<特集記事1>

## 「もんじゅ」の性能試験

日本原子力研究開発機構

宇佐美 晋

1. はじめに

高速増殖原型炉「もんじゅ」(熱出力 714MW)は、我が国初の FBR 発電プラントとして、 S58年(1983年)5月に原子炉設置許可を取得し、S60年(1985年)10月に建設を開始し て、H6年4月に初臨界、H7年8月に初送電に成功した。その後、性能試験期間中のH7 年12月、40%出力での性能試験中に、2次主冷却系からのナトリウム(Na)漏えい事故 が発生し、以来運転を停止している。この事故を受けて、事故の原因究明と再発防止策の 検討、安全総点検を行い、Na漏えいに対する安全性の改善等の改造工事を実施した。H18 年10月に初装荷燃料の変更計画に係る原子炉設置変更許可の申請を行い、H19年7月に1 次審査、H20年2月19日に2次審査が終了して、原子炉設置変更許可を得た。そして、 H20年度に運転を再開し、性能試験を実施する計画である。

ここでは、H5~H6年に実施した「もんじゅ」の性能試験(臨界・炉物理試験)の概要 と「もんじゅ」の今後の研究開発計画について紹介する。

2. 「もんじゅ」の炉心構成

「もんじゅ」の炉心は、炉心燃料集合体(内側炉心 108 体、外側炉心 90 体)、制御棒集 合体(調整棒 13 体、後備炉停止棒 6 体)及びこれらの周囲を取り囲むブランケット燃料集 合体(172 体)、中性子しゃへい体(316 体)等から構成され、全体としてほぼ六角形の断 面をなしている。「もんじゅ」の炉心配置図及び燃料集合体の構造図をそれぞれ図 1 及び図 2 に、また、炉心の設備仕様及び燃料集合体の仕様をそれぞれ表 1<sup>[注]</sup>及び表 2<sup>[注]</sup>に示す。 ([注]:前回の性能試験時の仕様を示す。)

炉心燃料領域は、MOX 燃料の Pu 富化度の異なる 2 種類の炉心燃料集合体(核分裂性 Pu 富化度が約15~16wt%と約20~21wt%)よりなり、高富化度の炉心燃料集合体を外側 に配置することにより、出力分布の平坦化を図った2領域炉心である。また、炉心燃料集 合体からなる領域を軸方向に見ると、炉心領域と上部、下部軸方向ブランケット領域及び 上部、下部軸方向中性子しゃへい体領域から構成されている。劣化ウラン(U-235 含有率 約0.3wt%)からなる径方向及び軸方向ブランケット領域は、Pu の増殖を担うと同時に外 部への中性子の漏れを減少させ、中性子しゃへい体領域は、反射体の役目を果たすととも に外部の構造機器への中性子照射量を軽減する機能を有している。 3. 前回の性能試験(臨界・炉物理試験)の概要

本節では、H5~H6年に実施した「もんじゅ」の性能試験(臨界・炉物理試験)の概要 について述べる。

「もんじゅ」は、H6年4月5日に、168体の炉心燃料集合体で初臨界を達成し、同年5 月20日に、198体の炉心燃料集合体で初期炉心構成を完了した。「もんじゅ」の臨界・炉 物理試験は、H5年10月からH6年11月にかけて行い、その中で、臨界性評価、制御棒価 値確認、固定吸収体反応度価値評価、燃料等価反応度評価、冷却材反応度評価、温度係数 評価、流量係数評価及び反応率分布評価(出力分布評価)等を実施した。臨界・炉物理試 験の実績工程を図3に示す。

ここでは、まず、臨界・炉物理試験解析に適用した炉心解析手法の概要を示し、次に、 各試験評価項目の測定値(E)と解析値(C)との比較評価結果について述べる。なお、炉定数 としては、JENDL-3.2<sup>[1]ベースの JFS-3-J3.2</sup>炉定数セット及び JENDL-2<sup>[2],[3]ベースの JFS-3-J2</sup> 炉定数セット<sup>[4]</sup>を適用した(ここで、JFS-3-J2 炉定数セット及び JFS-3-J3.2 炉定数セットの 作成時の誤り<sup>[5]</sup>による影響は JFS-3-J3.2 と JFS-3-J3.2R<sup>[6]</sup>を用いた計算結果の比較に基づいて 評価し補正している)。

(1) 解析手法

「もんじゅ」の臨界・炉物理試験解析は、JUPITER 臨界実験解析手法内に基づく「もんじゅ」性能試験評価用解析手法を用いて実施した。実効増倍率(keff)及び反応度価値に係る解析の手順を図4に、また、反応率解析の手順を図5に示す。

基準計算

JFS-3-J3.2 または JFS-3-J2 の炉定数セットを用いて、SLAROM コードロにより、70 群実 効断面積を作成した。ここで、制御棒吸収体及び固定吸収体は、それぞれ、円筒モデル及 びプレートモデルを用いたセル計算によって非均質効果を考慮し、それ以外の炉心構成要 素に関しては均質モデルを用いた。この 70 群実効断面積を用いて CITATION 拡散計算コ ードロの RZ モデル計算を実施し、得られた領域毎の中性子エネルギースペクトルに基づ き、カレント重みでエネルギー群縮約処理を行った。

