

2号機燃料デブリ冷却状況の確認試験の実施について

2019年3月26日



東京電力ホールディングス株式会社

- 1月8日、2号機CSTの復旧作業において、2号機原子炉注水ポンプ（CST炉注ポンプ）が1分間全停する事象が発生した。
- 本事象に関する原因・対策の検討のため、当初1月中旬に実施する予定であった2号機燃料デブリ冷却状況の確認試験を延期していた。
- 本事象の主原因は2号機CST戻り配管よりポンプ吸込ストレーナへ鉄さびが流入したためと考えられ、その対策として、ストレーナの清掃等を実施し完了した。
- これにより、2号機原子炉注水設備の健全性を確認することができたため、延期していた2号機燃料デブリ冷却性確認試験を実施できる状態となった。

- 当初は、2号機CSTを復旧し、3号機CSTと合わせ2タンク運用で本試験を実施する計画から、3号機CST 1タンクで実施する計画となる。
 - 2号機CSTの復旧については、インサービス時の対応手順の策定に時間を要する。
- この場合、原子炉注水設備の流量・圧力バランス調整の観点から一時的に1,3号機の原子炉注水流量を増加(3.0→4.5m³/h)させる必要があるが、滞留水の処理に与える影響は小さいと評価している。
- 燃料デブリの冷却状況確認試験の目的は、より現実に近い温度評価を実現することで、原子炉注水停止時に求められる復旧時間に余裕を確保することである。
- その結果、緊急時手順の最適化が図れるほか、現状、炉注水設備のポンプ切替時において、流量バランスを監視しながらポンプ2台運転した上で切り替えるという複雑な操作をしているものを、ポンプを一時的に停止して切り替えるというシンプルな操作に変更するなど、運転・保守管理上の改善を行うことができる可能性があると考えている。
- 2号機CSTの復旧手順は検討中であるが、本試験で得られる知見はその検討にも反映できる可能性がある。

燃料デブリ冷却状況の確認スケジュール（予定）



2019年		
3月	4月	5月
	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;">STEP 1 準備操作※1 (3/25-29)</div> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;">戻し操作※2 (4/12-16)</div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 10px;"> <div style="background-color: #ADD8E6; padding: 5px;">STEP 1 流量低減試験 (4/2-16)</div> <div style="background-color: #FFFF00; padding: 5px;">STEP 1 結果評価</div> </div>	<div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 100px;"> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;">STEP 2 準備操作※1,3</div> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;">戻し操作※2,3</div> </div> <div style="display: flex; justify-content: center; margin-top: 20px;"> <div style="background-color: #ADD8E6; padding: 5px;">STEP 2※3 流量戻し/監視</div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; margin-top: 20px;"> <div style="background-color: #ADD8E6; padding: 5px;">STEP 2 ※3 (7時間停止試験)</div> <div style="border: 1px dashed black; padding: 5px;">STEP 2 ※3 結果評価</div> </div>

- ※1 1, 3号炉注流量増加(3.0 → 4.5m³/h)、2号CS系単独注水切り替え
- ※2 1, 3号炉注流量低減(4.5 → 3.0 m³/h)、2号FDW、CS系両系注水切替
- ※3 STEP 1が異常なく終了した場合

工程はプラントの状況等により適宜調整する

(補足) 1, 3号機の原子炉注水量を増加させる操作が必要な理由

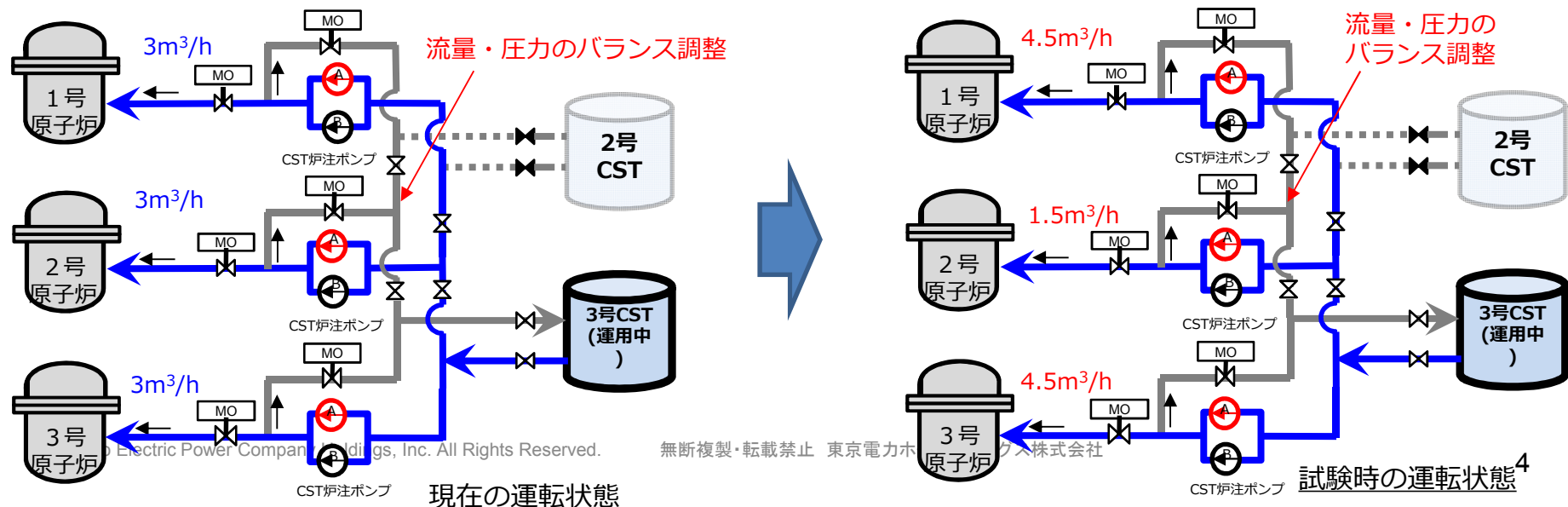


原子炉注水設備の現状

- 1～3号機原子炉・格納容器内の燃料デブリの冷却について、崩壊熱の大幅な減少により、**必要な注水流量は、震災当初と比べ非常に少ない状況**となっている。
- **現在の注水流量**は、ポンプ（震災当初設置）の定格流量に比べても非常に少なく、CSTへの戻し流量を多くした状態となっている。また、**各号機からの戻り配管は合流しているため、各号機の戻り流量・圧力のバランスを調整**し運転している。
- したがって、現状、ある号機の注水流量を更に下げるといった場合には、他号機の注水・戻りのバランスを調整する必要がある。

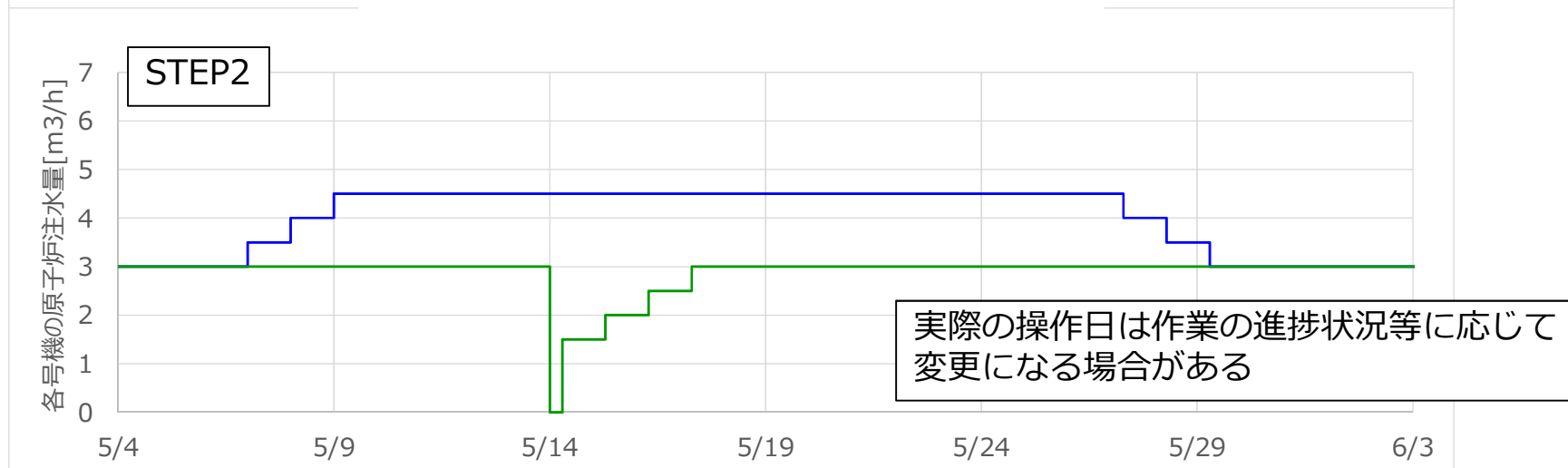
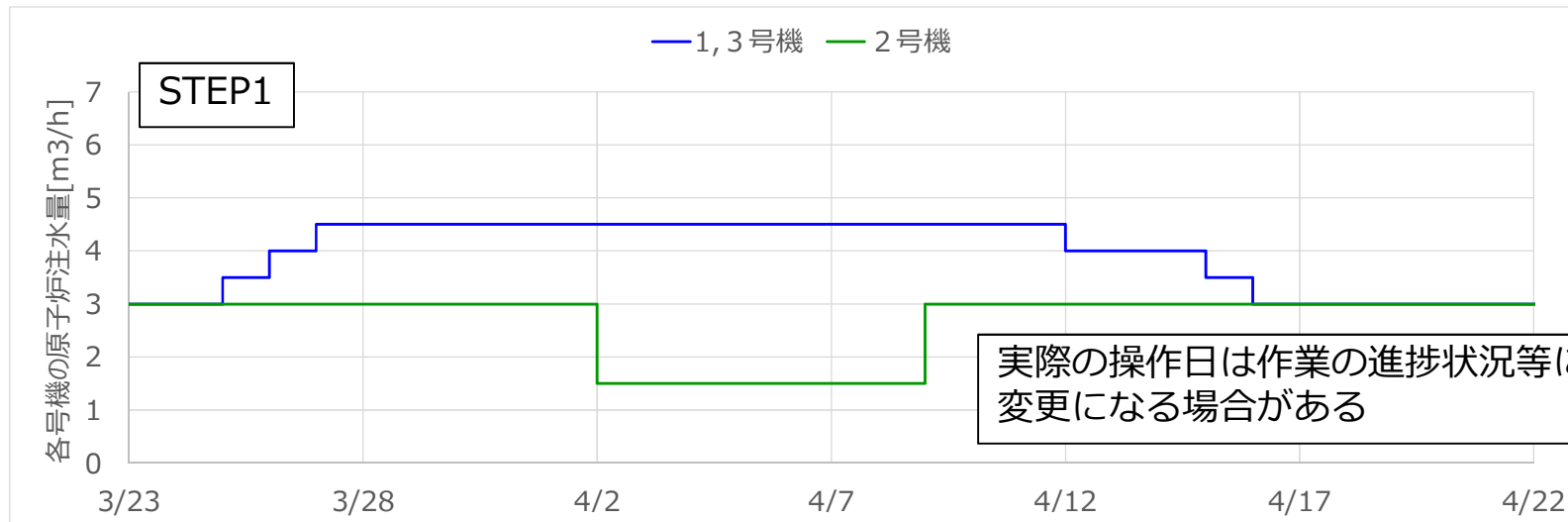
1,3号機の原子炉注水量増加の必要性と影響

- 本試験を実施する場合、原子炉注水設備の流量・圧力のバランスを調整する観点から、1,3号機の原子炉注水量を増加させる必要がある。



(補足) 1, 3号機 原子炉注水量操作手順

- 1,3号機の原子炉注水量を3.0→4.5m³/hに増加する操作および4.5 → 3.0 m³/hに戻す操作は, STEP1,2ともに, 1日0.5m³/hずつ操作を実施する。



