

<特集 1 >

「もんじゅ」炉心確認試験の報告

(独)日本原子力研究開発機構
 FBR プラント工学研究センター
 炉心・燃料特性評価グループ
 鈴木 隆之

1. はじめに

高速増殖原型炉もんじゅ(以下、「もんじゅ」という)は、平成 22 年 5 月に性能試験を再開した。

平成 7 年の 2 次ナトリウム漏えい事故以降の安全性総点検、ナトリウム漏えい対策と改造工事、再起動のための安全確認などについて、ご指導、ご支援をいただいた皆様に謹んで感謝を申し上げたい。

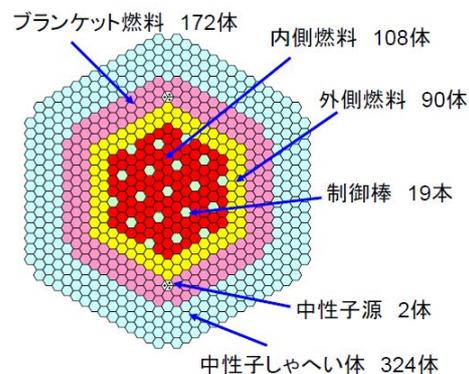
本稿は、今回の性能試験の第 1 段階として実施した炉心確認試験¹における炉心特性の確認²について報告するものである。



写真 1 性能試験再開時の中央制御室

2. 性能試験の全体概要

「もんじゅ」は、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料を用い、冷却材として液体ナトリウムを用いている。炉心の定格熱出力は 714MW、プラントの定格電気出力は 280MW である。炉心の概要を図 1 に示す。



主要目	
型式	ナトリウム冷却ループ型
熱出力 / 電気出力	71.4万kW / 28万kW
燃料	Pu-U混合酸化物
冷却系統数	3ループ
炉心高さ / 等価直径	93cm / 180cm
原子炉容器出入口温度	397°C / 529°C

図 1 「もんじゅ」炉心概要

制御棒としては、微調整棒 (FCR) 3 本、粗調整棒 (CCR) 10 本、後備炉停止棒 (BCR) 6 本を有している。原子炉起動時には、予め後備炉停止棒を引抜き、調整棒で反応度を制御する。

性能試験は、いわゆる零出力臨界状態での炉物理試験を主とした「炉心確認試験」、水・蒸気系、タービン系を含むプラントの機能を確認する「40%出力プラント確認試験」、そして定格出力運転を達成する「出力上昇試験」の 3 段階で実施する。

それぞれの試験段階では、運転に必要な反応度を得るために、事前に燃料交換を実施する。新たに装荷する燃料は、前回性能試験当時に製造されて長期の保管を経たものと、新たに製造する燃料がある。各試験段階に応じた炉心の構成例を図2に示す。すべての試験段階で、制御棒価値や反応度停止余裕等の零出力炉物理特性を測定し、出力運転を行う炉心では、出力特性や燃焼特性も測定する。

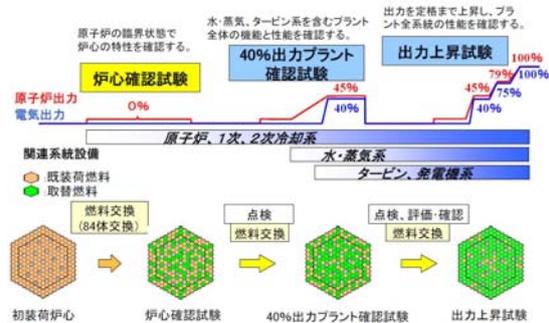


図2 性能試験の基本計画

3. 炉心確認試験の概要

3.1 炉心の特徴

前回性能試験(平成6~7年)と比べた炉心の特徴として、Pu-241が自然崩壊によって減少し、その分のAm-241が増加している点が挙げられる。炉心確認試験のために炉心燃料の半数近くを新燃料に交換したが、そのほとんどは長期保管を経ており、重核種中のAm-241の重量割合は平均約1.5wt%(前回性能試験時の約3倍)である。

