

JAERI - M
90-097

JENDL-3を用いた多群二重微分型
断面積ライブラリーの作成と核融合
ニュートロニクス・ベンチマークテスト

1990年6月

中川 正幸・森 貴正・金子 邦男*

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

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1990

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 山口軽印刷所

JENDL-3を用いた多群二重微分型断面積ライブラリー
の作成と核融合ニュートロニクス・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
中川 正幸・森 貴正・金子 邦男*

(1990年5月31日受理)

評価済み核データライブラリー JEND-3 より、125群二重微分型断面積ライブラリーを作成し、そのテストのために実験値及び JENDL-3 PR1の結果との比較を目的として、核融合炉ニュートロニクスに関連した問題を解いた。断面積作成は PROF・DD システムを用い核融合炉中性子特性解析に必要な20核種の断面積ライブラリーを作成した。また、別に反応率計算に必要な各種の放射化断面積も同時に作成した。これ等を用いて4種類の問題についてベンチーク計算を行い、JENDL-3の特徴を検討した。対象とした問題は、ローレンス・リバモア研究所の球体系漏洩中性子スペクトル測定実験、クルチャトフ研究所のベリリウム中性子増倍実験、日米計算ベンチマーク問題、FNSにおける核融合炉ブランケット工学実験である。これらの結果から、ブランケットにおけるトリチウム生成率に関しては、JENDL-3は JENDL-3/PR1 とほぼ同様な結果を与えると予想される。

Production of Multi-group Double Differential Form
Cross Section Library Using JENDL-3 and Benchmark Test
of Fusion Neutronics Problems

Masayuki NAKAGAWA, Takamasa MORI and Kunio KANEKO*

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

(Received May 31, 1990)

A 125 group double differential form cross section library has been produced from an evaluated nuclear data file JENDL-3. Benchmark problems on fusion neutronics were solved and the results were compared with measurements and calculated values by JENDL-3/PR1. The cross section set of twenty nuclides which are used in fusion neutronics analyses have been produced by the PROF-DD code system.

Some multi-group activation cross sections have been also produced for reaction rate calculations. Four kinds of benchmark problems were solved in order to evaluate characteristics of JENDL-3. Those include the neutron leakage spectra from spherical piles measured in LLNL, the neutron multiplication experiments for beryllium sphere performed in Krchatov Laboratory, the JAERI-US calculational benchmark problems and the fusion blanket engineering experiment at the FNS. JENDL-3 gives similar tritium production rates in a blanket as JENDL-3/PR1.

Keywords: Double Differential Cross Section, Multi-group, JENDL-3,
Library, Benchmark Test, Fusion Neutronics, Neutron Spectrum,
Reaction Rate, Tritium Production Rate

* The Japan Research Institute Ltd.

目 次

1. 序	4
2. 二重微分型断面積セットの作成	5
2.1 断面積の定義と計算法	5
2.2 ライブラリーの作成	8
3. ベンチマークテスト	8
3.1 球体系漏洩中性子スペクトル実験	9
3.2 ベリリウム球増倍実験	10
3.3 原研/米国DOE核融合ニュートロニクスベンチマーク問題	11
4. 核融合炉ブランケット工学実験 Phase IIb	13
4.1 トリチウム生成率分布	13
4.2 反応率分布	13
5. まとめ	15
参考文献	16

Contents

1. Introduction	4
2. Production of double differential form cross section set	5
2.1 Definition of cross sections and their calculational method .	5
2.2 Production of library	8
3. Benchmark test	8
3.1 Leakage neutron spectra from spherical piles	9
3.2 Beryllium neutron multiplication experiment	10
3.3 JAERI/USDOE fusion neutronics benchmark problems	11
4. Fusion blanket engineering experiment Phase IIb	13
4.1 Tritium production rate distributions	13
4.2 Reaction rate distributions	13
5. Summary	15
References	16

List of Tables

Table 2.1	Structure of 125-group double differential form cross section library
Table 2.2	Identification number of nuclides in the 125-group JENDL-3 library
Table 2.3	Identification name of reaction cross sections in 125-group library for response calculation
Table 3.1	Assemblies of neutron angular spectrum measurements in LLNL
Table 3.2	Energy-angle distribution of source neutron
Table 3.3	Comparison of integrated neutron angular spectra
Table 3.4	Comparison of neutron multiplications in beryllium piles
Table 3.5	Dimension and composition of benchmark problems

List of Figures

Fig. 2.1	Calculational flow of multigroup double differential cross section by the PROF-DD system
Fig. 3.1	Geometry and configuration of lithium 6 and lithium 7 spherical pile
Fig. 3.2	Leakage spectra from lithium 6 at 30 degree '.' shows measured values.
Fig. 3.3	Leakage spectra from lithium 6 at 120 degree
Fig. 3.4	Leakage spectra from lithium 7 at 30 degree
Fig. 3.5	Leakage spectra from lithium 7 at 120 degree
Fig. 3.6	Geometry and configuration of beryllium spherical pile
Fig. 3.7	Leakage spectra from beryllium at 30 degree
Fig. 3.8	Geometry and configuration of carbon spherical pile
Fig. 3.9	Leakage spectra from carbon at 30 degree
Fig. 3.10	Leakage spectra from carbon at 120 degree
Fig. 3.11	Geometry and configuration of liquid oxygen spherical pile
Fig. 3.12	Leakage spectra from oxygen at 30 degree
Fig. 3.13	Leakage spectra from oxygen at 120 degree
Fig. 3.14	Geometry and configuration of iron spherical pile
Fig. 3.15	Leakage spectra from iron at 30 degree
Fig. 3.16	Leakage spectra from iron at 120 degree
Fig. 3.17	Geometry and configuration of lead spherical pile

- Fig. 3.18 Leakage spectra from lead at 30 degree
Fig. 3.19 Leakage spectra from lead at 120 degree
Fig. 3.20 Schematic diagram for infinite slab geometry of calculational benchmark problems
Fig. 3.21 Angular neutron spectrum in lithium slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.22 Angular neutron spectrum in lithium slab at $\mu=0.91$
Fig. 3.23 Angular neutron spectrum in lithium slab at $\mu=0.39$
Fig. 3.24 Angular neutron spectrum in lithium slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.25 Angular neutron spectrum in lithium slab at $\mu=-0.98$
Fig. 3.26 Angular neutron spectrum in beryllium slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.27 Angular neutron spectrum in beryllium slab at $\mu=0.91$
Fig. 3.28 Angular neutron spectrum in beryllium slab at $\mu=0.39$
Fig. 3.29 Angular neutron spectrum in beryllium slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.30 Angular neutron spectrum in beryllium slab at $\mu=-0.98$
Fig. 3.31 Angular neutron spectrum in carbon slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.32 Angular neutron spectrum in carbon slab at $\mu=0.91$
Fig. 3.33 Angular neutron spectrum in carbon slab at $\mu=0.39$
Fig. 3.34 Angular neutron spectrum in carbon slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.35 Angular neutron spectrum in carbon slab at $\mu=-0.98$
Fig. 3.36 Angular neutron spectrum in oxygen slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.37 Angular neutron spectrum in oxygen slab at $\mu=0.91$
Fig. 3.38 Angular neutron spectrum in oxygen slab at $\mu=0.39$
Fig. 3.39 Angular neutron spectrum in oxygen slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.40 Angular neutron spectrum in oxygen slab at $\mu=-0.98$
Fig. 3.41 Angular neutron spectrum in SUS slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.42 Angular neutron spectrum in SUS slab at $\mu=0.91$
Fig. 3.43 Angular neutron spectrum in SUS slab at $\mu=0.39$
Fig. 3.44 Angular neutron spectrum in SUS slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.45 Angular neutron spectrum in SUS slab at $\mu=-0.98$
Fig. 3.46 Angular neutron spectrum in iron slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.47 Angular neutron spectrum in nickel slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.48 Angular neutron spectrum in chromium slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.49 Angular neutron spectrum in Mn-55 slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.50 Angular neutron spectrum in molybdenum slab at $\mu=-0.39$
Fig. 3.51 DDX of molybdenum at 2.0MeV, 90 degree
Fig. 3.52 Angular neutron spectrum in lead slab at $\mu=0.75$
Fig. 3.53 Angular neutron spectrum in lead slab at $\mu=0.75$ ($E>100\text{keV}$)
Fig. 4.1 Calculational model of phase 11b experimental system

- Fig. 4.2 C/E values of tritium production rates by ${}^6\text{Li}$ (Li glass)
- Fig. 4.3 C/E values of tritium production rates by ${}^7\text{Li}$ (NE 213)
- Fig. 4.4 C/E values of tritium production rates by ${}^7\text{Li}$ (Li metal)
- Fig. 4.5 C/E values of tritium production rates by ${}^7\text{Li}$ (NE 213)
based on the transport calculation by JENDL-3
- Fig. 4.6 C/E values of ${}^{27}\text{Al}(n,\alpha){}^{23}\text{Na}$ reaction rate
- Fig. 4.7 C/E values of ${}^{58}\text{Ni}(n,2n){}^{57}\text{Ni}$ reaction rate
- Fig. 4.8 C/E values of ${}^{58}\text{Ni}(n,p){}^{58}\text{Co}$ reaction rate
- Fig. 4.9 C/E values of ${}^{93}\text{Nb}(n,2n){}^{92}\text{Nb}$ reaction rate
- Fig. 4.10 C/E values of $\text{Ti}(n,\text{xp}){}^{46}\text{Sc}$ reaction rate
- Fig. 4.11 C/E values of $\text{Ti}(n,\text{xp}){}^{47}\text{Sc}$ reaction rate
- Fig. 4.12 C/E values of $\text{Ti}(n,\text{xp}){}^{48}\text{Sc}$ reaction rate
- Fig. 4.13 C/E values of ${}^{115}\text{In}(n,n'){}^{115}\text{In}^*$ reaction rate
- Fig. 4.14 C/E values of ${}^{197}\text{Au}(n,\gamma){}^{198}\text{Au}$ reaction rate
- Fig. 4.15 C/E values of ${}^{27}\text{Al}(n,\alpha){}^{23}\text{Na}$ reaction rate based on the
transport calculation by JENDL-3
- Fig. 4.16 C/E values of ${}^{93}\text{Nb}(n,2n){}^{92}\text{Nb}$ reaction rate based on the
transport calculation by JENDL-3
- Fig. 4.17 $(n,2n)$ cross section of ${}^{93}\text{Nb}$
- Fig. 4.18 C/E values of ${}^{58}\text{Ni}(n,2n){}^{57}\text{Ni}$ reaction rate based on the
transport calculation by JENDL-3
- Fig. 4.19 $(n,2n)$ cross section of ${}^{58}\text{Ni}$
- Fig. 4.20 C/E values of ${}^{58}\text{Ni}(n,p){}^{58}\text{Co}$ reaction rate based on the
transport calculation by JENDL-3

1. 序

評価済核データファイル, JENDL-3¹⁾の完成に伴い, 今後核融合炉ニュートロニクス²⁾の計算もこれを使う事になると思われる。一方, これまで我国ではENDF/B-IV²⁾とJENDL-3の前身であるJENDL-3PR1, 2³⁾が主として用いられて来た。原研のFNSを用いた各種の核融合ベンチマーク実験や炉工学実験においても, それらの解析はこれ等のファイルを用いて行っている。従って, 今後JENDL-3を用いた場合にこれ等の解析結果がどの様になるかは興味がある。またJENDL-3も完成直後であるため, 実際の問題に適用して妥当性を検証する必要がある。ここでは, その第一段階として中性子の輸送計算に用いるための二重微分型断面積を作成すると共に, これまでJENDL-3PR1等で計算した問題の内, ベンチマーク的な物に対して解析を行い, 実験又は計算間の比較を行い, JENDL-3の特色を検討した。

ここで作成したのは, 主に核融合炉のブランケットの解析に用いられる20核種である。エネルギー群構造は125群で角度区間は20である。これらは先に作成したENDF/B-IVやJENDL-3/PR1ライブラリー⁴⁾と同じである。断面積作成はPROF-DDシステム⁵⁾を用いた。ライブラリー作成法は第二章で述べるが詳細は文献4に説明されている。

次に, ここで用いる二重微分型断面積とモンテカルロコードMORSE-DD⁶⁾によるベンチマークテストの結果は既に文献7で報告したが, この時は核データファイルとしてENDF/B-IV及びJENDL-3/PR1を使用した。そこには従来のルジャンドル展開型の断面積との比較も行った。従って本報告では, ベンチマーク計算の比較対象としては, 実験値と主としてJENDL-3/PR1の計算結果を考える。今回取り上げたベンチマーク問題は次の三つである。

- 1) 米国ローレンス・リバモア研究所においてハンセン等によって測定された球体系からの漏洩中性子スペクトル
- 2) ソ連クルチャトフ研究所において測定されたベリリウム球における中性子増倍実験
- 3) 原研/米国DOE協力の下に行った計算ベンチマーク問題
- 4) 原研・FNSで行われた核融合炉ブランケット工学実験のPhase II b 体系

であり, いずれも(d, t)反応中性子を源としている。

これ等をJENDL-3/PR1等を用いて計算した詳細な結果は, 1)が文献7, 3)は文献8, 4)は文献9にそれぞれ報告されている。問題1)は14MeV中性子源を用いた基準的なベンチマーク問題として従来使われることが多かった。特に2MeV以上でのスペクトルを評価するのに適しているが体系によっては疑問のあるケースもある。特に測定値として与えられた源の角度依存中性子スペクトルは不適当と思える場合がある。次に問題2)は, 中性子増倍材として重要なベリリウムの増倍率を測定した数少ない積分実験である。問題3)は, 計算コードと断面積のベンチマークを意図したもので, 体系が単純で厚さも $\sim 1\text{m.f.p.}$ 程度なので得られる中性子スペクトルはほぼDDX(微視二重微分断面積)を反映したものとなり, 核データの比較には適している。問題4)は, かなり複雑な体系で, 核融合炉ブランケット雰囲気⁷⁾を模擬した積分実験であるので, 総合的な核特性の予測精度を知る上で貴重なものである。それと同時に, 各種の反応率の解析によ

って放射化断面積の評価にも使う事ができる。これ等の計算結果は第三章と第四章で述べる。

2. 二重微分型断面積セットの作成

2.1 断面積の定義と計算法

ボルツマン輸送方程式における衝突による源は次式で表すことができる。

$$\begin{aligned}
 q(r, \Omega, E) = & \int dE' \int d\Omega' \phi(r, \Omega', E') \sum_j N_j \{ \sigma_{el}^j(\Omega' \rightarrow \Omega, \\
 & E' \rightarrow E) + \sum_i \sigma_{in,i}^j(\Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E) + \sum_m \sigma_{n,mn}^j(\Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E) \\
 & + \sum_x \sigma_{n,n'x}^j(\Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E) \} \quad (2.1)
 \end{aligned}$$

ここで

σ^j = 核種 j の微視微分断面積

el = 弾性散乱

(in, i) = 孤立および連続レベル非弾性散乱

(n, mn) = m 個の中性子を放出する中性子増倍反応

$(n, n'x)$ = 中性子及び荷電粒子放出反応

ここで生成断面積を次の様に定義する。

$$\begin{aligned}
 \sigma_{pr}(E) = & \sigma_{el}(E) + \sum_i \sigma_{in,i}(E) + \sum_m \sigma_{n,mn}(E) \\
 & + \sum_x \sigma_{n,n'x}(E) \quad (2.2)
 \end{aligned}$$

これを用いると (2.1) は

$$\begin{aligned}
 q(r, \Omega, E) = & \int dE' \int d\Omega' \phi(r, \Omega', E') \\
 & \times \sum_j N_j \{ \sigma_{pr}^j(E') \sum_x R_x^j(E') P_x^j(\mu; E' \rightarrow E) \} \quad (2.3)
 \end{aligned}$$

ここで

$$\mu = \Omega \cdot \Omega' \text{ 及び } R_x(E') = m_x \sigma_x(E') / \sigma_{pr}(E')$$

$P_x(\mu; E' \rightarrow E)$ は、反応 x によって放出される中性子のエネルギーと角度に関する分布である。全ての反応について和を取るとこれは二重微分型断面積となる。

$$\begin{aligned}
 \sigma_s(\mu; E' \rightarrow E) = & \sigma_{pr}(E') \sum_x R_x(E') P_x(\mu; E' \rightarrow E) \\
 = & \sigma_{pr}(E') I(\mu; E' \rightarrow E), \quad (2.4)
 \end{aligned}$$

ここで

$$I(\mu; E' \rightarrow E) = \sum_x R_x(E') P_x(\mu; E' \rightarrow E). \quad (2.5)$$

二次粒子のエネルギーと角度に関する分布関数 $P_x(\mu; E' \rightarrow E)$ は次式で表わす事が出来る。

って放射化断面積の評価にも使う事ができる。これ等の計算結果は第三章と第四章で述べる。

2. 二重微分型断面積セットの作成

2.1 断面積の定義と計算法

ボルツマン輸送方程式における衝突による源は次式で表すことができる。

$$q(r, \Omega, E) = \int dE' \int d\Omega' \phi(r, \Omega', E') \sum_j N_j \{ \sigma_{el}^j(\Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E) + \sum_i \sigma_{in,i}^j(\Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E) + \sum_m \sigma_{n,mn}^j(\Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E) + \sum_x \sigma_{n,n'x}^j(\Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E) \} \quad (2.1)$$

ここで

σ^j = 核種 j の微視微分断面積

el = 弾性散乱

(in, i) = 孤立および連続レベル非弾性散乱

(n, mn) = m 個の中性子を放出する中性子増倍反応

$(n, n'x)$ = 中性子及び荷電粒子放出反応

ここで生成断面積を次の様に定義する。

$$\sigma_{pr}(E) = \sigma_{el}(E) + \sum_i \sigma_{in,i}(E) + \sum_m \sigma_{n,mn}(E) + \sum_x \sigma_{n,n'x}(E) \quad (2.2)$$

これを用いると (2.1) は

$$q(r, \Omega, E) = \int dE' \int d\Omega' \phi(r, \Omega', E') \times \sum_j N_j \{ \sigma_{pr}^j(E') \sum_x R_x^j(E') P_x^j(\mu; E' \rightarrow E) \} \quad (2.3)$$

ここで

$$\mu = \Omega \cdot \Omega' \text{ 及び } R_x(E') = m_x \sigma_x(E') / \sigma_{pr}(E')$$

$P_x(\mu; E' \rightarrow E)$ は、反応 x によって放出される中性子のエネルギーと角度に関する分布である。全ての反応について和を取るとこれは二重微分型断面積となる。

$$\sigma_s(\mu; E' \rightarrow E) = \sigma_{pr}(E') \sum_x R_x(E') P_x(\mu; E' \rightarrow E) = \sigma_{pr}(E') I(\mu; E' \rightarrow E), \quad (2.4)$$

ここで

$$I(\mu; E' \rightarrow E) = \sum_x R_x(E') P_x(\mu; E' \rightarrow E). \quad (2.5)$$

二次粒子のエネルギーと角度に関する分布関数 $P_x(\mu; E' \rightarrow E)$ は次式で表わす事が出来る。

$$P_x(\mu; E' \rightarrow E) = g_x(E; E') h_x(\mu; E', E) \quad (2.6)$$

ここで $g_x(E; E')$ は二次中性子のエネルギー分布であり、 $h_x(\mu; E', E)$ はその中性子の角度分布である。これらの関数はカイネマティックスに基づいて計算できる。即ち

$$\begin{aligned} g_x(E; E') &= \frac{f_x(\mu_c; E')}{2\pi} \left| \frac{d\mu_c}{dE} \right| \\ &= \frac{f_x(\mu_c; E')}{2\pi} \frac{2}{(1-\alpha)E'\beta_x(E')} \end{aligned} \quad (2.7)$$

$$h_x(\mu; E', E) = \delta(\mu - \mu_x^*) \quad (2.8)$$

ここで f_x は重心系 (CM系) における角度分布であり、

$$\begin{aligned} \alpha &= \left(\frac{A-1}{A+1} \right)^2, \\ \mu_c &= \left\{ \frac{(A+1)^2}{2A} \frac{E}{E'} - \frac{A}{2} \beta(E')^2 - \frac{1}{2A} \right\} \frac{1}{\beta_x(E')}, \\ \mu_x^* &= \frac{A+1}{2} \sqrt{\frac{E}{E'}} - \frac{A-1}{2} \sqrt{\frac{E'}{E}} - \frac{AQ_x}{2\sqrt{EE'}}, \\ \beta_x(E') &= \sqrt{1 + \frac{A+1}{A} \frac{Q_x}{E'}} \end{aligned}$$

ここで

A = 中性子に対する標的核の質量比

Q_x = 反応 x に対する Q 値

カイネマティックスが既知であれば上式から g_x と h_x は計算できるが、それが分らない時は、EN DF/B 型式の評価済ファイルでは、ファイル 4 と 5 に与えられているか、又は直接 $P_x(\mu; E' \rightarrow E)$ がファイル 6 に与えられて居る。

次に、エネルギー群 g' で角度区間 k において、反応 x によって放出される二次中性子の多群エネルギー、角度分布 $P_x(k; g' \rightarrow g)$ を求める方法⁴⁾ について述べる。

$$P_x(k; g' \rightarrow g) = \frac{\int_{g'} dE' \int_{g'} dE \int_{\mu_k} 2\pi d\mu \sigma_x(E') P_x(\mu; E' \rightarrow E) \phi_w(E')}{\int_{g'} dE' \sigma_x(E') \phi_w(E')} \quad (2.9)$$

ここで $\phi_w(E)$ は平均の重み関数である。

反応 x のカイネマティックが分る時は (2.9) は次の様に計算できる。

$$\begin{aligned} P_x(k; g' \rightarrow g) &= \frac{1}{\sigma_{xg'} \phi_{wg'}} \int_{E_{g'+1}}^{E_{g'}} dE' \int_{E_{g+1}}^{E_g} dE \int_{\mu_{k+1}}^{\mu_k} 2\pi d\mu \sigma_x(E') \\ &\quad \cdot \frac{f_x(\mu_c; E')}{2\pi} \frac{2}{(1-2)E'\beta(E')} \delta(\mu - \mu_x^*) \phi_w(E') \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 &= \frac{1}{\sigma_{xg'} \phi_{wg'}} \int_{E_{g'+1}}^{E_{g'}} dE' \int_{E_{g'+1}}^{E_g} dE \sigma_x(E') f_x(\mu_c; E') \phi_w(E') \\
 &\times \frac{2}{(1-\alpha) E' \beta_x(E')} [H(\mu_k - \mu_x^*(E', E)) - H(\mu_{k+1} - \mu_x^*(E', E))] \quad (2.10)
 \end{aligned}$$

ここでHはHeavisideの階段関数で次式で定義される。

$$H(x) = \begin{cases} 1, & x \geq 0 \\ 0, & x < 0 \end{cases}$$

PROF-DDコードでは次の仮定を置く。

$$f_x(\mu_c; E') = f_{xg'}(\mu_c) \quad (= g' \text{ 群内で一定}) .$$

もし $\mu - \mu_x^*(E', E) = 0$ の時

$$E' = \frac{E}{(A-1)^2} \{ \mu - \sqrt{A^2 - 1 - A(A-1) \frac{Q_x}{E} + \mu^2} \}^2 \quad (2.11)$$

この様に、 μ 、 E 、 E' は二つが決まれば残りが決まるので(2.10)の積分項は、 $E_g \leq E \leq E_{g+1}$ 及び $E_{g'} \leq E' \leq E_{g'+1}$ の間分で $\mu = \mu_k$ と $\mu = \mu_{k+1}$ で決定される(2.11)の関係式で狭まれた区間について積分すれば良い。

連続レベル非弾性散乱の様な反応ではEと μ に関する積分は分離して次の様に行う。

$$P_x(k; g' \rightarrow g) = P_1(k; g') \cdot P_2(g, g'), \quad (2.12)$$

ここで

$$\begin{aligned}
 P_1(k; g') &= \int_{\Delta E_{g'}} dE' \int_{\Delta \mu_k} d\mu h_x(\mu; E') \sigma_x(E') \phi_w(E') \\
 &/ \sigma_{xg'} \phi_{wg'}, \quad (2.13)
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 P_2(g, g') &= \int_{\Delta E_{g'}} dE' \int_{\Delta E_g} dE g_x(E; E') \sigma_x(E') \phi_w(E') / \\
 &/ \sigma_{xg'} \phi_{wg'} \quad (2.14)
 \end{aligned}$$

これらの式における $\sigma_x(E') \phi_w(W)$ は一定と仮定する。もし $P_x(\mu; E' \rightarrow E)$ が評価ファイル6に直接与えられている場合は次の様に処理される。まず、

$$\begin{aligned}
 P_x(\mu; g' \rightarrow g) &= \int_{\Delta E_{g'}} dE' \int_{\Delta E_g} dE P_x(\mu; E' \rightarrow E) \sigma_x(E') \phi_w(E') \\
 &/ \sigma_{xg'} \phi_{wg'} \quad (2.15)
 \end{aligned}$$

そこで

$$P_x(k; g' \rightarrow g) = \int_{\Delta \mu_k} P_x(\mu; g' \rightarrow g) \quad (2.16)$$

この様にして求めた $P_x(k; g' \rightarrow g)$ を用いると多群二重微型断面積は次の様に書ける。

$$\sigma_x(k; g' \rightarrow g) = \sigma_{Pr, g'} I(k; g' \rightarrow g) \quad (2.17)$$

ここで I は次式で計算されるエネルギー角度分布である

$$I(k; g' \rightarrow g) = \sum_x R_x(g') P_x(k; g' \rightarrow g)$$

2.2 ライブラリーの作成

二重微分型の断面積ライブラリーは PROF-DD システムを用いて作成する。このシステムによる計算の流れを Fig. 2.1 に示す。まず評価済ファイルから LINEAR, RECENT, SIGMA 1 コードを用いて必要な温度と精度を指定して、共鳴パラメータをポイント・データに変える。このファイルは PENDF と呼ぶ。これを処理して作成した核種毎の断面積を PDS ファイルに保有する。この時の計算条件は

- エネルギー群構造： 125 群 (Table 2.1)
- 角度区間： 20 ($\Delta \mu = 0.1$)
- 温度： 300°K
- 重み関数： $1/E$ + マックスウェル分布 (0.32 eV 以下)
- ポイント断面積の誤差： 0.1 %

である。今回作成した二重微分型断面積の核種及び ID 番号を Table 2.2 に示す。また同時に放射化率計算のため幾つかの反応断面積も作成した。これ等を Table 2.3 に示す。Table 2.2 と 2.3 中には合わせて、これまで作成した ENDF/B-IV 及び JENDL-3/PR1 の核種 ID も示した。

これ等のマスターファイル中の核種毎の断面積から DDXLIBMK コードで輸送計算用バイナリー型式ライブラリーを作成する。ここで作成したライブラリー名は、

- 輸送計算用： J2350. DDXLIB3. J3. DATA
- 反応率計算用： J3803. DDXLIB3. J3. PDSTEMP. DATA

である。

3. ベンチマークテスト

ここで作成した JENDL3 の断面積のテストを行うため、14 MeV 中性子源を用いた核融合ニュートロニクス実験の解析並びに計算ベンチマーク問題を解いた。対象としたのはローレンス・リバモア国立研究所で行われた球体系からの漏洩中性子スペクトル測定実験^{10), 11)}、クルチャトフ研究所が行われたベリリウム球からの漏洩中性子量測定実験¹²⁾、並びに日米国際比較のために作成した計算ベンチマーク問題⁸⁾である。結果は、測定値、JENDL-3 PR1 及び JENDL-3 T と比較した。JENDL-3 PR1 は、FNS で行われたブランケット工学実験等の解析に用いて来たバージョンである。また JENDL-3 T は、JENDL-3 以前に一時的に作成されたものであり、

$$\sigma_x(k; g' \rightarrow g) = \sigma_{Pr, g'} I(k; g' \rightarrow g) \quad (2.17)$$

ここで I は次式で計算されるエネルギー角度分布である

$$I(k; g' \rightarrow g) = \sum_x R_x(g') P_x(k; g' \rightarrow g)$$

2.2 ライブラリーの作成

二重微分型の断面積ライブラリーは PROF-DD システムを用いて作成する。このシステムによる計算の流れを Fig. 2.1 に示す。まず評価済ファイルから LINEAR, RECENT, SIGMA 1 コードを用いて必要な温度と精度を指定して、共鳴パラメータをポイント・データに変える。このファイルは PENDF と呼ぶ。これを処理して作成した核種毎の断面積を PDS ファイルに保有する。この時の計算条件は

エネルギー群構造	: 125群 (Table 2.1)
角度区間	: 20 ($\Delta\mu = 0.1$)
温度	: 300°K
重み関数	: $1/E$ + マックスウェル分布 (0.32 eV 以下)
ポイント断面積の誤差	: 0.1%

である。今回作成した二重微分型断面積の核種及び ID 番号を Table 2.2 に示す。また同時に放射化率計算のため幾つかの反応断面積も作成した。これ等を Table 2.3 に示す。Table 2.2 と 2.3 中には合わせて、これまで作成した ENDF/B-IV 及び JENDL-3/PR1 の核種 ID も示した。

これ等のマスターファイル中の核種毎の断面積から DDXLIBMK コードで輸送計算用バイナリー型式ライブラリーを作成する。ここで作成したライブラリー名は、

輸送計算用	: J2350. DDXLIB3. J3. DATA
反応率計算用	: J3803. DDXLIB3. J3. PDSTEMP. DATA

である。

3. ベンチマークテスト

ここで作成した JENDL-3 の断面積のテストを行うため、14 MeV 中性子源を用いた核融合ニュートロニクス実験の解析並びに計算ベンチマーク問題を解いた。対象としたのはローレンス・リバモア国立研究所で行われた球体系からの漏洩中性子スペクトル測定実験^{10), 11)}、クルチャフ研究所が行われたベリリウム球からの漏洩中性子量測定実験¹²⁾、並びに日米国際比較のために作成した計算ベンチマーク問題⁸⁾である。結果は、測定値、JENDL-3 PR1 及び JENDL-3 T と比較した。JENDL-3 PR1 は、FNS で行われたブランケット工学実験等の解析に用いて来たバージョンである。また JENDL-3 T は、JENDL-3 以前に一時的に作成されたものであり、

両者は同じ評価データが使われている核種もある。

3.1 球体系漏洩中性子スペクトル実験

本計算は全てモンテカルロコードMORSE-DDで行ったが、これらは既にENDF/B4と一部JENDL-3PR1を使った計算を行い文献7に報告した。今回ベンチマーク計算を行った体系及び測定角度をTable 3.1に示す。

Table 3.2に本計算でを使用した(d, t)中性子源からの放出中性子エネルギースペクトルの角度・エネルギー分布を示す。これはHansen等のレポートに与えられた分布を積分して得たものである。ターゲットアッセンブリーは比較的単純なので、ほぼ(d-t)反応のカイネマティックスで決まる分布となっている。以下に計算結果から得られた結論について述べるがこれらの物質や実験の特長等に関しては文献7に述べたので省略する。

(1) リチウム6

本実験は95%濃縮の ${}^6\text{Li}$ を用いて行われたがその体系をFig. 3.1に示す。30°方向の漏洩中性子スペクトルをFig. 3.2に、120°方向のものをFig. 3.3に示す。JENDL3の結果と-3Tの結果は全く同じである。(モンテカルロ法によるため統計誤差と思われる差は少しある)実験との比較では12~8MeV及び3MeV以下で過大評価となっている。3PR1に比べると7~3MeVの間では測定値との一致は良くなっており、核データの改良が見られる。

(2) リチウム7

リチウム7は核融合炉ブランケットのトリチウム増殖材として用いられる重要な核種であり、各種のスペクトル実験が行われている。実験体系は ${}^6\text{Li}$ と同じFig. 3.1に示す。Fig. 3.4において12MeV以上での差は、実験の分解能に伴う問題であると考えられる。30度方向は1~0.6MeVにかけてはJENDL-3は他のファイルより一致が良くなっている。3MeV以下の若干の不一致を除けばほぼ満足できる。Fig. 3.5に示した120度方向では12MeV以下での不一致はJENDL-3Tと全く同じである。この差は文献7にも書いた様にENDF/B4でも見られ、実験値にも問題があるのではないかと思われる。従ってFNSで行われたスペクトル測定等の解析を行う必要がある。

(3) ベリリウム

ベリリウムは中性子増倍材として重要な核種であり、(n, 2n)断面積とその二次中性子エネルギー分布を中心として精度の高い断面積が必要とされる。Fig. 3.6は実験体系を示す。この場合は、線源部は若干大きな空洞部となっているが、Beの厚さは0.8 mfpである。30度方向の角度中性子スペクトルは、Fig. 3.7に示す様に、測定と計算の一致は大きく改善されたと云える。7~4MeV部のみ、JENDL-3は過大評価となっており、むしろJENDL-3Tの結果に近い。2MeV近傍は若干、過少評価かも知れない、ベリリウムに関しては、更に低エネルギー部での測定値が得られる事を期待したい。

(4) 炭素

炭素からの漏洩スペクトルは、Fig. 3.8に示すような体系で測定されたが、ここでは厚さ20.96 cm (2.9 mfp)の体系のスペクトルを解析した。Fig. 3.9に30度方向、Fig. 3.10に120

度方向の角度スペクトルを示す。両方共にかなり良い一致が得られているが、11 MeV近傍での不一致が目立つ。特に30度方向はむしろ JENDL-3より JENDL-3Tの予測値が良い。非弾性散乱の前方への角度分布に問題があろう。各レベルの散乱ピークは、正確に予測できている。

三つのエネルギー区間で積分した中性子束を Table 3.3 a に示す。JENDL-3は $10 > E > 5$ MeVで過大評価となるが他の領域では測定値と良い一致を示す。一方120度方向では $5 > E > 2$ MeV領域での過少評価が著しいが特に3 MeV以下での差がその原因である。

(5) 酸素

液体酸素の測定体系モデルは Fig. 3.11 に示す形状をしている。漏洩スペクトルは Fig. 3.12 と Fig. 3.13 に30度及び120度方向のものを示す。いずれの方向についても散乱ピークの位置に不一致がある。これは測定されたスペクトルの補正が不適切な為と思われる。計算は(d-t)反応のカイネマティックスで得られる散乱ピークのエネルギーと一致しているので正しい。計算値では JENDL-3 と-3Tは同じ結果を与える。前方では、6 MeVにおける凹みが十分に計算では出ない。また5 MeV以下では過大評価となる。後方では7 MeVで過大評価となっている。積分したスペクトルも Table 3.3 b から分る様に5 MeV以下で過少評価となるが、J-3 / PR1で見られた $10 > E > 5$ MeVでの過大評価は大きく改善された。弾性散乱ピークに関しては積分値は±2%で測定値と一致することが分る。

(6) 鉄

鉄のスペクトル測定は Fig. 3.14 に示す体系で行われた。ここには、0.9 mfpの結果を示す。30度方向のスペクトルは Fig. 3.15 に示す様に、14 MeV以下で全体に過少評価となっており、断面積に起因しない理由があると思われる。スペクトルの形は計算と実験で良く似ている。11 MeVにおける凹みは、測定では大きいですが、これは分解能やバックグラウンドに問題があるかも知れない。120度方向では Fig. 3.16 に見られる様に、両者の一致はかなり良い。JENDL-3と-3Tでは11 MeV近傍に差が見られるが統計的なものかも知れない。積分値は、Table 3.3 c に示されているが上で述べた通りであり、totalの一致は良い。

(7) 鉛

鉛のスペクトル測定体系及び組成を Fig. 3.17 に示す。鉛はLiとの化合物の形で増倍材として役に立つ。測定及び計算の比較を Fig. 3.18及び3.19に示す。計算結果は、二つのファイル間で13~4 MeV間で明らかな差がある。その大小関係は~9 MeVの所で逆転する。5 MeV以下では JENDL 3は実験と良い一致を示すが、それ以上から12 MeVにおいては、むしろ JENDL-3Tの方が良い一致を示す。非弾性散乱の孤立レベルの評価に改良の余地がある。特に120度方向のスペクトルに表われる11 MeV近傍のピークが合わない。

3.2 ベリリウム球増倍実験

ベリリウムは中性子増倍材として多くのブランケット設計案に用いられている。従って特に増倍特性の予測精度は高いものが要求される。中性子スペクトルについては前節で検討したので、ここではクルチャトフ研究所で行われたベリリウム球からの全漏洩中性子を測定することによって増倍率を測定した実験¹²⁾の解析を行った。測定はベリリウムの球殻の厚さが1.5 cm, 5 cm, 8

cmの体系について行われている。解析は、MORSE-DDコードによって、JENDL-3、-T、-PR1の三つのバージョンに対して行った。結果をTable 3.4に示す。線源はFNSで得られた値を用いた。表中のtransmitted componentは線源から衝突なしで直接体系外に漏れた成分を示す。増倍効果を示すtotal leakageは厚さ1.5cmの体系を除き、いずれのファイルによっても精度良く予測できている。1.5cm厚さの体系では5%程度の過少評価となっている(JENDL-3)が、実験誤差が3%余りあるので断定はできないが、二次中性子スペクトルに問題が残っている可能性がある。特にsecondary neutrou componentがJENDL系ファイルでは大きな過少評価となっているのが注目される。クルチャトフ研究所でUKNDLを用いて行った解析では、これが可成り大きく傾向が異っている。

3.3 原研/米国DOE核融合ニュートロニクスベンチマーク問題

ここで取り上げたベンチマーク問題は、原研と米国DOEが協力して行った核融合ブランケット工学実験の解析に先立って、両国間で解析に使用する輸送コード並びに核データの相互比較を目的として作成したものである。そのため体系も組成も単純なものとなっている。即に行った結果は文献8に報告されている。この時の原研は核データとしてENDF/B4及びJENDL-3/PR1を用いた。今回はJENDL-3を用いて得た結果と先のJENDL-3PR1を比較する。計算は全てANISN-DDで行った。解析を行った体系の一覧をTable 3.5に示す。計算体系のモデルをFig. 3.20に示す。以下、二つのファイルを用いて得た結果の比較を述べる。ここで示す角度余弦 μ は、入射ビーム方向に対する余弦を意味する。従って $\mu = -1$ は後方反射成分であり、 $\mu = 1$ は前方であるが、散乱中性子スペクトルを見るため $\mu < 1$ の方向の結果を示す。($\mu = 1$ 方向の結果は S_n コードでは求められない)

(1) リチウム

各方向の角度スペクトルをFig. 3.21~3.25に示す。JENDL3は1MeV以下で軟らかいスペクトルとなる、これは連続レベルの非弾性散乱が原因と考えられる。また10MeV~数MeVでは孤立レベルの評価が異なるため差が生じその程度は角度に依存している。特に後方散乱では、弾性散乱ピークを含めて差が大きくなる。

(2) ベリリウム

Fig. 3.26~3.30に角度スペクトルを示す。100keV以下ではJENDL3は少し硬いスペクトルを示す。注目すべき差が10~2MeVに表われる。これについては即ち漏洩スペクトル実験の所で触れたので省略するが、方向によって傾向も変っている。また $\mu = -0.39$ と -0.98 方向の弾性散乱ピークの高さが20%程度変って来るのは、弾性散乱の後方成分が大きいためであろう。

(3) 炭素

Fig. 3.31~3.35に角度スペクトルの比較を示す。この核種では両ファイル間に有意な差は見られない。

(4) 酸素

Fig. 3.36~3.40に角度スペクトルを示す。JENDL3は100keV以下で軟らかいスペクトルを与える。1MeV以上での変化は特に後方散乱に見られる。6MeV近傍のピークはJENDL-3

PR1のその1/2程度となり、先にも述べた様に実験と合う方向にある。この低くなった部分は1~3 MeVでの増加となっている。14 MeV近傍の散乱ピークは全く同じである。

(5) SUS 316

Fig. 3. 41~3. 45 に角度スペクトルを示す。Fig. 3. 41に見られる様に100 keV以下ではJENDL 3はかなり硬いスペクトルを示す。特に20 keV以下では数倍の差が見られる。更に2 eV以下で急激に盛り上がる様な不可解なスペクトルを示す。これらについてはその原因を検討した。1 MeV以上では前方散乱の寄与が減少して、後方散乱が増えている。特に $\mu=-0.98$ では10 MeV以上の谷が深くなる。そして特に注目すべき点は弾性散乱のピークが数十%高くなる点である。これらの原因を検討するため各構成核種に対してスペクトルの計算を行った。この時の原子数密度は各核種とも同じ値とした。Fig. 3. 46 は鉄の $\mu=-0.39$ 方向の角度スペクトルを示す。これより20 keV以下で硬くなる原因は鉄にある事が判明した。(鉄単体では1~2桁の差が両ファイル間に見られる) また10 MeV近傍の谷の深くなる点と14 MeVの散乱ピークが高くなるのも鉄に起因している。鉄に関してはFNSにおいても実験が行われており¹³⁾ 今後、評価の妥当性が検証される事を期待したい。次にニッケルのスペクトルをFig. 3. 47に示す。この核種では孤立レベル非弾性散乱の評価に起因する差が10 MeVのピークとして現われている。低エネルギーではJENDL 3はむしろ少し軟いスペクトルを与える。クロムの結果はFig. 3. 48に示すが両ファイル間の差は余りないが、やはり14 MeVピークが少し異なる。弾性及び非弾性散乱の角度分布に違いがある。マンガン55の場合はFig. 3. 49に明らかに見られる様に孤立レベル非弾性散乱に起因すると思われる差が大きく現われ、特に後方散乱にそれが顕著に見られる。次にモリブデンの結果をFig. 3. 50に示す。この図より、SUS 316で見られた2 eV以下での盛り上りは、モリブデンの核データに起因する事が判る。それを明らかにするために2.0 MeVにおけるDDXをプロットしたのがFig. 3. 51である。本図に見られる低エネルギー部のピークが先の原因になっているが、これは不適切な評価データの与え方又は誤りが原因である。即ち、2 MeV近傍に大きい値を持ったレベルのエネルギースペクトルの与え方を修正する必要がある。

以上述べた様に数十 keV以下でのスペクトルは両ファイルで大きく異なるが、これらの差は実際の核融合炉では余り問題とならないと考えられる。ここの計算モデルでは、散乱はほぼ平均1回程度なので低エネルギー部も14 MeV近傍での1回の非弾性散乱によって決まる。しかし大きな体系ではこの部分は多重散乱による中性子が主成分になると思われるからである。

