

JAERI - M
89-147

JENDL-3 T と -3 T/Rev. 1 の
ベンチマーク・テスト

1989年10月

高野 秀機・金子 邦男*

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1989

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

JENDL-3Tと-3T/Rev.1のベンチマーク・テスト

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

高野 秀機・金子 邦男*

(1989年9月14日受理)

JENDL-3T核データより、70群高速炉用炉定数セットJFS-3-J3Tを作成し、21ケの一次元ベンチマーク炉心及びZPPR-9とFCA-V1-2炉心の解析を行った。その結果は次のように要約される。

- (1) k_{eff} はPu炉心で0.6%過小評価、U炉心で2%過大評価である。
- (2) 中心反応率比、 $^{239}\sigma_f\phi / ^{235}\sigma_f\phi$ は実験値との一致が良いが、 $^{238}\sigma_c\phi / ^{239}\sigma_f\phi$ と $^{238}\sigma_f\phi / ^{235}\sigma_f\phi$ は過大評価である。
- (3) ドップラー及びNa-ボイド反応度は実験値との一致が良く、JENDL-2の結果を改善している。
- (4) 反応率分布は、JENDL-2のC/E値の径方向依存性を改善している。

以上の結果を参考に、重要核種の核データについて改訂されたJENDL-3T/Rev.1についてもベンチマーク・テストを実施した。JENDL-3T/Rev.1の核特性予測精度は、JENDL-3Tの結果よりも向上している。

Benchmark Test of JENDL-3T and -3T/Rev.1

Hideki TAKANO and Kunio KANEKO*

Division of Reactor Engineering
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received September 14, 1989)

The fast reactor 70-group constant set JFS-3-J3T has been generated by using the JENDL-3T nuclear data. One-dimensional 21-benchmark cores and the ZPPR-9 core were analysed with the JFS-3-J3T set. The results obtained are summarized as follows:

- (1) The values of k_{eff} are underestimated by 0.6% for Pu-fueled cores and overestimated by 2% for U-fueled cores.
- (2) The central reaction rate ratio $^{239}\sigma_{F\phi}/^{235}\sigma_{F\phi}$ is in a good agreement with the experimental value, though $^{238}\sigma_{C\phi}/^{239}\sigma_{F\phi}$ and $^{238}\sigma_{F\phi}/^{235}\sigma_{F\phi}$ are overestimated.
- (3) Doppler and Na-void reactivities are in a good agreement with the measured data.
- (4) The prediction accuracy of radial reaction rate distributions are improved in the comparison of the results obtained with the JENDL-2 data.

Furthermore, the benchmark test of JENDL-3T/Rev.1 which was revised from JENDL-3T for several important nuclides has been again performed. It was shown that JENDL-3T/Rev.1 would predict nuclear characteristics more satisfactorily than JENDL-3T.

Keywords: Benchmark Test, JENDEL-3T, JENDL-3T/Rev.1, ZPPR-9 Core

* JAIS, Ltd.

目 次

1. はじめに	1
2. 群定数の計算	2
2.1 TIMS-PGG プロセス・コードの改良	2
2.2 JENDL-3 TとJENDL-2の群定数の比較	2
3. ベンチマーク・テストと感度解析	28
3.1 1次元拡散計算ベンチマーク・テスト	28
3.2 感度解析	29
4. ZPPR-9とFCA-VI-2炉心の解析	54
4.1 ZPPR-9	54
4.2 FCA-VI-2	55
5. ベンチマーク・テストの要約	69
6. JENDL-3 T/Rev. 1のベンチマーク・テスト	70
6.1 1次元ベンチマーク・テスト	70
6.2 2次元ベンチマーク・テスト	70
7. 結 論	76
参考文献	76

Contents

1. Introduction	1
2. Group Constant Calculations	2
2.1 Improvements of TIMS-PGG Processing Code	2
2.2 Comparison of Group Cross Section for JENDL-2 and JENDL-3T ..	2
3. Benchmark Test and Sensitivity Analysis	28
3.1 One-Dimensional Diffusion Benchmark Calculations	28
3.2 Sensitivity Analysis	29
4. Analyses for ZPPR-9 and FCA-VI-2 Cores	54
4.1 ZPPR-9	54
4.2 FCA-VI-2	55
5. Summary of Benchmark Tests	69
6. Benchmark Test of JENDL-3T/Rev. 1	70
6.1 One-Dimensional Benchmark Test	70
6.2 Two-Dimensional Benchmark Test	70
7. Conclusions	76
References	76

1. はじめに

核データ JENDL-2 に基づいて作成された高速炉用 70 群炉定数セット JFS-3-J2 は、高速炉臨界実験解析や大型炉等の核設計に広く用いられている。JFS-3-J2 セット⁽¹⁾は核分裂生成物 (FP) に対する 70 群ランプ化定数や高位のアクチノイド核種及び種々の構造材等核種の炉定数を追加し、金属燃料、チッ化物燃料、及び高燃焼・長寿命高速炉など新型将来炉の設計にも使用できるように拡充された⁽²⁾。

JFS-3-J2 セットの核特性予測精度は概ね満足できるものであるが、一つの問題は、制御棒価値と出力分布の計算値と測定値の比に半径方向依存性が存在することである。これは大型炉の設計にも非常に重要な問題となってくる。これらの原因を調べるために、群定数側からは感度解析や調整法の研究がされている。またヨーロッパではフランスを中心にこの問題を追求するために大型模擬臨界実験 CONRAD 計画が進められている。この問題を基礎的な面から追求するためには、核データや群定数計算法の精度にまで遡及することが必要である。

JENDL-2 核データ・ファイルの完成から約 10 年の歳月を費やして昨年 JENDL-3T 核データ・ファイルが完成した。ここではこの JENDL-3T より JFS-3 型の群定数ライブラリー JFS-3-J3T を作成し、ベンチマーク・テストを実施し、JENDL-3T の核特性予測精度を検討する。また ZPPR-9 や FCA-VI-2 炉心の 2 次元解析を行い、Na-ボイド反応度や反応率分布の領域依存性の問題を検討する。更に JENDL-3T ベンチマーク・テストの結果に基づいて、改訂された JENDL-3T/Rev.1 核データ・ライブラリーの精度検証を行う。

2. 群定数の計算

2.1 TIMS-PGGプロセス・コードの改良

JENDL-3 T核データ・ファイルの群定数計算において、以下の2点が問題となった。

(1) Pu-239のReich-Moore多準位共鳴パラメータの処理

JENDL-3 TではPu-239の分離共鳴領域については、従来の一準位共鳴パラメータから、最近Derrien等によって評価されたReich-Mooreの多準位共鳴パラメータを採用した。このため処理コードの改良が必要となった。現在このReich-Moore公式を取り扱えるのは核データ・センターの中川が作成したRESENDDコード⁽³⁾のみである。従ってこのコードを用いて、温度依存の超詳細群ライブラリーを作成し、TIMSシステムで処理できるようにした。TIMSシステムでは非分離共鳴領域から分離共鳴領域まで連続して中性子の減速方程式を解いて、スペクトルを重みとして群平均断面積を計算する。自己遮蔽因子は温度と組成のパラメータとして計算される。非分離と分離領域の境界で超詳細群断面積は滑らかになっておらず、今後更にReich-Moore公式に対する取り扱いを改良する必要がある。

(2) 非弾性散乱及び $(n, 2n)$ 反応マトリックス

TIMS-PGGコードで非弾性散乱及び $(n, 2n)$ 反応マトリックスの計算において、積分誤差が生じる場合があることが分った。そのため長谷川が作成したPROF-G/Bコード⁽⁴⁾を使用して、これらの散乱マトリックスを計算した。従来の方法との差が積分データに及ぼす影響を調べるために、21臨界集合体に対する1次元ベンチマーク計算を実施した。 k_{eff} や中心反応率比に対して0.1% $\Delta k/k$ 以下の小さな影響であることが分った。

2.2 JENDL-3 TとJENDL-2の群定数の比較

JENDL-3 Tでは燃料及び構造材等の主要核種に対して、JENDL-2とは大幅に異なった核データ評価値となっている。ここでは特に高速炉で重要な核種：U-235, U-238, Pu-239, Pu-240, FeとNiについての比較・検討を行う。Fig. 2.1 ~ 2.46において、JENDL-2及びJENDL-3Tから作成された70群断面積は、JFS3J2及びJFS3J3Rとして示されている。また両者の差が主要な核特性に及ぼす影響も示されている。

(1) U-235 (Fig. 2.1 ~ 2.6)

- σ_f : JENDL-3 Tでは非分離領域より高い領域でJENDL-2より低くなった。Fig. 2.2にはその差が積分データ(k_{eff} と中心反応率比)に及ぼす影響が感度解析によって示されている。10 keV ~ 1 MeVでの変化は k_{eff} を1.2%小さくし、 $\sigma_c(U-238)/\sigma_f(U-235)$ の比を2%大きくする。

- 核分裂スペクトル (χ) : Fig. 2.4から明らかに分るように JENDL-3 Tでは Madland-Nixのデータを用いており核分裂スペクトルが非常に硬くなった。 k_{eff} 等への影響については後述する。
- ν -値 : JENDL-2よりも3%も大きくなり、特に10~100eVでは20%近い変化がみられる。この差は直接 k_{eff} に影響を及ぼす。

(2) Pu-239 (Figs. 2.7~2.16)

- σ_f : Fig. 2.7と2.8に比較を示す。Fig. 2.8より分るように10 keV~1 MeVで JENDL-3 Tは JENDL-2より5%程小さくなっている。これは k_{eff} を1.7%も小さくし、 $\sigma_c(\text{U-238})/\sigma_f(\text{Pu-239})$ を3.6%増加させる。また1 keV以下の分離領域では Reich-Moore公式による評価データは JENDL-2よりも低い傾向にある。
- ν -値 : 1~100 Kevで JENDL-3 Tは大きく、1 MeV以上で小さくなっている。1 keV附近を除けば差は小さい。
- σ_f : 10~1000 eVで JENDL-3 Tは約15%も小さく、10 keV以上でも JENDL-2よりもかなり小さくなっている。これは α -値 (σ_c/σ_f)の評価の相違によると思われる。
- σ_{in} : 非弾性散乱断面積の差は非常に大きく、70 keV 近傍では40%にもなる。これは実験データが少ないため、計算法による差と考えられる。
- χ (核分裂スペクトル) : U-235の場合と同様に Madland-Nixの公式に基づいており、JENDL-2よりもかなり硬いものとなっている。従ってPu系炉心においても、この変化は k_{eff} を大きくする。

(3) U-238 (Figs. 2.17~2.28)

- σ_c : 100 keV~1 MeVで5%程 JENDL-2より大きく、JENDL-3 Tでは分離共鳴領域として取り扱われている4~10 keVで小さくなっている。高エネルギーでの変化は $\sigma_c(\text{U-238})/\sigma_f(\text{Pu-239})$ に平均で3%の影響を及ぼす。
- σ_f : 1 MeV以上で JENDL-3 Tは数%小さくなっている。これは k_{eff} に約0.3%の影響を及ぼす。
- σ_s : 1 MeV以上で20%もの差が JENDL-3 Tと JENDL-2では見られる。これは高速中性子の振舞いに影響を及ぼす。
- σ_{in} : JENDL-2と JENDL-3 Tでは非常に大きな差が見られる。特に1 MeV以上の40%もの差は k_{eff} や中性子スペクトルに大きな影響を与えるものと思われる。
- ν -値 : 低エネルギー領域での7%もの大きな差は分裂断面積が小さいので問題にはならないが、1 MeV以上の領域で2%に近い差がみられる。
- χ (核分裂スペクトル) : U-235, Pu-239と同様に硬いスペクトルとなっている。

(4) Pu-240 (Figs. 2.29~2.36)

- σ_f ; 共鳴領域及び閾値核分裂断面積の立ち上がり部分での差が大きい。
- ν -値 : 差は非常に小さい。

- σ_c : 100 eV ~ 4 keV での分離領域で JENDL-3 T は小さく評価に問題がある。また 30 Kev 近傍で JENDL-3 T は 15 % 程大きくなっている。更に 1 eV 共鳴で 6 % もの差がみられる。
- σ_{in} : U-238 の場合と同様、両者間には非常に大きな差がみられる。

(5) Ni (Figs. 2.37 ~ 2.40)

- σ_a : 1 keV から 100 keV で 20 % も JENDL-3 T では小さくなっている。共鳴パラメータの評価に大きな相違があるものと思われる。
- σ_s : JENDL-3 T では非常に大きくなっている。特に 100 keV 近傍では 15 % もの差があり構造材の多い炉心や反射体をもつ炉心では問題となろう。

(6) Fe (Figs. 2.41 ~ 2.46)

- σ_a : 1 MeV 以上での (n, α) 反応等の評価に大きな差がみられる。高速中性子の遮蔽体の検討等に有意な影響が生じるものと思われる。
- σ_s : 低エネルギーでの滑らかな断面積の領域で 8 % の差が見られる。
- σ_{in} : 1 MeV 以上の領域では 5 % 程の差であるが 200 keV 以下で非常に大きな差がみられる。

