

特集(そのⅥ)

核データ利用者からのコメント

勳然 瑞慶寛 篤

原子力先進国として最も基本的な物理定数である核データ・ファイルに関して、独自の評価によるものを持っていなかったのは、外国に対しても肩身のせまい思いをしてきたが、シグマ委員会による核データ・ファイル JENDL-1 の完成をみて、やっと一人前になれた気がする。画期的な成果である。ここでは利用者の立場から、まず JENDL に対する一般的な要望をあげ、次いで将来の広範囲で、多目的利用への拡張にふれ、最後に炉定数との関連についてコメントしたい。

1. 核データ・ファイルに対する要望

まず以下の4点をあげておきたい。これらのなかには極く当然な事も含まれているが、この際改めて明確にしておく方が利用者との間の混乱をさけ、永く、多くの人々に利用されるようになるからである。

- (1) 核データ・ファイルの公開
- (2) Documentation の徹底
- (3) 短期間に改訂しない
- (4) 必要な核データは全て格納する

(1)は完全公開を理想とするが、常にこの要求が満たされるものではなからうか。要は利用者への積極的な提供と巾広い利用者層を形成することにある。核データのように多国間にまたがるデータのやりとりで負うところが大きい場合は、国内はもとより、国際的にも公開の原則に立つべきであろう。(2)に関しては、独自の核データ・ファイル(JENDL)を作るべきだと言ひそもその動機は素性のよくわかったファイルを作成することであった。従って、個々の評価済核データがどう言ひ評価法で、どんな測定値に重きをおいてきたか等を明確にしておく必要がある。即ち、Documentation をしっかりしておくことは利用者の信頼度を高めることにつながる。(3)は一見矛盾しているように見えるが、仮に頻りに改訂を行つたとすると、その度毎に群定数を作成しなおさなければならないし、それに要する費用も決して無視できない。さらに不都合な点は、利用者への情報の伝達、情報が巾広い利用者へ浸透するまでにはかなりの時間を要するため、どの改訂段階の核データ・ファイルであるかが不明確になり、情報管理上混乱をひきおこすばかりでなく、利用者間にも混乱がおこる。核データ測定値の蓄積の度合と利用者の使用経験からのフィード・バックには最低2年は必要であろう。従ってほぼ2年単位で改訂するのが望ましい。一方必要なデータが格納されていないのは利用者にとって悩みの種である。別の核データ・ファイルから取ってくるにしても玉石混交の結果をまぬがれないし、フォーマット等のちがひによってそれすらも困難な場合が多い。勝手な要求であるが、一冊のファイルを開くと、当面必要なものが全て揃っているのは実に助かる。仮にその核データが借り物であったり、不完全なものでも素性が明確ならそれなりに有益である。

JENDLの信頼性を確立し、その適用範囲を拡げるにはさらに以下の事が要望される。

- (5) 臨界実験による適用性評価
- (6) 標準核データ・ファイルとしての位置づけ
- (7) エラー・ファイルの充実
- (8) Adjustment の実施

(5)は通常広く用いられている手段であり、JENDL-1 に対しても CSWEG のベンチマーク炉心とモーツァルト実験の解析がおこなわれ、良い結果をえている。参考までにこれらの代表的存在炉心パラメータを表1にあげておく。これからあきらかなように、体系は計算モデル上の曖昧さの少ない単純形状をしており、炉心組成、形状・寸法(H/D)、中性子スペクトル(fertile/fissile ratio、代表的な例を図1に示してある)が広範囲にわたっており、核データの信頼度を多角的に検証できるようになっている。ただし、ベンチマーク・テストで良好な結果をうることは現在の世界的な水準からすれば、最低限必要な条件であって、最終的にはより複雑な臨界体系や原子炉計算への使用経験からの裏づけを必要とする。例えば、Naボイド反応度、制御棒価値、ドブラー反応度等は現象自体が複雑にからみまわっているため、これらに対する核データの妥当性を適確に把握することは容易でない。

