

話題(そのⅢ)

Symposium Proceedings : Nuclear Data Problems for  
Thermal Reactor Applications  
EPRI NP-1098, BNL-NCS-25047,  
ENDF-270 (1979)

原研 中原 康明

標記のシンポジウムが1978年5月22~24日にBNLにおいて開催され、筆者はたまたま  
常員研究員としてBNLに滞在していたので、原研核データセンタからの要請とBNLのDr.H.  
TakahashiおよびNational Nuclear Data Centerの計りにより、これに参加  
することができた。最近その会議録が完成して送付されてきたのを機会に会議の印象と内容につ  
いて簡単に紹介させて頂くことにする。

会議の目的は、EPRI (Electric Power Research Institute) がスポン  
サーとなってアメリカ国内の各機関で実施されてきたENDF/B-IVとENDF/B-Vを用いた  
ベンチマーク実験解析や感度解析の成果を総括し、ENDF/B-Vの開発上のプライオリティ設定  
およびNational Industry Standard Nuclear Data Baseの開発に資する  
ことであった。したがって、会議の力点は次の4点に置かれた;

- (1) 熱中性子炉設計上重要な微視核データの現状
- (2) 核データ検証用のクリーンな臨界ベンチマーク実験と計算手法の現状
- (3) 核分裂生成物とアクチニドのデータおよび関連した積分実験の現状
- (4) 設計計算に核データファイルを用いる上での問題点および産業界における核設計法と核デー  
タとの関連についての経験

発表件数は20、参加者数101名であったが、アメリカ国外からの参加は少なく、イスラエル、  
スウェーデン、フランス各2名、ベルギー、オランダ各1名、日本からの参加者は0であった。  
午後の時間の大部分はその日の発表者を囲んでの自由討論に振りむけられた。こういった形式は、  
議論を深める上で極めて有効であるが、事前の準備が十分でなく、配布資料が皆無に近い状態であ  
ったためか、極く限られた人の中でしか議論が進行しないうらみもあった。最終日には座長合議に  
基く勧告が採択された。

会議の内容の全容を限られた紙面で紹介するのは不可能であり、また一方、忙しい人には厚さ3  
cmにも及ぶ文献全体に目を通すことは大変であろう。しかし、幸いなことに、先に列挙した四つ

の力点毎に座長がまとめた要約が収録されているので、先ず Section 1. Summary の一読をお勧めしたい。

$^{252}\text{Cf}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , アクチノイドの核データについては B. R. Leonard, Jr. が要約を書いている。 $^{238}\text{U}$  の最低レベルの三つの共鳴のパラメータの値の最近の測定値は従来の値とかなり違うので、捕獲断面積の再評価の必要性が指摘されている。ENDF/B-V の再評価作業が行われているが、新しい核種として  $^{242}\text{Cm}$  が加えられたということである。

クリーンな臨界ベンチマーク実験と解析については、J. Hardy, Jr. のまとめがある。臨界ベンチマークの項目は以下の通りである。

- (a) Plutonium and Mixed-Oxide Experiments
- (b) Homogeneous  $^{235}\text{U}$  Criticals
- (c) Slightly enriched U,  $\text{H}_2\text{O}$  moderated critical lattices
- (d) Coaxial uranium-fuel- $\text{D}_2\text{O}$ -moderated critical lattice
- (e) Th- $^{233}\text{U}$  homogeneous and lattice criticals

ベンチマーク解析に用いられた各研究機関毎の解析手法は、section 7 の Hardy and Finch の論文から引用した Table A にまとめられている。

項目(a)ではあまり良いデータは報告されていない。

(b)の項目で注目されるのは、 $^{235}\text{U}$  の核分裂中性子スペクトルがソフト過ぎるという指摘で、ENDF/B-IV の平均エネルギー 1.985 MeV は低く過ぎ、2.027 MeV (Watt 型スペクトル) とし、さらに核分裂共鳴積分の ENDF/B-IV の値を 10 b だけ小さくとると、良い結果が得られると報告されている。また  $^{235}\text{U}$  の  $\bar{\nu}$  の値を ENDF/B-IV の値より 0.5% 大きくした方が良いとされている。

