

〔 投稿論文 〕

J M T Rにおける neutron dosimetry

原研 桜 井 淳

本稿は、日本原子力学会・原子炉照射線量評価研究専門委員会（第22回、1980年6月17日）において報告されたものをまとめたものである。（編集係）

1. はじめに

J M T Rで照射した試料の fast neutron fluence を評価するためには中性子照射場の neutron energy spectrum がよくわかっていなければならない。J M T Rではこれまで A N I S N code¹⁾で計算した neutron energy spectrum を使用してきた。

fluence monitorとして $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ 反応を使用してきたが、その断面積 data は ENDF/B-IV の値を使用している。

J M T Rでは neutron energy spectrum を実験的に評価するために、J M T Rの critical assembly である JMTRC を利用して multi-foil 法で実験を進めてきた。unfolding code として SAND-II²⁾を使用している。新しい threshold detector $^{107}\text{Ag}(n,n')^{107\text{m}}\text{Ag}$ を実用化して³⁾ 0.1~1 MeV 領域の neutron energy spectrum を測定・評価したので報告する。

2. JMTR neutron energy spectrum

neutron energy spectrum の測定に使用している reaction は、 $^{151}\text{Eu}(n,\gamma)^{152\text{m}}\text{Eu}$, $^{175}\text{Lu}(n,\gamma)^{176\text{m}}\text{Lu}$, $^{176}\text{Lu}(n,\gamma)^{177}\text{Lu}$, $^{197}\text{Au}(n,\gamma)^{198}\text{Au}$, $^{164}\text{Dy}(n,\gamma)^{165}\text{Dy}$, $^{55}\text{Mn}(n,\gamma)^{56}\text{Mn}$, $^{63}\text{Cu}(n,\gamma)^{64}\text{Cu}$, $^{107}\text{Ag}(n,n')^{107\text{m}}\text{Ag}$, $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103\text{m}}\text{Rh}$, $^{238}\text{U}(n,f)$, $^{115}\text{In}(n,n')^{115\text{m}}\text{In}$, $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$, $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$, $^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$, $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$, $^{24}\text{Mg}(n,p)^{24}\text{Na}$, $^{48}\text{Ti}(n,p)^{48}\text{Sc}$ である。SAND-II の neutron cross section file は ENDF/B-IV, -V の data を利用して編集した。 $^{103}\text{Rh}(n,n')^{103\text{m}}\text{Rh}$ 反応の cross section は UKNDL の data を利用した。

新しい threshold detector $^{107}\text{Ag}(n,n')^{107\text{m}}\text{Ag}$ の cross section は、ENDF/B-IV の (n,n') 反応の data と excited state からの γ transition を考慮して計算した。この

断面積処理の妥当性は、弥生炉での実証実験により確認されている³⁾。resonance detector の cross section には self-shielding correction が加えてある。

上記反応を利用して測定した JMTRC の fuel region の neutron energy spectrum を図-1 に示す。この図には使用した反応がもつ 95% sensitive region が示してある。SAND-II の unfolding に使用した initial spectrum は ANISN code で計算した spectrum で、同図中に点線で示してある。この unfolding で、中性子温度 100°C、結合係数 6.45 を得た。beryllium first region の neutron energy spectrum を図-2、beryllium second region の neutron energy spectrum を図-3 に示す。

これらの図から明らかのように、新しい threshold detector $^{107}\text{Ag}(n, n')^{107\text{m}}\text{Ag}$ は $^{103}\text{Rh}(n, n')^{103\text{m}}\text{Rh}$ 反応よりも sensitive region が低く、0.1~1 MeV 領域の neutron energy spectrum の測定・評価に有用な反応となっている。

3. ENDF/B-V, -V の $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ cross section

ENDF/B-V, -V の $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ cross section を図-4 に示す。ENDF/B-V の data は 4.5 MeV 以上では ENDF/B-V の data よりも著しく小さい。しかし 1~4.5 MeV 領域では ENDF/B-V の data よりもわずかに大きい。

fluence monitor の activity data から fast neutron fluence を出すには $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 反応の effective cross section が必要である。effective cross section はつぎの式であらわされる。

$$\sigma_{\text{eff}} = \frac{\int_{E_{\text{eff}}}^{\infty} \phi(E) \sigma(E) dE}{\int_{E_{\text{eff}}}^{\infty} \phi(E) dE}$$

