

JAERI - M  
83-202

JENDL-2の熱中性子炉ベンチマーク・テスト

1983年11月

高野 秀機・土橋敬一郎・山根 剛  
秋濃 藤義・石黒 幸雄・井戸 勝\*

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

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。  
入手の問合せは、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 Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1983  
編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷株

JENDL - 2 の熱中性子炉ベンチマーク・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・土橋 敬一郎・山根 剛

秋濃 藤義・石黒 幸雄・井戸 勝\*

(1983年10月31日 受理)

評価済み核データJENDL-2より熱中性子炉体系標準核設計コードシステム SRACのための群定数ライブラリーを作成した。さらに ENDF/B-Vの<sup>235</sup>Uについても群定数を計算した。

この群定数ライブラリーを用いて熱中性子炉のベンチマーク計算を実施した。選んだベンチマーク炉心は、軽水系2炉心(TRX-1と2)、重水系2炉心(DCAとETA-1)、黒鉛系2炉心(SHE-8と13)および8つの臨界安全のための実験である。実効増倍率と格子定数を計算し、実験値との比較を行い次のような結果を得た。

(1) 実効増倍率: JENDL-2は、ENDF/B-Nの~1%の過小評価をかなり改善している。実験値との一致は JENDL-2とENDF/B-V (<sup>235</sup>Uだけ) を用いた場合が最も良い。

(2) 格子定数: JENDL-2による  $\rho_{28}$  (エピサーマルとサーマル領域での<sup>238</sup>Uの捕獲反応率比) と  $C^*$  (<sup>238</sup>U捕獲と<sup>235</sup>U核分裂反応率比) の計算値は実験値と良く一致する。 $\delta_{28}$  (<sup>238</sup>Uと<sup>235</sup>Uの核分裂反応率比) については高速炉系に対する結果と同様過大評価である。一方、 $\rho_{02}$  (エピサーマルとサーマル領域での<sup>232</sup>Thの捕獲反応率比) については、JENDL-2とENDF/B-Nの結果は共にかなり過小評価される。

一方、SRACシステムの充実・拡充作業も引き続き進め、計算機能を大幅に広げた。これ等の拡充箇所及び関連するコードの入力の仕方についても記述する。

\* (株)アイ・エス・エル

Thermal Reactor Benchmark Tests on JENDL-2

Hideki TAKANO, Keichiro TSUCHIHASHI,  
Tsuyoshi YAMANE, Fujiyoshi AKINO,  
Yukio ISHIGURO and Masaru IDO\*

Department of Reactor Engineering,  
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received October 31, 1983)

A group constant library for the thermal reactor standard nuclear design code system SRAC was produced by using the evaluated nuclear data JENDL-2. Furthermore, the group constants for  $^{235}\text{U}$  were calculated also from ENDF/B-V.

Thermal reactor benchmark calculations were performed using the produced group constant library. The selected benchmark cores are two water-moderated lattices (TRX-1 and 2), two heavy water-moderated cores (DCA and ETA-1), two graphite-moderated cores (SHE-8 and 13) and eight critical experiments for critical safety. The effective multiplication factors and lattice cell parameters were calculated and compared with the experimental values. The results are summarized as follows.

(1) Effective multiplication factors: The results by JENDL-2 are considerably improved in comparison with ones by ENDF/B-IV. The best agreement is obtained by using JENDL-2 and ENDF/B-V (only  $^{235}\text{U}$ ) data.

(2) Lattice cell parameters: For the  $\rho_{28}$  (the ratio of epithermal to thermal  $^{238}\text{U}$  captures) and  $C^*$  (the ratio of  $^{238}\text{U}$  captures to  $^{235}\text{U}$  fissions), the values calculated by JENDL-2 are in good agreement with the experimental values. The  $\rho_{28}$  (the ratio of  $^{238}\text{U}$  to  $^{235}\text{U}$  fissions) are overestimated as found also for the fast reactor benchmarks. The  $\rho_{02}$  (the ratio of epithermal to thermal  $^{232}\text{Th}$  captures) calculated by

---

\* ISL

JENDL-2 or ENDF/B-IV are considerably underestimated.

The functions of the SRAC system have been continued to be extended according to the needs of its users. A brief description will be given, in Appendix B, to the extended parts of the SRAC system together with the input specification.

**Keywords:** JENDL-2, Thermal Reactor, Benchmark Test, SRAC Code, ENDF/B-4, Benchmark Core, Water Moderated Lattice, Heavy Water Moderated Lattice, Graphite Moderated Lattice, Critical Experiment, Effective Multiplication Factors, Lattice Cell Parameters

## 目 次

1. 序 論.....	1
2. JENDL-2, ENDF/B-VとENDF/B-Vを使って作成した群平均断面積の比較.....	2
2.1 群定数ライブラリーの作成.....	2
2.2 核データの比較.....	2
3. ベンチマーク・テスト.....	4
3.1 ベンチマーク炉心の説明.....	4
3.1.1 TRX 炉心 .....	4
3.1.2 DCA 炉心 .....	4
3.1.3 ETA 炉心 .....	5
3.1.4 SHE 炉心 .....	5
3.1.5 $^{233}\text{U}$ と $^{235}\text{U}$ の臨界実験 .....	5
3.2 計算方法.....	5
3.3 計算結果の比較.....	6
3.3.1 実効増倍係数.....	6
3.3.2 格子定数.....	7
4. 結 論.....	8
謝 辞.....	9
参考文献.....	10
付録 A. ベンチマーク炉心の計算モデル.....	22
A.1 TRX 炉心.....	22
A.2 DCA 炉心.....	26
A.3 ETA 炉心.....	28
A.4 SHE 炉心.....	30
A.5 臨界安全実験体系.....	31
付録 B. 熱中性子炉体系標準コード・システム (SRAC) の計算機能の拡充.....	32
B.1 概 要.....	32
B.2 計算式.....	32
B.2.1 実効中性子寿命 $\ell$ 及び実効遅発中性子分率 $\beta$ の計算式.....	32
B.2.2 物質依存の核分裂スペクトル.....	33
B.2.3 拡散係数の異方性.....	33
B.2.4 燃料核種の積分パラメータ.....	33
B.2.5 検出器の反応率.....	34
B.2.6 1次摂動理論にもとづく反応度計算.....	34
B.3 入 力.....	36

B.3.1 CITATIONの入力.....	36
B.3.2 反応率計算のための入力データ.....	39

## Contents

1.	Introduction .....	1
2.	Comparison of Group Cross Sections Produced by Using ENDF/B-IV, JENDL-2 and ENDF/B-V .....	2
2.1	Production of Group Constant Library .....	2
2.2	Comparison of Nuclear Data .....	2
3.	Benchmark Test .....	4
3.1	Description of Benchmark Cores .....	4
3.1.1	TRX Cores .....	4
3.1.2	DCA Core .....	4
3.1.3	ETA Core .....	5
3.1.4	SHE Cores .....	5
3.1.5	Critical Experiments of $^{233}\text{U}$ and $^{235}\text{U}$ .....	5
3.2	Calculational Procedure .....	5
3.3	Comparison of Calculated Results .....	6
3.3.1	Effective Multiplication Factors .....	6
3.3.2	Lattice Cell Parameters .....	7
4.	Conclusions .....	8
	Acknowledgements .....	9
	References .....	10
	Appendix A Calculational Models of Benchmark Cores .....	22
A.1	TRX Cores.....	22
A.2	DCA Core .....	26
A.3	ETA Core .....	28
A.4	SHE Cores.....	30
A.5	Critical Safety Experiments .....	31
	Appendix B .....	
B.1	Introduction .....	32
B.2	Formulations .....	32
B.2.1	Calculation of Neutron Generation Time and Effective Delayed Neutron Fraction $\beta$ .....	32
B.2.2	Material Dependent Fission Spectrum .....	33
B.2.3	Anisotropic Diffusion Coefficient .....	33
B.2.4	Integral Parameters of Fuel Nuclides .....	33
B.2.5	Reaction Rate of Detectors .....	34
B.2.6	Reactivity by First Order Perturbation Theory.....	34
B.3	Input .....	36

B.3.1 Input for CITATION Routine .....	36
B.3.2 Input for Reaction Rate .....	39

## 1. 序 論

SRAC システム<sup>(1)</sup>の炉定数ライブラリーは、最初 ENDF/B-N 評価済み核データに基づいて作成されそれを用いて熱中性子炉の解析計算が行われてきた<sup>(2)</sup>。これは、当時日本の評価済み核データ・ライブラリー JENDL-2 の作成が進行中で、熱中性子炉の解析のためには収納核種数が不十分であったためである。その後、JENDL-2 の評価・収集が進められると共に高速炉系のベンチマーク・テストが実施され、JENDL-2 の主要核特性に対する予測精度が明らかにされた<sup>(3)~(5)</sup>。それによると高速炉系の臨界量を ENDF/B-N は約 1 % 過小評価しているのに対して、JENDL-2 の予測精度は非常に優れていることが示された。したがって、熱中性子炉の解析においても、高速中性子領域に対しては ENDF/B-N よりも JENDL-2 を用いた方が良いと結論された。

ここではこの結論に基づいて、JENDL-2 より SRAC システムのための炉定数ライブラリーが作成された。ENDF/B-N を用いて前に基本ライブラリーを作成したと同様な計算方法によって行われた<sup>(1)</sup>。群定数ライブラリーは熱中性子領域群定数ライブラリー、速中性子領域群定数ライブラリー、共鳴パラメータと MCROSS 超群細群ライブラリーからなっている。作成した核種は JENDL-2 と JENDL-1<sup>(6)</sup> を併せて 47 核種である。又 ENDF/B-V においては標準核種とアクチノイド核種が公開されている。このためここでは熱中性子炉計算において最も重要な<sup>235</sup>U については ENDF/B-V からのデータも用いて計算し、JENDL-2 や ENDF/B-N との核データ間の比較検討がなされる。

ここで作成した群定数ライブラリーの核特性予測精度を評価するための熱中性子炉系のベンチマーク計算が実施される。このベンチマーク・テストのために選択された熱中性子炉は、減速材としては軽水系、重水系、黒鉛系、また燃料材としては<sup>235</sup>U 系、<sup>233</sup>U 系および<sup>232</sup>Th を含んだ燃料系など多岐に亘っている。またこれらの中には、臨界安全のための実験系も含まれている。これらの多くのベンチマーク炉心に対して、JENDL-2、ENDF/B-N および ENDF/B-V の<sup>235</sup>U データを用いて、SRAC によって解析計算を実施した。実効増倍率および格子定数の計算値と実験値との比較を行い、JENDL-2、ENDF/B-N と ENDF/B-V (<sup>235</sup>U だけ) 核データの核特性予測精度の評価が検討される。

この JENDL-2 のベンチマーク・テストと並行に、動特性パラメータ  $\ell$  及び  $\beta$  の計算、異方性拡散係数の考慮、積分スペクトル・パラメータの計算等ができるように、システム機能が拡充された。これ等の拡充箇所及びそれに伴って開発・整備されたルーチンに対する入力方法等が付録 B で述べられる。

## 2. JENDL-2, ENDF/B-V と ENDF/B-V を使って作成した群平均断面積の比較

### 2.1 群定数ライブラリーの作成

計算手法は前回 ENDF/B-V より SRAC ライブラリーを作成したのと同じ手法<sup>(1)</sup>を用いて、速中性子領域群定数ライブラリー、共鳴パラメータ及び超詳細群 MCROSS ライブラリーと熱中性子領域ライブラリーを作成した。計算は JENDL-2 47 核種と ENDF/B-V の  $^{235}\text{U}$  1 核種について行った。これらの核種とその処理内容については Table 1 に示す。ここでベンチマーク計算では次のような 4 つの群定数ライブラリーが使用された。

- JENDL-2 : JENDL-1 と 2 核データ・ファイルから作成した炉定数ライブラリー
- J-2/B-5 : JENDL-2 ライブラリーにおいて、 $^{235}\text{U}$  の炉定数だけを ENDF/B-V の  $^{235}\text{U}$  データから作成した炉定数と置き換えたライブラリー
- ENDF/B-4 : ENDF/B-V 核データ・ファイルから作成した炉定数ライブラリー
- B-4/B-5 : ENDF/B-4 ライブラリーにおいて、 $^{235}\text{U}$  のデータだけを ENDF/B-V のデータから作成した炉定数と置きかえたライブラリー

### 2.2 核データの比較

主要な核種についてのみ核データ間の比較を示す。

#### a) 速中性子エネルギー領域

- U-235

#### 核分裂スペクトル : Fig. 1

JENDL-2 は ENDF/B-V より核分裂スペクトルはやわらかい。JENDL-2 は ENDF/B-N と全く同じ値である。ENDF/B-V と JENDL-2 および ENDF/B-N との差は高速核分裂効果と高速中性子のものに影響を及ぼすと考えられる。

#### 核分裂断面積 : Fig. 2

80 eV から 3 KeV の非分離共鳴領域で JENDL-2, ENDF/B-N と V の 3 者間の差が大きいが、分離領域および高エネルギー領域では良く一致している。

#### 捕獲断面積 : Fig. 3

核分裂断面積と同様に非分離共鳴領域での差がみられる一方、1 MeV 以上での JENDL-2 と ENDF/B-N および V との差が顕著である。

- U-238

#### 核分裂断面積 : Fig. 4

JENDL-2 が ENDF/B-V より一般に大きい値を示す。高速核分裂効果に影響を及ぼすと考えられる。

捕獲断面積：Fig. 5

JENDL-2 と ENDF/B-V 間に大きな差は見られないが、非分離領域（4 KeV～50 KeV）と 1 MeV 以上の領域で JENDL-2 が小さい値をとっている。

非弾性散乱断面積：Fig. 6

両者 JENDL-2 と ENDF/B-V には大きな差が見られる。特に 2 MeV 以上では ENDF/B-V の値がかなり大きい。

- Th-232

核分裂断面積：Fig. 7

JENDL-2 が ENDF/B-V よりかなり大きい値となっており高速核分裂効果に大きい影響を与えると思われる。

捕獲断面積：Fig. 8

JENDL-2 が ENDF/B-V より一般に小さい。特に 300 eV～8 KeV 及び 50 KeV 以上で顕著である。

- U-233

核分裂断面積：Fig. 9

JENDL-2 は 200 eV 以下で ENDF/B-V より大きく、200 eV～100 KeV で小さく、両者の差はかなり顕著である。

捕獲断面積：Fig. 10

分離共鳴領域で JENDL-2 は ENDF/B-V より大きく、非分離領域では一般に小さい。これは核分裂断面積での両者の差の傾向に似ている。

核分裂スペクトル：Fig. 11

JENDL-2 と ENDF/B-V は全く一致している。

- O-16 と H-1

JENDL-2 と ENDF/B-V 及び V 間の差は非常に小さかったので図による比較は省略する。

b) 热中性子エネルギー領域

- U-235

捕獲断面積：Fig. 12

ENDF/B-V と V は全く同じ値である。JENDL-2 はこれらより少し小さく、また共鳴の

ピークがづれている。

### 核分裂断面積: Fig. 13

JENDL-2 が ENDF/B-N および V よりわずかに多い。共鳴のピークは良く一致している。

◦ H

捕獲断面積と散乱断面積は Fig. 14 と 15 に示す。JENDL-2, ENDF/B-N 及び ENDF/B-V の 3 者は全く一致している。

◦  $^{238}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{16}\text{O}$  等の熱領域での断面積は、JENDL-2 と ENDF/B-N とは同じものである。

#### c) $\nu$ -値の比較

JENDL-2, ENDF/B-N 及び B/V についての 0.025 eV に対する  $\nu$ -値の比較を Table 2 に示す。 $^{235}\text{U}$  の  $\nu$ -値は ENDF/B-V, JENDL-2, ENDF/B-N の順に大きい。 $^{235}\text{U}$  燃料炉心系では、これらの間の差は実効増倍係数に直接影響するであろう。 $^{233}\text{U}$  の  $\nu$ -値は ENDF/B-N と JENDL-2 では同じである。

以上の炉定数の比較から、JENDL-2, ENDF/B-N, および ENDF/B-V の相違は熱領域ではなく速中性子エネルギー領域の断面積と  $\nu$ -値および核分裂スペクトルである。しかし JENDL-2 と ENDF/B-N では核分裂スペクトルも全く同じ値である。従ってこれらの相違が核特性にどれだけの差を生み出すかを見るために、次章でベンチマーク・テストを行い計算結果の検討を行う。

## 3. ベンチマーク・テスト

### 3.1 ベンチマーク炉心の説明

#### 3.1.1 TRX 炉心<sup>(7), (8)</sup>

TRX 炉心は、軽水減速微濃縮 U メタルロッド格子からなるもので、標準炉心として断面積評価のために、ENDF 核データ・ファイルが更新されるたびに、ベンチマーク計算の対象として取り上げられているものである。ここでは均一な炉心である TRX-1 と 2 を選んで解析を行う。これらの炉心はすでに米国において ENDF/B-N や V を用いて解析されており、JENDL-2 を用いた SRAC による解析結果との比較は特に興味深いと思われる。TRX 炉心の説明と実験結果は付録 A. 1 に示す。

#### 3.1.2 DCA 炉心<sup>(9)</sup>

DCA は ATR の臨界実験装置で、その標準格子は 28 本の燃料棒を同心円状に配列した圧力管型軽水冷却重水減速格子からなっている。DCA 炉心の格子セル計算モデル及び炉心形状は付録

ピークがづれている。

### 核分裂断面積: Fig. 13

JENDL-2 が ENDF/B-V よりわずかに多い。共鳴のピークは良く一致している。

◦ H

捕獲断面積と散乱断面積は Fig. 14 と 15 に示す。JENDL-2, ENDF/B-V 及び ENDF/B-V の 3 者は全く一致している。

◦  $^{238}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{16}\text{O}$  等の熱領域での断面積は、JENDL-2 と ENDF/B-V とは同じものである。

#### c) $\nu$ -値の比較

JENDL-2, ENDF/B-V 及び B/V についての 0.025 eV に対する  $\nu$ -値の比較を Table 2 に示す。 $^{235}\text{U}$  の  $\nu$ -値は ENDF/B-V, JENDL-2, ENDF/B-V の順に大きい。 $^{235}\text{U}$  燃料炉心系では、これらの間の差は実効増倍係数に直接影響するであろう。 $^{233}\text{U}$  の  $\nu$ -値は ENDF/B-V と JENDL-2 では同じである。

以上の炉定数の比較から、JENDL-2, ENDF/B-V, および ENDF/B-V の相違は熱領域ではなく速中性子エネルギー領域の断面積と  $\nu$ -値および核分裂スペクトルである。しかし JENDL-2 と ENDF/B-V では核分裂スペクトルも全く同じ値である。従ってこれらの相違が核特性にどれだけの差を生み出すかを見るために、次章でベンチマーク・テストを行い計算結果の検討を行う。

