JAEA-Research
2007-051

JAEA-Research

高速炉核特性に対する評価済み核データファイルのベンチマークテスト

Benchmark Test of Evaluated Nuclear Data Files for Fast Reactor Neutronics Application

千葉 豪　岩井 武彦*　沼田 一幸*　羽様 平

Go CHIBA, Takehiko IWAI*, Kazuyuki NUMATA* and Taira HAZAMA

次世代原子力システム研究開発部門
炉心解析グループ

Reactor Physics Analysis and Evaluation Group
Advanced Nuclear System Research and Development Directorate

July 2007

Japan Atomic Energy Agency　日本原子力研究開発機構

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ（http://www.jaea.go.jp/index.shtml）より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行っております。

〒319-1195　茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
日本原子力研究開発機構　研究技術情報部　研究技術情報課
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

*〒319-1195　茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4　日本原子力研究開発機構内

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920

© Japan Atomic Energy Agency, 2007

高速炉核特性に対する評価済み核データファイルのベンチマークテスト

日本原子力研究開発機構
次世代原子力システム研究開発部門
FBR 要素技術ユニット
千葉　豪、岩井　武彦 *、沼田　一幸 *、羽様　平

(2007 年 4 月 13 日受理)

世界の最新の評価済み核データファイル JENDL-3.3、JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 の高速炉核特性に対するベンチマークテストを行った。テストに用いた積分特性は高速臨界集合体及び高速炉実機で得られた測定データである。

種々の積分データについて計算値と実験値の比較を行うとともに、感度解析により核データファイル間の評価値の相違が核特性計算値に大きな相違を生じさせる核反応断面積を特定し、その核反応断面積について今回のベンチマークテストがどの核データファイルの評価値を支持するかについて整理した。

その結果、ENDF/B-VII.0 の高速炉核特性予測精度がその他の核データファイルと比較して良好であるという結論を得た。

大洗研究開発センター（駐在）：〒 311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002
* 株式会社 NESI

Benchmark Test of Evaluated Nuclear Data Files for Fast Reactor Neutronics Application

Go CHIBA, Takehiko IWAI*, Kazuyuki NUMATA* and Taira HAZAMA

FBR System Technology Development Unit,
Advanced Nuclear System Research and Development Directorate,
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashi ibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received April 13, 2007)

A benchmark test of the latest evaluated nuclear data files, JENDL-3.3, JEFF-3.1 and ENDF/B-VII.0, has been carried out for fast reactor neutronics application. For this benchmark test, experimental data obtained at fast critical assemblies and fast power reactors are utilized.

In addition to comparing of numerical solutions with the experimental data, we have extracted several cross sections, in which differences between three nuclear data files affect significantly numerical solutions, by virtue of sensitivity analyses.

This benchmark test concludes that ENDF/B-VII.0 predicts well the neutronics characteristics of fast neutron systems rather than the other nuclear data files.

Keywords: JENDL-3.3, ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1, Fast Reactor, Benchmark Test

---

* NESI Incorporation

目 次

1. 序論 1

2. テストに用いた積分実験データ 2
2.1 JUPITER 臨界実験 2
2.2 MOZART 臨界実験 2
2.3 BFS-2 実験 2
2.4 「常陽」 3
2.5 「もんじゅ」 4
2.6 ロスアラモス超小型炉心 4

3. 計算手法及び計算コード 5
3.1 統計論手法による計算 5
3.2 決定論手法による計算 5
3.2.1 格子計算コードのための核データライブラリの作成 5
3.2.2 格子計算手法及び用いた計算コード 5
3.2.3 炉心計算手法及び用いた計算コード 6
3.2.4 決定論手法の妥当性確認 7
3.2.5 感度係数の計算 7

4. 結果と考察 8
4.1 C/E 値と感度解析結果 8
4.1.1 臨界性 8
4.1.2 制御棒反応度価値 16
4.1.3 Na ボイド反応度 19
4.1.4 サンプルドップラー反応度 24
4.1.5 高次 Pu 燃料置換反応度 24
4.1.6 反応率分布 27
4.2 考察 30
4.2.1 U-238 弾性散乱断面積の P1 ルジャンドル係数 30
4.2.2 Pu-240 弾性散乱断面積の P1 ルジャンドル係数 31
4.2.3 Fe-56 弾性散乱断面積の P1 ルジャンドル係数 32
4.2.4 Na 弾性散乱断面積の P1 ルジャンドル係数 33
4.2.5 Na 非弾性散乱断面積 34
4.2.6 Pu-240 核分裂断面積、捕獲断面積、核分裂あたりの中性子発生数 36

4.2.7 Pu-239 核分裂断面積 38
4.2.8 U-235 捕獲断面積 39
4.3 感度解析結果の詳細 42

5. 結論 48

参考文献 50

Contents

1. Introduction 1

2. Integral data used for benchmark test 2
2.1 JUPITER critical experiment 2
2.2 MOZART critical experiment 2
2.3 BFS-2 critical experiment 2
2.4 'JOYO' 3
2.5 'MONJU' 4
2.6 Los Alamos small critical assemblies 4

3. Procedure and codes for calculations 5
3.1 Calculations with statistical method 5
3.2 Calculations with deterministic method 5
3.2.1 Generation of cross section library for lattice calculation code 5
3.2.2 Procedure and code for lattice calculations 5
3.2.3 Procedure and codes for core calculations 6
3.2.4 Validation of calculations of deterministic method 7
3.2.5 Calculations of sensitivity coefficients 7

4. Results and discussions 8
4.1 C/E values and results of sensitivity analyses 8
4.1.1 Criticality 8
4.1.2 Control rod reactivity worth 16
4.1.3 Sodium void reactivity worth 19
4.1.4 Sample Doppler reactivity worth 24
4.1.5 High Pu fuel replacement reactivity 24
4.1.6 Reaction rate distribution 27
4.2 Discussions 30
4.2.1 P1 Legendre coefficient of elastic scattering cross section of U-238 30
4.2.2 P1 Legendre coefficient of elastic scattering cross section of Pu-240 . . . 31
4.2.3 P1 Legendre coefficient of elastic scattering cross section of Fe-56 32
4.2.4 P1 Legendre coefficient of elastic scattering cross section of Na 33
4.2.5 Inelastic scattering cross section of Na 34
4.2.6 Fission cross section, capture cross section and fission yield of Pu-240 . . 36

4.2.7 Fission cross section of Pu-239 38
4.2.8 Capture cross section of U-235 39
4.3 Datailed results of sensitivity analyses 42

5. Conclusion 48

References 50

表リスト

表 2.2.1 MOZART 実験 Na ボイド反応度測定データでのボイド化領域とステップ名の対応 3
表 2.3.1 BFS-2 炉心の特徴 3
表 2.6.1 ロスアラモス超小型炉心の特徴 4

表 3.2.1 統計論手法と決定論手法の計算値の比較 7

表 4.1.1 JEZEBEL-240 における感度解析結果（単位：$\%\Delta k/kk'$） 9
表 4.1.2 BFS-62-1 の臨界性における感度解析結果（単位：$\%\Delta k/kk'$） 11
表 4.1.3 着目エネルギー範囲における断面積の相違に起因する臨界性の相違（単位：$\%\Delta k/kk'$） 11
表 4.1.4 ENDF/B-VII.0 計算値の JENDL-3.3 計算値に対する相違（単位:$\%\Delta k/kk'$） 13
表 4.1.5 JEFF-3.1 計算値の JENDL-3.3 計算値に対する相違（単位：$\%\Delta k/kk'$） 14
表 4.1.6 燃料における Pu 同位体比（単位：%） 15
表 4.1.7 BFS-66-1 制御棒価値における感度解析結果（単位：%） 18
表 4.1.8 ZPPR-9 および MZB の Na ボイド反応度における感度解析結果（単位：%） 20
表 4.1.9 ZPPR-9 および MZB の Na ボイド反応度漏洩項における感度解析結果（単位：%） 22
表 4.1.10 ZPPR-13C 高次 Pu 燃料置換反応度における感度解析結果（単位：%） 25
表 4.2.1 分離共鳴エネルギー領域と基となっている評価データ 39

図リスト

図 4.1.1 ロスアラモス超小型炉心の臨界性に対する C/E 値 9
図 4.1.2 BFS-2 炉心の臨界性に対する C/E 値 10
図 4.1.3 BFS-2 炉心、超小型炉心を除いた炉心の臨界性に対する C/E 値 . . . 12
図 4.1.4 ENDF/B-VII.0 の JENDL-3.3 に対する Pu-239 断面積の相違が ZPPR-9 臨界性に与える影響 13
図 4.1.5 JEFF-3.1 の JENDL-3.3 に対する Pu-239 断面積の相違が ZPPR-9 臨界性に与える影響 15
図 4.1.6 ZPPR-18A、-19B の制御棒反応度価値に対する C/E 値 16
図 4.1.7 ZPPR-18A の制御棒反応度価値に対する U-235 捕獲断面積の感度係数 17
図 4.1.8 BFS-66-1 の制御棒反応度価値に対する C/E 値 18
図 4.1.9 JUPITER、MOZART 実験の非漏洩項が支配的なボイドステップに対する Na ボイド反応度に対する C/E 値 19
図 4.1.10 JUPITER、MOZART 実験の漏洩項の寄与も含まれるボイドステップの Na ボイド反応度に対する C/E 値 21
図 4.1.11 BFS-2 炉心の Na ボイド反応度に対する C/E 値 23
図 4.1.12 ZPPR-9 サンプルドップラー反応度に対する C/E 値 24
図 4.1.13 ZPPR-13C 高次 Pu 燃料置換反応度に対する C/E 値 25
図 4.1.14 Pu-240 断面積の相違に起因する JENDL-3.3 の ENDF/B-VII.0 に対する高次 Pu 置換反応度計算値のエネルギー群毎の相違 26
図 4.1.15 Pu-240 断面積の相違に起因する JEFF-3.1 の ENDF/B-VII.0 に対する高次 Pu 置換反応度計算値のエネルギー群毎の相違 26
図 4.1.16 BFS-62-2 での U-235 核分裂反応率分布の C/E 値 27
図 4.1.17 BFS-62-2 での Pu-239 核分裂反応率分布の C/E 値 28
図 4.1.18 BFS-62-4 での U-235 核分裂反応率分布の C/E 値 28
図 4.1.19 BFS-62-4 での Pu-239 核分裂反応率分布の C/E 値 29
図 4.2.1 U-238 の弾性散乱断面積の P1 係数の比較 30
図 4.2.2 Pu-240 の弾性散乱断面積の P1 係数の比較 31
図 4.2.3 Fe-56 弾性散乱断面積 P1 係数の比較 32
図 4.2.4 Na 弾性散乱断面積 P1 係数の比較 33
図 4.2.5 Na 非弾性散乱断面積の比較 34
図 4.2.6 Na 弾性散乱断面積の比較 35
図 4.2.7 Pu240 捕獲断面積の比較 36
図 4.2.8 Pu240 核分裂断面積の比較 36

図 4.2.9　Pu240 核分裂あたりの中性子発生数の比較 37
図 4.2.10　Pu-239 核分裂断面積の比較 38
図 4.2.11　U-235 捕獲断面積の比較 39
図 4.2.12　Na ボイド反応度に対する U-235 断面積の感度係数 40
図 4.3.1　JENDL-3.3 の ENDF/B-VII に対する Pu-240 弾性散乱断面積 P1 係数の相違が JEZEBEL-240 臨界性に与える影響 42
図 4.3.2　JEFF-3.1 の ENDF/B-VII に対する Pu-240 断面積の相違が JEZEBEL-240 臨界性に与える影響 42
図 4.3.3　JENDL-3.3 の ENDF/B-VII に対する U-238 弾性散乱断面積 P1 係数の相違が FLATTOP-Pu 臨界性に与える影響 43
図 4.3.4　JENDL-3.2 に対する U-235 捕獲断面積の相違が BFS-62-1 臨界性に与える影響 43
図 4.3.5　JEFF-3.1 の JENDL-3.3 に対する Pu-240 断面積の相違が「もんじゅ」臨界性に与える影響 44
図 4.3.6　ENDF/B-VII の JENDL-3.3 に対する U-238 弾性散乱断面積 P1 係数の相違が「常陽」MK-I 臨界性に与える影響 44
図 4.3.7　JENDL-3.2 に対する U-235 捕獲断面積の相違が ZPPR-19B リング 3 制御棒反応度価値に与える影響 45
図 4.3.8　JENDL-3.2 に対する U-235 捕獲断面積の相違が BFS-66-1 リング 1 位置 1 制御棒反応度価値に与える影響 45
図 4.3.9　ENDF/B-VII の JENDL-3.3 に対する Na 弾性散乱断面積 P1 係数の相違が MZB の Na ボイド反応度ステップ 7 漏洩項に与える影響 46
図 4.3.10　JENDL-3.2 に対する U-235 捕獲断面積の相違が BFS-62-3A の LEZ 領域 Na ボイド反応度に与える影響 46
図 4.3.11　JENDL-3.2 に対する U-235 捕獲断面積の相違が BFS-62-4 の MOX 領域反応率分布に与える影響 47

1. 序論

高速炉の核特性予測精度は、予測計算に使用する核データの精度に強く依存し、より合理的な高速炉の核設計、安全設計を行うためには精度の良い核データが不可欠である。

核データの評価は、核反応断面積を直接的に測定したデータ（微分データと呼ばれる）や原子核理論に基づく計算結果を用いて行われる。一方、原子炉の臨界特性等、巨視的なデータ（積分データと呼ばれる）には微分データを補完するという役割があり、積分データにより得られた情報を核データ評価にフィードバックすることは重要である。

現在、日本原子力研究開発機構では、新たな評価済み核データファイル JENDL-4 の開発を進めている [1)]。そこで、JENDL-4 の開発にフィードバックする情報を得ることを目的として、高速臨界集合体及び高速炉実機で取得された核特性データに対する種々の評価済み核データファイルのベンチマークテストを行うこととした。

今回のベンチマークテストの対象とした評価済み核データファイルは、我が国の最新のファイル JENDL-3.3[2)]（2002 年公開）、欧州の最新のファイル JEFF-3.1[3)]（2005 年公開）、そして米国の最新のファイル ENDF/B-VII.0[4)]（2006 年 12 月公開）である。

なお、JENDL-3.3 との比較のため、JENDL-3.2[5)]（1994 年公開）による計算結果も記載した。

2. テストに用いた積分実験データ

今回のベンチマークテストに用いた積分実験データは、臨界集合体で取得されたデータと実機からのデータに大別される。臨界実験データとしては、JUPITER 実験、MOZART 実験、BFS-2 実験及び米国ロスアラモス国立研究所で行われた超小型炉心でのものを、実機データとしては、我が国の高速実験炉「常陽」、高速原型炉「もんじゅ」でのものを、それぞれとりあげた。対象とした核特性は、臨界性、Na ボイド反応度、サンプルドップラー反応度、制御棒反応度価値、高次 Pu 置換反応度、反応率分布である。なお、Na ボイド反応度については、炉心燃料領域をボイド化させた測定データのみを利用した。これは、ブランケット領域をボイド化させたデータは、決定論に基づく炉物理計算手法に起因する計算値の不確かさが大きいと予想されたためである。

2.1 JUPITER 臨界実験 [6)]

JUPITER 実験は、大型高速炉の核設計手法の評価に必要な情報を得ることを目的として、米国アルゴンヌ国立研究所の ZPPR 実験装置を用いて実施された。今回のテストに用いた積分データは、電気出力 60 から 80 万 kW 級二領域均質炉心ベンチマーク実験の Phase-I の臨界性 (ZPPR-9、-10A)、Na ボイド反応度（ZPPR-9、-10A）及びサンプルドップラー反応度（ZPPR-9)、電気出力 65 万 kW 級径非均質炉心[1] ベンチマーク実験の Phase-II の高次 Pu 置換反応度 (ZPPR-13C)、電気出力 100 万 kW 級の濃縮ウラン領域付き均質炉心ベンチマーク実験の Phase-Io の臨界性 (ZPPR-18A)、制御棒反応度価値 (ZPPR-18A、-19B) である。なお、本報告書で使用した、Na ボイド反応度測定データにおけるボイド化領域とステップ名の対応は、文献 [6)] に準ずる。

2.2 MOZART 臨界実験 [7)]

MOZART 実験は、英国原子力公社の ZEBRA 実験装置を用いて実施された高速増殖原型炉「もんじゅ」のモックアップ臨界実験である。今回のテストに用いた積分データは、「もんじゅ」外側燃料組成を模擬した一領域小型炉心の MZA の臨界性と Na ボイド反応度、「もんじゅ」の制御棒が装荷されていない状態を模擬した MZB の臨界性と Na ボイド反応度である。Na ボイド反応度測定データにおけるボイド化領域とそのステップ名の対応を**表 2.2.1** に示す。

2.3 BFS-2 実験 [8–10)]

BFS-2 実験は、ロシア物理エネルギー研究所の高速炉臨界実験施設で実施された臨界実験である。MOX 燃料を主に利用した JUPITER、MOZART 実験と異なり、BFS-2 では主に UO_2 燃料

[1] 径方向について、燃料領域とブランケット領域がリング状に配置された炉心。

表 2.2.1　MOZART 実験 Na ボイド反応度測定データでのボイド化領域とステップ名の対応

Core	Step	Voided region	
		(Radial position)	(Axial position)
MZA	1	Center	Center
	3	Center	Boundary to blanket
MZB	1	Center	Center
	7	Boundary to blanket	All fuel region
	8	Boundary to blanket	All fuel region

を利用した。今回のテストに用いた六炉心の特徴を**表 2.3.1** に示す。62-1、62-2 炉心は UO_2 燃料

表 2.3.1　BFS-2 炉心の特徴

Core	Fuel type	Blanket
62-1	UO_2	UO_2
62-2	UO_2	UO_2, SUS
62-3A	UO_2, MOX	UO_2, SUS
62-4	UO_2, MOX	UO_2
62-5	MOX, UO_2	UO_2
66-1	MOX, UO_2	UO_2

のみを使用した炉心であり、62-2 炉心では径ブランケットの一部が SUS 反射体に置換されている（径方向について中心角 120 度分）。62-3A、62-4 炉心は炉心外周部に MOX 燃料を配置した炉心であり、MOX 燃料の全燃料に占める割合は二割程度である。なお、62-3A 炉心は 62-2 炉心同様に、径ブランケットの一部が SUS 反射体に置換されている。62-5、66-1 炉心は中心部に MOX 燃料、外周部に UO_2 燃料を配置した炉心であり、MOX 燃料の割合は 62-5 炉心で四割程度、66-1 炉心で五割強である。

今回のテストに用いた積分データは、臨界性、Na ボイド反応度（62-2、62-3A、62-5）、反応率分布（62-2、62-4）である。Na ボイド反応度は、62-2 及び 62-3A 炉心については径方向について中心角 60 度の低濃縮ウラン領域 (Low enriched-U zone: LEZ)、中濃縮ウラン領域 (Middle enriched-U zone: MEZ)、高濃縮ウラン燃料 (High enriched-U zone: HEZ)、MOX 燃料領域（62-3A のみ）をボイド化させたデータを、62-5 炉心については炉中心の MOX 燃料領域を、それぞれ用いた。

2.4　「常陽」

「常陽」は 1977 年に初臨界を達成した我が国初の高速実験炉である。径方向炉心外周部に、MK-I 炉心ではブランケットが、MK-II 炉心ではステンレス鋼反射体がそれぞれ設置されている。

MK-I、MK-II 炉心のいづれも MOX 燃料によるプルトニウム富化度一領域の小型炉心であるが、ウラン濃縮度が MK-I では約 23wt%、MK-II では約 12wt%、プルトニウム富化度が MK-I では約 18wt%、MK-II では約 29wt%という違いがある。今回のテストに用いた積分特性は MK-I、MK-II 炉心の臨界性である。

