

高速増殖原型炉「もんじゅ」 ～炉心確認試験について～

平成22年8月3日

日本原子力研究開発機構

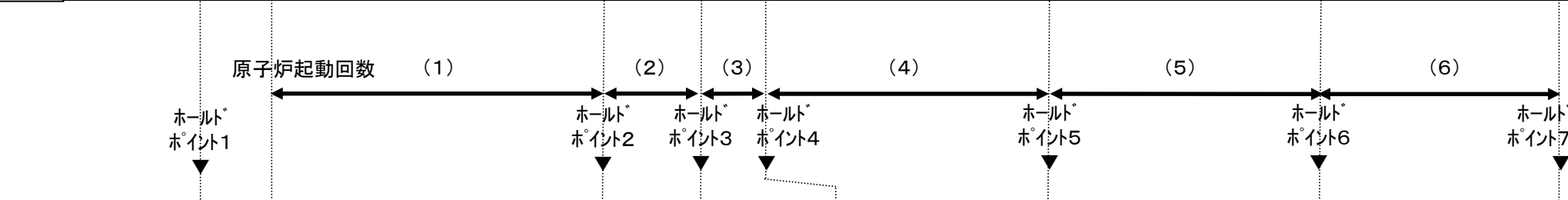
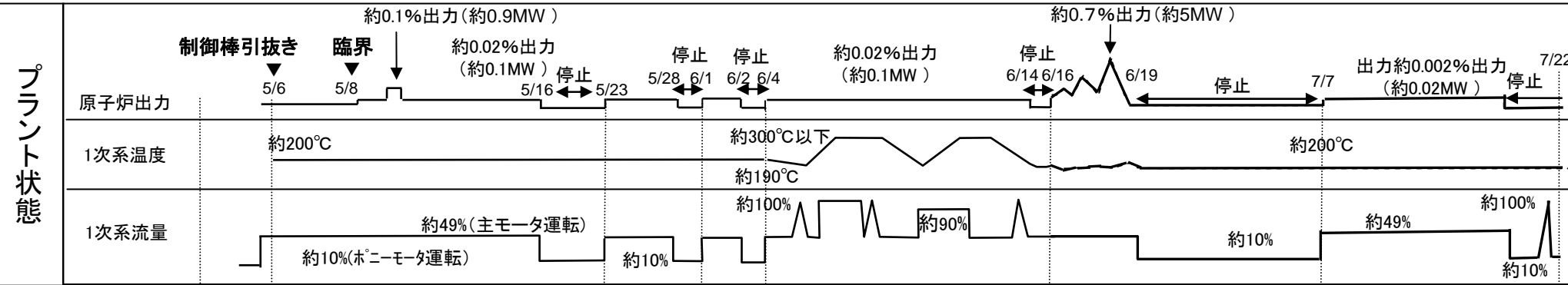
- (1) 性能試験は、平成22年5月から7月に実施した炉心確認試験、来年度実施する40%出力プラント確認試験、その後実施する出力上昇試験の3段階に分けて行う。
- (2) 炉心確認試験は、原子炉を臨界状態にして、炉心の安全性や特性等を確認する試験である。

平成21年度		平成22年度		平成23年度		平成24年度		平成25年度
4~9月	10~3月	4~9月	10~3月	4~9月	10~3月	4~9月	10~3月	4月~
プラント確認試験								
性能試験前準備・点検		性能試験						
起動準備		性能試験						
		性能試験						
		性能試験						
		炉心確認試験		40%出力プラント確認試験		出力上昇試験		
		〔原子炉を臨界状態とし、炉心の特性を確認する。〕 〔原子炉出力 1%以下〕		〔水・蒸気、タービン系を含むプラント全体の機能と性能を確認する。〕 〔0~40%電気出力〕		〔出力を定格まで上昇し、プラント全系統の性能を確認する。〕 〔0~100%電気出力〕		
		燃料交換		起動前点検		燃料交換		本格運転
		設備点検		設備点検				
		水・蒸気系点検・機能試験						
		屋外排気ダクト取替え現地工事						

炉心確認試験とは

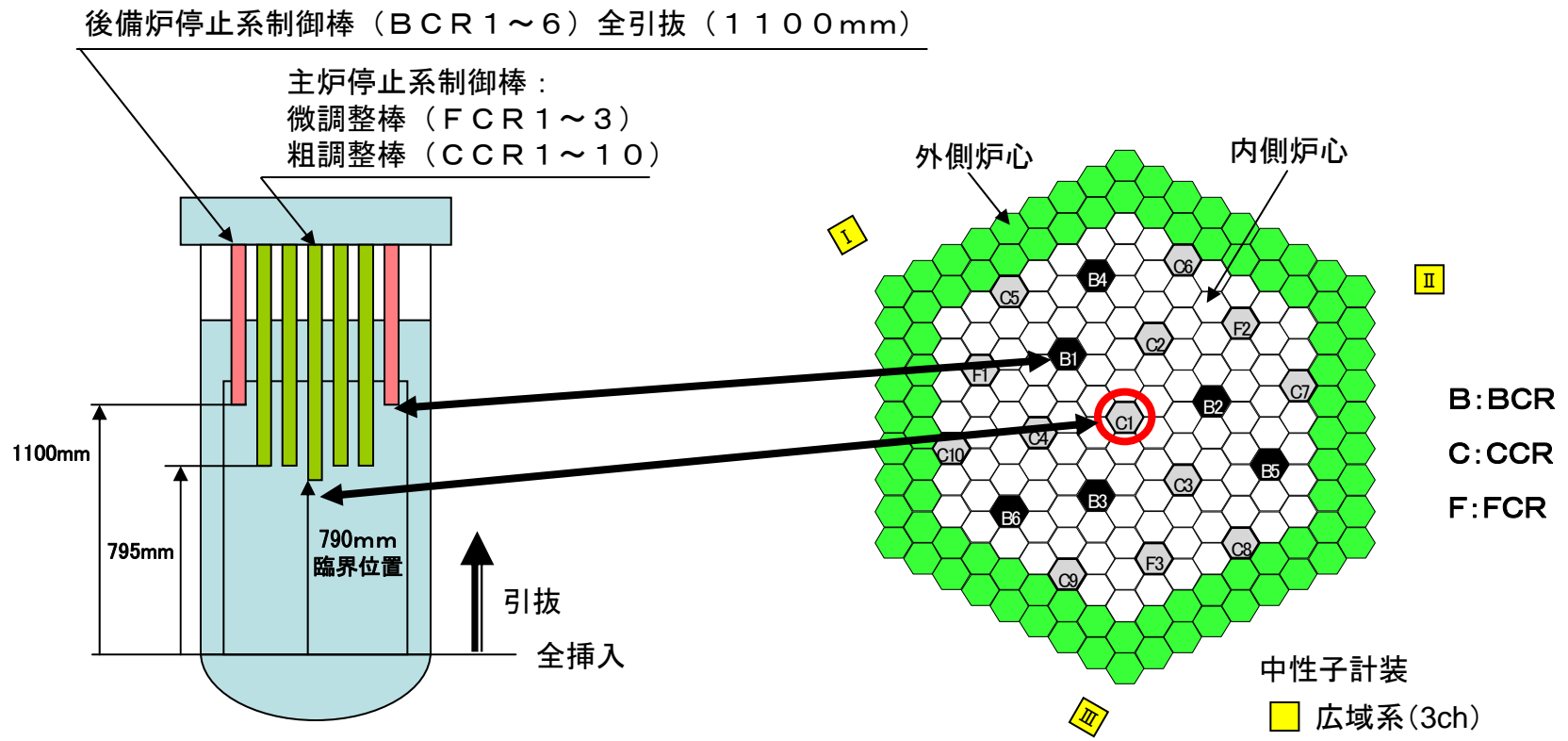
- (1) 原子炉を臨界として、制御棒位置や1次ナトリウム温度、流量を変えた際の中性子的変化等の炉物理データの取得。
 - (2) 空間線量当量率や1次主冷却系循環ポンプコーストダウン特性等のプラント設備の機能及び性能を確認。
- 上記(1)、(2)を目的とした試験を20項目実施した。