ここで $\phi(E)$ は neutron energy spectrum であり、 $\sigma(E)$ は $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ cross section である。 $\phi(E)$ に ANISN code で計算した spectrum を使用し、 $\sigma(E)$ に ENDF/B-V あるいは ENDF/B-V の data を使用して 1 MeV 以上の effective cross section を計算し、比較した。結果を表-1 に示す。両者の差は ±1% 以内である。また ENDF/B-V の data に対する fission spectrum averaged cross section の C/E は 1.08 である⁴⁾。

表-1 $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ 反応の effective cross section

| position | ENDF/B-IV | ENDF/B-V |
|-------------------------|-----------|-----------|
| fuel region | 81.0 (mb) | 81.5 (mb) |
| beryllium first region | 73.0 | 72.3 |
| beryllium second region | 64.5 | 63.7 |
| aluminium first region | 57.5 | 57.4 |

4. unfolding spectrumの評価

JMTRのneutron energy spectrumの測定にともなう問題点をこれまでにいくつか報告した。⁵⁾⁶⁾⁷⁾⁸⁾ 本稿では現在JMTRで問題となっている0.1 MeV以上のneutron energy spectrumの評価について簡単にまとめておく。

unfoldingしたneutron energy spectrumの評価の方法はいくつかあるが、ここではJMTRでのfluence測定との関連で議論する。そのためには0.1 MeV以上のeffective cross sectionを $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ 反応について計算して、ANISN codeで計算したspectrumを使用して得たeffective cross sectionと比較するというきわめて巨視的な方法をとる必要がある。

unfolding spectrumを使用して計算した1 MeV以上と0.1 MeV以上のeffective cross sectionの比をつぎの式で定義する。

$$R_1 = \frac{\sigma_{1.0}}{\sigma_{0.1}} = \frac{\frac{\int_{1.0}^{\infty} \phi(E) \sigma(E) dE}{\int_{1.0}^{\infty} \phi(E) dE}}{\frac{\int_{0.1}^{\infty} \phi(E) \sigma(E) dE}{\int_{0.1}^{\infty} \phi(E) dE}}$$

