

JAERI-Data/Code  
99-043



JP9950612



高中性子束照射場における  
JENDL Dosimetry File99 の積分テスト

1999年9月

島川聡司

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

本レポートは、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、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布を行っております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1999

編集兼発行 日本原子力研究所

## 高中性子束照射場における JENDL Dosimetry File99 の積分テスト

日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部

島川 聡司

(1999年8月24日受理)

JENDL ドシメトリーファイルの改訂作業が、シグマ委員会ドシメトリー積分テスト WG により進められている。この改訂 JENDL ドシメトリーファイル (JENDL Dosimetry File 99 : 略称 JENDL/D-99) の積分テストを、高中性子束をもつ核分裂中性子源である材料試験炉 (JMTR) の照射場で行った。

テストした核反応は、 $^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$ ,  $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ ,  $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ ,  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ ,  $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$ ,  $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$ ,  $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$  の 8 種類である。この 8 つの反応をもつドシメータセットを 25 日間照射した。この間の平均中性子束は  $7.4 \times 10^{18} \text{m}^{-2} \text{s}^{-1}$  ( $E_n > 1.0 \text{MeV}$ :  $1.3 \times 10^{18} \text{m}^{-2} \text{s}^{-1}$ ,  $E_n < 0.68 \text{eV}$ :  $1.5 \times 10^{18} \text{m}^{-2} \text{s}^{-1}$ )、中性子照射量は  $1.6 \times 10^{25} \text{m}^{-2}$  であった。テストで用いた中性子エネルギースペクトルは、ANISN コードで計算したスペクトルをドシメータセットの近くに配置したグラディエントモニタの実測値で規格化したものである。中性子断面積及び共分散は、JENDL/D-99 から NJOY コードを用いて、137 群に編集した。また、改訂前の JENDL/D-91 と IRDF90v2 についても、同様に編集した。実験と計算されたスペクトル平均断面積の比較には、NEUPAC コードを使用した。

解析の結果、JENDL/D-99 を用いた 8 種類のスペクトル平均断面積は、改訂前の JENDL/D-91 及び IRDF90v2 のスペクトル平均断面積に比べて大きな相違は無いが、全般的に計算値と実験値との一致度は改善された。C/E 比の範囲は 0.86~1.08 であり、C/E の平均値は  $0.956 \pm 6.7\%$  であった。テストの結果、改訂 JENDL/D-99 は、高中性子束炉の照射場に対して、有効な評価が与えることが確認できた。

Integral Test of JENDL Dosimetry File 99 with High Flux Neutron Field

Satoshi SHIMAKAWA

*Department of JMTR  
Oarai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken*

(Received August 24, 1999)

The re-evaluating work for JENDL Dosimetry File has steadily progressed by Dosimetry Integral Test Working Group of the Japan Nuclear Data Committee since 1996. In order to assure the quality of reaction cross sections installed in the revised JENDL Dosimetry File (JENDL/D-99) for high flux neutron field of fission reactor, the integral test has been performed at the Japan Materials Testing Reactor (JMTR, 50MW).

Eight reactions of  $^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$ ,  $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$ ,  $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$ ,  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ ,  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ ,  $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$ ,  $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$  were tested. The dosimeter set consisting of the eight activation foils was irradiated for 25 days. Time-averaged neutron flux at the dosimeter position was estimated to be  $7.4 \times 10^{18} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$  ( $E_n > 1.0 \text{ MeV}$ :  $1.3 \times 10^{18} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$ ,  $E_n < 0.68 \text{ eV}$ :  $1.5 \times 10^{18} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$ ) and neutron fluence was  $1.6 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ . Neutron spectrum was calculated using ANISN code and normalized with measured reaction rates of three gradient monitors placed near the dosimeter set. Neutron Cross sections and their covariance matrixes based on JENDL/D-99, previous JENDL/D-91 and IRDF-90v2 were processed into 137 energy groups by NJOY code. The calculated results of spectrum-averaged cross sections were compared with experimental data and an uncertainty analysis was carried out by NEUPAC code.

The calculation results for spectrum-averaged cross sections based on the JENDL/D-99 have small quantity of deference with the ones based on previous JENDL/D-91 and the IRDF-90v2, and show better agreement, in general, with experimental data for all eight selected reactions. The C/E ratios ranged from 0.86 to 1.08 and averaged C/E ratio was  $0.959 \pm 6.7\%$ . It was concluded that JENDL/D-99 is able to give a good evaluation for high flux neutron field of fission reactors.

Keywords : Dosimetry, Cross Section, Integral Test, JENDL, IRDF, Neutron Field, JMTR, NJOY, NEUPAC.

## 目 次

1. 序論	1
2. 照射場の概要	1
3. 反応率	2
3.1 実験内容	2
3.2 ドシメータの種類	3
3.3 反応率の算出方法	3
3.4 反応率の誤差設定	6
4. 中性子スペクトルデータ	7
4.1 スペクトル計算	7
4.2 局所評価と規格化	8
4.3 誤差の設定	8
5. ドシメトリー断面積セットの作成	9
5.1 対象核反応	9
5.2 評価済み核データファイルとエネルギー群構造	9
5.3 誤差付きドシメトリー断面積セットの編集	10
6. NEUPAC コードの拡張	11
6.1 エネルギー群の拡張	11
6.2 エネルギー別バイアスオプションの追加	11
7. 誤差解析	12
7.1 解析方法	12
7.2 解析結果	13
7.3 検討	14
8. 結論	17
謝辞	17
参考文献	18
付録A 反応率データ (詳細)	25
付録B NJOY 入力例	29
付録C NEUPAC 入力例	33
付録D NEUPAC 出力例	37
付録E JMTR の中性子スペクトル	47
付録F 反応断面積図	51

## Contents

1. Introduction .....	1
2. General Information of Neutron Field .....	1
3. Experimental Reaction Rate .....	2
3.1 Measurement .....	2
3.2 Selected Dosimeters .....	3
3.3 Determination of Reaction Rate .....	3
3.4 Variance and Covariance for Reaction Rate .....	6
4. Neutron energy spectrum .....	7
4.1 Calculation Conditions .....	7
4.2 Local Estimation and Normalization .....	8
4.3 Variance and Covariance for Neutron Spectrum .....	8
5. Dosimetry Cross Section Sets .....	9
5.1 Selected Reactions .....	9
5.2 Evaluated Nuclear Data File and Energy Construction .....	9
5.3 Production of Cross Section Sets with Variance and Covariance .....	10
6. Upgrading NEUPAC Code .....	11
6.1 Extension for Maximum Number of Energy Groups .....	11
6.2 Additional Bias Option for Thermal Energy Range .....	11
7. Analysis .....	12
7.1 Calculation Conditions .....	12
7.2 Results .....	13
7.3 Discussion .....	14
8. Conclusion .....	17
Acknowledgments .....	17
Reference .....	18
Appendix A. Reaction Rate Data .....	25
Appendix B. Sample Input Data of NJOY .....	29
Appendix C. Sample Input Data of NEUPAC .....	33
Appendix D. Sample Output Data of NEUPAC .....	37
Appendix E. JMTR Neutron Spectrum Data .....	47
Appendix F. Graphs of Reaction Cross Section .....	51

## 1. 序 論

JENDL-3 の特殊目的ファイルの一つであるドシメトリーファイルは、シグマ委員会ドシメトリー積分テスト WG の作業として、1991年に61反応の断面積と誤差データ（分散と共分散）を格納した JENDL Dosimetry File 91（略称、JENDL/D-91）として公開されている。<sup>1)</sup> 1996年から、反応の追加、断面積や誤差データの見直しを含めた改訂作業が、同WGにおいて進められてきた。この改訂ドシメトリーファイルは、1999年秋頃に、JENDL Dosimetry File 99（略称、JENDL/D-99）として公開される予定である。<sup>2)</sup>

本報告書は、公開に先立ち実施してきた JENDL/D-99 の一連の積分テストうち、核分裂中性子場積分テストの一つとして、原研の材料試験炉（JMTR）で実施した内容及び結果について述べたものである。使用した実験データは、JMTRで照射したドシメータセットの  $^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$ ,  $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$ ,  $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$ ,  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ ,  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ ,  $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$ ,  $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110m}\text{Ag}$  といった8種類の反応率データである。以下に、照射場の概要、反応率の実験データ、照射場の中性子スペクトル、ドシメトリ断面積セットの編集、NEUPAC コードの拡張の順に述べ、最後に積分テストの誤差解析結果について述べる。

## 2. 照射場の概要

日本原子力研究所大洗研究所の材料試験炉（以下、JMTR）は、国内初の照射専用炉として1968年（昭和43年）に初臨界に達した。1969年（昭和44年）から本格的な高出力運転を開始した後、これまでに種々の照射試験に利用されている<sup>3)</sup>。Fig.1にJMTRの鳥瞰図を示す。原子炉形式は水冷却タンク型である。一次冷却水の圧力、流量及び炉心入口／出口温度は、それぞれ1.44MPa、6000m<sup>3</sup>/h及び322/329Kである。炉心に設置された種々の孔径(φ30~65mm)をもつ約100箇所の照射孔が、利用可能である。毎運転サイクルに約60本のキャプセル（試料を入れた照射リグ）を照射孔に装荷することにより、照射試験を実施している。なお、1運転サイクルは定格熱出力50MWで連続25日間の運転である。照射試験は燃料照射と材料照射に大別され、前者は軽水炉及びATRの燃料棒や研究用原子炉の板状燃料などの照射挙動研究に、後者は原子炉構造材等の照射損傷研究やラジオアイソトープの製造に活用されている。最近では、FBR構造材や核融合炉の候補材料に対する照射試験が行われている。

る。キャプセル内部に種々の制御機器や計測機器を取り付けることによって、幅広い照射環境条件（中性子、温度、圧力などの条件）を設定・調整でき、多岐にわたる項目の測定を可能とし、照射目的に応じて高品質な試験を実現できることが、JMTR照射試験の最大の特長である。

Fig.2 に示すように、炉心は標準燃料要素 22 体とハフニウム製制御棒付き燃料フォロウ 5 体及びこれらを取り囲む照射孔付きベリリウム反射体要素、照射孔付きアルミニウム反射体要素で構成されている。燃料は、濃縮度 19.75%<sup>-235</sup>U の  $U_3Si_2$  分散合金をアルミニウムで被覆した板状型燃料である。各要素の形状は直方体であり、それぞれ一辺 77.2mm、有効高さ 750mm の空間に装荷されている。

照射場スペクトルは、わずかに減速した核分裂スペクトルと熱エネルギー領域のマックスウェル分布スペクトルの 2 つのブロードなエネルギーピーク分布をもつ、いわゆる混合スペクトルである。照射場は、炉心中心から離れるに従って、中性子スペクトルの高エネルギー成分は減少し、熱エネルギー成分が増加する特徴をもつ。今回の積分テストで用いた中性子スペクトルは、ほぼ炉心中央の燃料領域の照射孔のものであり、高エネルギー成分の多い、いわゆる硬い中性子スペクトルデータである。

### 3. 反応率

#### 3.1 実験内容

ドシメータセットを照射キャプセルの内部に取り付け、JMTRの燃料領域の照射孔に装荷して、中性子照射を実施した。照射キャプセルは、直径 40mm、高さ約 800mm の寸法をもつ円柱形状のアルミニウム製の容器である。キャプセルは単純な構造であり、炉心構成用反射体の材質と同じくアルミニウム製なので中性子場を乱さない。ドシメータセットは、それぞれ異なる反応エネルギー感度をもつ 8 種類のドシメータで構成した。照射終了後、それぞれのドシメータは利用する反応生成量を  $\gamma$ 線スペクトロメトリにより定量し、反応率を算出した。これを積分テストの実験データとした。

照射キャプセルの炉心装荷位置である燃料領域照射孔 (H-9) を Fig.2 に示す。キャプセル内部のドシメータセット位置は、Fig.3 に示すようにキャプセル半径方向は中心、高さ方向は炉心中心から下方向に 310mm である。

ドシメータセットは 25 日間照射し、平均中性子束は  $7.4 \times 10^{18} \text{m}^{-2} \text{s}^{-1}$  ( $E_n > 1.0 \text{MeV}$ :  $1.3 \times 10^{18} \text{m}^{-2} \text{s}^{-1}$ ,  $E_n < 0.68 \text{eV}$ :  $1.5 \times 10^{18} \text{m}^{-2} \text{s}^{-1}$ )、中性子照射量は



$1.6 \times 10^{25} \text{m}^{-2}$ であった。

### 3.2 ドシメータの種類

Table 1 に使用したドシメータセットの各ドシメータの 90%有感エネルギー範囲、及び材質を示す。ドシメータは、過去に国内外で使用例がある標準ドシメータセット<sup>4)</sup>を参考に、以下に示すような J M T R 照射試験の固有の条件を満足するように考慮して、選択した。

- (1) 混合スペクトルに対して、適切な有感エネルギー範囲をもつこと。
- (2) 高出力炉であることによる誘導放射エネルギーの無駄な増大を防ぐために、高純度でかつ微小寸法及び微小重量であるドシメータであること。
- (3) 臨界集合体等と異なり、照射直後からドシメータ取り出しまでに約 3 カ月の冷却期間が必要であることから、十分長い半減期をもつこと。
- (4) 自己遮へい効果や放射化核種の燃焼効果など各種の補正項が大きくなること。

なお、(4)については、 $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$  反応の 6eV 付近の巨大共鳴ピークの自己遮へい効果を、 $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$  反応に使用した材料 Cu-11.9%Mn-1.98%Ni-16.6ppmAg の不純物 Ag を利用することにより、その寄与が無視できるものとして解析した。ただし、 $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  反応に関する熱中性子による  $^{58}\text{Co}$  燃焼効果は避けられなかったため、約 30%の計算補正を施した。

### 3.3 反応率の算出方法

#### (1) 算出式

$^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$ ,  $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$ ,  $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$ ,  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ ,  $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$ ,  $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$  の 7 つの反応に関して、Ge 半導体検出器を用いた  $\gamma$  線スペクトロメトリで測定される放射線計数率から、各種補正項を加えて反応率を求めるために、以下に示す算出式<sup>4)</sup>を用いた。

$$RR(\text{s}^{-1}) = C \frac{M \cdot (\lambda - \lambda_a + \lambda_b) \cdot e^{\lambda T_w}}{W \cdot f_c \cdot f_a \cdot f_i \cdot f_p \cdot N_{av} \cdot \epsilon \cdot b \cdot f_r \cdot (e^{-\lambda_a T} - e^{-(\lambda + \lambda_b) T}) \cdot (1 - e^{-\lambda T_m})} \quad \text{-- (1)}$$

ここで、

- C : 放射線計数率 (cps)
- M : 親元素の質量数 (amu)
- W : ドシメータの重量 (g)

- fc : 利用する反応に対応する元素の成分比(wt-%)  
 fa : 利用する反応に対応する元素中の標的核種の天然存在比(at-%)  
 fi : 生成放射化核種と同じ核種を生成するドシメータ中の不純物寄与の補正係数  
 fp : ドシメータの取り付け位置の補正係数  
 Nav : アボガドロ数 ( $0.6023 \times 10^{24}$  atom/mol)  
 ε : Ge 検出器の計数効率(=cps/dps)。使用した標準線源は  $^{152}\text{Eu}$  である。  
 b : 1崩壊あたりの測定用放射線の放出率(%)  
 fr : 自己遮へい効果などの補正因子  
 λ : 生成放射化核種の崩壊定数( $\text{s}^{-1}$ )  
 λa : 標的核種が中性子照射中に燃焼していくことを示す時定数( $\text{s}^{-1}$ )

$$\lambda_a = \int_0^{\infty} \sigma_a(E) \cdot \phi(E) dE$$

(なお、 $\sigma_a(E)$ は標的核種の核変換断面積、 $\phi(E)$ は中性子束)

- λb : 生成放射化核種が中性子照射中に更に中性子と反応して燃焼していくことを示す時定数( $\text{s}^{-1}$ )

$$\lambda_b = \int_0^{\infty} \sigma_b(E) \cdot \phi(E) dE$$

(なお、 $\sigma_b(E)$ は生成放射化核種の核変換断面積)

- T : 中性子照射時間(s)  
 Tw : 中性子照射終了時から計測開始までの冷却時間(s)  
 Tm : 計数に費やした時間(s)

$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  反応は直接的な  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  反応以外に、 $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58m}\text{Co} \rightarrow ^{58}\text{Co}$  というアイソマーを経由する反応がある。JMTRのように中性子束が高い場合には、これら2つの反応スキームを正確に考慮する必要があるため、以下に示す算出式を用いた。

$$RR(\text{s}^{-1}) = C \frac{M \cdot e^{-\lambda T_w}}{\lambda \cdot W \cdot fc \cdot fa \cdot fi \cdot fp \cdot N_{av} \cdot \varepsilon \cdot b \cdot fr \cdot (1 - e^{-\lambda T_m})}$$

$$\left\{ \frac{F_s (e^{-\lambda_s t} - e^{-(\lambda + \lambda_{b2}) t})}{\lambda + \lambda_{b2} - \lambda_a} + \frac{F_m \lambda_{l2}}{\lambda_{l2} + \lambda_{b1} - \lambda_a} \left\{ \frac{e^{-\lambda_s t} - e^{-(\lambda + \lambda_{b2}) t}}{\lambda + \lambda_{b2} - \lambda_a} - \frac{e^{-(\lambda_{l2} + \lambda_{b1}) t} - e^{-(\lambda + \lambda_{b2}) t}}{\lambda_{b2} - \lambda_{b1} + \lambda - \lambda_{l2}} \right\} \right\}^{-1}$$

-- (2)

ここで、

$F_s$  :  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  反応の分岐比(=0.75)<sup>5)</sup>

$F_m$  :  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58m}\text{Co}$  反応の分岐比(=0.25)<sup>5)</sup>

$\lambda_{b1}$  : 生成核種  $^{58m}\text{Co}$  が中性子照射中に燃焼していくことを示す時定数( $\text{s}^{-1}$ )

$\lambda_{b2}$  : 生成核種  $^{58}\text{Co}$  が中性子照射中に燃焼していくことを示す時定数( $\text{s}^{-1}$ )

$\lambda_{12}$  : 生成核種  $^{58m}\text{Co}$  崩壊定数( $\text{s}^{-1}$ )

であり、 $\lambda_{b1}$  はそれぞれ以下の式で表される。

$$\lambda_{b1} = \int_0^{\infty} \sigma_{c1}(E) \cdot \phi(E) dE$$

(なお、 $\sigma_{c1}(E)$ は  $^{58m}\text{Co}$  の核変換断面積、 $\phi(E)$ は中性子束)

$$\lambda_{b2} = \int_0^{\infty} \sigma_{c2}(E) \cdot \phi(E) dE$$

(なお、 $\sigma_{c2}(E)$ は  $^{58}\text{Co}$  の核変換断面積)

## (2) 物性データ

上記の質量数、天然存在比、半減期等の物性データは、Table of Isotopes 8th Edition<sup>6)</sup>から引用した。

## (3) 標的核種の燃焼補正時定数

標的核種の燃焼補正時定数  $\lambda_a$  については、 $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110m}\text{Ag}$  反応における  $^{109}\text{Ag}(n,\text{capture})^{110}\text{Ag}$  反応について考慮し、その他の反応は燃焼が生じないかもしくは限りなく零に近いことから、無視できるものとした。この  $\lambda_a$  の算出では、 $\sigma_u(E)$ を JENDL3.2 から、 $\phi(E)$ は計算スペクトルから採用した。なお、計算スペクトル強度の不確定さが±30%だと仮定しても、 $\lambda_a$  の変動は±1%程度と小さい。

## (4) 生成放射化核種の燃焼補正時定数 ( $\lambda_n, \lambda_{b1}, \lambda_{b2}$ )

生成放射化核種の燃焼補正時定数  $\lambda_n$  は、 $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110m}\text{Ag}$  反応における  $^{110m}\text{Ag}(n,\text{capture})^{111}\text{Ag}$  反応の補正に使用した。 $\lambda_{b1}$  及び  $\lambda_{b2}$  は、それぞれ  $^{58}\text{Ni}(n,p)$  反応に続く  $^{58}\text{Co}(n,\text{capture})^{59}\text{Co}$  反応と  $^{58m}\text{Co}(n,\text{capture})^{59}\text{Co}$  反応の燃焼補正時定数として適用した。これらの時定数を求めるための断面積  $\sigma(E)$  は、 $^{110m}\text{Ag}(n,\text{capture})^{111}\text{Ag}$  反応については JENDL3.2 から、 $^{58}\text{Co}(n,\text{capture})^{59}\text{Co}$  反応と  $^{58m}\text{Co}(n,\text{capture})^{59}\text{Co}$  反応については JEF2.2 からそれぞれ採用した。また、中性子スペクトル  $\phi(E)$  は次章で述べるスペクトルを用いた。

## (5) 不純物寄与の補正

生成放射化核種と同じ核種を生成するドシメータ中の不純物寄与は、 $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$  反応に対する不純物 Fe の  $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$  反応を考慮し、その他は無視した。この補正因子は、断面積データ ( $^{54}\text{Fe}$ : ENDF/B-V-dosimetry) と次章で述べる中性子スペクトルの積から得られる寄与を考慮して与えた。

## (6) ドシメータ取り付け位置の補正

熱中性子用ドシメータセットと高速中性子用ドシメータセットの  $z$  方向（高さ方向）の取り付け位置は約 15mm 異なる。JMTR 炉内の  $z$  方向の中性子束分布は余弦波形状であり、中性子束の高さ方向の軸の係数は、炉の中心 ( $z=0$ ) からからの関数で表される。熱中性子用ドシメータの位置補正は、3D-CITATION で算出したフルエンスモニタ評価用標準分布を用いて、高速中性子用ドシメータ位置に変換した。

## 3.4 反応率の誤差設定

反応率の総合的な誤差として、以下に示した誤差を二乗和した平方根の値を用いた。

## (1) 計数統計誤差

計数の平方根を誤差とした。

## (2) 計数効率決定誤差

標準線源  $^{152}\text{Eu}$  の放出する放射線ピーク効率とフィッティングした校正曲線のそれらに対する各ピーク効率の偏差を二乗和して、その平方根の平均を誤差とした。

## (3) 重量測定誤差

電子天秤の読み取り絶対誤差の最大値が  $\pm 0.004\text{mg}$  であり、この値と測定した重量に対するパーセンテージを誤差とした。

## (4) Ge 検出器の位置誤差

$\gamma$  線スペクトロメトリに用いた Ge 検出器とドシメータの距離の設定誤差を基に、誤差を  $\pm 1\%$  とした。

## (5) 原子炉出力の変動誤差

公称炉出力 50MW に対して、運転中の出力変動が 49-50MW であることから、 $\pm 1\%$ とした。

## (6) ドシメータ取り付け位置の誤差

ドシメータ容器の半分の長さ約 5mm に対して、高さ方向の中性子束分布を用いて変動を計算した値を誤差として、熱中性子用ドシメータセットと高速中性子用ドシメータセットそれぞれに適用した。なお、半径方向の誤差は、ドシメータ容器の内径が約 1mm と非常に小さいため無視した。

## (7) 親核種の燃焼補正及び娘核種の燃焼補正の誤差

中性子スペクトルの $\pm 20\%$ 変動を仮定して、発生する相違を誤差とした。

## (8) 不純物核種の競合補正の誤差

Mn 中の Fe 不純物に対して補正した。Fe は不純物でかつ含有量が微量であることから、 $\pm 5\%$ の含有誤差をもつと仮定し、その変動に対して発生する相違を誤差とした。

## (9) 対象核種の初期含有成分率の誤差

Mn 中の Ag は不純物利用のため、含有量が微量であることから、 $\pm 5\%$ と仮定した。他は一律 $\pm 1\%$ の誤差をもつと仮定した。

## (10) コバリアンス

反応率のコバリアンス、即ち、誤差の非対角マトリックス成分の値は、全て $\pm 3\%$ と仮定した。

#### 4. 中性子スペクトルデータ

中性子スペクトルは、1次元SNコード ANISN の計算結果をベースにグラディエントモニタで規格化したものである。ドシメータ位置の中性子スペクトルを Fig.4 に示す。また、スペクトルのデジタルデータを付録 Table E-1 に示す。

##### 4.1 スペクトル計算

ANISN コードを用いて中性子スペクトルを算出することの妥当性は、過去に

JMTRと同じ体系をもつ臨界集合装置JMTRCの実験データの比較から確かめられている<sup>7)</sup>。また、ドシメータセットの周辺には、照射キャプセルも含めて炉心構成用反射体の材質でもあるアルミニウム以外の材料を使用していないことから、中性子場が不必要に乱されていない。このことから、核計算モデル上の反射体中心のスペクトルをドシメータセット取り付け位置のスペクトルとして扱った。

以下に、計算条件を示す。

使用コード : ANISN  
 モデリング : 1次元平板炉心モデル  
 ライブラリ : MGCL-J3 (JENDL-3 ベース)  
 エネルギー群 : 137 群 (MGCL 群構造 : 付録 Table E-1 参照)

#### 4.2 局所評価と規格化

ドシメータセットの外側約 10mm の位置に環状配置した3つのグラディエントモニタの平均値を用いて絶対値への規格化を行った。グラディエントモニタは照射試料付近の中性子束の勾配を測定するための放射化ワイヤである。このグラディエントモニタの放射化量から、高速エネルギー領域用として $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ 、熱エネルギー領域用として $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ の反応率が得られる。この2つの反応率から前述した ANISN による計算スペクトルを規格化 (NEUPAC コードを用いているため、正確には簡単な中性子アジャストメントであるが、混乱を避けるために、本報告では規格化と表現する) を行い、ドシメータ位置の中性子スペクトルを求めた。規格化条件は、 $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$  及び $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ の断面積データとして ENDF/B-IV dosimetry file から引用し、中性子スペクトルの熱外領域(0.68eV 以上)のバリエーションを 10%、熱エネルギー領域(0.68eV 以下)のバリエーションを 80%である。

#### 4.3 誤差の設定

誤差解析を行うためには、スペクトルにバリエーション (分散) とコバリエーション (共分散) を情報としてあらかじめ与えておく必要がある。

誤差の対角マトリックス成分であるバリエーションは、NEUPACで規格化した際の結果として算出される誤差とこれまでの実験で得られた経験的な誤差を基に、それらの二乗和の平方根の値を設定した。NEUPACによる規格化では、それぞれ $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ 及び $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ の反応率に対するC/Eの誤差 (それぞ

れ6%前後)が出力として得られる。この結果から、 $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ の誤差を1.05MeV以上のエネルギー領域の誤差とし、 $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ の誤差を、1.05MeV以下のエネルギー領域の誤差として設定した。経験的な誤差は、これまでのJMTR照射場での一般的な中性子照射量評価におけるC/Eの傾向から、0.68eVから16.5MeVの熱外領域で $\pm 10\%$ 、0.68eV以下の熱領域で $\pm 20\%$ である。

中性子スペクトルのコバリانس設定については、その設定手法や影響範囲が現在も研究課題であり、感度解析等も行われているものの現在も標準的手法が完全に確立されていないと考えられる。このような理由から、中性子スペクトルコバリانس、すなわち非対角マトリクス成分はすべて零とした。

