

話題・解説(そのVI)

核データファイル (Ⅱ)

一昨年(1985)のシグマ研究委員会主催の核データ研究会において、ポスターセッションで“ Nuclear Data Files Available from JAERI Nuclear Data Center”のテーマの下に数件のデータファイルが紹介された。本誌では、それらの核データファイルを順次解説してもらうことにして、No.22号では2件、前回のNo.23号でも2件を扱った。今回はその3回目当たる。

(編集委員会)

JENDL-2

原研 中川庸雄

JENDL (Japanese Evaluated Nuclear Data Library) は、原研の核データセンターとシグマ委員会が協力して作成してきた中性子入射反応の評価済み核データライブラリーである。JENDLの第1版 JENDL-1¹⁾は1977年に、また JENDL-2は1982年にそれぞれ公開になっている。JENDLに収録する評価済み核データは JENDLの使用目的に従って核種が選定され、核データセンターやシグマ委員会の委員を始めとする国内の核データ専門家によって評価される。JENDL-1の使用目的は高速炉の設計計算、JENDL-2の場合は、高速炉、熱中性子炉、遮蔽及び核融合炉への応用が主な目的であった。表1に JENDL-2にデータを収録した核種名を示した。

評価及び編集が完了した JENDLが目的の各分野での使用に耐えられる水準に達しているかどうかは、積分的測定値(例えば臨界集合体の k_{eff})を JENDLを使って計算して測定値と比べてみる事により確認できる。この作業を積分テストあるいはベンチマークテストと呼んでいる。JENDL-2のベンチマークテストの結果は、核融合炉への応用に対しては問題があるが、それ以外の分野へは十分に適用可能であることを示した。JENDL-2が核融合炉での応用に耐えられない原因は数MeV以上の高速中性子入射反応のデータに問題があるためである。この点は現在作成中の JENDL-3で大幅に改良される予定である。

JENDLは米国で作成している評価済み核データライブラリー ENDF/Bと同じフォーマットを使って編集されている。このフォーマットにはいくつかの version があるが、JENDLは第1版、第2版とも ENDF/B-IVフォーマット²⁾を使った。JENDLの使用に際してはこのフォーマットを

知る必要がある。

JENDL-2には全部で181核種の中性子核データを収録した。ENDF/Bフォーマットでは、核種はMAT番号（Material 番号）で区別される。図1にJENDL-2の一部を示す。図中67コラムから70コラムまでの4桁の整数がMAT番号である。JENDL-2のMAT番号は

$$\text{MAT} = 2000 + \text{原子番号} \times 10 + N$$

として決めた。ここで2000はJENDL-2を表わし、NはJENDL-2に収録した同位体の順番である。例えば ^{63}Cu と ^{65}Cu のMAT番号は2291と2292である。また天然元素のデータではN=0とした。従って天然Cuは2290である。

JENDL-2に収録した評価済みデータは全部で33万レコードに及ぶ。利用の便を考慮して、これらのデータは10コのファイル（201～210）に分けて格納してある。表1には各ファイルに格納した核種名とそのMAT番号が示されている。このうち、207から210のファイルは100核種の核分裂生成物核種のデータ（JENDL-2 FP）を集めたものである。一方の201から206のファイルは一般目的ファイル（General Purpose File）である。 ^{93}Nb とMoの同位体のデータは両方のファイルに収録されているが、中身は全く同じである。

ENDF/BフォーマットではMF番号（図1の71から72コラム）で中性子核データの種類が区別されている。本来MF=1から33まで多種類のデータが定義されているが、JENDL-2では次のMF番号のデータだけを評価し収録した。

- MF = 1 核分裂当たりの放出中性子数，核分裂生成物生成量，評価済みデータのコメント，
- MF = 2 共鳴パラメータ（分離及び非分離共鳴パラメータ），
- MF = 3 各種断面積，
- MF = 4 中性子入射反応後の放出中性子の角分布，
- MF = 5 放出中性子のエネルギー分布，

例外的にDには

- MF = 6 放出中性子の角度とエネルギーによる二重微分断面積も与えられている。

入射中性子のエネルギーは 10^{-5}eV から20MeVまで考慮した。この範囲で有意な断面積をもつ反応の種類はMT番号（図1の73から75コラム）で分類される。表2に示したのは、JENDL-2で頻繁に使われているMT番号である。ENDF/Bフォーマットでは、MF番号とMT番号の組み合わせでデータの種類が一義的に決まる。以下に二、三の例を挙げる。