原子力の分野における標準化または規格化の気運は国際的にも活発化しており、原子力産業がより商業化の階段へ進むにつれ、その必要性はますます高くなってくるであろう。一方国内の現状をみると、断面積セットの数は代表的なものだけでも約11種類ある。その中で公にされているのはJAERI-Fast だけである。NNS-5は「常陽」設計上の必要性からほぼ公にされているが、他は社内機密に属している。このような状況の下では仕事の能率が実に悪い。このような状況に至った原因の1つは初期の段階において標準にすべきものがなかった点にある。その間、原子炉の設計研究は着々と進行し、研究成果が漸次蓄積されていった。こうなってくると、仮に新たに標準セットが設定されても、過去の蓄積を無視して使うわけにはゆかなくなる。即ち、標準核データ・ファイルまたは標準セットとして存続してゆくにはタイミングを失してはならない。

ENDF/B-IVにはエラー・ファイルがもうけられているが、内容は乏しい。評価値に対するエラーの表示は信頼度のパラメータになるばかりでなく、次に述べる adjustment の基本的な量として活用される。また、最近炉心解析の分野で重視されてきた感度解析法にもとづく核特性の外挿においても欠くことのできない重要な量である。反面、エラーをどのようにして算出すべきかと言う定義上の問題もあり、エラー・ファイルの作成は難題の一つであろう。

(8)の adjustment に対しては国内でも、諸外国でも意見が対立しており、このミーティングも例外ではない。核データ・ファイルをベースにした adjustment がないわけではないが、通常多群定数に対して行われる。概略を述べておくと、断面積 σ_x と積分測定量Iのエラーが独立で、各々の標準偏差 g_x と e_I が正規分布に従うと仮定すると、adjustment は残差平方和M

$$M = \sum_x \left(\frac{f_x}{g_x} \right)^2 + \sum_I \left(\frac{d_I}{e_I} \right)^2$$

が最少になると言い要請から連立方程式、

$$\frac{\partial M}{\partial f_x} = \frac{f_x}{g_x^2} - \sum_I S_{I,x} \cdot \frac{d_I}{e_I} = 0$$

の解を求めるのである。ここで

$$d_I = D_I - \sum_x S_{I,x} \cdot f_x, \quad S_{I,x} = \frac{\sigma_x}{C_I} \cdot \frac{\partial C_I}{\partial \sigma_x}$$

$$D_I = \frac{E_I - C_I}{C_I}$$

f_x : 断面積の変動巾 ($\sigma'_x = \sigma_x \cdot (1 + f_x)$)

g_x : 核データの不確かさにもとづく断面積標準偏差

e_I : 積分測定量 I の標準偏差

E_I, C_I : I の測定値と計算値

$S_{I,x}$: 積分量 I の断面積 σ_x に対する感度係数

これからあきらかなように、核データの不確かさの巾 g_x と臨界実験の両面から最小二乗法を適用している。通常約 160 個 (積分データの数) の臨界実験結果が活用されており、それらの中性子スペクトルも表 1 に示したベンチマーク炉心はもとより、広範囲のエネルギー領域をカバーしている。この方法における核データとの関連は感度係数 $S_{I,x}$ と不確かさ巾 g_x を通して入ってくる。 $S_{I,x}$ (E) はエネルギー E の関数であり、核データとその不確かさのエネルギー依存性が考慮できることになっている。以上の概略から予測されるように、adjust された炉定数を用いた各種の核特性計算値 (C) と実験値 (E) の一致 (C/E 値) は unadjusted のものにくらべて全般的に安定している。unadjusted の場合に属する国内の多くの炉定数セットはある核特性量の一致はきわめてよいが、他の量に対しては悪い場合がしばしばおこる。即ち adjustment によってえられた断面積セットは実用上信頼度が高まったものとみてよからう。

2. 核データ・ファイルの拡張と改良

核データ評価が断面積測定値に重きをおかざるをえない現状では、評価済核データも時間とともにかわらざるをえない。これは核データ・ファイルの質の向上につながる問題であるが、一方利用者の使用目的が多様化するにつれ、ファイルの内容も拡張してゆくべきである。即ち、

(1) 個々の核データの精度向上

(2) “non-reactor materials” への拡張

(1) は今さら強調するまでもないが、今後の継続的な評価をうながす意味であげておいた。表 2 は AEC (現在の ERDA) の将来計画書にあげられている核データへの要求精度の抜萃であり、表 2 は炉物理量に関する目標精度である。これらが示しているように、要求精度はきわめてきびしいものがある。この 2 つの例に示した値が客観的にみて、現実的な値であるかどうかは別として、核データ及び核特性に対してきわめて高い精度が要求されている点は否定できない。

