

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		12月		1月					2月			3月	4月	備考
			23	30	6	13	20	27	3	10	17	下	上	中	下	前	
循環注水冷却	原子炉関連	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【共通】循環注水冷却中(継続) 【2号】原子炉建屋滞留水移送装置設置に伴う給水系のみによる注水 2019/1/29 <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【共通】処理水バッファタンク取替工事 2018/12/4~2019/3/下旬 試験・検査等 2018/12/20~2019/3/下旬 【2号】復水貯蔵タンク(CST)運用開始 実施時期調整中 【2号】燃料デブリ冷却状況の確認試験 STEP1 注水量低減、注水量増加試験 実施時期調整中 【3号】高台注水ライン(CS系)の一部PE管敷設作業 2018/10/1~2019/2/7 試験・検査等 2019/1/17~2019/2/7 給水系のみによる注水 切替工事 2019/2/6~2019/2/8 	現場作業	<p>【1, 2, 3号】循環注水冷却(滞留水の再利用)</p> <p>【2号】給水系のみによる注水</p> <p>【共通】処理水バッファタンク取替作業</p> <p>試験・検査等</p> <p>【3号】高台注水ライン(CS系)の一部PE管敷設作業</p> <p>試験・検査等</p> <p>切替工事(給水系のみによる注水)</p> <p>最新工程反映</p> <p>追加</p> <p>最新工程反映</p>	<p>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</p>	<p>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)</p> <p>1~3号機CS系注水ラインの一部PE管化に伴う 実施計画変更認可申請 (2017/3/6) →一部補正申請 (2017/5/25) →認可 (2017/5/26)</p>											
		海水腐食及び塩分除去対策	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> CST室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	<p>CST室素注入による注水溶存酸素低減</p> <p>ヒドラジン注入中</p>												
原子炉格納容器関連	室素充填	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【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) <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【共通】室素ガス分離装置A/B取替他工事 2019/1/28~2019/8月上旬 	検討・設計・現場作業	<p>【1, 2, 3号】原子炉炉圧力容器 原子炉格納容器 室素封入中</p> <p>【1号】サブプレッションチャンバへの室素封入</p> <p>【共通】室素ガス分離装置A/B取替他工事</p> <p>追加</p> <p>最新工程反映</p>												<p>室素ガス分離装置A/B取替他工事 実施計画変更認可申請 (2017/10/6) →認可 (2018/7/31)</p>	
		PCVガス管理	<p>(実績)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【共通】PCVガス管理システム運転中(継続) 【1号】定例ダストサンプリングに伴う停止 ・水素モニタ停止 A系: 2018/1/8 ・希ガスモニタ停止 A系: 2018/1/8 【1号】PCVガス管理設備計装品点検に伴う停止 ・水素モニタ停止 B系: 2019/1/15~17 ・希ガスモニタ停止 B系: 2019/1/15 【2号】PCVガス管理設備用制御盤二重化工事 ・PCVガス管理システム 両系停止: 2018/12/25・26 【2号】PCVガス管理設備用制御盤二重化工事 ・PCVガス管理システム B系停止 (2018/12/17~12/27) 【3号】PCVガス管理設備用制御盤二重化工事 ・PCVガス管理システム A系停止 (2019/1/8~1/17) ・PCVガス管理システム 両系停止 (2019/1/17) <p>(予定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 【1号】定例ダストサンプリングに伴う停止 ・水素モニタ停止 B系: 2018/2/4 ・希ガスモニタ停止 B系: 2018/2/4 【3号】PCVガス管理設備用制御盤二重化工事 ・PCVガス管理システム B系停止 (2019/1/22~2/1) ・PCVガス管理システム 両系停止 (2019/1/31, 2/1) 	現場作業	<p>【1, 2, 3号】継続運転中</p> <p>【1号】水素モニタ・希ガスモニタA停止</p> <p>【1号】水素モニタB停止</p> <p>【1号】希ガスモニタB停止</p> <p>【2号】両系統停止</p> <p>【2号】B系停止</p> <p>【3号】A系停止</p> <p>【3号】両系統停止</p> <p>【1号】水素モニタ・希ガスモニタB停止</p> <p>追加</p> <p>最新工程反映</p> <p>【3号】B系停止</p> <p>【3号】両系統停止</p>												

循環注水冷却スケジュール (2/2)

分野名	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	12月		1月					2月			3月	4月	備考		
				23	30	6	13	20	27	3	10	17	下	上	中		下	
使用済燃料プール関連		使用済燃料プール循環冷却	(実績) ・【共通】循環冷却中(継続) (予定) ・【1号】一次系ポンプ点検に伴う循環冷却の停止 2019/2/7~8、2/18~3/7 ・【2号】原子炉建屋滞留水移送装置設置工事に伴う循環冷却の停止 2019/2/20~3/7	現場作業	【1, 2, 3号】循環冷却中(2018/11/23~2019/3/末まで凍結防止のため、二次系共用設備エアフィンクーラーのファンを停止運用中) 【1号】循環冷却の停止 【2号】循環冷却の停止 最新工程反映													
		使用済燃料プールへの注水冷却	(実績) ・【共通】使用済燃料プールへの非常時注水手段としてコンクリートポンプ車等の現場配備(継続)	現場作業	【1, 2, 3号】蒸発量に応じて、内部注水を実施 【1, 3号】コンクリートポンプ車等の現場配備													
		海水腐食及び塩分除去対策(使用済燃料プール薬注&塩分除去)	(実績) ・【共通】プール水質管理中(継続)	検討・設計・現場作業	【1, 2, 3, 4号】ヒドラジン等注入による防食 【1, 2, 3, 4号】プール水質管理													

福島第一原子力発電所 2号機 燃料デブリ冷却状況の確認試験について（追加説明）

2019/01/31



東京電力ホールディングス株式会社

2018年12月27日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第61回）

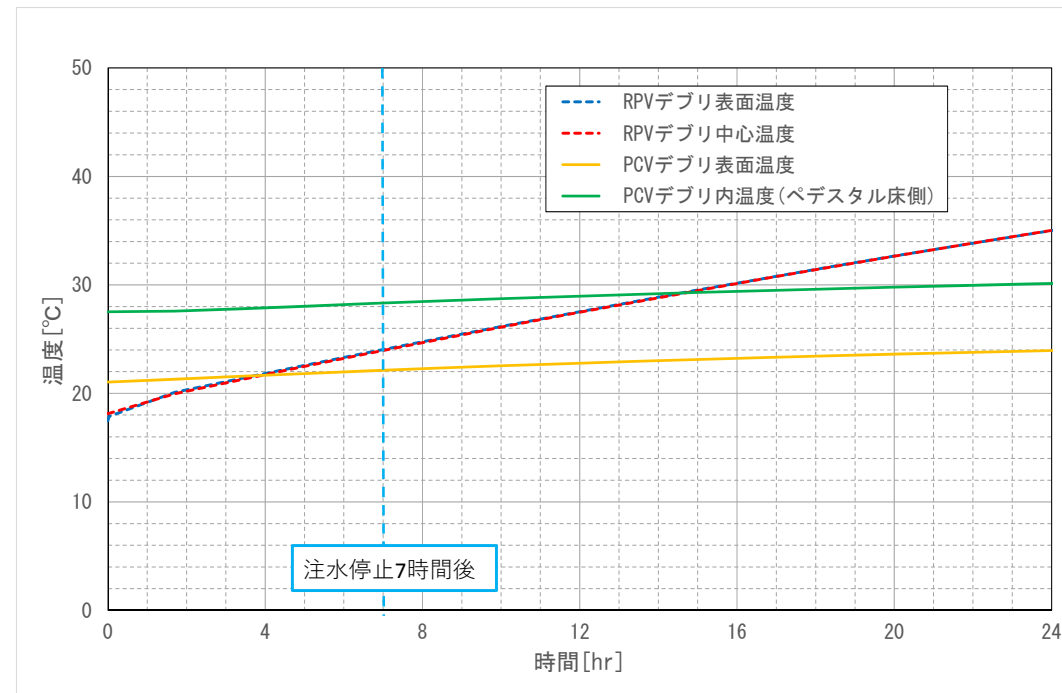
7時間の燃料デブリ冷却停止による影響について、評価結果を報告すること。

（影響の例）

- ・燃料デブリの中心温度や表面温度がどの程度上昇するのか
- ・燃料デブリ温度上昇に伴うセシウムやルテニウム、ストロンチウム等核種発生 of 想定
- ・冷却再開時に燃料デブリへ与えるヒートショックの影響
- ・冷却再開時の水蒸気発生による原子炉格納容器内の内圧変化

- 燃料デブリやRPV下部ヘッドの領域を分けるなど、より詳細な評価モデルで、注水停止したときの燃料デブリの温度上昇の評価を実施。
- 評価条件による不確かさはあるものの、7時間の注水停止で、RPVの燃料デブリは6～7℃程度、PCVの燃料デブリは1℃程度の温度上昇。

	注水停止7時間 間の温度上昇
RPVデブリ表面温度	約7℃
RPVデブリ中心温度	約6℃
PCVデブリ表面温度	約1℃
PCVデブリ内温度 (ペDESTAL床側)	約1℃

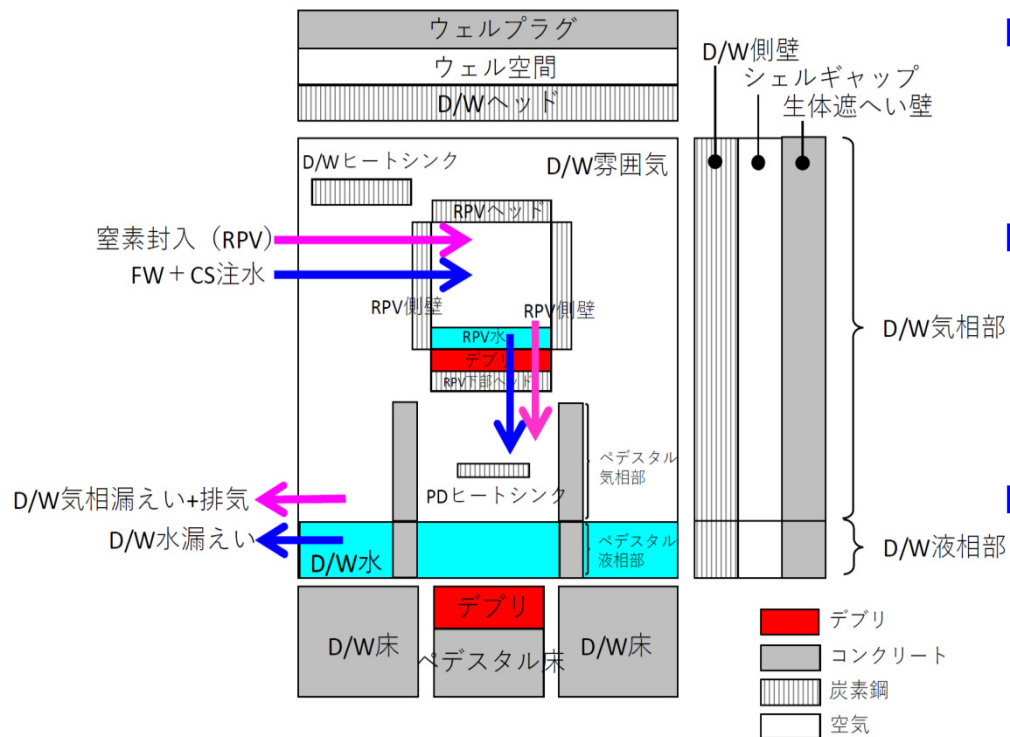


注水停止時の温度推移

- ご指摘いただいた項目を含めて、網羅的に影響を評価し、今回の注水停止試験による影響は小さいことを確認。
- 炉内の燃料デブリ分布は不明であり、水がかかっていない箇所などもあると想定されるが、短時間の注水停止による温度上昇は限定的。

項目	影響内容	短時間の注水停止における影響評価
ダスト等の放出	温度上昇によりFPが再揮発し、外部に放出される可能性がある。	注水停止による温度上昇は季節変動(変動幅20°C程度:RPV底部)の範囲であり、FPの再揮発による影響は小さい。
急冷時の影響	注水再開時の急冷に伴う急激な温度変化により、燃料デブリ・鋼材等の変形が生じる可能性がある。	注水停止による温度上昇は季節変動の範囲であり、急冷に伴う温度変化は限定的であることから、燃料デブリ・鋼材等の変形等が生じる可能性はない。
	注水再開時の急冷に伴い、蒸気が発生し、PCV内の圧力上昇が生じる可能性がある。	RPV・PCV内の温度は100°C以下で十分低いため、注水再開時に急激な蒸気発生はなく、PCV内の圧力上昇は生じない。
鋼材等の健全性	温度上昇によりRPV・PCV鋼材の健全性に影響を与える可能性がある。	注水停止による温度上昇は季節変動の範囲であり、RPV・PCV鋼材の健全性への影響はない。
	温度上昇によりペDESTAL壁・床の健全性に影響を与える可能性がある。	注水停止による温度上昇は季節変動の範囲であり、ペDESTAL壁・床の健全性への影響はない。

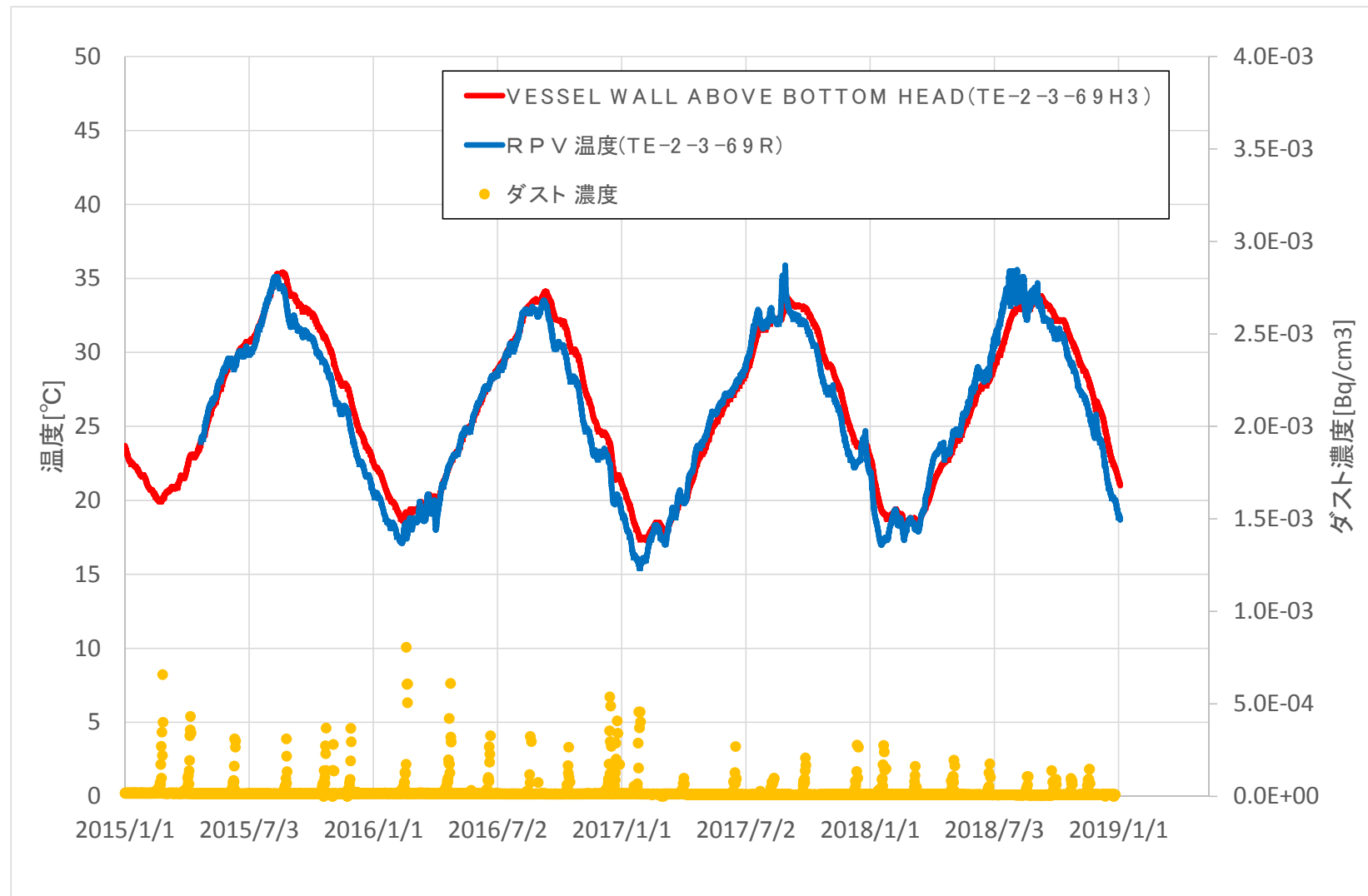
項目	影響内容	短時間の注水停止における影響評価
水素発生	燃料デブリの温度上昇に伴う、水-ジルコニウム反応により水素が発生する可能性がある。	注水停止による温度上昇は季節変動の範囲であり、水-ジルコニウム反応による水素の発生はほとんどない。
臨界	燃料デブリの温度上昇による形態変化・移動による臨界性に影響を与える可能性がある。	注水停止による温度上昇は季節変化の範囲であり、燃料デブリの形態変化・移動が生じる可能性は小さく臨界性への影響はない。
	注水停止・再開による水位変化が臨界性に影響を与える可能性がある。	燃料デブリは溶融により、健全な燃料と比較して水ウラン比(H/U)が小さく、減速不足領域となっていると考えられる。 注水停止では、水が減る方向のため、臨界性への影響はない。 注水再開では、元の状態に戻すものであり、臨界性への影響はない。



