



JAEA-Research
2008-089

JENDL-4開発のための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 Development of JENDL-4

千葉 豪 奥村 啓介

Go CHIBA and Keisuke OKUMURA

原子力基礎工学研究部門
核設計技術開発グループ

Reactor Physics Group
Nuclear Science and Engineering Directorate

November 2008

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Research

本レポートは独立行政法人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>)
より発信されています。

独立行政法人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
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

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, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2008

JENDL-4 開発のための 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
原子力基礎工学研究部門
核工学・炉工学ユニット
千葉 豪、奥村 啓介

(2008 年 9 月 16 日受理)

我が国の最新の評価済み核データファイル JENDL-4 の開発に資するため、種々の評価済み核データファイルの積分テストを実施した。

銅、タンゲステン、鉄、ベリリウム、重水素の核データに着目した積分テスト、感度解析を行い、それらの核データの評価に有用な情報を得た。また、軽水溶液系、プルトニウムの経時変化、低濃縮ウラン溶液系の積分テストと感度解析を行い、関連する核データの評価に有用な情報を得た。

Benchmark Test of Evaluated Nuclear Data Files for Development of JENDL-4

Go CHIBA and Keisuke OKUMURA

Division of Nuclear Data and Reactor Engineering
Nuclear Science and Engineering Directorate
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received September 16, 2008)

Integral test for various evaluated nuclear data files has been carried out in order to support the development of JENDL-4.

Integral test and sensitivity analysis have been done for the copper, tungsten, iron, beryllium and deuterium nuclear data, and beneficial information for the nuclear data evaluation for those nuclides has been obtained. In addition, another integral test and sensitivity analysis for light water solution systems, plutonium aging effect and low enriched-uranium solution systems have been carried out, and beneficial information also have been obtained.

Keywords: JENDL-3.3, ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1, JENDL/AC-2008, Benchmark Test

目次

1. 序論	1
2. 積分テストの詳細	2
3. 銅の断面積に対する積分テスト	4
3.1 銅の断面積における核データファイル間での差異	4
3.2 銅の断面積に対する積分テスト	8
4. タングステンの断面積に対する積分テスト	10
4.1 ZPR-9 に対する積分テスト	10
4.2 HMF003 に対する積分テスト	14
4.3 PMF005、U3MF004 に対する積分テスト	15
4.4 まとめ	16
5. 鉄の断面積に対する積分テスト	17
5.1 積分テスト結果	17
6. ベリリウムの断面積に対する積分テスト	21
6.1 ベリリウム減速高速炉に対する積分テスト	21
6.2 ベリリウム反射高速炉に対する積分テスト	24
6.2.1 HEU-MET-FAST-058	24
6.2.2 HEU-MET-FAST-066	25
6.2.3 その他の炉心	27
6.3 まとめ	28
7. 重水素の断面積に対する積分テスト	29
7.1 溶液系に対する積分テスト	29
7.2 格子系に対する積分テスト	32
8. 軽水溶液系に対する感度解析	34
8.1 感度解析結果	34
9. プルトニウム組成の経時変化に関する検討	36
9.1 経時変化に対する考察	36
9.2 検討結果	37

10. 低濃縮ウラン溶液系に対する積分テスト	40
10.1 積分テスト結果	40
11. 結論	44
謝辞	46
参考文献	47

Contents

1. Introduction	1
2. Procedure of integral test	2
3. Integral test for copper cross section	4
3.1 Difference in copper cross section among nuclear data files	4
3.2 Integral test for copper cross section	8
4. Integral test for tungsten cross section	10
4.1 Integral test for ZPR-9	10
4.2 Integral test for HMF003	14
4.3 Integral test for PMF005 and U3MF004	15
4.4 Conclusion	16
5. Integral test for iron cross section	17
5.1 Results	17
6. Integral test for beryllium cross section	21
6.1 Integral test for beryllium-moderated fast cores	21
6.2 Integral test for beryllium-reflected fast cores	24
6.2.1 HEU-MET-FAST-058	24
6.2.2 HEU-MET-FAST-066	25
6.2.3 Other cores	27
6.3 Conclusion	28
7. Integral test for deuterium cross section	29
7.1 Integral test for solution systems	29
7.2 Integral test for lattice systems	32
8. Sensitivity analysis for light water solution systems	34
8.1 Results	34
9. Study on plutonium aging effect	36
9.1 Consideration on plutonium aging effect	36
9.2 Results	37

10. Integral test for low-enriched uranium solution systems	40
10.1 Results	40
11. Conclusion	44
Acknowledgement	46
References	47

表リスト

表 4.1.1	ZPR-9/1 から-9/9 炉心の特徴	10
表 5.1.1	ICSBEP ハンドブックに格納されている SS 反射体付き高速炉データ一覧	17
表 5.1.2	SS 反射体付き高速炉データに対する C/E 値	18
表 5.1.3	PMF026 における鉄の断面積の差異が臨界性計算値に与える影響 (単位: % $\Delta k/kk'$ 、基準: JENDL-3.3)	19
表 6.1.1	ENDF/B-VII.0 計算値に対する JENDL/AC 計算値の差異 (単位:% $\Delta k/kk'$) 22	
表 6.2.1	HMF058 の諸元	24
表 6.2.2	HMF058 における、Be-9 核データに起因する ENDF/B-VII.0 計算値に対 する JENDL/AC 計算値の差異 (単位:% $\Delta k/kk'$)	24
表 6.2.3	HMF066 の諸元	26
表 6.2.4	その他炉心の諸元	27
表 7.1.1	重水溶液系積分データの中性子漏洩寄与割合と核分裂中性子生成のエネル ギー領域毎寄与	29
表 8.1.1	PST004 における ENDF/B-VII.0 計算値に対する各ライブラリの計算値の 差異 (単位:% $\Delta k/kk'$)	34
表 8.1.2	HST010 における ENDF/B-VII.0 計算値に対する各ライブラリの計算値の 差異 (単位:% $\Delta k/kk'$)	35
表 9.1.1	TCA の Pu 組成経時変化に関わる積分実験データ	36
表 9.1.2	核分裂生成中性子の核種毎の寄与割合 (単位:%)	36
表 9.1.3	中性子吸収の核種毎の寄与割合 (単位:%)	37
表 10.1.1	LEU-SOL-THERM データ概要	40
表 10.1.2	低濃縮ウラン溶液系積分データの特性	41
表 10.1.3	Cr-53 の熱中性子捕獲断面積	42
表 10.1.4	Fe-56 の熱中性子捕獲断面積	42

図リスト

図 3.1.1	ENDF/B-VII.0 の Cu-63 弾性散乱断面積	4
図 3.1.2	JENDL-3.3 の Cu-63 弾性散乱断面積	5
図 3.1.3	エネルギー平均 Cu 弾性散乱断面積 (無限希釈)	5
図 3.1.4	エネルギー平均 Cu 弾性散乱断面積 (完全遮蔽)	6
図 3.1.5	Cu-63 弾性散乱断面積 P1 係数	6
図 3.1.6	Cu-65 弾性散乱断面積 P1 係数	7
図 3.2.1	銅断面積に対する積分テスト結果	8
図 4.1.1	ZPR-9/4、9/5 の臨界性に対する W-182 捕獲断面積の感度	11
図 4.1.2	ZPR-9/4、9/5 の臨界性に対する W-183 捕獲断面積の感度	11
図 4.1.3	ZPR-9/4、9/5 の臨界性に対する W-184 捕獲断面積の感度	12
図 4.1.4	ZPR-9/4、9/5 の臨界性に対する W-186 捕獲断面積の感度	12
図 4.1.5	ZPR-9 炉心の決定論コードによる C/E 値	13
図 4.1.6	タングステン捕獲断面積における ENDF/B-VII.0 の JENDL-3.3 に対する 差異が臨界性に与える影響	13
図 4.2.1	HMF003 の決定論コードによる C/E 値	14
図 4.2.2	タングステンの捕獲断面積の感度係数	15
図 4.3.1	PMF005、U3MF004 の決定論コードによる C/E 値	16
図 5.1.1	Reflector bias の比較	18
図 5.1.2	Fe の弾性散乱断面積の差異が臨界性に与える影響 (基準: JENDL-3.3)	19
図 5.1.3	Fe の弾性散乱断面積 P1 係数の差異が臨界性に与える影響 (基準: JENDL- 3.3)	20
図 6.1.1	臨界性に対する U-235 捕獲断面積の感度	21
図 6.1.2	HMF030、HMF038 に対する C/E 値	22
図 6.1.3	Be-9 の (n,2n) 断面積の比較	23
図 6.1.4	Be-9 の弾性散乱断面積の比較	23
図 6.2.1	HMF058 の C/E 値	25
図 6.2.2	HMF066 の C/E 値	26
図 6.2.3	その他 Be 反射体付き炉心の C/E 値	27
図 7.1.1	HST004 臨界性の U-235 捕獲断面積に対する感度係数	30
図 7.1.2	HST020 臨界性の U-235 捕獲断面積に対する感度係数	30

図 7.1.3	HST004 の C/E 値	31
図 7.1.4	HST020 の C/E 値	31
図 7.1.5	重水素の弾性散乱断面積 P1 係数	32
図 7.2.1	臨界性の重水素弾性散乱断面積 P1 係数に対する感度係数	33
図 8.1.1	Pu-239 核分裂断面積の比較	35
図 9.1.1	TCA 臨界性の Pu-239 核分裂断面積に対する感度 (Before : R5111、After : R6378)	37
図 9.2.1	TCA 臨界性に対する C/E 値	38
図 9.2.2	Am-241 捕獲断面積における差異が臨界性に与える影響 (基準 : ENDF/B- VII.0)	38
図 9.2.3	Am-241 捕獲断面積の比較	39
図 10.1.1	LEU-SOL-THERM の C/E 値	42

This is a blank page.

1. 序論

原子炉の核特性に対する予測精度は、予測計算に使用する評価済み核データファイルの精度に強く依存する。従って、より合理的な原子炉の核設計、安全設計を行うためには、精度の高い評価済み核データファイルが不可欠である。

核データファイルは世界各国で独自に開発されているが、特に米国の ENDF、欧州の JEFF、我が国の JENDL が「世界三大ライブラリ」と位置付けられており評価が高い。そのなかでも 2006 年 12 月に公開された、ENDF の最新版である ENDF/B-VII.0¹⁾ は、最新の知見、ツールに基づいた評価が行われており、積分テストにおいてその他の核データファイルを圧倒する程の良好な性能を示している^{2,3)}。

我が国では 2002 年に JENDL の最新版である JENDL-3.3 が公開された⁴⁾ が、その後、さらなる高度化に向けて、独自の評価コード POD⁵⁾、CCONE⁶⁾ の開発、光学模型計算におけるグローバルな系統式の提案⁷⁾ 等、技術開発が着実に進んだ。これらの成果を反映しながら、現在、新たな評価済み核データファイル JENDL-4 の開発が行われている⁸⁾。

核データの評価は、核反応断面積を直接測定したデータ（微分データ）や原子核理論に基づく計算結果を用いて行われるが、原子炉の臨界特性等、巨視的な測定データ（積分データ）には微分データを補完するという役割があり、積分データに基づく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。

国際臨界安全ベンチマークプロジェクト（ICSBEP）のハンドブックには、膨大な数の臨界性に関する積分データが収録されており、これを評価済み核データファイルの積分テスト計算に利用することが可能である。日本原子力研究開発機構ではこの膨大な積分データを連続エネルギーモンテカルロコード MVP⁹⁾ で解析し、その結果を自動的に整理、編集するシステムを構築している。本検討では、このシステムを利用し、ICSBEP ハンドブック積分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い、感度解析の技術を利用して、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する。

2. 積分テストの詳細

今回の積分テストの対象とした評価済み核データファイルは、ENDF/B-VII.0、JENDL-3.3、JEFF-3.1¹⁰⁾、および最近公開された JENDL アクチノイドファイル 2008 (以下、JENDL/AC と記述) ¹¹⁾ とした。なお、JENDL/AC を用いる場合には、アクチノイド核種以外の核種については JENDL-3.3 のものを用いた。

最確計算値の評価は主に連続エネルギーモンテカルロコード MVP を用いて行った。

一部の炉心の最確計算値の評価および感度係数の計算には、決定論手法に基づくコード SLAROM-UF¹²⁾、CBG¹³⁾ を用いた。熱中性子散乱が無視できる体系では、UFLIB と SLAROM-UF を用いて実効断面積を計算し、それ以降の計算は CBG で行った。一方、熱中性子散乱が有意に影響する体系では、107 群 (SRACLIB と同一の群構造) の CBGLIB¹⁴⁾ と CBG/SelfShieldingCalculator を用いて実効断面積を計算し、それ以降の計算も CBG により行った。

感度係数はすべて CBG の輸送計算ソルバーで求めた。熱中性子散乱を考慮する体系では 107 群、無視する体系では 70 群とし、計算オプションは P1S4 とした。

いくつかの積分データについて、核分裂を起こす中性子エネルギーを定量化する指標として、EALF (Energy corresponding to the average neutron lethrgy causing fission)、FYF (Fission yield fraction) を計算した。以下、おのおのの定義について述べる。

核分裂を起こす平均中性子レサジー \bar{u} は以下の式で計算される。

$$\bar{u} = \frac{\sum_m \sum_g (\bar{u}_g \Sigma_{f,g}^m \phi_g^m)}{\sum_m \sum_g \Sigma_{f,g}^m \phi_{fg}^m} \quad (2.1)$$

ここで、 m は炉心の領域を、 \bar{u}_g はエネルギー g 群の中間点に対応するレサジーを、 $\Sigma_{f,g}$ は巨視的核分裂断面積を、 ϕ_g は g 群の中性子束を、それぞれ示す。この \bar{u} に対応するエネルギーが EALF となる。

また、FYF は、全エネルギーについて積分した核分裂生成反応率 $\langle \nu \Sigma_f \phi \rangle$ に対する、高速 (100keV 以上)、中速 (0.625eV から 100keV)、熱 (0.625eV 以下) の各エネルギー領域の分担割合 (単位はパーセント) として定義した。

また、実効増倍率 k_{eff} は、体系の中性子吸収率 A 、核分裂による中性子生成率 F 、(n,2n) 反応による中性子生成率 $N2N$ ((n,2n) 反応率の 1/2)、体系からの中性子漏洩率 L を用いて、以下のように記述される。

$$k_{eff} = \frac{F}{A + L - N2N} \quad (2.2)$$

いくつかの積分データについて、 k_{eff} に対する各々の寄与を計算して求めた (F が 1.0 となるように規格化した)。中性子漏洩率については、実効増倍率と各反応率から、上式を用いて逆算して

求めた。なお、上記の反応率、中性子漏洩率は体系全体として計算したため、例えば厚い反射体で囲まれた体系では、中性子漏洩はほぼゼロとなる。

3. 銅の断面積に対する積分テスト

3.1 銅の断面積における核データファイル間での差異

はじめに Cu-63、-65 の断面積評価値を核データファイル間で比較した。JEFF-3.1 は ENDF/B-VI.5 のものを採用している。一方、ENDF/B-VII.0 のデータは ENDF/B-VI.5 のデータに若干の修正 (MF=6、MT=5) を加えたものであるが、その修正が核特性計算値に与える影響は小さいと考えられることから、ENDF/B-VI.5 と同一と見做してよい。以上から、比較は JENDL-3.3 と ENDF/B-VII.0 で行った。

Cu-63、-65 における、JENDL-3.3 と ENDF/B-VII.0 との大きな差異としては、共鳴エネルギー領域の範囲が挙げられる。JENDL-3.3 ではいずれも 50keV が上限値である一方、ENDF/B-VII.0 では 99.5keV である。

また、いずれの核データファイルも、共鳴エネルギー領域より高い領域で断面積に共鳴構造が見られるが、ENDF/B-VII.0 のものは鋭い構造を有している一方、JENDL-3.3 のものは比較的なだらかな構造となっている。例として、Cu-63 の弾性散乱断面積について、ENDF/B-VII.0 のものを図 3.1.1 に、JENDL-3.3 のものを図 3.1.2 に、それぞれ示す。

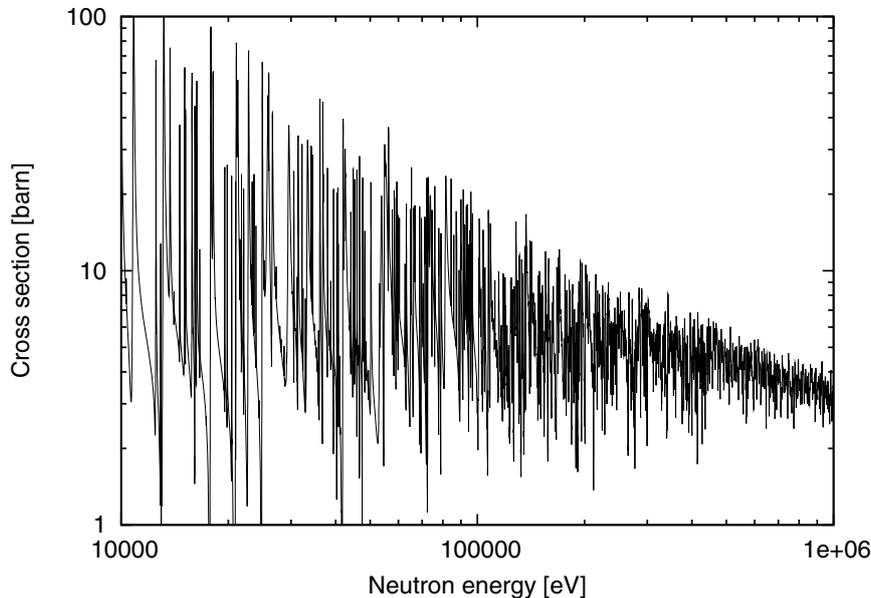


図 3.1.1 ENDF/B-VII.0 の Cu-63 弾性散乱断面積

次に、Cu (天然組成として合成したもの) の弾性散乱断面積をエネルギーで平均化した。図 3.1.3 に無限希釈断面積を、図 3.1.4 に完全遮蔽断面積 (媒質にそれ以外の核種が存在しないと仮

