

核データ・炉物理特別会合(4)

高速炉用統合炉定数 ADJ2000 の開発

核燃料サイクル開発機構

石川 眞

e-mail:ishikawa@oec.jnc.go.jp

1. はじめに

高速増殖炉 (FBR) の開発において、実機炉心設計の核特性予測精度を高めることは、合理的で高性能な炉心を実現してプラントの経済性を向上させ、また信頼性および安全性の裕度をよりいっそう確保するために、極めて重要な研究課題となっている。臨界実験解析などで得られた C/E 値 (解析/実験値) を実機設計に反映するために最も有力な手段が、核データの誤差 (共分散)、積分実験誤差・解析誤差、炉心毎・核特性毎の感度などを総合してベイズの定理により炉定数を調整する手法である。本稿では、この手法により得られた炉定数を、積分実験解析情報を微分核データと統合したという意味で、「統合炉定数 (Unified Cross-section)」と呼ぶ。今回、従来の統合炉定数と比較して、その対象核データ・積分核特性・炉心サイズ・炉心型式などを大幅に拡張した統合炉定数 ADJ2000 を新たに開発したので、報告する。表 1 に、これまでサイクル機構 (旧、動燃) が関わってきた統合炉定数作成の経緯をまとめた。

表1 ADJ2000と従来の統合炉定数の比較

項目	1991年度 ADJ91	1998年度 ADJ98	2000年度 ADJ2000
基本ライブラリ	JENDL-2 (1989, 初版は1982)	JENDL-3.2 (1994)	同左
調整対象とする 核データ	11核種(32反応)の σ_{∞} 、 2核種の χ 、6核種の β	11核種(35反応)の σ_{∞} 、 2核種の χ 、6核種の β	17核種(43反応)の σ_{∞} 、 2核種の χ 、6核種の β 、 U-238の自己遮蔽因子
基本共分散データ	核データセンターが、 JENDL-2と断面積測定 値の差から概括評価	同左 (ただし、一部の核種・ エネルギーの誤差は、 JENDL-2と3.2の差を 考慮して修正)	シグマ委員会「共分散評 価WG」が評価・編集した 共分散ファイルを群定数 処理 (※自己遮蔽因子は日 立・瑞慶覧篤氏による評価。)
積分実験データ	JUPITER臨界実験の 82データ	JUPITER臨界実験の 185データ	JUPITER、FCA、常陽、 BFS、MASURCA、 Los Alamos実験の 237データ (燃焼・温度核特性を含む)

2. 微分核データ

統合炉定数 ADJ2000 の作成のベースとなった高速炉用 70 群基本炉定数は、我が国の最新ライブラリ JENDL-3.2²⁾に基づいている。従来の統合炉定数での調整核パラメータ

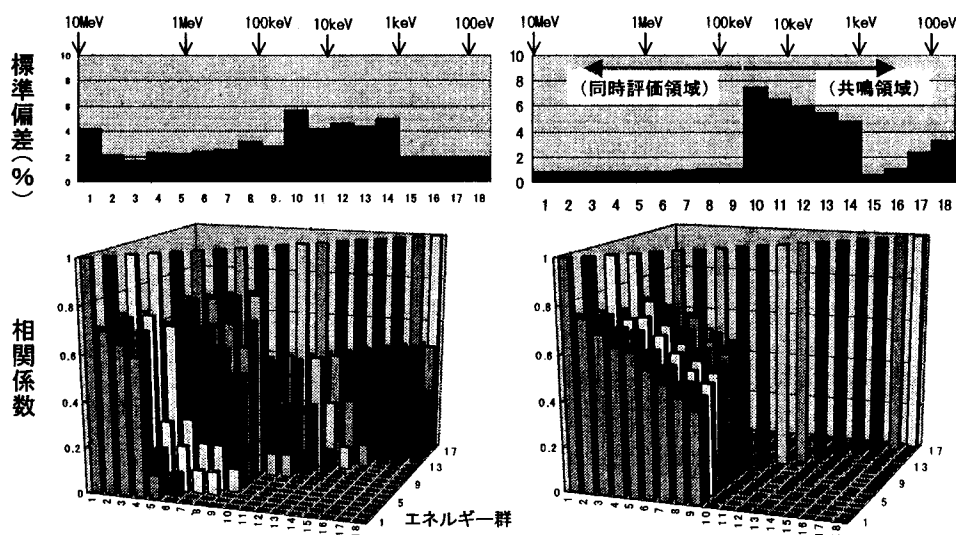
- ドップラー反応度: $R = \frac{1}{k_{eff,low}} - \frac{1}{k_{eff,high}}$
- 高温と低温の実効断面積の関係: $\sigma_{eff,high} \approx \left[f_{low} + \left(\frac{df}{dT} \right) \Delta T \right] \sigma_{eff,low} = (1 + f' \Delta T) \sigma_{eff,low}$
 ここで、 $f' = \frac{1}{f_{low}} \left(\frac{df}{dT} \right)$