評価モデル

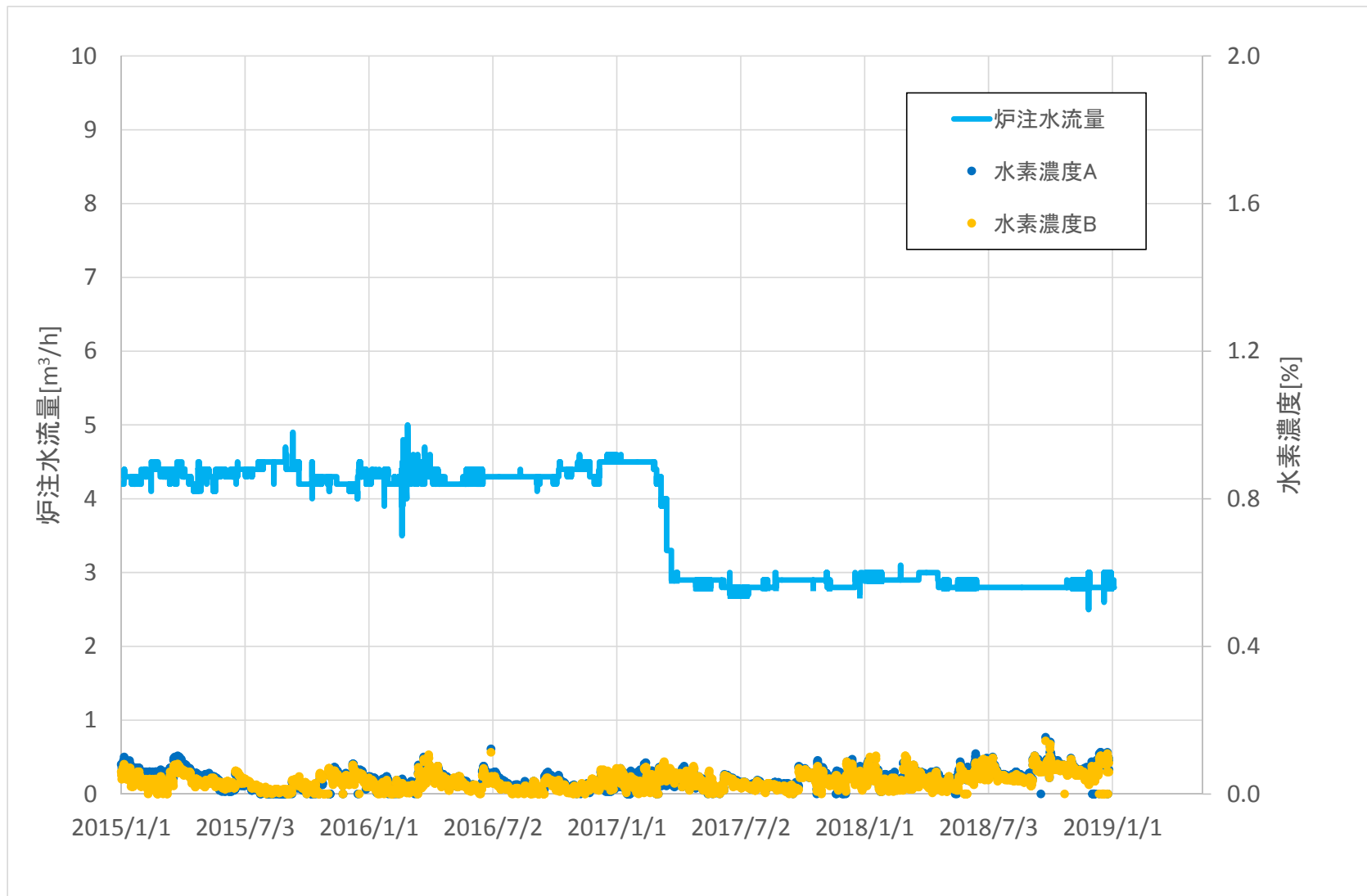
- 左図のとおり、燃料デブリやRPV下部ヘッドの領域を分けるなど、より詳細な評価モデルとしている。
- RPV・PCVの燃料デブリ割合は、RPV 7割、PCV3割として評価。その他、各種パラメータは、実機測定データを再現できるよう設定している。
- 炉内の燃料デブリの状況は不明な点が多いが、燃料デブリに鉄 (Fe) を含めない組成 (熱伝導率低) とし、燃料デブリ内の温度が高くなる条件で評価している。

(参考) ダスト濃度と原子炉圧力容器底部温度の推移



※ ダスト濃度の上昇は定例的なBG測定による一時的な変動。

(参考) 水素濃度と炉注水流量の推移



以降、参考

(2018年11月29日廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議(第60回)資料より)

- 現在、1～3号機の原子炉内には安定的に注水を継続しており、時間とともに、溶け落ちて残る燃料デブリの崩壊熱は大幅に減少している状況
- 一方で、万一、原子炉内への注水が停止した場合の温度変化の評価にあたっては、実際には生じている気中への自然放熱による温度低下等は考慮せず、燃料デブリの崩壊熱のみを考慮して計算している状況
- このような状況を踏まえ、当社は、原子炉注水の低減や停止を一時的に行い、燃料デブリの冷却状況の実態を把握するとともに、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こととした
- 本試験においては、原子炉圧力容器（RPV）底部と原子炉格納容器（PCV）に事故後に設置した温度計があり、温度測定の高信頼性が高い2号機について、準備が整い次第、年明け以降を目途で実施を予定
- 現在運用している評価よりも、より実態に即して大幅に落ち着いている状況が確認でき、熱バランス評価を適用すれば、緊急時対応手順の適正化などの改善につなげることが可能

①緊急時対応手順の適正化

万一、原子炉の注水が停止し多重のトラブルが発生したような場合、より実態に近い温度変化が把握できる（時間的乖離が小さくなる）ことで、緊急性の高い対応に傾注するなど、[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温度が80℃*1に達する時間*2
現在の評価	約5℃/時間	約10時間
熱バランス評価	約0.2℃/時間	約12日

*1 実施計画上の運転上の制限
*2 初期温度約30℃の場合

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等、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[シンプルなお操作に見直す](#)など、[運転・保守上の改善（ヒューマンエラーリスクの低減等）](#)が見込まれる。

【参考】

1～3号機使用済燃料プールの水温評価について、2017年7～10月にかけて行った冷却停止時の状況を踏まえ、2018年2月1日から、崩壊熱のみを評価していた方式を熱バランス評価に変更している。

【実施事項】

2号機※において、原子炉注水量を低減する試験や、原子炉注水を短時間停止する試験を実施することにより、燃料デブリの冷却性を確認する。

※ 2号機は原子炉圧力容器（RPV）底部と原子炉格納容器（PCV）の双方に事故後に設置した温度計があり、短時間の注水変更に対する温度応答がよい

【試験方法】

燃料デブリの冷却性について、安全を最優先に段階的かつ慎重に確認する

STEP 1

- 原子炉注水量を低減する（ $3.0\text{m}^3/\text{h}$ → $1.5\text{m}^3/\text{h}$ ）ことで、冷却条件の変化が与える影響を確認
- 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

STEP 2

- 一時的に原子炉注水を停止し、また、再注水を開始することで、予め評価した通り安全上の影響がないことを確認

* 試験結果が良好であった場合は、他号機での試験等、追加試験を計画する

■ 原子炉注水量の低減

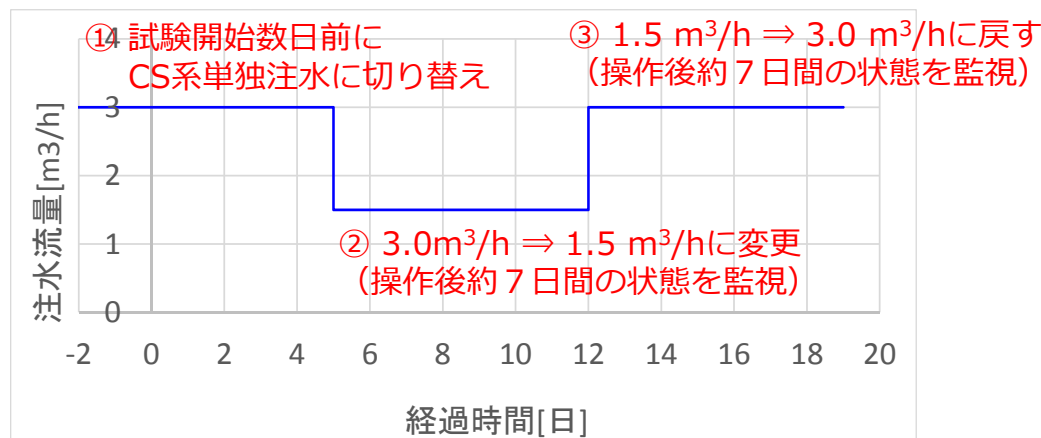
- 実施計画Ⅲ第1編第18条の運転上の制限である「原子炉の冷却に必要な注水量」
1.1m³/h に余裕をみた **1.5m³/hまで注水量を低減（現状は約3.0m³/h）し、約7日間状態を監視**する。

■ 原子炉注水量の増加

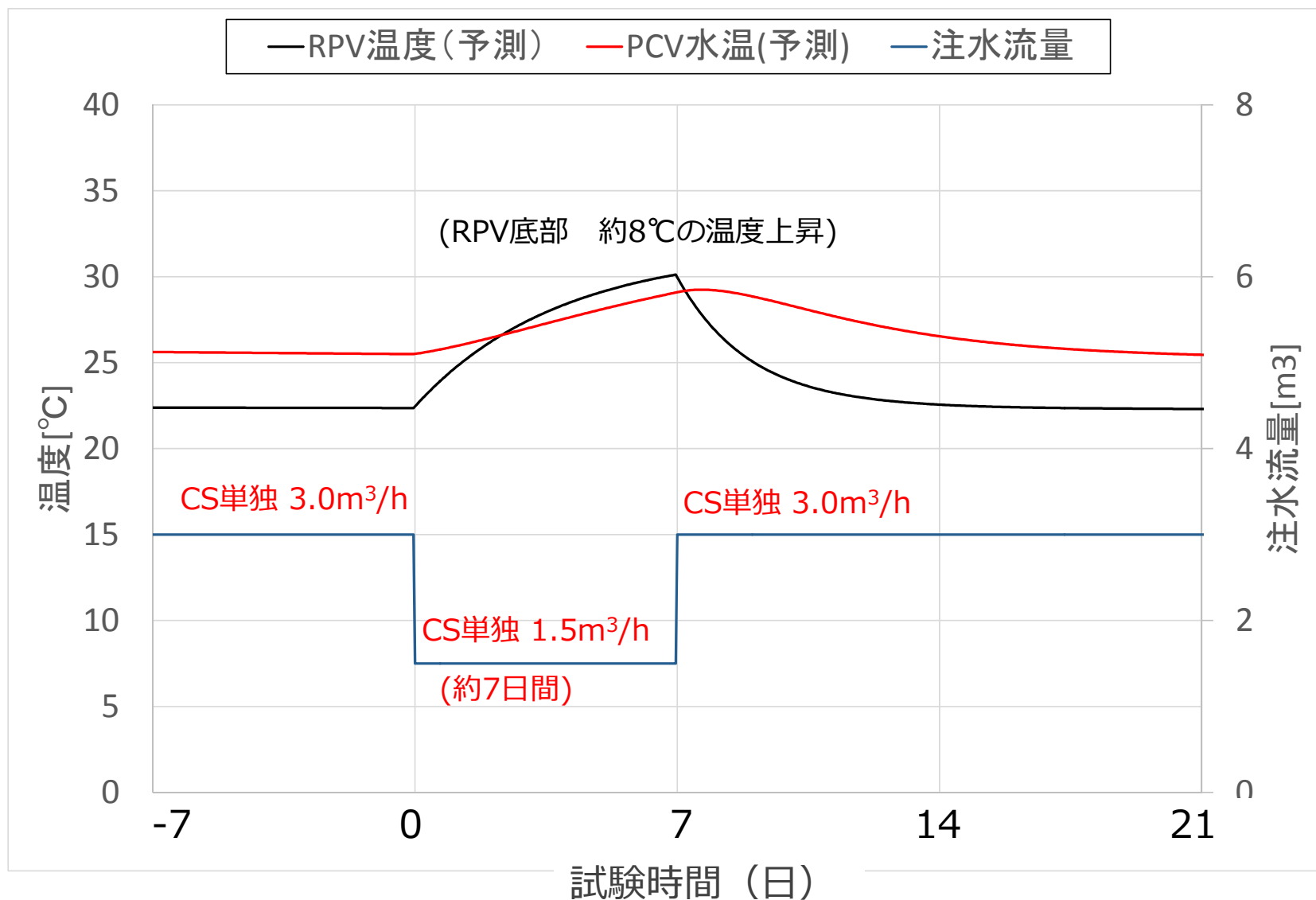
- STEP 2 の注水停止試験後の注水再開時は、設備上の制約により1.5m³/hの注水増加が必要。
- 原子炉注水量低減の影響確認（約7日間）が終了後、**速やかに注水流量を1.5m³/h⇒3.0m³/hに戻し、操作後約7日間の状態を監視**する。
- 本試験の実施により、任意の24時間あたりの注水量増加幅を1.0m³/hに制限する**運転上の制限(実施計画Ⅲ第1編第18条)の外に計画的に移行**することから、下記の**予め必要な安全措置を定めた上で実施**する。

<予め定める必要な安全措置>

1. ガス管理設備希ガスモニタによる未臨界の監視
2. ホウ酸水注入の準備
3. Xe135を有意に検知した場合にホウ酸水を注入する手順とする



(参考)STEP 1 の温度挙動予測



■ **原子炉注水の停止**

- 原子炉注水を停止し、**操作後約7時間の状態を監視**する。
原子炉の冷却に必要な注水量である1.1m³/h を確保せず、**運転上の制限(実施計画Ⅲ第1編第18条)外に計画的に移行**するため**予め必要な安全措置 (①) を定めた上で実施**する。

■ **原子炉注水の再開**

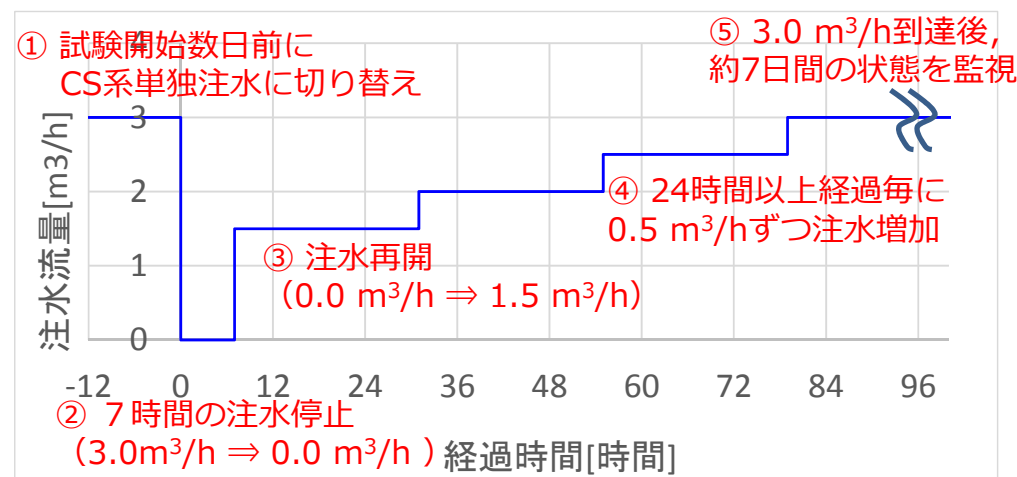
- 原子炉注水停止の影響確認 (約7時間) 終了後、ステップ1で確認している**1.5m³/h まで注水流量を戻す**。その後、**24時間毎に0.5m³/hずつ流量を増加**し、試験前の3.0m³/hまで戻す。操作完了後、**約7日間の状態を監視**する。
- 注水再開時に任意の24時間あたりの注水増加幅を1.0m³/hに制限する**運転上の制限(実施計画Ⅲ第1編第18条)の外に計画的に移行**することから、**STEP 1と同様の予め必要な安全措置 (②) を定めた上で実施**する。

<予め定める必要な安全措置①>

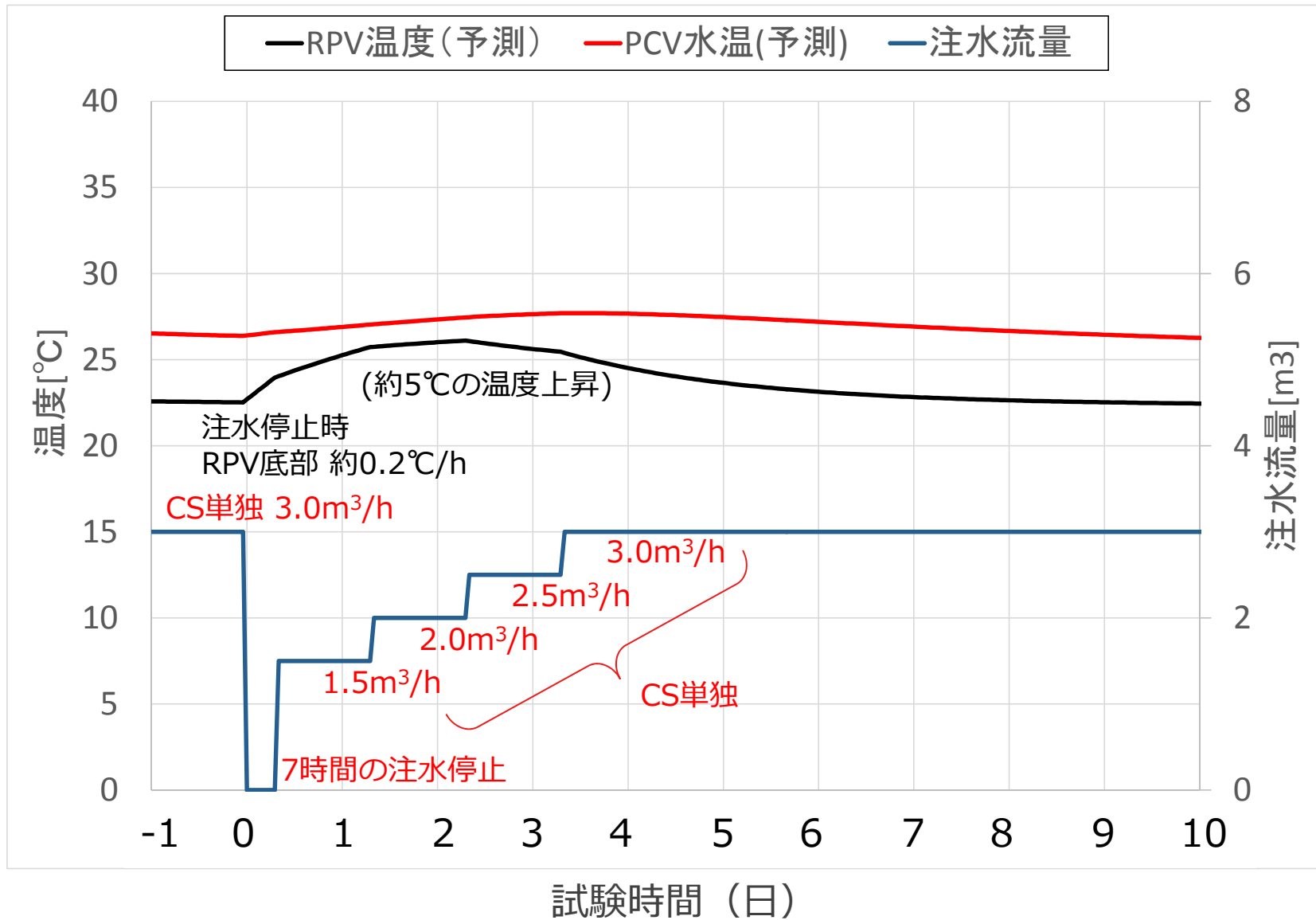
1. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器の温度監視
2. 10℃以上上昇で監視強化、15℃上昇で注水流量を増加