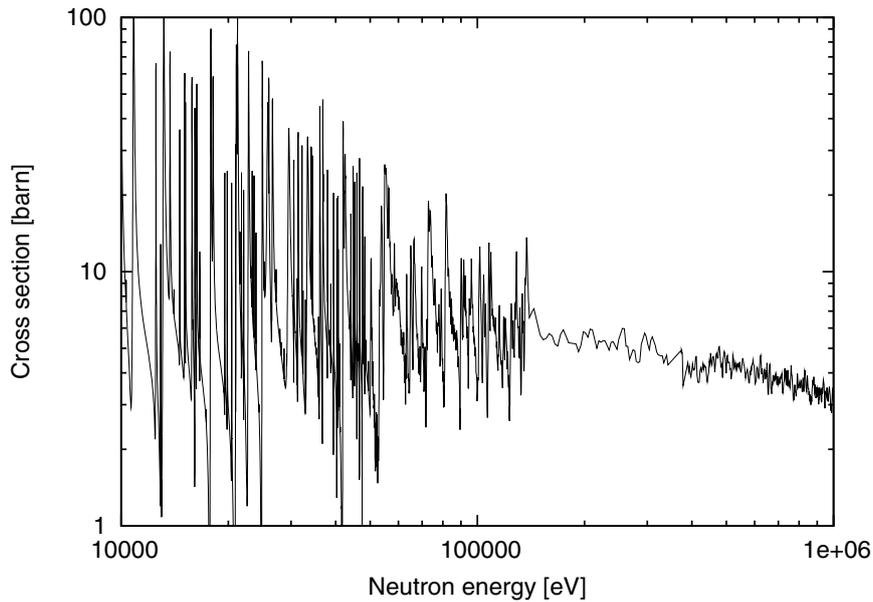


図 3.1.2 JENDL-3.3 の Cu-63 弾性散乱断面積

定する、共鳴遮蔽効果が最大で効くケース)を、それぞれ示す。

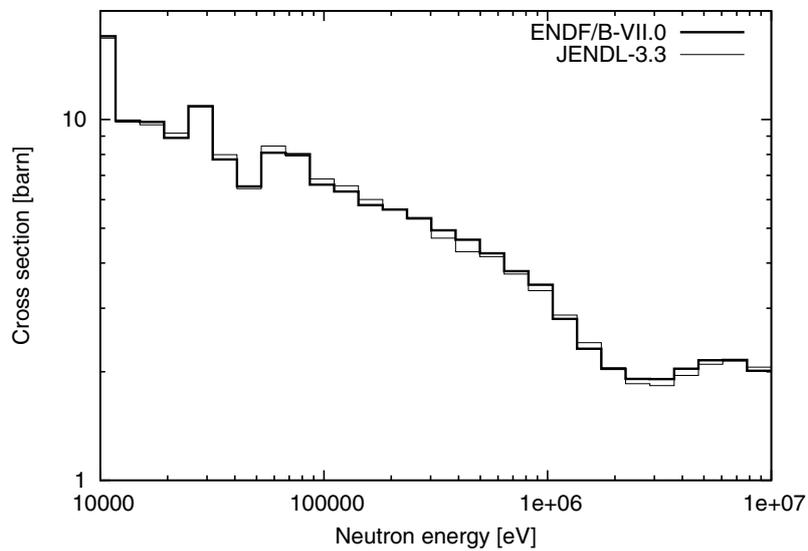


図 3.1.3 エネルギー平均 Cu 弾性散乱断面積 (無限希釈)

無限希釈断面積では両者はほぼ一致している一方、完全遮蔽断面積では 50keV から 300keV の領域で JENDL-3.3 の断面積が系統的に大きい値をとる。従って、銅から成る比較的大きな媒質 (例えば銅の反射体) が原子炉に存在する場合には、銅の共鳴自己遮蔽効果が大きくなるため、

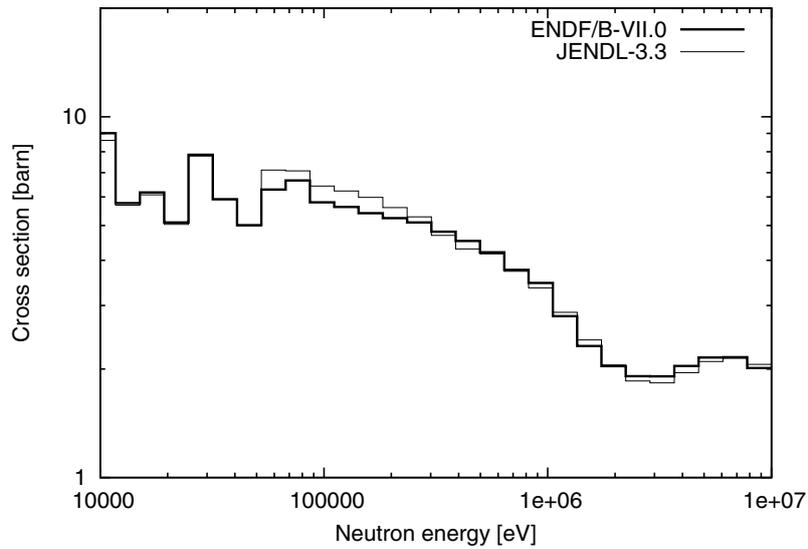


図 3.1.4 エネルギー平均 Cu 弾性散乱断面積（完全遮蔽）

JENDL-3.3 は ENDF/B-VII.0 と比較して（実効的な）弾性散乱断面積を大きく評価することになるであろう。例えば、銅の反射体を含む原子炉に対しては、JENDL-3.3 は ENDF/B-VII.0 と比較して中性子反射効果をより大きく評価するため、実効増倍率を大きく評価すると予想される。

次に、弾性散乱断面積の P1 係数の比較を行った。図 3.1.5、図 3.1.6 に評価値を示す。

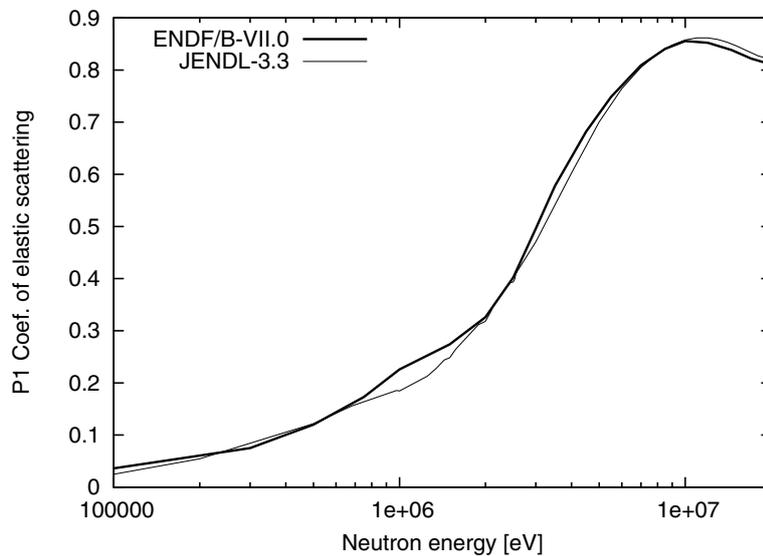


図 3.1.5 Cu-63 弾性散乱断面積 P1 係数

いずれの核種についても、JENDL-3.3 は系統的に ENDF/B-VII.0 よりも小さい評価値となっ

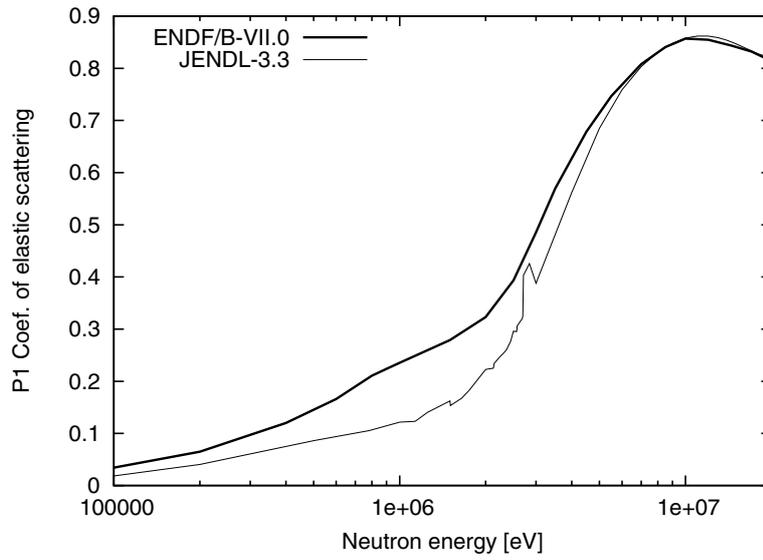


図 3.1.6 Cu-65 弾性散乱断面積 P1 係数

ており、特に Cu-65 でその傾向が顕著である。従って、JENDL-3.3 は ENDF/B-VII.0 と比較して中性子透過をより小さく評価することになる（銅反射体付き炉心では、実効増倍率を大きく評価することになる）。

3.2 銅の断面積に対する積分テスト

ICSBEP ハンドブックに格納されている、銅に大きい感度を有すると考えられる積分データとして、HEU-MET-INTER-006 (HMI6) の4炉心、PU-MET-FAST-013 (PMF13) の1炉心、PU-MET-FAST-040 (PMF40) の1炉心が挙げられる。いずれも銅が反射体として用いられている。

HMI6は「Zeus」として知られた積分データである。濃縮ウラン燃料を炭素で希釈して炉心を構成しており、炭素の希釈量を調整し炉心間で中性子スペクトルが異なる (HMI6-1が最も軟らかく、HMI6-4が最も硬い)。なお、今回の計算では、ICSBEP ハンドブックの実験情報に加えられた最近の改訂を反映している。

PMF13は円筒体系のプルトニウム燃料炉心であり、燃料領域にも若干の銅が希釈されている。銅反射体の厚さは、径方向、軸方向ともに25cm程度である。

PMF40は球体系の小型プルトニウム燃料炉心であり、銅反射体の厚さは1.6cm程度である。連続エネルギーモンテカルロコードMVPにより得られたC/E値を図3.2.1に示す。

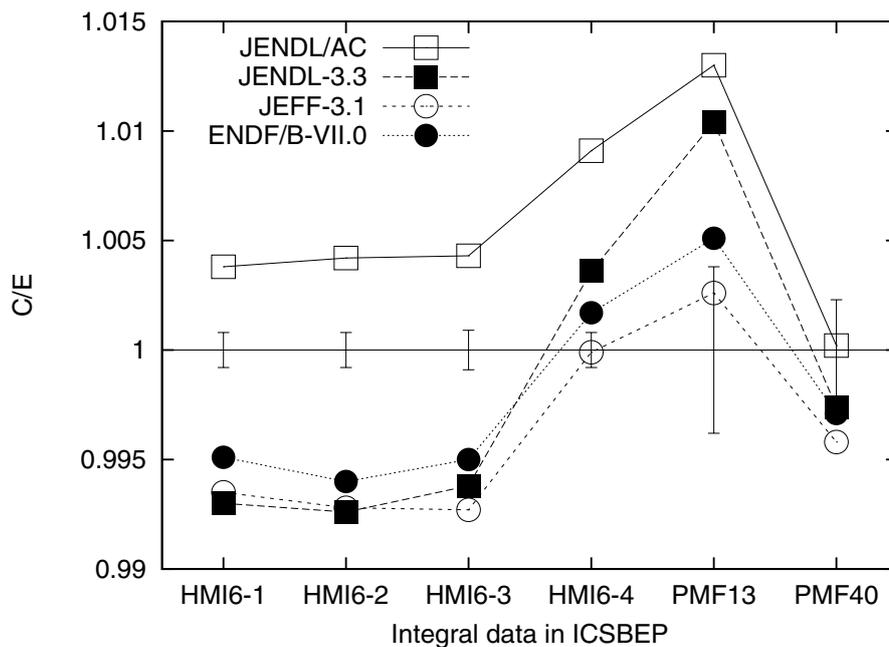


図 3.2.1 銅断面積に対する積分テスト結果

JENDL/ACは、ENDF/B-VII.0と比較して全ての炉心の臨界性を大きく評価し、C/E値はPMF40を除いて過大評価となっている。本検討では感度解析で正しい評価は出来なかったが、JENDL/AC計算値とENDF/B-VII.0との差異は、前節で示したように銅の弾性散乱断面積(全断面積)、弾性散乱断面積のP1係数の差異に起因している可能性が高い¹。

¹このようなケースに対しては、無限希釈断面積の差異を使った感度解析は適用が難しい。その理由はふたつあり、

また、JENDL-3.3は、PMF13においてJENDL/ACと同様に過大評価が顕著である一方、HMI6ではJENDL/ACと大きく異なり ENDF/B-VII.0と同程度の C/E 値となった。感度解析の結果、HMI6におけるJENDL-3.3とJENDL-ACとのC/E値の差異は、U-235の捕獲断面積、核分裂断面積の差異に起因していることが分かった。

PMF40では核データファイルの差異はその他の炉心と比較して小さいが、これは銅反射体の厚さが小さく銅の断面積に対する感度が小さいことに由来する。

重核種の核データについては、JENDL/ACはより最新の知見を採り入れた評価となっているため、JENDL-3.3と比べて信頼性が高いと考えられる。JENDL/ACは、ウラン燃料、プルトニウム燃料を用いた銅反射体付き炉心の臨界性を大きく評価していることから、JENDL-3.3の銅の断面積、特に弾性散乱断面積（全断面積）、弾性散乱断面積のP1係数の見直しが必要と考えられる。

ひとつは自己遮蔽された断面積の差異を使うべきである点、もうひとつは中性子漏洩に大きく影響する「カレント重み」全断面積の差異を使うべきである点である。

4. タングステンの断面積に対する積分テスト

4.1 ZPR-9 に対する積分テスト

ICSBEP ハンドブックに格納されている ZPR-9/1 から-9/9 (ZPR-9 で実施した 1 から 9 の炉心) までの 9 炉心はタングステン (以下、W) をウラン燃料の希釈材として用いており、W 核データに対して大きい感度を有する。表 4.1.1 にこれらの炉心の特徴をまとめる。

表 4.1.1 ZPR-9/1 から-9/9 炉心の特徴

	Fuel type	Dilution materials	W/U in fuel	Reflector materials
ZPR-9/1	IEU (12%)	Al		Al
ZPR-9/2	IEU (16%)	W+Al	0.42	Al
ZPR-9/3	IEU (21%)	W+Al	0.99	Al
ZPR-9/4	HEU (95%)	W+Al	5.55	Al
ZPR-9/5	HEU (95%)	W+C+Al	4.47	Al
ZPR-9/6	HEU (95%)	W+Al	4.47	Al
ZPR-9/7	HEU (95%)	W+Al	4.47	Al ₂ O ₃
ZPR-9/8	HEU (95%)	W+Al+Al ₂ O ₃	4.47	Al, BeO
ZPR-9/9	HEU (95%)	W+Al+Al ₂ O ₃	4.47	Al ₂ O ₃

9/1 は W を含まない基準炉心である。9/2 から 9/4 において、順次 U-238 を W に置換している。9/5 では希釈材として炭素を加え中性子スペクトルを軟らかくし、9/7 から 9/9 では反射体や希釈材として Al₂O₃ を使っている。

例として、9/4 と 9/5 の臨界性に対するタングステン同位体の捕獲断面積の感度係数を図 4.1.1 から 4.1.4 に示す。

今回のテストでは、上記炉心のうち 9/1 から 9/6 までを対象とし、計算は決定論コードにて行った (175 群断面積による P3S8 輸送計算)。なお、決定論コードによる計算値の誤差は連続エネルギーモンテカルロコードとの比較により 0.002 程度と見積もった。

図 4.1.5 に、各ライブラリの C/E 値を示す。

全てのライブラリが、W の装荷量の増大に伴い、臨界性を過大評価していることが分かる。また、炭素を希釈材として加えて中性子スペクトルを軟らかくした 9/5 では、ENDF/B-VII.0 と比較して、その他のライブラリはさらに大きな過大評価となっている。9/5 の C/E 値の差異を感度解析により分析したところ、W-182、-183、-184 の捕獲断面積の差異が主要因であることが分かった (なお、JEFF-3.1 の W は全て JENDL-3.3 のものを流用しているため、図では ENDF/B-VII.0 と JENDL-3.3 についてのみ比較した)。図 4.1.6 に、W の捕獲断面積における、ENDF/B-VII.0 の JENDL-3.3 に対する差異が 9/5 の臨界性に与える影響を示す。1keV から数 10keV の領域の捕

