

JAERI - M
83-041

NEANDC(J)90/AU
INDC(JAP)77/G

1982年核データ研究会報告

1983年3月

シグマ研究委員会

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-14, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1963

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 印刷 いらき印刷機

1982年核データ研究会報告

日本原子力研究所シグマ研究委員会

(1983年1月31日受理)

シグマ研究委員会主催の核データ研究会が1982年11月24、25日の両日、日本原子力研究所の東海研究所において開催された。本年度はシグマ研究委員会が発足して満20年に当るのに際し、記念講演及びこの20年間の核データ活動のレビューが行われた。その他に、最近の話題からのテーマも採り挙げられた。また、核データの測定者、評価者、利用者による特定テーマについての討論、さらに初めての試みとして核データの測定の将来計画についてのパネル討論も行われた。本報告書はこれらの報文集をまとめたものである。

プログラム委員会：村田 徹、関 泰、中嶋 龍三、関 雄次、岩山 一典、吉田 正

浅見 哲夫、五十嵐 信一、水本 元治

編集委員会：村田 徹、浅見 哲夫、五十嵐 信一、水本 元治

Proceedings of the 1982 Seminar on Nuclear Data

Japanese Nuclear Data Committee, JAERI

(Received January 31, 1983)

The 1982 Seminar on Nuclear Data was held on November 24 and 25, 1982 in Tokai Research Establishment of JAERI, by Japanese Nuclear Data Committee (JNDC). The proceedings contain the texts of the commemorative talk for the 20th anniversary of JNDC, the review talks on the nuclear data activity in JNDC, the topical discussion, and the panel discussion by users, evaluators and experimenters. Topics covered include: the theory of preequilibrium process, a new statistical method and the sensitivity analysis for FBR; the nuclear data needs for FBR burn-up calculation, and for fusion integral experiment; status of JENDL-3. Given are the papers presented and the discussion made at the seminar.

Keywords: Nuclear Data, JNDC, Data Evaluation, Cross Sections, Neutrons, Nuclear Model, Nuclear Model Code, FBR, Fuel Burn-up, Fusion Research, JENDL-3, Nuclear Data Needs

Programme Committee: T. Murata, Ya. Seki, R. Nakasima, Yu. Seki,
K. Sugiyama, T. Yoshida, T. Asami, S. Igarasi
and M. Mizumoto

Editors : T. Murata, T. Asami, S. Igarasi and M. Mizumoto

目 次

1. 開会の言葉	原田吉之助 (原研)	1
2. 20周年記念講演	座長: 原田吉之助 (原研)	2
シグマ研究委員会 20年を振り返って		
	中嶋 龍三 (法大)	2
3. 核データ活動の進展	座長: 山室 信弘 (東工大)	9
3.1 断面積計算コード開発の成果		
	五十嵐信一 (原研)	9
3.2 断面積実験データのレビュー		
	楯山 一典 (東北大)	34
4. 最近の話題から	座長: 吉田 正 (NAIG)	47
4.1 前平衡過程の理論		
	岩本 昭 (原研)	47
4.2 理論の内在誤差を考慮した新しい統計法		
	宇野 正宏 (早大)	58
4.3 一般化摂動論による感度解析-FBRボイド反応度への適用		
	竹田 敏一 (阪大)	68
5. 総括(1)	村田 徹 (NAIG)	81
6. 利用者・評価者・測定者の討論		82
A FBR燃焼計算における核データの問題		
	座長: 関 雄次 (FBEC)	82
6A・1 大型炉燃焼ベンチマーク計算における問題		
	中川 正幸 (原研)	82
6A・2 「常陽」燃料の燃焼度試験		
	池上 香雄 (動燃)	91
6A・3 高速炉燃焼反応度の感度解析		
	瑞慶覧 篤 (日立・エネ研), 渡部 隆 (川重)	102
B 核融合積分実験における核データ		
	座長: 関 泰 (原研)	119
6B・1 FNS積分実験からの核データへの要請		
	前川 洋 (原研)	119
6B・2 オクタピアン積分実験と核データの問題		
	高橋 亮人 (阪大)	135
6B・3 核融合積分実験に関連する核データの現状		
	岩崎 信 (東北大)	146
7. JENDL-3を巡って	座長: 松延 廣幸 (住友原工)	171

7.1	JENDL - 3 作成の現状	浅見 哲夫 (原研)	171
7.2	Joint Evaluated File の現状	菊池 康之 (原研)	186
8	核データ将来計画パネル討論—実験データの充実に向けて	座長: 神田 幸則 (九大)	188
(1)	原研リニアックによる核データの測定	水本 元治 (原研)	188
(2)	東北大ダイナミトロン施設における核データの測定	岩崎 信 (東北大)	193
(3)	東工大ペレトロン加速器を用いた中性子実験	井頭 政之 (東工大)	197
(4)	京大炉における中性子断面積の測定	小林 捷平 (京大炉)	200
(5)	核断面積に対するFBR設計側からの要望事項	加藤 恭義 (FBEC)	214
(6)	核融合炉ニュートロニクス立場から	関 泰 (原研)	218
(7)	核燃料施設等の核的安全評価に必要な核データ	山野 直樹 (原研)	220
(8)	炉設計以外で使用する核データの要求	村田 徹 (NAIG)	225
(9)	パネル討論—パネリストと一般出席者の間の討論		229
9	総括(2)	飯島 俊吾 (NAIG)	235

Contents

1. Opening Talk	Kichinosuke HARADA (JAERI)	1
2. Commemorative Talk	Chairman: Kichinosuke HARADA (JAERI)	2
It is twenty years ago now! - Retrospection of JNDC in the past		
20 years -	Ryuzo NAKASIMA (Hosei Univ.) ...	2
3. Review of the Nuclear Data Activity in JNDC		9
	Chairman: Nobuhiro YAMAMURO (TIT)	
3.1 On the Development of Nuclear Model Codes for Cross-Section		
Calculations in JNDC	Sin-iti IGARASI (JAERI)	9
3.2 The Experimental Work on the Neutron Cross-Sections in Japan		34
	Kazusuke SUGIYAMA (Tohoku Univ.)	
4. Special Topics	Chairman: Tadashi YOSHIDA (NAIG)	47
4.1 Theory of Preequilibrium Process	Akira IWAMOTO (JAERI)	47
4.2 A New Statistical Method with Consideration of the Intrinsic Error of		
theory	Masahiro UNO (Waseda Univ.)	58
4.3 Sensitivity Analysis Based on Generalized Perturbation Theory		
- Application to Sodium Void Worth in FBR -		68
	Toshikazu TAKEDA (Osaka Univ.)	
5. Summary Talk (1)	Tohru MURATA (NAIG)	81
6. Topical Discussion		82
A. Nuclear Data for Burn-up Calculation in FBR		82
	Chairman: Yuji SEKI (FBEC)	
6A.1 LMFBR Benchmark Calculation Intercomparison for Fuel Burn-up		82
	Masayuki NAKAGAWA (JAERI)	
6A.2 Burn-up Experiments of JOYO Fuels	Tetsuo IKEGAMI (PNC)	91
6A.3 Sensitivity Analysis of Fast Reactor Burn-up Reactivity		102
	Atsushi ZUKERAN (HTC) and Takashi WATANABE (KHI)	
B. Nuclear Data for Fusion Integral Experiment		119
	Chairman: Yasushi SEKI (JAERI)	
6B.1 Comment on Nuclear Data from FNS Integral Experiments		119
	Hiroshi MAEKAWA (JAERI)	
6B.2 Nuclear Data Problems for Integral Experiments at OKTAVIAN		135
	Akito TAKAHASHI (Osaka Univ.)	
6B.3 Present Status of the Nuclear Data for Fusion Neutronics Integral		
Experiments	Shin IWASAKI (Tohoku Univ.)	146
7. JENDL-3 and Related Topics	Chairman: Hiroyuki MATSUNOBU (SAEI)	171
7.1 Status of JENDL-3 Compilation	Tetsuo ASAMI (JAERI)	171

7.2	Current Status of Joint Evaluated File	186
	Yasuyuki KIKUCHI (JAERI)	
8.	Panel Discussion on Future Plans for Nuclear Data	188
	Chairman: Yukinori KANDA (Kyushu Univ.)	
(1)	Nuclear Data Measurements with JAERI Linac	188
	Motoharu MIZUMOTO (JAERI)	
(2)	Nuclear Data Measurements with Dynamitron at Tohoku University	193
	Shin IWASAKI (Tohoku Univ.)	
(3)	Neutron Experiments with Pelletron Accelerator at T.I.T.	197
	Masayuki IGASHIRA (TIT)	
(4)	Measurements of Neutron Cross-Sections at KUR	200
	Katsuhei KOBAYASHI (KUR)	
(5)	Requirements for Nuclear Cross-Sections from FBR Design	214
	Yasuyoshi KATO (FBEC)	
(6)	From a Viewpoint of Fusion Reactor Neutronics	218
	Yasushi SEKI (JAERI)	
(7)	Nuclear Data Needed for Nuclear Safety Evaluation at Fuel Facility	220
	Naoki YAMANO (JAERI)	
(8)	Nuclear Data Needs for Other than Reactor Calculation	225
	Tohru MURATA (NAIG)	
(9)	Discussion between Panelists and Participants	229
9.	Summary Talk (2)	235
	Shungo IJIMA (NAIG)	

1. 開会の言葉

原田 吉之助⁺

Opening Talk

Kichinosuke HARADA⁺

今年も世話人の方々の努力によりまして、魅力的なプログラムの研究会を開催できることになりました。この研究会も年中行事になっておりますので、参加者の皆さんの関心と呼ぶような、重要でかつ新鮮な主題を選ぶのに御苦労なされたことと存じます。今年はシグマ研究委員会が発足してから20年目に当たります。委員会活動もすっかり軌道に乗って最盛期にあると言えると思います。この時点で、今まで辿ってきた道程を振り返り、反省すべき点は反省し、今後の活動の進め方について議論しあうことは大変有意義なことです。プログラムの2, 3, 8はこうした配慮からアレンジされたテーマであり、今年の研究会の特色であろうと思っております。

いつも申しあげることですが、研究会を面白く有効的なものにするには参加者全員の活発な発言が必要です。

世話人の方々の折角の御苦労も、参加者のご協力がなければ徒労に帰することになります。活発な討論が展開されて、研究会が成功裡に終ることを念じて、開会の挨拶とします。

⁺ 日本原子力研究所, Japan Atomic Energy Research Institute

2. 20周年記念講演：シグマ研究委員会20年を振り返って

中嶋 龍三*

シグマ委員会の過去を回想するにあたって、主として発足以来数年間の思い出を中心に述べる。volunteers の集まりであるシグマ委員会が、20年間活動を続けることができた背景を知りかつ反省することが、これから将来に向かって大きく発展するための糧ともなれば幸いである。

It is twenty years ago now!

— Retrospection of JNDC in the past 20 years —

Ryuzo Nakasima*

Some recollections of the early Japanese Nuclear Data Committee, a group of volunteers, are presented at the 20th anniversary of its establishment. It is hoped that the knowledge about the past 20 years could be put into the future activities of JNDC.

1. はじめに

シグマ専門委員会が日本原子力学会に設立され、ほとんど同時にシグマ研究委員会が日本原子力研究所に設置されてから、いまちょうど20周年を迎えようとしている。この20年間をあらためて振り返ってみるといろいろなことが思い出されるが、つらいと思ったこと、しまったと思ったこと、不満に思ったこと、腹立たしく思ったことなどがすべて、今になってみると楽しい思い出に転化されて、この20年間を一緒に歩んできた私としてはむしろ、シグマ委員会というコミュニティに感謝している次第である。

シグマ委員会は、正式には1963年2月に発足したのであるが、実際には核データの問題を何とかしなければならぬという動きが、日本でもっと以前からあったようである。私は1962年夏に3年振りに日本に帰ってきたのでそれ以前のことはさっぱりわからないが、大塚（電源開発）、立花（原発）、寺沢（日立）、森田（MAPI）氏らが、原研の百田、大野、杉江、高橋（博）、桂木氏らと、核データ整備の問題について策をめぐらしていたと仄聞した記憶がある。1962年の秋頃から、私もちょいちょいこの仲間の何人かに引張り出されて核データの問題について話したが、核データ活動の場をつくるなどという企画的な問題ではなく、むしろその活動の技術的な面での話し合いにおつき合いしたに過ぎない。

当時の記録によれば、原子力学会の企画委員であった大塚、野沢（原研）、深井（NAIG）、森田の緒氏が、学会にシグマ専門委員会を設置し1963年度原子力平和利用研究委託金を受ける

* 法政大学 Hosei University

よう提案され、前記の諸氏に安氏（東大）を加えて設立準備会が開かれたのが1963年1月である。したがって、シグマ委員会の産みの親は今までに名前を挙げた12人の人たち、およびその人たちに積極的に助力していた当時の若い人たち、たとえば原研の浅見（哲）、岡本氏らやNAIGの飯島氏らであるというべきであろう。そして、シグマ委員会を今日あるまでに発展させた育ての親は、現在までにシグマ委員会で仕事をしてきた人たち全員である。

いま考えると全く慌ただしい約3週間であったが、兎に角、第1回シグマ専門委員会が開かれたのが1963年2月14日である。委員数19名で、主査に百田氏、幹事には安、立花、大野、高橋の諸氏が選ばれた。

2 委員会初期を回顧して

シグマ委員会が産声をあげた1963年2月には、ちょうど、米国のRice大学創立50周年記念行事の一つとして、Fast Neutron Physicsに関する国際学会が2月26日から28日まで開かれた。最近のように裕福な日本ではなかったせいか、この学会にはシグマ委員会に関係した人は誰も出席しなかった。ここで、HarwellのBretscherは核データの必要性を非常にわかりやすく説明している。出席していた核物理学者たちが彼の講演に対してどのような反応を示したかは知るよしもないが、しかし、シグマ委員会が発足した頃にこのような話をきく機会があったとしたら、私のような炉物理知らずの委員会メンバーでもかなり明確に問題点を知ることができ、そしてもっと効果的に委員会活動に寄与できていたかも知れない。残念ながら、当時の日本のBretscherの話は私にとってはむずかし過ぎて、核物理と炉物理・炉工学との接点を見出すことに苦心したことだった。

シグマ委員会は、実際作業を進めるために3つの作業グループ、すなわち高速中性子グループ、共鳴中性子グループ、熱中性子グループを編成したのであるが、実をいうと、そのそれぞれのグループが作業方針を決めて活動を開始した、いわば三ツツの魂形成期について話す資格は私にはない。というのは、核構造の評価をしていた米国の核データ・グループをWashington, D.C.からORNLに移そうという話がもちあがり、その相談のために半年から1年ぐらいくてほしいという旅費・滞在費先方もちの甘い誘いに乗って、私は、4月初めの重イオン反応国際学会出席後半年余り米国に滞在していたからである。この時期の米国における核データ活動に一言触れておくと、BNLのシグマ・センターではデータ収集のコンピュータ化がほぼ確立していた。ORNLでは、McGowanが荷電粒子反応断面積のデータ収集を開始しだしたところで、グラフからの数値読取機を使って作業していた。またNaval Research Lab.のTomsという女性は、独力で光核反応の膨大な文献収集結果を纏めていた。

さて、10月末に帰国した私は、シグマ委員会の作業班としては高速中性子グループに属したのであるが、ここでは未知断面積の理論計算のために、光学模型とHauser-Feshbach理論の計算機コードの作成と蒸発模型や捕獲断面積計算の勉強が行なわれていた。はじめ奇異に感じたのは、滞米中に非常に元気そうな手紙を何回かくれた原研の杉江さんが、私が帰ってきてから会場の場にあまり出てこれなくなってきたことである。杉江さんは光学模型のある意味での専門家であって、シグマ委員会の初期における大きな成果の一つであるELIESE-1の作成に非常に貢献された。シグマ委員会の設立とそれに続く高速中性子グループの基盤づくりに、委員会メンバー

の中で数少ない核理論屋としてたいへん苦勞されたのであろう。その後何回か会う機会はあったが、シグマ委員会が発足してから1年余りにしてついに、杉江さんが病気のために戦列を離れざるを得なくなったのはまことに残念なことであった。

シグマ委員会のいわゆる本委員会は、私の留守中に4回も開かれたという記録がある。前述した1963年度原子力平和利用委託金を受けてその作業を実施することになったのであるが、発足直後にIAEAからの呼びかけがあって International Nuclear Data Scientific Working Group (INDSWG) のメンバーに加わることになったので、勉強すべきことやなすべき仕事をいっぺんに抱えこんで転手古舞したことであろう。しかしこの時期に、本委員会の役割として“日本のシグマ・センターの計画・立案”という目的を冒頭にうたったということは、実に立派だと私は思う。当時のシグマ委員会は、若々しい意欲的なコミュニティーだったのである。これは、主査を含む2、3人の人を除いた大部分の委員会メンバーが、働き盛りの30才代であったことによるのかも知れないが、しかし実直で頑固な主査のリーダー・シップによるところが大きかったといえよう。

このような委員会メンバーの若さと主査の性格とは、一面ではシグマ委員会の活動にとつて非常にプラスしたと胸を張っていることもできるが、他方では真面目過ぎて融通性がないために、マイナスとまでいわないまでも、シグマ委員会活動の広報・宣伝が下手だったり、議論に結構無駄な時間つぶしをしたりしたのではないともいえる。その典型的な一つの例は、炉定数作成をシグマ委員会で行なうかどうかという議論であつて、委員会発足後しばらくしてから始めて1964年12月に炉定数グループが誕生するまで続けられた。設立すべき“日本のシグマ・センター”として、それまでのBNLシグマ・センターのイメージをもっていた核物理サイドのメンバーは、この議論を通じて結構勉強させてもらったともいえるが、炉定数作成をしたいと希望していた炉物理サイドのメンバーは、この期間中むしろいらいらしていたのではなからうか。本委員会の報告や議論は抽象的で定性的過ぎる、という批判が何回か提起されたことがある。

シグマ委員会の若いメンバーは困惑したりいらいらすることがあるくらい、主査は万事に非常に慎重であつた。委員会活動が2年目に入った頃、米国の多分 Goldstein から CINDA reader を引受けてほしいという手紙がきて、そのためにまずテストを受けることになった。主査を含めた原研核物理の委員会メンバーと私の計7人が実に半日がかりで、問題として与えられた1つだったか2つだったかの論文についてのCINDA記入をした記憶がある。1965年になると、ENEAの欧米核データ委員会(EANDC)に日本を加える可能性を審議するので、誰か1人試験を受けたいという話もち込まれて、結局、5月半ばに Los Alamos で開かれる第8回 EANDC 会議で私が受験することになった。このとき主査から与えられたのは、「受験する以上是非とも合格してほしい。しかし、毎回 EANDC 会議に出席する予算が認められるかどうかかわからないので、うっかり合格してもらっても困る。」という難題であつた。主査は出発の日に羽田空港までこられて、出発ぎりぎりまで「合格してこい。でも合格しても困る。」といわれ、ついにこの難題を背負ったまま私は太平洋を越えたのであつた。

この1965年はシグマ委員会設立前後と同じくらい忙しい年であつたが、シグマ委員会がある意味ではその後の委員会活動に対して自信をもつことができた年だともいえる。私個人としては、前記 EANDC 第8回会議に出席する約2週間前にBNLで5日間開かれた ENEA と USAEC 共

催の中性子断面積評価に関するセミナーに出席して、核データ評価に取組みはじめた欧米各国の代表者たちの熱っぽい議論に大いに刺激された。このセミナーを真似たわけではないのだが、8月には東海研で第1回高速中性子断面積研究会が開かれて、多分にぎこちなさはあったものの、ここで、シグマ委員会過去2年間の経験をふまえて評価活動にふみ切る意欲を示したのである。この年の9月には INDSWG 第4回会議が東京で開かれた。この機会に、シグマ委員会メンバーと INDSWG メンバーとの合同会議が、1～2時間であったと思うが行なわれた。数名のシグマ委員会メンバーが各グループ活動を紹介して、それに対して質疑応答が行なわれたのであるが、INDSWG メンバーからとくに示唆的コメントが得られたかどうか、私の記憶にはない。しかし、INDSWG の各メンバーは具体的に日本における活動を把握したであろうし、またシグマ委員会の各メンバーはそれぞれに、国際的な核データ活動に寄与し得るという自信をもったことと思う。

1966年に入ると、INDSWG や EANDC メンバーとしての活動が軌道に乗りはじめた。しかしどんな場合でも、前述の CINDA 記入と同じように慎重に慎重に、それこそおそるおそる本委員会に提案して承認をとりつけ、大の男たちが何人も集まっておこなびっくり事を始めたのである。1965年末から論議されていた JNDC ニュースは1966年初めに刊行されたが、この編集には主査を含めた数名の委員会メンバーが参画した。これも1965年から議論が続き、1966年中頃に作成された日本の測定要求リストに対しては、要求精度の検討という面倒な作業もあって主査をはじめとして10名以上のメンバーが関係した。同じようにして、日本の Progress Report はこの年の後半に作成された。両国際委員会で議論されていた標準断面積の評価作業として、Cの全断面積評価をシグマ委員会で行なうということが1966年末の本委員会で認められ、この年に原研に移った五十嵐氏を含めた4人の原研メンバーが作業を担当することになったが、主査、塚田氏、私の3人がその相談相手となって、それから3年余りもこの問題におつきいするはめになった。これについては、船頭多くして船が山に登ったのではないかと、皮肉られた記憶がある。

1964年頃からデータ・シートによるデータ収集作業と計算機によるデータ格納・検索とを開始していたが、とくに高速中性子関係では、中性子データだけでなく荷電粒子反応や光反応も含め、入射エネルギーも中間子が顔を出さないかぎりということで、とくに上限を設けていなかったように思う。この収集作業の言い出しっぱは私だということになっていたらしく、不必要データの収集だとか、とくに中性子データは CINDA と重複する無駄な作業だなど、要するに全く無意味な作業ではないかという批判が本委員会のたびに私に集中したことを記憶している。当時の私が、今日のような荷電粒子断面積データ収集に対する IAEA を中心にした国際的趨勢を予測していたわけでは、もちろんない。ただ、核データ評価を行なうためにできるだけ使いやすい独自の形式で文献、数値データを整理しておきたいという純粋な気持の他に、荷電粒子反応データも収集してあれば、まず、いろいろな計算機コードのチェックやそれらを使った委員会メンバーの個人的な仕事に対してネタを提供できるだろうし、第二に、委員以外の核物理屋たちにもデータ提供ができればシグマ委員会活動の宣伝にもなるであろう、という不純な気持もあったように思う。このデータ・シートによる組織的な収集作業は、委員会メンバーがそれぞれある特定の核データ評価を担当するようになった1969年頃まで続けられた。

1965年を一つの境としてシグマ委員会が核データ評価活動を開始しだした1966年頃、記録に

よれば、原研の委員会メンバーからは、原研の人をシグマ委員会活動に引張り込み過ぎるという批難が起り、これに対して原研外部の委員会メンバーからは、それはあまりにも外部委員に頼り過ぎた勝手な主張だというやりとりが本委員会で行なわれた。本来ヴォランティアの集まりとして発足したシグマ委員会であったはずなのだが、いざ実際作業をはじめてみると、それまで隠されていた個々の人間感情がちらちら顔を出すようになるのは無理もない。

初期の着実なシグマ委員会活動の成果は、もちろんこれに情熱を捧げた委員会メンバー全員の努力によるものであるが、しかし委員会メンバー以外の多くの人たちの協力も見逃がせない。その中で、とくに強く私の印象に残っているのはIBMプログラマーだった中村実さんである。几帳面でしかも有能な彼の協力がもし得られなかったら、評判のよかった ELIESE-1 の完成はもっと遅れたか、あるいはもっと平凡なコードに終わっていたであろう。また、10年近くにわたって主査の秘書役をつとめていた田中姚子さんの献身的な働きは、シグマ委員会の初期を語る際にはどうしても欠かせない。優れた英語能力をいかして国際協力関係の仕事をしてきき進めてくれたばかりでなく、複雑なシグマ委員会の一般事務を手ぎわよく処理してくれた。彼女は、やんちゃなシグマ委員会のよき母でもあったのである。シグマ委員会初期の回顧を終るにあたって、これらの人たちに改めて感謝したいと思う。

3. 委員会成長期について

発足してから約4年間でその基礎固めをしたシグマ委員会は、その後いわば成長期に入る。

前述したように、シグマ委員会は当初その目標として“日本のシグマ・センター”の設立を第一に打出していた。この目標は、1968年度に原研で核データ研究室が発足し、さらにこの研究室が1977年度には核データ・センターになったことによって一応達せられたわけである。しかし、誕生してきた核データ・センターは当初考えていたシグマ・センターとは、たとえば組織的なデータ収集・整備という点などでかなり異なっている。これは、その10年余りの間に国際協力のネット・ワークが大いに機能するようになったこと、また、大型計算機の利用が著しく普及したことによるもので、むしろ当然の成行であった。この核データ・センターを、やがてアジア諸国の地域的国際核データ・センターに発展させようという話が、最近のシグマ委員会ではしばしばもちあがる。20年前には夢想だにしなかったこの雄大な構想に対して、私はあえて反対はしないが賛成もしない。賛成しかねる理由は多々あるが、今の私にとっては、この核データ・センターがまず日本の核データ・センターとして全国の核物理屋も含めた利用者たちに認められるためにはどうあるべきか、ということをお勉強したり考えたりすることで精一杯である。シグマ委員会初期の“こわごわ”時代から成長期の“のびのび”時代に入ると、足もとを見ないで外に見栄をはるような風潮が、本委員会（運営委員会）での議論でちょいちょい感じられるようになったとみるのは、私の杞憂に過ぎないのであろうか。

核物理、炉物理両サイドのシグマ委員会メンバーが、共通認識にたって打出した日本の評価済み核データ・ライブラリー、JENDLの作成というもう一つの目標については、ENDF, UKNDL, KEDAKなどが利用できるようになると不必要ではないか、ということが本委員会では大分論じられた。しかし1960年には、炉定数グループ・メンバーが委員会メンバーでない原研の人たち

と協力して、上記諸外国のデータ・ファイルを基にしながら JAERI-FAST セットを作成した。そしてシグマ委員会が、各メンバーがそれぞれにデータの収集・評価を行ってきた実績をふまえて、委員会独自の評価済み核データ・ファイルの作成開始に踏み切ったのは 1973 年で、その 4 年後には JENDL-1 としてこれが日の目をみることになる。しかしそこまで至る過程にはいろいろな悩みがあって、主査を含めた数人の間での議論では、シグマ委員会と原研核データ研究室との関係にまで遡ったこともある。それらは兎も角として、実際にのびのびと評価作業を進めた委員会ワーキング・グループのメンバーの努力が、JENDL-1 として開花したのである。

ベンチマーク・テストなどで明らかにされた JENDL-1 の不備を修正し、また収納核種数をかなり増やした JENDL-2 が、今まさに完成されようとしている。さらに、高速炉、熱中性子炉、核融合炉用のライブラリーとして十分に有効性を発揮するように、評価核データの質の向上を主目的として JENDL-3 の作成が今年度から開始された。シグマ委員会が、日本の評価済み核データ・ライブラリーの作成に取組み始めてから今年で 10 年を経過したわけである。当時はそれぞれの所属機関で新進あるいは中堅だった委員会メンバーも、今では中堅以上の幹部級になっているということも考慮して、ときには過去を振り返りながら、強固な協力体制のもとに JENDL-3 の完成を目指していくことを期待したい。

シグマ委員会も発足以来 10 年以上も経過すると各委員会メンバーの作業も定着してきて、各ワーキング・グループ以外に CINDA グループ、WRENDA グループ、熱中性子文献グループ、Progress Report や核データ・ニュース編集者など分担が固定されたが、これらのどこにも主査が顔を出さないようになった。これは“こわごわ”時代と“のびのび”時代との大きな違いである。のびのび時代の主査の委員会に対する寄与の一つは、シグマ委員会の活動・成果の広報・宣伝であると思うのだが、過去にはそれが十分であったとは私には思えない。

私が腹を切ってシグマ委員会を辞めなければならない、と思ったことが今までに何回かある。最も痛切にそれを感じたのは、前述した荷電粒子データの収集であった。本委員会ばかりでなく、当時のワーキング・グループの人たちからも非難されて結局終止符をうったのであるが、どういふ形で結着をつけるかで非常に悩んだものである。最近になって、私は α 線や中性子の厚いターゲット収量の計算のために、古い文献データではあったがそれを利用して往時の苦痛をむしろなつかしんだことだった。(この件では、浅見啓さんと岡本さんにお世話になった。)

最近つらい思いをした一つの例は、崩壊熱評価ワーキング・グループの問題である。ワーキング・グループが結成されてから 3 年以上もたっているのに何の進歩もないではないかとことあるたびに厳しく批判された。私が、1000 核種以上の崩壊データを原論文に遡って収集・検討していたために、グループ作業は大幅に遅れていたのである。そして、やっと収集・処理を終って総和計算をしてみた結果が測定結果と非常に喰違うということがわかったとき、それまで長い間の批判に堪えて悪戦苦闘しながらデータの収集と処理に打込んできた私は、全く暗澹たる思いであった。その日原研からの掃りに特急の中で、実験データ採択の誤りに気付いたのはワンカップの効果ではなく、失意の私を慰めてくれ、そして次の計算の方針について議論してくれた吉田さん(NAIG)のお蔭であった。1~2 週間後に知らされた吉田さんの計算結果によって、私は救われたのである。

4. おわりに

シグマ委員会の設立 20 周年にあたって、私だけがあまりにも愚痴を並べたてたきらいなきにしもあらずだが、委員会メンバー諸氏もそれぞれに過去を想出して載きたい。おそらく、私の知らなかった別のところで、喜びや満足あるいは悩みや不満を個人的に感じていたことであろう。できれば委員会メンバー全員がそれらをさらけ出し、お互いにそれらを他山の石としてシグマ委員会の将来の発展に貢献したいものである。

O Freunde, nicht diese Töne!
Sondern lasst uns angenehmere
anstimmen, und freudenvollere!

L. van Beethoven

おゝ友よ、こんなみじめな調子ではない！
もっと心持よい、もっと喜びに満ちた歌を
うたおうではないか！

討 論

Q：原田 吉之助（原研）

話の中に、(1) シグマ委員会がこわごわ時代からのびのび時代に移行できたのは、主査がワーキング・グループに顔を出さなくなったからだ、また、(2) 主査はワーキング・グループでの仕事を熟知していなければならない、と一見矛盾するような主張があったが、どう理解すればよいのか。

A：中嶋 龍三（法大）

(1) について；のびのび時代に移行できたのはむしろ、割当てられたそれぞれの作業に対して各メンバーが慣熟し、かつ自信をもつようになったことが最大の理由である。主査が顔を出さないからのびのび作業できるようになった、ということではない。(2) について；主査は、本委員会あるいはとりわけその運営委員会での報告、または各グループの作成した報告書などによって実情を把握し、納得できなければそのグループ作業に顔を出してまでも各グループの作業内容を熟知すべきだということであって、そうすることが対外広報のために必要ではないかと思う。

私がいいたいことは要するに、作業分担者がいい意味でのびのび作業する（時にはちょっと暴走する？）ようになったと同時に、主査（あるいは外部委員会などへの出席者）が逆の意味でのびのびし過ぎて、シグマ委員会活動の現状を明確に把握せず、十分な広報活動が行なわれなかったのではないかと、というのびのび時代のある時期に対する反省である。（のびのびには、伸び伸びという意味の他に延び延びという意味も含ませたい気持ちが私にはあった、ということを書き記しておく）

3. 核データ活動の進展

Review of the Nuclear Data Activity in JNDC

3.1 断面積計算コード開発の成果

五十嵐 信一⁺

シグマ研究委員会で行った断面積計算コード開発の様子を振り返ってみる。背景として、核データ評価などの活動についても触れ、シグマ研究委員会活動の簡単な年表を示す。最後に、現在シグマ研究委員会で使用可能な断面積計算コードを表にしてまとめたものを示す。

On the Development of Nuclear Model Codes for Cross-Section Calculations in JNDC

Sin-iti Igarasi⁺

A review of JNDC activity on the development of nuclear model codes for cross-section calculations is presented. A rough chronology of the JNDC activity is made, and activities of the nuclear data evaluation and other works in JNDC are briefly mentioned as background. Table of the codes available in JNDC is presented.

1. はじめに

シグマ委員会を中心とした過去20年間の核データ活動を顧みると、非常に多くの計画が立案され、実行されている。しかも、その大部分はかなりの成果を挙げて終了、もしくは現在なお進行している。そう言う中において、シグマ委員会で開発された断面積計算コードの役割とそれらが果たした成果について光を当ててみる、と言うのが筆者に与えられたテーマである。

一般に、計算コードは研究を実施する際の道具である、と言うことに異議はないものと思う。従って、計算コードを作る際にはそれが用いられる研究とその研究において行われる計算の内容に強く依存する。シグマ委員会で開発した計算コード類もこの点では同じである。従って、シグマ委員会の活動の進展と共に計算コードの種類も増え、多様化してきているのは自然の成り行きである。

先きの講演にもあったように、シグマ委員会発足の引き金になったのは、原子力平和利用研究委託費が未知断面積の理論計算のテーマに交付されたことであった。当時は未だ高速炉は将来の話できりなく、熱中性子炉の設計計算が主流であった。従って、この交付金によって作られた計

+ 日本原子力研究所 Japan Atomic Energy Research Institute

算コードも大部分は熱中性子散乱断面積用のものであった。熱中性子炉の炉心にも速中性子は存在するから、速中性子断面積のデータも必要である。交付金による研究対象には速中性子断面積の計算も入っていて、この計算に必要な計算コードが2つ程作られた。これが後年高速炉用核データの評価計算につながって行くことになる。

熱中性子散乱断面積のデータは、一部を除いて、ほとんど整えられ、この関係の研究はやがて終息する。一方、速中性子断面積のデータは現在でもなお不十分である。高速炉が開発の対象として取り上げられるようになった1965年当時のデータが十分なものでなかったのは当然である。シグマ委員会の研究対象が速中性子のデータに集中した明確な理由はここにあった訳である。こうして、速中性子断面積の評価が部分的に取りあげられ、計算コードも速中性子断面積計算を対象として徐々に作られ、数を増して行くことになる。

1970年代に入ると、我が国独自の評価済み核データライブラリー、JENDL、の作成が主要なテーマになって行く。この時期になると核データ評価を対象とした計算コードが諸外国でも多数作られるようになり、我々にも利用可能になってくる。JENDL作成が忙しくなるにつれ、手間のかかる断面積コードを独自に作る余裕がなくなって行き、これら外国製のコードを利用する方向になってきている。現在、核データセンターにはこれらの外国製計算コードが使用可能な形に整備され、国産のコードと共に核データ評価に利用されている。

この報告では、シグマ委員会の歩みを4年ごとの期間に区分し、それぞれの期間に行われた核データ評価活動とそれに関連して作られ、使われた断面積計算コードについて述べる。また、外国製のコードの最近の傾向についても触れ、今後の核データ評価において、これらのコードをどのように利用すべきかを考えてみる。次章ではNEAデータバンクにある断面積計算コードを眺め、第3章で日本のコード開発の歩みを見てみて、いろいろな問題を考えることにする。

2 世界の様子

原子核模型に基づく核反応断面積計算コードはシグマ委員会発足以前から核物理研究者の手で作られていた。当時の代表的計算コードとしては米国のABACUS-2¹⁾を挙げることができる。これは光学模型とHauser-Feshbachの方法を用いたコードで、IBM-7090及び7094用に作られていた。

計算コードの開発が計算機の進歩に大きく依存することは言うまでもない。断面積計算コードもこの点は同じであって、時代と共にコードの種類が増え、コードの内容も豊富になってきている。Table 1に、NEA^{*}のデータバンクから出ているコードアブストラクトから現在データバンクにある断面積コードを拾い出し、入手した年代との関係を示してみた。作られた時期とデータバンクが入手した時期は異なるけれども、大凡の様子は見る事ができる。

一見して判ることは、1970年以降に多くのコードが集中していることである。これは計算機の発達により、コード作成が容易になったことが1つの要因である。しかし、それだけでコード

* 経済協力開発機構(OECD)の中の原子力機関(Nuclear Energy Agency)。データバンクはNEAの1つの部として核データ及び計算コードの収集・整備・配布などのサービスを行っている。

の数がこのように増えることはない筈で、何らかの必要性がそれに伴っていなければならない。この Table が示していることに関する限り、その理由は核データ活動の世界的広がりであると考えられる。特に、核データの評価を念頭に置いた断面積計算コードの作成が各国において行われた成果である。先きに述べた ABACUS-2 が作られた頃には、核物理の研究のみを対象にした計算コード作成が行われていて、後年それらを核データの評価に用いようとする計算時間がかかりすぎるとか、或る所は必要以上にくわしく計算するようになっているのに他の所は非常におそろかであったり、必要な出力がなかったり、入力がやたらに複雑であったりして、不便な点が多々指摘された。こう言う点を改善して、核データ評価に使うことを目的とした断面積計算コードを作るべきであることが 1971 年にウィーンで開かれた「核データの評価に関するパネル」²⁾ で勧告されている。Table 1 の傾向はこの勧告が直接作用した訳ではないが、核データの評価活動が盛んになり、核物理の研究のみに止まらず、広く核データ評価計算にも使えるようなコード作成が意識された結果であると思われる。

Table 1 にあげたコードがどのような核模型により、どんな物理量を計算することができるかを、概略ではあるが Table 2 に示した。これを見ると、核分裂断面積とガンマ線生成断面積を計算できるコードは未だ数も少なく、貧弱そうである。もっとも、数が多いだけが良い訳ではないから、こう言う言い方は正しくないが、例えば核分裂断面積が計算できるコードのうち 2 件は大分古いものようである。先きに述べたパネルでも勧告されたことであるが、同じ核模型により似たような機能を持っている計算コードについては同じ問題を与えて計算し、その結果を比較検討してみることが必要である。最近、この計算コードの相互比較が計画され、国際的規模で実施されていることは大変結構なことである。

Table 1 と 2 とから、Pre-Compound や Direct Interaction Model のコードが最近その数を増やしてきているようである。それと同時に、光学模型、統計模型と上述の模型を取り入れた総合的な計算ができるような計算コードも現れてきている。これは一面で大変良いことなのであるが、コードが大きくなり複雑になって、使いにくいものになってしまう恐れも心配される。それにもう一つの気がかりは、計算機が大型化し、計算が容易になってくると、安易な計算が多くなり、折角求めた出力を簡単に捨ててしまうなどの無駄が増えることである。計算結果も実験データのように取っておき、次の計算に利用するようなことを考えれば、計算コードを大型化して使いにくくせずに、小型の使い易い計算コードを組み合わせ、結果的には計算時間も少く効率の良い計算ができるのではないかと考えられる。Table 1, 2 の傾向の裏の問題として入力の手簡化と共に考慮したいことである。

3. シグマ委員会では

この章ではシグマ委員会が発足した昭和 38 年 (1963 年) から現在までを 4 年ごとに区別し、それぞれの期間で行われた断面積計算コードの作成とその利用、および核データ評価活動の進展の様子を見て行く。また、その時々に関連した事柄を背景として入れて行く。

3.1 昭和38～41（1963～1966）年度

前述のように、シグマ委員会は原子力平和利用研究委託費を受け、未知断面積の理論計算を行うことが一つのきっかけとなって昭和38年に発足した。同時に国内活動、国際協力なども行うことを決めているが、それらについては先きの講演で述べられているから、ここでは必要な場合を除いては特に触れないつもりである。さて、この委託金による研究では熱中性子散乱断面積、共鳴パラメータ、速中性子断面積が主な対象になった。共鳴パラメータについては断面積を求めのではなく、パラメータの収集を行った。その意味で、他の二つとは性格を異にしているので、ここでは触れない。

昭和38年当時は未だ高速炉を扱っている研究者は居なかったが、そろそろ話題になりかけていた。しかし研究者の多くは熱中性子を対象にしていた。従って、委託金による研究でも熱中性子散乱断面積を計算するいろいろな模型を使った計算コードが作られた。Table 3に示した自由ガス模型、Nelkin模型、Egelstaff—Schofield模型、非等方結晶模型などによる断面積計算コードがそれで、これらのコードマニュアル^{3～6)}と委託研究報告書「熱中性子散乱の理論模型による計算結果と検討」とが作られている。熱中性子散乱の研究は熱中性子炉の開発当初から行われており、この当時にはほとんどの断面積が求っていて、特に委員会を作ってやらなければならないような問題は無くなっていった。シグマ委員会ではこの期間以後は熱中性子散乱の問題を対象からはずしている。従って、計算コードの開発もこの期間だけのものである。

一方、速中性子断面積の方は高速炉から核融合炉の開発へと進むにつれてその需要はますます増えるのであるが、この時期の状況は非常に貧弱なものであった。測定されている核データは質、量共に少く、熱中性子炉の計算に用いられていたデータも極めておそまつであった。こう言う状況であったから、未知断面積の理論計算が委託金の対象になった訳である。ここで作られたのが光学模型とHauser—Feshbachの統計模型を組み合わせたELIESE-1と蒸発模型によるSTEVE-1である。これらによる断面積計算の結果は「核物理理論による微視的断面積の数値解析に関する試験研究」と言う長い名前の報告書になっている。

ELIESE-1は計算上いろいろな工夫がなされている。例えば、角運動量の量子数の上限や原子核と入射粒子との相互作用ポテンシャルの内部と外部の波動関数の接続位置などを計算機が判断して決めるようにしている。これらの量は通常入力データとして扱っているが、ELIESE-1ではこうすることによって入力量を少なくしている。また、入力形式に工夫をし、連続して計算を行う場合の入力量を軽減するようにしている。計算精度と計算速度については前述のABACUS-2と比較し、ELIESE-1の方が優れていることを確認してある。これらの点はコードマニュアル⁷⁾に詳述してある。

STEVE-1は3次粒子放出まで考慮した計算コードであるが、この委託金による試験研究以後に角運動量効果を考慮した1次粒子放出の計算をできるようにしたSTEVE-2と、これを2次粒子放出までに拡張したSTEVE-3とが作られている。

この期間の後半には統計模型及び直接反応模型を使った捕獲断面積計算コードRACY⁸⁾と統計模型による核分裂量の計算コードSTAF⁹⁾が作られ、また、ELIESE-1を光学模型ポテンシャルパラメータ（OMPと略称）の自動探策ができるように拡張したELIESE-2¹⁰⁾が作られている。RACYは従に構造材核種や核分裂生成物核種の捕獲断面積計算に用いられている。ま

た、ELIESE-2はそれ自身による断面積計算の他に、中性子透過係数や全断面積だけの計算部分を取り出した特定目的のコードの母体になってこれらの量の計算に用いられている。

Table 3にはこの期間に行われた二つの高速中性子断面積研究会を示しているが、シグマ委員会独自の研究活動が発表の対象になる所までは行かず、上記計算コードによる試験研究がわずかに2~3件顔を見せているにすぎない。まだ揺籃の中で手足をばたかせていた時期だった訳である。

3.2 昭和42~45(1967~1970)年度

これまでの4年間を振り返り、そろそろ核データの評価と炉定数の作成を始めなければならない、と言う気運が起ってきていた。また、シグマ委員会の活動など国内の核データ活動の中心になり、且つ、国際協力の窓口になるような核データセンター設立の具体的運動も行うべき時期に差しかかっていた(Table 4参照)。

核データ評価では幾つかの部分的評価が行われるようになった。中性子のしきい反応断面積の評価を神田一中嶋¹¹⁾が、2 MeV以下の炭素の全断面積の評価を西村ら¹²⁾が、 ^{238}U の非弾性散乱断面積計算を五十嵐ら¹³⁾が、Cr, Fe, Ni, Moの中性子捕獲断面積の計算を中村ら¹⁴⁾が行った。断面積計算コードでは ^{238}U の非弾性散乱断面積計算のために、ELIESE-2を更に拡張して、連続レベルを仮定した計算や競争過程の効果、共鳴幅のゆらぎ効果などを考慮したELIESE-3¹⁵⁾が作られた。ELIESE-3にはその他非極所ポテンシャルの使用、連続レベルのパーティ分布の考慮など多くの内容が組み込まれている。Crなどの中性子捕獲断面積計算にはRACYが用いられた。この二つの計算は後にHelsinkiで開かれた核データの国際会議^{13, 14)}に提出され、また、国内的にも炉物理計算に用いられた。

炉定数の作成では桂木ら¹⁶⁾によりJAERI-FAST-SETが作られた。これに関連した ^{239}Pu のkeV以下の領域の核データ評価¹⁷⁾や坂田らによる熱中性子炉用核分裂生成物核種の核データ評価¹⁸⁾などが行われた。この時期は核データ評価があまり進展しないことに業を煮やした炉物理の人達が核データの評価を自らの手で試みた時代でもあった。

昭和45年頃から原研ではFACOM 230-60を導入し、それに伴って計算サービス体制の大幅な改革を行った。これによって計算機の使用が非常に便利になり、従来IBMなどの外部計算機会社を利用してコード開発や計算を行わざるを得なかった不便さが解消した。この時期を利用して結合チャンネル計算コード、JUPITOR-1¹⁹⁾の整備が行われた。このコードの原本はCDC 1604用に作られていたのを御子紫らが一旦東大のHITAC 5020 E用に変換し、そのコピーをFACOM 230-60用にも用いることにした²⁰⁾。原本にも幾つかの誤りがあったが、変換の際に犯した誤りを見つけるのに大変苦労した。

評価の試みや計算コードの整備などが進み、また実験の方もようやく高速炉を対象としたエネルギー領域のデータ測定が盛んになるなどして、この時期の終盤には核データ評価を本格的に行う下地が整ってきていた。この機運は重要核種の ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , Ni, Fe, Cr, Na, Oの核データ収集と評価及び核分裂生成物核データの評価を行うグループを核データ専門部会内に置くことにより具体的作業を始めることで益々昂りを見せ、次期以降の発展へとつながって行く。

3.3 昭和46～49（1971～1974）年度

核データの評価が本格的に行われるようになり、前述の ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu については1 keV～15 MeVのいわゆるスムーズパートの核データ評価と共鳴パラメータの評価とがそれぞれ独立の作業グループによって進められた。この評価活動で得られた結果は後に JENDL-1 の重要なデータとして採用されることになる。また、高速炉用核分裂生成物核種の核データ評価も本格的に行われた。この評価活動では前述の RACY や ELIESE-3 が盛んに用いられた。光学模型ポテンシャルパラメータを、比較的測定データの多い全断面積を使って求めるための TOTALCS コードも作られた。これは ELIESE-3 の一部を利用して、測定データを入力に加え、これを再現するようにパラメータを自動探索するコードである。ELIESE-3 が入射エネルギー1点について弾性散乱の角度分布からポテンシャルパラメータを自動探索するのと対をなすものである。

こうして、核データ評価もいよいよ自前のデータを求めることを目指して行われるようになり、それまでに何回か開かれた研究会ではほとんど聞かれなかった核データの評価の生きた話が第3回中性子断面積研究会では聞くことができた（Table 5 参照）。この時期には欧米でも核データの評価が盛んになりかけていて、それに伴う問題も起ってきっていた。これらの問題を検討するために、1971年に「核データ評価のためのパネル」²⁾と題した専門家会議がウィーンで開かれている。この中で、特に理論計算コードについては、純物理的研究を目的とした作られ方をしているものが多く、そのために核データ評価に使う場合に必ずしも使い易くない点が指摘されている。例えば、必要以上に角運動量を取っているとか、エネルギー点は1点きり入力できないとか、断面積相互の関係を考慮していないとか、といった問題である。また、似たような計算コードについて、どれが信頼できるのかを相互比較によって検討してみる必要があることも指摘されている。これらの問題は我々も現実の問題として直面し、解決してきたものもあるが、今日でもなお問題として残っているものもある。

核データの評価が進むにつれて、使用する実験データの数も増え、その利用の仕方も多様化して行く。実験値を評価結果と重ねて同一のグラフに書き、それをを用いて比較検討するために、実験データを格納検索するシステム NESTOR²¹⁾やグラフを作成する SPLINT²²⁾などが作られた。これは今日でも大いに利用されている。

核データの評価についての問題点が少しずつ明らかになり、また、核データ評価に必要なデータ処理システムが整備されてくると、過去に行った核データ評価を再検討し、更に良いデータを求めたくなる。核分裂生成物核種の核データ評価グループではこう言う観点からの評価法の見直しを行い、新しく、核データの評価に使い易く、そのための諸機能を持った計算コード、CASTHY^{2,3)}を作り、これによって計算をやり直した。このコードは光学模型と統計模型を組み合わせている点では ELIESE-3 と同じであるが、RACY の捕獲断面積計算部分を拡張して組み込み、更にこのコードでは直接求めている $(n, 2n)$ 、 (n, p) などの反応断面積を入力として入れ、これらの影響を考慮した非弾性散乱や捕獲断面積などを求めるようにしている。計算機が大型化し、計算速度が著しく速くなった今日ではこの入力した断面積も直接計算する多重崩壊過程を含んだコードが作られているが、CASTHY は今日なお JENDL のための評価計算に使用されている。

核分裂生成物核種の再評価はこうして行われ、50年に開かれた Washington 会議で発表され、好評を得た。こうした核データ評価活動の成果を見て、いつまでも外国製の ENDF/B などのデータを頼っていずに、独自の評価済み核データライブラリー (Japanese Evaluated Nuclear Data Library, JENDL) を作ろうと言う機運が生れてきて、49年度からその具体的作成と編集作業が開始されるようになった。

3.4 昭和50～53 (1975～1978) 年度

JENDL-1 の評価と編集が昭和49年度から始まった。JENDL-1には主として既存の評価済み核データを相互比較し、その時点で最良と思われるデータを採用することにした。勿論これだけで必要なデータがそろわないので、不足のデータについてはそれぞれ上述の相互比較を担当した人達か、または JENDL-1 の編集を担当した当時の核データ研究室室員が評価値を求めた。

JENDL-1 の編集は51年3月に終了し、ベンチマークテストを行ってその適用の信頼性を検討したうえで52年10月に完全公開し、当時の NEA 中性子核データ編集センターに送った。この間、核データ研究室は昭和51年7月に政府の認可組織として原子核データ室になり、シグマ委員会発足時の念願の1つであった核データセンターに一步踏み出した。翌52年7月には名称も現在の核データセンターに変え、名実共に日本の核データセンターになった。

JENDL-1 の完成と核データセンターの発足という輝かしさはあったが、核データの評価に関連する本当の困難や問題は次の JENDL-2 の作成に持ち越されている。JENDL-2 の作成は昭和52年度から開始されているが、初めのうちは JENDL-1 で問題になった Cr, Fe, Ni などの MeV 領域の構造の扱い方や重い核種のデータ相互間の関係、あるいは核分裂生成物核種の計算に用いる核模型パラメータの系統性などの検討に時間を取られた。JENDL-2 では独自の核データ評価を行ってデータを整えなければ意味がないことから、これらの問題のかんりの部分は力づくでの解決を計っている。例えば、大量の実験値を端末の CRT 上に写し出し、それらのデータを目でなぞっておき、適当な所を指示して計算機にその数値を読ませる、と言った方法である。このために、核データ評価システム NDES²⁴⁾ が作られ、JENDL-2 の核データ評価では大いに活躍する (Table 6 参照)。

こういうやり方は一方において理論計算を衰微させる。もっとも核データの評価に用い得る理論の限界もあって、既存の計算コードでは追えない構造が多いことは確かである。しかし、理論計算の適用範囲を広げる工夫や努力は必要である。JENDL-2 作成のこの期間にはそれを行う余裕がなく、既存の断面積計算コードのみに頼るだけであった。

3.5 昭和54～57 (1979～1982) 年度

JENDL-2 の作成は、動燃事業団からの要請に応じて、日米協同の大型高速炉モックアップ実験解析 (JUPITER 計画) に使うことになったため、一部の重要核種の評価・編集を先行させた。そして、これらの核種を中心としたベンチマークテストを行ってその信頼性を確かめ、JUPITER 計画の日本側基礎データとして用いた。これはそれなりの成果はあったが、JENDL-2 全体の作成計画を著しく犠牲にした。そのために、一部の重要核種のデータ評価と編集が遅

れ、ようやく、57年12月に予定核データの編集を終了し、公開できるようになった。

JENDL-2作成が未だ途中段階の54年頃から次のJENDL-3に格納すべき核種とデータの種類の検討を行うJENDL-3検討小委員会が設けられ、そこでの結論としてガンマ線生成の核データと二重微分断面積データを新しく加えることになった。これらはJENDL-2では扱はなかったデータであるばかりでなく、これらを計算する理論模型コードも必ずしも十分整っているとは言えなかった。そこで、55年度と56年度にはシグマ委員会の核データ専門部会内に核データ評価コードワーキング・グループを置き、理論模型コードの整備を行うことにした。

シグマ委員会で作成したコードで現在なお使用に耐え得るものは勿論、国内で作られて核データセンターが提供を受けたもの、およびNEAデータバンクを始め、外国から提供を受けたコードを集め、それらが原研の計算機で使用できるように整備する作業を行った。Table 7にこれらのコード名と内容の簡単な記述を示した。

国内ではこのように、JENDL-3の内容を充実させるための準備が行われていたが、国際的には従来の協調体制を壊すような動きが出はじめていた。先づ、米国が西欧諸国にNEAデータバンクを通して提供していたENDF/Bをその第5版から提供しないことにした。これに対抗して、次に西欧諸国が独自の評価済み核データファイル(Joint Evaluated File, 略してJEF)を作る計画を打ち出し、NEAデータバンクを中心として計画が樹てられ、実行に移された。NEAデータバンク加盟国として日本も応分の協力をせざるを得ない状況が生じてきた訳である(Table 8参照)。

こうした動きは、或る点でJENDL-3の立場を強くしているのであるが、それだけに内容の質が問われることにもなる。核データの評価は勿論実験データなしには十分には行えないが、実験データの手のとどかない所を補う計算法の充実が評価済み核データの内容を良いものにする。そういう観点から、外国でも核データ評価法の検討や理論計算コードの整備に力を入れてきているのが最近の特徴である。米国と西欧の確執は不幸であるが、これを機に西欧の核データ評価活動も組織化されてくるものと思われる。我々もJENDL-3作成を対象として、より良い核データを得るために、組織立った評価法、計算法を探し求めることが必要になってきている。

4. 将来に向けて

核データの評価及び断面積計算コード開発の歴史を長々と述べてきた。振り返ってみると、シグマ委員会の初期の頃は断面積コード開発ばかりで、核データの評価はなかなか始動しなかった。ところが、JENDL-1の作成などに関わる核データの評価活動が盛んになると理論模型による断面積計算コードの開発は少しも行われなくなってしまっている。JENDL-3作成ではこの不均衡を改めようとしているが、計算コードの自主開発はとても間に合いそうにないので、既存のコードを利用することにならざるを得ない。

Table 7に、現在核データセンターにあって使用可能な断面積計算コードを示したが、これらのコードの基礎になっている核模型と計算できる物理量の側からコードをはりつけてみたのがTable 9である。全体の分布傾向はTable 2に良く似ていて、このような分布が断面積計算コードの世界的傾向になっていることを示している。第2章でも述べたように、核分裂断面積計算コ

ードとガンマ線生成断面積計算コードは質、量ともに乏しい様に思われる。これらに関連したコードの充実が今後の課題の一つであろう。

歴史的に見ると、光学模型や統計模型の計算コードが多く作られていることは当然のことである。最近、Pre-Compound や Direct Reaction の計算コードも増えてきている。今後はこれらを組み合わせた総合的なコードが増えてくるものと思われる。すでに GNASH や HAUSER * 5 などではその試みが行われている。計算機が大型化し、計算速度が速くなると、この種の総合化は一段と進むであろう。

計算コードが総合化され大型化し、実験データも豊富になってくると、核データ評価のやり方も、これらをどのように使いこなし、処理して行くか、と言う点でこれまでとは違った方法を考えなければならなくなるであろう。計算方法や核模型に内在する不確定さと実験値が持っている誤差とから評価値の精度を求めることも今後の重要な課題になるであろう。JENDL-3 以後に向けて、これらのことを今から考えておくことが必要であり、これに沿ったコードの整備を進めるべきである。

参考文献

- 1) Auerbach, E.H.: ABACUS-2, BNL6562 (1962, Unpublished),
Auerbach, E.H. and Moore, S.O.: Phys. Rev. 135 B895 (1964).
- 2) Neutron Nuclear Data Evaluation, Technical Reports Series No.146,
IAEA (1973).
- 3) 桂木 学, 石黒幸雄, 筒井恒夫: 自由ガス模型コードのマニュアル (FREE コード),
JAERI-1084 (1965).
- 4) 嶋田昭一郎: Nelkin 模型のコードマニュアル JAERI-1085 (1965).
- 5) 松岡謙一, 新井公雄: Egelstaff - Schofield 模型コードのマニュアル,
JAERI-1094 (1965).
- 6) 飯島俊吾, 鍋沢正道: 非等方結晶に対する模型のコードマニュアル (UNCLE コード),
JAERI-1087 (1965).
- 7) Program ELIESE-1, FORTRAN-II Program for Analyses of Elastic and
Inelastic Scattering Cross Sections, JAERI-1096 (1965).
- 8) 中村 久, 八谷雅典: 高速中性子捕獲断面積の計算, RACY-Program,
JAERI-memo (公開) 3300 (1968).
- 9) 中村 久, 八谷雅典: 統計理論による核分裂の計算 (STAF-Program),
JAERI-memo (公開) 3853 (1970).
- 10) Igarasi, S.: Program ELIESE-2, A FORTRAN-IV Program for Calculation
of the Nuclear Cross Sections by Use of the Optical Model and Hauser-
Feshbach's Method JAERI 1169 (1968).
- 11) Kanda, Y. and Nakasima, R.: Review of Some Fast Neutron Cross Section
Data, Proc. of International Conf. for Neutron Cross Section and
Technology, Vol.2, 193 (1968), Washington D.C. (1968).
- 12) Nishimura, K., Igarasi, S., Fuketa, T. and Tanaka, S.: Evaluation of
the Total Neutron Cross Section of Carbon up to 2MeV, JAERI 1218 (1971).
- 13) Igarasi, S., Nakamura, H., Murata, T. and Nishimura, K.: Analysis of
Neutron Inelastic Scattering by ^{238}U , 2nd Int. Conf. of Nuclear Data
for Reactors, CN-26/27 (1970), Helsinki (1970).
- 14) Nishimura, K. Asami, T., Igarasi, S., Hatcha, M. and Nakamura, H.:
Fast Neutron Capture Cross Sections of Cr, Fe, Ni and Mo: 2nd Int.
Conf. of Nuclear Data for Reactors, CN-26/28 (1970) Helsinki (1970).
- 15) Igarasi, S.: Program ELIESE-3; Program for Calculation of the
Nuclear Cross Sections by Using Local and Non-Local Optical Models
and Statistical Model, JAERI 1224 (1972).
- 16) Katsuragi, S. et al.: JAERI Fast Reactor Group Constants Systems
Part I, JAERI 1195 (1970); Part II, JAERI 1199 (1970).
- 17) Katsuragi, S.: On the Evaluation of ^{239}Pu Data in the keV and

Resolved Resonance Region, JAERI 1162 (1968).

- 18) 坂田 肇, 永山 哲, 大竹 巖: 核分裂生成物の崩壊チェーンの研究,
JAERI-1194 (1970).
- 19) Tamura, T.: Computer Program JUPITOR-1 for Coupled-Channel Calculations ORNL-4152 (1967).
- 20) 若井正道, 五十嵐信一, 御子紫 修, 山路修平: JUPITOR-1 使用手引,
JAERI-memo (公開) 3833 (1969).
- 21) 中川庸雄: 私信.
- 22) 成田 孟, 中川庸雄, 金森善彦, 山越寿夫: 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).
- 23) Igarasi, S.: Modified Methods of Neutron Cross-Section Calculations,
J. Nucl. Sci. Technol. 12 67 (1975).
- 24) 中川庸雄: 核データ評価用コードシステム, 1978年核データ研究会報告,
JAERI-M 8163, 51, (1979).

Table 1 Chronological Table of the Nuclear Model Codes, from the NEA Data Bank Collection

	65-67	68-70	71-73	74-76	77-79	80-82
STATISTICAL MODEL	HAFEVER NEARREX SASSI SAUD-EX		COMNUC- CASCADE STAX-2 2-PLUS	AQUELARRE ELIESE-3 MARE PELINSCA THRES-2	FISPRO-2 GNASH MODESTY TNG	CERBERO HAUSER*5 STAPRE
OPTICAL MODEL	SMOG		STAX-2	AQUELARRE ELIESE-3 HADES PELINSCA	GNASH	CERBERO CRAPONE ERINNI HAUSER*5 SCAT-2
COUPLED CHANNEL		JUPITOR-1	2-PLUS			CHUCK-2 ECIS-79
PRE-COMPOUND MODEL					MODESTY TNG	AMALTHEE HAUSER*5 PREANG STAPRE
DIRECT, DWBA	DANG	JULIE				CHUCK DWUCK-4 HAUSER*5

Table 2 Nuclear Model Codes, from the NEA Data Bank Collection

	TOTAL	ELASTIC	INELASTIC	CAPTURE	FISSION	REACTION	PHOTON	OTHERS
STATISTICAL MODEL		2-PLUS AQUELARRE CERBERO COMNUC- CASCADE ELIESE-3 GNASH HAUSER*5 MODESTY NEARREX PELINSCA SASSI STAX-2 TNG	2-PLUS AQUELARRE CERBERO COMNUC- CASCADE ELIESE-3 GNASH HAFEVER HAUSER*5 MODESTY NEARREX PELINSCA SASSI STAPRE STAX-2 TNG	CERBERO COMNUC- CASCADE FISPRO-2 GNASH HAUSER*5 MODESTY NEARREX SAUD-EX TNG	COMNUC- CASCADE HAUSER*5 NEARREX	COMNUC- CASCADE ELIESE-3 GNASH HAUSER*5 MARE MODESTY NEARREX STAPRE THRES-2 TNG	COMNUC- CASCADE GNASH PELINSCA TNG	
PRE- COMPOUND			AMALTHEE GNASH HAUSER*5 PREANG STAPRE TNG			AMALTHEE GNASH HAUSER*5 PREANG STAPRE TNG		

Table 2 (つづき)

	TOTAL	ELASTIC	INELASTIC	CAPTURE	FISSION	REACTION	PHOTON	OTHERS
OPTICAL MODEL	AQUELARRE CERBERO CRAPONE ELIESE-3 ERINNI HADES HAUSER*5 PELINSCA SASSI SCAT-2 SMOG STAX-2	AQUELARRE CERBERO CRAPONE ELIESE-3 ERINNI HADES HAUSER*5 PELINSCA SASSI SCAT-2 SMOG STAX-2						CRAPONE
COUPLED CHANNEL	2-PLUS CHUCK-2 ECIS-79 JUPITOR-1	2-PLUS CHUCK-2 ECIS-79 JUPITOR-1	2-PLUS CHUCK-2 ECIS-79 JUPITOR-1			CHUCK-2		
DIRECT, DWBA		DANG	DANG DWUCK-4			DANG JULIE		

Table 3

昭和 38 ~ 41 年度 (1963 ~ 1966)	
<p>熱中性子散乱断面積。 自由ガス模型, Nelkin 模型, Egelstaff-Schofield 模型 非等方結晶模型。</p> <p>速中性子断面積。 ELIESE-1, STEVE-1, (3次粒子放出)。 STEVE-2, (角運動量効果, 1次粒子放出)。 STEVE-3, (2次粒子放出まで拡張)。 RACY, (捕獲断面積)。 STAF, (核分裂断面積)。 ELIESE-2, (OMPの自動探索)。</p>	<p>核常数に関する原子力平和利用 研究委託費。(38年度のみ) 未知断面積の数値計算。</p> <p>報告書: 核物理理論による微視的断面積 の数値解析に関する試験研究。 熱中性子散乱の理論模型による 計算結果と検討。</p> <p>INDSWG 初出席 (38年5月)。 EANDC 及び ENEA/CCDN に加入 (41年1月)。 高速中性子断面積研究会, (40年8月24~26日) 借り物の計算のみ。 第2回高速中性子断面積研究会 (41年8月18日~20日) ELIESE-2 による OMP 系統 性の検討 (河合氏ら)。 STAF の紹介 (中村, 八谷)。</p>

Table 4

昭和42～45年度 (1967～1970)	
<p>14 MeV中性子反応断面積の評価, (神田-中嶋)。</p> <p>炭素の全断面積評価, (西村等)。</p> <p>^{235}U (n, n')断面積の解析, ELIESE-3。</p> <p>Cr, Fe, Ni, Moの (n, r) 断面積計算, RACY。</p> <p>^{239}Puの keVと共鳴データ評価 (桂木等)。</p> <p>JAERI-Fast Set, (桂木等)。</p> <p>Thermal FP核データの評価 (坂田等)。</p> <p>JUPITOR-1の整備。</p>	<p>熱中性子散乱関係のデータ 活動を終了。</p> <p>核データ研究室発足 (43年4月)。 Helsinki Conference (45年6月)。</p> <p>Nuclear Data for Reactors Washington Conference (43年3月)。</p> <p>Panel on Nuclear Data Compilation (BNL, 44年2月)。 Knoxville Conference (45年3月)。</p> <p>第1回中性子断面積研究会 (43年2月15～17日)。</p> <p>第2回中性子断面積研究会 (44年2月13～14日)。</p>
<p>^{235}U, ^{238}U, ^{239}Pu, ^{240}Pu, Ni, Fe, Cr, Na, O, 高速炉用 FP核データ評価の準備, データ収集を開始。</p>	

Table 5

昭和46～49年度 (1971～1974)	
^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , 1keV～15MeV及び共鳴バラ メータ評価。 高速炉用FP 28核種の核データ 評価 TOTALCS, RACY, ELIESE-3。 NESTOR, SPLINTの作成。 JENDL-Oの整備。 CAPTR-1 (北沢)。 FP 27核種の核データ再評価, CASTHY。 JENDL-1作成開始。	核データ評価パネル(ウィーン) (46年8月)。 中性子標準参照データパネル (47年11月)。(ウィーン) 核データの応用パネル(パリ) (48年3月)。 第3回中性子断面積研究会 (47年11月9～11日), (ようやく自前の仕事で埋る), 戦後生れ初登壇。 EANDC 17回会議東京で開催 (48年3月)。 FP核データ専門家会議 (ポローニャ)(48年11月)。 Washington Conference (50年3月)。

Table 6

昭和50～53年度 (1975～1978)	
JENDL-1用核データの評価 重核, 中重核, FP核種 CASTHY, その他。	超アクチニウム核データ諮問 グループ会合(カールスルーエ) (50年11月)。
JENDL-1編集終了 (51年3月), ベンチマークテ スト終了(52年3月)。	中性子核データ評価への核理論利用 諮問グループ会合(トリエステ) (50年12月)。 ^{233}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu 核分裂 断面積専門家会議(アルゴンヌ) (51年7月)。
JENDL-1公開 (52年4月), NEA DATA BANKへ送付 (52年10月)。	原子核データ室発足, (51年7月)。 核データセンター発足(52年7月)。 FP核データ諮問グループ会合 (ベツテン)(52年9月)。
JENDL-2作成開始 (52年4月), NDES完成(53年)。 構造材核データの見直し, 重核 の相互関係重視。	構造材核データ専門家会合(ゲール) (52年12月)。 Harwell Conference(53年9月), 1978核データ研究会(12月20, 21日)

Table 7 Nuclear Model Codes Available in JAERI NDC

1. CAPTR-1 (by H. Kitazawa).
Capture cross section calculation.
Direct, collective and statistical models are used.
Only E1-transition is used.
2. CASTHY-2 (by S. Igarasi).
Total, capture, elastic scattering and inelastic scattering cross sections.
Spherical optical model and statistical model are used.
Calculation of capture- γ ray spectrum is possible.
3. CHUCK-2 (by P. D. Kunz).
Total, elastic scattering and inelastic scattering cross sections, and
angular distributions. Some reaction cross-section calculation is also
possible.
Coupled channel calculation is used.
4. DIRCAP (from M. Mizumoto).
Direct capture cross-section calculation.
Spherical potential model is used.
5. DUCAL (by K. J. Yost).
Capture γ -ray spectrum calculation.
Statistical model is used. Dipole and quadrupole transition model is used
both for electric and magnetic radiation.
6. DWBA-2 (by H. Yoshida).
Distorted Wave Born Approximation calculation.
Only zero range interaction is used.
Inelastic scattering and direct reaction cross sections are calculated.
7. DWUCK-4 (by P. D. Kunz).
DWBA calculation. Zero range interaction only.
Almost the same as DWBA-2.
8. ECIS (by J. Raynal).
Total, elastic scattering and inelastic scattering cross sections, and
angular distributions.
Coupled channel calculation model is used.

9. ELIESE-3 (by S. Igarasi).
Total, elastic scattering and inelastic scattering cross sections, and angular distributions. Polarization, asymmetry, rotation and depolarization of the scattered particles are also calculated.
Spherical optical model and statistical model are used. Automatic parameter search for optical potential is available.
10. FISCAL (by Y. Kikuchi).
Fission cross section calculation.
Statistical model with single and double humped fission barriers is used.
11. GNASH (by P. G. Young).
Reaction cross sections and energy spectrum calculation.
Statistical and pre-equilibrium models are used.
12. GROGI (by J. R. Grover).
Reaction cross sections and energy spectrum calculation.
Statistical model is used.
13. GUPITOR (by A. Mori).
Direct capture cross section calculation.
Deformed optical model is used.
JUPITER-1 was used to calculate the neutron wave functions in the open channels.
14. JUPITER-1 (by T. Tamura).
Total, elastic scattering and inelastic scattering cross sections, and angular distributions. Polarization of the scattered particles is also calculated.
Coupled channel model is used.
15. PREANG (by J. M. Akkermans).
Emission spectra and angular distributions of the emitted particles.
Pre-equilibrium model is used.
16. RESCAL (by S. Komoda).
Resonance cross section calculation.
R-matrix theory is used.
17. SPRAUT (by S. Igarasi).
Automatic parameter search code with S_0 , S_1 and R.
Spherical optical model is used.

18. TOTALCS (by S. Igarasi).

Automatic potential parameter search with total cross section.
Spherical optical model is used.

19. DWBA-4 (by H. Yoshida).

Distorted Wave Born Approximation calculation.

Finite range interaction is used.

Stripping, pick-up, knock-on, reaction and inelastic scattering cross sections are calculated. Two step process is also included.

20. HAUSER*5 (by F. M. Mann).

Statistical model, pre-equilibrium model and statistical model for direct reactions are included.

Any type of particle is available. Fission, capture and three-body calculations are included.

