

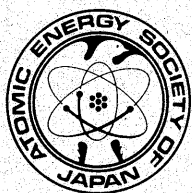


# 炉物理の研究

(第 39 号)

1990年4月

巻頭言 「炉物理の微と巨」 .....	神田幸則	1
〈国際会議報告〉		
第32回NEACRP会合報告 .....	金子義彦, 白方敬章	2
〈委員会の活動〉		
1. 「炉物理研究」特別専門委員会 .....	金子義彦	12
2. 「臨界安全性」特別専門委員会 .....	平川直弘	13
3. 「高転換軽水炉」研究専門委員会 .....	関谷 全	15
4. 「炉物理研究」特別専門委員会・専門部会		
(1) 原子炉システム専門部会 .....	石黒幸雄	17
(2) 遮蔽専門部会 .....	鈴木友雄	18
(3) 核融合炉専門部会 .....	前川 洋	20
(4) 原子力コード評価, 軽水炉安全解析高精度化, 原子力コード開発 整備・統合化の3専門部会および原子力コード・センター .....	佐野川好母	22
5. 「放射線挙動工学」研究専門委員会 .....	竹内 清	24
〈1989年年会「核データ・炉物理」合同会合講演要旨〉		
1. ANSI/ANS Standard Gamma-Ray Buildup Factor Data の出来上がるまで .....	播磨良子	26
2. JEFの現状 .....	中島 豊	32
3. JENDL-3 の現状 .....	柴田恵一	39
〈1989年秋の大会「核データ・炉物理」合同会合講演要旨〉		
1. 加速器遮蔽における核データの諸問題 .....	中村尚司	47
〈炉物理研究・開発の現状と提案〉		
1. (株)東 芝 .....	水田 宏	52
2. 三菱原子力工業(株) .....	関 雄次	54
3. 日本原子力発電(株) .....	池上哲雄	56
4. (財)電力中央研究所 .....	松村哲夫	58
〈炉物理研究・開発の現状〉		
1. 動力炉・核燃料開発事業団 .....	白方敬章	60
2. (株)日立製作所 .....	内川貞夫	61
3. 電源開発(株) .....	木下 豊	63
☆事務局だより, 編集後記 .....		64
☆平成元年度会計報告 .....		65
☆会員名簿(現 214名) .....		66



(社)日本原子力学会  
炉物理連絡会



第32回 NEACRP 会合報告

日本原子力研究所  
金子 義彦  
動力炉・核燃料開発事業団  
白方 敬章

1. 概要

第32回 NEACRP会合は、去る10月 9日から13日の期間、米国アルゴンヌ国立研究所において開催された。出席者は、委員として 19名のほか、CECより 1名、NEA事務局より 1名、さらにオブザーバーとして NEANDC 1名、IAEA 3名が加わり、合計 25名の会合となった。議事は、日本代表の一人白方氏を議長として進められた。

Exective Session では、NEACRP-NEANDC共同の Task Force グループの活動についてリーダーの Rowlands (U.K)から報告があり、今後両委員会は一層綿密に協力して核データ評価研究を推進することとなった。NEACRP側から Kustersと Salvatoresが協力のための会合に出席すること及び Working Groupを設けることが決められた。次に、日本政府の自発的サポートにより、FCCにオメガ計画が提案され、長期的な基礎研究として捉えることとなった旨の報告があった。さらに、NEACRPの今後の活動方針について討論を行ない、およそ次の様な結論を得た。FBR計画がかなり遅延しており、国によっては開発を断念している。FBRの開発にかかる炉物理は、今後とも重要課題として取り上げねばならないが、その他の領域についても炉物理が主体的に重要性をもっている場であれば、積極的に研究対象としていくことが妥当である。応用面の拡大の中から、物理的新しさが出てくることも十分期待できる。

Technical Session では、新課題と繰り越し課題について、各国代表が自国からの論文を紹介し、相互に問題点の解明を図った。論文リストを別添4に示した。主要な発表・討論は、以下のものであった。

高速炉においてボイド反応度を低減する設計の可能性については、増殖比等の炉性能とのトレードオフが明確にされた。また、同炉の燃焼反応度スウィングについては、金属燃料についてスウェリングの影響が無視できないとの予測が報告された。次に、新型燃料の反応度フィードバック特性についての比較研究が紹介された。

高温ガス炉の炉物理研究については、スイスと西独が中心となり、低濃縮ペブル燃料を使った臨界実験を IAEAの CRPの枠を使って行なう計画が発表された。日本からは、VHTRCでのブロック型燃料の臨界実験の報告を行なった。

高転換軽水炉については、日本からの扁平2重炉心の提案のほか、フランスにおける格子計算及び FPの核データ検証実験が中心に議論された。討論においては、転換比は 0.8~0.9にあることが認識された。

TRUの消滅処理研究について、日本から陽子加速器による消滅プラントの設計研究、高速炉による燃焼効率に関する研究を発表した。

一方、BWR等の局所的な不安定現象の解明が種々の炉について試みられており、振動が Out of Phaseのものであるという結論が示された。

Benchmarkに関しては、FNSとスイスの LOTUSが共同で進めている核融合炉ブランケット実験におけるトリチウム生成率測定国際比較ならびに阪大が中心となった 3-D輸送計算等の継

続等が決定された。また、フランスは MASURCAを使った高速炉の  $\beta_{\text{eff}}$ 測定ベンチマークを提案し承認された。

次回33回 NEACRP会合は、スイス代表 P.Wydlerを議長としてパリで開催することとなった。

また、Technical Sessionにおける Topicsは別添1に示すように、新たに LWRにおける現状のリサイクル、LMRの安全関連の炉物理のほか核融合炉のブランケット、炉物理が主要な働きを示す中性子利用施設等を取り上げると共に、高温ガス炉の炉物理、TRUの消滅を持ち越すこととなった。

## 2. 技術論文発表

### 2.1 New Topics

#### 2.1.1 高速炉においてボイド反応度を低減する最近の概念

米国の論文 A-1005では、450MWtと 900MWtの2つの金属燃料炉心について、ボイド反応度の低減とそれにより生ずる変化(燃焼により生ずる反応度の巾、増殖利得、核分裂性物質の装荷量等)の相互関係を明らかにするのが目的であった。結論として、

- (1) Naボイド係数は0にし得るが、1つかそれ以上の炉心パラメータが不満足な状態になる。
- (2) ナトリウム反応度を減らすために一般的に通用する最良の方法はない。というのは、他の因子の相対的重要性というものは、炉のおかれる経済性を含めた種々の環境に依存するからである。

ソ連の論文 A-1014は、受動的な安全性の高い炉に到達することも考えて、混合酸化物燃料の中・大型、つまり 500~1600MWeの炉について、Naボイド反応度を0にしつつ燃焼による反応度の変化巾を0にしようというものであった。この炉の燃料集合体はダクトがなく、ドライバーとしての混合酸化物ピンと増殖のための金属ピンが2対1の割合で入っている。鉄の体積比が5%程度に減らされている。Naの体積比、炉心高さ、ブランケット等のパラメータを変化させ次の結論を得た。

- a) ボイド反応度が0か負、燃焼反応度が0という状況は達成し得る。
- b) 方法としては、構造材の減少、炉心高の低減、燃料棒の直径に対するピッチの最適化、軸方向ブランケットを薄くすることである。

フランスの論文 A-988は、ボイド反応度計算の不確定の大きさを評価することと、設計の方向を探ることである。前者は、1\$以下ということであり、ダクトなしの混合酸化物燃料集合体(高いピッチ/燃料直径)を用いることにより 500MWthでは、軸方向ブランケットなしで、かつ  $\text{UO}_2$ の潜在的核分裂性物質の fertileピンを使用することにより 1500 MWeの炉心でも、以上の方法は有効であるが、ボイド反応度は 900pcm正になる。

#### 2.1.2 FBRの燃焼反応度の中の不確定さの評価

論文 A-970は、金属燃料 FBRについて検討したが、固有の大きなスラリングがあり実効的な反応度変化が生じて、その大きさは1\$程度で、30%の不確定さが見込まれる。

論文 A-989は、フランスの実験計画についてであり、高精度の照射実験により、かなりの不確定さの低減ができるとしている。また、反応度の損失、内部の増殖利得及び FPの断面積の簡単な関係により、不確定さを示す簡単な式が導かれる可能性を示した。討論においては、EBR-IIの照射データが金属燃料高速炉での問題に寄与できることが示された。

最後に論文 A-999では、 $\text{Np-237}$ が大型 FBRの反応度欠損を補う可能性があるとし、ピン状の燃料が考えられるとされた。

#### 2.1.3 窒化物及び金属燃料 FBR炉心の反応度フィードバック特性の比較

論文 A-971 (日本) では、金属、炭化物、窒化の3種類の燃料について炉心特性という見地から検討している。いずれも優れた可能性があることが、1) 燃焼による反応度の欠損をほとんど0にし得る、2) 増殖利得が 0.2程度大きくし得る、点について示された。しかし、Na及びドップラー係数については酸化燃料に比較して改善されていない。

論文 A-972 (日本) では、以上の3種類の新型燃料炉心の特性を、1000MWe、サイクル長1年、燃料滞在時間3サイクル、入出口温度という共通の条件で比較した。酸化燃料炉心に比較して炉心長が低くなること、燃料のインベントリーが小さくなること、増殖利得が大きくなることが重要である。

フランスの論文 NEACRP-A-991は、大型 FBR炉心の冷却水喪失及び制御棒引抜きに対する動特性を調べている。酸化燃料と金属燃料炉心は同程度の影響があることを明らかにした。LOFに対して、Naの出口温度は初期には金属燃料炉心が高くなるものの、200秒以後では酸化燃料の方が高い。Naの沸騰に対する余裕は金属燃料炉心の方が高い。制御棒引抜きに対しては、金属燃料炉心の方がリスクが大きい。

#### 2.1.4 ガス冷却熱中性子炉の炉物理

スイスからの論文 A-1002では、IAEAの CRPのフレームワークによる "低濃縮 HTRに対する安全性に関係した炉物理計算の検証" と題する新しい臨界実験計画が紹介された。これは、実験的なデータベースを補強することにより、中小型ヘリウム冷却高温ガス炉の炉心設計及び設置許可に対する不確定さを減じようとするものである。

日本からの論文 A-973は、HTTRの炉心設計の精度検証のための VHTRCにおいて行なっている臨界実験の概要について述べている。VHTRC-1炉心は、4%濃縮被覆粒子ウランを装荷した炉心であり、臨界質量の他、制御棒の反応度値等の測定が行なわれた。計算との一致は、 $\beta_{eff}/\Lambda$ 以外についてはモデルの詳細化を十分行なえば満足のいくものであった。

論文 A-975は、燃料の装荷方法の減圧事故時の燃料温度への影響を検討したものであり、無限の速度でのマルチパス方式の方が OTTOサイクルよりはるかに低い値を与えることが示された。

同じく日本からの論文 A-974は、高中性子束炉としての黒鉛炉の可能性を検討したもので、内部反射体で  $10n^{15}cm^{-2}sec^{-1}$  の中性子束を得ることができるとした。

討論においては、データ及び計算手法はかなり改良されてはいるが、炉心計算の精度の根拠を与える実験的研究の必要性が指摘された。

#### 2.1.5 稠密格子実験の炉設計に与える新しい影響

日本からの論文 A-976は、軸方向非均質 HCLWRについて述べている。特長としては、転換比と燃焼度の両方の改善である。

やはり、日本からの論文 A-979では、 $^{233}U$ 、 $^{232}Th$ 系について検討し、 $V_m/V_f$  0.4において、負の反応度係数のまま転換比 0.95を得ることが出来ることを結論した。

論文 A-977は、日本からの実験の報告であり、FCAでの実験データを JENDL-2の核データを使って、SRACコードにより解析し、 $K_{\infty}$ と反応率比について実験との不一致の存在を示した。

さらに、A-978は、KUCAでの実験の解析における  $^{238}U$ の遮蔽効果を取り入れた群定数の作成方法についてであり、ダンコフ因子の計算には、Toneの方法が適用できることを示した。

A-1003は、スイスからの論文であり、PROTEUSでの実験結果を大型 PWR炉の設計に一般的摂動論を用いて移転する手法が紹介された。中性子スペクトルが試験領域の中心で、その基本モードに近いこと及び実験データの移転が可能であることが示された。

フランスで大規模な実験が進められているが、論文 A-990は、ERASMEからの結果と関連する MORGANE手法について述べている。ERASMEは EOLEの中心試験領域で、プルトニウムの格子パラメータを測定する計画であり、CEA-86のデータを用いた APPLLOによる計算と良い一致を示している。これらの感度解析の結果は、炉心設計の精度を向上させることになる。FPの吸収は MORGANの実験で行なわれ、JEF-1による結果と良く一致した。

討論により、これまで得られた知識によれば、HCLWR炉心は炉心の設計に依存するものの、0.8から 0.9の間の転換比を達成し得るという認識を得た。

#### 2.1.6 その他の Topics

西独からの論文 A-996は、液体水素と重水素断面積の計算であり、冷中性子源の設計に関して入手の可能性について興味を示された。

第2の西独からの論文 A-997は、PWRの特性についての ENDF/B-IV, VとJEF-1の比較であり、出力分布で 2%の差が生ずるとしている。

最後の西独の論文 A-998は、3次元の拡散計算による Cavityの扱いで、特にペブル型 HTRの上部空間を対象としている。

カナダからの論文 A-1013は、CANDU格子での ( $^{233}\text{U}, \text{Th}$ )  $\text{O}_2$ の反応率比の測定と解析についてであり、 $^{232}\text{Th}$ の吸収/ $^{233}\text{U}$ 核分裂は、ENDF/B-IVによると 4%過大評価になる。

ソ連からの論文 A-1037は、高速炉に対するデータライブラリーと処理コードにおける仕事のレビューである。

ソ連からの論文 A-1038は、一領域炉心と二つの径方向非均質炉心についての BSF-52の臨界実験の報告であり、最も不確定さの高いのは、 $^{238}\text{U}$ の反応に関する計算であるとしている。

最後のソ連の論文 A-1013は、BN-350で測定された反応率比の 1-Dの計算である。データライブラリー間の比較と修正をねらったものであるが、最大の不一致は、 $^{241}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ についてである。

## 2.2 Carried over topics

### 2.2.1 原子炉及び加速器による超ウラン元素の燃焼についての工学及び物理的問題

論文 A-980は、金属燃料高速増殖炉を用いた場合の TRU元素の核種変化率を計算したもので、年間 15%の核種変換が可能であり、19基の LWRsにより生産される TRUを処理できる。稀土類成分をサイクル中に入れても、大きな影響はない。

論文 A-981は、加速器により駆動される核破碎システムの設計についてであり、1.5GeV、20mAの陽子ビームにより、年間 250Kgの TRUを処理できるとしている。

R&Dとしては、加速器の開発のほか、Na技術等の関連技術があげられる。前者の第1段階としては、技術開発用の 10MeVまでの加速器の開発が計画されている。また、核破碎シミュレーションコードの検証のため核破碎積分実験が計画されている。

論文 A-982は、1000MWeの LMFBRにおける TRUの核種変換率と燃焼による反応度スウィングについての研究であり、5%の TRUを含んだ MOX燃料により、5基の LWRからの TRUの生産に対処し得る。

論文 1006は、2種類の LMRによる燃焼の概念について分析している。一つはアクチノイドの貯蔵炉で、もう一つは燃焼炉である。また、IFRの概念は一定の電力を供給しつつも、アクチノイドについてはそのインベントリーを大きくも小さくも、し得るとしている。討論においては、IFRの運転は稀土類が燃料サイクルに入ってきてても困らないと共に、高温冶金法は FP廃棄物に関して、TRUの存在を非常に低くするように設計することも可能であることが示された。LWRの使用済燃料への適用に関する主要課題は、コストを低減し得

るか、また、IFRの燃料としてすぐ使える形で核分裂性アクチノイドを回収する効率を改善できるかである。もう一つの課題は、群分離が地層処分においてコストの節約になるかである。NEACRPは、核種変換について非常に興味があり、topicsの継続が妥当と考える。

#### 2.2.2 論文発表なし

#### 2.2.3 LWRとHWRの局所的な安定性に影響する因子

論文 A-985は、イタリーのBWRでの局所及び全体的な振動に、特にCaorso炉で最初に観測した、Out-of-Phase振動についての研究である。中性子とプロセス計装の解析によって示されたことは、出力振動への大局的な要因は压力容器の下部プレナムでの冷却材の振動的な運動と推察される。

第2の論文 A-1018は、Oskarshamn 3で行なった実験によるものであり、自然循環時のパラメータが測定されている。50%の出力で安定限界に達し、リミットサイクルの中性子束振動が発生した。振動は、Out-of Phaseであった。

論文 A-1019は、Forkmark 1 (BWR) で実施した安定性の研究であり、Forkmark 1 の decay ratioの値の高さは、別種の燃料の同じ様な配置に原因するものであろう。この論文は、安定性検知システムの On-line設置の重要性を示している。

その他、A-1022は、TVO-1炉の振動事故、A-994は、Paluel炉 (PWR) の初回起動時の軸方向の異常現象、また、論文 A-1032は、Chalk Riverの研究炉を対象としたコード系の改良について述べた。

#### 2.2.4 燃料の計量推定における物理的方法

フランスからの論文 A-992は、核物質の非破壊的な計測についてのアクティブ及びパッシブな方法の両方についての精度を中心にレビューをしているが、前者に重点がある。使用済燃料の核種別同定、核分裂性物質の濃度の測定及び核廃棄物の測定が対象であり、 $^{252}\text{Cf}$ か 14MeVのパルス中性子源を用いている。

論文 A-1010は、USからであるが、ICT法 (Isotopic correlation) についてであり、ESRDAの再処理に関する試験結果を報告している。

討論では、廃棄物ドラムの中の核分裂性物質の評価及び輸送コンテナ中の燃料集合体の評価が主題となった。

### 3. Benchmarks

#### 3.1 遮蔽ベンチマークデータベース

前回の NEACRPにおいて着手が承認されたことであるが、現存する遮蔽ベンチマーク実験について、計算機が読める形でデータベースをつくる努力が進められている。Mc Crakenはデータベースの構造と運転について、論文 A-1020で提案を行なったが、議論の結果、Ingersollの意見を入れて修正し、次回の NEACRPに報告することになった。論文 A-1033は、新しい遮蔽ベンチマーク問題のドラフトであり、Sartoriが関係者に送付することになった。

#### 3.2 臨界安全ベンチマーク

論文 A-1028において臨界安全コードの核分裂性物質の酸化物が酸に溶解する際への適用性への検討結果がまとめられた。

論文 A-1029は、CEAでの詳細な検討について報告した。問題は、2重非均質性の扱いにある。モンテカルロ法の適用について、A-1030はまとめている。ワーキンググループは、1990年5月に最終レポート作成のためパリで会合を開くことになった。

#### 3.3 輸送物の遮蔽

論文 A-1004は、Cask遮蔽の内部比較についてまとめた。最終報告書は、次回 NEACRPに

提出の見込み。

### 3.4 炉雑音解析

雑音解析のベンチマーク問題の仕様が、参加予想者に配付された。最終報告を次回 NEACRP に提出することが要求された。

### 3.5 HCLWRベンチマーク

E. Sartori が PROTEUS-LWHCR の Phase-I 実験の解析と理論的な問題の改訂について報告した。JAERI-VIM のモンテカルロの結果は良い標準とされている。いくつかの計算結果は手法が HCLWR の解析に適していないことから引込められ、4% あった  $K$  の値のバラツキは 1% に減少した。Bernnat による報告がマルセユ会議でなされる。今後、報告書の作成がなされ、このベンチマークは終了する。

### 3.6 トリチウム生成率の測定

FNS と LOTUS で照射実験を行なった後、フォイルは参加者である 8 機関に送付された。その後の各国からのトリチウム生成量の報告が、前川らにより論文 A-1021 に取りまとめられた。相互のバラツキは、20% 程度のかかなり大きなものである。以下の処置を取ることが提案され、参加者と相談しながら進めることが承認された。

- 1) バラツキの原因を同定するため、各参加者に誤差が発生しそうな主な項目について質問状を送り、回答を得て検討する。
- 2) 濃度がわかっている標準トリチウム水を配布して、分析をしてもらう。フォイルをトリチウム水に変換するまでのプロセスを除いて、各国の測定精度の確認を納得のいく形であるのが狙いである。
- 3) バラツキの原因が判明した後、再度照射実験を行なう。

### 3.7 3-D 中性子輸送ベンチマーク

8 ヶ国、15 機関からの参加意志の表明があり、10月11日までに11機関から計算結果の送付を受けた。残りの 4 機関は遅れているが、2 機関はすぐ送れるということであった。今後は、竹田氏と参加者間でのやりとりで、計算結果を修正し、来年の 9 月～10 月 パリで専門家会合を開催することになった。

### 3.8 遅発中性子データの検証

IAEA は、前回の NEACRP の議論に基づき、論文 A-987 により一連のベンチマーク実験を提案した。実験は、MASURCA で 1991 年の中期に着手される。3 種類の炉心 ( $\text{PuO}_2/\text{UO}_2$  2 炉心、 $\text{UO}_2$  1 炉心) について、高精度の  $\beta_{\text{eff}}$  の実験値を得ることを狙っている。高速炉開発を進めているヨーロッパのパートナー (FRG、UK 及びフランス) は参加するであろうが、他の国の寄与も歓迎する。また、討論においては、熱中性子炉の  $\beta_{\text{eff}}$  についての測定も重要で補充的位置にあることが認識された。

### 3.9 熱中性子炉 FPベンチマーク

論文 A-995 は、去年の報告を若干修正したもので最終報告である。このベンチマークは終了した。

水素と  $^{235}\text{U}$  もしくは  $^{239}\text{Pu}$  の均質な混合物の  $K_{\infty}$  の燃焼による変化を計算するものであるが、残念ながら FP データによる影響が、Cold Clean での  $K_{\infty}$  の大きな差に消されてしまっている。

FP データの差異については、断面積そのものを各ファイルから抜出して論ずるのが最も良いとし、参加者がそれなりの個々の結論を得ることとしている。

### 3.10 大型 FBR の径方向 C/E の傾向

A-1009 は、ソ連と US が制御棒の価値の C/E 値の径方向依存で説明するための



Benchmarkを提案したものである。

問題は ZPPR 13Aによっている。これまで、ZPPR実験の USと日本による解析では径方向依存が明らかであったが、フランスの Fenixの解析ではそのような傾向はない。この提案は採択され 1990年の始めに仕様が配布されることになった。

## 4. 各国の炉物理研究の現状

### 4.1 米国

米国の炉開発計画の主たる目標は、LWR産業の再活性化であり、努力は LWRsの新規建設に対する技術的、許認可上の制約を低減することに集中している。新型炉は、簡単な設計モジュール化、経済性の改善、受動的安全性の高さの採用を目標としている。GEと Westing houseには、それぞれ ABWRと APWRの設計に対して最近契約がなされた。

モジュール高温ガス炉及び新型 LMRの開発努力も続けられており、1990年代の中央から終りまで競争があるであろう。

炉物理研究は新型炉の開発を支援しており、臨界実験、ENDF/Bの改良、設計手法の改善である。

また、新型の燃料サイクル及び受動的安全性も研究されている。

### 4.2 英国

昨年英国の電力供給産業を民営化しようとする政府の意見表明に続いて、全国規模の電力会社の構想についての議論が盛んであった。将来のマグノックス炉の解体が課題であり、AGRsと今後つくる発電所だけが民営化される見込みである。政府の方針は原子力による発電は、総発電量の 20%を下まわらないことということである。

炉物理研究については、まず、計算機の状態について述べる。ハーウェルにおけるCRAY-2計算機は、モンテカルロ法のベクトル化の実現に関する研究に使用されている。実験研究については、DIMPLE炉が使用されている。炉心研究については、水反射体付きの円柱炉心系の研究は 3%濃縮  $UO_2$  の燃料ピンの正方格子の動力炉形状に拡張された。臨界安全研究については、主たる未臨界度の測定手法としては、修正中性子源増倍法が使用されている。backupとしては、雑音解析法がある。DIMPLEでは輸送容器の模擬実験も行なわれている。また、アクチノイドと FPの反応度への実験データを提供するために、DIMPLEで使用済燃料を研究する技術が開発された。

高速炉研究は、ドーンレイで実施されている。SPX1と PFRの炉物理研究が主である。ヨーロッパの高速炉共同研究に対して、新しいセルコード ECCOの開発が進んでいる。

### 4.3 フランス

1989年の終りまでに、フランスは 55基 (57GWe) の炉を持ち、全電力の 70%に達する。しかし、電力の増加は少なく今後 4年で 9.5GWeが追加されるにすぎない。SUPERPHENIXは 1989年 6月に全出力までに再起動された。

炉物理研究は、運転中の原子炉の改良と最適化、つまり、燃料の燃焼度の向上、ウランブルトニウムのリサイクル、100% MOX集合体による減速不足ブルトニウム格子の研究、安全性に重要なパラメータの研究 (温度係数) ヨーロッパ高速炉 (EFR) 設計の支援を主題としている。

#### 蜜格子の実験

ERASME計画は、炉心パラメータ (EOLE炉) と FP実験 (MINERVE炉) の両方について終了。詳細検討をしており、大型 HCLWRの設計研究へのバイアスと不確定さについての情報を与えるためである。