- MF = 2 MT = 151 共鳴パラメータ

MF = 3	MT = 102	中性子捕獲断面積
MF = 4	MT = 2	弾性散乱中性子の角分布
MF = 5	MT = 16	(n, 2n) 反応後の放出中性子のエネルギー分布

図1の76から80カラムは各レコードの通し番号である。実際の数値データは1から66カラムの間に与えられる。図1の例は ^{55}Mn の(n, p)と(n, α)反応の断面積である。断面積は4レコード目から〔中性子エネルギー(eV), 断面積(バーン)〕の組が1レコードに3組づつ与えられている。この他、始めの3レコード中にある種々の数字の説明は参考文献2に詳しく述べられている。またデータの与え方はMF番号毎に全く異なっているので、JENDLの使用に当たっては参考文献2を手元に置いておく必要がある。

次に JENDL を使用する際に便利な計算機プログラムを示す。

a) CRECTJ 5³⁾

このプログラムは元々 JENDL を編集する目的で開発されたものであるが、次のような機能を持っており、JENDL を利用する際にも便利である。

- 断面積データの四則演算
- 断面積データの群平均化
- 一部データの検索, その他

特に断面積の四則演算機能を利用し、断面積データの比などの特殊な量を求めることができ便利である。

b) RESENDD⁴⁾

ENDF/Bフォーマットでは、共鳴領域の全断面積、弾性散乱断面積、核分裂断面積、及び中性子捕獲断面積は共鳴パラメータで与えられる。従って共鳴領域の断面積を利用する場合は、しかるべき処理プログラムを用いて、共鳴パラメータから断面積を求める必要がある。数種のプログラムが開発されているが、JENDL-2の場合はRESENDDの使用を強く推せんする。JENDL-2では、多準位ブライト・ウィグナー公式を頻繁に使用しているが、中には全スピンJの値が未知のため物理的に正しくない値を与えたデータがあるためである。RESENDDは、この場合J未定共鳴レベルからの寄与を統計的に処理するが、他の処理プログラムはこの機能を有しない。しかし、J未定レベルを収録することは、いろいろと混乱をおこす原因になる。そこでJENDL-2の場合は利用者からの要望に応じてRESENDDで求めた結果も配布することになっている。現在作成中のJENDL-3ではJ未定レベルは採用しない方針である。

c) SPLINT⁵⁾

作図用プログラムである。JENDLを始め、ENDF/Bフォーマットで編集されている断面積、角分布、エネルギー分布データ及びNESTOR 2⁶⁾に格納してある中性子入射反応の実験データを自由に重ね合せて作図することができる。図2はSPLINTで書いた断面積データの例である。

さてJENDL-2を使用する場合は、原研の核データセンターに連絡していただきたい。核データセンターでは、JENDL-2を始め各種核データの複写などのサービスを行っている。原研外からの申し込みに対しては、磁気テープでJENDL-2のデータを郵送する。

JENDL-2の中身について知りたい場合は、次の参考文献がある。

JAERI-M 84-052⁷⁾— JENDL-2一般目的ファイルの断面積データのグラフ集

JAERI-M 84-103⁸⁾— JENDL-2一般目的ファイルのコメント部分をまとめたもの。

Appendixとして、熱中性子エネルギーでの断面積、共鳴積分値、14 MeVでの断面積、核分裂中性子スペクトルでの平均断面積の表、さらに、断面積の大体の様子がわかるように群平均した断面積の表が与えられている。

これら2つのレポートはまだ残部があるので希望される方は核データセンターへ申し込んでいただきたい。また図2に示したようなJENDL-2とENDF/B-VまたはENDF/B-IV、JENDL-1及び実験データとの比較をしたグラフ集を核データセンターの浅見哲夫氏が作成した。このグラフ集はシグマ委員会核データ専門部会のメンバーに配布されているので、利用していただきたい。

参考文献

- 1) Igarasi, S., et al. : "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version 1—JENDL-1", JAERI-1261 (1979).
- 2) Revised by Garber, D., et al. : "Data Format and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF", BNL-NCS-50496 (ENDF 102) (1975).
- 3) Nakagawa, T. : To be Published.
- 4) Nakagawa, T. : "Program RESENDD (Version 84-07) : A Program for Reconstruction of Resonance Cross Sections from Evaluated Nuclear Data in the ENDF/B Format", JAERI-M 84-192 (1984).
- 5) 成田孟, 他 : "SPLINT : 実験データと評価済みデータを同軸座標上に同一スケールで作図

するコード”, JAERI-M 5769 (1974).