■ 自己遮蔽因子の温度勾配 f' を疑似断面積とした感度係数の導入:

$$S_{f'} \equiv \frac{dR/R}{df'/f'} = \left(\frac{\sigma_{eff,high} - \sigma_{eff,low}}{\sigma_{eff,high}} \right) \times \frac{1}{R} \times \frac{S_{k_{eff,high}}}{k_{eff,high}} \quad \text{ここで、} \quad S_{k_{eff,high}} = \frac{dk_{eff,high}/k_{eff,high}}{d\sigma_{eff,high}/\sigma_{eff,high}}$$

は無限希釈断面積・平均弾性散乱方向余弦・核分裂中性子発生数・核分裂スペクトル・遅発中性子割合であったが、ADJ2000 ではさらに、自己遮蔽因子の温度勾配を一種の疑似断面積と見なすことによる新たな感度解析手法を開発し、自己遮蔽因子を調整対象として追加した。本手法の特徴は、ドップラー反応度の感度係数が実効増倍率の感度係数から容易に算出できること、および常温時の核特性や自己遮蔽因子には影響を与えないことである。これにより、従来は扱えなかったドップラー反応度の精度向上が図れるようになった。以下に、ドップラー反応度に対する感度係数の算出式を示す。

また、前バージョンの統合炉定数 ADJ98³⁾で使用した核データ共分散は、90 年代初頭



簡易評価による旧共分散(1991年)

シグマ委員会による新共分散(2000年)

図1 共分散データ (例:Pu-239核分裂反応)

に原研が JENDL-2 と断面積測定値の差から簡易評価した誤差データをもとに、JENDL-3.2 と JENDL-2 の差を勘案して微調整したものであったが、ADJ2000 ではシグマ委員会共分散評価 WG が評価した最新の共分散データ⁴⁾を全面的に用いた。図 1 には、例として Pu-239 核分裂反応の新旧共分散を比較して示した。新共分散の特徴は、核データの評価方法に依存してエネルギー領域毎に異なった誤差評価手法を採用したために、核分裂断面積の同時評価領域などは非常に小さな誤差になる一方、共鳴領域では共鳴パラメータの誤差から評価したため比較的大きな誤差になるなど、メリハリのついた共分散になっている点である。炉定数の調整幅はこの共分散データに直接支配されるため、調整結果に与える共分散の違いの影響は非常に大きい。

3. 積分核特性

積分データとして、前バージョンの ADJ98 では JUPITER 臨界実験データ 185 核特性のみを対象としたが、今回の ADJ2000 では、原研 FCA・ロシア BFS など JUPITER 以外の独立な臨界実験、米国 Los Alamos の小型炉心実験、高速炉実機「常陽」性能試験など多様な出典のデータを取り入れて総計 237 核特性とし、より信頼性と汎用性の向上を図った。また積分核特性の種類としては、従来、臨界実験の臨界性・反応率・制御棒価値・Na ボイド反応度などのいわゆる一般核特性のみを用いてきたが、今回これを、燃焼核特性および温度核特性まで拡張し、実機で特に重要となる核特性も精度よく予測できるようにした。

(1) JUPITER 臨界実験

JUPITER 実験は、1978 年から 1988 年にかけて米国 ANL の ZPPR 実験装置を用いて実施された大型 FBR 炉心の臨界実験であり、大型高速炉の炉心型式と核設計手法の評価に必要な情報を得ることを目的としたものである。JUPITER 実験及び解析結果⁵⁾は、炉心サイズが 600~1,000 MWe 級(炉心体積で 4,600~8,500 ℓ)と世界最大であることに加え、均質、径・軸非均質炉心などの多様な炉心型式、制御棒の有無などを網羅していること、測定した核特性が非常に広範・多量であることなどから、大型高速炉の炉物研究における最大のデータベースとなっている。また、全ての詳細実験情報が公開されていることも大きな特徴である。ここでは計 203 個の JUPITER 実験 C/E 値データを使用した。

- 600~800MWe 級の均質 2 領域炉心 (ZPPR-9,10A~10D/2)
- 650MWe 級の径方向非均質炉心 (ZPPR-13A、13B/1~13B/4、13C)
- 650MWe 級の軸方向非均質炉心 (ZPPR-17A~17C)
- 1,000MWe 級の濃縮ウラン付き均質炉心 (ZPPR-18A~18C、19A~19B)

(2) FCA 臨界実験

FCA は日本原子力研究所の高速炉用炉心臨界集合体である。「常陽」など小型炉心の模擬が本来の目的であり、Pu と濃縮ウランの 2 種類の燃料をもつ。本研究で用いた実験解析データは、1997～1999 年度にかけて、原研とサイクル機構の共同研究⁹⁾により炉定数調整用データとして整備されたものである。ここでは計 9 個の FCA 実験 C/E 値データを使用した。