## 3. ベンチマーク・テスト

### 3.1 ベンチマーク炉心の説明

#### 3.1.1 TRX 炉心<sup>(7), (8)</sup>

TRX 炉心は、軽水減速微濃縮 U メタルロッド格子からなるもので、標準炉心として断面積評価のために、ENDF 核データ・ファイルが更新されるたびに、ベンチマーク計算の対象として取り上げられているものである。ここでは均一な炉心である TRX-1 と 2 を選んで解析を行う。これらの炉心はすでに米国において ENDF/B-V や V を用いて解析されており、JENDL-2 を用いた SRAC による解析結果との比較は特に興味深いと思われる。TRX 炉心の説明と実験結果は付録 A. 1 に示す。

#### 3.1.2 DCA 炉心<sup>(9)</sup>

DCA は ATR の臨界実験装置で、その標準格子は 28 本の燃料棒を同心円状に配列した圧力管型軽水冷却重水減速格子からなっている。DCA 炉心の格子セル計算モデル及び炉心形状は付録

A.2 に示す。

### 3.1.3 ETA 炉心<sup>(10)</sup>

ETA 炉心は  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{235}\text{U}$  と  $^{233}\text{U}$  の断面積評価を目的とした臨界実験集合体で、比較的かたいスペクトラムを得るために重水減速格子となっている。ドライバーとしては TRX の軽水減速  $\text{UO}_2$  燃料棒格子が使用されている。ここでは 6.7 wt %  $^{235}\text{UO}_2 - \text{ThO}_2$  燃料格子からなる ETA-I 炉心について解析を行った。

ETA 炉心の説明及び格子セル形状は付録 A. 3 に示す。

### 3.1.4 SHE 炉心<sup>(2)</sup>

SHE 炉心は HTGR のための臨界実験装置で、20%濃縮ウラン黒鉛減速炉心で、臨界量について、原子個数比  $\text{C} / ^{235}\text{U}$  および燃料装荷形状を変えた実験が種々行われている。ここでは均質装荷炉心 SHE-8 と非均質装荷炉心 SHE-13 がとり上げられる。

SHE 炉心の概略は付録 A. 4 に示す。

### 3.1.5 $^{233}\text{U}$ と $^{235}\text{U}$ の臨界実験<sup>(11)</sup>

臨界安全評価のための臨界実験体系で、 $^{233}\text{U}$  系が 11 例  $^{235}\text{U}$  系が 3 例である。 $^{233}\text{U}$  系では原子個数比  $\text{H} / ^{233}\text{U}$  が 0~1986 まで、 $^{235}\text{U}$  系では  $\text{H} / ^{235}\text{U}$  が 0~1393 までと非常にかたいスペクトルから熱中性子スペクトルまで広範囲に渡った実験となっている。原子個数比  $\text{H} / \text{U}$  が 0 の場合は反射体のない金属ウランを用いており、その他は、 $\text{UO}_2\text{F}_2$  又は  $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$  の水溶液である。形状は球と円柱で反射体をもつ場合ともたないものとがある。付録 A.5 にこれら臨界実験の組成と形状を示す。

## 3.2 計算方法

前節で記述したベンチマーク炉心の中、ここで実際に計算した体系の概要をまとめて Table 3 と 4 に示す。

計算は熱中性子炉体系標準核設計コードシステム SRAC を用いて実施した。計算は主に 3 段階からなっている。最初は衝突確率法を用いて無限格子計算を行い多数群の速中性子領域および熱中性子領域の炉定数を作成することである。共鳴領域 (1.0~130 eV)においては、最も精度の高い超詳細群法を用いて格子計算を行い、130 eV 以上の領域は JAERI-Fast セット型の f-テーブル内挿法を用いて炉定数の計算を行った。速中性子群数と熱中性子群数は、それぞれ TRX 炉では 22 と 39, DCA では 23 と 37, SHE では 22 と 39, ETA では 22 と 31 そして臨界実験系では 70 と 37 が採用された。サーマル・カットオフエネルギーはそれぞれ、TRX と SHE および ETA 炉解析では 1.1254 eV, DCA と 臨界実験系の場合は 0.6825 eV がとられた。但し 臨界実験系は均質組成であり格子計算は行う必要はない。

第 2 段階は、上で計算した多数群定数を用いて実効増倍係数および中性子スペクトルの計算で、一次元拡散理論に基づいて行われた。TRX, DCA, SHE, ETA は一次元円柱モデルで計算され、

軸方向のものは軸方向バックリングで考慮した。ただし、臨界実験系は一次元輸送理論を用いて、 $S_8 P_0$  計算を行った。

最後は格子定数 ( $\rho_{28}$ ,  $\delta_{25}$ ,  $\delta_{28}$ ,  $C^*$ ) の計算で、これらの測定は TRX-1, 2, DCA および ETA-1 炉でなされている。格子定数の計算においては、サーマル・カットオフエネルギーは 0.625 eV である。したがって SRAC のエネルギー群構造と一致しないため、0.68256 eV と 0.60236 eV に対応する反応率から内挿によって 0.625 eV での反応率をもとめ、格子定数の計算を行った。

以上により計算した結果の比較を次節で示す。

### 3.3 計算結果の比較

#### 3.3.1 実効増倍係数

TRX, DCA, ETA と SHE 各炉心の解析結果を Table 5 に示す。この表から判ることは ENDF/B-N での計算結果は、SHE-13 炉心を除いて 0.5~1.5 %, 全炉心の平均で約 1 %  $k_{\text{eff}}$  を過小評価していることである。JENDL-2 では ENDF/B-N による過小評価をかなり改善しており、 $k_{\text{eff}}$  の平均値は 0.9974 である。この主な理由は  $^{235}\nu$  が Table 2 から判るように JENDL-2 では ENDF/B-N より約 0.4 % 大きいこと、Fig. 4 から見られるように  $^{238}\sigma_f$  が JENDL-2 は ENDF/B-N より大きいことと、 $^{238}\sigma_c$  と  $^{238}\sigma_{in}$  が JENDL-2 は小さいことに寄因していると思われる。

ENDF/B-V の  $^{235}\text{U}$  データを用いると JENDL-2 および ENDF/B-N 共に  $k_{\text{eff}}$  が約 0.5 % 大きくなる。これは Table 2 から判るように ENDF/B-V の  $\nu$  値が JENDL-2 より 0.33 %, ENDF/B-N より 0.74 % 大きいことと、核分裂スペクトルがかなり相違することによる。

ETA-1 では J-2/B-5 の結果は JENDL-2 よりも ~0.7 % 大きい。これは核分裂スペクトルが硬くなることによって、 $^{232}\sigma_f$  が Fig. 7 から判るように大きいため高速核分裂効果の増加によると考えられる。

4 つの炉定数ライブラリーの中で J-2/B-5 の結果、すなわち JENDL-2 に ENDF/B-V の  $^{235}\text{U}$  データを用いた場合が軽水減速炉 TRX-1 と 2 に対して、最も優れた予測精度を与えることが判る。

Table 6 は Table 4 の臨界安全実験系に対する計算結果を示す。JENDL-2 と ENDF/B-4 ライブラリーを用いて一次元輸送計算を行った。JENDL-2 と ENDF/B-4 の結果は No-1 の場合を除いて良く一致している。No-1 実験は U-233 の金属からなる実験で、非常にかたい中性子スペクトルをもつ。この場合、JENDL-2 の結果は ENDF/B-N の 3 % の過小評価を大変良く改善している。従って  $^{233}\text{U}$  核データに対する高速中性子エネルギー領域での JENDL-2 の評価値は ENDF/B-N のそれよりも良いと考えられる。しかし熱領域での断面積、 $^{233}\nu$ -値および核分裂スペクトルは JENDL-2 と ENDF/B-N では同じであり、No-1 以外の水の入った体系では差が小さい。No-13 は  $^{235}\text{U}$  メタル燃料であるが、JENDL-2 が ENDF/B-N より少し  $k_{\text{eff}}$  が大きい。これは  $^{235}\nu$ -値の相違が影響している。

実験値と計算値との一致は悪く測定値の不確かさ内に入るものはない。臨界実験系の解析は今

後更に検討する必要があると思われる。

Table 6 には ENDF/B-V を用いて Mc Neany 等によって計算された結果も示されている。これらの計算は 1 次元  $S_N$  またはモンテカルロ法を用いて行われたものである。これらの結果は ENDF/B-V を用いて SRAC で計算した結果と良く一致している。

### 3.3.2 格子定数

格子定数の測定が TRX, DCA および ETA 炉心で行われている。格子定数は炉心中心での様々な反応率の比であり、計算値と実験値を比較することによって、使用した炉定数ライブラリーの信頼性のチェックになる。格子定数としては  $\rho_{28}$  又は  $\rho_{02}$  ( $^{238}U$  又は  $^{232}Th$  のエピサーマルとサーマル領域での捕獲反応率比),  $\delta_{25}$  ( $^{235}U$  のエピサーマルとサーマル領域での核分裂反応率比),  $\delta_{28}$  又は  $\delta_{02}$  ( $^{238}U$  又は  $^{232}Th$  と  $^{235}U$  の核分裂反応率比) および  $C^*$  又は  $CR^*$  ( $^{238}U$  又は  $^{232}Th$  の捕獲反応率と  $^{235}U$  の核分裂反応率の比) が主に測定されている。Table 7 に各炉心で計算した結果と実験値の比較が示されている。

- (1)  $\rho_{28}$ : JENDL-2 が ENDF/B-4 よりも 3 %以上大きい。これは JENDL-2 の  $^{238}\sigma_c$  が非分離共鳴領域で ENDF/B-V より低い (Fig. 5) ためと思われる。従ってこのことは JENDL-2 で計算した  $k_{eff}$  は ENDF/B-4 より大きくなる一因でもある。TRX-1 炉では JENDL-2 の結果は実験値との一致が良いが ENDF/B-4 は過大評価である。TRX-2 では、JENDL-2 は過小評価で ENDF/B-4 は過大評価であるが、DCA では両方共に過小評価となっている。ENDF/B-V の  $^{235}U$  を用いることの影響は殆んどみられない。
- (2)  $\delta_{25}$ : TRX-1 と 2 炉心では JENDL-2, J-2/B-5, ENDF/B-4, B-4/B-5 共に計算値は実験値より小さい。そして JENDL-2 と ENDF/B-4 の差は約 1 %と小さい。又 ENDF/B-V の  $^{235}U$  データを用いても殆んど影響はみられない。熱領域の核分裂断面積の 3 者間の差は非常に小さいから、3 者間のわずかな差は高速領域の断面積の違いからきていると考えられる。実験値との相違は、エピサーマルとサーマルでの中性子束の比に問題があるとも考えられる。一方 DCA と ETA 炉心で JENDL-2, ENDF/B-4 共に測定値との一致が良い。
- (3)  $\delta_{28}$ : TRX-1 と 2 炉心では全ての炉定数ライブラリーの計算結果は測定値を過大評価している。JENDL-2 の結果は ENDF/B-4 よりも約 2 %大きい。この  $^{238}U$  と  $^{235}U$  核分裂反応率比の過大評価は高速炉系でのベンチマーク・テストの結果と同一傾向にある。この過大評価は ENDF/B-V の  $^{235}U$  データを用いると更に拡大される。一方 DCA 炉心では計算値と実験値との一致は良い。

$C^*$ : JENDL-2 および ENDF/B-4 共に実験値との一致は良いが、JENDL-2 は少し過小評価の傾向にある。これは JENDL-2 が ENDF/B-4 に比較して、 $^{238}\sigma_c$  が非分離領域で少し小さいことが一因であると思われる。

$\rho_{02}$ : JENDL-2 および ENDF/B-4 共に実験値を過小評価しているが、JENDL-2 は ENDF/B-4 より 6 %小さい。これは Fig. 8 より判るように高速中性子領域で

JENDL-2 の  $^{232}\sigma_c$  は ENDF/B-4 よりかなり小さいためである。ETA-1 炉心は  $\rho_{02}$  と  $\delta_{25}$  の実験値から判るようにエピサーマルでの反応率の割合が非常に大きく、かたい中性子スペクトルの炉心である。

$\delta_{02}$  : ENDF/B-4 の結果は非常に実験値を過小評価している。JENDL-2 および J-2/B-5 はこれを改善する傾向にあるが、まだかなり過小評価している。この JENDL-2 による改善は Fig. 7 より判るように  $^{232}\sigma_f$  が ENDF/B-4 よりかなり大きくなっているためである。

CR<sup>\*</sup> : ENDF/B-4, JENDL-2 共に過小評価であるが JENDL-2 は 7 % ENDF/B-4 よりも小さい。これは Fig. 8 から判るように JENDL-2 では  $^{232}\sigma_c$  が共鳴領域以上で ENDF/B-4 より小さくなっているためである。

#### 4. 結 論

##### (1) 核データ

JENDL-2 と ENDF/B-Nとの断面積の相違は、速中性子エネルギー領域にあり、熱中性子領域では殆んど差は存在しない。これは JENDL-2 が、高速炉解析を主目的として核データ評価を行ったためであろう。 $^{235}U$  の  $\nu$  の値は、JENDL-2 が ENDF/B-N より 0.4%, ENDF/B-V が ENDF/B-N より ~0.7% 大きく、これらの差は実効増倍係数に大きな影響を及ぼしている。

##### (2) 実効増倍係数

TRX-1 と 2 (軽水減速), SHE (黒鉛減速), DCA (重水減速) および ETA-1 (重水減速,  $^{232}Th + ^{235}U$  燃料) での計算結果は、JENDL-2 が ENDF/B-N より実験値との一致が良く、JENDL-2 の  $^{235}U$  の代りに ENDF/B-V の  $^{235}U$  データを用いると更に一致は良くなる。高速炉系の解析結果と同様 JENDL-2 は ENDF/B-N の  $k_{eff}$  に対する過小評価を改善している。これらの主な理由としては上述した  $^{235}\nu$  値の相違、 $^{235}U$  の核分裂スペクトルが ENDF/B-V では JENDL-2, ENDF/B-N より硬いこと、 $^{238}\sigma_f$  が JENDL-2 は ENDF/B-N より大きく、 $^{238}\sigma_c$  が逆に少し小さいこと、又 ETA-1 炉心では  $^{232}\sigma_f$  が JENDL-2 では ENDF/B-N より大きく、 $^{232}\sigma_c$  が逆に小さいことが考えられる。

$^{233}U$  および  $^{235}U$  の臨界実験の計算結果は、金属燃料の場合を除いて JENDL-2, ENDF/B-N 共に過大評価している。但し ( $^{233}U + ^{232}Th$ ) 系では過小評価である。

##### (3) 格子定数

$\rho_{28}$  について ENDF/B-N は少し過大評価の傾向にあるが、JENDL-2 と ENDF/B-N 共に  $\rho_{28}$  および C<sup>\*</sup> に対して比較的実験値との一致が良い。すなわち JENDL-2 の  $^{238}\sigma_c$  はかなり良い評価値と考えられる。 $\delta_{28}$  は JENDL-2, ENDF/B-N 共に過大評価であり、特に ENDF/B-V の  $^{235}U$  データを使用するとこの傾向は拡大される。この  $\delta_{28}$  の過大評価は高速炉系のベンチマーク・テストの結果と同様である。 $\delta_{25}$  は JENDL-2, ENDF/B-N, ENDF/B-V 共に実験値より 2~3% 小さい。 $\rho_{02}$ , CR<sup>\*</sup> は JENDL-2 では特に過小評価であり、又  $\delta_{02}$  については

JENDL-2 の  $^{232}\sigma_c$  は ENDF/B-4 よりかなり小さいためである。ETA-1 炉心は  $\rho_{02}$  と  $\delta_{25}$  の実験値から判るようにエピサーマルでの反応率の割合が非常に大きく、かたい中性子スペクトルの炉心である。

$\delta_{02}$  : ENDF/B-4 の結果は非常に実験値を過小評価している。JENDL-2 および J-2/B-5 はこれを改善する傾向にあるが、まだかなり過小評価している。この JENDL-2 による改善は Fig. 7 より判るように  $^{232}\sigma_f$  が ENDF/B-4 よりかなり大きくなっているためである。

CR<sup>\*</sup> : ENDF/B-4, JENDL-2 共に過小評価であるが JENDL-2 は 7 % ENDF/B-4 よりも小さい。これは Fig. 8 から判るように JENDL-2 では  $^{232}\sigma_c$  が共鳴領域以上で ENDF/B-4 より小さくなっているためである。

#### 4. 結 論

##### (1) 核データ

JENDL-2 と ENDF/B-Nとの断面積の相違は、速中性子エネルギー領域にあり、熱中性子領域では殆んど差は存在しない。これは JENDL-2 が、高速炉解析を主目的として核データ評価を行ったためであろう。 $^{235}U$  の  $\nu$  の値は、JENDL-2 が ENDF/B-N より 0.4 %, ENDF/B-V が ENDF/B-N より ~0.7 % 大きく、これらの差は実効増倍係数に大きな影響を及ぼしている。

##### (2) 実効増倍係数

TRX-1 と 2 (軽水減速), SHE (黒鉛減速), DCA (重水減速) および ETA-1 (重水減速,  $^{232}Th + ^{235}U$  燃料) での計算結果は、JENDL-2 が ENDF/B-N より実験値との一致が良く、JENDL-2 の  $^{235}U$  の代りに ENDF/B-V の  $^{235}U$  データを用いると更に一致は良くなる。高速炉系の解析結果と同様 JENDL-2 は ENDF/B-N の  $k_{eff}$  に対する過小評価を改善している。これらの主な理由としては上述した  $^{235}\nu$  値の相違、 $^{235}U$  の核分裂スペクトルが ENDF/B-V では JENDL-2, ENDF/B-N より硬いこと、 $^{238}\sigma_f$  が JENDL-2 は ENDF/B-N より大きく、 $^{238}\sigma_c$  が逆に少し小さいこと、又 ETA-1 炉心では  $^{232}\sigma_f$  が JENDL-2 では ENDF/B-N より大きく、 $^{232}\sigma_c$  が逆に小さいことが考えられる。

$^{233}U$  および  $^{235}U$  の臨界実験の計算結果は、金属燃料の場合を除いて JENDL-2, ENDF/B-N 共に過大評価している。但し ( $^{233}U + ^{232}Th$ ) 系では過小評価である。

##### (3) 格子定数

$\rho_{28}$  について ENDF/B-N は少し過大評価の傾向にあるが、JENDL-2 と ENDF/B-N 共に  $\rho_{28}$  および C<sup>\*</sup> に対して比較的実験値との一致が良い。すなわち JENDL-2 の  $^{238}\sigma_c$  はかなり良い評価値と考えられる。 $\delta_{28}$  は JENDL-2, ENDF/B-N 共に過大評価であり、特に ENDF/B-V の  $^{235}U$  データを使用するとこの傾向は拡大される。この  $\delta_{28}$  の過大評価は高速炉系のベンチマーク・テストの結果と同様である。 $\delta_{25}$  は JENDL-2, ENDF/B-N, ENDF/B-V 共に実験値より 2~3 % 小さい。 $\rho_{02}$ , CR<sup>\*</sup> は JENDL-2 では特に過小評価であり、又  $\delta_{02}$  については

JENDL-2, ENDF/B-N共にかなり実験値より小さい。このことは $^{232}\sigma_c$ ,  $^{232}\sigma_f$  が小さすぎると考えられるが、ETA-1 の  $k_{\text{eff}}$ について JENDL-2 はかなり良く実験値を再現しており、この Th-232 の断面積については今後の検討が必要である。

#### 謝 辞

SRACコードシステムを用いた熱中性子炉体系のベンチマーク計算は、東海研究所熱中性子炉体系標準コードシステム検討会原子炉核設計ワーキンググループの作業として行われたものである。群定数ライブラリーの作成とベンチマーク・テストは朝岡卓見主査をはじめワーキンググループの方々の検討と助言に負うところが多い。又 JENDL-2 核データ・ファイルの使用に関して、核データ・センターの方々の親切な助言に深く感謝する。

参考文献

- 1) TSUCHIHASHI K., TAKANO H., HORIKAMI K., ISHIGURO Y., et al. : "SRAC: JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis", JAERI 1285 (1983).
- 2) TSUCHIHASHI K., AKINO F., NAGAOKA Y. and ISHIGURO Y. : "熱中性子炉体系 標準核設計コードシステム SRAC によるベンチマーク計算" JAERI-M 9781 (1981)
- 3) KIKUCHI Y., NARITA T. and TAKANO H. : "Preliminary Results of Benchmark Tests on JENDL-2", J. Nucl. Sci. Technol., 17[7], 567 (1980).
- 4) TAKANO H. and ISHIGURO Y. : "Production and Benchmark Tests of Fast Reactor Group Constant Set JFS-3-J2", JAERI-M 82-072 (1982).
- 5) TAKANO H. : "A Study of Group Constant Generation Method in Fast Reactor Analysis", JAERI-M 83-075 (1983).
- 6) IGARASHI S., NAKAGAWA T., KIKUCHI Y. and ASAMI T. : "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-1", JAERI 1261 (1979).
- 7) HARDY J., et al. : "A Study of Physics Parameters in Several Water-Moderated Lattices of Slightly Enriched and Natural Uranium", WAPD-TM 931 (1970).
- 8) "Cross Section Evaluation Working Group Benchmark Specification", ENDF-202 (BNL-19302).
- 9) HACHIYA Y., et al. : J. Nucl. Sci. Technol., 13[11], p.618 (1976).
- 10) McNEANY S. and JENKINS D. : Nucl. Sci. Eng., 65, 441 (1978).
- 11) HARDY J., et al. : Nucl. Sci. Eng., 55, 401 (1974).