Table 8

昭和54～57年度 (1979～1982)	
ガンマ線生成核データ評価 開始, DIRCAP, DUCAL, GNASH, GROGI, HAUSER * 5	超アクチニウム核データ諮問グループ 会合 (カダラッシュ) (54年5月)。 核分裂のシンポジウム (ユーリッヒ) (54年5月)。 Knoxville Conference (54年10月)。 FP核データ専門家会議 (ポローニャ) (54年12月)。 1979年核データ研究会 (54年12月10, 11日)。 中性子源諮問グループ会合 (デブレッセン) (55年3月)。 10～50 MeV 中性子断面積シンポジ ウム (BNL) (55年5月)。 核データの評価方法会合 (BNL) (55年9月) 1980年核データ討論会 (55年12月10, 11日)。 JENDL-3 検討小委員会 JEFの開始
評価コード整備 CHUCK-2, DWBA-2, DWUCK-4, ECIS, PREANG, DWBA-4。	

Table 9 Nuclear Model Codes Available in JAERI Nuclear Data Center

	TOTAL	ELASTIC	INELASTIC	CAPTURE	FISSION	REACTION	PHOTON	OTHERS
STATISTICAL MODEL		CASTHY-2 ELIESE-3 GNASH HAUSER*5	CASTHY-2 GNASH GROGI HAUSER*5	CAPTR-1 CASTHY-2 GNASH GROGI HAUSER*5	FISCAL HAUSER*5	ELIESE-3 GNASH GROGI HAUSER*5	CASTHY-2 DUCAL GNASH GROGI	
OPTICAL MODEL	CASTHY-2 ELIESE-3 HAUSER*5 TOTALCS	CASTHY-2 ELIESE-3 HAUSER*5						SPRAUT
COUPLED CHANNEL	CHUCK-2 ECIS JUPITOR-1	CHUCK-2 ECIS JUPITOR-1	CHUCK-2 ECIS JUPITOR-1	CAPTR-1 GUPITOR		CHUCK-2		
PRE- COMPOUND			GNASH HAUSER*5 PREANG			GNASH HAUSER*5 PREANG		
DIRECT, DWBA			DWBA-2 DWBA-4 DWUCK-4	DIRCAP		DWBA-2 DWBA-4 DWUCK-4		

討 論

Q：久武 和夫（東工大）

核分裂とガンマ線生成のコードがあまりないと言われたが、これらの理論に良いものがないと言う反映ではないか。

A：五十嵐 信一（原研）

それはあるかも知れない。核分裂について言えば核データセンターの菊池氏と九大の大沢氏が作成を試みているが、菊池氏の場合は未完のままになっている。大沢氏のコードは公開になっているのかどうか本人に聞きたい。ガンマ線生成の方は国産では CASTHY-2 位きりないが、これも未完成で、外国製のものにも未解決の問題が残っている。

C：神田 幸則（九大）

今迄に核データセンターで作成、試算、整備された計算コードの現状を具体的に各コードを分類してほしい。例えばこのコードは直ぐ使える、これは手を加える必要あり、これは再生不能と言った段階をつけて表にしてほしい。この研究会の報告書の表に示して頂けると有難い。

A：五十嵐 信一（原研）

古いコードまで含めて御要望に応えるには各コードを調べてみなければならないので時間的に無理である。御要望に完全に応えてはいないが、比較的最近の状況として、使用可能なコードを Table 7 に挙げておいた。マニュアル等が不備の面もあるが、これらのコードの整備、試算は FACOM M-200 で行っている。

Q：梶山 一典（東北大）

実験データや炉物理の activity が評価作業にどのような影響を与えているか、または与えたか。

A：五十嵐 信一（原研）

核データの評価は核データの実験値から真の値を求めることから始まる。従って実験値の良し悪しは評価作業に大きく影響する。精度の良い信頼性の高い実験値をどんどん出して欲しい。しかし、一般に実験値は特定のエネルギー領域とか、特定の核種について求められているにすぎないのが現状であって、他の欠けたデータは計算で補なわざるを得ない。特に、20MeV 以下の全領域にわたって必要な物理量を必要な核種についてすべて実験値で埋めることは不可能である。計算コードは実験値のない所を補間するのに必要な道具であり、また、この補間のために計算パラメータの系統性も調べる必要がある。

核物理の実験データは核データ評価の基礎データとして、また、炉物理の実験データは評価で得られた核データの検証に使われている。

Q：岩崎 信（東北大）

例えば Hauser - Feshbach 法のコードは沢山あるが、そのうちどれを用いるか、その判断はどうするのか、あるいは結果にあまり差がないのか。

A : 五十嵐 信一 (原研)

どのコードが良いかは使用目的によって異なるので一概には言えない。NEA データバンクが中心になってコードの国際比較を結合チャンネル模型, 統計模型, Pre-Compound 模型について行っており, 我々もこれに参加している。現在統計模型について検討中であると思う。これらの比較によってかなりのことが判るのではないかと期待している。

C : 飯島 俊吾 (NAIG)

多くのコードが作られているが CASTHYをはじめ, マニュアルが登録されていないものが多い。核データセンターで努力して用意して欲しい。

3.2 断面積実験データのレビュー

梶山 一典*

日本における核データ研究のうち、この20年間における中性子反応断面積測定の状態をレビューした。そのため、昭和30年以来シグマ研究委員会から刊行されている"Japanese Progress Report to the EANDC"のEANDC(J)1L(1965)からNEANDC(J)-83/U(1982)を参考にして年代表を作成し、これをもとにして20年間の推移をさぐってみた。さらに、日本における核データ測定の問題点も考えてみた。

The experimental work on the neutron cross-sections in Japan

Kazusuke SUGIYAMA*

The author presents a brief historical survey of developments in the last twenty years on experimental activities of the neutron cross-sections in Japan. A review is given on a figure and a table classified by neutron sources and the measurements which are referred to the Japanese progress reports to the EANDC and the NEANDC. The paper deals with distinctive features and problems for the experiments in Japan.

1. はじめに

我国における核データ研究、とくに中性子反応断面積の実験的研究は過去20年間に、「何が」、「どのように」行われてきたのであろうか。シグマ委員会20周年を機に、このことをふりかえてみることはそれなりに意味のあることであり、これを基にして今後のあり方を考える、あるいは何かを引き出せることができれば意義も大きいことであろう。

まず、我国における中性子源、中性子断面積の線源(エネルギー)別、および断面積の種別についてまとめてみよう。これは、過去における核データ研究の推移のみならず、そのもとになっている考え方も明らかになると考えたからである。なお、ここでは、中性子反応断面積に限定しており、荷電粒子反応を考慮していないし、崩壊データについても調査を拡げなかった。その理由は、その範囲をどこまで含めるかについての criteria をもうけることが困難であったからで

* 東北大学

ある。また、シグマ委員会刊の progress report に報告されなかったものは含めなかったこととお断りしておく。

2. 我国における断面積研究に用いられた中性子源

改めて述べるまでもなく、中性子反応実験には中性子源が不可欠で、それを大別すると

RI中性子源, 原子炉, 加速器

があげられる。

- ① RI 中性子源については、シグマ委員會有史以前は別として、最近の 20 年間では ^{252}Cf 以外に用いたという報告例はない。しかし、検出器の校正などにはよく用いられてはいる。
 - ② 研究用原子炉は核データ研究によく用いられると考えられがちであるが、我国ではそうではないようである。JRR-2, KUR, YAYOI が主であり、武蔵工大炉も個性ある研究に供されている。原子炉は崩壊データ研究のために RI 製造が主力となっているのであろうか。
 - ③ Electron Linac は、それによる発生中性子が White であることから広いエネルギー範囲にわたる中性子断面積研究に有力な手段となりうる。はたして、原研、京大炉の Linac は断面積測定専用器として設置された。
 - ④ 我国には、バンデグラフなど直流高電圧加速器が十数台ある（東北大、原研、筑波大、電総研、東工大、東大、法政大、名大、京大、阪大、九大など）が、中性子実験に使用されてきたのは 4 台を数えるにすぎない。
 - ⑤ コッククロフト型の低電圧加速器は、別名 "neutron generator" と呼ばれているように、大戦後は特に中性子実験によく用いられている。我国では、京大、甲南大、立教大および九大のものが過去に活躍しており、最近には、阪大オクタピアンと原研 FNS が「頭角を現して」きた。
 - ⑥ そのほかの加速器、とくにサイクロトロンは我国に 6~7 台あるが、本格的に中性子核データに関して実験を行っているものは殆どなく、最近では重イオン核物理用が主力である。
- 以上の中性子源について、中性子断面積測定への使用状況を図に示してみたものが Fig. 1 である。棒線の太さは使用の頻度を示している。

3. 測定された断面積

上記の中性子源を用いて測定されてきた中性子断面積を線源別に示したのが Table 1 の 4 つの表である。ここでは年代に従って配列してあり、測定核種、エネルギーおよび断面積の種別も記してある。

この Table 1 では、シグマ委員会発足の 1963 年頃からの例を上げてあるが、それ以前にも幾つかの測定は行われている。「昭和 30 年度原子力平和利用研究助成金」が学術振興会から交付され、その報告書に既に実験報告がある。当時は設備の点からコッククロフトが主力でトリチウムターゲットの入手可能となった時期で、14 MeV 中性子による断面積測定であった¹⁾。これに続いて、原研設立と同時に 2MV のバンデグラフが設備され、幾つかの測定が行われた²⁾。これ

らの測定は報告をみるかぎり、原子力開発の基礎としての核データという明確さはなかったようで、むしろ中性子核物理学の実験といえよう。この事情は、その後の原研 5.5 MV バンデグラフによる精力的な測定における立場でも引き継がれているようである。核データ実験屋の立場については、本研究会の第 1 回ともいべき「第 1 回高速中性子断面積研究会（1965）」における園田先生の Concluding Remarks³⁾に、そして引続いて 1968 年の「第 1 回中性子断面積研究会」における free discussion⁴⁾に述べられており、甚だ興味のあることである。

Table 1 をながめて我国の中性子断面積測定の特徴ともいえる事項が幾つかあるので、それを上げてみよう。

- ① 原子炉を用いたビーム実験は、1960 年代以来、殆ど行われなくなった。これは熱中性子領域での要求が無くなったためであろうか。
- ② 原子炉による断面積実験は、reactor neutron によるドジメトリイを目的とした測定が 1968 年頃から精力的に行われ成果を上げている。
- ③ 原研、京大炉の Linac はビームパワ増強以来、著しい成果を上げた。第 2 回高速中性子研究会（1966）で、更田氏は幾つかの理由を上げてビーム増強を熱望しているが、⁵⁾正にそれが実現したものといえよう。これら両者は同一テーマの実験を行っているのではなく、
原 研：F. P. 核種, Resonance Parameters と σ_{cap}
京大炉：積分的実験（assembly から漏洩スペクトル, 核データファイルの assessment

という明確な分担(?)を行っているのは見事であるといえる。

- ④ linac による White neutron に比べ monoenergetic に pointwise の測定を行う直流高電圧加速器では、原研 2 MV および引続く 5.5 MV が微分断面積測定において大きな成果を上げたといえるであろう。ことに、Moblely magnet 設置により国際的にみても一般の設備といえる。タンデム・バンデグラフ建設のためとはいえ、1977 年以来その稼働をバツリ止めてしまったのは、何としても惜しいものである。その時期から、東北大ダイナミトロンと東工大ベレトロンが稼働を始めたのはその空間を埋めるという救いになった。この両大学では、原研 5.5 MV バンデグラフでの測定と少し異なり、

東北大：DDX（二重微分断面積），（ n, x, r ）

東工大：（ n, r ）

という data production で相補的な研究を進めている。

1976 年以前の原研バンデグラフの実験では核反応模型の実験的検証に力がそそがれていたようであるが、東北大・東工大の実験では evaluated data file の検証に成果を上げているのは興味のあることである。

- ⑤ コッククロフト加速器では 14 MeV の一点での測定が多いが、九大ではそれなりに可成りの成果を上げていたといえる。一方、立教大の実験は核物理学を研究目的としている点で九大とは少々異質である。
- ⑥ 米国や欧州での核断面積と可成り異っているのは我国の測定対象にトランス・ウラニウム or アクチノイド核種が非常に少ないという点である。これは α 放出核種の取扱いに対する法的規制が厳しいことと、それに対する設備的手当がなされていないこと、さらにターゲ

ット入手困難によるものであろう。原子力発電をエネルギー供給源の中心に据えようとする我国において、特に原研において、この状況は改善されるべきことのひとつといえよう。

- ⑦ 核断面積測定における問題の一つに、精度 (precision and accuracy) がある。これは一般に「実験誤差」の形で表現されているが、これについて現在と過去とでは、その取扱い方が随分と変わってきていることがいえる。その差は、核物理学上の測定における誤差の取扱いと核データとしての測定という場合の取扱い or 考え方の差といえる。
- ⑧ 核融合炉開発の機運は核データ測定上にも強く反映してきており、東北大における目的もこれに向っているし、阪大オクタビアンと原研FNSはその過程で誕生したものである。後者は積分的実験を主としており、従来から国際的評価も高い成果を上げているのに対し、前者はこの数年精力的なDDX測定の急激な data produce は国際的に注目され始めている。

4. 国際会議における寄与

中性子断面積測定の結果は学協会等の刊行雑誌に寄稿されるのが通例であるが、国際会議等に提出して批判を受けようとすることもある。核データ活動のパロメータとして国際会議への提出論文の数が何程かを見ることも興味のあることである。これを調べてみたものが下記である。

1966年	Washington	0
1967年	Paris	0
1968年	Knoxville	1
1970年	Helsinki	4
1973年	Paris	0
1975年	Washington	4
1976年	Lowell	2
1978年	Harwell	3
1979年	Knoxville	7
1982年	Antwerp	8

これで見ると国際会議への提出論文は着実に増加しているといつてよいであろうが、二桁にならぬのはやはり恥しいと思われる。

5. おまわり

以上我国における中性子断面積実験の状況を概観してきた。Table 1から、さらに種々な事柄が引き出せると思う。また、その背後には実験の悩みも幾つか現れてくるように思われる。今後の問題として上げられるものの一つは、核データの利用者と評価者から測定者への批判・要望である。核物理学上の測定を行っているのならいざ知らず、核データ測定(原子力開発の基礎としての)を行ってゆく限り、これなくして断面積測定実験の発展伸長はありえないであろう。このことは、いうは易く行うは難しというべきか。

参考文献

- 1) Yasumi, S. : Nuclear Reactions Induced by The 14 MeV Neutrons,
J. Phys. Soc. Japan 12 (1957) 443,
- Kumabe, L. : Co⁵⁹ (n, α) and Mn⁵⁴ (n, α)V⁵² Reactions Induced 14.8-MeV Neutrons,
J. Phys. Soc. Japan 13 (1958) 129,
- Kumabe, L. : Alpha Particles from the Interaction of 14.8-MeV Neutrons
with Medium Nuclei,
J. Phys. Soc. Japan 13 (1958) 325,
- Yuasa, K. : Differential Elastic Scattering of 14 MeV Neutrons in Al, Fe, Pb
and Bi for Large Angles,
J. Phys. Soc. Japan 13 (1958) 1248,
- Hosoe, M. and Suzuki, S. : Gamma Rays from Neutron Inelastic Scattering
of Mg, Al, Fe, and Bi,
J. Phys. Soc. Japan 14 (1959) 443.
- 2) Tsukada, K., Tanaka, S. and Maruyama, N. : Inelastic Scattering of Neutron
by the TOF Method,
J. Phys. Soc. Japan 16 (1961) 166,
- Nishimura, K. : Gamma Rays from Inelastic Scattering of Neutrons by Fe,
Cu, Zn, Ge and Se.
J. Phys. Soc. Japan 16 (1961) 355,
- Sakisaka, M. : Sample Sandwiched Plastic Scintillators for Activation Measurements
by use of Fast Neutrons,
J. Phys. Soc. Japan 16 (1961) 1869,
- Tanaka, S. : Elastic Scattering of Neutrons from Al, Si, P, S and Zn,
J. Phys. Soc. Japan 19 (1964) 2249,
- Nishimura, K., Okano, K. and Kikuchi, S. : Studies of Excitation Cross Sections
of (n, n' γ) Reactions,
Nucl. Phys. 70 (1965) 421.

- 3) 園田 正明: JAERI 1102 (1965) 高速中性子断面積研究会報告 p. 110 .
- 4) JAERI 1171 (1968) 第1回中性子断面積研究会報告 p. 94 .
- 5) 更田豊治郎: JAERI 1126 (1966) 第2回高速中性子断面積研究会報告 p. 108 .

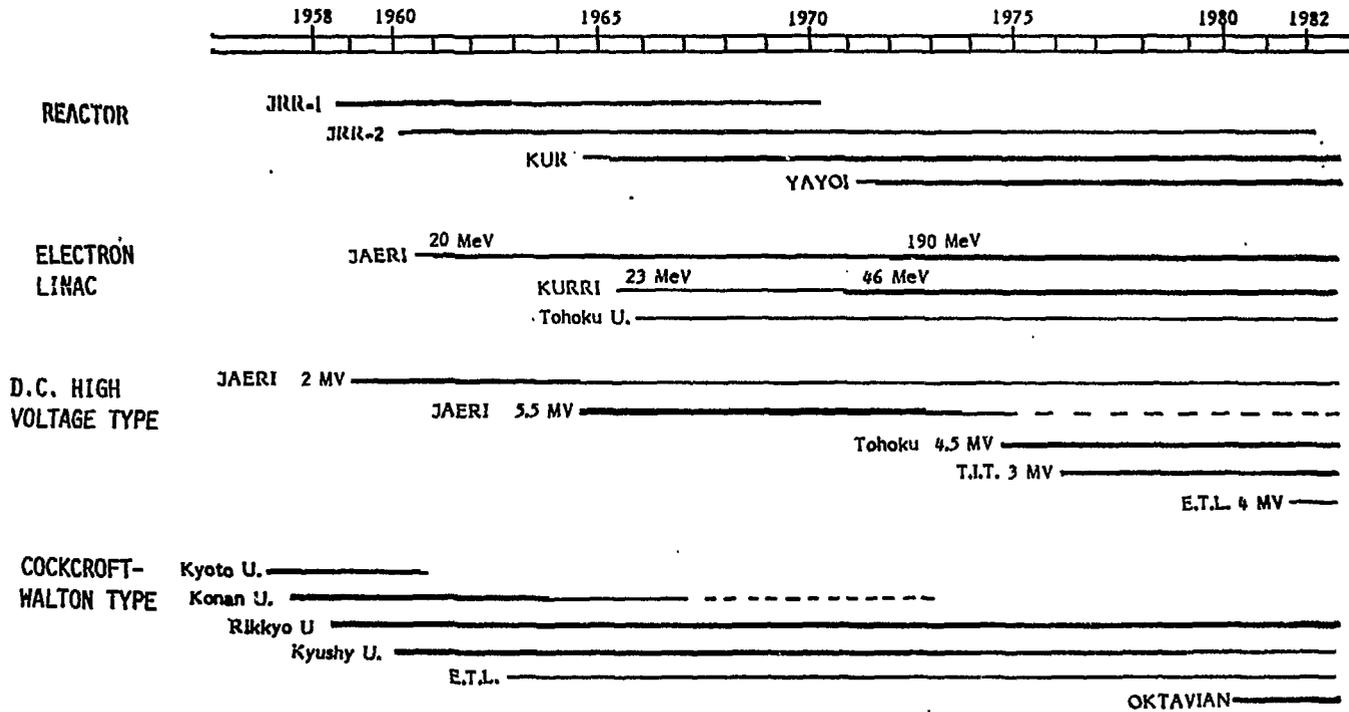


Fig. 1 Facilities used for Neutron Cross Section Measurements in Japan

Table 1 Neutron Cross Section Measurements in Japan

Year	Reactor		Electron Linac		Van de Graaff, Pelletron, Dynamitron			Cockcroft-Walton				
1964	5×10^{14} - 5×10^{12} eV Er, Dy, Eu ^{151}Eu Transmission Crystal spect.	Thermal ^{235}U FP En. spect.		132 eV < keV Ag - Au 23 nuclides Capture Reson. param.	< keV Cd Transmission	3.5 - 8.5 MeV Co, Ag, In, Ta, Au (n,n) Level density	0.3 - 2.6 MeV Fe, Co, Ni, Cu, Zn, Mo, Ag, Cd, Sn (n, n' γ) σ_{ex}	13 - 15 MeV Sb, Zn Activation $\sigma_{n,2n}$	14 MeV ^{60}Zn Activation $\sigma_{n,p}$ $\sigma_{n,np}$			
1965	0.01-1.0 eV ^{149}Sm Transmission Crystal Spec.	Thermal $^{233,235}\text{U}$ Fission yield	Thermal ^{241}Am σ_f	10-350eV Cd, Sb σ_t		1-3.3 MeV Fe, Ni, W (n,n),(n,n') $\sigma(E)$	2-7.5 MeV Cu, As, Br Nb, I, La (n,n') Neutron spect.	18 MeV ^{40}Ca (n,p),(n,np) E _p Distrib. Nucl.Temp.	2.5 MeV ^{14}N (n, α) E _n	14 MeV $^{92}\text{Mo}, \text{Au}, \text{Ag}$ Activation $\sigma_{n,2n'}$		
1966	0.098 eV ^{149}Sm Reson. param.	Thermal $^{147,149}\text{Sm}$ ^{143}Nd $\sigma_{n,\alpha}$	Thermal Ti, Al σ_{cap}	Same above	4.14, 7.6keV. W Reson. param.	100-200keV ^{139}La σ_t	4.5-8MeV S, Zn (n,n)(n,n') $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	1.7,2.2MeV Fe,Cu,Ni,Zn (n, n' γ) γ -spect.	14 MeV $^{175}\text{Lu}, ^{165}\text{Ho}, ^{181}\text{Ta}$ $^{141}\text{Pr}, ^{197}\text{Au}$ (n, α) E _n distribution			
1967	10^{-3} -1eV $^{133,137}\text{Gd}$ σ_t	Thermal $^{149}\text{Sm}, ^{151}\text{Eu}$ $^{155,157}\text{Gd}$ ^{164}Dy σ_t	Thermal ^{107}Ag Cap γ	3-330eV Re σ_t	0.8-3keV ^{59}Co Reson. param.	10-240keV La, Pr σ_t	1.7-2.2MeV Zn, Cu (n,n)(n,n') $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	4.5-6MeV S, Zn (n,n)(n,n')	4.8-8MeV Al, Si (n,n)(n,n')	0.5-1MeV ^{133}Cs (n, n' γ)	14 MeV $^{6,7}\text{Li}$ (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	14 MeV $^{32}\text{S}, ^{40}\text{Ca}, ^{39}\text{Co}$ (n,n) (n,n') $\sigma_{n,p}$ $\sigma_{n,np}$
1968	Thermal $^{133,137}\text{Gd}$ σ_t	Thermal $^{147,149}\text{Sm}$ ^{143}Nd ^{145}Nd $\sigma_{n,\alpha}$	0.099eV Reactor neutron ^{46}Tl ^{209}Pb 9 nuclides Reson. param. $\sigma_{n,p}$ $\sigma_{n,\alpha}$ $\sigma_{n,n'}$ $\sigma_{n,2n}$	3-330eV Re Reson. param.		10-240keV La, Pr σ_t	1A-2.2MeV, Fe (n,n)(n,n') $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	4.8-8MeV, Al, Si, S, Cu, Zn (n,n)(n,n')	0.5-1MeV ^{133}Cs (n, n' γ) γ -spect.	14.1 MeV $^9\text{Be}, \text{B},$ ^{10}B (n,n)(n,n') $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	14 MeV C, O, Al, Pb σ_{sc}	14.5 MeV D $\sigma(E_p, E_n, \theta_p)$

JAERI-M 83-041

1969	Reactor Neutron 232Th Fission yield	46Ti, 209Pb 9 nuclides $\sigma_{n,p}, \sigma_{n,\alpha}$ $\sigma_{n,n'}, \sigma_{n,2n}$	1keV-2MeV Fe Neutron spect.	1.4-2.2MeV Fe (n,n' γ) (n,n)(n,n')	1.5-3.6MeV La, Pr, 207Pb (n,n)(n,n')	4.8-8MeV Same above	0.5-1MeV 133Cs (n,n' γ) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	14.1MeV D $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	14.1MeV H, D $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	14.1MeV 209Bi $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	
1970	Reactor neutron 235U, 241Am Mass yield	Fission neutron 232Th, 237Np, 103Rh, 115In $\sigma_{n,2n}$ σ_f $\sigma_{n,n'}$		1.5-3.5 MeV 120Sn, 139La, 141Pr, 209Bi, Gd, Er (n,n), (n,n')			0.5-1.2 MeV 133Cs (n,n' γ) Energy levels	14.1 MeV 14N $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	13 - 15 MeV 90,92Mo $\sigma_{n,p}, \sigma_{nd}, \sigma_{n,2n}$		
1971	Thermal 233U, 241Am Mass yield	Thermal Be, BeO, Pb σ_t	0.002-0.3eV De σ_t	10-300eV Pd Reson. param.	1.7-5MeV 47Ti, 56Fe $\sigma_{n,p}$	3.4-4.9MeV 115In (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	4-5MeV 232Th, 237Np σ_f	21.5MeV C, S (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	3.1MeV 28Si, 36Fe, 120Sn (n,n' γ) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	13 - 15 MeV 92Mo, 90Zr $\sigma_{n,2n}$ $\sigma_{n,2n}$ $\sigma_{n,p}$ $\sigma_{n,\alpha}$	
1972	Reactor neutron 233, 235U Mass yield	Thermal 56Ni(n,p) 27Al(n,p) 115In(n,n) 233U(n,2n) σ_{av}	1 eV 100 keV 181Ta	10 eV 300 eV Pd Ho Capt. yield	2-8MeV 238U Neutron spectra	1keV-10MeV Al, Fe, Th Neutron spectra	1.4-5.6, 207Pb (n,n) (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	5.2-8 MeV 94Mo, Mo (n,n) (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	17.96 MeV C (n,n) (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	2-3 MeV 120Sn (n,n' γ) σ_{ex}	14.1 MeV Fe, 209Bi (n,n), (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$
1973	Same above Reactor neutron 27Al (n, α) 58Ni (n,2n) σ_w	Thermal 232Th 231Pa σ_{cap}	12eV 30keV 238U	keV 30keV Ta, In Ho, U W C, Be, O Pb Nb, Ag, I, Ho, Au, U Trans. capture Trans. Capt. σ_{cap}	24keV 1keV 10MeV Neutron spect.	2-3MeV 120Sn (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	3.6-4.9MeV 231Pa σ_f	18.3 MeV 32S (n,n)(n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	1.5-4MeV 94Mo (n,n' γ) Y-spect.	15.2 MeV Fe, Cr σ_{cap}	14.1MeV Fe, In (n,xn) DDX

1974	0.002-0.3eV Be Temp. effect σ_t	Fast reactor 24 Mg-238 U 21 nuclides (n,p)(n,n) (n,2n)(n,l) σ	Same above 151 153 Eu n-p scatt. 232 Th 93 Nb, Ag, 127 I 163 Ho, 197 Au Neutron	< 50keV 24 keV 1keV 10MeV	5.1-8MeV 96 Mo (n,n),(n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	9.6 MeV 237 Np $\sigma_{n,2n}$	21.5 MeV 32 S (n,n),(n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	1.5-4 MeV 94 Mo (n,n'Y)	14.1 MeV 6,7 Li, 9 Be 10 B, Fe (n,n),(n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	14.6 MeV Nd, Sm, Yb, Lu $\sigma_{n,p}, \sigma_{n,\alpha}$ $\sigma_{n,2n}$	
1975	Reactor neutron 94 Nb, 163 Dy $\bar{\sigma}_{cap}$	Thermal 233, 235 U Isomer yield	< 5keV 20 eV 24, 146k 30 keV 59 Co 238 U In, Cs, Ta, Th Al Fe+Pb Neutron spectra	1 keV 10 MeV	5.1-8MeV 94, 96 Mo (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	4.5-7MeV 7 Li (n,n),(n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	1.5-3 MeV 94 Mo (n,n'Y)	5.3 MeV Al, Cu (n,xY) $\sigma(E_{xy})$	14.2 MeV Al, Cu (n,xY)	14.1 MeV V, Au (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	14.8MeV 36 Fe $\sigma_{n,p}$
1976	Thermal 235 U Mass yield	Fission neutron 232 Th 231 Pa Transmission δ_f	< 1.2keV 20 eV 30 keV 199 Tb 238 U Reson. param. σ_t σ_{cap}	24, 147keV 1keV 10MeV Fe, Si, 133 Cs LiF 235 U Neutron spectra	5.9-7.8 MeV 90, 92 Zr (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	21.5 MeV 32 S (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	3.2-7 MeV 9 Be (n,n) $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	14.7 MeV O, Na, Al, Cu Fe, Cu, Pb (n,xY) $\sigma(E_{xy})$	14.1 MeV Cu, As, Nb, Ag (n,n) second. neutron	14.6MeV Zr, Mo $\sigma_{n,p}, \sigma_{n,n}$ $\sigma_{n,2n}$	
1977	Fission neutron 235, 238 U Decay heat	Fission neutron 59 Co $\sigma_{n,2n}$	< 2keV 5 keV 300keV 79 Br 163 Ho 183 W 143 143 146 148 Nd Reson. param.	1 keV 10 MeV 232 Th Li Zr Ta σ_{cap} Neutron spect.		5.6-7.7 MeV 115 In $\sigma_{n,n}$	14 MeV 9 Be $\sigma_{n,2n}$	13-15 MeV 9 Be, 12 C (n,tY)(n,n'Y)	14.1MeV 9 Be (n,2n)2 α	14.6MeV Fe, Co, Ni, $\sigma_{n,p}, \sigma_{n,\alpha}$ $\sigma_{n,2n}$	

1978	Reactor neutron $^{93}\text{Nb}, ^{199}\text{Hg}$ ^{126}Sb $\bar{\sigma}_{n,p}$ $\bar{\sigma}_{n,2n}$	Fission neutron ^{238}U Reson. param.	2 eV 3 keV 79 81 Br	<15 keV 147 149 Sm	3 keV 100 keV 131 133 Eu	3 keV 300 keV 133 Cs	5 keV 300 keV 10 MeV $(\text{Cl}^2)_n$ 232 Th	5.3 - 7 MeV 15.6 MeV	Al, Ni, Cu, Nb $(n,\alpha\gamma)$ $\sigma(E_{\alpha\gamma})$	^{99}Nb (n,n') DDX	14.6 MeV Ti, Mn, Cu, Zn, Sr, Y, Cd, In, Te Activation $\sigma_{n,p}, \sigma_{n,\alpha}, \sigma_{n,2n}$		
1979	Thermal neutron $^{233}\text{U}, ^{235}\text{U}$ ^{239}Pu Mass yield	Fission neutron $^{55}\text{Fe}, ^{58}\text{Ni}$ ^{59}Co ^{127}I $\bar{\sigma}_{n,p}$	<15 keV Ru	1.5 keV 73 keV ^{181}Ta Cap.Y	3 keV 700 keV Ag	1 keV 10 MeV Mo	4.8-6.4 MeV 1.5 MeV ^{232}Th $(n,\alpha\gamma)$ $\sigma(E_{\alpha\gamma})$	14.1 MeV ^6Li $(n,d), (n,E)$ $E_{\alpha}, \frac{d\sigma}{d\Omega}$	14.5 MeV ^{238}U Mass, Energy distribution				
1980	Fission neutron $^{27}\text{Al}, ^{59}\text{Co}$ $^{70}\text{Ge}, ^{90}\text{Sr}$ $\bar{\sigma}_{n,2n}$	- meV 20 eV Th 147 149 Sm	<2 keV 2.5 keV ^{139}La Reson. param.	0.1 keV 17 keV 85 87 Rb	1.5 keV 75 keV ^{133}Cs Cap.Y	3 keV 700 keV 107 109 Ag	20 keV 1 MeV ^{238}U Th, ThO ^{203}Tl Neutron spect.	5 keV 80 keV 400 keV 0.5 5.7 MeV $^{232}\text{Th}, ^{232}\text{Th}$ (n,n) Fission neutron $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	1.6 MeV 15.2 MeV C, Al Ti, Mo $(n,\alpha n')$ DDX	14 MeV C, Li Al, Pb $(n,\alpha n')$ DDX			
1981	Thermal ^{232}Cf Mn-bath ^{93}Nb ^{199}Hg σ_H / σ_{Mn}	Fast reactor $^{66}\text{Zr}, ^{67}\text{Zr}$ ^{48}Tl $\bar{\sigma}_{n,p}$	<300 eV ^{232}Th σ_t	<7 keV ^{123}Sb 107 109 Ag Reson. param.	24 keV 1 MeV ^{181}Ta σ_t	3-80 keV Au, Pd Cap.Y	1 keV 10 MeV Fe, Ni, Neutron spect.	200 keV 600 keV 400 keV 1 2.2 MeV 5.5 7 MeV ^{165}Ho Nb, Mo ^{232}Th $(n,n'\gamma)$ σ_{ex} $\frac{d\sigma}{d\Omega}$	1.52 MeV Al, Fe, Ni Fe, Ni $(n,\alpha n')$ DDX	14 MeV D, Be, O, Cu $(n,\alpha n')$ DDX	14.1 MeV ^6Li (n,d) (n,t)	14.6 MeV ^{56}Fe $\sigma_{n,p}$	14.8 MeV Mo Activation $\sigma_{n,p}, \sigma_{n,\alpha}, \sigma_{n,2n}, \sigma_{n,np}$
1982	Thermal Mo, Al, S σ_t	<4 keV ^{123}Sb σ_t	15 - 620 keV Ho, Ta, Au Cap Y	5.7 MeV 15 MeV Li $(n,\alpha n')$ DDX	15.2 MeV Fe, Ni, Cr $(n,\alpha n')$ DDX	14 MeV Be, Fe, Ni, Cr Nb, Mo, Pb $(n,\alpha n')$ DDX	14.9 MeV ^7Li $\sigma_{n,n't}$						

討 論

C：西村 和明（原研）

“原研でないとアクチノイド核種の核データの測定はできない”という点について。原研で Pu 試料の入手は可能であったが、加速器等に附属した実験室にそれらを取扱う施設がついていないので、現状では原研でも残念ながら測定できない状況にある。原研の創生期に先見性をもって人材・予算などの対策をたてておくべきであったと思う。

C：肥田 和毅（NAIG）

軽水炉からデータの要求がもう軽くなったようであるとの話であった点について。近い将来、燃料の高燃焼度化、ウランやプルトニウムのリサイクルなどが予想され、そのような場合には trans Pu の核データが重要となってくると考えられる。そのようなことがあるということを考えておいて欲しい。

A：楢山 一典（東北大）

そのような場合も、トランス Pu などのターゲットの入手が大きな問題となろうし、取扱設備が問題であろうと思う。東北大学の平川グループがやっているように、fission chamber の形に少量を密封して使用方法を考えるのも一つの方法だと思う。

Q：川合 将義（NAIG）

大学における断面積測定のテーマ選定について。

- ① データの accuracy と precision に対して、学問的興味もあつた precision を目指した測定が優先しているのではないだろうか。オクタビアンでの測定もそのように理解できるが如何か。
- ② 核データ利用者は WRENDA に要求データのリストを要求精度を含めて提出しているが、測定者は、測定のないデータあるいは要求を満たしていないデータのどちらに主眼を置いているのであろうか。精度に関しては、データ間の食い違いの解決も含まれていると思う。

A：楢山 一典（東北大）

①テーマの選定については、個々の研究者によって異っていると思うが、私見では「核データ」というからには accuracy が重要であると思う。precision をいくら高くしたように思っても、systematic error について十分考慮していないとそのデータは実用上の価値を低くすると思う。核物理学上の核理論モデルとの比較を目的とする実験では precision を上げることに意を注いでいると思う。例えば、雑誌 “Nuclear Physics” の論文と Nuclear Data for Technology の国際会議の論文とを比べてみると、実験誤差の取扱いに対する測定者の意識はかなり異っていることがわかる。核データ測定者は最近 covariance などかなり真剣に取り組んでいる。オクタビアンのデータについては、高橋先生からコメントがあると思うが、今のところは data production が急で誤差解析はこれからされてゆくと思っている。②これも私見であるが、「核データ」測定者は恣意的に測定しているわけではなく、WRENDA をかなりみて検討している。一般的にいえば、食い違いの多いデータを並べて、そ

の測定法など検討し、それを明らかにしようとする意志で測定を考える例が多いといえる。要求精度についても、それなりに測定法を考え検討しているが、私見では、利用者の要求精度はかなり厳しくとても測定できない要求もあるようだ。

C : 五十嵐 信一 (原研)

日本の測定は確実に増えているということで力強いが、世界的には中性子データの測定は減少の方向にある。こういう時期に日本のデータ測定が頑張ることは大切なことなので、測ったデータはどんどん外へ出て欲しい。

4. 最近の話題から Special Topics

4.1 前平衡過程の理論

岩本 昭⁺

前平衡過程の理論のレビューを行う。最初に通常のエキシトン模型の定式化を紹介する。次にこの模型を用いて、角度及びエネルギーの2重微分断面積を計算する方法につき議論する。最後にこの模型を拡張して、(d, t, ^3He , α)などの複合軽粒子放出を計算する試みを紹介する。

Theory of Preequilibrium Process

Akira IWAMOTO^{*}

Theoretical treatments of the preequilibrium process are reviewed. First part is devoted to the review of ordinary exciton model. In the second part, this model is applied to the double (angle, energy) differential cross section. In the last part, the exciton model is generalized to calculate the complex particles (d, t, ^3He , ^4He) emission.

1. 序 論

前平衡過程と通常呼ばれている現象を定義する為には、例えば図1に示されるような放出粒子のエネルギースペクトルを観察する⁽¹⁾。この図では陽子入射による放出陽子のスペクトルが示されているが、図の左端（低エネルギー部分）は謂ゆる蒸発スペクトルと呼ばれる現象で、逆に右端（高エネルギー部分）は直接反応から生じる離散的なスペクトルが見られる。この2つの非常に性質の異なったスペクトルの中間に、連続的ではあるが蒸発スペクトルとは呼べない、かなり広い範囲に渡るスペクトルが存在している。通常この部分を前平衡過程によるスペクトルと称し、その背後にある反応機構を前平衡過程と呼ぶ。この過程を記述する1つの直観的な模型として、Griffinによるエキシトン模型²⁾がありこれを中心に以後話を進めてゆくが、この模型によると前平衡過程を直接過程と複合核過程の中間的な過程として位置づける。このことを理解するためには、直接過程と複合核過程の各々の特徴を知る必要があるが、それを簡単にまとめたものが表1に示されている。このような性格の現象を記述する為、図2に概念的に示されるように2体の核力により系がだんだん複雑な状態へ向い、その途中である確率をもって粒子が放出されると考えるのがエキシトン模型である。次節でこのエキシトン模型の計算に必要な種々の量の計算法を示す。

⁺ 日本原子力研究所, Japan Atomic Energy Research Institute

2. エキシトン模型 (マスター方程式の方法)

(a) 状態密度 $\rho_{p,h}(E)$

エキシトン模型では状態を指定する物理量として、励起エネルギー E 、粒子数 p 、空孔数 h を用いて、その他の自由度については指定しない。最も重要な量の1つとして (p, h, E) を指定したときの状態密度 $\rho_{p,h}(E)$ が必要となる。エキシトン模型では通常1粒子状態密度 g を定数 ($\sim A/13$) と考え、これをもとに $\rho_{p,h}(E)$ を計算する。 $\rho_{1,0}(E) = \rho_{0,1}(E) = g$ として

$$\rho_{p,0}(E) = \frac{1}{p} \int_0^E \rho_{p-1,0}(E-E') \rho_{1,0}(E') dE' = \frac{g (gE)^{p-1}}{p! (p-1)!},$$

$$\rho_{0,h}(E) = \frac{1}{p} \int_0^E \rho_{0,h-1}(E-E') \rho_{0,1}(E') dE' = \frac{g (gE)^{h-1}}{h! (h-1)!},$$

$$\rho_{p,h}(E) = \int_0^E \rho_{p,0}(E-E') \rho_{0,h}(E') dE' = \frac{g (gE)^{p+h-1}}{p! h! (p+h-1)!}. \quad (1)$$

のようにして計算するが、この最後の式は Ericson の公式³⁾ と呼ばれて、エキシトン模型の計算に一般的に用いられる。実際の計算に際しては Pauli の禁制原理よりくる補正項を(1)式に入れた公式を用いることも多い。

(b) 遷移確率 $w_{m \rightarrow n}$

図2に示したような、2体の核力による状態 m から状態 n への単位時間当りの遷移確率を $w_{m \rightarrow n}$ とする。Fermi の黄金律より次のように書ける。

$$w_{m \rightarrow n} = \frac{2\pi}{\hbar} |M|^2 \rho_n' \quad (2)$$

ここで行列要素 M は、エキシトン数 m からエキシトン数 n ($n = m-2, m, m+2$) への零ではない行列要素の平均値で、簡単のため M は m, n に依存しないと仮定した。状態密度 ρ_n' は n エキシトン状態のうち、 m エキシトン状態から2体の核力でゆける状態の状態密度である。ここで $w_{1 \rightarrow 3}$ は ρ_3' が $\rho_{2,1}(E)$ となるので

$$w_{1 \rightarrow 3} = \frac{2\pi}{\hbar} |M|^2 \rho_{2,1}$$

$$= \frac{2\pi}{\hbar} |M|^2 \frac{g (gE)^2}{4} \quad (3)$$

一方この $w_{1 \rightarrow 3}$ は次のようにも書ける。

$$w_{1 \rightarrow 3} = v \sigma_0 \rho_0$$

$$\propto (\text{光学ポテンシャルの虚数部分}) \quad (4)$$

ここで σ_0 は核物質中での核子-核子散乱の全断面積、 v は2核子の相対速度、 ρ_0 は核物質の密度である。

さて(2)式に表われた ρ_n' と書かれた量を計算する必要があるが、これの計算には $w_{m \rightarrow m+2}$ の場合の例としては次の関係から出発する。

$$w_{m \rightarrow m+2} = \frac{1}{\rho_{p,h}(E)} \int_0^E \{ w_{1 \rightarrow 3}(u) \rho_{p-1,h}(E-u) \rho_{1,0}(u) + w_{1 \rightarrow 3}(u) \rho_{p,h-1}(E-u) \rho_{0,1}(u) \} du$$

この式の右辺第1項は粒子-粒子散乱を表わし、第2項は空孔-空孔散乱を表わす。同様な式が $w_{m \rightarrow m-2}$ に対しても書下だせる。ここで上式の右辺の積分をする際に(3)式を仮定して、且つ $|M|^2$ がエネルギーに依存しない定数と仮定すると

$$\begin{cases} w_{m \rightarrow m+2} = \frac{2\pi}{\hbar} |M|^2 \frac{g^2 E^2}{2(m+1)} \\ w_{m \rightarrow m-2} = \frac{2\pi}{\hbar} |M|^2 g \frac{p \cdot h \cdot (m-2)}{2} \end{cases} \quad (5)$$

一方、(3)式の代りに(4)式を仮定して次のような実験式⁴⁾

$$w_{1 \rightarrow 3} = 1.4 \times 10^{21} u - 6 \times 10^{18} u^2 \quad (s^{-1}) \quad (6)$$

を仮定すると次式を得る。

$$\begin{cases} w_{m \rightarrow m+2} = 1.4 \times 10^{21} E - \frac{2}{m+1} \cdot 6 \times 10^{18} E^2 \\ w_{m \rightarrow m-2} = \frac{(m-1)(m-2) \cdot p \cdot h}{(gE)^2} \left(1.4 \times 10^{21} E - \frac{2}{m-1} \cdot 6 \times 10^{18} E^2 \right) \end{cases} \quad (7)$$

いづれの場合にも $w_{m \rightarrow m+2} = w_{m \rightarrow m-2}$ とおいて平衡分布でのエキシトン数を求めると

$$n_{eq} = \sqrt{2gE} \quad (8)$$

が求まる。

(c) 粒子放出確率 $\frac{dW}{d\epsilon}$

図2のような遷移をしている間に、単位時間当り W の確率で粒子放出を起すとする。放出粒子のエネルギー ϵ を決めようえでの放出確率を $\frac{dW}{d\epsilon}$ と書き、これを以下で求める。再び黄金律を用いて

$$dW = \frac{2\pi}{\hbar} |V|^2 \rho_A(U) \frac{d^3p \int d^3r}{(2\pi\hbar)^3}$$

ここで V は粒子放出の行列要素である。ここで

$$d^3p = \sqrt{2m\epsilon} m d\epsilon d\Omega$$

を代入して

$$\frac{dW}{d\epsilon} = \frac{2\pi}{\hbar} |V|^2 \rho_A(U) \frac{m\sqrt{2m\epsilon}}{(2\pi\hbar)^3} \cdot 4\pi \cdot v$$

ここで v は規格化の体積である。ここで未知の行列要素 V を求める代りに、粒子放出の逆過程すなわち粒子捕獲過程を考え、その断面積を σ_{inv} とおくと

$$\sigma_{inv} = \frac{v}{V} \frac{2\pi}{\hbar} |V'|^2 \rho_{A+1}$$

詳細つりあいの議論を当てはめ、粒子捕獲に関する行列要素 V' が粒子放出の V に等しいとおくと、以上に与えた2式より次の関係が求まる。

$$\frac{dW}{d\epsilon} = \frac{m\epsilon \sigma_{inv}}{\hbar^2} \frac{\rho_A}{\rho_{A+1}} \quad (9)$$

この式が放出確率の基礎となるが、複合核反応の場合には右辺の状態密度の部分が

$$\frac{\rho_A}{\rho_{A+1}} \sim \exp \cdot \{ \sqrt{2aU} - \sqrt{2aE} \} \\ \sim \exp \left\{ - \left(\frac{dE}{T} \right) \right\} \quad (10)$$

となる。但しここで

$$dE = E - U \quad T = 1 / \frac{\partial}{\partial E} (\ell_n \rho_A) = \sqrt{\frac{2E}{a}}$$

である。さてエキシトン模型の場合には、各エキシトン状態 n に対して Ericson の式を用いて

$$\left(\frac{dW}{d\epsilon} \right)_n = \frac{m \epsilon \sigma_{inv}}{\pi^2 \hbar^3} \frac{(\rho_A(U))_n}{(\rho_{A+1}(E))_n} \quad (11)$$

を使う。なお(9)~(11)式を実際に使用する際にはスピンの重率 $(2S+1)$ を右辺にかける。

エキシトン模型による粒子放出のエネルギースペクトルは次式で表わされる。

$$\frac{d\sigma}{d\epsilon} = \sigma_{cap} \sum_n \tau(n) \left(\frac{dW}{d\epsilon} \right)_n \quad (12)$$

ここで σ_{cap} は入射粒子が捕獲される断面積であり、 $\tau(n)$ はエキシトン状態 n に系が滞在する滞在時間を表す。この $\tau(n)$ を次節でマスター方程式より求める。

(d) マスター方程式

時刻 t に系が n エキシトン状態にある確率を $p(n, t)$ と書くと、次の形の方程式が得られる。

$$\frac{dp(n, t)}{dt} = \sum_m w_{m \rightarrow n} p(m, t) - p(n, t) \left\{ \sum_m w_{n \rightarrow m} + W_n \right\} \quad (13)$$

この方程式をマスター方程式と呼ぶ。(13)式で定義した滞在時間 $\tau(n)$ は、上式の $p(n, t)$ と次の関係にある。

$$\tau(n) = \int_0^{\infty} p(n, t) dt \quad (14)$$

そこで(13)式の両辺を時間積分すると $\tau(n)$ に対する次の形の方程式が得られる。

$$p(n, t=\infty) - p(n, t=0) = \sum_m w_{m \rightarrow n} \tau(m) - \tau(n) \left\{ \sum_m w_{n \rightarrow m} + W_n \right\}$$

ここで左辺の第1項は零 ($W_n \neq 0$ の場合)、 $p(n, t=0) = \delta_{n, n_0}$ の関係 (n_0 は $t=0$ でのエキシトン数、通常3) から

$$-\delta_{n, n_0} = \sum_m w_{m \rightarrow n} \tau(m) - \tau(n) \left\{ \sum_m w_{n \rightarrow m} + W_n \right\} \quad (15)$$

この式は連分数の形で厳密に解くことができるが、ここでは簡単な為

$$w_{n \rightarrow n+2} \gg w_{n \rightarrow n-2} \quad (16)$$

の近似を行った場合の解を与える。この近似は m が(8)式で与えられる n_m より十分小さい場合には良くなり、数値計算をすると比較的高エネルギーの粒子放出の場合には常に良い近似になることが示される。この仮定のもとではマスター方程式(13)の解は次のようになる。

$$\tau(n) = \frac{D_n}{w_{n \rightarrow n+2} + W_n} \quad (17)$$

ここで depletion を表わす D_n は

$$D_n = \frac{n-2}{n} \frac{w_{i \rightarrow i+2}}{w_{i \rightarrow i+2} + w_i} \quad (18)$$

で与えられる。この(17)~(18)式を(12)式に代入すると前平衡状態からの粒子放出のエネルギースペクトルが得られる。

3. 2重微分面積

エキシトン模型を拡張して、各放出エネルギーに対する角分布を計算する模型につき述べる。この為の1つの方法として、(13)式で与えたマスター方程式を拡張して放出される粒子の進行方向 Ω を新しい変数として導入する模型がある。^{5),6)} ここでは確率 $q(n, \Omega, t)$ を導入して、これは時刻 t に系が n エキシトン状態にあり且つ注目している粒子の進行方向が Ω である確率と定義する。それゆえ次の関係式が成立つ。

$$\int q(n, \Omega, t) d\Omega = p(n, t) \quad (19)$$

さてこの $q(n, \Omega, t)$ に対して次の形のマスター方程式

$$\frac{dq(n, \Omega, t)}{dt} = \sum_m \int d\Omega' q(m, \Omega', t) w_{m \rightarrow n}(\Omega' \rightarrow \Omega) - q(n, \Omega, t) \left(\sum_m \int d\Omega' w_{n \rightarrow m}(\Omega \rightarrow \Omega') + W_n \right) \quad (20)$$

を仮定する。ここで導入した遷移確率 $w_{m \rightarrow n}(\Omega' \rightarrow \Omega)$ はエキシトン数 m から n への遷移と共に、粒子の進行方向が Ω' から Ω へ変化する確率を表わし、次式で与えられる。

$$w_{m \rightarrow n}(\Omega' \rightarrow \Omega) = w_{m \rightarrow n} \cdot G(\Omega \rightarrow \Omega') \quad (21)$$

$$G(\Omega \rightarrow \Omega') = \sigma(\Omega \rightarrow \Omega') / \int \sigma(\Omega \rightarrow \Omega') d\Omega'$$

このように、角度部分の遷移が他の部分と切離せると仮定し、 $\sigma(\Omega \rightarrow \Omega')$ には核子-核子散乱の微分断面積を用いる。この $G(\Omega \rightarrow \Omega')$ は Ω と Ω' の間の角度にしか依らないことから次の関係式が成立する。

$$\int G(\Omega \rightarrow \Omega') P_1(\cos \theta') d\Omega' = \mu_1 P_1(\cos \theta) \quad (22)$$

Ω と Ω' の間の角度を θ とすると、 $G(\Omega \rightarrow \Omega')$ に対する最も簡単な近似は核子-核子散乱の断面積が重心系でほぼ等方的であることから、核内核子のフェルミ運動を無視して核子-原子核の重心系で

$$G(\Omega \rightarrow \Omega') = \frac{\cos \theta}{\pi} \cdot \theta \left(\frac{\pi}{2} - \theta \right) \quad (23)$$

と置く。^{5),6)} この場合には(22)式で定義された μ_1 が簡単に求まる。一方(20)式の解は求める $q(n, \Omega, t)$ を多重極展開することにより簡単な形に求まり⁶⁾、特に(23)式のような近似をすると、次のように書ける。

$$\begin{aligned} \tau(n, \Omega) &= \int_0^{\infty} q(n, \Omega, t) dt \\ &= \tau(n) \int \frac{2l+1}{4\pi} (\mu_1)^{\frac{1}{2}(n-n_0+1)} P_l(\cos \theta) \end{aligned} \quad (24)$$

このように定義した $\tau(n, \Omega)$ を用いると、求める2重微分断面積は

$$\frac{d^2 \sigma}{d\epsilon d\Omega} = \sigma_{abs} \sum_n \tau(n, \Omega) \left(\frac{dW}{d\epsilon} \right)_n \quad (25)$$

(23)式で仮定したように、核内のフェルミ運動を無視する近似に対して、Pauli原理を考慮しつつこれを取入れる計算も行われて⁷⁾、90°より後方の角分布がかなり変化することが示された。

しかしながらこれ等の取扱いは(24)式に見られるように $\tau(n, \Omega)$ の部分には放出エネルギーの依存性がなく、 $\left(\frac{dW}{d\epsilon} \right)_n$ の中には逆に Ω の依存性がない。物理的には核子-核子散乱での放出粒子のエネルギーと角度は強い相関をもち、高速粒子は前方ピークになり低速粒子は等分布に近くなる。この効果を取入れるため、マスター方程式(2)をさらに拡張して放出粒子の角度 Ω と共に、そのエネルギー ϵ も同時に指定した場合の確率 $q(n, \Omega, \epsilon, t)$ を考え、これに対するマスター方程式

$$\begin{aligned} \frac{dq(n, \Omega, \epsilon, t)}{dt} &= \sum_m \int d\Omega' \int d\epsilon' q(m, \Omega', \epsilon', t) w_{m \rightarrow n}(\Omega' \epsilon' \rightarrow \Omega \epsilon) \\ &\quad - q(n, \Omega, \epsilon, t) \left\{ \sum_m \int d\Omega' \int d\epsilon' w_{n \rightarrow m}(\Omega \epsilon \rightarrow \Omega' \epsilon') + W_n \right\} \end{aligned} \quad (26)$$

から出発する試みもなされている。⁸⁾ ここで遷移確率 $w_{n \rightarrow m}(\Omega \epsilon \rightarrow \Omega' \epsilon')$ は(21)式のように

$$w_{n \rightarrow m}(\Omega \epsilon \rightarrow \Omega' \epsilon') = w_{n \rightarrow m} G(\Omega \epsilon \rightarrow \Omega' \epsilon')$$

のように仮定され、 $G(\Omega \epsilon \rightarrow \Omega' \epsilon')$ については核物質中の核子-核子散乱の2重微分断面積(含 Fermi 運動, Pauli原理)より計算する。この場合には式の形がやや複雑になるので省略するが、 $q(n, \Omega, \epsilon, t)$ を多重極展開するテクニックは矢張り有効で、カスケード的な過程を非常に簡単に計算できる。数値計算の結果は、高速放出粒子の前方の角分布が大きく改善されることを示す。⁹⁾

4. 複合軽粒子の放出

今まで述べた定式化は放出粒子が陽子又は中性子の場合に適用できるが、以下では $d, t, {}^3\text{He}, {}^4\text{He}$ 等の複合軽粒子が放出される現象を取扱う。これをエキシトン模型で取扱う試みが文献⁹でなされたが、高エネルギー複合粒子の断面積の計算値は実験値に比べて1桁以上小さくなった。この不一致を解消する為の試みが幾つかあるが、物理的に納得できる仮定の下で広いエネルギー範囲(0~200 MeV程度)で使用可能なものはなかった。この問題を解決する為、我々は次のように考えた。¹⁰⁾

先ず着目する複合粒子を核表面付近の核子で構成する確率 $F_{l,m}(\epsilon)$ を考える。ここで l は Fermi 面以上の粒子の個数、 m は Fermi 面以下の粒子の個数で、 $l+m$ が複合粒子の構成核子数であり、 ϵ は放出粒子のエネルギーである。ここで重要なことは従来の取扱いと違って、複合粒

子を構成する際に Fermi面以下の核子をも動員する点で、これは問題としている複合粒子の内部構造を理論の中に取り入れることにより可能となる。 α 粒子が放出される場合につき、この $F_{l,m}(\epsilon)$ がどのようになるかが図3に示されている。ここで $F_{l,m}$ は4個とも Fermi面以上の粒子より α 粒子を作る確率で図より分るように放出 α 粒子のエネルギーが高くなると1に近づく。これは α 粒子の内部運動が一定の波動関数で定まっている為必然的に生じるが、放出エネルギーが低くなると、他の成分 $F_{l,m}$ が値をもつようになってくる。各 $F_{l,m}$ を加えた値 $\Sigma F_{l,m}$ はこの図では1になっており、これは α の基底状態の波動関数が一意的に定まっています、且つ基底が完全系をなすことに対応している。実際の計算では α 粒子が核表面付近に形成される確率を計算するので

$$\Sigma F_{l,m}(\epsilon) = \text{const} < 1 \quad (27)$$

となっている。さてこのように計算された $F_{l,m}$ を用いると、エキシトン状態 n から複合粒子放出の単位時間当りの確率は(28)式の代りに次の形になる。

$$\left(\frac{dW}{d\epsilon}\right)_n = \frac{(2s+1)m\epsilon\sigma_{inv}}{\pi^2\hbar^2} \sum_{l,m} F_{l,m} \frac{(\rho_{A-(l+m)+1}(U))_n}{(\rho_{A+1}(E))_n} \quad (28)$$

ここで残留核の終状態の状態密度 $\rho_A(U)$ は次式で与えられる。

$$\rho_{A-(l+m)+1}(U)_n = \rho_{p-1,h}(U) \quad (29)$$

(28)式より分るように、従来の模型とは異なり Fermi面以下の粒子の pick-up 的な過程を導入する点で新しく、且つこの新しい項は(29)より分るように状態密度の点で全部の核子が Fermi面以上の項に比べて有利になる。実際この過程を入れない場合には複合粒子の放出は実験値に比べて大巾に小さいが⁹⁾、これを取入れると結果は一変する。その1例として図4に $^{120}\text{Sn}+p$ 反応に於ける陽子と α 粒子の放出スペクトルの実験値と計算値の比較が示されている。この図より分るように従来の計算では (p,α) 反応の断面積が実験値に比べて大巾に不足していたのが⁹⁾著しく改善されている様子が分る。このような改善は種々の標的核及び種々の入射エネルギーに対して一様に起り、どの場合もかなり良い実験値との一致が見られた。¹⁰⁾計算の中では (p,α) 反応の場合、 $2p-1h$ 状態から $F_{l,m}$ 成分を通して放出される部分が最大の寄与を与えている。最近¹¹⁾同じ模型による計算が α 放出だけでなく、 $d,t,^3\text{He}$ 放出についても計算され、その結果これらの複合粒子放出に対してもパラメータを調節することなしに広いエネルギー範囲で種々の標的核につき、計算値は実験値を良く再現することが示された。

REFERENCES

- 1) Bertrand F.E. and Peele R.W. : Phys. Rev., C8, 1045 (1973).
- 2) Griffin J.J. : Phys. Rev. Lett., 17, 478 (1966).
- 3) Ericson T. : Adv. Phys., 9, 425 (1960).
- 4) Kikuchi K. and Kawai M. : "Nuclear Matter and Nuclear Reactions", North Holland, Amsterdam (1968).
- 5) Mantzouranis G., Weidenmüller H.A. and Agassi D. : Z. Phys., A276, 145 (1976).
- 6) Yoshida S. : Proc. IPCR Sym. "Macroscopic Feature of Heavy-Ion Collisions and Pre-equilibrium Process", Hakone, IPCR Cyclotron Progress Report Supplement 6, 359 (1977).
- 7) Ziyang S. et al. : Z. Phys., A305, 61 (1982).
- 8) Iwamoto A., and Harada K. : to be published.
- 9) Cline C.K. : Nucl. Phys., A193, 417 (1972).
- 10) Iwamoto A. and Harada K. : Phys. Rev., C26, 1821 (1982).
- 11) Sato K., Iwamoto A. and Harada K. : to be published.

表 1 核反応の分類

	複合核過程	前平衡過程	直接過程
角分布	一様	中間	前方ピーク
エネルギー・スペクトル	連続	連続	離散的
反応機構	統計的平衡	中間	非平衡
反応時間	複雑な配位	中間	簡単な配位
理論	長い	中間	短い
	Hauser-Feshbach	excitation 模型, FKK	DWBA, CC

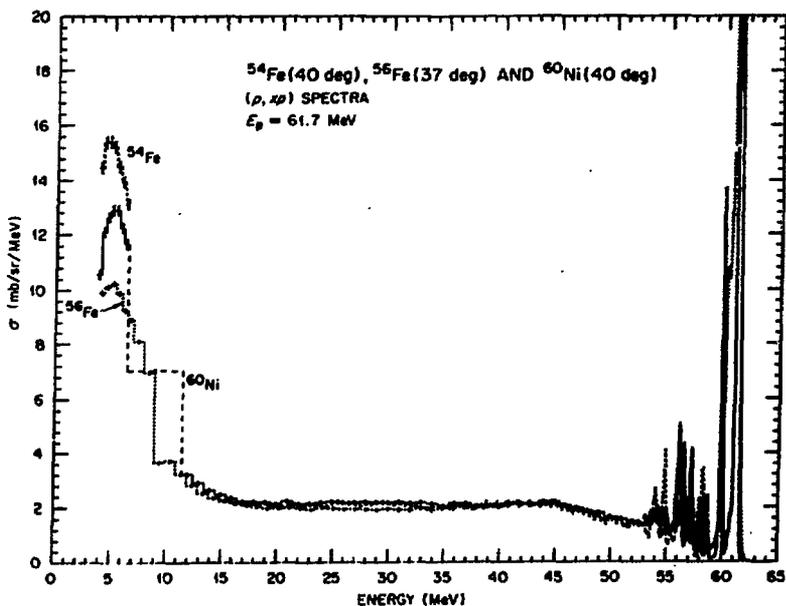


図1 62 MeVの陽子を ^{56}Fe 標的核(散乱角 37°)及び ^{54}Fe と ^{60}Ni 標的核(散乱角 40°)に当てた場合の放出陽子のスペクトル。文献1より。

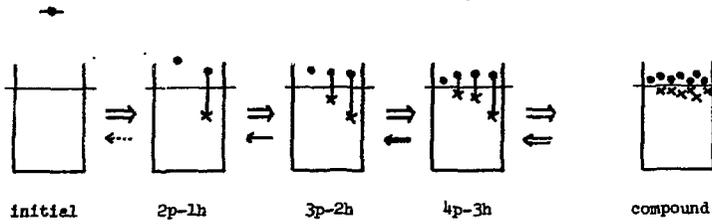


図2 核子入射の場合に、2体の核力により系が平衡化する過程を概念的に示す。図中の矢印は遷移確率の大きさの程度を表わしている。

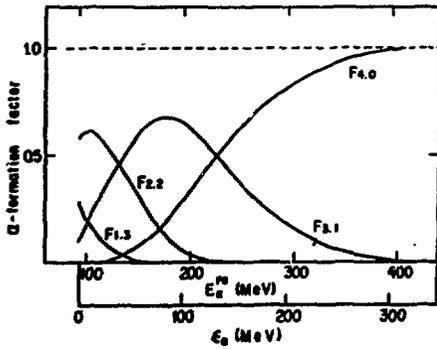


図3 α 粒子の形成確率を放出エネルギー $-E_\alpha$ の関数として示す。文献10)より

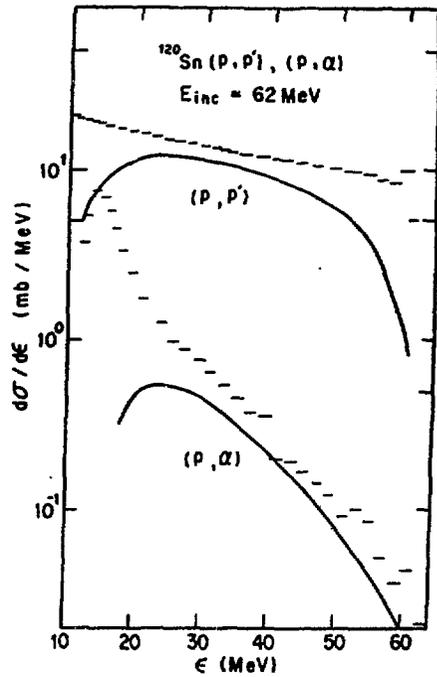


図4 62 MeVの陽子を ^{120}Sn 標的核に当てた場合の陽子及び α 粒子のスペクトルの実験値及び計算値(実線)文献10)より

討 論

Q：岩崎 信（東北大工）

Formation factor の計算法を簡単に説明して欲しい。

A：岩本 昭（原研）

複合粒子の内部波動関数を調和振動子型に仮定して、内部変数に対する位相空間の体積を特定の条件（例えば1粒子は Fermiエネルギー以上で他の3粒子は Fermiエネルギー以下）の下で計算することにより、状態数を計算する。実際の計算にあたってはさらに近似が必要で、それについては、文献10)を参照にすること。

Q：飯島俊吾（NAIG）

Pre-equilibrium 過程の絶対値は、特別のパラメータ内に決めるのか。そのさい、複合核断面積との関係はどうなるのか。また、Compound nucleus process の大きさは、差し引きで決めるのか。

A：岩本 昭（原研）

前平衡過程の計算では実際には多くのパラメータが入っている。我々の立場は従来の模型で (P, P') 反応をあわせるようにして、決められたパラメータの値を固定して、それ以外にはほぼパラメータなしに計算される形成確率 $F_{l,m}$ を導入することにより、複合粒子のエネルギースペクトルをあわせた。また我々は当面高エネルギー粒子の放出のみを考えていたので、 β 式のような近似のもとに計算したため、複合核反応の部分は計算できていない。今後は、 β 式のような仮定を取り除き、複合核反応の部分も含めて統一的に計算することを考えている。

Q：宇野正宏（早大）

この理論では、放出複合粒子の大きさは α 粒子程度までが適用可能範囲なのか。また、重イオン反応への拡張はどうなのか。

A：岩本 昭

アイデアそのものはより重い複合粒子放出の場合にも同じく適用できるが、実際に形成確率 $F_{l,m}$ を計算することが非常に困難であり、全く別の近似法を開発する必要がある。重イオン反応で、例えば α 粒子が放出される現象にこの理論を適用することは可能であり、実際今後そのような計算を行いたいと考えている。

4.2 理論の内在誤差を考慮した新しい統計法

宇野 正宏*

測定値の誤差が広範囲にわたるような実験データを、より適切に取り扱い得る新しい統計法について述べる。とくに1例として、実験データに合わすべき理論式が1次式である場合について、新統計法の定式化を説明し、簡単な計算例を紹介する。

A New Statistical Method with Consideration of
the Intrinsic Error of Theory

Masahiro UNO*

A new statistical method is discussed. This method enables us to deal justly with experimental data with a large variety of errors. As an example, its formulation is explained for the case in which the theoretical expression to be fitted to experimental data is a linear function, and simple model-calculations are presented.