(6) 鉛

$\mu=0.75$ 方向の鉛の角度スペクトルをFig. 3. 52及び3. 53に示す。これらにはENDF/B-IVの結果も併せて示した。1 MeV以下でのJENDL系ファイル間の差は小さいが、ENDF/B-IVは著るしく軟らかい結果を与える。MeV領域では10 MeV以上で孤立レベルによるピークが三本表われる。3~10 MeVではJENDL 3は低い値となり1 MeV以下で逆になる。先にも述べた様に6~9 MeVでのJENDL 3の結果は低く過ぎると思われる。

4. 核融合炉ブランケット工学実験Phase IIb

本実験は、日米協力の下にFNSを用いて行われた一連のシリーズ実験の1つである。Phase II^{14), 15)}では、中性子源をブランケット模擬材で囲んだ閉体系において三つのシリーズ実験が行われた。いずれも増殖材として酸化リチウムを試験領域に置き、これと中性子源を炭酸リチウムで囲み、さらにその外にポリエチレンを配置している。Phase IIbでは、内面に5 cm厚さのベリリウム層とSUSの板を張って、増倍材と第一壁を模擬している。測定された項目は、トリチウム生成率、各種反応率分布、中性子スペクトル等である。これらの詳細は文献15に報告されている。ここでは文献9で行ったのと同じ解析モデルを用いて計算したが今回の計算では、新しく開発されたベクトル化モンテカルロコードGMVP¹⁶⁾を用いた。核データファイルはJENDL-3/PR1とJENDL-3を用いている。計算モデルをFig. 4.1に示す。RNTは中性子発生用回転ターゲットである。酸化リチウム領域中の中心部に測定用チャンネルが設けられ、この中心軸上に沿って反応率等が測られた。以下に示す結果では、この領域の第一壁表面をゼロ点とした。

4.1 トリチウム生成率分布

輸送計算を二つの核データファイルを用いて行った結果を示す。⁶Liによるトリチウム生成率(T_6)の計算値/実験値比(C/E)をFig. 4.2に示す。この時の⁶Li(n, α)T反応の断面積は共にJENDL-3/PR1を用いた。JENDL-3の反応断面積を用いた計算も行ったがその結果は殆んど変わらない。この図から表面に近い部分で差が見られるがそれ等の統計誤差も大きく結論的な事は云えない。0~5 cm区間のベリリウム層の直後でC/Eが小さくなる傾向は両ファイルで全く一致して居る。この点は本実験の解析において最も重要な不一致点の一つであったが、これは未だ解決されない。更に深部に入っても両ファイル間の差は殆んど統計誤差内にあると云える。定性的にはJENDL-3の方が小さな T_6 を与える可能性がある。

次に⁷Liによるトリチウム生成率(T_7)の結果を示す。NE-213検出器による測定値に対するC/EをFig. 4.3に、同じくリチウム金属箔によるものをFig. 4.4に示す。両図共にJENDL-3の方が大きな T_7 をほぼ全領域に渡って与える事、その差は5%強になる場合がある。これ等の反応率計算では共にJ-3/PR1を用いた。一方この⁷Li($n, n'\alpha$)T反応断面積を比較したのがFig. 4.5である。輸送計算はJENDL-3を用いた。この結果、JENDL-3のこの断面積は3~4%大きくなっていると思われる。 T_7 の差は、ほぼ全領域で余り変わらない。

4.2 反応率分布

放射化箔を用いた反応率分布の計算結果を以下に比較する。まず二つのファイルを用いて輸送計算を行い、反応断面積としては同じものを使った結果について述べる。Fig. 4.6は²⁷Al(n, α)²⁴Na反応率分布を示す。二つの結果は入口近傍では一致するが5 cmより深い領域(酸化リチウム

領域)では、一様に JENDL-3の方が大きな値を示す。つまり7~8 MeV以上の中性子束が大きい事になる。以下それぞれ次の反応の結果を示す。

- $^{56}\text{Ni}(n, 2n)^{57}\text{Ni}$ Fig. 4.7
- $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ Fig. 4.8
- $^{93}\text{Nb}(n, 2n)^{92}\text{Nb}$ Fig. 4.9
- $\text{Ti}(n, xp)^{46}\text{Sc}$ Fig. 4.10
- $\text{Ti}(n, xp)^{47}\text{Sc}$ Fig. 4.11
- $\text{Ti}(n, xp)^{48}\text{Sc}$ Fig. 4.12
- $^{115}\text{In}(n, n')^{115}\text{In}^*$ Fig. 4.13

これらの結果からは、いずれも $\text{Al}(n, \alpha)$ 反応に見られたのとほぼ同様な結論が得られる。そして $\text{Nb}(n, 2n)$ 反応に典型的に見られる様に C/E が、深さと共に小さくなる傾向は若干改善されたが、依然として見られる。 $\text{In}(n, n')$ 反応は、しきい値が低いため数百 keV の中性子にも感度がある。そしてこの反応に対しては両ファイルの差は拡大し、約10%近くなる場合もある。一方、低エネルギー領域 (eV 領域) に大きな共鳴を持つ $^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$ 反応の場合は、Fig. 4.14 に示す様に、しきい反応とは異った傾向となる。入口近傍ではスペクトルが硬く反応率が少いので統計誤差が大きく信頼性も低い、10 cm より深部では、誤差も小さく両者は殆んど一致する。これは、 T_0 分布に対する結果とコンシステントである。従って、低エネルギー部分での中性子束は両ファイル間で差がないと思われる。

次に、JENDL-3 で評価されている各種放射化断面積のテストを行うため、輸送計算は JENDL-3 で行い反応率の計算を JENDL-3 とこれまで用いて来た FNS ファイル¹⁷⁾ 及び ENDF/B-IV (V も同じ) を使って行った。Fig. 4.15 は $\text{Al}(n, \alpha)$ 反応の結果である。これより JENDL-3 の値は3%程度小さく、この場合実験値を過少評価する方向にある。しかし入口近傍ではどちらが実験値に近いとは云えず、深部での過少評価は、ただちに反応断面積が小さ過ぎるとの結論には至らない。 $\text{Nb}(n, 2n)$ 反応の結果は Fig. 4.16 に与えられている。この場合も JENDL-3 は5~10%も小さく、実験を一層過少評価するが入口では1.0からのずれは同程度である。Phase II a 及び II b の線源特性の解析では、FNS ファイルは妥当と思われたので JENDL-3 はやや小さいと思われる。両ファイルの $\text{Nb}(n, 2n)$ 反応断面積 (ただし実験では励起状態への反応チャンネルのみ測定されるので、この断面積もそれに対応しており、 $(n, 2n)$ の全反応断面積とは異なる) を比較したのが Fig. 4.17 である。この様に13~16 MeV 間では両者は殆んど同じであるが12 MeV 近傍で FNS ファイルが大きく、これが反応率の差に寄与している。13 MeV 以下の断面積の測定も原研で進行中¹⁸⁾ であり近く信頼度の高い結果が得られることを期待したい。 $\text{Ni}(n, 2n)$ に対する結果は、Fig. 4.18 に見られる様に、JENDL-3 の方が約7~8%⁹⁾ 小さくなっている。これまでの線源特性の解析結果は、FNS ファイルはやや過大評価と思われる結果もあり又この図の入口近傍においてもそうである。従って、今後の実験及び解析を通じて詰める必要がある。両ファイルの断面積の比較を Fig. 4.19 に示す。評価値は16 MeV 近傍以下の全エネルギー領域で JENDL-3 の方が小さくなっている。次に $\text{Ni}(n, p)$ 反応の結果を Fig. 4.20 に示す。この反応断面積は両者同じであることが判る。

5. ま と め

核融合炉の中性子核特性解析に用いるため、20核種の二重微分型断面積ライブラリーをJENDL-3より作成した。また反応率計算のために14種類の放射化断面積を併せて作った。これらのライブラリーを用いてJENDL-3の特徴を検討するための各種のベンチマーク問題を解いた。まずLLNLで測定された球体系からの漏洩中性子スペクトルの解析では一般に測定値との一致は良くなっている。特にベリリウムと鉛にはJENDL-3 T以降の改良が反映されている。まだ10 MeV以下の積分値でも不一致の見られる核種も残っているので、更に他のスペクトル測定の結果と比べる必要がある。ベリリウムの増倍率に関しては厚さが1.5 cmの体系以外は実験値との一致は良い。計算ベンチマークの結果から見ると、JENDL-3は非弾性散乱や(n, 2n)反応の二次中性子スペクトルが大巾に変わった核種がある。また弾性散乱の角度分布も修正された。このため本計算体系では数百keV以下のスペクトルに大きな差が見られた。鉄では弾性散乱ピークにも数十パーセントの差が出ている。それぞれの物質に対し、低エネルギー部まで含めた実験が望まれる。なお、モリブデンには不適当なデータが与えられている部分がある。次に、ブランケット工学実験の解析では、大巾な変化は見られなかったが、 ${}^7\text{Li}$ のトリチウム生成率を始め、しきい値を持つ反応の予測精度は改良された。これは輸送計算にJENDL-3を用いた場合である。 ${}^6\text{Li}$ のトリチウム生成率には殆んど変化が見られない。従って核融合炉ブランケットにおけるトリチウム生成率も、JENDL-3/PR1と似た結果を与えると予想される。更に、放射化断面積に関しては、従来用いて来たFNSファイルと比較すると、数%~10%の差が生じる反応が幾つかある。この結果からはどちらが良いか判断しかねる反応もあるので同様な解析を他の実験に対して行う必要がある。

以上のベンチマークテストにより、JENDL-3を核融合炉ニュートロニクス解析に用いた場合の特徴がある程度明らかになった。より精度の高い核データファイルにするため一層のベンチマークテストが行われる事を期待したい。

参 考 文 献

- 1) 浅見哲夫他, : "評価済み核データライブラリー JENDL-3", 日本原子力学会誌, 31, 11, 1190 - 1217 (1989)
- 2) ENDF/B, Summary Documentation, BNL-NCS-17541 (ENDF-201), 2nd edition compiled by D. Garber (1975)
- 3) Shibata K. et al.: JAERI-M 84-198, JAERI-M 88-204, JAERI-M 84-221, JAERI (1984) Chiba S.: "Proc. Specialists' Meeting on Nuclear Data for Fusion Neutronics", JAERI-M 86-029, 32-40 (1986)
- 4) Mori T., Nakagawa M. and Sasaki M.: "One-, Two- and Three-Dimensional Transport Codes Using Multi-Group Double-Differential Form Cross Sections", JAERI-1314 (1988)
- 5) Mori T., Nakagawa M. and Ishiguro Y.: "PROF-DD: A code system for Generation of Multi-Group Double Differential Form Cross Sections", JAERI-M 84-126 (1984)
- 6) Nakagawa M. and Mori T.: "MORSE-DD: A Monte Carlo Code Using Multi-Group Double-Differential Form Cross Sections", JAERI-M 84-126 (1984)
- 7) 中川正幸, 森貴正, 石黒幸雄, : "二重微分型断面積を用いたMORSE-DDコードのベンチマークテスト" JAERI-M 85-009 (1985)
- 8) Youssef M.Z., Nakagawa M. et al.: "U.S./JAERI Fusion Neutronics Computational Benchmarks for Nuclear Data and Codes Intercomparison", JAERI-M 85-201 (1986) PPD-900, UCLA ENG-85-37
- 9) Nakagawa M. et al.: "JAERI/U.S. Collaborative Program on Fusion Blanket Neutronics - Analysis of Phase IIA and IIB Experiments", JAERI-M 89-154 (1989)
- 10) 田中俊一他 : "遮蔽ベンチマーク問題", JAERI-M 7843 (1978)
- 11) 田中俊一他 : "遮蔽ベンチマーク問題 (II)", JAERI-M 8686 (1980)
- 12) Zagryadskii et al.: Atomnaya Energiya, 63 (1987)
- 13) 大山幸夫, 前川洋 : 日本原子力学会 1990年会, 要旨集 B 26 (1990)
- 14) Nakamura T. et al.: Fusion Technol., 10, 541 (1986)
- 15) Oyama Y. et al.: "Phase IIA and IIB Experiments of JAERI/U.S. DOE Collaborative Program on Fusion Blanket Neutronics - Neutronics Experiment on Beryllium Configuration in a Full Coverage Blanket Geometry", JAERI-M 89-215 (1989)

- 16) Nakagawa M., Mori T. and Sasaki M., 1st Int. Conf. Supercomputing in Nuclear Applications, BS103, Mito (1990)
- 17) Ikeda Y. et al.: "Activation Cross Section Measurements for Fusion Reactor Structural Materials at Neutron Energy from 13.3 to 15.0 MeV Using FNS Facility", JAERI 1312 (1988)
- 18) 池田裕二郎：私信

Table 2.1 Structure of 125-group double differential form cross section library

Group	Energy range	Lethargy width	Group	Energy range	Lethargy width
1	1.6487E+07 - 1.6231E+07	0.015625	32	1.0157E+07 - 9.9999E+06	0.015625
2	1.6231E+07 - 1.5980E+07	0.015625	33	9.9999E+06 - 9.3940E+06	0.06250
3	1.5980E+07 - 1.5732E+07	0.015625	34	9.3940E+06 - 8.8249E+06	0.06250
4	1.5732E+07 - 1.5488E+07	0.015625	35	8.8249E+06 - 8.2902E+06	0.06250
5	1.5488E+07 - 1.5248E+07	0.015625	36	8.2902E+06 - 7.7879E+06	0.06250
6	1.5248E+07 - 1.5012E+07	0.015625	37	7.7879E+06 - 7.3161E+06	0.06250
7	1.5012E+07 - 1.4779E+07	0.015625	38	7.3161E+06 - 6.8728E+06	0.06250
8	1.4779E+07 - 1.4550E+07	0.015625	39	6.8728E+06 - 6.4564E+06	0.06250
9	1.4550E+07 - 1.4324E+07	0.015625	40	6.4564E+06 - 6.0652E+06	0.06250
10	1.4324E+07 - 1.4102E+07	0.015625	41	6.0652E+06 - 5.6978E+06	0.06250
11	1.4102E+07 - 1.3883E+07	0.015625	42	5.6978E+06 - 5.3525E+06	0.06250
12	1.3883E+07 - 1.3668E+07	0.015625	43	5.3525E+06 - 5.0282E+06	0.06250
13	1.3668E+07 - 1.3456E+07	0.015625	44	5.0282E+06 - 4.7236E+06	0.06250
14	1.3456E+07 - 1.3248E+07	0.015625	45	4.7236E+06 - 4.4374E+06	0.06250
15	1.3248E+07 - 1.3042E+07	0.015625	46	4.4374E+06 - 4.1686E+06	0.06250
16	1.3042E+07 - 1.2840E+07	0.015625	47	4.1686E+06 - 3.9160E+06	0.06250
17	1.2840E+07 - 1.2641E+07	0.015625	48	3.9160E+06 - 3.6787E+06	0.06250
18	1.2641E+07 - 1.2445E+07	0.015625	49	3.6787E+06 - 3.4559E+06	0.06250
19	1.2445E+07 - 1.2252E+07	0.015625	50	3.4559E+06 - 3.2465E+06	0.06250
20	1.2252E+07 - 1.2062E+07	0.015625	51	3.2465E+06 - 3.0498E+06	0.06250
21	1.2062E+07 - 1.1875E+07	0.015625	52	3.0498E+06 - 2.8650E+06	0.06250
22	1.1875E+07 - 1.1691E+07	0.015625	53	2.8650E+06 - 2.6914E+06	0.06250
23	1.1691E+07 - 1.1510E+07	0.015625	54	2.6914E+06 - 2.5284E+06	0.06250
24	1.1510E+07 - 1.1331E+07	0.015625	55	2.5284E+06 - 2.3752E+06	0.06250
25	1.1331E+07 - 1.1156E+07	0.015625	56	2.3752E+06 - 2.2313E+06	0.06250
26	1.1156E+07 - 1.0983E+07	0.015625	57	2.2313E+06 - 2.0961E+06	0.06250
27	1.0983E+07 - 1.0812E+07	0.015625	58	2.0961E+06 - 1.9691E+06	0.06250
28	1.0812E+07 - 1.0645E+07	0.015625	59	1.9691E+06 - 1.8498E+06	0.06250
29	1.0645E+07 - 1.0480E+07	0.015625	60	1.8498E+06 - 1.7377E+06	0.06250
30	1.0480E+07 - 1.0317E+07	0.015625	61	1.7377E+06 - 1.5335E+06	0.12500
31	1.0317E+07 - 1.0157E+07	0.015625	62	1.5335E+06 - 1.3533E+06	0.12500
63	1.3533E+06 - 1.1943E+06	0.12500	95	2.4787E+04 - 2.1874E+04	0.12500
64	1.1943E+06 - 1.0540E+06	0.12500	96	2.1874E+04 - 1.9304E+04	0.12500
65	1.0540E+06 - 9.3013E+05	0.12500	97	1.9304E+04 - 1.5034E+04	0.25000
66	9.3013E+05 - 8.2083E+05	0.12500	98	1.5034E+04 - 1.1709E+04	0.25000
67	8.2083E+05 - 7.2438E+05	0.12500	99	1.1709E+04 - 9.1186E+03	0.25000
68	7.2438E+05 - 6.3927E+05	0.12500	100	9.1186E+03 - 7.1016E+03	0.25000
69	6.3927E+05 - 5.6415E+05	0.12500	101	7.1016E+03 - 5.5307E+03	0.25000
70	5.6415E+05 - 4.9786E+05	0.12500	102	5.5307E+03 - 4.3073E+03	0.25000
71	4.9786E+05 - 4.3936E+05	0.12500	103	4.3073E+03 - 3.3546E+03	0.25000
72	4.3936E+05 - 3.8774E+05	0.12500	104	3.3546E+03 - 2.6125E+03	0.25000
73	3.8774E+05 - 3.4218E+05	0.12500	105	2.6125E+03 - 2.0346E+03	0.25000
74	3.4218E+05 - 3.0197E+05	0.12500	106	2.0346E+03 - 1.5846E+03	0.25000
75	3.0197E+05 - 2.6649E+05	0.12500	107	1.5846E+03 - 1.2341E+03	0.25000
76	2.6649E+05 - 2.3517E+05	0.12500	108	1.2341E+03 - 9.6109E+02	0.25000
77	2.3517E+05 - 2.0754E+05	0.12500	109	9.6109E+02 - 5.8293E+02	0.50000
78	2.0754E+05 - 1.8315E+05	0.12500	110	5.8293E+02 - 3.5357E+02	0.50000
79	1.8315E+05 - 1.6163E+05	0.12500	111	3.5357E+02 - 2.1445E+02	0.50000
80	1.6163E+05 - 1.4264E+05	0.12500	112	2.1445E+02 - 1.3007E+02	0.50000
81	1.4264E+05 - 1.2588E+05	0.12500	113	1.3007E+02 - 7.8891E+01	0.50000
82	1.2588E+05 - 1.1109E+05	0.12500	114	7.8891E+01 - 4.7850E+01	0.50000
83	1.1109E+05 - 9.8035E+04	0.12500	115	4.7850E+01 - 2.9023E+01	0.50000
84	9.8035E+04 - 8.6515E+04	0.12500	116	2.9023E+01 - 1.7603E+01	0.50000
85	8.6515E+04 - 7.6349E+04	0.12500	117	1.7603E+01 - 1.0677E+01	0.50000
86	7.6349E+04 - 6.7378E+04	0.12500	118	1.0677E+01 - 6.4758E+00	0.50000
87	6.7378E+04 - 5.9461E+04	0.12500	119	6.4758E+00 - 3.9278E+00	0.50000
88	5.9461E+04 - 5.2474E+04	0.12500	120	3.9278E+00 - 2.3823E+00	0.50000
89	5.2474E+04 - 4.6308E+04	0.12500	121	2.3823E+00 - 1.4449E+00	0.50000
90	4.6308E+04 - 4.0867E+04	0.12500	122	1.4449E+00 - 8.7640E-01	0.50000
91	4.0867E+04 - 3.6065E+04	0.12500	123	8.7640E-01 - 5.3157E-01	0.50000
92	3.6065E+04 - 3.1827E+04	0.12500	124	5.3157E-01 - 3.2241E-01	0.50000
93	3.1827E+04 - 2.8087E+04	0.12500	125	3.2241E-01 - 1.0010E-05	10.38000
94	2.8087E+04 - 2.4787E+04	0.12500			

Table 2.2 Identification number of nuclides in the 125-group JENDL-3 library

No.	Nuclide	ID number		
		JENDL-3	JENDL-3 PR1	ENDF/B4
1	H	3011		1269
2	⁶ Li	3031	306	1271
3	⁷ Li	3032	307	1272
4	¹² C	3061	612	1274
5	⁹ B	3071	419	1289
6	¹⁴ N	3041		1275
7	¹⁶ O	3081	816	1276
8	²³ Na	3111		1156
9	Mg	3120		1280
10	²⁷ Al	3130		1193
11	Si	3140		1194
12	K	3190		1150
13	Ca	3200		1195
14	Cr	3240	2400	1191
15	Fe	3260	2600	1192
16	Ni	3280	2800	1190
17	⁵⁵ Mn	3251		1197
18	Cu	3290		1295
19	Mo	3420		1287
20	Pb	3820		1288

Table 2.3 Identification name of reaction cross sections in 125-group library for response calculation

Reaction	ID name	MT
${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$	LI 6105 J3	105
${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$	LI 7205 J3	205
${}^{27}\text{Al}(n, \alpha){}^{24}\text{Na}$	AL 7107 J3	107
${}^{58}\text{Ni}(n, 2n){}^{57}\text{Ni}$	NI 8016 J3	16
${}^{58}\text{Ni}(n, p){}^{58}\text{Co}$	NI 8103 J3	103
${}^{90}\text{Zr}(n, 2n){}^{89}\text{Zr}$	ZR 0016 J3	16
${}^{93}\text{Nb}(n, 2n){}^{92}\text{Nb}$	NB 3016 J3	16
${}^{232}\text{Th}(n, f)$	TH 2018 J3	18
${}^{235}\text{U}(n, f)$	U 25018 J3	18
${}^{238}\text{U}(n, f)$	U 28018 J3	18
${}^{238}\text{U}(n, \gamma)$	U 28102 J3	102
${}^{237}\text{Np}(n, f)$	NP 7018 J3	18
${}^{239}\text{Pu}(n, f)$	PU 9018 J3	18
${}^{239}\text{Pu}(n, \gamma)$	PU 9102 J3	102

Table 3.1 Assemblies of neutron angular spectrum measurements in LLNL

物 質	形 状	半 径	角 度	核 デ ー タ
${}^6\text{Li}$	球	0.5 mfp	30 120	JENDL-3T JENDL-3PR1 JENDL-3
${}^7\text{Li}$	球	0.5 mfp	30 120	JENDL-3T JENDL-3PR1 JENDL-3
ベリリウム	球	0.8 mfp	30	JENDL-3T JENDL-3PR1 JENDL-3
炭 素	球	2.9 mfp	30 120	JENDL-3T JENDL-3PR1 JENDL-3
酸 素 (液体酸素)	球	0.8 mfp	30 120	JENDL-3T JENDL-3PR1 JENDL-3
鉄	球	0.9 mfp	30 120	JENDL-3T JENDL-3
鉛	球	1.4 mfp	30 120	JENDL-3T JENDL-3

Table 3.2 Energy-angle distribution of source neutron

μ	E (MeV)			
	15.488	14.550	13.668	12.840
1.0	0.04066			
0.9239	0.06903			
0.7934	0.09666			
0.6088	0.07625			
0.4617		0.08263		
0.3007		0.08642		
0.1305		0.08749		
-0.04362		0.04318		
-0.1305		0.08369		
-0.3007		0.07830		
-0.4617			0.10286	
-0.6756			0.05600	
-0.7934			0.06134	
-0.9239			0.01386	
-0.9537			0.01063	
-0.9763			0.01102	
-1.0				
S (u)	0.2826	0.4617	0.2557	

Table 3.3 Comparison of integrated neutron angular spectra

a) Carbon 2.9 m. f. p.

		Integrated flux (/str.)			TOTAL
		E>10MeV	10>E>5MeV	5>E>2MeV	
30 degree	Expt.*	2.335-2	0.872-2	0.867-2	4.074-2
	J3/PR1**	2.184-2	0.912-2	0.912-2	4.008-2
		(0.94)	(1.05)	(1.05)	(0.98)
	J3/T**	2.290-2	0.928-2	0.907-2	4.125-2
		(0.98)	(1.06)	(1.05)	(1.01)
	JENDL-3**	2.325-2	0.945-2	0.847-2	4.117-2
		(1.00)	(1.08)	(0.98)	(1.01)
120 degree	Expt.*	2.394-2	0.994-2	1.148-2	4.536-2
	J3/PR1**	2.266-2	0.982-2	0.867-2	4.116-2
		(0.95)	(0.99)	(0.76)	(0.91)
	J3/T**	2.326-2	1.001-2	0.858-2	4.184-2
		(0.97)	(1.01)	(0.75)	(0.92)
	JENDL-3**	2.444-2	1.003-2	0.799-2	4.246-2
		(1.02)	(1.01)	(0.60)	(0.94)

b) Oxygen 0.8 m. f. p.

		Integrated flux (/str.)			TOTAL
		E>10MeV	10>E>5MeV	5>E>2MeV	
30 degree	Expt.*	5.703-2	0.447-2	0.810-2	6.960-2
	J3/PR1**	5.525-2	0.584-2	0.642-2	6.750-2
		(0.97)	(1.31)	(0.79)	(0.97)
	J3/T**	5.585-2	0.446-2	0.677-2	6.706-2
		(0.98)	(1.00)	(0.84)	(0.96)
	JENDL-3**	5.597-2	0.447-2	0.670-2	6.714-2
		(0.98)	(1.00)	(0.83)	(0.96)
120 degree	Expt.*	5.331-2	0.385-2	0.807-2	6.523-2
	J3/PR1**	5.308-2	0.550-2	0.648-2	6.507-2
		(1.00)	(1.43)	(0.80)	(1.00)
	J3/T**	5.291-2	0.410-2	0.649-2	6.350-2
		(0.99)	(1.07)	(0.80)	(0.97)
	JENDL-3**	5.419-2	0.412-2	0.648-2	6.479-2
		(1.02)	(1.07)	(0.80)	(0.99)

c) Iron 0.9 m. f. p.

		Integrated flux (/str.)			TOTAL
		E>10MeV	10>E>5MeV	5>E>2MeV	
30 degree	Expt.*	4.854-2	0.275-2	0.810-2	5.939-2
	J3/T**	4.848-2	0.222-2	0.674-2	5.745-2
		(1.00)	(0.81)	(0.83)	(0.97)
	JENDL-3**	4.966-2	0.217-2	0.679-2	5.861-2
		(1.02)	(0.79)	(0.84)	(0.99)

* Ref. L.H. Hansen et al., NUcl. Sci. Eng. 60, 27 (1976)

** MORSE-DD, Source intensity=0.936

() =Ratio of calculation to experiment

Table 3.4 Comparison of neutron multiplications in beryllium piles

Thickness (mfp)	Nuclear data	Total leakage (measured value) (C/E)	Secondary neutron component	Transmitted component of 14MeV
1.5 (0.27)	実験値*	1.144 ± 0.036	0.320 ± 0.035	
	JENDL-3 PR1	1.10 (0.96)	0.232	0.866
	JENDL-3 T	1.11 (0.97)	0.245	0.859
	JENDL-3	1.09 (0.95)	0.223	0.870
	UKNDL**	1.12 (0.98)	0.296	0.824
5.0 (0.90)	実験値*	1.365 ± 0.040	0.762 ± 0.039	
	JENDL-3 PR1	1.345 (0.99)	0.730	0.615
	JENDL-3 T	1.364 (1.00)	0.760	0.604
	JENDL-3	1.347 (0.99)	0.727	0.620
	UKNDL**	1.362 (1.00)	0.760	0.603
8.0 (11.4)	実験値*	1.529 ± 0.043	1.066 ± 0.042	
	JENDL-3 PR1	1.524 (1.00)	1.073	0.451
	JENDL-3 T	1.553 (1.02)	1.114	0.439
	JENDL-3	1.545 (1.01)	1.090	0.455
	UKNDL**	1.524 (1.00)	1.061	0.463

Table 3.5 Dimension and composition of benchmark problems

Material	Thickness (cm)	Atomic Density	
Lithium (natural)	20.0	⁶ Li	3.689-3 ^b
		⁷ Li	4.265-2
SUS 316	10.0	Cr ^(c)	1.577-2
		⁵⁵ Mn	1.150-3
		Fe ^(c)	5.764-2
		Ni ^(c)	1.003-2
		Mo ^(c)	1.008-3
Beryllium	10.0	⁹ Be	1.230-1
Oxygen	10.0	¹⁶ O	4.300-2
Lead	10.0	Pb ^(c)	3.300-2
Carbon	20.0	C ^(c)	8.000-2

(a) Units in 10²⁴ · atoms/cm³(b) Read 3.698 × 10⁻³

(c) Natural Composition

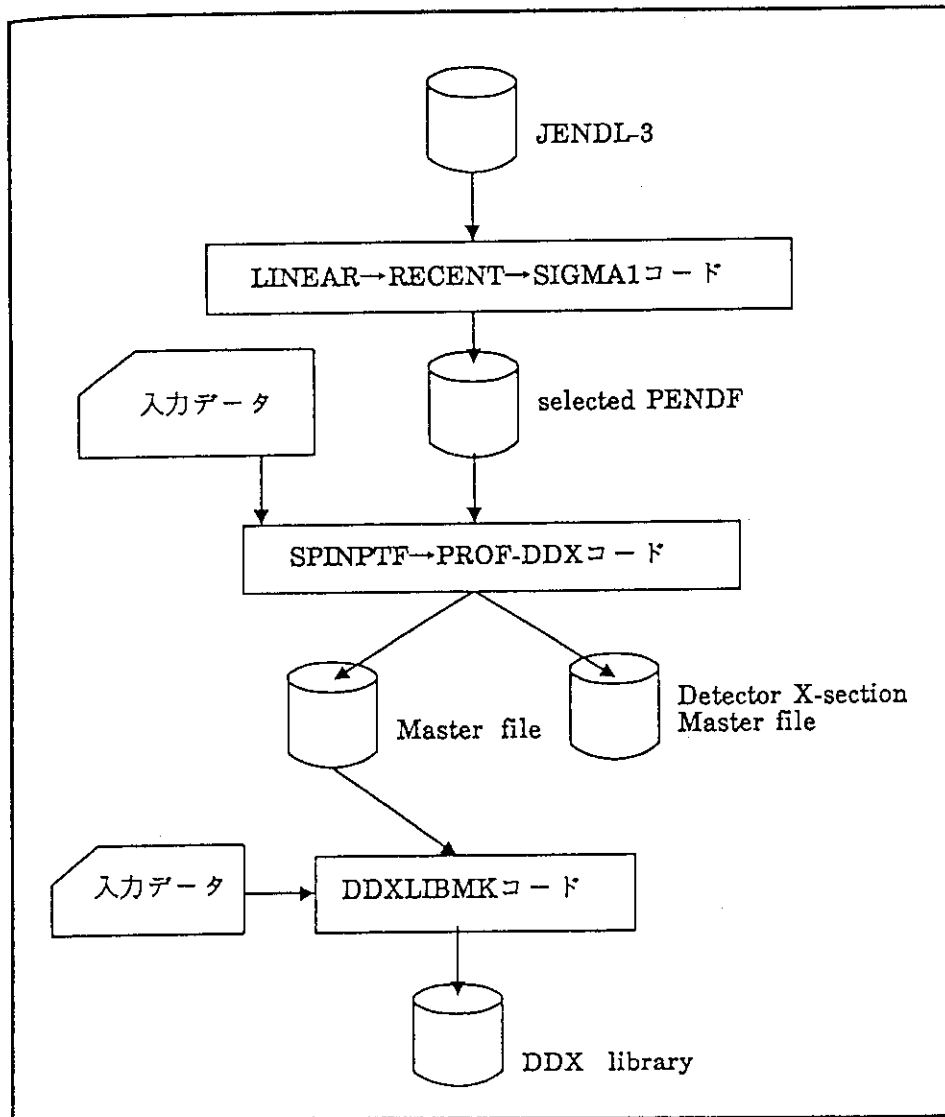
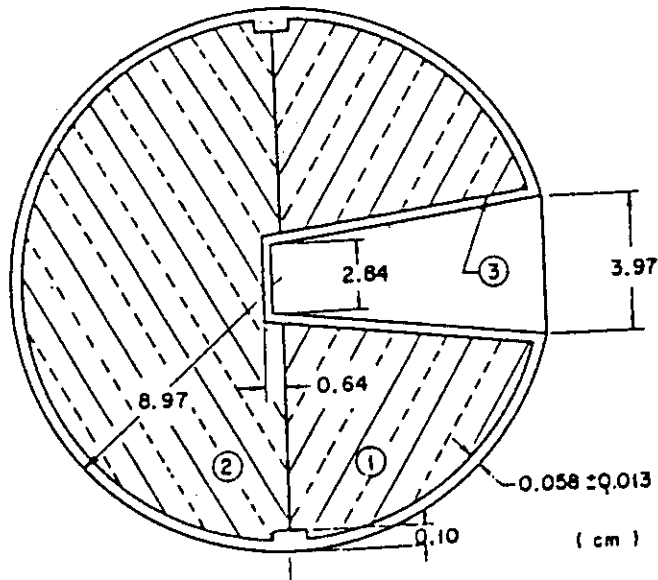


Fig. 2.1 Calculational flow of multigroup double differential cross section by the PROF-DD system



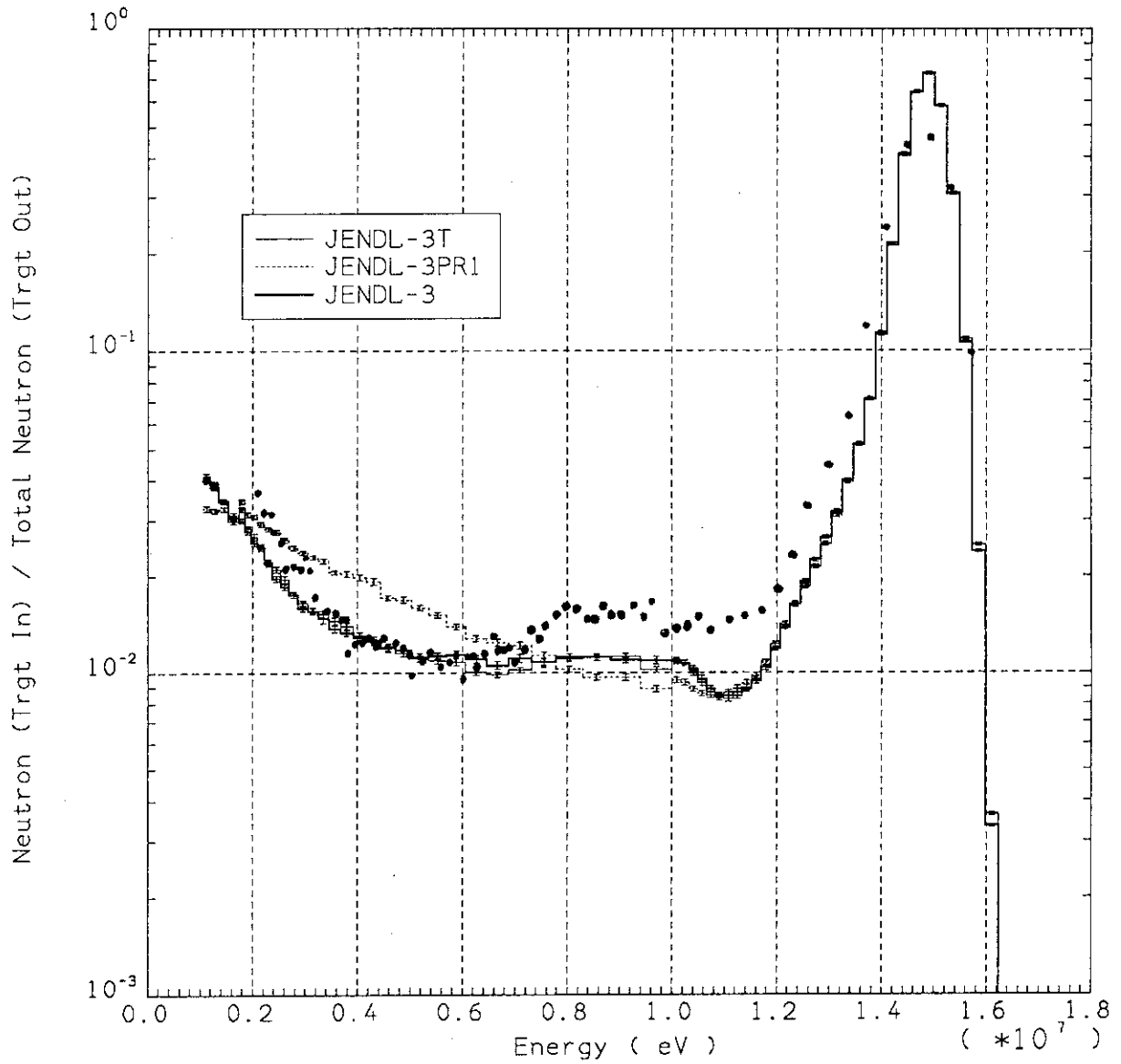
Lithium 6 (0.5 m.f.p.)

Zone	Mass in grams	Material %
①	629	} ⁶ Li - 95.0
②	668	
③	578	} Fe - 68.6 Cr - 20.0 Ni - 8.0 Si - 2.0 Mn - 1.0

Lithium 7 (0.5 m.f.p.)

Zone	Mass in grams	Material %
①	720	} ⁷ Li - 97.39
②	761	
③	609	} Fe - 68.6 Cr - 20.0 Ni - 8.4 Si - 2.0 Mn - 1.0

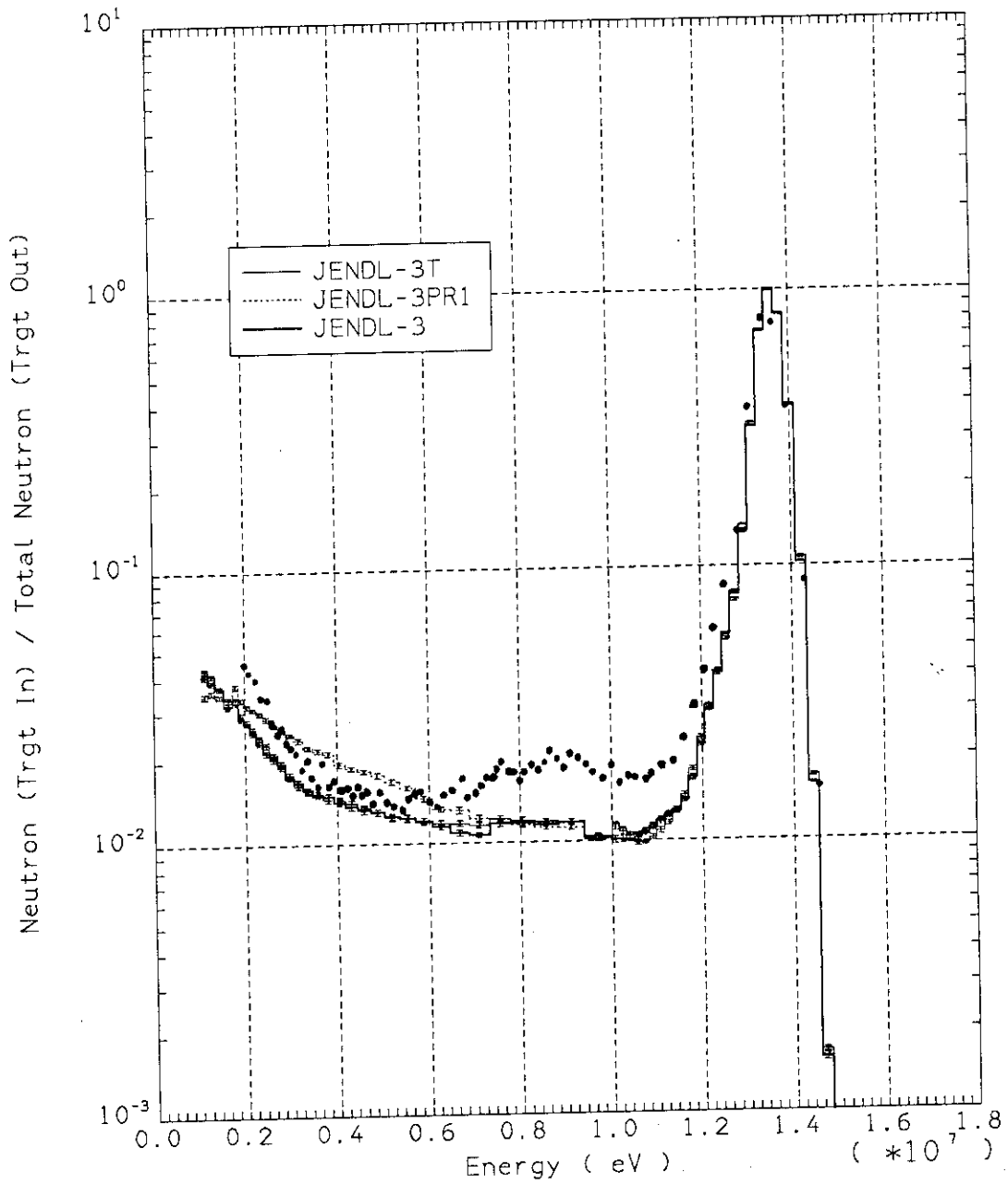
Fig. 3.1 Geometry and configuration of lithium 6 and lithium 7 spherical pile



Li-6 Sphere(0.5 M.F.P.) Leakage spectrum 30 degree

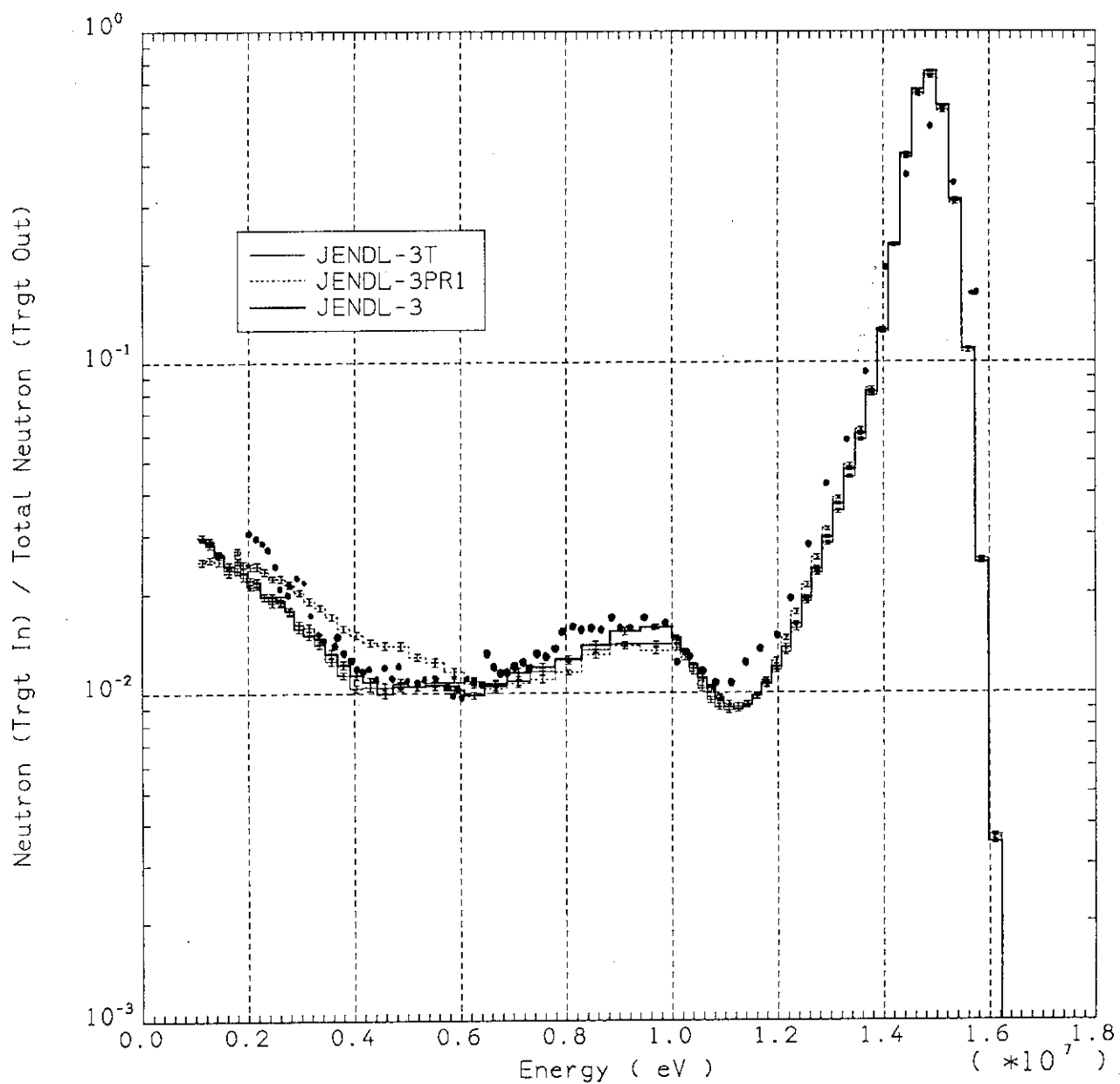
Fig. 3.2 Leakage spectra from lithium 6 at 30 degree

'•' shows measured values.