中川庸雄：“SPINPUT：SPLINTの入力データ作成用プログラム”，JAERI-M 9499 (1981).

6) 中川庸雄：核データニュース，23，26 (1985).

7) Asami, T. and Narita, T. (Editor)：“Graphs of Evaluated Neutron Cross Sections in JENDL-2”，JAERI-M 84-052 (1984).

8) Nakagawa, T. (Editor)：“Summary of JENDL-2 General Purpose File”，JAERI-M 84-103 (1984).

表1 JENDL-2の収録核種

JENDL 201

NUCLIDE		MAT		NUCLIDE		MAT		NUCLIDE		MAT	
1	1-H - 1	2011		8	9-F - 19	2091		15	20-CA- 43	2203	
2	1-H - 2	2012		9	11-NA- 23	2111		16	20-CA- 44	2204	
3	3-LI- 6	2031		10	13-AL- 27	2131		17	20-CA- 46	2205	
4	3-LI- 7	2032		11	14-SI- 0	2140		18	20-CA- 48	2206	
5	4-BE- 9	2041		12	20-CA- 0	2200		19	21-SC- 45	2211	
6	5-B - 10	2051		13	20-CA- 40	2201		20	23-V - 51	2231	
7	6-C - 12	2061		14	20-CA- 42	2202					

JENDL 202

NUCLIDE		MAT		NUCLIDE		MAT		NUCLIDE		MAT	
1	24-CR- 0	2240		7	26-FE- 0	2260		13	28-NI- 0	2280	
2	24-CR- 50	2241		8	26-FE- 54	2261		14	28-NI- 58	2281	
3	24-CR- 52	2242		9	26-FE- 56	2262		15	28-NI- 60	2282	
4	24-CR- 53	2243		10	26-FE- 57	2263		16	28-NI- 61	2283	
5	24-CR- 54	2244		11	26-FE- 58	2264		17	28-NI- 62	2284	
6	25-MN- 55	2251		12	27-CO- 59	2271		18	28-NI- 64	2285	

JENDL 203

NUCLIDE		MAT		NUCLIDE		MAT		NUCLIDE		MAT	
1	29-CU- 0	2290		5	42-MO- 0	2420		9	42-MO- 96	2424	
2	29-CU- 63	2291		6	42-MO- 92	2421		10	42-MO- 97	2425	
3	29-CU- 65	2292		7	42-MO- 94	2422		11	42-MO- 98	2426	
4	41-NB- 93	2411		8	42-MO- 95	2423		12	42-MO-100	2427	

JENDL 204

NUCLIDE		MAT		NUCLIDE		MAT		NUCLIDE		MAT	
1	72-HF-174	2721		5	72-HF-179	2725		9	82-PB-204	2821	
2	72-HF-176	2722		6	72-HF-180	2726		10	82-PB-206	2822	
3	72-HF-177	2723		7	73-TA-181	2731		11	82-PB-207	2823	
4	72-HF-178	2724		8	82-PB- 0	2820		12	82-PB-208	2824	

JENDL 205

NUCLIDE		MAT		NUCLIDE		MAT		NUCLIDE		MAT	
1	90-TH-228	2901		6	91-PA-233	2911		11	92-U -238	2925	
2	90-TH-230	2902		7	92-U -233	2921		12	93-NP-237	2931	
3	90-TH-232	2903		8	92-U -234	2922		13	93-NP-239	2932	
4	90-TH-233	2904		9	92-U -235	2923					
5	90-TH-234	2905		10	92-U -236	2924					

表1 (つづき)

JENDL 206

NUCLIDE MAT			NUCLIDE MAT			NUCLIDE MAT		
1	94-PU-236	2941	6	94-PU-242	2946	11	96-CM-242	2961
2	94-PU-238	2942	7	95-AM-241	2951	12	96-CM-243	2962
3	94-PU-239	2943	8	95-AM-242	2952	13	96-CM-244	2963
4	94-PU-240	2944	9	95-AM-242M	2953	14	96-CM-245	2964
5	94-PU-241	2945	10	95-AM-243	2954	15		

