

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

概要

TEPCO

- 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>

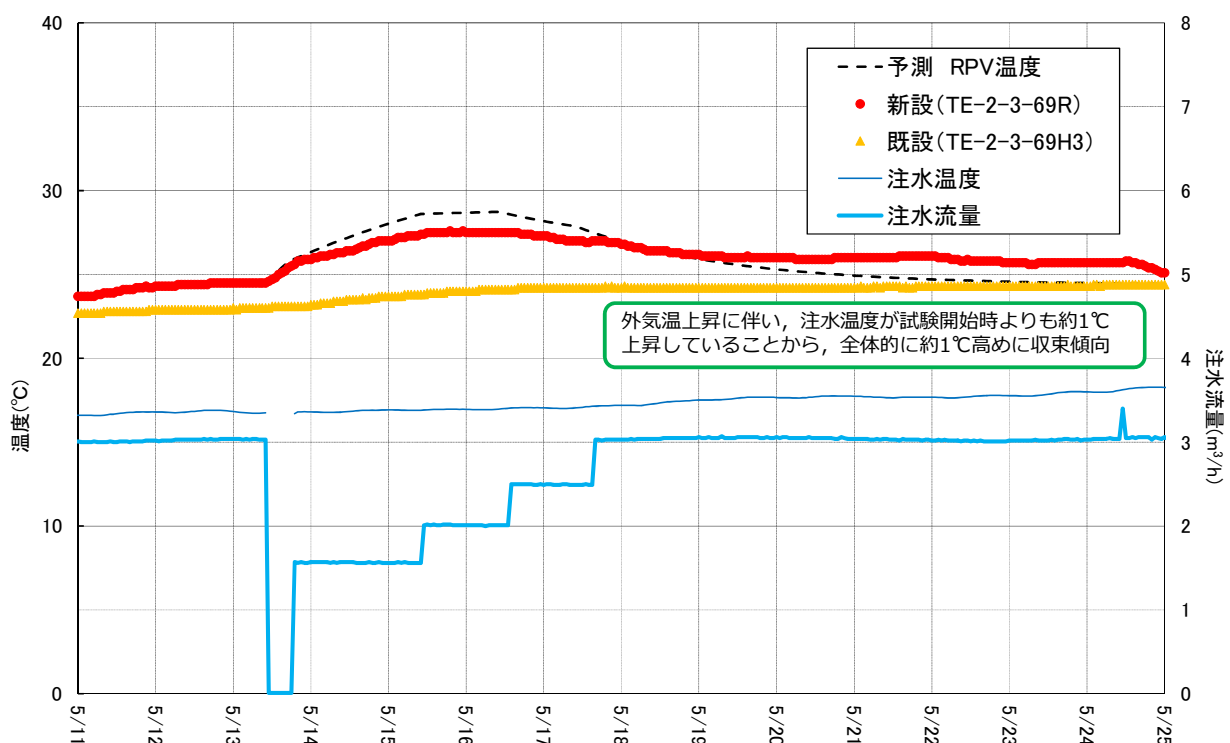
- RPV底部温度やPCV温度の挙動は、温度計毎にばらつきはあるが、概ね予測どおりであり、試験継続の判断基準（温度上昇15℃未満）を満足中。

<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

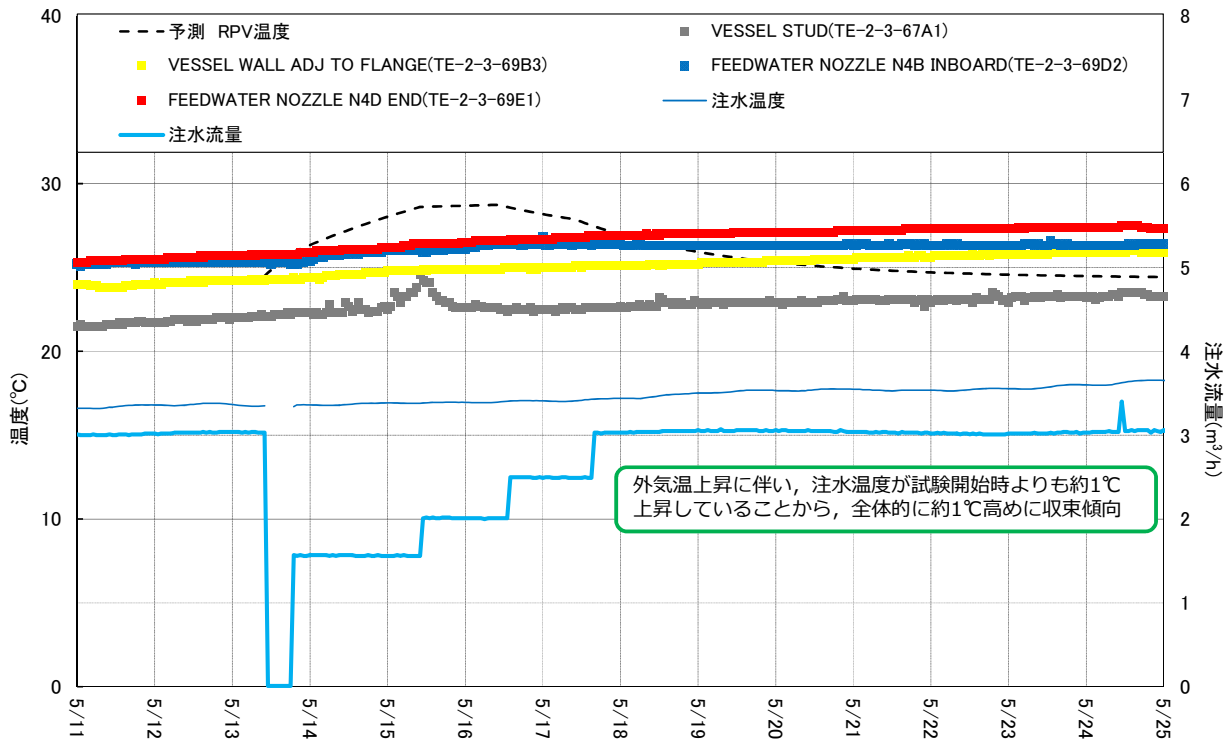
2

STEP2 RPV底部温度の推移



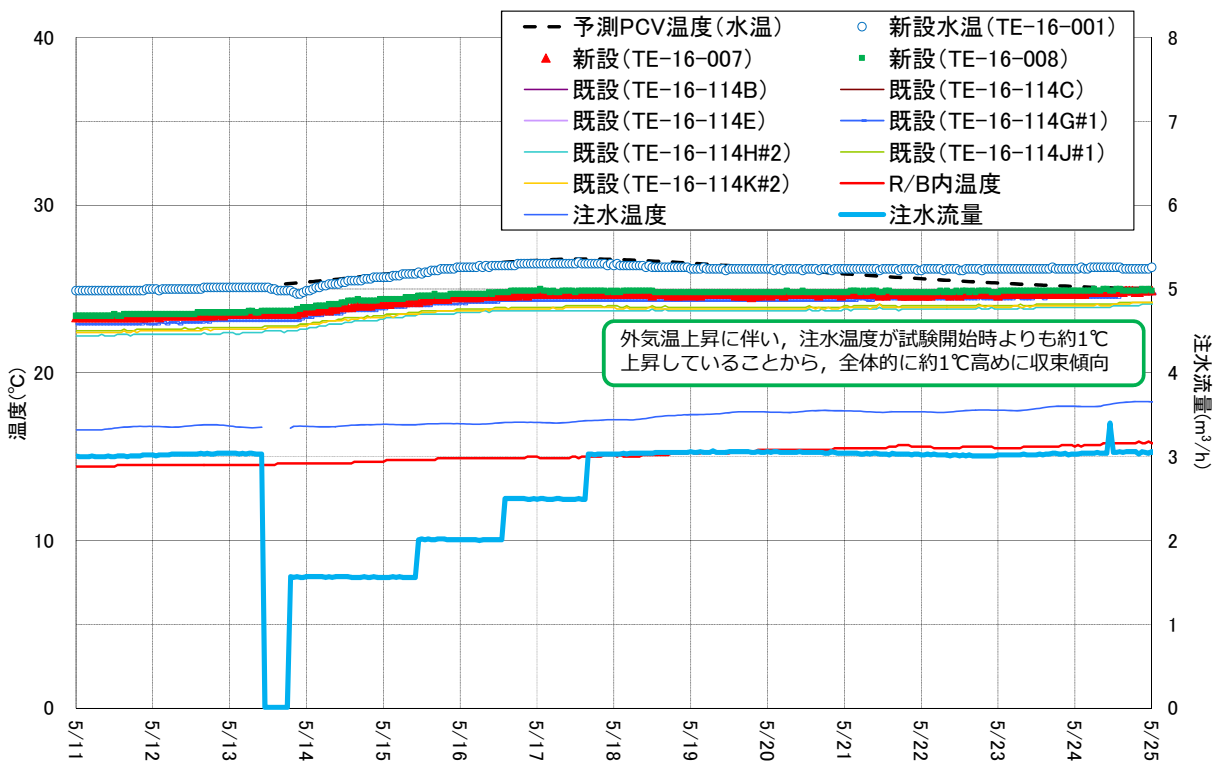
※予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載