体系計算は、3次元拡散計算を基準として、70群、無限小メッシュ、輸送相当まで補正 することを基本とし、各試験項目の持つ炉物理的特性に応じて、エネルギー群数やメッシ ュ分割、使用コード等を以下の通り使い分けている。

臨界性、制御棒価値、固定吸収体反応度価値及び燃料等価反応度に係る解析の基準計算 には、CITATION コードを使用した。このうち、臨界性の解析では、エネルギー群の影響 を詳細に確認するため Hex-Z 体系エネルギー70 群を基準計算モデルとし、制御棒価値及 び固定吸収体反応度価値の解析では、中性子束の歪の効果を詳細にみるために Tri-Z 体系 エネルギー6 群を基準計算モデルとした。また、燃料等価反応度解析では、Hex-Z 体系エ ネルギー18 群を基準計算とした。

冷却材反応度解析では、冷却材除去領域と周辺領域の違いを確認できるように、基準計算に TWOTRAN-II 輸送計算コードIPと RZ 体系エネルギー70 群モデルを使用した。

等温温度係数の解析値は、CITATION コードの RZ 体系エネルギー70 群から求めた形状 係数とドップラ係数、PERKY 摂動計算コードのから得られた密度係数、及び燃料や SUS 鋼材の温度膨張の式に基づいて算出した。

反応率解析では、3 次元炉心内中性子束の基準計算として、DIF3D コード<sup>[8]</sup>による Tri-Z 体系エネルギー70 群計算を用いた。

② 補正計算

1) 実効増倍率及び反応度価値に係る補正解析

メッシュ補正は、臨界性、制御棒価値、固定吸収体反応度価値及び燃料等価反応度の解 析に適用した。CITATION コードを用いて、径方向には Hex-Z 体系と Tri-Z 体系、軸方向 には通常メッシュと倍メッシュで拡散計算を実施し、それらの結果を無限メッシュ相当に 外挿することによってメッシュ補正係数を求めた。

輸送補正も、臨界性、制御棒価値、固定吸収体反応度価値及び燃料等価反応度の解析に 適用した。TRITAC輸送計算コード内とCITATIONコードを用いて、XYZ体系エネルギー 6 群の計算を実施し、輸送補正係数を求めた。ここで、輸送計算は Po、S4で実施し、拡散 計算にはメッシュ補正を考慮した(なお、輸送計算では、適切な角度分点とメッシュ幅を 用いたことにより、メッシュ補正は特に必要ないものとした)。

エネルギー群縮約補正は、制御棒価値、固定吸収体反応度価値及び燃料等価反応度の解 析に適用し、CITATION コードの Hex-Z 体系を用いて 70 群と基準計算(6 群または 18 群) との比較により群縮約補正係数を求めた(なお、臨界性については、70 群を基準計算とし ているためエネルギー群縮約補正は不要)。

燃料非均質補正は、図6の手順で行い、臨界性の解析に適用した。先ず、燃料ピン1本 分のラッパ管と冷却材を巻付けた燃料ピン相当の非均質セル円筒体系モデルを用いて SLAROM コードによるセル計算を行い、燃料ピンの均質化断面積を求めた。この燃料ピ ンの均質化断面積に基づき、燃料集合体相当の非均質セル円筒体系モデルのセル計算を SLAROM コードにより行い、燃料集合体の均質化断面積を求めた。そして、CITATION コードの RZ 体系エネルギー70 群モデルを用いた拡散計算を行い、燃料非均質補正係数を 求めた。

構造材実組成補正は、臨界性の解析に適用し、CITATION コードの Hex-Z 体系エネル ギー70 群モデルを用いて、SUS316 の設計組成とミルシートから得られた SUS316 実組成 (不純物も考慮)に基づく実効増倍率計算値の比較により構造材実組成補正係数を求めた。 その他、解析に際しては、使用した燃料組成の製造上の代表的日付と各々の試験日付と の違いを補正する Pu-241 崩壊効果補正や、炉心温度の違いを補正する温度補正等を適宜 実施した。

2) 反応率に係わる補正解析

輸送補正では、TWODANTコード<sup>[9]</sup>による RZ 輸送計算 (P0、S8 近似、70 群) と CITATION コードによる RZ 拡散計算 (70 群) を行い、その比較結果を用いて、DIF3D コードの基準 計算における Tri-Z 拡散中性子束を補正した。

反応率分布測定のため初期炉心に装荷した試験用集合体(図13)の構造上及び組成上の 特殊性(炉心燃料集合体中心の7本の燃料ピンを、中性子検出箔を内包するステンレス製 の中性子検出要素で置換)に係る非均質効果の補正に関しては、TWODANT コードによ る RZ 輸送計算(P0、S16 近似、70 群)を用いて補正した。

