



# 炉 物 理 の 研 究

(第 33 号)

1984年 3 月

|                             |            |    |    |
|-----------------------------|------------|----|----|
| 巻 頭 言 .....                 | 安 成 弘      | 1  |    |
| 炉物理連絡会の内規について.....          | 木村逸郎       | 2  |    |
| 〈特別記事〉                      |            |    |    |
| 1. 高速炉                      |            |    |    |
| 動燃におけるFBR炉物理・遮蔽研究 .....     | 白方敬章, 大谷暢夫 | 4  |    |
| FCAにおける高速炉物理の研究 .....       | 吉田弘幸       | 10 |    |
| 弥生における高速中性子遮蔽の研究 .....      | 岡 芳明       | 16 |    |
| 2. 中国の研究用原子炉と臨界集合体 .....    | 木村逸郎       | 22 |    |
| 3. OECD・NEACRP 第26回会合 ..... | 朝岡卓見, 白方敬章 | 26 |    |
| 〈寄 稿〉                       |            |    |    |
| LLNL滞在を終えて .....            | 市原千博       | 38 |    |
| 〈研究室だより〉 .....              |            |    | 42 |
| (原研) 原子炉システム研究室, 核データセンター   |            |    |    |
| (船研, 東海支所) 遮蔽効果研究室          |            |    |    |
| (名大) 応用原子核物理講座              |            |    |    |
| (京大) 兵藤研究室                  |            |    |    |
| (近大原研) 原子炉施設                |            |    |    |
| (阪大) 関谷研究室                  |            |    |    |
| ◇ 昭和59年炉物理夏の学校案内 .....      |            | 55 |    |
| ◇ 事務局だより 58年度会計報告 .....     |            | 56 |    |
| ◇ 会員名簿 .....                |            | 57 |    |

## 巻頭言

東大 工学部

安 成 弘

炉物理連絡会は、昭和42年9月25日の理事会決定により発足した。当時、日本原子力学会会長は大山松次郎東大名誉教授であり、京大原子炉実験所の柴田俊一教授や私は、企画委員であった。当初は、炉物理研究のより一層の活性化をめぐり、炉物理部会を作ろうという動きであったと記憶している。柴田教授が中心となり活躍され、大山会長とも数回会合した結果、部会を作るのは時期尚早であり、調査研究連絡会として炉物理連絡会が発足することとなった。そして、皆様よく御存知のように、「炉物理連絡会報」の刊行、炉物理夏の学校等の事業が行われ、今日に至っている。

昭和44年に、日本原子力学会が発足されたのであるから、それ以来、後半世紀近く経過した今日、創設期を振り返ってみると、昭和48年までに作られた10の専門委員会のうち、半数が炉物理分野のものであったことをみても、わが国の原子力研究開発の初期において、炉物理の役割が如何に大きな比重を占めていたかがわかる。当時、臨界装置や、臨界未着装置が、原研、大曾、メーカー等で設立され、それらを用いて炉物理実験が盛んに行われた。

翻って、今日のわが国の原子力界の状態は、軽水型発電炉は、勿論技術的に未だ完成されたとは言いきくとしても、既に、十分に実用に耐え、より一層の経済性向上が目標となっている。また、新型転換炉や高速増殖炉の自主開発が進められ、安全性と両立する経済性の達成が開発課題となっている。このような状態において、率直にいって、炉物理の相対的ウェイトは軽くなったと言わざるを得ないであろう。併し、炉物理を狭い意味に解釈しなれば、炉物理の役割りの重要性は、何等失われはてない。炉心設計は勿論、運転・制御、安全性、核燃料サイクル等の諸問題を解決するに当たって、炉物理のありは炉物理関連の課題は多々存在している。このことは、近年のNEACRPでの話題をみてよくわかる。炉物理分野の人々が、自らを狭い枠にとどめることなく、より広い視野に立って、新しい課題にチャレンジし、その優秀な頭脳をもって、わが国の原子力研究開発に貢献されたことを大いに期待したい。

## 炉物理連絡会の内規について

運営委員長 木村逸郎 (京大伊)

昨夏の原子力学会企画委員会において、本連絡会の自主的運営の円滑化・効率化を図るために運営委員会の設置が決定された。これを受けて昭和58年秋の分科会の本連絡会総会において、運営委員及びその正副委員長は、本年度に限り、既に選挙で決まっている幹事で以て当てることになった。そして正副委員長が新しく内規的なものを準備して、昭和59年春の年会のさいの総会に諮ることも決った。そこで副委員長(平川直弘東北大学工学部教授)との打合せの会を持ち、内規(案)策定の準備をしているが、基本的なことについてここに考え方を掲載し会員各位のご意見を承りたいと考えている。(一部には委員長のみの意見もある)

