

循環注水冷却スケジュール (1/2)

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		4月		5月				6月				7月	8月	備考
			21	28	5	12	19	26	2	9	16	下	上	中	下	期	
循環注水冷却	原子炉関連	(実績) ・【共通】循環注水冷却中(継続) ・【2号】燃料デブリ冷却状況の確認試験 1, 3号機 注水流量増加 (3.0m ³ /h→4.5m ³ /h) 2019/5/7~2019/5/26 2号機 CS系のみによる注水へ切替 2019/5/10~2019/5/24 STEP2 注水停止試験 2019/5/13~2019/5/24 1, 3号機 注水流量低下 (4.5m ³ /h→3.0m ³ /h) 2019/5/27~2019/5/29 (予定) ・【共通】処理水バッファタンク取替工事 2018/12/4~2019/6/4 試験・検査等 2018/12/20~2019/6/4 ・【2号】復水貯蔵タンク(CST)運用開始 実施時期調整中	【1, 2, 3号】循環注水冷却(滞留水の再利用) 1, 3号機 注水流量増加 2号機 CS系のみによる注水へ切替 STEP2 注水停止試験 1, 3号機 注水流量低下 【共通】処理水バッファタンク取替作業 試験・検査等 最新工程反映	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、作業等に必要な条件に合わせて、原子炉注水流量の調整を実施	・処理水バッファタンク取替に伴う実施計画変更認可申請(2017/12/18) →一部補正申請1(2018/4/13) →一部補正申請2(2018/6/20) →認可(2018/7/6)												
		(実績) ・CST室素注入による注水溶存酸素低減(継続) ・ヒドラジンを注入中(2013/8/29~)	CST室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	原子炉格納容器関連	(実績) ・【1号】サブプレッションチャンバへの室素封入 -連続室素封入へ移行(2013/9/9~)(継続) (予定) ・【共通】室素ガス分離装置AB取替他工事 2019/1/28~2019/9中旬 試験・検査 2019/6月上旬~2019/9中旬	【1, 2, 3号】原子炉圧力容器 原子炉格納容器 室素封入中 【1号】サブプレッションチャンバへの室素封入 【共通】室素ガス分離装置AB取替他工事 新設ラインからの1号機RPV封入 試験・検査 工程調整中	・室素ガス分離装置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) ・【共通】PCVガス管理システム運転中(継続) ・【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:2019/5/11 ・水素モニタ停止 A系:2019/5/11 ・【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:2019/5/20 ・【2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/B系:2019/5/24(片系づつ停止) ・【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:2019/5/22 ・【3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/B系:2019/5/24(片系づつ停止) (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:2019/4/4~ ・【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:2019/6/1 ・水素モニタ停止 A系:2019/6/1 ・【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:2019/6/17	【1, 2, 3号】継続運転中 【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B停止 【2号】PCVガス管理 水素モニタA/B停止 【3号】PCVガス管理 希ガスモニタA停止 【3号】PCVガス管理 水素モニタA/B停止 【1号】PCV減圧 減圧維持 【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 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	4月		5月					6月				7月	8月	備考					
				21	28	5	12	19	26	2	9	16	下	上	中	下		後				
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】熱交換器点検に向けた現場確認に伴う停止 2019/5/14~5/16 <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 2019/6下旬 【2号】配管ストレーナ清掃及び空気圧縮機取替に伴う循環冷却の停止 2019/5/27~6/12 【3号】空気圧縮機取替に伴う循環冷却の停止 2019/6/中旬 	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>【2号】循環冷却の停止</p> <p>【3号】循環冷却の停止</p> <p>最新工程反映</p> <p>実施時期調整中</p> <p>追加</p> <p>【1号】循環冷却の停止</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(STEP2)の結果（速報）について

2019年5月30日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

■ 試験目的

- ✓ 緊急時対応手順の適正化などを図る
- ✓ そのため、注水停止試験を行い、気中への放熱も考慮したより実態に近い温度変化の評価（熱バランス評価）の正確さを確認する

■ STEP 1（注水量低減・増加）

- ✓ 2019年4月2日～4月16日に実施
- ✓ RPV底部温度やPCV温度の温度上昇は概ね予測どおり
- ✓ ダスト濃度や希ガス(Xe135)等のパラメータも異常なし

■ STEP 2（注水停止）

- ✓ 2019年5月13日に短時間の注水停止を実施（5月24日試験終了）
- ✓ 注水停止中のRPV底部の温度上昇率は0.2℃/h以下であり予測と同程度
- ✓ RPV底部温度やPCV温度の温度上昇は概ね予測どおり
- ✓ ダスト濃度や希ガス(Xe135)等のパラメータも異常なし

■ 今後について

- ✓ 実際の温度上昇と予測との差異や、温度計の設置位置による挙動の違い、原子炉注水停止時に採取した放射線データなどを評価予定
- ✓ 他号機での試験等、追加試験を検討予定

- 2号機の原子炉注水を短時間停止し、注水停止中のRPV底部の温度上昇率は0.2℃/h以下と概ね予測と同程度であることを確認

<操作実績>

- 2019年5月13日 10:11～10:40 3.0 m³/h → 0.0 m³/h
- 2019年5月13日 18:17～18:54 0.0 m³/h → 1.5 m³/h
- 2019年5月15日 10:03～10:18 1.5 m³/h → 2.0 m³/h
- 2019年5月16日 13:36～13:58 2.0 m³/h → 2.5 m³/h
- 2019年5月17日 15:02～15:15 2.5 m³/h → 3.0 m³/h

<注水停止中のRPV底部の温度上昇率(2019年5月13日)>

温度上昇率	温度計指示値	温度計
0.2℃/h以下	24.5℃ (10時時点) → 25.5℃ (18時時点)	TE-2-3-69R

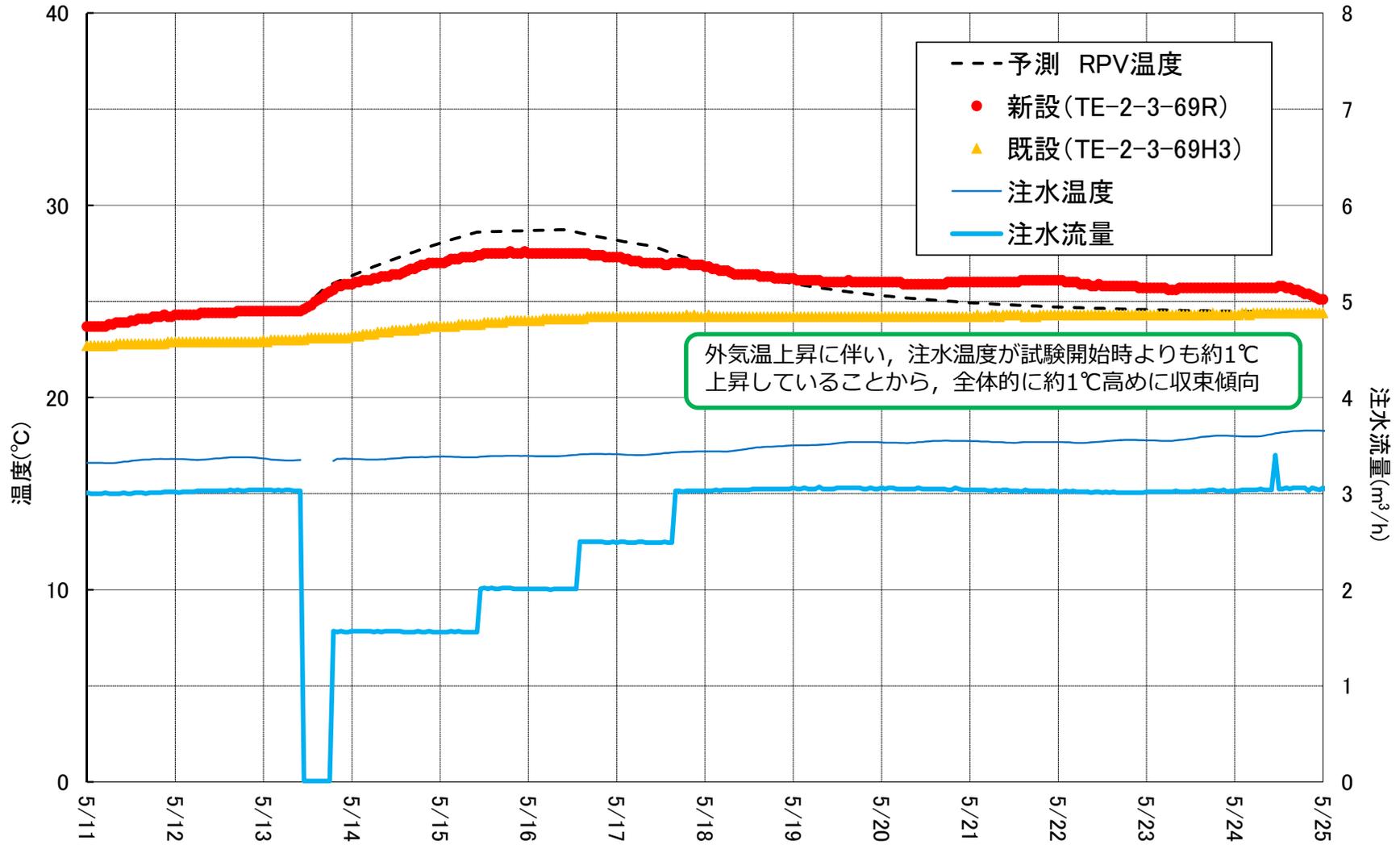
<原子炉の冷却状態>

- RPV底部温度やPCV温度の挙動は、温度計毎にばらつきはあるが、概ね予測どおりであり、試験継続の判断基準（温度上昇15℃未満）を満足中。

<その他のパラメータ>

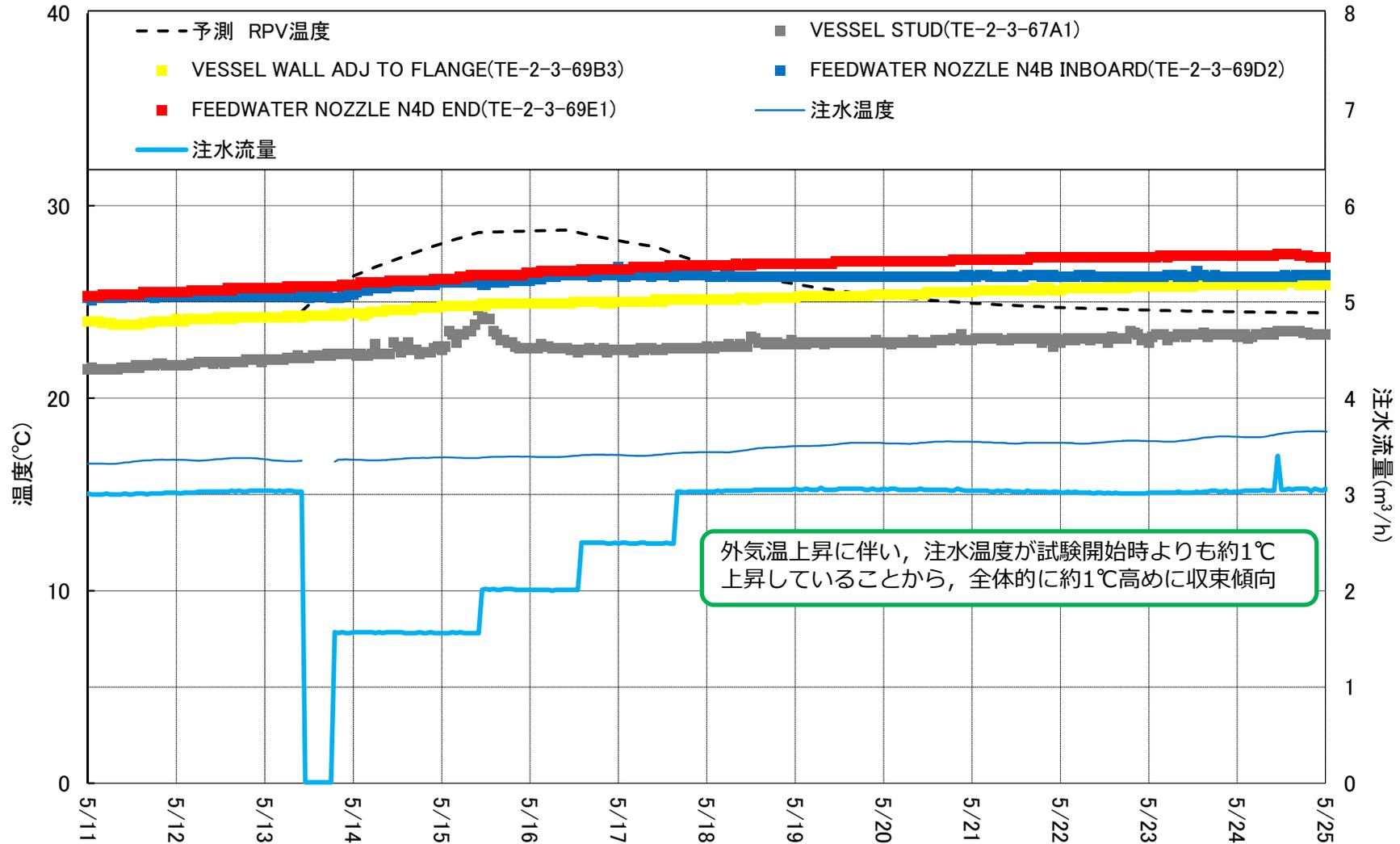
- PCVガス管理設備のダスト濃度に有意な上昇なし
- PCVガス管理設備の短半減期希ガス（Xe-135）は、原子炉注水量増加後も有意な上昇なく原子炉は未臨界を維持

STEP2 RPV底部温度の推移



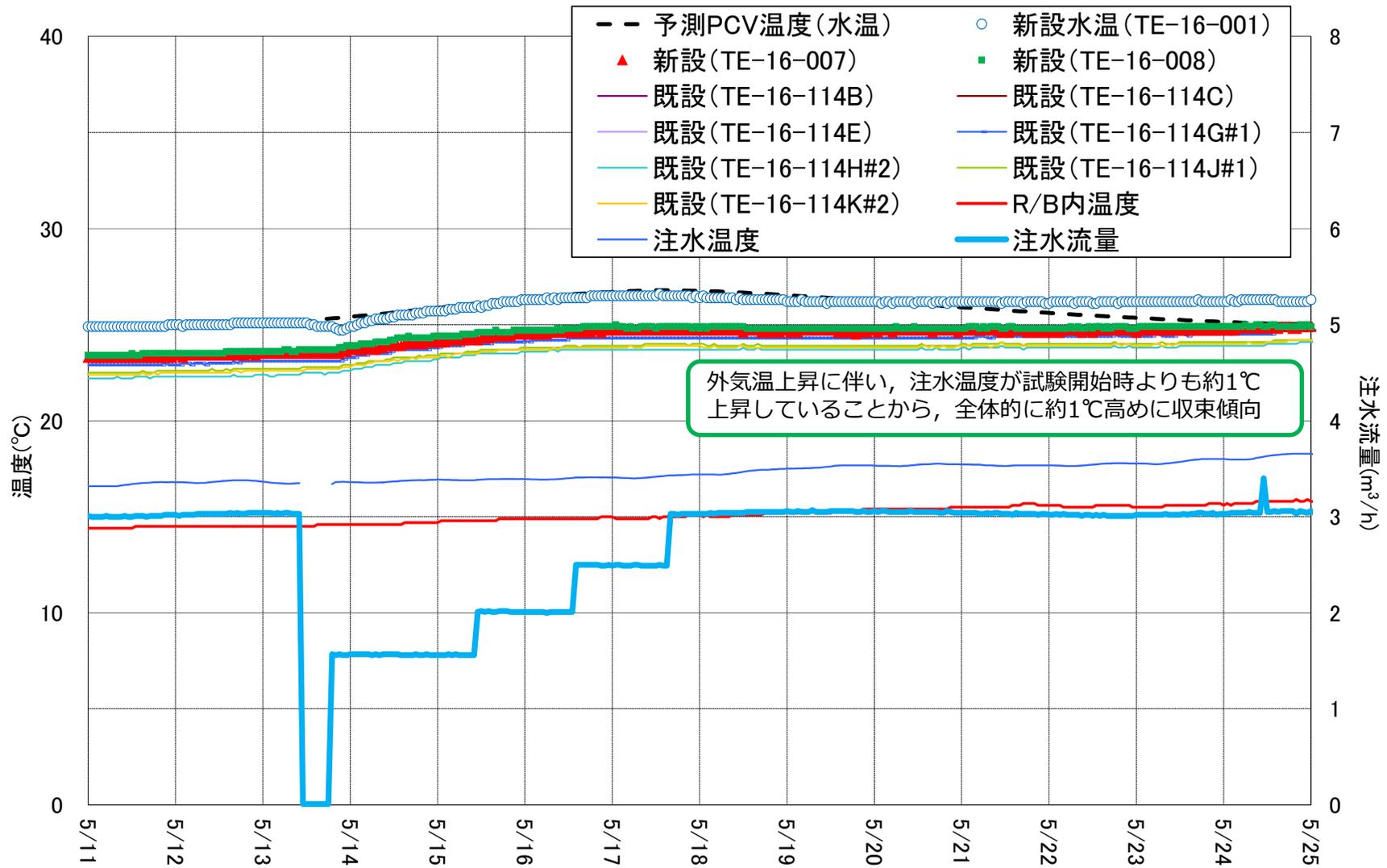
※予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載

(参考) STEP2 RPV上部温度の推移



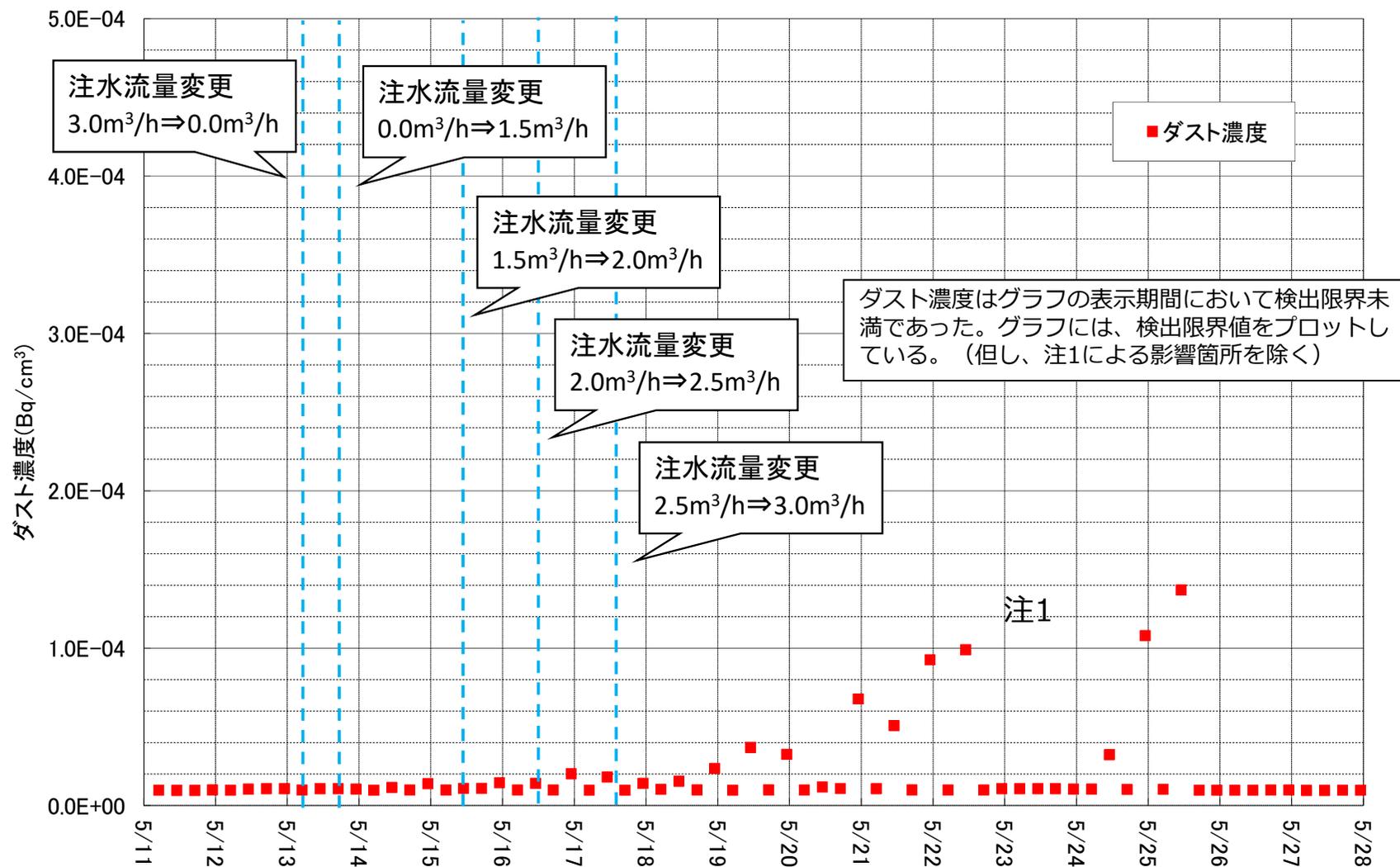
※予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載