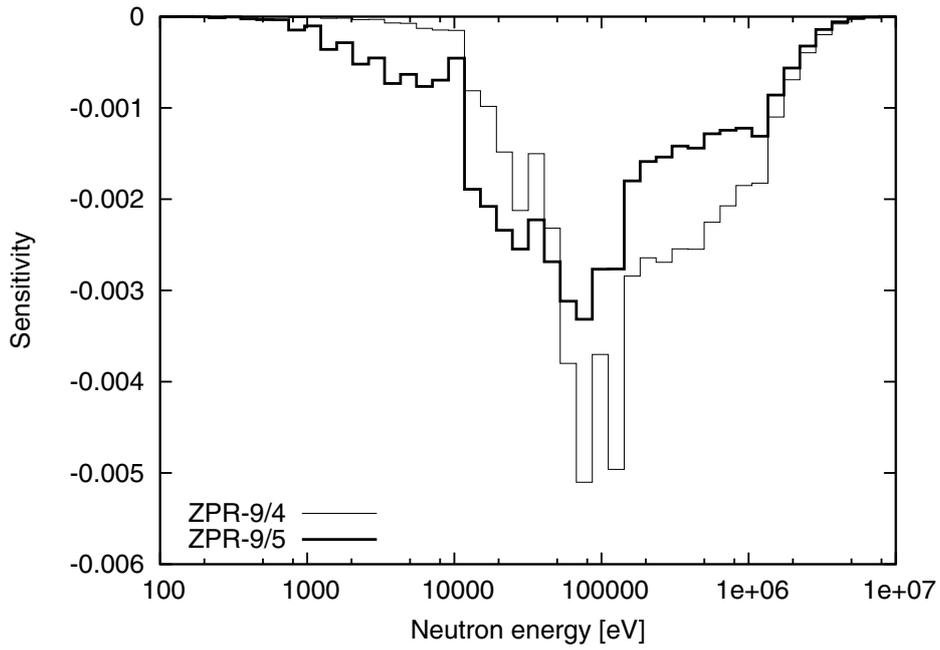


図 4.1.1 ZPR-9/4、9/5 の臨界性に対する W-182 捕獲断面積の感度

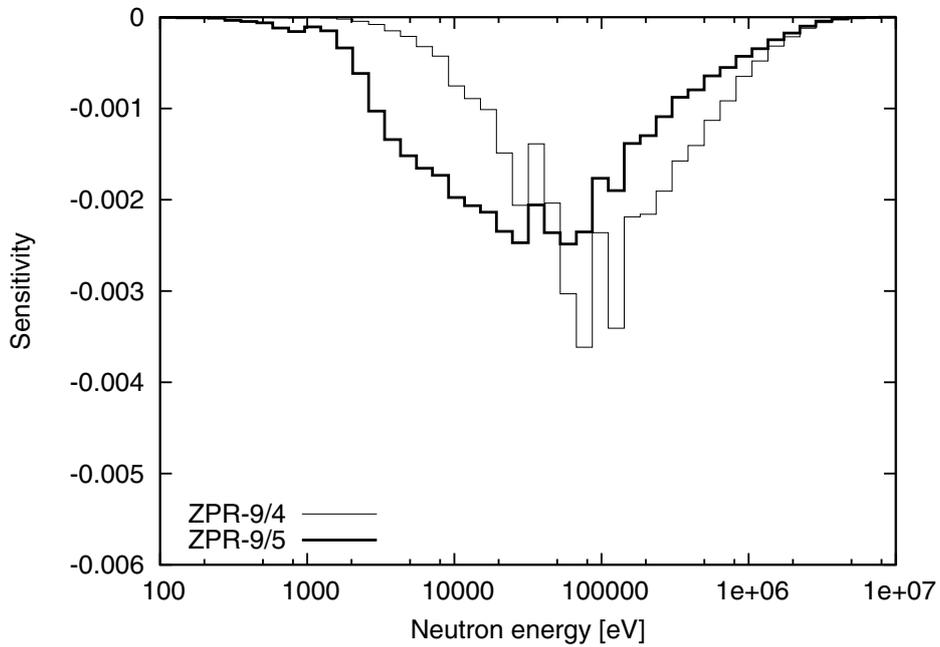


図 4.1.2 ZPR-9/4、9/5 の臨界性に対する W-183 捕獲断面積の感度

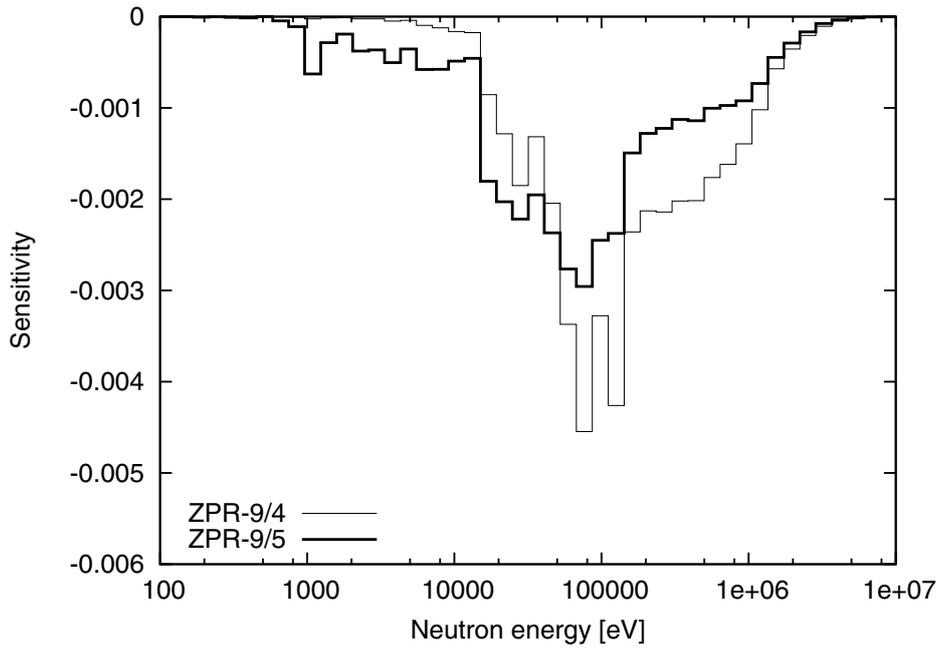


図 4.1.3 ZPR-9/4、9/5 の臨界性に対する W-184 捕獲断面積の感度

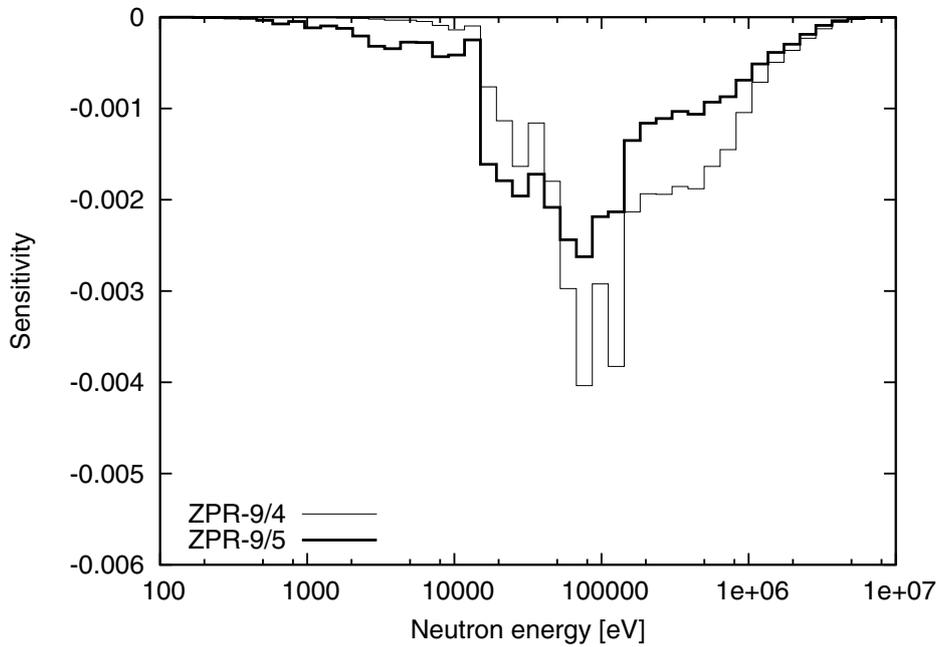


図 4.1.4 ZPR-9/4、9/5 の臨界性に対する W-186 捕獲断面積の感度

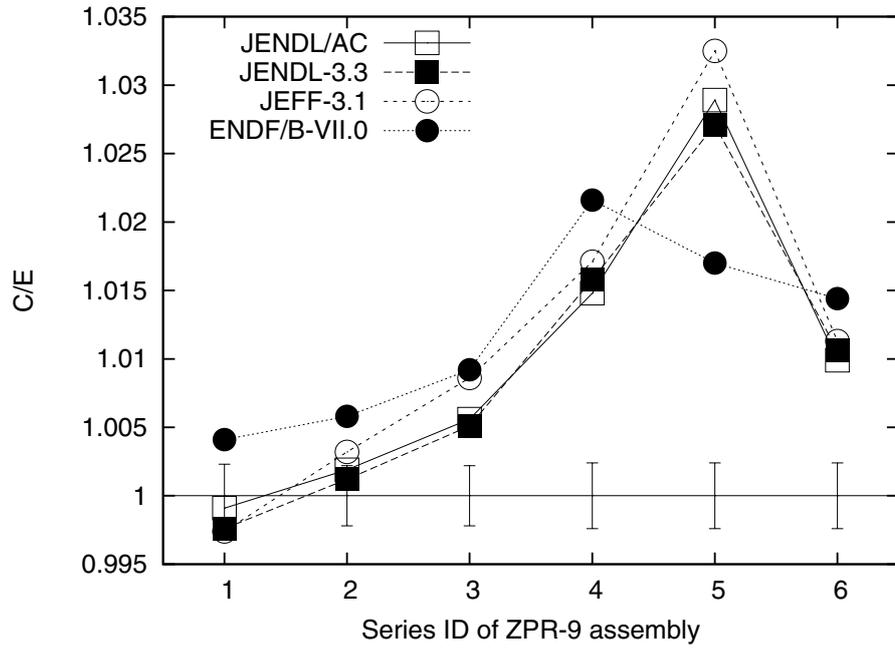


図 4.1.5 ZPR-9 炉心の決定論コードによる C/E 値

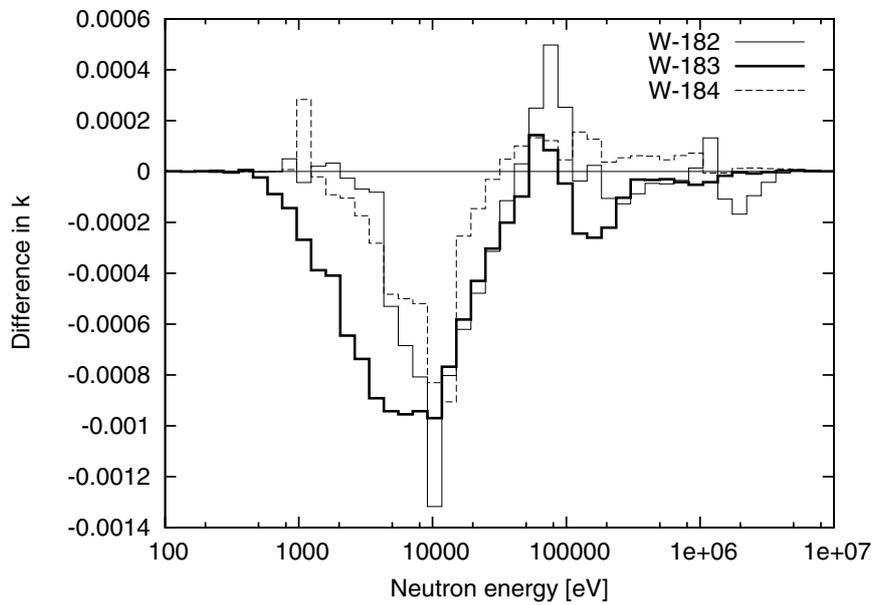


図 4.1.6 タングステン捕獲断面積における ENDF/B-VII.0 の JENDL-3.3 に対する差異が臨界性に与える影響

獲断面積を ENDF/B-VII.0 は JENDL-3.3 よりも系統的に大きく評価しており、それが臨界性計算値に影響を与えていることが分かる。

実際に、核反応実験値データベース EXFOR¹⁵⁾ に格納されている実験データと評価値を比較したところ、W-183 の捕獲断面積について JENDL-3.3 は明らかに過小評価していることを確認した。

4.2 HMF003 に対する積分テスト

ICSBEP ハンドブックの HEU-MET-FAST-003 (HMF003) に分類されるデータには、濃縮ウラン球を炭化タングステン反射体が囲む炉心が含まれている (反射体の厚さが異なる 4 炉心 (炉心 1 から炉心 4) のデータがある)。本テストも前節と同様に決定論コードで計算を行った (175 群断面積による P3S8 輸送計算)。計算値の誤差は 0.002 程度である。

図 4.2.1 に各ライブラリの C/E 値を示す。

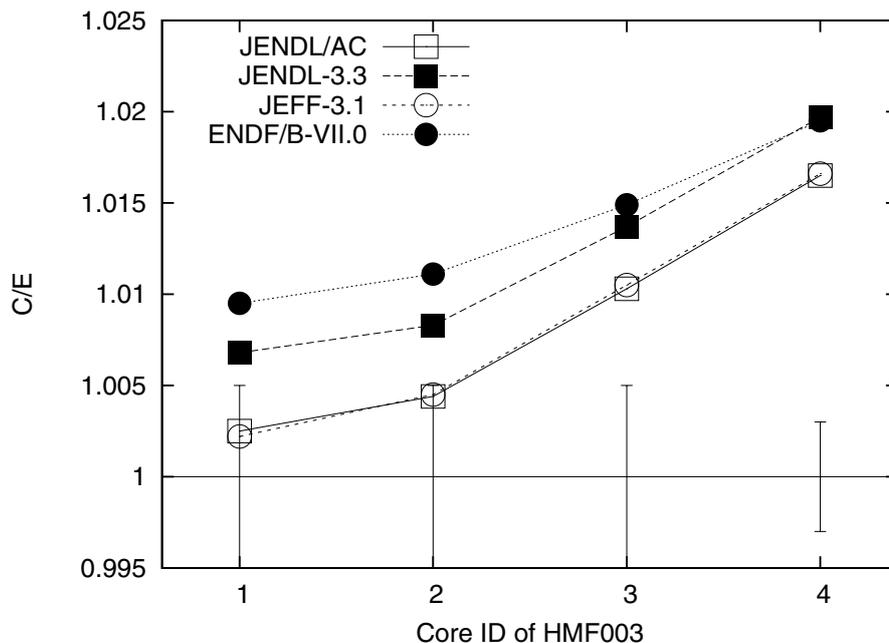


図 4.2.1 HMF003 の決定論コードによる C/E 値

炉心番号が進むにつれて反射体は厚くなる (炉心 4 で 16cm 強)。全てのライブラリは、反射体が厚くなるにつれて (すなわち、W の感度が大きくなるにつれて)、臨界性を過大評価している。

C/E 値の炉心依存性は ENDF/B-VII.0 が最も小さいが、感度解析の結果、ZPR-9/5 の結果と同様に keV 領域の捕獲断面積の差異に起因していることが分かった。図 4.2.2 に W (天然組成) の捕獲断面積に対する感度係数を示すが、反射体が厚くなるにつれて keV から MeV 領域での感度が大きくなることが分かる。すなわち、反射体が厚くなるにつれて、keV 領域の捕獲断面積が

JENDL-3.3 より大きい ENDF/B-VII.0 では、C/E 値は右下がりとなる（図 4.2.1 の場合、右上がり傾向が、より平坦になる）。

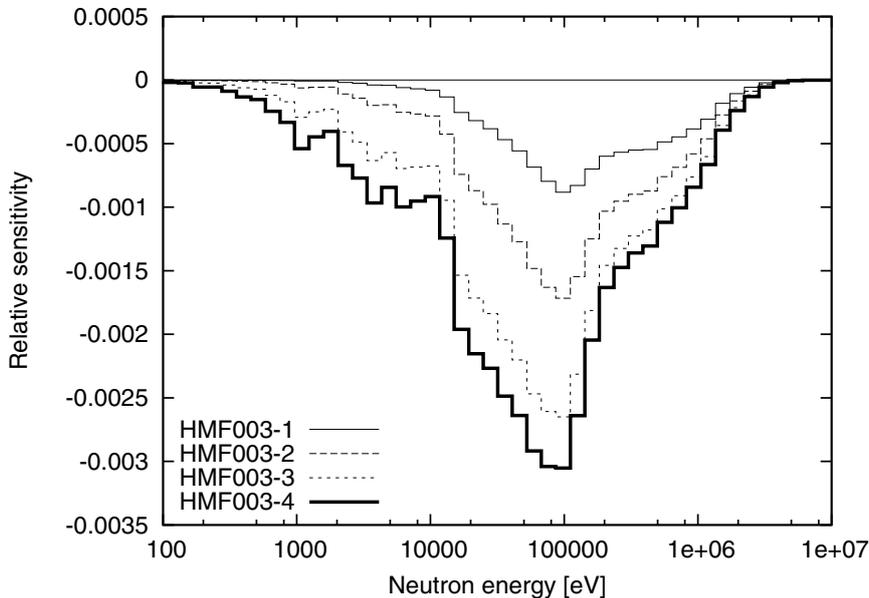


図 4.2.2 タングステンの捕獲断面積の感度係数

なお、ENDF/B-VII.0 は JENDL-3.3、JENDL/AC と比較して、系統的に C/E 値を大きく評価しているが、これは W の弾性散乱断面積（0.1MeV から 1MeV）、非弾性散乱断面積（0.4MeV から 5MeV）の差異に起因していることが、感度解析の結果分かった。炉心 4 では、W の捕獲断面積の ENDF/B-VII.0 と JENDL-3.3 との差異が臨界性計算値に $0.6\% \Delta k/k'$ の差異を生じさせるが、W の弾性散乱断面積、非弾性散乱断面積の差異による効果と相殺し、C/E 値は ENDF/B-VII.0 と JENDL-3.3 とで同程度の値となった。