また、炉心確認試験における過剰反応度は小さく、臨界状態では制御棒が概ね引抜かれた状態となっている。

3.2 試験のながれ

炉心特性に関する測定項目を図3に示す。臨界近接では、制御棒の引抜き量と中

性子計数率(主に線源領域系)から逆増倍曲線を作成して臨界点(臨界制御棒位置)を推定した。その後、制御棒を引抜いて中性子源の効果が無視できる状態まで計数率(広域系で監視)を上昇させたのち、計数率が一定になるように制御棒位置の調整を行い、臨界点を確認した。

次に、炉物理測定で主に使用する中性子計装(広域系)のプラトー特性確認、ディスクリレベル調整をした。次に、計数率を上昇させていったときの臨界制御棒位置の変化からドブドラ効果の影響を確認し、この影響がほとんど無視できる領域で炉物理測定を実施することとした。

これらの準備を終えた後、制御棒価値の測定を行った(試験名:制御棒価値確認)。最初に中心の調整棒(CCR1)をペリオド法で測定して反応度校正曲線を作成した。その他の制御棒(CCR2~10、FCR1~3、BCR1~6)は、CCR1と臨界状態で差し換えて相対校正した(置換法)。

制御棒校正曲線を用いて、臨界点以上の過剰反応度、制御棒を挿入したときの反応度停止余裕などの核的制限値を評価し、炉心の安全性を確認した。

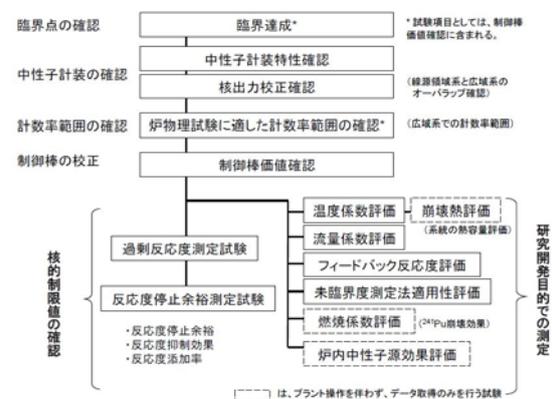


図3 炉心確認試験のながれ

引き続いて、研究開発目的の測定として、

等温温度係数の測定 (試験名: 温度係数評価) 原子炉冷却材流量変化による反応度への影響 (試験名: 流量係数評価) ステップ状の反応度印加に対する自己安定性の確認 (試験名: フィードバック反応度評価) 未臨界度測定法の適用性の確認 (試験名: 未臨界度測定法適用性評価) を実施した。

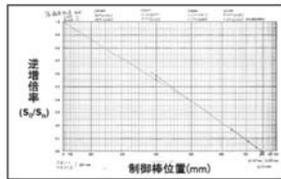
4. 炉心確認試験の結果

4.1 臨界近接と臨界達成

中心の調整棒 (CCR1) を徐々に引抜きながら逆増倍曲線 (図4) を作成し臨界点を推定し、さらに CCR1 を引抜いて臨界を達成した。臨界を確認した制御棒引抜き位置は、CCR1 が 793mm、その他の調整棒は 795mm であり、図4に示すように予め想定した範囲内であった。

臨界近接

逆増倍曲線にて臨界位置を予測しながら、臨界近接した。臨界時は、計数率を約3000cps (WRM) で安定させた。



臨界達成

予測解析の臨界制御棒位置 CCR, FCR 830mm (均等位置)

臨界時の制御棒位置
CCR1 793mm
CCR2~CCR10 795mm
FCR1~FCR3 795mm

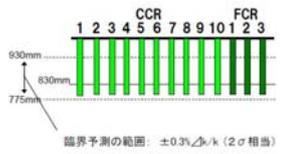


図4 臨界近接と臨界達成

4.2 制御棒価値確認

炉心確認試験の炉心では、過剰反応度が約 0.6% k/k と、CCR1 の価値 (約 1% k/k) よりも小さく、全ストロークの反応度曲線の測定はできないため、不足部分は計算値で補完した。