項目(c)では、計算値間にみられる不一致は、 $k_{\text{eff}}$  と  $^{28}\rho$  の傾向から  $^{238}\text{U}$  の共鳴捕獲が主原因となっていると考えられている。共鳴捕獲の計算値間には 2~4% の差がある。

(d)の項目での実験は未臨界体系でバックリングを測定したものであるが、整合性解析 (consistency analysis) の結果、実験値間の矛盾が指摘され、新しいベンチマーク実験が提案された。

(e)の Th 系では、測定値と計算値は比較的良く、 $^{233}\text{U}$  の核分裂中性子スペクトルとしては従来のものより硬い Steen のスペクトルが良いようである。

こゝで話題の一つの中心であった整合性解析については、不勉強のため筆者はこの会議まで詳し

Table A

## Guide to Benchmark Calculation Results

Designation	Laboratory	Method
ANC	Aerojet Nuclear Co.	S <sub>N</sub> with RABBLE resonance treatment (Ref. 2)
BAPL1	Bettis Atomic Power Lab	Cell Monte Carlo with B <sub>1</sub> leakage correction (RCPO1/P7MG) (Ref. 4) (Supersedes Ref. 2)
BAPL2	Bettis Atomic Power Lab	Full core Monte Carlo (RCPO1) (Ref. 4)
BNL1	Brookhaven National Lab	HAMMER with REPC Monte Carlo resonance absorption (Ref. 24)
BNL2	Brookhaven National Lab	HAMMER with RECAP-12 Monte Carlo cell rates (Ref. 3)
BNL3	Brookhaven National Lab	Full core Monte Carlo (RECAP-12) (Ref. 3)
CRNL	Chalk River Nuclear Laboratories	HAMMER with Nordheim resonance treatment (Ref.2)
EPRI	Electric Power Research Institute	HAMMER with RABBLE resonance treatment (Ref.2)
GA	General Atomic Company	S <sub>N</sub> with GAND3 and MICROX resonance treatment (Ref.2)
SRL	Savannah River Laboratory	Integral transport theory with Nordheim resonance treatment. B <sub>1</sub> leakage correction (Ref. 2)
SRL*	Savannah River Laboratory	Same as SRL except improved resonance absorption (Ref. 2)

いことを知らなかったの、日頃精進を怠らない人には蛇足になるかも知れないが、簡単に解説しておきたい。

先ず次のパラメータを定義する。

$^{238}\text{U}$  捕獲比  $\rho^{28} = \text{Epithermal } ^{238}\text{U capture} / \text{Thermal } ^{238}\text{U capture}$ ,

$^{235}\text{U}$  核分裂比  $\delta^{25} = \text{Epithermal } ^{235}\text{U fission} / \text{Thermal } ^{235}\text{U fission}$ ,

$^{238}\text{U}$  高速核分裂比  $\delta^{28} = \text{Total } ^{238}\text{U fission} / \text{Total } ^{235}\text{U fission}$ ,

修正転換比  $C^* = \text{Total } ^{238}\text{U capture} / \text{Total } ^{235}\text{U fission}$ ,

$\xi = \text{Total capture other than by } ^{235}\text{U and } ^{238}\text{U} / \text{Total } ^{235}\text{U fission}$ ,

$\bar{\nu}_n = \nu \Sigma_{fn} / \Sigma_{fn}$ ,  $\bar{\alpha}_n = \bar{\Sigma}_{cn} / \bar{\Sigma}_{fn}$ .

これらのパラメータを用いて、2群拡散方程式を整理すると、次のテスト用基本式が得られる。

$$B_m^2 \left\{ \frac{D_1 (\Sigma_{a2} + \Sigma_{r2 \rightarrow 1} + D_2 B_m^2)}{\Sigma_{f2} \Sigma_{r1 \rightarrow 2}} + \frac{D_2}{\Sigma_{f2}} \right\} = (\bar{\nu}_1^{25} - 1) \\ + (\bar{\nu}_1^{25} - 1) \delta^{25} - \bar{\alpha}_2^{25} - \bar{\alpha}_1^{25} \delta^{25} \\ + (1 + \delta^{25}) \{ (\bar{\nu}_1^{28} - 1) \delta^{28} - C^* - \xi \}.$$

