

## 積分テストによる断面積の修正

原 研 小 山 謹 二

## 1) まえがき

核データの測定は大別すると、微分測定と積分測定に分けられる。核物理の分野から見れば、核構造に直結している微分測定データに重点が置かれるのは当然のことであるが、炉物理の分野から見れば、原子炉の設計に必要な十分な精度を持っていけばよい。炉心特性を決定する物理量の大部分は、臨界性を中心にした各種反応度であり、反応率である。これ等の物理量は又積分測定量でもある。そして微分測定量と同じく、これ等の積分測定量も重要な核データの測定量であり、特に断面積全体の形に関する測定量としては、微分測定量より優れている。Table 1 に示されている様に、微分測定データのみに基づく評価により作成された核データは、積分測定データを利用していないと言う意味において、利用し得る情報の一部のみしか評価に使用しておらず、不完全なものとなる可能性が強い。従って積分測定データによる評価済核データの修正は、評価に利用されなかったデータを評価に取入れることに相当し、より信頼出来る核データを得るための有効な手法であることになる。

Table 1 Reliability of evaluate nuclear data libraries

	JENDL	ENDF/B-IV	AGLI/3	Exp. error
$K_{\text{eff}}^*$	1.3	1.0	0.4	0.4
F8/F5**	6.8	7.5	4.0	3.0
F9/F5**	4.3	3.1	1.6	1.5

\* Reliability given by  $\sqrt{\Sigma(C/E-C/E)^2/N}$  in %

\*\* Reliability given by  $\Sigma|1-C/E|/N$  in %

F8/F5 means the central fission rate in U-238 normalized to U-235 fission rate,  
F9/F5 means the central fission rate in Pu-239 normalized to U-235 fission rate.

この評価済核データを積分測定データにより修正する手法は、ORNL, ANL, LASL  
及びRPI等米国の主要研究所においても採用され、<sup>1)</sup> ENDF/Bにもこの種の修正に必要な誤  
誤差相関データ・ファイルを追加するべく作業を進めている。

この報告は、JENDL-1の積分データによる修正の第一段階として行った。DOYCシ  
ステムによる修正評価の結果についてまとめたものである。

## 2) 修正用コードシステム

今回の核データの評価修正は、いわゆる高速炉の解析におけるData and Methodの確  
立が目的であり、有効な評価を実施するためには、少なくとも解析手法が確立していなければなら  
ない。我々の研究室で開発したAGLI-DOYCシステムは、高速炉の炉物理解析用総合コ  
ードシステムとして作られたものであり、群定数の作成から臨界性の計算、各種積分測定量の計  
算、更に最小二乗法による群定数の修正までを含んでいる。AGLI-DOYCシステムによる  
断面積の修正は、本来、微分測定データ、又は評価済核データに示されている誤差範囲内で、し  
かも断面積の微細構造は保存し、スムーズな成分のみを変動させる方法により行う。この修正手  
法の有効性はすでに実証されている。<sup>2, 3)</sup>

評価に用いたDOYCシステムの主な計算モジュールは、i) 1次元輸送計算モジュール  
(1D-SN)、ii) 積分データ計算モジュール(THLNDA)、iii) 断面積評価モジュール、  
(SALVAGE)である。

既にDOYCシステムによる評価修正を完了している。AGLI-2/3ライブラリーの作成  
には、上記3モジュールの他にiv) 2000群セル計算モジュール(SP-2000)、v) 群定数  
修正モジュール(ARLADIA)が用いられた。

## 3) 断面積の評価と修正

断面積修正の成否を決定する鍵は、評価に用いる積分測定データの感度計数が、対象とするエ  
ネルギー範囲内にバランス良く分布しているか否かにある。群定数評価のためのベンチマーク問  
題として、種々のデータ・セットが提案されているが、本研究で用いたデータ・セットは、前述  
のAGLI-2/3の作成に用いたものに、最近問題となっている鉄の反応度値値に関する測定値  
を追加したものであり、その総数は66ヶである。