2.5 「もんじゅ」

「もんじゅ」は 1994 年に初臨界を達成した我が国の高速増殖原型炉である。今回のテストに用いた積分特性は初期炉心（制御棒全引き抜き）の臨界性である。

2.6 ロスアラモス超小型炉心

米国ロスアラモス国立研究所にて臨界実験が実施された直径 10 数 cm 程度の一連の金属燃料炉心を、本報告書ではまとめてロスアラモス超小型炉心と呼ぶ。炉心の組成、体系情報については国際臨界安全ベンチマーク評価計画 (ICSBEP）から引用した。超小型金属燃料炉心であるため中性子スペクトルが硬い点が特徴である。今回のテストに用いた五炉心の特徴を**表 2.6.1** に示す。

表 2.6.1　ロスアラモス超小型炉心の特徴

Name	Fuel	U-reflector	Radius (cm)
JEZEBEL	Pu	No	6.3849
JEZEBEL-240	Degraded Pu	No	6.6595
GODIVA	U	No	8.7407
FLATTOP-Pu	Pu	Yes	24.142 (Fuel: 4.5332)
FLATTOP-25	U	Yes	24.1242 (Fuel: 6.1156)

3. 計算手法及び計算コード

今回のベンチマークテストでは、計算は主に決定論手法に基づいて行ったが、決定論手法による計算誤差が大きいと予想される体系の臨界性についてのみ、統計論手法に基づいて行った。統計論手法により計算した炉心は、「常陽」MK-II [1] とロスアラモス超小型炉心[2] である。

3.1 統計論手法による計算

統計論手法による計算は、連続エネルギーモンテカルロ法に基づく MVP-II コード [12] を用いて行った。

3.2 決定論手法による計算

決定論手法による計算では、はじめに単位格子計算により格子の均質化断面積を求め、それを用いて全炉心体系計算を行い核特性値を求めた。

3.2.1 格子計算コードのための核データライブラリの作成

単位格子計算に用いた SLAROM-UF コード [13] のための核データライブラリは、自己遮蔽因子テーブル法に基づく基本ライブラリと、共鳴エネルギー領域 (50keV 以下）のための超微細群ライブラリで構成される。

70 群および 900 群の基本ライブラリの無限希釈断面積、自己遮蔽因子テーブル、散乱マトリクス等は NJOY-99 コード [14] により計算した。なお、非分離共鳴領域の処理は UNRESR モジュールで行った。

超微細群ライブラリの作成は、非分離共鳴領域においては TIMS-1 コード [15] を適用し疑似共鳴ピークを発生させて行った。

3.2.2 格子計算手法及び用いた計算コード

臨界集合体の単位格子はプレートストレッチモデル（一次元平板）により、実機の単位格子（燃料集合体）は一次元円筒モデルにより、それぞれ体系を簡略化して取り扱った。

単位格子計算の最初のステップで、70 群基本ライブラリを用いて単位格子内各領域の実効断面積を計算した。その際、格子の非均質性を考慮した背景断面積は東捻の方法 [16] により評価し

[1] 小型で中性子漏洩の寄与が大きく、炉心燃料と反射体が接する炉心を決定論手法で計算する場合には、格子計算および炉心計算を詳細なエネルギー群数で行う必要があると報告されている [11] 。

[2] この炉心を決定論手法で計算する場合に、詳細なエネルギー群（VITAMIN-J175 群等）の断面積を用い、高次（P5 程度）の非等方散乱まで考慮すれば連続エネルギーモンテカルロ計算値とよく一致することが分かっている。

た。その次に、50keV 以下のエネルギー領域について衝突確率法に基づく超微細群計算を行い、基本ライブラリの群構造での実効断面積を再計算した。そして、衝突確率法により格子内の中性子束分布を求め、それを重みとして格子の均質化を行った。なお、単位格子からの中性子漏洩は臨界バックリングにより考慮した。均質化後の拡散係数は Benoist の異方性拡散係数[17]として計算し、均質輸送断面積 Σ_{tr} は Benoist の異方性拡散係数を平均化して求めたもの（$D_{Ave.}$）から、$\Sigma_{tr} = 1/(3D_{Ave.})$ として計算した。

なお、本ベンチマーク計算では、格子計算でより詳細なエネルギー群数（すなわち 900 群）のライブラリを用いる効果を別途考慮した。900 群基本ライブラリを用いる場合は、格子内各領域の 900 群実効断面積を 70 群基本ライブラリを用いた場合と同様の方法で評価したのち、衝突確率法で得られた中性子束分布を重みとして各領域で断面積を 70 群に縮約し、その後均質化を行った。

サンプルドップラー反応度の計算では、高温のドップラーサンプルと低温の炉心燃料との共鳴干渉効果の取り扱いが重要となる[18]。そこで、ドップラーサンプルの実効断面積は、ドップラーサンプルの周囲を炉心燃料が取り囲むスーパーセルモデルにて計算した。

また、「もんじゅ」「常陽」の制御棒の計算では、制御棒集合体を均質炉心燃料が取り囲むスーパーセルモデルにて計算を行った。制御棒の均質化は中性子束荷重法ではなく反応率比保存法[19]により行った。

3.2.3 炉心計算手法及び用いた計算コード

BFS-2 炉心を除いた炉心に対しては、単位格子計算で得た 70 群均質断面積と離散座標法に基づく輸送計算コード SNT[20] を用いて、輸送近似による P_0S_4 の輸送計算を行い核特性値を求めた。なお、六角座標系の「もんじゅ」「常陽」は炉心体積を保存したデカルト座標系のモデルに変換して計算を行った。このモデル化の影響は、臨界性に対して $0.1\%\Delta k/kk'$ 以下であることを別途確認している。格子の非均質性に起因する中性子ストリーミングの非等方性は、異方性拡散係数を用いた拡散計算と等方拡散係数を用いた拡散計算により得られた核特性の差（反応度に対しては比）を補正することにより考慮した。拡散計算には有限差分法に基づく PLOS コード[20]を用いた。

BFS-2 炉心に対しては、炉心体系での輸送計算の負荷が重いことから、70 群均質断面積と異方性拡散係数を用いた拡散計算により核特性値を求めることとし、輸送効果は補正として考慮した。輸送効果補正値は JENDL-3.2 に基づくライブラリにより評価し、全ての核データファイルでの計算値に対して共通に用いた。BFS-2 炉心の拡散計算には CITATION-FBR コード[21]を、輸送計算には MINIHEX コード[22]を用いた。

なお、格子計算を 900 群で実施する効果は、900 群ライブラリを出発点とした拡散計算と 70 群ライブラリを出発点とした拡散計算の結果の差（反応度に対しては比）を補正することにより考慮した。

また、反応度の規格化に用いる実効遅発中性子割合は、遅発中性子データとして Yield データは Tuttle[23]、スペクトルデータは Saphier[24]、遅発中性子 Family Fraction、崩壊定数は Keepin[25]

のものを用いて計算したものを共通に用いた。

3.2.4 決定論手法の妥当性確認

これまで述べた決定論手法の妥当性を確認するため、統計論手法による計算値と比較した。計算対象は、ZPPR-9、-10A、「常陽」MK-I の臨界性である。なお、統計論手法による計算では格子形状を厳密に取り扱った。統計論手法による計算値の統計誤差は全てのケースで $0.0003\Delta k/kk'$ 以下である。結果を**表 3.2.1** に示す。全てのケースで、決定論手法と統計論手法の計算値は $0.001\Delta k/kk'$

表 3.2.1 統計論手法と決定論手法の計算値の比較

Core	Data file	Deterministic	Monte-Carlo	Difference
ZPPR-9	JENDL-3.3	0.9975	0.9967	-0.0008
	JEFF-3.1	1.0008	1.0004	-0.0004
	ENDF/B-VII.0	0.9995	0.9987	-0.0008
ZPPR-10A	JENDL-3.3	0.9982	0.9977	-0.0005
	JEFF-3.1	1.0016	1.0015	-0.0001
	ENDF/B-VII.0	1.0001	0.9998	-0.0003
JOYO MK-I	JENDL-3.3	0.9951	0.9961	+0.0010
	JEFF-3.1	1.0020	1.0017	-0.0003
	ENDF/B-VII.0	0.9985	0.9991	+0.0006

以内で一致し、決定論手法の妥当性を確認した。

3.2.5 感度係数の計算

感度解析に用いる感度係数は以下のようにして求めた。

ロスアラモス超小型炉心の臨界性に対する感度係数は、一次元輸送計算コード SNR[20] により 70 群で計算した。

BFS-2 炉心、ロスアラモス超小型炉心を除いた炉心の臨界性、ZPPR-13C の高次 Pu 置換反応度に対する感度係数は、拡散計算コード PLOS により 70 群で計算した。

それ以外の核特性に対しては、統合炉定数 ADJ2000[26] の作成時に用いたものを流用した。この感度係数は、JENDL-3.2 に基づく 70 群炉定数セットと拡散一般化摂動論に基づく感度計算コード SAGEP[27] により計算されたもので、エネルギー群数は 18 である。なお、この場合には、核分裂スペクトルの感度係数、弾性散乱断面積、非弾性散乱断面積等に対する減速エネルギー群別の感度係数を用いなかったことに注意が必要である。

4. 結果と考察

この章でははじめに、得られたC/E値、及び評価済み核データファイル間のC/E値の相違を感度解析で分析した結果について示す。そして、核データファイル間で評価値が大きく異なる核反応断面積についてテスト結果を整理し、今回のテストがどの核データファイルの評価値を支持するか結論を導く。

なお、感度解析結果の詳細は、別途本章の第三節にまとめた。

4.1 C/E値と感度解析結果

本節では各核特性毎にC/E値を示す。なお、C/E値を示す図における誤差棒は、実験値の誤差(1σ)を示す。

4.1.1 臨界性

臨界性のC/E値とその感度解析結果については、(1) 感度を有するエネルギー領域が高いロスアラモス超小型炉心、(2)U-235の断面積に対して大きい感度を有するBFS-2炉心、(3) それらを除いた炉心、に分類して示す。

4.1.1.1 ロスアラモス超小型炉心

ロスアラモス超小型炉心の臨界性に対するC/E値を**図 4.1.1**に示す。

ENDF/B-VII.0による計算値はおおむね実験誤差(1σ)の範囲で実験値と良く一致している一方、その他の核データファイルによるC/E値は大きくばらついている。

JEZEBELとJEZEBEL-240との主な相違はPuの同位体組成にあるため、両炉心のC/E値のばらつきはPu-239、-240の断面積に起因していると考えられる。ENDF/B-VII.0では両炉心のC/E値にばらつきは見られないのに対して、その他の核データファイルではJEZEBEL-240のC/E値がJEZEBELに比べて大きな値となった。そこで感度解析により、JEZEBEL-240でのJENDL-3.3の計算値に対するENDF/B-VII.0の計算値の相違がPu-240のどの反応断面積に起因しているかを評価した。結果を**表 4.1.1**に示す。Pu-240断面積の違いで、ENDF/B-VII.0はJENDL-3.3と比較してJEZEBEL-240の臨界性を$0.5\%\Delta k/kk'$程度小さく評価している。また、それは主に弾性散乱断面積のP1係数の相違に起因している。

また、ENDF/B-VII.0では裸炉心と反射体付き炉心[1]とのC/E値に大きなばらつきは無いが、JENDL-3.3では反射体付き炉心のC/E値は裸炉心のそれよりも0.006程度小さい。感度解析の

[1] Pu燃料炉心としてはJEZEBELとFLATTOP-Puと、U燃料炉心としてはGODIVAとFLATTOP-25を比較すれば良い。

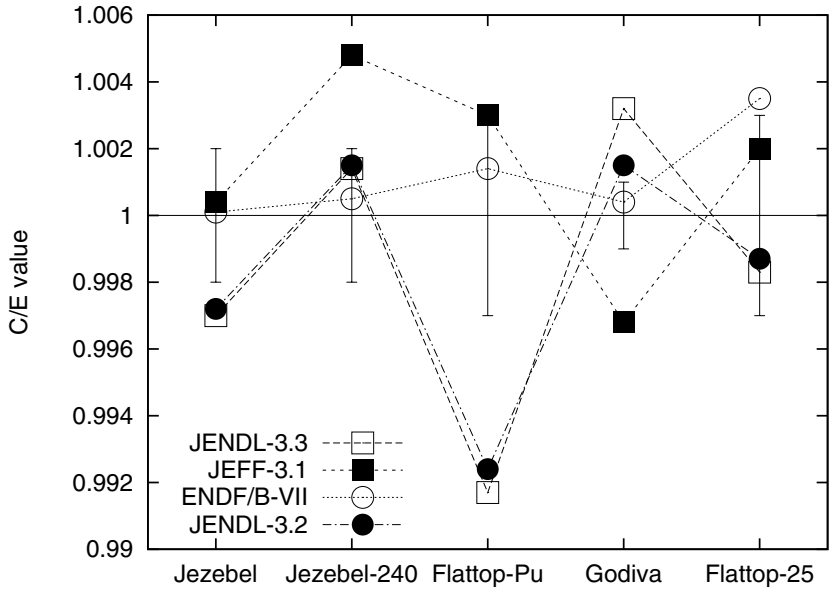

図 4.1.1　ロスアラモス超小型炉心の臨界性に対する C/E 値

表 4.1.1　JEZEBEL-240 における感度解析結果（単位：$\%\Delta k/kk'$）

	Difference in k
Elastic	+0.11
Inelastic	-0.17
ν	+0.11
$\bar{\mu}$	**-0.35**
χ	-0.17
Sum	-0.47

結果、ENDF/B-VII.0 と JENDL-3.3 とのこの傾向の違いは、主に数百 keV 付近の U-238 の弾性散乱断面積の P1 係数の違いに起因していることが分かった。

4.1.1.2 BFS-2 炉心

BFS-2 炉心の臨界性に対する C/E 値を**図 4.1.2** に示す。

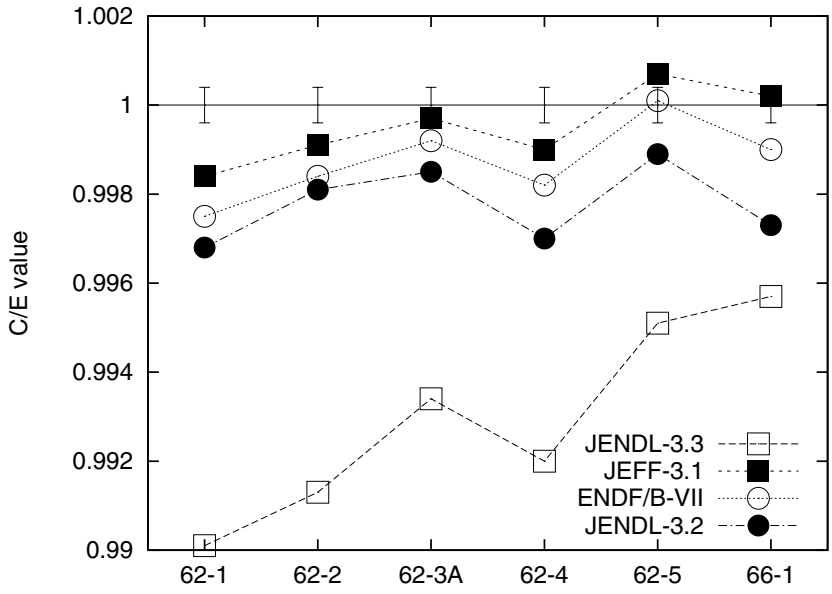

図 4.1.2 BFS-2 炉心の臨界性に対する C/E 値

JENDL-3.3 による計算値が系統的に過小評価となり、その程度は UO_2 燃料の装荷量が多いほど顕著である。その他の核データファイルでは、そのような大きな C/E 値の炉心依存性は見られていない。

BFS-62-1 炉心において、JENDL-3.2 による C/E 値とその他の核データファイルによる C/E 値の差がどの核種、反応断面積に起因しているかを感度解析により評価した。その結果を**表 4.1.2** に示す。これより、JENDL-3.3 の大幅な臨界性の過小評価は U-235 の捕獲断面積の違いに起因していることが分かる。

JENDL-3.2 の U-235 捕獲断面積に対する相違により生じる、BFS-62-1 炉心の臨界性の相違をエネルギー領域別に示したものを**表 4.1.3** に示す。分離および非分離共鳴領域における断面積の相違により、JENDL-3.2 はその他の核データファイルと比較しておよそ 1.0%$\Delta k/kk'$ 臨界性を大きく評価する。ただし、JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 では、その差が、非分離共鳴領域より上のエネルギー領域（20keV 以上）での相違、Fe や U-238 等の断面積の相違に起因する増加分に打ち消され、結果的に JENDL-3.2 よりも計算値が大きくなった。一方、JENDL-3.3 では、U-235 捕獲断面積の共鳴領域を除いて JENDL-3.2 との相違がそれほど影響せず、計算値が JENDL-3.2 と比較して小さくなった。

また、BFS-62-1 炉心と 62-2 炉心、及び 62-4 炉心と 62-3A 炉心と比較すると、ブランケット領域の一部がステンレス鋼反射体に置換された炉心について全ての核データファイルが C/E 値を大

表 4.1.2　BFS-62-1 の臨界性における感度解析結果（単位：$\%\Delta k/kk'$）

	ENDF/B-VII.0	JEFF-3.1	JENDL-3.3
U-235, Cap.	**-0.63**	**-0.65**	**-1.12**
U-235, Fis.	+0.15	**+0.26**	+0.11
U-235, ν	**+0.26**	+0.11	-0.01
U-238, Cap.	-0.06	-0.10	-0.08
U-238, Fis.	-0.05	-0.10	+0.00
U-238, Inela.	+0.05	-0.10	+0.02
U-238, Nu	+0.02	+0.11	+0.00
U-238, Ela.	+0.02	+0.12	+0.00
U-238, $\bar{\mu}$	+0.11	+0.13	+0.02
Fe, Cap.	+0.22	+0.28	+0.20
Fe, Ela.	+0.12	+0.15	+0.14
Fe, $\bar{\mu}$	-0.06	-0.10	+0.14
Cr, Ela.	+0.11	+0.00	+0.00

表 4.1.3　着目エネルギー範囲における断面積の相違に起因する臨界性の相違（単位：$\%\Delta k/kk'$）

Data file	$<$ 2.0 keV	2.0 keV - 19.3 keV	$>$ 19.3 keV
ENDF/B-VII.0	-0.78	-0.20	**+0.36**
JEFF-3.1	-0.78	-0.22	**+0.35**
JENDL-3.3	-0.78	-0.23	**-0.11**

きく評価し、その傾向は特に JENDL-3.3 で顕著であることが分かる。

4.1.1.3 BFS-2 炉心、ロスアラモス超小型炉心を除いた炉心

BFS-2 炉心、ロスアラモス超小型炉心を除いた炉心の臨界性に対する C/E 値を**図 4.1.3** に示す。

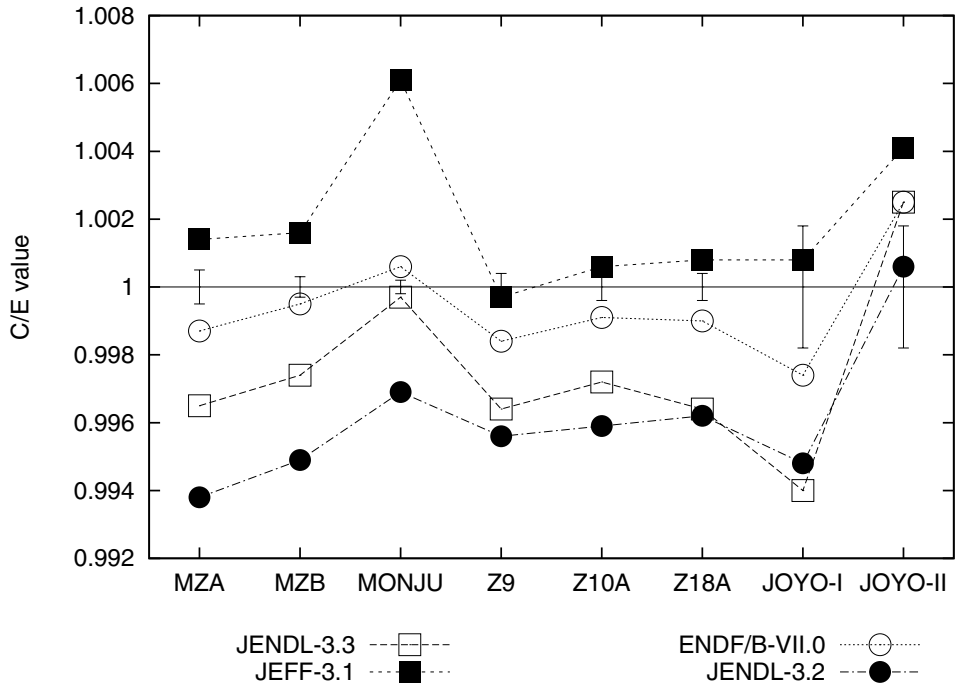

図 4.1.3 BFS-2 炉心、超小型炉心を除いた炉心の臨界性に対する C/E 値

ENDF/B-VII.0 による計算値は 0.3%$\Delta k/kk'$ の範囲で実験値と一致した。JEFF-3.1 による計算値は「もんじゅ」を除くと 0.4%$\Delta k/kk'$ の範囲で実験値と一致したが、「もんじゅ」では 0.6%$\Delta k/kk'$ を越える過大評価となった。一方、JENDL-3.3 は、JENDL-3.2 と比べると幾分改善されたものの、系統統的に過小評価となった。