## 5. ドシメトリー断面積セットの作成

今回の積分テストを行うためには、評価済み核データファイルから新たに誤差付きドシメトリー断面積セットの作成を行う必要がある。

### 5.1 対象核反応

Table 2に示すJENDL/D-99に収納されている8種類の反応に対して、NEUPAC用断面積セットを作成した。

### 5.2 評価済み核データファイルとエネルギー群構造

既存のNEUPAC用ドシメトリー断面積セットのエネルギー群構造は、高速炉のスペクトル解析に最適な群構造として用意されているため、その群構造ではJMTRの中性子スペクトルの特徴の一つである熱中性子領域のピーク形状(マックスウェル分布)を表すことができない。この制約は、JMTR体系での誤差解析を行う際に、非常に不都合となる。そこで、ドシメトリー断面積セットは、中性子スペクトルの計算で用いたMGCL群構造(137群)と同じエネルギー群構造で新たに編集することとした。なお、今回積分テストの対象とするJENDL/D-99に加えて、比較用としてJENDL/D-91及びIRDF90v2の2つの評価済み核データファイルを追加し、3種類のドシメトリー断面積セットを作成した。

使用したJENDL/D-99は、group-wise(SAND-II 640群)とpoint-wiseデータの2種類のファイルが公開される予定であるが、ここでは、前者の、group-wiseデータを用いた。また、他の2つの評価済み核データファイルJENDL/D-91及

び IRDF90v2 も同様に、group-wise(SAND-II 640 群)データから編集した。

### 5.3 誤差付きドシメトリー断面積セットの編集

評価済み核データファイル (640 群 SAND-II 構造テキストファイル) から NEUPAC 用ドシメトリファイル(137 群 BOXER 形式テキストファイル) への編集は、NJOY94.10<sup>8)</sup>を用いて処理した。BOXER 形式には断面積及び共分散データがエンコード圧縮された形で収納されてる。ただし、NJOY の出力する BOXER 形式ファイルと NEUPAC で読み込める BOXER 形式には、細かな点で相違があるので、変換プログラム CONVCOV<sup>9)</sup>を使用して、データ形式の変換を行った。また、NEUPAC のソースコードもその関係で修正を加えた。

エネルギー縮約の際のスペクトル重み関数は、以下のとおりである。

$E > 0.1 \text{ MeV}$	: 核分裂スペクトル
$0.68 \text{ eV} < E < 0.1 \text{ MeV}$	: $1/E$
$E < 0.68 \text{ eV}$	: マックスウェル分布

体系温度は、300K とした。実験ではわずかに高い温度(325K 前後)になっているが、この程度の温度差ではドップラー効果や熱中性子平均温度の効果は生じない。

共鳴自己遮へい効果に関して、今回使用したドシメータのうち大きな吸収断面積をもつ  $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$  反応については、母材中の不純物を利用していることから Ag 原子の密度が非常に低いことから、自己遮へい効果を無視した。

IRDF90v2 の  $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$  反応を NJOY で処理すると、一部のエネルギー群のバリエーションが、300%以上となってしまふ現象が現れた。その影響でエネルギー積分した場合の計算誤差も、30%以上の誤差となるといった不可解な結果になった。この現象は、NJOY が ENDF 形式ファイルの MF=33 (断面積コバリエーションデータ) レコードの Sub-Sub-block のパラメータ LB=8 オプションを正確に処理できないことに起因する。全分散に 1%の寄与しかない LB=8 オプションで与えられたバリエーションを除いても、誤差解析上の問題が生じるとは考えられなく、オリジナルファイルから LB=8 の Sub-Sub-block を除いて共分散マトリックスを作成するという、桜井らが採用した方法で処理した<sup>9)</sup>。この処理により、エネルギー群別のバリエーションは妥当な値となり、エネルギー積分した場合の計算誤差も 10%以下といった妥当な誤差となった。

付録 F に、編集した反応別、ライブラリ別の断面積図を示す。



## 6. NEUPAC コードの拡張

### 6.1 エネルギー群の拡張

前章で作成した断面積セットは 137 群であることから、103 群が取り扱える上限となっているオリジナル NEUPAC コード(NEUPAC-83)<sup>10),11)</sup>で中性子アジャストメントの実行に不具合が生じる。そこで、ソースコードの配列を全て修正し、NEUPAC で扱える上限のエネルギー群数を 200 群まで拡張した。

### 6.2 エネルギー別バイアスオプションの追加

NEUPAC コードは、これまで JMTR のように体系の非均質性が強く、混合スペクトルをもつ照射場の解析に本格的には用いられていなかった。そのため、熱中性子領域にかなり良い推定値をもつ初期スペクトルを用いなければ、アジャストメント計算におけるカイ二乗検定を満足せず、結果として物理的に生じないような高速エネルギー領域の中性子スペクトルの変形が起きる。この現象は、計算された反応率の相対比（熱中性子領域と高速中性子領域の比）と、測定された相対比が大きく異なる際に発生する。特に熱中性子スペクトルレベルを減少させるアジャストメントが行われる場合に顕著であり、30%程度の熱中性子減少調整で、明らかに異常な高速中性子領域の変形を生じさせることとなる。ただし、熱中性子スペクトルを増加させるアジャストメントが行われる場合には、10 倍までの熱中性子増加調整でも、高速中性子領域に異常な変形は生じない。

JMTR の照射量評価の経験から、高速中性子束レベルに比べて熱中性子束レベルが構成材料や対象とする微小体積の位置の違いの影響、各種の中性子場への擾乱の影響に非常に大きな感受性があることが知られている。そのため、熱中性子スペクトル推定の信頼性は、高速中性子スペクトルに比べて悪く、前述の現象が発生する。特に今回の中性子スペクトルの絶対値規格化の際には顕著に現れることとなる。この現象を防ぐために、NEUPAC コードの中性子束レベルに対する初期バイアス処理ルーチンで使用する実験データ（反応率）の重みを、熱中性子反応について極端に低減させるオプション(IRA=4)を追加した。このオプションの物理的意味は、高速群と熱中性子群の結合力を弱め、熱中性子の信頼性を計算上低く見積もらせることである。具体的には、対象となる核反応が 1 barn 以上の熱群断面積をもつ場合に、バイアス処理時の重みを 1/1000

にしている。

今回の解析では、このオプションを用いることにより、中性子スペクトルの絶対値規格化で、上記の問題は回避できている。

## 7. 誤差解析

### 7.1 解析方法

前述の中性子スペクトルデータ、反応率データを入力とし、JEBDL/D-99 から作成したドシメトリー断面積セットを用いて、NEUPAC コード<sup>7),8)</sup>により誤差解析を実施した。解法としては対数正規分布を仮定した J-log 法を用いた。この J-log 法は、線形問題としての解法である J1 法の欠点である負の中性子束を伴った非物理的な解の発生を解決するために、NEUPAC のオプションとして用意されている解法である。

主な計算条件を以下に示す。

- 使用コード     : NEUPAC99   (仮称)  
                   NEUPAC83<sup>10),11)</sup>を熱中性子炉用に拡張したもの。
- 断面積セット   : NJOY94.10 で編集したもの  
                   (1) xsec137J99   (JENDL/D-99 ベース)  
                   (2) xsec137J91   (JENDL/D-91 ベース)  
                   (3) xsec137I90   (IRDF90v2 ベース)
- エネルギー群数 : 137 群 (MGCL 構造 : 付録 Table E-1 参照)
- 解 法           : J-log 法
- 規格化          : 中性子スペクトルは既に絶対値規格化されているので、  
                   は規格化せず(IRA=0)。
- 反応率共分散   : 3.3 節参照。
- 中性子束共分散 : 4.3 節参照。
- 断面積共分散   : 5.3 節参照。

計算及び実験で得られた反応率 RR は、次式のように、中性子スペクトル $\phi(E)$ で重みをつけることにより、スペクトル平均断面積 $\sigma_{AVE}$ に変換した。

$$\sigma_{AVE} = \frac{\int_0^{\infty} \sigma(E) \cdot \phi(E) dE}{\int_0^{\infty} \phi(E) dE} = \frac{\sum_{G=1}^{137} \sigma(G) \cdot \phi(G)}{\sum_{G=1}^{137} \phi(G)} = \frac{RR}{\sum_{G=1}^{137} \phi(G)} \quad \text{-- (3)}$$

## 7.2 解析結果

Table 3 に、積分テストの結果を示す。以下に、それぞれ反応別のスペクトル平均断面積の値で、比較して述べる。

### (1) $^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$ 反応

JENDL/D-91 の C/E 値(0.87)に対し、JENDL/D-99 による C/E 値(0.89)はわずかであるが改善されている。一方、スペクトル平均断面積の不確定性は、断面積誤差の改良により  $\pm 13.3\%$  から  $\pm 4.7\%$  と大きく改善されたことから、C/E の標準偏差は約半分程度 ( $\pm$ 約  $15\% \rightarrow \pm$ 約  $8\%$ ) に改善されている。

IRDF90v2 の C/E 値(0.81)に比べ、JENDL/D-99 の C/E 値は 1.0 に近い値を示しており、より実測値と一致する。なお、JENDL/D-99 による C/E の標準偏差は、IRDF90v2 の標準偏差( $\pm$ 約  $8\%$ )と同程度である。

### (2) $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$ :

JENDL/D-99、JENDL/D-91、IRDF90v2 とともにスペクトル平均断面積は過小評価(C/E 値で  $-10\%$  以上の相違)の傾向が見られる。ただし、JENDL/D-99 の C/E 値は JENDL/D-91 及び IRDF90v2 に比べて、実測値と一致する傾向を示しており、標準偏差もわずかであるが低減している。

### (3) $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ 反応

JENDL/D-99、JENDL/D-91、IRDF90v2 のスペクトル平均断面積の C/E 値は、 $0.97 \sim 0.99$  と良い一致を示しており、標準偏差も  $\pm$ 約  $6\%$  と同じ程度である。非常にわずかではあるが、JENDL/D-99 は JENDL/D-91 に比べて、C/E 値及び標準偏差ともに改善されている。

### (4) $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$

スペクトル平均断面積の C/E 値は、JENDL/D-91 と同じく約  $0.86$  であるが、その標準偏差は今回の改訂によって増加している。IRDF90v2 に比べては、スペクトル平均断面積の C/E 値は良好である。なお、この反応の IRDF90v2 の誤差表現のオプション(LB=8)は、NJOY での断面積編集処理に問題があったため、

LB=8 で指定された sub-sub-block を削除して編集処理を行った。

(5)  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$  :

JENDL/D-99、JENDL/D-91、IRDF90v2 とともにスペクトル平均断面積の C/E 値は 0.98~1.04 と良好であり、標準偏差も土約 6%と同程度である。

(6)  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  :

JENDL/D-99、JENDL/D-91、IRDF90v2 とともにスペクトル平均断面積の C/E 値は 0.95~0.97 と良い一致を示している。JENDL/D-99 の標準偏差の値は JENDL/D-91 の値(土約 11%)よりもわずかに低減され、IRDF90v2 の値と同じく土約 9%である。

(7)  $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$  :

JENDL/D-99 のスペクトル平均断面積の C/E 値は 1.00 と良好であり、JENDL/D-91 の値(0.93)及び IRDF90v2 の値(0.88)に比べて、改善されている。標準偏差についても、JENDL/D-91 及び IRDF90v2 に比べてわずかであるが低減されている。

(8)  $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$  :

この反応は、JENDL/D-99 ではじめて収納されたものであり、JENDL/D-91 にはない。JENDL/D-99 のスペクトル平均断面積の C/E 値は、1.08 と悪くはないものの、IRDF90v2 の値に比べて 5%の過大評価が見られる。この反応断面積のソースは JENDL-3 の一般ファイルであり、コバリアンスデータは IRDF90v2 のものであり、将来 JENDL ドシメトリファイルがさらに改訂される際には、再評価が望まれる。

### 7.3 検討

今回の積分テストデータを NEUPAC コードを用いてアジャストメントしても、C/E の反応別のばらつき傾向の変化は、以下のように非常に小さい。このことから、中性子スペクトルの信頼性は高く、断面積の反応別の相関的な違いに C/E のばらつきの原因があると考えられる。

	アジャスト前 C/E	アジャスト後 C/E
$^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$ :	$0.93 \pm 0.09$	$0.94 \pm 0.08$
$^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$ :	$0.88 \pm 0.14$	$0.95 \pm 0.12$
$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ :	$0.99 \pm 0.06$	$1.00 \pm 0.05$
$^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$	$0.91 \pm 0.12$	$0.91 \pm 0.12$
$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ :	$1.03 \pm 0.07$	$1.02 \pm 0.06$
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ :	$0.96 \pm 0.09$	$0.97 \pm 0.08$
$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$ :	$1.02 \pm 0.08$	$1.02 \pm 0.07$
$^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110m}\text{Ag}$ :	$1.10 \pm 0.17$	$1.07 \pm 0.15$

1MeV~10MeV の高速中性子エネルギー領域に感度をもつ、 $^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$ 、 $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ 、 $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  及び  $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$  反応に対する平均断面積の C/E は、0.9~1.0 の範囲で良く一致している。しかしながら、10MeV 以上の高速中性子エネルギー領域に感度をもつ  $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$  反応は、0.87 とわずかであるが過小評価気味である。JENDL/D-99 を用いた反応率の計算は、高エネルギー領域の反応を全体的に過小評価する傾向がある。同じような過小評価の傾向が、JENDL/D-91 及び IRDF90v2 にも見られる。この原因の一つとして JMTR の中性子スペクトルの上限エネルギーを 16.5MeV に制限して設定していることが考えられるため、JMTR 照射場の中性子スペクトルの上限エネルギーを 20MeV まで拡張して再評価することが必要である。ただし、このエネルギー群構造の拡張は、すべての解析の基本部分を修正するといった膨大な作業となることから、今後の課題とする。

$10^2\text{eV} \sim 1\text{keV}$  の主に熱中性子エネルギー領域に感度をもつ、 $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ 、 $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110m}\text{Ag}$  及び  $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$  反応に対する平均断面積の C/E は、0.86~1.08 とばらついている。これら 3つの反応の共鳴ピーク領域における反応率の全エネルギー反応率への寄与は、それぞれ  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$  は 25%、 $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110m}\text{Ag}$  は 69%、 $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$  は 10% である。 $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110m}\text{Ag}$  の平均断面積の C/E が 1.08 と 8% 程度過大評価となることは、6eV 付近の大きな共鳴ピークの断面積が主な原因である。その共鳴ピークによる反応率は IRDF90v2(平均断面積の C/E は 1.03)と比較すると約 11% も過大であり、平均断面積の過大評価に大きく影響している。一方、 $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$  のスペクトル平均断面積の C/E が、0.86 と過小評価になることは、共鳴ピークの反応率寄与分がわずか 10% しかないことから、共鳴ピークがその原因になるとは考えられない。一般に  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$  断面積の信頼性は高いことから、 $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$  反応断面積の問題である可能性が高い。ただし、

$^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$  平均断面積の値は、JENDL/D-99, JENDL/D-91, IRDF90v2 の中では、JENDL/D-99 が最も良好である。

実験データとの一致状況を不確定性を含めた C/E の範囲で示した Fig.5 から、JENDL/D-99 が、JENDL/D-91 や IRDF90v2 に比べて全体的に一致する傾向が観察できる。比較を簡単にするために、核反応の平均断面積の C/E の平均値とその標準偏差を断面積セット毎に算出すると、以下の値が得られる。

断面積セット	8つの反応の平均値		7つの反応の平均値*	
JENDL/D-99	0.959	±6.7%	0.942	±6.1%
JENDL/D-91	-	-	0.927	±6.3%
IRDF90v2	0.910	±8.9%	0.892	±8.1%

\*  $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$  反応を除いた反応

このように、JENDL/D-99 は他の2つの断面積ファイルに比べて、C/E 平均は 1.0 に近く、その標準偏差も最も小さく、良好な結果となった。

## 8. 結 論

今回の改訂 JENDL ドシメトリファイル(JENDL/D-99)の積分テスト結果から、 $^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$ ,  $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ ,  $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ ,  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ ,  $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$ ,  $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$ ,  $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$  といった8種類の反応ほとんど全てに対して、JENDL/D-99は、改訂前の JENDL/D91 に比べて C/E が一致する方向に改善され、それぞれの誤差値も低減されることがわかった。特に、新たに追加された  $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$  反応も使用に耐え得る信頼性をもつことが明らかになった。また、IRDF90v2 の結果と比べて大きく相違するものではなく、全般的には C/E が一致する結果を与えることから、JENDL ドシメトリファイルの改訂作業の有効性が見られた。以上から、JMTR 照射場での JENDL/D-99 の上述の核反応断面積の適用性は非常に良好であり、高中性子炉の照射場のドシメトリ解析に有効であることが確認できた。

## 謝 辞

積分テストの全般について、原研核破砕中性子利用研究室・池田裕二郎氏、名古屋大学・井口哲夫氏、京都大学・小林捷平氏にご指導いただいた。JENDL ドシメトリファイルの使用に関しては、原研核データセンター深堀智生氏及び柴田恵一氏にご協力いただいた。NJOY による断面積編集に関しては、原研核破砕中性子利用研究室・前川藤夫氏及び三菱総研(株)・佐藤理氏に有益なご助言をいただいた。NEUPAC コードによる解析に関しては、原研 TCA・桜井淳氏及びサイクル機構・青山卓史氏から種々の問題を解決するためのヒントをいただいた。また、NJOY や NEUPAC 等計算コードのワークステーションへのインストールや使用方法について、(財)高度情報科学技術研究機構・辺見博幸氏に協力していただいた。本報告書をまとめるにあたり、馬場治材料試験炉部長、藤木和男計画課長及び佐藤博原子炉第1課長にご指導いただいた。以上、記して謝意を表します。

## 参考文献

- 1) M. Nakazawa, K. Kobayashi, S. Iwasaki, T. Iguchi, K. Sakurai, Y. Ikeda and T. Nakagawa: "JENDL Dosimetry File", JAERI 1325 (1992)
- 2) JAERI Nuclear Data Center: Private communication (1999)
- 3) S. Shimakawa, et al., "Neutron Dosimetry for Material Irradiation Tests in JMTR", Proc. 9th ASTM-EURATOM Symp (1996)
- 4) 日本原子力学会編, "原子炉構造材の照射損傷評価と線量測定" (1985)
- 5) W.H. Martin., "Effect of neutron spectrum on the branching ratio of the  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}$  reaction", Nucl. Sci. Engng 18, 531-32 (1964)
- 6) Edited by R.B. Firestone., "Table of Isotopes, CD-ROM 8th Edition: 1998 Update" (1998)
- 7) I. Kondo and K. Sakurai, J.Nucl. Sci. Tech., 18, 6 (1981)
- 8) R. E. MacFarlane, et al., LA-9303-M: Vol.I and II (1982)
- 9) K.Sakurai et al., "定常臨界実験装置 STACY における線量評価コードに係わる整備", JAERI-Data/Code 99-021 (1999)
- 10) T.Taniguchi, , et al., "Systematic Study on Spectral Effects in the Adjustment Calculation using the NEUPAC-83 Code", Proc. 9th ASTM-EURATOM Symp (1984)
- 11) T.Taniguchi, et al., "Neutron Unfolding Package Code NEUPAC-83", Univ. of Tokyo, NEUTRON Research Report 83-10 (1983)



Table 1 Specification of Dosimeter Set

Dosimeter material	Reaction	90% confidence level (MeV)
~100%Ti	$^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$	$3.7 \times 10^0 \sim 0.9 \times 10^0$
Cu-11.9%Mn-1.98%Ni-16.6ppmAg	$^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$	$1.0 \times 10^1 \sim 1.5 \times 10^1$
~100% Fe	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	$2.3 \times 10^0 \sim 7.5 \times 10^0$
~100% Fe	$^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$	$7.7 \times 10^{-9} \sim 3.5 \times 10^{-4}$
Al-0.110%Co	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$	$8.6 \times 10^{-9} \sim 1.5 \times 10^{-4}$
~100% Ni	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	$1.9 \times 10^0 \sim 7.4 \times 10^0$
~100% Cu	$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	$2.6 \times 10^0 \sim 1.1 \times 10^1$
Cu-11.9%Mn-1.98%Ni-16.6ppmAg	$^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$	$1.8 \times 10^{-8} \sim 3.3 \times 10^{-5}$

Table 2 Dosimetry Reaction in JENDL/D-99

Nuclide	MAT	Reaction	Source	
			cross section	covariance
$^{46}\text{Ti}$	2225	$(n,p)^{46}\text{Sc}$	JENDL/D-99	JENDL/D-99
$^{55}\text{Mn}$	2525	$(n,2n)^{54}\text{Mn}$	JENDL/D-99	JENDL/D-99
$^{54}\text{Fe}$	2625	$(n,p)^{54}\text{Mn}$	JENDL/D-99	JENDL/D-99
$^{58}\text{Fe}$	2637	$(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$	JENDL3.2	JENDL/D-99
$^{59}\text{Co}$	2725	$(n,\gamma)^{60}\text{Co}$	JENDL3.2	IRDF-85
$^{58}\text{Ni}$	2825	$(n,p)^{58}\text{Co}$	JENDL/D-99	JENDL/D-99
$^{63}\text{Cu}$	2925	$(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	JENDL/D-99	JENDL/D-99
$^{109}\text{Ag}$	4731	$(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$	JENDL3.2	IRDF-90v2

Table 3 Results of Integral Test in JMTR(Spectrum-averaged Cross Section and C/E)

Reaction	Experiment Averaged X-section	Calculation					
		JENDL/D-99		JENDL/D-91		IRDF-90v2	
		Averaged X-section	C/E	Averaged X-section	C/E	Averaged X-section	C/E
<sup>46</sup> Ti(n,p) Sc	2.37 mb ± 6.8%	2.11 mb ± 4.7%	0.89 ± 8.3%	2.07 mb ± 13.3%	0.87 ± 14.9%	1.92 mb ± 4.7%	0.81 ± 8.3%
<sup>55</sup> Mn(n,2n) <sup>54</sup> Mn	47.5 mb ± 4.9%	41.3 mb ± 10.8%	0.87 ± 11.9%	39.3 mb ± 14.6%	0.83 ± 15.4%	39.3 mb ± 11.1%	0.83 ± 12.1%
<sup>54</sup> Fe(n,p) <sup>54</sup> Mn	16.5 mb ± 4.0%	16.3 mb ± 3.6%	0.99 ± 5.4%	16.0 mb ± 4.9%	0.97 ± 6.4%	16.2 mb ± 4.1%	0.98 ± 5.7%
<sup>58</sup> Fe(n, γ) <sup>59</sup> Fe	265 mb ± 10.7%	228 mb ± 8.5%	0.86 ± 13.7%	231 mb ± 4.5%	0.87 ± 8.8%	212 mb ± 6.4%	0.80 ± 12.5%
<sup>59</sup> Co(n, γ) <sup>60</sup> Co	7.39 b ± 3.4%	7.62 b ± 4.7%	1.03 ± 5.8%	7.66 b ± 4.7%	1.04 ± 5.8%	7.24 b ± 4.6%	0.98 ± 5.7%
<sup>58</sup> Ni(n,p) <sup>58</sup> Co	22.6 mb ± 7.8%	21.5 mb ± 3.3%	0.95 ± 8.5%	21.9 mb ± 7.4%	0.97 ± 10.8%	21.9 mb ± 3.9%	0.97 ± 8.8%
<sup>63</sup> Cu(n, α) <sup>60</sup> Co	108 mb ± 5.5%	108 mb ± 4.0%	1.00 ± 6.8%	101 mb ± 6.9%	0.93 ± 8.8%	95.1 mb ± 4.8%	0.88 ± 7.3%
<sup>109</sup> Ag(n, γ) <sup>110m</sup> Ag	2.29 b ± 7.0%	2.48 b ± 12.2%	1.08 ± 14.0%	- b ± -	- ± -	2.37 b ± 10.2%	1.03 ± 12.4%

Spectrum = JMTR under moderated position Location = H-9 Z-axis = -310 mm

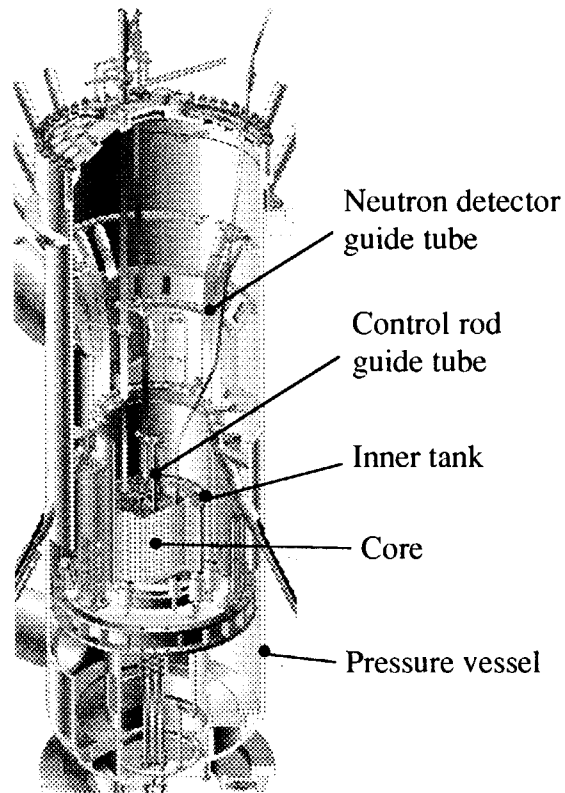


Figure 1 Cut-way View of JMTR

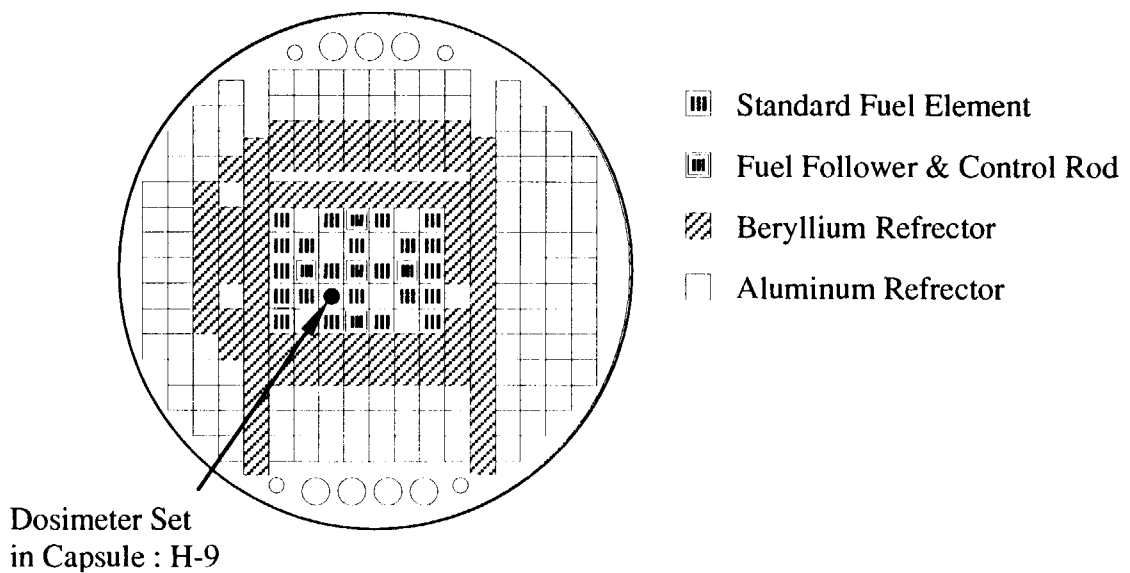


Figure 2 Core Configuration of JMTR

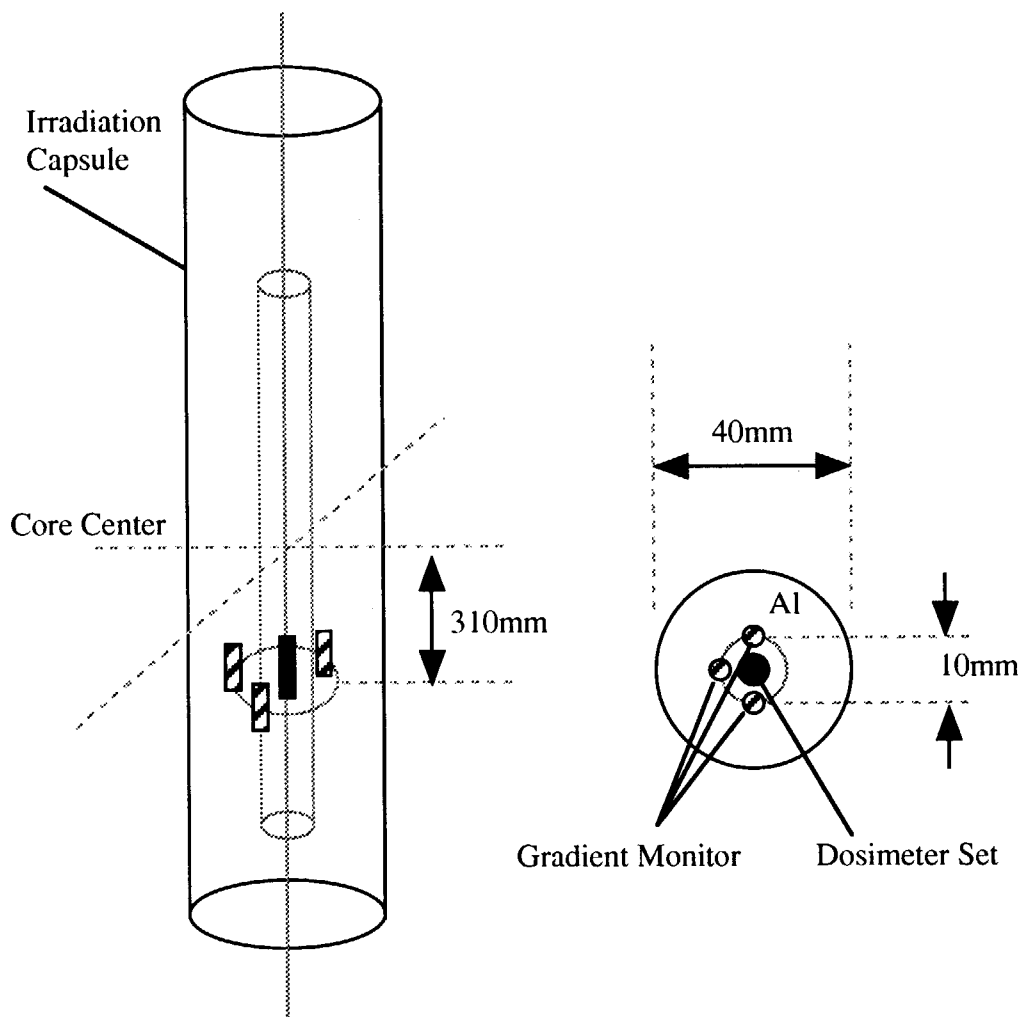


Figure 3 Position of Dosimeter Set and Gradient Monitors in the Irradiation Capsule