(補足) 1, 3号機 原子炉注水量増加の影響

- 本試験の実施に際して、1,3号機の原子炉注水量を3.0→4.5m³/hに増加させることにより、一時的に約70m³/日、建屋滞留水の処理量が増加する。
- 一方、現状の滞留水増加量は約150m³/日で、水処理設備により約400m³/日で処理を行うことにより、建屋滞留水の水位低下を進めている。
- 但し、水処理設備の処理能力には余裕があるため（SARRY 700m³/日）、本試験に伴い、一時的に建屋滞留水が増加したとしても、現状の処理計画に与える影響はほとんどないが、STEP 1、STEP 2の間は注水量を元に戻すなど、処理量の増加をできるだけ抑制するようにする。

以下、参考

- 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。

(参考) 試験の概要

【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（3.0m³/h→1.5m³/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1.5m³/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

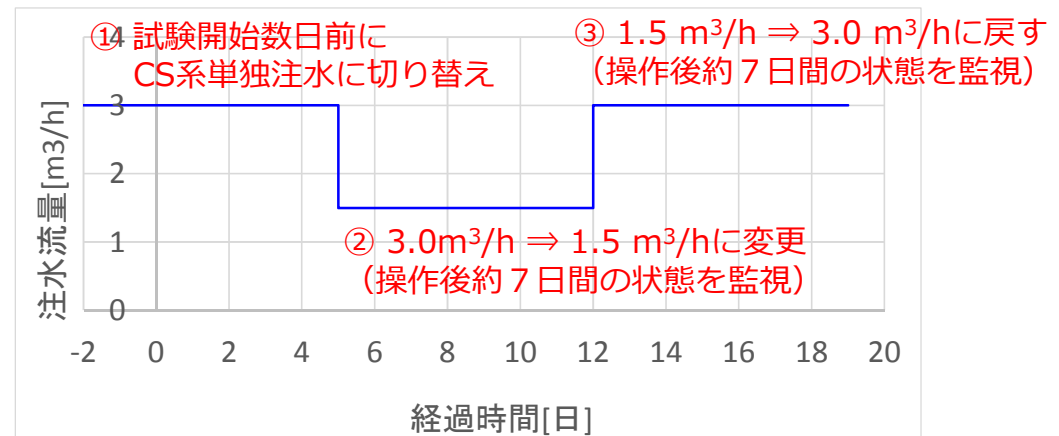
- 実施計画Ⅲ第1編第18条の運転上の制限である「原子炉の冷却に必要な注水量」 $1.2\text{m}^3/\text{h}$ (4, 5月) に余裕をみた **$1.5\text{m}^3/\text{h}$ まで注水量を低減 (現状は約 $3.0\text{m}^3/\text{h}$) し、約7日間状態を監視**する。

■ 原子炉注水量の増加

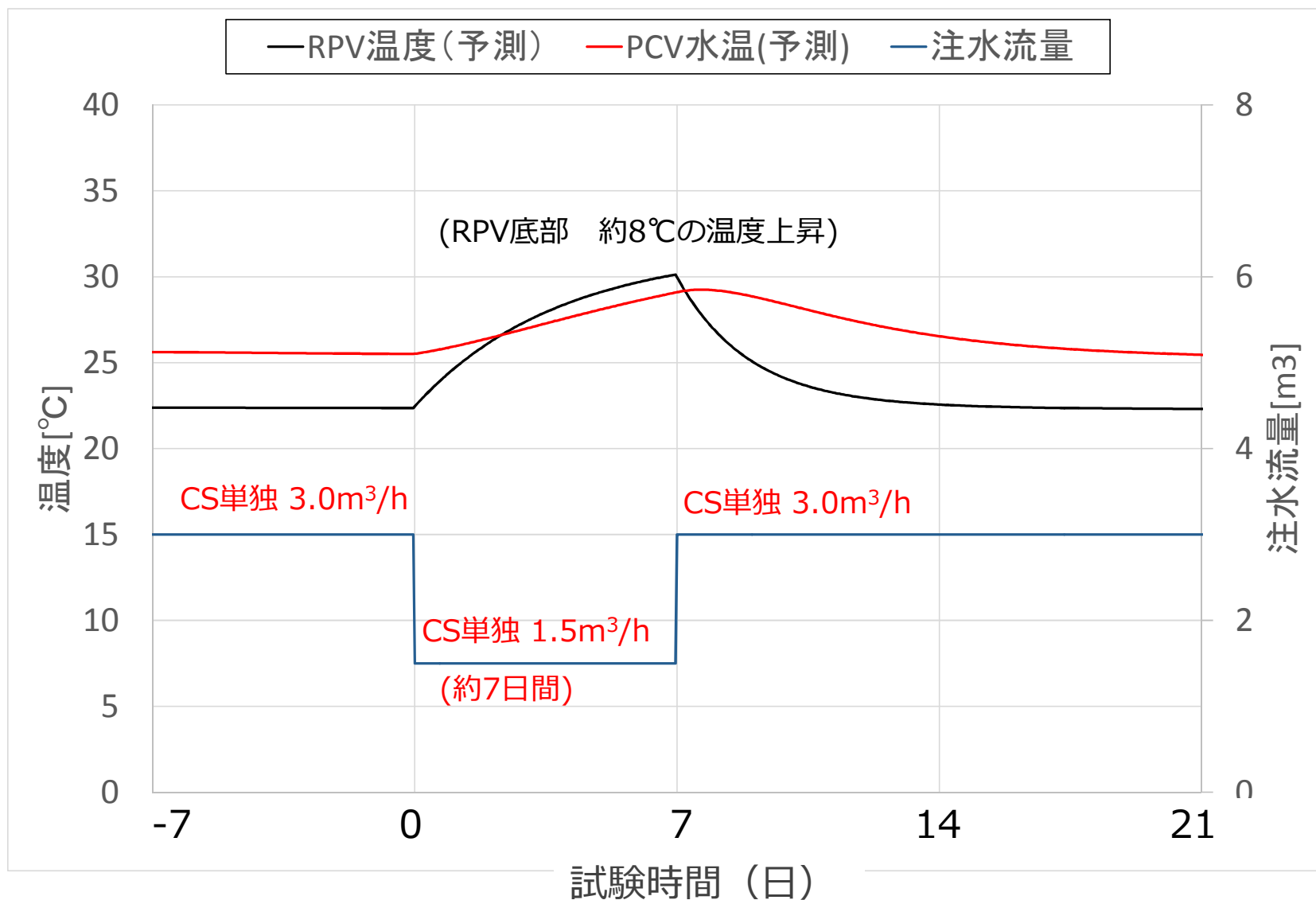
- STEP 2 の注水停止試験後の注水再開時は、設備上の制約により $1.5\text{m}^3/\text{h}$ の注水増加が必要。
- 原子炉注水量低減の影響確認 (約7日間) が終了後、**速やかに注水流量を $1.5\text{m}^3/\text{h} \Rightarrow 3.0\text{m}^3/\text{h}$ に戻し、操作後約7日間の状態を監視**する。
- 本試験の実施により、任意の24時間あたりの注水量増加幅を $1.0\text{m}^3/\text{h}$ に制限する**運転上の制限(実施計画Ⅲ第1編第18条)の外に計画的に移行**することから、下記の**予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 $1.2\text{m}^3/\text{h}$ (4, 5月) 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

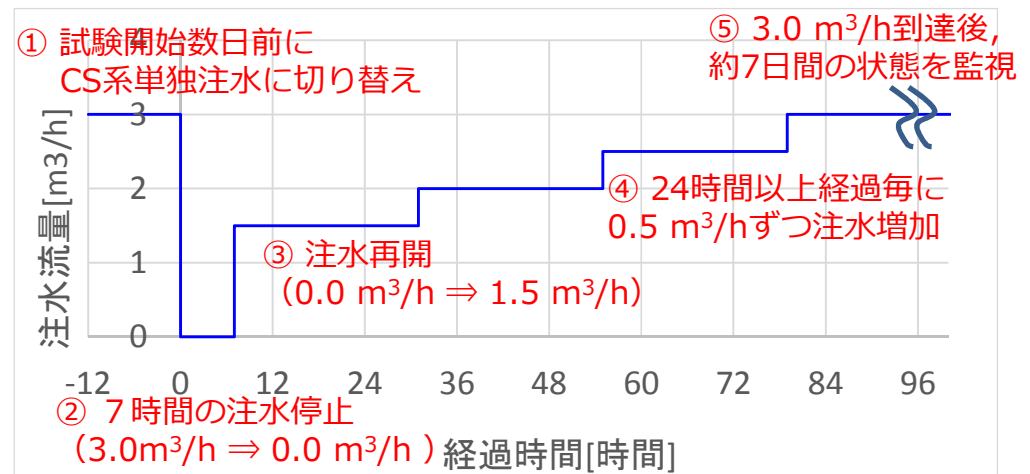
- 原子炉注水停止の影響確認(約7時間)終了後、ステップ1で確認している **$1.5\text{m}^3/\text{h}$ まで注水流量を戻す**。その後、**24時間毎に $0.5\text{m}^3/\text{h}$ ずつ流量を増加**し、試験前の $3.0\text{m}^3/\text{h}$ まで戻す。操作完了後、**約7日間の状態を監視**する。
- 注水再開時に任意の24時間あたりの注水増加幅を $1.0\text{m}^3/\text{h}$ に制限する**運転上の制限(実施計画Ⅲ第1編第18条)の外に計画的に移行**することから、**STEP 1と同様の予め必要な安全措置(②)を定めた上で実施**する。

<予め定める必要な安全措置①>

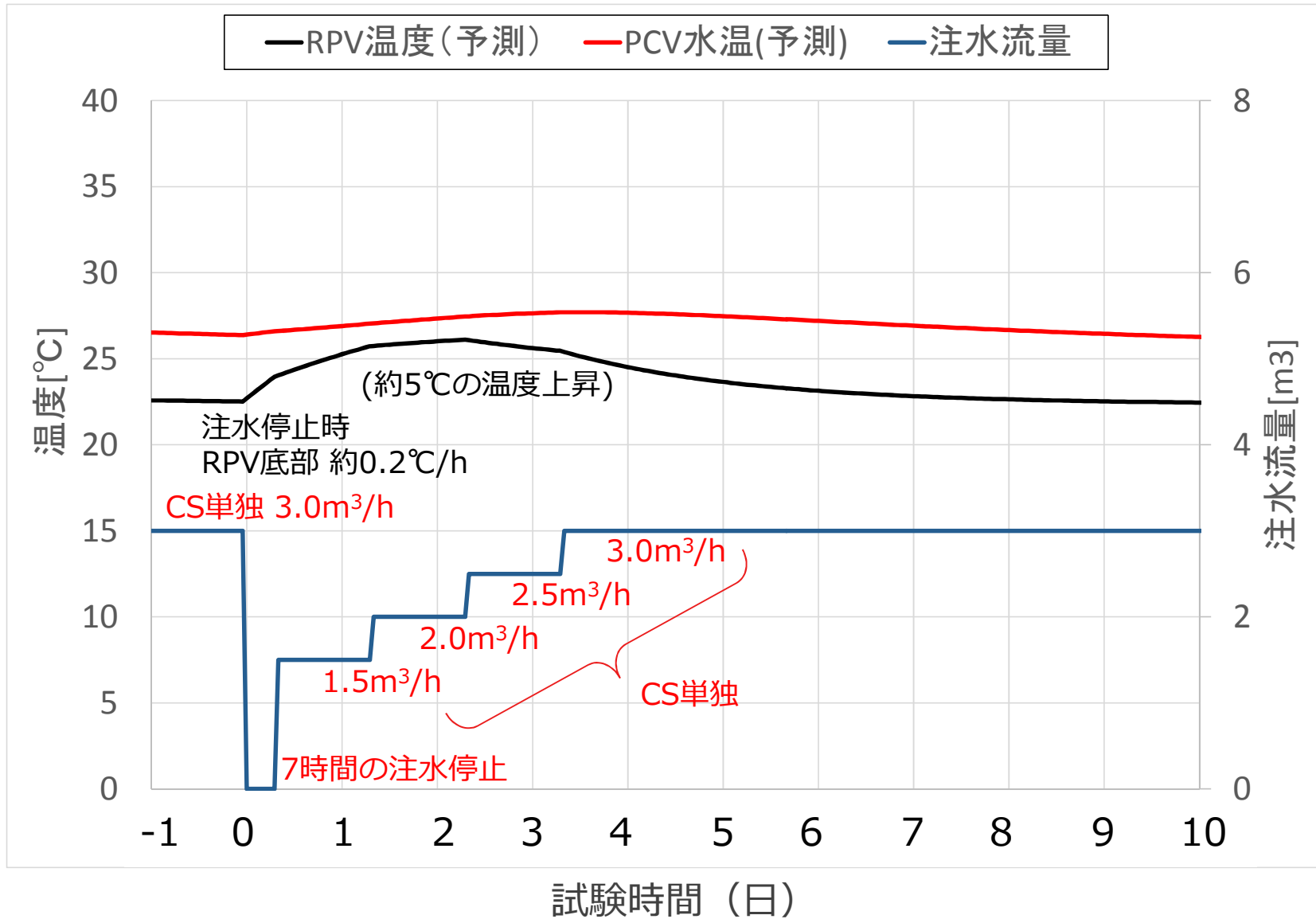
1. 原子炉圧力容器、原子炉格納容器の温度監視
2. 10°C 以上上昇で監視強化、 15°C 上昇で注水流量を増加

