

福島第一原子力発電所 3号機 燃料デブリ冷却状況の確認試験の実施について

＜ 参 考 資 料 ＞
2020年1月23日
東京電力ホールディングス株式会社
福島第一廃炉推進カンパニー

- 原子炉内へ安定的に注水が継続され、燃料デブリの崩壊熱が大幅に減少している状況を踏まえ、2019年より1、2号機において原子炉への注水を一時的に停止して燃料デブリの冷却状況を確認する試験を実施しました。この試験は、緊急時対応手順の適正化などを図ることを目的としたものです。この試験を通して、新たに気中への放熱なども考慮している温度評価方法（より実態に近い熱バランスを計算するもの）の正確さを確認しました。（実施時期～1号機：2019年10月，2号機：2019年5月。いずれもトラブル等なく終了。）
- 3号機においても同様の確認試験を、2020年2月3日から開始する予定です。前回の1号機と同様に、原子炉への注水を約2日間停止する予定です。（試験中の温度上昇予測：RPVで1.3～7.3℃程度※1、PCV※2で0.2～0.5℃程度 ← 発熱量の分布に関するパラメータ設定により変動）

※1 RPV：原子炉圧力容器

※2 PCV：原子炉格納容器

試験工程	2020年1月	2020年2月	
3号機	炉心スプレイ(CS)系 単独注水 1/31	燃料デブリ冷却状況の確認試験 (2/3～2/17)	CS系・給水(FDW)系注水 2/17
1・2号機	注水流量増加 (3.0 → 4.5m ³ /h) 1/29～1/31	注水流量低下 (4.5 → 3.0m ³ /h) 2/10	(※日程は予定であり、現場状況により変更となる場合あり)

原子炉注水量の低減・停止に当たっての操作手順

【操作手順】

(日程は現時点
における予定)

炉注水量

①
準備操作

1・2号機

3.0
4.5 m³/h

②
停止操作

3号機

3.0
0 m³/h
(2日間)