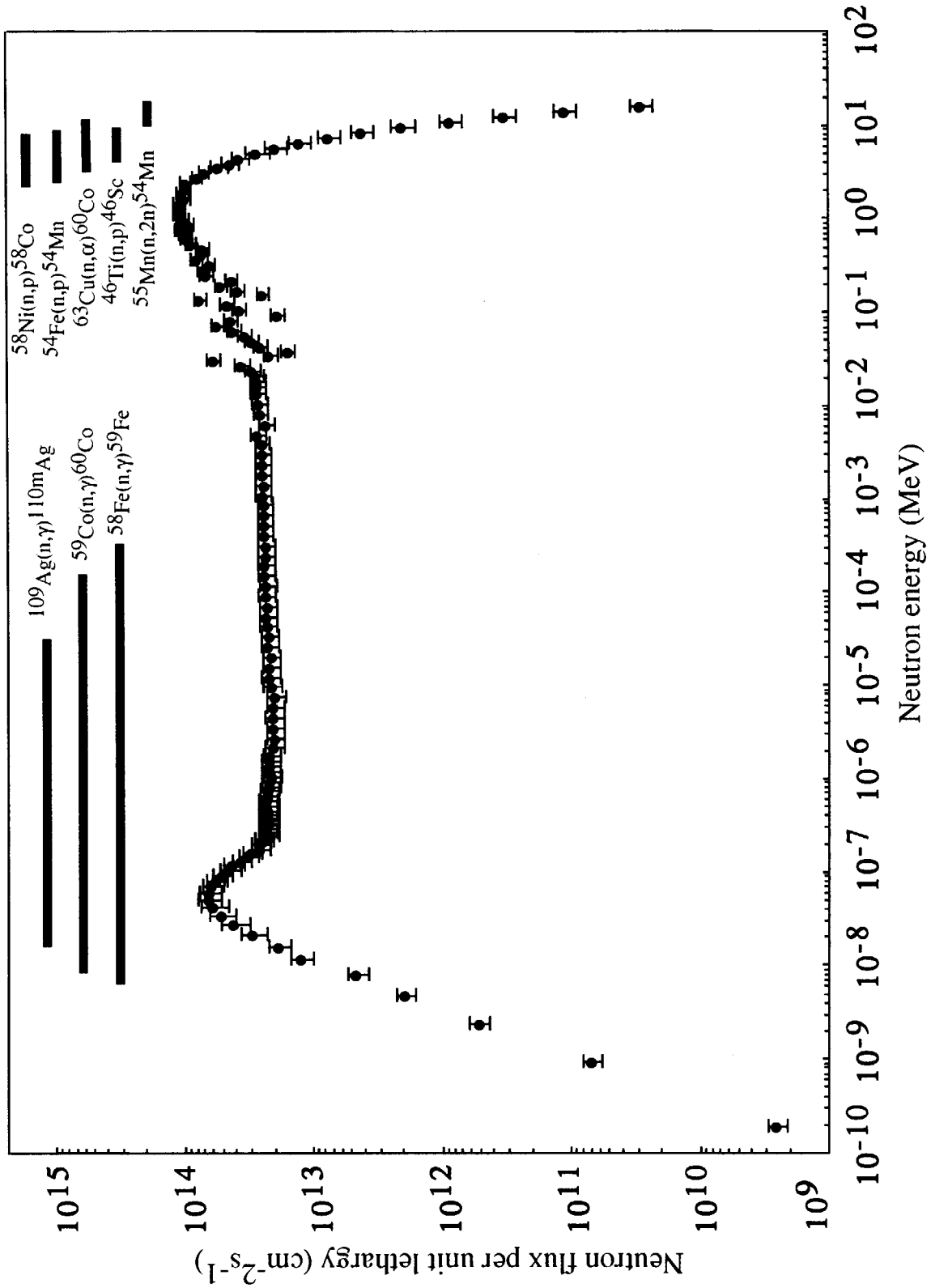


Figure 4 Neutron Spectrum and 90% Confidence Level of Each Reaction for Integral Test (JMTR, location=H-9, z = -310mm)

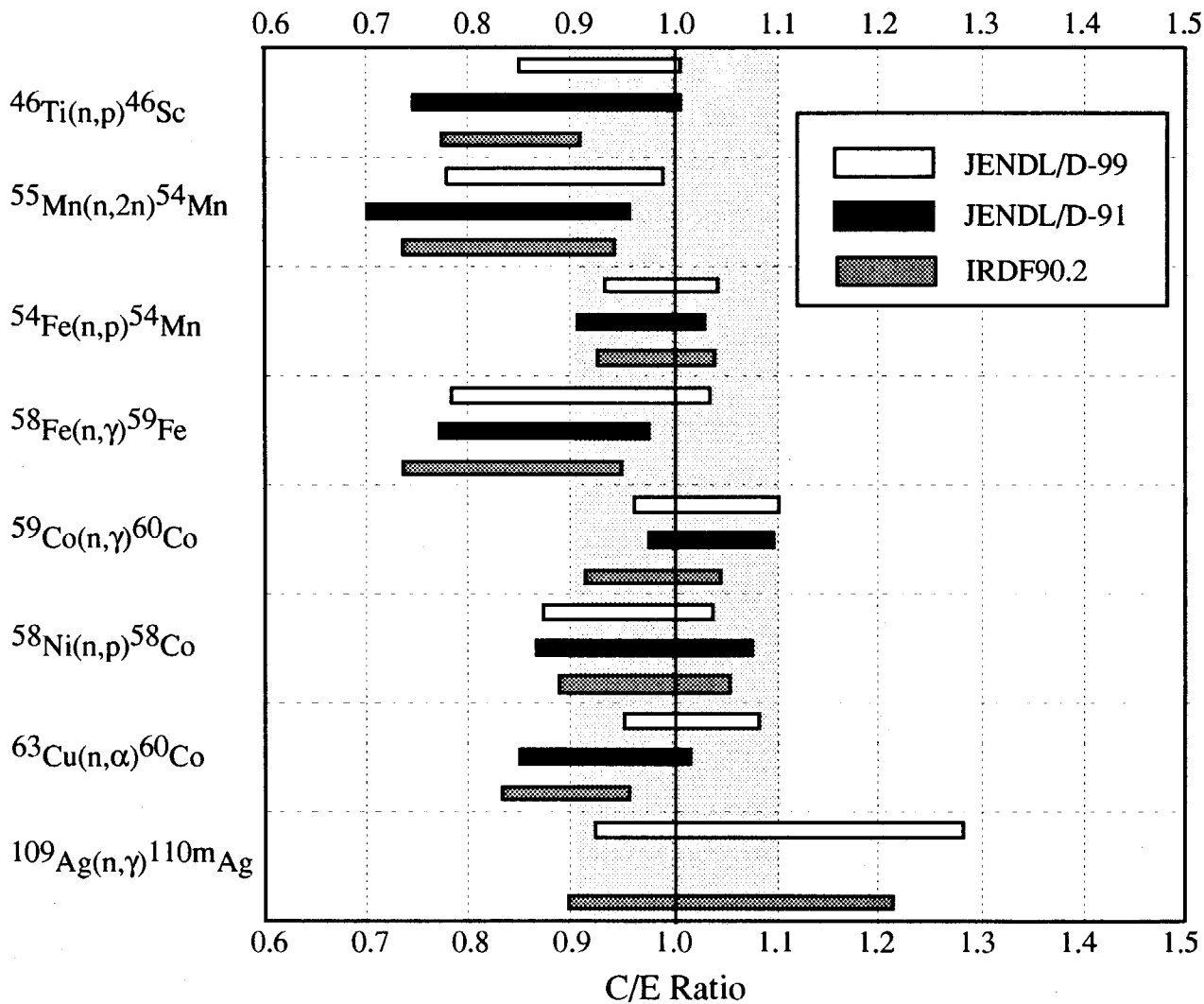


Figure 5 C/E Range of Spectrum-Averaged Cross Sections in JMTR Irradiation Field

付録A 反応率データ (詳細)

照射場 : JMTR H-9照射孔  
原子炉出力 : 50 MW

Table A-1 Experimental Data (General)

ドシメータ材質	重量 (mg)	対象反応	生成核種	親元素原子量	成分比 wt-%	存在比 at-%	放出 $\gamma$ 線 (MeV)	$\gamma$ 線放出率	半減期 (d)	崩壊定数 (s <sup>-1</sup> )
Ti	0.153	<sup>46</sup> Ti(n,p)	<sup>46</sup> Sc	47.867	100%	8.01%	0.889	99.9841%	83.79	9.575E-08
Mn(Cu-Mn-Ni-Ag)	1.215	<sup>55</sup> Mn(n,2n)	<sup>54</sup> Mn	54.938	11.90%	100%	0.835	99.9761%	312.30	2.569E-08
Fe	1.039	<sup>54</sup> Fe(n,p)	<sup>54</sup> Mn	55.845	100.00%	5.81%	0.835	99.9761%	312.30	2.569E-08
Fe	1.039	<sup>58</sup> Fe(n,p)	<sup>59</sup> Fe	55.845	100.00%	0.281%	1.099	56.5150%	44.503	1.803E-07
Co(+Al)	0.648	<sup>59</sup> Co(n,g)	<sup>60</sup> Co	58.9332	0.11%	100%	1.173	99.9736%	1924.06	4.170E-09
Ni	0.127	<sup>58</sup> Ni(n,p)	<sup>58</sup> Co	58.693	100.00%	68.078%	0.811	99.4488%	70.82	1.133E-07
Cu	3.26	<sup>63</sup> Cu(n,a)	<sup>60</sup> Co	63.546	100.00%	69.173%	1.173	99.9736%	1924.06	4.170E-09
Ag(Cu-Mn-Ni-Ag)	1.215	<sup>109</sup> Ag(n,g)	<sup>110m</sup> Ag	107.868	0.00166%	48.1617%	0.658	94.0300%	249.79	3.212E-08

照射終了日= 1994年7月3日

照射時間=

2.16E+06 sec



Table A-2 Experimental Data (Reaction Rate)

ドシメータ材質	計数率 (cps)	計数効率	崩壊数 (dps)	軸方向補正	生成核種 燃焼補正 $\lambda_b$	不純物反応 補正	親核種 燃焼補正 $\lambda_a$	反応率 (s <sup>-1</sup> )
Ti	4.704	6.428E-03	7.319E+02	1.000	0.000	1.0000	0.00	1.755E-12
Mn(Cu-Mn-Ni-Ag)	7.450	7.381E-03	1.010E+03	1.000	0.000	1.0534	0.00	3.521E-14
Fe	123.717	9.173E-04	1.349E+05	1.000	0.000	1.0000	0.00	1.226E-11
Fe	0.229	7.015E-04	5.785E+02	1.000	0.000	1.0000	0.00	1.965E-10
Co(+Al)	62.854	2.066E-04	3.043E+05	0.971	0.000	1.0000	0.00	5.485E-09
Ni	18.314	1.377E-03	1.337E+04	1.000	*	1.0000	*	1.675E-11
Cu	65.730	5.141E-03	1.279E+04	1.000	0.000	1.0000	0.00	8.046E-14
Ag(Cu-Mn-Ni-Ag)	12.356	9.400E-03	1.398E+03	1.000	1.062E-08	1.0000	3.960E-08	1.700E-09

照射終了日 = 1994年7月3日

照射時間 = 2.16E+06 sec

Table A-3 Experimental Data (Experimental Error)

ドシメータ材質	計数統計	計数効率	重量測定	Ge計測位置	炉出力	F M位置	$\lambda$ b & $\lambda$ a	不純物補正	初期含有成分	全測定誤差
Ti	1.384%	5.004%	2.614%	1.000%	1.000%	3.121%	0.000%	0.000%	1.000%	6.821%
Mn(Cu-Mn-Ni-Ag)	1.099%	3.194%	0.329%	1.000%	1.000%	3.121%	0.000%	0.253%	1.000%	4.932%
Fe	0.426%	1.814%	0.385%	1.000%	1.000%	3.121%	0.000%	0.000%	1.000%	4.045%
Fe	9.907%	1.814%	0.385%	1.000%	1.000%	3.121%	0.000%	0.000%	1.000%	10.692%
Co(+Al)	1.692%	2.000%	0.617%	1.000%	1.000%	1.079%	0.000%	0.000%	1.000%	3.378%
Ni	1.280%	2.232%	3.150%	1.000%	1.000%	3.121%	5.676%	0.000%	1.000%	7.842%
Cu	0.370%	4.148%	0.123%	1.000%	1.000%	3.121%	0.000%	0.000%	1.000%	5.486%
Ag(Cu-Mn-Ni-Ag)	0.854%	3.194%	0.329%	1.000%	1.000%	3.121%	1.091%	0.000%	5.000%	6.998%

照射終了日 = 1994年7月3日

照射時間 =

2.16E+06 sec

付録B NJOY 入力例

使用コード：NJOY 94.10

```
name=FE-54
MAT=2625
MT=103
file=JDF99
temp=300.0
react='(n,p)'
```

echo 'getting x-section file'

```
cp ../$file tape20
echo 'running njoy...'
cat>input <<EOF
0
6
```

\*moder\*

```
20 -22
```

\*broadr\*

```
-22 -23
$MAT 1 0 0 0. /
0.001 /
$temp
0/
```

\*group\*

```
20 -23 0 24
$MAT 1 0 4 3 1 1 1
* $name cross section groupwise*/
$temp
1.0e+10
137
3.307E-05 3.521E-04 1.466E-03 3.341E-03 5.979E-03 9.379E-03
1.354E-02 1.847E-02 2.415E-02 3.060E-02 3.781E-02 4.578E-02
5.452E-02 6.402E-02 7.427E-02 8.530E-02 9.708E-02 1.096E-01
1.229E-01 1.370E-01 1.518E-01 1.674E-01 1.838E-01 2.009E-01
```

2. 188E-01 2. 374E-01 2. 568E-01 2. 770E-01 2. 979E-01 3. 196E-01  
 3. 421E-01 3. 653E-01 3. 893E-01 4. 140E-01 4. 691E-01 5. 316E-01  
 6. 024E-01 6. 826E-01 7. 734E-01 8. 764E-01 9. 931E-01 1. 125E+00  
 1. 275E+00 1. 445E+00 1. 637E+00 1. 855E+00 2. 382E+00 3. 059E+00  
 3. 928E+00 5. 044E+00 6. 476E+00 8. 315E+00 1. 068E+01 1. 371E+01  
 1. 760E+01 2. 260E+01 2. 902E+01 3. 727E+01 4. 785E+01 6. 144E+01  
 7. 889E+01 1. 013E+02 1. 301E+02 1. 670E+02 2. 145E+02 2. 754E+02  
 3. 536E+02 4. 540E+02 5. 830E+02 7. 485E+02 9. 611E+02 1. 234E+03  
 1. 585E+03 2. 035E+03 2. 613E+03 3. 355E+03 4. 307E+03 5. 531E+03  
 7. 102E+03 9. 119E+03 1. 171E+04 1. 503E+04 1. 704E+04 1. 931E+04  
 2. 188E+04 2. 479E+04 2. 809E+04 3. 183E+04 3. 607E+04 4. 087E+04  
 4. 631E+04 5. 248E+04 5. 946E+04 6. 738E+04 7. 635E+04 8. 652E+04  
 9. 804E+04 1. 111E+05 1. 259E+05 1. 426E+05 1. 616E+05 1. 832E+05  
 2. 075E+05 2. 352E+05 2. 665E+05 3. 020E+05 3. 422E+05 3. 877E+05  
 4. 394E+05 4. 979E+05 5. 642E+05 6. 393E+05 7. 244E+05 8. 209E+05  
 9. 301E+05 1. 054E+06 1. 194E+06 1. 353E+06 1. 534E+06 1. 738E+06  
 1. 969E+06 2. 231E+06 2. 528E+06 2. 865E+06 3. 247E+06 3. 679E+06  
 4. 169E+06 4. 724E+06 5. 353E+06 6. 065E+06 6. 873E+06 7. 788E+06  
 8. 825E+06 1. 000E+07 1. 133E+07 1. 284E+07 1. 455E+07 1. 649E+07/  
 0. 6826 0. 0283 1. 0e+5 2. 0e+6/

3 \$MT/

0 /

0 /

\*errorr\*

20 0 24 33/

\$MAT 1 0 1/

1 33

1 0

\$MT

137

3. 307E-05 3. 521E-04 1. 466E-03 3. 341E-03 5. 979E-03 9. 379E-03  
 1. 354E-02 1. 847E-02 2. 415E-02 3. 060E-02 3. 781E-02 4. 578E-02  
 5. 452E-02 6. 402E-02 7. 427E-02 8. 530E-02 9. 708E-02 1. 096E-01  
 1. 229E-01 1. 370E-01 1. 518E-01 1. 674E-01 1. 838E-01 2. 009E-01  
 2. 188E-01 2. 374E-01 2. 568E-01 2. 770E-01 2. 979E-01 3. 196E-01

3.421E-01 3.653E-01 3.893E-01 4.140E-01 4.691E-01 5.316E-01  
6.024E-01 6.826E-01 7.734E-01 8.764E-01 9.931E-01 1.125E+00  
1.275E+00 1.445E+00 1.637E+00 1.855E+00 2.382E+00 3.059E+00  
3.928E+00 5.044E+00 6.476E+00 8.315E+00 1.068E+01 1.371E+01  
1.760E+01 2.260E+01 2.902E+01 3.727E+01 4.785E+01 6.144E+01  
7.889E+01 1.013E+02 1.301E+02 1.670E+02 2.145E+02 2.754E+02  
3.536E+02 4.540E+02 5.830E+02 7.485E+02 9.611E+02 1.234E+03  
1.585E+03 2.035E+03 2.613E+03 3.355E+03 4.307E+03 5.531E+03  
7.102E+03 9.119E+03 1.171E+04 1.503E+04 1.704E+04 1.931E+04  
2.188E+04 2.479E+04 2.809E+04 3.183E+04 3.607E+04 4.087E+04  
4.631E+04 5.248E+04 5.946E+04 6.738E+04 7.635E+04 8.652E+04  
9.804E+04 1.111E+05 1.259E+05 1.426E+05 1.616E+05 1.832E+05  
2.075E+05 2.352E+05 2.665E+05 3.020E+05 3.422E+05 3.877E+05  
4.394E+05 4.979E+05 5.642E+05 6.393E+05 7.244E+05 8.209E+05  
9.301E+05 1.054E+06 1.194E+06 1.353E+06 1.534E+06 1.738E+06  
1.969E+06 2.231E+06 2.528E+06 2.865E+06 3.247E+06 3.679E+06  
4.169E+06 4.724E+06 5.353E+06 6.065E+06 6.873E+06 7.788E+06  
8.825E+06 1.000E+07 1.133E+07 1.284E+07 1.455E+07 1.649E+07/

\*covr\*

33 34/

3 1/

\*\$name \*/

\*\$react of \$file\*/

\$MAT \$MT 0 0

\*stop\*

EOF

../xnjoy<input

echo 'saving output'

cp output \$name.out

cp tape34 \$name.boxer

付録C NEUPAC 入力例

使用コード：NEUPAC99 (仮称)

137G FLUX at 93M-41J-1st for Integral Test in JMTR fuel region

5	5	5							
0	0	0	0						
0	0	0	0	1	1				
0	0	0	0	1	1				
8	1	-137	0	10	0	1	10	0	1
1	2	3	4	5	6	7	8		
1. 65000E+01	1. 46000E+01	1. 28000E+01	1. 13000E+01	1. 00000E+01	8. 83000E+00				
7. 79000E+00	6. 87000E+00	6. 07000E+00	5. 35000E+00	4. 72000E+00	4. 17000E+00				
3. 68000E+00	3. 25000E+00	2. 87000E+00	2. 53000E+00	2. 23000E+00	1. 97000E+00				
1. 74000E+00	1. 53000E+00	1. 35000E+00	1. 19000E+00	1. 05000E+00	9. 30000E-01				
8. 21000E-01	7. 24000E-01	6. 39000E-01	5. 64000E-01	4. 98000E-01	4. 39000E-01				
3. 88000E-01	3. 42000E-01	3. 02000E-01	2. 66000E-01	2. 35000E-01	2. 08000E-01				
1. 83000E-01	1. 62000E-01	1. 43000E-01	1. 26000E-01	1. 11000E-01	9. 80000E-02				
8. 65000E-02	7. 64000E-02	6. 74000E-02	5. 95000E-02	5. 25000E-02	4. 63000E-02				
4. 09000E-02	3. 61000E-02	3. 18000E-02	2. 81000E-02	2. 48000E-02	2. 19000E-02				
1. 93000E-02	1. 70000E-02	1. 50000E-02	1. 17000E-02	9. 12000E-03	7. 10000E-03				
5. 53000E-03	4. 31000E-03	3. 35000E-03	2. 61000E-03	2. 03000E-03	1. 58000E-03				
1. 23000E-03	9. 61000E-04	7. 49000E-04	5. 83000E-04	4. 54000E-04	3. 54000E-04				
2. 75000E-04	2. 14000E-04	1. 67000E-04	1. 30000E-04	1. 01000E-04	7. 89000E-05				
6. 14000E-05	4. 79000E-05	3. 73000E-05	2. 90000E-05	2. 26000E-05	1. 76000E-05				
1. 37000E-05	1. 07000E-05	8. 32000E-06	6. 48000E-06	5. 04000E-06	3. 93000E-06				
3. 06000E-06	2. 38000E-06	1. 86000E-06	1. 64000E-06	1. 45000E-06	1. 28000E-06				
1. 13000E-06	9. 93000E-07	8. 76000E-07	7. 73000E-07	6. 83000E-07	6. 02000E-07				
5. 32000E-07	4. 69000E-07	4. 13000E-07	3. 89000E-07	3. 65000E-07	3. 42000E-07				
3. 20000E-07	2. 98000E-07	2. 77000E-07	2. 57000E-07	2. 37000E-07	2. 19000E-07				
2. 01000E-07	1. 84000E-07	1. 67000E-07	1. 52000E-07	1. 37000E-07	1. 23000E-07				
1. 10000E-07	9. 71000E-08	8. 53000E-08	7. 43000E-08	6. 40000E-08	5. 45000E-08				
4. 58000E-08	3. 78000E-08	3. 06000E-08	2. 42000E-08	1. 85000E-08	1. 35000E-08				
9. 88000E-09	5. 98000E-09	3. 34000E-09	1. 47000E-09	3. 52000E-10	3. 31000E-11				
5. 48500E+15	1. 75500E+12	1. 22600E+13	1. 67500E+13	8. 04600E+10	3. 52100E+10				
1. 70000E+15	1. 96500E+14								
1. 14100E-03	9. 00000E-04	9. 00000E-04	9. 00000E-04	9. 00000E-04	9. 00000E-04				
9. 00000E-04	9. 00000E-04	4. 65300E-03	9. 00000E-04	9. 00000E-04	9. 00000E-04				