制御棒価値の測定結果を図5に示す。調整棒は、その配置に応じて、約 1% k/k か

ら約 0.5% k/k の価値を持ち、後備炉停止棒は、約 1.3% k/k から約 0.9% k/k の価値を持っている。前回性能試験での測定結果と比べると、今回の炉心確認試験の方が炉中心側で制御棒価値が大きく、周辺部で小さくなっているが、これは新燃料の装荷位置が影響している。

調整棒及び後備炉停止棒の制御棒校正結果を用いて核的制限値等を確認した。図6に示すように、過剰反応度、反応度抑制効果、反応度停止余裕のいずれにおいても制限値を満足していることを確認した。

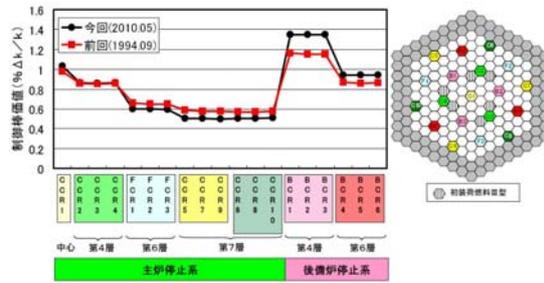


図5 制御棒価値測定結果

過剰反応度
臨界時の制御棒位置より反応度を評価し、180°Cへの温度補正を行う。
反応度抑制効果
主炉停止系 (12本)、後備炉停止系 (6本) それぞれの制御棒価値の和
反応度停止余裕
= 反応度抑制効果 - 過剰反応度

過剰反応度測定
臨界時の制御棒位置
(CCRは全数全引抜き位置)
CCR 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 3
FCR 1 2 3
原子炉容器出口 Na温度
約200°C
406mm

項目	制限値	測定結果
過剰反応度 (180°C)	0.057 Δk/k 以下	0.006 Δk/k
反応度抑制効果	主炉停止系 0.067 Δk/k 以上*	0.074 Δk/k
	後備炉停止系 0.029 Δk/k 以上	0.069 Δk/k
反応度停止余裕	主炉停止系 0.01 Δk/k 以上*	0.07 Δk/k
	後備炉停止系 炉心を臨界未満にできること	良

*: 最大反応度係数を有する調整棒 (CCR1) 1本をその入の場合 (ワンロードスタック条件)

図6 核的制限値等の確認

4.3 温度係数評価

約 190 から約 300 の範囲で等温温度係数を測定した。炉心温度を変化させるために、1次冷却材ナトリウムの温度を変化させた。温度調整は、1次主冷却系循環ポンプからの入熱と空気冷却器による除熱のバランスで行い、核加熱は用いていない。

図 7 に示すように数十時間をかけて温度を変化させた。ここで 190 は原子炉の使用最低温度 180 に余裕をとった値であり、300 は 2 次主冷却系 (低温側) の定格時温度 325 に余裕をみた値である。

等温温度係数の測定結果を表 1 に示す。反応度変化を温度変化幅で除してその区間の等温温度係数とした。温度変化範囲がほぼ同様の測定(2)~(5)では、測定値は、 $-2.8 \sim -2.9 \times 10^{-5}$ k/k/ と再現性のよい結果となった。これに対し、温度変化幅を低温側に限定した測定(1)の測定値は、 -3.1×10^{-5} k/k/ であり、ドップラ効果の温度依存性のために絶対値が大きくなっているものと考えられる。なお、等温温度係数の測定値は、前回性能試験と比べて、絶対値で約 1 割程度小さくなっており、燃料組成変化の影響と考えられる。

また、試みとして、温度変化中の反応度変化を継続的に測定したデータを用い、ドップラ効果と体系膨張効果を分離して評価した。前者は絶対温度の逆数に比例し、後者は単位温度変化あたり一定と仮定して分析したところ、ドップラ係数は、 $8.6 \sim 10 \times 10^{-3} T \cdot dk/dT$ と評価されたが、フィッティングが困難な測定ケースもあって、評価精度は十分でないと考えている。