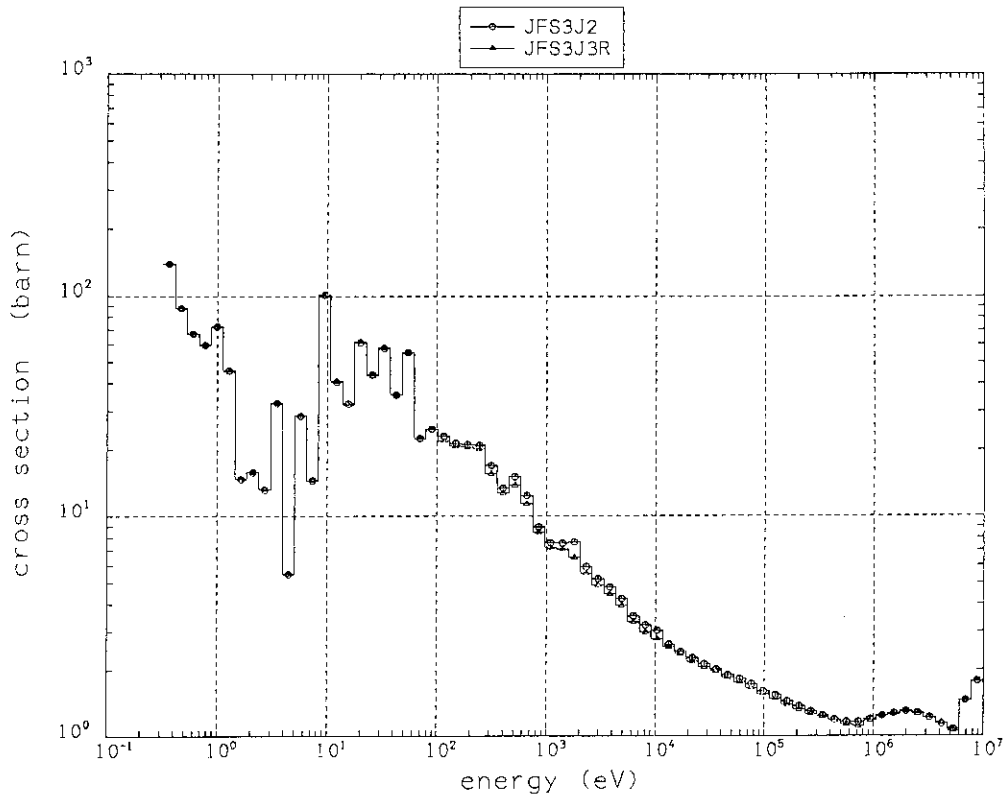


Fig. 2.1 Comparison of U^{235} Fission Group Constant

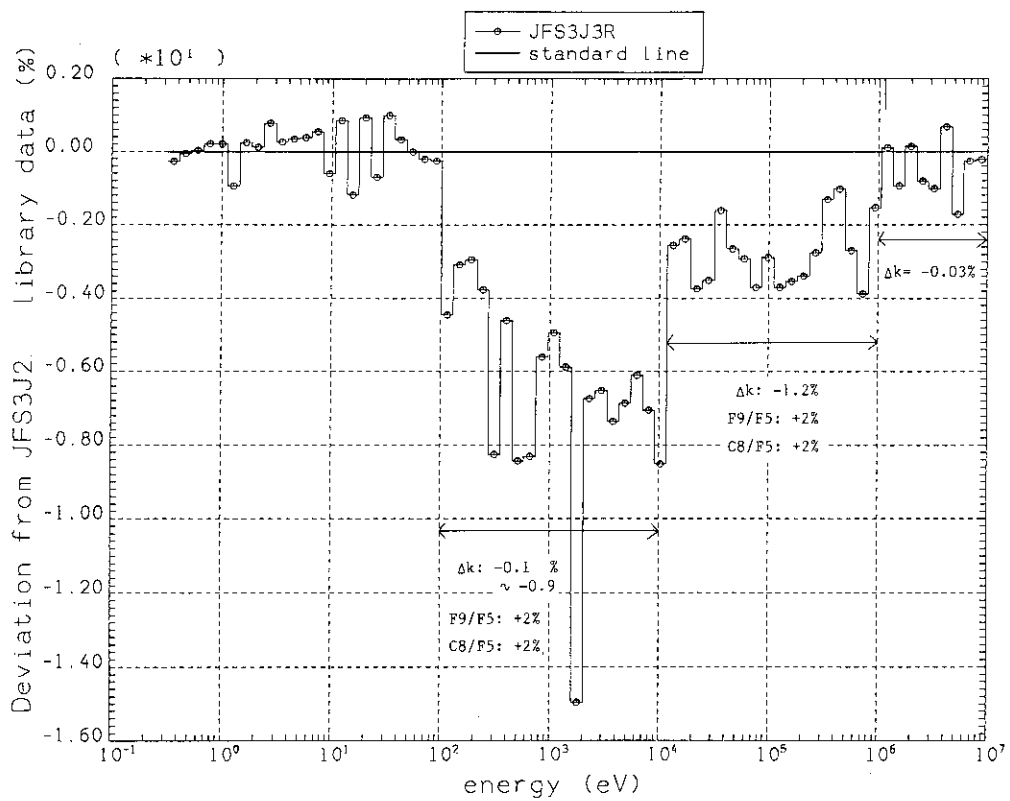


Fig. 2.2 Comparison of U^{235} Fission Group Constant

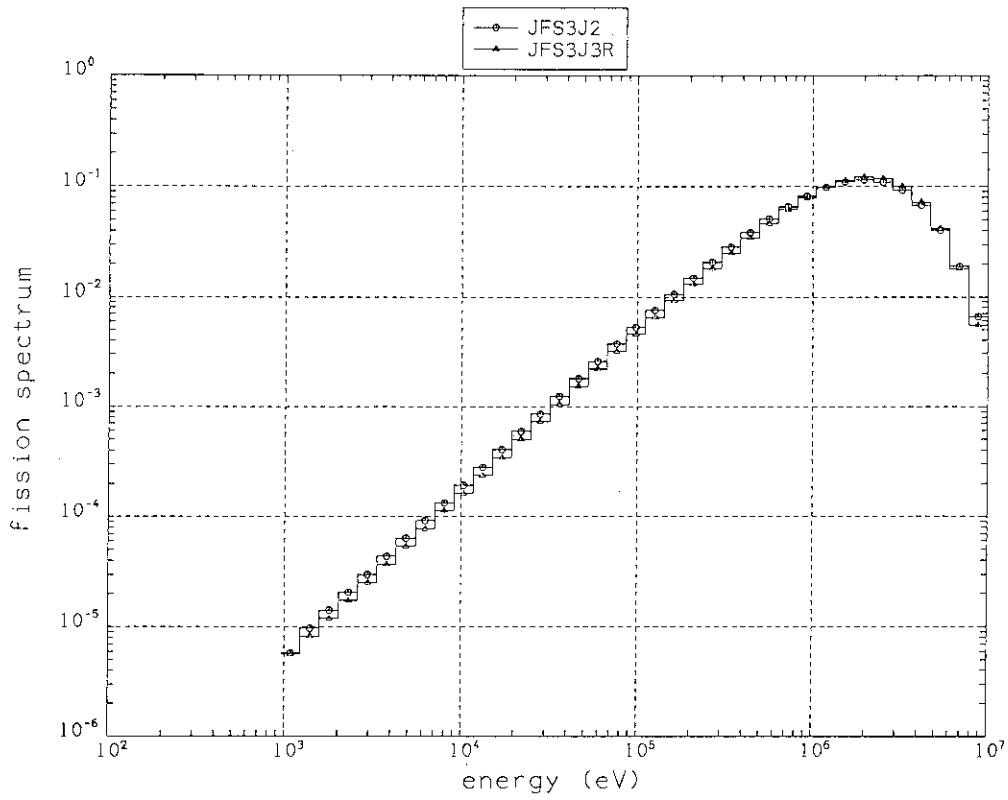


Fig. 2.3 Comparison of U^{235} Fission Spectrum Group Constant

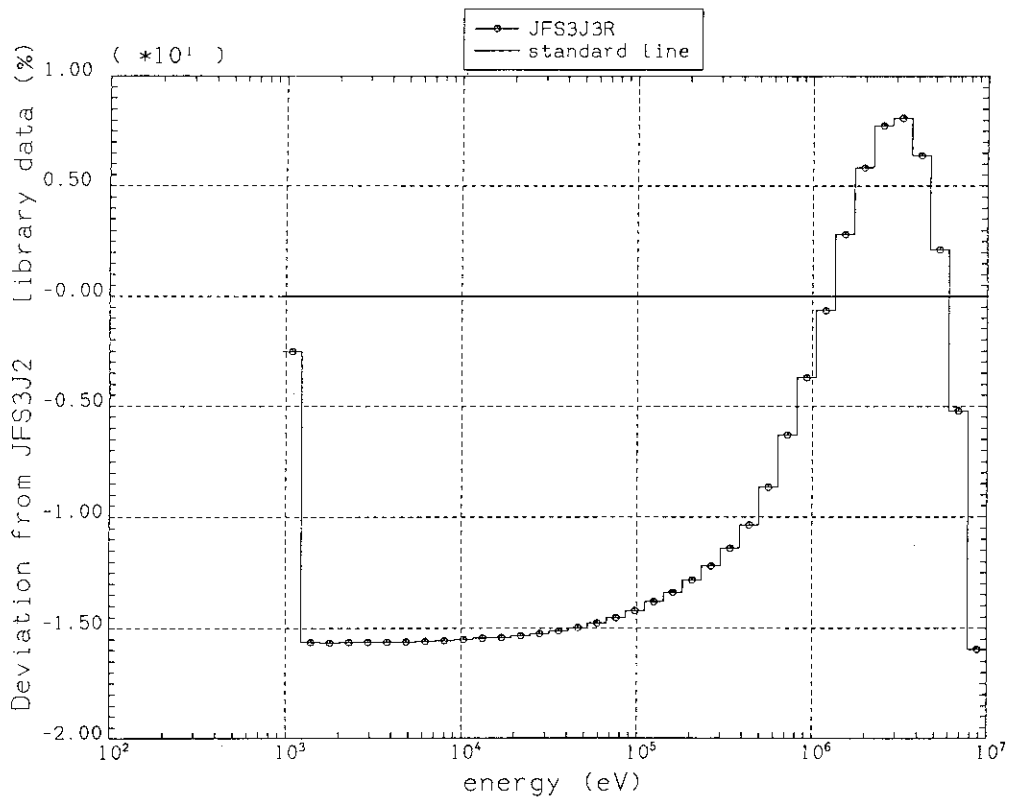


Fig. 2.4 Comparison of U^{235} Fission Spectrum Group Constant

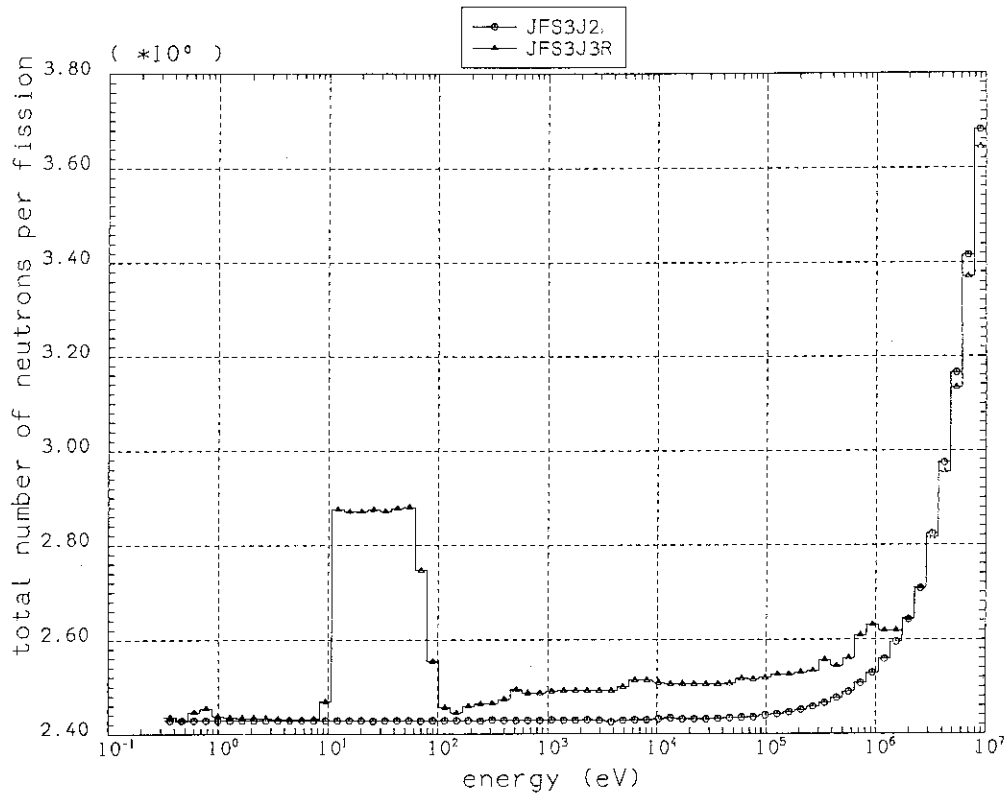


Fig. 2.5 Comparison of U^{235} ν Group Constant

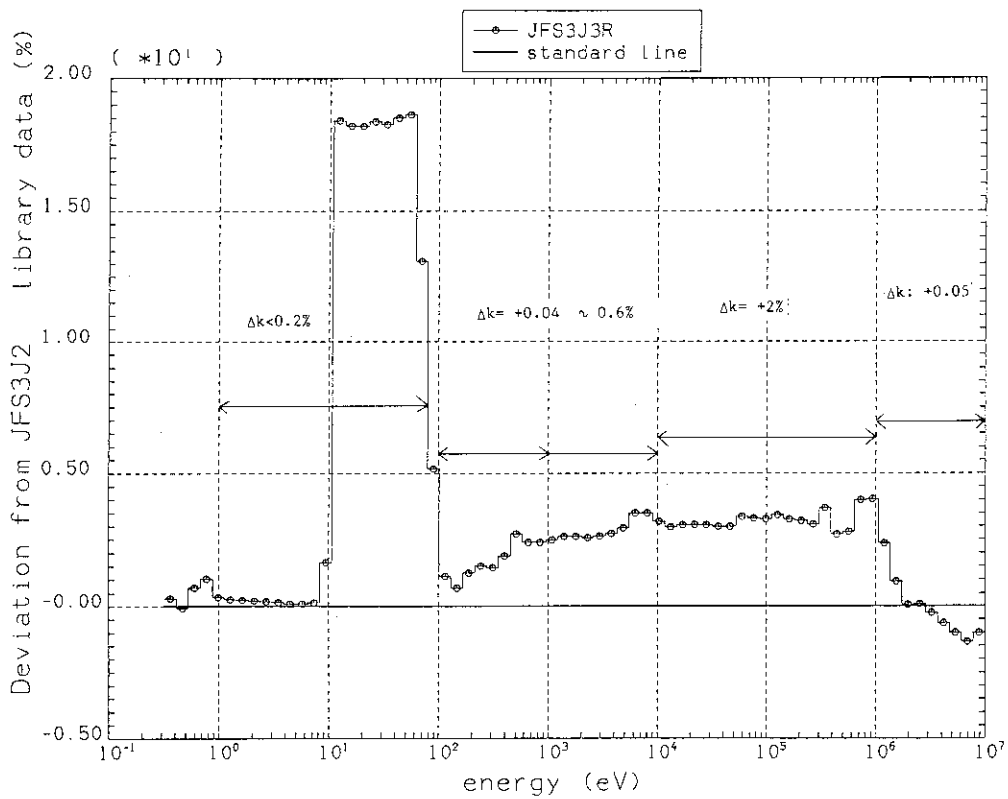


Fig. 2.6 Comparison of U^{235} ν Group Constant

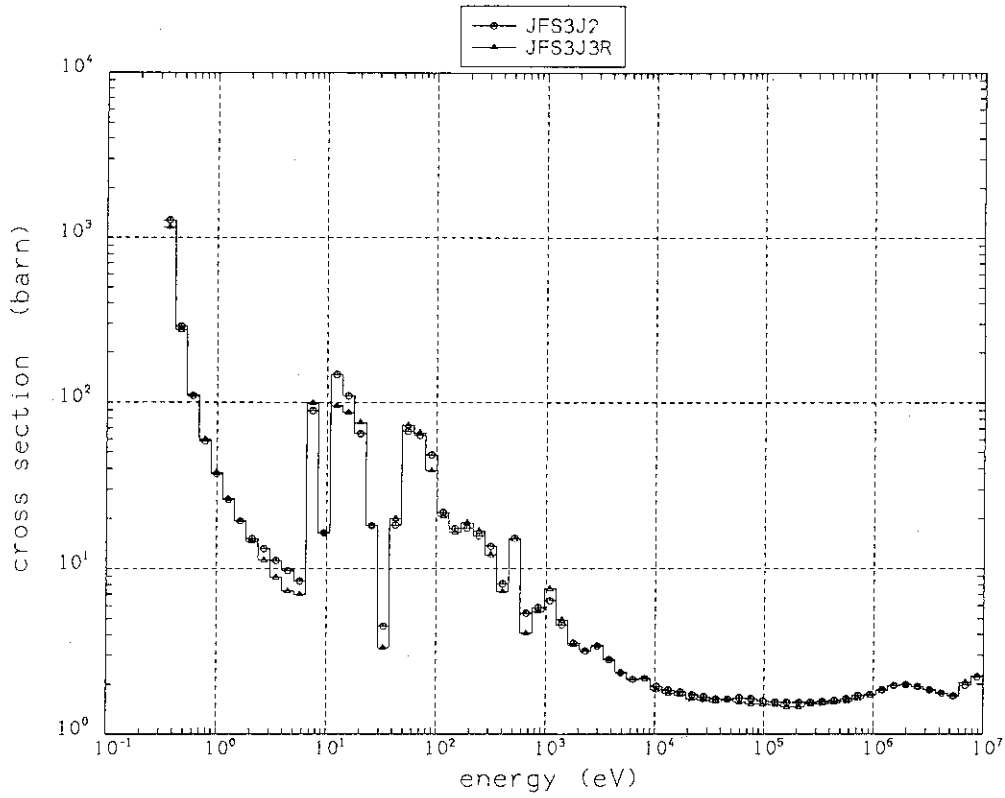


Fig. 2.7 Comparison of Pu^{239} Fission Group Constant

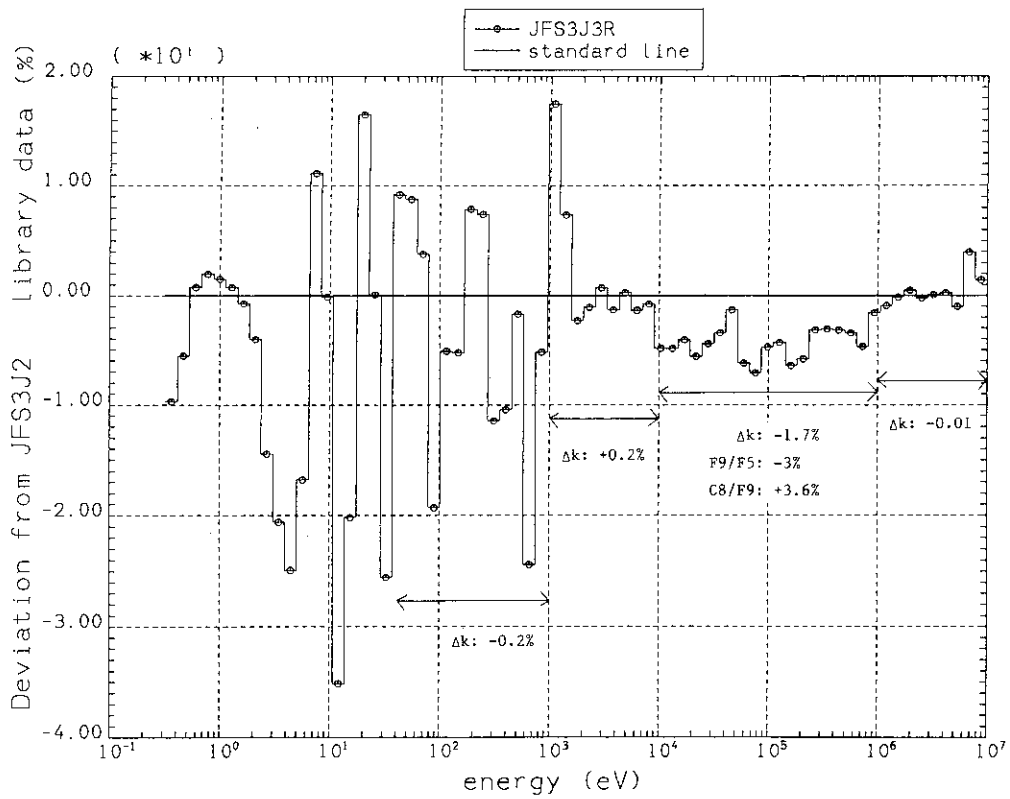


Fig. 2.8 Comparison of Pu^{239} Fission Group Constant

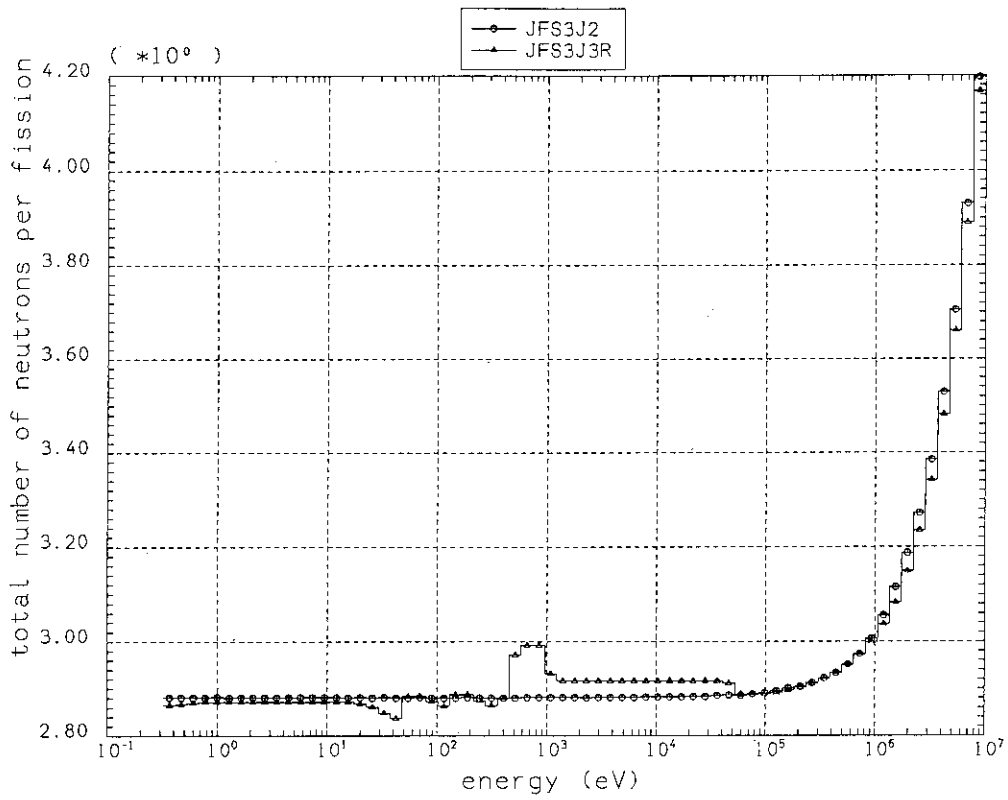


Fig. 2.9 Comparison of Pu²³⁹ ν Group Constant

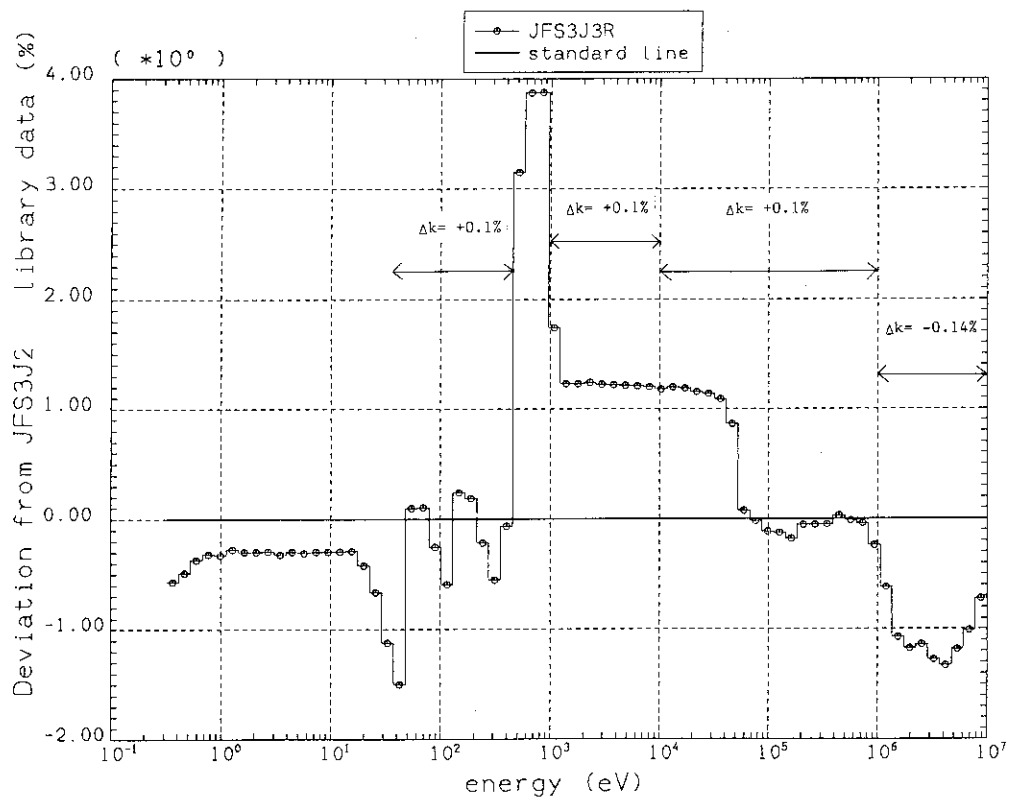


Fig. 2.10 Comparison of Pu²³⁹ ν Group Constant

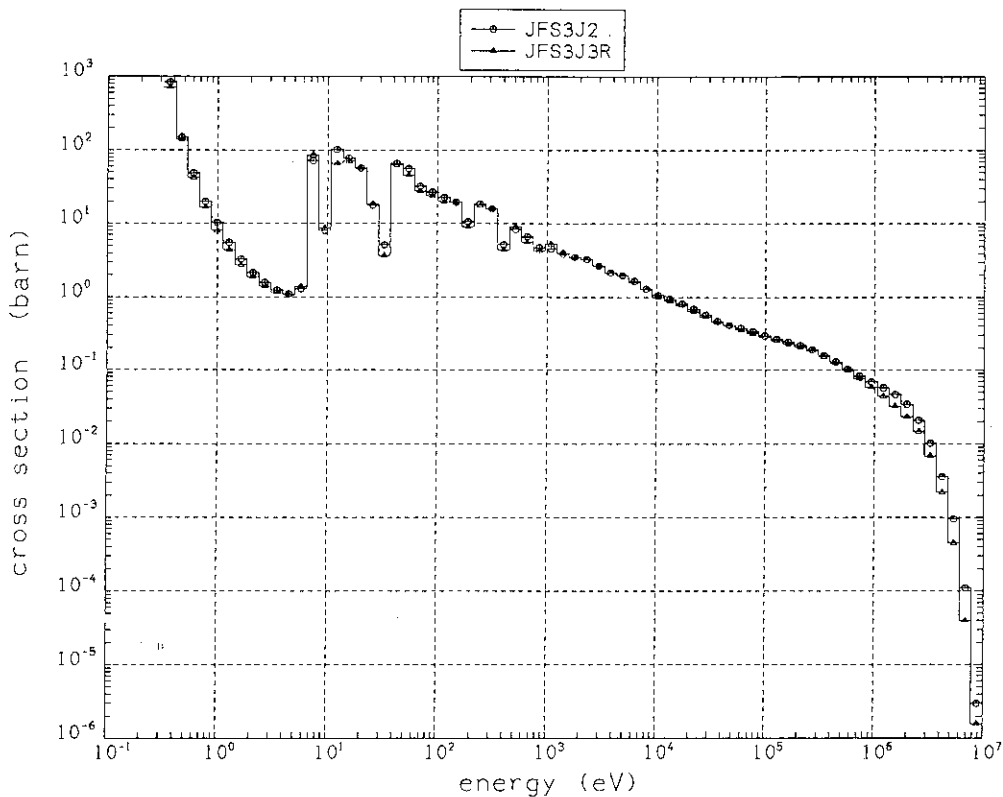


Fig. 2.11 Comparison of Pu²³⁹ Capture Group Constant

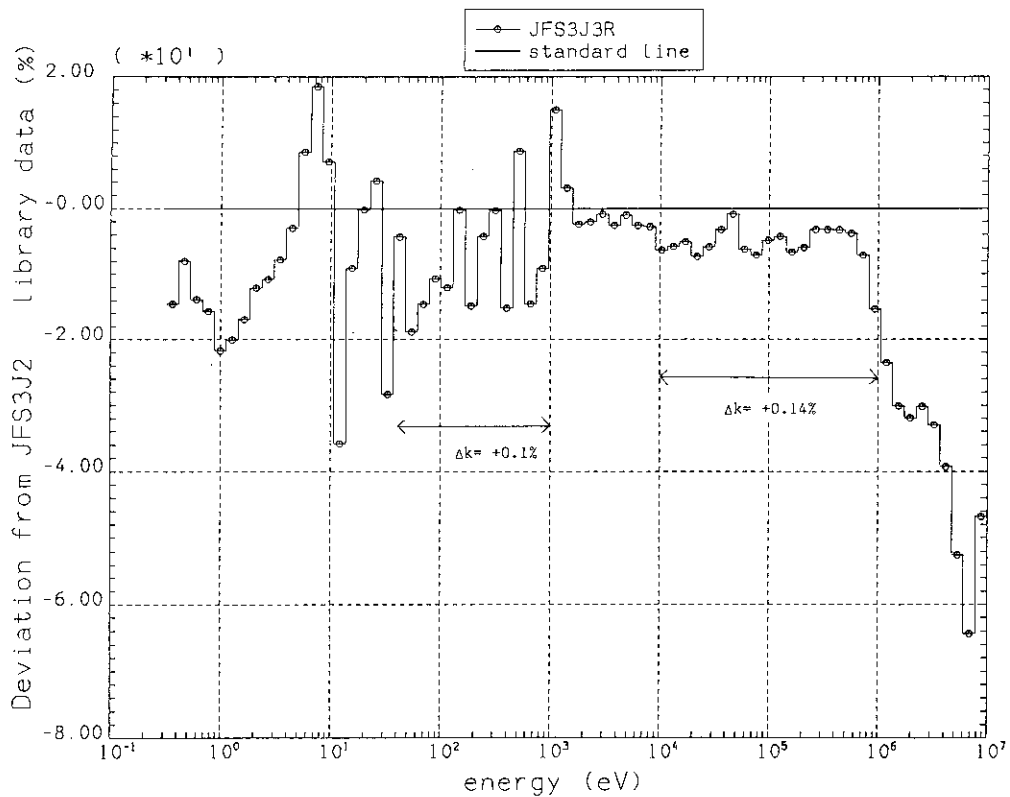


Fig. 2.12 Comparison of Pu²³⁹ Capture Group Constant

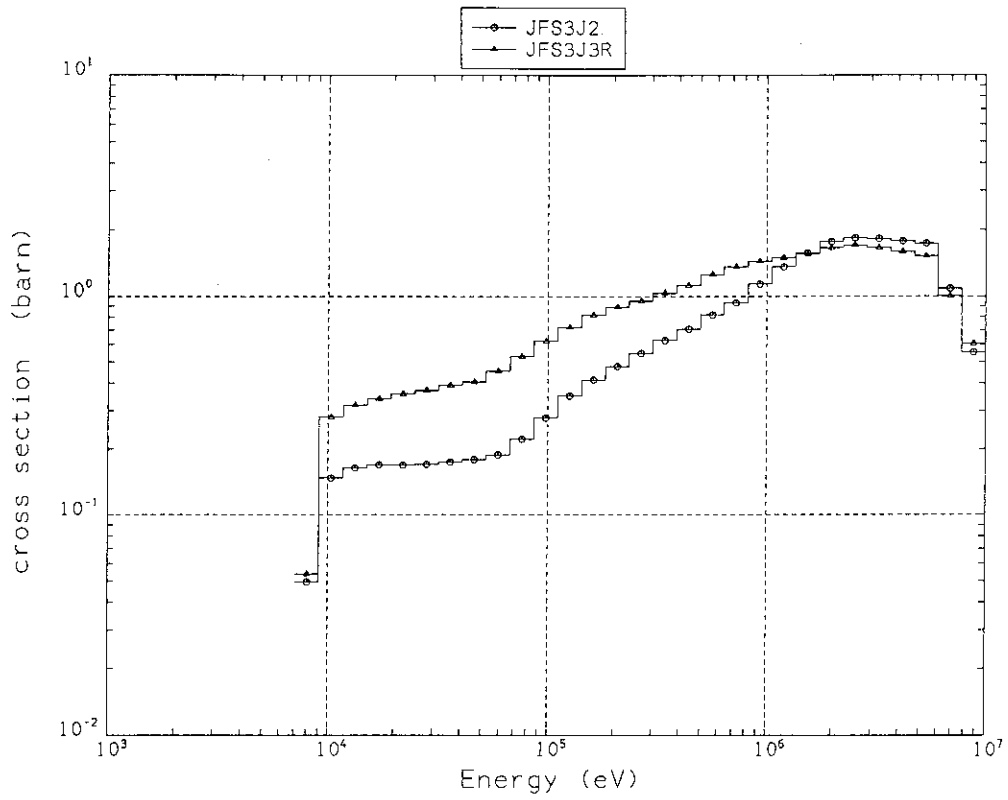


Fig. 2.13 Comparison of Pu^{239} Inelastic Group Constant

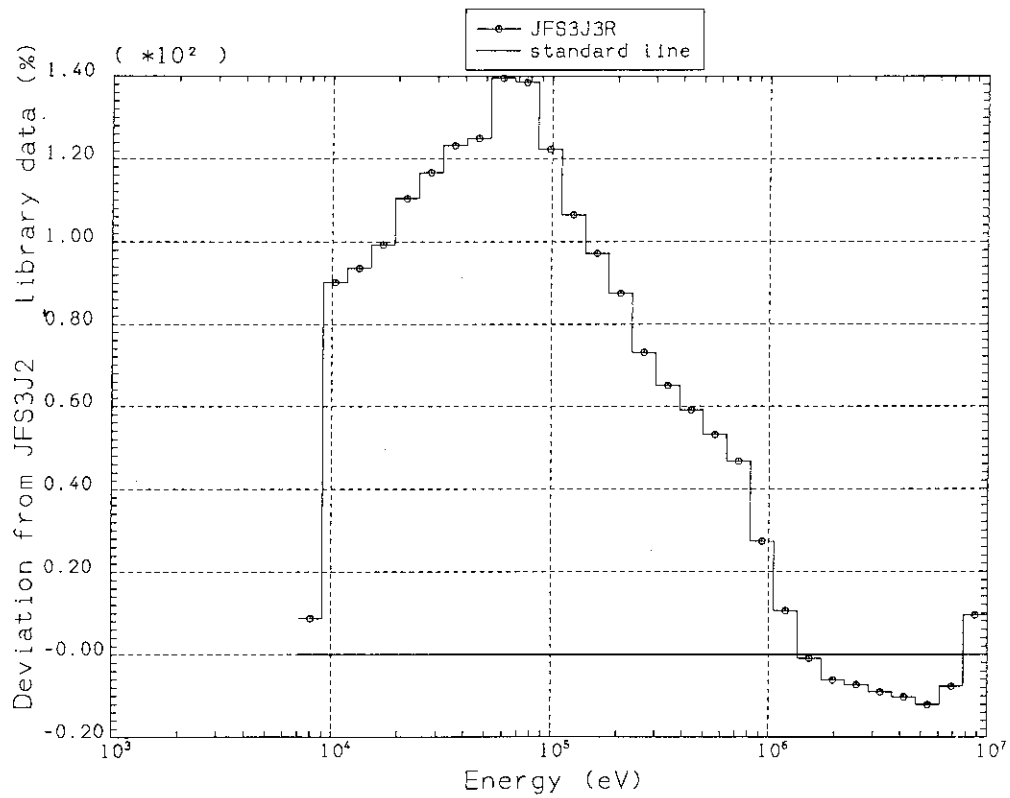


Fig. 2.14 Comparison of Pu^{239} Inelastic Group Constant

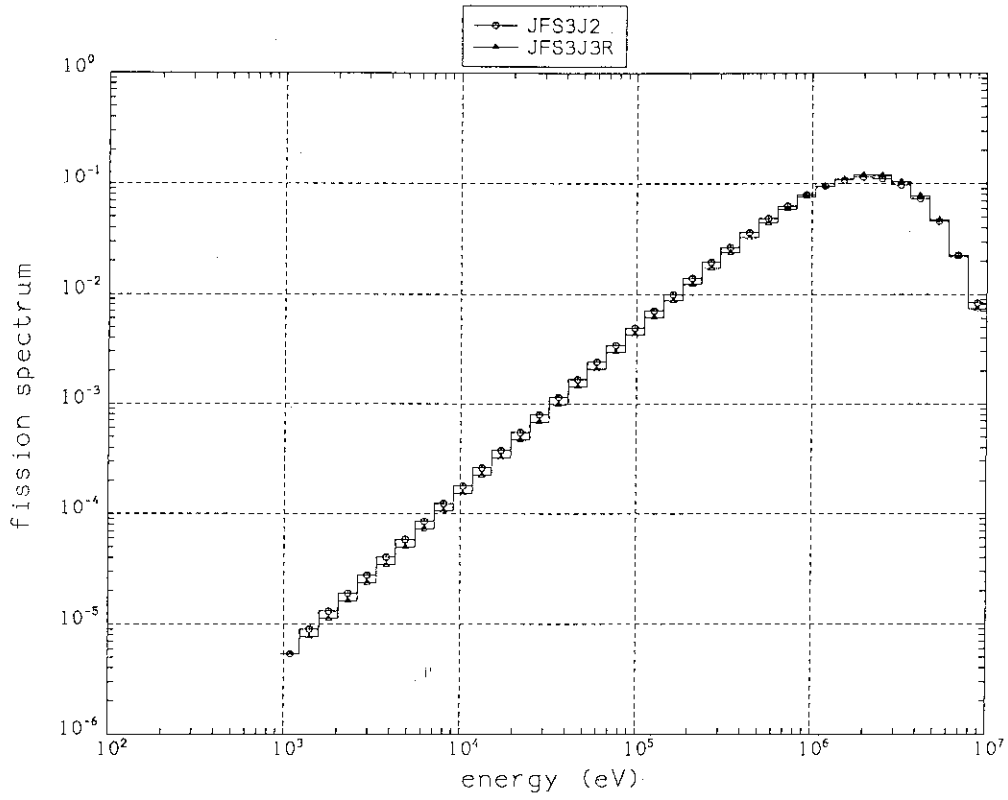


Fig. 2.15 Comparison of Pu^{239} Fission Spectrum Group Constant

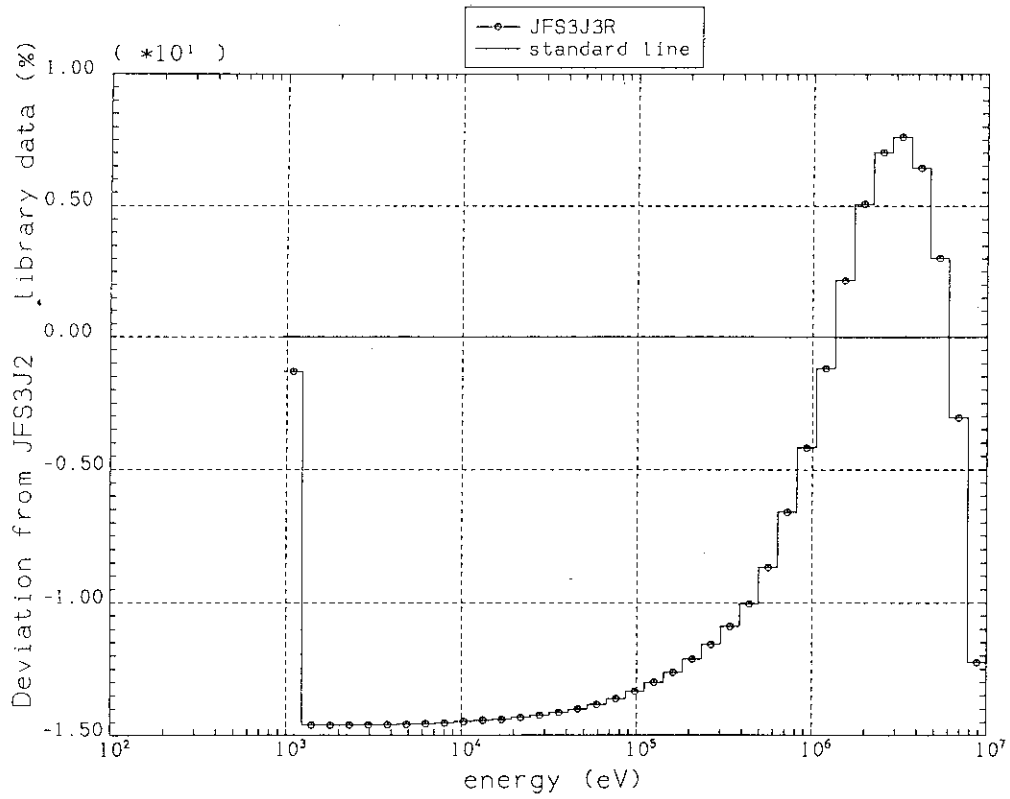


Fig. 2.16 Comparison of Pu^{239} Fission Spectrum Group Constant

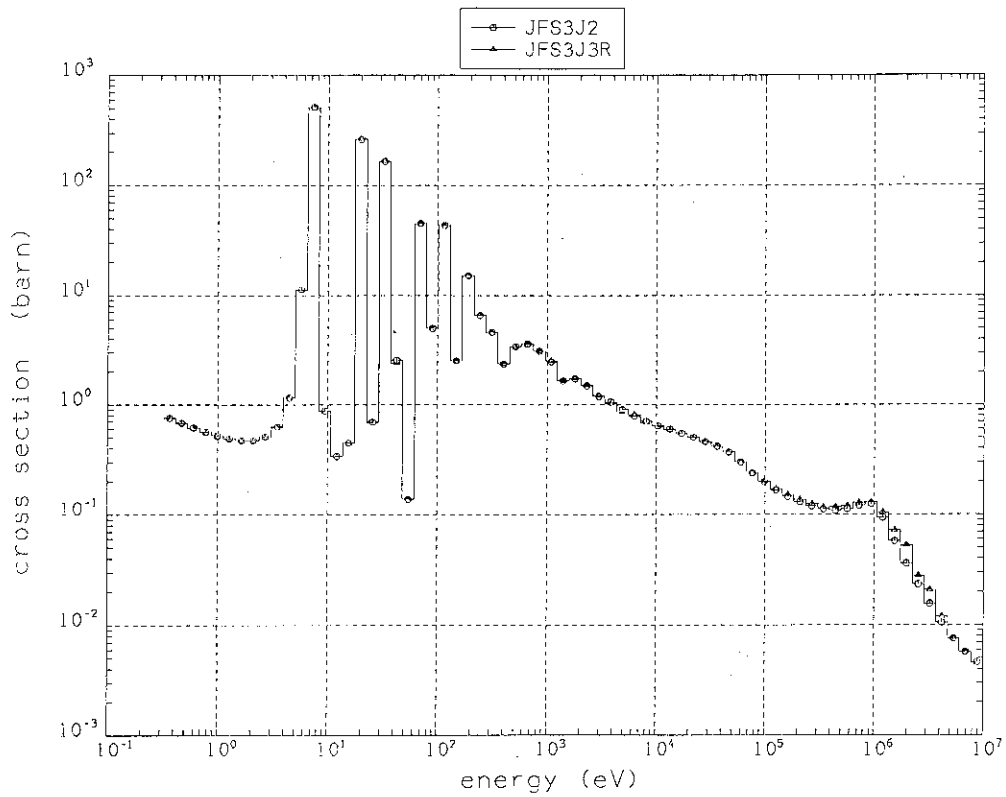


Fig. 2.17 Comparison of U^{238} Capture Group Constant

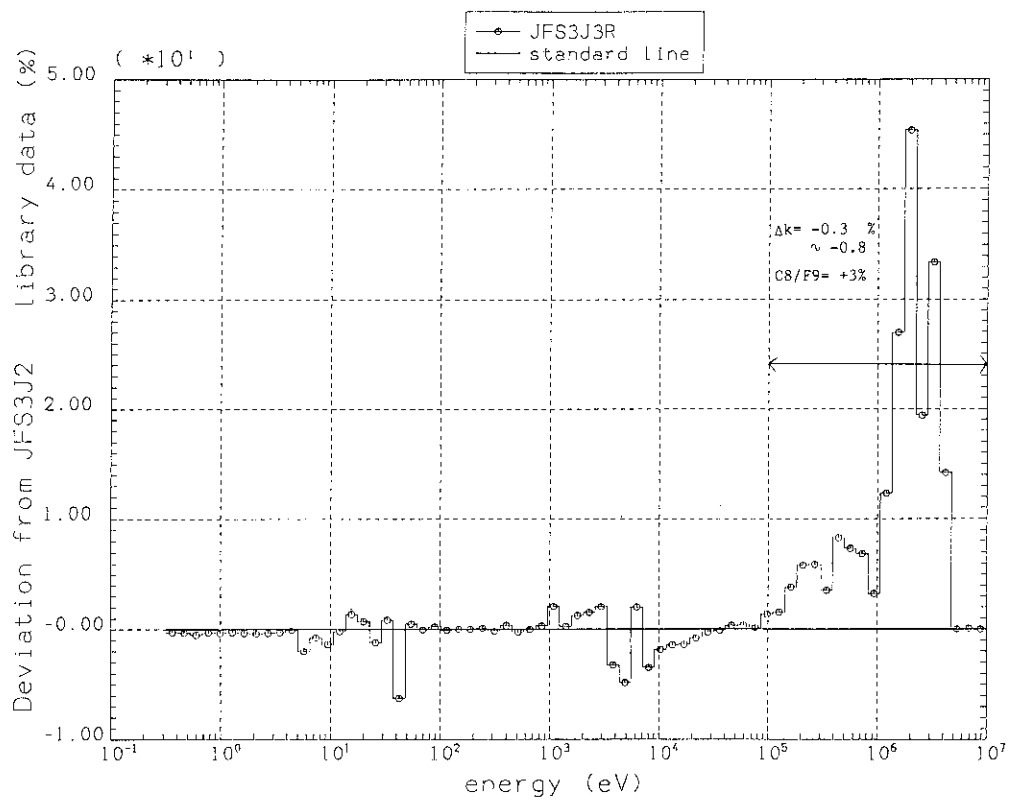


Fig. 2.18 Comparison of U^{238} Capture Group Constant

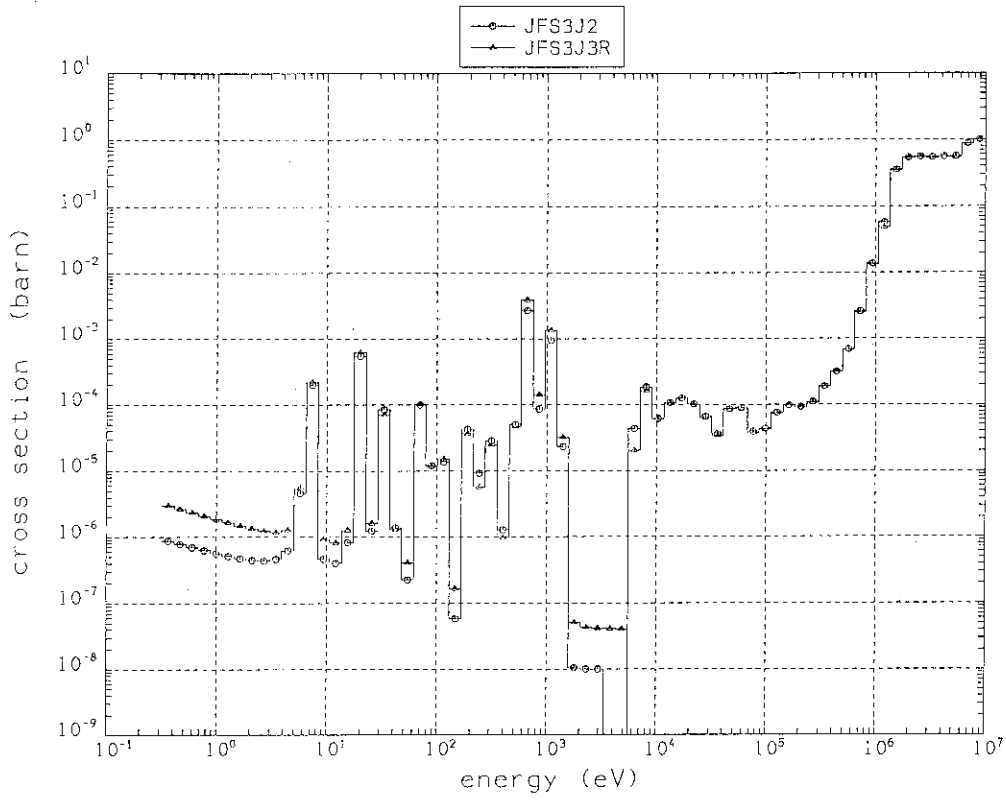


Fig. 2.19 Comparison of U^{238} Fission Group Constant

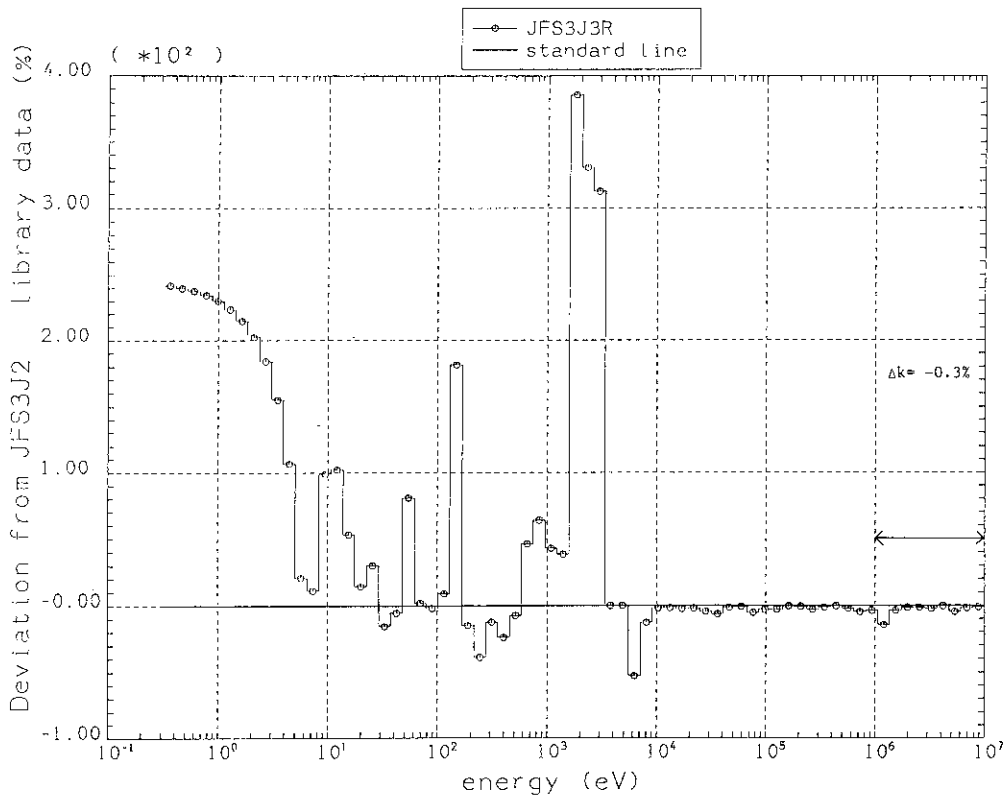


Fig. 2.20 Comparison of U^{238} Fission Group Constant

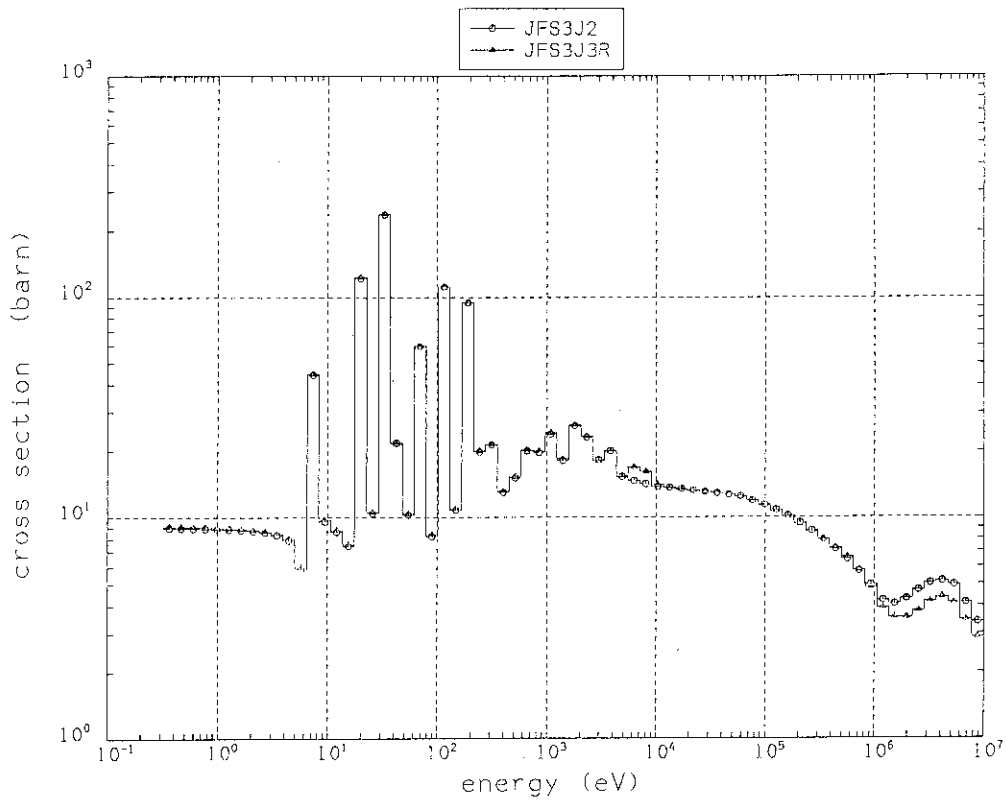


Fig. 2.21 Comparison of U²³⁸ Elastic Group Constant

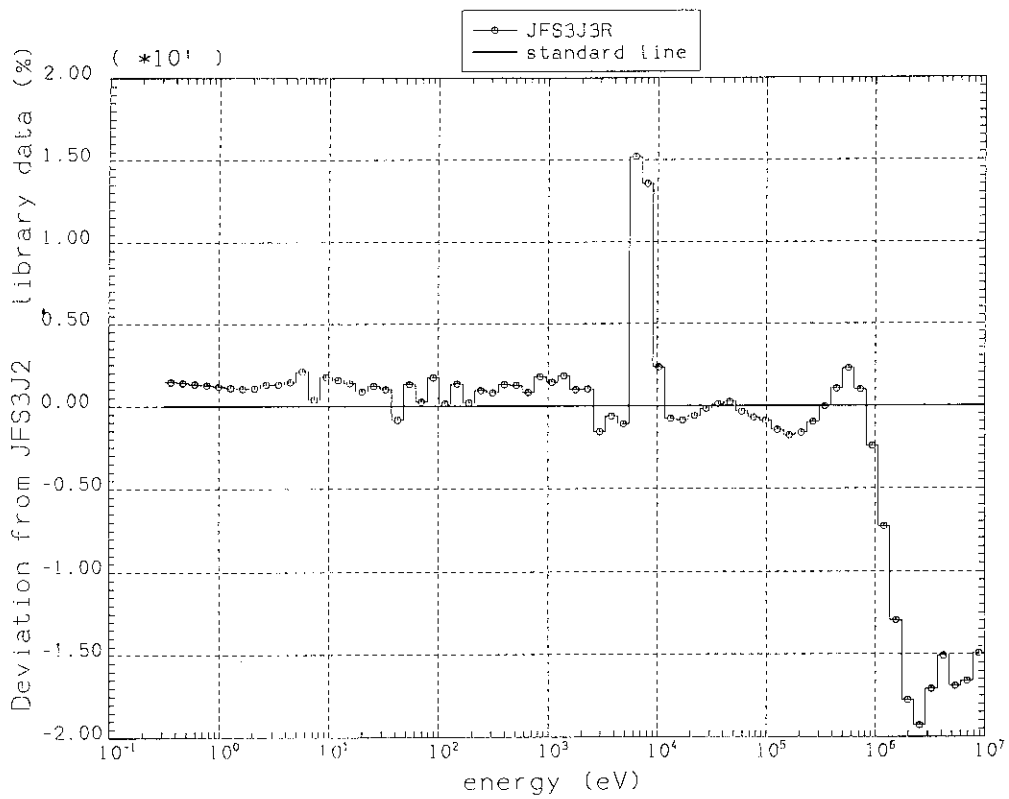


Fig. 2.22 Comparison of U²³⁸ Elastic Group Constant

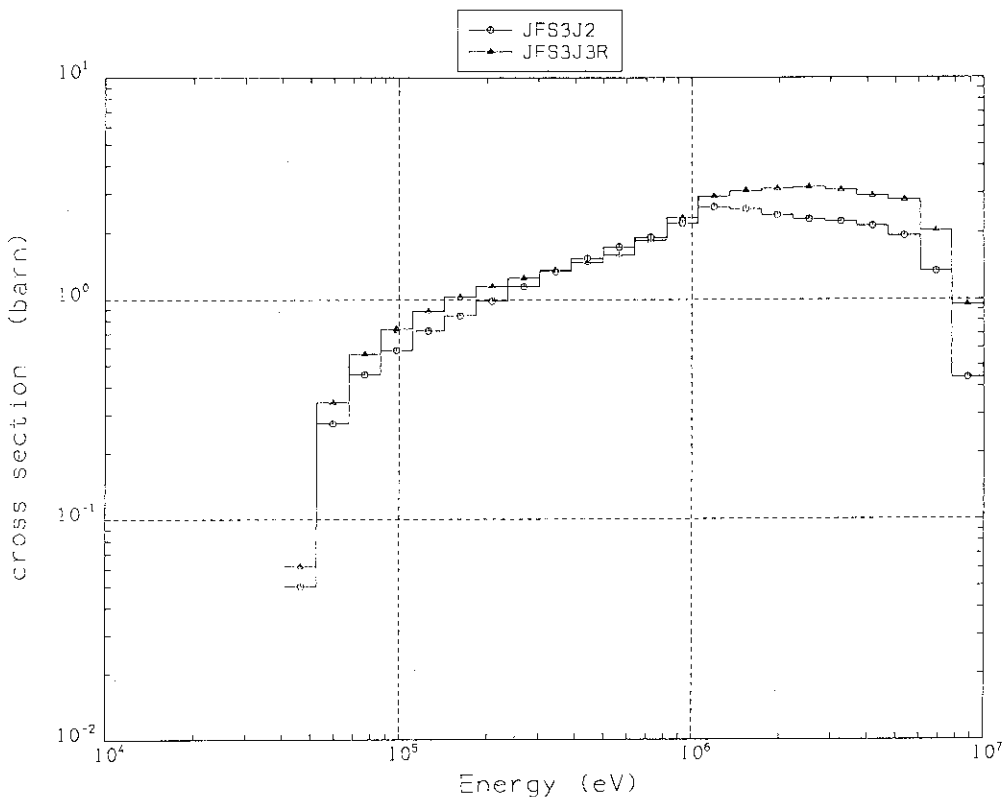


Fig. 2.23 Comparison of U²³⁸ Inelastic Group Constant

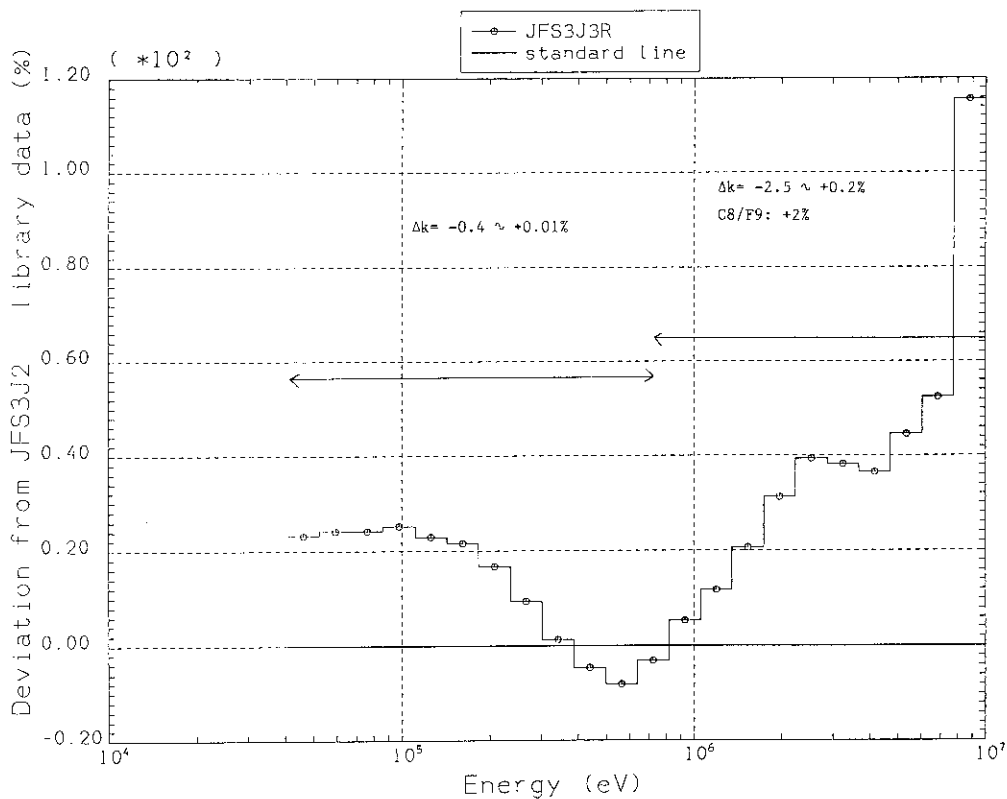


Fig. 2.24 Comparison of U²³⁸ Inelastic Group Constant

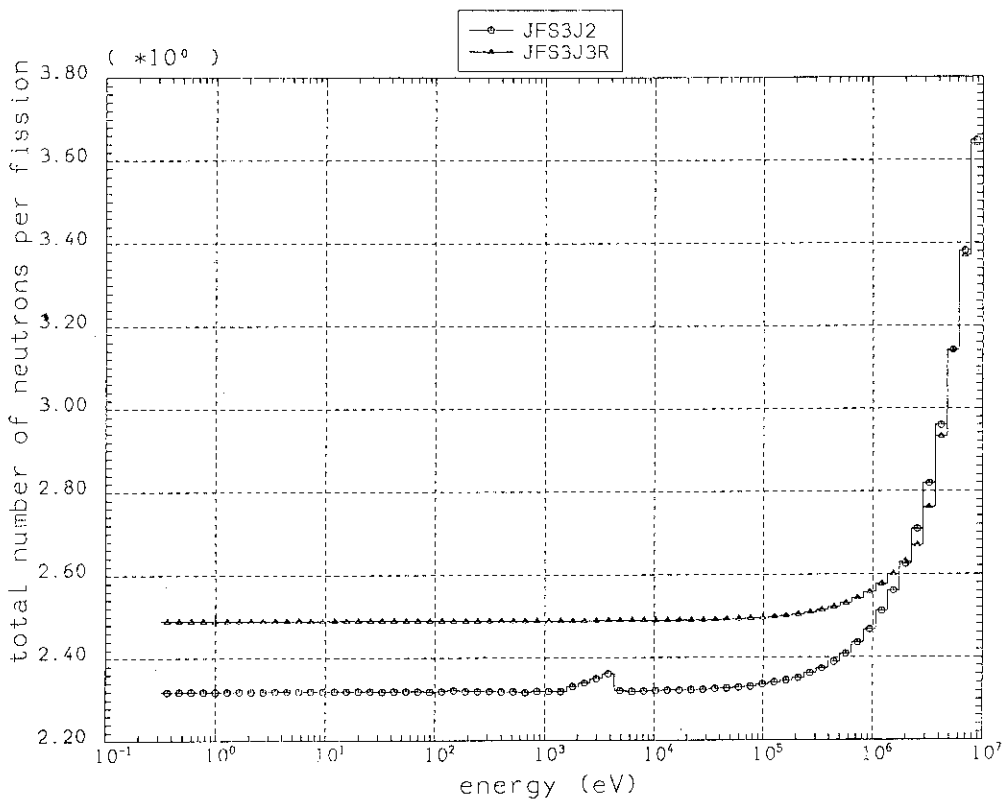


Fig. 2.25 Comparison of U^{238} ν Group Constant

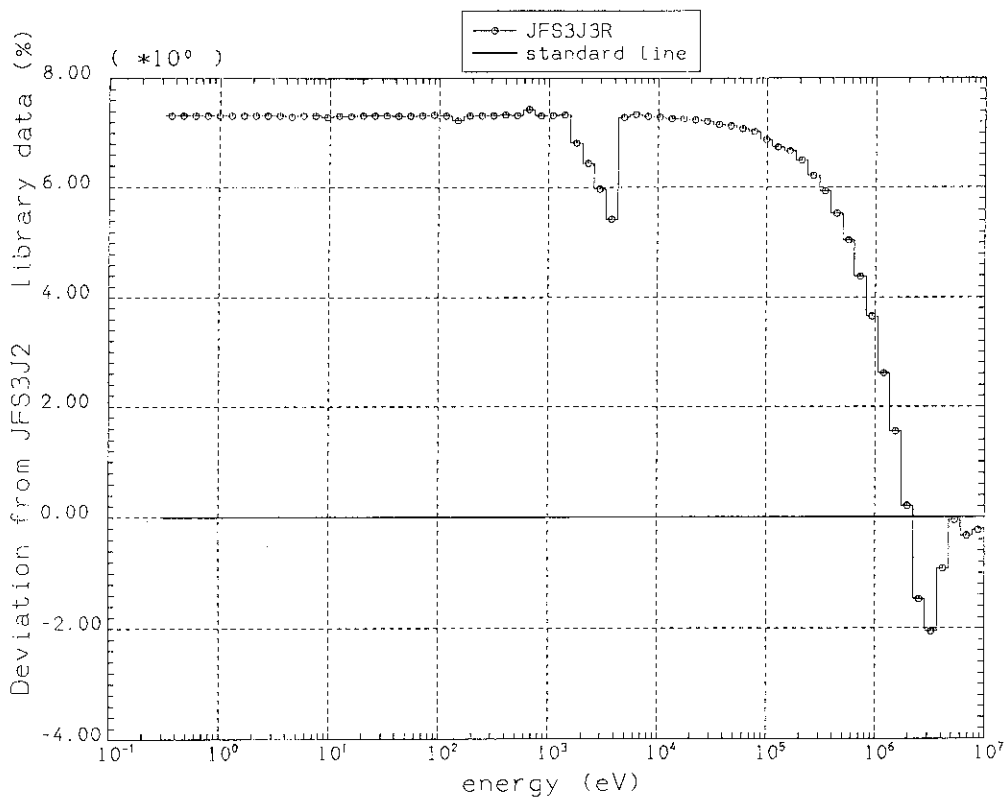


Fig. 2.26 Comparison of U^{238} ν Group Constant

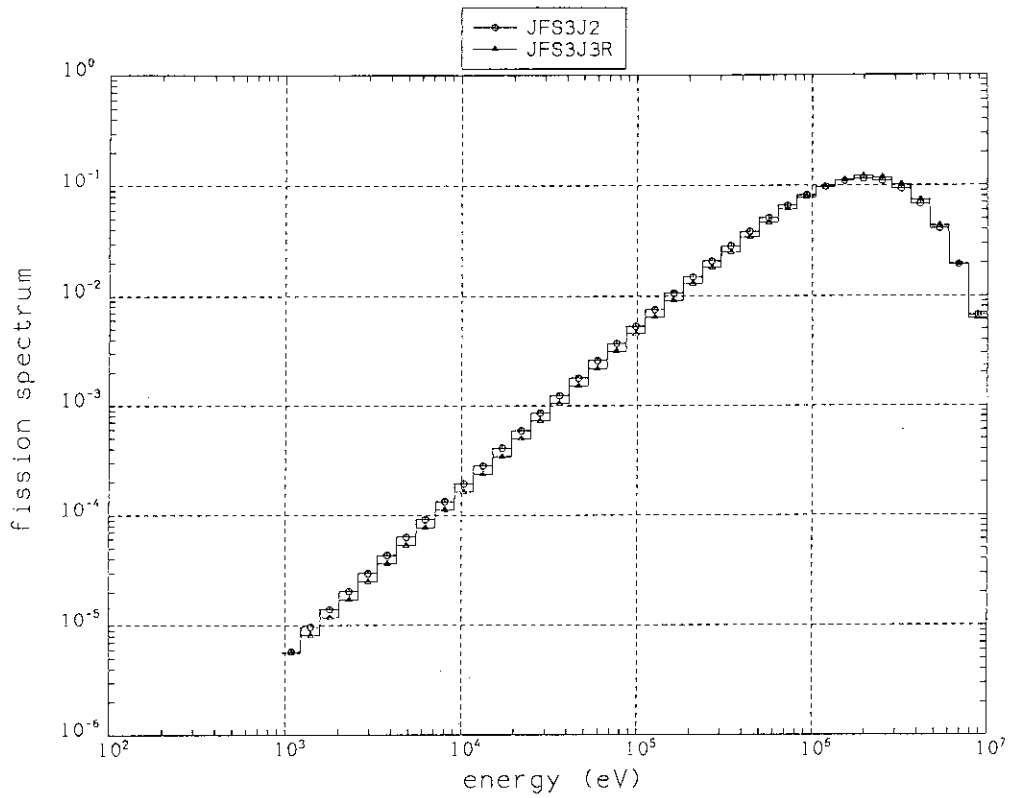


Fig. 2.27 Comparison of U^{238} Fission Spectrum Group Constant

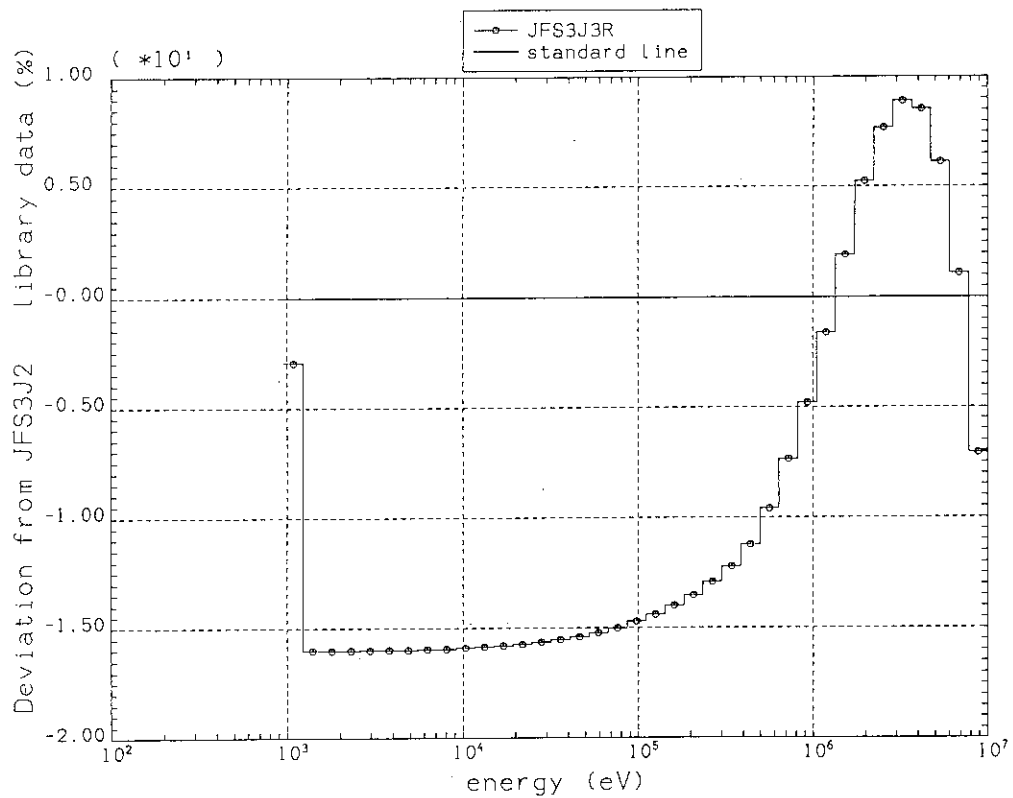


Fig. 2.28 Comparison of U^{238} Fission Spectrum Group Constant

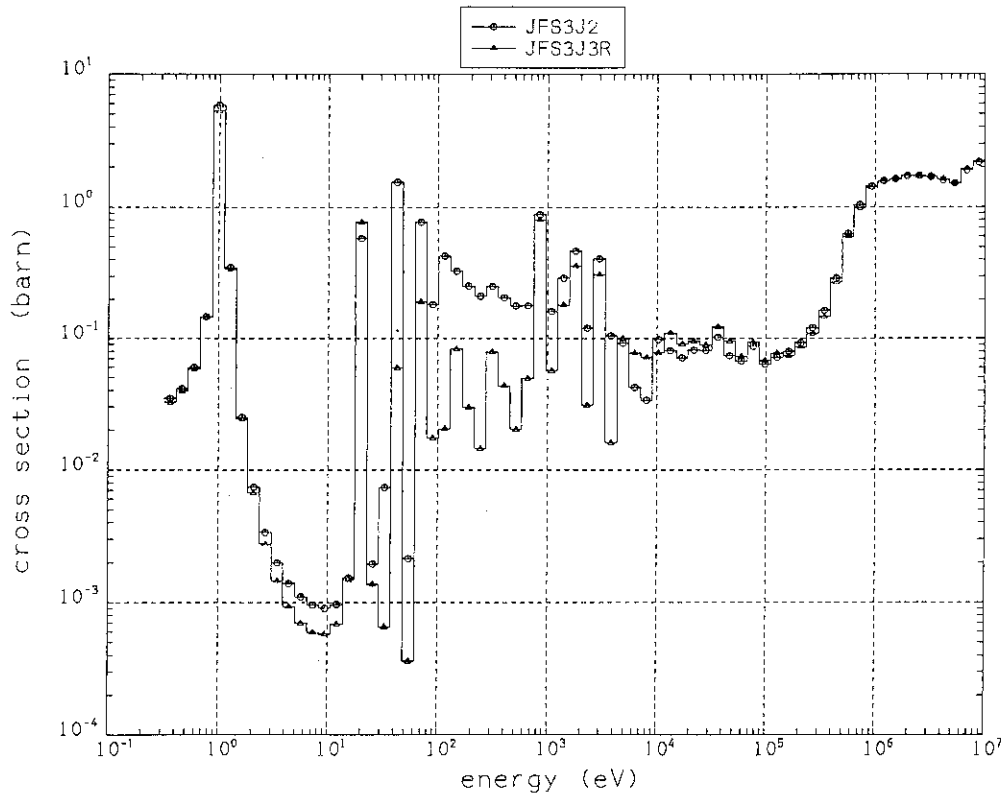


Fig. 2.29 Comparison of U^{240} Fission Group Constant

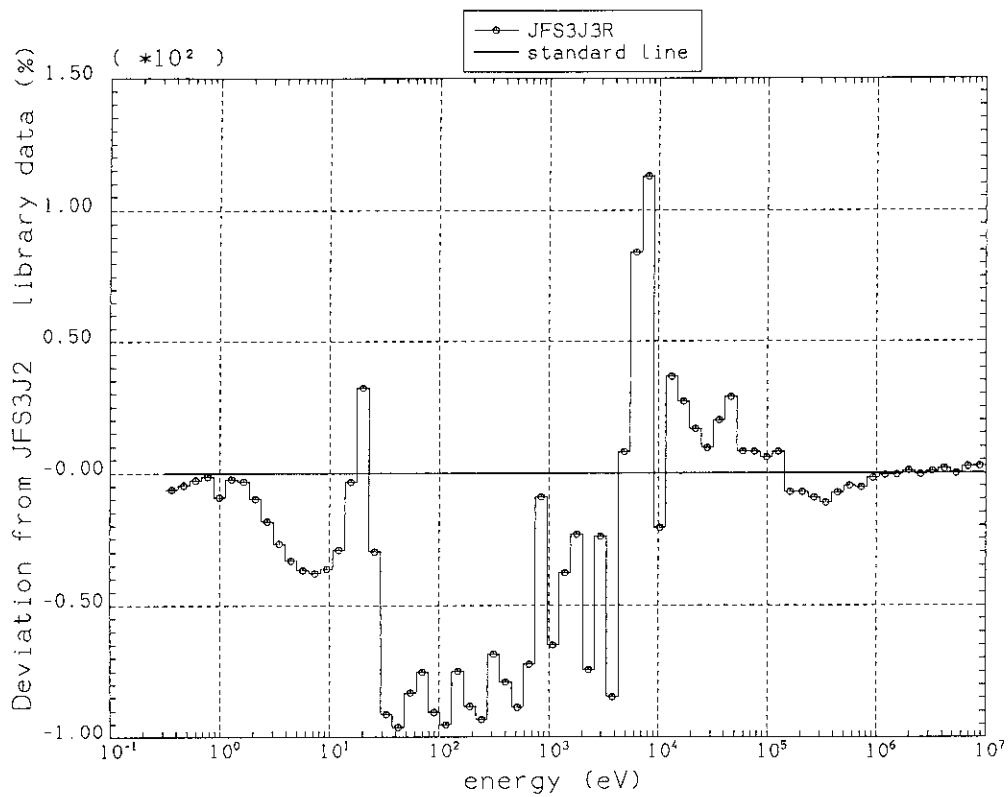


Fig. 2.30 Comparison of Pu^{240} Fission Group Constant

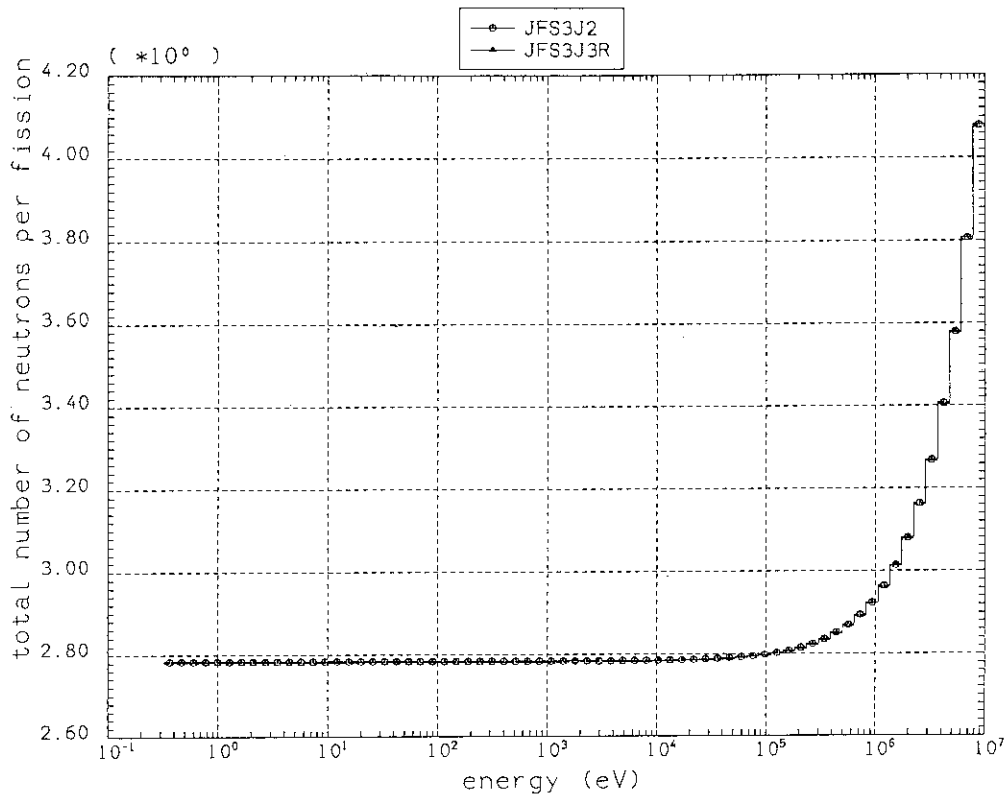