<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



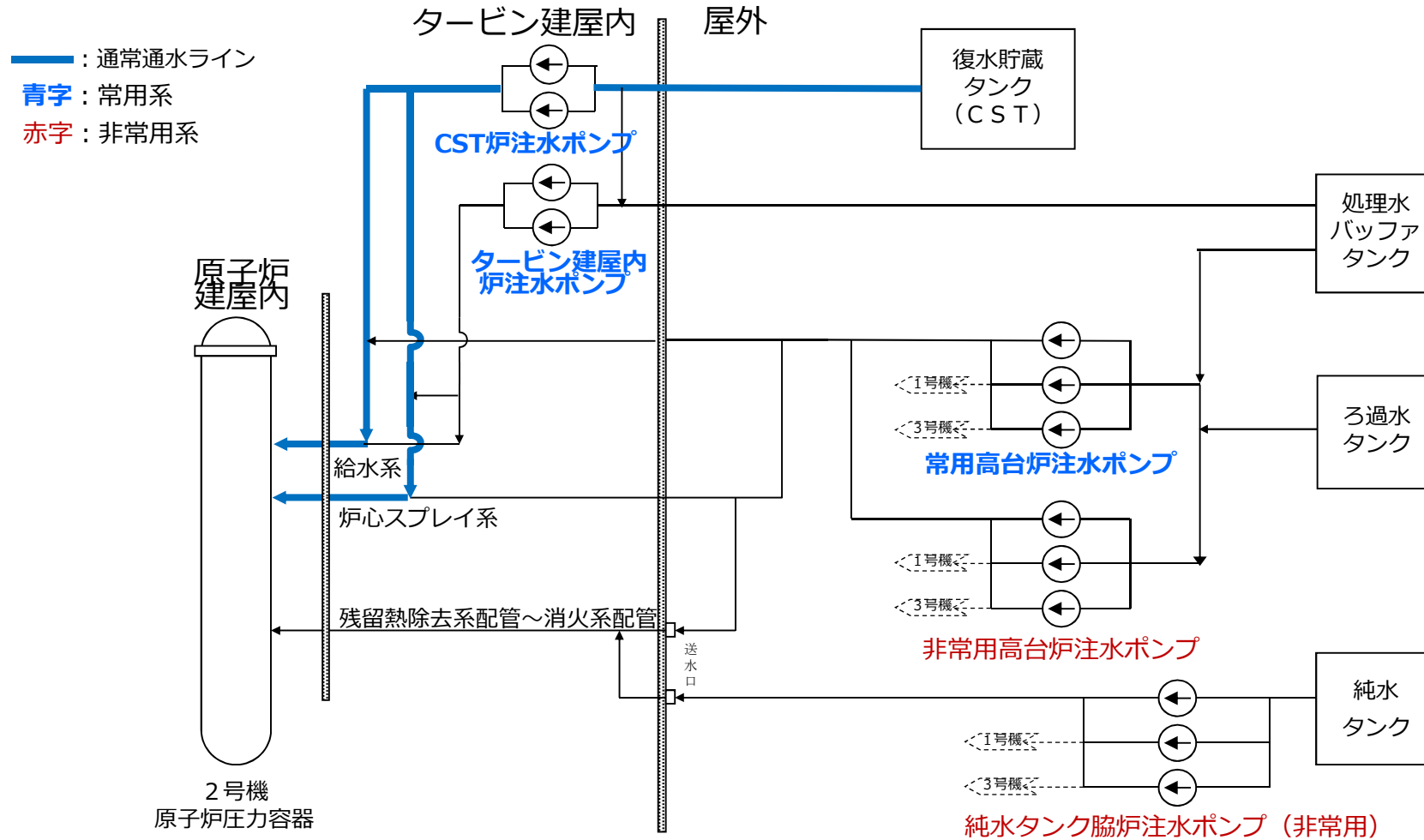
(参考) STEP 2 の温度挙動予測評価



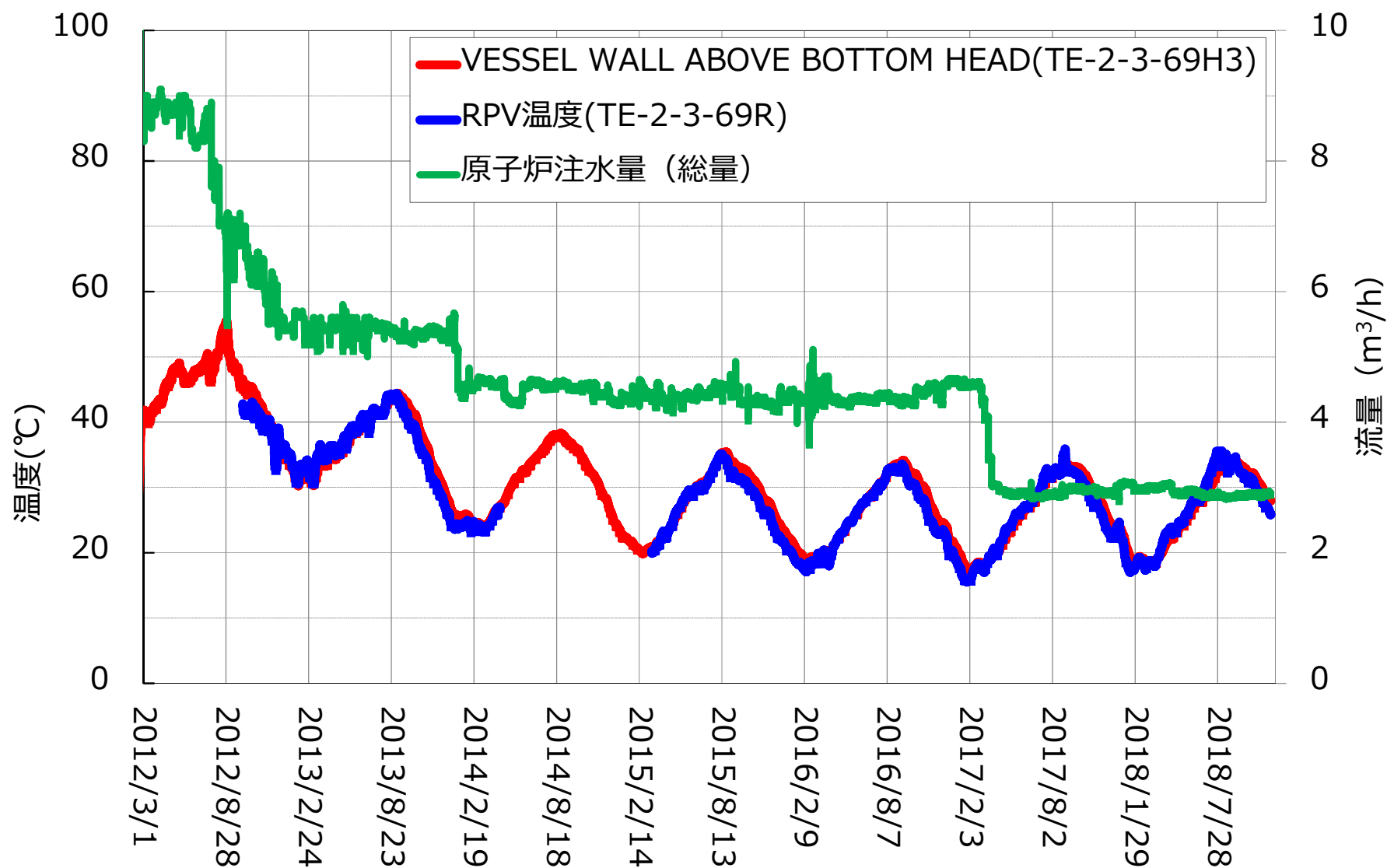
本試験に伴う影響の評価		安全措置
温度	<ul style="list-style-type: none">STEP 2 では、炉注停止により、実施計画上の必要注水量を下回るため、計画的に運転上の制限外に移行但し、除熱の減少によるRPV、PCVの温度の上昇は限定的と評価している	<ul style="list-style-type: none">除熱の減少による影響を把握するため、RPV、PCVの温度変化を監視異常な温度上昇を確認した場合、速やかな注水量増加等の措置を実施STEP 1 で注水流量低減試験を行い、除熱減少の影響を段階的に確認する
未臨界性	<ul style="list-style-type: 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

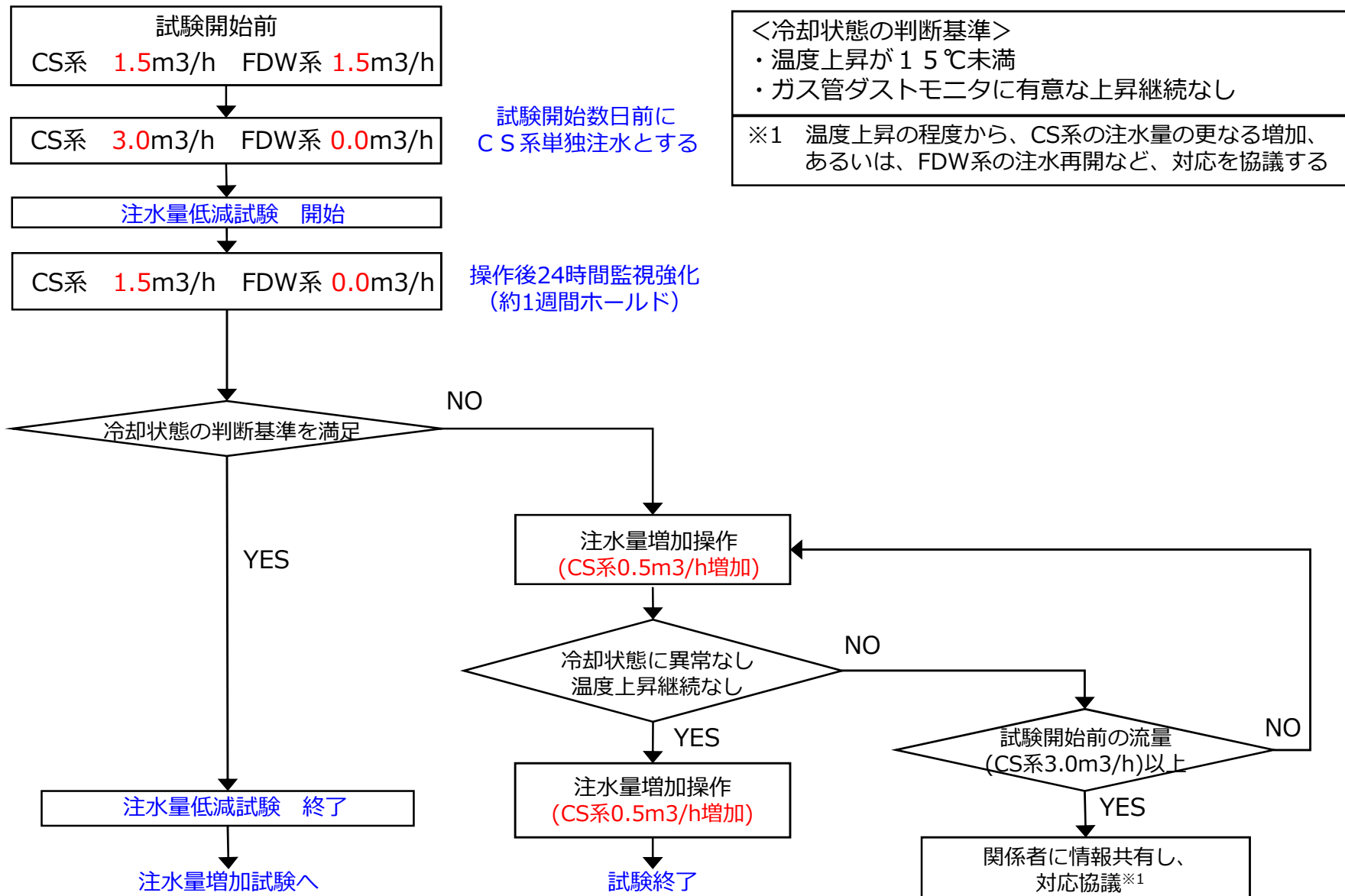


(参考) 原子炉注水系に関する運転上の制限 (LCO)