**Table 1 Nuclides in SRAC-Library produced by using JENDL-2 and ENDF/B-V**

Nuclide	ID	Data file	f-table	MCROSS-Lib.
U-238	U03	JENDL-2	yes	yes
U-234	U04	JENDL-1	yes	yes
U-235	U05	JENDL-2	yes	yes
U-235	U15	ENDF/B-5	yes	yes
U-236	U06	JENDL-2	yes	yes
U-238	U08	JENDL-2	yes	yes
Th-232	TH2	JENDL-2	yes	yes
Pu-239	PU9	JENDL-2	yes	yes
Pu-240	PU0	JENDL-2	yes	yes
Pu-241	PU1	JENDL-2	yes	yes
Pu-242	PU2	JENDL-2	yes	yes
Am-241	AM1	JENDL-1	yes	yes
Hf	HFN	JENDL-2	yes	yes
Hf-174	HF4	JENDL-2	yes	yes
Hf-176	HF6	JENDL-2	yes	yes
Hf-177	HF7	JENDL-2	yes	yes
Hf-178	HF8	JENDL-2	yes	yes
Hf-179	HF9	JENDL-2	yes	yes
Hf-180	HF0	JENDL-2	yes	yes
H-1	H01	JENDL-1	no	no
B-10	B00	JENDL-1	no	no
C-12	C02	JENDL-1	yes	no
Na-23	NA3	JENDL-1	yes	no
Al-27	AL7	JENDL-1	yes	no
Si	SIN	JENDL-1	yes	no
Cr	CRN	JENDL-1	yes	no
Mn-55	MN5	JENDL-1	yes	no
Fe	FEN	JENDL-1	yes	no
Ni	NIN	JENDL-1	yes	no
Mo	MON	JENDL-1	yes	no
Cu	CUN	JENDL-1	yes	no
Tc-99	TC9	JENDL-1	no	no
Ru-101	RU1	JENDL-1	no	no
Rh-103	RH3	JENDL-1	no	no
Pd-105	PD5	JENDL-1	no	no
Pd-107	PD7	JENDL-1	no	no
Ag-109	AG9	JENDL-1	yes	no
Xe-131	XE1	JENDL-1	no	no
Cs-133	CS3	JENDL-1	no	no
Cs-135	CS5	JENDL-1	no	no
Nd-143	ND3	JENDL-1	no	no
Nd-145	ND5	JENDL-1	no	no
Pm-147	PM7	JENDL-1	no	no
Sm-147	SM7	JENDL-1	no	no
Sm-149	SM9	JENDL-1	no	no
Sm-151	SM1	JENDL-1	no	no
Eu-153	EU3	JENDL-1	no	no
Eu-155	EU5	JENDL-1	no	no

Table 2 Comparison of  $\nu$ -values

Nuclides	JENDL-2	ENDF/B-V	ENDF/B-IV
U-235	2.4286	2.4367	2.4188
U-238	2.3195		2.4584
U-233	2.4930		2.4980
Th-232	2.0319		2.0663
Pu-239	2.8806		2.8706

Table 3 Benchmark cores

Assembly	Fuel	Moderator	Mod/Fuel	Comments
TRX1*	U-235	H <sub>2</sub> O	250	Lattice para. exp., r=26.2 cm
TRX2*	U-235	H <sub>2</sub> O	430	Lattice para. exp., r=27.4 cm
DCA**	U-235	D <sub>2</sub> O		Lattice para. exp. for ATR
ETA-I***	U-235+Th232	D <sub>2</sub> O	113	Lattice para. exp., r=33 cm
SHE-8****	U-235	C	2316	homogeneous, r=28.7 cm
SHE-13	U-235	C	15724	heterogeneous, r=55.76 cm

\* "Cross Section Evaluation Working Group Benchmark Specifications," ENDF-202 (BNL-19302), BNL.

\*\* Hachiya Y., et al. J. Nucl. Sci. Technol., 13(11), 618 (1976).

\*\*\* Hardy J., et al., Nucl. Sci. Eng., 55, 401 (1974).

\*\*\*\*Akino F., "Study on Thermal Neutron Spectra in Reactor Moderators by Time-of-Flight Method," JAERI-M 82-207 (1982).

Table 4 Critical experiments

Assembly No.	Fuel	Moderator	Mod/Fuel	Comments
1	U-233	-	0.0	metal, r=5.984 cm
4	U-233	H <sub>2</sub> O	73	UO <sub>2</sub> (N <sub>0</sub> 3)2, r=25.4 cm
7	U-233	H <sub>2</sub> O	119	UO <sub>2</sub> (N <sub>0</sub> 3)2, r=12.7 cm
8	U-233	H <sub>2</sub> O	154	UO <sub>2</sub> F2, r=12.75 cm
9	U-233	H <sub>2</sub> O	195	UO <sub>2</sub> (N <sub>0</sub> 3)2, r=14.58 cm
10	U-233	H <sub>2</sub> O	381	UO <sub>2</sub> F2, r=15.94 cm
11	U-233 + Th232	H <sub>2</sub> O	1533	UO <sub>2</sub> (N <sub>0</sub> 3)2, r=34.59 cm
12	U-233 + Th232	H <sub>2</sub> O	1986	UO <sub>2</sub> (N <sub>0</sub> 3)2, r=61.01 cm
13	U-235	-	0.0	metal, r=8.74 cm
14	U-235	H <sub>2</sub> O	50	UO <sub>2</sub> F2, r= 15 cm

Table 5 Effective multiplication factors

Assembly	Exp.	Calculation / Experiment			
		JENDL-2	J-2/B-5	ENDF/B-4	B-4/B-5
TRX-1	1.00	0.9934	0.9993	0.9860	0.9916
TRX-2	1.00	0.9945	0.9994	0.9890	0.9942
DCA	1.00	1.0021		0.9948	1.0013
ETA-I	1.00	0.9966	1.004	0.9851	
SHE-8	1.00	0.9949		0.99304	0.99709
SHE-13	1.008	1.0031		1.0006	1.0051
Average		0.9974		0.991	
S.D.		0.0034		0.0054	

Table 6 Effective multiplication factors for critical experiments\*

Assembly No.	Uncertainty of K-eff	Calculation		Comments	
		JENDL-2	ENDF/B-4	Fuel	Mod/Fuel
1	0.9992 to 1.0003	1.003	0.9695 (0.967)	U-233	0.0
4	0.9997 to 1.0003	1.048	1.047 (1.041±0.006)	U-233	73
7	0.9996 to 1.0004	1.003	1.001 (1.003±0.007)	U-233	119
8	0.9973 to 1.0027	1.023	1.021 (1.022±0.007)	U-233	154
9	0.9994 to 1.0006	1.029	1.027 (1.028)	U-233	195
10	1.0018 to 1.0054	1.008	1.004 (1.013)	U-233	381
11	0.9976 to 1.0027	0.991	(0.996)	U-233+Th-232	1533
12	0.9973 to 1.0027	0.992	0.986 (0.991)	U-233+Th-232	1986
13	0.9992 to 1.0008	1.0078	1.0062 (1.005)	U-235	0.0
14	0.9999 to 1.0001	1.006	1.005 (1.009±0.006)	U-235	50

\* McNeany S.R. and Jenkins J.D., Nucl. Sci. Eng., 65, 441 (1978).

The values in the parenthesis were taken from Ref.(10)

Table 7 Lattice cell parameters

Assembly	parameter	Exp.	Calculation /		Experiment	
			JENDL-2	J-2/B-5	ENDF/B-4	B-4/B-5
TRX-1	$\rho_{28}$	$1.311 \pm 0.02$	1.001	1.004	1.034	1.033
	$\delta_{25}$	$0.0981 \pm 0.001$	0.978	0.981	0.988	0.985
	$\delta_{28}$	$0.0914 \pm 0.002$	1.056	1.094	1.037	1.081
	C*	$0.792 \pm 0.008$	0.996	0.989	1.007	1.009
TRX-2	$\rho_{28}$	$0.83 \pm 0.015$	0.983	0.986	1.016	1.015
	$\delta_{25}$	$0.0608 \pm 0.0007$	0.965	0.969	0.975	0.972
	$\delta_{28}$	$0.0667 \pm 0.002$	1.032	1.067	1.009	1.051
	C*	$0.644 \pm 0.002$	0.985	0.981	0.992	0.994
DCA	$\rho_{28}$	0.84	0.94		0.981	0.977
	$\delta_{25}$	0.06	1.00		1.00	1.00
	$\delta_{28}$	0.049	1.00		0.98	1.02
ETA-1	$\rho_{02}$	$10.54 \pm 0.15$	0.921	0.915	0.981	
	$\delta_{25}$	$1.74 \pm 0.002$	1.012	1.005	1.004	
	$\delta_{02}$	$0.0166 \pm 0.0009$	0.842	0.866	0.778	
	CR*	$0.867 \pm 0.009$	0.896	0.892	0.968	