### 記

#### 1. 運営委員の選挙について

- (1) 正副委員長プラス5名位に減らしたい。そして各運営委員には担当を定めて今までよりももっと果敢的活動をしてもらいたい。
- (2) 予め候補者を運営委員会で推薦する方式に改めたい。正副委員長も同じ方式をとりたい。
- (3) 任期は規約で1年となっているが、2年の方がよい。半数交代で順次留任する方式にしたい。

#### 2. 幹事校について

- (1) 夏の学校の企画、会誌編集、会費などのために幹事校ないしは幹事機関は必要である。名称は後者がよい。
- (2) 委員長の機関にするのがスムーズかも知れない。もしそうしないならば、運営委の中に幹事を置いてその方の機関を幹事校にするとよい。

#### 3. 夏の学校

- (1) せっかく大切に育ててきた企画なので続行したいが予算的にかなり苦しい。本連絡会が果敢上切りまわしているが学会全体の行事となっている。これはプラス面も大きいが頂ける予算はあまり多くない。
- (2) 本連絡会としてのメリットが必要。会員にテキストを会誌に準じて無料ないしは低額で配布してはどうか。
- (3) 夏の学校のさいに運営委員会を開きたい。

#### 4. 会誌

- (1) せめて年2回は発行したい。ただし、これはかなり大変ともいわれる。(企画中心の幹事機関と分けてもよい)
- (2) 情報源として役立つものにしたい。参考になるものとしてJNDシニユース、炉物学会放射線分科会の「放射線」がある。後者など論文やレビューとして見ごたえのある記事が多い。

- (3) 会費外への販売はできないか。広告はとれないか。
- (4) 伊物理関係論文の抄録を定率的に載せてはどうか。
- (5) 伊物理研究委（伊物理特別委）との共同編集の可能性はないか。

#### 5. その他の企画

- (1) 研究会や講演会の企画をしたい。年初めに今年度は武蔵工大原研と共催で2月27日(月)に「伊中性子ビーム利用」研究会を開催する。しかし実際に開くとなると検討すべきことが多い。
- (2) 年会や分科会のさいにも、単なる総会だけでなく講演も入れたい。伊物理やシグマ委の会会との共催も考えられる。
- (3) 海外の関係機関との連絡も行い、国際的会会の企画もすべきである。
- (4) 研究の将来計画なども報ってゆきたい。

#### 6. その他

- (1) 若い研究者がどんどん入り込むような会にしたい。
- (2) 会費を学会の会費と一諾に請求して、まとめて支払えるようにすべきである。（事務局は難色）
- (3) 企画委や編集委との打合せの機会を持ちたい。とくに企画委についてはその候補者（伊物理関係）の推薦母体となりたい。（これには大きな反論もあるが）

以上

# 動燃におけるFBR炉物理・遮蔽研究

動 燃

白 方 敬 章 ， 大 谷 暢 夫

動燃における高速炉の炉物理及び遮蔽研究の現状を紹介する。

## 1. 炉物理

動燃における炉物理研究は，国家的プロジェクトとして進められている高速増殖炉開発の一環として行われているものである。そのため，炉心核特性の把握，炉心設計手法の開発，設計精度評価，実機特性の解析など，高速炉の実機プラント開発のための研究に重点が置かれている。研究内容は模擬臨界実験と炉心解析法の開発に大別することができる。これから2つについて研究の現状を簡単に紹介する。

### (1) 模擬臨界実験

図1は高速炉模擬臨界実験の実施状況であるが，この中で比較的最近のものだけを説明する。図1におけるFCA実験は言うまでもなく原研への委託業務として行われたものであり，またその解析は原研，メーカ，大学などへの委託業務として行われ，一部は動燃内部でも行われている。FCA VII-2,-3集合体で行われた「もんじゅ」特殊部分模擬実験というのは，「もんじゅ」の核設計法の検証と安全性の確認に資するため，炉心溶融，制御棒ピン・カランドリア，炉心下部構造，炉外燃料貯蔵槽などの核的な模擬実験を行ったものである。「常陽」MK-II模擬実験はFCA X集合体シリーズで行われた。X-1は劣化ウラン・ブランケット付，X-2はステンレス鋼反射体付のクリーン炉心であり，臨界性，反応率，物質反応度，燃料密度係数，ガンマ線発熱分布等が測定された。