STEP2 PCV温度の推移



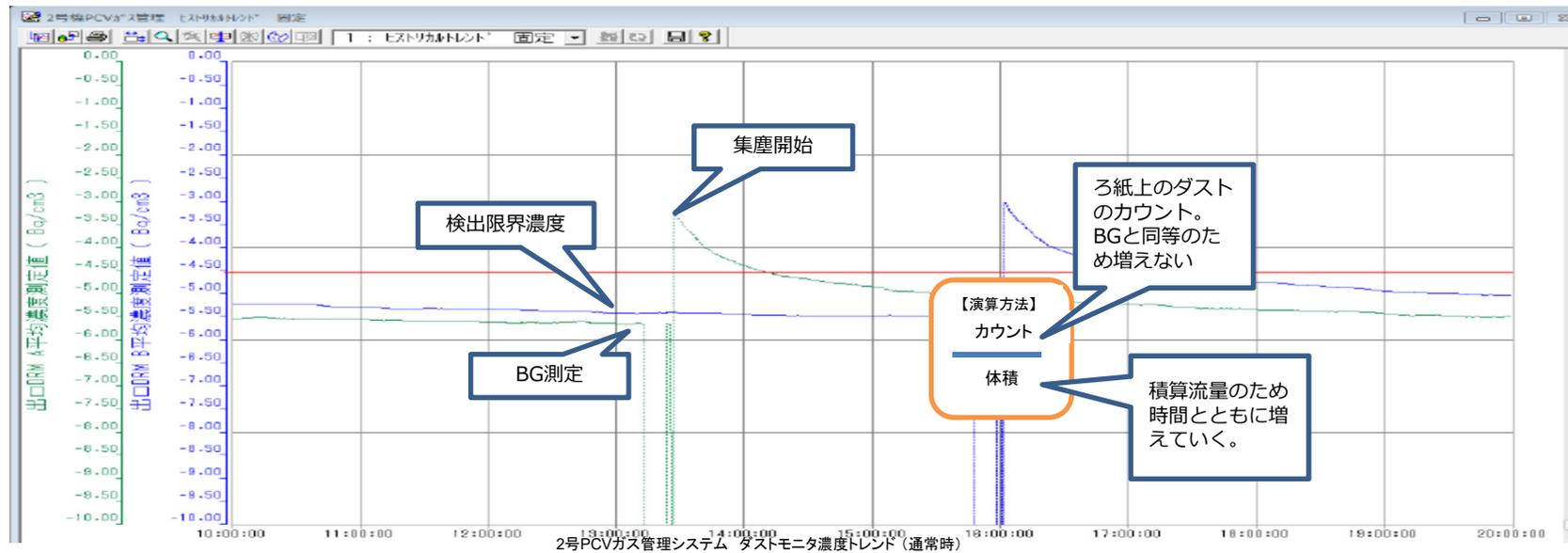
※予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載

STEP2 PCVガス管理設備 ダスト濃度の推移



注1 定例的なBG測定による一時的な変動であり実際にPCV内のダスト濃度が上昇したことを示すものではない。

（参考）2号機 PCVガス管理設備ダストモニタ濃度波形（1）



【ダストモニタの特性】

- (1) ダスト濃度の演算方法は、ダストろ紙に蓄積されるカウント数と体積(積算流量)の割り算で求めている。
- (2) ダストモニタは、12時間に1回、一旦、集塵(測定)を中断し、自動でBG測定を実施する。BG測定終了直後は積算流量がリセットされて測定が再開するため、流量の積算値が小さくダスト濃度が高めに演算されるが、集塵開始から時間が経過すると、積算流量が増えて安定した値に推移してくる。

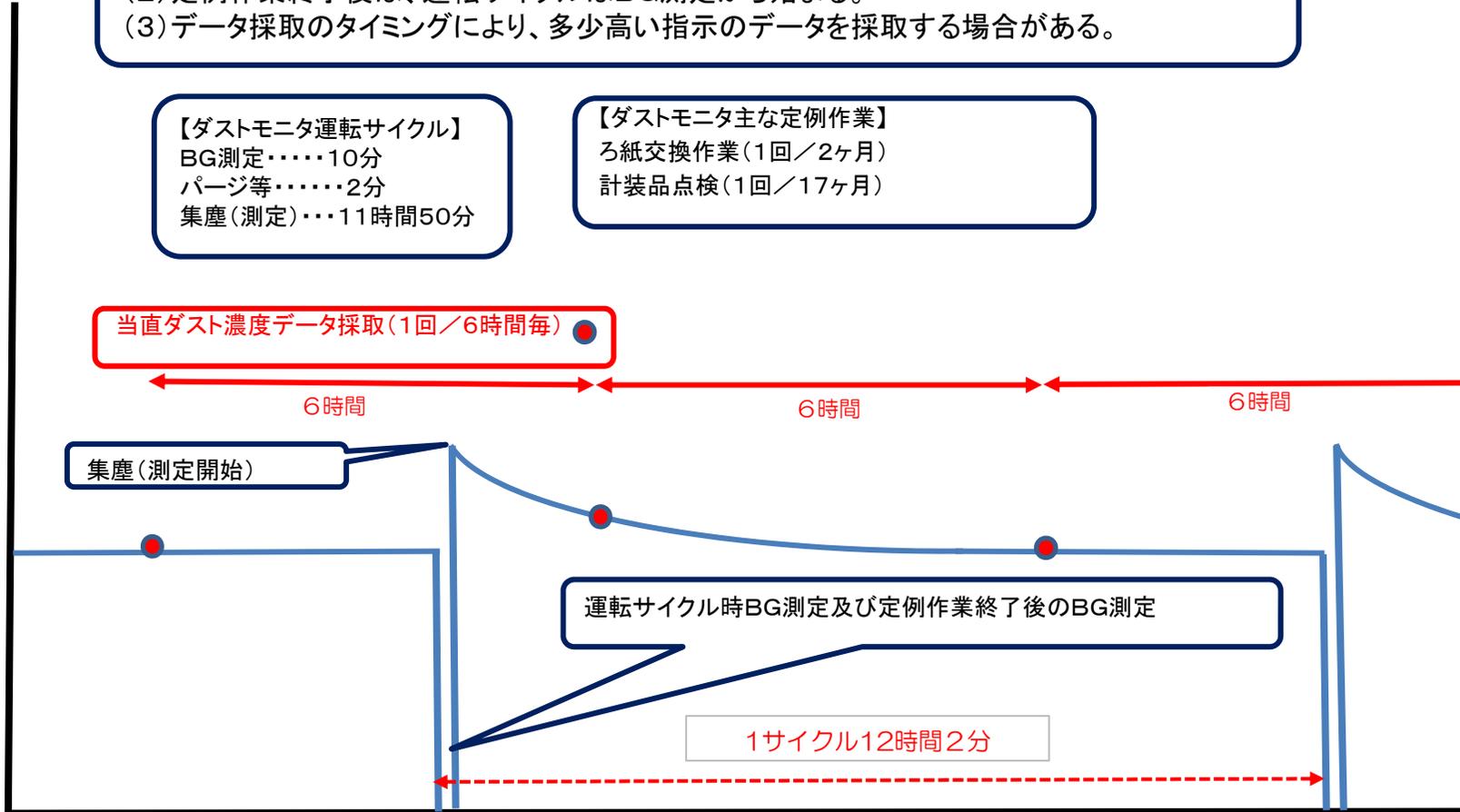
(参考) 2号機 PCVガス管理設備ダストモニタ濃度波形 (2) **TEPCO**

- (1)ダストモニタは集塵(測定)開始直後は見かけ上指示が大きくなる特徴がある。
- (2)定例作業終了後は、運転サイクルはBG測定から始まる。
- (3)データ採取のタイミングにより、多少高い指示のデータを採取する場合がある。

【ダストモニタ運転サイクル】
BG測定……10分
ページ等……2分
集塵(測定)……11時間50分

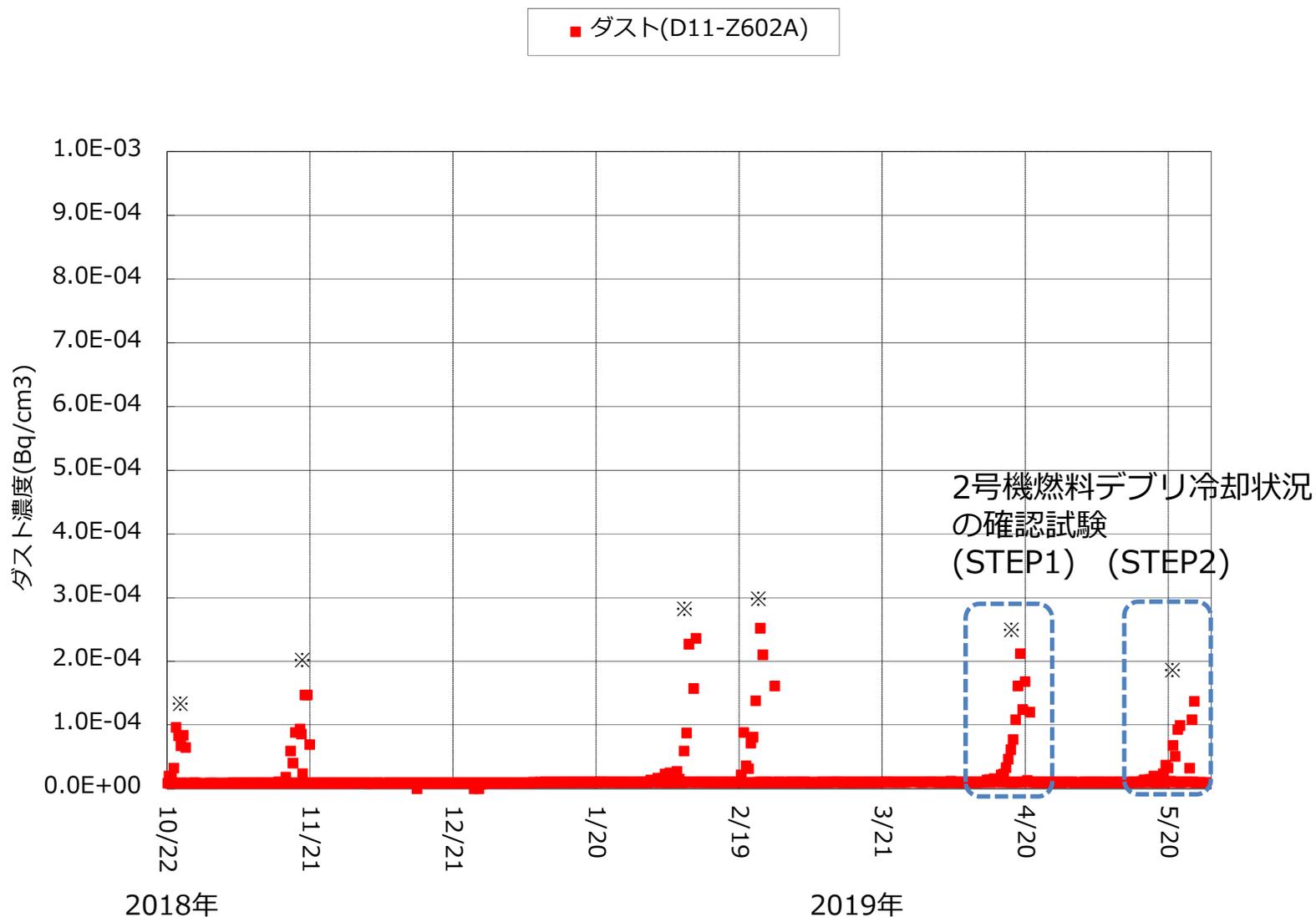
【ダストモニタ主な定例作業】
ろ紙交換作業(1回/2ヶ月)
計装品点検(1回/17ヶ月)

当直ダスト濃度データ採取(1回/6時間毎)