JENDL 207

NUCLIDE MAT			NUCLIDE MAT			NUCLIDE MAT		
1	36-KR- 83	2361	10	38-SR- 90	2384	19	41-NB- 93	2411
2	36-KR- 84	2362	11	39-Y - 89	2391	20	42-MO- 92	2421
3	36-KR- 85	2363	12	40-ZR- 90	2401	21	42-MO- 94	2422
4	36-KR- 86	2364	13	40-ZR- 91	2402	22	42-MO- 95	2423
5	37-RB- 85	2371	14	40-ZR- 92	2403	23	42-MO- 96	2424
6	37-RB- 87	2372	15	40-ZR- 93	2404	24	42-MO- 97	2425
7	38-SR- 86	2381	16	40-ZR- 94	2405	25	42-MO- 98	2426
8	38-SR- 87	2382	17	40-ZR- 95	2406	26	42-MO-100	2427
9	38-SR- 88	2383	18	40-ZR- 96	2407	27		

JENDL 208

NUCLIDE MAT			NUCLIDE MAT			NUCLIDE MAT		
1	43-TC- 99	2431	10	46-PD-105	2462	19	48-CD-112	2483
2	44-RU-100	2441	11	46-PD-106	2463	20	48-CD-113	2484
3	44-RU-101	2442	12	46-PD-107	2464	21	48-CD-114	2485
4	44-RU-102	2443	13	46-PD-108	2465	22	48-CD-116	2486
5	44-RU-103	2444	14	46-PD-110	2466	23	49-IN-115	2491
6	44-RU-104	2445	15	47-AG-107	2471	24	51-SB-121	2511
7	44-RU-106	2446	16	47-AG-109	2472	25	51-SB-123	2512
8	45-RH-103	2451	17	48-CD-110	2481	26	51-SB-124	2513
9	46-PD-104	2461	18	48-CD-111	2482	27	52-TE-128	2521

JENDL 209

NUCLIDE MAT			NUCLIDE MAT			NUCLIDE MAT		
1	53-I -127	2531	11	55-CS-137	2553	21	59-PR-141	2591
2	53-I -129	2532	12	56-BA-134	2561	22	60-ND-142	2601
3	54-XE-131	2541	13	56-BA-135	2562	23	60-ND-143	2602
4	54-XE-132	2542	14	56-BA-136	2563	24	60-ND-144	2603
5	54-XE-133	2543	15	56-BA-137	2564	25	60-ND-145	2604
6	54-XE-134	2544	16	56-BA-138	2565	26	60-ND-146	2605
7	54-XE-135	2545	17	57-LA-139	2571	27	60-ND-148	2606
8	54-XE-136	2546	18	58-CE-140	2581	28	60-ND-150	2607
9	55-CS-133	2551	19	58-CE-142	2582	29		
10	55-CS-135	2552	20	58-CE-144	2583	30		

表1 (つづき)

JENDL 210

JENDL 210								
NUCLIDE	MAT		NUCLIDE	MAT		NUCLIDE	MAT	
1	61-PM-147	2611	8	62-SM-154	2627	15	64-GD-156	2642
2	62-SM-147	2621	9	63-EU-151	2631	16	64-GD-157	2643
3	62-SM-148	2622	10	63-EU-152	2632	17	64-GD-158	2644
4	62-SM-149	2623	11	63-EU-153	2633	18	64-GD-160	2645
5	62-SM-150	2624	12	63-EU-154	2634	19	65-TB-159	2651
6	62-SM-151	2625	13	63-EU-155	2635	20		
7	62-SM-152	2626	14	64-GD-155	2641	21		

表2 JENDL-2で頻繁に使われているMT番号

MT	Descriptions
1	Total
2	Elastic scattering
4	Total inelastic
16	(n,2n)
17	(n,3n)
18	Total fission
22	(n,n'α)
28	(n,n'p)
51-90	(n,n') to the 1st to 40th levels
91	(n,n') to the continuum level
102	Radiative capture
103	(n,p)
104	(n,d)
105	(n,t)
107	(n,α)
151	Resonance parameters
251	$\bar{\nu}_L$
451	Descriptive information
452	$\bar{\nu}$
454	Independent fission product yields
455	Delayed neutrons from fission
456	Prompt neutrons from fission