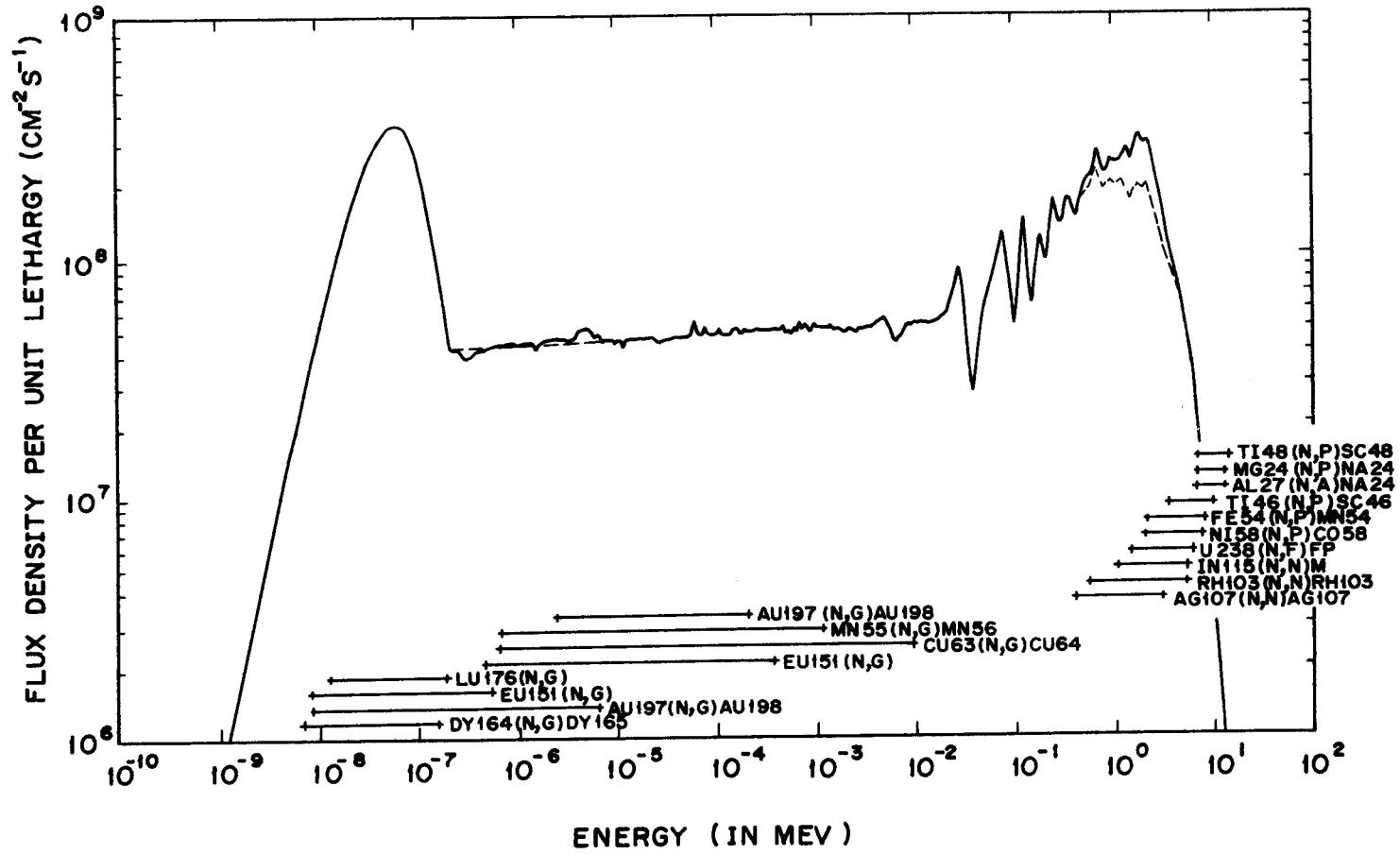
上式においてunfolding spectrumの代わりにANISN codeで計算したspectrumを使用して得た比を R_2 とする。 R_1 と R_2 の値を表-2に示す。両者は比較的よく一致していることがわかる。このことはJMTRでの0.1 MeV以上のfluenceの測定にANISN codeで計算したspectrumを使用しても十分な精度が得られることを示している。

表-2 R_1 と R_2 の比較

| position | R_1 | R_2 |
|-------------------------|-------|-------|
| fuel region | 2.00 | 1.87 |
| beryllium first region | 2.34 | 2.32 |
| beryllium second region | 2.19 | 2.50 |

文 献

- 1) W.W.Engle : A users manual for ANISN, K-1693,(1967)
- 2) W.N.McElroy et al. : SAND-II, neutron flux spectra determinations by multiple foil activation iterative method, ccc-112,(1969)
- 3) K.Sakurai, I.Kondo and M.Nakazawa : Verification experiment of threshold detector $^{107}\text{Ag}(n, n')^{107\text{m}}\text{Ag}$ on YAYOI standard neutron field, J.Nucl. Sci. and Tech. (to be published)
- 4) 小林捷平, 木村逸郎 : 核分裂スペクトル平均断面積の測定と ENDF/B-V Dosimetry File の評価, 日本原子力学会口頭発表(1980年3月, 名古屋大学)
- 5) I.Kondo : Experimental evaluation of neutron spectra for a critical facility by multi-foil activations, NUREG/cp-0004,(1977)653
- 6) K.Sakurai : Fast neutron spectrum measurement in the JMTR, The Third ASTM-EURATOM Symposium on reactor dosimetry, Ispra(Italy), Oct. 1-5(1979), EUR report (to be published)
- 7) I.Kondo and K.Sakurai : Use of multi-foil activation method for evaluation of reactor neutron spectrum in intermediate energy region, J.Nucl. Sci. and Tech. (to be published)
- 8) K.Sakurai and I.Kondo : Determination of neutron spectrum in the low energy part of reactor fast neutron, J.Nucl. and Tech. (to be published)



