

至近のプラント状況や試験結果を踏まえた  
実施計画Ⅲ 第1編 第18条, 第19条, 第25条の  
変更について

2020年12月03日

**TEPCO**

---

東京電力ホールディングス株式会社

- リスクの状況変化をふまえ、必要とされる安全機能やLCOの適正化を検討する

（1）各設備の安全評価の再評価等により、LCOの適正化を計画的かつ継続的に実施

<実施計画Ⅱ（設備設計）>  
安全評価の再評価等により、各設備で確保されるべき必要な安全機能や、必要な設計上の考慮の再整理



<実施計画Ⅲ（LCO, LCO以外）>  
再整理した安全機能を確保するために遵守すべき制限事項の適正化

<適正化の観点（例）>

- ・ダスト飛散，敷地境界への放射線影響，臨界，設備の多重性，信頼性等
- ・「措置を講ずべき事項」をふまえた各設備共通した考え方の整理

## 【今回申請内容(実施計画Ⅲ第1編第18条, 第19条, 第25条)】

（2）至近のプラント状況や試験結果などの実績をふまえ、速やかにLCOを適正化

<実施計画Ⅲ（LCO）>  
現状のリスクの実態に即した，LCOの速やかな適正化

<速やかな適正化の観点>

- ・LCO設定当初の状況と現状との差異の分析
- ・これまでのLCO逸脱事象に対する安全上の影響有無

- 中長期的なリスク低減を図る対策（1F廃炉作業）については、今後の廃炉作業の進捗にあわせ、「措置を講ずべき事項」をふまえた安全確保の考え方について整理していく。

- 実施計画Ⅲ第1編運転上の制限に係る条文（LCO条文）のうち、至近のプラント状況や試験結果を踏まえ、速やかな適正化が必要と考えられる条文について、変更を行うこと。

対象条文	適正化の概要
第18条 原子炉注水系	<原子炉注水> 注水量の確保：24時間以内の注水停止をLCOから除外 待機要求：専用D/Gを持つ系統に限定しない 注水量増加幅：1.0m <sup>3</sup> /h → 1.5m <sup>3</sup> /h に変更  <RPV/PCV温度> 温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する
第19条 非常用水源	削除
第25条 格納容器内の不活性雰囲気維持機能	運転確認項目の一部変更 （窒素封入圧力の確認、窒素濃度の確認の削除）

- 上記反映に伴い、他条文に軽微な変更を行うこと。（第3条、第68条）
- なお、本申請は「速やかな適正化」の観点から必要な実施計画変更を申請するものであり、1FにおけるLCOのあり方を含めた抜本的なLCO適正化については、引き続き検討を継続するものである。

規制庁殿コメント	回答
<p>■ 原子炉注水系について</p>	
<p>① 運転上の制限を緩和することについて、これまでに実施した各号機の注水停止試験の内容及び結果並びに各号機の燃料デブリの配置の相違等を踏まえて、どの様な考え方で制限値を変更するかについて整理するとともに、号機ごとではなく代表プラントでの試験結果等に合わせ一律に設定する理由について説明すること。</p>	<p>P.6~11, P.13</p>
<p>② 温度解析評価の妥当性とその適用範囲、評価結果の代表性及び評価に必要な注水流量等の入力パラメータの欠測により評価ができない場合の対応について説明すること。</p>	<p>P.16~18 P.20~35</p>
<p>③ 温度を解析評価値とする場合、その評価値の扱い（記録、欠測）について説明すること。</p>	<p>P.19</p>
<p>④ 水温が 80℃まで上昇するのに 10 日以上と評価しているが、この評価の妥当性を説明すること。</p>	<p>P.6,13</p>
<p>⑤ 24 時間の停止を許容する期間に、復旧対応が可能なことを説明すること。</p>	<p>P.12,13</p>
<p>⑥ 注水量増加幅に対する運転上の制限の設定の必要性について説明すること。</p>	<p>P.15</p>
<p>■ 不活性雰囲気維持機能</p>	
<p>⑦ 毎日 1 回の封入する窒素の濃度確認を取り止めるとするものの、窒素供給装置の運転は継続するとしているが、その必要性について説明すること。</p>	<p>P.42</p>
<p>⑧ 水素濃度が運転上の制限である 2.5%を超え、水素爆発の恐れがある 4%に達するまでの間に復旧対応が可能なことを説明すること。</p>	<p>P.40</p>
<p>⑨ ガス管理設備による水素濃度測定精度、酸素による測定精度への影響について、窒素供給装置側の運転、停止及び空気供給等との関係を説明すること。</p>	<p>P.41</p>
<p>⑩ 原子炉格納容器あるいは原子炉圧力容器内に、局所的に水素が滞留している可能性がないか説明するとともに、今回の制限緩和に影響が無いことを説明すること。</p>	<p>別面談で 回答予定</p>

# 実施計画変更の方向性と根拠

# LCO条文の速やかな適正化の方向性

- 第18条～第29条のLCOについて、当初LCOに設定した目的と、現状との差異を整理した結果、原子炉注水系、非常用水源、不活性雰囲気維持については、速やかな適正化が必要（青枠部分）。

条文	現状LCO(概要)	今回の変更	適正化の方向性	抽出した現状との差異（変更根拠）
第18条 (原子炉注水系)	<p>&lt;原子炉注水&gt;</p> <p>①必要注水量の確保（連続）</p> <p>②炉注専用D/Gを持つ系統の常時待機</p> <p>③臨界防止のため、注水量増加幅を1.0m<sup>3</sup>/h以下に制限</p> <p>&lt;RPV/PCV温度&gt;</p> <p>④ RPV底部温度,PCV温度の確認（RPV底部温度 80℃以下など）</p>	<p>&lt;原子炉注水&gt;</p> <p>①一時的な注水停止を許容</p> <p>②待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない</p> <p>③注水量増加幅の制限を従来の1.0m<sup>3</sup>/hから1.5m<sup>3</sup>/hに変更</p> <p>&lt;RPV/PCV温度&gt;</p> <p>④温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する</p>	<p>&lt;原子炉注水&gt;</p> <p>①一時的な注水停止は問題ないことを、注水停止試験で確認</p> <p>②復旧時間余裕の拡大により、余裕時間内に常用系の電源復旧は可能</p> <p>②当初よりも常用設備の信頼性が向上し、設備に専用D/GのLCO必要性なし</p> <p>③過去試験で約1.5m<sup>3</sup>/hの増加実績あり（未臨界を維持）</p> <p>&lt;RPV/PCV温度&gt;</p> <p>④注水停止試験実績からRPVやPCVの温度は概ね評価可能</p>	
第19条 (非常用水源)	非常用水源として、ろ過水タンク,純水タンクの保有水確保	<p>削除</p> <p>今回は運転確認項目の一部のみ変更</p>		復旧時間余裕の拡大により、余裕時間内に炉注水の復旧は可能（常用水源として2,3号CST, 高台処理水バッファタンクもあり）
第25条 (不活性雰囲気維持)	<p>①PSA 1 台の運転確認（封入圧力・封入流量の確保, 窒素純度99%以上など）</p> <p>②窒素専用D/Gを持つ系統の常時待機</p> <p>③PCV内水素濃度2.5%以下</p>	<p>①PSAの運転確認を廃止し「待機中の1台が動作可能であること」のみとする</p> <p>②待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない</p> <p>③変更なし</p> <p>再検討が必要</p>	<p>①復旧時間余裕の拡大により、余裕時間内に常用系の電源復旧は可能</p> <p>②当初よりも常用設備の信頼性が向上し、設備に専用D/GのLCO必要性なし</p>	

# 第18条・第19条 変更の方向性と根拠 (1)

- 第18条 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。
- 第18条 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- 第19条 方向性：削除

■ 1～3号機の原子炉注水停止試験の実績から、原子炉注水停止時の温度上昇は限定的であり、一時的な注水停止によって、原子力安全上の影響はないことを確認。 コメント①

		1号機		2号機		3号機
試験 実績	試験期間	2019年10月	2020年11月 ～12月	2019年5月	2020年8月	2020年2月
	注水停止時間	約2日	約5日	約8時間	約3日	約2日
	温度上昇率 (最大)	約0.01℃/h	評価中	約0.2℃/h		約0.01℃/h
(参考) 従来温度上昇評価		約5℃/h (24時間でおおよそ120℃の温度上昇)				

■ 原子炉注水停止時の実績から、注水停止中の温度上昇は概ね直線的であったことから、RPV底部温度が80℃に至るまでの時間余裕（復旧時間余裕）はおおよそ10日以上と評価。

$$(80 [^{\circ}\text{C}] - 30 [^{\circ}\text{C}]) \div 0.2 [^{\circ}\text{C}/\text{h}] = \text{約}10\text{日}$$

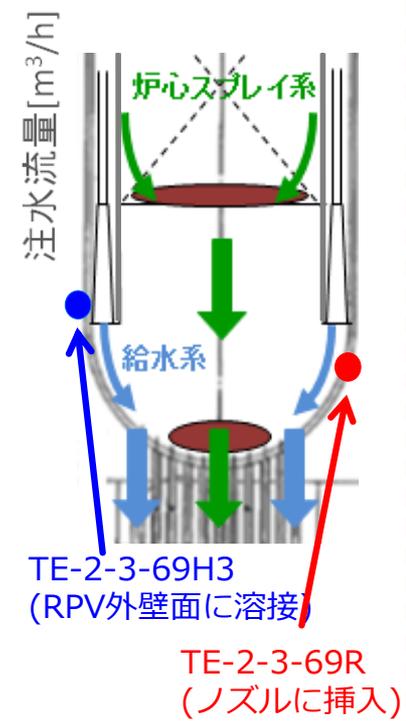
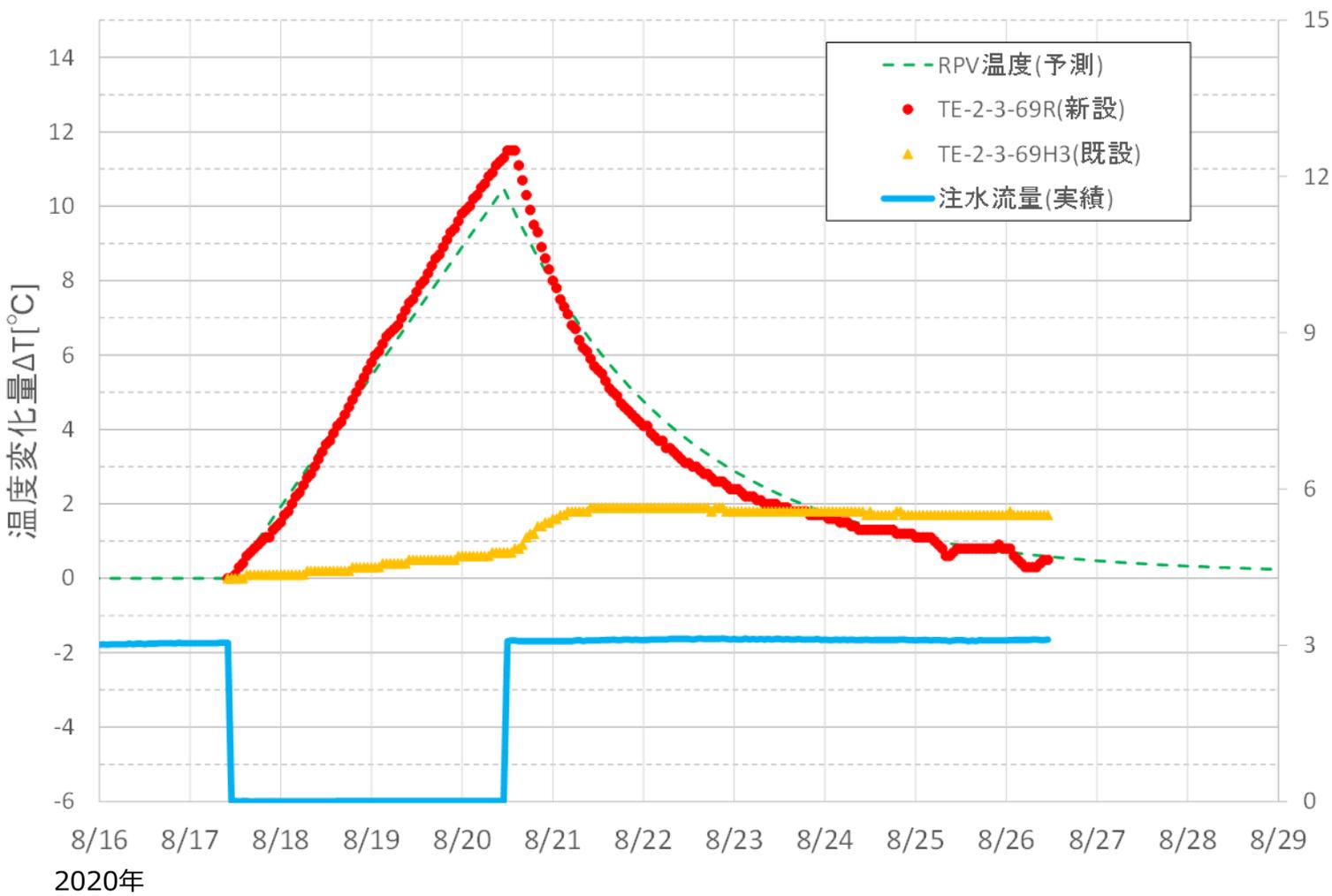
80 [°C]	LCO (100°Cに対し、測定の不確かさ20°Cを考慮)
30 [°C]	気温の上昇により全体的に温度が高くなる夏季を想定した初期温度
0.2 [°C/h]	注水停止試験の実績最大値 (2号機※)

コメント④

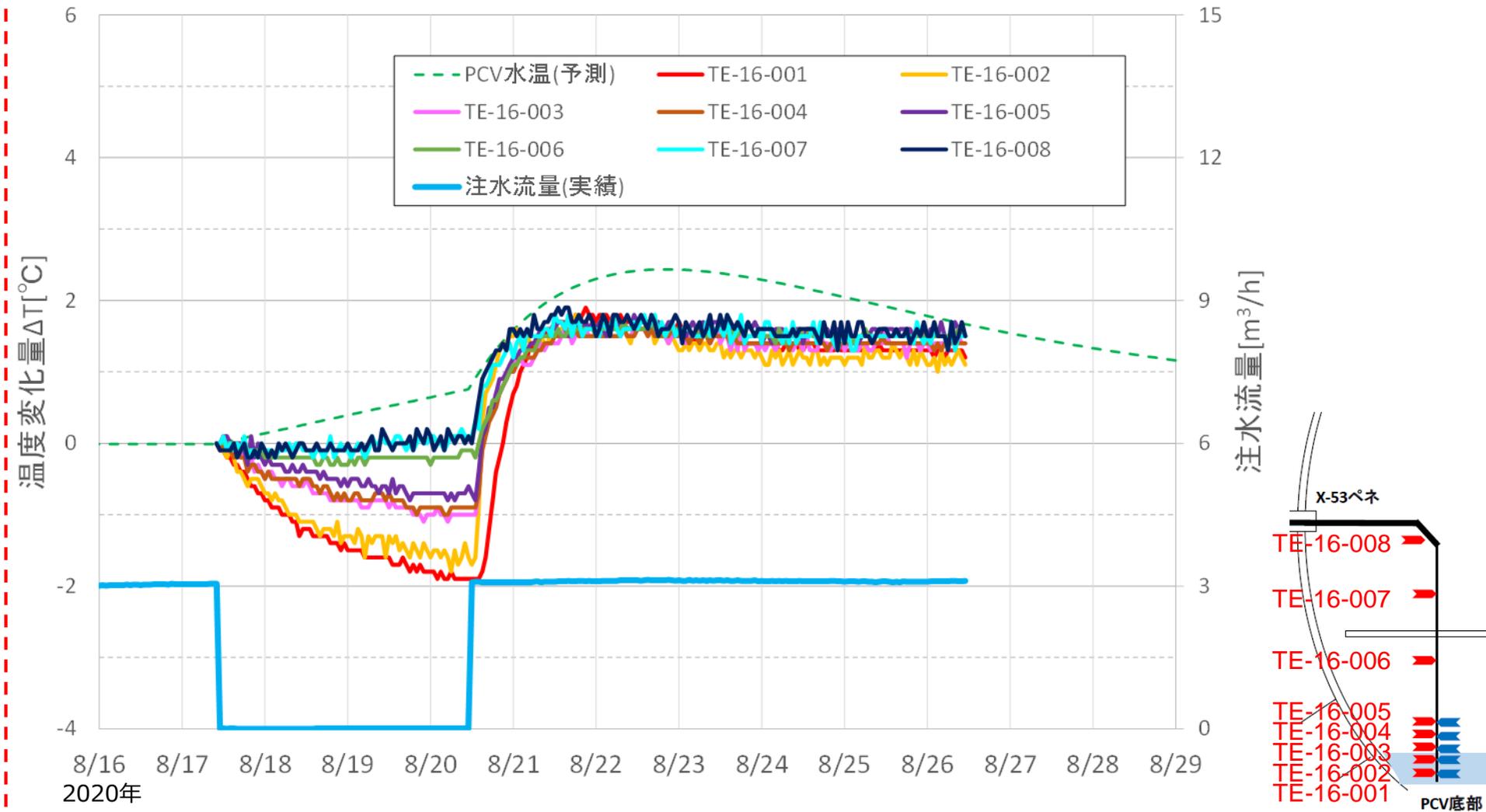
※ 2号機はRPV内に比較的多くの燃料デブリが存在と推定しているものの、ここでは、燃料デブリ分布の推定状況によらず、注水停止試験時の実績の温度上昇率（最大値）を採用。なお、2号機のRPV底部には事故後に設置した温度計があり、測定の信頼性も高い。