③
戻し操作

3号機

0 段階的に
3.0 m³/h

1・2号機

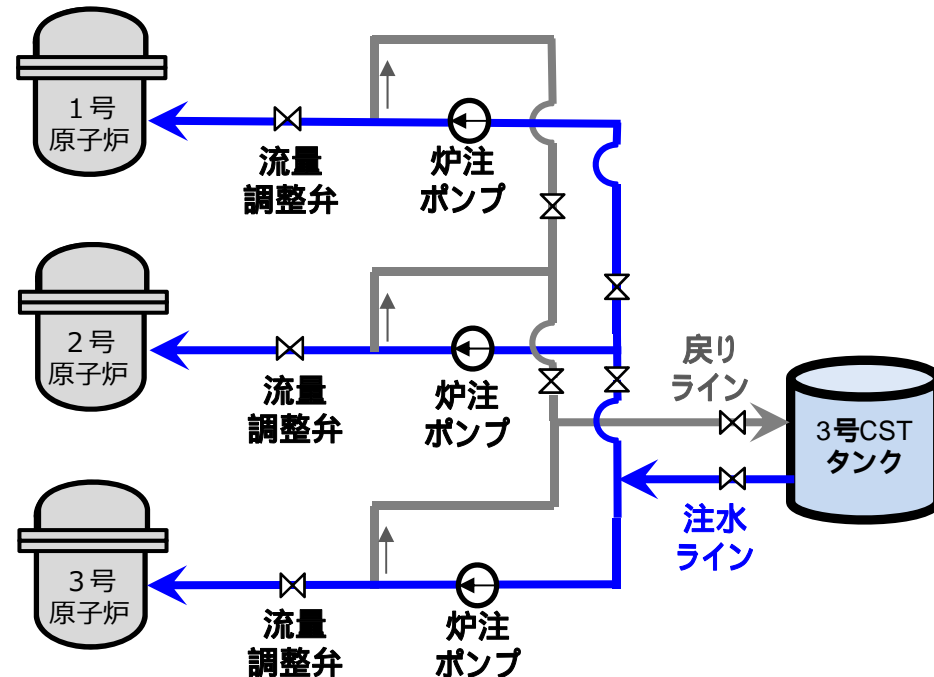
4.5
3.0 m³/h

④
結果評価

「①準備操作」の概要

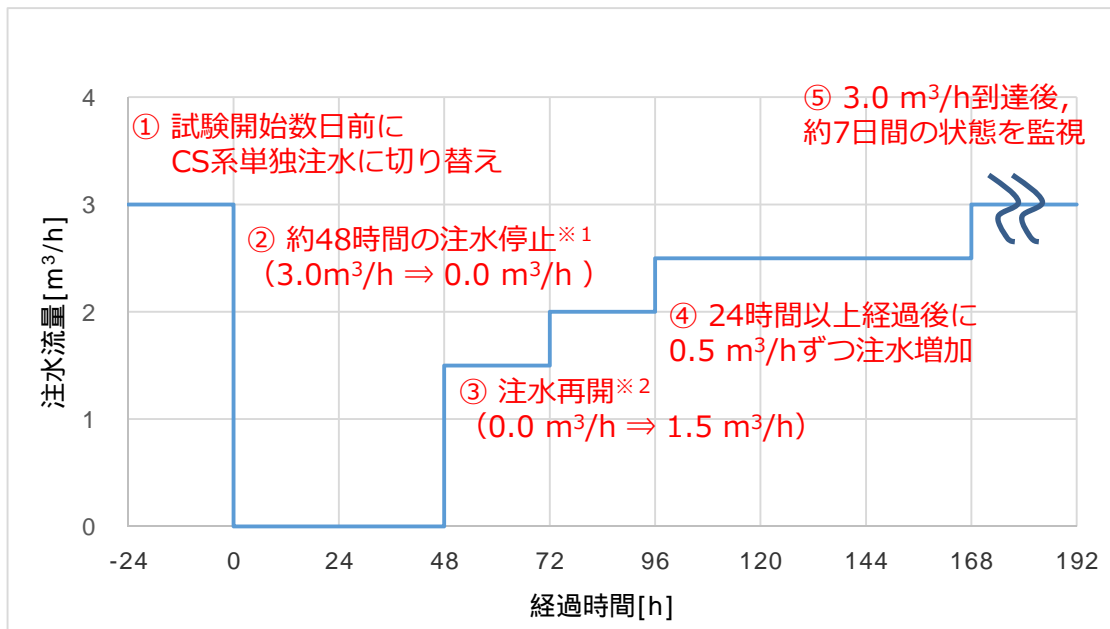
- 現在、原子炉への注水は、3号CSTタンクを注水源とし、1～3各号機に3 m³/hで注水している。
- 炉注ポンプの定格流量は約20 m³/hのため、流量調整弁で3 m³/hに調整し、定格流量との差分(余剰分)は、3号CSTタンクへ戻している。
- 今回、3号機原子炉注水量を減らすため、戻り流量が増加することになる。
- 3号CSTタンクへの戻りラインの設備構成(配管の口径等)では、流量をこれ以上増加することができない。
- このため、まずは、1, 2号機への注水量を増加させて戻り流量を減少させる。

【炉注水イメージ図】



(参考) 3号機における注水停止試験の手順概要

- 原子炉注水を約2日間停止^{※1}し、温度上昇等の影響を確認。
- 炉注設備の流量下限を考慮し、1.5m³/hで注水を再開^{※2}。その後、24時間以上経過した後に0.5m³/hずつ、試験前の3.0m³/hまで戻す。