#### Puのリサイクル

EOLE炉で、1989年中央から 1992年当初で実験。

第1フェーズ (EPICURE) は 1989年末までに終了で、 $UO_2$ 格子炉心、水ホールつき炉心が中心である。出力分布、バックリング、スペクトルインデックス等の測定が実施される。

#### 使用済燃料の解析

JEF-2ファイルとの検証。

APOLLO-II (格子計算コード)

バーンアップモジュールがついた。

#### 高速炉の実験

PHENIXでは、軸方向非均質燃料アセンブリの装荷が検討されている。SUPER PHENIXでは、制御棒価値の実験等が実施されている。MASURCAでの積分実験、1989年の6月から CONRAD-AX計画が進行している。軸方向非均質炉心である。この計画の後、 $\beta_{eff}$ 実験が予定されている。1991年の後半に実施の予定。

#### 核融合中性子工学研究

核融合中性子工学の研究は、NETの遮蔽設計におけるデータの不確定の与える影響のインパクトに集中されている。この活動は、NET設計チームのサポートとして実施されている。

#### 4.4 スイス

Kaiserangst発電所計画が破棄された。現在、5基の発電炉が稼働し、全電力の36%を賄っている。今世紀内に新しい炉が建設される見通しはない。

$SO_2$ と $CO_2$ の問題があるにもかかわらず、人口の過半数は核エネルギーへの依存は減じ、石油への依存を考えている。スーパーフェニックスのNa冷却炉心への批判に転じ、フランス、スイス合同の安全委員会の設置にいたっている。

PSIでの研究の主題は、LWRの安全性と核廃棄物の処理である。炉開発は、ガス冷却炉と小型の地域暖房炉に集中している。また、PROTEUSではHCLWRのPhase-II実験の完了に続いて、低濃縮ウランペブル炉の実験が1991年より開始される見込みである。

Lausanneでは、 $ThO_2$ とLiブランケット実験が実施された。

#### 4.5 西独

GKN-II (PWR, 1314MWe) が1989年の3月に発電を開始し、全電力の41%を原子力が示めることになった。高速炉SNR-300は運転許可を待っているが、保証の方は、1991年の終りまでである。1989年の2月に、EFRの契約の調印がされた。

THTR-300はボルトが破損し、HKGは政府に閉鎖を申請した。一方、モジュール型HTR (200 MWth) の共同開発がソ連と調印された。大きな変化は1989年6月の政府決定、つまり、大規模の再処理の政府の方針よりきている。これにより、Wackerdorfプラント計画は中止された。

KfKの炉物理研究活動は、核データ処理法の評価、高速炉の炉物理解析、APWR、核融合炉物理、SIEMENS/KWUでは、LWRsのリサイクル、HCLWRの過渡解析のためのHEX-TIMEコード等の研究、Stuttgart大学での、ペブル炉の上部空間の扱い、冷中性子源設計のための水素と重水等の中性子断面積の評価、JEF-1及びENDF/B-IV/VデータによるPWRのサイクルの計算等がある。

#### 4.6 ソ連

基礎的な炉物理研究の主な努力は、過渡時での炉の振舞の予想精度の向上及び炉の安全性に関する物理に向けられている。

数学的シミュレーションに対する理論と方法については、surface harmonics法 (SHM)

の開発が進んでいる。非均質炉に高い精度を有する差分方程式を構成する独自の方法である。VVER集合体については、この SHM法は実験と 1~4%異なるものの、均質化法によるものより差は 3~5倍小さい。

次に、炉特性の断面積に対する感度解析が高速炉について、精力的に行なった。安全関係の炉物理については、まず、軽水炉については、VVER型の新型炉では、大量の可燃性毒物を使い、反応度を補償しようとすると共に、出力分布を平坦化しようとしている。一方、温度係数を現在程度に保とうとしている。UO<sub>2</sub>-Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>燃料の特性予想が正確になされることが重要である。

高速炉に関しては、伝統的な均質炉と非均質炉についての研究のほか、鉛ベースの冷却材炉の研究を始めたという。

Naボイド反応度が極めて重要である。このため、BFS実験装置では、単純形状であるが、組成が異なる炉心について実験がなされた。燃料は、MOX、Pu金属であり、C/E比は1より大きくはなされていない。下部が金属、上部が酸化物という炉心についても実験を行なった。

Thを blanketに入れると過渡時の冷却材の加熱を若干減らすことができる。高温熱中性子炉は、受動的な安全特性を持つガス炉を考えている。そのための計算コード Krisfallが開発されている。

A.8

Proposed Topics for 33rd Meeting

New topics

1. Current Issues of Pu Recycling in LWRs
2. Physics Related Safety Aspects of LMRs
3. Fusion Blanket and Shield Neutronic Effect with Emphasis of Uncertainty of Nuclear Data
4. Neutron Facility for which Reactor Physics Plays Important Role
5. Representation of Feed Back Effect in 3D Nodal Kinetics Code

Topics Carried Over

1. Evaluation of the Uncertainty in FBR Burn up Reactivity Swing
2. Comparison of the Reactivity Feedback Physics of Nitride and Metal FBR Fuel
3. The Reactor Physics of Advanced Gas-Cooled Reactor
4. Engineering and Physics Aspects of Transuranium Burning by Reactors and Accelerators
5. Identification of Factors Affecting Local Stability in LWRs and HWRs
6. Physics Method in Fuel Accountability

## < 委員会の活動 >

### 1. 「炉物理研究特別専門委員会の活動」

炉物理研究特別専門委員会

金子義彦

炉物理研究特別専門委員会は、日本原子力学会と日本原子力研究所の両方の委員会であり、OECD/NEAの炉物理委員会(NEACRP)に対する日本の代表機関として位置づけられる。以上のフレームワークのもとに、炉物理研究の方向について議論を行い、トピックスを設定し、NEACRP活動として各国との意見交換並びに調整をするほか、種々のベンチマーク活動に参加している。以上の活動を円滑に行うため、炉物理研究特別専門委員会は本委員会のほか、原子炉システム、遮蔽、核融合炉専門部会を設けている。よく知られているようにOECD/NEAは、西側先進国を中心として組織されており、相互の協力により原子力の研究開発利用を促進することを目的としている。NEACRPは、当初高速炉の研究開発にかなりの重点が置かれていた。しかしながら、高速炉計画の遅延が明確になったため、軽水炉の高度化をはじめ、高温ガス炉、廃棄物の消滅処理、核融合炉等の多様な対象を相手にするようになった。炉物理が主要な働きをする領域であれば、とにかく相手にしようという態度であり、新型の高中性子束炉、加速器による強力中性子源も対象になっている。NEACRPでの日本の位置は、かつては世界の動向を知り引っ張ってもらおうという側面もあったが、最近では、先頭グループに入りNEACRP活動を主導的に押し進める立場にあり、今後一層の日本の寄与が期待されている。重点とするトピックスも高転換軽水炉、消滅処理、高温ガス炉等日本の実績に基づいた提案をしており、ベンチマーク活動でも稠密格子燃焼計算、核融合炉ブランケットのT生成率測定、3-D輸送計算及び遮蔽計算を主担当している。NEACRPに提出する論文の数も日本からの寄与は全体の1/3~1/4に達している。

以上がここ数年の炉物理研究特別専門委員会の動向であるが、今年1990年の活動は次のように予定している。第33回NEACRP会合は10月15~19日、パリで開催の予定である。討議の対象としているトピックスは新しく提案されたものとして、軽水炉の高度化についてPurification及び安全性に関与する炉物理特性、高中性子束炉等の大型の中性子実験施設、3-Dのノーダル動特性及び核融合炉のブランケット特性への核データの不確かさの影響がある。さらに、前回からの継続としてFBRについては、燃焼による反応度のスウィングの不確かさ、新型燃料の反応度フィードバック、高温ガス炉の炉物理、TRUの原子炉及び加速器による燃焼に関する工学及び炉物理の課題、軽・重水炉の局所的不安定性のほか、燃料の非破壊計量手法がある。

原子力の研究開発は”向い風”にさらされているが、地球環境保全の観点からの見直しが、始動している。エネルギー資源として大きさを再認識し、これを実現するための高速炉の開発、軽水炉の高度化、核熱利用の展開が期待される高温ガス炉の実現に寄与するほか、炉物理的考察からのより安全性の高い炉心の創出、大型加速器の利用による廃棄物の安定な処理技術の確立、核融合炉のブランケット技術の開発等の努力を強力に進めることにより、原子力研究の新展開に役立ちたい。

## 2. 臨界安全性特別専門委員会の活動

東北大・工 平川直弘

臨界安全性特別専門委員会は、核燃料施設の臨界安全性に関して専門家による幅広い検討を行うために日本原子力学会の特別委員会として1988年11月に発足した。設置期間は2年間で次のような事項を研究・活動目的としている。

- (1) 基礎的な臨界実験データの評価
- (2) 核燃料取扱いプロセスの異常と臨界安全性の検討
- (3) 臨界安全制御・監視手法の検討
- (4) 臨界安全性実験技術の検討
- (5) 臨界安全性研究に関する諸外国との交流

現在委員は約40名で、この中に6名の幹事を置きこの人々を中心に検討すべきテーマの選定にあたっている。主査は現在、平川が務めている。

これまでに3回(半年毎に1回)の委員会を開催し、下記のテーマについて発表、討論を行った。また1988年度の活動については、JAERI-M 89-170として報告書を出版した。

### 第1回 (1988年12月20日)

- 1) 日米共同で実験した臨界安全性と未臨界度測定手法の開発 松本忠邦氏(動燃)
- 2) 複数ユニットの相互干渉効果と結合炉理論 仁科浩二郎氏(名大・工)
- 3) KUCA軽水減速炉心を用いた臨界安全性に関する研究 三沢毅氏(京大・工)

### 第2回 (1989年5月31日)

- 1) 溶液燃料を用いたDCA改造について 吉田実氏(動燃)
- 2) DCAにおける未臨界度測定について 福村信男氏(動燃)
- 3) 燃料濃度分布の不均一化による反応度効果について 山根義宏氏(名大・工)
- 4) 相互干渉炉心におけるコンクリートの反応度効果について 三好慶典氏(原研)

### 第3回 (1989年11月1日)

- 1) Mihalczo法に関する2,3の考察について 古橋晃氏(動燃)
- 2) Averyの方法による相互干渉炉心の実効増倍率の測定について 山本俊弘氏(原研)

3) 動燃再処理工場の臨界安全管理について 山名元氏 (動燃)

臨界安全性とは R.A.Knief のテキスト Nuclear Criticality Safety : Theory and Practice には「原子炉外における核分裂連鎖反応の発生を防止するための技術」と定義されている。したがってこの問題には核燃料物質の存在するところ殆ど全てが関係しており、そのことは 1987年秋に東京で開催された ISCS'87 の Proceeding を見ても明らかである。

この面から見ると、これまで検討してきた問題は初めに挙げた5つの研究項目のうち「臨界安全性実験技術の検討」にウエイトが置かれ過ぎていた感は否めないが、これはひとつには、我が国においてこれまで臨界安全の practice が乏しかったことの反映であると言えよう。また一方においては、第二再処理工場の建設の計画の進行や、日本原子力研究所における臨界安全性のデータ取得を目的とした施設 NUCEF の建設が始まった今日、本格的な臨界データの取得が可能となった時点のために、これまでの技術の集大成を図って置こうという関係者の意欲な現われでもある。しかし、臨界安全性は前に述べたように決して原子炉物理に関係した一分野に止まるものではない。また経済性と関係して従来臨界安全の問題としてあまり積極的に意識されてこなかった問題、たとえば燃料の貯蔵の問題が今後重要になることも予想される。こういう状況を踏まえ臨界安全性に関して是非多くの方に関心を持って頂くことを期待したい。

## 3. 「高転換軽水炉」研究専門委員会の活動

阪大工 関 谷 全

高速増殖炉の導入の遅延、軽水炉時代の長期化が予想される折から蓄積されるプルトニウムの貯蔵利用、ウラン資源の有効利用が重要課題となってきた。現行軽水炉のプルトニウムサイクル利用や炉心の高燃焼度化は短期的対処とはなるが、長期的には転換比を大幅に改善して核燃料利用効率を格段に高める高転換軽水炉の開発に期待が寄せられるようになった。電力とメーカ委員を中心に、高転換炉の開発意義について議論が繰り返され、HCBWRでは稠密格子にせず高転換比を達成できる可能性があることや、ソ連の蒸気冷却型増殖炉を例に、増殖比1.0以上を達成できる可能性が示されているが、HCPWRに関しては転換比だけを大きくしてもプルトニウムの富化度が増加し、1基あたりのその装荷量が増え、炉の基数が減り、全体的に見て必ずしもウラン節約に継がらないことも指摘されている。

現在、わが国では原研、京大炉で高転換炉心の臨界実験が行われており、大学はじめ幾つかの機関で基礎解析、概念設計、炉型戦略の研究が続けられている。高転換炉心は未経験な特異なスペクトルを有するため、核データの研究から原子力エネルギー戦略に至るまで問題に広がりがあるので、30名以上の委員の協力の下に1987年10月から2年間の期間延長が認められ、現在までに10回以上の会合を持ち、研究情報の交換、問題点の抽出、研究成果の討論、外国の研究動向の調査を行ってきた。1990年度末までに更に数回開催が予定されるが、現在までに発表された内容とその主な成果を要約すると大よそ次のようである。

原研 FCA炉心でウラン燃料濃縮度を変えた実験と、プルトニウム炉心解析上の問題点を明確にするため、共鳴エネルギー領域の基本中性子スペクトルをウラン炉心とプルトニウム炉心の解析結果を比較、NSRRでは格子バンドルの健全性を検討するためのDNBおよび破損の測定から燃料集合体、安全防護系の設計に至る計画の説明があり、転換比を向上、同時にボイド係数を負にするため炉心長約50cmの扁平上下二重構造の炉の主な設計値とLOCA時過渡解析結果が示された。

NEACRPへ提案した格子燃焼ベンチマーク計算 参加15機関、20種の回答の間にU-233, Pu-239, FPの反応率結果に差が見られ、ボイド反応度に約7%, 転換比で約9%のバラツキが生じている。高燃焼をはかる結果、FPは在来型軽水炉に比べ約2倍蓄積されるため重要なこと、U-238の非弾性散乱がボイド係数に大きな影響を持つこと、実燃料についての燃焼ベンチマー



クの必要性も指摘された。

KUCA実験 濃縮ウラン板, 天然ウラン板, ポリエチレン板を組合わせ, 稠密度と平均濃縮度を系統的に変化させた実験が大学連合で行われ, クリーン炉心の $k_{eff}$ , 金線カドミ比, 放射化率分布, ファイマン $\alpha$ 法による $\beta/l$ 値測定と大学間での解析結果の比較により, KUCAの「菓子折」構造や制御棒位置が生じるボイドの解析上の問題点が指摘された。さらに, 全炉心の稠密度を上げるため, 天然ウラン板の調達が行われる。

大学・メーカーの調査研究 フランスRCVS炉の基本設計, 技術課題や西独KWUのHCPWR開発の背景, 軽水高機能炉心についての報告の他, 高転換炉燃料ではプルトニウムの核分裂によるFP中に酸化物によらないものがウランの場合より多いため, 燃焼につれて増加する自由な酸素の起すジルカロイ被覆腐食についての研究報告もあった。

## 4. 炉物理研究特別委員会 (1) 原子炉システム専門部会の活動

(原 研) 石 黒 幸 雄

平成元年度は、上記部会を3回開催する予定で活動を進めた。第1回及び第2回部会は平成元年7月28日(金)及び12月1日(金)にそれぞれ開催した。第3回部会は平成2年3月12日(月)に開く予定である。

本専門部会の主要な目的の1つは、炉物理分野における“ホット”な情報の交換である。このため、親委員会である炉物理研究特別委員会を通して国内からNEACRP会合に提出される論文を準備することが重要な部会活動の1つである。第1回部会では、第32回NEACRP会合に提出予定論文の紹介がなされ、内容が予定されたトピックスの意図を満たしているかどうか等について討議を行った。提出論文は13件ののぼり、内容的には、新型燃料高速炉の特性に関するもの3件、高温ガス炉関係3件、高転換軽水炉関係4件、TRUの消滅処理関係3件であった。詳細については、本会報の金子、白方両氏による「第32回NEACRP会合報告」を参照されたい。

第2回の部会においては、上記第32回NEACRP会合に提出された論文のうち、高速炉の特性、特にNaボイド効果に関する論文の紹介を関連の専門委員からしていただいた。今回の提出論文の中では、高速炉に関する論文が充実しかつ興味深いものが多かった。今回のNEACRP会合において高速炉のNaボイド係数に関する論文が多かったことについて、当会合で座長をされた白方氏(動燃)のコメントによれば、「チェルノブイリ事故以降Naボイド効果に対する議論が高まっているが、各国の対応は各々異なっている。特に、ソ連ではNaボイド効果は負ではなくてはならないという意識が強い。日、仏では具体的に何ドル以下なら可という設計目標は設定していない。米では、MOX燃料の大型炉では正のNaボイド効果は避けられないとして、金属燃料炉心の有利性を主張している。」とのことであった。

上記のような情報交換活動と並行して、本部会が中心となって2つのベンチマーク計算を進めている。1つは「高転換軽水炉格子燃焼ベンチマーク計算」で1986年の第29回NEACRPで承認されたものであり、1989年の6月にはこのベンチマーク計算に関する第2回目の専門家会合をバリのNEA Data Bankで開いた。これまでの3年間の活動の成果により改良されたデータ及び手法によれば、 $k_{eff}$ のばらつきは1%程度までに減少した。一方、竹田氏(阪大工)を中心に検討されてきた「3次元中性子輸送コード・ベンチマーク計算」も第31回NEACRP会合(1988)に承認され、世界各国から予想以上の参加の申し出があり多数の計算結果が送付されている。使用された計算法も幅広く、 $S_N$ 法、モンテカルロ法、ノード法、 $P_n$ 法、3D衝突確率法などと変化に富んでいる。計算結果間の一致度は予想以上に良いようである。これらの検討結果は、今後の3次元輸送コードの開発を加速するものと期待される。

本年度の3回目の原子炉システム専門部会は、「原研の第1期高転換軽水炉研究開発計画における炉物理分野での研究のまとめ」として研究発表を予定している。

(2) 遮蔽専門部会の活動

炉物理研究特別専門委員会  
遮蔽専門部会  
部会長 鈴木友雄

遮蔽専門部会(約40名)の活動は大きく分けて次の3分野があります。

- (1) NEA炉物理委員会(NEACRP)との情報交換に関する事項
- (2) NEACRPの遮蔽ベンチマーク専門家会合に関する事項
- (3) 放射線遮蔽国際会議に関する事項

(1)のNEACRPとの情報交換では、毎年秋に開催されるNEACRPへ提出する日本の炉物理研究のナショナル・レビューの中の遮蔽研究に関する章のまとめや、NEACRPの技術セッション(新トピックス及び継続トピックス)の中に遮蔽関連事項がある場合トピックス論文を出すことにしています。しかしNEACRPのトピックスは炉心関連の炉物理がほとんどで、ここ数年は遮蔽に関しては、上述の3分野の(2)と(3)の方が日本からの論文が多くなってきています。一方、NEACRP会合で入手される外国からの論文やナショナル・レビューの紹介や配布も勿論行っています。

(2)のNEACRPの主催する遮蔽ベンチマーク専門家会合は2件あり、一つは10年程前から隔年に開かれていた遮蔽ベンチマーク実験解析専門家会合、他の一つはNEAのCSNI(核施設安全委員会)とNEACRPが協力して行っていた輸送キャスクの遮蔽安全評価用コードの信頼性に関する国際比較専門家会合です。前者は実験体系としてWinfrithのASPISの鉄、CEAの提案したFBR、西独の提案したPWRの3件のベンチマーク解析を昭和58年頃まで行い、それ以後各国から提案した10数件の実験解析が昭和62年頃まであり、日本からは東大の安成弘先生、岡芳明先生、原研の笹本宣雄氏へとバトンタッチして出席していました。特に印象に残ったこととしては、FBRの厚いナトリウムの層の透過問題の際、300KeV付近の非常に巾の狭い共鳴の谷の部分のウィンドー効果(エネルギー空間で窓が開いている効果)を正しく評価できるのは、171群のVitamin-Cの群構造であり、日本のJSD-100では共鳴の山と谷をこまかく分けていないので透過中性子束を過小評価することがわかったことです。その後10数件の実験モデルのうち日本ではASPISのグラフィイトの実験を選んでDOT, MORSE, MCNPコード等で解析して居ります。この作業のため、遮蔽専門部会の中に「遮蔽解析法WG」(笹本宣雄リーダ)と「モンテカルロ計算WG」(植木紘太郎リーダ)の二つのワーキング・グループが設置されています。キャスク遮蔽ベンチマーク専門家会合は原研の田中俊一氏と坂本幸夫氏、船研の植木氏が代表として登録され、田中氏が3回程出席しました。日本、フランス、米国の計算結果はほぼ一致したということで、これら二つのベンチマーク活動のまとめは、第7回放射線遮蔽国際会議で論文として公表されています。平成2年度からはこれらの専門家会合は遮蔽用データベース(実験データベースを含む)と核データ評価(こちらはNEANDCとの協力活動で対象は遮蔽に限らない)の二つに引継がれようとしています。

(3)の放射線遮蔽国際会議(ICRS, International Conference on Radiation Shielding)に関する事項では、周知のように昭和58年5月東京での第6回ICRS(ICRS6)を原研主催で開催、昭和63年9月にICRS7が英国のボーンマスで開かれま

した。ICRS7の時は日本の参加者数(28名)、発表論文数(31件)が開催国の英国を除けばトップの状況でした。第6回、第7回共発表論文のほぼ全て(外国のものも含めて)を、当専門部会員が和文に抄訳し、それぞれ、JAERI-M 83-225, JAERI-M 89-122として公刊し、世界の遮蔽研究の動向が紹介されていますので、ここでは内容は省略させていただきます。

来る平成2年3月19日の第29回遮蔽専門部会は東海で、ORNL遮蔽情報センター(RSIC)Mz.B.Kirkとのディスカッション(日米の遮蔽研究の現状紹介や情報交換等について)を行う予定ですので、委員以外の方も御出席を歓迎します。

(1990, 1, 19記)

(3) 核融合炉専門部会の活動

(原研) 前 川 洋

本部会は現在、委員20名、オブザーバー10名から構成されている。昭和54年度の部会発足以来年3回のペースで会議が開催されており、56年からの原研FNS及び阪大OKTAVIANの両強力D-T中性子源の運用開始とあいまって、原研、大学、産業界との情報交換の場として、核融合炉開発研究に役立ってきた。特に、近年ではJENDL-3の整備の段階でJENDL-3PR1, -3PR2, -3Tの積分実験による評価で果たした役割は大きい。

最近の主なトピックスは次の3つである。

(1) NEACRP主催のトリチウム生成率(TPR)測定技術の国際比較

原研がメインホストとなり、スイス・ローザンヌ工科大学と協力して計画が進められている。両機関の中性子源FNS及びLOTUSを用いた共通中性子場でのTPR測定用のサンプル照射は、日本、アメリカ、カナダ、イタリア、フランス、スイスの5ヶ国、8機関の参加により実施された。日本だけが複数で原研、東大、阪大が参加した。各機関によるTPRの測定値の比較から、各機関内の整合性はよいものの、各機関の間には数10%の差があり、システムティックな誤差が存在するものと予想される。この結果は中間報告として、第32回NEACRP会議で報告され、原研の提案による今後の方針が了承された。システムティックな差を究明するため、ANLの協力により、参加機関に3種類のブライントリチウム水サンプルが配布されることになっている。また、原研から出された測定手順やデータ処理に関する質問状の回答がほぼ出そろったところである。

(2) JENDL-3の積分評価

JENDL-3の公開に伴い、その積分評価がシグマ特別専門委員会との協力により実施されている。核融合炉の核設計では中性子だけでなく $\gamma$ 線の計算も必要であり、JENDL-3には $\gamma$ 線のデータも含まれている。そのため、積分評価に用いる標準群定数として、40核種について中性子125群に加え、 $\gamma$ 線40群のものが準備された。FNSやOKTAVIANでのベンチマーク実験データ等を用いて、現在、JENDL-3の積分評価が進行しており、その一部は1989年核データ研究会で報告された。また、モンテカルロコードMCNP用の断面積セットも整備中である。これらを用いたJENDL-3の積分評価を基に、1985年に続いて来年度には第2回核融合核データ専門家会議をシグマ委員会と共催で開催する予定である。

(3) 次期装置の遮蔽

F E RやI T E R等の次期装置におけるトロイダルコイルの核発熱や周辺の線量率が設計基準を満たすかの評価は遮蔽計算の精度に依存している。最近、核融合設計側でも、遮蔽問題の重要性が認識されてきた。当部会でもこの変化に呼応して、既存の遮蔽実験の評価とJ E N D L - 3による実験解析をすすめるとともに、今後、追加しなければならない実験を検討する予定である。併せて、今後中性子工学が次期装置も含めた核融合炉開発で果たす役割について検討を進める予定である。

今年度開催した部会（予定も含む）の議題を以下に示す。

第29回部会 平成元年9月26日

- (1) 日米ワークショップ報告
- (2) N E A C R Pトリチウム測定国際比較について
- (3) I A E A F E N D L 専門家会合報告
- (4) J E N D L - 3の積分テストの進行状況
- (5) I T E Rの近況
  - ・安全性
  - ・核設計
  - ・計測