1. はじめに

何らかの関数的関係にあると考えられる2つの変数 x, y について、 N 個の測定点 $(x_i, y_i \pm \epsilon_i)$ ($i=1, 2, \dots, N$) が与えられたとき、これらのデータをもとにして、関係式 $y=f(x)$ の最も確からしいと推定される解析的表示を求める(すなわち曲線をあてはめる)ことが、我々の問題である。ここでは簡単のため、横座標 x には誤差がなく、縦座標 y だけに誤差 ϵ があるものとし、さらに ϵ は標準偏差を表すものとする。また、 $f(x)$ の関数形は、理論的考察から少くとも近似的には定まっているものとするれば、問題は $f(x)$ に含まれるパラメータの最確(良)値を、 N 個のデータから決定することに帰着する。

このような問題に対しては最小2乗法が多く用いられるが、さらに与えられたデータの性格により、通常は次の2通りの方法が採用されている。

① 等荷重最小2乗法： $\sum_{i=1}^N [y_i - f(x_i)]^2$ を最小化。

② 測定誤差の逆2乗の重み付最小2乗法：

$$\sum_{i=1}^N \frac{[y_i - f(x_i)]^2}{\epsilon_i^2} \text{を最小化。}$$

* 早稲田大学, Waseda University

①はデータの精度が比較的揃っているときに有効、②はデータの精度が揃っていない（ただし、誤差 ϵ_1 がオーダーまでは違わない程度）のときに有効と考えられる。ところが実際の問題の中には、データの精度が揃いでしかも誤差 ϵ_1 がオーダーまで違っているような場合もある。この種の問題に対しては、②もあまり有効な方法とは言えなくなる。何故なら、②では極端に精度の良いデータだけが重視されて、誤差の大きいものは事実上無視されてしまうからである。誤差の大きいデータが無視されるのは、一見合理的なように思われるが、場合によっては不都合なときもある。例えば、我々が質量公式研究の対象としている原子核質量データでは、安定核領域から遠く離れた核種のデータは、多少誤差が大きくても質量公式に貴重な新しい情報をもたらしてくれるという利点があり、誤差だけの問題では捨てるのが難しいのである。一方、誤差の小さいデータが重視されるのも合理的なように思われるが、これも不都合なときがある。例えば、極端に強気な実験家がいると誤差を不当に小さく見積ったとすると、理論式のパラメータ値はこのデータに不当に強く支配されてしまうのである（実験データの誤差がかなり主観的に見積られることは、大いに有り得ることである）。

上のような問題に対する適切な統計法が従来は見当らなかったのに、研究者によってはデータの誤差を一律に一定だけ増して用いるような方法をとっている場合もあるが、これでは少し勝手過ぎるように思われる。そこで、この種の問題をもっと合理的に取り扱う方法はないかというのが、我々が新統計法を考案するに至った動機である。

2. 新統計法

ここでは、新統計法における基本的な考え方とその定式化の具体例、および模擬データを用いた簡単な計算例を示す。

2.1 基本的な考え方

新統計法において最も本質的なことは、理論式 $y=f(x)$ の中のパラメータ値がどんなにうまく選ばれたとしても、また実験精度が向上してデータの誤差がどんなに小さくなったとしても、なお残る理論式の誤差を考慮する点である。このような誤差を理論の内蔵誤差（intrinsic error）と呼び、 α と記すことにする。内蔵誤差 α の存在は、厳密な意味での正確な理論を除くすべての近似理論にとって必然的であるが、このような誤差の大きさを純理論的に評価することは、多くの場合困難である。そこで、この内蔵誤差 α を理論内のパラメータとして導入し、この値もデータとの比較によって決定しようというのが、新統計法の意図するところである。より具体的なイメージは、上記①、②のような通常の統計法では、 N 個のデータ点と合すべき理論式は曲線であるが、新統計法では、それがFig. 1に示されているような内蔵誤差 α 程度の幅をもった帯状の筋となることである。

理論式 $f(x)$ の中のパラメータの最確（良）値および内蔵誤差 α の値の決定法は、確率論の原理に従って定式化される。ここでは1例として、理論式が1次式 $f(x) = ax + b$ の場合の具体的な定式化を次の節で与える。一般に、理論式がより高次の場合に対しても、定式化は全く同様の手続きに従って遂行することができる。

2.2 定式化—理論式が1次式の場合—

N個のデータ点 $(x_i, y_i \pm \epsilon_i)$ ($i=1, 2, \dots, N$) に、理論式 $y=ax+b$ で表される直線をあてはめる場合の定式化を説明する。

上述の基本的考え方に従って、この理論式には内在誤差 α が付随しているものとする。ここで、 ϵ_i 、 α はいずれも標準偏差を表すものとする。まず始めに、データ y_i に対応する量の真の値を考え、これを Y_i と書く。これに関して我々が知り得ることは、次の2つの確率的情報だけである。1つは、真の値 Y_i が理論値 ax_i+b のまわりに標準偏差 α で分布しようとする傾向をもっていることであり、これは誤差関数

$$\phi_{th}(Y_i; a, b, \alpha) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \alpha} \exp\{-[Y_i - ax_i - b]^2 / 2\alpha^2\} \quad (1)$$

によって表される。もう1つは、真の値 Y_i は測定値 y_i のまわりに標準偏差 ϵ_i で分布しようとする傾向をもっていることであり、これは

$$\phi_{exp}(Y_i; y_i, \epsilon_i) = \frac{1}{\sqrt{2\pi} \epsilon_i} \exp\{-[Y_i - y_i]^2 / 2\epsilon_i^2\} \quad (2)$$

によって表される。これらを用いると、真の値が $Y_i \sim Y_i + dY_i$ の範囲に見出される確率は積 $\phi_{th} \cdot \phi_{exp} dY_i$ で与えられ、従ってN個のデータ $(x_i, y_i \pm \epsilon_i)$ の組が生起する確率は

$$\begin{aligned} \mathcal{P}(y_i's; \epsilon_i's, a, b, \alpha) \\ &= \prod_{i=1}^N \left[\int_{-\infty}^{\infty} \phi_{th}(Y_i; a, b, \alpha) \phi_{exp}(Y_i; y_i, \epsilon_i) dY_i \right] \\ &= \left\{ \prod_{i=1}^N \frac{1}{[2\pi(\epsilon_i^2 + \alpha^2)]^{1/2}} \right\} \cdot \exp\left\{ -\frac{N}{2} \frac{(y_i - ax_i - b)^2}{(\epsilon_i^2 + \alpha^2)} \right\} \end{aligned} \quad (3)$$

で与えられる。

次に、この確率 \mathcal{P} を用いて、理論式中のパラメータ a, b の最確(良)値 a_0, b_0 および内在誤差 α の値を決定する。最確値 a_0, b_0 に関しては、確率論の原理に従って確率 \mathcal{P} を最大にする a, b の値として求められる。すなわち、

$$I(a, b, \alpha) = \prod_{i=1}^N \frac{(y_i - ax_i - b)^2}{\epsilon_i^2 + \alpha^2} \quad (4)$$

を最小化することと同等であり、正規方程式 $\partial I / \partial a = 0$, $\partial I / \partial b = 0$ を解いて具体的な表式が次のように得られる。

$$a_0 = \frac{2SV - TU}{4SW - T^2}, \quad b_0 = \frac{2UW - TV}{4SW - T^2} \quad (5)$$

ここで

$$\begin{aligned} S &= \frac{1}{2} \sum_{i=1}^N \frac{1}{\epsilon_i^2 + \alpha^2}, \quad T = \sum_{i=1}^N \frac{x_i}{\epsilon_i^2 + \alpha^2}, \quad U = \sum_{i=1}^N \frac{y_i}{\epsilon_i^2 + \alpha^2}, \\ V &= \sum_{i=1}^N \frac{x_i y_i}{\epsilon_i^2 + \alpha^2}, \quad W = \frac{1}{2} \sum_{i=1}^N \frac{x_i^2}{\epsilon_i^2 + \alpha^2} \end{aligned}$$

である。ここで注意すべき点は、上の a_0, b_0 の式はいずれも内在誤差 α を含んでいることである。つまり、 α の値が決まっていれば a_0, b_0 が上式で与えられるということであるから、これらの式と内在誤差 α を決定する方程式は無矛盾、すなわち連立方程式として解かれねばならないのである。そこで次に α を決定する方程式について述べる。これについても確率 \mathcal{P} を最大にする値として求められそうだが、この方法は今の場合有効ではない。我々はむしろ、内在誤差 α についてはその本来の意味から出発して、次のように自己無矛盾的に決定する方法を採用する。はじめに、 $\sum_{i=1}^N [Y_i - ax_i - b]^2$ という量の期待値を次のように計算する。

$$\begin{aligned} & \langle \sum_{i=1}^N \Delta Y_i^2 \rangle \\ &= \frac{\int_{-\infty}^{\infty} da \int_{-\infty}^{\infty} db \int_{-\infty}^{\infty} \cdots \int_{-\infty}^{\infty} \sum_{i=1}^N [Y_i - ax_i - b]^2 H \prod_{j=1}^N dY_j}{\int_{-\infty}^{\infty} da \int_{-\infty}^{\infty} db \int_{-\infty}^{\infty} \cdots \int_{-\infty}^{\infty} H \prod_{j=1}^N dY_j} \end{aligned} \quad (6)$$

ここで分布関数 H は

$$H = \prod_{j=1}^N [\phi_{th}(Y_j; a, b, \alpha) \phi_{exp}(Y_j; y_j, \epsilon_j)]$$

で与えられる。この $\langle \sum_{i=1}^N \Delta Y_i^2 \rangle$ は、真の値と理論値との残差平方和に相当するから、内在誤差の本来の意味から

$$\langle \sum_{i=1}^N \Delta Y_i^2 \rangle = N \alpha^2 \quad (7)$$

と置くのは合理的である。この式は両辺に α を含み、従って α の方程式であるから、これを α の決定方程式として採用する。既に述べた通り方程式(6)は α を含み、また方程式(7)は a_0, b_0 を含んでいる。従って、これらを連立方程式として解くことにより、理論式中のパラメータの最確(良)値 a_0, b_0 および内在誤差 α の値が同時に決定される。

以上が定式化の骨子であるが、新統計法を首尾一貫したものとするために、さらにもう少し詳細な議論が必要である。上の(7)式で、我々は α^2 にデータの個数 N をそのままかけた。通常の統計解析では $N-1$ (パラメータの個数) をかけることが多く行われるが、我々の新統計法ではパラメータ値決定のために必ずしもパラメータの個数だけデータが使われたかどうか明らかでなく、従って、 $N-1$ (パラメータの個数) をかけるという処方に合理性が見出されないからである。そこで、これに代わる処方として、 α^2 には N をかけ、代わりに(6)式の $\langle \sum_{i=1}^N \Delta Y_i^2 \rangle$ の計算において Y_i についてだけでなくパラメータ a, b に関しても平均をとった。これはパラメータ値にも不定性を認める立場であるが、この立場に立つと、理論式 $y = ax + b$ にはすでに述べた内在誤差だけでなく、パラメータの不定性から生じる誤差も付随していると考えるのが合理的である。このような誤差を内在誤差 (intrinsic error) と対比して外在誤差 (extrinsic error) と名付ける。外在誤差は確率 \mathcal{P} をパラメータ a, b の分布と見て

$$\begin{aligned} & \mathcal{P}(y_i; s; \epsilon_i; s, a, b, \alpha) \\ &= \left\{ \prod_{i=1}^N \frac{1}{[2\pi(\epsilon_i^2 + \alpha^2)]^{1/2}} \right\} \end{aligned}$$

$$\times \exp \left\{ - \left(2 + \frac{T}{\sqrt{SW}} \right) u^2 - \left(2 - \frac{T}{\sqrt{SW}} \right) v^2 - \frac{N}{i=1} \frac{(y_i - a_0 x_i - b_0)^2}{2(\epsilon_i^2 + \alpha^2)} \right\} \quad (8)$$

と書き直すことにより求めることができる。ただしここでは変数変換 $(a, b) \rightarrow (u, v)$:

$$\begin{cases} u = \frac{1}{2} (\sqrt{W}(a-a_0) + \sqrt{S}(b-b_0)) \\ v = \frac{1}{2} (\sqrt{W}(a-a_0) - \sqrt{S}(b-b_0)) \end{cases} \quad (9)$$

によって分布の正規化(分散行列の対角化)を行った。上の式から u, v の標準偏差 σ_u, σ_v が

$$\sigma_u = \left[2 \left(2 + \frac{T}{\sqrt{SW}} \right) \right]^{-1/2}, \quad \sigma_v = \left[2 \left(2 - \frac{T}{\sqrt{SW}} \right) \right]^{-1/2} \quad (10)$$

と与えられる。一方, u, v を用いて理論式を書き直すと

$$y = \left(\frac{x}{\sqrt{W}} + \frac{1}{\sqrt{S}} \right) u + \left(\frac{x}{\sqrt{W}} - \frac{1}{\sqrt{S}} \right) v + a_0 x + b_0 \quad (11)$$

と表されるから, 外在誤差は

$$\Delta(x) = \left[\left(\frac{x}{\sqrt{W}} + \frac{1}{\sqrt{S}} \right)^2 \sigma_u^2 + \left(\frac{x}{\sqrt{W}} - \frac{1}{\sqrt{S}} \right)^2 \sigma_v^2 \right]^{1/2} \quad (12)$$

と求められる。

さらに, 新統計法では理論式 $y = ax + b$ による計算値 y に付与すべき理論誤差が

$$\delta y(x) = (\alpha^2 + [\Delta(x)]^2)^{1/2} \quad (13)$$

と与えられることも重要な特長の1つである。

2.3 模擬データによる計算例

すでに述べた通り, 新統計法は $[\alpha^2 + \epsilon_i^2]^{-1}$ を重みとする最小2乗法になっている。これから, 極限の場合として通常の統計法に移行することを容易に見ることができる。すなわち, $\alpha \rightarrow \infty$ で等荷重最小2乗法と一致し, $\alpha \rightarrow 0$ で測定誤差の逆2乗の重み付最小2乗法と一致する。ここではこれらの統計法を比較するため, 8個の模擬データを用いてこれらに直線をあてはめる問題に対して, 3種の統計法による計算結果を図に示した。Fig. 2-a には等荷重最小2乗法による結果, Fig. 2-b には測定誤差の逆2乗の重み付最小2乗法による結果, および Fig. 2-c には新統計法による結果が与えられている。Fig. 2-a では, 誤差棒を見なければ大変良い直線が引かれているように見えるが, 誤差棒を意識するとやや不公平な感を免れない。また Fig. 2-b では, 中央部の極端に精度の良い2, 3個のデータだけに結果が支配されてしまっている。それに対して Fig. 2-c では, かなり合理的な幅をもった直線が引かれているように見られるがいかかであろうか。結果の評価にまつこととしたい。

3. まとめ

以上述べて来たように, 新統計法は精度が不揃いのデータを, できる限り公平に取り扱うこと

を可能にしてくれるものである。さらに新統計法では、理論式 $y=f(x)$ によって計算された理論値 y のもつ誤差を、(3)式のような形で与えることができることも利点の1つである。これによって、理論式の内挿あるいは外挿によって未知量を予測する場合、予測値に信頼度まで付与できるため、より有効な予測が可能となる。

最後に、幅(信頼帯)を考慮する統計法として通常行われる検定理論(χ^2 -検定など)と新統計法の違いについて触れておこう。通常の検定理論では、まず理論式中のパラメータの最良値を何らかの統計法で決定し、しかる後にその理論式の信頼帯を検定するという手続きがとられる。すなわち、最良値と信頼帯の間の相関は無視され、それぞれ独立に決定される訳である。これに対して、新統計法では最良値と信頼帯(内在誤差)の相関が考慮され、両者が *consistent* に決定されることが、重要な相違点である。

なお、新統計法を原子質量公式研究に適用した場合の結果が、参考文献1)、2)にあるので、そちらも参照して頂ければ幸いである。

参考文献

- 1) M. Uno and M. Yamada, *Prog. Theor. Phys.* 65(1981), 1322.
- 2) M. Uno, M. Yamada, Y. Ando and T. Tachibana, *Bulletin of Science and Engineering Research Laboratory, Waseda University No. 97* (1981), 19.

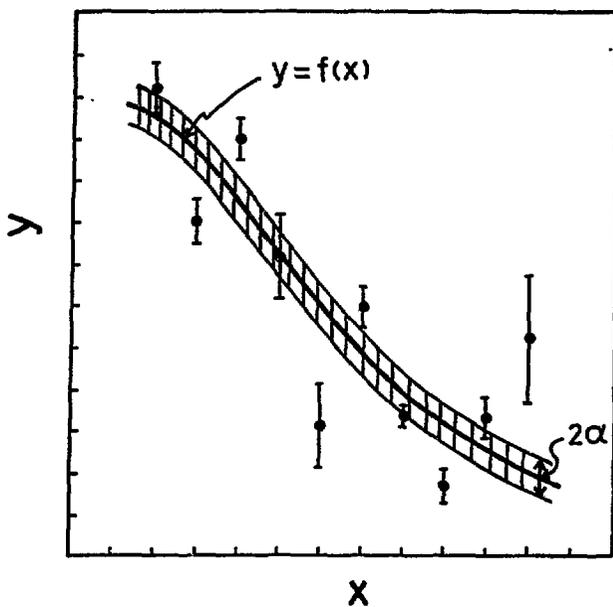


Fig. 1 Meaning of the intrinsic error α attached to the theoretical expression, $y = f(x)$.

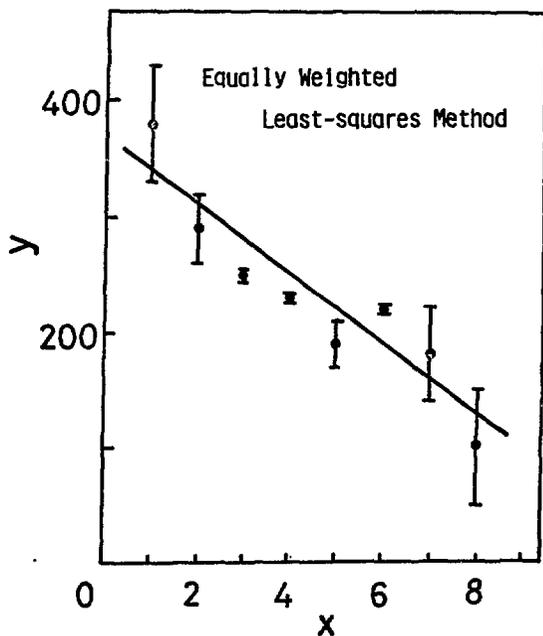


Fig. 2-a Model-calculation with equally weighted least-squares method.

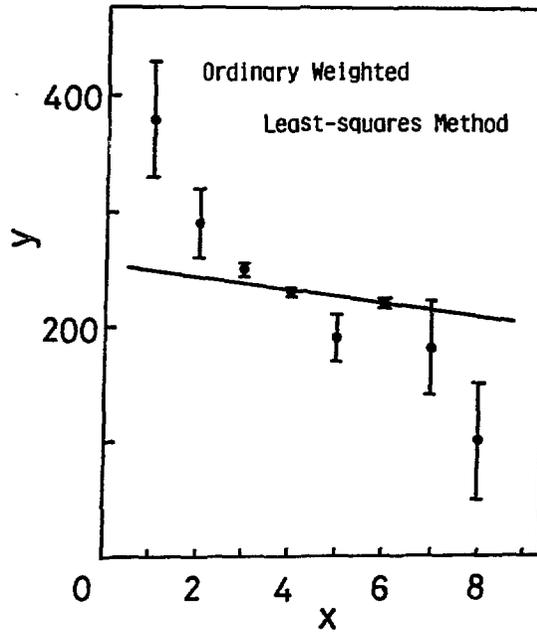


Fig. 2-b Model-calculation with ordinary weighted least-squares method.

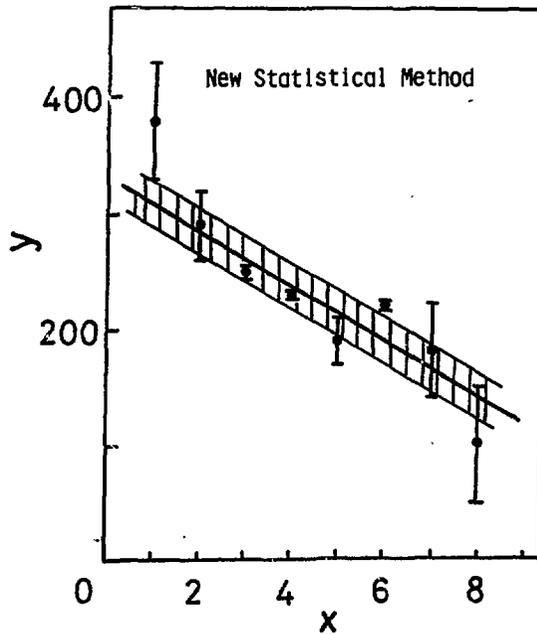


Fig. 2-c Model-calculation with the present method. The resulting intrinsic error $\alpha = 21$.

討 論

Q: 飯島俊吾 (NAIG)

こう理解して良いか。Fitting式に巾を持たせて実験値に fit し、実験値の誤差を含めて巾を再評価して、consistentにそれを行っている。

A: 宇野正宏 (早大)

その通りだと思う。

Q: 竹田敏一 (阪大)

- (1) α の物理的意味について; α は信頼度と関連していると考えてよいか。
- (2) 信頼度を例えば 95% という風に指定できるのか。

A: 宇野正宏 (早大)

- (1) 信頼度と α は定数倍のような関係で、直接関連している。
- (2) 我々の定式化では、内在誤差 α を標準偏差にとっているが、信頼度を例えば 95% としたければ、 α に適当な定数をかけたものを内在誤差 (信頼帯) と見直せばよい筈である。

Q: 植之原雄二 (九大)

仮に、理論に誤差がなく、データの誤差棒もデータのばらつきを正しく表わしているならば、 $\alpha=0$ であるので、(7)式は $\langle \sum \Delta Y_i^2 \rangle = 0$ となる筈であるが、(6)式の定義で $\langle \sum \Delta Y_i^2 \rangle = 0$ となるか。

A: 宇野正宏 (早大)

指摘されたような場合には、 α の決定方程式である(7)式が確かに $\alpha=0$ だけを解として持ち、そのときには(6)式中の分布関数 H が δ 関数となる。また、 $Y_i - ax_i - b = 0$ だから $\langle \sum \Delta Y_i^2 \rangle = 0$ となる。

Q: 加藤恭義 (FBEC)

この統計法は Deming の最小 2 乗法と考え方においてどこが違うか。

A: 宇野正宏 (早大)

Deming の内部分散 (internal variance) および外部分散 (external variance) の考え方は、それら 2 つの分散の consistency が達成されたとき、我々の統計法とほぼ同等なものになりそうだが、この consistency について Deming は言及していない。また、このときの内部分散、外部分散と我々の内在誤差、外在誤差とは異なるものであるから、我々は intrinsic error, extrinsic error という用語を用いて、英語では区別している。

Q: 植之原雄二 (九大)

内在誤差 α と各実験データの誤差を合成した量 $(\epsilon_i^2 + \alpha^2)^{-1}$ を各実験データ y_i の重みとして
 いるが、この場合、仮に実験データの共分散 $\langle \Delta y_i, \Delta y_j \rangle = 0$ でも、内在誤差 α が各 x_i 点で独
 立とは必ずしも仮定できない。従って、厳密に言うところでは最小にする量は $\sum_{i=1}^N \frac{(y_i - ax_i - b)^2}{\epsilon_i^2 + \alpha^2}$ とは
 ならない。各 x_i 点での α の相関についてはどのように考えているか。

A: 宇野正宏 (早大)

α の相関を考慮する定式化も可能と思うが、非常に複雑なものとなるだろう。我々の立場で
 は、もしこの相関が大きければ、それは始めに選んだ理論式の関数形が不適当であったと考
 え、改めて関数形を選び直せということになる。

4.3 一般化摂動論による感度解析 —FBRボイド反応度への適用—

竹田 敏一*

一般化摂動論に基づき2次元体系で感度係数を計算するコードSAGEPの内容を説明し、高速臨界集合体の核特性の感度係数計算結果について議論する。中性子束分布及び固有値は拡散方程式を満たすものとし、感度係数も拡散理論に基づき導出する。一般化中性子束並びに一般化随伴中性子束を差分方程式により計算する際、解の発散をさける方式の有効性について数値的に調べる。高速臨界集合体ZPPR-9炉心の固有値、Naボイド反応度、反応率比、反応率分布に対する感度係数をJENDL-2B-70群断面積セットを用い計算する。JENDL-1及びJENDL-2Bファイルの $^{239}\text{Pu}(n, f)$ 断面積の差によりNaボイド反応度は15%程度異なる事を示し、0.5~2 KeVにおける $^{239}\text{Pu}(n, f)$ 断面積が高速炉の核特性に重要な役割を持つ事を明らかにする。

Sensitivity Analysis Based on Generalized Perturbation Theory — Application to Sodium Void Worth in FBRs

Toshikazu Takeda*

The calculational procedure of a SAGEP code is described which calculates sensitivity coefficients in a two-dimensional model by means of generalized perturbation theory, and sensitivity coefficients calculated in a fast critical assembly are discussed. Sensitivity coefficients as well as neutron fluxes and eigenvalues are calculated on the basis of diffusion theory. The applicability of a round-off-error elimination method is numerically tested in calculating generalized normal and adjoint fluxes.

Sensitivity coefficients for eigenvalue, sodium void worth, reaction rate ratio, and reaction rate distribution in a fast critical assembly ZPPR-9 are calculated by using the JENDL-2B-70 group cross section set. It is seen that the difference between JENDL-1 and 2B $^{239}\text{Pu}(n, f)$ cross sections in energy range from 0.5 to 2 KeV produces a difference of 15 % in calculated sodium void worth, and the cross section in that energy range plays an important role in neutronic properties in FBRs.

* 大阪大学工学部,

1. 緒言

原子炉炉内核特性を精度よく計算するためには、臨界集合体の解析等により得られた計算値と測定値の比 C/E 値を有効に活用する必要がある。 C/E 値は使用される断面積データ並びに計算法に依存するので、各微視的中性子断面積に対する炉心特性量の感度係数が与えられておれば、断面積ファイルの見直しあるいはアジャストメントを行う事も可能になる。感度係数は異なる2種の断面積セットを用いた輸送計算あるいは拡散計算の結果の差より直接計算できるが、変化する断面積の種類が数多くある場合、即ち種々の核種の各エネルギー群ごと各反応タイプごとの断面積を変化させる場合には計算時間が膨大になる。一般化摂動論を用いると着目する核特性量が定まると一般化中性子束分布及び一般化随伴中性子束分布を一旦計算すれば、各断面積に対する感度係数は断面積変化により生じる中性子束分布の変化を直接計算しなくても精度よく求まるので計算時間の短縮につながる。また、1次元モデルによる感度係数は炉中心から離れた核特性量を取り扱う際にはモデル化に伴う誤差が生じるため精度の点で使用の限界がある。現在の大型計算機の計算のスピードアップを考えると、2次元体系で感度係数を作成する方がより望ましい。

ここでは臨界性、中心反応率比、反応率分布、各種反応度値の断面積変化に対する感度係数を2次元体系で一般化摂動論に基づき計算する SAGEP コードの内容並びに高速炉における感度係数計算結果について議論する。計算は高速臨界集合体 ZPPR-9 炉心の2次元 RZモデルで行い、臨界性、中心反応率比、Na ボイド反応度値の感度係数を JENDL-2B-70 群断面積セット⁽¹⁾を用いて求めた。Na ボイド反応度、臨界性に対する JENDL-1, 2B ファイルによる C/E 値の差を感度係数を用いて議論する。

2. 感度係数に対する基礎方程式

中性子束及び随伴中性子束は次式で示される拡散方程式並びにその随伴方程式の解として与えられる。

$$(A-F)\phi \equiv P\phi = 0 \quad (1)$$

$$(A^* - F^*)\phi^* \equiv P^*\phi^* = 0 \quad (2)$$

A^* , F^* は演算子 A , F の随伴形であり、 A , F は具体的には次式で定義される。

$$A\phi = -\nabla \cdot D^g \nabla \phi^g + (\Sigma_a^g + \Sigma_f^g) \phi^g - \sum_{g' \neq g} \Sigma_s^{g' \rightarrow g} \phi^{g'} \quad (3)$$

$$F\phi = \chi^g \sum_{g'} \nu \Sigma_f^{g'} \phi^{g'} / k_{eff} \quad (4)$$

(3), (4)式に用いられた拡散パラメータは通常よく用いられているのでその説明は省略する。

感度係数を計算しようとする核特性量のうち中心反応率比、反応率分布は中性子束と断面積との積をエネルギーについて積分したいわゆるリネアーな積分量であるが、 k_{eff} および各種反応度値の計算式には随伴中性子束が導入されておりバイリネアーな積分量となっている。ここでは、バイリネアー積分量に対する感度係数計算法について述べる。

k_{eff} および各種反応度値は一般に次式で表される。

$$R = \frac{\langle \phi^* H_1 \phi \rangle}{\langle \phi^* H_2 \phi \rangle} \quad (5)$$

ここで H_1, H_2 は断面積に依存した演算子であり、ブラケットは空間及びエネルギーについての積分を示す。いま断面積が $\Sigma \rightarrow \Sigma + \delta \Sigma$ に変化した場合の中性子束並びに随伴中性子束の変化分を $\delta \phi, \delta \phi^*$ と書くと、 R の変化 δR は次式により与えられる。

$$\begin{aligned} \frac{\delta R}{R} = & \left\{ \frac{\langle \phi^* \delta H_1 \phi \rangle}{\langle \phi^* H_1 \phi \rangle} - \frac{\langle \phi^* \delta H_2 \phi \rangle}{\langle \phi^* H_2 \phi \rangle} \right\} \\ & + \langle \delta \phi \left\{ \frac{H_1^*}{\langle \phi^* H_1 \phi \rangle} - \frac{H_2^*}{\langle \phi^* H_2 \phi \rangle} \right\} \phi^* \rangle \\ & + \langle \delta \phi^* \left\{ \frac{H_1}{\langle \phi^* H_1 \phi \rangle} - \frac{H_2}{\langle \phi^* H_2 \phi \rangle} \right\} \phi \rangle \end{aligned} \quad (6)$$

(6)式で $\delta \phi \cdot \delta \phi^*$ のような2次の微小量は無視した。(6)式の第1項は断面積の変化による演算子 H_1 並びに H_2 の変化を直接表しており、第2項及び第3項は中性子束及び随伴中性子束の変動による寄与を示している。この第2項及び第3項を一般化中性子束及び一般化随伴中性子束を用いて書き換える。一般化中性子束 Γ を次式の解として定義する。

$$P\Gamma = \frac{H_1 \phi}{\langle \phi^* H_1 \phi \rangle} - \frac{H_2 \phi}{\langle \phi^* H_2 \phi \rangle} \quad (7)$$

ここで P は(1)式で定義される拡散演算子である。一般化随伴中性子束 Γ^* は次式により定義される。

$$P^* \Gamma^* = \frac{H_1^* \phi^*}{\langle \phi^* H_1 \phi \rangle} - \frac{H_2^* \phi^*}{\langle \phi^* H_2 \phi \rangle} \quad (8)$$

(7), (8)式を(6)式に代入し、

$$P\delta\phi = -\delta P\phi \quad (9)$$

$$P^*\delta\phi^* = -\delta P^*\phi^* \quad (10)$$

なる関係式を用いると δR は以下ようになる。

$$\begin{aligned} \delta R/R = & \langle \phi^* \delta H_1 \phi \rangle / \langle \phi^* H_1 \phi \rangle \\ & - \langle \phi^* \delta H_2 \phi \rangle / \langle \phi^* H_2 \phi \rangle \\ & - \langle \Gamma^* \delta P \phi \rangle - \langle \Gamma \delta P^* \phi^* \rangle \end{aligned} \quad (11)$$

(11)式が一般化摂動論に基づく感度係数計算の基礎式であり、着目する核特性量が定まると一般化中性子束及び一般化随伴中性子束は(7), (8)式により計算される。これらは断面積の変化に依存せず感度係数の計算では $\delta H_1, \delta H_2, \delta P, \delta P^*$ のみを各断面積の変化に合わせて変えればよいので、(11)式は多数の断面積に対する感度係数の計算に適している。

一般化中性子束 Γ は(7)式で定義されるが、(1)式により分かるように演算子 P は特異演算子であるため、 P の逆演算子を用いて Γ を計算しようとするとは解は発散してしまう。そこで以下のようにして一般化中性子束を求める。まず、演算子 P を(1)式に示されるように A, F で書きあらわし

核分裂をn回引き起こして生じる一般化中性子束を Γ_n と書けば Γ_n は以下の式を満たす。

$$A\Gamma_n = H_1 \phi / \langle \phi^* H_1 \phi \rangle - H_2 \phi / \langle \phi^* H_2 \phi \rangle \quad (12)$$

$$A\Gamma_n = F\Gamma_{n-1} \quad (13)$$

この時、一般化中性子束は

$$\Gamma = \sum_{n=0}^{\infty} \Gamma_n \quad (14)$$

により計算される。 Γ_n ($n \rightarrow \infty$)は0に収束する事が理論的に証明されており、実際的にもnを10項まで取れば十分に精度のよい解が得られる。 Γ_n の数値計算の際に生じる誤差を取り除くため次式の操作を行う。

$$\Gamma_n = \Gamma_n - \phi \langle \Gamma_n F^* \phi^* \rangle / \langle \phi F^* \phi^* \rangle \quad (15)$$

(15)式を用いると(12)式右辺のソース項を差分化する際に近似を用いても感度係数は十分な精度で求められる。この事をNaボイド反応度に対する ^{239}Pu (n, f) 断面積の感度係数計算を例として説明する。Naボイド反応度計算では(12)式右辺第1項の分母は

$$\begin{aligned} \langle \phi^* H_1 \phi \rangle = & \int_{V_i} d\vec{r} \{ \Delta D^g \text{grad } \phi^{*g} \text{grad } \phi^g \\ & + \phi^{*g} (\Delta \Sigma_{ai}^g + \Delta \Sigma_{ri}^g) \phi^g - \phi^{*g} \sum_{g' \neq g} \Delta \Sigma_{si}^{g' \rightarrow g} \phi^{*g'} \} \end{aligned} \quad (16)$$

となる。ここで Δ はボイドになる事による断面積変化を示す。分子を次の方式1で計算する場合には(12)式の右辺をSとすれば数値的に

$$\langle \phi^* S \rangle \neq 0 \quad (17)$$

となり、方式2で計算すると

$$\langle \phi^* S \rangle = 0 \quad (18)$$

となる。

$$\begin{aligned} \text{方式1: } \int_{V_i} d\vec{r} H_1 \phi &= -\Delta D_i^g \int_{V_i} d\vec{r} \nabla^2 \phi^g \\ &+ (\Delta \Sigma_{ai}^g + \Delta \Sigma_{ri}^g) \phi_i V_i \\ &- \sum_{g' \neq g} \Delta \Sigma_{si}^{g' \rightarrow g} \phi_i^{g'} V_i \end{aligned} \quad (19)$$

$$\begin{aligned} \text{方式2: } \int_{V_i} d\vec{r} H_1 \phi &= - \int_{V_i \text{表面}} ds (\vec{n} \cdot \Delta J) \\ &+ (\Delta \Sigma_{ai}^g + \Delta \Sigma_{ri}^g) \phi_i V_i \\ &- \sum_{g' \neq g} \Delta \Sigma_{si}^{g' \rightarrow g} \phi_i^{g'} V_i \end{aligned} \quad (20)$$

但し ΔJ は領域 V_i がボイドになった事による中性子流の変化分であり、(19)と(20)式の主な違いはボイド領域外では(19)式の値は零となるが、(20)式では右辺第1項がボイドに接する領域で零にならない事である。Table 1に方式1、2により ^{239}Pu (n, f)断面積に対するNaボイド反応度の感度係数を誤差を取り除く(15)式を使用した場合と使用しない場合に対して示す。方式2を用いれば

式が満足されているので計算に式を用いる必要もないが、方式1を用いると式を用いないと結果も信用できない事がわかる。

3. 結果と議論

炉心容積 4600ℓ の高速臨界集合体 ZPPR-9²⁾ における k_{eff} 、Na ボイド反応度、中心反応率比、反応率分布に対する感度係数を、2節に示した方法に基づき作成した感度係数計算コード SAGEP により計算した。計算は Fig. 1 に示す RZ 体系で行い、断面種セットとして JENDL-2B-70 群セットを用い燃料ドロワーの非均質性は無視して RZ 体系の荷重スペクトルを用いて 16 群および 7 群のマイクロ断面種を作成した。Na ボイド反応度値に対する感度係数は 16 群で求め、他の特性量の感度係数は 7 群で計算した。Table 2 に炉中心の 9 ドロワー (3 行 3 列) が軸方向に密着面より ±2032 cm (±9 inch) ボイドになった場合 (Fig. 1 参照) の Na ボイド反応度に対する感度係数を示す。2 KeV 以下のエネルギー領域における $^{239}\text{Pu}(n, f)$ 断面種並びに $^{238}\text{U}(n, \gamma)$ 断面種の感度係数が大きい。Fig. 2 に示した JENDL-1 および 2 の $^{239}\text{Pu}(n, f)$ 断面種より両ファイルの差は 1 KeV 付近で大きく、JENDL-2B 断面種は JENDL-1 にくらべ数% 小さい事がわかる。³⁾ JENDL-2B を用いた ZPPR-9 集合体の Na ボイド反応度に対する解析結果⁴⁾ より C/E 値は炉中心で 1.14、軸方向ブランケットでは 1.55 となる事が指摘されている (Fig. 3)。 $^{239}\text{Pu}(n, f)$ 断面種を JENDL-1 並みに 0.5~2 KeV のエネルギー範囲で 20% 程度増加させると C/E 値は炉中心で $1.14 \rightarrow 1.14 - 0.430 \times 0.2 = 0.429 \times 0.2 = 0.97$ と 17% も減少する事が感度係数により推定できる。

つきに k_{eff} に対する感度係数について議論する。Table 3 に $^{239}\text{Pu}(n, f)$ 、 $^{239}\text{Pu}(n, \gamma)$ 、 $^{238}\text{U}(n, \gamma)$ 断面種の感度係数を示す。計算は 7 群で行っているので Na ボイド反応度の場合のように詳細にエネルギー範囲を区切っていないが 0.1~1 KeV の $^{239}\text{Pu}(n, f)$ 断面種を 20% 大きくすると k_{eff} 計算値は 0.84% $\Delta k/k$ 増加する事がこの表より予想される。Table 4 には ZPPR-9 及び 10 集合体に対する JENDL-2B 断面種を用いて得られた k_{eff} の C/E 値が示されてあるが⁴⁾、上記のように $^{239}\text{Pu}(n, \gamma)$ 断面種を増加すると ZPPR-9 集合体の C/E 値は 1.001 となる。

Table 5 には中心反応率比 ^{238}U -capture/ ^{239}Pu -fission に対する感度係数を示す。 ^{238}U による中性子捕獲量は増殖特性を計算する上で重要な反応率であるが、ZPPR-9 および 10 集合体での上記スペクトルインデックスについては 6% 程計算値が過大評価されている。⁴⁾ 1 KeV 付近の $^{239}\text{Pu}(n, f)$ 断面種を 20% 変えても $^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$ f 比は 1~2% しか変化しないが、過大評価が改善される方向に向う。

Table 6 には一例として $^{238}\text{U}(n, f)$ 反応率の径方向分布に対する $^{239}\text{Pu}(n, f)$ 断面種の感度係数を示す。反応率分布は炉中心で規格化したので中心での感度係数は零になる。 $^{239}\text{Pu}(n, f)$ 断面種が 1 KeV 付近で 20% 変化しても反応率分布に対する影響は高々 1% 程度である事がわかる。

4. まとめ

高速臨界集合体での感度解析により以下の結論が得られた。

- (1) JENDL-2B 断面積ファイルを用いた計算では高速臨界集合体 ZPPR-9 の Na ボイド反応度を炉中心で 15% 程度過大評価したが、JENDL-1 並みに 1 KeV 付近の $^{239}\text{Pu}(n, f)$ 断面積を 20% 程度増加させると Na ボイド反応度は 15% 程度減少し、測定値とよく一致した。
- (2) 同じく k_{eff} も 0.8% $\Delta k/k$ 増加し、固有値に対する影響も大きい事がわかった。
- (3) 反応率比並びに反応率分布に対しても感度係数を通して断面積の影響を検討でき、感度係数を一旦計算しておけば核特性量の解析に有用であり、今後燃焼特性に対する感度係数を作成する事が望まれる。

謝 辞

本研究の遂行に当り日本原子力研究所の菊池康之氏、日本原子力事業の亀井孝信氏、吉田正氏、飯島俊吾氏に一般化摂動論に関する議論並びに JENDL-2B による計算結果につき議論していただき深く感謝致します。さらにコード作成については阪大の原氏に協力をしていただき感謝の意を表明する。

参考文献

- 1) Kikuchi, Y et al. : J. Nucl. Sci. Technol. 17 (1980)
- 2) 金城勝哉, 他 : 原子力学会昭和 56 年年会要旨集, B31~B36, (1981).
- 3) 菊池康之, シグマ委員会積分評価ワーキンググループ資料.
- 4) 西 裕士, 他 : 原子力学会昭和 57 年年会要旨集, C30~C35.

Table 1 Effect of round-off error elimination on sensitivity coefficient of sodium void worth to $^{239}\text{Pu}(n,f)$ cross section

	Method 1		Method 2	
	without Eq.(15)	with Eq.(15)	without Eq.(15)	with Eq.(15)
Sensitivity coefficient	-3.845	-1.088	-1.092	-1.057

Table 2 Sensitivity coefficient of sodium void reactivity in ZPPR-9

Group no.	Upper energy (eV)	^{239}Pu fission	^{239}Pu capture	^{238}U capture	^{238}U scattering
1	1.05+7	0.0*	0.0	-0.0	-1.6
2	6.5 +6	0.6	0.0	-0.1	-4.5
3	4.0 +6	0.6	0.0	-0.2	-8.3
4	2.5 +6	-2.3	0.0	-0.4	-9.8
5	1.4 +6	3.3	-0.1	-2.5	-5.6
6	8.0 +5	2.5	-0.2	-3.7	-1.5
7	4.0 +5	18.0	1.0	-7.8	-4.2
8	2.0 +5	3.5	-0.3	-3.5	-2.2
9	1.0 +5	15.7	-0.8	-9.0	-3.9
10	4.65+4	0.9	0.5	1.1	0.4
11	2.15+4	-7.4	2.2	9.8	0.7
12	1.0 +4	1.0	0.9	1.9	0.4
13	4.65+3	2.8	-0.3	-1.7	0.3
14	2.15+3	-43.0	15.2	31.0	0.3
15	1.0 +3	-42.9	16.8	26.1	0.3
16	4.65+2	-39.0	15.4	18.4	0.1

* $\% \Delta k/k / \Delta \sigma/\sigma$.

Table 3 Sensitivity coefficient of keff in ZPPR-9

Group No.	Upper energy	$^{239}\text{Pu}(n,f)$	$^{238}\text{U}(n,\gamma)$	$^{239}\text{Pu}(n,\gamma)$
1	10.5Mev	0.009	0.000	0.000
2	4.0	0.043	-0.003	0.000
3	1.0	0.230	-0.066	-0.010
4	0.1	0.170	-0.116	-0.018
5	10 Kev	0.077	-0.059	-0.021
6	1	0.042	-0.024	-0.015
7	0.1	0.002	-0.001	0.000
Sum		0.580	-0.262	-0.066

Table 4 C/E Value of keff in ZPPR-9 and 10 assemblies

ZPPR	9	10A	10B	10C	10D	average
C/E	0.993	0.991	0.993	0.991	0.990	0.9916 ± 0.0021

Table 5 Sensitivity Coefficient of Central $^{238}\text{C}/^{49}\text{F}$

Group no.	$^{239}\text{Pu}(n,f)$	$^{238}\text{U}(n,\gamma)$	$^{238}\text{U}(n,n)$ (n,n')	$0(n,n)$ (n,n')	$\text{Na}(n,n)$ (n,n')	$^{239}\text{Pu}(n,\gamma)$	$\text{Fe}(n,n)$ (n,n')
1	-0.011	0.0	+0.004	0.0	+0.001	0.0	+0.002
2	-0.067	+0.008	+0.031	+0.006	+0.005	0.0	+0.010
3	-0.400	+0.203	+0.041	+0.079	+0.034	-0.001	+0.018
4	-0.332	+0.384	-0.006	-0.009	-0.006	-0.011	-0.005
5	-0.151	+0.214	-0.003	-0.016	-0.007	-0.012	-0.009
6	-0.084	+0.082	0.0	-0.001	0.0	+0.002	-0.001
7	-0.003	+0.002	0.0	0.0	0.0	+0.001	0.0
Sum	-1.049	+0.894	+0.068	+0.059	+0.028	-0.020	+0.016

Table 6 Sensitivity Coefficient of $^{235}\text{U}(n,f)$ Reaction Rate Distribution to $^{239}\text{Pu}(n,f)$ Cross Section

Position*	45.24	87.55	90.24	118.40	121.84
Group no.					
1	+0.002	+0.005	+0.004	+0.007	+0.007
2	+0.005	+0.022	+0.020	+0.035	+0.031
3	+0.014	+0.063	+0.057	+0.100	+0.090
4	-0.003	-0.018	-0.017	-0.021	-0.014
5	-0.007	-0.033	-0.031	-0.049	-0.040
6	-0.009	-0.037	-0.033	-0.058	-0.049
7	0.0	-0.002	-0.002	-0.003	-0.002
Sum	+0.001	-0.001	-0.001	+0.011	+0.022

* Radial Distance from Core Center (cm)

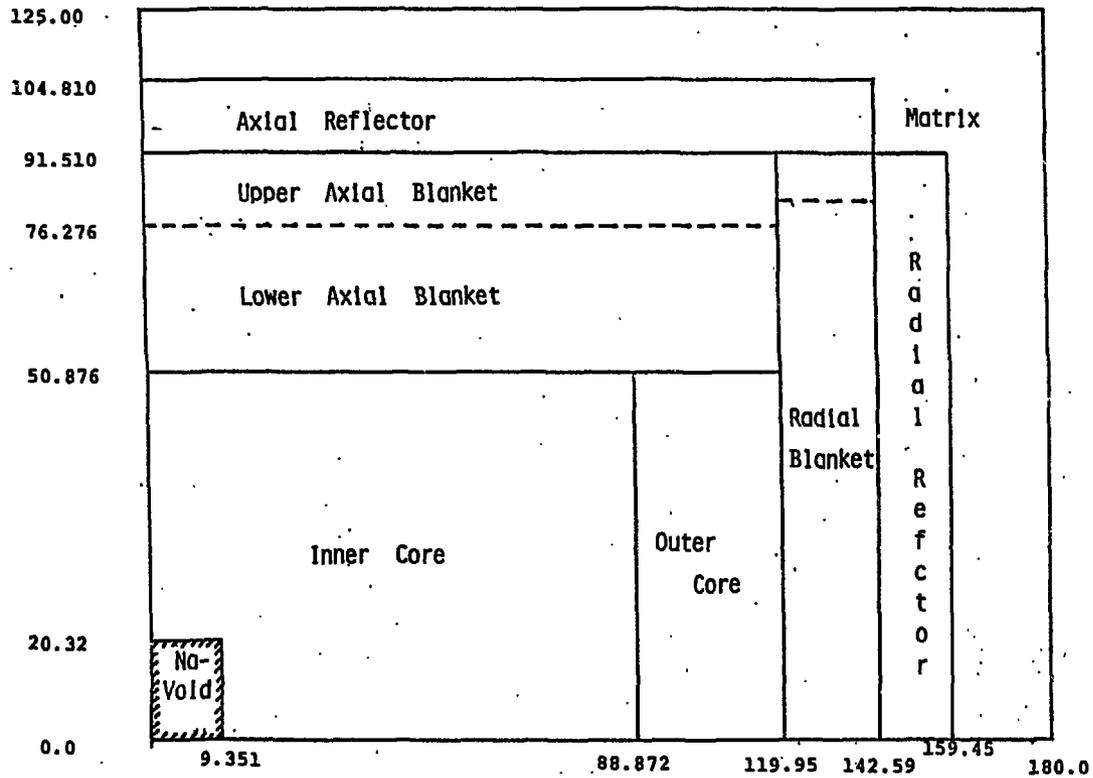


Fig.1 RZ Model of ZPPR-9

Fig. 1 RZ model of a fast critical assembly ZPPR-9

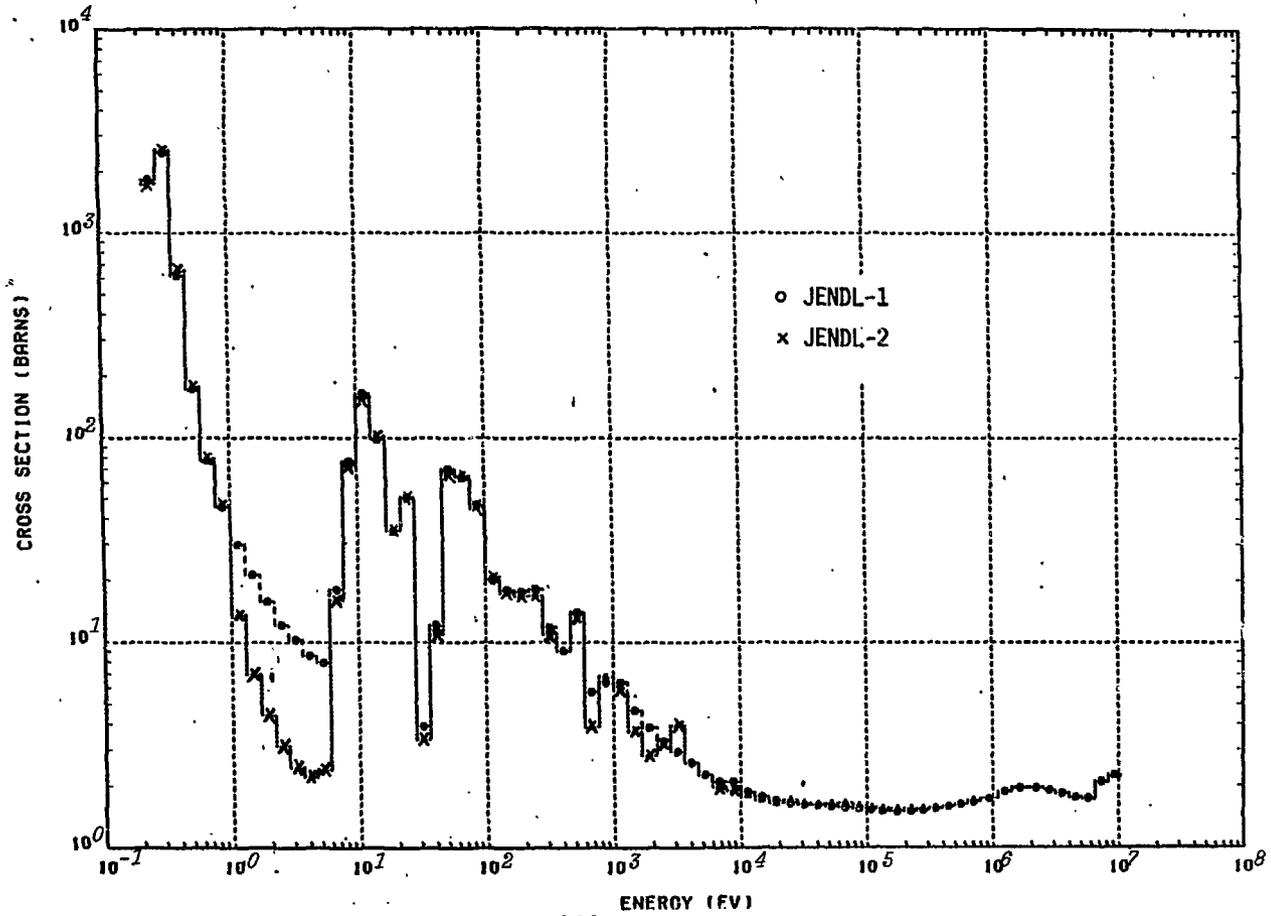


Fig. 2 Comparison of $^{239}\text{Pu}(n,f)$ cross section

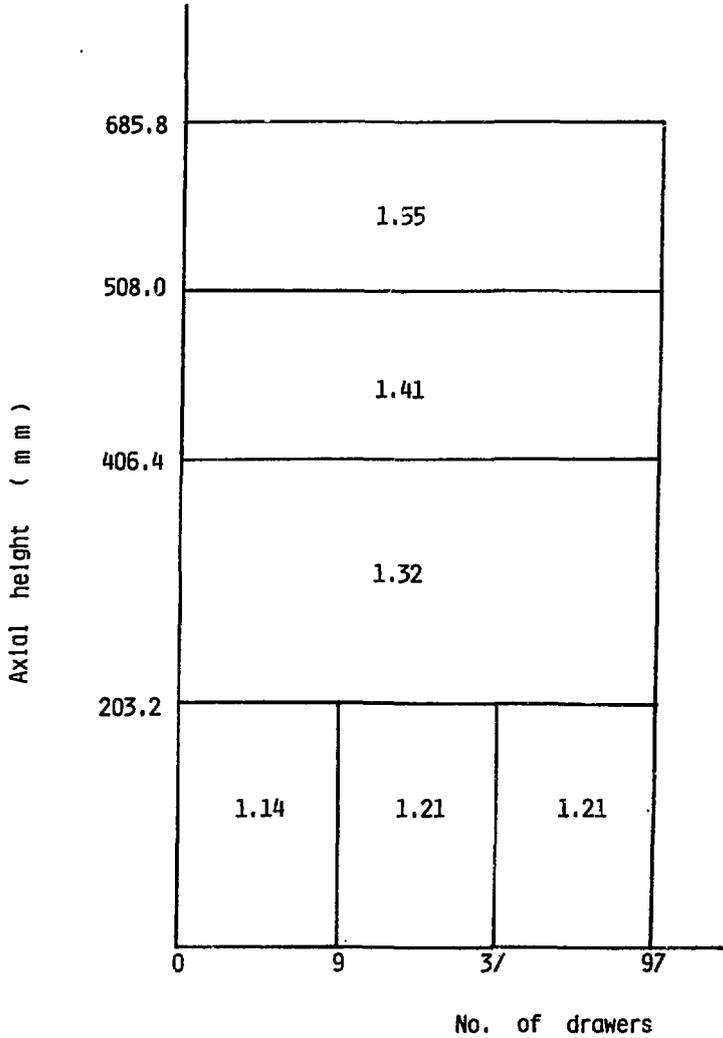


Fig. 3 C/E value of sodium void reactivity worths in ZPPR-9

討 論

Q：山野直樹（原研）

^{239}Pu fission cross sectionの14～15群の感度係数はエネルギー群構造が変化した時も同じような値となるのかどうか。

A：竹田敏一（阪大）

Na ボイドワースに対する ^{239}Pu (n, f) 断面積の14及び15群の感度係数は非常に大きく、エネルギー群構造が変化した場合にはNa ボイドワース そのものは変化するが、感度係数の変化は少ないと思う。

C：菊池康之（原研）

Na ボイド係数に対して、2 KeV 以下の ^{239}Pu の断面積が大きく効くのはadjoint flux はエネルギーの下から解くので、下のエネルギーの断面積の誤差が上のエネルギーに伝播して、その勾配を大きく変えることにより、slowing down componentを変化させる。このadjoint spectrumの変化は直接計算でも確認された。

5. 総 括(1)

村田 徹*

Summary Talk (1)

Tohru MURATA*

シグマ研究委員会は20周年を迎え、JENDL-3完成へ向けて新しい局面に達している。また、徐々にではあるが世代の交代がなされているが、このような時期に、過去を振り返り、現在を反省して、将来への展望を得ることは重要であると考えられる。このような意味で、委員会創設期より重要な役割を果たされ、現在も委員会で大いに活躍されている中嶋龍三氏の20周年記念講演は意義深いものがあつたと思われる。特に、初期の段階で、こわごわ国際舞台に出て行った様子など一般に知られていない情況など、我国の核データ活動も国際的に新しい役割を果たすべき時期に達していることを考えると、大いに今後参考とすべきものがあるかと思われた。

我国における核データ活動の進展については理論及び実験の二面から、それぞれ五十嵐信一氏及び相山一典氏によって報告がなされた。理論関係では断面積計算コード開発のレビューがなされたが、JENDL-1、JENDL-2の評価で重要な役割を果たしたELIESEやCASTHYコードの他にも、実に様々なコードが開発、導入されていることを知ったが、これ等のコードをJENDL-3の評価に向けて、計算パラメータの整備も含め、利用しやすい形に整備することが急務であろうと感ぜられた。

実験関係では、中性子断面積測定の結果が述べられたが、特に、ここ数年来の進展が目覚ましく、国際会議で注目されるような報告がなされているとのことであった。しかし、中性子断面積測定に対するマシンタイムの割当が少なく、データプロダクションが思うようになされ得ないことが指摘された。この点については原研のタンデムでも事情は同様であるとのことで、データの現状が必ずしも満足すべきもののみではないことを考え併せると、今後何らかの措置をとる必要のあることが痛感された。

第1日目後半では、最近の話題についての三件の講演がなされたが、いずれも将来の核データ評価に有用なものであった。岩本 昭氏によって行われた前平衡過程の理論の紹介は、各ステップを追って説明がなされ分りやすく有益であったが、今後JENDL-3の評価に向けて、一般の評価者にも利用しやすい形にコード整備がなされることを期待したい。次に宇野正宏氏により理論の内在誤差を考慮した新しい統計法が報告されたが、これは核データ評価には欠かせない、実験値をフィッティングする際に必要となる方式に新しい強力な方法を与えるもので、その活用が大いに期待される。竹田敏一氏によって行われたFBRのNaボイド係数の一般化摂動感度解析では、思わぬエネルギー領域での断面積の重要さが指摘され、核データ評価の際には、とすれば重要データの評価以外は安易に行うことが多いが、全エネルギー領域で、諸量を手抜きせずに評価すべきであると反省させられた。

以上、研究会第1日目の講演についての総括を述べたが、今後のシグマ研究委員会活動にいずれも有益であったと感ぜられた。なお、この総括は田中茂也氏が担当される予定であったが、同氏が当日急病で欠席されたため代行したものである。

* 日本原子力事業(株), Nippon Atomic Industry Group Co.

6. 利用者・評価者・測定者の討論

Topical Discussion

A FBR 燃焼計算における核データの問題

Nuclear Data for Burn-up Calculation in FBR

6 A・1 大型炉燃焼ベンチマーク計算における問題

中川 正幸⁺

NEACRP で提案された大型高速炉の燃焼ベンチマーク計算の国際比較が行われた。その結果、燃焼に関連する核特性に対する核データ又は炉定数に起因する不確かさが明らかとなった。特に、重い核の断面積の不確かさは、燃焼反応度に対し、0.5% Δk の不確かさを与えること、LFRの断面積のばらつきもかなり大きいことが分った。ここでは、専門家会議で検討された問題の中から、主要な点について述べる。

LMFBR Benchmark Calculation Intercomparison for Fuel Burn-up

Masayuki NAKAGAWA⁺

Intercomparison calculations have been made for the NEACRP LMFBR benchmark problems on fuel burn-up. The uncertainties of calculated parameters are related to the variance of nuclear data or multi-group data. In particular, the present data accuracies of heavy isotope cross sections cause the significant uncertainty (about 0.5% Δk) for the burn-up reactivity. The comparison of lumped fission product cross sections shows still high spread among the laboratories. The brief description is given for the topics discussed at the special meeting.

1. はじめに

高速炉の実用化に向けて炉心設計では、原型炉から大型実用炉の段階に入って来た。実用炉では特に炉心の燃焼特性は、経済性や運転計画にとって重要になって来る。NEACRP では、既に大型炉の核特性に関する国際比較のためのベンチマーク計算を行ったが、それに続いて1980年に燃焼特性に対するベンチマーク計算を提案した。これは、各種の燃焼に関連する核特性に対する、核データとその処理法に起因する不確かさを明らかにすることを目的としている。その結果は、1982年4月にカグラッシュ研究所における専門家会議で検討された。¹⁾ その内容を中心として、特に問題となった燃焼反応度について述べるが、全体の報告書は近く出版される予定である。

⁺ 日本原子力研究所, Japan Atomic Energy Research Institute

2. 参加機関と核データ

ベンチマーク計算を行った機関名とその核データ又は炉定数を表1に示す。これらの中で adjust された核データは、CARNAVAL 4, KFKINR 1及びFGL-5である。FP データに関しては、フランスが、Phenixの照射燃料を用いた積分実験の結果を使って adjust を行っている。核データファイルから出発した機関は、詳細スペクトルコードで基本モード計算を行い 27 又は 25 群の定数を作成し、炉心計算を行うように指定されている。計算の対象となった炉心は、図1に示すような体積 9950ℓのナトリウム冷却型高速炉であるが、詳細は参考文献(2)に記載されているので省略する。燃焼計算の条件は、3000MW_tで360日全出力運転を行った時を、燃焼末期とする。比較の対象となったパラメータを表2に示す。これらの大部分は、燃焼初期と末期について求める。

3. 燃焼反応度

今回の国際比較で最も重要な差が生じたものの一つが燃焼反応度である。表3に比較を示す。 $\delta k_{\text{EFF}}(1)$ は、全燃焼反応度、同じく(2)は、ブランケットにおけるPuの蓄積による反応度の増加、(3)はFPの蓄積による反応度損失、そして(4)が、炉心における燃料核種の変化に伴う反応度変化である。これから、全反応度で0.5% δk の標準偏差が生じていることが分る。ちなみに、燃焼反応度の目標精度は、5~10%とされていることを考えれば、これは重要な差であることがわかる。その内訳としては、炉心の燃料核種の燃焼によるものが最も大きく、次いでFPの蓄積による反応度変化の予測精度である。前者に関しては、核種及び反応に関してCEAで感度解析が行われ、誤差の主な原因が、 ^{238}U の捕獲断面積によるものであることが明らかとなった。今回の比較では、 $^{238}\sigma_c$ の一群平均断面積における標準偏差は、2.1%であるが、それでも全体の42%はこれに起因することが判った。なお、現在、出されている断面積の要求精度は、 $^{238}\sigma_c$ の場合3%という厳しい値となっているが、例えばこれが達成されたとしても、約0.4% δk の燃焼反応度の予測誤差が $^{238}\sigma_c$ から生じることになり、大変厳しい精度が必要となる。この様に、炉心燃料の燃焼による反応度変化に不確定さが大きくなるのは、一つには大型炉心であることと、燃料の体積比が大きく、内部増殖比が高いことも原因している。つまり、燃焼するPuと生成するPuが反応度的にみて、バランスしており、 $^{238}\sigma_c$ と ^{239}Pu の σ_a の相対値に、極めてセンシティブであるためと考えられる。実験炉や原型炉では、燃焼反応度は、専らPuの燃焼による反応度損失が効いて来るので、 $^{238}\sigma_c$ の感度は小さくなる。

例えば、ENDFB/5を用いたANLと、JENDL2を用いたJAERIの結果について、Puの生成量を比較して見ると、表4に示すように、内側炉心でかなり大きな差があり、これが燃焼反応度に大きく効いている。この差が生じる主な原因として、ANLとJAERIの断面積の比をとると、 $^{238}\sigma_c$ は、1.015であり、 $^{239}\sigma_a$ は、0.982となる。つまりこれらはいづれもPuの生成量に対しJAERIの値を小さくする方向になる。このように、燃焼反応度の計算精度を良くするには、 $^{238}\sigma_c$ と $^{239}\sigma_a$ の絶対値の精度を上げるのが困難とすれば、相対値の精度を上げることが大切となる。

4. FP 断面積

今回のベンチマーク計算で、もう一つ問題になった点は、FPの断面積の標準偏差が予想外に大きくなった点である。先に示したように、反応度変化に対してもFPの寄与は、約16%の標準偏差があり、これは、lump FPの一群断面積のそれとコンシステントである。表5に、一群平均の吸収断面積の比較を示す。この表の上段は、各国が計算したベンチマーク炉心のスペクトルを用いて加重平均した値であり、下段は、全てスーパーフェニックスI炉心のスペクトルで加重平均したものである。CEAのLFPは、個々の単体FP断面積をadjustして作成したデータからlump化したものを、更に、LFPとしてadjustして作ったものであるが、他国との間にかなりの差が見られる。またスペクトルを統一したものは、標準偏差が小さくなる。つまり中性子スペクトルの影響はかなり大きいことと、吸収断面積のエネルギー依存性にも差があると思われる。その他LFPに関しては、非弾性散乱の効果が15~20%と無視できないこと、FPの移動効果があること（CEAでは5%±3%としている）、Yieldにも不確定さがあること等が指摘できる。

今回得られた平均値は、全ての結果の単純平均であるが、ENDFB/4のLFPはかなり小さい吸収断面積を与えるので、これを除外すれば、約10%程度の不確かさを見て良いのではないか。今後FPの精度を上げるためには、LFPの形で評価するための積分実験が重要と考えられ、炉物理分野の人の努力も必要であろう。次に個々のアイソトープの一群吸収断面積で、差が著しかったものを表6に示す。ここには、平均値に対するJENDL1の比も示されている。

5. その他

その他に比較されたパラメータの内から、いくつかの結果を示す。表7は、高アクチナイド核種の生成量について、JAERIと平均値及び標準偏差を示めたものである。²³⁶Puは、崩壊定数と分岐比に問題があるために生じたものである。Cm以外は、ほぼ目標精度内にあるといえよう。表8は、中心反応率比を比較したものであるが、JENDL-2は、C49/F49が最も大きいことが特筆される。C28/F49は、標準偏差が大変小さい。これは、ZPPR-9、-10におけるC/Eがかなり大きいことと比べて見ると大変興味深い。またこれらの量の燃焼初期と末期の相対変化量の標準偏差も小さく、燃焼によるバラツキはあまりないと云える。最後に、参考のために、各機関の一群平均吸収及び核分裂断面積を比較したものを表9に示す。特に、標準偏差が大きいのは、²⁴⁰Puと²⁴¹Puの吸収断面積である。

なおこの発表をするに当たり、MAPIの関雄次氏並びにNAIGの吉田正氏から有意義なコメントを頂いた。感謝します。

参考文献

- 1) 中川正幸：日本原子力学会誌 24(10) P. 788 (1982)
- 2) Lesage, L.G. et al., ANL-80-78, NEA-CRP-L-243, "Proc. the NEACRP/IAEA Specialists Meeting on the International Comparison Calculation of a Large Sodium-Cooled Fast Breeder Reactor (1980)

Table 1 Organization and Nuclear Data

Organization	Cross Section File	FP data
ANL	ENDFB/5	ENDFB/5
Australia	ENDFB/4	ENDFB/4
CEA	CARNAVAL4*	ENEAC-CEA*
ENEA	ENDFB/4	ENEA
EIR	ENDFB/4	ENDFB/4
JAERI	JENDL-2B	JENDL-1
KFK	KFK1NR1*	ENDFB/5
UK	FGL-5*	Bartram et al.

* Adjusted library

Table 2 Burn up reactivity change

ORGANIZ.	δ KEFF (1)	δ KEFF (2)	δ KEFF (3)	δ KEFF (4)
ANL	-0.01003	0.00565	-0.01940	0.00484
AUSTRAL.	-0.00541	0.00569	-0.01692	0.00690
CEA-2	-0.01275	0.00595	-0.01722	-0.00056
ENEA	-0.00678	0.00547	-0.01811	0.00666
EIR-1	-0.00735	0.00535	-0.01269	0.00065
JAERI	-0.01474	0.00561	-0.01870	-0.00074
KFK-1	-0.01582	0.00562	-0.02207	-0.00172
KFK-2	-0.01940	0.00487	-0.02181	-0.00239
KFK-3	0.0	0.0	0.0	0.0
UKAEA	-0.01727	0.00575	-0.02124	-0.00113
MEAN	-0.01217	0.00555	-0.01868	0.00139
ST. DEV.	0.00501	0.00031	0.00295	0.00370

 δ KEFF(1) global reactivity loss per cycle δ KEFF(2) reactivity gain due to Pu build-up in blankets δ KEFF(3) reactivity loss due to FP build-up δ KEFF(4) reactivity variation due to the core heavy isotope burn-up

Table 3 Calculated Core Parameters

Breeding ratio, Breeding gain,
Fission rate distribution
Central reaction rate ratio
Sodium void worth
Burn up reactivity
Irradiated fuel composition
Neutron spectrum
Concentration of fission products
One group cross section (actinide, FP)

Table 4 Comparison of ^{239}Pu production (δ_{kg})

	Inner core	Blanket
ANL	115	447
JAERI	94	438
Mean	107	435

Table 5 Lumped Fission Cross Section

	ANL	CEA	JAERI	UK	Mean	Std.
σ_c 1)	0.547	0.44	0.561	0.52	0.500	0.08 (16%)
σ_c 2)	0.527	0.45	0.533	0.51	0.505	0.03 (7%)

- 1) Weighted with the benchmark spectrum
 2) Weighted with Super-phenix 1 spectrum

Table 6 Status of FP isotope
in JENDL-1

Isotope	St.Dev. (%)	JENDL/Mean.
CS-135	66.1	2.1 ^a
Ru-103	52.5	—
Zr-93	30.6	1.61
Sm-151	24.7	0.88
Sm-149	18.5	1.04
Ag-109	18.1	1.20
Pb-107	17.7	0.99
LFP	16.1	1.12 ^b

a B/4, B/5 too small

b B/4 small

Table 7 Actinide Build Up

	JAERI	Mean	Std. (%)	T.A. *
Np-237	1.58-6	1.50-6	18	
Pu-236	6.82-18	4.05-12	183	
Pu-238	3.74-7	3.71-7	16	o
Pu-242	3.31-5	3.37-5	7	o
Am-241	3.96-6	3.88-6	2	o
Am-243	1.65-6	2.17-6	22	Δ
Cm-242	1.19-7	1.67-7	26	
Cm-244	—	—	48	

* Target accuracy

Table 8 Central Reaction Rate Ratio

EOC	C28/F49	F28/F49	C49/F49
JAERI	0.1612	0.0240	0.3172
ANL	0.1635	0.0231	0.2941
Mean	0.1635	0.0227	0.3004
Std. (1σ)	0.0020	0.0007	0.0096
BOC, Std.	0.0023	0.0008	0.0096

Table 9 One group cross sections

Fission

ORGANIZ.	U-235	U-238	PU-239	PU-240	PU-241
ANL	1.98250	0.04190	1.05050	0.37100	2.60430
AUSTRAL.	2.03490	0.04080	1.86030	0.35880	2.63620
CEA-2	1.93900	0.03950	1.80600	0.33400	2.53000
ENEA	2.01700	0.04030	1.84300	0.35480	2.60800
EIR-1	2.04995	0.03990	1.87490	0.35770	2.65500
JAERI	2.01080	0.04430	1.85640	0.37290	2.64450
KFK-1	2.05819	0.04323	1.87375	0.37064	2.59455
UKAEA	1.98000	0.04270	1.83000	0.35100	2.70000
MEAN	2.02008	0.04157	1.85402	0.35855	2.63987
ST. DEV.	0.04251	0.00152	0.02278	0.01143	0.05880

Capture

ORGANIZ.	U-235	U-238	PU-239	PU-240	PU-241
ANL	0.60820	0.30440	0.55630	0.59800	0.49770
AUSTRAL.	0.60680	0.31160	0.56860	0.57260	0.50540
CEA-2	0.59300	0.29200	0.56800	0.55200	0.49000
ENEA	0.61880	0.30840	0.56670	0.57010	0.51620
EIR-1	0.61370	0.30450	0.57730	0.57350	0.51000
JAERI	0.64410	0.29990	0.59530	0.61780	0.53380
KFK-1	0.61784	0.30539	0.56546	0.53545	0.51903
UKAEA	0.53500	0.29200	0.54800	0.62700	0.62000
MEAN	0.60290	0.30300	0.56409	0.56100	0.54585
ST. DEV.	0.02818	0.00653	0.01425	0.07271	0.05025

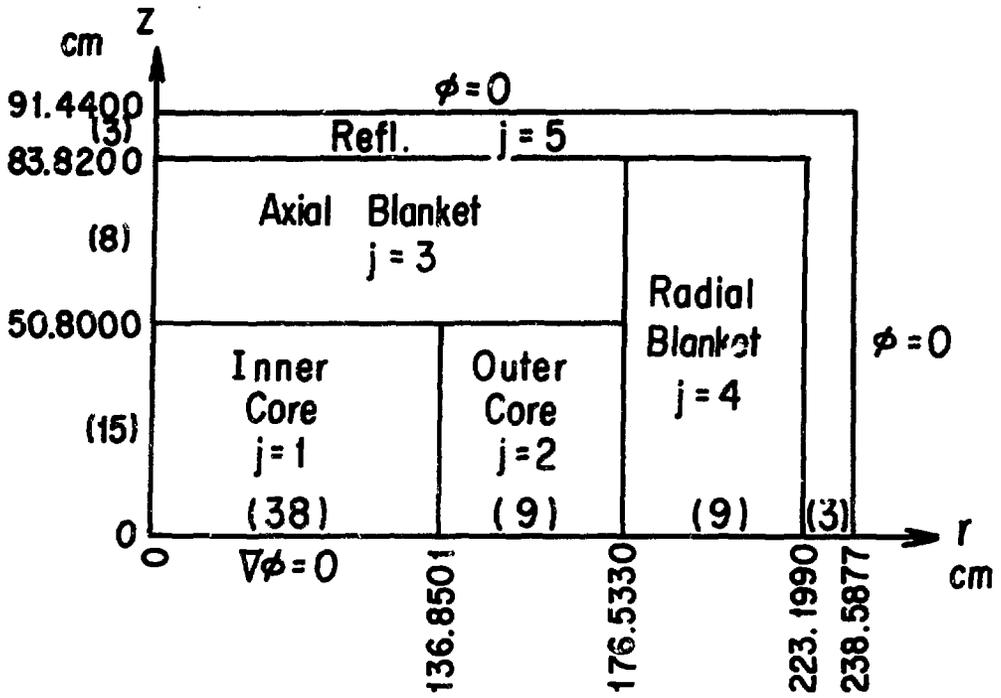


Fig. 1 ベンチマーク炉心

討 論

Q：瑞慶覧篤（日立）

CARNAVAL-4のFP lump cross sectionに対する migration effectのとり入れ方はどうなっているか。

A：中川正幸（原研）

MigrationによってFP ガスプレナムに移動し、反応度に寄与しないと考えている。

C：飯島俊吾（NAIG）

(1) FPガス migrationの主なもの、 ^{131}Xe と思う。 ^{131}Xe は total FP poisoning に約3%寄与し、このうち~10%が放出されると考えられる。CEAのFP migration effect の評価は大きすぎるように思う。

(2) ZPPR-9等の解析ではいつも、積分測定のある反応のみを問題として居り、 $^{49}\alpha$ 値等は重要性にもかかわらず、積分測定が無いということで、解析の表面に出て来ない。常陽のPIEデータから、 $^{49}\alpha$ or $^{49}\sigma_a$ が得られるので、積分評価WGとして採り上げて欲しい。

Q：青木克忠（NAIG）

燃焼ベンチマーク問題における、 ^{239}Np の蓄積効果はどの程度か。

A：中川正幸（原研）

我々の結果では、0.15% Δ であった。フランスの結果もほぼ同じ程度であった。

Q：菊池康之（原研）

Pu 239の生成量の誤差が ^{238}U の σ_c の誤差によるものなら、blanket中の方が誤差が大きい筈なのに、炉心中の方が大きいのは何故か。

A：中川正幸（原研）

blanket中では、Puは生成される一方であるが、炉心では、生成と燃焼が互いに相殺され、小さな誤差でも感度が大きいし、反応度への寄与も炉心の方がはるかに大きいためと考える。

C：山室信弘（東工大）

^{238}U の σ_c の測定の経験から、実験値の誤差は、現在 $\pm 5\%$ と考えられる。これはknoxville会議の時にANLのPoenitzがレビューしていることから判断できる。 $^{238}\sigma_c / ^{239}\sigma_f$ のような相対測定であれば、その値の精度はもっと良くなると期待できる。これがお話のように重要な核データであるならば、LINACをもっている研究所、例えば原研で測定を試みるのが望ましいと思う。

6 A・2 「常陽」燃料の燃焼度試験

池上 哲雄*

高速実験炉「常陽」では、これまでの運転で燃焼度として、集合体平均最高 40200 MWD/T に達している。燃焼度に関する試験も積極的に行われ、燃焼係数の測定、燃焼度測定装置での測定、照射後試験での質量分析、燃焼集合体と新燃料との置換反応度が測定されている。これらの測定は未だ完結しておらず、解析も予備解析の段階であるが、これまでのところ、実測値と計算値は比較的良好に一致している。今後は、データの蓄積をまって、より詳細な解析を行っていく予定である。

Burn up Experiments of JOYO Fuels

Tetsuo IKEGAMI*

Fast experimental reactor JOYO obtained maximum burn up of 40200 MWD/T (bundle average) through its operation.

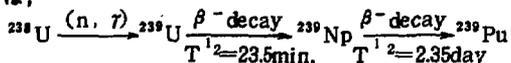
Burn up related experiments such as measurement of burn up coefficient, mass analysis, and fuel substitution reactivity measurements are successfully conducted. The experimental results agreed comparatively well with the predicted values.