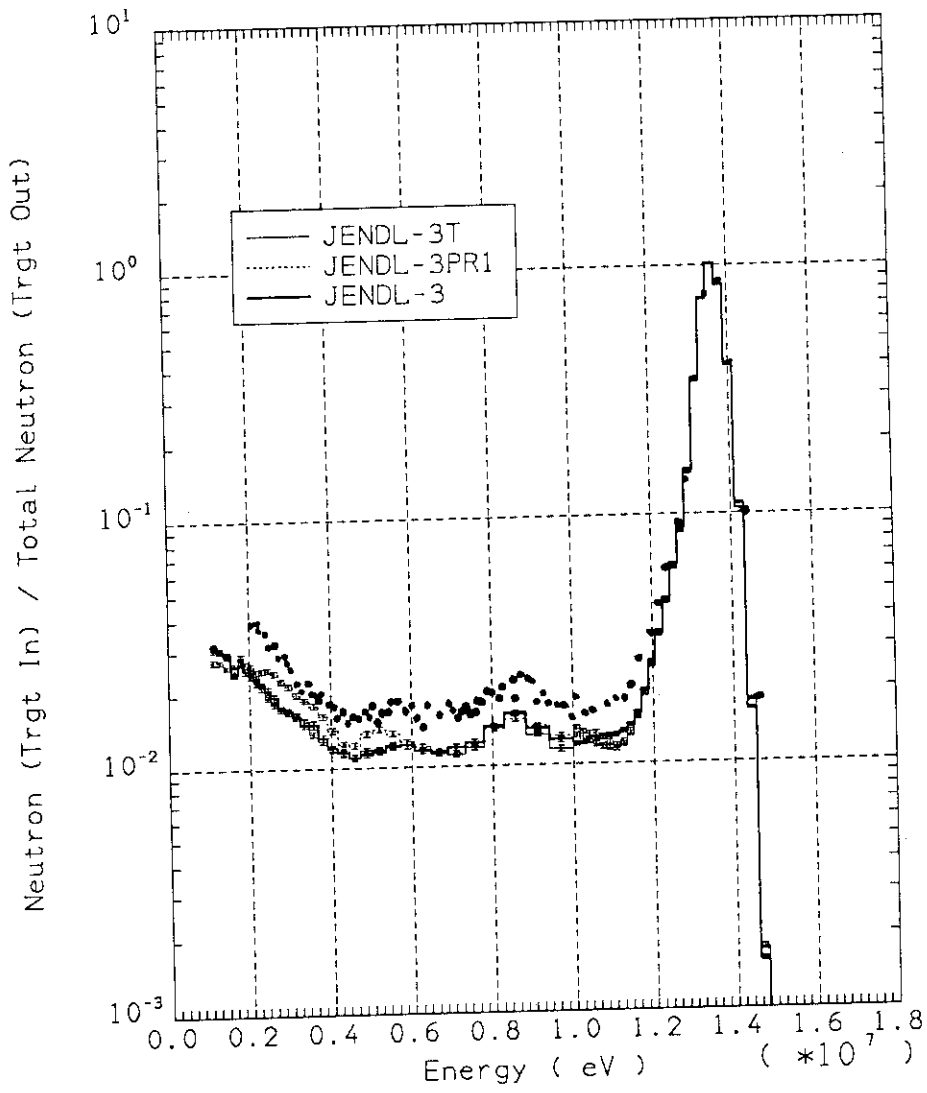
Li-6 Sphere(0.5 M.F.P.) Leakage spectrum 120 degree

Fig. 3.3 Leakage spectra from lithium 6 at 120 degree



Li-7 Sphere(0.5 M.F.P.) Leakage spectrum 30 degree

Fig. 3.4 Leakage spectra from lithium 7 at 30 degree



Li-7 Sphere(0.5 M.F.P.) Leakage spectrum 120 degree

Fig. 3.5 Leakage spectra from lithium 7 at 120 degree

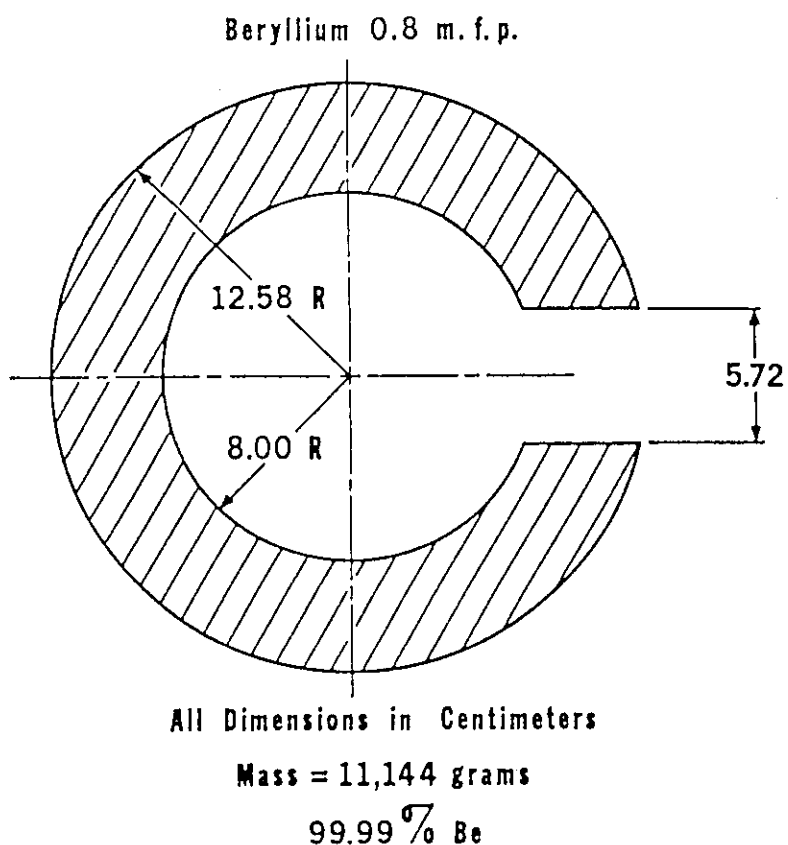


Fig. 3.6 Geometry and configuration of beryllium spherical pile

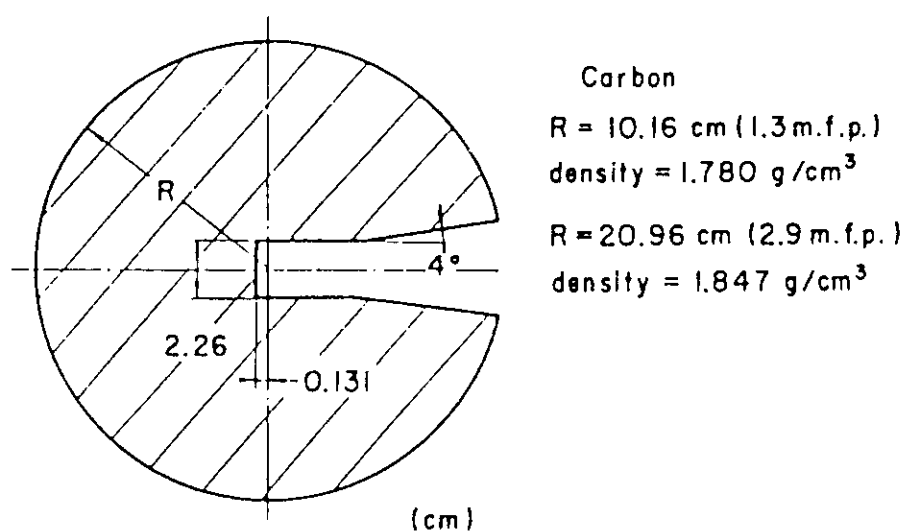
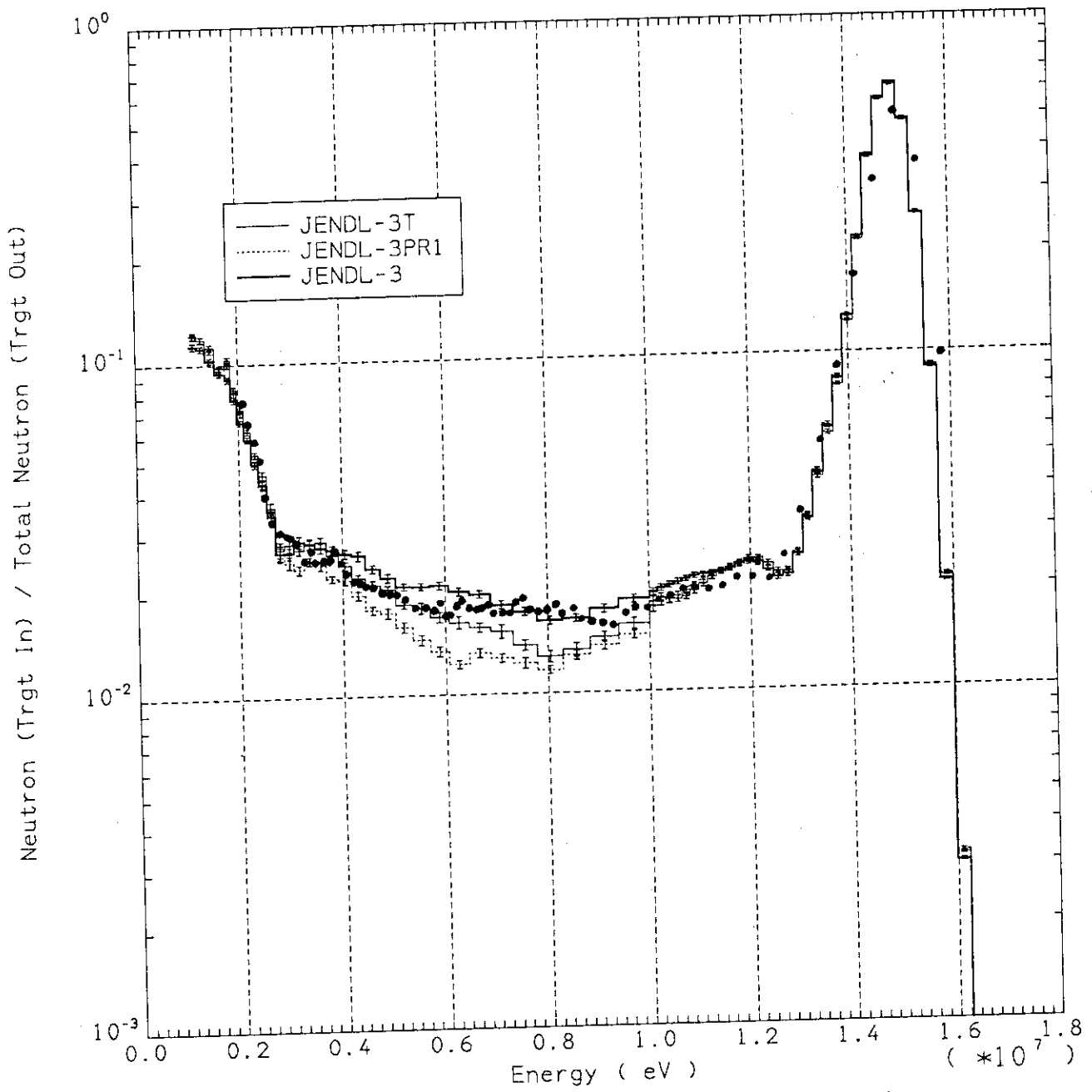
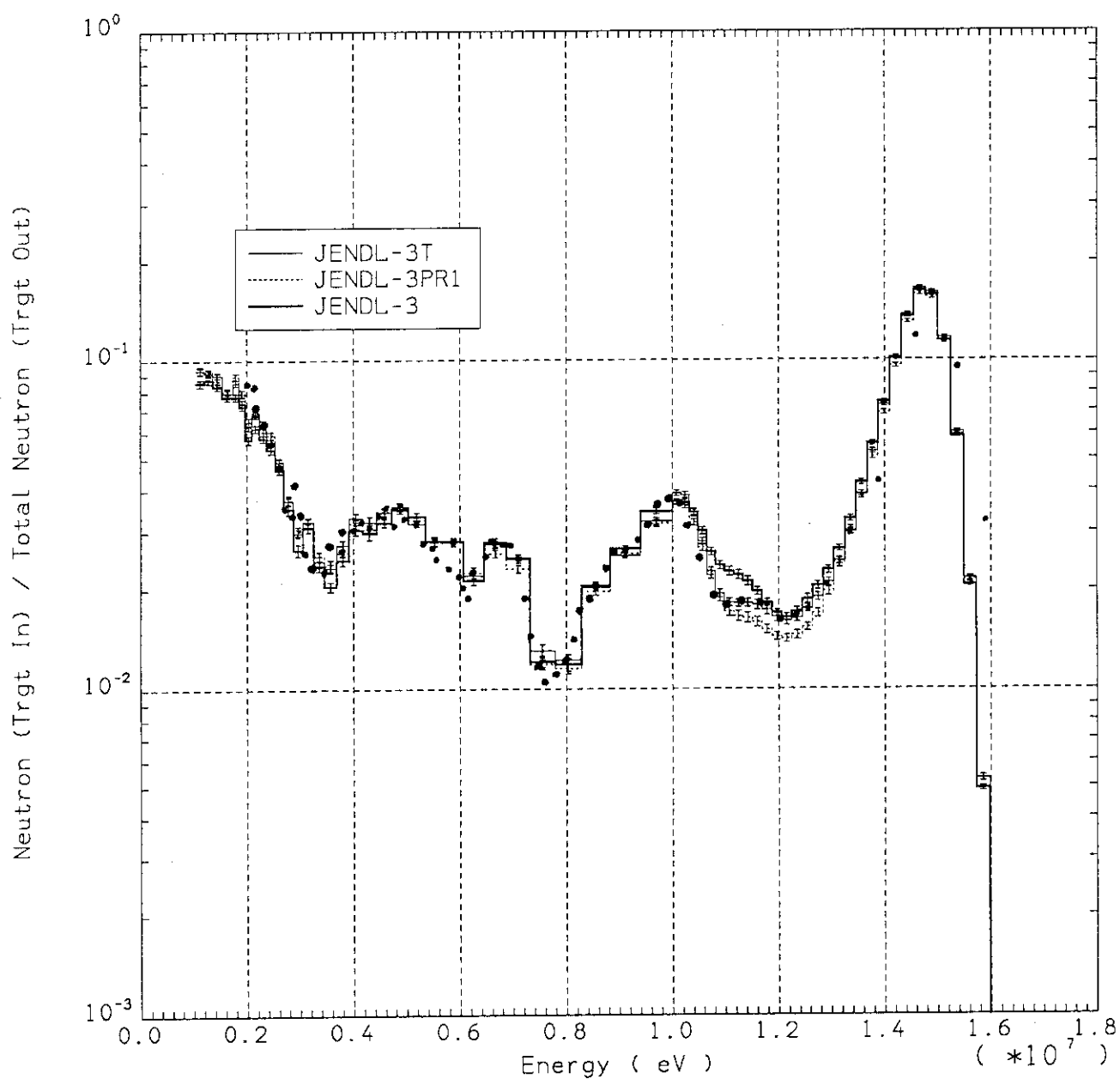


Fig. 3.8 Geometry and configuration of carbon spherical pile



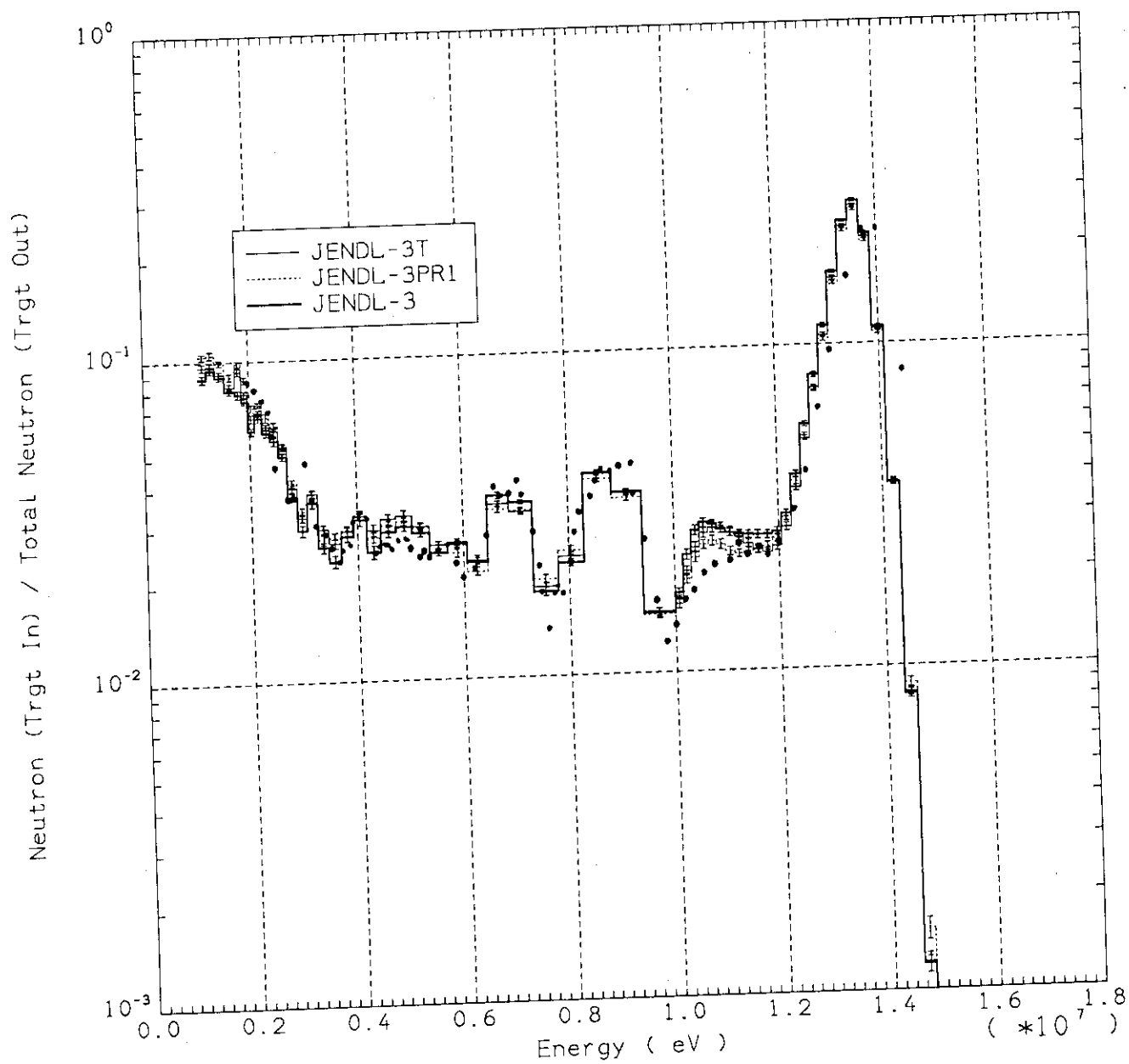
Be Sphere(0.8 M.F.P.) Leakage spectrum 30 degree

Fig. 3.7 Leakage spectra from beryllium at 30 degree



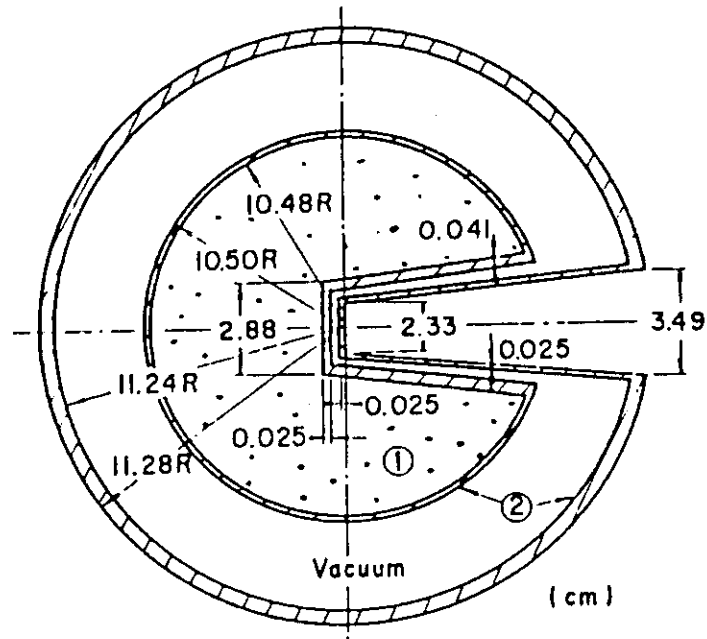
Carbon Sphere(2.9 M.F.P.) Leakage spectrum 30 degree

Fig. 3.9 Leakage spectra from carbon at 30 degree



Carbon Sphere(2.9 M.F.P.) Leakage spectrum 120 degree

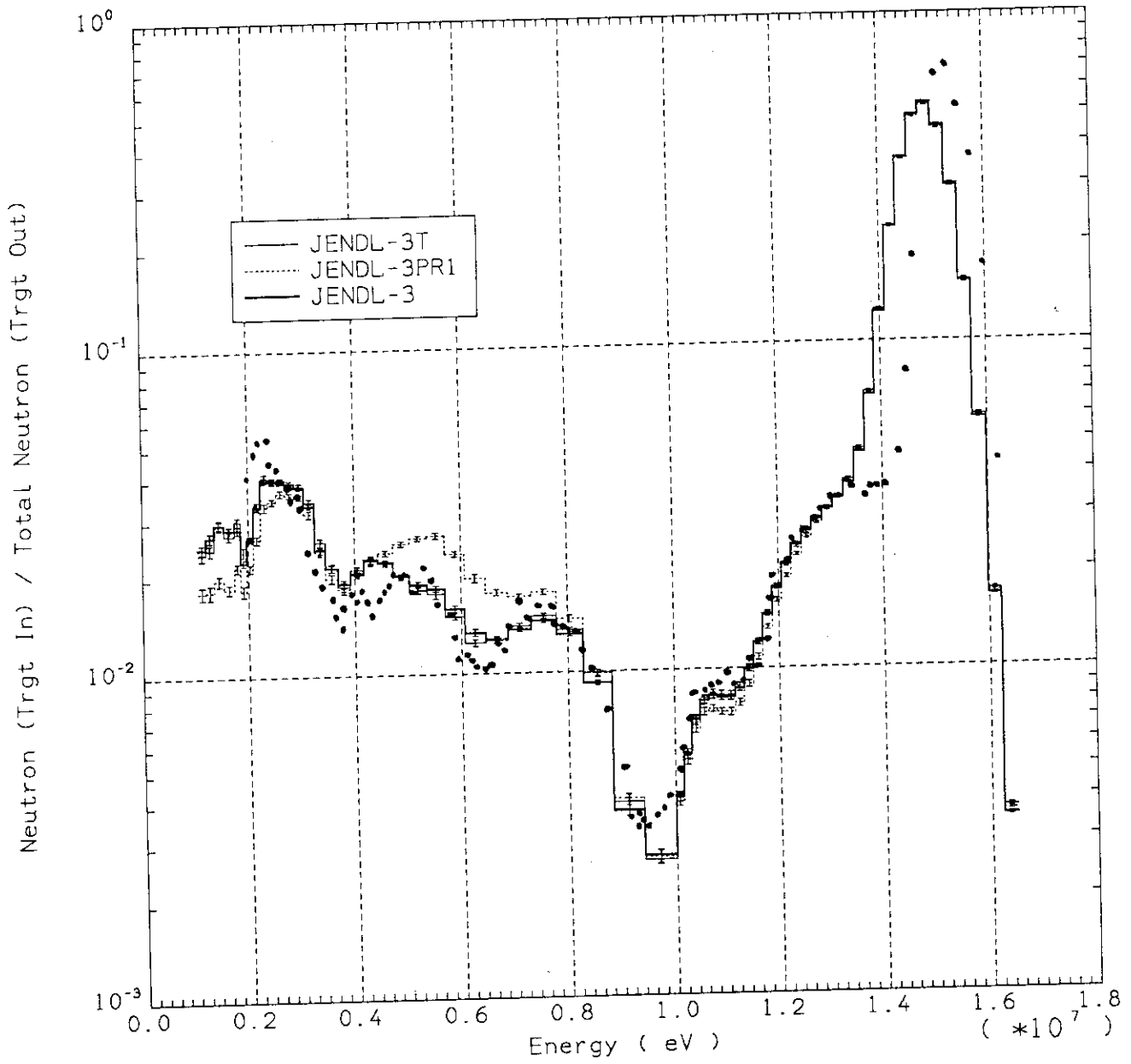
Fig. 3.10 Leakage spectra from carbon at 120 degree



Liquid Oxygen (0.7 m.f.p.)

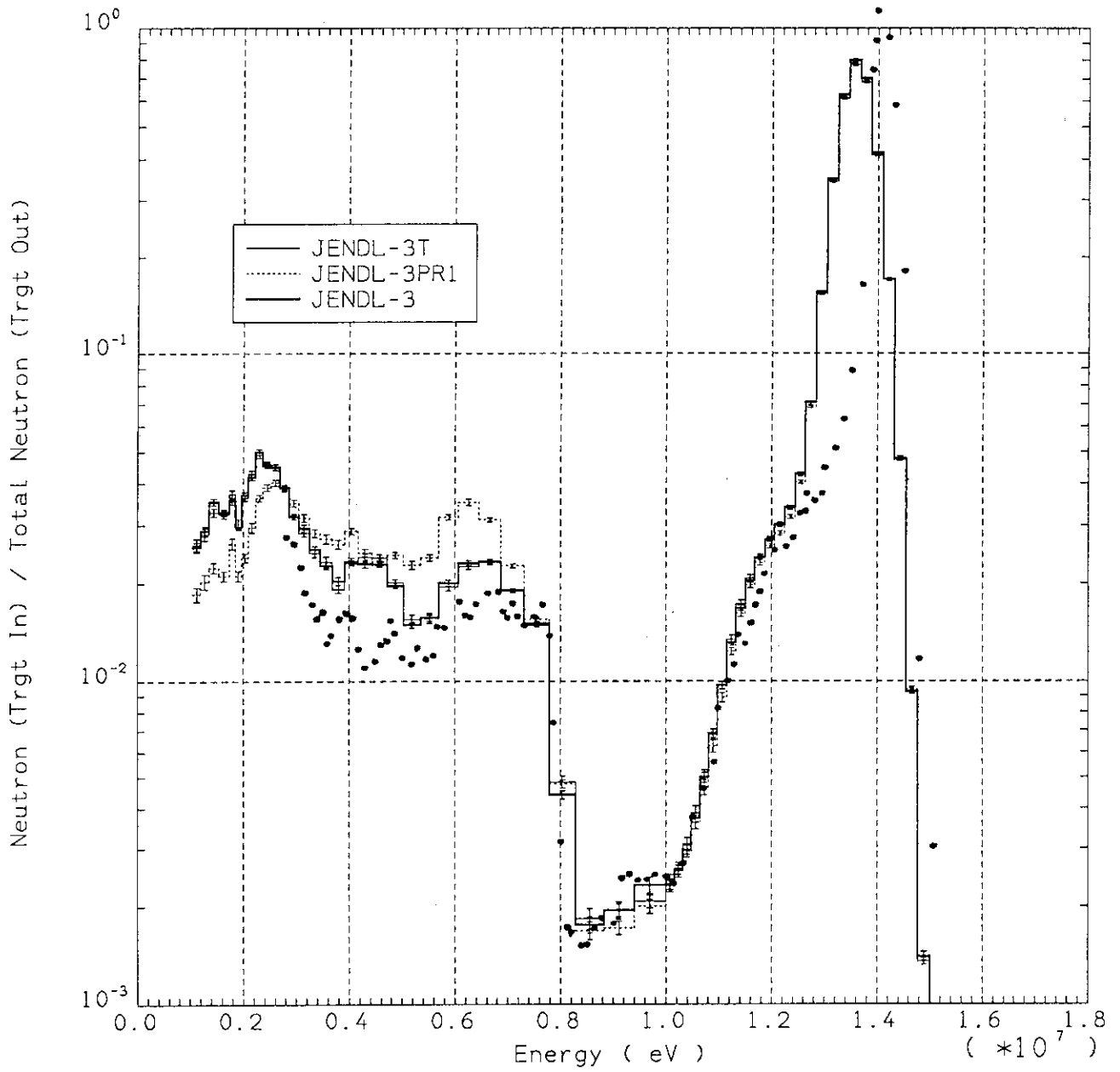
Zone	Density(g/cm ³)	Atomic %
①	1.14	O : 100
②	7.9	Fe : 68.6
		Cr : 20.0
		Ni : 8.4
		Si : 2.0
		Mn : 1.2

Fig. 3.11 Geometry and configuration of liquid oxygen spherical pile



Oxygen Sphere(0.8 M.F.P.) Leakage spectrum 30 degree

Fig. 3.12 Leakage spectra from oxygen at 30 degree



Oxygen Sphere(0.8 M.F.P.) Leakage spectrum 120 degree

Fig. 3.13 Leakage spectra from oxygen at 120 degree

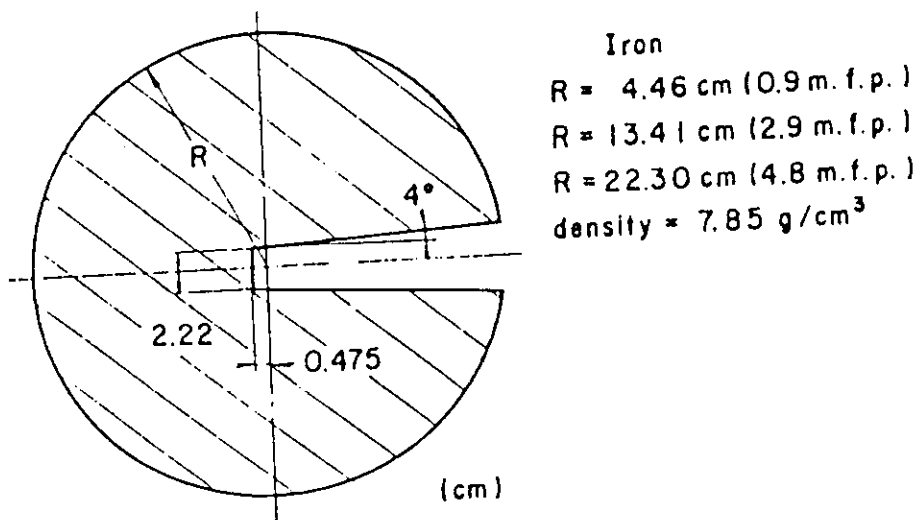
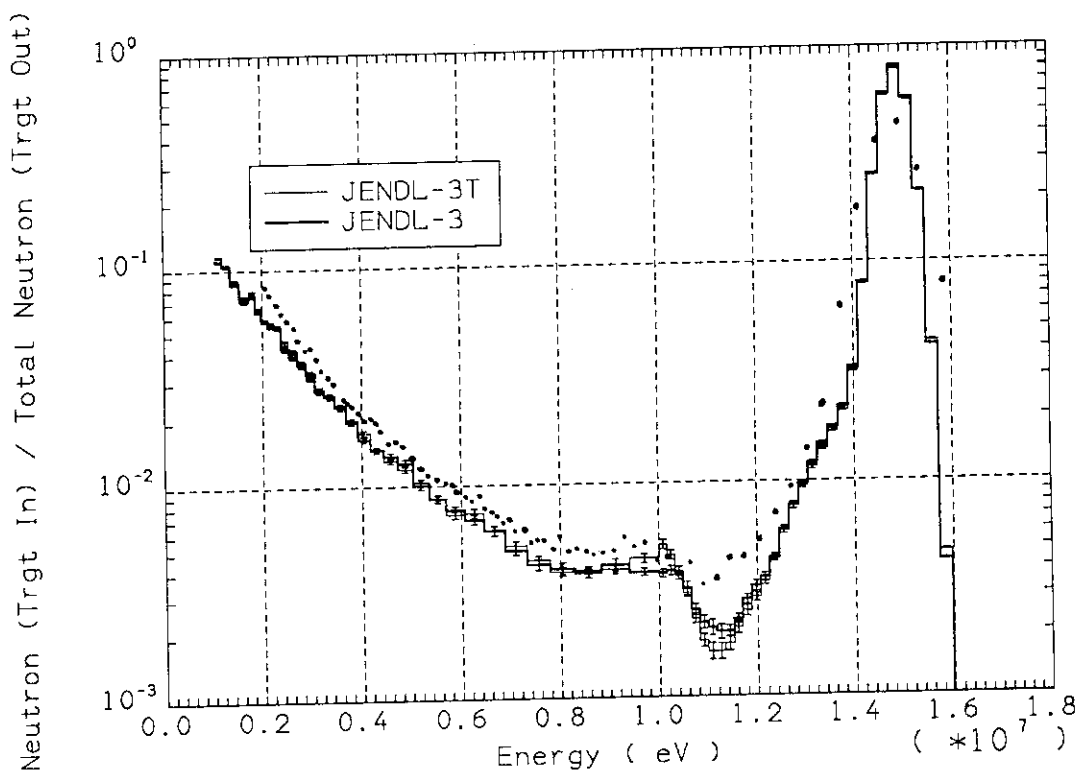
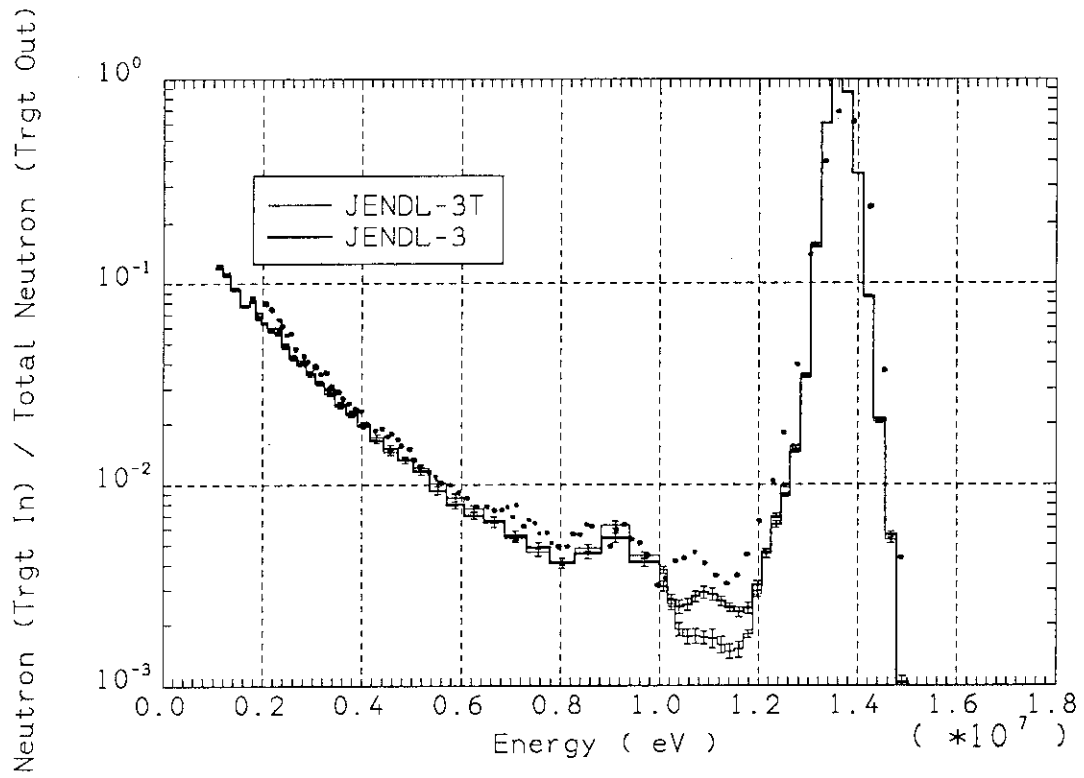


Fig. 3.14 Geometry and configuration of iron spherical pile



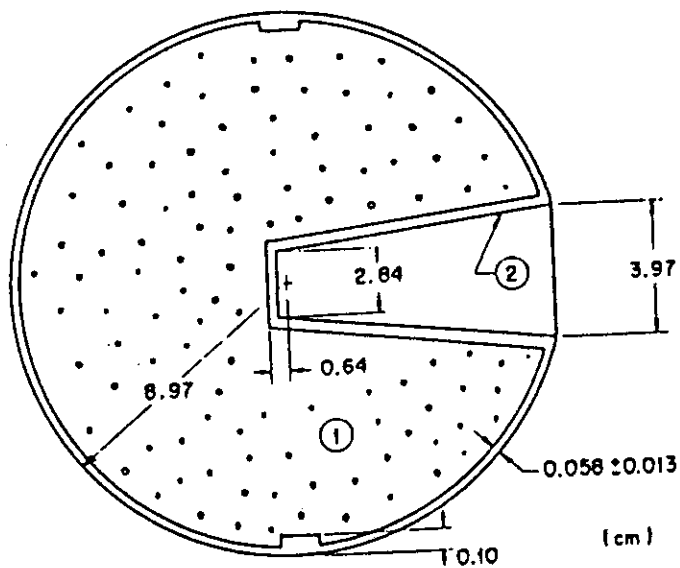
Iron Sphere(0.9 M.F.P.) Leakage spectrum 30 degree

Fig. 3.15 Leakage spectra from iron at 30 degree



Iron Sphere(0.9 M.F.P.) Leakage spectrum 120 degree

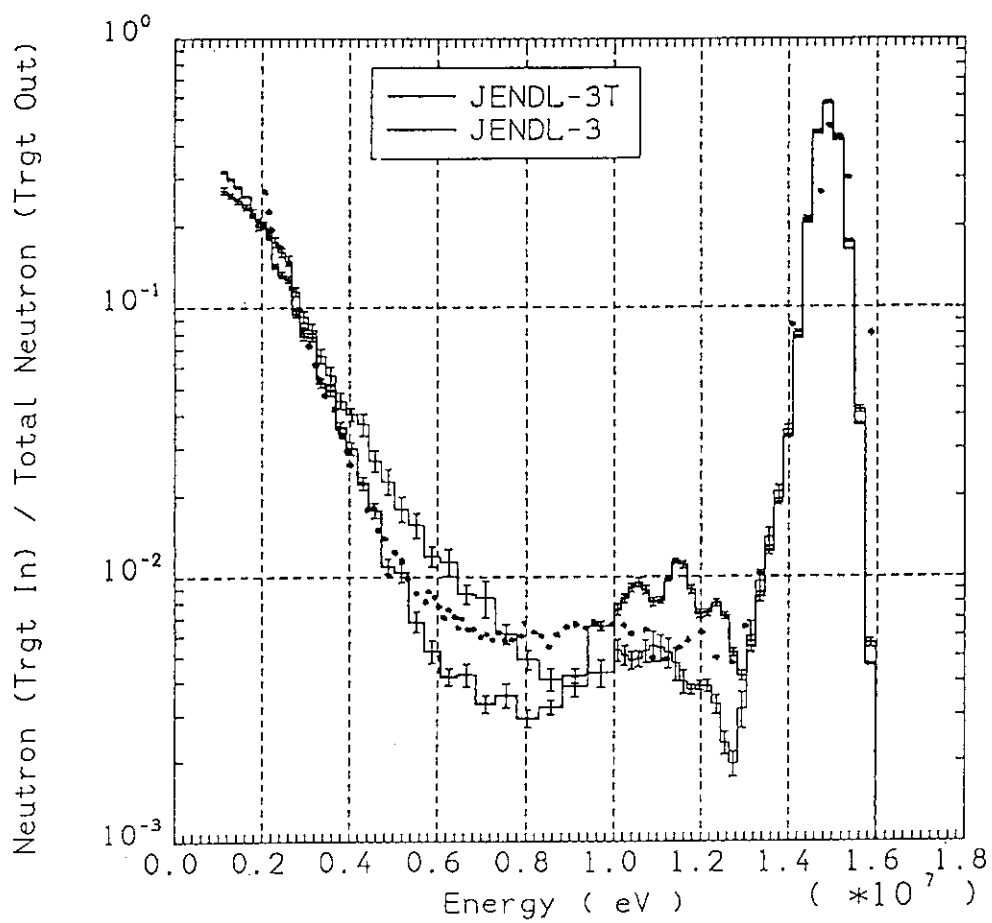
Fig. 3.16 Leakage spectra from iron at 120 degree



Lead (1.4 m.f.p.)