<予め定める必要な安全措置②>

1. ガス管理設備希ガスモニタによる未臨界の監視
2. ホウ酸水注入の準備
3. Xe135を有意に検知した場合にホウ酸水を注入する手順とする



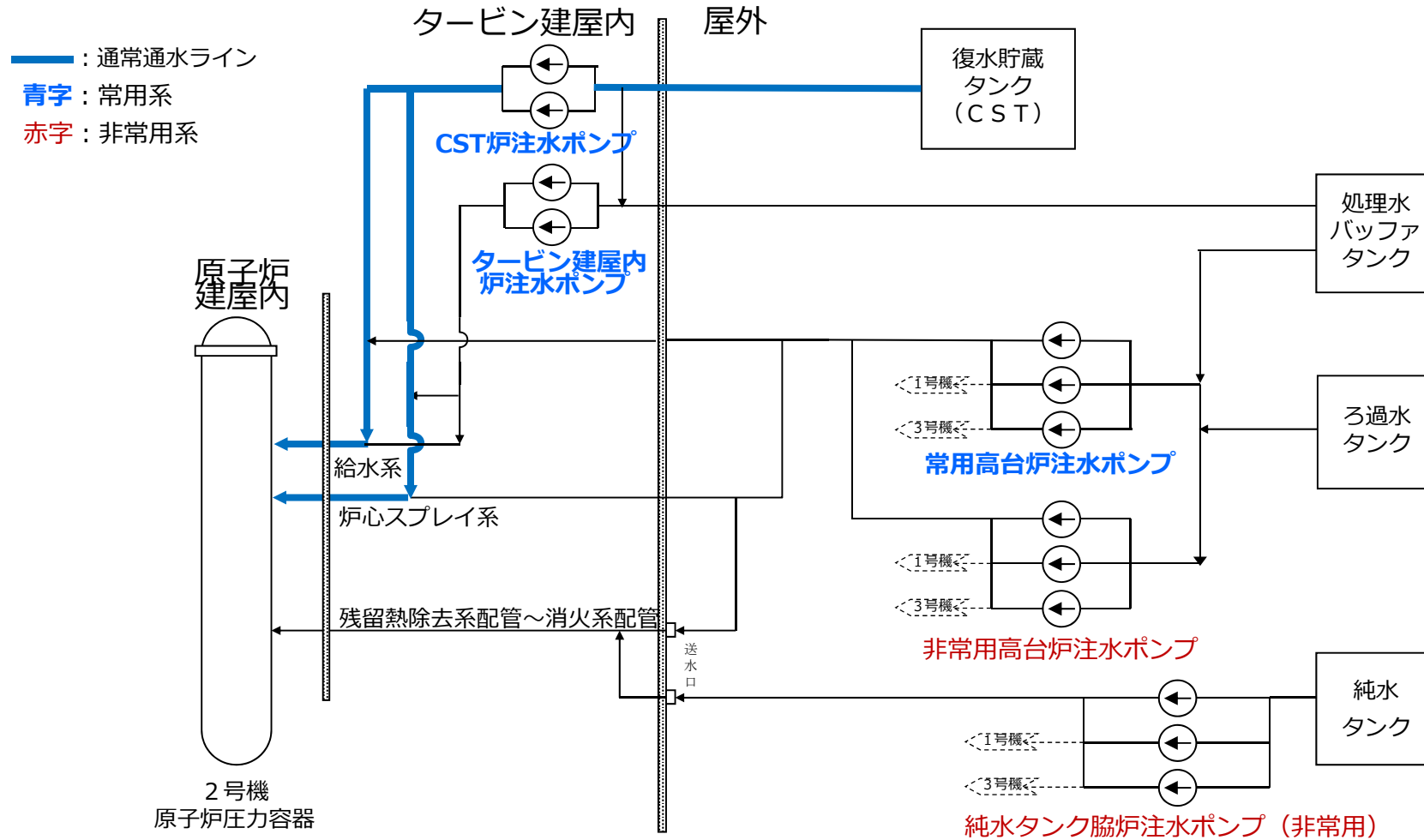
(参考) STEP 2 の温度挙動予測評価



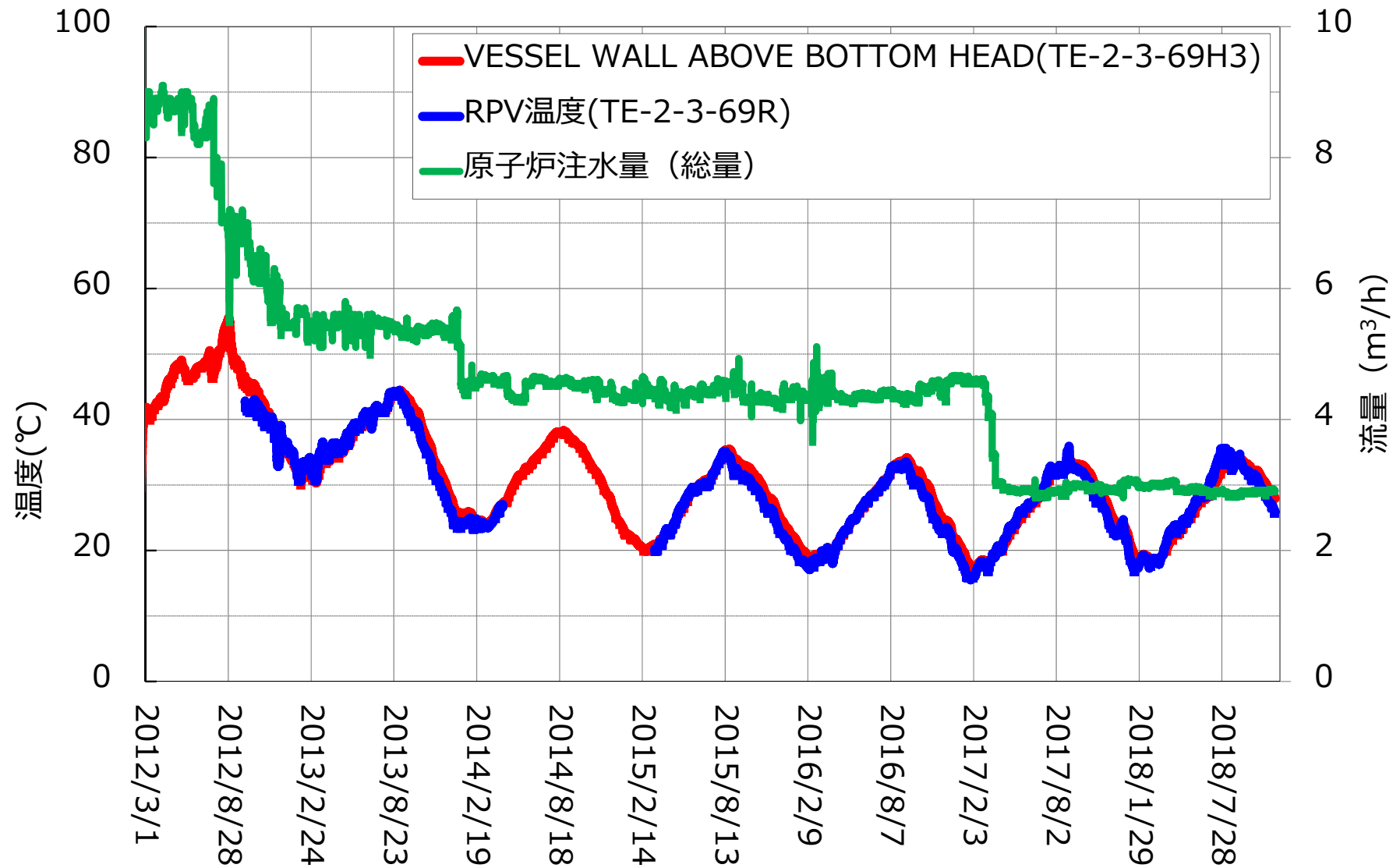
本試験に伴う影響の評価		安全措置
温度	<ul style="list-style-type: none"> STEP 2 では、炉注停止により、実施計画上の必要注水量を下回るため、計画的に運転上の制限外に移行 但し、除熱の減少によるRPV、PCVの温度の上昇は限定的と評価している 	<ul style="list-style-type: none"> 除熱の減少による影響を把握するため、RPV、PCVの温度変化を監視 異常な温度上昇を確認した場合、速やかな注水量増加等の措置を実施 STEP 1 で注水流量低減試験を行い、除熱減少の影響を段階的に確認する
未臨界性	<ul style="list-style-type: none"> 注水停止試験からの注水再開時、設備上の制約により計画的に注水増加量に関する運転上の制限の外へ移行する しかし、注水増加は注水量を現在の状態に戻すだけであるので、注水再開が未臨界維持に与える影響はない 	<ul style="list-style-type: none"> ガス管理設備の希ガスモニタを監視 念のため、ほう酸注入の準備を予め行い、Xe-135が有意に検出された場合は注入する STEP 1 で注水流量増加試験を行い、その影響をSTEP 2 の注水停止試験の前に確認する
ダスト等の放出量	<ul style="list-style-type: none"> ガス管理設備においてフィルタを通して排気していることや、湿潤環境が維持されていることにより、注水量低減/増加による放出量の増加はない 	<ul style="list-style-type: none"> ガス管理設備のダストモニタを監視 異常なダスト上昇を確認した場合、速やかな注水量増加等の措置を実施

(参考) 原子炉注水設備の概要

原子炉注水設備は、常用系3設備+非常用系2設備の5設備にて構成されている。
 通常は、CST炉注水ポンプにて、給水系ライン及び炉心スプレイ系ラインから原子炉へ注水している。



(参考) これまでの原子炉注水量と原子炉压力容器底部温度の推移

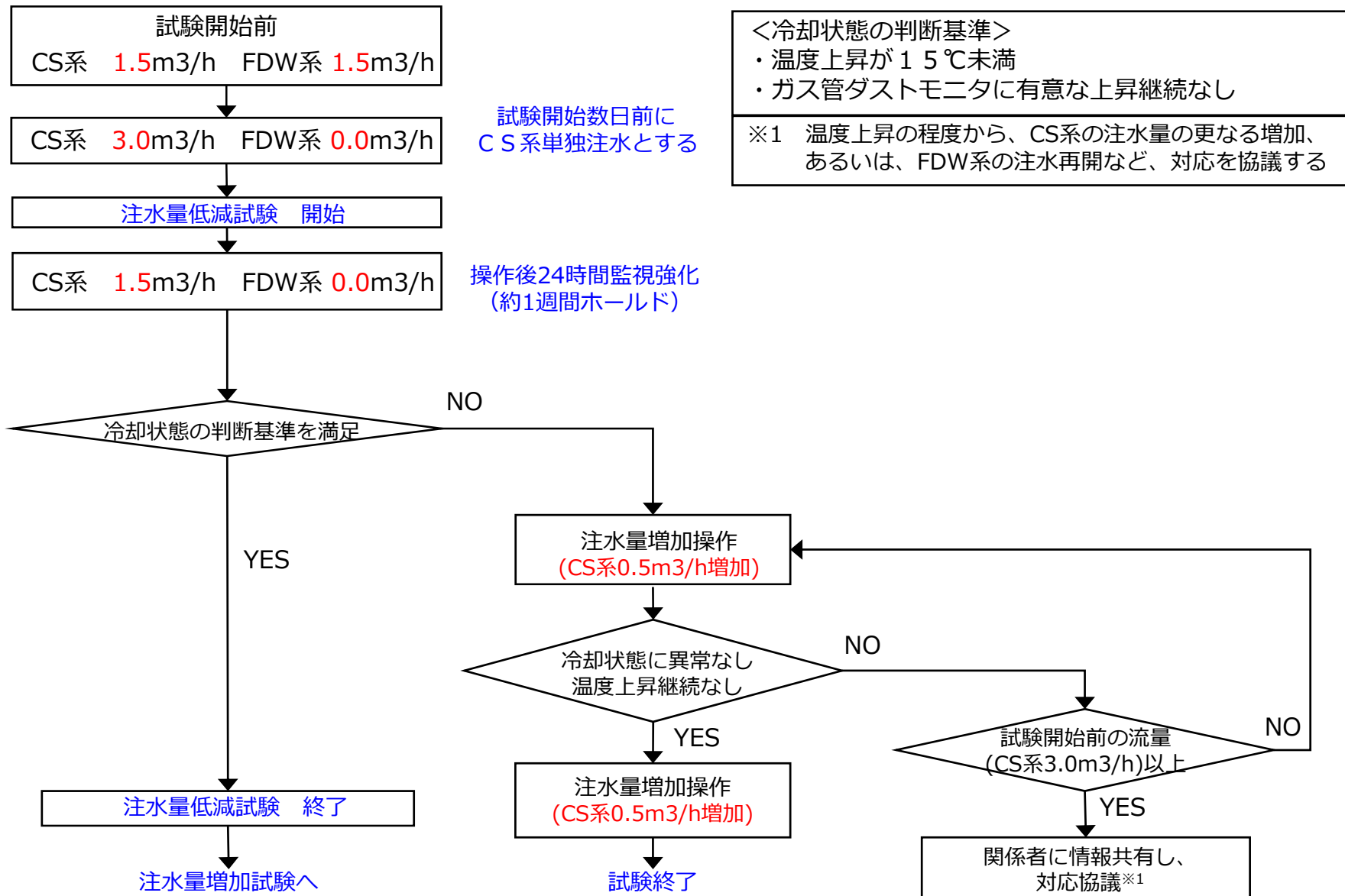


(参考) 原子炉注水系に関する運転上の制限 (LCO)

原子炉注水系に関しては、実施計画Ⅲ第1編第4章第18条において、下記の運転上の制限を定めている。

項目	運転上の制限
原子炉圧力容器底部温度	80℃以下
格納容器内温度	全体的に著しい温度上昇傾向がないこと
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
任意の24時間あたりの注水量増加幅	1.0m ³ /h以下

(参考) STEP 1 試験フロー (注水量低減)



<冷却状態の判断基準>

- ・温度上昇が1.5℃未満
- ・ガス管ダストモニタに有意な上昇継続なし

※1 温度上昇の程度から、CS系の注水量の更なる増加、あるいは、FDW系の注水再開など、対応を協議する

(参考) STEP 1 監視パラメータと判断基準 (注水量低減)

(1) 冷却状態の監視 (注水量低減時)

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

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

- ※1 注水変更後、10℃以上の温度上昇があった際には、関係者間で情報共有・監視強化を継続する。
15℃以上の温度上昇があった際には、流量を0.5m³/h増やす。

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

(2) その他の傾向監視パラメータ

- 原子炉圧力容器上部温度、格納容器圧力、格納容器内水位

(参考) STEP 1 試験フロー (注水量増加)



試験開始前
CS系 1.5m³/h FDW系 0.0m³/h

注水量増加試験 開始

CS系 3.0m³/h FDW系 0.0m³/h

操作後24時間は速やかに
ホウ酸水を注入できる体制を維持
(約1週間ホールド)

<冷却状態の判断基準>
・温度上昇が1.5℃未満
・ガス管ダストモニタに有意な上昇継続なし

<未臨界状態に異常なし>
・ガス管希ガスモニタでXe-135がNDであること

冷却状態の判断基準を満足
NO → (※1)

YES → 未臨界状態の判断基準を満足

未臨界状態の判断基準を満足
NO → ホウ酸注入 (※2)

YES → 注水量増加試験 終了

注水量増加試験 終了

CS系 1.5m³/h FDW系 1.5m³/h

ホウ酸注入 (※2)

※1 さらに注水増加等の措置を関係者で協議する
※2 ホウ酸水を注入しても未臨界維持の見込みがない場合は、注水量を低減する等の措置を関係者で協議する

(参考) STEP 1 監視パラメータと判断基準 (注水量増加)

(1) 冷却状態の監視 (注水量増加時)

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

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

(2) 未臨界状態の監視

- 注水変更操作から24時間は速やかにホウ酸水を注入できる体制を維持

監視パラメータ	監視頻度		判断基準
	操作後24時間	24時間以降 (通常監視頻度)	
格納容器ガス管理設備 希ガスモニタ	毎時	毎時	Xe135が検出限界未満であること※2