Fig. 2.31 Comparison of Pu^{240} ν Group Constant

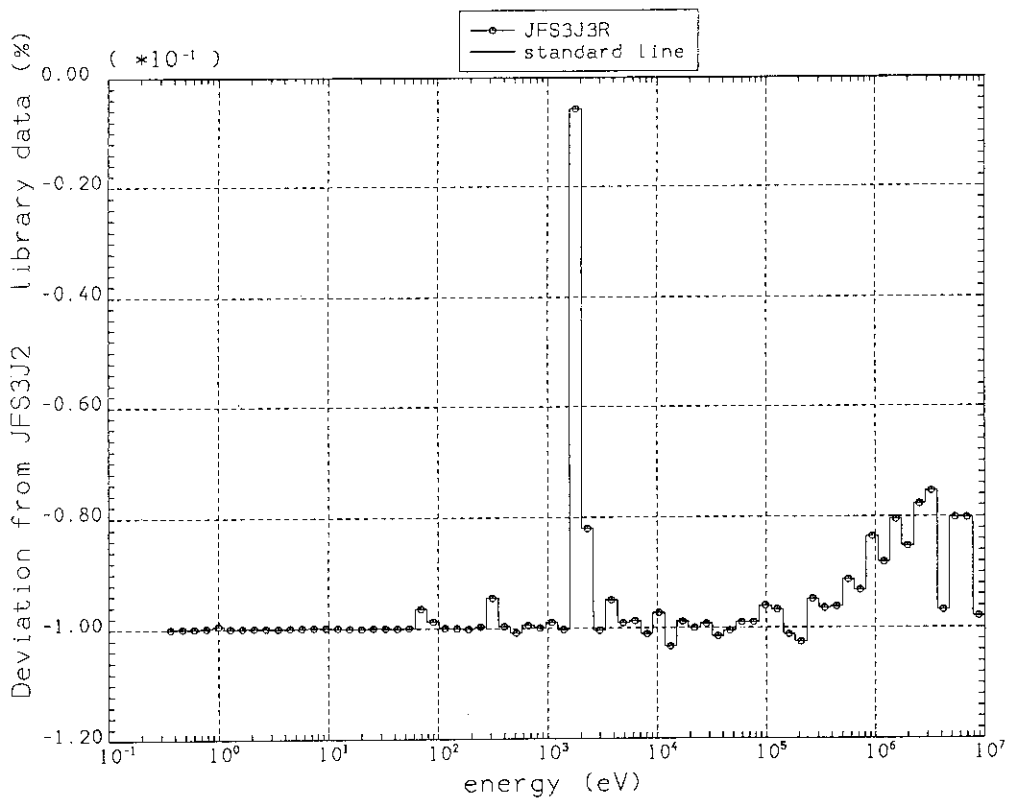


Fig. 2.32 Comparison of Pu^{240} ν Group Constant

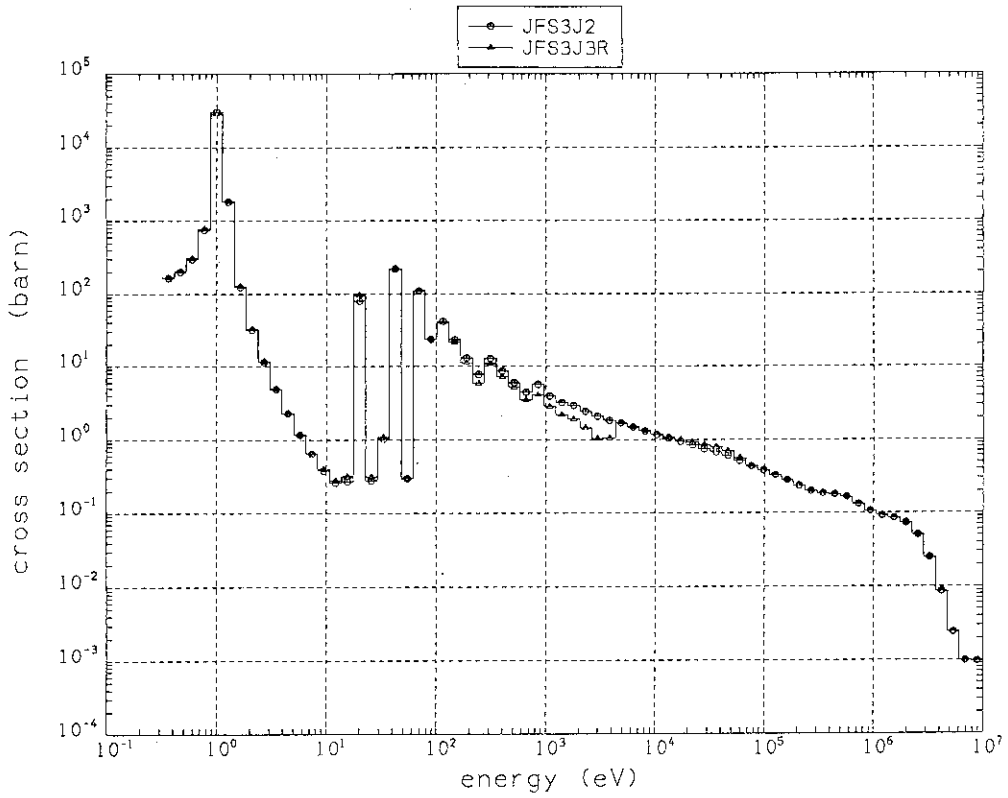


Fig. 2.33 Comparison of Pu^{240} Capture Group Constant

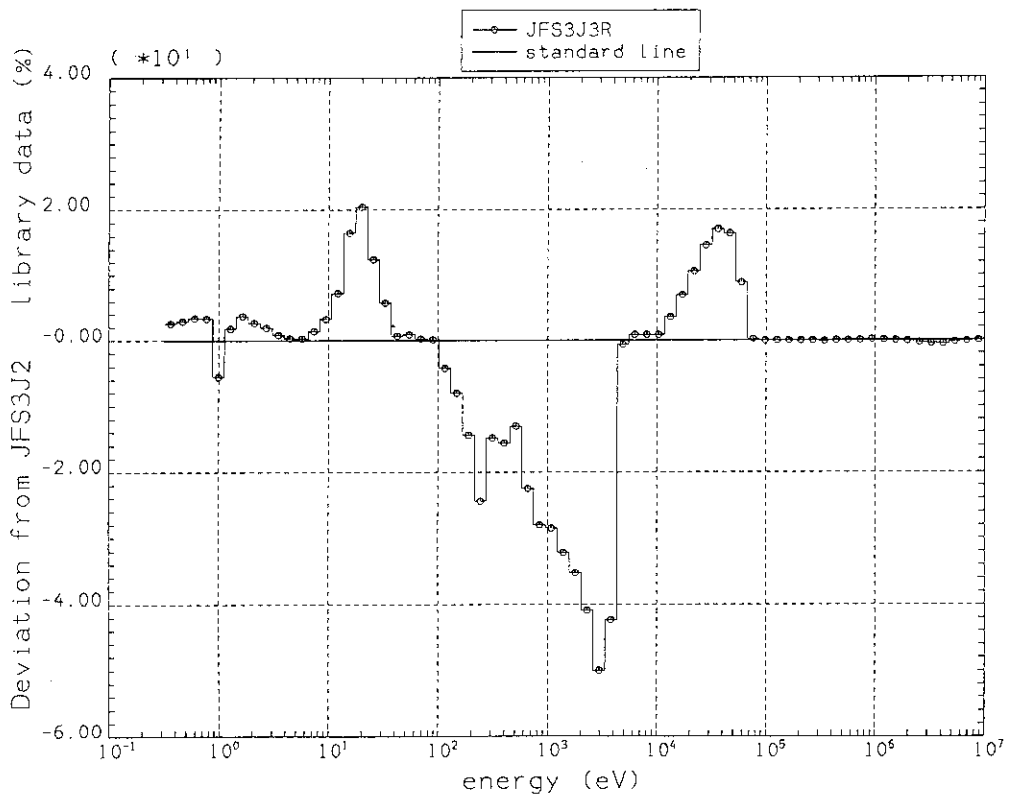


Fig. 2.34 Comparison of Pu^{240} Capture Group Constant

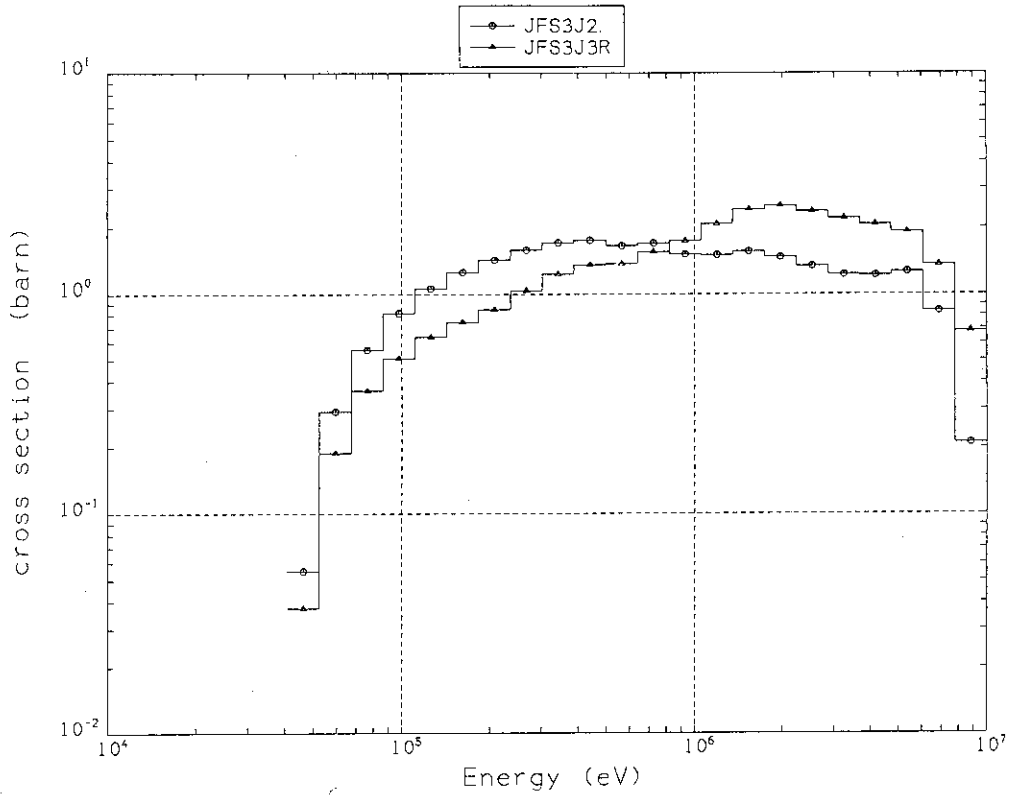


Fig. 2.35 Comparison of Pu^{240} Inelastic Group Constant

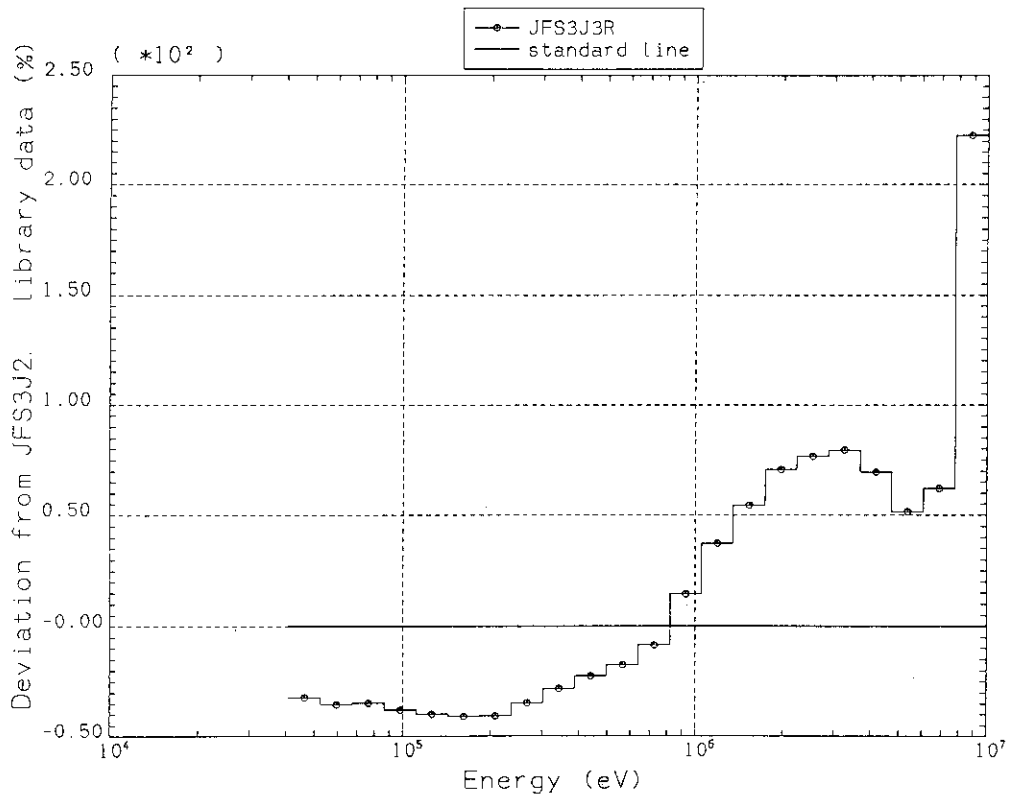


Fig. 2.36 Comparison of Pu^{240} Inelastic Group Constant

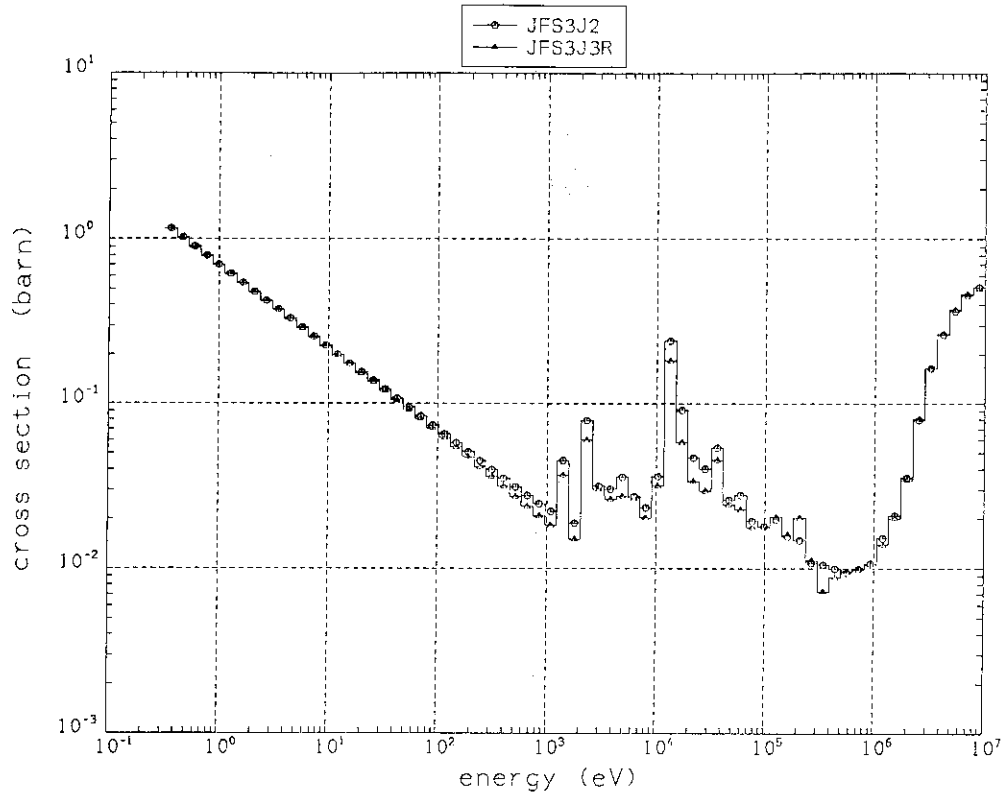


Fig. 2.37 Comparison of Ni-nat. Capture Group Constant

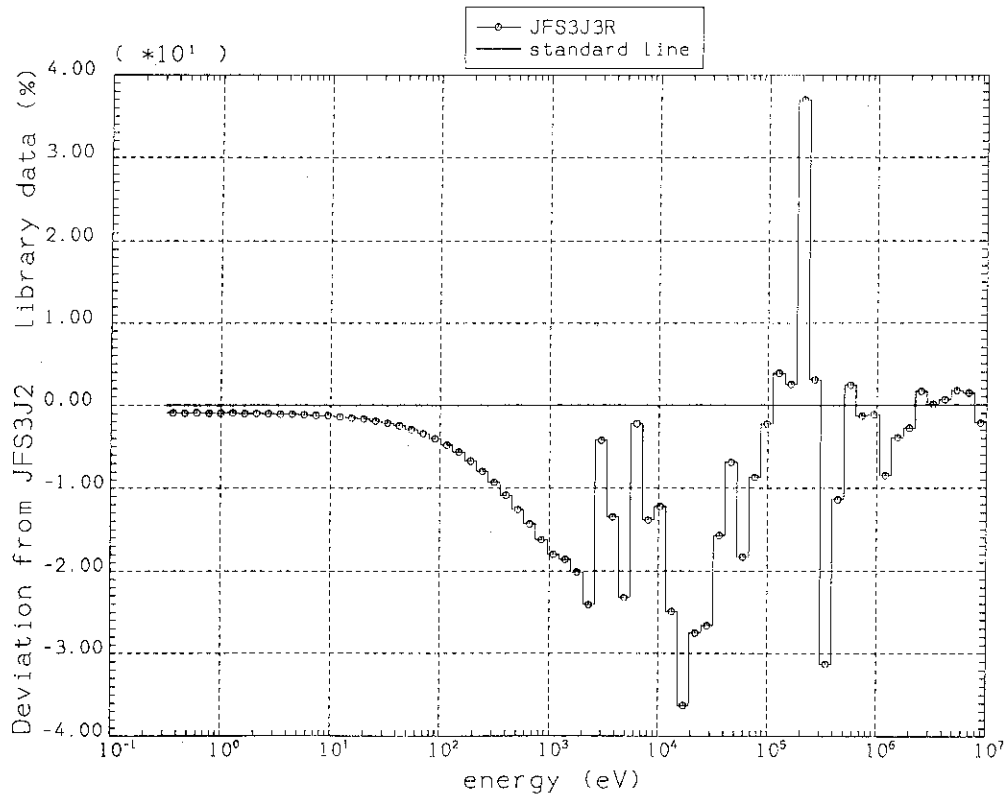


Fig. 2.38 Comparison of Ni-nat. Capture Group Constant

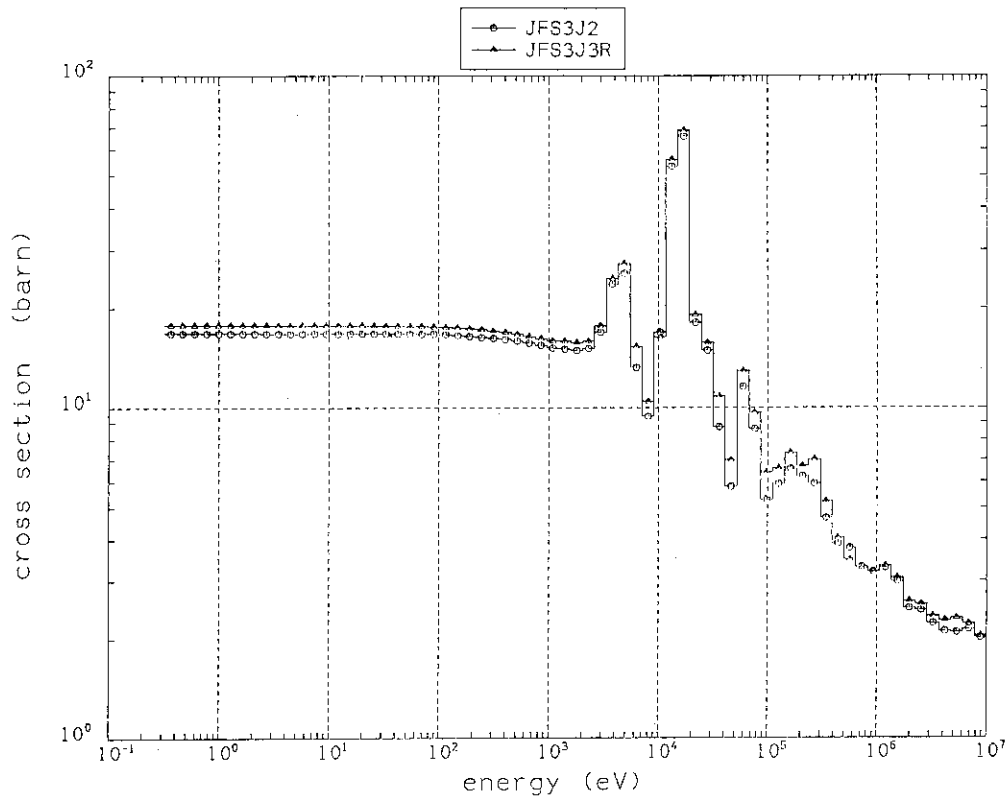


Fig. 2.39 Comparison of Ni-nat. Elastic Group Constant

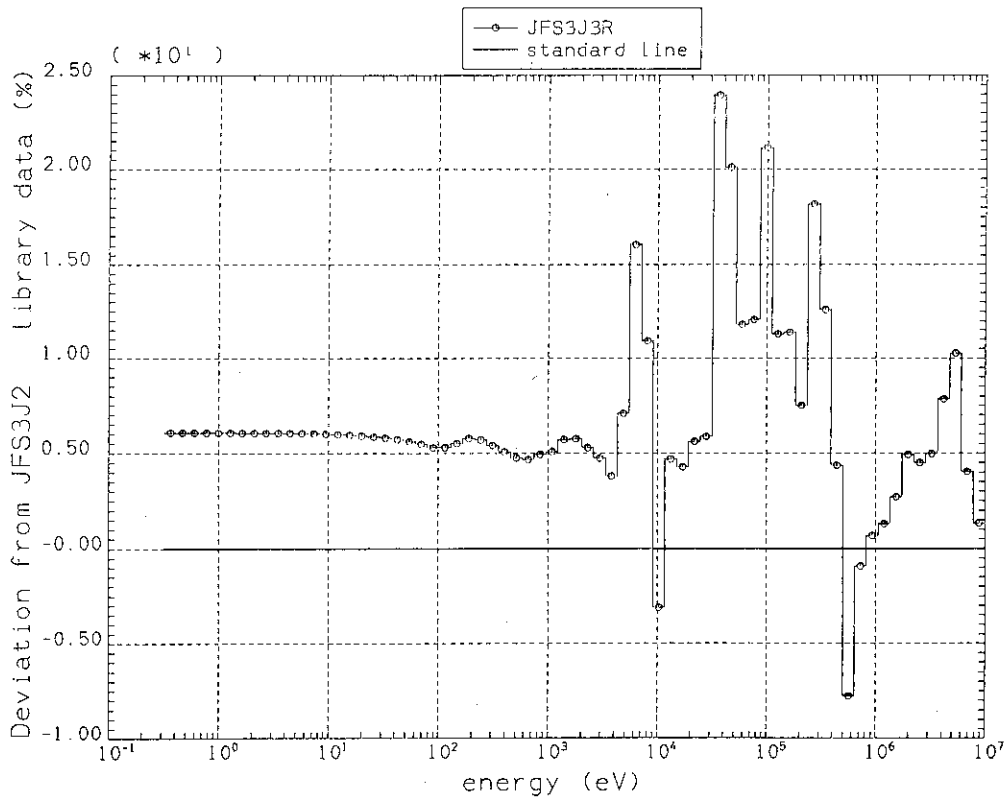


Fig. 2.40 Comparison of Ni-nat. Elastic Group Constant

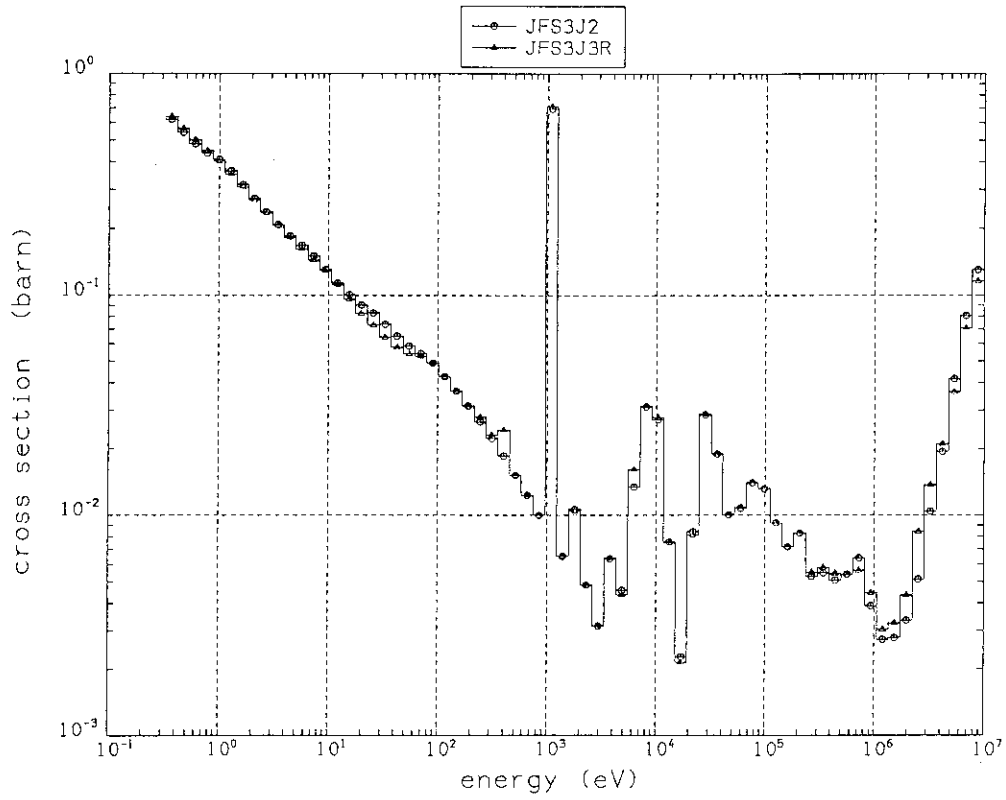


Fig. 2.41 Comparison of Fe-nat. Capture Group Constant

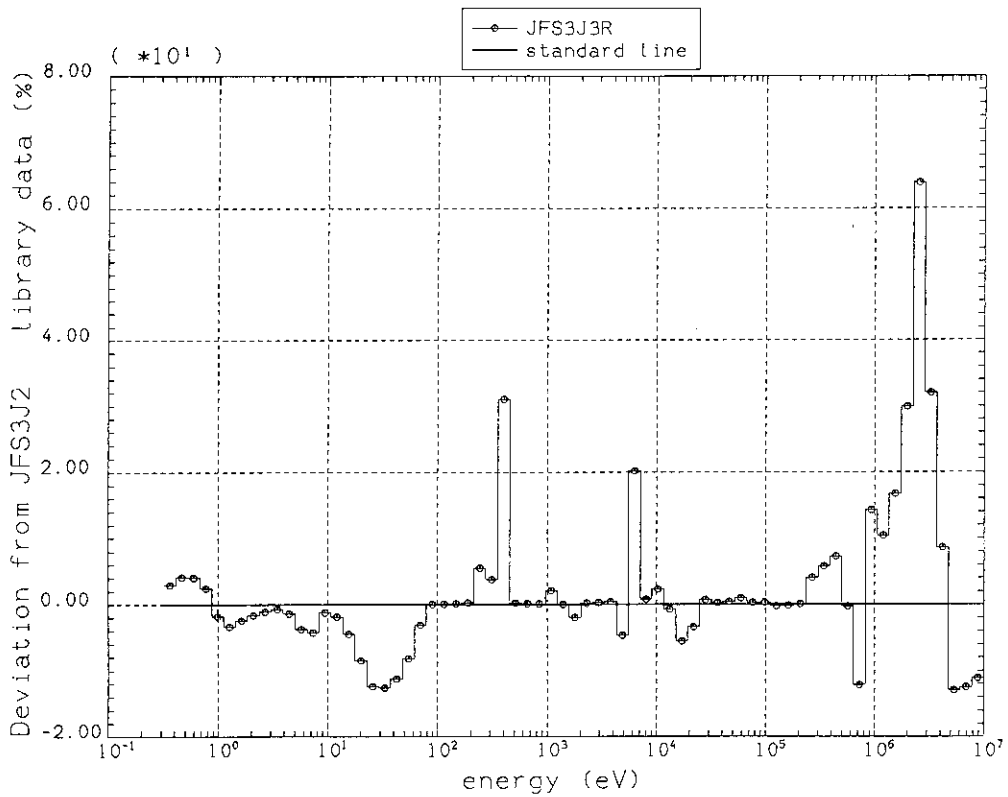


Fig. 2.42 Comparison of Fe-nat. Capture Group Constant

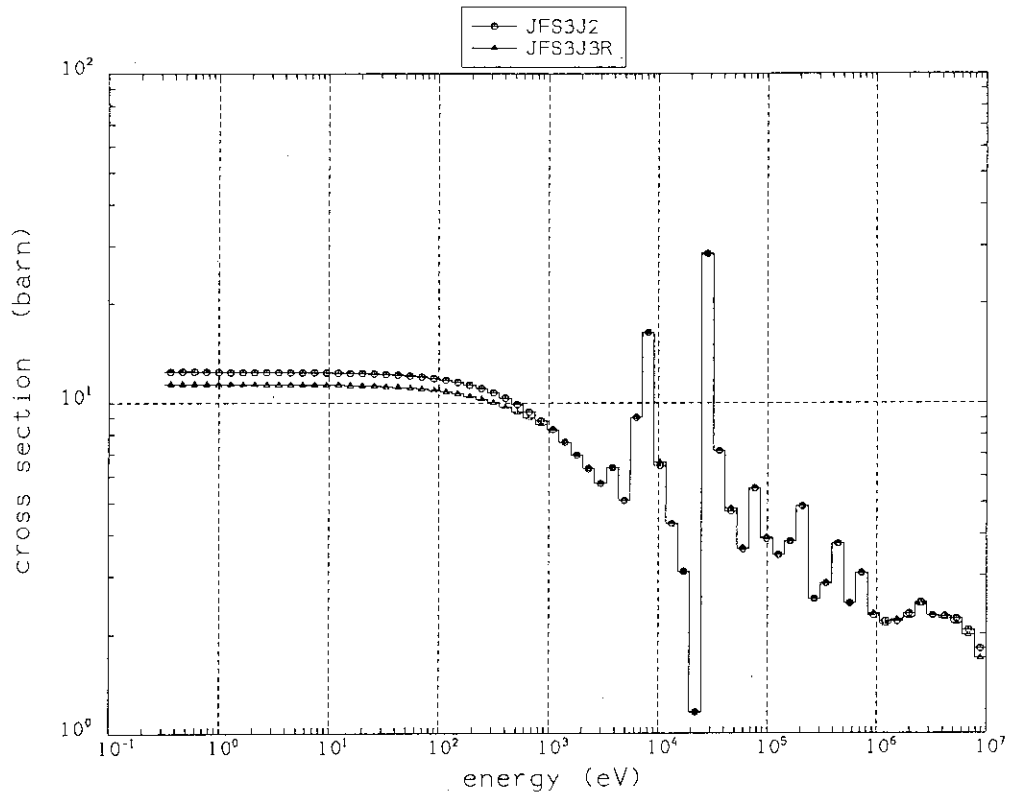


Fig. 2.43 Comparison of Fe-nat. Elastic Group Constant

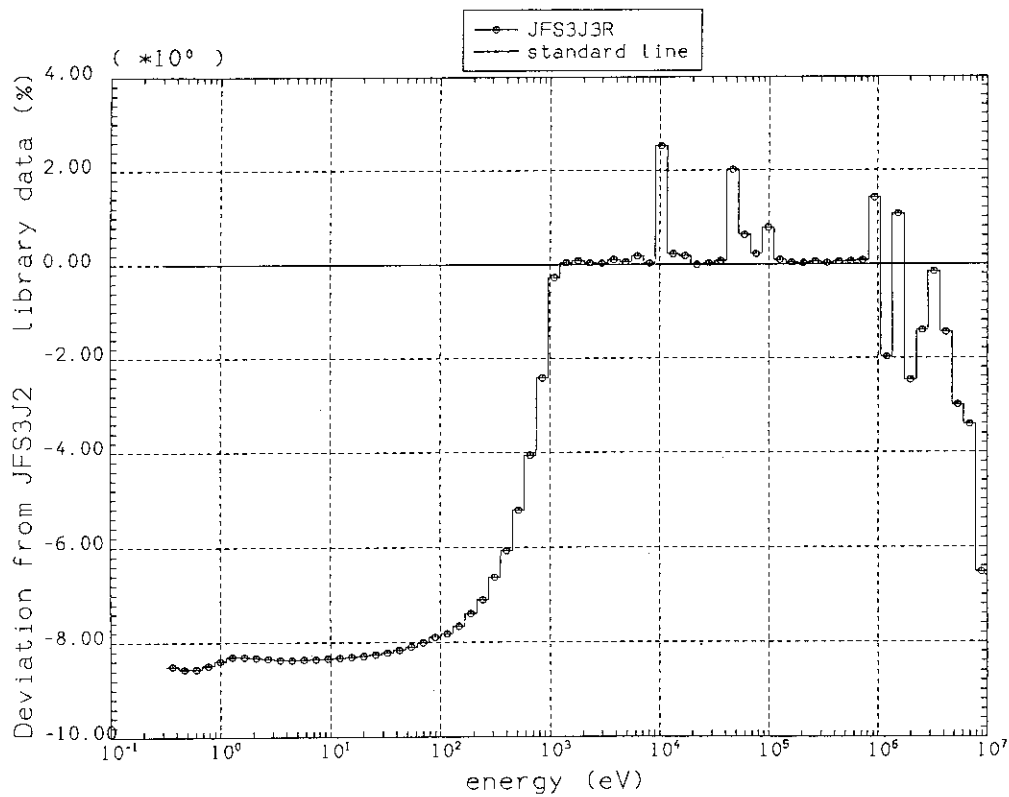


Fig. 2.44 Comparison of Fe-nat. Elastic Group Constant

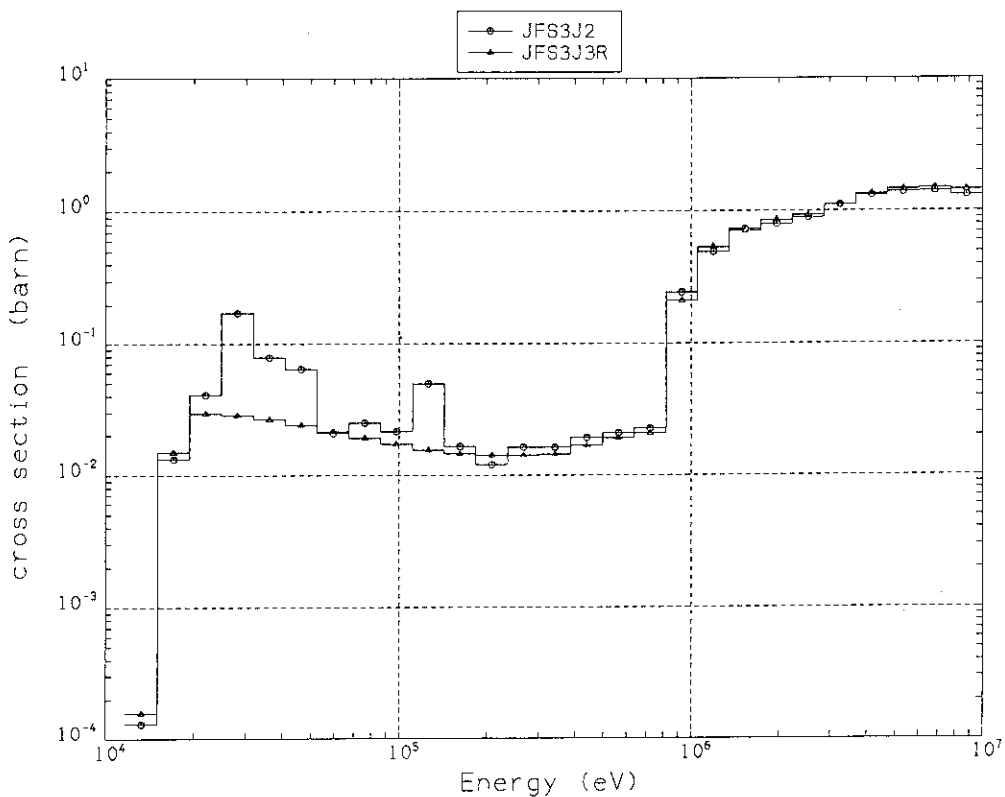


Fig. 2.45 Comparison of Fe-nat. Inelastic Group Constant

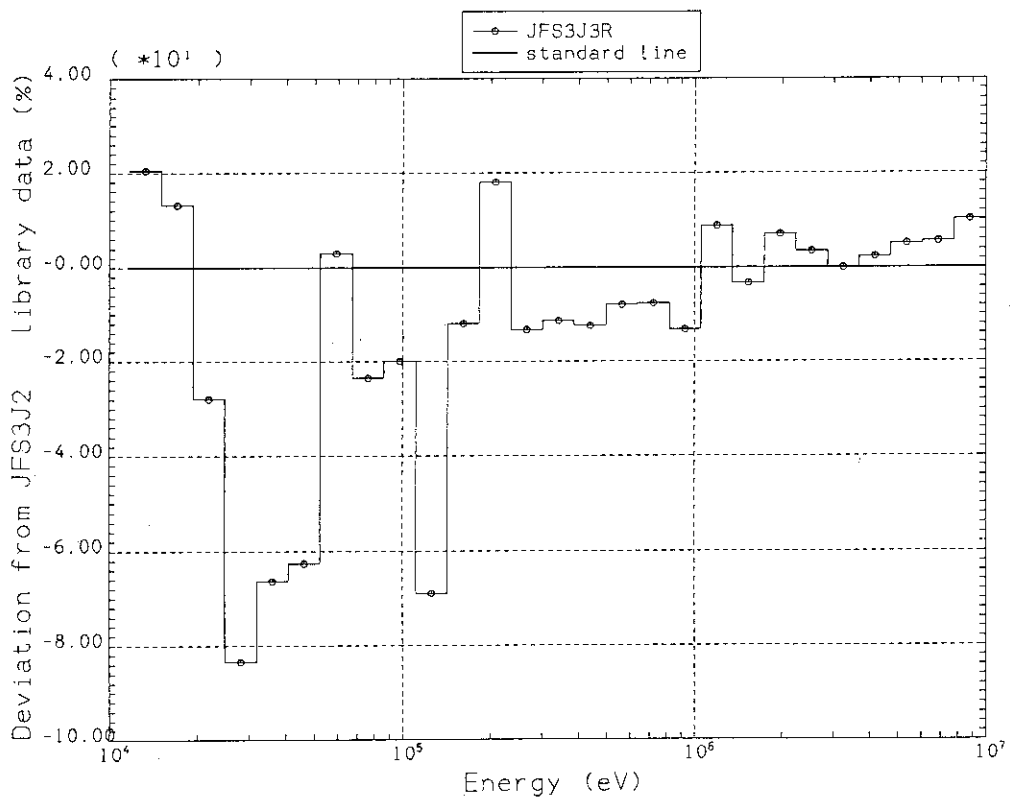


Fig. 2.46 Comparison of Fe-nat. Inelastic Group Constant

3. ベンチマーク・テストと感度解析

3.1 1次元拡散計算ベンチマーク・テスト

1次元問題ベンチマーク計算システムを用いて、Table 3.1 に示す21ケの高速臨界集合体についての実験解析をJENDL-2セットとJENDL-3T核データより作成した群定数セットで行い、その結果を比較検討した。

(1) 実効増倍率

Table 3.2 と 3.3 及び Fig. 3.1 に JENDL-3 T と JENDL-2 で計算した結果を示す。Table 及び Fig. において J2ALL は JENDL-2, J3ALL は JENDL-3 T を意味する。

Pu系炉心では JENDL-3 T は平均で 0.8% $\Delta k/k$ 小さくなる。ZEBRA-3 炉心では 2% も JENDL-2 と差があり、過小評価となっている。大型炉模擬炉心 ZPR-6-7 と ZPPR-2 では 0.6% 程小さく、実験値を少し過小評価である。

U系炉心 (Table 3.3) では JENDL-3 T の結果は JENDL-2 より大きく、実験値を過大評価している。

JENDL-3 T は k_{eff} に関しては、Pu系炉心で過小評価、U系炉心で過大評価であり、JENDL-2 よりも予測精度が悪い。

(2) 中心反応率比

- $\sigma_f (U-238) / \sigma_f (U-235)$: Fig. 3.2

JENDL-3 T は JENDL-2 よりも全ての炉心について C/E 値が約 10% 程大きくなり、JENDL-2 でも過大評価であったものを更に拡大している。

- $\sigma_f (Pu-239) / \sigma_f (U-235)$: Fig. 3.3

殆んどの炉心において JENDL-3 T は大きくなっており、JENDL-2 での過小評価を良く改善している。

- $\sigma_f (Pu-240) / \sigma_f (U-235)$: Fig. 3.4

U-238 の場合と同様に閾値核分裂反応率比については JENDL-2 での過大評価を更に拡大している。

- $\sigma_c (U-238) / \sigma_f (U-235)$: Fig. 3.5

JENDL-3 T の結果は JENDL-2 よりも 5% 程大きく、炉心の大きい場合には一層の過大評価となっている。

- $\sigma_c (U-238) / \sigma_f (Pu-239)$: Fig. 3.6

JENDL-3 T の結果は JENDL-2 での過大評価を改善せず大型炉心では 12% も実験値よりも大きい。これは高速炉で重要な増殖比に対応するものであり大きな問題である。

3.2 感度解析

JENDL-3Tは前節で述べたように、 k_{eff} に対してはPu系炉心で $-0.1 \sim -2\%$ 、U系炉心で $0.5 \sim 1.3\%$ もJENDL-2と差があり、実験値と比較してもPu系で過小評価、U系で過大評価とJENDL-2よりも良くない。更に $\sigma_c(U-238)/\sigma_f(Pu-239)$ 及び $\sigma_f(U-238)/\sigma_f(U-235)$ もJENDL-2よりも過大評価となった。ここではその原因を調べるために、JENDL-3Tで評価されたU-235、U-238、Pu-239、 ν -値、 χ (核分裂スペクトル)、構造材(FeとNi)の核データを各々JENDL-2のものと置き変えて、 k_{eff} と反応率比への影響を検討した。

