

3-4

「もんじゅ」性能試験データの詳細評価
 ー等温温度係数ー
 毛利 哲也（炉心・燃料特性評価G r.）

要旨

等温温度係数について 1994 年と 2010 年の「もんじゅ」性能試験結果を誤差を含めて詳細に評価し、解析値と比較した。その結果、最新の核データライブラリ JENDL-4.0 を用いた場合、解析値は 1994 年炉心に対しては実験誤差の範囲内で測定値と一致するが、2010 年炉心に対しては誤差の範囲を超えて過大評価することが分かった。

1. 研究目的

等温温度係数は炉心の温度上昇によって生じる負の反応度フィードバックの大きさを示すものであり、原子炉の安全性や核設計の観点から重要な核特性である。

1994 年と 2010 年の「もんじゅ」性能試験にて実施された等温温度係数測定結果（以下 Core1994、Core2010 と記す）を詳細評価し、「もんじゅ」の等温温度係数の解析精度を把握する。

2. 測定値及び解析値の評価方法

(1)測定

測定はゼロ出力状態にてポンプ入熱や空気冷却器による除熱にて炉心温度を均一に変化させ、炉心中心の制御棒（CCR1）により各温度で炉心をゼロ出力臨界状態にする方法で実施した。温度変化は 190℃から 300℃の範囲内で、以下の 5 ケースで実施した。

Case1：約 200℃から約 190℃へ降温

Case2：約 190℃から約 300℃へ昇温

Case3：約 300℃から約 190℃へ降温

Case4：約 190℃から約 250℃（Core2010 では約 280℃）へ昇温

Case5：約 250℃（Core2010 では約 280℃）から約 200℃へ降温

反応度変化は温度変化前後の臨界制御棒位置の変化から求め、経過時間による反応度変化、制御棒干渉効果による反応度変化、炉心と制御棒の相対位置変化による反応度変化をそれぞれ補正し最確値を得た。誤差には、測定誤差に加え、炉心形状や燃料組成などあらゆる誤差要因を網羅的に考慮した。

(2)解析

解析は以下の 3step で実施した。まず、実効増倍率の最確値を、70 群 Tri-Z 拡散計算にメッシュ、輸送、エネルギー群の各補正を適用して 3 種類のパターン（核種と体系温度 190℃、核種と体系温度 300℃、核種温度のみ 300℃）について求めた。次に、得られた 3 種の実効増倍率（最確値）を用いて、190℃から 300℃への温度変化に対するドップラ効果に起因する反応度係数と、膨張に起因する反応度係数を求めた。最後に、これらの反応度係数に測定時の温度変化を反映して等温温度係数を評価した。誤差は、モンテカルロ法による解析結果との差異から得た解析手法の誤差と、核データの不確かさに起因する誤差を考慮した。核データライブラリには、JENDL-3.3 と JENDL-4.0 を用いた。

3. 評価結果

表 1 及び図 1 に等温温度係数の測定結果、解析結果及び両者の比 (C/E 値) を示す。JENDL-4.0 による Core1994 の C/E 値は 0.98~1.02 であり、誤差の範囲内で良い一致を示しているのに対し、Core2010 では 1.01~1.05 であり、誤差の範囲を超えて全体的に過大評価傾向である。その原因分析として温度変化中の積算反応度変化の測定結果と解析結果の差分 (C-E 値) を比較した (図 2)。

Core1994 の場合、Case2 及び Case3 では温度変化が約 50°C 以下の範囲では「0」近傍で推移しているが、約 50°C を超えてからは線形に「0」から離れる傾向が現れている。一方、Core2010 では温度変化初期から C-E 値は線形に「0」から離れる傾向となっている。この傾向、特に Core1994 での 50°C を境界とした変化を、解析側の問題として説明することは困難であり、測定側に何らかの要因があると考えられる。

炉心間での測定条件の違いとしては、CCR1 以外の制御棒位置が挙げられる。すなわち、Core1994 は中途挿入 (565mm 引抜)、Core2010 は全引抜 (1000mm 引抜) で、Core2010 の方が深度が浅い。制御棒の挿入深度と上記傾向の関係は現時点では解明できていないが、1 つの可能性として以下の仮説を立てている。