炉心確認試験は、平成22年5月6日に開始し、平成22年7月22日に終了。



各ホールドポイントで終了した試験項目	<ul style="list-style-type: none"> ● 中性子計装特性確認 ● 核出力校正確認 ● 空間線量当量率確認 	<ul style="list-style-type: none"> ● 制御棒価値確認 	<ul style="list-style-type: none"> ● 過剰反応度測定試験 ● 反応度停止余裕測定試験 	<ul style="list-style-type: none"> ● 流量係数評価 ● 温度係数評価 ● 新型ナトリウム温度計特性評価 ● 崩壊熱評価 	<ul style="list-style-type: none"> ● フィードバック反応度評価 ● 放出放射性物質挙動評価 	<ul style="list-style-type: none"> ● 未臨界度測定法適用性評価 ● 1次主冷却系循環ポンプコーストダウン特性確認 ● ナトリウム純度確認 その他、5件
--------------------	---	---	--	---	---	---

- ①平成22年5月6日10時36分、後備炉停止棒(BCR-1)の引抜を開始し、性能試験を再開。
- ②平成22年5月8日10時36分、後備炉停止棒6本(全数)を上限位置(1100mm)、微調整棒3本及び粗調整棒9本を795mm、粗調整棒1本(CCR-1)が790mmで臨界到達を確認。(*: その後、計数率調整で793mmとした。)



臨界達成と制御棒価値確認

【試験概要】

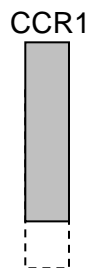
逆増倍曲線を作成して臨界点を推定し、臨界を達成する。
 制御棒を引抜き、出力の変化を確認することなどにより、各制御棒の効き方を確認する。

【試験結果】

逆増倍曲線を作成して臨界点を推定し、臨界を達成。(炉心中心制御棒CCR1(1本)が793mm、その他の制御棒(12本)795mm)

全19体の制御棒(CCR1~10、FCR1~3、BCR1~6)に対し、ペリオド法(CCR1を対象)及び置換法(他の制御棒を対象)を用いて、制御棒価値及び制御棒校正曲線を詳細に測定。

【ペリオド法】



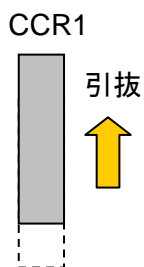
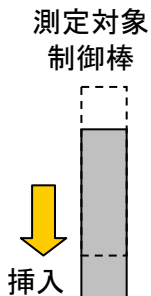
引抜時の計数率
 増倍時間を測定

増倍時間(ペリオド)から
 投入反応度を評価

$$\rho = \frac{l}{T_d / \ln(2)} + \sum_{i=1}^6 \left(\frac{\beta_{i,eff}}{1 + \lambda_i \times T_d / \ln(2)} \right)$$

ρ : 反応度、 T_d : 増倍時間、 l : 即発中性子平均寿命
 $\beta_{i,eff}$: i 群の実効遅発中性子割合、 λ_i : i 群の遅発中性子崩壊定数

【置換法】



測定対象制御棒による投入
 反応度分CCR1引抜

CCR1制御棒価値から
 引抜き量を反応度に換算

【得られた成果】

- 臨界を達成し、過剰反応度の予測値と測定値の差が、予測誤差の範囲内で一致することを確認
⇒ 3種類の燃料*を用いた炉心でも、十分な精度で、臨界予測ができることを実証。

* : 14年前の原子炉起動時に使用した燃料(114体)、14年間保管した燃料(78体)、新規に製作した燃料(6体)

- 前回(平成6年)の性能試験の炉心に比べて、以下の特徴を有した炉心の試験データを取得。(臨界性、詳細な制御棒価値等)
 ⇒もんじゅ用炉心管理コードや実用炉に向けた炉心設計コードの検証等に有用。

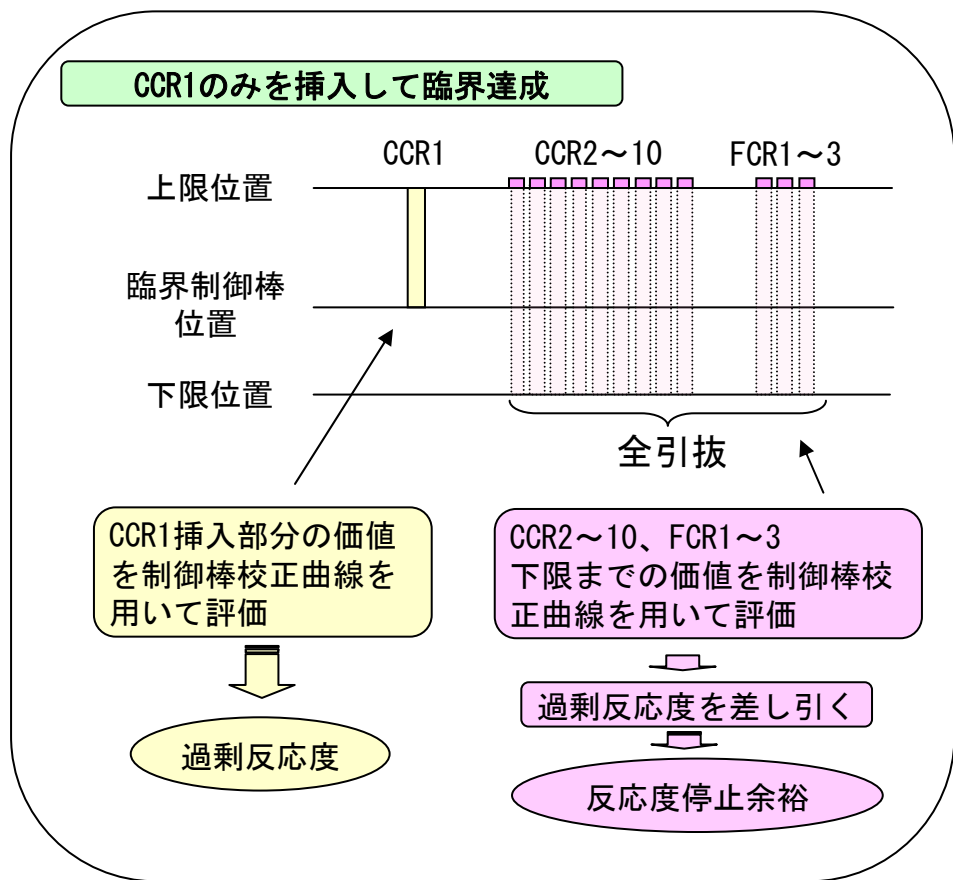
- 1) 約14年5ヶ月間の長期炉停止に伴い、長期保管燃料中のプルトニウム241の壊変により、アメリシウム241(Am-241)を多く含有する炉心。
 ⇒ Am-241を炉心平均で約1.5wt%含有する炉心のデータは、世界でも数少なく、Am-241の核データライブラリの検証など、高速炉の炉物理研究にとって貴重。
- 2) 過剰反応度が小さく、制御棒引抜の大きい炉心体系

- 臨界性や制御棒価値の測定データは、最新の核データライブラリ(JENDL-3.3, ENDF/B-VII, JENDL-4等)を用いた3次元の詳細な解析を行うとともに、前回性能試験の炉心との比較分析も加えて、解析精度評価と解析技術向上に活用する。

過剰反応度測定検査、反応度停止余裕測定検査

過剰反応度測定検査、反応度停止余裕測定検査【自主検査】

臨界制御棒位置と制御棒校正曲線から過剰反応度と反応度停止余裕を算出。



○ 過剰反応度測定検査〔使用前検査〕

原子炉等規制法及び電気事業法に基づく使用前検査において、炉心が有している過剰反応度が安全上の技術基準を満足していることを確認。

○ 反応度停止余裕測定検査〔使用前検査〕

原子炉等規制法及び電気事業法に基づく使用前検査において、炉心が有している反応度停止余裕及び反応度添加率が安全上の技術基準を満足していることを確認。

①【過剰反応度】

臨界を達成する以上に炉心が有する反応度
 ⇒ 臨界時に挿入されている制御棒の値
測定結果： 0.006 $\Delta k/k$ (自主検査の結果)
 判定基準： 0.057 $\Delta k/k$ 以下