4.3 PMF005、U3MF004 に対する積分テスト

ICSBEP ハンドブックには上述のもの以外にも、W を反射体とした小型炉心のデータが、PU-MET-FAST-005（1 炉心）、U233-MET-FAST-004（2 炉心）に存在する。前述の HMF003 は炭化タングステンが反射体であり、反射体が厚かったため中性子スペクトルが若干軟化していたが、PMF005、U3MF004 は反射体に軽核は含まれておらず、反射体厚さも最大で 6cm 程度であり、中性子スペクトルは硬い。

図 4.3.1 に各ライブラリの C/E 値を示す。

JENDL/AC は全ての炉心で僅かに過大評価であるものの良好な C/E 値となっている一方、ENDF/B-VII.0 は系統的に過大評価となっている。これは、HMF003-1 と同様に、W の弾性散乱断面積、非弾性散乱断面積の差異に起因している。また、JEFF-3.1 は U-233 を燃料とした炉心で

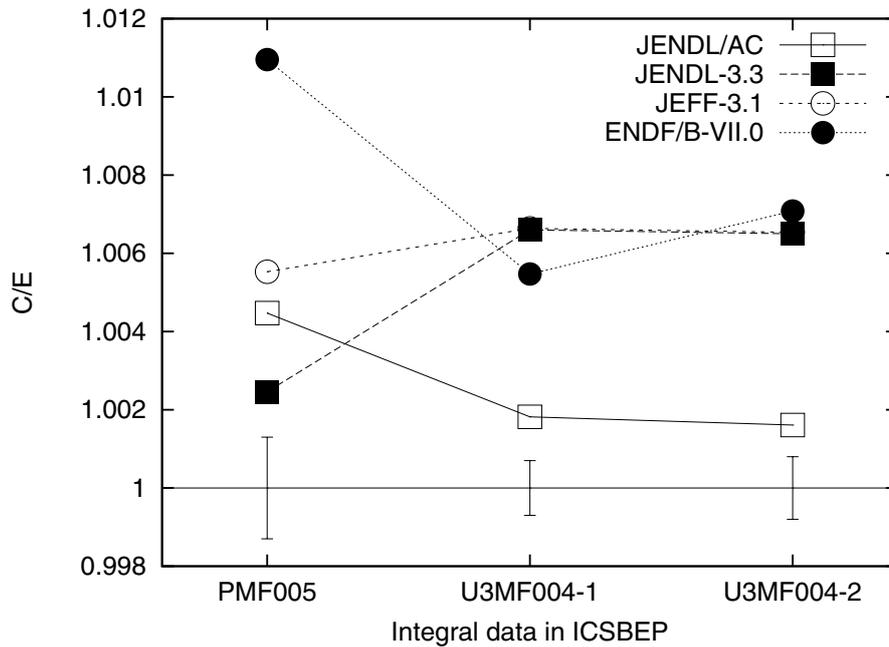


図 4.3.1 PMF005、U3MF004 の決定論コードによる C/E 値

JENDL/AC と比較して過大評価となっているが、これは U-233 の断面積の差異に起因する。

4.4 まとめ

以上の積分テストを踏まえると、W の核データに対して以下の示唆が与えられる。

- (W 反射体の厚さが比較的小さい HMF003-1、PMF005、U3MF004 の結果から、) 1MeV 付近の弾性散乱断面積、非弾性散乱断面積については、JENDL-3.3 の評価値が望ましいと言える。
- 捕獲断面積については全てのライブラリが過大評価をしている可能性がある。1keV から数 10keV の領域で JENDL-3.3 はその傾向が大きい。

5. 鉄の断面積に対する積分テスト

5.1 積分テスト結果

ICSBEP ハンドブックには SUS の反射体を使用した炉心がいくつか格納されており、それらを用いて鉄の断面積に対する積分テストを行った。表 5.1.1 に、今回の積分テストに用いた積分データの概要を示す¹。

表 5.1.1 ICSBEP ハンドブックに格納されている SS 反射体付き高速炉データ一覧

	Fuel type	Fuel radius (cm)	Reflector thickness (cm)
HMF018	HEU (90%)	9.15 (1.0*)	
HMF021	HEU (90%)	7.55 (0.89)	9.7
IMF003	IEU (36%)	15.32	
IMF005	IEU (36%)	13.26 (2.69)	8.25
PMF022	Pu (98%)	6.67 (1.4)	
PMF025	Pu (98%)	6.0	1.55
PMF026	Pu (98%)	5.35 (0.77)	11.9
PMF029	Pu (89%)	5.35 (0.8)	
PMF032	Pu (89%)	4.66 (0.7)	4.5

* Radius of inner void region

連続エネルギーモンテカルロコード MVP により得られた各炉心の C/E 値を表 5.1.2 に示す。なお、各データの実験誤差は 0.002 程度である。

次に、同一の燃料組成のデータについて、反射体付き炉心の C/E 値から裸炉心の C/E 値を引いたものを「Reflector bias」と定義し、それぞれのライブラリについて計算した。結果を図 5.1.1 に示す。

ENDF/B-VII.0 では濃度 89% の Pu 炉心において、JEFF-3.1 では HEU 炉心を除いた全ての炉心において、Reflector bias は無視できる程度である。一方、JENDL-3.3、JENDL/AC では全ての炉心において正の Reflector bias が観察される。すなわち、JENDL-3.3、JENDL/AC は SUS 反射体による中性子反射効果を過大評価している可能性が高い。

98%Pu 燃料の SS 反射体付き炉心 PMF026 について、JENDL-3.3 計算値に対する JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 計算値の差異が、どの程度反射体の核種（すなわち鉄）の断面積の差異に起因しているかを感度解析により評価した。結果を表 5.1.3 に示すが、主に弾性散乱断面積とその P1 係数の差異に起因していることが分かった。

¹なお、89% 純度の Pu 燃料を用いた反射体付き炉心のデータとして PMF028 があるが、これは裸炉心の PMF029 と燃料に希釈されている物質が異なり、反射体効果のみを評価することが難しいため、本検討では対象外とした。

表 5.1.2 SS 反射体付き高速炉データに対する C/E 値

	JENDL-3.3	JENDL/AC	JEFF-3.1	ENDF/B-VII.0
HMF018	1.0032	0.9989	0.9973	1.0005
HMF021	1.0046	0.9999	0.9938	1.0009
IMF003	0.9975	0.9976	0.9992	1.0027
IMF005	1.0021	1.0000	0.9983	1.0028
PMF022	0.9949	0.9978	0.9982	0.9986
PMF025	0.9971	0.9993	0.9970	0.9992
PMF026	0.9996	1.0019	0.9974	0.9986
PMF029	0.9944	0.9948	0.9976	0.9957
PMF032	0.9994	1.0002	0.9982	0.9991

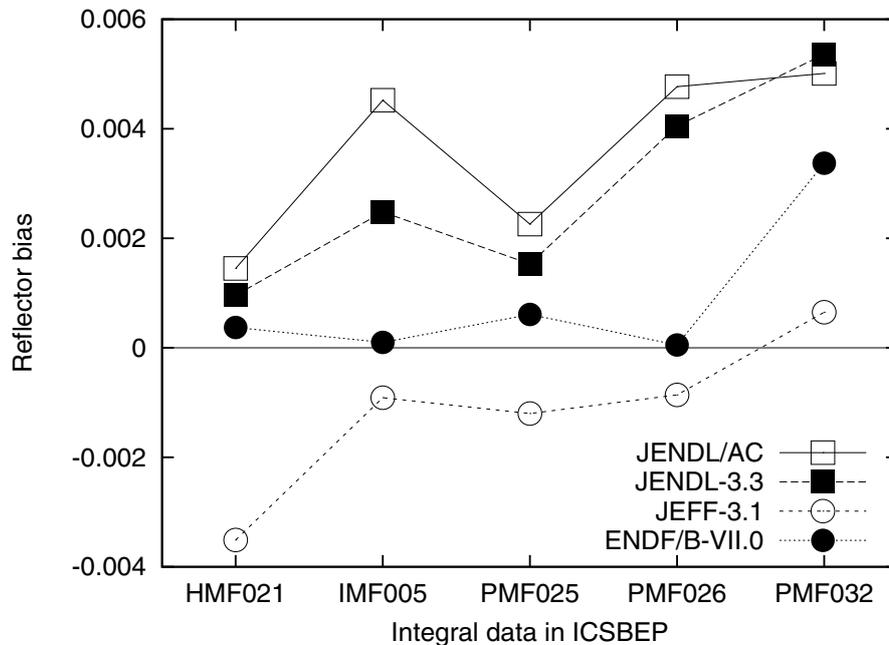


図 5.1.1 Reflector bias の比較

弾性散乱断面積、および弾性散乱断面積 P1 係数における差異の影響を、エネルギー群毎に図 5.1.2、5.1.3 にそれぞれ示す。いずれも、数百 keV から数 MeV 領域における差異が支配的であることが分かった。

以上の検討より、JEFF-3.1、ENDF/B-VII.0 は中性子反射効果を比較的精度良く評価しているのに対して、JENDL-3.3、JENDL/AC は中性子反射効果を過大評価する傾向があることが分かった。この傾向の差異は、主に数百 keV から数 MeV における弾性散乱断面積とその P1 係数の差異に起因することが分かった。

表 5.1.3 PMF026 における鉄の断面積の差異が臨界性計算値に与える影響 (単位: $\% \Delta k/k'$ 、基準: JENDL-3.3)

	JEFF-3.1	ENDF/B-VII.0
Elastic	+0.22	-0.40
P1 elastic	-1.09	-0.24
Inelastic	-0.08	

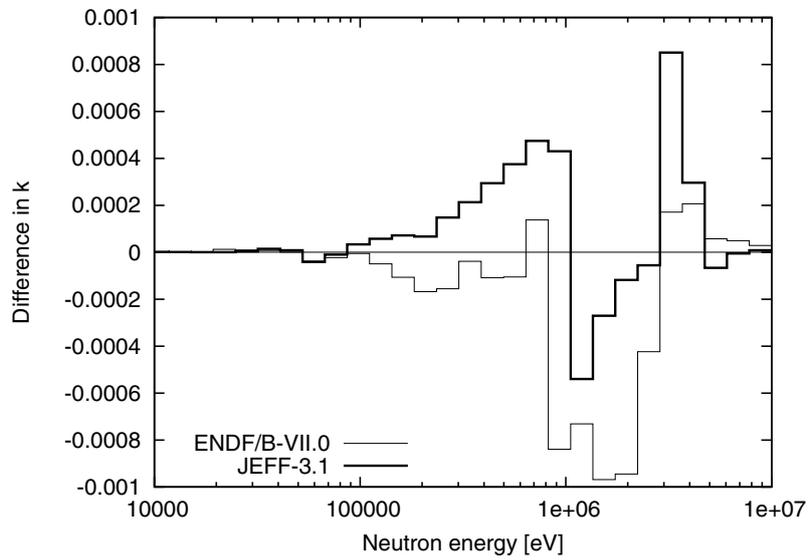


図 5.1.2 Fe の弾性散乱断面積の差異が臨界性に与える影響 (基準: JENDL-3.3)

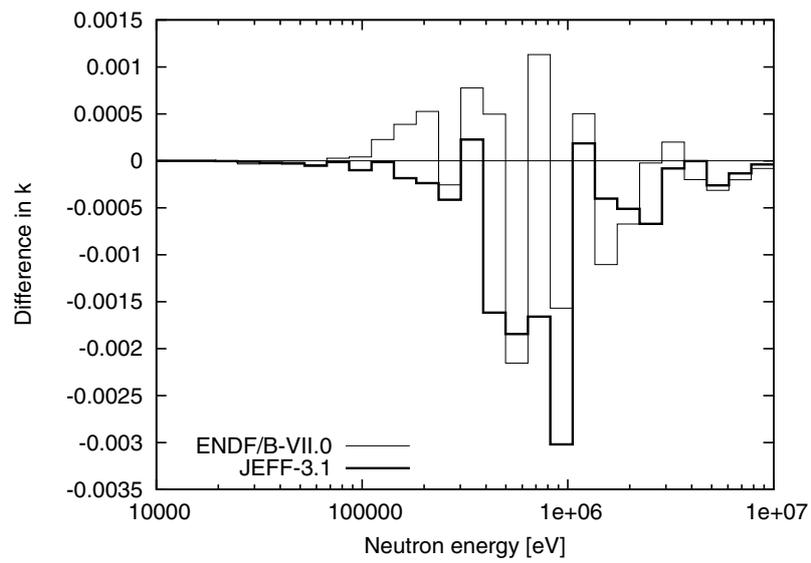


図 5.1.3 Fe の弾性散乱断面積 P1 係数の差異が臨界性に与える影響 (基準: JENDL-3.3)

6. ベリリウムの断面積に対する積分テスト

6.1 ベリリウム減速高速炉に対する積分テスト

ICSBEP ハンドブックに、ベリリウム（以下、Be）を減速材として用いた濃縮ウラン燃料高速炉のデータが存在する（HEU-MET-FAST-030、-038）。HMF030 は 1 炉心、HMF038 は 2 炉心のデータで構成されている。これらは濃縮度約 96%のウランと減速材（HMF030 では金属 Be、HMF038 では金属 Be と BeO）で構成される小型炉心であり、燃料領域は劣化ウランブランケットで囲まれている。なお、HMF038-1 と比較して、HMF038-2 は燃料に対する減速材の割合が大きく中性子スペクトルが軟らかい。

図 6.1.1 に、U-235 捕獲断面積の臨界性に対する感度を示す。小型炉心であるが、Be を減速材として用いていることより、中性子スペクトルが比較的軟らかい。また、HMF038-1 と-2 炉心で、keV 領域の感度に差異を見ることが出来る。

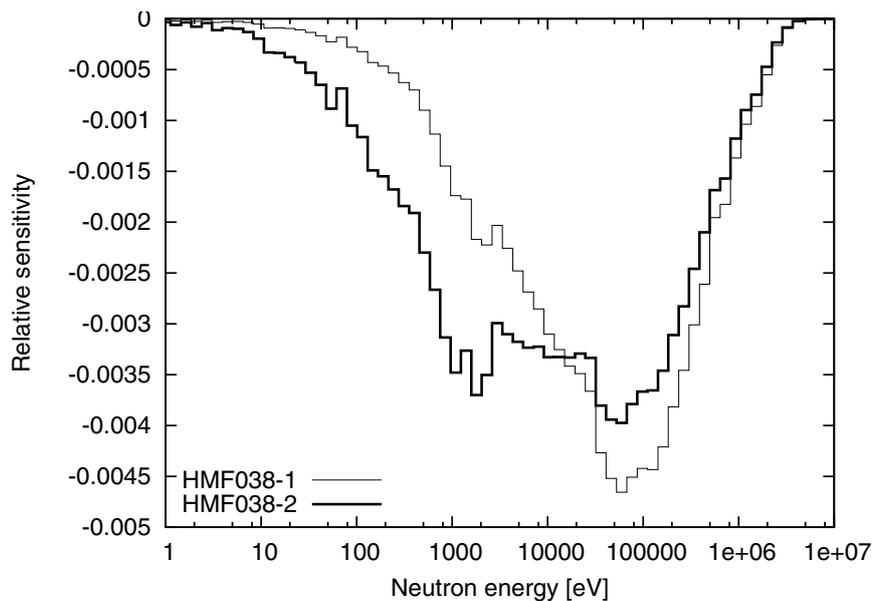


図 6.1.1 臨界性に対する U-235 捕獲断面積の感度

連続エネルギーモンテカルロコード MVP により得られた C/E 値を図 6.1.2 に示す。

- JENDL/AC は JENDL-3.3 の過小評価を改善しているものの、 $0.2\% \Delta k/k'$ 程度の過大評価となった。
- 中性子スペクトルが異なる HMF038-1 と-2 の C/E 値のばらつきは、JENDL-3.3、ENDF/B-VII.0 に比べて、JENDL/AC は小さい（ただし、実験誤差を考えると有意と見做せるかは

