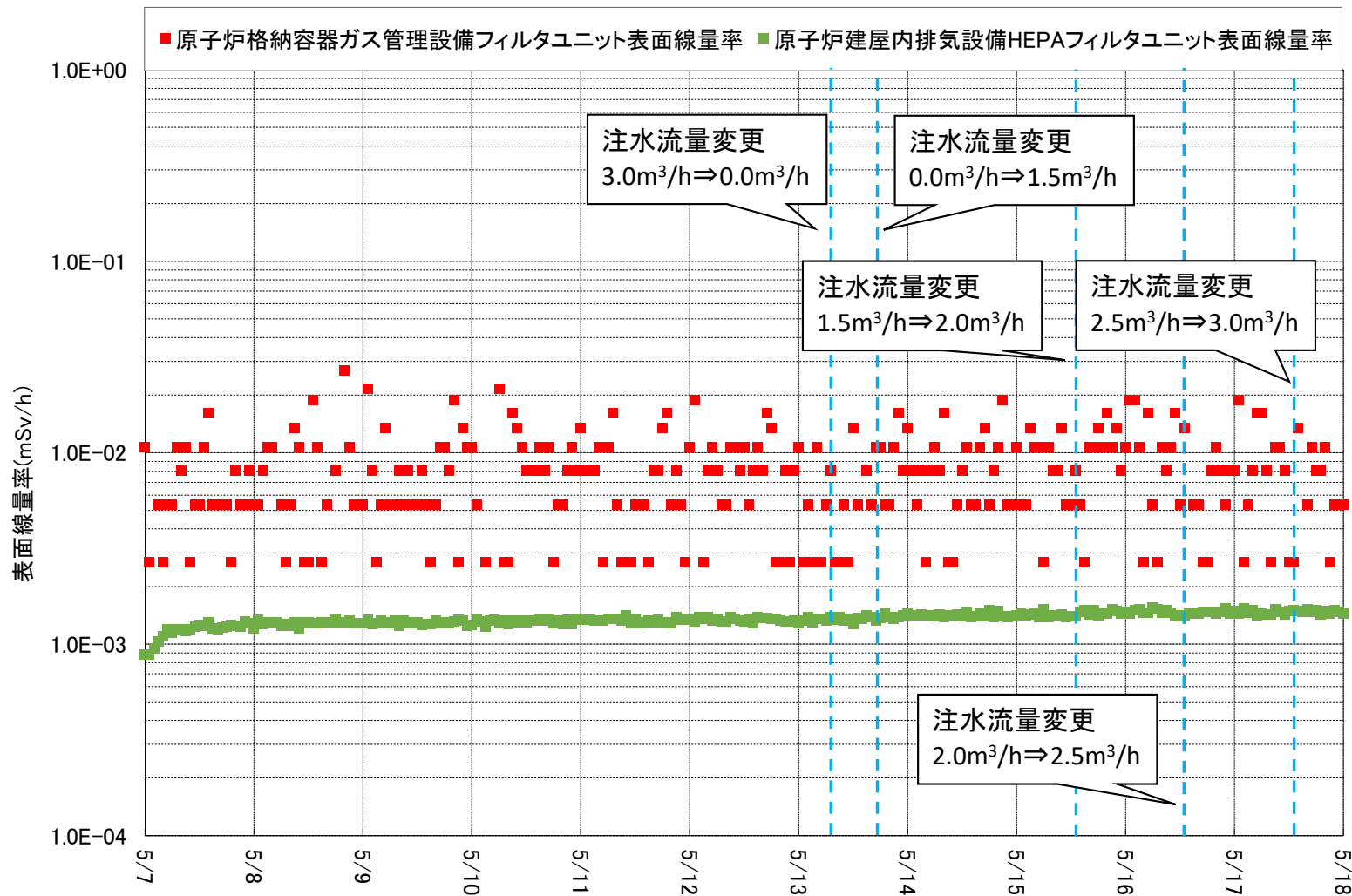
※ I-131,Sb-125,Mn-54,Co-60,Ag-110m,Ce-144,Eu-154,Fe-59,Co-58,Am-241,Cr-51

至近の分析結果(2019.5.7採取)では、分析項目がすべて検出限界値未満：NDであったが、今回の分析(2019.5.13採取)では検出限界を超えた値となった。

(過去(2018.10.30採取)には、同様に検出限界を超えた値となった分析結果もある。)

サンプルを採取した日(2019.5.13採取)に、2号R/Bオペフロの床面清掃作業があった。作業の影響によりダスト濃度が上昇し、今回の分析結果が検出限界を超える結果となったと推測される。

(参考) STEP2 フィルタユニット表面線量率の推移



PCVガス管理設備およびR/B排気設備のフィルタユニット表面線量は、原子炉注水停止とその前後を含む期間において、日常変動の範囲内で推移しており、原子炉注水停止による有意な影響はなかった。