(2)の“non-reactor materials”と書いたのは、いわゆる通常の原子炉の運転初期には存在しないもの、または核計算上無視されている核種である。例えば、線源核種、アクチナイド核種、F. P., カバー・ガス等に含まれるもので、これらはベンチマーク解析などではあらわれてこない。これらの核種に対しても現場の利用者は何らかの方法で核特性への効果をあたっておくことがしばしば要求される。その時になって利用者の要求を満足すべく核データをさがし始めてもおそすぎるし、データを吟味する時間的余裕がない場合は提供者側にも一抹の不安がつかまとうものである。つまり、核データ・ファイルJENDLの巾広い利用者を獲得するため、巾広に利用者を対象に必要な核データを調査してみたらどうだろう。

3. 炉定数との関連について

データ・フォーマットが一般の利用者が想定しているものとは異なっており、核データ・ファイルをそのまま利用者に与えても一般的には利用しにくい。有効に利用するため、

(1) 核データ処理プログラムの整備

(i) ENDF/Bサービス・ルーチン

(ii) 炉定数作成コード

(2) 標準群定数セットの設定

が必要であろう。(1)のプログラムはかなりの部分がすでに使用されているので新たに開発するより、むしろ円滑に動くコード・システムとして完備する必要がある。(ii)の炉定数作成コードには計算モデル上の相違から利用者の多彩な好みを全て満足するものをあげるのは困難であるが、MC²タイプとETOXタイプに分けられる。前者は詳細計算に属し、後者はABBN型凡用定数作成用である。(2)の標準群定数セットとしてはABBN型定数に限定されるだろう。このタイプの定数セットには共鳴遮蔽因子(f-factor)や弾性散乱除去断面積などの炉定数作成上新しい手法を導入できる余地を残しており、例えば、乱数発生法によるf因子への置きかえが容易に可能である。このように標準セットとしてはある程度独創性を加味できるものがよい。

群数または群構造に関しては国際的にも互換性の点から統一しようという動きはあるが、まだ定着していない。大別して、群巾を0.5レサージとするブロード・グループ25群と不等群巾をもつABBN型25群セットであろう。JAERI-Fast 25群セットは後者に属するが、70群セットではABBNセットの各群をさらにほぼ3分割したファイン・グループである。ちなみに、数年前米国は標準群構造として200群をあげたことがあるが定着しているようにはみえない。一方英国は2年ほど前にNEA加盟国に対して、0.5レサージ巾をもつ群構造を示して、各国の意向を打診したことがあるが、これもまだ統一見解をみていないらしい。国内群定数セットの大勢はJAERI-Fast セットの群構造で代表されているとみてよからう。以上、利用者側からのコメントをあげておいたが、多少自己本位のところや、内容に関するも主観的な見方をしたところがあったかも知れない。

Table 1: Characteristics of Critical Assemblies Used for Data Testing

<u>Assembly</u>	<u>Fuel and Fert./Fiss. Ratio</u>	<u>Diluents</u>	<u>Core Volume (liter)</u>	<u>Median-Average Fission E. (MEV)</u>	<u>Calculation Model</u>	<u>Δk Hetero. % Δk</u>	<u>Δk Trans. % Δk</u>	<u>Comments</u>
ZPR-3-6F	U ²³⁵ -1.1	U,SS,Al	~50	0.4-0.73	CSEWG		1.9	
ZPR-3-12	U ²³⁵ -3.8	U,SS,C	~100	0.2-0.7	CSEWG		1.13	
ZPR-6-2	U ²³⁵ -4.3	U,SS,C	~550	0.24-0.65	APDA-216	0.9	0.5	
ZPR-3-48	Pu ²³⁹ -4.5	U,SS,C, Na,Al	~400	0.25-0.68	CSEWG	1.7	0.6	
ZPR-3-56B	Pu ²³⁹ -4.6	U,SS,C, Na,O	~600	0.18-0.60	CSEWG	1.02	1.02	Ni Reflector
ZPR-6-6A	U ²³⁵ -5.0	U,SS,Na, O	~4000	0.11-0.5	ANL	0.50	0.25	No Na, O in blanket
ZPPR-2	Pu ²³⁹ -5.3	U,SS,Na, O	~2000	0.18-0.63	(W)ARD	1.6	0.30	Demo Mockup
ZEBRA-2	U ²³⁵ -6.1	U,SS,C	~400	0.15-0.64	CSEWG		0.34	Add 1% Δk for Hydrogen
ZPR-6-7	Pu ²³⁹ -6.5	U,SS,Na, O	~3500	0.15-0.65	ANL	1.50	0.25	No Na, O in blanket
ZPR-3-11	U ²³⁵ -7.5	U,SS	~130	0.4-0.85	CSEWG	0.8	0.67	
ZEBRA 3	Pu ²³⁹ -8.6	U,SS,Cu	~60	0.5-0.99	CSEWG		1.17	