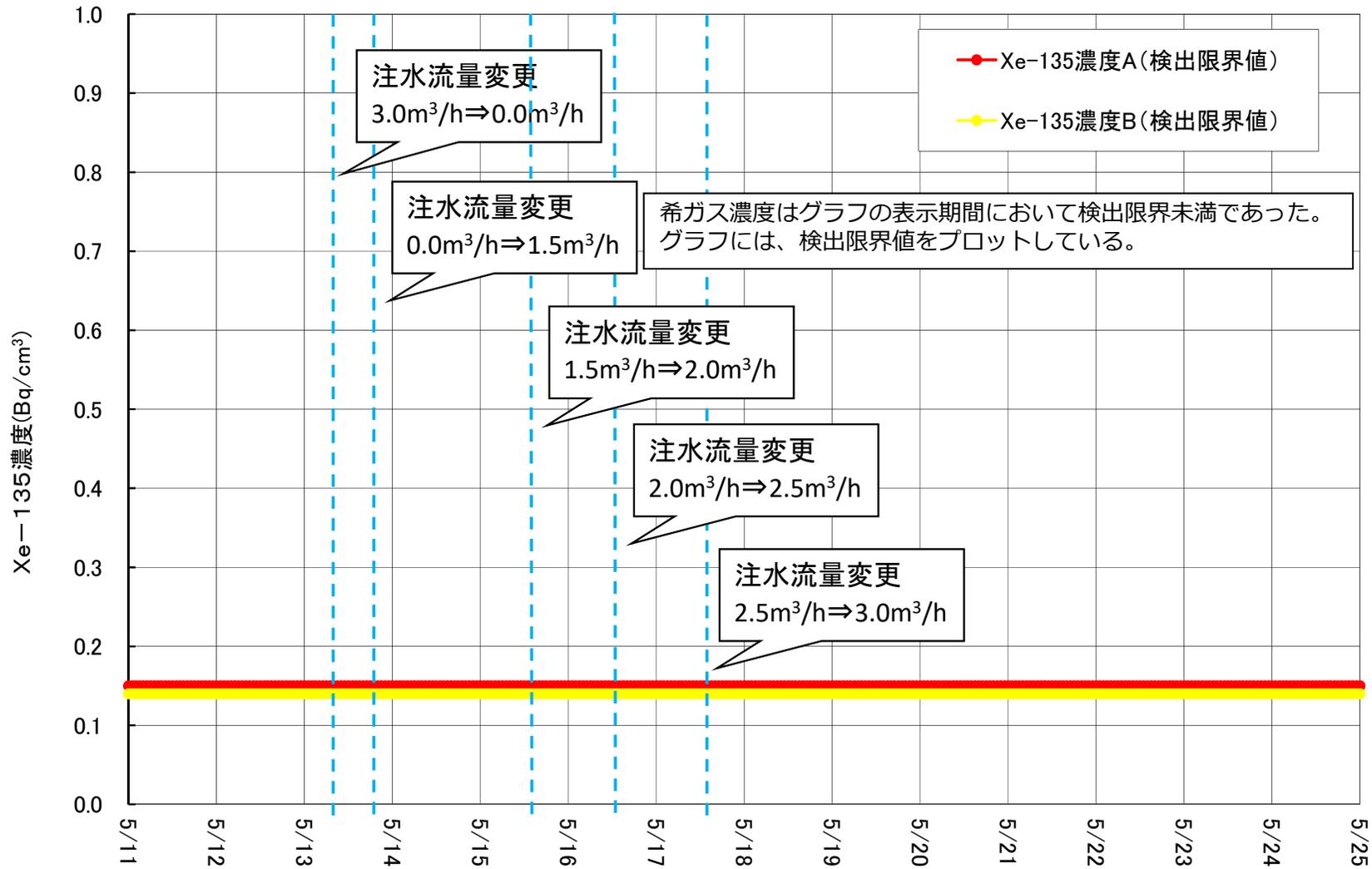


(参考) 2号機 PCVガス管理設備ダスト濃度 長期トレンド **TEPCO**

※ 定例的なB G測定による一時的な変動であり
実際にP C V内のダスト濃度が上昇したことを示すものではない。



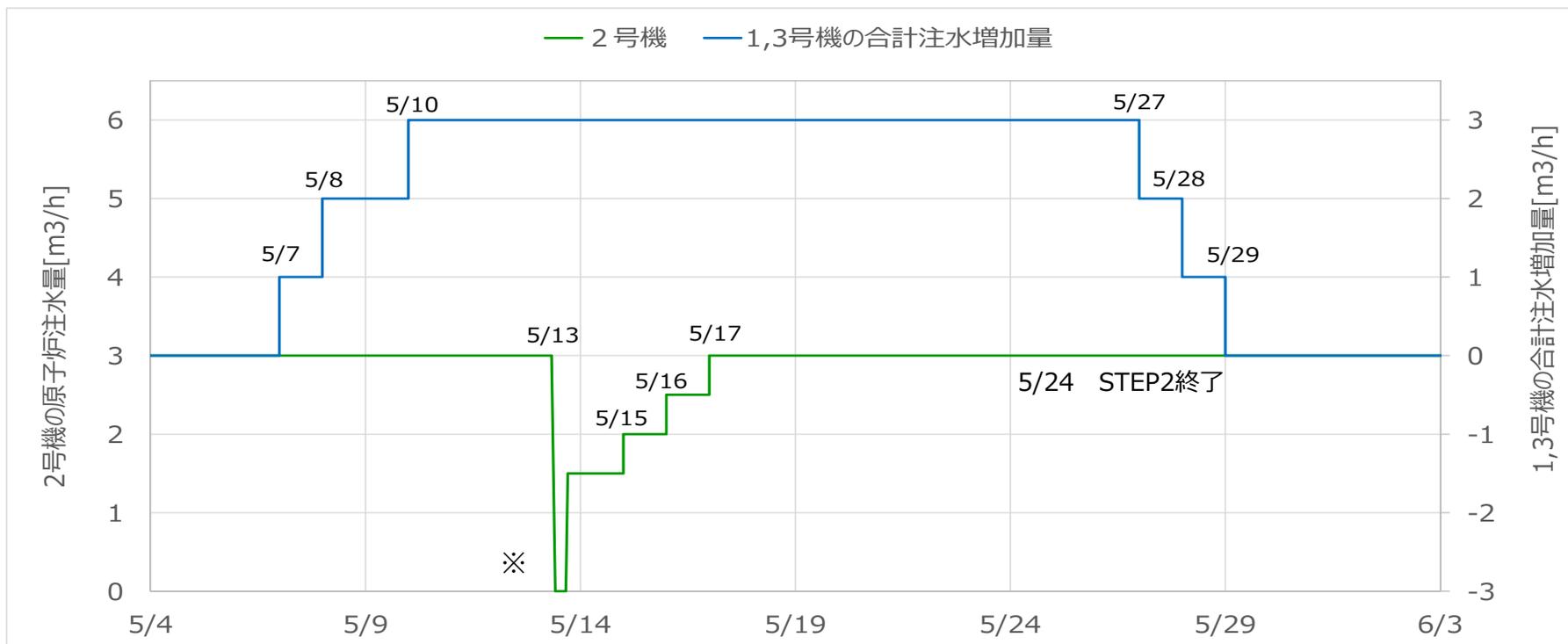
STEP2 PCVガス管理設備 希ガス(Xe135)の推移



試験STEP2のスケジュールについて

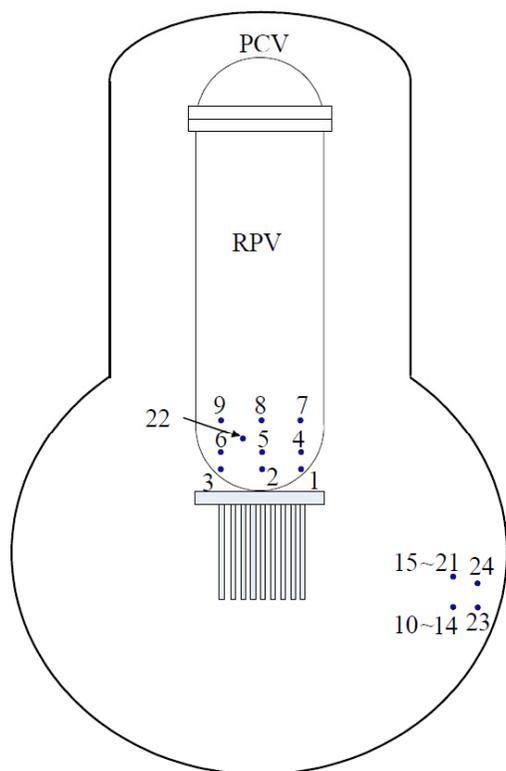


■ 試験のスケジュールは下記の通り



※ 試験における原子炉注水の停止・再開にあたり、実施計画18条（原子炉注水系）の運転上の制限「原子炉の冷却に必要な注水量の確保」および「任意の24時間あたりの注水量増加幅：1.0m3/h以下」を満足しなくなることから、実施計画第32条第1項を適用し、予め定める必要な安全措置を実施したうえで、計画的にLCO外に移行する。

(参考) 2号機 温度計設置位置 (RPV底部、PCV)



No	計器名	保安規定の監視対象計器(*)
1	vessel bottom head (TE-2-3-69L1)	—
2	vessel bottom head (TE-2-3-69L2)	—
3	vessel bottom head (TE-2-3-69L3)	—
4	vessel bottom above skirt jct (TE-2-3-69F1)	—
5	vessel bottom above skirt jct (TE-2-3-69F2)	—
6	vessel bottom above skirt jct (TE-2-3-69F3)	—
7	vessel wall above bottom head (TE-2-3-69H1)	—
8	vessel wall above bottom head (TE-2-3-69H2)	—
9	vessel wall above bottom head (TE-2-3-69H3)	○
10	return air drywell cooler (TE-16-114A)	—
11	return air drywell cooler (TE-16-114B)	○
12	return air drywell cooler (TE-16-114C)	○
13	return air drywell cooler (TE-16-114D)	—
14	return air drywell cooler (TE-16-114E)	○
15	supply air D/W cooler(TE-16-114F#1)	—
16	supply air D/W cooler(TE-16-114G#1)	○
17	supply air D/W cooler(TE-16-114H#2)	○
18	supply air D/W cooler(TE-16-114J#1)	○
19	supply air D/W cooler(TE-16-114K#2)	○
20	PCV 温度(TE-16-114W#1)	撤去済
21	PCV 温度(TE-16-114W#2)	撤去済
22	RPV 温度(TE-2-3-69R)	○
23	PCV 温度(TE-16-007)	○
24	PCV 温度(TE-16-008)	○

RPV底部温度計
(既設)

PCV温度計
(既設)

RPV底部温度計
(新設)

PCV温度計
(新設)

- 本試験における炉内挙動を評価するためのデータ拡充の観点から、追加的に関連するパラメータの取得と、試料採取・分析を実施する

- 追加取得パラメータ

下記のパラメータについて、原子炉注水停止とその前後を含む期間（5月7日～17日）記録し評価を行う

- 2号原子炉格納容器ガス管理設備HEPAフィルタユニット表面線量率
- 2号原子炉建屋内排気設備HEPAフィルタユニット表面線量率

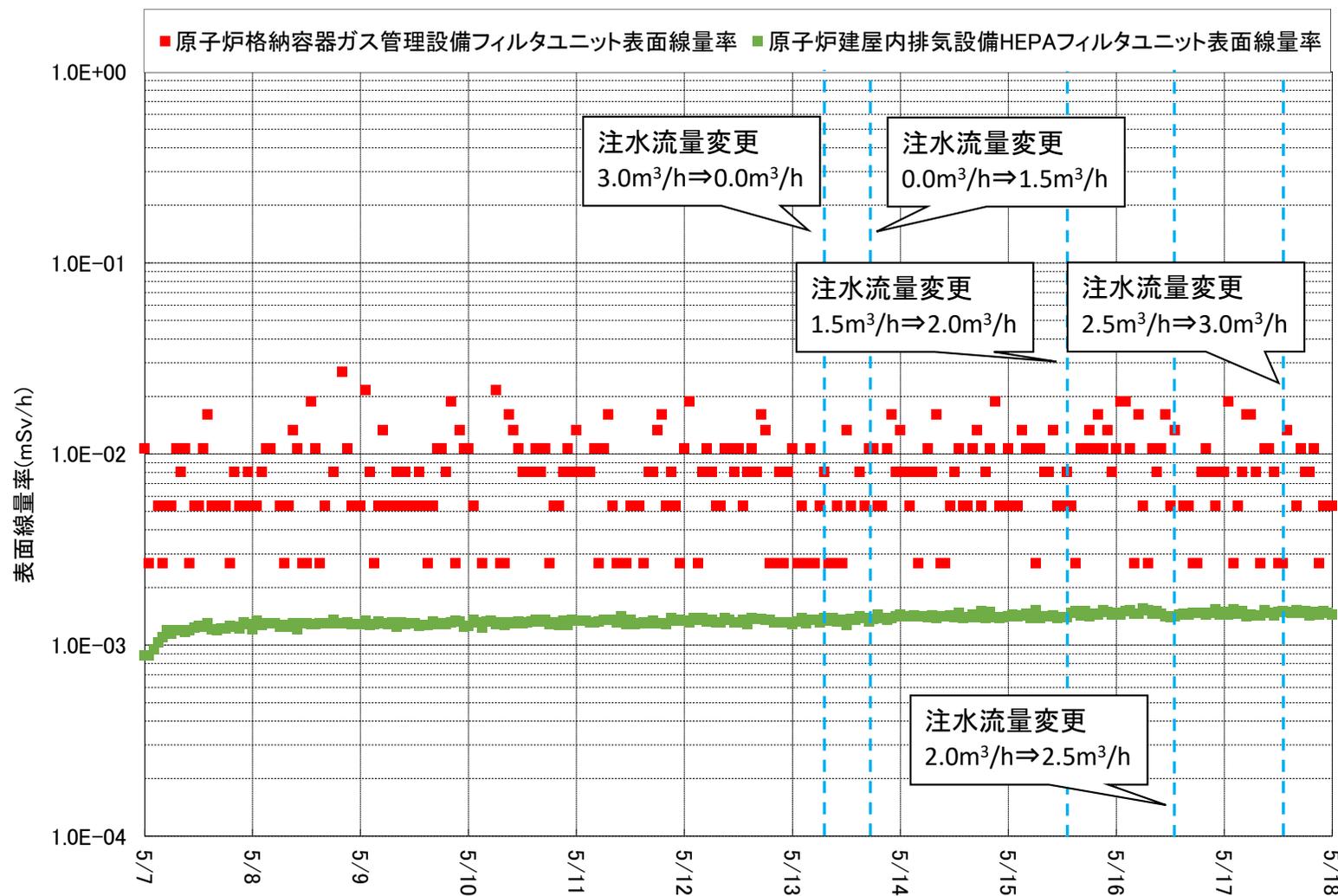
- 試料採取および分析

原子炉注水停止～再開付近を対象として、下記試料を採取し核種分析評価を行う*

- 2号原子炉格納容器ガス管理設備HEPAフィルタ入口側抽気ガスのダスト
- 2号原子炉格納容器ガス管理設備HEPAフィルタ入口側抽気ガスのドレン水
- 2号原子炉建屋排気設備HEPAフィルタ入口側抽気ガスのダスト

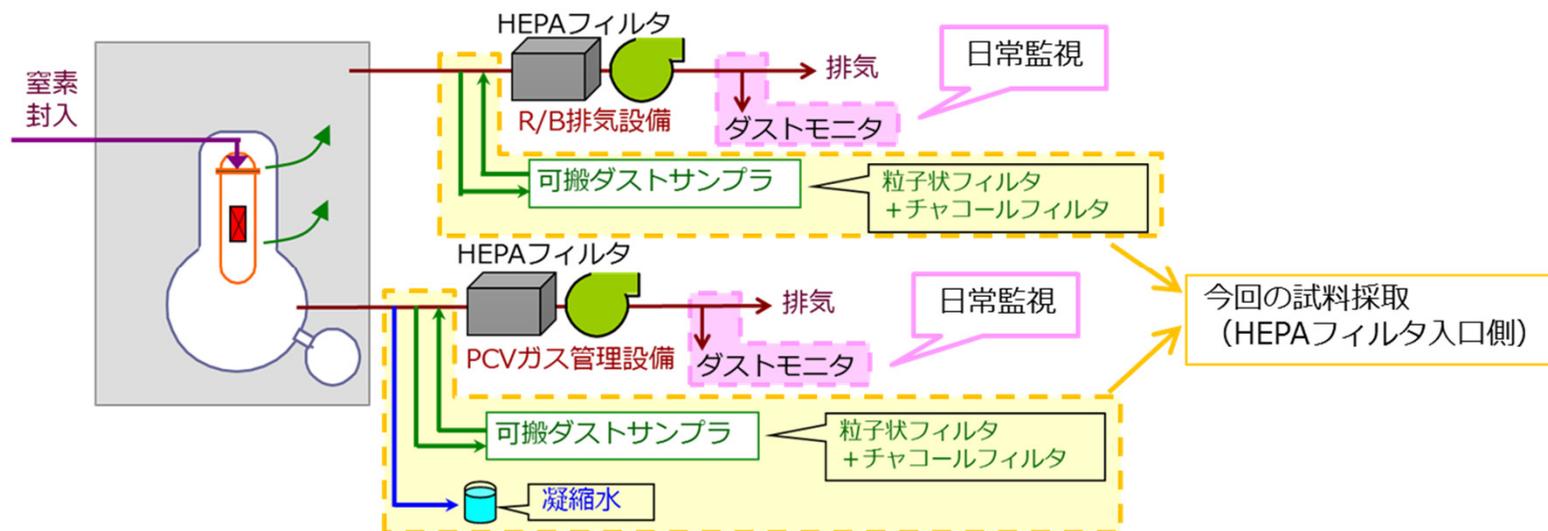
* 分析の結果、2017年3月に実施した2号機の原子炉注水量低減時の分析結果と比較して、新たな知見が得られた場合は、必要に応じて、STEP2試験終了後（5月29日以降）にもう1度、試料採取および分析・評価を行い、試験の影響による差異なのかについて検証を行う

(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。

(参考) STEP2 注水停止中の試料採取および分析結果 (主要項目概要)



注水停止時に採取した試料の分析結果 (単位: Bq/cm³)

採取試料	PCVガス管理設備 (HEPAフィルタ入口側)		R/B建屋排気設備 (HEPAフィルタ入口側)
	凝縮水	ダスト (粒子状フィルタ)	ダスト (粒子状フィルタ)
Cs-134	3.5E+00	ND ($<4.5E-07$)	8.4E-06
Cs-137	4.4E+01	ND ($<5.5E-07$)	1.0E-04
Sr-90	4.6E+01		
全α	2.5 E -02	ND ($<5.6E-09$)	1.3E-08
H-3	1.2E+03		

- PCVガス管理設備(入口側)のダスト濃度は、検出限界未満であり、有意な上昇はなかった。凝縮水として採取したPCV内水蒸気の影響については、今後評価する。
- R/B排気設備(入口側)のダスト濃度は試料採取と同日に実施していた、オペフロ作業等の影響もあるため、詳細は検討中。
- 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。

(参考: 試験期間中のHEPA出口ダスト濃度)

・ PCVガス管理設備: ND
(検出限界値*: 約 1.0×10^{-5} Bq/cm³)

・ R/B排気設備出: ND
(検出限界値*: 約 4.9×10^{-7} Bq/cm³)

* 2019.5.29時点の値

(参考) STEP2 注水停止中の試料採取および分析結果 (詳細データ)

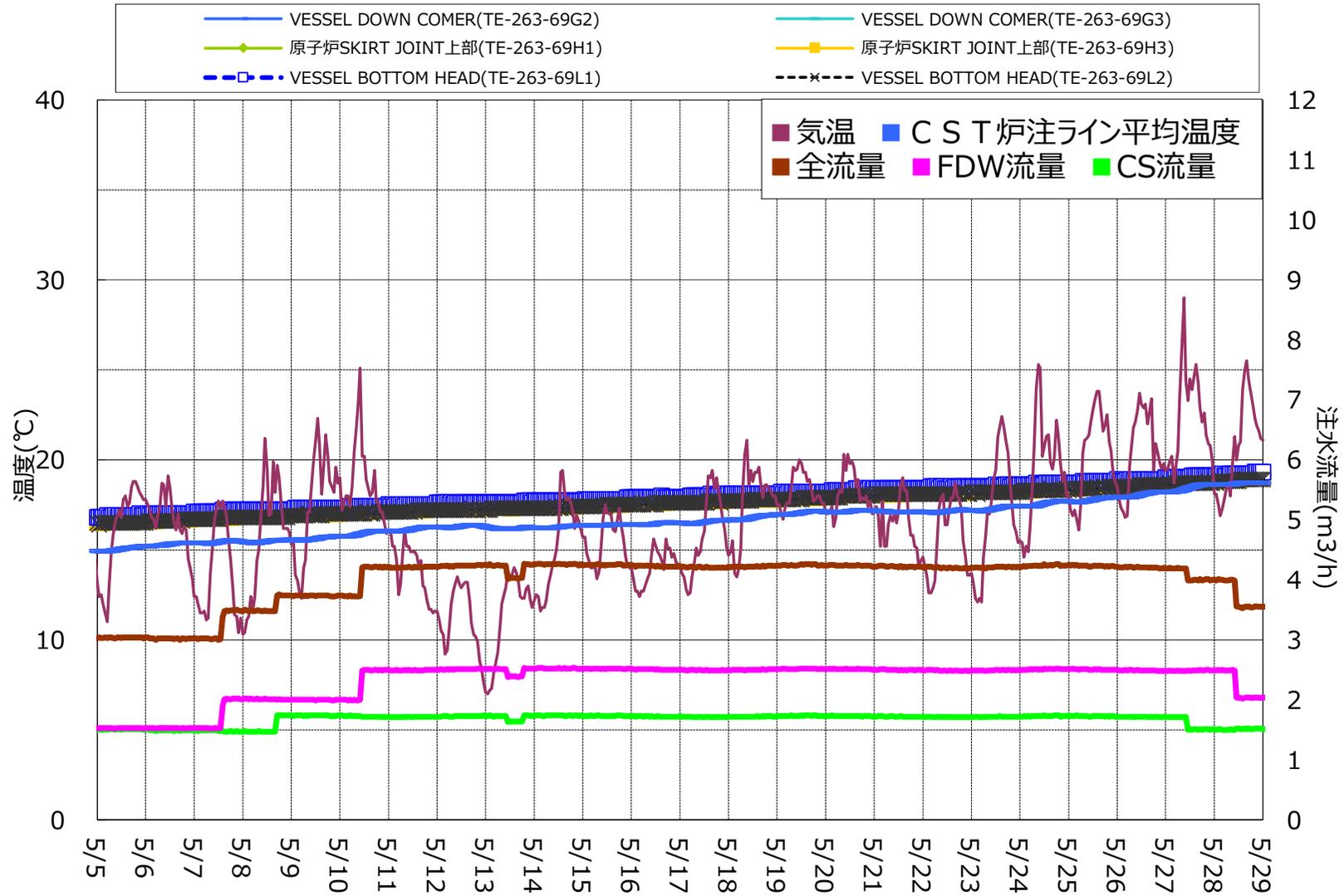


	性状	採取日時	分析項目	分析結果 [Bq/cm ³]
PCVガス管理設備 (HEPAフィルタ入口側)	凝縮水	2019/5/13 16:40	全α	2.476E-02
			全β	1.065E+02
			H-3	1.214E+03
			Sr-90	4.562E+01
			Cs-134	3.500E+00
			Cs-137	4.438E+01
			I-131	< 8.542E-02
			Sb-125	3.681E-01
			Mn-54	< 2.166E-02
			Co-60	7.670E-02
			Ag-110m	< 5.522E-02
			Ce-144	< 3.534E-01
			Eu-154	< 4.427E-02
			Fe-59	< 3.559E-02
	Co-58	< 1.990E-02		
	Am-241	< 4.412E-01		
	Cr-51	< 6.089E-01		
	粒子状 フィルタ	2019/5/13 18:15	全α	< 5.597E-09
			全β	< 4.829E-08
			Cs-134	< 4.472E-07
Cs-137			< 5.501E-07	
Sb-125			< 1.178E-06	
Mn-54			< 5.257E-07	
Co-60			< 7.884E-07	
Ag-110m			< 4.469E-07	
Ce-144			< 2.109E-06	
Eu-154			< 2.028E-06	
Fe-59	< 1.077E-06			
Co-58	< 4.754E-07			
Am-241	< 1.549E-06			
Cr-51	< 3.929E-06			
チャコール フィルタ	2019/5/13 18:15	I-131	< 8.158E-07	