高速実験炉「常陽」は、昭和 52 年 4 月の初臨界以降、第 1 期炉心出力 (50 MW)、第 2 期炉心出力 (75 MW) での運転を順調に終え、昭和 56 年 12 月末に、MK-1 炉心 (増殖炉心) での運転をすべて終了した。この間の積算出力は 670000 MWh を越え、最高燃焼度 (集合体平均) は 40200 MWD/T に達している。

MK-1 炉心において、燃焼度に関する測定はいくつか行われているが、「定格運転サイクルでの燃焼係数測定」、「燃焼度測定装置での測定」、「照射後試験での燃焼度測定」および「置換反応度測定」の 4 つに大別できる。以下に、それぞれについて詳述する。

(1) 定格運転サイクルでの燃焼係数測定

定格出力到達後、毎日あるいは 1 日おきに、制御棒位置等から原子炉余剰反応度を求め、積算出力に対する変化率から燃焼係数を求めた。余剰反応度の積算出力に対するプロットの 1 例を Fig. 1 に示す。運転初期に余剰反応度の落ち込みが大きいのは ^{239}Np の効果である。この ^{239}Np の効果とは、



のチェインにおいて、 ^{239}Pu の生成に時間遅れがあるための効果である。燃焼係数を求めるにあ

* 動力炉・核燃料開発事業団, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation

たつては、Fig. 1において、 ^{239}Np の効果が無視できる600 MWD以降のデータを1次式にフィッティングすることにより、平衡時の燃焼係数として求めた。

75 MW定格第1～第6サイクルでの燃焼係数測定結果をTable 1に示す。各サイクルを通しての燃焼係数は、 $-1.50 \times 10^{-4} \sim -1.57 \times 10^{-4} \% \Delta K / K / \text{MWD}$ でよく安定している。一方、設計計算値は、 $-1.45 \times 10^{-4} \sim -1.54 \times 10^{-4} \% \Delta K / K / \text{MWD}$ ⁽¹⁾で実測値に比して、絶対値が若干小さ目だが、両者は比較的良好に一致しているといえる。これは、MK-I炉心の場合、内部転換比が小さく(約20%)、燃焼係数の主成分はフィッサイル核種の原子数密度の減少である。従って、 $^{238}\text{U}(n, \gamma)$ 反応や、FP等の不確定性の大きいものの寄与が小さかったためと思われる。

炉の運転中の反応度変化として、純粹の燃焼によるもの以外に、燃料の照射挙動によるドップラー効果や、軸方向膨張効果がある(すなわち、燃料の照射挙動により、同一出力であっても燃料温度の異なる効果)。75 MW第3サイクルでは、この効果は燃焼によるものの5～6%程度と予想され⁽²⁾、燃焼の進んだサイクルほど、この効果が現われてくるものと予想された。また、各サイクル間では、炉内燃料本数が異なり、炉内燃料の平均燃焼度も異なる。しかし、実測値がサイクル間で比較的良好に安定していることから、これらの効果は小さいものと推定される。今後、詳細計算を行い検討する予定である。

^{239}Np の効果は、75 MWで -4.1% という数値が得られ、計算値とよく一致した。

(2) 燃焼度測定装置での測定

燃焼度測定装置は、Fig. 2に示す様に、ガンマ線測定装置、中性子測定装置、燃料スキャン装置、制御用コンソールおよび測定用ラックから成り、使用済燃料貯蔵プールに設置される。

現在のところ、本装置を用いた測定例は、燃焼度23000 MWD/Tの燃料集合体1体のみである。

軸方向ガンマ線強度の測定結果をFig. 3に示す。Fig. 3は300 KeV以上の全ガンマ線で測定したものである。この図に示されているデータを4次式で最小自乗フィッティングし、軸方向ピーキング係数および制御棒による燃焼ピークのずれを求めた。その結果

- ・軸方向ピーキング係数 : 1.143
- ・制御棒による燃焼中心のずれ : 幾何学的中心より16.7mm下方

を得た。

また、炉心とブランケットの境界は明瞭に区別でき、炉心部の長さは $\pm 2\text{mm}$ で決定できることがわかった。Fig. 3において、上部ブランケット境界と下部ブランケット境界のガンマ線強度分布の傾きは上部ブランケット境界の方が小さい。これは、上部ブランケット境界で、各燃料ピン内の炉心ペレット高さにバラツキのあることを示唆するもので、これを定量的に解析することにより、燃料スタック長の伸びを評価することを検討中である。

本燃焼度測定装置は、未だ絶対較正がなされていないため、相対分布しか意味をもたず、測定結果から直接、燃焼度の絶対値を求めることができない。今後、絶対較正を行い、燃焼度の絶対測定も行う予定である。

(8) 照射後試験での燃焼度測定

照射後試験として、これまで炉心燃料10数体、ブランケット燃料4体について、重元素(ウラ

ン、プルトニウム)の質量分析及びネオジウム法による核分裂数の測定が行われている。

測定された燃焼度は約 18000 MWD/T までである。

○ウランの組成

ウランの同位体比は、 ^{234}U 、 ^{235}U 、 ^{236}U 、 ^{238}U の4種類について得られている。

○プルトニウムの組成

プルトニウムの同位体比は、 ^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Pu の5核種について得られている。その1例をFig. 4に示す。データがばらついているように見えるが、これは、測定した燃料ペレットの製造ロットが異なるためである。

○プルトニウム対重元素比

炉心部およびブランケット部におけるプルトニウム対重元素比 ($\text{Pu}/(\text{Pu}+\text{U})$) の燃焼度変化が得られている。

炉心中心部においては、プルトニウム対重元素比は燃焼と共に単調に減少するが、炉心周辺部では、わずかに増加の傾向を示し、ブランケット部では、燃焼と共にプルトニウム含有率が増加するという結果を得ている。

○組成分析データから得た燃焼率と「常陽」運転監視用コード (SMART) による燃焼率を比較したものをFig. 5, 6に示す。これより、「常陽」運転監視用コードは、組成分析データに比し、燃焼率を約10%過少評価していることがわかる。

ここに、燃焼率とは次のように定義される。

$$\begin{aligned} \text{燃焼率} &= \frac{\text{核分裂数}}{\text{照射前燃料中の全重原子数}} \times 100 \\ &= \frac{\text{核分裂数}}{(\text{核分裂数}) + (\text{照射後燃料中の U, Pu 数})} \times 100 \\ \text{核分裂数} &= \frac{\text{指標 F.P. の原子数}}{\text{指標 F.P. の核分裂収率}} \end{aligned}$$

(指標 FP としては ^{148}Nd を使用)

燃焼率の測定誤差は、核分裂収率の誤差 (2~3%) を除けば、~1%程度である。

これまでに測定された燃焼度は、約 18000 MWD/T までであるが、MK-I での最高燃焼度である 40200 MWD/T までのデータが近い将来得られる予定である。今後は、これらのデータをベースに詳細解析を行っていく予定である。

(4) 置換反応度測定

燃焼の進んだ燃料集合体と新燃料との置換反応度を測定することにより、燃焼計算法の評価に必要なデータを得ることを目的として行った。

測定は、75 MW 第5サイクル終了時に、炉心の第0列から第4列までをトラバースする形で (Fig. 6 参照)、燃焼度が約 22000 MWD/T ~ 約 36000 MWD/T の燃料集合体を新燃料に置換し、その置換反応度を測定した。結果を Table 2 に示す。

この表の置換反応度の予測値は、以下のようにして求めた。

50 MW 定格第1サイクルでの燃料の燃焼度 (BU) の増加分 (ΔBU) と原子数密度 (N) の減

少分 (ΔN) を計算する。この ΔN と密度係数の設計計算値とから、50 MW定格第1サイクルでの燃焼による反応度減少 ΔK を計算する。この ΔK と BU の関係を用いて、置換する燃料集合体の BU から燃焼による反応度減少を算出した。

Table 2 より、4D1 の燃料集合体を除いては、置換反応度の予測値と実測値はよく一致している。

今後は、より詳細な解析を行って検討を加えていく予定である。

参考文献

- (1) 「常陽」安全性確認のための炉心解析(Ⅱ)報告書 第2分冊 東芝 1974年2月
- (2) 川島他：性能試験に基づく「常陽」炉心核設計の総合評価 東芝 SJ201 81-18
1981年3月

Table 1 Measured Burn-up Coefficient during 75MW Duty Cycle Operation

1st Cycle	$-1.50 \times 10^{-4} \text{ } \Delta K/K/MWD$
2nd "	-1.57
3rd "	-1.56
4th "	-1.51
5th "	-1.54
6th "	-1.57

Table 2 Fuel Substitution Reactivity

location	burn up (MWD/T)	substitution reactivity (predicted) $\Delta K/K$	substitution reactivity (measured) $\Delta K/K$
000	35900	0.15	0.1482 ± 0.0022
1D1	34800	0.13	0.1293 ± 0.0022
2D1	31400	0.10	0.0945 ± 0.0021
3D1	27200	0.066	0.0668 ± 0.0021
4D1	22100	0.027	0.0352 ± 0.0021

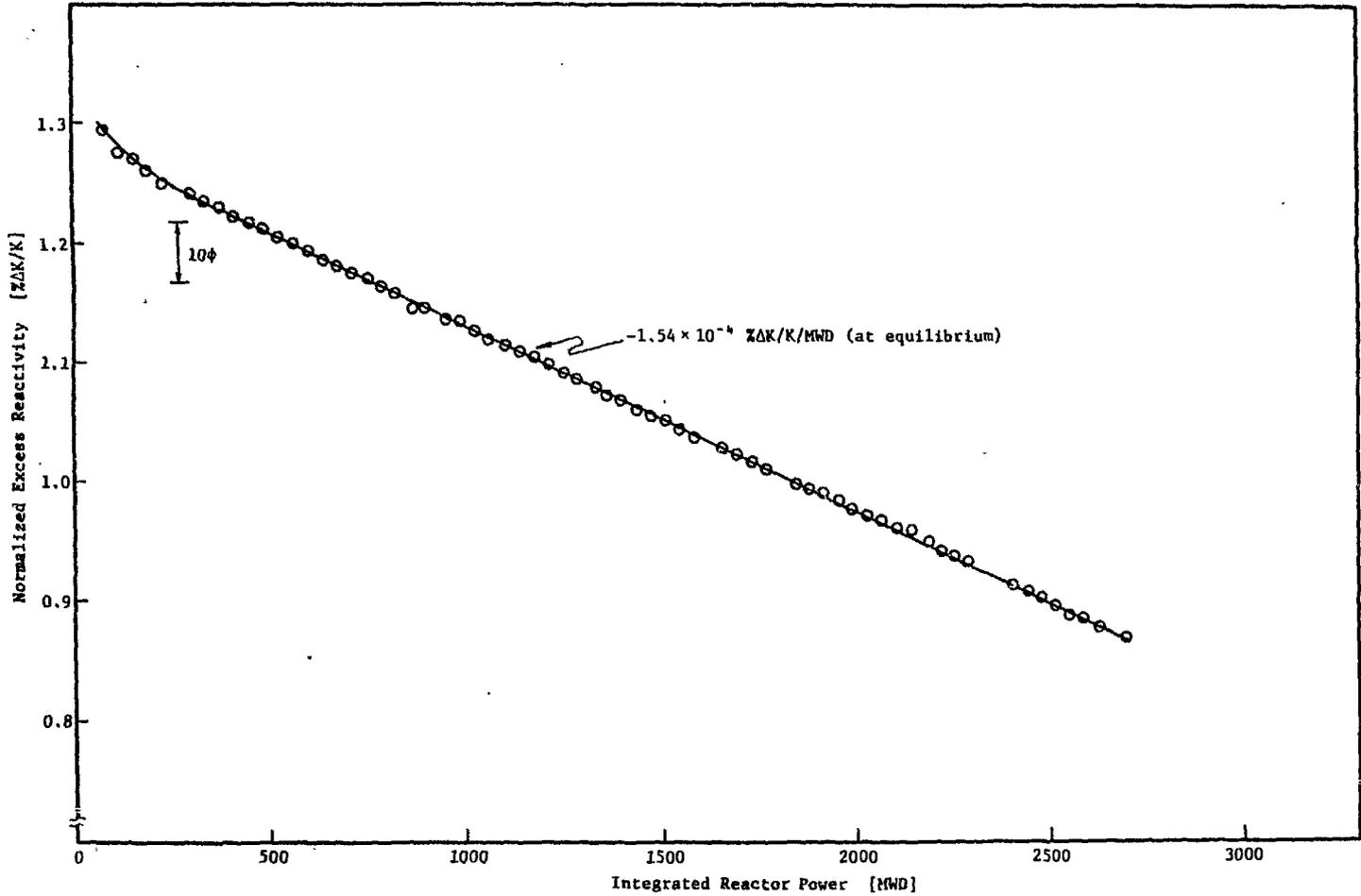


Fig. 1 Burnup Coefficient at 5th cycle of 75MW Duty Cycle Operation

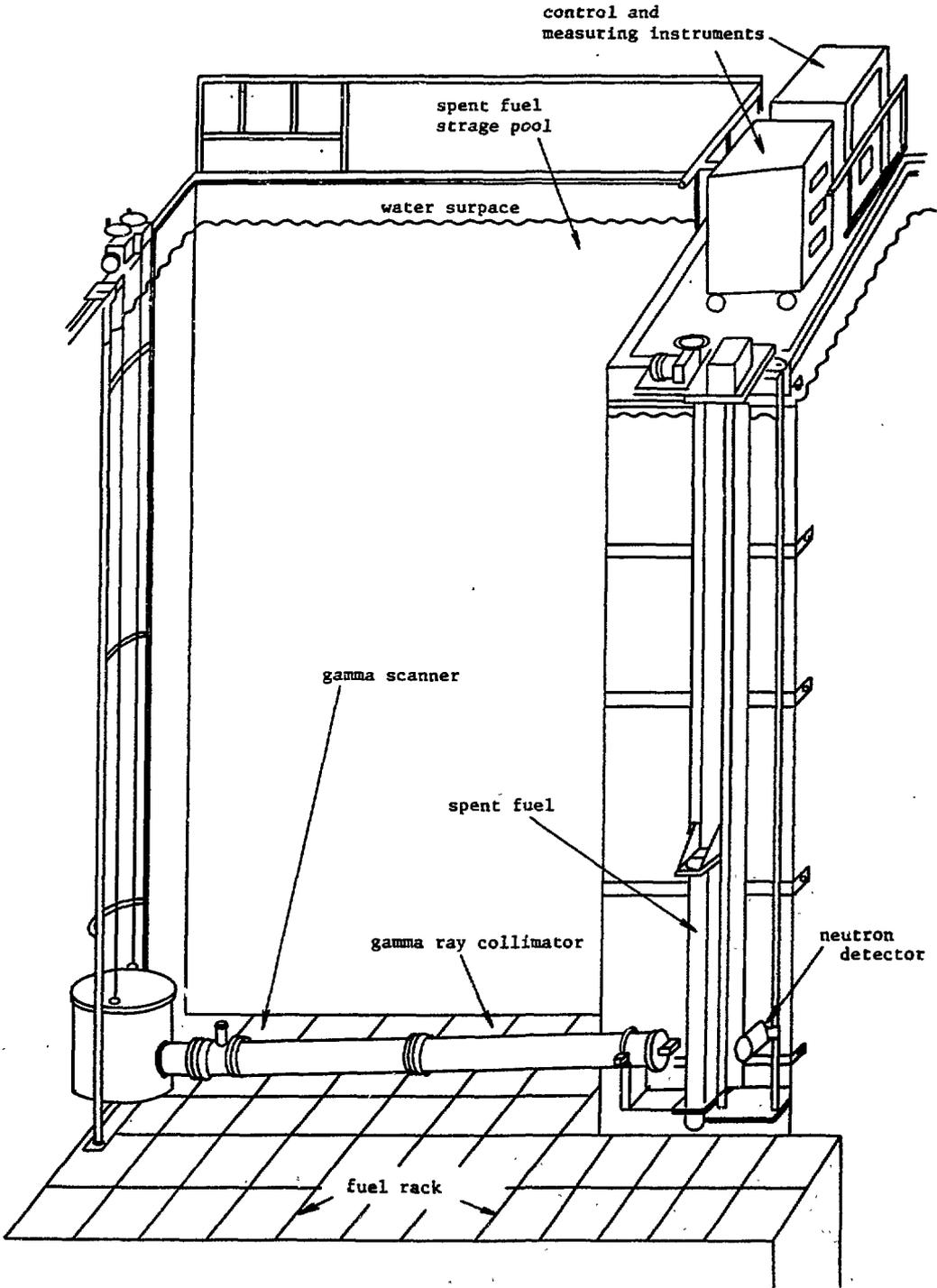


Fig. 2 Fuel Burnup Measuring Apparatus

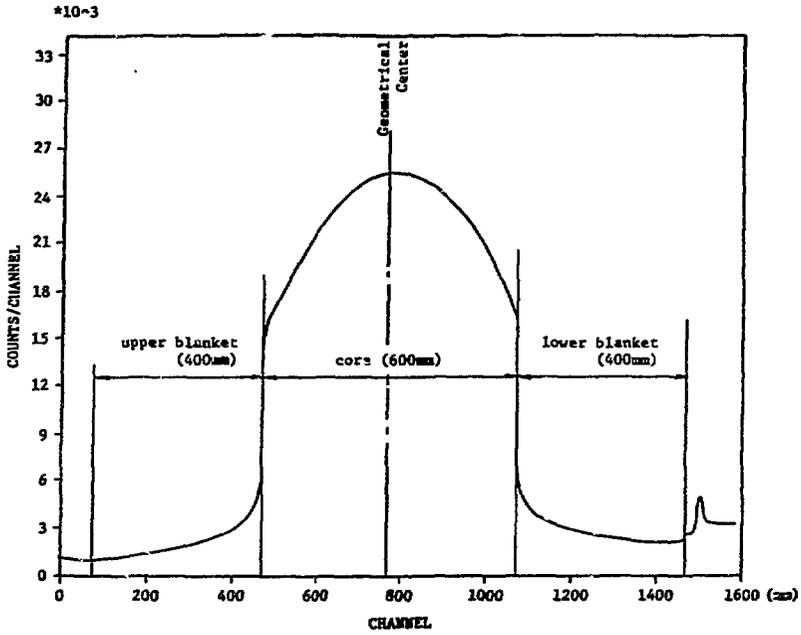


Fig. 3 Axial Distribution of gamma ray

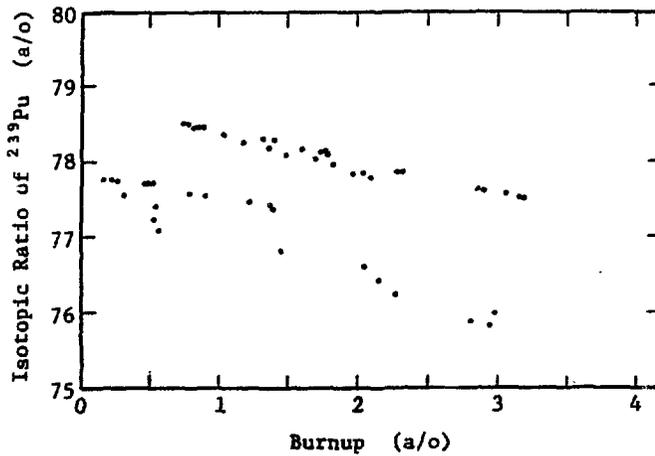


Fig. 4 ^{239}Pu Isotopic Ratio vs. Burnup

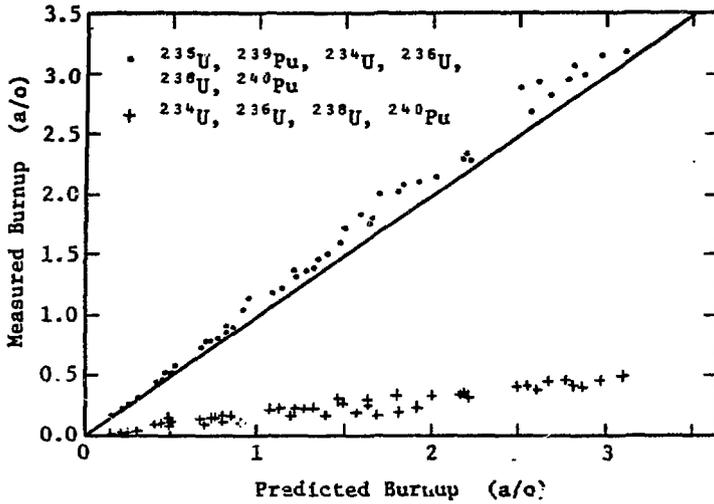


Fig. 5 Comparison of Measured and Predicted Burnup in core Region

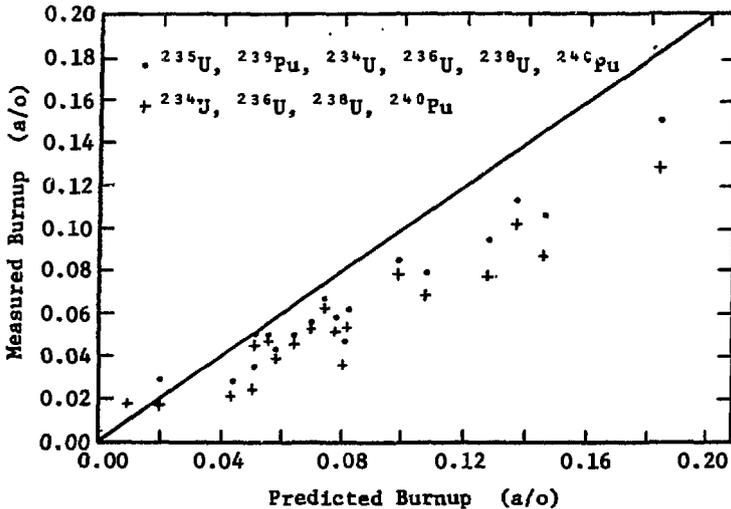


Fig. 6 Comparison of Measured and Predicted Burnup in Blanket Region

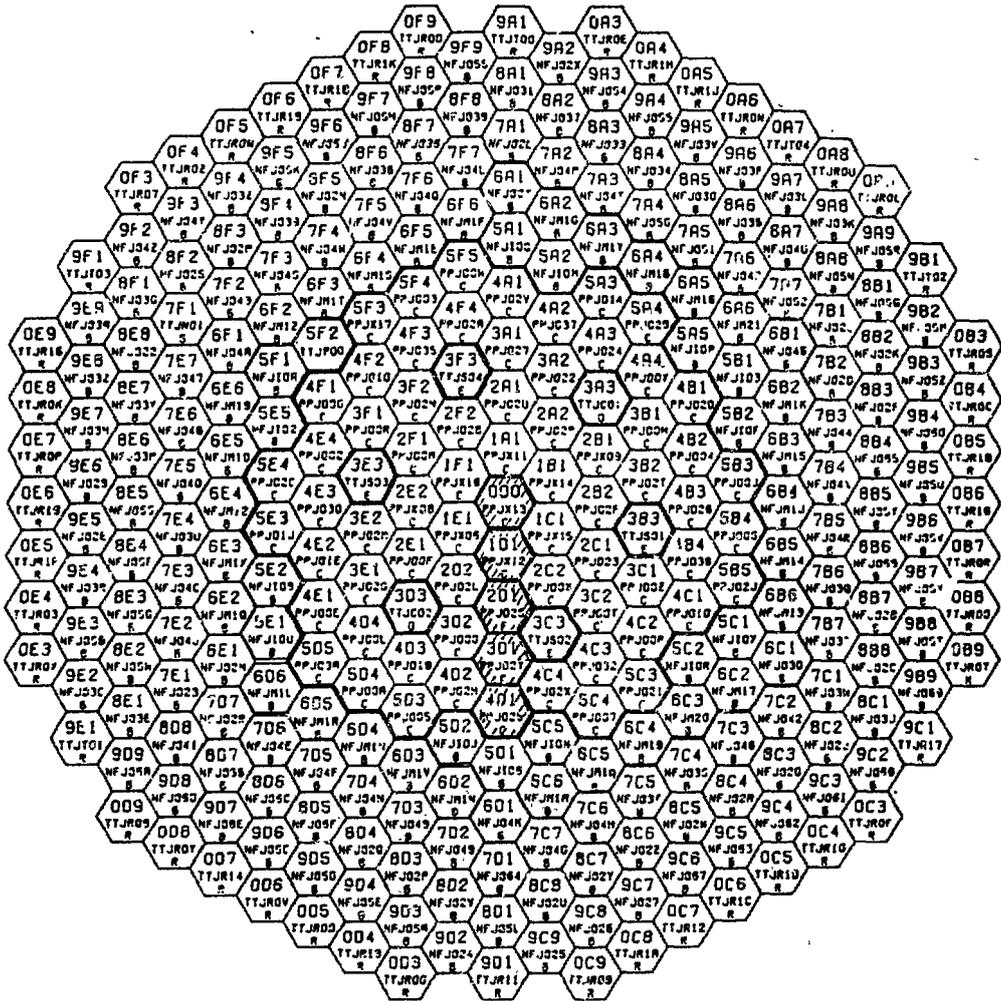


Fig. 7 Location of Substituted Fuel

討 論

Q：梅沢弘一（原研）

- 1) 常陽の燃料の燃焼度はどのように求めたのか。
- 2) 燃焼度の実測データは計算手順及び使用データの検討の出発点となるので、測定データの正確度の十分な吟味が重要であろう。その意味で、核分裂測定のために選定する核種の種類、核分裂収率データの検討がなお必要ではないか。

A：池上哲雄

- 1) 次式により求めた。

$$\begin{aligned} \text{燃焼率} &= \frac{\text{核分裂数}}{\text{照射前の全 H・E 数}} \\ &= \frac{\text{核分裂数}}{(\text{核分裂数}) + (\text{照射後の U, Pu の数})} \\ \text{核分裂数} &= \frac{\text{指標核種} (^{148}\text{Nd}) \text{ の数}}{\text{指標核種のイールド}} \end{aligned}$$

- 2) 御指摘の通りである。我々としても、特に Yield data については、詳細に検討を加えていきたいと思っている。

Q：松延広幸（住友原工）

燃焼係数に就て

- 1) 燃焼初期の反応度係数の低下は ^{239}Np の蓄積によるものとの事だが、FP の蓄積による効果も考える必要があるのではないだろうか。
- 2) グラフを見ると燃焼末期で燃焼係数が平行移動的に増加しているが、これはどういう訳なのか。

A：池上哲雄（動燃）

- 1) FP の蓄積による効果については、詳細に評価していない。しかし、 ^{239}Np の蓄積によるものと計算値と実測値が良く合うので、FP の蓄積の効果はあっても量的には小さいと思われる。
- 2) この不連続点において、原子炉がスクラムされており、このスクラム、再起動に伴う余剰反応度算出上の誤差と考えている。低出力状態では臨界点の再現性は良いのだが、高出力状態でのスクラム、再起動時の臨界点再現性はどうしても悪くなる。

6 A・3 高速炉燃焼反応度の感度解析

瑞慶覧 篤^{*}, 渡部 隆^{**}

均質大型高速炉燃焼特性国際相互比較計算の結果、あきらかになった燃焼反応度の問題(標準偏差 0.5% Δk)を核データ評価者の立場から検討した。簡単なため、中性子バランスを基本として、燃焼反応度の誤差評価式を導き、²³⁸Uと²³⁹Puの核データの不確かさが燃焼反応度に及ぼす効果を検討した。その結果、燃焼反応度に対する要求精度 0.2% は現在の核データの不確かさから推察して、達成しがたいことがわかった。その改善策の一つとして、積分データによる断面積セットの調整を提案した。

Sensitivity Analysis of Fast Reactor Burn-up Reactivity

Atsushi Zukeran^{*}, Takashi Watanabe^{**}

Large reactivity discrepancy (0.5% Δk, 1σ) based on International Intercomparison for large fast reactor burn-up is discussed from the nuclear data point of view. For simplicity, an error evaluation formula is analytically derived from the neutron balance, and the effect on the burn-up reactivity due to nuclear data uncertainties of ²³⁹Pu and ²³⁸U is investigated by using the analytical formula. As the result, it seems that the required accuracy for burn-up reactivity, 0.2% Δk, exists beyond the ability of current evaluated data as it is clear from the existing nuclear data uncertainties. And thus, the cross section adjustment by integral data, as an alternative approach, is proposed.

1. まえがき

1978年に均質大型高速炉の初期炉心に関する核特性の国際相互比較を行ったが、今回(1982年)はひきつづいて燃焼特性の相互比較を行った。比較した核特性の中で特に核データとの関係で重要なのは燃焼反応度とアクチナイド核種の蓄積量の予測誤差である。その結果、以下に示す注目すべき問題点が指摘された、

- (i) 燃焼反応度が断面積セットのちがいにによって大差を生ずる — 標準偏差 = 0.50% (1σ)
- (ii) JENDL-2B核データファイルに基づく断面積セットはBOC, EOCにおいて最も大きなポイド反応度を与える — BOCで2.7% Δk (約7%), EOCで3.3% (約10%), 参加各国の平均値はBOCで2.3%, EOCで2.8%
- (iii) 照射済燃料の放射線源である高次アクチナイド核種の生成量に16~68%の大差を生ずる

* 日立製作所・エネルギー研究所, Energy Research Laboratory, Hitachi Ltd.

** 川崎重工業(株), Kawasaki Heavy Industry, Inc.

*) $\beta_{eff} = 0.387\%$

例えば、Pu-238：16%，Am-241：22，Np-237：68%

その他、1群断面積、反応率比、増殖利得等の比較があるが、ここでは割愛した。

燃焼反応度の差(0.5% Δk)を生ずる主な原因は燃料核種(PuとUの同位体)の核データの不確かさによることがあきらかにされた。その中でも²³⁸Uの中性子捕獲断面積 σ_c^{238} の不確かさが約42%，²⁴⁰Puの σ_c^{240} が約32%寄与している。

この報告では、核データの立場から、(i)現状のまゝで核データの測定と評価を継続していけば、これらの問題点を解決できるのか、(ii)核データ評価と並行して実施可能な方法は何かの主眼を置いてコメントする。

上で述べた問題点の全てに対する考察はやめ、ここでは最も重要な燃焼反応度の問題に焦点をしぼる。これは k_{eff} が最も忠実に核データの特性を反映し、計算法の不確かさが最も小さい核特性量であるばかりでなく、高速炉設計上も重要な量であるからである。

2. 均質大型高速炉燃焼特性相互比較計算用炉心

相互比較計算用炉心の縦断面図をFig. 1に示し、その主要炉心仕様を現在の設計研究の対象になっている炉心(PNC実証炉)の仕様と比較してTable 1に示す。この相互比較計算用炉心は1975年にANLで開発された、熱出力3260 MWt(電気出力1250 MWe)の大型高速炉で、燃料ピン径0.762 mmφの混合酸化物燃料を用いている。この炉心はPu富化度が内側炉心で約10%、外側炉心で約13%であるので、現在建設中のSUPER-PHENIX 1の値14%、18%にくらべて顕著に小さい。これは比較計算用炉心が比較的太い燃料ピンを使用し、燃料装荷量と燃料体積比が大きいからである。

3. 中性子バランスと燃焼特性

3.1 原子数密度の変化

燃焼による原子数密度の変化は、その核種の核データ(崩壊定数と断面積)だけでなく、崩壊チェーン上の全ての先行核の核データの影響を受ける。さらに中性子の吸収によって核変換を行うため、中性子スペクトルの影響も強く受ける。ところが、中性子スペクトルは炉心内に存在する多数の核種の核反応と炉心形状等によって決まるので、燃焼によって原子数密度に変化が起ると、それに伴って中性子スペクトルも変化し、燃焼の進み方も変わってくる。

ここでは、原子炉の燃焼過程において、個々の核種の核データが原子数密度にどう影響するかを検討する。1例として、Fig. 2に示す²³⁸Uから²³⁹Puへの変換の場合を考える。燃焼時間t秒後の²³⁸U、²³⁹Np、²³⁹Puの原子数密度をそれぞれ $N^1(t)$ 、 $N^2(t)$ 、 $N^3(t)$ とすると、これらは方程式

$$\frac{dN^i(t)}{dt} + \lambda_i \cdot N^i(t) = A_{i-1} \cdot N_{i-1}(t) \quad (3.1)$$

$$\lambda_i = \lambda_i + \sigma_a^i \cdot \phi \quad (3.2)$$

$$\lambda_i = 1, 2, 3$$

の解である。ここで λ^i は核種 i の崩壊定数、 σ_a^i は中性子吸収断面積、 ϕ は中性子束をあらわす。 A_{i-1} は核種 $(i-1)$ 1個が単位時間あたりに生成される割合をあらわす、すなわち、自然崩壊の場合は崩壊定数 λ 、中性子捕獲反応の場合は $\sigma_c \phi$ である。 λ_i^* は中性子を吸収して崩壊する場合を考慮した実効崩壊定数である。ここで σ_a^i は寄生吸収断面積 (parasitic absorption cross section) — (n, γ) , (n, p) , (n, d) , (n, t) , (n, He^3) , (n, α) 等の反応断面積 — でなければならない。

^{238}U , ^{239}Np , ^{239}Pu の初期 ($t=0$) の原子数密度をそれぞれ $N_1(t)$, $N_2(t)$, $N_3(t)$ とすると、方程式 (3.1) の解は

$$\begin{pmatrix} N_1(t) \\ N_2(t) \\ N_3(t) \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} 0 \\ D_{ij} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} N_1(0) \\ N_2(0) \\ N_3(0) \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} D_{11} \cdot N_1(0) \\ D_{21} \cdot N_1(0) + D_{22} \cdot N_2(0) \\ D_{31} \cdot N_1(0) + D_{32} \cdot N_2(0) + D_{33} \cdot N_3(0) \end{pmatrix} \quad (3.3)$$

で与えられる。ここで変換マトリックス \mathbf{D} の要素 D_{ij} は核種 j から核種 i が生成される割合をあらわし、次式で定義される。

$$D_{ij} = \begin{cases} 0 & j > i \\ \exp(-\lambda_j^* \cdot t) & j = i \\ \left(\frac{i-1}{\pi} A_1 \right) \cdot \sum_{\ell=j}^i \frac{\exp(-\lambda_1^* \cdot t)}{\frac{i}{\pi} (\lambda_r - \lambda_1)} & j < i \end{cases} \quad (3.4)$$

Fig. 2 に示した崩壊チェーンに対しては、 $A_1 = \sigma_c^{238} \phi$, $A_2 = \lambda_2$ であるから

$$D_{11} = \exp(-\lambda_1^* \cdot t) \quad (3.5)$$

$$D_{21} = \frac{\sigma_c^{238} \phi}{\lambda_2 - \lambda_1} \cdot \{ \exp(-\lambda_1^* \cdot t) - \exp(-\lambda_2^* \cdot t) \} \quad (3.6)$$

$$D_{22} = \exp(-\lambda_2^* \cdot t) \quad (3.7)$$

$$D_{31} = \lambda^2 \cdot \sigma_c^{238} \phi \cdot \left[\frac{\exp(-\lambda_1^* \cdot t)}{(\lambda_2 - \lambda_1)(\lambda_3 - \lambda_1)} + \frac{\exp(-\lambda_2^* \cdot t)}{(\lambda_3 - \lambda_2)(\lambda_1 - \lambda_2)} + \frac{\exp(-\lambda_3^* \cdot t)}{(\lambda_1 - \lambda_3)(\lambda_2 - \lambda_3)} \right] \quad (3.8)$$

$$D_{32} = \frac{\lambda_2}{\lambda_3 - \lambda_2} \cdot \{ \exp(-\lambda_2^* \cdot t) - \exp(-\lambda_3^* \cdot t) \} \quad (3.9)$$

$$D_{33} = \exp(-\lambda_3^* \cdot t) \quad (3.10)$$

で与えられる。

(3.3) 式からあきらかなように、 ^{239}Pu の原子数密度 $N_3(t)$ は 1 世代前の核種 ^{239}Np からは初期値 $N_2(0)$ の D_{32} 倍だけの「資産」を引き継ぎ、2 世代前の ^{238}U からは $N_1(0)$ の D_{31} 倍の資産を引き継いでいる。これらの資産は現在の貨幣価値の変動に似ている。すなわち、親の代に 1 坪 1 万円だった地価は、現在では数 100 倍になっている所もある。この貨幣価値を決めているのがマトリックス要素 D_{ij} であり、その根本は親核種の中性子吸収による核変換の割合 σ_c と自分自

身が中性子を吸収して死滅していく割合 ($\exp(-\lambda_1^* \cdot t)$) との相乗効果である。一方、初期の原子数密度に関しても同様で、(3.3)式において、 $N_1(0)$ に変化を与えると、 $N_1(t)$ だけでなく、 $N_2(t)$ 、 $N_3(t)$ も同時に変化する。

上で述べたように、原子炉の燃焼特性(例えば原子数密度)の不確かさを核データの不確かさと関連づけようとする、時間依存の係数 $D_{ij}(t)$ に対する感度解析を必要とする。例えば、 ^{239}Np の半減期 $\tau_{1/2}^2$ の不確かさによる ^{239}Np の原子数密度 $N_2(t)$ の不確かさは、

$$\begin{aligned} \frac{\delta N_2}{N_2} &= \left[1 - \frac{(\lambda_2 t + D_{22}) \cdot N_2(0)}{D_{21} \cdot N_1(0) + D_{22} \cdot N_2(0)} \right] \cdot \left(\frac{\delta \tau_{1/2}}{\tau_{1/2}} \right) \\ &\approx \left[1 - \frac{(\lambda_2)^2 t \left(\frac{N_2(0)}{N_1(0)} \right)}{\sigma_c^{28} \phi} \cdot \exp(+\lambda_1^* \cdot t) \right] \cdot \left(\frac{\delta \tau_{1/2}}{\tau_{1/2}} \right) \end{aligned} \quad (3.11)$$

で与えられる。

3.2 中性子バランス

2章で述べた国際相互比較用炉心において、 ^{238}U と ^{239}Pu の反応率が実効増倍率 k_{eff} にどの程度寄与しているか、また、その寄与率はエネルギーによってどう変化するかを中性子バランスによって検討する。 k_{eff} は

$$k_{\text{eff}} = \frac{\langle \nu \Sigma_f \phi \rangle}{\langle \Sigma_a \phi \rangle + \langle \text{DB}^2 \phi \rangle} \quad (3.12)$$

$\langle \Sigma_a \phi \rangle$: 中性子吸収反応率

$\langle \text{DB}^2 \phi \rangle$: 中性子漏洩率

$\langle \nu \Sigma_f \phi \rangle$: 中性子発生反応率

で定義され、 k_{eff} は中性子発生率 $\langle \nu \Sigma_f \phi \rangle$ と実効的な中性子吸収率 $(\langle \Sigma_a \phi \rangle + \langle \text{DB}^2 \phi \rangle)$ の比である。Fig. 3 これらの反応率の k_{eff} への寄与率を総和が k_{eff} の値になるようにエネルギーの関数で示す。

Fig. 3からあきらかなように、寄与率は主として中性子束の大きさによって特徴づけられている。各種の反応率が k_{eff} に与える寄与率が最大となるのは、中性子発生項では第9群 ($46.5 \text{ KeV} \leq E \leq 100 \text{ KeV}$) 吸収項では第10群 ($21.6 \text{ KeV} \leq E \leq 46.5 \text{ KeV}$) である。中性子スペクトルのピーク近傍では、この2つの項はほぼ同じ大きさであるのに対して、中性子漏洩項 $\langle \text{DB}^2 \phi \rangle$ は約10% (積分値) の寄与しか持たない。これは炉心が大型化した事による。ちなみに、原型炉では約15%の中性子が炉心からブランケット領域に漏れる。

Fig. 3 に示した中性子バランスをさらに ^{238}U と ^{239}Pu の主な核反応別に分解したものを Fig. 4 に示す。ここでも総和が k_{eff} を与えるように規格化してある。 ^{238}U の核分裂反応による中性子発生項 $\langle \nu \Sigma_f \phi \rangle$ は約 1.4 MeV 辺から急激に立ち上がり、1 MeV 近傍では ^{239}Pu の寄与より大きくなる。その結果、Fig. 3 に示した $\langle \nu \Sigma_f \phi \rangle$ がもり上がっている事がわかる。

以上の事からあきらかなように、中性子バランスの中で中性子発生項の約70%は ^{239}Pu の核分裂反応であり、中性子吸収項の約40%は ^{238}U の中性子捕獲反応にもとづいている。従って、次節で述べる燃焼反応度の感度解析では、 ^{238}U と ^{239}Pu の燃焼だけで近似する。

3.3 感度解析

3.3.1 実効増倍率に対する感度係数

実効増倍率 k_{eff} の定義式 (3.12) を用いて、均質大型高速炉の燃焼チェーンの主要部分である $^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Np} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ における各種の核データ、中性子束、原子数密度に対する感度解析を行う。3.3 および 3.2 で詳しく述べたように、ここでは燃焼チェーンを $^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ で近似する。この簡略化した燃焼チェーンに対する ^{238}U の原子数密度 $N_1(t)$ と ^{239}Pu の原子数密度 $N_2(t)$ は (3.3) 式を用いてあらわされる。一方、 k_{eff} の定義式における各種の反応率は

$$\langle \nu \Sigma_f \phi \rangle = \sum_i \sum_g N_i(t) \cdot \nu \sigma_{f, i} \phi_g \quad (3.13)$$

$$\langle \Sigma_a \phi \rangle = \sum_i \sum_g N_i(t) \cdot \sigma_{a, i} \phi_g \quad (3.14)$$

$$\langle DB^2 \phi \rangle = \sum_g D_g B_g^2 \phi_g \quad (3.15)$$

で与えられる。ここで $\nu \sigma_f^i$ 、 σ_a^i はそれぞれ核種 i の中性子生成断面積、中性子吸収断面積をあらわし、 ϕ_g は g 群の中性子束を、 t は中性子照射時間をあらわす。

k_{eff} に対する変数 x (断面積、中性子束、原子数密度) の感度係数 S_x を

$$S_x = \frac{x}{k} \cdot \frac{\partial k}{\partial x} \quad (3.16)$$

で定義する。 k_{eff} の定義式 (3.12) に (3.13) 式～(3.15) 式に代入して、個々の変数に対する感度係数 S_x を求めると以下ようになる。

(i) 核種 i の原子数密度に対する 3 感度係数

$$S_N^i = (\nu \sigma_f^i - k \sigma_a^i) \cdot \frac{R^i}{\nu \sigma_f^{49} \cdot R^{49} + \nu \sigma_f^{28}} \quad (3.17)$$

$$R^i = \frac{N^i(t)}{N^{28}(t)} \quad (3.18)$$

(ii) g 群の中性子生成断面積に対する感度係数

$$S_{\nu \sigma_f^i}^i = \nu \sigma_{f, i, g}^i \cdot \frac{R^i}{\nu \sigma_f^{49} \cdot R^{49} + \nu \sigma_f^{28}} \cdot \left(\frac{\phi_g}{\phi} \right) \quad (3.19)$$

(iii) g 群の中性子吸収断面積に対する感度係数

$$S_{\sigma_a^i}^i = -k \sigma_{a, i, g}^i \cdot \frac{R^i}{\nu \sigma_f^{49} \cdot R^{49} + \nu \sigma_f^{28}} \cdot \left(\frac{\phi_g}{\phi} \right) \quad (3.20)$$

(iv) g 群の中性子スペクトルに対する感度係数

$$S_{\phi}^g = \frac{(\nu \sigma_{f, i, g}^{49} - k \sigma_{a, i, g}^{49}) \cdot R^{49} + (\nu \sigma_{f, i, g}^{28} - k \cdot \sigma_{a, i, g}^{28})}{\nu \sigma_f^{49} \cdot R^{49} + \nu \sigma_f^{28}} \cdot \left(\frac{\phi_g}{\phi} \right) \quad (3.21)$$

ここで σ_a^i のようにエネルギー群を示す添字 g が無い断面積は 1 群 (平均) 断面積を示し、 $\sigma_{a, i, g}^i$ のように添字 g のついているものは g 群の値を示す。(i)～(iv) の感度係数の導出過程において、断面積の不確かさによる中性子漏洩項の不確かさは小さいと仮定して、無視した。

(i)～(iv) に示した感度係数を燃焼時間 t の関数としてプロットすると、 ^{238}U から ^{239}Pu への 2 核

種で近似したことにより、 ^{238}U の原子数密度 $N^{238}(t)$ は片対数グラフ上で実効崩壊定数 λ_{238}^* を勾配とする右さがりの直線になる。同様にして、 ^{238}U の各種の感度係数も右さがりの直線に近い変化を示す。これに対して、 ^{239}Pu の原子数密度 $N^{239}(t)$ は右上がり、次第に飽和していく傾向を示し、各種の感度係数も同じ傾向を示す。

上で述べたように、崩壊チェーンを ^{238}U と ^{239}Pu の2核種で近似して、 k_{eff} に対する感度係数を解析的に求めたが、Fig. 5には初期炉心の全ての燃料核種について、25群1次摂動論で求めた値を示す。 ^{239}Pu の核分裂あたりの中性子放出数 ν と核分裂断面積 σ_f の感度が顕著に大きいことがわかる。Fig. 5では基盤の下にかくれて見えないが、 ^{238}U の中性子捕獲断面積 σ_c の感度も大きい。

3.3.2 燃焼反応度に対する感度係数

ここでは3.3.1で求めた k_{eff} に対する感度係数を用いて燃焼反応度に対する感度係数を導く。 k_{eff} を照射時間 t の関数 $k(t)$ とすると、時間 t から t' まで照射した場合の燃焼反応度 ρ を

$$\rho = k(t') - k(t) \quad (3.22)$$

で定義する。核データ x に誤差 δx がある場合の燃焼反応度の誤差 $\delta \rho$ は

$$\begin{aligned} \delta \rho &= \rho(x + \delta x) - \rho(x) \\ &= k(t') \cdot \left(\frac{\delta k(t')}{k(t')} \right) - k(t) \cdot \left(\frac{\delta k(t)}{k(t)} \right) \end{aligned} \quad (3.23)$$

であらわされる。ここで $\{x\}$ は核データ x の集合をあらわし、その誤差 $\{\delta x\}$ による k_{eff} の誤差を δk であらわした。燃焼反応度の誤差 $\delta \rho / \rho$ は

$$\begin{aligned} \frac{\delta \rho}{\rho} &= \frac{k(t')}{k(t') - k(t)} \cdot \frac{\delta k(t')}{k(t')} - \frac{k(t)}{k(t') - k(t)} \cdot \left(\frac{\delta k(t)}{k(t)} \right) \\ &= \frac{1}{G} \left(\frac{\delta k(t')}{k(t')} \right) - \left(\frac{\delta k(t)}{k(t)} \right) + \left(\frac{\delta k(t')}{k(t')} \right) \end{aligned} \quad (3.24)$$

$$\rho = \epsilon k(t) \quad (3.25)$$

となり、3.3.1で求めた k_{eff} に対する誤差であらわすことができる。燃焼反応度に対する感度係数は、

(i) 核種 i の原子数密度に対する感度係数

$$B_N^i = \left\{ \left(1 + \frac{1}{\epsilon} \right) \cdot H^i(t; t') - \frac{1}{\epsilon} \right\} \cdot S_N^i \quad (3.26)$$

$$H^i(t; t') = \frac{N^{238}(t)}{N^{238}(t')} \cdot \frac{R^i(t')}{R^i(t)} \cdot \frac{\nu \sigma_f^{49} \cdot R^{49}(t) + \nu \sigma_f^{238}}{\nu \sigma_f^{49} \cdot R^{49}(t') + \nu \sigma_f^{238}} \quad (3.27)$$

$$R^i(t) = \frac{N^i(t)}{N^{238}(t)} \quad (3.28)$$

(ii) g 群の中性子生成断面積に対する感度係数

$$B_{\nu \sigma_f^g}^i = \left\{ \left(1 + \frac{1}{\epsilon} \right) \cdot H^i(t; t') - \frac{1}{\epsilon} \right\} \cdot S_{\nu \sigma_f^g}^i \quad (3.29)$$

(iii) g 群の中性子吸収断面積に対する感度係数

$$B_{\sigma_a^g}^{i_g} = \left\{ \left(1 + \frac{1}{\epsilon} \right) \cdot H^i(t; t') - \frac{1}{\epsilon} \right\} \cdot S_{\sigma_a^g}^{i_g} \quad (3.30)$$

(iv) g 群の中性子束に対する感度係数

$$B_{\phi^g}^{i_g} = \left\{ \left(1 + \frac{1}{\epsilon} \right) \cdot \frac{1 - (1 + \epsilon) \cdot k(t) \cdot A^g(t')}{1 - k(t) \cdot A^g(t)} - \frac{1}{\epsilon} \right\} \cdot S_{\phi^g}^{i_g} \quad (3.31)$$

$$A^g(t) = \frac{\sigma_{a,g}^{49} \cdot R^{49}(t) + \sigma_{a,g}^{28}}{\nu \sigma_f^{49} \cdot R^{49}(t) + \nu \sigma_f^{28}} \quad (3.32)$$

となる。

4. 核データの測定値と要求精度

Fig. 6 に ^{238}U の中性子捕獲断面積の測定データと JENDL-2B の評価値を示す。評価値は約 1 MeV 以上のエネルギー領域では測定値より低い値を取っているが、1 MeV 以下では Spencer 達の低い値 (☒印) を除けば、測定値の平均値に近い値を採用している。

Table 2 には測定値の共分散マトリックスと標準偏差値を示す。7.73 KeV 以下の低エネルギー（共鳴）領域を除くと、標準偏差値 (1σ) は 13.3~74.1% の範囲にあり、平均値は 22.4 % となる。

上述の標準偏差値を ^{238}U の中性子捕獲断面積（約 500 KeV 以下では吸収断面積）の不確かさとみなして、感度係数式 (3.21) を用いて、 k_{eff} に対する誤差をエネルギー群毎に計算した値を Table 3 に示す。

k_{eff} に最も大きな不確かさを与えるエネルギー領域は約 60 KeV 以下の非分離共鳴領域であることがわかる。燃焼反応度の感度係数は (3.26)~(3.32) 式に示したように k_{eff} の感度係数に比例するので、 k_{eff} の誤差より大きくなる。従って、要求精度 (0.2% $4k$) を満足させることは困難であると考えられる。

5. 断面積セットの積分データによる調整

評価済核データをより信頼度の高いものに改良していく方法として、ここでは高速炉の模擬臨界実験データや原子炉の運転実績データを用いた断面積セットの調整 (adjustment) について述べる。

評価済核データから作成された多群断面積セットを基本として、この断面積セットを用いて計算した臨界実験や稼働中の原子炉の核特性が実測値とあうように、多群断面積を修正していく方法を断面積セットの調整と言う。断面積セットの調整は、原子炉の核特性を再現できる新たな断面積セットを与えてくれるだけでなく、その調整過程で得られた情報は核データ評価に強力な支援を与え、核データ評価と断面積セットの調整を反復することによって、評価済核データは限りなく真値に近づくことが予想される。

Fig. 7に調整済断面積セット JACSS (JENDL Adjusted Cross Section Set) (仮称)を得るまでのあらゆる段階を示す。Fig. 7には個々のブロックの機能と情報の流れを示したので、個々の説明は省略し、注目すべき点だけについて述べる。Fig. 7で断面積調整上の中心的な段階は、最小2乗法 (LSQ)による調整部分(7)であるが、調整に用いられる入力データは慎重に検討された質のよいものであることが、信頼度の高い調整済断面積セットを得るための前提条件である。そのためには、多数の模擬臨界実験の解析等で計算値と実験値の詳細な比較・検討が必須条件である。一方、共分散マトリックス (covariance matrix)は最小2乗法における荷重を与え、核データの変動幅を限定する働きをする。これは核データ評価の一環として推進しておく必要がある。

6. あとがき

大型高速炉の燃焼特性、特に燃焼反応度を与える核データの不確かさの影響を簡便法で検討した。基本は中性子バランスであるが、燃焼に伴う中性子スペクトルの効果は、その変化量が与えられている場合を想定した。その限りにおいては一次摂動論に属する。結果は初期炉心の k_{eff} の感度係数と燃焼の効果をあらわす簡単な関数で燃焼反応度に対する感度係数を与えうることを示した。

Table 1 Comparison of Main Core Parameters

Main Core Parameter	Reactor	
	commercial	NEACRP Core
1. Dimensions		
diameters (cm) (IC/OC/blanket)	243/325/405	273/353/446
core height (cm)	100.0	101.8
blanket height (cm) (radial/axial)	40.3/35.0	46.7/33.0
2. Volume		
core (ℓ) (IC/OC)	8270 4640/3630	9950 5977/3969
blanket (ℓ) (radial/axial)	7860/5790	9824/6466
3. Volume Fraction (fuel/coolant/structure)	40.5/22.4/37.1	41/38/21
4. Control Rod	31	(1)*
5. Fuel (initial core)		
Pu isotope ratios (w/o) (Pu239/Pu240/Pu241/Pu242)	58/24/14/4	65/19/9.8/2/4
Pu inventory (Pu-fiss,t)	3.28	
Pu enrichment (IC/OC)	10.6/13.6	10/13
Pin diameter (cm)		0.762

*) single central rod

Table 3 k_{eff} error due to cross section error

Group No.	Lower Energy	Cross Section Error (%)	Sensitivity	k-contribution
1	8.3 MeV		-2.85(-3)	
2	6.5		"	
3	5.1	13.3	"	-0.038
4	4.0	92.3	-9.13(-3)	-0.843
5	3.1	19.0	"	-0.173
6	2.5	40.5	-1.93(-2)	-0.782
7	1.9	27.2	"	-0.525
8	1.4	74.1	-3.46(-2)	-2.564
9	1.1	44.6	"	-1.543
10	0.8	27.2	-1.26(-2)	-0.343
11	0.63	26.8	"	-0.338
12	0.50	21.6	-2.00(-2)	-0.432
13	0.40	17.2	"	-0.344
14	0.31	15.6	"	-0.312
15	0.25	17.4	-2.53(-2)	-0.440
16	0.20	16.8	"	-0.425
17	0.15	18.2	"	-0.460
18	0.12	18.7	-3.63(-2)	-0.679
19	0.10	19.7	"	-0.715
20	77. KeV	21.8	"	-0.791
21	59.	19.4	-5.83(-2)	-1.131
22	46.	18.1	"	-1.055
23	36.	19.9	"	-1.160
24	27.	15.9	-7.56(-2)	-1.202
25	21.	15.3	"	-1.157
26	16.	19.0	"	-1.436
27	12.	21.2	-6.93(-2)	-1.469
28	10.	21.6	"	-1.497
29	7.73	19.2	"	-1.331
30	5.98	4.6	-5.06(-2)	-0.233
31	4.65	4.2	"	-0.213
32	3.60	7.4	"	-0.374

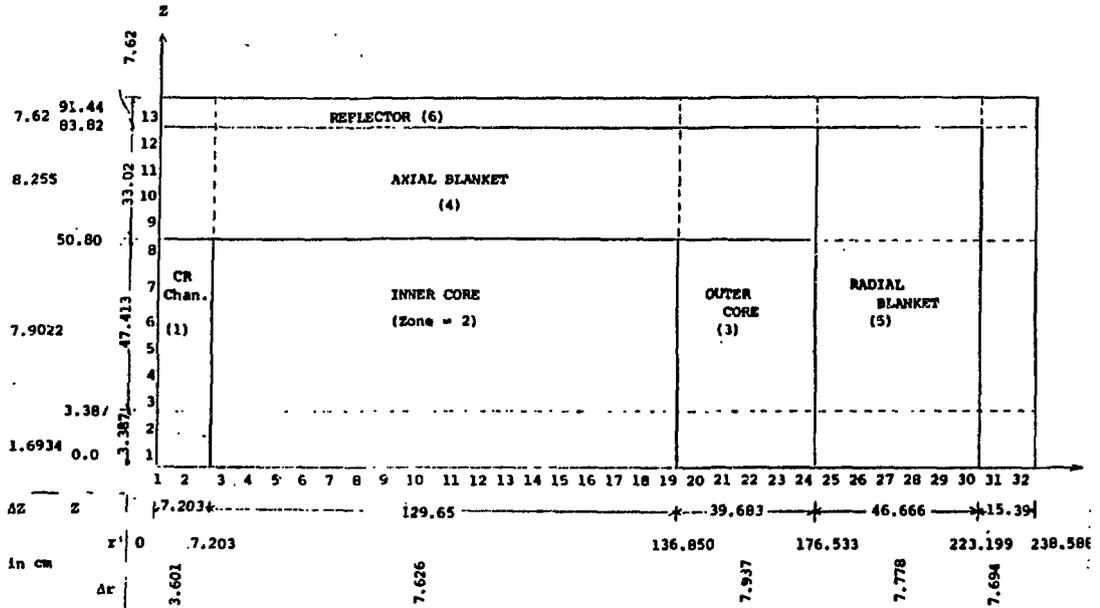


Fig. 1. Simplified Model of International Comparison Core for Large LMFBR.

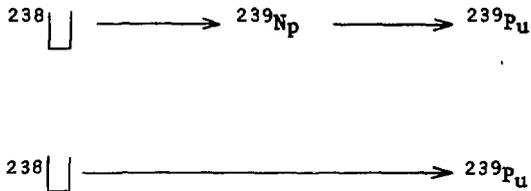


Fig. 2 ${}^{238}\text{U}$ decay chain and the simplification

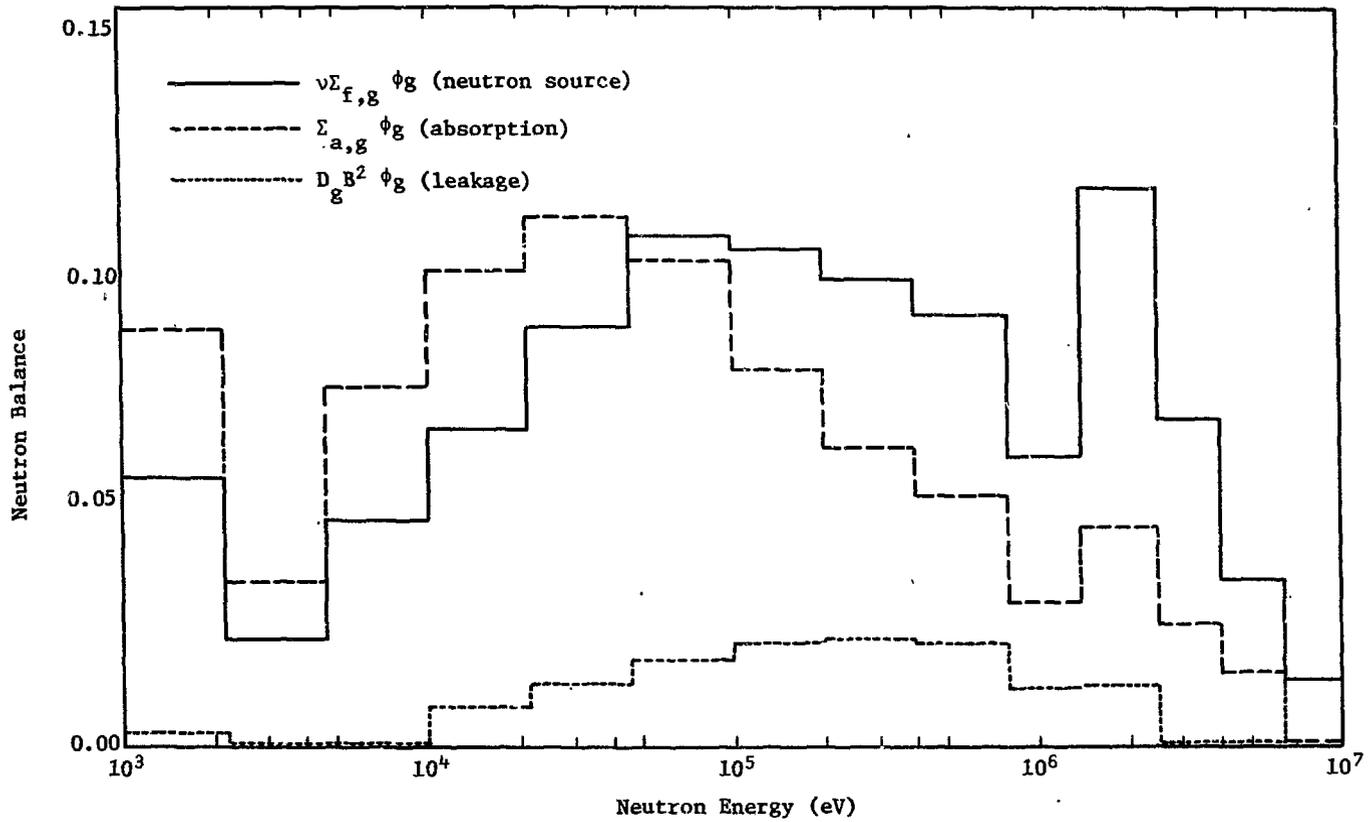


Fig. 3 "Gross" Neutron Balance of NEACRP Benchmark Core.

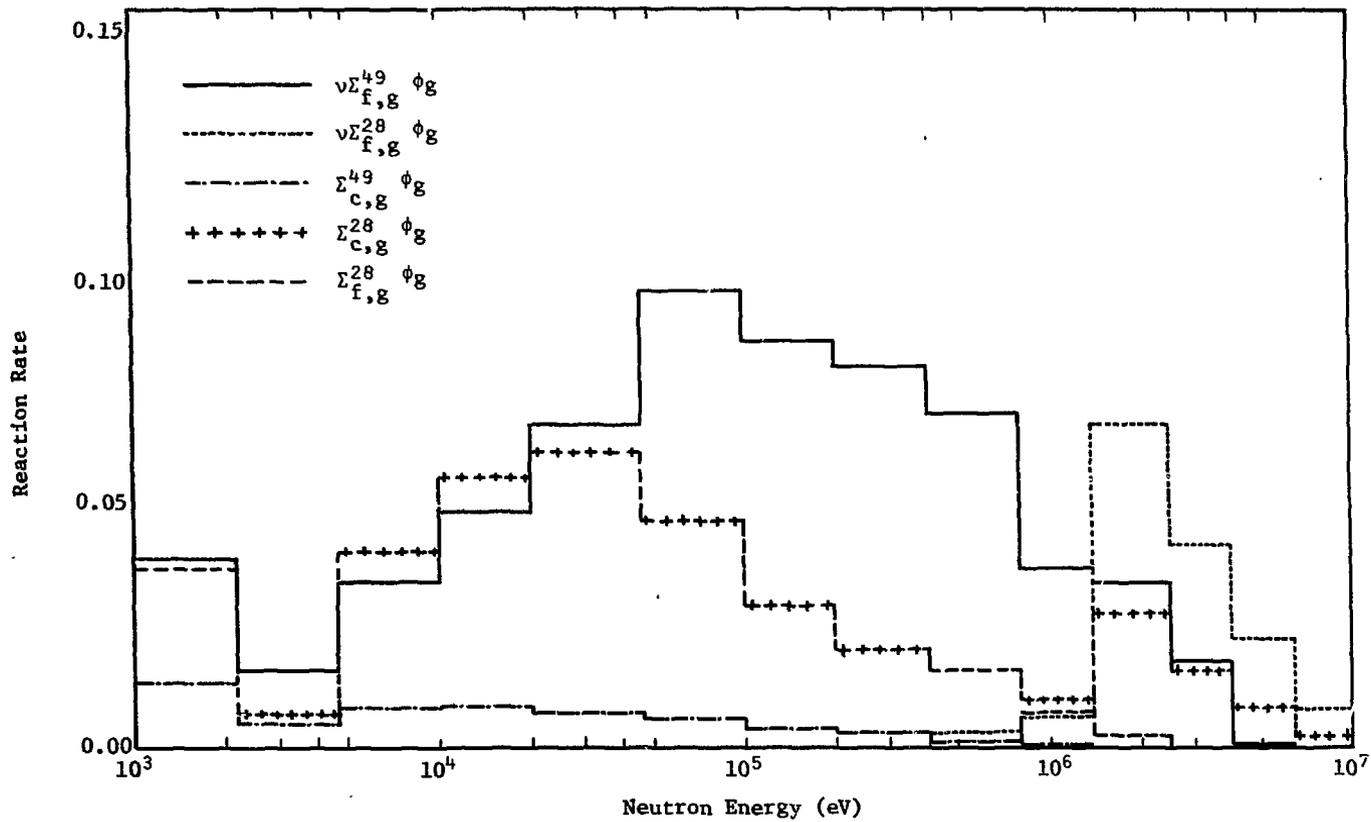


Fig. 4 Main Isotopic Neutron Balance of NEACRP Benchmark Core.

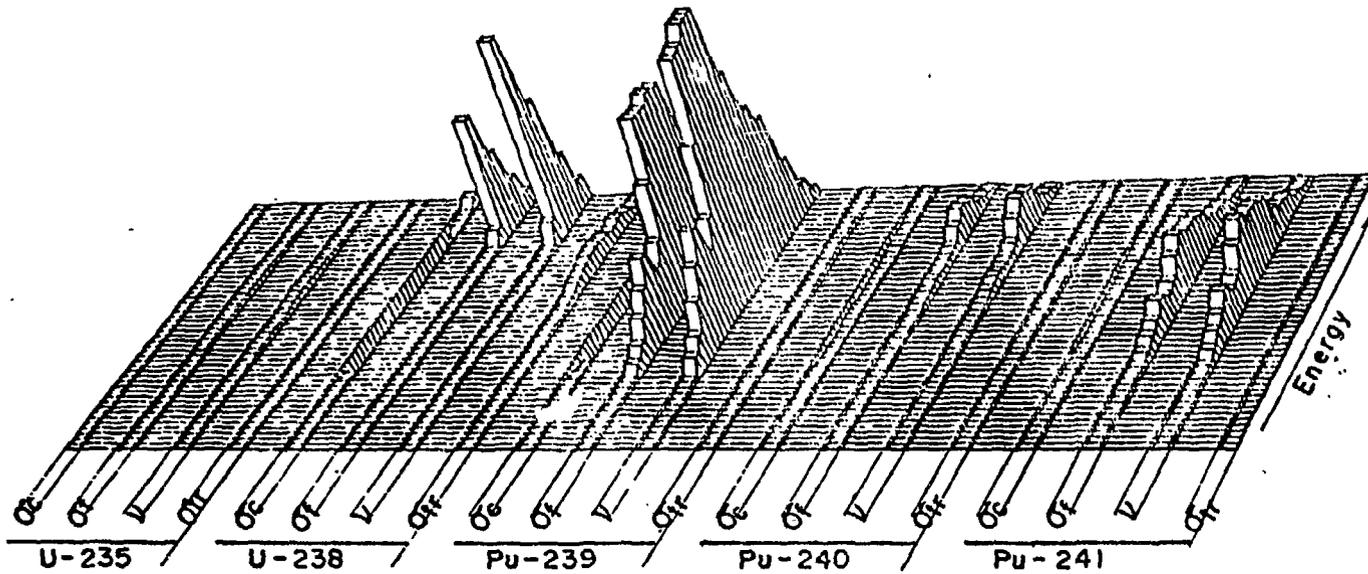


Fig. 5 Sensitivity Coefficients for Criticality (KEFF)

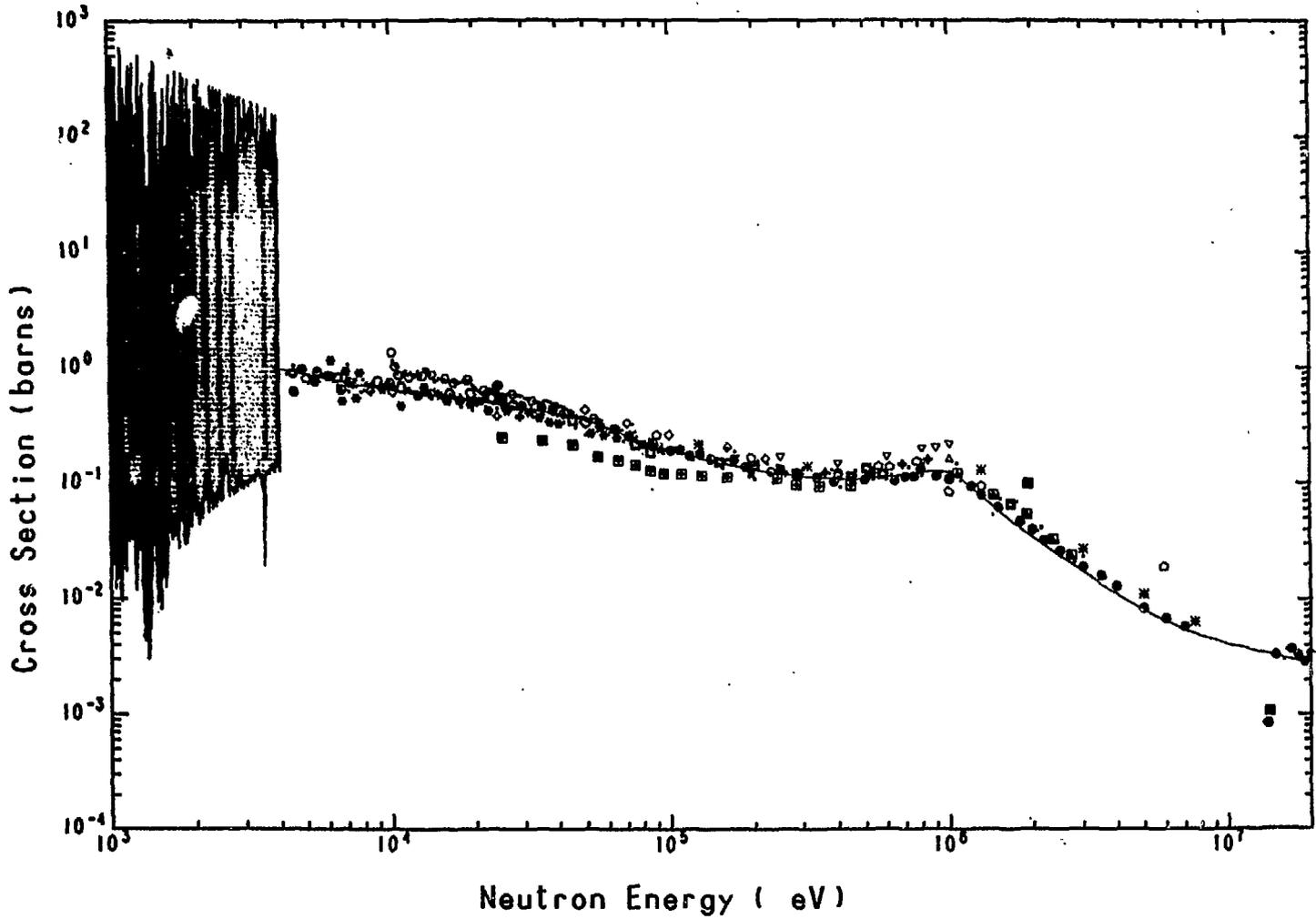


Fig. 6 U-238 Capture Cross Section. Solid Line Means JENDL-2 Evaluated Data.

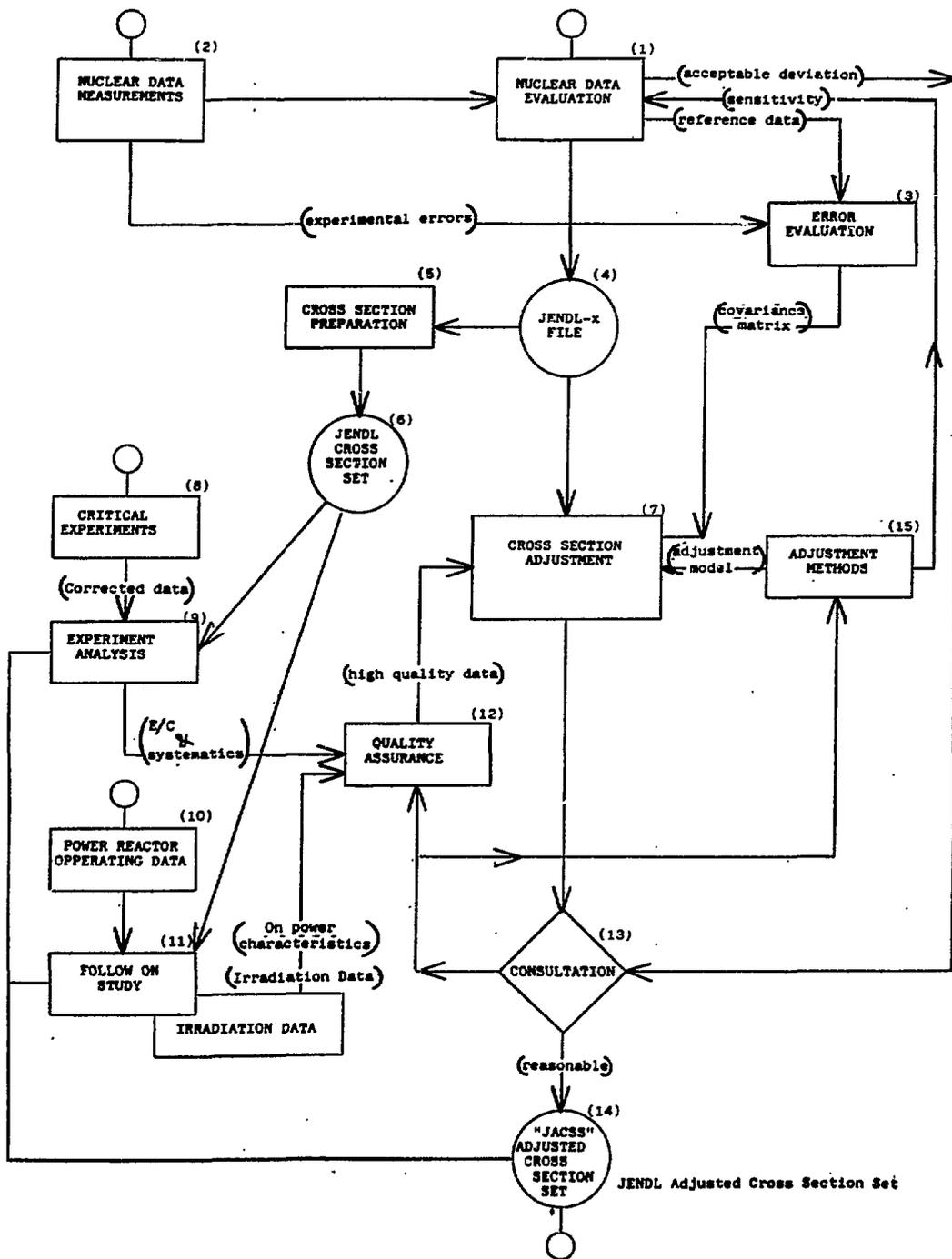


Fig. 7 Flow Diagram for Cross Section Adjustment.