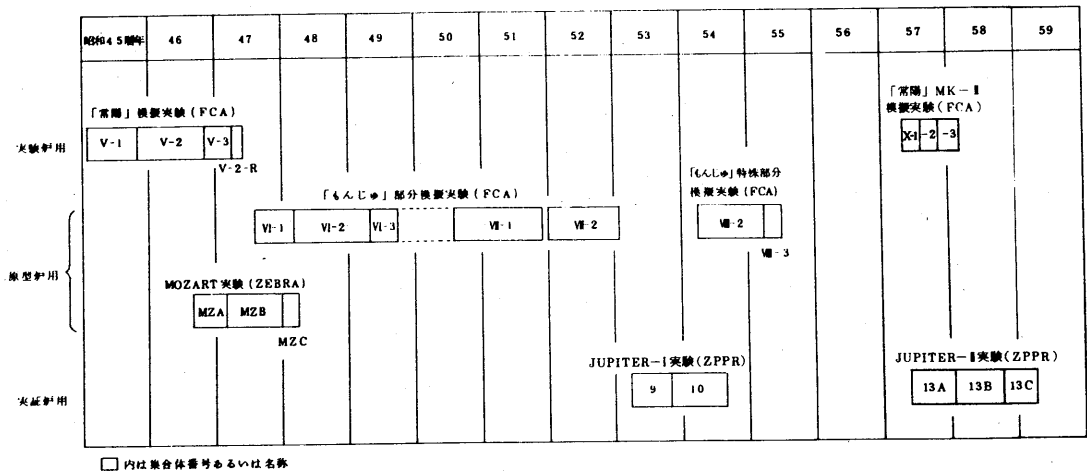


図1 高速炉模擬臨界実験の実施状況

図2に示されたX-3集合体は「常陽」MK-IIの工学的模擬炉心であり、制御棒位置(CRP)6本を有する六角柱体系である。制御棒反応度及び制御棒半挿入時の出力分布等が測定された。また図1には示されていないが、FCAでは今年からⅧ集合体による非均質炉心部分模擬実験が始められている。

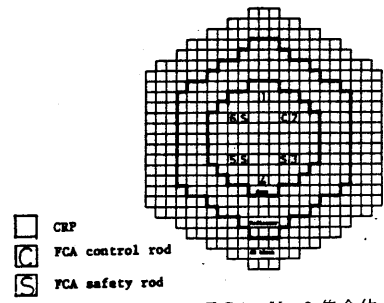


図2 FCA X-3集合体

JUPITER (Japanese-United States Program of Integral Tests and Experimental Researches) 実験は日米共同研究による大型高速炉の臨界実験計画である。実験はPu3tを有するANLのZPPR装置で行われ、解析は日米双方でそれぞれ独立に行われている。ZPPR-9, -10で行われたJUPITER-I実験は700~900MWe級2領域均質炉心のベンチマーク実験であり、基本的な核特性の情報をクリーン炉心、EOC (End of Cycle) 炉心、BOC (Beginning of Cycle) 炉心にわたって測定し、核特性の炉心サイズ効果を調べ、解析法の精度を評価することを目的としている。ZPPR-9, -10各集合体の炉心構成を図3に示す。JUPITER-I実験では臨界性、反応率比、反応率分布、制御棒価値、Naボイド反応度、ドブラー反応度、ガンマ線加熱、中性子スペクトルが測定された。一方、ZPPR-13で行われたJUPITER-II実験は700MWe級径方向非均質炉心のベンチマーク実験である。図4に示されているようにZPPR-13は炉心中心にブランケットを配置し、その回りを3層の燃料領域と2層のブランケット領域が取り巻いたリング状の炉心構成になっており、内部ブランケット配置を変化させた6個のフェイズから成っている。日本国内におけるJUPITER実験解析は、動燃の委託によりメーカ、大学、研究所、計算サービス会社の8機関が分担して実施している。そして1984年秋にはJUPITER-IIに関する日米の解析会議が開かれる予定である。