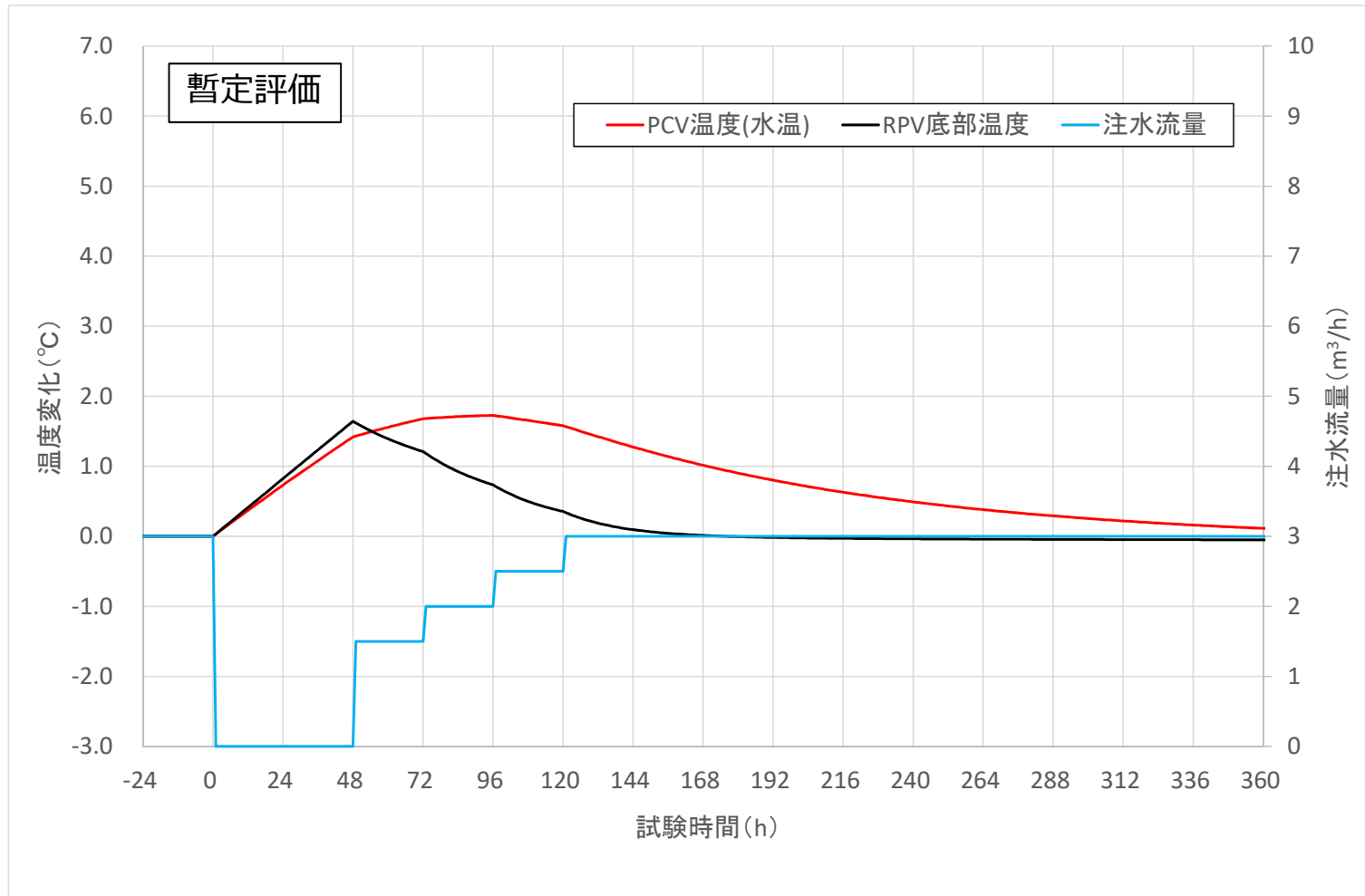
- 2号機において原子炉注水を一時的に停止する試験を実施した結果、熱バランスモデルによる評価温度は、過渡的な冷却状態の変化をふくめ、2号機のRPV底部温度やPCV温度を良く再現していることを確認した。
- 一方、試験時における温度データを詳細に確認したところ、評価モデルには実機を十分に再現していないと考えられる部分も確認された。
- 原子炉が安全に冷却されていることを確認する観点からは、現在の評価モデルでも十分に良い再現性があると考えられるが、今回の考察で得られた評価モデルと実機の差異に関する知見については、今後の燃料デブリ冷却や炉内挙動の評価に活用していくこととする。
- また、データ拡充を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。

4. 今後の試験計画について

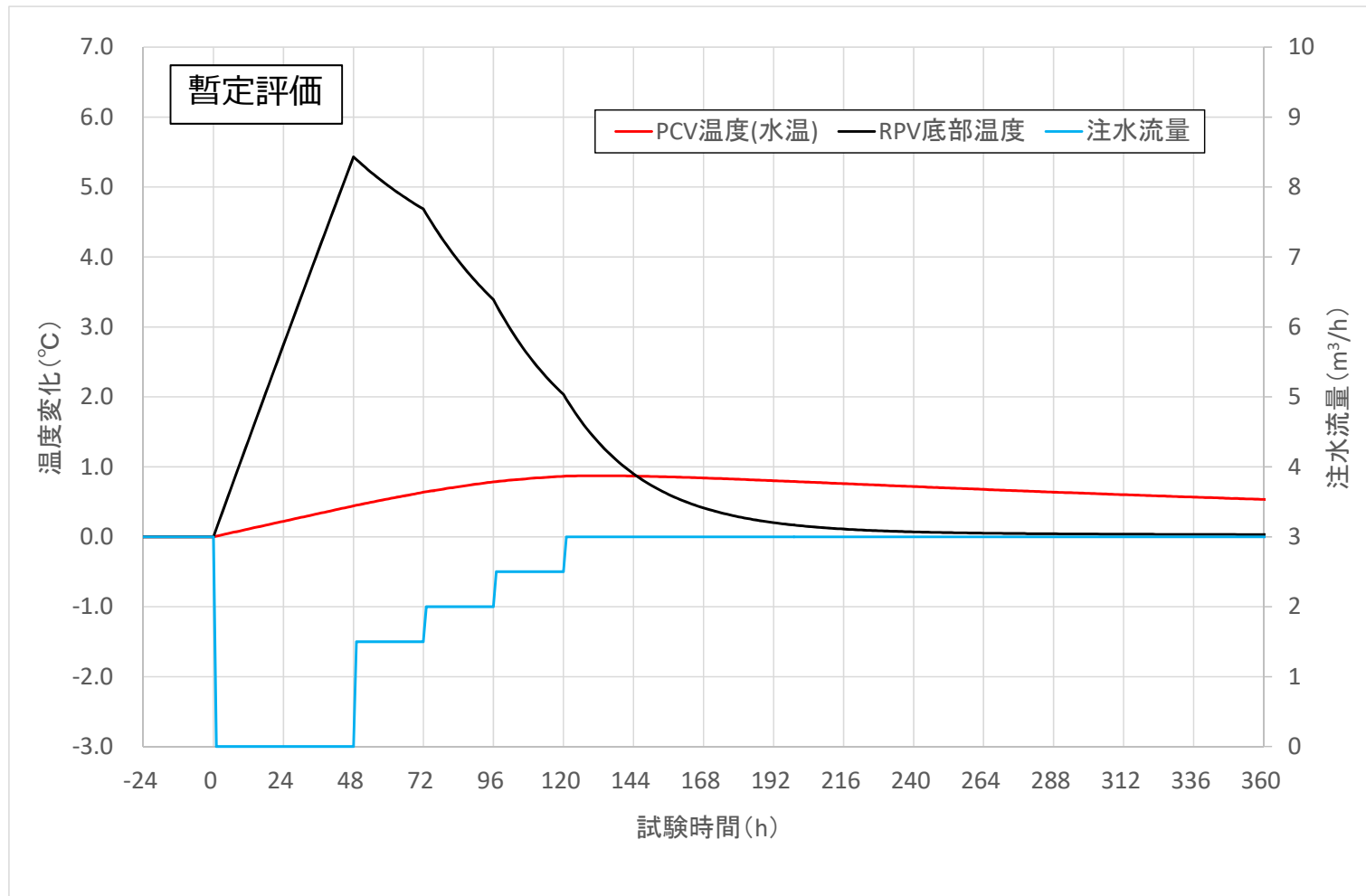
- 2号機の試験結果をふまえ、緊急時対応手順の適正化などを図ることを目的に、1・3号機においても同様の試験を実施する。
- 2号機と比較して、1・3号機では、RPVの燃料デブリが少なく、PCV水位が高いため、RPV・PCVの温度上昇率は小さくなると評価。
(過去の注水量低減時でも1・3号機は2号機より温度上昇幅が低い傾向。)
- 従って、2号機では注水低減・増加試験(STEP1)、注水停止試験(STEP2)と段階的に試験を実施したが、1・3号機においては注水停止試験のみを実施する。
- また、注水停止時の温度上昇率や、熱バランス計算による温度評価の正確さを確認するため、1・3号機では2号機よりも長く注水を停止する。
 - 新設温度計を設置しているPCVの温度に明確な温度上昇を確認するためには、およそ2日程度の注水停止が必要となる見込み。
 - 既設の温度計は、事故の影響により絶縁が低下しており、指示値の不確かさが大きい可能性がある。(指示値の不確かさは最大20℃程度と評価)
- 今後、今年度中の試験実施を目標に、具体的な注水停止時間や試験手順、安全措施等を検討するとともに、緊急時対応手順等への反映を検討していく。