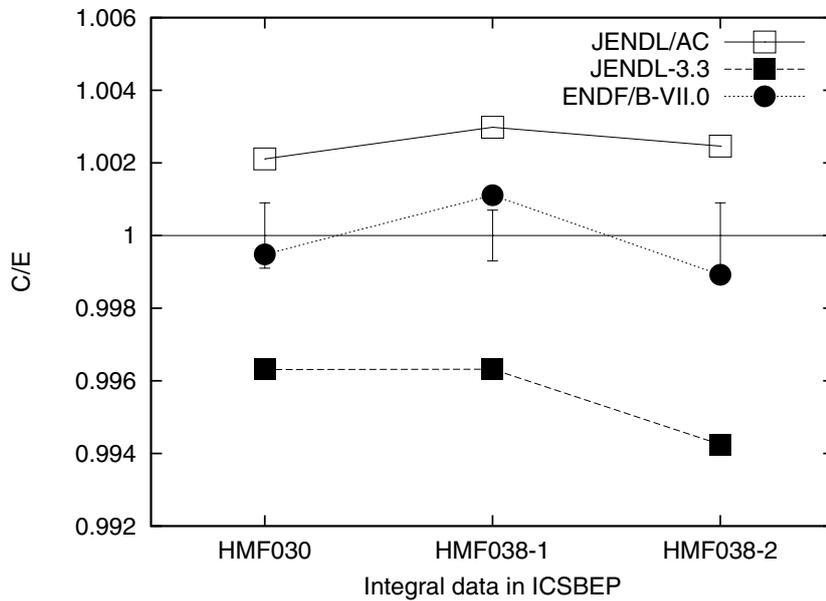


図 6.1.2 HMF030、HMF038 に対する C/E 値

微妙である)。

次に、ENDF/B-VII.0 計算値に対する JENDL/AC 計算値の差異を感度解析により分析した。結果を表 6.1.1 に示す。

表 6.1.1 ENDF/B-VII.0 計算値に対する JENDL/AC 計算値の差異 (単位: $\% \Delta k/kk'$)

	HMF030	HMF038-1	HMF038-2
U-235, Cap.	+0.09	+0.06	+0.30
U-235, Fiss.	-0.45	-0.45	-0.41
U-235, Inela.	-0.14	-0.13	-0.09
U-238, Ela.	+0.11	+0.11	+0.10
Be, Ela.	+0.30	+0.26	+0.11
Be, n2n	+0.28	+0.26	+0.27
Total	+0.29	+0.21	+0.33

JENDL/AC 計算値が ENDF/B-VII.0 計算値と比較して大きいのは、Be の弾性散乱断面積、(n,2n) 反応断面積の差異に起因していることが分かった。また、keV 領域の U-235 捕獲断面積の差異が、HMF038-1 と HMF038-2 の C/E 値のばらつきの違いに影響していることが分かった。

Be の (n,2n) 断面積を図 6.1.3 に示す (JEFF-3.0 の評価値は参考)。図より、2MeV から 3MeV

の区間の差異が計算値に差異を生じさせていることが感度解析の結果分かった。

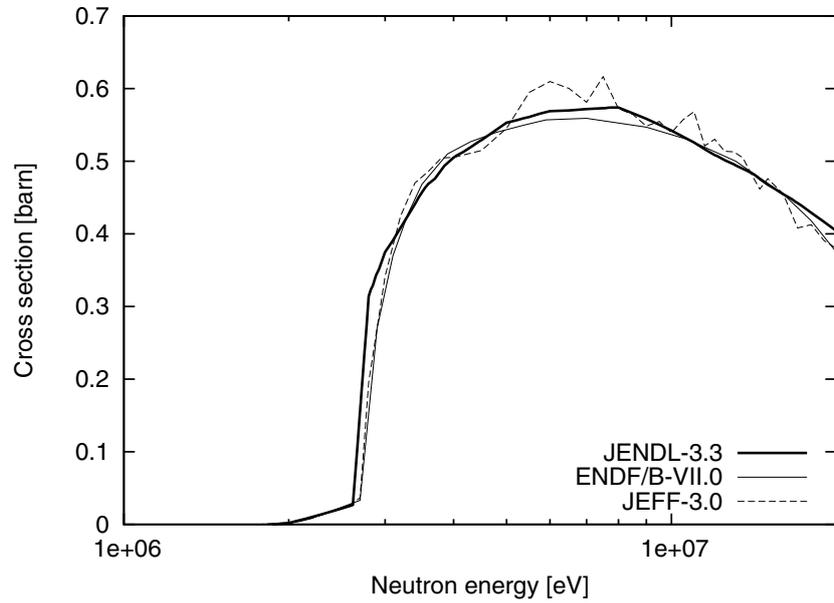


図 6.1.3 Be-9 の (n,2n) 断面積の比較

また、Be の弾性散乱断面積を図 6.1.4 に示す (JEFF-3.0 の評価値は参考)。図より、100keV から 500keV における差異が計算値に差異を生じさせていることが分かった。

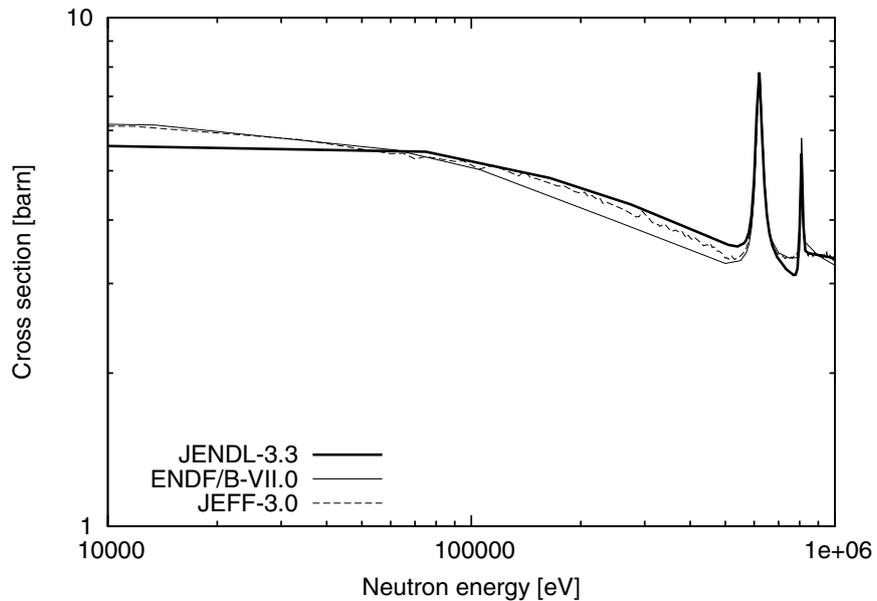


図 6.1.4 Be-9 の弾性散乱断面積の比較

6.2 ベリリウム反射高速炉に対する積分テスト

6.2.1 HEU-MET-FAST-058

ICSBEP ハンドブックの HEU-MET-FAST-058 は、93%の濃縮ウランを燃料とし、Be を反射体として用いた球形炉心の積分データで、5 炉心のデータが格納されている。また球の中心には Be が含まれる半径約 0.5cm の中性子源領域が存在する。

表 6.2.1 に HMF058 の 5 炉心の反射体厚さ、実効増倍率に対する各反応の寄与、FYF、EALF を示す。

表 6.2.1 HMF058 の諸元

	Reflector thickness (cm)	k_{eff} contribution(%)			Fission yield fraction(%)			EALF (keV)
		Abs.	(n,2n)	Leak.	Fast	Inter.	Thermal	
HMF058-1	20.3	53.0	3.8	50.3	67.4	21.6	11.0	33.9
HMF058-2	9.3	48.0	2.7	54.8	78.5	19.9	1.6	221
HMF058-3	5.4	46.1	1.9	56.2	85.7	14.3	0.0	463
HMF058-4	3.3	44.9	1.3	56.8	90.2	9.8	0.0	620
HMF058-5	2.2	44.3	1.0	57.1	92.1	7.9	0.0	689

反射体が最も厚い HMF058-1 炉心では、Be の (n,2n) 反応による中性子生成の寄与が 4%弱と大きく、また中性子スペクトルが軟らかい。また、炉心番号が進むにつれて、反射体は薄くなり、中性子スペクトルは硬化していく。

連続エネルギーモンテカルロコード MVP により得られた C/E 値を図 6.2.1 に示す。参考までに JEFF-3.1 の計算結果も併せて示す。なお、この JEFF-3.1 を用いた計算では、Be-9 の断面積には JEFF-3.0 のものを用いた（以後同様）。

ENDF/B-VII.0 を除いたライブラリでは、顕著な C/E 値の炉心依存性が見られた。

Be-9 核データの差異に起因する、ENDF/B-VII.0 計算値に対する JENDL/AC 計算値の差異を感度解析により評価した。結果を表 6.2.2 に示す。

表 6.2.2 HMF058 における、Be-9 核データに起因する ENDF/B-VII.0 計算値に対する JENDL/AC 計算値の差異（単位： $\% \Delta k/kk'$ ）

	HMF058-1	HMF058-5
(n, γ)(n, α)	+0.13	
P1 elastic	-0.12	-0.05
Elastic	+0.82	+0.44
(n,2n)	+0.31	+0.08

表より、弾性散乱断面積の差異が大きく影響することが分かる。この差異の大きいエネルギー

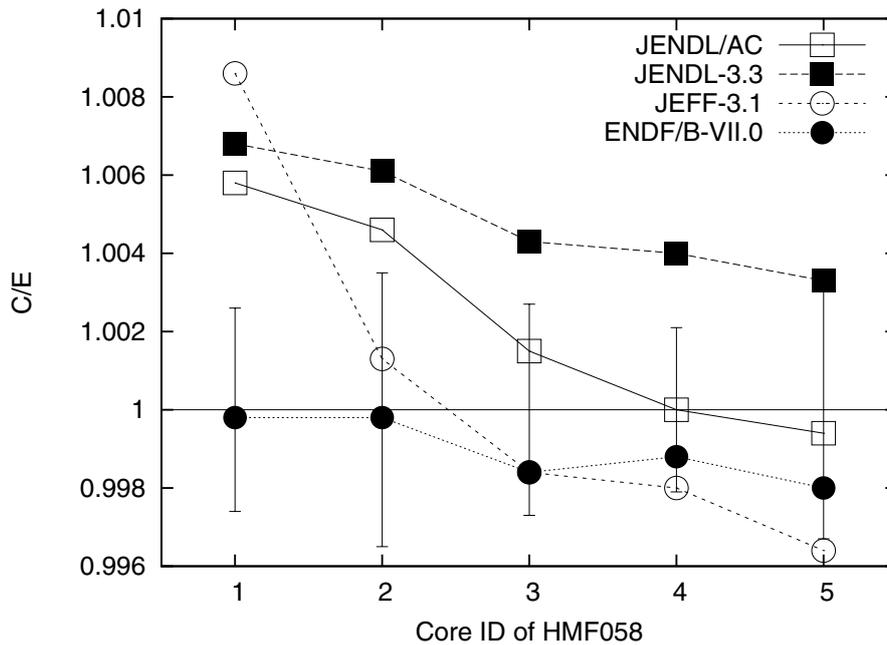


図 6.2.1 HMF058 の C/E 値

範囲は、100keV から 700keV であった。また、(n,2n) 断面積については、HMF030、038 の結果と同様に、2MeV から 3MeV の差異の影響であった。

6.2.2 HEU-MET-FAST-066

HEU-MET-FAST-066 の積分データは HMF058 と同一の実験施設で取得されたデータであるが、炉心内部の中性子源領域の外側に Be の減速材領域が設けられている点に違いがある。

表 6.2.3 に HMF066 の 9 炉心の減速材と反射体の厚さ、実効増倍率に対する寄与、FYF、EALF を示す。

連続エネルギーモンテカルロコード MVP により得られた C/E 値を図 6.2.2 に示す。

JENDL/AC による計算値は実験誤差内で実験値と一致し、ENDF/B-VII.0 による計算値は系統的な過小評価となった。JENDL/AC と ENDF/B-VII.0 との計算値の差異は、HMF058 と同様に、主に Be-9 の弾性散乱断面積、(n,2n) 断面積の差異に起因していることが感度解析の結果から分かった。

HMF058 と HMF066 の解析結果には不整合 (HMF058 に対しては ENDF/B-VII.0 の予測精度が良好な一方、HMF066 に対しては ENDF/B-VII.0 は系統的に過小評価し、JENDL/AC の予測性が良好である点) が生じたので、この原因について考える。

両者は同一実験施設で測定されたデータであるが、HMF058 ではベンチマーク実験値は臨界値 ($k=1.0$) であるのに対して、HMF066 ではベンチマーク実験値は 1.0023 から 1.0048 と、高めに

表 6.2.3 HMF066 の諸元

	Moderator	Reflector	k_{eff} contribution(%)			Fiss. yield Frac.(%)			EALF (keV)
	Thick.(cm)	Thick.(cm)	Abs.	(n,2n)	Leak.	Fast	Inter.	Therm.	
066-1	2.6	8.7	48.5	2.9	54.8	76.2	22.5	1.4	204
066-2	2.6	5.3	46.6	2.1	56.1	83.6	16.4	0.1	419
066-3	2.6	3.9	45.8	1.7	56.3	86.9	13.0	0.0	523
066-4	3.5	13.2	51.0	3.7	52.7	65.5	28.3	6.2	54
066-5	3.5	7.9	48.6	2.8	54.6	75.4	23.8	0.9	214
066-6	3.5	5.6	47.3	2.3	55.5	80.6	19.3	0.1	349
066-7	4.1	7.7	48.9	2.9	54.3	73.8	25.4	0.8	197
066-8	4.1	10.6	50.4	3.5	53.3	67.4	29.2	3.4	87.4
066-9	6.0	5.5	48.8	2.7	54.6	73.7	26.1	0.2	220

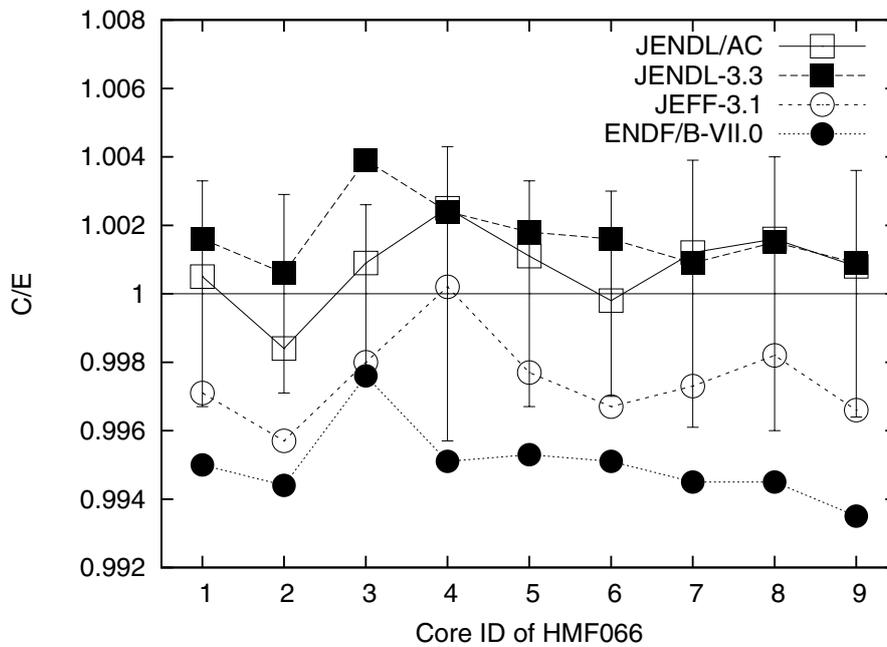


図 6.2.2 HMF066 の C/E 値

評価されている。これは、HMF066 では Be の不純物の影響等を評価し、それをバイアスとして実験値に補正しているためである。一方、HMF058 ではそういった影響が小さいと評価されたため、実験値に補正はしていない。このことが、解析結果の不整合に影響している可能性がある。

6.2.3 その他の炉心

ICSBEP ハンドブックには、Be 反射体を有する炉心データは、6.2.1、6.2.2 節で述べた炉心データ以外にも存在する (HEU-MET-FAST-041 (HMF41)、PU-MET-FAST-018 (PMF18)、U233-MET-FAST-005 (U3MF5))。

表 6.2.4 にそれら炉心の反射体の厚さ、実効増倍率に対する寄与、FYF、EALF を示す。

表 6.2.4 その他炉心の諸元

	Reflector Thick.(cm)	k_{eff} contribution(%)			Fiss. yield Frac.(%)			EALF (keV)
		Abs.	(n,2n)	Leak.	Fast	Inter.	Therm.	
HMF041-1	9.7	45.7	1.7	56.0	87.2	12.7	0.0	519
HMF041-2	11.8	48.9	3.1	54.3	74.9	21.3	3.8	129
PMF018-1	3.7	35.2	1.9	67.4	94.0	6.0	0.0	907
U3MF005-1	2.0	39.9	1.1	61.9	95.4	4.6	0.0	948
U3MF005-2	4.2	40.9	1.9	61.9	92.2	7.8	0.0	775