- FCA XVII-1 実験 (1993 年) : 炉心中央に MOX 燃料領域、周辺に濃縮ウラン燃料領域を有する 650 ㎝サイズの FCA としては比較的大きな炉心である。炉定数調整には、臨界性、C28/F49・C28/F25 反応率比、Na ボイド反応度、ドップラー反応度を使用した。
- FCA X-1 実験 (1982 年) : FCA X 実験シリーズは「常陽」Mk-II 炉心を模擬したものである。ここでは、径方向にブランケットを装荷した 130 ㎝サイズの一領域 Pu・濃縮ウラン混合炉心 FCA X-1 実験を選択し、核特性としては臨界性のみを使用した。

(3) 高速実験炉「常陽」Mk-I 炉心

1977 年に初臨界を達成した我が国初の実機高速増殖炉である。実機であることから、臨界実験とは異なって、燃焼特性が測定されていること、燃料ピンと集合体ラッパ管の二重非均質形状を有しているなどの特徴がある。Pu と濃縮ウランの混合燃料による一領域組成の 240 ㎝サイズ炉心であり、臨界性、燃料・ブランケット置換反応度、燃焼反応度の計 7 個の C/E 値データを炉定数調整に使用した。今回、燃焼核特性を採用したのは、「常陽」の燃焼反応度である。以下に、燃焼核特性の感度係数⁸⁾の内訳を示した。ここでは、一般核特性の感度にはない燃焼チェーンを介しての数密度項の効果を反映できることが重要である。

全燃焼感度係数:
$$S(\sigma_x^g) = \frac{dR/R}{d\sigma_x^g/\sigma_x^g} = \frac{\sigma_x^g}{R} \times \left\{ S_D + S_N + S_\phi + S_{\phi^*} + S_P \right\}$$

$S_D = \sum_{i=1}^I \left[\int_V dt \frac{\partial R}{\partial \sigma_x^g} \right]_{E,I}$: 直接項	ここで、
$S_N = \sum_{i=1}^I \int_V dt \left[N^* \frac{\partial M}{\partial \sigma_x^g} N \right]_{E,I}$: 数密度項	$\frac{\partial}{\partial t} N(t) = M \times N(t)$: 燃焼方程式
$S_\phi = \sum_{i=1}^{I+1} \left[\Gamma_i^* \frac{\partial B}{\partial \sigma_x^g} \phi_i \right]_{E,I}$: 中性子束項	$P_i = \int_{E,I} dE dV [k\sigma_f N \phi_i]$: 原子炉出力
$S_{\phi^*} = \sum_{i=1}^{I+1} \left[\Gamma_i \frac{\partial B}{\partial \sigma_x^g} \phi_i^* \right]_{E,I}$: 随伴中性子束項	P^* : 随伴出力
$S_P = \sum_{i=1}^{I+1} \left[P_i^* \frac{\partial P_i}{\partial \sigma_x^g} \right]_{E,I}$: 出力規格化項	N_i^* : 随伴数密度

(4) BFS-2 臨界実験

ロシア・オブニンスクの IPPE 研究所にある高速炉心臨界集合体である。サイクル機構は、ISTC プロジェクトおよび解体核 Pu 処分協力により、詳細実験情報を入手し解析評価した。ここでは計 11 個の C/E 値データを炉定数調整に使用した。

- － BFS-58-1-I1 実験 (1996 年)⁹⁾ : Pu 燃焼炉心を模擬した炉心であり、炉心中央領域にウラン無し燃料領域、炉心周辺に濃縮ウラン燃料領域を有する 2,200 ㎝サイズの炉心である。核特性としては、臨界性、核分裂反応率比、Na ボイド反応度を使用した。
- － BFS-62-1 実験 (1999 年)¹⁰⁾ : 解体核 Pu 処分のための BN-600 ハイブリッド炉心設計の基準となる三領域濃縮ウラン燃料 (+径ブランケット) 炉心であり、現行の BN600 炉心を模擬したものである。炉心サイズは 3,400 ㎝であり、ここでは臨界性、核分裂反応率比、制御棒価値を使用した。
- － BFS-62-2 実験 (1999 年) : 62-1 炉心の径ブランケットの一部を SUS 反射体で置換した炉心であり、使用した核特性は、臨界性のみである。

(5) MASURCA 臨界実験

仏国 CEA カダラッシュ研究所にある高速炉心臨界集合体であり、サイクル機構は、CEA/JNC 先進技術共同研究の枠組みで、詳細実験情報を入手し解析評価¹¹⁾した。ここで使用した炉心は、Pu 燃焼炉心研究を目的として 1996 年に実施された CIRANO 実験シリーズのひとつである ZONA2B 実験である。この炉心は 380 ㎝の反射体付き MOX 燃料炉心であり、炉定数調整には、高次 Pu 置換反応度の 2 核特性を使用した。