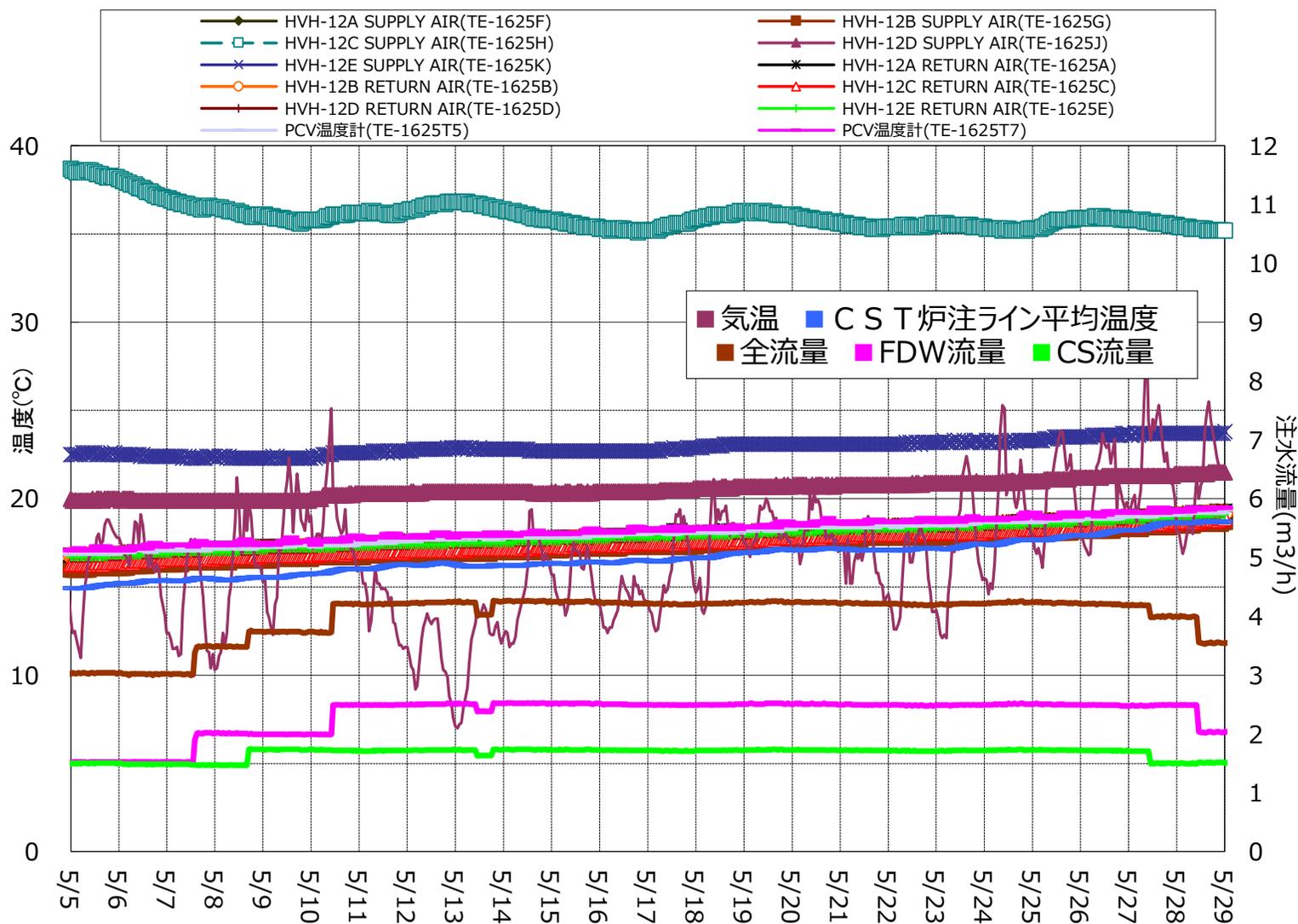
	性状	採取日時	分析項目	分析結果 [Bq/cm ³]
R/B排気設備 (HEPAフィルタ入口側)	粒子状 フィルタ	2019/5/13 18:15	全α	1.279E-08
			全β	1.264E-04
			Cs-134	8.354E-06
			Cs-137	1.046E-04
			Sb-125	< 3.762E-06
			Mn-54	< 5.710E-07
			Co-60	< 9.222E-07
			Ag-110m	< 8.811E-07
			Ce-144	< 3.473E-06
			Eu-154	< 2.396E-06
			Fe-59	< 1.144E-06
			Co-58	< 5.753E-07
			Am-241	< 3.184E-06
			Cr-51	< 8.256E-06
チャコール フィルタ	2019/5/13 18:15	I-131	< 6.896E-07	

- 得られた分析結果については、過去のサンプリング結果との比較などにより、再サンプリングの必要性をふくめ今後詳細に評価していく。
- PCVガス管理設備から採取した試料については、分析結果を基に、PCV内の放射能濃度を評価していく。

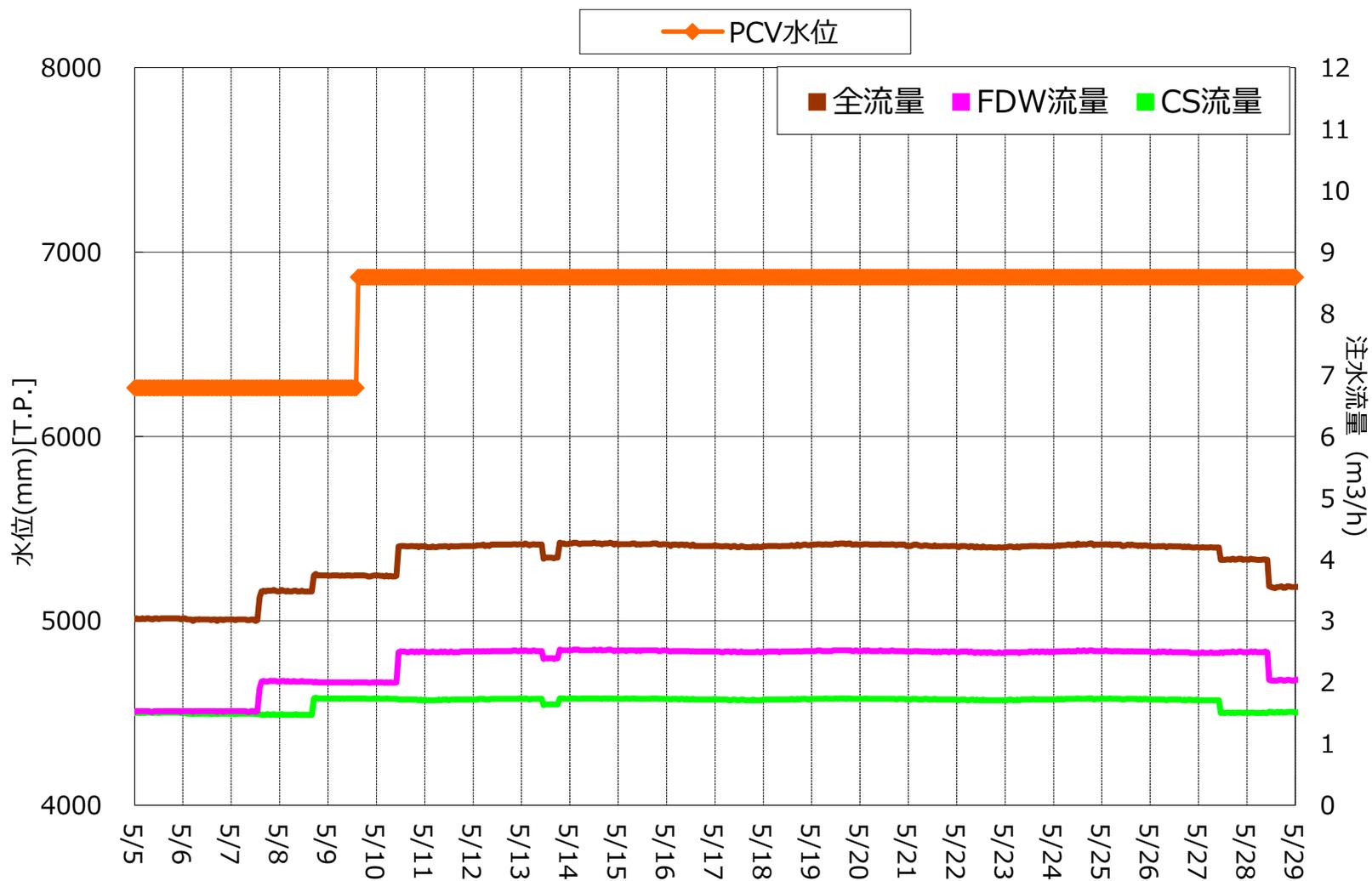
(参考) STEP2 1号機RPV底部温度の推移



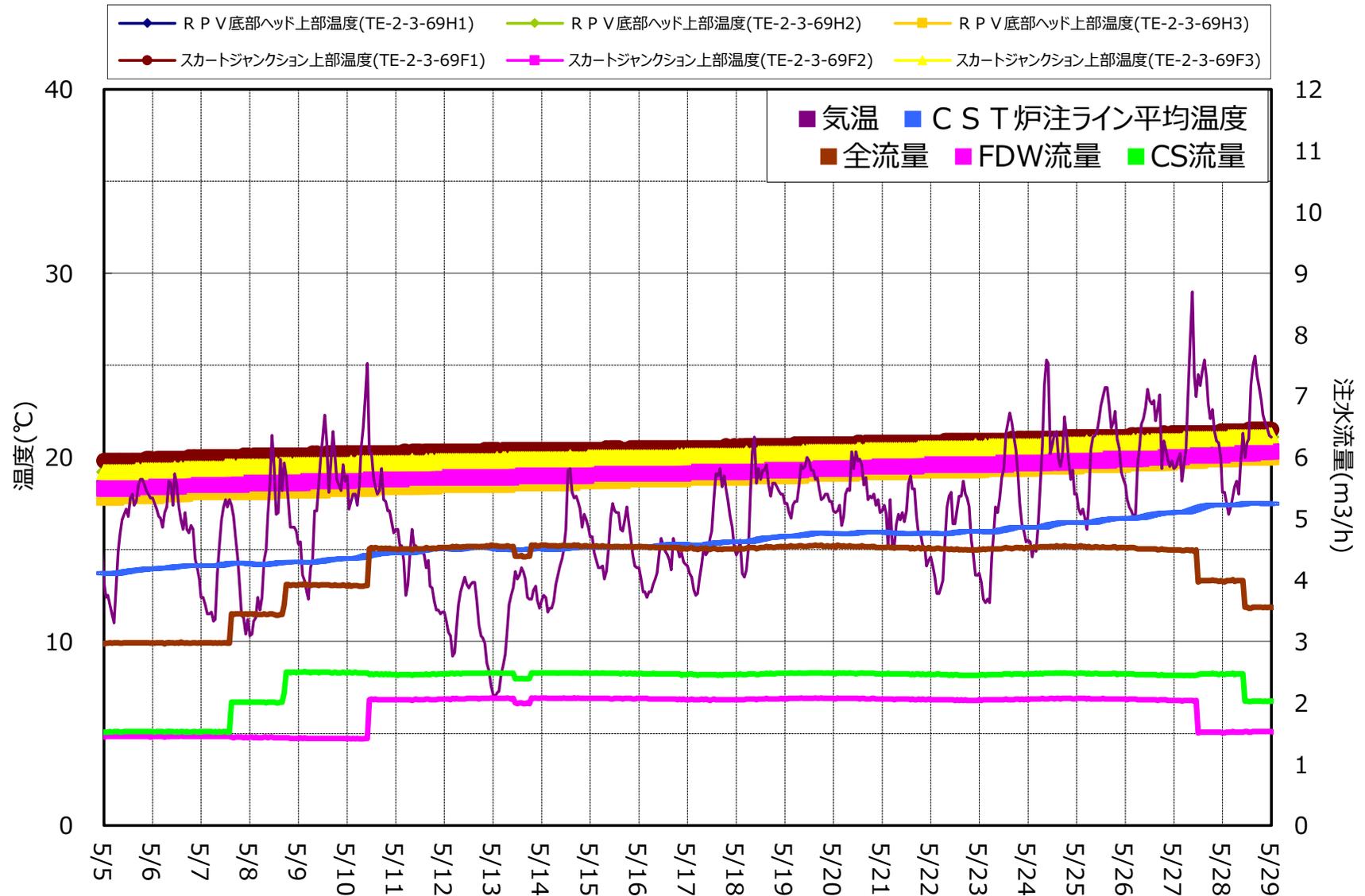
(参考) STEP2 1号機PCV温度の推移



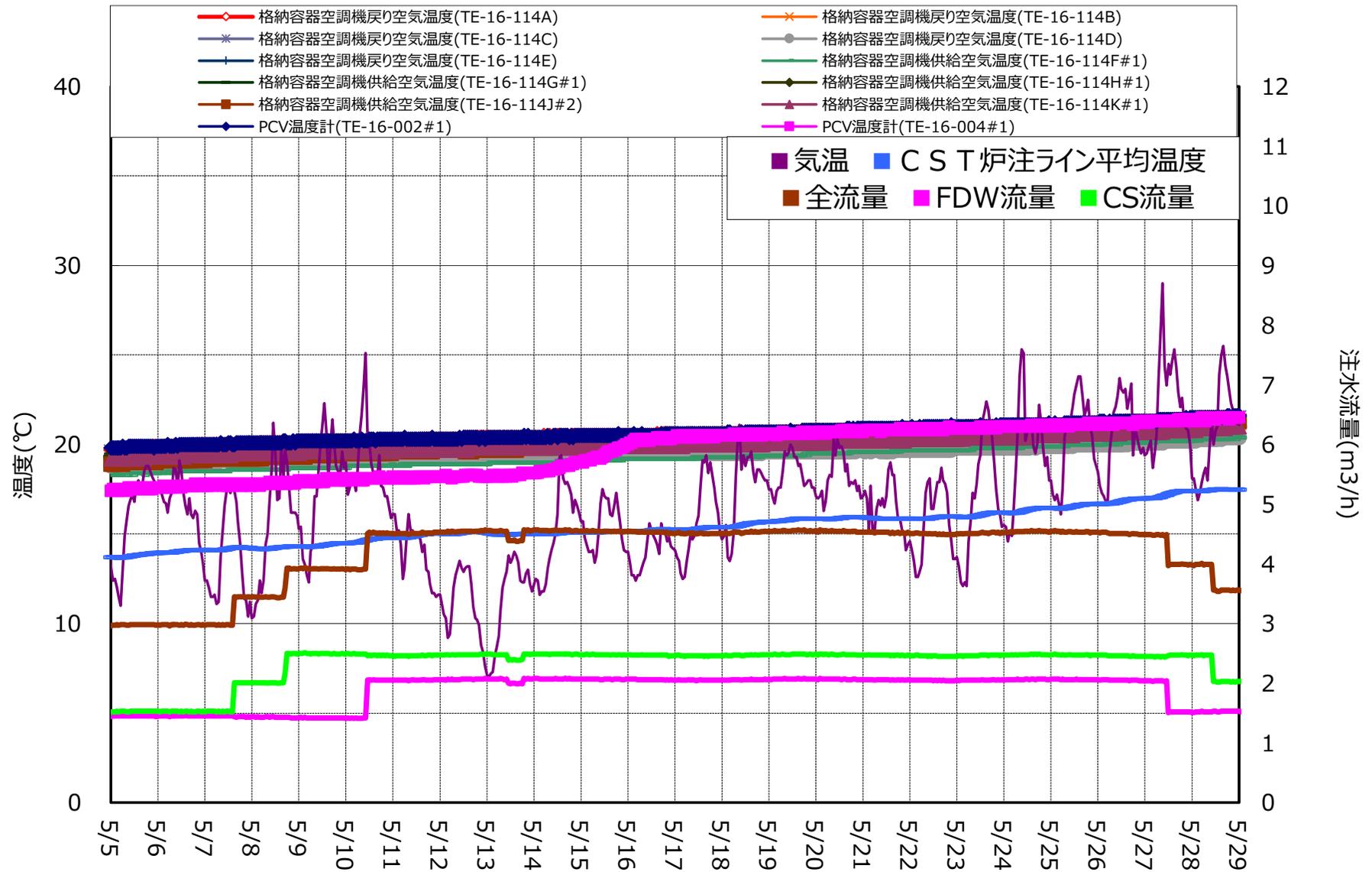
(参考) STEP2 1号機PCV水位の推移



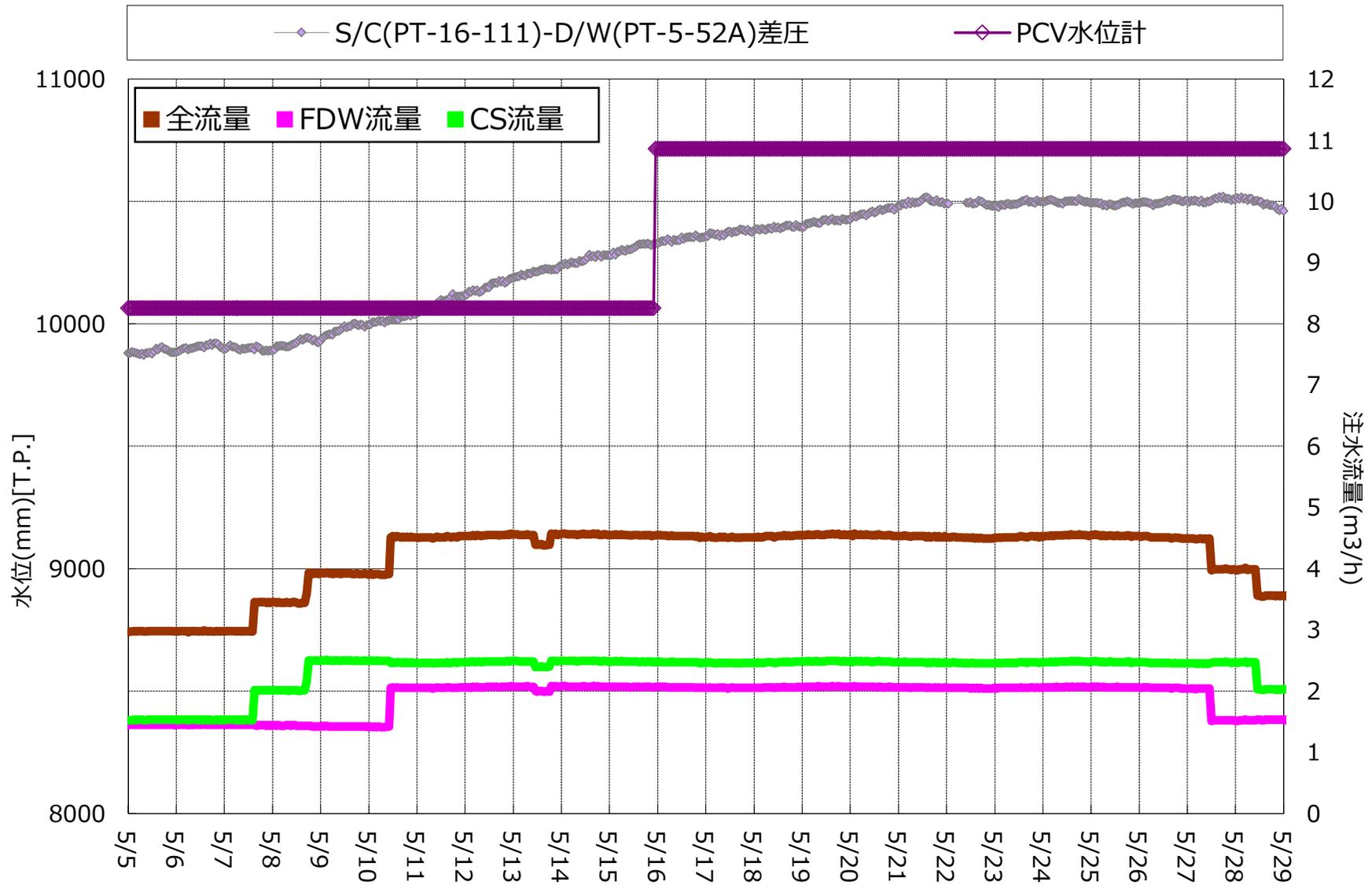
(参考) STEP2 3号機RPV底部温度の推移



(参考) STEP2 3号機PCV温度の推移



(参考) STEP2 3号機PCV水位の推移



（参考）冷却性確認試験の目的

- 現在、1～3号機の原子炉内には安定的に注水している。また、炉内に残る燃料デブリの崩壊熱は大幅に減少している
- 一方で、原子炉内への注水が停止した場合の温度評価にあたっては、燃料デブリの崩壊熱のみを考慮し、自然放熱による温度低下等は考慮していない状況