連続エネルギーモンテカルロコード MVP により得られた C/E 値を図 6.2.3 に示す。

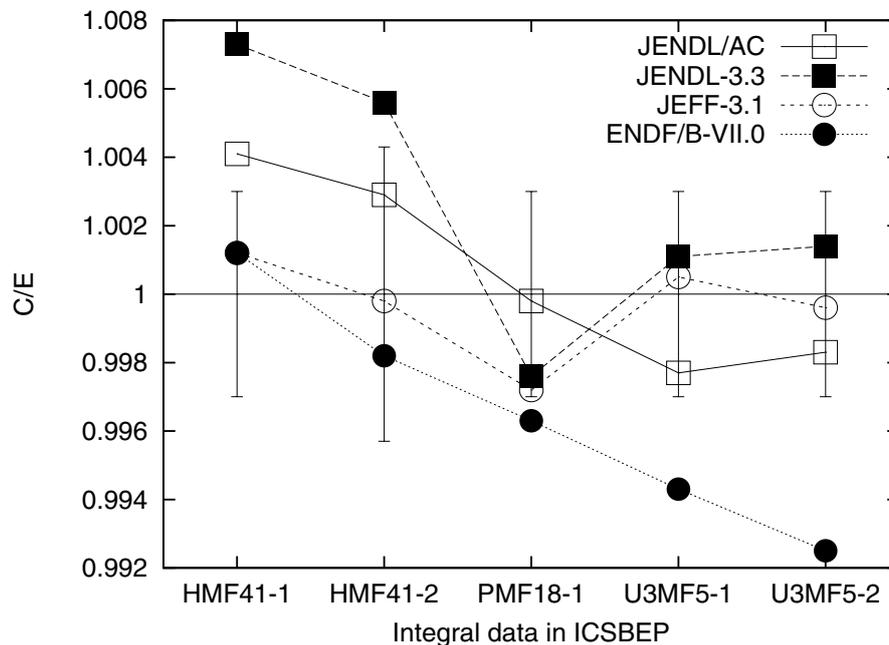


図 6.2.3 その他 Be 反射体付き炉心の C/E 値

JENDL/AC による計算値は、おおむね実験誤差内で実験値と一致した一方、ENDF/B-VII.0 の計算値は U3MF5 では過小評価となった。両者の差異は Be-9 の弾性散乱断面積、(n,2n) 断面積

に起因していることが感度解析の結果から分かった。

6.3 まとめ

Beの断面積に対する積分テストの結果、JENDL-3.3、JENDL/ACはENDF/B-VII.0と比較して、Be減速高速炉、Be反射高速炉ともに、系統的に臨界性を大きく評価することが分かった。また、感度解析の結果、この差異がBe-9の2MeVから3MeVにおける(n,2n)断面積の差異、100keVから500keVにおける弾性散乱断面積の差異に起因していることが分かった。

Be減速高速炉ではENDF/B-VII.0が良好に臨界性を予測したが、Be反射高速炉ではHMF058とHMF066の結果に不整合が見られたため、今回の積分テストでは、いずれの核データファイルの評価値を支持するかについて、明確な結論を得ることは出来なかった。

7. 重水素の断面積に対する積分テスト

7.1 溶液系に対する積分テスト

ICSBEP ハンドブックには重水素の断面積に感度を有すると思われる濃縮ウラン重水溶液のデータが、HEU-SOL-THERM-004 (HST004)、HEU-SOL-THERM-020 (HST020) として格納されている。HST004 は重水反射体を持つ球体系、HST020 は裸の円筒体系であり、それぞれの体系で重水と重金属の重量比を変化させた数点 (HST004 では 6 点、HST020 では 5 点) の臨界データがある。

重水は軽水と比較して、中性子の散乱による減速エネルギー (中性子が散乱により失うエネルギー) が小さいため、重水溶液系では軽水溶液系と比較して、硬いスペクトルを有する。表 7.1.1 に、各炉心の各臨界点データにおける、中性子核分裂生成に対する中性子漏洩量の割合と FYF を示す。なお、HST004、HST020 ともに、炉心番号が大きくなるにつれて、重水の割合が大きくなるため、臨界水位が高くなる。軽水溶液系では核分裂によって生成された中性子の 90%以上が熱

表 7.1.1 重水溶液系積分データの中性子漏洩寄与割合と核分裂中性子生成のエネルギー領域毎寄与

	Leakage fraction (%)	Fission yield fraction (%)		
		Fast	Intermediate	thermal
HST004-1	39.9	6.2	54.8	37.9
HST004-2	40.4	4.2	50.0	44.2
HST004-3	40.2	3.0	44.9	51.2
HST004-4	40.9	1.9	36.3	61.1
HST004-5	42.2	1.1	26.3	71.7
HST004-6	43.3	0.7	18.2	79.8
HST020-1	44.7	1.5	39.8	58.5
HST020-2	46.4	0.9	25.9	73.0
HST020-3	46.9	0.4	14.8	85.6
HST020-4	47.2	0.0	14.7	85.3
HST020-5	46.6	0.0	7.0	94.1

中性子による核分裂反応によるものであることを踏まえると、重水溶液系では中速中性子による核分裂反応の寄与が比較的大きいということが言える。

臨界性の U-235 捕獲断面積に対する感度係数を、図 7.1.1 に HST004 について、図 7.1.2 に HST020 について示すが、熱中性子領域から 10keV 程度まで広いエネルギー領域で感度を有していることが分かる。

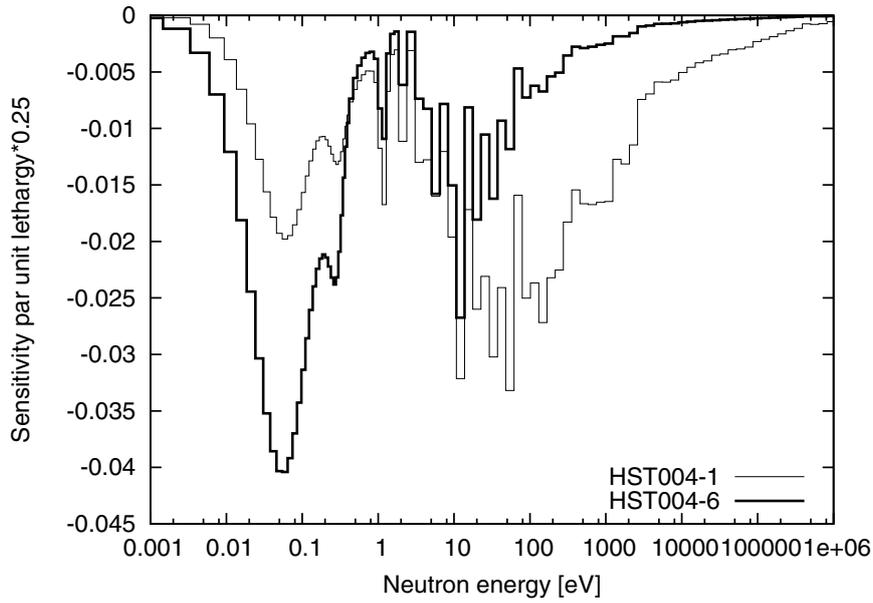


図 7.1.1 HST004 臨界性の U-235 捕獲断面積に対する感度係数

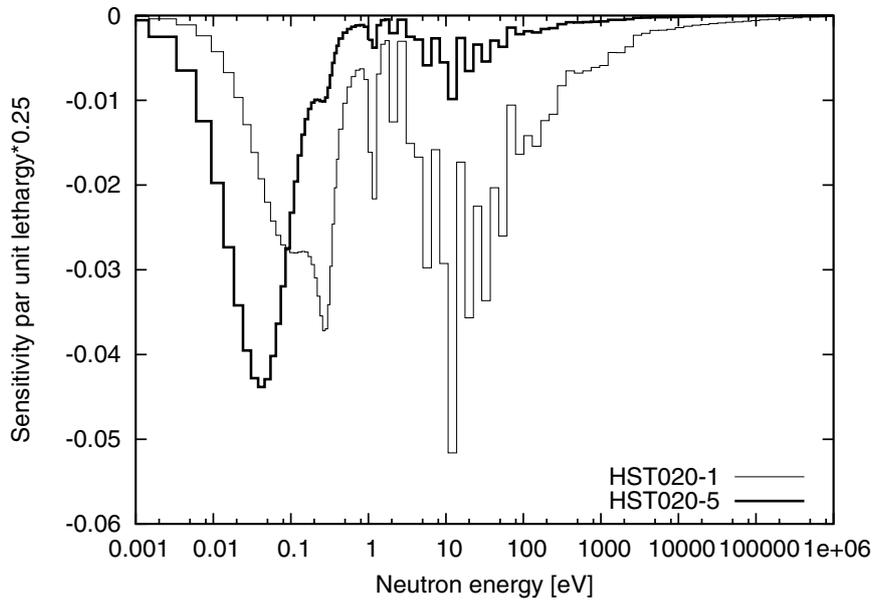


図 7.1.2 HST020 臨界性の U-235 捕獲断面積に対する感度係数

連続エネルギーモンテカルロコード MVP により得られた C/E 値を、HST004 について図 7.1.3 に、HST020 について図 7.1.4 に、それぞれ示す。なお、図中の誤差棒は実験値の誤差を示す。ここで、HST004 では 1σ 相当であるが、HST020 では不明である。

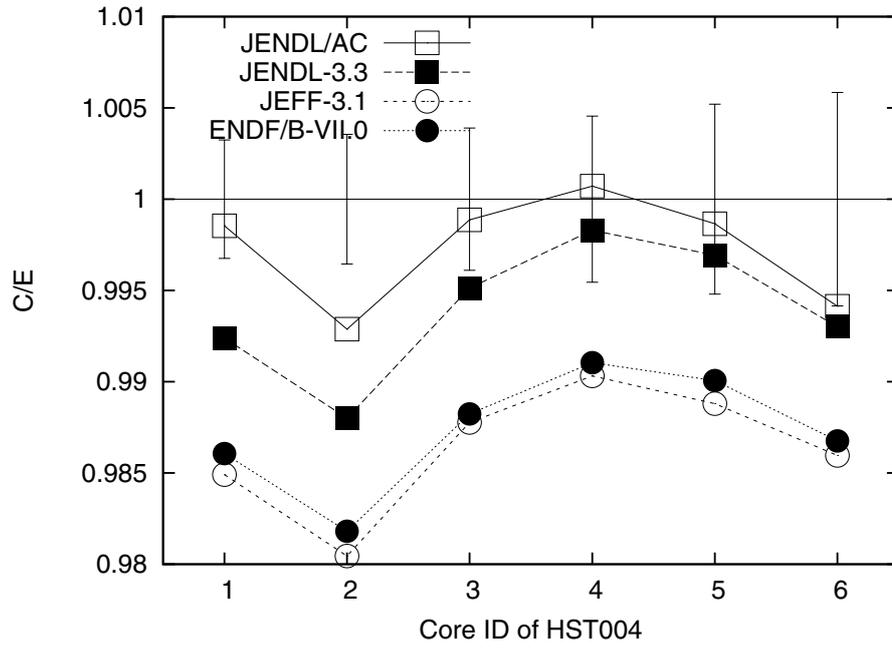


図 7.1.3 HST004 の C/E 値

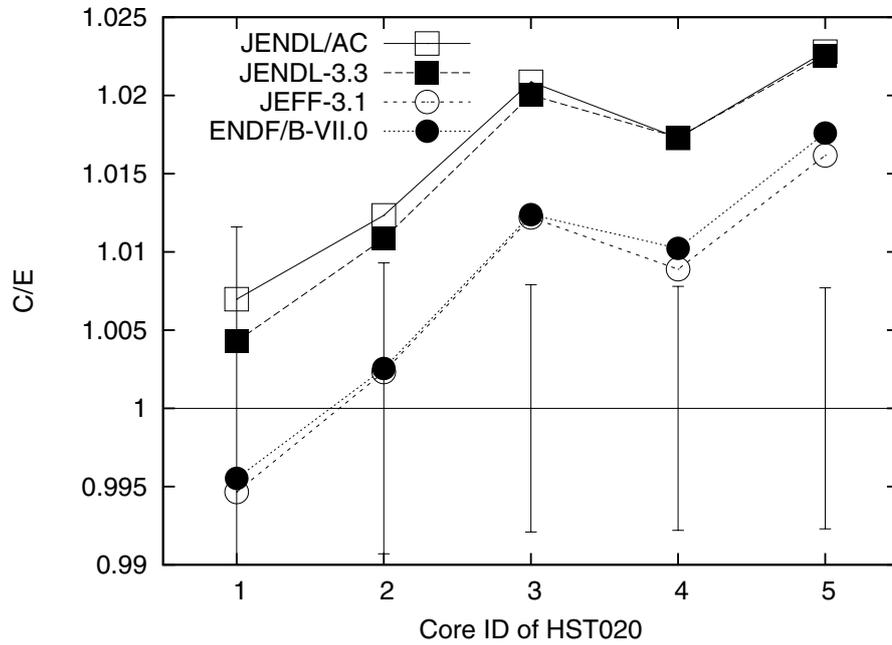


図 7.1.4 HST020 の C/E 値

いずれの結果も、JENDLはENDF/B-VII.0、JEFF-3.1と比較して、系統的に大きな値を示した。また、JENDL/ACとJENDL-3.3とを比較すると、JENDL/ACでは各臨界データ間のC/E値のばらつきが低減している。

感度解析によりこの原因を分析したところ、上記前者については重水の弾性散乱断面積とそのP1係数の差異に、後者についてはkeV領域のU-235捕獲断面積の差異に起因していることが分かった。

図7.1.5に重水素の弾性散乱断面積P1係数（重心系）を示す。1MeV付近でJENDL-3.3は

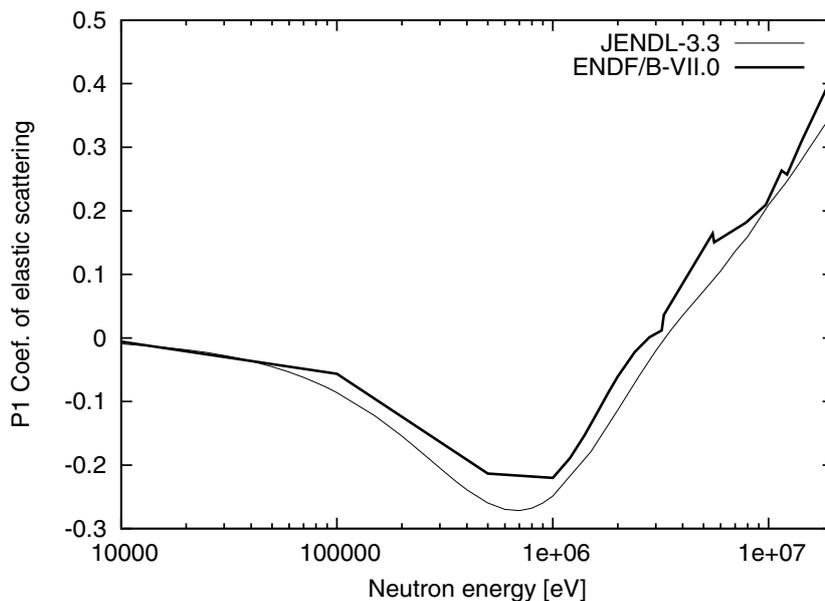


図 7.1.5 重水素の弾性散乱断面積 P1 係数

ENDF/B-VII.0よりも負側に値が大きい。これは、溶液から中性子が漏れにくくなることを意味し、臨界性を大きくする（P1係数の差異の影響）。また、P1係数が負側に大きいことは散乱で失うエネルギーが大きくなることを意味することから、より減速されやすくなり（体系から漏洩する確率が小さくなり）、臨界性を大きくする（弾性散乱マトリクス of the difference of the influence）。

以上より、重水素の弾性散乱断面積のP1係数の差異が重水溶液系の臨界計算値に大きな影響を与えることが分かった。ただし本積分データのみからは、どの核データファイルの評価値が望ましいか明確な結論を得ることは出来なかった。

7.2 格子系に対する積分テスト

重水を使用した積分データとして、ICSBEPハンドブックにLEU-MET-THERM-001 (LMT001)がある。低濃縮ウランを燃料とした格子系のデータである。

そこで、LMT001について、炉心を単純な円筒にモデル化して感度係数を計算した（燃料ピン

の非均質性は格子計算で考慮)。臨界性の重水素の弾性散乱断面積 P1 係数に対する感度係数を図 7.2.1 に示す。

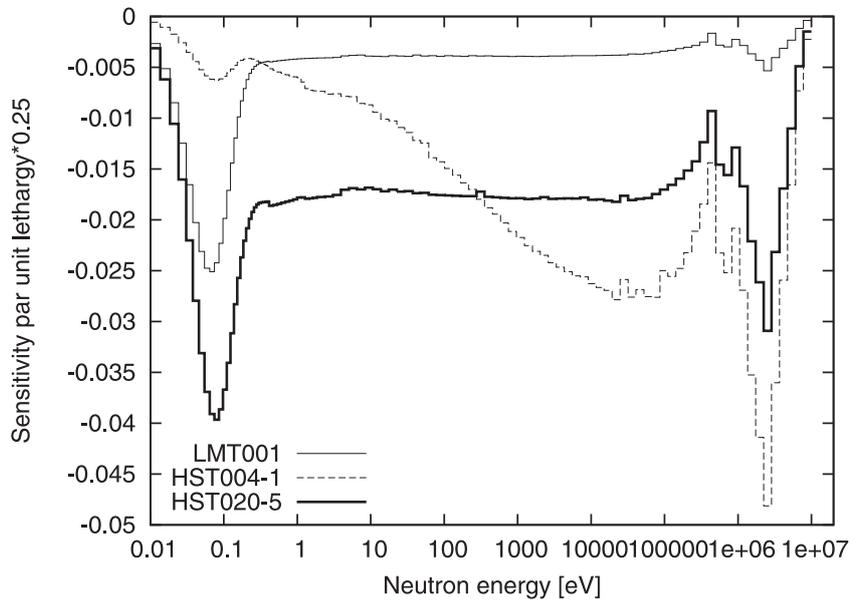


図 7.2.1 臨界性の重水素弾性散乱断面積 P1 係数に対する感度係数

図より、1MeV 付近の感度係数が、低濃縮格子系の LMT001 では高濃縮溶液系のものと比較して格段に小さいことが分かる。これは、LMT001 では低濃縮燃料を使用し、炉心サイズが大きいため、中性子漏洩量が小さいこと（LMT001 では漏洩寄与は 16%程度）と、重水の割合が大きいことため中性子スペクトルが軟らかいことに由来すると考えられる。