$\rho_{28}, \rho_{02}$ ; ratio of epithermal to thermal U238 or Th232 captures

$\delta_{25}$ ; ratio of epithermal to thermal U235 fissions

$\delta_{28}, \delta_{02}$ ; ratio of U238 or Th232 fissions to U235 fissions

C\*, CR\*; ratio of U238 or Th232 captures to U235 fissions

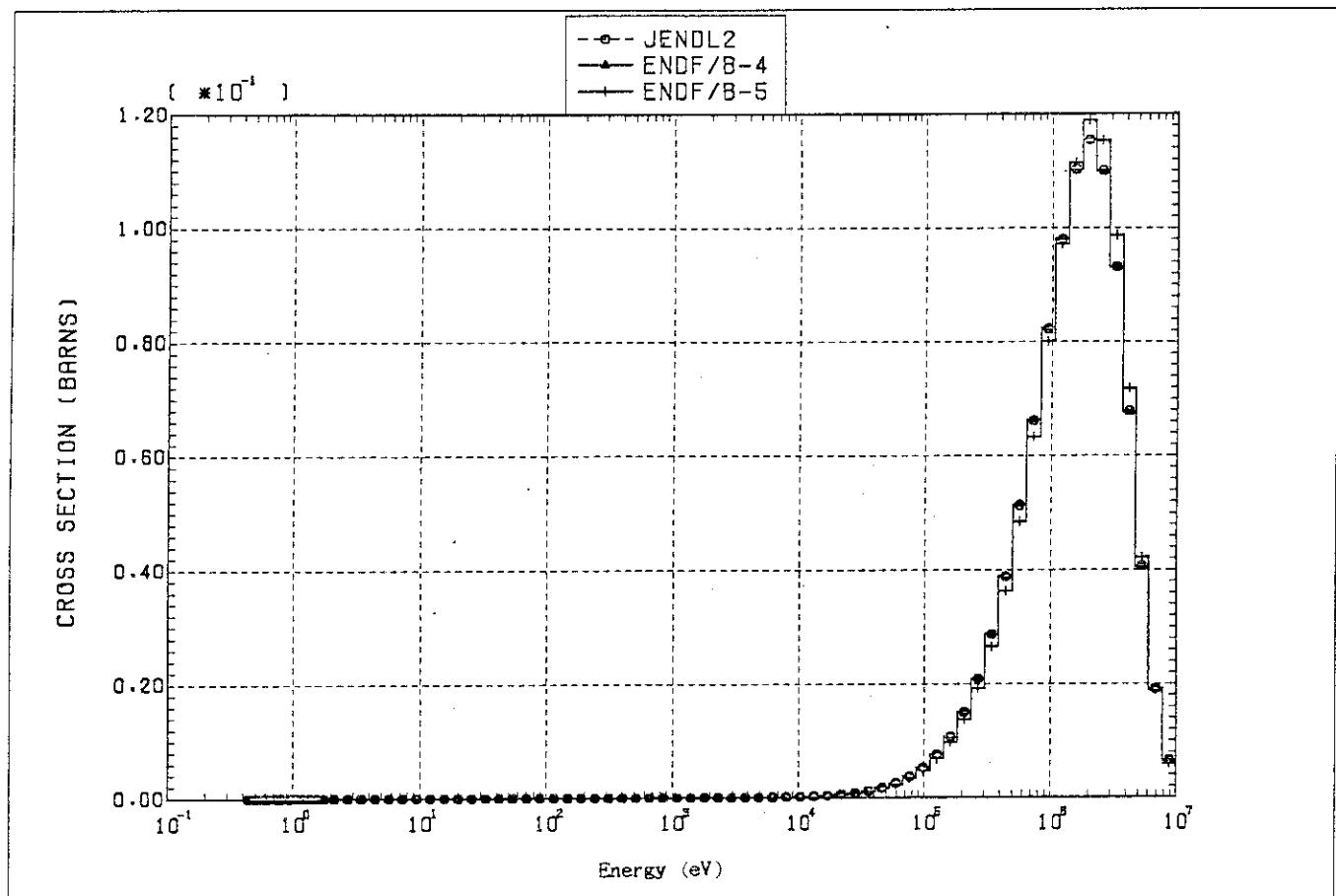


Fig.1 FISSION SPECTRA OF U-235

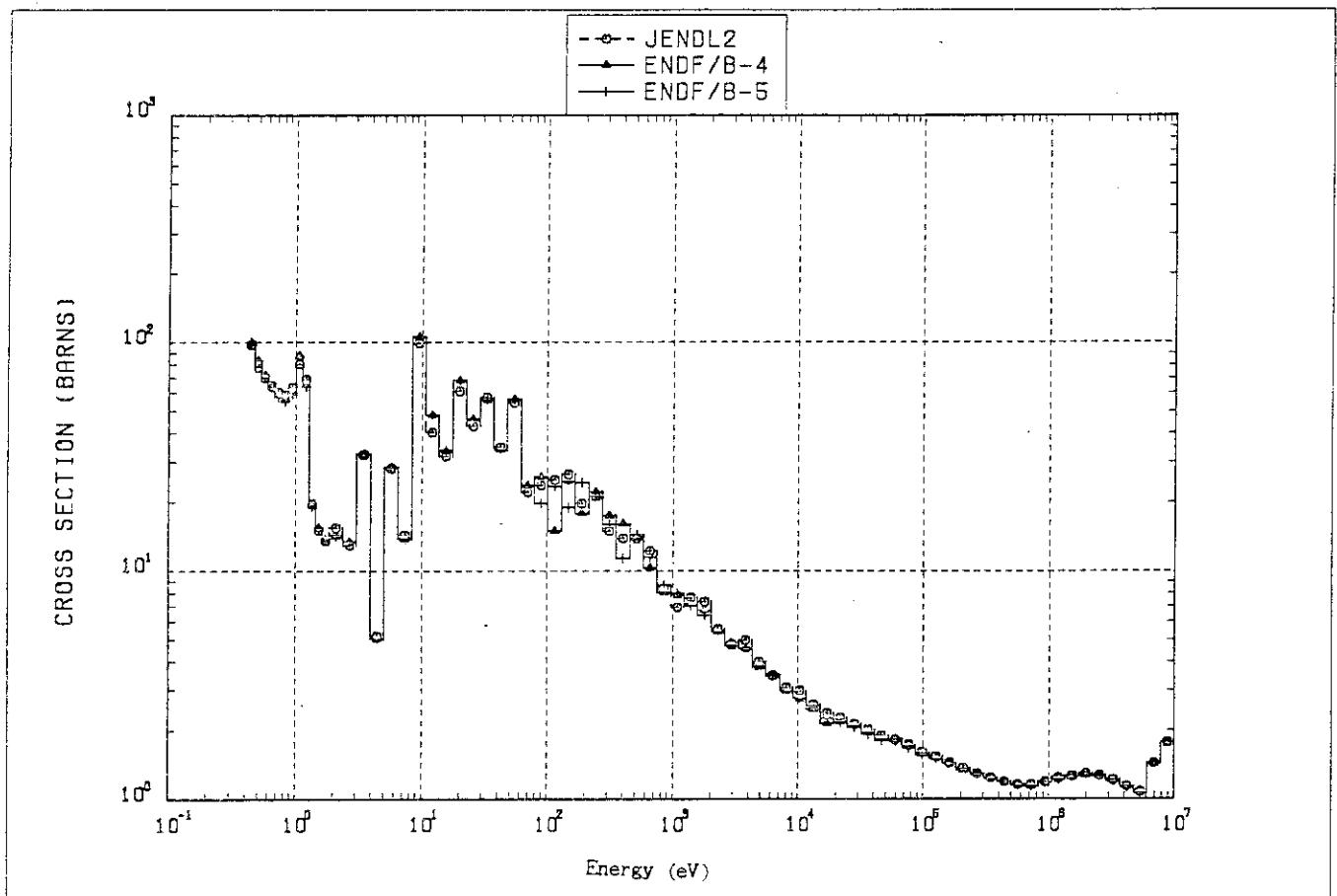


Fig.2 FISSION CROSS SECTION OF U-235

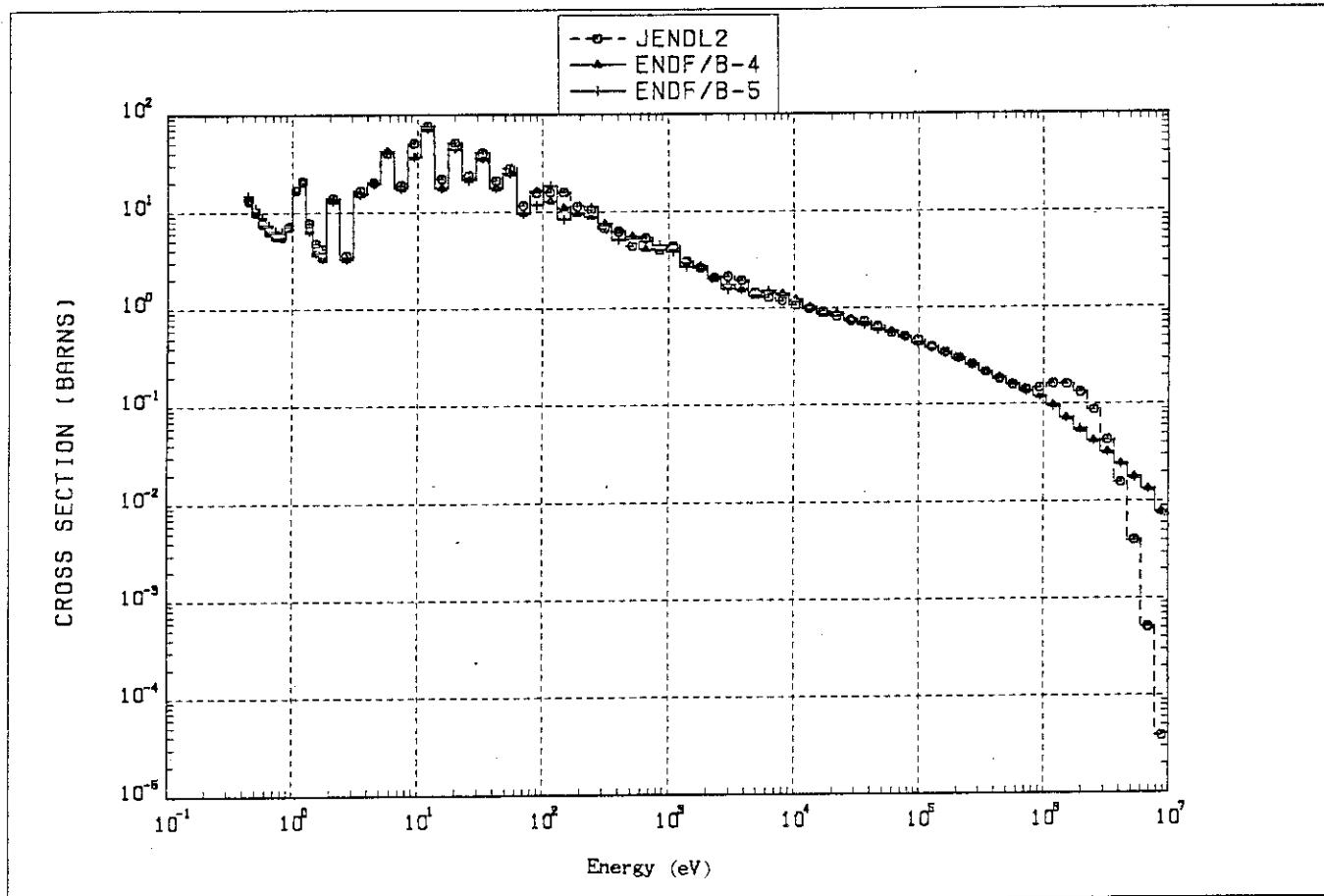


Fig.3 CAPTURE CROSS SECTION OF U-235

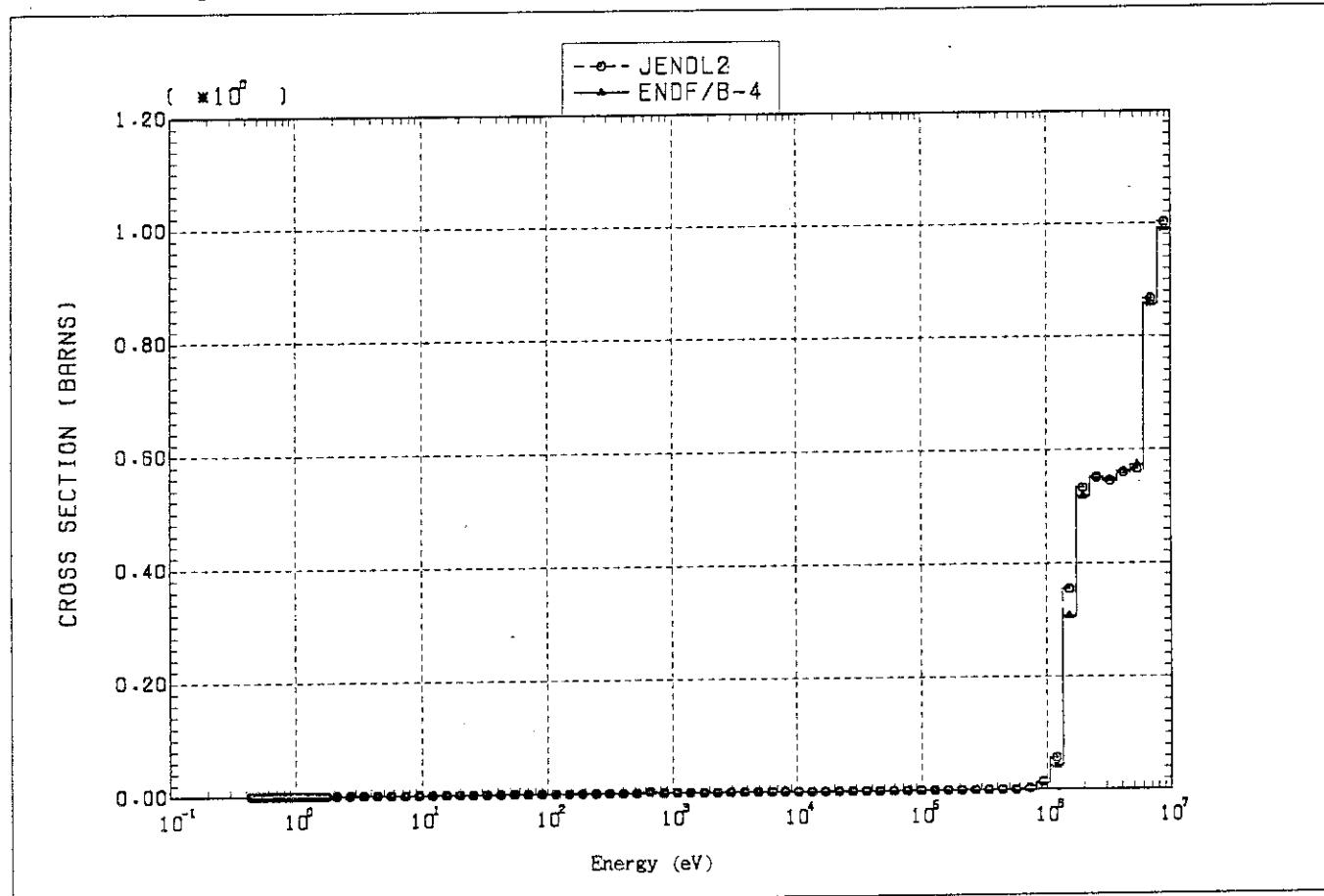


Fig.4 FISSION CROSS SECTION OF U-238