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

※2 2号機の希ガスモニタの値は、通常は検出限界値(約0.16Bq/cm³)未満である。運転上の制限である1Bq/cm³に余裕があっても、検出限界を超えて有意に検出された場合には、確実な未臨界維持のためホウ酸水を注入する。

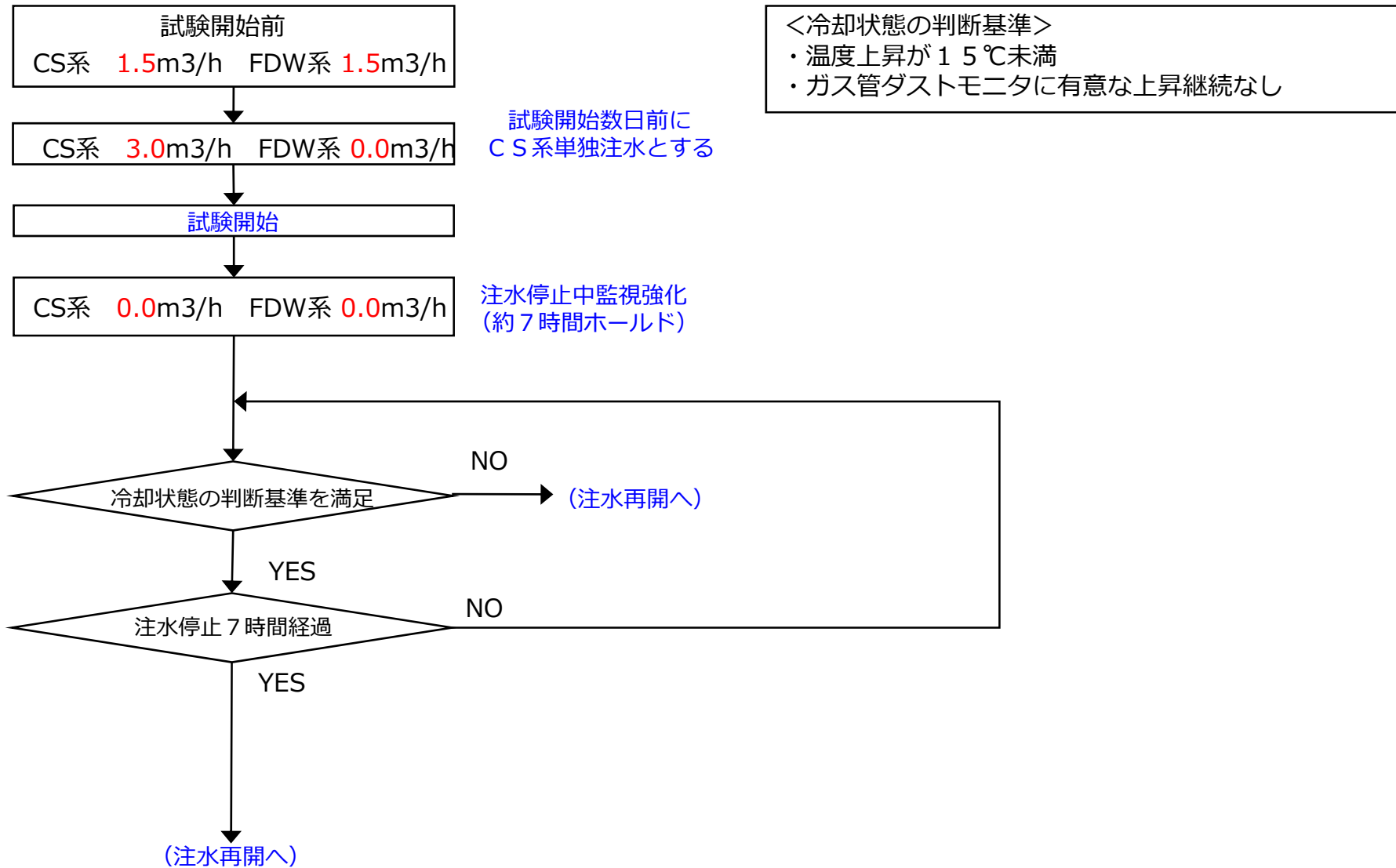
(3) その他の傾向監視パラメータ

- 原子炉圧力容器上部温度、格納容器圧力、格納容器内水位

(参考) STEP 1 監視パラメータ逸脱時の対応

監視パラメータ		判断基準を満たさない場合の対応
原子炉への注水量		<ul style="list-style-type: none"> 目標注水量を目安に、原子炉注水量を調整する
冷却状態の監視	原子炉圧力容器底部温度	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水を0.5m³/hずつ増加する。 試験前の3.0m³/hまで流量を増加しても判断基準を満足しない場合は、さらなる注水量の増加等の措置を関係者で協議する。 (温度上昇が急であり、1m³/hを超える注水量の急増が必要と判断される場合にはホウ酸水を注入したうえで、注水量を増加する)
	原子炉格納容器内温度	
	格納容器ガス管理設備 ダストモニタ	
未臨界状態の監視	格納容器ガス管理設備 希ガスモニタ	<ul style="list-style-type: none"> ホウ酸水を注入する。 ホウ酸水を注入しても未臨界維持の見込みがない場合は、注水量を低減する等の措置を関係者で協議する。

(参考) STEP 2 試験フロー (注水停止)



(参考) STEP 2 監視パラメータと判断基準 (注水停止時)

(1) 冷却状態の監視 (注水量低減時)

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

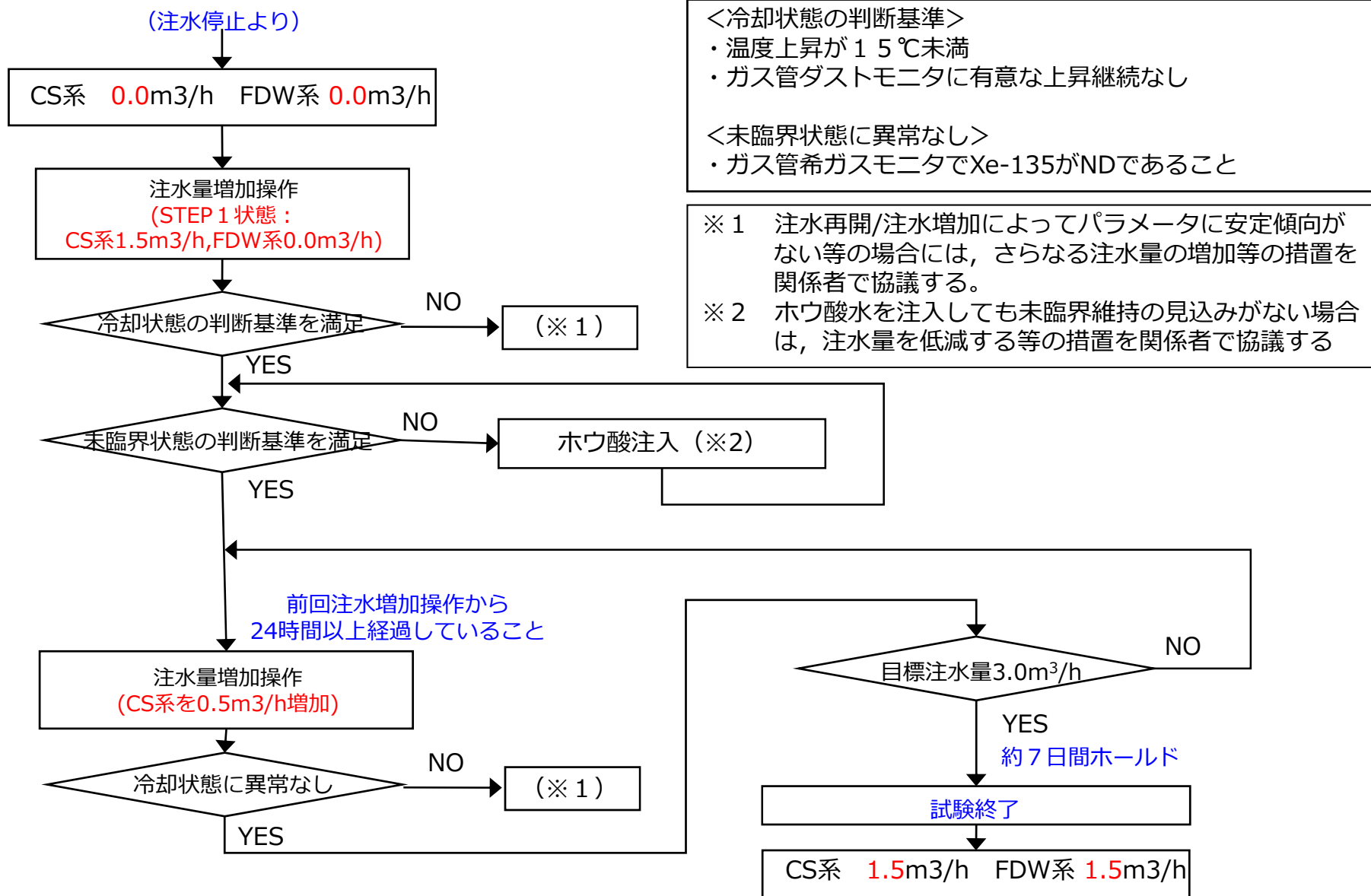
※1 15℃以上の温度上昇があった際には、流量を1.5m³/hに増やす (注水を再開する)。

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

(2) その他の傾向監視パラメータ

- ・原子炉压力容器上部温度、格納容器圧力、格納容器内水位

(参考) STEP 2 試験フロー (注水再開)



(参考) STEP2 監視パラメータと判断基準 (注水再開時)

(1) 冷却状態の監視 (注水量増加時)

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

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

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

(2) 未臨界状態の監視

- 注水変更操作から24時間は速やかにホウ酸水を注入できる体制を維持

監視パラメータ	監視頻度		注水再開時の判断基準
	操作後24時間	24時間以降 (通常監視頻度)	
格納容器ガス管理設備 希ガスモニタ	毎時	毎時	Xe135が検出限界未満であること※2

※2 希ガスモニタの値は通常は検出限界値未満 (ND) である。運転上の制限である1Bq/cm³に余裕があっても、検出限界を超えて有意に検出された場合には、確実な未臨界維持のためホウ酸水を注入する。

(3) その他の傾向監視パラメータ

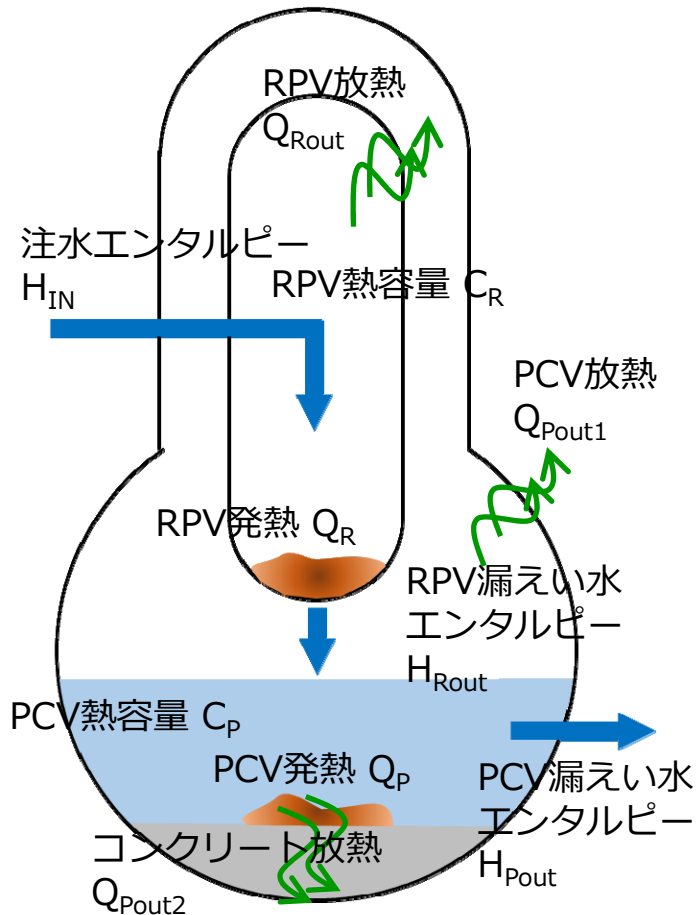
- 原子炉压力容器上部温度、格納容器圧力、格納容器内水位

(参考) STEP 2 監視パラメータ逸脱時の対応

監視パラメータ		判断基準を満たさない場合の対応
原子炉への注水量		<ul style="list-style-type: none"> 目標注水量を目安に、原子炉注水量を調整する
冷却状態の監視	原子炉圧力容器底部温度	<ul style="list-style-type: none"> STEP 1 で確認している1.5m³/hで原子炉注水を再開する。 注水再開/注水増加によってパラメータに安定傾向がない等の場合には、さらなる注水量の増加等の措置を関係者で協議する。 (温度上昇が急であり、1m³/hを超える注水量の急増が必要と判断される場合にはホウ酸水を注入したうえで、注水量を増加する)
	原子炉格納容器内温度	
	格納容器ガス管理設備 ダストモニタ	
未臨界状態の監視	格納容器ガス管理設備 希ガスモニタ	<ul style="list-style-type: none"> ホウ酸水を注入する。 ホウ酸水を注入しても未臨界維持の見込みがない場合は、注水量を低減する等の措置を関係者で協議する。