原子炉注水の低減や停止試験を通じて、燃料デブリの冷却状況を把握するとともに、気中への放熱も考慮した実態に近い温度評価（熱バランス評価）の正確さを確認し、緊急時対応手順の適正化などの改善に繋げる。

①緊急時対応手順の適正化

原子炉注水が停止した場合の温度変化を把握することで、もっと緊急性の高い他の対応にリソースを割くなど、より適正な復旧対応の手順に見直すことが可能となる。

	温度上昇率	RPV底部温度が80℃* ¹ に達する時間* ²
現在の評価	約5℃/h	約10時間
見直し中の評価	約0.2℃/h	約12日

*1 実施計画上の運転上の制限

*2 初期温度30℃としたとき

②運転・保守管理上の改善

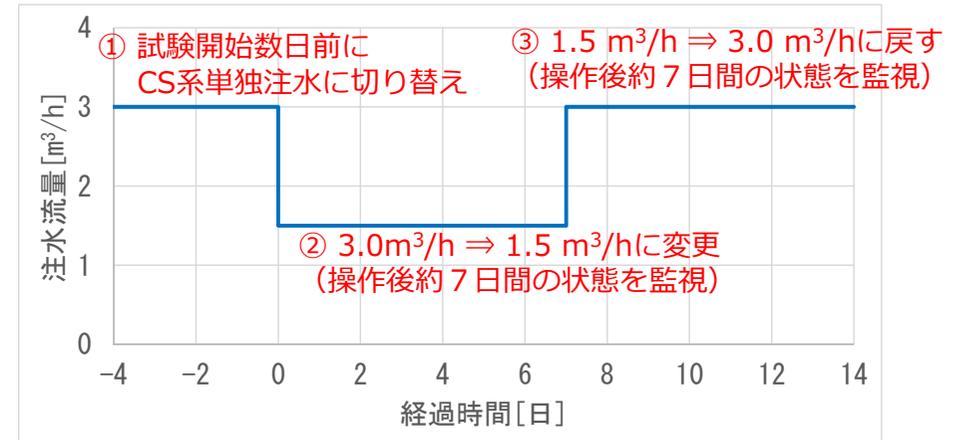
原子炉注水設備のポンプ切替時に注水量に極力変化がないようにするための複雑な操作から、片方を止めた上でもう片方を起動するというシンプルな操作に見直すなど、運転・保守上の改善（ヒューマンエラーの低減など）が見込まれる。

(参考) 冷却性確認試験の内容

■ 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

STEP 1



■ STEP 2 (注水停止)

- 原子炉注水の一時的な停止と再注水によっても、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

STEP 2



（参考）STEP 1 の結果



- 2号機の原子炉注水量を3.0m³/hから1.5m³/hまで低減、および1.5m³/hから3.0m³/hに増加し、原子炉の冷却状態に異常がないことを確認

＜操作実績＞

- 2019年4月2日 10:05～10:51 3.1 m³/h → 1.5 m³/h
- 2019年4月9日 10:07～10:43 1.4 m³/h → 3.0 m³/h

＜原子炉の冷却状態＞

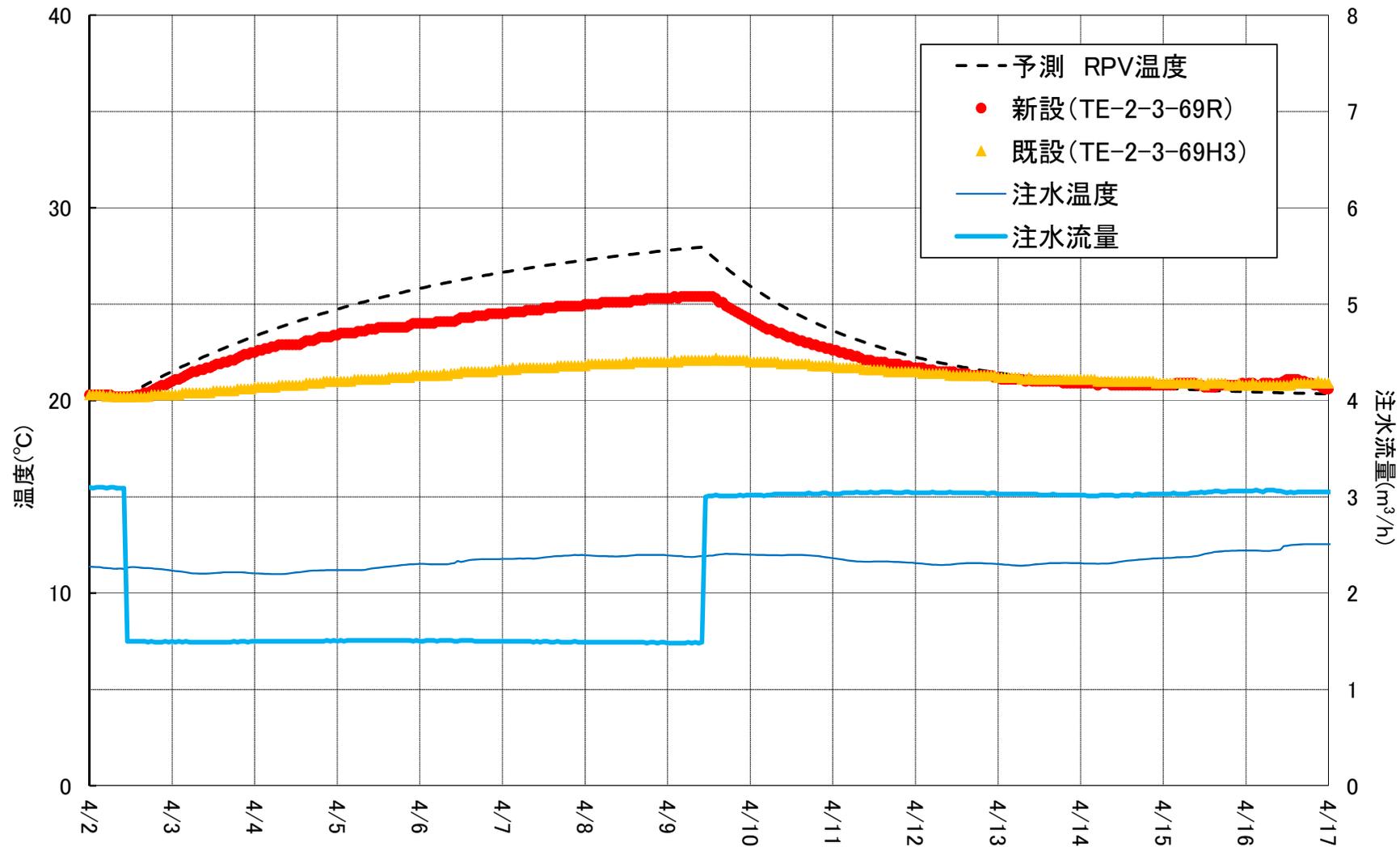
- RPV底部温度やPCV温度の挙動は、温度計毎にばらつきはあるが、概ね予測どおりであり、試験継続の判断基準（温度上昇15℃未満）を満足。

	温度上昇量	指示値	温度計	備考
RPV底部温度	5.2℃	20.2→ 25.4℃	TE-2-3-69R	上昇量、指示値最大
PCV温度	2.8℃	18.8→21.6℃	TE-16-114H#2	上昇量最大
	2.1℃	20.8→ 22.9℃	TE-16-114C	指示値最大

＜その他のパラメータ＞

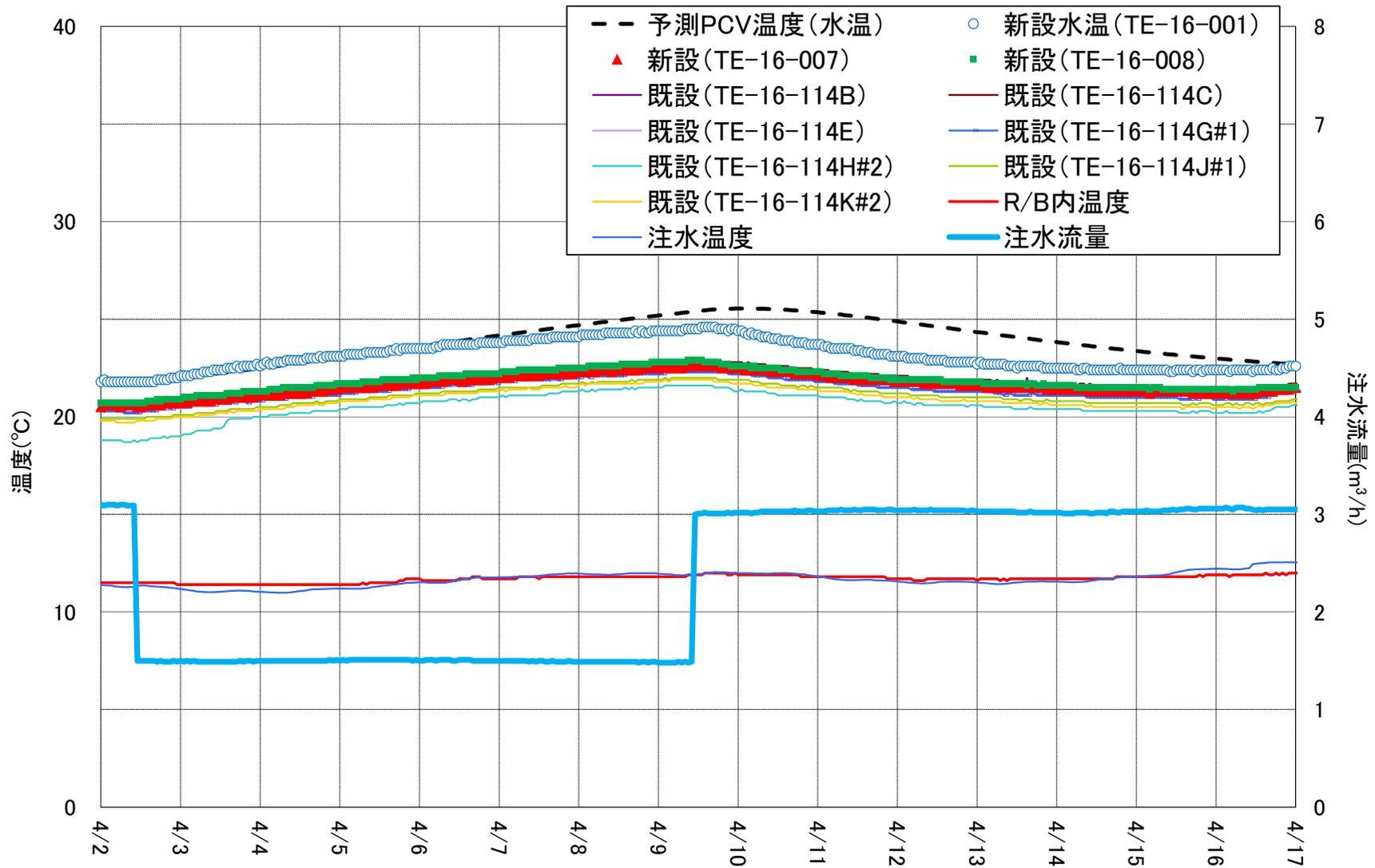
- PCVガス管理設備のダスト濃度に有意な上昇なし
- PCVガス管理設備の短半減期希ガス（Xe-135）は、原子炉注水量増加後も有意な上昇なく原子炉は未臨界を維持

(参考) STEP1 RPV底部温度の推移



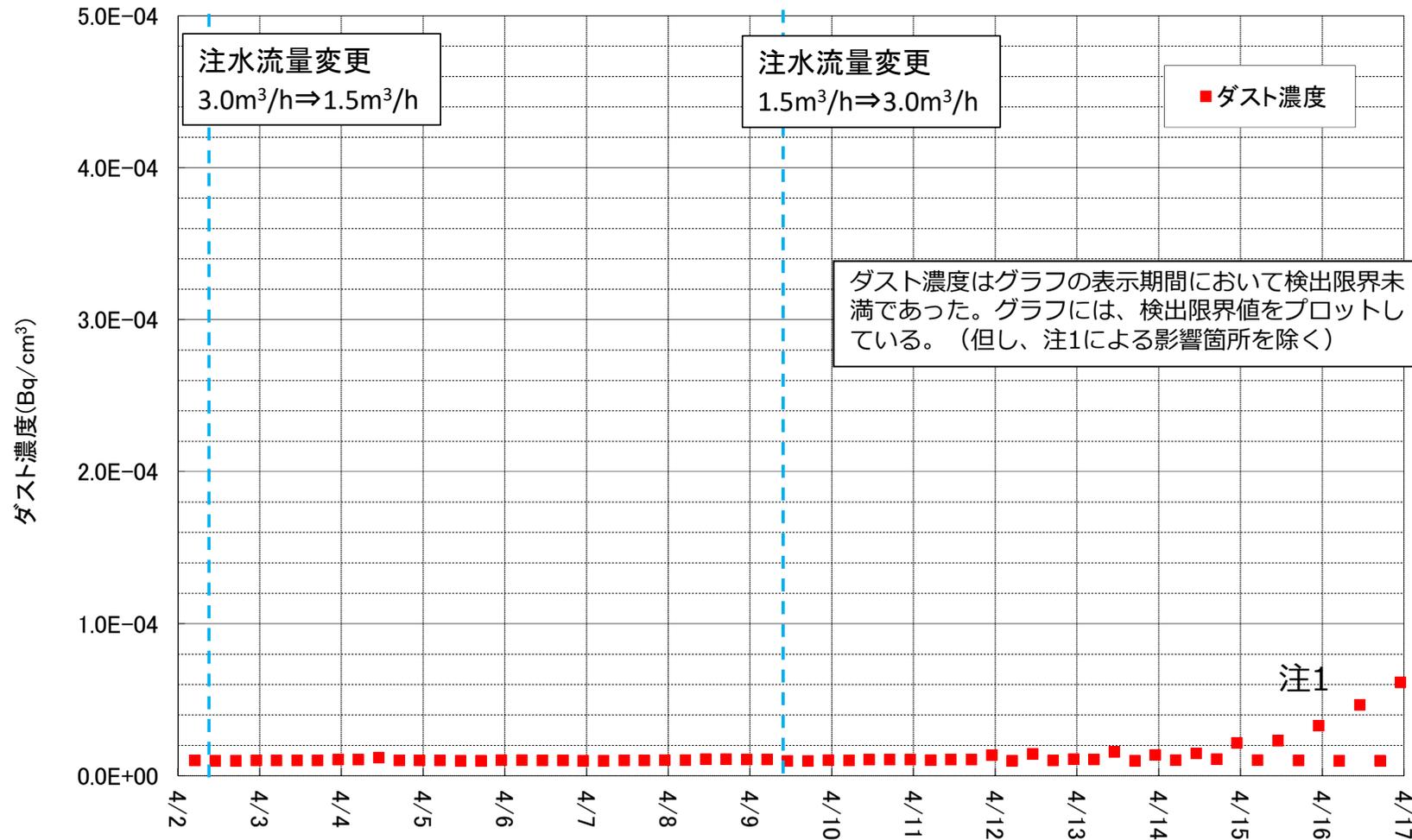
※予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載

(参考) STEP 1 PCV温度の推移



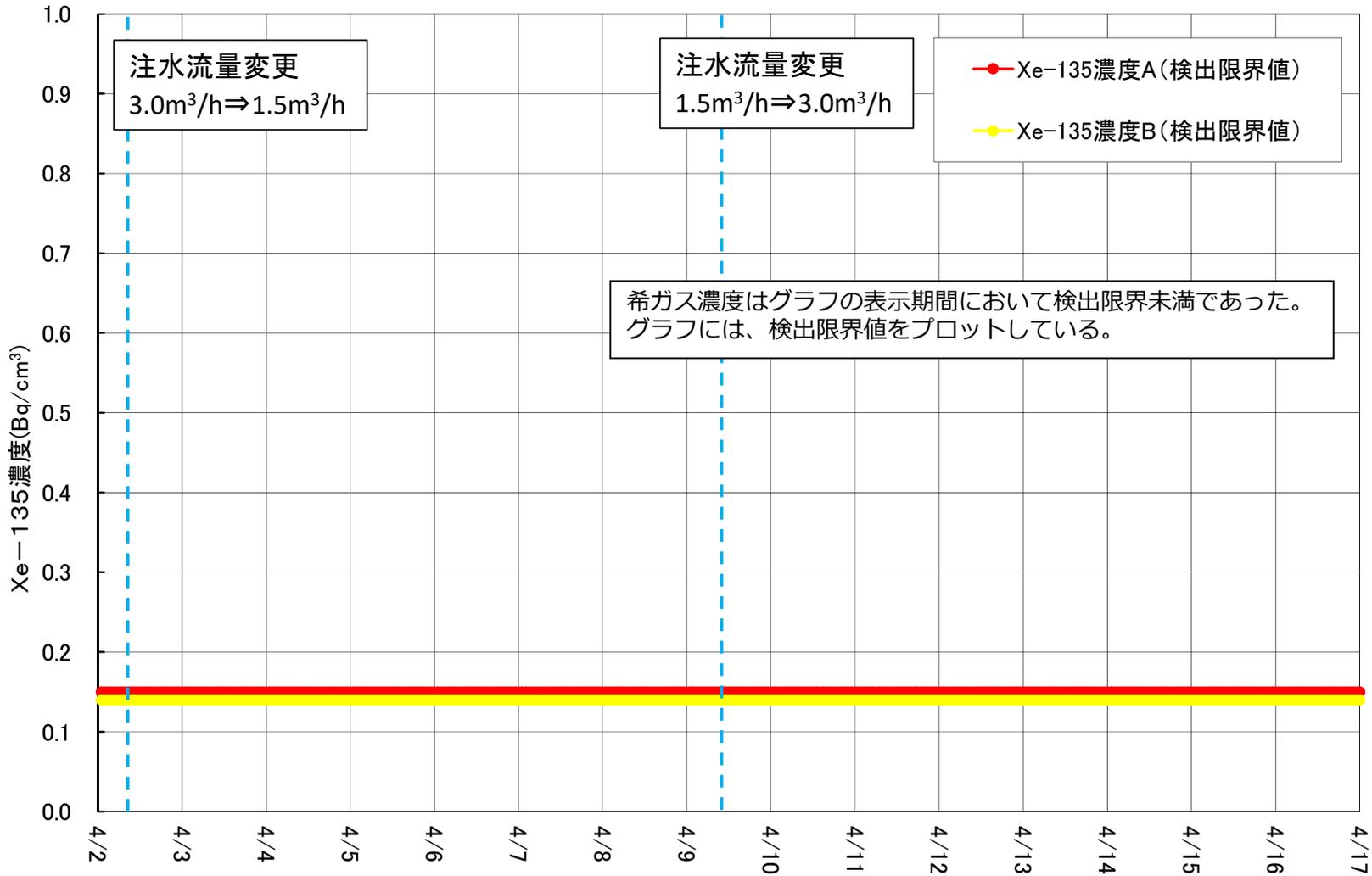
※予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載