評価の対象とした核種は、ナトリウム冷却高速炉において最も重要な10核種、U-235、  
U-238、Pu-239、Pu-240、C、O、Na、Cr、Fe及びNiである。又本解  
析に用いた群定数は、70群構造を基本構造とし、各種積分測定データの計算値を求め、感度係

数は25群構造で、更に修正量を求める最小二乗法の適用は15群構造に縮約している。当然のことながら、修正の対象とした各断面積については、この15群構造で求めた相関係数が用いられている。

Table 2 には評価に用いた66ケの測定データを、その種類別に整理し、C/E の平均値とその標準偏差を示してある。これ等の結果から修正の効果は明らかに認められる。この修正後の評価値を得るために、各断面積に加えられた修正量はTable 3 にまとめてある。このTableから明らかな様に、U-235 及びPu-239 については高々10%程度の修正でよいが、Pu-240 については20%程度 (Fig. 1) 更に炉心の構造材として多用されている鉄に就っては50%近くの修正を必要としている (Fig. 2)。もし、鉄の断面積にこの様に大きな修正を加えたとすると、炉心内の中性子エネルギー・スペクトル及びインポートランスは大巾に変化し、鉄以外の断面積 (特にサンプル数の少ない核種の断面積) に影響を及ぼす。従って今回の評価修正の結果は、必ずしも信頼出来るとは言えず、更に繰返し評価修正を行う必要がある。

最後に、高速炉の実験解析及び核データの評価修正を行っている者の立場からJENDL-1 への要望をまとめておく。i) 評価者自身の評価済核データに関する評価基準を公表していただきたい。ii) 評価済核データの予想偏差値を公開していただきたい。iii) 独立した核データ・ファイルとして利用出来る様収録核種の範囲を広げていただきたい。

#### 参考文献

- 1) ANS Winter meeting (San-Francisco 1977)
- 2) 三谷 浩 : JAERI-M 5767, 1974
- 3) Kuroi H., et al : J. Nucl. Sci. Technol. Vol 12, 663 ~ 680, 1975

Table 2 Comparison of averaged C/E values calculated by using adjusted and unadjusted cross sections

Integral data	No. of data	Unadjusted		Adjusted	
		< C/E >	$\sigma$	< C/E >	$\sigma$
$k_{eff}$	31	0.9998	0.0188	0.9990	0.0071
R(F949/F925)*	6	0.9435	0.0204	0.9791	0.0206
R(F928/F925)	9	0.9741	0.0295	1.0063	0.0296
R(F928/F949)	3	1.0388	0.0193	1.0051	0.0326
R(F940/F925)	2	1.0787	0.0920	1.0026	0.0338
R(C928/F925)	2	0.9700	0.0242	0.9863	0.0563
R(C928/F949)	3	1.0653	0.0118	0.9748	0.0369
R(C949/F949)	3	0.9016	0.0904	0.9969	0.0545
R(C925/F925)	1	1.0119	—	1.0002	—
W(26/925)**	6	1.0984	0.1622	0.9907	0.0875

\* R(F949/F925) means reaction rate ratio of  $\langle \sigma_f(949) \cdot \phi \rangle / \langle \sigma_f(925) \cdot \phi \rangle$ .

\*\* W(26/925) means ratio of reactivity worth ( $\Delta k/k$  / mol) of Fe to U-235.

Table 3 Ratios of adjusted cross section to unadjusted cross section of JENDL for U-235, U-238, Pu-239, Pu-240, C, O, Na, Cr, Fe and Ni