②【反応度停止余裕】

原子炉を未臨界として停止するために利用可能な制御棒の反応度値 (最大値の制御棒を除く)
 ⇒ 臨界から挿入できる制御棒の値
測定結果： 0.067 $\Delta k/k$ (主炉停止系：自主検査の結果)
 判定基準： 0.01 $\Delta k/k$ 以上

③【反応度添加率】

制御棒校正曲線の傾きの最も大きな位置での単位時間当たりの投入反応度
測定結果： 最大値 $5.2 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$
 (FCR1：自主検査の結果)
 判定基準： $8 \times 10^{-5} \Delta k/k/s$ 以下

温度係数評価

【試験概要】

温度上昇に対して反応度が減少する負のフィードバック特性を測定するため、原子炉容器内のNa温度を等温で変化させ、温度変化前後の反応度変化（臨界制御棒位置の変化）から温度係数を求める。

【試験結果】

1次主冷却系循環ポンプによる入熱と補助冷却設備による温度調整により冷却材温度を連続的に変化させ、この時の反応度変化を測定して、炉心に係る研究開発データを取得した。その結果から温度係数を $\text{約} -3 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ (190 °C ~ 300 °C) と評価した。また、冷却材温度変化率を変えて実施した測定においても、同等の温度係数が得られた。

【得られた成果】

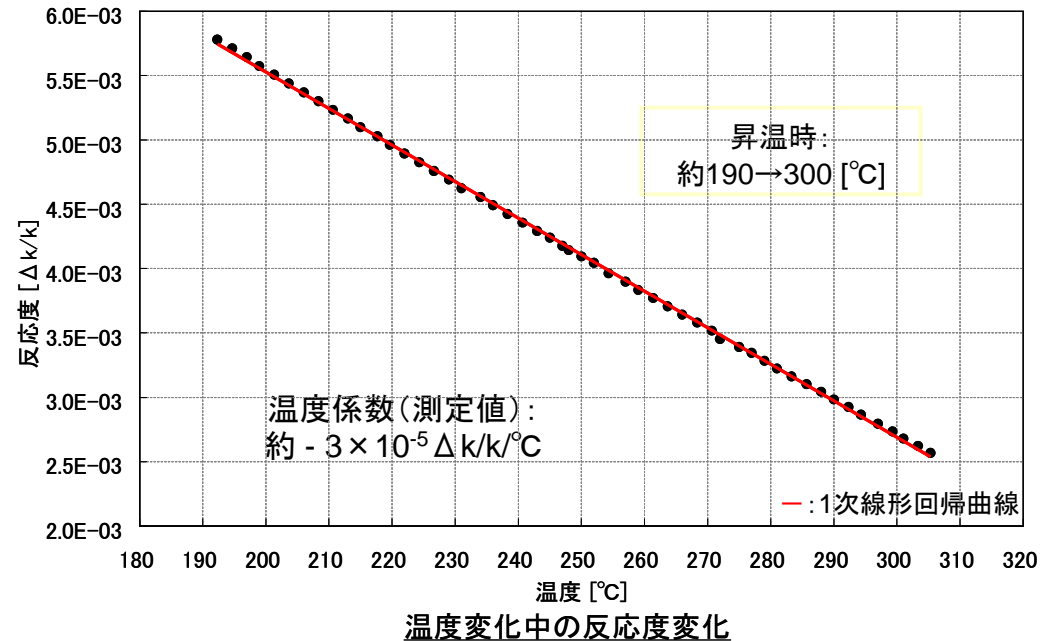
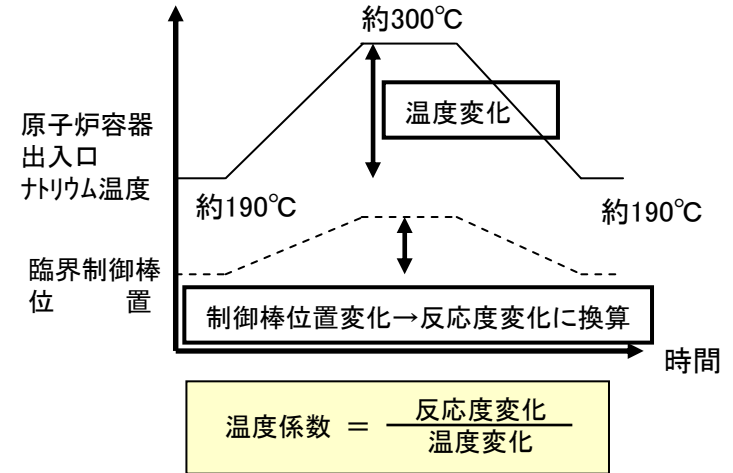
○ 「もんじゅ」炉心の温度変化にかかる特性を確認

- 温度上昇に対する負のフィードバック特性を確認
- ドップラー効果の温度依存性(下に凸の反応度変化曲線)を確認できるデータを取得。

○ 前回(平成6年)の性能試験結果との比較で、温度係数の絶対値のわずかな減少を確認した。

⇒前回の炉心からのPu-241の壊変(Am-241の蓄積)と燃料交換による燃料組成の変化に起因していると推定。

○ 温度係数の測定結果と解析結果とは比較的良い一致が得られた。



フィードバック反応度評価

【試験概要】

「もんじゅ」炉心固有の反応度フィードバック特性（プラント応答特性を含む）による反応度外乱に対する自己安定性を確認するものである。出力を上昇させ、その変動を減衰させる固有の反応度フィードバックによって、プラントの自己安定化特性などに係る研究開発データを取得する。

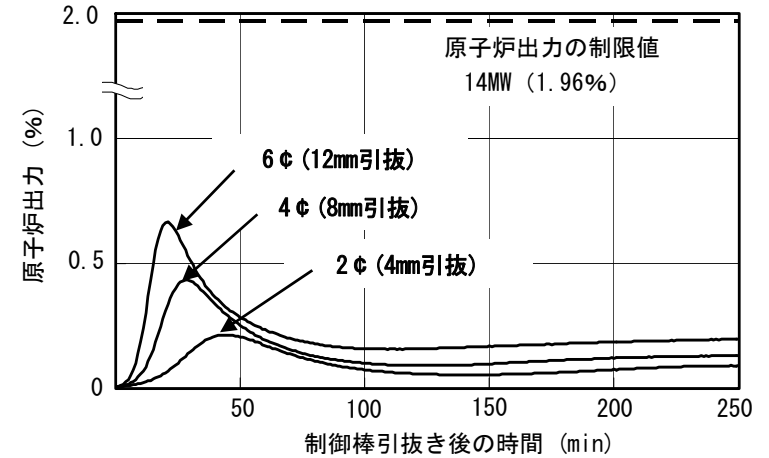
【試験結果】

炉心中心制御棒CCR1を一定量引抜いて反応度（2φ、4φ、6φ）を印加した後、そのまま運転操作を行わずとも、ドップラー効果等の炉心固有の反応度フィードバックとプラント応答によってプラント状態が安定に静定することを確認し、炉心特性の基礎データを採取した。

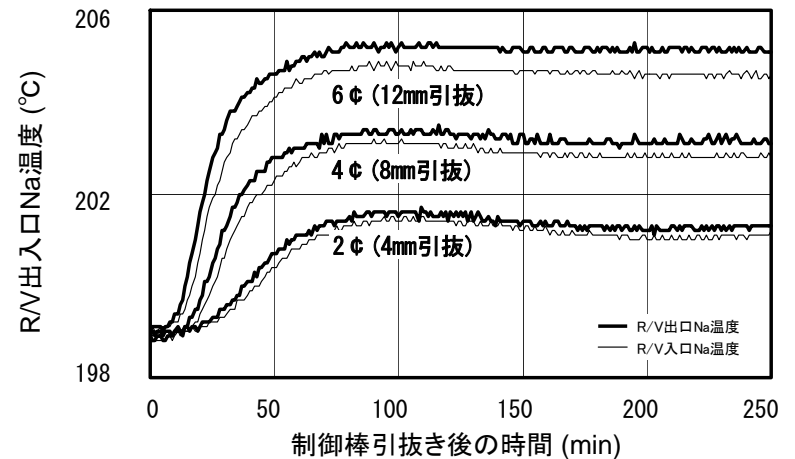
【得られた成果】

○ 反応度外乱に対する自己安定性に係るプラント応答を確認

反応度印加によって原子炉出力が上昇し、燃料温度上昇、ドップラー効果、炉心支持板の膨張等の負の反応度フィードバックが生じたことによって、約20分～50分で原子炉出力がピーク値に到達した後、降下した。また、冷却材温度上昇に追従して補助冷却設備による温度制御が自動的に行われ、約100分で炉心の状態がほぼ安定に静定することを確認した。