B 核融合積分実験における核データ

Nuclear Data for Fusion Integral Experiment

6 B・1 FNS積分実験からの核データへの要請

前川 洋⁺

FNSを用いた過去1年間の積分実験の中で、次の3つの実験結果とその解析について述べる。
 ① $\text{Li}_2\text{O}-\text{C}$ 体系中のトリチウム生成率分布、② Li_2O 平板体系からの角度依存中性子リークスペクトル、③ SUS 316 の誘導放射能。

Comment for Nuclear Data from the FNS Integral Experiments

Hiroshi MAEKAWA⁺

Among the integral experiments that were carried out during last one year at FNS, the following three experimental results and their analyses are described. 1) Tritium production-rate distribution in a $\text{Li}_2\text{O}-\text{C}$ assembly, 2) Angle dependent neutron leakage spectra from Li_2O slab assemblies, 3) Induced activity of Type 316 stainless steel.

1. はじめに

昨年の研究会で、核融合炉物理用中性子源 (FNS) を用いて最初に実施したブランケット模擬実験について報告した。その後、 $\text{Li}_2\text{O}-\text{C}$ 体系中のトリチウム生成率分布を ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{T}$, ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha){}^3\text{T}$ 反応にそれぞれ分離して測定する追加実験や Li_2O 平板体系からの角度依存リークスペクトルを TOF 法で測定する実験が行われた。また、SUS 316 の誘導放射能についても追加実験が行われ、絶対値で比較できるようになったので報告する。

2. $\text{Li}_2\text{O}-\text{C}$ 球体系中のトリチウム生成率分布

$\text{Li}_2\text{O}-\text{C}$ 体系は酸化リチウムおよび黒鉛ブロックをステンレス製の引出しに入れ、それをステンレス製の格子管集合体に挿入し、全体として球になるよう組立てられた。実効外半径は中心ポイド、酸化リチウム、黒鉛の各領域でそれぞれ 3.3, 22.4, 46.8 cm である。トリチウム生成率分布は次の2つの方法で測定した。天然および ${}^7\text{Li}$ (99.952 atom%) の粉末を圧縮成形したペレット (10 mm ϕ \times 5 mm, ~ 0.7 g) を d^+ ビームに対して 0° 方向に配置した実験孔付きの Li_2O ブロック (16.6 \times 16.6 の実験孔は θ 方向に直角に置いた。) の4ヶ所の実験孔に入れ、照射した。照射中の総中性子発生量は 4.80×10^{15} であった。照射したペレットは R. Dierkx の開発した方法⁽¹⁾

⁺ 日本原子力研究所, Japan Atomic Energy Research Institute.

に従って処理し、液体シンメレータにより生成したトリチウムを測定した。LiFのTLDの自己照射法⁽²⁾による測定ではHawshaw社製のTLD-600 (${}^6\text{Li}$: 95.62 atom%)とTLD-700 (${}^7\text{Li}$: 99.993 atom%)の粉末を2mm ϕ ×12mmのバイレックスガラスに封入したものを用了。TLDは上記 Li_2CO_3 ペレットと同じ位置の他に d^+ ビームに対して90°方向にも設置した。照射中の総中性子発生量は 5.9×10^{15} であった。Fig.1に実験体系の水平断面図をサンプルの設置位置と共に示す。照射後、13日間放置してトリチウム以外の減衰を待って、400°C、1時間のアニーリングを2回行った。その後、特別に製作した低バックグラウンド遮蔽容器の中に2215時間(約3ヶ月)放置し、生成したトリチウムからの β 線による自己照射を行い、TLDリーダでその線量を測定した。測定データはサンプルの中の ${}^6\text{Li}$ 、 ${}^7\text{Li}$ の原子数密度を考慮し、 ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{T}$ 、 ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha){}^3\text{T}$ および全トリチウム生成率を算定した。

解析は1次元輸送計算コードANISN⁽³⁾で行った。使用した断面積セットは中性子に対して135群のGICX FNS⁽⁴⁾でENDF/B-Nの核データファイルからNJOYコードで処理して作成した。なお、 ${}^{12}\text{C}$ はENDF/B-V、 ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha){}^3\text{T}$ 反応はP.G. Young⁽⁵⁾の評価値を使用している。入力した中性子スペクトルは使用した水冷ターゲットをできるだけ正確にモデル化してモンテカルロ法で計算した結果⁽⁶⁾を用いた。計算モデルをFig. 2に、各領域の原子数密度をTable Iに示す。

実験結果を計算結果と共にFig. 3に示す。TLDの実験値は Li_2CO_3 の5.3cmの実験値で規格化した。異なる二つの方法による測定値は互に良く一致した。 ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{T}$ の計算値は中心付近を除き、実験を良く再現している。モンテカルロ法で計算した中性子源スペクトルはTOF法で測定した結果と2MeV以上で良く一致しているものの、2MeV以下は群の幅も広く、実験値がないため、確認が行われていない。2MeVの中性子源スペクトルを人意的に変えて計算した結果は ${}^6\text{Li}$ のトリチウム生成率に対して中心付近で大きく変化することが判った。 ${}^{235}\text{U}$ の核分裂率分布に対してこの影響は少く、 ${}^6\text{Li}$ のトリチウム生成率の計算には低エネルギー側の中性子源スペクトルを正しく入力する必要がある。2MeV以下の中性子源スペクトルを近い将来測定する予定である。一方、 ${}^7\text{Li}(n, n', \alpha){}^3\text{T}$ 反応によるトリチウム生成率の計算値は実験値を良く再現しており、P.G. Youngの評価値を支持している。もし、ENDF/B-Nのデータを使用すると10~15%純度計算値が大きくなる。別途、実施した ${}^7\text{Li}_2\text{CO}_3$ ペレットによる15MeVにおける ${}^7\text{Li}(n, n', \alpha){}^3\text{T}$ の断面積の測定結果はP.G. Youngの評価を支持している。

3. Li_2O 平板体系からの角度依存リークスペクトル

実験の配置をFig. 4に示す。 Li_2O の実験体系はターゲットから20cm離して設置し、背面中心付近からもれてくる中性子スペクトルを中性子飛行時間法(TOF法)で測定した。実験体系は Li_2O ブロックを中空のアルミの格子管で組上げた枠の中にステンレス製の引出しおよび格子管なしに直接組立てた。(Fig. 5) Li_2O ブロックは前述の $\text{Li}_2\text{O}-\text{C}$ 体系で使用したブロックと異なり、 Li_2O の成形体の密度は理論密度の75.5%であり、0.2mm厚のステンレス缶に封入されている。実効半径は31.4cmで厚さ5.06, 20.24, 40.48cmの3種の体系で測定した。コリメータおよび検出器シールドは2重回転式のゴニオメータの上に乗っており、測定角度に応じて常にコリメータと検出器の軸が実験体系の背面中心に合せられる。測定角度は0°, 12.2°, 24.9°, 41.8°、

66.8°の5点で、飛行距離は約7mである。検出器は5cmφ×5cmのNE 213シンチレータで、2-バイアス法の採用により0.5MeV以上のスペクトルを効率良く測定できた。検出器の効率曲線はモンテカルロ計算および実験により作成した。コリメータで限定される体系の被測定面積は簡単なモデルにより計算したが、実験的に求めた結果と非常に良く一致した。実験の詳細は数値的結果も含め、別途報告されている。⁽⁷⁾

実験に対する解析は次の3つの方法で行われた。

- i) 2次元輸送計算コードDOT 3.5⁽⁸⁾と前述の断面積セットGICXFNSおよびすべての核データをENDF/B-IVから採用したGICXFNS 1
- ii) DDXを利用した直接積分型の2次元輸送計算コードBERMUDA-2DN⁽⁹⁾とENDF/B-IVから作成した51群の断面積セット⁽¹⁰⁾
- iii) DDXを利用したモンテカルロコードMORSE-DDXとENDF/B-IVから作成した断面積セット⁽¹¹⁾

上記いづれの解析においても、中性子源スペクトルとして、同じTOF測定系で得られた実験値を入力した。実験結果をGICXFNSを用いたDOT 3.5の解析結果と共にFigs. 6~8に示す。実験と計算の角度依存スペクトルは、絶対値による比較にもかかわらず全体として良く一致しているものの、部分的には大きな差が見られる。エネルギー領域を3つに分けて積分的に評価し、(計算値/実験値)の形で比較した結果をFig. 9に示す。弾性散乱が主として効いている10MeV以上でP.G. Youngの評価値から離れる方向であり、 ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha){}^3\text{T}$ で15%程度減少した部分を弾性散乱に組入れるのが良くないことを示している。

BERMUDA-2DNおよびMORSE-DDXによる解析結果⁽¹¹⁾⁽¹²⁾も上記DOT 3.5の結果とほぼ同様の結果が得られている。今後、媒質を変えた体系による同様の実験データを蓄積することにより総合的評価を行う予定であるが、DDXを含む核データファイルの出現により、より良く実験結果を再現する解析結果が得られるものと期待される。

4. SUS 316の誘導放射能

炉設計用として開発された線量評コードシステムTHIDA⁽¹³⁾の妥当性を評価することを目的とし、次期装置等の設計で構造材として採用されているSUS 316の誘導放射能を測定した。⁽¹⁴⁾ 予備的な実験結果については昨年の本研究会でも報告したが、その後本実験を実施したのでその結果を述べる。

SUS 316のサンプル(10mmφ×2t)を2で述べたLi₂O-C体系のθ方向中心から12.6と23.1cmに置き、中性子発生率約 2.3×10^{11} n/sで8時間照射した。サンプルからの誘導放射能は照射後約14時間および1ヶ月後、60ccのGe(Li)検出器で測定した。同様の実験を体系なしの状態ターゲットから10cm離れた位置にサンプルを置いて行った。実験結果の例をTHIDAによる計算結果と共にFigs. 10~11に示す。また、(実験値/計算値)の比で表わしたグラフをFigs. 12~13に示す。最もγ線強度の高いエネルギー群(810~900 KeV)において、1日以内の短時間冷却では実験値が若干計算値よりも高く(主な核種： ${}^{56}\text{Mn}$)、1ヶ月程度の長時間冷却では約12%実験値が低い(主な核種： ${}^{56}\text{Mn}$, ${}^{58}\text{Co}$)。全γ線線量の実験値と計算値は今回の実

験における冷却期間の範囲内では12%以内で一致しており、設計の目標である20%以内を満している。この実験の結果から THIDA コードシステムの妥当性が示されたものの、一部大きく差のある生成核種 (^{51}Cr , $^{92\text{m}}\text{Nb}$, ^{59}Fe など) があり、使用している核データライブラリーの更新が必要である。そのためには、核データファイルの中のこれらの核種の生成断面積の精度向上が望まれる。

5. あとがき

FNS を用いた実験が始まって1年余、その間、特性試験をまじえながら種々の実験が行われた。今回報告した TOF 実験も FNS の強力なパルス中性子性能と実験設備が威力を発揮した。1000C のトリチウムを含む回転ターゲットを用いたビームテストもすでに終了し、多量のトリチウムの取扱い経験も得られた。今後はこの強力な中性子源により誘導放射能やドジメトリーの研究が進展するものと期待される。1983 年からは FNS を用いた JAERI-DOE の協力研究もスタートすることになっている。FNS による積分実験は始まったばかりであり、その有効性は示せたものの、核データや計算法に要請するには実験データはまだ不十分であり、媒質や形状を変えた実験データの蓄積が必要である。

参考文献

- (1) Dierckx, R., Nucl. Inst. Meth. 107, 397 (1973)
- (2) 前川 洋, 「熱蛍光線量計によるトリチウム生成率分布の測定」, JAERI-M 6055 (1975)
- (3) Engle, W.W., Jr., "A User's Manual for ANISN", K-1693 (1967), Oak Ridge National Laboratory
- (4) 関 泰. 私信
- (5) Young, P.G., Trans. Am. Nucl., 39, 272 (1981)
- (6) Seki, Y., et. al., "Monte Carlo Calculations of the Source Characteristics of the FNS Water Cooled Type Tritium Target", To be published in J. Nucl. Sci. Technol.
- (7) Oyama, Y., Maekawa, H., "TOF Measurement of Angle-Dependent Fast Neutron Spectra from Li₂O Pseudo-Cylindrical Spab Assemblies", To be published in JAERI report
- (8) Rhoades, W.A., Mynatt, F.R., ORNL/TM-4280 (1979)
- (9) 鈴木友雄, 他, 「2次元中性子輸送コード BERMUDA-2DN」 JAERI-M82-190 (1982)
- (10) 鈴木友雄, 私信
- (11) 中川正幸, 他: 私信
- (12) Maekawa, H., et al., "Measurements of Angular Flux on Surface of Li₂O Slab Assemblies and Their Analysis by a Direct-Integration Transport Code BERMUDA", Fifth ANS Topical Meeting on Fusion Reactor

Technology, Knoxville, Apr. 26-28, 1983

- (13) 飯田浩正, 五十嵐正仁, THIDA—核融合装置線量率計算システム—, JAERI-M 8019 (1978)
- (14) 池田裕二郎, 他, 「核融合炉構成材の放射化実験 SUS316中の誘導放射能」, 原子力学会分科会 C-33 (1982)

Table I Nuclide Densities of Each Region in Li₂O-C Assembly

Nuclide	Nuclide density (10^{24} atoms/cm ³)			
	Void	Li ₂ O	Graphite	Lattice
⁶ Li		3.355 -3*		
⁷ Li		4.1855 -2		
O		2.2605 -2		
C			6.9298 -2	
Cr	1.751 -3	1.935 -3	1.751 -3	5.632 -5
Mn	8.185 -5	9.632 -5	8.185 -5	4.159 -3
Fe	6.349 -3	7.030 -3	6.349 -3 </td <td>4.821 -4</td>	4.821 -4
Ni	7.303 -4	8.106 -4	7.303 -4	

* Read as 3.355×10^{-3}

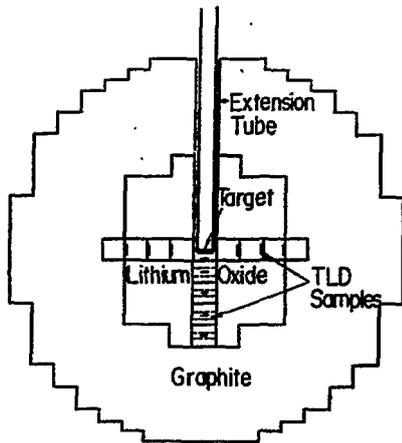


Fig. 1 Horizontal section across the center of Li₂O-C assembly

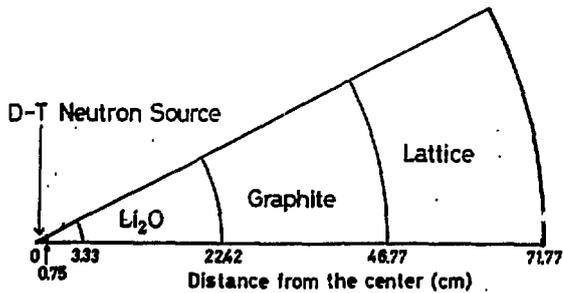


Fig. 2 Calculational model of Li₂O-C assembly

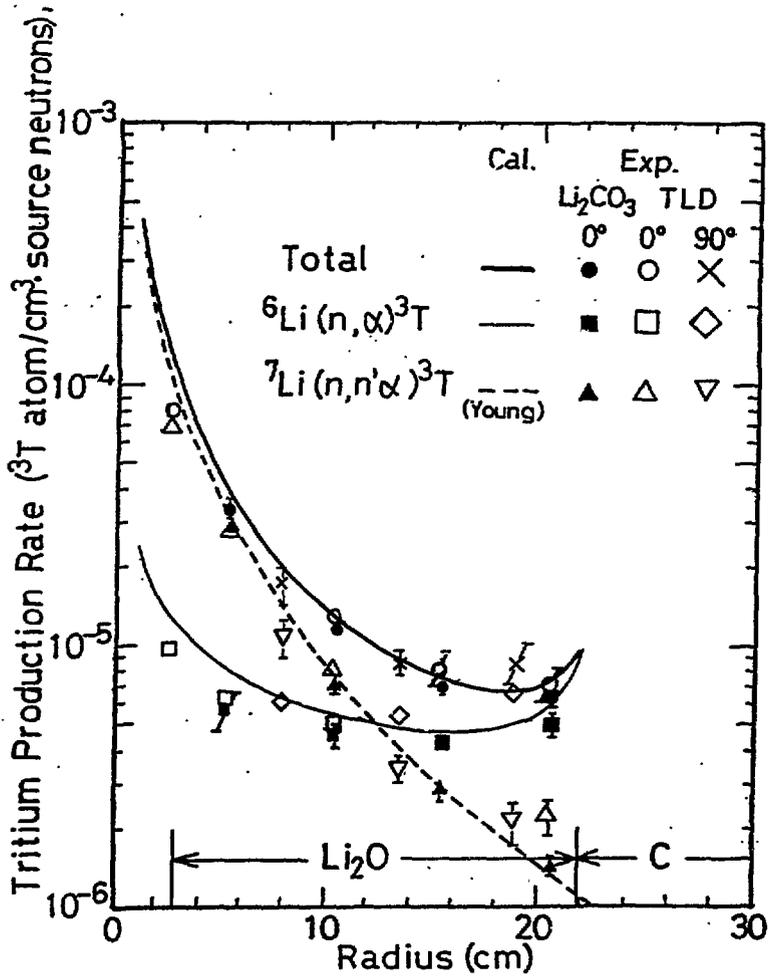


Fig. 3 Tritium production-rate distribution in Li₂O-C assembly

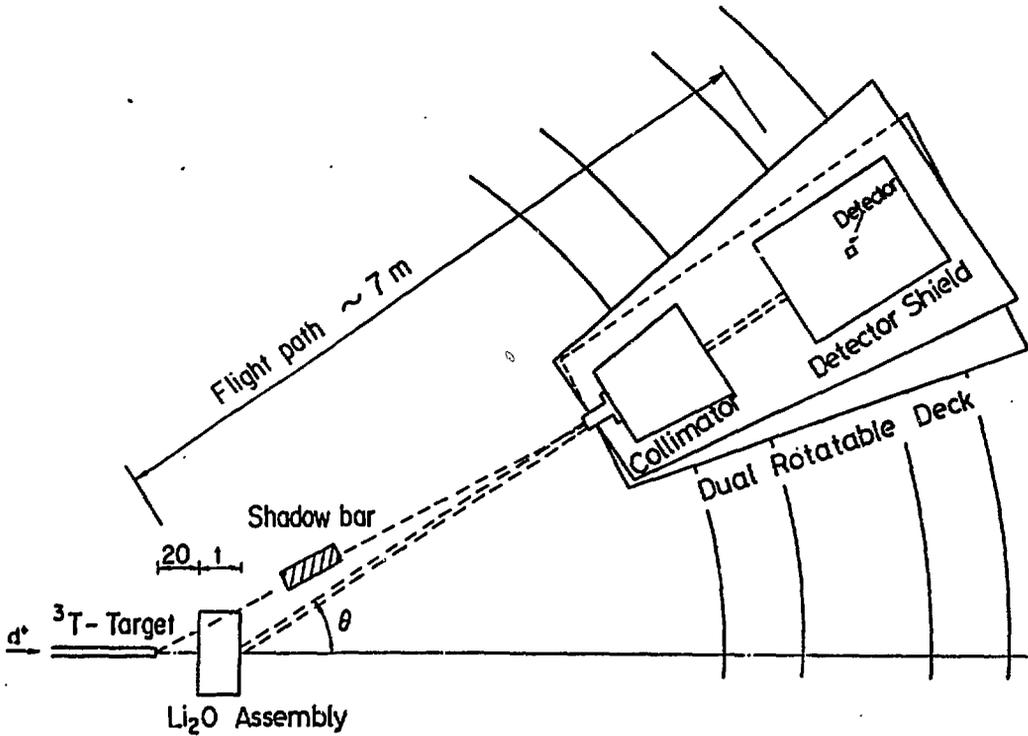


Fig. 4 Layout of TOF experiment

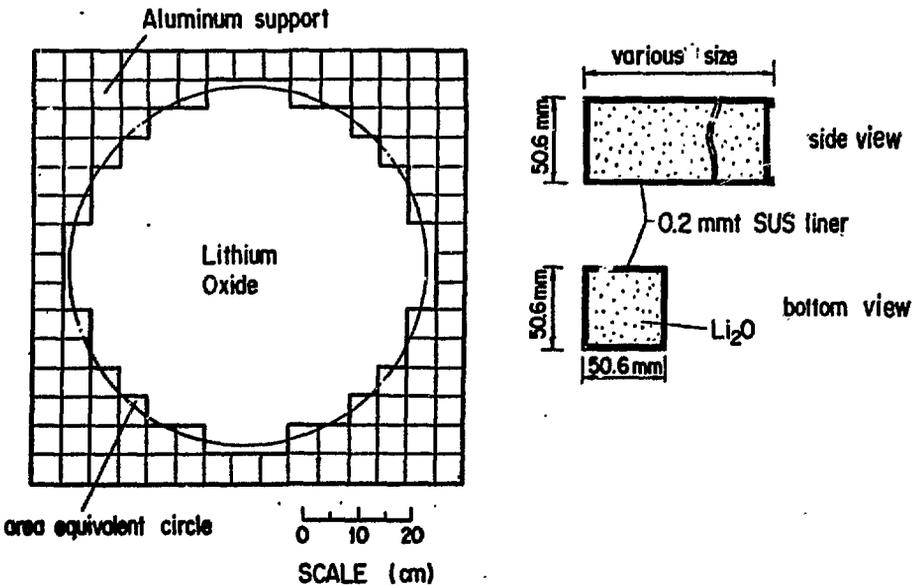


Fig. 5 Vertical pattern of Li₂O slab assembly

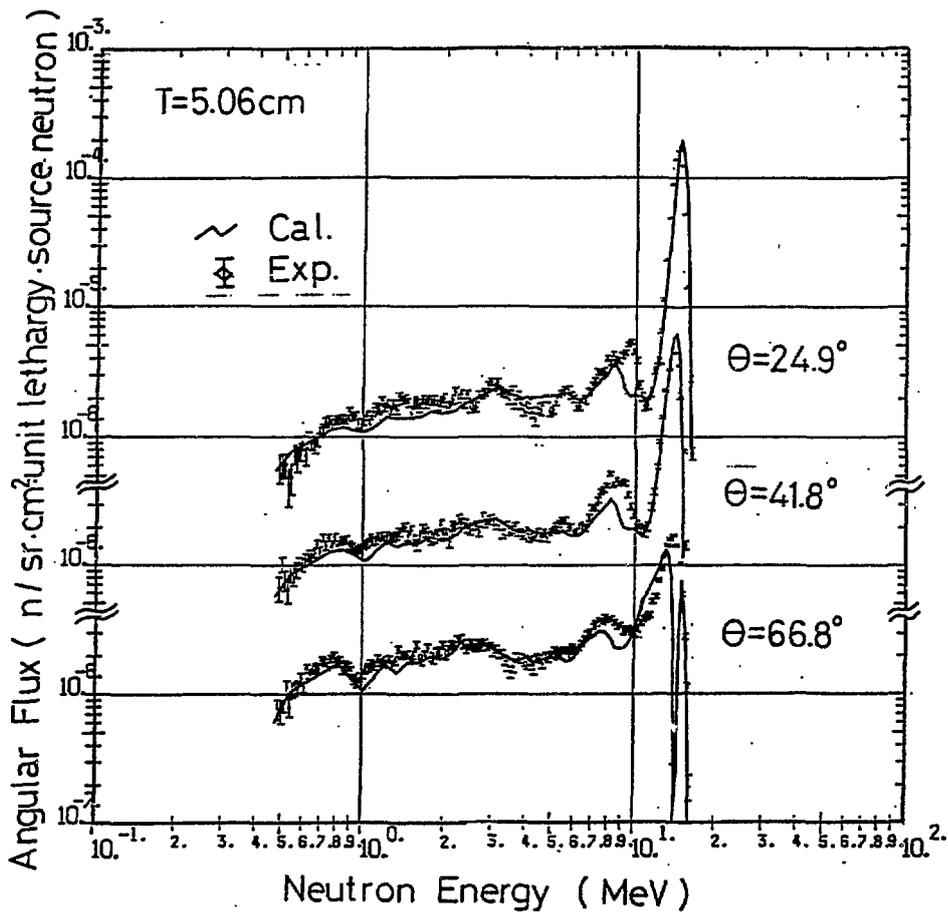


Fig. 6 Angle-dependent neutron leakage spectra from 5.06 cm thick Li_2O slab assembly

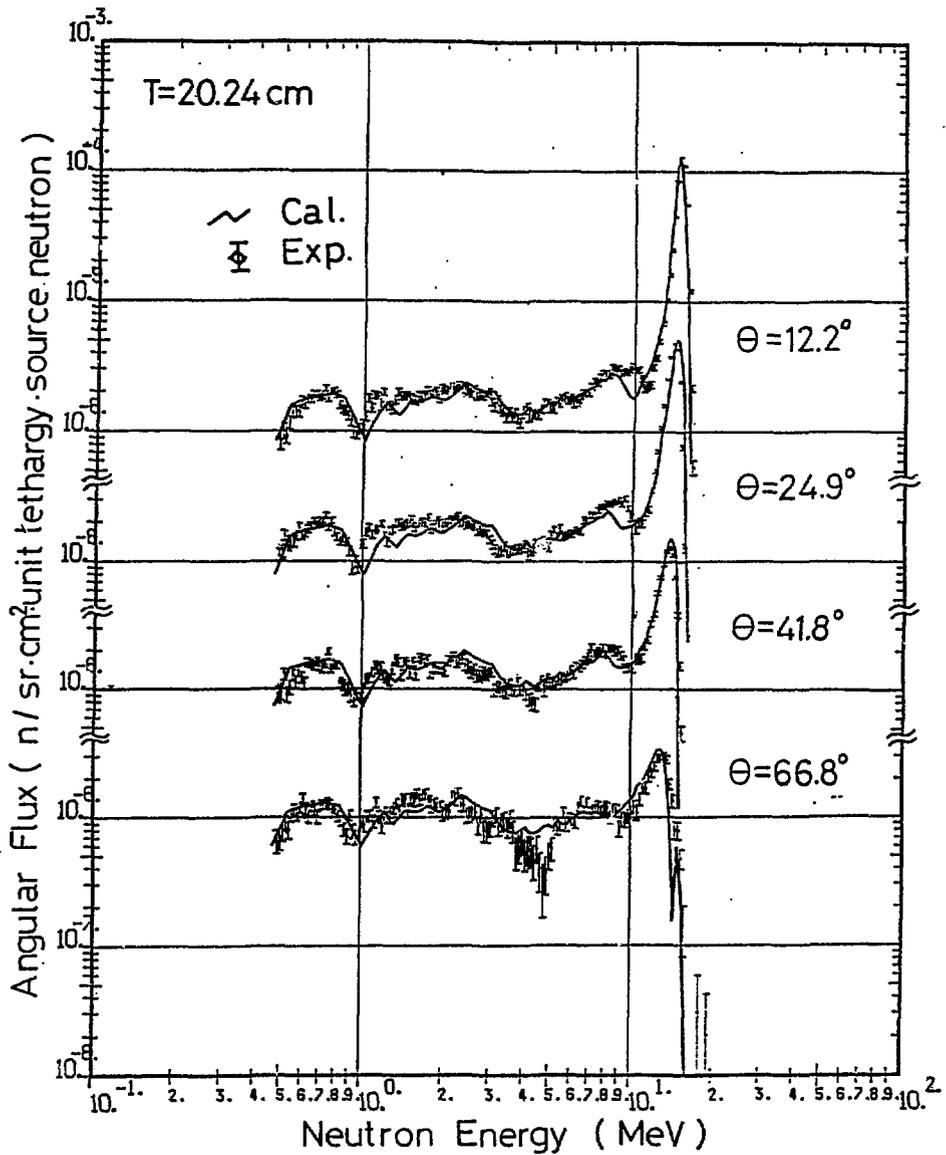


Fig. 7 Angle-dependent neutron leakage spectra from 20.24 cm thick Li_2O slab assembly

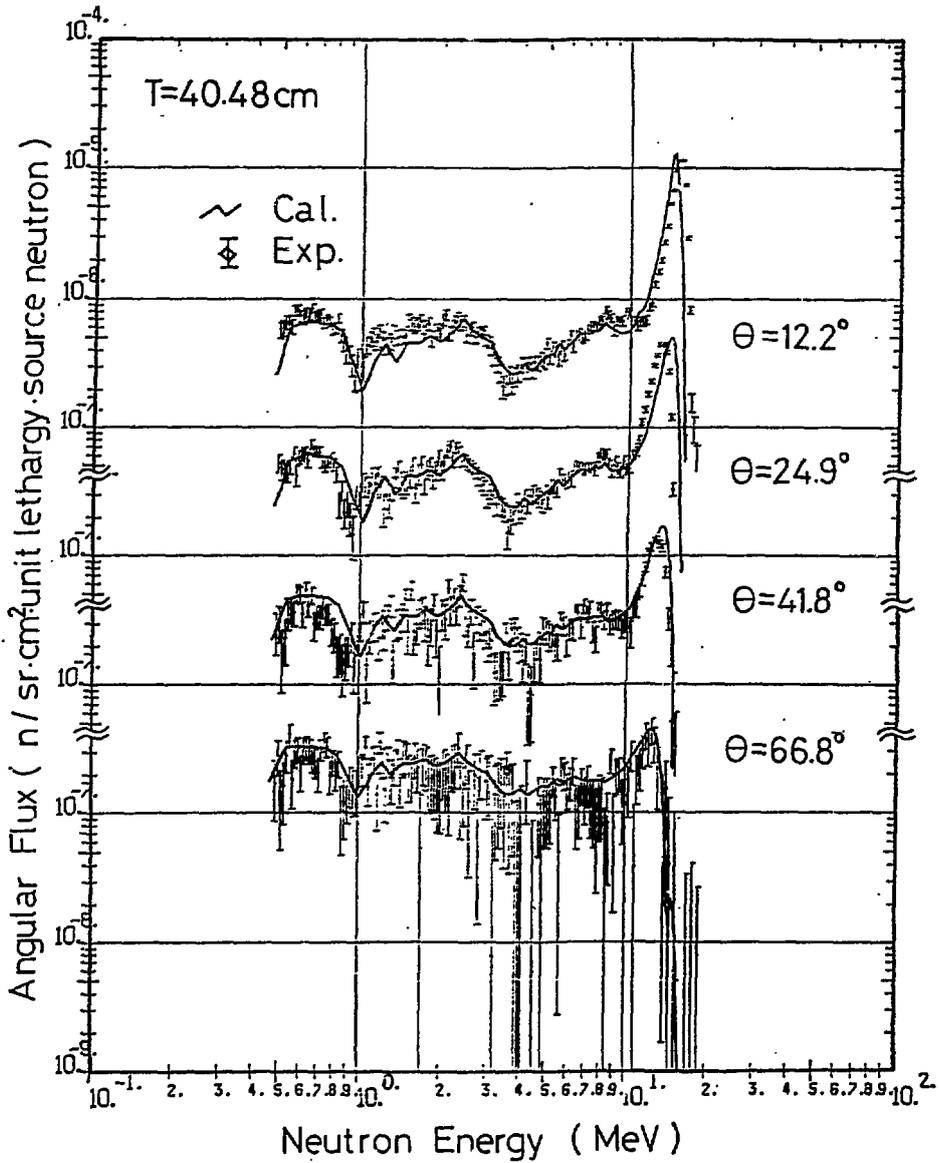


Fig. 8 Angle-dependent neutron leakage spectra from 40.48 cm thick Li₂O slab assembly

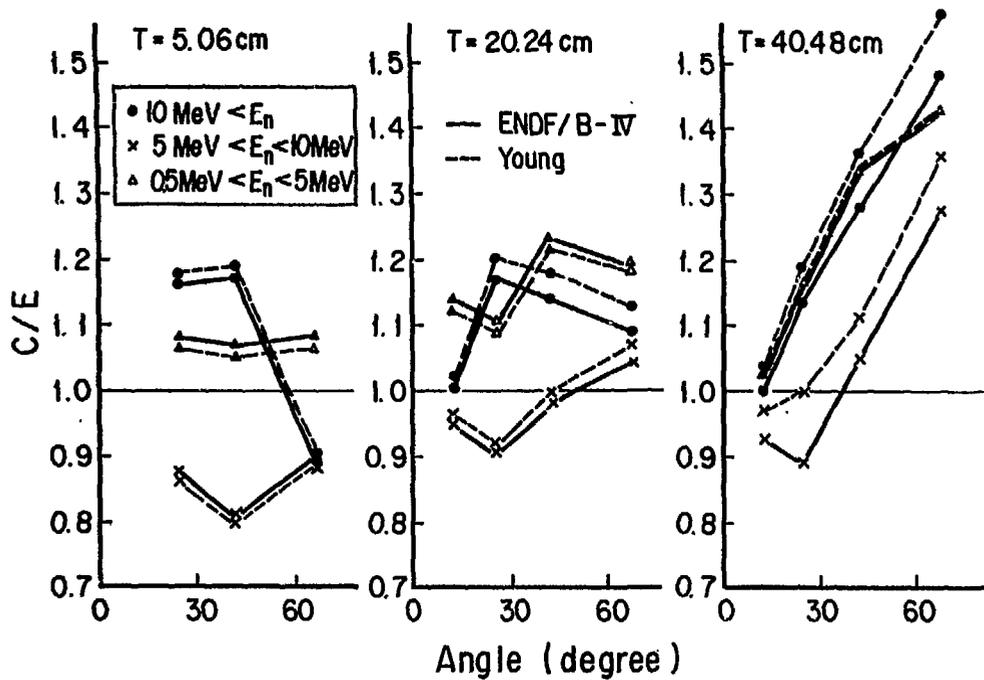


Fig. 9 Integral comparison of angle-dependent leakage spectra from Li_2O slab assemblies

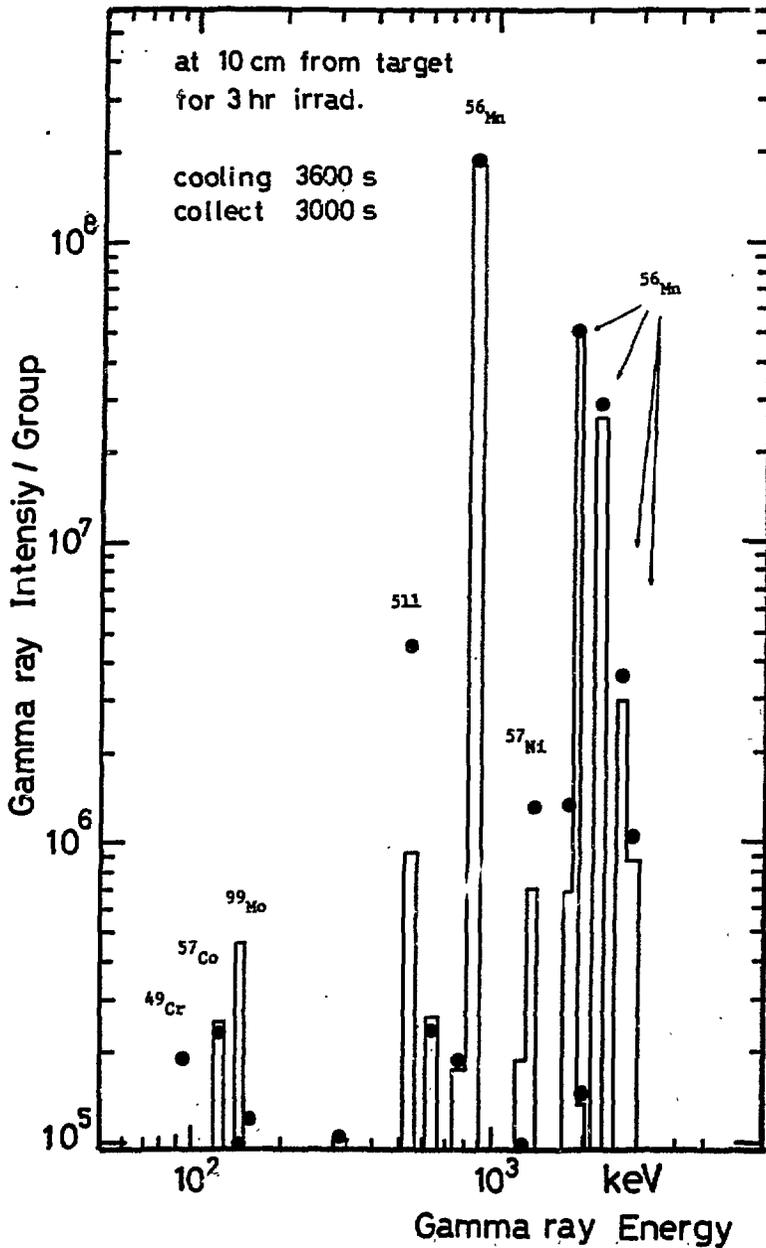


Fig. 10 Comparison of gamma-ray emission rate between the measured and calculated values.

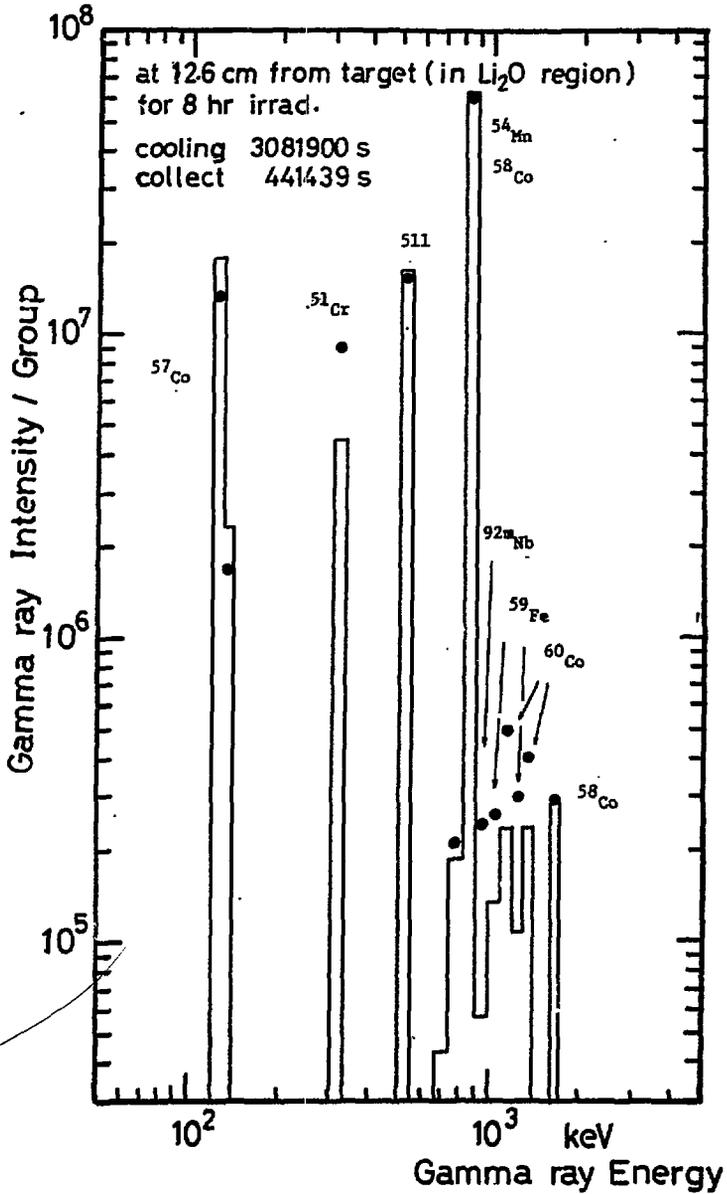


Fig. 11 Comparison of gamma-ray emission rate between the measured and calculated values

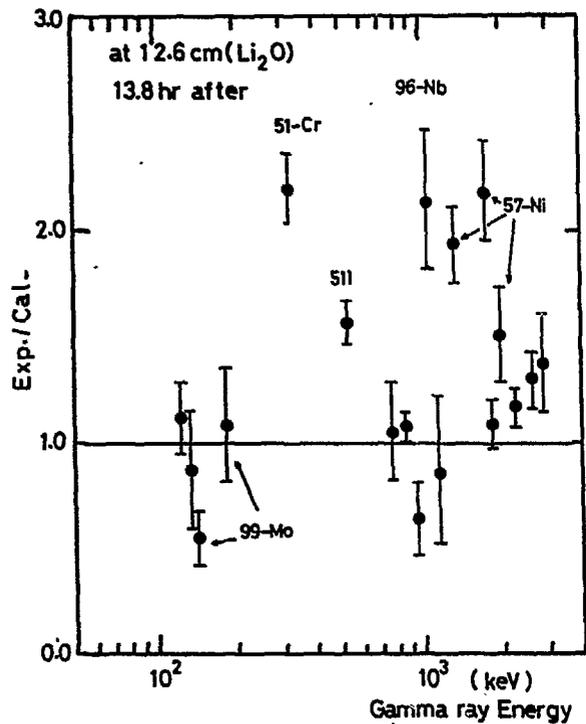


Fig.12 Experimental to calculational ratio of induced activity of Type 316 stainless steel

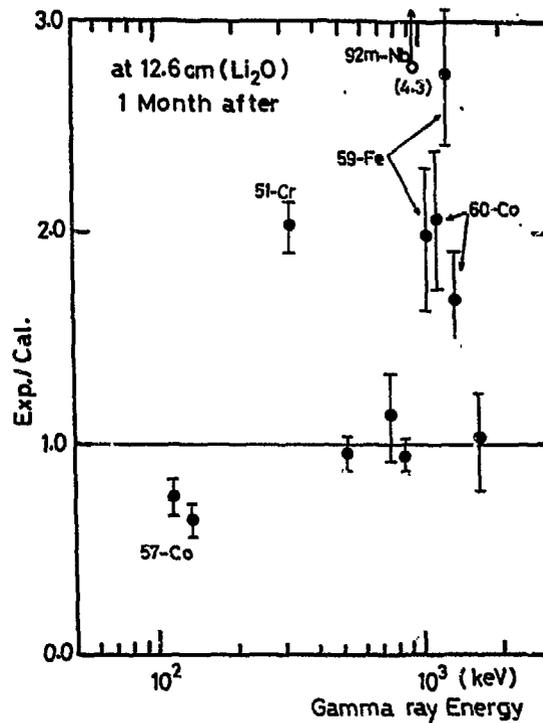


Fig.13 Experimental to calculational ratio of induced activity of Type 316 stainless steel

討 論

C: 神田幸則 (九大)

Young の ${}^7\text{Li}$ に関する評価では、 ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)$ の値を下げた分を ${}^7\text{Li}(n, n)$ の値を上げた。 $(n, n'\alpha)$ は良い結果を与えるが、 (n, n) は良くないとの積分実験からのコメントは、全断面積を下げた方が良いと理解してよいか。

他の non-elastic 断面積にくり込んだ場合、積分実験の解析で、その影響がわかるか。

A: 前川 洋 (原研)

全断面積は一般に良い精度で測定されており、 $(n, n'\alpha)$ の値を下げた分は他の non-elastic 断面積にくみ込むべきと考えている。これらを明らかにする感度解析は成されていないし、どの non-elastic 断面積にどの程度くみ込むべきであるかは現時点では言及できないが、実験結果を良く説明できる配分があるものと思われる。

6 B・2 オクタビアン積分実験と核データの問題

高橋 亮人*

オクタビアンで行われた平板及び球体系の積分実験と DDX 実験及びそれらの解析を比較することにより、二次中性子データの問題点をのべる。C, Li, Fe, Pb について比較例を示す。C の ENDF/B-V データも積分実験と良く一致するには致っていない。Li, Pb については、ENDF/B-IV データを大きく改良する必要がある。

Nuclear Data Problems for Integral Experiments at OKTAVIAN
Akito TAKAHASHI*

Problems in secondary neutron data are discussed, by comparing between integral experiments of plane or spherical assemblies, measured DDX data and their analyses. Examples are shown for Li, C, Fe and Pb. Integral experiment of graphite sphere does not agree with analysis even by using ENDF/B-V data. ENDF/B-IV data for Li and Pb should be largely improved.

1. 序

核融合炉用の核データおよび輸送計算法の検証のための積分実験として、オクタビアンでは平板・球状体系を用いた漏洩中性子スペクトルの測定・しきい箔による反応率分率の測定が行われている。^{1), 2)} これらの実験は、ENDF/B-IV 核データを用いた一次元 S_N コード NITRAN, ANISN やモンテカルロコードによる計算と比較検討され、実験との不一致の大部分の原因が核データ側にあると思われるようになった。一方、中性子放出二重微分断面積 (DDX) が将来輸送計算に使えるようにするための第一ステップとして、DDX の直接測定と ENDF/B データからの合成 DDX の比較³⁾ もオクタビアンにおいて行われている。

積分実験と計算との比較、DDX 実験と ENDF/B-IV の比較の双方においてみられる実験と計算の不一致の様子は一貫性がみられる。そこで、本報告では、この一貫性に焦点をあてて、C, Li, Fe, Pb の例について、核データ (特に二次中性子データ) の問題点を明らかにしてみたい。

2. 炭素 (黒鉛)

積分実験は直径 90cm の黒鉛球を用いて、その中心で DT 中性子を発生させ、しきい反応率及び中性子もれ流束スペクトルを測定した。用いたしきい反応は、 $^{93}\text{Nb} (n, 2n)^{92}\text{Nb}^m$, $^{27}\text{Al} (n, \alpha)^{24}\text{Na}$, $^{56}\text{Fe} (n, p)^{56}\text{Mn}$ が高速中性子用スペクトルインデックスとして、 ^{115}In

* 大阪大学工学部, Faculty of Engineering, Osaka University.

$(n, \gamma)^{116}\text{In}$ が熱中性子用である。中性子もれ流束スペクトルは、NE 2135 $4'' \times 2''$ 検出器を用い TOF 法で測定された。DT 中性子発生量は、ターゲット裏面に取りつけたアルミ及びニオブ箔の放射化量より決定した。

図-1に、中性子もれ流束スペクトルの実験と計算との比較を示す。計算は、ENDF/B-Vの核データを用いてNITRANによる S_{19} ・135群の解析を行ったものである。全般に、良い一致が得られているように見受けられる。しかし、詳しくみると、10 MeV ふきんで計算が過小評価、6~7 MeVのピークで計算の過大評価、3 MeVふきんで計算の過小評価となっている。球内部の情報は、箔による反応率分布のみであるが、図-2に実験と計算の比較をC/Eのグラフとして示している。4つの反応について得られたC/Eはすべて右下がりの傾向にある。また、熱中性子分布を表す $\ln(n, \gamma)$ 反応のC/Eが、球全体にわたり1よりかなり大きくなっているのは興味のある結果である。C/Eが右下がりとなる理由は、計算において前方への中性子輸送が過小評価されているためと考えられる。球体系においては、高速中性子(スペクトルインデックス: Nb, Al, Feの反応)の前方輸送の過小評価は、球からの漏洩の過小評価に絡がる。このことから、熱中性子分布のC/Eが1より大きくなったことが説明出来ると思われる。

NITRAN計算での角中性子束の収束性は、 S_{19} で充分であることがたしかめられている⁴⁾ので、上記の過小評価の原因は、二次中性子の角分布データの不備に求められるべきであろう。別の積分実験として、平板黒鉛からの角度依存放出スペクトルをTOF法で測定し、ENDF/B-Vを用いたNITRAN計算と比較したのが図-3である。前方 0° においては、 ^{12}C の第1~3レベル非弾性散乱の寄与を表すピーク(11, 85, 7 MeV ふきん)のところで計算がかなり過小評価となっているのが見受けられる。また、後方 135° においては、二番目のピーク(第一レベル非弾性散乱の寄与)で計算が過大評価となっている。図-4に炭素のDDX実験値から得られた、第1~3レベル非弾性散乱断面積の角分布データをENDF/B-Vのそれと比較して示す。第1, 第3レベルにおいては、実験はENDF/B-Vより前方散乱が強い結果となっていて、図-3に示した結果と一貫している。レベル非弾性散乱の角分布を手直しするだけで、図-2に示したC/Eが1に近い平行な線となるかどうかは、未だチェックされていない。しかし、ENDF/B-Vの二次中性子角分布データが未だ不十分であるのは明らかである。

3. 天然リチウム

図-5に、平板リチウムからの角度依存放出スペクトルの実験と計算の比較を示す。用いた体系の横方向大きさ(50×60cm)が14 MeV 中性子平均自由行程(約15cm)の尺度でみて、小さすぎるため比較は3次元モンテカルロ計算(NIMOS⁵⁾、実験)と行わなければならない。5~10 MeV領域で実験と計算の大きな不一致がみられる。前方($0^\circ, 45^\circ$)では計算の過小評価、後方(135°)では過大評価である。また前方の低エネルギー側で計算が過小評価となっている。5~10 MeV領域にみられる不一致は、図-6に示したDDXの実験とENDF/B-Vデータの比較でみられる不一致の傾向と一貫している。 $^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$ 反応のうち、 ^7Li の第二準位(Q値-4.63 MeV)を励起するチャンネルは、離散レベル散乱として独立に扱わねばならぬことがDDX実験値よりわかり、ENDF/B-Vにおいてこの取扱いをしていないことが図-5の5~10

MeV 領域の不一致の主因となっている。

図-6の比較で、もう一つの大切な事実は、後方(145°)にみられる不一致である。ENDF/B-IVでは、 ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$ 反応のしきい値が約2.46 MeVであるところから、14 MeV入射中性子によるこの反応の二次中性子は(14-2.46=11.54 MeV)より下方に分布(C系等方)するとしている。しかし、DDX実験結果は、4.63 MeVレベルピークより高エネルギー側には、 ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$ 反応の二次中性子が発生していないことを示している。このため全体の(角度積分した)二次中性子スペクトルはENDF/B-IVのものよりかなり軟化していると考えられる。このように ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$ 反応が $Q = -4.63$ MeVより大きな負値で起るとして二次中性子分布を与え、Li球のトリチウム増殖率を解析した以前の計算⁴⁾によると20%程度増殖率を減らす結果となっている。したがって、ENDF/B-IVを修正して ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$ 二次中性子データを正しく与えることは非常に重要である。ENDF/B-Vでは当初IVと同じデータを採用していたが、最近P. Young(LASL)が再評価してDDX型二次中性子分布が与えられるように改定された。⁶⁾入手可能なら実験との比較が望まれるところである。

4. 鉄

図-7に鉄平板からの角度依存放出スペクトルの実験値と計算値の比較を示す。全般的一致は、前二材料に比して良いと言える。実験誤差が大きくそれほど明確ではないが、詳しくみると、前方の5 MeV以上の領域で実験値がやや高くなっており、後方では逆転している。この傾向は、図-8に示すDDX実験データとENDF/B-IVの5~13 MeVでの不一致の傾向と同じである。FeのENDF/B-IVデータもまだ問題を残していると言える。DDX実験データの3 MeV以下の振舞は実験の系統エラー(NE-213効率の決定?)を表していると思われるので再実験する予定である。(効率の決定は、一材料のラン毎に回路設定が異なるので、そのつど求めている。波高のしきいを高くしたランでの低エネルギー側しきい付近にエラーが考えられる。)

5. 鉛

鉛球殻の中心でDT中性子を発生させ、約9.5 m離れた位置に置いたNE 218検出器を用いてTOF法により中性子もれ流束スペクトルが測定された。¹⁾もれ流束スペクトルをエネルギー積分することにより、鉛球殻によるDT中性子増倍率が決定された。増倍は、 $\text{Pb}(n, 2n)$ 反応(しきい値6.7 MeV)により起る。解析は、一次元 S_N コードNITRAN及びANISNを用い、核データとしてはENDF/B-IVを用いた。球殻の厚さは、3 cm, 6 cm, 9 cm, 12 cmの4種類である。図-9に中性子もれ流束スペクトルの実験と計算の比較を示す。源中性子(14~15 MeV)によるピーク以外で実験が高めにでている。また1~10 MeV域のスペクトルは、実験の方が低い。表-1に増倍率(0.3~15 MeVの積分値)の実験と計算の比較を示す。なお、同表で4~15 MeVとそれ以下の部分増倍率を示したのは ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$ 反応の実効しきい値に対応させたものである。実験は、6 cm厚さの球殻で17%、9 cm厚さの球殻で25%程、計算値より大きな増倍率を与えている。

図-10にPbのDDX実験値とENDF/B-IVの比較を示す。二次中性子のうち8 MeV以下は、 $(n, 2n)$ 反応によるものと考えられるが、この領域で実験値はENDF/B-IVよりかなり大きくでている。またスペクトルも硬めとなっている。特に前方での不一致が大きい。ENDF/B-IVでは $(n, 2n)$ は等方とされているが、実験は若干の角度依存性があることを示している。DDXのうちPb $(n, 2n)$ のQ値-6.7 MeVをこえるエネルギー領域(0~8 MeV; 源が14.7 MeVのとき)が $(n, 2n)$ 中性子に対応すると考えて、この領域でDDXをエネルギー積分することにより、角度依存の $(n, 2n)$ 反応断面積が求められた。更にそれを角度積分して、 $(n, 2n)$ 反応断面積を求めたところ、ENDF/B-IVの値(15~13.5 MeVの平均値)より22%大きな値が得られた。DDX実験から得られたこれらの結果は、先の積分増倍実験の結果と全く一貫している。ENDF/B-IVの $(n, 2n)$ 断面積は約20%大きめに修正する必要があり、二次中性子データもエネルギー分布を硬めに修正した上、角度分布も加えた方が良いことがわかる。

6. 結 言

DDX実験により二次中性子核データの問題点をマイクロなところより明らかにして、データの改良に用いることを示した。しかしDT炉核設計等の工学利用において、どの程度の質の核データが要求されるかは、むしろ積分実験とその計算による解析から明らかにすべきである。今回示したような積分実験と計算の不一致の傾向と原因が、二次中性子DDXデータの不一致な点より一貫性をもって説明できたことは、DT中性子の輸送がDDXのような微分データに敏感であり、積分実験が有用な手段であることを、我々に教えている。

オクタビアンでは、今回示した元素以外の元素材料やコンクリート、SSのような混合材料についても積分実験を行っている。また、約40元素について14 MeV入射中性子によるDDXデータを測定しようとしている。したがって、今回以外の材料についても今回と同様な知見が得られつつある。

謝 辞

本報告は、阪大工学部原子力住田研ニュートロニクスグループ(高橋、山本淳治、他)が行っている一連の研究より、本テーマに関するものを抜き出して、高橋が代表して報告したものである。同グループメンバーに感謝する。また、DDX実験は、文部省料研費の補助を受けて行われたものである。

参考文献

- 1) Takahashi, A., et al: Contributed paper, 12th SOFT, B26, KFA Jülich, Sept. 1982
- 2) 藤本幸生, 他: 日本原子力学会1982年分科会, C37
- 3) Takahashi, A., et al: Contributed paper, Conf. Nuclear Data for Science and Technology, Antwerp, Sept. 1982
- 4) Takahashi, A., Rusch, D.: KfK-2832/I, II (1979)

- 5) Yamamoto, J., et al: J. Nucl. Sci. Technol., 19, 276 (1982)
- 6) Young, P.: Progress Report, LA-9468-PR (1982)

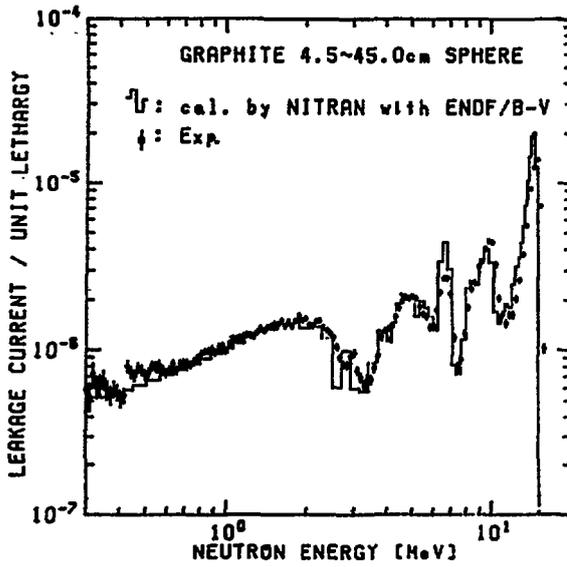


Fig. 1 直径90cm黒鉛からの中性子のもれ流束スペクトル

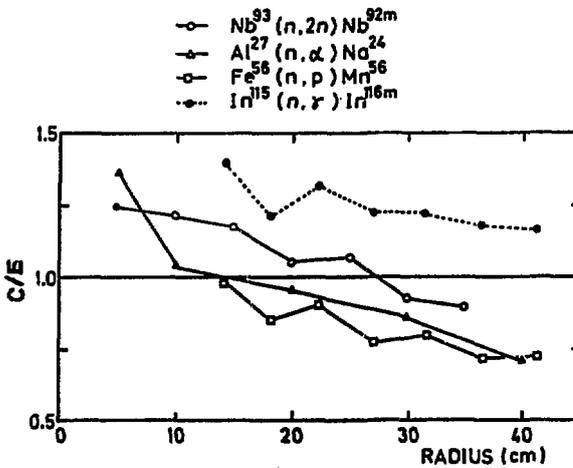


Fig. 2 黒鉛球中反応率分布の計算(C)と実験(E)の比

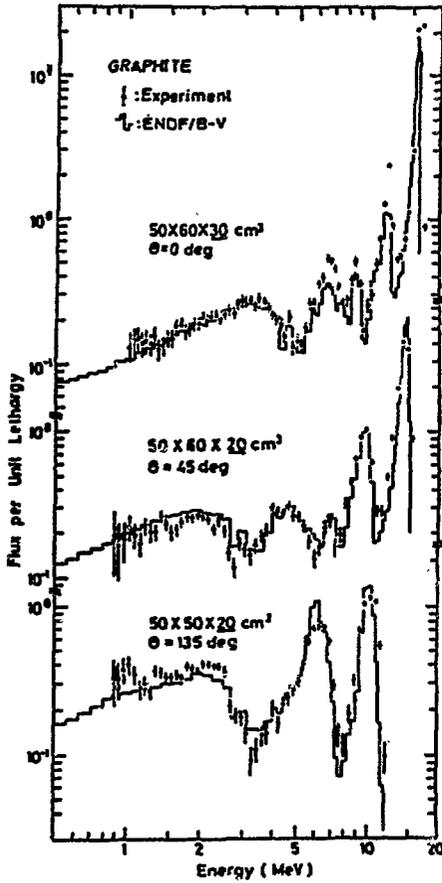


Fig. 3 Leakage spectra from graphite slabs

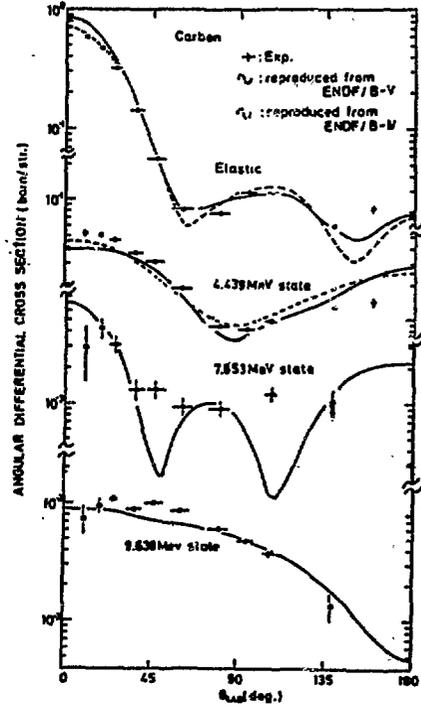


Fig. 4 Angular distributions of elastic and 3 inelastic scattering cross sections, for carbon

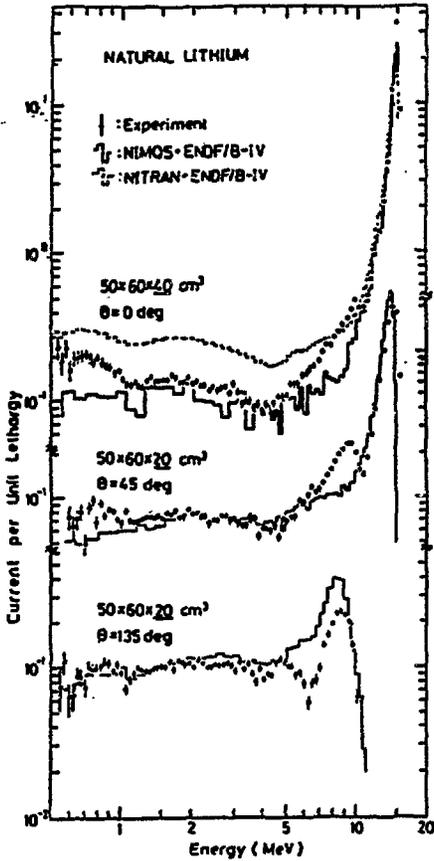


Fig. 5 Leakage current spectra from natural-lithium slabs

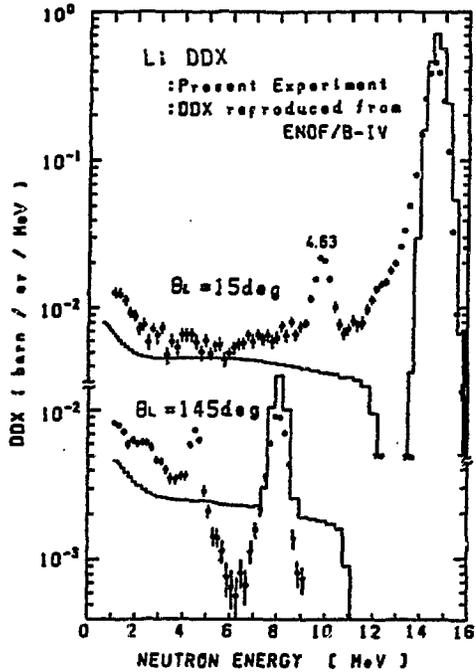


Fig. 6 Selected DDXs for natural lithium

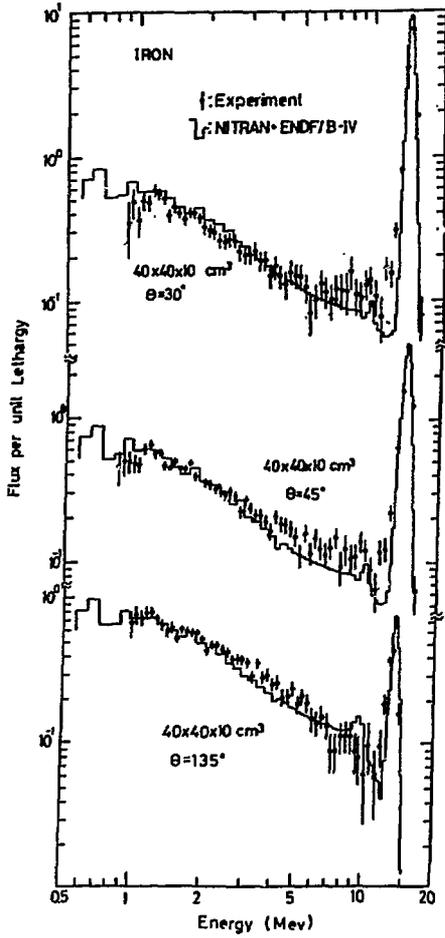


Fig. 7 鉄平板からのスペクトル (厚さ10cm)

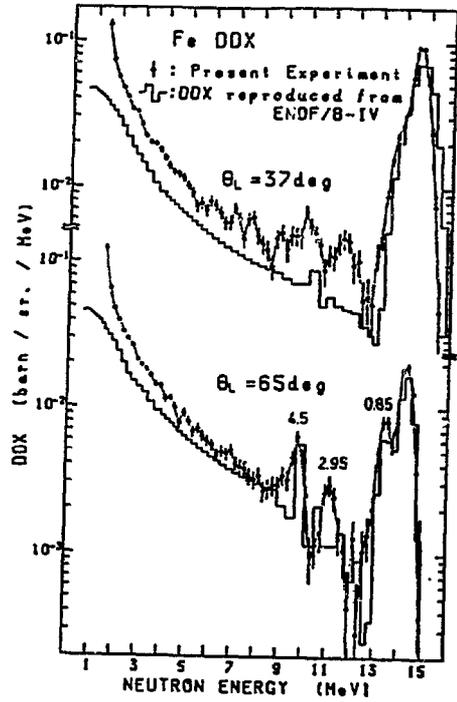


Fig. 8 Selected DDXs for Fe

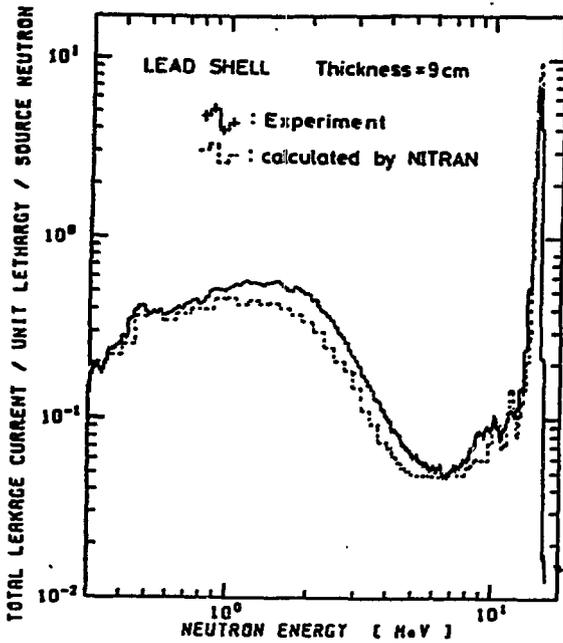


Fig. 9 Example of measured leakage current spectrum, in comparison with NITRAN calculation

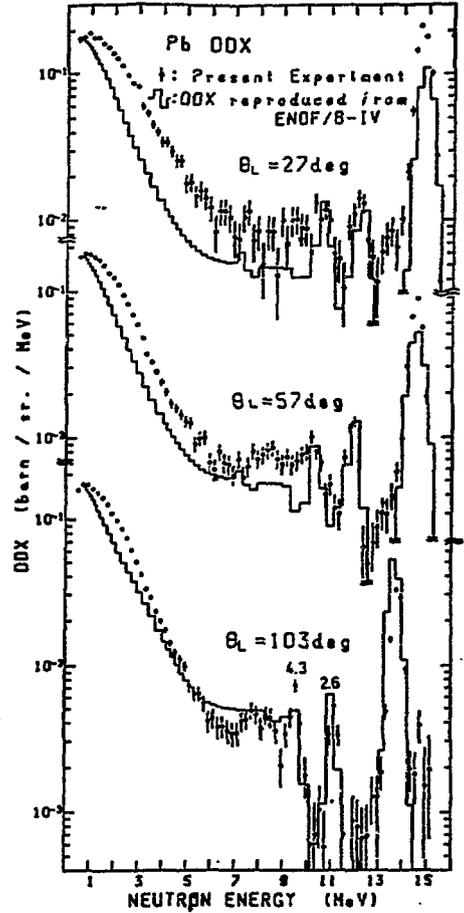


Fig. 10 Selected DDXs for Pb

Table 1 Partial Neutron Multiplication of Lead

Energy Range (MeV)		Thickness			
		3 cm	6 cm	9 cm	12 cm
15.0 0.3	Experiment	1.22 ± 0.01	1.41 ± 0.01	1.59 ± 0.03	1.60 ± 0.09
	NITRAN(S19)	1.124	1.214	1.270	1.296
	ANISN(P5516)	1.131	1.234	1.309	1.359
15.0 4.0	Experiment	0.80 ± 0.01	0.65 ± 0.02	0.54 ± 0.03	0.41 ± 0.02
	NITRAN(S19)	0.756	0.599	0.468	0.363
	ANISN(P5516)	0.774	0.627	0.502	0.401
4.0 0.3	Experiment	0.42 ± 0.01	0.76 ± 0.01	1.05 ± 0.01	1.19 ± 0.09
	NITRAN(S19)	0.365	0.614	0.800	0.932
	ANISN(P5516)	0.356	0.606	0.805	0.957

討 論

Q：中川正幸（原研）

Li の DDX 測定結果と ENDF/B-4 の比較した図について、エネルギーの低い方で Exp. が高まっているのは、 ${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)\text{T}$ 反応断面積が原因であるのか、特にその角度分布が違っているためか、絶対値についても違うのか？

A：高橋亮人（阪大）

角度分布・反応の Q 値のとり方が B-4 で違っているのが主因である。反応断面積については、1 MeV 以下のデータを加えてから求めてみるつもりである。

Q：中川正幸（原研）

${}^7\text{Li}(n, n'\alpha)$ のしきい値が後方で弾性散乱より大きくなっているのは、ファイルとしてどこに欠陥があるのか。

A：高橋亮人（阪大）

反応の角度分布もしくはカイネマティックスがファイルに与えられていればこのようにならない。しかし、しきい値は B-4 で 2.46 MeV としているが、実効的には 4.63 MeV とすべきであると思う。

6 B・3 核融合積分実験に関連する核データの現状

岩崎 信*

ここ数年での、高速中性子の中性子輸送関連の核データの実験的研究の現状を簡単にサーベイをした。特に中性子二重微分断面積 (DDX) の測定については、全般的なまとめを行った。近年 14 MeV 付近で、特に日本に於いて DDX 核データの生産が進み、相互比較が可能になってきた。その 1 例を紹介する。又、良く話題となるトリチウム生成反応 ${}^7\text{Li}(n, n't){}^4\text{He}$ の断面積について、最近の研究の動きについてもふれる。

Present status of the nuclear data for fusion
neutronics integral experiments

Shin IWASAKI*

Present status of the nuclear cross section data for the analysis of the fusion neutronics integral experiments has briefly been described. It has been emphasized that double differential cross sections (DDX) for various nuclei have recently been measured at the source energy of about 14 MeV and comparison between the experimental data has become possible.

Recent topical problem on the tritium production cross section ${}^7\text{Li}(n, n't){}^4\text{He}$ has also been discussed.