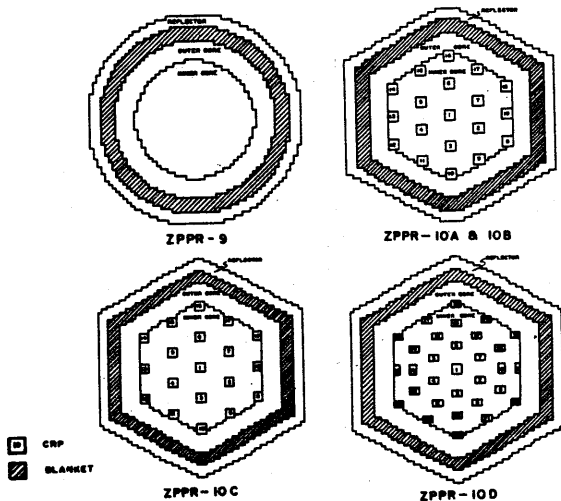


図3 ZPPR-9, 10各フェイズの炉心構成

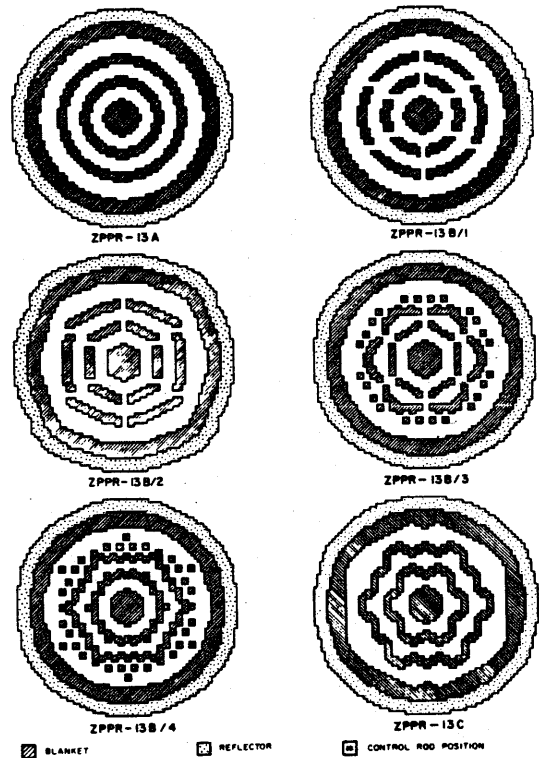


図4 ZPPR-13各フェイズの炉心構成

## (2) 炉心解析法の開発

高速炉の炉心解析法の開発に関する最近の研究項目を列挙し、各項目の内容を簡単に説明する。これらの研究項目も大半は高速炉の研究開発に携わる大学、メーカ、研究所等の他機関への委託業務として実施されている。

### ① 高速炉用核データの評価

高速炉の設計・運転、特性解析に用いられる超Pu核種の核データを評価し、JENDLに取り入れている。最近はAm, Cmの各同位元素の評価を行っている。

### ② 炉定数セットの作成

自己遮蔽因子の内挿法、群縮約及び群構造等の既存のセットの重要な問題点を検討して、JENDL-2を処理した炉定数セットJFS-3-J2を作成した。

### ③ 炉定数セットのベンチマーク・テスト

JENDL-2B-70及びJFS-3-J2セットを多数の臨界実験値の解析に適用してみることにより、炉定数セットの性質、傾向を明らかにし、その精度を評価した。

### ④ 2次元ベンチマーク問題の設定

ベンチマーク計算を行うために、多数の高速臨界集合体について2次元ベンチマーク問題を設定した。

### ⑤ 制御棒チャンネルの均質化法

ピン系の模擬制御棒を吸収材領域と希釈材領域に分け、このセル内の反応率が保存されるように模擬制御棒の領域平均の実効断面積を繰返し計算で求める方法を開発した。

### ⑥ 未臨界体系反応度モニターの開発

原子炉、燃料貯蔵槽等の臨界安全を確認するため、体系の未臨界性を測定、監視する反応度モニターを開発中である。モニターの理論的、実験的検証、実機への適用を行う。

### ⑦ 「常陽」燃焼特性解析

「常陽」MK-I炉心の運転実績データを活用した燃焼解析を行い、測定データとの比較により「常陽」体系での燃焼特性評価精度を確認した。

### ⑧ 大型炉核特性予測誤差の評価

バイアス・ファクターを用いた後に尚残ると予想される大型高速炉の核特性予測誤差の評価を、核定数の不確かさに起因する誤差に主眼を置いて行った。

### ⑨ 大型高速炉核設計精度の評価

実証炉クラス的大型炉心を対象として、設計で要求される核計算の精度(要求精度)と現状で得られる精度(現状精度)を評価した。

### ⑩ 大型非均質炉心の安全性解析

SAS3D-VENUSシステムにより非均質炉心の仮想炉心崩壊事故時の挙動を解析し、均質炉心の挙動と比較した。

### ⑪ 「弥生」による崩壊熱測定

東大「弥生」の高速中性子場を用いて、U-235, U-238, Pu-239の崩壊熱を測定した。

## 2. 遮 蔽

遮蔽は中性子を含む放射線に係る分野であり、炉心の問題を扱う炉物理と理論や技術に共通の部分が多い。以下に高速炉の遮蔽の特徴と動燃事業団における高速炉の遮蔽研究開発を概説する。

高速炉プラントに含まれる設備では、原子炉本体以外でも使用済燃料貯蔵庫等の放射線が発生する装置・設備があり遮蔽上の配慮が必要であるが、技術的に問題となるのは主として原子炉本体まわりであり、動燃事業団における高速炉の遮蔽研究開発も主として原子炉まわりを対象としている。