(6) Los Alamos 超小型炉心実験

1950 年代に米国 Los Alamos 研究所で行われた、直径 10 数 cm 程度の金属燃料炉心の実験であり、実験データは、公開資料¹²⁾による。使用した核特性は、5 炉心の臨界性データのみである。

- － FLATTOP-Pu 実験 : Pu 燃料 (Pu-239 同位体組成比が 95%) で、天然ウラン反射体付きの球形状炉心。
- － FLATTOP-25 実験 : ウラン燃料 (U-235 が 93%) で、天然ウラン反射体付きの球形状炉心。
- － JEZEBEL 実験 : Pu 燃料 (Pu-239 が 92%) で、反射体無しの球形状炉心。
- － JEZEBEL-Pu 実験 : Pu 燃料 (Pu-240 が 20%) で、反射体無しの球形状炉心。
- － GODIVA 実験 : ウラン燃料 (U-235 が 94%) で、反射体無しの球形状炉心。

(7) 実験誤差・解析誤差の設定

表 2 に、設定された実験誤差と解析モデル誤差を示す。実験誤差については、基本的に ANL など実験者の評価に従った。ただし、一部の実験炉心では、実験誤差が報告されていないものがあり、これらについては JUPITER 実験の誤差を適用した。

解析モデル誤差については、従来と同様に、計算モデルを詳細化した場合に解析値の変動が大きい(解析モデルへの感度が大きい)核特性は、誤差も大きいものと仮定して決定した。具体的には、基準解析モデルに対する詳細解析モデルの補正値の「一定割合」が誤差であるとして相対的な値をまず決定した。

この補正値の一定割合については、データ全体の χ^2 乗値と自由度の比がほぼ 1 (最終値: 0.98) となるようにその絶対値(結果として、補正値の約 1/4 となった)を決定した。

(8) 異常データの排除

多数の実験解析データの中には、明らかに異常、または誤りが含まれていると見なされ、これを採用すると調整結果に悪影響を及ぼす恐れがあるものが含まれる。ここでは、これらをできるだけ客観的に排除する方法として、以下の統計的な考え方を採用した。

「断面積誤差に基づく誤差・実験誤差・解析モデル誤差(補正値の 1/2 に暫定)の合計に対して、当該 C/E 値の 1.0 からのずれが 3 倍以上あるデータについては、実験値か解析値か誤差評価のいずれかに誤りがあるものと判断し、これを不採用とする。」

4. 炉定数調整による核データの変動量

JENDL-3.2 ベースの基本炉定数に対して、統合炉定数 ADJ2000 における核データ変動量の代表例を示す。

4.1 核分裂断面積

図 2 に Pu-239 の変動量を示す。核分裂断面積の共分散は、同時評価領域で誤差が小さ

表2 実験誤差・解析モデル誤差の設定 (1 σ ベース)

核特性		実験誤差	解析モデル誤差
臨 界 性	JUPITER、FCA等	0.04%	0.17%
	Los Alamos超小型	0.1~0.18%	0.15%
F28/F49反応率比		2.5%	1.1%
F25/F49、C28/F49反応率		2.2%	0.55%
F49反応率分布		1.0%	0.6~1.2%
制御棒価値		1.2%	1.3%
Naボイド反応度		2%	5.5~8.8%
ドブラー反応度		2.0~3.0%	5.0~6.6%

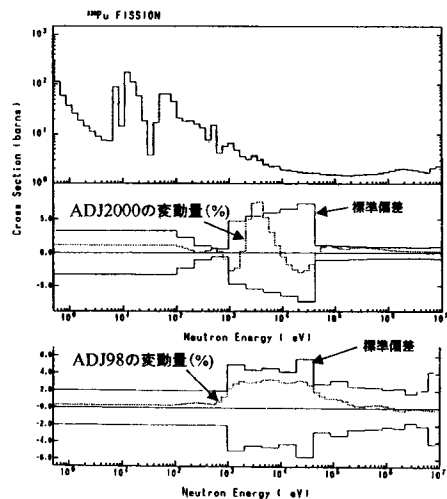


図2 核データの変動量(1/3) - Pu-239核分裂断面積 -

く、共鳴領域で大きいという特徴があり、断面積の変動量のエネルギー依存性もこれを反映したものとなっている。

4.2 捕獲断面積

新共分散では、旧評価に比べ、一般に捕獲断面積の誤差はかなり小さくなった。このため、従来の統合炉定数 ADJ98 では大きく変動していた捕獲断面積は、ADJ2000 ではほとんど動かなくなった。図3に、Pu-239の例を示す。

4.3 平均弾性散乱方向余弦

図4に、酸素の例を示す。これも同様に、旧共分散では誤差が非常に大きかったものが、新共分散では小さくなったために、ADJ2000ではほとんど変動しなくなった。これは、輸送断面積すなわち拡散係数を介しての核特性調整への寄与が小さくなったことを意味する。