(参考) 1号機 原子炉注水停止時の温度評価<暫定評価>

- 2日間(48時間)注水停止した場合の温度変化の評価
- RPV底部温度・PCV温度ともに2℃程度の上昇であり、温度上昇は限定的

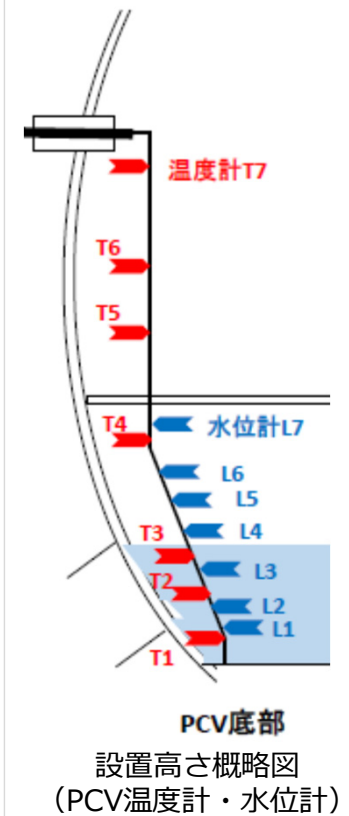
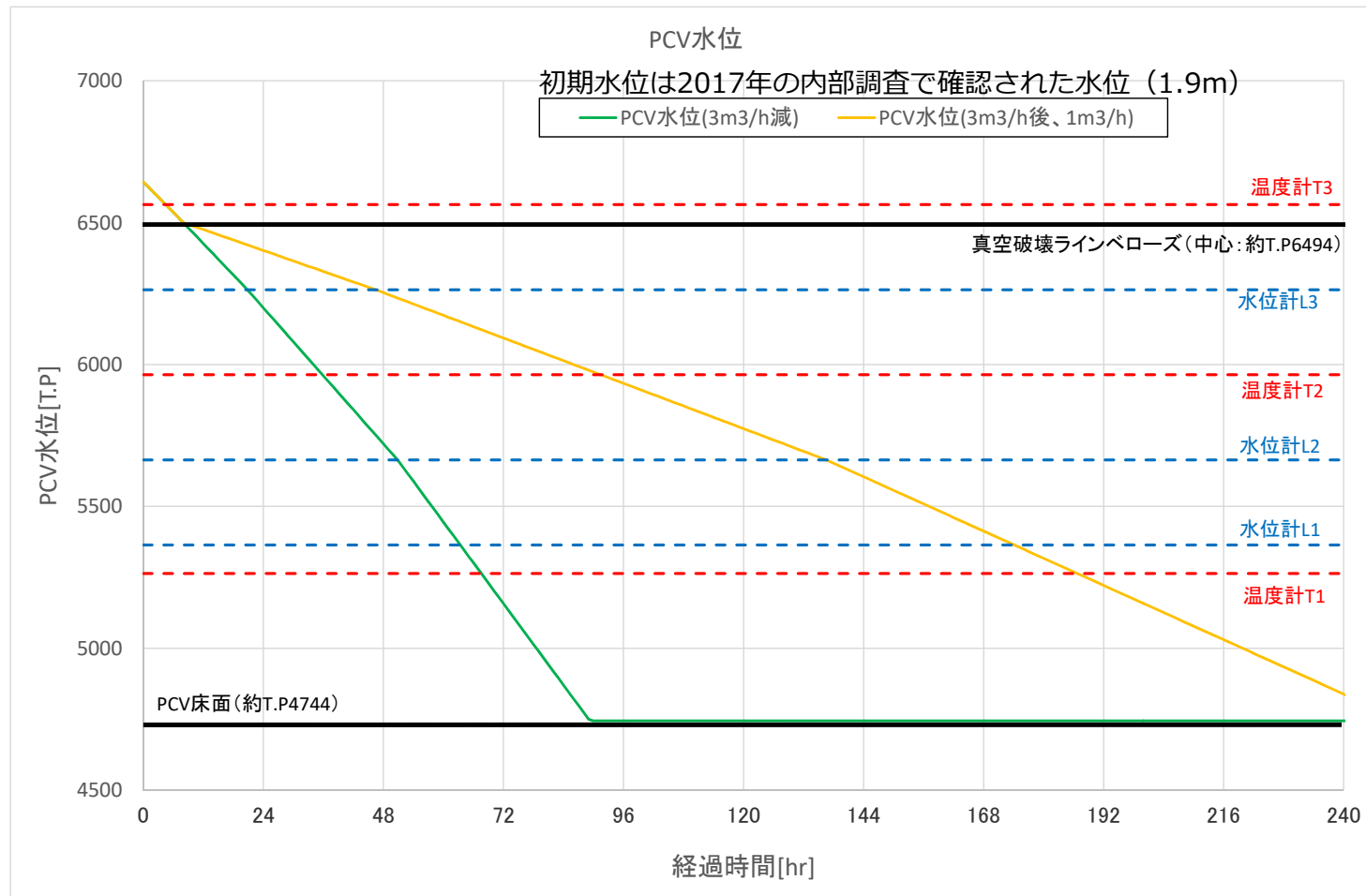