9.00000E-04 9.00000E-04 9.00000E-04 1.63600E-03 9.00000E-04 9.00000E-04  
9.00000E-04 9.00000E-04 9.00000E-04 6.15000E-03 9.00000E-04 9.00000E-04  
9.00000E-04 9.00000E-04 3.01000E-03 9.00000E-04 9.00000E-04 9.00000E-04  
2.43200E-03 9.00000E-04 9.00000E-04 4.89700E-03 9.00000E-04 1.14300E-02  
2.85417E+10 1.10846E+11 3.28950E+11 8.58581E+11 1.99432E+12 4.10976E+12  
7.46790E+12 1.26096E+13 1.92521E+13 2.68229E+13 3.63844E+13 4.31122E+13  
5.26382E+13 6.90755E+13 7.71815E+13 9.61453E+13 9.59035E+13 1.01676E+14  
9.79738E+13 1.06884E+14 1.05641E+14 1.08221E+14 1.01100E+14 9.13418E+13  
1.05125E+14 9.71786E+13 9.41257E+13 8.79103E+13 7.04776E+13 7.20676E+13  
8.01726E+13 6.28241E+13 7.02734E+13 6.67263E+13 4.23112E+13 5.11259E+13  
3.82918E+13 2.43950E+13 7.43324E+13 4.61976E+13 3.71147E+13 1.86414E+13  
4.33496E+13 5.44917E+13 4.11797E+13 3.40883E+13 2.98672E+13 2.55564E+13  
1.54717E+13 2.14801E+13 5.86042E+13 3.53678E+13 2.94789E+13 2.74826E+13  
2.68393E+13 2.68720E+13 2.66528E+13 2.61238E+13 2.55867E+13 2.29779E+13  
2.67176E+13 2.48489E+13 2.46948E+13 2.43489E+13 2.42717E+13 2.41727E+13  
2.44145E+13 2.40700E+13 2.38368E+13 2.37856E+13 2.38367E+13 2.33947E+13  
2.34230E+13 2.35629E+13 2.36178E+13 2.29096E+13 2.33811E+13 2.27527E+13  
2.28588E+13 2.25842E+13 2.18589E+13 2.22075E+13 2.12462E+13 2.15634E+13  
2.16592E+13 2.09998E+13 1.98686E+13 2.01866E+13 2.04935E+13 2.02211E+13  
2.00644E+13 2.04037E+13 2.14566E+13 2.16868E+13 2.18080E+13 2.17722E+13  
2.09900E+13 2.17833E+13 2.20265E+13 2.24869E+13 2.26326E+13 2.32537E+13  
2.28414E+13 2.25746E+13 2.32073E+13 2.23421E+13 2.22744E+13 2.23481E+13  
2.25251E+13 2.28509E+13 2.31217E+13 2.27343E+13 2.48475E+13 2.45514E+13  
2.60159E+13 2.63845E+13 3.08348E+13 3.24217E+13 3.69783E+13 4.25286E+13  
4.53331E+13 5.17819E+13 5.73759E+13 6.19080E+13 6.54170E+13 6.56096E+13  
6.08034E+13 5.28417E+13 4.22026E+13 2.99854E+13 1.89176E+13 1.27130E+13  
4.62887E+12 1.96528E+12 5.25320E+11 6.87339E+10 2.50517E+09  
1.28659E-02 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00  
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00  
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00  
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00  
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00  
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00  
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00  
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00  
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00

```

0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 1.28659E-02
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00

```

*(omitted part of covariance matrix from input file : 1543 lines)*

```

4.45298E-02 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 4.45298E-02 0.00000E+00 0.00000E+00
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 4.45298E-02
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
4.45298E-02 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00
4.45298E-02 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 4.45298E-02
0.00000E+00 0.00000E+00 0.00000E+00 4.45298E-02 0.00000E+00 0.00000E+00
4.45298E-02 0.00000E+00 4.45298E-02

```

1

```

0.0 0.0 0.0

```

付録D NEUPAC 出力例

使用コード：NEUPAC99 (仮称)



REACTION RATE

ID NO.	REACTION TYPE	REACTION RATE	R.R. ERROR
1	Co-59 ng	5.48500E+15	3.37787E-02
2	Ti-46 np	1.75500E+12	6.82129E-02
3	Fe-54 np	1.22600E+13	4.04475E-02
4	Ni-58 np	1.67500E+13	7.84219E-02
5	Cu-63 na	8.04600E+10	5.48635E-02
6	Mn-55 n2n	3.52100E+10	4.93153E-02
7	Ag-109 ng	1.70000E+15	6.99786E-02
8	Fe-58 ng	1.96500E+14	1.06911E-01

REACTION RATE COVARIANCE

I	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
1	1.141E-03	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04
2	9.000E-04	4.653E-03	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04
3	9.000E-04	9.000E-04	1.636E-03	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04
4	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	6.150E-03	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04
5	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	3.010E-03	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04
6	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	2.432E-03	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04
7	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	4.897E-03	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04
8	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	9.000E-04	1.143E-02	9.000E-04	9.000E-04

INITIAL FLUX

2.85417E+10	1.10846E+11	3.28950E+11	8.58581E+11	1.99432E+12	4.10976E+12
7.46790E+12	1.26096E+13	1.92521E+13	2.68229E+13	3.63844E+13	4.31122E+13
5.26382E+13	6.90755E+13	7.71815E+13	9.61453E+13	9.59035E+13	1.01676E+14
9.79738E+13	1.06884E+14	1.05641E+14	1.08221E+14	1.01100E+14	9.13418E+13
1.05125E+14	9.71786E+13	9.41257E+13	8.79103E+13	7.04776E+13	7.20676E+13
8.01726E+13	6.28241E+13	7.02734E+13	6.67263E+13	4.23112E+13	5.11259E+13
3.82918E+13	2.43950E+13	7.43324E+13	4.61976E+13	3.71147E+13	1.86414E+13
4.33496E+13	5.44917E+13	4.11797E+13	3.40883E+13	2.98672E+13	2.55564E+13
1.54717E+13	2.14801E+13	5.86042E+13	3.53678E+13	2.94789E+13	2.74826E+13
2.68393E+13	2.68720E+13	2.66528E+13	2.61238E+13	2.55867E+13	2.29779E+13
2.67176E+13	2.48489E+13	2.46948E+13	2.43489E+13	2.42717E+13	2.41727E+13
2.44145E+13	2.40700E+13	2.38368E+13	2.37856E+13	2.38367E+13	2.33947E+13
2.34230E+13	2.35629E+13	2.36178E+13	2.29096E+13	2.33811E+13	2.27527E+13
2.28588E+13	2.25842E+13	2.18589E+13	2.22075E+13	2.12462E+13	2.15634E+13
2.16592E+13	2.09998E+13	1.98686E+13	2.01866E+13	2.04935E+13	2.02211E+13
2.00644E+13	2.04037E+13	2.14566E+13	2.16868E+13	2.18080E+13	2.17722E+13

2.09900E+13 2.17833E+13 2.20265E+13 2.24869E+13 2.26326E+13 2.32537E+13  
 2.28414E+13 2.25746E+13 2.32073E+13 2.23421E+13 2.22744E+13 2.23481E+13  
 2.25251E+13 2.28509E+13 2.31217E+13 2.27343E+13 2.48475E+13 2.45514E+13  
 2.60159E+13 2.63845E+13 3.08348E+13 3.24217E+13 3.69783E+13 4.25286E+13  
 4.53331E+13 5.17819E+13 5.73759E+13 6.19080E+13 6.54170E+13 6.56096E+13  
 6.08034E+13 5.28417E+13 4.22026E+13 2.99854E+13 1.89176E+13 1.27130E+13  
 4.62887E+12 1.96528E+12 5.25320E+11 6.87339E+10 2.50517E+09

FLUX NORMALIZATION FACTOR

NORMALIZATION FACTOR = 1.00000E+00

INITIAL SPECTRUM

GROUP NO.	ENERGY RANGE	MID POINT	LETHAGY	FLUX	VARIANCE (%)
1	1.650E+01 - 1.460E+01	1.555E+01	1.223E-01	2.85417E+10	1.13428E+01
2	1.460E+01 - 1.280E+01	1.370E+01	1.316E-01	1.10846E+11	1.13428E+01
3	1.280E+01 - 1.130E+01	1.205E+01	1.246E-01	3.28950E+11	1.13428E+01
4	1.130E+01 - 1.000E+01	1.065E+01	1.222E-01	8.58581E+11	1.13428E+01
5	1.000E+01 - 8.830E+00	9.415E+00	1.244E-01	1.99432E+12	1.13428E+01
6	8.830E+00 - 7.790E+00	8.310E+00	1.253E-01	4.10976E+12	1.13428E+01
7	7.790E+00 - 6.870E+00	7.330E+00	1.257E-01	7.46790E+12	1.13428E+01
8	6.870E+00 - 6.070E+00	6.470E+00	1.238E-01	1.26096E+13	1.13428E+01
9	6.070E+00 - 5.350E+00	5.710E+00	1.263E-01	1.92521E+13	1.13428E+01
10	5.350E+00 - 4.720E+00	5.035E+00	1.253E-01	2.68229E+13	1.13428E+01
11	4.720E+00 - 4.170E+00	4.445E+00	1.239E-01	3.63844E+13	1.13428E+01
12	4.170E+00 - 3.680E+00	3.925E+00	1.250E-01	4.31122E+13	1.13428E+01
13	3.680E+00 - 3.250E+00	3.465E+00	1.243E-01	5.26382E+13	1.13428E+01
14	3.250E+00 - 2.870E+00	3.060E+00	1.243E-01	6.90755E+13	1.13428E+01
15	2.870E+00 - 2.530E+00	2.700E+00	1.261E-01	7.71815E+13	1.13428E+01
16	2.530E+00 - 2.230E+00	2.380E+00	1.262E-01	9.61453E+13	1.13428E+01
17	2.230E+00 - 1.970E+00	2.100E+00	1.240E-01	9.59035E+13	1.13428E+01
18	1.970E+00 - 1.740E+00	1.855E+00	1.241E-01	1.01676E+14	1.13428E+01
19	1.740E+00 - 1.530E+00	1.635E+00	1.286E-01	9.79738E+13	1.13428E+01
20	1.530E+00 - 1.350E+00	1.440E+00	1.252E-01	1.06884E+14	1.13428E+01
21	1.350E+00 - 1.190E+00	1.270E+00	1.262E-01	1.05641E+14	1.13428E+01
22	1.190E+00 - 1.050E+00	1.120E+00	1.252E-01	1.08221E+14	1.13428E+01
23	1.050E+00 - 9.300E-01	9.900E-01	1.214E-01	1.01100E+14	1.14663E+01
24	9.300E-01 - 8.210E-01	8.755E-01	1.247E-01	9.13418E+13	1.15899E+01
25	8.210E-01 - 7.240E-01	7.725E-01	1.257E-01	1.05125E+14	1.17134E+01
26	7.240E-01 - 6.390E-01	6.815E-01	1.249E-01	9.71786E+13	1.18369E+01
27	6.390E-01 - 5.640E-01	6.015E-01	1.249E-01	9.41257E+13	1.19605E+01
28	5.640E-01 - 4.980E-01	5.310E-01	1.245E-01	8.79103E+13	1.20840E+01
29	4.980E-01 - 4.390E-01	4.685E-01	1.261E-01	7.04776E+13	1.22075E+01
30	4.390E-01 - 3.880E-01	4.135E-01	1.235E-01	7.20676E+13	1.23311E+01
31	3.880E-01 - 3.420E-01	3.650E-01	1.262E-01	8.01726E+13	1.24546E+01

32	3.420E-01	-	3.020E-01	3.220E-01	1.244E-01	6.28241E+13	1.25782E+01
33	3.020E-01	-	2.660E-01	2.840E-01	1.269E-01	7.02734E+13	1.27017E+01
34	2.660E-01	-	2.350E-01	2.505E-01	1.239E-01	6.67263E+13	1.28252E+01
35	2.350E-01	-	2.080E-01	2.215E-01	1.220E-01	4.23112E+13	1.29487E+01
36	2.080E-01	-	1.830E-01	1.955E-01	1.281E-01	5.11259E+13	1.30723E+01
37	1.830E-01	-	1.620E-01	1.725E-01	1.219E-01	3.82918E+13	1.31958E+01
38	1.620E-01	-	1.430E-01	1.525E-01	1.248E-01	2.43950E+13	1.33193E+01
39	1.430E-01	-	1.260E-01	1.345E-01	1.266E-01	7.43324E+13	1.34429E+01
40	1.260E-01	-	1.110E-01	1.185E-01	1.268E-01	4.61976E+13	1.35664E+01
41	1.110E-01	-	9.800E-02	1.045E-01	1.246E-01	3.71147E+13	1.36900E+01
42	9.800E-02	-	8.650E-02	9.225E-02	1.248E-01	1.86414E+13	1.38135E+01
43	8.650E-02	-	7.640E-02	8.145E-02	1.242E-01	4.33496E+13	1.39370E+01
44	7.640E-02	-	6.740E-02	7.190E-02	1.253E-01	5.44917E+13	1.40606E+01
45	6.740E-02	-	5.950E-02	6.345E-02	1.247E-01	4.11797E+13	1.41841E+01
46	5.950E-02	-	5.250E-02	5.600E-02	1.252E-01	3.40883E+13	1.43077E+01
47	5.250E-02	-	4.630E-02	4.940E-02	1.257E-01	2.98672E+13	1.44312E+01
48	4.630E-02	-	4.090E-02	4.360E-02	1.240E-01	2.55564E+13	1.45547E+01
49	4.090E-02	-	3.610E-02	3.850E-02	1.248E-01	1.54717E+13	1.46782E+01
50	3.610E-02	-	3.180E-02	3.395E-02	1.268E-01	2.14801E+13	1.48018E+01
51	3.180E-02	-	2.810E-02	2.995E-02	1.237E-01	5.86042E+13	1.49253E+01
52	2.810E-02	-	2.480E-02	2.645E-02	1.249E-01	3.53678E+13	1.50489E+01
53	2.480E-02	-	2.190E-02	2.335E-02	1.244E-01	2.94789E+13	1.51724E+01
54	2.190E-02	-	1.930E-02	2.060E-02	1.264E-01	2.74826E+13	1.52959E+01
55	1.930E-02	-	1.700E-02	1.815E-02	1.269E-01	2.68393E+13	1.54195E+01
56	1.700E-02	-	1.500E-02	1.600E-02	1.252E-01	2.68720E+13	1.55430E+01
57	1.500E-02	-	1.170E-02	1.335E-02	2.485E-01	2.66528E+13	1.56665E+01
58	1.170E-02	-	9.120E-03	1.041E-02	2.491E-01	2.61238E+13	1.57901E+01
59	9.120E-03	-	7.100E-03	8.110E-03	2.504E-01	2.55867E+13	1.59136E+01
60	7.100E-03	-	5.530E-03	6.315E-03	2.499E-01	2.29779E+13	1.60371E+01
61	5.530E-03	-	4.310E-03	4.920E-03	2.492E-01	2.67176E+13	1.61607E+01
62	4.310E-03	-	3.350E-03	3.830E-03	2.520E-01	2.48489E+13	1.62842E+01
63	3.350E-03	-	2.610E-03	2.980E-03	2.496E-01	2.46948E+13	1.64077E+01
64	2.610E-03	-	2.030E-03	2.320E-03	2.513E-01	2.43489E+13	1.65313E+01
65	2.030E-03	-	1.580E-03	1.805E-03	2.506E-01	2.42717E+13	1.66548E+01
66	1.580E-03	-	1.230E-03	1.405E-03	2.504E-01	2.41727E+13	1.67783E+01
67	1.230E-03	-	9.610E-04	1.096E-03	2.468E-01	2.44145E+13	1.69019E+01
68	9.610E-04	-	7.490E-04	8.550E-04	2.492E-01	2.40700E+13	1.70254E+01
69	7.490E-04	-	5.830E-04	6.660E-04	2.506E-01	2.38368E+13	1.71490E+01
70	5.830E-04	-	4.540E-04	5.185E-04	2.501E-01	2.37856E+13	1.72725E+01
71	4.540E-04	-	3.540E-04	4.040E-04	2.488E-01	2.38367E+13	1.73960E+01
72	3.540E-04	-	2.750E-04	3.145E-04	2.525E-01	2.33947E+13	1.75196E+01
73	2.750E-04	-	2.140E-04	2.445E-04	2.508E-01	2.34230E+13	1.76431E+01
74	2.140E-04	-	1.670E-04	1.905E-04	2.480E-01	2.35629E+13	1.77666E+01
75	1.670E-04	-	1.300E-04	1.485E-04	2.505E-01	2.36178E+13	1.78902E+01
76	1.300E-04	-	1.010E-04	1.155E-04	2.524E-01	2.29096E+13	1.80137E+01
77	1.010E-04	-	7.890E-05	8.995E-05	2.469E-01	2.33811E+13	1.81373E+01
78	7.890E-05	-	6.140E-05	7.015E-05	2.508E-01	2.27527E+13	1.82608E+01

79	6.140E-05	-	4.790E-05	5.465E-05	2.483E-01	2.28588E+13	1.83843E+01
80	4.790E-05	-	3.730E-05	4.260E-05	2.501E-01	2.25842E+13	1.85078E+01
81	3.730E-05	-	2.900E-05	3.315E-05	2.517E-01	2.18589E+13	1.86314E+01
82	2.900E-05	-	2.260E-05	2.580E-05	2.493E-01	2.22075E+13	1.87549E+01
83	2.260E-05	-	1.760E-05	2.010E-05	2.501E-01	2.12462E+13	1.88785E+01
84	1.760E-05	-	1.370E-05	1.565E-05	2.505E-01	2.15634E+13	1.90020E+01
85	1.370E-05	-	1.070E-05	1.220E-05	2.472E-01	2.16592E+13	1.91255E+01
86	1.070E-05	-	8.320E-06	9.510E-06	2.516E-01	2.09998E+13	1.92491E+01
87	8.320E-06	-	6.480E-06	7.400E-06	2.499E-01	1.98686E+13	1.93726E+01
88	6.480E-06	-	5.040E-06	5.760E-06	2.513E-01	2.01866E+13	1.94961E+01
89	5.040E-06	-	3.930E-06	4.485E-06	2.488E-01	2.04935E+13	1.96197E+01
90	3.930E-06	-	3.060E-06	3.495E-06	2.502E-01	2.02211E+13	1.97432E+01
91	3.060E-06	-	2.380E-06	2.720E-06	2.513E-01	2.00644E+13	1.98667E+01
92	2.380E-06	-	1.860E-06	2.120E-06	2.465E-01	2.04037E+13	1.99903E+01
93	1.860E-06	-	1.640E-06	1.750E-06	1.259E-01	2.14566E+13	2.01138E+01
94	1.640E-06	-	1.450E-06	1.545E-06	1.231E-01	2.16868E+13	2.02373E+01
95	1.450E-06	-	1.280E-06	1.365E-06	1.247E-01	2.18080E+13	2.03609E+01
96	1.280E-06	-	1.130E-06	1.205E-06	1.246E-01	2.17722E+13	2.04844E+01
97	1.130E-06	-	9.930E-07	1.061E-06	1.292E-01	2.09900E+13	2.06080E+01
98	9.930E-07	-	8.760E-07	9.345E-07	1.254E-01	2.17833E+13	2.07315E+01
99	8.760E-07	-	7.730E-07	8.245E-07	1.251E-01	2.20265E+13	2.08550E+01
100	7.730E-07	-	6.830E-07	7.280E-07	1.238E-01	2.24869E+13	2.09786E+01
101	6.830E-07	-	6.020E-07	6.425E-07	1.262E-01	2.26322E+13	2.11021E+01
102	6.020E-07	-	5.320E-07	5.670E-07	1.236E-01	2.32537E+13	2.11021E+01
103	5.320E-07	-	4.690E-07	5.005E-07	1.260E-01	2.28414E+13	2.11021E+01
104	4.690E-07	-	4.130E-07	4.410E-07	1.272E-01	2.25746E+13	2.11021E+01
105	4.130E-07	-	3.890E-07	4.010E-07	5.987E-02	2.32073E+13	2.11021E+01
106	3.890E-07	-	3.650E-07	3.770E-07	6.368E-02	2.23421E+13	2.11021E+01
107	3.650E-07	-	3.420E-07	3.535E-07	6.509E-02	2.22744E+13	2.11021E+01
108	3.420E-07	-	3.200E-07	3.310E-07	6.649E-02	2.23481E+13	2.11021E+01
109	3.200E-07	-	2.980E-07	3.090E-07	7.123E-02	2.25251E+13	2.11021E+01
110	2.980E-07	-	2.770E-07	2.875E-07	7.308E-02	2.28509E+13	2.11021E+01
111	2.770E-07	-	2.570E-07	2.670E-07	7.494E-02	2.31217E+13	2.11021E+01
112	2.570E-07	-	2.370E-07	2.470E-07	8.102E-02	2.27343E+13	2.11021E+01
113	2.370E-07	-	2.190E-07	2.280E-07	7.899E-02	2.48475E+13	2.11021E+01
114	2.190E-07	-	2.010E-07	2.100E-07	8.577E-02	2.45514E+13	2.11021E+01
115	2.010E-07	-	1.840E-07	1.925E-07	8.837E-02	2.60159E+13	2.11021E+01
116	1.840E-07	-	1.670E-07	1.755E-07	9.694E-02	2.63845E+13	2.11021E+01
117	1.670E-07	-	1.520E-07	1.595E-07	9.411E-02	3.08348E+13	2.11021E+01
118	1.520E-07	-	1.370E-07	1.445E-07	1.039E-01	3.24217E+13	2.11021E+01
119	1.370E-07	-	1.230E-07	1.300E-07	1.078E-01	3.69783E+13	2.11021E+01
120	1.230E-07	-	1.100E-07	1.165E-07	1.117E-01	4.25286E+13	2.11021E+01
121	1.100E-07	-	9.710E-08	1.036E-07	1.247E-01	4.53331E+13	2.11021E+01
122	9.710E-08	-	8.530E-08	9.120E-08	1.296E-01	5.17819E+13	2.11021E+01
123	8.530E-08	-	7.430E-08	7.980E-08	1.381E-01	5.73759E+13	2.11021E+01
124	7.430E-08	-	6.400E-08	6.915E-08	1.492E-01	6.19080E+13	2.11021E+01
125	6.400E-08	-	5.450E-08	5.925E-08	1.607E-01	6.54170E+13	2.11021E+01



ID NO.	R E A C T I O N R A T E E X P.	C A L C.	C A L C. / E X P.	CHI-SQUARE COMPONENT	3-SIGMA TEST
126	5.450E-08 - 4.580E-08	5.015E-08	1.739E-01	6.56096E+13	2.11021E+01
127	4.580E-08 - 3.780E-08	4.180E-08	1.920E-01	6.08034E+13	2.11021E+01
128	3.780E-08 - 3.060E-08	3.420E-08	2.113E-01	5.28417E+13	2.11021E+01
129	3.060E-08 - 2.420E-08	2.740E-08	2.346E-01	4.22026E+13	2.11021E+01
130	2.420E-08 - 1.850E-08	2.135E-08	2.686E-01	2.99854E+13	2.11021E+01
131	1.850E-08 - 1.350E-08	1.600E-08	3.151E-01	1.89176E+13	2.11021E+01
132	1.350E-08 - 9.880E-09	1.169E-08	3.122E-01	1.27130E+13	2.11021E+01
133	9.880E-09 - 5.980E-09	7.930E-09	5.021E-01	4.62887E+12	2.11021E+01
134	5.980E-09 - 3.340E-09	4.660E-09	5.824E-01	1.96528E+12	2.11021E+01
135	3.340E-09 - 1.470E-09	2.405E-09	8.207E-01	5.25320E+11	2.11021E+01
136	1.470E-09 - 3.520E-10	9.110E-10	1.429E+00	6.87339E+10	2.11021E+01
137	3.520E-10 - 3.310E-11	1.926E-10	2.364E+00	2.50517E+09	2.11021E+01

ID NO.	R E A C T I O N R A T E E X P.	C A L C.	C A L C. / E X P.	CHI-SQUARE COMPONENT	3-SIGMA TEST		
1	5.48500E+15	3.37787E-02	5.65295E+15	4.73513E-02	1.03062E+00	5.81648E-02	2.66153E-01
2	1.75500E+12	6.82129E-02	1.56651E+12	4.66618E-02	8.92597E-01	8.26458E-02	1.80586E+00
3	1.22600E+13	4.04475E-02	1.20797E+13	3.60763E-02	9.85291E-01	5.41987E-02	7.46161E-02
4	1.67500E+13	7.84219E-02	1.59778E+13	3.34718E-02	9.53899E-01	8.52664E-02	2.96434E-01
5	8.04600E+10	5.48635E-02	8.02982E+10	3.95503E-02	9.97989E-01	6.76330E-02	8.85632E-04
6	3.52100E+10	4.93153E-02	3.06669E+10	1.08458E-01	8.70972E-01	1.19143E-01	1.46611E+00
7	1.70000E+15	6.99786E-02	1.83960E+15	1.21502E-01	1.08212E+00	1.40213E-01	3.03965E-01
8	1.96500E+14	1.06911E-01	1.69182E+14	8.53690E-02	8.60976E-01	1.36813E-01	1.14824E+00

TOTAL CHI-SQUARE VALUE = 5.36227E+00, DEGREE OF FREEDOM = 7

PROBABILITY = 6.17506E-01

INPUT DATA SATISFY CHI-SQUARE TEST.

CONFIDENCE LEVEL IS 10PERCENT

INITIAL SPECTRUM IS PHYSICALLY REASONABLE.  
MODIFIED CHOLESKY DECOMPOSITION IS SELECTED.

CHI-SQUARE VALUE INCLUDING COVARIANCES

TOTAL CHI-SQUARE VALUE = 6.06705E+00, DEGREE OF FREEDOM = 7  
 PROBABILITY = 5.33133E-01

INPUT DATA SATISFY CHI-SQUARE TEST.

CONFIDENCE LEVEL IS 10PERCENT

INITIAL SPECTRUM IS PHYSICALLY REASONABLE.

\*\*\*\*\*  
 \* RECYCLE = 1 ST \*  
 \*\*\*\*\*

MODIFIED CHOLESKY DECOMPOSITION IS SELECTED.

ID NO.	R E A C T I O N R A T E			C A L C.	CALC./EXP.	CHI-SQUARE COMPONENT	3-SIGMA TEST
	E X P.	E X P.	E X P.				
1	5.48500E+15	3.37787E-02	5.48569E+15	2.51155E-02	1.00013E+00	4.20926E-02	8.95557E-06
2	1.75500E+12	6.82129E-02	1.60063E+12	3.84083E-02	9.12041E-01	7.82828E-02	1.31577E+00
3	1.22600E+13	4.04475E-02	1.22480E+13	2.68438E-02	9.99022E-01	4.85447E-02	4.05705E-04
4	1.67500E+13	7.84219E-02	1.61805E+13	2.45547E-02	9.66003E-01	8.21762E-02	1.72184E-01
5	8.04600E+10	5.48635E-02	8.16257E+10	3.20537E-02	1.01449E+00	6.35409E-02	5.16064E-02
6	3.52100E+10	4.93153E-02	3.19987E+10	1.02140E-01	9.08795E-01	1.13422E-01	7.52913E-01
7	1.70000E+15	6.99786E-02	1.74896E+15	9.08461E-02	1.02880E+00	1.14674E-01	6.08518E-02
8	1.96500E+14	1.06911E-01	1.66903E+14	8.06884E-02	8.49378E-01	1.33943E-01	1.40677E+00

TOTAL CHI-SQUARE VALUE = 3.76051E+00, DEGREE OF FREEDOM = 7  
 PROBABILITY = 8.08338E-01

INPUT DATA SATISFY CHI-SQUARE TEST.

CONFIDENCE LEVEL IS 10PERCENT

FINAL SPECTRUM IS PHYSICALLY REASONABLE.

MODIFIED CHOLESKY DECOMPOSITION IS SELECTED.  
 MODIFIED CHOLESKY DECOMPOSITION IS SELECTED.

MINIMIZE S2 TERM BY THE BAYES FORMULA

```

-----
ITERATION NO.  S**2      SM**2      S0**2
-----
+      1      5.91436E+00  4.51881E+00  1.39555E+00

```

(omitted from output file : RECYCLE =3 RD to 9th, 408 lines)  
(omitted part of covariance matrix from input file : 1543 lines)

```

*****
* RECYCLE = 10 TH *
*****

```

MODIFIED CHOLESKY DECOMPOSITION IS SELECTED.