(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

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

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

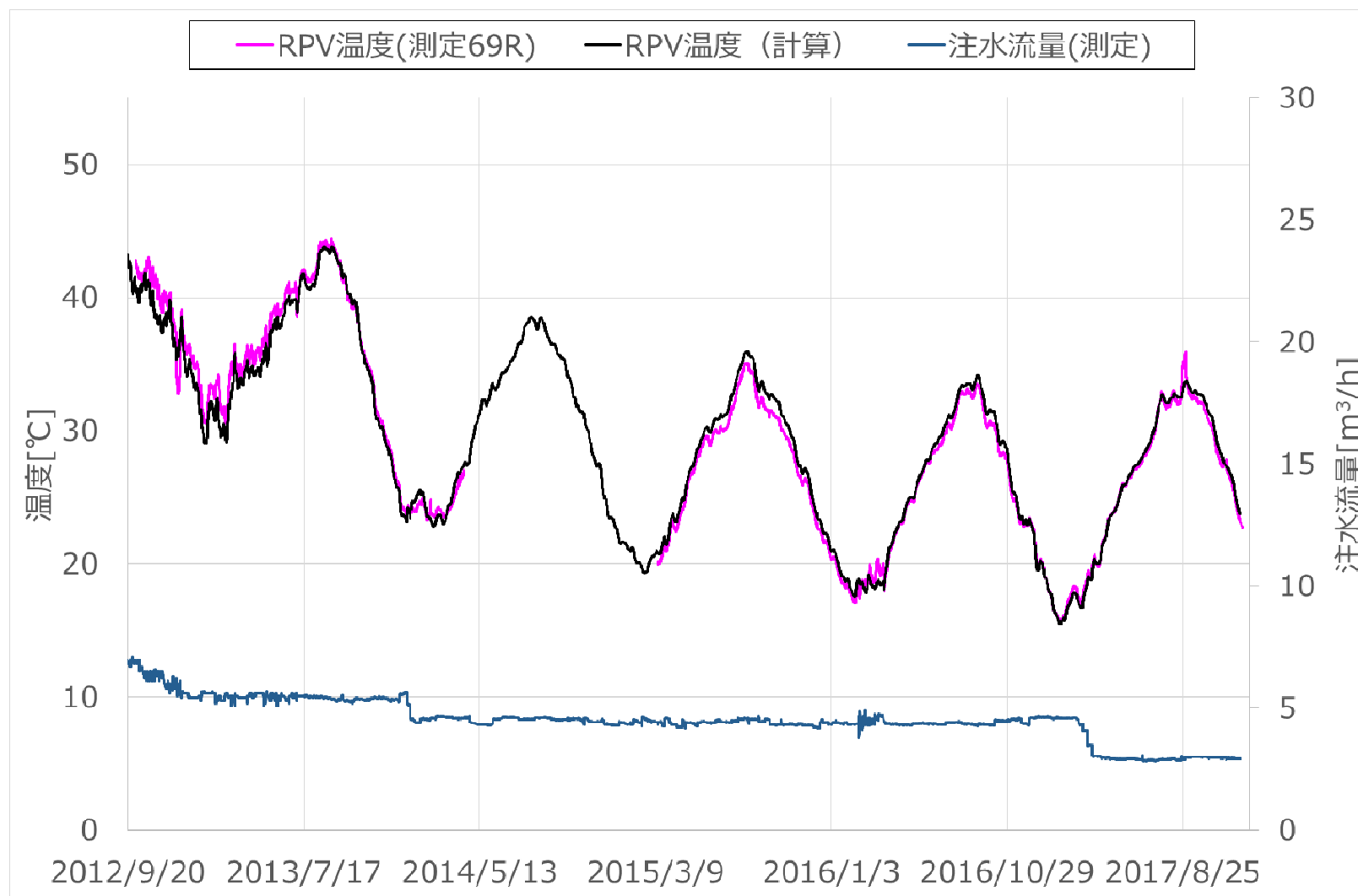
(2) PCVのエネルギー収支と温度変化の計算式

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

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

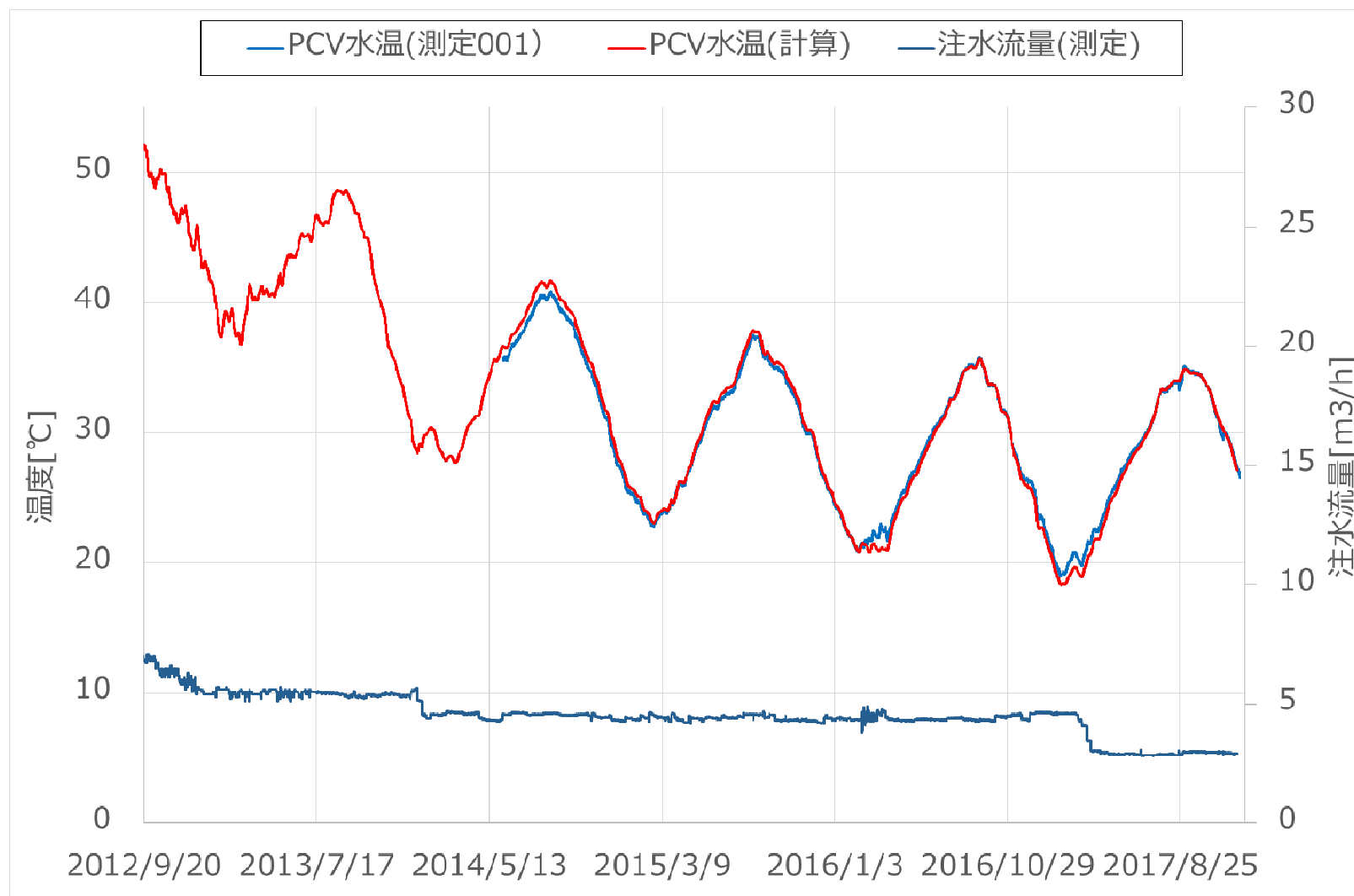
(参考) 熱バランスモデルによる2号機RPV温度の評価結果

- 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。

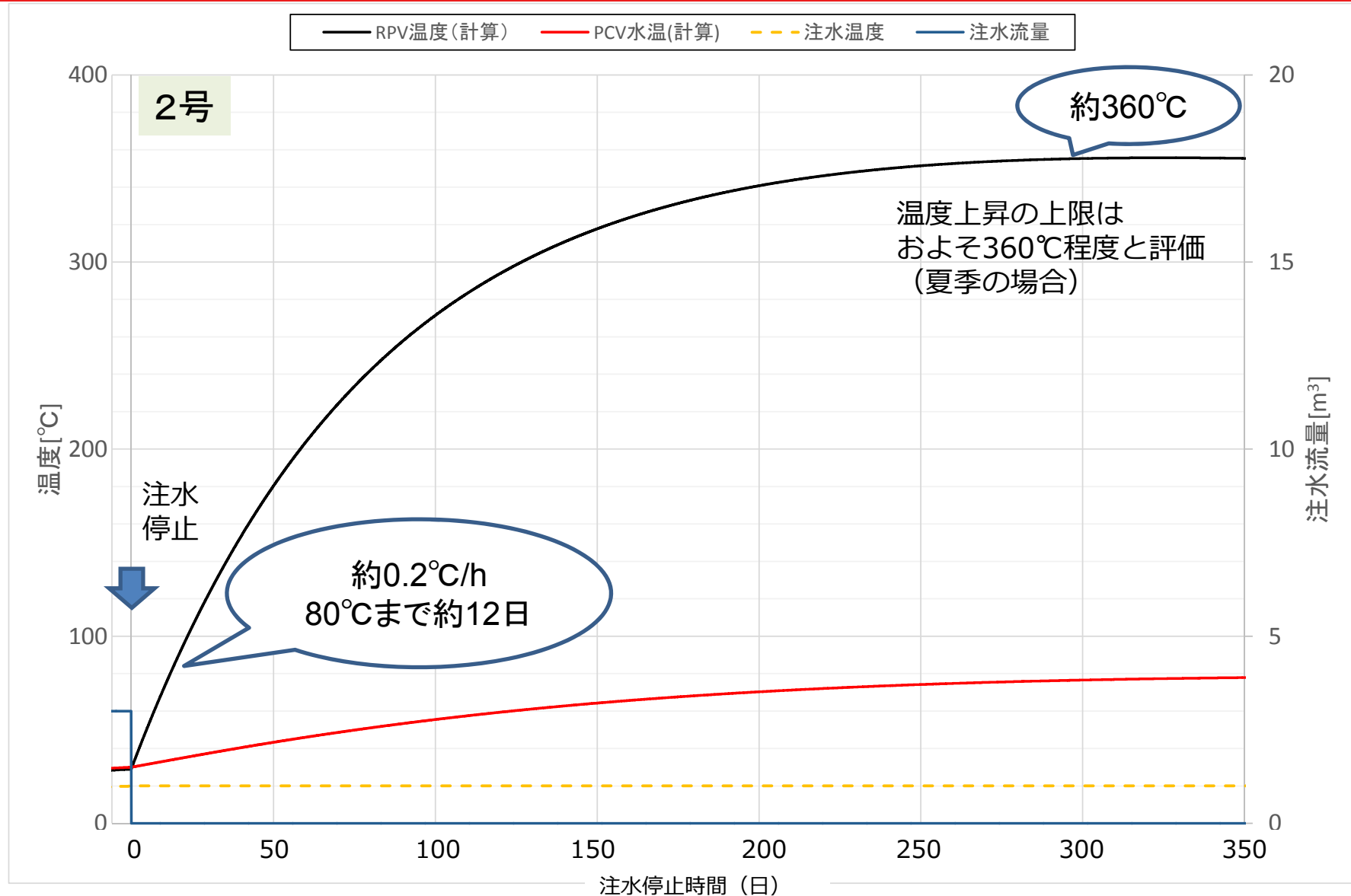


(参考) 熱バランスモデルによる2号機PCV水温の評価結果

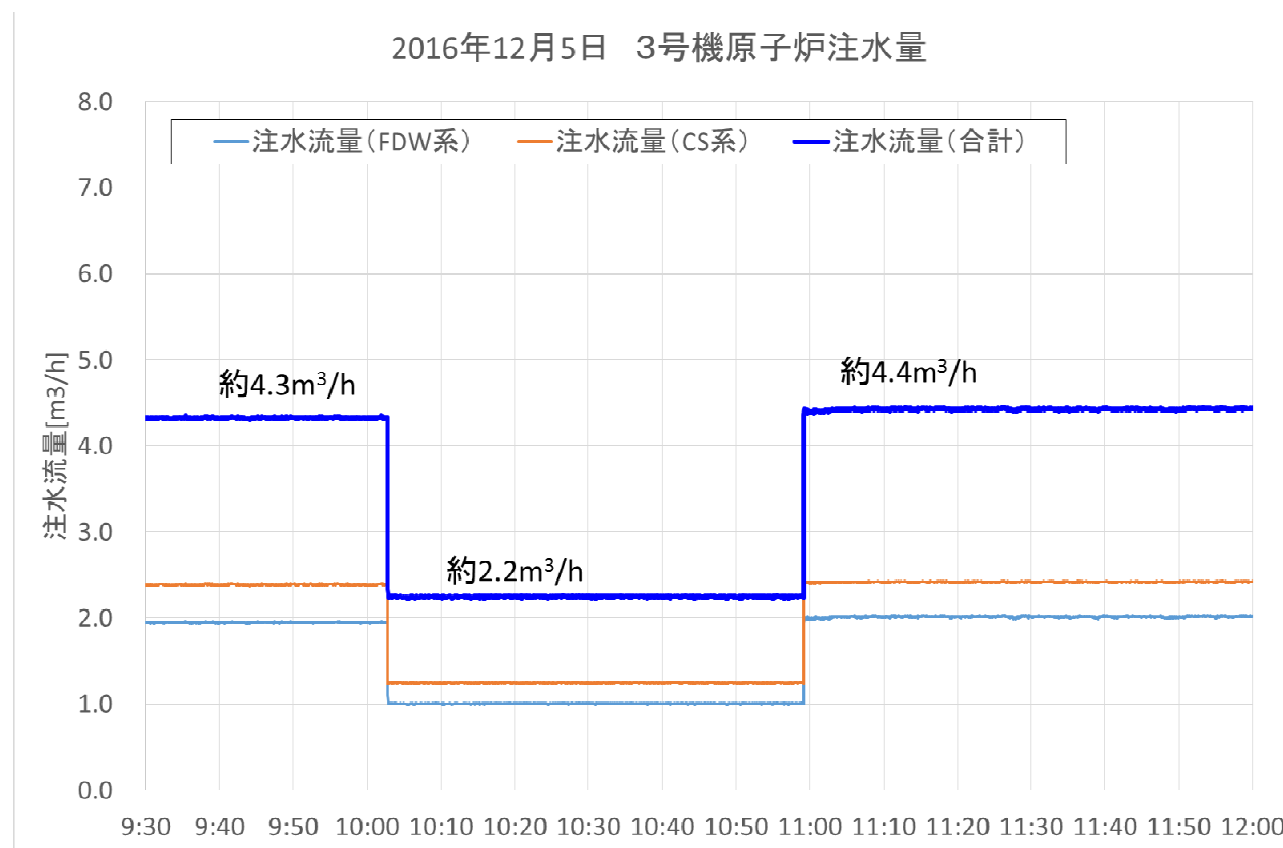
- 評価条件には仮定が含まれるものの、計算したPCV水温が、実績のPCV水温（新設温度計）のトレンドを概ね再現した。



(参考) 注水停止時の温度上昇予測 (計算例)



- 2016年12月に3号機において原子炉注水ポンプが停止するトラブルあり。
- ポンプ復旧時には、実施計画に定める要求される措置に則り、事前にほう酸水は注入せず、速やかに原子炉注水を増加。後追いで未臨界を確認。ガス管理設備の希ガスモニタにて、短半減期希ガスXe-135は検出限界未満を維持していた。



実施計画Ⅲ第1編第18条 原子炉注水系
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」

STEP1:
LCO内で実施

STEP2:LCO外へ計画的に移行

下記のLCOに対し尤度をもった安全措置を予め定め試験を実施する

実施計画Ⅲ第1編第18条 原子炉注水系
原子炉圧力容器底部温度「80℃以下」
格納容器温度「全体的に著しい上昇傾向がないこと」

<予め定める必要な安全措置>

1. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器の温度監視
2. 15℃上昇で注水流量を増加

実施計画Ⅲ第1編第18条 原子炉注水系
任意の24時間あたりの注水量増加幅 「1.0m³/h以下」



STEP1、STEP2ともにLCO外へ計画的に移行



下記のLCOに対し尤度をもった安全措置を予め定め試験を実施する

実施計画Ⅲ第1編第24条 未臨界監視
短半減期核種の放射能濃度
「キセノン135の放射能濃度が1.0Bq/cm³以下であること」

<予め定める必要な安全措置>

1. ガス管理設備希ガスモニタによる未臨界の監視
2. ホウ酸水注入の準備
3. Xe135を有意に検知した場合にホウ酸水を注入する手順とする

2号機CST炉注ポンプ全停事象について

2019年1月31日

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

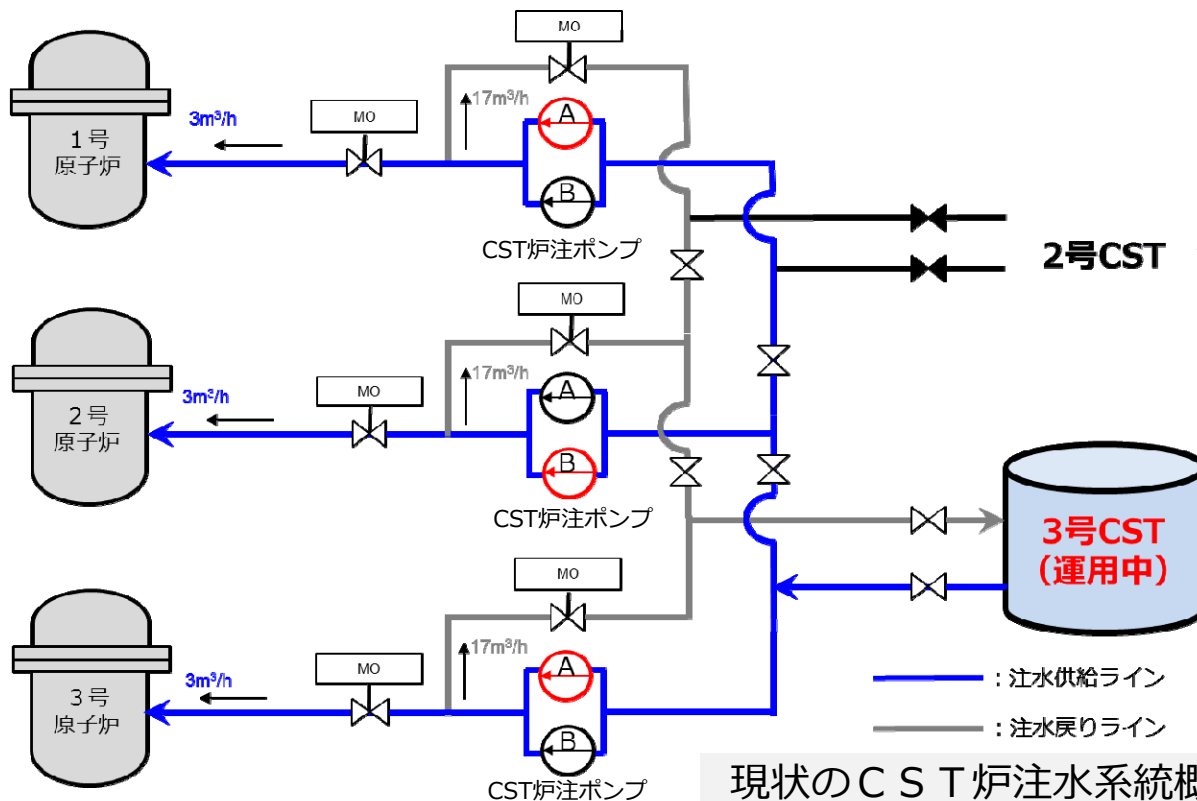
1. 全体概要

- 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※を復旧し、1号機および2号機の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が1分間全停する事象が発生した。
- 全停事象の発生前に、運転していたポンプの吸込圧力の低下が確認された。その原因として、ポンプ吸込ストレーナの詰まり、エアーの混入による圧力変動等を想定。
- 原因調査のため、2019年1月18日に2号機原子炉注水ポンプ（CST炉注ポンプ）（B）吸込ストレーナの内部確認を実施した結果、鉄さびの付着が確認された。引き続き、原因の調査・深掘り、対策を実施する予定。

※CST：復水貯蔵タンク：プラントで使用する水を一時貯蔵しておくためのタンク

2. 2号機CST復旧の背景・目的

- 現在、1～3号機の原子炉内には安定的に注水を継続しているが、燃料デブリの崩壊熱は大幅に減少している状況
- 崩壊熱の減少により1～3号機の原子炉注水量を低減してきており、滞留水の低減を図っている。
- それに伴い現在の原子炉注水流量は、ポンプの定格流量に比べ少ない流量になっており、系統上の運用としては、CSTへの戻し流量が多い状態となっている。
- 2号機CSTを復旧し原子炉注水の水源として運用することで、原子炉注水系統全体の運用（原子炉注水量や戻し流量の調整等）がしやすくなる。
- また、2号機CSTの運用を開始することで、原子炉注水系統の水源の多重化が図れる。