(2) 測定及び解析結果

1 臨界性

「もんじゅ」の燃料装荷では、2 体の中性子源集合体(Cf-252)を装荷した炉心におい て、炉心中心部より模擬燃料集合体を順次炉心燃料集合体と置換していき、168 体の炉心 燃料集合体の装荷によって初臨界を達成した。燃料集合体及び模擬燃料集合体の主要パラ メータを表3に、初臨界時の炉心構成を図7に示す。この時、炉心中心の粗調整棒(CCR1) は部分引抜き(全引抜量1000mmに対する730mmの部分引抜き)状態であり、その他の 制御棒は全引抜き状態であった。また、初期炉心構成後の臨界時の制御棒位置は、粗調整 棒(CCR)及び微調整棒(FCR)が532mm 均等引抜き状態、後備炉停止棒(BCR)が全 引抜き状態であった。

一方、臨界試験時の実効増倍率の解析値は、3 次元拡散計算(CITATION コード、Hex-Z 体系、70 群)の基準計算結果に、メッシュ補正、輸送補正、燃料非均質補正、温度補正、 構造材実組成補正及び Pu-241 崩壊効果補正を考慮して求めた。JENDL-3.2 ベースでの実効 増倍率の C/E 値は、初臨界炉心(燃料 169 体装荷)で 0.991、初期炉心(燃料 198 体装荷) で 0.990 であり、JENDL-2 ベースでは、各々に対して 0.990 であった。なお、燃料非均質 補正に関しては、燃料ピン相当及び燃料集合体相当の非均質セル円筒体系モデル(図 6 参 照)を用いることにより、JENDL-3.2 ベースの C/E 値換算で 0.0038 を考慮した。

② 制御棒価値

炉心中心に位置する CCR1 制御棒の反応度価値及び反応度曲線の測定にはペリオド法を 用い、他の制御棒の反応度価値測定には置換法を用いた。制御棒の主要パラメータを表 3 に示す。また、制御棒価値の解析値は、3 次元拡散計算(CITATION コード、Tri-Z 体系、 6 群)の基準計算により得られた実効増倍率に、メッシュ補正、輸送補正、群縮約補正、 温度補正及び制御棒干渉効果補正を考慮して求めた。制御棒価値の C/E 値を図 8 に示す。 これより JENDL-3.2 を用いた場合の C/E 値は 0.98~0.99 であり、JENDL-2 を用いた場合 は約 0.95~0.96 であった。

③ 固定吸収体反応度価値

図9に示すように、ブランケット燃料集合体の1体または3体を固定吸収体と置換する ことにより、固定吸収体の反応度価値を測定した。固定吸収体の主要パラメータを表3に 示す。臨界法による固定吸収体反応度価値の測定値及び不確かさは、0.136±0.008%Δk/k(固 定吸収体1体)及び0.400±0.024%Δk/k(固定吸収体3体)であった。

一方、固定吸収体反応度価値の解析値は、3 次元拡散計算(CITATION コード、Tri-Z 体系、6 群)の基準計算により得られた実効増倍率に、メッシュ補正、輸送補正及び群縮 約補正を考慮して求めた。固定吸収体反応度価値の C/E 値は、JENDL-3.2 ベースで 0.95 (固定吸収体1体)及び1.00(固定吸収体3体)、JENDL-2 ベースで 0.91(固定吸収体1 体)及び0.96(固定吸収体3体)であった。

## ④ 燃料等価反応度

図 10 に示す5箇所の炉心位置において、炉心燃料集合体1体を模擬燃料集合体1体と置換することにより、燃料等価反応度を測定した。臨界法による燃料等価反応度の測定結果は、図 11 のようになり、その測定値及び不確かさは、0.087±0.006~0.290±0.020%Δk/kであった。

一方、燃料等価反応度の解析値は、3次元拡散計算(CITATION コード、Hex-Z 体系、
 18 群)の基準計算により得られた実効増倍率に、メッシュ補正、輸送補正及び群縮約補正
 を考慮して求めた。燃料等価反応度の C/E 値は、図 11 に示すように、JENDL-3.2 ベース
 で 0.96~1.05、JENDL-2 ベースで 0.96~1.06 であった。

⑤ 冷却材反応度

表3に示す2種類の冷却材反応度測定用模擬燃料集合体、すなわち、炉心中心面近傍の 長さ59 cm の範囲にヘリウムガス(ボイド)領域を有する模擬燃料集合体と同じ領域にナ トリウムを充填した模擬燃料集合体を使用して、冷却材反応度を評価した。図12 に示すよ うに、これら2種類の模擬燃料集合体を、それぞれ、炉中心の CCR1 制御棒まわり(内側 炉心最内層)に6体装荷し、臨界法により、炉心中心部でのナトリウムの物質反応度価値 を測定した。なお、冷却材反応度に対する制御棒位置の影響を把握するため、隣接する CCR1 制御棒の全引抜き位置と全挿入位置の2つの条件で臨界とし、それぞれの場合の冷 却材反応度を評価した。その結果、冷却材反応度の測定値として、-0.021±0.007%Δk/k (CCR1 制御棒全引抜き時)及び -0.036±0.007%Δk/k (CCR1 制御棒全挿入時)が得られ た。