ENDF/B-VII.0、JEFF-3.1 の計算値の JENDL-3.3 に対する相違がどの核反応断面積の相違に起因しているかを感度解析により評価した。ENDF/B-VII.0 についての結果を**表 4.1.4** に示す。ENDF/B-VII.0 が JENDL-3.3 に比べて臨界性計算値を大きくする要因としては、主に、U-238 弾性散乱断面積 P1 係数、Pu-239 捕獲断面積、Pu-240 捕獲断面積が、逆に小さくする要因としては、Pu-239 核分裂あたりの中性子発生数、Na 弾性散乱断面積 P1 係数が、それぞれ挙げられる。

次に、JEFF-3.1 に対する感度解析結果を**表 4.1.5** に示す。JEFF-3.1 が JENDL-3.3 に比べて臨界性を大きくする要因として、主に、U-238 の断面積、Pu-240 の断面積が、小さくする要因として、Pu-239 核分裂断面積、Pu-239 核分裂あたりの中性子発生数が、それぞれ挙げられる。

次に、Pu-239 の核分裂断面積、捕獲断面積、核分裂あたりの中性子発生数における（ENDF/B-VII.0、JEFF-3.1 の JENDL-3.3 に対する）相違が ZPPR-9 の臨界性計算値に及ぼす影響をエネルギー群毎に評価した。**図 4.1.4** には ENDF/B-VII.0 の結果を、**図 4.1.5** には JEFF-3.1 の結果を

表 4.1.4　ENDF/B-VII.0 計算値の JENDL-3.3 計算値に対する相違（単位：$\%\Delta k/kk'$）

	ZPPR-9	MZA	MZB	MONJU	JOYO-I	JOYO-II
U-235, Cap.					+0.28	+0.12
U-235, ν					+0.10	
U-238, $\bar{\mu}$	+0.09	+0.17	+0.11	+0.08	+0.20	+0.08
Pu-239, Cap.	+0.20	+0.22	+0.20	+0.18	+0.13	+0.19
Pu-239, ν	-0.17	-0.10	-0.15	-0.13		
Pu-240, Cap.		+0.08	+0.07	+0.12		+0.08
Pu-241, Cap.				+0.05		
Pu-241, Fis.				-0.09		
Na, Ela.				+0.06		+0.05
Na, Inela.	+0.06			+0.06		
Na, $\bar{\mu}$	-0.10	-0.26	-0.17	-0.16	-0.39	-0.46
Cr, Ela.		+0.06			+0.06	+0.16
Cr, Inela.	-0.06		-0.06	-0.07		
Cr, $\bar{\mu}$						+0.08
Fe, Ela.		-0.07	-0.05		-0.07	-0.17
Fe, Inela.	+0.07		+0.06	+0.06		

それぞれ示す。 核分裂あたりの中性子発生数については、ENDF/B-VII.0 の結果と JEFF-3.1 の

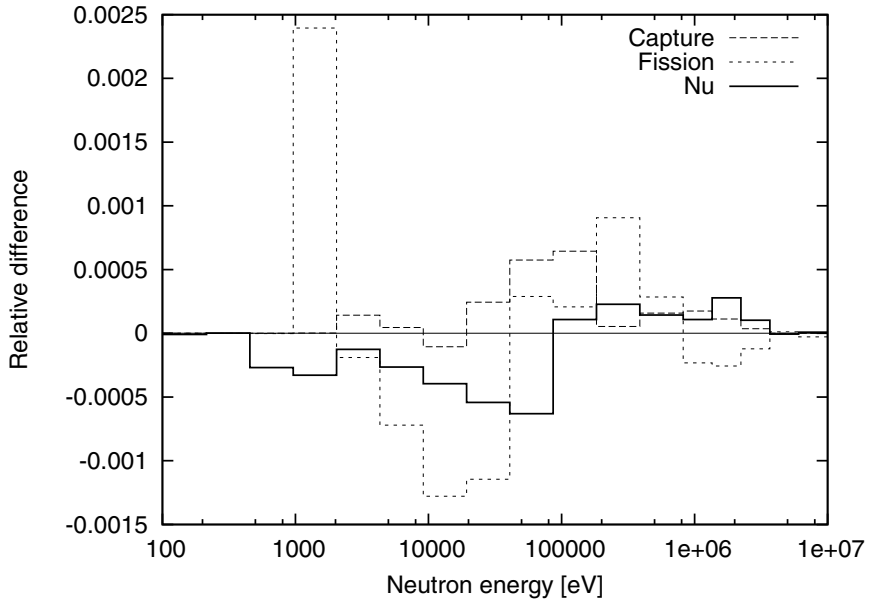

図 4.1.4　ENDF/B-VII.0 の JENDL-3.3 に対する Pu-239 断面積の相違が ZPPR-9 臨界性に与える影響

表 4.1.5　JEFF-3.1 計算値の JENDL-3.3 計算値に対する相違（単位：$\%\Delta k/kk'$）

	ZPPR-9	MZA	MZB	MONJU	JOYO-I	JOYO-II
U-235, Cap.					+0.27	+0.12
U-238, Fis.	-0.12	-0.09	-0.10	-0.08	-0.08	-0.06
U-238, Inela.		-0.06			-0.07	-0.07
U-238, Nu	+0.15	+0.11	+0.12	+0.10	+0.10	+0.08
U-238, Ela.	+0.07	+0.16	+0.11	+0.07	+0.18	+0.07
U-238, $\bar{\mu}$	+0.10	+0.19	+0.13	+0.09	+0.21	+0.08
Pu-239, Cap.	+0.09	+0.09	+0.09	+0.08	+0.05	+0.08
Pu-239, Fis.	-0.31	-0.21	-0.26	-0.22	-0.06	-0.08
Pu-239, Inela.	+0.09		+0.06	+0.06		-0.07
Pu-239, ν	-0.24	-0.15	-0.22	-0.19		-0.05
Pu-240, Cap.	+0.06	+0.11	+0.10	+0.16	+0.07	+0.11
Pu-240, Fis.		+0.05		+0.06		+0.06
Pu-240, ν		+0.10	+0.08	+0.12	+0.06	+0.11
Na, Ela.		+0.16	+0.08	+0.08	+0.30	+0.34
Na, Inela.	+0.25	+0.07	+0.18	+0.17	-0.09	-0.12
Na, $\bar{\mu}$						-0.06
Cr, $\bar{\mu}$						+0.08
Fe, Ela.						+0.10
Fe, Cap.	+0.07	+0.07	+0.08	+0.08	+0.06	+0.09
Fe, Inela.	+0.11	+0.06	+0.09	+0.09		
Fe, $\bar{\mu}$	-0.08	-0.19	-0.13	-0.11	-0.19	-0.49

結果とがほぼ同一となっていることから、JEFF-3.1 と ENDF/B-VII.0 の評価値はほぼ同様と考えられる。捕獲断面積については JEFF-3.1 と JENDL-3.3 の相違は小さく、ENDF/B-VII.0 のみ系統的に大きくなっている。核分裂断面積については、エネルギー群によって符号が変わり、各群の寄与の絶対値も大きい。

その他、臨界性の C/E 値から以下のことが言える。

- ZPPR 炉心、MOZART 炉心、「もんじゅ」では Pu の同位体組成比が大きく異なる。**表 4.1.6** に「もんじゅ」、ZPPR-9、MZB の燃料における Pu の同位体組成比を示すが、ZPPR-9、MZB、「もんじゅ」の順で Pu-239 の純度が低下すること、「もんじゅ」では他と比べて大量の Pu-241 が使用されていることが分かる。JEFF-3.1 は、炉心の Pu-239 の純度が低下するに従い臨界性を大きく評価する傾向である。

- 「常陽」MK-I と MK-II の C/E 値を比較すると、全ての核データファイルが MK-II の C/E 値を大きく評価しており、JENDL-3.3 でその傾向が特に顕著である。MK-II 炉心は MK-I 炉心と比較して、ブランケット領域がステンレス鋼反射体に置換されている点、ウラン濃縮度

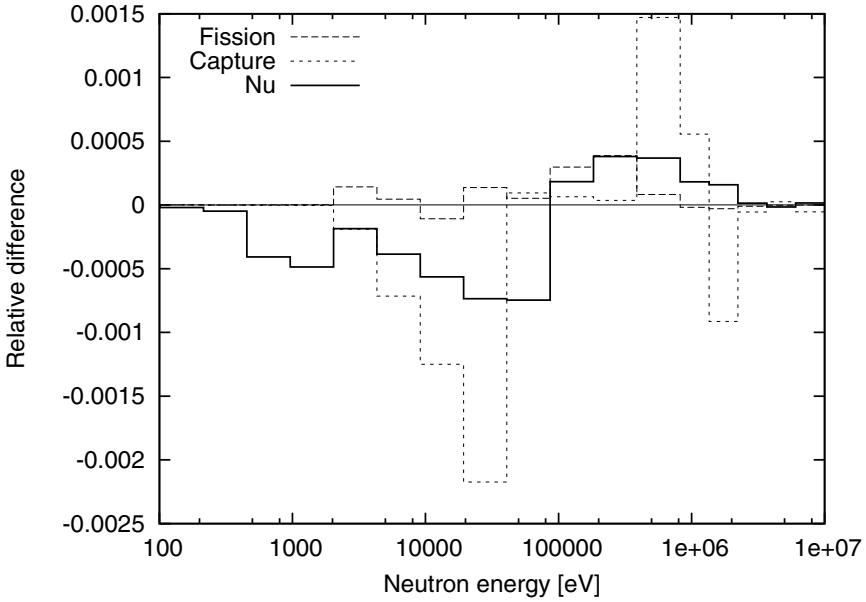

図 4.1.5　JEFF-3.1 の JENDL-3.3 に対する Pu-239 断面積の相違が ZPPR-9 臨界性に与える影響

が低減しプルトニウム富化度が増加している点、に違いがある。JENDL-3.3 で両炉心の C/E 値のばらつきがその他と比較して大きい点は、主に、U-238、Fe、Cr の弾性散乱断面積 P1 係数における相違が大きく影響している。なお、「常陽」MK-II を模擬した FCA-X シリーズでは、炉心外周部にブランケットを配置した X-1 炉心、炉心燃料組成を変えずにブランケットを SUS 反射体に置換した X-2 炉心があり、この二炉心の臨界性の C/E 値のばらつきを観察することで、ブランケットを SUS 反射体に置換した影響のみを抽出することができる。最近の検討によると、X-1 炉心と X-2 炉心の臨界性の C/E 値のばらつきは、ENDF/B-VII.0 がほぼゼロ、JEFF-3.1 が 0.5%$\Delta k/kk'$ 程度（X-2 の C/E 値が小さい）、JENDL-3.2、-3.3 が 0.5%$\Delta k/kk'$ 程度（X-2 の C/E 値が大きい）であることが分かっている [29]。

表 4.1.6　燃料における Pu 同位体比（単位：%）

Core	Pu-239	Pu-240	Pu-241	Pu-242
MONJU	58	24	14	4
ZPPR-9	87	12	1	0
MZB	79	18	3	0

4.1.2 制御棒反応度価値

4.1.2.1 JUPITER-Io 実験

ZPPR-18A、-19B の制御棒反応度価値に対する C/E 値を図 **4.1.6** に示す。図中の「Z18A-R1」

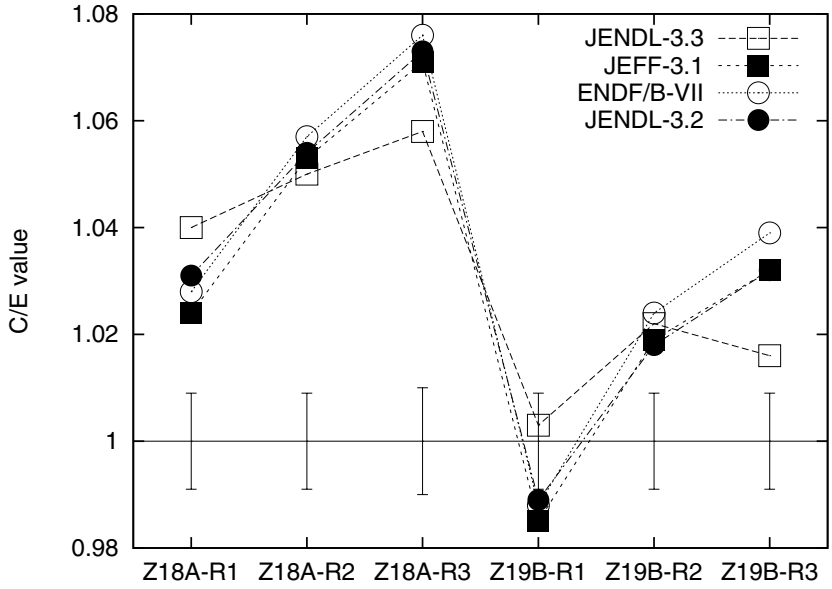

図 4.1.6 ZPPR-18A、-19B の制御棒反応度価値に対する C/E 値

は「ZPPR-18A 炉心での制御棒リング 1」を示している。

ZPPR-18A、-19B では炉心外周部に UO_2 燃料が配置されており、制御棒リング 3 は UO_2 燃料領域に設置されている。JENDL-3.3 を除いた核データファイルでは、ZPPR-18A、-19B 炉心ともに、C/E 値の顕著な制御棒位置依存性が観察される（制御棒挿入位置が UO_2 燃料領域に近いほど C/E 値が大きく評価されている）。一方、JENDL-3.3 ではそのような C/E 値の位置依存性は見られず、各炉心において C/E 値は 0.02 の幅で分布している。

JENDL-3.3 とその他の核データファイルの C/E 値の相違を感度解析により分析したところ、U-235 捕獲断面積の相違に起因していることが分かった。JENDL-3.3 と-3.2 との C/E 値の相違は分離共鳴領域（数 keV 以下）における相違、JENDL-3.3 と JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 との C/E 値の相違は 30keV 以上のエネルギー領域における相違に起因している。

図 4.1.7 に ZPPR-18A の制御棒反応度価値に対する U-235 捕獲断面積の感度係数を示すが、リング 1 とリング 3 では感度係数の符号が逆転し、リング 2 では感度がほぼゼロとなっている。また、100eV から 1MeV までの広いエネルギー領域で感度を有している。

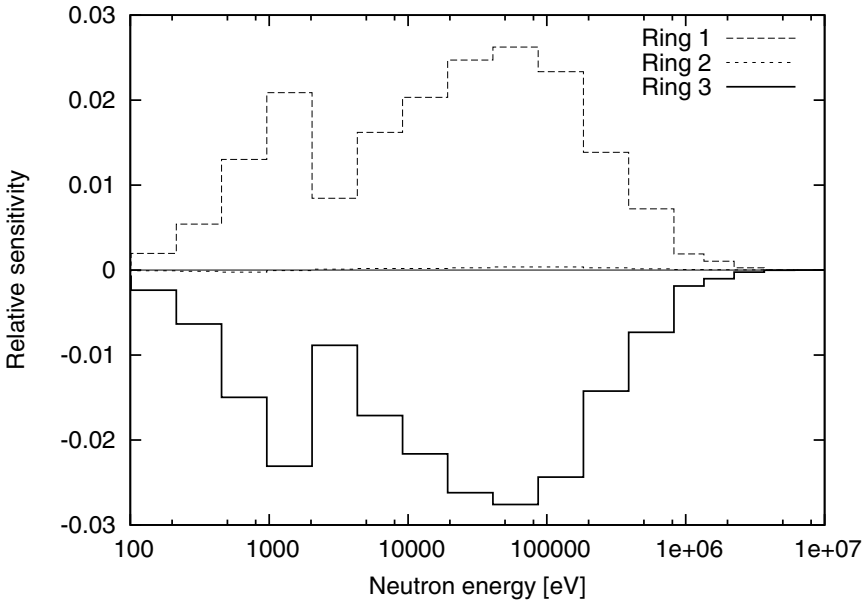

図 4.1.7　ZPPR-18A の制御棒反応度価値に対する U-235 捕獲断面積の感度係数

4.1.2.2　BFS-2 実験

BFS-66-1 の制御棒反応度価値に対する C/E 値を**図 4.1.8** に示す。図中の「R1-1」はリング 1 の位置 1 の制御棒であることを示す。BFS-66-1 は炉中心が MOX 燃料領域で、炉外周部が UO_2 燃料領域となっている。リング 1 が最も炉中心に近く、リング 3 は MOX 領域の UO_2 領域との境界に位置する。

全ての核データファイルで、C/E 値の制御棒リング依存性が観察されるが、その程度は JENDL-3.2 が最も小さく、JENDL-3.3 が最も大きい。JENDL-3.2 計算値に対するその他の核データファイル計算値の相違の原因を感度解析により評価した。結果を**表 4.1.7** に示す。

各核データファイルの JENDL-3.2 に対する相違は主に U-235 捕獲断面積の相違に起因することが分かった。分離共鳴領域における相違の影響は各核データファイルで同程度であったが、ENDF/B-VII.0、JEFF-3.1 は 40keV 以上でも JENDL-3.2 と相違がありそれが負の効果となることにより、全体として U-235 捕獲断面積差の影響が小さくなった。

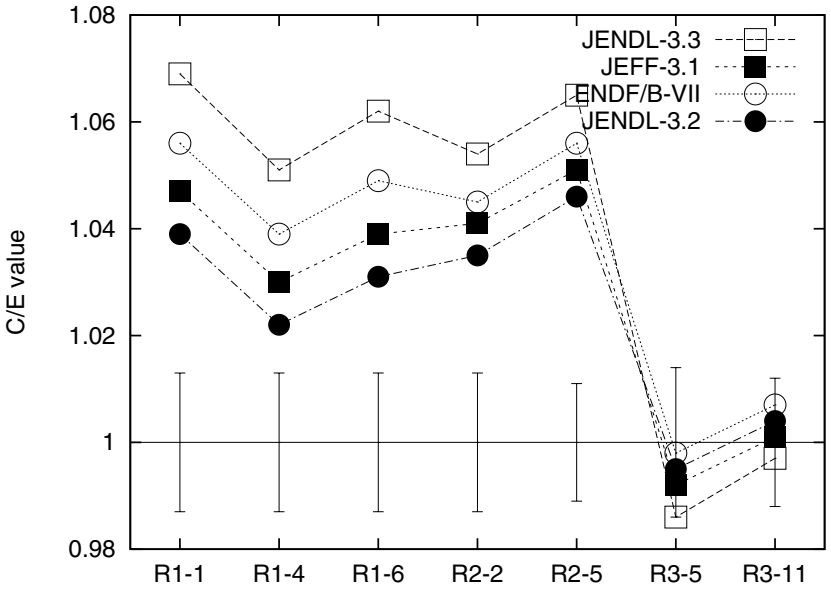

図 **4.1.8　BFS-66-1** の制御棒反応度価値に対する **C/E** 値

表 **4.1.7　BFS-66-1** 制御棒価値における感度解析結果（単位：%）

	Ring 1-1			Ring 2-2		
	J-3.3*	JEFF**	ENDF/B***	J-3.3	JEFF	ENDF/B
U-235, Cap.	**+3.3**	**+1.8**	**+1.8**	**+1.9**	**+1.0**	**+1.0**
U-235, Fis.		-0.7				
U-235, χ		-0.5				
U-235, ν			-0.8			
Pu-239, Cap.			+0.8			
Pu-239, Fis.		-0.8			-0.5	
Pu-239, ν		-1.0	-0.7		-0.6	
Fe, Cap.	+0.7	+0.9	+0.8		+0.5	