3

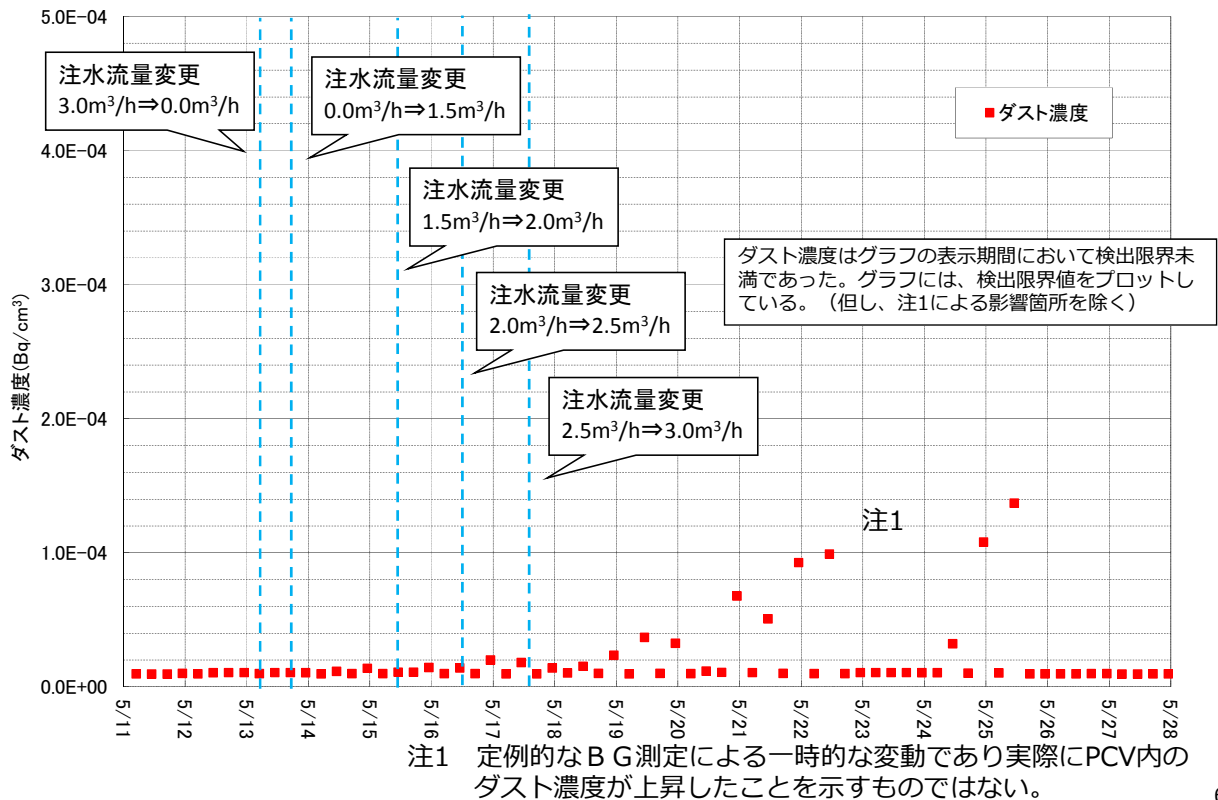


※予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載

STEP2 PCV温度の推移



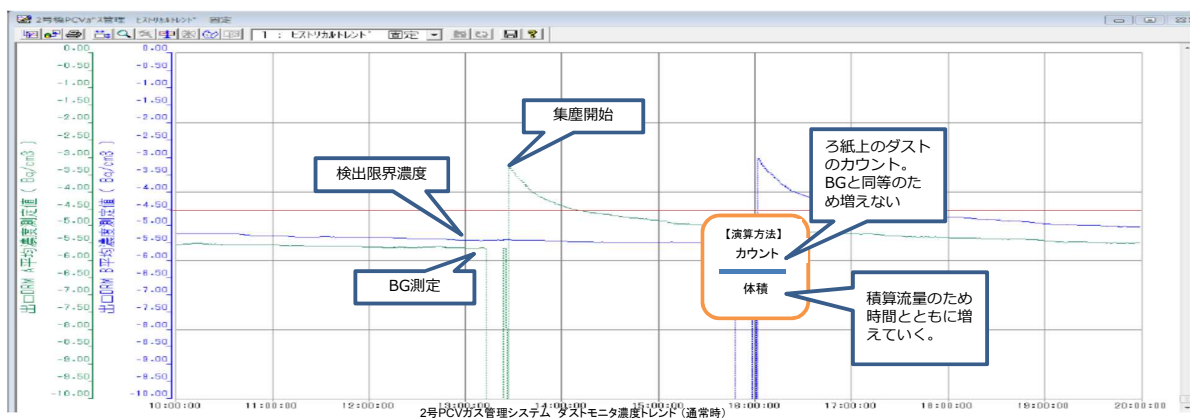
※予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載



6

出典：廃炉 汚染水対策チーム会合資料「福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器圧力の減圧試験の実施状況（速報）」（2018年9月6日）一部修正

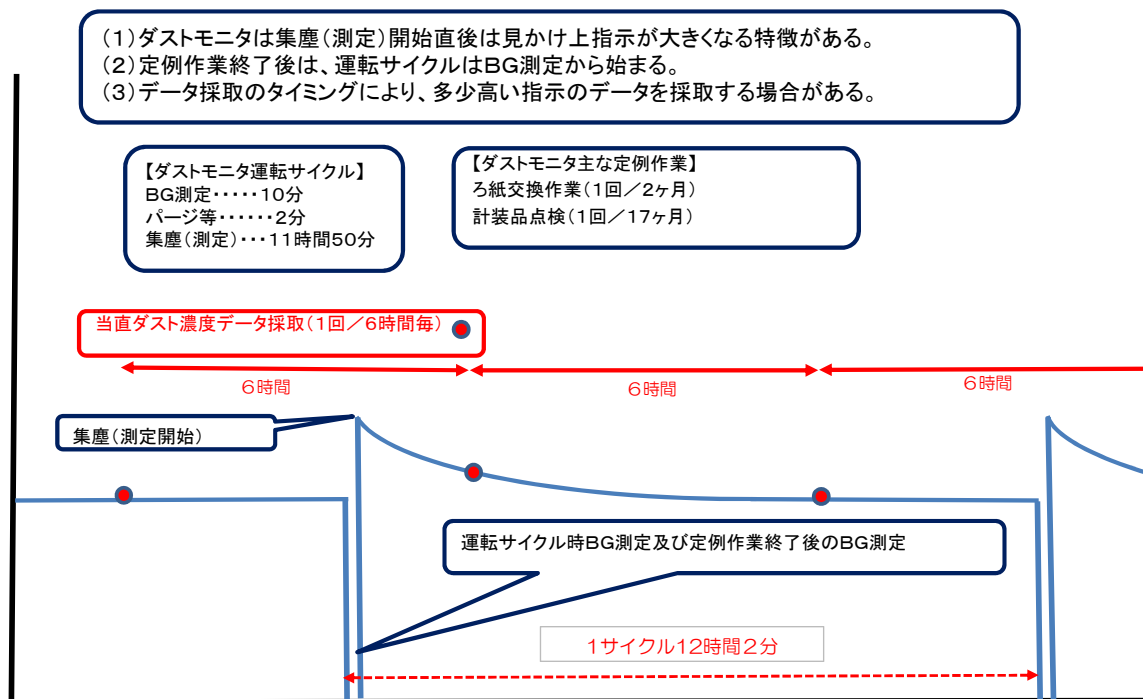
(参考) 2号機 PCVガス管理設備ダストモニタ濃度波形（1）



【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**

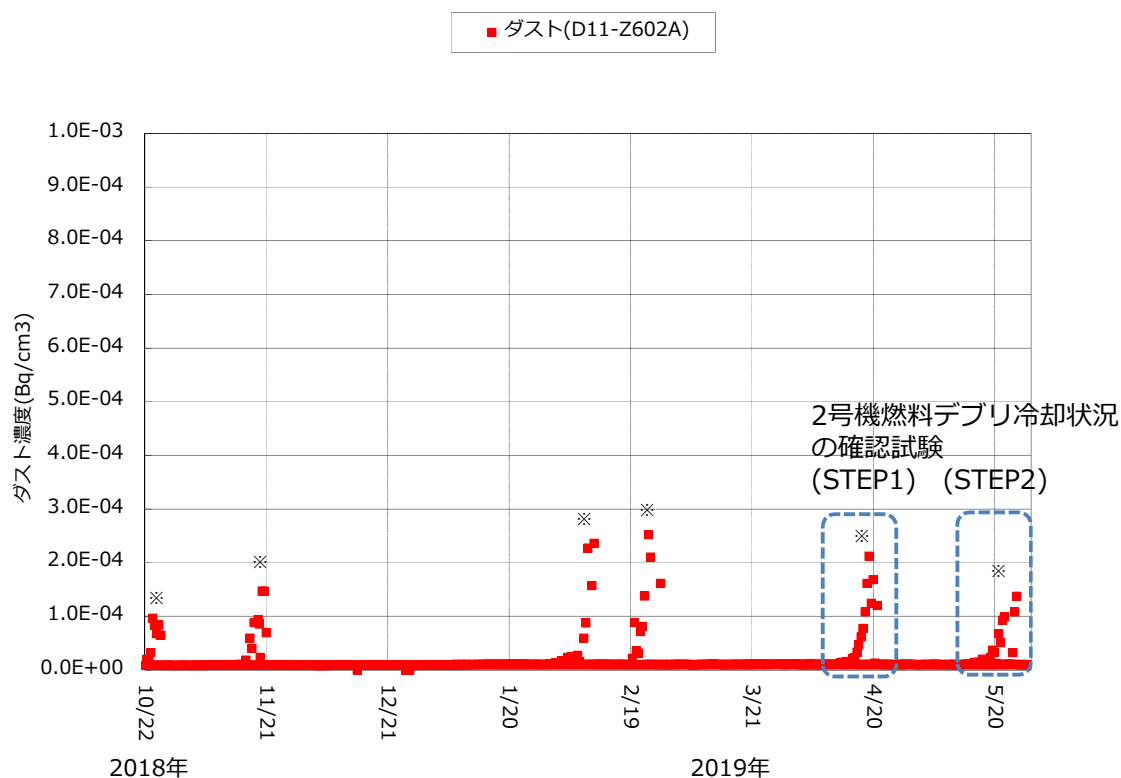


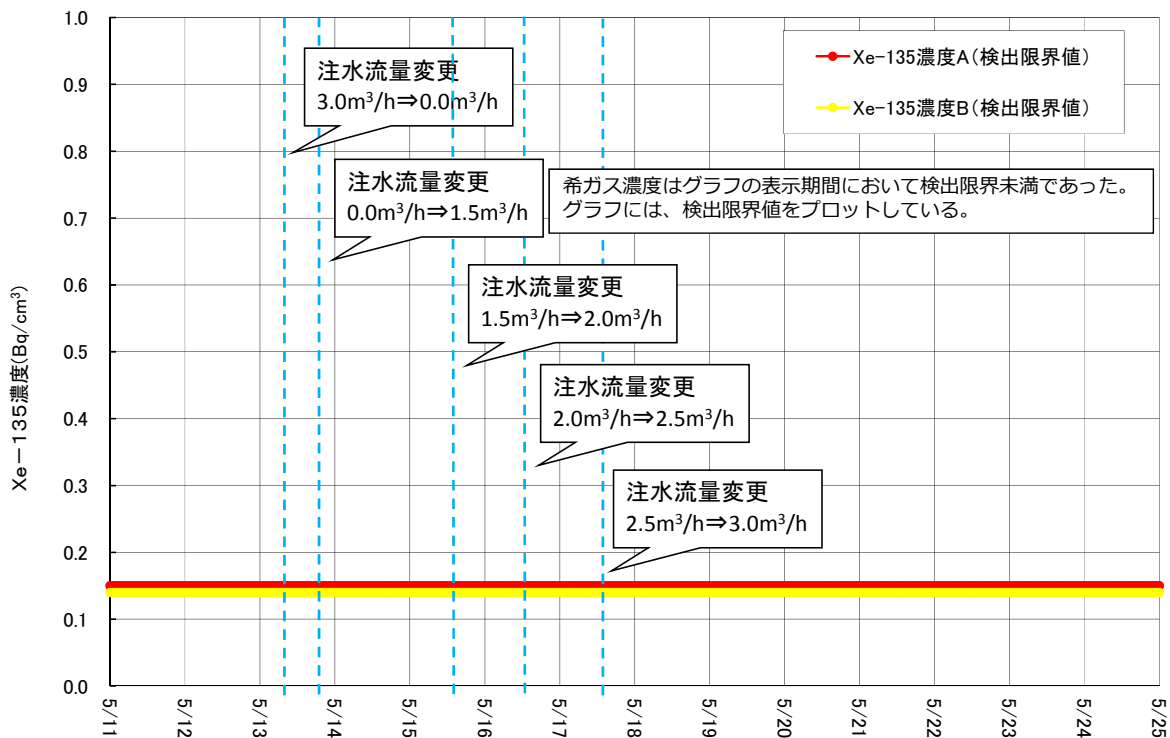
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