1. はじめに

核融合の核設計に関する核データの数は大変多¹⁾い。従って、当然積分実験に関連してくる核データの数も、又多くなるので、時間的、スペース的制約から、ここでは議論の対象を絞る。現在までの核融合積分実験に関するレビューによれば²⁾、その主な研究対象核種は、 ${}^2\text{D}$, ${}^6\text{Li}^+$, ${}^7\text{Li}^+$, Be, C, F, Al, SUS (Cr^+ , Fe^+ , Ni^+ , Mo, Mn), Pb, U, Th 等で、核融合炉開発上重要なものばかりである。さらに、原研シグマ研究会核融合核データ WG の整備計画においては、原研 FNS での積分実験との関連で、上記核種の内⁺印のついたものを先ず重点的に整備する方針といわれている。そこで、これらの核種を中心に、高速中性子輸送問題に関係した核データの現状を述べる。又、 ${}^7\text{Li}(n, n't){}^4\text{He}$ 反応の断面積についてもふれる。

2 断面積測定の実況

2.1 全断面積・弾性、非弾性散乱断面積

米国ノックビルにおける核データ国際会議（1979. 10）以降の、上記対象核種の各断面積の主な測定例をまとめたのが Table 1 である。これを見ると、大部分は、米・国立又は大学研究所で行なわれており、他¹⁾のこの分野での寄与は大変小さい。そして、WRENDA³⁾等が最高点核種として要求が高い割には、特に最近の測定は少ない。

2.1.1 全断面積

全断面積は、他の断面積の基本となるだけに重要である。一般に、測定値の推定誤差は小さいにも拘わらず、測定値間に誤差の範囲を大中にこえて系統的喰い違いが存在し、評価者を悩ませている。しかし Table 1 の測定例は⁴⁾ (Fig. 1~5)、ENDF/B-V との値との比較から、Fe の 20 MeV 以上を除いて、1~3% 以内に収束してきている様である。これは、最近の測定技術の発達と、誤差に対する注意がかなり払われた結果といえよう。ただ一つ気のついた事は、ORNL の C の測定値と B-V との比較 (Fig. 1-b) で、12~15 MeV で明確な系統的不一致が見られる点である。

2.1.2 弾性、非弾性散乱断面積

弾性散乱断面積は、評価の上では、光学ポテンシャルパラメータの決定に不可欠である。ANL⁵⁾ のグループは SUS の材料である Cr, Fe, Ni について、1~4 MeV で、精密な測定を行い (Fig. 6) その結果の誤差を 8~12% と見積った。TUNL のグループの一連の 1P 核種 (^{6,7)}Li, ⁹Be, ^{10,11}B, ^{12,13}C, ¹⁴N, ¹⁵O) の測定は、7~15 MeV の範囲で行なわれ、Table 1 の中ではきわだった存在である。彼らの個々の核種に対する結果は Nucl, Sci, Eng (NSE) に報告されているが、全体のまとめが今年のアントワープの会議に報告された⁶⁾ (Fig. 7)。彼らは、断性散乱角度分布を、グローバル光学ポテンシャルでフィッティングを試みたが、大きな不一致が存在すると指適している。彼らの報告の中で注意したいのは、⁷Li のデータである。⁷Li の第 1 励起状態は 480 keV で、十分に基底状態と離れている様に見えるが、測定系の分解能と、運動学的エネルギーの広がり⁷⁾の影響が大きく、実際には分離がむずかしい。彼らは、先の NSE での報告は、2つをまとめて扱っている。しかしアントワープでの報告では、図 (Fig. 7) によれば、弾性散乱だけになっており、断面積の値も NSE での報告とは違っている様に思われるので、確認が必要であろう。

離散レベルの非弾性散乱断面積の測定もいくつかおこなわれているが、やはりエネルギー分解能の点から、C を除いて、低い励起レベルに限られている (Fig. 8)。C については、あとでふれる二重微分断面積の測定の一環として、阪大グループが行ったもので、 $E_x = 9.63$ MeV の第 4 レベルまで明確に測定された⁸⁾ (Fig. 9)。評価値との比較では、B-V は実験値を比較的良く再現するようである。東北大のグループは、Fe と Ni の第 1、第 2 レベルまでの測定を行い、統計模型と結合チャンネル模型を用いて解析し、直接反応の寄与の重要性を指適した⁹⁾。

2.2 連続領域に注目した二重微分断面積の測定

中性子放出又は生成二重微分断面積は、核融合炉中性子輸送問題で重要視され、その測定も盛んになってきた。このデータは、断面積評価の点からは、前平衡過程を含む統一的核反応理論の発展をもたらす点で重要である。

二重微分断面積の測定をまとめてみたのが Table 2 である。これらを3つのカテゴリーに分類する。1つは、普通の散乱実験と同様にシリンダー状サンプルを用いて、TOF法で角度分布を測定したもの、2つめは、リング状サンプルを用いた高分解能TOF測定、そして3つめは、これ以外のもので、白色中性子源を用いたもの、一角度の測定のもの、角度積分した測定等である。1のグループのデータの特徴は、そのまま微分データとして用いることはできるが、非弾性散乱の連続領域の計数が少ないので、統計エラーが大きい事、又それを克服するため大きなサンプルを用いたり、飛行距離を短くしているため分解能が悪い点である。2のグループの特徴は、上記とは逆で、サンプルが大きくとれるので、統計の問題が少なく、高分解能で測定できる点にある。しかし一方、入射エネルギー（中性子源）は、14 MeV (T+d 反応) に限られ、かつ、散乱角度を変えると、入射エネルギーも変るという欠点がある。

Table 2 を見て、まず気の付くことは、1975年に報告されたドレスデン工科大 (TUD) のグループによる一連の測定である¹¹⁾ (TUD-75)⁵⁰⁾ それは、全体で34核種に及ぶもので、数値データも揃っており、評価結果の検討に良く用いられている。しかし彼らの測定は、50φ×70 (mm²) 程度の、非常に大きなサンプルを用いていて、その大きさの補正はしているものの、充分に補正しきれているのかどうか疑問が残る。

もう一つの特徴は、最近の測定では、日本のグループの測定が大きな割合を占めている点で、この事は JENDL の評価にとって大変有利な状況といえよう。

10~14 MeV 間では、TUNL のグループの測定¹²⁾ (Fig. 10) が、ほとんど唯一のものである。しかし彼らは、収率の低い事や、S/N の悪さの問題から、その後継続した測定は行っていない様である。この領域での日本の独自の測定が望まれる。

3. 二重微分断面積測定結果の相互比較

Table 2 をみてわかる様に、14 MeV 付近では実験値がふえてきたので、一部相互比較が可能である。特にローレンス・リバモア研究所 (LLL) の実験値と、同じ手法で最近大量のデータを生産した阪大グループの実験値の比較は、同じ高分解能実験で、実験条件も似かよっているので興味深い。そこで、OSAKA-82、LLL-72、TUO-75⁴³⁾ と TOHOKU 2-82³⁶⁾ をとりあげる、これらは測定エネルギーや角度が異っているので厳密な比較はできないが、簡単に図上での比較を試みたのが Fig. 11-a~Fig. 11-d である。

OSAKA と LLL の比較では、低いレベルの非弾性散乱のピークの位置や高さを比べてみると、かなり良い一致を示しているが、いくつかの点でくいちがいも見られる。Fe の場合で、TUD (53°)、LLL (35°) と OSAKA (37°) の比較では、TUD は B-N を示持し、LLL と OSAKA は不示持で高めで一致している。一方 TUD (53°) と LLL (65°) OSAKA (65°) の比較では、TUD と LLL が比較的良く合っているのに、OSAKA は少し高めになっている。Mo について、

TOHOKU 2 (30°, 70°) と OSAKA (40°) と比較したのが Fig. 11-d であるが、OSAKA のデータは TOHOKU 2 の値の間を通過しており、お互に consistent といえよう。Ai のデータは、ENDF/B-N, V. ととも LLL のデータを採用しており、これが OSAKA のデータにより示持されているといえる。

なお、シグマ研究委員会核融合遮蔽定数 WG の活動のなかで、中沢と井口が ENDF/B 型ファイルから DDX 作成コード (FAIR-DDX) を作ったので、¹⁵⁾ これを用いて各実験データの客観的比較が可能となろう。

4. ENDF/B-V の現状

現在一部の例外を除いて非公開になっている ENDF/B-V の値が、B-N にくらべて、特に高速中性子領域でどれほど改善されているかは興味のある所である。B-V との違いとか、どんなデータを取り入れたかなどは、B-V の Summary Documentation ¹⁶⁾ を見ることによってうかがい知れる。その結果、評価時期の関係で、最近の測定データが反映されていない事や、評価のやり方が評価担当者によってまちまちで、二次中性子のエネルギーや角度分布に対する考慮が充分なされていないとはいいがたく、全体として改善度は高くないと思われる。但し、ORNL の C・Y・Fu らの担当した、C, F, Ca, Fe, Pb 等では、比較的良く考えられている。このことは、D. M. Hetrick らが、14 MeV 中性子を入射した時に放出される二次中性子のスペクトルについて、TUD-75 や CEA-72 の実験値と、B-V の評価値を比較し、大体満足できなのが Fe と Pb で、Na, Al, Si がまあまあ良く、Cr 等は悪いと評価している事 ¹⁷⁾ (Fig. 12) と合致する。一方、Los Alamos の Gestel らは、ある核融合モデルをとりあげ、トリチウム増殖量やブランケット発熱等の積分量について、関係する断面積、スペクトル及びその誤差 (covariance) を用いて感度解析を行った所、B-V の値は、H, C, O については満足でき、Fe と Ni はまあまあで、他の Cr, Cu, W は満足できないとしている。¹⁸⁾

5. ${}^7\text{Li}(\alpha, n\text{t}){}^4\text{He}$ 反応断面積

この断面積は、核融合炉関係で最近の一番のトピックスで、日本の各研究会でとりあげられ、そのたびに状況が変化している。昨年この会でとりあげられていて、¹⁹⁾ LANL の P. G. Young が最近の測定データを取り入れて再評価を行った結果、従来の B-IV の値から平均で 15% ほど下った値になった。²⁰⁾ この事は、ここ数年の積分実験の傾向とも一致しており、妥当な値と評価された。その後、H. Liskien らが Geel に於いて、トリチウム計数法により測定を行って、ほぼ上述の評価値を示持する結果を、アントワープ会議で報告し注目された。²¹⁾ このことから、Young の行った、covariance を考慮した最小自乗法による評価法の良さが証明されたといえる。但し、彼らの実験の一つの問題点は、同じエネルギーで 2 回測定した点が 2 点あるが、それらの値が見積り誤差以上に分かれていて、その内の 1 つは、B-IV の値よりも高めに突出している事である。この事は実験の困難さと共に、系統的誤差が完全に評価しきれない事を示している。Fig.

* General Atomic's well-documented Power Generating Fusion Reactor (PGFR)

13には、 ${}^7\text{Li}(n, n't){}^4\text{He}$ 反応の断面積を、文献 (19) の中の図を少し訂正し、かつ新しいデータを付け加えて示した。

Young の評価値で注目される点の1つは、threshold 付近で今までにない構造をもっていることである。これは単に、そのエネルギー付近の測定値が密集している事による単なる偶然のものなのか、それとも核反応プロセスを反映したものなのか興味深い。Liskien は、上に述べた測定とは別に、81年に比例計数管を用いて直接トリチウムのエネルギースペクトルの測定を行って断面積を出している²³⁾(Fig. 14)。このデータは、トリトンのスペクトルを測定した唯一のものであり、中性子スペクトルのデータも一緒にして、一つの核反応モデルを立て、評価がおこなわれれば、単にトリチウム生成断面積だけでなく、中性子の二重微分断面積の評価の精度もずっと向上するものと期待できる。これには、現在進行中の東北大グループの ${}^7\text{Li}(n, n't){}^4\text{He}$ の二重微分断面積²⁴⁾の測定結果が報告されれば大いに役に立つものと思われる。

6. まとめ

核融合炉用重要核種について、最近の核データの測定活動状況や核データの問題点について述べた。特徴としては、精度の高い全断面積が得られている事と、二重微分断面積の測定がふえた事である。そして後者との比較から評価値 (ENDF/B-V) の不備が明らかになってきたことは最近の大きな成果であり、JENDL の評価にも生かされるものと期待できる。しかし、今後の評価に十分に活用されるためには、今までのデータの精度を明確にすると同時に、エネルギーや核種の範囲の拡大が必要である。

7. 謝辞

この報告をまとめるにあたって、東北大楢山一典教授に多くの資料の提供をして頂いた。又東北大馬場護氏には、 ${}^7\text{Li}$ 関係の断面積及びその測定に関して議論して頂いた。両氏に感謝致します。

参考文献

- 1) 例えば Proc. Advisory Group Meeting on Nuclear Data for Fusion Reactor Technology, Vienna, 1979, IAEA-TECDOC-223 (Vienna, 1979)
- 2) 関 泰 : JAERI-M 9999, p239 (1982)
- 3) WRENDA 81/82 ; World Request List for Nuclear Data, Ed. N. DayDay, IAEA, INDC(SEC)-78/URSF (Vienna, 1981)
- 4) Larson, D.C. et al., : Proc. Conf. Nucl. Cross Sec. Tech., Knoxville, 1979, NBS-Sp-Pub. 594, p34 (Washington, 1980); Killie, J.D. et al., ibid p48; Lisowski, P.W. et al.: ibid, p524
- 5) Smith, A.B. et al.; ibid. p168
- 6) Gould, C.R. et al.: contributed paper to the Conf. Nucl. Cross Sec. for Sci. Tech., Antwerp, 1982
- 7) 馬場 護 : 私信
- 8) Takahashi, A. et al.: contributed paper to the Conf. Nucl. Cross Sec. Sci. Eng., Antwerp, 1982
- 9) Hattori, K et al.: Report NETU-40, Tohoku Univ. Nucl. Eng., p3 (1982) (unpublished)
- 10) 高橋 亮人 : “核融合炉設計に於ける核的諸問題”研究会報告書 科研費核融合特別研究総合総括班 (1981)
- 11) Hermsdorf, D. et al.: Report Zfk-277 (d), Tech. Univ. Dresden (1975)
- 12) Beyerle, A. et al: Proc. Conf. Nucl. Cross Sec. Tech., Knoxville, 1979, NBS-Sp-Pub. 594, p139 (Washington, 1980)
- 13) Kammerdiener, J.L., Report UCRL-51232 (1972)
- 14) Iwasaki, S. et al.: Report NETU-40, Tohoku Univ. Nucl. Eng., p7 (1982) (unpublished)
- 15) 井口 哲夫 : 私信
- 16) ENDF-201 ENDF/B Summary Documentation, BNL-NCS-17542, NNDL-BNL (New York, 1979)
- 17) Hetrick, D.M. et al: Proc. Conf. Nucl. Cross Sec. Tech., Knoxville, 1979, NBS-Sp-Pub. 594, p765 (Washington, 1980)
- 18) Gestel, S.A.W. et al.: Report LA-8333-MS (1980)
- 19) 五十嵐信一 : Report JAERI-M 9999, p2 (1982)
- 20) Young, P.G.: Report LA-9468-PR (1982)

- 21) Liskien, H. et al.: cotributed paper to the Conf. Nucl. Cross Sec. Sci. Tech., Antwerp, 1982
- 22) Liskien, H.: Ann. Nucl. Energy, 8 p423 (1981)
- 23) 馬場 護 : 私信

(以下は, Table 及びFig. についての文献)

- 24) ANL-79 Smith, A.B.: Proc. Internat. Conf. Nucl. Cross Sec. Tech., Knoxville 1979, NBS Sp. Pub. 594, p168 (Washinton, 1980)
- 25) CBNM-79 Cornelis, E.M.R. et al.: *ibid.*, p159
- 26) CBNM-82 Knitter, H.-H. et al.: contributed paper to the Conf. Nucl. Cross Sec. Sci. Technology, Antwerp, 1982
- 27) CEBC-80 Haouat, G. et al: Report CEA-N-2134 (1980)
- 28) CEL-72 Clayeux, G. et al.: Report CEA-R-4279 (1972)
- 29) INR-79 Pasechnik, M.V. et al.: Proc. Conf. Nucl. Cross Sec. Tech., Knoxville, 1979, NBS Sp.Pub. 594, p893; Korzh, I.A. et al.: *ibid.*, p898
- 30) IRK-79 Winkler, G. et al.: *ibid.*, p150
- 31) IRK-80 Vonach, H. et al.: Proc. Symp. Neutron Cross Sec. from 10 to 50 MeV, BNL-NCS-51245, I p343 (New York, 1980)
- 32) KYUSHU-77 Irie, Y. et al.: Memoirs of the Faculty of Eng., Kyushu Univ., 30 p1 (1977)
- 33) LASL-77 Drake, D.M. et al.: Nucl. Sci. Eng., 63 401 (1977)
- 34) LASL-79 Lisowski, P.W. et al.: Proc. Intern. Conf. Nucl. Cross Sec. Tech, Knoxville, 1979, NBS-Sp. Pub. 594, p524 (Washinton 1980)
- 35) LASL-80 Lisowskoi, P.W. et al.: Report LA-8342 (1980)
- 36) LLL-72 Kammerdiener, J.L.: Report UCRL-51232 (1972)
- 37) NBS-79 Killie, J.D.: Proc. Int. Conf. Nucl. Cross Sec. Tech., Knoxville, 1979, NBS Sp. Pub. 594, p48 (Washinton, 1980)
- 38) OHIO1-79 Knox, H.D. et al.: Nucl. Sci. Eng., 69 223 (1979)

- 39) OHIO2-79 Yamanouchi, Y. et al.: Proc Conf. Nucl. Cross Sec. Tech., Knoxville, 1979, NBS Sp. Pub. 594, p146 (Washington, 1980)
- 40) ORNL-76- Morgan, G.L. et al.: Report TM-6528/r1 (1978)
- 41) ORNL-79 Larson, D.C. et al.: Proc Conf. Nucl. Cross. Sec. Tech., Knoxville, 1979, NBS Sp. Pub. 594, p34 (Washington, 1980)
- 42) ORNL-80 Larson, D.C.: Proc. Symp. Neutron Cross Section from 10 to 50 MeV, BNL-NCS-51245, 1 p34 (New York, 1980)
- 43) OSAKA-82 Takahashi, A. et al.: contributed paper to the Conf. Nucl. Cross Sections Sci. Eng., Antwerp, 1982
- 44) PPEI-73 Salnikov, O.A. et al.: Yad. Fiz. 17 1001 (1973)
- 45) PPEI-74 Biruakov, N.S. et al.: Yad. Fiz., 19 1190 (1974)
- 46) PPEI-77 Salnikov, O.A. et al.: Proc. Intern. Conf. Neutron Phys., Kiev, 1977, 2 p129 (Kiev, 1977)
- 47) TOHOKU1-78 Baba, M. et al.: Proc. Conf. Neutron Phys. Nucl. Data, Harwell, 1978, p198 (Harwell, 1978)
- 48) TOHOKU1-79 Baba, M. et al.: Proc. Conf Neutron Cross Section for Tecknology, Knoxville, 1979, NBS Sp. Pub. 594, p43 (Washington, 1980)
- 49) TOHOKU1-82 Hattori, K. et al.: Report NETU-40, Tohoku Univ. Nucl. Eng., p3 (1982) (unpublished)
- 50) TOHOKU1-83 Baba, M.: Private cominucation
- 51) TOHOKU2-79 Iwasaki, S. et al.: Proc. Conf. Neut. Cross Section for Tech., Knoxville, 1979, NBS Sp. Pub. 594, p73 (Washington, 1980)
- 52) TOHOKU2-81 Iwasaki, S. et al.: Report NETU-38, Tohoku Univ. Nucl. Eng., p6 (1981) (unpublished)
- 53) TOHOKU2-82 Iwasaki, S. et al.: Report NETU-40, Tohoku Univ. Nucl. Eng., p7 (1982) (unpublished)
- 54) TUNL1-79 El-Kadi, S.M. et al.: Proc. Conf. Nucl. Cross Sec. Tech., Knoxville, 1979, NBS Sp. Pub. 594, P143; Nucl. Phys., A390 509 (1982)

- 55) TUNL2-79 Beyerle, A. et al.: *ibid.*, p139
- 56) TUNL-82 Gould, C.R. et al.: contribution paper to the Conf. Nucl. Cross Sec. for Sci. and Eng., Antwerp, 1982
- 57) TUD-72 Hermsdorf, D. et al.: Report ZfK-277(Ü), Tech. Univ. Dresden (1975)
- 58) UCDAV-79 Report UCD-CNL 192, Univ Calif. Davis (1979)

List of the Institutes (Abbre.)

ANL : Argone National Lab. (USA)
 CBNM : Central Bureau for Nuclear Measurements (Belg.)
 CEBC : Centre d'Etude de Bruyeres-le-Chatel (Fr.)
 CEL : Centre d'Etudes de Limeil (Fr.)
 INR : Institute for Nuclear Research of the Ukrainian
 Academie of Science (USSR)
 IRK : Institute für Radiumforschung und Kernphysik der Oster.
 (Aus.)
 KYUSHU : Kyushu University (Jap.)
 LASL : Los Alamos Scientific Lab. (USA)
 LLL : Lawrence Livermore Lab. (USA)
 NBS : National Bureau of Standard (USA)
 ORNL : Oak Ridge National Lab. (USA)
 PPEI : Physics and Power Engineering Institute (USSR)
 OSAKA : Osaka University (Jap.)
 OHIO : Ohio University (USA)
 TOHOKU : Tohoku University (Jap.)
 TUNL : Triangle University Nuclear Lab. (USA)
 TUD : Technischen Universität Dresden (GDR)
 UCDAV : University of California, Davis (USA)

Table 1 List of recent total and scattering cross section measurements for the important elements in fusion neutronics experiments. Each symbol means that Institute (Abbre.)-Year, (Incident Neutron Energies/ Energy Range).

Element	Total C.S.	Elastic, Inel., C.S.	Comments
Li-6	NBS-79 (3-40)	TUNL-79 (7.5-14) OHIO1-79 (4.8,5.7,7.5)	
Li-7	NBS-79 (3-40)	TUNL-79 (7-14) OHIO1-79 (4.1,5.1, 6.4,7.5) TOHOKU1-79 (5.1,6.6,15.4) LASL-80 (5.9,9.8) TOHOKU1-83 (6.0,...)	
C-12	NBS-79 (3-40) ORNL-79 (0.5-60) LASL-79 (2.5-250) ORNL-80 (2-80)	TUNL-79 (9-15) * OSAKA-82 (13.5-14.8)	* ring geometry
O-16	ORNL-79 (0.5-60)	TUNL-79 (9.2-15)	
Cr	ORNL-80 (2-80) ANL-79 (1-4.5)	IRK-79* (14) ANL-79 (1-4.5) INR-79** (1.5,3)	* elastic for natural ele. ; inel. for A=52 ** A=50,52,54
Fe	CBNM-79* (0.03-2) UCDAV-79 (35,40,50) ORNL-79 (0.5-60) ANL-79 (1-4.5)	TUNL-79** (8,10,12) INR-79*** (1.5,3) ANL-79 (1.0-4.5)	* A=54,56,57 ** A=54,56 *** A=54
Ni	ORNL-80 (2.0-80)	INR-79* (1.5-3, 5-7) ANL-79** (1.0-4.5) OHIO2-79*** (24) TOHOKU1-82 (5.5,6.2,7.0)	* A=54,56,57 ** A=60 *** A=58,60

Table 2 Summary of double differential cross sections (DDX) measurements. Each symbol means that Institute (Abbre.)-Year (Incident Neutron Energies/Energy Range), ([Measuring Angles/Integral Measurement] for special case).

Element	Monoenergy			White
	Cylinder	Ring	Others	
D	CEBC-80 (8.0,11.2)	OSAKA-82 (13.5-14.8)		
Li-6*	LASL-80 (5.96,9.83)			
Li-7*	LASL-80 (5.96,9.83)			ORNL-76- (1-20) [50°,126°]
Li		OSAKA-82 (13.5-14.8)		
Be	LASL-77 (7-15) TOHOKU1-78 (3.2-7.0) CEBC-80 (8.0,11.2)			
B	LASL-77 (9.8,14)			
C*	TUD-75 (14.6) TOHOKU2-81 (15.2)	LLL-72 (13.3-14.9) OSAKA-82 (13.5-14.8)		
N				
O*		OSAKA-82 (13.5-14.8)		
F				
Al	TUD-75 (14.6) TOHOKU2-79 (15.4)	LLL-72 (13.3-14.9) OSAKA-82 (13.5-14.8)	CEL-72 (14),[90°]	ORNL-76- (1-20),[127°]
Si	TUD-75 (14.6)		CEL-72 (14),[90°]	
Ca	TUD-75 (14.6)		CEL-72 (14),[90°]	
Ti	TUD-75 (14.6) TOHOKU2-81 (15.2)		IRK-80 (14.1),[Int]	ORNL-76- (1-20),[130°]

Table 2-2

Element	Monoenergy			White
	Cylinder	Ring	Others	
V	TUD-75 (14.6)			
Cr*	TUD-75 (14.6)	OSAKA-82 (13.5-14.8)		
Fe*	PPEI-74 (9.1) TUD-75 (14.6) TUNL-79 (7.5,10,12)	OSAKA-82 (13.5-14.8)	CEL-72 (14),[90°] IRK-80 (14.1),[Int.]	
Ni	PPEI-74 (14.6) TUD-75 (14.6) TUNL-79 (7.5,10,12)	LLL-72 (13.3-14.9)	CEL-72 (14),[90°] IRK-80 (14.1),[Int.]	
Cu	PPEI-74 (9.1) TUD-75 (14.6) KYUSHU-77 (14.1) TUNL-79 (7.5,10,12)	OSAKA-82 (13.5-14.8)	CEL-72 (14),[90°] IRK-80 (14.1),[Int.]	ORNL-76- (1-20),[130°]
Nb	PPEI-73,74 (9.1,14.4) KYUSHU-77 (14.1) TOHOKU2-79 (15.4)	LLL-72 (13.3-14.9) OSAKA-82 (13.5-14.8)	IRK-80 (14.1),[Int.]	ORNL-76- (1-20),[129°]
Mo	PPEI-74 (14.4) TOHOKU2-82 (15.2)	OSAKA-82 (13.5-14.8)	IRK-80 (14.1),[Int.]	
Pb	TUD-75 (14.5) TUNL-79 (7.5,10,12) PPEI-74 (14.4)	LLL-72 (13.3-14.9) OSAKA-82 (13.5-14.8)	CEL-72 (14),[90°] IRK-80 (14.1),[Int.]	

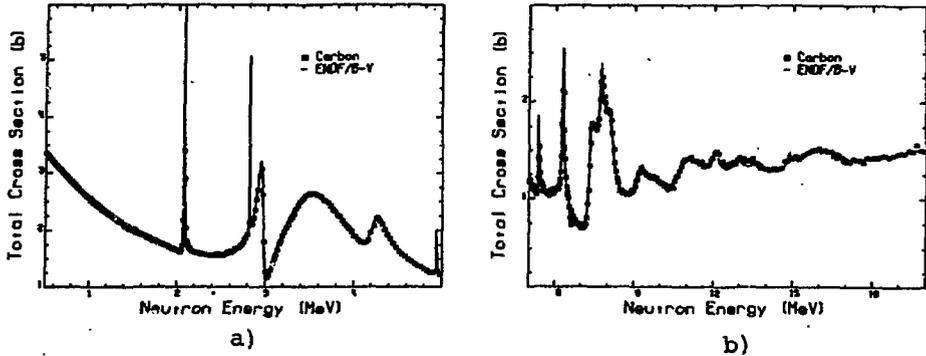


Fig. 1 Total cross section of carbon from 0.5 to 5 MeV a), from 5 to 20 MeV b) compared with ENDF/B-V. Taken from ref. 41.

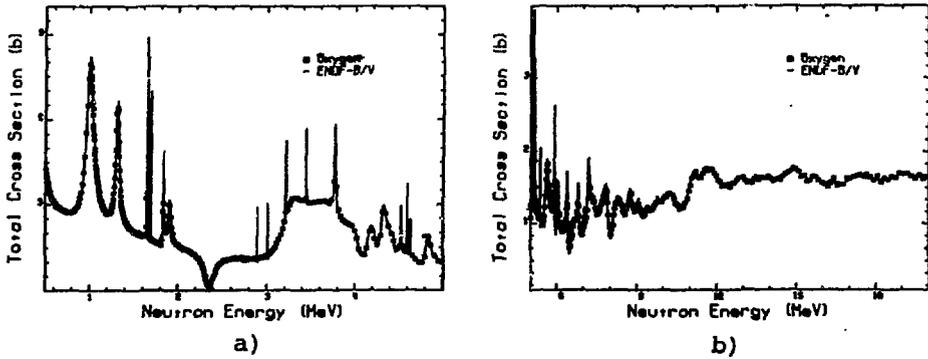


Fig. 2 Total cross section of oxygen from 0.5 to 5 MeV a), from 5 to 20 MeV b), compared with ENDF/B-V. Taken from ref. 41.

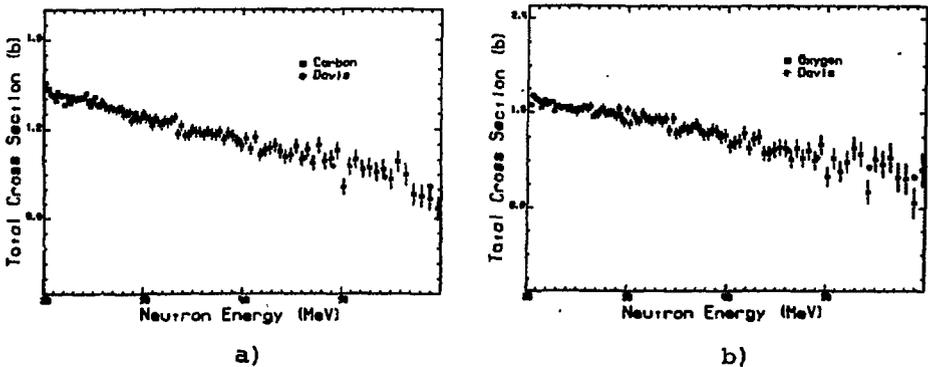


Fig. 3 Total cross section of iron from 0.5 MeV a), and 5 to 20 MeV b), compared with ENDF/B-V. Taken from ref. 41.

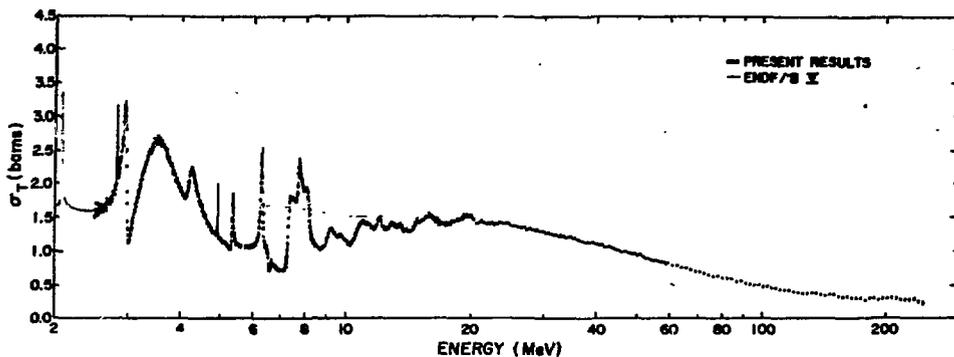


Fig. 4 Total cross section of carbon from 2.5 to 250 MeV, compared with ENDF/B-V. Taken from ref. 34.

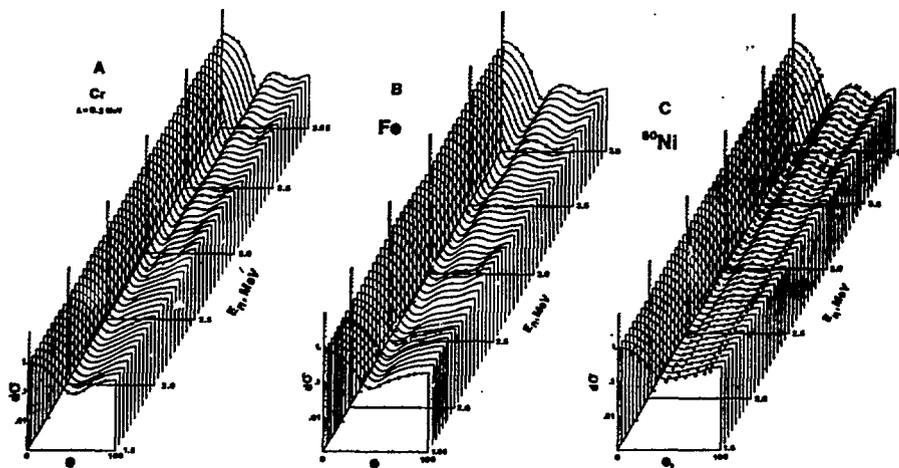


Fig. 6 Measured differential elastic scattering cross sections of chromium (A), iron (B), and ^{60}Ni (C). Taken from Ref. 24

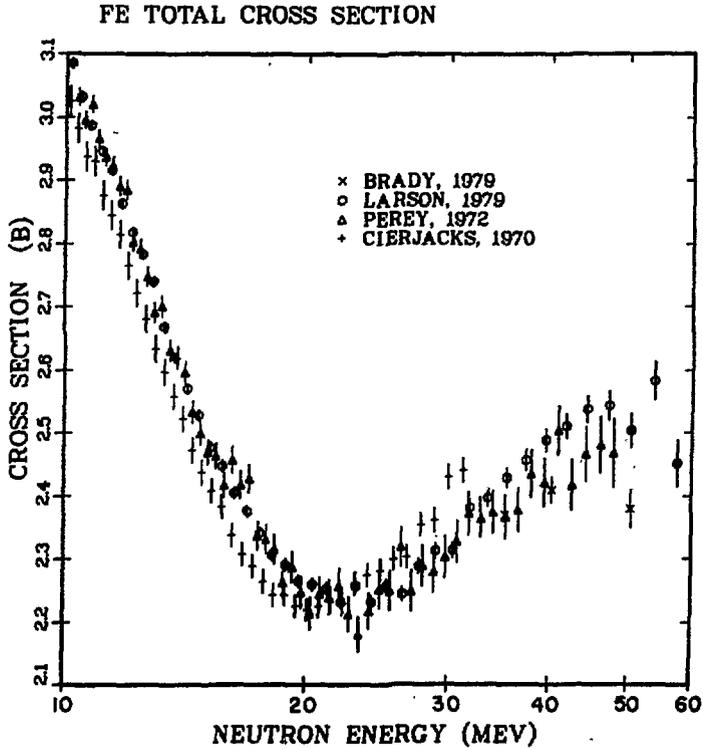


Fig. 5 A comparison of total cross section results for Fe obtained at U.C. Davis (58) at ORELA (41), at Karlsruhe (by Cierjack), and at ORELA in 1972 (by Perey). Taken from the paper by J.C. Browne et al., (Proc. Symp. Neut. Cross Section from 10 to 50 Mev, BNL-NCS-51245, p215 (1980).)

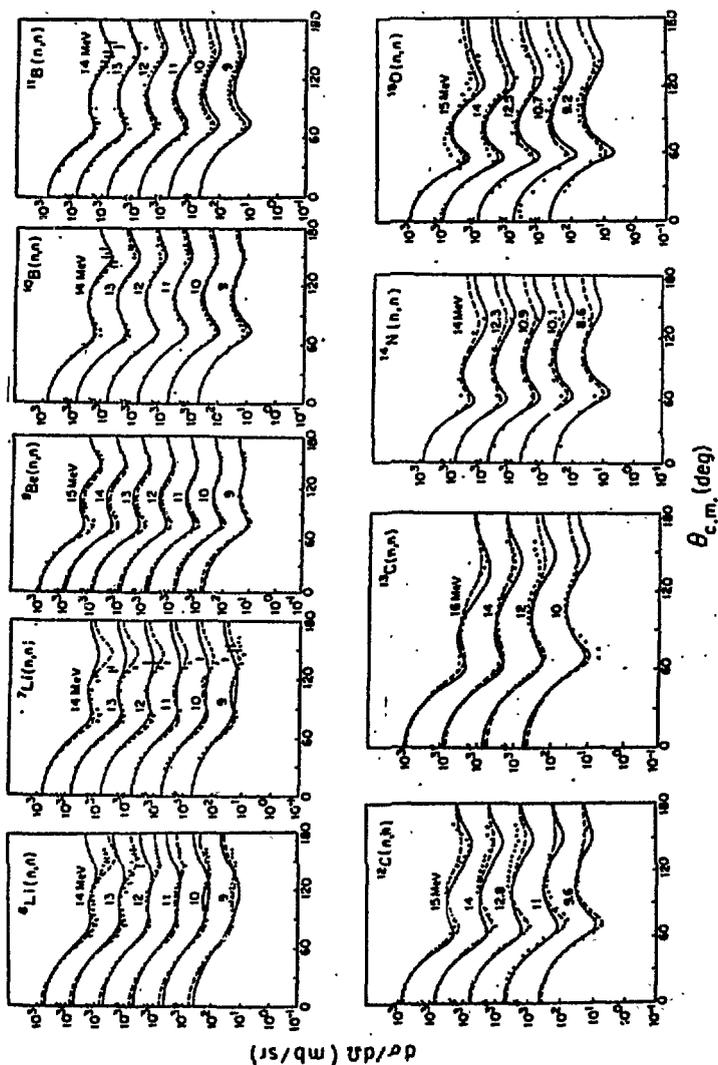


Fig. 7 Neutron elastic scattering angular distributions for ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$, ${}^9\text{Be}$, ${}^{10}\text{B}$, ${}^{11}\text{B}$, ${}^{12}\text{C}$, ${}^{13}\text{C}$, ${}^{14}\text{N}$, and ${}^{16}\text{O}$, compared to the spherical optical model calculations. Taken from ref. 56.

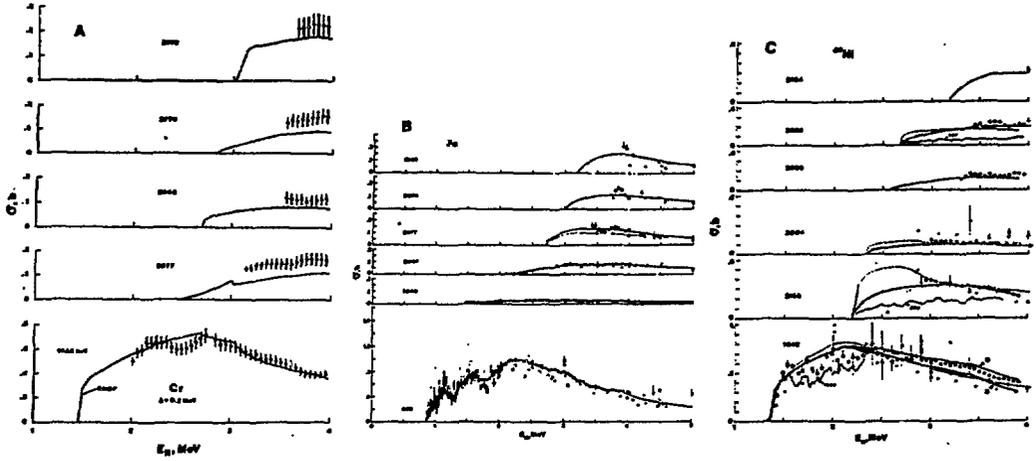


Fig. 8 Measured inelastic neutron excitation cross sections of Cr (A), Fe (B), and ^{60}Ni (C). Taken from ref. 24.

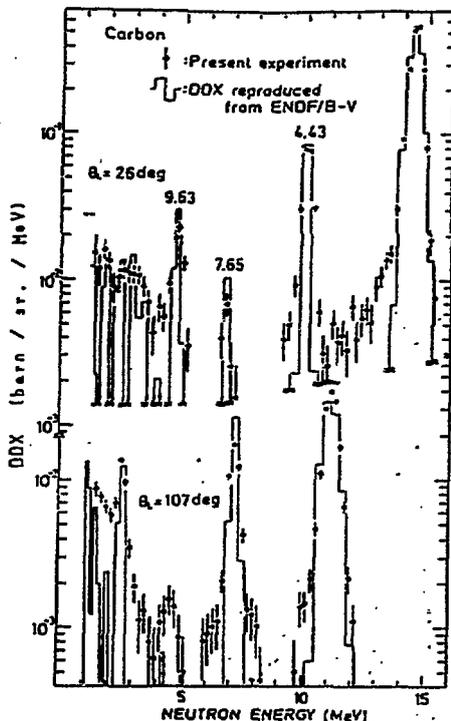


Fig. 9 Scattered neutron spectra from C ring sample at the incident energy of 14 MeV. The peak due to the third excited state was clearly resolved. Taken from ref. 43.

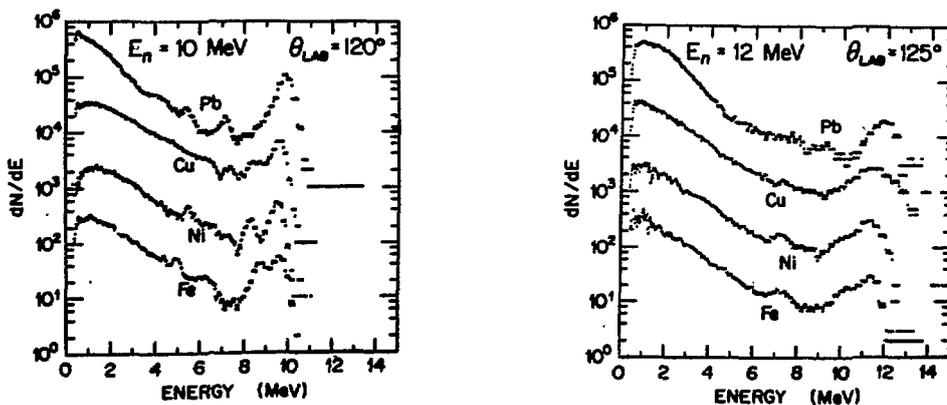


Fig. 10 Double differential cross sections for Fe, Ni, Cu and Pb at 10-MeV incident energy. a); at 12-MeV b). Taken from ref. 55.

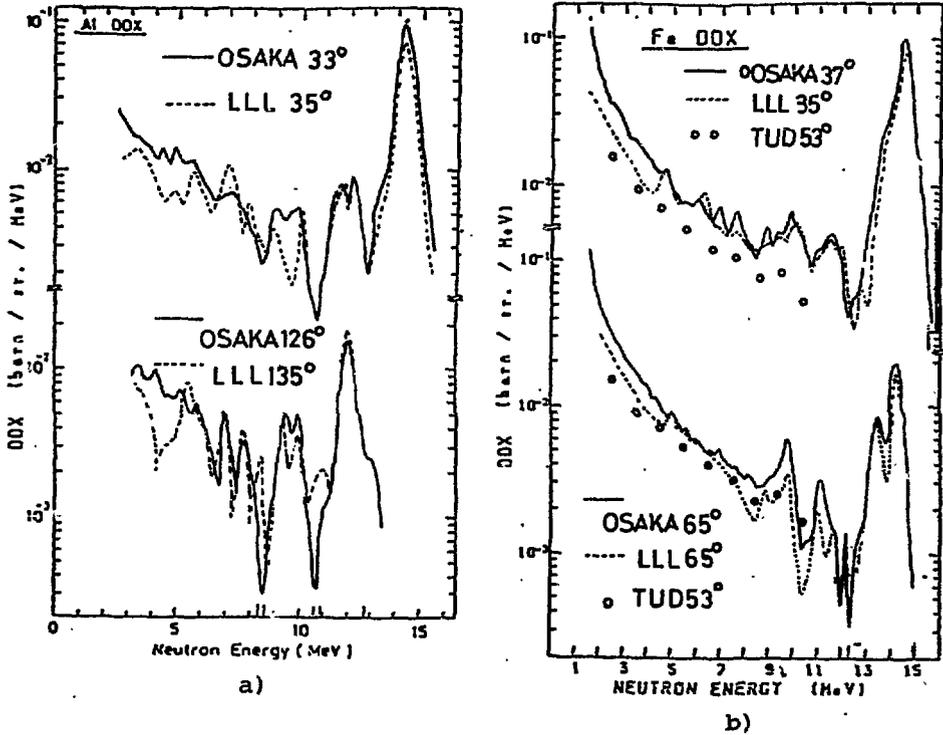
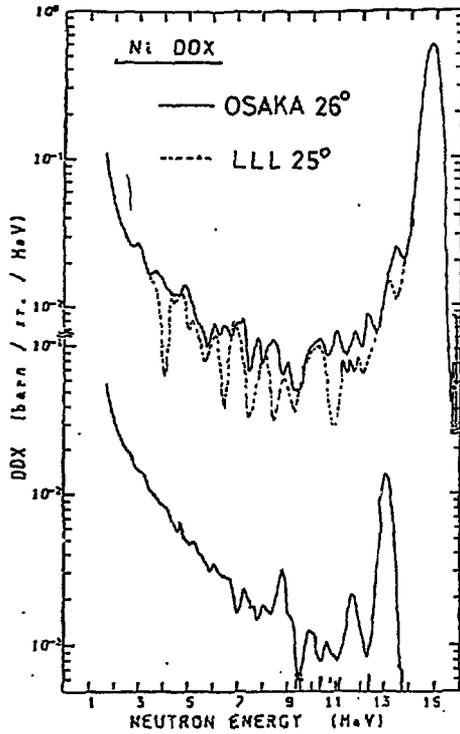
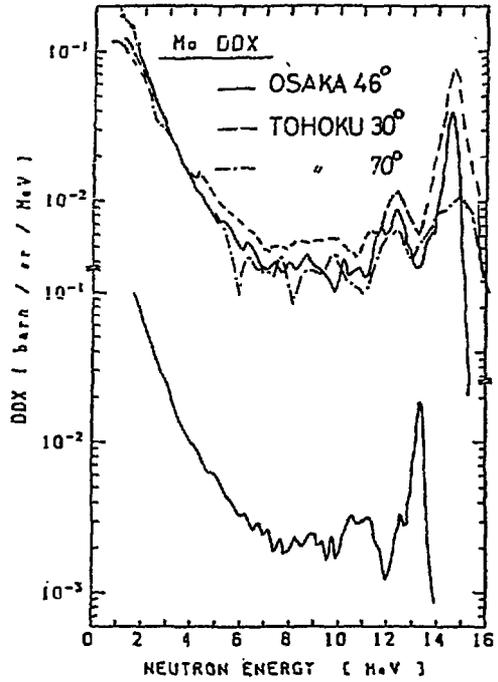


Fig. 11 Comparison of several DDX data for Al a), Fe b), Ni c) and Mo d) measured at four institutes, i.e. LLL, TUD, TOHOKU and OSAKA (see Table 2). Taken from the refs. 36, 57, 53 and 43.



(Fig. 11-c)



(Fig. 11-d)

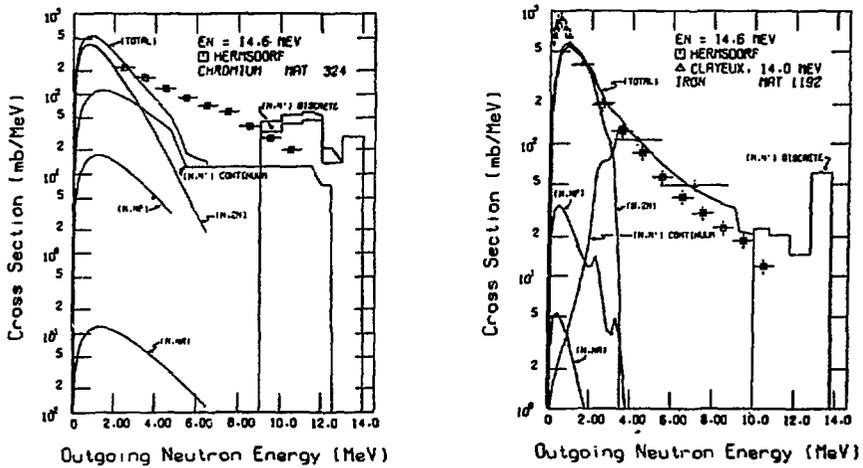


Fig. 12 Example of the comparison of the angle integrated cross sections between measured (ref. 57) and evaluated values (ENDF/B-V). Taken from ref. 17.

${}^7\text{Li}(n,nt)$ ENERGY 2.82(MeV) - 15.00(MeV)

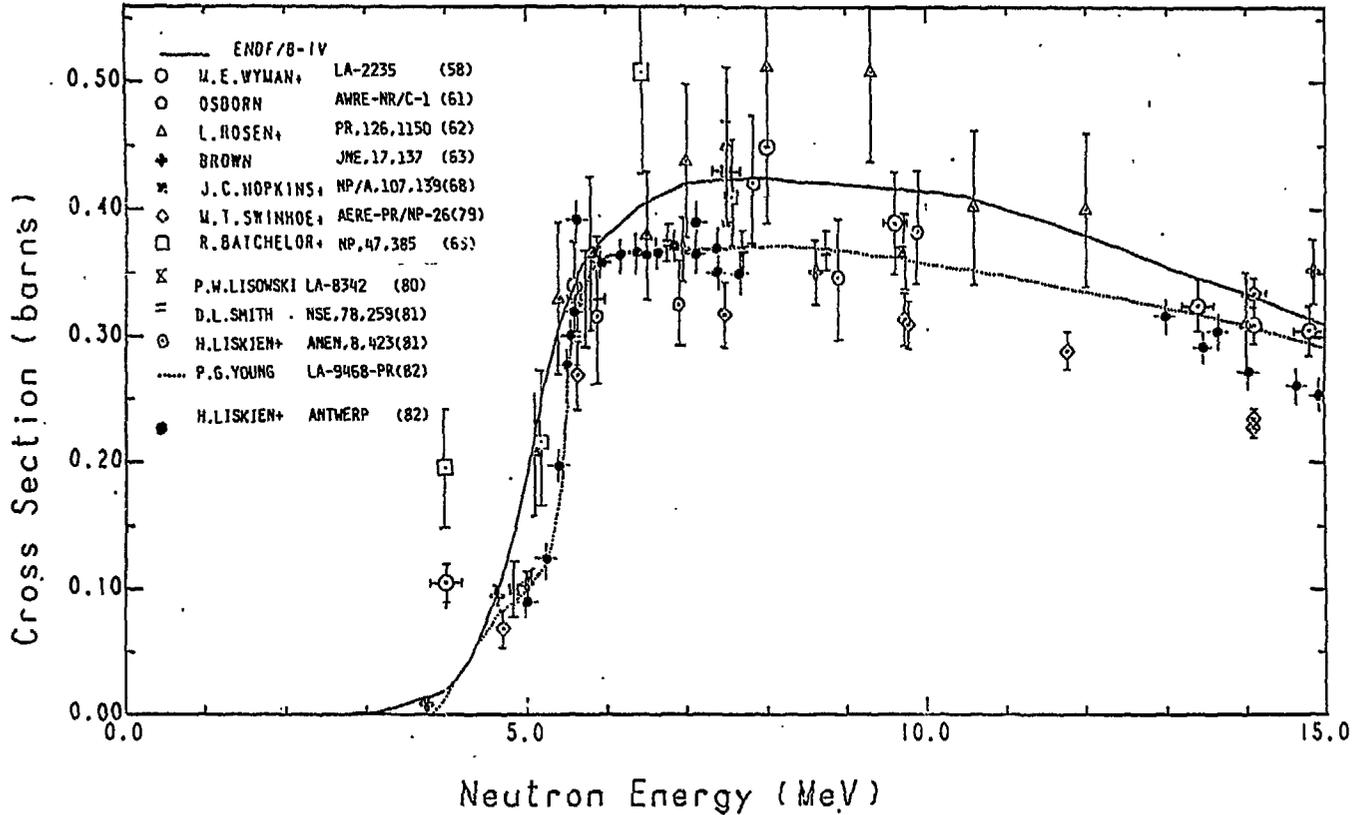


Fig. 13 Cross section of the ${}^7\text{Li}(n,n't){}^4\text{He}$ reaction. Taken from the fig.2 of ref. 19, added the recent experimental data and the newly evaluated values by P.G. Young (ref. 20).

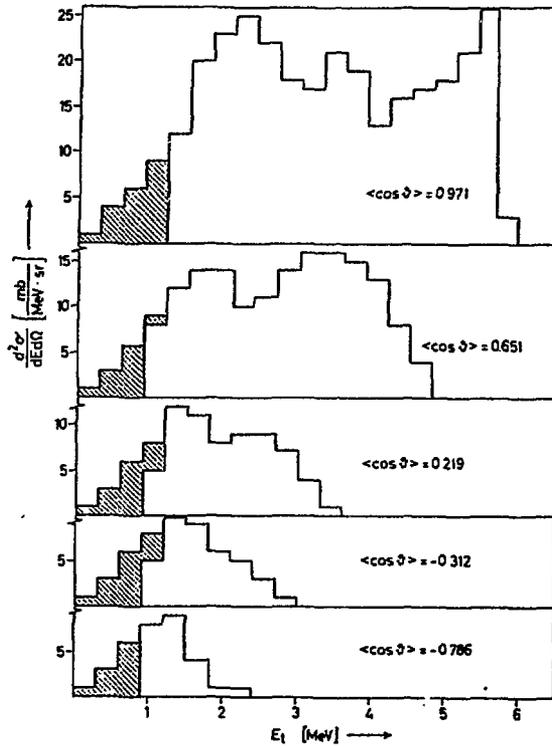


Fig. 14 Energy spectra of the tritons from the ${}^7\text{Li}(n, n't){}^4\text{He}$ reaction measured with proportional counter telescope by H. Liskien (22). Each spectrum was extrapolated to the zero energy as indicated by hatched area.

討 論

Q : 中川正幸 (原研)

${}^7\text{Li} (n, n't) \alpha$ 反応を構成する 3 つの反応チャンネル毎の断面積の測定は行われているか。

A : 岩崎 信 (東北大)

チャンネル毎に調べるためには、放出粒子を全部同時にとらえ、角度相関などを調べる必要があるが、中性子入射反応の場合の放出荷重粒子をとらえることは実験的に大変困難である。1956年に LASL の Rosen と Stewart^{+))} が ${}^6\text{Li}$ と ${}^7\text{Li}$ について、5 ~ 14 MeV で、すべての放出粒子のスペクトルと角度を原子核乾板を用いて測定したのと、1972年にユーゴスラビアの B. Antolkovic⁺⁺⁾ が 14.4 MeV で同様な実験をしているのが代表的測定例であり、最近のは知らない。

いずれも大変むずかしい実験で、現在の理論解析のために十分な統計量と精度が得られているかどうかはわからない。この Liskien の測定もかなり工夫を行ってできたもので、t をカウンターで測定したほとんど唯一の例と思われる。

+) L. Rosen and Stewart, LA-2643 (1956)

++) B. Antolkovic, Nucl. Instr. and Meth., 100, P211 (1972)

7. JENDL-3を巡って

JENDL-3 and Related Topics

7.1 JENDL-3作成の現状

浅見 哲夫⁺

JENDL-2の編集が終了したばかりであるが、シグマ研究委員会では約2年前にJENDL-3計画の骨子を固め、57年度からJENDL-3に収納する核データの評価作業に入った。JENDL-3計画の概要とともにJENDL-3作成作業やその体制の現状について述べる。また、JENDL-3に収納予定の核種を諸外国の大型核データ・ライブラリーのそれと比較して、JENDL-3の規模や特長について考察する。JENDL-3作成における今後の問題についても述べる。

Status of JENDL-3 Compilation

Tetsuo ASAMI

Japanese Nuclear Data Committee has already made a plan for JENDL (Japanese Evaluated Nuclear Data Library)-3, and has made to start works on the data evaluation for JENDL-3 since the current year. The status of the data evaluations and compilations as well as the outline of the plan for JENDL-3 are described. The variety of nuclides in JENDL-3 is compared with the ones of other large nuclear data libraries. Further problems on JENDL-3 compilations are also described.

1. はじめに

日本の評価済み核データ・ライブラリー JENDL (Japanese Evaluated Nuclear Data Library) の第3版, JENDL-3の作成作業は既に開始されているが、その前身であるJENDL-2は極く最近に編集が終り、公開の運びとなった。1977年に公開されたJENDL-1が、高速炉開発に利用することを主眼としたのに対して、JENDL-2は高速炉の設計計算に利用するのはもちろんのこと、核融合開発や遮蔽計算などの分野への利用も、ある程度考慮して計画された。JENDL-2の重要核種については、既にベンチマーク・テストも終えて実用性が確認されているが、ライブラリー全体としての実用性は今後、多方面の分野で利用されて評価を受けることになる。

+ 日本原子力研究所, Japan Atomic Energy Research Institute

このように、JENDL-2が誕生したばかりであるが、シグマ研究委員会ではすでに次期のJENDL-3計画の具体案の検討を行い、データ評価の作業を開始している。JENDL-3計画の具体案及びそれらをまとめるに至った経緯等については既に報告があるので、¹⁾²⁾本稿では極く簡単に触れるだけにして、JENDL-3の作成に向けて現在進行している評価作業の体制や評価・編集上の問題点を中心に述べる。また、JENDL-3と諸外国の大型核データ・ライブラリーとの収納核種数の比較を行い、JENDL-3の位置付けを試みてみたい。

2. JENDL-3 計画の概要

JENDL-3は本格的な汎用核データ・ライブラリーとして、高速炉や核融合炉開発への利用を中心に、また熱中性子炉の核設計にも原子炉や原子力施設の安全性評価、遮蔽計算等の原子力の広範囲の分野での利用に配慮することを目標に計画された。JENDLはJENDL-1からJENDL-2へと漸次本格的な汎用ライブラリーとしての形を整え成長してきたが多くの不満も内蔵し、また、収納核種の数はともかくとしても収納核データの種類では汎用と言うには若干欠ける点がないではなかった。これらの問題点を一掃し、真の日本独自の汎用大型核データ・ライブラリーとして完成させるのがJENDL-3作成の大きな狙いであると言えよう。

JENDL-3に評価核データを収納する予定の核種をTable 1に示した。TableではJENDL-3で新たに収納される核種(無印)、JENDL-1収納核種(……印)、JENDL-2で追加された核種(—印)とを区別して示した。JENDL-1, 2ですでに収納してある核種のデータも、殆んどのものについては見直し、あるいは再評価、新たな種類のデータの追加等が行われる。JENDL-3の内容の特徴を要約すると次の点が挙げられる。

- (1) 中性子のエネルギー範囲の上限は20 MeVにとゞめる。
- (2) 収納核種の追加は最小限にとゞめる。
- (3) γ 線生成核データを採り入れる。
- (4) 高エネルギー中性子に関する核データの精度の向上を図る。

中性子のエネルギー範囲の上限を20 MeV以上に拡張する意見もあったが、核融合炉開発への利用を考慮しても20 MeVにとゞめることになった。ライブラリー全体としては、収納するデータの質の向上に重点を置き、収納核種数の増加は最小限にとゞめることにしている。質の向上としては、数MeV以上の高速中性子に対する核反応データの精度を改善することが強く要請されているが、収納する核データの種類の増加などの精密化の意味も含まれている。また、収納データの内容を豊富にする観点から、ガンマ線生成核データの採用は大きな特徴と言える。評価データの質の向上に関しては多くの議論を必要とする問題であるが、こゝでは触れないことにする。この問題は、今後、JENDL-2の収納データの検討を契機としてJENDL-3のデータ評価作業の過程で論議しなければならないと思われる。

3. JENDL-3 作成の体制とタイムスケジュール

JENDL は、これまでシグマ研究委員会の全面的な協力のもとに、特に核データ専門部会内の各ワーキング・グループ（以後、WG と略称する。）での作業を中心に原研の核データセンターで編集が行われた。JENDL-3 もこれとほぼ同じ体制のもとに評価・編集の作業が進められている。

Fig.1 に現在のシグマ研究委員会の構成を示す。シグマ研究委員会では、57 年度からは JENDL-3 作成の作業を本格的にまた効率良く進めるに当り、核データ専門部会内の WG の再編成を行った。Fig.2 に編成がえの様子とともに、JENDL-3 作成のスケジュールを示した。57 年度より核データ専門部会内に新たに編成されたのは、核データ評価 WG とファイル作成 WG である。前者は Fig.1 に示したように、4 つのサブ WG に細分化され、それぞれの作業範囲に応じてデータの調査、理論計算のための計算コードの整備・検討、使用するパラメータや入力データの検討等が着々と進められている。各サブ WG での進捗状況は様々であって、こゝで個々の活動状況を述べるのは適当でないので止めることにする。ファイル作成 WG は、これまで核データセンターの編集グループが行っていたファイル化の作業を強化するためと、より広範囲の人にファイル編集作業の経験を積んで貰うことを考慮して編成された。JENDL-3 の評価データのファイル化はこれからであって、57 年度では、この WG は JENDL-2 の編集作業に終始した。

JENDL-3 にガンマ線生成核データを収納することは夙に予想されており、また、その評価作業にはかなりの時間とマンパワーを要することが予想されたので、シグマ研究委員会では、53 年度からガンマ線生成核データ WG を発足させている。この WG ではガンマ線生成断面積、2 次ガンマ線のスペクトル等の評価手法の検討、評価用コードの整備・検討を進め、代表的な核種についてはすでにデータの編集を行っている。FP 核データ WG は、JENDL-1 のデータ評価のとき以来、継続して FP 核種のデータ評価作業を行っている。

Fig.2 に示したように、JENDL-3 は昭和 58 年度にデータ評価及びファイル化を終了し、59 年度中に種々のベンチマーク・テストを行った後、60 年度頭初（1985 年 4 月）に公開する予定で作業が進められている。

4. JENDL-3 と諸外国ライブラリーとの比較

JENDL-3 の完成が予定されているのは約 2 年後であるが、現時点でその予想される規模を現存する諸外国の大型ライブラリーのそれとを比較して、JENDL-3 の大よその位置付けをしてみたいと思う。規模と言っても JENDL-3 の評価データがすでにあるわけではなく、収納核種の数や種類を規模の目安にしてみる。もちろん、収納する核種だけでそのライブラリーの優劣を決めることはできないが、収納核種からそのライブラリーの大よその規模なり、ライブラリーの特長なりの一端を垣間見ることができるであろう。

現在、世界の大国は国力（？）を象徴するかのようにならぬ大型の核データ・ライブラリーを持っている。主なものとしては、米国の ENDF/B-1V, ENDF/B-V, ENDF, 英国の UKNDL, 西独の KEDAK, ソ連の SOKRATOR などがある。これら大型ライブラリー

の編集の年代や改訂の経緯を Fig.3 に示した。SOKRATOR は特殊なフォーマットを採用していたため（最近、ENDF/B-V のフォーマットを採用することになったとの情報がある。）、日本で使用した例がなく詳細は殆んど判っていない。また、UKNDL は 1973 年版以降はどうなっているのか不明である。KEDAK も KEDAK-3 以降の現状が纏めていなかったが、最近、KEDAK-4 の存在が報ぜられている。しかしながら、これらの英国や西独のファイル作成の作業は鎮静化の方向にあり、現在、ヨーロッパの各国は共同して共通のファイル JEF (Joint Evaluated File) を作成する方向に動いている。これについては次の報告で詳しく述べられる筈である。

このような動向を考慮して、ここでは JENDL-2 及び-3 の収納核種を ENDF/B-IV, ENDF/B-V, ENDL 78 のそれと比較してみる。これらライブラリーにおけるアクチニドの収納核種の比較を Table 2 に示した。JENDL-3 のアクチニド収納核種は、ENDF/B-IV のそれと比べるとかなり多いが ENDF/B-V に比べるとかなり不足している。ENDL 78 のアクチニド核種の収納数はかなり多く、ENDF/B-V のそれに近いものであることが目立つ。ENDF/B では IV から V へ移行する段階で収納核種数を大幅に増加させたことが特徴的である。JENDL-3 では JENDL-2 に対してアクチニド核種の追加を行わず、収納データの質の向上に重点を置いているが、今後のデータ利用の動向を見極めて収納核種の種類について再検討の必要があるかも知れない。

中重核から重核にかけての範囲では、FP 核種が大部分を占める。Table 1 に示した JENDL-3 の収納予定核種のうち FP 核種については未だ流動的であり、またそれ以外の重要核種については、上記のどのライブラリーでも似た傾向にあるので、次は軽・中重核 ($Z \leq 29$) について収納核種の比較を行う (Table 3)。特徴的なことは、ENDF/B や ENDL の収納核種は軽核以外については天然元素を対象にしているのに対して、JENDL では天然元素のほかそれに含まれる安定核種についても評価データを収納していることである。このような JENDL での措置は、近年とくに必要性が強調されている放射能計算、放射線損傷の評価、Kerma factor の計算の際には非常に重要である。JENDL で天然元素に含まれる安全核種をすべて対象にしたこと以外は、上記のライブラリーの間で収納核種の採り上げ方はほぼ同じ傾向にある。JENDL-3 では、この質量領域で新たに He, P, S, Cl, Ar, K の核種を追加して他の大型ライブラリーと匹敵する形となる。

次に、JENDL-3 の特長の 1 つであるガンマ線生成核データを採り入れる核種を他のライブラリーのそれとを比較して示したのが Table 4 である。JENDL-3 で初めてガンマ線核データを採用することになったため、そのデータを扱う核種は必要最低限に絞ったことから、Table 4 に見られるように、JENDL-3 での収納核種は ENDF/B, ENDL のそれと比較してかなり限られたものになっている。言うまでもなく、収納核種の数と同時にそれに含まれる評価データの質についても注目しなければならないので、収納核種数だけでライブラリーの価値は言々できないが、JENDL-3 でも今後はガンマ線生成のデータを含んだ核種の種類を増やさないという利用面でかなり制約されることが考えられる。その点、ENDL 78 ではガンマ線生成核データを含んだ核種の種類の多いことが特長となっている。

以上のように、収納核種の種類から見たとき JENDL-3 は ENDF/B や ENDL のような

大型ライブラリーと肩を並べるに至ったと言えるのではなからうか。問題はそれに含まれる評価データの質にあるが、それについては今後、各核種毎の個々の評価データに関する詳しい議論を待たねばならない。

5. 今後の問題点

JENDL-3作成の作業は進行しているが、JENDL-3計画の中で特殊目的ファイル及び誤差ファイルの扱いについても未だ明確になっていない部分がある。特殊目的ファイルとしては、FP (Fission Products) ファイルの作成が決まっているだけで他は作成の方向にあるだけである。しかしながら、現在、シグマ研究委員会の「特殊目的核データに関する ad-hoc 小委員会」でこの点を含む問題の検討を行っているので、その小委員会での結論からはっきりした方向が示されるものと期待している。誤差ファイルについては、利用者からの要望は多いものの共分散マトリックスを作成する費用とマンパワーを考えたとき、JENDL-3計画では明確な方針が出せず誤差ファイルの利用についての世界の趨勢を見守る形をとった。たゞデータの評価者には、データ評価の過程でできるだけ評価データの誤差の評価を行っておくことが指示されたに留まっている。これについては早急に明確な指針を出す必要があろう。

その他の点については、JENDL-3の編集に携わる者としての立場から思いつくままに挙げてみる。

データ評価の分担の再確認

全般には1核種1評価者の形で評価作業が進められているが、1部のデータは核反応の種類別で評価が行われているために作業の空隙や重複がないように、また評価データ間に矛盾のないように作業の分担を十分に確認して置く必要がある。

軽核データの評価体制

軽核データの評価に対しては、未だWGが構成されていなくて、データ評価の分担も明確になっていない。軽核データの評価には多くの困難な問題が予想されるので一層データ評価の体制を確立する必要がある。

データ評価者とファイル化グループとの連携

ファイル化のグループは、評価者からの評価データの提供を受けてファイル化の作業を行うが、ファイル化の作業を正確にまた迅速に行うためには両者の間のコミュニケーションを余程良くしておかないと支障を来たすことが過去の経験からの教訓として挙げられる。

JENDL-2からのフィードバック

JENDL-2は誕生したばかりで、多方面に利用され評価を受けるのはこれからであるが、JENDL-2での問題点を的確にまた早急に把握してJENDL-3の作成作業に反映させる必要がある。

追加核種の検討

JENDL-3では収納核種の追加は最小限に留める方針で作業を進めているが、先にも述べたように、他の大型ライブラリーと対抗するためにも、また新しい要求に対処するためにも、計画がある程度進行した時点で収納核種の検討が必要と思われる。

参考文献

- (1) 五十嵐信一：“JENDL-3のスコープ”，JAERI-M 9523（1980年核データ討論会報告）（1981）p. 199.
- (2) 浅見哲夫，五十嵐信一：“JENDL-3作成計画”，日本原子力学会誌 23，904（1981）

Table 1 JENDL-3 収納予定核種

Z	核種	Z	核種	Z	核種
1	^1_0H , ^2_0H , ^3_0H	28	$^{58}_{28}\text{Ni}$, $^{60}_{28}\text{Ni}$, $^{61}_{28}\text{Ni}$, $^{62}_{28}\text{Ni}$, $^{64}_{28}\text{Ni}$	59	$^{141}_{59}\text{Pr}$
2	^4_2He , ^6_2He	29	$^{63}_{29}\text{Cu}$, $^{65}_{29}\text{Cu}$	60	$^{142}_{60}\text{Nd}$, $^{143}_{60}\text{Nd}$, $^{144}_{60}\text{Nd}$, $^{145}_{60}\text{Nd}$, $^{146}_{60}\text{Nd}$, $^{148}_{60}\text{Nd}$, $^{150}_{60}\text{Nd}$
3	^7_3Li , ^6_3Li	30	$^{64}_{30}\text{Zn}$, $^{66}_{30}\text{Zn}$, $^{67}_{30}\text{Zn}$, $^{68}_{30}\text{Zn}$, $^{70}_{30}\text{Zn}$	61	$^{147}_{61}\text{Pm}$
4	^9_4Be	31	$^{69}_{31}\text{Ga}$, $^{71}_{31}\text{Ga}$	62	$^{147}_{62}\text{Sm}$, $^{148}_{62}\text{Sm}$, $^{149}_{62}\text{Sm}$, $^{150}_{62}\text{Sm}$, $^{151}_{62}\text{Sm}$, $^{152}_{62}\text{Sm}$, $^{154}_{62}\text{Sm}$
5	$^{10}_5\text{B}$, $^{11}_5\text{B}$	35	$^{79}_{35}\text{Br}$, $^{81}_{35}\text{Br}$	63	$^{151}_{63}\text{Eu}$, $^{153}_{63}\text{Eu}$, $^{155}_{63}\text{Eu}$
6	$^{12}_6\text{C}$	36	$^{82}_{36}\text{Kr}$, $^{83}_{36}\text{Kr}$, $^{84}_{36}\text{Kr}$	64	$^{152}_{64}\text{Gd}$, $^{154}_{64}\text{Gd}$, $^{155}_{64}\text{Gd}$, $^{156}_{64}\text{Gd}$, $^{157}_{64}\text{Gd}$, $^{158}_{64}\text{Gd}$, $^{160}_{64}\text{Gd}$
7	$^{14}_7\text{N}$	37	$^{85}_{37}\text{Rb}$, $^{87}_{37}\text{Rb}$	65	$^{159}_{65}\text{Tb}$
8	$^{16}_8\text{O}$	38	$^{87}_{38}\text{Sr}$, $^{88}_{38}\text{Sr}$, $^{90}_{38}\text{Sr}$	72	$^{176}_{72}\text{Hf}$, $^{177}_{72}\text{Hf}$, $^{178}_{72}\text{Hf}$, $^{179}_{72}\text{Hf}$, $^{180}_{72}\text{Hf}$
9	$^{19}_9\text{F}$	39	$^{91}_{39}\text{Y}$	73	$^{181}_{73}\text{Lu}$
11	$^{23}_{11}\text{Na}$	40	$^{92}_{40}\text{Zr}$, $^{94}_{40}\text{Zr}$, $^{96}_{40}\text{Zr}$	74	$^{180}_{74}\text{Y}$, $^{180}_{74}\text{Y}$, $^{182}_{74}\text{Y}$, $^{183}_{74}\text{Y}$, $^{184}_{74}\text{Y}$, $^{185}_{74}\text{Y}$
12	$^{24}_{12}\text{Mg}$, $^{25}_{12}\text{Mg}$, $^{26}_{12}\text{Mg}$	41	$^{93}_{41}\text{Nb}$	82	$^{204}_{82}\text{Pb}$, $^{206}_{82}\text{Pb}$, $^{207}_{82}\text{Pb}$, $^{208}_{82}\text{Pb}$
13	$^{27}_{13}\text{Al}$	42	$^{95}_{42}\text{Mo}$, $^{97}_{42}\text{Mo}$, $^{98}_{42}\text{Mo}$, $^{100}_{42}\text{Mo}$	90	$^{228}_{90}\text{Th}$, $^{230}_{90}\text{Th}$, $^{232}_{90}\text{Th}$, $^{233}_{90}\text{Th}$, $^{234}_{90}\text{Th}$
14	$^{28}_{14}\text{Si}$, $^{29}_{14}\text{Si}$, $^{30}_{14}\text{Si}$	43	$^{99}_{43}\text{Tc}$	91	$^{231}_{91}\text{Pa}$, $^{237}_{91}\text{Ac}$
15	$^{31}_{15}\text{P}$	44	$^{96}_{44}\text{Ru}$, $^{98}_{44}\text{Ru}$, $^{100}_{44}\text{Ru}$, $^{101}_{44}\text{Ru}$, $^{102}_{44}\text{Ru}$, $^{104}_{44}\text{Ru}$, $^{106}_{44}\text{Ru}$	92	$^{232}_{92}\text{U}$, $^{233}_{92}\text{U}$, $^{235}_{92}\text{U}$, $^{238}_{92}\text{U}$
16	$^{32}_{16}\text{S}$, $^{33}_{16}\text{S}$, $^{34}_{16}\text{S}$, $^{36}_{16}\text{S}$	45	$^{103}_{45}\text{Rh}$	93	$^{237}_{93}\text{Np}$, $^{239}_{93}\text{Np}$
17	$^{35}_{17}\text{Cl}$, $^{37}_{17}\text{Cl}$	46	$^{102}_{46}\text{Pd}$, $^{104}_{46}\text{Pd}$, $^{105}_{46}\text{Pd}$, $^{106}_{46}\text{Pd}$, $^{107}_{46}\text{Pd}$, $^{108}_{46}\text{Pd}$, $^{110}_{46}\text{Pd}$	94	$^{236}_{94}\text{Pu}$, $^{238}_{94}\text{Pu}$, $^{239}_{94}\text{Pu}$, $^{240}_{94}\text{Pu}$, $^{241}_{94}\text{Pu}$, $^{242}_{94}\text{Pu}$
18	$^{40}_{18}\text{Ar}$	47	$^{107}_{47}\text{Ag}$, $^{109}_{47}\text{Ag}$	95	$^{241}_{95}\text{Am}$, $^{242}_{95}\text{Am}$, $^{243}_{95}\text{Am}$
19	$^{39}_{19}\text{K}$, $^{40}_{19}\text{K}$, $^{41}_{19}\text{K}$	48	$^{110}_{48}\text{Cd}$, $^{111}_{48}\text{Cd}$, $^{112}_{48}\text{Cd}$, $^{113}_{48}\text{Cd}$, $^{114}_{48}\text{Cd}$, $^{116}_{48}\text{Cd}$	96	$^{242}_{96}\text{Cm}$, $^{243}_{96}\text{Cm}$, $^{244}_{96}\text{Cm}$, $^{245}_{96}\text{Cm}$
20	$^{40}_{20}\text{Ca}$, $^{42}_{20}\text{Ca}$, $^{43}_{20}\text{Ca}$, $^{44}_{20}\text{Ca}$, $^{46}_{20}\text{Ca}$, $^{48}_{20}\text{Ca}$	49	$^{115}_{49}\text{In}$		
21	$^{45}_{21}\text{Sc}$	51	$^{121}_{51}\text{Sb}$, $^{123}_{51}\text{Sb}$, $^{125}_{51}\text{Sb}$		
22	$^{46}_{22}\text{Ti}$, $^{47}_{22}\text{Ti}$, $^{48}_{22}\text{Ti}$, $^{49}_{22}\text{Ti}$, $^{50}_{22}\text{Ti}$	53	$^{127}_{53}\text{I}$, $^{129}_{53}\text{I}$		
23	$^{51}_{23}\text{V}$	54	$^{129}_{54}\text{Xe}$, $^{130}_{54}\text{Xe}$, $^{131}_{54}\text{Xe}$, $^{132}_{54}\text{Xe}$, $^{134}_{54}\text{Xe}$, $^{135}_{54}\text{Xe}$, $^{136}_{54}\text{Xe}$		
24	$^{52}_{24}\text{Cr}$, $^{53}_{24}\text{Cr}$, $^{54}_{24}\text{Cr}$	55	$^{133}_{55}\text{Cs}$, $^{135}_{55}\text{Cs}$, $^{137}_{55}\text{Cs}$		
25	$^{55}_{25}\text{Mn}$	56	$^{134}_{56}\text{Ba}$, $^{135}_{56}\text{Ba}$, $^{136}_{56}\text{Ba}$, $^{137}_{56}\text{Ba}$, $^{138}_{56}\text{Ba}$		
26	$^{56}_{26}\text{Fe}$, $^{57}_{26}\text{Fe}$, $^{58}_{26}\text{Fe}$	57	$^{139}_{57}\text{La}$		
27	$^{59}_{27}\text{Co}$	58	$^{140}_{58}\text{Ce}$, $^{141}_{58}\text{Ce}$, $^{142}_{58}\text{Ce}$, $^{144}_{58}\text{Ce}$		