コメント①

# 2号機 注水停止中のRPV底部温度上昇（2020年8月実績）



# 2号機 注水停止中のPCV温度上昇（2020年8月実績）

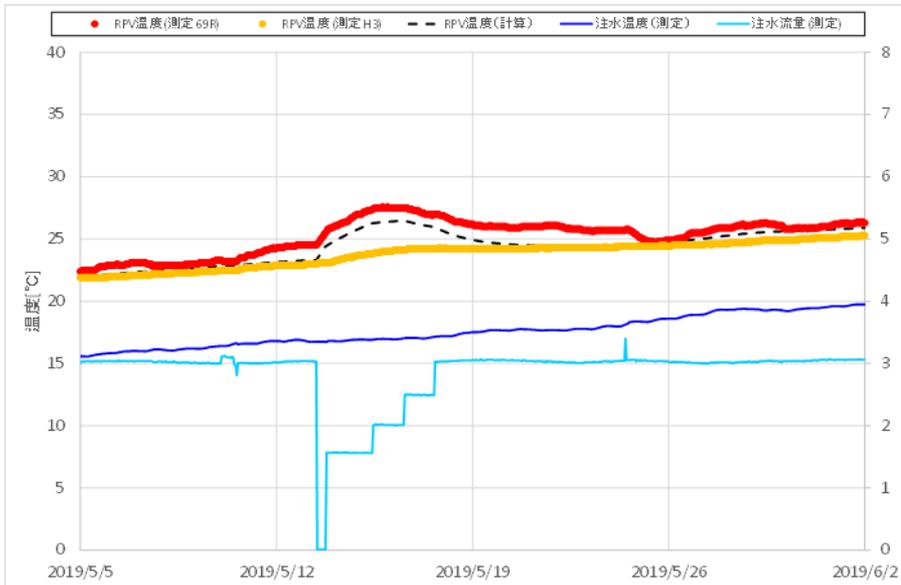


※試験期間中，PCV水位はTE-16-001,TE-16-002が水没で変化なし

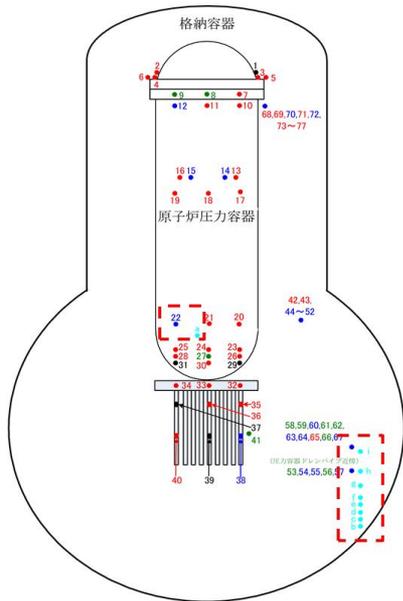
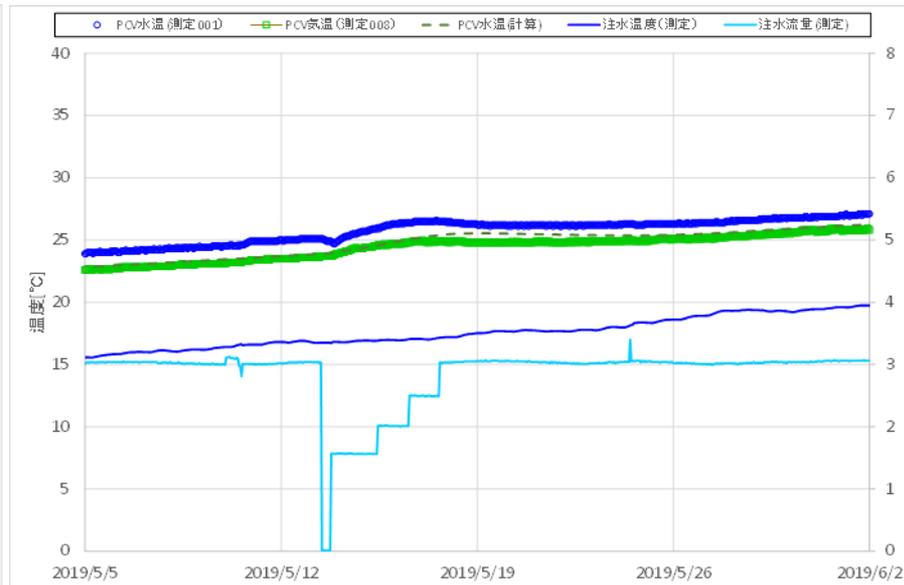
# 2号機 原子炉注水停止時の温度実績 (2019年5月)



RPV底部温度の計算評価と実績温度挙動



PCV温度の計算評価と実績温度挙動

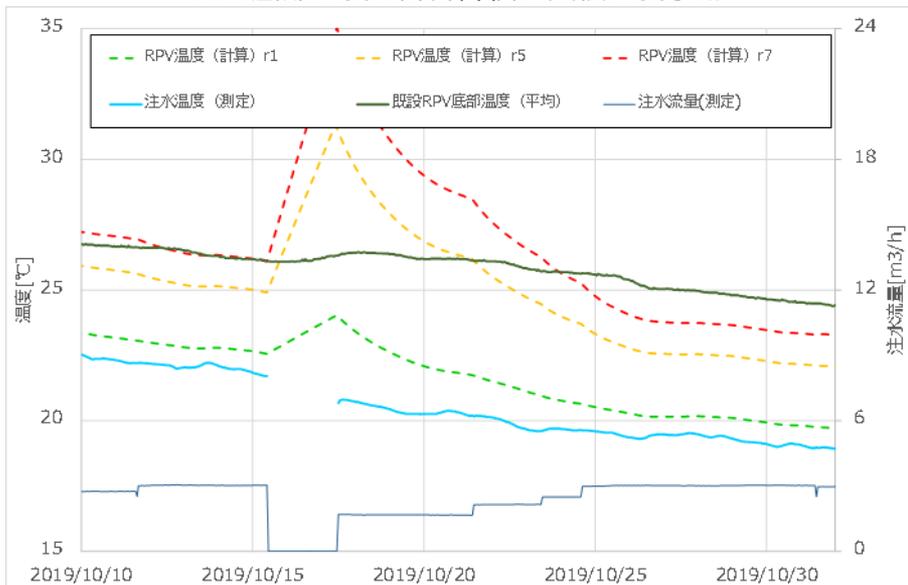


	サービス名称	Tag No.	No.
RPV底部温度計	VESSEL WALL ABOVE BOTTOM HEAD	TE-2-3-69H3	22
	RPV温度	TE-2-3-69R	a
PCV温度計	RETURN AIR DRYWELL COOLER	TE-16-114B,C,E	54,55,57
	SUPPLY AIR D/W COOLER	TE-16-114G#1, H#2,J#1,K#2	60,63,64,67
	PCV温度	TE-16-001~008	b~i

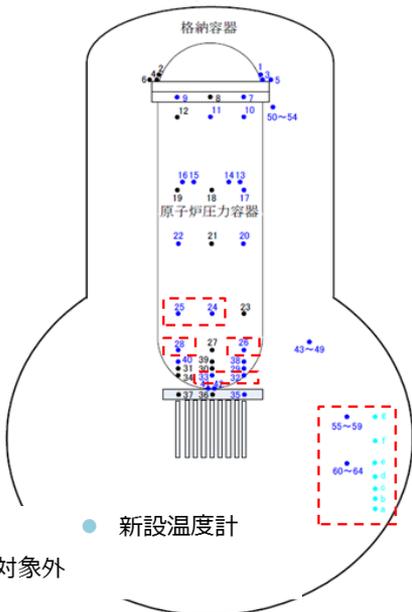
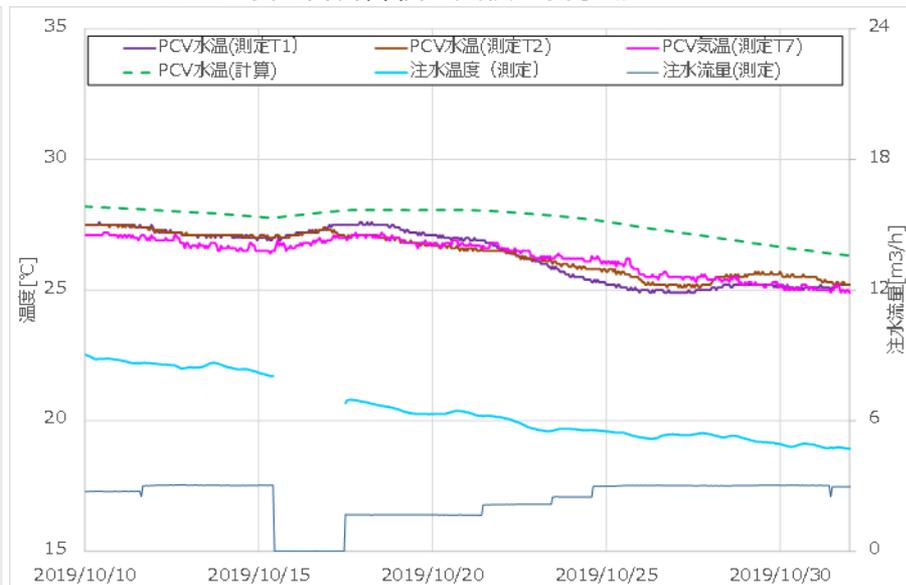
- 既設温度計
- 新設温度計
- 故障温度計

# 1号機 原子炉注水停止時の温度実績 (2019年10月)

RPV底部温度の計算評価と実績温度挙動



PCV温度の計算評価と実績温度挙動

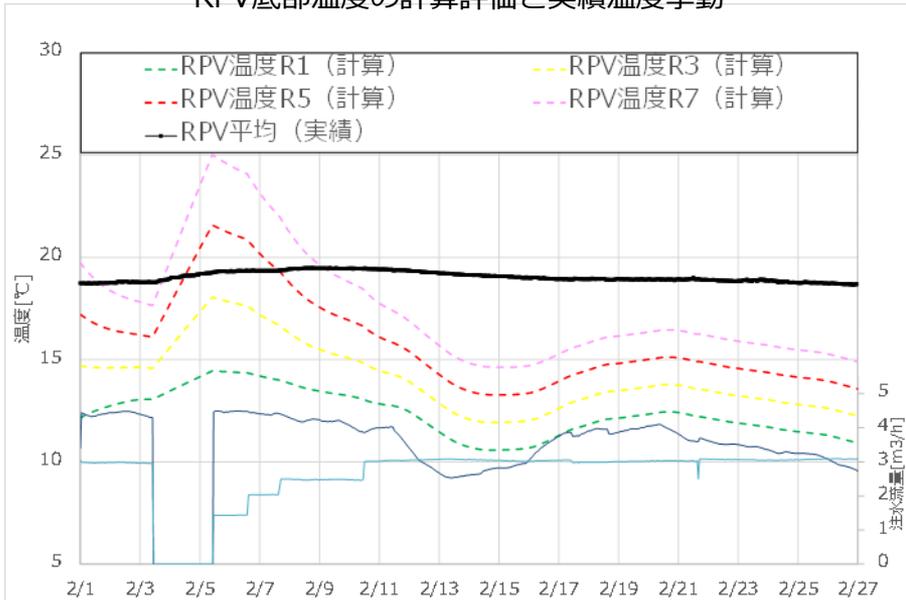


	サービス名称	Tag No.	No.
RPV底部温度計	VESSEL DOWNCOMER	TE-263-69G2	24
		TE-263-69G3	25
	原子炉 SKIRT JOINT 上部	TE-263-69H1	26
		TE-263-69H3	28
	VESSEL BOTTOM HEAD	TE-263-69L1	32
	TE-263-69L2	33	
PCV温度計	HVH-12A~E SUPPLY AIR	TE-1625F~H,J,K	55~59
	HVH-12A~E RETURN AIR	TE-1625A~E	60~64
	PCV温度	TE-1625T1~T7	a~g

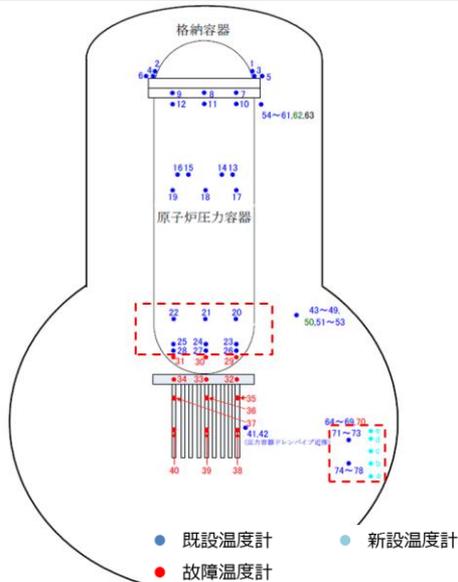
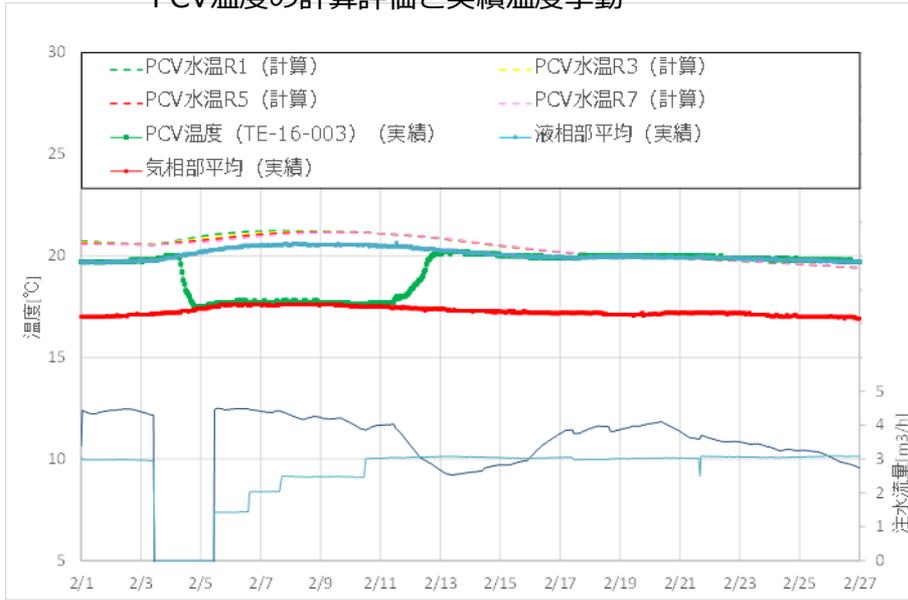
# 3号機 原子炉注水停止時の温度実績 (2020年2月)



RPV底部温度の計算評価と実績温度挙動



PCV温度の計算評価と実績温度挙動



	サービス名称	Tag No.	No.
RPV底部温度計	RPV底部ヘッド上部温度	TE-2-3-69H1	20
		TE-2-3-69H2	21
		TE-2-3-69H3	22
	スカートジャンクション上部温度	TE-2-3-69F1	23
		TE-2-3-69F2	24
PCV温度計	格納容器空調機戻り空気温度	TE-16-114A~E	74~78
	格納容器空調機供給空気温度	TE-16-114F~K	64~69, 71~73
	PCV温度	TE-16-001~005	a~e

## 第18条・第19条 変更の方向性と根拠 (2)

第18条 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。

第18条 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。

第19条 方向性：削除

■ 原子炉注水系の復旧時間余裕の評価（10日以上）は、あくまで実績の外挿による評価であり、長期間の注水停止による炉内状況の変化については知見が少ない状況。 コメント④

■ また、LCO逸脱時に要求される措置を実施するための時間や、大規模災害時の復旧対応にかかる時間を十分に確保する観点から、10以上の時間余裕の範囲内であっても、むやみに長時間の注水停止を許容すべきものではない。

■ 従って、第18条では、許容する原子炉注水の停止は10日に十分な余裕がある範囲内で、24時間に限定することとする。 コメント④

(参考) 想定される異常事象と24時間以内の対応例 コメント⑤

想定事象	24時間以内の対応例 (LCO遵守の例)
ポンプの単一故障	・ 他のポンプへの切り替え (例: ポンプA⇒B切り替えなど)
配管等の単一故障	・ 他の注水ライン, 多重化された他の系統への切り替え (例: CS系注水⇒FDW系注水, CST炉注⇒高台炉注など)
電源の単一故障	・ 他のポンプへの切り替え (例: ポンプA⇒B切り替えなど)
水源の単一故障	・ 他の水源への系統切り替え (例: CST炉注⇒高台炉注など)
同一系統内の複数同時故障	・ 他の系統切り替え (例: CST炉注⇒T/B炉注など)

■ なお、注水停止時の温度上昇率は号機によって異なるが、設備の復旧対応に号機間の大きな差異はないこと、緊急時の対応手順を煩雑にしないこと等の理由により、許容する注水停止時間は最も厳しい2号機にあわせて1～3号機で一律とする。 コメント①

第18条 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。

第19条 方向性：削除

- 以下の要求事項についても、異常時の迅速な連続注水の再開を前提としているため、電源や水源の確保を含めた原子炉注水系の復旧時間余裕が10日以上であると評価される実態をふまえ、LCOを適正化する。
  - 外部電源喪失時に、母線側の電源復旧を待たずに、速やかに注水再開を可能とするよう、専用D/Gを持つ系統が常時待機していること。
  - 常用水源の異常時にも連続注水を可能とするよう、必要な注水量の24時間分に相当する非常用水源を常時確保すること。