無断複製 転載禁止 東京電力ホールディングス株式会社

（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。

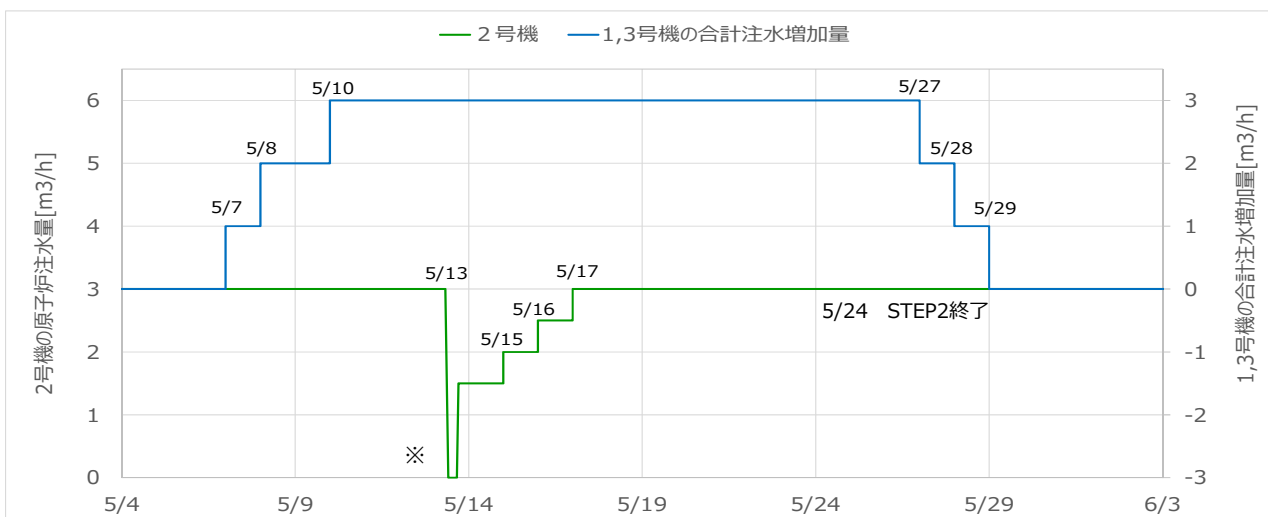




10

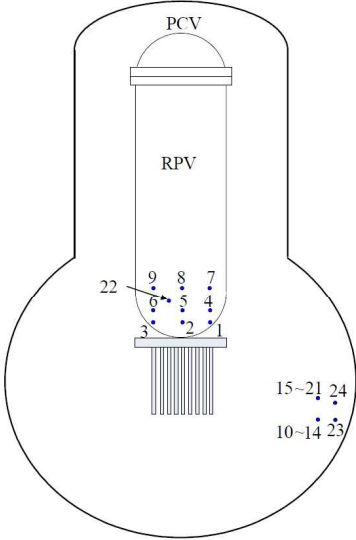
試験STEP2のスケジュールについて

■ 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施を実施したうえで、計画的にLCO外に移行する。

11



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 jet (TE-2-3-69F1)	—
5	vessel bottom above skirt jet (TE-2-3-69F2)	—
6	vessel bottom above skirt jet (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)	○

12

- 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

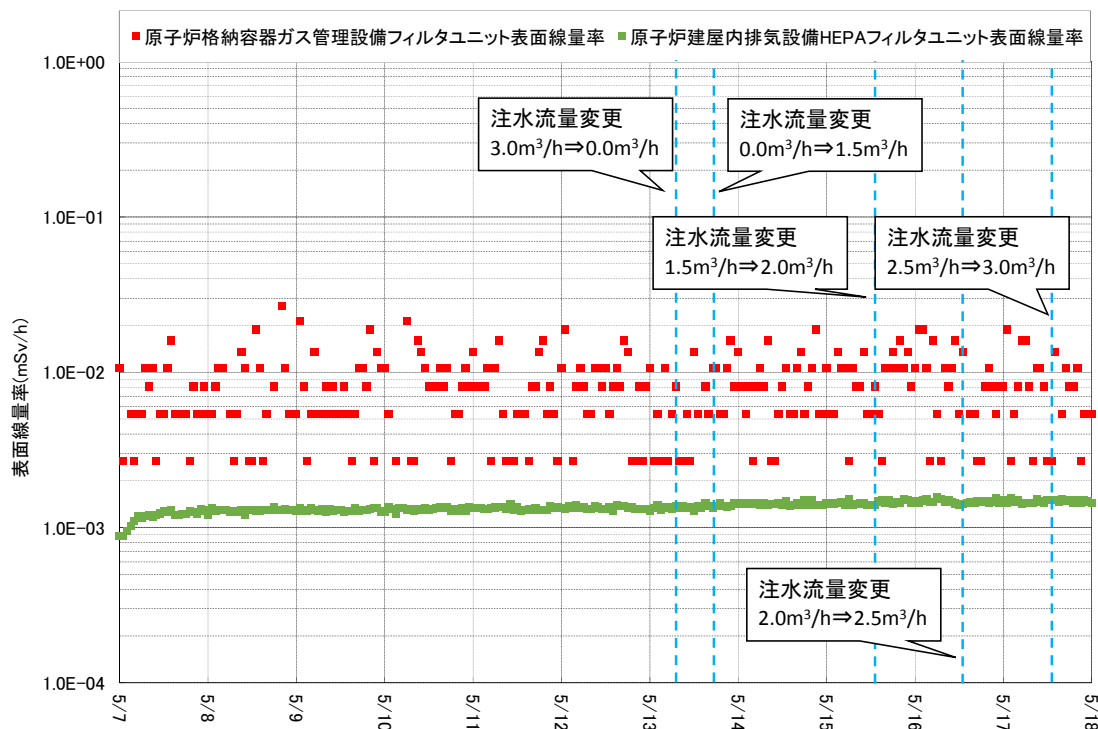
- 2号原子炉格納容器ガス管理設備HEPAフィルタユニット表面線量率
- 2号原子炉建屋内排気設備HEPAフィルタユニット表面線量率

- 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*

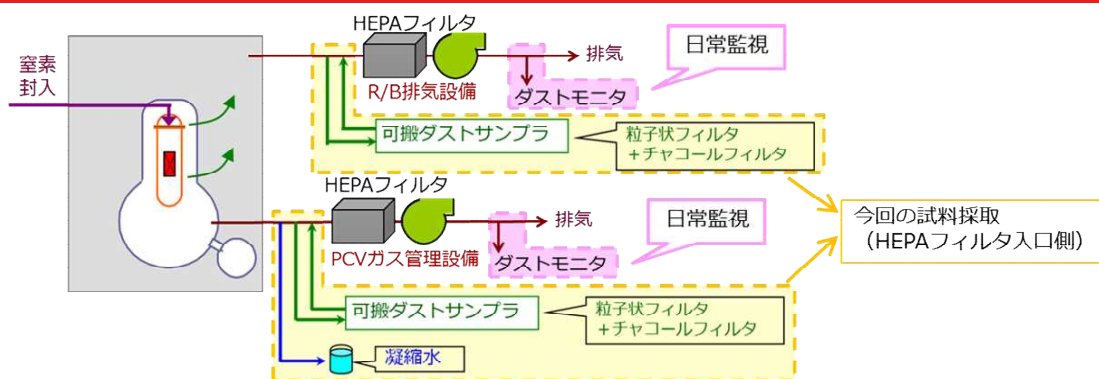
- 2号原子炉格納容器ガス管理設備HEPAフィルタ入口側抽気ガスのダスト
- 2号原子炉格納容器ガス管理設備HEPAフィルタ入口側抽気ガスのドレン水
- 2号原子炉建屋排気設備HEPAフィルタ入口側抽気ガスのダスト

* 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



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)

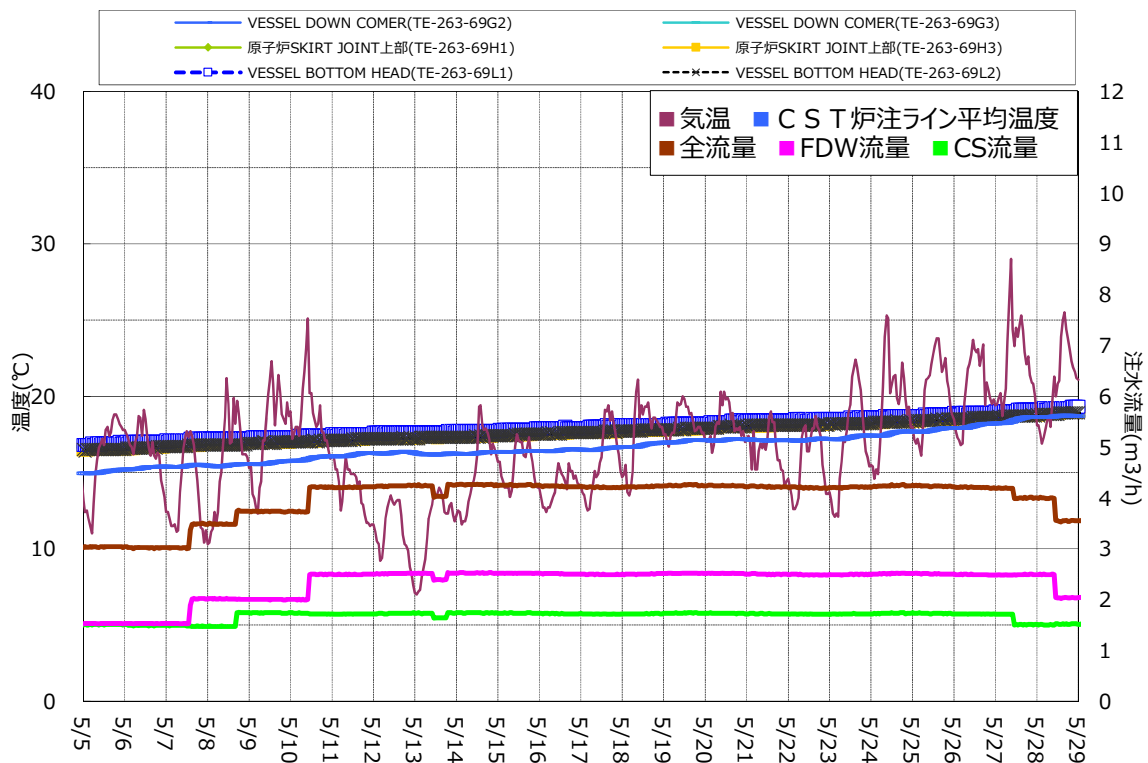
採取試料	PCVガス管理設備 (HEPAフィルタ入口側)		R/B建屋排気設備 (HEPAフィルタ入口側)
	凝縮水	ダスト (粒子状フィルタ)	ダスト (粒子状フィルタ)
Cs-134	3.5E+00	ND (<4.5E-07)	8.4E-06
Cs-137	4.4E+01	ND (<5.5E-07)	1.0E-04
Sr-90	4.6E+01		
全α	2.5 E-02	ND (<5.6E-09)	1.3E-08
H-3	1.2E+03		