こゝで、

$B_m^2$ ,  $\delta^{25}$ ,  $\delta^{28}$ ,  $\rho^{28}$  や  $C^*$  は最も計算で決め難いパラメータであるため、測定によるものとする。

$\bar{\nu}_1^{25}$ ,  $\bar{\nu}_2^{25}$ ,  $\bar{\nu}_1^{28}$ ,  $\bar{\alpha}_2^{25}$ ,  $\bar{\alpha}_2^{28}$  と  $\Sigma_{c2}^{28} / \Sigma_{f2}^{25}$  は基本データの精度内で計算できる。

$D_1$ ,  $D_2$ ,  $\Sigma_{r1 \rightarrow 2}$ ,  $\Sigma_{r2 \rightarrow 1}$ ,  $\Sigma_{f2}$ ,  $\Sigma_{c2}$  と  $\xi$  はセル計算コードで決められる。

パラメータの組合せ方によって幾通りかのテスト法が考えられるが、一応次の三つのテストを設定する。

1.  $\delta^{25}$ ,  $\delta^{28}$  と  $C^*$  の積分実験値を用いて基本式から求めた  $B_m^2$  の計算値を  $B_m^2$  の測定値と比較する。
2.  $\delta^{25}$  と  $\delta^{28}$  には積分実験値を用いるが、 $C^*$  は  $\{ C^{28} / F^{25} \} \{ (1 + \rho^{28}) / (1 + \delta^{25}) \}$  から求め、1と同じく  $B_m^2$  の比較を行う。
3.  $\rho^{28}$ ,  $\delta^{25}$  と  $C^*$  には実験値を用いて求めた  $C^{28} / F^{25} = C^* (1 + \delta^{25}) / (1 + \rho^{28})$  の値と格子計算コードによる  $C^{28} / F^{25}$  の計算値を比較する。

誤差の範囲内で両者が一致すれば、パラメータ間に consistency があるとされる。整合性

解析の一例を Hardy and Finch の論文から引用しておく。(Table B) TRXは軽水-ウラン格子, MITは重水-ウラン格子である。

力点3に関連した話題についてはD. Diamondがまとめをしている。

積分崩壊熱測定値とENDF/B-IVとVによる計算値の比較では、 $^{233}\text{U}$  と  $^{235}\text{U}$  では良い一致が得られているが、 $^{239}\text{Pu}$  では平均で9%, 最大14%の不一致がみられる。 $^{239}\text{Pu}$  ではLASL と ORNL の測定値間にも8%の差が報告されている。

燃焼計算にはEPRIコードシステムではCINDERを採用しているが、代表的な64核種についての感度解析の結果がW. B. Wilsonによりレビューされた。

動力炉における経験(力点4)についてはB. Zolotarのまとめがある。ベンチマーク設定においては特に次の三点を考慮することが重要であることが強調された。

- 温度効果
- PWRとBWRの酸化燃料格子
- 核種組成

反応度温度係数の計算にはまだ若干の問題が残されているが、それが核データにあるのか計算法にあるのかは明らかにされなかった。一方、次に列挙するデータに未だ問題が残されていることが指摘された。すなわち、 $^{238}\text{U}$  共鳴捕獲, Pu 断面積,  $^{235}\text{U}$  核分裂スペクトル, および $\bar{\nu}$ である。

以上座長による要約を参考にしながら大雑把な紹介をしたが、詳しくは添付したリストにある原論文を参照されたい。参加者の中では、神経質そうな秀才肌のHardy, シャキシャキした歯切れのよいStewart 女史, 好人物風の大男Finch, とほけた感じのZolotarなどが印象的であった。筆者の学生時代に名著「古典力学」の著者としてその名を知ったGoldsteinの姿があったのは意外であった。中性子輸送, 特に遮蔽計算をやっているGoldsteinとは同一人物なのであった。