(1) U-235

Table 3.4とFig. 3.7にはJENDL-3TのU-235データでJENDL-2のU-235データを全て置きかえたときの k_{eff} への影響を示す。JENDL-3Tでの k_{eff} の過大評価はU-235の核データに原因があることが分る。これはFig. 2.5でも述べたように ν -値が異常に大きく評価されたことによる。Fig. 3.8から分るように、 $\sigma_f(U-238)/\sigma_f(U-235)$ も大きくなる。これはJENDL-3Tで σ_f が小さく評価されていることと、核分裂スペクトルが硬いためである。(Fig. 2.2と2.3)このことは $\sigma_f(Pu-240)/\sigma_f(U-235)$ についても同様である。(Fig. 3.11)またFig. 3.9に示す $\sigma_c(U-238)/\sigma_f(U-235)$ についても、この過大評価はJENDL-3Tの $\sigma_f(U-235)$ の変化によるものである。しかしFig. 3.10に示すように $\sigma_f(Pu-239)/\sigma_f(U-235)$ に関してはJENDL-2での過小評価を良く改善しており、 $\sigma_f(U-235)$ だけの変化では解決されない。

(2) U-238

Table 3.5と3.6及びFig. 3.12に k_{eff} への影響を示す。Pu系炉心ではZEBRA-3で約 -0.9% 、U系のZPR-3-11炉心で -1.05% の影響である。また、Fig. 3.13と3.14には中心反応率比 $\sigma_c(U-238)/\sigma_f(U-235)$ と $\sigma_c(U-238)/\sigma_f(Pu-239)$ を示す。これらはどれもJENDL-2よりも $2 \sim 5\%$ 大きくなっている。 k_{eff} と反応率比の変化の主な原因はJENDL-3Tでは100 Kev以上で捕獲断面積が大きくなっていることである。

(3) Pu-239

k_{eff} への影響はTable 3.7とFig. 3.15に示す。またFig. 3.16と3.17には反応率比 $\sigma_f(Pu-239)/\sigma_f(U-235)$ と $\sigma_f(U-238)/\sigma_f(U-235)$ を示す。JENDL-2に比べて k_{eff} は $0.3 \sim 1.3\%$ も小さく、 $\sigma_f(Pu-239)/\sigma_f(U-235)$ は約 2% 小さい。これはFig. 2.7と2.8に示したように $\sigma_f(Pu-239)$ が10 Kev \sim 1 Mevで約 5% も小さくなっているためであろう。一方 $\sigma_f(U-238)/\sigma_f(U-235)$ が 5% も大きくなっているのは核分裂スペクトルが硬くなっていることによる。

(4) 核分裂スペクトル

JENDL-3 Tでは核分裂スペクトルがMadland-Nixの公式に基づいて評価されているため、JENDL-2に比べてU-235, Pu-239, U-238, Pu-241等について硬くなった。このスペクトルの硬化はTable 3.8と3.9及びFig. 3.18と3.19に示すように k_{eff} と閾値核分裂反応率比に大きな影響を及ぼす。VERA-1 B炉心を除いて k_{eff} は大きくなり平均で約0.5%変化する。また $\sigma_f(\text{U-238})/\sigma_f(\text{U-235})$ に対してはFig. 3.19から分るように5%も大きくなる。

(5) ρ -値

Fig. 2.6と2.10に示すようにJENDL-3 Tでは k_{eff} に直接影響を与える ρ -値が変化した。特にU-235の ρ 値は大きくJENDL-2より変った。 k_{eff} への影響をTable 3.10と3.11及びFig. 3.20に示す。Pu系炉心では平均で0.3%, U系炉心では2.3%も変化したことが分る。U系炉心では平均で2.6%もの実験値を過大評価となっている。

(6) Pu-239, Pu-240とPu-241

Pu-239については既に述べたが、Pu-240とPu-241もJENDL-3 Tでは再評価されており、これら3核種の影響を、JENDL-2から同時に変えることによって調べた。Table 3.12には k_{eff} への影響を示す。Pu-239のみを変えたときのTable 3.7の結果を比較してみると k_{eff} の値は良く一致しており、Pu-240とPu-241の変化量は小さいことが分る。

(7) 構造材核種 (FeとNi)

FeとNiのデータを同時に変えた場合の k_{eff} の変化をFig. 3.21に示す。ZPR-3-56炉心では k_{eff} が1.2%も大幅に大きくなっている。これはこの炉心はNi-反射体をもっているためでFig. 2.39と2.40に示す弾性散乱断面積の相違によるものである。一方鉄の反射体をもったZPR-3-54炉心では0.3%程の影響である。ZPR-6-7やMZB等の大型炉心では構造材量も多くなるため、Ni断面積の影響が0.3%もみられる。

Table 3.1 Characteristics of the fast critical assemblies

PU-FUEL CORES			
ASSEMBLY	N8/N9	CORE VOLUME(1)	HARDNESS INDEX
VERA-11A	0.05	12	1.60
ZEBRA-3	8.5	50	5.14
SNEAK-7A	3.0	110	0.679
ZPR-3-53	1.6	220	0.369
SNEAK-7B	7.0	310	0.801
ZPR-3-50	4.5	340	0.416
ZPR-3-48	4.5	410	0.645
ZPR-3-49	4.5	450	0.753
ZPR-3-56B	4.5	510	0.698
ZPR-6-7	6.5	3100	0.499
ZPPR-2	5.5	2400	0.50
MZA	3.9	570	0.775
MZB	5.8	1800	0.543
FCA-5-2	2.3	200	1.06
U-FUEL CORES			
ASSEMBLY	N8/N9	CORE VOLUME(1)	HARDNESS INDEX
VERA-1B	0.07	30	1.01
ZPR3-6F	1.1	50	4.93
ZPR-3-12	3.8	100	1.20
ZPR-3-11	7.5	140	4.63
ZEBRA-2	6.2	430	0.573
ZPR-6-6A	5.0	4000	0.522