* JENDL-3.3, ** JEFF-3.1, *** ENDF/B-VII.0

4.1.3 Na ボイド反応度

Na ボイド反応度は、Na のボイド化に伴う中性子スペクトルの高エネルギー側へのシフト等により生じる正の反応度（非漏洩項）、中性子漏洩の増大により生じる負の反応度（漏洩項）の総和で決定される核特性である。非漏洩項、漏洩項に感度を有する核データはそれぞれで異なるため、Na ボイド反応度の測定データを用いて核データの精度を議論する際には、その点に留意する必要がある。

4.1.3.1 JUPITER 実験、MOZART 実験の非漏洩項が支配的なボイドステップ

はじめに、JUPITER、MOZART 実験の Na ボイド反応度のうち、非漏洩項の寄与が支配的な[2]ボイドステップに対する C/E 値を**図 4.1.9** に示す。図中の「Z9-S2」は、ZPPR-9 のボイドステップ 2 を示す。

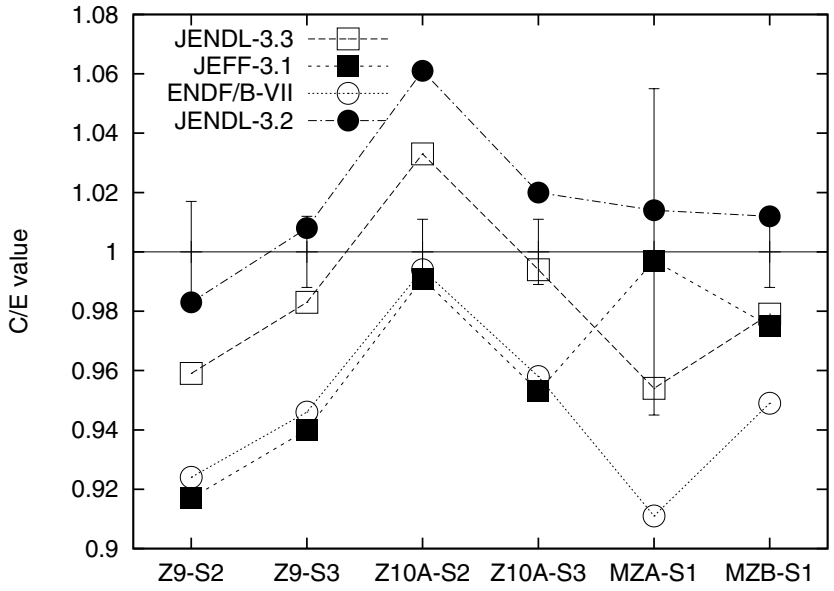

図 4.1.9 JUPITER、MOZART 実験の非漏洩項が支配的なボイドステップに対する Na ボイド反応度に対する C/E 値

JENDL-3.2、-3.3 は比較的良好な C/E 値となった。JEFF-3.1 は MOZART 実験の炉心では良好な C/E 値となったが、JUPITER 実験の炉心では ZPPR-10A のステップ 2 を除いて過小評価傾向となった。ENDF/B-VII.0 は JUPITER 実験、MOZART 実験の炉心ともに、系統的に数%程度の過小評価傾向となった。

JENDL-3.3 計算値に対する JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 の計算値の相違が、どの核種、反応断面積の相違に起因しているかを感度解析により評価した。結果を**表 4.1.8** に示す。JEFF-3.1 の

[2]漏洩項計算値の絶対値の、非漏洩項計算値の絶対値に対する比が 0.2 以下。

表 4.1.8　ZPPR-9 および MZB の Na ボイド反応度における感度解析結果（単位：%）

	ZPPR-9, step 2		MZA, step 1		MZB, step 1	
	JEFF*	ENDF/B**	JEFF	ENDF/B	JEFF	ENDF/B
Pu-239, Fis.		**-2.8**	+3.9	**-5.1**	+1.1	**-3.9**
Pu-239, ν	+1.8	+1.0	+4.9	+3.2	+2.8	+1.7
Na, Ela.	+3.0	+1.8	+8.1	+2.6	+5.0	+2.4
Na, Inela.	**-8.7**	-1.3	**-16.8**	-2.0	**-12.1**	-1.9
Na, $\bar{\mu}$				-3.0		-1.2

* JEFF-3.1, ** ENDF/B-VII.0

JENDL-3.3 に対する相違は数百 keV から 10MeV のエネルギー領域の Na の非弾性散乱断面積の相違に、ENDF/B-VII.0 の JENDL-3.3 に対する相違は 1keV から 2keV のエネルギー領域の Pu-239 の核分裂断面積の相違に主に起因していることが分かった。

なお、Pu-239 の核分裂断面積および核分裂あたりの中性子発生数での相違に起因して、JEFF-3.1 は JENDL-3.3 に対して Na ボイド反応度の非漏洩項を大きく評価することが分かった。MZA 炉心で JEFF-3.1 の計算値が実験値とよく一致しているのは、MZA 炉心が小型であり Pu-239 の含有量が大きいことに由来する。

4.1.3.2 JUPITER 実験、MOZART 実験の漏洩項の寄与が含まれるボイドステップ

JUPITER、MOZART 実験の漏洩項の寄与も含まれるボイドステップに対する C/E 値を**図 4.1.10** に示す。JUPITER 実験の炉心では非漏洩項の絶対値が漏洩項の絶対値に比べて大きいが、MOZART 実験の炉心では逆に漏洩項の絶対値が大きい（三倍弱）。なお、この図では横軸の右側にある実験データほど漏洩項の寄与が大きい。

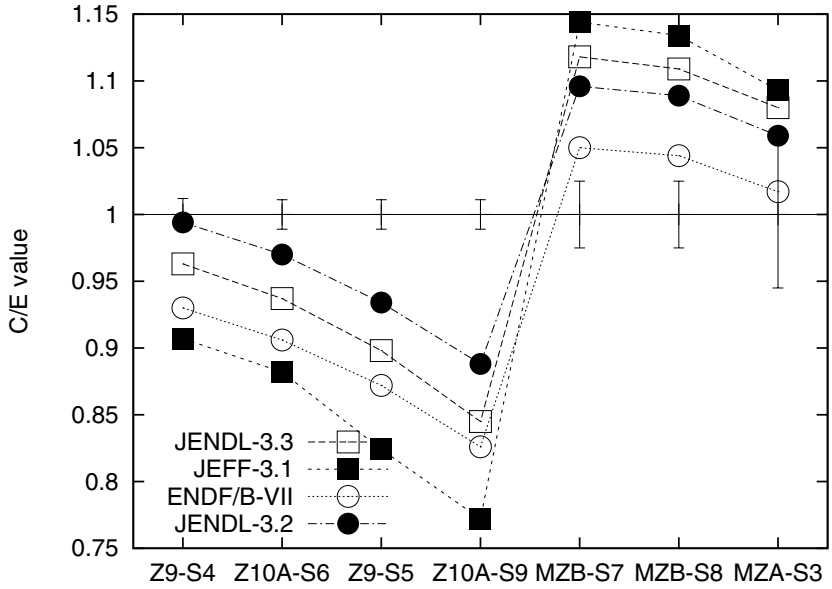

図 4.1.10 JUPITER、MOZART 実験の漏洩項の寄与も含まれるボイドステップの Na ボイド反応度に対する C/E 値

全ての核データファイルで JUPITER 炉心に対する過小評価と MOZART 炉心に対する過大評価が観察された。これらは、非漏洩項の過小評価もしくは漏洩項の過大評価を意味しており、両実験の炉心間で整合がとれる結果となった。また、JUPITER 炉心では、漏洩項の割合が増加するに従い、Na ボイド反応度の過小評価の程度が大きくなった。

JENDL-3.2 及び JENDL-3.3 は非漏洩項に対する精度は良好であることが既に分かっているので、これらは漏洩項を過大評価していると言える。

JEFF-3.1 は漏洩項計算値について JENDL-3.3 と大きな違いがないことから、JEFF-3.1 も同様に漏洩項を過大評価していると言える。また、JEFF-3.1 はその他の核データファイルと比較して C/E 値の 1 からのずれが大きいが、これは既に示したように非漏洩項の過小評価に起因している（非漏洩項における誤差は、漏洩項との相殺度合いが大きくなるにつれて、Na ボイド反応度に拡大して伝播していく）。

一方、ENDF/B-VII.0 は JENDL-3.3、JEFF-3.1 と比較して漏洩項を 5%程度小さく評価することに起因して、MOZART 炉心での過大評価や、JUPITER 炉心における C/E 値のボイドステップ依存性がいくぶん緩和されている。

JENDL-3.3 に対する JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 の漏洩項計算値の相違が、どの核種、反応断面積の相違に起因しているかを感度解析により評価した。結果を**表 4.1.9** に示す。

表 4.1.9　ZPPR-9 および MZB の Na ボイド反応度漏洩項における感度解析結果（単位：%）

	ZPPR-9, step 2		MZB, step 7	
	JEFF-3.1	ENDF/B-VII.0	JEFF-3.1	ENDF/B-VII.0
U-238, Ela.	-1.4			
U-238, μ	-1.8	-1.7	-1.1	-1.0
Na, Ela.	+3.5		+4.4	
Na, Inela.	-2.8		-3.1	
Na, $\bar{\mu}$		**-3.7**		**-4.8**
Fe, $\bar{\mu}$	+1.4		+1.2	

これより、ENDF/B-VII.0 とその他の核データファイルとの漏洩項計算値の相違は、主に Na の弾性散乱断面積の P1 係数の相違に起因していることが分かった。

なお、臨界集合体で測定された Na ボイド反応度データに対する決定論手法による計算では、単位格子の均質化において誤差が生じることが報告されている [30]。この問題は、従来の均質化手法では、格子のプレート境界に平行な成分の漏洩項を過大評価する、というものであるが、本節でとりあげた実験データは、MZA のステップ 3 を除いて、プレート境界に平行な成分が漏洩項で支配的である。従って、ここで得られた C/E 値から核データの精度について議論することは現段階では難しいと言える。

4.1.3.3 BFS-2 炉心

BFS-2 炉心の Na ボイド反応度の C/E 値を図 **4.1.11** に示す。

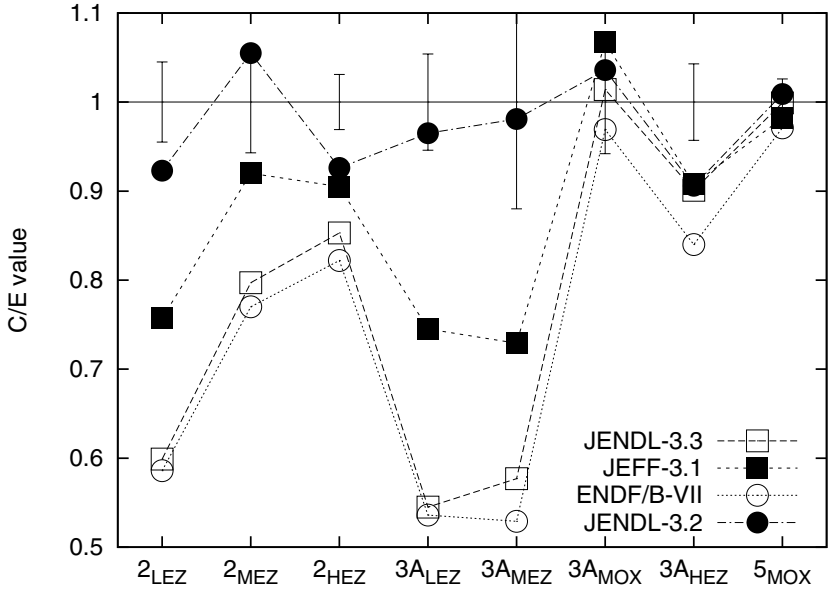

図 4.1.11 BFS-2 炉心の Na ボイド反応度に対する C/E 値

なお、BFS-2 炉心での Na ボイド反応度は、62-5 炉心のデータを除いて漏洩項が非漏洩項よりも大きく（すなわち反応度としては負）、C/E 値の過小評価は非漏洩項の過大評価もしくは漏洩項の過小評価を意味する。

62-3A 及び 62-5 炉心の MOX 領域での測定データでは、全ての核データファイルが概ね実験誤差の範囲で実験値を予測した。

一方、UO_2 燃料領域の測定データでは、JENDL-3.2 を用いた場合には比較的良好な C/E 値が得られたが、その他の核データファイルを用いた場合には非漏洩項が大きく評価され C/E 値は悪化した。なお、62-2 炉心の MEZ 領域、HEZ 領域、および 62-3A 炉心の HEZ 領域の測定データは、非漏洩項の寄与が小さいため、C/E 値の悪化の程度は緩和されている。

感度解析により、JENDL-3.2 とその他の核データファイルの計算値の相違は、分離共鳴領域（2keV 以下）の U-235 の捕獲断面積の相違に起因していることが分かった。なお、JENDL-3.3 と同一の U-235 の共鳴パラメータを用いている JEFF-3.1 の C/E 値が JENDL-3.3 と異なる理由は、Na の非弾性散乱の相違に起因している。

4.1.4 サンプルドップラー反応度

ZPPR-9 のサンプルドップラー反応度に対する C/E 値を図 **4.1.12** に示す。

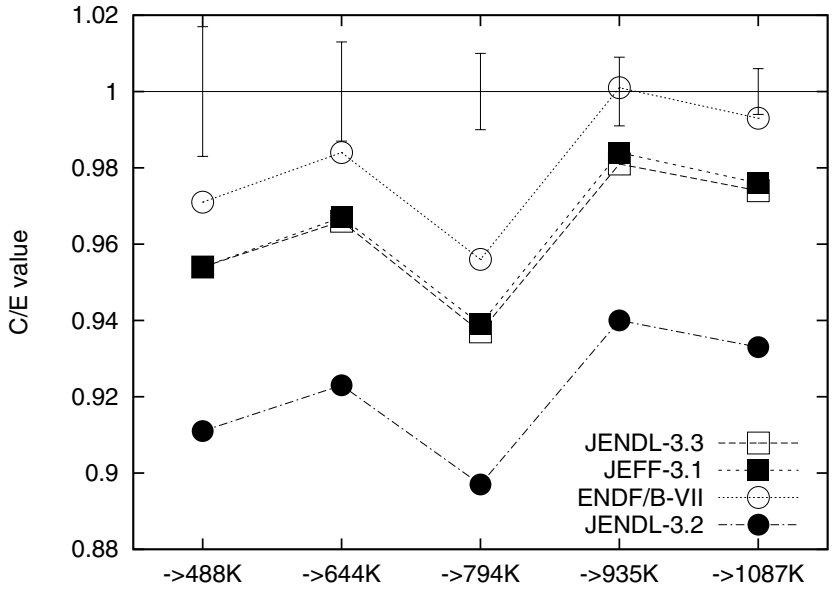

図 4.1.12 ZPPR-9 サンプルドップラー反応度に対する C/E 値

JENDL-3.3、JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 ともに過小評価傾向であるものの、6%以内で計算値と実験値が一致した。ENDF/B-VII.0 は JENDL-3.3、JEFF-3.1 に対して 2%程度大きく評価しているが、この相違は 1keV から 10keV のエネルギー領域に見られた。

4.1.5 高次 Pu 燃料置換反応度

ZPPR-13C の高次 Pu 燃料置換反応度に対する C/E 値を図 **4.1.13** に示す。

ENDF/B-VII.0 による計算値は 5%以内で実験値と一致した。一方、JEFF-3.1 は 20%程度の過大評価、JENDL-3.3 は 20%の過小評価となった。感度解析の結果、ENDF/B-VII.0、JEFF-3.1、JENDL-3.3 の計算値の相違は主に Pu-240 の断面積に起因していることが分かった。ENDF/B-VII.0 の計算値に対するその他の核データファイルの計算値の相違を、Pu-240 の反応断面積別に示したものを表 **4.1.10** に示す。これより、JENDL-3.3 と ENDF/B-VII.0 の相違は主に捕獲断面積の違いに、JEFF-3.1 と ENDF/B-VII.0 の相違は主に中性子発生数の違いに起因していることが分かった。

上記感度解析結果のエネルギー群毎の寄与を、JENDL-3.3 の ENDF/B-VII.0 との相違について図 **4.1.14** に、JEFF-3.1 の ENDF/B-VII.0 との相違について図 **4.1.15** に示す。

JENDL-3.3 と ENDF/B-VII.0 の相違については、Pu-240 捕獲断面積の系統的な相違に起因している。一方、JEFF-3.1 と ENDF/B-VII.0 の相違については、Pu-240 核分裂断面積の相違が大

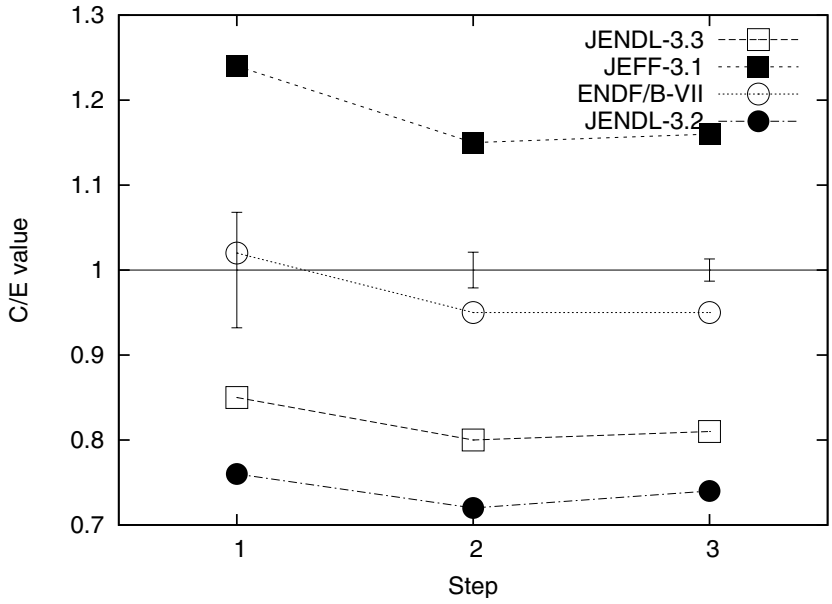

図 4.1.13　ZPPR-13C 高次 Pu 燃料置換反応度に対する C/E 値

表 4.1.10　ZPPR-13C 高次 Pu 燃料置換反応度における感度解析結果（単位：%）

	JEFF-3.1	JENDL-3.3
Capture	+4.5	**-9.3**
Fission	+2.0	-3.6
ν	**+7.6**	-4.1
χ	+3.9	+6.5

きく影響しているが、エネルギー群間の相殺によりその影響が小さくなり、Pu-240 捕獲断面積および核分裂あたりの中性子発生数の系統的な相違が結果として主要因となっている。

