

「もんじゅ」性能試験データの詳細評価
 ー臨界性ー
 羽様 平 (炉心・燃料特性評価 G r.)

要旨

1994年と2010年に実施された「もんじゅ」性能試験の臨界性データについて、補正值及び誤差を詳細評価し、最確測定値を得た。解析値との比較により世界の主要核データの精度を評価し、実効増倍率については JENDL-3.3, -4.0、ENDF/B-VII が 0.2%以内の精度を有すること、 ^{241}Pu 崩壊による反応度変化については JENDL-4.0 や JEFF-3.1 が 1%以内の精度を有することを明らかにした。

1. 研究目的

2010年に再開された「もんじゅ」性能試験の炉心には、1994年の試験に比べて ^{241}Am 含有率が3倍高いという特徴があり、その核特性解析精度が注目されている。しかしながら ^{241}Am の蓄積量を差で見ると 1wt%/HM と微量であるため、 ^{241}Am の寄与を抽出するためには、従来にない詳細な誤差評価が必要である。

本研究では、1994年と2010年の試験データ（以下 Core1994、Core2010 と記す）を、世界最高レベルの品質²で評価し、その結果に基づき世界の主要核データの精度を評価する。ここでは、臨界性（実効増倍率）の結果を示す。

2. 測定データの評価

2.1. 評価方法

測定機器の特性、試験方法、試験体系（物質組成・形状）に含まれるあらゆる不確定要因を分析し、誤差を評価した。不確定要因は可能な限り補正值とその誤差に区分し、誤差の最小化を図った。また、炉心間の差異の評価に必須となる誤差の相関も定量評価した。なお、臨界での実効増倍率は正確に 1.0 であり本来補正は不要であるが、解析でのモデル化（炉心長 930mm や温度 200°C などの区切りの良い値を使用）に対応して補正值を導入した。

2.2. 評価結果

最終的に実効増倍率の最確測定値として以下を得た。

Core1994 0.99972 ± 0.00128

Core2010 0.99940 ± 0.00129 誤差の炉心間相関 0.985

適用した補正值と誤差の内訳をそれぞれ表 1、表 2 に示す。

補正值の中では、 α 線自己照射効果（燃料中で発生する α 線により燃料の格子定数が増大する効果。応じて燃料が軸方向に膨張するものとみなしている。）の補正が最大である。燃料製造後の経過年数の差により Core2010 の値が大きくなっている。

測定誤差は臨界確認時の温度等のパラメータの評価誤差を、形状誤差は解析時に使用する形状情報の誤差を、組成誤差は、解析時に使用する組成の誤差を意味する。性質は炉心間で誤差が共通か否かを示している。表には示していないが、各誤差の主要因は、測定誤差につ

²国際炉物理ベンチマーク実験プロジェクト(IRPhEP)で要求される評価レベル

いては温度、形状誤差については α 線自己照射効果、組成誤差については燃料組成となっている。中でも燃料組成に起因した共通誤差成分が誤差全体に対して支配的である。当該誤差は組成分析機器の系統的なバイアスに起因するものであるが、本評価では実測データではなく、IAEAの目標値に基づいて設定している。分析機器の校正データなど実測データが利用できれば低減が期待できる。

表 1 補正值評価結果

Parameter	Core1994	Core2010
制御棒指示値	-0.007	-0.002
制御棒駆動軸の熱収縮	- ^{a)}	0.001
冷却材温度	- ^{a)}	-0.003
燃料長	-0.001	0.004
α 線自己照射効果	-0.032	-0.063
流量	0.009	0.003
下部軸ブランク長	0.003	-0.001
Total	-0.028	-0.060

a) 詳細データ不足により不確定要因は誤差のみに考慮。
(Unit: % Δ k/k)

表 2 誤差評価結果

種別	性質	Core1994	Core2010
測定誤差	共通	0.0069	0.0064
	独立	0.0031	0.0011
形状誤差	共通	0.0021	0.0023
	独立	0.0109	0.0053
組成誤差	共通	0.1268	0.1285
	独立	0.0136	0.0121
Total		0.1282	0.1293

(Unit: % Δ k/k)

3. 解析精度の評価

3.1. 評価方法

解析値は、制御棒挿入状態など測定体系を正確に模擬して評価した。解析手法は決定論的手法であり、基準計算値（格子計算コード SLAROM-UF によるエネルギー70 群非均質集合体計算と炉心計算コード DIF3D による3次元 TriZ 拡散計算）にエネルギー・空間メッシュの離散化や拡散計算に伴う近似を補正して最確計算値を得た。

解析手法の誤差は、参照解（連続エネルギーモンテカルロコード計算値）との差に基づき設定した。Core2010 については、燃焼組成の誤差を追加考慮した。

核データには標準として使用している JENDL-3.3 に加え、世界の主要核データとして、日本の JENDL-4.0、米国の ENDF/B-VII、欧州の JEFF-3.1 を適用した。

3.2. 評価結果

解析値と実験値の比(C/E 値)を図1に示す。誤差は実験誤差と解析手法誤差の和であり、C/E 値の1からのずれは核データの精度を表している。C/E 値のずれは JEFF-3.1 を除いて誤差(1 σ)の2倍(0.2% Δ k/k)以内に収まっている。