Table 2 LMFBR Requirements for Microscopic Nuclear Data^a

Target	Quantity ^b	Incident Energy	Required Accuracy, %	Comments
²³⁵ U	$\sigma_{n,f}$	1 kev-14 Mev	1-2	Of highest priority for fast-reactor calculations and as standard. From 1-20 kev, accuracy 1%, 5% useful. From 20 kev-3 Mev, accuracy 1%, 3% useful. From 3-14 Mev, accuracy 2%, 5% useful.
²³⁵ U	α	0.001 ev-7 Mev	5-10	Capture cross section equally useful.
²³⁵ U	$\bar{\nu}$	0.025 ev-3 Mev	1	Needed as a cross check with other isotopes. Accuracy of 1.5-2% would be useful.
²³⁹ Pu	Fission Ratio Relative to ²³⁵ U	10 kev-14 Mev	2	Energy resolution 3%, energy calibration 1%. Need 2% when averaged over 5-10% energy intervals.
²³⁹ Pu	α	100 ev-10 Mev	4-10	Accuracy 8%, 100 ev to 1 kev. Accuracy 4%, 1-50 kev. Accuracy 6%, 50-600 kev. Accuracy 10%, 600 kev-10 Mev. Energy resolution needed below 20 kev to be determined. Capture cross section would be equally useful.
²³⁹ Pu	Resonance Parameters	0.025 ev-500 ev	10	Higher energies for fast-reactor calculation.
²⁴⁰ Pu	$\sigma_{n,f}$	500 ev-100 kev	9	Important for fast-reactor calculations.
²⁴⁰ Pu	$\sigma_{n,\gamma}$	500 ev-150 kev	5	Accuracy of 15% would be useful.
²⁴⁰ Pu	Resonance Parameters	100 ev-5 kev	10	Needed for fast calculations, including Doppler effect.
²⁴¹ Pu	$\sigma_{n,f}$	0.025 ev-30 kev	3-10	Accuracy to 3% from thermal to 10 ev. 10%, 10 ev-30 kev.
²⁵² Cf	$\bar{\nu}$	(spontaneous)	1/4	Basic $\bar{\nu}$ standard.
²⁴¹ Am	$\sigma_{n,\gamma}$	1 kev-2 Mev	~20	To determine buildup of ²⁴² Cm
²⁴³ Am	$\sigma_{n,\gamma}$	1 kev-2 Mev	~30	To determine buildup of ²⁴⁴ Cm

Table 3 Uncertainty Estimates for Major Integral Nuclear Parameters²

Parameter	Estimated Uncertainty (lo)		
	Current Without EMCA ^a	Goals for Demo Plant ^b	Goals for Target Plant
Breeding Ratio	±0.05	±0.04	±0.02
Doubling Time	±25%	±20%	±7%
Pu Inventory in Reactor	±5%	±2%	±1%
Overall Power Coefficient ^c	±25%	±15%	±10%
Doppler Coefficient	±15%*	±10%	±7%
Total Sodium Void Reactivity	±1.5\$	±0.5\$	±0.3\$
Peak-to-Average Core Power Density	±12%	±3%	±2%
Total Excess Reactivity Requirements	±30%	±15%	±3%
Control-Rod Reactivity Worth	±15%	±3%	±2%
Total Neutron Flux at Reactor Vessel	Factor of 5 ^d	Factor of 2	Factor of 1.2
Total Flux at Top of Head	Factor of 20	Factor of 5	Factor of 2

^a Engineering Mockup Critical.