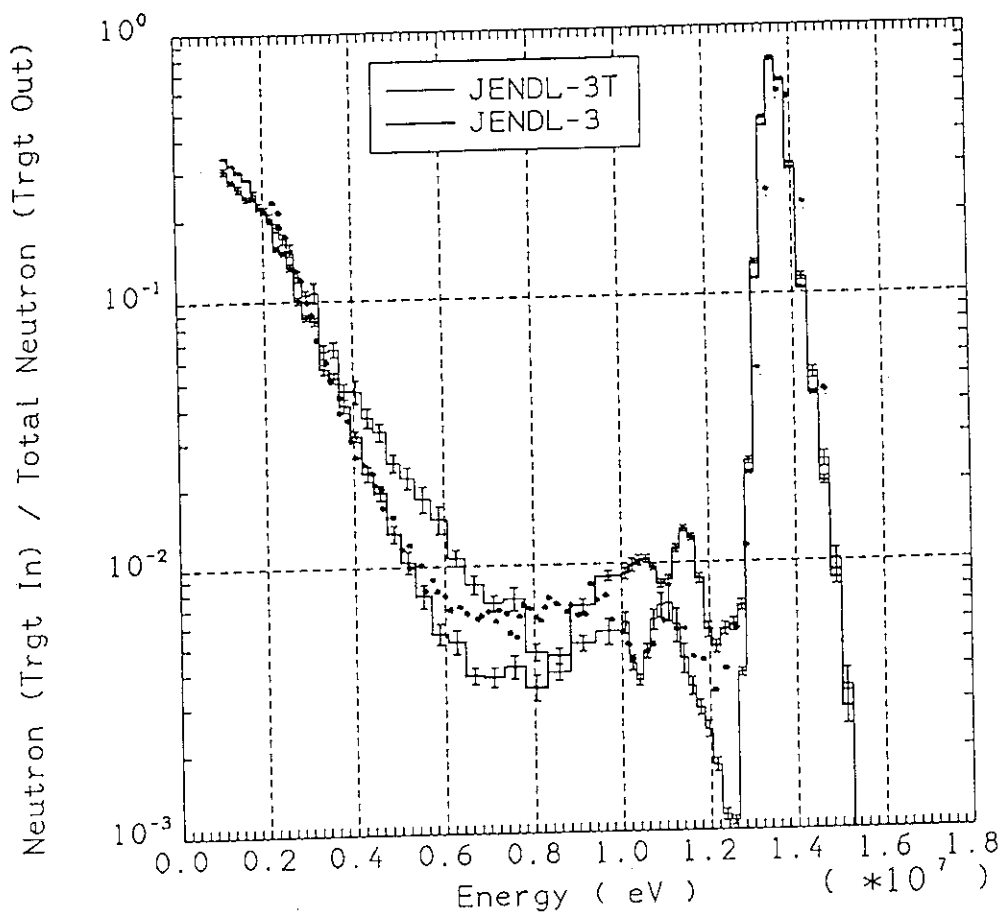
Zone	Density (g/cm ³)	Atomic %
①	11.34	Pb : 100.0
②	7.9	Fe : 68.6 Cr : 20.0 Ni : 8.4 Si : 2.0 Mn : 1.0

Fig. 3.17 Geometry and configuration of lead spherical pile



Lead Sphere(1.4 M.F.P.) Leakage spectrum 30 degree

Fig. 3.18 Leakage spectra from lead at 30 degree



Lead Sphere(1.4 M.F.P.) Leakage spectrum 120 degree

Fig. 3.19 Leakage spectra from lead at 120 degree

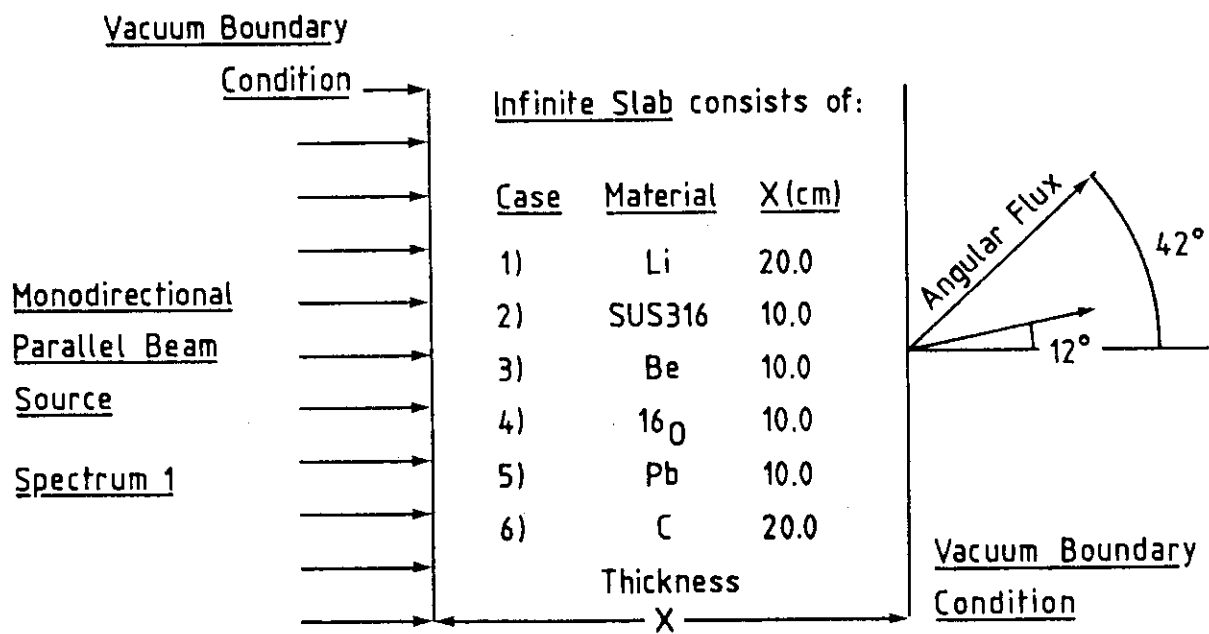
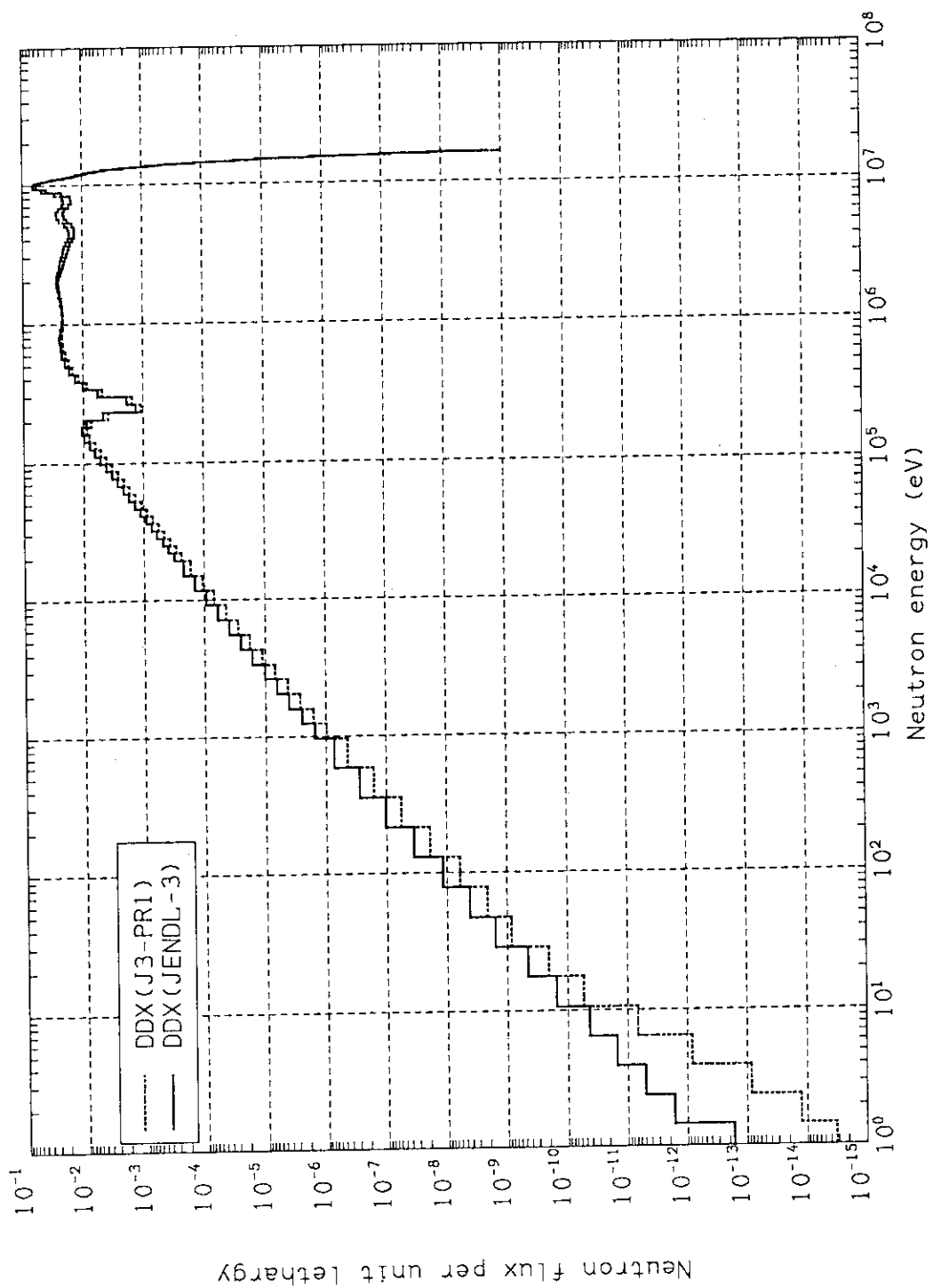
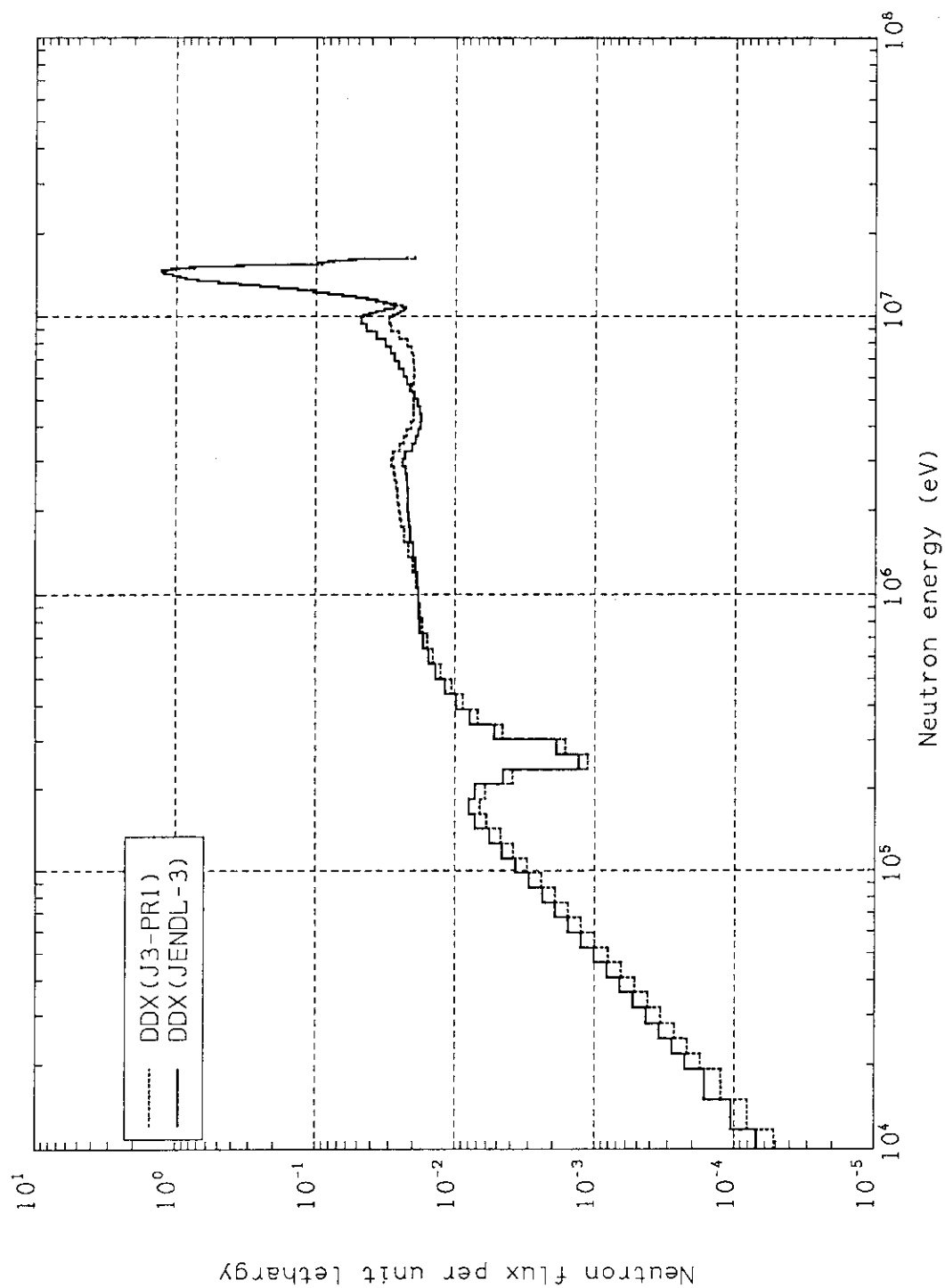


Fig. 3.20 Schematic diagram for infinite slab geometry of calculational benchmark problems



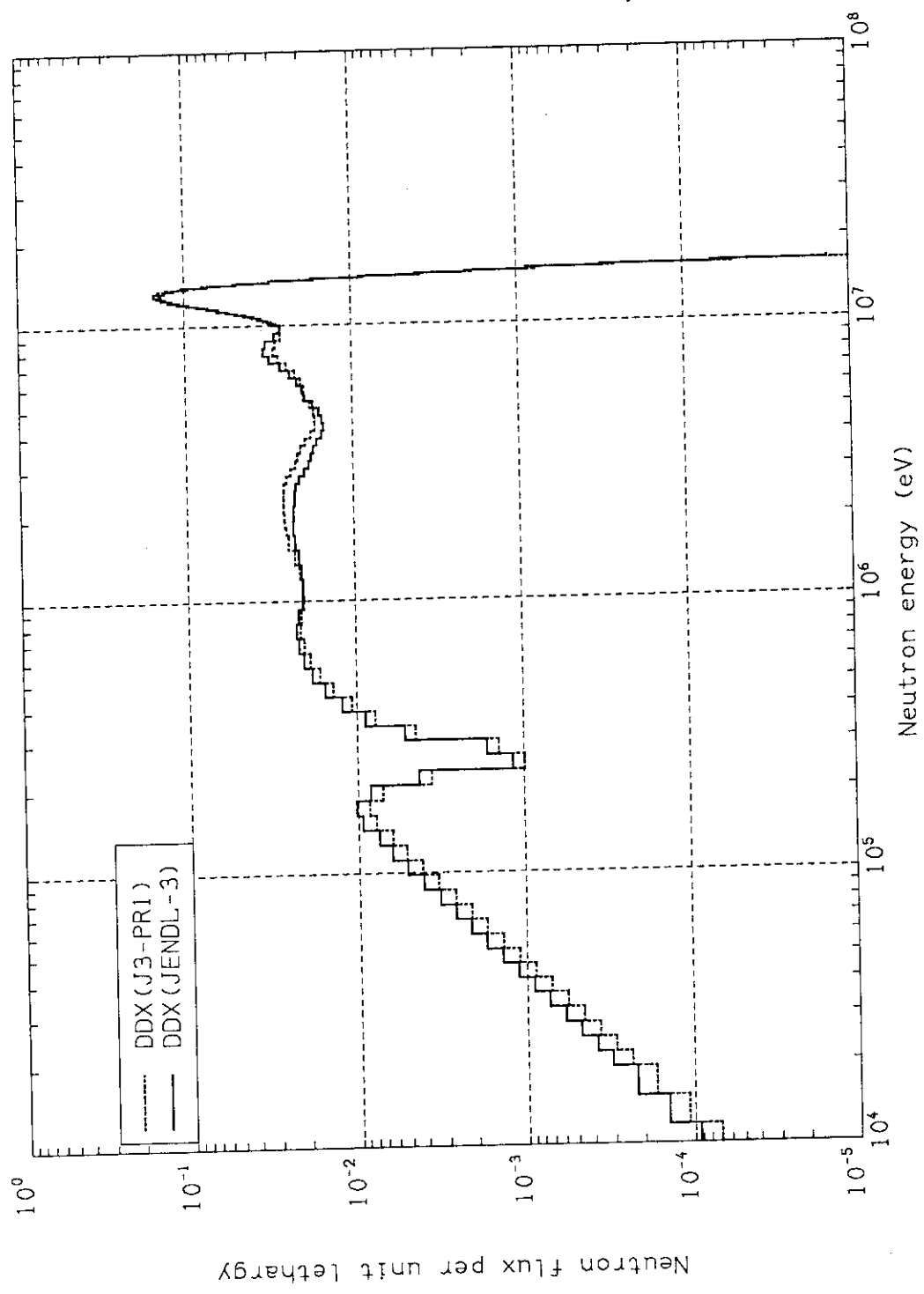
Neutron Spectrum in Li Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.21 Angular neutron spectrum in lithium slab at $\mu=-0.39$



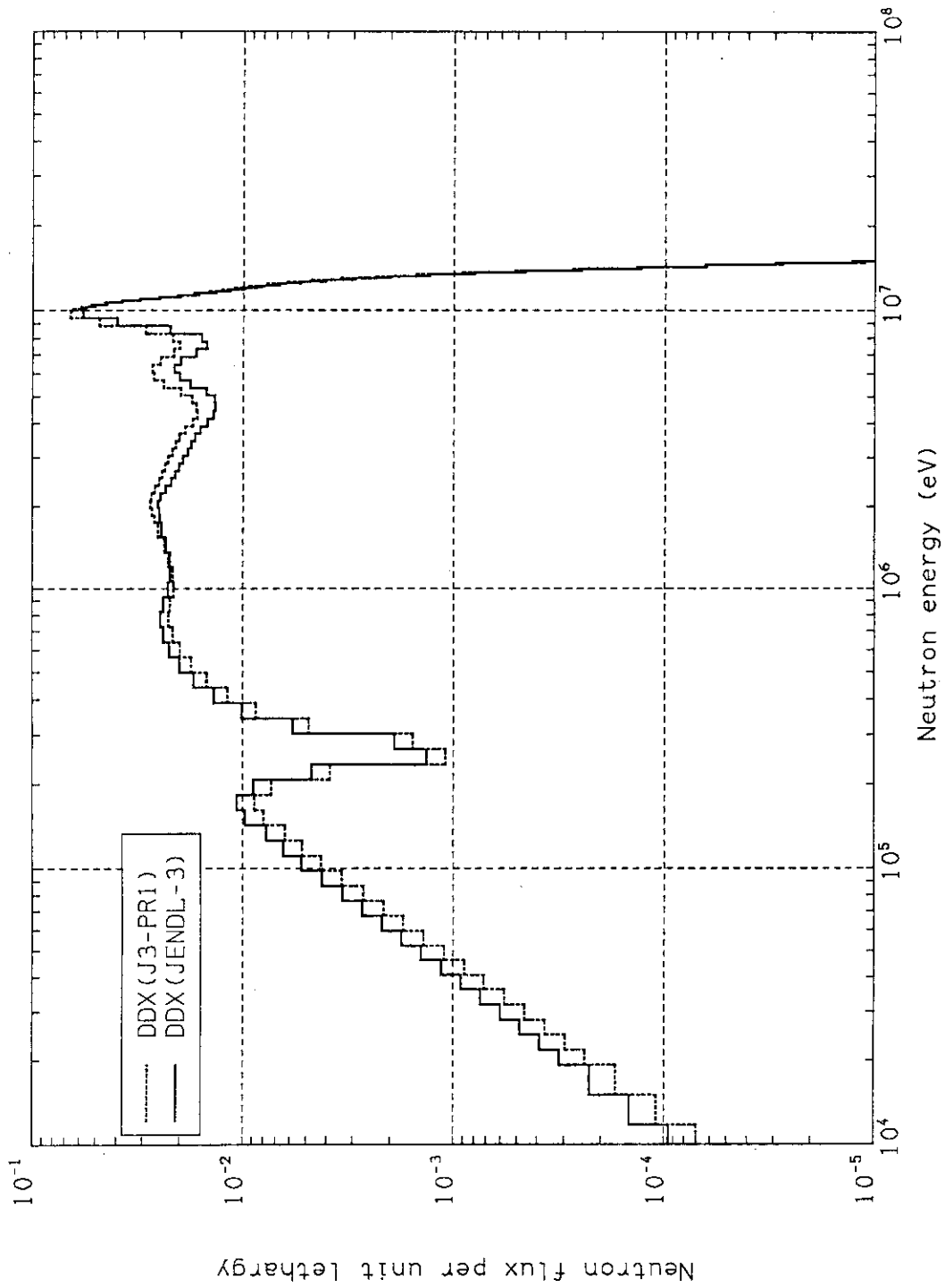
Neutron Spectrum in Li Slab by ANISN-DD $\mu=0.91$

Fig. 3.22 Angular neutron spectrum in lithium slab at $\mu=0.91$



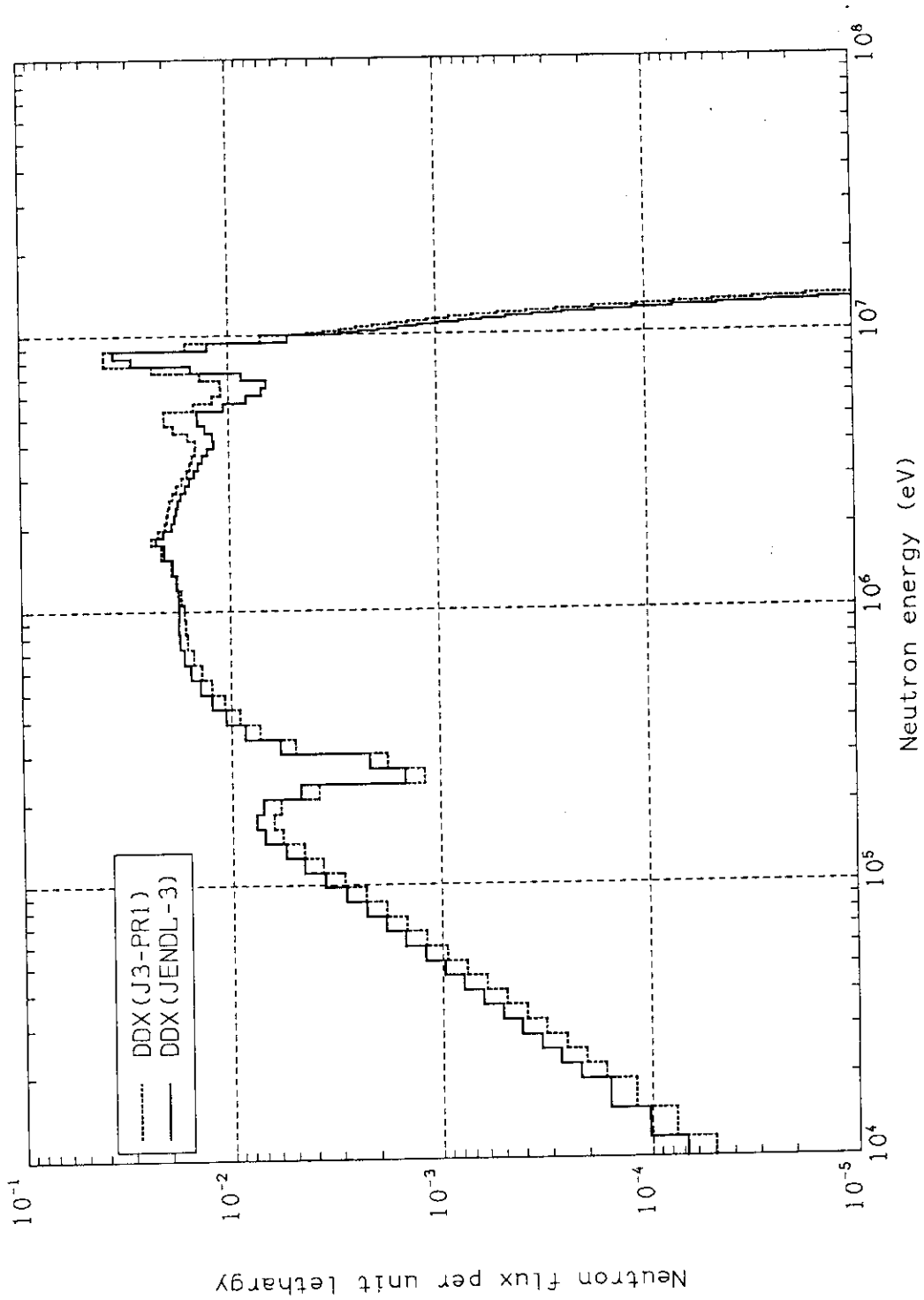
Neutron Spectrum in Li Slab by ANISN-DD $\mu=0.39$

Fig. 3.23 Angular neutron spectrum in lithium slab at $\mu=0.39$



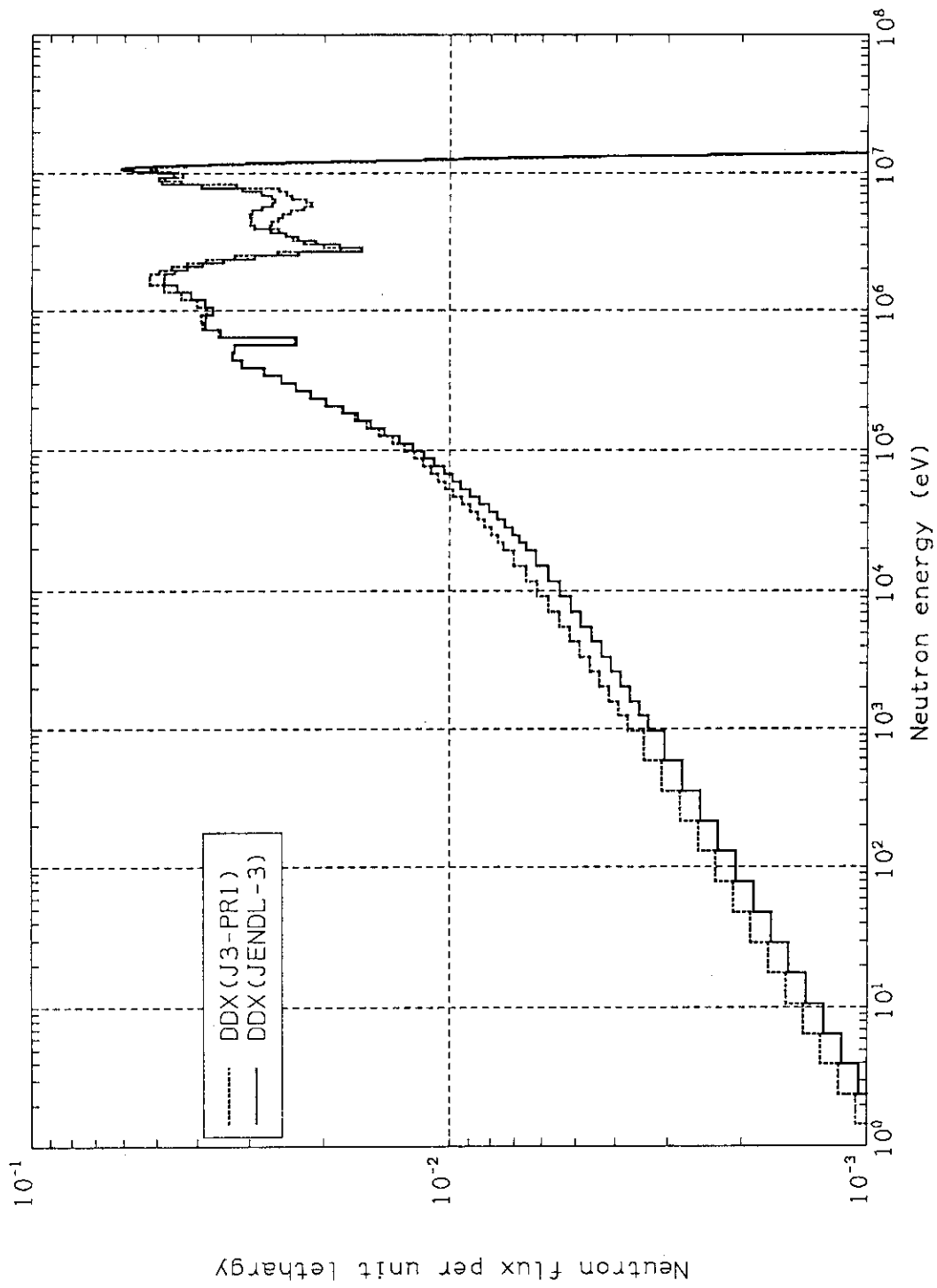
Neutron Spectrum in Li Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.24 Angular neutron spectrum in lithium slab at $\mu=-0.39$



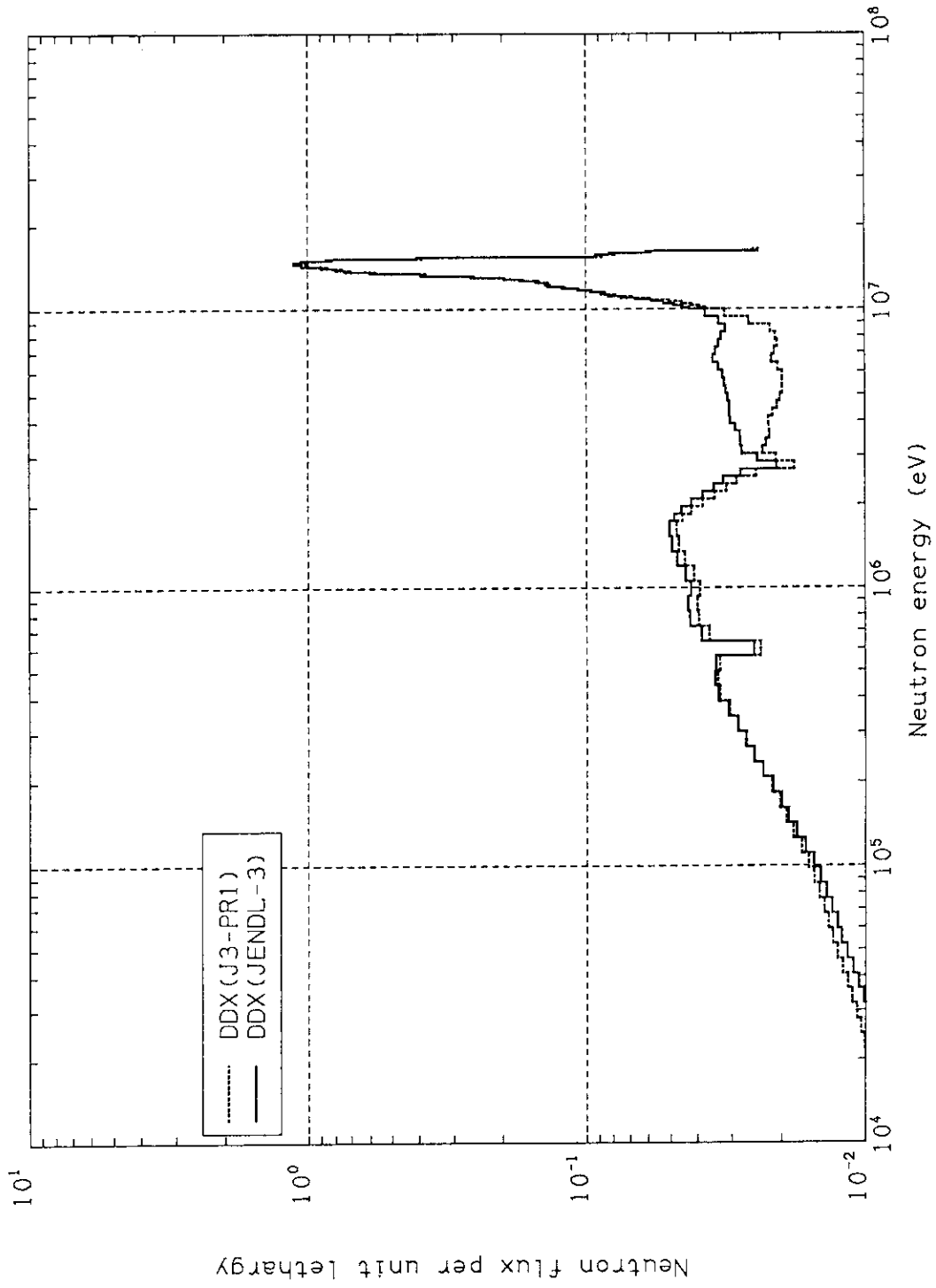
Neutron Spectrum in Li Slab by ANISN-DD $\mu = -0.98$

Fig. 3.25 Angular neutron spectrum in lithium slab at $\mu = -0.98$



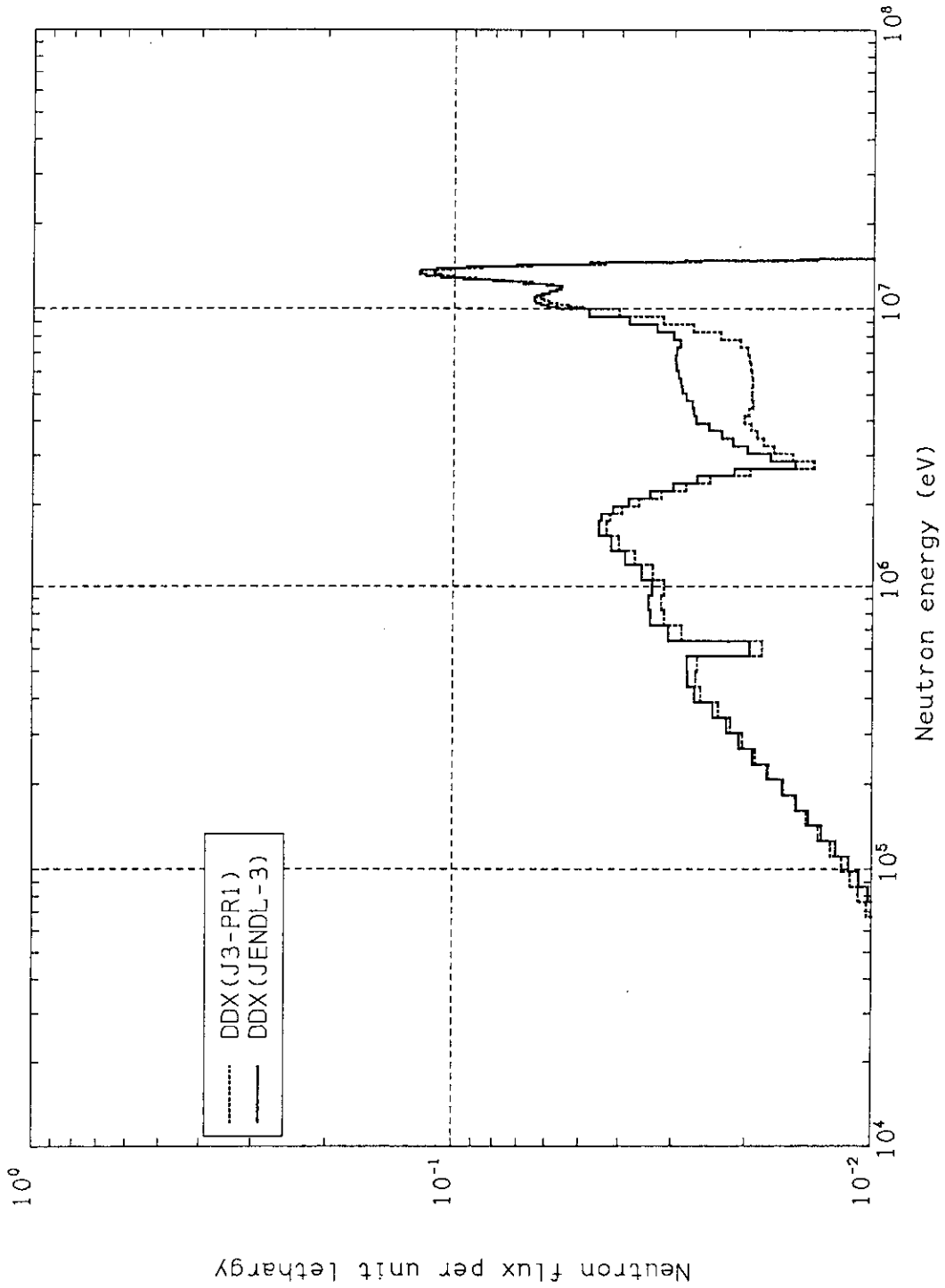
Neutron Spectrum in Be Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.26 Angular neutron spectrum in beryllium slab at $\mu=-0.39$



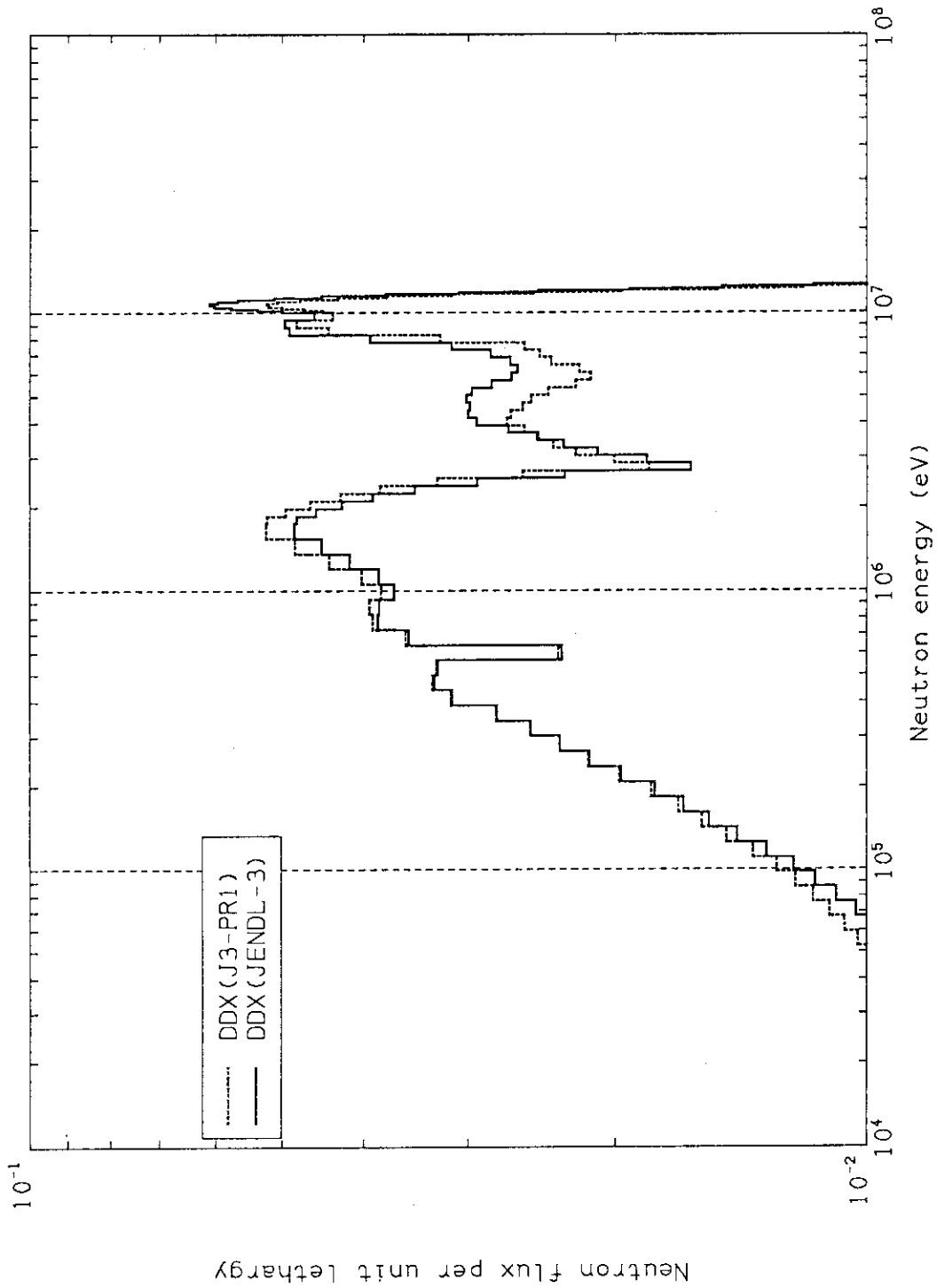
Neutron Spectrum in Be Slab by ANISN-DD $\mu=0.91$