燃料集合体は、原子炉容器下部に設置された炉心支持板により支持されるため、入口温度の変化により炉心支持板の熱膨張に追従して配列ピッチが変化する。制御棒案内管も同様に炉心支持板に支持されており、入口温度の変化に追従して変位する。一方、制御棒吸収体部は、原子炉容器上端の遮蔽プラグ (回転プラグ) に上端が固定されており、原子炉入口温度に追従して変位しない (回転プラグ上面は室温で一定)。よって、制御棒吸収体部が温度変化による径方向の炉心膨張を抑制し、その強さが制御棒挿入深度によって変わると考えれば、炉心間で測定結果と解析結果の差異の傾向が説明できる。定量的にも最外周の制御棒位置において 1mm 未満の抑制効果を見込めば上記傾向を説明可能である。

4. まとめ

1994 年と 2010 年の「もんじゅ」等温温度係数試験結果について、補正值及び誤差を詳細評価し、解析値と比較した。解析値は、1994 年試験に対しては実験誤差の範囲内で測定値と一致するが、2010 年試験に対しては誤差の範囲を超えて過大評価することが分かった。

炉心間の解析精度の差異の要因として、測定時の制御棒挿入深度に着目している。再現性などその他の要因が影響している可能性も否定できないため、今後の試験において、制御棒挿入深度のみを変えた測定を実施し、測定と解析の両面から詳細に評価していく予定である。

本稿に関する投稿論文

[0] Mouri, T. et al., "Isothermal Temperature Coefficient Evaluation for the Monju Restart Core", Nucl. Technol., 179, p. 286 (2012).

表 1 等温温度係数の測定値、解析値及び C/E 値
(a) Core1994

Item		Unit	Case1	Case2	Case3	Case4	Case5
Experiment	Value	$\Delta k/k/^\circ\text{C}$	-3.42E-05	-3.08E-05	-3.12E-05	-3.29E-05	-3.21E-05
	Uncertainty	-	$\pm 4.1\%$	$\pm 1.8\%$	$\pm 1.7\%$	$\pm 1.9\%$	$\pm 1.9\%$
Calculation	JENDL-3.3	$\Delta k/k/^\circ\text{C}$	-3.40E-05	-3.18E-05	-3.20E-05	-3.27E-05	-3.27E-05
	JENDL-4.0	$\Delta k/k/^\circ\text{C}$	-3.35E-05	-3.13E-05	-3.15E-05	-3.23E-05	-3.22E-05
	Uncertainty ^{a)}	-	$\pm 3.1\%$				
C/E	JENDL-3.3	-	0.99	1.03	1.03	1.00	1.02
	JENDL-4.0	-	0.98	1.02	1.01	0.98	1.00

a) The sum of the calculation method and nuclear data induced uncertainty are $\pm 0.5\%$ and $\pm 3.1\%$, respectively.

(b) Core2010

Item		Unit	Case1	Case2	Case3	Case4	Case5
Experiment	Value	$\Delta k/k/^\circ\text{C}$	-3.14E-05	-2.81E-05	-2.85E-05	-2.86E-05	-2.88E-05
	Uncertainty	-	$\pm 4.3\%$	$\pm 1.7\%$	$\pm 1.7\%$	$\pm 1.7\%$	$\pm 1.8\%$
Calculation	JENDL-3.3	$\Delta k/k/^\circ\text{C}$	-3.20E-05	-2.99E-05	-3.00E-05	-3.02E-05	-3.02E-05
	JENDL-4.0	$\Delta k/k/^\circ\text{C}$	-3.16E-05	-2.95E-05	-2.97E-05	-2.99E-05	-2.99E-05
	Uncertainty ^{a)}	-	$\pm 3.3\%$				
C/E	JENDL-3.3	-	1.02	1.06	1.06	1.06	1.05
	JENDL-4.0	-	1.01	1.05	1.04	1.04	1.04

a) The sum of the calculation method and nuclear data induced uncertainty are $\pm 0.5\%$ and $\pm 3.2\%$, respectively.