2号CST運用は、戻り流量の増加ができ、原子炉注水系統全体の運用（原子炉注水量や戻し流量の調整等）がしやすくなる。
また、水源の多重化となる。

現状のC S T炉注水系統概略図

3. 事象概要・時系列

1. 事象概要

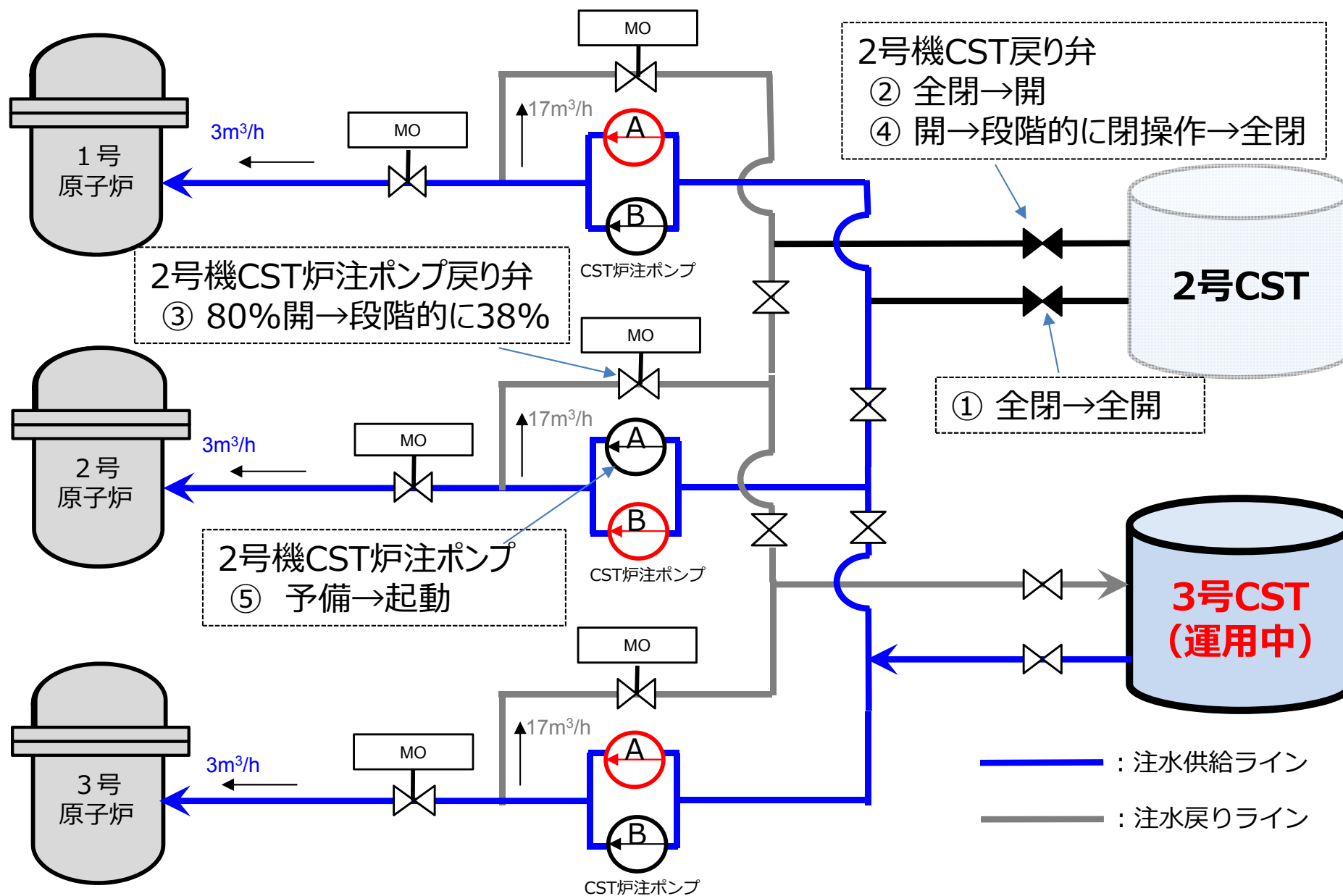
2019年1月8日、1, 2号機の原子炉注水の水源として、2号機CSTのインサービス操作を実施中、2号機CST炉注ポンプ(B)の吸込圧力の低下が確認された。その対応として、ポンプ切り替えのため(A)ポンプを起動したところ「原子炉注水ポンプ供給圧力高」にて(A)(B)ポンプともにトリップし、2号機CST炉注ポンプが全停となった。その後、(A)ポンプを速やかに起動することで、炉注水流量の復帰を確認した。

なお、ポンプトリップ前後において原子炉圧力容器、格納容器各部の温度、モニタ等の指示に変化は無かった。また、2号機CST炉注ポンプ全停時、原子炉注水流量が必要注水流量(1.1m³/h)以上に指示(約1.7m³/h)されていることを確認した。

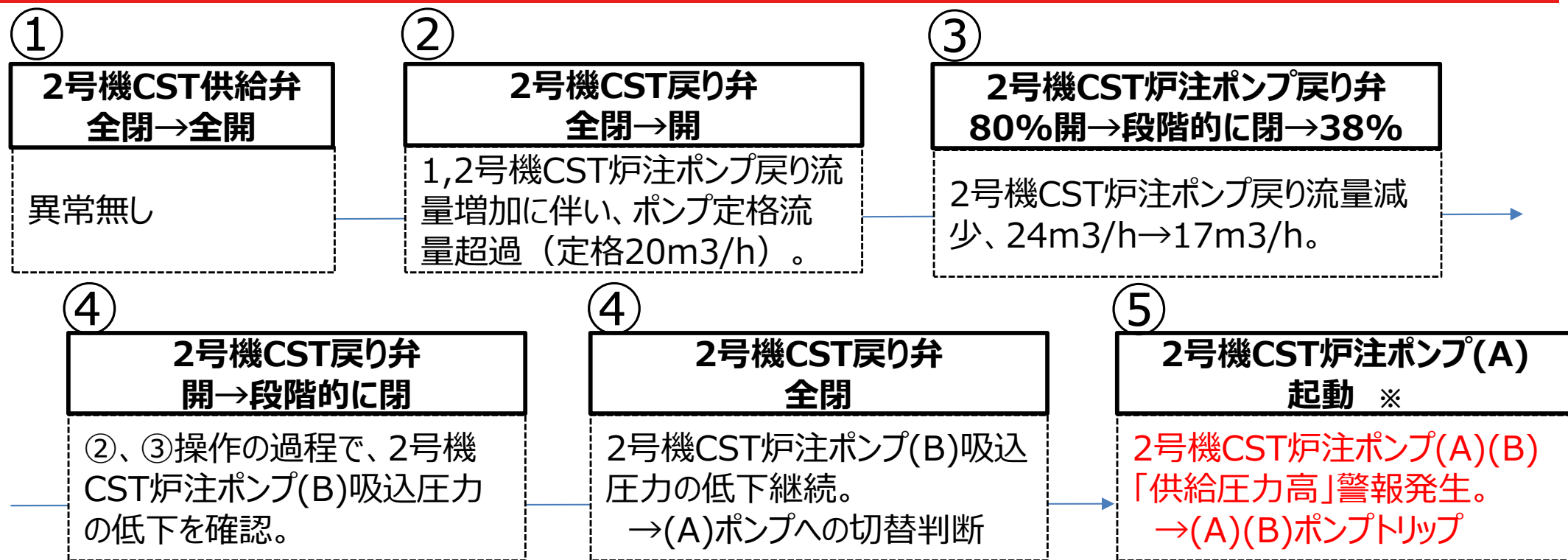
2. 時系列

- 10:19～ 原子炉注水系水源 2号CSTインサービス操作開始
- 10:40～ 2号機CST戻り弁開操作
- 11:20頃 2号機CST炉注ポンプ (B) 吸込圧力の低下を確認
- 11:49 2号機CST炉注ポンプ (A) 起動 (ポンプ切り替えのため)
- 11:49 2号CST炉注設備「CST原子炉注水ポンプ供給圧力高(A)／(B)」警報発生
→2号CST炉注ポンプ (A) 、 (B) トリップ ※実施計画18条運転上の制限逸脱宣言
- 11:50 2号CST炉注ポンプ (A) 起動
- 11:54 2号CST炉注ポンプ (A) 起動状態／運転状態、パラメータ異常なし確認
※実施計画18条運転上の制限逸脱復帰宣言
- 12:52～13:22 インサービス操作前の状態への戻し操作実施
- 13:17～13:24 2号CST炉注ポンプ (B) 入口圧力計計器ベント (3～4秒程度のエア－排出あり)

4. 2号機CSTインサービスに関わる当日の操作

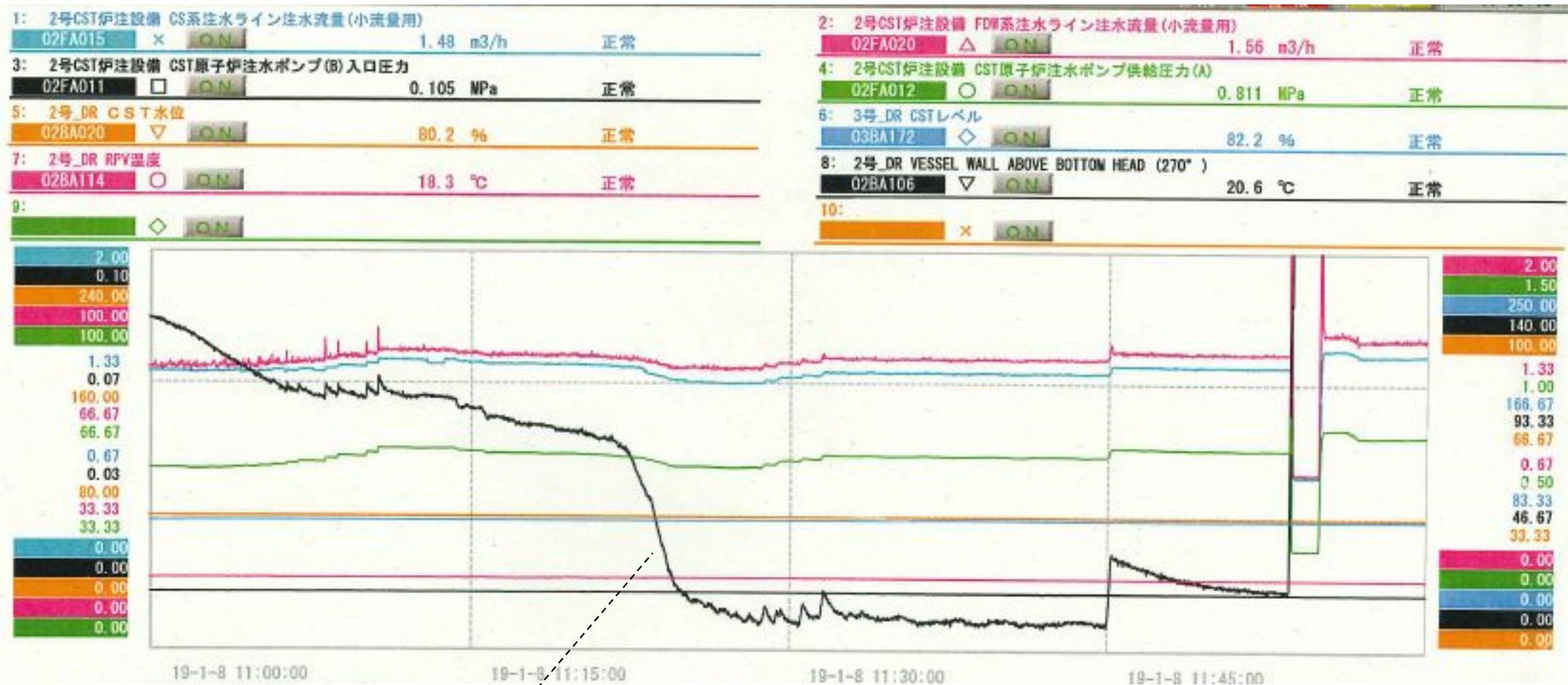


5. 2号機CST炉注ポンプ停止概要



- ※ CST炉注ポンプの定例切替は1ヶ月/回行っており、ポンプ(B)への切替は2019年1月8日に実施した
- ※ 通常のポンプ切替操作は、1台運転→2台運転→1台運転（炉注水を停止させないため）
- ※ 2号機CST炉注ポンプ戻り弁を絞っていた（当初よりも閉）ことから、ポンプ2台運転の際に供給圧力上昇に伴うポンプトリップ防止のため、当該弁を開方向に操作することを考えたが、
- ポンプ戻り弁開操作に伴いポンプ吸込圧力が更に低下することで (B)ポンプトリップの可能性
 - (A)ポンプ吸込圧力、供給圧力、(B)ポンプ供給圧力及び原子炉への注水流量は正常
- により、当該弁の開度を保持したまま、ポンプ切替えの実施を判断。

6. トレンド (関連パラメータ挙動)



2号機CST炉注ポンプ (B)
吸込圧力

ポンプトリップ
& 再起動

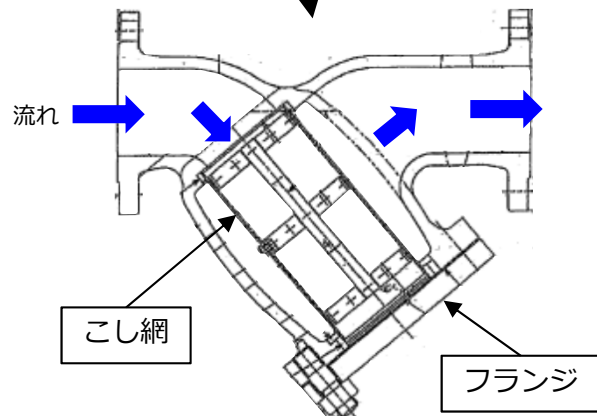
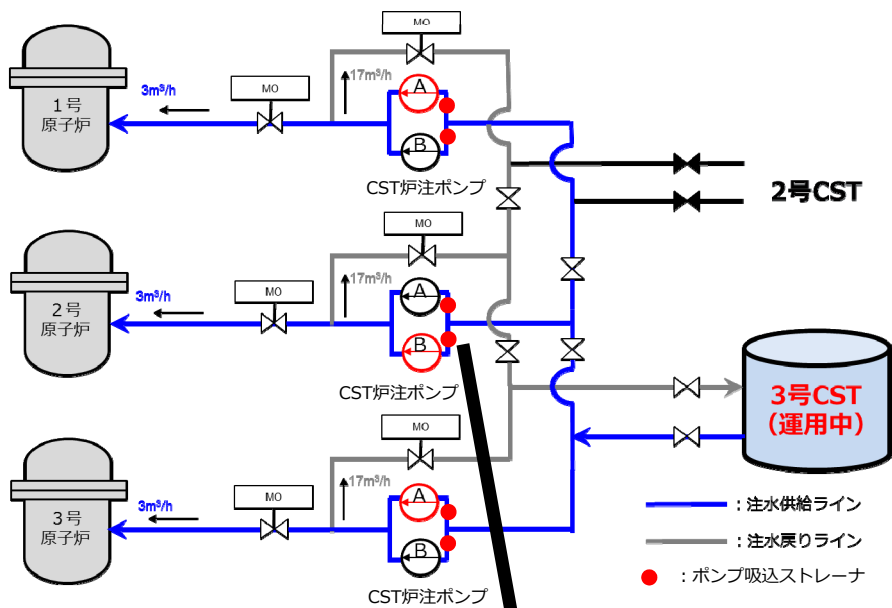
7. 推定原因

2号機CSTインサースビスの操作により、ポンプ吸込、吐出圧力の変動およびポンプ吸込ストレーナの詰まりが想定されたため、事前にエアーベント、配管内フラッシングを実施している。

また、2号機CSTインサースビス操作においては、各パラメータの監視を強化し、慎重に操作していたが、ポンプ吸込圧力の低下事象が確認された。

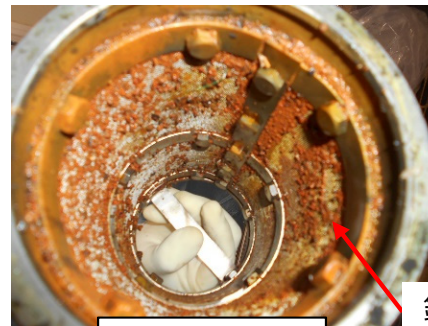
推定原因	内 容	可能性	対策
ポンプ吸込 ストレーナの詰まり	スラッジ等がポンプ吸込配管に流れ込み、ストレーナ詰まりにより圧力が変動した。	ポンプ吸込圧力指示値のトレンドを確認したところ、圧力指示値が徐々に低下していることから、ポンプ吸込のストレーナにスラッジなどが蓄積され、圧力変動が発生した可能性があると考ええる。	○ 事前の配管内フラッシングおよび運転中のフラッシング方法を検討。
エアーの混入 による圧力変動	2号機CST出口配管（ポンプ吸込）に混入していたエアーがポンプ吸込配管に流れ込み、圧力が変動した。	ポンプ吸込圧力指示値のトレンドを確認したところ、エアー混入により発生する指示値のハンチング（波打ち事象）は見られなかったことから、エアー混入による圧力変動の可能性は低いと考ええるが、ポンプ吸込圧力計にエアーの混入が確認された。	△ 事前のエアーベントおよび運転中のエアーベント方法を検討。
ポンプ吸込 圧力計の不良	ポンプ吸込圧力計の不良により、実際の圧力よりも低い指示値となった。	ポンプ再運転後、ポンプ(B)吸込圧力計は通常値を示し、また(A),(B)共にほぼ同値となったことから、圧力計は正常と考える。	× 計器は正常であることから、対応不要。

8. 原因調査 (ポンプ吸込ストレーナ内部確認結果)



ポンプ吸込ストレーナ構造図

- ポンプ吸込ストレーナは、吸込圧力の低下傾向が確認された場合に点検することとしていたため、過去に点検は実施していない。
- このため、ストレーナの汚れは想定していたが、これまでポンプ吸込圧力の低下は無かったことから、2号機CSTインサービス操作前にストレーナの点検は実施しなかった。
- 2019年1月18日に2号機CST炉注ポンプ(B)吸込ストレーナの内部確認を行った結果、こし網内面に鉄さび片の付着が確認された。また、フランジ部にもこし網より落下した鉄さび片が確認された。
- 今回確認された鉄さび片は、現在までの運転によるものと、2号機CSTインサービス操作によって流入したものと推定。

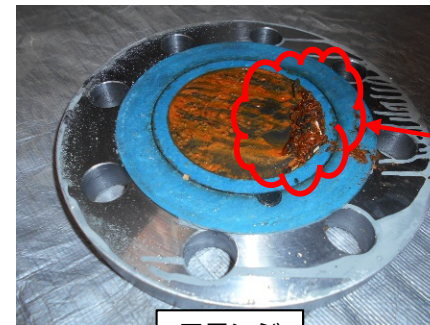


こし網 (内面)