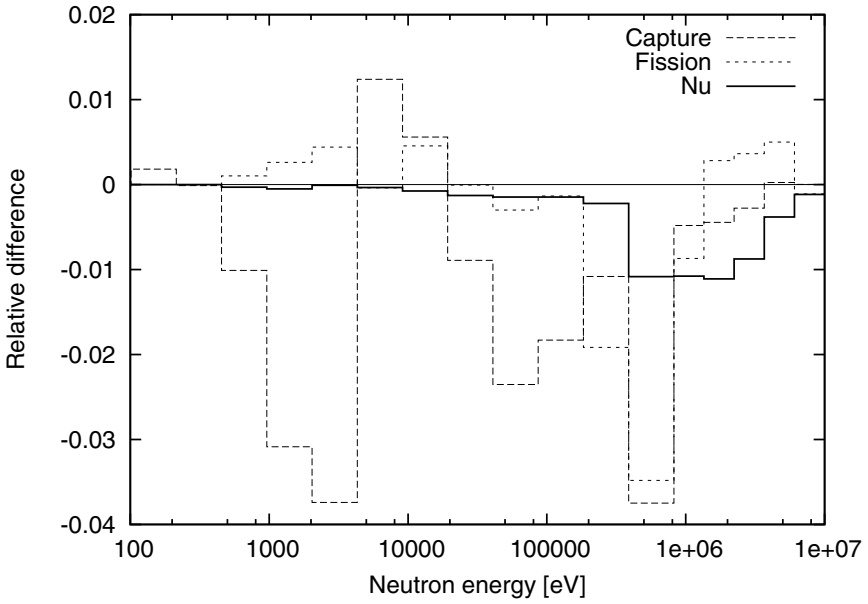

図 4.1.14　Pu-240 断面積の相違に起因する JENDL-3.3 の ENDF/B-VII.0 に対する高次 Pu 置換反応度計算値のエネルギー群毎の相違

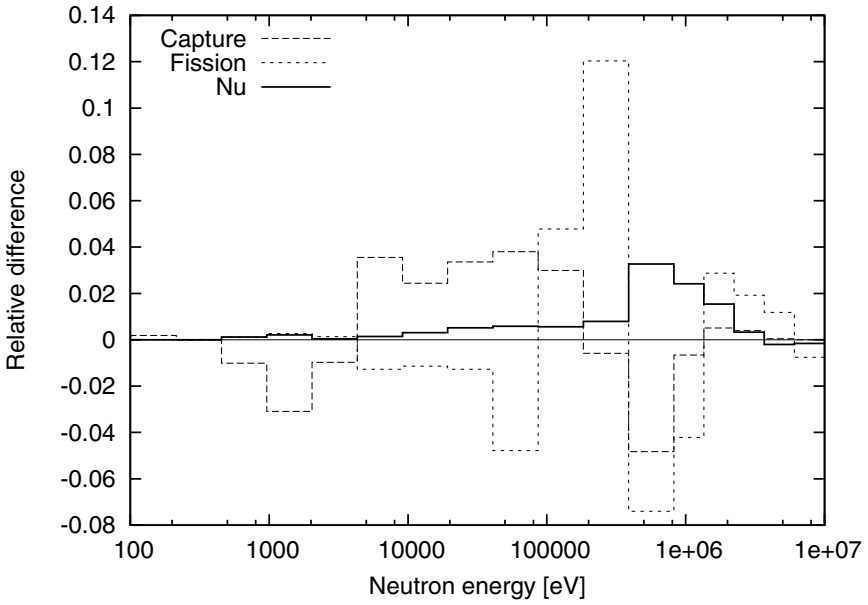

図 4.1.15　Pu-240 断面積の相違に起因する JEFF-3.1 の ENDF/B-VII.0 に対する高次 Pu 置換反応度計算値のエネルギー群毎の相違

4.1.6 反応率分布

反応率分布の C/E 値は炉中心で規格化した。

BFS-62-2 の径方向反応率分布の C/E 値を U-235 核分裂反応率（F25）について**図 4.1.16** に、Pu-239 核分裂反応率（F49）について**図 4.1.17** にそれぞれ示す。炉中心から 100cm までは燃料領域で、その外側は SUS 反射体領域である。

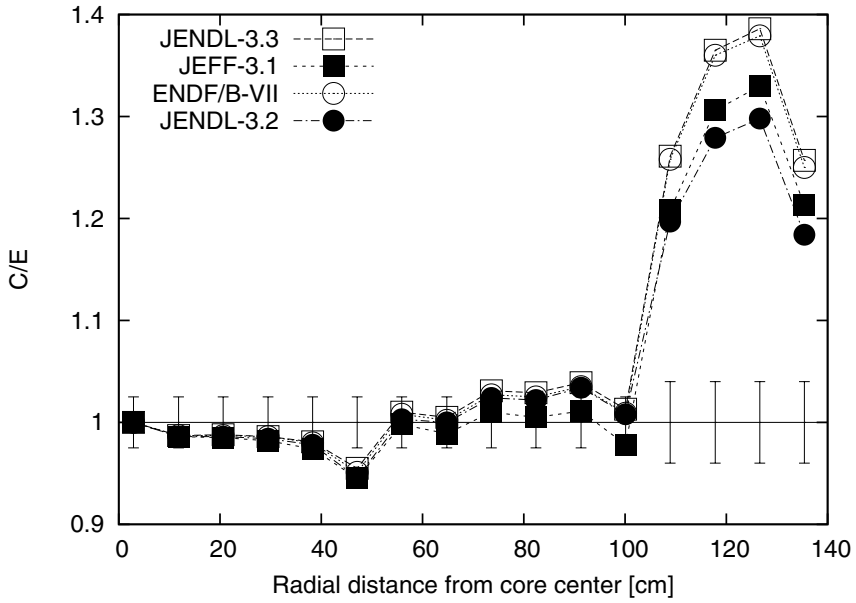

図 4.1.16 BFS-62-2 での U-235 核分裂反応率分布の C/E 値

全ての核データファイルが反射体領域での F25、F49 反応率分布を過大評価しており、特に JENDL-3.3 及び ENDF/B-VII.0 にその傾向が強い。感度解析の結果、JENDL-3.2 はその他の核データファイルと比較して Fe-56 の弾性散乱断面積（40keV から 800keV）及び捕獲断面積（1keV）に違いがあり過大評価の傾向が小さいこと、JEFF-3.1 は JENDL-3.3 および ENDF/B-VII.0 と比較して Fe-56 および Cr-54 の弾性散乱断面積 P1 係数に違いがあり過大評価の傾向が小さいことが分かった。

なお、U-238 核分裂反応率分布の実験データも存在するが、これまでの検討で、決定論手法による計算値と統計論手法による計算値とに有意な差が存在することが確認されている [8] ため、今回のベンチマークテストでは対象としなかった。しかし、U-238 核分裂反応は高エネルギーの閾値反応であり、MeV 領域の中性子透過、すなわち弾性散乱断面積やその P1 ルジャンドル係数に対する良いベンチマークとなるため、決定論手法と統計論手法の計算値の相違の原因究明が必要と思われる。

次に、BFS-62-4 の径方向反応率分布の C/E 値を U-235 核分裂反応率について**図 4.1.18** に、Pu-239 核分裂反応率について**図 4.1.19** にそれぞれ示す。 なお、図で示しているのは全てが燃料

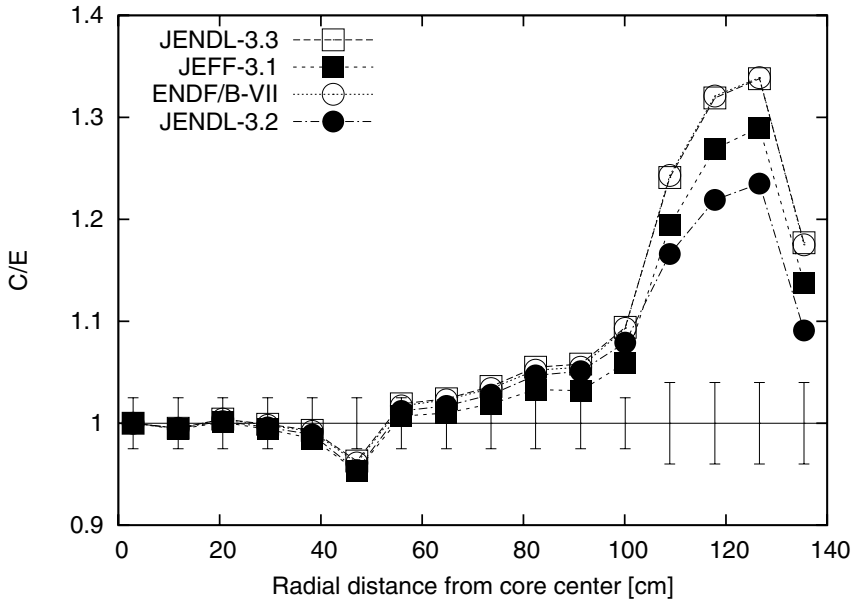

図 4.1.17　BFS-62-2 での Pu-239 核分裂反応率分布の C/E 値

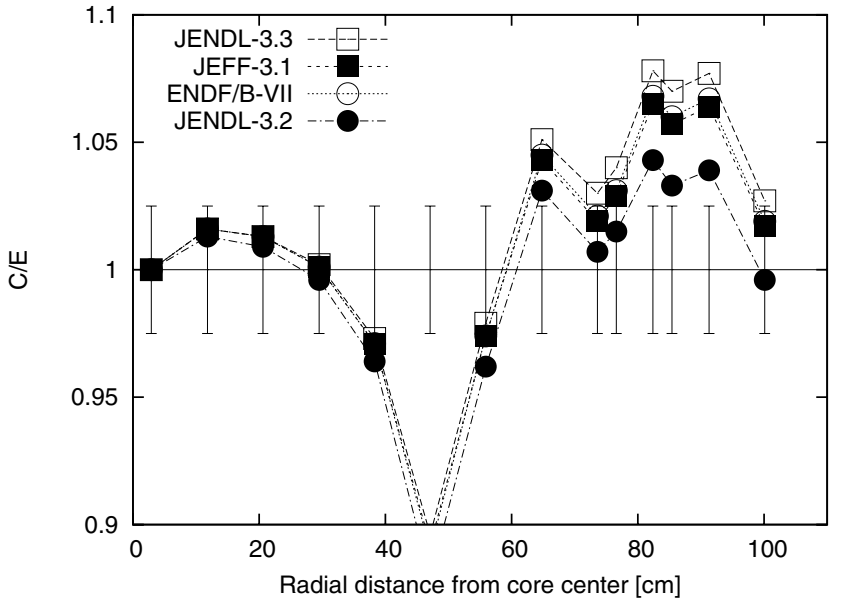

図 4.1.18　BFS-62-4 での U-235 核分裂反応率分布の C/E 値

領域である。BFS-62-4 炉心は炉中心に UO_2 燃料、外周部に MOX 燃料が配置された炉心であり、その境界は炉中心から 80cm である。C/E 値が径方向位置 50cm で悪化しているが、このデータ点はナトリウムフォロワに該当しており、何らかの実験上、もしくは炉物理計算手法上の誤差が

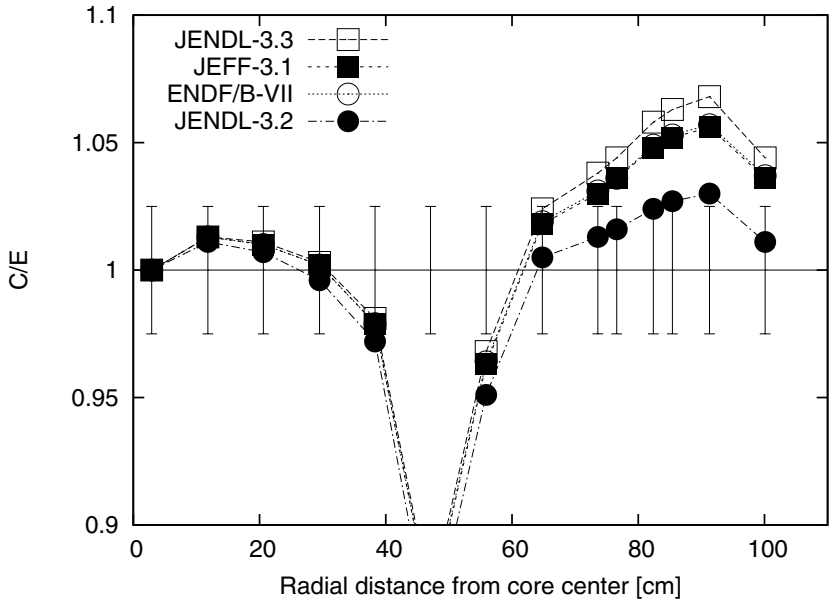

図 4.1.19　BFS-62-4 での Pu-239 核分裂反応率分布の C/E 値

現れたものと考えられる。

JENDL-3.2 を除いた核データファイルは炉心外周部の反応率を過大評価している。JENDL-3.2 の計算値との相違は、数 keV 以下の U-235 の捕獲断面積の相違に起因することが感度解析の結果明らかになった。

4.2 考察

本節では、核データファイル間で評価値が大きく異なる断面積について前節のベンチマーク計算結果を整理し、その整合性を評価する。

4.2.1 U-238 弾性散乱断面積の P1 ルジャンドル係数

U-238 の弾性散乱断面積の P1 ルジャンドル係数を図 **4.2.1** に示す。

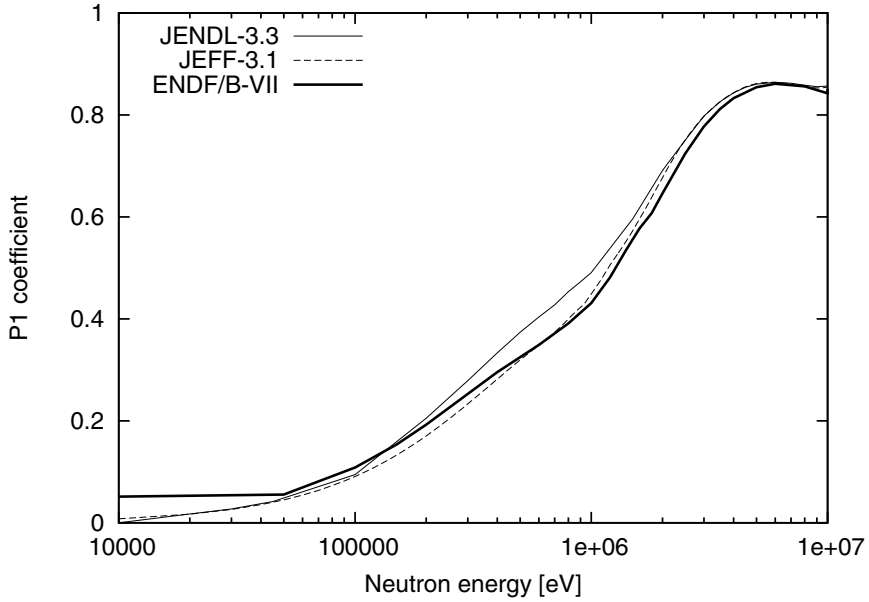

図 4.2.1 U-238 の弾性散乱断面積の P1 係数の比較

JEFF-3.1 と ENDF/B-VII.0 はおおむね似たような評価値であるが、JENDL-3.3 は系統的に大きい。

ベンチマーク計算結果は以下のように整理される。

- JENDL-3.3 は、ロスアラモス超小型炉心の反射体付き炉心の臨界性 C/E 値を裸炉心のそれよりも小さく評価した。すなわち反射体からの中性子漏洩を大きめに評価した。

この断面積における JENDL-3.3 とその他の核データファイルとの相違はその他の炉心の臨界性計算値にも影響する。JENDL-3.3 は MOX 燃料炉心の臨界性を系統的に過小評価しており、上記結果とも整合性がある。

以上より、本ベンチマークテストは、U-238 の弾性散乱断面積 P1 係数として JEFF-3.1 もしくは ENDF/B-VII.0 の評価値を支持している。

4.2.2 Pu-240 弾性散乱断面積の P1 ルジャンドル係数

Pu-240 の弾性散乱断面積の P1 ルジャンドル係数を図 **4.2.2** に示す。

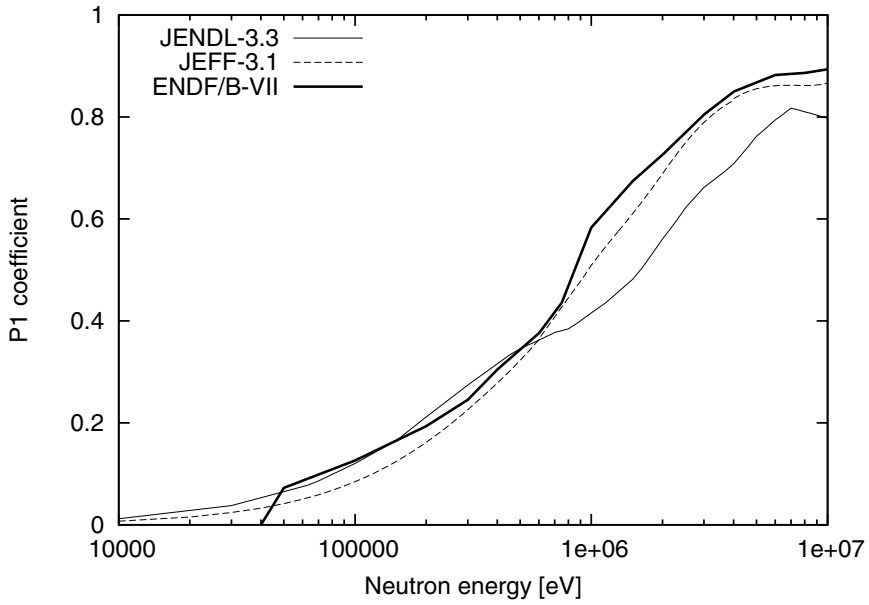

図 4.2.2 Pu-240 の弾性散乱断面積の P1 係数の比較

1MeV 以上のエネルギー領域で、JENDL-3.3 および JEFF-3.1 の評価値は ENDF/B-VII.0 と比較して小さい。

ベンチマーク計算結果は以下のように整理される。

- ENDF/B-VII.0 は、ロスアラモス超小型炉心の JEZEBEL と JEZEBEL-240 の C/E 値のばらつきが小さい。

以上より、本ベンチマークテストは、Pu-240 の弾性散乱断面積 P1 係数として ENDF/B-VII.0 の評価値を支持している。

ただし、この断面積が影響するのは、Pu-240 が含まれ、かつ中性子漏洩の寄与が大きい体系のみであることから、通常の高速炉心の核特性における重要度は低いと思われる。

4.2.3 Fe-56 弾性散乱断面積の P1 ルジャンドル係数

Fe-56 の弾性散乱断面積の P1 ルジャンドル係数を図 **4.2.3** に示す。

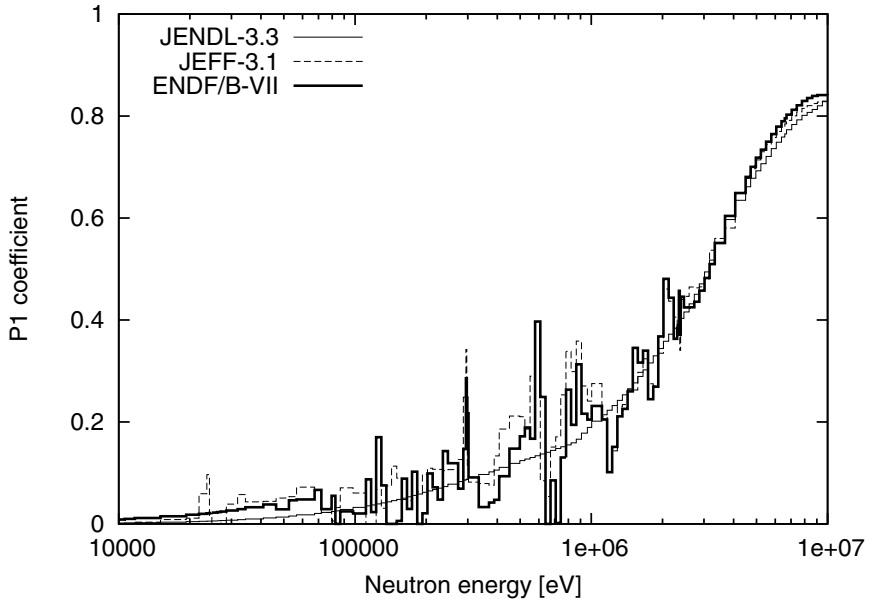

図 4.2.3 Fe-56 弾性散乱断面積 P1 係数の比較

JEFF-3.1 の評価値は数百 keV から 1MeV のエネルギー領域で JENDL-3.3 の評価値と比べて系統的に大きい。また、100keV 以下の領域で、JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 と比較して JENDL-3.3 の評価値は系統的に小さい。