- 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。

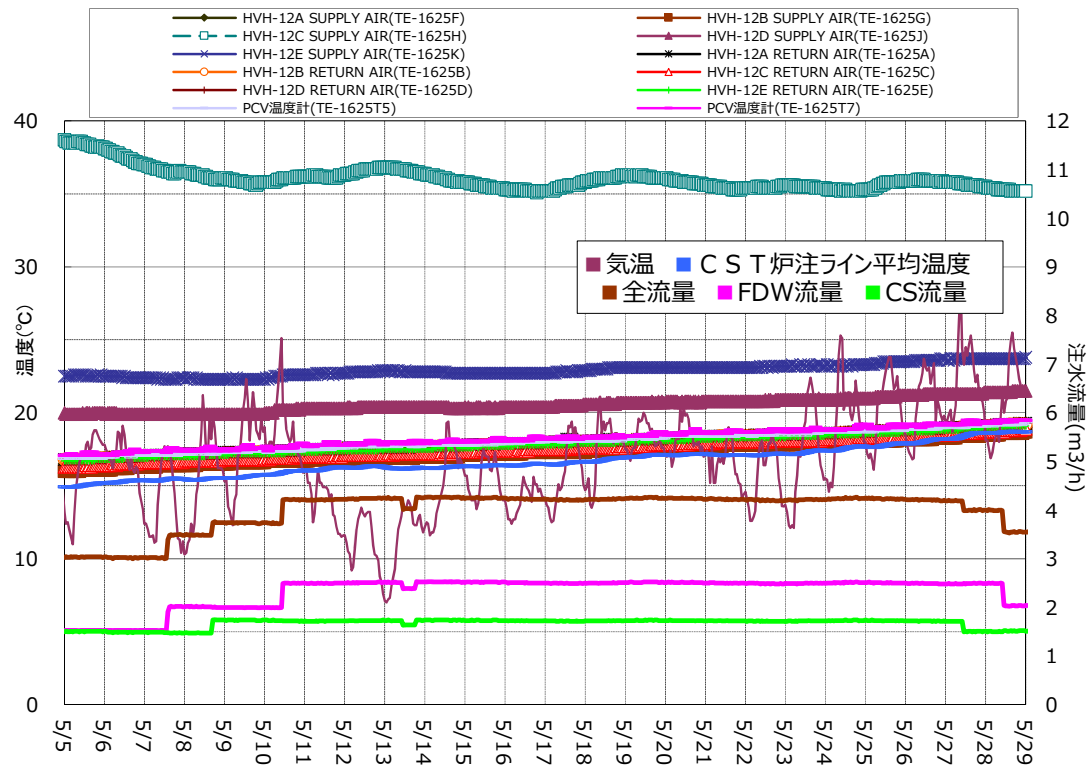
(参考: 試験期間中のHEPA出口ダスト濃度)
 ・PCVガス管理設備: ND (検出限界値*: 約 1.0×10^{-5} Bq/cm³)
 ・R/B排気設備出: ND (検出限界値*: 約 4.9×10^{-7} Bq/cm³)
 ※ 2019.5.29時点の値

	性状	採取日時	分析項目	分析結果 [Bq/cm ³]		性状	採取日時	分析項目	分析結果 [Bq/cm ³]
P C V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	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	1.065E+02				全β	1.264E-04
			H-3	1.214E+03				Cs-134	8.354E-06
			Sr-90	4.562E+01				Cs-137	1.046E-04
			Cs-134	3.500E+00				Sb-125	< 3.762E-06
			Cs-137	4.438E+01				Mn-54	< 5.710E-07
			I-131	< 8.542E-02				Co-60	< 9.222E-07
			Sb-125	3.681E-01				Ag-110m	< 8.811E-07
			Mn-54	< 2.166E-02				Ce-144	< 3.473E-06
			Co-60	7.670E-02				Eu-154	< 2.396E-06
			Ag-110m	< 5.522E-02				Fe-59	< 1.144E-06
			Ce-144	< 3.534E-01				Co-58	< 5.753E-07
			Eu-154	< 4.427E-02				Am-241	< 3.184E-06
			Fe-59	< 3.559E-02				Cr-51	< 8.256E-06
			Co-58	< 1.990E-02					
	Am-241	< 4.412E-01							
	Cr-51	< 6.089E-01	チャコール フィルタ	2019/5/13 18:15	I-131	< 6.896E-07			
	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								
I-131	< 8.158E-07								

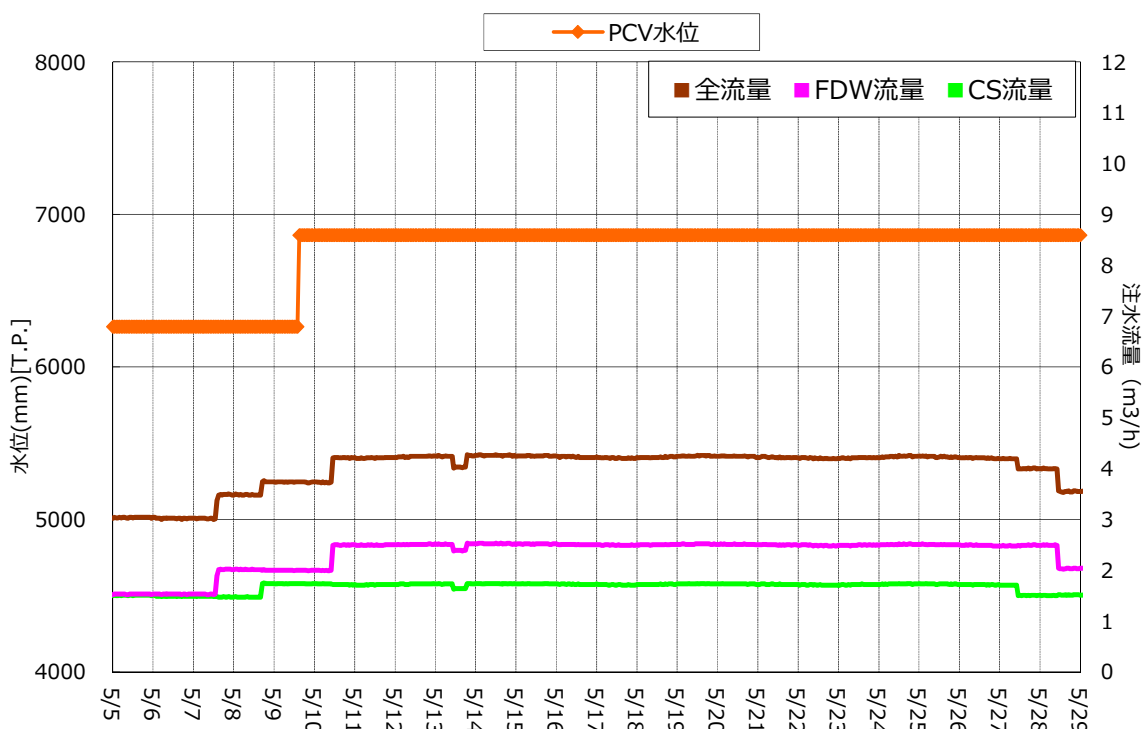
- 得られた分析結果については、過去のサンプリング結果との比較などにより、再サンプリングの必要性をふくめ今後詳細に評価していく。
- PCVガス管理設備から採取した試料については、分析結果を基に、PCV内の放射能濃度を評価していく。