- 2日間 (48時間) 注水停止した場合の温度変化の評価
- RPV底部温度で5℃程度, PCV水温で1℃程度の上昇であり, 温度上昇は限定的



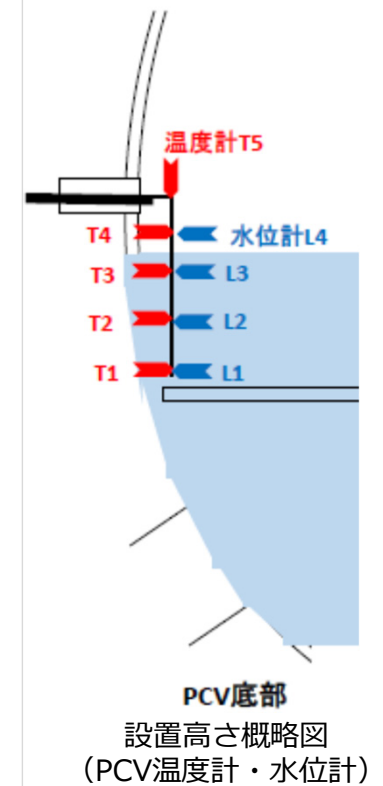
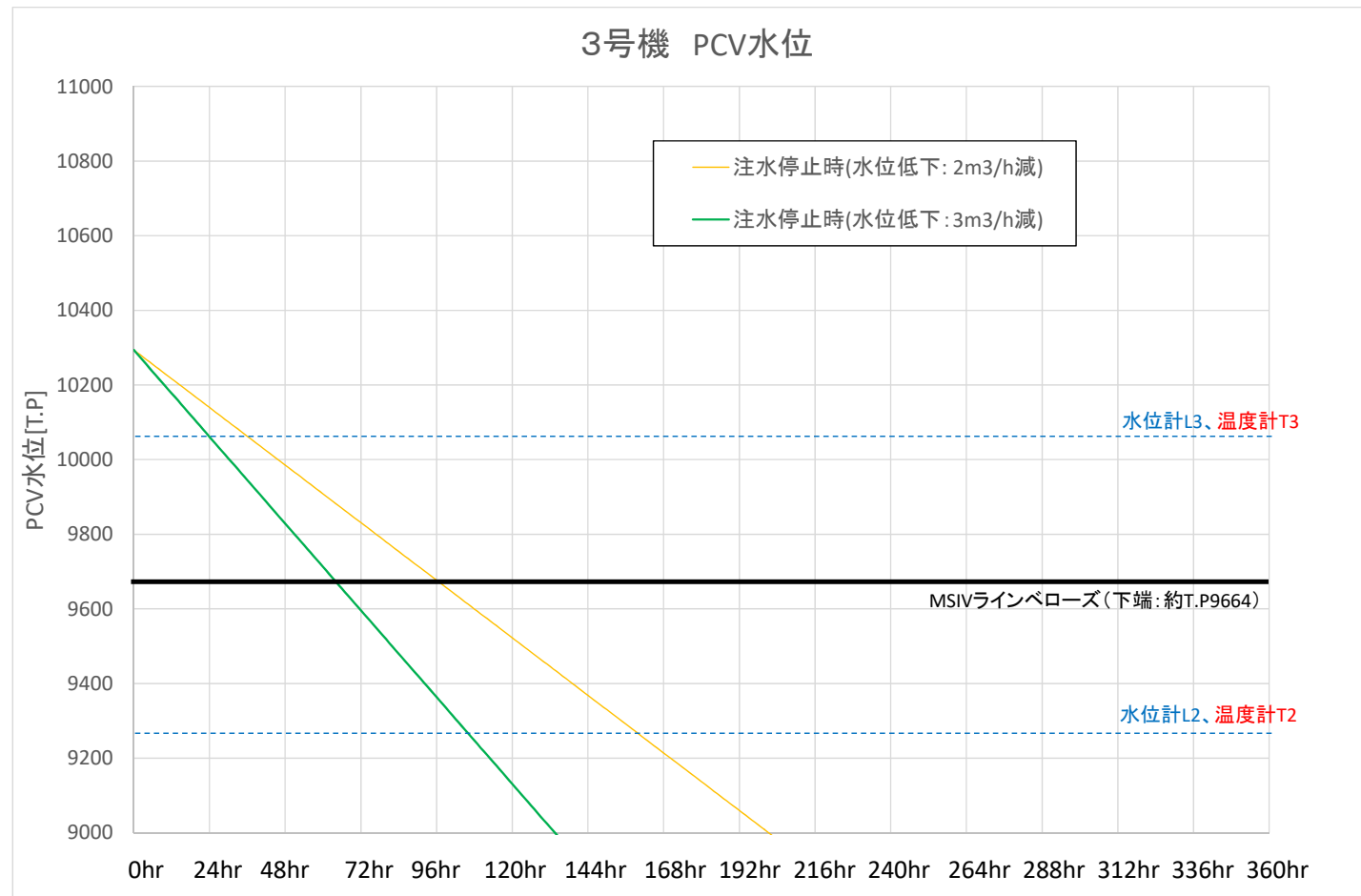
(参考) 1号機 注水停止時のPCV水位変化の推測

- 注水停止により1号機のPCV水位は低下すると評価。
- 真空破壊ラインベローズよりも下の水位計L3到達は、早くて24時間程度と評価。サンドクッションドレンからの漏えい量によっては、水位計L3に至らない可能性あり。



(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。
- MSIVラインベローズ到達までの水位低下を確認するためには、3日～4日以上注水停止が必要となる見込み。