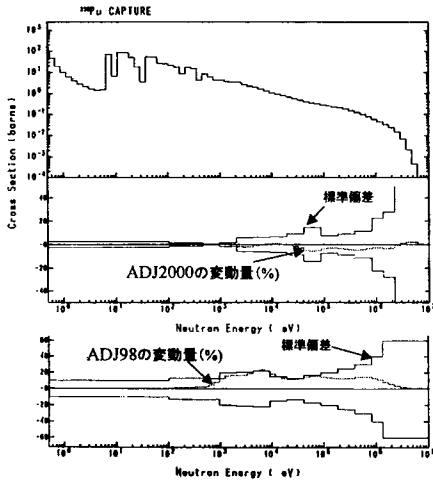


図3 核データの変動量(2/3)－Pu-239捕獲断面積－

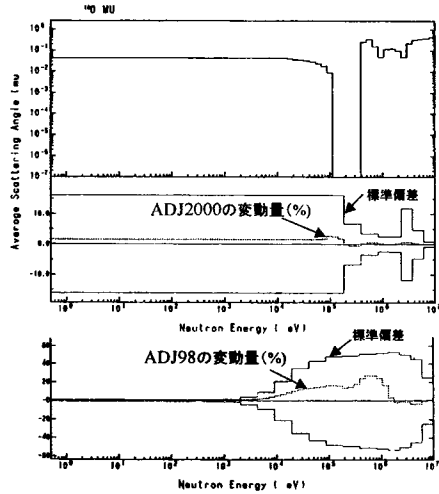


図4 核データの変動量(3/3)－O-16平均弾性散乱方向余弦－

5. 積分特性の炉定数調整による変化

統合炉定数 ADJ2000 による主要な核特性の炉定数調整前後の C/E 値をまとめる。ここでは参考として、従来の ADJ98 による予測結果も併せて示した。

5.1 臨界性

図5に示すように、調整後の臨界性の C/E 値は、一部の超小型炉心を除いて、全て±0.2%Δkの幅に収まった。また、MOX 炉心だけでなく、濃縮ウラン炉心についても良好な性能を示す。断面積誤差による臨界性予測誤差も、従来の約 1/2 に低減した。ADJ98 では良く予測できなかった FCA XVII-1 炉心の臨界性が、ADJ2000 ではよく予測できたこと(図5の丸印)の原因を調べるために、核種毎の炉定数調整の寄与を図6に示した。ZPPR-9 炉心の臨界性 C/E 値変化に対する ADJ2000 での各核種反応の寄与量は比較的小

さいのに対し、ADJ98ではPu-239核分裂反応と捕獲反応の大きな正負の寄与が相殺(図6の丸印)した結果、JUPITER実験解析の臨界性C/E値を1.0に調整したことが分かる。しかし、このADJ98の調整結果は、JUPITER以外の炉心の臨界性予測に対しては必ずしも有効でないことが判明し、炉定数調整手法においては、可能な限り多様で独立な実験データを使用することが重要であることがあらためて確認された。