### コメント⑤

(参考) 10日間における復旧対応の例

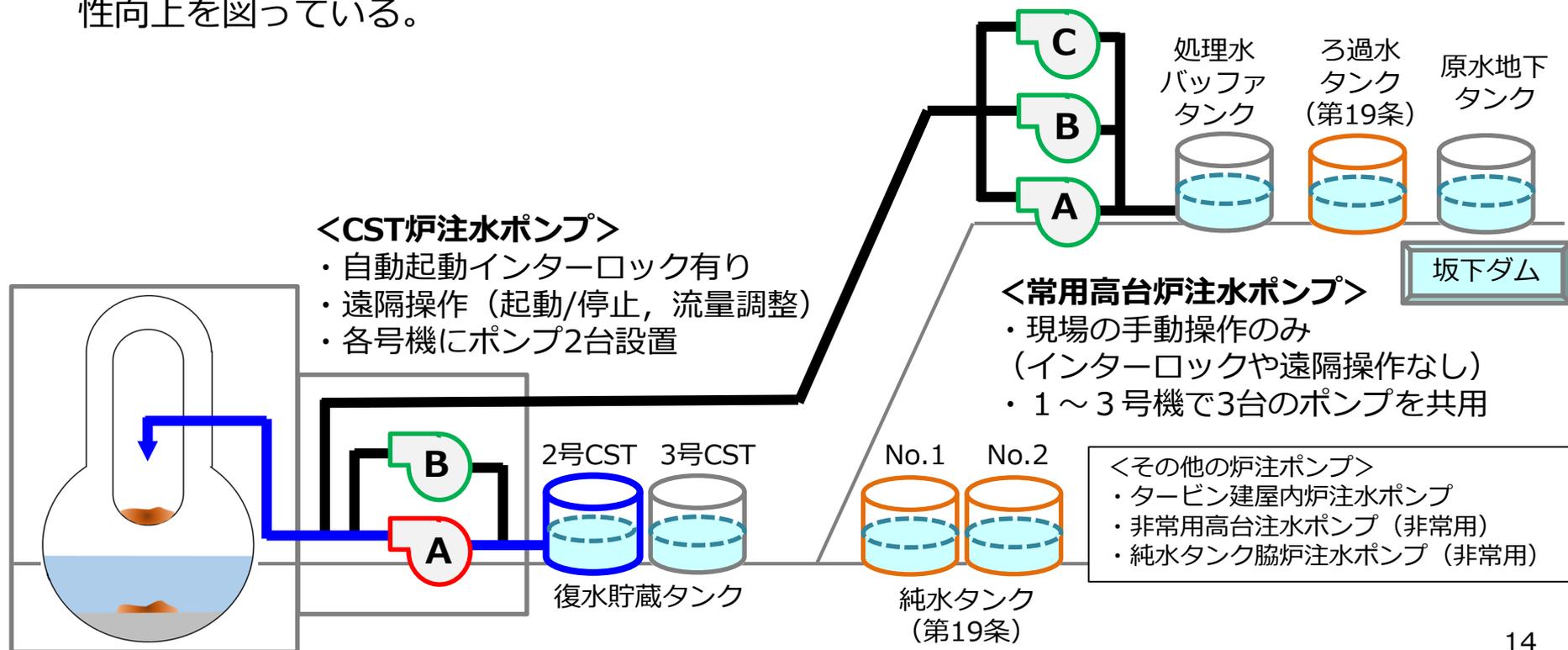
電源	<ul style="list-style-type: none"><li>• 所内共通D/Gによる母線電圧復旧</li><li>• 非待機となっていた炉注専用D/Gの起動</li><li>• 5/6号機からの所内電源融通</li><li>• 電源車による受電, 消防車による注水</li></ul>
水源	<ul style="list-style-type: none"><li>• 他の水源タンク等からの注水確保</li></ul>

# 第18条・第19条 変更の方向性と根拠 (4)

第18条 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。

第19条 方向性：削除

- 常用原子炉注水系については、従前の常用高台炉注水ポンプを主とした運用から、現在では流量安定性や制御性がより高い、CST炉注水ポンプを主として運用している。
- CST炉注設備は電源もA系/B系で独立しており、それぞれの母線は所内共通D/Gからも受電可能となっている。
- 水源についても、処理水バッファタンクのリプレースや、2号CSTの運用開始などの信頼性向上を図っている。



第18条 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m<sup>3</sup>/hから1.5m<sup>3</sup>/hに変更する。

- PCVガス管理設備で短半減期希ガス（キセノン135）の濃度を継続監視し、これまで、燃料デブリは未臨界を維持していることを確認している。
- 燃料デブリの再臨界が起こる可能性については、以下の理由から、工学的に極めて低いと考えられる。
  - ① 燃料集合体の溶融により、水との存在比の観点から臨界になりにくい形状に変化していること
  - ② 炉心溶融の過程で炉内構造物等の不純物の混入が予想されること
  - ③ 燃料デブリは炉心部に留まらず広範囲に分散していると推定されること

コメント⑥

- しかしながら、再臨界のリスクを極力抑制するため、念のため、任意の24時間あたりの注水量の増加幅については、過去実績として未臨界の維持を確認している1.0m<sup>3</sup>/h以下に制限していた。
- 2019年度に実施した1～3号機の原子炉注水停止試験の実績から、1.5m<sup>3</sup>/hの注水増加においても、キセノン135濃度に変動はなく、未臨界を維持していたことを確認したことから、実績に基づき、制限値を1.5m<sup>3</sup>/hに変更する。
- 今後も、試験や調査等で得られる知見※をもとに、燃料デブリの再臨界の可能性について継続検討していくものとする。

※ 1号機（2020年12月）、2号機（2020年8月）においては、注水停止試験に伴う注水再開時に約3m<sup>3</sup>/hの注水量増加を実施し、未臨界を維持していたことを試験実績で確認済み。今後、3号機についても試験を計画中。

第18条 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

- 原子炉の冷却状態にかかるこれまでの検討や、データ蓄積に伴う知見拡充などにより、熱バランスモデルによる温度計算によって、これまでのRPV底部温度やPCV温度の実績値を計算により概ね再現することが出来るようになった。
- 熱バランスモデルによる温度評価には、一定の不確かさはあるものの、以下のことから、RPV底部温度やPCV温度の運転上の制限を確認し、燃料デブリの残留熱を適切に除去していることの確認に適用可能である。

- ① これまでの実績から、評価値と実測値の差分は、既設温度計の不確かさ（最大20℃以内）の範囲内であること。
- ② 評価条件を適度に保守側に設定するなどにより、不確かさの影響を軽減すること。
- ③ 評価に不確かさがある注水停止中には適用しない※こと。

※ これまでの注水停止試験の実績では、注水停止中のRPV底部温度やPCV温度の温度上昇は、概ね評価の範囲内であった。しかしながら、注水停止時の評価には不確かさがあることから、現時点では注水停止中には温度評価は適用しないこととし、今後、引き続き検討していくものとする。

コメント②

# 第18条 補足説明(1)

第18条 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。

第18条 方向性④：温度を測定により確認できない場合には，温度を評価する。

## 温度評価の適用範囲に関するケーススタディ（1）

コメント②

- RPV/PCV温度が実測可能な状況では実測による温度確認を優先
- 注水停止中は温度評価は適用不可
- 温度確認が出来ない状況下で注水が停止した場合，24時間以内であってもLCO逸脱

	必要注水量を確保している場合	必要注水量を確保できない場合
RPV/PCV温度確認可	実測により温度を 確認	実測による温度確認を1時間に1回実施
RPV/PCV温度確認不可	温度評価を適用可	LCO逸脱を判断

○：温度評価を適用可

×：温度評価を適用不可

第18条 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。

第18条 方向性④：温度を測定により確認できない場合には，温度を評価する。

## 温度評価の適用範囲に関するケーススタディ（2）

コメント②

- 温度評価に必要なパラメータの測定手段は多重化されており欠測のリスクは低い。
- また，パラメータによっては欠測した場合の代替手段あり。
- 仮に，温度評価に必要なパラメータが入手不可などの場合は，温度の評価ができないため，LCO逸脱と判断する。
- 温度評価に必要な主なインプットは以下の通り。なお，具体的な運用方法をふくめた評価条件の詳細は，社内マニュアル等で定めるものとする。

### ① 日時に応じて変化させる主な評価条件

パラメータ	評価条件	測定が欠測した場合の代替手段
原子炉注水の注水流量	測定値	なし（評価適用不可）
原子炉注水の注水温度	測定値	・他系統（CS, FDW），他号機の注水温度 ・気温に基づく設定値
R/B気温，外気温	実測値または過去気象データに基づく時期に応じた設定値	
崩壊熱	ORIGENコード等を用いた評価値	

### ② 日時によらず一定とする主な評価条件（欠測しないパラメータ）

- ・ RPV/PCVの燃料デブリ存在比率
- ・ RPVからPCVの熱伝達係数，PCVからR/Bの熱伝達係数
- ・ RPV/PCVの構造物量(金属，コンクリート)

第18条 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

コメント③

## 温度評価を適用する場合の記録の扱い

- 温度を測定により確認できない場合に温度を評価した場合の記録の扱いについては、1F規則第3条および実施計画III第1編第81条にしたがって適切に記録するものとする。
  - ・ 連続記録（1F規則，実施計画）：連続測定が測定可能でないため記録不能
  - ・ 毎日1回の記録（実施計画）：測定に代替して評価結果を運転日誌等で記録

(参考) 1F規則第3条および実施計画第81条の記録要求

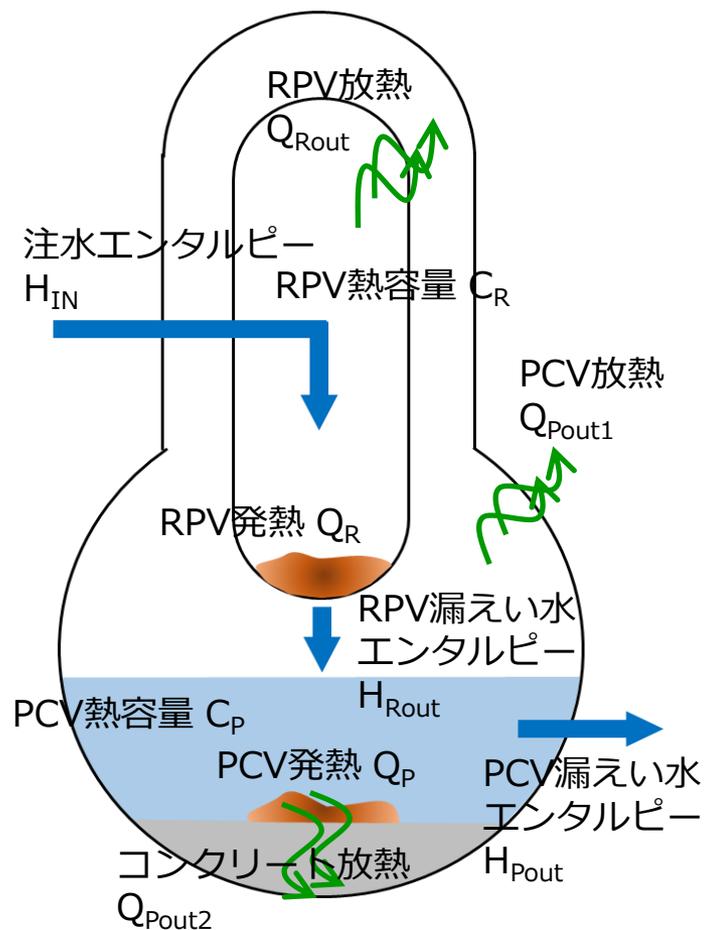
記録	1F規則 第3条		実施計画 第81条	
	記録すべき場合	保存期間	記録すべき場合※1	保存期間
RPV底部温度	連続して	10年間	連続して※3	10年間
			毎日1回	
PCV温度	連続して		連続して	
			毎日1回	

※1：記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検，故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く。

※3：デジタルデータにより保存することができる。

## (参考) 熱バランス評価のモデル概要

- RPVとPCVの領域を一体としていた評価モデルから，領域を分けるなど，評価モデルの改良を実施。
- 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。



- 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

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

$$T_R(i+1) = T_R(i) + \Delta T_R$$

(2) PCVのエネルギー収支と温度変化の計算式

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

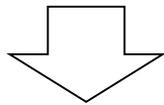
$$T_P(i+1) = T_P(i) + \Delta T_P$$

## (参考) 熱バランス評価の主なインプット・アウトプット

- 熱バランス評価モデルの主なインプットとアウトプットは以下。

### <主なインプット条件>

- |  |   |
|--|---|
| <p>① 日時に応じて変化させる評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ 原子炉注水の注水流量, 注水温度</li><li>・ R/B気温, 外気温</li><li>・ 崩壊熱</li></ul> | <p>② 日時によらず一定とする評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・ RPV/PCVの燃料デブリ存在比率</li><li>・ RPVからPCVの熱伝達係数</li><li>・ PCVからR/Bの熱伝達係数</li><li>・ RPV/PCVの構造物量(金属, コンクリート)</li></ul> |
|--|---|



### <熱バランス計算>

タイムステップ毎のエネルギー収支を計算し、  
温度の時間変化（温度上昇/温度低下量）を計算

### <アウトプット（評価結果）>

- ・ RPV温度, PCV温度

## (参考) 評価モデルの各項の補足 (RPV)

(1) RPVのエネルギー収支と温度変化の計算式

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

$$\Rightarrow \Delta T_R = (H_{IN} + Q_R - Q_{Rout} - H_{Rout}) \div C_R$$

項	項の意味	補足
$H_{IN}[J]$	注水が持ち込むエンタルピー	水の比熱×注水量×注水温度
$Q_R[J]$	RPVに存在する燃料デブリの発熱量 (崩壊熱)	ORIGEN評価の崩壊熱をRPV, PCVのデブリ存在比で配分 (2号機は,RPV7割, PCV3割)
$Q_{Rout}[J]$	RPVからPCVへの放熱量	RPV温度とPCV温度の温度差から評価
$H_{Rout}[J]$	RPVからPCVに漏えいする冷却水のエンタルピー	水の比熱×注水量× $T_R$
$C_R[J/K]$	RPVの熱容量	設計上のRPV構造物 (鉄系) 保有水

## (参考) 評価モデルの各項の補足 (PCV)

### (2) PCVのエネルギー収支と温度変化の計算式

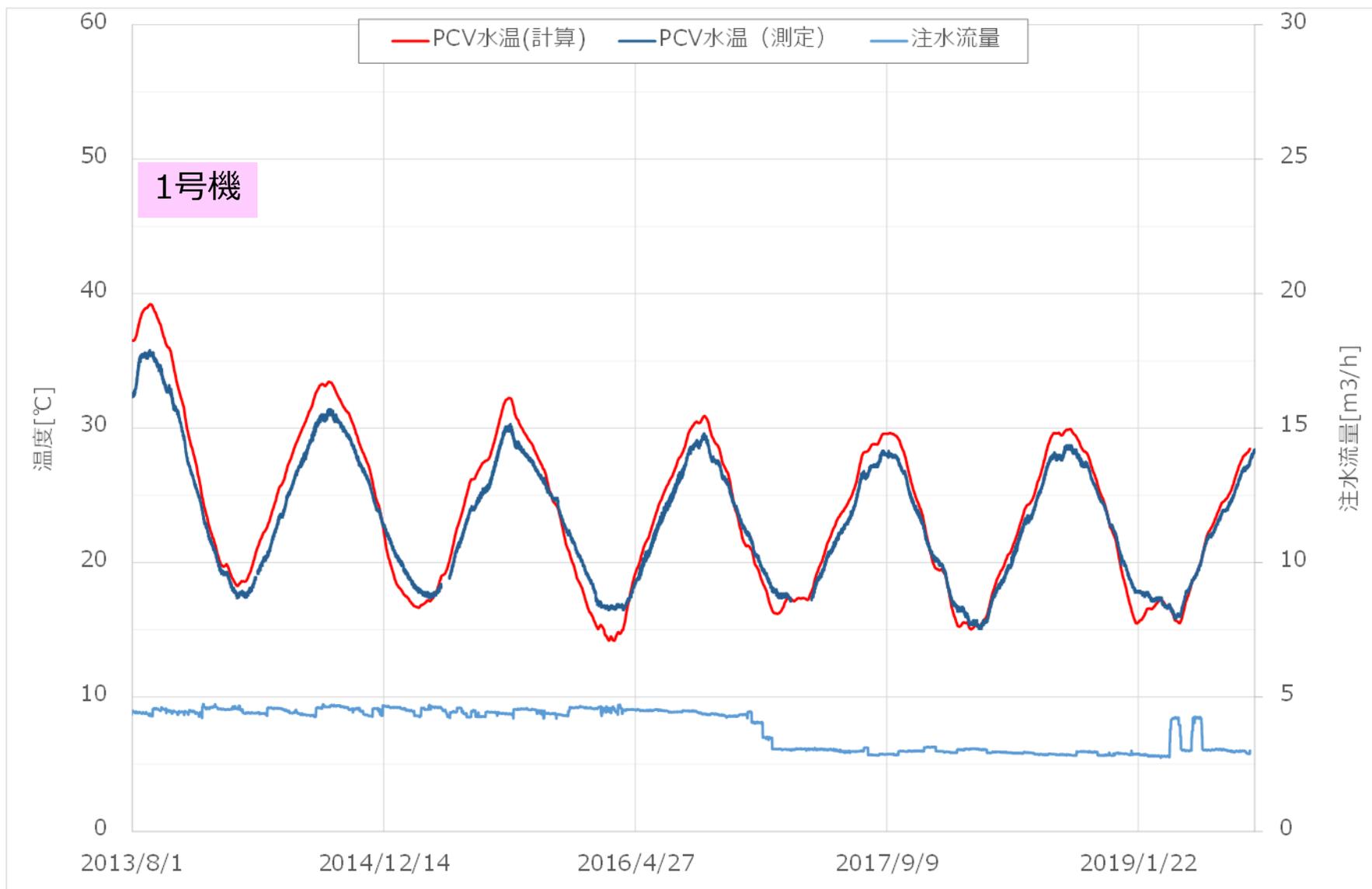
$$H_{\text{Rout}} + Q_{\text{P}} + Q_{\text{Rout}} - Q_{\text{Pout1}} - Q_{\text{Pout2}} - H_{\text{Pout}} - C_{\text{P}} \times \Delta T_{\text{P}} = 0$$

$$\Rightarrow \Delta T_{\text{P}} = (H_{\text{Rout}} + Q_{\text{P}} + Q_{\text{Rout}} - Q_{\text{Pout1}} - Q_{\text{Pout2}} - H_{\text{Pout}}) \div C_{\text{P}}$$