第30回部会 平成元年12月19日

- (1) 第32回N E A C R P会議報告
- (2) 核融合炉実験炉の炉工学実験
- (3) I T E Rにおける遮蔽実験－背景と経過－
- (4) 第6回米国における核融合エネルギー用核データ整備調整会議報告

第31回部会（予定）平成2年3月28日

- (1) I T E R遮蔽専門家会議報告
- (2) 次期装置に関連した中性子工学の役割

(4)原子力コード評価、軽水炉安全解析高精度化、原子力コード開発整備・  
統合化3専門部会および原子力コード・センターの活動

(原研) 佐野川 好 母

1. 原子力コード評価専門部会

国の内外で開催された原子力コードの計算手法、使用限界、計算精度などを評価すると共に、有用なコードを整備して広く一般の利用に供することを目的として、活動を進めている。部会内には、「核燃料施設安全解析コード調査・検討ワーキンググループ」、「臨界コード評価ワーキンググループ」及び「遮蔽コード評価ワーキンググループ」を設置し、昭和62年から三年計画で、核燃料施設の安全評価に使用される計算コードの整備と評価を行っている。

核燃料施設安全解析コード調査・検討ワーキンググループでは、再処理施設の安全解析コード調査の一環として、火災・爆発事故を対象としたソースターム、移行を総合的に計算する事故事象解析コードと、事故時の放出エアロゾルソースターム解析コードの調査を行った。また、アメリカの事故解析ハンドブック中のサンプル問題を摘出し、我が国で開発された事故解析コードを用いて比較計算を行った。

臨界コード評価ワーキンググループでは、我が国の最新の核データ JENDL-3を処理して、137群20°Cの多群定数ライブラリーを作成した。このライブラリー及び昨年改良したモンテカルロ臨界計算プログラム MULTI-KENO-IIの検証を目的に臨界実験を実施し、良好な結果を得た。この他、複数の臨界事故解析コードにより同一の実験データを解析すると共に、その結果の相互比較を行った。

遮蔽コード評価ワーキンググループでは JENDL-3、米国国立標準局による最新のガンマ線データライブラリーPHOTOXに基づく中性子-ガンマ線結合の遮蔽安全評価用標準群定数ライブラリーの作成を行い、このライブラリーのベンチマーク計算を実施して良好な結果を得た。また簡易遮蔽計算コードの整備として、多重層ビルドアップ係数の計算機能を備えたQAD-CG-GP3の整備、ダクトストリーミング簡易計算コードの整備、スカイシャイン簡易評価式の整備を行った。

2. 軽水炉安全解析高精度化専門部会

軽水炉安全解析コードの高精度化を図るため、既存の熱水力相関式の予測能力の調査を行い、高精度化を図るべき研究上の優先度を検討し、相関式の評価・改良計画を提案することを目的として活動を進めている。

昭和62年度から現在までに、米国の原子力規制委員会で開発されたTRAC-PWR、TRAC-BWR及びRELAP5の各熱水力最適予測コードに使用されている相関式の調査を終了した。それらの相関式を相関式評価コードMINI-TRAC及びSIMAIDに組み込んで、パーソナルコンピュータで利用できるようにした後、日本原子力学会、日本混相流学会等と協力して、その予測能力の評価を行っている。今後、相関式の評価、既存の相関式の問題点の摘出及び軽水炉安全解析コードの高精度化を図るべき研究上の優先度の検討を引き続き行う。

3. 原子力コード開発整備・統合化専門部会

原子力コードの開発整備・統合化と利用の推進を図るため、必要なコードの開発整備、ベクトル化、体系化、計算結果の映像化、データベース化などを支援すると共に、それらに関する情報交換を行うことを目的として活動を進めている。従来は、スーパーコンピュータの有効利用を目的とした原子力コードのベクトル化、及び既成コードの有効利用を目的とした原子力コードのモジュール化と統合化のためのソフトウェアの開発支援、及び情報交換を行ってきた。今後はこれらに加えて、原子力分野の数値シミュレーションを取り巻くフロントエンドからバックエンドに至るソフトウェアの使い易さと生産性向上を図るため、エンジニアリング・ワークステーションを利用した形状モデリング、計算結果の3次元映像化に力を入れる。

4. 原子力コード・センターの活動

前年度に継続して、OECD/NEAデータ・バンク及び米国オークリッジ国立研究所遮蔽情報センター(ORNL/RSIC)と原子力コードの情報交換を行った。

平成元年度における両機関との原子力コードの交換の状況は以下のとおりである。

機 関 名	入 手 件 数		提 供 件 数	
	本年度件数	前年度までの の件数累計	本年度件数	前年度までの の件数累計
NEA データバンク	31	613	7	159
ORNL/RSIC	10	169	0	63
合 計	41	782	7	222

また、国内機関へ配布し、また国内機関から登録した原子力コードの件数は以下のとおりである。

	本年度件数	前年度までの累計
配 布	339 (*)	4927
登 録	9 (*)	239

(\*) 平成2年1月26日現在

国内機関への原子力コードの配布・利用サービスについては、(財)原子力データセンターとの協力を得て行っている。

原子力コードの情報普及については、(財)原子力データセンターが提供している原子力コード情報・データベースのネットワークサービス(NUCIS)を通して、一層の促進を図りたい。



## 5. 「放射線挙動工学研究専門委員会の活動」

主査 竹内 清

最近の放射線利用分野は、R Iのみならず加速器の利用が急速に増大し、その範囲は、物理、化学、生物学等の基礎分野に限らず、医療、工業等の応用といった実用的な分野にも拡大している。そのために、放射線の利用形態は多様化し、特に加速器においては加速エネルギーやビーム強度の増加も著しい。また、宇宙開発の進展に伴って、衛星搭載素子の放射線損傷や遮蔽の評価の上から、宇宙線の挙動を知ることも重要である。しかし、原子炉遮蔽で対象とするエネルギー範囲あるいは放射線の種類を越えた高エネルギー領域における各種の放射線の挙動に関して、実用的機器設計といった工学的観点から解明すべき点がなお多く残されており、この課題の解決なくしては高エネルギー放射線の遮蔽の研究は遅々として進まないのが現状である。他方、原子炉遮蔽で対象とするエネルギーより低いエネルギー領域での放射線の挙動の工学的解明も長い間懸案のままになっている。この低エネルギー分野は遮蔽と保健物理との境界領域でもあり、これまであまり積極的な取り組みがなされなかった分野である。しかし、この課題の解明は放射線の人体に対する影響を正しく評価するための基礎的な情報を与えることになるので極めて重要である。

そこで原子炉遮蔽で対象としたエネルギー領域や放射線の種類を越えた領域における放射線の物質中における挙動を、工学的な観点から解明することを目的とするとともに、これまでの遮蔽関係の研究専門委員会で課題として残された中性子遮蔽ハンドブック作成の目的で本委員会は昭和63年4月に設置され、下記の内容についてその専門分野の研究者を招いて講演会を開く一方、文献調査などを通じて調査検討を行っている。

- (1) 高エネルギー領域での放射線の挙動に関する研究及び情報交換
- (2) 高エネルギー領域での放射線の挙動の解析法に関する研究
- (3) 加速器の工学的利用における放射線安全性に関する研究及び調査
- (4) 低エネルギー領域における放射線挙動の解明に関する研究及び調査
- (5) 遮蔽解析法、核データ・ライブラリーの標準化に関する研究及び調査

そして、先行テーマとして中性子遮蔽設計ハンドブック作成と加速器の遮蔽の問題を取り上げ、その実作業班として「中性子遮蔽設計ハンドブック作成」ワーキンググループと「加速器遮蔽」ワーキンググループを設けて活動を進めている。前者のハンドブックについては、原子炉ならびに核融合炉を主体とした中性子遮蔽設計の基礎研究から設計の具体例まで含めて、国内で利用可能な情報源を網羅する形でデータの調査と手引書としての集約化を行っている。このハンドブックに収められる内容は次の通りである。すなわち

- 第1章 中性子遮蔽(その問題と意義)
- 第2章 線源(核分裂炉、核融合炉、再処理施設、R I等の中性子源)
- 第3章 断面積ライブラリー(ミクロな断面積、群定数、断面積データファイル)

- 第4章 輸送計算法と計算コード  
輸送方程式、インバリアント・インベッディング法、 $S_n$ 法、直接積分法、モンテカルロ法、拡散法、コードシステム
- 第5章 中性子測定法 (相互作用、中性子検出器、遮蔽実験法)
- 第6章 中性子透過実験と解析 (原子炉一般、高速炉、核融合炉、キャスク実験等)
- 第7章 中性子ストリーミング (各種の中性子ストリーミング、解析手法)
- 第8章 中性子スカイシャイン (計算法とコード、計算例、安全対策)
- 第9章 遮蔽材料と最適配列
- 第10章 放射化 (放射化核種、断面積、計算手法とコードなど)
- 第11章 遮蔽設計例  
設計方法、研究炉、軽水炉、高速炉、黒鉛炉、船用炉、核融合炉、キャスク、再処理施設

第12章 放射線管理に対する新法令

また、後者の加速器遮蔽ワーキンググループについては、20 MeV以上の粒子を対象とする「加速器遮蔽」の分野では、原子炉と比べてけた違いに遮蔽に関する情報量が少ない状況を踏まえて

1. これまでに行われている20 MeV以上の実験データについて、1985年以降の Thick Target からの2次粒子に関する文献 (1984年までのデータについては、「放射線施設遮蔽」研究専門委員会の活動で調査・出版済み) と1965年以降の遮蔽実験に関する文献調査を行い、資料集としてまとめる。
  2. 遮蔽実験データの中で、計算コードや設計式の評価に使用できるものを選択し、ベンチマーク実験データとして整理する。
  3. 作成したベンチマーク実験データとの比較計算を行い、計算コードや設計式の評価を行う。
  4. 以上の活動の中で、加速器遮蔽の現状と課題を明確にする。
- ことを目的にして、現在分担を決めて活動を行っている。

1989年・年会

<「核データ・炉物理」合同会合講演要旨 1.>

ANSI/ANS Standard Gamma-Ray Buildup

Factor Data のでき上がるまで

東京工業大学 播磨良子

1. はじめに

1979年3月28日のTMI原子炉事故の際、低エネルギーガンマ線の減衰データが無いため、事故後の対策を適切、速やかに講じる上で支障をきたした。これを契機にANS Standard Committeeのworking group ANS-6.4.3で、ANSI (American National Standard Institute) データとなる、点減衰核積分コード用点線源ビルドアップ係数を開発していたが<sup>1)</sup>、日本から、データの作成、評価、フィッティング式のパラメータ決定、ガンマ線遮蔽計算のための点減衰核コードの組み込みで国際協力をしたので、その内容を紹介する。

2. 点減衰核積分コード

点減衰核積分法では、点線源からの距離  $r$  にある測定点での線量  $D$  を次式で求める。

$$D = \frac{1}{4\pi r^2} K \cdot Br(E, \mu(E)r) \exp(-\mu(E)r)$$

ここで  $K$  はガンマ線束から線量率への換算係数、 $Br$  は線量 buildup factor、 $\mu(E)$  は線減衰係数である。そして、三次元体型の線源を小分割し、これを点線源に置き換えて、線源を体積積分することにより、三次元の遮蔽計算を簡単に解く事ができる。

代表的な点減衰核積分コードには、遮蔽計算用として、QAD-CGGP、SPAN、ISOSHILD、PATH や、求積はモンテカルロ法で計算し、物質透過に点減衰核を用いたMERCURE4-V5、RANKERN等があり、一回散乱後の散乱ガンマ線に buildup factor を適用した、スカイシャイン計算用のG33-GPや迷路ストリーミング計算用のSCAP等がある。点減衰核積分コードの特徴は、①三次元計算ができる、②計算が早く、費用が安く、精度がよい、③コードの扱いが簡単でやさしく、取り扱いに熟練を要さない。そのため、原子炉関連施設、燃料輸送容器、廃棄物施設、再処理施設、医療用加速器、アイソトープ利用施設、X線発生装置、放射光施設等のガンマ線の遮蔽設計の90%は、点減衰核積分コードを利用して行われている。

3. ビルドアップ係数

ビルドアップ係数は、線源から離れた距離にある検出器に到達する非衝突光子のレスポンスと全光子のレスポンスの比として次式で定義される。

$$B = \int_0^{E_0} R(E) I(E, \mu r) dE / \{R(E_0) I(E_0, \mu_0 r)\}, I(E_0, \mu_0 r) \propto \exp(-\mu_0 r)$$

この型で、非衝突光子以外の寄与を表すことは、物質中でのガンマ線の減衰を表すのに、便利な表現である。即ち、非衝突線束の指数減衰に比べて、ビルドアップ係数は、透過距離、線源エネルギー、

原子番号の変化に対してゆるやかに変化するため、任意の透過距離、線源エネルギー、原子番号の内挿値を精度よく求めることができる事である。

### 3.1 GoldsteinとWilkinsのビルドアップ係数<sup>2)</sup>

1954年、GoldsteinとWilkinsがモーメント法を用いて、水、Al、Fe、Sn、W、Pb、Uの7物質について計算した結果が、TaylorやCapoの式のパラメータフォームでQAD-CGやSPANコードの基礎データに長く利用されてきた。これらのデータは、光子エネルギーが0.5(水のみ0.255) MeV~10 MeV、透過距離が0~20 mfpで、物質と光子の相互作用として、吸収は光電効果と電子対創生、散乱は自由電子によるコンプトン散乱のみであった。

### 3.2 ガンマ線ビルドアップ係数の新規の必要性

TMI事故の後処理でも問題になったが、低エネルギーデータへの要求が強い。核燃料サイクル、廃棄物処理、放射光施設、X線発生装置、医療等のアイソトープ利用施設等では、0.5 MeV以下のビルドアップ係数が上記7物質を含めて、多くの物質について要求されている。又、高エネルギー加速器や捕獲中性子反応で発生する高エネルギーのガンマ線に対し、制動輻射を考慮したデータが必要とされている。

光子エネルギーが低くなると、同じ遮蔽材の厚さ(cm)に対し、大きなmfp単位のデータが必要となる。例えば、1mのコンクリートの場合、その厚さをmfp単位で表すと、1、0.5、0.1 MeVの光子エネルギーに対し、それぞれ15、20、40であり、上記のGoldsteinとWilkinsのデータでは不足する部分がでてくる。

### 3.3 標準ライブラリー作成

1980年、現状に即したビルドアップ係数を作成するため、ANS-6.4.3WGがスタートした。一方、日本でも、1983年、原子力研究所原子力コード委員会簡易計算法WGで、ビルドアップ係数のデータを整備し、点減衰核コードのデータベースを作成する準備を始めた。ところが、丁度その年の5月に東京で開催された第6回放射線遮蔽国際会議において、委員長のORNL/RSIC (Radiation Shielding Information Center)のTrubeyから、米国でのANS-6.4.3の紹介があった<sup>1)</sup>。その中で、2月にNSEから公開された、著者の提案によるG-P (geometric progression) フィッティング式<sup>3)</sup>が、非常に精度がよい式であるという話もあった。

その後、Trubeyからモーメント法で計算した、22物質のビルドアップ係数についてG-Pフィッティング式でフィットしてもらえないかという依頼があり、簡易計算法WGで手分けしてフィッティング・パラメータの決定を行った<sup>4)</sup>。

その折、軽い物質に低エネルギーガンマ線が入射した場合について、線源近くに変なデータが含まれている事に気がついた。そこで、PALLASコード<sup>5)</sup>とG-Pフィッティング式<sup>6)</sup>を用いて、これらのデータの修正や、モーメント法コードではできない制動輻射を考慮したビルドアップ係数の計算<sup>7)</sup>、4本のkX線を含めた計算<sup>8)</sup>等を行った。比較する実験がないため、EGS4<sup>9)</sup>やANISNコード<sup>10)</sup>で比較計算を行いながら、データを作成した。これらの結果は、1985年設けられた原子力学会「放射線施設遮蔽」研究専門委員会ビルドアップ係数小委員会で討議された。

### 3.4 ANS-6.4.3のビルドアップ係数

作成されたデータの内容が表1にまとめられている。

照射線量は被爆線量用に、エネルギー吸収は、発熱計算等に用いられる。

エネルギー領域は、0.015~15MeVと低エネルギー部分に広げられ、また透過距離は、40mfpになった。物質の種類も工学的に必要な26物質となった。

フィッティング式としてG-P式の外に、解析計算に長く利用され、まだ需要のあるTaylor式が追加され、ANSでパラメータの値が決められた。

遮蔽材-人体の境界線量への換算係数: 空气中で測定された照射線量率(レントゲン/hr)は、放射線が人体に入り、多重散乱して、実際の被爆量を正しく評価していないとして、保健物理の立場では、垂直入射ガンマ線が組織に入り、組織中で最大となる線量を線量当量として用いている。これは「レム」単位で表示するが、レントゲンからレムへの換算係数がANSI/6.11<sup>11)</sup>として出され、広く利用されてきた。

しかし、遮蔽材の後方に続く人体へ入射する光子は、単一エネルギーでなく、入射角も一定でない。そのため、遮蔽材-組織という体型で、改めて換算係数がASFITで計算され<sup>12)</sup>、ANSデータに入れられた。

## 4. 日本でした仕事

### 4.1 Buildup Factor Dataの計算と評価

ANSデータ(モーメント法)の評価

Beの0.03~0.3MeV PALLAS計算<sup>13)</sup>

Be~Cu 問題のあるデータをG-P fitting式で置き換え<sup>14)</sup>

制動輻射、特性X線を考慮したデータをPALLASで計算<sup>8)</sup>

Goldsteinらのデータは、0.5MeV以下、20mfp以上のデータがなかったため、それより低エネルギー、深い透過距離のデータは0.5MeV、20mfpのデータで代用され、過小評価していた事がわかった。又、モーメント法によるデータは、制動輻射を、例えば、鉛の8、10、15MeVに対しファクター2、3、10過小評価していた事がわかった。K吸収端付近では特性X線を無視していたため、ファクター30も過小評価していた事が明らかになった<sup>15)</sup>。

### 4.2 点減衰核法のG-Pパラメータデータベースの作成

全データのG-Pパラメータを決定

G-Pパラメータによるエネルギー、原子番号の内挿により、連続データにする

40 mfp以上のデータの推定する外挿式の確立

QAD-CG<sup>16)</sup>、G33<sup>17)</sup>へG-Pパラメータを組み込む

(DLC-129<sup>18)</sup>: G-PパラメータによるBuildup Factor Data Library)

新しいビルドアップ係数を用いたベンチマーク計算で、他の複雑で時間のかかるディスクリートやモンテカルロコードと同等の結果を短時間に求められる事を確かめた。

#### 4.3 その他基礎的検討

##### コヒーレント散乱

ANSデータは自由電子による散乱断面積を用いているが、コヒーレント散乱や、束縛電子による散乱断面積を用いたときのANSビルドアップ係数への影響をEGS4コードでチェックした<sup>18)</sup>。

##### 遮蔽材-人体の境界線量への換算係数

日本では、1 cm深部線量への換算係数をPALLASコードで求めた<sup>20)</sup>。

#### 5. ビルドアップ係数のフィッティング式

フィッティング式は、データ容量の節約と、離散的なデータをエネルギー、距離に関し、連続データとするために用いる。

Goldsteinらのビルドアップ係数に対し、

$$\text{Berger: } Br(X) = cX \exp(aX)$$

$$\text{Taylor: } Br(X) = A_1 \exp(-\alpha_1 X) + (1-A_1) \exp(-\alpha_2 X)$$

$$\text{Capo: } Br(X) = \sum_{ij} C_{ij} (1/E)^j (X)^i$$

のフィッティング・パラメータが点減衰核コードにデータとして組み込まれていた。新しいビルドアップ係数は、透過距離も40mfp、光子エネルギーが0.015~15MeVまで広げられた事により、低エネルギーの光子が軽い物質に入射した時のビルドアップ係数は、距離に対してやや複雑な依存性を示すため正確に近似できなくなった。しかし、筆者の提案したG-P (Geometric Progression) 式<sup>6)</sup>は、この場合にも正確に近似できる。G-P式は次のように表される。

$$B(E, x) = 1 + (b-1)(K^x - 1)/(K-1), \quad K \neq 1$$

$$B(E, x) = 1 + (b-1)x, \quad K = 1$$

$$K(E, x) = cx^\alpha + d[\tanh(x/X_k - 2) - \tanh(-2)]/[1 - \tanh(-2)]$$

ここで**b**は1mfpのビルドアップ係数であり、**K**はmfp単位の透過距離の増加に伴う、線量の増倍を表している。単一エネルギーの光子は1mfpの透過距離で、物質と入射エネルギーに対して固有のエネルギースペクトルを形成する。1mfpより深い透過のエネルギースペクトルは、1mfpの連続スペクトルを線源とみなして表すことができる。**K**の値はエネルギースペクトルの優勢なエネルギーフラックスの位置が、透過距離とともに変動する様子を表して居り、深い透過でスペクトルの形が一定になると**K**の値も一定値に近づく。この性質を利用して、40mfp以上のビルドアップ係数の値を推定する外挿式を作成した。G-Pパラメータは、新しいビルドアップ係数の離散的なデータを10%以内の制度で再現した。5つのパラメータは、入射エネルギーとともにゆるやかに変動している故、パラメータのエネルギー内挿により、任意のエネルギーのビルドアップ係数が求められる。

さらに5つのパラメータは、原子番号に対してもなめらかな変化をしているため、データの無い原子番号のビルドアップ係数を求める事ができる。化合物や混合物に対しては、実効原子番号を用いて任意の物質に対するビルドアップ係数が求められる。ここで注意しなければならない事は、原子番号依存性が光電吸収と電子対創生では異なる事である。そのため、実効原子番号も、1.5MeVの前後で異なる値をもつ。例えば、普通コンクリートの場合、実効原子番号は13.5 (< 1.5 MeV) と 11.5 ( $\geq 1.5$  MeV) である<sup>21)</sup>。G-P式は、離散的なビルドアップ係数データを、物質、エネルギー透過距離に関し、連続的なデータにした。

#### 6. ANS-6.4.3のデータからANSIデータへ

decay heat library の標準化が日本で進められている時期でもあり、米国の標準データへの過程を紹介する。

作成されたANS-6.4.3のビルドアップ係数は、ANS-6.4.3の委員全体の承認を得て、ANS-6に提出される。ANS-6の委員会、N17の委員会の承認を得て、ANS標準委員会からANSIに提出される。それから幾つかの委員会の承認を得てANSIデータとなる。

米国では、ANSIデータの構成員 (ANSもその一員) はボランティア活動で、標準データを作成している。ビルドアップ係数の場合、最終データになるまで、コードの改良を続けながら、難問にあたっていった。

ANSIデータは、国の機関が行政に広く利用し、裁判での重要資料にも利用されている。

日本での安全審査に提出される $\gamma$ 線の遮蔽設計は、現在一部公開されているANS-6.4.3データを用いて行われている。

#### 7. まとめ

##### ○ANS-6.4.3ビルドアップ係数の標準ライブラリー作成に対し国際協力した。

特性X線、制動放射線の寄与を明確にした。

G-Pフィッティング・パラメータを決定した。

QAD-CGGP、G33-GPコードを開発し、RSICに提供した。

##### ○ビルドアップ係数計算法の検討

多種計算法のベンチマークテストを行った。

##### ○今後の課題

多重層ビルドアップ係数の算出

斜入射の問題

ダクト、ボイドのある体型への応用

コヒーレント、束縛電子による散乱問題の検討

表1 ANS-6.4.3 ガンマ線ビルドアップ係数

Buildup Factor	Exposure Buildup Factors, Energy Absorption Buildup Factors
Energy Range	0.015 - 15.0 MeV
Attenuation Distance	0.5 - 40 mfp
Source	Point Isotropic,
Medium	Infinite Medium
Elements	${}^4\text{Be}$ , ${}^5\text{B}$ , ${}^6\text{C}$ , ${}^7\text{N}$ , ${}^8\text{O}$ , ${}^{11}\text{Na}$ , ${}^{12}\text{Mg}$ , ${}^{13}\text{Al}$ , ${}^{14}\text{Si}$ , ${}^{15}\text{P}$ , ${}^{16}\text{S}$ , ${}^{18}\text{Ar}$ , ${}^{19}\text{K}$ , ${}^{20}\text{Ca}$ , ${}^{26}\text{Fe}$ , ${}^{29}\text{Cu}$ , ${}^{42}\text{Mo}$ , ${}^{50}\text{Sn}$ , ${}^{57}\text{La}$ , ${}^{64}\text{Gd}$ , ${}^{74}\text{W}$ , ${}^{82}\text{Pb}$ , ${}^{92}\text{U}$
Mixtures	Air, Water, NBS concrete
Fitting Functions of Buildup Factors	
	G-P (Geometric Progression)
	Taylor
Correction Factors for Shield-tissue Interface	
Shielding Medium	Water, Al, NBS concrete, Iron, Tin, Tungsten, Lead