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

試験開始数日前に
CS系単独注水とする

操作後24時間監視強化
(約1週間ホールド)

(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。

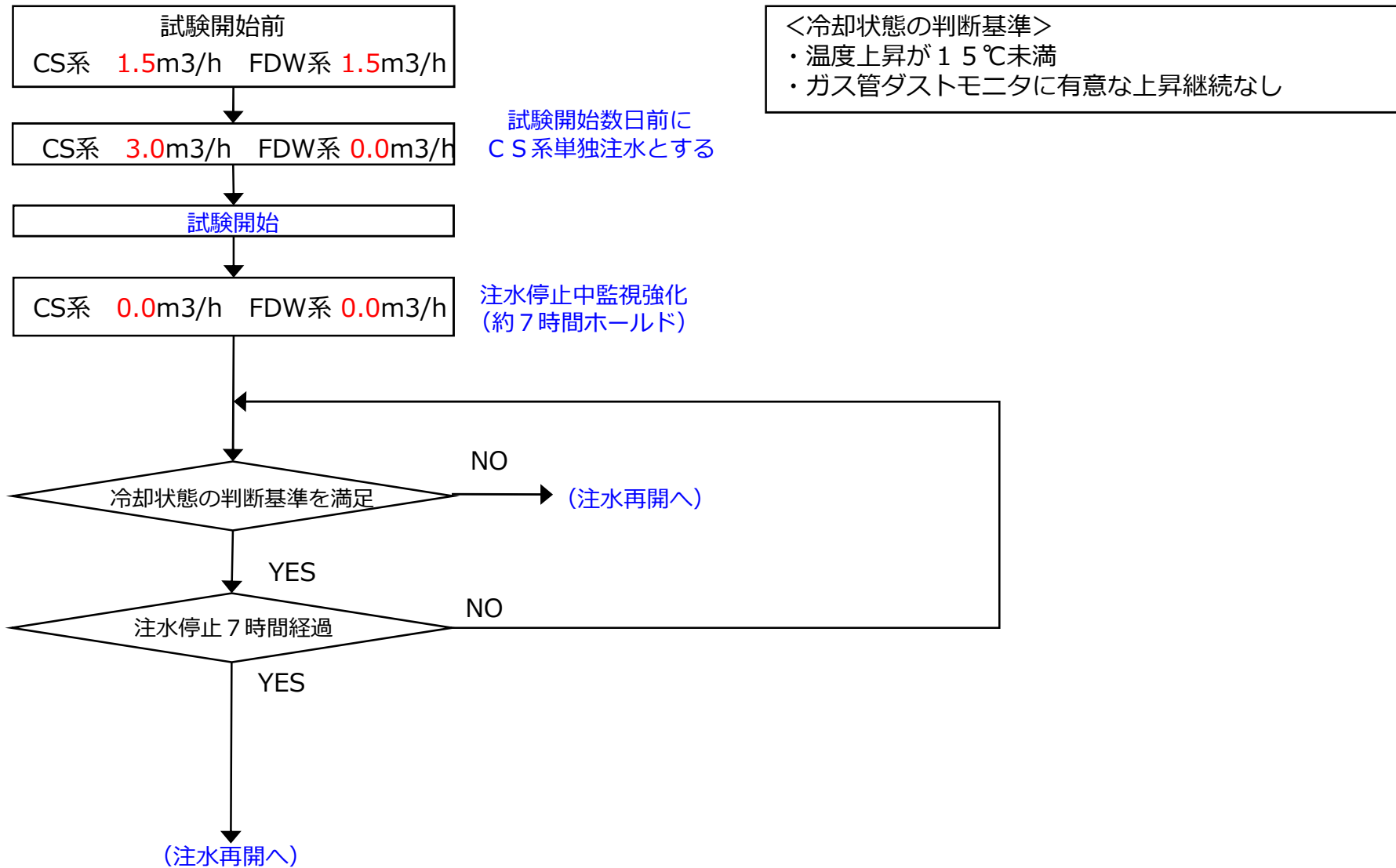
(3) その他の傾向監視パラメータ

- 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

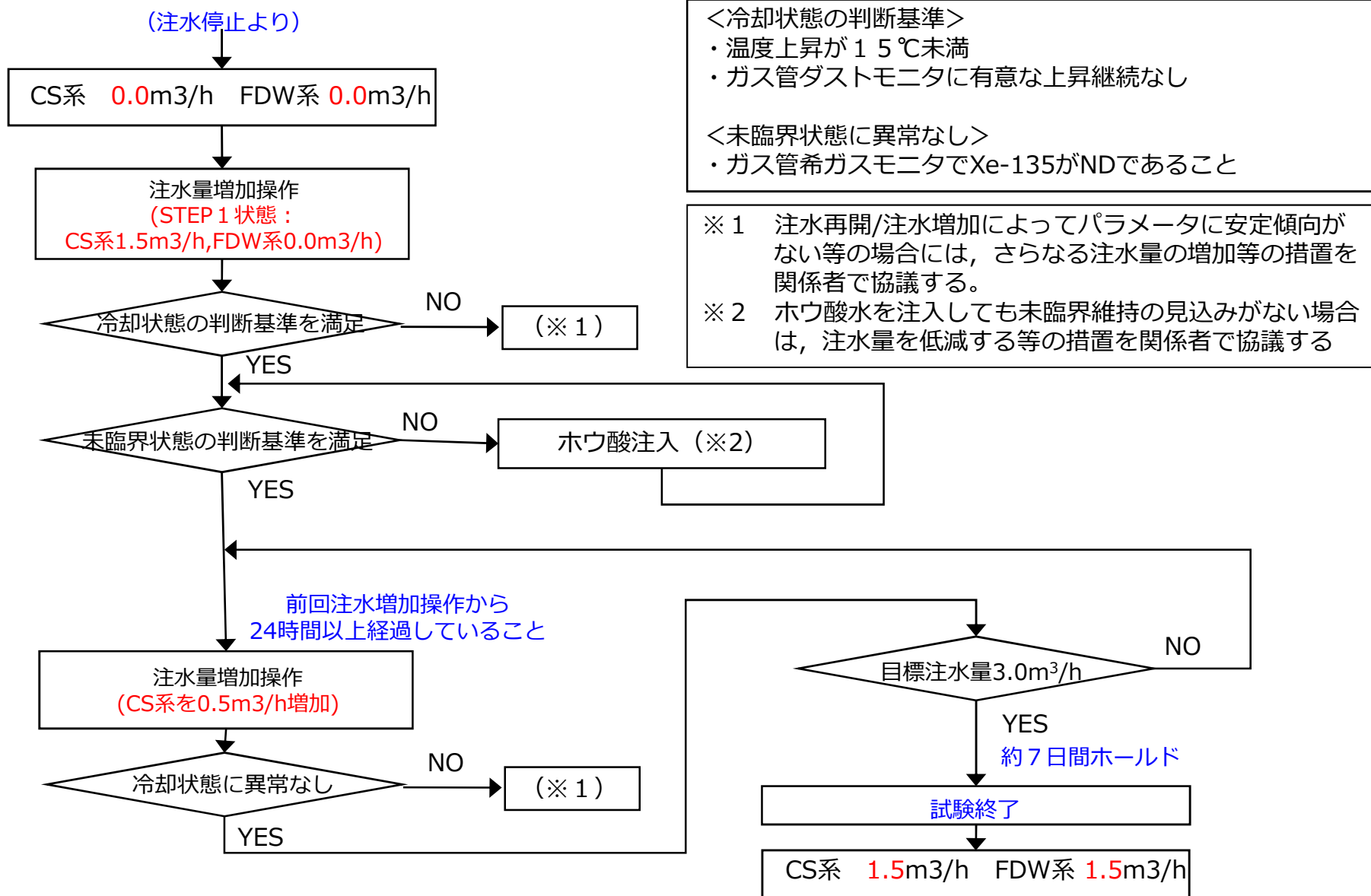
※1 15℃以上の温度上昇があった際には、流量を1.5m³/hに増やす (注水を再開する)。