☒-1 JMTRCの fuel regionの neutron energy spectrum

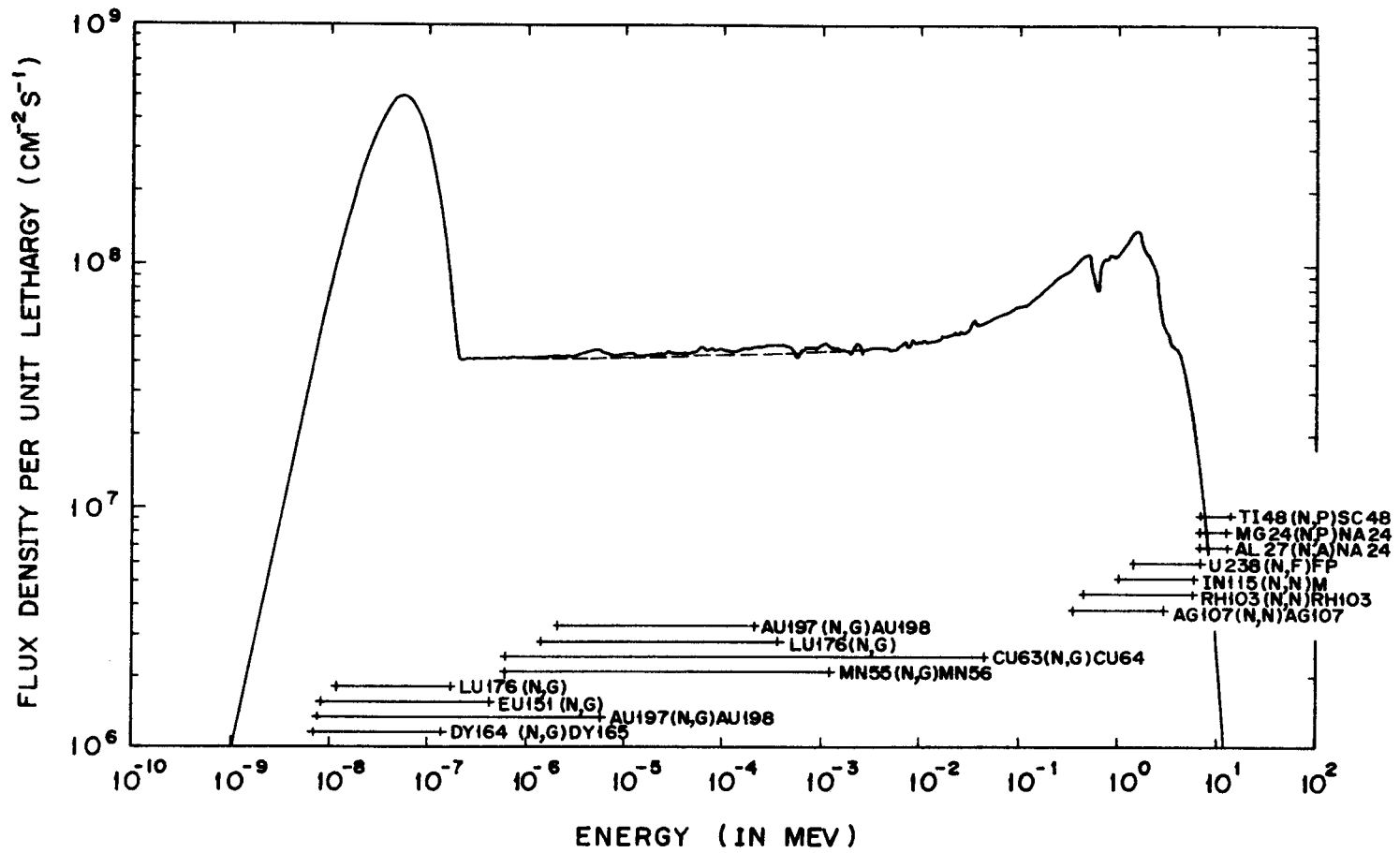


图-2 JMTRCのberyllium first regionのneutron