ID NO.	R E A C T I O N R A T E		C A L C .		CALC./EXP.	CHI-SQUARE COMPONENT		3-SIGMA TEST
	E X P .							
1	5.48500E+15	3.37787E-02	5.48390E+15	2.53454E-02	9.99799E-01	4.22302E-02	2.26675E-05	
2	1.75500E+12	6.82129E-02	1.60085E+12	3.83088E-02	9.12165E-01	7.82340E-02	1.31338E+00	
3	1.22600E+13	4.04475E-02	1.22493E+13	2.68109E-02	9.99130E-01	4.85265E-02	3.21401E-04	
4	1.67500E+13	7.84219E-02	1.61822E+13	2.45327E-02	9.66100E-01	8.21697E-02	1.71229E-01	
5	8.04600E+10	5.48635E-02	8.16319E+10	3.20348E-02	1.01457E+00	6.35313E-02	5.21738E-02	
6	3.52100E+10	4.93153E-02	3.20078E+10	1.02067E-01	9.09055E-01	1.13356E-01	7.49127E-01	
7	1.70000E+15	6.99786E-02	1.74871E+15	9.15294E-02	1.02865E+00	1.15216E-01	5.96485E-02	
8	1.96500E+14	1.06911E-01	1.66753E+14	8.05655E-02	8.48617E-01	1.33869E-01	1.42302E+00	

TOTAL CHI-SQUARE VALUE = 3.76893E+00, DEGREE OF FREEDOM = 7

PROBABILITY = 8.07409E-01

INPUT DATA SATISFY CHI-SQUARE TEST.

(omitted from output file : following 905 line)

This is a blank page.

付録E JMTRの中性子スペクトル

照射場 : JMTR H-9照射孔  
原子炉出力: 50 MW

Table E-1 Neutron Spectrum and Variance at Dosimeter Set Position

Group No.	Energy (MeV)		Flux (cm <sup>2</sup> /s) Group-wise	Error		
	Upper	Lower		Pre-Adjust	Relative	Total
1	1.65E+01	1.46E+01	3.491E+09	5.4%	10.0%	11.3%
2	1.46E+01	1.28E+01	1.459E+10	5.4%	10.0%	11.3%
3	1.28E+01	1.13E+01	4.099E+10	5.4%	10.0%	11.3%
4	1.13E+01	1.00E+01	1.049E+11	5.4%	10.0%	11.3%
5	1.00E+01	8.83E+00	2.481E+11	5.4%	10.0%	11.3%
6	8.83E+00	7.79E+00	5.150E+11	5.4%	10.0%	11.3%
7	7.79E+00	6.87E+00	9.387E+11	5.4%	10.0%	11.3%
8	6.87E+00	6.07E+00	1.561E+12	5.4%	10.0%	11.3%
9	6.07E+00	5.35E+00	2.432E+12	5.4%	10.0%	11.3%
10	5.35E+00	4.72E+00	3.361E+12	5.4%	10.0%	11.3%
11	4.72E+00	4.17E+00	4.508E+12	5.4%	10.0%	11.3%
12	4.17E+00	3.68E+00	5.389E+12	5.4%	10.0%	11.3%
13	3.68E+00	3.25E+00	6.543E+12	5.4%	10.0%	11.3%
14	3.25E+00	2.87E+00	8.586E+12	5.4%	10.0%	11.3%
15	2.87E+00	2.53E+00	9.733E+12	5.4%	10.0%	11.3%
16	2.53E+00	2.23E+00	1.213E+13	5.4%	10.0%	11.3%
17	2.23E+00	1.97E+00	1.189E+13	5.4%	10.0%	11.3%
18	1.97E+00	1.74E+00	1.262E+13	5.4%	10.0%	11.3%
19	1.74E+00	1.53E+00	1.260E+13	5.4%	10.0%	11.3%
20	1.53E+00	1.35E+00	1.338E+13	5.4%	10.0%	11.3%
21	1.35E+00	1.19E+00	1.333E+13	5.4%	10.0%	11.3%
22	1.19E+00	1.05E+00	1.355E+13	5.4%	10.0%	11.3%
23	1.05E+00	9.30E-01	1.227E+13	5.4%	10.0%	11.5%
24	9.30E-01	8.21E-01	1.139E+13	6.7%	10.0%	11.6%
25	8.21E-01	7.24E-01	1.321E+13	6.7%	10.0%	11.7%
26	7.24E-01	6.39E-01	1.214E+13	6.7%	10.0%	11.8%
27	6.39E-01	5.64E-01	1.176E+13	6.7%	10.0%	12.0%
28	5.64E-01	4.98E-01	1.094E+13	6.7%	10.0%	12.1%
29	4.98E-01	4.39E-01	8.887E+12	6.7%	10.0%	12.2%
30	4.39E-01	3.88E-01	8.900E+12	6.7%	10.0%	12.3%
31	3.88E-01	3.42E-01	1.012E+13	6.7%	10.0%	12.5%
32	3.42E-01	3.02E-01	7.815E+12	6.7%	10.0%	12.6%
33	3.02E-01	2.66E-01	8.918E+12	6.7%	10.0%	12.7%
34	2.66E-01	2.35E-01	8.267E+12	6.7%	10.0%	12.8%
35	2.35E-01	2.08E-01	5.162E+12	6.7%	10.0%	12.9%
36	2.08E-01	1.83E-01	6.549E+12	6.7%	10.0%	13.1%
37	1.83E-01	1.62E-01	4.668E+12	6.7%	10.0%	13.2%
38	1.62E-01	1.43E-01	3.044E+12	6.7%	10.0%	13.3%
39	1.43E-01	1.26E-01	9.410E+12	6.7%	10.0%	13.4%
40	1.26E-01	1.11E-01	5.858E+12	6.7%	10.0%	13.6%
41	1.11E-01	9.80E-02	4.624E+12	6.7%	10.0%	13.7%
42	9.80E-02	8.65E-02	2.326E+12	6.7%	10.0%	13.8%
43	8.65E-02	7.64E-02	5.384E+12	6.7%	10.0%	13.9%
44	7.64E-02	6.74E-02	6.828E+12	6.7%	10.0%	14.1%
45	6.74E-02	5.95E-02	5.135E+12	6.7%	10.0%	14.2%
46	5.95E-02	5.25E-02	4.268E+12	6.7%	10.0%	14.3%
47	5.25E-02	4.63E-02	3.754E+12	6.7%	10.0%	14.4%
48	4.63E-02	4.09E-02	3.169E+12	6.7%	10.0%	14.6%
49	4.09E-02	3.61E-02	1.931E+12	6.7%	10.0%	14.7%
50	3.61E-02	3.18E-02	2.724E+12	6.7%	10.0%	14.8%

Table E-1 (Continued)

Group No.	Energy (MeV)		Flux (cm <sup>2</sup> /s) Group-wise	Error		
	Upper	Lower		Pre-Adjust	Relative	Total
51	3.18E-02	2.81E-02	7.249E+12	6.7%	10.0%	14.9%
52	2.81E-02	2.48E-02	4.417E+12	6.7%	10.0%	15.0%
53	2.48E-02	2.19E-02	3.667E+12	6.7%	10.0%	15.2%
54	2.19E-02	1.93E-02	3.474E+12	6.7%	10.0%	15.3%
55	1.93E-02	1.70E-02	3.406E+12	6.7%	10.0%	15.4%
56	1.70E-02	1.50E-02	3.364E+12	6.7%	10.0%	15.5%
57	1.50E-02	1.17E-02	6.623E+12	6.7%	10.0%	15.7%
58	1.17E-02	9.12E-03	6.507E+12	6.7%	10.0%	15.8%
59	9.12E-03	7.10E-03	6.407E+12	6.7%	10.0%	15.9%
60	7.10E-03	5.53E-03	5.742E+12	6.7%	10.0%	16.0%
61	5.53E-03	4.31E-03	6.658E+12	6.7%	10.0%	16.2%
62	4.31E-03	3.35E-03	6.262E+12	6.7%	10.0%	16.3%
63	3.35E-03	2.61E-03	6.164E+12	6.7%	10.0%	16.4%
64	2.61E-03	2.03E-03	6.119E+12	6.7%	10.0%	16.5%
65	2.03E-03	1.58E-03	6.082E+12	6.7%	10.0%	16.7%
66	1.58E-03	1.23E-03	6.053E+12	6.7%	10.0%	16.8%
67	1.23E-03	9.61E-04	6.025E+12	6.7%	10.0%	16.9%
68	9.61E-04	7.49E-04	5.998E+12	6.7%	10.0%	17.0%
69	7.49E-04	5.83E-04	5.974E+12	6.7%	10.0%	17.1%
70	5.83E-04	4.54E-04	5.949E+12	6.7%	10.0%	17.3%
71	4.54E-04	3.54E-04	5.931E+12	6.7%	10.0%	17.4%
72	3.54E-04	2.75E-04	5.907E+12	6.7%	10.0%	17.5%
73	2.75E-04	2.14E-04	5.874E+12	6.7%	10.0%	17.6%
74	2.14E-04	1.67E-04	5.844E+12	6.7%	10.0%	17.8%
75	1.67E-04	1.30E-04	5.916E+12	6.7%	10.0%	17.9%
76	1.30E-04	1.01E-04	5.782E+12	6.7%	10.0%	18.0%
77	1.01E-04	7.89E-05	5.773E+12	6.7%	10.0%	18.1%
78	7.89E-05	6.14E-05	5.706E+12	6.7%	10.0%	18.3%
79	6.14E-05	4.79E-05	5.676E+12	6.7%	10.0%	18.4%
80	4.79E-05	3.73E-05	5.648E+12	6.7%	10.0%	18.5%
81	3.73E-05	2.90E-05	5.502E+12	6.7%	10.0%	18.6%
82	2.90E-05	2.26E-05	5.536E+12	6.7%	10.0%	18.8%
83	2.26E-05	1.76E-05	5.314E+12	6.7%	10.0%	18.9%
84	1.76E-05	1.37E-05	5.402E+12	6.7%	10.0%	19.0%
85	1.37E-05	1.07E-05	5.354E+12	6.7%	10.0%	19.1%
86	1.07E-05	8.32E-06	5.284E+12	6.7%	10.0%	19.2%
87	8.32E-06	6.48E-06	4.965E+12	6.7%	10.0%	19.4%
88	6.48E-06	5.04E-06	5.073E+12	6.7%	10.0%	19.5%
89	5.04E-06	3.93E-06	5.099E+12	6.7%	10.0%	19.6%
90	3.93E-06	3.06E-06	5.059E+12	6.7%	10.0%	19.7%
91	3.06E-06	2.38E-06	5.042E+12	6.7%	10.0%	19.9%
92	2.38E-06	1.86E-06	5.030E+12	6.7%	10.0%	20.0%
93	1.86E-06	1.64E-06	2.701E+12	6.7%	10.0%	20.1%
94	1.64E-06	1.45E-06	2.670E+12	6.7%	10.0%	20.2%
95	1.45E-06	1.28E-06	2.719E+12	6.7%	10.0%	20.4%
96	1.28E-06	1.13E-06	2.713E+12	6.7%	10.0%	20.5%
97	1.13E-06	9.93E-07	2.712E+12	6.7%	10.0%	20.6%
98	9.93E-07	8.76E-07	2.732E+12	6.7%	10.0%	20.7%
99	8.76E-07	7.73E-07	2.756E+12	6.7%	10.0%	20.9%
100	7.73E-07	6.83E-07	2.784E+12	6.7%	10.0%	21.0%

Table E-1 (Continued)

Group No.	Energy (MeV)		Flux (cm <sup>2</sup> /s) Group-wise	Error		
	Upper	Lower		Pre-Adjust	Relative	Total
101	6.83E-07	6.02E-07	2.856E+12	6.7%	20.0%	21.1%
102	6.02E-07	5.32E-07	2.874E+12	6.7%	20.0%	21.1%
103	5.32E-07	4.69E-07	2.878E+12	6.7%	20.0%	21.1%
104	4.69E-07	4.13E-07	2.871E+12	6.7%	20.0%	21.1%
105	4.13E-07	3.89E-07	1.389E+12	6.7%	20.0%	21.1%
106	3.89E-07	3.65E-07	1.423E+12	6.7%	20.0%	21.1%
107	3.65E-07	3.42E-07	1.450E+12	6.7%	20.0%	21.1%
108	3.42E-07	3.20E-07	1.486E+12	6.7%	20.0%	21.1%
109	3.20E-07	2.98E-07	1.604E+12	6.7%	20.0%	21.1%
110	2.98E-07	2.77E-07	1.670E+12	6.7%	20.0%	21.1%
111	2.77E-07	2.57E-07	1.733E+12	6.7%	20.0%	21.1%
112	2.57E-07	2.37E-07	1.842E+12	6.7%	20.0%	21.1%
113	2.37E-07	2.19E-07	1.963E+12	6.7%	20.0%	21.1%
114	2.19E-07	2.01E-07	2.106E+12	6.7%	20.0%	21.1%
115	2.01E-07	1.84E-07	2.299E+12	6.7%	20.0%	21.1%
116	1.84E-07	1.67E-07	2.558E+12	6.7%	20.0%	21.1%
117	1.67E-07	1.52E-07	2.902E+12	6.7%	20.0%	21.1%
118	1.52E-07	1.37E-07	3.369E+12	6.7%	20.0%	21.1%
119	1.37E-07	1.23E-07	3.986E+12	6.7%	20.0%	21.1%
120	1.23E-07	1.10E-07	4.750E+12	6.7%	20.0%	21.1%
121	1.10E-07	9.71E-08	5.653E+12	6.7%	20.0%	21.1%
122	9.71E-08	8.53E-08	6.711E+12	6.7%	20.0%	21.1%
123	8.53E-08	7.43E-08	7.924E+12	6.7%	20.0%	21.1%
124	7.43E-08	6.40E-08	9.237E+12	6.7%	20.0%	21.1%
125	6.40E-08	5.45E-08	1.051E+13	6.7%	20.0%	21.1%
126	5.45E-08	4.58E-08	1.141E+13	6.7%	20.0%	21.1%
127	4.58E-08	3.78E-08	1.167E+13	6.7%	20.0%	21.1%
128	3.78E-08	3.06E-08	1.117E+13	6.7%	20.0%	21.1%
129	3.06E-08	2.42E-08	9.901E+12	6.7%	20.0%	21.1%
130	2.42E-08	1.85E-08	8.054E+12	6.7%	20.0%	21.1%
131	1.85E-08	1.35E-08	5.961E+12	6.7%	20.0%	21.1%
132	1.35E-08	9.88E-09	3.969E+12	6.7%	20.0%	21.1%
133	9.88E-09	5.98E-09	2.324E+12	6.7%	20.0%	21.1%
134	5.98E-09	3.34E-09	1.145E+12	6.7%	20.0%	21.1%
135	3.34E-09	1.47E-09	4.311E+11	6.7%	20.0%	21.1%
136	1.47E-09	3.52E-10	9.822E+10	6.7%	20.0%	21.1%
137	3.52E-10	3.31E-11	5.922E+09	6.7%	20.0%	21.1%



付録 F 反応断面積図

編集コード：NJOY 94.10 及び COVCONV

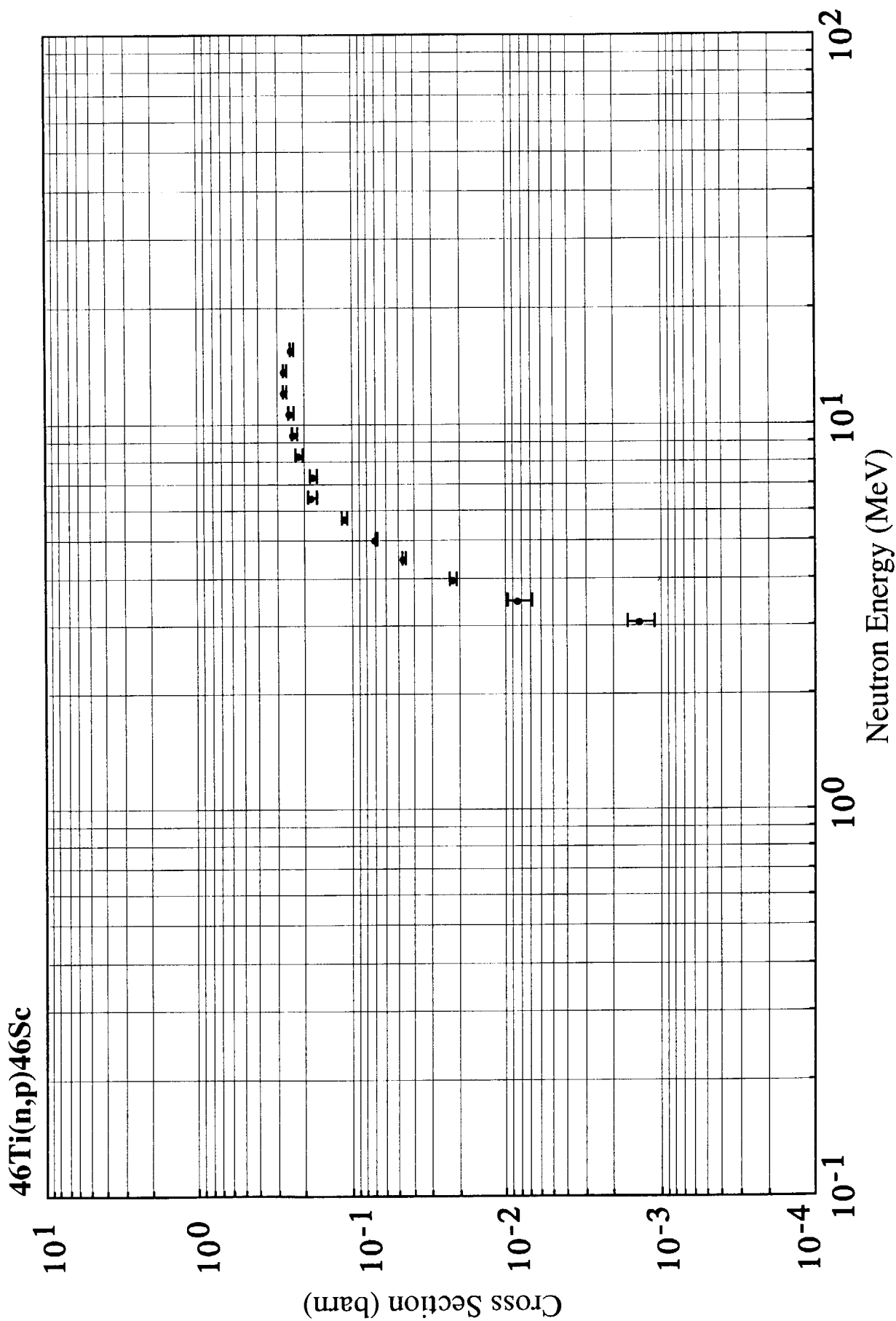


Fig.F-1.1 Cross section of  $^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$  Reaction based on JENDL/D-99

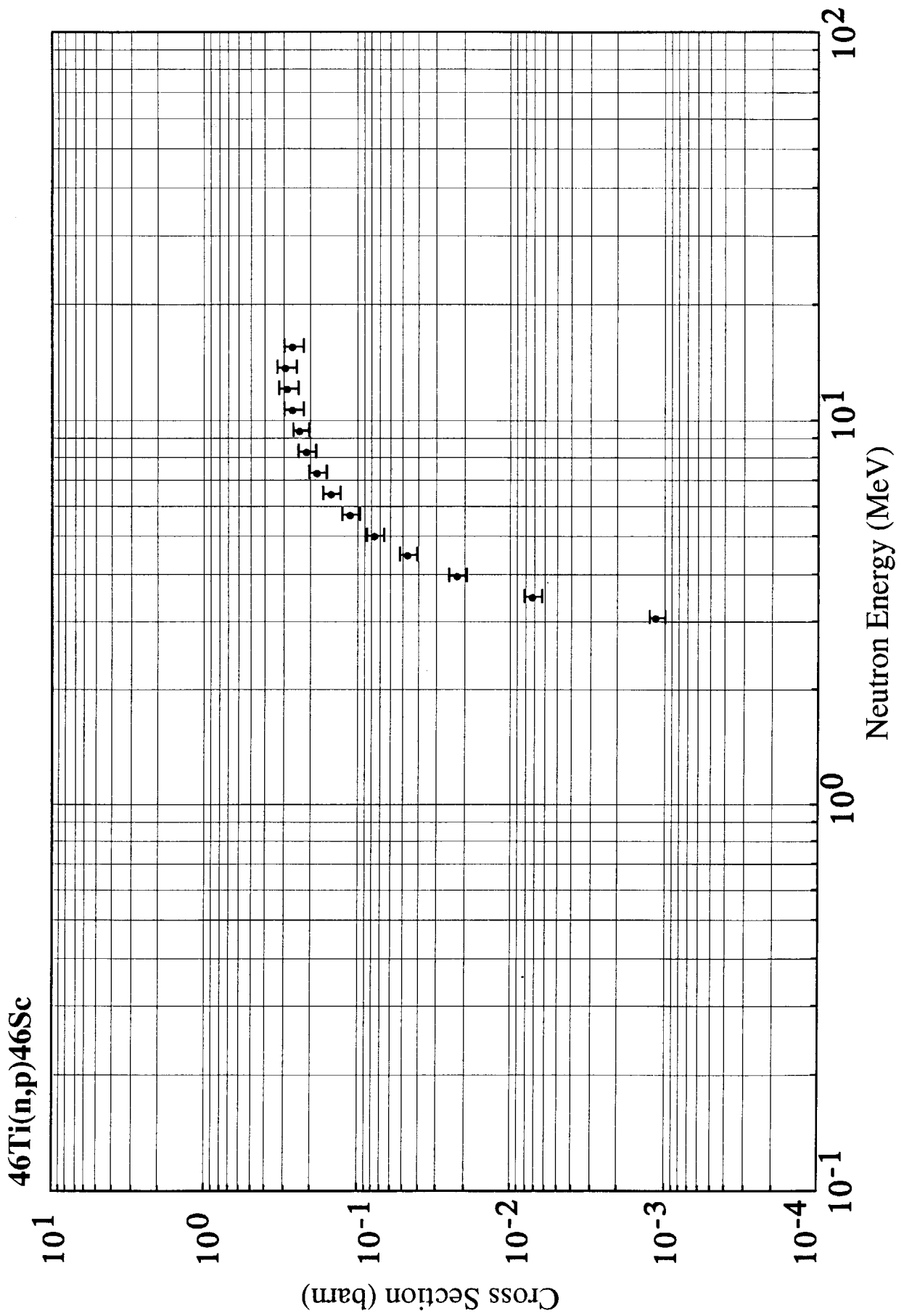


Fig.F-1.2 Cross section of  $^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$  Reaction based on JENDL/D-91

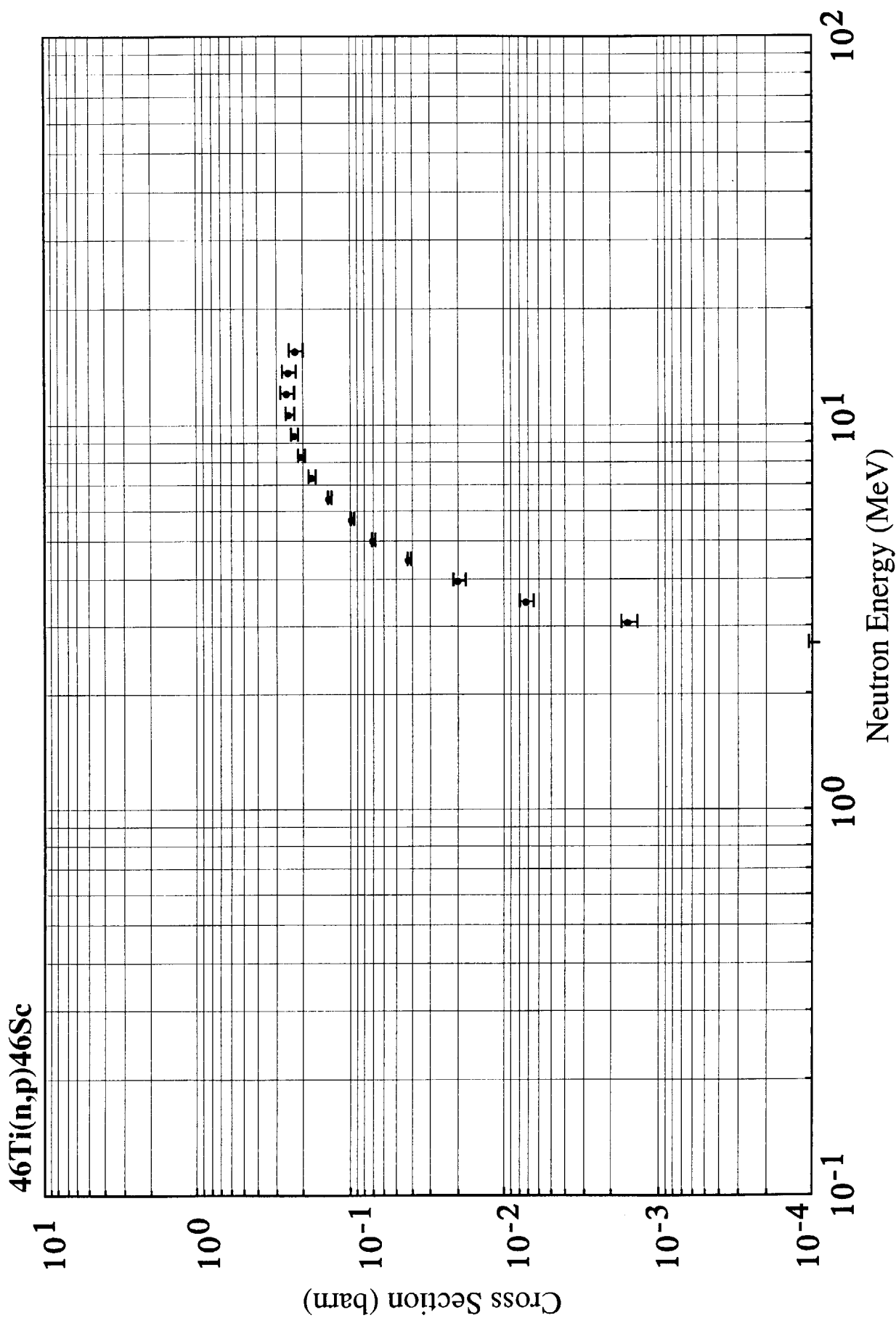


Fig.F-1.3 Cross section of  $^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$  Reaction based on IRDF90v2