References

- 1) D. K. Trubey : Proc. 6th Int. Conf. Radiation Shielding, 1241 (1983)
- 2) H. Goldstein, J. E. Wilkins : NYO-3075, (1954)
- 3) Y. Harima : Nucl. Sci. Eng., 83, 299 (1983)
- 4) Y. Harima et al. : JAERI M86-071 (1986)
- 5) K. Takeuchi, and S. Tanaka : PALLAS-ID (VII) JAERI-M 84-214 (1984)
- 6) Y. Harima et al. : Nucl. Sci. Eng., 94, 24 (1986)
- 7) K. Takeuchi, and S. Tanaka : Nucl. Sci. Eng., 90, 158.(1984)
- 8) Y. Sakamoto et al. : JAERI M88-198 (1988)
- 9) R. R. Nelson, et al : EGS4 Code system (1985)
- 10) K. Koyama et al. : JAERI M-6954 (1977)
- 11) ANSI/ANS-6.1.1-1977
- 12) D. V. Gopinath et al. : Nucl. Sci. Eng., 97, 362 (1987)
- 13) Y. Harima et al. : Nucl. Sci. Eng., 96, 241 (1987)
- 14) D. K. Trubey : ORNL/RSIC-49 (1988)
- 15) 播磨良子 他 ; 日本原子力学会誌, 4月号 (1989)
- 16) RSIC Code Package CCC-493/QAD-CGGP (1986)
- 17) RSIC Code Package CCC-494/G33-GP (1986)
- 18) RSIC Data Library Package DLC-129/ANS643 (1987)
- 19) Y. Harima and D. K. Trubey : Nucl. Sci. Eng., 99, 145 (1988)
- 20) 田中俊一, 鈴木友雄 : アイソトープニュース, 2月号 (1989)
- 21) Y. Sakamoto et al. : Nucl. Sci. Eng., 100, 33 (1988)



1989年・年会

<「核データ・炉物理」合同会合講演要旨 2.>

JEF (Joint Evaluated File) の現状

原研 中島 豊

1. JEFとは

JEFは経済協力開発機構原子力機関 (OECD/NEA) データ・バンク加盟国 (西ヨーロッパ15カ国と日本) の共同プロジェクトにより作成された評価済み核データファイルであり、JENDLやENDF/Bに相当するファイルである。JEF作成の動機はENDF/Bが米国とカナダの研究者以外には公開されなくなったことにある。西ヨーロッパの研究者はこの事態に大変困り、急遽JEF-1が作成された。JEF-1は新たに評価されたものはほとんどなく、既存の評価済み核データファイル (ENDF/B-IV、JENDL-2、KEDAK、UKNDLなど) のデータを比較し最も良いと思われるものを採用してENDF-5 Formatでファイル化したもので、300核種以上のデータが集録されている。各種のベンチマークテストを経た後1985年3月データ・バンク加盟国の研究者に公開された。JEF-1は西ヨーロッパでの評価活動の成果を取り入れてはいるものの、既存のファイルのまる写しに近いものであったので、独自のファイルを作成することが計画され、JEF-1公開の直後からJEF-2の評価作業が開始された。JEF-2の評価体制はそれぞれの核種の評価責任者を決め、評価責任者が評価者に評価を依頼するシステムである。春と秋年2回データ・バンクに評価者が集まり評価の進捗状況を報告し、問題点を検討する。これとは別に年1回政策的な問題について討論するために科学調整グループの会合が開催される。

表-1にJEF-2として新たに評価された核種とその評価責任者を示した。JENDL-3からは $^{15}\text{N}$ と $^{16}\text{O}$ 、 $^{23}\text{Na}$ が採用される予定である。ENDF/B-IV、-Vから4核種 ( $^{10}\text{B}$ ,  $^{11}\text{B}$ ,  $^{12}\text{C}$ ,  $^{59}\text{Co}$ )、ENDL-78から1核種 (Ga-nat) を新たに採用したが、他の核種はJEF-1をENDF-6 Formatに編集し直したものである。JEF-2も例に漏れずファイルの完成は大幅に遅れ、1990年1月中旬にやっとテスト用のファイルが完成し、関係機関に配布されることになり、原研核データセンターにも送付する約束になっていたが<sup>(1)</sup>、未だ到着していない。(2月22日現在) 以下にJEF-2として新たに評価された核種について述べる。

本報告は日本原子力学会1989年年会の(核データ・炉物理) 合同特別会合での講演にその後得た情報を付け加えたものである。またこの報告は正式な研究論文ではないので、実験データの出典は明記しなかった。CINDAやAcademic Press発行の Neutron cross Sections Vol. 1, Vol. 2(通称BNL-325 4th edition)を参照すれば、ほとんどの出典を見つけることが可能と思う。

2.  $^{235}\text{U}$

2.1  $\eta$ の問題

$\eta$ は $\nu\sigma_f/(\sigma_f+\sigma_c)$ として定義され、中性子が1個吸収されたとき発生する核分裂中性子の個数を表す。 $\eta$ のこれまでの評価値はどれも0.1eV以下では一定値に近いものであったが、軽水炉反応度の減速材温度係数の実験値と計算値の不一致を改善するものとしてWinf

rithのHalsallやCadaracheのSantamarina達によって $\eta$ にエネルギー依存性をもたせることが提案された。GeelやILL (Grenoble)での実験はSantamarina達の提案した曲線をよく再現しており (Fig. 1)、JEF-2としては $\eta$ にエネルギー依存性をもたせて、これらの実験値を再現する評価値を採ることにしたようである。(Fig. 1 (b))

## 2.2 分離共鳴領域

Gwin達の20eV以下、Weston and Toddの15eV以上の核分裂断面積の測定値およびSpencer達の数eV以下、Harvey達の数eV以上の全断面積の測定値にR-matrix解析コードSAMMYを用いてde Saussure達によって得られた2,250eVまでのReich-Mooreのパラメータを採用している。110eV以下では個々の共鳴準位のパラメータであるが、110eVから2,250eVのものは個々のピークが単独の共鳴準位である保証はないので、実験値を現象論的に再現するパラメータである。de Saussure達の解析結果の一部をFig. 2に示す。Blons達のデータとの比較も示してあるが、共鳴の谷の部分で実験値が系統的に大きくなっていて、バックグラウンドの差引が不十分であるとしてde Saussure達はこの実験データを採用しなかった。しかしBlons達のデータは試料を液体窒素で冷却して測定されたもので、分解能がよいので共鳴の分離がよくこの解析に大変役だっていることが分かる。

## 3. $^{238}\text{U}$

### 3.1 分離共鳴領域

de Saussure達、Moxon、Macklin達による捕獲断面積の測定値およびOlsen達による中性子透過率の測定値をR-matrix解析コードREFITを用いてMoxon達によって10keVまでの共鳴パラメータが評価された。4keVまでは個々の共鳴準位のパラメータが得られていると考えられるが、4keVから10keVまでは、個々の共鳴パラメータが得られている保証はなく、実験値を再現する現象論的なパラメータであると考えられる。Macklin達の捕獲断面積の測定値とOlsen達の中性子透過率の測定値をREFITコードで解析した例をFig. 3に示す。

### 3.2 非分離共鳴領域

このエネルギー領域のJEF-2、ENDF/B-Vの評価方法並びに評価値については原研核データセンターの中川氏の解説がある<sup>(2)</sup>。Froehnerは非分離共鳴領域での平均断面積の厳密な式を導出し、それを全断面積と捕獲断面積、非弾性散乱断面積の実験値に一般化最小自乗法でフィットし、それぞれの部分断面積の評価値を得た。Kononov達やSmith達、Tsubone達の全断面積、Kazakov達の捕獲断面積、Winters達やTsang and Brugger、Smith達の非弾性散乱断面積の測定値に重点を置いて評価された。この評価値はJENDL-3TとPoenitzによる同時評価の値との中間に位置していた。Poenitzによる非分離共鳴領域の評価値は大部分の実験値と余りにもかけ離れているとの指摘がJEF側から出され、Poenitzは実験値の重み(Covariance)を変えて、若干大きめの値に修正したのでFroehnerの評価値とほぼ一致することとなった。その様子はFig. 4に示されている。それでも依然としてFroehnerの評価値もPoenitzの評価値も50keVから500keVまでの大部分の実験値より小さい。この理由をPoenitzは実験データ間の相関によるものだと説明している<sup>(3)</sup>。断面積の形を決めるデータと絶対値を決めるデータがありこのエネルギー領域の大部分の実験データは形を決めるデータであり、評価値からずれても問題ないと言いたいようである。そう言われても $^{238}\text{U}$ のこのエネルギー領域だけでこんなことが起こることは簡単に納得す

るわけにはいかないように思う。しっかりした信頼できる実験データがいくつか複数個早急に出ることが望まれる。Sowerby(AERE, Harwell)はFroehnerとPoenitzの評価値を支持する理由の一つとして共鳴領域でのPoenitzの評価値とJEF-2の共鳴パラメータから計算した平均断面積がほぼ一致することを挙げているが、エネルギー領域が違うことでもあり直接的にこれらの評価値を支持する理由にならないと思う。JENDL-3もこれらの評価値に近い値になり、長い間懸案であった $^{238}\text{U}$ の捕獲断面積の微分値と積分データ(実験値)との食い違いが解決されることとなったが、評価者側からみるとどうもすっきりしない解決と言わざるを得ない。

#### 4. $^{239}\text{Pu}$

1 keV以下のエネルギー領域でDerrienとde Saussureによって評価されたReich-Mooreの共鳴パラメータを採用する。この評価にはSpencer達(数eV以下)とHarvey達の透過率測定データ、Gwin達(20eV以下)とWeston and Todd(15eV以上)の核分裂断面積の実験データが主に用いられた。Fig. 5にWeston and Toddによる核分裂断面積の実験データとENDF/B-V、ENDF/B-VI(JEF-2)との比較を示した。明かにENDF/B-Vに比べて実験値と一致が良くなっていることがわかる。

#### 5. $^{241}\text{Pu}$

分離共鳴領域は300eV以下であり、そのReich-Mooreの分離共鳴パラメータはDerrienとde Saussureにより評価された値を採用している。評価に用いられた実験データは、Harvey and Symptonの測定した中性子透過率データとMigneco達、Blons達、Weston達による核分裂断面積の測定値、Weston達の捕獲断面積の測定値(吸収断面積から核分裂断面積を差し引いて得られた。)である。特にBlons達の測定データは試料を液体窒素で冷却して得られたものだけに他の測定データに比べ共鳴の分離が良く、分離共鳴パラメータの評価を容易にしている。その様子はFig. 6の250eVから300eVまでのエネルギー領域での評価に明瞭に示されている。

#### 6. Ni

JENDL-2をベースにしてファイルを作る方針でオランダのPetten(ECN)を中心に評価された。分離共鳴パラメータはDerrienが評価を行った。1MeV以上はUhl(IRK, Vienna)の評価値を採用している。500keVから1MeVまではPettenでUhlの光学ポテンシャルを使って評価した。Uhlの光学ポテンシャルとDerrienの分離共鳴パラメータの平均値を使った計算値は実験値及び分離共鳴パラメータから計算した平均断面積に比べて大きかったので評価値が実験値に合うように $D_{obs}$ と $\Gamma_\gamma$ を調節した。100keV~500keVの共鳴パラメータから計算した平均捕獲断面積は実験値に比べて小さいのでスムーズなバックグラウンドで補正した。

#### 7. Fe

分離共鳴パラメータ(多分Reich-Moore formalism)は新たにFroehnerが評価した。1~20MeVの評価はBologna(ENEA)で行われた。これには $\gamma$ 線生成断面積も含まれている。

#### 8. Cr

$\gamma$ 線生成断面積を含めて評価はBologna(ENEA)で行われた。

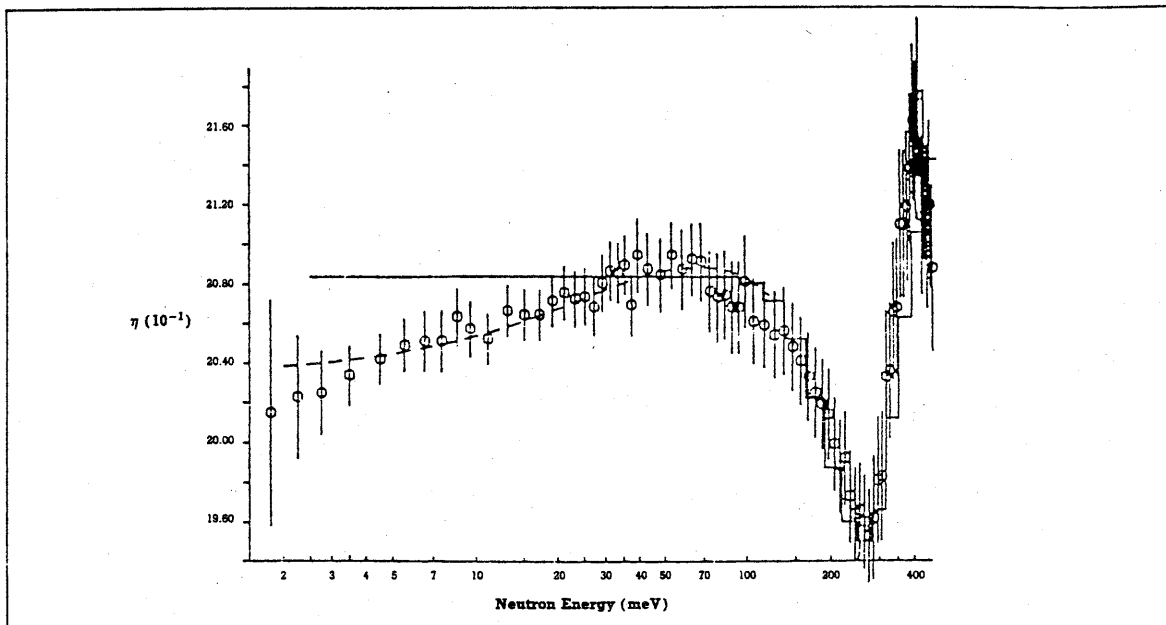
#### References

References

- (1) 中川庸雄、私信(1990).
- (2) 中川庸雄、核データニュース、No.32, p.57(1989).
- (3) 原研核データセンター五十嵐信一氏 (現NEDAC) への私信(1989).

Table 1 JEF-2 evaluations

Nuclide	Responsible persons
Cr- 50	E. Menapace(ENEA)
Cr- 52	E. Menapace(ENEA)
Cr- 53	E. Menapace(ENEA)
Cr- 54	E. Menapace(ENEA)
Fe- 54	E. Menapace(ENEA), F. Fröhner(KfK)
Fe- 56	E. Menapace(ENEA), F. Fröhner(KfK)
Fe- 57	E. Menapace(ENEA), F. Fröhner(KfK)
Fe- 58	E. Menapace(ENEA), F. Fröhner(KfK)
Ni- 58	H. Gruppelaar(ECN)
Ni- 59	H. Gruppelaar(ECN)
Ni- 60	H. Gruppelaar(ECN)
Ni- 61	H. Gruppelaar(ECN)
Ni- 62	H. Gruppelaar(ECN)
Ni- 64	H. Gruppelaar(ECN)
Pb- 0	H. Gruppelaar(ECN)
U -235	H. Derrien(Cadarache), H. Tellier(Saclay)
U -238	M. Sowerby(Harwell)
Pu-239	E. Fort(Cadarache)
Pu-241	F. Fröhner(KfK)



Preliminary results of the Geel Measurements of  $^{235}\text{U}$  compared with the modified data (---) proposed by Santamarina et al

Fig.1(a). Neutron energy dependence of  $\eta$  for  $^{235}\text{U}$

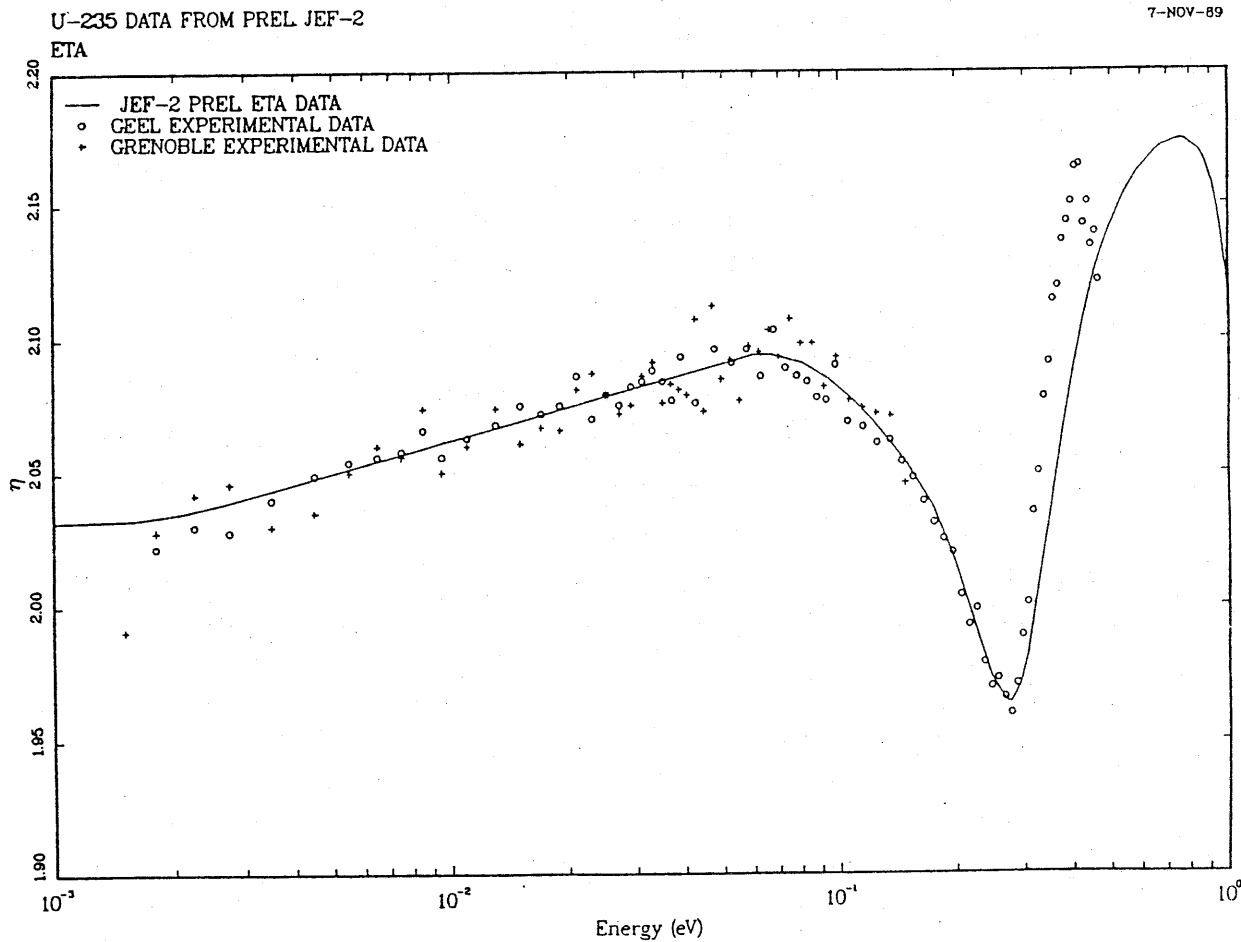


Fig.1(b). Neutron energy dependence of  $\eta$  for  $^{235}\text{U}$

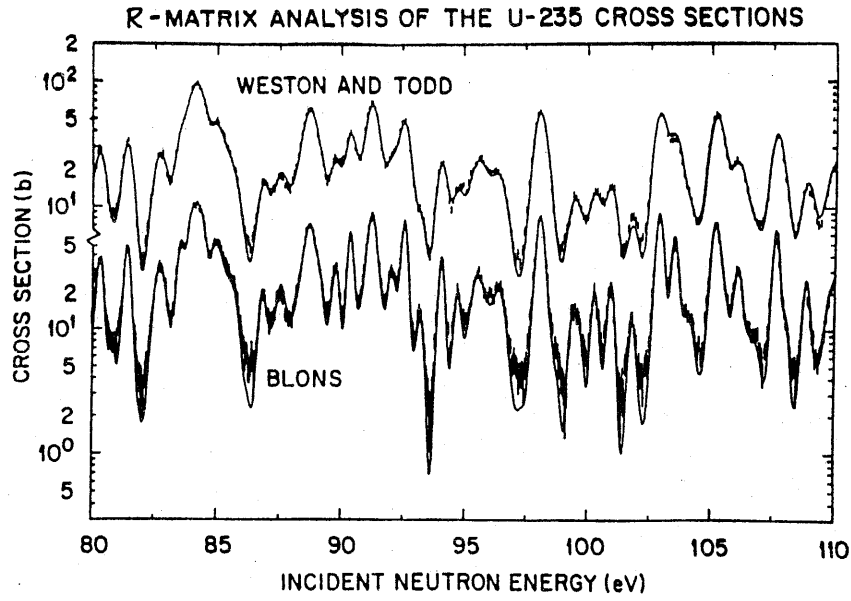


Fig. 2.  $^{235}\text{U}$  fission cross sections from 80 to 100eV

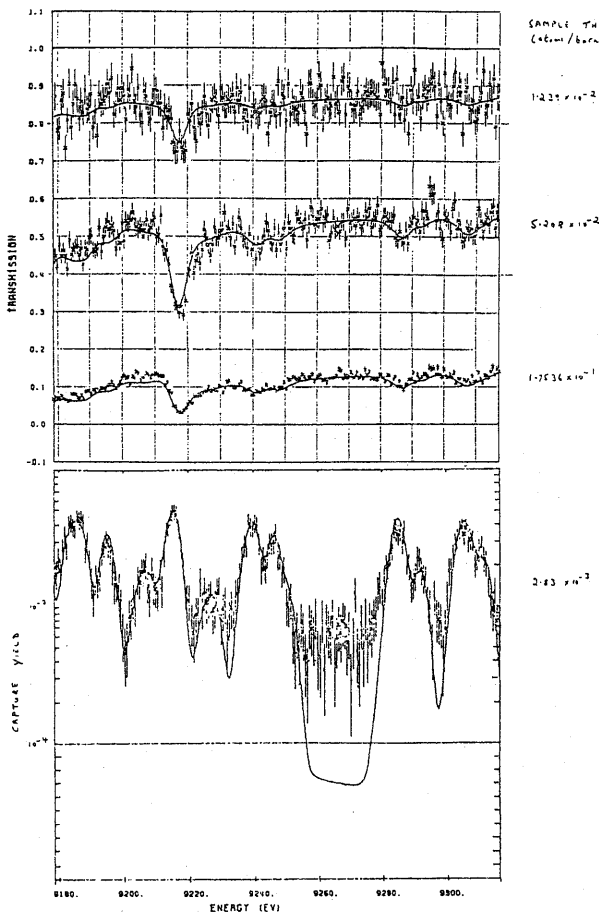


Fig. 3. Comparison of calculated values with the measured transmission and original capture data of Olsen et al and Macklin et al

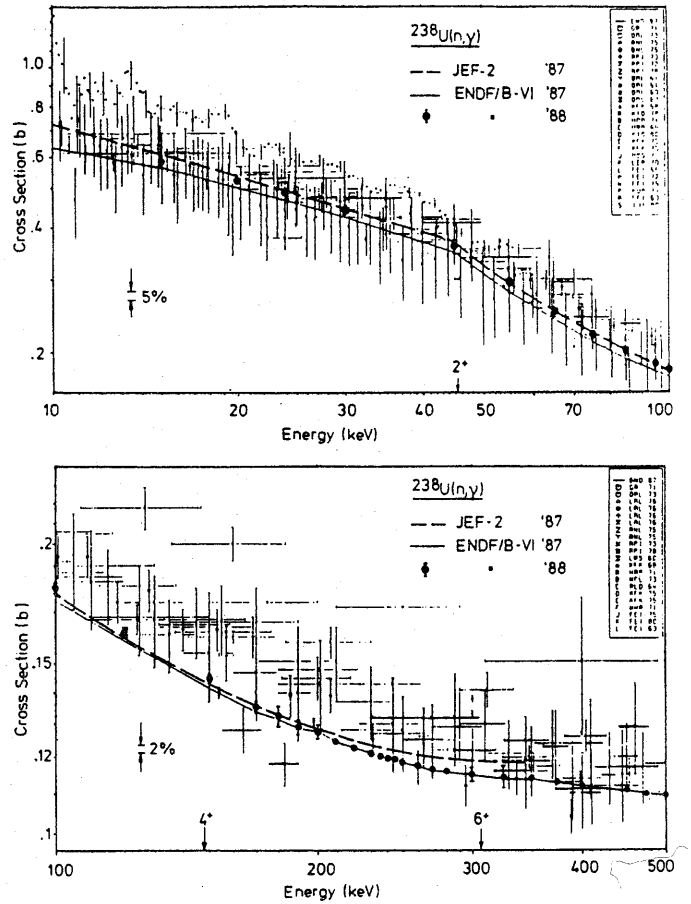


Fig. 4. Capture cross section evaluations and data. Inelastic thresholds are indicated by spin-parity characteristics of residual levels.