Fig. 3.27 Angular neutron spectrum in beryllium slab at $\mu=0.91$



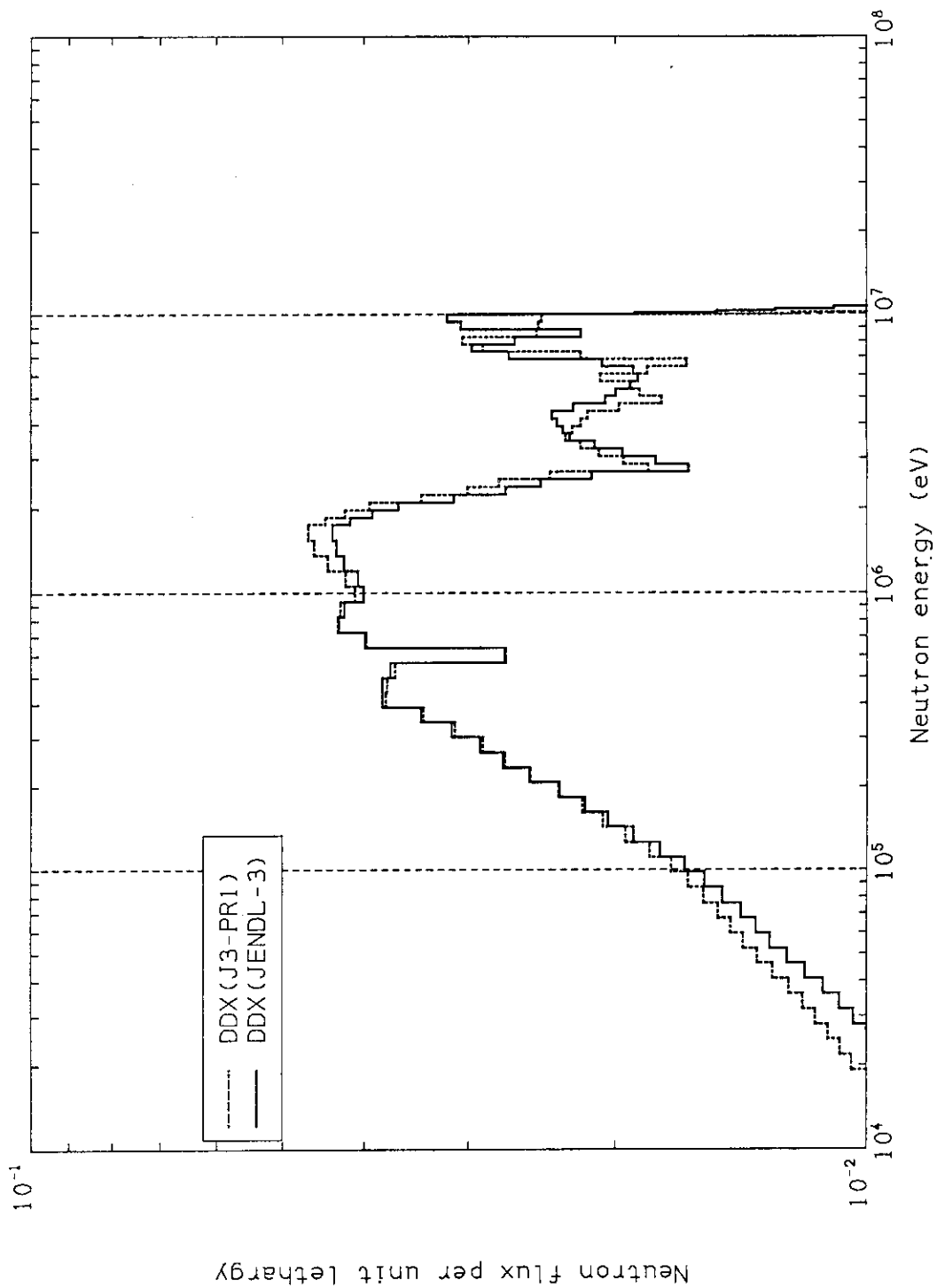
Neutron Spectrum in Be Slab by ANISN-DD $\mu=0.39$

Fig. 3.28 Angular neutron spectrum in beryllium slab at $\mu=0.39$



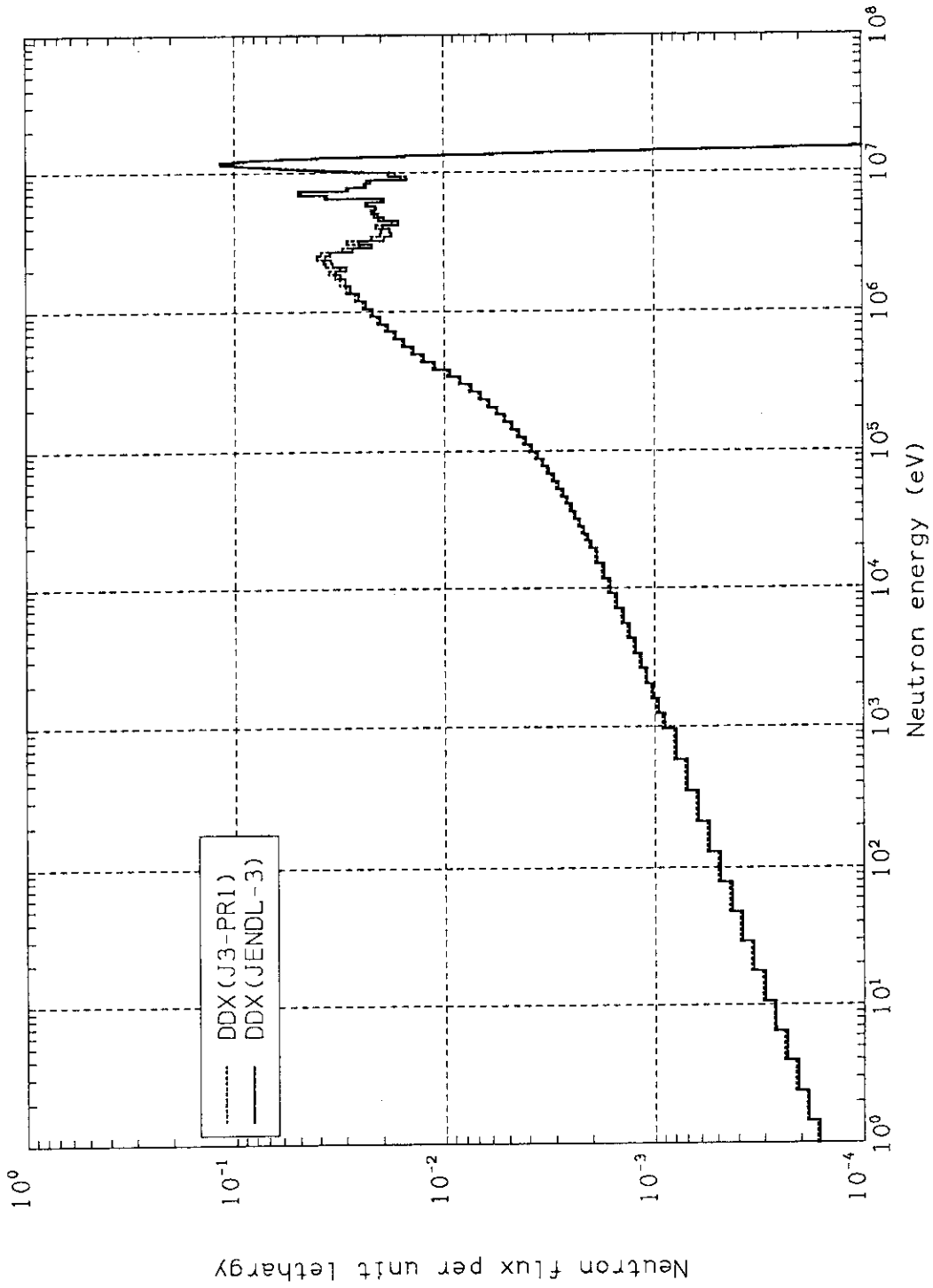
Neutron Spectrum in Be Slab by ANISN-DD $\mu = -0.39$

Fig. 3.29 Angular neutron spectrum in beryllium slab at $\mu = -0.39$



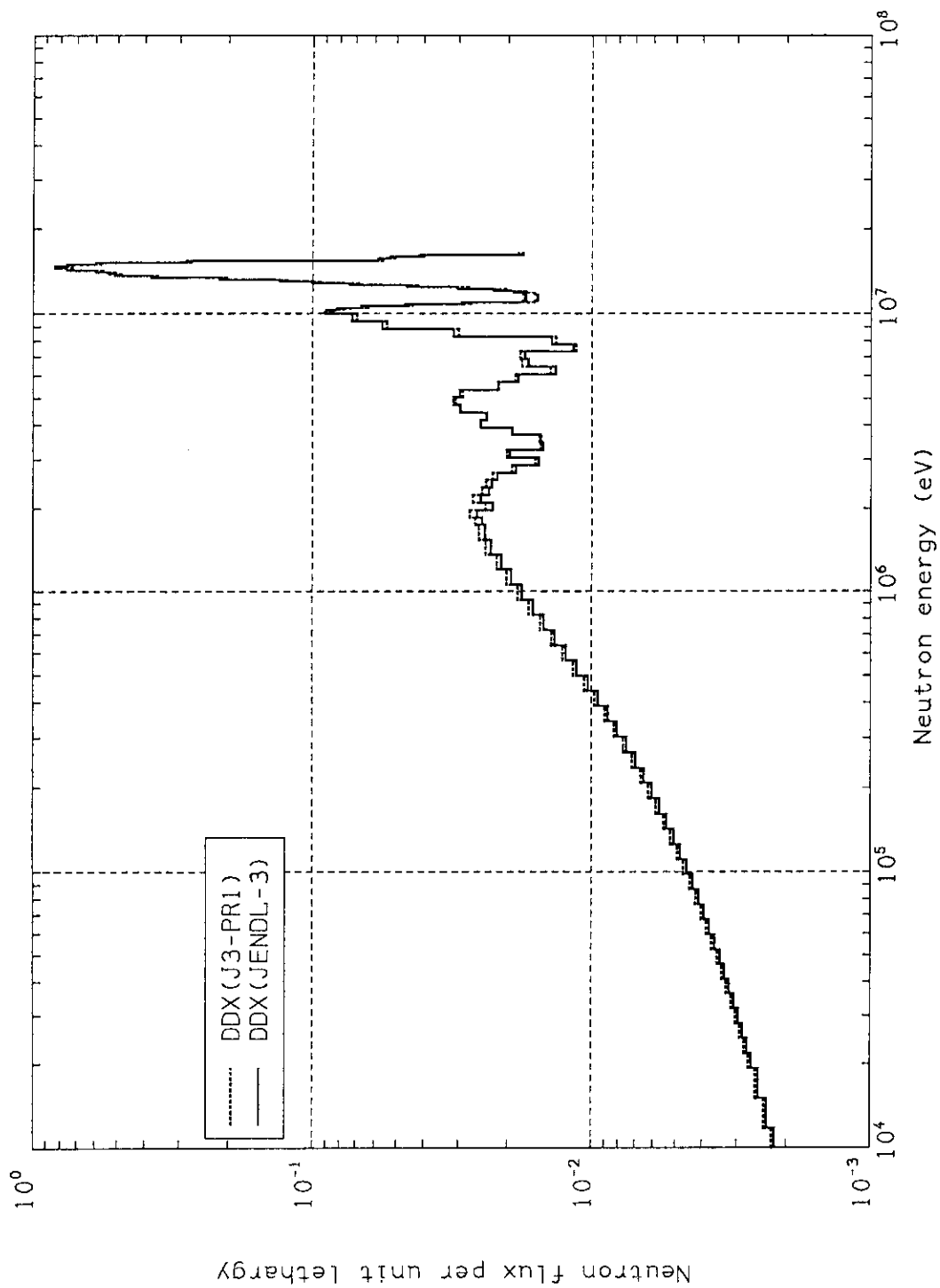
Neutron Spectrum in Be Slab by ANISN-DD $\mu = -0.98$

Fig. 3.30 Angular neutron spectrum in beryllium slab at $\mu = -0.98$



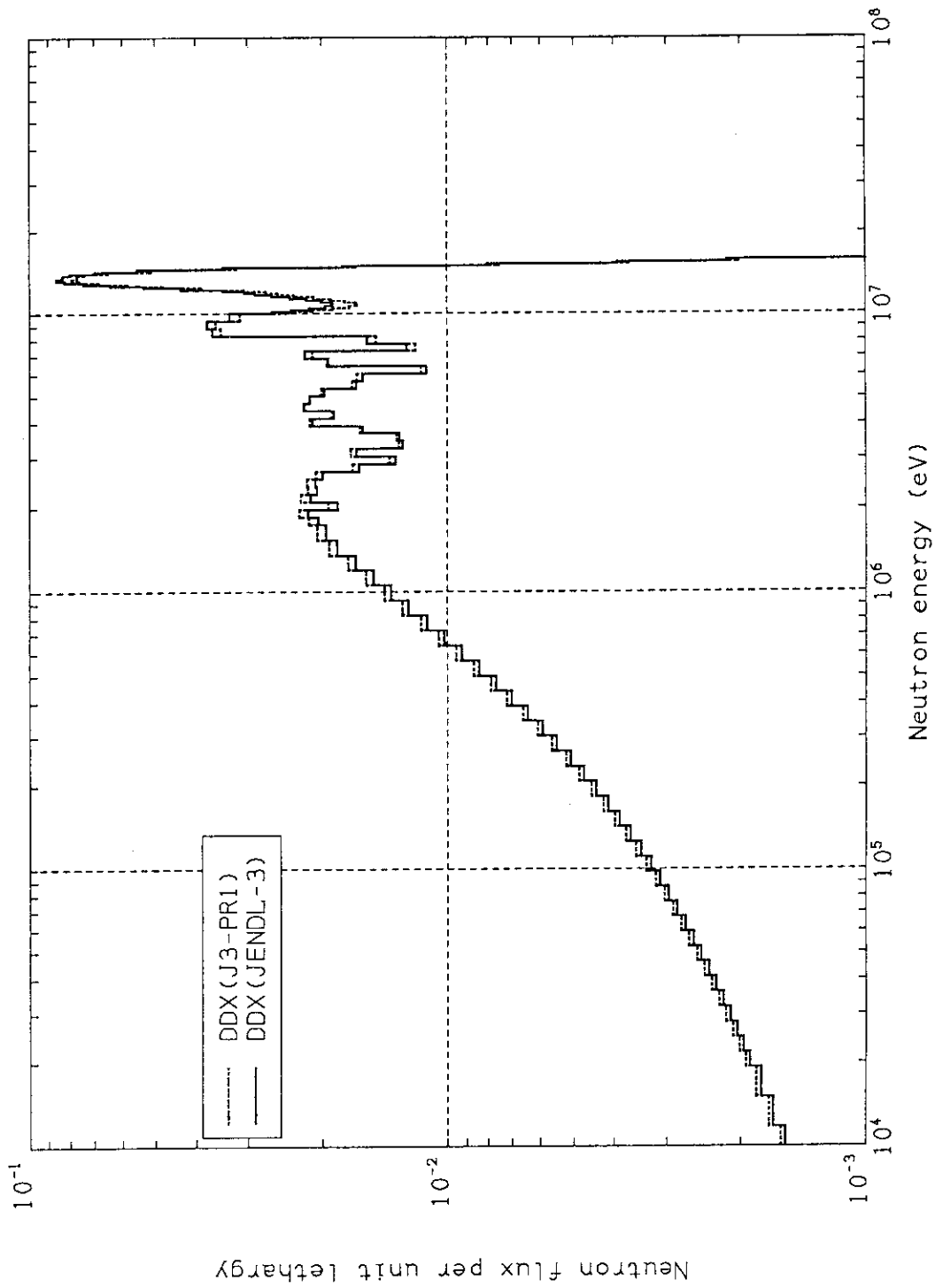
Neutron Spectrum in Carbon Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.31 Angular neutron spectrum in carbon slab at $\mu=-0.39$



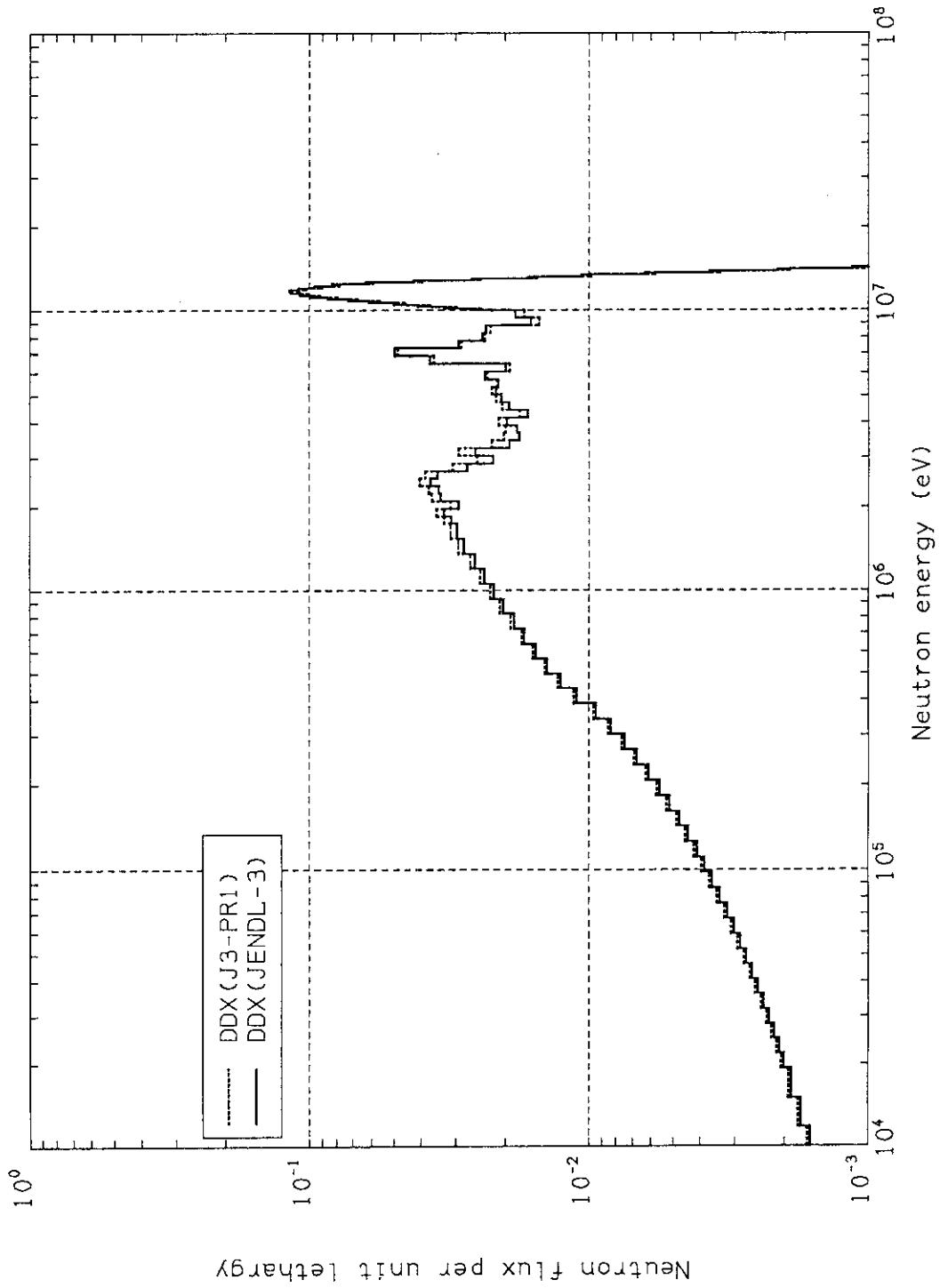
Neutron Spectrum in Carbon Slab by ANISN-DD $\mu=0.91$

Fig. 3.32 Angular neutron spectrum in carbon slab at $\mu=0.91$



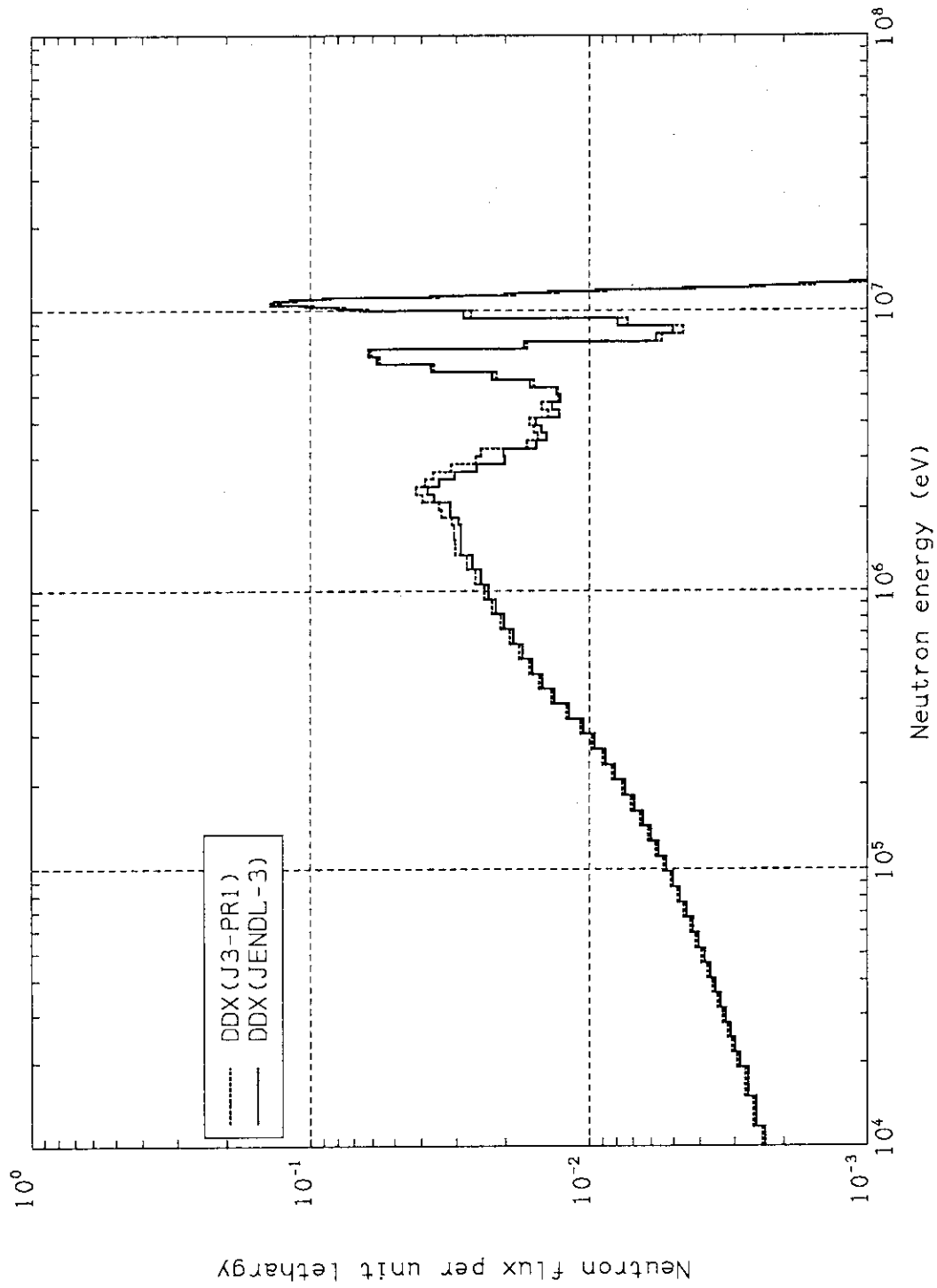
Neutron Spectrum in Carbon Slab by ANISN-DD $\mu=0.39$

Fig. 3.33 Angular neutron spectrum in carbon slab at $\mu=0.39$



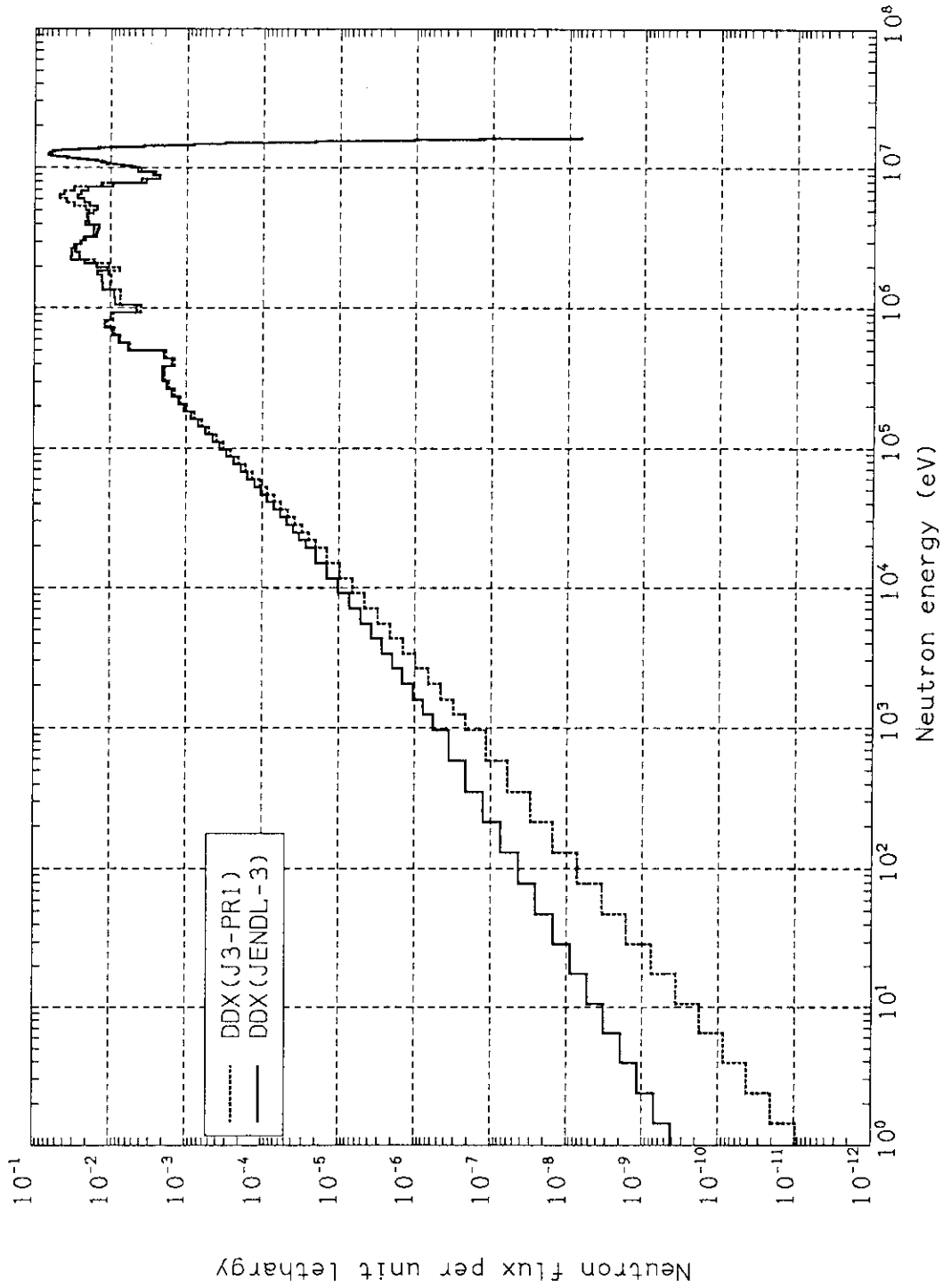
Neutron Spectrum in Carbon Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.34 Angular neutron spectrum in carbon slab at $\mu=-0.39$



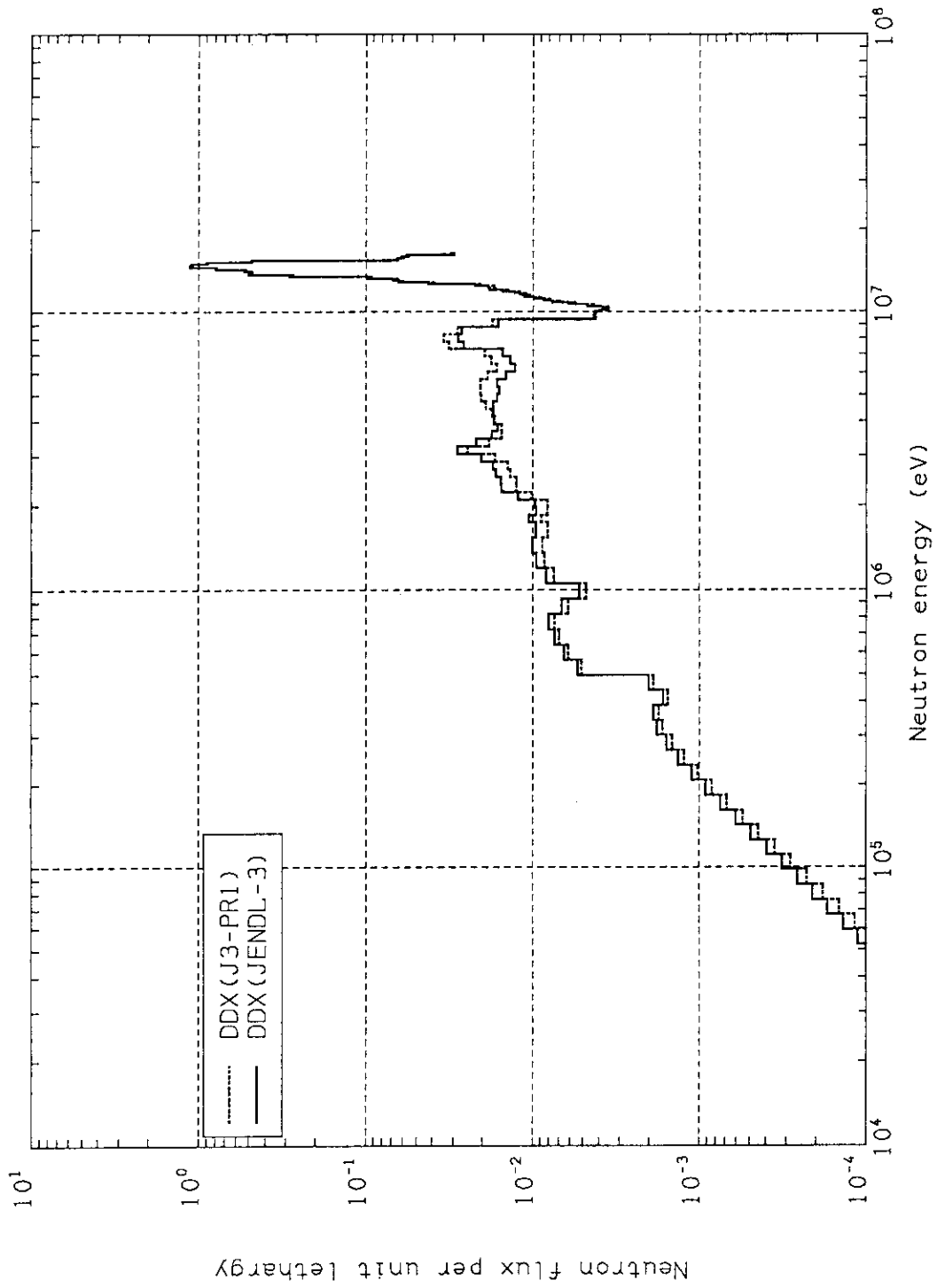
Neutron Spectrum in Carbon Slab by ANISN-DD $\mu = -0.98$

Fig. 3.35 Angular neutron spectrum in carbon slab at $\mu = -0.98$



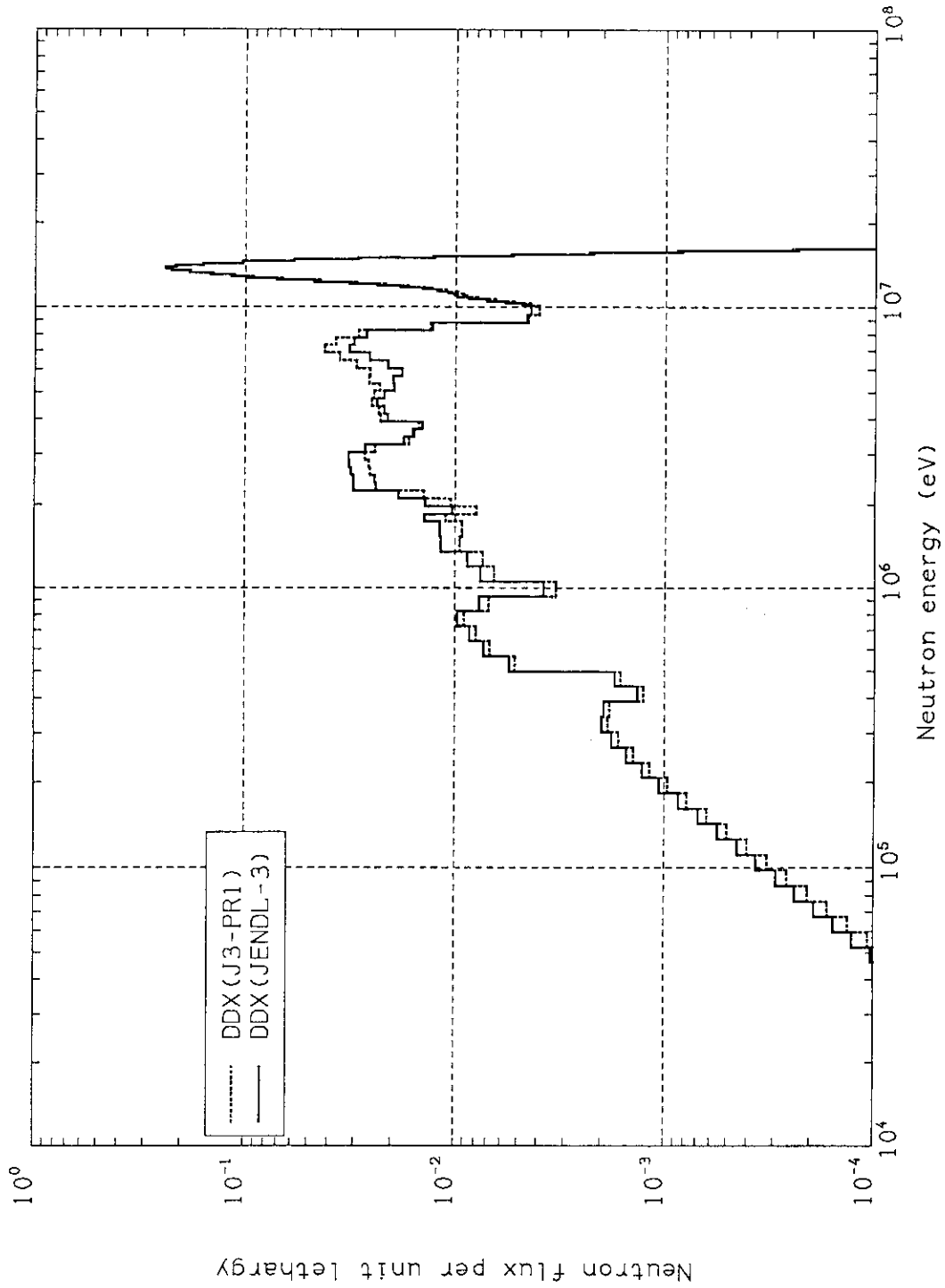
Neutron Spectrum in Oxygen Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.36 Angular neutron spectrum in oxygen slab at $\mu=-0.39$



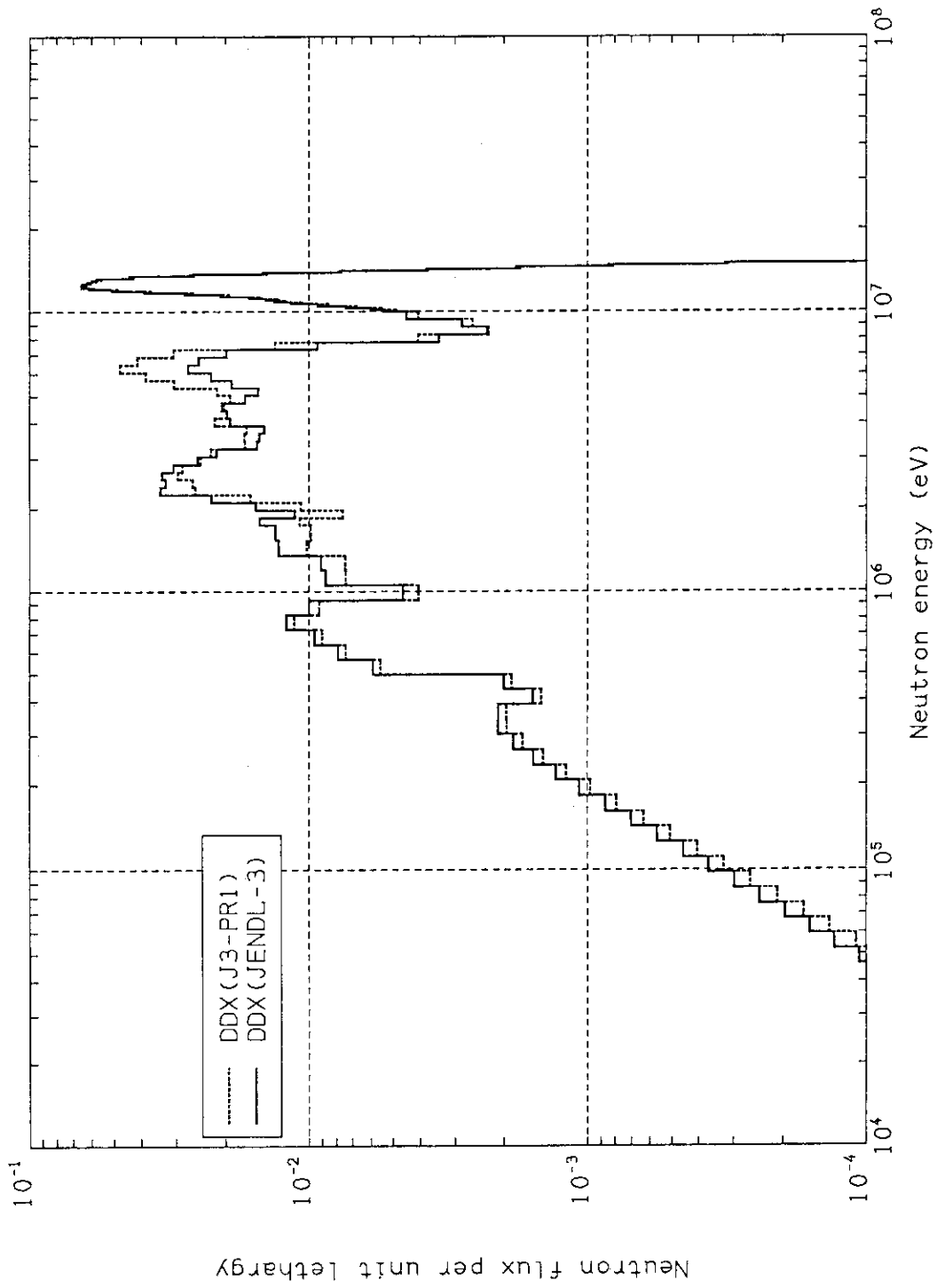
Neutron Spectrum in Oxygen Slab by ANISN-DD $\mu=0.91$

Fig. 3.37 Angular neutron spectrum in oxygen slab at $\mu=0.91$



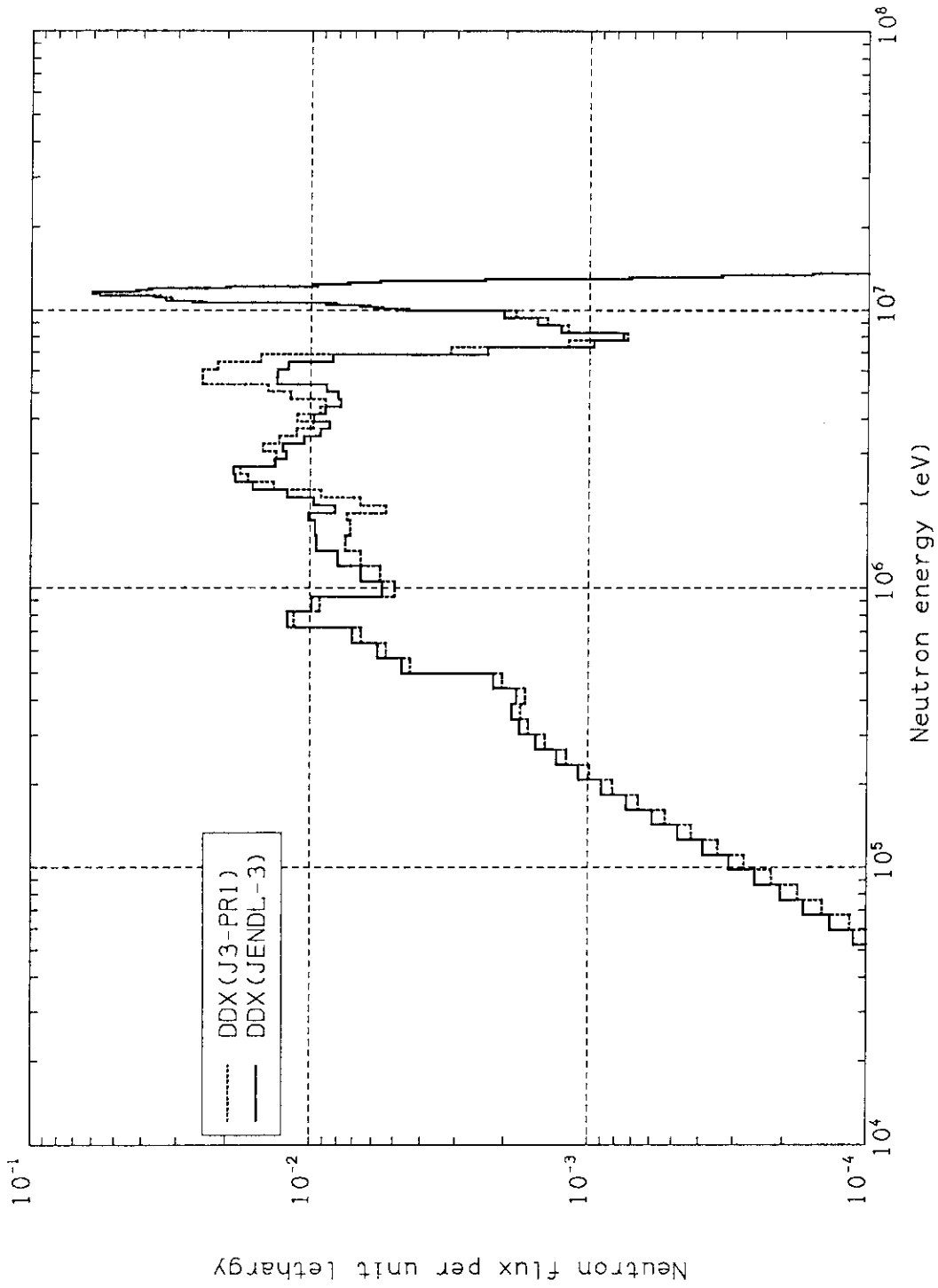
Neutron Spectrum in Oxygen Slab by ANISN-DD $\mu=0.39$