(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

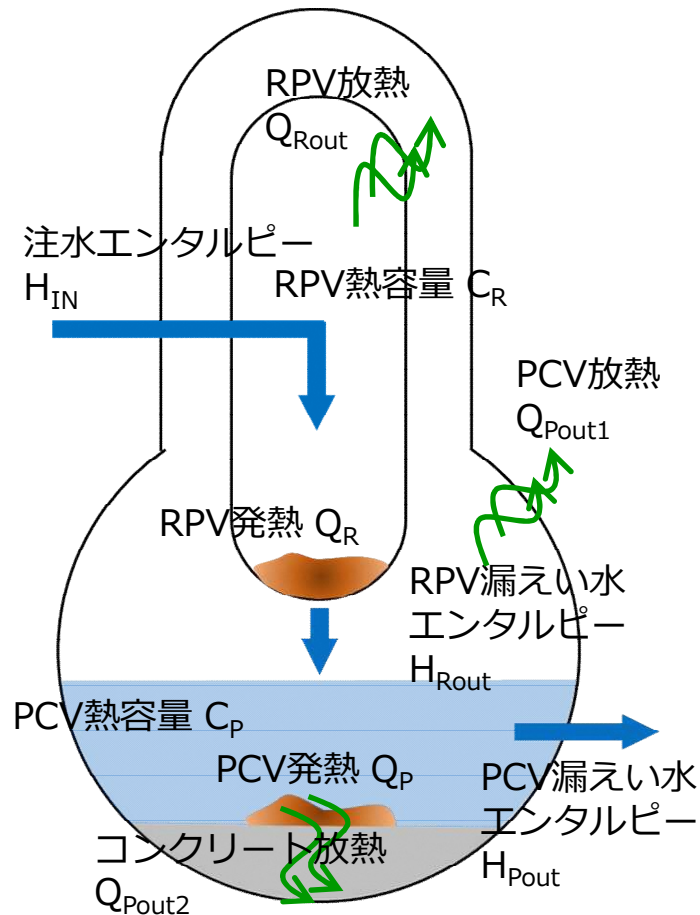
- 原子炉压力容器上部温度、格納容器圧力、格納容器内水位

(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

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

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

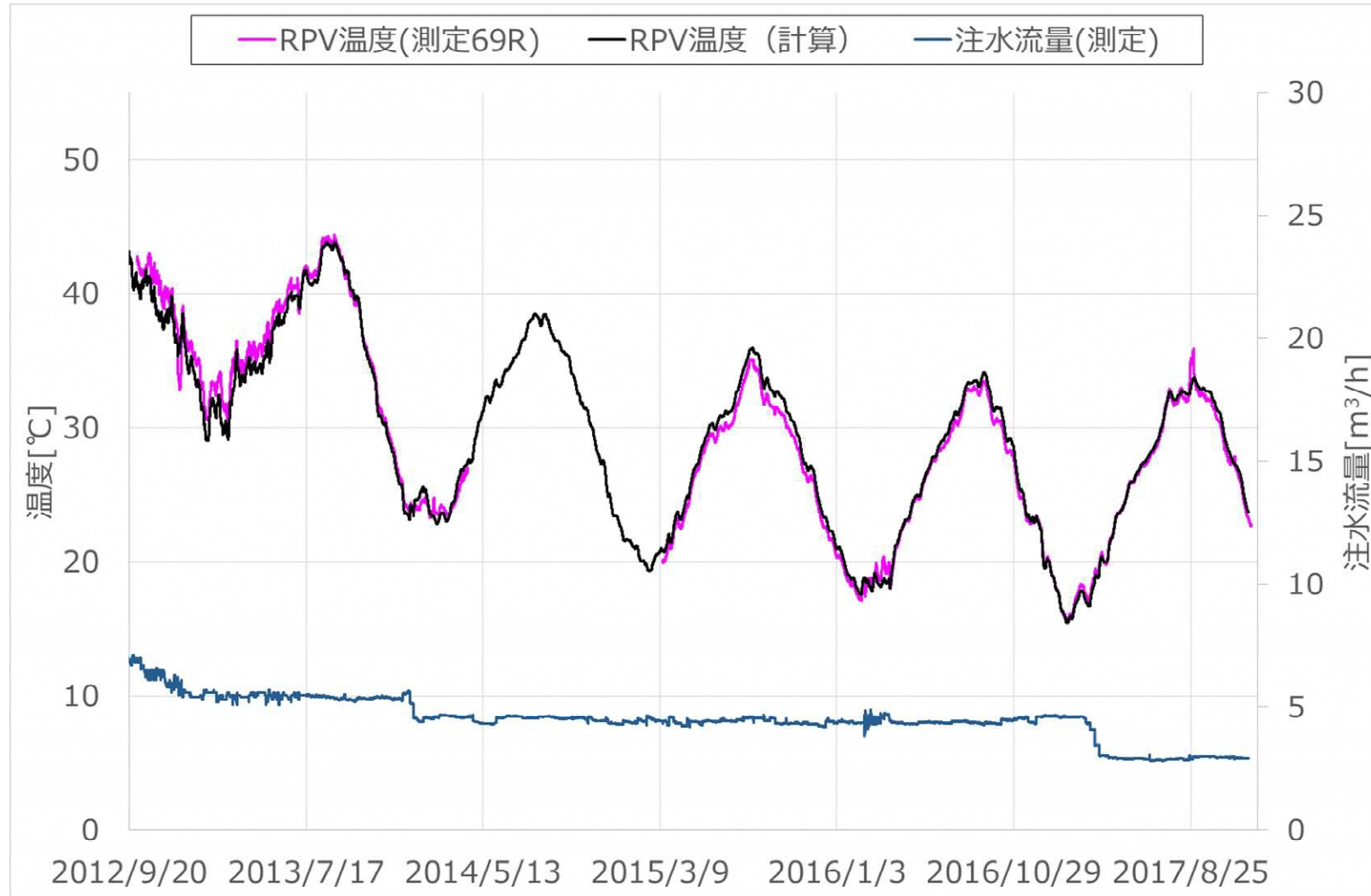
(2) PCVのエネルギー収支と温度変化の計算式

$$H_{Rout} + Q_p + Q_{Rout} - Q_{Pout1} - Q_{Pout2} - H_{pout} - C_p \times \Delta T_p = 0$$