2号機CSTインサースerviceに向けた原子炉注水系の 切替について

2019年8月29日

TEPCO

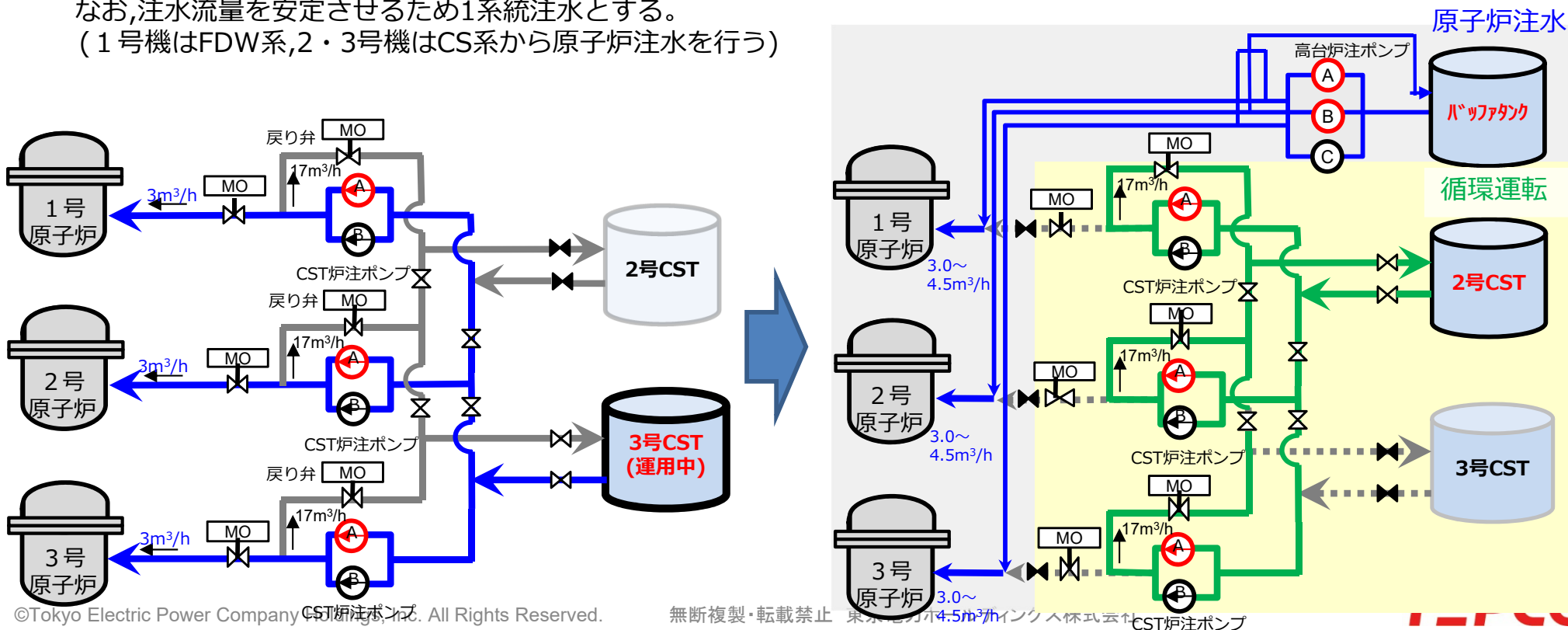
東京電力ホールディングス株式会社

1. 概要

- 原子炉注水系統の水源多重化を図るため、2019年1月8日、2号機CST（復水貯蔵タンク）を復旧し、原子炉注水の水源として使用する操作を実施中、2号機原子炉注水ポンプ（CST炉注ポンプ）が全停する事象が発生した。
- 2号機CSTインサービスに向けて、1～3号機CST炉注系統を **2号機CST循環運転**に切り替え、運転状態を確認する。
- その間、**1～3号機の原子炉注水は、CST炉注系統から高台炉注系統に切り替えて注水を継続する**。なお、高台炉注系統にて1～3号機の原子炉注水流量を増加（3.0→3.0～4.5m³/h）※1した場合でも滞留水の処理に与える影響はない。

※1 現在の原子炉注水流量の目標値は、CST炉注系統で3.0m³/hとしている。一方、高台炉注系統はポンプ運用上、4.5m³/h以下の注水実績がないが、滞留水発生を抑制するため、高台炉注系統の運転状態に問題がなければ、注水を3.0m³/hで実施する。なお、注水流量を安定させるため1系統注水とする。

（1号機はFDW系、2・3号機はCS系から原子炉注水を行う）

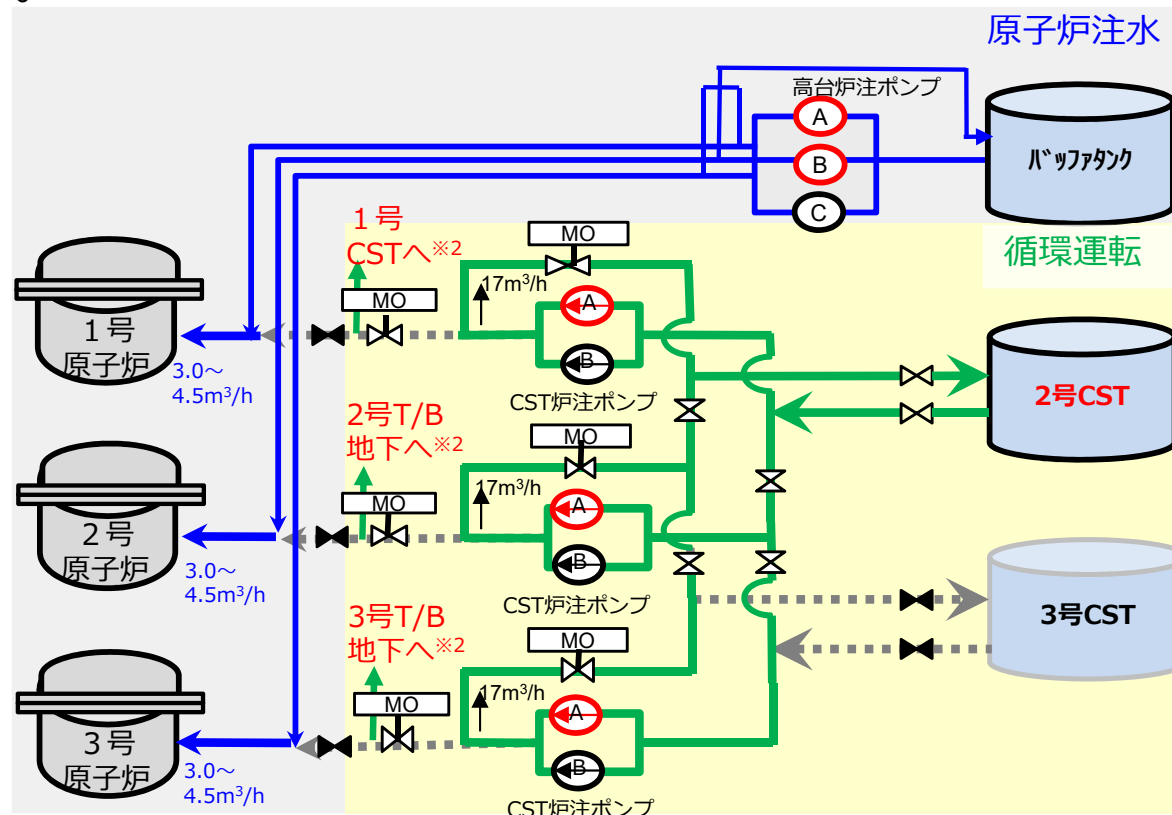


2. 2号機CST循環運転について

CST炉注ポンプによる現在の注水流量は、ポンプの定格流量に比べて非常に少なく、CSTへの戻り流量が多い状態で運転しているため、各号機の流量・圧力のバランスを調整して運転している。システムのバランス調整は3号機CSTを水源としたものとなっていることから、2号機CSTを水源とした状態を確認する必要がある※1。