制御棒引抜き（反応度印加）後の原子炉出力推移



制御棒引抜き（反応度印加）後の原子炉容器（R/V）出入口ナトリウム（Na）温度推移

（注：R/V入口Na温度は、制御棒引抜き開始前のR/V出口Na温度を正として相対校正している。）

長期停止後のプラント起動を実証

- ◇ 長期停止後のプラントを安全に起動し、78日間の炉心確認試験を完了し、原子炉施設として運転できることを実証。

炉心の安全性を確認

- ◇ 原子炉の運転を続けるために持っている余裕分の反応度や制御棒の効き具合など、現在の炉心の安全性(設置許可書に記載している核的制限値を満足していること)を確認し、その後の炉心確認試験を安全に完遂。

臨界予測の実証と炉物理データ等の取得

- ◇ 3種類の燃料(14年前の原子炉起動時に使用した燃料、14年間保管した燃料、新規に製作した燃料)を使用した炉心でも、十分な精度で、臨界予測ができることを実証。
- ◇ もんじゅ用炉心管理コードの精度検証に活用できる試験データを取得。
- ◇ 実用炉に向けた炉心設計コードの検証に有用なFBR原型炉データを取得。

アメリシウム含有炉心データの取得

- ◇ 実用化を目指す高速炉の炉物理研究にとって世界的にも貴重な、アメリシウムを含有した炉心のデータを取得することが。
- ◇ 本データをマイナーアクチニド燃焼の研究開発に活用。
マイナーアクチニド: 使用済燃料に含まれる長寿命な放射性核種(アメリシウム、ネプツニウム等)

試験実施体制、試験実施方法及び試験中に発生した一連の不具合等に対する取組みについて、敦賀本部としての第三者的な観点も加えたレビューを定期的に行い、必要な改善を実施した。その結果、確実に炉心確認試験を遂行することができた。

＜実施した改善の内容＞

(1) 炉心確認試験の実施体制と実施方法の見直し

- ・試験体制(3班3交替への変更等)と試験実施方法(臨界近接方法)の見直し
- ・試験を行う班と、測定データを整理・評価するチームを分けて編成

(2) 試験に関する情報共有の改善

- ・3交替時等の試験班から試験班へ、試験日報を使用した引継ぎの実施
- ・所内での毎朝のデイリーミーティングの開催と資料のメール配信による周知
- ・夜間の試験進捗状況の所内での情報共有をルール化

(3) プラント起動曲線の策定と試験実績

- ・「プラント起動曲線」に記載する操作の時間余裕の適正化
- ・プラント起動曲線の記載方法の見直し

(4) 一連の不具合等に対する取り組み

- ・「運転管理向上検討チーム」(運転管理担当副所長ヘッド)を設置(5月15日)し、全所的に対応
- ・検討チームにおいて、炉心確認試験期間中に発生した不具合等の検討だけでなく、今後の40%出力プラント確認試験、出力上昇試験に向けた中・長期的項目についても検討

1. 燃料交換を実施

- 炉心燃料33体の交換

2. 設備点検、水・蒸気系設備機能確認試験等の実施

- 1次系、2次系等の設備点検
- 水・蒸気系設備の点検後に機能確認試験
- 屋外排気ダクトの取替工事

3. 炉心確認試験での経験の反映等

- 試験の実績(計画、内容、体制等)、起動・停止等の経験、段階毎の評価の実施等を40%出力プラント確認試験計画検討に反映。
- もんじゅ特有設備の不具合や経年劣化による不具合などの保守管理への反映。
 - ・ もんじゅ特有設備(破損燃料検出器や水漏れい検出設備等のように研究開発要素があり、もんじゅで実証していく設備)に対する信頼性向上に向けた取り組みを継続。
 - ・ 経年劣化に対し、安全上重要な設備を優先した計画的な取替を実施(1次系MGセットの制御系の警報等の反映)。
 - ・ 回転機器付属配管の振動測定への反映(1次アルゴンガス冷凍機の油漏れ等の反映)。
 - ・ 水・蒸気系設備等については、機能確認試験により、不具合を洗い出し、対応。
- 炉心確認試験中の警報発報の経験を踏まえ、警報に関する考え方の再整理と分類。