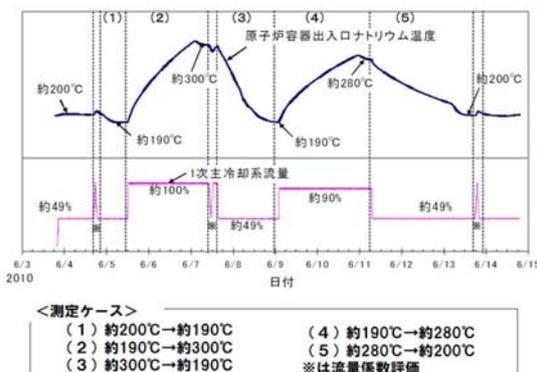


図 7 等温温度係数測定時の温度変化

等温温度係数 [$\times 10^{-5}$ Δk/k/°C]

測定ケース	温度変化 [°C]	測定結果	解析結果*	平成6年性能試験測定結果
(1)	200→188	-3.1	-2.8	-3.4
(2)	190→301	-2.8	-2.7	-3.0
(3)	297→189	-2.9		-3.1
(4)	191→280	-2.9	-2.7	-
(5)	276→198	-2.9		-

※:炉心管理運用コードによる解析結果

表 1 等温温度係数測定値

4.3 流量係数評価

流量係数評価は、温度係数評価と合わせた工程 (図 7 の * 部) で実施し、1 次冷却材ナトリウムの流量を約 49%から約 100%の範囲で変化させて反応度変化を測定した。測定は、約 200 の状態で 2 回、約 300 の状態で 1 回実施した。試験結果は、約 $-5 \sim -6 \times 10^{-6}$ k/k/%flow あり、温度条件による顕著な違いは見られなかった。流量変化を段階的に変えながら測定した状況を図 8 に示すが、流量を増加させながら測定した場合と、減少させながら測定した場合にも違いはみられない。

今回の流量係数は、前回の測定値と比べると、図 9 に示すように絶対値で約半分程度になっている。流量増加時に負の反応度効果が生じる要因の一つに、炉心位置が微妙に上方に変位することによる相対的な制御棒の挿入効果があるが、今回の炉心では臨界制御棒位置が、微分反応度の小さい位置にあったため、この効果が減少したものと考えられる。

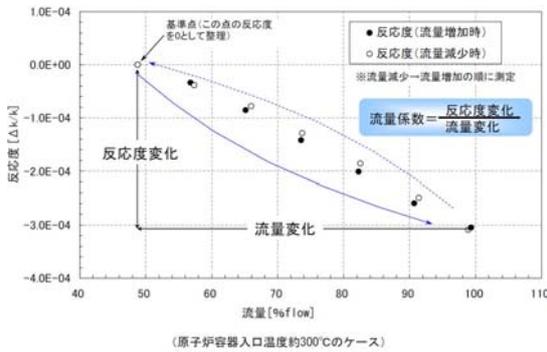


図8 流量係数の測定値

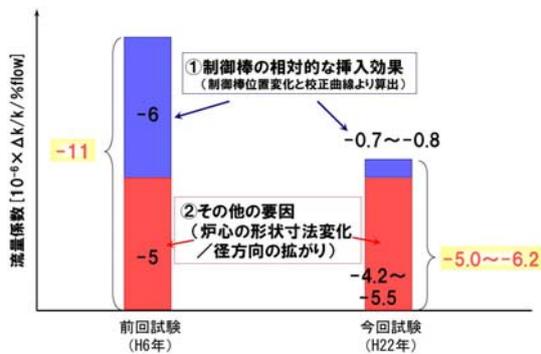


図9 流量係数の比較

4.4 フィードバック反応度評価

ドップラ効果などによる炉心の自己安定性を確認する目的で、ステップ状の反応度を印加し、出力等の推移を確認した。

印加反応度は、2φ、4φ、6φの3ケースで実施した。反応度印加後の出力(中性子計数率から換算)の推移を図10に示す。反応度印加後に出力は上昇を開始するが、燃料温度の上昇によるドップラ効果等によって出力上昇が抑制され、約20~40分後にピークを打ったあと減少して静定した。また、冷却材温度の推移を図11に示す。出力上昇によって1次主冷却系のナトリウムの温度が数 上昇しており、炉心支持板の半径方向の膨張による負の反応度効果等も加わっている。