										MAT番号(67~70カラム)					
										MF番号(71, 72カラム)		MT番号(73~75カラム)			
2.50550+	4	5.44661+	1	0	99	0	02251	3103	699	(n,p) 反応断面積					
0.0	+	0-1.82120+	6	0	0	1	392251	3103	700						
	39		2	0	0	0	02251	3103	701						
1.85464+	6	0.0	+	0	2.00000+	6	1.00000-	5	2.50000+		6	6.50000-	52251	3103	702
3.00000+	6	2.68000-	4	3.50000+	6	7.55000-	4	4.00000+	6		2.43800-	32251	3103	703	
4.50000+	6	5.85000-	3	5.00000+	6	9.12000-	3	5.50000+	6		1.21000-	22251	3103	704	
6.00000+	6	1.48000-	2	6.50000+	6	1.68000-	2	7.00000+	6		1.87000-	22251	3103	705	
7.50000+	6	2.05000-	2	8.00000+	6	2.27000-	2	8.50000+	6		2.55000-	22251	3103	706	
9.00000+	6	2.86000-	2	9.50000+	6	3.24000-	2	1.00000+	7		3.62000-	22251	3103	707	
1.05000+	7	4.04000-	2	1.10000+	7	4.39000-	2	1.15000+	7		4.69000-	22251	3103	708	
1.20000+	7	4.88000-	2	1.25000+	7	4.95000-	2	1.30000+	7		4.93000-	22251	3103	709	
1.35000+	7	4.83000-	2	1.40000+	7	4.69000-	2	1.45000+	7		4.54000-	22251	3103	710	
1.47000+	7	4.47000-	2	1.50000+	7	4.36000-	2	1.55000+	7		4.21000-	22251	3103	711	
1.60000+	7	4.07000-	2	1.65000+	7	3.94000-	2	1.70000+	7		3.83000-	22251	3103	712	
1.75000+	7	3.74000-	2	1.80000+	7	3.65000-	2	1.85000+	7		3.57000-	22251	3103	713	
1.90000+	7	3.49000-	2	1.95000+	7	3.42000-	2	2.00000+	7		3.35000-	22251	3103	714	
												2251	3	0	715
2.50550+	4	5.44661+	1	0	99	0	02251	3107	716		(n,α) 反応断面積				
0.0	+	0-6.24239+	5	0	0	1	412251	3107	717						
	41		2	0	0	0	02251	3107	718						
6.35700+	5	0.0	+	0	1.00000+	6	6.00000-	6	1.50000+	6		1.50000-	52251	3107	719
2.00000+	6	2.90000-	5	2.50000+	6	4.70000-	5	3.00000+	6	7.60000-		52251	3107	720	
3.50000+	6	1.24000-	4	4.00000+	6	2.02000-	4	4.50000+	6	3.17000-		42251	3107	721	
5.00000+	6	4.79000-	4	5.50000+	6	7.26000-	4	6.00000+	6	1.16400-		32251	3107	722	
6.50000+	6	2.08000-	3	7.00000+	6	4.07000-	3	7.50000+	6	6.11000-		32251	3107	723	
8.00000+	6	7.85000-	3	8.50000+	6	9.16000-	3	9.00000+	6	1.02000-		22251	3107	724	
9.50000+	6	1.09700-	2	1.00000+	7	1.16000-	2	1.05000+	7	1.29000-		22251	3107	725	
1.10000+	7	1.43000-	2	1.15000+	7	1.59000-	2	1.20000+	7	1.78000-		22251	3107	726	
1.25000+	7	1.97000-	2	1.30000+	7	2.13000-	2	1.35000+	7	2.16000-		22251	3107	727	
1.40000+	7	2.46000-	2	1.45000+	7	2.73000-	2	1.47000+	7	2.85000-		22251	3107	728	
1.50000+	7	2.89000-	2	1.55000+	7	2.65000-	2	1.60000+	7	2.38000-		22251	3107	729	
1.65000+	7	2.32000-	2	1.70000+	7	2.21000-	2	1.75000+	7	2.04000-		22251	3107	730	
1.80000+	7	1.80000-	2	1.85000+	7	1.69000-	2	1.90000+	7	1.45000-		22251	3107	731	
1.95000+	7	1.34000-	2	2.00000+	7	1.26000-	2					2251	3107	732	
												2251	3	0	733