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

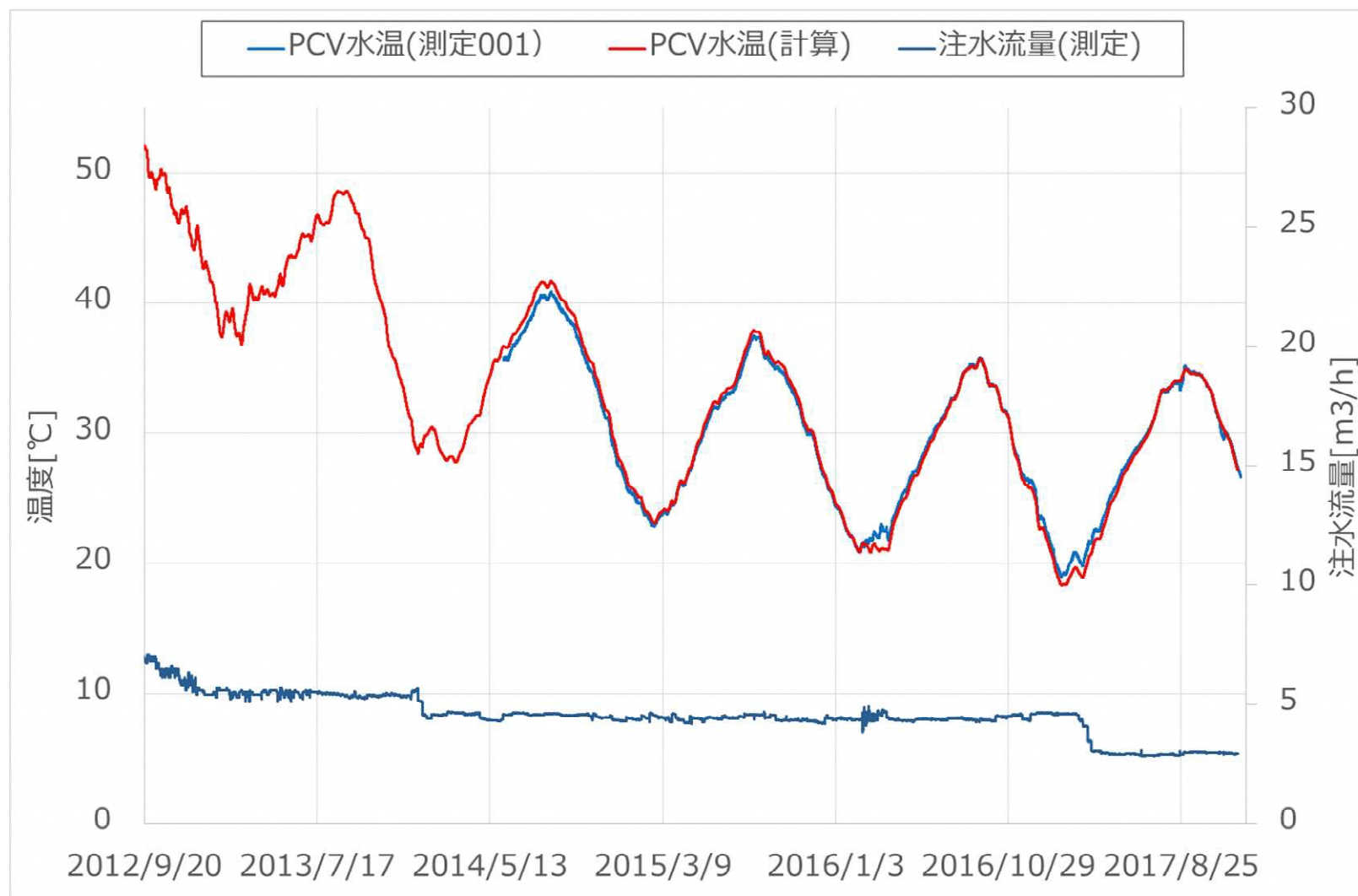
(参考) 熱バランスモデルによる2号機RPV温度の評価結果

- 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。

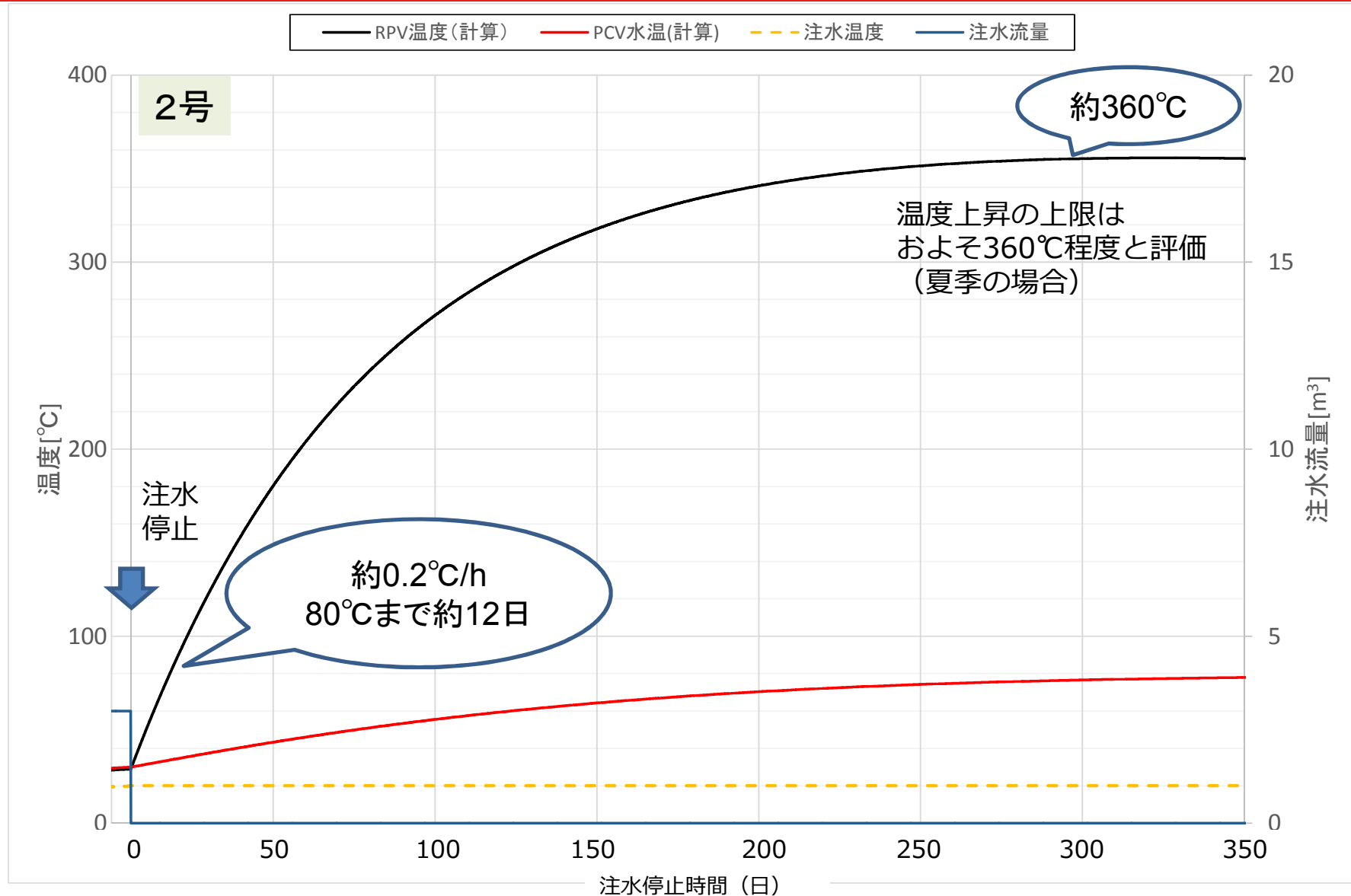


(参考) 熱バランスモデルによる2号機PCV水温の評価結果

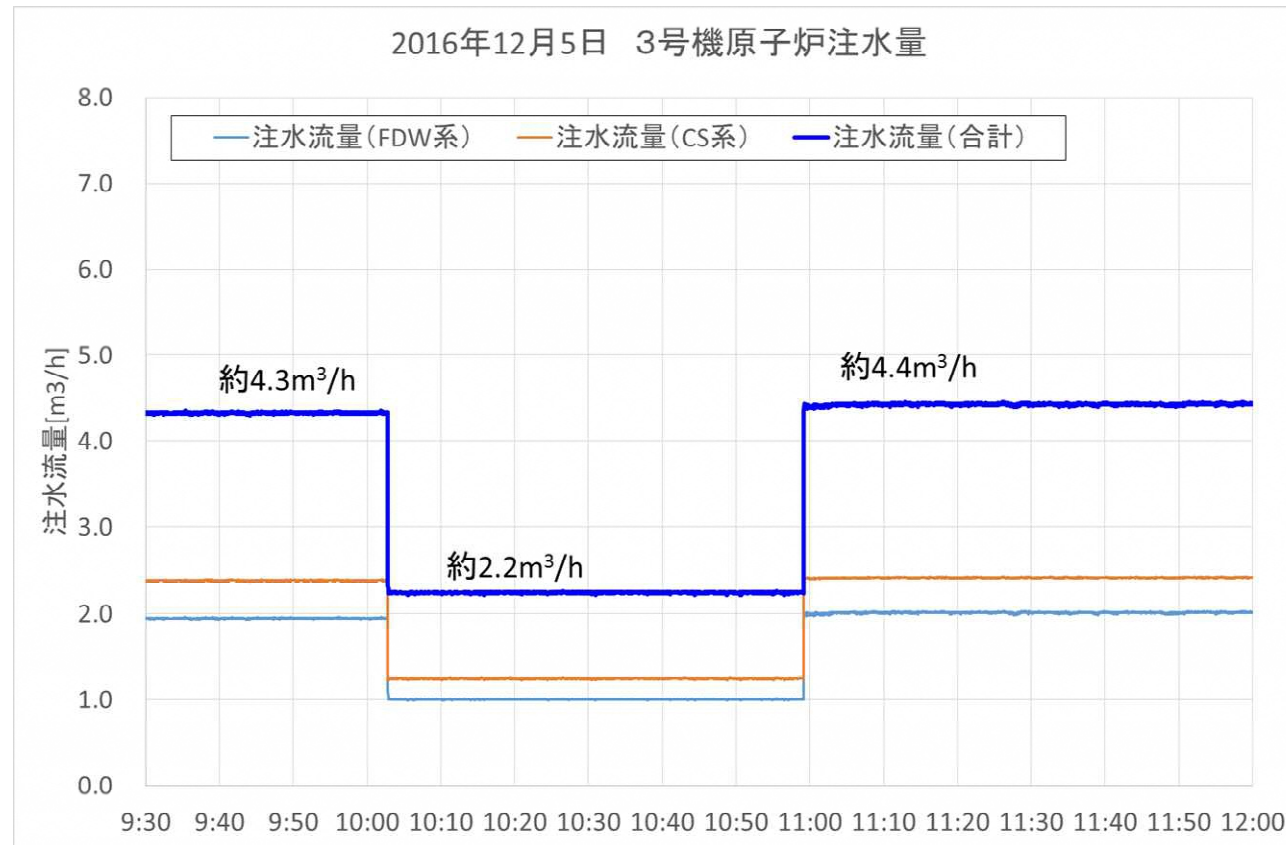
- 評価条件には仮定が含まれるものの、計算したPCV水温が、実績のPCV水温（新設温度計）のトレンドを概ね再現した。



(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

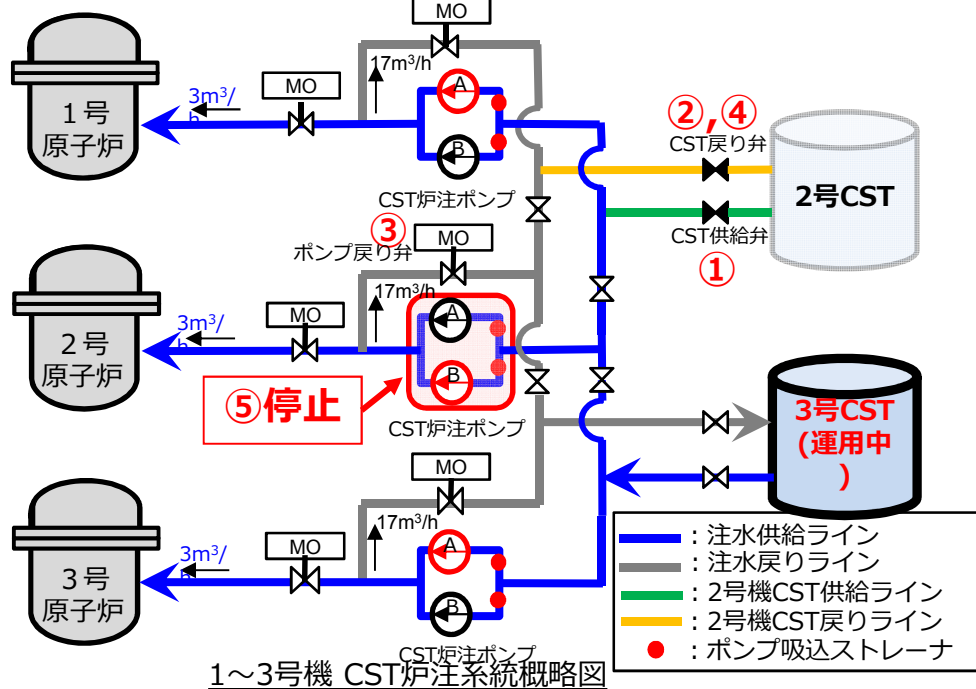
2号機CST炉注ポンプ全停事象の原因と対策について



東京電力ホールディングス株式会社

1. 事象の概要

- 原子炉注水系統の水源多重化を図るため、2019年1月8日、2号機CST（復水貯蔵タンク）を復旧し、1号機および2号機年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（CST炉注ポンプ）が1分間全停する事象が発生した。
- ポンプ全停は、2号機CSTインサービス操作中に運転中のポンプ吸込圧力の低下が確認されたことから、待機号機のポンプへ切替えるため、ポンプを2台運転にした際に「原子炉注水ポンプ供給圧力高」警報が発生し、2号機CST炉注ポンプ(A),(B)が停止した。
- ポンプ停止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、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。



事象発生時の操作内容

	操作	事象
①	2号機CST供給弁全閉→全開	異常なし
②	2号機CST戻り弁全閉→開	1,2号機CST炉注ポンプ流量増加(定格流量超過)
③	2号機CST炉注ポンプ戻り弁絞り操作開度80%→38%	2号機CST炉注ポンプ流量低下 2号機CST炉注ポンプ(B)吸込圧力低下
④	2号機CST戻り弁開→閉	2号機CST炉注ポンプ(B)吸込圧力低下が継続
⑤	2号機CST炉注ポンプ(B)→(A)切替(炉注水を停止させないため2台運転)	2号機CST炉注ポンプ(A)(B)「供給圧力高」警報発生。 →(A)(B)ポンプトリップ

2. 事象発生時の操作内容とパラメータ変動

- CST炉注ポンプ(B)吸込圧力の低下が確認される時間は、10:54以降であり、11:41にCST戻り弁が「全閉」されるまで、ポンプ吸込圧力の低下が継続されている。
- 11:49にポンプ切替のため、2台運転したところポンプ供給圧力高によりポンプ2台がトリップした。
- 以上より、CST戻り弁「開」操作により、2号機 CST供給ライン～CST戻りラインの流路が形成された以降にパラメータの異常が発生している。

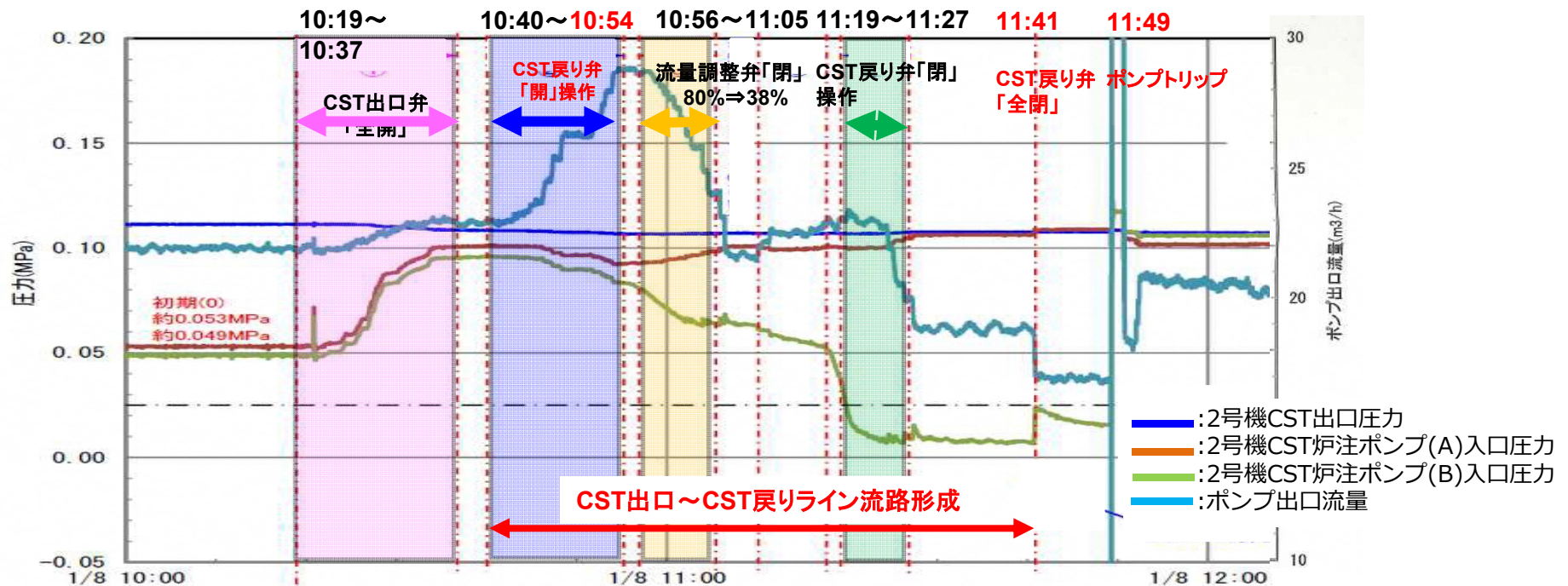
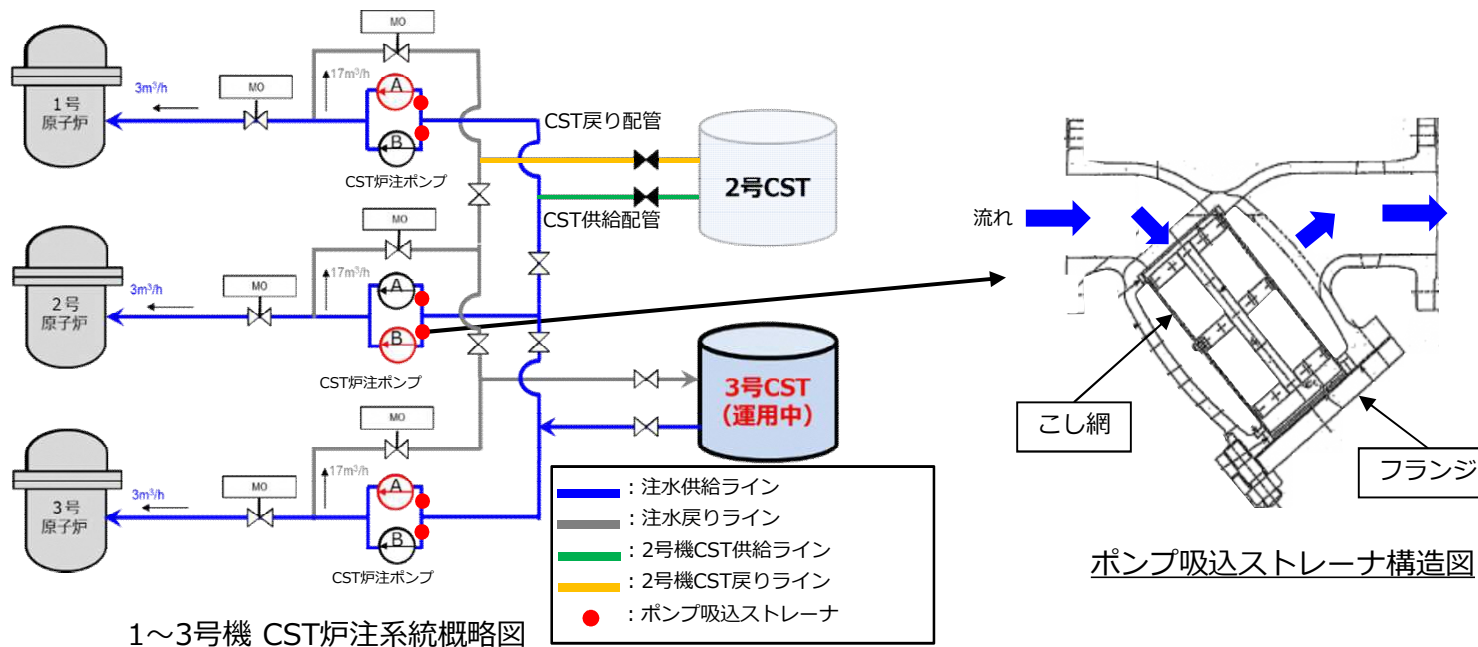