^b At time of freezing design of relevant component.

^c Does not take into account mechanical and thermal-hydraulic uncertainty effects.

^d Sensitive to the thickness and type of shielding material used between the radial blanket and the vessel.

* The estimates of this uncertainty vary from ±15% to ±25%.

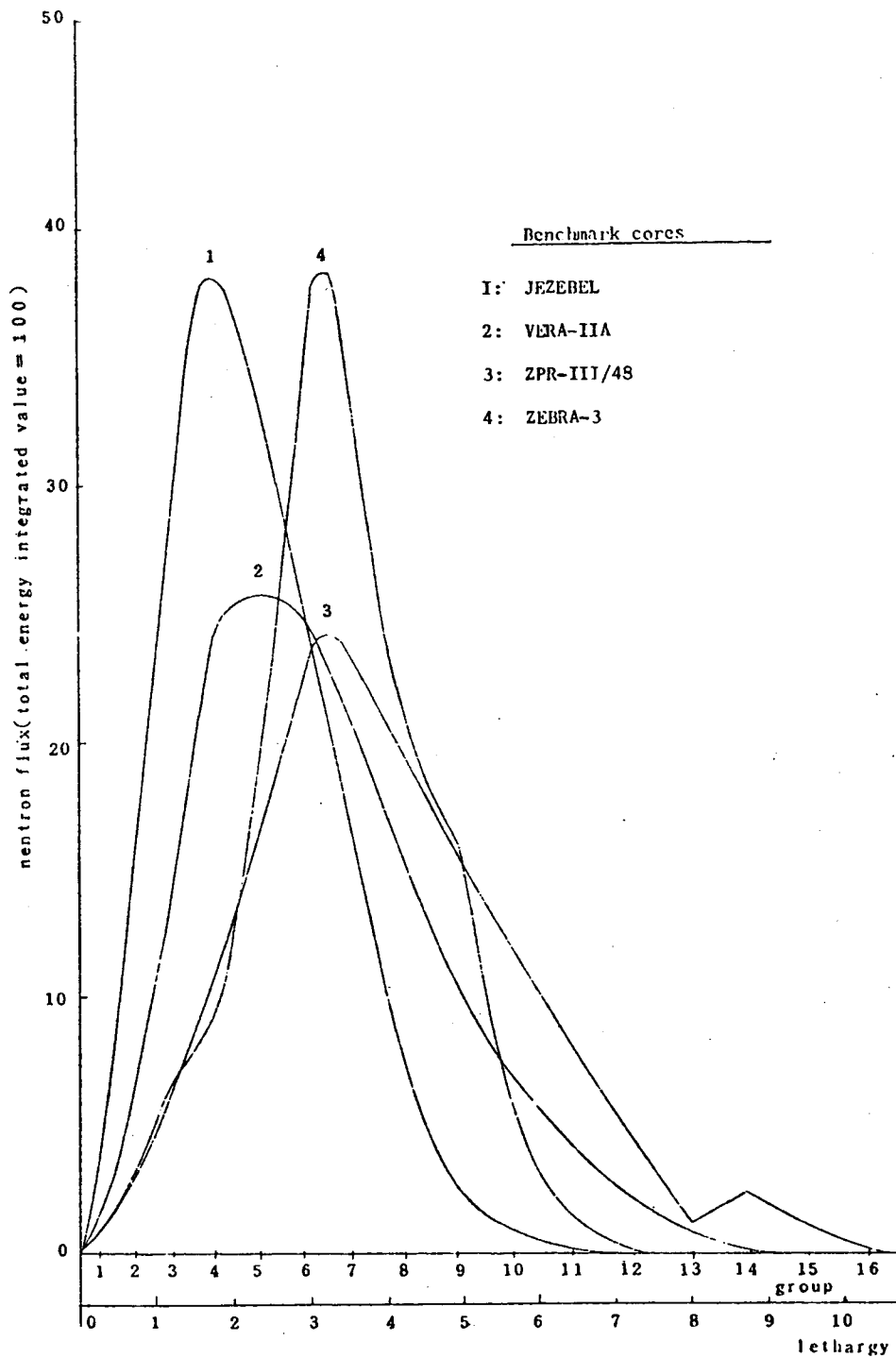


Fig. 1 Contral spectrums of Bench Mark cores