鉄さび片



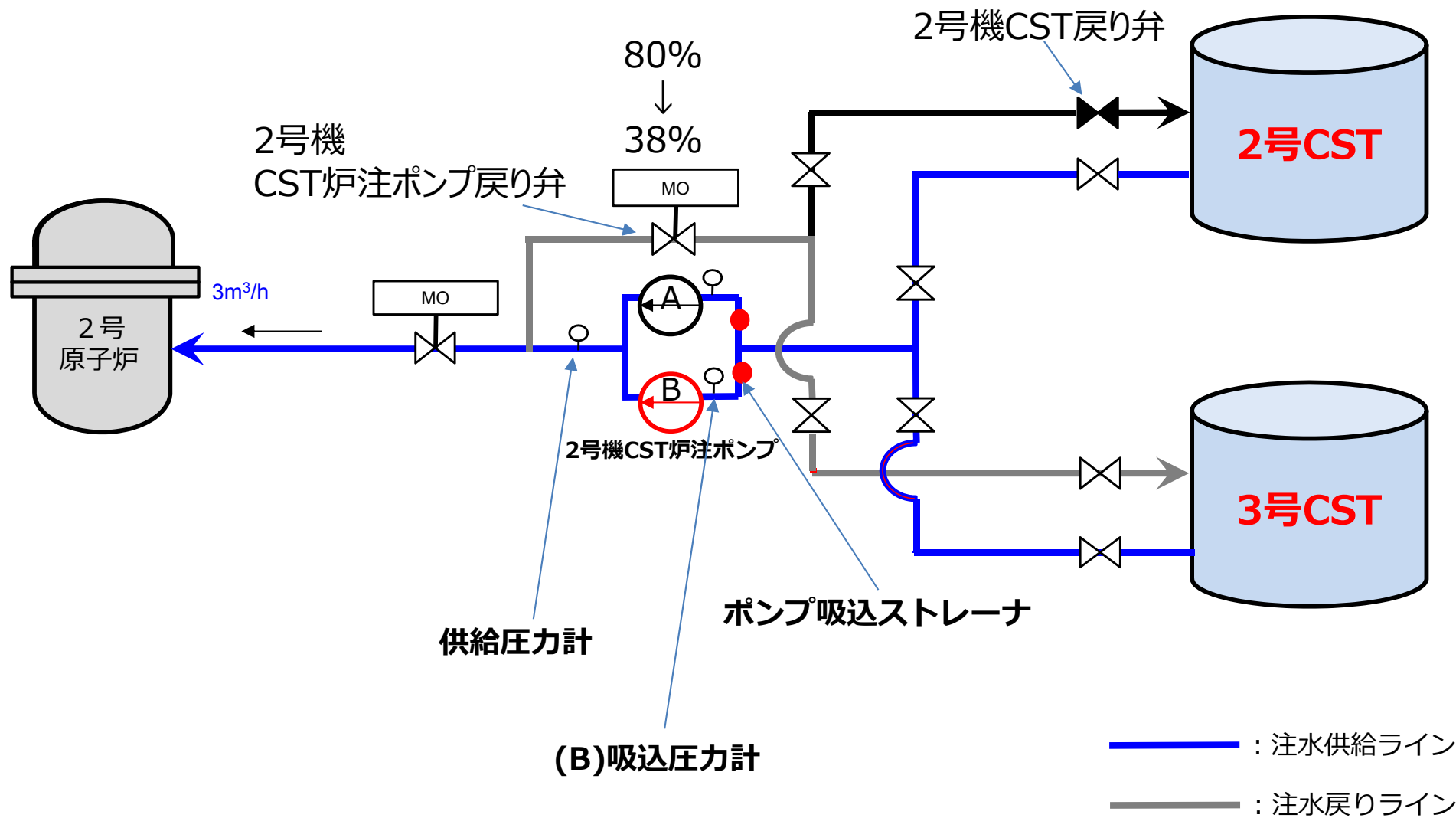
こし網 (外面)



フランジ

鉄さび片

【参考】 2号機CST炉注ポンプ切替前の状態



4号機復水貯蔵タンクの水位低下について

2019/01/31

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

4号機復水貯蔵タンクの水位低下について

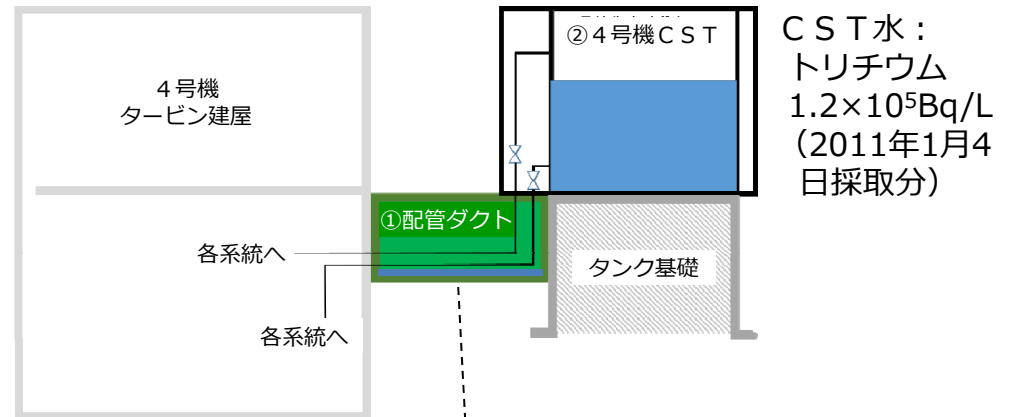
- 4号機復水貯蔵タンク（C S T）の水位*が低下傾向（80.5%→67.7%）にあることを、2019年1月18日に確認した。（2016年11月頃から徐々に低下傾向を示しており、1月18日時点で低下量は約300m³）
 - * 4号機C S Tに保管している水は、震災以前のプラント内で使用した水であり、原子炉水等に存在するトリチウムが 1.2×10^5 Bq/L程度（他核種は検出限界値未満）含まれている。
- 低下傾向にあることを確認した経緯は、以下のとおり。
 - 2019年1月10日にトレンチ等の溜まり水点検を行ったところ、4号機タービン建屋海側にある配管ダクト内に約3m³の溜まり水があることを確認した。（当該配管ダクトについては、2017年11月に約5m³の溜まり水が確認されており、その水については移送済み。）
 - 当該配管ダクト内に溜まり水があった要因として周辺設備の調査を行っている中で、C S T水位が低下傾向にあることを確認した。
- 4号機C S Tは2重構造で、タンクからの配管は4号機建屋のみに繋がっており、2019年1月22日に現場状況を確認した結果、4号機C S Tや配管からの漏えいは確認されなかったことから、4号機C S Tの水は配管内を通じて建屋内に流入したものと考えている。
- また、4号機C S Tの水位が低下傾向にあることが確認された2016年11月以降に採取した近傍サブドレンピットの水において、トリチウム濃度に有意な変動は確認されていない。
- 当該配管ダクト内にある溜まり水の調査、およびC S Tの水抜きについて検討していく。

4号機CSTの状況

3, 4号機概要



4号機CST近傍断面図



3 m³の溜まり水 (トリチウム)
・ 4.1×10⁴Bq/L (2019年1月10日採取分)
・ 4.6×10⁴Bq/L (2019年1月22日採取分)



①配管ダクト内の状況



②4号機CST外観

- 今回の件を受け、「汚染水等構内溜まり水の状況」の内、溜まり水を保有している12箇所のタンクについて過去2年分の状況（水位変化）を確認し、11箇所については、有意な水位変動がないことを確認した。
- No. 7の濃縮水タンクについては、5基連結しているタンクの一部に水位低下傾向が確認されたが、日々の現場パトロールで漏えいが無いことを確認しており、変動分は、連結している他の4タンクへ移動したものと推定。

【12箇所のタンクの水位変化の確認状況】

No.	箇所	確認結果	No.	箇所	確認結果
2	5,6号機貯留タンク（フランジ）	異常なし	13	3号CSTタンク	異常なし
3	5,6号機貯留タンク（溶接）	異常なし	14	4号CSTタンク	異常なし
5	No. 1ろ過水タンク	異常なし	36	5号CSTタンク	異常なし
7	濃縮水タンク	上記の通り	37	6号CSTタンク	異常なし
11	1号CSTタンク	異常なし	41	SPTタンク（1～4号）（A）	異常なし
12	2号CSTタンク	異常なし	44	純水タンクNo. 1	異常なし

蒸発濃縮装置 濃縮水タンク水位指示低下について

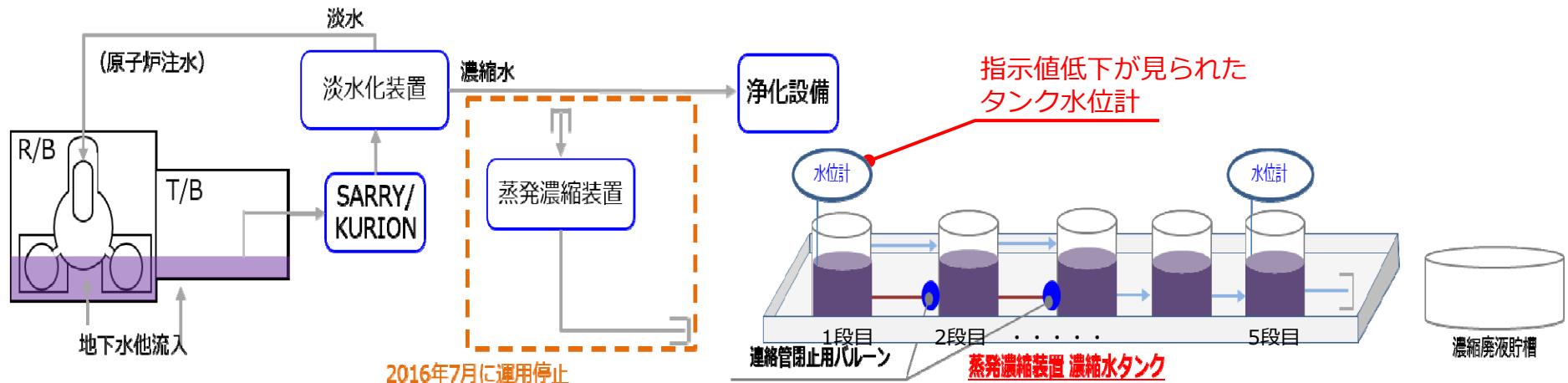
■ 調査状況

- 5基が連結されている濃縮水タンクについて、1段目タンクの水位指示値が2016年7月より約18%（水量換算約6 m³）低下していることを確認。
- 濃縮水タンクは1回/日パトロールによる現場確認を実施し、タンク・配管・弁および堰内に漏えいがないことを確認しており、連絡管閉止用バルーン※の圧力低下が確認されていることから、水位低下分は、連絡管を通じて2段目から5段目のタンクへ移動したと考えている。

※連絡管閉止用バルーン：移送用タンク（5段目）へのスラッジの流出を防ぐために設置。

<系統概要>

- ・ 蒸発濃縮装置 濃縮水タンクは角型鋼製タンク5基にて構成し、タンクには濃縮水を保管中。
- ・ 蒸発濃縮装置は、2016年7月時点では既に運用停止され、現在は、系統から切り離されている。
- ・ タンク水位計は5基あるタンクの1段目と5段目に設置されており、指示値が低下したタンクは1段目。
- ・ 濃縮水タンクおよび配管等はコンクリート堰内に設置。1日1回のパトロールで漏えいがないことを確認。



【参考】今後の対応

- 4号機放射性流体用配管ダクト内部に溜まり水が確認されたため、その流入経路を特定するため、ダクト内部の調査を実施する
- ダクト内部の溜まり水（約3m³）を2T/Bに移送後、ダクト内部を清掃、以下の頻度でダクト内部の状況を確認し、水の流入有無を確認（状況に変化があった場合は都度確認頻度の見直し）

確認頻度：水移送を行った週は毎日確認

その後1回/週確認（3月以降は確認頻度を見直し）

上記の他、降雨翌日に確認

	1月	2月				3月			
	28～	4～	11～	18～	25～	4～	11～	18～	25～
溜まり水の移送		2/5 ▽							
ダクト内部の清掃		2/5 ▽							
内部状況の確認		2/5 <u>2/8</u>	▽	▽	▽	▽	▽	▽	▽

※上記の他、降雨翌日に内部状況の確認を行う

- 4号機CSTの水抜きについては、2月中を目途に準備が出来次第開始する予定。

1～3号機窒素封入設備他取替工事について

2019/01/31

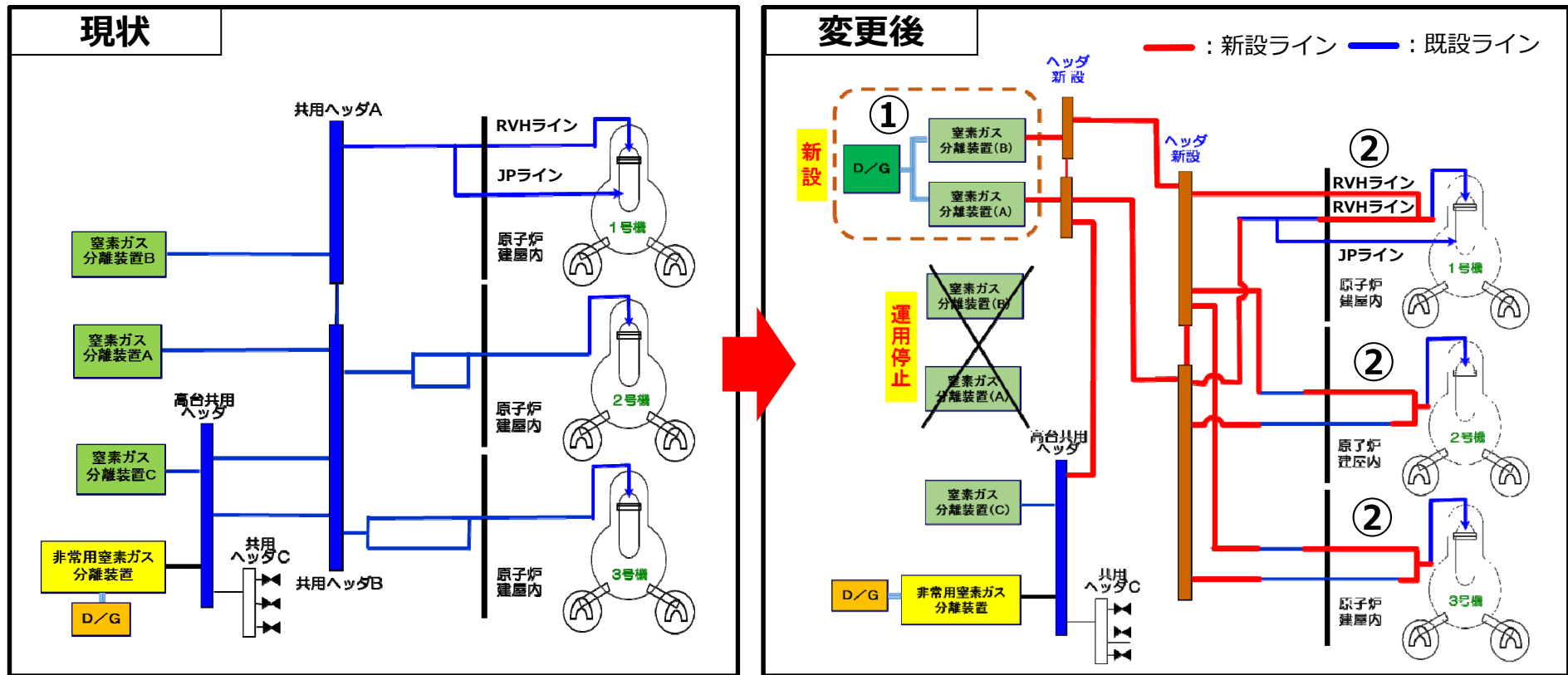
TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

1. 工事概要

窒素封入設備の信頼性向上を目的として、以下の工事を計画・実施中。

- ① 窒素ガス分離装置 A 及び B の取替並びに専用ディーゼル発電機の新設
- ② 1～3号機原子炉圧力容器（RPV）封入ラインの二重化



2. ①窒素ガス分離装置A及びBの取替並びに専用ディーゼル発電機の新設

■ 工事内容

- 窒素ガス分離装置A及びBの取替を行う。また取替に併せて設置場所の変更を行う。新設装置への切替は、原子炉への窒素封入に影響がないように既設装置を流用しながら実施する。
- 窒素ガス分離装置A及びBの専用ディーゼル発電機の新設を行う。

■ 理由

- 震災直後にT.P.8.5m盤に設置した設備であるため、津波対策としてT.P.33.5m盤の高台へ設置場所の変更をする。
- 非常用電源の多重化を目的として、専用ディーゼル発電機を新設する。