(参考) STEP 1 PCVガス管理設備 ダスト濃度の推移



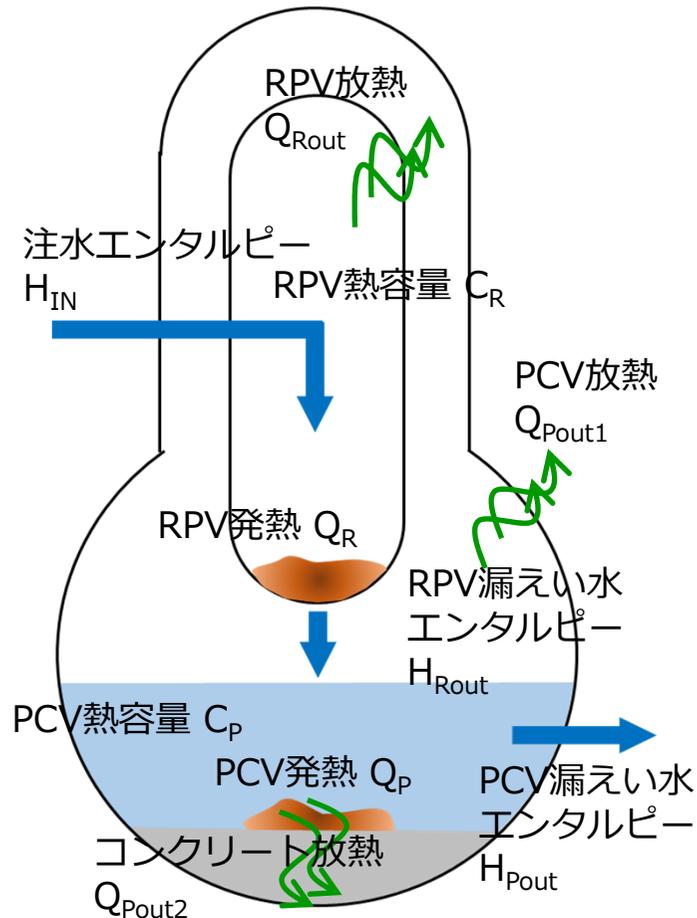
注1 定例的なBG測定による一時的な変動であり実際にPCV内のダスト濃度が上昇したことを示すものではない。

(参考) STEP 1 PCVガス管理設備 希ガス(Xe135)の推移



(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

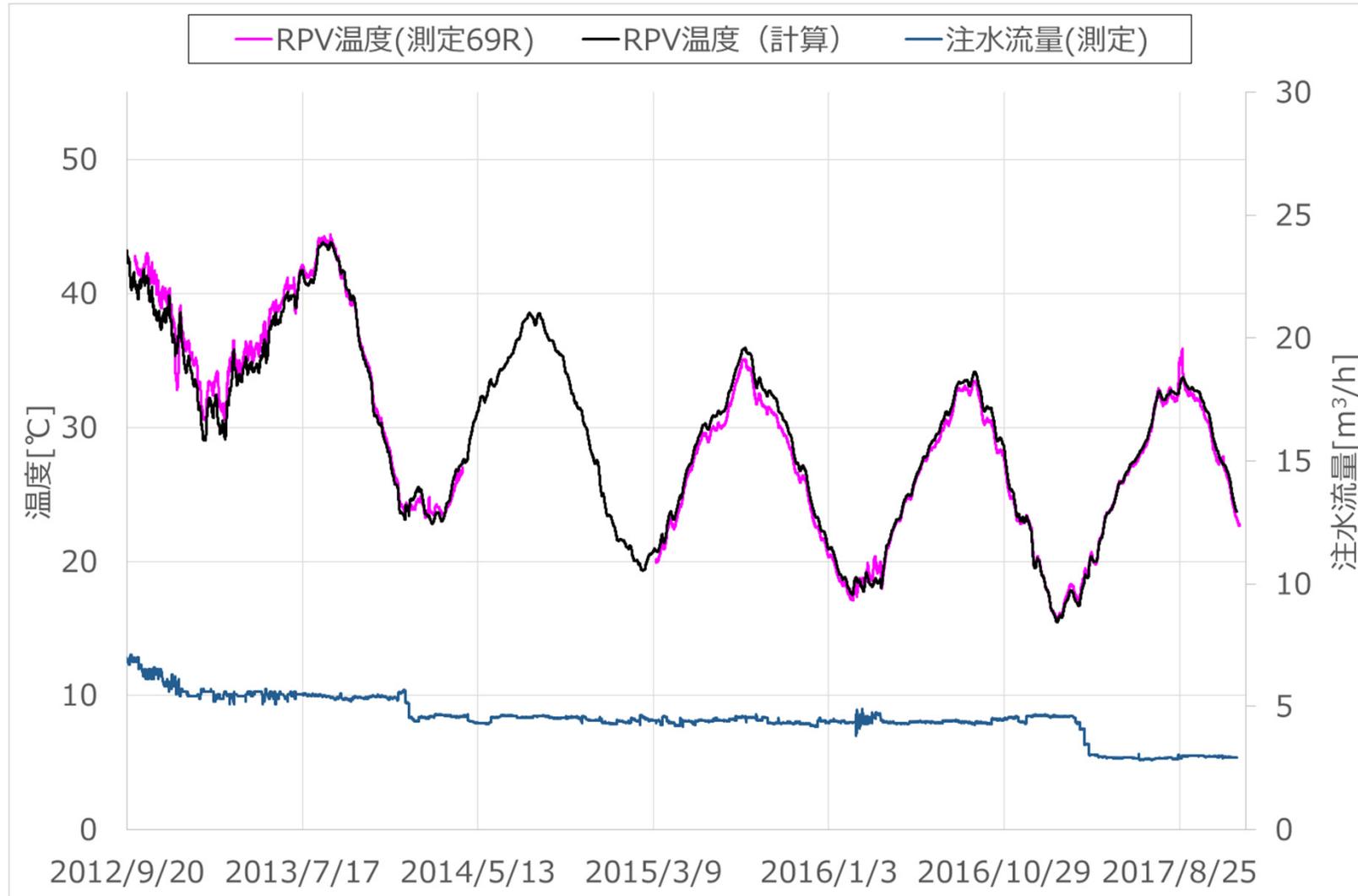
$$H_{Rout} + Q_P + Q_{Rout} - Q_{Pout1} - Q_{Pout2} - H_{pout} - C_P \times \Delta T_P = 0$$

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

(参考) 熱バランスモデルによる2号機RPV温度の評価結果



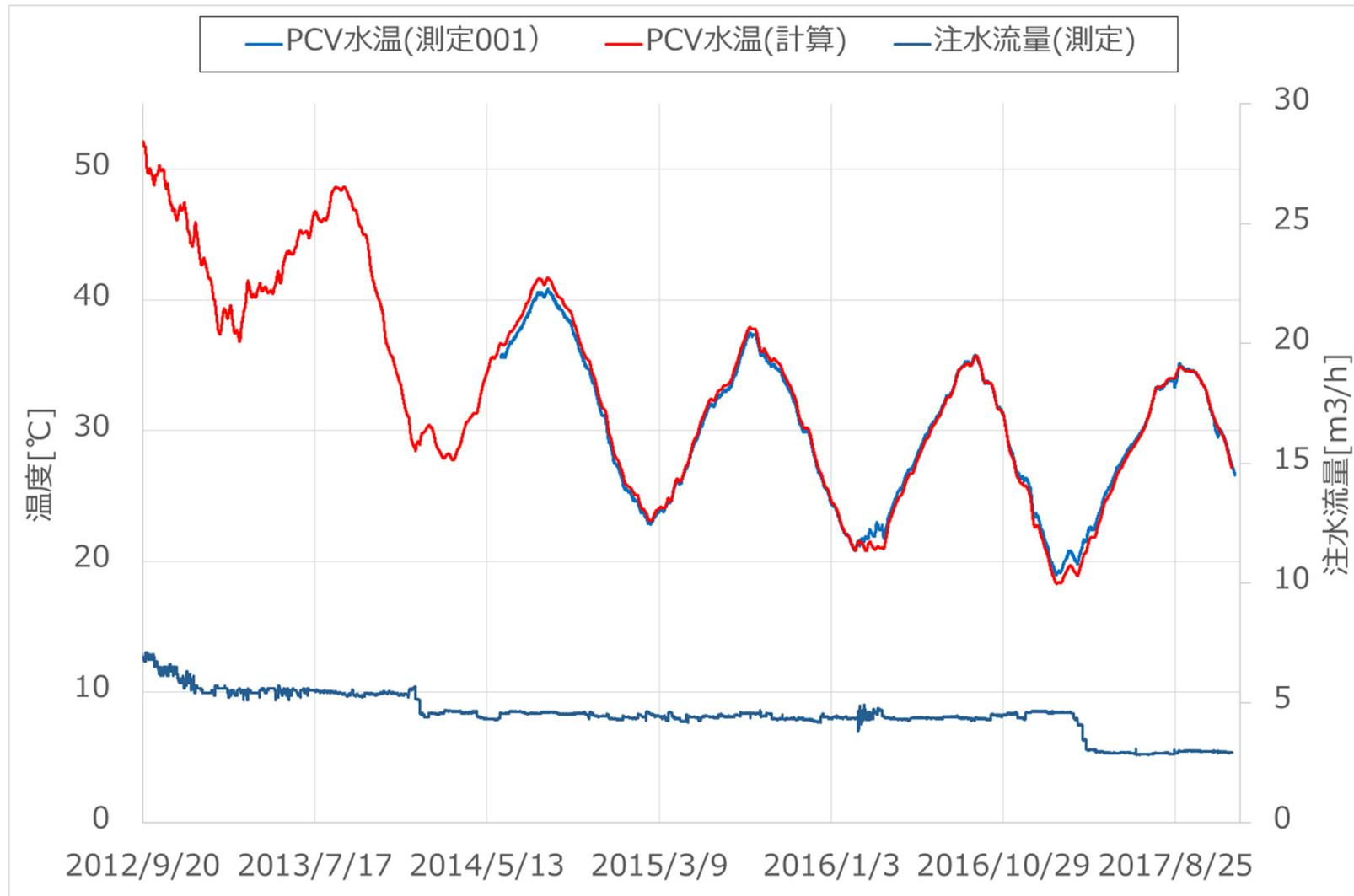
- 評価条件には仮定が含まれるものの、計算したRPV温度が、実績のRPV底部温度（新設温度計）のトレンドを概ね再現した。



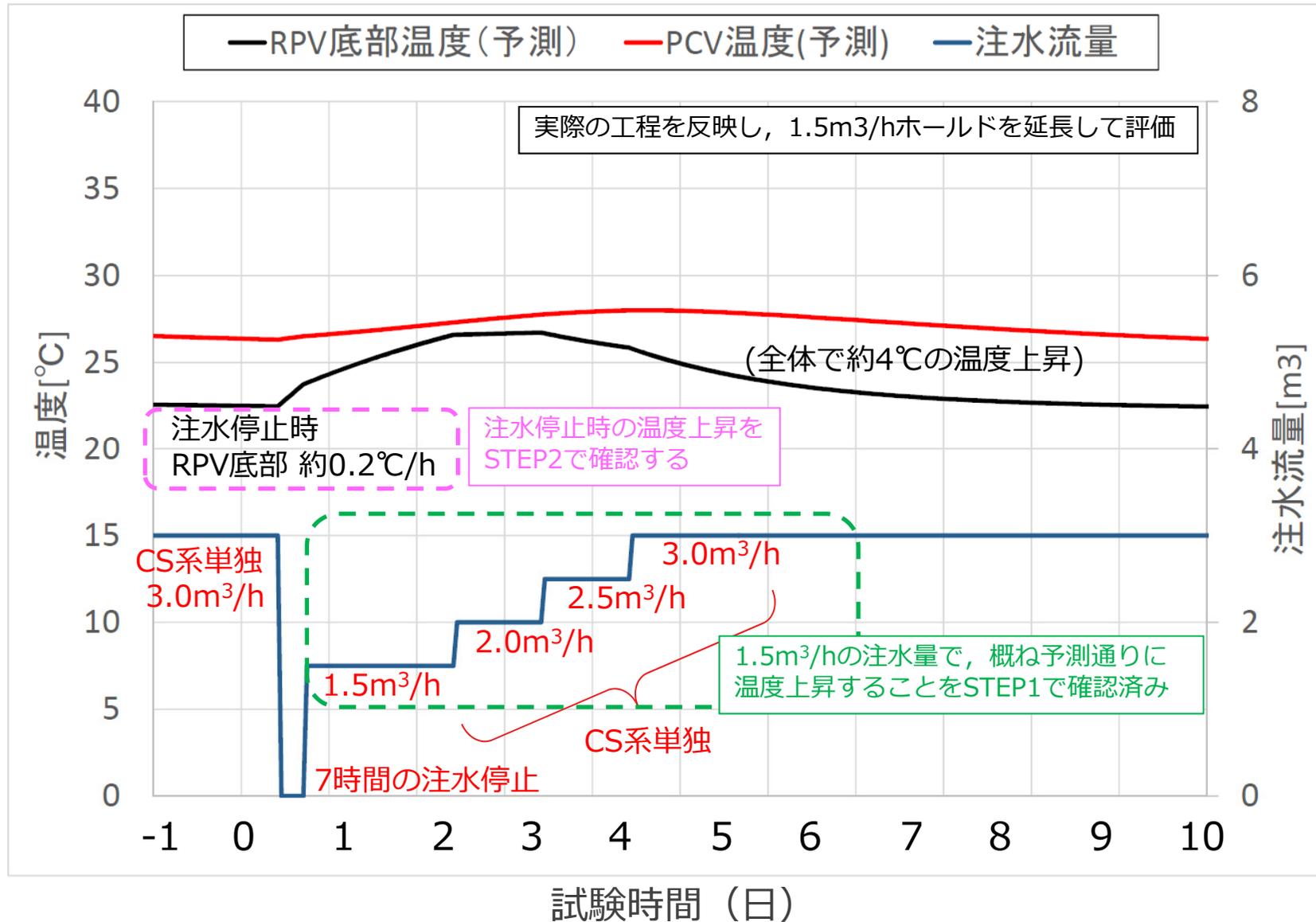
(参考) 熱バランスモデルによる2号機PCV水温の評価結果



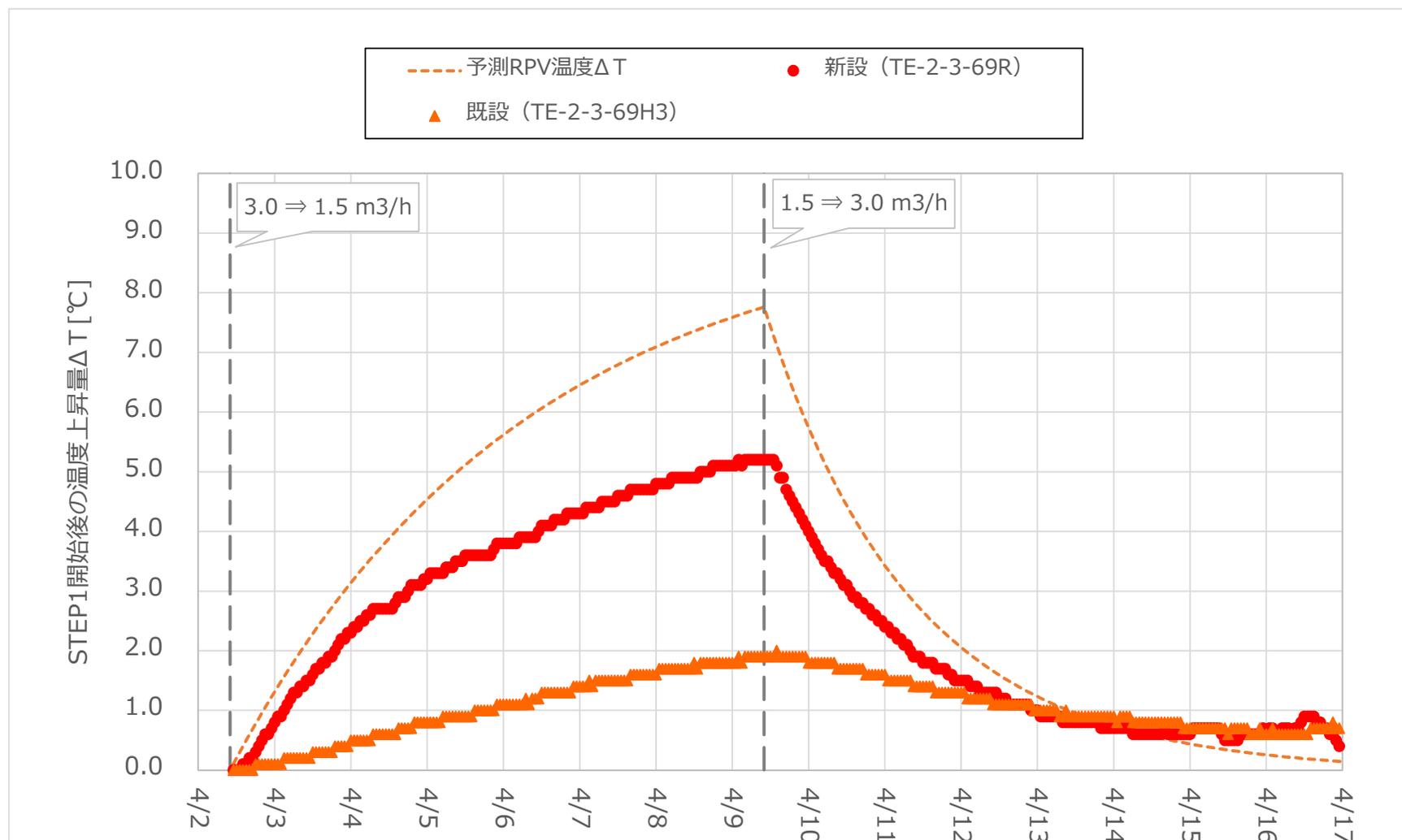
- 評価条件には仮定が含まれるものの、計算したPCV水温が、実績のPCV水温（新設温度計）のトレンドを概ね再現した。