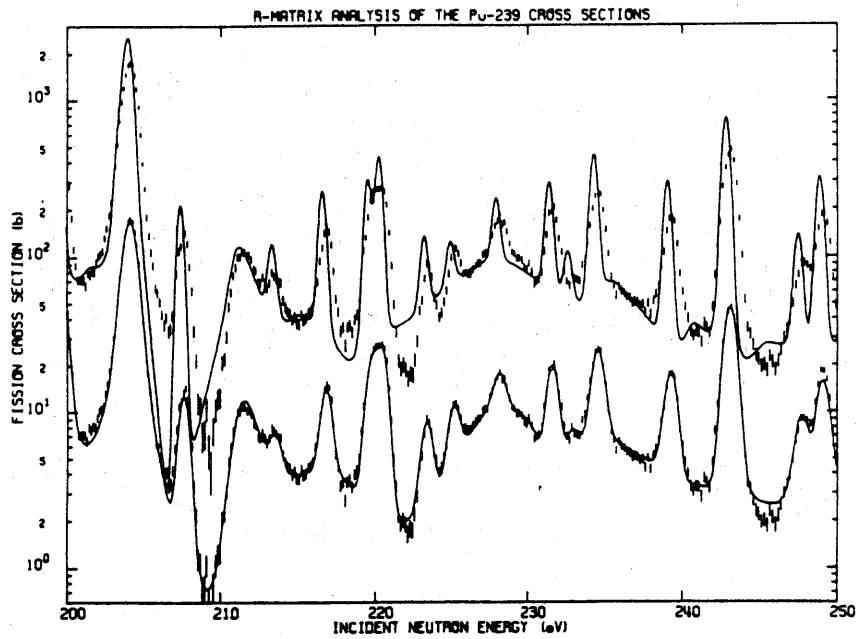


Fig. 5. Comparison of the fission cross section computed with the resonance parameters of Derrien and de Saussure (lower solid line) and with ENDF/B-V (upper solid line) with the data from Weston 84, in the energy range 200 to 250 eV. The ENDF/B-V calculation and corresponding set of data were displaced up by one decade for clarity.

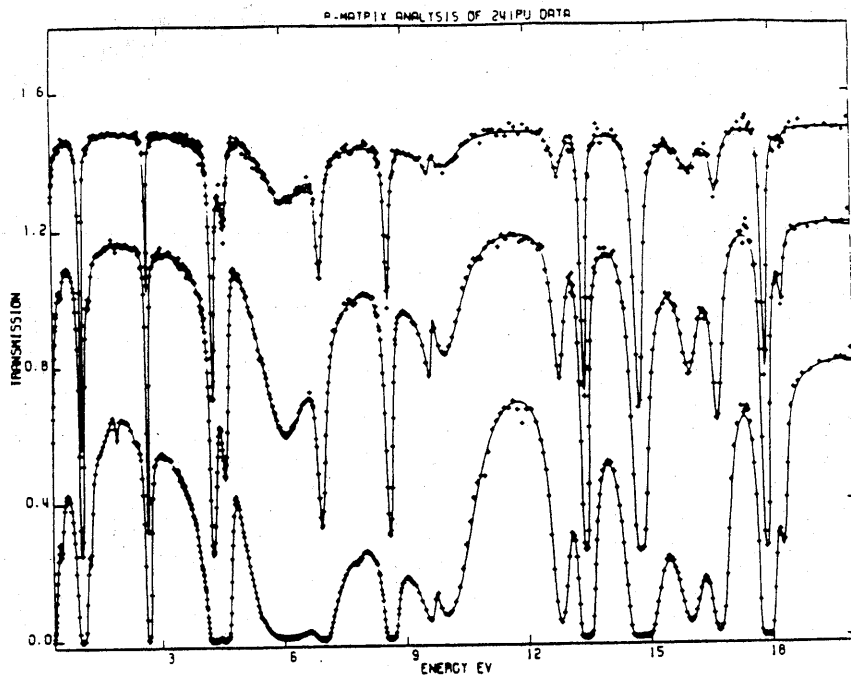


Fig. 6.  $^{241}\text{Pu}$  transmission ratio in the energy 0.3 eV to 20 eV. The experimental data (crosses) are the results of Harvey et al. measurements of  $5.19 \times 10^{-4}$  at/b,  $2.27 \times 10^{-3}$  at/b and  $1.12 \times 10^{-2}$  at/b samples. The solid lines represent the values calculated from the resonance parameters. The data for the thin and medium samples are displaced by 0.25 and 0.5 respectively for clarity of the display. The resonances of the isotopes  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$  were not removed from the data.

1989年・年会

＜「核データ・炉物理」合同会合講演要旨 3.＞

JENDL-3の現状

(原研) 柴田 恵一

1. はじめに

日本の評価済み核データライブラリーの第3版JENDL-3の評価作業は1982年に開始された。そして、1987年ベンチマークテストのために一時的なファイルJENDL-3 T/Rev. 0を作成した。このファイルは97核種のデータを含み、種々のベンチマーク計算に用いられた。その結果、幾つかの核種については、積分データとの不一致が指摘された。その後、指摘された問題点についての検討及びデータの修正を行いJENDL-3 T/Rev 1を作成した。詳細ベンチマークテストは現在進行中である。そして、4月から評価データはJENDL-3のGeneral Purpose Fileとして国内利用に供されることとなった。

表1、2に示すように収納核種数はGeneral Purpose Fileが171核種、Fission Product Fileが172核種であり全体で324核種となる。(両ファイルに共通な核種が19ある。)この数字は、ENDF/B-Vを上回るものである。

以下では、FPを含めたJENDL-3の評価について述べるとともに、JENDL-3の利用上の注意についても触れる。

2. JENDL-3の評価

2.1 General Purpose File

a) 軽核

軽核では関与する共鳴準位の数もそれほど多くはないので、R行列理論による評価が多く行われた。(He-3,4, Li-6, Be-9, B-10,11, C-12, O-16等)一方、軽核特有の3体、4体崩壊反応については理論計算による推定が難しいため、100%実験値ベースの評価となった。図1に核融合ブランケットで重要となる、 ${}^7\text{Li}(n,nt)\alpha$ 断面積を示すが、JENDL-3の評価値はENDF/B-IVに比べ14MeVで10%程小さくなった。図2は ${}^9\text{Be}(n,2n)$ 断面積であるが、14MeV付近は最近の東北大<sup>1)</sup>、阪大<sup>2)</sup>の実験値を基にしており、JENDL-2に比べ6%程下がった。

DDXに関しては、 ${}^6,7\text{Li}$ 、 ${}^{10}\text{B}$ で低エネルギー側の連続中性子成分を表現するために擬似レベルを採用した。

b) 中重核

この領域では、理論計算による評価が広く行われた。前平衡過程を含む統計理論や、DWBA、チャンネル結合法に基づく直接過程によりJENDL-2で不十分であった高エネルギー領域で



の断面積の精度が向上した。図3は $^{65}\text{Cu}$ の $(n, 2n)$ 断面積であるが、JENDL-3の評価は統計理論による計算値で、実験値との一致はかなり良い。図4はドシメトリーで重要な $^{54}\text{Fe}(n, p)$ 断面積であるが、このケースは実験値に基づいて評価をした。即ち、低エネルギー側はANLのSmith<sup>3)</sup>、高エネルギー側は原研FNSの池田氏<sup>4)</sup>のデータを基にした。

図5は鉄のDDXであるが評価値と阪大の実験値との一致は満足できるものである。主要核種のガンマ線生成断面積及びスペクトルは、主に理論計算により求められた。1例として、図6にSiのガンマ線スペクトルを示すが計算値とORNLの実験値は良くあっている。

### c) 重核

重核の評価で特徴的なことは同時評価である。即ち、 $^{235}, ^{238}\text{U}$ 、 $^{239}, ^{240}, ^{241}\text{Pu}$ の核分裂断面積および $^{238}\text{U}$ の捕獲断面積はratioデータを考慮して50keV以上で同時評価を行った。その他の反応については、中重核と同様理論計算を行った。

$^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ の核分裂断面積は、JENDL-3ではJENDL-2にくらべ1MeV以下でそれぞれ3-4%、4-5%程低めの値となった。 $^{238}\text{U}$ の捕獲断面積は、最終的に図7に示すように50-300keVでJENDL-2に比べかなり低めになった。これは、JENDL-3がKazakov<sup>5)</sup>のデータにウエイトを置いたためである。この評価結果はFroehner<sup>6)</sup>、Poenitz<sup>7)</sup>の評価とも一致しており、したがってJENDL-3、JEF-2、ENDF/B-VIはいずれも $^{238}\text{U}$ 捕獲断面積に関し低めの値を与えることになった。

図8は $^{239}\text{Pu}$ の核分裂スペクトルを示す。JENDL-3では、Madland&Nix<sup>8)</sup>の推奨値を採用したためマックスウェル型のJENDL-2に比べかためのスペクトルになっている。

## 2.2 Fission Product File

### a) 評価方法

しきい反応断面積はPEGASUSコード<sup>9)</sup>により計算された。全断面積、捕獲断面積、弾性・非弾性散乱断面積はCASTHYコード<sup>10)</sup>による理論計算により評価を行った。計算に用いた光学ポテンシャルパラメータは全核種について検討を行った。分離共鳴パラメータに関しては、出来る限り最新の実験値を収納した。非分離共鳴パラメータはCASTHYで計算された捕獲断面積または測定された捕獲断面積を再現するようにASREPコード<sup>11)</sup>により求められた。

### b) ファイル化の現状

分離共鳴パラメータは約150核種についてファイル化が終わっている。非分離共鳴パラメータ及びPEGASUS、CASTHY計算は全核種について作業が終わっている。

### 3. JENDL-3の利用について

JENDL-3のGeneral Purpose Fileは89年4月から利用できるようになった。(89年12月からは、国内外に対して完全公開になった。) Fission Product Fileは90年3月末までに完成の予定である。JENDL-3を利用したい場合は、原研核データセンターに申し込んで頂きたい。

#### 利用上の注意

- ① JENDL-3に基づく研究結果の公表は制限しない。但し、その結果及び使用経験を速やかに核データセンターに報告するものとする。
- ② 引用については当面以下のようにする。

#### 英文

JAERI Nuclear Data Center: "JENDL-3", Private communication, (1989).

#### 和文

原研核データセンター: "JENDL-3", 私信, (1989).

- ③ JENDL-3の利用に当たってはシグマ委員会が定めたデータ利用規準に従うものとする。

#### 参考文献

- 1) 馬場護他: 87年核データ研究会報文集、JAERI-M 88-065、p.365、(1988).
- 2) 高橋亮人他: 同上、p.279、(1988).
- 3) Smith, D.L., et al.: Nucl. Sci. Eng., 58, 314 (1975).
- 4) 池田裕二郎他: JAERI 1312 (1988).
- 5) Kazakov, L.E., et al.: Yad. Konst. 3 (1986).
- 6) Froehner, F.M.: Proc. of the Int. Reactor Physics Conf., Jackson Hole, 1988, Vol. I, P.243, (1988).
- 7) Poenitz, W.P.: 私信, (1989).
- 8) Madland, D.G., Nix, J.R.: Nucl. Sci. Eng., 81, 213 (1982).
- 9) 飯島俊吾他: JAERI-M 87-025, p.337, (1987).
- 10) 五十嵐信一: J. Nucl. Sci. Technol., 12, 67 (1975).
- 11) 菊池康之: 私信

表1 General Purpose Fileに収納した核種

1H*	29Si*	47Ti	64Ni	Cd*	206Pb*	233U	244Cm
2H	30Si*	48Ti	Cu*	Sb	207Pb*	234U	245Cm
3He	31P	49Ti	63Cu*	121Sb	208Pb*	235U*	246Cm
4He	S	50Ti	65Cu*	123Sb	209Bi*	236U	247Cm
6Li*	32S	51V	Zr*	Eu*	223Ra	238U*	248Cm
7Li*	33S	Cr*	90Zr	151Eu	224Ra	237Np	249Cm
9Be*	34S	50Cr	91Zr	153Eu	225Ra	239Np	250Cm
10B*	36S	52Cr	92Zr	Hf*	226Ra	236Pu	249Bk
11B*	K	53Cr	94Zr	174Hf*	225Ac	238Pu	250Bk
12C*	39K	54Cr	96Zr	176Hf*	226Ac	239Pu*	249Cf
14N*	40K	55Mn*	93Nb*	177Hf*	227Ac	240Pu	250Cf
15N*	41K	Fe*	Mo*	178Hf*	227Th	241Pu	251Cf
16O*	Ca*	54Fe*	92Mo	179Hf*	228Th	242Pu	252Cf
19F	40Ca*	56Fe*	94Mo	180Hf*	229Th	241Am	254Cf
23Na*	42Ca	57Fe*	95Mo	181Ta*	230Th	242Am	254Es
Mg*	43Ca	58Fe*	96Mo	W*	232Th	242mAm	255Es
24Mg	44Ca	59Co	97Mo	182W	233Th	243Am	255Fm
25Mg	46Ca	Ni*	98Mo	183W	234Th	244Am	
26Mg	48Ca	58Ni*	100Mo	184W	231Pa	244mAm	
27Al*	45Sc	60Ni*	Ag*	186W	232Pa	241Cm	
Si*	Ti*	61Ni	107Ag*	Pb*	233Pa	242Cm	
28Si*	46Ti	62Ni	109Ag*	204Pb*	232U	243Cm	

\*: ガンマ線生成データを収納した核種

表2 Fission Product Fileに収納した核種

75As	89Sr	99Tc	106Cd	121Sb	131Xe	141Ce	151Sm
74Se	90Sr	96Ru	108Cd	123Sb	132Xe	142Ce	152Sm
76Se	89Y	98Ru	110Cd	124Sb	133Xe	144Ce	153Sm
77Se	91Y	99Ru	111Cd	125Sb	134Xe	141Pr	154Sm
78Se	90Zr	100Ru	112Cd	120Te	135Xe	143Pr	151Eu
79Se	91Zr	101Ru	113Cd	122Te	136Xe	142Nd	152Eu
80Se	92Zr	102Ru	114Cd	123Te	133Cs	143Nd	153Eu
82Se	93Zr	103Ru	116Cd	124Te	134Cs	144Nd	154Eu
79Br	94Zr	104Ru	113In	125Te	135Cs	145Nd	155Eu
81Br	95Zr	100Ru	115In	126Te	136Cs	146Nd	156Eu
78Kr	96Zr	103Rh	112Sn	127mTe	137Cs	147Nd	152Gd
80Kr	93Nb	105Rh	114Sn	128Te	130Ba	148Nd	154Gd
82Kr	94Nb	102Pd	115Sn	129mTe	132Ba	150Nd	155Gd
83Kr	95Nb	104Pd	116Sn	130Te	134Ba	147Pm	156Gd
84Kr	92Mo	105Pd	117Sn	127I	135Ba	148mPm	157Gd
85Kr	94Mo	106Pd	118Sn	129I	136Ba	148mPm	158Gd
86Kr	95Mo	107Pd	119Sn	131I	137Ba	149Pm	160Gd
85Rb	96Mo	108Pd	120Sn	124Xe	138Ba	144Sm	159Tb
87Rb	97Mo	110Pd	122Sn	126Xe	140Ba	147Sm	
86Sr	98Mo	107Ag	123Sn	128Xe	138La	148Sm	
87Sr	99Mo	109Ag	124Sn	129Xe	139La	149Sm	
88Sr	100Mo	110mAg	126Sn	130Xe	140Ce	150Sm	