原子炉の遮蔽設計は種々の項目に対する設計基準を選択する事から始まる。遮蔽設計で考えるべき項目としては次の様な物がある。

- ① 生体線量
- ② 環境に対する放射線量
- ③ 構造物の放射化
- ④ 放射線加熱
- ⑤ 放射線損傷

①、②については法律で定められている値が基準になるが、原子炉施設内の生体線量の設計基準については、例えば機器の保守等の為に作業者が該当箇所にてどの程度の時間立入るかによって遮蔽設計が定まる。現状の高速炉の様な開発中のプラントでは、機器設計者からの保守の為に立入りの要求が強く遮蔽が大がかりな物となる傾向がある。又、④、⑤、⑥については、設計の為にデータ、計算法等未だ確立しているとは言えない。

原子炉における遮蔽設計では、各機器の配置や構造又は建築構造物の壁厚を、放射線強度が所定の位置で所定の値になる様に設計する。与えられた構造・配置に対して定められた放射線強度が達成出来ない場合には、放射線遮蔽の為に構造（鉄やコンクリート、その他ボロン等の特殊材料の壁）が追加される事になる。理想的な遮蔽とはこの様な遮蔽の為に構造物を最小にする事である。原子炉の建設コストに直接関係のある鉄やコンクリートの資材の総量に対して遮蔽設計はかなりの影響を及ぼす。

水を原子炉冷却材として使用する軽水炉と比較すると、ナトリウム冷却の高速炉では次の2点が遮蔽上の大きな相異である。

- ① 炉心からの漏洩中性子の平均エネルギーが高い。
- ② 1次冷却材の比放射能が非常に高い。

①は、ナトリウムとの共存性という安全上の問題から、現在のところ少なくとも炉容器内で水素含有物質が使えない事によっている。有効な遮蔽材である水素（具体的には水）が炉容器内に持ち込めない為、ナトリウム冷却高速炉では中性子に対する遮蔽構造が非常に複雑になっている。又、遮蔽設計計算上も、高いエネルギーの中性子から低いエネルギーの中性子までを対象として評価する必要がある為、正確な評価の為に膨大な計算を必要とする。②については、特にループ型の高速炉では、1次冷却系配管や機器から発生するガンマ線に対する配慮が必要となっている。一般的には高速炉の遮蔽設計では、ガンマ線



よりも中性子に対する遮蔽の方が、構造上も設計計算上も困難が大きい。

我国の高速炉開発は現在、実験炉「常陽」が茨城県大洗で運転中であり、原型炉「もんじゅ」の建設が福井県で始まったところである。ここでは、上記の様な状況に対応する為に動燃事業団で実施している各種計算コード等の開発整備と、「常陽」における遮蔽測定とその解析について概説し動燃事業団における遮蔽研究活動の紹介とする。なお、以下の作業の大部分は国内の関連各社との業務委託研究として実施されている。

炉心の核計算と同様、遮蔽の為に放射線分布計算にも各構成元素の核データが必要である。高速炉の遮蔽計算にはこれまで米国のENDF/B-Wファイルから原研のRADHEAT-V3システムで作成された群定数を用いてきたが、我国でもシグマ委員会の活動によって評価済核データファイルJENDLが整備されており、現在、JENDLファイルのデータを基礎にした計算システムに変換作業中である。又、RADHEAT-V3システムの他に、MINXコード、AMPXコード等を使用した定数処理も可能となる様、計算コード・断面積ファイルを整備している。

遮蔽の問題に対する放射線分布の計算は、従来は半解析的な簡易計算式を用いて行なわれていたが、この種の計算式は特に高速中性子を含む問題に対しては信頼性が低く極端な過大評価になる事も多い。高速炉の遮蔽計算において、簡易計算法は限られた条件の問題に対しては現在も広く使用されているが、近年の大型電子計算機の急速な進歩に伴い遮蔽計算法も簡易計算法から物理的・数学的基礎の明確な数値計算法に移行している。評価すべき体系が多種多様であり、特にプラント経験の少ない高速炉では経験的な手法による遮蔽設計が不可能である為、個々の特定の体系の遮蔽設計を行なう為の計算コードはほとんど発達していない。現在、遮蔽設計の為に放射線分布計算に使用されている計算コードは、放射線輸送方程式を数値時に近似して解くコードであり、1次元又は2次元体系では $S_n$ 法によるANISN及びDOTコード、3次元体系ではモンテカルロ法によるMORSEコードが一般的である。これらのコードはすべて米国の国立研究所で開発・整備されたものであるが、我国ではこれを部分的に改良整備して使用している。例えば、2次元 $S_n$ コードDOT 3.5を改良し微分アルベド境界条件が適用できるコードを整備した。又、モンテカルロコードについても、アルベド境界の適用、2次元 $S_n$ 計算との接続等の為に改良・整備が行なわれている。現在の設計では、2次元まではかなり大きな体系に対して計算が行なわれているが、3次元体系に対するモンテカルロ計算は未だ電子計算機の能力の制約によって部分的な小体系にしか適用されていない。