【2号機CST循環運転の確認内容】

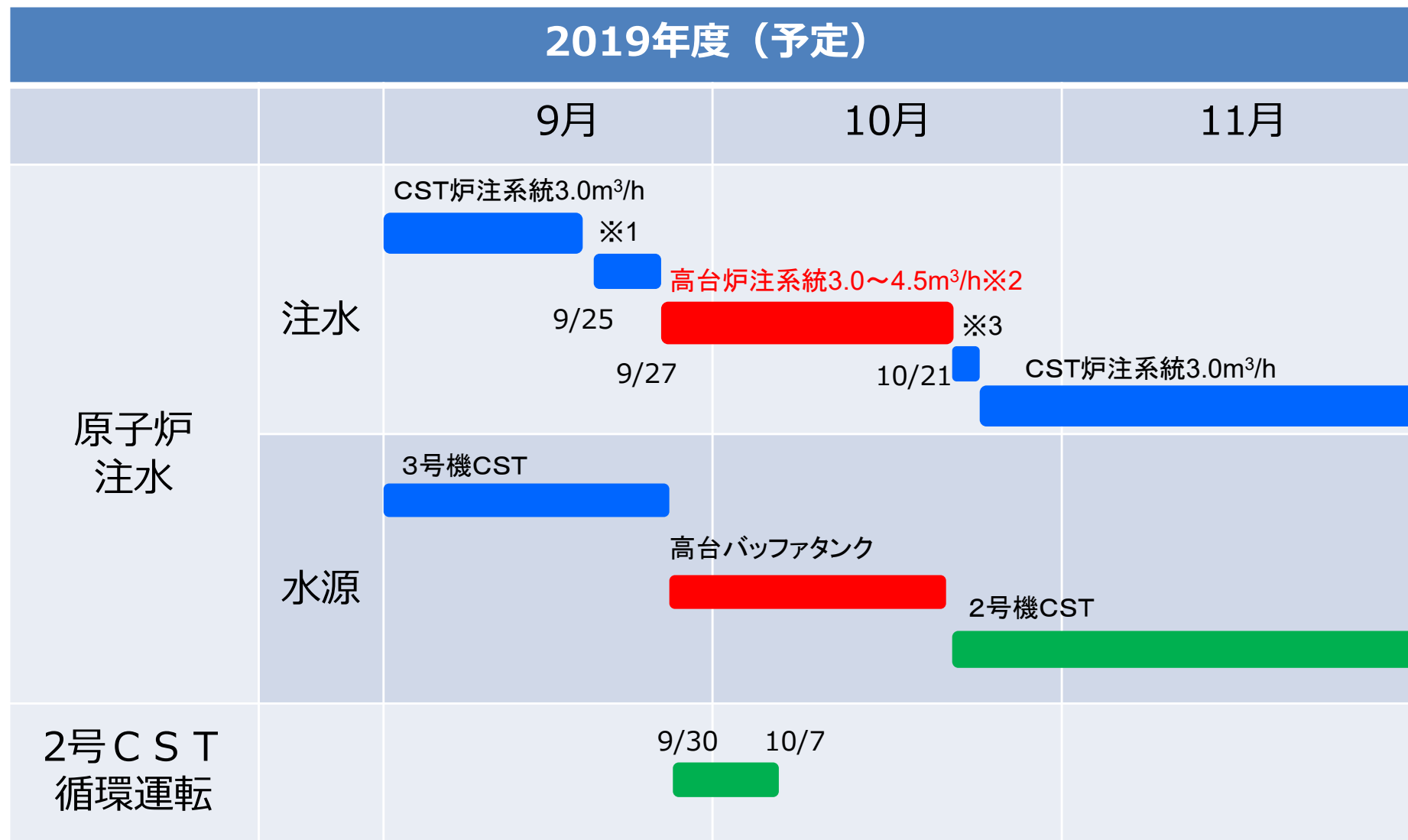
- ① 2号CSTを水源とした場合の異常の有無。(各号機の流量・圧力バランス)
- ② ポンプ切替による2台運転時の影響確認。(戻り弁(MO, 手動バイパス)開度とポンプ吐出圧力の状態等)



※1 2号機と3号機のCST配置の関係上、各CST炉注系統の吸い込みライン及び戻りラインの長さが異なるため状態確認が必要。

※2 2号CST循環運転時に実注水（圧力損失）を模擬するため、1号機は1号機CSTへ、2・3号機は各号機のT/B地下へ排水する。

3. スケジュール



※1 3.0m³/h→4.0 m³/h 0.5m³/day流量増加

※2 4.5m³/h以下での注水実績はないが、滞留水発生を抑制するため、高台炉注系統の運転状態に問題がなければ注水を3.0m³/hで実施する。

※3 3.0~4.5m³/h→3.0m³/h 流量低下

(補足) 1～3号機 原子炉注水量増加の影響

- 本試験の実施に際して、1～3号機の原子炉注水量を3.0→3.0～4.5m³/hに増加させることにより、一時的に約100m³/日、建屋滞留水の処理量が増加する。