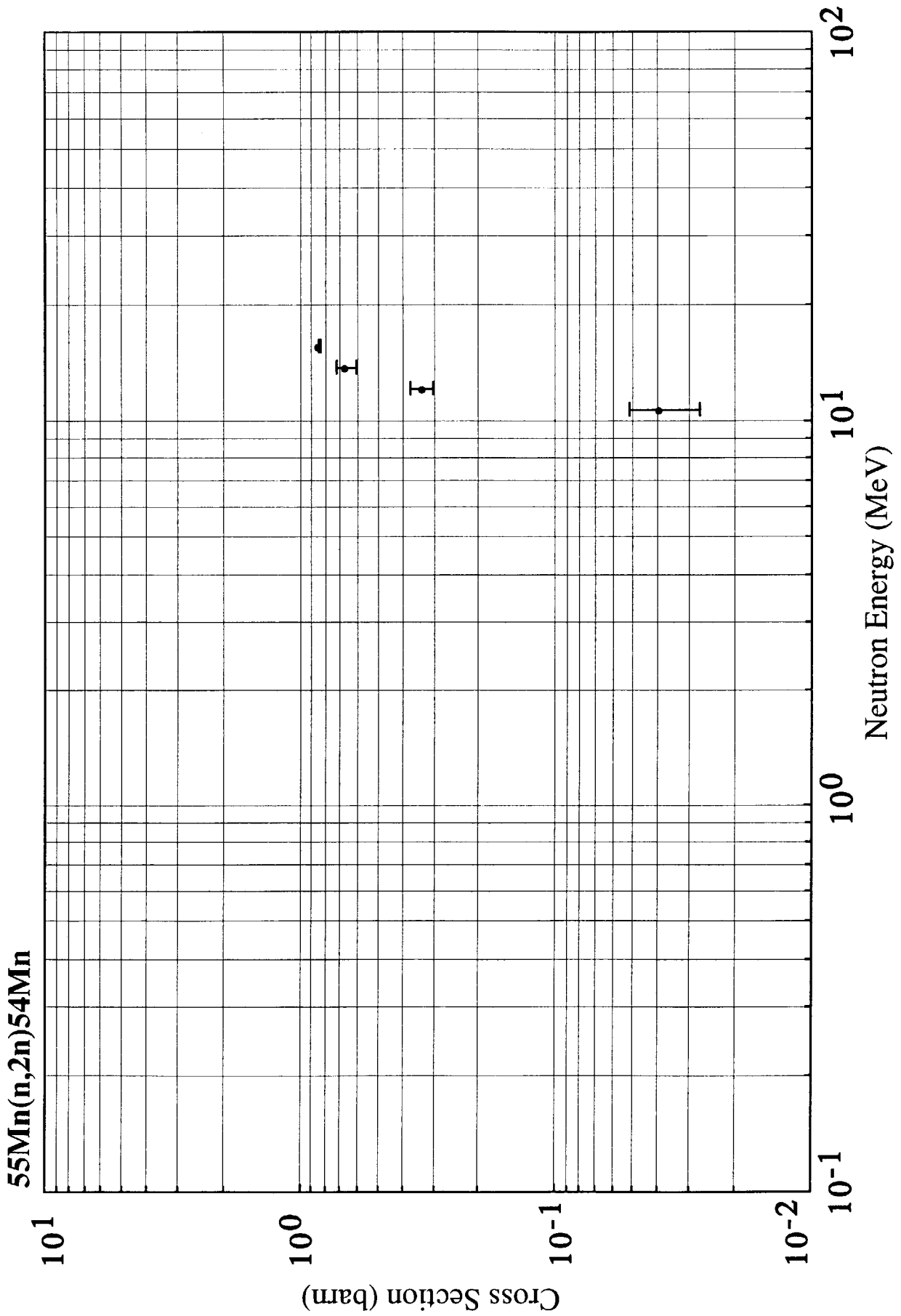


Fig.F-2.1 Cross section of  $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$  Reaction based on JENDL/D-99

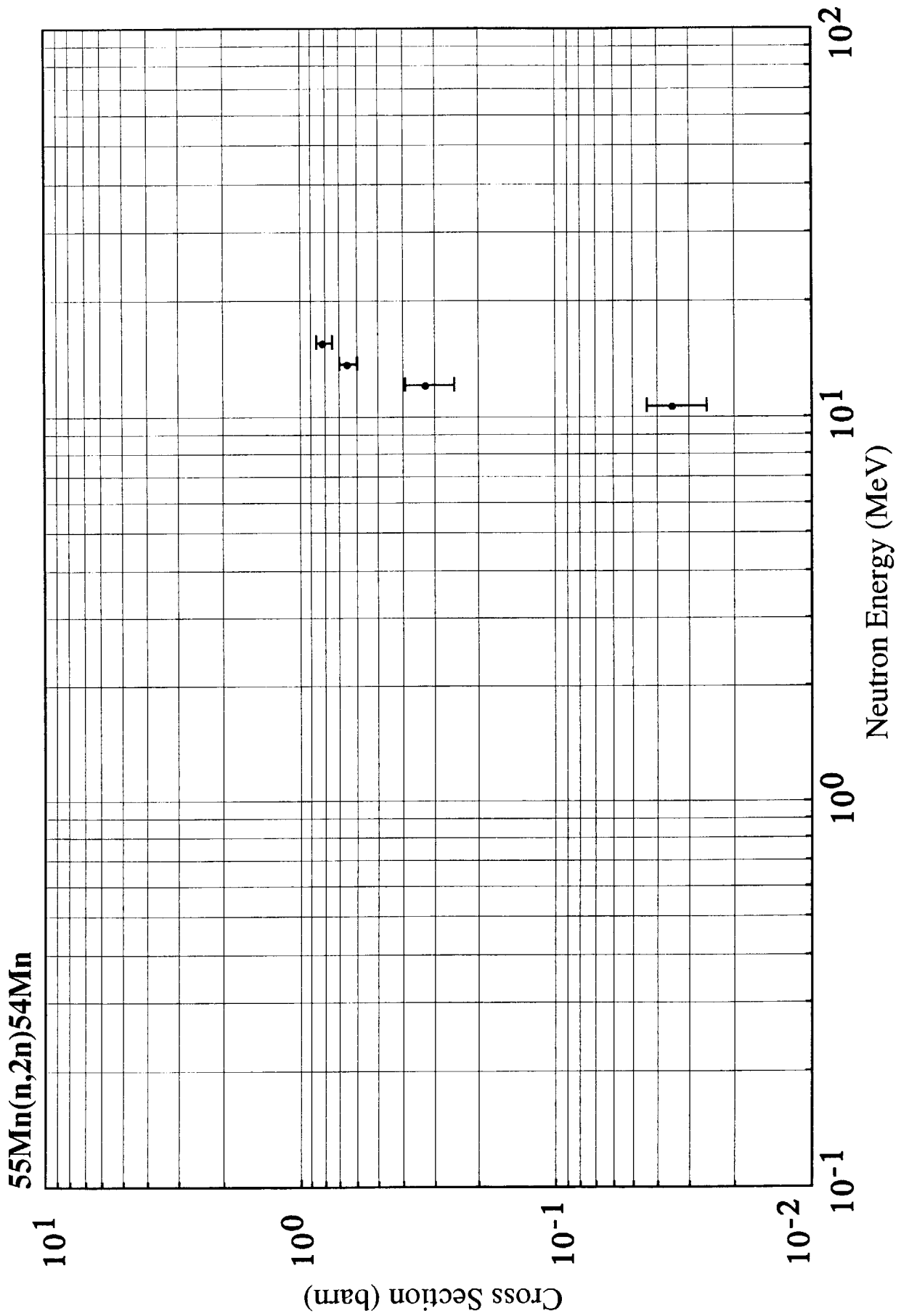


Fig.F-2.2 Cross section of  $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$  Reaction based on JENDL/D-91

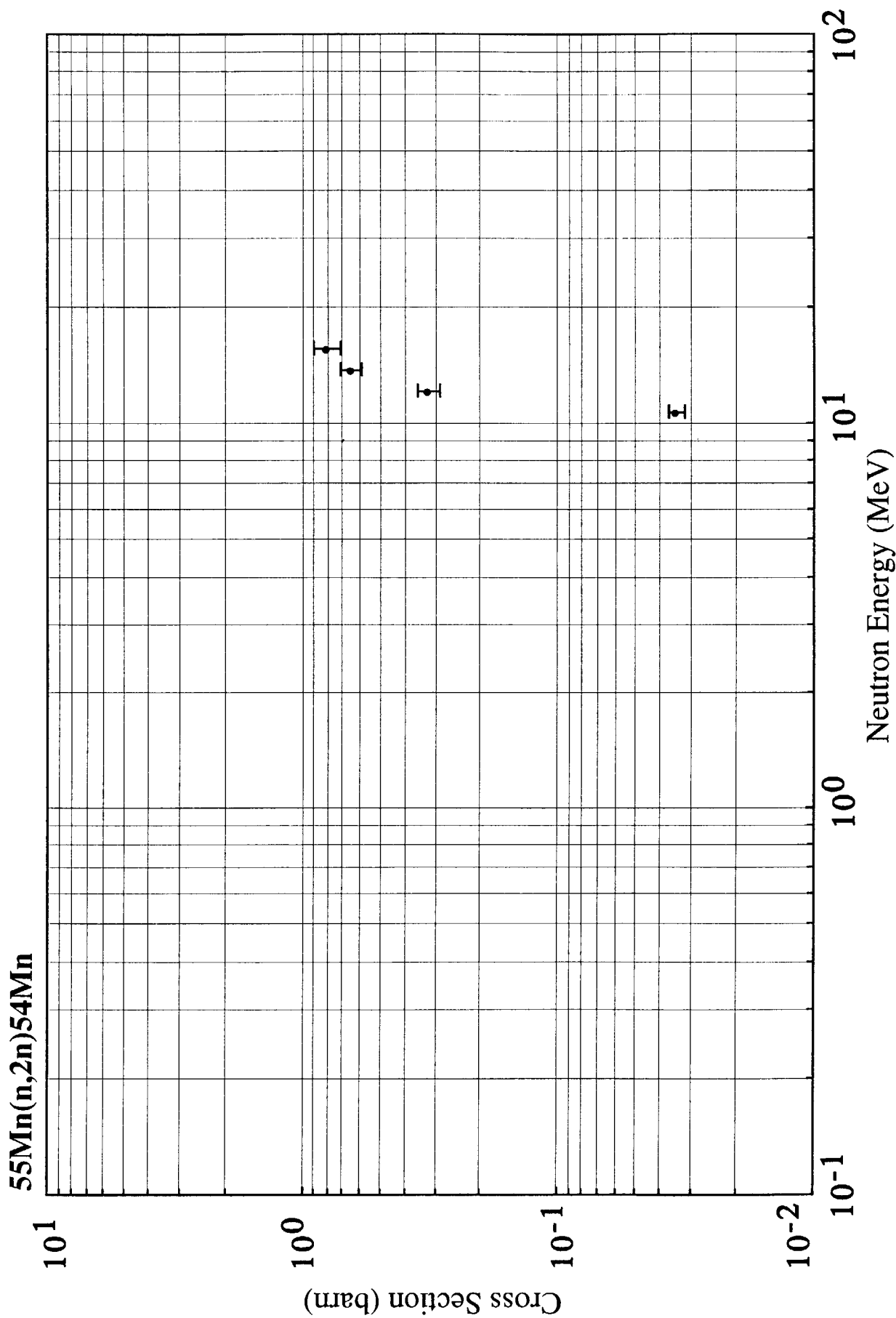


Fig.F-2.3 Cross section of  $^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$  Reaction based on IRDF90v2

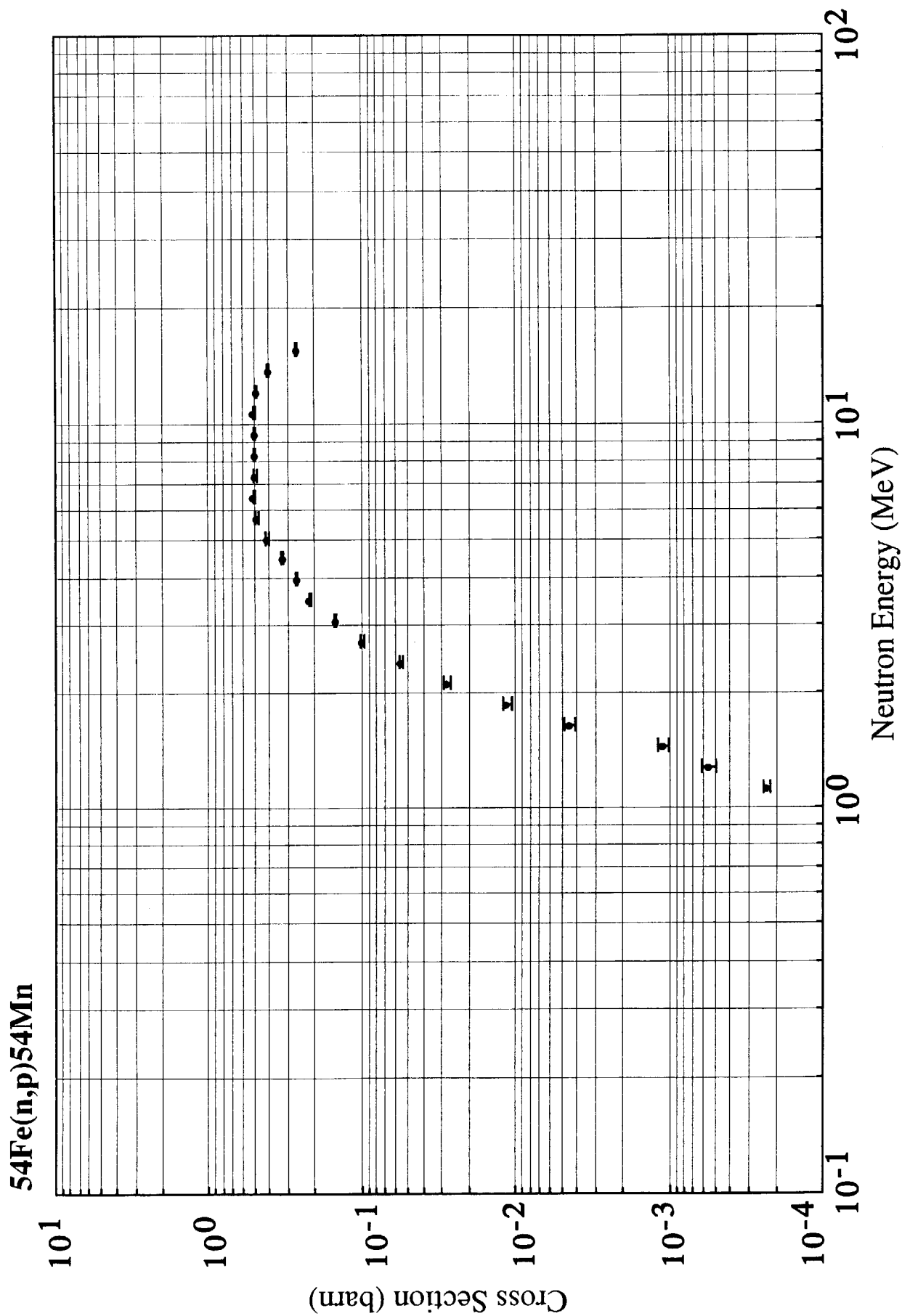


Fig.F-3.1 Cross section for  $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$  Reaction based on JENDL/D-99



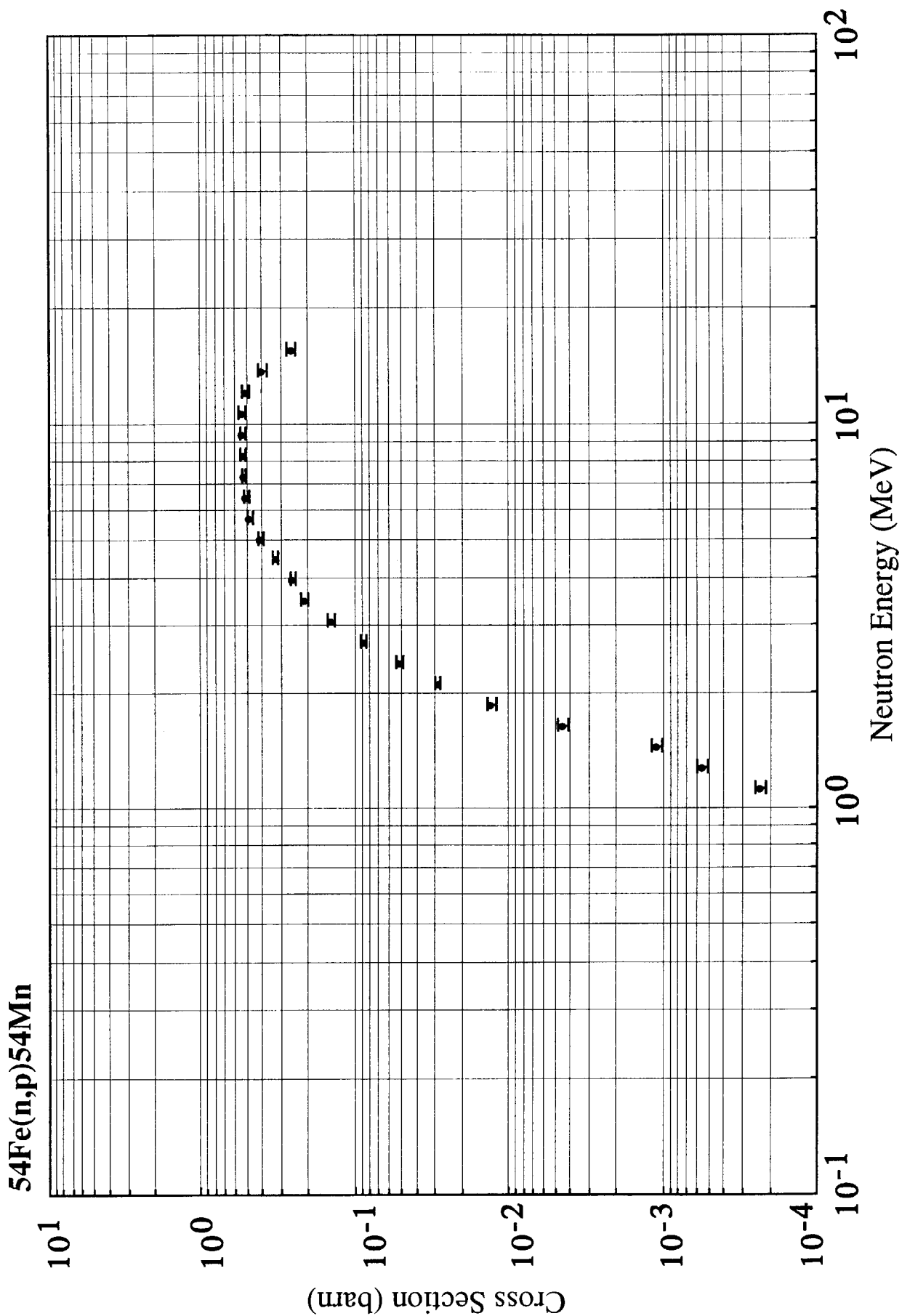
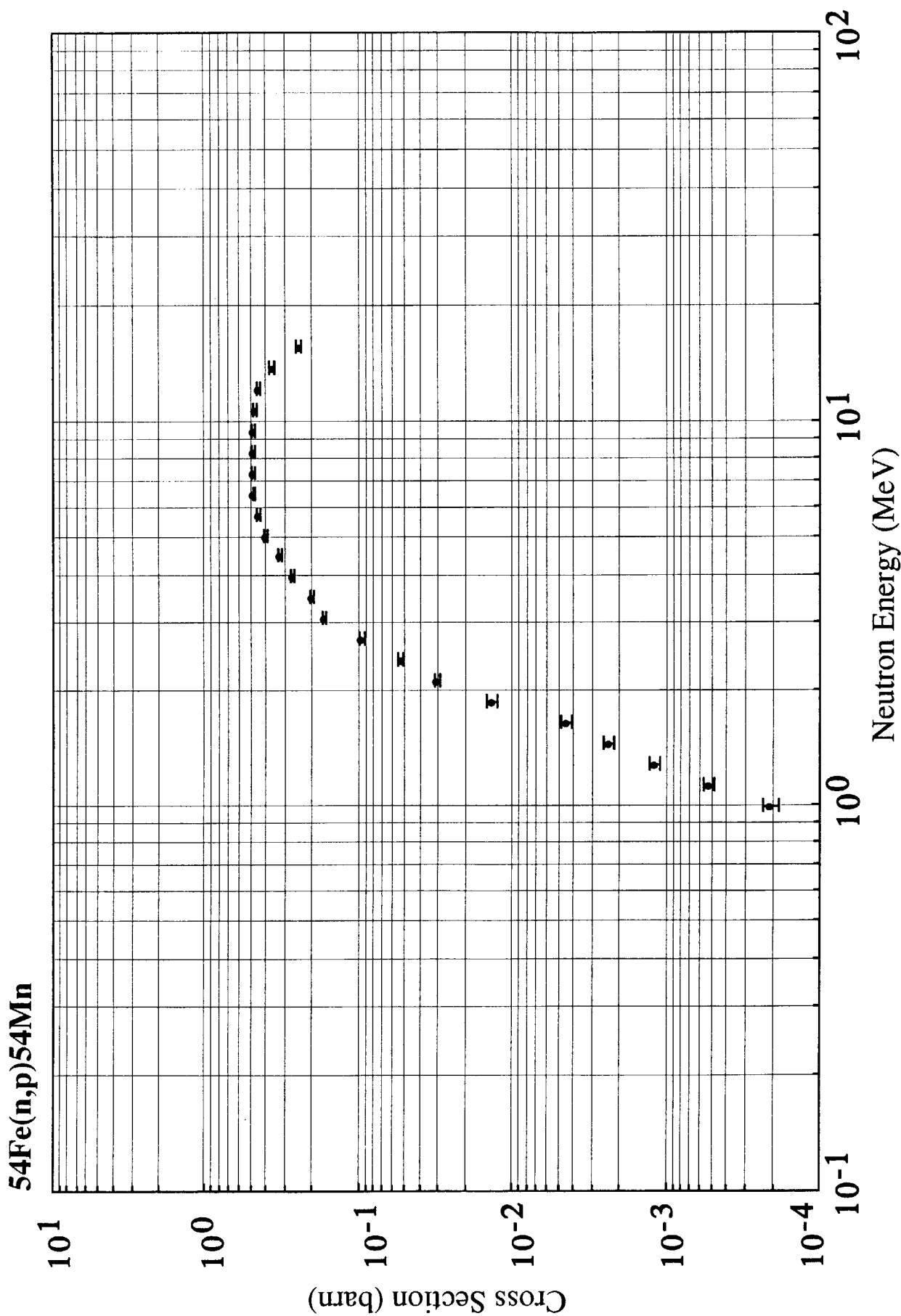


Fig.F-3.2 Cross section for  $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$  Reaction based on JENDL/D-91



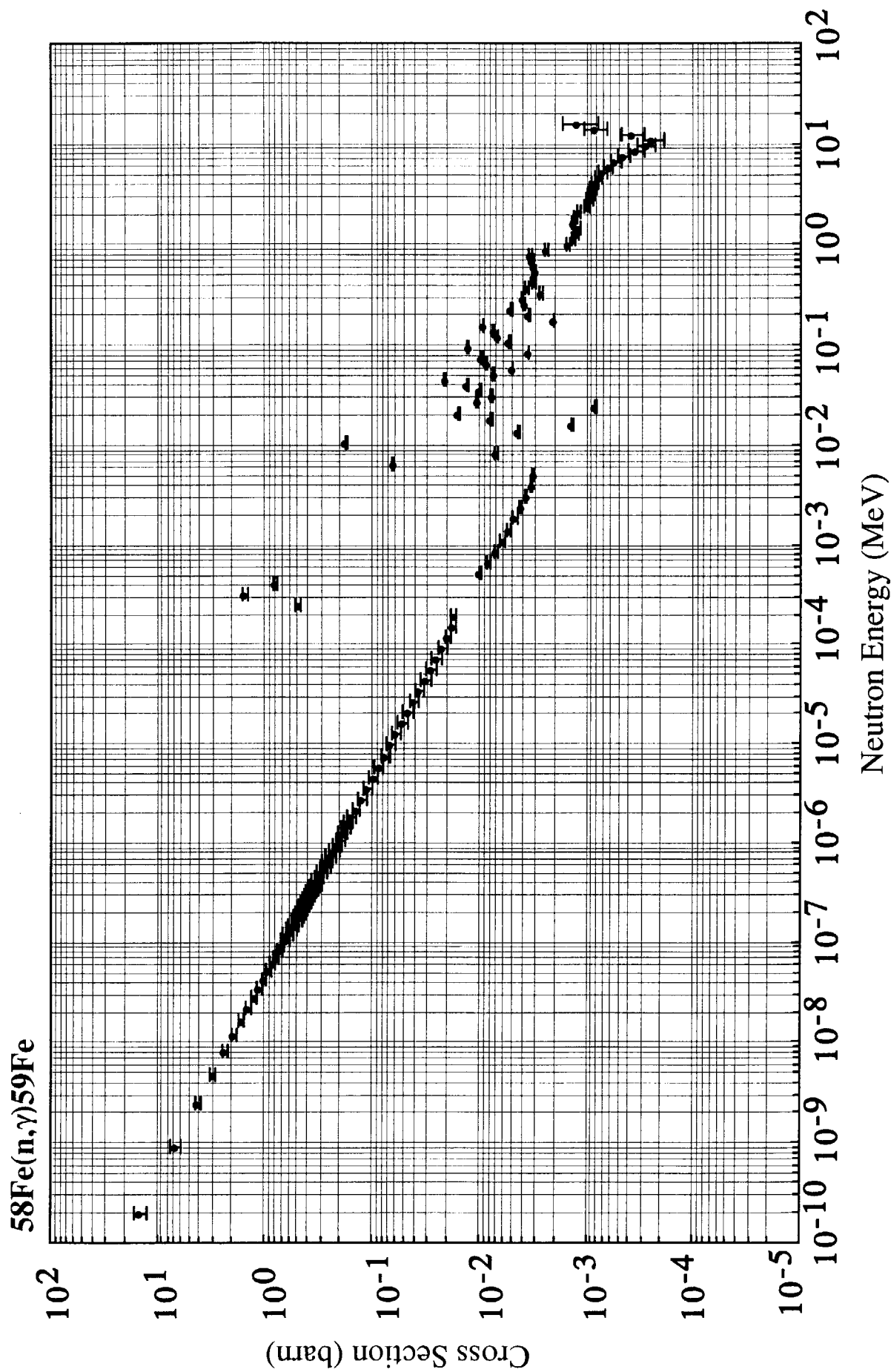


Fig.F-4.1 Cross section of  $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$  Reaction based on JENDL/D-99