一方、冷却材反応度の解析値は、非均質補正を考慮した 2 次元輸送計算(TWOTRAN コ ード、RZ 体系、70 群)を行う方法と、実効断面積に非均質効果を考慮した 2 次元拡散計 算(CITATION コード、RZ 体系、70 群)を行う方法により求めた。2 次元輸送計算に基 づく冷却材反応度の C/E 値は、JENDL-3.2 ベースで 1.7(CCR1 制御棒全引抜き時)及び 1.4 (CCR1 制御棒全挿入時)、JENDL-2 ベースで 2.4(CCR1 制御棒全引抜き時)及び 1.6(CCR1 制御棒全挿入時) であった。また、2 次元拡散計算に基づく冷却材反応度の C/E 値は、 JENDL-3.2 ベースで 1.5 (CCR1 制御棒全引抜き時)及び 1.6 (CCR1 制御棒全挿入時)、 JENDL-2 ベースで 2.3 (CCR1 制御棒全引抜き時)及び 1.9 (CCR1 制御棒全挿入時)であ った。C/E 値がこのように大きな値を示す原因は、反応度測定値がきわめて小さな値であ るため、測定誤差の影響が大きい上に、計算のモデル化や断面積の誤差等の影響を受け易 いことによると考えられる。この点については、さらに超微細エネルギー群効果補正<sup>[10]</sup>や 連続エネルギーモンテカルロ法による検証等の検討を進めている。

## ⑥ 等温温度係数

原子炉の臨界状態において、1次主冷却系循環ポンプからの入熱により1次冷却材温度 を約190℃から約300℃の範囲の3段階(190~200~250~300℃)で昇温・降温させ、各段 階の温度で測定した臨界制御棒位置と制御棒反応度校正曲線から反応度変化を算出して、 等温温度係数を評価した。その結果、等温温度係数測定値の一例として、-0.0030 % $\Delta k/k/$ ℃ ±4.5%(190℃→300℃昇温時)及び -0.0031 % $\Delta k/k/$ ℃ ±4.5%(300℃→190℃降温時)が得 られた。また、190~200~250~300℃の温度区間に対応する測定結果から、温度が高くな るほど等温温度係数の絶対値は小さくなり、温度依存性のあることが確認された。

一方、等温温度係数の解析に際しては、JENDL-2 による 70 群炉定数セットに基づき、 拡散計算及び摂動計算によりドップラ係数、形状係数及び密度係数を計算し、この形状係 数及び密度係数と炉心を構成する物質の熱膨張率から、各部材(燃料ペレット、被覆管、 ラッパ管、冷却材、炉心支持板)の熱膨張に係わる温度係数を算出した。そして、ドップ ラ係数及び熱膨張に係わる温度係数と各領域の温度変化から反応度を算出し、温度変化幅 で除して等温温度係数を求めた。その結果、190℃と 300℃の範囲で昇温・降温させた時の 等温温度係数の解析値及び C/E 値として、それぞれ、-0.00323 %Δk/k/℃ 及び 1.01 が得 られた。

⑦ 流量係数

原子炉臨界状態において、1次主冷却系循環ポンプの回転数を変化させて1次冷却材流 量を約49%と100%の間で変化させ、各流量状態で測定した臨界制御棒位置と制御棒反応 度校正曲線から反応度変化を算出して、流量係数を評価した。その結果、1次冷却材流量 が約 49%と 100%の範囲での流量係数測定値として、(-1.1±0.139)×10-3%Δk/k/%flow ~ (-1.2±0.146)×10-3%Δk/k/%flow が得られた。

⑧ 反応率分布測定に基づく増殖比、出力分布評価

Pu-239, U-235, U-238, Np-237 の核分裂箔と Au, Ni, Ti, Fe, Co, Sc, Na の放射化箔から なる中性子検出箔を、図 13 のように標準燃料集合体と同じ大きさの試験用集合体内に装荷 して、炉心及び炉内ラックの代表的な位置に配置し、0.02~0.16%出力及び温度 200℃にお いて、炉心の約 1/12 領域をカバーする計 6 回の測定ケース(P1~P6、図 14 参照) で照射 した。一例として、第 2 回照射(P2)時における中性子検出箔の装荷位置を図 15 に示す。6 回の照射で照射した中性子検出要素及び中性子検出箔の総数は、それぞれ、51 本及び 2015 枚であった。そして、照射した箔の γ線エネルギースペクトルを Ge 半導体検出器で測定 し、照射履歴、測定条件及び各種補正(パイルアップによる数え落とし補正、サム・コイ ンシデンス効果補正、点線源から面線源への効率変換補正、箔内の γ線自己しゃへい補正 及び U-235 箔,U-238 箔中の U-235,U-238 同位体存在比による核分裂率の補正等)を考慮し て、箔装荷位置での各種反応率を求めた。一例として、図 16 に、Pu-239 核分裂率測定値 (規格値)の炉心中心面上径方向分布を示す。当該測定値(規格値)の測定誤差は 0.7~2.2% であった。また、炉心中心位置での反応率比 C8/F9 (U-238(n,γ)/Pu-239(n,f))の測定値は、 約 0.164~0.167±6.2%であった。