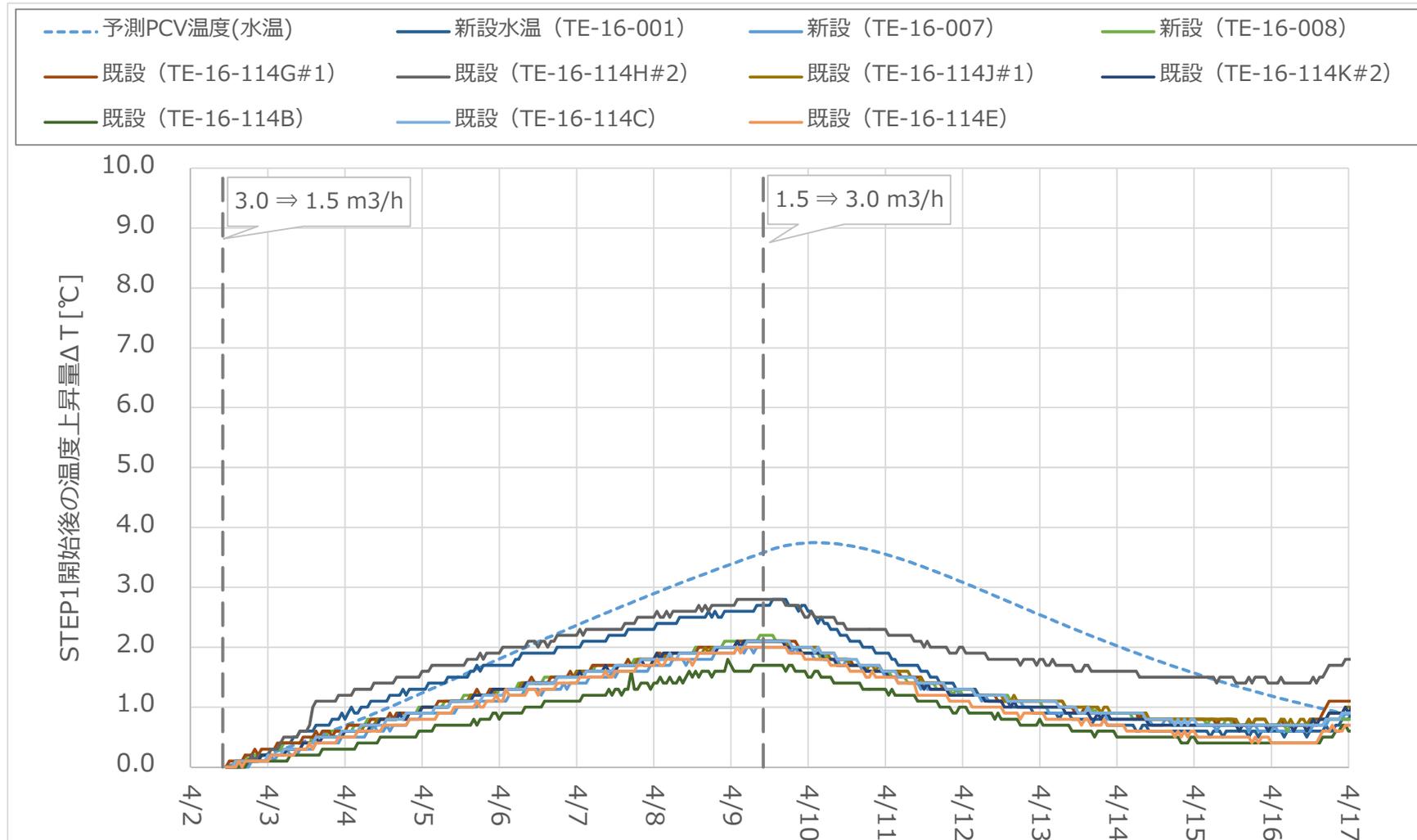
(参考) STEP 2 の温度挙動予測評価



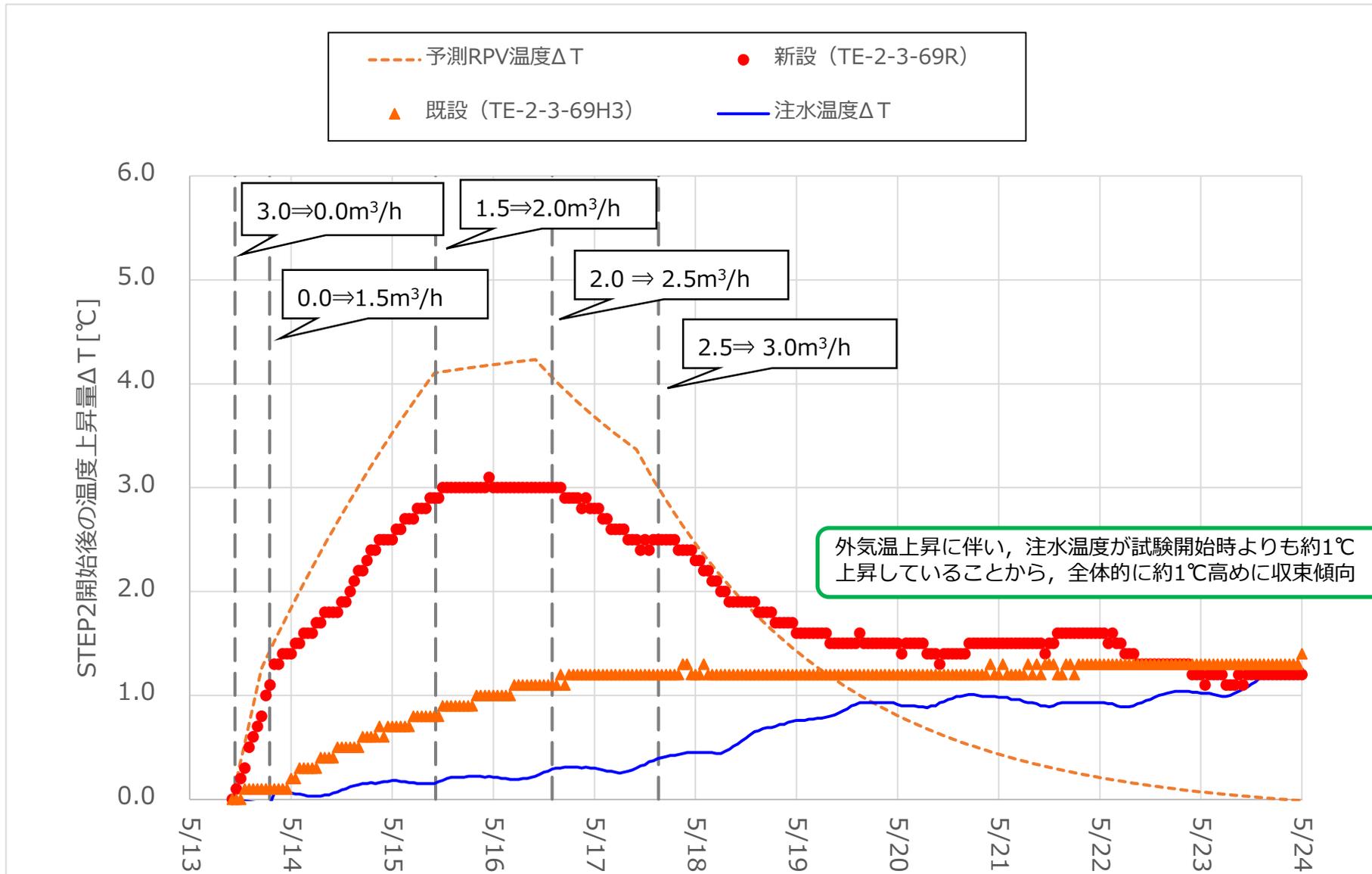
(参考)STEP1 RPV底部温度の変化



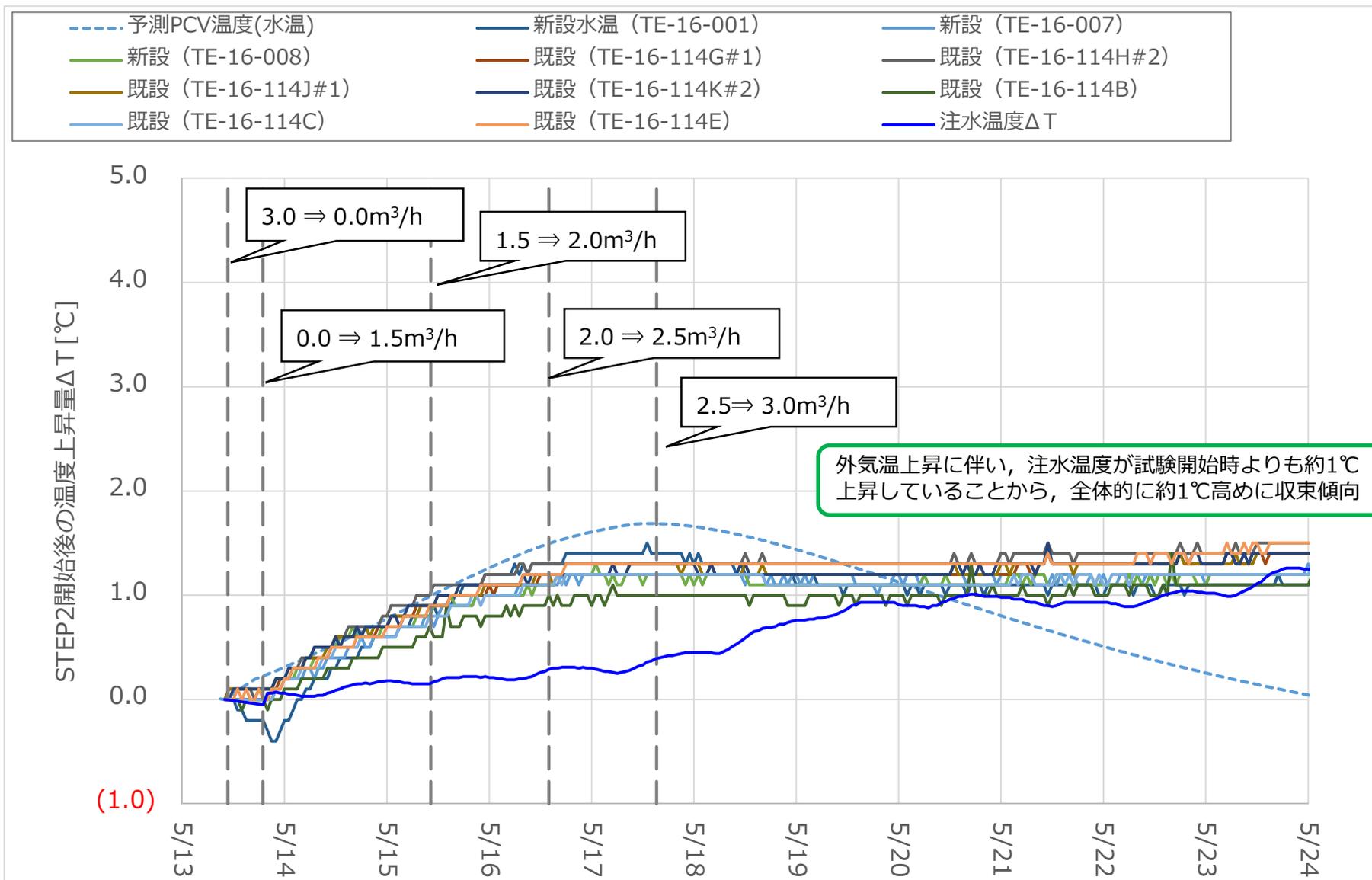
(参考)STEP1 PCV温度の変化



(参考)STEP2 RPV底部温度の変化

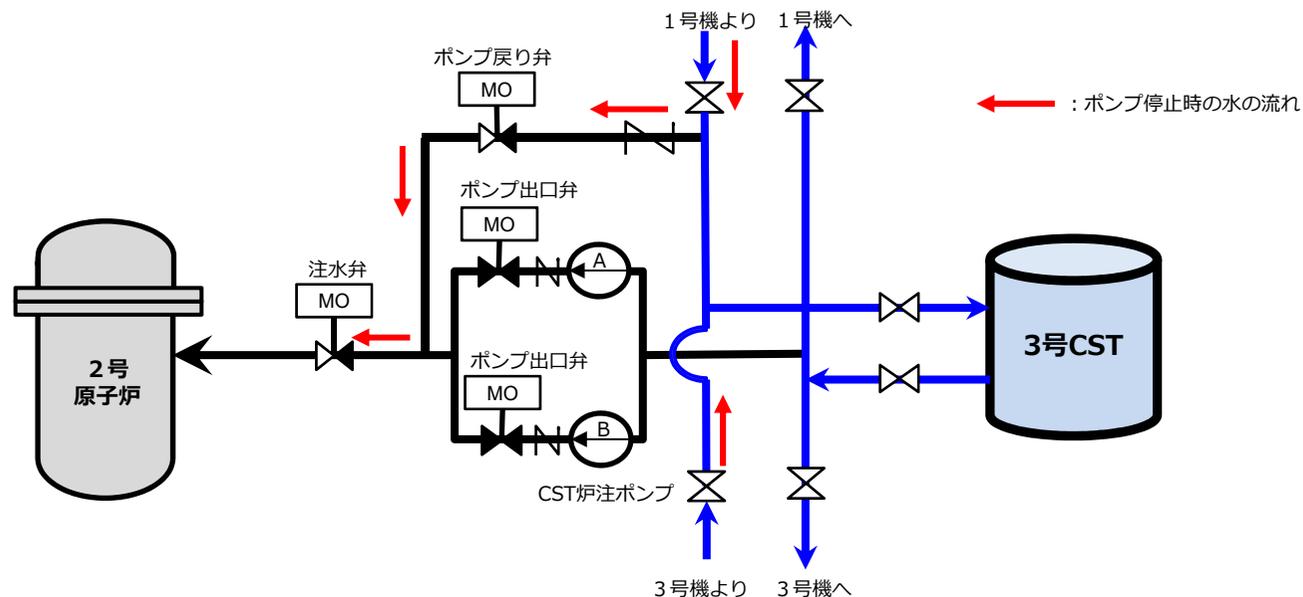


(参考)STEP2 PCV温度の変化



(参考) ポンプ停止時の注水流量指示の確認について

- 2019年1月8日に発生した2号機CST炉注ポンプ全停事象において、CSTポンプ停止中も原子炉注水が継続 ($1.7\text{m}^3/\text{h}$) する事象が確認された。
- 今回の試験STEP2において、原子炉注水を停止する操作の過程で原子炉注水の状況を確認したところ、CST炉注ポンプの停止後、ポンプ戻り弁および注水弁が「調整開」の状態、注水流量は $1.9\text{m}^3/\text{h}$ で安定して指示していることを確認した。
- その後、ポンプ戻り弁を「全閉」にしたところ、原子炉注水流量が $0\text{m}^3/\text{h}$ となったことから、1～3号機の配管が合流しているCSTポンプ戻り配管から、逆止弁を介して1、3号機の戻り流量の一部が流れ込み、ポンプの停止後も注水が継続したことを確認した。
- なお、2号機の原子炉注水停止中において、1・3号機には大きな影響はなかった。また、ポンプ起動後は、ポンプ・配管・弁・計器等に異常はなく、注水流量の調整は問題なく実施できている。



2号機 CST炉注ポンプ停止時の系統概略図

2号機 RPV窒素封入流量監視における運転上の制限の逸脱について

2019年5月30日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 事象概要（はじめに）

1 F – 2号機のRPV※1窒素封入量は、実施計画で要求される『必要な窒素封入量』として、5Nm³/hと定めている。（2019年5月20日時点）

2号機のRPV窒素封入量は、2015年以降15Nm³/hから低下傾向であった。

RPV窒素封入量の低下傾向に伴い、監視計器(正)の交換（低流量域まで見れる計器）を検討していたところ、5月20日、RPV窒素封入量の監視計器(正)の設計測定範囲が、5～50Nm³/hではなく、10～50Nm³/hであることが正しいと分かった。

このため、これまでのRPV窒素封入量の記録について確認したところ、3月16日、4月23日から5月19日の窒素封入量が設計測定範囲を下回っている（10Nm³/h未満）ことを確認した。

当該期間において、実施計画で定めている『必要な窒素封入量』の毎日1回の確認が出来ていなかった状況であったと判断し、実施計画Ⅲ第1編第30条（運転上の制限の確認）により、運転上の制限の逸脱に該当すると判断した。

なお、窒素封入設備に異常はなく運転を継続していたこと、および、PCV※2ガス管理設備で監視している水素濃度が実施計画に基づく水素濃度管理値（1.0%以下）に比べて十分低かったことから、原子炉の状態は安定していたと判断している。

また、5月20日以降は、監視計器(副)※3により『必要な窒素封入量』が維持されており、運転上の制限を満足していることを確認している。

※1 RPV：原子炉圧力容器

※2 PCV：原子炉格納容器

※3 2013年に外観点検、分解点検、清掃等を実施し、計器に異常が無いことを確認している。また、計測範囲10～50Nm³/h（計器精度：±2.5%FS）の面積式流量計であり、現在の流量は計測範囲内にあることを確認している。

2-1. 2号機窒素封入量の状況について

● 窒素封入設備の概要

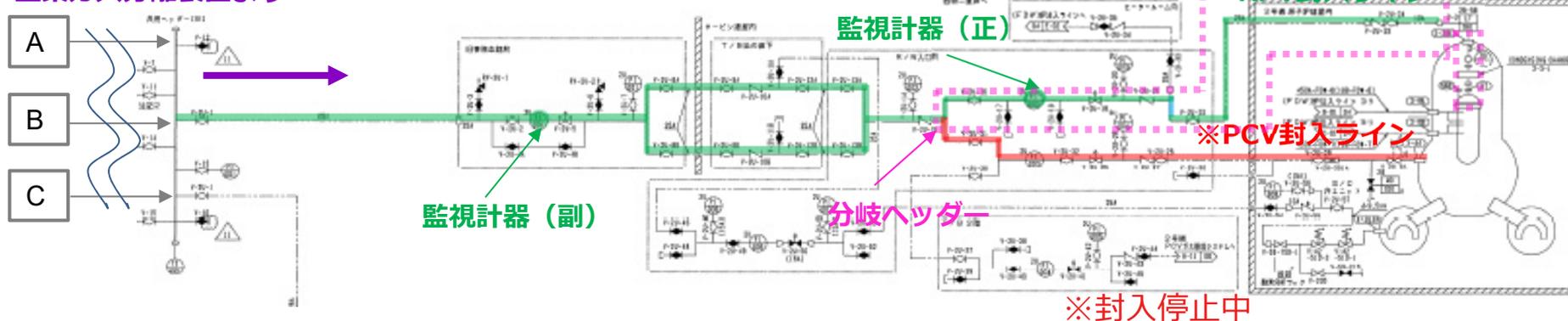
2号機の原子炉圧力容器には、水素爆発を予防するために窒素を注入することで、不活性雰囲気を実験的に維持している。水素濃度については、原子炉格納容器内の水素濃度を2.5%以下に維持するため、ガス管理設備において1%以下で管理している。

また、窒素封入量については、水素濃度を抑えるために必要な窒素封入量※1を保つように管理している。

● 2号機の窒素封入量低下

窒素封入量は、2015年以降から低下傾向にあったため、窒素封入量低下の原因調査を行っており、その結果、分岐ヘッダーから下流側のRPVラインで流量低下が発生していることを確認している。