En Group	U-235		U-238				Pu-239		Pu-240	
	$\sigma_c$	$\sigma_{fission}$	$\sigma_e$	$\sigma_c$	$\sigma_{fission}$	$\sigma_{in}$	$\sigma_c$	$\sigma_{fission}$	$\sigma_c$	$\sigma_{fission}$
1	1.00174	0.99914	1.00653	1.03844	1.09341	1.01479	1.02695	1.01962	0.97878	0.78360
2	1.00791	0.99172	1.01025	1.05628	0.99131	1.00454	1.04261	1.02909	0.96601	0.73957
3	1.01360	0.98810	1.02276	1.04546	0.96093	1.00573	1.04777	1.03213	0.96130	0.75855
4	1.03104	0.98021	1.01161	1.03337	0.95176	1.01774	1.07593	1.03687	0.93391	0.84934
5	1.06415	0.97325	0.96776	0.94439	0.96181	1.04277	1.11264	1.04204	0.85375	1.08661
6	1.07220	0.78452	0.95158	0.91051	0.99962	1.05145	1.11843	1.03598	0.83237	1.22711
7	1.07164	0.98520	0.97282	0.91937	0.99979	1.05209	1.11770	1.06539	0.82642	1.26037
8	1.06566	0.98833	0.98534	0.92262	1.00012	1.05287	1.10828	1.05781	0.81053	1.27337
9	1.04414	0.99664	0.99363	0.97269	1.00022	1.05088	1.09282	1.02276	0.78162	1.26079
10	1.01468	1.00670	1.00625	1.01743	1.00007	1.04353	1.05863	0.98563	0.76560	1.23001
11	0.98051	1.02981	0.99902	1.07797	1.00000	1.00000	1.02094	0.93603	0.76583	1.17397
12	0.95557	1.04150	0.99060	1.11431	0.99996	1.00000	0.98787	0.90825	0.78825	1.11504
13	0.97476	1.00728	0.99811	0.72669	0.99965	1.00000	0.85953	1.00317	1.00753	0.98373
14	1.00433	1.00356	0.99949	0.85768	1.00000	1.00000	0.88054	1.00373	1.00880	0.99623
15	0.99996	1.00002	0.99998	0.99849	1.00000	1.00000	0.99448	1.00014	0.99995	0.99996

En Group	C	O	Na			Cr	Fe			Ni
	$\sigma_e$	$\sigma_e$	$\sigma_e$	$\sigma_c$	$\sigma_{in}$	$\sigma_e$	$\sigma_e$	$\sigma_c$	$\sigma_{in}$	$\sigma_e$
1	1.03264	1.01272	1.00110	0.98415	0.86613	0.99713	0.76845	1.04550	0.90347	0.99859
2	1.10602	1.03363	1.00379	0.98385	0.82926	0.98320	0.64098	1.10095	0.89318	0.99318
3	1.13624	1.03965	1.00356	0.98393	0.82998	0.94382	0.62250	1.12408	0.89831	0.97754
4	1.12676	1.02412	1.00023	0.97902	0.82949	0.91683	0.60854	1.17178	0.90005	0.96442
5	1.08241	1.04210	1.00453	0.95526	0.86544	0.89784	0.69367	1.16214	0.92594	0.95429
6	1.05131	1.13200	1.02396	0.94698	0.91160	0.88028	0.80753	1.11819	0.95031	0.94122
7	1.02051	1.17209	1.02311	0.94740	0.92701	0.92260	0.84962	1.16172	0.96048	0.97267
8	1.00827	1.03492	1.01806	0.93961	0.93295	0.97377	0.88310	1.04470	0.96300	0.97593
9	0.98690	1.02300	1.01422	0.92423	0.93732	0.99285	0.93315	0.90420	0.96486	0.98444
10	0.98603	1.00454	1.01323	0.91165	0.94770	1.00089	1.00357	0.74809	1.00059	1.00355
11	0.97519	0.99230	1.00346	0.90459	0.96441	0.99621	1.07982	0.58397	1.00000	0.99662
12	0.93300	0.97572	1.00807	0.90758	1.00000	0.99289	1.13243	0.49647	1.00000	0.99584
13	0.98356	0.98427	1.00115	0.99684	1.00000	0.99384	0.99127	0.54489	1.00000	0.99556
14	0.99456	0.99766	1.00005	0.99966	1.00000	0.99985	0.99023	0.94791	1.00000	0.99961
15	0.99946	1.00000	1.00000	1.00000	1.00000	0.99998	0.99817	0.99239	1.00000	0.99994