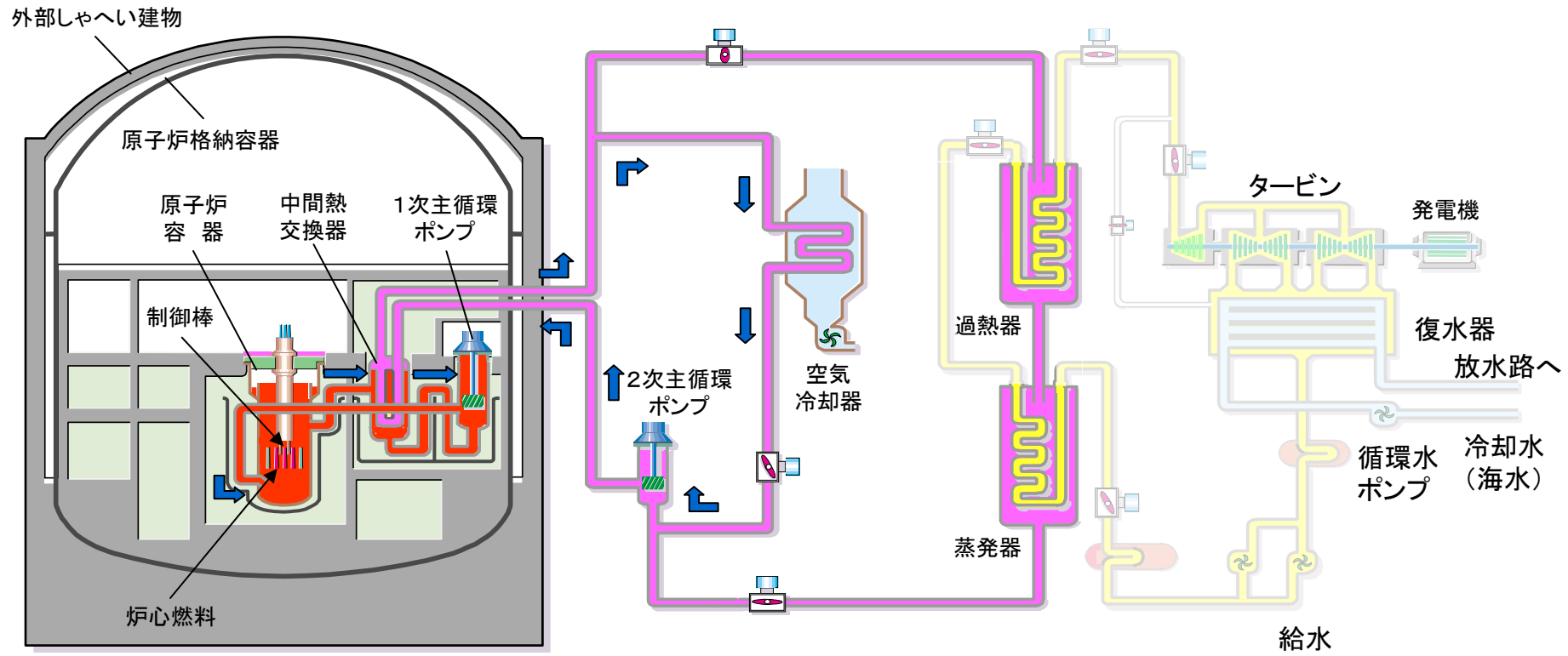
4. 炉心確認試験結果

- 炉心確認試験で得られた試験結果の評価や「もんじゅ」の設計検証の実施とともに、高速増殖炉の実用化研究開発に反映。
- 学会及び報告会等の場を通じて広く公表。

1. 5月6日に性能試験(炉心確認試験)を再開、5月8日に臨界を達成。
2. 炉心確認試験では、安全最優先のもと、透明性の確保に努め、20項目を全て終了。
今回の試験で以下の成果を得た。
 - 長期停止プラントを安全に起動し、運転できることを実証。
 - 炉心の安全性を確認。
 - アメリシウム含有炉心の炉物理データを取得。
3. 今後、40%出力プラント確認試験に向けた準備を実施。
 - 燃料交換、設備点検、水・蒸気系設備の機能確認試験の実施
 - 炉心確認試験の経験を反映した運転管理・保守管理の実施
4. 炉心確認試験で得られた試験結果は、その評価を行い、高速増殖炉の実用化研究開発に反映。
5. 炉心確認試験期間中、発生した不具合事象(32件)は、原因究明、対策、水平展開など必要な取り組みを実施。透明性の確保に向け想定していない警報発報等について公表。
引き続き、「もんじゅ」の安全確保を最優先とし、透明性を高めた計画的な業務運営の推進。

參考資料

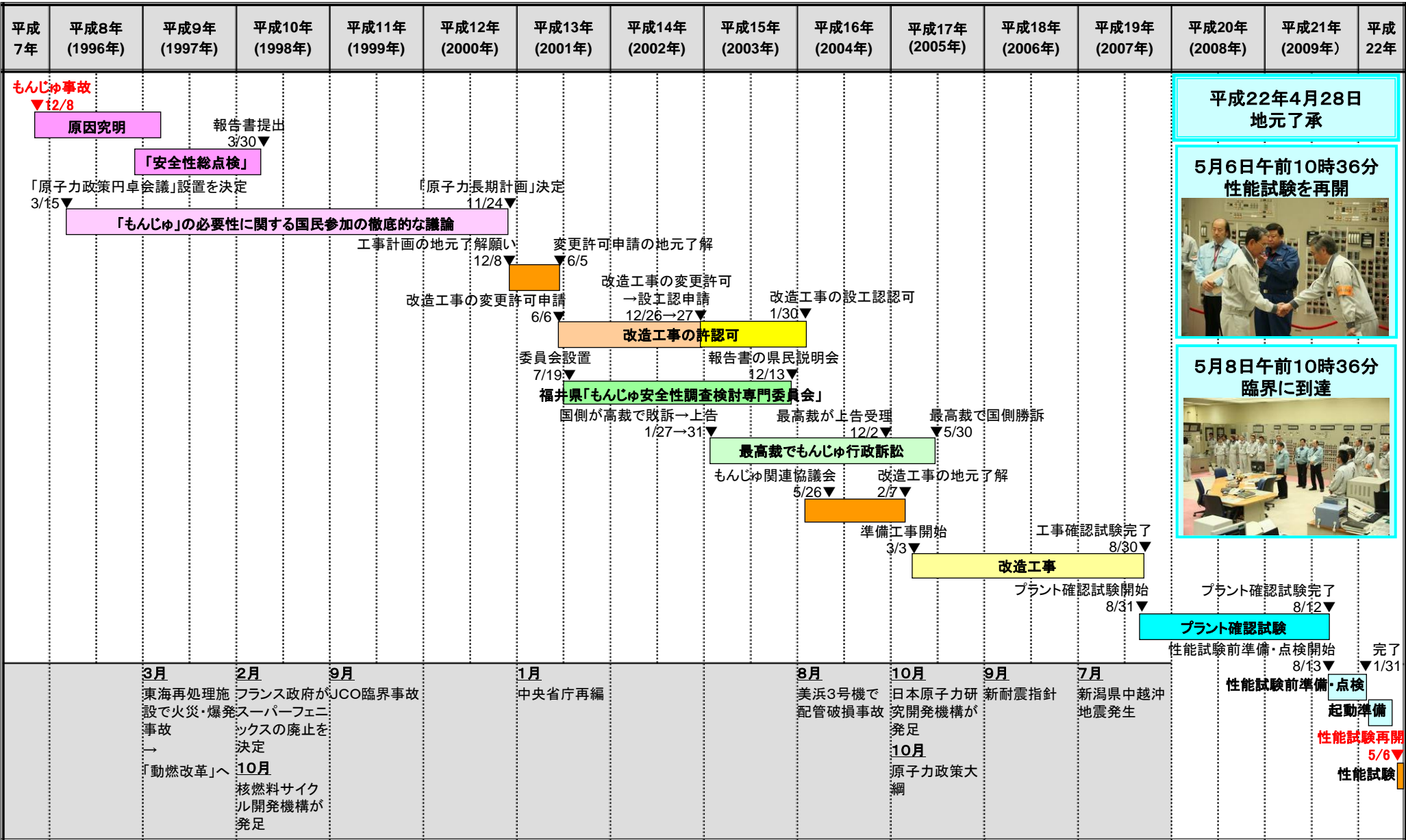
電気出力：28万kW（熱出力：71万4千kW）、ナトリウム冷却、MOX燃料炉心



1次冷却系

2次冷却系

水・蒸気系
(停止中)



1. 炉心の安全性確認 (核的制限値の確認)

① 制御棒の価値確認

逆増倍曲線を作成して臨界点を推定し、臨界を達成。(炉心中心制御棒(1本)が793mm、その他の制御棒(12本)795mm)
全19体の制御棒(CCR1~10、FCR1~3、BCR1~6)に対し、ペリオド法(CCR1を対象)及び置換法(他の制御棒を対象)を用いて、各制御棒の制御棒価値及び制御棒校正曲線を測定。

② 中性子計装特性確認

広域系中性子計装において、検出器感度の特性が、判定基準を満足し、検出器の特性が正常であることを確認。

③ 核出力校正確認

線源領域系中性子計装と広域系中性子計装の測定範囲が1桁以上の範囲で重なって、炉心の連続監視が可能であることを確認。

④ 過剰反応度測定検査 【使用前検査】

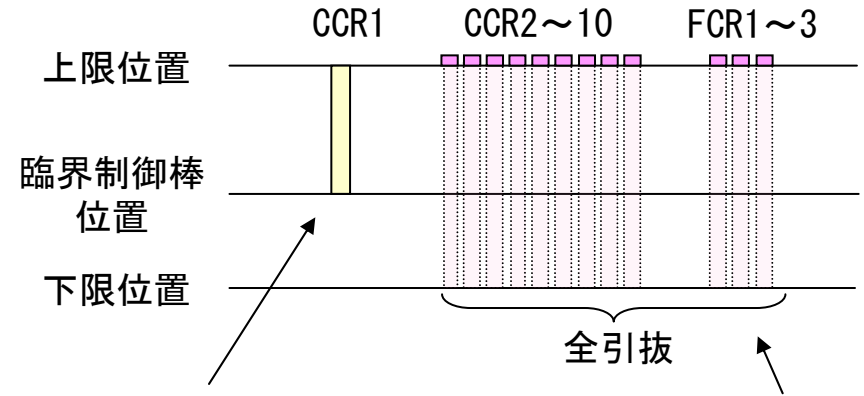
原子炉等規制法及び電気事業法に基づく使用前検査において、炉心が有している過剰反応度が安全上の技術基準を満足していることを確認。

⑤ 反応度停止余裕測定検査 【使用前検査】

原子炉等規制法及び電気事業法に基づく使用前検査において、炉心が有している反応度停止余裕が安全上の技術基準を満足していることを確認。

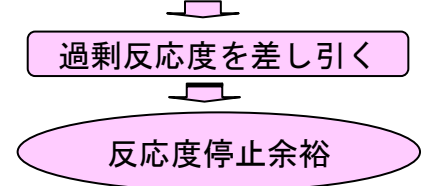
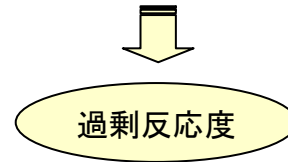
過剰反応度測定検査、反応度停止余裕測定検査 (自主検査)