付記: コピー等についての問合せは核データセンタへお願いします。

Table B

Results of Consistency Analysis of TRX-1, 2 and MIT-1, 2, 3 Benchmarks

Lattice Name	Material Buckling ( $B_m^2$ ) $m^{-2}$			$C^{28}/F^{25}$		Consistency of Experiment
	Experiment <sup>22</sup>	Equation 7 Direct C*	Equation 7 Indirect C*	RAHABR <sup>25</sup>	Equation 8a	
TRX-1	57.00 $\pm$ 1.00	55.84 $\pm$ 1.55	58.06 $\pm$ 1.46	.370	.377 $\pm$ 0.005	Good
TRX-2	54.69 $\pm$ 0.36	53.96 $\pm$ 1.32	55.66 $\pm$ 1.28	.367	.374 $\pm$ 0.005	Good
MIT-1	8.48 $\pm$ 0.10	6.69 $\pm$ 0.54	8.04 $\pm$ 0.20	.665	.709 $\pm$ 0.016	Poor
MIT-2	8.65 $\pm$ 0.10	7.33 $\pm$ 0.42	8.28 $\pm$ 0.15	.663	.700 $\pm$ 0.015	Poor
MIT-3	8.15 $\pm$ 0.08	7.65 $\pm$ 0.29	7.86 $\pm$ 0.11	.661	.672 $\pm$ 0.013	Poor

CONTENTS

<u>Section</u>	<u>Page</u>
1 Summary	1-1
2 Review of Cross Section Data Important to the Uranium-Plutonium Fuel Cycle in Thermal Reactors--L. W. Weston	2-1
3 The Adequacy of Th-232 and U-233 ENDF/B Data for HTGR Design Applications--D. R. Mathews and W. R. Davison	3-1
4 Cross Sections and Yields Important for Fission Product Absorption in Thermal Reactors--W. H. Walker	4-1
5 Status of $^{252}\text{Cf}$ $\bar{\nu}$ and Its Impact on Thermal Reactor Parameters--J. R. Smita	5-1
6 A Review of Plutonium Experiments--R. Sher and J. Adir	6-1
7 Analysis of U235-U238 Thermal Reactor Benchmarks: Consistency and Interpretation--J. Hardy, Jr., and D. R. Finch	7-1
8 Reactivity and Parameter Measurements in a Coaxial Uranium Fuel-D <sub>2</sub> O Moderated Critical Lattice--D. J. Pellarin, C. E. Ahlfeld, and N. P. Baumann	8-1
9 Review of Thorium-U233 Cycle Thermal Reactor Benchmark Studies--J. J. Ullo, J. Hardy, Jr., and N. M. Steen	9-1
10 Integral Decay-Heat Measurements and Comparisons to ENDF/B-IV and V--T. R. England, R. E. Schenter, and F. Schmittroth	10-1
11 Status of Fission-Product Data for Absorption Calculations--W. B. Wilson and T. R. England	11-1
12 Nuclear Data for Actinide Production and Depletion Calculations--R. W. Benjamin	12-1
13 Data Processing for Power Reactor Fuel Cycle Codes--R. E. MacFarlane	13-1
14 The Relationship Between Basic Nuclear Data and LWR Fuel Cycle Parameters--M. Becker, D. R. Harris, B. Quan, and J. M. Ryskamp	14-1
15 Temperature Effects in Thermal Reactor Analysis--M. Edenius	15-1
16 Feedback of BWR Benchmarks to Cross Section Data--S. C. Bhatt, R. L. Crowther, C. A. Brown, R. A. Wolters, and J. E. Wood	16-1
<u>Section</u>	<u>Page</u>
17 Requirements for the Physics Analysis of PWR Fuel Assemblies--A. Jonsson, J. R. Rec, and U. N. Singh	17-1
18 LWR Assembly Reaction Rate Representation--W. J. Eick	18-1
19 Temperature Dependent Resonance Integrals Using Resonance Profiles--E. Taviv and W. Rothenstein	19-1
20 Thermal Reactor Benchmark Calculations Using Resonance Profiles--J. Barhen and W. Rothenstein	20-1
APPENDIX A SYMPOSIUM AGENDA	A-1
APPENDIX B LIST OF PARTICIPANTS	B-1