計算コードや群定数は遮蔽実験又は原子炉実機の遮蔽測定を解析する事によって検証される必要がある。しかしながら遮蔽の為に実験は一般的に非常に困難であり、特に我国には高速炉の為に大規模な実験を行なえる設備が無い。動燃事業団では実験炉「常陽」において遮蔽測定を行ない、得られたデータを解析する事によって計算システムの評価を行なった。

「常陽」では1977年4月の臨界達成後、各種の性能試験が実施され、その一部として遮蔽性能の測定が行なわれた。各種計数管及び放射化箔によって原子炉体系内の各位置

における放射線レベルが測定され、その結果「常陽」の遮蔽性能に全く問題の無い事が明らかとなった。一方、「常陽」で得られた遮蔽測定結果は今後の高速炉の遮蔽設計評価の為のデータとする為、前述の計算手法及び核定数を用いて解析・評価された。第3.1図に「常陽」の炉体まわりの構造を示す。

「常陽」では、原子炉まわり、1次冷却系配管貫通孔、ベデスタル上部、炉容器室コンクリート壁外側（ポンプ室、IHX室）等で各種反応率及び線量率が測定された。但し、遮蔽の為の実験装置における測定と異なり、原子炉実機は本来放射線が極力外部に漏れない様に造られており、更に検出器の設置等にも制限がある為、遮蔽測定は非常に困難である。特に設計上重要な高エネルギー中性子は測定が困難であり有効なデータは多くない。

「常陽」で得られた遮蔽測定データは、そのほとんど全てのデータについて、前述の計算システムを用いて解析された。炉心で発生する核分裂中性子を源とする炉体まわり2次元RZ体系Sn計算から出発し、計算結果を接続する事によって原子炉容器上部の遮蔽プラグ近傍の空隙や1次主冷却配管貫通孔のストリーミング計算、ポンプ室やIHX室での放射線分布計算等を行なった。ストリーミング計算には2次元Snコードの他に、モンテカルロコード、3次元Snコード等も使用された。計算値は測定値と比較され、高速炉の遮蔽計算の信頼性の評価の為のデータとなっている。

遮蔽設計では、計算で得られた放射線強度に対して設計上の安全余裕を加えて設計値とする。合理的な設計の為にはこの余裕が出来るだけ小さい事が望ましいが、計算コード及び核データの精度評価が不充分である事、モデル化の限界、実験値の不足、プラント経験の不足等によって、現状では非常に大きな設計余裕を取らざるを得ない状況である。

高速炉の遮蔽については、今後より合理的な設計を行なえる様に研究を続ける必要があり、実験・測定及びその解析の経験を積み上げなければならない。又、高速炉は未だ開発段階にある原子炉であり、今後の技術的進歩によってプラント構造が変化していくと思われる。これまでとは異なった遮蔽の問題が生じる可能性もあり、定常的な技術の向上が必要である。