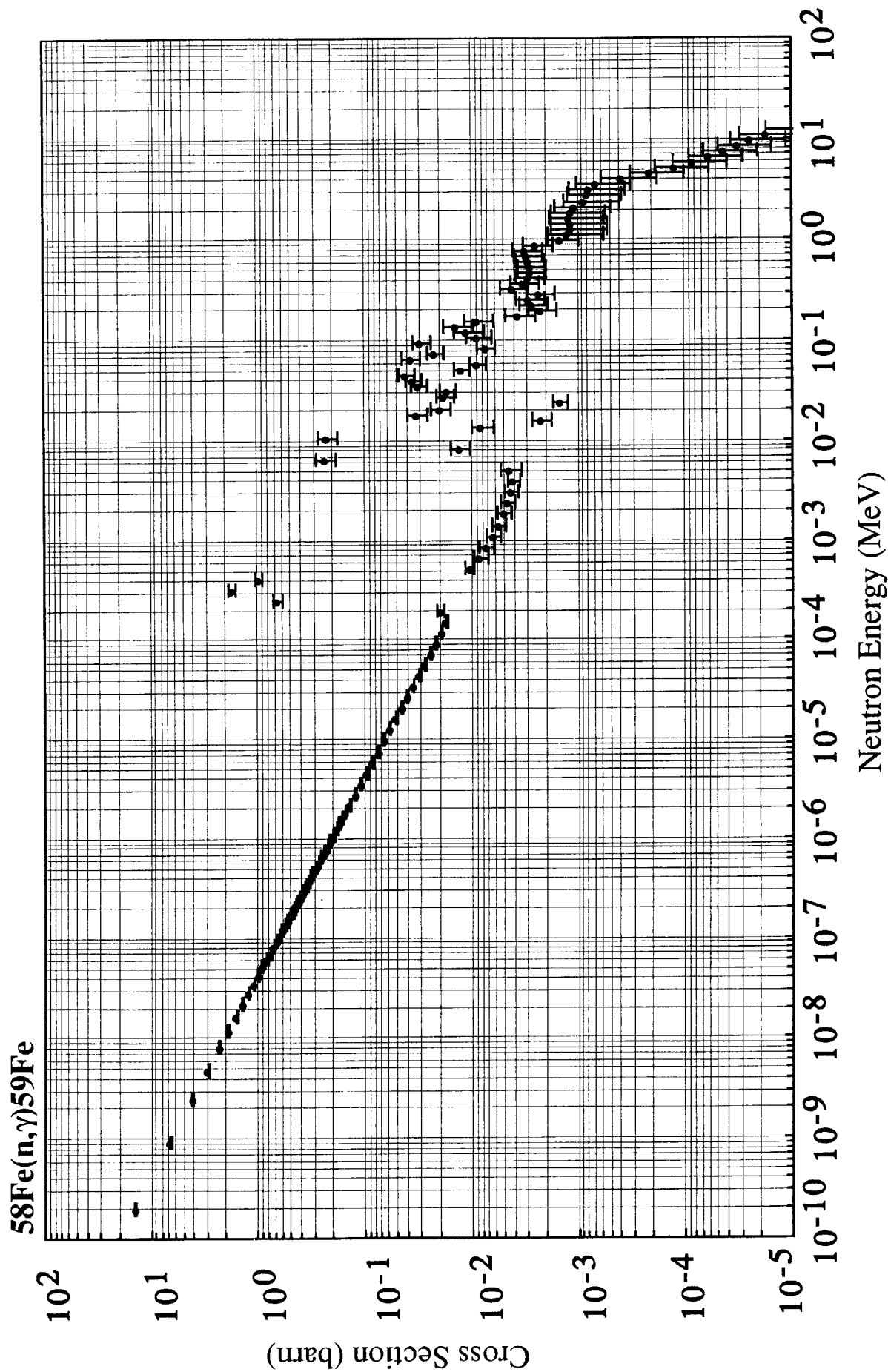


Fig.F-4.2 Cross section of  $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$  Reaction based on JENDL/D-91

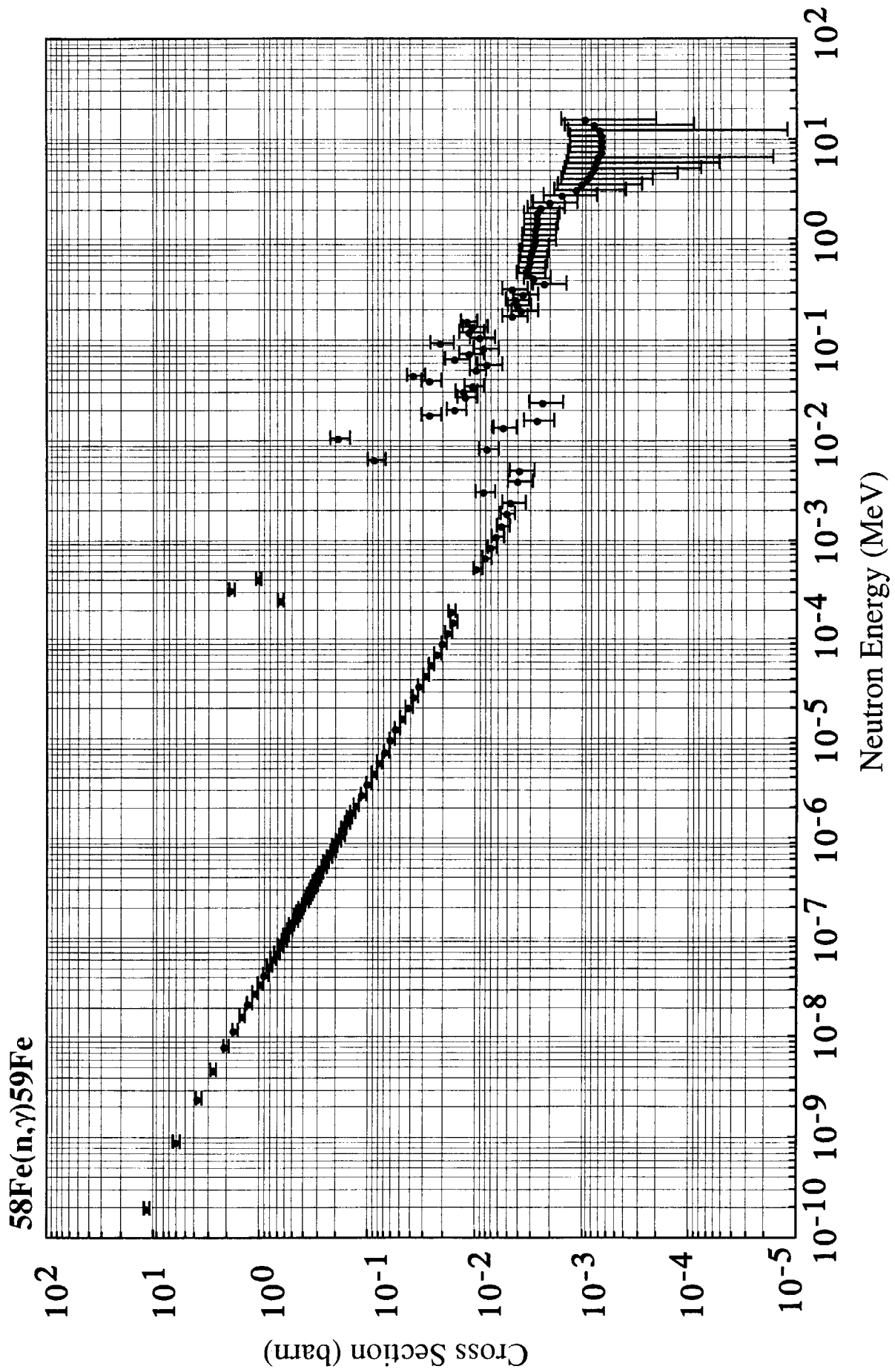


Fig.F-4.3 Cross section of  $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$  Reaction based on IRDF90v2

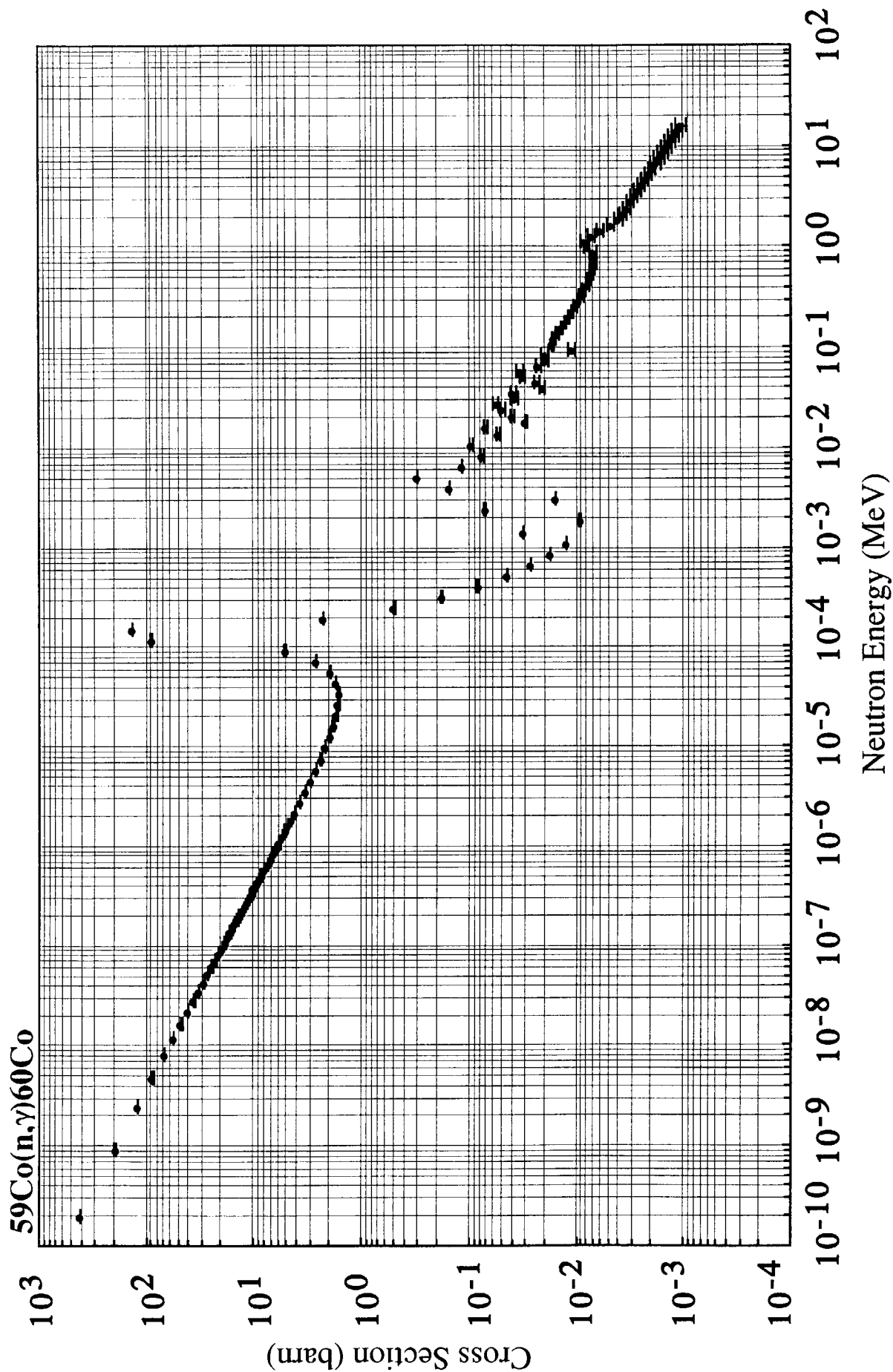


Fig.F-5.1 Cross section of <sup>59</sup>Co(n,γ)<sup>60</sup>Co Reaction based on JENDL/D-99

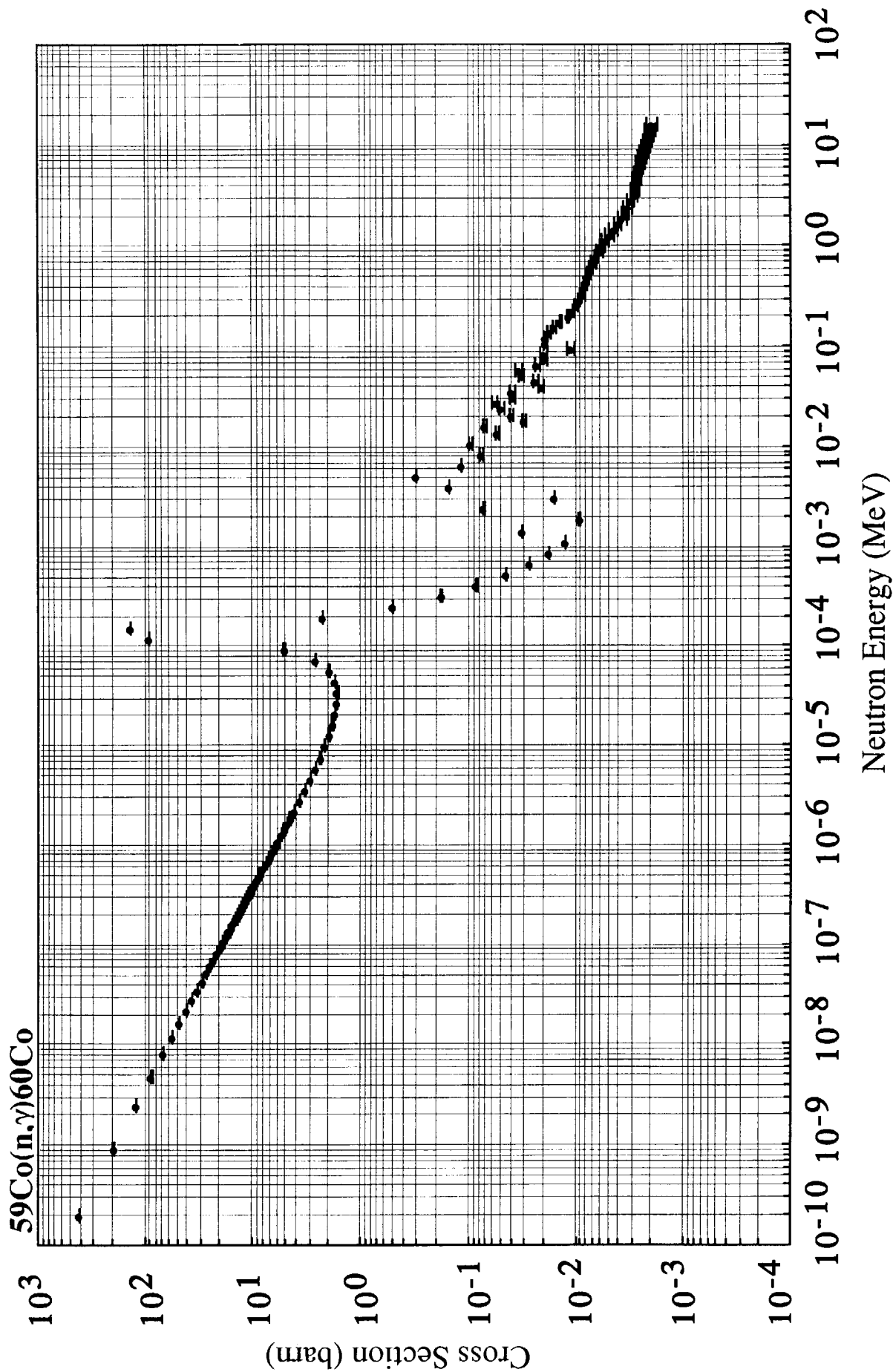


Fig.F-5.2 Cross section of  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$  Reaction based on JENDL/D-91

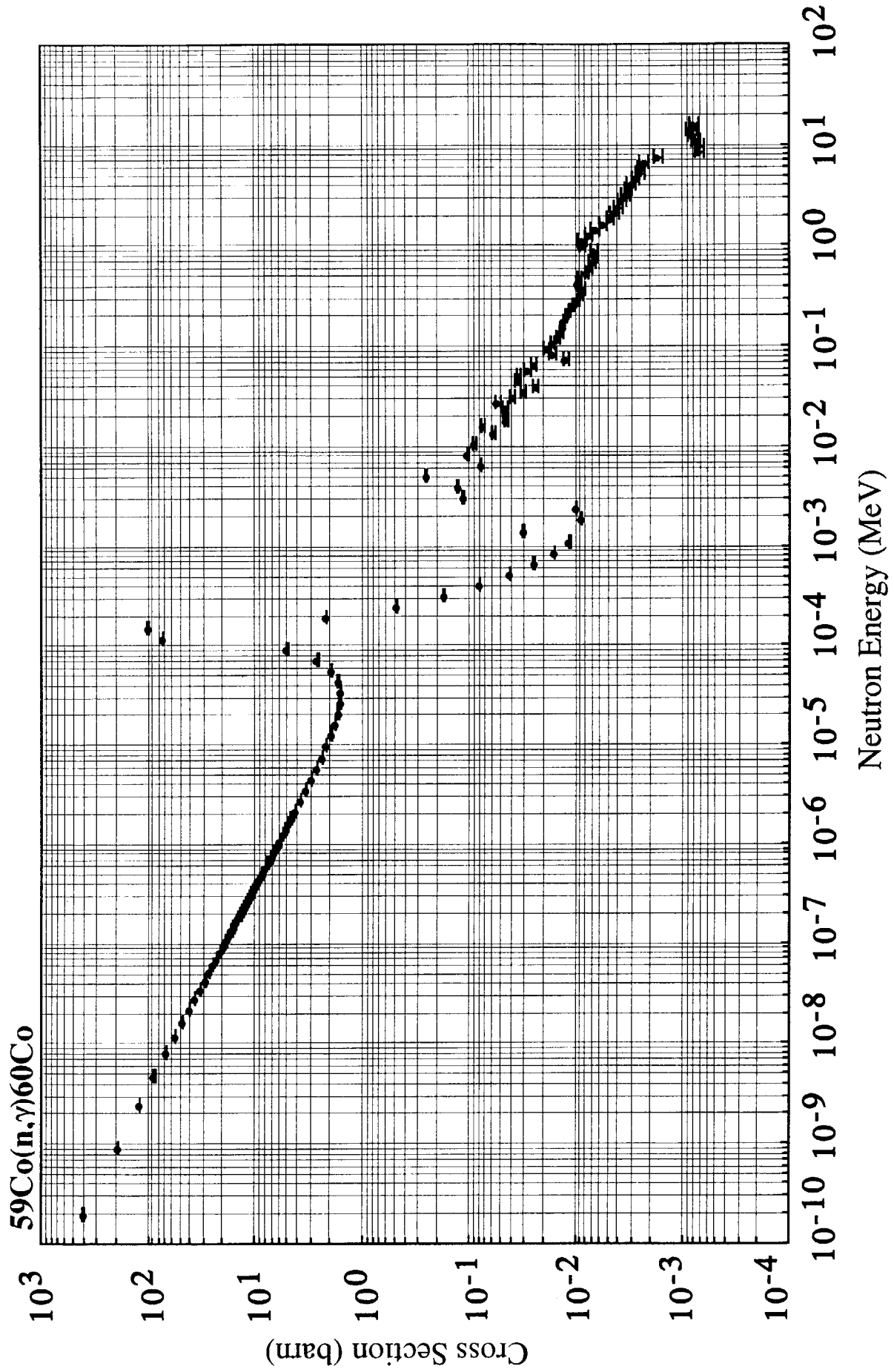


Fig.F-5.3 Cross section of  $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$  Reaction based on IRDF90v2



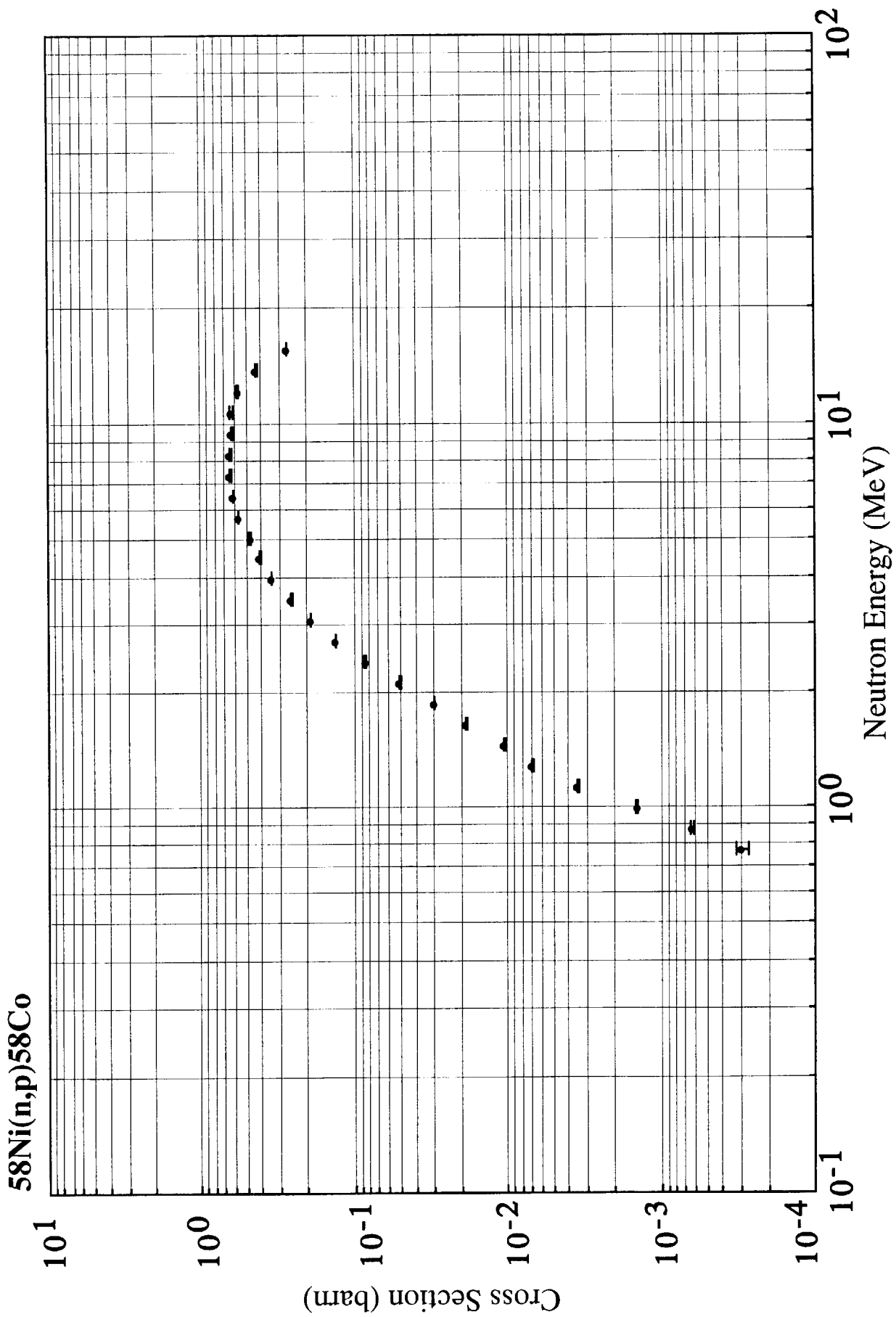


Fig.F-6.1 Cross section of  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  Reaction based on JENDL/D-99

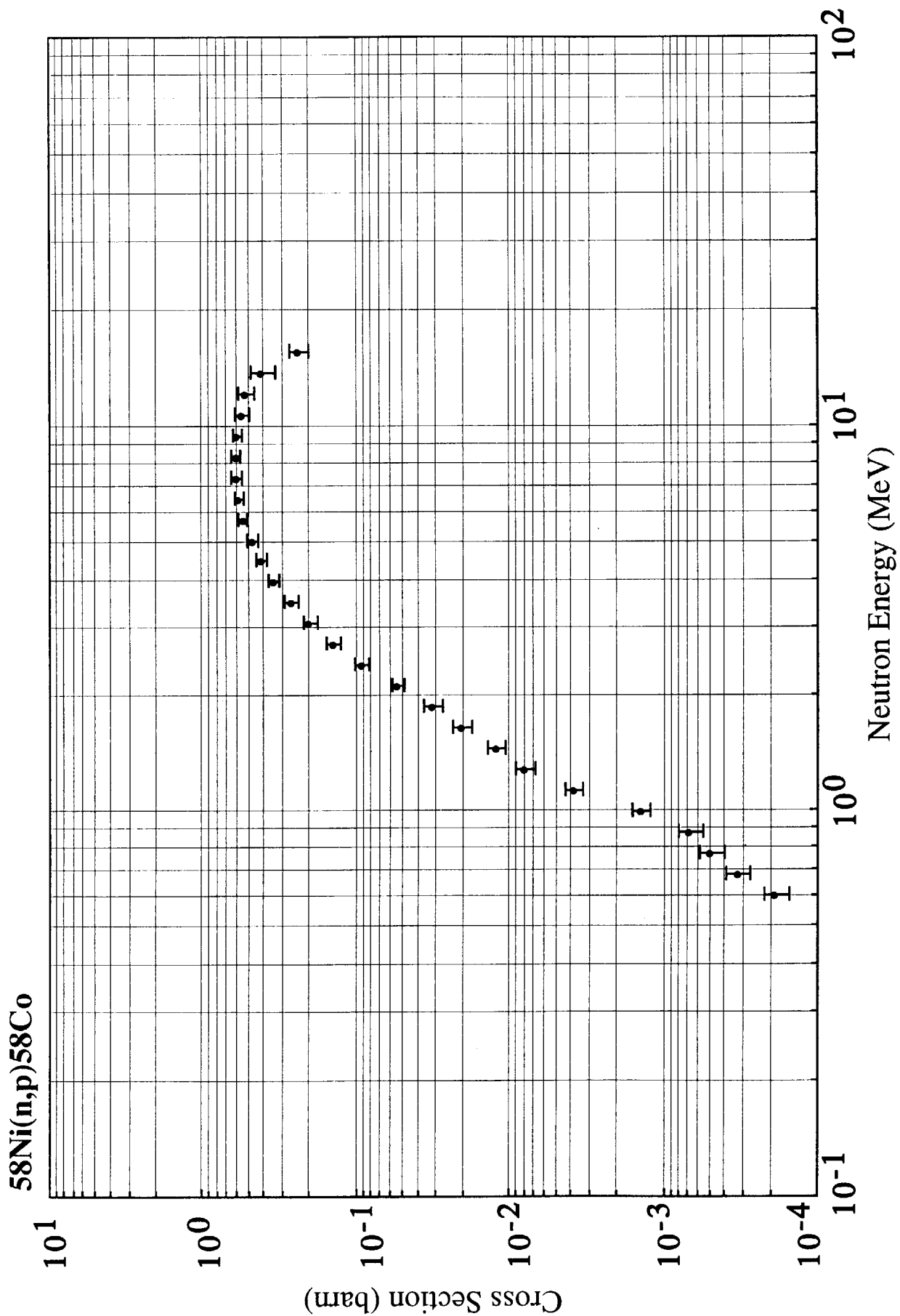


Fig.F-6.2 Cross section of  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  Reaction based on JENDL/D-91