Table 3.2 Effective multiplication factors calculated for plutonium cores

SUMMARY OF BENCH MARK TEST (1)

* C/E OF K-EFFECTIVE

* PLUTONIUM FUEL

NO.	ASSEMBLY	EXPERIMENTAL	J2ALL (DIFFUSION)	J3ALL (DIFFUSION)
1	VERA-11A	1.00000	0.99496 (-)	0.97938 (-1.566)
4	ZEBRA-3	1.00000	0.99977 (-)	0.97954 (-2.023)
6	SNEAK-7A	1.00000	1.00578 (-)	0.99582 (-0.990)
8	ZPR-3-54	1.00000	0.96373 (-)	0.96285 (-0.091)
9	ZPR-3-53	1.00000	0.99585 (-)	0.99214 (-0.373)
10	SNEAK-7B	1.00000	1.00377 (-)	0.99200 (-1.173)
11	ZPR-3-50	1.00000	1.00025 (-)	0.99547 (-0.478)
12	ZPR-3-48	1.00000	1.00627 (-)	0.99636 (-0.985)
14	ZPR-3-49	1.00000	1.00896 (-)	0.99633 (-1.252)
15	ZPR3-56B	1.00000	0.99622 (-)	0.99685 (0.063)
16	ZPR-6-7	1.00000	0.99919 (-)	0.99301 (-0.619)
18	ZPPR-2	1.00000	1.00569 (-)	0.99866 (-0.698)
19	MZA	1.01080	0.99974 (-)	0.99303 (-0.672)
20	MZB(1)	1.00400	0.99651 (-)	0.99212 (-0.441)
21	FCA-5-2	1.00000	0.99277 (-)	0.98993 (-0.287)
* AVERAGE OF C/E			0.99796 (-)	0.99023 (-0.775)
* AVERAGE(C/E)-1.0			-0.00204	-0.00977
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00613	0.00977
* STND.DEV. OF C/E			0.01025	0.00915

Table 3.3 Effective multiplication factors calculated for uranium cores

SUMMARY OF BENCH MARK TEST (2)

* C/E OF K-EFFECITVE

* URANIUM FUEL

NO.	ASSEMBLY	EXPERIMENTAL	J2ALL (DIFFUSION)	J3ALL (DIFFUSION)
2	VERA-1B	1.00000	0.99952 (-)	1.00648 (0.697)
3	ZPR-3-6F	1.00000	1.01285 (-)	1.02642 (1.340)
5	ZPR-3-12	1.00000	1.00630 (-)	1.01448 (0.814)
7	ZPR-3-11	1.00000	1.00496 (-)	1.01269 (0.769)
13	ZEBRA-2	1.00000	0.99247 (-)	0.99775 (0.531)
17	ZPR-6-6A	1.00000	1.00408 (-)	1.00915 (0.505)
* AVERAGE OF C/E			1.00336 (-)	1.01116 (0.777)
* AVERAGE(C/E)-1.0			0.00336	0.01116
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00603	0.01191
* STND.DEV. OF C/E			0.00626	0.00868

UMMARY OF ALL ASSEMBLIES

* AVERAGE OF C/E			0.99951 (-)	0.99621 (-0.330)
* AVERAGE(C/E)-1.0			-0.00049	-0.00379
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00610	0.01038
* STND.DEV. OF C/E			0.00960	0.01307

Table 3.4 Sensitivity analysis of ^{235}U cross sections for uranium cores

SUMMARY OF BENCH MARK TEST (2)

* C/E OF K-EFFECITVE

* URANIUM FUEL

NO.	ASSEMBLY	EXPERIMENTAL	J2ALL (DIFFUSION)	U235J3 (DIFFUSION)
2	VERA-1B	1.00000	0.99952 (-)	1.01016 (1.065)
3	ZPR-3-6F	1.00000	1.01285 (-)	1.02902 (1.597)
5	ZPR-3-12	1.00000	1.00630 (-)	1.02132 (1.493)
7	ZPR-3-11	1.00000	1.00496 (-)	1.02286 (1.781)
13	ZEBRA-2	1.00000	0.99247 (-)	1.00399 (1.161)
17	ZPR-6-6A	1.00000	1.00408 (-)	1.01186 (0.775)
* AVERAGE OF C/E			1.00336 (-)	1.01654 (1.313)
* AVERAGE(C/E)-1.0			0.00336	0.01654
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00603	0.01654
* STND.DEV. OF C/E			0.00626	0.00855

SUMMARY OF ALL ASSEMBLIES

* AVERAGE OF C/E	0.99951 (-)	1.00374 (0.424)
* AVERAGE(C/E)-1.0	-0.00049	0.00374
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)	0.00610	0.00889
* STND.DEV. OF C/E	0.00960	0.01269

Table 3.5 Sensitivity analysis of ^{238}U cross sections for plutonium cores

SUMMARY OF BENCH MARK TEST (1)

* C/E OF K-EFFECTIVE

* PLUTONIUM FUEL

NO.	ASSEMBLY	EXPERIMENTAL	J2ALL (DIFFUSION)	U238J3 (DIFFUSION)
1	VERA-11A	1.00000	0.99496 (-)	0.99489 (-0.007)
4	ZEBRA-3	1.00000	0.99977 (-)	0.99099 (-0.879)
6	SNEAK-7A	1.00000	1.00578 (-)	1.00334 (-0.242)
8	ZPR-3-54	1.00000	0.96373 (-)	0.96250 (-0.127)
9	ZPR-3-53	1.00000	0.99585 (-)	0.99399 (-0.187)
10	SNEAK-7B	1.00000	1.00377 (-)	0.99851 (-0.524)
11	ZPR-3-50	1.00000	1.00025 (-)	0.99741 (-0.285)
12	ZPR-3-48	1.00000	1.00627 (-)	1.00180 (-0.444)
14	ZPR-3-49	1.00000	1.00896 (-)	1.00409 (-0.483)
15	ZPR3-56B	1.00000	0.99622 (-)	0.99308 (-0.316)
16	ZPR-6-7	1.00000	0.99919 (-)	0.99442 (-0.478)
18	ZPPR-2	1.00000	1.00569 (-)	1.00201 (-0.366)
19	MZA	1.01080	0.99974 (-)	0.99699 (-0.275)
20	MZB(1)	1.00400	0.99651 (-)	0.99264 (-0.389)
21	FCA-5-2	1.00000	0.99277 (-)	0.98778 (-0.503)
* AVERAGE OF C/E			0.99796 (-)	0.99430 (-0.368)
* AVERAGE(C/E)-1.0			-0.00204	-0.00570
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00613	0.00720
* STND.DEV. OF C/E			0.01025	0.00965

Table 3.6 Sensitivity analysis of ^{238}Pu cross sections for uranium cores

SUMMARY OF BENCH MARK TEST (2)

* C/E OF K-EFFECITVE

* URANIUM FUEL

NO.	ASSEMBLY	EXPERIMENTAL	J2ALL (DIFFUSION)	U238J3 (DIFFUSION)
2	VERA-1B	1.00000	0.99952 (-)	0.99729 (-0.223)
3	ZPR-3-6F	1.00000	1.01285 (-)	1.00740 (-0.538)
5	ZPR-3-12	1.00000	1.00630 (-)	1.00008 (-0.617)
7	ZPR-3-11	1.00000	1.00496 (-)	0.99438 (-1.053)
13	ZEBRA-2	1.00000	0.99247 (-)	0.98682 (-0.570)
17	ZPR-6-6A	1.00000	1.00408 (-)	0.99907 (-0.499)
* AVERAGE OF C/E			1.00336 (-)	0.99751 (-0.584)
* AVERAGE(C/E)-1.0			0.00336	-0.00249
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00603	0.00499
* STND.DEV. OF C/E			0.00626	0.00620

SUMMARY OF ALL ASSEMBLIES

* AVERAGE OF C/E			0.99951 (-)	0.99521 (-0.430)
* AVERAGE(C/E)-1.0			-0.00049	-0.00479
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00610	0.00657
* STND.DEV. OF C/E			0.00960	0.00892

Table 3.7 Sensitivity analysis of ^{239}Pu cross sections for plutonium cores

SUMMARY OF BENCH MARK TEST (1)

* C/E OF K-EFFECTIVE

* PLUTONIUM FUEL

NO.	ASSEMBLY	EXPERIMENTAL	J2ALL (DIFFUSION)	PU239J3 (DIFFUSION)
1	VERA-11A	1.00000	0.99496 (-)	0.98153 (-1.349)
4	ZEBRA-3	1.00000	0.99977 (-)	0.98833 (-1.144)
6	SNEAK-7A	1.00000	1.00578 (-)	0.99698 (-0.875)
8	ZPR-3-54	1.00000	0.96373 (-)	0.96211 (-0.168)
9	ZPR-3-53	1.00000	0.99585 (-)	0.99396 (-0.190)
10	SNEAK-7B	1.00000	1.00377 (-)	0.99433 (-0.941)
11	ZPR-3-50	1.00000	1.00025 (-)	0.99722 (-0.303)
12	ZPR-3-48	1.00000	1.00627 (-)	0.99829 (-0.793)
14	ZPR-3-49	1.00000	1.00896 (-)	0.99966 (-0.922)
15	ZPR3-56B	1.00000	0.99622 (-)	0.98709 (-0.917)
16	ZPR-6-7	1.00000	0.99919 (-)	0.99208 (-0.712)
18	ZPPR-2	1.00000	1.00569 (-)	0.99735 (-0.829)
19	MZA	1.01080	0.99974 (-)	0.99113 (-0.861)
20	MZB(1)	1.00400	0.99651 (-)	0.98948 (-0.706)
21	FCA-5-2	1.00000	0.99277 (-)	0.98629 (-0.653)
* AVERAGE OF C/E			0.99796 (-)	0.99039 (-0.759)
* AVERAGE(C/E)-1.0			-0.00204	-0.00961
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00613	0.00961
* STND.DEV. OF C/E			0.01025	0.00905

Table 3.8 Sensitivity analysis of fission spectrum for plutonium cores

SUMMARY OF BENCH MARK TEST (1)

* C/E OF K-EFFECTIVE

* PLUTONIUM FUEL

NO.	ASSEMBLY	EXPERIMENTAL	J2ALL (DIFFUSION)	KAIJ3 (DIFFUSION)
1	VERA-11A	1.00000	0.99496 (-)	0.99757 (0.262)
4	ZEBRA-3	1.00000	0.99977 (-)	1.00802 (0.825)
6	SNEAK-7A	1.00000	1.00578 (-)	1.01071 (0.491)
8	ZPR-3-54	1.00000	0.96373 (-)	0.96444 (0.074)
9	ZPR-3-53	1.00000	0.99585 (-)	0.99819 (0.234)
10	SNEAK-7B	1.00000	1.00377 (-)	1.01084 (0.704)
11	ZPR-3-50	1.00000	1.00025 (-)	1.00557 (0.532)
12	ZPR-3-48	1.00000	1.00627 (-)	1.01189 (0.559)
14	ZPR-3-49	1.00000	1.00896 (-)	1.01499 (0.597)
15	ZPR3-56B	1.00000	0.99622 (-)	1.00061 (0.440)
16	ZPR-6-7	1.00000	0.99919 (-)	1.00492 (0.573)
18	ZPPR-2	1.00000	1.00569 (-)	1.01072 (0.501)
19	MZA	1.01080	0.99974 (-)	1.00442 (0.468)
20	MZB(1)	1.00400	0.99651 (-)	1.00201 (0.552)
21	FCA-5-2	1.00000	0.99277 (-)	0.99640 (0.365)
* AVERAGE OF C/E			0.99796 (-)	1.00275 (0.480)
* AVERAGE(C/E)-1.0			-0.00204	0.00275
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00613	0.00854
* STND.DEV. OF C/E			0.01025	0.01163

Table 3.9 Sensitivity analysis of fission spectrum for uranium cores

SUMMARY OF BENCH MARK TEST (2)

* C/E OF K-EFFECITVE

* URANIUM FUEL

NO.	ASSEMBLY	EXPERIMENTAL	J2ALL (DIFFUSION)	KAIJ3 (DIFFUSION)
2	VERA-1B	1.00000	0.99952 (-)	0.99846 (-0.105)
3	ZPR-3-6F	1.00000	1.01285 (-)	1.01571 (0.282)
5	ZPR-3-12	1.00000	1.00630 (-)	1.01131 (0.498)
7	ZPR-3-11	1.00000	1.00496 (-)	1.01262 (0.762)
13	ZEBRA-2	1.00000	0.99247 (-)	0.99841 (0.598)
17	ZPR-6-6A	1.00000	1.00408 (-)	1.00792 (0.382)
* AVERAGE OF C/E			1.00336 (-)	1.00741 (0.403)
* AVERAGE(C/E)-1.0			0.00336	0.00741
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00603	0.00845
* STND.DEV. OF C/E			0.00626	0.00674

SUMMARY OF ALL ASSEMBLIES

* AVERAGE OF C/E			0.99951 (-)	1.00408 (0.458)
* AVERAGE(C/E)-1.0			-0.00049	0.00408
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00610	0.00851
* STND.DEV. OF C/E			0.00960	0.01068

Table 3.10 Sensitivity analysis of ν -values for plutonium cores

SUMMARY OF BENCH MARK TEST (1)

* C/E OF K-EFFECTIVE

* PLUTONIUM FUEL

NO.	ASSEMBLY	EXPERIMENTAL	J2ALL (DIFFUSION)	NUJ3 (DIFFUSION)
1	VERA-11A	1.00000	0.99496 (-)	0.99395 (-0.101)
4	ZEBRA-3	1.00000	0.99977 (-)	1.00028 (0.051)
6	SNEAK-7A	1.00000	1.00578 (-)	1.00768 (0.189)
8	ZPR-3-54	1.00000	0.96373 (-)	0.96725 (0.365)
9	ZPR-3-53	1.00000	0.99585 (-)	0.99965 (0.382)
10	SNEAK-7B	1.00000	1.00377 (-)	1.00731 (0.353)
11	ZPR-3-50	1.00000	1.00025 (-)	1.00368 (0.343)
12	ZPR-3-48	1.00000	1.00627 (-)	1.00836 (0.207)
14	ZPR-3-49	1.00000	1.00896 (-)	1.01048 (0.151)
15	ZPR3-56B	1.00000	0.99622 (-)	0.99858 (0.237)
16	ZPR-6-7	1.00000	0.99919 (-)	1.00262 (0.343)
18	ZPPR-2	1.00000	1.00569 (-)	1.00852 (0.281)
19	MZA	1.01080	0.99974 (-)	1.00224 (0.250)
20	MZB(1)	1.00400	0.99651 (-)	1.00021 (0.371)
21	FCA-5-2	1.00000	0.99277 (-)	1.00584 (1.316)
* AVERAGE OF C/E			0.99796 (-)	1.00111 (0.315)
* AVERAGE(C/E)-1.0			-0.00204	0.00111
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00613	0.00652
* STND.DEV. OF C/E			0.01025	0.01006

Table 3.11 Sensitivity analysis of ν -values for uranium cores

SUMMARY OF BENCH MARK TEST (2)

* C/E OF K-EFFECITVE

* URANIUM FUEL

NO.	ASSEMBLY	EXPERIMENTAL	J2ALL (DIFFUSION)	NUJ3 (DIFFUSION)
2	VERA-1B	1.00000	0.99952 (-)	1.02261 (2.310)
3	ZPR-3-6F	1.00000	1.01285 (-)	1.03586 (2.272)
5	ZPR-3-12	1.00000	1.00630 (-)	1.02903 (2.259)
7	ZPR-3-11	1.00000	1.00496 (-)	1.02664 (2.157)
13	ZEBRA-2	1.00000	0.99247 (-)	1.01508 (2.277)
17	ZPR-6-6A	1.00000	1.00408 (-)	1.02932 (2.514)
* AVERAGE OF C/E			1.00336 (-)	1.02642 (2.298)
* AVERAGE(C/E)-1.0			0.00336	0.02642
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00603	0.02642
* STND.DEV. OF C/E			0.00626	0.00642

SUMMARY OF ALL ASSEMBLIES

* AVERAGE OF C/E			0.99951 (-)	1.00834 (0.884)
* AVERAGE(C/E)-1.0			-0.00049	0.00834
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00610	0.01221
* STND.DEV. OF C/E			0.00960	0.01466

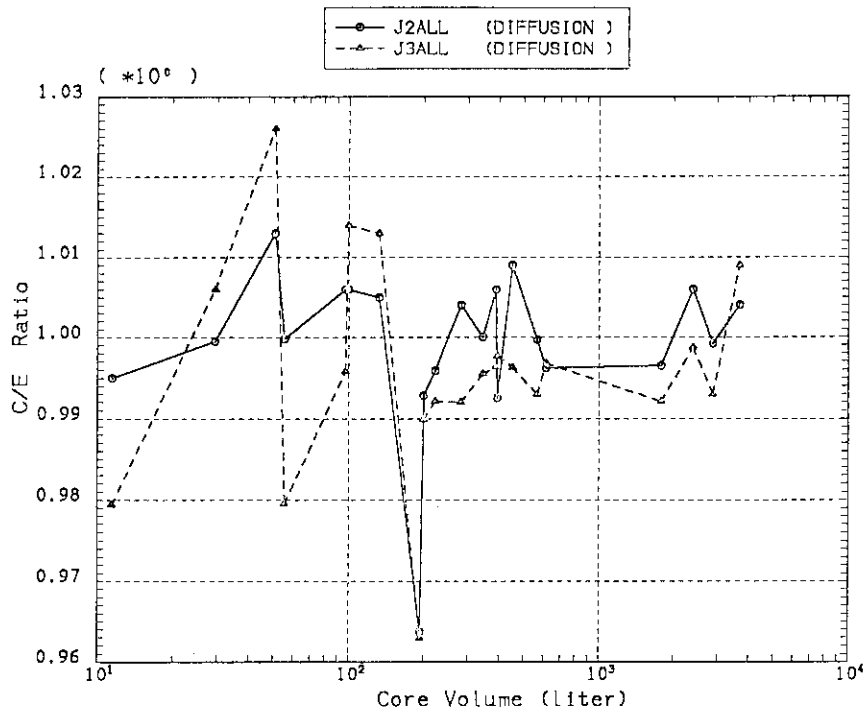
Table 3.12 Sensitivity analysis of cross sections for ^{239}Pu , ^{240}Pu and ^{241}Pu

SUMMARY OF BENCH MARK TEST (1)

* C/E OF K-EFFECTIVE

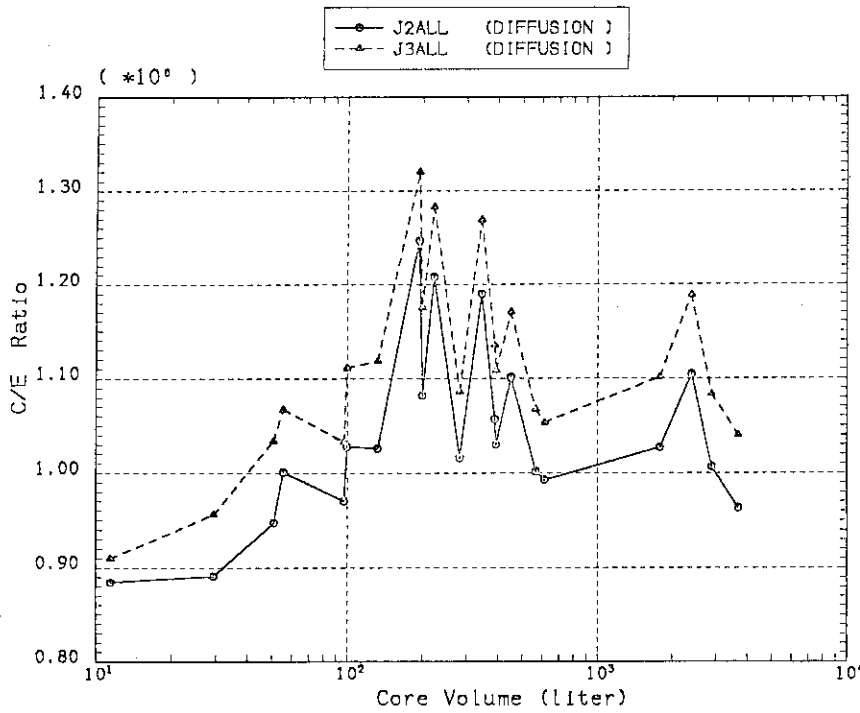
* PLUTONIUM FUEL

NO.	ASSEMBLY	EXPERIMENTAL	J2ALL (DIFFUSION)	PUALLJ3 (DIFFUSIC
1	VERA-11A	1.00000	0.99496 (-)	0.98147 (-1.356)
4	ZEBRA-3	1.00000	0.99977 (-)	0.98815 (-1.163)
6	SNEAK-7A	1.00000	1.00578 (-)	0.99719 (-0.854)
8	ZPR-3-54	1.00000	0.96373 (-)	0.96310 (-0.065)
9	ZPR-3-53	1.00000	0.99585 (-)	0.99487 (-0.099)
10	SNEAK-7B	1.00000	1.00377 (-)	0.99426 (-0.948)
11	ZPR-3-50	1.00000	1.00025 (-)	0.99773 (-0.253)
12	ZPR-3-48	1.00000	1.00627 (-)	0.99842 (-0.780)
14	ZPR-3-49	1.00000	1.00896 (-)	0.99972 (-0.916)
15	ZPR3-56B	1.00000	0.99622 (-)	0.98742 (-0.883)
16	ZPR-6-7	1.00000	0.99919 (-)	0.99246 (-0.674)
18	ZPPR-2	1.00000	1.00569 (-)	0.99762 (-0.802)
19	MZA	1.01080	0.99974 (-)	0.99139 (-0.836)
20	MZB(1)	1.00400	0.99651 (-)	0.98997 (-0.657)
21	FCA-5-2	1.00000	0.99277 (-)	0.98617 (-0.666)
* AVERAGE OF C/E			0.99796 (-)	0.99066 (-0.732)
* AVERAGE(C/E)-1.0			-0.00204	-0.00934
* AVERAGE OF ABS(1.0-C/E)			0.00613	0.00934
* STND.DEV. OF C/E			0.01025	0.00894



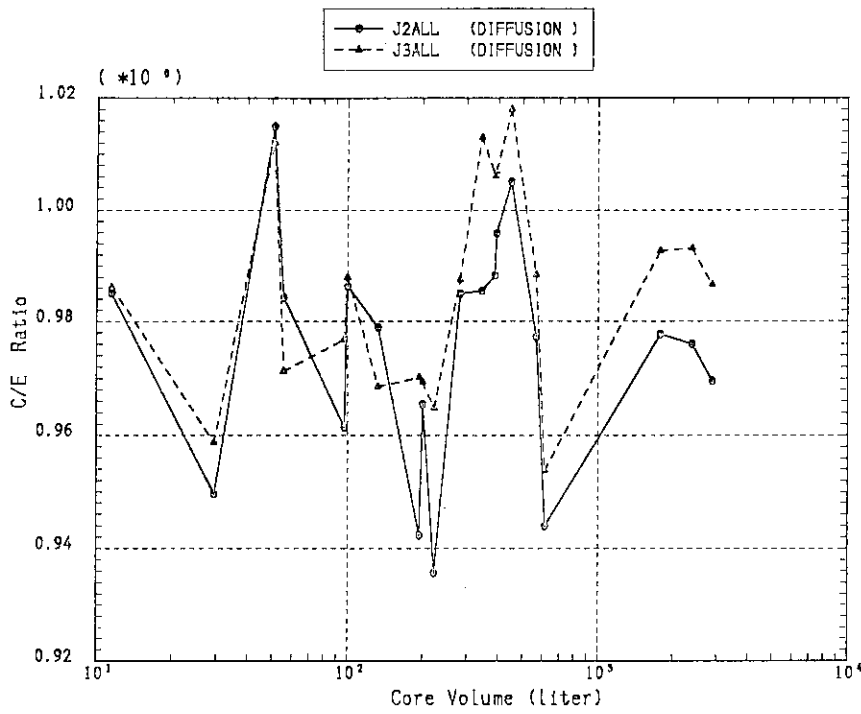
No	Core Name	Core Volume (l)
1	VERA-11A	11.45
2	VERA-1B	29.37
3	ZPR-3-6F	50.94
4	ZEBRA-3	55.56
5	SNEAK-7A	96.97
6	ZPR-3-12	99.64
7	ZPR-3-11	132.31
8	ZPR-3-54	193.61
9	FCA-5-2	199.23
10	ZPR-3-53	221.71
11	SNEAK-7B	281.16
12	ZPR-3-50	343.13
13	ZPR-3-48	387.97
14	ZEBRA-2	393.27
15	ZPR-3-49	449.77
16	MZA	565.06
17	ZPR3-56B	613.78
18	MZB(1)	1777.61
19	ZPPR-2	2382.00
20	ZPR-6-7	2870.14
21	ZPR-6-6A	3668.11

Fig. 3.1 k-effective



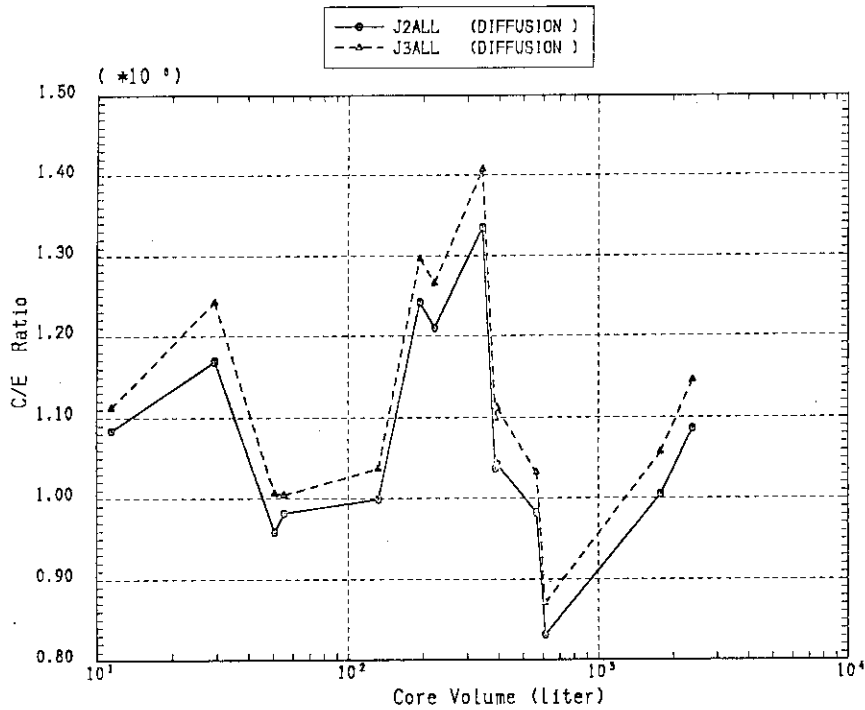
No	Core Name	Core Volume (l)
1	VERA-11A	11.45
2	VERA-1B	29.37
3	ZPR-3-6F	50.94
4	ZEBRA-3	55.56
5	SNEAK-7A	96.97
6	ZPR-3-12	99.64
7	ZPR-3-11	132.31
8	ZPR-3-54	193.61
9	FCA-5-2	199.23
10	ZPR-3-53	221.71
11	SNEAK-7B	281.16
12	ZPR-3-50	343.13
13	ZPR-3-48	387.97
14	ZEBRA-2	393.27
15	ZPR-3-49	449.77
16	MZA	565.06
17	ZPR-3-56	613.78
18	MZB	1777.61
19	ZPPR-2	2382.00
20	ZPR-6-7	2870.14
21	ZPR-6-6A	3668.11

Fig. 3.2 C/E Ratio of $\langle \sigma_f^{238} / \sigma_f^{235} \rangle$



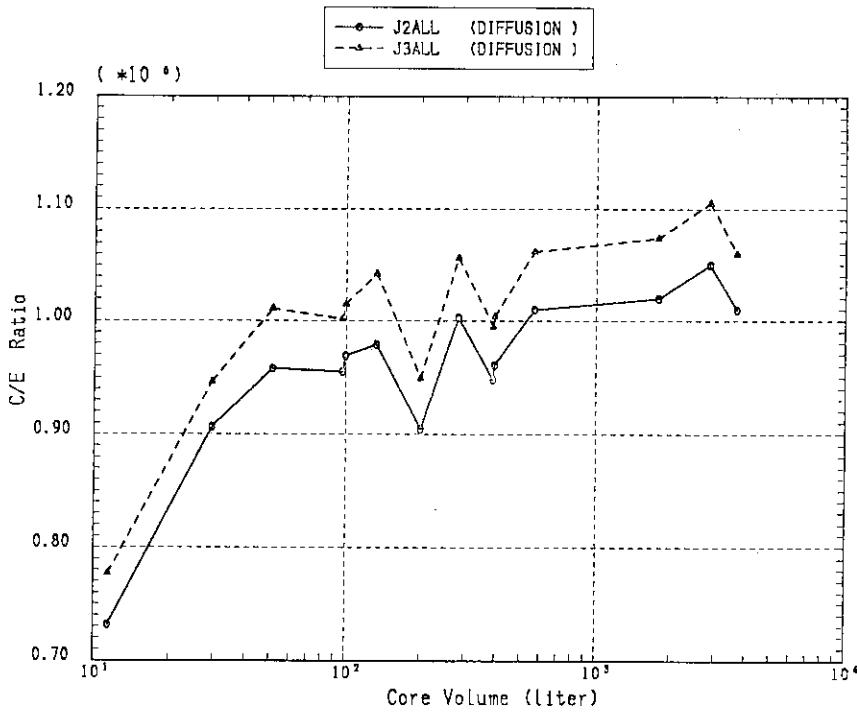
No	Core Name	Core Volume (l)
1	VERA-11A	11.45
2	VERA-1B	29.37
3	ZPR-3-6F	50.94
4	ZEBRA-3	55.56
5	SNEAK-7A	96.97
6	ZPR-3-12	99.64
7	ZPR-3-11	132.31
8	ZPR-3-54	193.61
9	FCA-5-2	199.23
10	ZPR-3-53	221.71
11	SNEAK-7B	281.16
12	ZPR-3-50	343.13
13	ZPR-3-48	387.97
14	ZEBRA-2	393.27
15	ZPR-3-49	449.77
16	MZA	565.06
17	ZPR-3-56	613.78
18	MZB	1777.61
19	ZPPR-2	2382.00
20	ZPR-6-7	2870.14

Fig. 3.3 C/E Ratio of $\langle \sigma_f^{239} / \sigma_f^{235} \rangle$



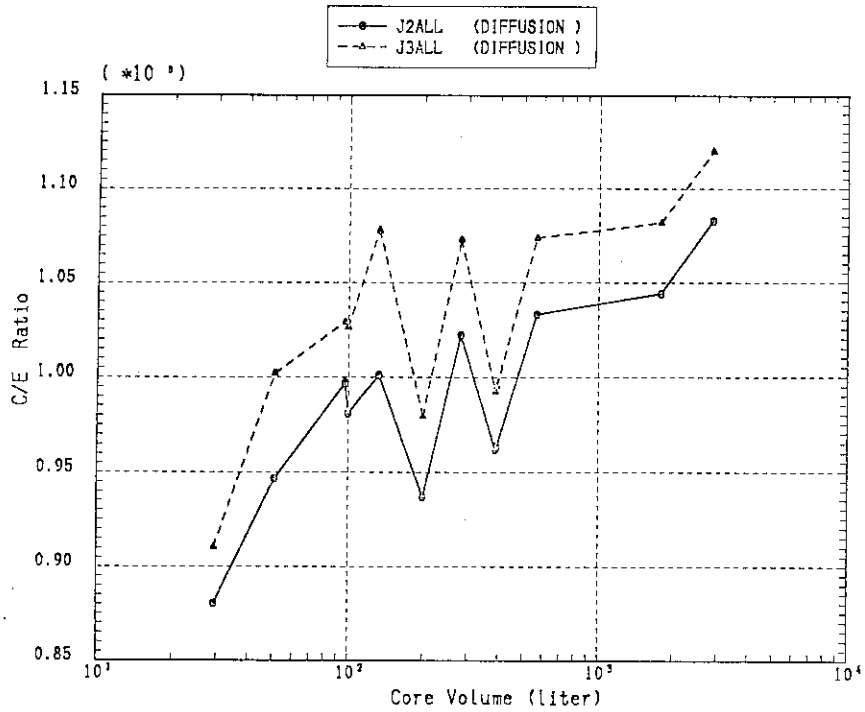
No	Core Name	Core Volume (l)
1	VERA-11A	11.45
2	VERA-1B	29.37
3	ZPR-3-6F	50.94
4	ZEBRA-3	55.56
5	ZPR-3-11	132.31
6	ZPR-3-54	193.61
7	ZPR-3-53	221.71
8	ZPR-3-50	343.13
9	ZPR-3-48	387.97
10	ZEBRA-2	393.27
11	MZA	565.06
12	ZPR-3-56	613.78
13	MZB	1777.61
14	ZPPR-2	2382.00

Fig. 3.4 C/E Ratio of $\langle \sigma_f^{240} / \sigma_f^{235} \rangle$



No	Core Name	Core Volume (l)
1	VERA-11A	11.45
2	VERA-1B	29.37
3	ZPR-3-6F	50.94
4	SNEAK-7A	96.97
5	ZPR-3-12	99.64
6	ZPR-3-11	132.31
7	FCA-5-2	199.23
8	SNEAK-7B	281.16
9	ZPR-3-48	387.97
10	ZEBRA-2	393.27
11	MZA	565.06
12	MZB	1777.61
13	ZPR-6-7	2870.14
14	ZPR-6-6A	3668.11

Fig. 3.5 C/E Ratio of $\langle \sigma_c^{238} / \sigma_f^{235} \rangle$



No	Core Name	Core Volume (l)
1	VERA-1B	29.37
2	ZPR-3-6F	50.94
3	SNEAK-7A	96.97
4	ZPR-3-12	99.64
5	ZPR-3-11	132.31
6	FCA-5-2	199.23
7	SNEAK-7B	281.16
8	ZPR-3-48	387.97
9	ZEBRA-2	393.27
10	MZA	565.06
11	MZB	1777.61
12	ZPR-6-7	2870.14