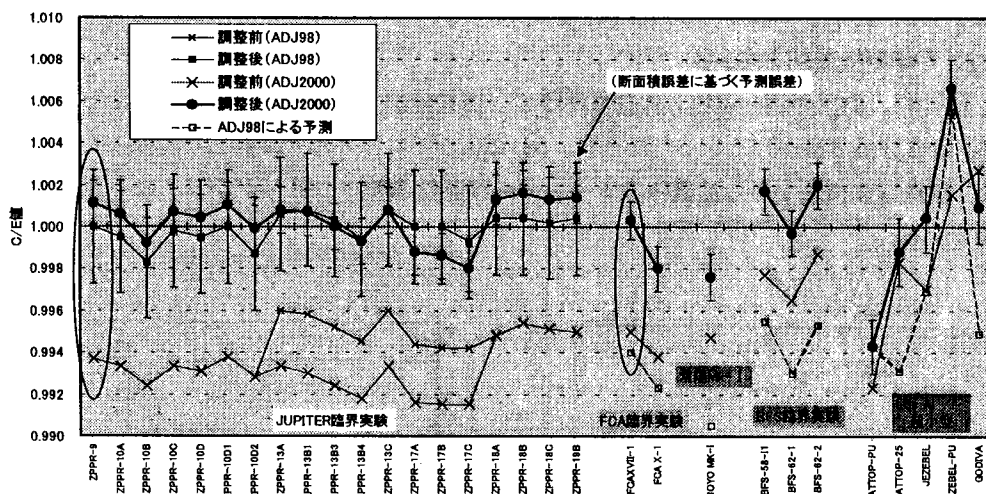


図5 炉定数調整結果(1/4) - 臨界性 -

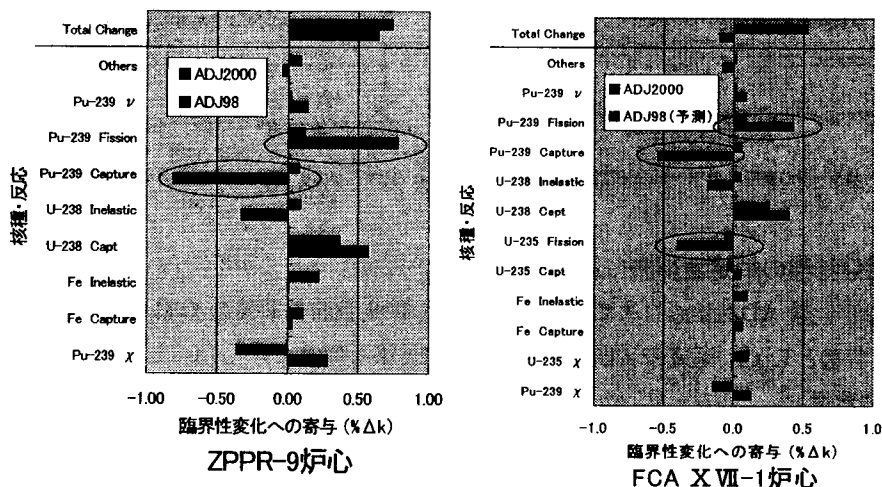


図6 炉定数調整の核種・反応毎寄与 - 臨界性 -

5.2 反応率比

とくにC28/F49反応率比(U-238捕獲反応率とPu-239核分裂反応率の比)は、増殖比の主成分であることからFBRで重要な物理量である。ADJ2000の調整後のC/E値は、

図 7 に示すように、径ブランケットを除いて 1.00~1.02 の範囲にある。なお、ADJ98 の調整後 C/E 値は ADJ2000 より約 2%小さく、やや過小評価のみであったと考えられる。

5.3 Na ボイド反応度

Na ボイド反応度は JUPITER、FCA、BFS の独立な炉心で各々測定されており、ボイド領域の大きさや漏洩項と非漏洩項の割合など、非常にバラエティに富んだデータとなっている。それにもかかわらず、調整後の C/E 値の 1.0 からのずれは、図 8 に示すように全て ±10% の幅に収まり、非常に良好な結果となった。