Fig. 3.38 Angular neutron spectrum in oxygen slab at $\mu=0.39$



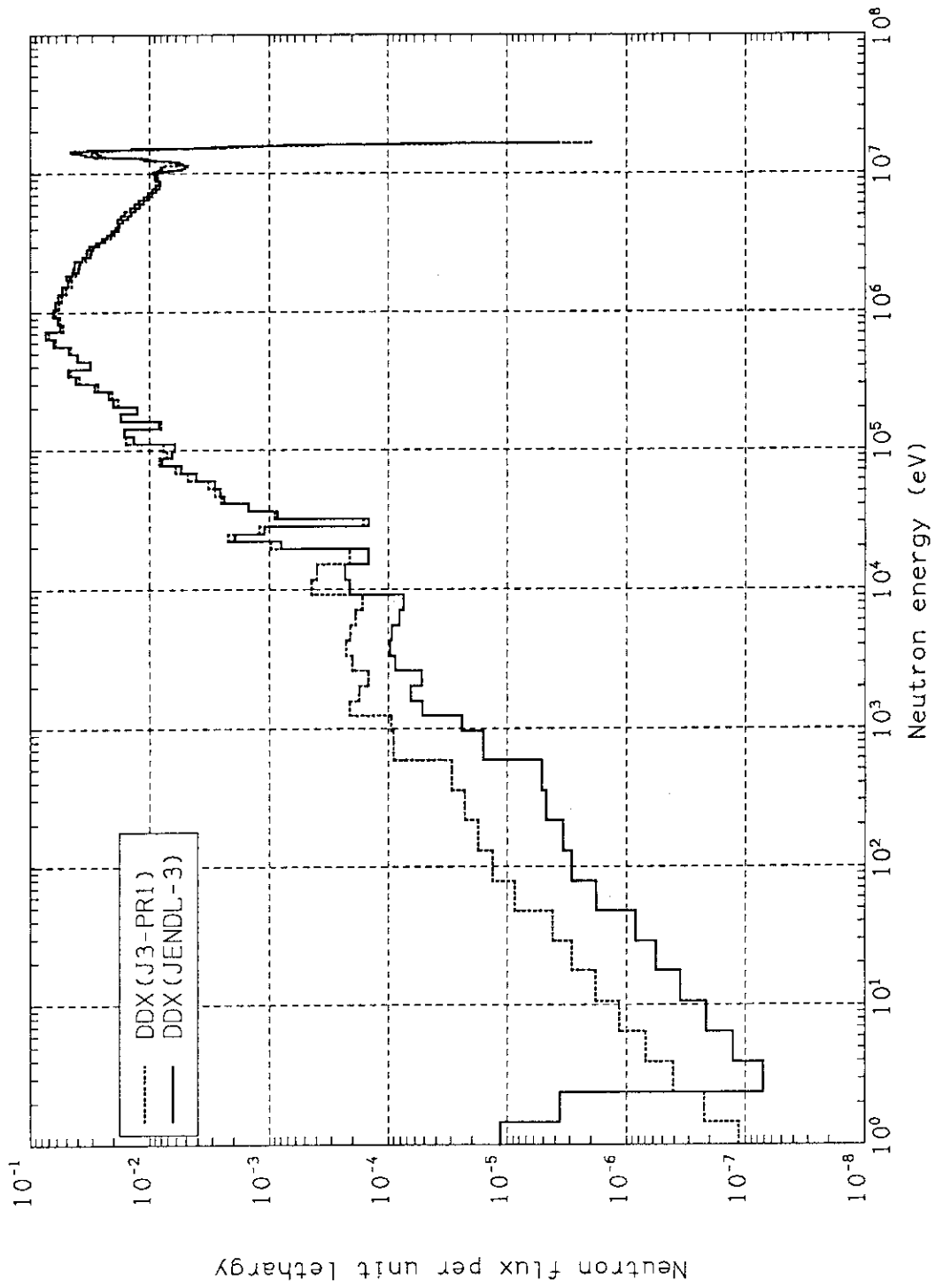
Neutron Spectrum in Oxygen Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.39 Angular neutron spectrum in oxygen slab at $\mu=-0.39$



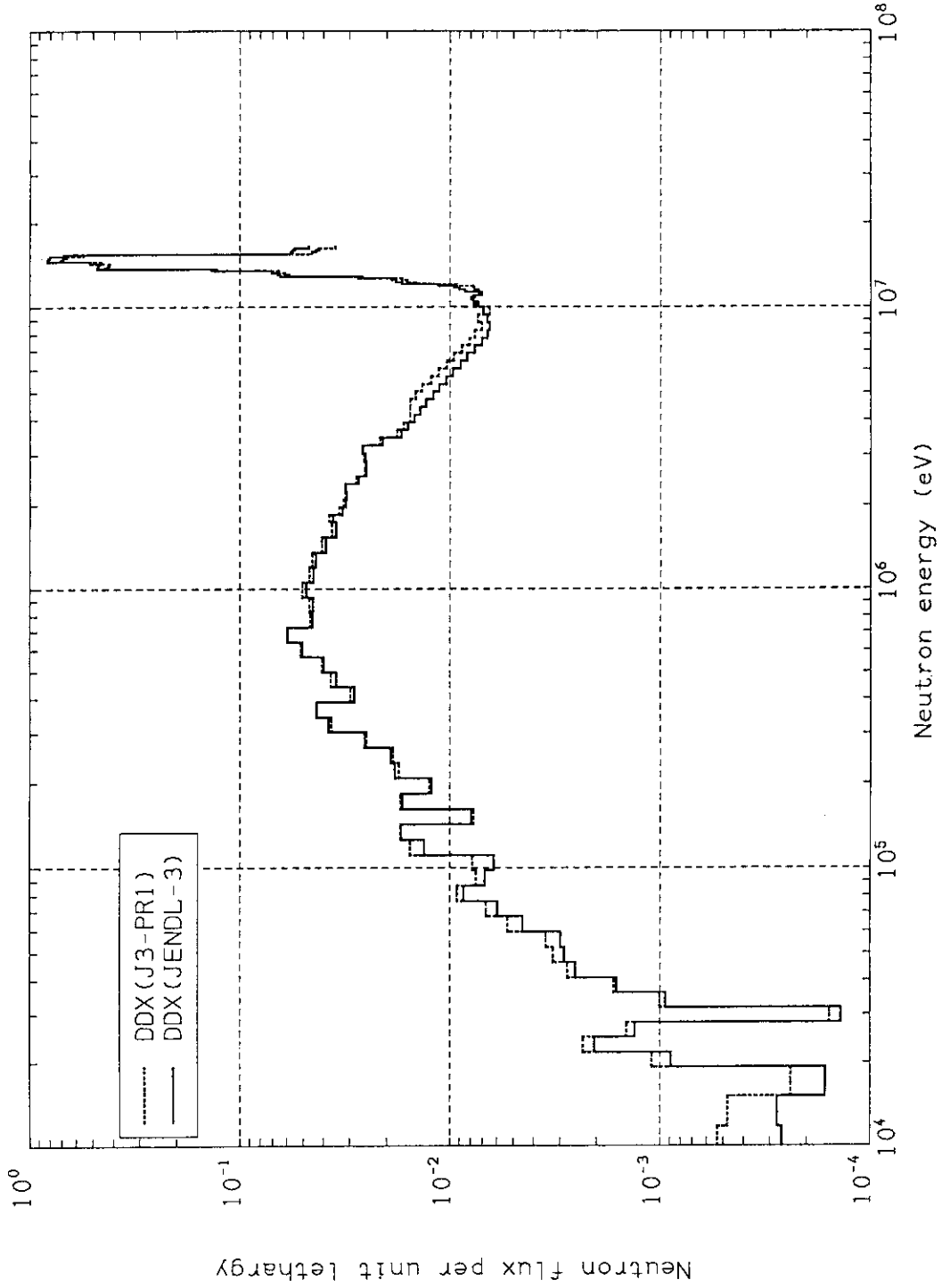
Neutron Spectrum in Oxygen Slab by ANISN-DD $\mu = -0.98$

Fig. 3.40 Angular neutron spectrum in oxygen slab at $\mu = -0.98$



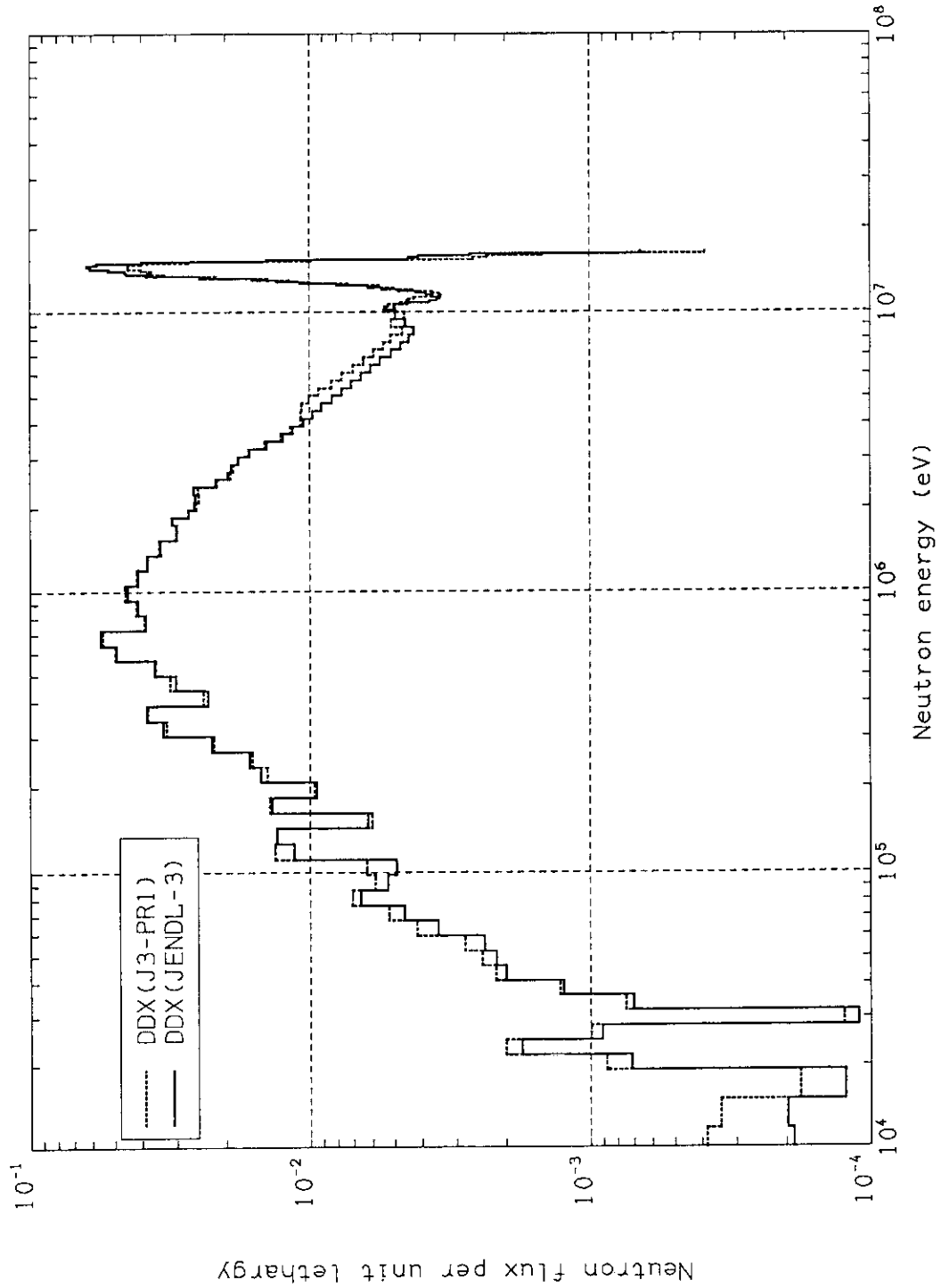
Neutron Spectrum in SUS Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.41 Angular neutron spectrum in SUS slab at $\mu=-0.39$



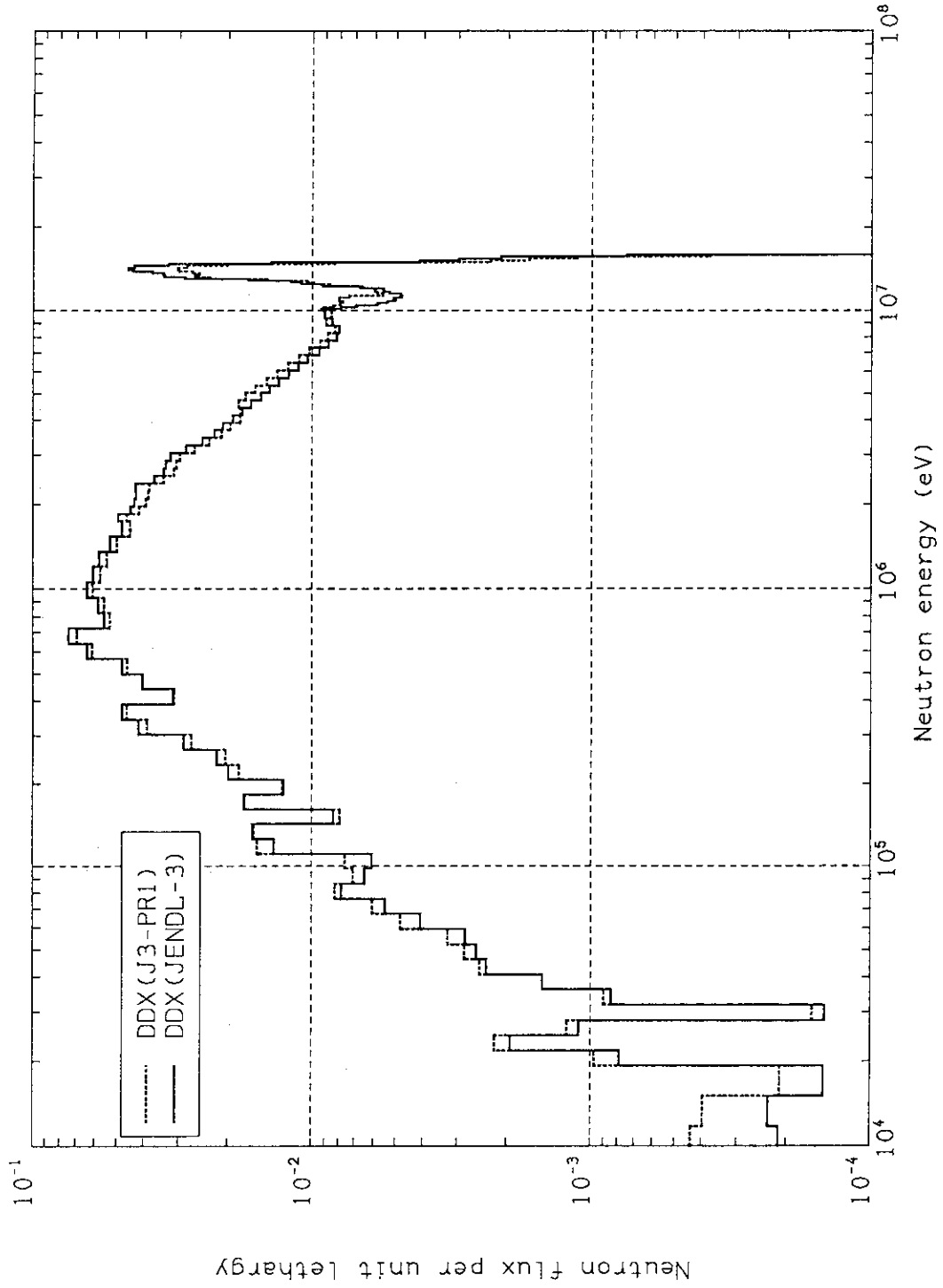
Neutron Spectrum in SUS Slab by ANISN-DD $\mu=0.91$

Fig. 3.42 Angular neutron spectrum in SUS slab at $\mu=0.91$



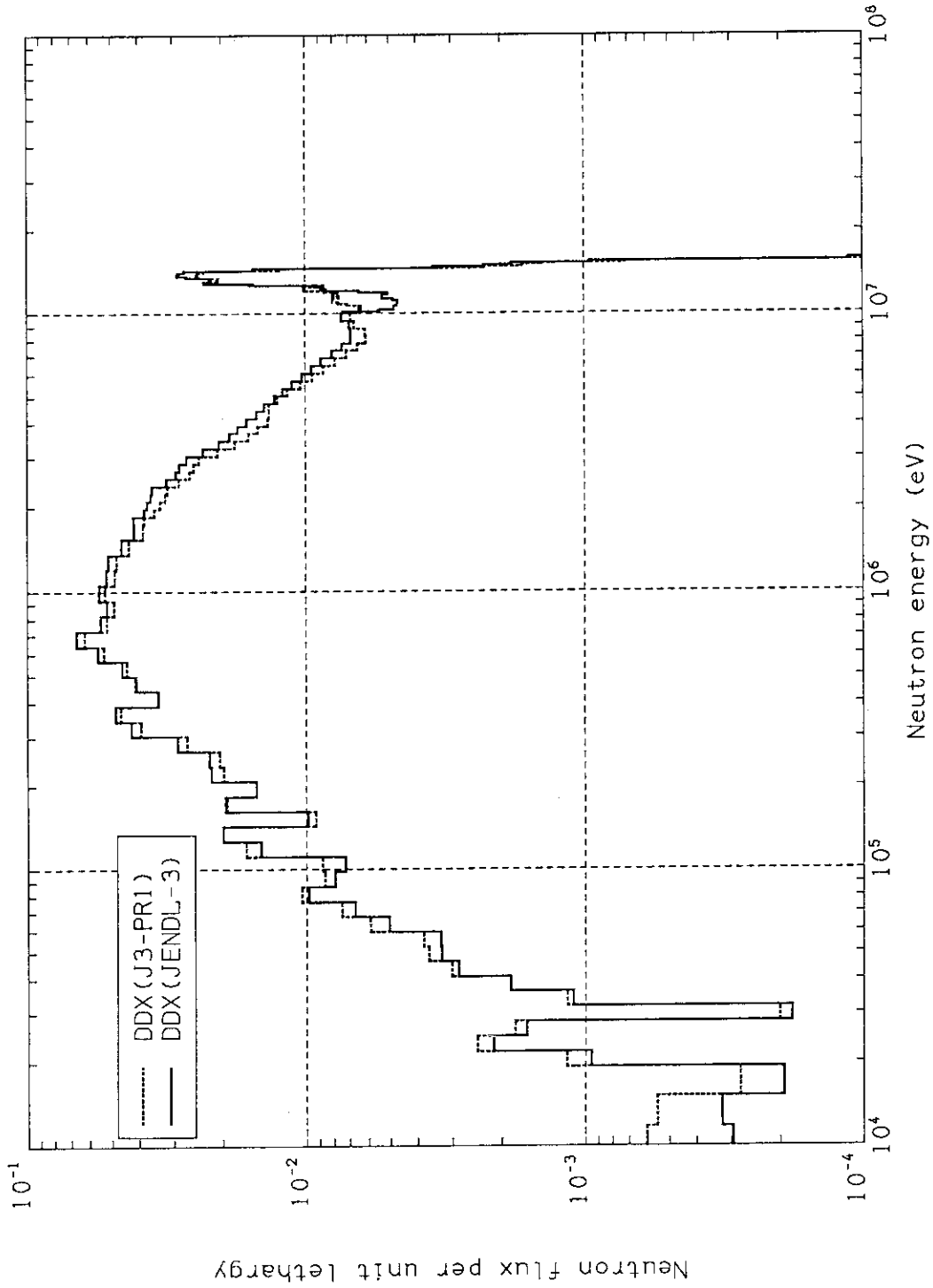
Neutron Spectrum in SUS Slab by ANISN-DD $\mu=0.39$

Fig. 3.43 Angular neutron spectrum in SUS slab at $\mu=0.39$



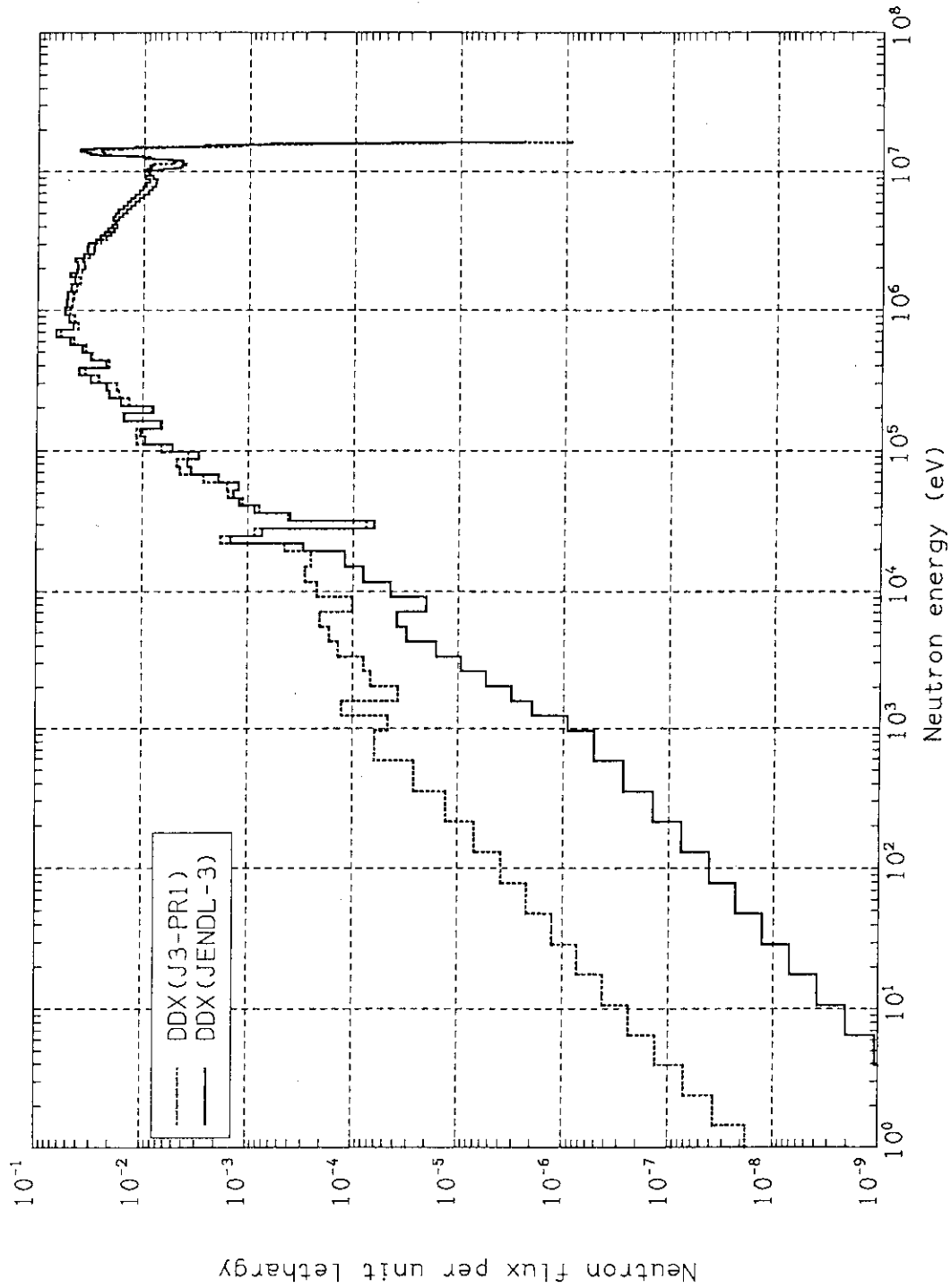
Neutron Spectrum in SUS Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.44 Angular neutron spectrum in SUS slab at $\mu=-0.39$



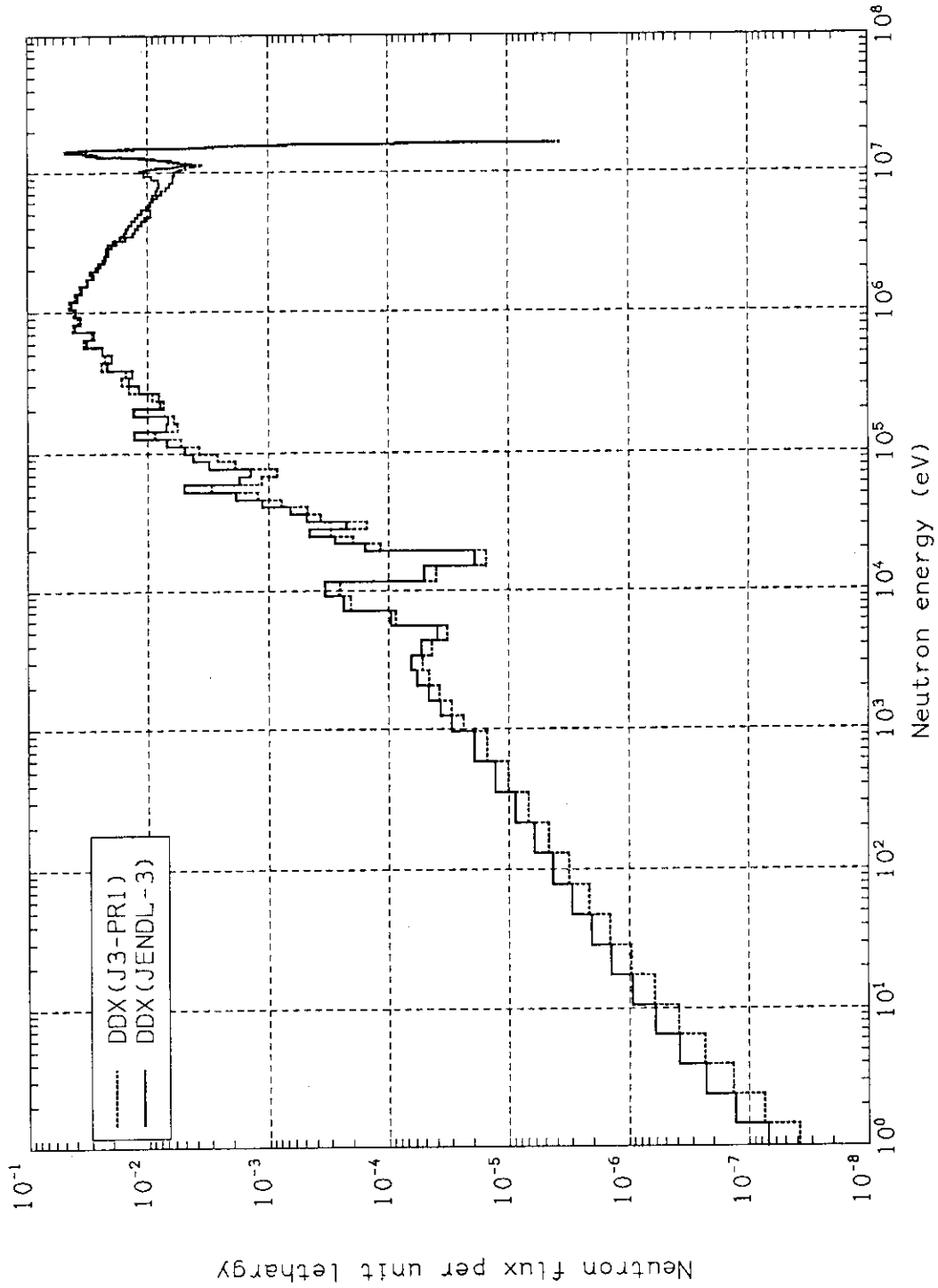
Neutron Spectrum in SUS Slab by ANISN-DD $\mu = -0.98$

Fig. 3.45 Angular neutron spectrum in SUS slab at $\mu = -0.98$



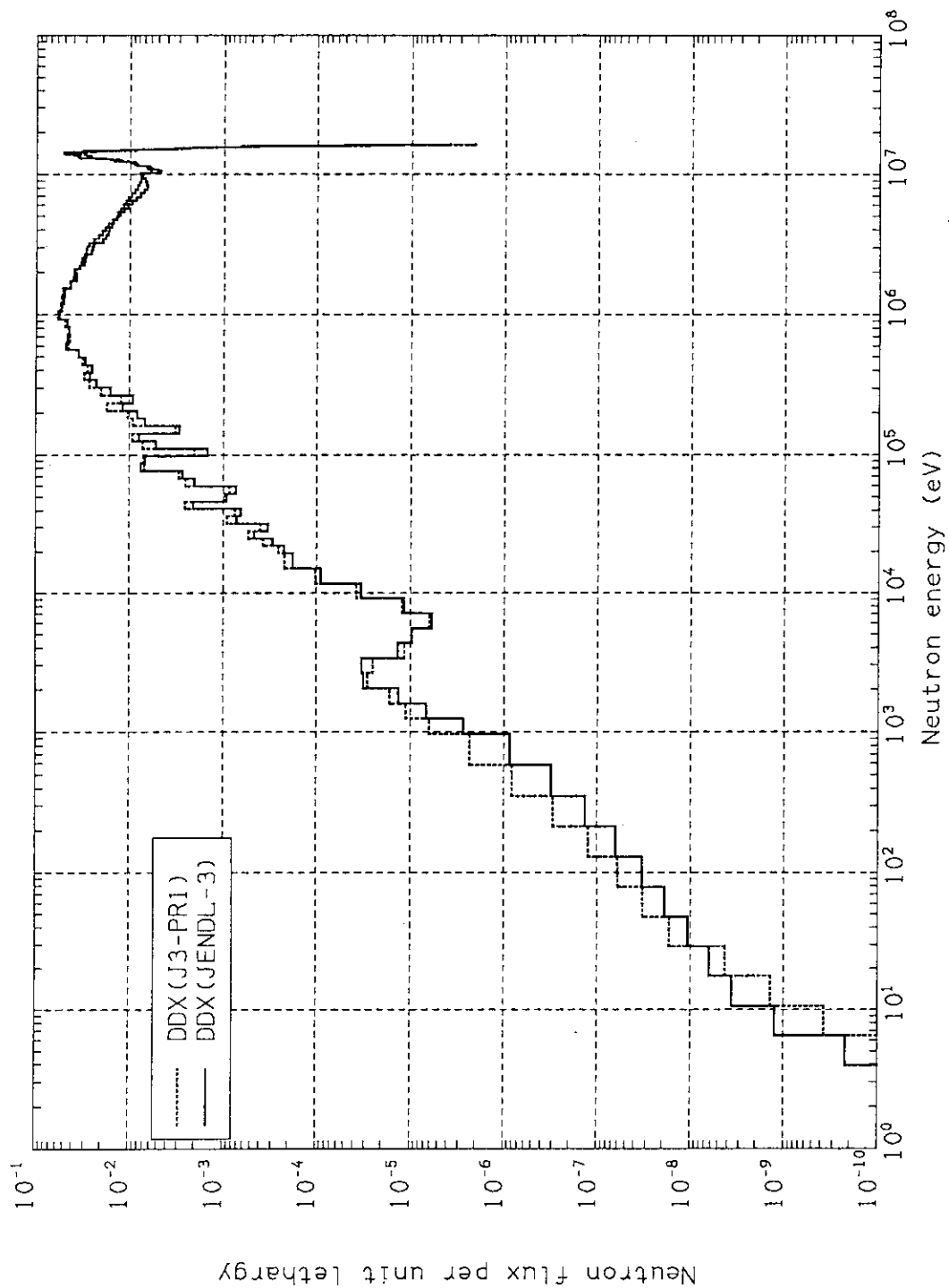
Neutron Spectrum in Fe Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.46 Angular neutron spectrum in iron slab at $\mu=-0.39$



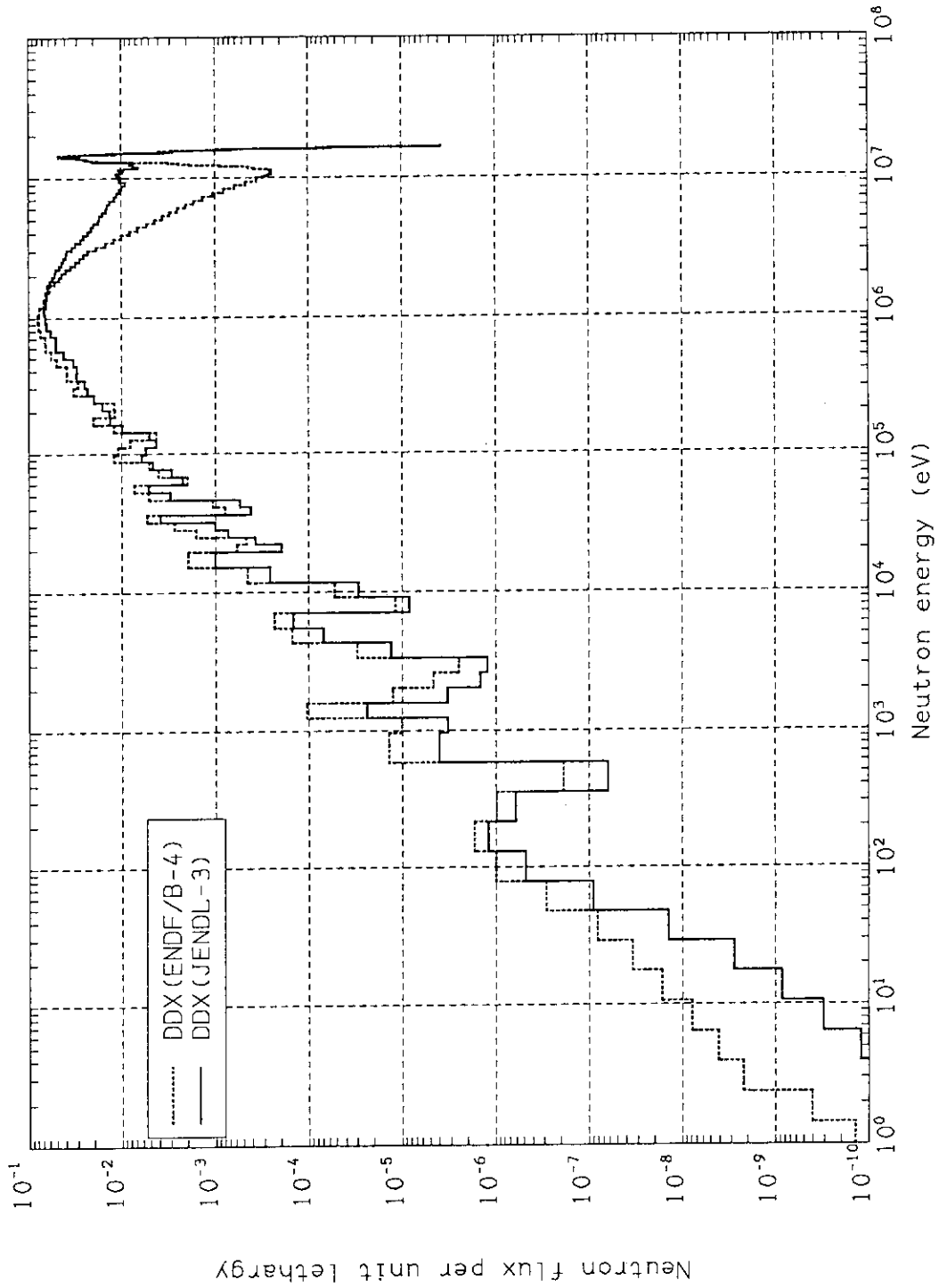
Neutron Spectrum in Ni Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.47 Angular neutron spectrum in nickel slab at $\mu=-0.39$



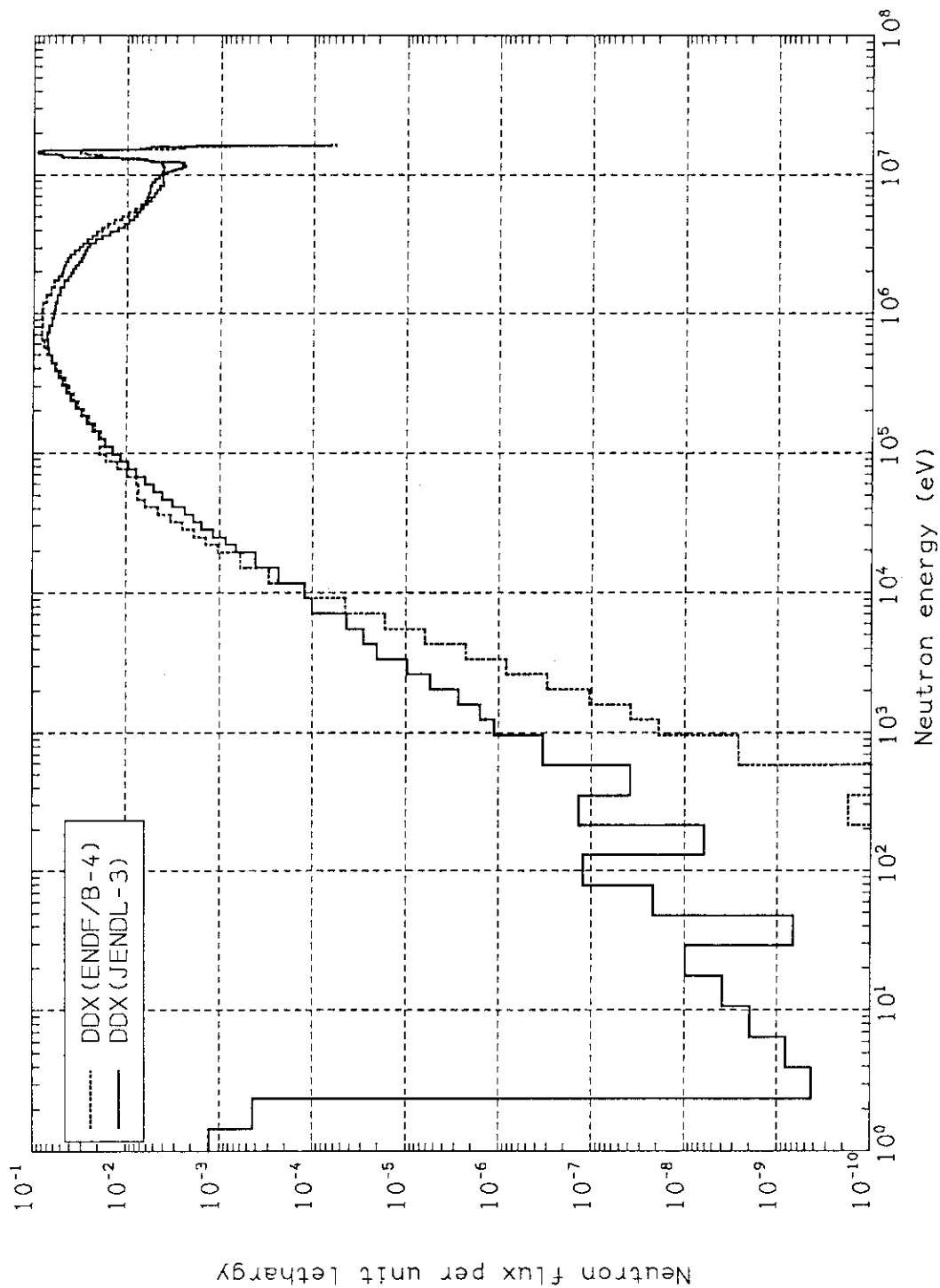
Neutron Spectrum in Cr Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.48 Angular neutron spectrum in chromium slab at $\mu=-0.39$



Neutron Spectrum in Mn-55 Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.49 Angular neutron spectrum in Mn-55 slab at $\mu=-0.39$