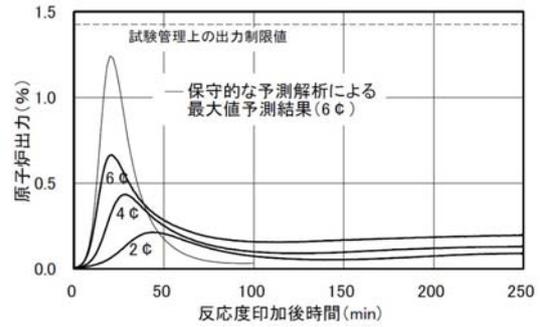


図10 炉心出力の推移

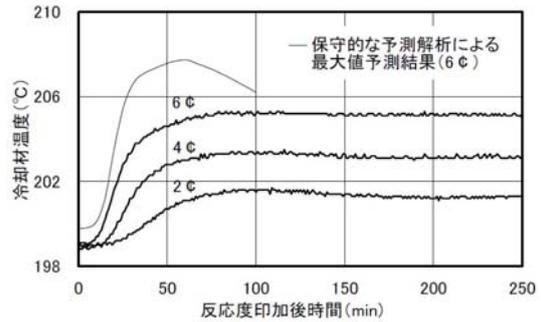


図11 冷却材温度の推移

4.5 未臨界度測定法適用性評価

「もんじゅ」炉心を利用した研究開発の一環として未臨界度測定法の適用を試みた。未臨界状態の設定は、制御棒操作もしくは制御棒落下で行った。中性子検出器は、原子炉容器の外側に設置された既存の線源領域系(BF₃ 比例計数管)と、原子炉容器の内側に設置した試験用中性子検出器(B-10 比例計数管)を使用した(図12)。

未臨界度の評価方法は、逆動特性手法で実効的な中性子源強度と未臨界度を同時に推定する方法と、中性子検出パルスの時系列データから未臨界度を推定する炉雑音解析法(Feynman法、Rossi法)を用いた。

制御棒落下(ロッドドロップ)時の計数率変化から未臨界度を推定した結果を図13に示す。CCR1、CCR6、CCR9の3本について、それぞれ引抜き上限位置からの落下と中途引抜き位置からの落下を行っている。CCR1、CCR6、CCR9の制御棒校正

結果から算出した未臨界度(約 3% ~ 約 1%) に対し、逆動特性法による評価値は概ね 10%以内で整合している。但し、炉心の周辺にある CCR6、CCR9 を落下させた場合には、落下制御棒に近い側の線源領域検出器で、未臨界度を過大評価する傾向が見られており、未臨界状態での中性子束の空間分布の変化の影響が出ているものと考えられる。

なお、単一チャンネル信号による炉雑音解析法では、未臨界度を推定できるような中性子相関が確認できないため、分析方法の検討を行っている。

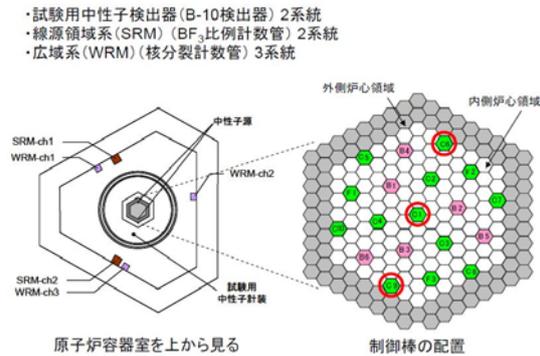


図 12 中性子検出器の配置

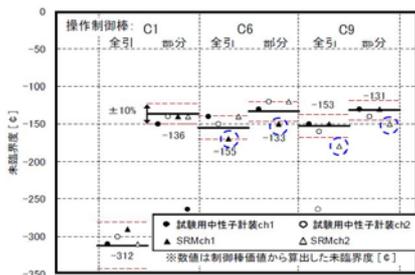


図: ロッド・ドロップ時における未臨界度評価結果

図 13 未臨界度の推定結果 (ロッドドロップ時)