CCR1のみを挿入して臨界達成



CCR1挿入部分の価値を制御棒校正曲線を用いて評価

CCR2~10、FCR1~3 下限までの価値を制御棒校正曲線を用いて評価



【過剰反応度】

臨界を達成する以上に炉心が有する反応度 ⇒ 臨界時に挿入されている制御棒の価値 **測定結果: 0.006 Δk/k (自主検査の結果)**

【反応度停止余裕】

原子炉を未臨界として停止するために利用可能な制御棒の反応度価値 (最大価値の制御棒を除く)
⇒ 臨界から挿入できる制御棒の価値 **測定結果: 0.067 Δk/k (主炉停止系: 自主検査の結果)**

【反応度添加率】

制御棒校正曲線の傾きの最も大きな位置での単位時間当たりの投入反応度 **測定結果: 最大値 5.2 × 10⁻⁵ Δk/k/s (FCR1: 自主検査の結果)**

2. 研究開発のための炉心及びプラントデータの取得 (プラント運転操作を伴う試験)

⑥ 流量係数評価

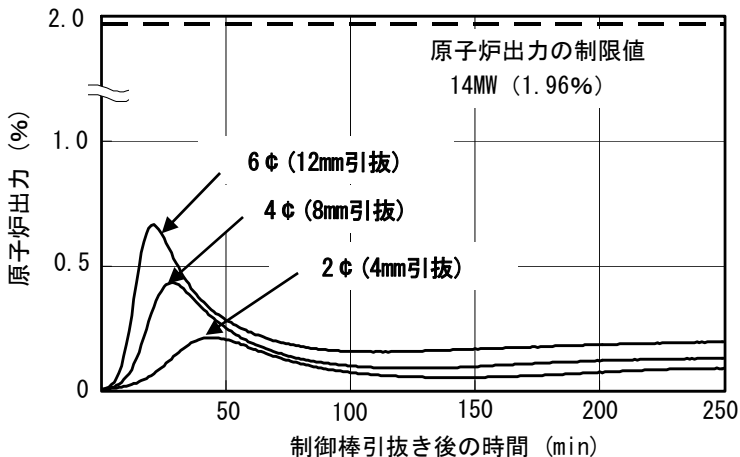
1次主冷却系循環ポンプの流量を10%ステップ毎に変化させ、この時の反応度変化を測定。その結果から流量係数を約 $-6 \times 10^{-6} \Delta k/k/\%flow$ (49%~100%流量) と評価した。

⑦ 温度係数評価

1次主冷却系循環ポンプ入熱により冷却材温度を変化させ、この時の反応度変化を測定。その結果から温度係数を約 $-3 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ C$ (190 °C ~300 °C) と評価した。

⑧ フィードバック反応度評価

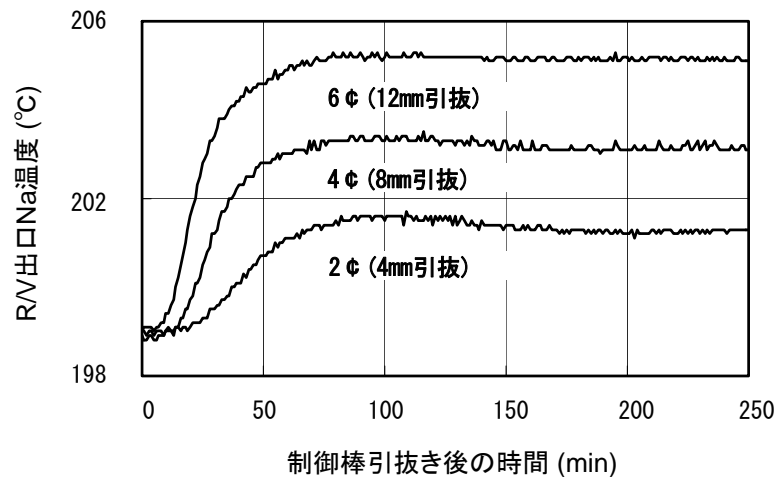
制御棒 (CCR 1) を一定量引抜いた後、そのまま操作を行わずにドップラー効果等の炉心固有の反応度フィードバックによってプラント状態が静定することを確認し、炉心特性の基礎データを採取した。



制御棒引抜き (反応度印加) 後の原子炉出力推移

⑨ 1次主冷却系循環ポンプコーストダウン特性確認

1次主冷却系循環ポンプを3台同時にトリップさせ、ポンプのコーストダウン特性を測定した。その結果、1次主冷却系循環ポンプの最低流量である49%流量からポニーモータ定格流量までの到達時間が判定基準 (15秒以上) を満足することを確認し、前回性能試験時の結果と変わらないことを確認した。また、100%流量から1次主冷却系循環ポンプを3台同時にトリップさせ、M-Gセットの回転慣性を付加した条件での特性を測定した。

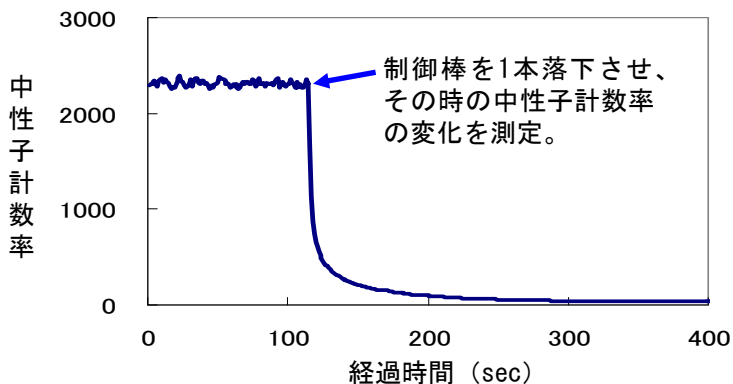


制御棒引抜き (反応度印加) 後の原子炉容器 (R/V) 出口ナトリウム (Na) 温度推移

⑩ 未臨界度測定法適用性評価

未臨界度測定法の高速炉実機への適用性を評価するため、3種類の方法で、線源領域系中性子計装と仮設中性子計装を利用し、炉心中中性子計数率を測定した。本試験では、測定系の設定および測定結果の分析で京都大学、データ収録装置の高性能化で福井大学、大阪大学が参加している。

今後、引き続き大学とも連携し、データ解析により適用性の検討を進める。



ロッドドロップ時の測定結果

3. 研究開発のための炉心及びプラントデータの取得 (プラント運転操作を伴わない試験)

⑪ 空間線量当量率確認

管理区域、保全区域及び周辺監視区域の放射線状況確認 (合計446箇所) を行った。その結果、測定値が遮へい設計基準値又は法令基準値*未満であることを確認。

* : 管理区域内ではしゃへい区分に応じて、A区域 ; 0.00625mSv/h 以下、B区域 ; 0.01mSv/h以下、管理区域境界では0.0026mSv/h以下など。

⑫ ナトリウム純度確認

1次系ナトリウム及び2次系ナトリウム中に含まれる酸素等の成分を分析した。その結果、酸素濃度が判定基準値以下であることを確認した。

- ・ 1次系ナトリウム中酸素濃度 : 2.3ppm (判定基準値 : 3ppm以下)
- ・ 2次系ナトリウム中酸素濃度 : Aループ : 1.6ppm
Bループ : 1.5ppm
Cループ : 1.5ppm

(判定基準値 : 10ppm以下)

⑬ ナトリウム放射化量評価

1次系ナトリウムの²²Na、²⁴Na濃度を測定した。その結果、²²Na、²⁴Na濃度は、設計値以内であることを確認した。なお、2次系ナトリウムも同様に²²Na、²⁴Na濃度を測定し、全て検出限界濃度以下であることを確認した。

- ・ 1次系ナトリウム :
²²Na濃度 4.26×10 Bq/g (設計値 : 6.48×10^4 Bq/g)
²⁴Na濃度 1.50×10^2 Bq/g (設計値 : 1.12×10^9 Bq/g)