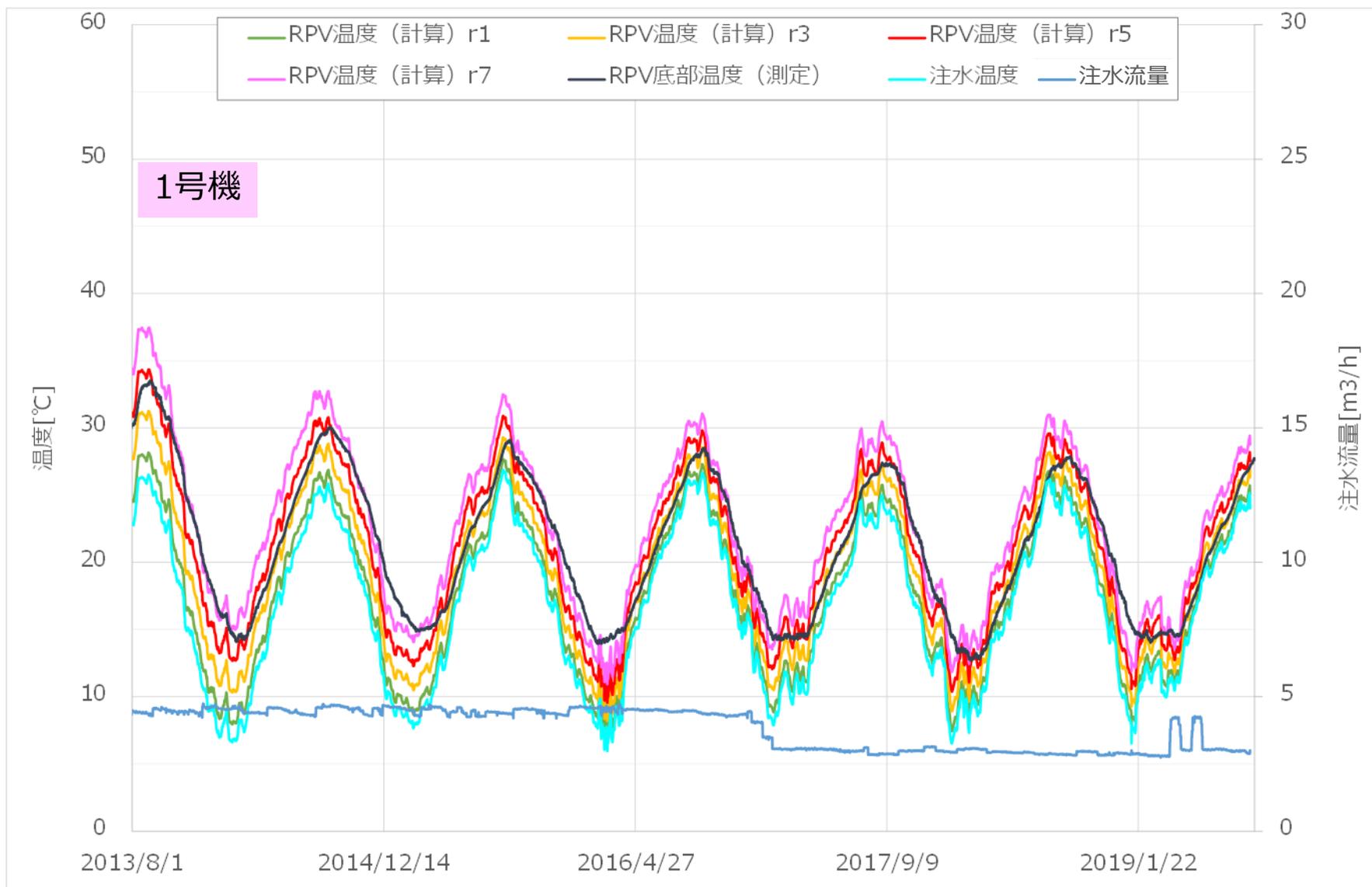
項	項の意味	補足
$H_{\text{Rout}}[\text{J}]$	RPVからPCVに漏えいする冷却水のエンタルピー	水の比熱×注水量× $T_{\text{R}}$
$Q_{\text{P}}[\text{J}]$	PCVに存在する燃料デブリの発熱量 (崩壊熱)	ORIGEN評価の崩壊熱をRPV, PCVのデブリ存在比で配分 (2号機は,RPV7割, PCV3割)
$Q_{\text{Rout}}[\text{J}]$	RPVからPCVへの放熱量	RPV温度とPCV温度の温度差から評価
$Q_{\text{Pout1}}[\text{J}]$	PCVからR/Bへの放熱量	PCV温度とR/B内温度の温度差から評価
$Q_{\text{Pout2}}[\text{J}]$	PCVからPCV外コンクリートへの放熱量	ヒートシンクとして考慮
$H_{\text{Pout}}[\text{J}]$	PCVから漏えいする冷却水のエンタルピー	水の比熱×注水量× $T_{\text{P}}$
$C_{\text{P}}[\text{J}/\text{K}]$	PCVの熱容量	設計上のPCV内構造物 (鉄系, コンクリート) 保有水 (PCV水位相当)