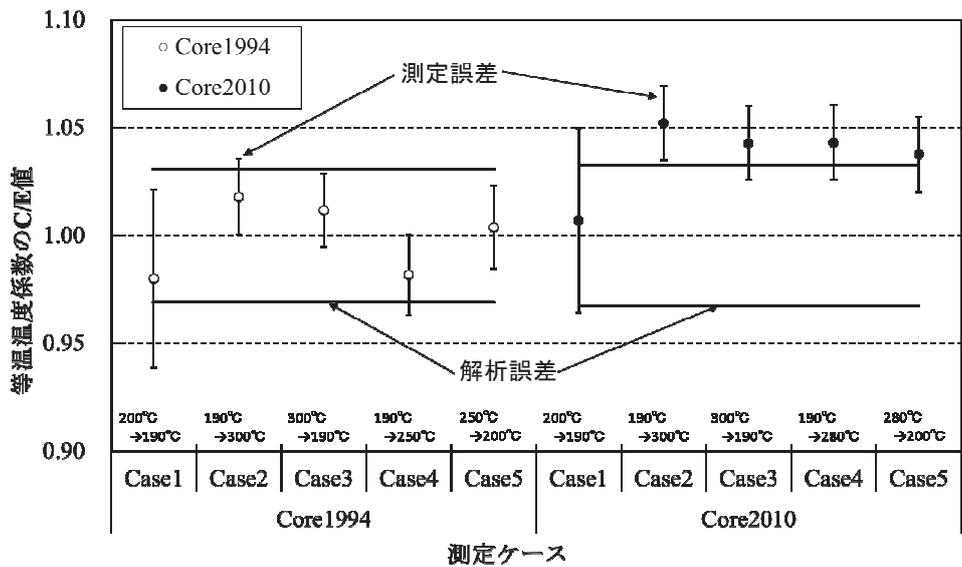


図1 等温温度係数の C/E 値 (JENDL-4.0)

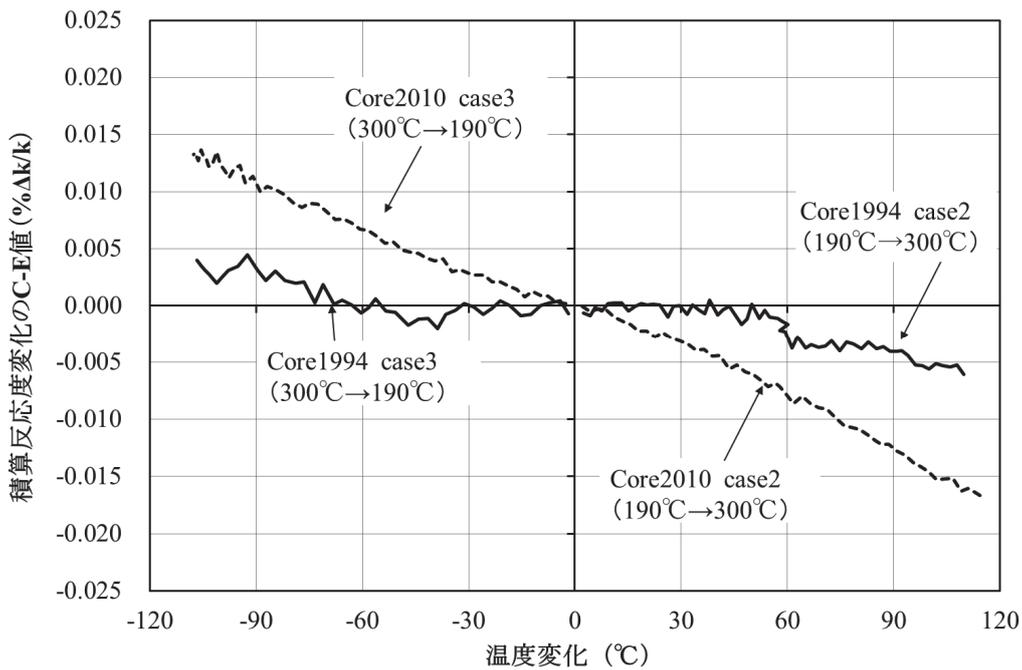


図2 温度変化毎による積算反応度変化の C-E 値 (JENDL-4.0)