一方、反応率の解析値は、3次元拡散計算(DIF3Dコード、Tri-Z体系、70群)の中性 子束基準計算結果に輸送補正及び非均質補正を適用し、Isolated Lump 近似による中性子 検出箔の実効断面積を考慮して求めた。その結果の一例として、Pu-239核分裂率(規格値) の C/E 値の炉心中心面上径方向分布を図 17 に示す。Pu-239核分裂率の径方向分布に関し ては、炉心領域において測定値と解析値に良い一致が見られるが、ブランケット領域及び しゃへい体領域では、解析値が過小評価の傾向にある。また、炉心中心位置での反応率比 C8/F9 の C/E 値は、約1.00~1.02 であった。

次に、反応率の C/E 値に基づき「増殖比」及び「出力分布」を評価するため、まず、反応率 C/E 値の空間分布を内外挿し、燃料集合体配置の回転対称性を考慮してそれを全炉心に展開することにより、全炉心の計算メッシュポイントに対応する反応率 C/E 値分布を推定した。この C/E 値を通常の炉心での反応率解析値の補正に適用し、次式に基づき、補正後の各反応率を空間積分することによって、「もんじゅ」初期炉心初期における「増殖比」及び「出力分布」(出力分担率、炉内ピーキング係数及び最大線出力密度等)を評価した。

「もんじゅ」の初装荷炉心初期、定格出力運転時における「増殖比」、「出力分担率」及び 「最大線出力密度」の評価結果を、それぞれ、表4、表5及び表6に示す。その結果、こ れらの核的パラメータに対する測定評価値と解析値とは、良好な一致を示した。

$$= \zeta \times \xi_{1} \times \frac{C_{8}(0)}{F_{9}(0)} \times \frac{\int_{\text{Reactor}} dV [\{N_{8} \times \beta_{1}(\mathbf{r}) \times C_{8}(\mathbf{r})\} + \{Pu-240, Pu-238 捕獲反応の項\}]}{\int_{\text{Reactor}} dV [\{N_{9} \times \beta_{2}(\mathbf{r}) \times F_{9}(\mathbf{r}) \times (1+\alpha_{9})\} + \{Pu-241 吸収反応の項\} + \{N_{5} \times \xi_{3} \times \frac{F_{5}(0)}{F_{9}(0)} \times \beta_{3}(\mathbf{r}) \times F_{5}(\mathbf{r}) \times (1+\alpha_{5})\}]}$$

- ここで、 C: 捕獲反応率、 F: 核分裂率、 添字 5,8,9: U-235, U-238, Pu-239
  ξ: 炉心中心での各反応率比の E/C 値、 β: 各反応率径方向分布の E/C 値、
  N: 原子数密度、 α: α 値、 Pu-240、Pu-238、Pu-241の反応率: 解析値で補足
  ζ: 「増殖比」の照射条件(温度 200℃)から定格出力状態への外挿補正係数
- また、出力密度分布(P(r))は、次式で表わせる。

$$\begin{split} P(\mathbf{r}) &= \sum_{\text{nuclide}} N \left\{ \sum_{\text{reaction}} \langle \kappa \cdot \sigma \cdot \phi \rangle \right\} + \quad (中性子の散乱による発熱エネルギー) \\ &= \eta \times F_9(0) \times [N_9 \times \kappa_{f9} \times \beta_2(\mathbf{r}) \times F_9(\mathbf{r}) \\ &+ N_5 \times \kappa_{f5} \times \xi_3 \times \{F_5(0) / F_9(0)\} \times \beta_3(\mathbf{r}) \times F_5(\mathbf{r}) \end{split}$$

- +  $N_8 \times \kappa_{f8} \times \xi_4 \times \{F_8(0) / F_9(0)\} \times \beta_4(r) \times F_8(r)$
- +  $N_8 \times \kappa_{C8} \times \xi_1 \times \{C_8(0) / F_9(0)\} \times \beta_1(r) \times C_8(r)$
- + (その他の核種の反応による項) + (中性子の散乱による発熱エネルギーの項)]
- ここで、η: 炉心中心のPu-239核分裂率のE/C値、 ξ: 炉心中心の各反応率比のE/C値
  β: 各反応率径方向分布のE/C値、 κ: 核反応当たりの放出エネルギー
  C: 捕獲反応率、 F: 核分裂率(添字 5,8,9: U-235, U-238, Pu-239)
- (3) 結論