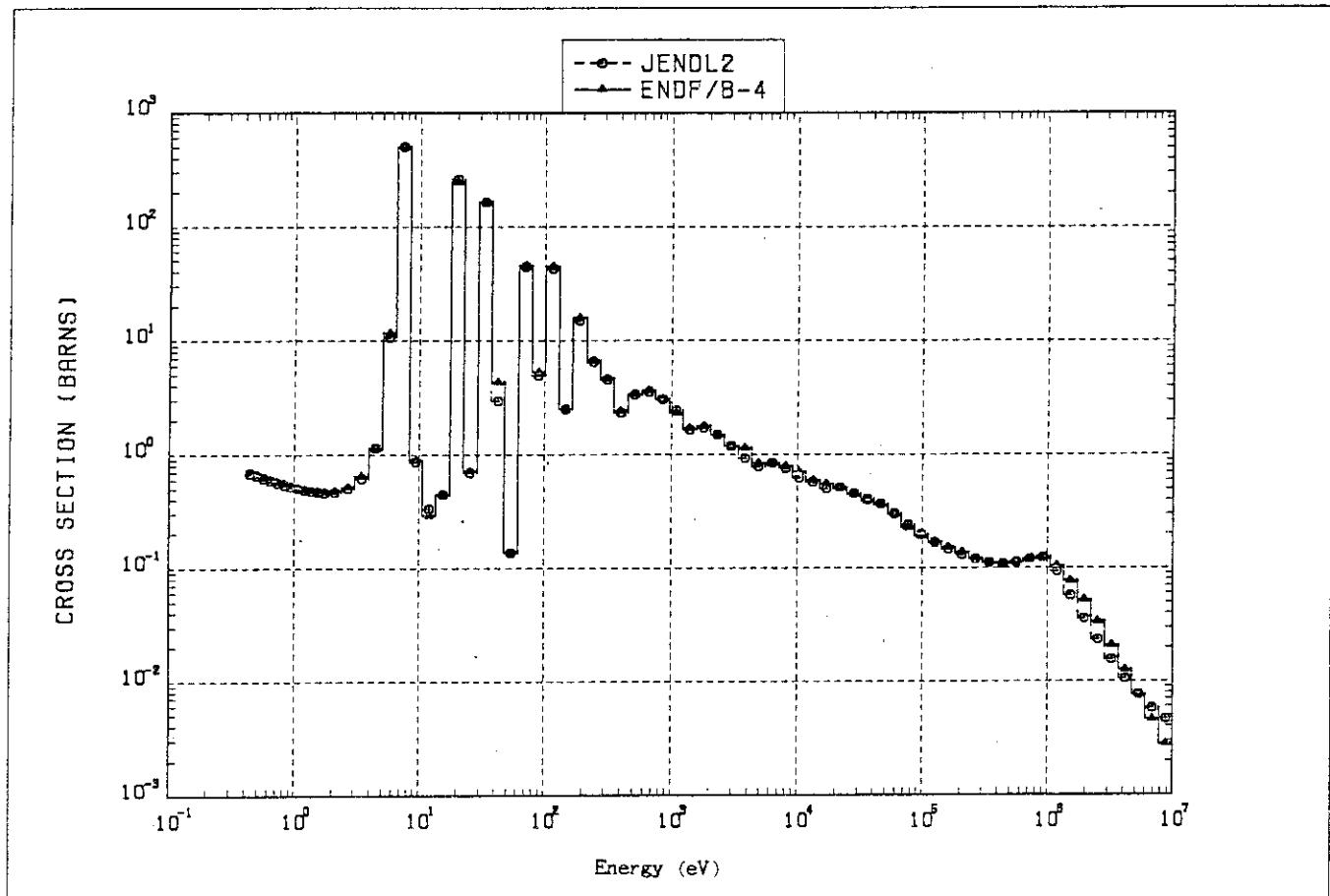


Fig.5 CAPTURE CROSS SECTION OF U-238

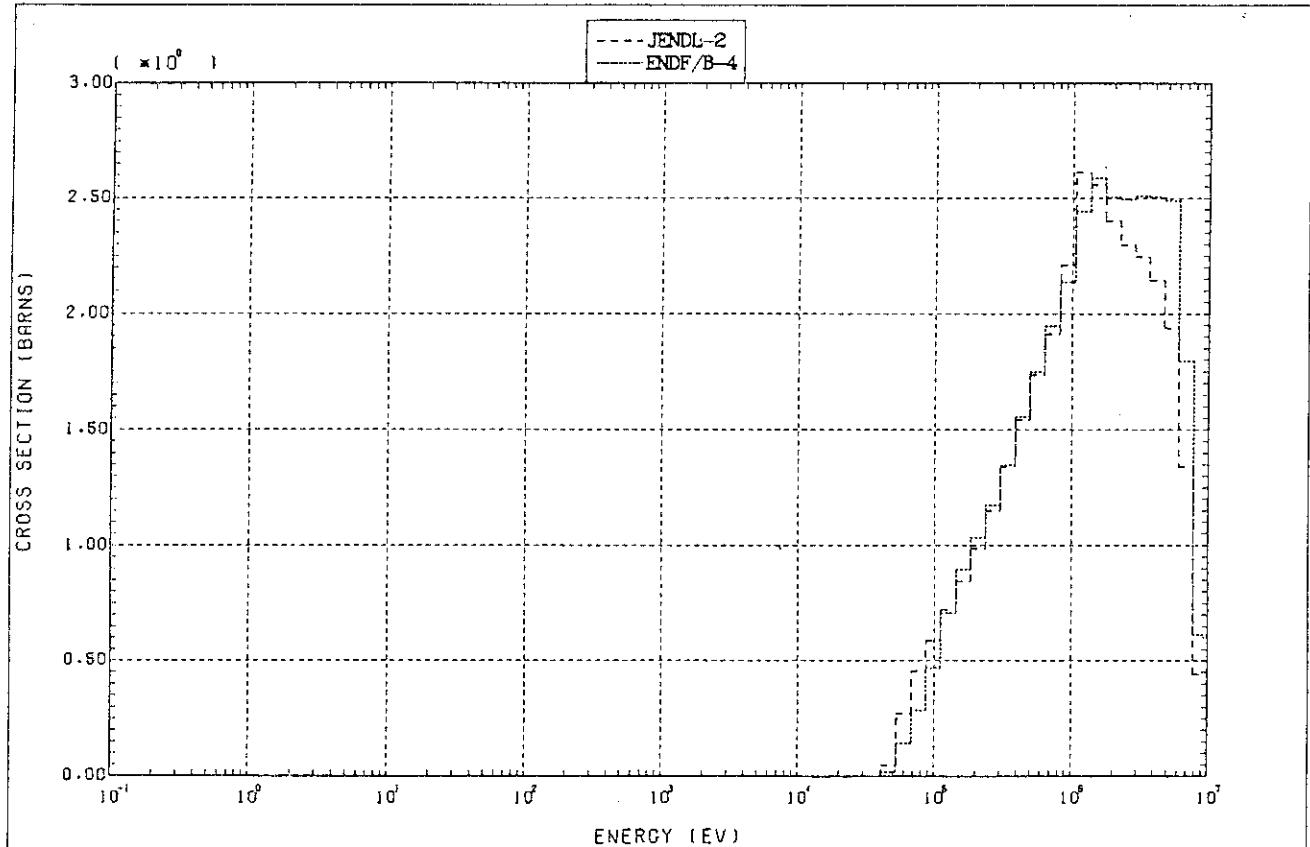


Fig.6 INELASTIC SCATTERING CROSS SECTIONS OF U-238

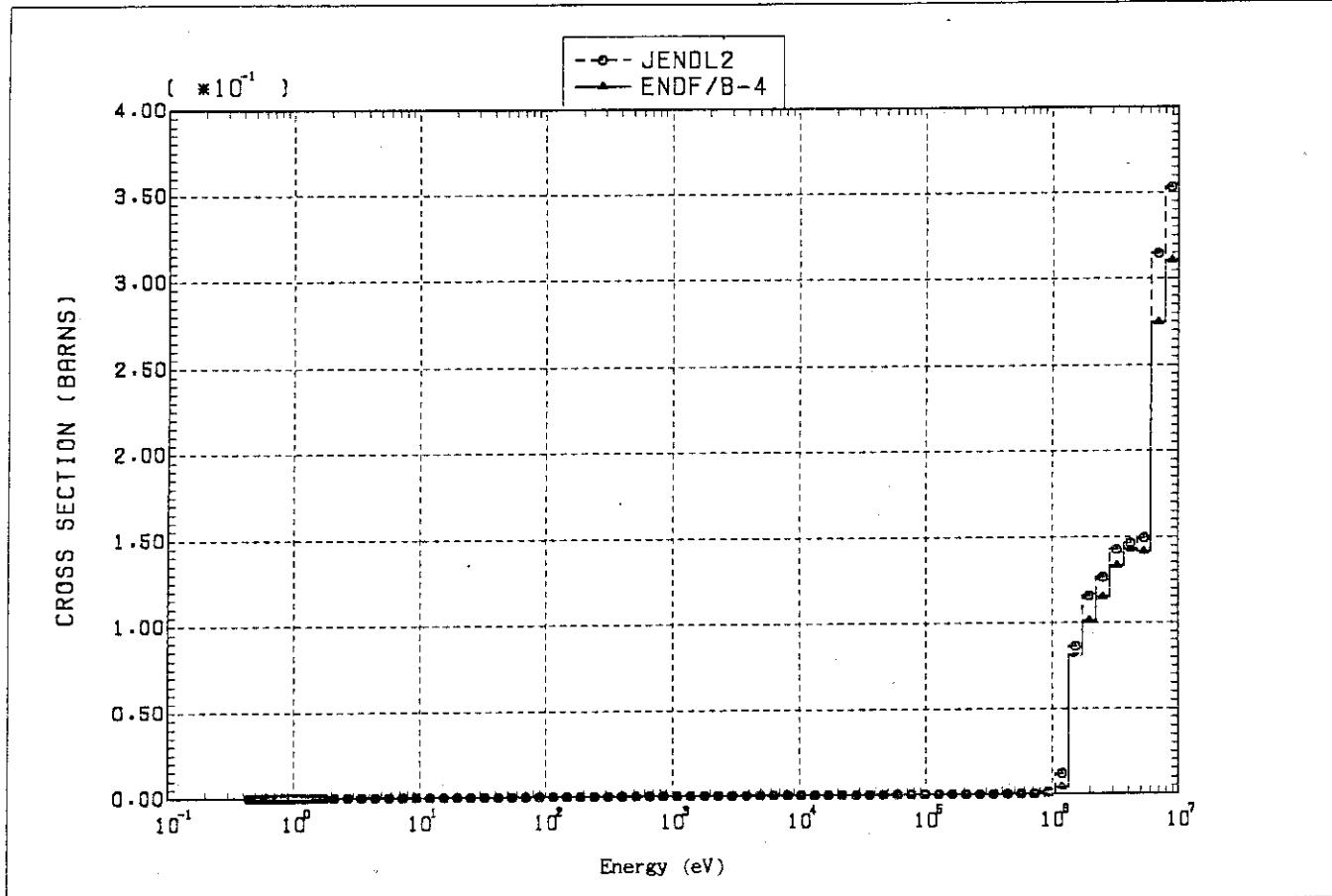


Fig.7 FISSION CROSS SECTION OF TH-232

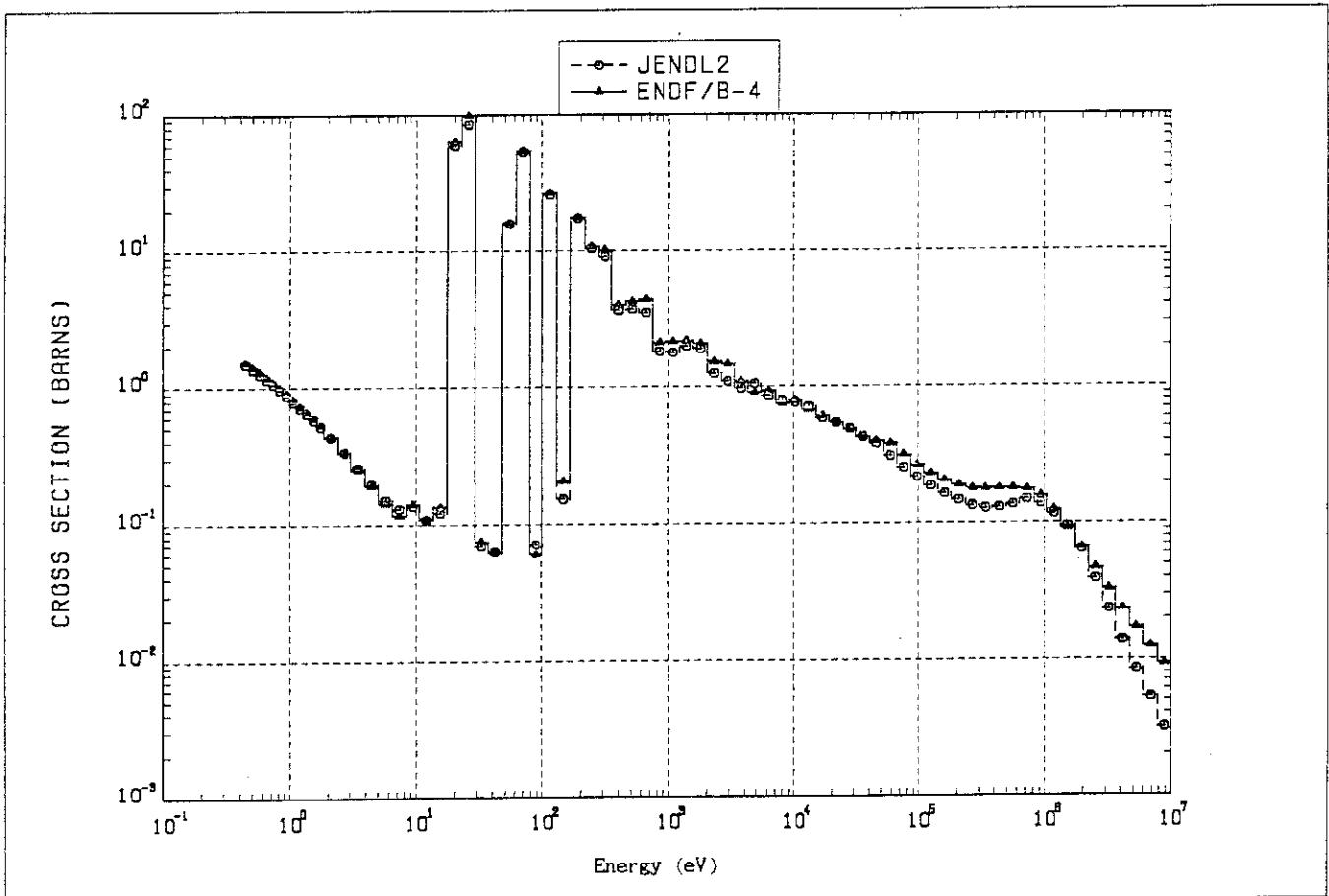


Fig.8 CAPTURE CROSS SECTION OF TH-232

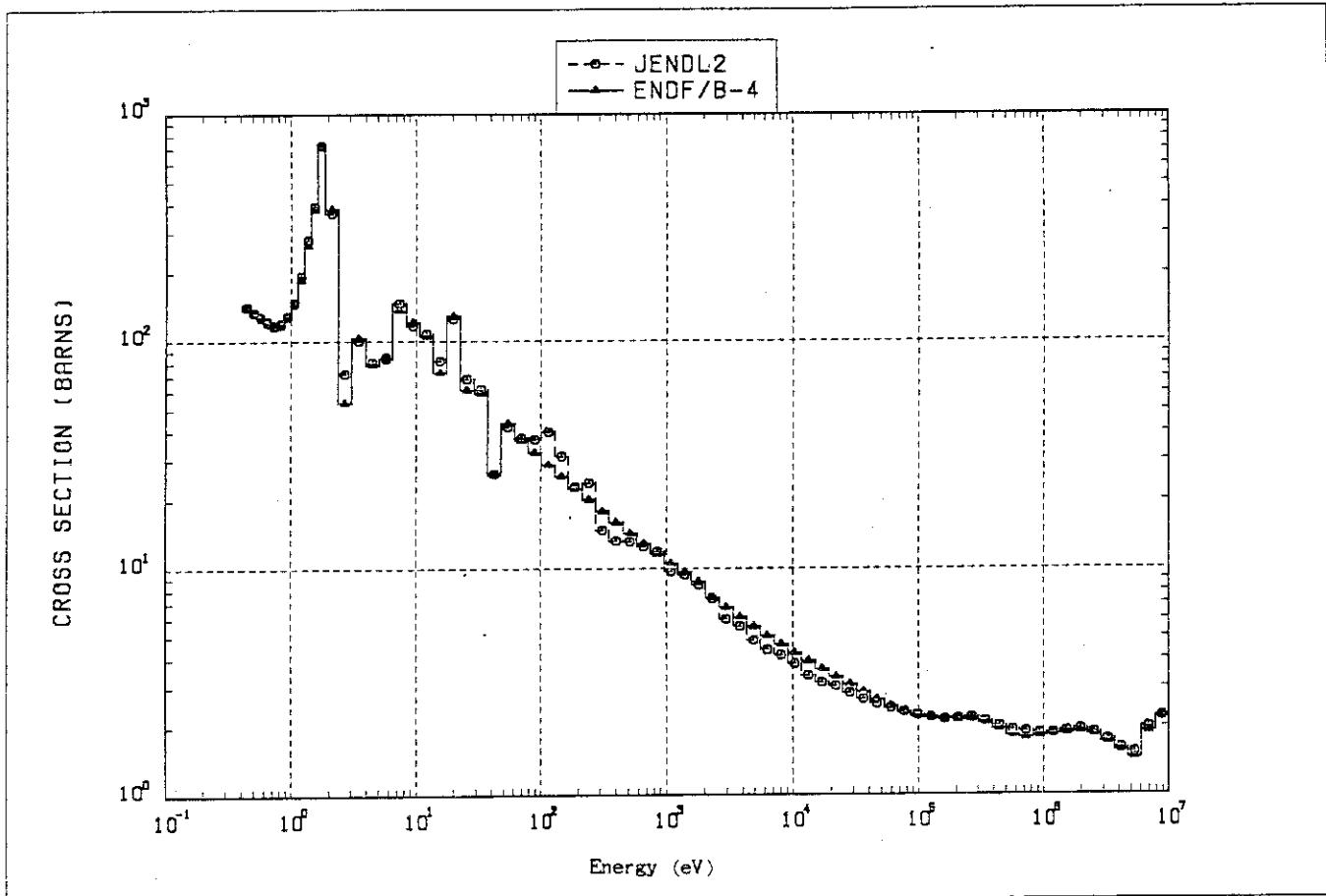


Fig.9 FISSION CROSS SECTION OF U-233

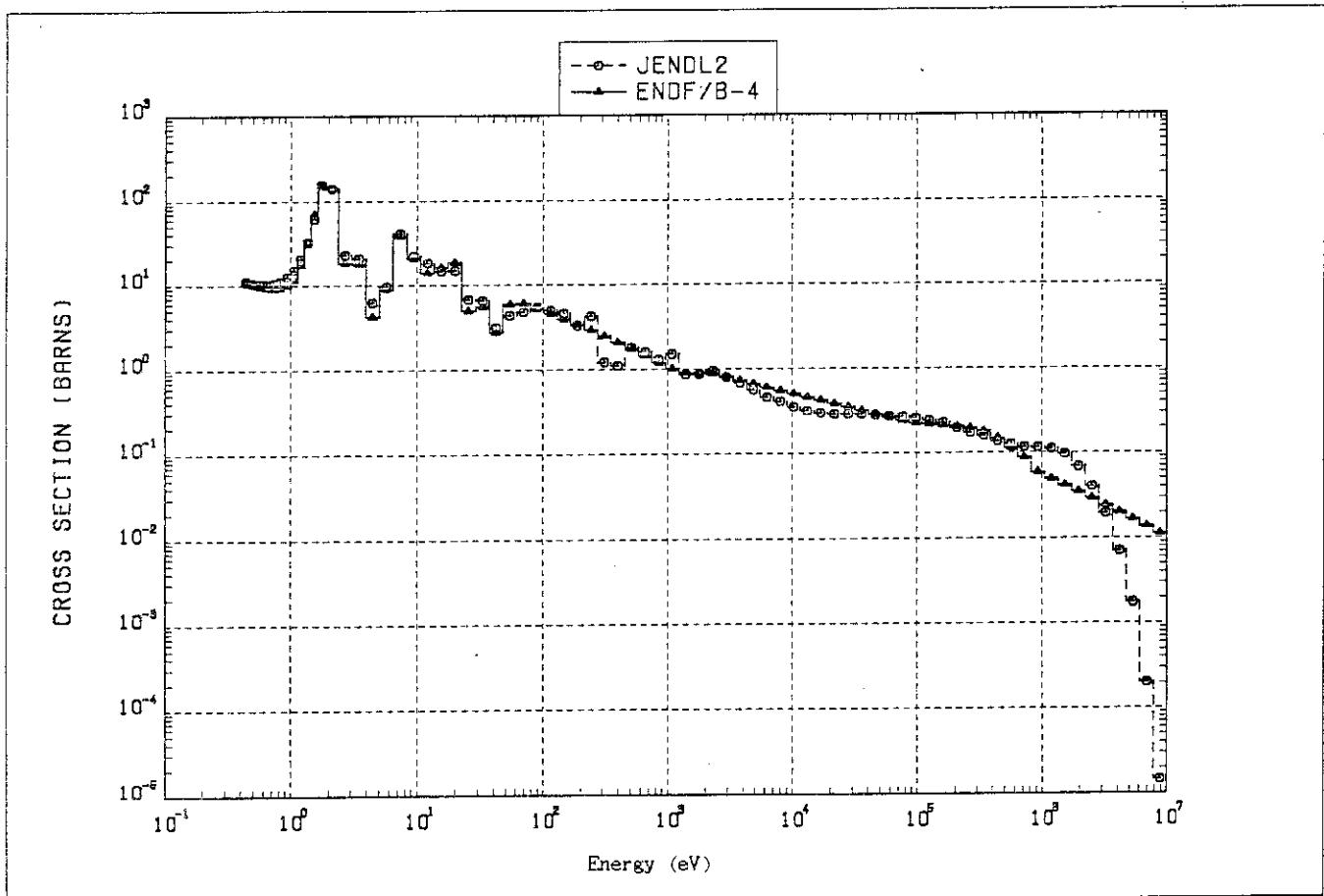


Fig.10 CAPTURE CROSS SECTION OF U-233

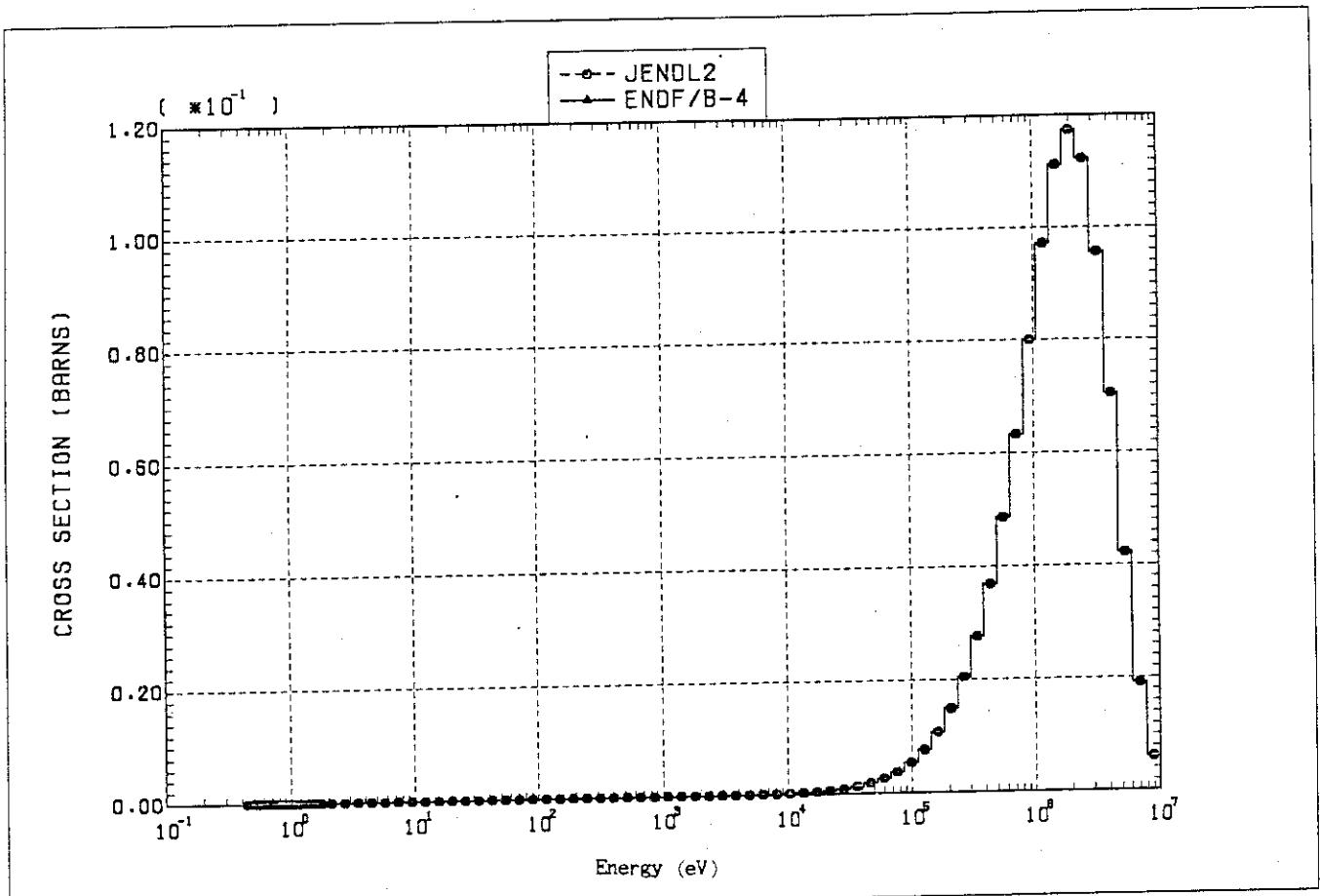
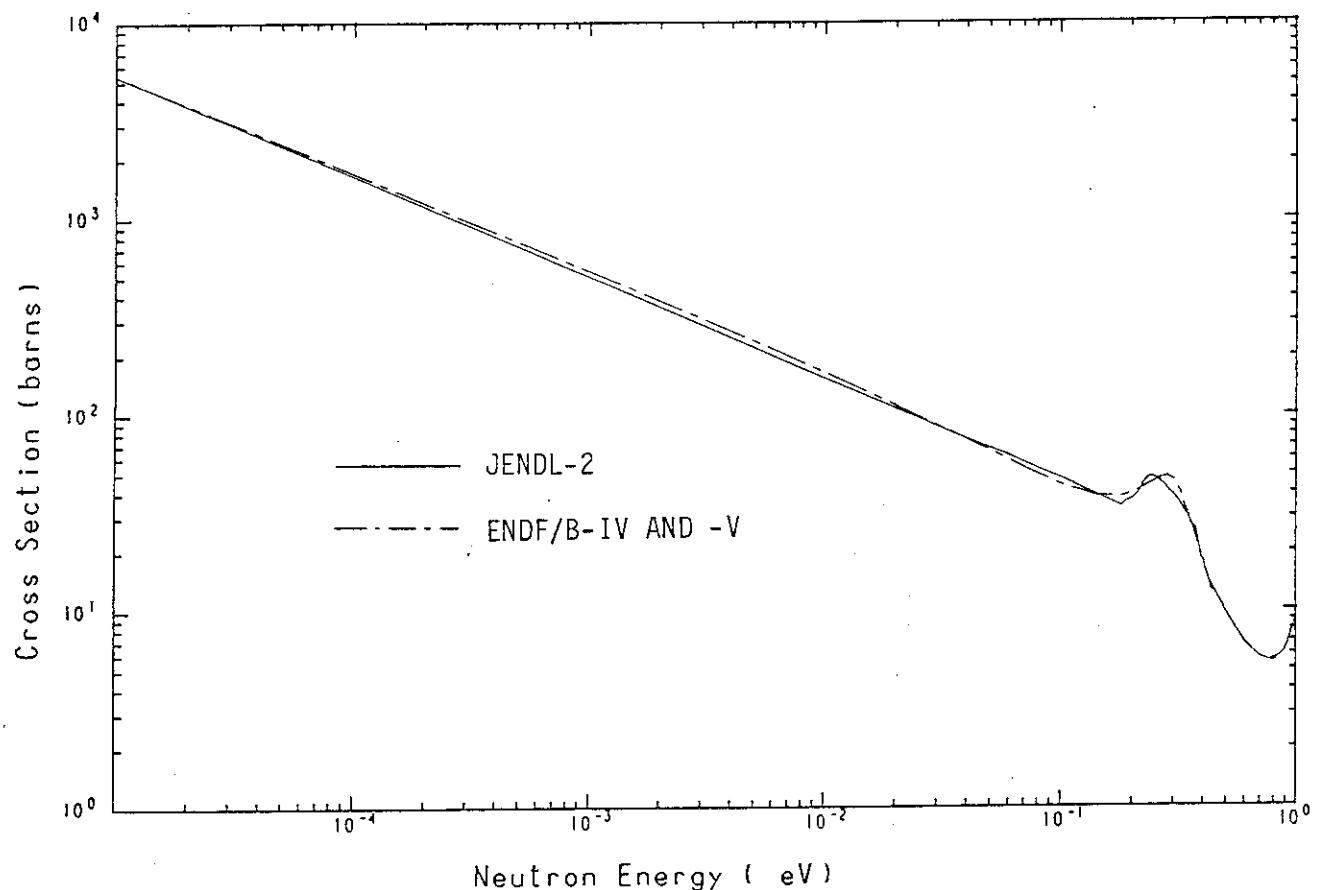
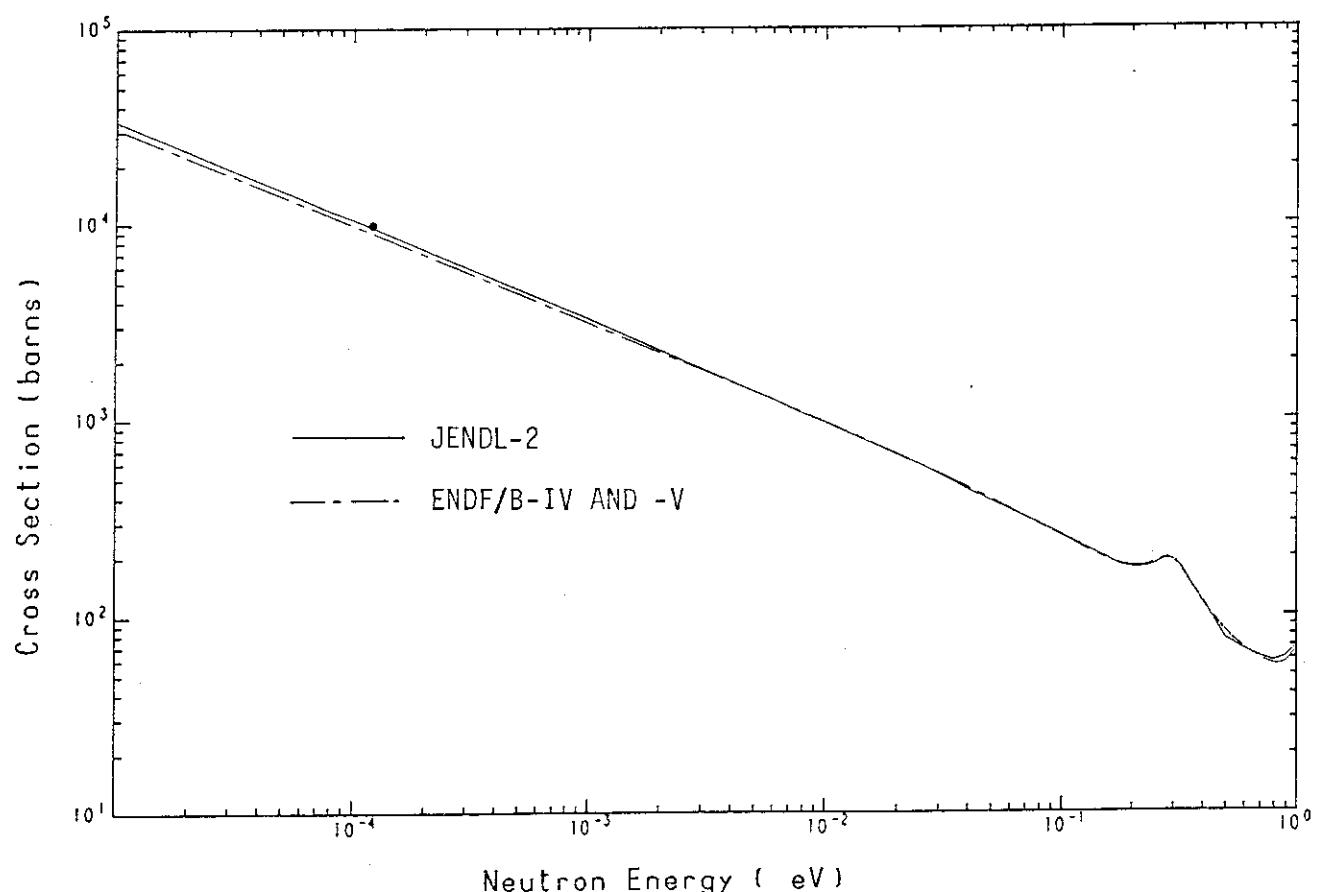