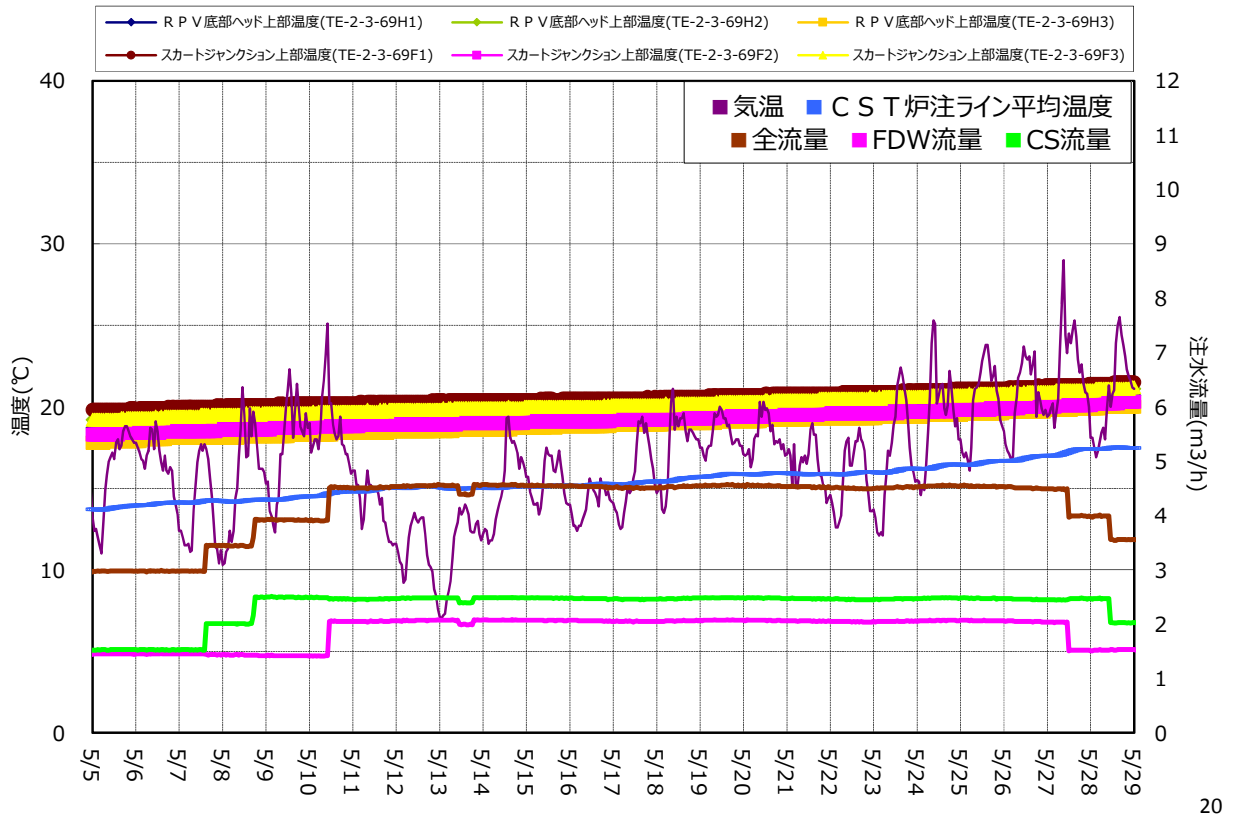
(参考) STEP2 1号機PCV温度の推移



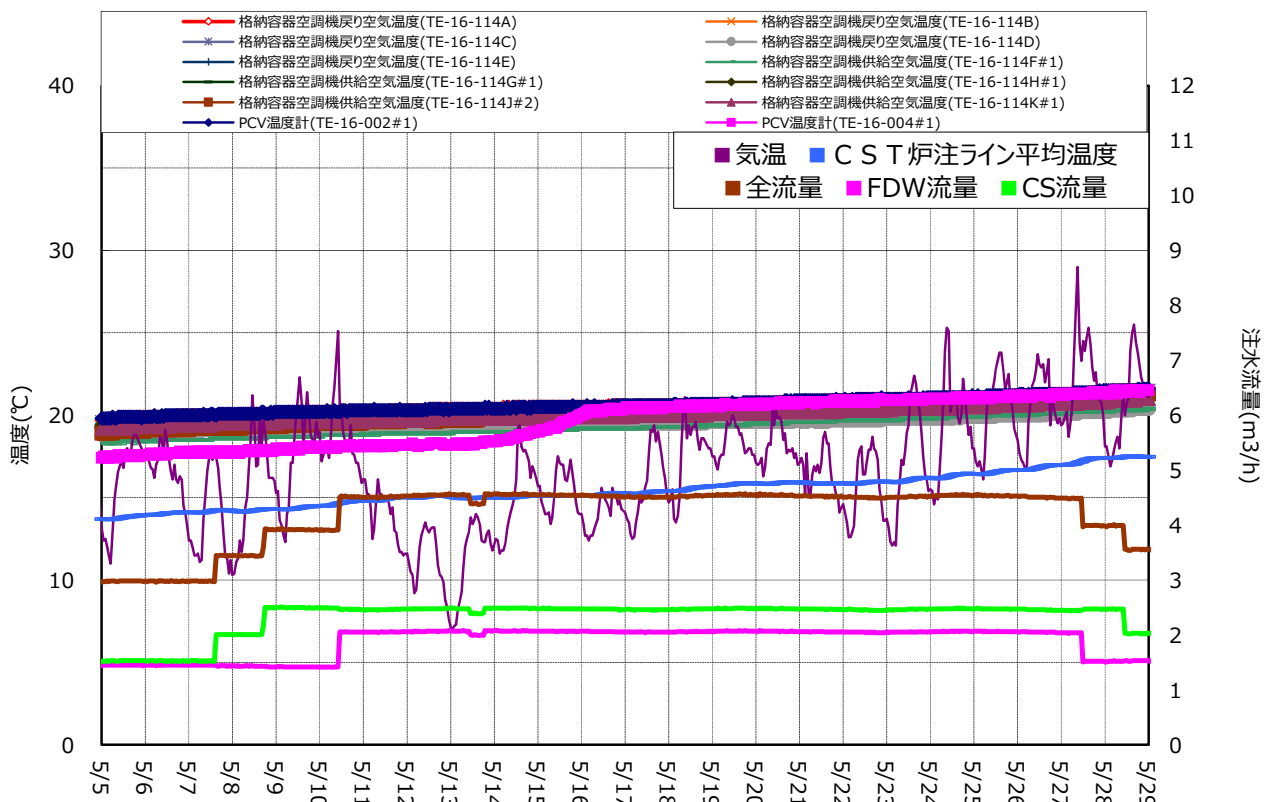
(参考) STEP2 1号機PCV水位の推移

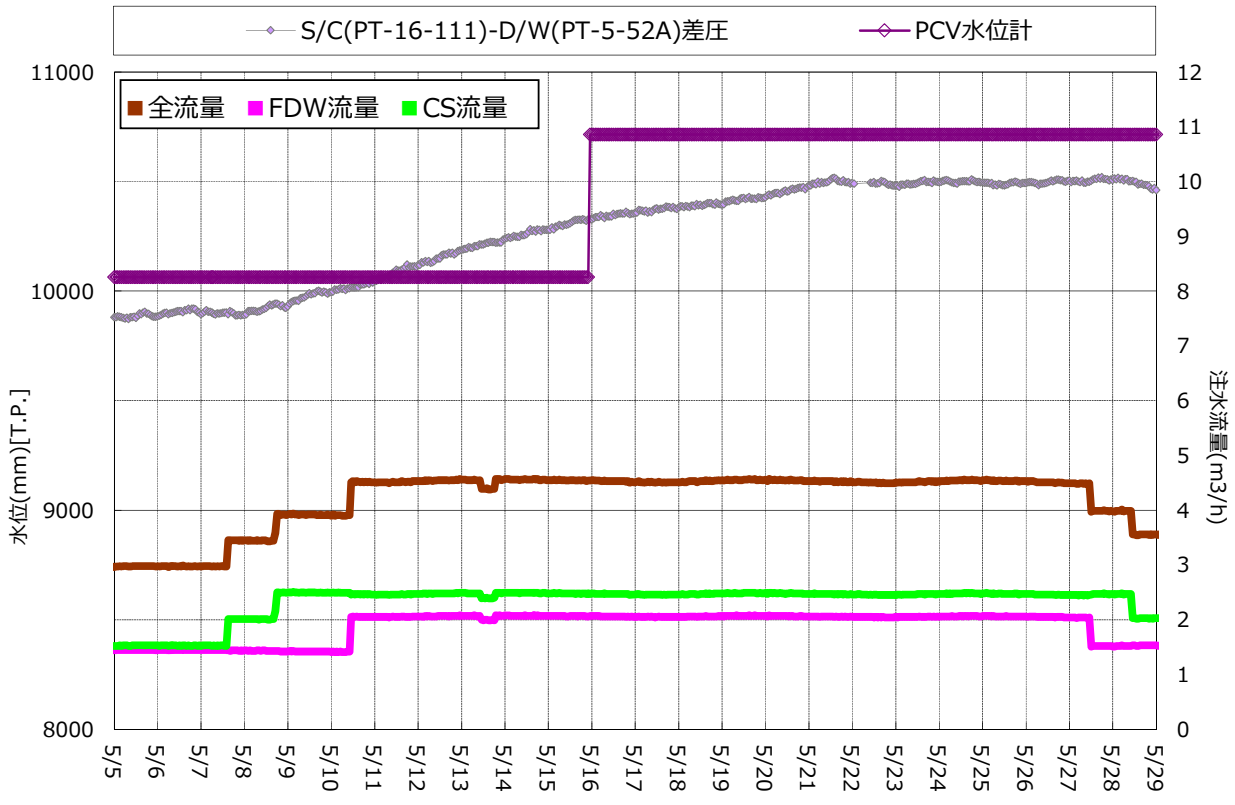


(参考) STEP2 3号機RPV底部温度の推移



(参考) STEP2 3号機PCV温度の推移





出典：特定原子力施設監視・評価検討会資料「2号機燃料デブリ冷却状況の確認試験の結果（速報）について」（2019年5月20日）

(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

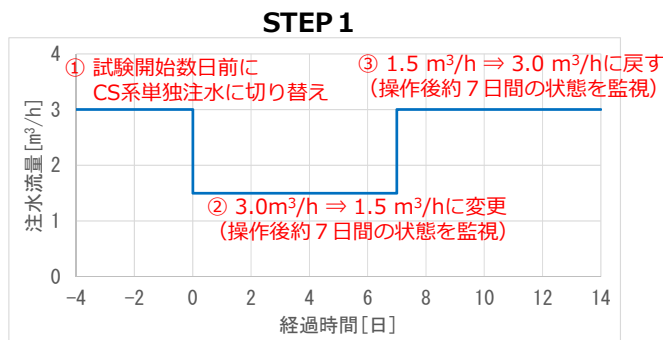
②運転・保守管理上の改善

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

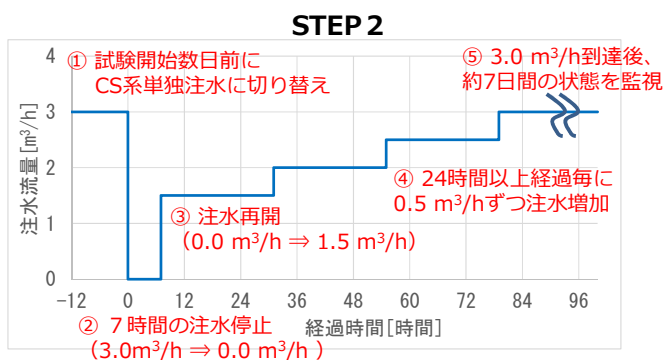
STEP 1（注水量低減・増加）

- 原子炉注水量を3.0m³/hから1.5m³/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1.5m³/hの注水量増加幅の影響を確認する



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



（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>

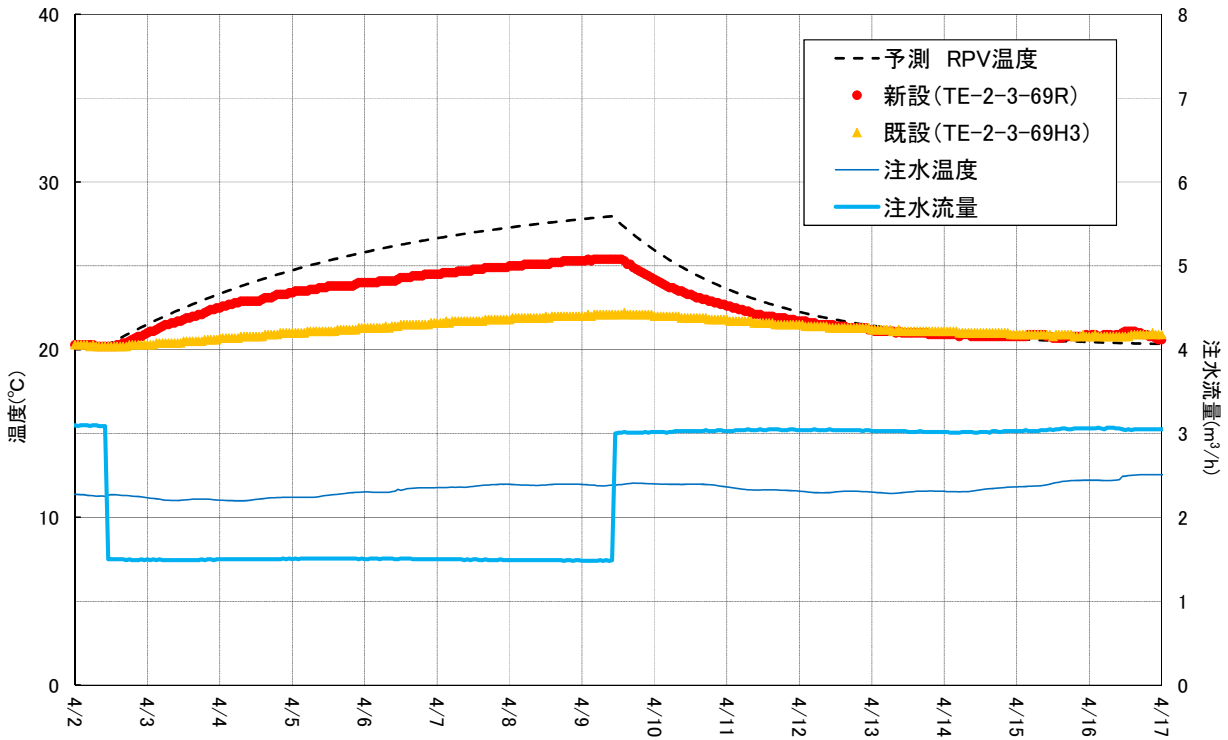
- RPV底部温度やPCV温度の挙動は、温度計毎にばらつきはあるが、概ね予測どおりであり、試験継続の判断基準（温度上昇15℃未満）を満足。