H5~H6年に実施した「もんじゅ」性能試験において、「もんじゅ」初装荷炉心の核特性 (臨界性、反応度価値、反応度係数、反応率等)に係る測定データを取得した。そして、 JENDL-3.2 及び JENDL-2 核データライブラリを適用し、JUPITER 臨界実験解析手法に基 づく「もんじゅ」性能試験評価用解析手法を用いた臨界・炉物理試験解析を実施した結果、 解析値と測定値は概ねよく一致し、当該解析手法の妥当性が確認された。但し、冷却材反 応度については、測定値がきわめて小さいこと、及び解析モデル等の影響を受けやすいこ となどにより、比較的大きな C/E 値を示した。

なお、JUPITER 臨界実験解析以降に得られた知見を反映すれば、さらなる解析精度の向

上が期待できることから、「もんじゅ」性能試験に関しては、JENDL-3.3 核データライブラ リ、統合炉定数、超微細エネルギー群効果補正及び連続エネルギーモンテカルロ法等の知 見を取り入れた解析手法による解析も実施してきており、「もんじゅ」性能試験データに基 づく当該解析手法の検証も進めていきたいと考えている。

## 4. 「もんじゅ」の今後の研究開発計画

「もんじゅ」は、早期に運転を再開し、図 18 に示すように、性能試験及び本格運転の 成果を FBR 実用化に向けた研究開発に反映していくことが、その使命である。具体的には、 2015 年を目途に設計手法の妥当性検証、増殖炉心の特性評価、運転信頼性の実証等を行う。 また、長期的には、プラントの高性能化を図り、高燃焼度燃料や Am, Cm 等のマイナーア クチニド (MA) を含む燃料の燃焼等、実用 FBR に活用される技術の実証を実施していく 計画である。

(1) 今後の性能試験の計画

「もんじゅ」では、燃料及びプラント設備機器が長期保管状態であったことを踏まえ、 プラントの性能を総合的に確認するための性能試験を、安全を最優先として、図 19 に示す ように3段階に分け、約2年半の期間をかけて実施する計画である。第1段階の炉心確認 試験では、長期停止後、Am を含有する炉心の炉物理データを取得し、その炉心特性を確 認する。第2段階の40%出力プラント確認試験では、臨界試験と長期保管状態にある水・ 蒸気、タービン系統の核加熱による性能試験や40%プラント出力までのプラント全系統の 機能と性能の確認等を行う。第3段階の出力上昇試験では、100%出力のための炉心構成に て、臨界試験を行った上で、本格運転に向けた40%、75%、100%出力状態での試験を行 う。

性能試験の実施項目は、「もんじゅ」の特徴と役割を考慮した上で、軽水炉の使用前検 査も参考とし、「法令に沿った性能確認」、「自主的な検査としてのプラント系統設備の機 能・性能の確認」、「設計の妥当性評価、設計裕度評価等を通じた FBR プラント設計技術の 妥当性検証」、「「もんじゅ」対象の関連研究開発(機器・コード開発等)の総括」及び「実 用化研究開発への実機データの提供」等を目的として選定する。また、原子力学会の「も んじゅ研究利用特別専門委員会」からも、性能試験への試験提案を頂いており、試験計画 策定に反映していきたいと考えている。

さらに、性能試験終了後の本格運転を再開した段階では、世界的にも貴重な高速中性子 炉として、国際的にも開かれた研究開発拠点として、有効に活用していく計画である。

(2) 「もんじゅ」での炉物理測定の特徴と意義

Pu同位体組成比として、Pu-239が大部分を占める臨界実験装置に対し、「もんじゅ」で

は、Pu-240 や Pu-241 等の高次の Pu や長期炉停止に伴う Pu-241 の壊変により生成した Am-241 を有意に含有しており、これらの核種の寄与を含めた測定を実施することができ る。また、「もんじゅ」では、ドップラ反応度等は、等温温度係数や出力係数の測定を通じ て、微小サンプルではなく、炉心全体を加熱して直接測定することができ、臨界実験装置 では測定できない燃焼係数の測定を行うとともに、集合体出口温度測定を通じて燃焼に伴 う出力分布の変動を間接的に測定することも可能である。さらに、将来的には、「もんじゅ」 の燃焼後の取出し燃料の照射後試験を通じて、燃料組成を分析することにより、燃焼に伴 う同位体組成比の変化等を直接測定することができ、内部転換比、増殖比等の評価に資す るデータを取得することができる。

他方、「もんじゅ」では、低温臨界状態の測定でも、炉心は 200℃の Na 雰囲気中に置か れていること、専用の燃料交換機を用いた遠隔操作による燃料交換を要すること、中性子 検出器等を炉心内に自由に配置することはできないこと等、「もんじゅ」での炉物理測定に は、臨界実験装置に比べて、多くの制約もある。

以上のように、「もんじゅ」での炉物理測定は、一般の臨界実験装置に比べて制約もある が、臨界実験装置では実施することのできない、実機ならではの測定が可能であり、その 点で意義が大きいものと考えられる。