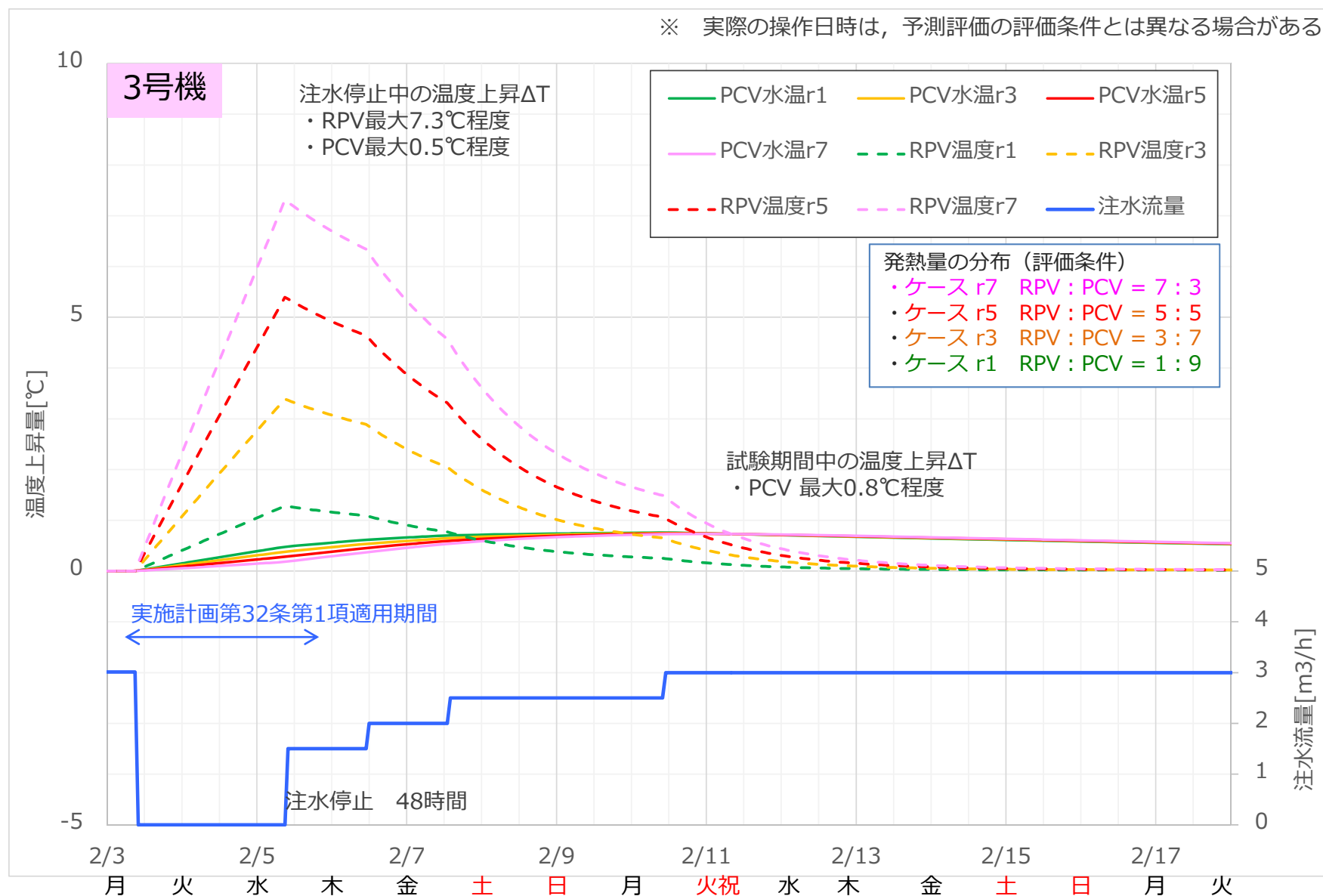


実施計画上の扱い (運転上の制限)

※1 原子炉の冷却に必要な注水量を確保せず、運転上の制限(第18条)を計画的に逸脱することから、第32条第1項を適用 (安全措置A)