energy spectrum

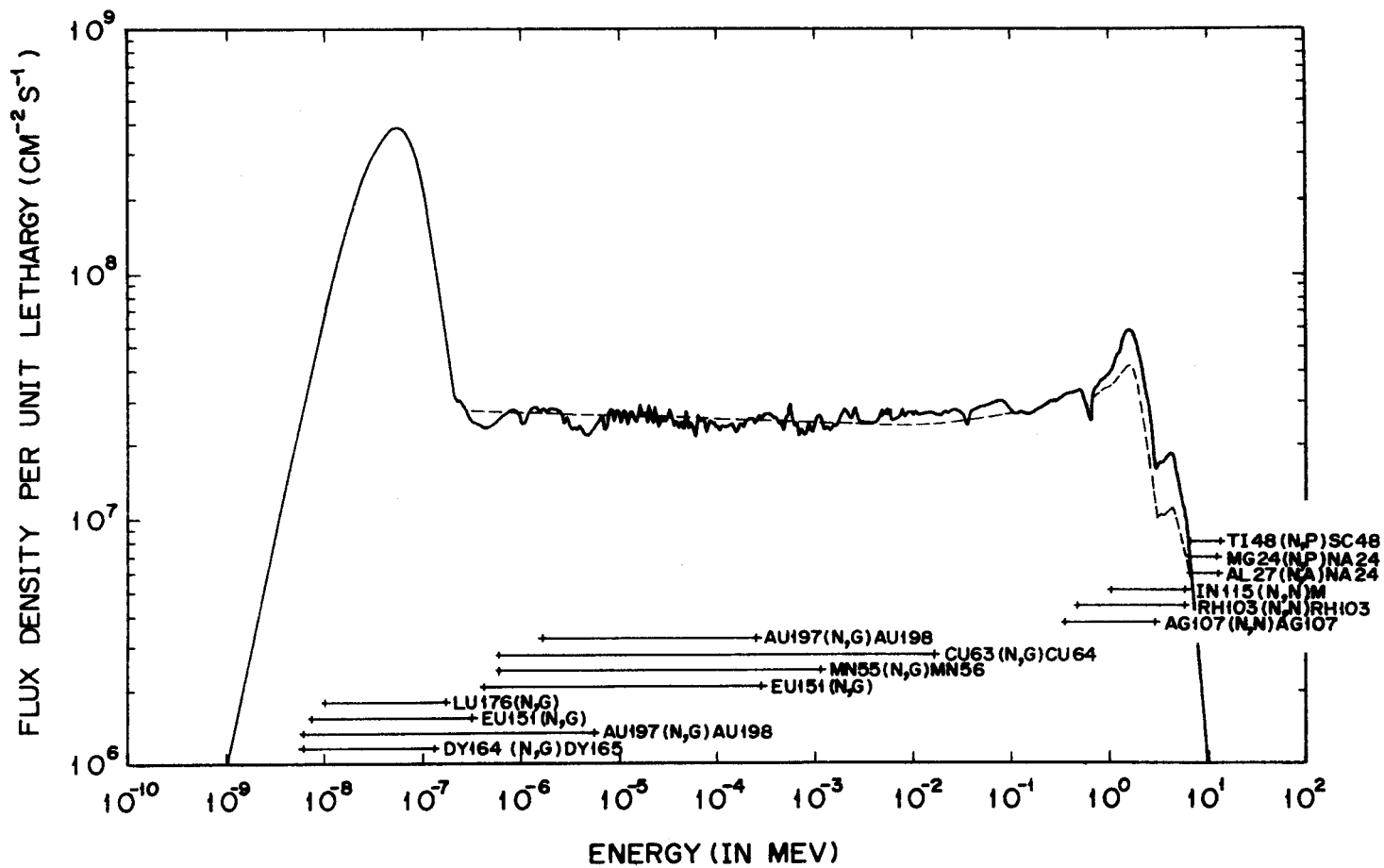
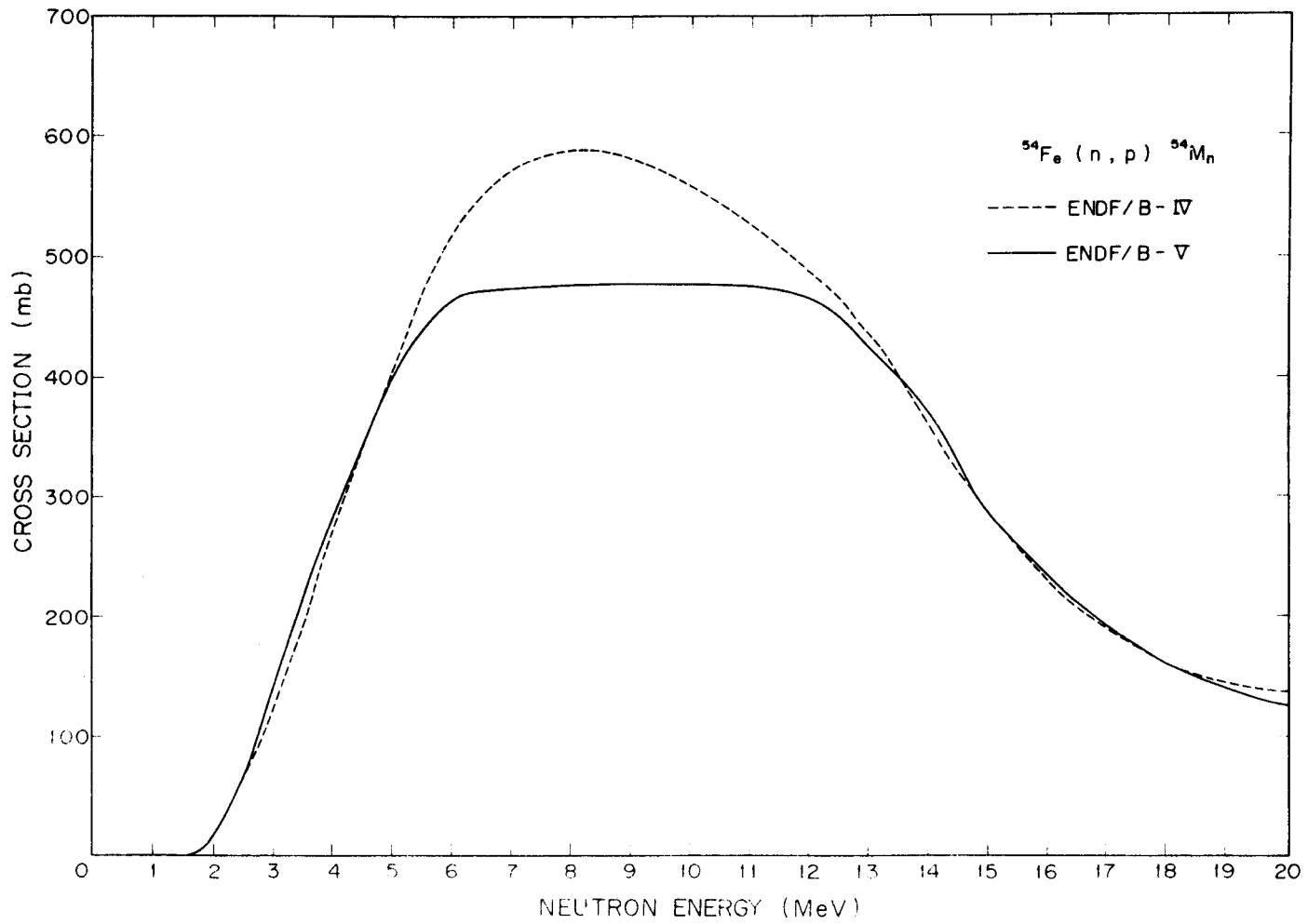


图-3 JMTRCのberyllium second regionのneutron energy spectrum



☒-4 ENDF/B-IV, -V $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ cross section