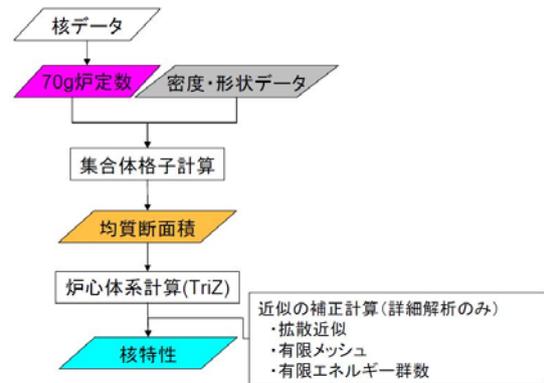
5. 試験結果の解析

5.1 解析手法

核特性の解析には、当機構が高速炉開発の中で整備してきた手法を用いた。その概

略を図 14 に示す。核データは、JENDL-3.3 を基本とし、平成 22 年にリリースされた JENDL-4.0 も比較のために適用した。格子計算では、JENDL から作成された 70 群群定数セットを用い、燃料、制御棒の非均質性を円環状モデルで表現し、実効断面積を作成した。炉心計算は、3 次元拡散計算を基本とし、必要に応じて、輸送効果補正、メッシュ補正、超微細エネルギー群に対する補正などを行っている。一方、炉心管理用コードでは、格子計算モデルを均質モデルとし、炉心計算のエネルギー群数を 6 群とするなど、簡略化した取扱いとなっている。

なお、上記の解析手法は、「もんじゅ」の当初設計から許認可で使用した核設計手法とは別の解析手法であることを念のため補足する。



	炉心管理コード		詳細解析
	コード	SLAROM	SLAROM-UF
格子計算	核データ	JENDL-3.3	
	エネルギー群	70	
	燃料、構造材密度	20°C状態	200°C(試験状態)
	冷却材密度	200°C状態	
	温度	200°C	
	燃料モデル	均質	非均質
炉心計算	制御棒モデル	非均質	非均質(反応率保存)
	コード	DIF3D	
	エネルギー群	6	70
	径方向メッシュ	三角メッシュ(6メッシュ/集合体)	
	軸方向メッシュ	10cm/メッシュ	2cm/メッシュ
体系サイズ	20°C状態	200°C状態	

図 14 核特性解析手法

5.2 解析結果

詳細手法及び炉心管理コードによる臨界性、中心調整棒価値、等温温度係数の解析結果を図 15 に示す。詳細手法では、実験誤差を考慮すると測定値と解析値は概ね整合した結果となっている。また、参考として、炉心管理コードにおいても、前回性能試験をバイアスとして使用すれば、今回試験での測定値との整合はよく、実用上問題がないと考えられる。

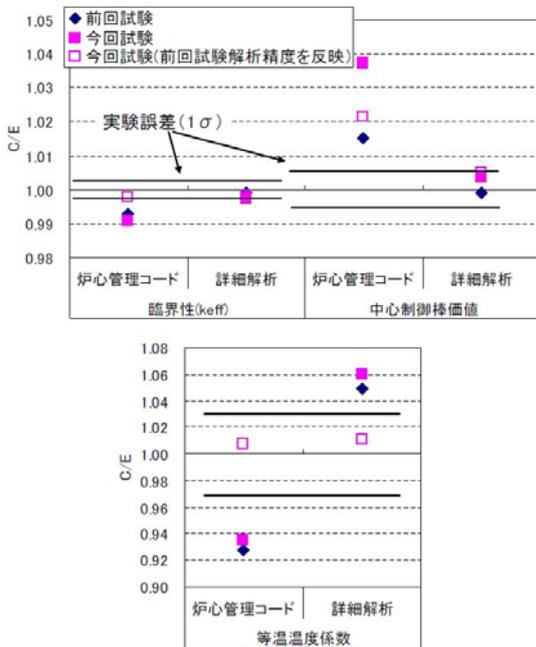


図 15 核特性の解析結果

5.3 臨界性に関する分析

前回試験と今回試験の炉心では、燃料組成の違いがあるため、感度解析を利用して、その差の要因を分析した³⁾。

両炉心での臨界性（過剰反応度解析値）の差を核種毎に分解した結果を図 16 に示す。今回試験の炉心では、過剰反応度が約 2% k/k 程度低いが、核種毎の寄与で見ると、Pu-241 の減少と Am-241 の増加による負の寄与が、Pu-239 の増加による正の寄与を上回る形となっている。