Fig.11 FISSION SPECTRA OF U-233

Fig.12 Neutron Cross Section  $^{235}\text{U}(\text{nY})$  ENERGY 0.001 eV - 1.00 eVFig.13 Neutron Cross Section  $^{235}\text{U}$  FISSION ENERGY 0.001 eV - 1.00 eV

## 付録 A. ベンチマーク炉心の計算モデル

## A.1 TRX 炉心

A. Benchmark Name and Type: TRX-1 through TRX-4, H<sub>2</sub>O-moderated uranium lattices.

B. System Description

These benchmarks are H<sub>2</sub>O moderated lattices of slightly enriched (1.3%) uranium rods with diameters of .4915 cm in a triangular pattern. Measured lattice parameters include  $\rho^{23}$ ,  $\delta^{25}$ ,  $\delta^{28}$ , and C\*; B<sup>3</sup> was measured for TRX-1 and TRX-2, but not for TRX-3 and TRX-4 which are two-region lattices. These lattices directly test cross sections for <sup>238</sup>U fast fission. They are sensitive to <sup>238</sup>U inelastic scattering, the <sup>235</sup>U fission spectrum and the H<sub>2</sub>O cross sections.

C. Model Description1. Infinite Lattice Calculationa. Physical Properties (Cylindrical Geometry)

<u>Region</u>	<u>Outer Radius, cm</u>	<u>Isotope</u>	<u>Concentration <math>10^{24}</math> Atoms/cm<sup>3</sup></u>
Fuel	0.4915	<sup>235</sup> U	$6.253 \times 10^{-4}$
		<sup>238</sup> U	$4.7205 \times 10^{-3}$
Void	0.5042	-	
Clad	0.5753	Al	$6.025 \times 10^{-3}$
Moderator	*	<sup>1</sup> H	$6.676 \times 10^{-3}$
		<sup>16</sup> O	$3.338 \times 10^{-3}$

\*Lattice spacings of 1.8060, 2.1740, 1.4412, and 2.8824 cm, respectively, for TRX-1 through TRX-4.

b. Suggested Method of Calculation

Monte Carlo, multigroup  $S_n$  ( $n \geq 4$ ) or equivalent  $P_f$ , or integral transport theory. An accurate treatment of resonance absorption is essential.

2. Leakage Calculation

- a. To account for leakage use a homogenized multigroup  $B_1$  calculation with a total buckling  $B^2 = .0057 \text{ cm}^{-2}$  for TRX-1 and  $B^2 = .005469 \text{ cm}^{-2}$  for TRX-2. This is not suitable for TRX-3 and TRX-4 which are two-region lattices.
- b. An alternative treatment of leakage, applicable to all four lattices, is to cylinderize them and calculate radial shapes explicitly using multigroup  $S_n$  or  $P_f$  theory. In all four lattices the axial buckling is  $.000526 \text{ cm}^{-2}$ ; all are fully reflected. Core perimeters are as nearly circular as possible.

TRX-1: 764 fuel rods

TRX-2: 578 fuel rods

TRX-3: A hexagonal array of 169  $\text{UO}_2$  rods was removed from the center of the driver lattice (pitch 1.806 cm), leaving 1432 rods. A hexagonal array of 217 metal rods (pitch 1.4412 cm) was centered in the opening.

TRX-4: Every other rod of the TRX-3 inner lattice was removed, leaving 61 metal rods (pitch 2.8824 cm). 1809  $\text{UO}_2$  driver rods were now required.

Dimensions of Cylinderized TRX Lattices

Composition	Outer Radius (cm)			
	TRX-1	TRX-2	TRX-3	TRX-4
Homogenized test Lattice cells	26.2093	27.4419	11.1467	11.8198
Water gap	-	-	12.3268	12.3268
Homogenized driver lattice cells	-	-	37.9406	42.1717
Reflector	large			

Properties of UO<sub>2</sub> Driver Lattice (TRX-3 and TRX-4)

Region	Outer Radius, cm	Isotope	Concentration $10^{24}$ Atoms/cm <sup>3</sup>
Fuel	.4864	<sup>235</sup> U	$3.112 \times 10^{-4}$
		<sup>238</sup> U	$2.3127 \times 10^{-2}$
		<sup>16</sup> O	$4.6946 \times 10^{-2}$
Void	.5042	-	
Clad	.5753	Al	$6.025 \times 10^{-2}$
Moderator	*	<sup>1</sup> H	$6.676 \times 10^{-2}$
		<sup>16</sup> O	$3.338 \times 10^{-2}$

\*Triangular pitch lattice with spacing of 1.8060 cm.

D. Experimental Data

	<u>TRX-1</u>	<u>TRX-2</u>	<u>TRX-3</u>	<u>TRX-4</u>
Pitch, cm	1.8060	2.1740	1.4412	2.8824
Water/fuel vol. ratio	2.35	4.02	1.00	8.11
Number of rods	764	578	217	61
$B^2, 10^{-4} \text{ cm}^{-2}$	$57 \pm 1$	$54.69 \pm .36$	-	-
$\delta^{28}_o$	$1.311 \pm .02$	$.830 \pm .015$	$3.01 \pm .05$	$.466 \pm .01$
$\delta^{25}_o$	$.0981 \pm .001$	$.0608 \pm .0007$	$.230 \pm .003$	$.0352 \pm .0004$
$\delta^{28}_d$	$.0914 \pm .002$	$.0667 \pm .002$	$.163 \pm .004$	$.0452 \pm .0007$
C*	.792 .008	.646 $\pm .002$	$1.255 \pm .011$	$.526 \pm .004$

Note: Parameters correspond to thermal cutoff of 0.625 eV and were measured at core center.

$\delta^{28}_o$  = ratio of epithermal-to-thermal  $^{238}\text{U}$  captures.

$\delta^{25}_o$  = ratio of epithermal-to-thermal  $^{235}\text{U}$  fissions.

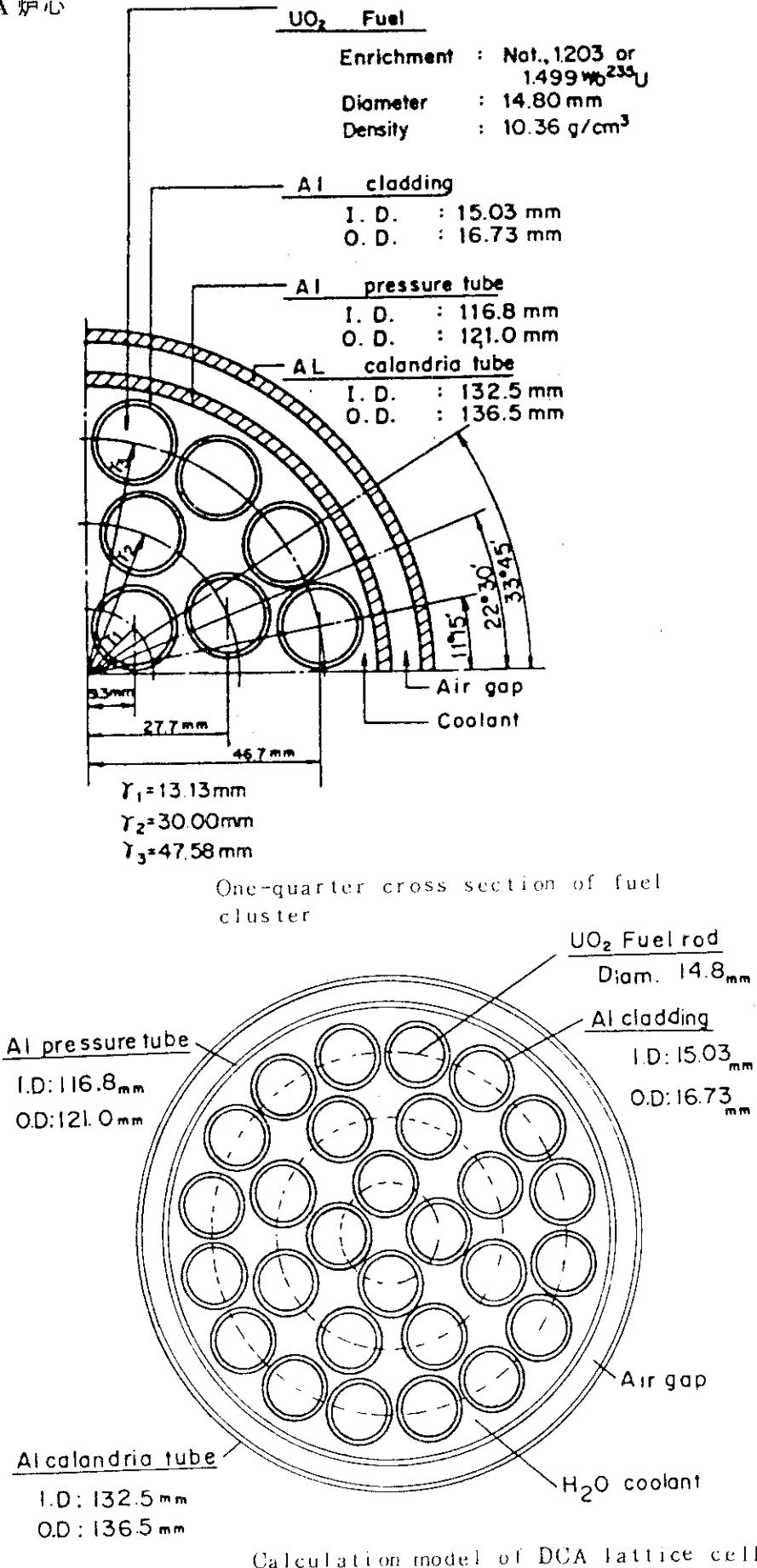
$\delta^{28}_d$  = ratio of  $^{238}\text{U}$  fissions to  $^{235}\text{U}$  fissions.

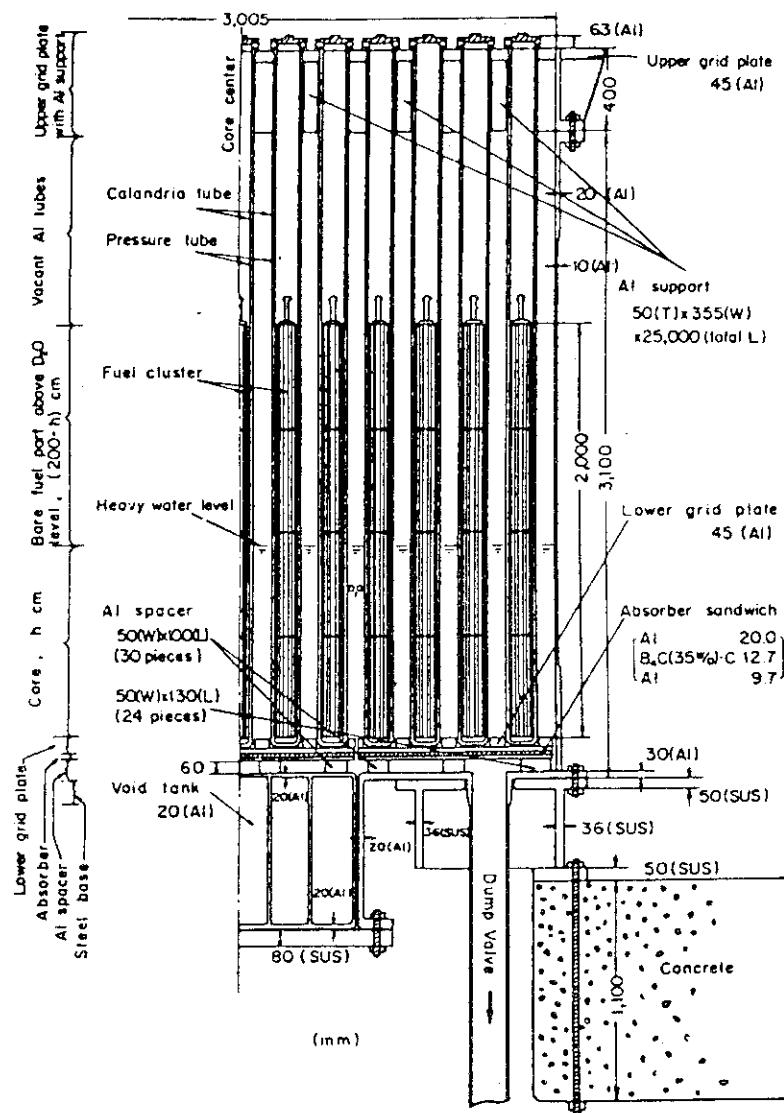
C\* = ratio of  $^{238}\text{U}$  captures to  $^{235}\text{U}$  fissions.

E. Comments and Documentation

Parameter measurements are described in Ref. 1 and 2. Measurements of thermal disadvantage factors (Ref. 3) and fast advantage factors (Ref. 4) are also available. Reference 5 shows some additional details about the lattices, fuel rods, etc. Cadmium cutoff energies and foil perturbation were given careful attention.