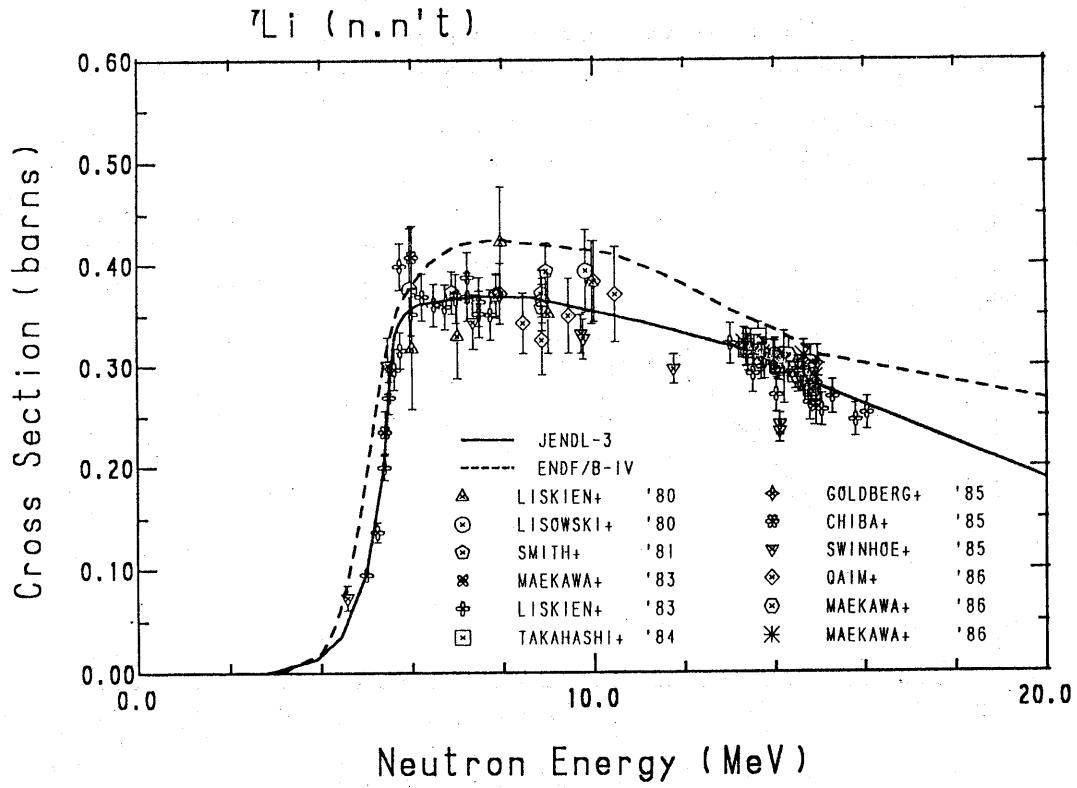


図1  ${}^7\text{Li} (n, n't)$  の断面積

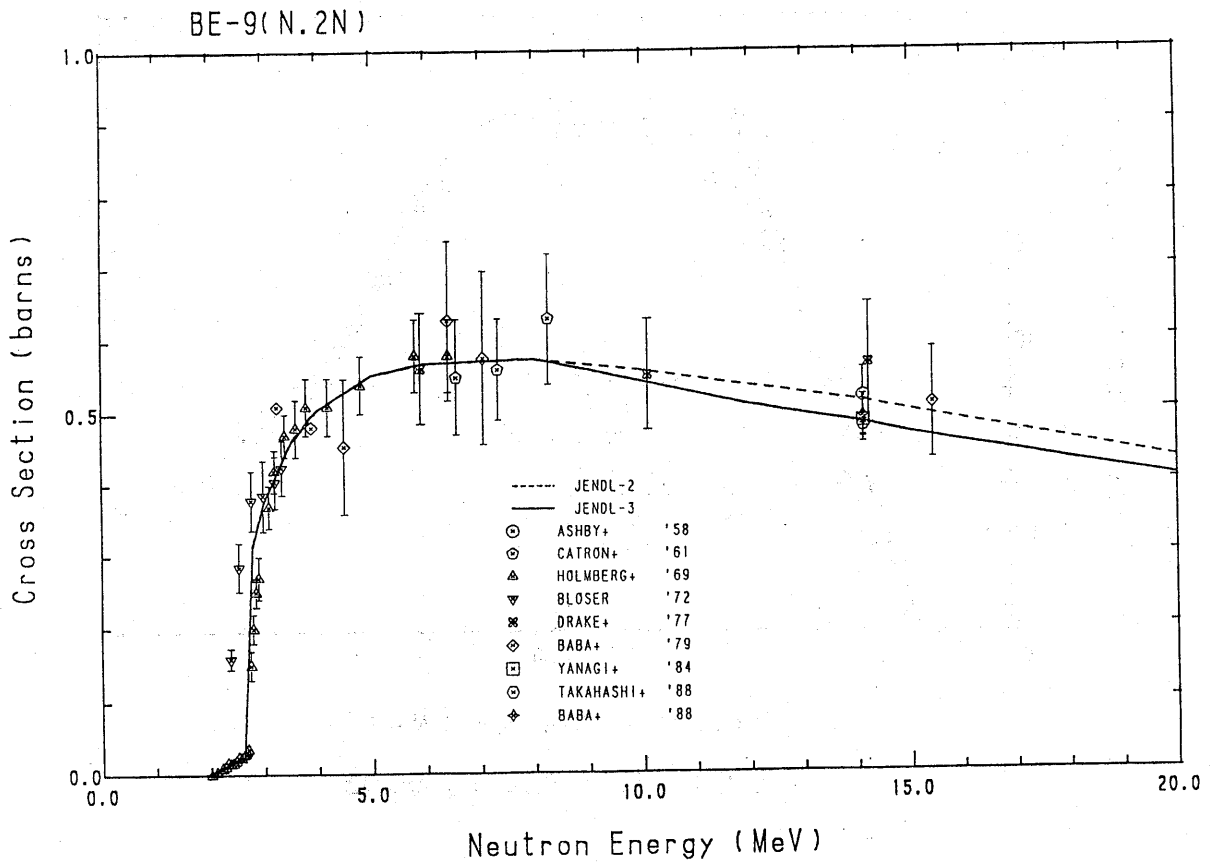


図2  ${}^9\text{Be} (n, 2n)$  の断面積

(n,2n) cross section of  $^{65}\text{Cu}$

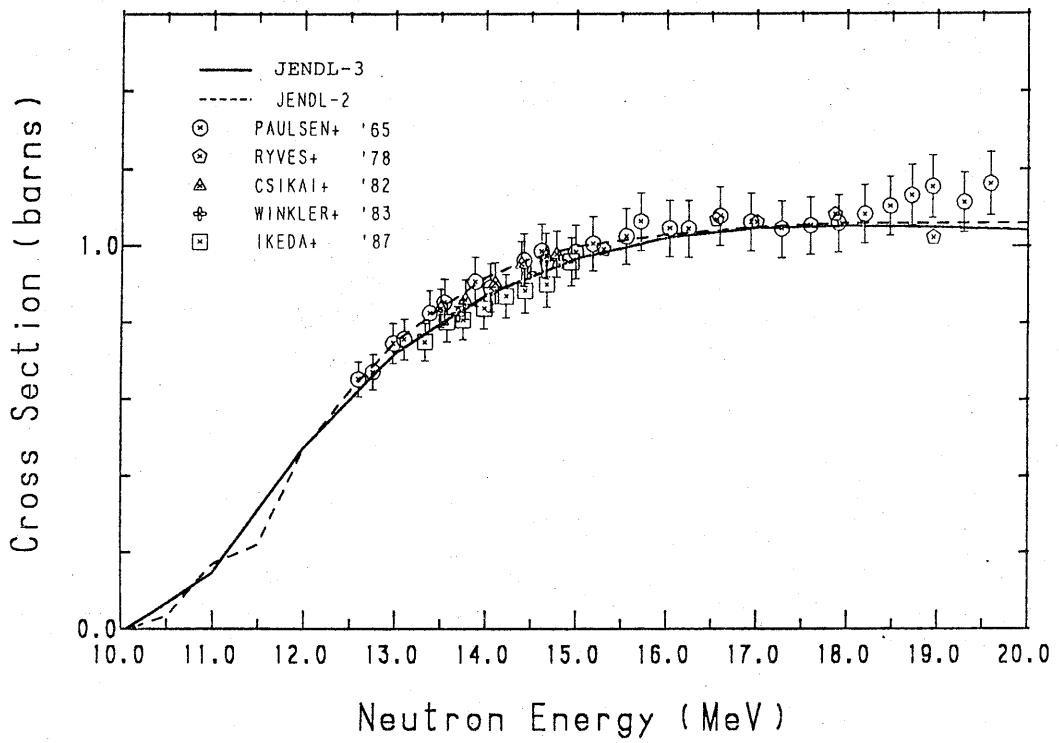


図3  $^{65}\text{Cu}$  (n, 2n) 断面積

(n,p) Cross Section of Fe-54

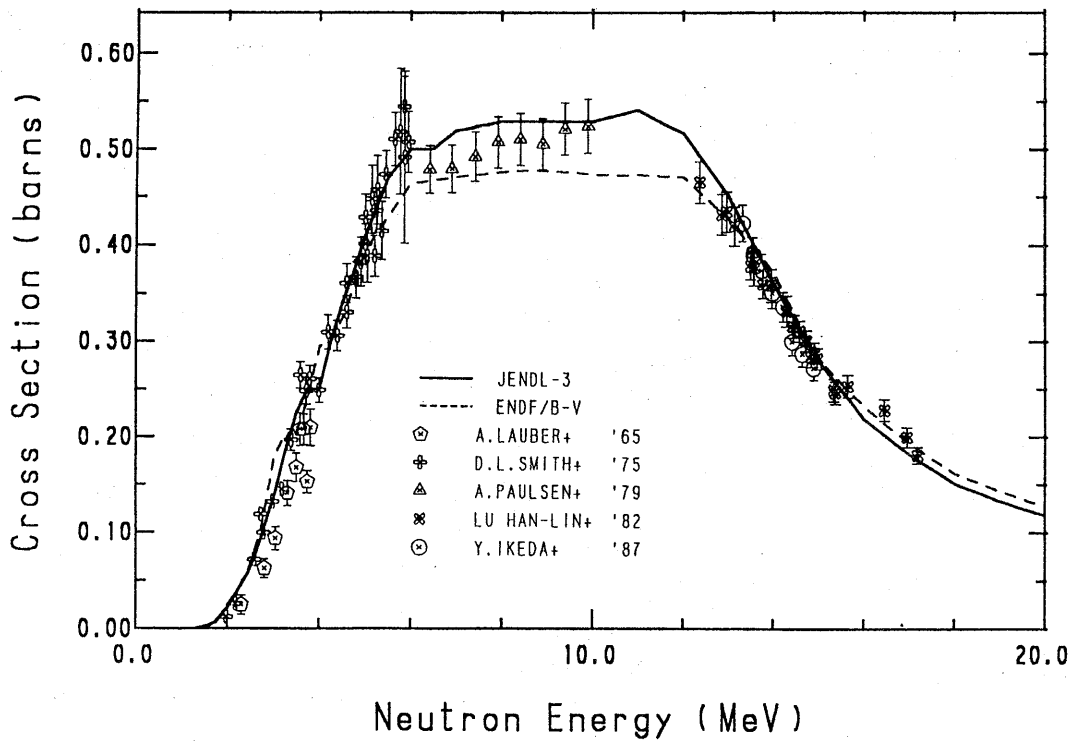


図4  $^{54}\text{Fe}$  (n, p) 断面積

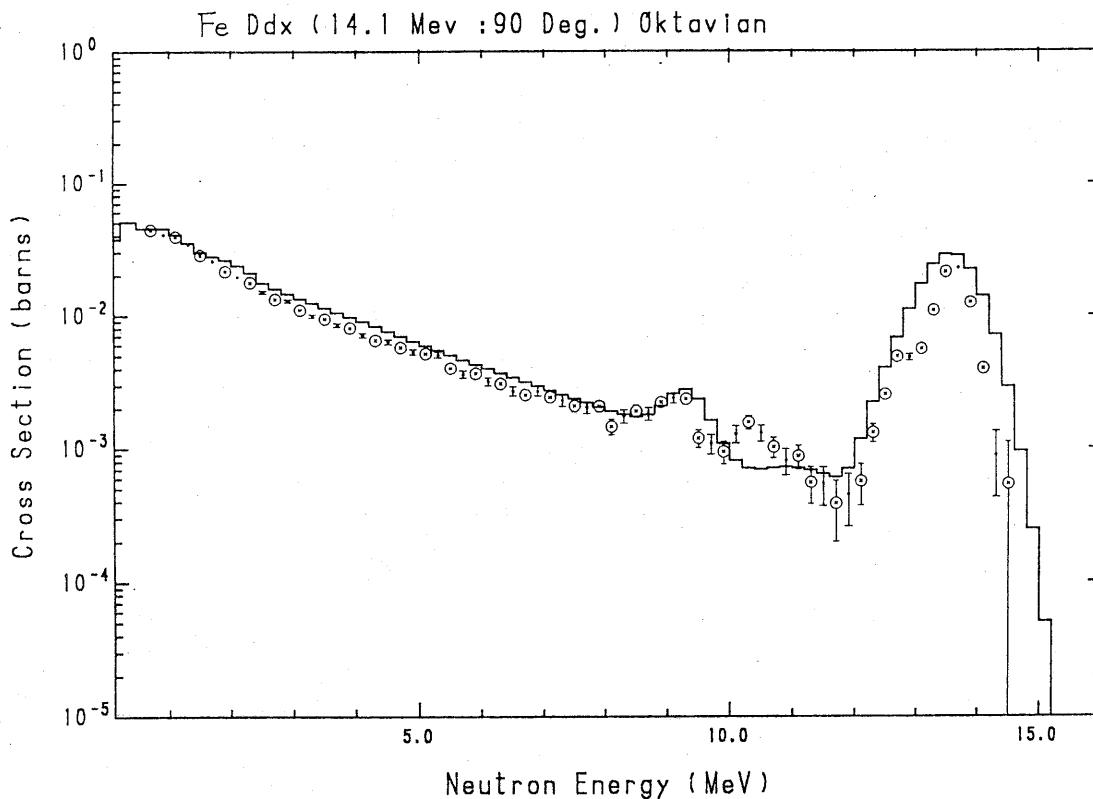


図5 鉄のDDX

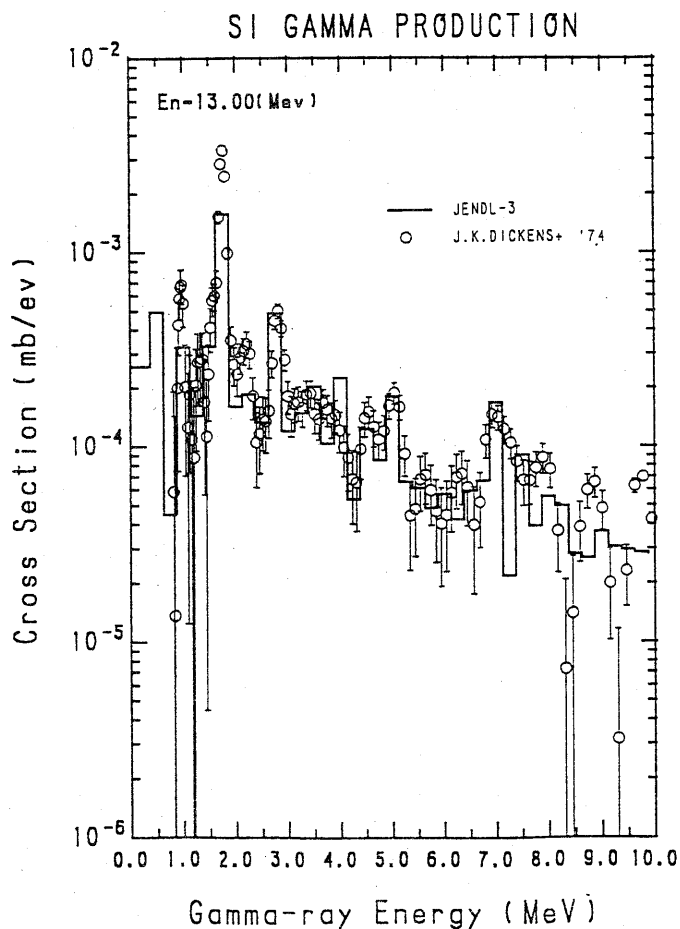


図6 Siのガンマ線スペクトル

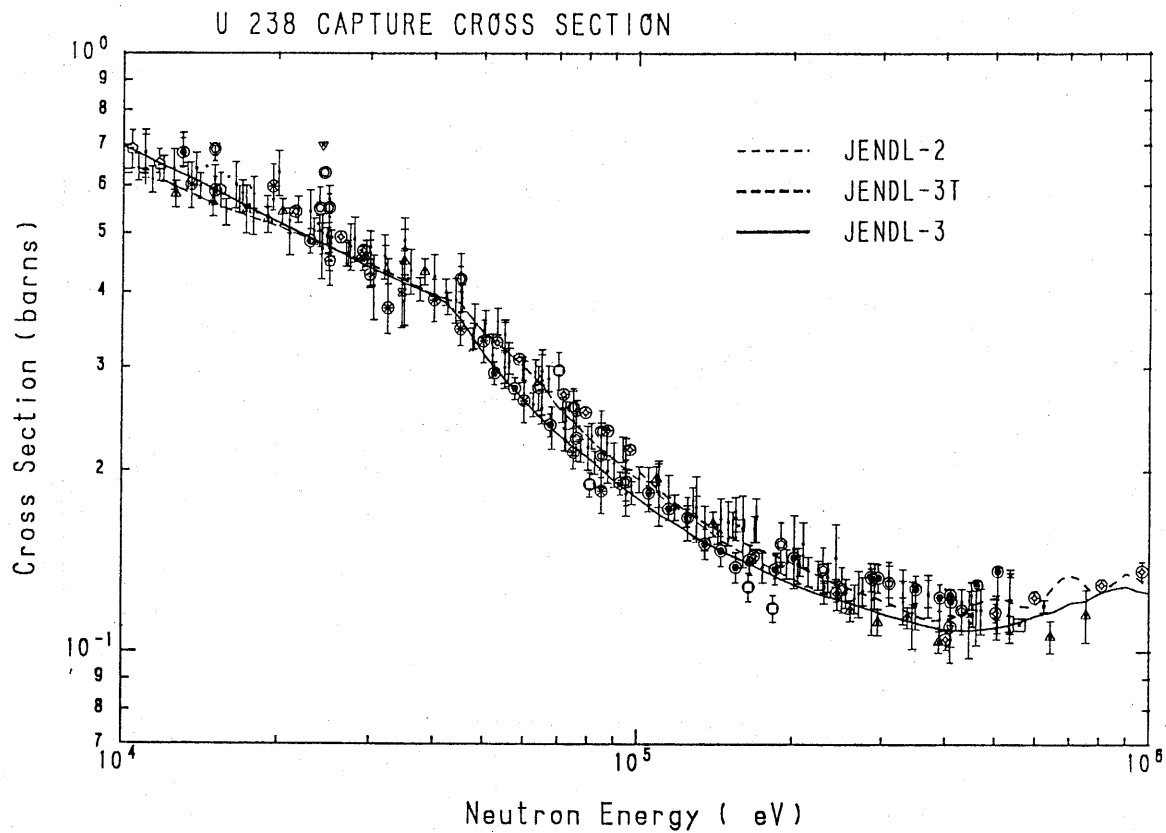


図7  $^{238}\text{U}$  捕獲断面積

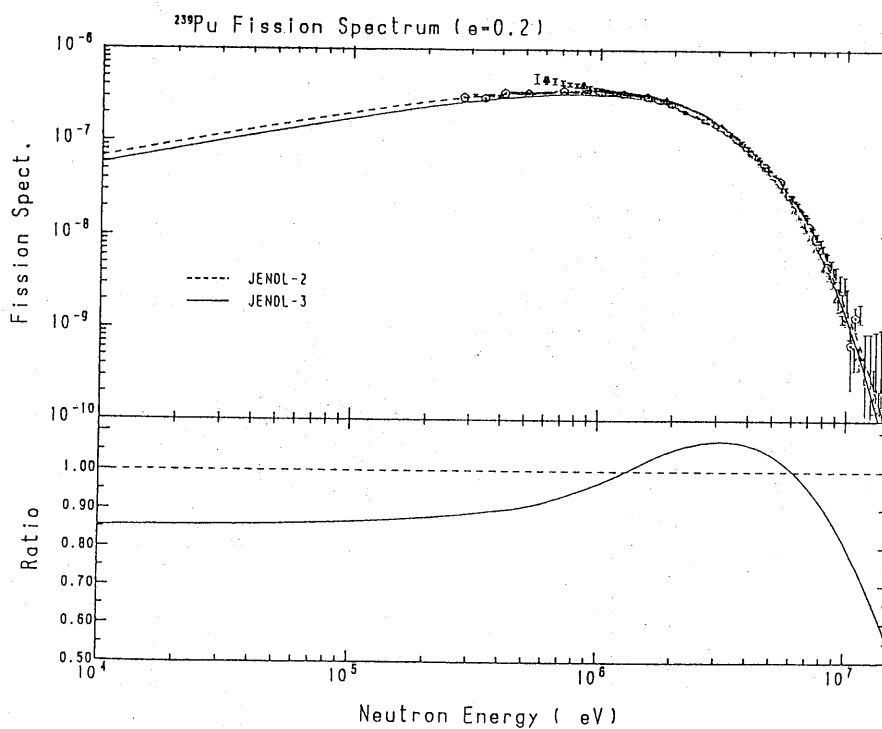


図8  $^{239}\text{Pu}$  の200keVにおけるガンマ線スペクトル

1989年・秋の大会

< 「核データ・炉物理」合同会合講演要旨 1. >

加速器遮蔽における核データの諸問題

東北大学サイクロトロン・ラジオアイソトープセンター  
中村 尚 司

1. はじめに

加速器の遮蔽設計において必要な評価項目とその評価に必要な核データは次の通りである。

(1) 線源評価と必要な核データ

i) ビーム損失量の評価

ii) Thin Target Yield

中性子全断面積 ( $\sigma_{total}$ ), 弾性外散乱断面積 ( $\sigma_{nonel}$ ), 中性子・ $\gamma$ 線生成二重微分断面積 ( $d^2\sigma/dE d\Omega$ )

iii) Thick Target Yield

中性子・ $\gamma$ 線微分生成量 ( $d^2Y/dE d\Omega$ ), 全生成量 ( $Y$ ), これらは核外カスケードが無視できる約400MeV以下の入射粒子エネルギーまでは、Thin Target Yieldのエネルギー毎の重ね合わせにより求めることもできる。

(2) 遮蔽評価と必要な核データ

i) 近似計算 - 減弱距離 ( $\lambda$ ), ビルドアップ係数 ( $B$ )

ii) 精密計算 - 中性子- $\gamma$ 線群定数データ ( $\sigma_t, \sigma_{nonel}, d^2\sigma/dE d\Omega$ )

(3) スカイシャイン評価と必要な核データ

(2)と同じで物質は空気とコンクリートとなる。土に対するアルベドデータ ( $\alpha$ )

(4) 誘導放射能評価と必要な核データ

荷電粒子 (主に陽子) 放射化断面積 ( $\sigma_{act}(p, x)$ ), 中性子放射化断面積 ( $\sigma_{act}(n, x)$ )

(5) 迷路及びダクトストリーミング

コンクリートに対するアルベドデータ

以上のデータは、加速器構成材 (スリット・ストッパー・磁石・加速管・遮蔽など)、空気、水、建物 (コンクリート) を構成する主元素である、Be, C, Al, Fe, Cu, Pb, H, O, N, Si, Naなどに対して必要である。紙面の都合上、以下にこれらの核データの内のいくつかについて、その現状と問題点を概説する。

2. 中性子生成断面積データ

最も基本となるデータであり、種々の入射粒子に対し、そのエネルギーをパラメータとして、各種ターゲット物質から放出される中性子の角度・エネルギー依存断面積  $d^2\sigma/dE d\Omega$  がえられねばならない。陽子に対してはこれまでにいくつかのエネルギーについて実験が報告されているが、それ以外の粒子に対してはデータが少なく、ことに重イオンに対するデータはほとんどない。

実験結果の一例として585MeVの陽子が各種の薄いターゲットに入射したときの二次中性子生成二重微分断面積データ  $d^2\sigma/dE d\Omega$  を図1に示す<sup>(1)</sup>。図中で実験値は核内カスケード・蒸発モデルに基づくモンテカルロコードHETC<sup>(2)</sup>による計算値と比較されている。計算値は放出角度が大きくなる程、10MeV以上で過少評価を与えていることが分かる。HETCコードはFermiの自由ガスモデルに基づく核内カスケードコードMECC-7<sup>(3)</sup>を含んでいるため、入射粒子のエネルギーが低くなるほど、核構造の影響を受けて計算精度が悪くなる。一方前平衡統計核モデルに基づくGNASH<sup>(4)</sup>, ALICE<sup>(5)</sup>コードも計算に用いられており、これらは主に100MeV以下で適用できる。AlsmillerらはMECC-7コードを用いて  $\sigma_{nonel}, d^2\sigma/dE d\Omega$  を計算し、それらをパラメータフィッティングした近似解析式を与えている<sup>(6)</sup>が、最近Pearlstein<sup>(7)</sup>は、図1のCierjacksらのデータ<sup>(1)</sup>をパラメータフィッティングした次式 (PNEM) を導いている。

$$\frac{d^2\sigma}{dE d\Omega}(E, \theta) = \sum_{n=1}^4 a_n(\theta) E \exp\left(-\frac{E}{t_n(\theta)}\right)$$

$t_n(\theta)$  : 核温度

$a_n(\theta)$  : 係数



$E_p = 590\text{MeV}$ での実験値から求めた  $a_n, t_n$  を用いて  $E_p = 318, 800\text{MeV}$ での計算を行った結果は、実験値<sup>(8)</sup>とかなりよく一致している。

これらの計算コードによる計算結果の相互比較がBNLにおいて行われた<sup>(9)</sup>。その結果の一例を図2に示すが、ALICE計算値はPNEMやHETCと比べて特に20MeV以上で非常に値が小さくなっていて、しかもその違いは160MeVより800MeVでより大きい。このように計算コードは現状では多くの問題点を含んでおり、その精度の向上が望まれる。

ガンマ線生成断面積に関するデータは皆無に近い。

### 3. 中性子生成量

中性子生成量  $d^2Y/dE d\Omega$  は、厚いターゲット（入射粒子のエネルギーが完全に吸収される厚さでほぼ飛程の厚さ）からの角度依存二次中性子生成スペクトルである。この量は、i) 核外カスケードが無視できるくらい入射粒子のエネルギーが低いとき（およそ400MeV以下）、ii) ターゲット中で生成した中性子の自己吸収や散乱が無視できるくらいのターゲット厚の時、には二重微分断面積  $d^2\sigma/dE d\Omega$  の重ね合わせにより求められる。

$$\frac{d^2Y}{dE d\Omega}(E, \theta) = N \int_0^T \frac{d^2\sigma}{dE d\Omega}(E_0 - \int_0^t \left(\frac{dE}{dt}\right) dt, \theta) f(t) dt$$

$\frac{dE}{dt}$  : 阻止能

$$f(t) = \exp\left\{-N\sigma_{\text{nonel}}\left(E - \int_0^t \left(\frac{dE}{dt}\right) dt\right)t\right\}$$

$\sigma_{\text{nonel}}$  : 入射粒子の弾性外散乱断面積

N : ターゲット核種数

T : ターゲット厚

ただしそのためには、 $d^2\sigma/dE d\Omega$ の値が入射粒子エネルギー  $E_0$  の関数として与えられていなければならない。

中性子生成量  $d^2Y/dE d\Omega$  の実験値として、113MeV陽子入射による各種ターゲットからの中性子生成量を図3<sup>(10)</sup>に、710MeV  $^4\text{He}$ 入射による銅ターゲットからの中性子生成量を図4<sup>(11)</sup>に示す。いずれの場合にもHETCコードによる計算値と比較されているが<sup>(12)</sup>、計算値は実験値に対し、後方の角度では高エネルギー成分を過少評価し、逆に前方では低エネルギー成分を過大評価する傾向を示している。入射粒子のエネルギーが100MeV以下になると、前述したようにこの傾向はより顕著になる。52MeV陽子による銅ターゲットからの放出中性子スペクトルの測定値<sup>(13)</sup>が、図5においてHETCの計算と比較されているが<sup>(14)</sup>、前方方向で大きな過大評価を与えている。図よりGNASHによる計算値がこのエネルギー領域では遙かに計算値に近いことが分かる。

これらの放出中性子スペクトルは、蒸発成分と前平衡成分に分けられ、これに対して中村らは近似解析式を与えている<sup>(15)</sup>。蒸発中性子に対し、

$$\frac{d^2Y}{dE d\Omega}(E, \theta) = N \int_0^{E_0} \sigma_{\text{nonel}}(E_i) \frac{K \sqrt{E\varepsilon}}{2 T^2} \exp\left(-\frac{\varepsilon}{T}\right) \left(\frac{dE_i}{dx}\right)^{-1} dE_i$$

$$\varepsilon = E + E_C - 2\sqrt{EE_C} \cos\theta \quad E_C = E_i \frac{M_i M_n}{(M_i + M_t)^2}$$

前平衡中性子に対し、

$$\frac{d^2Y}{dE d\Omega}(E, \theta) = K_1 \frac{E}{T_1^2(\theta)} \exp\left(-\frac{E}{T_1(\theta)}\right) + K_2 \frac{E}{T_2^2(\theta)} \exp\left(-\frac{E}{T_2(\theta)}\right)$$

である。ここで  $\varepsilon, E$  は各々C系、L系での中性子エネルギー、Kは弾性外衝突当り全蒸発中性子数、 $K_1, K_2$  は定数、 $M_i, M_n, M_t$  は各々入射粒子、中性子、ターゲットの質量数である。図4に上式によるfittingの結果を示す<sup>(16)</sup>。

### 4. 中性子透過と中性子群定数

遮蔽設計を行うには中性子の遮蔽体透過計算のための中性子群定数が不可欠である。しかし現在利用できる群定数としてはDLG-87/HILO（熱群~400MeV）<sup>(17)</sup>くらいしかない。このデータも15MeV以上では前述の核内カスケード・蒸発モデルに基づく計算により作られているため、100MeV以下では精度が悪い。最近LANLではGNASHコードに基づく新しい群定数を作成して

いる<sup>(18)</sup>。一方、実験値の方も15MeV以上の中性子透過のデータはごく少ないし、ことに単色中性子のデータは皆無に近い。図6に秦らによる75MeV陽子を銅ターゲットに照射し、前方に放出された中性子のコンクリート透過実験<sup>(19)</sup>の結果を示す。実験値はDLC-87データを用いたMORSE計算値及びLANLデータを用いたMCNP計算値と比較されているが、DLC-87は明かに過大評価を与えている<sup>(20)</sup>。

このように中性子群定数データもまだまだ高エネルギー領域では精度が悪く、又実験データ自身も少ない。現在著者らは東北大学のサイクロトロンを用いて33MeV単色中性子の鉄・コンクリート透過実験を行っている。

#### 5. 陽子・中性子の放射化及び核破砕断面積

放射化や核消滅の評価などに必要な情報である。陽子のデータもそれほど充分ではないが、中性子、中でも20MeV以上の中性子のデータは限られた反応を除いて極めて乏しい。計算法としてはRudstamらによる半経験式<sup>(21)</sup>の他にALICE, GNASHコードなどが用いられる。例として図7に陽子を照射した<sup>nat</sup>Cuから<sup>57</sup>Co及び<sup>54</sup>Mnが作られる核破砕反応断面積の実験値と計算値の比較を示す<sup>(22)</sup>。お互い値の不一致は大きい。又図8に<sup>23</sup>Na(n, 2n)<sup>22</sup>Na反応の断面積の実験値と計算値の比較を示す<sup>(23)</sup>。20MeV以上の実験値は著者らのデータしかないが、20MeV以下で実験値に大きな食い違いがあり、又計算値の間にも大きな違いがある。

#### 参 考 文 献

- 1) D.Filges et al.: Phys. Rev. C 36, 1988 (1987).
- 2) P.Cloth et al.: KFA Julich Report Jul-Spez-196 (1983); K.C.Chandler and T.W. Armstrong: ORNL-4744 (1972); Nucl. Sci. Eng. 49,110 (1972)
- 3) RSIC Computer Code Collection: CCC-156/MECC-7 Code Package, RSIC-ORNL (1973)
- 4) P.G.Young and E.D.Arthur: LASL Report LA-6947 (1977)
- 5) M.Blann and J.Bisplingshoff: LLNL Report UCID-19614 (1982); M.Blann: Phys. Rev. C28,1475 (1983)
- 6) R.G.Alsmiller, Jr., M.Leimdorfer and J.Barish: ORNL-4046 (1967)
- 7) S.Pearlstein: Nucl. Sci. Eng. 95,116 (1987)
- 8) M.M.Meier et al.: Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Basic and Applied Science, Santa Fe, NM, May 13-17 (1985)
- 9) S.Pearlstein: BNL-NCS-52155 (1988)
- 10) M.Meier et al.: Nucl. Sci. Eng. 102,310 (1989)
- 11) R.A.Cecil et al.: Phys. Rev. C21,2471 (1980)
- 12) T.Kato, T.Nakamura and Y.Sato: Proc. 7th Int. Conf. Radiation Shielding, Bournemouth, UK, Sept. 12-16 (1988) Vol.III, p893.
- 13) T.Nakamura, M.Yoshida and K.shin: Nucl. Instr. Methods 151,493 (1978); T.Nakamura, M.Fujii and K.Shin: Nucl. Sci. Eng. 83,444 (1983)
- 14) W.B.Wilson et al.: LA-UR-88-2370, LANL Report (1988)
- 15) T.Nakamura and Y.Uwamino: Phys. Rev. C29,1317 (1984)
- 16) T.Nakamura: Nucl. Instr. Methods, A240,207 (1985)
- 17) R.G.Alsmiller, Jr. and J.Barish: ORNL/TM-7818 (1981); R.G.Alsmiller, Jr., J.M.Barnes and J.D.Drischler: ORNL/TM-9801 (1986)
- 18) W.B.Wilson: LA-7159-T (1978)
- 19) K.Shin et al.: Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Science and Technology, May 30-June 4, Mito, Japan (1988) p.1153
- 20) W.B.Wilson et al.: LA-UR-88-2874-Rev Advances in Nucl. Eng. Computation and Radiation Shielding, Topical Meeting ANS, April 9-13 (1989)
- 21) G.Rudstam: Z. fur Naturforschung 21, 1027 (1966); R.Silberberg and C.H.Tsao: Astrophys. J. Suppl. Series No.220(1), 25,315 and 335 (1973)
- 22) W.Amian et al.: KFA Julich, Jul-2101 (1986)
- 23) 杉田 裕: 東北大学大学院 工学研究科 原子核工学専攻 修士論文 (1990)