図-1 2号機 CST炉注ポンプトレンド

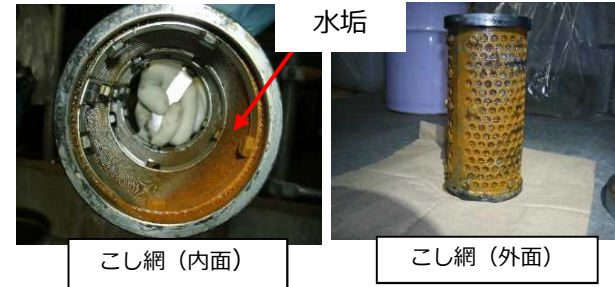
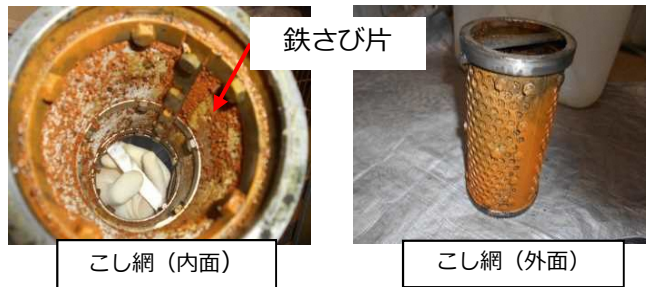
3. 原因調査

- 「原子炉注水ポンプ供給圧力高」警報が発生した要因としては、2号機CSTインサービスにおいて、ポンプ吸込および吐出圧力が上昇後の弁調整時にポンプ切替操作(2台運転)したことであるが、その背後要因は、ポンプ吸込圧力の低下事象が発生したことである。
- ポンプ吸込圧力の低下事象について、要因分析を行った結果、ポンプ吸込ストレーナ（以下ストレーナ）の詰まりの可能性が考えられる。



4. ストレーナ点検結果

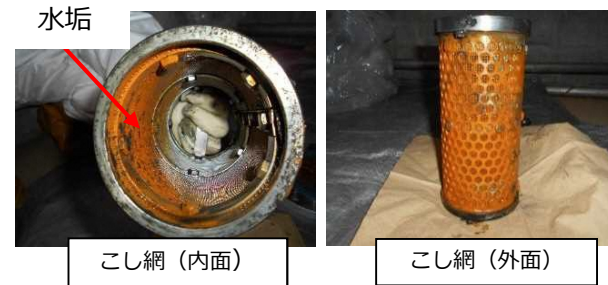
- 全号機のポンプ吸込ストレーナ点検を実施した結果、全号機のストレーナに水垢（赤茶）の付着が確認されており、吸込圧力の低下が確認された2号機 CST炉注ポンプ(B)のみストレーナこし網内面に鉄さび片の付着が確認された。また、フランジ部にもこし網より落下した鉄さび片が確認された。
- 現在までの運転により水垢などがストレーナに付着し、その影響で若干の詰まりが発生していた状態で、今回、2号機CSTインサービス操作により、鉄さびがストレーナに流入したため、急激に圧損が増加し、ポンプ吸込圧力が低下したと考えられる。



1号機ポンプ(A)吸込ストレーナ
(事象発生時運転中)



2号機ポンプ(B)吸込ストレーナ



3号機ポンプ(A)吸込ストレーナ
(事象発生時運転中)

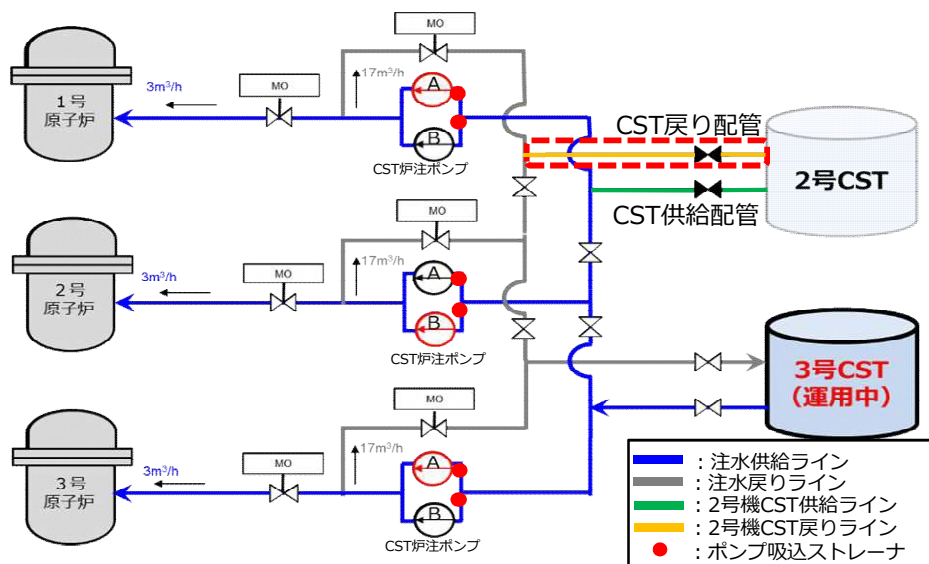
※ストレーナの色合いの相違はカメラフラッシュの影響のためであり、状況は同様である

5. ポンプ吸込圧力の低下事象に至った原因

■ 原因

ポンプ吸込圧力の低下は、ストレーナに水垢が付着したことで若干の詰まり状態で、CST戻り配管からの鉄さびがストレーナに流入したためである。

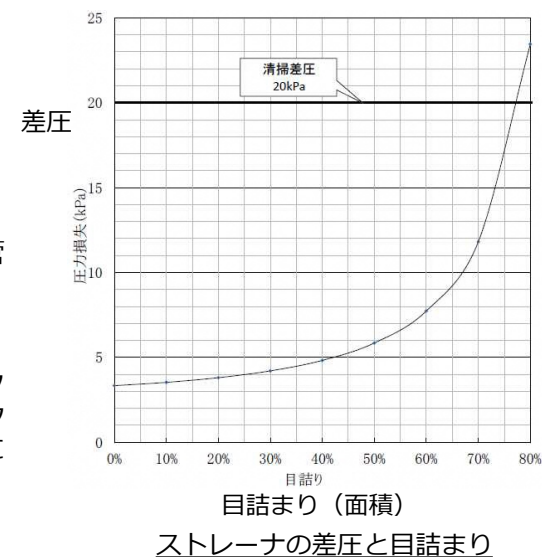
- CST供給配管は、配管内のフラッシングを実施していたが、CST戻り配管については、淡水保管していたため、フラッシングは不要と判断していた。
- ストレーナ点検は、吸込圧力の低下傾向が確認された場合に実施することとしていたことから、事前の点検は不要と判断していた。



: 鉄さび流入箇所

【補足1】
2号機 CST供給, 戻り配管は、ポリエチレン管(PE管)及び鋼管で敷設している。

【補足2】
CST供給配管のノズル(タンク底部)と戻り配管のノズル(タンク上部)は、近い位置角度にある。



2号機CSTをインサービス操作に関して、以下の再発防止対策を行う。

<対策①：フラッシングの実施>

- 配管内面の鉄さびを仮設ストレーナにて回収するため、2号機CST⇒CST供給配管⇒CST戻り配管のフラッシング運転を行う。なお、未使用配管をインサービスする場合は、事前のフラッシングを行うこととする。

<対策②：ポンプ吸込ストレーナの点検>

- 1～3号機のCST炉注ポンプ吸込ストレーナ清掃を行い、ストレーナに堆積した水垢、鉄さびの除去を行う。
- ストレーナの点検は、ポンプ吸込圧力の低下傾向が確認された場合に行うこととしていたが、本事象を鑑みストレーナの保全計画を見直すこととする。

<対策③：2号機CSTインサービス時の手順の再検討>

- 急激にパラメータが変化した場合に備えた対応手順を策定する。
(パラメータの安定後の操作、戻り弁の調整・ポンプ切替手順等)