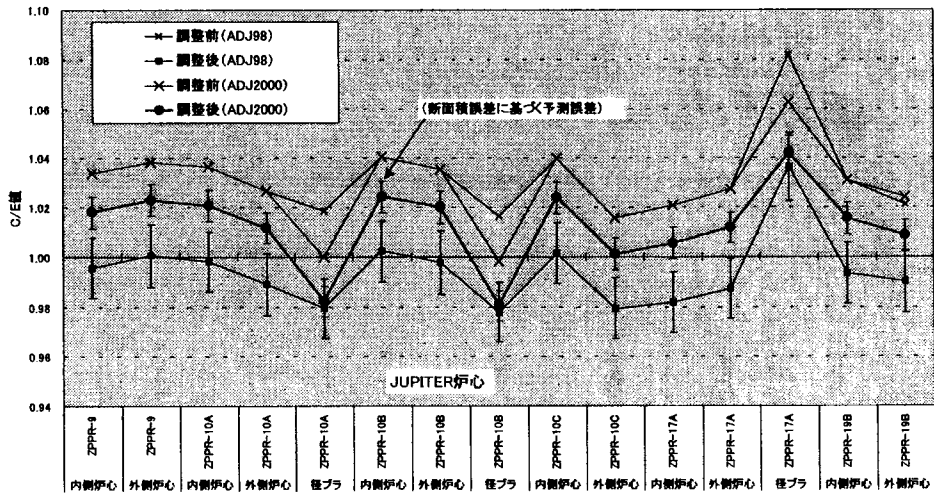


図7 炉定数調整結果(2/4) -C28/F49反応率比-

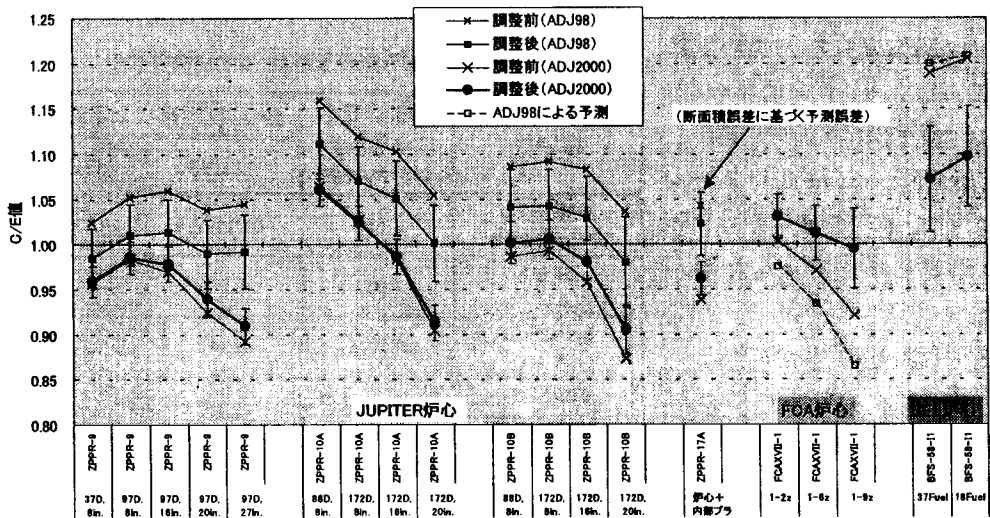


図8 炉定数調整結果(3/4) -Naボイド反応度-

5.4 ドップラー反応度

サンプルを加熱し反応度を測定するするドップラー反応度実験は、JUPITER と FCA で実施された。核データの感度係数がほぼ同じであるにも関わらず、JUPITER と FCA の調整前 C/E 値の 1.0 からのずれが同程度で相反しているため、炉定数調整では C/E 値はほとんど動かない。結果として、調整後のドップラー反応度の C/E 値は、図 9 に示すように 1.0 に対して±5~8%以内の幅にある。

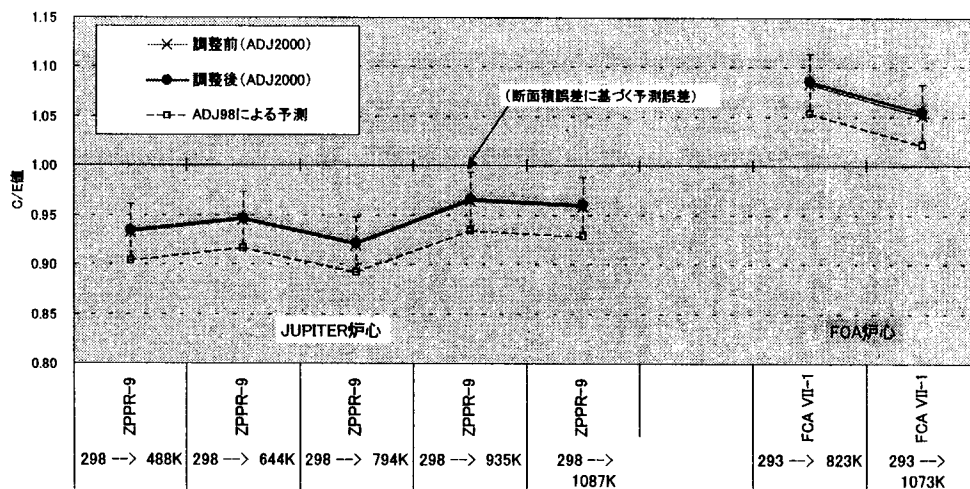


図9 炉定数調整結果(4/4) -ドップラー反応度-

6. 実機設計への影響評価

今回作成した統合炉定数 ADJ2000 を、代表的な 60 万 kWe 級 FBR 炉心¹⁹⁾に適用した場合に、その設計ノミナル値および設計精度にどのような影響を与えるかを評価した。

6.1 核設計ノミナル値

表 3 に、ADJ2000 を適用することによる設計ノミナル値の変化量を、従来の ADJ98 と比較して示す。①ADJ98 では増殖比が 3.7% 低下したが、ADJ2000 では Pu-239 核

表3 60万kWe炉心核設計ノミナル値の変化

核特性	基本炉定数による設計ノミナル値	炉定数調整による変化量	
		ADJ98	ADJ2000
実効増倍率 (平衡炉心末期)	1.000	+0.71% Δk	+0.91% Δk
増殖比 (C28/F49)	1.052	-3.7%	-1.5%
最大線出力 (外側炉心)	480W/cm	-1.0%	-0.2%
制御棒値 (後備炉停止系)	2.60% Δk/k'	-0.1%	-1.9%
燃焼欠損反応度 (サイクル当り)	2.82% Δk/k'	+12.2%	+1.2%
Naボイド反応度 (全炉心)	+6.5\$	-4.3%	+1.8%
ドップラー反応度 (全炉心)	$-8.9 \times 10^{-3} T \cdot dk/dT$	-4.3%	-0.8%

分裂断面積の変化量が減ったことから、低下量は約 1/2 になった。②ADJ98 では、Pu-239 捕獲断面積変化のために燃焼欠損反応度が過大に評価されていたが、ADJ2000 では解消された。③ADJ2000 を適用することによるその他の核特性への影響は数%程度である。

6.2 核設計精度

竹田らの定式¹⁴⁾を用いて、主要な核特性の設計精度を、積分情報を用いない場合、E/C バイアス補正法を適用した場合、炉定数調整法を適用した場合の 3 ケースについて評価した。結果を表 4 に示す。全般的に、炉定数調整法で ADJ2000 を用いた場合の予測誤差は、ADJ98 の約 1/2