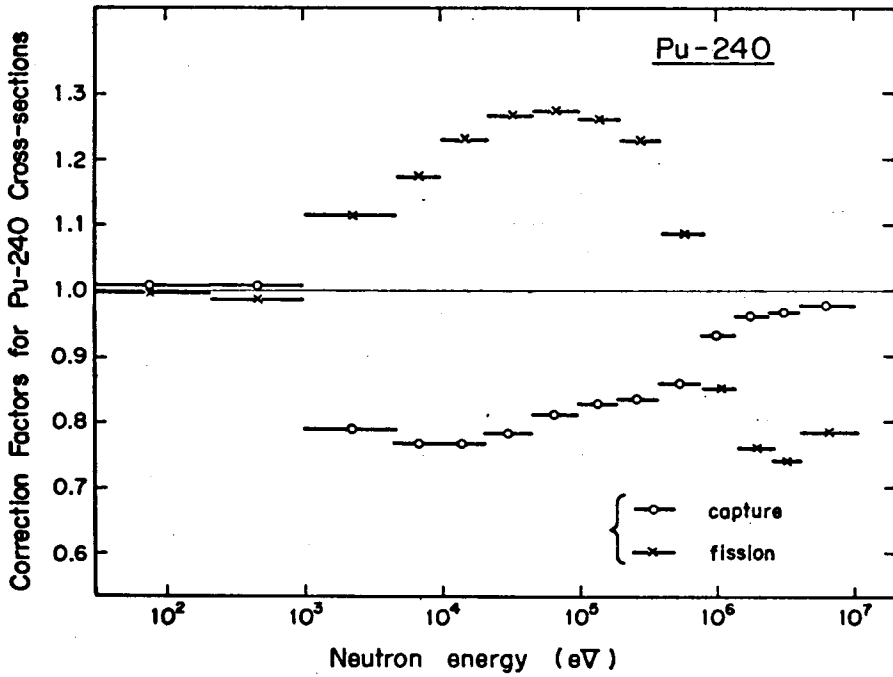


Fig. 1 Correction factors for capture and fission cross sections of Pu-240

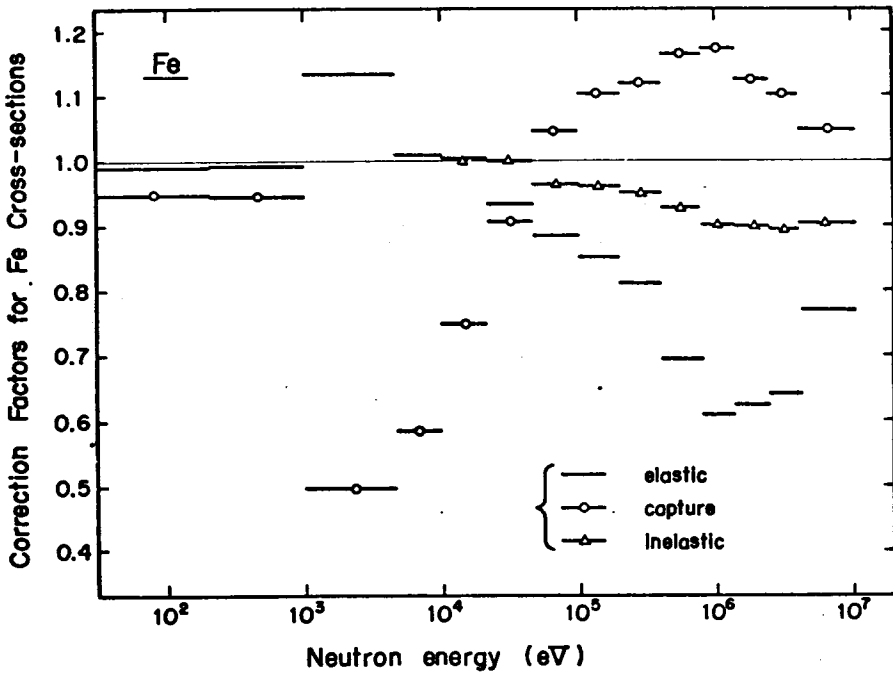


Fig. 2 Correction factors for capture, elastic and inelastic cross section of Fe