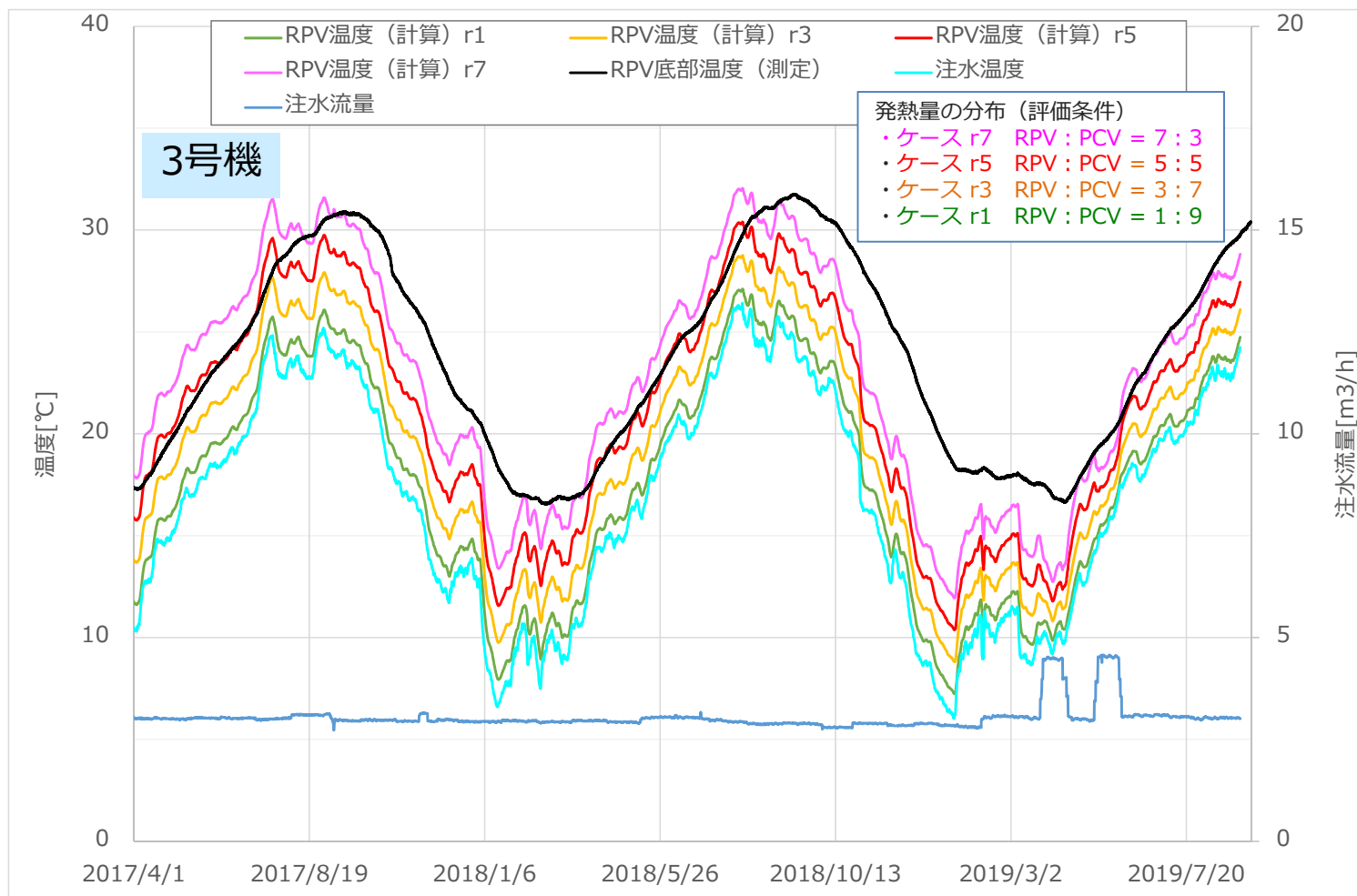
※2 任意の24時間あたりの注水増加幅を1.0m³/hに制限する運転上の制限(第18条)を計画的に逸脱することから、実施計画第32条第1項を適用 (安全措置B)

(参考) 3号機 試験期間中の温度上昇予測評価



(参考) 3号機RPV温度の計算結果 (熱バランスモデル)

- これまで3号機の燃料デブリの大部分はPCVに存在と推定。
- しかしながら、熱バランスモデルによる温度評価では、RPVの発熱量の評価条件が小さいと、RPV温度の計算値は低めとなり、RPVの発熱量が多い方が測定値に近い傾向。
- また、計算値の方が注水温度の変化に対する温度応答が早い傾向。



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10日

*1 実施計画上の運転上の制限
*2 初期温度約30℃の場合

運転・保守管理上の改善

今回の試験により一時的な注水停止時における実際のRPV、PCVの温度変化を確認し、熱バランス計算の正確さを確認することで、原子炉注水設備のポンプ切替時等、これまでの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切替などに見直すことができ、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。