Fig. 3.6 C/E Ratio of $\langle \sigma_c^{230} / \sigma_f^{239} \rangle$

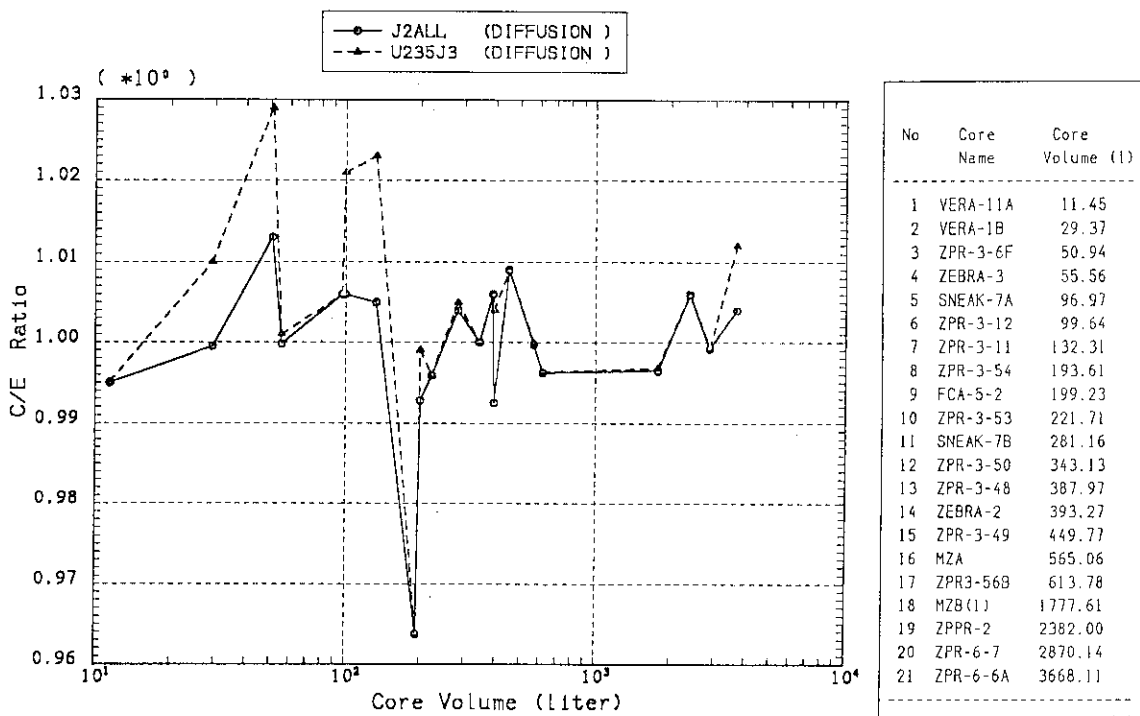


Fig. 3.7 k-effective

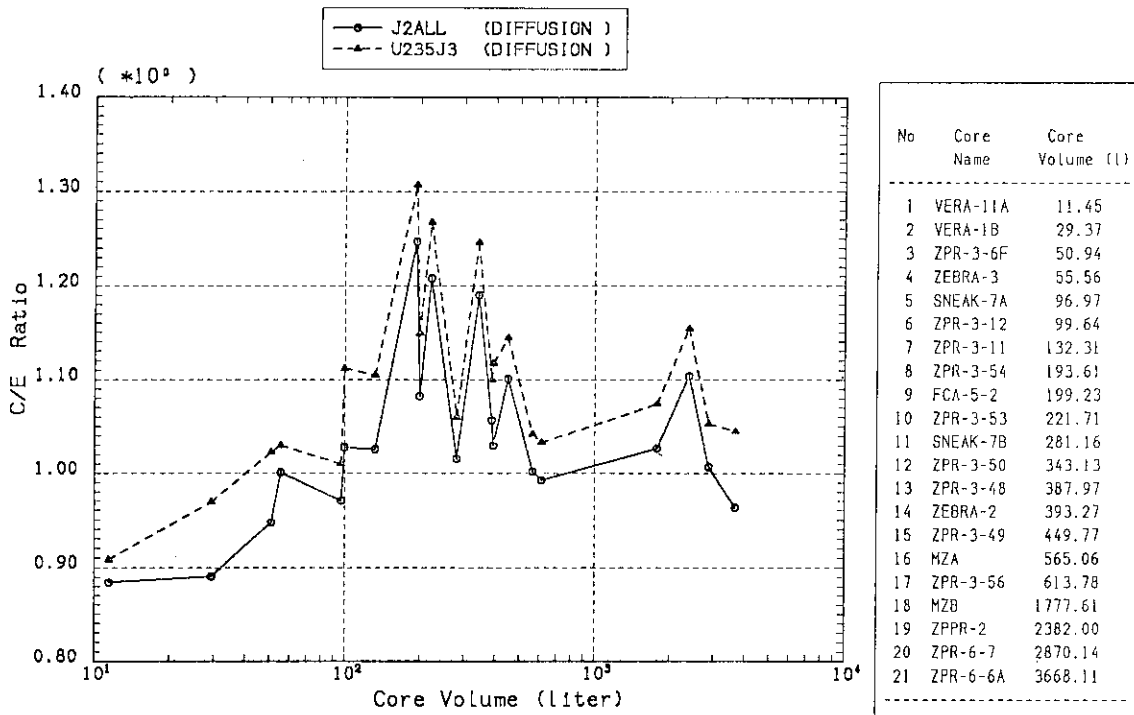


Fig. 3.8 C/E Ratio of $\langle \sigma_f^{238} / \sigma_f^{235} \rangle$ (JFS3L2ALL)

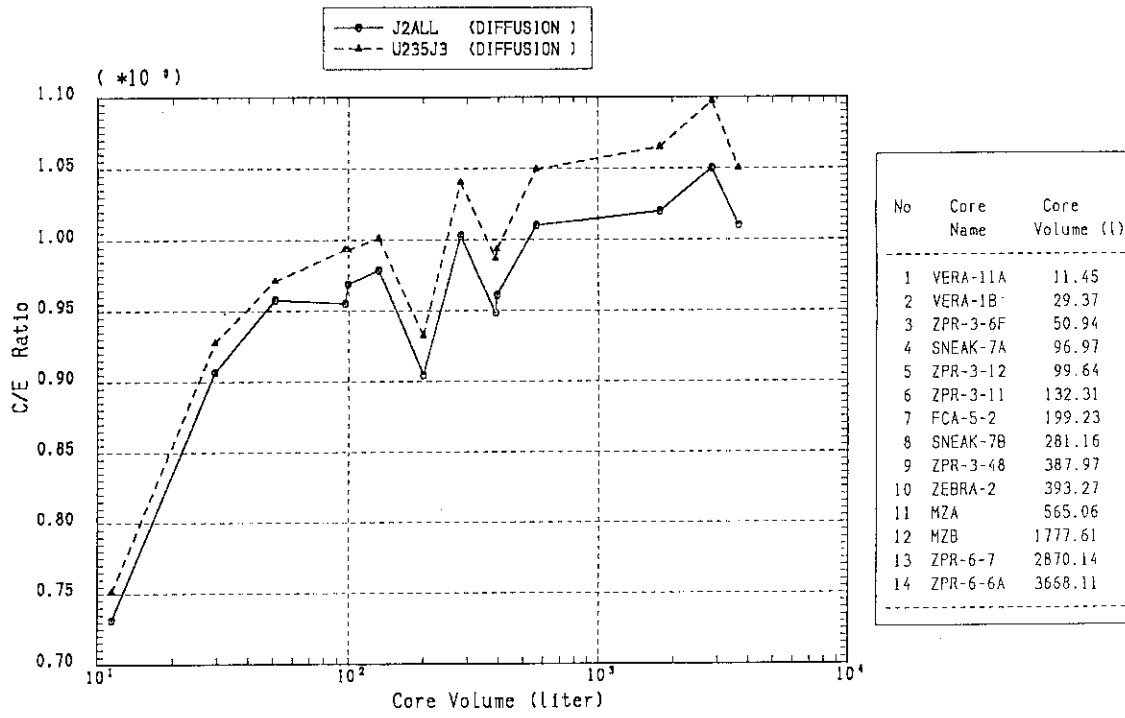


Fig. 3.9 C/E Ratio of $\langle \sigma_c^{238} / \sigma_f^{235} \rangle$ (JFS3J2ALL)

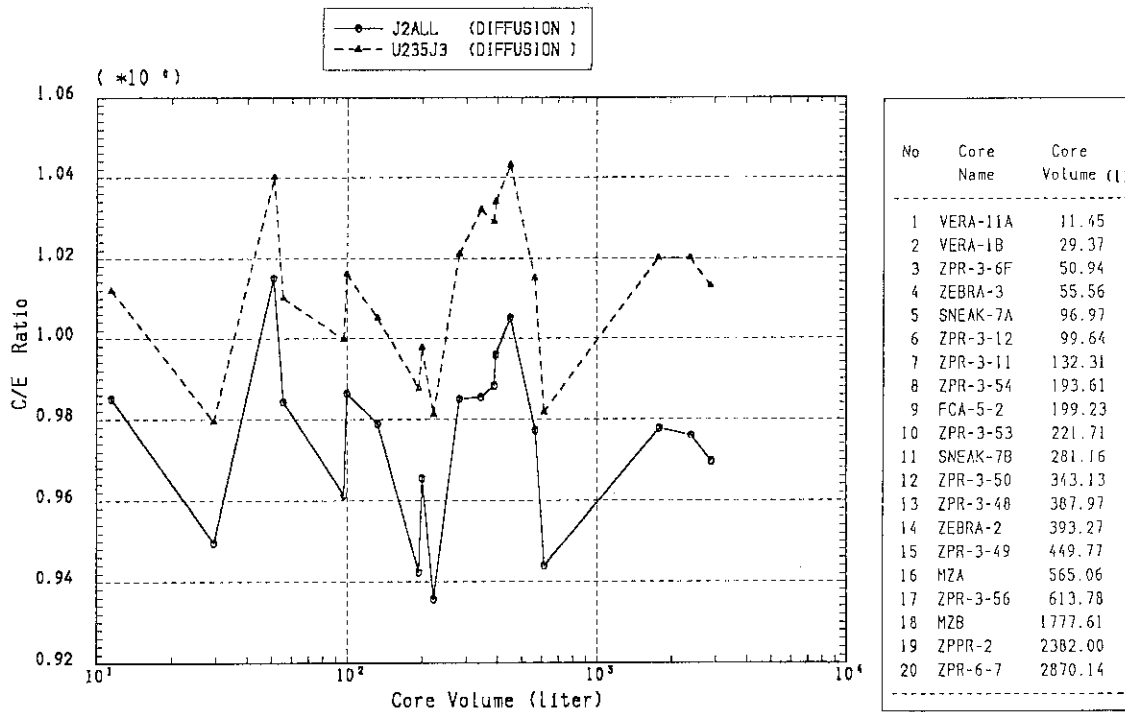


Fig. 3.10 C/E Ratio of $\langle \sigma_f^{239} / \sigma_f^{235} \rangle$ (JFS3J2ALL)

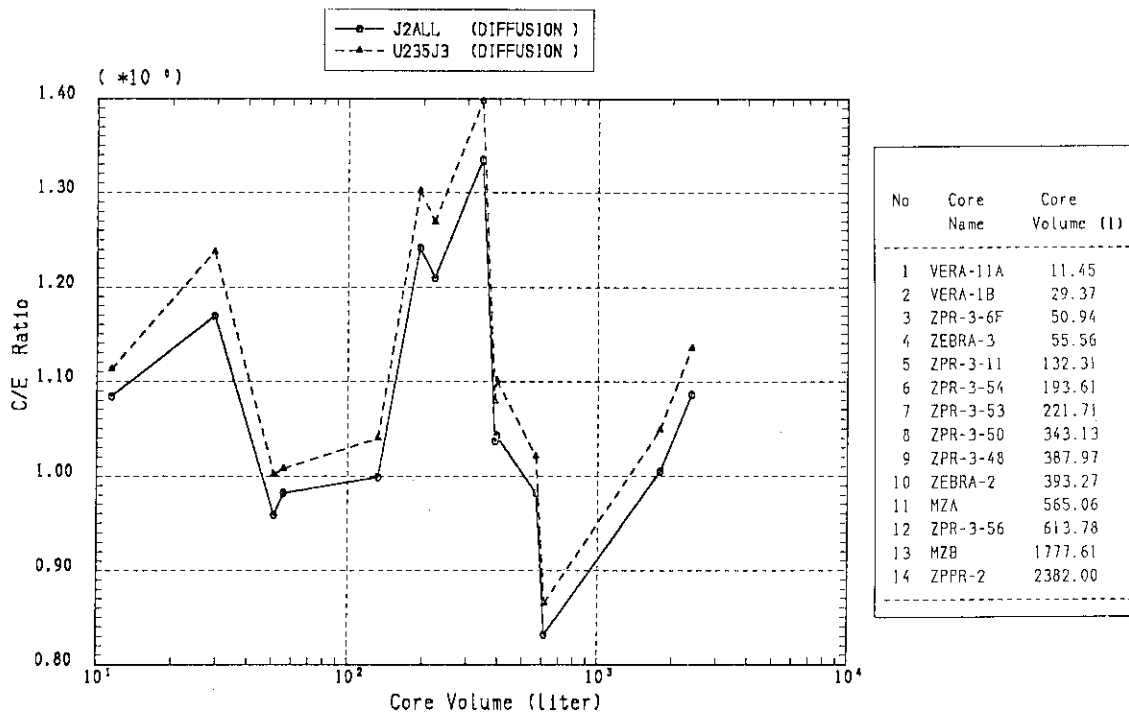


Fig. 3.11 C/E Ratio of $\langle \sigma_f^{240} / \sigma_f^{235} \rangle$ (JFS3J2ALL)

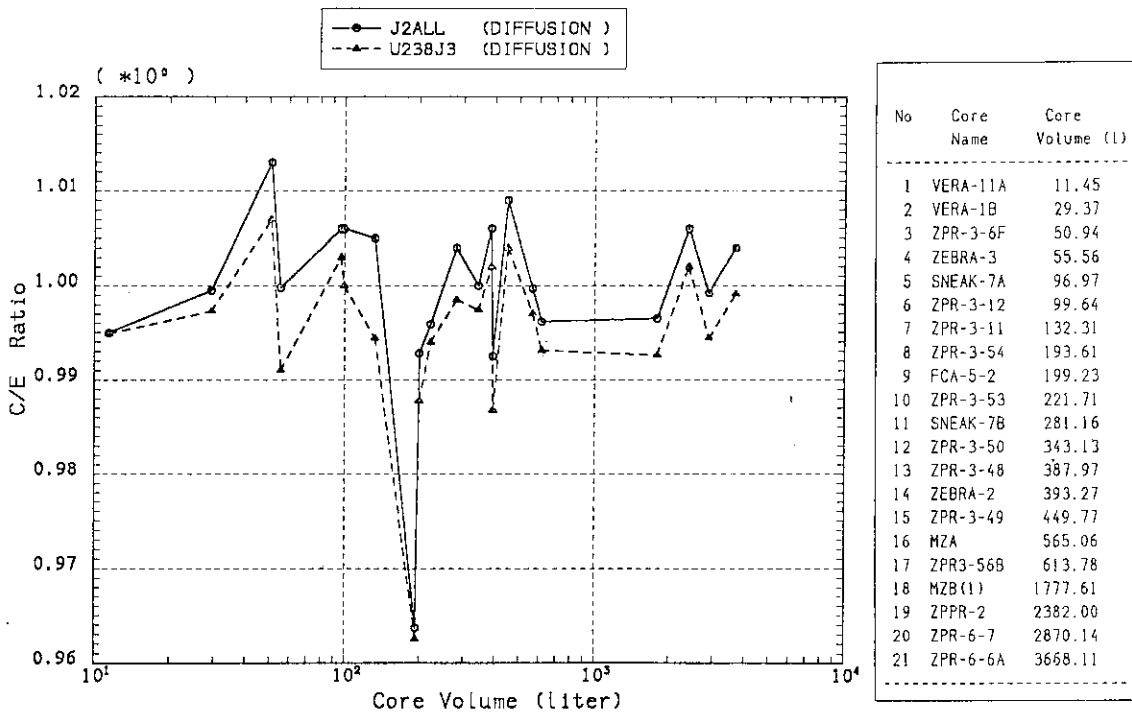


Fig. 3.12 k-effective (JFS3JALL)

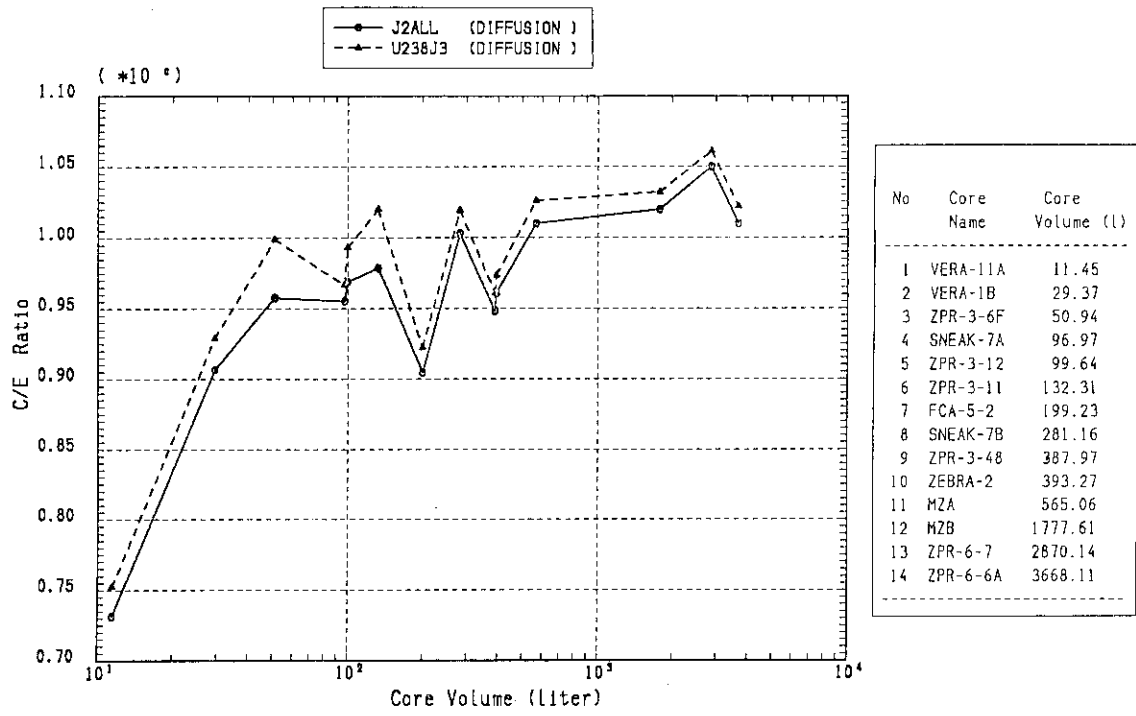


Fig. 3.13 C/E Ratio of $\langle \sigma_C^{238} / \sigma_F^{235} \rangle$ (JFS3J2ALL)

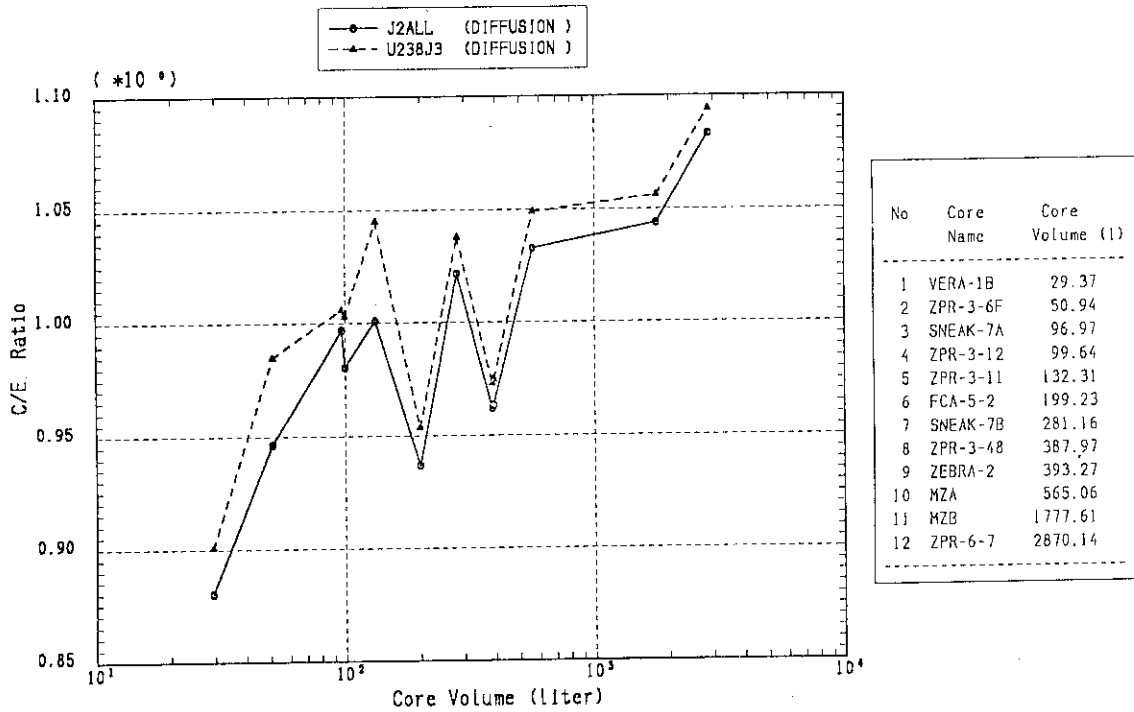


Fig. 3.14 C/E Ratio of $\langle \sigma_C^{238} / \sigma_F^{239} \rangle$ (JFS3J2ALL)

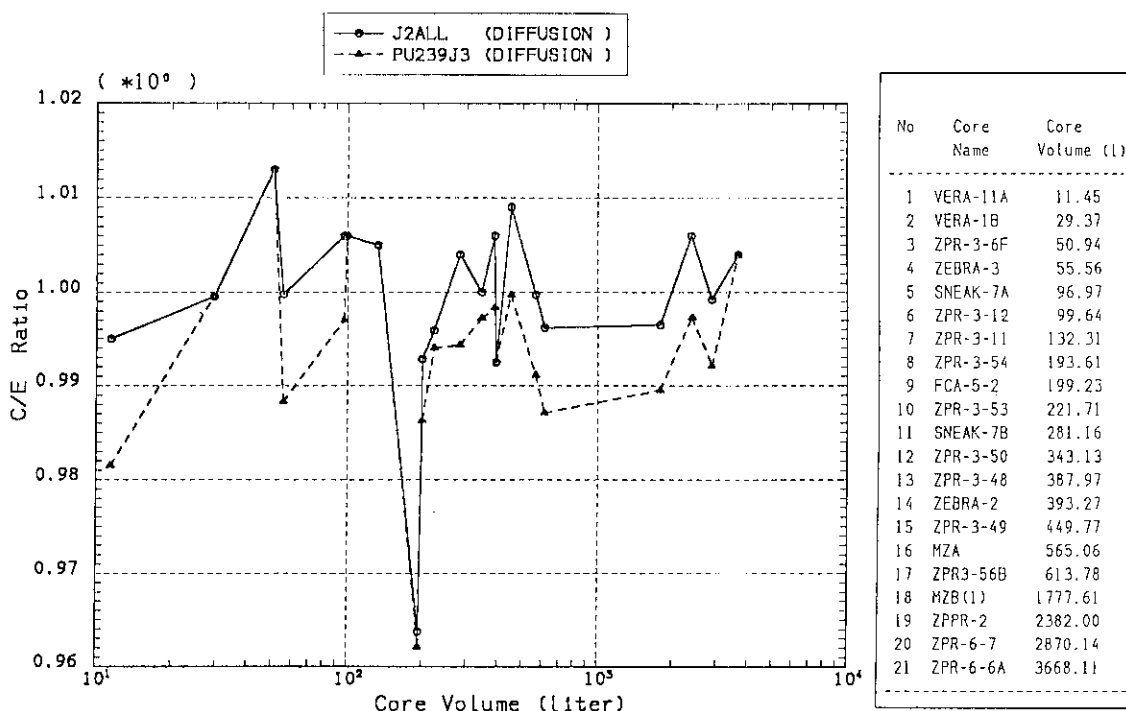


Fig. 3.15 k-effective (JFS3J2ALL)

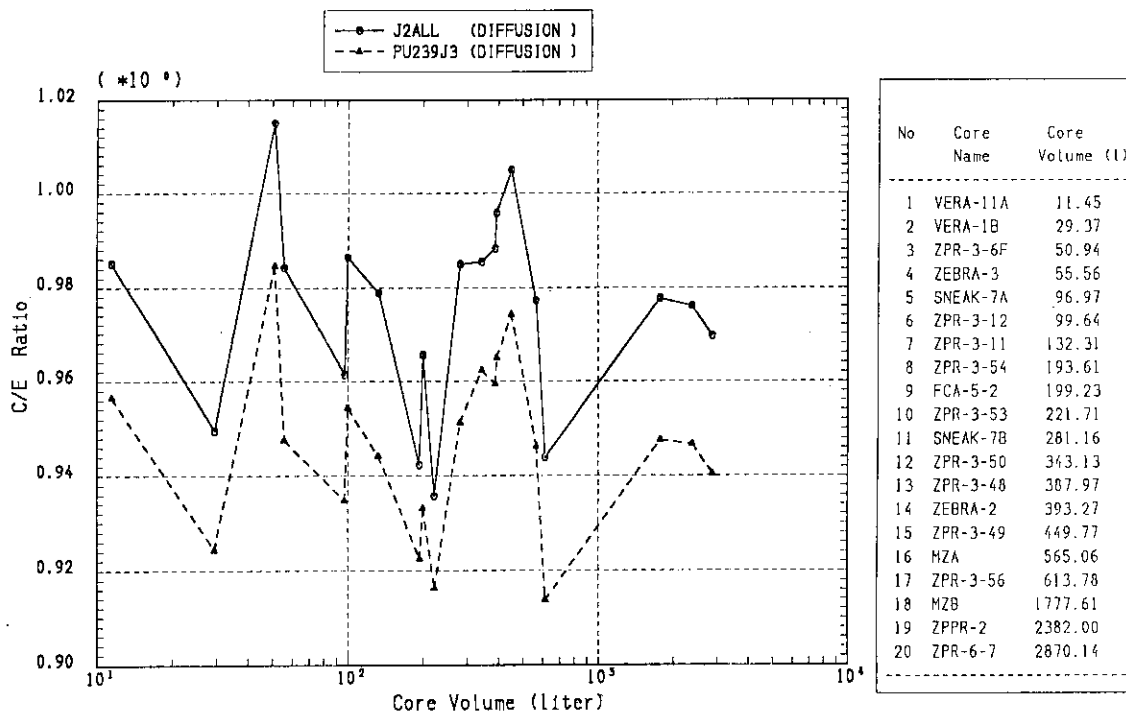


Fig. 3.16 C/E Ratio of $\langle \sigma_F^{239} / \sigma_F^{235} \rangle$ (JFS3J2ALL)

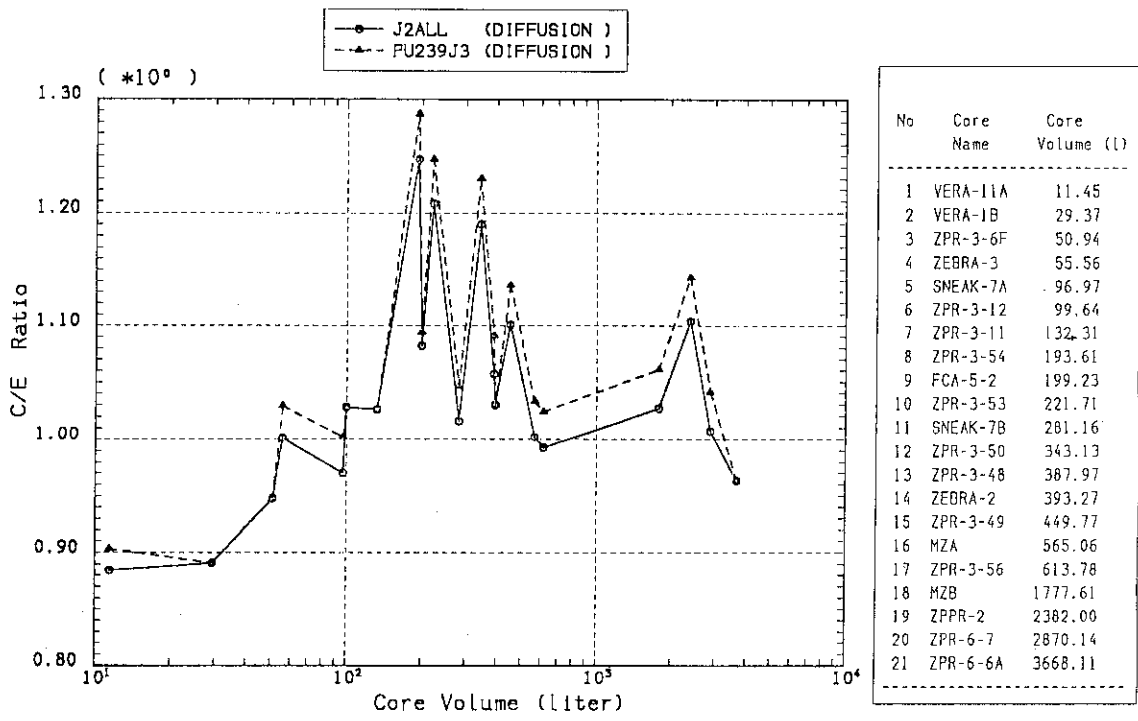


Fig. 3.17 C/E Ratio of $\langle O_f^{238} / O_f^{235} \rangle$ (JFS3J2ALL)

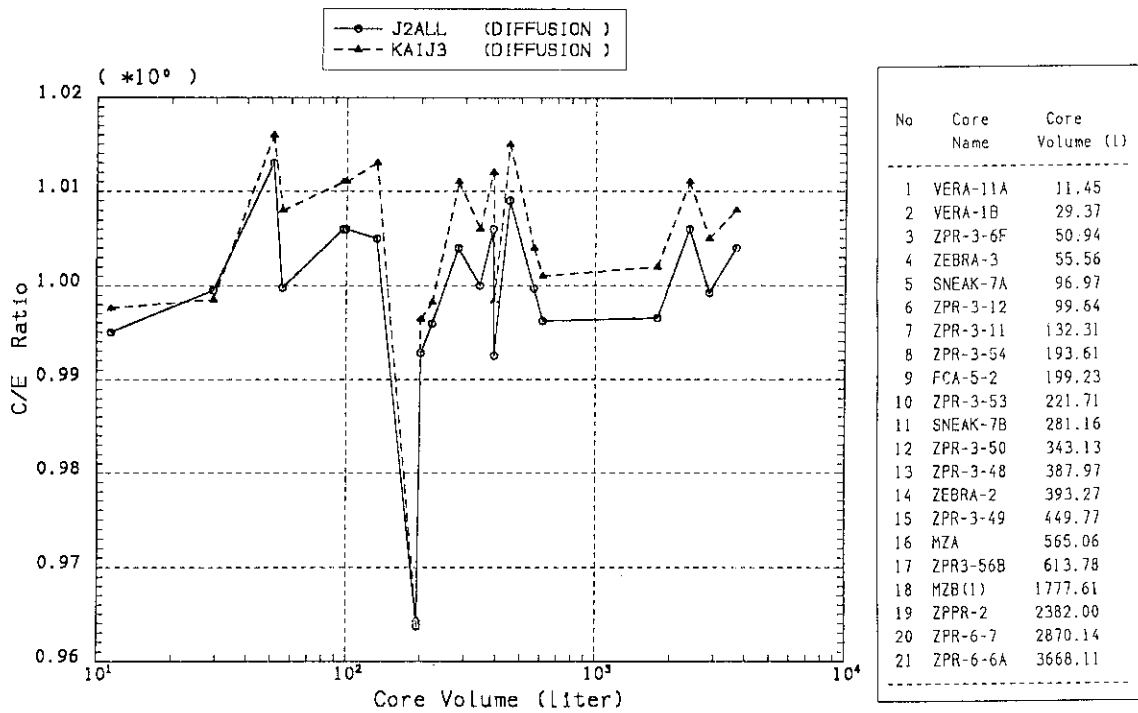


Fig. 3.18 k-effective (JFS3J2ALL)

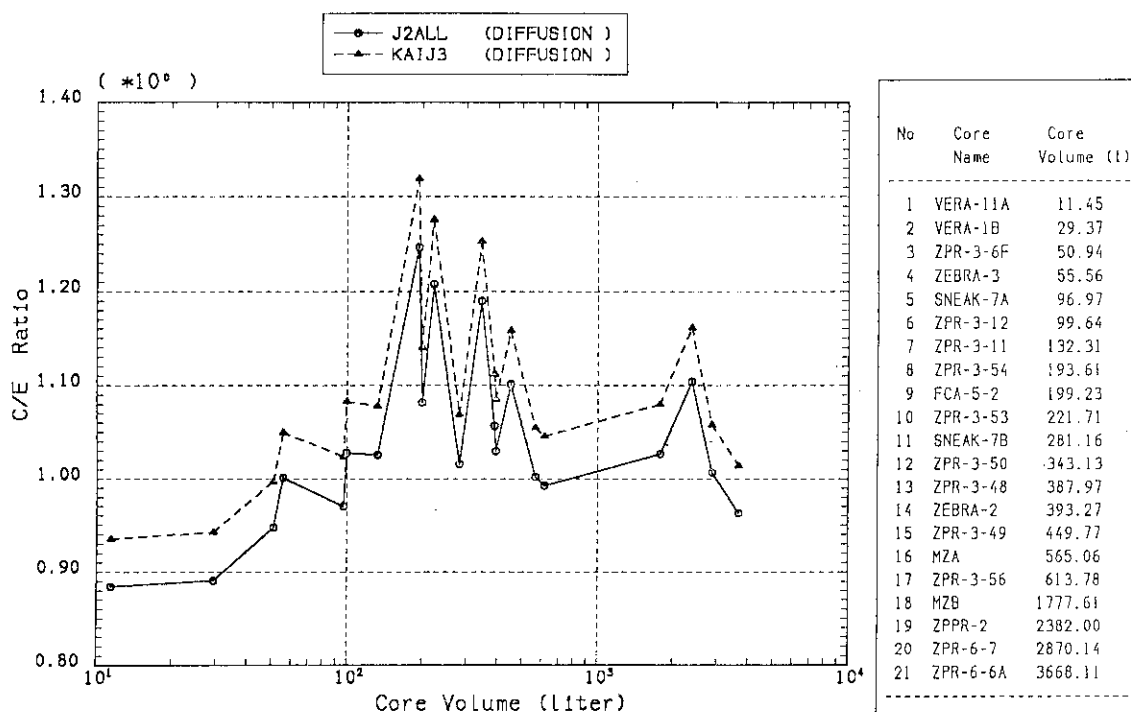


Fig. 3.19 C/E Ratio of $\langle \sigma_F^{238} / \sigma_F^{235} \rangle$ (JFS3J2ALL)

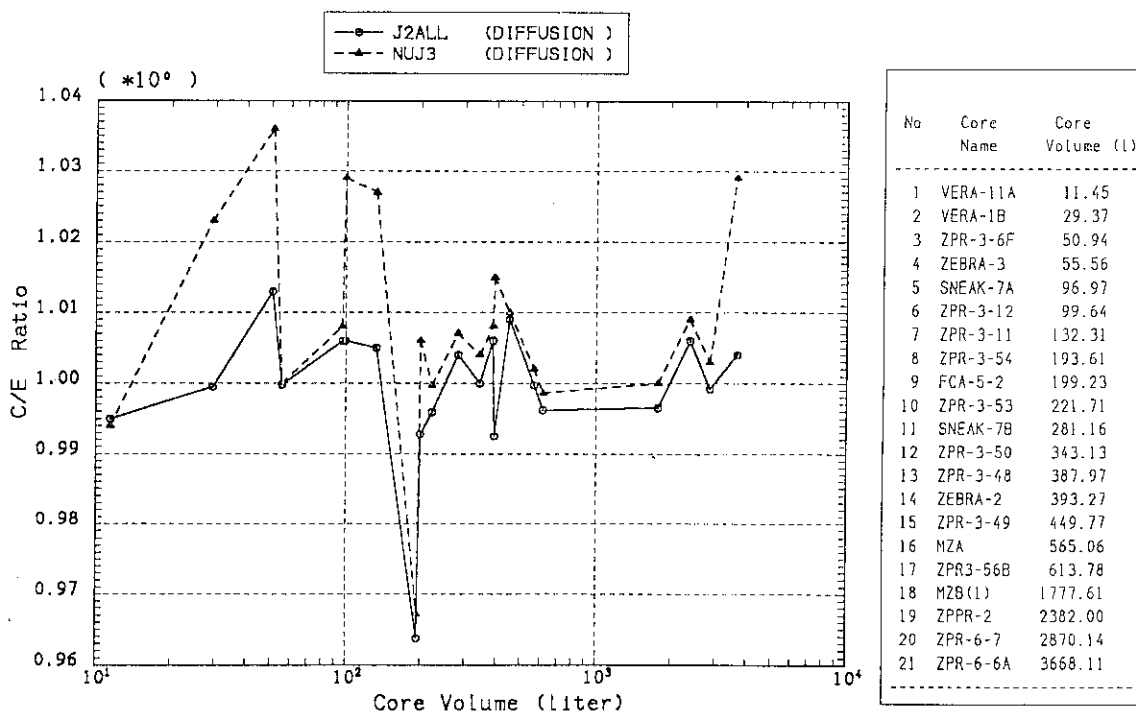


Fig. 3.20 k-effective (JFS3J2ALL)