## A.2 DCA 炉心





DCA core configuration (schematic)

## A.3 ETA 炉心

## Lattice Dimensions and Compositions

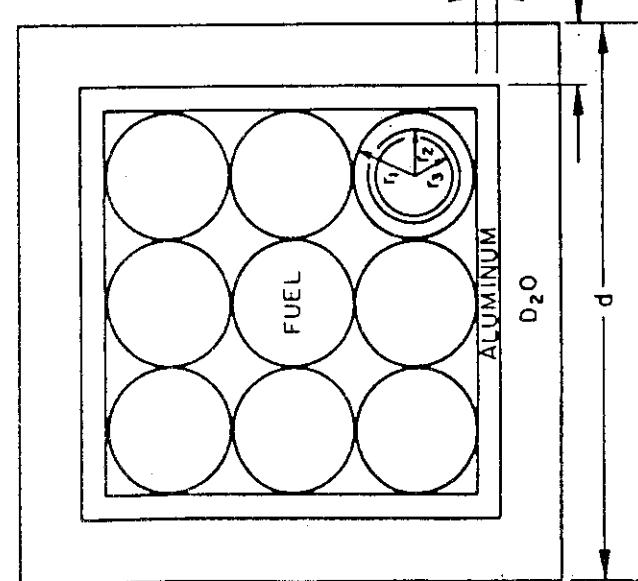
A. Cell Dimensions (cm)			
	ETA-I	ETA-II	Driver (TRX Rods)
Fuel radius	0.3302	0.5461	0.4864
Clad inner radius	0.3556	0.5461	0.5029
Clad outer radius	0.3946	0.6337	0.5740
Box inner	2.4524	2.6046	---
Box wall thickness	0.0761	---	---
Water half-thickness	0.3867	0.3867	---
Pitch			1.5367 (square)
B. Lattice Dimensions (cm)			
Tank inner radius: 33.02 (The tank was double-walled, outer radius: 35.56 each 0.64 cm thick with a 1.26-cm-wide annular gap between them.)			
ETA-I experiment: Inner region: 256 boxes; 2304 fuel rods Driver: 2580 TRX rods; $r_{inner} = 36.9155$ $r_{outer} = 57.4633$			
ETA-II experiment: Inner region: 216 clusters; 864 fuel rods Driver: 2732 TRX rods; $r_{inner} = 36.9155$ $r_{outer} = 58.4496$			
C. Fuel Atomic Number Densities ( $10^{24}$ atom/cm $^3$ )			
	ETA-I	ETA-II	Driver
$^{16}\text{O}$	$3.8151 \times 10^{-2}$	$4.0883 \times 10^{-2}$	$4.6975 \times 10^{-2}$
$^{232}\text{Th}$	$1.7705 \times 10^{-2}$	$1.9815 \times 10^{-2}$	---
$^{233}\text{U}$	---	$6.1021 \times 10^{-4}$	---
$^{235}\text{U}$	$1.1810 \times 10^{-3}$	$2.7 \times 10^{-7}$	$3.1181 \times 10^{-4}$
$^{236}\text{U}$	$6.7183 \times 10^{-3}$	$6.55 \times 10^{-6}$	$2.3176 \times 10^{-2}$
$^{234}\text{U}$	$1.1961 \times 10^{-3}$	$9.09 \times 10^{-6}$	---
$^{238}\text{U}$	$6.0561 \times 10^{-6}$	---	---
D. Transverse Bucklings (cm $^{-2}$ )			
	ETA-I	ETA-II	Driver
$B_{TRANS}^2$	0.00050	0.00065	0.00053
E. Other Atomic Number Densities ( $10^{24}$ atom/cm $^3$ )			
	ETA-I	ETA-II	Driver
Clad			
$^{27}\text{Al}$	$6.0247 \times 10^{-2}$	---	$6.0247 \times 10^{-2}$
Zirc-2 <sup>a</sup>	---	$4.5068 \times 10^{-2}$	---
Moderator			
$^2\text{D}$	$6.5787 \times 10^{-2}$	$6.5390 \times 10^{-2}$	---
$^1\text{H}$	$6.6451 \times 10^{-4}$ <sup>b</sup>	$1.0632 \times 10^{-3}$ <sup>b</sup>	$6.676 \times 10^{-2}$
$^{16}\text{O}$	$3.3225 \times 10^{-2}$	$3.3226 \times 10^{-2}$	$3.338 \times 10^{-2}$

<sup>a</sup>The composition of the zirconium was:  
Zr 98.418 at.% Cr 0.176 at.% Ni 0.078 at.%  
Sn 1.116 at.% Fe 0.213 at.%

<sup>b</sup>Measured results of the experiments are corrected to  
these hydrogen concentrations (1.0% H<sub>2</sub>O in ETA-I and 1.6%  
H<sub>2</sub>O in ETA-II).

(a) TEST REGION CELL

FUEL: 6.7 wt%  $^{25}\text{UO}_2$ - $\text{ThO}_2$ ;  $^{233}\text{Th}/^{235}\text{U} = 15$

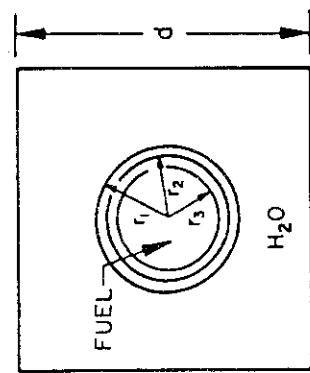


$r_1$  = Al CLAD OUTER RADIUS      0.3946 cm  
 $r_2$  = Al CLAD INNER RADIUS      0.3556 cm  
 $r_3$  = FUEL RADIUS                  0.3302 cm  
 $t_1$  = Al BOX WALL THICKNESS      0.0761 cm  
 $t_2$  =  $\text{D}_2\text{O}$  HALF THICKNESS      0.3867 cm  
 $d$  = OVERALL CELL SIZE            3.3780 cm

ETA - I and driver cells.

(b) DRIVER REGION CELL

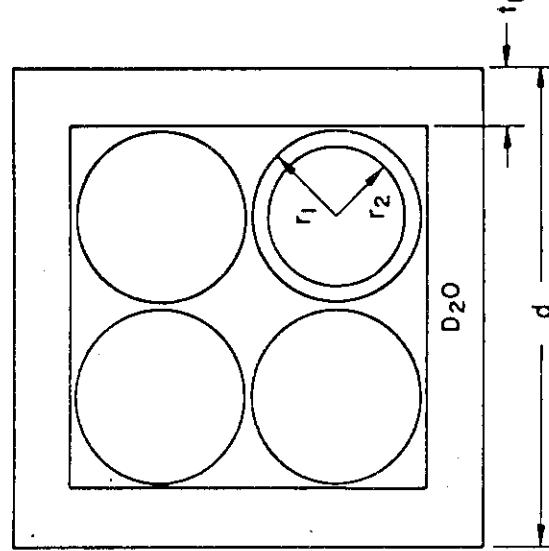
FUEL: SLIGHTLY  $^{25}\text{U}$  ENRICHED  
 (1.3 wt%)  $\text{UO}_2$



$r_1$  = Al CLAD OUTER RADIUS      0.5740 cm  
 $r_2$  = Al CLAD INNER RADIUS      0.5029 cm  
 $r_3$  = FUEL RADIUS                  0.4864 cm  
 $d$  = OVERALL CELL SIZE            1.5367 cm

$r_1$  = Al CLAD OUTER RADIUS      0.6337 cm  
 $r_2$  = FUEL RADIUS                  0.5461 cm  
 $t_1$  =  $\text{D}_2\text{O}$  HALF THICKNESS      0.3867 cm  
 $d$  = OVERALL CELL SIZE            3.3780 cm

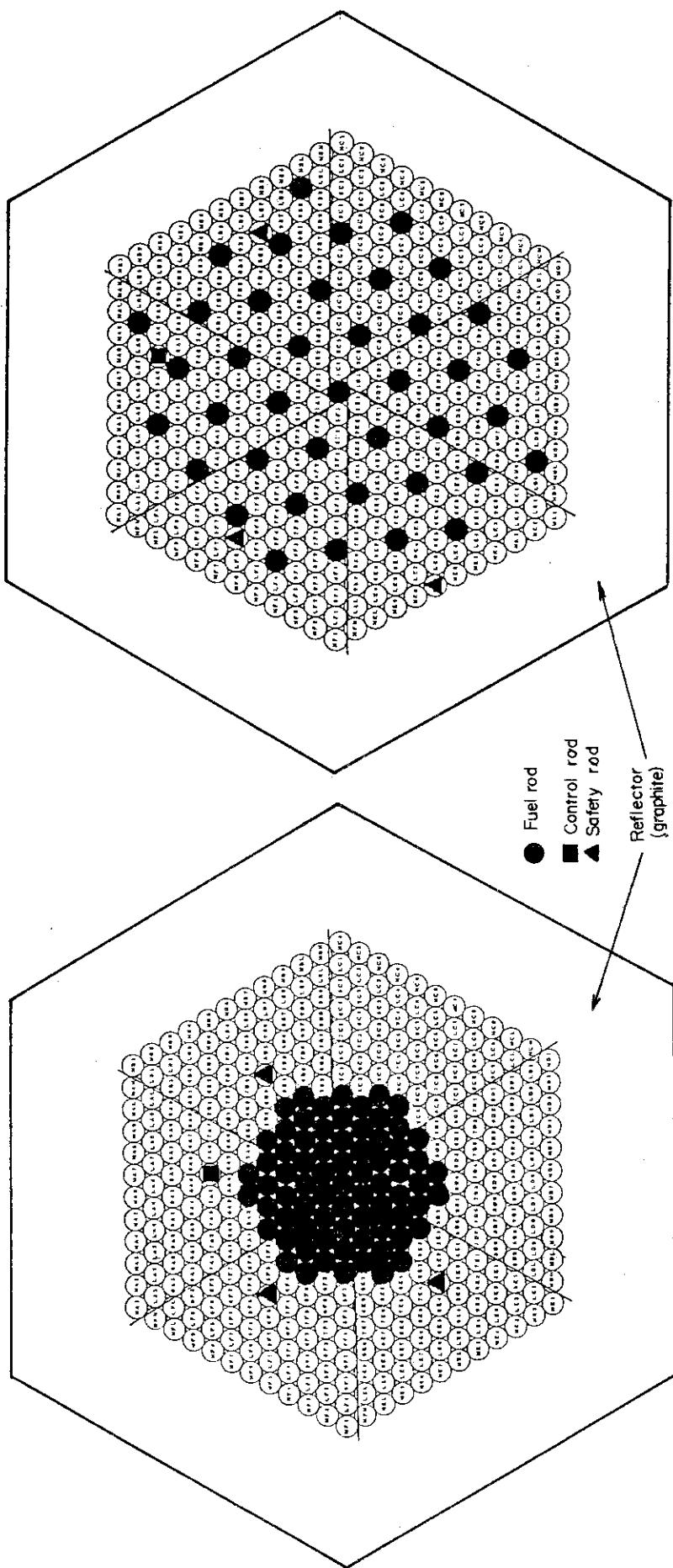
ETA - II cell.



$r_1$  = Al CLAD OUTER RADIUS      0.5740 cm  
 $r_2$  = Al CLAD INNER RADIUS      0.5029 cm  
 $r_3$  = FUEL RADIUS                  0.4864 cm  
 $d$  = OVERALL CELL SIZE            1.5367 cm

$r_1$  = Al CLAD OUTER RADIUS      0.6337 cm  
 $r_2$  = FUEL RADIUS                  0.5461 cm  
 $t_1$  =  $\text{D}_2\text{O}$  HALF THICKNESS      0.3867 cm  
 $d$  = OVERALL CELL SIZE            3.3780 cm

A.4 SHE Core



Fuel rods loading patterns of SHE cores

SHE - 13  
SHE - 8

## A.5 臨界安全実験体系

Atom Number Densities in Units of  $10^{24}$  atom/cm<sup>3</sup> of Selected Highly Enriched  $^{235}\text{U}$  Critical Experiments

Material	Experiment											
	1	2*	3*	4	5*	6	7	8	9	10	11	12
$^{235}\text{U}$	4.670(-2)	1.551(-3)	1.341(-3)	8.394(-4)	8.575(-4)	7.107(-4)	5.141(-4)	4.264(-4)	3.302(-4)	1.735(-4)	4.328(-5)	3.346(-5)
$^{234}\text{U}$	5.925(-4)	8.448(-6)	7.307(-6)	8.997(-6)	4.671(-6)	3.585(-6)	5.518(-6)	2.323(-6)	3.540(-6)	9.452(-7)	7.16(-7)	5.25 (-7)
$^{235}\text{U}$	1.416(-5)	6.232(-7)	5.389(-7)	2.560(-7)	3.445(-7)	7.139(-8)	1.370(-7)	1.713(-7)	1.007(-7)	6.972(-8)	1.8 (-8)	1.0 (-8)
$^{238}\text{U}$	2.843(-4)	1.107(-5)	9.578(-6)	1.171(-5)	6.124(-6)	5.569(-6)	7.305(-6)	3.045(-6)	4.607(-6)	1.239(-6)	2.81 (-7)	2.56 (-7)
$^{232}\text{Th}$	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1.964(-7)	1.476(-7)
N	0	0	0	0	0	1.721(-3)	1.890(-3)	1.295(-3)	0	6.769(-4)	0	1.178(-4)
H	0	6.111(-2)	6.156(-2)	6.128(-2)	6.354(-2)	5.998(-2)	6.137(-2)	6.567(-2)	6.439(-2)	6.611(-2)	6.636(-2)	6.647(-2)
O	0	3.370(-2)	3.350(-2)	3.752(-2)	3.351(-2)	3.688(-2)	3.550(-2)	3.370(-2)	3.490(-2)	3.341(r2)	3.361(-2)	3.333(-2)
F	0	3.141(-3)	2.717(-3)	0	1.757(-3)	0	0	8.639(-4)	6.769(-4)	3.515(-4)	0	0
$\text{H}/^{235}\text{U}$	0	39.4	45.9	73.0	84.4	119.4	154.0	195.0	361.0	153.30	196.0	196.0

\* Reflector composition: hydrogen, 7.734(-2); carbon, 3.867(-2).

Geometrical Description of Selected Highly Enriched  $^{235}\text{U}$  Critical Experiments

Geometry	Experiment											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Sphere	Cylinder	Cylinder	Cylinder	Cylinder	Cylinder	Cylinder	Cylinder	Cylinder	Cylinder	Cylinder	Cylinder	Sphere
5.984	8.35	8.35	25.40	7.55	10.25	12.70	12.75	14.58	15.94	34.59	61.01	—
Critical radius (cm)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
Critical height (cm)	—	16.7 ± 0.2*	16.9	13.36	24.0	14.7	24.69	24.00	—	—	—	—
Reflector thickness (cm)	None	20.0	20.0	None	20.0 <sup>b</sup>	20.0	None	None	None	None	None	None

Atom Number Densities in Units of  $10^{24}$  atom/cm<sup>3</sup> of Highly Enriched  $^{235}\text{U}$  Critical Experiments

Material	Experiment												
	13			14			15			Experiment			
Experiment			13			14			15			Experiment	
$^{235}\text{U}$	0	0	0	5.854(-7)	5.854(-7)	4.774(-5)	0	0	0	0	0	—	—
$^{235}\text{U}$	4.500(-2)	1.230(-3)	1.230(-3)	4.774(-5)	4.774(-5)	—	—	—	—	—	—	—	—
$^{235}\text{U}$	2.982(-3)	8.860(-5)	8.860(-5)	2.854(-6)	2.854(-6)	—	—	—	—	—	—	—	—
H	0	6.162(-2)	6.162(-2)	6.650(-2)	6.650(-2)	—	—	—	—	—	—	—	—
O	0	3.345(-2)	3.345(-2)	3.335(-2)	3.335(-2)	—	—	—	—	—	—	—	—
F	0	2.637(-3)	2.637(-3)	1.024(-4)	1.024(-4)	—	—	—	—	—	—	—	—

## 付録 B. 热中性子炉体系標準コード・システム(SRAC) の計算機能の拡充

### B.1 概 要

SRACの計算機能の充実の一端として、新たに以下の項目についての機能追加を行った。

- (i) 実効中性子寿命  $\ell$  および実効遅発中性子分率  $\beta$  の計算
  - (ii) 異方性拡散係数の拡散計算での考慮
  - (iii) 物質依存の核分裂スペクトルを用いた拡散計算
  - (iv) 燃料核種の積分パラメータ ( $\rho^{28}$ ; Ratio of epithermal to thermal  $^{238}\text{U}$  captures,  
 $^{25}\delta$ ; Ratio of epithermal to thermal  $^{235}\text{U}$  fissions,  $\delta^{28}$ ; Ratio of  $^{238}\text{U}$   
fissions to  $^{235}\text{U}$  fissions,  $C^*$ ; Ratio of  $^{238}\text{U}$  captures to  $^{235}\text{U}$  fissions) の計算
  - (v) 検出器の反応率計算
  - (vi) 1次摂動理論にもとづく反応度計算
- なお、(i), (ii), (iii), (vi) は、2次元および3次元拡散計算(Citation)でのみ可能であり、  
(iv), (v) については、衝突確率法、 $S_n$  計算、拡散計算の結果をもとに計算可能である。

### B.2 計算式

#### B.2.1 実効中性子寿命 $\ell$ 及び実効遅発中性子分率 $\beta$ の計算式

##### 実効中性子寿命 $\ell$

実効中性子寿命  $\ell$  は以下の式で計算される。

$$\begin{aligned} \ell &= \frac{\int dV \int dE \frac{1}{V(E)} \phi^*(\mathbf{x}, E) \phi(\mathbf{x}, E)}{\frac{1}{k} \int dV \int dE \chi_t(E, \mathbf{x}) \phi^*(\mathbf{x}, E) \int dE' \nu_t \Sigma_f(\mathbf{x}, E') \phi(\mathbf{x}, E')} \\ &= \frac{\sum_i V_i \sum_g \frac{1}{V(g)} \phi^*(i, g) \phi(i, g)}{\frac{1}{k} \sum_i V_i \sum_g \chi_t(i, g) \phi^*(i, g) \sum_g \nu_t \Sigma_f(i, g') \phi(i, g')} \end{aligned}$$

ここに、

$\frac{1}{V(E)}$  : inversed velocity

$\chi_t(E, \mathbf{x})$  : Total fission spectrum

$\nu \Sigma_f(\mathbf{x}, E)$  :  $\nu \times \Sigma_f$

$\phi(\mathbf{x}, E)$  : neutron flux

$\phi^*(\mathbf{x}, E)$  : Adjoint flux

##### 実効遅発中性子分率 $\beta$

実効遅発中性子分率  $\beta$  はオリジナル Citation では micro の  $\sigma_f$  を使って計算しているが SRAC では、 MACRO 断面積を使って計算を行っている。計算式は、

$$\begin{aligned}\beta_j &= \frac{\int dV \int dE \chi_{dj}(x, E) \phi^*(x, E) \int dE' \beta_{dj} \nu_d \Sigma_f(x, E') \phi(x, E)}{\int dV \int dE \chi_t(E, x) \phi^*(x, E) \int dE' \nu_t \Sigma_f(x, E') \phi(x, E')} \\ &= \frac{\sum_i V_i \sum_g \chi_{dj}(i, g) \phi^*(i, g) \sum_g \beta_{dj} \nu_d \Sigma_f(i, g) \phi(i, g)}{\sum_i V_i \sum_g \chi_t(i, g) \phi^*(i, g) \sum_g \nu_t \Sigma_f(i, g') \phi(i, g')}\end{aligned}$$

$$\beta_{\text{eff}} = \sum_{j=1,6} \beta_j$$

で計算される。

ここに、

$\chi_{dj}(x, E)$  : Delayed fission neutron spectrum

$\beta_{dj}$  : Fraction of delayed neutron families

$\nu_d$  : Delayed  $\nu$  value

### B.2.2 物質依存の核分裂スペクトル

オリジナルの Citation では核分裂スペクトルは、物質に依存した形では扱えず 1 個の核分裂スペクトルを入力して計算していた。単一のスペクトルを使用している箇所を物質依存の核分裂スペクトルを用いて計算するよう変更した。なお入力により、旧来の方法か、物質依存のものを使用するかの選択が可能である。

### B.2.3 拡散係数の異方性

物質毎に、各方向別の拡散係数、 $D_x$ 、 $D_y$ 、 $D_z$ を  $D_1$ 、 $D_2$ から選択して与え、この方向別の拡散係数を拡散計算で使用できるようにした。

$D_x$ 、 $D_y$ 、 $D_z$ は各計算形状と対応して以下のように使用される。

形 状	geometory	$D_x$	$D_y$	$D_z$
Slab	X-Y-Z	X	Y	Z
Cylinder	$\theta$ -R-Z	R	Z	$\theta$
Cylinder	R-Z	R	Z	
Sphere	R	R		
Hexagonal	H-Z (X-Y-Z)	X	Y	Z
Triagonal	T-Z (X-Y-Z)	X	Y	Z