ベンチマーク計算結果は以下のように整理される。

- 全ての核データファイルが、ステンレス鋼反射体を径外周部に設置した「常陽」MK-II の臨界性を、径ブランケットが設置された MK-I の臨界性と比較して大きく評価した。また、その傾向は JENDL-3.3 が特に大きい。
- 全ての核データファイルが、ステンレス鋼反射体を径外周部の一部に設置した BFS-62-2 および 62-3A 炉心の臨界性を、反射体が設置されない炉心の臨界性と比較して大きく評価した。また、その傾向は JENDL-3.3 が特に大きい。

上記の計算結果より、全ての核データファイルが Fe-56 の弾性散乱断面積の P1 係数を小さめに評価していると考えられ、JENDL-3.3 でその傾向が特に顕著である。

ただし、FCA-X シリーズの臨界性計算 [29] や中性子遮蔽のベンチマーク計算 [31] の結果と比較すると、JENDL-3.3 の Fe が中性子透過を過大評価する点は整合がとれるが、ENDF/B-VII.0、JEFF-3.1 についてはその限りではないため、それらのベンチマーク計算結果を含めた議論が必要と思われる。

4.2.4 Na 弾性散乱断面積の P1 ルジャンドル係数

Na の弾性散乱断面積の P1 ルジャンドル係数を図 **4.2.4** に示す。

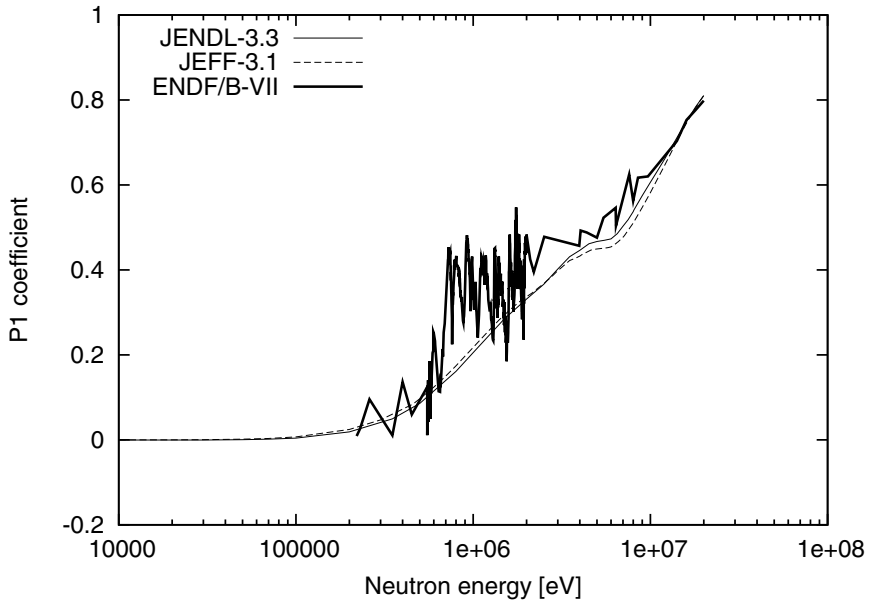

図 4.2.4 Na 弾性散乱断面積 P1 係数の比較

数百 keV から数 MeV のエネルギー領域で ENDF/B-VII.0 の評価値が大きい。
ベンチマーク計算結果は以下のように整理される。

- ENDF/B-VII.0 は、その他の核データファイルと比較して、Na ボイド反応度の漏洩項を数%程度小さく評価し、MOZART 炉心の C/E 値は良好であった。

この断面積における ENDF/B-VII.0 とその他の核データファイルとの相違は臨界性計算値にも影響する。ENDF/B-VII.0 は、臨界性をわずかではあるが系統的に小さく評価しており、特に小型炉心である「常陽」MK-I 炉心ではその程度が他よりも大きい。

前述のとおり、Na ボイド反応度の漏洩項については炉物理計算手法に起因する誤差が指摘されているため、本ベンチマークテストから Na の弾性散乱断面積 P1 係数に対する評価を下すことは出来ない。

4.2.5 Na 非弾性散乱断面積

Na の非弾性散乱断面積を図 **4.2.5** に示す。

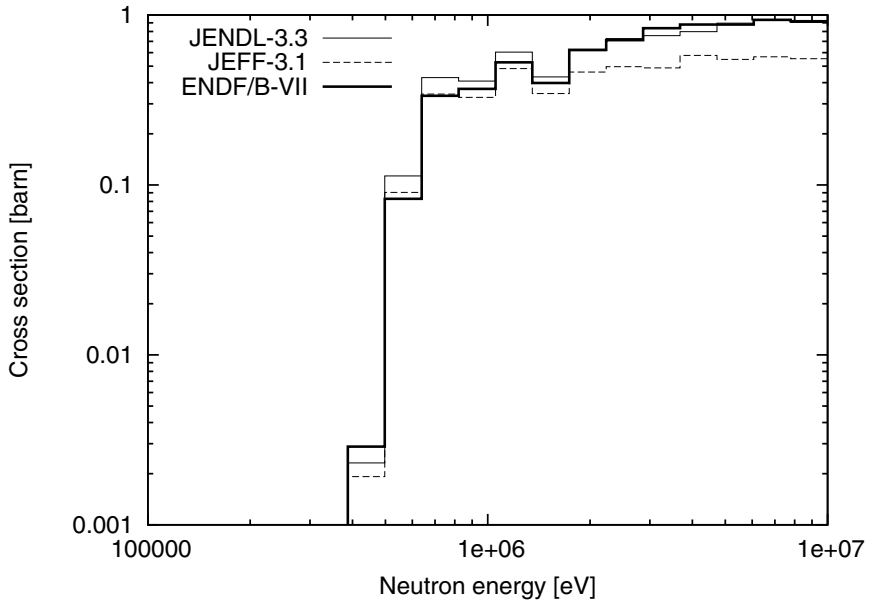

図 **4.2.5** Na 非弾性散乱断面積の比較

数百 keV から上のエネルギー領域で JEFF-3.1 の評価値はその他の核データファイルのものよりも小さい。Na の弾性散乱断面積の核データファイル間の比較を図 **4.2.6** に示すが、JEFF-3.1 では非弾性散乱断面積を小さく評価している分、そのエネルギー領域での弾性散乱断面積を大きく評価している。

ベンチマーク計算結果は以下のように整理される。

- JEFF-3.1 は JUPITER 実験の炉心の非漏洩項の寄与が支配的な Na ボイド反応度を過小評価した[3] 。

この断面積の相違により、JEFF-3.1 は MOX 燃料炉心の臨界性を 0.2%$\Delta k/kk'$ 程度大きく評価するが、仮に JEFF-3.1 の断面積を ENDF/B-VII.0 等に置き換えても臨界性に対する予測精度を大きく悪化させるということはない。

以上より、本ベンチマークテストは、Na 非弾性散乱断面積として ENDF/B-VII.0 もしくは JENDL-3.3 の評価値を支持している。

[3]JEFF-3.1 はその他の核データファイルと比較して、非弾性散乱断面積を小さく、弾性散乱断面積を大きく評価しているが、非弾性散乱のほうが弾性散乱よりも中性子の減速幅が大きいため、散乱に伴う減速による中性子インポータンスの低下が大きい。すなわち、非弾性散乱の弾性散乱に対する割合が大きいほど Na ボイド反応度の非漏洩項は大きい値となる。

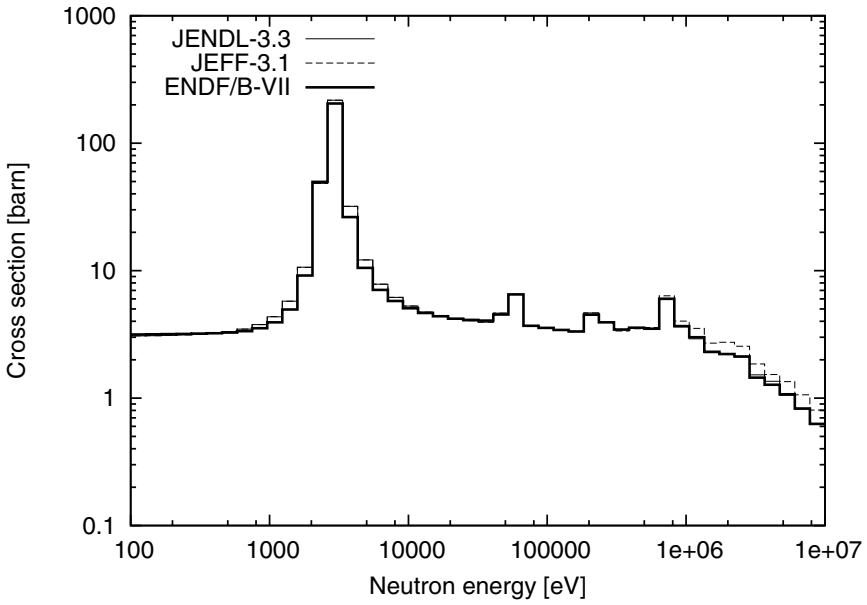

図 **4.2.6**　**Na** 弾性散乱断面積の比較

4.2.6 Pu-240 核分裂断面積、捕獲断面積、核分裂あたりの中性子発生数

Pu-240 の捕獲断面積を図 **4.2.7** に、核分裂断面積を図 **4.2.8** に、核分裂あたりの中性子発生数を図 **4.2.9** にそれぞれ示す。

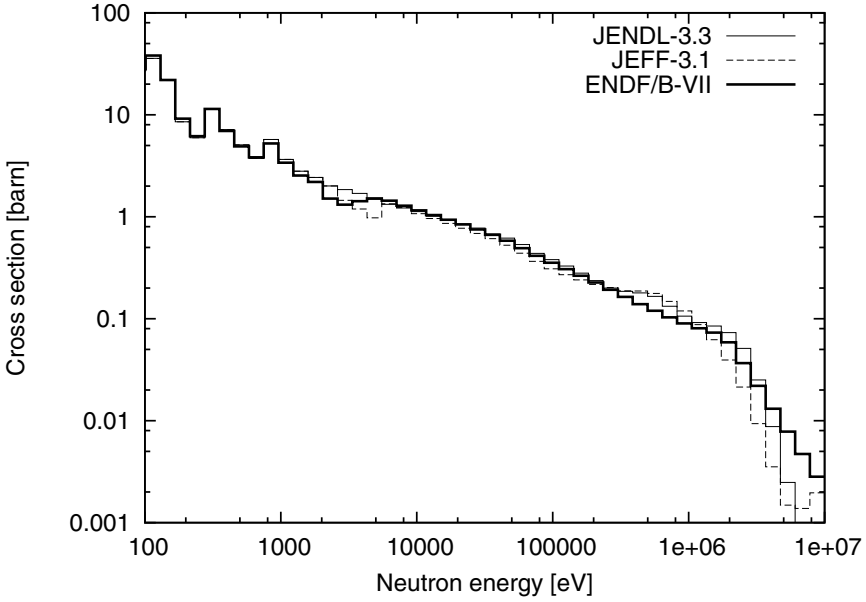

図 **4.2.7** **Pu240** 捕獲断面積の比較

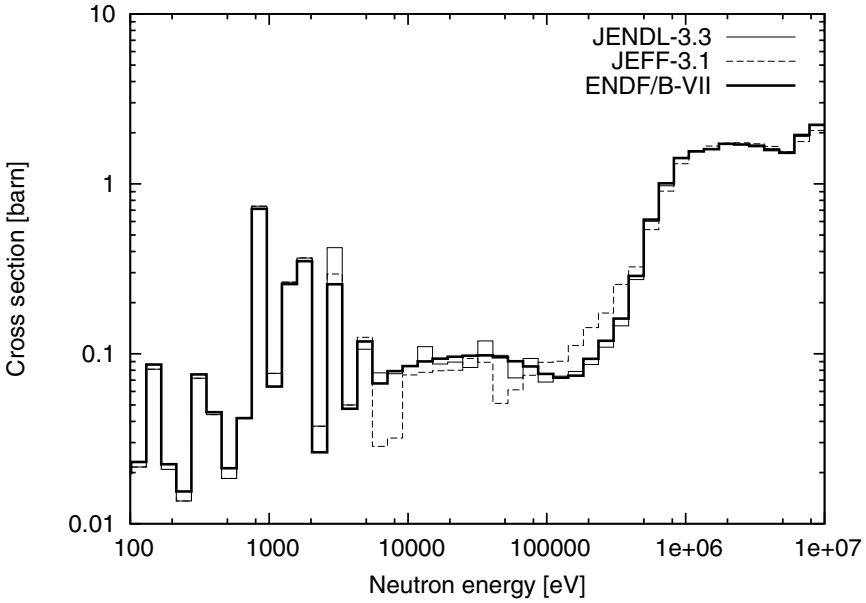

図 **4.2.8** **Pu240** 核分裂断面積の比較

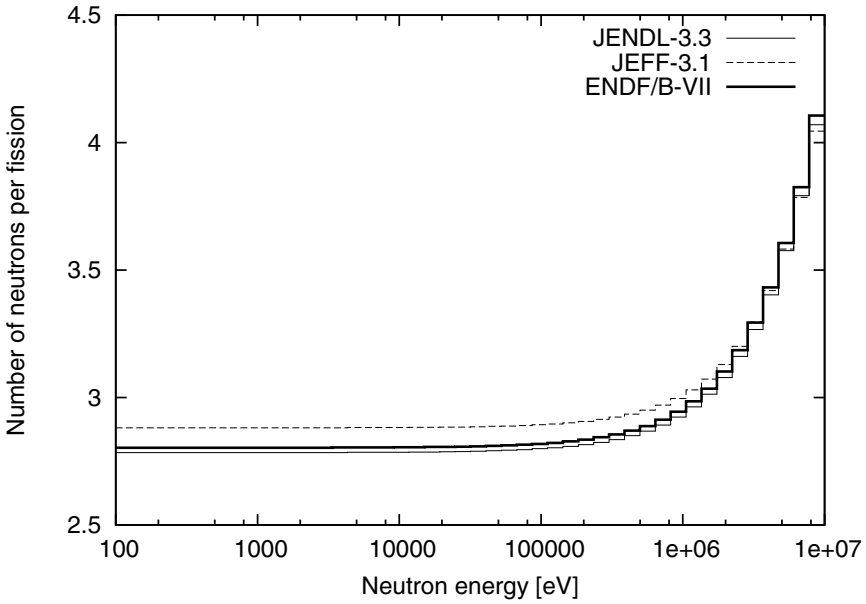

図 4.2.9　Pu240 核分裂あたりの中性子発生数の比較

ベンチマーク計算結果は以下のように整理される。

- ロスアラモス超小型炉心の臨界性において、Pu-240 の寄与の違いによる C/E 値のばらつきは ENDF/B-VII.0 が小さい。
- Pu-240、-241 が比較的多く含まれる「もんじゅ」の臨界性について、JEFF-3.1 は過大評価をする。
- ZPPR-13C の高次 Pu 置換反応度を、ENDF/B-VII.0 は良好に予測する。

以上より、本ベンチマークテストは、Pu-240 の捕獲断面積、核分裂断面積、核分裂あたりの中性子発生数として ENDF/B-VII.0 の評価値を支持する。

なお、「常陽」MK-II 炉心の MA サンプル照射後試験解析にて、Pu-240 捕獲断面積に大きい感度を有する Am-243 サンプルの照射後 Pu-241/Pu-240 原子数密度比に対して、ENDF/B-VII.0 は過小評価となること、JENDL-3.3 の評価値がより望ましいことが指摘されており [32]、今回のベンチマークテストで得られた結論は、「Pu-240 の核データとしては」ENDF/B-VII.0 の評価値を支持している、ということに注意が必要である。

4.2.7 Pu-239 核分裂断面積

Pu-239 の核分裂断面積を図 **4.2.10** に示す。

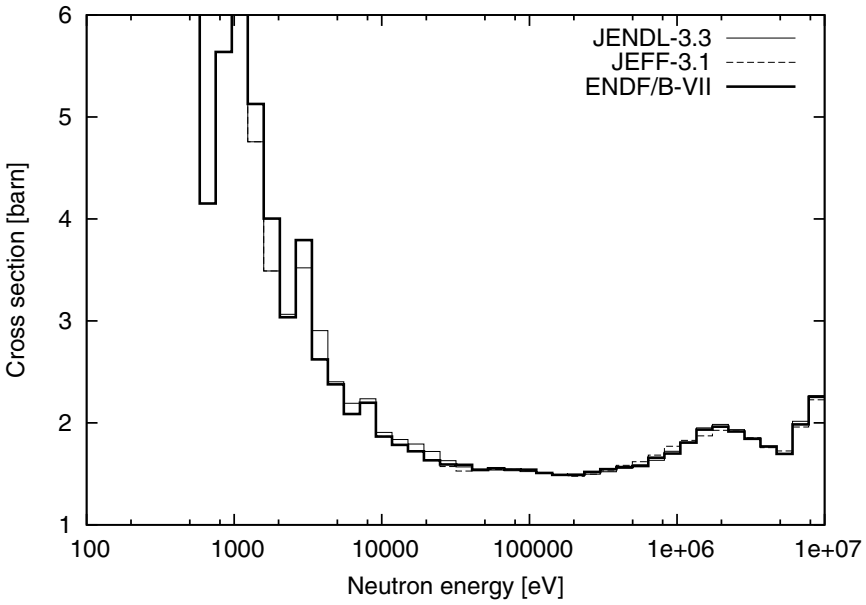

図 4.2.10 Pu-239 核分裂断面積の比較

1keV から 2.5keV の領域で、ENDF/B-VII.0 はその他の核データファイルと比較して断面積を大きく評価している。この差は、ENDF/B-VII.0 においてこのエネルギー領域に与えられている背景断面積に由来する。

ベンチマーク計算結果は以下のように整理される。

- ENDF/B-VII.0 は MOX 燃料炉心の非漏洩項の寄与が支配的な Na ボイド反応度を過小評価する。

上記の傾向は、主に 1keV から 2keV 付近の相違に起因していることが分かった。仮にこのエネルギー領域の ENDF/B-VII.0 の評価値を JENDL-3.3、JEFF-3.1 と同程度までに低下させた場合には、ZPPR-9 の臨界性は 0.25%$\Delta k/kk'$ 程度低下することになり、ENDF/B-VII.0 の臨界性予測精度を悪化させることになる。

以上より、本ベンチマークテストからは、1keV から 2keV のエネルギー領域での Pu-239 核分裂断面積としてどの核データファイルの評価値を支持するかについて結論を示すことは出来ない。