さらに JENDL-3.3 以外に、JENDL-4.0、ENDF/B-VII、JEFF-3.1 等のライブラリとの比較を行った結果を図 17 に示す。JENDL-4.0 では、二つの炉心間での解析値と測定値の比 (C/E 値) の「差」が小さくなっており、核データの改訂の有効性が見られる。図 18 では、JENDL-3.3 での「差」(-0.18% k/k) が、他のライブラリにしたときにどれだけ変化するかを核種毎に示した。JENDL-4.0 に変更したときの改善は、Am-241 断面積改訂の寄与が大きい。

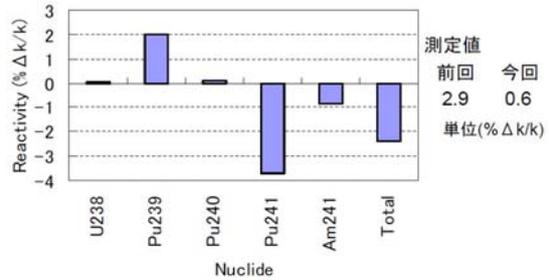


図 16 過剰反応度の変化に対する核種寄与

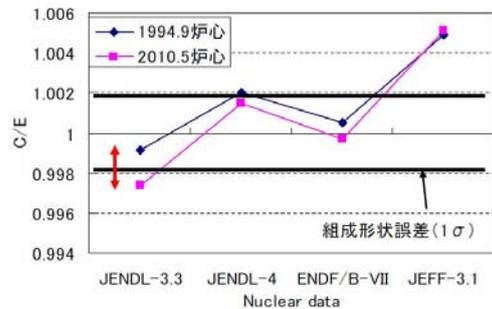


図 17 臨界性に関する核データ間の比較

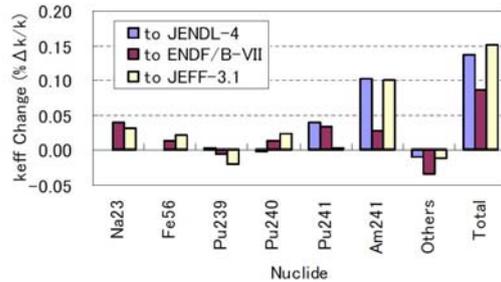


図 18 炉心間の解析精度差に対する核種寄与

5.4 制御棒価値に関する分析

中心の調整棒の価値については、前回試験よりも今回試験のほうが増加している。図 20 では、核種毎の寄与を解析し、燃料組成の変化を平均で取り扱った場合と、燃料集合体毎に取り扱った場合について表した。

平均組成の変化の影響では、今回炉心では制御棒価値が減る方向であり、測定値の逆の傾向となるが、燃料集合体毎に組成を考慮した場合には、制御棒価値は増加する方向であり、測定値の傾向と一致している。

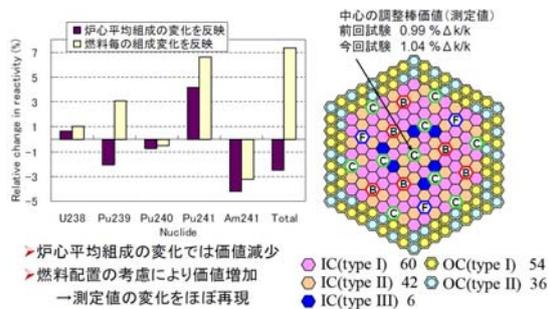


図 19 制御棒価値の分析

5.5 等温温度係数に関する分析

前回試験に比べて、今回試験の測定値のほうが絶対値が小さくなっている。感度解析によって核種毎の成分をみた結果を図 20 に示す。Am-241 の増加による寄与が一番大きく、ドップラ成分、膨張成分ともに絶対値を減少させる方向であることが分かった。