- ・ 2次系ナトリウム :
²²Na濃度、²⁴Na濃度 A, B, Cループで検出限界以下

⑭ アルゴンガス純度確認

1次系アルゴンガス及び2次系アルゴアンガス中に含まれる窒素等の成分を分析した。その結果、窒素濃度が社内基準値以下であることを確認した。

- ・ 1次系アルゴンガス中窒素濃度 : 38ppm (社内基準値 : 7500ppm以下)
- ・ 2次系アルゴンガス中窒素濃度 : Aループ : 16ppm
Bループ : 5ppm
Cループ : 10ppm

(社内基準値 : 15000ppm以下)

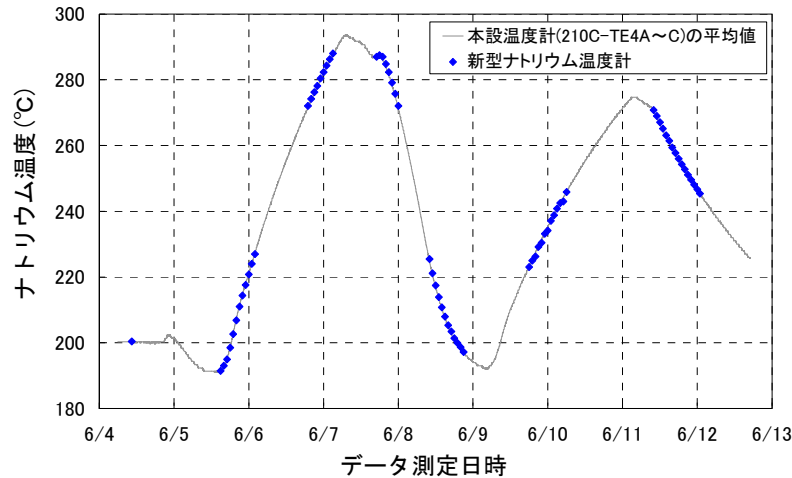
⑮ 放出放射性物質挙動評価

1次主冷却系、2次主冷却系等の各系統及び各部屋のトリチウム濃度を測定した。その結果、測定値が法令基準値未満であることを確認した。

- ・ 1次主冷却系トリチウム濃度 1.01×10^2 Bq/cm³
- ・ 2次主冷却系トリチウム濃度 4.41 Bq/cm³

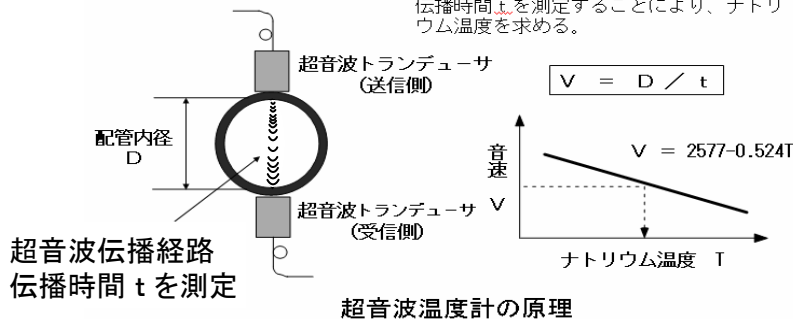
⑬ 新型ナトリウム温度計特性評価

2次主冷却系配管にナトリウム温度を測定する配管非貫通型の超音波温度計を設置し、系統温度変化時の超音波温度計と熱電対温度計（本設）の指示値を比較した。その結果、今回のプラント条件においては、ほぼ同等の値を示すことを確認した。今後、温度・流量等の条件を変えてデータの蓄積を図る。



測定結果例 (ナトリウム温度 約190°C→約290°C、流量約1%)

ナトリウム中の音速の温度依存性に着目し、伝播時間を測定することにより、ナトリウム温度を求める。

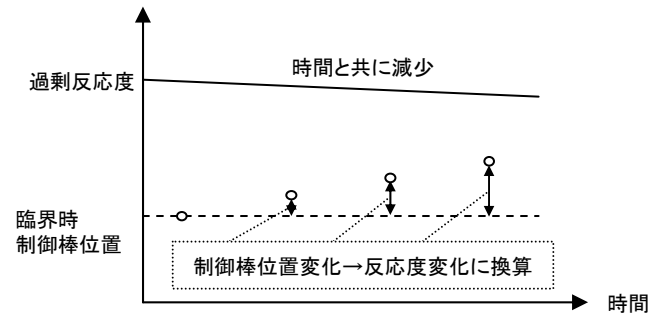


⑭ 圧力損失変化評価

1次主冷却系の圧力損失の経時変化に関するデータを取得することを目的に、1次主冷却系のポンプの回転数や、流量、温度などを測定し圧力損失の変化（1次主循環ポンプ揚程変化）を評価した。その結果、炉心確認試験期間中、燃料集合体の圧力損失の経時の変化等に起因すると想定される圧力損失の変化はほとんど見られなかった。

⑮ 燃焼係数評価

出力運転による反応度変化の成分のうち、燃焼係数以外のものである、燃料に含まれるプルトニウム241の自然崩壊*によって低下する炉心の反応度分について、炉心確認試験期間中の臨界となる制御棒位置の変化から求めた。その結果、炉心確認試験期間中の反応度低下は、0.01%Δk/kであった。
 ※プルトニウム241：核分裂性核種で、半減期約14年でアメリカウム241に崩壊する。



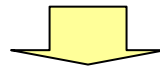
⑯ 炉内中性子源効果評価

中性子源強度の予測や中性子源集合体撤去の検討に資するため、原子炉停止状態で線源領域系中性子計装の計数率を測定した。その結果、性能試験期間中（炉心確認試験～出力上昇試験）の測定のうち、炉心確認試験段階でのデータを取得した。今後、出力運転期間の測定により、外部中性子源（中性子源集合体のカリフォルニウム252）と内部中性子源（燃焼により生成される核種）の計数率への寄与を評価する。

⑰ 崩壊熱評価

1次主冷却系温度変化率の異なる2度の系統昇温において、温度変化率、1次主ポンプからの入熱量、空気冷却器からの放熱量などから、1次及び2次主冷却系の熱容量を測定した。その結果、出力上昇試験における崩壊熱評価で使用される基礎データを得た。

14年ぶりの試運転再開に際し、透明性を高め、炉心確認試験を実施する観点から、警報発報情報や不具合事象について速やかに通報・公表を行う方針とした。



○炉心確認試験開始以降に32件の不具合事象等が発生

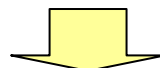
(破損燃料検出器の警報、予熱温度の警報、制御棒挿入操作時の一時中断など)

⇒必要な処置等を行い、原子炉施設の安全確保、プラント運用に影響しないことを確認。

○不具合発生時、関係機関への迅速な連絡と重要度に応じた公表を実施。

⇒より透明性を高め、炉心確認試験を実施。

○これら試験期間中に顕在化した不具合については、今後の保守管理へ反映。



○不具合事象等の対応状況

- ・29件については、対策済み。

- ・2件は部品購入待ちの対策準備中

(CRT画面の選択スイッチ及び固体廃棄物処理設備ベントガスモニタ)

- ・1件は運用方法も含めた検討・調査中

(破損燃料検出器プレシピテータ)