4.2.8 U-235 捕獲断面積

U-235 の捕獲断面積を図 **4.2.11** に示す。

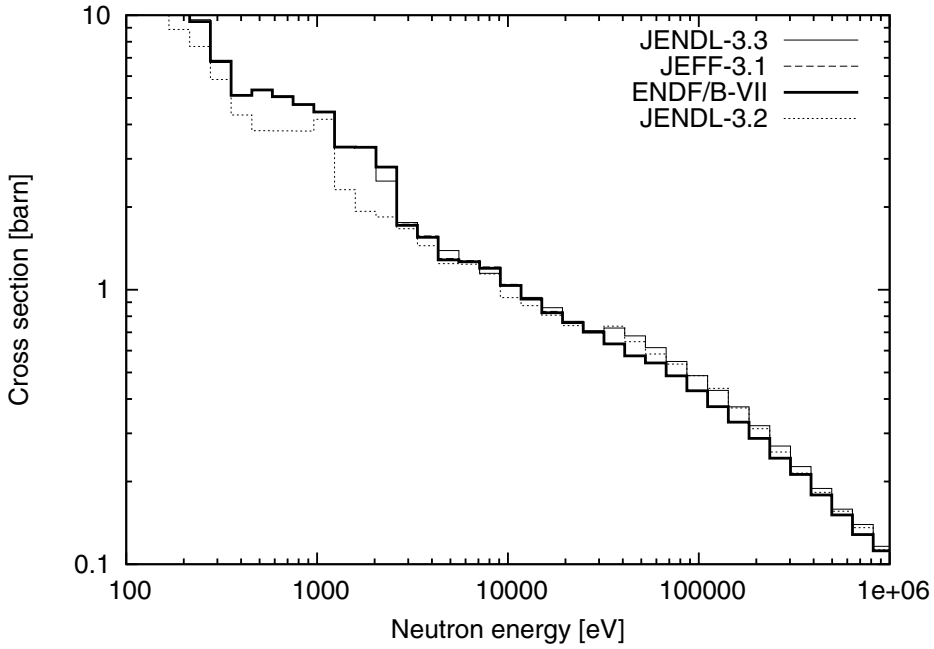

図 4.2.11 U-235 捕獲断面積の比較

2.25keV 以下の領域では JENDL-3.2 とその他のファイル間で系統的な相違が見られ、30keV から 300keV の領域では、JENDL-3.2、-3.3 と JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 とで系統的な相違が見られる。

表 4.2.1 に各核データファイルの U-235 の分離共鳴エネルギー領域と、共鳴パラメータの引用先を示す。

表 4.2.1 分離共鳴エネルギー領域と基となっている評価データ

Data file	Energy range	Data
JENDL-3.2	10^{-5} eV - 500 eV	Leal, et. al. (1991)[33]
JENDL-3.3	10^{-5} eV - 2.25 keV	Leal, et. al. (1999)[34]
JEFF-3.1	10^{-5} eV - 2.25 keV	Leal, et. al. (1999)
ENDF/B-VII.0	10^{-5} eV - 2.25 keV	Leal, et. al. (1999)

最新の核データファイル JENDL-3.3、JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 は全て同一の共鳴パラメータを用いている一方、JENDL-3.2 では古いデータを利用し、かつ 500eV 以上は非分離共鳴領域と

している[4]。

ベンチマーク計算結果は以下のように整理される。

- BFS-2 炉心の臨界性を JENDL-3.3 は過小評価する。
- BFS-2 炉心の Na ボイド反応度に対して、JENDL-3.2 を除いた核データファイルは過小評価する。
- BFS-2 炉心の MOX 領域の反応率分布に対して、JENDL-3.2 を除いた核データファイルは過大評価する。
- BFS-2 炉心の制御棒価値について、全ての核データファイルに C/E 値の制御棒リング依存性が見られたが、JENDL-3.2 が最も小さい。
- JUPITER-Io 実験での制御棒反応度価値の C/E 値の制御棒位置依存性は、JENDL-3.3 が小さい。

BFS-62-3A 炉心の Low-enriched U 領域の Na ボイド反応度の U-235 捕獲断面積および核分裂断面積に対する感度係数を**図 4.2.12** に示すが、主に共鳴領域に感度があることが分かる。同様

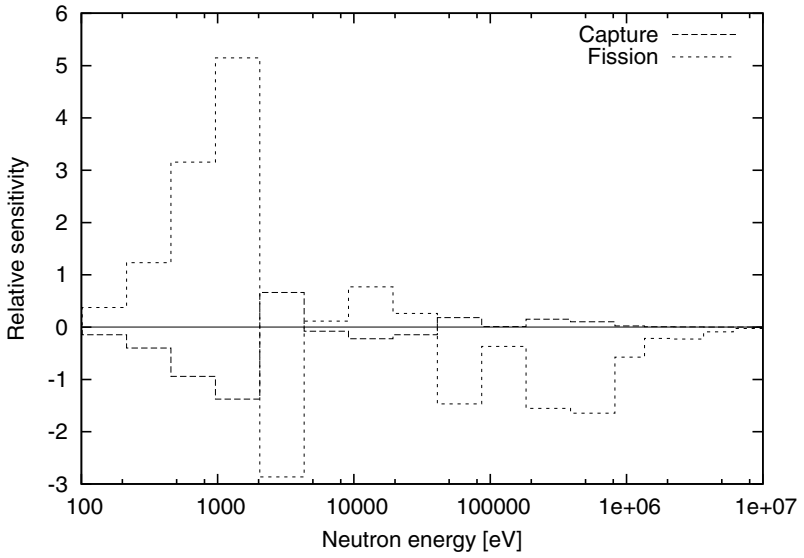

図 4.2.12　Na ボイド反応度に対する U-235 断面積の感度係数

に、BFS-62-4 炉心の MOX 燃料領域の反応率分布も、主に共鳴領域の U-235 捕獲断面積に感度がある。以上より、BFS-2 の Na ボイド反応度、反応率分布は、共鳴領域（2.25keV 以下）の U-235

[4]なお、この 1991 年評価の共鳴パラメータは ENDF/B-VIR2 でも利用しているが、そこでは分離共鳴パラメータは 2.25keV まで定義されている。ENDF/B-VIR2 の 1keV から 2.25keV までの断面積は ENDF/B-VII.0 のものとほぼ同一と考えてよい。

捕獲断面積としてはJENDL-3.2の評価値を支持すると言える。なお、FCA IX炉心の臨界性の評価結果からも同様の結論が導かれている[35]。

ただし、仮にJENDL-3.2を除いた核データファイルの共鳴領域の捕獲断面積をJENDL-3.2相当とすると、BFS-2の臨界性はおよそ0.8%$\Delta k/kk'$増加するため、JENDL-3.3ではC/E値は改善するものの、JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0では過大評価となってしまう。従って、2.25keV以下のU-235の捕獲断面積を議論する際には、30keV以上のエネルギー領域も考慮に入れる必要がある。

なお、JUPITER-Io実験の結果は上記の結論とは全く整合がとれないが、その原因についてここで明らかにすることは出来ない。

4.3 感度解析結果の詳細

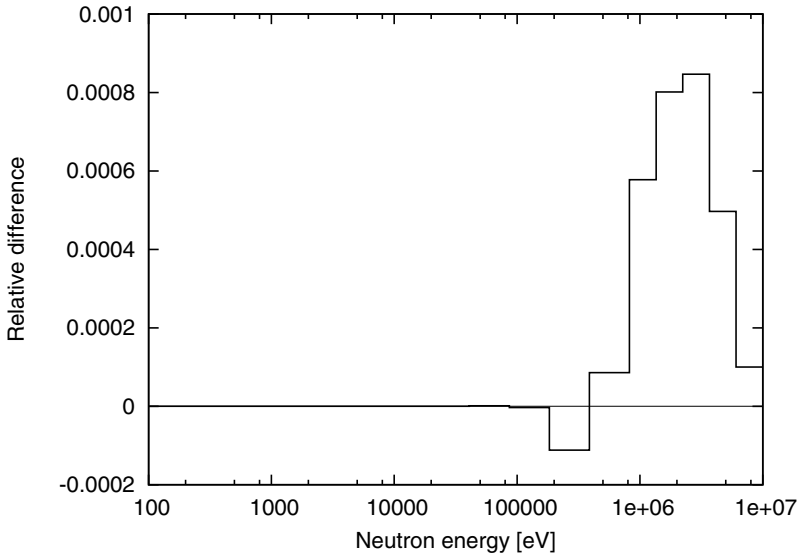

図 4.3.1　JENDL-3.3 の ENDF/B-VII に対する Pu-240 弾性散乱断面積 P1 係数の相違が JEZEBEL-240 臨界性に与える影響

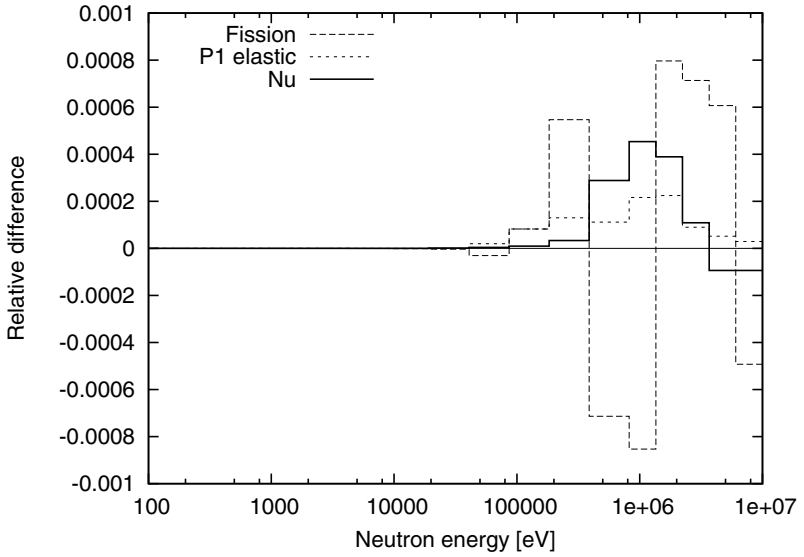

図 4.3.2　JEFF-3.1 の ENDF/B-VII に対する Pu-240 断面積の相違が JEZEBEL-240 臨界性に与える影響

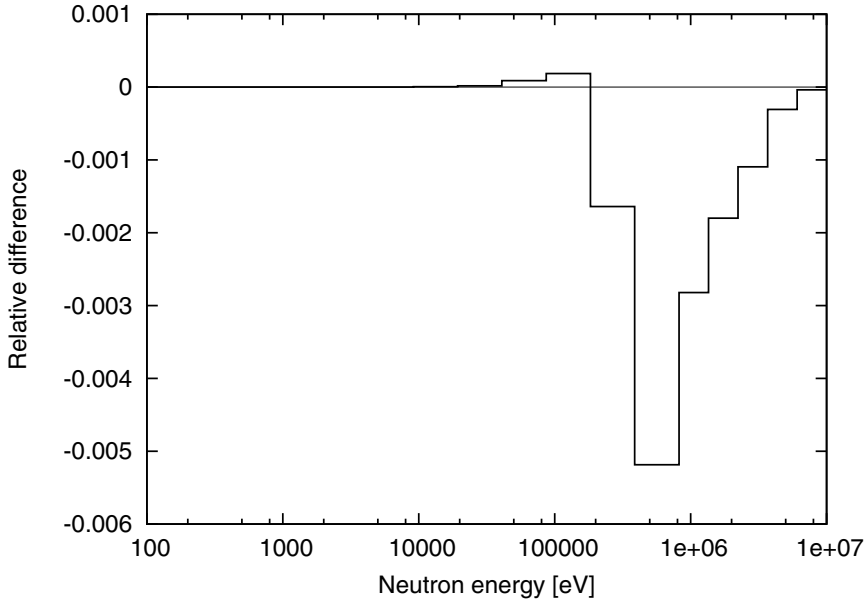

図 4.3.3　JENDL-3.3 の ENDF/B-VII に対する U-238 弾性散乱断面積 P1 係数の相違が FLATTOP-Pu 臨界性に与える影響

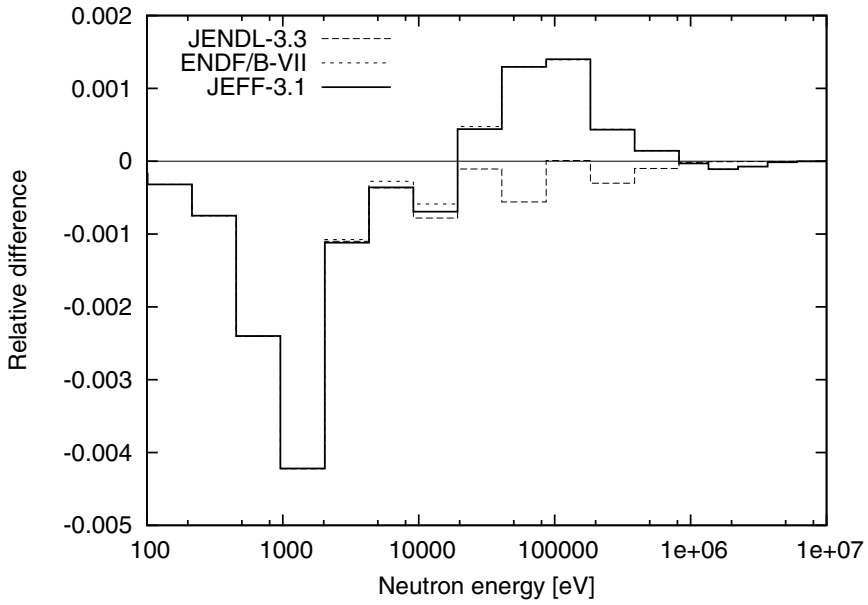

図 4.3.4　JENDL-3.2 に対する U-235 捕獲断面積の相違が BFS-62-1 臨界性に与える影響

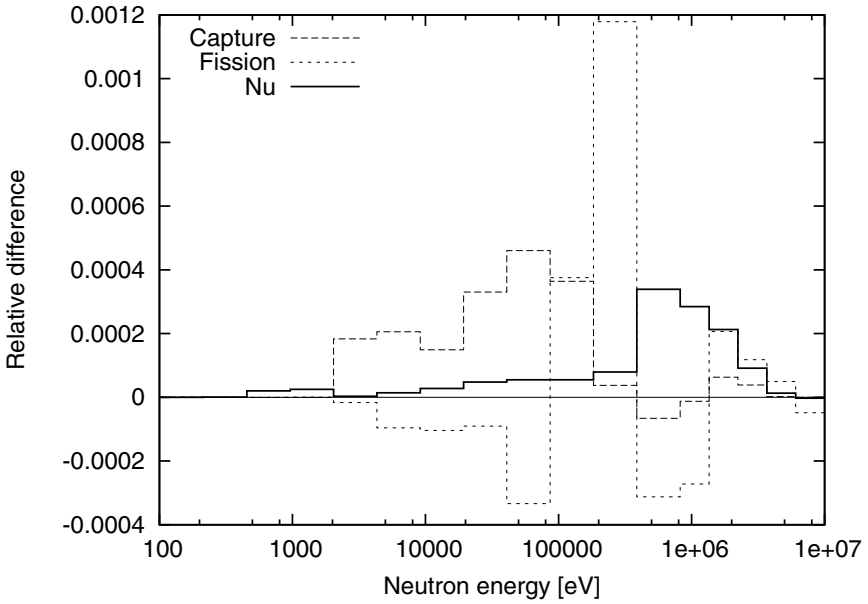

図 4.3.5　JEFF-3.1 の JENDL-3.3 に対する Pu-240 断面積の相違が「もんじゅ」臨界性に与える影響

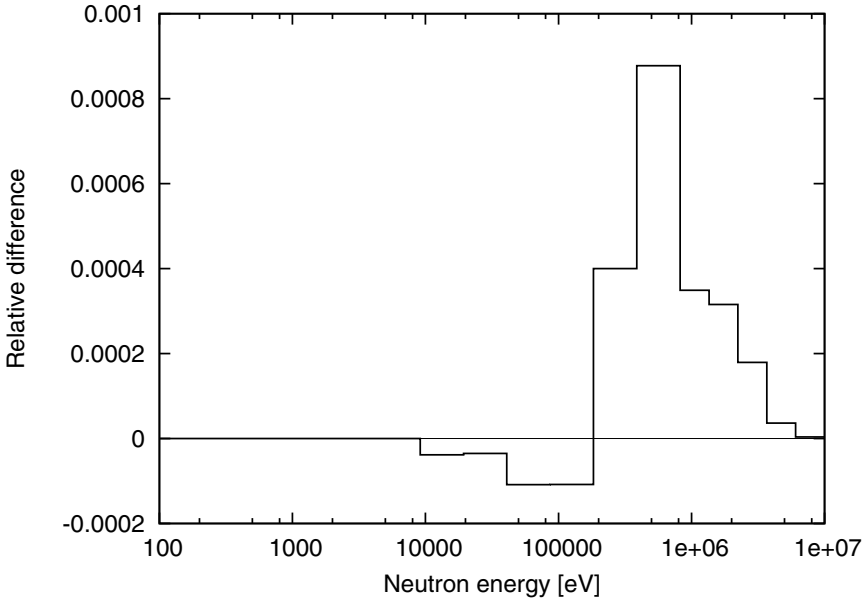

図 4.3.6　ENDF/B-VII の JENDL-3.3 に対する U-238 弾性散乱断面積 P1 係数の相違が「常陽」MK-I 臨界性に与える影響

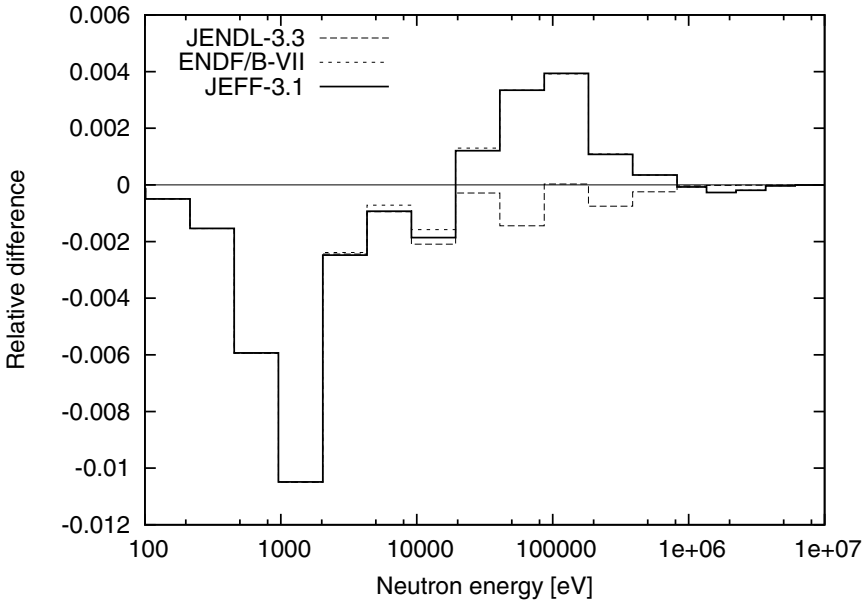

図 **4.3.7**　**JENDL-3.2** に対する **U-235** 捕獲断面積の相違が **ZPPR-19B** リング 3 制御棒反応度価値に与える影響

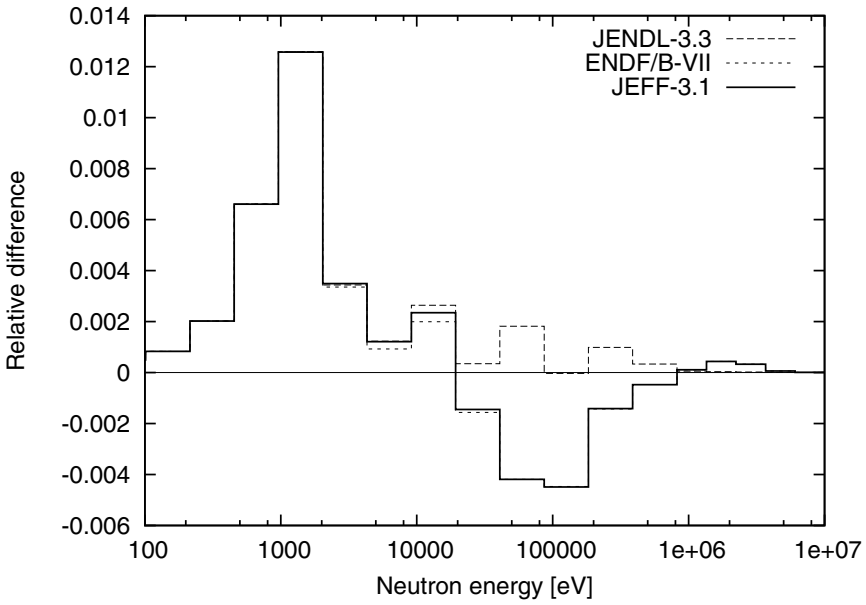

図 **4.3.8**　**JENDL-3.2** に対する **U-235** 捕獲断面積の相違が **BFS-66-1** リング 1 位置 1 制御棒反応度価値に与える影響