図1 JENDL-2の一部(^{55}Mn の(n,p)と(n,α)反応断面積)

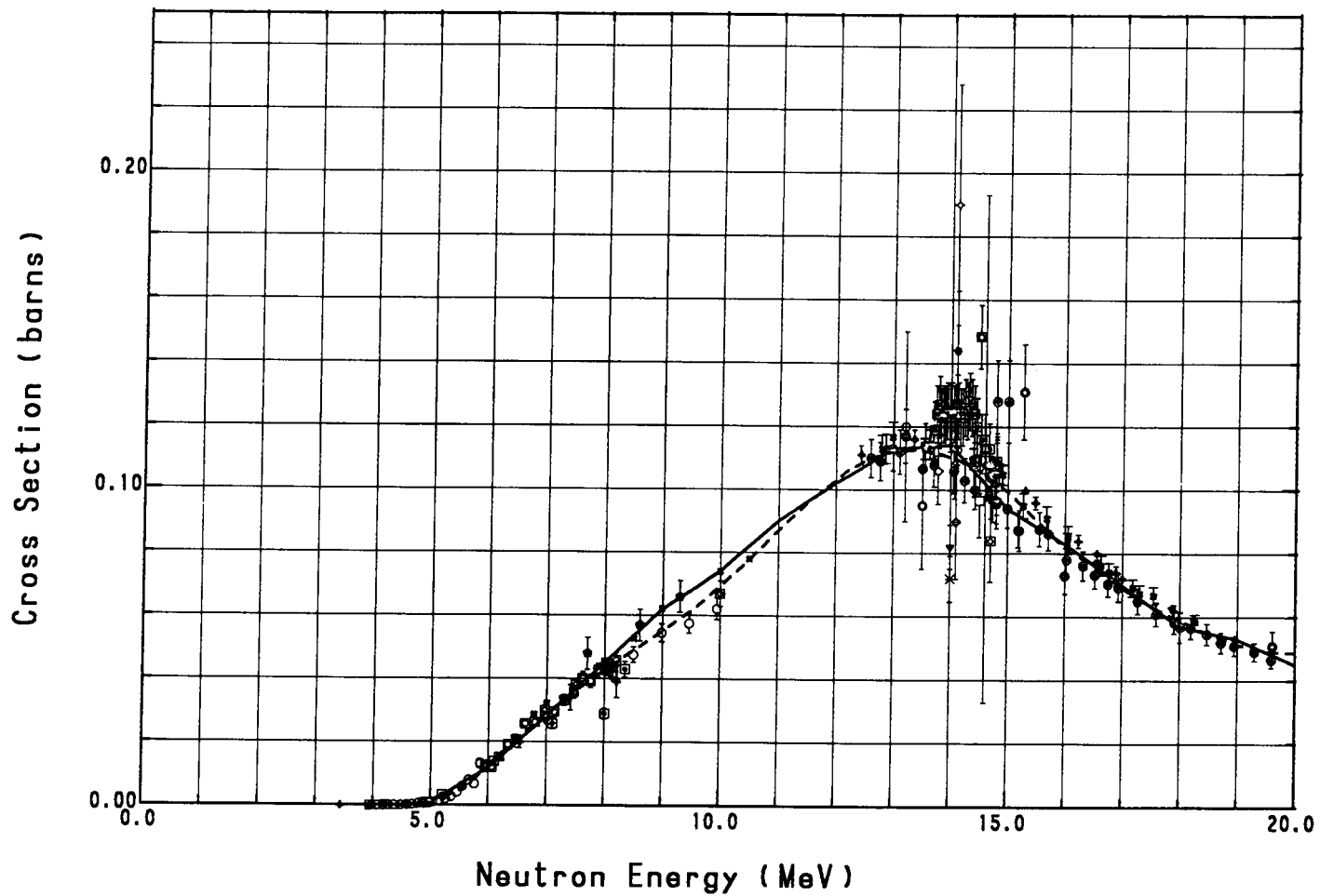


図2 SPLINTによる作図の例 (^{56}Fe の (n,p) 反応断面積)
実線は JENDL-2, 点線は ENDF/B-IV のデータを示す。