5. まとめ

「もんじゅ」は、わが国初の FBR 発電プラントとして設計され、典型的な均質 2 領域 MOX 燃料中型炉心としての特徴を有する。その炉心特性は、上述のように、これまでの 性能試験により測定されており、その結果に基づき解析手法の検証も実施している。また、 この前回性能試験による解析手法の検証は、最新の知見も取り入れた解析手法に対しても 実施してきている。

今後は、次回性能試験により炉心特性を確認するとともに、最新知見も取り入れつつ解 析手法の予測精度の検証を進め、本格運転再開後は、FBR 実用化に向けて「もんじゅ」炉 心を有効に活用していく計画である。そのため、性能試験に基づく設計技術の評価や、運 転実績に基づく燃焼特性・増殖特性等の確認、さらには Am 等のマイナーアクチニド含有 燃料の照射試験等、国際的にも開かれた研究開発の場として有効に活用していきたいと考 えている。

6. 参考文献

- T. Nakagawa, K. Shibata, *et al.*, "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2," *J. Nucl. Sci. Technol.*, <u>32</u> [12], pp. 1259-1271 (1995).
- [2] T. Nakagawa, "Summary of JENDL-2 General Purpose File," JAERI-M 84-103 (1984).
- [3] Japanese Nuclear Data Committee, "Graphs of Evaluated Neutron Cross Sections in

JENDL-2," JAERI-M 84-052 (1984).

- [4] H. Takano and Y. Ishiguro, "Production and Benchmark Tests of Fast Reactor Group Constant Set JFS-3-J2," JAERI-M 82-135 (1982).
- [5] 千葉豪, 羽様平, 他, "高速炉用炉定数セットJFS-3-J3.2の改訂," 日本原子力学会和文論 文誌, Vol. 1, No. 4, pp.335-340 (2002).
- [6] 千葉豪, "JENDL-3.2 に基づく高速炉用炉定数 JFS-3-J3.2R の作成," JNC TN9400 2001-124 (2002).
- [7] 石川眞,斉藤正幸,他,"核設計基本データベースの整備 -最新手法による JUPITER-I実験解析-,"PNC TN9410 92-278 (1992).
- [8] "DIF3D 7.0, Code System for Solving Finite Difference Diffusion Theory Problem," RSIC, CCC-649 (1997).
- "DANTSYS 3.0, One-, Two-, and Three-Dimensional, Multigroup, Discrete Ordinates Transport Code System," RSIC Computer Code Collection, CCC-547 (1997).
- [10] T. Hazama, G. Chiba, *et al.*, "Development of a Fine and Ultra-Fine Group Cell Calculation Code SLAROM-UF for Fast Reactor Analyses," *J. Nucl. Sci. Technol.*, <u>43</u>, [8], pp. 908-918 (2006).

		[注] : 前回の性能	試験時の仕様を示す。
原子炉熱出力	714MW	炉心燃料集合体数 内側炉心	5 108体
1次冷却材流量	約15.3×10%kg/h	外側炉心	5 90体
1次冷却材入口温度	約397℃	ブランケット燃料集合体数	172体
1次冷却材出口温度	約529℃	制御棒集合体数	19体
炉心燃料領域形状		中性子源集合体数	2体
領域数	2	中性子しゃへい体数	316体
有効高さ	約0.93m	サーベイランス集合体数	
等価直径	約1.8m	中性子しゃへい体領域装荷	市 8体
軸方向ブランケット厚さ 上部	約0.3m	炉内ラック装荷	最大8体
下部	約0.35m	炉心燃料平均取出し燃焼度	約80,000MWd/t
半径方向ブランケット等価厚さ	約0.3m	增殖比	約1.2
初装荷燃料装荷量		炉心燃料領域組成比 燃料	約33.5vol%
炉心燃料領域(Pu及びU)	約5.9 t	冷却材	約40.0vol%
軸方向ブランケット(U)	約4.5 t	構造材	約24.5vol%
半径方向ブランケット(U)	約13 t	空隙	約2.0vol%

表1 炉心の設備仕様 [注]

		[注]	]:前回の性能	試験時の仕様を示す。	
種類	項目	炉心燃	料集合体	ブランケット燃料集合体	
燃料	燃料材料 Pu・U混合酸化物		混合酸化物	UO <sub>2</sub>	
	炉心燃料核分裂性Pu富化度(内侧炉心/外侧炉	心)			
	初装荷燃料(wt%)	約15/	´約20	_	
	取替え燃料(wt%)	約16/	´約21	—	
	U-235含有率(wt%)	約0.3*	1	約0.3	
	ペレット密度(%理論密度)	約85*2	2	約93	
	ペレット最高温度(定格出力時)(℃)	約2,35	0以下	—	
	炉心燃料集合体平均取出し燃焼度(MWd/t) 炉心	初装荷	約16,000	-	
	平衡;	炉心	約80,000	—	
	燃料集合体最高燃焼度(MWd/t)	約94,0	00以下	_	
燃料要素	外径(mm)/被覆管*3肉厚(mm)	約6.5/	´約0.47	約12/約0.5	
	^゚レット直径(mm)/被覆管-ペレット間隙直径(mm)約		´約0.16	約10.4/約0.2	
	被覆管最高温度(肉厚中心)(定格出力時)(℃)		以下	_	
燃料集合体	燃料要素配列	正三角	形配列	同左	
* 3	燃料要素配列ピッチ (mm)	約7.9		約13	
	集合体当たり燃料要素本数			61	
	燃料要素全長(m)/集合体全長(m)	約2.8/約4.2		同左	
	集合体対辺間距離(六角内辺)(mm)	約105		同左	
	燃料要素間隔保持方式		-サ*3型	同左	