..... JENDL-1 収納核種
 —— JENDL-2 で追加した核種

Table 2 収納核種の比較 (アクチノイド, Z ≥ 90)

* 限定公開

Z	Nuclide	JENDL-2 (1977) JENDL-3 (1985?)	ENDF/B -V (1979)	ENDF/B -IV (1975)	ENDL78 (1978)	Z	Nuclide	JENDL-2 (1977) JENDL-3 (1985?)	ENDF/B -V (1979)	ENDF/B -IV (1975)	ENDL78 (1978)
90	Th-228	○	○			94	Pu-243		○		○
	229						244		○		
	230	○	○			95	Am-240		○		
	231		○		○		241	○	○	○	○
	232	○	○*	○	○		242	○	○	○	○
	233	○	○		○		242m	○	○		
	234	○					243	○	○	○	○
91	Pa-231	○	○				244		○		
	232		○				244m		○		
	233	○	○	○		96	Cm-241		○		
	234						242	○	○		○
92	U-232	○	○				243	○	○		○
	233	○	○*	○	○		244	○	○	○	○
	234	○	○	○	○		245	○	○		○
	235	○	○	○	○		246		○		○
	236	○	○	○	○		247		○		○
	237		○				248		○		○
	238	○	○*	○	○		249		○		
	239		○		○	97	Bk-249		○		○
	240				○		250		○		
93	Np-236		○			98	Cf-249		○		○
	236m		○				250		○		○
	237	○	○	○	○		251		○		○
	238		○				252		○		○
	239	○	○				253		○		
94	Pu-236	○	○			99	Es-253		○		
	237		○								
	238	○	○	○	○						
	239	○	○*	○	○						
	240	○	○*	○	○						
	241	○	○*	○	○						
	242	○	○	○	○						

Table 3 (1) 取納核種の比較 (軽・中重核, $Z \leq 29$)

Z	Nuclide	JENDL-3 (19857)	JENDL-2 (1983)	ENDF/B -V (1979)	ENDF/B -IV (1975)	EBDL-8 (1978)	Z	Nuclide	JENDL-3 (19857)	JENDL-2 (1983)	ENDF/B -V (1979)	ENDF/B -IV (1975)	ENDL78 (1978)
1	H-1	○	○	○	○	○	16	S-Nat	○		○		
	2	○	○	○	○	○		32	○		○		○
	3	○		○	○	○		33	○				
2	He-3	○		○	○			34	○				
	4	○		○	○	○		36	○				
3	Li-6	○	○	○	○	○	17	Cl-Nat	○	○	○	○	○
	7	○	○	○	○	○		35	○				
4	Be-7							37	○				
	9	○	○	○	○	○	18	Ar-Nat					○
5	B-10	○	○	○	○	○		40	○				
	11	○		○	○	○	19	K-Nat	○	○	○	○	○
6	C-Nat			○				39	○				
	12		○		○	○		40	○				
7	N-Nat	○						41	○				
	14	○			○	○	20	Ca-Nat	○	○	○	○	○
	15			○				40	○	○			
8	O-16	○		○	○	○		42	○	○			
	17			○				43	○	○			
9	F-19	○	○	○	○	○		44	○	○			
10	Ne							46	○	○			
11	Ne-23	○	○	○	○	○		48	○	○			
12	Mg-Nat	○		○	○	○	21	Sc-45	○	○	○	○	○
	24	○					22	Ti-Nat	○	○	○	○	○
	25	○						46	○				
	26	○						47	○				
13	Al-27	○	○	○	○	○		48	○	○			
14	Si-Nat	○	○	○	○	○		49	○				
	28	○						50	○				
	29	○					23	V-Nat			○	○	○
	30	○						50					
15	P-31	○		○		○		51	○	○			○

Table 3 (2)

Z	Nuclide	JENDL-3 (1985?)	JENDL-2 (1983)	JENDL/B -V (1979)	JENDL/S -IV (1975)	JENDL78 -IV (1978)
24	Cr-Nat	○	○	○	○	○
	50	○	○			
	52	○	○			
	53	○	○			
	54	○	○			
25	Mn-55	○	○	○	○	○
26	Fe-Nat	○	○	○	○	○
	54	○	○			
	56	○	○			
	57	○	○			
	58	○	○			
27	Co-59	○	○	○	○	○
28	Ni-Nat	○	○	○	○	○
	58	○	○			○
	60	○	○			
	61	○	○			
	62	○	○			
	64	○	○			
29	Cu-Nat	○	○	○	○	○
	63	○	○			
	65	○	○			

Table 4 ガンマ線生成核データの収納核種の比較

Z	Nuclide	JENDL-3 (1985?)	ENDF/B -IV (1975)	ENDL78 (1978)	ENDF/B -V (1979)	Z	Nuclide	JENDL-3 (1985?)	ENDF/B -IV (1975)	ENDL78 (1978)	ENDF/B -IV (1979)	Z	Nuclide	JENDL-3 (1985?)	ENDF/B -IV (1975)	ENDL78 (1978)	ENDF/B -V (1979)
1	H-1		○	○	○	40	Zr	○		○		92	U-236				○
	2		○	○	○	41	Nb-93	○	○	○	○		237				○
3	Li-6	○	○	○	○	42	Mo	○	○	○	○		238	○	○		○
	7	○	○	○	○	47	Ag-107			○			239				○
4	Be-9	○	○	○	○		109			○			240				○
5	B-10		○	○	○	48	Cd			○		93	Np-237				○
	11			○		50	Sn			○		94	Pu-239	○	○	○	○
6	C-12	○	○	○	○	56	Ba-138			○	○		240		○		○
7	N-14		○	○	○	63	Eu	○					241		○		○
8	O-16	○	○	○	○		-151	○	○		○		242				○
9	F-19		○	○	○		153	○	○		○		243				○
11	Na-23	○	○	○	○	64	Gd			○		95	Am-241				○
12	Mg	○	○	○	○	67	Ho-165			○			242				○
13	Al-27	○	○	○	○	72	Hf	○					243				○
14	Si	○	○	○	○	73	Ta-181	○	○	○	○	96	Cm-242				○
15	P-31			○	○	74	W	○		○			243				○
16	S-32			○	○		-182		○		○		244				○
17	Cl		○	○	○		183		○		○		245				○
18	Ar			○			184		○		○		246				○
19	K		○	○	○		186		○		○		247				○
20	Cs	○	○	○	○	75	Re-185			○			248				○
22	Tl	○	○	○	○		187			○			Bk-249				○
23	V		○		○	78	Pt			○			Cf-249				○
	-51			○		79	Au-197			○			250				○
24	Cr	○	○	○	○	82	Pb	○	○	○	○		251				○
25	Mn-55		○	○	○	90	Th-231						252				○
26	Fe	○	○	○	○		232			○							
27	Co-59		○	○	○		233			○							
28	W	○	○	○	○	92	U-233			○							
29	Cu	○	○	○	○		234			○							
31	Ga			○			235	○	○	○	○						

Fig. 1 シグマ研究委員会の構成



(1982年11月現在)

Fig. 2 JENDL-3作成のスケジュールと核データ専門部会内WGの編成

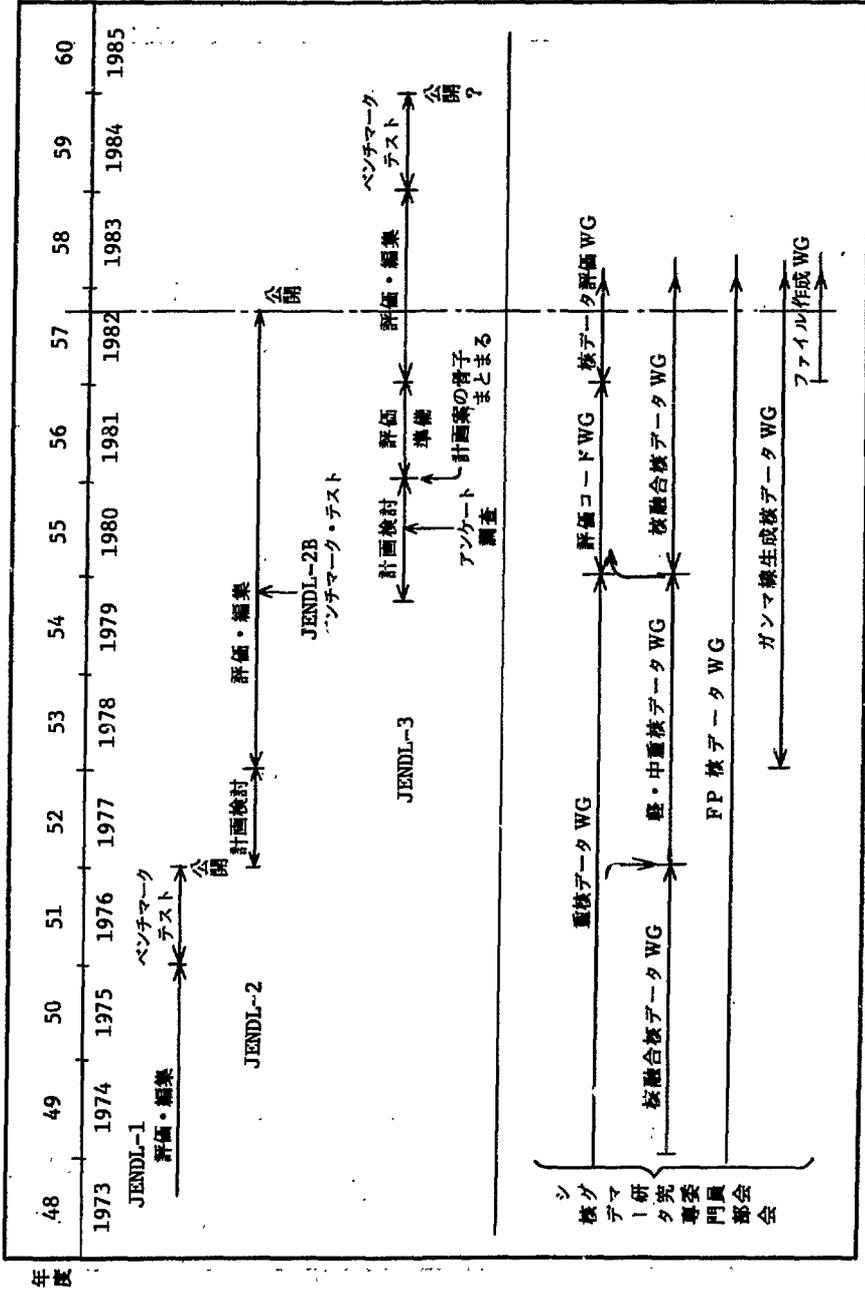
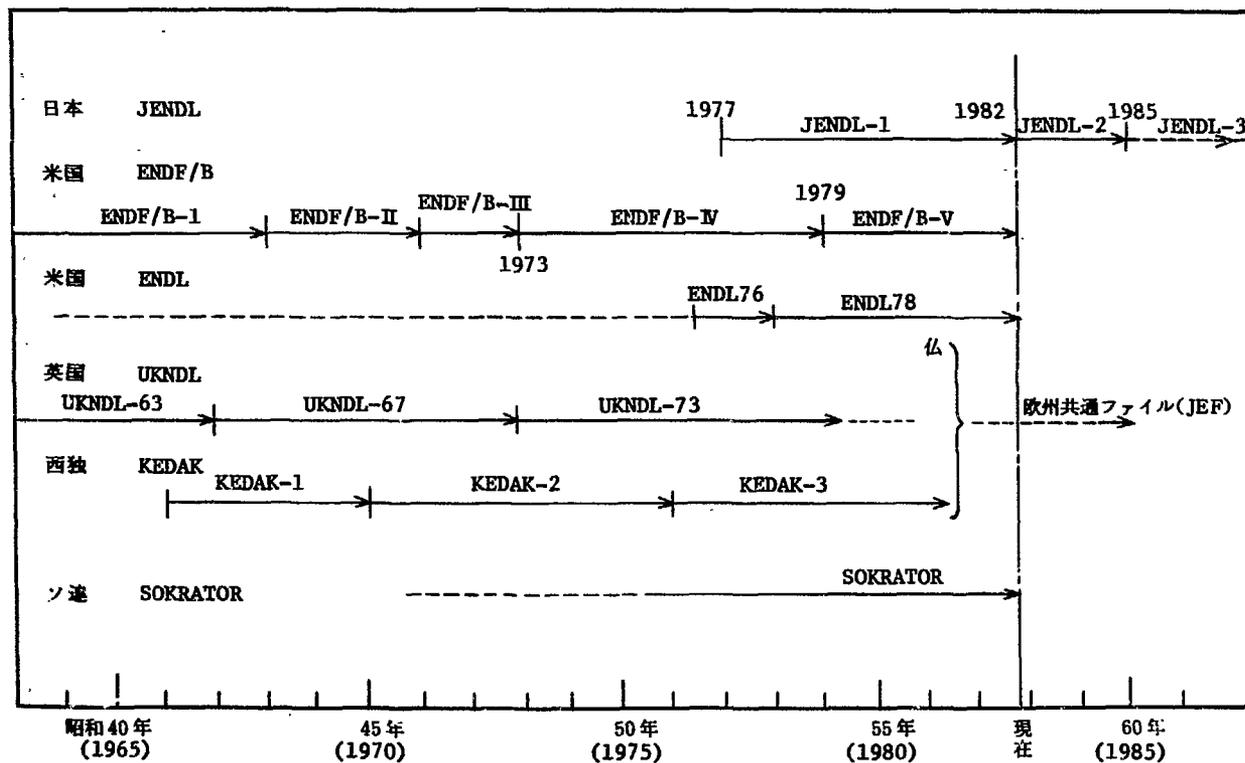


Fig. 3 各国の中性子評価済み核データ・ライブラリーの変遷



討 論

C : 吉 田 正 (NAIG)

JENDL-3 では r 線生成核データの収納が目玉商品の1つになっている。しかし、現状では fission にとまなう delayed r のデータをどこで評価し、ファイルにどう収めるかが検討されておらず宙に浮いている。prompt r と同程度の寄与のある delayed r がない r 線生成データファイルでは使用上大いに困る。この点、早いうちに policy を明確にしておいて欲しい。

Q : 瑞慶賢 篤 (日立)

JENDL-3 作成の主目的である質の向上は当然であるが、評価済み核データ・ファイルとしての“質”とは何かを考えてみると、各種の積分データで改良度はまちまちである場合が多い。何をもって質が向上したと考えるか。

A : 浅 見 哲 夫 (原研)

各種のベンチマーク・テストで良い結果を収めるのが1つの目安であるが、そのような積分テストだけで質を判定するわけではない。核物理の立場から見て、個々の数値が妥当なものであるか、精度は良いかと言ったことも見る必要がある。また、これまでの JENDL では殆んど考慮しなかった高エネルギーでの直接過程の影響等も正しく考慮することも必要である。

C : 菊 地 康 之 (原研)

JENDL-2 の熱中性子炉への適用テストの結果、thermal region の評価も不十分なものであることが分った。

Q : 川 合 将 義 (NAIG)

核データ利用者の立場からは、質の高い核データが欲しい訳で、明らかに質が悪いものであれば自前のものであっても使う気にはならない。JENDL-3 計画を見ると、質・量ともに充実させることが述べられているが、マンパワーの点から両方を満たすのはかなり困難であると思う。そこで重要核種に焦点を絞って質の高いデータを出した方が JENDL を受け入れ易くなると思うがどうか。

A : 浅 見 哲 夫 (原研)

先に述べたように、JENDL-3 では JENDL-2 から核種を大巾に増やさない方針である。新たに追加する核種は FP 以外では数核種に過ぎず、他の核種についてはこれまでのデータの見直しや改善を行うだけなので、そのようなことにはならないと思う。しかしながら、FP 核種については検討して核種数ある程度絞った方が良いかも知れない。

Q : 前 川 洋 (原研)

核融合炉ブランケットの模擬実験を行っている立場からは JENDL-3 を部分的にでも必要な核種である ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$, C, O, Fe, Ni, Cr, Mo について使用したい。その目標時期はいつか。

A : 浅 見 哲 夫 (原研)

各々の核種のデータ評価が何時終るかは未だ正確に把握していない。できるだけ努力をしたいが、現段階では遅くとも 1984 年 3 月までに評価・ファイル化が終る予定としか言えない。

7.2 Joint Evaluated Fileの現状

菊池康之⁺

Current Status of Joint Evaluated File

Yasuyuki KIKUCHI

Joint Evaluated File (JEF) は、欧州(日本も含まれる)の共通評価済み核データライブラリーで、ENDF/B-Vの非公開性に対抗して、1980年に提案され現在作業が進められている。

その計画は2つのPhaseに分けて考えられており、Phase-Iでは既存の評価済みデータファイルから最も信頼できるものを選んで作成することとし、1982年末に作業を終了する予定となっている。Phase-IIでは、Phase-Iで完成したファイルJEF-Iのベンチマークテストを行い、必要な場合には独自の再評価を行うことになっている。現在はPhase-Iの最終段階であり、Phase-IIの具体化が検討されている。

JEF計画の今までの経過はTable 1に示す。当初NEACRPにおいてCampbell(英)、Küsters(独)、Bouchard(仏)の3人から提案された経緯から、まずはNEACRPのAd-hoc Working Groupとして作業が進められたが、1981年のNEA Steering CommitteeでNEA Data Bankの事業として正式に承認され、現在はNEA Data Bankを事務局として作業が進められている。

日本はこの計画に対して、JENDL-3が最優先との立場から、Phase-Iまでは承認したがPhase-IIについては態度を保留してきた。欧州側はこの保留の意味を、「NEA Data BankがJEF-IIに関与する事の承認の保留」と考えて非常に憂慮していた様子であったが、日本としては、Phase-IIの実作業分担を保留したのみで、Phase-II計画を否定する気は毛頭なかった。1982年9月の第2回 Scientific Coordinating Group Meetingで、私がこの事情を説明した際には、欧州側から非常に感謝されてかえって戸惑った位であった。

日本からのJEFに対する実際の貢献としては、JEF-Iに対しては要求に応じてJENDL-1, 2のデータを提供し、かなりの核種(重要なActinideを含む)のデータが、「現時点で最も信頼できるデータ」として採用されている。一方、Phase-IIに関しては、JEF-Iのベンチマークテストを行う事、要求に応じてJENDL-3のデータを提供する位であろうと予想される。

最後にJEFの公開性の問題であるが、NEA Data Bank加盟国に対しては作業の貢献に関係なく公開、その他の国には非公開が原則である。これに対し、Küstersから「ENDF/B-Vが公開にしているFPやActinideも非公開とは行き過ぎ」との異義も出され、一方IAEAから研究協定によるActinideデータのテスト等で無駄を省くためActinideデータは公開にして欲しいとの要望も寄せられており、これらの扱いはさらに検討される事になった。私としては、できるだけ公開の範囲を拡げる事が望ましい姿と考えている。

JEFの非公開性と評価レポートの公開に関しては、「各評価者は、その評価値を数表の形で

+ 日本原子力研究所: Japan Atomic Energy Research Institute

あろうと自由に公開して良い。ただし、その評価値が JEF に採用されていると言ってはならない。」との Campbell の見解が皆に承認された。しかし、ベンチマークテストのレポートに関しては、まだ統一見解は得られていないようである。

C : 飯島 俊吾 (NAIG)

JEF-II と JENDL-3 の関係で、及び腰にならずに JENDL-3 の 1 部を JEF-II に提供する見返りに、JEF-II の評価の一部を JENDL-3 に提供させる様な、JEF をもっと利用する考え方はできないものか。

C : 大竹 巖 (富士電機)

r-production data の様な、そっくり利用できるようなデータの評価が依頼できれば依頼した方が良いと思うが、元々 JEF の核種選定のスコープは狭く (高速炉炉心設計のみ)、JENDL とはその点で大きく異なる。したがって、多分 JENDL として利用できる範囲は少ないのではないだろうか。

A : 菊池 康之 (原研)

JEF と JENDL とのバーターは良い考えであるが、JENDL は原則的に公開、JEF は非公開なのでその調整が問題であろう。ただ評価レポートと JEF の非公開性との関係に準じて、JENDL で公開しても、「これは JEF のデータだと言わなければ良い」との考え方も成立するので、今後この点も考慮して対処すべきであろう。

Table 1 JEF 計画の経緯

1980. 9	第 23 回 NEACRP JEF 計画の提案, 採択
1980 11. 20	第 1 回 NEACRP ad-hoc Working Group 会合 Policy, scope の決定
1981. 4. 9	第 2 回 NEACRP ad-hoc Working Group 会合 Phase-I 作業分担決定
1981. 9. 16	第 3 回 NEACRP ad-hoc Working Group 会合 NEA Steering Committee へ JEF 計画作業の勧告
1981. 10.	NEA Steering Committee JEF 計画承認, NEA Data Bank が事務局へ
1982. 3. 30	第 1 回 Scientific Coordinating Group 会合 Phase-I の選定作業, Phase-II の計画立案
1982. 9. 8	第 2 回 Scientific Coordinating Group 会合 Phase-I の選定作業, Phase-II の計画具体化
1983. 1. 20	第 3 回 Scientific Coordinating Group 会合 Phase-I の総括, ベンチマークテストの計画, Phase-II 計画の NEA Steering Committee への勧告

8. 核データ将来計画パネル討論 — 実験データの充実に向けて —

Panel Discussion on Future Plano for Nuclear Data

此度の研究会では、新しい試みとしてパネル討論を行った。神田幸則氏（九大）を座長として、核データの測定将来計画及びそれに対する核データ利用者側からの要望について8名のパネリストの方に、それぞれの立場からの講演を受け、参席者を含めて討論を行った。以下に示すのはその討論を再現したものである。はじめにパネリスト8名の方の講演内容にほゞ沿った報告文があり、その後で討論の記録を示してある。討論の内容の成文化は松本純一郎氏（原研）及び柴田恵一氏（原研）が行った。こゝに厚く御礼申し上げる。 (編集委員会)

(1) 原研リニアックによる核データの測定

水本元治*

Nuclear Data Measurements with JAERI Linac

Motoharu MIZUMOTO*

原研リニアックは、昭和48年に本格運転を開始した。この装置の主な使用目的は、飛行時間法(TOF法)を用いた中低速中性子の断面積測定である。図1に加速器および測定小屋の概観図を示す。加速器は120 MeVに電子線を加速する5本の加速管(S-Band 2857 MHz)により構成されている。中性子の実験では中央のビームラインが使用されている。中性子は重い核種による光中性子反応(γ , n_x 反応)により発生させるのが一般的で、原研ではターゲットとして水で冷却した金属タンタル板を、中性子の減速材としてボロン入りポリエチレンを用いている。この反応による中性子はほゞ等方に放出されるため、ターゲット室から放射状に設置された5本の飛行管により、4つの実験が同時に行なわれている。(現在1本の飛行管は中性子束のモニター用に供せられている。)表1に現時点での加速器の主な特性を示す。また年間のビーム稼動時間に平均ほゞ2000時間であり、大半は中性子断面積測定に用いられている。

次にターゲットから放出される中性子スペクトルを示す。55m飛行管を使用して測定したもので、図2に ${}^6\text{Li}$ ガラス、 ${}^{10}\text{B-NaI}$ 検出器によって得られた中性子束が比較されている。スペクトル中に見られる構造は、中性子ビーム中のフィルター(ガンマフラッシュ抑制用、バックグラウンド規格化用)にあるPb, Na, Alなどの共鳴によるものである。スペクトルは大まかにエネルギーのべき乗で表現することが出来る。短パルス運転(20 ns)では、全体として 10^{12} (中性子/秒)の中性子が発生する。

原研リニアックでは、主に原子炉開発に必要な核分裂生成物(F・P核種)のkeV領域の捕獲断面積測定、ならびに低エネルギー領域での共鳴パラメータの解析とその物理的な性質の研究を行ってきた。表2に最近測定したF・P核種の種類、測定エネルギー範囲および精度、また実験

* 日本原子力研究所 Japan Atomic Energy Research Institute

の際のリニアックの運転条件を記した。検出器としては大型液体シンチレーション検出器が用いられている。最近では年間4～6核種の測定が通常行なわれるようになった。サンプルとしての濃縮同位元素は、オークリッジのアイソトーププールから借用したもので、数10gの量が必要とされる。図3に一例として ^{109}Ag の実験結果を示す。この核種では既存のデータ間に約2倍の食い違いがあったが、我々の値はその中間を通ることが示された。300 keV以上の高エネルギー部では非弾性散乱との競争による断面積の落ち込みが見られる。

表3では共鳴解析が行なわれた核種のリストを示す。測定は主に ^6Li ガラスを用いて行なわれ、最長190 m飛行管の測定も行なわれている。測定エネルギー範囲の上限は核種の共鳴単位間隔によって限定されるが、中性子強度や、測定のエネルギー分解能によるところが大きい。これらの測定によって中性子強度関数 (Strength Function)、平均単位密度、平均輻射巾などの精度の良い値が得られている。図4に例として ^{87}Rb (0.00275 atom/b)の測定結果を示す。共鳴の形が左右対称でないのはS-波中性子による共鳴であり、ポテンシャル散乱との干渉による。

またその他にも、U, Taなどの全断面積の精密測定がFeフィルター法を用いて行なわれており、中性子捕獲によるガンマ線スペクトルの測定も計画されている。

Table 1 JAERI Linac parameters and performances

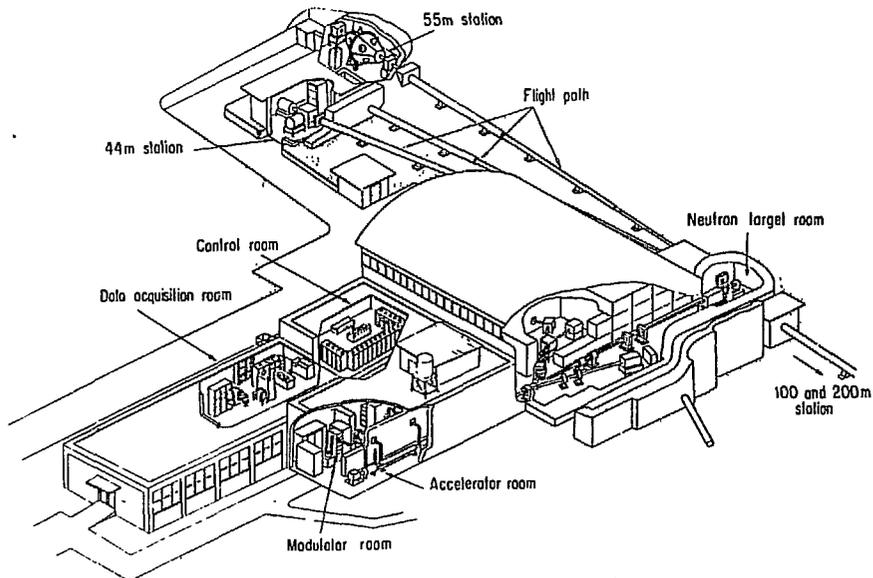
Electron Energy	40 - 190 MeV
Operating Frequency	2857 MHz (S-Band)
Pulse Repetition Rate	12.5 - 300 pps
Pulse Width	15 nsec - 2 μ sec
Maximum Peak Current	6 A (20 nsec) - 600 mA (1 μ sec)
Maximum Beam Power	4.5 kW (short pulse)
Neutrons per Second	several $\times 10^{12}$ (short pulse)
Number of Flight Paths	5 (18.5 - 190 m)

Table 2 Average capture cross section measurements at 52 m

Target Nucleus	Energy Range (keV)	Accuracy (%)	Linac conditions		
			Current (A)	Rep. (pps)	Pulse width (ns)
$^{151-153}\text{Eu}$	3 - 100	5 - 15	1.0	150	100
Eu, $^{143-148}\text{Nd}$	5 - 300	5 - 15	1.8	150	30, 80
$^{147-149}\text{Sm}$	3.3 - 300	5 - 15	2.7	300	30, 80
$^{107-109}\text{Ag}$	3.2 - 700	4 - 7	5.0	300	20, 80
^{137}Ba $^{155-157}\text{Gd}$	3.2 - 120		5.0	300	15, 80
Others Ta, ^{133}Cs , ^{85}Rb , $^{\text{nat}}\text{Ag}$, Au					

Table 3 Resonance parameter measurements

Target Nucleus	Energy Range (eV)	Flight path length (m)
^{238}U	5 - 4800	190
Tb	3 - 1200	47
$^{79-81}\text{Br}$	30 - 10000 (^{79}Br) 30 - 15000 (^{81}Br)	47, 190
$^{147-149}\text{Sm}$	1.5 - 2000 (^{147}Sm) 1.5 - 2000 (^{149}Sm)	52, 56
La	70 - 2500	52
Cs	50 - 2000	52
$^{107-109}\text{Ag}$	1.5 - 7000	52, 56, 190
$^{85-87}\text{Rb}$	200 - 10000 (^{85}Rb) 200 - 5000 (^{87}Rb)	47, 190
^{137}Ba	1.5 - 20000	56, 190
$^{155-157}\text{Gd}$	2.5 - 500 (^{155}Gd) 2.5 - 1500 (^{157}Gd)	
^{123}Sb	20 - 6000	47, 190



JAERI electron linear accelerator

Fig. 1 Arrangement of the JAERI electron linear accelerator.

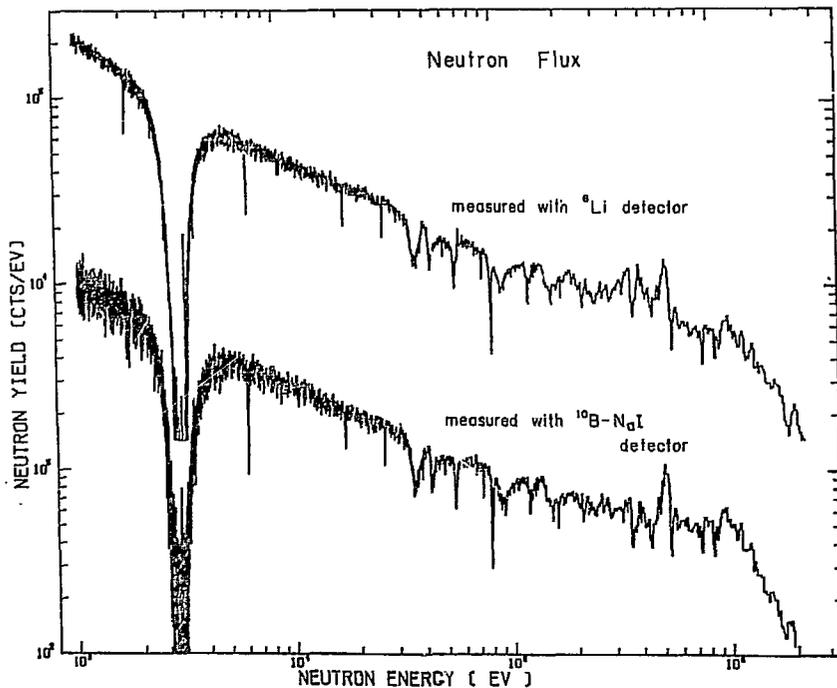


Fig. 2 Neutron flux spectra measured with ^6Li -glass detector and ^{10}B -NaI detector.

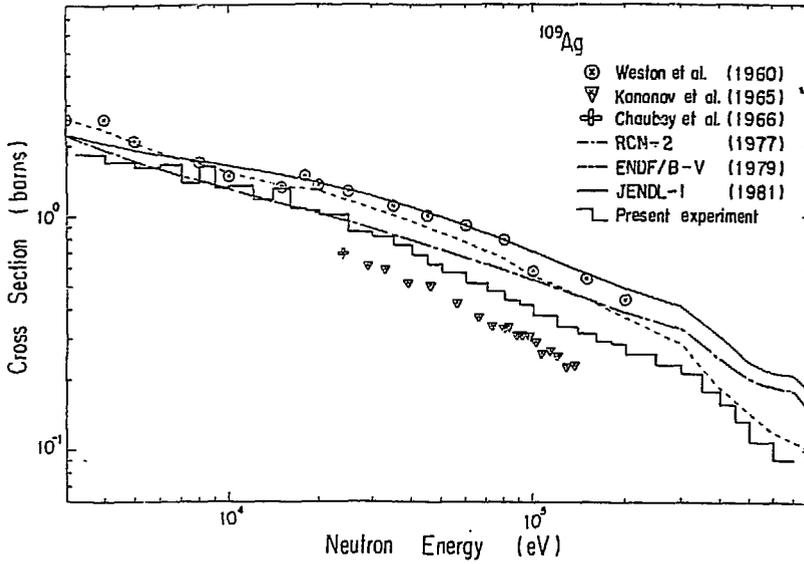


Fig. 3 Average capture cross sections of ^{109}Ag .

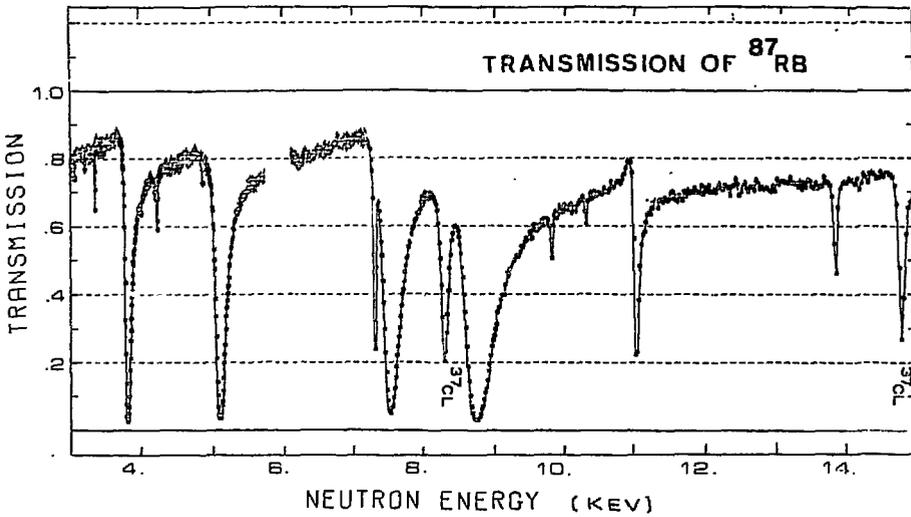


Fig. 4 Transmission data for ^{87}Rb .

(2) 東北大ダイナミトロン施設における核データの測定

岩崎 信*

Nuclear Data Measurements with Dynamitron at Tohoku University

Shin IWASAKI*

1. 実験設備の概要

加速器

ダイナミトロン加速器

- メーカー : 米国 Radiation Dynamics, Inc. (RDI)
 電圧 : 最大ターミナル電圧 4.5 MV
 シングルエンドマシン
 イオン源 : デュオプラズマトロン
 イオン : 現在, 軽イオン (H, D, He) のみ
 パルス : スーパーとパンチャーを用いた高圧ターミナル方式
 周波数 : 2 MHz ~ 3.906 KHz
 パルス巾 : 1.5 ~ 2 ns FWHM
 電流値 : DC : 0.1 μ ~ mA
 パルス : ~ few μ A (peak ~ mA)

使用中性子源

- D + d 反応 (3.8 MeV ~ 7.6 MeV)
 T + d 反応 (16.4 MeV ~ 21 MeV)
 T + p 反応 (0 ~ 3.6 MeV)
⁷Li + p 反応 (0 ~ 2.5 MeV)
⁷Li + d 反応 (0 ~ 20 MeV 連続) thick target

ビームコース

- 中性子実験用 3コース ('82に2コース増設)
 固体物理実験用 1コース
 ビーム調整用 2コース

中性子実験用測定器, 測定システム

- 5" ϕ \times 2", 2" ϕ \times 2" NE 213 シンチレーション検出器多数
 70 cc Ge (Li) 検出器 1 : r 線生成断面積測定
 HPGe 検出器 (78 cc) 1 : 各種実験用, 新規
 100 \times 75 \times 800 (mm³) 大型 NE 213 シンチレーション検出器
 及び, シールド・ゴニオメータ システム 1 整備中

* 東北大, Tohoku University

核分裂箱 (U, Pu, Th 等) : σ_f 測定用

他に, 各種補助的検出器等多数

波高分析, データ解析装置

NAIG D シリーズ (2次元) + TOSBAC-40C

CANBERRA 88 (多次元) + ECLIPS-140 : 整備中

2. 実験テーマ

現在 4~5 グループを形成し, 数年のテーマで行なわれている。

- (1) 散乱実験グループ1 馬場, 平川他
軽核 (Li, Be), 中重核 (Fe, Ni), 重核 (Th) 等について, 主に 4~7 MeV の領域での $\sigma_{el}(\theta)$ $\sigma_{inel}(\theta)$ の測定と, 理論解析。
- (2) 散乱実験グループ2 岩崎, 梶山他
核融合炉材料 (C, Al, Ti, Nb, Mo ……) 等の主に 15 MeV 以上での DD X の測定と解析。
- (3) r 線測定実験グループ 板垣, 梶山他
核融合炉材料核種の r 線生成断面積の測定
Th 等の ($n, n' r$) の測定
 $\sigma(n, n'e)$ の測定法の開発
- (4) 核分裂断面積測定グループ 神田, 馬場, 平川他
Th, U, Pu 等の σ_f の測定
 $\bar{\nu}$ の測定
- (5) 積分実験グループ 神田, 平川他
Fe, C, Li の平板体系放出中性子スペクトルの測定
- (6) その他, 必要に応じて作られる。

3. 実験環境の特徴と展望

ダイナミトロン加速器の設置されている高速中性子実験室は, いくつかの実験設備を置ける様に考えられたので, 比較的広いスペース (25 × 20 m²) をもっており (図 1), 天井も比較的高い。しかし実験室自体が半地下で, 壁厚, 天井厚が厚いし, 床がグリッド構造になっていないので, 室内散乱のバックグラウンドには少し弱い点がある。

昨年まで中性子実験用ビームコースが一本であったため, ここですべてのグループが入れ替り立替り実験を行ってきた。そのため, 各実験毎に実験条件, 配置, 設備が異なるため, それらのセットアップと片付けに多くの時間と労力がとられると同時に, 同じグループの実験の継続性や再現性が保てなかった。これが 3 コースに増設されたことにより, 実験装置は半固定にできるので, 能率も上り, 継続性が保てる様になったことは大きな意味をもっている。

又先に述べた様に, 新らしい検出器システムと, 多次元波高分析データ処理装置系の導入によ

り、それぞれの実験において、バラエティに富んだデータの取りこみと、きめ細かいリアルタイム処理が可能となるので、実験効率が上り、実験精度が向上するものと期待している。

今後は、実験装置、加速器の制御、運転の(半)自動化や、データ収集のための周辺装置の強化が課題と思われる。

(3) 東工大ペレットロン加速器を用いた中性子実験

井頭 政之*

Neutron Experiments with Pelletron Accelerator at T.I.T.

Masayuki IGASHIRA*

我々の研究室（原子炉物理部門）で行なっている実験を大きく分けると、

1. ペレットロン加速器を用いた実験
2. 共同利用による京大炉 LINACを用いた実験
3. 14 MeV 中性子源を用いた中性子工学の実験

の3種類である。2の実験では、これまでに keV 中性子領域（2～80 keV）の捕獲断面積および捕獲ガンマ線スペクトルの測定を行なってきたが、この実験については小林（京大炉）の報告で述べられる。3の実験では、体系内の中性子スペクトルおよび透過中性子スペクトルの測定を行なっているか、本パネル討論のテーマと少し異なるので割愛する。1のペレットロン加速器を用いた実験には、職員3名、大学院生6名が現在携わっており、今年度も既に10数週間の実験を行なっている。以下、この実験に関して述べる。

東工大ペレットロン加速器が本格的に中性子実験に用いられるようになったのは、約3年間のイオン源およびパルス化装置等の調整期間を経た1980年秋からである。現在のペレットロン加速器の主な性能と中性子実験に用いたマシン・タイムを表1に示す。この時に開始された実験は、

- (1) 捕獲ガンマ線スペクトルの測定
- (2) ^{56}Fe の共鳴の部分放射幅の測定
- (3) 捕獲断面積の測定

である。中性子源としては、現在まで、 $^7\text{Li}(p,n)^7\text{Be}$ 反応のみを用いているので、上記の実験はすべて keV 中性子領域で行なわれている。これらの実験は、S/N比の向上等の実験上の改良を重ねながら、現在も引き続いて行なわれている。

(1)の実験では、ガンマ線検出器としてコンプトン抑止型 NaI (Tl) 検出器を用いて、ガンマ線エネルギー約 0.5 MeV 以上の捕獲ガンマ線スペクトルの測定を行なっている。この測定の特徴は、従来の測定データと比較して、ガンマ線のエネルギー分解能が良いことと、ガンマ線検出器の応答関数が単純なため unfolding の際に生じる誤差が小さく、精度が良いことである。現在までに、Nb, Mo, Sn, Tb, Ho, Ta, および Au の7元素について測定が終了している。Nb～Ta については、中性子エネルギー約 400 keV における測定が行なわれ、Au については、入射中性子エネルギーに対する捕獲ガンマ線スペクトルの変化を調べるため、15～600 keV の6点について測定が行なわれた。測定例として、Au の結果の一部を図1. に示す。

(2)の実験では、ガンマ線検出器として高純度 Ge 検出器を用い、捕獲状態から低励起状態へ遷移する際に放出される高エネルギー・ガンマ線を測定することにより、部分放射幅の測定を行なっている。今年10月に第1回目の本実験が行なわれ、共鳴エネルギー 27.7, 34.1 および 38.3

* 東京工業大学原子炉工学研究所 Tokyo Institute of Technology

keV の共鳴についての測定が終了している。今後、30 keV 以下の共鳴について測定を広げる予定である。

(3)の実験では、ガンマ線検出器としては特別に設計された環状 NE-213 検出器を用い、これにパルス波高重み関数法を適応して捕獲断面積の測定を行なっている。現在までに、 ^{133}Cs 、 ^{165}Ho 、および ^{197}Au の 3 核種について、中性子エネルギー 200 ~ 400 keV の 4 点での測定が終了している。

以上の実験のほか、昨年度から、コンプトン抑止型 NaI (Tl) 検出器を用いた ^{28}Si の共鳴の部分放射幅の測定も始められ、共鳴エネルギー 566.2 keV の共鳴についての予備実験が終了している。以上述べてきたように、ベロトロン加速器を用いた実験は、開始されてから約 2 年しか経ておらず、現在も引き続き行なっている状態である。今後もしばらくは、核種および中性子エネルギー範囲を広げて上記の実験を行なう予定である。なお、来年度から、新たに polarization の実験準備を進める予定であることを、付記しておく。

表 1 ベロトロン加速器の主な性能と中性子実験に
用いたマシン・タイム

加速電圧	0.4 ~ 3 MV	
直流陽子ビーム電流	~100 μA	
パルス化陽子ビーム		
パルス幅	1.5 nsec	
ピーク電流	1.5 ~ 2 mA	
くり返し周波数	2 MHz ~ 62.5 kHz	
平均電流	4.5 ~ 5.5 μA @ 2 MHz	
中性子実験に用いたマシン・タイム (hr)		
1980 年度	1981 年度	1982 年度
600	800	1200

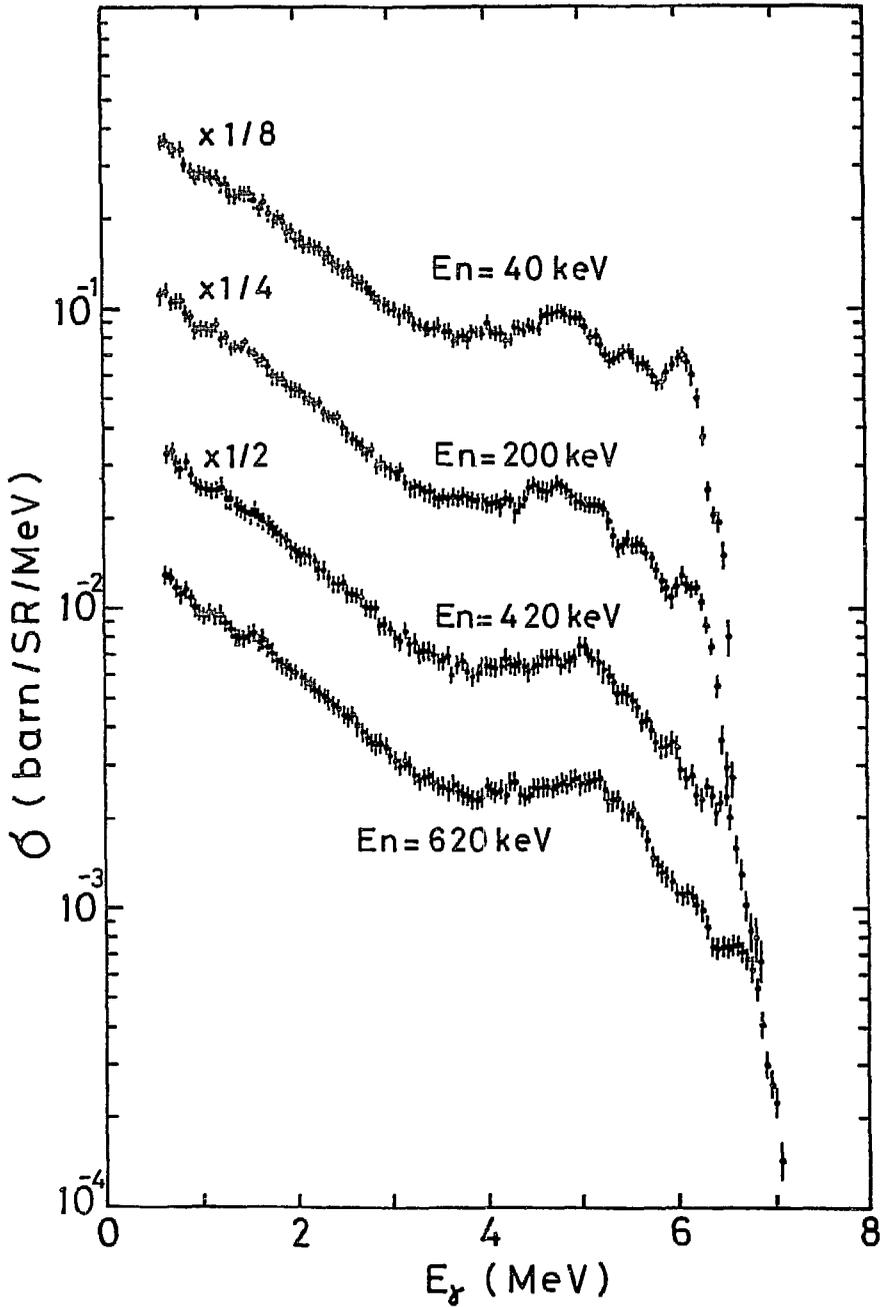


図1 Au (n, γ) 反応から発生する捕獲ガンマ線スペクトル

(4) 京大炉における中性子断面積の測定

小林 捷平*

Measurements of Neutron Cross-Sections at KUR

Katsuei KOBAYASHI*

はじめに

中性子断面積に関連する実験、研究は原子炉、電子線型加速器、バンデグラーフ加速器等、種々の大型装置を中心に、従来より数多く進められてきている。しかしながら、原子炉の安全性、経済性を評価する上で、今なお不十分とされるものも多々あると言われる。こうした観点から、実験及び評価データの充実に向けて、今回原研にて企画された核データ研究討論の内、測定者パネリストの一人として、核データ測定に関連する実験の一端を紹介する。

ここでは、近年著者自身が直接に携わってきた中性子断面積測定に関連する研究課題及びその結果の概要を述べるが、各研究の遂行に当っては諸先生方の御指導と御協力によるところが大きい。個々の研究内容の詳細については参考文献に譲りたい。

実験の方法と結果

著者らが近年進めてきた実験は主として電子線型加速器（ライナック）飛行時間法による中性子全断面積及び捕獲断面積の測定、中性子スペクトルの測定、バンデグラーフ加速器による幾つかの放射化箔反応断面積の測定、 ^{252}Cf 中性子源及び KUR や YAYOI 炉における標準的な核分裂中性子スペクトル場を用いたスペクトル平均断面積の測定等であり、表 1 にこれらをまとめる。

まず、中性子全断面積ではフッ素、シリコン、チタン、トリウムについてエネルギー依存断面積を測定してきた^{1)~5)}。更に、鉄及びシリコンフィルターを使った 24 keV 及び 146, 55 keV の単色に近い中性子ビームによる水素、ベリリウム、炭素、酸素、トリウムの測定も行った⁶⁾⁷⁾。図 1 に全断面積測定の実験配置図を示す。シリコン及びトリウムの全断面積測定の結果を図 2, 図 3 に示す。これらに共通していることは、ENDF/B-IV データの見直しと修正の必要性が提言されたことである。2 keV 近辺に見られるスカンジウムの全断面積はフィルタービーム設計の観点から強い関心が持たれている。BNL での原子炉ビーム実験の結果より、従来のスカンジウム全断面積極小値が疑問視されることとなったため、著者らは RPI ライナック飛行時間法によってスカンジウム断面積の測定を行った (図 4)⁸⁾。極く最近では、Fujita が京大炉ライナックを用いて、2 keV 近辺の断面積極小値を測定している (図 5)⁹⁾。

京大炉グループでは、東京工大の山室教授グループと共に、ライナック飛行時間法により、主として中性子捕獲断面積及び捕獲 γ 線スペクトル測定を、長年にわたり続けてきている。図 6 は鉄フィルター法による飛行時間分析実験の配置図を示す。これによって得た $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反応断面積測定の実験例を図 7 に示す。トリウムのように、試料自身からのバックグラウンドが高くなる実験では、こうした中性子フィルター法が極めて有用な実験手法となる。エネルギーに依存した捕獲断面積測定は図 6 中の鉄フィルターを取り除いて行った。 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反応断面積測

* 京都大学原子炉実験所 Research Reactor Institute, Kyoto University

定の結果を図8に示す。著者らの測定値は概して近年求められたデータに近く、旧来のデータ及びこれらを基に評価作成されたENDF/B-IVデータとは、大きな相違を示した。著者らは化学精製を行ったトリウムを使用することにより、試料からの γ 線バックグラウンドを著しく(約1%まで)軽減することができた¹⁰⁾。

捕獲 γ 線検出器として、当初中性子に対する感度が比較的低いとされる C_6F_6 シンチレータを使用していたが、その後 C_6D_6 シンチレータの使用を試みている。この検出器は中性子に対する感度が更に低く、図9に C_6D_6 と C_6F_6 両シンチレータに対する中性子感度の比較を示した¹¹⁾。しかし最近では、シンチレータの密度が高く、図10にも見られるように、高エネルギー γ 線測定にも適しているBGOシンチレータの使用が注目されている。

著者らは10数年以上にわたり、原子炉材料集合体又はパイル中の中性子スペクトルをライナック飛行時間法によって測定し、DTF-IVやANISNコードによる輸送理論計算の結果と比較することによって、原子炉核設計計算に欠くことのできない群定数評価を進めてきた。我々は既に15種以上の試料について、実験と計算を行ってきた¹²⁾¹³⁾。図11はトリヤパイル中の中性子スペクトル及び金属トリウム散乱体による実験配置を、図12はそれぞれの実験結果並びに輸送理論計算の結果を示す¹⁴⁾¹⁵⁾。これらの結果から、トリウムの群定数については、JENDL-2よりもむしろENDF/B-IVから作成された定数による計算結果が全般的に実測値とよく合致することが分る。

次に、著者らは高速中性子束を精度よく測定することを目的として、反跳陽子ラジエータとシリコン検出器、又はCsI(Tl)シンチレータを組合せた陽子反跳検出器を試作した。これらの応答関数をバンデグラーフ加速器を用いた単色中性子に対して測定すると共に、 $^{115}\text{In}(n, n')$ ^{115}mIn や $^{199}\text{Hg}(n, n')$ ^{199}mHg 反応断面積の測定に応用した¹⁶⁾¹⁷⁾。これらの結果を図13~16に示す。 $^{115}\text{In}(n, n')$ ^{115}mIn 反応断面積は従来値とよい一致を示したが、 $^{199}\text{Hg}(n, n')$ ^{199}mHg 反応断面積は従来値を大きく修正する結果を与えた。

最後に、著者らは高速中性子スペクトルの標準的な中性子スペクトル場として ^{252}Cf や ^{235}U の核分裂中性子場を使用し、核分裂スペクトル平均断面積、特にReactor Dosimetryに関連するしきい反応断面積の積分的な評価を進めてきた^{18)~20)}。最近では、こうした測定値に対しデータ間の相関を取り入れた誤差解析の方法とその結果に対する関心が高まっている²¹⁾²²⁾。著者らも、こうした実験、解析の手法を適用することによって、幾つかの ^{252}Cf スペクトル平均断面積測定を行った²⁰⁾。得られた各反応の断面積、誤差及び相関係数行列を表2に示す。ここに示した誤差値は分散のみを考えた従来の方法による誤差値の約半分となり、測定データの信頼度を高める上で、データ間の相関を考慮した共分散行列法による解析の重要性が示された²⁰⁾。表3はMannhartが求めたデータ²³⁾と著者らが得たデータについて、共分散項を扱った計算コードBOLIK²⁴⁾を用いて最小自乗処理し、まとめた結果である。実験誤差の大きいデータのかかわる相関係数は小さくなっている。また、核分裂反応と非核分裂反応間の相関係数は全般に小さいことが分る。この原因については現在どこも明らかではないが、今後は核分裂・非核分裂間の測定に注目したい。

おわりに

本報告は測定者のパネリストとして近年著者らが携わってきた実験の概要を紹介するにとどめた。一口に実験、測定と云っても、その目的、対象によって手法、使用する中性子源、装置、機器、検出器等が違ってくる。しかしながら、得られる物理量は不変であることを考えれば、実験値間の相違は単に統計的不確かさのみでなく、実験者にも予測できない系統的な不確かさに起因することになる。従って実験を進める上では、明確な実験配置での測定、信号／雑音比の高い測定、補正量の少ない測定、できるだけ分解能の高い測定等を心掛ける必要があろう。更に、できるだけ多くの人が種々の測定条件の下に得たデータの蓄積こそ、実験データのみならず評価値の充実を図る上で極めて有用となる。この場合、各データについて、それらの相関を明示しておく事は得られたデータの不確かさの要因を把握し、その信頼度を上げる上でも一層重要となろう。

参考文献

- 1) T. Mori and K. Kobayashi: "Measurement of neutron total cross section of fluorine", unpublished.
- 2) Y. Fujita: "Measurement of neutron total cross section of silicon", private communication.
- 3) K. Kobayashi, et al.: Annals of Nucl. Energy, 4, 449 (1977).
- 4) T. Mori, et al.: "Measurement of neutron total cross section of titanium", to be published.
- 5) 小林捷平他: 日本原子力学会 昭和56年分科会, 昭和57年年会。
- 6) R.C. Block, et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 12, 1 (1975).
- 7) K. Kobayashi, et al.: Nucl. Sci. Eng., 65, 347 (1978).
- 8) H.I. Liou, et al.: Nucl. Sci. Eng., 67, 326 (1978).
- 9) Y. Fujita: to be published.
- 10) K. Kobayashi, et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 18, 823 (1981).
- 11) N. Yamamuro, et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 17, 582 (1980).
- 12) I. Kimura: NBS Sp. Publ., 598, p.265 (1980).
- 13) I. Kimura, et al.: Proc. Intern. Conf. on Nucl. Data for Science and Technol., Antwerp, in print.
- 14) H. Nishihara, et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 14, 426 (1977).
- 15) I. Kimura, et al.: Japan-U.S. Seminar on Thorium Fuel Reactor, Nara, Oct. 18-22 (1982).
- 16) S. Yamamoto, et al.: Annu. Rep. Res. Reactor Inst., Kyoto Univ., 11, 121 (1978).
- 17) K. Sakurai, et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 19, 775 (1982).
- 18) K. Kobayashi, et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 13, 531 (1976).
- 19) I. Kimura and K. Kobayashi: 1st ASTM-Euratom Symp. on Reactor Dosimetry, Petten, Part II, p.142 (1975).

- 20) K. Kobayashi, et al.: J. Nucl. Sci. Technol., 19, 341 (1982).
- 21) W. Mannhart: PTB-FMRB-84 (1981).
- 22) D.L. Smith: ANL/NDM-62 (1981).
- 23) W. Mannhart: NEANDC(E)-212U, Vol. V, p.66 (1980).
- 24) M. Petilli: CNEN-RT/FI(80)18. (1980).

表1 近年進めてきた中性子断面積測定の概要

研究課題	実験配置	実験方法・装置	実験試料	検出器	結果(解析)
中性子全断面積 (mimima)	図1	linac TOF	Si, Ti, F, Fe, Si, Sc	⁶ Li ガラス NaI (Tℓ)	図2, 図5 mimimum value に改善 が見られた
捕獲断面積	図6	linac TOF	Th, Nb, I, Ho, Ta, U, Cs,	C ₆ F ₆ , C ₆ D ₆ 最近ではBGO	図8
フィルタービームによる 実験 (Fe, Si)	原則的には図1, 6 に同じ	linac TOF	Th, Nb, Cs, Ta, U, Ho,	C ₆ F ₆ , C ₆ D ₆	24, 55, 146 keV 定点測定 上記のσ(E)と一致
原子炉材料中の中性子ス ベクトル	図11	linac TOF	Th, Fe, Mo, Ti, Cu, etc.	⁶ Li ガラス ¹⁰ B-NaI-plug NE-213	図12 輸送理論計算との比較 群定数評価 (ENDF/B JENDL)
単色中性子に対する中性 子断面積	図13	VdG 加速器	Hg, In, Ni Ti, Rh,	陽子反跳検出器 ラジエータ, SSD ラジエータ, CsI	図15, 図16 H(n, n)反応断面積による 中性子束測定
²⁵² Cf 中性子源によるし きい反応平均断面積	しきい反応箱の中性 子照射源より数cm位 置	needle-typeの中性子 源 (標準スペクトル場) 放射化法	Al, Ni, Fe, Co, In, Zn, Au, etc.	誘導放射能測定 Ge (Li)	表2, 表3 データ間の相関係数付
KUR, YAYOI 標準中 性子場における実験	²³⁵ U 核分裂板の 表面, グローリホー ル中心。しきい箔	原子炉を使った ²³⁵ U 核 分裂スペクトル (標準場)	Co, In, Zn, etc.	同上	²⁵² Cf によるデータとの系統 的違いについても検討している

表2 ^{252}Cf スペクトル平均断面積の測定結果²⁰⁾

Reaction	$\langle\sigma\rangle$ (mb)	Std. dev. (%)	Correlation matrix ($\times 100$)
$^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$	1.940	4.79	100
$^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$	4.891	3.67	40 100
$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	1.006	2.17	44 58 100
$^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$	72.52	4.08	41 45 52 100
$^{51}\text{V}(n, p)^{51}\text{Ti}$	0.7126	8.25	14 26 25 16 100
$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	87.63	4.97	46 41 42 40 16 100
$^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$	1.440	4.86	47 42 43 41 16 53 100
$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	118.5	3.45	39 55 62 50 24 40 41 100
$^{59}\text{Co}(n, \alpha)^{56}\text{Mn}$	0.2176	6.44	19 31 33 23 17 20 21 28 100
$^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$	41.84	4.18	29 46 51 36 23 30 30 42 29 100
$^{113}\text{In}(n, n')^{113\text{m}}\text{In}$	169.7	4.77	48 46 44 39 20 49 50 45 22 30 100
$^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$	201.0	4.08	56 54 52 46 24 60 61 53 26 36 66 100
$^{197}\text{Au}(n, 2n)^{196}\text{Au}$	5.267	4.30	28 49 50 31 29 32 33 46 32 45 39 47 100

† Normalized with $\langle\sigma\rangle$ ($^{27}\text{Al}(n, \alpha)$) = 1.006 mb \pm 2.2%

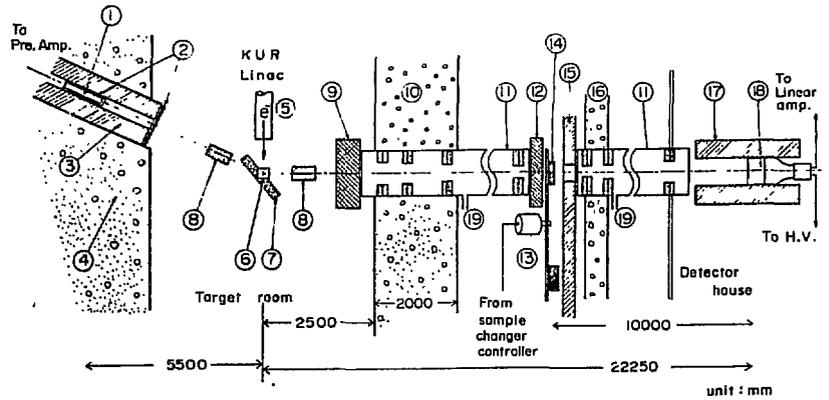
表3 ²⁵²Cf スペクトル平均断面積
CF-252 SPECTRUM AVERAGED CROSS SECTIONS

PROGRAM " B O L I K "																OUTPUT		%	
CF-252 SPECTRUM AVERAGED CROSS SECTIONS (W.M. PROGRESS + K.KOBAYASHI'S TITAN)																			
CORRELATION MATRIX (PRINTED VALUE HAS BEEN MULTIPLIED BY 100.)																			
ROW/COL	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16			
1	100																MG24-NP	1.915D+00	4.87
2	20	100															AL27-NP	4.854D+00	3.53
3	35	47	100														AL27-NA	1.012D+00	1.96
4	22	25	37	100													S32-NP	7.168D+01	4.48
5	28	39	73	30	100												TI46-NP	1.404D+01	2.15
6	30	40	74	32	75	100											TI47-NP	1.934D+01	2.09
7	29	38	71	30	76	71	100										TI48-NP	4.206D-01	2.26
8	5	15	18	6	15	16	15	100									V51-NP	7.146D-01	8.81
9	30	40	71	32	64	66	61	14	64	100							FES4-NP	8.645D+01	2.11
10	29	37	67	30	59	62	58	14	64	100							FE56-NP	1.457D+00	2.35
11	32	45	83	36	78	81	74	16	83	68	100						NIS8-NP	1.153D+02	1.66
12	9	18	22	12	18	19	18	9	18	17	20	100					CO59-NA	2.182D-01	7.33
13	26	38	64	28	56	59	54	15	56	53	64	18	100				ZN64-NP	4.010D+01	2.45
14	32	42	70	30	62	64	63	17	62	59	70	19	55	100			IN13-NN	1.619D+02	2.25
15	24	31	53	22	46	49	48	14	47	45	52	15	42	68	100		IN15-NG	1.255D+02	2.94
16	35	43	72	32	64	66	68	18	66	61	73	20	58	85	64	100	IN15-NN	1.974D+02	2.17
17	30	42	69	29	62	63	61	17	62	58	69	19	55	83	64	84	AU97-NG	7.668D+01	2.25
18	27	41	64	26	56	58	56	18	57	53	63	20	51	75	56	74	AU7-N2N	5.502D+00	2.49
19	8	11	19	9	17	18	17	4	19	16	27	5	15	16	13	17	U235-NF	1.204D+03	1.61
20	6	8	14	6	13	13	12	3	14	12	20	4	11	12	9	13	NP237NF	1.339D+03	2.14
21	5	7	12	6	11	12	10	3	12	10	17	3	10	10	8	11	U238-NF	3.191D+02	2.08
22	7	10	17	8	15	16	15	4	16	14	24	5	13	15	11	15	PU239NF	1.798D+03	1.83

JAERI-M 83-041

- 206 -

END OF CALCULATION



①: BF₃ monitor counter, ②: Cd shield, ③: Pb collimation and shielding, ④: Concrete shielding, ⑤: Electron beam from KUR linac, ⑥: Water-cooled Ta photoneutron target, ⑦: 5cm thick polyethylene moderator, ⑧: 20-cm thick Pb shadow shield, ⑨: 20-cm thick Fe filter, ⑩: Concrete shield, ⑪: Evacuated flight tube, ⑫: 10-cm thick Fe filter, ⑬: Remote controlled sample changer, ⑭: Transmission sample, ⑮: Pb shield, ⑯: Concrete wall, ⑰: Pb shield, ⑱: NaI detector, ⑲: Vacuum port (All dimension are in mm.)

図1 中性子全断面積測定実験配置図

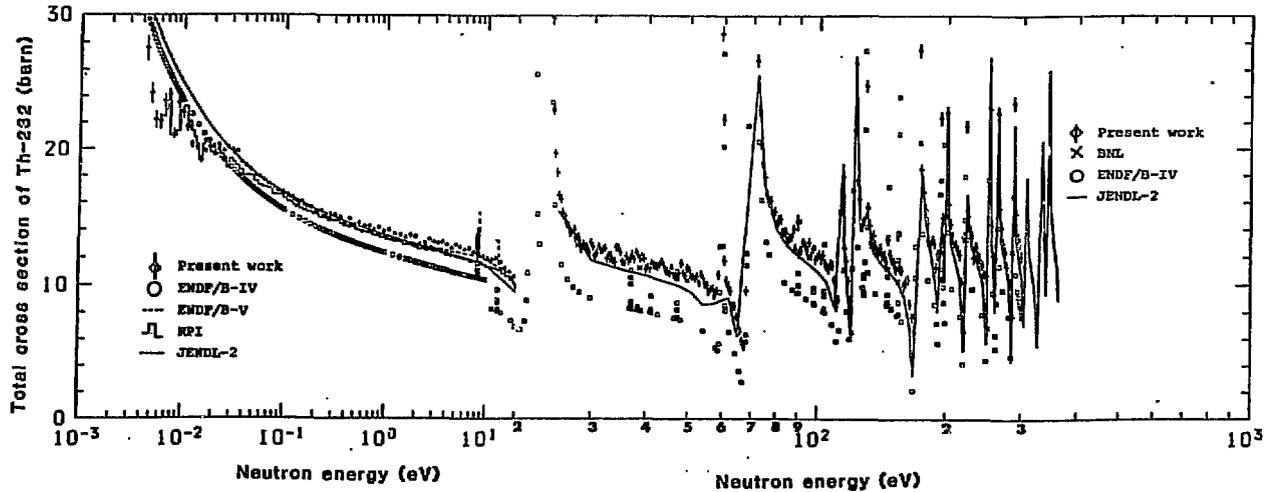


図3 トリウムの中性子全断面積⁵⁾

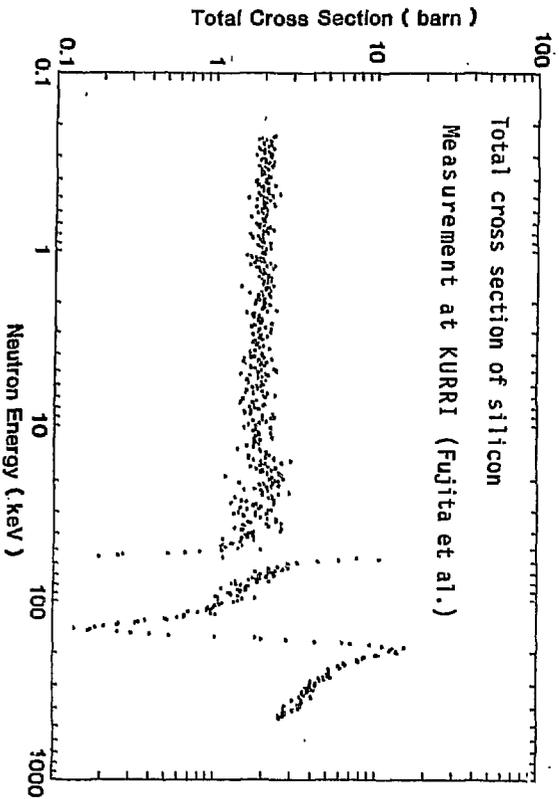
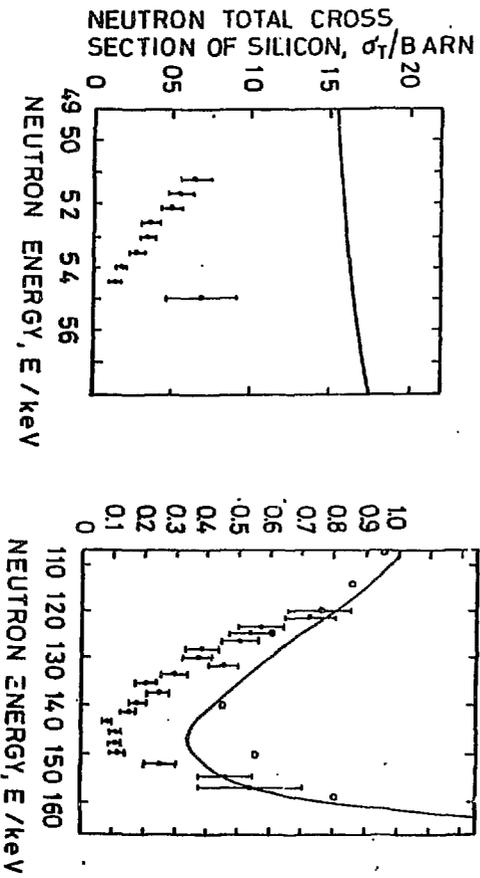


図 2(1) シリコンの中性子全断面値¹⁾



— ENDF/B - IV LIBRARY
 ○ GARBER AND KINSEY, (1976)
 ● KOBAYASHI ET AL (1977)

図 2(2) シリコンの中性子全断面値極小値²⁾

SCANDIUM NEUTRON CROSS SECTION

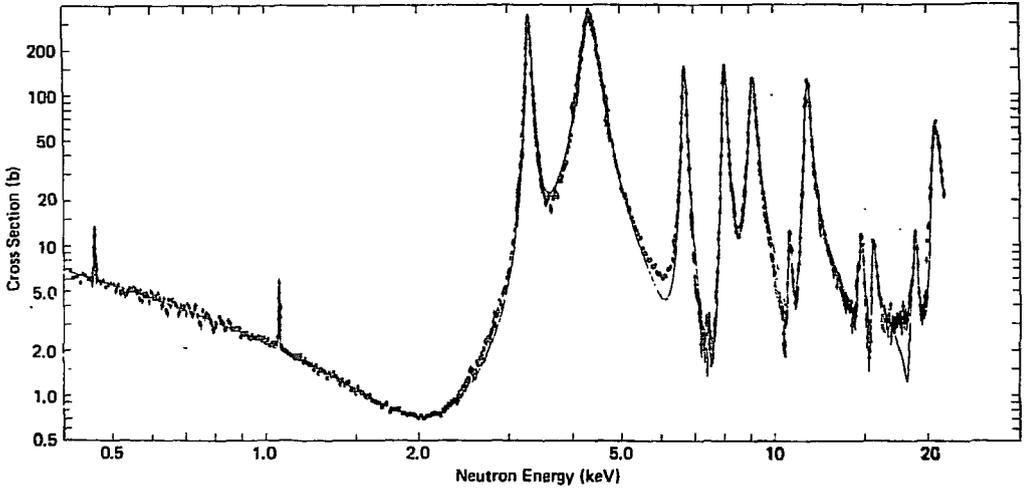


Fig. 4 (1) The total cross section of scandium between 0.4 and 20 keV. The curve shows an *R*-matrix theory fit as described in the text. The primary interest centers on the broad minimum in the cross section near 2.0 keV, where we find a value for σ_T of 0.71 ± 0.03 b. Two small *p*-wave resonances are apparent below 2 keV; these have negligible effect on the position or size of the 2-keV minimum.