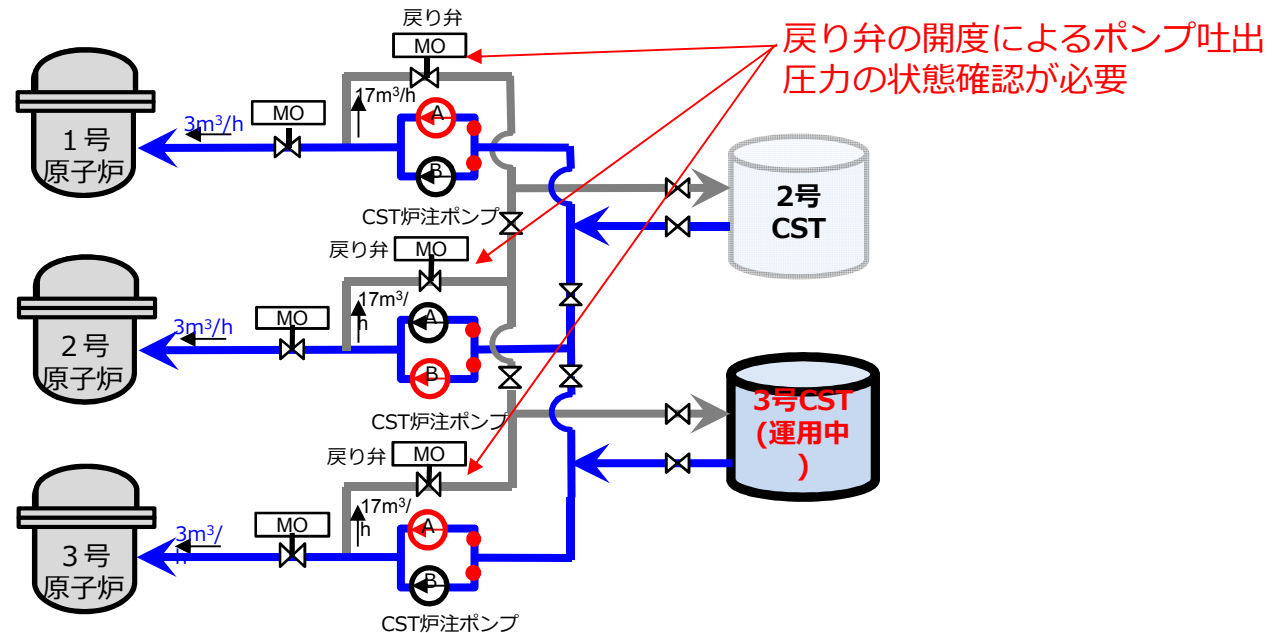
※ポンプ吸込圧力計へのエア混入を防ぐため、エアベントを行う。

なお、2号機CSTインサービスについては、手順の検討中。

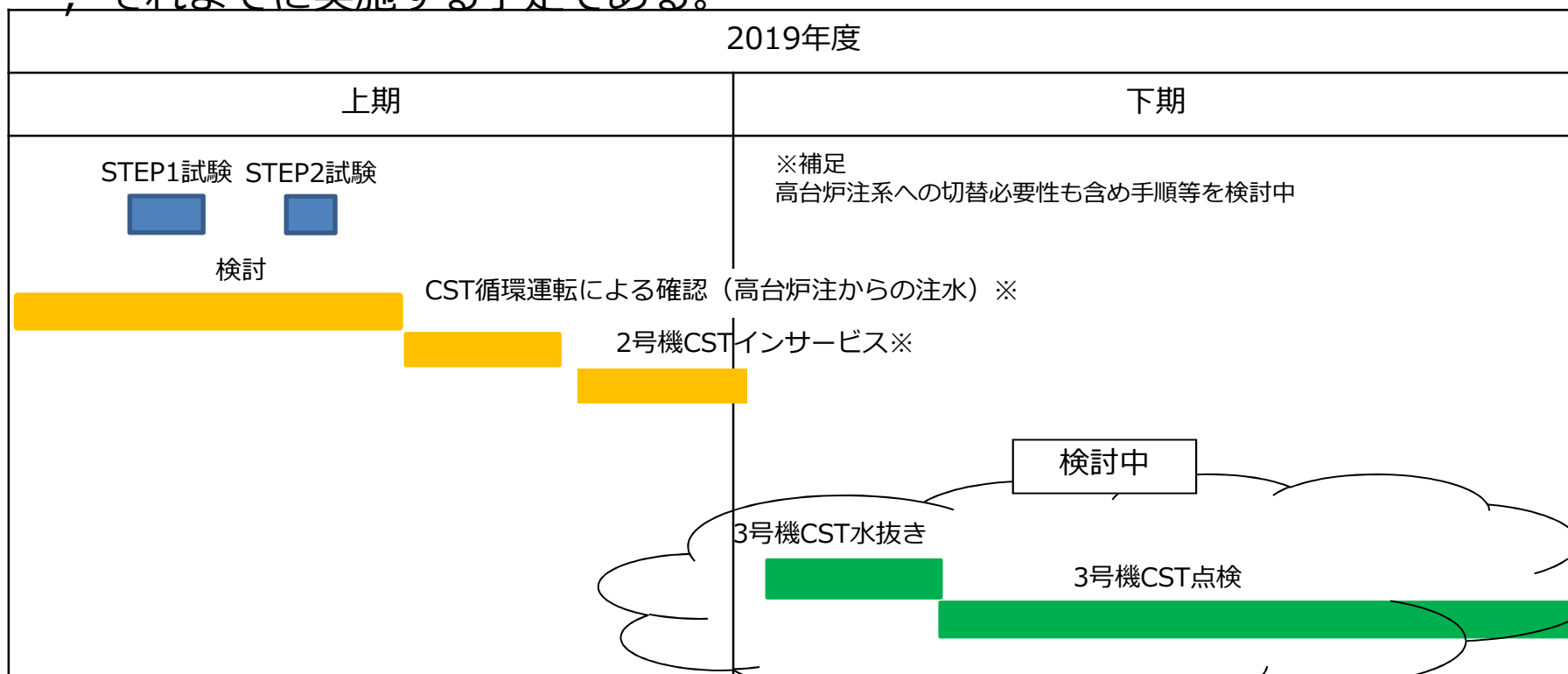
<参考> 2号機CSTインサースビスの検討

2019年1月8日に2号機CSTのインサースビス操作中のCST炉注ポンプトリップ事象に鑑み、CSTインサースビス操作手順の再検討を行っている。

- 現在の注水流量は、ポンプの定格流量に比べて非常に少なく、CSTへの戻り流量が多い状態で運転しているため、各号機の流量・圧力のバランスを調整して運転している。
- ポンプ切替による2台運転を行う場合、ポンプ吐出圧力がより高くなる状態での運用となることから、戻り弁の開度調整を慎重に行うことが必要である。
- そのため、戻り弁の開度とポンプ吐出圧力の状態について、運用の検討・確認する必要があり、2号機CSTインサースビス時期の検討を行っている。（高台注水系統に切替を行い、CST炉注ポンプ循環運転による事前確認の必要性も含め検討）



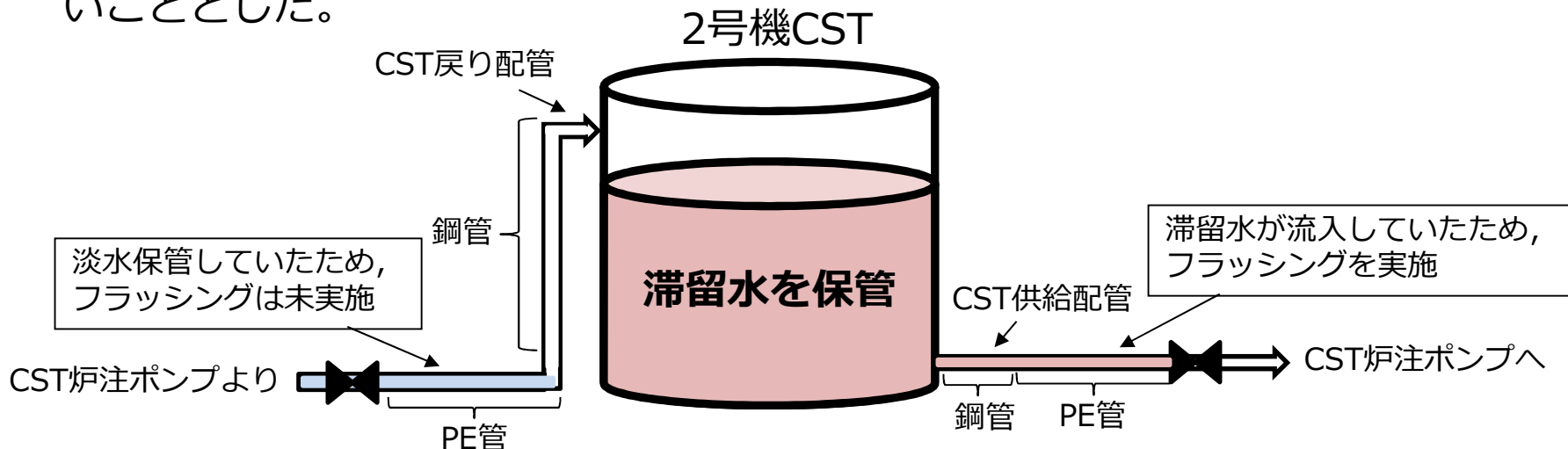
- 原子炉注水系統の水源多重化を図るため、2019年1月に2号機CSTをインサービスする計画であったが、2号機炉注ポンプがトリップに事象が発生したことから、2号機CSTインサービス時期を見直すこととした。
- 2号機CSTインサービスは、3号機CSTの点検を2019年度下期に計画しているため、それまでに実施する予定である。



<参考> 2号機 CST配管フラッシング範囲について

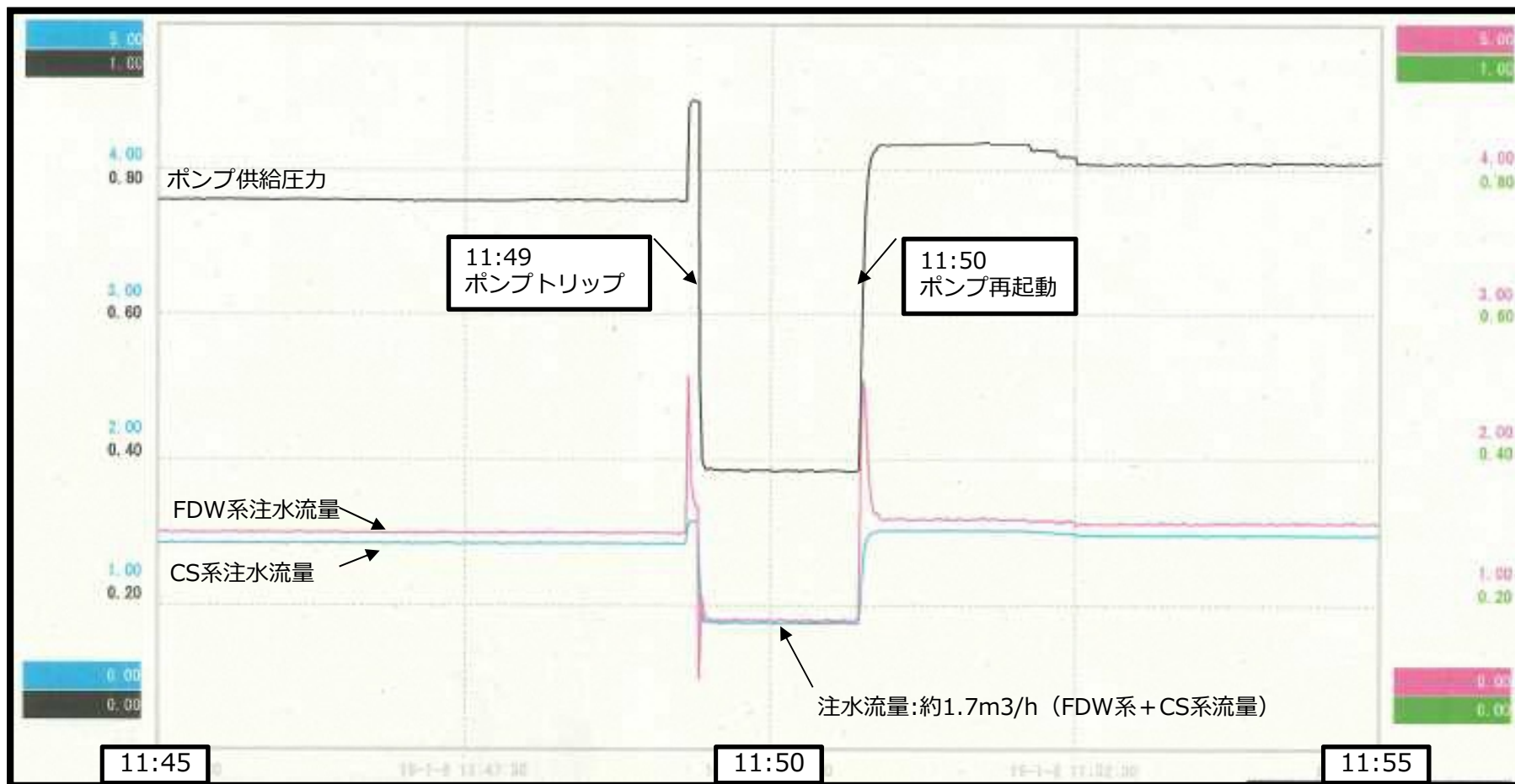
2号機CSTについては、震災後にタービン建屋内地下の滞留水を移送し保管していたため、インサービス前にタンク内清掃，配管フラッシングを計画していた。

- CST内の滞留水抜き取り，清掃を行い，異物等のないことを確認した。
- CST供給配管は，タンク底部に接続されているため，配管内にも滞留水が流入していたことから，CSTインサービス前にフラッシングを実施した。
- CST戻り配管は，タンク上部に接続されているため，滞留水の流入はなく，配管内は淡水（RO処理水）保管されていたこと及びフラッシング用ポンプ据付などの付帯作業が必要となり，被ばくが増大することから，フラッシングは行わないこととした。



<参考> ポンプ全停時の注水流量および供給圧力の指示について (1 / 2) **TEPCO**

- ポンプ全停時、原子炉注水流量および供給圧力が安定して指示されていた。
(必要注水流量(1.1m³/h)以上に対し、約1.7m³/hの指示)
- トレンドの指示は、ポンプ全停時の注水流量、供給圧力の変動に追従しており、計器の異常は確認されていない。



＜参考＞ポンプ全停時の注水流量および供給圧力の指示について（2 / 2） **TEPCO**

- 2号機ポンプ戻り配管は、1,3号機ポンプ戻りと合流している。
- ポンプ戻り弁及び注水弁は、「調整開」の状態です。2号機CST炉注ポンプは停止している。
- これより、1, 3号機ポンプ戻りラインから逆止弁を介して逆流し、注水が継続していたと推定。
- なお、逆流への影響としては、注水弁により3.0m³/hに調整されているため、1, 3号機への注水量に影響は無く問題ない。