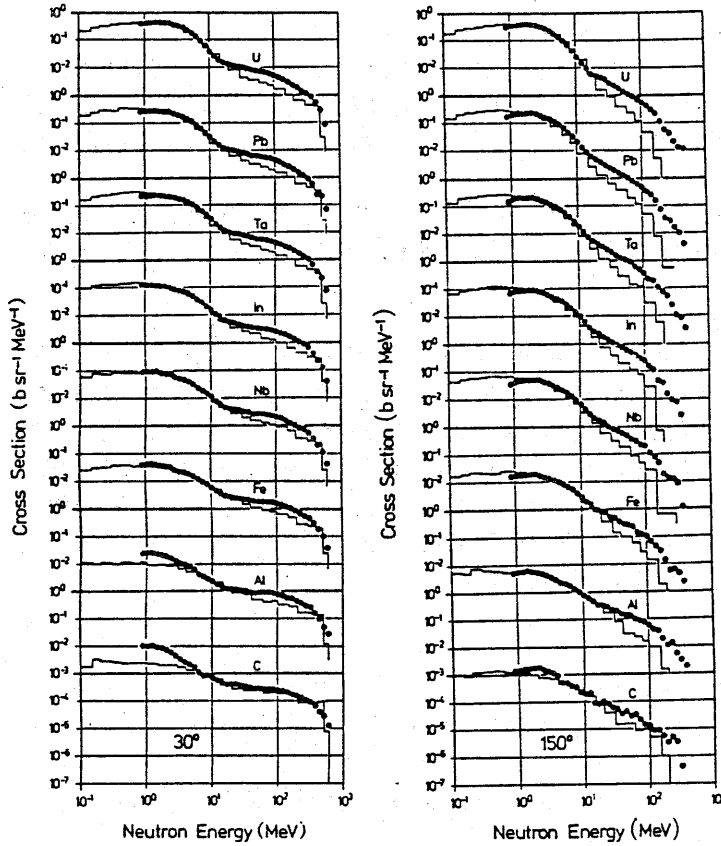


図1 585MeV陽子による中性子生成二重微分断面積<sup>(1)</sup>

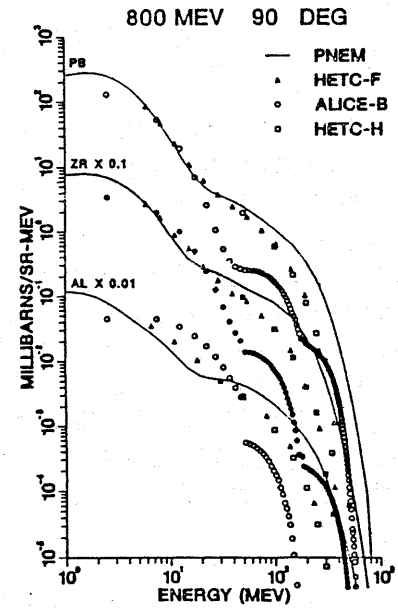


図2 陽子による中性子生成二重微分断面積の計算コードの比較<sup>(9)</sup>

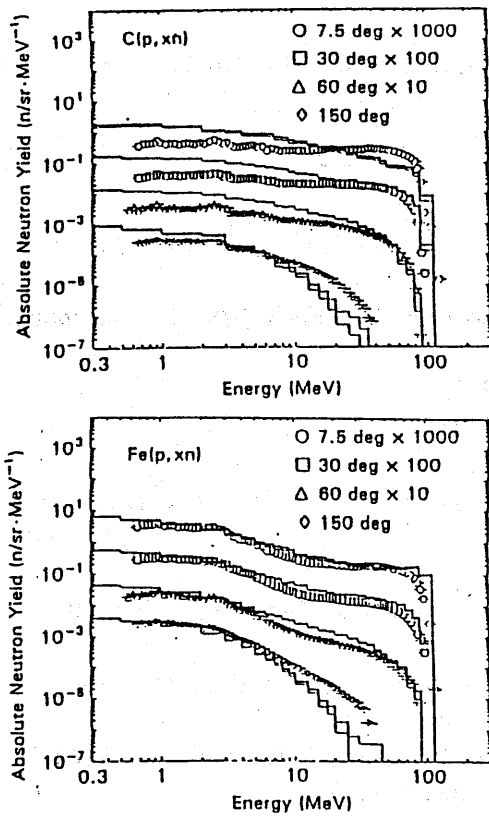
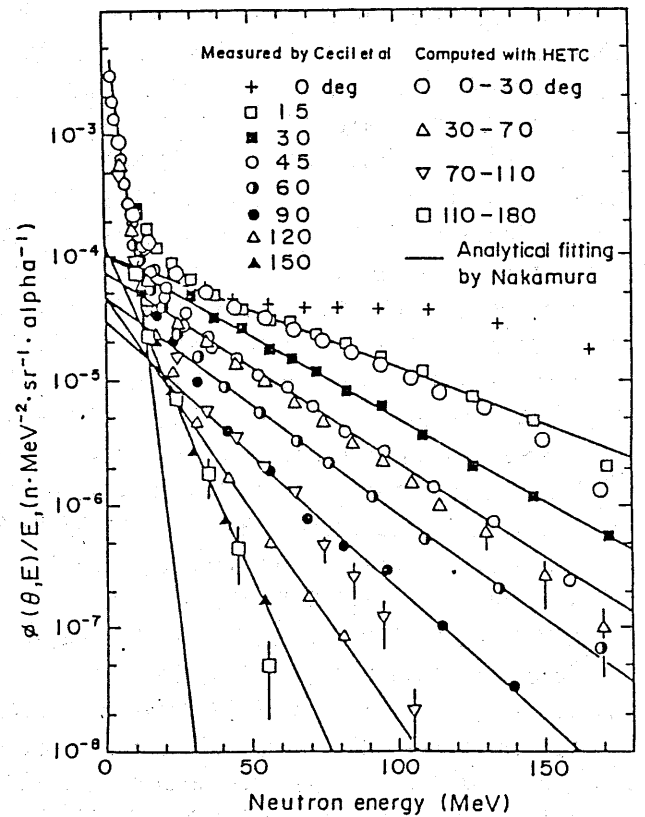


図3 113MeV陽子によるC, Feからの中性子生成量<sup>(10)</sup>



Target ; Fe ( $\rho=7.748\text{g/cm}^3, W=15.4\text{cm}, H=10.2\text{cm}, L=4.445\text{cm}$ )

図4 710MeV<sup>4</sup>HeによるCuからの中性子生成量<sup>(12)</sup>

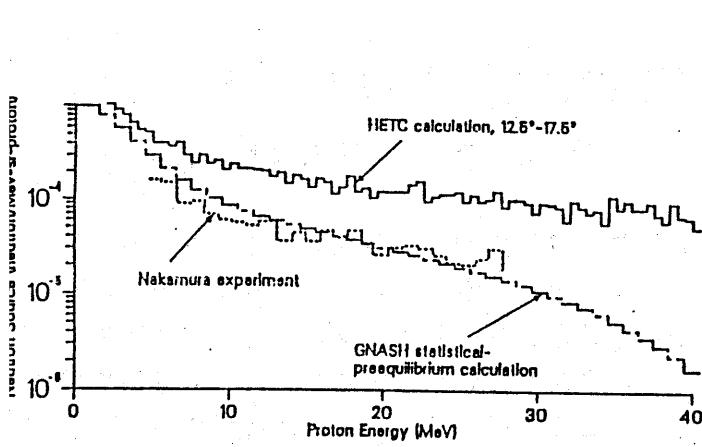


図5 52MeV陽子によるCuからの中性子生成量<sup>(14)</sup>

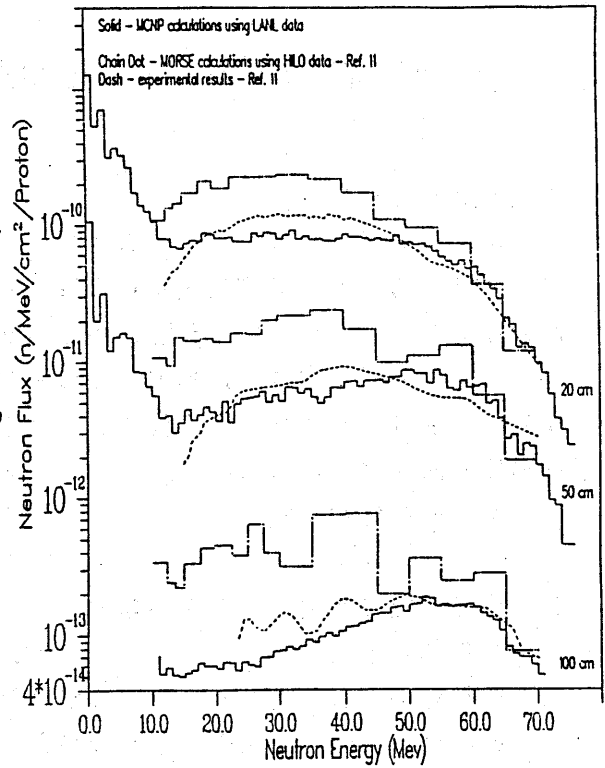


図6 75MeV陽子入射したCuからの生成中性子の  
コンクリート透過中性子エネルギースペクトル<sup>(18)</sup>

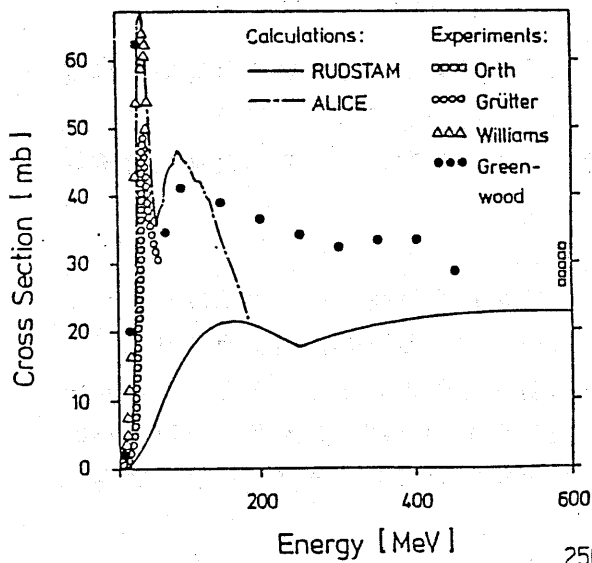


図7  $^{nat}\text{Cu}(p, x)^{57}\text{Co}$  反応断面積<sup>(22)</sup>

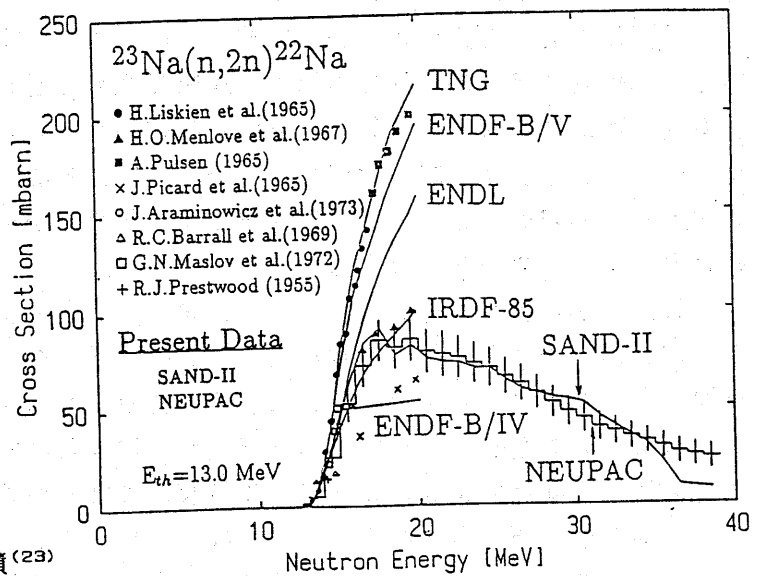


図8  $^{23}\text{Na}(n, 2n)^{22}\text{Na}$  反応断面積<sup>(23)</sup>

## < 炉物理研究・開発の現状と提案 1. >

東芝 原子力技術研究所 水田 宏

### 1. はじめに

原子力発電の主流としての軽水炉(LWR)が技術的に定着し、将来のエネルギー源として期待される Na 冷却高速増殖炉(FBR)も、「常陽」、「もんじゅ」と経験を重ね、実証炉の設計が進められている現在、炉心核熱設計、遮蔽設計などの基礎としての「炉物理」も、かつての「教科書的炉物理」とは異なり、改良炉心、新しい炉心の設計の効率的で精度のよい道具としての色彩を強くしてきている。ここでは、メーカーの研究所で多少とも炉物理的研究に携るものの一人として、連絡会の幹事より要望のあった掲題のテーマについて個人的な感想を記す。

### 2. 研究環境の変化／ニーズの動向

昭和 30 年代のパラメトロコンピュータを持出すまでもなく、現在の計算機的环境には目を見張るものがある。高速大型計算機の他に、数人に 1 台の EWS、ほぼ 1 人に 1 台の desk(lap) top が標準となりつつある。10 年位前から話題になっていた並列計算機も、最近、商品として普及しはじめているようだ。

一方、炉物理にかかわるニーズの動向もかなり変化してきている。

[新しい炉心の設計]の範疇としては、主として経済性を目指した高燃焼度化炉心、その設計に伴う燃料および減速材の配置の最適化、PWR における可燃性毒物ガドリニア Gd の使用、BWR におけるハフニウム Hf 使用長寿命制御棒の導入などがある。アルサーマル実用化のための MOX 炉心の設計、さらに、高転換軽水炉 HCLWR、金属燃料 FBR、TRU 消滅炉、再処理施設での臨界安全管理などに関連した炉物理的研究、計算コードの改良・開発なども最近取上げられているテーマである。

計算機能力の増大により、[詳細化]に対する要求にも答えられるようになってきている。具体的には、炉心内での配置・運転履歴を考慮した燃料集合体内詳細核特性の評価、主要核種原子数密度の燃料棒内空間分布の評価、燃料棒・チャンネルボックスの位置変動に伴う燃料集合体核特性の変化の評価、核特性と熱・水力特性とのカップリング(集合体内ボイドの空間分布)の評価に対するニーズなどが挙げられよう。これらの研究は、信頼性向上にもつながると考えられる。

設計・解析計算コードの[システム化]も、省力化・信頼性向上への要求から出た大きな流れの一つであろう。炉物理には、直接関係しないが EWS の機能を活用した入出力の簡素化(カラー図表表示など)には、目を見張るものがある。

設計の最適化、核特性誤差の評価・修正法などは研究テーマとしては古いが、計算機の能力増大と新たな工夫によって、直接設計に役立つ結果が得られるようになってきている。[新手法・新理論]の応用としては、AI、ニューロ、ファジイなど、なかなか賑やかである。診断、制御の他、燃料炉心設計などにも応用が試みられ成果をあげつつある。

### 3. 取組んできた研究テーマあれこれ

最近までにわれわれが取組んできた炉物理関連の研究テーマは数多く、その結果のかなりの部分を何らかの形で発表してきている。

〔軽水炉〕関連では、燃料炉心設計の最適化研究、炉心設計支援ソフトの開発、炉心運転管理支援ソフトの開発、改良燃料炉心の臨界実験および解析、Hf制御棒の臨界実験および解析、各種改良炉心の設計研究、高転換軽水炉に関連した研究などが挙げられる。

〔高速炉〕関連では、径方向・軸方向非均質 LMRs 臨界実験の解析(JUPITER計画)、核特性誤差の評価・修正法の研究、金属燃料 FBRに関連した研究などが挙げられるが、これらの研究の多くは、動燃、電力、大学、電中研などとの共同研究である。JASPER計画と呼ばれる遮蔽実験(最近再開された)とその解析は、先の JUPITER計画と同様に日米共同研究で、大型炉の設計の精度向上を目的としたものである。動燃、原電、他メーカーと共にわれわれも実験解析の一部を担当している。

〔核燃料サイクル〕関連では、未臨界度測定方の研究、固液混合系の臨界安全評価計算法の研究などが挙げられよう。

### 4. 大学・公的研究機関に希望すること

古くから、大学は“基礎的な研究”、メーカーは“応用・開発的な研究”という議論があるが、その現状およびあるべき姿についても多くの意見が聞かれる。

研究に比較的時間がかかり、メーカーで手の付けにくい問題として〔複雑な現象の理解、基礎的手法の開発〕がある。具体的には、複雑な体系の非均質効果に関連した、非等方体系のボイド係数、高ボイド時の中性子輸送、ストリーミングなどの問題である。化学変化も伴う溶液の未臨界性なども境界領域の問題として興味があろう。

〔計算の高速化〕に関連しては、均質化手法を含めたノード法、拡散・輸送計算の加速法、計算ケース数を節約できる感度解析手法などの研究があろう。動特性、安全性解析にもつながるが、時間依存中性子輸送を扱うにも計算時間の短縮が必要とされている。画期的な新手法は無いものであろうか。

日本原子力学会の和文誌 1990年2月号に、川合敏雄(慶応大学)、星野力(筑波大学)の両氏が、並列計算機の現状、原子力と計算実験などについて興味ある紹介文を書いておられる。紹介者は、ソフト面に関してもかなり楽観的な見解を持っておられるようだ。この超並列型コンピュータを炉物理に限らず多くの自然現象の解明に使用するなども非常に面白いのではないであろうか。

## < 炉物理研究・開発の現状と提案 2 . >

関 雄次 (三菱原子力工業(株))

### 1. 炉心関連の研究開発の現状

国内では現在17基のPWRが稼働中であり、電力委託や共同研究等により、炉心の改良を常時続けている。

現行炉の稼働率向上や燃料の経済性向上のために、現在 高燃焼度化炉心 (48GWd/t)の許認可取得が進められている。また将来、長サイクル運転・高燃焼度化炉心 (15か月運転 55GWd/t)への移行や、プルサーマル利用としてMOX燃料を炉心に部分装荷することが計画されている。これらの炉心高度化に伴って、燃料集合体内の非均質性や空間的な変動が増すので、核的に詳細な取扱いが必要になってくる。このため、より高度な炉心計算手法の開発とその信頼性評価を進めている。燃料集合体内の非均質効果を輸送理論で扱う集合体均質化コードと、近代ノード法に基づく三次元炉心計算コードが開発の中核である。

新型軽水炉としては、国の軽水炉改良標準化計画の一環として、電力、米国WH社と共同で改良型PWR (APWR)の開発が行われた。APWRの炉心は、スペクトルシフト採用による省ウラン化と燃料費低減を特徴としている。

また、高転換型軽水炉HCPWRの設計研究を電力と共同で行っている。研究の初期においては、高転換比を狙って減速材対燃料体積比 ( $V_m/V_p$ 比)を1より小さくした稠密格子を採用したが、プルトニウム装荷量が大きくなりすぎることや、一次冷却材中のほう素の反応度効果が小さくなる等の問題点が判明し、現在は $V_m/V_p$ 比が1.4の準稠密格子炉心とし、ブランケット付きで転換比0.85の炉心としている。プルトニウム需給や天然ウラン価格の推移に柔軟に対応できるように、燃料集合体の置換のみでMOX燃料炉心からウラン燃料炉心に相互に移行できるフレキシブルな炉心が特色である。

この他、炉心管理技術の高度化として、炉心管理技術者を支援するためのエキスパートシステムの開発、キセノン振動制御支援システムの開発、マンマシン・インタフェースとしての運転予測・支援システムの開発等を行っている。

高速炉の分野では、動燃事業団が進めているJUPITER, JASPER実験解析に参加し、核設計手法・遮蔽設計手法の精度検証を行っている。これらの実験解析結果は、FBR 実証炉の炉心設計の信頼性確認や遮蔽物量の合理的削減に役立っている。この他、安全性・経済性を追求した各種炉心概念の検討を大阪大学と協同で実施中である。

## 2. 大学及び公的な研究機関に期待すること

1. で触れているように大学・原研とメーカーとの連携は、以前に較べ増えてきていると思われる。特に高速炉や新型軽水炉であるHCLWRの分野で交流がある。例えば高速炉のJUPITER 解析では、原研が炉定数処理コードの開発や JENDLの群定数化ライブラリーの提供、基本セル計算コードの提供を行い、メーカー等が解析を分担しあう形で進められている。解析には原研の他、大阪大学も参加し、詳細解析手法の開発など、解析全体のレベルアップを図る役割を果たしている。

大学及び公的な研究機関に期待することとしては、

### ① HCLWRのためのレファレンス炉心解析手法の開発

高速炉の他に、新型軽水炉 HCLWRの分野でも、メーカーが設計手法の精度をチェックできるような、レファレンスの炉心解析手法の開発と 実験による検証が望まれる。

開発されたコードは、国内メーカーにも公開され、炉物理上の discussion が広く行われるようになることを期待したい。

### ② 実用的な六角メッシュ拡散コード

高速炉の炉心詳細設計には三次元拡散燃焼コードが必要であるが、FBR実証炉規模の大型燃料集合体炉心では、例えば修正粗メッシュ法でも精度が不十分とも言われている。三角メッシュでは計算時間の上で難がある。六角メッシュで精度が良く、しかも実用的な拡散コードの開発が必要になっている。

### ③ ray effect を生じない実用的な輸送計算コード

ボイド領域を含む体系の遮蔽計算に $S_N$ 法輸送計算コードを適用するとき、ray effectの発生のおそれがあり、計算精度に不安が残る。ray effectを原理的に生じない輸送理論方程式の数値解法で、しかも実用的なコードの開発が望まれる。

(以上)



< 炉物理研究・開発の現状と提案 3. >

日本原子力発電(株)  
高速炉開発部 池上哲雄

1. 現状

日本原子力発電(株)はFBR実証炉の設計、建設、運転の主体者であることから、当面はFBR実証炉1号の基本仕様選定、並びにそれに引き続いて行われる予定の基本(実施)設計へ向けての研究開発を実施している。

過去3年間に当社が9電力ならびに電源開発(株)の委託を受けて実施したFBR炉物理関係の研究開発の主なものは以下の通りである。動燃事業団で実施した①大型炉心臨界実験(JUPITER実験)及び②大型遮蔽実験(JASPER実験)の解析結果を評価することにより、核設計精度及び遮蔽設計精度を評価し実証炉の核設計及び遮蔽設計へ反映することを目的とした研究。③JUPITER実験解析で明かとなったC/E(計算/実験)値の空間依存性を解消するため、断面積アジャストメントの手法を用いて実証炉用の修正炉定数を整備する研究。④実証炉1号の炉心設計に対する標準的な設計手法を整備する研究。⑤FBR炉心大型化に伴う炉心設計上の課題のひとつである局所的な反応度外乱に対する出力分布歪みの問題を制御棒引抜き事象を代表事象として検討する研究。⑥仏国の設計手法及びソフトウェアを用いた解析結果と我が国の設計手法を用いた解析結果との比較検討。

尚、上記のうち①～③は動燃事業団との共同研究で実施している。

①については、実証炉級大型炉心の臨界性、出力分布、制御棒反応度値等の核特性値の核設計精度を評価した。その結果得られた精度で実証炉の設計を行うとした場合、大きな支障はないものの、核設計精度を一層向上し設計裕度を切り詰めるためには、いくつかの課題が残っていることが判明した。(その代表的なものは次章に述べる。)

②については、遮蔽設計用核定数として、従来用いられていたJSD100に代えてJSDJ2(JENDL-2を基に作成されたもの)を用いることに問題のないこと、現状では炉心中心面上の炉心槽位置で中性子照射量をファクター2程度の精度で評価可能であること等が判明している。本件は今後さらに2年間研究が継続される予定である。

③については、平成元年度から3か年計画で開始したもので、途中段階ではあるが、C/E値の空間依存性が解消される方向の結果が得られている。今後2年間かけて、実証炉設計に適用可能なものにしていく予定である。

④については、燃料集合体及び制御棒集合体の非均質性に対する設計手法、及び燃焼計算法に焦点を絞って検討し、実証炉設計にあたって用いることが望ましい手法を見出している。

⑤については、大型FBR炉心における制御棒引抜き事象に対する空間依存動特性解析手法としては、3次元静特性解析と一点近似動特性解析を組み合わせた断熱近似解法が十分な精度を有すること、また、安全保護系として、制御棒引き抜き速度が早い場合には中性子計装が、遅い場合には燃料集合体出口温度計装が有効であること等が判明している。

⑥については、主要核特性値に対する仏国と日本の解析結果は、使用核データライブラリーの違い等による差異があるものの、全体として国内設計で考慮されている不確かさの

範囲内ではほぼ一致しており、現状の国内手法で改良すべき点は特に見当たらなかった。

## 2. 提案

ここでは主として設計側からみた主な課題を述べる。

### (1) 高次Puを用いた実験

JUPITER実験解析結果を実証炉実機に外挿して実証炉の設計精度を評価すると、特に臨界性においては、高次Puの実験データが無いことに起因する不確定幅がかなり大きなものになる。これは、JUPITER実験はPu-241の含有量が1%以下のPu炉心での実験であったのに対し、実証炉は高次Puを一定量以上含む体系であるためである。従って、高次Puのうち特に寄与の大きいPu-241を用いたサンプルワース等の実験データの充実が望まれる。

### (2) 燃焼特性

JUPITER実験をはじめとする臨界実験から得られるデータと比較して、燃焼特性に関しては、国内で得られるデータは「常陽」での一部データのみであり、実証炉設計上は燃焼反応度等にかかなり大きな不確定幅を見込まざるを得ない。今後は、高燃焼度炉心に対する要求が高まると予想され、燃焼特性データの重要性は一層高まる。高燃焼度炉心では、燃焼反応度に対するFPの寄与が大きいことからFP断面積の精度向上が重要である。燃焼特性データ充実のためには「常陽」のより一層の活用(例えばサンプル照射等)が重要と考える。また、「もんじゅ」の活用にあたっては燃焼特性データの拡充を考慮していただきたい。

### (3) $\beta_{eff}$

前記①の結果では $\beta_{eff}$ の解析精度は-10%~+5%と評価されており、この精度が反応度関係の設計精度に大きく影響している。 $\beta_{eff}$ そのものを測定する実験等によりこの精度を少しでも向上させることが望まれる。