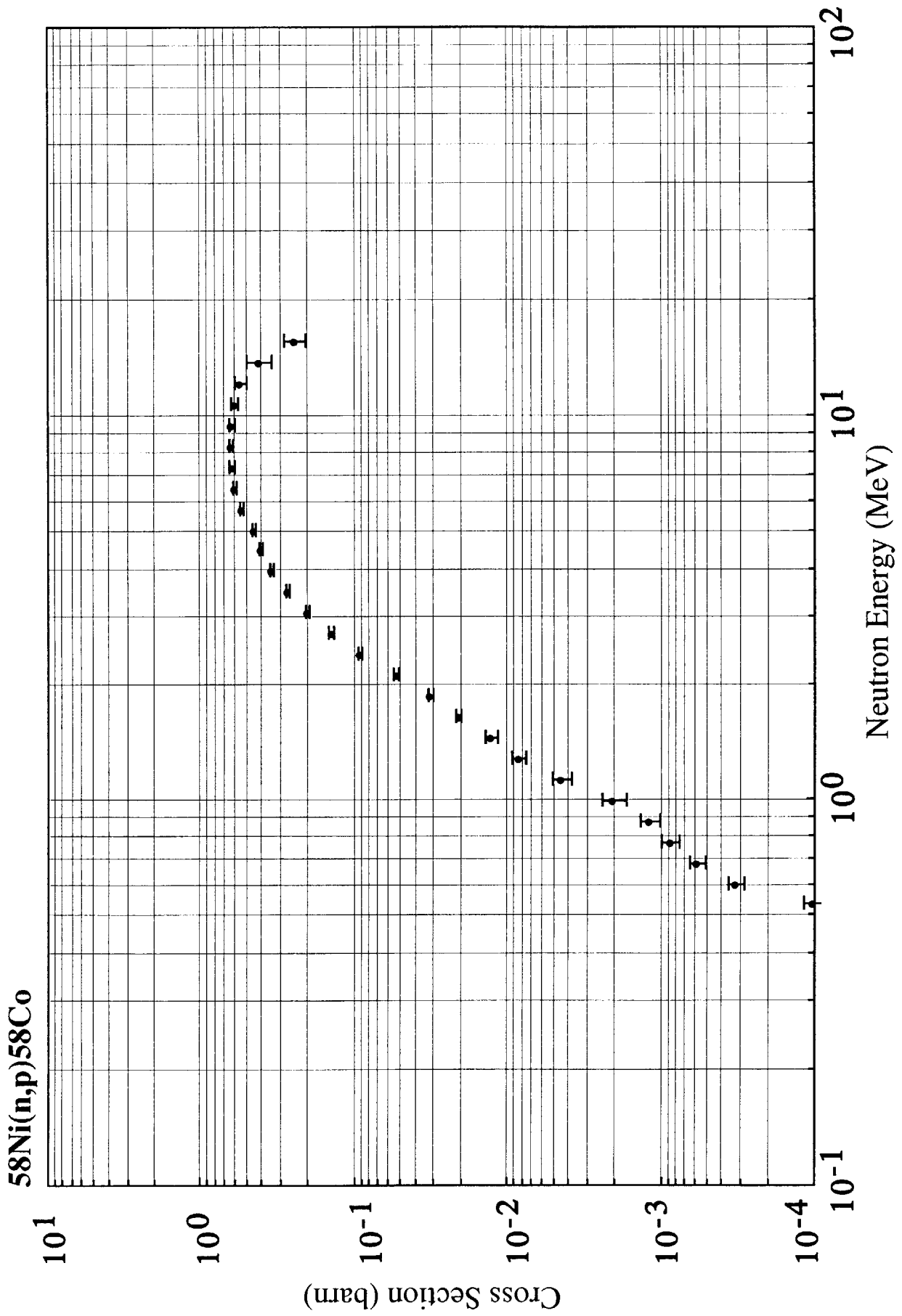


Fig.F-6.3 Cross section of  $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$  Reaction based on IRDF90v2

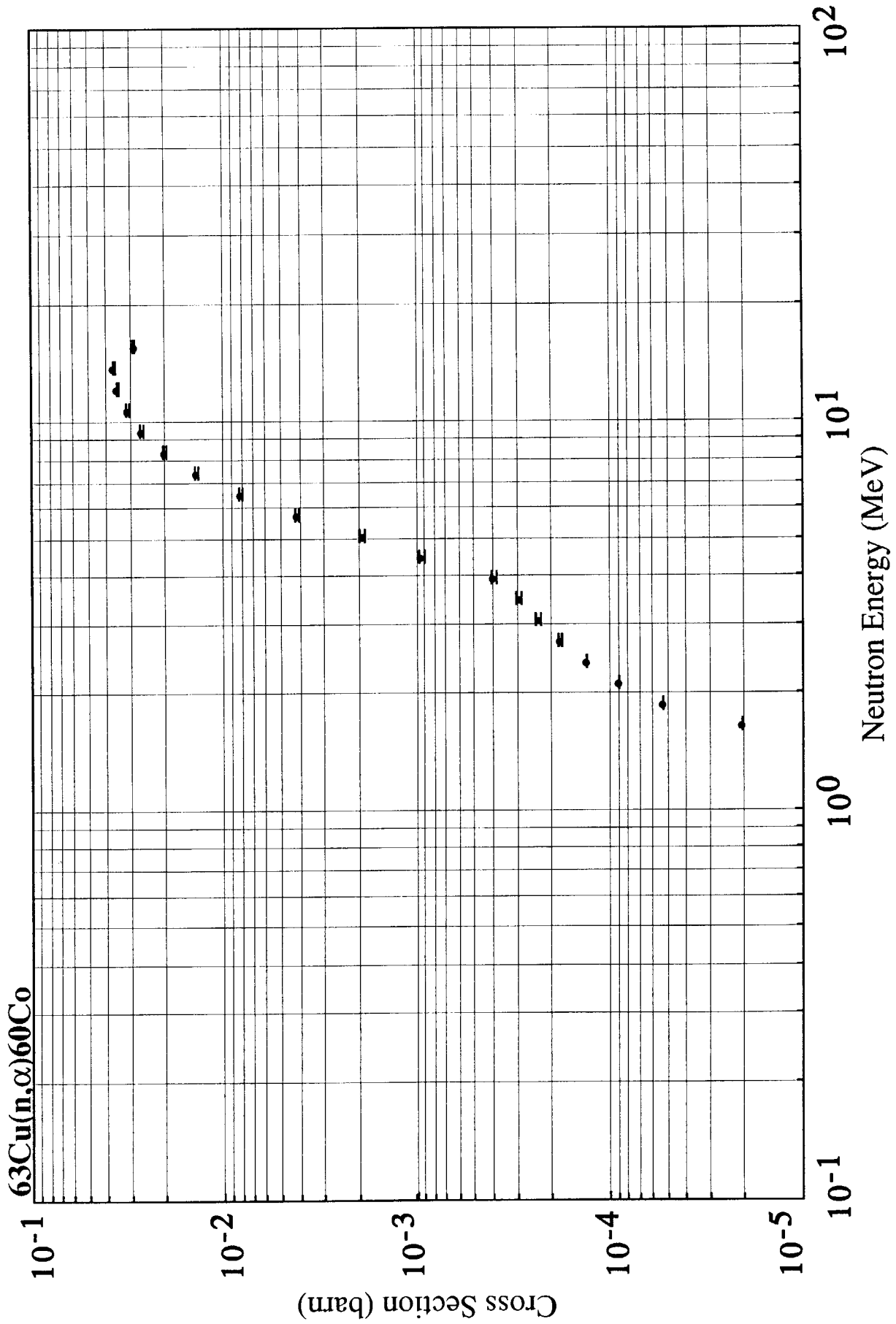


Fig.F-7.1 Cross section of  $^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$  Reaction based on JENDL/D-99

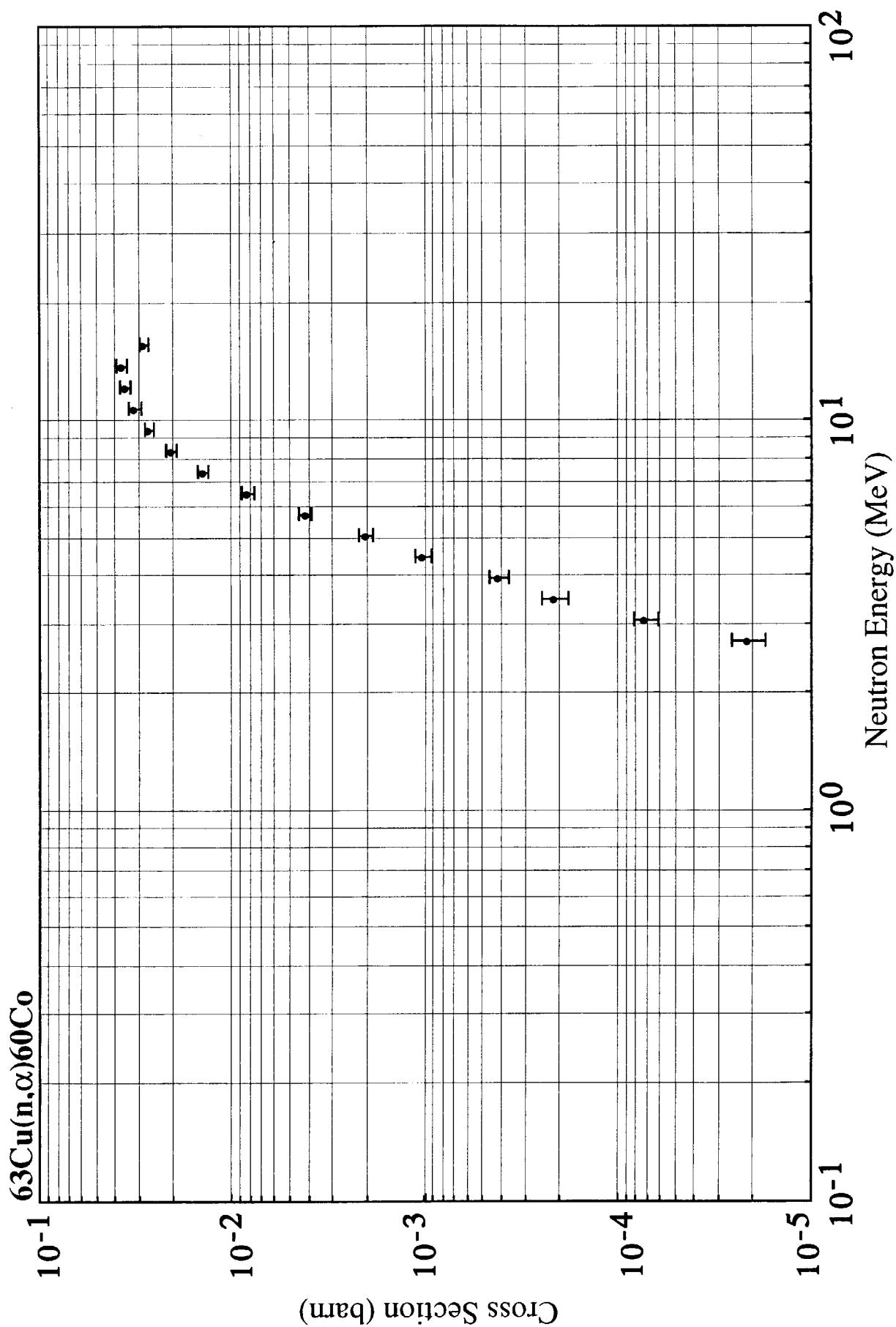


Fig.F-7.2 Cross section of  $^{63}\text{Cu}(n, \alpha)^{60}\text{Co}$  Reaction based on JENDL/D-91

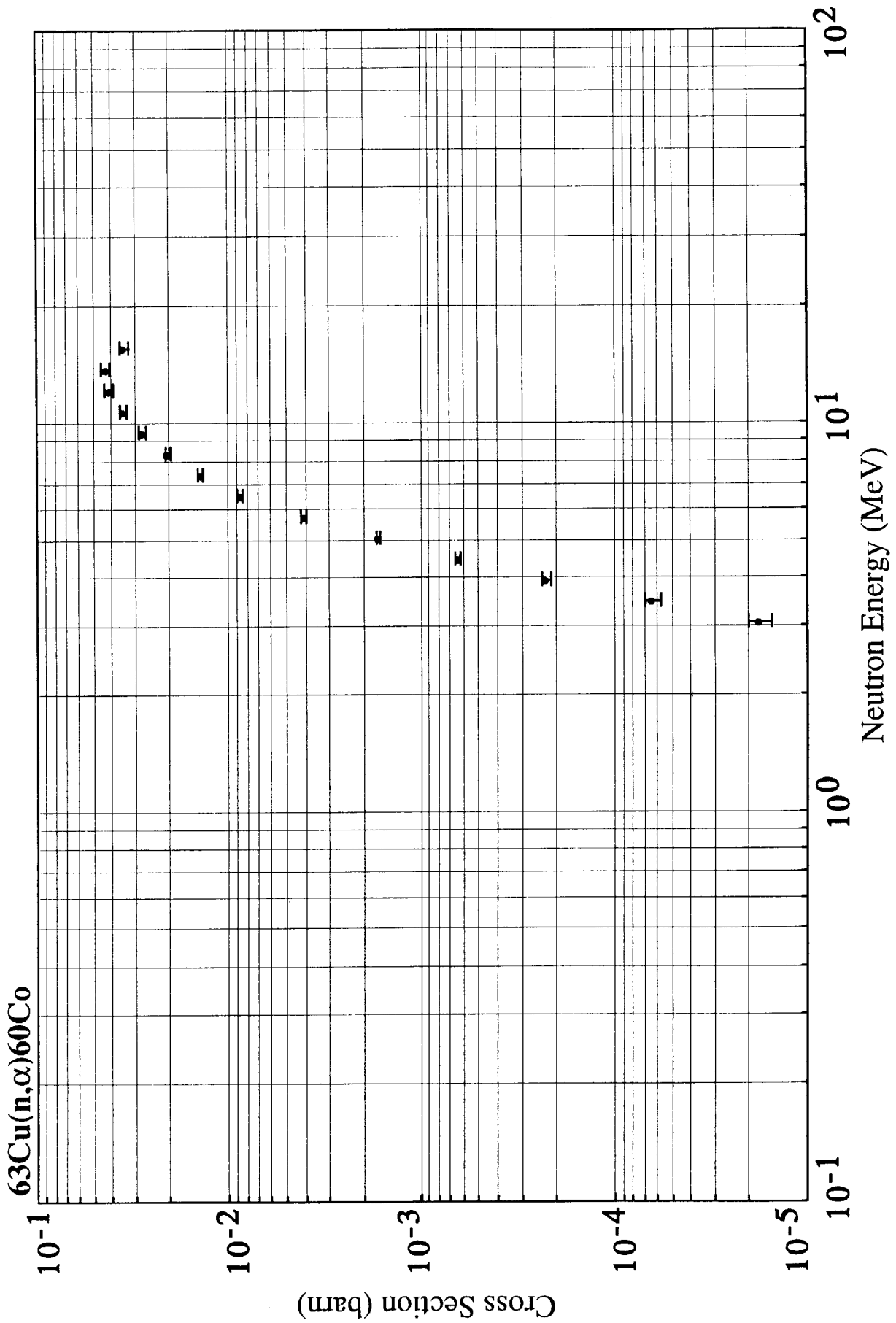


Fig.F-7.3 Cross section of  $^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$  Reaction based on IRDF90v2

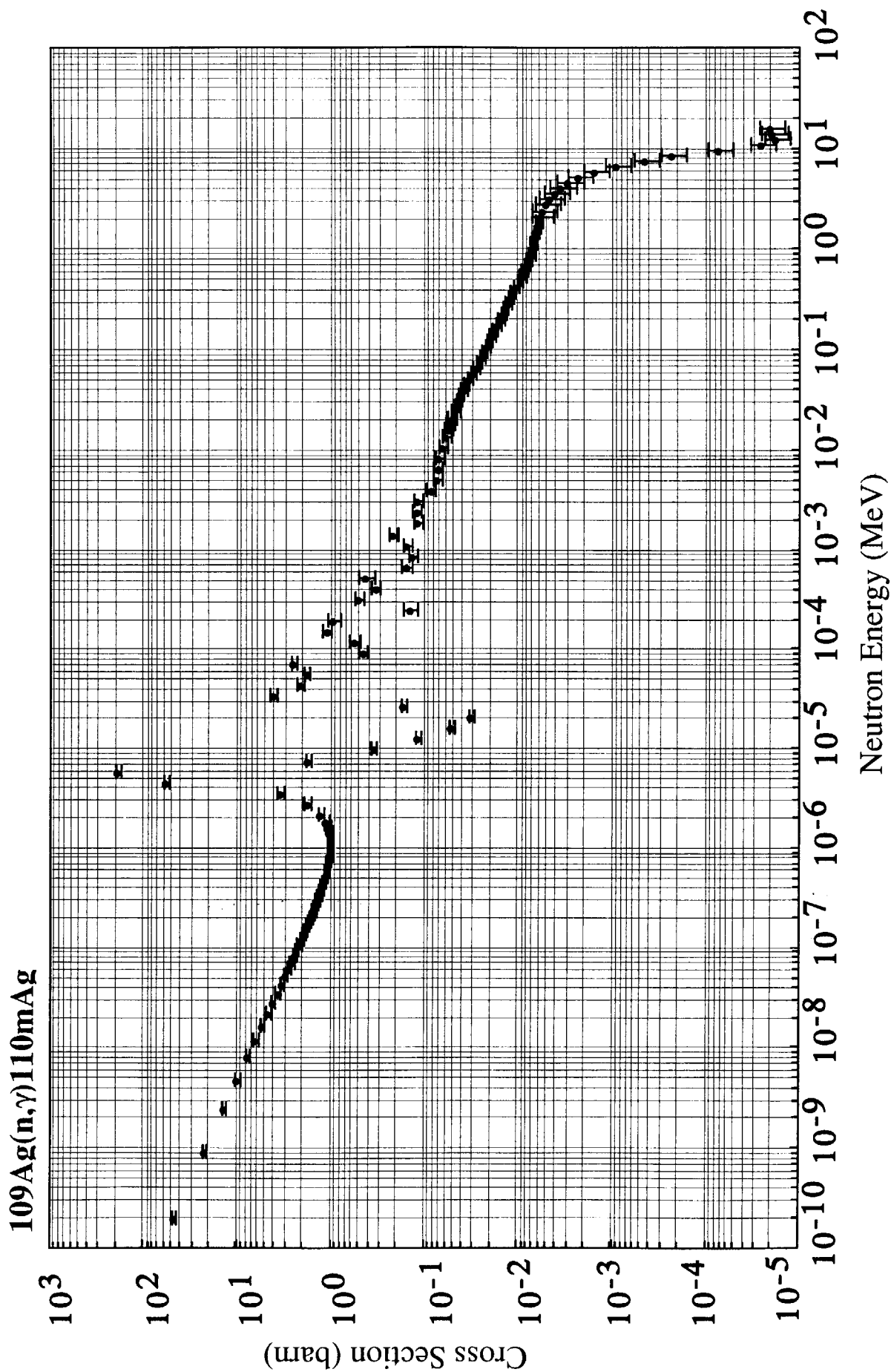


Fig.F-8.1 Cross section of  $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$  Reaction based on JENDL/D-99

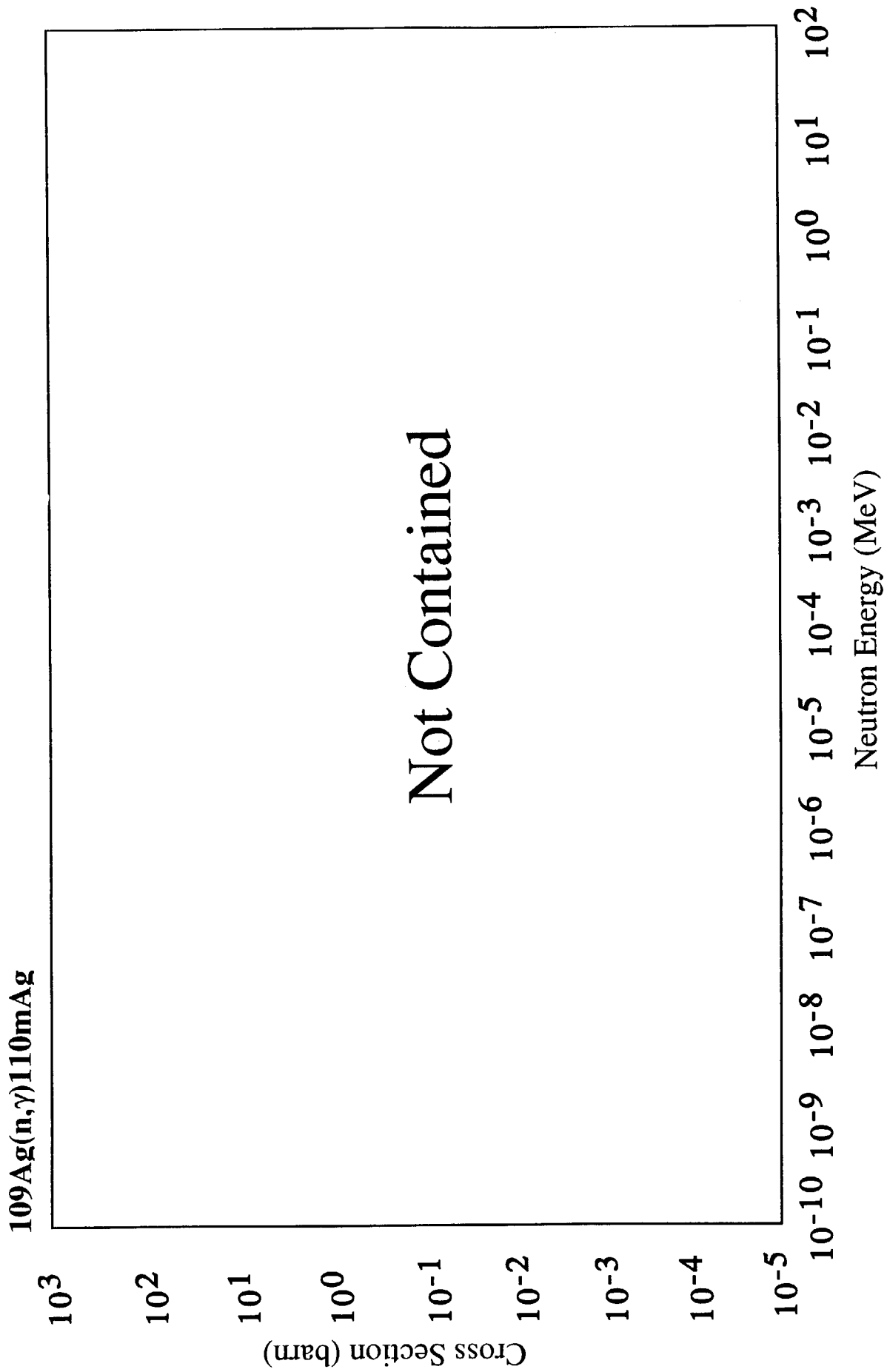


Fig.F-8.2 Cross section of  $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$  Reaction based on JENDL/D-91



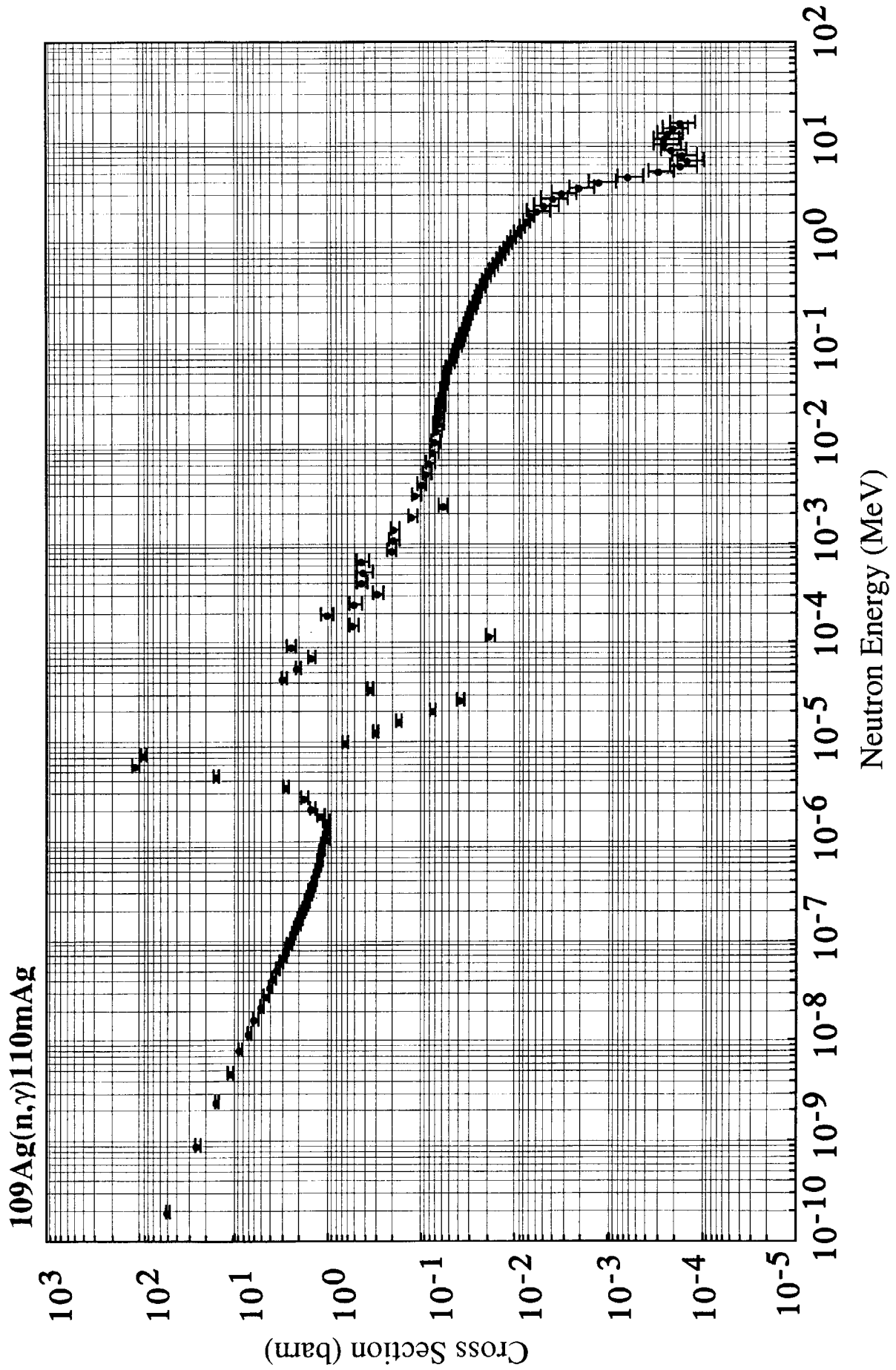


Fig.F-8.3 Cross section of  $^{109}\text{Ag}(n,\gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$  Reaction based on IRDF90v2

This is a blank page.

# 国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10<sup>-19</sup> J  
1 u = 1.66054 × 10<sup>-27</sup> kg

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	アト	a

表3 固有の名称をもつ SI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束密度	ウェーバ	Wb	V·s
インダクタンス	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10<sup>-10</sup> m  
1 b = 100 fm<sup>2</sup> = 10<sup>-28</sup> m<sup>2</sup>  
1 bar = 0.1 MPa = 10<sup>5</sup> Pa  
1 Gal = 1 cm/s<sup>2</sup> = 10<sup>-2</sup> m/s<sup>2</sup>  
1 Ci = 3.7 × 10<sup>10</sup> Bq  
1 R = 2.58 × 10<sup>-4</sup> C/kg  
1 rad = 1 cGy = 10<sup>-2</sup> Gy  
1 rem = 1 cSv = 10<sup>-2</sup> Sv

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 u の値は CODATA の 1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- bar は, JIS では流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC 閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHg を表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N (=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (N·s/m<sup>2</sup>) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))  
動粘度 1 m<sup>2</sup>/s = 10<sup>4</sup> St (ストークス) (cm<sup>2</sup>/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg (Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 <sup>3</sup>	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>
	6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネルギー!・仕事・熱量	J (=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>
	9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>
	3.6 × 10 <sup>6</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>
	1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)  
= 4.184 J (熱化学)  
= 4.1855 J (15 °C)  
= 4.1868 J (国際蒸気表)  
仕事率 1 PS (仏馬力)  
= 75 kgf·m/s  
= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>
	3.7 × 10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