平成22年5月6日～7月21日

No.	公表月日	件名	発生概要	対応状況
1	平成22年 5月7日 5月9日	「FFD CG法プレシピテータ計数率高」警報の発報と測定停止	カバーガス法破損燃料検出装置の検出器(プレシピテータ)3台のうち、A号機で計数率が高くなり警報が発報したためA号機での測定を停止。 5月9日C号機でも同様な兆候が見られたため、C号機の測定を停止。	調査中
2	平成22年 5月8日	「予熱温度高」警報の発報	1次メンテナンス冷却系ベントラインのナトリウム配管部をヒータにより加温している箇所において、当該部の温度が高くなったことを示す警報(予熱温度高)が発報。	済
3	平成22年 5月9日	「2次主冷却系Aループタンクベーパートラップ出口温度低」警報の発報	2次系Aループにあるナトリウムタンク用のベーパートラップからアルゴンガスを排気する時にベーパートラップ出口温度が低くなったため、警報が発報。	済
4	平成22年 5月10日	「排水処理設備 処理水pH低」警報の発報	停止中の一般排水の処理設備において、測定ポット内のpHが低くなったため、警報が発報。	済
5	平成22年 5月10日	制御棒挿入操作時の一時中断について	原子炉を未臨界とするため、微調整用制御棒(1本)を全挿入位置の6mm手前から間欠挿入操作を実施していたところ、残り3mm付近で挿入位置の変化がなかったことから、試験運転員は挿入操作を一時中断。	済
6	平成22年 5月12日	「中央計算機軽故障」(燃料取扱系計算機の伝送異常)警報の発報	燃料取扱設備の情報を燃料取扱系計算機から中央計算機に伝送しているが、その伝送が一時的に不調となり、警報が発報。	済
7	平成22年 5月14日	格納容器床下窒素雰囲気酸素濃度計の停止	格納容器床下の窒素雰囲気室内での酸素濃度を測定している装置が停止していることを確認。	済
8	平成22年 5月17日	「プロセスモニタ故障」(放射線管理室排気モニタラック異常)警報の発報	放射線管理室の換気系(排気)で放射能を監視しているモニタ装置が、サンプル流量異常によりサンプルポンプが停止し、故障警報が発報。	済
9	平成22年 5月19日 5月24日	「ナトリウム・水反応生成物収納設備異常」(酸素濃度高)警報の発報	ナトリウム・水反応生成物収納設備内の窒素ガス中の酸素濃度が高くなったことを示す警報が発報。	済
10	平成22年 5月23日	「1次主循環ポンプ-C MGセット制御盤異常」警報の発報	プラント起動のために1次主循環ポンプMGセット一括起動操作を行ったところ、「C-MGセット制御盤異常」警報が一時的に発報(警報は即リセット)。	済
11	平成22年 5月23日	反応度計(仮設計器)の不調	広域中性子検出器(WRM)の指示値の変化割合を換算し、パソコン上で、臨界状態を迅速に確認できる仮設計器(反応度計)の出力値が不調。	済
12	平成22年 5月24日	運転床上雰囲気止弁用のグラフィックパネル用のリミットスイッチの位置不良	運転床上雰囲気止弁を「全開」から「全閉」としたが、制御盤のグラフィックパネルの表示が「開」表示のままとなった。	済
13	平成22年 5月24日 5月26日	「新燃料移送機連動運転渋滞」の警報発報について	新燃料を新燃料貯蔵ラックから炉外燃料貯蔵槽に移送するため、新燃料移送機から地下台車へ吊り下ろす際、燃料集合体の角度設定に異常を示す警報が発報し、自動運転が停止。	済
14	平成22年 5月25日	高圧第2給水加熱器水位調節弁のシートリング補修	高圧第2給水加熱器水位調節弁の弁箱にシートリングを取り付けるためインパクトレンチでシートリングを締め込んだ際、シートリングの凸状の2個の爪(長さ約19mm×幅約6mm×高さ約6mm)が折損。	済
15	平成22年 5月26日	メンテナンスクレーンからの発煙	メンテナンス・廃棄物処理建物の上部に設置されているメンテナンスクレーン(主巻定格荷重:200トン、補巻定格荷重:30トン)の補巻を使用した作業中にクレーンから発煙を確認。	済
16	平成22年 5月27日	「補給水タンク水位高」警報の発報	補給水タンクの水位調節弁の点検を行うにあたり、前後弁を閉める前に水位調節弁の電源を切ったことから、当該弁が開となり、水が供給され補給水タンク内の水位が上昇し、警報が発報。	済

No.	公表月日	件名	発生概要	対応状況
17	平成22年 5月28日	「気体廃棄物処理系 ドレン排出用窒素ガス圧力低」警報の発生	ドレン排出用の窒素ガス圧力が低下し、「ドレン排出用窒素ガス圧力低」の警報(設定値:29 kPa)が発生。	済
18	平成22年 6月1日	中央制御盤のCRT(ディスプレイ画面)画面選択ボタンの補修について	中央制御室の中央制御盤に設置しているCRT(No.7)の画面選択ボタンの一つが不調。	対策準備中 (部品待ち)
19	平成22年 6月4日	「1次補助系予熱制御盤故障」警報について	1次アルゴンガス系に設置されている原子炉容器ベーパートラップ(A)の「予熱温度高」の警報(設定値:262℃)が発報。	済
20	平成22年 6月11日	1次アルゴンガス系冷凍機(A)の潤滑油漏れ	1次アルゴンガス系冷凍機(A)の潤滑油の銅パイプ(直径約6.3mm)が破損して油が漏れていることを確認。	済
21	平成22年 6月25日	ディーゼル発電機(A)の故障警報の発報	ディーゼル発電機(A)を手動起動したところ、「AVR(自動電圧調整装置)故障」の警報が発報。	済
22	平成22年 6月28日	空調用冷媒冷凍機(C)の潤滑油のにじみについて	運転中の空調用冷媒冷凍機(C)の潤滑油パイプの継手部から潤滑油の滲みを確認。	済
23	平成22年 7月1日	排水モニタ故障警報の発報について	放水口における排水中の放射能を監視している排水モニタ(常時2系統運転)において、ストレナレベル高により2系統のモニタのうちB系統のサンプルポンプが停止し、故障警報が発報。	済
24	平成22年 7月7日	「275kV碍子洗浄装置故障」警報の発報について	特高開閉所の碍子洗浄操作を実施したところ、碍子汚損検出器用純水装置の「原水タンク水位低下」警報が発報。	済
25	平成22年 7月12日	炉外燃料貯蔵設備ナトリウム漏えい検出器サンプリングポンプの切替について	1回/週の振動測定作業において、炉外燃料貯蔵槽ナトリウム漏えい検出器サンプリングブロウの1台が異音が高めになってきたことから、予備機に切替を実施	済
26	平成22年 7月12日	固体廃棄物貯蔵庫パッケージエアコンの故障について	運転中の固体廃棄物貯蔵庫パッケージエアコンが故障(室外機の基板故障)により警報が発報。予備側のパッケージエアコンを起動し、固体廃棄物貯蔵庫の除湿運転を継続。	済
27	平成22年 7月12日	「照明雑動力主分電盤故障」警報の発報について	原子炉補助建物の照明及びコンセント電源に使用している分電盤の地絡を示す「照明雑動力主分電盤故障」の警報が2回発報し、警報はリセット状態となった。	済
28	平成22年 7月13日 7月14日 7月19日	制御用圧縮空気設備の警報の発報について	<ul style="list-style-type: none"> ・制御用圧縮空気設備において、「制御用圧縮空気設備B異常」の警報が発報。現場を確認したところ、除湿装置の「塔切替不良」を確認。警報は直ぐリセット。原因は、切替弁(四方弁)の動きが鈍いために発報したことを確認。 ・その後、制御用圧縮空気設備をBからA系統に手動で切替えたところ、「再生不良」の警報が2回発報。本警報は、湿度が高い時期であったことから最初の除湿塔の加熱再生に時間を要したことを確認。 ・夏場による冷却水温度の上昇等により、除湿塔の冷却再生工程で温度が十分に低下せず、「再生不良」の警報が発報。警報は、1分後にリセットし、除湿運転を継続。 	済
29	平成22年 7月17日	「照明雑動力主分電盤故障」警報の発報について	原子炉建物内の照明が2個切れたため、「照明雑動力主分電盤故障」の警報が発報。	済
30	平成22年 7月17日	「プロセスモニタ故障」警報の発報について	固体廃棄物処理設備ベントガスモニタ(液体廃棄物処理や固体廃棄物処理設備のタンク類のガスをモニタ)のサンプリング配管用ヒータが故障し、「配管温度異常」の警報が発報。	対策準備中 (部品待ち)
31	平成22年 7月20日	燃料池水冷却浄化系装置循環ポンプの電磁接触器の動作不良について	燃料池水冷却浄化装置循環ポンプを定例切替(A⇒B)のため、B号機を起動したところ、電磁接触器の動作不良により、連続運転できない状態となった。	済
32	平成22年 7月20日	原子炉補助建物内の床ドレン配管の詰まりについて	床ドレン配管のつまりにより、原子炉補助建物内の換気空調設備の凝縮水が地下3階のファンネルから溢れ、地下4階に滴下し、床漏えい検出器を作動させ警報が発報した。	済