- 【建屋滞留水の処理量】

現状の滞留水増加量は約150m³/日で、水処理設備により約350m³/日で処理を行っている。

水処理設備の処理能力には余裕があるため（SARRY 700m³/日）、本試験に伴い、一時的に建屋滞留水が増加したとしても、現状の処理計画に与える影響はない。

なお、高台炉注水系にて注水する期間を可能な限り短縮するとともに、注水流量も可能な限り低減することで、建屋滞留水の処理量の増加をできるだけ抑制するように努める。

2号機 原子炉格納容器内窒素封入の停止について

2019年8月29日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

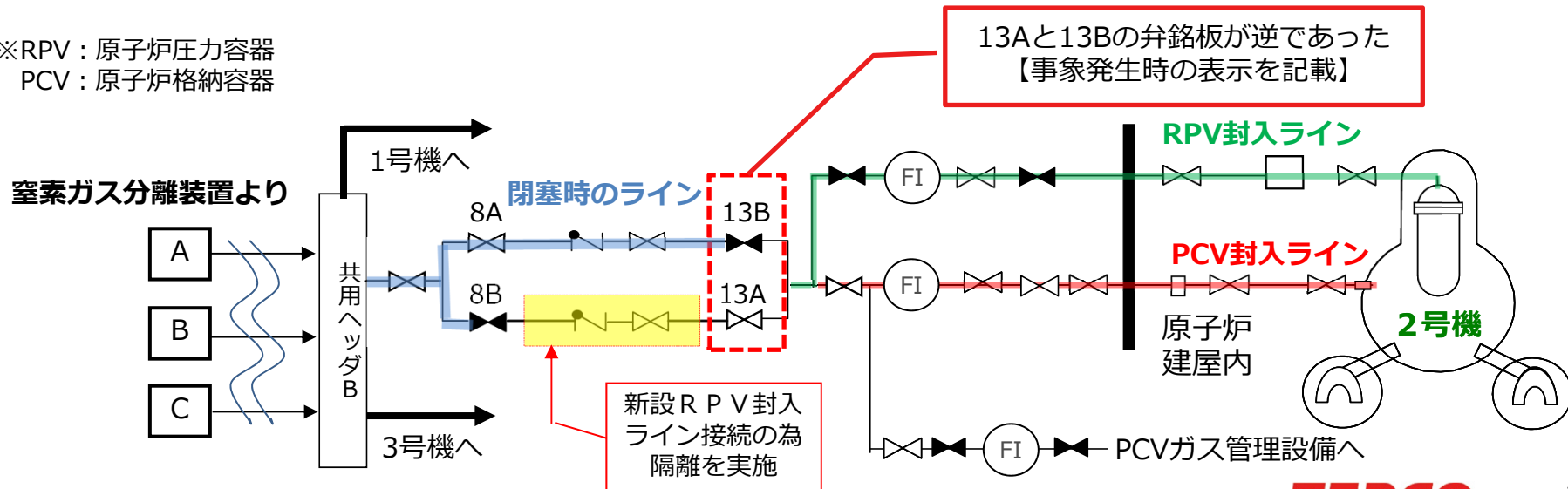
1. 事象の概要

窒素封入設備について、信頼性向上対策として窒素封入ライン(RPV※封入ライン対象)の二重化工事を実施している。8月6日、2号機の既設RPV封入ラインから新設RPV封入ラインへの切替を実施するため、**実施計画Ⅲ第1編第32条を適用**し、「必要な安全措置」（新設RPV封入ラインまたはPCV封入ラインにて窒素封入が可能な場合、PCVへ窒素封入を実施する）を講じた上、作業を実施した。

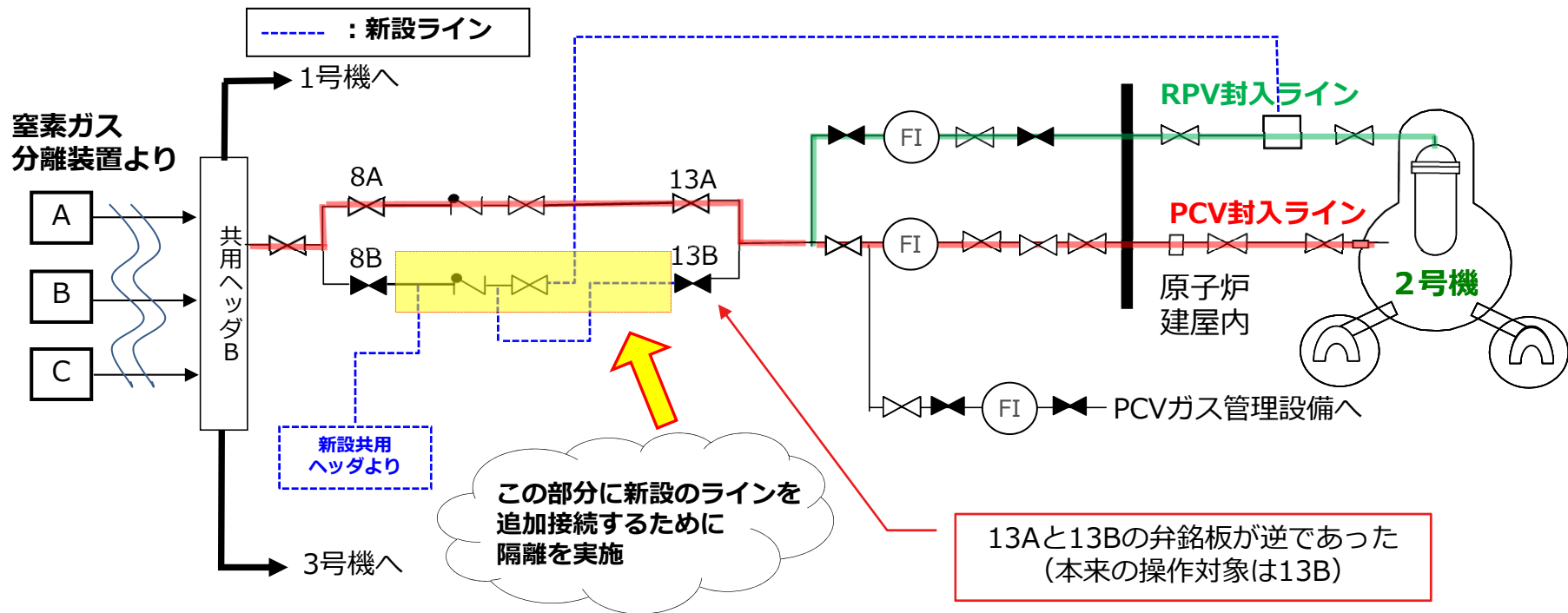
RPV封入ラインからPCV※封入ラインへの切替後、新設RPV封入ラインを接続するため、既設ライン接続箇所の隔離作業中にPCV内への窒素封入が停止した。原因は、**操作対象弁の弁銘板に取付間違いがあった**ため、弁操作により窒素封入ラインが閉塞されたためである。その後、弁状態を復旧し、窒素封入が再開された。なお、これによるPCV内のパラメータ（水素濃度、圧力、温度等）の変動がないことを確認している。