### (4) 3次元計算コード

大型炉心の場合、拡散計算であっても全炉心の3次元計算を行うことは容易ではない。ノード法の採用等も含め、記憶容量、計算時間両者の点で改善が望まれる。また、設計の立場からはHex-Z体系を扱えるものが好ましい。これらのことは輸送計算コードについても同様である。

### (5) Super Phenixの炉心特性解析

実証炉相当の炉心として実在する唯一の炉心であるSuper Phenixで測定された臨界性、制御棒値、反応率分布、燃焼反応度等の炉心特性を日本の設計手法で解析評価し、現状設計手法の妥当性を評価することは設計の観点からは重要である。

### (6) 遮蔽関係

遮蔽設計精度の向上は遮蔽体物量を通して建設費削減に寄与する。遮蔽用核定数、各種モデル化等の改善により、中性子の透過による減衰1桁に対して20%としている遮蔽設計精度の目標を満たすことが当面の課題である。また、遮蔽設計上の制限値となる構造材料の中性子照射量制限値の最適化、さらに、CP(放射性腐食生成物)、FP等の被爆線源挙動の評価手法の確立も実証炉の設計が進展するにつれ必要性が高まってくる。

< 炉物理研究・開発の現状と提案 4 . >

電力中央研究所 柏江研究所

[研究・開発の現状]

当所の炉物理グループは金属燃料FBRと軽水炉等に関する次の様な研究を実施しており、人数の合計は約6名である。

1. 金属燃料FBRに関する研究

金属燃料FBRに関する研究では、金属燃料を用いた炉心設計を日立、東芝、三菱などの方々の協力を得ながら実施している。最近では、金属燃料の特性を生かし経済的で受動的な安全性を指向した大型から中小型までの各種の出力規模の炉心設計を研究課題としている。解析には炉物理のCITATION等の拡散コードの他、炉心動特性解析コード(SPARK)、プラント動特性解析コード(CERES)、金属燃料挙動解析コード(ESAME)なども使用した解析を行い、また、コード開発も実施している。

2. TRU消滅処理に関する研究

廃棄物管理上やっかいな長半減期の核種(超ウラン元素、TRU)を金属燃料FBRで燃焼させ「消滅」してしまう研究を実施している。金属燃料FBR研究と同様の解析コードを使用して研究を実施しているが、消滅処理の研究では核断面積が十分に確かめられていないTRU核種の反応率計算や物性がはっきりしないTRUを含んだ金属燃料の燃料中心温度計算などを実施する必要がある、この不確定性をどう評価するかが難物である。

3. 軽水炉の燃料挙動解析に関する研究

炉物理グループがなぜ燃料挙動解析を行なうか、不思議な印象をもたれると思うが、軽水炉燃料ではウラン238の熱外群の吸収断面積は燃料ペレット表面と中心付近で大きく異なるため、プルトニウムが燃料ペレット表面に多く生成される現象が起きる。これは燃料挙動解析の側からはリム効果と呼ばれ、特に高燃焼度時の燃料の挙動に大きな影響を与えられている。このリム効果を大きさを解析するのは炉物理側の仕事であり、当所の燃料挙動解析グループと協力して研究を実施している。解析には連続モンテカルロ計算コードVIM2に燃焼計算機能などを付加してVIMBURNと呼ぶコードを作成し、これを使用している。

4. 軽水炉の炉心管理に関する研究

電力会社での軽水炉の燃料計画・炉心管理はプラント・燃料メーカーなどの協力を得て立案、実施されているが、電力会社は潜在的に自社独自でも種々の計画を検討したいとのニーズを持っている。当所はこのニーズに応えるため、炉心管理のための計算コードの開発や電力会社の所有する計算コードの利用を支援するための研究を実施している。今後は、開発した計算コードを用いて将来の炉心管理手法の検討などを実施したいと考えている。

[大学・公的機関への提案]

当所は原子力関係の実験設備（特に原子燃料を扱うもの）の設備が少なく、KUCAなどの実験・解析は貴重なものと捉えている。また、解析コードを開発する際に基礎的な計算手法などが確立されていればコード開発が容易となる。この意味で大学等に期待する研究としては、将来への展望を踏まえた基礎固めの研究ではないかと考える。具体的には次のようなものがあると思われる。

- ・ 将来的に必要となるあるいは現在問題のある核データの測定、評価
- ・ 拡散計算手法の程度に使いやすい輸送計算手法の開発
- ・ 共鳴吸収の取扱の一般化
- ・ 革新的な原子エネルギー利用方法

(松村哲夫 記)

< 炉物理研究・開発の現状 1 . >

1990年2月

動力炉・核燃料開発事業団

動燃は動力炉開発の一環として高速増殖炉(FBR)、新型転換炉(ATR)に関する炉物理(遮蔽を含む)研究を実施し、また最近はFBR燃料再処理開発の一環としてFBR燃料臨界安全に関する炉物理研究も開始している。FBR炉心に関する炉物理研究としては、

- 日米共同大型炉心臨界(JUPITER-III)実験の解析・評価
  - 日米共同核的空間結合特性(JUPITER-10)実験の解析・評価
  - 炉心核特性解析法の開発・整備(セル計算コード、3次元燃焼計算コード、3次元輸送計算コード、ノード法コード、動特性解析コード等の開発、機能拡張、適用性評価など、および各種計算モデルの改良など)
  - 大型炉心核設計精度評価
  - 大型炉用炉定数調整
  - 「常陽」燃焼特性・フィードバック反応度特性の解析
  - 「もんじゅ」炉心核特性評価
  - 新型燃料炉心核特性評価
  - TRU添加炉心の核特性評価
- などの項目を実施している。

FBR遮蔽研究としては、

- 日米共同大型炉遮蔽(JASPER)実験および解析
  - FFTF・CRBR用TSF遮蔽実験の解析
  - 遮蔽解析法の開発・整備
  - 大型炉遮蔽設計評価および設計精度評価
- などの項目を実施している。

ATRに関する炉物理研究としては、

- DCAによるガドリニア入りプルトニウム燃料集合体内の出力分布および局所ピーキング係数等の測定
- をATR実証炉のための電源開発(株)受託技術確証試験として実施している。

FBR燃料臨界安全に関する炉物理研究としては、

- FBR再処理施設に係わる日米共同臨界安全実験の解析
  - ミハルズ法の再処理施設への適用性評価
  - 2領域法に基づく未臨界度測定法の成立性評価
- などの項目を実施している。

(文責:白方敬章)

## < 炉物理研究・開発の現状 2. >

(株) 日立製作所エネルギー研究所

### 1. はじめに

当研究所は、日立製作所の原子力、核融合を中心としたエネルギー分野を担当する研究所であり、軽水炉をはじめ高速増殖炉、核融合炉などの研究開発を進めるとともに、その技術の応用展開をはかっている<sup>1)</sup>。原子炉メーカーの研究所としての性格から、炉物理分野の研究は、原子炉の運転や設計と密接に結びついた形で進めている。以下、最近のトピックスを中心に炉物理関連研究のアクティビティを、主として軽水炉の分野について紹介する。

### 2. 設計解析技術の高度化

炉物理に関連する現在の重要な研究開発課題は、現在運転されている原子炉を対象にして、性能の一層の向上を目的とした燃料集合体や炉心構成の改良と、天然ウランの節約、プルトニウムの有効利用をめざした次世代型軽水炉の開発である。これらの研究は、炉物理の基礎理論にもとづき、いかにウランおよびプルトニウムを有効に燃やし、省ウランを実現するかがポイントであり、改良案や炉心概念の妥当性、有効性を評価する高精度の設計解析技術が要求される。このため、現行軽水炉の設計手法の一層の高信頼化、高精度化のための改良や、新たな計算手法の開発を継続的に進めてきた。近年はとくにスーパーコンピュータを活用して、従来の解析技術と比較して質的变化を持たず新たな手法の開発に力をいれている。

#### (1) ベクトル処理型モンテカルロ法による燃料集合体解析

正方格子や三角稠密格子の燃料棒配列、十字型制御棒やクラスター型制御棒等の形状や寸法の異なる燃料集合体体系を統一的に取扱う手法として、中性子輸送過程のベクトル処理型モンテカルロ法の開発を進めてきた。当研究所のスーパーコンピュータ S 8 2 0 の活用と高速計算アルゴリズムの開発により、従来比 1 0 倍以上のモンテカルロ計算の高速化を実現し、従来困難であったモンテカルロ法による燃料集合体燃焼解析プログラム VMONT<sup>2) 3)</sup> を実用化し、設計に活用している。

#### (2) 近代ノード法による 3 次元炉心解析

炉心核特性解析の新しい手法として、近代ノード法による 3 次元核熱計算プログラムの開発に取り組んでいる。正方格子体系でのノード法の拡張として、高転換炉等次世代型炉の六角集合体炉心を対象に、曲線座標変換をもちいた多項式展開ノード法を開発した<sup>4) 5)</sup>。また、本手法の 3 次元炉心空間動特性解析への適用も進めている。

核データについては、日本原研のシグマ委員会をはじめとする社外研究機関との交流により得られる最新情報や研究成果を活用するための核データ処理プログラムシステムの整備、改良を進めている。

### 3. 次世代型軽水炉の概念設計研究

次世代型軽水炉の概念設計研究の一つとして、転換比を1.0に近づけて現在運転されている軽水炉に比べて5~10倍の天然ウラン利用率を達成することを目標にプルトニウム増倍炉の検討を進めている<sup>6) 7)</sup>。プルトニウム増倍炉は、炉心内が二相流であるBWRの特徴を生かし、実効的な水対燃料体積比を0.25前後に設定し、天然ウランにプルトニウムを富化してプルトニウム増倍率1.0、すなわち新燃料に富化される核分裂性プルトニウムの量と使用済燃料から取り出される量が同じになることをねらっている。現在までの研究で、ウラン238の高速核分裂割合の増加とFPによる中性子吸収の減少により核分裂性プルトニウムの富化度を低く設定でき、炉心高さによってはボイド係数ゼロの設計も可能である等の結果が得られている。

また、高転換炉の炉物理に関して、日本原研TCAでの高転換炉炉物理実験への参加や概念設計に関する共同研究等の交流を進めている。

### 4. むすびに

紙数の都合で紹介できなかったが、高速増殖炉、新型転換炉の設計研究や設計手法の開発も進めている。当研究所では、原子炉のより安全な運転、より一層の性能向上のための設計開発を支える基盤技術として、今後とも大学、内外の研究機関との協力、関係をとって炉物理分野の研究を進めていく所存である。

### 参考文献

- 1) “研究所紹介シリーズ(1) 日立エネルギー研究所” 原子力学会誌、25(6)、529(1985)
- 2) H.Maruyama and Y.Morimoto: Proc.Int.Topical Mtg. on Advances in Reactor Physics, Mathematics and Computation, 3, 1791 (1987)
- 3) Y.Morimoto, et al: Nucl.Sci.Eng., 103, 351 (1989)
- 4) 小山 淳一他: 原子力学会「昭和63秋の大会」予稿集 C58(1988)
- 5) J.Koyama and M.Aoyama: ANS Trans. 60, 629 (1989)
- 6) 竹田 練三他: 原子力学会「昭和62秋の大会」予稿集 D4(1987) 他
- 7) R.Takeda et al: Proc.1988 Int. Reactor Physics Conf., 3, 119 (1988)

(内川貞夫 記)

< 炉物理研究・開発の現状 3. >

電源開発(株) 木下 豊

電源開発(株)は国、電気事業者、動燃事業団等の協力を得ながら、平成11年3月運開の計画に基づいて、ATR実証炉の建設準備を進めている。ATR実証炉は重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉で、中性子エネルギースペクトルが軟らかく、プルトニウムを効率良く燃やせることを利用して、燃料にはMOX燃料を使う設計としている。

MOX燃料の利用については動燃事業団のATR原型炉「ふげん」発電所で十分な実績があり、実証炉では平均チャンネル出力を増加するため、燃料集合体を「ふげん」の28本クラスタから36本クラスタに変えたほか、一層の出力分布の平坦化を図っている。

実証炉では、炉心内側領域と外側領域で使用するMOX燃料のプルトニウム富化度を変えて径方向出力分布を平坦化し、また取替燃料ではガドリニアを一部燃料要素に添加した燃料を使用することにより新旧燃料間の出力ミスマッチを低減するとともに、初装荷燃料及び取替燃料とも燃料の上部と下部のプルトニウム富化度を中央部より高めとすることにより、軸方向出力分布も平坦化している。

このように取替燃料でガドリニアを添加した燃料を採用することに伴い、核設計コードの精度を確認するため昭和62年度から核特性試験を行っている。この試験は動燃事業団大洗工学センターにある重水臨界実験装置にガドリニア添加燃料集合体を一体装荷して局所出力分布、軸方向出力分布等を測定し、解析値と比較することにより核設計コードの精度を確認するものである。これまでに標準燃料集合体の試験はほぼ終了しており、平成2年度は圧力管照射試験片を炉内で照射するための特殊燃料集合体の試験を行う予定である。

なお、本核特性試験は、通商産業省から受託している「新型転換炉技術確証試験」の一部として実施している。

ATR実証炉の主要諸元

電気出力	60.6 MW
燃料集合体数	616体
平均核分裂物質質量(初装荷/取替)	約2.6/3.3%
平均取出燃焼度(初装荷/取替)	約20/31 GWd/t



〈事務局だより〉

☆ 第21回炉物理夏期セミナー(比叡山)の会計報告

収入 (円)		支出 (円)	
参加費	226,000	テキスト印刷費	170,000
正会員 23名×4000		講師謝礼(12名)	125,000
学生会員 20名×2500		謝礼(延暦寺)	10,000
非会員 8名×6000		会場費	50,000
学生非会員 10名×3000		通信費	12,436
テキスト代	61,000	懇親会費	73,540
広告料 11社	110,000	宿泊及び食費	1,115,000
寄付金	16,500	入山料	18,300
懇親会費	91,500	写真代 73枚×90円	6,570
宿泊費及び食費	1,103,000	雑費	8,694
利子	27		
合計	1,608,027	合計	1,589,540
		来年度繰越	18,487

黒字になった主な理由は、講師の方々に自費で来て頂きわずかの謝礼ですませた事、参加者が多かった事、テキスト印刷代が安くすんだ事などのためです。昨年度から学会助成金が炉物理連絡会からの助成金に変更になったとの事で、黒字だったのでそれは含めていません。

☆ 次期(平成2年度)の幹事機関は日本原子力研究所にお願いすることになりました。

☆ 平成元年度炉物理連絡会運営委員

委員長 神田幸則(九大) 副委員長 藤田薫頭(京大炉)  
 企画委員 内藤倣孝(原研)  
 編集委員 山根義宏(名大) 代谷誠治(京大炉)  
 総務委員 中島秀紀(九大) 秦和夫(京大) 小林啓祐(京大)

〈編集後記〉

炉物理夏期セミナーの御世話及び本誌の編集を持ち回りでやる事により、毎年行われている定常的な業務も担当の者には大変な仕事である事に気付かせてくれます。今までこの冊子を受け取ってもさっと目を通すだけで、それほど丁寧には読みませんでした。今回の編集のために今までのを読み返してみると、興味深い内容のものが沢山あり、今までの担当の方々が相当の努力をされて来た事に改めて気づきました。

今回は特に炉物理の各委員会の活動の様子を紹介と、新しい試みとして「炉物理研究・開発の現状と提案」という事で、各方面の方々に原稿をお願いしました。出来上がった結果だけでなく、今後こういう問題もやって行かなければいけないと言う事が分かり、より一層の研究機関の間の協力が出来ればと思います。お願いした多くの方々が多忙な日常の業務の間に原稿を準備して下さい、厚くお礼を申し上げます。  
 (小林啓祐 記)

「炉物理連絡会」平成元年度中間収支報告

平成1年4月1日～平成2年3月26日

(単位: 円)

収 入		備 考
前年度繰越金	1,186,370	(含 古橋基金 228,142円)
会 費	260,000	
夏期セミナーテキスト売上げ	28,100	㊟ 2,000円×2冊, ㊟ 2,000円×11冊, 1,500円×1冊 送料 600円 (27,500円は古橋基金へ)
第21回夏期セミナー残金	18,487	
合 計	1,492,957	

支 出		備 考
会 議 費	20,494	第43,44回会員総会
通 信 費	69,785	「会報」「ニュース」等, 発送費
「会報」印刷費	143,000	No.38 250部
「ニュース」印刷費	12,030	No.11 250部
雑 印 刷 費	7,000	コピー代
そ の 他	52,185	会員管理システム変更料
合 計	304,494	

残高 1,188,463円(含 古橋基金 255,642円)

(古橋基金収支報告)

(昭52.11.1～平2.3.26)

収 入		支 出	
52.11.1 (古橋基金)	500,000	「夏の学校」テキスト補助 (第11, 12回)	450,000
(第13～19回)			
「夏の学校」立替金戻入	273,273	「夏の学校」補助 (第13, 15回)	117,800
「夏期セミナー」テキスト売上	52,000		
第20回夏期セミナーテキスト売上げ	20,500	第20回「夏期セミナー」補助	45,831
第21回夏期セミナーテキスト売上げ	23,500		
合 計	869,273	合 計	613,631

残高 255,642円

「炉物理連絡会」 会員名簿

(計 214名)

(1990年3月26日現在, ○印は新人委員)

北海道大学 (5名)

秋本 正  
小川 雄一  
鬼柳 善明  
成田 正邦  
松本 高明

北海道自動車短大 (1名)

小澤 保知

弘前大 (1名)

葛西 峯夫

東北大 (7名)

石川 敏夫  
岩崎 智彦  
北村 正晴  
榎山 一典  
馬場 直弘  
平川 直毅  
本多 毅

埼玉工大 (1名)

関口 晃

東大 (4名)

岡 芳明  
小佐古 敏荘  
近藤 駿介  
中沢 正治

東工大名誉教授 (1名)

武田 栄一

東工大 (3名)

井頭 政之  
北沢 日出男  
関本 博

東海大 (10名)

安 成弘  
石田 正次  
○猪野 正典  
清瀬 量平  
黒田 義輝  
阪元 重康  
○佐々 敏信  
砂子 克彦  
永瀬 慎一郎  
中土井 昭三

武蔵工大 (2名)

相沢 乙彦  
松本 哲男

早大 (1名)

並木 美喜雄

第一工大 (1名)

佐久間 雄平

名大 (12名)

○居島 一仁  
伊藤 只行  
長壁 正樹  
加藤 敏郎  
須田 憲司  
立松 篤篤  
仁科 浩二郎  
松村 和彦  
三澤 毅  
本山 聡  
○安井 肇  
山根 義宏

中部大 (1名)

西原 宏

名工大 (1名)

矢田 幸広

岐阜大 (1名)

岸田 邦治

京大 (9名)

菊池 裕彦  
木村 逸郎  
小林 啓祐  
○坂本 修一  
○榎井 和夫  
秦 和夫

○外池 幸太郎

森島 信弘

○山中 章広

京大原研 (1名)

若林 二郎

京大炉 (15名)

市原 千博  
宇津呂 雄彦  
○宇根崎 博信  
海老沢 徹治  
神田 啓治  
小林 捷平  
小林 圭二  
古林 徹治  
代谷 誠治  
中込 良広  
西原 英晃  
林 正俊  
藤田 薫頭  
米田 憲司

阪大 (5名)

住田 健二  
関谷 全

高橋 亮人

竹田 敏一  
錦織 毅夫

近畿大 (7名)

大沢 孝明  
小川 喜弘  
柴田 俊一  
辻 良夫  
橋本 吾吾  
堀部 治太  
三木 良太

帝国女子短大 (1名)

堀江 淳之助

神船大 (1名)

中島 雅

九大 (4名)

石橋 健二  
神田 幸則  
工藤 和彦  
中島 秀紀

東和大 (1名)

片瀬 彬

九州帝京短大 (1名)

大田 正男

原研 (43名)

秋濃 藤義  
朝岡 卓見  
飯島 進  
池田 裕二郎  
石黒 幸雄  
伊勢 武治  
板垣 正文  
大井川 宏隆  
大杉 俊誠  
岡嶋 成晃  
金子 義彦  
神野 郁夫  
菊池 康之  
黒沢 一男  
五藤 頼男  
後藤 岩夫  
小近 藤青  
近藤 本宣  
笹新 隆一  
杉 暉夫  
関 泰  
高野 秀機  
田次 邑吉

田中 俊一

土橋 敬一郎  
中川 正幸  
中島 宏  
中田 宏勝  
中野 正文  
中原 康明  
中村 知夫  
平岡 徹  
前川 洋  
松浦 祥次郎  
三谷 浩  
向山 武彦  
森 貴正  
安野 武彦  
山根 剛幸  
吉田 弘幸

動燃 (5名)

飯島 一敬  
三田 敏男  
白方 敬章  
古橋 晃一  
望月 恵一

原子力委員会 (1名)

大山 彰

原子力安全委員会 (1名)

都甲 泰正

原子力安全技術センター (1名)

天野 文雄

船研 (1名)

伊徒 功

電総研 (1名)

工藤 勝久

電中研 (1名)

○松村 哲夫

原工試 (3名)

駒田 正興  
芳賀 暢  
平田 昭

エネ総研 (3名)

大塚 益比古  
谷口 武俊  
松井 一秋

原子力データセンター (2名)

藤村 統一郎  
能沢 正雄

高エネ研 (1名)

山口 誠哉

電源開発 (1名)

○木下 豊

原電 (2名)

武田 充司  
立花 昭

中部電力 (2名)

金井 英次  
村田 尚之

東京電力 (2名)

尾野 昌之  
渡邊 史紀

石川島播磨 (2名)

大村 博志  
倉重 哲雄

川崎重工 (1名)

田中 義久

原燃工 (3名)

青木 一彦  
川本 忠男  
森 正明

コンピ-タ総合研 (1名)

○間庭 正樹

CSK (1名)

田中 健一

清水建設 (1名)

大石 晃嗣

情報数理研 (1名)

磯野 彬

住原工 (1名)

松延 広幸

CRC (1名)

角谷 浩享

東芝 (12名)

青木 克忠  
飯島 俊吾  
植田 孝信  
亀井 文夫  
黒沢 文夫  
小林 康弘  
○小林 裕司  
野本 昭二  
平野 靖造  
深井 佑造

水田 宏

門田 一雄

東芝プラント建設 (1名)

山中 武

ナサック (1名)

梅田 健太郎

日本システム (1名)

大谷 晋司

日本総合研究所 (1名)

桂木 学

日立 (4名)

大西 忠博  
瑞慶寛 篤  
丸山 博見  
三木 一克

日立造船 (1名)

山田 毅

BWR運転訓練センター (1名)

野村 孜

富士電機 (1名)

中村 久

三井造船 (1名)

伊藤 大一郎

MAPI (7名)

荒木 勉  
片岡 巖  
駒野 康男  
千田 康英  
田原 義寿  
弘田 実弥  
渡海 親衛

三菱電機 (2名)

後藤 豊一  
路次 安憲

ANL (1名)

丁 政晴

その他 (1名)

小机 わかえ

## 炉物理連絡会の概要

(1968年4月)

(1989年10月 第44回総会一部改定)

1. 趣意 原子力研究の最近の進歩は誠に目ざましいものがあり、本学会の責任もますます大きくなってきた。また、とくに原子力研究においては、諸外国との交流がきわめて重要なものとなってきた。このような情勢に対処するためには、まず、国内における研究者間の十分な情報交換や連絡・調整が大切である。この点については、従来わが国の原子力研究体制の進展があまりに急であったため、必ずしも適当な現状にあるとはいえない。かねて炉物理関係研究者の間において、約2年前より4回にわたる“炉物理研究国内体制のインフォーマルミーティング”を初め、いろいろの機会をとらえて、意見の交換が重ねられた結果、本学会内に常置的な組織を設け、その活動を通じてこれらの問題を解決して行くべきであるという方針により、この連絡会が設置された。

2. 事業 国内における炉物理研究者間の相互連絡、調整の役割りを果たすため、年間約1回連絡会報として、『炉物理の研究』（B5判オフセット印刷）を編集刊行する。『炉物理の研究』はオリジナルペーパーの前段階としての報告・発表、検出器・試験装置など研究に関する情報交換、研究を進める上で必要な各種の意見発表および討論等を活発に行うためのもので、さらに、関連するニュースをも

含ませ、また諸外国からのインフォメーションも伝わるように努める。（別途に（季刊）『炉物理連絡会ニュース』を年間2回発行）また、春秋に総会を開催し、「炉物理夏期セミナー」なども計画して、学会行事として実施する。

3. 対象 対象とする専門分野の範囲は、つぎのとおり。

- ① 原子力の基礎としての核物理
- ② “ ” 中性子物理
- ③ 原子炉理論
- ④ “ ” 実験
- ⑤ “ ” 核計算（Burnup Physicsを含む）
- ⑥ “ ” 動特性
- ⑦ “ ” 遮蔽
- ⑧ 関連する計測
- ⑨ その他の関連分野

（たとえば、エネルギー変換の基礎反応）

4. 運営 委員長1名・副委員長1名・委員若干名により組織される運営委員会が行う。

（任期1年）

5. 連絡会員 本連絡会に加入する本会会員は、氏名・専門分野・所属・連絡先を明記して書面で事務局へ申込み、連絡会費を前金で納付する。なお、前金切れと同時に失格する。