## 1号機 PCV温度の計算結果（熱バランスモデル）

TEPCO

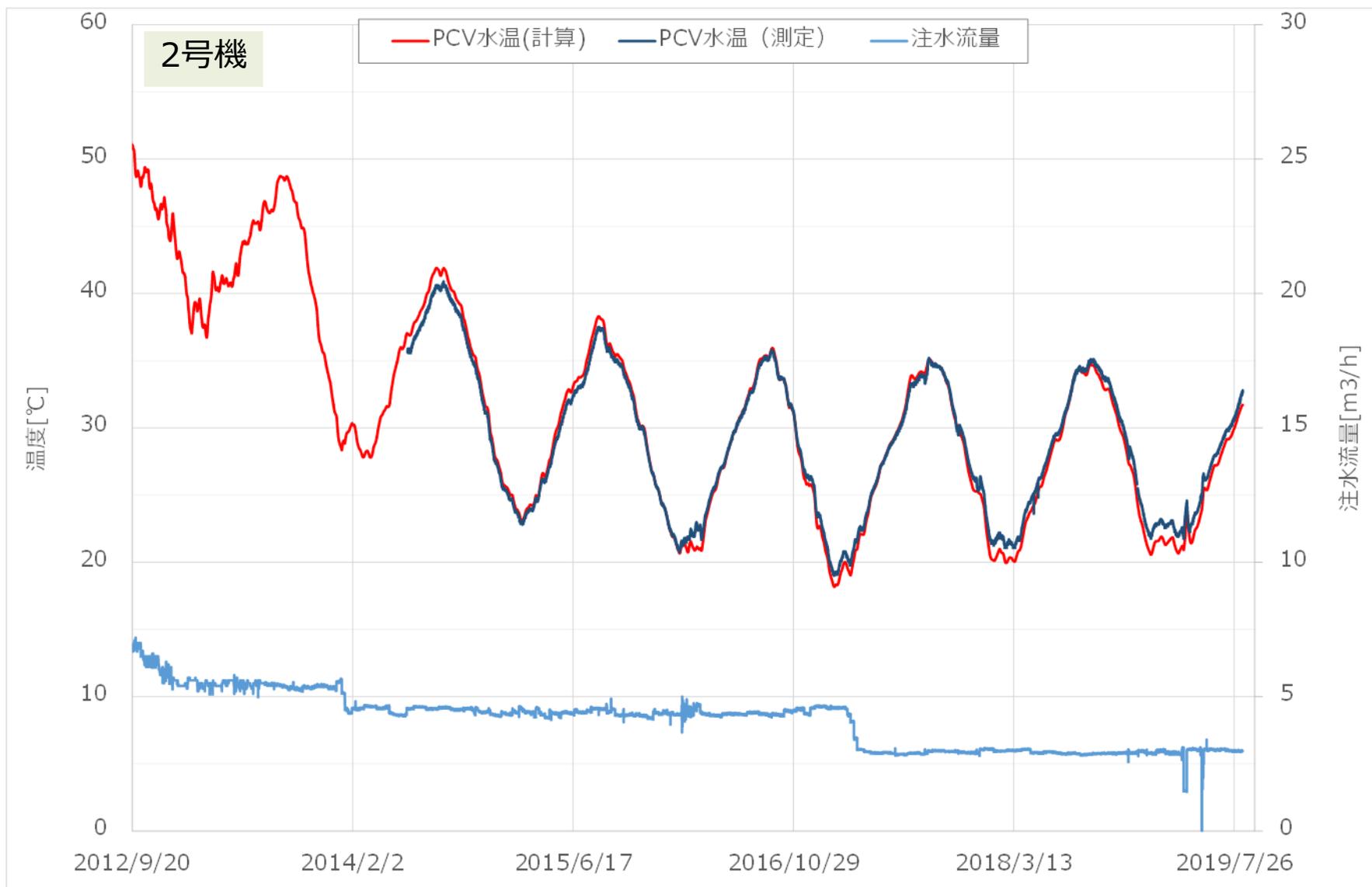


## 1号機 RPV温度の計算結果（熱バランスモデル）



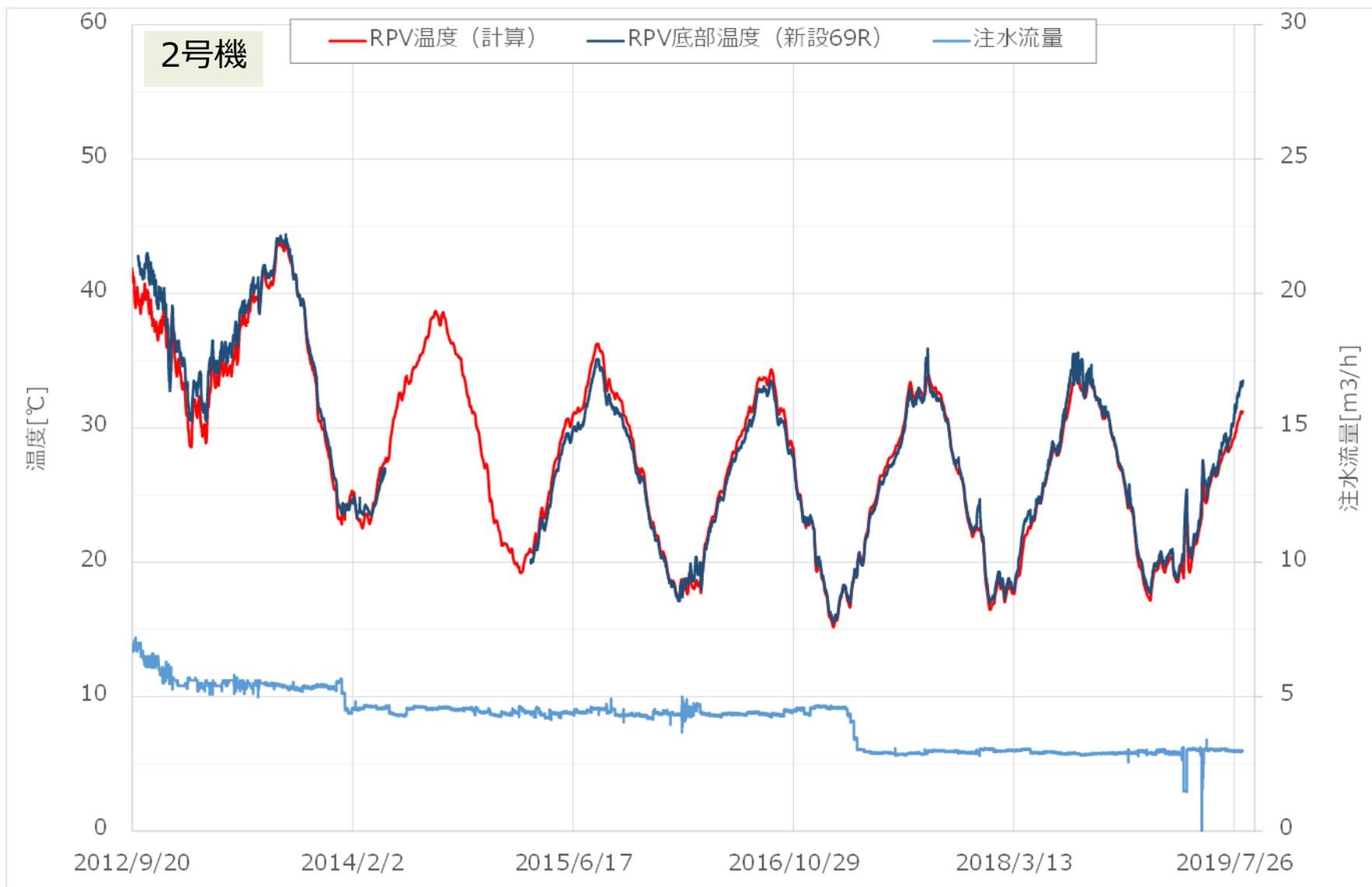
## 2号機 PCV温度の計算結果（熱バランモデル）

TEPCO

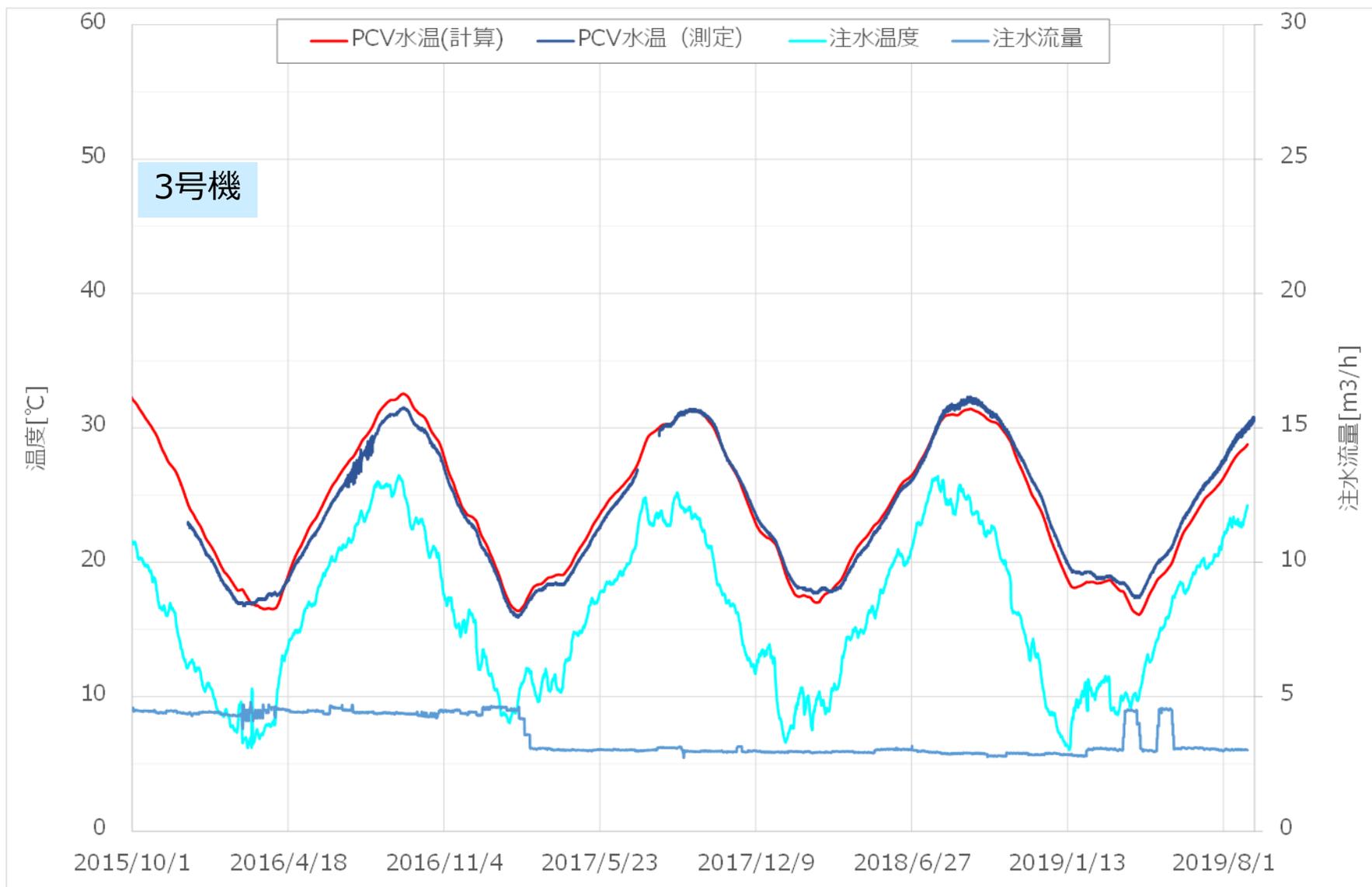


## 2号機 RPV温度の計算結果（熱バランスモデル）

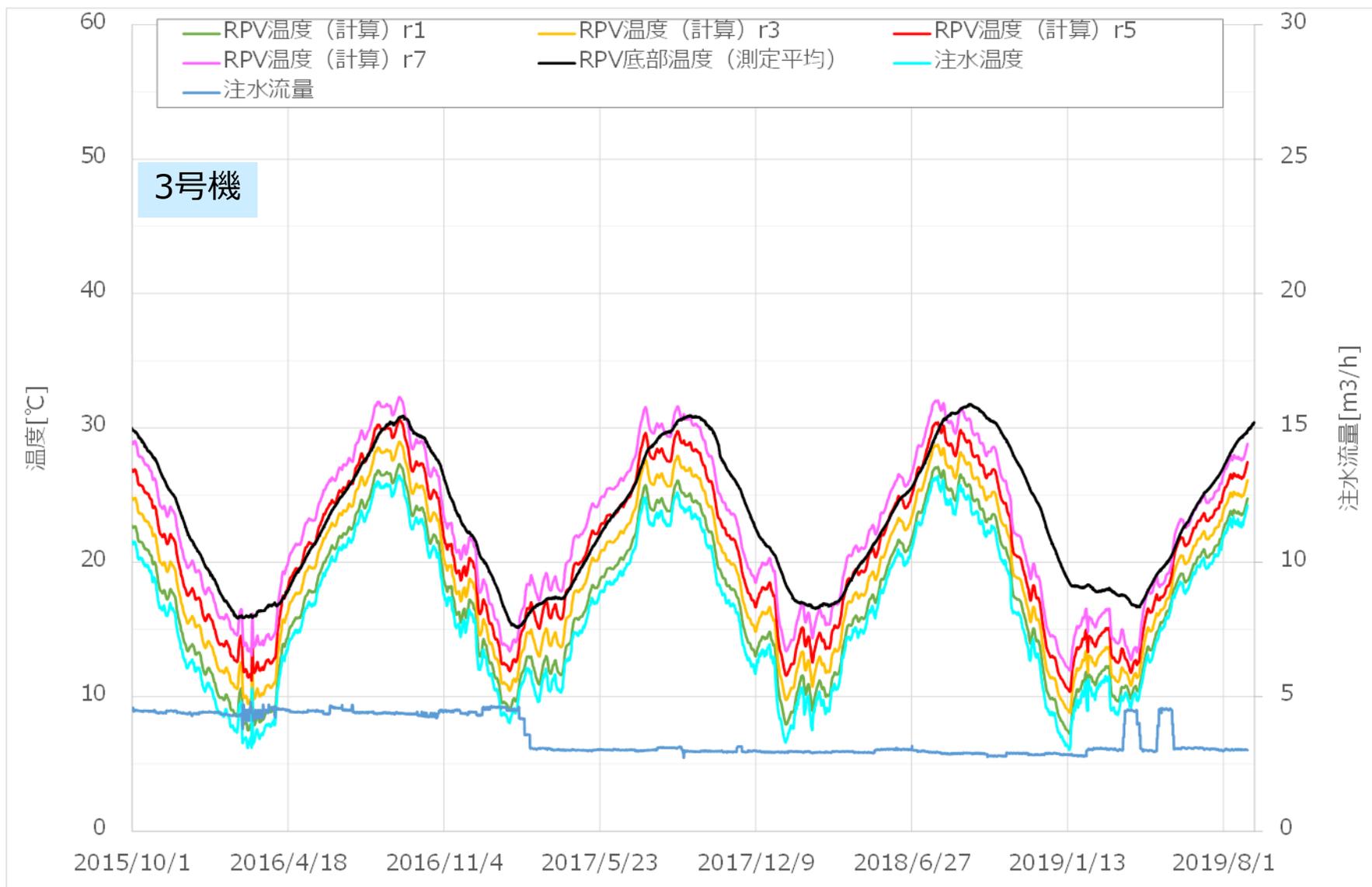
TEPCO



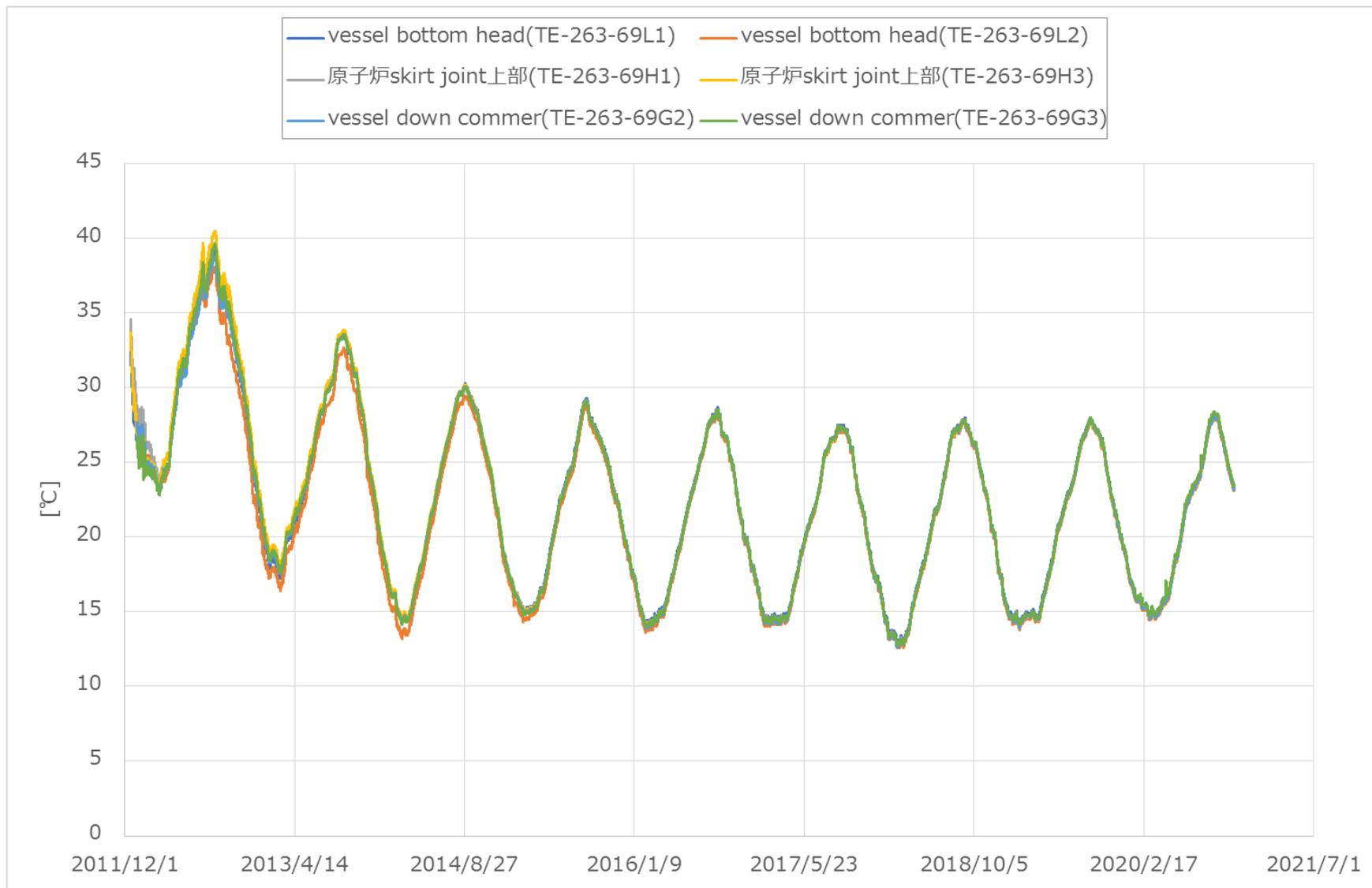
## 3号機 PCV温度の計算結果（熱バランモデル）



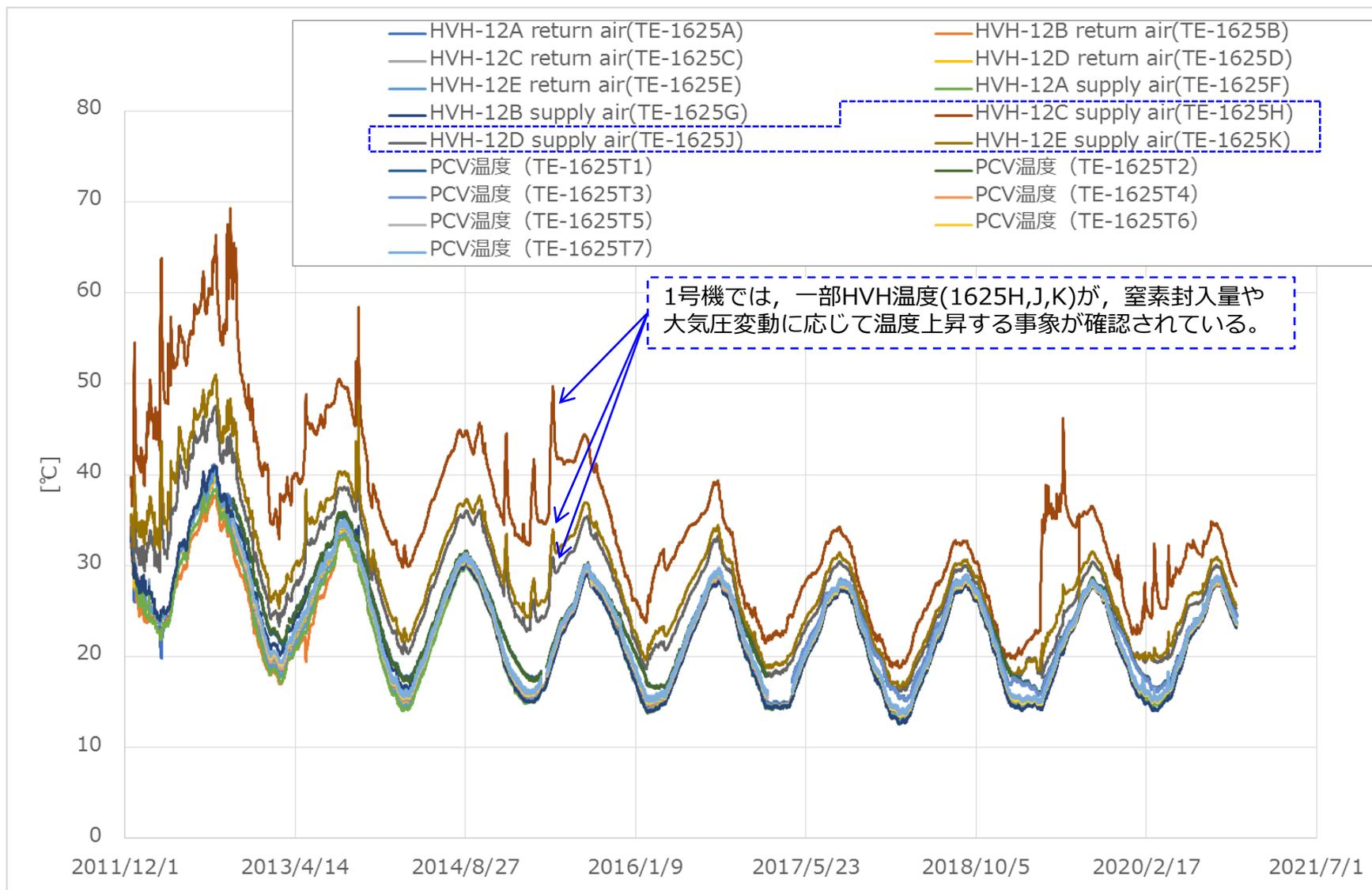
## 3号機 RPV温度の計算結果（熱バランスモデル）



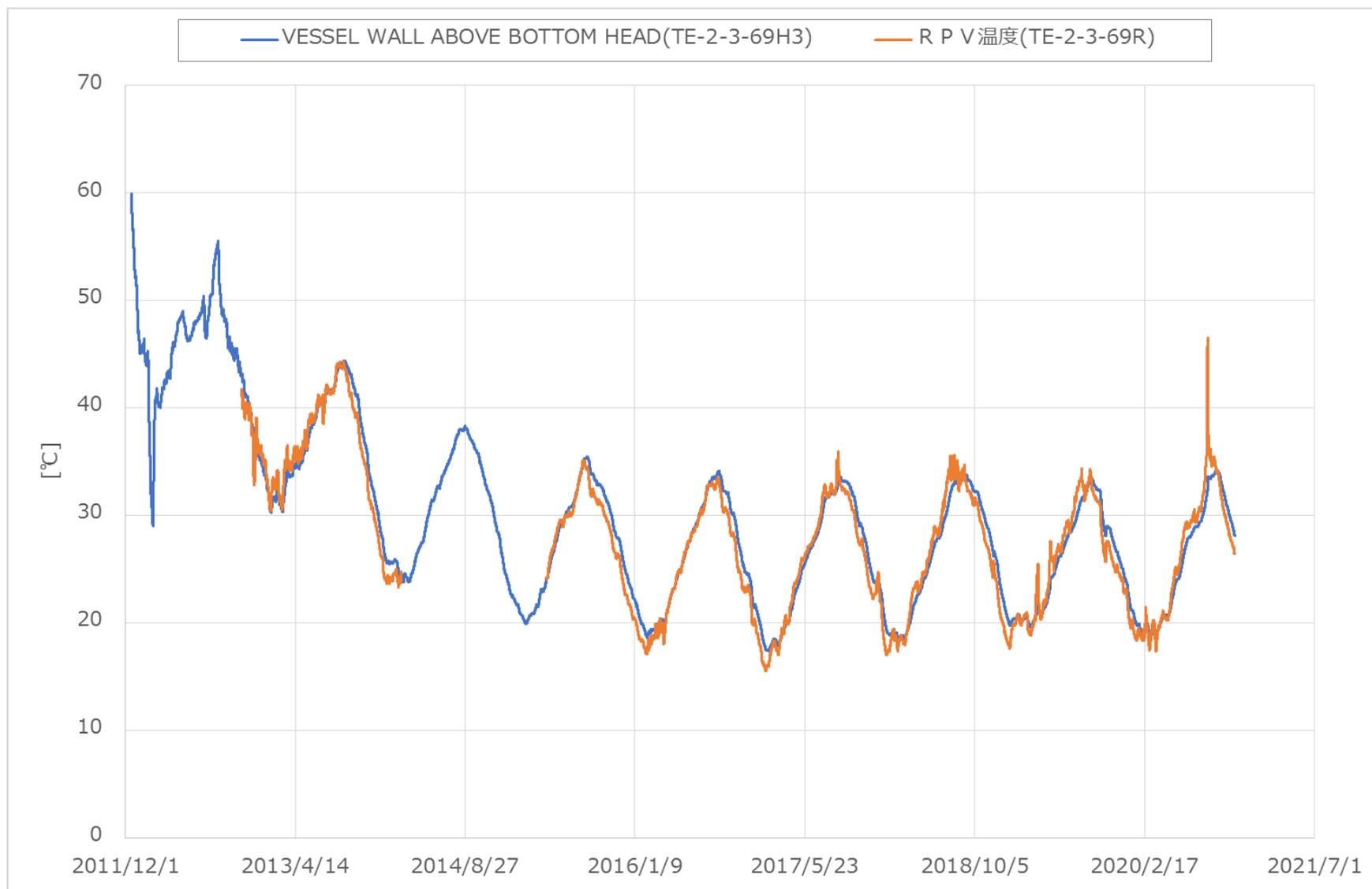
# (参考) 1号機 RPV底部温度の過去トレンド



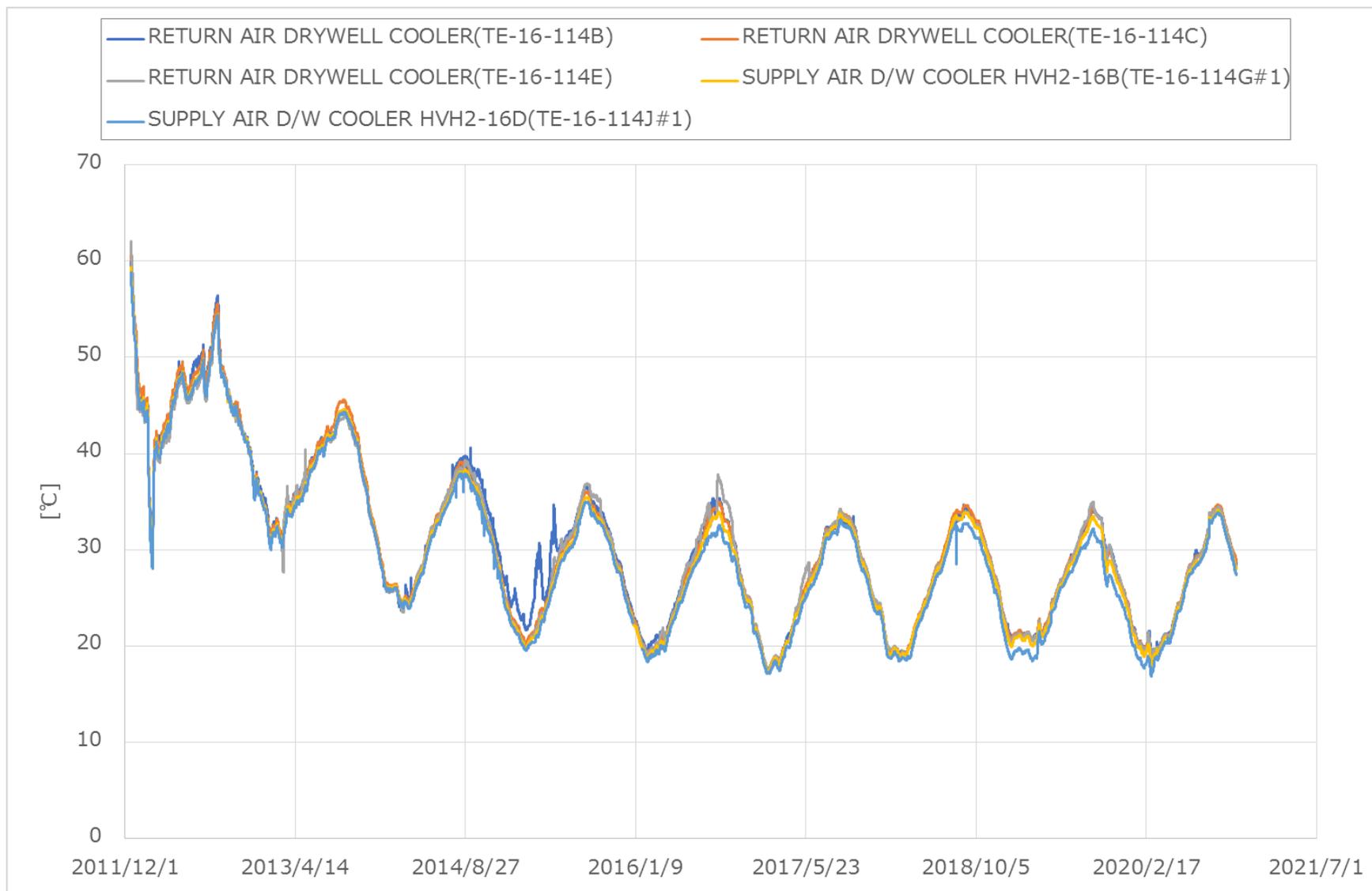
## (参考) 1号機 PCV温度の過去トレンド



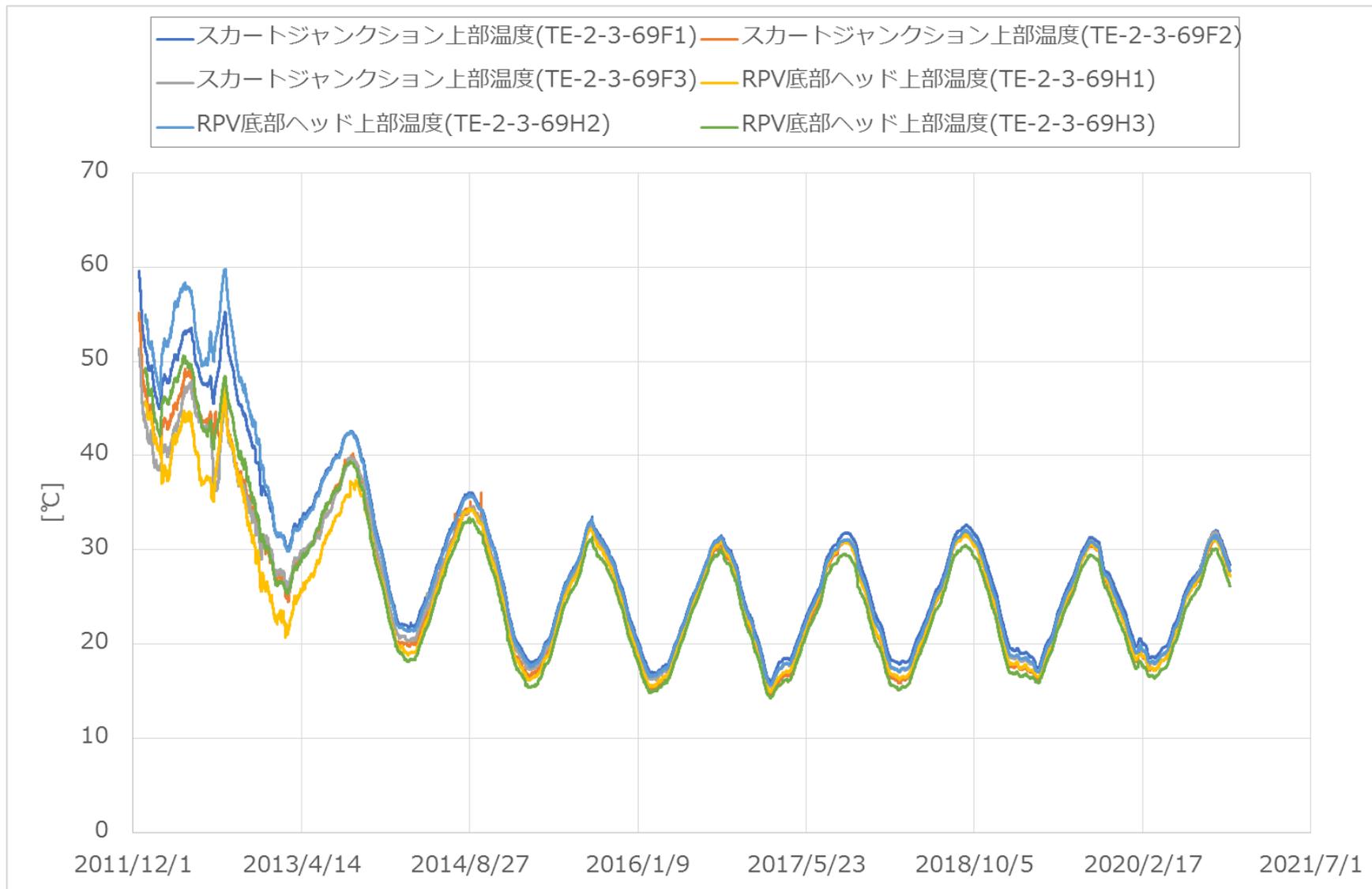
# (参考) 2号機 RPV底部温度の過去トレンド



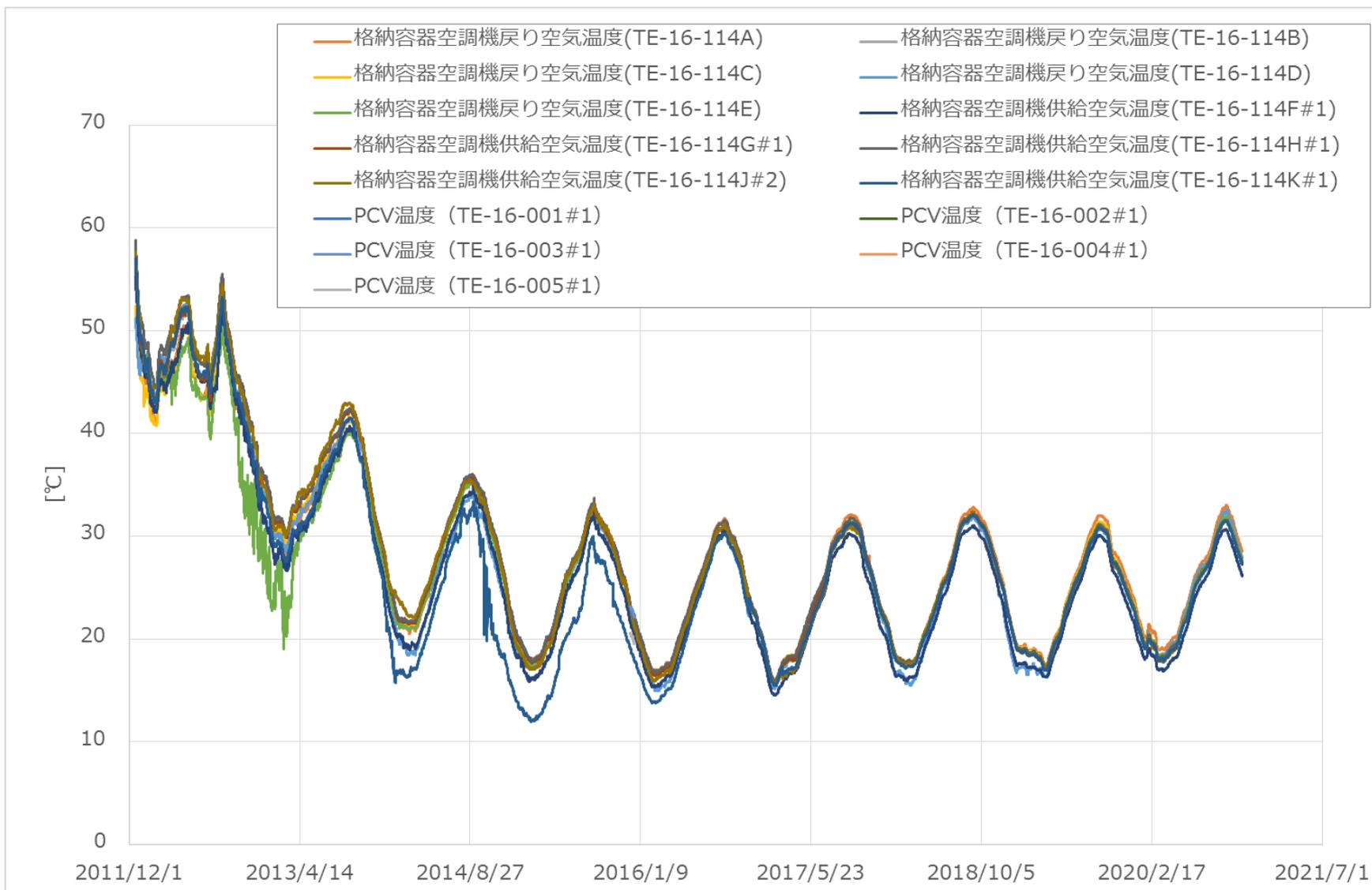
# (参考) 2号機 PCV温度の過去トレンド



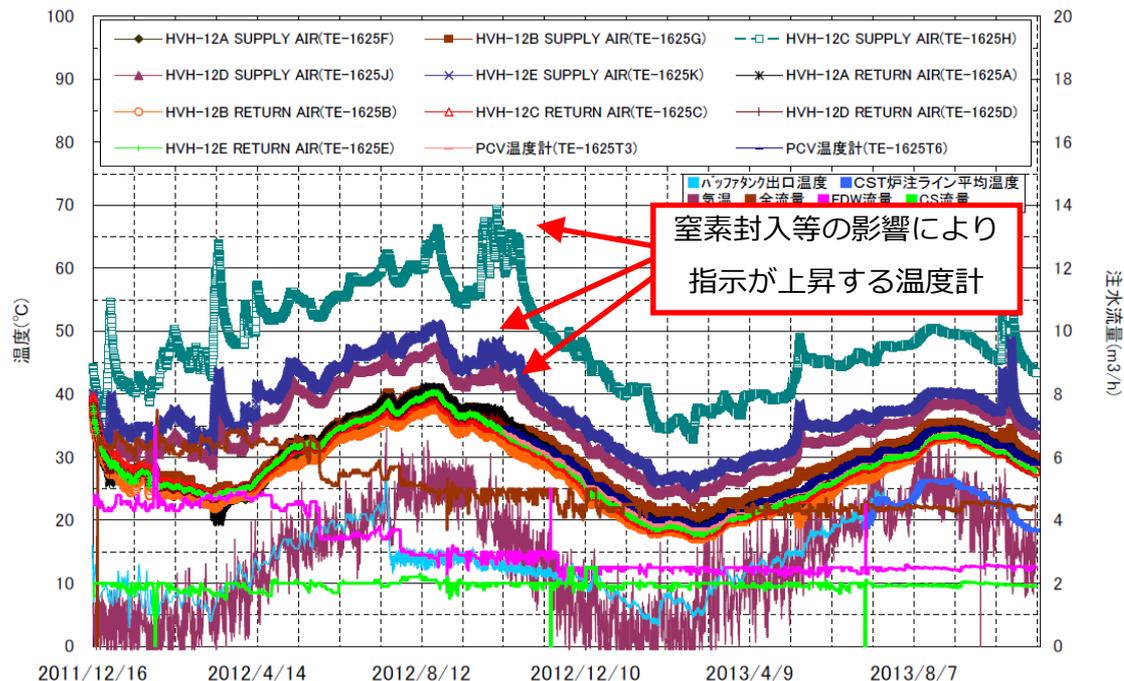
# (参考) 3号機 RPV底部温度の過去トレンド



# (参考) 3号機 PCV温度の過去トレンド

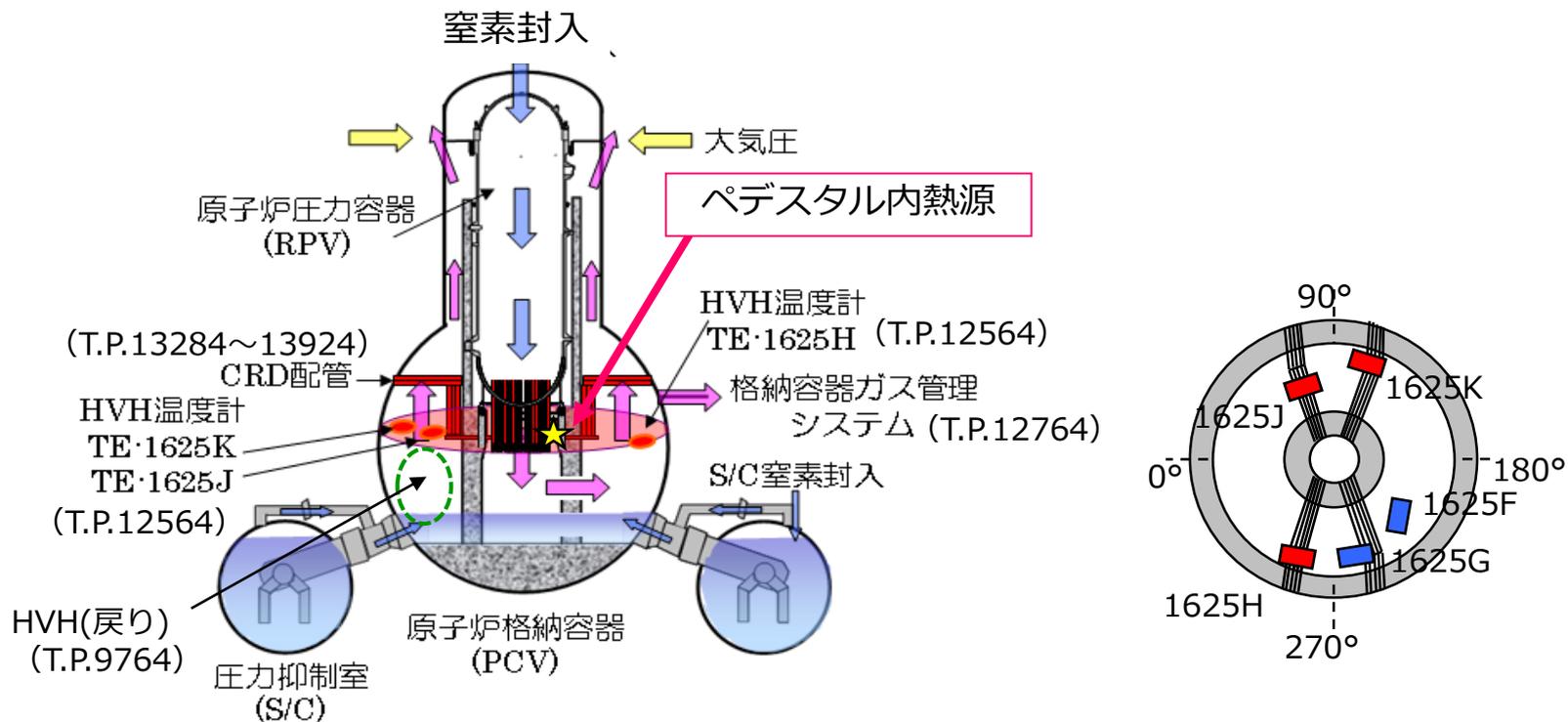


# (参考) 1号機における一部の格納容器内温度の上昇事象



- 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)



- ペDESTAL内のCRD配管近傍に熱源が存在し、熱伝達、熱伝導によりCRD配管周辺が加熱と推定。
- 大気圧の上昇時にPCVからのアウトリークが減少することから、ペDESTAL外のCRD配管周辺の流れが滞りHVH温度計指示値が上昇すると推定。
- ペDESTAL外のCRD配管周辺の流れが増加・安定すると、温度が高い領域が小さくなり、HVH温度計の指示値が安定すると推定。

## 第25条 変更の方向性と根拠 (1)

方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。

- 現在、1～3号機のPCVガス管理設備で監視しているPCV内の水素濃度は、運転上の制限である2.5%よりも十分に低く安定している状況。

(2020.7.1 11:00時点)	1号機	2号機	3号機
窒素封入量	約 29.6 Nm <sup>3</sup> /h	約 11.6 Nm <sup>3</sup> /h	約 15.4 Nm <sup>3</sup> /h
水素濃度 (A系指示値)	0.00 %	0.05 % <sup>※1</sup>	0.13 % <sup>※1</sup>

※1 水素濃度計は熱電導度式水素濃度検出器を使用しているため、ガス管理設備のインリーク（酸素濃度変化）により、僅かながら指示値に影響を受けている（最大で+0.4%程度、空気を測定した場合）

- 現在の燃料デブリの崩壊熱では、水の放射線分解による水素発生量はPCVの容積と比較して十分小さく、急激な水素濃度上昇は考えにくい。また、仮に窒素封入が停止した場合においても、水素濃度2.5%に至るまでの時間余裕は、10日以上と評価している。

		1号機	2号機	3号機
水素発生量の評価値		約0.03 Nm <sup>3</sup> /h	約0.04 Nm <sup>3</sup> /h	約0.04 Nm <sup>3</sup> /h
窒素封入停止時の 時間余裕の評価	RPV内2.5%到達 <sup>※2</sup>	約 13.4 日	約 11.4 日	約 11.1 日