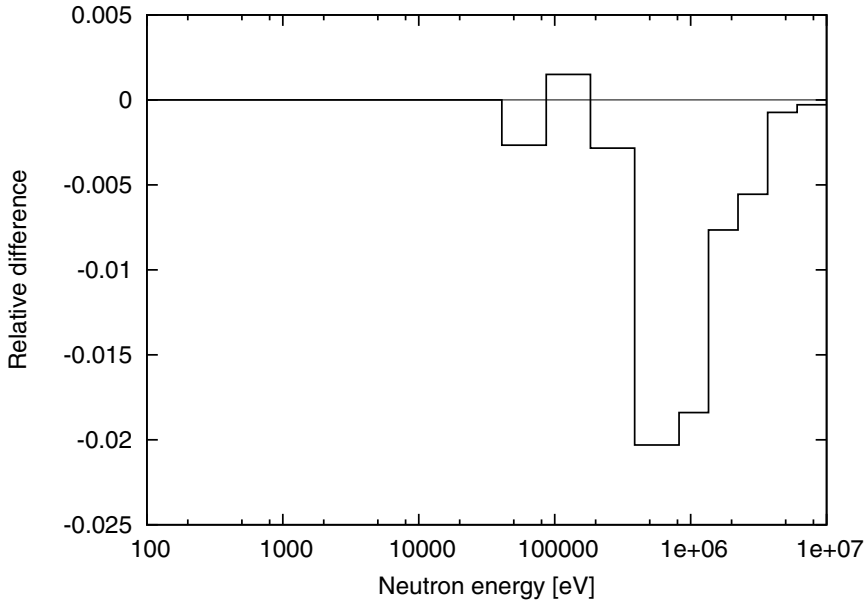

図 4.3.9　ENDF/B-VII の JENDL-3.3 に対する Na 弾性散乱断面積 P1 係数の相違が MZB の Na ボイド反応度ステップ 7 漏洩項に与える影響

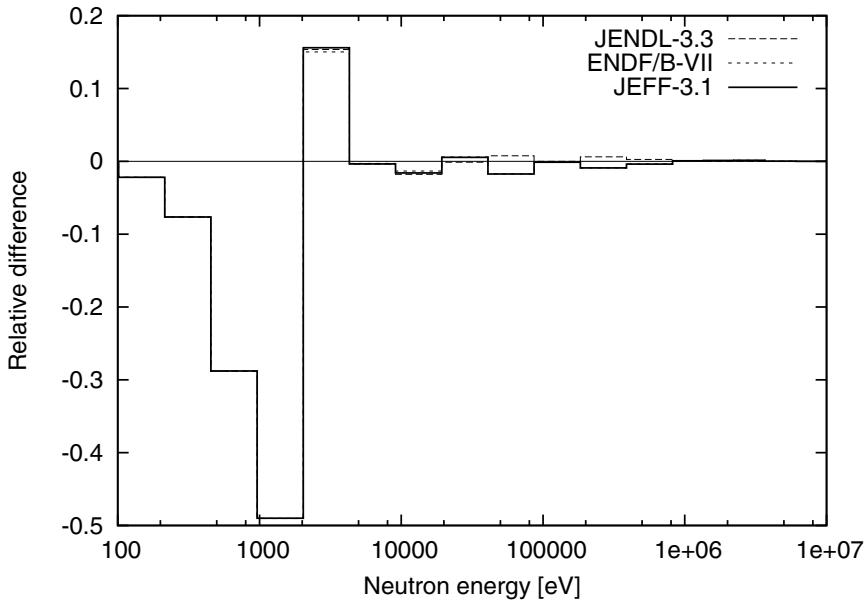

図 4.3.10　JENDL-3.2 に対する U-235 捕獲断面積の相違が BFS-62-3A の LEZ 領域 Na ボイド反応度に与える影響

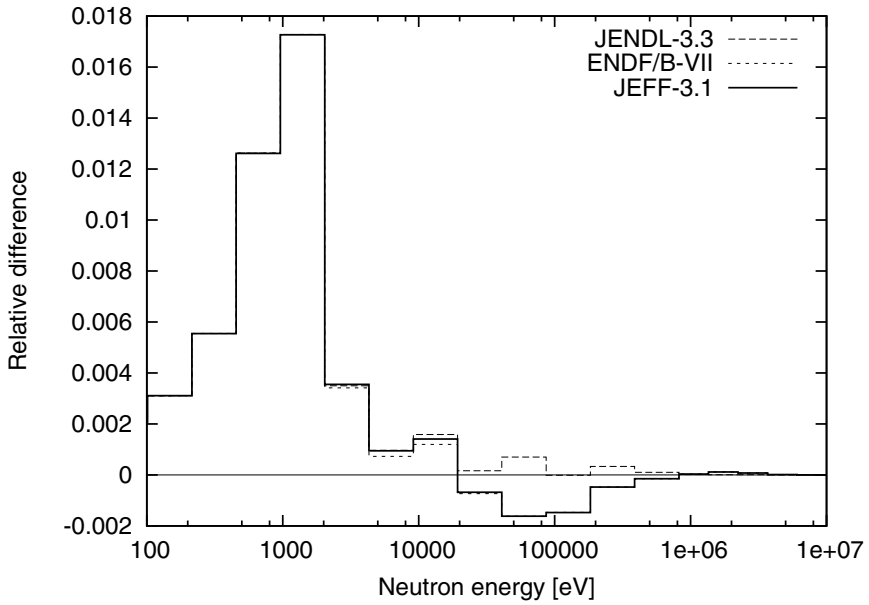

図 **4.3.11　JENDL-3.2** に対する **U-235** 捕獲断面積の相違が **BFS-62-4** の **MOX** 領域反応率分布に与える影響

5. 結論

世界の最新の評価済み核データファイル JENDL-3.3、JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 を高速臨界集合体及び高速炉実機の核特性に関する測定データの計算に適用し、各々の核データファイルについて C/E 値を得た。その結果、ENDF/B-VII.0 の高速炉核特性に対する予測精度がその他の核データファイルと比較して良好である、という結論を得た。

また、核データファイル間の断面積評価値の相違が核特性計算値に大きな相違を生じさせるものを感度解析により特定し、どの核データファイルの評価値を今回のベンチマーク計算結果が支持しているかについて整理した。その結果を以下に列挙する。

- U-238 弾性散乱断面積 P1 係数として、JEFF-3.1 もしくは ENDF/B-VII.0 の評価値を支持している。
- Pu-240 弾性散乱断面積 P1 係数として、ENDF/B-VII.0 の評価値を支持している。
- Fe-56 弾性散乱断面積 P1 係数として、全ての核データファイルの評価値が小さい可能性を示唆し、その傾向は JENDL-3.3 が顕著であった。ただし他のベンチマークテストでは、JENDL-3.3 についてはこの結論を支持する結果が得られているものの、その他の核データファイルについてはその限りではないことに注意が必要である。
- Na 非弾性散乱断面積として、ENDF/B-VII.0 もしくは JENDL-3.3 の評価値を支持している。
- Pu-240 捕獲断面積、核分裂断面積、核分裂あたり中性子発生数として、ENDF/B-VII.0 の評価値を支持している。
- 2.25keV 以下の U-235 捕獲断面積として、JENDL-3.2 の評価値を支持している。

Na の弾性散乱断面積の P1 係数において ENDF/B-VII.0 とその他の核データファイルの間に顕著な相違が観察され、その相違は Na ボイド反応度の漏洩項や小型炉心の臨界性に大きく影響している。しかし、臨界実験の Na ボイド反応度の漏洩項に対する炉物理計算手法には大きな誤差が存在すると指摘されており、現状では積分データから核データにフィードバックする情報を得ることが出来ない。Na の弾性散乱断面積の P1 係数の評価値の妥当性を議論するうえで、炉物理計算手法の改良が必要と思われる。

また、1keV から 2keV の Pu-239 核分裂断面積において、ENDF/B-VII.0 とその他の核データファイルの間に顕著な相違が観察され、その相違は Na ボイド反応度の非漏洩項や臨界性に大きく影響している。Na ボイド反応度の計算結果は JEFF-3.1、JENDL-3.3 の評価値を支持しているが、臨界性についてはそれと整合性のある結果は得られなかった。Na ボイド反応度については、今後、より多くの積分データによる検討が必要と思われる。

今回のベンチマークテストでは、テスト結果を用いた微分データの良し悪しについての議論を「手作業で」行った。この作業をより論理的に行う最良の方法は、積分テスト結果を用いたベイズ推定法に基づく炉定数調整法と考えられる。評価済み核データファイルに断面積共分散データが整備された後は、炉定数調整法を用いた微分データの評価を実施すべきであると考える。

参考文献

1) Shibata K., *et al.*, 'Status of the JENDL project,' *Proc. of Int. Conf. on Nuclear Data, ND2004, Santa Fe*, (2004).

2) Shibata K., *et al.*, 'Japanese evaluated nuclear data library version 3 revision-3: JENDL-3.3,' *J. Nucl. Sci. Technol.,* **39**, p.1125 (2002).

3) (Ed.) Koning A., *et al.*, 'The JEFF-3.1 nuclear data library,' JEFF Report 21, NEA No.6190, Organisation for economic co-operation and development (2006).

4) Chadwick M.B., *et al.*, 'ENDF/B-VII.0: Next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology,' *Nucl. Data Sheets,* 107, p.2931 (2006).

5) Nakagawa T., *et al.*, 'Japanese evaluated nuclear data library version 3 revision-2: JENDL-3.2,' *J. Nucl. Sci. Technol.,* **32**, p.1259 (2002).

6) 石川眞、他、「核設計基本データベースの整備 (VIII) JUPITER 実験解析結果の集大成」、PNC TN9410 97-099 (1997).

7) 貝瀬奭一郎、長田博夫、「MOZART 実験データの整理と JFS-3-J3.2R による解析」、JNC TJ9400 2003-009 (2003).

8) 杉野和輝、他、「BFS 臨界実験解析 BFS-62-1 及び 62-2 炉心の解析」、JNC TN9400 2002-008 (2002).

9) 羽様平、他、「BFS 臨界実験解析 BFS-62-3A 及び 62-4 炉心の解析」、JNC TN9400 2002-036 (2002).

10) 羽様平、他、「BFS 臨界実験解析 BFS-62-5 及び 66-1 炉心の解析」、JNC TN9400 2005-011 (2005).

11) 千葉豪、「鉄に感度を有する高速炉炉心の臨界性解析」、日本原子力学会和文論文誌、**4**, p.66 (2005).

12) Nagaya Y., *et al.*, 'MVP/GMVP-II : General purpose Monte-Carlo codes for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods,' JAERI-1348 (2005).

13) Hazama T. *et al.*, 'Development of SLAROM-UF:a lattice calculation code with fine and ultra-fine energy group cross sections,' *J. Nucl. Sci. Technol.,* **43**, p.908 (2006).

14) MacFarlane R.E. and Muir D.W., 'The NJOY Nuclear Data Processing System version 91,' LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory (1994).

15) Takano H., *et al.*, *TIMS-1: A Processing Code for Production of Group Constants of Heavy Resonant Nuclei,* JAERI 1267 (1994).

16) Tone T., 'A numerical study of heterogeneity effects in fast reactor critical assemblies,' *J. Nucl. Sci. Technol.*, **12**, p.467 (1975).

17) Benoist P., 'Streaming effects and collision probabilities in lattices,' *Nucl. Sci. Eng.*, **34**, p.285 (1968).

18) Okajima S.,*et al.*, 'Resonance interaction effect between hot sample and cold core in analysis of Doppler effect measurement,' *J. Nucl. Sci. Technol.*, **31**, p.1097 (1994).

19) Kitada T.,*et al.*, 'New control rod homogenization method for fast reactors,' *J. Nucl. Sci. Technol.*, **31**, p.647 (1994).

20) 千葉豪、「高速炉用オブジェクト統合型解析システムの研究開発 (7) 中性子輸送ソルバーの開発と検証」、日本原子力学会 2007 春の大会、名古屋 (2007).

21) Fowler T.B.,*et al.*, 'Nuclear reactor analysis code: CITATION,' ORNL-TM-2496 Rev.2 (1971).

22) 船曳淳、角田弘和、「BN 及び BFS 炉心解析システムの整備 (II)」、JNC TJ9410 2002-001 (2002).

23) Tuttle R.J., Consultants' Meeting on Delayed Neutron Properties, IAEA, Vienna (1979).

24) Saphier D., 'Evaluated delayed neutron spectra and their importance in reactor calculations,' *Nucl. Sci. Eng.,* 62, p.660 (1977).

25) Keepin G.R., 'Physics of Nuclear Kinetics,' (1965).

26) 石川眞、他、「高速炉用統合炉定数 ADJ2000 の作成」、JNC TN9400 2001-071 (2001).

27) 原昭浩、他、「SAGEP：一般化摂動理論に基づく二次元感度解析コード」、JAERI-M 84-027 (1984).

28) 高野和也、他、「「もんじゅ」性能試験解析の群定数間比較」、日本原子力学会 2006 年秋の大会、札幌 (2006).

29) 岡嶋成晃、私信、(2007).

30) Chiba G., 'Overestimation in parallel component of neutron leakage observed in sodium void reactivity worth calculation for fast critical assemblies,' *J. Nucl. Sci. Technol.,* **43**, p.946 (2006).

31) Konno C., private communication (2007).

32) Sugino K., private communication (2007).

33) Leal L., *et al.*, 'An R matrix analysis of the ^{235}U neutron-induced cross sections up to 500 eV,' *Nucl. Sci. Eng.,* **109**, p.1 (1991).

34) Leal L., *et al.*, 'R-matrix analysis of ^{235}U neutron transmission amd cross-section measurement in the 0- to 2.25-keV energy range,' *Nucl. Sci. Eng.,* **131**, p.230 (1999).

35) Okajima S., *et al.*, 'Benchmark test for JENDL-3.3 library by analyses of a series of experiments at the fast critical assembly (FCA) of JAERI,' *Proc. of Int. Conf. of Nuclear Data, ND2004, Santa Fe* (2004).

国際単位系（SI）

表１．SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表２．基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立法メートル	m^3
速さ，速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度（質量密度）	キログラム毎立法メートル	kg/m^3
質量体積（比体積）	立法メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
（物質量の）濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率	（数の） 1	1

表５．SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨタ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^{6}	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^{3}	キロ	k	10^{-18}	アト	a
10^{2}	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z
10^{1}	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表３．固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン(a)	rad		$m \cdot m^{-1}=1$(b)
立体角	ステラジアン(a)	sr(c)		$m^2 \cdot m^{-2}=1$(b)
周波数	ヘルツ	Hz		s^{-1}
力	ニュートン	N		$m \cdot kg \cdot s^{-2}$
圧力，応力	パスカル	Pa	N/m^2	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
エネルギー，仕事，熱量	ジュール	J	N・m	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
工率，放射束	ワット	W	J/s	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
電荷，電気量	クーロン	C		s・A
電位差（電圧），起電力	ボルト	V	W/A	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
静電容量	ファラド	F	C/V	$m^{-2} \cdot kg^{-1} \cdot s^4 \cdot A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-2}$
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V	$m^{-2} \cdot kg^{-1} \cdot s^3 \cdot A^2$
磁束	ウエーバ	Wb	V・s	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-1}$
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2	$kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-2}$
セルシウス温度	セルシウス度(d)	℃		K
光束	ルーメン	lm	cd・sr(c)	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot cd=cd$
照度	ルクス	lx	lm/m^2	$m^2 \cdot m^{-4} \cdot cd=m^{-2} \cdot cd$
（放射性核種の）放射能	ベクレル	Bq		s^{-1}
吸収線量，質量エネルギー分与，カーマ	グレイ	Gy	J/kg	$m^2 \cdot s^{-2}$
線量当量，周辺線量当量，方向性線量当量，個人線量当量，組織線量当	シーベルト	Sv	J/kg	$m^2 \cdot s^{-2}$

(a)ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときのいくつかの用例は表４に示されている。
(b)実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号“１”は明示されない。
(c)測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
(d)この単位は、例としてミリセルシウス度m℃のようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表４．単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa・s	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-1}$
力のモーメント	ニュートンメートル	N・m	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2}$
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	$kg \cdot s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m \cdot m^{-1} \cdot s^{-1}=s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎平方秒	rad/s^2	$m \cdot m^{-1} \cdot s^{-2}=s^{-2}$
熱流密度，放射照度	ワット毎平方メートル	W/m^2	$kg \cdot s^{-3}$
熱容量，エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量熱容量（比熱容量），質量エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg・K)	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
質量エネルギー（比エネルギー）	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2 \cdot s^{-2} \cdot K^{-1}$
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m・K)	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m^3	$m^{-1} \cdot kg \cdot s^{-2}$
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	$m \cdot kg \cdot s^{-3} \cdot A^{-1}$
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m^3	$m^{-3} \cdot s \cdot A$
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2} \cdot s \cdot A$
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3} \cdot kg^{-1} \cdot s^4 \cdot A^2$
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	$m \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot mol^{-1}$
モルエントロピー，モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	$m^2 \cdot kg \cdot s^{-2} \cdot K^{-1} \cdot mol^{-1}$
照射線量（X線及びγ線）	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1} \cdot s \cdot A$
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2 \cdot s^{-3}$
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3}=m^2 \cdot kg \cdot s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2 \cdot sr)$	$m^2 \cdot m^{-2} \cdot kg \cdot s^{-3}=kg \cdot s^{-3}$

表６．国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	’	1’=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	”	1”=(1/60)’=(π/648000) rad
リットル	l、L	1l=1 $dm^3=10^{-3}m^3$
トン	t	$1t=10^3$ kg
ネーパ	Np	1Np=1
ベル	B	1B=(1/2)ln10(Np)

表７．国際単位系と併用されこれに属さない単位でSI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	$1eV=1.60217733(49) \times 10^{-19}J$
統一原子質量単位	u	$1u=1.6605402(10) \times 10^{-27}kg$
天文単位	ua	$1ua=1.49597870691(30) \times 10^{11}m$

表８．国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里		1海里=1852m
ノット		1ノット=1海里毎時=(1852/3600)m/s
アール	a	$1a=1\ dam^2=10^2m^2$
ヘクタール	ha	$1ha=1\ hm^2=10^4m^2$
バール	bar	$1\ bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10^5Pa$
オングストローム	Å	$1\ Å=0.1nm=10^{-10}m$
バーン	b	$1\ b=100fm^2=10^{-28}m^2$

表９．固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	$1\ erg=10^{-7}$ J
ダイン	dyn	$1\ dyn=10^{-5}N$
ポアズ	P	$1\ P=1\ dyn \cdot s/cm^2=0.1Pa \cdot s$
ストークス	St	$1\ St=1cm^2/s=10^{-4}m^2/s$
ガウス	G	1 G ^10^{-4}T
エルステッド	Oe	1 Oe ^(1000/4π)A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx ^10^{-8}Wb
スチルブ	sb	$1\ sb=1cd/cm^2=10^4cd/m^2$
ホト	ph	$1\ ph=10^4lx$
ガル	Gal	$1\ Gal=1cm/s^2=10^{-2}m/s^2$

表10．国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	$1\ Ci=3.7 \times 10^{10}Bq$
レントゲン	R	$1\ R=2.58 \times 10^{-4}C/kg$
ラド	rad	$1\ rad=1cGy=10^{-2}Gy$
レム	rem	$1\ rem=1\ cSv=10^{-2}Sv$
X線単位		$1X\ unit=1.002 \times 10^{-4}nm$
ガンマ	γ	$1\gamma=1\ nT=10^{-9}T$
ジャンスキー	Jy	$1\ Jy=10^{-26}W \cdot m^{-2} \cdot Hz^{-1}$
フェルミ		$1\ fermi=1\ fm=10^{-15}m$
メートル系カラット		$1\ metric\ carat=200\ mg=2 \times 10^{-4}kg$
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	
ミクロン	μ	1 μ =1μm=10^{-6}m

（第７版，1998年改訂）

R100
古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています