

話題・解説 (III)

JENDL Dosimetry File 99 の完成

日本原子力研究所核データセンター

柴田 恵一

shibata@ndc.tokai.jaeri.go.jp

1. はじめに

シグマ委員会ドシメトリー積分テストワーキンググループは、1991年に中性子束の決定等に必要な JENDL Dosimetry File 91[1] (以下、JENDL/D-91 と略す。)を完成し、公開した。JENDL/D-91 のデータは、主に断面積は JENDL-3[2]、共分散は IRDF-85[3] から採用した。勿論、断面積と共分散は本来同時に評価するべきものであり、それを別々のライブラリーから持ってきて組み合わせたというのは正当化しづらいところがあった。但し、当時としては最新の JENDL-3 のデータを使ったということで、断面積としてはかなり信頼度の高いものであった。事実、色々な中性子場でのベンチマークテストにおいてそれは実証された。それから、数年が経過し、ワーキンググループとしては、断面積と共分散の矛盾の解消及びより一層のデータ精度向上を目指して、データの改訂に着手した。小林捷平 (京大炉) リーダーをはじめとするワーキンググループのメンバーの努力により、改訂版である JENDL Dosimetry File 99 [4] は 1999 年 7 月に完成した。

2. データ評価

JENDL Dosimetry File 99 (JENDL/D-99) は、47 核種、67 反応のデータから構成され、ENDF-6 フォーマットで編集されている。表 1 に収納されている反応データの一覧を示す。エネルギー範囲は 10^{-5} eV から 20 MeV 迄である。JENDL/D-91 で与えられているデータの半分以上が改訂されている。ドシメトリー関連の断面積は実験値が豊富であり、従って、評価は主に実験値に基づく最小自乗フィットで行われた。最新の実験値が考慮されていることは、言うまでもない。その際、断面積の共分散も同時に求められている。評価用のツールとしては、共分散評価ワーキンググループで使われていた最小自乗コード GMA[5] や理論計算の誤差評価システム KALMAN [6] 等が用いられた。図 1 に GMA コードにより求められた $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ 反応断面積を一例として示す。一方、 $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$ 反応断面積の共鳴領域の共分散は使用した共鳴パラメータの共分散から誤差伝播により算出された。

ドシメトリー積分テストワーキンググループではデータの評価とともにベンチマークテストも行われる。ベンチマークテストは、IAEA が定めた標準中性子場 (^{252}Cf 自発核分裂スペクトル、熱中性子炉スペクトル、高速炉スペクトル) での測定に加え、ワーキンググループとして独自に原研材料試験炉 (JMTR)、原研核融合中性子工学施設 (FNS)、サイクル機構高速実験炉常陽、東北大ダイナミトロン加速器での平均断面積の測定も考慮した。かなり幅広いスペクトルを対象にベンチマークテストが行われたことになる。特に、原研 JMTR 及びサイクル機構常陽のデータはそれぞれ熱中性子炉及び高速炉での積分実験として貴重なものであり、JENDL/D-99 の作成に利用させて頂いた。

原研 JMTR では、8 反応から成るドシメーターが約 25 日間照射された[7]。図 2 に測定された平均断面積と JENDL/D-99 及び IRDF-90V2[8]を用いた計算値の比 C/E を示す。JENDL/D-99 を用いた計算値は、 $\pm 15\%$ で測定値を再現している。特に、 $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ 、 $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$ 、 $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$ 反応断面積は $\pm 5\%$ の精度で測定値と一致している。これらのベンチマークテストの結果から、JENDL/D-99 は熱中性子炉、高速炉及び核融合炉の幅広い中性子スペクトルにおいて、十分信頼出来る評価値である事がわかった。

3. JENDL/D-99 の入手法

JENDL/D-99 の数値データは原研核データセンターのホームページ (<http://wwwndc.tokai.jaeri.go.jp>) からダウンロード可能である。また、データを収納した CD-ROM を出版する予定であり、ご利用いただきたい。

参考文献

1. Nakazawa, M., et al.: "JENDL Dosimetry File", JAERI 1325 (1992).
2. Shibata, K., et al.: "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-3", JAERI 1319 (1990).
3. Cullen, D.E., et al.: "The International Reactor Dosimetry File (IRDF-82)", IAEA-NDS-41/R, Rev.0 (1982), IRDF-85 is a modified version with additional cross section data.
4. JAERI Nuclear Data Center: "JENDL Dosimetry File 99 (JENDL/D-99)", Private communication (1999).
5. Poenitz, W.P.: Proc. Conf. Nuclear Data Evaluation Methods and Procedures, BNL-NCS-51353, p.249 (1981).
6. Kawano, T., Shibata, K.: "Covariance Evaluation System", JAERI-Data/Code 97-037 (1997) [in Japanese].
7. Shimakawa, S.: "Integral Test of JENDL Dosimetry File 99 with High Flux Neutron Field", JAERI-Data/Code 99-043 (1999) [in Japanese].
8. Kochev, N.P., McLaughlin, P.K. (Eds.): "The International Reactor Dosimetry File (IRDF-90 Version 2)", IAEA-NDS-141, Rev.2 (1993).

表1 JENDL Dosimetry File 99 に収納されているデータ

Nuclide	MAT	Reaction	Threshold energy (MeV)*	Half-life of product **	Data source***	
					sigma	cov.
Li-6	325	(n, t) α	10^{-5} eV		J3.2	I
		α production	10^{-5} eV		J3.2	I
Li-7	328	t production	2.822		J3.2	I
B-10	525	(n, α) Li-7	10^{-5} eV		J3.2	I
		α production	10^{-5} eV		J3.2	I
F-19	925	(n, 2n) F-18	10.9854	109.77 m	A	A
Na-23	1125	(n, 2n) Na-22	12.9633	2.6019 y	A	A
		(n, γ) Na-24	10^{-5} eV	14.9590 h	J3.2	I
Mg-24	1225	(n, p) Na-24	4.9306	14.9590 h	A	A
Al-27	1325	(n, p) Mg-27	1.8227	9.458 m	A	A
		(n, α) Na-24	3.2467	14.9590 h	I90.2	I90.2
P-31	1525	(n, p) Si-31	0.730746	157.3 m	A	A
S-32	1625	(n, p) P-32	0.958	14.262 d	J3.2	I
Sc-45	2125	(n, γ) Sc-46	10^{-5} eV	83.79 d	J3.2	I
Ti-nat	2200	(n, x) Sc-46	1.6184	83.79 d	A	A
		(n, x) Sc-47	10^{-5} eV	3.3492 d	A	A
		(n, x) Sc-48	3.2792	43.67 h	A	A
Ti-46	2225	(n, 2n) Ti-45	13.4865	184.8 m	A	A
		(n, p) Sc-46	1.6184	83.79 d	A	A
Ti-47	2228	(n, np) Sc-46	10.6858	83.79 d	A	A
		(n, p) Sc-47	10^{-5} eV	3.3492 d	A	A
Ti-48	2231	(n, np) Sc-47	11.6858	3.3492 d	A	A
		(n, p) Sc-48	3.2792	43.67 h	A	A
Ti-49	2234	(n, np) Sc-48	11.588	43.67 h	A	A
Cr-50	2425	(n, γ) Cr-51	10^{-5} eV	27.702 d	J3.2	B6
Cr-52	2431	(n, 2n) Cr-51	12.2721	27.702 d	A	A
		(n, γ) Mn-56	10^{-5} eV	2.5785 h	J3.2	J3.2
Mn-55	2525	(n, 2n) Mn-54	10.4141	312.3 d	A	A
		(n, γ) Mn-56	10^{-5} eV	2.5785 h	J3.2	J3.2
Fe-54	2625	(n, p) Mn-54	10^{-5} eV	312.3 d	A	A
Fe-56	2631	(n, p) Mn-56	2.9662	2.5785 h	J3.2	I
Fe-57	2634	(n, np) Mn-56	10.7461	2.5785 h	J3.2	B6
Fe-58	2637	(n, γ) Fe-59	10^{-5} eV	44.503 d	J3.2	A
Co-59	2725	(n, 2n) Co-58	10.6323	70.82 d	A	A
		(n, γ) Co-60	10^{-5} eV	5.2714 y	J3.2	I
		(n, α) Mn-56	10^{-5} eV	2.5785 h	J3.2	I
Ni-58	2825	(n, 2n) Ni-57	12.4321	35.60 h	A	A
		(n, p) Co-58	10^{-5} eV	70.82 d	A	A
Ni-60	2831	(n, p) Co-60	2.075	5.2714 y	A	A
Cu-63	2925	(n, 2n) Cu-62	11.0263	9.74 m	A	A
		(n, γ) Cu-64	10^{-5} eV	12.700 h	J3.2	I
		(n, α) Co-60	10^{-5} eV	5.2714 y	A	A
Cu-65	2931	(n, 2n) Cu-64	10.0633	12.700 h	A	A
Zn-64	3025	(n, p) Cu-64	10^{-5} eV	12.700 h	A	A
Y-89	3925	(n, 2n) Y-88	11.6096	106.65 d	A	A
Zr-90	4025	(n, 2n) Zr-89	12.1057	78.41 h	A	A

表 1 (Continued)

Nuclide	MAT	Reaction	Threshold energy (MeV) ⁺	Half-life of product ⁺⁺	Data source ⁺⁺⁺	
					sigma	cov.
Nb-93	4125	(n, n') Nb-93m	0.03073	16.13 y	A	A
		(n, 2n) Nb-92m	9.0522	10.15 d	A	A
Rh-103	4525	(n, n') Rh-103m	0.04	56.12 m	I	I
Ag-109	4731	(n, γ) Ag-110m	10^{-5} eV	249.79 d	E	190.2
In-115	4931	(n, n') In-115m	0.32	4.486 h	C	C
		(n, γ) In-116m	10^{-5} eV	54.29 m	J3F	I
I-127	5325	(n,2n) I-126	9.21779	13.11 d	A	A
Eu-151	6325	(n, γ) Eu-152	10^{-5} eV	13.537 y	J3.2	JD91
Tm-169	6925	(n,2n) Tm-168	8.08036	93.1 d	A	A
Ta-181	7328	(n, γ) Ta-182	10^{-5} eV	114.43 d	J3.2	JD91
W-186	7443	(n, γ) W-187	10^{-5} eV	23.72 h	A	JD91
Au-197	7925	(n, 2n) Au-196	8.11273	6.183 d	A	A
		(n, γ) Au-198	10^{-5} eV	2.69517 d	Y	I
Hg-199	8034	(n, n') Hg-199m	0.5337	42.6 m	JD91	JD91
Th-232	9040	fission	10^{-5} eV		J3.2	I
		(n, γ) Th-233	10^{-5} eV	22.3 m	J3.2	I
U-235	9228	fission	10^{-5} eV		J3.2	I
U-238	9237	fission	10^{-5} eV		J3.2	I
		(n, γ) U-239	10^{-5} eV	23.45 m	J3.2	I
Np-237	9346	fission	10^{-5} eV		A	A
Pu-239	9437	fission	10^{-5} eV		J3.2	I
Am-241	9543	fission	10^{-5} eV		J3.2	B6

For the nuclide with capture and/or fission cross sections, the total cross sections, which were taken from JENDL-3.2, are also given in the library.

+ : The energy of 10^{-5} eV is the lowest energy of the data in the cases of reactions with a positive Q-value.

++ : Table of Isotopes Eighth Edition 1998 Upgrade

+++ : Data source

- A : evaluated in the present work
- J3.2 : JENDL-3.2 General Purpose File
- J3F : JENDL-3 Fission Product Nuclear Data File
- JD91 : JENDL Dosimetry File 91
- B6 : ENDF/B-VI
- E : EAF-99
- I : IRDF-85
- 190 : IRDF-90
- 190.2 : IRDF-90v2
- C : evaluated by A.B. Smith et al.
- Y : evaluated by N. Yamamuro

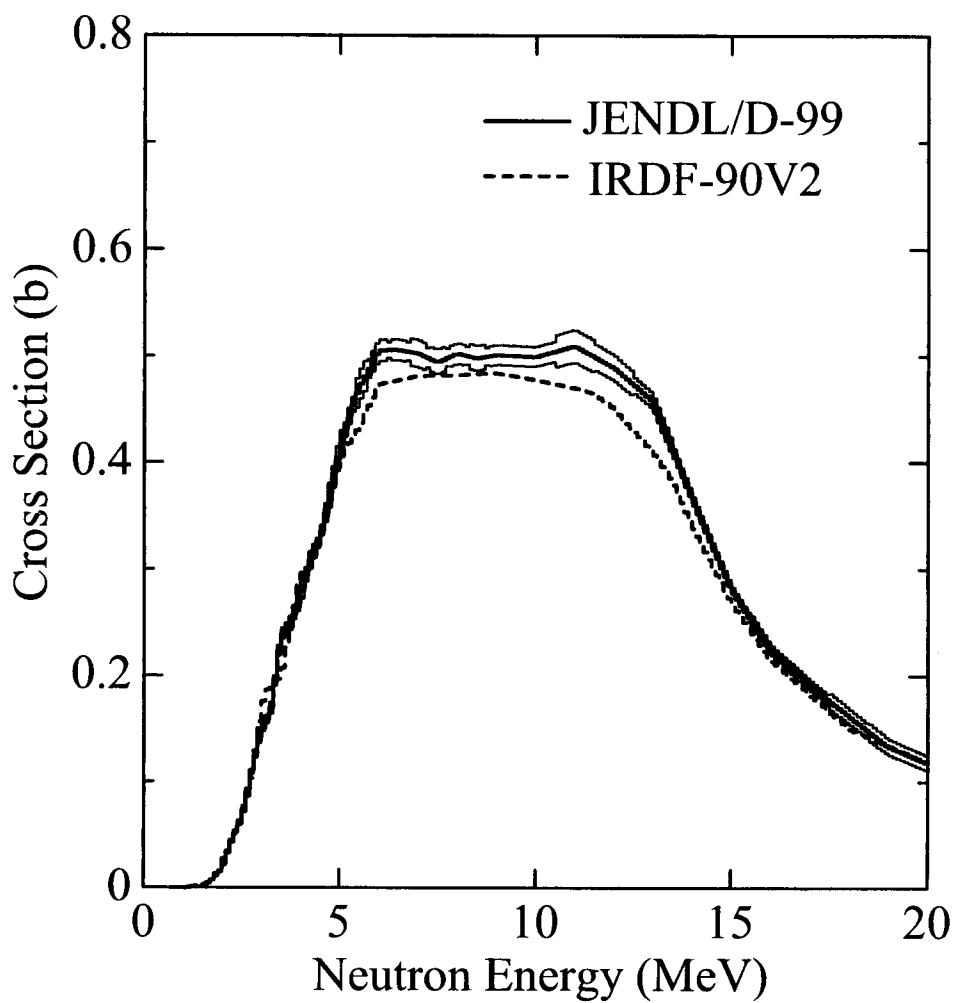


図1 $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ 反応断面積

実線は JENDL/D-99 (細線はその標準偏差)、破線は IRDF-90V2 の評価値を示す。

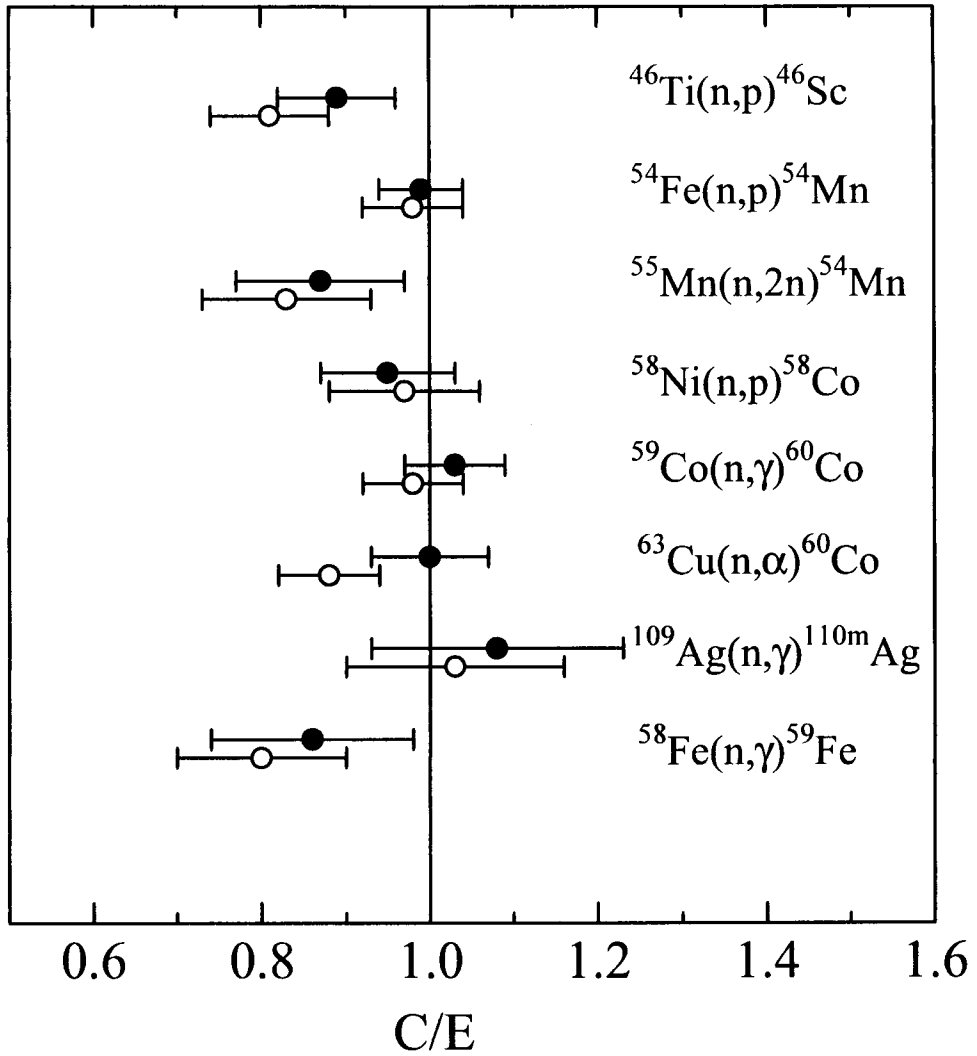


図2 JMTR で測定された平均断面積と評価値の比

●は JENDL/D-99 との比、○は IRDF-90V2 との比を示す。