なお、2次元計算の場合には、 $D_z$ は  $D \times B_\perp^2$  の計算に使用される。

### B.2.4 燃料核種の積分パラメータ

燃料核種の積分パラメータ

$$\begin{aligned}\rho^{28} &= \text{Ratio of epithermal to thermal } {}^{238}\text{U captures} \\ \delta^{25} &= \text{Ratio of epithermal to thermal } {}^{235}\text{U fissions} \\ \delta^{28} &= \text{Ratio of } {}^{238}\text{U fissions to } {}^{235}\text{U fissions} \\ C^* &= \text{Ratio of } {}^{238}\text{U captures to } {}^{235}\text{U fissions}\end{aligned}$$

は、以下の様に計算される。

epithermal reaction は以下の式で計算する。

$$R_{\text{epi}} = \sum_g f_g \sigma_{xg} \frac{\phi_{mg} V_m}{\phi_{xg} V_x} \cdot \frac{V_x}{V_m} \phi_g(\mathbf{r}) \cdot DN$$

thermal reaction は以下の式で計算する。

$$R_{\text{th}} = \sum_g (1-f_g) \sigma_{xg} \frac{\phi_{mg} V_m}{\phi_{xg} V_x} \cdot \frac{V_x}{V_m} \phi_g(\mathbf{r}) \cdot DN$$

ここに

- $\sigma_{xg}$  : 少数群微視的断面積
- $x$  : fission 又は capture (=absorption-fission) を示す指標
- $f_g$  : epithermal indicator
- $\phi_{mg} V_m$  :  $\sum_{g' \in g} \phi_{mg'} V_m$
- DN : Nuclide density

### B.2.5 検出器の反応率

Filter の付かない検出器および filter 付きの検出器について反応率は以下の式で計算される。

#### 検出器の反応率

$$R(\mathbf{r}) = \sum_g \Sigma_{xg} \cdot \phi_g(\mathbf{r})$$

#### フィルター付検出器の反応率

$$R(\mathbf{r}) = \sum_g F_g \cdot \Sigma_{xg} \cdot \phi_g(\mathbf{r})$$

ここに

- $\Sigma_{xg}$  : 少数群巨視的断面積
- $x$  : fission 又は capture (=absorption-fission) を示す指標
- $F_g$  : フィルター透過率
- $\mathbf{r}$  : 炉心内の場所

### B.2.6 1次摂動理論にもとづく反応度計算

#### (1) 摂動計算式

1次摂動理論による反応度変化は以下の式で計算される。

$$\rho = \frac{\Delta F - \Delta A + \Delta S - \Delta L - \Delta DB^2}{F}$$

ここに  $F$  は規格因子,  $\Delta F$  は分裂項,  $\Delta A$  は吸収項,  $\Delta S$  は散乱項,  $\Delta L$  は漏洩項,  $\Delta DB^2$  は  $DB^2$

摂吸収項である。

$$\begin{aligned}
 F &= \frac{1}{K} \sum_g \int \chi_g(r) \phi_g^*(r) \sum_g \nu \Sigma_{fg'}(r) \phi_{g'}(r) dV \\
 \Delta F_g &= \frac{1}{K} \int \phi_g^*(r) \sum_g (\chi_g(r) \Delta \nu \Sigma_{fg'}(r) + \Delta \chi_g(r) \cdot \nu \Sigma_{fg'}(r)) \\
 &\quad \times \phi_{g'}(r) dV \\
 \Delta A_g &= \int \phi_g^*(r) \Delta \Sigma_{ag}(r) \phi_g(r) dV \\
 \Delta S_g &= \int \sum_{g'} (\phi_{g'}^*(r) - \phi_g^*(r)) \Delta \Sigma_{sg \rightarrow g'}(r) \phi_g(r) dV \\
 \Delta L_g &= \int \nabla \phi_g^*(r) \Delta D_g(r) \nabla \phi_g(r) dV \\
 &= \int \left[ \frac{\partial \phi_g^*(r)}{\partial x} \Delta D_{xg}(r) \frac{\partial \phi_g(r)}{\partial x} + \frac{\partial \phi_g^*(r)}{\partial y} \Delta D_{yg}(r) \frac{\partial \phi_g(r)}{\partial y} \right. \\
 &\quad \left. + \frac{\partial \phi_g^*(r)}{\partial z} \Delta D_{zg}(r) \frac{\partial \phi_g(r)}{\partial z} \right] dV \\
 \Delta DB_g^2 &= \int \phi_g^*(r) (\Delta D_{zg}(r) B_g^2(r) + D_{zg}(r) \Delta B_g^2(r)) \phi_g(r) dV
 \end{aligned}$$

ここで、

$$\begin{aligned}
 \Delta F &= \sum_g \Delta F_g \\
 \Delta A &= \sum_g \Delta A_g \\
 \Delta S &= \sum_g \Delta S_g \\
 \Delta L &= \sum_g \Delta L_g \\
 \Delta DB^2 &= \sum_g \Delta DB_g^2 \\
 \Delta \nu \Sigma_{fg}(r) &= \nu \Sigma_{fg}^p(r) - \nu \Sigma_{fg}(r) \\
 \Delta \chi_g(r) &= \chi_g^p(r) - \chi_g(r) \\
 \Delta \Sigma_{ag}(r) &= \Sigma_{ag}^p(r) - \Sigma_{ag}(r) \\
 \Delta \Sigma_{sg \rightarrow g'} &= \Sigma_{sg \rightarrow g'}^p(r) - \Sigma_{sg \rightarrow g'}(r) \\
 \Delta D_g(r) &= D_g^p(r) - D_g(r) \\
 \Delta B_g^2(r) &= B_g^{2p}(r) - B_g^2(r)
 \end{aligned}$$

p : 摂動後のもの

なお、 $\phi^*$  として摂動後のものを使用することも可能である。

## (2) 漏洩項の差分式

漏洩項の差分式  $\nabla \phi_g^*(r) \nabla \phi_g(r)$  は以下の式で表わされる。

体系の内部では、

$$\sum_j A_j \frac{1}{A_i} \left[ \frac{1}{1 + \frac{A_j D_{ig}}{A_i D_{jg}}} \right]^2 \left[ \phi_{i,g}^* - \phi_{j,g}^* \right] \left[ \phi_{i,g} - \phi_{j,g} \right]$$

black 境界では、

$$\sum_j A_j \frac{1}{A_i} \left[ \frac{1}{1 + \frac{D_{ig}}{A_i C_{sg}}} \right] \phi_{i,g}^* \phi_{i,g}$$

ここに、 $j$  は隣の flux ポイント、 $A_j$  は leakage Area、 $A_i$  は flux ポイント  $i$  から leakage 面までの距離  $A_j$  は flux ポイント  $j$  から leakage 面までの距離、 $C_{sg}$  は内部または外部 black boundary constant である。反射境界ではこの項は零である。

### B.3 入力

#### B.3.1 Citation の入力

今回追加した Citation の新しい機能の為に SRAC のマニュアル (JAERI-1285) の II. 7 章の Citation 入力の一部を修正した。マニュアル通りに入力を行っても以前と同じ計算が行えるよう考慮されている。

修正したデータは SRAC マニュアル II. 7 の Block 1 であり、この直後に Block 2～Block 8 を追加した。

$\ell$ ,  $\beta$  の計算および摂動計算では、Forward flux と Adjoint flux を必要とする。この両 flux は、別の計算であらかじめ計算済のものを使用することもできるようになっており、Section 001 の NGC(12), NGC(13)により選択を行う。なお、あらかじめ計算済の flux は 28 番から読み込まれる。

NGC(12) : Adjoint 計算指標、Adjoint 計算が必要な時は「1」を入力する。負の時は Adjoint flux が print される。

NGC(13) : FLUX 入力のオプション

= 0 入力せず

= 1 Adjoint flux は 28 番から入力

= -1 Forward および Adjoint flux を 28 番から入力

注) NGC(13)が 1 の時  $\ell$ ,  $\beta$  および摂動計算用の Adjoint flux は 28 番から読み込まれるので NGC(12)は 0 とするべきである。また、NGC(13)が -1 の時は flux 計算は行わず直接  $\ell$ ,  $\beta$  および摂動計算を行う。ただし Citation の入力はすべて必要である。また計算体系および群数は flux 計算を行った時と同じでなければならない。

以下に追加、修正したデータのフォーマットおよび内容を示す。

BLOCK 1 SRAC 用制御整数

/3/

NM このルーチンで使用する物質の数 (セクション 008 で使う zone 番号の最大値

(internal black absorber で断面積を与えないものについて除外)

この数が負の時は摂動計算を行うことを意味し BLOCK 4～8 が必要となる。

NXR 断面積編集用の X-Region の数, もし編集の必要がない時は 0 を入力する。

ID 拡散係数選択のためのオプションおよび以下の BLOCK 2 のデータを読み込むかどうかのオプション  
 = | 1 | Citation 用マクロの拡散係数として  $D_1$  を使用  
 = | 2 |  $D_2$  を使用  
 = | 3 | 各物質毎に  $D_1$  あるいは  $D_2$  を選択 (BLOCK 3 が必要)  
 もし、ID が負なら BLOCK 2 のデータが必要である。

BLOCK2 SRAC 用追加制御整数 /2/  
 IXKI 物質依存核分裂スペクトル使用オプション  
 = 0 物質依存なし (SRACマニアル II. 8 の MAT の内最初にでてきた核分裂性物質の fission スペクトルを使用)  
 = 1 物質毎のものを使用

IDELAY 遅発中性子データを MACRO file (Citation用) に書き込むかどうかのオプション  
 = 0 書き込まない  
 = 1 書き込む ( $\ell$ ,  $\beta$  の計算を行う)

BLOCK3 拡散係数選択データ /NM/  
 このデータは ID=3 の時必要

IXYZ 各方向の拡散係数の  $D_1$ ,  $D_2$  からの選択, 各 Zone 毎に入力する)  
 各方向と  $D_1$ ,  $D_2$  の対応は以下の通り。

	$D_x$	$D_y$	$D_z$
= 1	$D_1$	$D_1$	$D_1$
= 2	$D_2$	$D_1$	$D_1$
= 3	$D_1$	$D_2$	$D_1$
= 4	$D_2$	$D_2$	$D_1$
= 5	$D_1$	$D_1$	$D_2$
= 6	$D_2$	$D_1$	$D_2$
= 7	$D_1$	$D_2$	$D_2$
= 8	$D_1$	$D_2$	$D_2$

BLOCK4 摂動計算ケース数指定 /1/  
 ICASE: 計算を行うケース数を入力する。

BLOCK5 摂動後の断面積のメンバー名と Option 指定 /2A4, 3/  
 SAMPLE: 摂動後の断面積のメンバー名  
 (2A4) (5 文字目および 8 文字目はコードで自動的に設定する。)  
 IOPT : 摂動領域の入力方法の指定  
 < 0 Zone 番号による指定  
 (取替られる Zone の番号に負号をつけて指定する。)  
 = 1 メッシュ点による指定

(以下のBLOCK 6でメッシュ点を指定する。)

= 2 座標による指定

(以下のBLOCK 7で座標を指定する。)

IDOPT: 摂動後の断面積の拡散係数の選択

- = 1  $D_1$  を使用する ( $D_X = D_Y = D_Z = D_1$ )
- = 2  $D_2$  を使用する ( $D_X = D_Y = D_Z = D_2$ )
- = 3  $D_x = D_2 \quad D_y = D_1 \quad D_z = D_1$
- = 4  $D_x = D_1 \quad D_y = D_2 \quad D_z = D_1$
- = 5  $D_x = D_2 \quad D_y = D_2 \quad D_z = D_1$
- = 6  $D_x = D_1 \quad D_y = D_1 \quad D_z = D_2$
- = 7  $D_x = D_2 \quad D_y = D_1 \quad D_z = D_2$
- = 8  $D_x = D_1 \quad D_y = D_2 \quad D_z = D_2$

注) 計算体系と  $D_x$ ,  $D_y$ ,  $D_z$  の対応は下表の通りである。なお、体系とは関係なくバックリング項の計算には  $D_z$  が使用される。

NUAC 5	形 状	$D_x$	$D_y$	$D_z$
1	One-dimensional slab (X)	X		
2	One-dimensional cylinder (R)	R		
3	One-dimensional sphere (S)	R		
4	—			
5	—			
6	Two-dimensional slab (X, Y)	X	Y	
7	Two-dimensional cylinder (R, Z)	R	Z	
8	Two-dimensional circle ( $\theta$ , R)	$\theta$	R	
9	Two-dimensional hexagonal (H)*	X	Y	
10	Two-dimensional triangular (T)	X	Y	
11	Three-dimensional slab (X, Y, Z)	X	Y	Z
12	Three-dimensional cylinder ( $\theta$ , R, Z)	$\theta$	R	Z
13	Three-dimensional hexagonal (H, Z)*	X	Y	Z
14	Three-dimensional triangular (T, Z)	X	Y	Z

\*) 六角メッシュの場合 X, Y 方向の他に一つ境界面があるが、この境界面に対しては  $D_x$  を適用しその面からもれは left, right のもれに加算される。

BKLE : 摂動後の Buckling 入力

 $\geq 0$  Constant buckling

&lt; 0 Group dependent buckling (group数を入力)

BLOCK6 メッシュ点による場所指定 (IOPT=1 の場合) //6//

IXYZ (1, 1) : 取替る領域の X 方向の最初のメッシュ点

IXYZ (2, 1) : 取替る領域の X 方向の最後のメッシュ点

IXYZ (1, 2) : 取替る領域の Y 方向の最初のメッシュ点

IXYZ (2, 2) : 取替る領域の Y 方向の最後のメッシュ点

IXYZ (1, 3) : 取替る領域の Z 方向の最初のメッシュ点

IXYZ (2, 3) : 取替る領域の Z 方向の最後のメッシュ点

注) ① 1 次元計算の時は Y および Z 方向メッシュ点については 0 を入力する。

② 2 次元計算の時は Z 方向メッシュ点は 0 を入力する。

③ Slab 体系以外の時, X, Y, Z は拡散係数の選択に対する注記のテーブルと同じである。

④ ここでメッシュ点では、メッシュインターバル番号のことである。

BLOCK 7 座標による場所指定 (IOPT=2 の場合) /6/

XYZ (1, 1) : 取替る領域の X 方向の最初の座標

XYZ (2, 1) : 取替る領域の X 方向の最後の座標

XYZ (1, 2) : 取替る領域の Y 方向の最初の座標

XYZ (2, 2) : 取替る領域の Y 方向の最後の座標

XYZ (1, 3) : 取替る領域の Z 方向の最初の座標

XYZ (2, 3) : 取替る領域の Z 方向の最後の座標

注) ① 1 次元計算の時は Y および Z 方向座標については 0.0 を入力する。

② 2 次元計算の時は Z 方向座標については 0.0 を入力する。

③ X, Y, Z 方向は拡散係数の選択に対する注記のテーブルと同じである。

④ 取替る領域の座標が元のメッシュ境界の座標と等しい時は負数で同じであるメッシュインターバル番号を入力する。

BLOCK 8 Group dependent buckling (BKLE < 0) /|BKLE|/

BKLE: Group dependent buckling

BLOCK 5~BLOCK 8 を ICASE 分繰返す。

### B.3.2 反応率計算のための入力データ

Filter 付および Filter 無検出器の fission および capture 反応率、および燃料核種の積分パラメータ ( $\rho^{28}$ ; Ratio of epithermal to thermal  $^{238}\text{U}$  captures,  $\delta^{25}$ ; Ratio of epithermal to thermal  $^{235}\text{U}$  fissions,  $\delta^{28}$ ; Ratio of  $^{238}\text{U}$  fissions to  $^{235}\text{U}$  fissions,  $C^*$ ; Ratio of  $^{238}\text{U}$  captures to  $^{235}\text{U}$  fissions) は、Fixed source および eigenvalue 問題両方の解法によりこれらの量が計算できる。計算に必要な巨視的断面積あるいは実効微視的断面積は同じジョブあるいは別のジョブであらかじめ準備しておく必要がある。Fixed Source 計算の後、同一 step で eigenvalue 問題を解く時は、eigenvalue 計算の結果をもとに計算され、Fixed source 問題のみを解くときは Fixed source 計算の結果にもとづいて計算される。

反応率計算を行う場合は IC 18 を 1 とし Material specification データ (マニュアル II. 8) の後に入力する。

以下にフォマットおよび内容を示す。

## a. 反応率計算 control integer

IOPT (1) フィルター無検出器の反応率を計算する数

IOPT (2) フィルター付検出器の反応率を計算する数

IOPT (3) 燃料核種の積分パラメータを計算する数

MREC 微視的断面積ファイルの物質数

## b.-(1) フィルター無検出器についての入力 (IOPT(1)&gt;0 の時のみ)

MTNAME 物質の名称 (MACRO file のメンバー名) (8 文字) //2A4, 2//

IREAC fission 又は capture の指標

= 0 fission

= 1 capture

= 2 fission 及び capture

NMESF 反応率を計算するメッシュ点の数

## b.-(2) メッシュ点の指定

/3\*NAMESH/

MESH (1, 1) X 方向メッシュ番号

MESH (2, 1) Y 方向メッシュ番号

MESH (3, 1) Z 方向メッシュ番号

⋮

MESH (3, NMESF)

(X, Y, Z) を 1 組として NMESF 組入力する。1 次元, 2 次元計算の場合には Y, Z あるいは Z 方向メッシュ番号は 0 を入力する。

カード b は IOPT(1) 組入力する。

## c.-(1) フィルター付検出器についての入力 (IOPT(2)&gt;0 の場合のみ) //2A4, 2//

MTNAME 物質の名称 (MACRO file のメンバー名) (8 文字)

IREAC fission 又は capture の指標

= 0 fission

= 1 capture

= 2 fission 及び capture

NMESF 反応率を計算するメッシュ点の数

## c.-(2) メッシュ点の指定

/3\*NAMESH/

MESH (1, 1) X 方向メッシュ番号

MESH (2, 1) Y 方向メッシュ番号

MESH (3, 1) Z 方向メッシュ番号

⋮

MESH (3, NMESF)

(X, Y, Z) を 1 組として NMESF 組入力する。1 次元, 2 次元計算の場合には Y, Z あるいは Z 方向メッシュ番号は 0 を入力する。

c.-(3) エネルギー群毎のフィルター透過率                    /IGMAX/

FG(1)	フィルター透過率 (1群)
.....	
FG(IGMAX)	(IGMAX群)

カード C は IOPT(2)組必要。

d.-(1) 燃料核種積分パラメータ計算のための入力 (IOPT(8)>0 の場合) /MREC/

NREC(1)	物質 1 の核種数
.....	
NREC(MREC)	物質 MREC の核種数

d.-(2) 物質番号,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  の position 等指定                    /6 + IGMAX/

MPOSI	微視的断面積ファイル内の物質番号
LU235	$^{235}\text{U}$ データの位置番号
LU238	$^{238}\text{U}$ データの位置番号
IX	X方向メッシュ点
IY	Y方向メッシュ点
IZ	Z方向メッシュ点
FGS(1)	エネルギー群毎の epithermal 群 indicator
.....	
FGS(IGMAX)	"

d.-(2)カードは IOPT(3)組必要。