図 4 (1) スカンジウムの中性子全断面積⁸⁾

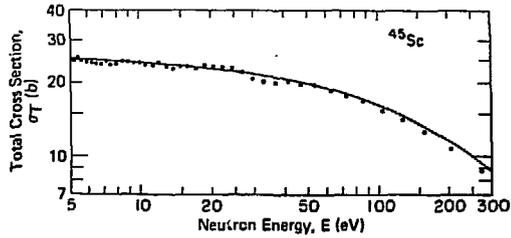


図 4 (2) スカンジウムの中性子全断面積⁸⁾

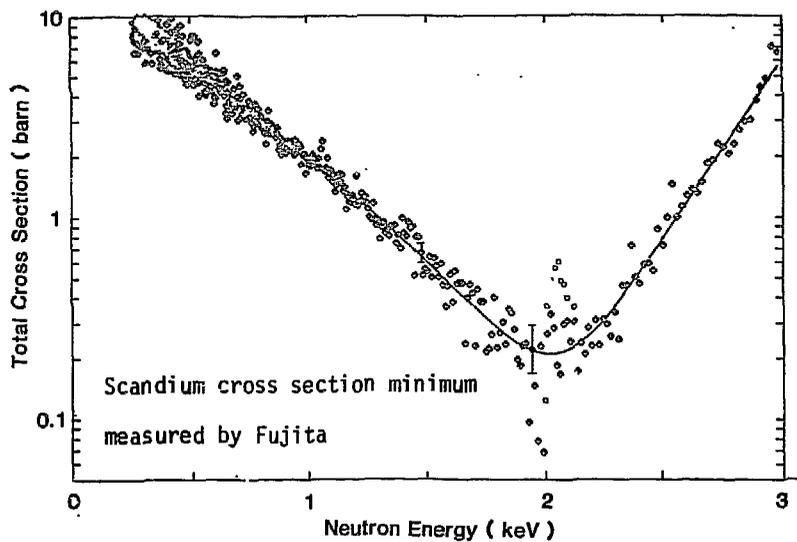


図5 スカンジウムの中性子全断面積極小値⁹⁾

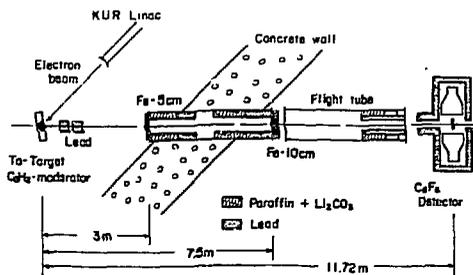


図6 中性子捕獲断面積測定実験配置図

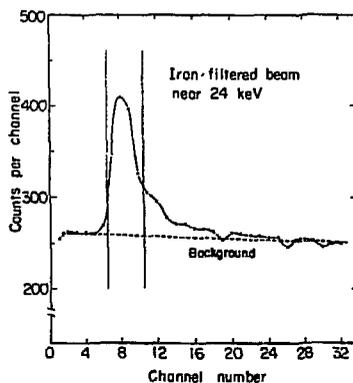


図7 鉄フィルタービームによるトリウムの飛行時間スペクトル

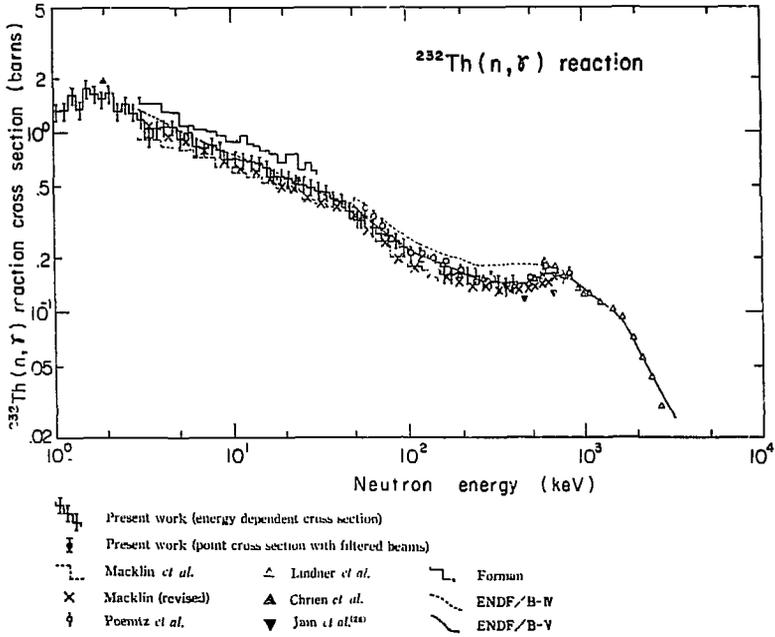


図8 $^{232}\text{Th}(n, \gamma)$ 反応断面積⁽¹⁰⁾

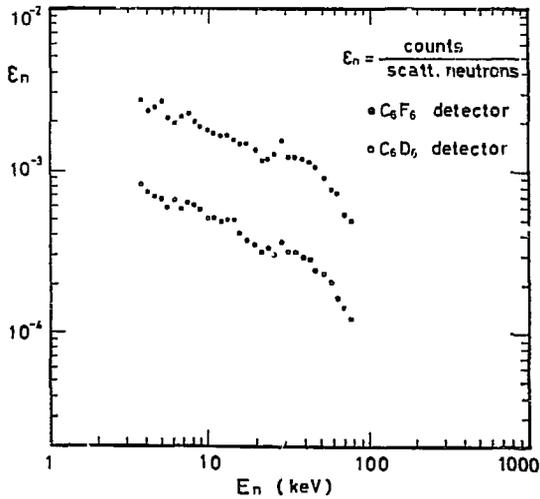


図9 捕獲γ線測定用検出器の中性子
に対する感度比較⁽¹¹⁾

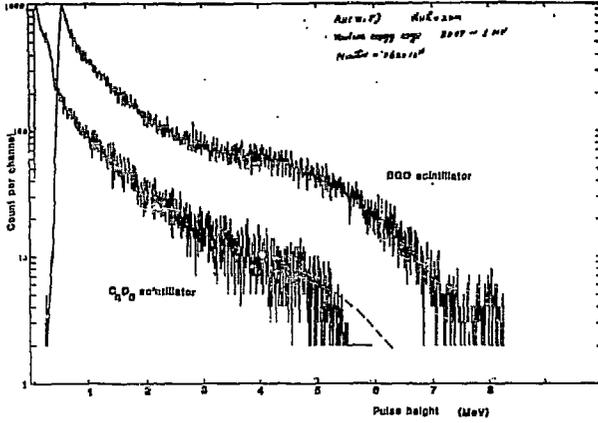
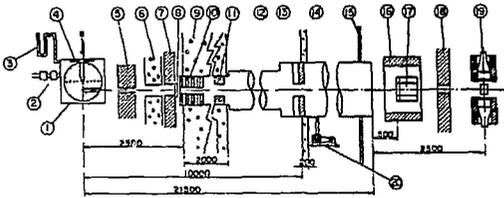
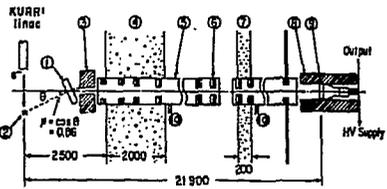


図 10 C₆C₆とBGOシンチレータによる捕獲γ線測定との比較



① Head, ② Blower and filter, ③ Manometer, ④ Al electron collimator, ⑤ Pb pre-collimator (2 mm, 20 mm thick), ⑥ Heavy concrete (40 mm), ⑦ Pb shield (20 mm), ⑧ U filter, ⑨ Concrete wall, ⑩ Pb and BeC collimator (10 mm Pb and 4 mm BeC x 4, 20 mm), ⑪ Pb collimator (20 mm), ⑫ BeC collimator (20 mm, 10 mm), ⑬ Pb collimator (20 mm, 10 mm), ⑭ Concrete wall, ⑮ Wall of hut, ⑯ Pb shield for detector, ⑰ Li glass scintillation counter bank (Tube to be removed when the ⁶Li-vacillium plus NaI(Tl) detector is used), ⑱ Pb shield (10 mm thick), ⑲ ⁶Li-vacillium plus NaI(Tl) detector, ⑳ Rotary pump

図 11 (1) トリアパイル中の中性子スペクトル測定実験配置図



(1) Th slab, (2) Ta-target, (3) Pre-collimator, (4) Concrete wall, (5) Flight tube, (6) Collimator, (7) Concrete wall, (8) Pb-shield, (9) ⁶Li glass scintillator, (10) To vacuum pump

図 11 (2) トリウム金属散乱体による中性子スペクトル測定実験配置図

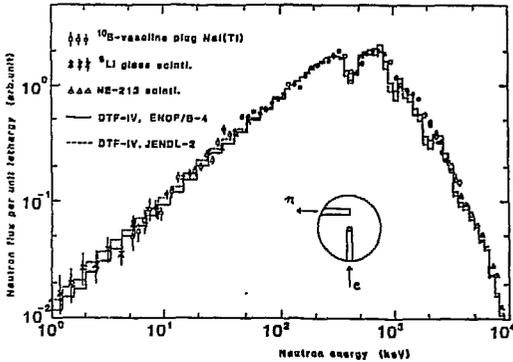


図 12 (1) トリアパイル中の中性子スペクトル¹⁵⁾

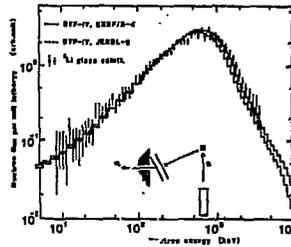


図 12 (2) トリウム金属散乱体による中性子スペクトル¹⁵⁾

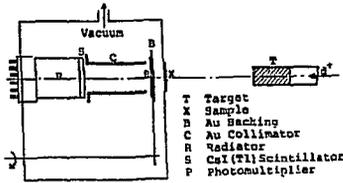


図 13(1) CsI (Tl) シンチレータを用いた陽子反跳検出器

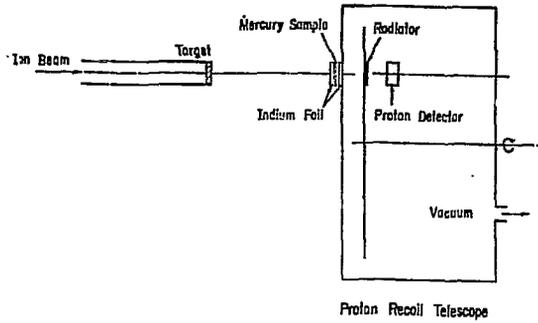


図 13(2) シリコン検出器を用いた陽子反跳検出器

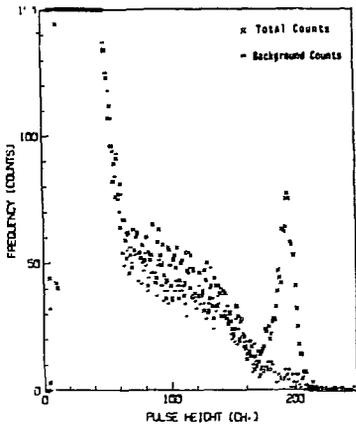
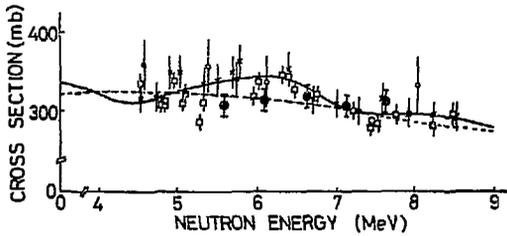
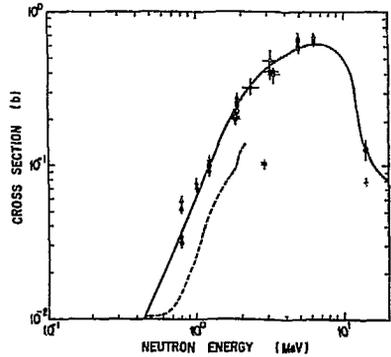


図 14 CsI (Tl) - 陽子反跳検出器によるパルス波高分布¹⁶⁾



Measurements:
 ● Present work
 ○ Menlove et al
 □ Santry and Butler
 ⊕ Smith and Meadows
 Evaluation:
 - - - ENDF/B-IV
 — Smith et al.

図 15 $^{115}\text{In}(n,n')^{115\text{m}}\text{In}$ 反応断面積¹⁶⁾



Present works
 ● Neutron monitor: In, ^{199}Hg ; 158 keV
 ○ Neutron monitor: In, ^{199}Hg ; 574 keV
 ▲ Neutron monitor: proton recoil counter, ^{199}Hg ; 158 keV
 △ Neutron monitor: proton recoil counter, ^{199}Hg ; 574 keV
 - - - Fitting curve
 --- Swann & Metzger
 ⊙ Hanks et al.
 × Borsemuxa et al.
 + Temperley

図 16 $^{199}\text{Hg}(n,n')^{199}\text{Hg}$ 反応断面積¹⁷⁾

(5) 核断面積に対するFBR設計側からの要望事項

加藤 恭 義*

Requirements for Nuclear Cross-Sections from FBR Design

Yasuyoshi KATO*

我が国で開発されたJENDLファイルはJENDL-2に至り、質・量共にかなり充実してきた。JENDLファイルJENDL-3への改訂が計画・着手され、今後、一層の充実が期待されている。以下に、核断面積データの改訂における要望事項を、このファイルを用いて高速炉の設計を実施する立場から記す。

1. 核設計上の要望事項

実証炉クラスの大型高速炉（～1000 MWe）の炉心臨界模擬実験が日米共同によるJUPITER**計画として実施されている。JENDL-2Bを用いた解析結果(C)と実験値(E)の比較から明らかとなった点は表1に要約される。要望事項等の具体的な内容を次に示す。

- a) $^{238}\text{U}(n, \gamma)$ 反応断面積の過大評価……………臨界性は～0.8%小さく、 $^{238}\text{U}(n, \gamma)$ / $^{239}\text{Pu}(n, f)$ は～8%大きく評価され、反応率分布の(C/E)に径方向依存性が見出された⁽¹⁾。これらは $^{238}\text{U}(n, \gamma)$ 反応実効断面積の過大評価から生じていると予想される^{(1)～(2)}。その原因として、 ^{238}U の非分離共鳴領域(4～149 keV)の共鳴パラメーター***の評価方法が考えられる⁽³⁾。今後、上記の積分実験の解析結果を考慮して非分離共鳴パラメーターの見直しが望まれる。
- b) ボイド反応度の過大評価……………ボイド反応度は30～40%大きく評価される⁽¹⁾。これは、燃料核種の下記の断面積の評価に原因があると指摘され⁽⁴⁾、ボイド反応度の予測精度を向上させるためにこれらの断面積の見直しが必要である。
- | | | | |
|---------------------------------|-------------|---|-----|
| • $^{239}\text{Pu}(n, f)$ …………… | 0.8～6 keV | } | の領域 |
| • $^{240}\text{Pu}(n, f)$ …………… | 0.4～0.8 keV | | |
- c) サンプル反応度の過大評価……………TaとMnのサンプル反応度は70～100%大きく評価される⁽¹⁾。これは、これらの核種の吸収断面積と共鳴パラメーターの評価に原因があると予想され、今後、見直しが必要と考えられる。

2. 遮蔽線源評価上の要望事項

高速炉の遮蔽設計に関する線源は次のように大別され、その生成反応と遮蔽設計箇所を表2に示す。

- a) 核分裂生成物(FP)……………炉心における核分裂により生成される。
- b) 放射性腐食生成物(CP)……………燃料被覆管等の炉心部の構造材であるステンレス鋼

* 高速炉エンジニアリング株式会社 FBR Engineering Co., Ltd.

** Japanese-United States Program of Integral Test and Experimental Researches.

*** 非分離共鳴領域の共鳴パラメーターはこの領域の平均断面積が測定結果と合うように決定される。この共鳴パラメーターは一義的に決らず、種々の値の組合せが可能となるが、組合せにより自己遮蔽因子すなわち実効断面積は変る。

を構成する元素が放射化され、腐食により冷却材中に溶出される。

- c) 冷却材……………冷却材であるNaとNa中の不純物が炉心部において放射化されて生成される。
- d) カバーガス……………1次冷却系のカバーガスであるArの放射化とNa中の不純物として存在するKの炉心部における反応によって生成される⁴¹Arが主である。
- e) トリチウム……………炉心部における3核分裂反応と制御棒内における(n, α)反応等により生成される。
- f) 炭素-14……………原子炉容器室の雰囲気温度調節用のチッソ・ガスから生成される。
- g) 中性子……………炉心における核分裂、使用済燃料中におけるO(α , n)および自発核分裂により生成される。

高速炉は軽水炉などとは使用する材料と中性子のエネルギーが違い、自ずと遮蔽線源の種類は異なる。高速炉の線源を精度良く評価し、適正な遮蔽対策とするためには、上記の遮蔽線源の生成に関する断面積について、不確定幅を低減させる努力を今後とも継続する必要がある。

3. 遮蔽解析上の要望事項

高速炉の遮蔽解析に使用している基本断面積とその処理コードおよび使用実績等を表3に示す。また、核断面積に対する要望事項は以下の通りである。

- a) 中性子反応断面積……………収容されている核種数の制約等から従来はENDF/B4を使用してきた。今後、JENDLファイルに遮蔽解析に不足している核種を追加し、核計算と同様、我が国で開発されたJENDLファイルが遮蔽解析に使用できるよう早急に整備されることが望まれる。
- b) γ 線生成断面積……………現在設計では、 γ 線生成核断面積として、“POPOP-4”ライブラリーが使用されているが、「常陽」の炉体系廻りの遮蔽解析等を通じていくつかの問題点が明らかになった⁽⁵⁾。JENDL-3では γ 線生成断面積の追加が計画されているが、質的にENDF/B4と同等以上の γ 線評価済生成断面積が編集され、早期に遮蔽解析および核計算に利用できることが望まれる。

また、核計算では、JENDL-2B70等の形で～70群程度の多群標準ライブラリーがデータ・センターにおいて作成され、利用者は基本断面積に戻らず、この群定数から核計算を行なうことができる。遮蔽解析においても、これと同等な多群標準ライブラリーの編集が望まれる。

4. 崩壊熱評価における要望事項

崩壊熱の評価結果は、原子炉スクラム時のプラント熱過渡解析、崩壊熱除去系の設計および燃料取扱系の除熱設計に使用され、計算精度の向上がプラント・コストの低減につながる。現在、“もんじゅ”等の設計に使用されている崩壊熱計算コード“FPGS-3”⁽⁶⁾には表4に示す基本核定数が使用され、不確定幅として±20～30%が見込まれている。

表4に示されているように、使用されている基本断面積はJENDL-1とENDF/B4が中心である。近年、“シグマ委員会-崩壊熱評価W/G”で評価・編集されたJNDCファイル⁽⁷⁾⁽⁸⁾によって、これまで問題となっていた短期冷却時の崩壊熱の測定値との不一致が大幅に改善された⁽⁶⁾。今後、核種の拡張等により、上記のJENDL-1、ENDF/B4に代るより信頼性の高い崩壊熱データを与える崩壊熱評価用の基本断面積の編集が望まれる。

表 1. 核設計上の問題点と要望事項

項目	実験解析からの知見	設計へのインパクト	要望事項
$^{235}\text{U}(n, \gamma)$ 反応	<ul style="list-style-type: none"> 臨界性の過小評価 $\sigma_c^{235}/\sigma_f^{235}$ の過大評価 (C/E) の径方向依存性 (反応率分布, 制御棒価値) 	<ul style="list-style-type: none"> 臨界性の過小評価 増殖比の過大評価, 燃焼反応度の過小評価 出力分布, 制御棒価値の設計予測精度の悪化 	<ul style="list-style-type: none"> 非分離共鳴パラメーターの見直し (4~149 keV) (共鳴計算法の見直し)*
ボイド反応度	<ul style="list-style-type: none"> 30~40名の過大評価 	<ul style="list-style-type: none"> ボイド反応度の過大評価 設計予測精度の悪化 	<ul style="list-style-type: none"> $^{239}\text{Pu}(n, f)$ の見直し (6 KeV 以下) $^{240}\text{Pu}(n, f)$ の見直し (0.4~0.8 MeV)
サンプル反応度	<ul style="list-style-type: none"> Mn, Ta の過大評価 	<ul style="list-style-type: none"> 同左 	<ul style="list-style-type: none"> $\sigma_c(\text{Mn})$ の見直し 共鳴パラメーター (Ta)

* 炉物理側にて実施すべきもの

表 2. 遮蔽線源評価上の主要な核種と生成反応

線源	主要な生成反応	遮蔽箇所
FP	炉心における核分裂	<ul style="list-style-type: none"> 炉上部分方向貫通部&留陰部 1次Arガス&冷却系機器
CP	<ul style="list-style-type: none"> $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ $^{60}\text{Ni}(n, p)^{60}\text{Co}$, $^{60}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$ $^{181}\text{Ta}(n, \gamma)^{181}\text{Ta}$ 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却系機器 燃取系機器
冷却材	<ul style="list-style-type: none"> $^{23}\text{Na}(n, 2n)^{22}\text{Na}$ $^{23}\text{Na}(n, \gamma)^{24}\text{Na}$ $^{36}\text{Ar}(n, \gamma)^{37}\text{Ar}$ 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却系廻り遮蔽壁
カバーガス	<ul style="list-style-type: none"> $^{41}\text{K}(n, p)^{41}\text{Ar}$, $^{40}\text{Ar}(n, \gamma)^{40}\text{Ar}$ 	<ul style="list-style-type: none"> 1次Arガス系機器, 遮蔽壁
T	<ul style="list-style-type: none"> 3核分裂反応 $^{10}\text{B}(n, 2\alpha)^7\text{T}$, $^6\text{Li}(n, \alpha)^7\text{T}$ 	<ul style="list-style-type: none"> 被曝評価
C-14	<ul style="list-style-type: none"> $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ 	<ul style="list-style-type: none"> 炉容器室廻り空調系
n	<ul style="list-style-type: none"> 炉心における核分裂 使用済燃料のO(α, n) 自発核分裂 	<ul style="list-style-type: none"> 炉容器室廻り貫通部, 間隙部&遮蔽壁 燃取系機器

表 3. 遮蔽解析の現状と要望事項

	基本断面積	処理コード	使用実績	要望事項*
中性子	• ENDF/B 4	• SUPERTOG-JR	<ul style="list-style-type: none"> 常陽炉体系廻り遮蔽解析 「もんじゅ」遮蔽解析 	<ul style="list-style-type: none"> JENDLの充実に伴い入換え
生成	• POPOP-4	• POPOP4-JR		<ul style="list-style-type: none"> 高速中性子に対するデータの追加
輸送	—	• GAMLEG-JR		<ul style="list-style-type: none"> 評価方法の見直し

- 全般に対する要望
- 核設計と基本断面積, 処理コード, 処理方法の整合
- エラー・ファイルの充実
- 遮蔽設計用多群 (70~100群) 標準ライブラリーの作成

表 4. 崩壊熱評価に使用している核データ*

種類	収容核種数	ベース・データ	備考
FP	核分裂収率	10 • ENDF/B-V (Meek-Rader評価済収率)	<ul style="list-style-type: none"> U-235(熱, 高速, 14MeV) U-238(高速, 14MeV) Pu-239(熱, 高速) Pu-241(熱) U-233(熱), Th-232(高速)
	断面積**	59 • JENDL-1 • ENDF/B-V	
構造材断面積**	182	<ul style="list-style-type: none"> ENDF/B-V 56 ORIGEN 98(1群) JENDL-1 28 	(n, γ), (n, p), (n, 2n), (n, α) 吸収
アクチニド**	42	<ul style="list-style-type: none"> ENDF/B-V 1 ENDF/B-V 31 JENDL-1 10 	(n, γ), (n, 2n), 吸収
γ 線データ	644	• ENSDF(81/1)	

*もんじゅ設計の崩壊熱評価に用いられている"FPGS-3"用に準備されているもの。

**中性子反応断面積

参考文献

- (1) 白方敬章, 加藤恭義, 貝瀬興一郎, "JUPITER 実験解析 - JENDL-2B による ZPPR-9, 10 の解析 -", "JAERI-M 9999, P 161 (1982)。
- (2) M.J. Lineberry, H.F. McFarlane, and P.J. Collins, "Physics Assessments of LMFBR Parameters", Proc. of the Topical Meeting on Advances in Reactor Physics and Core Thermal Hydraulics, Kiamesha Lake, NY, Sept, 1982, NUREG/CP-0034, P.1 (1982)。
- (3) J.L. Munoz-Cobos, G. de Saussure, and R.B. Perez, "Sensitivity of Computed Uranium-238 Self-Shielding Factors to the Choice of the Unresolved Average Resonance Parameters", Nucl. Sci. Eng., 81, 55 (1982)。
- (4) 中川弘幸, "JENDL-2B 70 セットによるナトリウム・ボイド反応度の過大評価について," 私信, (1982)。
- (5) 大谷暢夫, 井上晃次, 朝岡卓見, "「常陽」炉体まわり遮蔽解析 (VI) - まとめと今後の課題 -, " 昭和 56 年日本原子力学会年会要旨集, 第 1 分冊, D-50 (1981)。
- (6) 井原均, 吉田弘幸, 堀田雅一, "FPGS-3 コードの改良と核データおよび γ 線ライブラリーの更新, 未公開資料 (1982)
- (7) 井原均, 松本純一郎, 田坂完二, 秋山雅胤, 吉田正, 中嶋竜三, "JNDC FP Decay and Yield Data", JAERI-M 9715 (1981)。
- (8) T. Yoshida and R. Nakasima, "Decay Heat Calculations based on Theoretical Estimation of Average Beta- and Gamma-Energies Released from Short-Lived Fission Products", J. Nucl. Sci. Tech. 18, 393 (1981)

(6) 核融合炉ニュートロニクスの立場から

関 泰⁺

From a Viewpoint of Fusion Reactor Neutronics

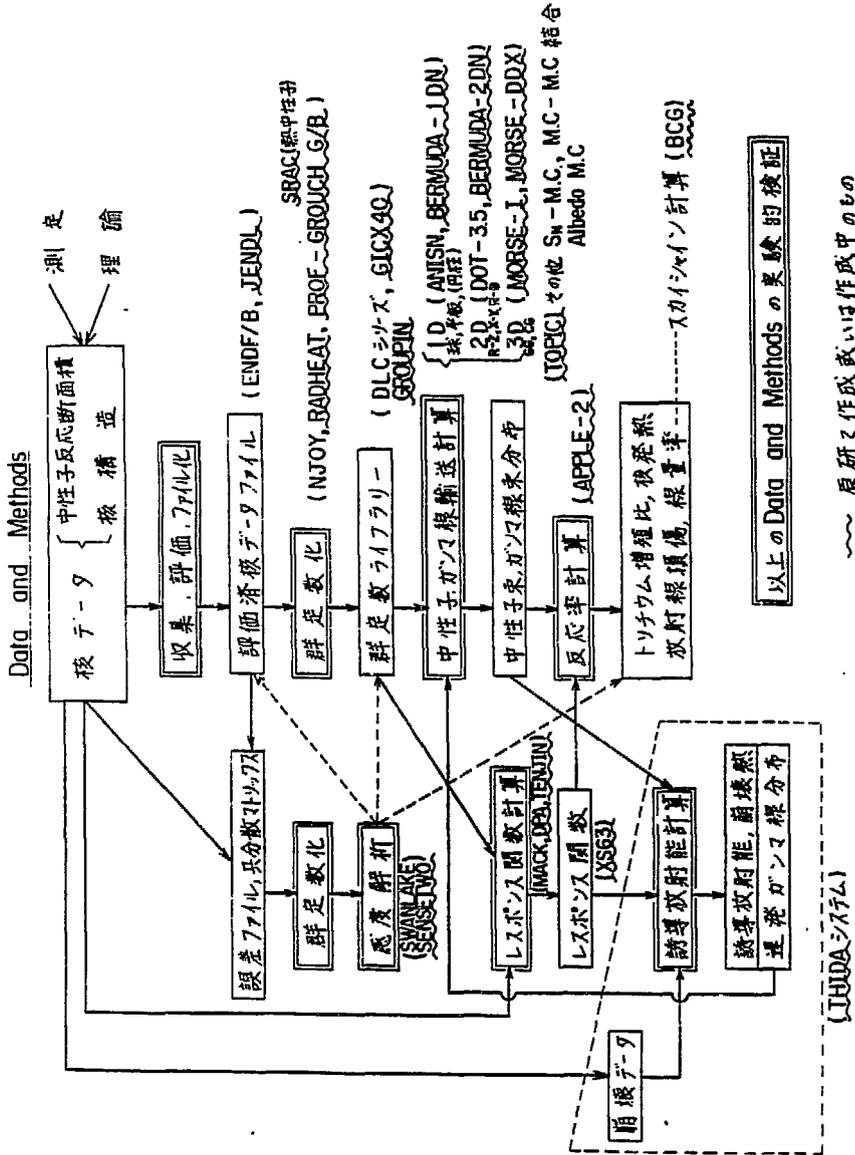
Yasushi SEKI⁺

核融合炉のニュートロニクスで求めるべき特性値は第1図の下部に見られるようにいずれも中性子束、ガンマ線束にレスポンス関数を乗じてエネルギーについて積分した反応率あるいはさらにそれを空間積分した形をしている。これらの特性値は核データをベースにいくつもの段階を通して得られるが、現在のところ最大の誤差の原因は核データの不確かさにあると推定される場合が多い。以下に各特性値と不確かさの原因となる核データの種別を挙げてみる。

- | | | |
|-------------|-------|--|
| 1. トリチウム増殖比 | | { ${}^7\text{Li}(n, n\alpha)t$ 反応断面積
二次中性子角度分布データ |
| 2. 核発熱 | | { 二次中性子角度分布データ
γ 線生成断面積 (nonelastic γ) |
| 3. 線量率 | | 同上 |
| 4. 誘導放射能 | | 放射化断面積 |

⁺ Yasushi SEKI 日本原子力研究所 Japan Atomic Energy Research Institute

1982.10.25



〜 原研で作成或いは作成中のもの
注: ライブラリー, 計算コードは核融合炉ニュートロニクスに使用されたものに限った

第1図 核融合炉ニュートロニクス課題ネットワーク

(7) 核燃料施設等の核的安全評価に必要な核データ

(原研) 山野直樹⁺

Nuclear Data Needed for Nuclear Safety Evaluation at Fuel Facility

Naoki YAMANO⁺

核燃料の再処理、再加工及び廃棄物処理など、いわゆる核燃料施設等の核的安全性評価として、臨界、遮蔽及び熱に対する安全評価が挙げられる。これらの安全解析は互いに密接な関連があるにもかかわらず、それぞれの分野で独立した Data & Method が用いられており、基本的なデータに関しても、その相互的な適用性及び精度についての評価はほとんどなされていないのが現状である。しかしながら、これらの基本データは互いに共通となるものが多く、その統一化はさほど困難ではない。このように基本データの統一によって前述した臨界、遮蔽及び熱安全解析を総合的に行う事が可能となり、従来独立して発展してきた解析手法の標準化を促進させる事にもつながる。以上の観点より「核的安全評価総合システム」の開発に着手しているが、その適用範囲についても臨界、遮蔽及び熱解析の他に、インベントリ評価、核燃料サイクル評価に対しても適用可能な設計を行っている。このシステムにおいて基本データは Table 1 に示す 6 種類に分類して格納されるが、データ作成にあたり、必要となる核データの現状と不足している部分についての議論を行う。

Table 1 核的安全評価総合システムの基本データ

基本ライブラリ名	核データ	コメント
1. 中性子反応断面積	JENDL, ENDF/B	} 基本的には充実しているが 一部不足
2. 中性子散乱マトリクス	JENDL, ENDF/B	
3. 崩壊データ	ENSDF, JNDC	decay chainが不足
4. Yieldデータ	ENDF/B	核種が不足 (アクチニド)
5. 放出粒子エネルギースペクトル	ENDF/B	不十分 (中性子放出)
6. 二次ガンマ線データ	ENDF/B	不十分

基本データの作成には Fig. 1 に示すように、評価済核データ ENDF/B¹⁾, JENDL²⁾, JNDC FP Decay Library⁴⁾ 他を参照するが、これら各々の基本データの特徴と現状をそれぞれまとめたものを Table 2 に示した。各項目ごとの説明を以下に述べる。

a) 中性子反応断面積

中性子輸送計算及びインベントリ評価に必要な核種についての (n, X) 反応断面積である。核種数は膨大なものとなるが、特にデコミッションングに関係した反応⁵⁾を Table 2 に示した。これらの核種は構造体及び遮蔽コンクリート中の不純物あるいはその崩壊系列に存在するものであり、測定値が不足しているのが現状である。

⁺ 日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

b) 中性子散乱マトリクス

中性子輸送解析に必要な核種についての group to group transfer matrix であり、核燃料施設等の解析には、現在のデータではほぼ満足出来ると考えられる。しかし核融合関係の材料については、特に 5 MeV 以上の中性子エネルギーでの非弾性散乱マトリクス⁵の再評価が必要である。

c) 崩壊データ

インベントリ評価及び燃焼計算に必要なデータであり、発熱量、放射線源の評価に用いられる。短寿命核種の半減期等についてはシグマ委員会崩壊熱評価ワーキンググループの活動成果である JNDC FP Decay Library が貴重な存在である。しかし、 $Z = 96$ 以上の核種データ、特に自発核分裂の ν 値など不足している事情がある。

d) Yield データ

主として核分裂による FP の収率データであるが、Rider-Meek 1977⁶⁾、Rider 1981⁷⁾ 等のデータが存在する。評価済核データライブラリ ENDF/B-IV、V ではアクチニド核種におけるデータが不足しており、JENDL-3 では、 β 収率データの充実が望まれる所である。

e) 放出粒子エネルギースペクトル

自発核分裂及び (α, n) 反応によって発生する中性子源のエネルギースペクトルであるが、自発核分裂について見ると、評価済核データライブラリ ENDF/B-IV、V には全般的に不備である。また induced fission についても Th, Pa, Np 等についてのデータが不足している。 (α, n) 反応については最近、中性子発生数についての測定・評価⁸⁾が行われつつあるが、そのエネルギースペクトルまで言及するものは少ない。 (α, n) 反応は中性子源として重要であるため、微分断面積の測定及び計算コードの開発が望まれる。

f) 二次ガンマ線データ

遮蔽解析に必要なデータであるが、ENDF/B-IV では全般的に不備であり、信頼性が低いのが現状である。

この分野ではシグマ委員会のガンマ線生成核データ評価ワーキンググループの活動に期待する所が大きく、JENDL-3 での充実が早く望まれる。

以上のように、核燃料施設等の核的安全評価には多岐に渡るデータを収集格納し、かつ評価する必要がある。現状の調査では、不足している情報も多く、測定に携わっている研究者の協力かせひとも必要であるのは言うまでもないが、測定データを評価し、利用者に使える型式に整理する評価者の存在も重要となる。核データ利用者は漫然と評価済核データの作成を待つのではなく、target accuracy を明確にして積極的に測定・評価を促す努力を行う必要があると考える。また、核データ評価に当っては、preliminary な評価値を積極的に積分実験の解析に使用し、その結果を feed-back する事により、より詳細な評価を行う必要があると考えられる。核融合分野での DD X 測定・評価はその良い例であり、今後これらの積分実験のベンチマーク解析結果及び誤差解析を核データ評価者に迅速に伝達可能な体制の充実が望まれる所である。

参考文献

- 1) Drake, M.K. (Ed.): BNL-NCS-50496 (ENDF102), (1975).
- 2) Igarasi, S., Nakagawa, T., Kikuchi, Y., Asami, T., Narita, T.:
JAERI-1261 (1979).
- 3) Ewbank, W.B.: "Evaluated Nuclear Structure Data File (ENSDF) for
Basic and Applied Research", paper presented at the 5th International
CODATA Conference, Boulder, Colo., June 1976 (1976).
- 4) Yamamoto, T., Akiyama, M., Matumoto, Z., Nakasima, R.: "JNDC FP
DECAY DATA FILE", JAERI-M 9357, (1981).
- 5) Matsunobu, H.: private communication.
- 6) Rider, B.F., Meek, M.E.: "Compilation of Fission Product Yields
Vallecitos Nuclear Center": NEDO-12154-2(D) Class 1, (1977).
- 7) Rider, B.F.: "Compilation of Fission Product Yields Vallecitos
Nuclear Center": NEDO-12154-3(C), ENDF322, Class 1, (1981).
- 8) Nakasima, R.: "Neutron Yields from Bombardment of α -Particles",
JAERI-M 82-117, (1982).

Table 2 核的安全総合評価に用いる基本データの現状

ライブラリ名	格納情報・核種	核データの現状・要望
中性子反応断面積	(n, X) 反応断面積 臨界・遮蔽・インベントリ・デコミッションニング 解析に必要な核種	JENDL-2 高エネルギー領域での非弾性散乱の再評価 K, Ca, Ni, Ag, Eu (n, γ) Ti (n, α) Ca, Ni, Zn, Cd, Eu (n, 2n) Sc, Cu, Mo, Cd (n, p)
中性子散乱マトリクス	group to group transfer matrix 臨界・遮蔽解析に必要な核種	JENDL-2 高エネルギー領域での非弾性散乱マトリクスの再評価
崩壊データ	半減期, 崩壊形式, 放出粒子個数, 放出粒子エネルギー, 他 インベントリ評価・燃焼計算に必要な核種	短寿命核種は JNDC FP decay chain を採用 Z = 96 を超える核種のデータ Spontaneous fission decay $\bar{\nu}$ 値
Yield データ	自発核分裂及び induced fission による 収率データ インベントリ・燃焼計算に必要な核種	Rider-Meek 1977, Rider 1981 のデータがある。 ENDF/B は核種数が不足している。 (Th, Pa, Am, Cm, Cf)
放出粒子エネルギースペクトル	自発核分裂及び (n, n) 反応による 中性子エネルギースペクトル	ENDF/B 自発核分裂によるエネルギースペクトルが不備 induced fission についても Th, Pa, Np が不足
二次ガンマ線データ	遮蔽解析において線源となる核種 Yield, Spectrum 遮蔽解析に必要な核種	(α , n) 反応断面積の測定, 評価が必要 ENDF/B 全般的に再評価が必要。 格納データの信頼性が低い。

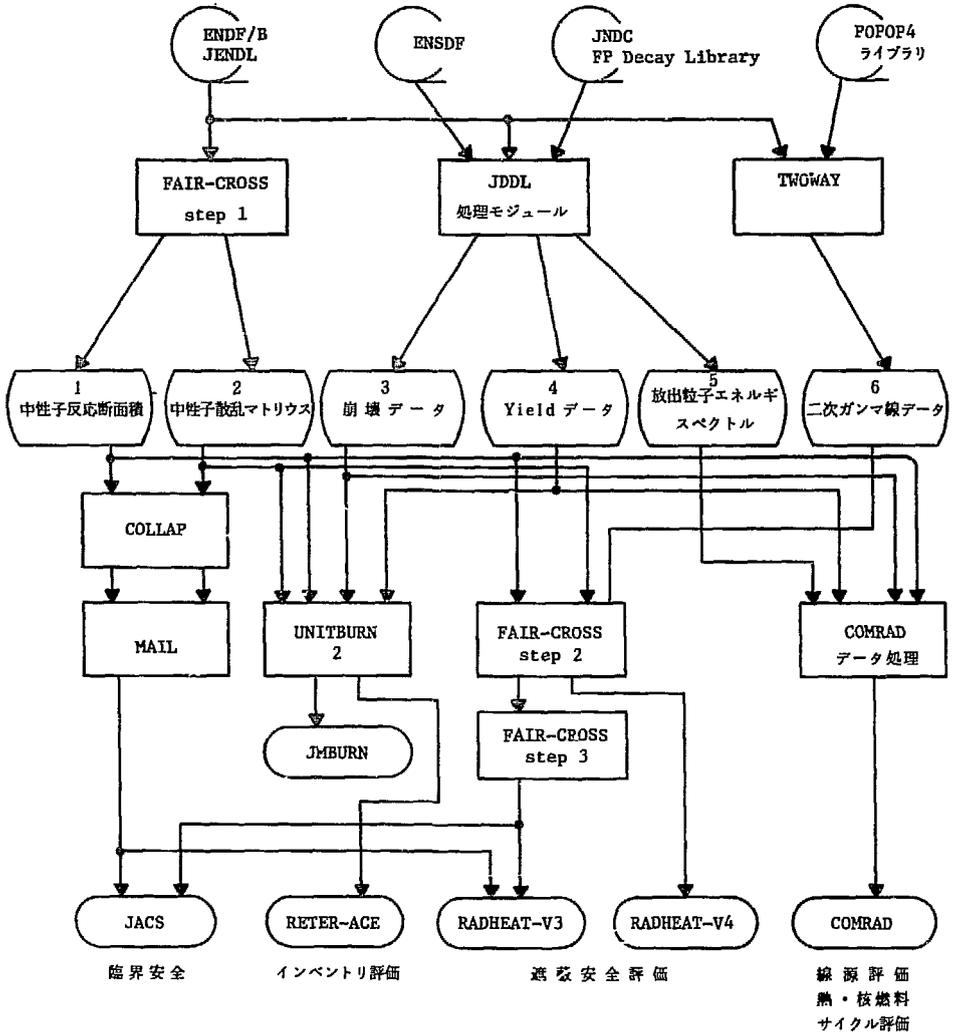


Fig. 1 核的安全評価総合システム データ群及び解析モジュール

(8) 炉設計以外で使用する核データの要求

村田 徹*

Nuclear Data Needs for Other than Reactor Calculation

Tohru MURATA*

原子炉及び核融合炉の炉物設計以外で使用する核データに対する要求を調査し、主なものを核データの種類ごとにその概要を以下にまとめた。調査した資料は、主として WRENDA81/82 であり、この他に核燃料サイクル核データワーキンググループ報告 (JAERI-M 9993)、特殊目的核データ ad-hoc 小委員会資料なども参考とした。

(α , n) 反応

利用目的：核燃料計量、使用済燃料遮蔽、廃棄物対策

核種：Li, Be, B, C, O, F, Mg, Al, Ca

要求量：断面積 / Thick Target Yields (精度 5, 20%),

中性子スペクトル; $E_\alpha \leq 10 \text{ MeV}$

Priority : 2

コメント：Thick Target Yields の最近の測定が Bair⁽¹⁾, West⁽²⁾ により行なわれている。¹⁸O の断面積と UO₂ 中の Thick Target Yields の現状を Fig. 1, Fig. 2 に示す。実験値間、評価値間にかなりの差が認められる。

(n, γ) 反応

利用目的：燃焼度測定解析、ドシメトリ

核種：⁵⁸Co, ⁹⁵Zr, ¹⁰⁶Ru, ¹³³Cs, ¹³⁴Cs, ¹⁴⁰Ba, ¹⁵³Eu, ¹⁵⁴Eu, ²³⁸Np, ²⁴³Am

要求量：断面積 (精度 3 ~ 20%), 共鳴積分; $E_n = \text{熱} \sim \text{共鳴領域}, 10 \text{ MeV}$ 以下

Priority : 1 (¹³⁴Cs, ^{153,154}Eu, ²⁴³Am), 2, 3

(n, α) 反応

利用目的：医療 (放射線治療)

核種：¹²C, ¹⁶O

要求量： α 生成断面積 (精度 10%), α スペクトル; $E_n \leq 50 \text{ MeV}$

Priority : 1 (¹²C (n, n', 3 α)), 2

コメント：¹²C の (n, α) 及び (n, n' 3 α) 断面積の実験値及び評価値の例⁽⁵⁾を Fig. 3, Fig. 4 に示す。

(n, 2n) 反応

利用目的：再処理後 U の利用, ²³⁸Pu 利用 (²⁰⁸Tl 量評価)

核種：²³⁷Np

要求量：断面積 (精度 10%); $E_n = \text{²³⁵U 核分裂中性子}$

Priority : 1

コメント：データの現状については文献(6)参照。

* 日本原子力事業(株) Nippon Atomic Industry Group Co.

(n, f) 反応

利用目的：核燃料計量，燃焼度測定

核種： ^{235}U , ^{239}Pu

要求量：即発ガンマ線強度； $E_{\gamma} = 5 \sim 15 \text{ MeV}$ ($\Delta E_{\gamma} = 10 \text{ keV}$, 精度 2%), 遅発ガンマ線強度； $E_{\gamma} = 0.25 \sim 5 \text{ MeV}$ ($T = 1 \text{ ms} \sim 12 \text{ hr.}$, $\Delta E_{\gamma} = 2.5 \text{ keV}$, 精度 5%), FP 収率 (^{235}U に対しては ^{95}Zr , ^{106}Ru , ^{239}Pu に対しては ^{95}Zr , ^{106}Ru , ^{133}Cs , ^{134}Cs , ^{140}Ba , ^{144}Ce)； $E_n = \text{熱} \sim 14 \text{ MeV}$

Priority: 1 (^{133}Cs , ^{134}Cs の収率), 2, 3

(r, f) 反応

利用目的：核燃料計量

核種： ^{239}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am

要求量：断面積 (精度 10%), 中性子発生量 (精度 10%), FP 収率 (精度 10%)； $E_{\gamma} \leq 10 \text{ MeV}$

Priority: 2

その他の核データ

利用目的：核燃料計量，燃焼度測定，破損燃料検出

要求量：遅発中性子崩壊曲線； $\text{Be}(n, p)$, ^{235}U , $^{238}\text{U}(n, f)$, ^{239}Pu , ^{240}Pu , $^{241}\text{Pu}(n, f)$, ^{239}Pu , ^{240}Pu , $^{241}\text{Pu}(n, f)$ 反応にともなうもの。(精度 5%,

Priority 2)

FP 崩壊データ； ^{87}Br , ^{88}Br , ^{90}Kr , ^{103}Ru , ^{135}I , ^{137}I , ^{138}I , ^{139}I , ^{139}Xe , ^{140}La , ^{144}Ce , ^{155}Eu の主要ガンマ線強度 (精度 1%, 10%, Priority 2, 3)

重核崩壊データ； ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu のガンマ線強度 (精度 1%,

Priority 1), ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu の自発核分裂半減期 (精度 1%, Priority

2), ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am の崩壊熱 (精度 0.3 ~ 1.5%,

Priority 1, 2)

参考文献

- 1) Bair, J.K., Gomez del Campo, J.: Nucl. Sci. and Eng. 71 18 ('79)
- 2) West, D., Sherwood, A.C.: Priv. Comm. to Prof. Nakasima ('82)
- 3) 村田徹, 田村俊幸: 日本原子力学会誌 24 (1), 2 ('82)
- 4) R. Nakasima: JAERI-M 82-117 ('82)
- 5) Haouat, G. et al.: Nucl. Sci. and Eng. 65 331 ('78)
- 6) Igarasi, S.: JAERI-M 9999 p.2 ('82)

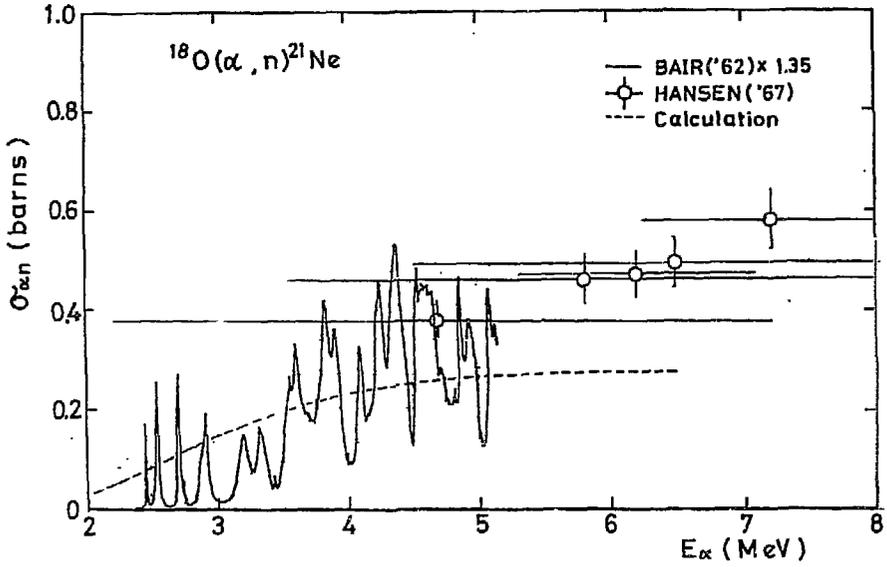


Fig. 1 $^{18}\text{O}(\alpha, n)^{21}\text{Ne}$ 反応断面積³⁾

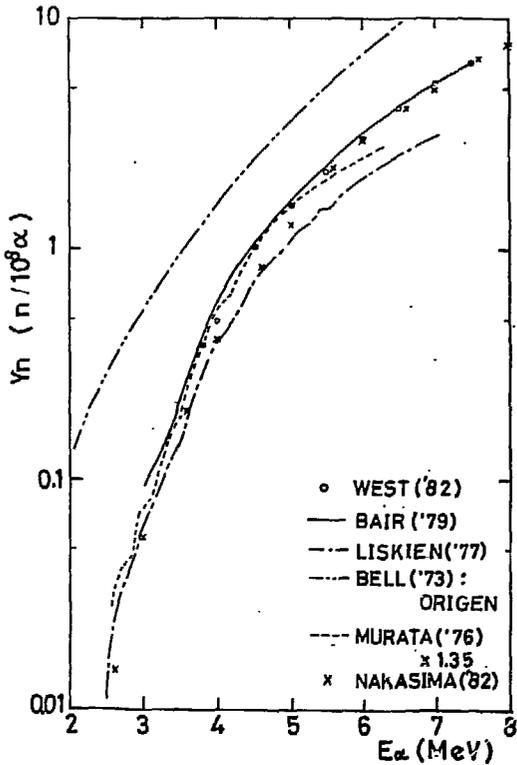


Fig. 2 無限厚 UO_2 中での (α, n) 反応による中性子発生率。(文献³⁾の図に最近の測定²⁾及び評価⁴⁾を追加した)

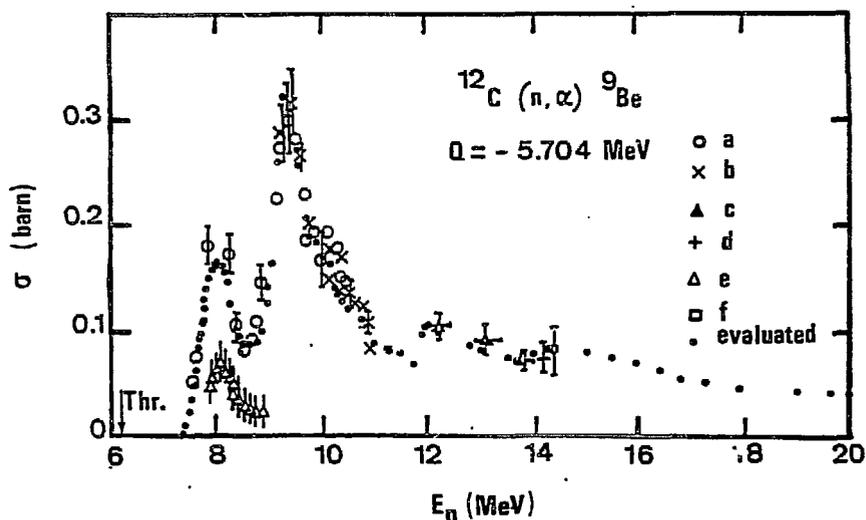


Fig. 3 $^{12}\text{C} (n, \alpha) ^9\text{Be}$ 反応断面積の実験値と評価値⁵⁾

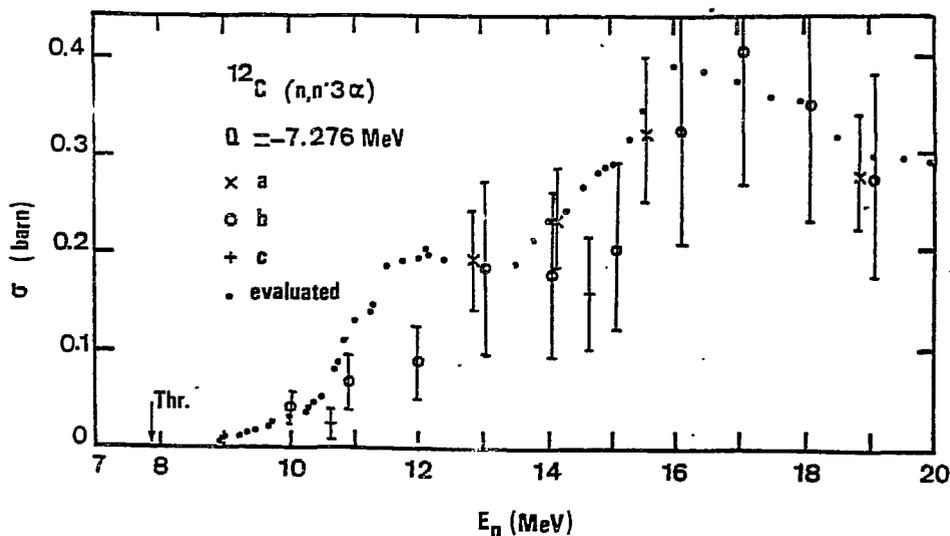


Fig. 4 $^{12}\text{C} (n, n'3\alpha)$ 反応断面積の実験値と評価値⁵⁾

(9) パネル討論——パネリストと一般出席者の間の討論——

Discussion between Panelists and Participants

原 田 吉之助 (原研)

前日の話の中で、原研タンデムにおける中性子実験についてのコメントをいたゞいたが、事実と相違する部分もあると思われるので、誤解を解くために一言述べたい。

先ず原研のタンデムは中性子核データ測定のための専用の加速器として作られたものではなく、多目的利用というキャッチフレーズで予算を獲得したものである。現在次の4つの主要テーマについて研究することになっている。

- 1) 材料物性の研究,
- 2) 超ウラン元素・核化学の研究,
- 3) 重・軽イオンなど荷電粒子による核反応の研究,
- 4) 中性子核データの研究。

われわれは4つの主要テーマについて実験準備を進めて来たが、中性子核データの方が他に比して幾分遅れ気味だったのは事実である。その大きな理由は、原研内でFNSが同様な目的の装置を要求していて、これらが同時に予算を獲得することが難しかったという事情による。決してわれわれの間で冷飯を食わせていたということではない。

次にデータが出ていないということについては残念であるけれども、加速器の完成が遅れ、検収が8月10日、それからオペレーターの運転訓練、実験開始が9月で、未だ3ヶ月しか経っていない。完成が遅れた理由の一つは、中性子核データ研究のために、タンデムのターミナルにパルス化イオン源を設置する必要があるため、これにテストを含めて約1年かゝっている。従ってむしろ中性子核データの研究を遂行するという方針を堅持するために完成が若干遅れたといってもよい。

今後の実験については、主として核融合のために、8 MeV 以上の中性子核データをやろうと計画している。とりあえずは軽い核、たとえばCなどの弾性、非弾性散乱をやり、将来は高エネルギー中性子による $(n, 2n)$ 、 (n, γ) などをする予定である。

最後に大学との協同研究についてあるが、現在タンデムの使用希望は大変に多く、所内だけでも使用可能なマシン・タイムの2倍はある。原子炉と違って共同利用施設ではないので、所内と大学の協力研究という形で外部と一緒に仕事をすることになっている。原研側のマン・パワーは十分でないので、今後もよろしく協力をお願いしたい。

岩 崎 信 (東北大)

研究室の設備について、先の話の補足をしたい。われわれのところは4.5 MeV のダイナミトロンをパルス・モードで運転し、中性子のTOF測定を行っている。カバーできるエネルギー範囲は数百keVから20 MeVであるが、たゞし7-14 MeV のエネルギー範囲が測れないという問題がある。今までに二重微分断面積をいくつかのエネルギーで2つのグループが測定している。それから核分裂断面積、ガンマ線生成断面積、また現在Thの問題に関してその第1、第2励起単位からの内部変換電子線測定や、核分裂に関連して ν の測定などが行われている。

川 合 将 義 (NAIG)

得られたデータを処理してはじめて断面積データになる訳であるが、現状で測定の前準備を始めから断面積データの結果を得るまでにどれだけ時間を要するものか、また処理のためのプログラムが不足しているのか否かということについて、測定者の方へお答え願いたい。

岩 崎 信 (東北大)

実験の対象によって事情は大分異なると思うが、われわれの測定している微分断面積を例にとると、弾性散乱の前方は yield が大きくて測り易いが、後方とか非弾性散乱の特にエネルギーの高い部分は非常に yield が小さい。この辺のデータを十分にとるためには、1回の実験でたゞ凡4日からその倍位の時間が必要である。その解析のための標準的な処理プログラムは大体揃っていると思うが、しかし現在問題になっている Discrepancy などよりも重要な問題がそれ以外のところに有りそうだと思っている。バックグラウンドについて、たゞスペクトルを眺めているだけでは駄目で、たとえば実験中に生じた放射性物質からの寄与とか、もっと大袈裟に言えば実験室全体の問題として検討しなければいけないのではないかと思っている。そういったことがこれからの課題で、標準的には数ヶ月だが、本当の意味で公表し得るデータを出すには1年から2年かゝるのではないかと思う。

井 頭 政 之 (東工大)

ガンマ線測定についてはデータ取得に時間がかゝる。先程の説明で100時間は大体1週間の連続測定で、300時間は土、日も含めた2週間連続測定と考えて貰えば良い。

予備実験によってS/N比の改善を重ねて本実験に入る訳だが、その予備実験に先立って実験装置の準備がある。従って本測定によってデータを取り終えるまでに2~3年はかゝるのではないかと思う。データ処理のためにさらに1年間くらいかゝるので、1種類の実験を最後までやり終えるのに3年位かゝるだろう。

飯 島 俊 吾 (NAIG)

第1の質問はUあたりの測定を行うのは管理上非常に難しいと聞いているが、京大炉では²³⁸UやThの測定をしている。それは京大炉だから可能なので、他の方では難しいというような理由があるのか。

第2の質問は測定者が1年位の時間をかけてデータを出した時に、それを綺麗なグラフとして公表し、数値的なデータの方が解らないという場合が多い。数値データの出版について何か考えがあるか。また良い方法はないものだろうか。

小 林 捷 平 (京大炉)

UやThなどの使用許可を取っているから出来るのだが、これは京大炉だから出来るといったことではないと思う。他の研究室、研究所でも使用許可を取っている所は可能で、たゞ、目的とかテーマとか他の条件によるのであろう。

神 田 幸 則 (九大)

国内で他に測定可能なところを聞きたい。

水 本 元 治 (原研)

われわれのところでも²³⁸U、²³²Thの測定はしたことがある。たゞ前の説明でも問題になったが捕獲断面積のくいちがいがあるが、これを5%以上の精度で測定出来るというメドが立たな

い。これが現在UやThを測定しようということになりにくい主な理由である。

数値データの問題については、われわれのところは捕獲断面積の数値データも必ず出すことにしている。たゞ国際会議などのように紙数の制限の有る場合は別である。

岩崎 信 (東北大)

われわれではないが、他のグループがUなどいくつかの核種を fission chamber の形で使用している。従って使用可能である。

井頭 政之 (東工大)

ベレトロン実験室の場合は、一切使用許可を取ってない。数値データについては、われわれも相互比較のさいに有った方が便利であると思う。数値データは自信が無いと出せないが、重要であると思っている。

西村 和明 (原研)

昔の話であるが、 ^{235}U の全断面積測定の予定を立て、許可申請を取り、局からの予算も獲得した。ところが商社会社の手続きのミスで実験が出来なかった。恐らくその原因は、当時のアメリカでの手続きの面倒さかあるいは商社会社側が商売にならぬと判断したためであろう。この話が誤解を与えたかも知れぬが、とに角実験が出来なかった事実が有ったことを述べて置きたい。

神田 幸則 (九大)

数値データについてはパネリストだけの問題では無いと思うが、飯島氏の質問は公表のさいに数値データも載せてくれということか。

飯島 俊吾 (NAIG)

データの数にもよると思うが、原子力学会誌やNSEは数値が多い方だがそれでも多過ぎると切られることがある。この時には数値が埋れてしまって目につきにくいことになる。そういった数値の出版の問題だが、学会誌辺りが唯一の方法なのか、あるいは核データセンター辺りの協力でカバー出来ないものであろうか。われわれは数値データの形としてあることが望ましいと思っている。

神田 幸則 (九大)

学会誌に Technical data という分類もあるらしいが、実際には数値データだけが掲載されたことは無いと思う。従って実験結果の数値データだけを出版するという方法は無いだろう。利用者側としては数値データを非常に欲しいということはあるが、それも限度の問題もある。何か良いアイデアかコメントは？

長谷川 明 (原研)

数値データについて、NEAデータ・バンクでEXFORに入れるという形で出版することが可能である。特にNSEとか公刊されている出版物の場合は、必ず著者に対して後から数値データを公開してくれという形で request が行っていると思う。従って著者がそれに対して数値データを送付すれば、それは直ちにEXFORデータとして登録され、さらにCINDAとして登録されるから、全世界の利用者が取得できる。これは生データそのまゝでも良いので、そういう形で使用されたら良いと思う。

神田 幸則 (九大)

それでは測定者がそれを怠らないでやって貰えば良いということで、この問題に関しては一区

切りつけたい。

村田 徹 (NAIG)

(α, n) 反応は比較的重要で、いろいろなところで要求が出されている。実験の方で α を加速出来る加速器を持たれているところはあるか。東工大の加速器はエネルギーが3 MeVで、このエネルギー範囲では一寸データになりにくいですが、double charge でやって6 MeV位まで加速出来れば良いデータが取れるのではないだろうか。

(α, n) については、断面積測定とか thick target yield についてはかなり実験は有るが、値がかなりばらついている。従ってその精度の向上に対する要求はある。それから中性子スペクトルについても現在われわれは大雑把な計算をしているが、測定がなされればかなり有用なものではないだろうか。

井頭 政之 (東工大)

double charge にすればという話が出たが、それ程簡単に実現出来るものではなく、また yield が非常に小さくなる。矢張り6~7 MeVまで加速出来るV. d. G. タイプのものを使用せねば無理であろう。やってやれないことは無いと云っても、ペルトロンで陽子ビームが100 μ A 瞬間的には200 μ Aになるものが、double charge ではナノA位しかとれず、従ってデータは非常に乏しいものになるだろう。

イオン源を替えればもっと出るだろうが、それにしてもそんなに簡単に出来るものではない。

北沢 日出男 (東工大)

現在のDuoplasmatronではdouble chargeでやるのは非常に難しいと思う。イオン源を替えれば可能性はある。今云われたのは非常に魅力の有る実験ではあるが、現状では無理である。

村田 徹 (NAIG)

リニアックにおいては thick target をたっているのであろうが、その時の中性子 yield を比較的簡単に測定出来ないものか。核融合の場合に、綺麗なトカマクのプラズマが静止している間は問題ないが、それがランナウエイ・モードになるとかなり励起の高い電子が走り廻り、それが諸所の limiter などをついて中性子がそこから射出される。これも遮蔽の問題上重要であると考えられている。ランナウエイ・モードでは数十MeVの電子まで加速されることが有り得るが、その thick target に対する実験データが有れば評価に役立つと思う。その辺の測定の可能性はどうか。

水本 元治 (原研)

出て行く方の電子のエネルギーが10~20 MeVになるとすると、原理的にやれないことではないと思うが、予定を立て、装置の準備を始めたりで多分数年かかるとの計画になるだろう。たゞ中性子のエネルギーからMeV以上になると、たとえばわれわれのリニアックでは、ガンマ・フラッシュが出たり、リニアック自身がRFのノイズ源であることから、TOF測定は難しいかも知れない。

小林 捷平 (京大炉)

放射化法で良ければ、箔をついて測定出来るだろう。話に出ているのは photon neutron のことだと思うが、スペクトルについてTOFで測るより方法は無いだろう。電子の入った方向に

対する角度分布まで考えなければならぬとすると非常に難しい。

加藤 恭 義 (FBEC)

高速炉において重要な ^{238}U の分離領域を最近 ORNL で 4 keV から 6 keV まで広げようと試みているが、将来分離領域が広がることは可能か。

水本 元 治 (原研)

分離は可能だが、良い精度のデータをだすことはかなり難しい。

菊池 康 之 (原研)

この問題に関して Antwerp 会議で review があった。ORNL では非分離共鳴による uncertainty を減らすため 10 keV まで分離領域を広げる計画であり、それは充分到達可能な目標であるとのことだった。

山室 信 弘 (東工大)

(1) 新しい仕事をしてデータをだせるようになるには、やはり 3 年位はかかる。しかし、3 年後には同種の仕事なら幾つかできるようになるので、3 年に 1 つしか仕事ができないという訳ではない。

(2) 同一の実験でも補正の仕方により実験データが 2 つ以上でることがあるが、新しいものの方がよく考えて補正がされているのでそちらを使ってほしい。

中 島 豊 (原研)

先程の ^{238}U の分離領域の件であるが、4 keV 以上ではドブラー幅が大きくなるので全部の共鳴を分離することはできない。大きい共鳴を取り入れて、それにバックグラウンドをたすのが今のところ一番妥当な方法だと思われる。

北 沢 日出男 (東工大)

核発熱計算のために γ 線のスペクトルがどれ位の精度で求まっていれば充分か。

関 泰 (原研)

核融合の場合、デザインがまだ決まっていないので核種を特定できない。 γ 線については FNS で測定した例があり、鉄は計算値との一致が良くなかった。一般的に核発熱は内壁のところで 30 % 以内の精度でおさえたい。

原 田 吉之助 (原研)

priority 1 で request した実験データの内、何%位実際に測られるものか。

飯 島 俊 吾 (NAIG)

FP の場合は、たいへんよく測られている。測られないものは、非常に測定の困難な希ガス等である。

神 田 幸 則 (九大)

WREND A を編集している五十嵐さんからコメントがあるのでは。

五十嵐 信 一 (原研)

priority 1 で request しているもので数年前から残っているものがたくさんある。それらは精度の要求が厳しいものである。データを要求する側も、可能な要求かどうかを考えて request してほしい。

大 竹 巖 (富士電機)

非分離共鳴領域をここまで分離領域にしてほしいというはっきりした意図は利用者側にはないと思う。利用者もよく検討してものを言うべきである。分解能に関しても、果たして高分解能の測定が利用者にとって必要かどうか疑問である。

川合 将 義 (NAIG)

良いデータでもエネルギー的にぬけていると無駄になることがある。測定者がエネルギーをきちっとカバーした良いデータをだせば、そのまま評価に採用できる。

神 田 幸 則 (九大)

以上の議論からどれだけの測定ができ又どういうデータがほしいかを知ることにより、表題の「実験データの充実にむけて」今後とも努力していきたい。

9. 総括(2)

Summary Talk(2)

Shungo IJIMA*

飯島俊吾*

この研究会の総括から稍はづれるが、過去20年間の歩みと、現在及び今後の問題と展望の感想も含めて述べて見たい。

20年間の歩みとして、一つは、国内の核データ評価と測定活動が発展し、定着して来たことが挙げられる。高速炉、核融合炉の設計や研究への適用丈でなく、軽水炉の側からも設計、解析の基盤としての核データ基礎の意義が理解されて来たように思える。後者の、この動機となったインベントの一つは、崩壊熱基準の暫定変更に関して、従来、日本でこのような基礎問題に対して何も研究が行なわれていなかったことへの深刻な反省と憂慮であり、もう一つは、動力炉の国産化に伴って、設計者の責任がより重くなったことであろう。

いづれにせよ、種々の応用分野にまたがって、核データは、研究者、設計者、データ利用者を結びつける、にかわりの役割をもつようになって来たことが感じられる。

現在および今後の問題が第2日に報告、討議されたが、高速炉については、中川氏のNEACRP燃焼ベンチマーク問題での、燃焼反応度予測の大中なばらつきが印象深い。又、数日前、常陽MK-2炉心が臨界となったが、最善をつくした設計予測値は、MK-1炉心の時と同じく、略1% Δk の過大評価となっていた。これらのずれは、今後、大型炉の設計に対する大きな警告である。特に、燃焼反応度については、池上氏の報告された常陽燃料照射後試験の活用も含めて、理論的、実験的な諸研究が必要な分野であろう。なお、PNC炉心設計専門委員会で、吉田弘幸氏の小委員会がこれらの問題を深く討議することになっていることを付加しておきたい。

核融合については、阪大、原研から、新しい多量のDDXデータ、スペクトル・データが報告された。理論がこれに追いついて行かない状況であり、今後、理論の充実、データのベンチマーク化と出版が要望される。

JENDL-3およびJoint Evaluated Data File (JEF)計画について、夫々、浅見、菊池氏から総括的な報告が行なわれた。浅見氏の話しの中でも述べられたが、JENDL-3とその後について、出版物の強化を是非望みたい。又、断面積のadjustmentについては賛否種々あろうが、日本がいつ迄もこの経験なしで良いとは思えない。又、瑞慶覧氏から、ガンマ線生成断面積に対する要求精度は？という質問が行なわれたが、adjustmentのプロセスを通じて、こういった精度評価が行われる訳であり、その意味でもadjustmentの副産物は大きいと考えられる。

核データ将来計画パネル討論では、国内の測定、データ利用の代表的な諸部門から現状、計画、要望が述べられ、今更のように、核データ活動の発展を感じさせられた。司会の神田氏の大奮闘にもかかわらず、時間不足のため十分な討議が出来なかったのが惜まれるが、活動の広さを感じさせた点、今後につながるものを大いに期待出来る。

* 日本原子力事業(株)、Nippon Atomic Industry Group Co.

終りに、上に述べたパネリストの多くが、若手（古株もちらほらいるが）であったことは大変心強く感じた。古株達は種々の悪条件にもめげず、シグマ委員会を発展させ、測定活動を盛んにする基盤を作って来た訳で、こういった発言力、政治力を、これらの若手に伝えて行くのも、古株の重要な任務と思うのである。

変な総括であるが、シグマ20年の今後の感想を述べさせて頂いた。