	PCV内2.5%到達	約 63.8 日	約 71.0 日	約 69.1 日
評価条件	崩壊熱 (2020年7月)	約 0.063 MW	約 0.076 MW	約 0.076 MW
	G値 (非沸騰)	0.25		
(参考)2012年12月時点 の時間余裕評価	RPV内2.5%到達 <sup>※2</sup>	約 4 日	約 3 日	約 3 日

※2 PCVよりも容積が小さいRPV内に水素が滞留すると仮定した場合の保守的な評価

- 従って、不活性雰囲気維持の観点では窒素封入維持の重要性は大きく低下しており、必ずしも窒素濃度99%以上でなければ不活性雰囲気を維持できない状況ではない。また、これまで窒素封入量の確認に加え、念のための措置として封入圧力の確認を運転確認項目として設定してきたが、実績上窒素封入量の確認により窒素封入が出来ていることの確認は可能である。

## ■ 水の放射線分解による水素発生量の評価

- G値を用いた評価式により燃料デブリの崩壊熱に応じた水素発生量を評価している。
- 水素濃度の測定値は、評価値よりも十分に小さく、評価は保守的である。
- 評価式および個別の評価条件の保守性については、定量的な特定は難しい可能性はあるが、今後、実施計画IIに記載の安全評価の再評価とあわせて検討していく予定。

$$(実施計画II 2.2記載の評価式) \quad M = Pt \times E \times G / 100 \times A$$

パラメータ	適用する評価条件	単位	備考（保守性の検討例）	
M	水素発生量	—	lbmol/h	—
Pt	崩壊エネルギー（崩壊熱）	ORIGEN評価値	MW	既放出のFPの崩壊熱への寄与
E	エネルギー吸収率	総崩壊熱に対するエネルギー吸収率 約25%（2020年4月時点）  10%（燃料デブリ等※） 100%（水に溶解しているFP）	—	燃料デブリと水の接触状況 FPの水中への溶解状況
G	水の分解量（G 値）	0.25（設置許可，非沸騰）	分子/100eV	他分野でのG 値の採用事例
A	換算係数	82.2	eV・lbmol/MW・h・分子	—

※ 燃料デブリの自己遮蔽等を考慮して10%と設定

## ■ 水ジルコニウム反応による水素発生

- 燃料デブリは安定冷却されており、水ジルコニウム反応による水素発生のリスクはない。
- 事故初期の水素ガスがS/Cなど一部の密閉空間に残留している可能性があるため、予期せぬ水素濃度上昇のリスクあり。  
（1，2号機のS/Cは、過去に水素残留を確認し、窒素封入によるパージを完了済み）

## (参考) PCV内水素濃度のLCO設定根拠

- 実施計画 Ⅲ 第1編第25条において、PCV内水素濃度のLCOを2.5%以下と定めている。
- これは、仮に窒素封入が停止した場合においても、PCV内の水素濃度を可燃限界の4.0%以下に維持するため、窒素封入再開までの時間として32時間以上<sup>※1</sup>の余裕を見込んで設定したもの。コメント⑧
- LCOを設定した当初（2012年5月時点）の崩壊熱を用いて評価しているため、現在までの崩壊熱の低下を考慮すると、水素濃度がLCOの2.5%から可燃限界の4.0%に至るまでの時間余裕は拡大している。
- なお、実際の1～3号機のPCVガス管理設備で監視しているPCV内の水素濃度は、運転上の制限である2.5%よりも十分に低く安定している状況。

		1号機	2号機	3号機
水素発生量の評価値（2012年5月時点）		約0.14 Nm <sup>3</sup> /h	約0.20 Nm <sup>3</sup> /h	約0.20 Nm <sup>3</sup> /h
初期水素濃度（評価条件）		2.5%		
窒素封入停止時の 時間余裕の評価	RPV内4.0%到達 <sup>※2</sup>	約 40 時間	約 32 時間	約 32 時間
	PCV内4.0%到達	約 199時間	約 200時間	約 200時間
(参考)2020年7月 時点の時間余裕評価	RPV内4.0%到達 <sup>※2</sup>	約 8 日	約 7 日	約 7 日

※1 水素濃度の確認要求頻度の毎日1回として24時間、および窒素封入の復旧所要時間(目安)として8時間の合計で32時間とした。なお、8時間以内の対応としてはPSA単一故障・電源故障時のPSA切替および封入ライン損傷の場合のホース予備品交換等を想定。