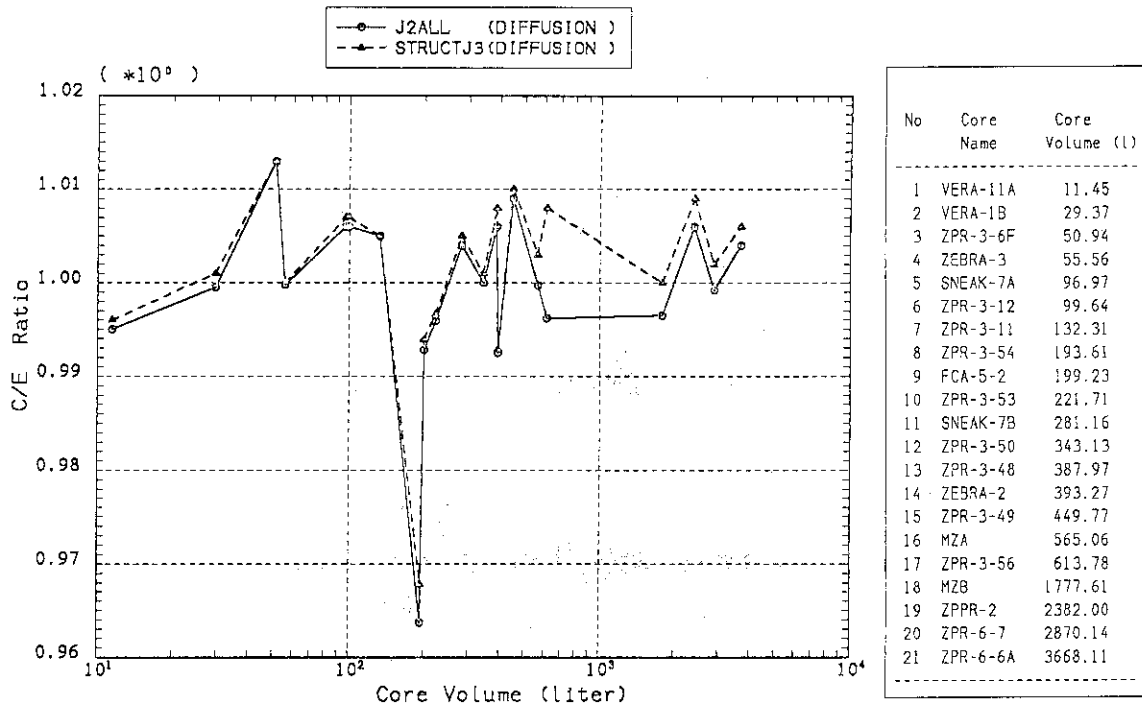


Fig. 3.21 k-effective (JFS3J2ALL)

4. ZPPR-9 と FCA-VI-2 炉心の解析

反応率分布やNa-ボイド反応度の領域依存性を検討するには2次元計算が要求される。ここでは2次元R-Z拡散計算に基づいてZPPR-9とFCA-VI-2炉心を解析する。非均質効果や輸送補正効果は群定数セットには依存しないと仮定して、JFS-3-J2セットで計算された値が用いられる。

4.1 ZPPR-9

(1) 実効増倍係数：Table 4.1

均質組成モデルについて70群の拡散計算を行った。拡散係数はCurrentを重みとするEXPANDA方式を用いた。JENDL-3Tの結果は補正された値が0.9943と0.6%過小評価であり、この結果は1次元ベンチマーク計算結果と良く一致している。

(2) 中心反応率比：Table 4.2

JENDL-3Tの結果は $\sigma_f(U-238)/\sigma_f(U-235)$ 、 $\sigma_f(Pu-240)/\sigma_f(U-235)$ と $\sigma_f(U-234)/\sigma_f(U-235)$ のしきい値核分裂反応については1次元ベンチマーク計算結果と同様非常に過大評価となっている。一方、 $\sigma_f(Pu-239)/\sigma_f(U-235)$ と $\sigma_f(U-233)/\sigma_f(U-235)$ の核分裂核種の反応比については、JENDL-2の過小評価を良く改善している。

(3) ドップラー反応度：Table 4.3

天然酸化ウランのサンプルを炉心中心で5温度について過熱し、ウランのドップラー効果が測定されている。JENDL-3Tの結果は5%程JENDL-2より大きく実験値に良く一致している。これはJENDL-3Tでは100 eV - 1 KeVの領域で中性子スペクトルがJENDL-2よりも柔らかくなっていることが原因と考えられる。炉心中心での中性子スペクトル及び随伴中性子スペクトルの比較はFig. 4.1 ~ 4.4に示されている。

(4) Na-ボイド反応度：Table 4.4

CITATIONとCIPERコードを用いて1次摂動近似で計算をし、その結果はJENDL-2による厳密摂動補正值を用いて修正した。非均質及び輸送効果についても同様である。JENDL-2では中心の小領域でのNa-ボイド反応度についての計算値は実験値と良く一致しているが、ボイド領域が拡大すると共に過大評価となる。JENDL-3Tでは小領域では15%過小評価であるが、拡大領域では良く実験値を再現しており、C/E値のボイド領域依存性をJENDL-2の結果の半分と小さい。このような2つの核データ・セット間の大きな差はFig. 4.3と4.4に示す随伴中性子束の差による散乱項の寄与の相違による。

(5) 反応率分布：Fig. 4.5～4.12

U-238の捕獲及びU-235, Pu-239, U-238, U-233, U-234, U-236と-240の核分裂反応率の炉心半径方向分布についての計算結果をFig. 4.5～4.12に示す。均質計算モデルを用いたもので、非均質及び輸送補正効果はJENDL-2と同様の値を用いた。どの反応率分布においても外側炉心及びブランケットにおいて計算値は実験値を過大評価し、半径方向依存性を示している。JENDL-3 Tの結果は1%程どの反応に対してもJENDL-2の結果を改善しているが、半径方向依存性は取り除かれていない。最も重要な出力分布に相当するPu-239の核分裂分布についても外側炉心で3.5%程過大評価しており、大型炉の設計要求精度 $\pm 2\%$ を満足していない。また増殖比に関係するU-238の捕獲反応率分布も外側炉心で3%、ブランケット部で5%実験値と差が生じている。

4.2 FCA-VI-2

FCA-VI-2炉心はU-235を燃料とするドライバー領域を外側にもつ集合体である。そのため k_{eff} はU-235の大きな ρ -値のため、JENDL-3 Tでは実験値を0.8%過大評価する。またドップラー反応度についてはJENDL-2での12%過小評価を少し改善したが10%の過小評価であった。

(1) Na-ボイド反応度：Table 4.5

JENDL-2では19%から38%とボイド領域が拡大すると共に計算値は実験値を過大評価していたが、JENDL-3 Tの結果は実験値との一致は大変良く、ボイド領域依存性も極めて改善されている。

(2) 反応率分布：Fig. 4.13～4.15

Pu-239, U-235とU-238に対する核分裂反応率分布の比較をFig. 4.13～4.15に示す。U-235を燃料とするドライバー領域で計算値は10～20%も測定値より大きい。ZPPR-9の場合と異なって、JENDL-3 Tの結果は4%程JENDL-2より大きくなり、JENDL-2の過大評価を改善していない。

Table 4.1 ZPPR-9 Effective Multiplication Factor (K-EFF)

Core Model : 2D-RZ
 Number of groups : 70 G
 Using Code : CITATION
 Cell Model : Homogeneous
 Diffusion Coefficient : EXPANDA Method

LIBRARY	EXPERIMENTS (ERROR)	CALCULATION	CORRECTED	C / E
JENDL2	1.00000	0.98410	0.99918	0.99919
JENDL3T	1.00000	0.97933	0.99434	0.99434

Table 4.2 ZPPR-9 Central Reaction Rate Ratios

Core Model : 2D-RZ
 Number of groups : 70 G
 Using Code : REACT3
 Cell Model : Homogeneous
 Diffusion Coefficient : EXPANDA Method

LIBRARY	SPECTRAL INDEX	EXPERIMENTS (ERROR)	CALCULATION	CORRECTED	C / E
JENDL2	U -238(F)/U -235(F)	(+ 0.01850) (+ 0.0004)	0.02060	0.02010	1.08648
	PU-239(F)/U -235(F)	(+ 0.91700) (+ 0.0130)	0.90530	0.89206	0.97280
	PU-240(F)/U -235(F)	(+ 0.16140) (+ 0.0023)	0.17480	0.18269	1.13189
	PU-241(F)/U -235(F)	(+ 1.29400) (+ 0.0230)	1.29650	1.28443	0.99260
	U -236(F)/U -235(F)	(+ 0.04010) (+ 0.0006)	0.04450	0.04290	1.06977
	U -234(F)/U -235(F)	(+ 0.13630) (+ 0.0018)	0.13810	0.13809	1.01310
	U -233(F)/U -235(F)	(+ 1.43100) (+ 0.0200)	1.37410	1.37400	0.96017
	JENDL3T	U -238(F)/U -235(F)	(+ 0.01850) (+ 0.0004)	0.02220	0.02166
PU-239(F)/U -235(F)		(+ 0.91700) (+ 0.0130)	0.92330	0.90979	0.99214
PU-240(F)/U -235(F)		(+ 0.16140) (+ 0.0023)	0.18450	0.19282	1.19470
PU-241(F)/U -235(F)		(+ 1.29400) (+ 0.0230)	1.34250	1.33000	1.02782
U -236(F)/U -235(F)		(+ 0.04010) (+ 0.0006)	0.04900	0.04724	1.17795
U -234(F)/U -235(F)		(+ 0.13630) (+ 0.0018)	0.15680	0.15678	1.15029
U -233(F)/U -235(F)		(+ 1.43100) (+ 0.0200)	1.42920	1.42910	0.99867

Table 4.3 ZPPR-9 Dopler Reactivity Effects --- NU02 Sample

Core Model : 2D-RZ
 Number of groups : 70 G
 Using Code : CIPER
 Cell Model : Homogeneous
 Diffusion Coefficient : EXPANDA Method

LIBRARY	TEMPERATURE	REACTIVITY (EXPERIMENTS) (ERROR)	REACTIVITY (CALCULATION)	CORRECTED	C / E
JENDL2	298K - 487.5K	(+ 1.03380 - 0.0299)	-0.81110	-0.90821	0.87852
	298K - 644.4K	(+ 1.64210 - 0.0299)	-1.29670	-1.45488	0.88599
	298K - 794.0K	(+ 2.18700 - 0.0299)	-1.66840	-1.87650	0.85802
	298K - 935.4K	(+ 2.47060 - 0.0336)	-1.96490	-2.21375	0.89604
	298K - 1087.0K	(+ 2.84750 - 0.0299)	-2.23990	-2.52779	0.88772
JENDL3T	298K - 487.5K	(+ 1.03380 - 0.0299)	-0.86590	-0.96957	0.93787
	298K - 644.4K	(+ 1.64210 - 0.0299)	-1.38550	-1.55452	0.94666
	298K - 794.0K	(+ 2.18700 - 0.0299)	-1.78430	-2.00686	0.91763
	298K - 935.4K	(+ 2.47060 - 0.0336)	-2.10320	-2.36957	0.95911
	298K - 1087.0K	(+ 2.84750 - 0.0299)	-2.39960	-2.70802	0.95102

Table 4.4 ZPPR-9 Sodium-Void Reactivity

Core Model : 2D-RZ
 Number of groups : 70 G
 Using Code : CIPER
 Cell Model : Homogeneous
 Diffusion Coefficient : EXPANDA Method

LIBRARY	VOID REGION	REACTIVITY (DK/K*10E-4) EXPERIMENTS (ERROR)	CALCULATION	CORRECTED	C / E
JENDL2	9 DRAWERS x 40.64	1.04100 (+ 0.0170)	1.20700	1.07751	1.03507
	37 DRAWERS x 40.64	3.97200 (+ 0.0140)	4.94100	4.35515	1.09646
	97 DRAWERS x 40.64	10.09800 (+ 0.0070)	12.82800	11.03615	1.09290
	97 DRAWERS x 81.28	12.80300 (+ 0.0030)	18.19800	14.99184	1.17096
	97 DRAWERS x 101.60	10.88500 (+ 0.0070)	17.54999	13.78012	1.26597
	97 DRAWERS x 137.16	8.39800 (+ 0.0100)	16.50400	12.02226	1.43156
	9 DRAWERS x 40.64	1.04100 (+ 0.0170)	0.98600	0.88022	0.84555
JENDL3T	37 DRAWERS x 40.64	3.97200 (+ 0.0140)	4.03400	3.55569	0.89519
	97 DRAWERS x 40.64	10.09800 (+ 0.0070)	10.46300	9.00150	0.89141
	97 DRAWERS x 81.28	12.80300 (+ 0.0030)	14.40500	11.86710	0.92690
	97 DRAWERS x 101.60	10.88500 (+ 0.0070)	13.48000	10.58440	0.97238
	97 DRAWERS x 137.16	8.39800 (+ 0.0100)	12.33400	8.98464	1.06985
	9 DRAWERS x 40.64	1.04100 (+ 0.0170)	0.98600	0.88022	0.84555
	37 DRAWERS x 40.64	3.97200 (+ 0.0140)	4.03400	3.55569	0.89519

Table 4.5 FCA6-2 Sodium-Void Reactivity

Core Model : 2D-RZ
 Number of groups : 70 G
 Using Code : CIPER
 Cell Model : Homogeneous
 Diffusion Coefficient : EXPANDA Method

LIBRARY	VOID REGION	REACTIVITY (DK/K*10E-4) EXPERIMENTS (ERROR)	CALCULATION	CORRECTED	C / E
JENDL2	3 X 3 X 4 PACKS	2.13000 (+ 0.0500)	2.97100	2.53432	1.18982
	5 X 5 X 4 PACKS	5.51000 (+ 0.0800)	7.77500	6.83940	1.24127
	5 X 5 X 6 PACKS	7.65000 (+ 0.0800)	10.98700	9.64623	1.26094
	7 X 7 X 6 PACKS	12.53000 (+ 0.1100)	19.38599	16.71211	1.33377
	7 X 7 X 8 PACKS	14.65000 (+ 0.1100)	23.64000	20.18198	1.37761
JENDL3T	3 X 3 X 4 PACKS	2.13000 (+ 0.0500)	2.30400	1.96535	0.92270
	5 X 5 X 4 PACKS	5.51000 (+ 0.0800)	6.04200	5.31494	0.96460
	5 X 5 X 6 PACKS	7.65000 (+ 0.0800)	8.46700	7.43375	0.97173
	7 X 7 X 6 PACKS	12.53000 (+ 0.1100)	14.99000	12.92246	1.03132
	7 X 7 X 8 PACKS	14.65000 (+ 0.1100)	18.02599	15.38918	1.05046

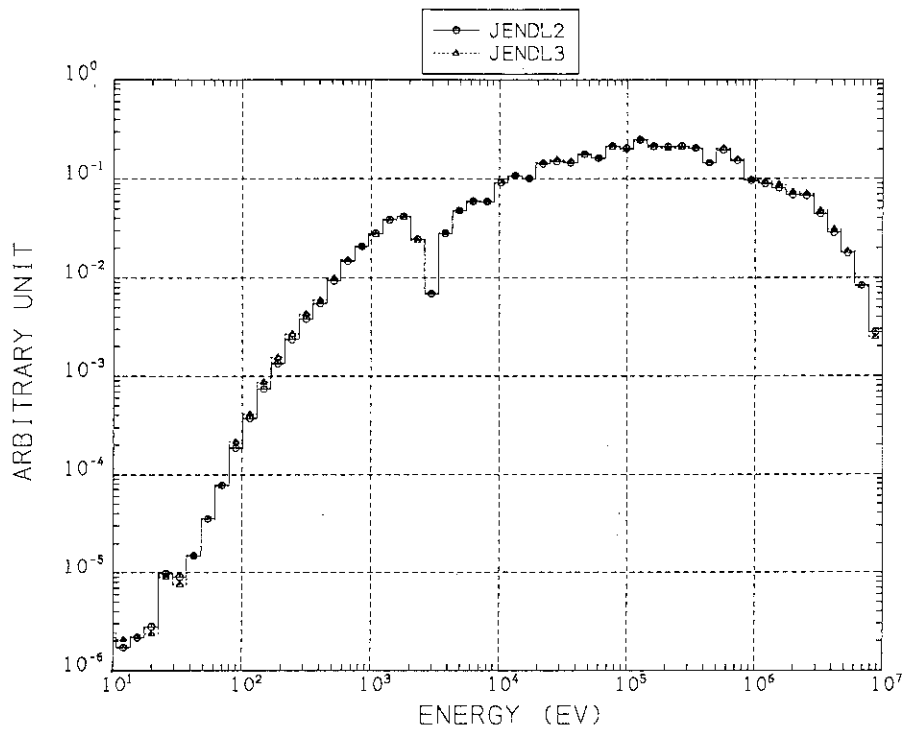


Fig. 4.1 Comparison of Real Neutron Spectrum in ZPPR-9 at Position (1.1)

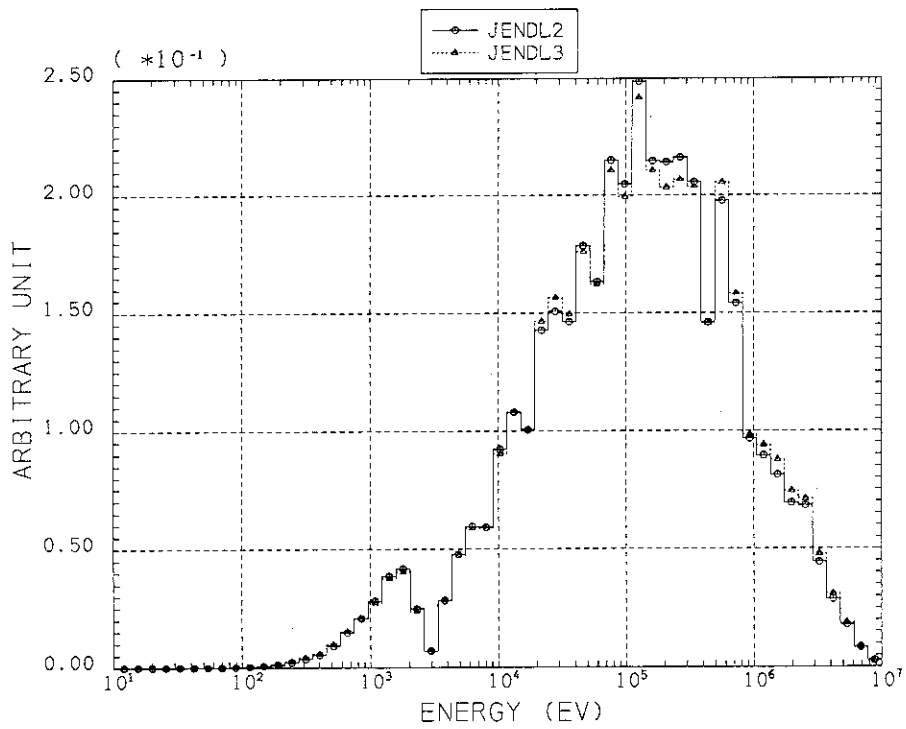


Fig. 4.2 Comparison of Real Neutron Spectrum in ZPPR-9 at Position (1.1)

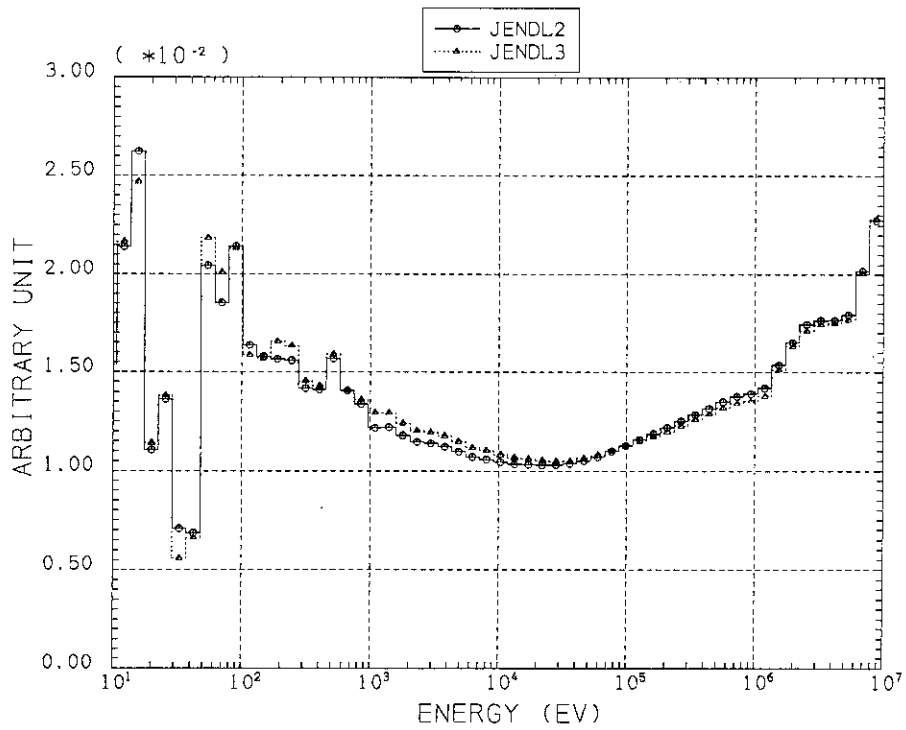


Fig. 4.3 Comparison of Adjoint Neutron Spectrum in ZPPR-9 at Position (1.1)

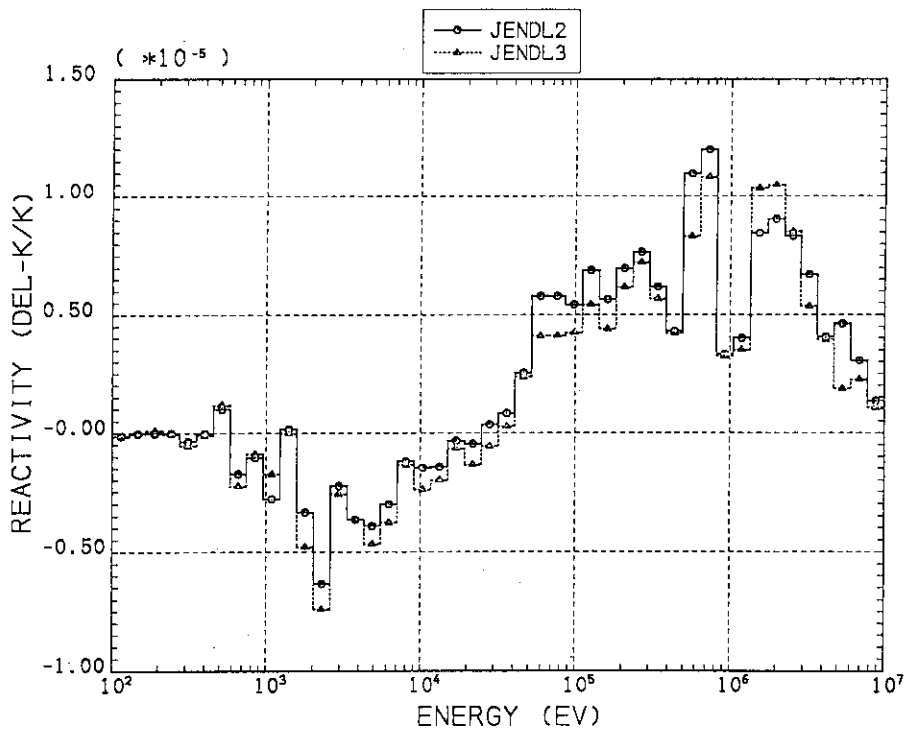


Fig. 4.4 Comparison of Groupwise Contribution for Scattering of NA Void (Case 1)

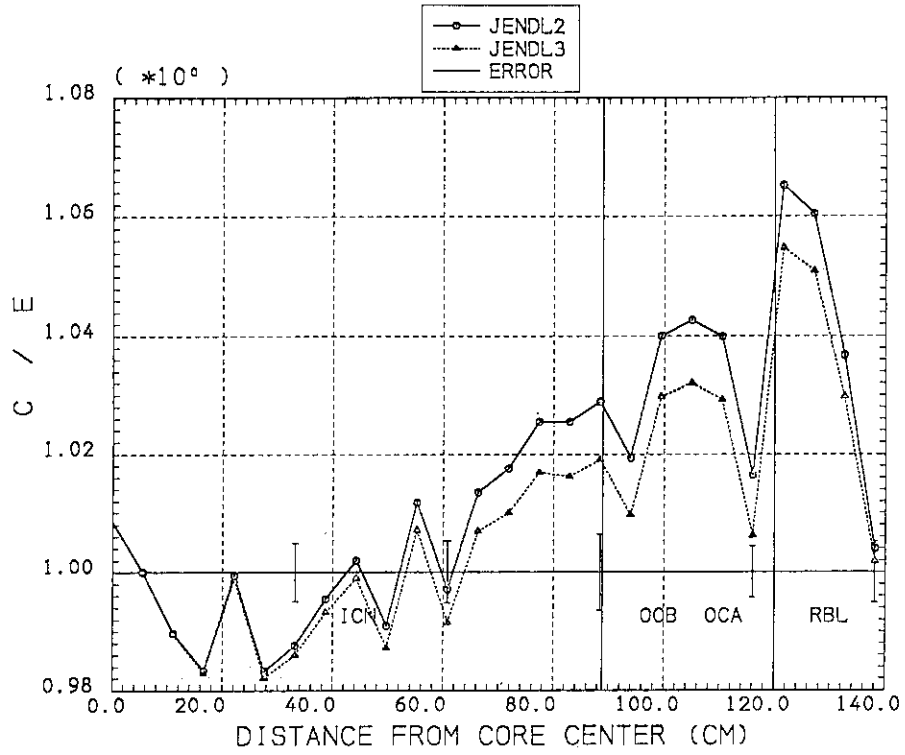


Fig. 4.5 C/E of ZPPR-9 U-238 Capture Rate Distribution (R-Direction)

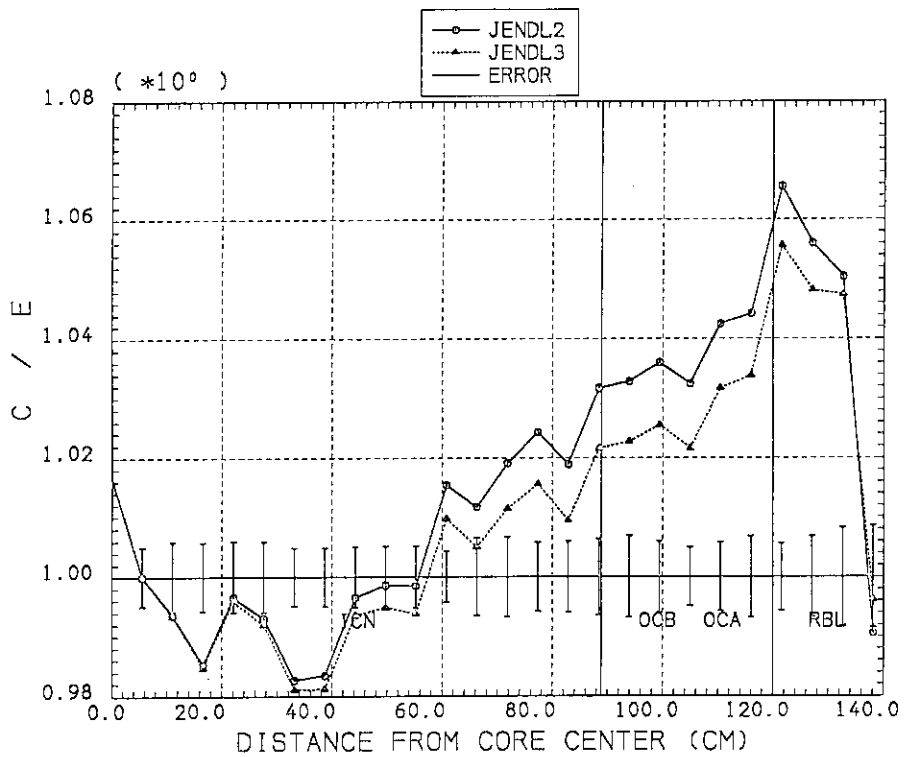


Fig. 4.6 C/E of ZPPR-9 U-235 Fission Rate Distribution (R-Direction)

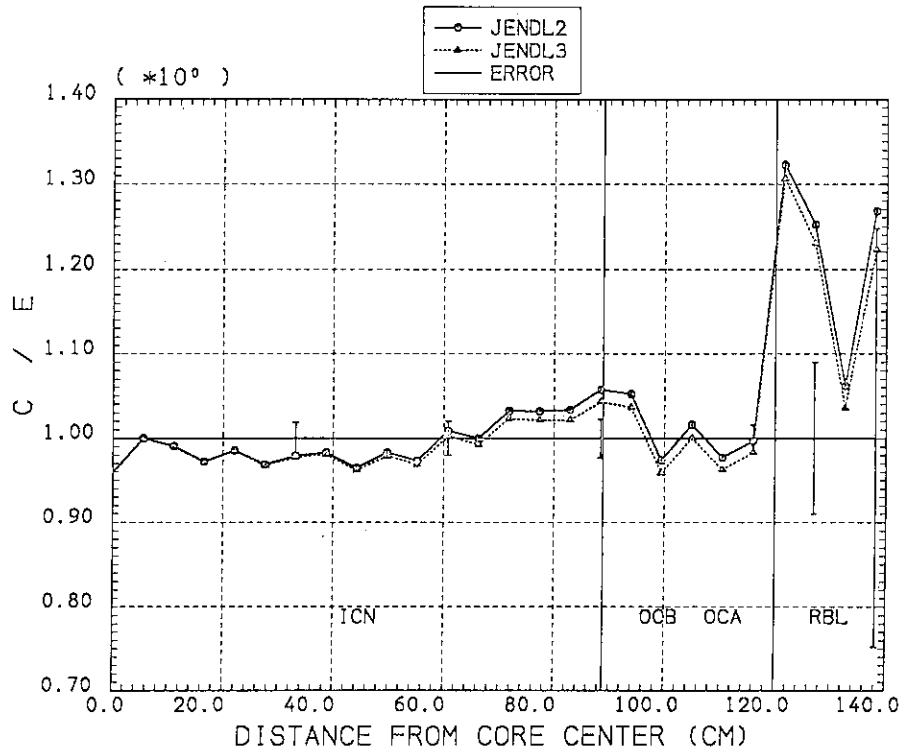


Fig. 4.7 C/E of ZPPR-9 U-238 Fission Rate Distribution (R-Direction)

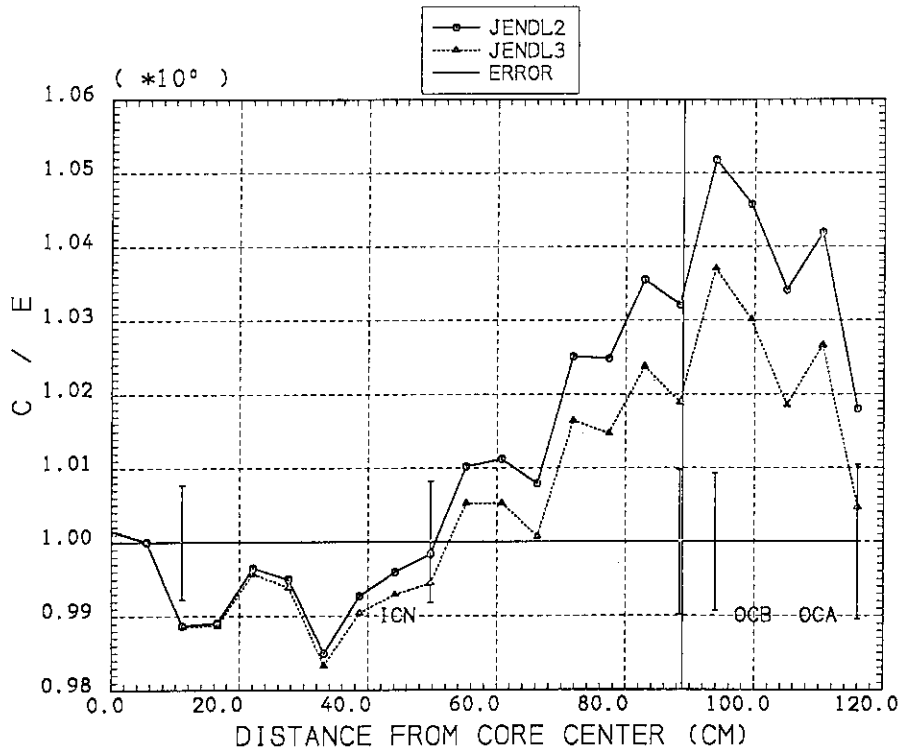


Fig. 4.8 C/E of ZPPR-9 PU-239 Fission Rate Distribution (R-Direction)

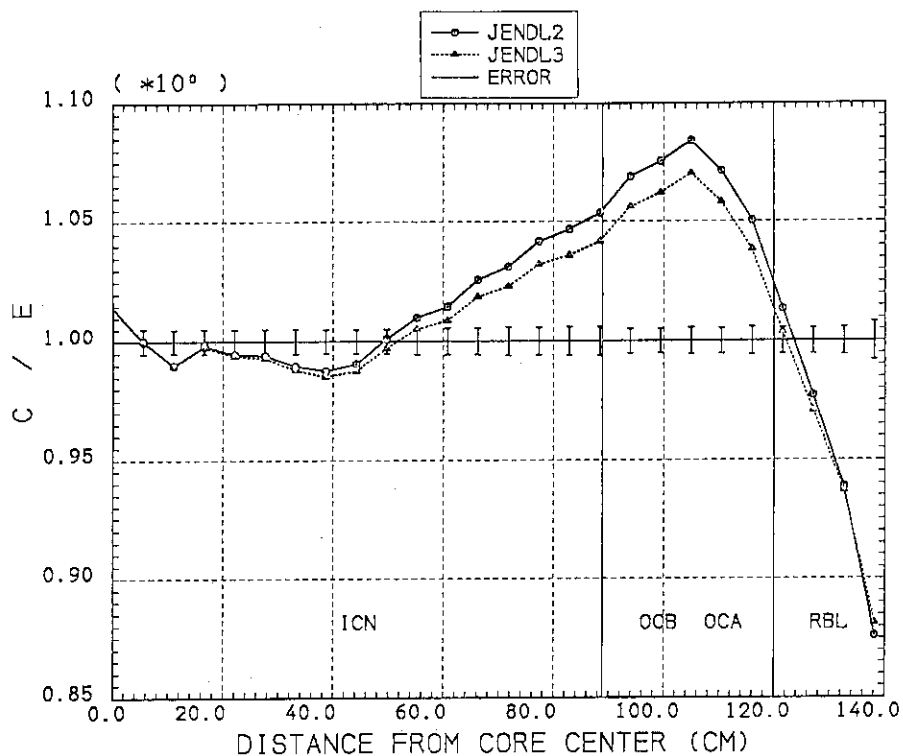


Fig. 4.9 C/E of ZPPR-9 U-233 Fission Rate Distribution (R-Direction)