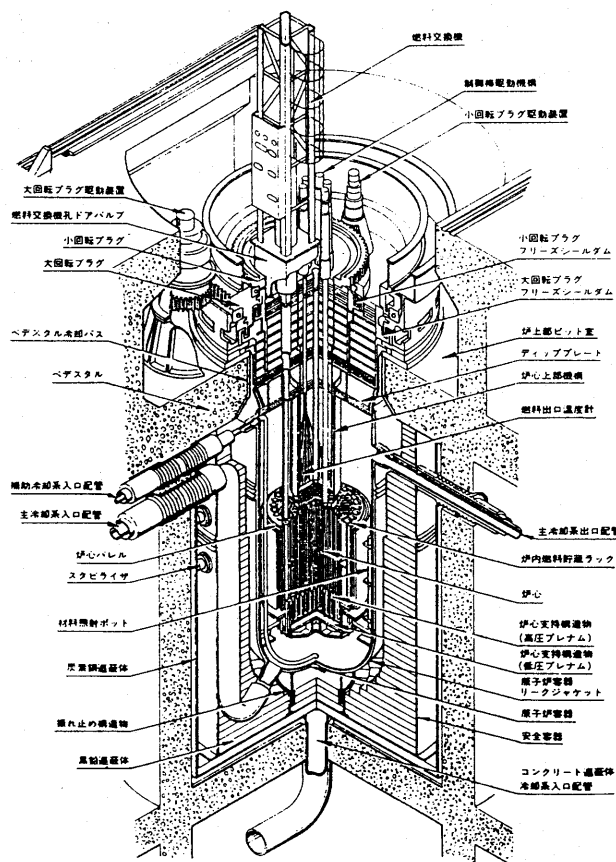


図5 高速実験炉「常陽」

# FCAにおける高速炉物理の研究

原研

吉田弘幸

## 1. はじめに

高速炉臨界実験装置 (FCA) は、昭和42年4月29日に20%濃縮金属ウラン ( $\sim 95 \text{ kg } ^{235}\text{U}$ ) を装荷して初臨界に達して以来、16年8ヶ月にわたり大別して71系統の炉心が組まれてきた。Table 1 はこれまで FCA において実施された高速炉臨界実験の概要を示したものであるが、FCA を用いた炉物理研究は我が国の高速炉開発の進展と共に推移してきたことがわかる。すなわち、高速中性子スペクトル場に関する基礎的研究に始まり、高速実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」の物理的、工学的モックアップ実験研究へと推移した。特にモックアップ実験研究の期間は全体の2/3に達しているが、この間、測定技術、実験手法の開発も平行して進め、その多くは FCA において定常的に使用されている。現在は「常陽」が順調に運転され、「もんじゅ」の臨界までには余裕のある比較的平穏な時期であり、FCA では、(1)大型高速炉の炉物理特性の研究、(2)アクチノイド消滅処理の炉物理の研究のテーマのもとに基本的特性を中心とする研究を進めている。

紙数の関係もあり、ここでは最近の FCA を用いた高速炉物理研究 (FCA IX, XI) と来年度実施予定の実験計画 (FCA XII) の概要を重点的に紹介する。本論に入る前に「常陽」と「もんじゅ」のモックアップ実験に若干ふれることにする。

## 2. 「常陽」と「もんじゅ」のモックアップ実験 (FCA V~VII, X)

50 MWt 「常陽」のモックアップ実験は、燃料である Pu と 20% 濃縮ウランの富化度、制御棒の反応度価値と出力分布の決定を主目的として、FCA V-1~3 を用いて行なわれた。この内 FCA V-1, 2 は比較的単純な組成と形状を有する物理的モックアップ体系と呼ばれるものであり、測定された臨界量、核分裂比、反応率分布、中性子スペクトルなどの基本特性

Table 1 FCA 高速炉系臨界実験の概要

| 炉心系                     | 炉心 No.             | 実験目的   | 期間                          |
|-------------------------|--------------------|--|-----------------------------|
| 20% EU<br>小型純高速炉系       | I-1 ~ -6           | ・ 小型高速炉系の複特性<br>・ ベンチマーク実験と測定技術の開発   | 42.4 - 43.1<br>44.5 - 44.7  |
| 中速炉系                    | II-1 ~ -5<br>III-2 | ・ 中速エネルギー領域の断面積分評価<br>・ ドップラー効果測定  | 43.2 - 43.8<br>43.11 - 44.5 |
| K <sub>eff</sub> -1 炉心系 | IV-1 ~ -3          | ・ セロ中性子漏洩系の特性<br>・ 断面積分、分裂スペクトルの評価   | 44.8 - 44.11<br>47.5 - 47.7 |
| 実験炉「常陽」<br>モックアップ系      | III-1<br>V-1 ~ -3  | ・ 「常陽」の物理的、工学的モックアップ<br>(富化度、制御棒効果、出力分布の決定)<br>・ 反応度係数法の検証                               | 43.8 - 43.11<br>45.2 - 47.5 |
| 原型炉「もんじゅ」<br>モックアップ系    | VI-1 ~ -3          | ・ 「もんじゅ」内、外炉心の物理的モックアップ<br>( $\gamma$ -線部分積分によるシミュレーション)<br>・ 反応度係数法に基づく反応度校正法           | 47.6 - 49.8                 |
|                         | VII-1 ~ -3         | ・ 「もんじゅ」の工学的モックアップ<br>(セクター型部分積分系による出力分布)<br>・ 大断面積炉心の特性<br>・ 軸方向非均質炉心の特性                | 50.7 - 53.7                 |
|                         | VIII-1 ~ -3        | ・ 燃料スタンプンク実験<br>・ 炉外燃料貯蔵設備の模擬実験  | 53.9 - 55.6                 |
| 標準スペクトル<br>炉心系          | IX-1 ~ -7          | ・ ウラン標準スペクトル炉心ベンチマーク<br>・ アクチノイド核種の積分実験  | 55.7 - 57.1                 |
| 「常陽」MK-II 炉心<br>モックアップ系 | X-1 ~ -3           | ・ 「常陽」MK-II 炉心のモックアップ<br>(不銹鋼反射体の特性)   | 57.4 - 58.2                 |
| 大型高速炉<br>炉心系            | XI-1 ~ -2          | ・ 大型高速炉内側炉心の特性<br>( $\gamma$ -線部分積分系による軸方向特性)<br>・ 代替構造材による Na 冷却効果・伝熱<br>・ 軸方向非均質炉心の重要性 | 58.4 - 59.2                 |