表2 燃料集合体の仕様 [注]

\*1: 炉心燃料及び軸方向ブランケット燃料(UO2)共に、U-235含有率は約0.3(wt%) \*2: ペレット密度は、炉心燃料材料で約85(%TD)、軸方向ブランケット燃料で約93(%TD) \*3: 被覆管、ラッパ管及びワイヤスペーサの材料は、SUS316相当ステンレス鋼

百日			模擬		
	項口	内側	外側	径ブラ	燃料
	燃料材料	MOX ()	戶心領域)	UO <sub>2</sub>	_
核	分裂性 Pu 重量	4.5kg	6.0kg	_	_
ペレットスタック長		93cm(炉心領域)		158cm	
	へ <sup>°</sup> レット&キ゛ャッフ <sup>°</sup>	35%		47%	-
体積 割合	SUS	25%		20%	56%
	Na	4	.0%	33%	44%

表3 試験用模擬燃料集合体等の主要パラメータ (1) 燃料等価反応度測定用模擬燃料集合体等

(2) 制御棒及び固定吸収体

百日		制御棒	模擬		
	項目	FCR 及び CCR	BCR	燃料	
ļ	吸収材ペレット材質	39wt%	90wt%	18.2wt%	
B	-10 装荷量(/体)	1.3kg	4.4kg	1.8kg	
$\sim$	レットスタック長	80cm	930	cm	
体	ペレット <b>&amp;</b> ギャップ	21%	29%	50%	
積割	SUS	29%	22%	23%	
合	Na	50%	49%	27%	

(3) 冷却材反応度測定用模擬燃料集合体

	項目	He ガス領域	Na 領域		
Н	le/Na 領域長さ	59cm			
体	Не	63%	_		
積割	SUS	18%	18%		
合	Na	19%	82%		

領域		内側	外側	径ブラ	軸ブラ		
測定評価値		個別	0.399	0.208	0.217	0.361	
	測定 評価値	小計	0.6	0.607		0.578	
		合計	1.185				
J.J.Z		個別	0.402	0.209	0.208	0.385	
	解析值	小計	0.611		0.593		
		合計	1.204				
		個別	0.397	0.207	0.218	0.361	
	測定 評価値	小計	0.604		0.579		
12		合計	1.183				
JZ .		個別	0.399	0.207	0.201	0.373	
	解析值	小計	0.606		0.574		
		合計	1.180				

表4 増殖比の評価値 (初装荷炉心初期、定格出力時)

領域		内側	外側	径ブラ	軸ブラ	
	測定	個別	0.539	0.403	0.038	0.020
13.2	評価値	小計	0.942		0.058	
」3.2 解析值	韶坵庙	個別	0.539	0.403	0.038	0.020
	丹牛 1/11月1	小計	0.942		0.058	
	測定	個別	0.539	0.403	0.038	0.020
J2 -	評価値	小計	0.942		0.058	
	破垢储	個別	0.538	0.404	0.038	0.020
	· 用牛 1/1「11旦」	小計	0.942		0.058	

表5 出力分担率の評価値 (初装荷炉心初期、定格出力時)

表 6 最大線出力密度の評価値 (初装荷炉心初期、定格出力時) (単位:W/cm)

炉心領域	内側炉心		外俱	师心
ライブラリー	J3.2	J2	J3.2	J2
測定評価値	330	329	334	335
解析值	331	330	336	338



図1 「もんじゅ」の炉心配置図







図3 前回の臨界・炉物理試験の実施工程



図5 反応率解析の手順





図7 初臨界時の炉心構成

図6 燃料非均質補正



図9 固定吸収体の装荷位置



図10 燃料等価反応度測定用模擬燃料集合体の装荷位置



図11 燃料等価反応度の測定値及び解析値



図12 冷却材反応度測定用模擬燃燃料集合体の装荷位置



図13 試験用集合体構造図



図14 試験用集合体の照射パターン



図15 第2回照射(P2)時の中性子検出箔装荷位置



図17 Pu-239 核分裂率(規格値)のC/E値の炉心中心面上径方向分布 (DIF3D, Tri-Z, 70 群)



図18「もんじゅ」の運転計画と研究開発計画