臨界性には様々な核種・反応の核データが寄与するため、図1の結果だけで²⁴¹Am核データの妥当性に言及することは困難である。そこでCore1994とCore2010の差異に着目した。図2に炉心間差異に寄与する核種の内訳を示す。²³⁹Pu、²⁴¹Pu、²⁴¹Amが主に寄与しており、炉心間差異に着目することにより精度評価の対象核種をそれら3核種に限定できることが分かる。そのうち²³⁹Puについては、核データ誤差が他の2核種に比して比較的小さく炉心間差異の解析精度への寄与は無視できる。また、²⁴¹Puと²⁴¹Amの寄与は、燃料交換でも変化するが、組成データの変化はほぼ²⁴¹Puの崩壊による反応度変化(²⁴¹Pu崩壊効果)に対応している。結果的に炉心間差異の解析精度は、²⁴¹Pu崩壊効果に対する核データの精度で決定されていると言える。

炉心間差異に対する解析値と実験値の差(C-E 値)を図3に示す。JENDL-4.0とJEFF-3.1では、誤差内で一致している。²⁴¹Pu崩壊効果について、JENDL-4.0やJEFF-3.1は0.05% Δ k/k

(相対精度 1%) 内の精度を有すると評価できる。

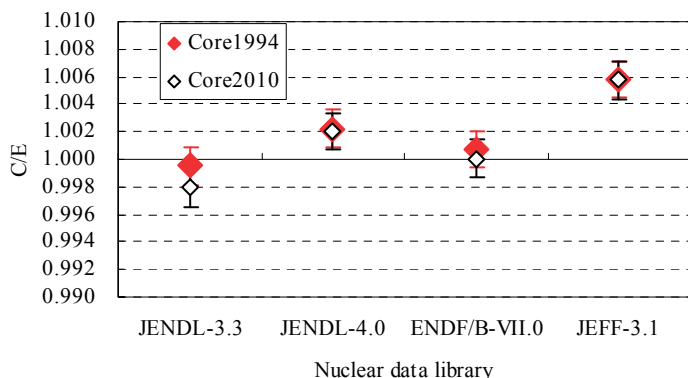


図 1 臨界性解析精度の核データライブラリ間の比較

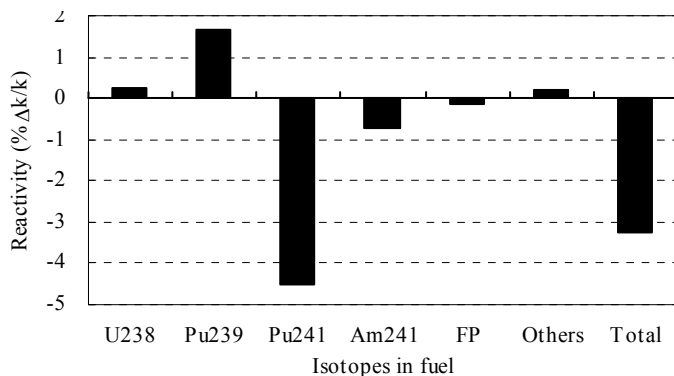


図 2 炉心間差異 (Core2010 – Core1994) に対する核種毎の寄与の内訳

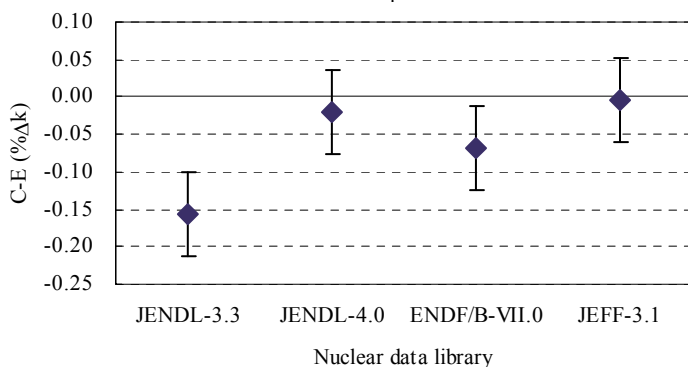


図 3 炉心間差異 (Core2010 – Core1994) に対する解析精度 (C-E 値) の核データ間比較

4. まとめ

1994 年と 2010 年の「もんじゅ」炉心の臨界性（実効増倍率）試験結果について、補正值及び誤差を詳細評価した。誤差要因の中では燃料組成分析の系統誤差が支配的であることを明らかにした。

両炉心の実効増倍率について解析値と比較し、核データ JENDL-3.3, -4.0、ENDF/B-VII が 0.2%Δk/k 内の解析精度を有することを明らかにした。

同一の炉心形状であるが燃料組成のみが異なる点に着目し、炉心間の微細な差異を明確にできる「解析値と測定値との差」で整理し、²⁴¹Pu 崩壊による反応度変化について JENDL-4.0 と JEFF-3.1 が 1%内の解析精度を有することを明らかにした。

本稿に関する投稿論文

[0] Hazama, T. et al., “Criticality Evaluation for the Monju Restart Core”, Nucl. Technol., 179, p. 250 (2012).