に低減した。この原因は、①JENDL-3.2 の新共分散が、従来の簡易評価共分散に比べ誤差を全般的に小さく評価していること、②解析モデル誤差が、 χ^2 乗値の採用により、従来の約 1/2 に小さく設定されたことの 2 点によると考えられる。

表4 60万kWe炉心の核設計精度 ※1 σ ベースの値(%)

核特性	積分情報なし		E/Cバイアス補正法		炉定数調整法	
	旧共分散	新共分散	旧共分散	新共分散	ADJ98	ADJ2000
実効増倍率 (平衡炉心末期)	1.38	0.88	0.59	0.27	0.35	0.17
増殖比 (C28/F49)	3.8	1.9	2.3	2.2	1.4	0.8
最大線出力 (外側炉心)	2.5	3.5	2.4	2.7	2.1	1.3
制御棒価値 (後燃炉停止系)	4.5	5.7	3.4	4.0	2.8	1.8
燃焼欠損反応度 (サイクル当り)	11.4	5.0	バイアス値なし		6.4	3.4
Naボイド反応度 (全炉心)	10.6	6.8	9.8	6.2	7.4	4.1
ドップラー反応度 (全炉心)	不可	7.9	不可	3.9	不可	4.6

7. おわりに

① JENDL-3.2 ベース、②自己遮蔽因子の調整、③最新共分散の採用、④多種・多様な炉心からの実験値、⑤燃焼・温度核特性を使用、⑥ χ^2 乗値の適用、などの特徴をもつ高速炉用統合炉定数 ADJ2000 を新たに開発した。ADJ2000 は、大型から超小型まで、臨界実験から実機 FBR までの多様な炉心の、燃焼・温度核特性を含む多種の核特性を良い精度で評価できる性能を有している。ADJ2000 はサイクル機構から一般に公開されており、今後、高速炉の解析・設計研究で広く使用されることを期待する。

参考文献

- 1) J. B. Dragt, et al.: "Method of Adjustment and Error Evaluation of Neutron Capture Cross Sections; Application to Fission Product Nuclides," Nucl. Sci. and Eng. 62, p.117 (1977)

- 2) T. Nakagawa, et al.: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2," Journal of Nuclear Science and Technology 32, p.1259 (Dec. 1995)
- 3) 横山賢治、沼田一幸、石川眞：「JENDL-3.2に基づく大型高速炉用統合炉定数の整備」、サイクル機構、JNC TN9400 99-042、1999年4月
- 4) K. Shibata et al.: "JENDL-3.2 Covariance File", Proc. Nuclear Data Covariance Workshop, BNL 1999, p.111, ORNL/TM-2000/19
- 5) M. Ishikawa: "Consistency Evaluation of JUPITER Experiment and Analysis for Large FBR Cores, "Proc. of Int. Conf. on the Physics of Reactors (PHYSOR96), Mito, Japan, Vol.2, p.E-36 (1996)
- 6) 横山賢治、沼田一幸、石川眞、大井川宏之、飯島進む：「核設計基本データベースの整備 (XII) -FCA X-1 実験解析及び炉定数調整による整合性評価-」、サイクル機構/原研、JNC TY9400 2000-006、2000年4月
- 7) 横山賢治、沼田一幸：「核設計基本データベースの整備 (XI) -高速実験炉「常陽」MK-I 性能試験・運転データ解析-」、サイクル機構、JNC TN9400 2000-036、2000年3月
- 8) M.L.Williams: "Development of Depletion Perturbation Theory for Coupled Neutron/Nuclide Fields," Nuclear Science and Engineering 70, p.20 (1979)
- 9) 庄野彰、佐藤若英、岩井武彦：「BFS-581-I1 炉心の臨界実験解析」、サイクル機構、JNC TN9400 2000-096、2000年6月
- 10) 杉野和輝、岩井武彦、庄野彰：「BFS 臨界実験解析-BFS-62-1 体系の解析」、サイクル機構、JNC TN9400 2000-098、2000年7月
- 11) 大木繁夫：「海外出張報告 臨界実験施設 MASURCA における Pu 燃焼炉研究 (CIRANO-Substitution 実験及び解析)」、動燃事業団、PNC ZN9600 98-004、1998年5月
- 12) "Los Alamos Fast Criticals," Minutes of the Cross Section Evaluation Working Group, Brookhaven National Laboratory, October 25-27, 1994
- 13) 林秀行、他：「大型高速炉設計研究成果報告書-60万kWe級プラントの設計研究-」、動燃事業団、PNC ZN9410 92-137、1992年5月
- 14) T. Takeda, et al.: "Prediction Uncertainty Evaluation Methods of Core Performance Parameters in Large Liquid-Metal Fast Breeder Reactors," Nucl. Sci. and Eng., Vol. 103, p.157 (1989)