PCV内窒素封入の一時停止は本作業の計画外停止であったため、第32条における「必要な安全措置」を満足しないことから、運転上の制限逸脱を宣言した。

※RPV：原子炉圧力容器
PCV：原子炉格納容器

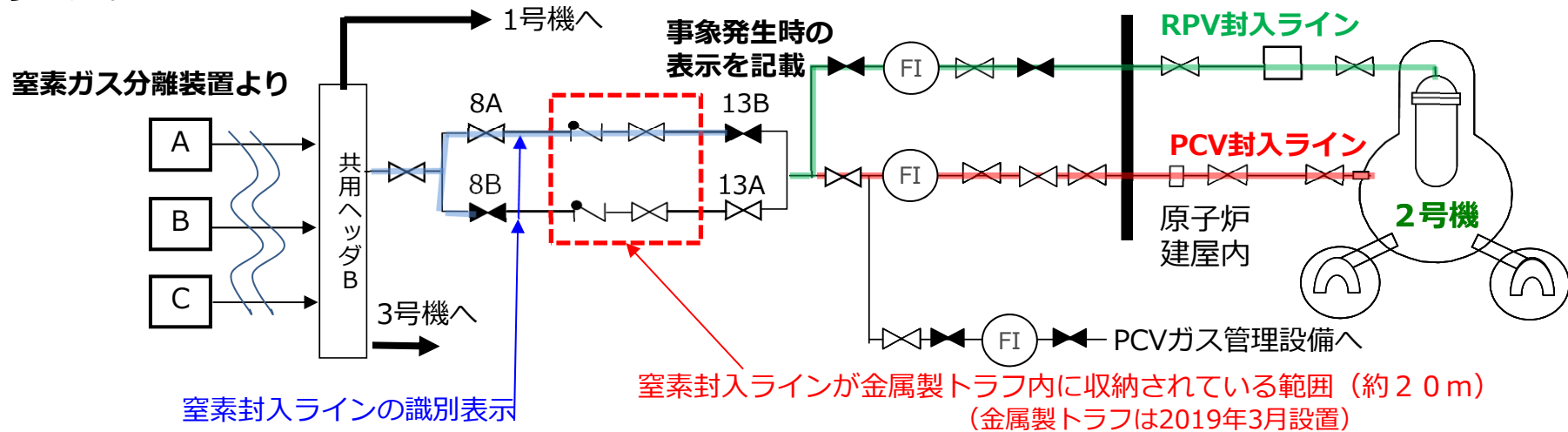


2. 作業内容



3. 間違いのあった弁と窒素封入ラインの設置状況

間違いのあった弁につながる窒素封入ラインは金属製トラフに収納されている。また、ラインの識別表示は弁から離れた位置にあり、隔離作業を行う際、**ラインと弁の整合確認が難しい状況**にあった。



金属トラフ入口側



金属トラフ出口側

13A/13Bへ

4. 今事象に対する問題点

今回、窒素封入が停止した問題点として、以下の点が考えられる。

弁銘板が間違っ取り付けられていた。

当該弁の弁銘板は当社にて取り付けている。取り付け時期が震災当初であり、ラインや弁の敷設状況が識別するには、高線量環境化で確認する時間が取れ難く、ラインが輻輳している状況であったため、間違っ取り付けたと考えられる。

上記の問題点に対し、原因調査を行い対策を実施した。

5. 対策の実施状況

【窒素封入設備の対策】

- 窒素封入設備の当該弁13A/Bの弁銘板の間違ひについて、修正（実施済）
- 窒素封入設備を対象として、弁銘板の照合及びラインと弁の整合確認（実施済）
 - 目視での確認が困難なラインは手繰りながら追跡し、確認を行った。なお、ラインが埋設・狭隘等で追跡できない箇所は、弁構成の切替による系統流量・圧力の確認により整合性確認を行う。（使用前検査前に実施予定）
 - 高線量環境下のラインと弁の整合については、過去の設置記録や作業等により系統構成が確認できる場合は、現場が維持されていると判断した。操作時に合わせて現場での銘板の照合を行う。（使用前検査前に実施予定）
- 弁操作時に、ラインと弁の整合確認が容易になるよう視認性の良い箇所にラインの識別表示を取付けた。（実施済）

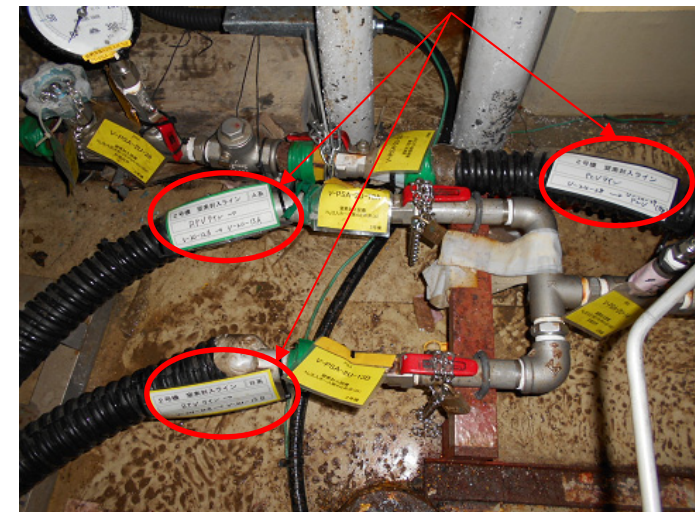
【他設備の対策】

- その他設備について、ラインと弁の整合確認を行っていく。（検討中）

【その他の対策】

- 弁を操作する前、弁とラインの識別を確認して操作を実施する。

窒素封入設備のラインの識別表示



参考 1. 時系列

8/6 10:08	実施計画Ⅲ第32条1項 適用 (関連条文：第25条 格納容器内の不活性雰囲気維持機能)
10:19/10:20	2u PCV窒素封入ライン封入開始
10:26/10:29	2u RPV窒素封入ライン封入停止
10:31	2u 窒素封入B系ライン隔離開始
10:40	2u RPV/PCV窒素封入ライン元弁(V-PSA-2U-13A※)全閉
10:50	2u RPV/PCV窒素封入ライン元弁(V-PSA-2U-8B)全閉
10:50	2u PCV窒素封入流量低下確認
11:18	2u RPV/PCV窒素封入ライン元弁(V-PSA-2U-8B)全開
11:18	2u 窒素封入流量上昇確認
11:51	LCO逸脱 宣言・復帰

※V-PSA-2U-13Bを全閉とするところが、13Aと13Bの弁銘板が逆であったため、13Aを全閉としてしまった。