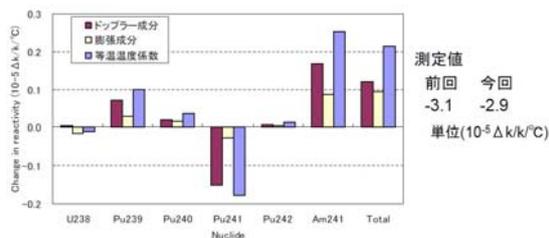


図 20 等温温度係数の分析

6. 高速炉実用化への反映

「もんじゅ」では、発電プラントとしての信頼性実証、運転経験の蓄積が重要な使命であり、その経験は高速炉の実用化に反映されるべきものである。当機構では、高速炉実用化研究 (FaCT プロジェクト) を推進しており、「もんじゅ」の性能試験データも、実証炉、実用炉を目指した設計研究に反映していく。

炉心特性に関しても、「もんじゅ」の実機データをできるだけ精度よく取得・評価する必要があり、今回の炉心確認試験の測定データについて、誤差評価も含めて詳細な検討をしていく。また、前章に述べたように、現在の知見を反映した解析を「もんじゅ」に適用し、その精度確認を行うことが重要である。また、「もんじゅ」の今後の性能試験、さらには運転サイクルを通して、原型炉実機データを蓄積し、分析・評価を加えた結果を、高速炉実用化のための設計研究に反映していく (図 21)。

今回の炉心確認試験の解析結果を、高速炉実用化のための設計目標精度 (暫定) と比較した結果を図 22 に示す。「もんじゅ」での解析実績は、目標精度と比べても遜色ない結果となっており、現在の解析手法の妥当性が確認できたと考えられる。もちろん、「もんじゅ」のデータだけでなく、臨界実験、実験炉のデータや解析経験も総合的に反映して精度向上へ向けた取り組みを進めることが重要である。

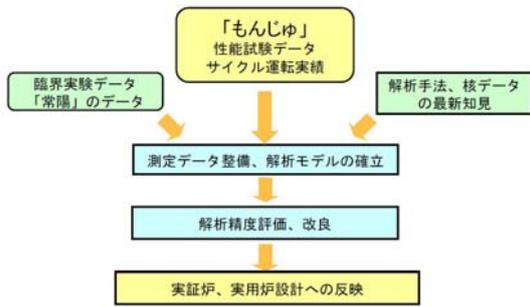


図21 「もんじゅ」データの活用

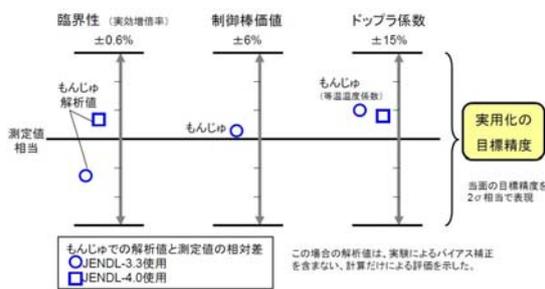


図22 FBR 実用化に向けた目標精度との比較

参考文献

- 1) 宇佐美晋, 「もんじゅ」運転再開 臨界達成と炉心特性把握, 日本原子力学会誌アトモス 第52巻第10号, (2010)
- 2) 大川内他, 日本原子力学会 2010 年秋の大会, P18~P26, 高速増殖原型炉「もんじゅ」性能試験 (零出力炉物理試験) (1)~(9)
- 3) A. Kitano, Y. Ohkawachi, Y. Kishimoto, and T. Hazama: "Monju Reactor Physics Experiments in the Restart Core," Transactions of the American Nuclear Society, Vol. 103, No. 1, pp. 785-786, ANS 2010 Winter Meeting, Las Vegas (Nov. 2010).

7. まとめ

「もんじゅ」性能試験の第1段階として炉心確認試験を実施し、臨界性、制御棒価値、等温温度係数などの主要な核特性データを取得した。高速炉実用化に向けて開発・整備した解析手法を適用した結果、十分な精度を有することを確認した。

また、今回の試験には、多くの若手技術者が参加し、実機での炉物理測定のための運転、試験経験を蓄積するとともに、技術継承の場となったことを申し添えたい。



写真2 若手技術者が多数参加した炉心確認試験