	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>

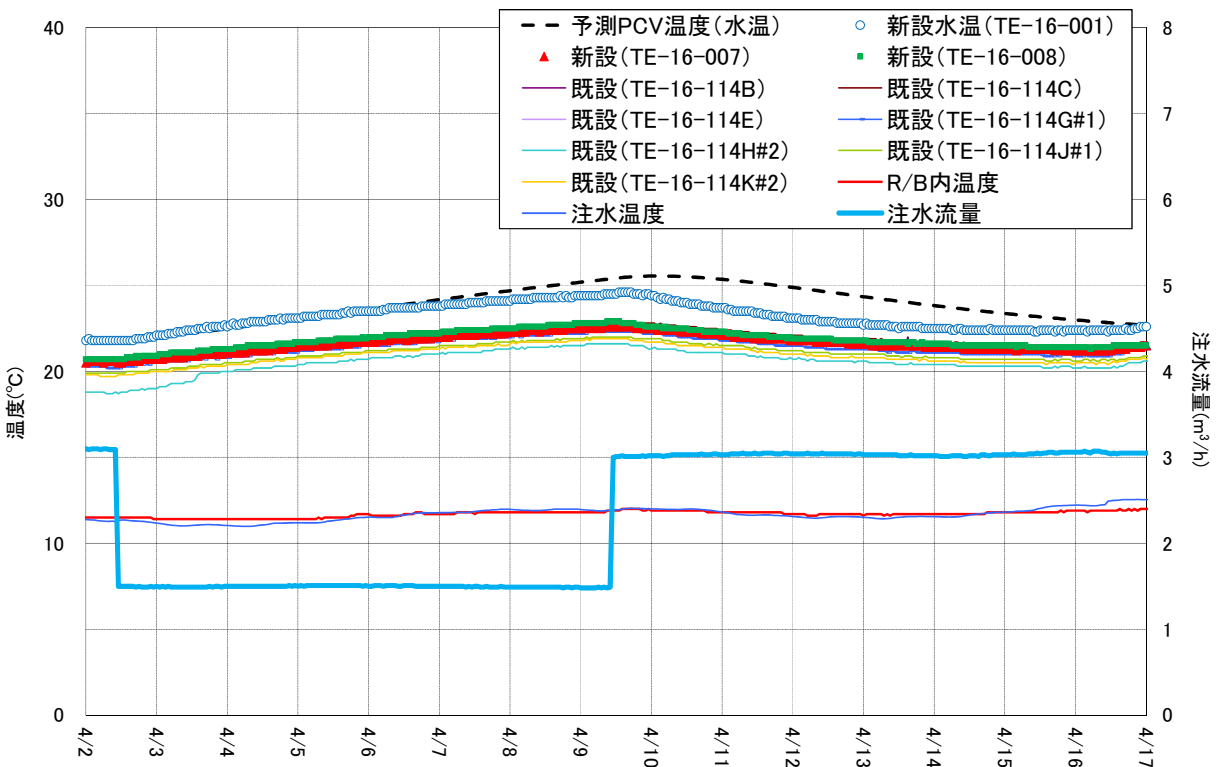
- PCVガス管理設備のダスト濃度に有意な上昇なし
- PCVガス管理設備の短半減期希ガス（Xe-135）は、原子炉注水量増加後も有意な上昇なく原子炉は未臨界を維持

(参考) STEP1 RPV底部温度の推移



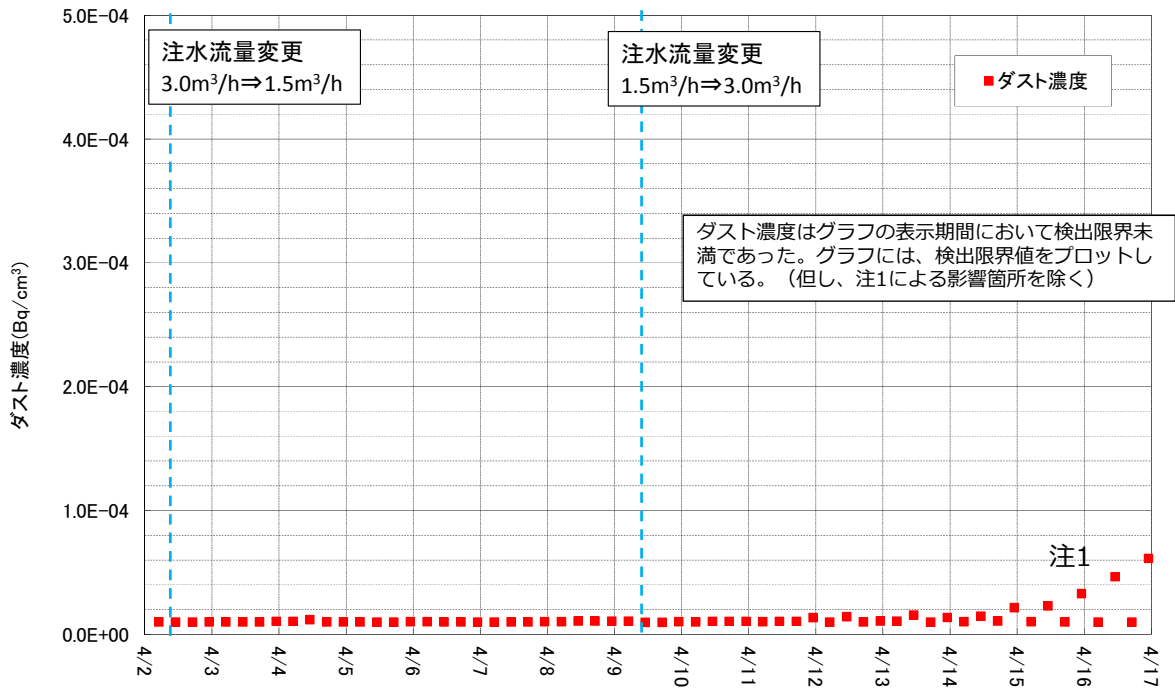
※予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載