感度係数を用いて、JENDL-3.3 と ENDF/B-VII.0 の重水の弾性散乱断面積とその P1 係数の差異が LMT001 の臨界性に与える影響を評価したところ、 $0.07\% \Delta k/k'$ 程度に過ぎなかった。従って、重水核データに関する JENDL-3.3 と ENDF/B-VII.0 の差異を議論するという観点からは、重水減速の格子系の積分データはそれほど有用ではないことが分かった。

8. 軽水溶液系に対する感度解析

8.1 感度解析結果

ICSBEPハンドブックに格納されているプルトニウム溶液系のデータ (PU-SOL-THERM-004)、高濃縮ウラン溶液系のデータ (HEU-SOL-THERM-010) の感度解析を実施した。いずれのデータも、溶液が水反射体で囲まれているものである。

ENDF/B-VII.0 計算値に対する JENDL-3.3、JENDL/AC、JEFF-3.1 計算値の差異を感度解析により分析した。なお、ここでは、熱中性子エネルギー領域の散乱反応については考慮していない。

はじめに、PST004 に対する結果を表 8.1.1 に示す。

表 8.1.1 PST004 における ENDF/B-VII.0 計算値に対する各ライブラリの計算値の差異 (単位: $\% \Delta k/k'$)

	JENDL-3.3	JENDL/AC	JEFF-3.1
Pu-239, Fiss.		+0.11	
Pu-239, Cap.		+0.04	
Pu-239, ν	+0.18		
Pu-239, χ	+0.04		
O, Cap.			-0.05
O, Ela.	-0.07	-0.07	
O, P1 Ela.	+0.11	+0.11	
H, Ela.	+0.14	+0.14	+0.10
Total	+0.43	+0.32	+0.00

JENDL/AC と ENDF/B-VII.0 を比較すると、Pu-239 の核分裂断面積における差異が、臨界性に $0.1\% \Delta k/k'$ 程度の差異を生じさせていることが分かる。また、酸素、水素といった軽核の弾性散乱断面積とその P1 係数の差異の影響も大きい。

感度解析の結果から、JENDL/AC と ENDF/B-VII.0 の Pu-239 核分裂断面積の差異が臨界性に生じさせる差異は、主に 0.1eV 付近において生じていることが分かった。Pu-239 核分裂断面積の差異の臨界性への影響が大きかったエネルギー領域での断面積を図 8.1.1 に示す。

次に、表 8.1.2 に HST010 に対する感度解析結果を示す。この積分データにおいても、酸素、水素の弾性散乱断面積とその P1 係数の差異が影響を与えていることが分かった。

以上の検討より、次の結論が導かれた。

- JENDL-3.3 と ENDF/B-VII.0、JEFF-3.1 の水素、酸素の断面積の差異は、溶液系の臨界性に $0.2\% \Delta k/k'$ 程度の差異を生じさせる。

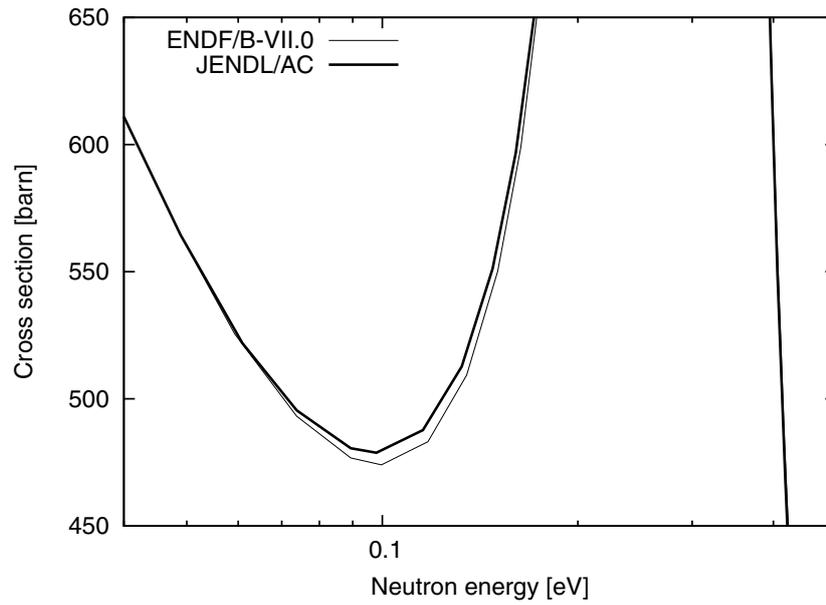


図 8.1.1 Pu-239 核分裂断面積の比較

表 8.1.2 HST010 における ENDF/B-VII.0 計算値に対する各ライブラリの計算値の差異 (単位: $\% \Delta k/k'$)

	JENDL-3.3	JENDL/AC	JEFF-3.1
O, Ela.	-0.09	-0.09	
O, P1 Ela.	+0.15	+0.15	
H, Ela.	+0.15	+0.15	+0.12
Total	+0.20	+0.22	+0.04

- Pu 溶液系においては、JENDL/AC と ENDF/B-VII.0 との間で Pu-239 断面積の差異に起因した臨界性計算値の差異が生じる。

9. プルトニウム組成の経時変化に関する検討

9.1 経時変化に対する考察

TCA ではプルトニウム組成の経時変化に着目した実験が実施され、積分実験データとしてまとめられている。測定データとして1972年（R5111）と1979年（R6378）に実験が行われたものがあり、両者は、プルトニウム組成の経時変化を除けば、同一形状、同一組成、同一の燃料ピッチの体系である。表9.1.1にその結果を示す。R6378は、R5111と比べると、核分裂性核種のPu-241が減少し、Am-241が増加するため、臨界水位が高い。

表 9.1.1 TCA の Pu 組成経時変化に関わる積分実験データ

	R5111 (1972)	R6378 (1979)
Number density (Pu-241)	2.8e-5	2.0e-5
Number density (Am-241)	1.4e-6	9.2e-6
Water level (cm)	53	65

表9.1.2に、P1S4輸送計算で求めた核分裂生成中性子の核種毎の寄与割合を示す。R6378ではPu-241の減少に伴い、Pu-239の寄与が大きくなっていることが分かる。

表 9.1.2 核分裂生成中性子の核種毎の寄与割合（単位：％）

	R5111 (1972)	R6378 (1979)
U-235	15.0	15.5
U-238	3.24	3.19
Pu-239	72.5	74.4
Pu-241	9.12	6.73

図9.1.1に、経時変化前後の体系の臨界性のPu-239核分裂断面積に対する感度を示す。経時変化後の感度は系統的に大きくなっており、感度の差についてエネルギー依存性は見られていない。経時変化後に中性子束のスペクトルシフトが生じているかは定かではないが、少なくとも、経時変化後でPu-239の全核分裂率に対する割合が増加する影響と比べると、スペクトルシフトの影響は小さいということが言えるであろう。

表9.1.3に、拡散計算で求めた中性子吸収の核種毎の寄与割合を示す。Pu組成の経時変化に伴うPu-241による中性子吸収の減少分をPu-239、Am-241が埋めあわせているといえる。

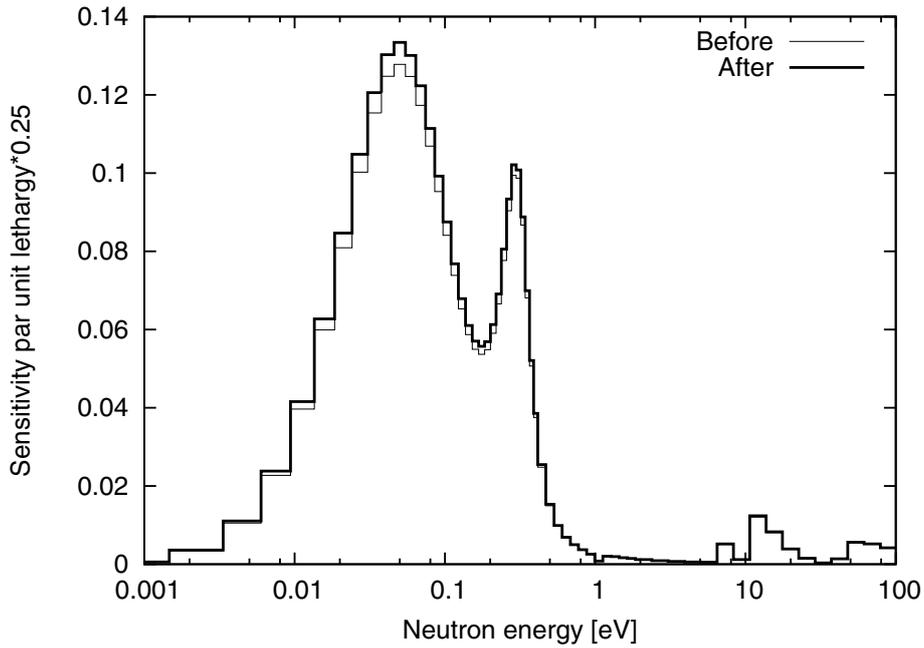


図 9.1.1 TCA 臨界性の Pu-239 核分裂断面積に対する感度 (Before:R5111、After:R6378)

表 9.1.3 中性子吸収の核種毎の寄与割合 (単位: %)

	R5111 (1972)	R6378 (1979)
U-235	6.53	6.66
Pu-239	38.4	39.1
Pu-240	6.34	6.42
Pu-241	4.44	3.26
Am-241	0.123	0.852

9.2 検討結果

図 9.2.1 に連続エネルギーモンテカルロコード MVP により計算した各ライブラリの C/E 値を示す。ENDF/B-VII.0 では両データの C/E 値に 0.0022 程度の差異が見られ、JENDL/AC、JEFF-3.1 ではその差異が幾分改善されている。

このプルトニウム組成経時変化に対するライブラリ間の C/E 値の差異は、主に Am-241 捕獲断面積の差異に起因していることが拡散計算ベースの感度解析の結果から分かった。図 9.2.2 に、JENDL/AC、JEFF-3.1 の、ENDF/B-VII.0 の Am-241 捕獲断面積に対する差異が R6378 炉心の臨界性に与える影響をエネルギー群毎に示す。

JENDL/AC と ENDF/B-VII.0 との差異の影響は主に 0.01eV から 0.1eV において現れ、JEFF-3.1 と ENDF/B-VII.0 との差異の影響は 0.1eV 近傍と 0.3eV の共鳴ピークにおいて現れている。

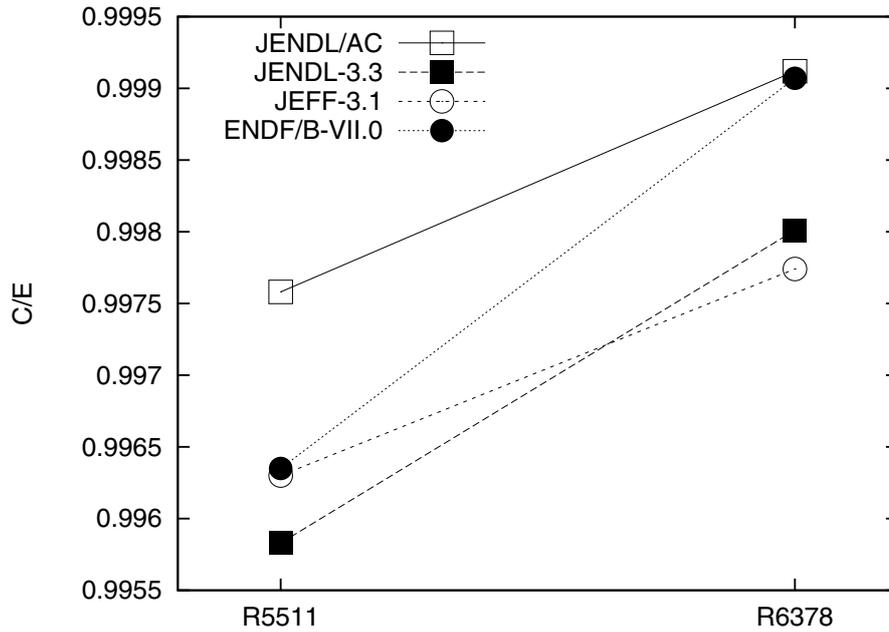


図 9.2.1 TCA 臨界性に対する C/E 値

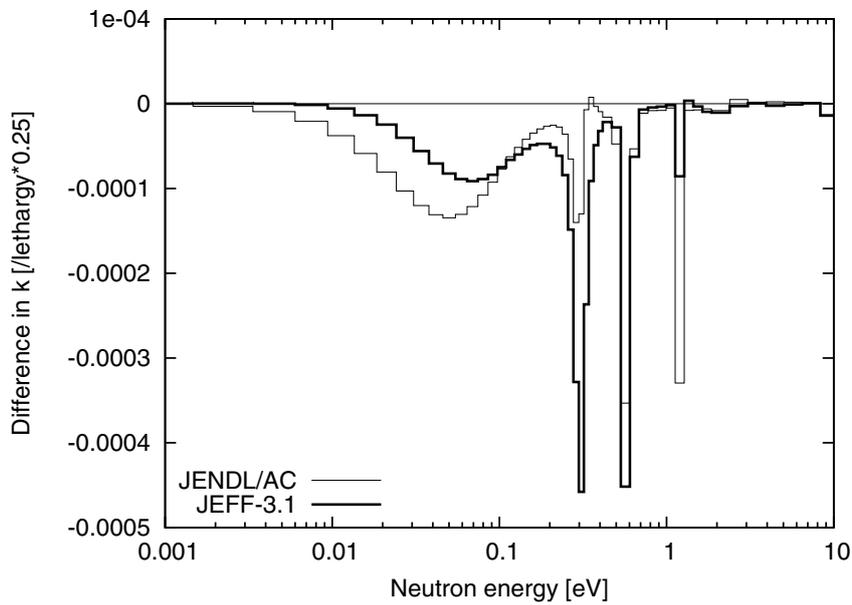


図 9.2.2 Am-241 捕獲断面積における差異が臨界性に与える影響（基準：ENDF/B-VII.0）

図 9.2.3 に Am-241 捕獲断面積を示すが、図 9.2.2 と対応して、JENDL/AC は熱領域で大きい値をとること、JEFF-3.1 は 0.3eV の共鳴ピークで大きい値をとることが分かる。

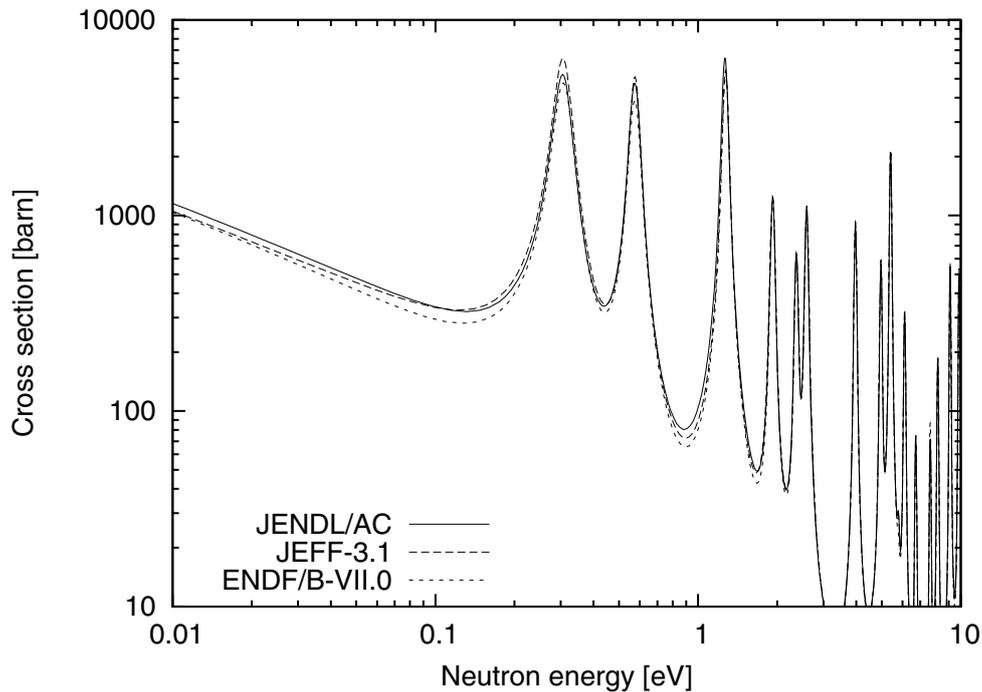


図 9.2.3 Am-241 捕獲断面積の比較

最後に、このプルトニウム組成経時変化に対する Pu-239 断面積の影響について考える。

すでに述べたように、プルトニウム組成の経時変化は、Pu-241 の減少に伴う Pu-239 の全核分裂に対する寄与割合を大きくする効果があり、その程度は表 9.1.2 で示したようにおよそ 2% である。プルトニウム組成の経時変化前後で中性子スペクトルに有意なシフトが起こらないと考えられるため、経時変化前後の臨界性計算値に 0.1% の差異を生じさせるためには、例えば Pu-239 の核分裂断面積を 2.5% 程度変動させれば良いことになる¹。しかし、変動による影響が臨界性の絶対値や他の積分データに与える影響は大きいので、プルトニウム組成経時変化に伴う臨界性予測精度の変動に対して、Pu-239 断面積の見直しだけで対応することは困難であろう。