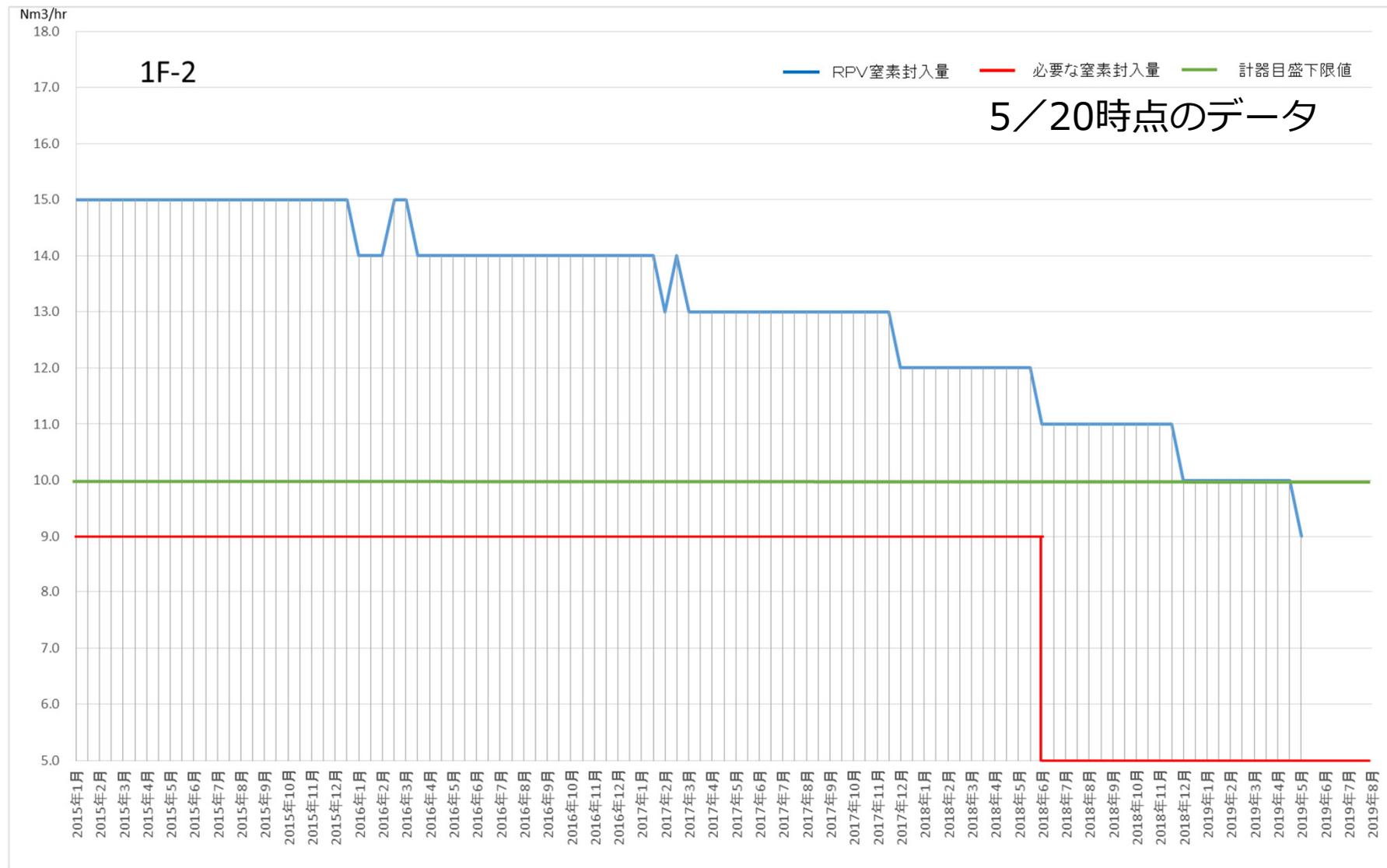
窒素ガス分離装置より



※1 必要な窒素封入量

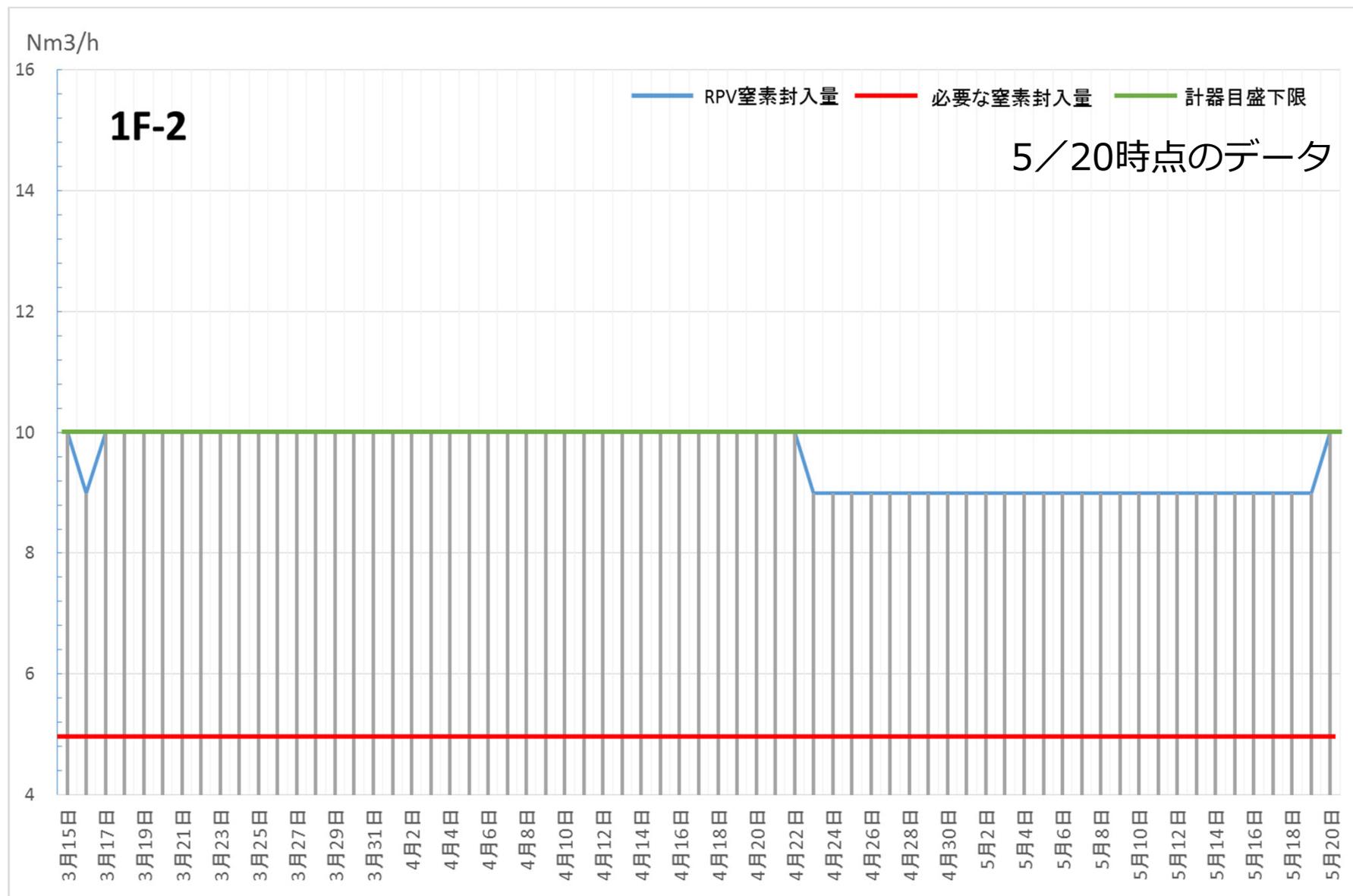
原子炉格納容器内の雰囲気、実施計画Ⅲ第1編第25条で定める格納容器内水素濃度（2.5%）以下にするために必要な窒素封入量（5月24日以降最新の評価値に変更3.3Nm³/h：理論値（約1.8Nm³/h）に対して余裕を見て設定。）

2-2. 窒素封入流量の傾向（2015年1月以降）



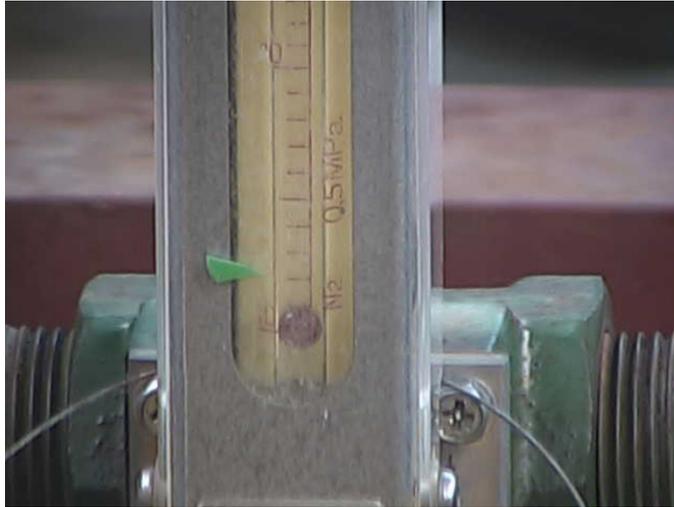
※15日間隔でプロット

2-3. 窒素封入流量の傾向（2019年3月15日～5月20日）



3. 監視計器の状態

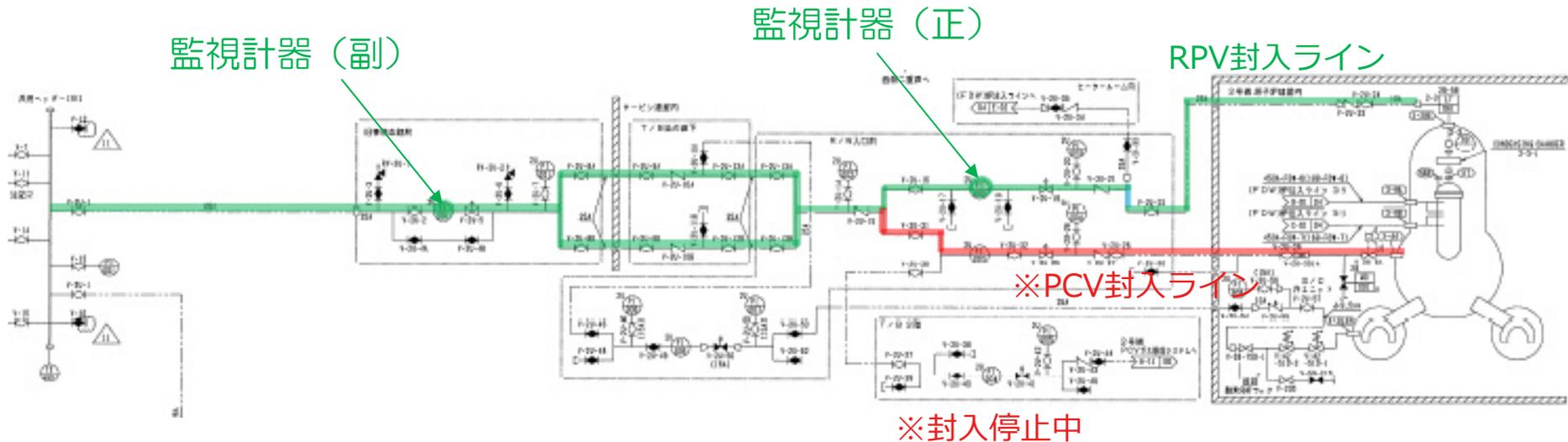
【2号機RPV窒素封入流量計の監視】



監視計器 (副)



監視計器 (正)



4. 計器仕様表 (IDS) の誤記

●IDSの誤記

窒素封入量の監視において、監視計器（正）の指示値が最低目盛10に達していたことから、当社社員が測定範囲に疑念をもち確認したところ、監視計器（正）と計器仕様に差異があることを確認した。

監視計器(正)のIDSには設計測定範囲下限値は $5\text{Nm}^3/\text{h}$ と記載されているが、当該計器の取扱説明書では測定範囲は $10\text{Nm}^3/\text{h}$ からであることから、IDSの誤記が判明した。

IDS (監視計器(正))

プラント		東京電力(株)福島第一原子力発電所 2号機
計器仕様表		
流量指示計 (一次)		
1	計器番号	FI-PSA-2U-002
2	数量	1
3	名称	窒素封入設備 RPV N2注入流量計
4		
5	設計測定範囲	5~50m ³ /H(ntp)
6	計器目盛範囲	5~50m ³ /H(ntp)
7		
8	被測定物質	窒素
9	計器設計温度(接続/周囲)	-℃
10	計器許容温度(接続/周囲)	-℃
11	計器耐圧	-
12	測定方式	フラッパー形流量計
13	エレメント形式	-
14	エレメント材質	-

〔「m³/h(ntp)」〕は「Nm³/h」と同様に
基準状態 (0℃、大気圧) での体積の単位

取扱説明書 (抜粋)

本体部主要仕様				
機種区分	汎用品		PVC製	
1	構造	屋外形		
2	精度	± 3%F.S.		
3	レンジアビリティ	10:2		
4	流れ方向	ご注文時にご指示下さい		
5	最高使用温度		全形式共通	
		-20 ~ 120℃	-20 ~ 100℃	0 ~ 40℃
	高温用	Max.200℃	Max.150℃	-
6	最高使用圧力	JIS10K : 1MPa / JIS20K : 2MPa		
7	指示機構	マグネットカップリング		

測定上限値が $50\text{Nm}^3/\text{h}$ の場合、測定範囲 : $10\sim 50\text{Nm}^3/\text{h}$

●計器の指示値を最低目盛未満で読んでいたこと

計器を監視していた当直員は、当該計器のIDSに計器目盛範囲が「 $5\sim 50\text{Nm}^3/\text{h}$ 」と記載されていたため、「0」の刻字のないゼロ位置の目盛を $5\text{Nm}^3/\text{h}$ と認識し、最低目盛10を少し下回った指示を測定範囲外とは考えなかった。

5. 本事象に対する問題点

- 計器仕様表（I D S）の設計測定範囲の記載が間違っていた。
- I D Sの測定範囲が $5 \sim 50 \text{ Nm}^3 / \text{h}$ であったため、ゼロ位置を $5 \text{ Nm}^3 / \text{h}$ と認識（解釈）して読んでいた。

上記の問題点に対して、今後原因調査を行い、必要な対策を検討・立案する。

6. IDS及び計器の対応

以下の対応を実施中

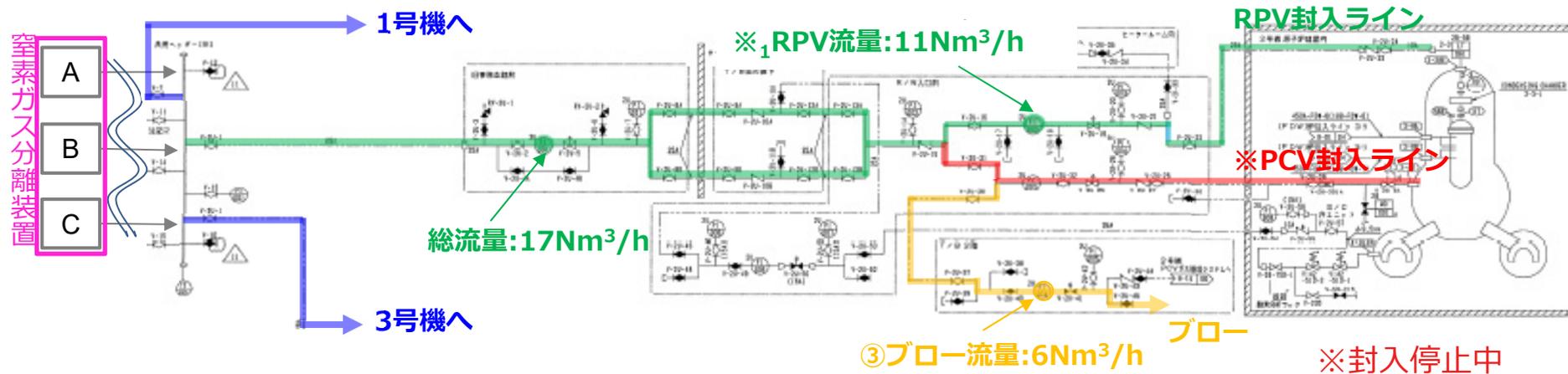
- (1) 記載間違いが確認されたIDSの修正 (5/23完了)
1～3号機窒素封入設備には、実施計画Ⅲ関連の監視計器(正)及び(副)として、流量計及び圧力計が当該計器 (2号機RPV窒素封入流量計) を含め25台あり、このうち流量計6台のIDSに記載間違いを確認した。
なお、当該計器を除く、使用中のラインの流量計及び圧力計については、現状の指示値が最低目盛よりも大きいことを確認しており、監視への影響はない。
- (2) 実施計画Ⅲ関連対象計器のIDSの調査 (6月中旬完了予定)
監視計器(正)及び監視計器(副)について調査中。
- (3) 2号機窒素封入量の監視方法変更 (実施済)
「必要な封入量以上であること」を確認できるよう監視方法変更。
- (4) 計器交換
当該計器を低流量が測定できる計器に交換する。(7月上旬完了予定)

7. 2号機RPV窒素封入量監視方法変更

現在の指示値が測定範囲の下限近傍にあり、測定範囲を下回る懸念があるため、PCV封入ラインのブローラインを活用し、「必要な窒素封入量以上であること」を確認できるよう監視方法を変更。

※1系統より窒素をブローし、総流量計（監視計器（副））との差し引きによりRPV流量を算出

$$\begin{aligned} \text{「RPV流量※1」} &= \text{「総流量」} - \text{「ブロー流量」} \\ 11\text{Nm}^3/\text{h} &= 17\text{Nm}^3/\text{h} - 6\text{Nm}^3/\text{h} \quad (\text{5/24 20時頃}) \end{aligned}$$



参考. 時系列

- 4月23日 以前から2号機窒素封入量が低下傾向にあったことから、計器主管箇所は低流量を測定できる計器に交換できないか検討を開始
- 5月16日 計器主管箇所は上記の検討の過程で、流量計の目盛板（10～50Nm³/h）とIDSの設計測定範囲（5～50Nm³/h）に相違があることに疑念をもち、その妥当性の調査を開始
- 5月20日
17:30 IDSの設計測定範囲の記載と取扱説明書に相違があることから、本社・発電所の関係者にて情報を共有
その中で、必要な窒素封入量（5Nm³/h以上）は封入できているものの、監視計器（正）の指示値が設計測定範囲の下限値10Nm³/hを下回り、正確に測定できていないことを確認
- 19:30 実施計画Ⅲ第1編第25条1項「窒素ガス封入設備」運転上の制限「窒素ガス分離装置1台が運転中であること」を満足していることを代替計器により確認
- 20:05 過去データを調査したところ、上記の運転上の制限について満足していない期間があったことを確認（3月16日、4月23日～5月19日）
- 20:50 実施計画Ⅲ第1編第25条1項「窒素ガス封入設備」運転上の制限からの逸脱を判断。また、同時刻に上記の復帰を判断

参考. 窒素封入流量低下事象の原因調査状況及び今後の対応

(1) 原因調査状況

流量の低下傾向が確認されたことを受けて、以下の調査を実施してきた。

No.	調査項目	調査内容	調査結果
1	流路外観点検	窒素封入流路を構成するホース・配管・弁について外観・漏えい確認及び弁構成確認を実施。	異常なし。
2	監視計器（正）健全性確認	窒素封入流路上の監視計器（副）の指示値を比較し、健全性を確認を実施。	正計器・副計器の指示値が同等であることから流量計は健全と判断。
3	窒素ガス分離装置本体性能確認	窒素ガス分離装置（A/B/C）は各々定格流量の性能を確認。	本体性能に異常なく、本体側での流量制限はないことを確認。
4	PCV窒素封入確認	PCV窒素封入を実施し、RPV・PCVライン分岐ヘッダまでの健全性を確認する。	PCVラインから50Nm ³ /hの封入が可能であることを確認。⇒要因は分岐ヘッダ以降のRPVラインに推定

調査の結果、原因は特定されていないが流量低下の要因が、分岐ヘッダ以降のRPVラインにあると推定される。

(2) 今後の対応

調査結果を受け、分岐ヘッダー下流側のRPVラインについては、新規ラインへの取替を計画している（2019年度8月予定）。