Neutron Spectrum in Mo Slab by ANISN-DD $\mu=-0.39$

Fig. 3.50 Angular neutron spectrum in molybdenum slab at $\mu=-0.39$

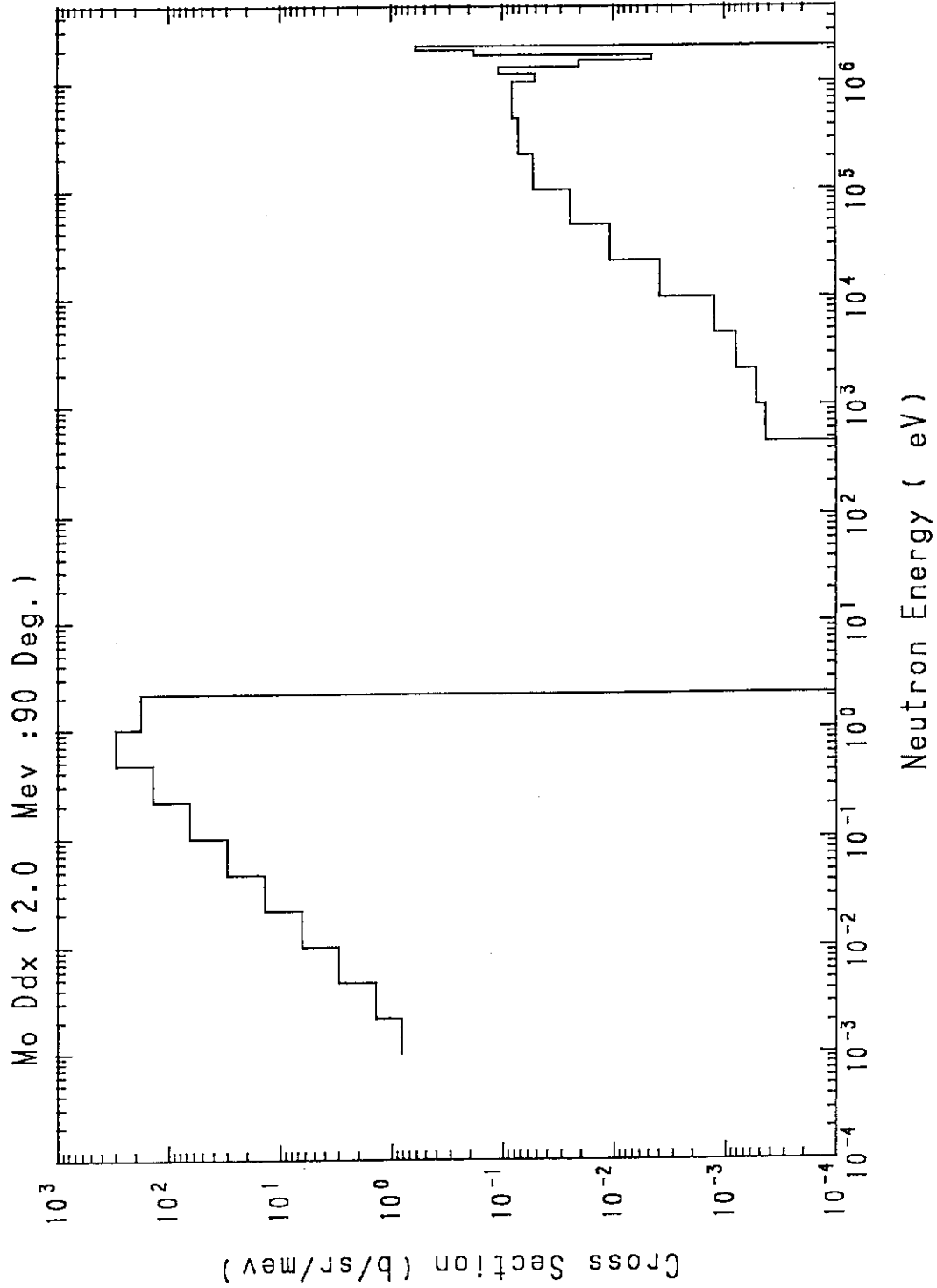
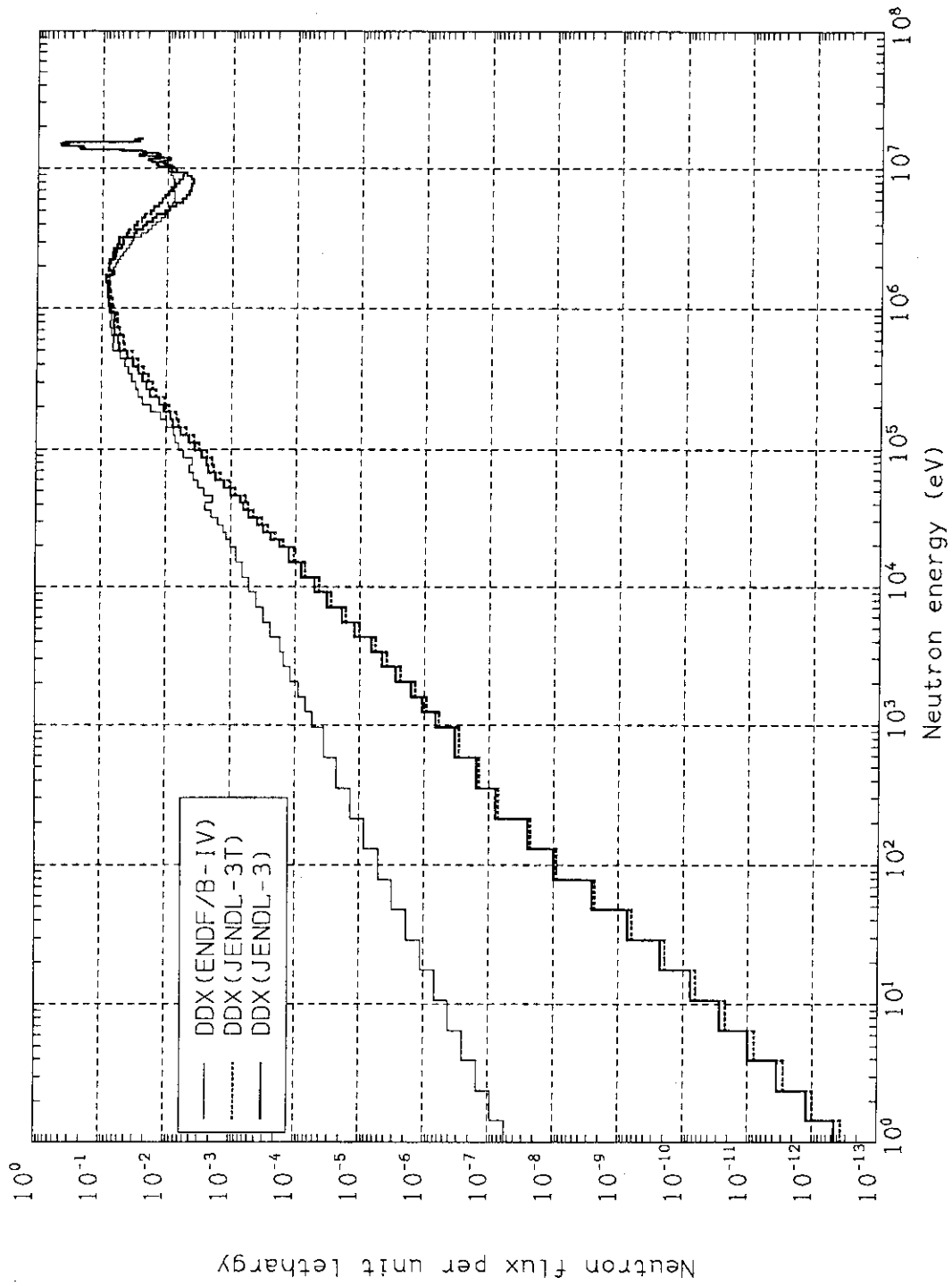
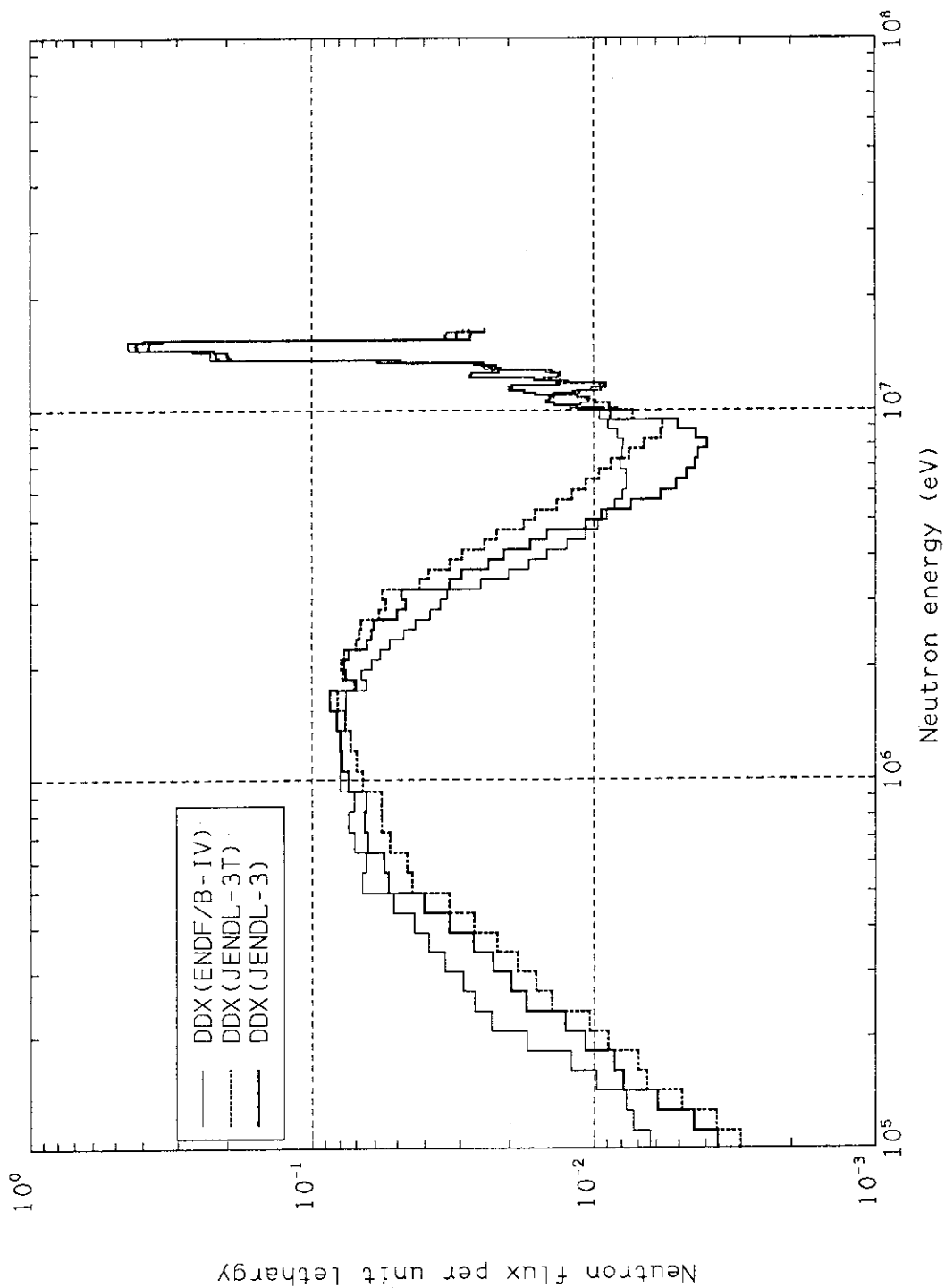


Fig. 3.51 DDX of molybdenum at 2.0MeV, 90 degree



Neutron Spectrum in Lead Slab by ANISN-DD $\mu=0.75$

Fig. 3.52 Angular neutron spectrum in lead slab at $\mu=0.75$



Neutron Spectrum in Lead Slab by ANISN-DD $\mu=0.75$

Fig. 3.53 Angular neutron spectrum in lead slab at $\mu=0.75$ ($E>100\text{keV}$)

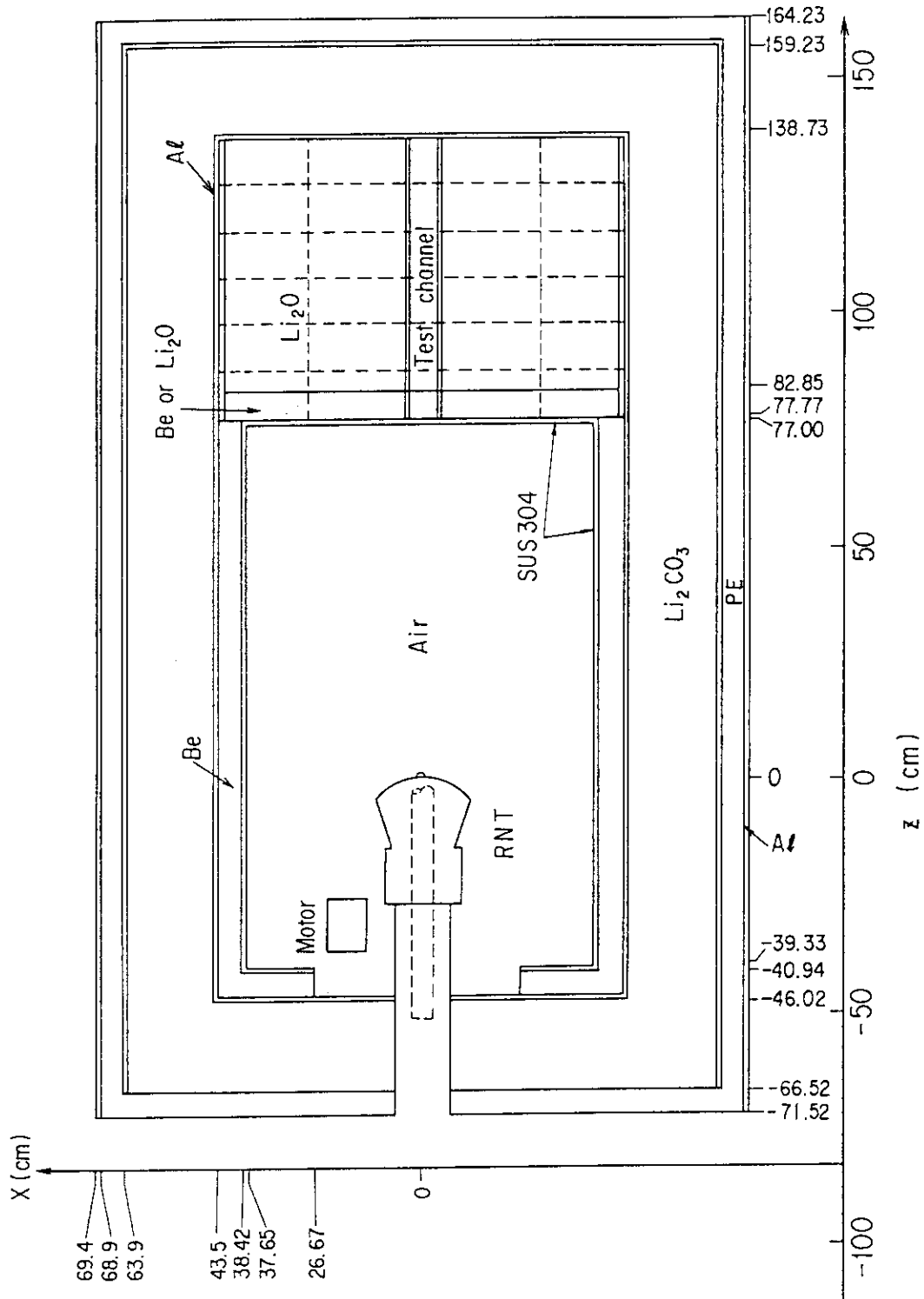


Fig. 4.1 Calculational model of phase 11b experimental system

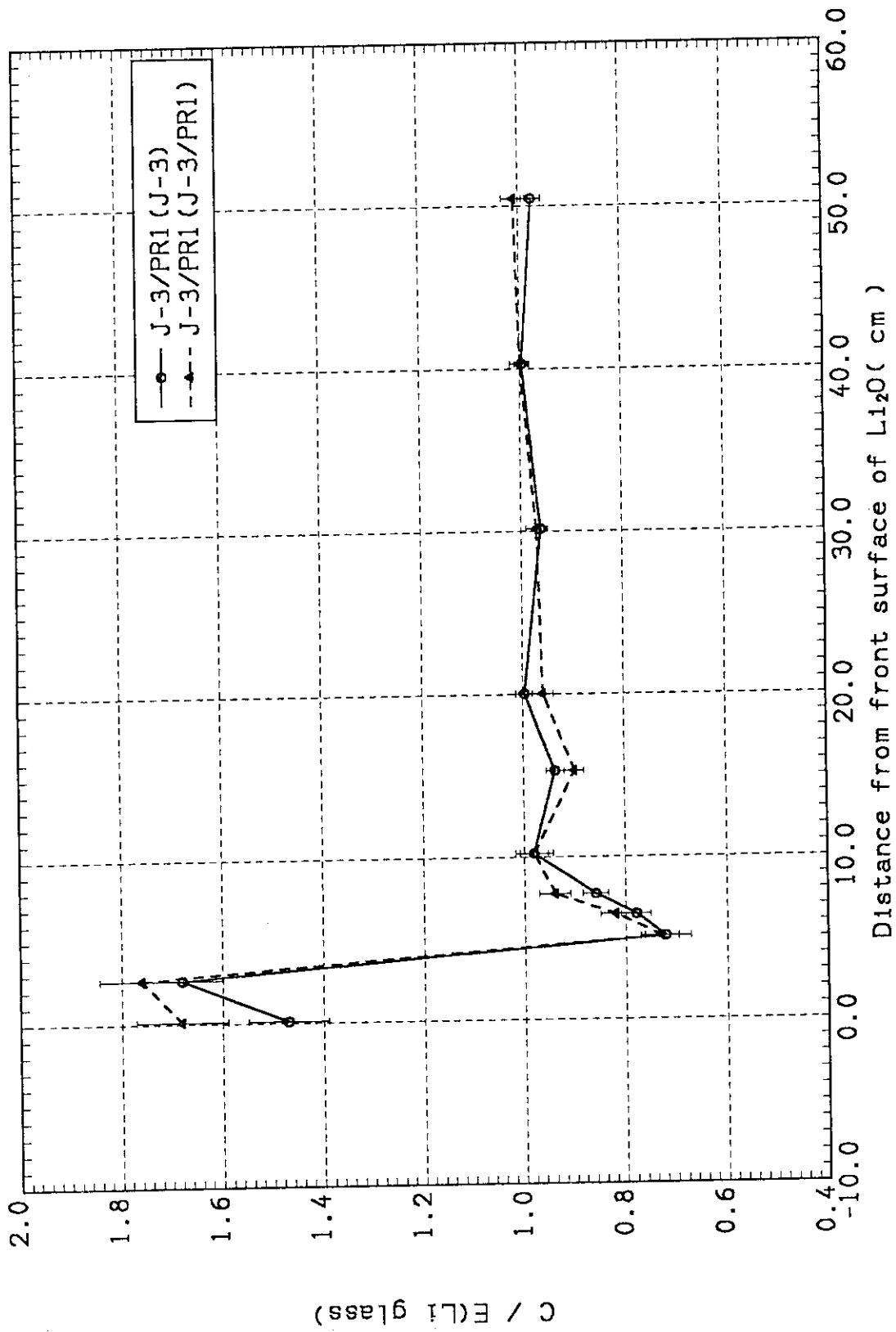


Fig. 4.2 C/E values of tritium production rates by ^6Li (Li glass).

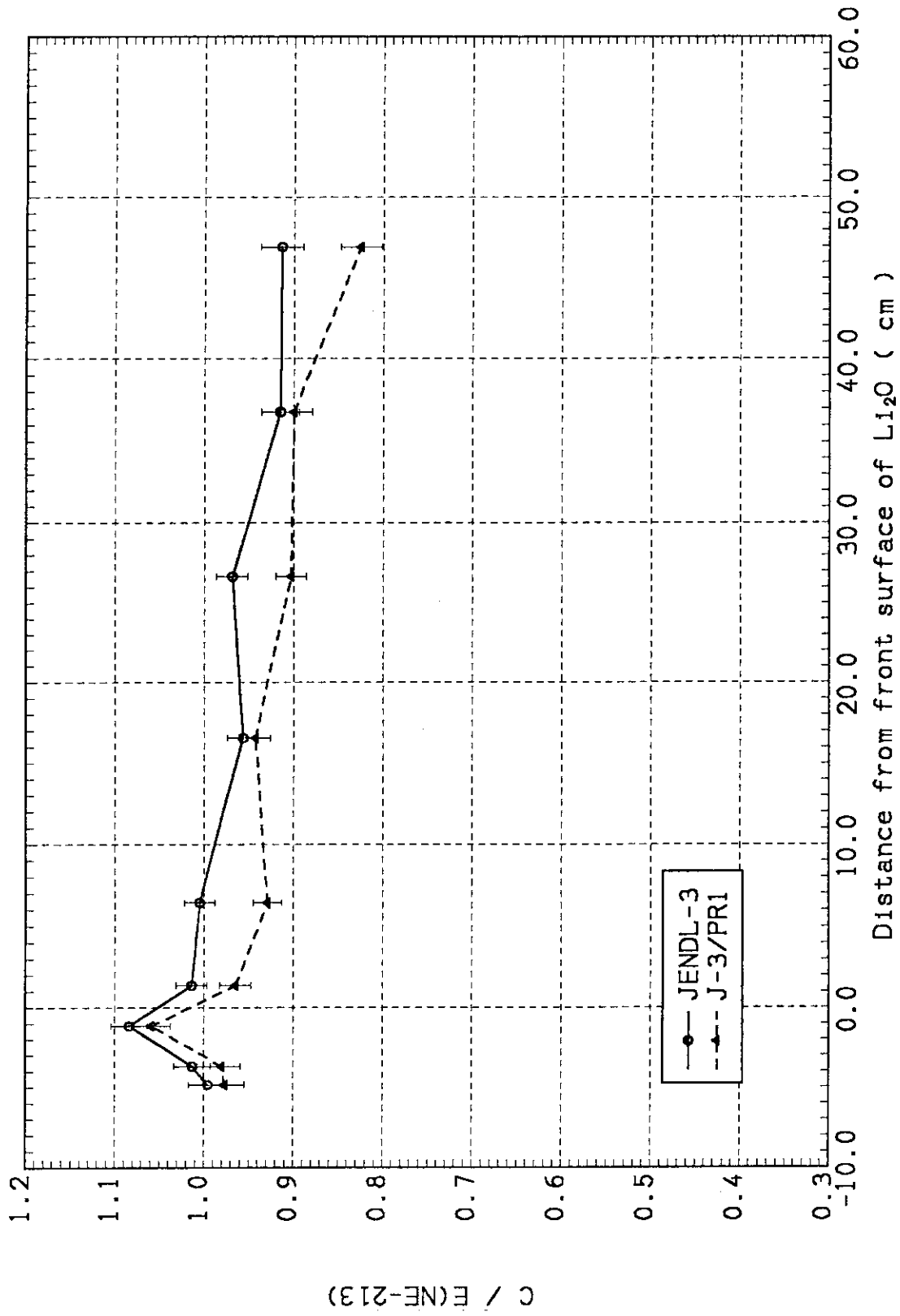


Fig. 4.3 C/E values of tritium production rates by ^7Li (NE 213)

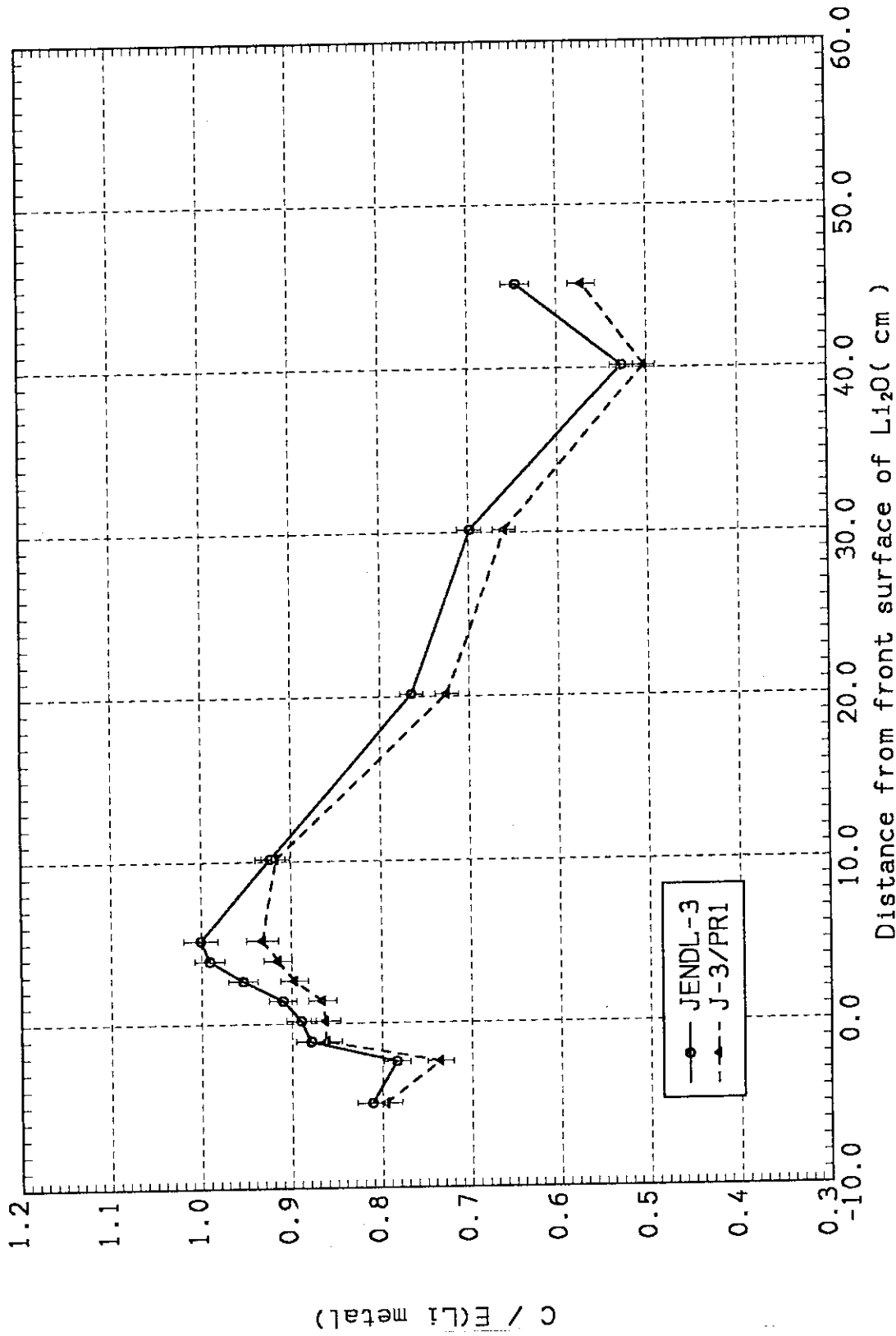


Fig. 4.4 C/E values of tritium production rates by ${}^7\text{Li}$ (Li metal)

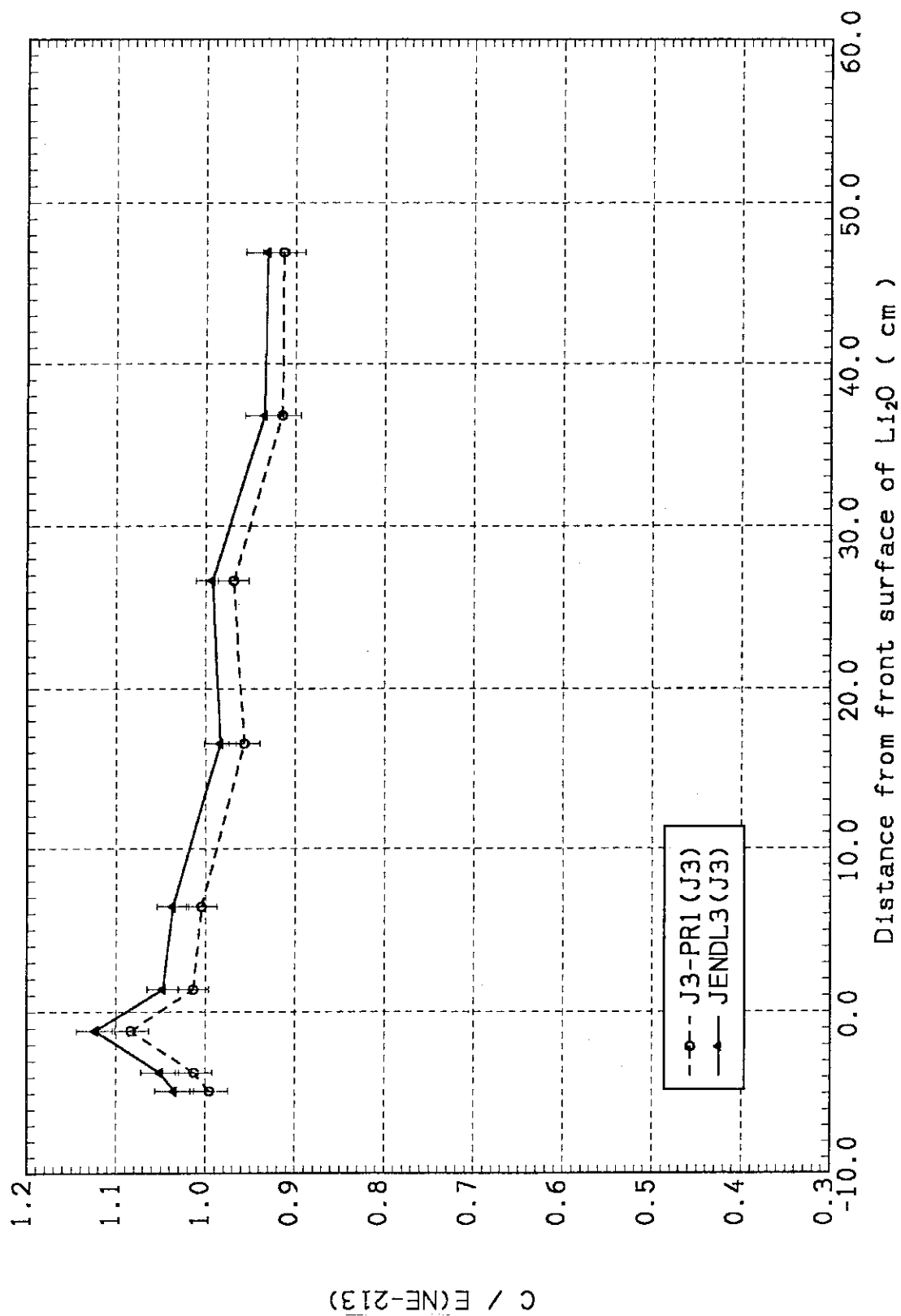


Fig. 4.5 C/E values of tritium production rates by ${}^7\text{Li}$ (NE 213) based on the transport calculation by JENDL-3

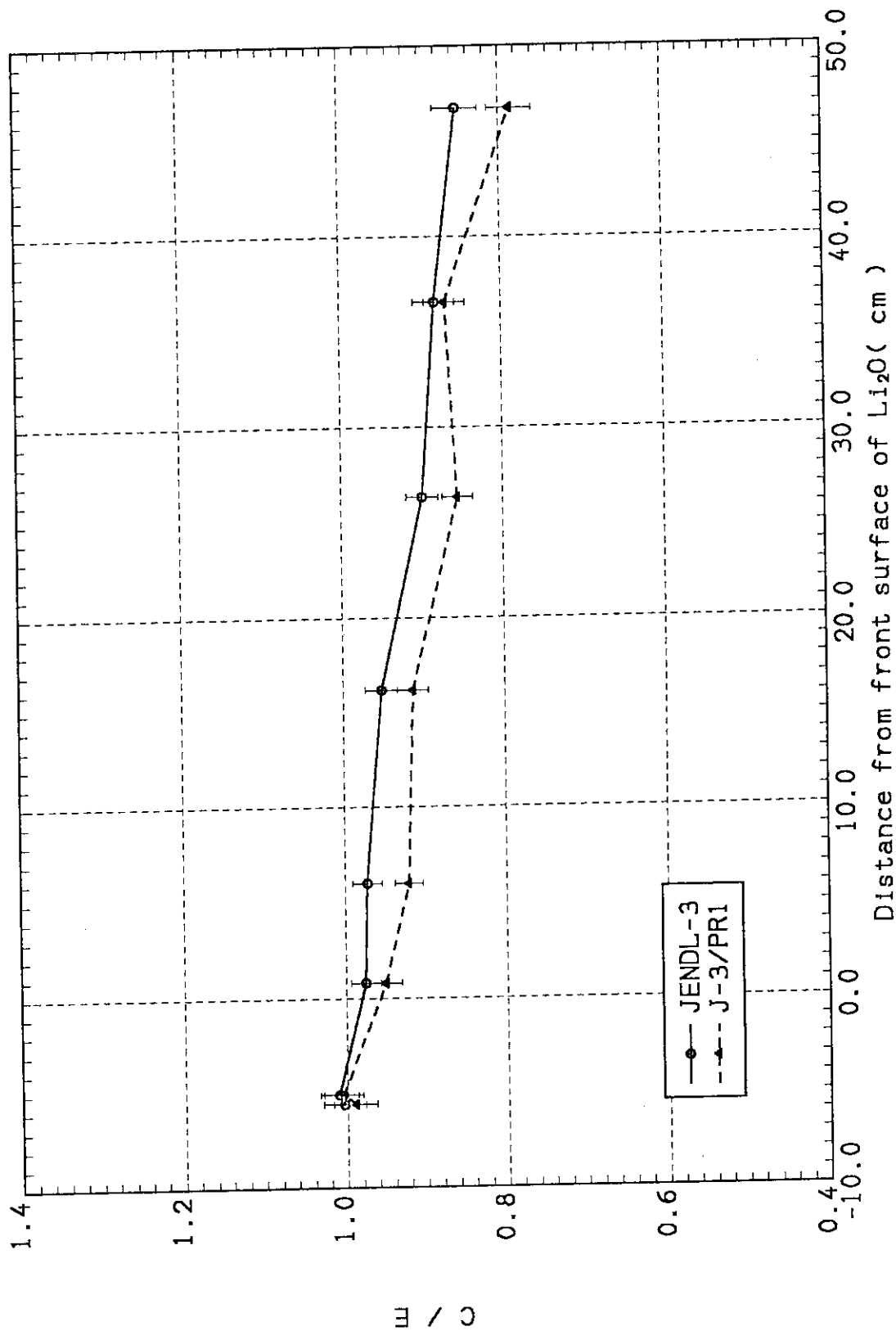


Fig. 4.6 C/E values of $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{23}\text{Na}$ reaction rate

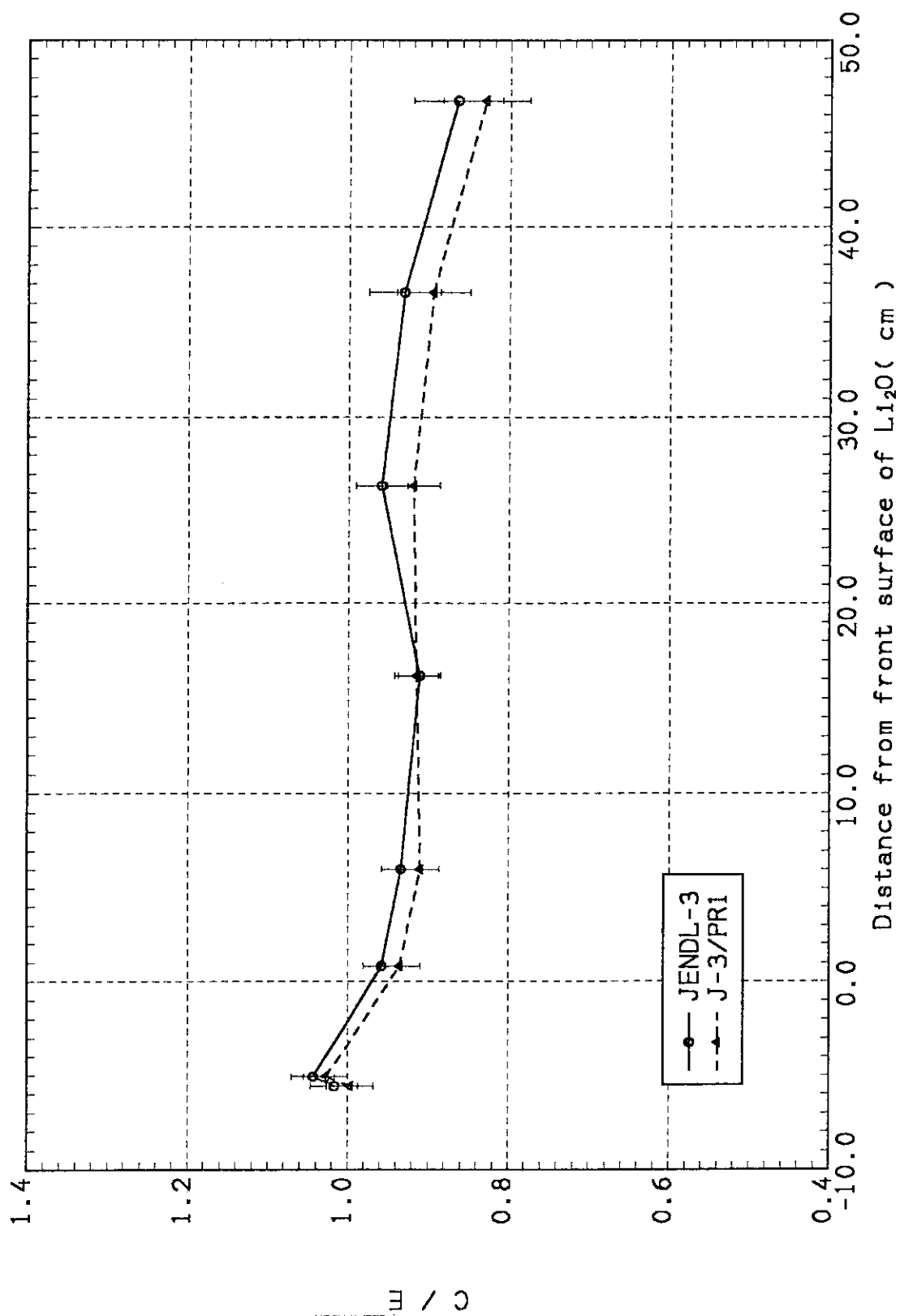


Fig. 4.7 C/E values of $^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni}$ reaction rate

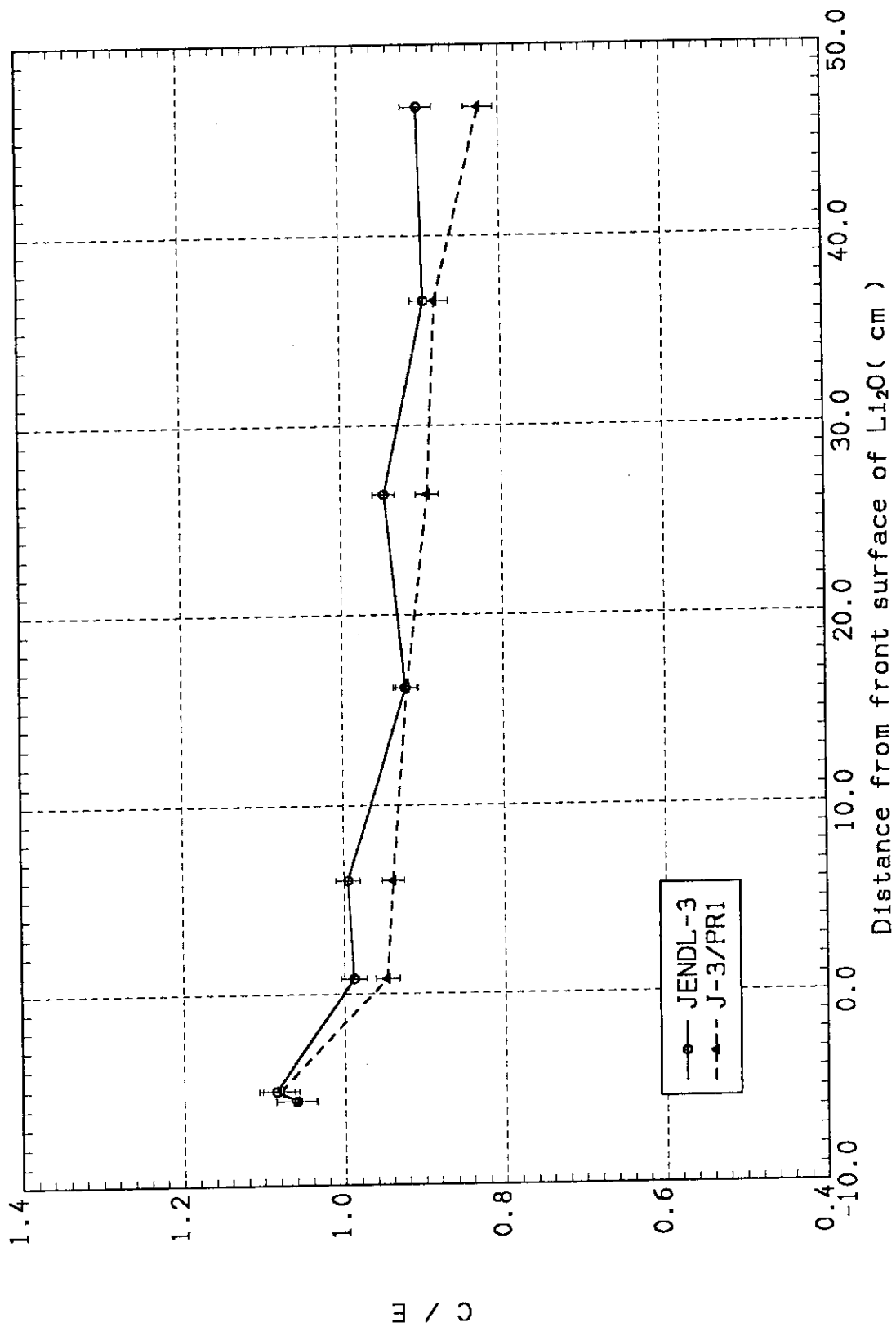


Fig. 4.8 C/E values of $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ reaction rate