高台の新設エリア
T.P.33.5m盤



窒素ガス分離装置A
T.P.8.5m盤

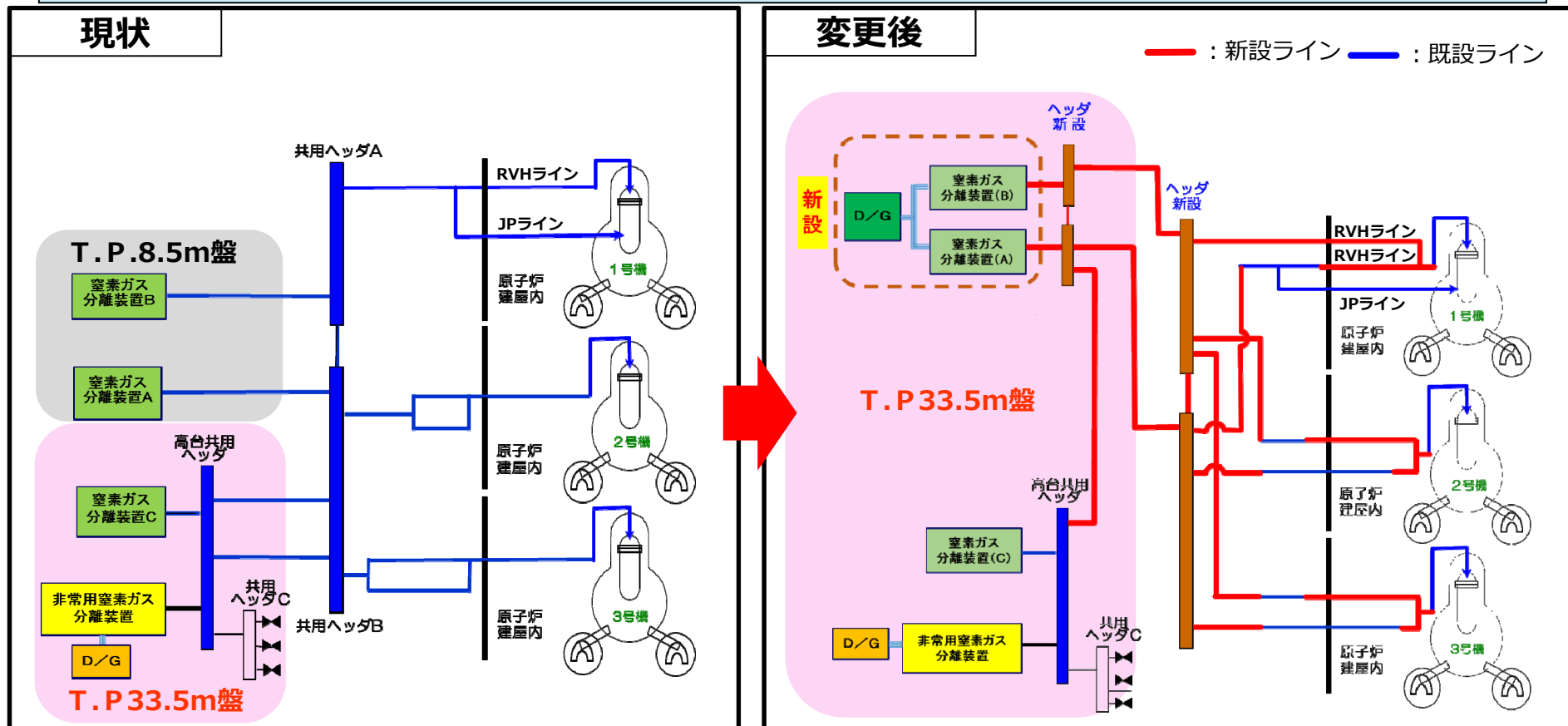
3. ② 1～3号機原子炉圧力容器（RPV）封入ラインの二重化

■ 工事内容

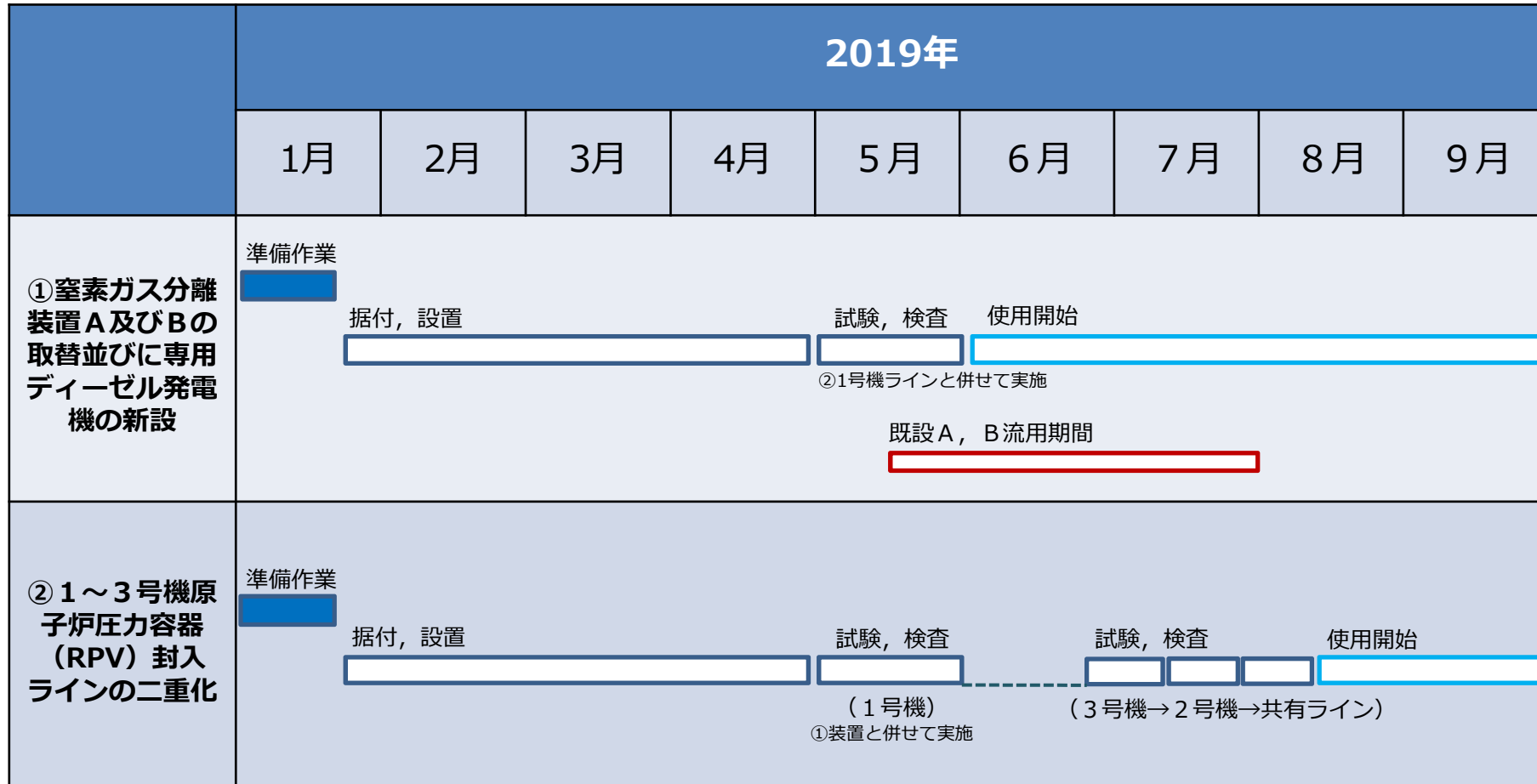
- 1～3号機原子炉圧力容器（RPV）封入ラインの二重化を行う。
二重化した封入ラインの使用時は、原子炉への窒素封入に影響がないように各号機毎に実施する。

■ 理由

- 封入ライン損傷等による窒素封入停止リスクの低減のため。



4. 全体工程



4号機使用済燃料プール循環停止運用について

2019/01/31

TEPCO

東京電力ホールディングス株式会社

■ 背景・目的

- 4号機使用済燃料プール（以下、「SFP」という。）は、2014年に燃料取出作業が完了し、現在、放射化された機器等（使用済制御棒等）を貯蔵。
- これらの機器等は、今後実施する取り出し方法等の検討を踏まえ、廃炉全体の優先度に基づき取り出し時期を決定していく予定。
- SFPは、これまで安定的に水質を維持・管理してきたが、当面現行設備による運用を継続していくとの観点から、運用の最適化に向けた検討を実施。



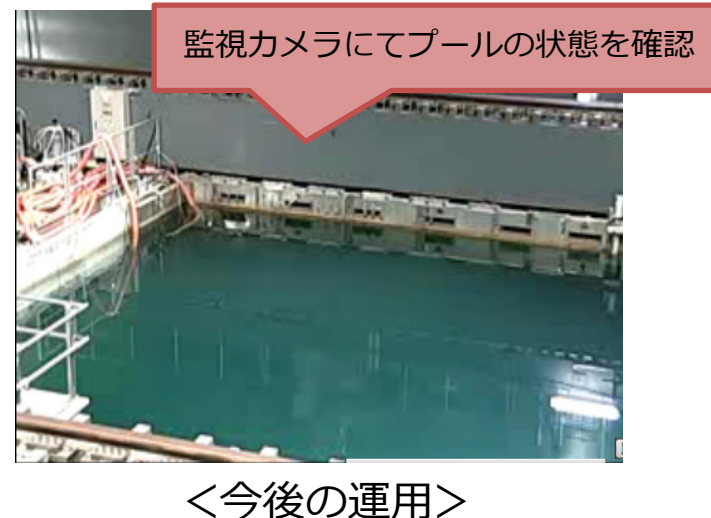
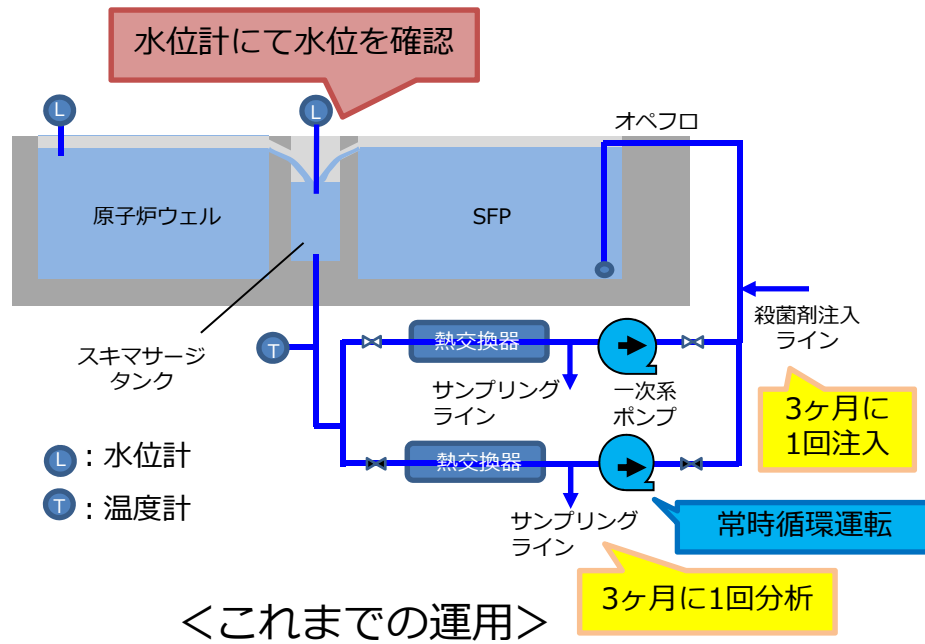
- 系統の信頼性を維持しつつ、メンテナンスに伴う作業員の被ばく線量を低減するため、循環運転を停止し、定期的な水質確認及び殺菌剤注入にてSFPの健全性を確保していくことを検討。
- 循環運転の停止にあたり、停止時の水質の状況確認を実施。（7～11月）
- 停止時の水質状況について、これまでの運転実績を踏まえ取りまとめた結果を報告。

2. 循環運転停止に伴う運用変更の概要

- 4号機SFP循環系設備の停止に伴い運用を以下の通り変更。

項目	これまでの運用	今後の運用
運転状態	常時循環運転。約3ヶ月に1回ポンプ切替操作を実施。	凍結防止期間（12月～3月）を除き停止運用。約1ヶ月に1回循環運転を実施。
水位監視	プール水を循環しオーバーフローさせて、スキマサージタンクの水位を確認。	凍結防止期間を除いて循環運転を停止し、ウェブカメラにてプールの状態を確認。
水質監視	水質分析：約3ヶ月に1回 殺菌剤※1：約3ヶ月に1回注入	水質分析：約3ヶ月に1回※2 殺菌剤：約3ヶ月に1回注入※3

※1：微生物が関与した腐食（微生物腐食）の発生を防止するために実施。
 ※2：系統水を循環し、水質を均質化して試料採取。
 ※3：系統水を循環しつつ、殺菌剤を注入。

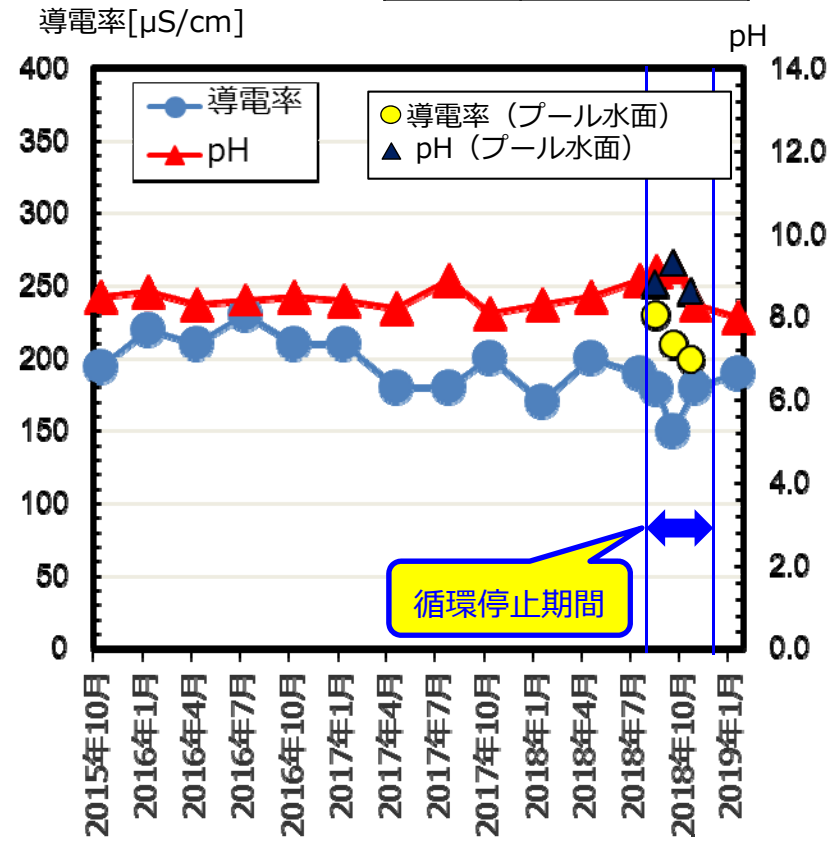
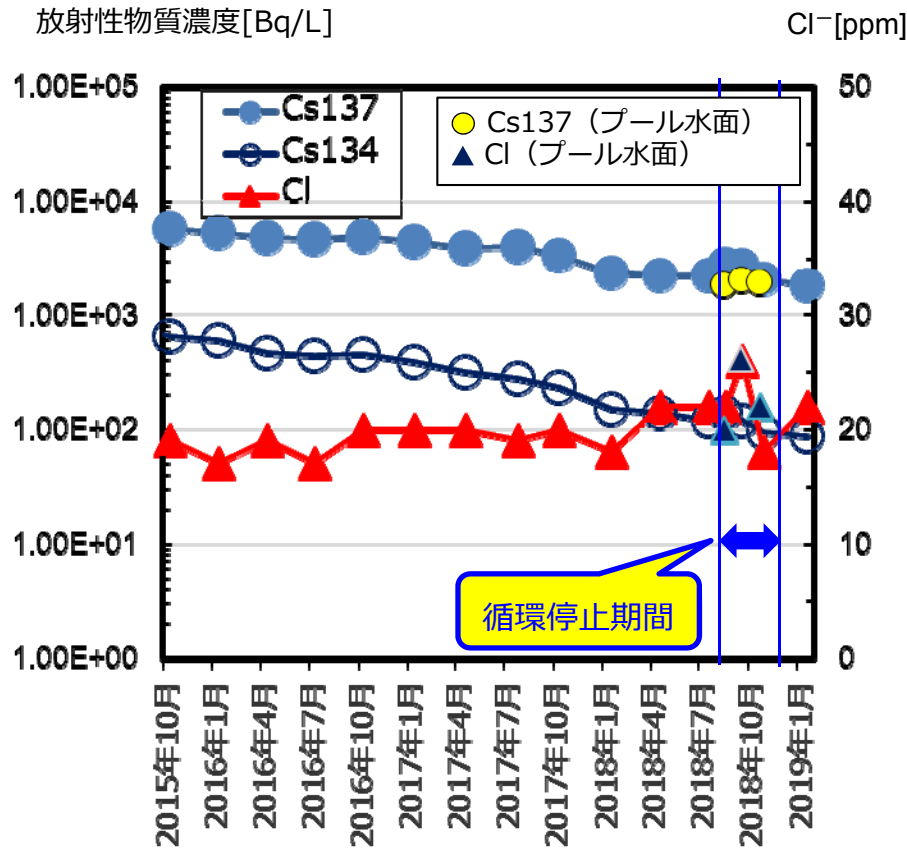


3. サンプルング結果 (1 / 2)

- 至近3年間のサンプルング結果（放射性物質濃度，塩化物イオン濃度(Cl⁻），導電率）を整理。
- 循環停止時のサンプルング結果は，概ね循環運転時の変動範囲内であり，管理値に対して裕度をもって推移。

(参考) 水質管理値 (例)

Cl ⁻	100ppm以下
pH	5.6~11
導電率	400μS/cm以下



3. サンプルング結果（2 / 2）

- 循環停止中に採取した試料について、微生物の発生状況を整理。
- サンプルングの結果、一般細菌※¹については検出限界値未満、硫酸塩還元細菌※²については汚染のないことを確認。

試料採取箇所	サンプルングライン			プール水面			
	試料採取日	8/20	9/20	11/1	8/17	9/19	10/23
一般細菌数 [CFU/ml]	<10 ³ 〔検出限界値未満〕	<10 ³ 〔検出限界値未満〕	<10 ³ 〔検出限界値未満〕	<10 ³ 〔検出限界値未満〕	<10 ³ 〔検出限界値未満〕	<10 ³ 〔検出限界値未満〕	<10 ³ 〔検出限界値未満〕
硫酸塩還元細菌 [汚染度]	汚染なし	汚染なし	汚染なし	汚染なし	汚染なし	汚染なし	汚染なし

※¹好気性環境下で増殖する微生物

※²嫌気性環境下で増殖する微生物

(参考) 循環運転停止：7/20～

4. スケジュール (計画) について



△: サンプルング (計画)
 △: 殺菌剤注入 (計画)

▲: サンプルング (実績)

■ 循環停止時の水質について

- 循環停止期間中において、水質（放射能濃度・塩化物イオン濃度・導電率）に異常のないことを確認。また、微生物の発生状況についても検出限界値未満であることを確認。

■ 今後の運用方針（計画）

- 4月から循環停止運用を開始。但し、月1回程度系統水を循環。
- 冬期期間中は、凍結防止のため循環運転を実施。
- 水質管理はこれまでと同様、循環運転した状態でのサンプリング、殺菌剤注入を継続して実施（3ヶ月毎）。