※2 PCVよりも容積が小さいRPV内に水素が滞留すると仮定した場合の保守的な評価

コメント⑧

# (参考) 水素濃度測定の不確かさの影響

■ PCVガス管理設備における水素濃度計の基本仕様は以下の通り。

	1号機	2号機	3号機
測定範囲	0～5 %		
測定誤差 (計器)	± 0.1 %	± 0.05 %	
検出器の種類	熱伝導度式		
酸素濃度の影響	最大で+ 0.4 %程度※ (空気測定時)		

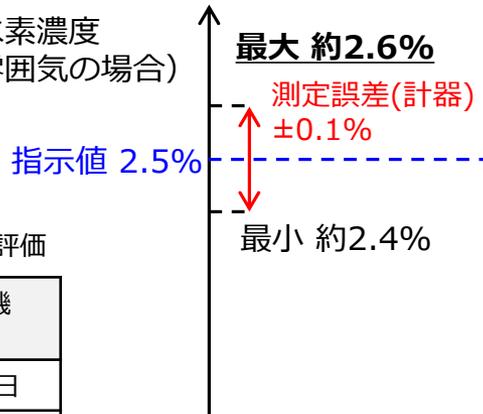
※ 空気を測定した場合、酸素濃度の影響により、水素濃度計の指示値は実際の水素濃度よりも最大0.4%程度高めに指示する

■ なお、仮に空気雰囲気中で測定した場合には、水素濃度計の指示値は実際よりも高めの指示となるため、復旧時間余裕は保守側となり問題ない。

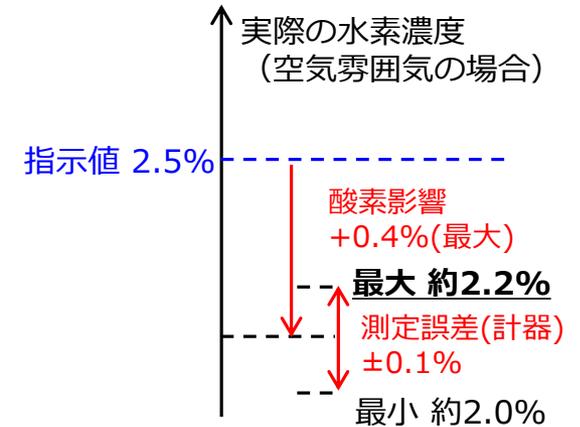
(参考) 実際の水素濃度が4.0%に到達する時間余裕評価

実際の初期水素濃度	1号機	2号機	3号機
2.5%	約 8 日	約 7 日	約 7 日
2.6%	約 7.5 日	約 6.5 日	約 6.5 日
2.2%	約 9.6 日	約 8.3 日	約 8.4 日

実際の水素濃度  
(窒素雰囲気の場合)



実際の水素濃度  
(空気雰囲気の場合)



(参考) 測定誤差と実際の水素濃度の概略イメージ図

方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。

- 窒素封入設備に要求される機能（実施計画II 2.2）は、主にPCV内の不活性雰囲気維持を目的としている。

コメント⑦

- 一方、窒素封入の確保については、以下のような、不活性雰囲気維持以外の影響についても再検討が必要である。

### (例1) PCV圧力の管理

現在の1～3号機のPCV圧力は、PCVガス管理設備の排気流量と窒素封入量のバランスでコントロールしている。窒素封入停止時にはD/W圧力が低下することから、PCVガス管理設備の設備保護※1や、空気インリークによりPCV内の酸素濃度が上昇することの影響※2を検討する必要がある。

### (例2) PCVガス管理設備がPCVガスを抽気出来ていることの確認

現状、PCV内の酸素濃度は、窒素封入により、大気よりも十分に低い状況。これにより、PCVガス管理設備が適切にPCV内のガスを排気していることの確認は、排気ガス中の酸素濃度が大気よりも十分に低いことで確認が可能。しかしながら、仮に、窒素封入をせずPCV内の酸素濃度が大気と同等となる場合、この確認方法を再検討する必要がある。

※1 PCVガス管理設備は、耐圧制限からPCV圧力の運用範囲が限定されている。このため、窒素封入停止時の圧力低下時の運用下限について管理する必要がある。（例：2,3号機PCVガス管理設備の耐圧：-約5kPa ～ +約5kPa）

※2 PCV内の酸素濃度については、実施計画において具体的な制限値はないものの、予期せぬ酸素濃度上昇のリスクや、長期的なPCV内構造物の構造健全性などの観点から、酸素濃度管理の考え方を検討する必要がある。

- 従って、不活性雰囲気維持の観点では窒素封入の重要性は低下しているものの、他の安全上の影響の観点から、長期的な窒素封入の停止は継続検討とし、本申請では運転確認項目の一部のみを変更する。

# 実施計画記載の変更案

# 【変更案】 第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。  
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m<sup>3</sup>/hから1.5m<sup>3</sup>/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

変 更 前	変 更 後	方向性
<p>(原子炉注水系) 第18条 原子炉の状態を維持するにあたって、原子炉注水系※<sup>1</sup>は表18-1に定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号炉、2号炉及び3号炉のみ適用される。ただし、以下の場合は、<b>常用</b>原子炉注水系及び任意の24時間当たりの注水量増加幅に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。</p> <p>(1) <b>原子炉注水系の保全作業又は電源停止作業のために、計画的に常用原子炉注水系を一時停止し、非常用原子炉注水系により注水する場合</b></p> <p>(2) <b>原子炉注水系の流量調整又は流量変更時において、オーバーシュートにより、一時的に注水量増加幅が1.0m<sup>3</sup>/hを超えた場合又はアンダーシュートにより、一時的に原子炉の冷却に必要な注水量を確保できない場合</b></p>	<p>(原子炉注水系) 第18条 原子炉の状態を維持するにあたって、原子炉注水系※<sup>1</sup>は表18-1に定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号炉、2号炉及び3号炉のみ適用される。ただし、以下の場合は、<b>運転中の</b>原子炉注水系及び任意の24時間当たりの注水量増加幅に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。</p> <p>(1) <b>原子炉注水系の流量調整又は流量変更時において、オーバーシュートにより、一時的に注水量増加幅が1.5m<sup>3</sup>/hを超えた場合</b></p>	<p>②</p> <p>①</p> <p>③</p> <p>①</p>

# 【変更案】 第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。  
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m<sup>3</sup>/hから1.5m<sup>3</sup>/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

変更前	変更後	方向性
<p>(3) ほう酸水注入前後のポンプ水源切替に伴い、一時的に原子炉注水系を停止する場合</p> <p>(4) 運転中の原子炉注水ポンプが停止した場合において、当該原子炉注水ポンプ又は他の原子炉注水ポンプが自動起動したことにより、直ちに原子炉の冷却に必要な注水量を確保した場合</p>	<p>(2) ほう酸水の注入に伴い、原子炉注水系を停止する場合</p> <p>(3) 運転中の原子炉注水ポンプの停止等、原子炉の冷却に必要な注水量を確保できない場合において、原子炉の冷却に必要な注水量を確保できなくなった時点から24時間以内に原子炉の冷却に必要な注水量を確保した場合。なお、原子炉の冷却に必要な注水量を確保するまでの間においては原子炉圧力容器底部温度及び格納容器内温度を1時間に1回確認する。</p>	<p>記載の適正化</p> <p>①</p>

# 【変更案】 第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。  
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m<sup>3</sup>/hから1.5m<sup>3</sup>/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

変 更 前	変 更 後	方向性
<p>2. 原子炉注水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉压力容器底部温度及び格納容器内温度を毎日1回確認し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。</p> <p>(2) 安全・リスク管理GMは、注水量の変更が必要な場合は、原子炉の状態に応じ、原子炉の冷却に必要な注水量を評価し、当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉注水系を運転し、<b>原子炉の冷却に必要な注水量を確保</b>するとともに、原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていることを毎日1回確認し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。</p> <p>(4) 当直長は、原子炉注水系の各設備について、表18-2に定める事項を確認する。</p>	<p>2. 原子炉注水系が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>(1) 当直長は、原子炉压力容器底部温度及び格納容器内温度を毎日1回確認し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。<b>なお、原子炉压力容器底部温度及び格納容器内温度が確認できない場合には原子炉压力容器底部温度及び格納容器内温度を評価し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。</b></p> <p>(2) 安全・リスク管理GMは、注水量の変更が必要な場合は、原子炉の状態に応じ、原子炉の冷却に必要な注水量を評価し、当直長に通知する。</p> <p>(3) 当直長は、原子炉注水系を運転するとともに、原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていることを毎日1回確認し、その結果を安全・リスク管理GMに通知する。</p> <p>(4) 当直長は、<b>待機中</b>の原子炉注水系の各設備について、表18-2に定める事項を確認する。</p>	<p style="text-align: center;">④</p> <p style="text-align: center;">記載の 適正化</p> <p style="text-align: center;">②</p>

# 【変更案】 第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。  
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m<sup>3</sup>/hから1.5m<sup>3</sup>/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

## 変更前

3. 当直長は、原子炉注水系が第1項で定める運転上の制限（原子炉压力容器底部温度及び格納容器内温度を除く）を満足していないと判断した場合、表18-3の措置を講じる。また、安全・リスク管理GMは、原子炉压力容器底部温度及び格納容器内温度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表18-3の措置を講じる。

※1：原子炉注水系は、常用原子炉注水系と非常用原子炉注水系で構成される。常用原子炉注水系とは、常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びCST炉注水ポンプによる注水系の3系列をいい、非常用原子炉注水系とは、非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプ（非常用ディーゼル発電機含む）の2系列をいう。

## 変更後

3. 当直長は、原子炉注水系が第1項で定める運転上の制限（原子炉压力容器底部温度及び格納容器内温度を除く）を満足していないと判断した場合、表18-3の措置を講じる。また、安全・リスク管理GMは、原子炉压力容器底部温度及び格納容器内温度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表18-3の措置を講じる。

※1：原子炉注水系は、常用原子炉注水系と非常用原子炉注水系で構成される。常用原子炉注水系とは、常用高台炉注水ポンプ、タービン建屋内炉注水ポンプ及びCST炉注水ポンプによる注水系の3系列をいい、非常用原子炉注水系とは、非常用高台炉注水ポンプ及び純水タンク脇炉注水ポンプの2系列をいう。

方向性

②

# 【変更案】 第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。  
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m<sup>3</sup>/hから1.5m<sup>3</sup>/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

## 変更前

表18-1

項目	運転上の制限
原子炉圧力容器底部温度	80℃以下※ <sup>2</sup>
格納容器内温度	全体的に著しい温度上昇傾向※ <sup>2</sup> がないこと
常用原子炉注水系	原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること
待機中の非常用原子炉注水系	1系列が動作可能であること※ <sup>3</sup>
任意の24時間あたりの注水量増加幅	1.0m <sup>3</sup> /h以下※ <sup>4</sup>

## 変更後

表18-1

項目	運転上の制限
原子炉圧力容器底部温度	80℃以下※ <sup>2</sup>
格納容器内温度	全体的に著しい温度上昇傾向※ <sup>2</sup> がないこと
運転中の原子炉注水系	原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていること
待機中の原子炉注水系	1系列が動作可能であること※ <sup>3</sup>
任意の24時間あたりの注水量増加幅	1.5m <sup>3</sup> /h以下※ <sup>4</sup>

## 方向性

- ②
- ②
- ③

## 変更内容の補足説明

- これまで原子炉注水系の運転上の制限は「常用系」により原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていたため、非常用系により原子炉の冷却に必要な注水量を確保しても運転上の制限を満足しない。
- 変更後は「運転中の」系統で原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていれば、常用系・非常用系を問わずに当該運転上の制限を満足する。

# 【変更案】 第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。  
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m<sup>3</sup>/hから1.5m<sup>3</sup>/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

## 変更前

- ※ 2：原子炉圧力容器底部温度を監視する温度計指示値が上限値を超えた場合又は格納容器内温度を監視する温度指示値に上昇傾向がある場合において、安全・リスク管理GMが、一時的な計器指示不良等により実事象ではないと判断した場合には運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※ 3：1系列が動作可能であることは原子炉の冷却に必要な注水量を確保するために必要となるポンプ台数が動作可能であることをいう。
- ※ 4：以下の場合を除く。
  - ①注水量の増加後において、操作を伴わずに注水量が変動した場合。
  - ②未臨界維持に必要なほう酸水注入後に注水量を増加させた場合。なお、至近のほう酸水注入後に実施した注水量増加を起点として、24時間以内に注水量を増加する場合は、1.0m<sup>3</sup>/h以下であっても、その都度ほう酸水を注入する。

表 18-2

項目	頻度
待機中の <b>非常用</b> 原子炉注水系1系列が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回

## 変更後

- ※ 2：原子炉圧力容器底部温度を監視する温度計指示値が上限値を超えた場合又は格納容器内温度を監視する温度指示値に上昇傾向がある場合において、安全・リスク管理GMが、一時的な計器指示不良等により実事象ではないと判断した場合には運転上の制限を満足していないとはみなさない。
- ※ 3：1系列が動作可能であることは原子炉の冷却に必要な注水量を確保するために必要となるポンプ台数が動作可能であることをいう。
- ※ 4：以下の場合を除く。
  - ①注水量の増加後において、操作を伴わずに注水量が変動した場合。
  - ②未臨界維持に必要なほう酸水注入後に注水量を増加させた場合。なお、至近のほう酸水注入後に実施した注水量増加を起点として、24時間以内に注水量を増加する場合は、1.5m<sup>3</sup>/h以下であっても、その都度ほう酸水を注入する。

表 18-2

項目	頻度
待機中の原子炉注水系1系列が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回

## 方向性

③

②

# 【変更案】 第18条 原子炉注水系

- ✓ 方向性①：24時間以内の注水停止を許容する。  
ただし、注水停止中は1時間に1回、RPV/PCV温度を確認する。
- ✓ 方向性②：待機要求は専用D/Gを持つ系統に限定しない。
- ✓ 方向性③：注水量増加幅の制限を従来の1.0m<sup>3</sup>/hから1.5m<sup>3</sup>/hに変更する。
- ✓ 方向性④：温度を測定により確認できない場合には、温度を評価する。

## 変更前

## 変更後

## 方向性

表18-3

表18-3

条件	要求される措置※5	完了時間	条件	要求される措置※5	完了時間
A. 原子炉圧力容器底部温度又は格納容器内温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当該温度について運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに	A. 原子炉圧力容器底部温度又は格納容器内温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当該温度について運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに
B. 常用原子炉注水系が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 常用原子炉注水系が運転上の制限を満足するように注水量を増加する又は待機中の原子炉注水ポンプを起動する。	速やかに現場対応を行う体制を整えた後1時間	B. 運転中の原子炉注水系が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 原子炉への注水手段を確保し、注水する措置を開始する。	速やかに
C. 待機中の非常用原子炉注水系が1系列もない場合	C 1. 非常用原子炉注水系1系列を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	C. 待機中の原子炉注水系が1系列もない場合	C 1. 原子炉注水系1系列を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
D. 任意の24時間あたりの注水量増加幅が運転上の制限を満足していないと判断した場合	D 1. 任意の24時間あたりの注水量増加幅を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに	D. 任意の24時間あたりの注水量増加幅が運転上の制限を満足していないと判断した場合	D 1. 任意の24時間あたりの注水量増加幅を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに
E. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 原子炉への注水手段を確保し、注水する措置を開始する。	速やかに			

②, ①

②

① (B項に含める)

※5：要求される措置として注水量を増加させる場合は、任意の24時間あたりの注水量増加幅を制限とせず、注水量を元に戻すことを優先し、注水量の増加後に未臨界であることを確認する。

※5：要求される措置として注水量を増加させる場合は、任意の24時間あたりの注水量増加幅を制限とせず、注水量を元に戻すことを優先し、注水量の増加後に未臨界であることを確認する。

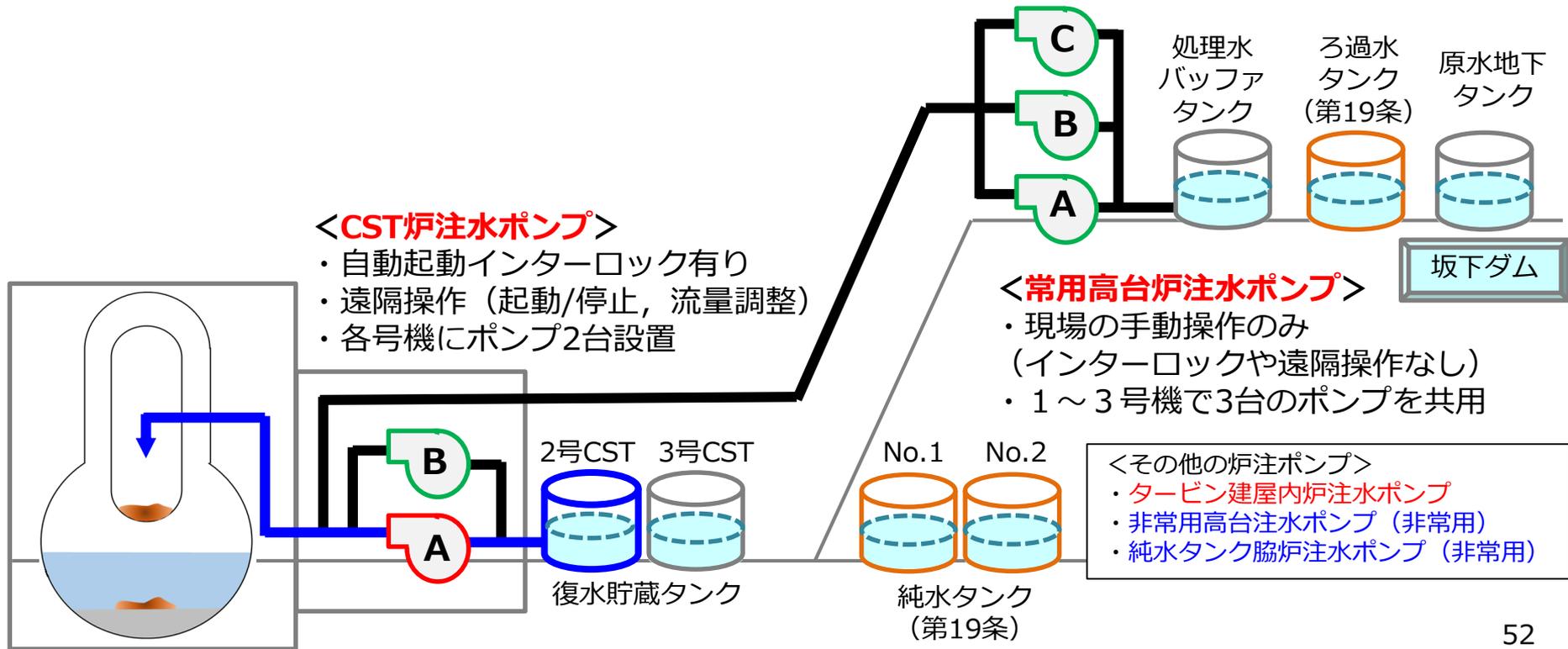
# 【変更内容詳細】 原子炉注水に関する運転上の制限逸脱時の措置について

- 今回の変更により、原子炉注水は常用系・非常用系を問わずに原子炉の冷却に必要な注水量が確保されていれば運転上の制限を満足する。
- また、原子炉の冷却に必要な注水量を確保できない場合において、原子炉の冷却に必要な注水量を確保できなくなった時点から24時間以内に原子炉の冷却に必要な注水量を確保した場合は、RPV/PCV温度を確認した上で、運転上の制限を満足しないとはみなさない。
- 従って変更前のB項に記載していた要求される措置は、運転上の制限内で実施する措置となるため、記載を削除する。