(参考) STEP1 PCV温度の推移

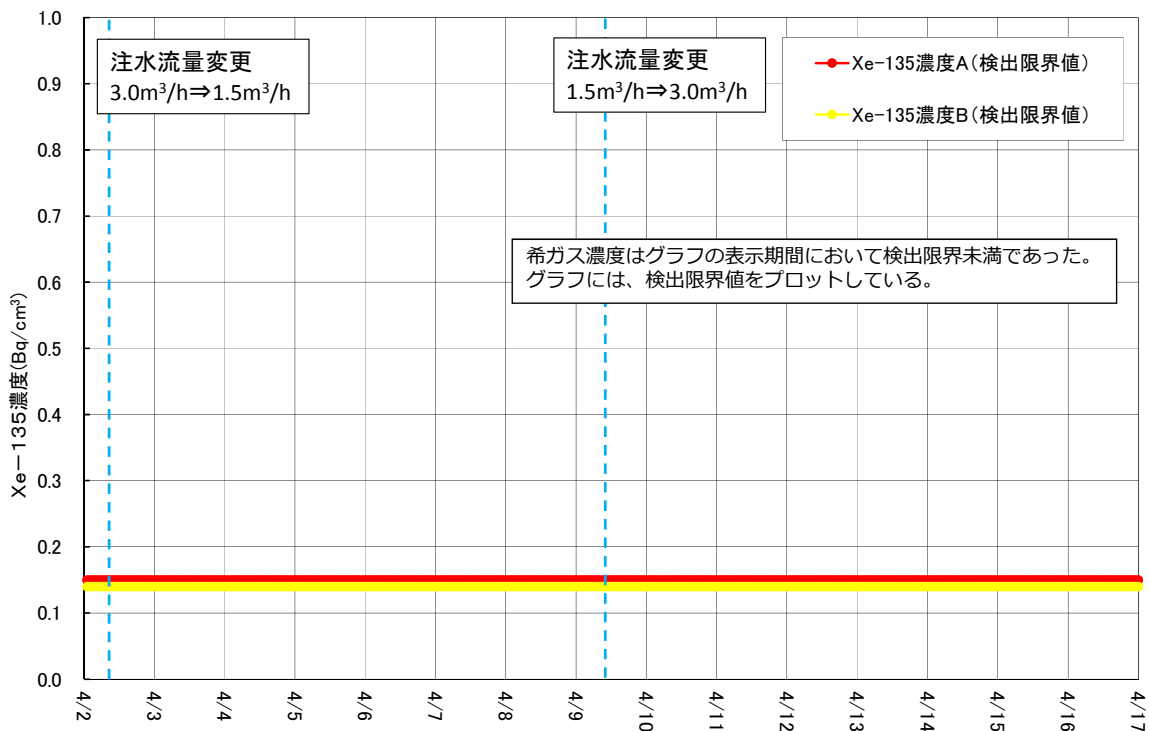


※予測温度は試験開始時の実績温度を基準として記載

(参考) STEP 1 PCVガス管理設備 ダスト濃度の推移

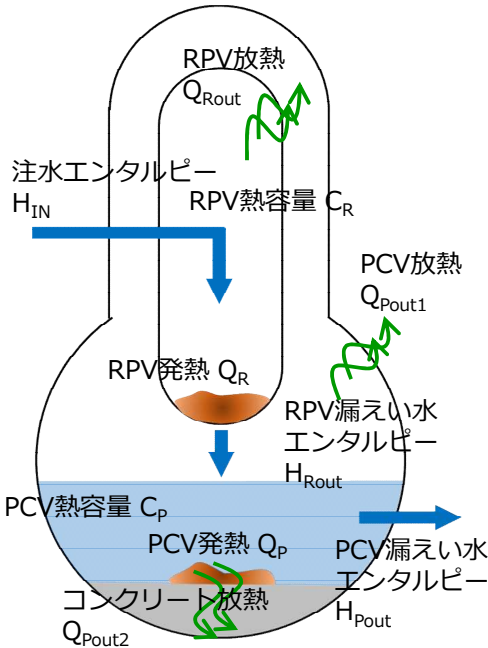


(参考) STEP 1 PCVガス管理設備 希ガス(Xe135)の推移



(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

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

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

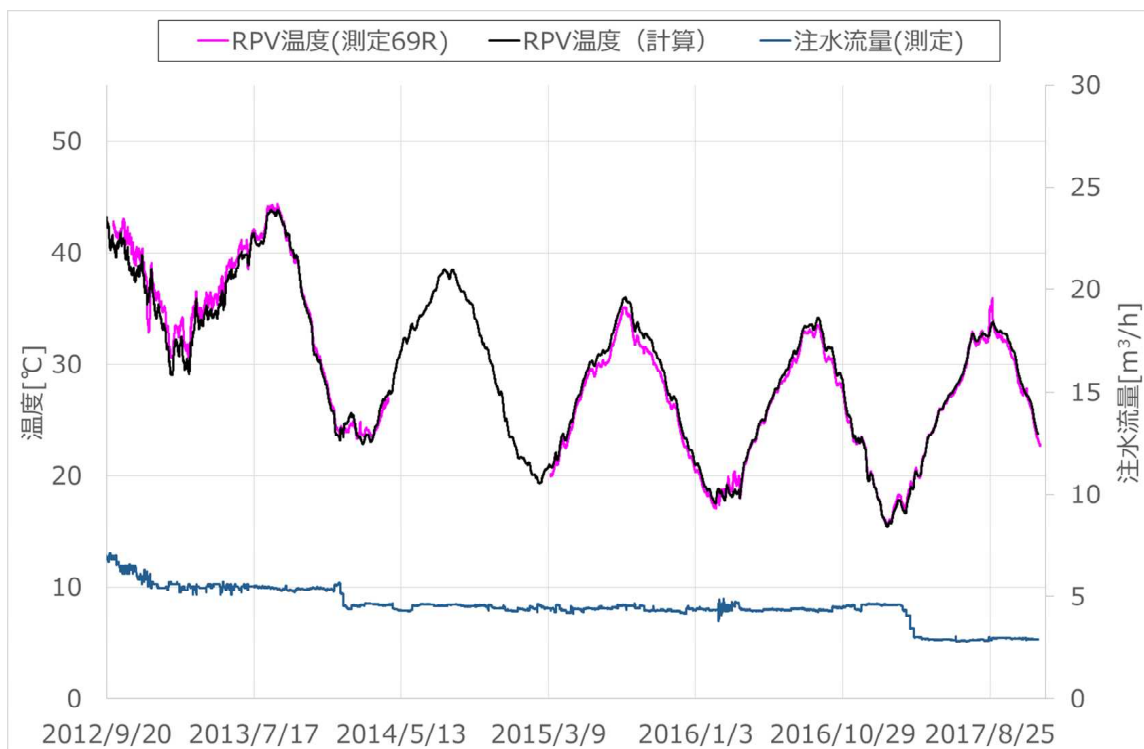
(2) PCVのエネルギー収支と温度変化の計算式

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

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

(参考) 熱バランスモデルによる2号機RPV温度の評価結果

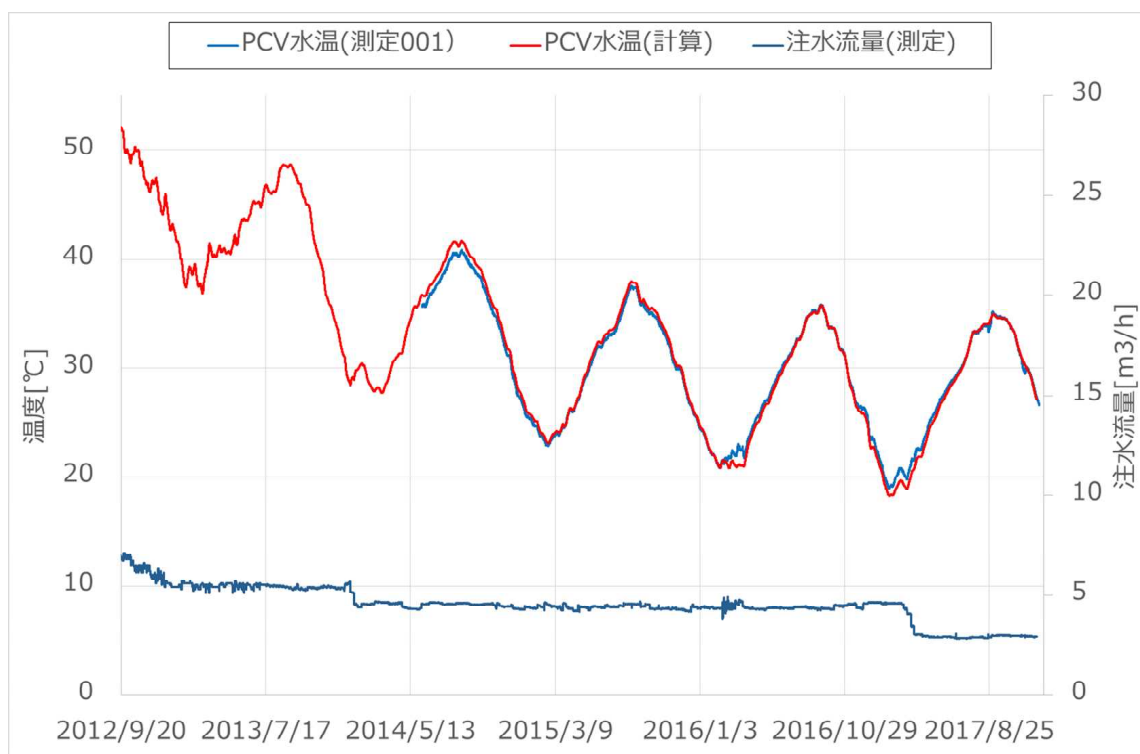
- 評価条件には仮定が含まれるものの、計算したRPV温度が、実績のRPV底部温度（新設温度計）のトレンドを概ね再現した。



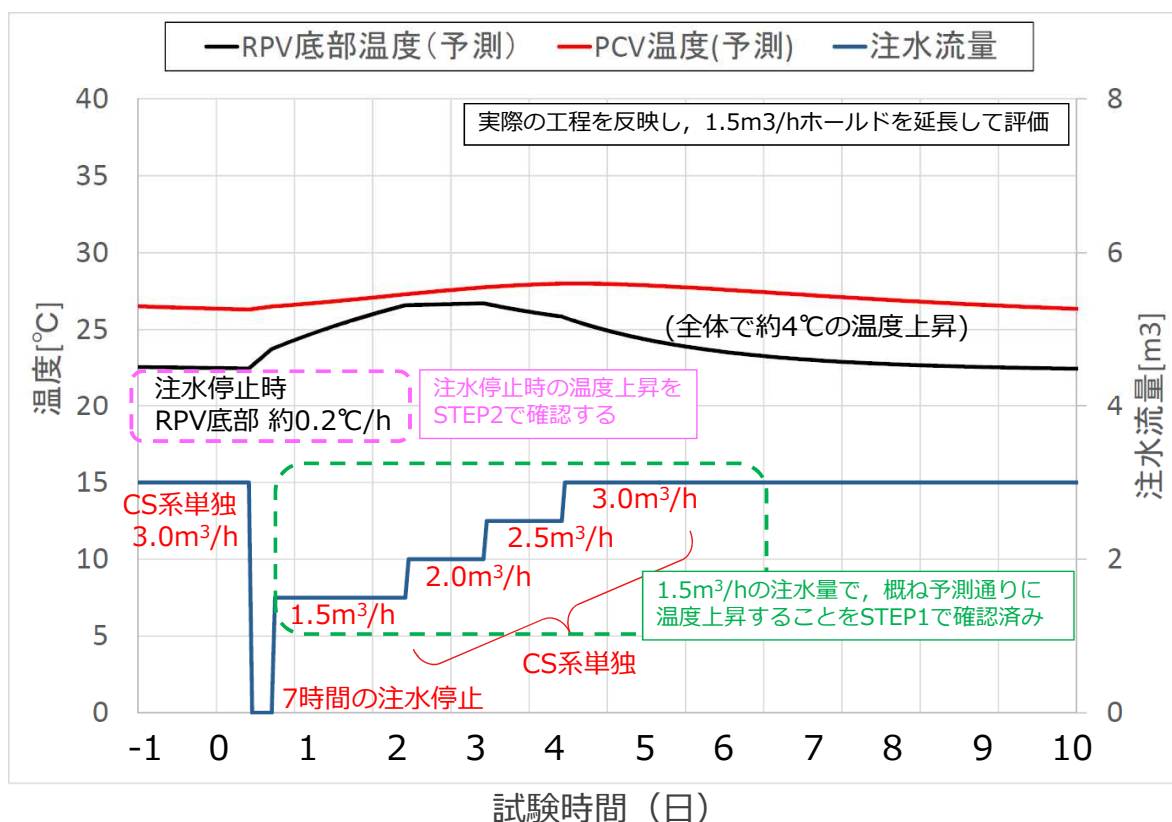
(参考) 熱バランスモデルによる2号機PCV水温の評価結果



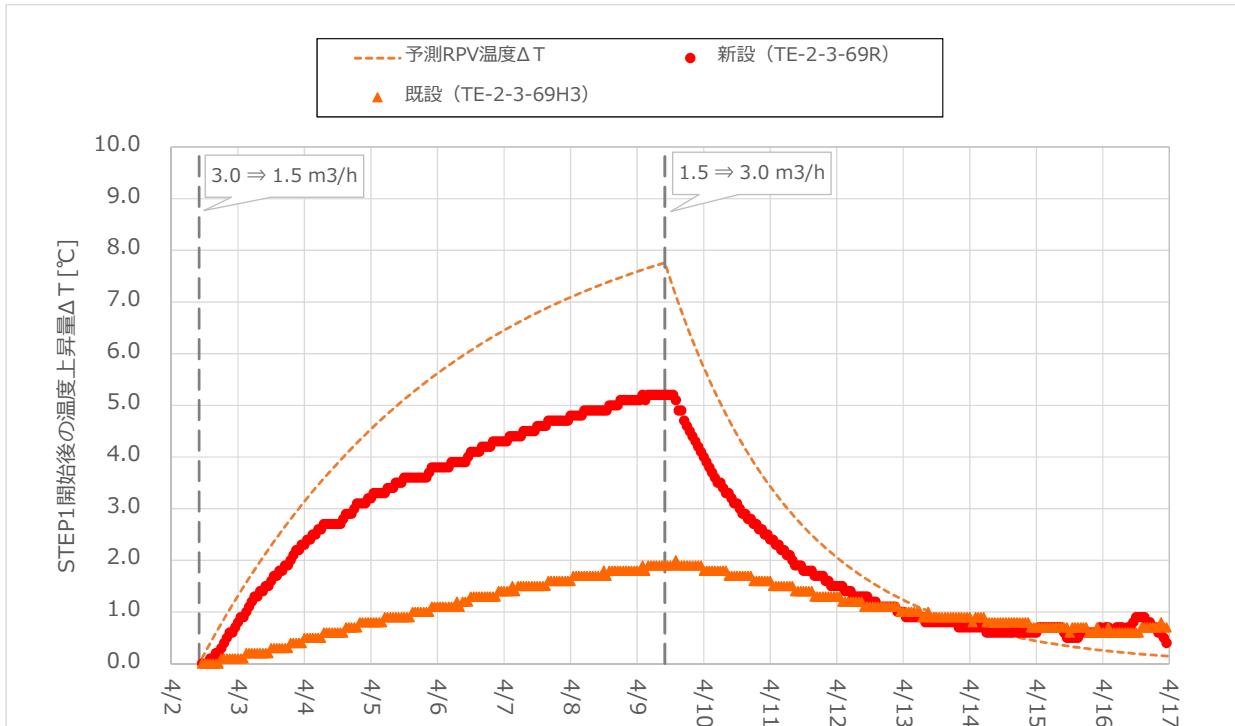
- 評価条件には仮定が含まれるものの、計算したPCV水温が、実績のPCV水温（新設温度計）のトレンドを概ね再現した。