¹表 9.1.2、表 9.1.3 のデータを用い、 ν を 3.0 程度と仮定する（一核分裂では中性子が一個吸収される）とこのようになる。ただし、中性子の漏れを介した効果は無視している。

10. 低濃縮ウラン溶液系に対する積分テスト

10.1 積分テスト結果

ICSBEP ハンドブックには、低濃縮ウラン溶液系の積分データが LEU-SOL-THERM として分類され収納されている。本節では、表 10.1.1 に示したデータの解析を連続エネルギーモンテカルロコード MVP により行った。

表 10.1.1 LEU-SOL-THERM データ概要

	Geometry	Fuel type	U5 enrichment (%)
LST001	Bare cylinder with inner void (SHEBA-II)	UO ₂ F ₂	5.0
LST002	Water-reflected or bare sphere	UO ₂ F ₂	4.9
LST007	Bare cylinder (STACY)	UO ₂ (NO ₃) ₂	10.0
LST016	Water-reflected slab (STACY)	UO ₂ (NO ₃) ₂	10.0
LST020	Water-reflected cylinder (STACY)	UO ₂ (NO ₃) ₂	10.0

はじめに、決定論コード (P1S4 輸送計算) により、各炉心の各臨界における中性子核分裂生成率に対する中性子漏洩率の割合と、FYF、EALF、中性子吸収率に対する核種別の寄与割合を計算した。表 10.1.2 にそれらを示す (「ID」は各炉心の通し番号を示す)。表中の「Heavy」「Medium」「Light」はそれぞれ、重核種、中重核種、軽核種 (F まで含む) の全吸収に対する寄与割合を示す。

LST007、LST016、LST020 のいずれも、炉心の番号が進むにつれて臨界水位が高くなる (ウランの希釈量が小さくなる) ため、熱中性子核分裂の寄与が大きくなり、EALF が低下する。また、構造材に対する水の割合も増加するため、全吸収に占める中重核種の寄与割合も低下する。

次に、JENDL/AC を用いて得られた臨界に関する C/E 値を図 10.1.1 に示す (横軸の炉心通し番号は表 10.1.2 を参照のこと)。図中の誤差棒は実験誤差を示す。

LST001 に対しては大幅な過大評価が観察される。これは JENDL/AC 特有ではなく、全ての核データファイルに現れる問題である。この原因についての考察は以下のようにまとめられる。

- LST001 と同様の形態の燃料 (UO₂F₂) を使用した LST002 では過大評価は観察されていないことから、燃料形態に起因する問題ではない。
- LST001 はその他の炉心と比べて中性子漏洩の寄与が大きい (24.2%) が、同様に中性子漏洩が 21.7% と大きい LST007-1 では過大評価は全く観察されていない。また LST007 では C/E 値の中性子漏洩寄与に対する依存性が見られていない。以上より、中性子漏洩に起因する問題と考えるのは難しい。

表 10.1.2 低濃縮ウラン溶液系積分データの特徴

ID	Core	Leakage fraction(%)	Fission yield fraction(%)			EALF (eV)	Absorption fraction(%)		
			Fast	Inter.	Thermal		Heavy	Medium	Light
1	LST001	24.2	2.1	4.5	93.4	0.0375	81.4	3.8	14.8
2	LST002-1	2.4	1.0	2.2	96.8	0.0330	59.5	0.1	40.4
3	LST002-2	17.9	1.1	2.4	96.5	0.0334	70.8	0.0	29.2
4	LST007-1	21.7	0.8	3.3	95.9	0.0346	70.0	1.4	28.6
5	LST007-2	20.2	0.8	3.1	96.2	0.0343	68.6	1.2	30.2
6	LST007-3	18.7	0.7	2.9	96.4	0.0339	67.1	1.0	31.9
7	LST007-4	17.2	0.7	2.7	96.6	0.0337	66.0	0.8	33.2
8	LST007-5	16.2	0.7	2.6	96.7	0.0385	65.0	0.6	34.3
9	LST016-1	0.2	1.1	4.2	94.7	0.0489	56.0	12.4	31.6
10	LST016-2	0.2	1.2	4.5	94.3	0.0514	56.2	12.5	31.2
11	LST016-3	0.2	0.9	3.7	95.4	0.0452	55.6	11.9	32.5
12	LST016-4	0.2	0.9	3.5	95.6	0.0439	55.4	11.7	32.9
13	LST016-5	0.2	0.8	3.3	95.9	0.0347	55.3	11.4	33.4
14	LST016-6	0.2	0.8	3.2	96.0	0.0345	55.1	11.1	33.8
15	LST016-7	0.2	0.8	3.1	96.2	0.0343	55.0	10.8	34.1
16	LST020-1	0.2	0.6	2.5	96.8	0.0379	54.5	5.5	40.0
17	LST020-2	0.2	0.6	2.4	97.0	0.0370	54.3	4.8	40.9
18	LST020-3	0.2	0.6	2.2	97.2	0.0360	54.2	3.8	42.0
19	LST020-4	0.2	0.5	2.1	97.4	0.0355	54.1	3.1	42.7

- LST001 のその他の炉心と異なる特性としては、高エネルギー領域での核分裂寄与が2%程度ある点、重核種の吸収割合が比較的大きい点が挙げられる。

以上のように、現時点ではLST001の過大評価について、明確に説明することは難しい。

また、STACYのデータについて、LST016に系統的な過大評価が見られる。LST016が他のSTACY炉心と異なる特徴は、中重核種の吸収割合が大きいことである。従って、中重核種の吸収を大きくすることにより、LST016の過大評価が解消される方向となる。

LST016にはSUSが使われているため、中重核種の吸収は主にFe-56、Cr-50、-53による熱中性子捕獲反応である（Fe-56が6割、Cr-50、-53がそれぞれ1割程度）。そこで、Cr-53、Fe-56について熱中性子捕獲断面積の値をまとめたものを表10.1.3、10.1.4に示す。

表より、Cr-53については、1997年のVenturiniらの測定値18.6は1952年のPomeranceのデータと誤差範囲内で一致しており、JENDL-3.3の評価値をさらに大きくすることは可能である。また、Fe-56については、ふたつの測定データは0.02で一致しているものの、両者ともに測定誤差が10%弱であるため、JENDL-3.3の評価値をさらに大きくすることは可能である。

なおCr-50については、測定データが比較的豊富にあり、かつ核データファイルの評価値が既

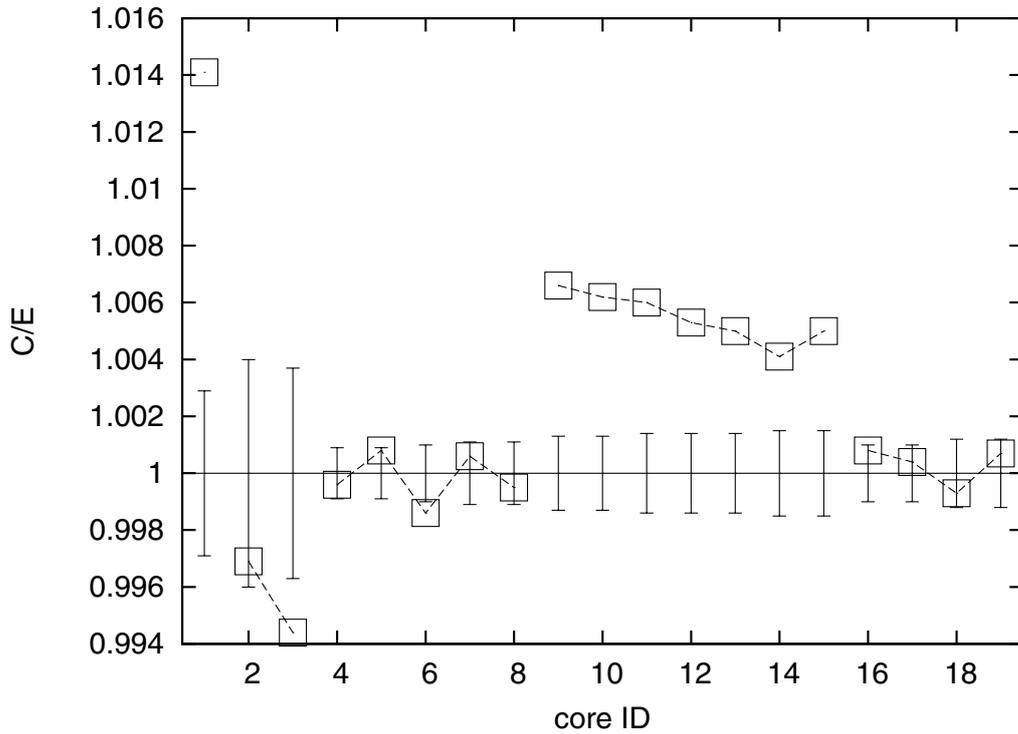


図 10.1.1 LEU-SOL-THERM の C/E 値

表 10.1.3 Cr-53 の熱中性子捕獲断面積

	Cross section (b)
JENDL-3.3	17.669
ENDF/B-VII.0	18.143
Venturini+ (1997)	18.6 +- 0.6
Pomerance (1952)	17.5 +- 1.4

表 10.1.4 Fe-56 の熱中性子捕獲断面積

	Cross section (b)
JENDL-3.3	2.5911
ENDF/B-VII.0	2.58933
Pomerance (1952)	2.55 +- 0.204
Shcherbakov+ (1977)	2.57 +- 0.26

に高めとなっているため、改訂の余地はないものと考えられる。

11. 結論

我が国の最新の評価済み核データファイル JENDL-4 の開発に資するため、種々の評価済み核データファイルの積分テストを実施した。

得られた知見を以下に列挙する。

- Cu-63、Cu-65 の自己遮蔽された弾性散乱断面積について JENDL-3.3 は過大評価している可能性、すなわち、断面積の共鳴構造を十分に考慮していない可能性がある。
- Cu-65 の弾性散乱断面積 P1 係数について、JENDL-3.3 の評価値が小さい可能性がある。
- W の 1keV から数 10keV のエネルギー領域の捕獲断面積に関して、JENDL-3.3 は小さく評価している可能性がある。
- W の捕獲断面積について、全ての核データファイルは系統的に小さく評価している可能性がある。
- W の弾性散乱断面積とその P1 係数について、積分テストは JENDL-3.3 の評価値を支持した。
- JENDL-3.3 の Fe の断面積データを用いると中性子透過を過小に評価することから、弾性散乱断面積とその P1 係数の見直しが必要である。
- Be-9 の (n,2n) 断面積と弾性散乱断面積について、JENDL-3.3 と ENDF/B-VII.0 の間の評価値の差異が積分計算結果に大きく影響することが分かった。ただし、本積分テストからどちらの評価値を支持するかの明確な結論を引き出すことは出来なかった。
- 重水素の弾性散乱断面積とその P1 係数について、JENDL-3.3 と ENDF/B-VII.0 の間の評価値の差異が積分計算結果に大きく影響することが分かった。ただし、本積分テストからどちらの評価値を支持するかの明確な結論を得ることは出来なかった。
- 軽水溶液系の感度解析を行い、水素と酸素の JENDL-3.3 と ENDF/B-VII.0 との高エネルギー領域における差異が、臨界性計算値にそれぞれ 0.1%程度の差異を生じさせることを示した。
- プルトニウム組成の経時変化について感度解析を行い、Am-241 の捕獲断面積を大きく評価した JEFF-3.1、JENDL/AC がより精度良く経時変化に伴う臨界性を予測することを示した。
- 低濃縮ウラン溶液系の積分テストと感度解析を行い、熱エネルギー領域の Fe、Cr の捕獲断面積を大きくすべきことが示唆された。

微分実験情報と核理論のみに基づいた核データ評価では応用側から要請される精度を満たすことが難しい、ということが世界の共通認識となりつつある。上記のような積分テストからの情報を核データ評価に積極的に採り入れることにより、JENDL-4として、より性能が高いものが開発されることを期待する。

謝辞

本研究において、羽様平氏（次世代原子力システム研究開発部門、炉心解析グループ）、岡嶋成晃氏（原子力基礎工学部門、核設計技術開発グループ）より貴重な助言をいただきました。ここに謝意を表します。

参考文献

- 1) 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).
- 2) Van der Marck S.C., ‘Benchmarking ENDF/B-VII.0,’ *Nucl. Data Sheets*, 107, p.3061 (2006).
- 3) 千葉 豪、他、「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」、JAEA-Research 2007-051 (2007).
- 4) Shibata K., *et al.*, ‘Japanese evaluated nuclear data library version 3 revision-3: JENDL-3.3,’ *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**, p.1125 (2002).
- 5) Ichihara A., *et al.*, ‘Program POD: A computer code to calculate cross sections for neutron-induced nuclear reactions,’ JAEA-Data/Code 2007-012.
- 6) Iwamoto O., ‘Development of a comprehensive code for nuclear data evaluation, CCONE, and validation using neutron-induced cross sections for uranium isotopes,’ *J. Nucl. Sci. Technol.*, 44, p.687 (2007).
- 7) Kunieda S., *et al.*, ‘Coupled-channels optical model analyses of nucleon-induced reactions for medium and heavy nuclei in the energy region from 1 keV to 200 MeV,’ *J. Nucl. Sci. Technol.*, 44, p.838 (2007).
- 8) Shibata K., *et al.*, ‘Recent advances in the JENDL project,’ *Proc. of Int. Conf. on Nuclear Data, ND2007, Nice*, (2007).
- 9) 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).
- 10) (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).
- 11) Iwamoto O., *et al.*, ‘Development of JENDL actinoid file,’ *Proc. of Int. Conf. on the Physics of Reactors, PHYSOR2008, Interlaken*, (2008).
- 12) 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).

- 13) G.Chiba, Y.Shimazu, 'Sodium void reactivity calculations for fast critical assemblies without whole-lattice homogenization,' *J. Nucl. Sci. Technol.*, **44**[12], 1526 (2008).
- 14) G.Chiba, 'CBGLIB: A Multi-group neutron library for accurate neutronics simulations,' *Proc. of 2007 Symposium on Nuclear Data*, Tokai, Japan (2007).
- 15) O.Schwerer, *et. al.*, 'Nuclear reaction data centre network: A success story,' *Proc. of Int. Conf. Nucl. Data for Sci. and Technol.*, Santa Fe, 2004 (AIP-769), p.83 (2005).

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
物質の量	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	立方メートル	m ³
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)	キログラム毎立方メートル	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 ² ・m ⁻¹ =1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)		m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ ・kg ⁻¹ ・s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N・m	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻²
工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s ⁻¹ ・A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ ・A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ ・A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ³ ・A ²
磁束	ウェーバ	Wb	V・s	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(d)	°C		K
光照度	ルーメン	lm	cd・sr ^(c)	m ² ・m ⁻² ・cd=cd
(放射能核種の) 放射能	ベクレル	Bq	1m/m ²	m ² ・m ⁻⁴ ・cd=m ⁻² ・cd
吸収線量, 質量エネルギー分与, カーマ線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量, 組織線量当量	グレイ	Gy	J/kg	m ² ・s ⁻²
	シーベルト	Sv	J/kg	m ² ・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。組立単位を形作る際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°C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
粘力のモーメント	ニュートンメートル	N・m	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻²
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	kg ⁻¹ ・s ⁻²
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	m ² ・m ⁻¹ ・s ⁻¹ =s ⁻¹
角加速度	ラジアン毎平方秒	rad/s ²	m ² ・m ⁻¹ ・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 ⁻¹ ・s ⁻³
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・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 ・s ⁻² ・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 ・s ⁻² ・K ⁻¹
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m・K)	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ ・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 ・kg ⁻¹ ・s ⁻²
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ ・A ⁻¹
体積電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ ・s ⁻¹ ・A
電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² ・s ⁻¹ ・A
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・A ⁻²
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・mol ⁻¹
モルエントロピー	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・K ⁻¹ ・mol ⁻¹
モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	m ² ・kg ⁻¹ ・s ⁻² ・K ⁻¹ ・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 ・s ⁻¹ ・A
吸収線量	グレイ毎秒	Gy/s	m ² ・s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ ・m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ =m ² ・kg ⁻¹ ・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 ・sr)	m ² ・m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ⁻³ =kg ⁻¹ ・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	1 h=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	1 l=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1 Np=1
ベル	B	1 B=(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	1 eV=1.60217733(49)×10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1 u=1.6605402(10)×10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1 ua=1.49597870691(30)×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	1 a=1 dam ² =10 ² m ²
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=10 ⁻¹⁰ m
バイン	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・s/cm ² =0.1Pa・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 ⁴ cd/m ²
ホト	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表10. 国際単位系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=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻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		1 X unit=1.002×10 ⁻⁴ nm
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W・m ⁻² ・Hz ⁻¹
フェルミ	fm	1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 metric carat=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=101325/760 Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101325 Pa
カロリ	cal	
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