変更前			変更後			方向性
表18-3			表18-3			
条件	要求される措置※5	完了時間	条件	要求される措置※5	完了時間	
A. 原子炉圧力容器底部温度又は格納容器内温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当該温度について運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに	A. 原子炉圧力容器底部温度又は格納容器内温度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	A 1. 当該温度について運転上の制限を満足させる措置を開始する。	速やかに	
B. 常用原子炉注水系が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 常用原子炉注水系が運転上の制限を満足するように注水量を増加する又は待機中の原子炉注水ポンプを起動する。	速やかに現場対応を行う体制を整えた後1時間	B. 運転中の原子炉注水系が運転上の制限を満足しないと判断した場合	B 1. 原子炉への注水手段を確保し、注水する措置を開始する。	速やかに	②, ①
C. 待機中の非常用原子炉注水系が1系列もない場合	C 1. 非常用原子炉注水系1系列を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	C. 待機中の原子炉注水系が1系列もない場合	C 1. 原子炉注水系1系列を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに	②
D. 任意の24時間あたりの注水量増加幅が運転上の制限を満足していないと判断した場合	D 1. 任意の24時間あたりの注水量増加幅を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに	D. 任意の24時間あたりの注水量増加幅が運転上の制限を満足していないと判断した場合	D 1. 任意の24時間あたりの注水量増加幅を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに	
E. 条件Bで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	E 1. 原子炉への注水手段を確保し、注水する措置を開始する。	速やかに				① (B項に含める)

# (参考) 原子炉注水系の構成

- 原子炉注水系の常用系は、事務本館海側駐車場に設置された**常用高台炉注水ポンプ** 3台（1～3号共用）、タービン建屋内に設置された**タービン建屋内炉注水ポンプ** 6台（各号機2台）及び**CST炉注水ポンプ** 6台（各号機2台）で構成する。
- 予備としては所内電源系統から独立した専用のディーゼル発電機（以下、D/Gという）から受電する**非常用高台炉注水ポンプ**の3台（1～3号共用）、純水タンク脇に設置され所内電源及び専用のD/Gの双方からの受電が可能な**純水タンク脇炉注水ポンプ** 3台（1～3号共用）の計6台で構成する。



✓ 方向性：削除

変更前	変更後										
<p>(非常用水源) 第19条 非常用水源（ろ過水タンク及び純水タンク）は、表19-1で定める事項を運転上の制限とする。</p> <p>2. 非常用水源が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次号を実施する。</p> <p>（1）運用支援GMは、非常用水源の保有水量（タンク水位）を1ヶ月に1回確認する。</p> <p>3. 運用支援GMは、非常用水源の水位が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表19-3の措置を講じる。</p> <p><b>表19-1</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>運転上の制限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非常用水源</td> <td>表19-2に定める保有水量（タンク水位）が確保されていること</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>表19-2</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>ろ過水タンク1基※1</th> <th>純水タンク1基※2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>保有水量（タンク水位）</td> <td>916m<sup>3</sup> (1.9m) 以上</td> <td>663m<sup>3</sup> (4.6m) 以上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：ろ過水タンク1基とはNo.2 ろ過水タンクをいう。 ※2：純水タンク1基とはNo.1 純水タンク, No.2 純水タンクのうち、いずれか1基をいう。</p>	項目	運転上の制限	非常用水源	表19-2に定める保有水量（タンク水位）が確保されていること		ろ過水タンク1基※1	純水タンク1基※2	保有水量（タンク水位）	916m <sup>3</sup> (1.9m) 以上	663m <sup>3</sup> (4.6m) 以上	<p>第19条 削除</p>
項目	運転上の制限										
非常用水源	表19-2に定める保有水量（タンク水位）が確保されていること										
	ろ過水タンク1基※1	純水タンク1基※2									
保有水量（タンク水位）	916m <sup>3</sup> (1.9m) 以上	663m <sup>3</sup> (4.6m) 以上									

✓ 方向性：削除

変更前			変更後									
<p><b>表19-3</b></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>要求される措置</th> <th>完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A. 運転上の制限を満足しているろ過水タンクが1基もない場合</td> <td>A 1. 純水タンク1基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び A 2. ろ過水タンク1基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> <tr> <td>B. 運転上の制限を満足している純水タンクが1基もない場合</td> <td>B 1. ろ過水タンク1基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び B 2. 純水タンク1基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。</td> <td>速やかに  速やかに</td> </tr> </tbody> </table>			条件	要求される措置	完了時間	A. 運転上の制限を満足しているろ過水タンクが1基もない場合	A 1. 純水タンク1基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び A 2. ろ過水タンク1基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに  速やかに	B. 運転上の制限を満足している純水タンクが1基もない場合	B 1. ろ過水タンク1基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び B 2. 純水タンク1基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに  速やかに	(削除)
条件	要求される措置	完了時間										
A. 運転上の制限を満足しているろ過水タンクが1基もない場合	A 1. 純水タンク1基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び A 2. ろ過水タンク1基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに  速やかに										
B. 運転上の制限を満足している純水タンクが1基もない場合	B 1. ろ過水タンク1基の保有水量（タンク水位）が制限値を満足していることを確認する。 及び B 2. 純水タンク1基の保有水量（タンク水位）を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに  速やかに										

- ✓ 方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。  
 (当初変更の方向性としていたPSA運転確認の廃止や、非常用PSAの待機要求変更は、実施計画IIに要求される機能を含めて、窒素封入維持の必要性を再評価する必要あり)

変更前	変更後	方向性
<p>(格納容器内の不活性雰囲気気の維持)                      第25条                      格納容器内の不活性雰囲気気を維持するにあたって、原子炉格納容器内窒素封入設備（以下「窒素封入設備」という。）は、表25-1で定める事項を運転上の制限とする。また、格納容器内の水素濃度の監視として、格納容器内水素濃度は表25-1で定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号炉、2号炉及び3号炉のみ適用される。ただし、以下の場合には、窒素封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。</p> <p>(1) 窒素封入設備の点検、電源停止等のために、計画的に窒素封入設備を一時停止し、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する場合。</p> <p>(2) 運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において、速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお、窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては、当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する。</p>	<p>(格納容器内の不活性雰囲気気の維持)                      第25条                      格納容器内の不活性雰囲気気を維持するにあたって、原子炉格納容器内窒素封入設備（以下「窒素封入設備」という。）は、表25-1で定める事項を運転上の制限とする。また、格納容器内の水素濃度の監視として、格納容器内水素濃度は表25-1で定める事項を運転上の制限とする。なお、本条文は1号炉、2号炉及び3号炉のみ適用される。ただし、以下の場合には、窒素封入設備に対する運転上の制限を満足しないとはみなさない。</p> <p>(1) 窒素封入設備の点検、電源停止等のために、計画的に窒素封入設備を一時停止し、原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する場合。</p> <p>(2) 運転中の窒素ガス分離装置が停止した場合において、速やかに当該窒素ガス分離装置を再起動した場合又は他の窒素ガス分離装置に切り替えた場合。なお、窒素ガス分離装置を再起動する又は他の窒素ガス分離装置に切り替えるまでの間においては、当直長は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを1時間に1回確認する。</p>	<p>変更なし</p>

- ✓ 方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。  
 (当初変更の方向性としていたPSA運転確認の廃止や、非常用PSAの待機要求変更は、実施計画IIに要求される機能を含めて、窒素封入維持の必要性を再評価する必要あり)

変更前	変更後	方向性
<p>2. 窒素封入設備及び格納容器内水素濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 安全・リスク管理GMは、格納容器の状態に応じ、必要な窒素封入量を評価し、当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、<b>運転中の窒素ガス分離装置の封入圧力が格納容器圧力以上であること及び</b>必要な窒素封入量が確保されていることを毎日1回確認する。なお、必要な窒素封入量が確保できていない場合は速やかに所定の封入量に戻すこと。</p> <p>(3) 当直長は、<b>封入する窒素の濃度が99%以上であることを毎日1回確認する。</b></p> <p>(4) 当直長は、表25-2に定める事項を確認する。</p> <p>(5) 安全・リスク管理GMは、原子炉格納容器ガス管理設備の流量が変更された場合、表25-1に定める格納容器内水素濃度を満足するため、原子炉格納容器ガス管理設備内での大気のインリークを考慮した同設備の水素濃度管理値を評価し、当直長に通知する。</p> <p>(6) 当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にあること及び原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを毎日1回確認する<sup>※1</sup>。</p>	<p>2. 窒素封入設備及び格納容器内水素濃度が前項で定める運転上の制限を満足していることを確認するため、次の各号を実施する。</p> <p>(1) 安全・リスク管理GMは、格納容器の状態に応じ、必要な窒素封入量を評価し、当直長に通知する。</p> <p>(2) 当直長は、<b>窒素ガス分離装置を運転するとともに、</b>必要な窒素封入量が確保されていることを毎日1回確認する。なお、必要な窒素封入量が確保できていない場合は速やかに所定の封入量に戻すこと。</p> <p>(3) 当直長は、表25-2に定める事項を確認する。</p> <p>(4) 安全・リスク管理GMは、原子炉格納容器ガス管理設備の流量が変更された場合、表25-1に定める格納容器内水素濃度を満足するため、原子炉格納容器ガス管理設備内での大気のインリークを考慮した同設備の水素濃度管理値を評価し、当直長に通知する。</p> <p>(5) 当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にあること及び原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が水素濃度管理値以下であることを毎日1回確認する<sup>※1</sup>。</p>	<p>記載の適正化 ①  ①</p>

# 【変更案】 第25条 格納容器内の不活性雰囲気維持

- ✓ 方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。  
 (当初変更の方向性としていたPSA運転確認の廃止や、非常用PSAの待機要求変更は、実施計画IIに要求される機能を含めて、窒素封入維持の必要性を再評価する必要あり)

変 更 前	変 更 後	方向性
<p>※ 1：原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にない場合又は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合には、次の事項を実施する。</p> <p>①当直長は、速やかに必要な窒素封入量が確保されていることを確認する。</p> <p>②当直長は、窒素封入量の減少操作を中止する又は行わない。</p> <p>③安全・リスク管理GMは、格納容器内水素濃度を評価し、当直長に通知する。</p> <p>④当直長は、格納容器内水素濃度の評価結果が、表25-1の格納容器内水素濃度以下であることを確認する。</p> <p>⑤当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器の故障により原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合、速やかに原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器を復旧する措置を開始する。</p> <p>3. 当直長は、窒素封入設備又は格納容器内水素濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表25-3の措置を講じる。</p>	<p>※ 1：原子炉格納容器ガス管理設備が運転状態にない場合又は原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合には、次の事項を実施する。</p> <p>①当直長は、速やかに必要な窒素封入量が確保されていることを確認する。</p> <p>②当直長は、窒素封入量の減少操作を中止する又は行わない。</p> <p>③安全・リスク管理GMは、格納容器内水素濃度を評価し、当直長に通知する。</p> <p>④当直長は、格納容器内水素濃度の評価結果が、表25-1の格納容器内水素濃度以下であることを確認する。</p> <p>⑤当直長は、原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器の故障により原子炉格納容器ガス管理設備の水素濃度が確認できない場合、速やかに原子炉格納容器ガス管理設備の水素検出器を復旧する措置を開始する。</p> <p>3. 当直長は、窒素封入設備又は格納容器内水素濃度が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表25-3の措置を講じる。</p>	<p>変更なし</p>

# 【変更案】 第25条 格納容器内の不活性雰囲気気の維持

- ✓ 方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。  
 (当初変更の方向性としていたPSA運転確認の廃止や、非常用PSAの待機要求変更は、実施計画IIに要求される機能を含めて、窒素封入維持の必要性を再評価する必要あり)

## 変更前

表 25-1

項目	運転上の制限
窒素封入設備	窒素ガス分離装置 1 台が運転中であること及び他の窒素ガス分離装置 1 台が専用ディーゼル発電機により動作可能であること
格納容器内水素濃度	2.5%以下

表 25-2

項目	頻度
窒素ガス分離装置 1 台が専用ディーゼル発電機により動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回

## 変更後

表 25-1

項目	運転上の制限
運転中の窒素封入設備	窒素ガス分離装置 1 台が運転中であること
待機中の窒素封入設備	窒素ガス分離装置 1 台が専用ディーゼル発電機により動作可能であること
格納容器内水素濃度	2.5%以下

表 25-2

項目	頻度
窒素ガス分離装置 1 台が専用ディーゼル発電機により動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回

## 方向性

記載の  
適正化

# 【変更案】第25条 格納容器内の不活性雰囲気維持

- ✓ 方向性①：窒素封入設備の運転確認項目の一部を変更する。  
 (当初変更の方向性としていたPSA運転確認の廃止や、非常用PSAの待機要求変更は、実施計画IIに要求される機能を含めて、窒素封入維持の必要性を再評価する必要あり)

## 変更前

## 変更後

方向性

表25-3

表25-3

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転中の窒素ガス分離装置が1台もない場合(ただし、速やかに窒素ガス分離装置を再起動させた場合又は切り替えた場合を除く)	A 1. 専用ディーゼル発電機により運転可能な窒素ガス分離装置1台を運転状態とする措置を開始する。 及び A 2. 少なくとも1台の窒素ガス分離装置を動作可能な状態にする復旧する措置を開始する。	速やかに  速やかに
B. 専用ディーゼル発電機により運転可能な窒素ガス分離装置が1台もない場合	B 1. 専用ディーゼル発電機により運転可能な窒素ガス分離装置を少なくとも1台動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
C. 格納容器内水素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	C 1. 格納容器内水素濃度を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに

条件	要求される措置	完了時間
A. 運転中の窒素ガス分離装置が1台もない場合(ただし、速やかに窒素ガス分離装置を再起動させた場合又は切り替えた場合を除く)	A 1. 専用ディーゼル発電機により運転可能な窒素ガス分離装置1台を運転状態とする措置を開始する。 及び A 2. 少なくとも1台の窒素ガス分離装置を動作可能な状態にする復旧する措置を開始する。	速やかに  速やかに
B. 専用ディーゼル発電機により運転可能な窒素ガス分離装置が1台もない場合	B 1. 専用ディーゼル発電機により運転可能な窒素ガス分離装置を少なくとも1台動作可能な状態に復旧する措置を開始する。	速やかに
C. 格納容器内水素濃度が運転上の制限を満足していないと判断した場合	C 1. 格納容器内水素濃度を制限値以内に復旧する措置を開始する。	速やかに

変更なし

# 【変更案】第3条 品質保証計画

✓ 方向性：第19条の削除の反映

変更前					
(品質保証計画) 第3条 (中略) d) 組織内のプロセスの効果的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した記録を含む文書 ①以下の文書					
第3条の 関連条 項	原子力 品質保 証規程 の関連 条項	名 称	文 書 番 号	管理箇所	第3条以外の 関連条文
(中略)					
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4	運転管理基本マニ アル	QI- 51	建 設 ・ 運 用 ・ 保 守 セ ン タ ー	第12条, 第13 条, 第15条～ 第16条の2, 第 18条～第29条, 第33条, 第40 条の2, 第81条, 第82条
(中略)					
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	廃止措置基本マニ アル	DF- 57	プロジェクト トマネジメ ント室	第12条, 第13 条, 第16条～ 第26条の2, 第 38条～第40条, 第41条～第43 条, 第45条～ 第78条, 第81 条
(省略)					

変更後					
(品質保証計画) 第3条 (中略) d) 組織内のプロセスの効果的な計画，運用及び管理を確実に実施するために，必要と決定した記録を含む文書 ①以下の文書					
第3条の 関連条 項	原子力 品質保 証規程 の関連 条項	名 称	文 書 番 号	管理箇所	第3条以外の 関連条文
(中略)					
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.5, 7.6, 8.2.4	運転管理基本マニ アル	QI- 51	建 設 ・ 運 用 ・ 保 守 セ ン タ ー	第12条, 第13 条, 第15条～ 第16条の2, 第 18条, <b>第20条</b> ～第29条, 第 33条, 第40条 の2, 第81条, 第82条
(中略)					
6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	6.3, 6.4, 7.1, 7.2.1, 7.3, 7.4, 7.5, 7.6, 8.2.4	廃止措置基本マニ アル	DF- 57	プロジェクト トマネジメ ント室	第12条, 第13 条, 第16条～ <b>第18条, 第20</b> <b>条</b> ～第26条の2, 第38条～第40 条, 第41条～ 第43条, 第45 条～第78条, 第81条
(省略)					

✓ 方向性：第19条の削除の反映

## 変更前

(保守管理)

第68条

各プログラム部長及び各GMは、第18条から第29条、第40条及び第61条<sup>※1</sup>に定める設備又は機器の単位ごとに保全方式<sup>※2</sup>及び保全方法<sup>※3</sup>を定めた保全計画（必要に応じて消耗品等の準備を含む）を策定し、これに基づき点検、補修、取替え及び改造等の保全を実施するとともに、その結果を記録する。

(省略)

## 変更後

(保守管理)

第68条

各プログラム部長及び各GMは、第18条、**第20条**から第29条、第40条及び第61条<sup>※1</sup>に定める設備又は機器の単位ごとに保全方式<sup>※2</sup>及び保全方法<sup>※3</sup>を定めた保全計画（必要に応じて消耗品等の準備を含む）を策定し、これに基づき点検、補修、取替え及び改造等の保全を実施するとともに、その結果を記録する。

(省略)