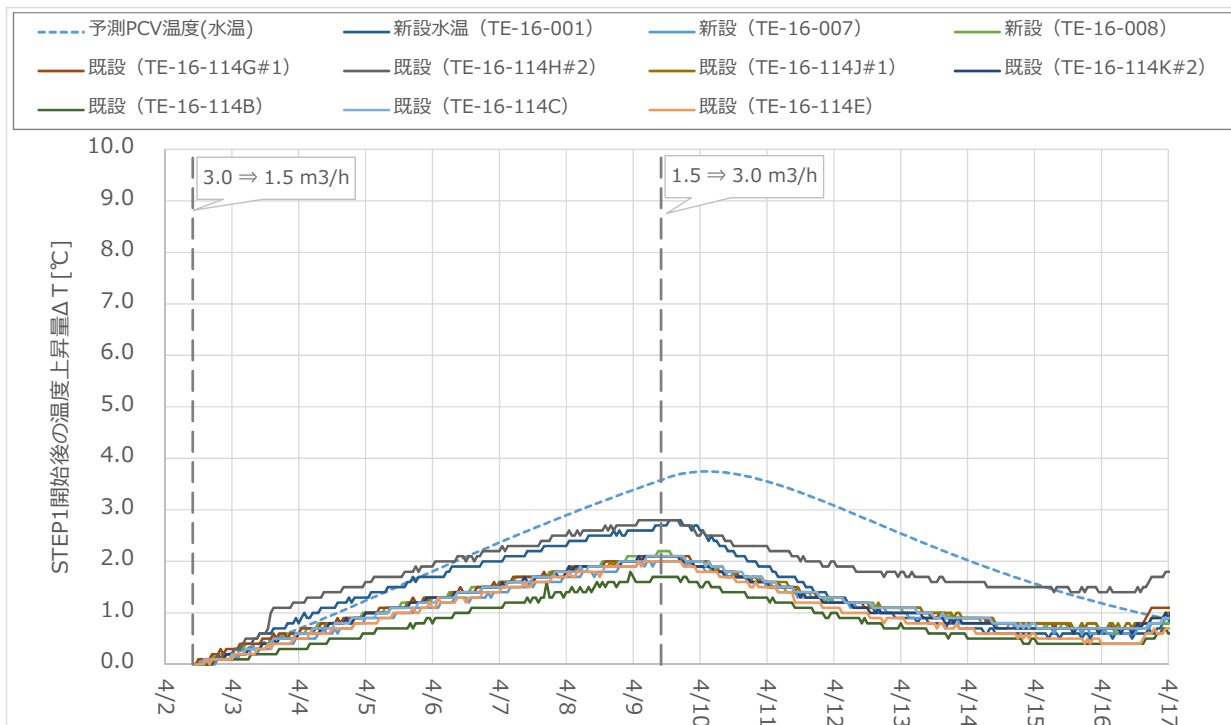
(参考) STEP 2 の温度挙動予測評価



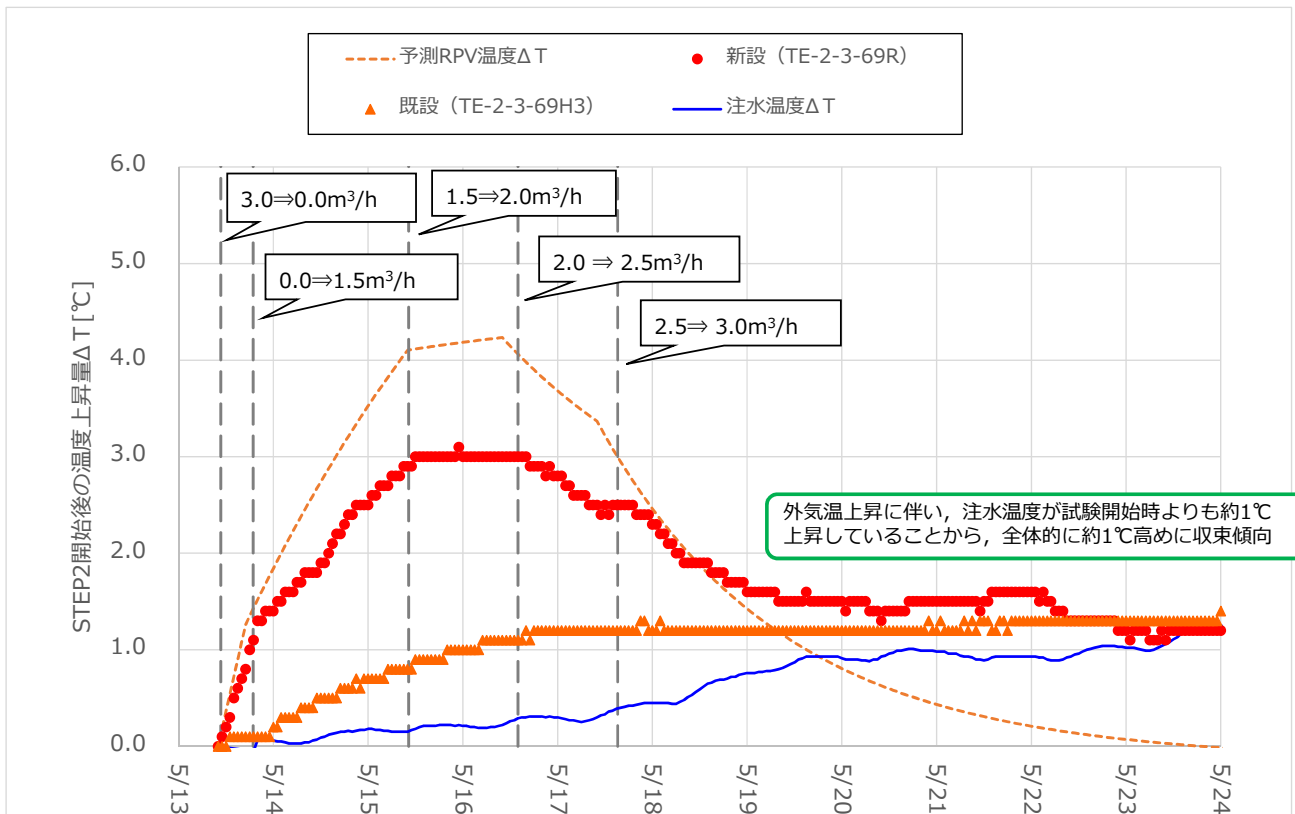
(参考)STEP1 RPV底部温度の変化



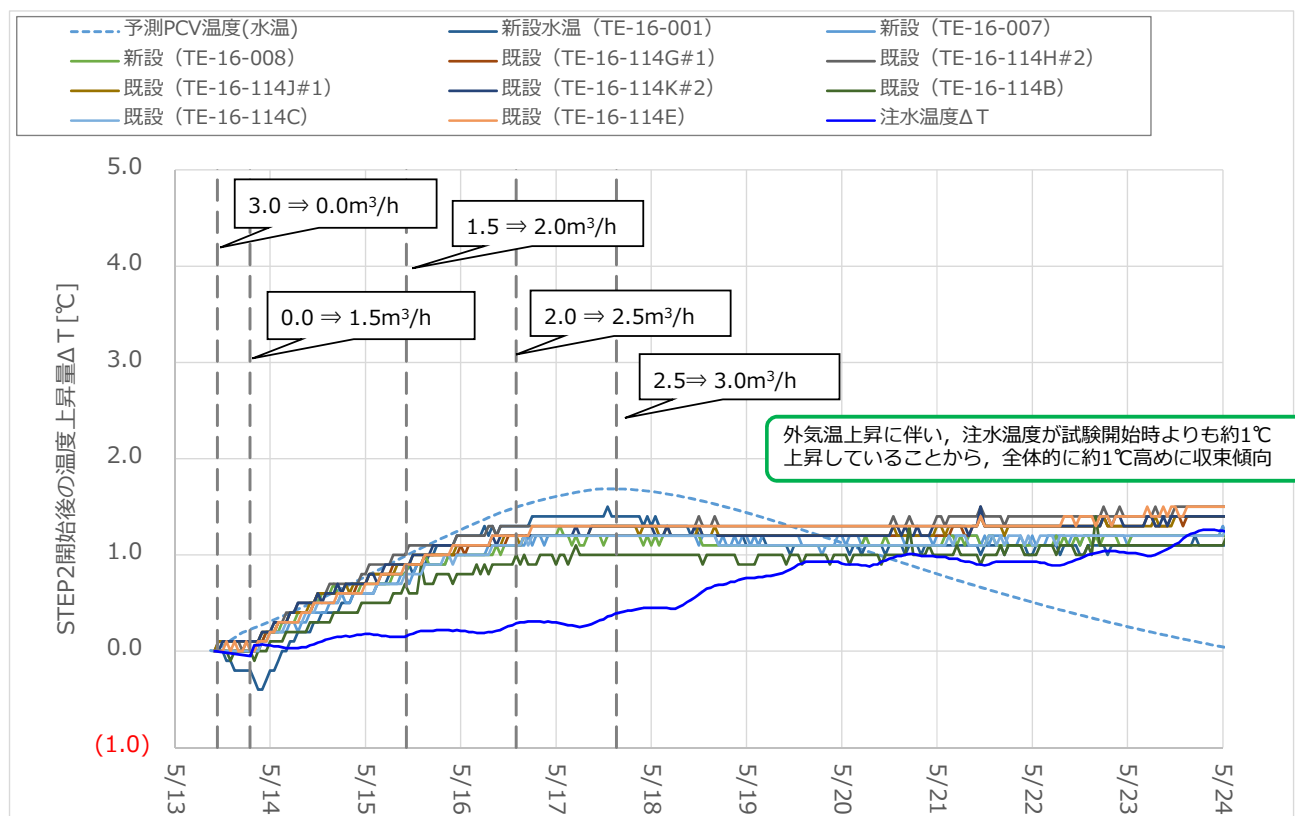
(参考)STEP1 PCV温度の変化



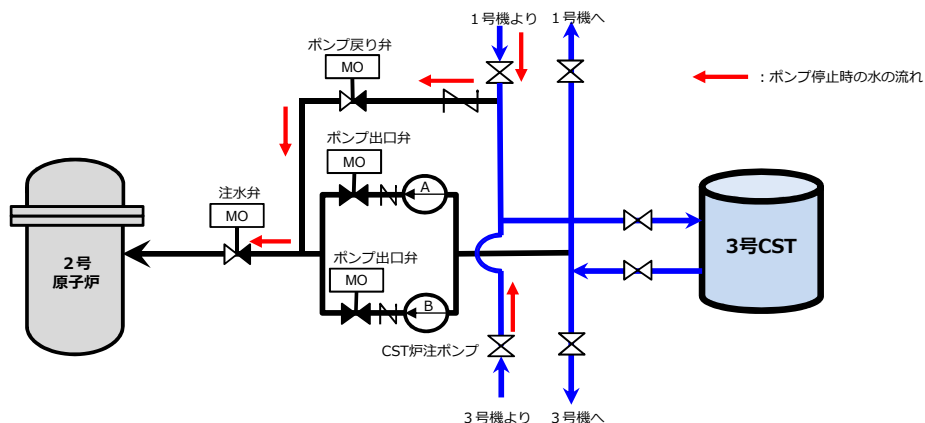
(参考)STEP2 RPV底部温度の変化



(参考)STEP2 PCV温度の変化



- 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ポンプ停止中でも原子炉注水が継続 (1.7m³/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1.9m³/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0m³/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