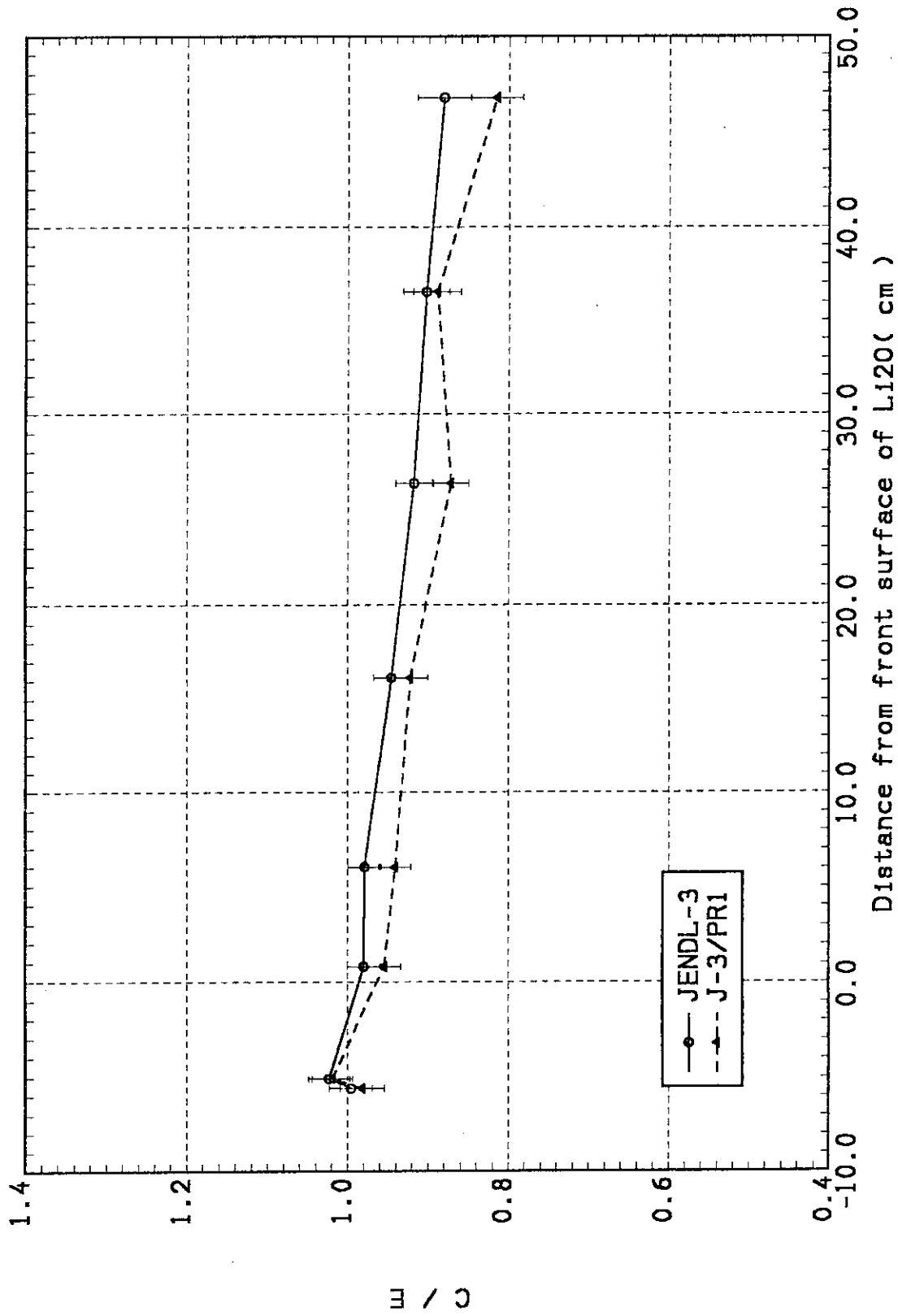


Fig. 4.9 C/E values of $^{93}\text{Nb}(n,2n)^{92}\text{Nb}$ reaction rate

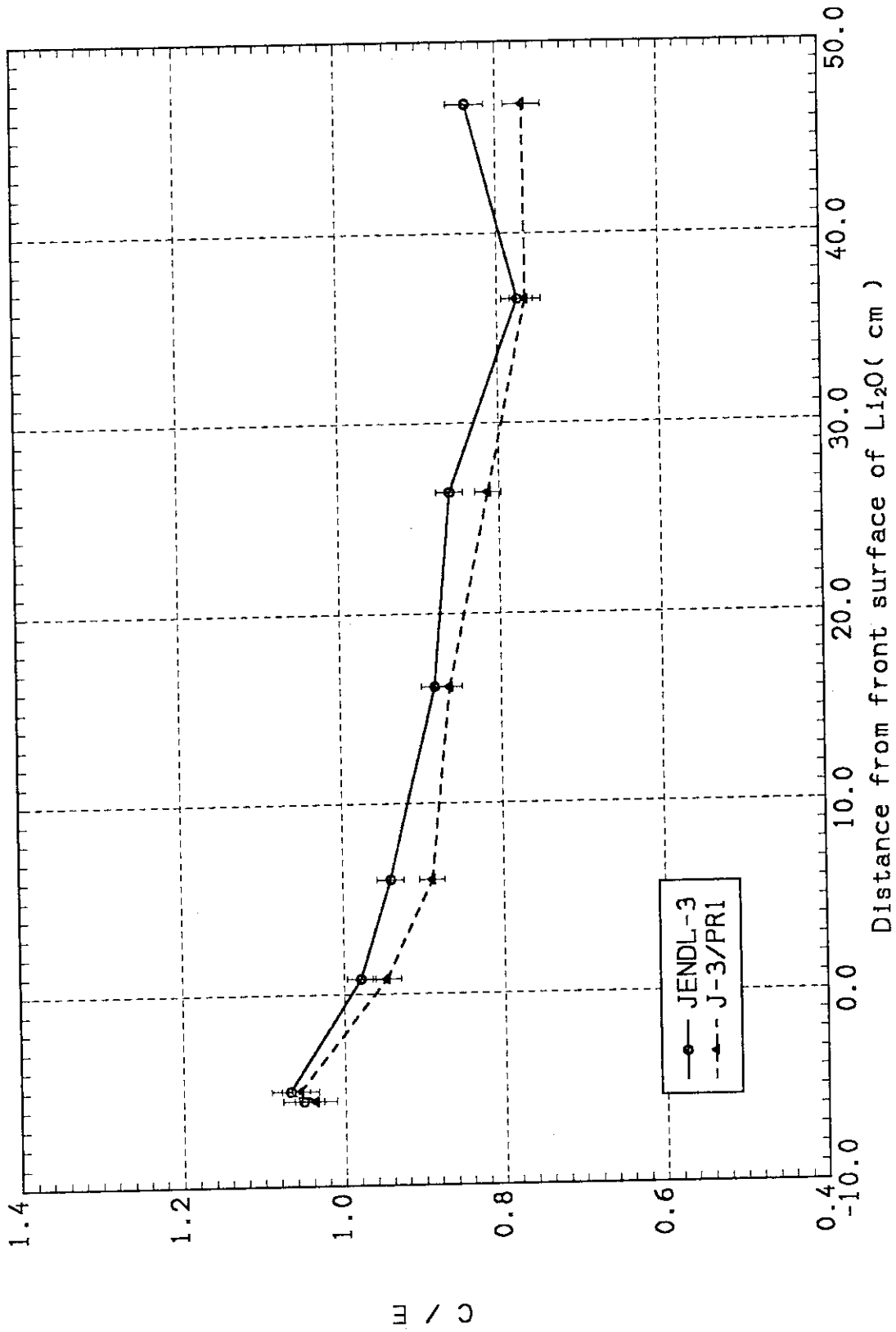


Fig. 4.10 C/E values of $Ti(n, xp)^{46}Sc$ reaction rate

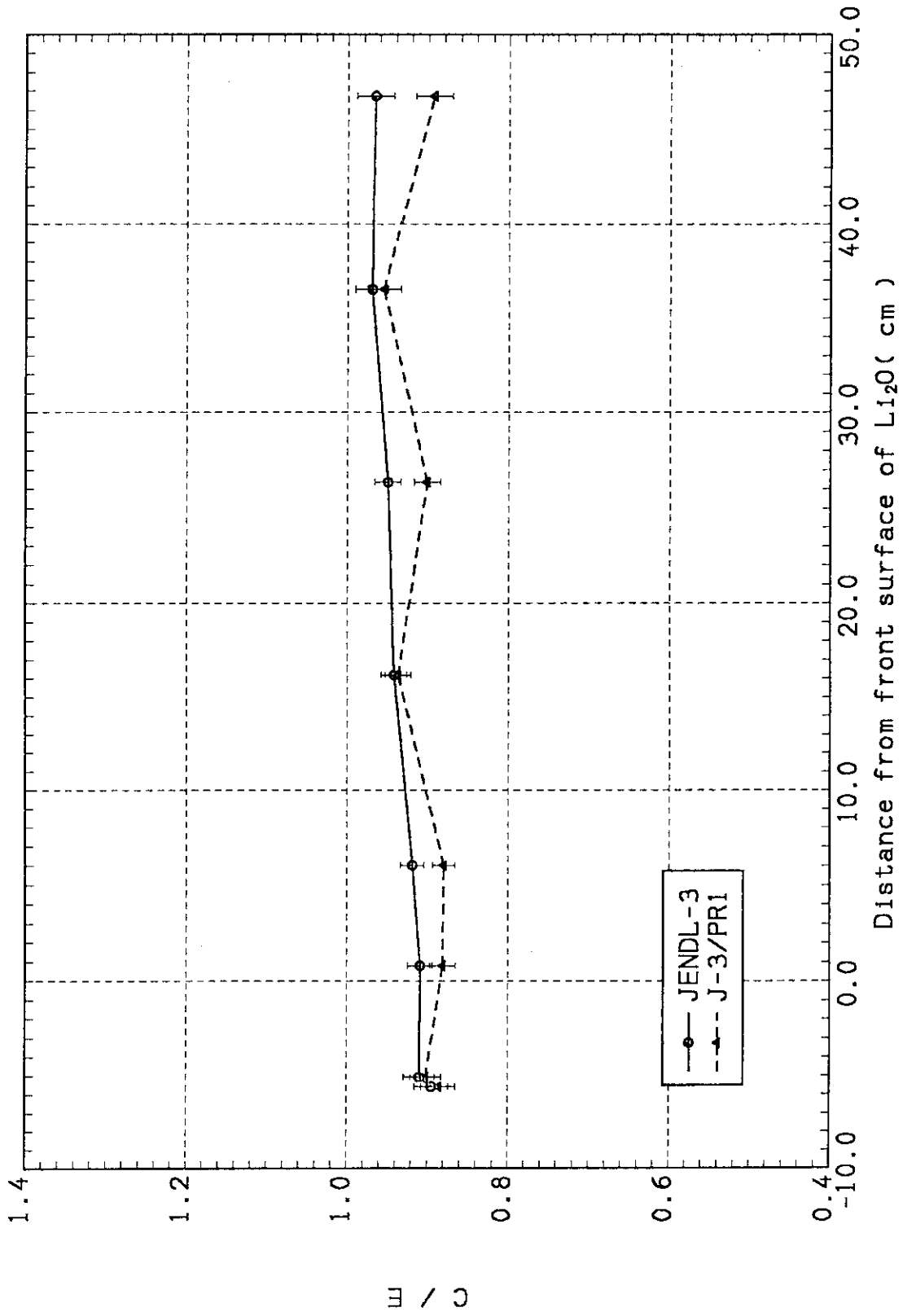


Fig. 4.11 C/E values of $Ti(n,xp)^{47}Sc$ reaction rate

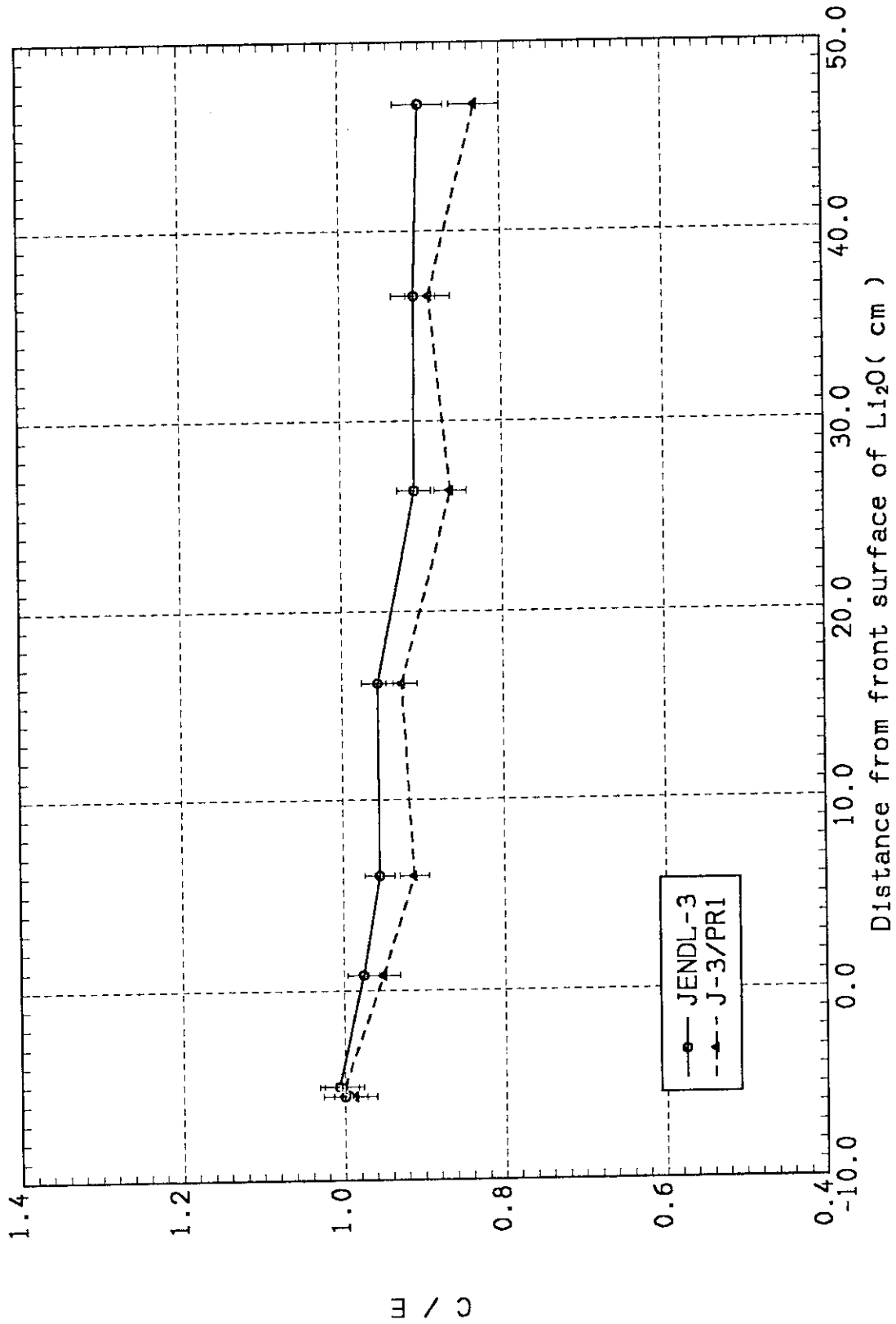


Fig. 4.12 C/E values of $Ti(n,xp)^{48}Sc$ reaction rate

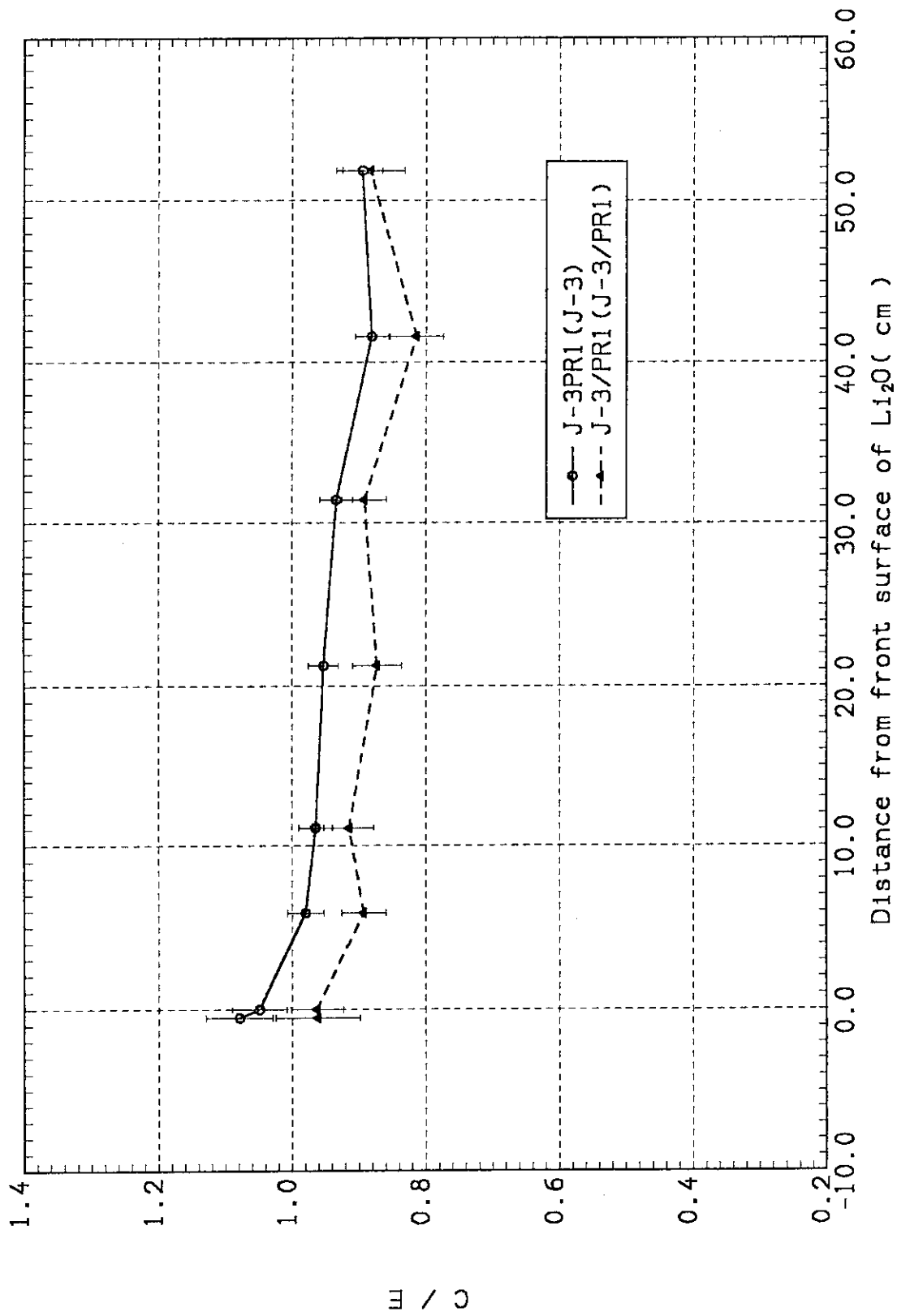


Fig. 4.13 C/E values of ¹¹⁵In(n,n')¹¹⁵In* reaction rate

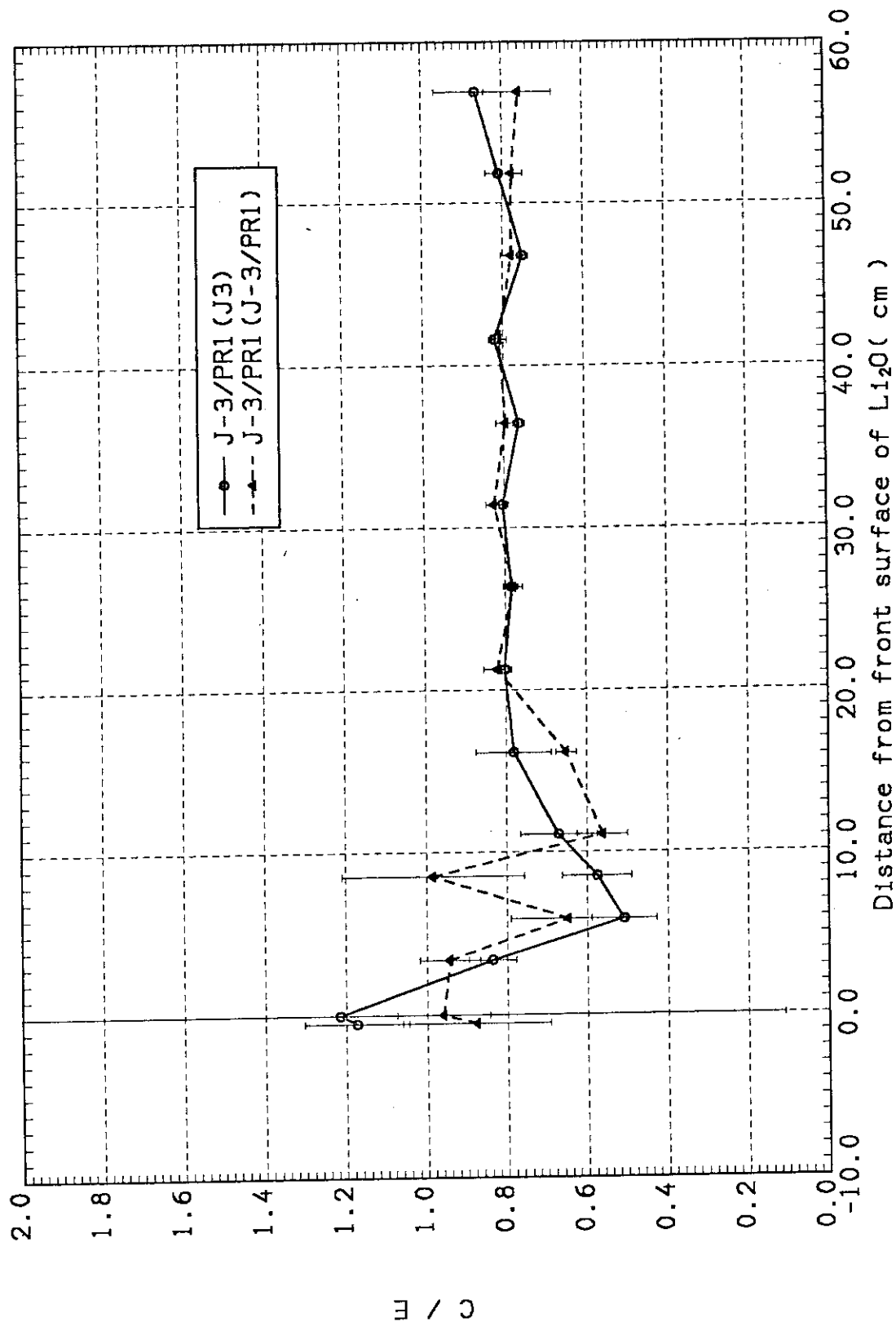


Fig. 4.14 C/E values of ¹⁹⁷Au(n,γ)¹⁹⁸Au reaction rate

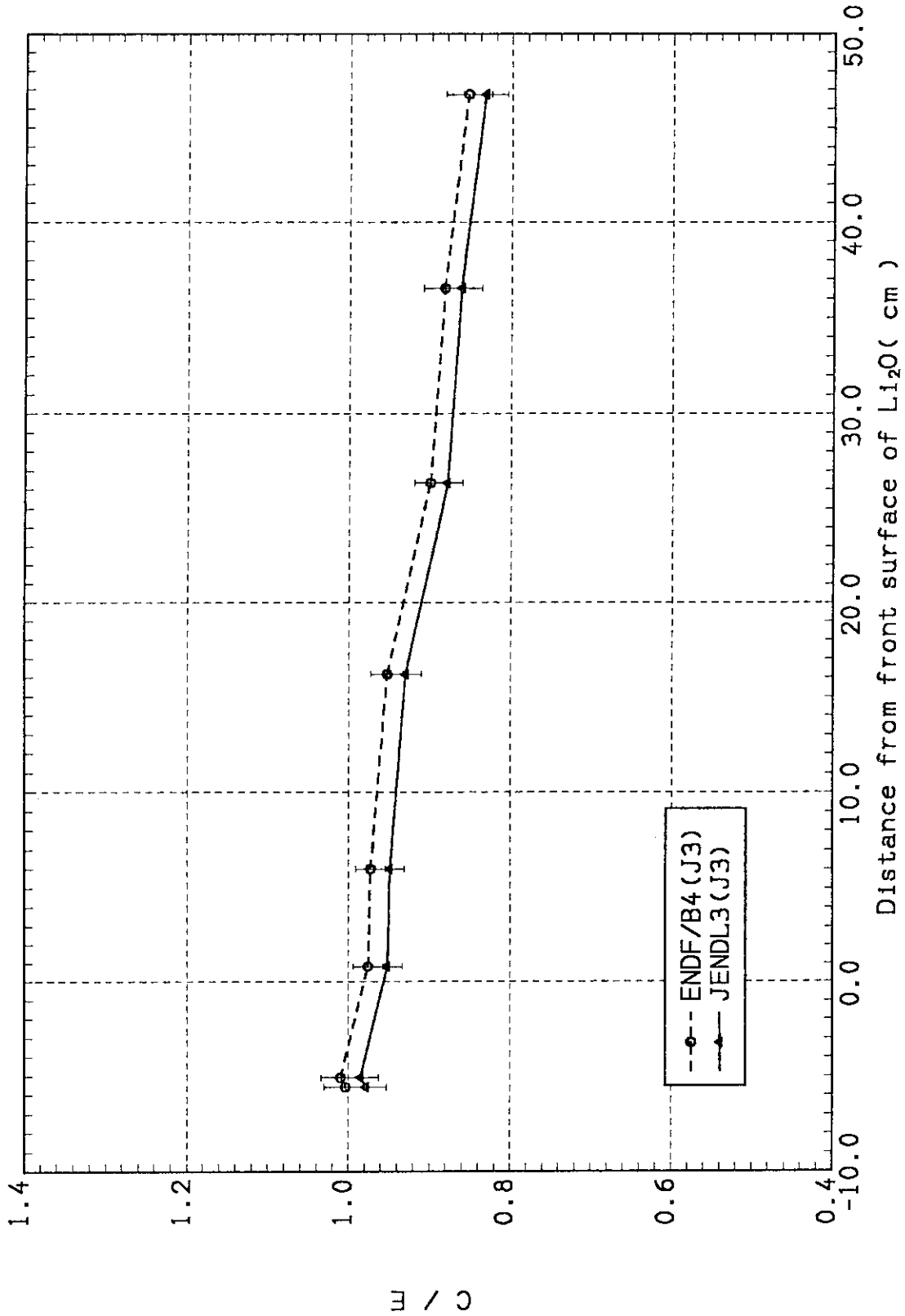


Fig. 4.15 C/E values of $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{23}\text{Na}$ reaction rate based on the transport calculation by JENDL-3

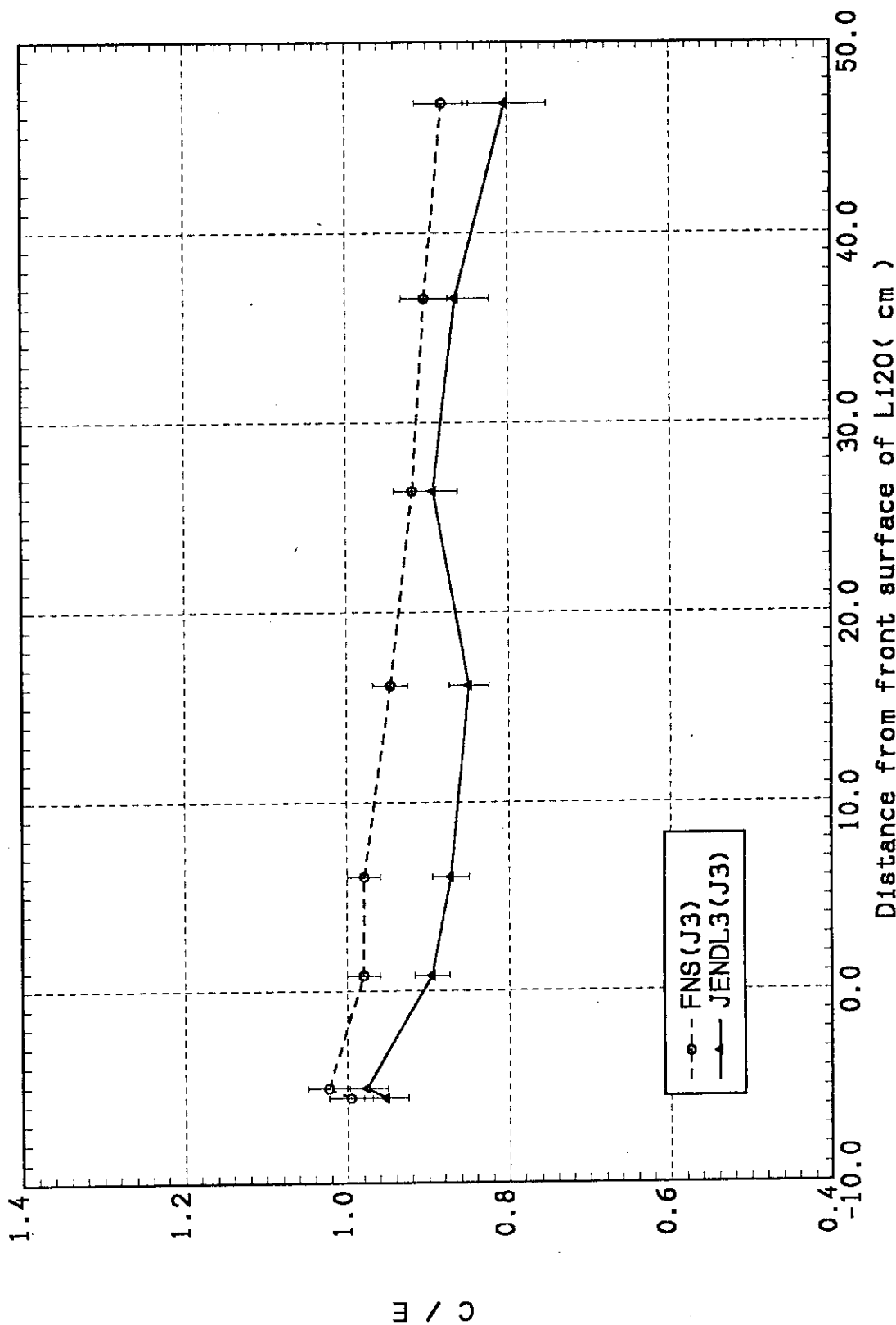


Fig. 4.16 C/E values of $^{93}\text{Nb}(n,2n)^{92}\text{Nb}$ reaction rate based on the transport calculation by JENDL-3

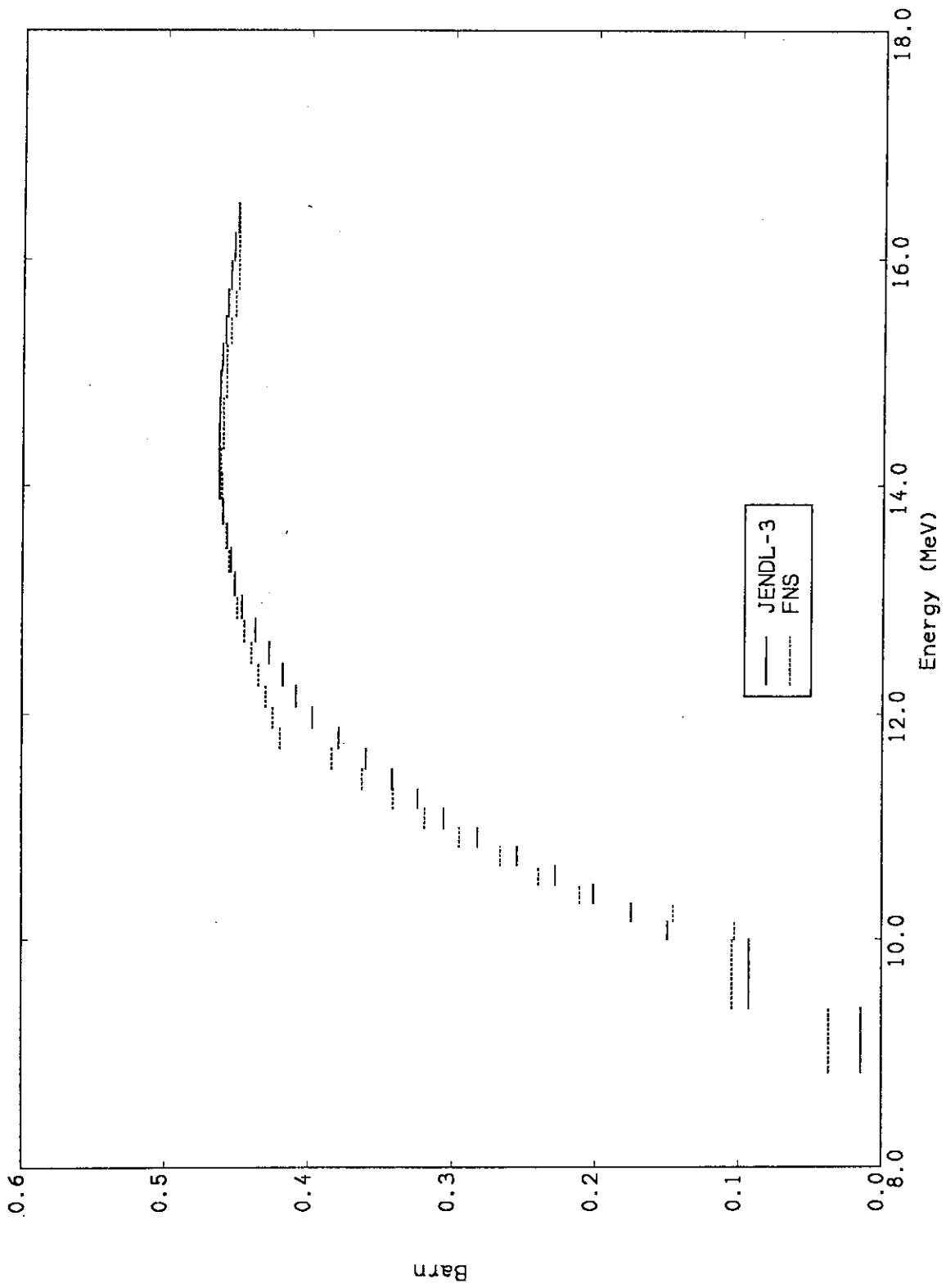


Fig. 4.17 (n,2n) cross section of ^{93}Nb

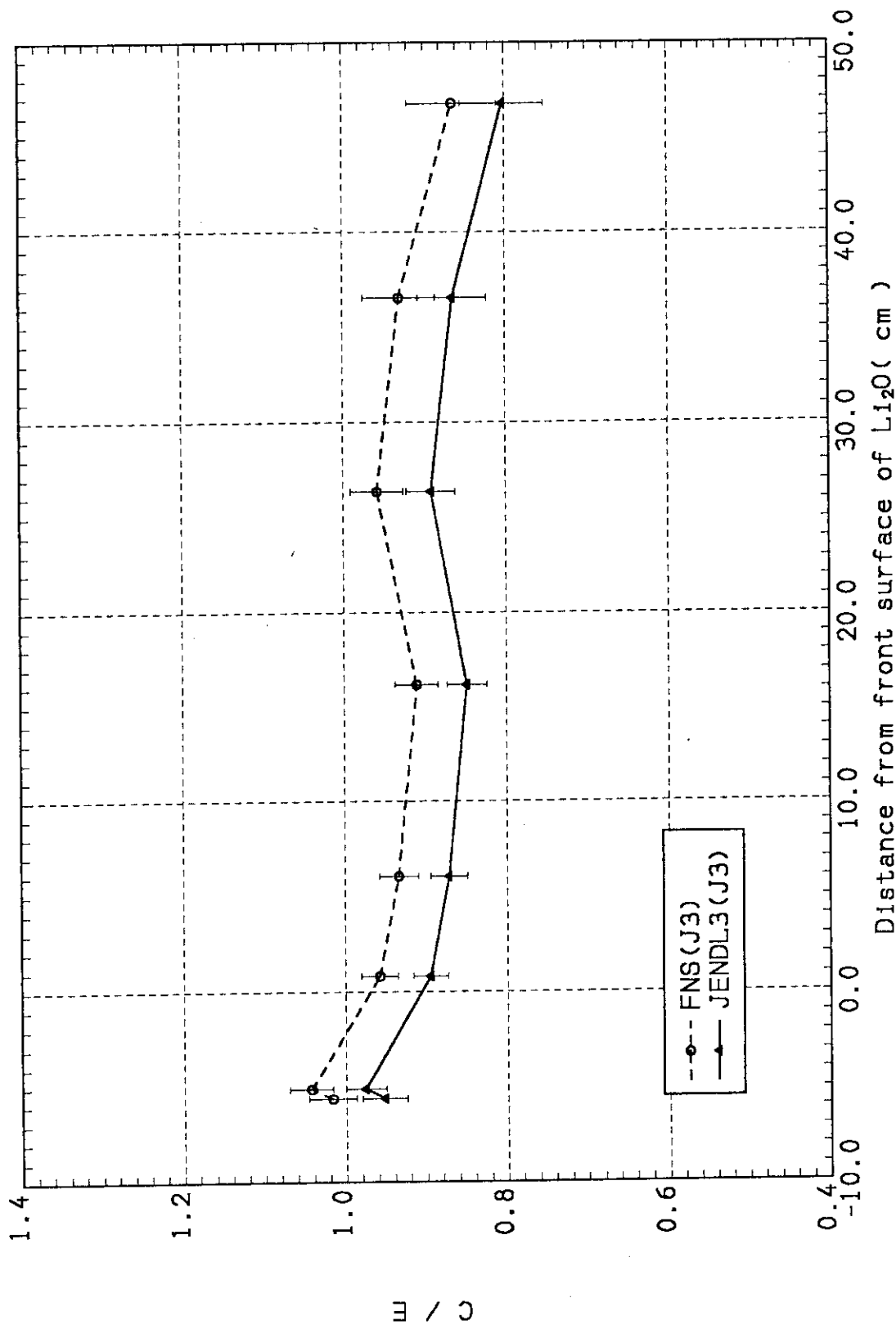


Fig. 4.18 C/E values of $^{58}\text{Ni}(n,2n)^{57}\text{Ni}$ reaction rate based on the transport calculation by JENDL-3

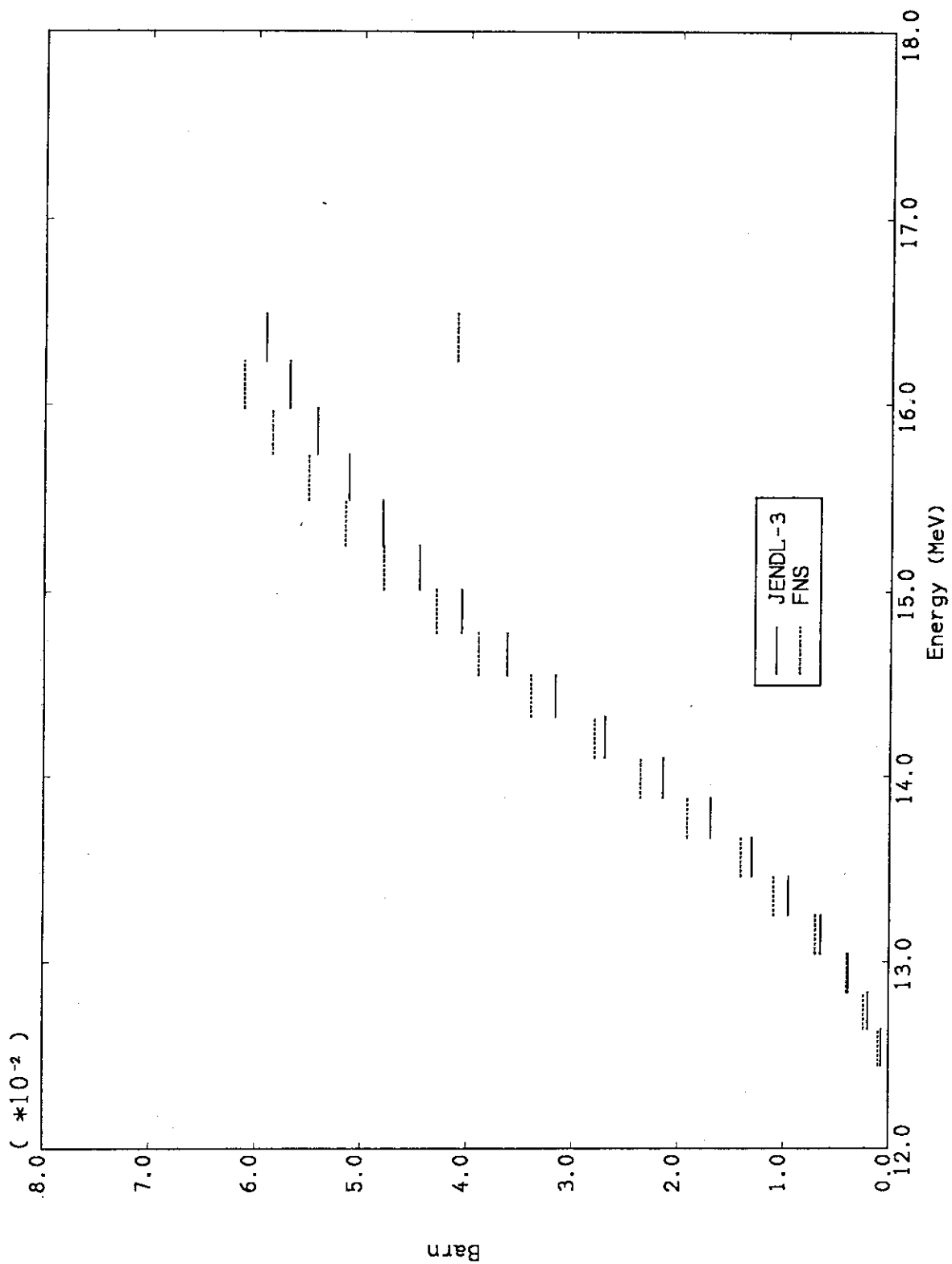


Fig. 4.19 (n,2n) cross section of ⁵⁸Ni

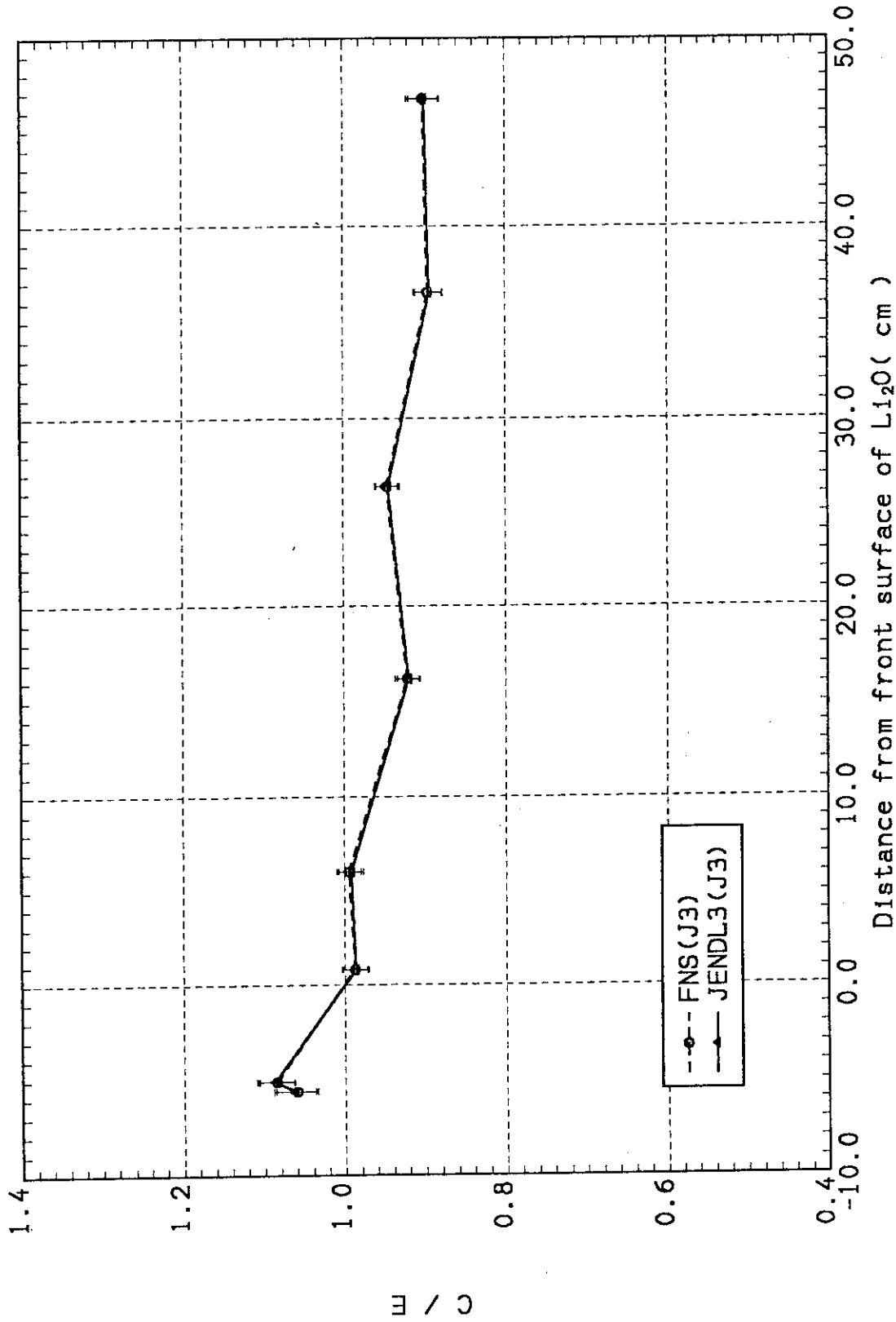


Fig. 4.20 C/E values of ⁵⁸Ni(n,p)⁵⁸Co reaction rate based on the transport calculation by JENDL-3