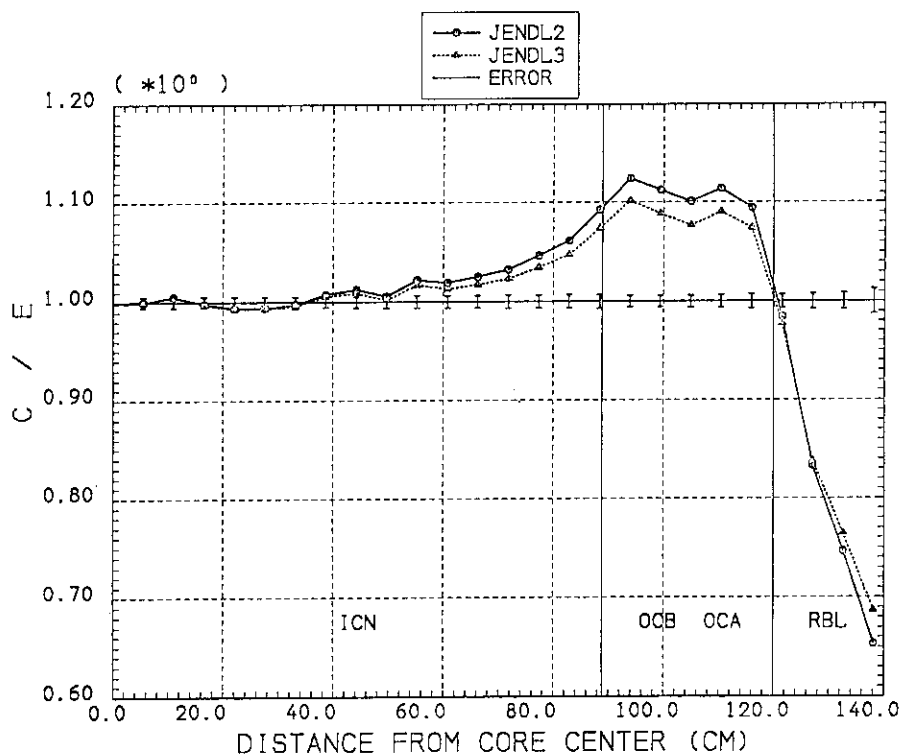


Fig. 4.10 C/E of ZPPR-9 U-234 Fission Rate Distribution (R-Direction)

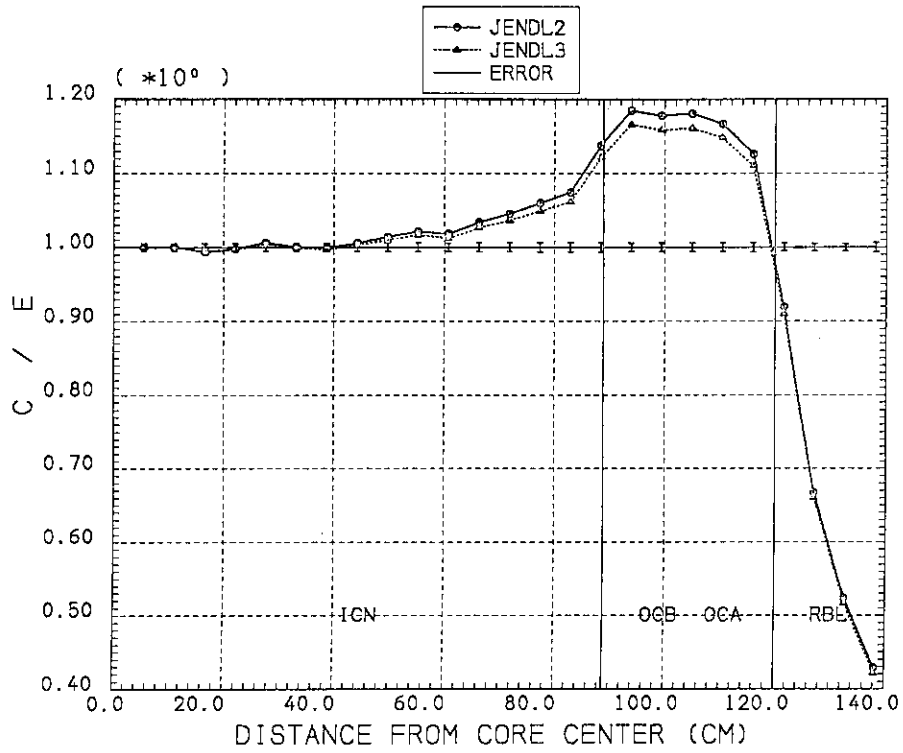


Fig. 4.11 C/E of ZPPR-9 U-236 Fission Rate Distribution (R-Direction)

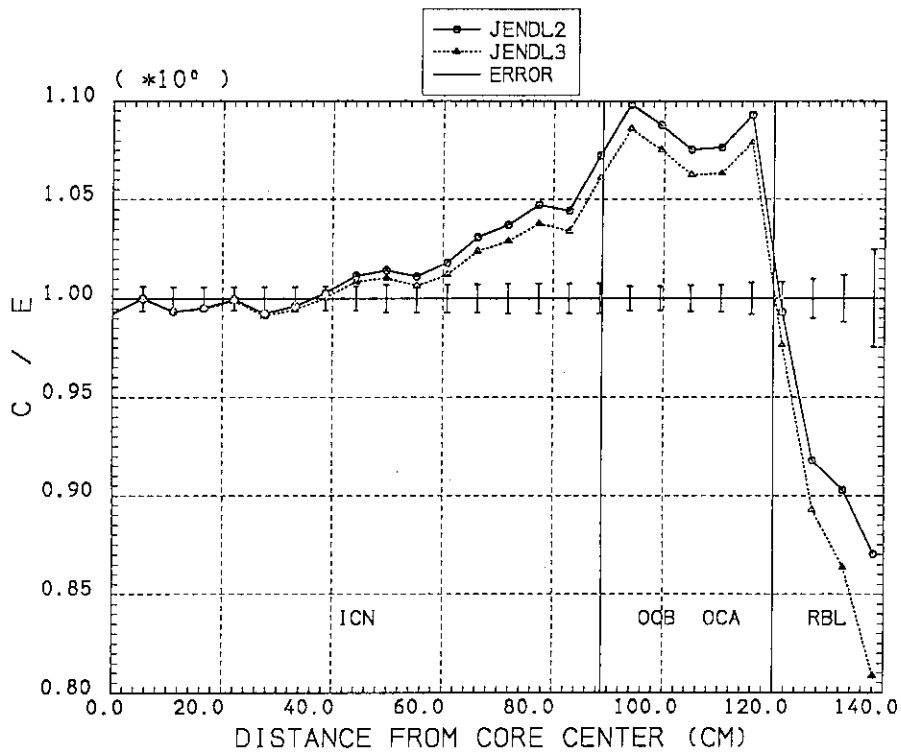


Fig. 4.12 C/E of ZPPR-9 PU-240 Fission Rate Distribution (R-Direction)

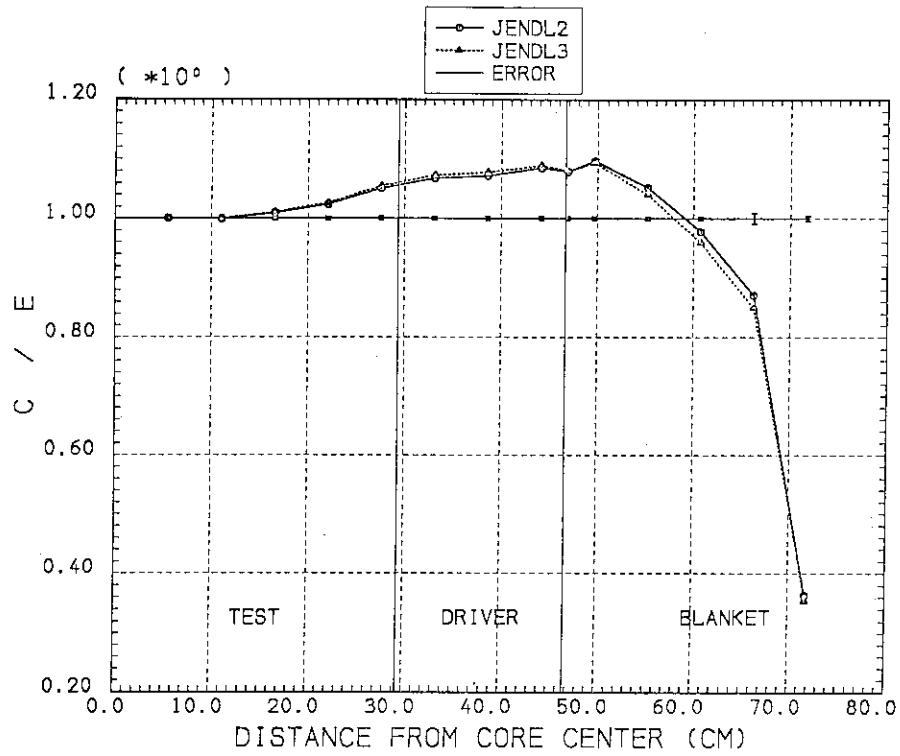


Fig. 4.13 C/E of FCA-6-2 ²³⁹Pu Fission Rate Distribution (R-Direction)

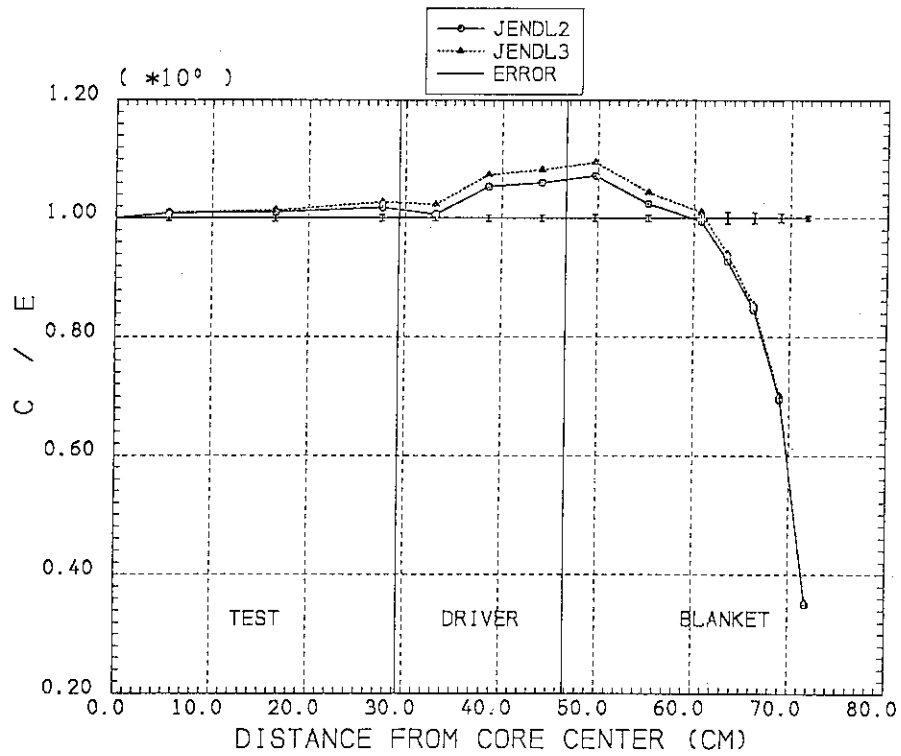


Fig. 4.14 C/E of FCA-6-2 ²³⁵U Fission Rate Distribution (R-Direction)

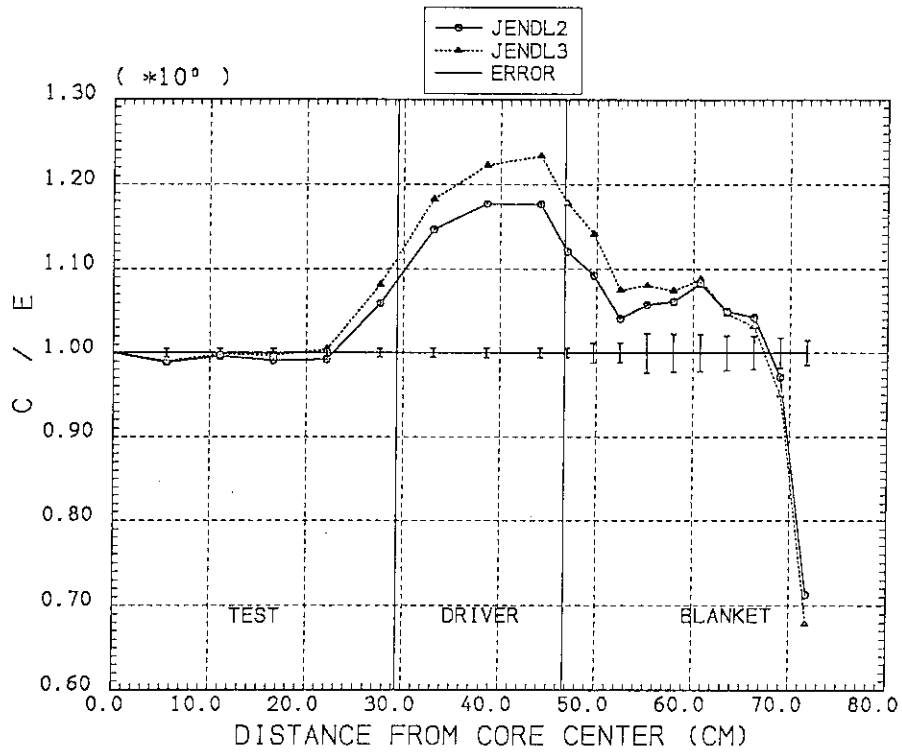


Fig. 4.15 C/E of FCA-6-2 U-238 Fission Rate Distribution (R-Direction)

5. ベンチマーク・テストの要約

JENDL-3 Tについてのベンチマーク・テストの結果は次のように要約される。

(1) k_{eff} : U系炉心では2%の過大評価, Pu系炉心では0.6%過小評価

(2) 中心反応率比

$\sigma_f(\text{Pu-239})/\sigma_f(\text{U-235})$: 実験値との一致が良い。

$\sigma_c(\text{U-238})/\sigma_f(\text{U-235})$ と $\sigma_c(\text{U-238})/\sigma_f(\text{Pu-239})$: 炉心体積の大きいZPR-6-7などで10%近い過大評価

$\sigma_f(\text{U-238})/\sigma_f(\text{U-235})$: 15%の過大評価

(3) ドップラー反応度

JENDL-2の結果を改善し実験値との一致も良い。

(4) Na-ボイド反応度

JENDL-2でのC/E値のボイド領域依存性を改善し, 実験値との一致も良くなっている。

(5) 反応率分布

C/E値の半径方向依存性を幾分改善しているが取り除かれていない。

以上のことからJENDL-3 Tについては次のような核種の核データについての再評価の検討が要望される。

(1) U-235 : ν -値, σ_f , χ

(2) U-238 : σ_{in} , σ_c

(3) Pu-239 : ν -値, σ_f , σ_c , χ

(4) Pu-240 : σ_c

(5) Ni : σ_s

6. JENDL-3 T/Rev. 1 のベンチマーク・テスト

第5章のJENDL-3 Tのベンチマーク・テストの要約等のコメントに基づいて、シグマ委員会及び核データセンターにおいて核データの再評価と改訂作業が実施され、1988年10月にJENDL-3 T/Rev. 1ファイルが編集された。

6.1 1次元ベンチマーク・テスト

計算した積分量は、実効増倍係数 (k_{eff}) と中心反応率比である。Fig. 6.1にJENDL-2, JENDL-3 TとJENDL-3 T/Rev. 1でもとめた k_{eff} の比較を炉心体積の関数として示す。この図から分ることは、JENDL-3 TにおいてU系炉心では k_{eff} は非常に過大評価であったがJENDL-3 T/Rev. 1では過小評価されている。U-235の ρ -値等について更に検討が必要と思われる。一方Pu系炉心ではJENDL-3 Tでは過小評価の傾向にあったが、JENDL-3 T/Rev. 1では0.5% $\Delta k/k$ 程大きくなり改善された。これは主にU-238の捕獲断面積の変化による。

Fig. 6.2には増殖比の指標である $\sigma_c(\text{U-238})/\sigma_f(\text{Pu-239})$ の中心反応率比に対するC/E (計算値/実験値) 値の比較を示す。JENDL-3 Tでの過大評価は1~2%改善されているが、ZPR-6-7では10%近く過大評価となっている。

Fig. 6.3は中心反応率比 $\sigma_f(\text{Pu-239})/\sigma_f(\text{U-235})$ の比較を示す。JENDL-2の過小評価をJENDL-3 Tと-3 T/Rev. 1は大変改善している。

6.2 2次元ベンチマーク・テスト

2次元ベンチマーク計算では、反応率分布やNa-ボイド反応度等の予測精度の評価を主な目的とする。大型高速炉模擬臨界集合体ZPPR-9についての解析結果を示す。

ここでのベンチマーク計算では、非均質セル計算をバックリング・サーチをして行った。しかしバックリング・サーチの効果は小さく、JENDL-2の結果は、前回の結果と良く一致していた。

JENDL-3 T/Rev. 1で計算された k_{eff} のC/E値は1.002 (Table 6.1)であり、実験値との一致は比較的良い。Table 6.2には中心反応率比の比較を示す。 $\sigma_f(\text{Pu-239})/\sigma_f(\text{U-235})$ 等の核分裂核種についての核分裂反応率比は実験値との一致は良いが、しきい値核分裂反応率についてはJENDL-3 T/Rev. 1はJENDL-3 Tと同様かなり過大評価である。

Na-ボイド反応度に対する計算結果はTable 6.3に示す。JENDL-3 T/Rev. 1の結果は実験値との一致も良く、特にJENDL-2で存在したボイド領域依存性が取り除かれている。一方ドプラー反応度についてもTable 6.4に示すように、5%程過小評価ではあるが、JENDL-2の結果をかなり改善している。

JENDL-2で最も重要な問題であったのは、出力分布と制御棒反応度値のC/E値が炉心半径方向に大きく依存していることであった。Fig. 6.4にはPu-239の核分裂反応率のC/E値の半径方向分布を示す。この図からわかるように、JENDL-3 T/Rev. 1ではJENDL-2で見られる大きな半径方向依存性を改善し、炉設計からの要求精度±2%をほぼ満足している。この反応率分布の径方向依存性と制御棒値の問題は、相関関係があり、制御棒値についても改善されることが期待できる。

Table 6.1 Effective Multiplication Factor for ZPPR-9

Library	Experiment	Calculation	C/E
JENDL-2	1.00106	1.00012	0.99906
JENDL-3T/Rev.1		1.00326	1.00220

Table 6.2 Central reaction rate ratios for ZPPR-9

Library	Spectral index	Calculation	C/E
JENDL-2	$^{238}\text{U}(f)/^{235}\text{U}(f)$	0.019852	1.07308
JENDL-3T/Rev.1		0.021603	1.16772
JENDL-2	$^{239}\text{Pu}(f)/^{235}\text{U}(f)$	0.892414	0.97319
JENDL-3T/Rev.1		0.916789	0.99977
JENDL-2	$^{240}\text{Pu}(f)/^{235}\text{U}(f)$	0.182930	1.13340
JENDL-3T/Rev.1		0.195179	1.20929
JENDL-2	$^{241}\text{Pu}(f)/^{235}\text{U}(f)$	1.28345	0.99185
JENDL-3T/Rev.1		1.32140	1.02118
JENDL-2	$^{236}\text{U}(f)/^{235}\text{U}(f)$	0.042788	1.06703
JENDL-3T/Rev.1		0.050349	1.25559
JENDL-2	$^{234}\text{U}(f)/^{235}\text{U}(f)$	0.132763	0.97405
JENDL-3T/Rev.1		0.154039	1.13015
JENDL-2	$^{233}\text{U}(f)/^{235}\text{U}(f)$	1.37237	0.95903
JENDL-3T/Rev.1		1.42110	0.99308
JENDL-2	$^{238}\text{U}(f)/^{239}\text{Pu}(f)$	0.02234	1.10594
JENDL-3T/Rev.1		0.02366	1.17287
JENDL-2	$^{235}\text{U}(f)/^{239}\text{Pu}(f)$	1.12018	1.02675
JENDL-3T/Rev.1		1.09040	0.99945
JENDL-2	$^{238}\text{U}(c)/^{239}\text{Pu}(f)$	0.14656	0.98627
JENDL-3T/Rev.1		0.14805	0.99630

Table 6.3 Sodium void reactivity for ZPPR-9

Library	Void region	Reactivity (DK/K*10 ⁻⁴)	
		Calculation	C/E
JENDL-2	9 Drawers x	1.1609	1.1152
JENDL-3T/Rev.1	40.64 cm high	0.97723	0.9387
JENDL-2	37 Drawers x	4.7573	1.1977
JENDL-3T/Rev.1	40.64 cm high	3.9928	1.0052
JENDL-2	97 Drawers x	12.1465	1.2029
JENDL-3T/Rev.1	40.64 cm high	10.1475	1.0049
JENDL-2	97 Drawers x	16.3452	1.2767
JENDL-3T/Rev.1	81.28 cm high	12.9927	1.0148
JENDL-2	97 Drawers x	14.4797	1.3303
JENDL-3T/Rev.1	101.60 cm high	10.8296	0.9949
JENDL-2	97 Drawers x	11.9899	1.4277
JENDL-3T/Rev.1	137.16 cm high	8.1467	0.9701

Table 6.4 Doppler Reactivity of NUO₂ Sample for ZPPR-9

Library	Temperature (degree K)	Reactivity (DK/K*10 ⁻⁶)	
		Calculation	C/E
JENDL-2	298 -> 487.5	-0.94027	0.90953
JENDL-3T/Rev.1		-0.97867	0.94667
JENDL-2	298 -> 644.4	-1.5064	0.91736
JENDL-3T/Rev.1		-1.5689	0.95542
JENDL-2	298 -> 794.0	-1.9421	0.88802
JENDL-3T/Rev.1		-2.0241	0.92551
JENDL-2	298 -> 935.4	-2.2913	0.92743
JENDL-3T/Rev.1		-2.3899	0.96734
JENDL-2	298 ->1087.0	-2.6166	0.91891
JENDL-3T/Rev.1		-2.7311	0.95912

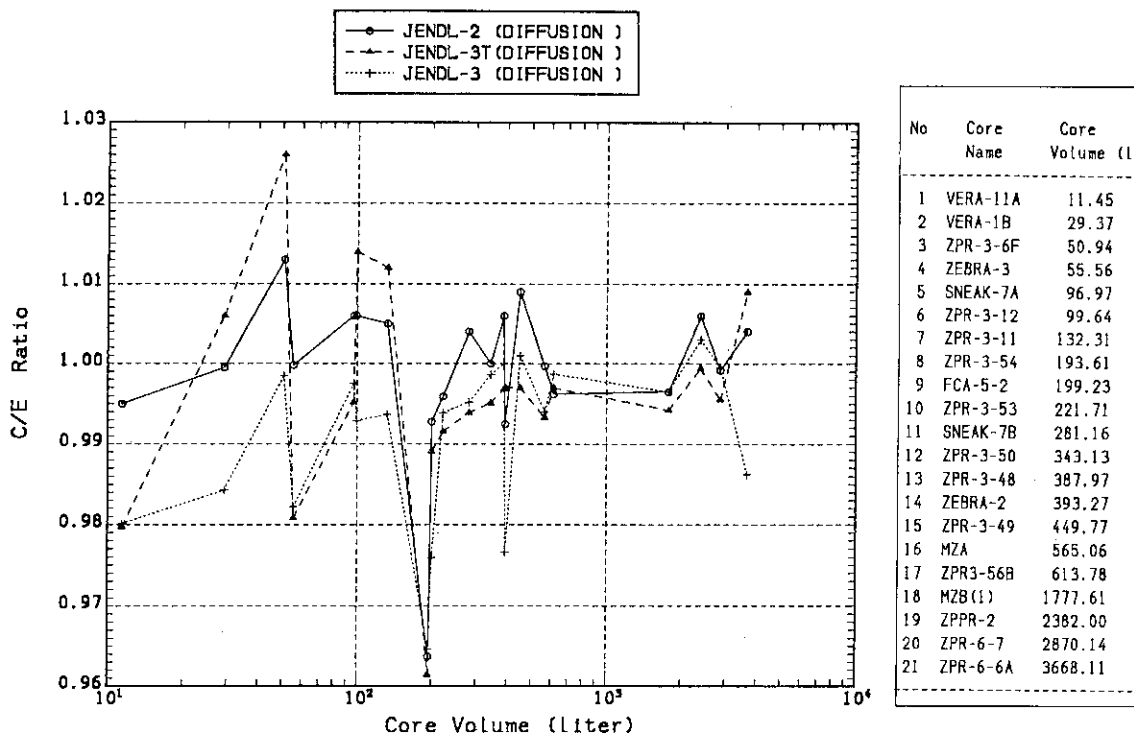


Fig. 6.1 k-effective

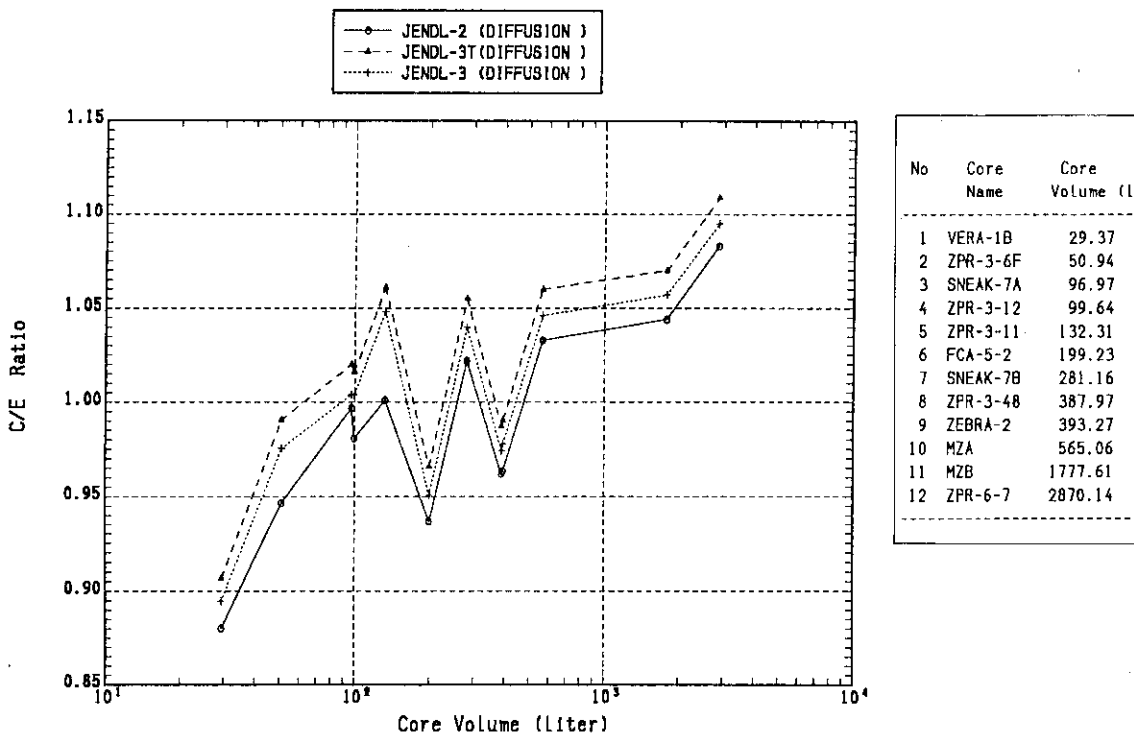


Fig. 6.2 C/E Ratio of $\langle \sigma_c^{238} / \sigma_f^{239} \rangle$

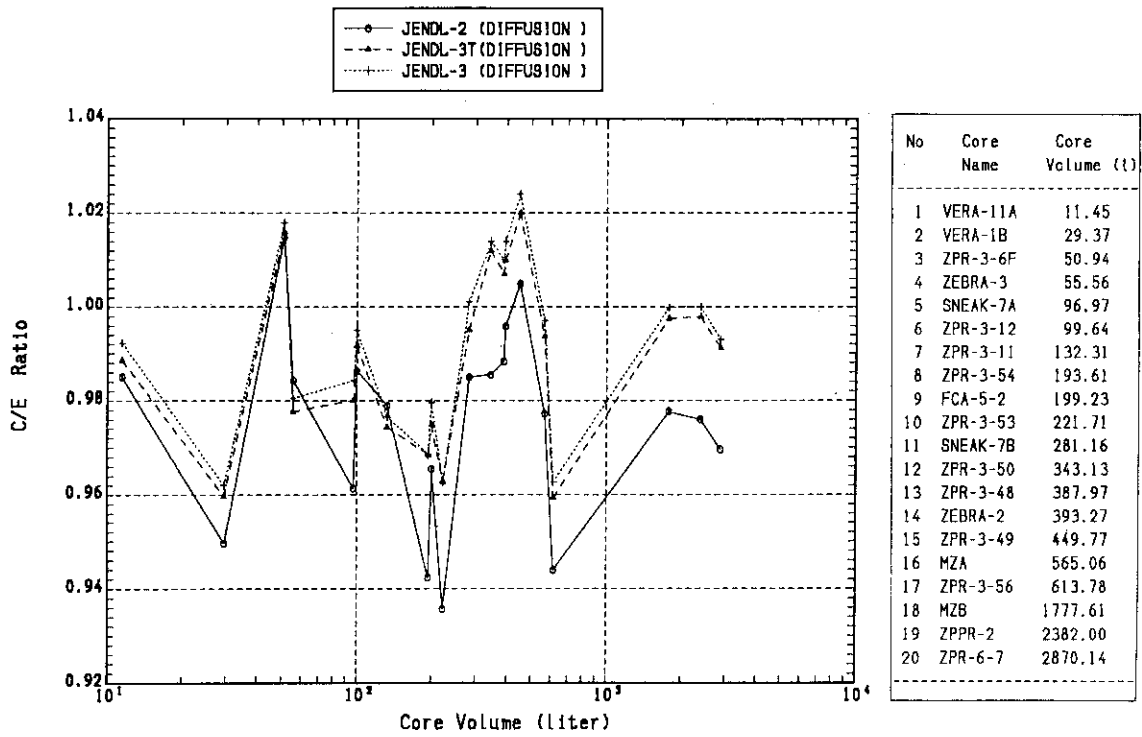


Fig. 6.3 C/E Ratio of $\langle \sigma_f^{239} / \sigma_f^{235} \rangle$

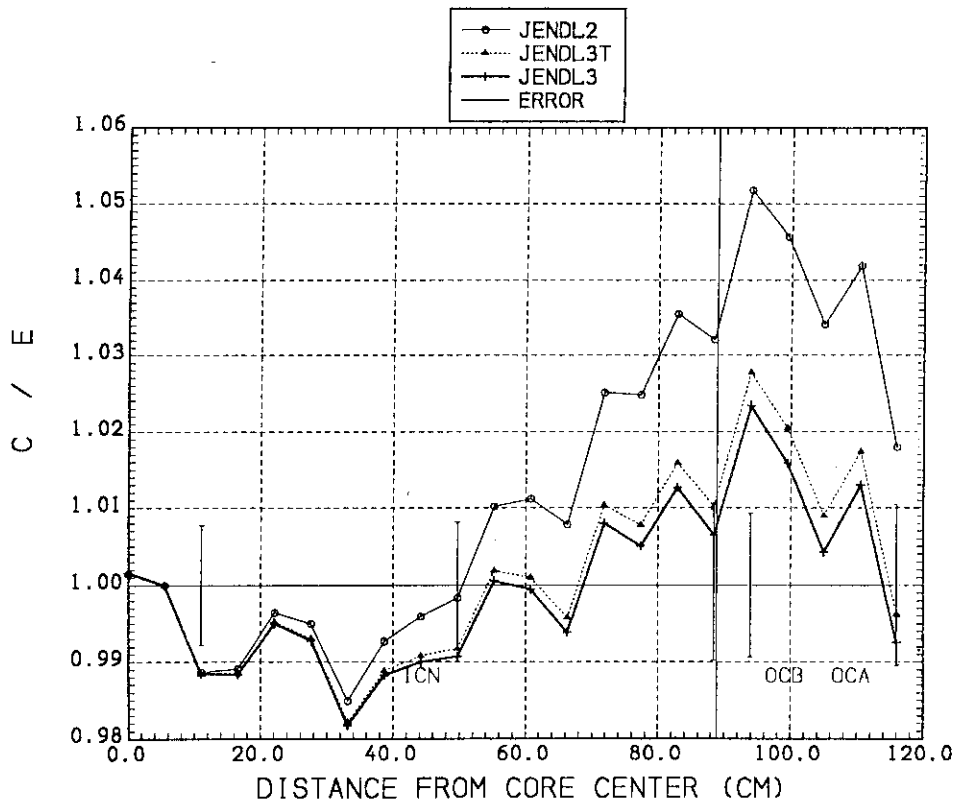


Fig. 6.4 PU-239 Fission Rate Distribution (R-Direction)

7. 結 論

JENDL-3 T/Rev. 1 によって反応率分布の径方向依存性とNa-ボイド反応度の領域依存性の問題が大幅に改善されると共に、Pu-239系炉心での k_{eff} の過小評価も改善され、高速炉での核特性予測精度はJENDL-2に比べて向上した。問題としては、中心反応率比： $\sigma_c(\text{U-238})/\sigma_f(\text{Pu-239})$ と $\sigma_f(\text{U-238})/\sigma_f(\text{U-235})$ の過大評価及びU系炉心での k_{eff} の過小評価が見られるが、この改良は核データの再評価、あるいは感度解析・群定数調整法を用いて、微分データの誤差許容範囲で解を見出すことは容易である。

制御棒価値の径方向依存性も反応率分布との関連から小さくなると予測されるので、早急な解析計算が望まれる。

参 考 文 献

- (1) TAKANO, H. and ISHIGURO, Y. : JAERI-M 82-135 (1982)
- (2) 高野秀機 他 : to be published at JAERI-M report, 1989.
- (3) NAKAGAWA, T. : JAERI-M 84-192 (1984).
- (4) HASEGAWA, A. : Private communication.

7. 結 論

JENDL-3 T/Rev. 1 によって反応率分布の径方向依存性と Na-ボイド反応度の領域依存性の問題が大幅に改善されると共に, Pu-239 系炉心での k_{eff} の過小評価も改善され, 高速炉での核特性予測精度は JENDL-2 に比べて向上した。問題としては, 中心反応率比: $\sigma_c(\text{U-238})/\sigma_f(\text{Pu-239})$ と $\sigma_f(\text{U-238})/\sigma_f(\text{U-235})$ の過大評価及び U 系炉心での k_{eff} の過小評価が見られるが, この改良は核データの再評価, あるいは感度解析・群定数調整法を用いて, 微分データの誤差許容範囲で解を見出すことは容易である。

制御棒価値の径方向依存性も反応率分布との関連から小さくなると予測されるので, 早急な解析計算が望まれる。

参 考 文 献

- (1) TAKANO, H. and ISHIGURO, Y. : JAERI-M 82-135 (1982)
- (2) 高野秀機 他 : to be published at JAERI-M report, 1989.
- (3) NAKAGAWA, T. : JAERI-M 84-192 (1984).
- (4) HASEGAWA, A. : Private communication.