は核設計手法の検証と当時の中性子断面積データの不確かさ現状を把握するために利用された。FCA V-3は「常陽」の同じ炉心内位置に制御棒チャンネルを有する工学的モックアップ体系であり、制御棒反応度係数、反応率分布の測定を行なうと共に、天然ウランと劣化ウランの相違、酸素およびNaの効果などのフランケット特性に関する測定も行なわれた。この間、実験体系と実機間の組成の差異による反応度効果を実験的に決定するため、密度係数法という新しい実験手法を開発した。この時以来、FCA炉心では密度係数は常に測定されるようになった。「常陽」は近年燃料組成を変更すると共にフランケットを不銹鋼反射体に変更することによって100MW<sub>e</sub>に出力上昇し、本格的な照射用炉心となったが、そのためのモックアップ実験をFCA Xを用いて実施した。

原型炉「もんじゅ」については、FCAによる実験に先立ち英国ZEBRA炉を用いて通称「MOZART 実験」と呼ばれるモックアップ実験が行なわれた。Pu燃料保有量が不足するFCAでは、「MOZART 実験」と相補的であった部分モックアップ実験とならざるを得なかった。したがって、「もんじゅ」のモックアップ実験の観測からすると、その測定データの活用され方は「MOZART 実験」および「常陽」の時ほどではなかった。しかし、中心テスト領域に「もんじゅ」の内側あるいは外側炉心の組成をシミュレートしたゾーン型模擬体系（FCA VI）およびセクター領域に内・外炉心、径方向フランケットの径方向組成分布をシミュレートしたセクター型部分模擬体系（FCA VII）によって「MOZART 実験」と同等の結果を得ることができ、部分模擬実験の有効性を示した意義は大きい。この間、「もんじゅ」の炉外燃料貯蔵設備の模擬実験、核分裂生成核種を模擬した物質を用いた燃焼炉心のNaボイド反応度効果の実験、燃料スランピング実験などの特色ある実験を行なうと共に、燃料組成密度係数による反応度スケール較正法、少数本制御棒の反応度係数測定との組合せによる多数本制御棒反応度係数予測に関する実験手法、板状セル体系における拡散係数の異方向性を実験的に検証する手法、などの開発が行なわれた。また、炉心の大型化に伴ないドップラー効果、Naボイド反応度効果などの安全性関連特性の測定が重要視され、その測定が精力的に行なわれたのもこの時期からである。

これらのモックアップ実験の測定データを整理し、再度最新の中性子断面積データと解析手法を用いて解析する必要があると考え、現在準備中である。

### 3. アクチノイド積分実験（FCA IX）

「常陽」、「もんじゅ」の一連のモックアップ終了後、流れからすれば大型高速炉を対象とする実験研究になるはずであるが、我国の実証炉炉心概念が明確であると云える状況ではなかったこと、またFCAの所有Pu量が大型高速炉のフルモックアップのためには極めて少ない（約1/10）ことなどの理由によって、断面積データの評価・改良を目的とした実験的研究を実施した。特にアクチノイド核種の断面積データ評価がこのFCA IXを用いた実験の主眼となった。

反応率比ヤサンフル反応度係数などの積分測定は、一般に微分測定に比べて測定精度がよく、断面積データ評価に有効であるが、断面積のエネルギー依存に関する情報が直接得ら

れなののが難点である。FCAではこのエネルギー依存を考慮した積分実験を可能にするため、組成が単純で中性子スペクトルが系統的にシフトした7種類の炉心 FCA IX-1~7 を標準スペクトル場として選定した。各炉心の諸元を Table 2 に示した。

核燃料サイクルでは超長寿命の TRU 処理処分に関する議論が盛んになりつつあるが、Pu リサイクルを前提とする高速炉では超 Pu 核種の生成量を正確に予測する必要がある。また、アクチノイド核種はしゅい核分裂など大きな核分裂断面積を有しているので、群分離によりアクチノイドを高レベル廃棄物から分離し、核分裂によって核分裂生成物に変換するアクチノイド廃棄物消滅処理法が考えられる。このアクチノイド生成量をよび消滅効率を評価するためには

Table 2 FCA IX の炉心組成と境界寸法

| Assembly               |               | IX-1 | IX-2 | IX-3 | IX-4 | IX-5 | IX-6 | IX-7 |
|------------------------|---------------|------|------|------|------|------|------|------|
| Core composition (v/o) | 93%EU         | 5.3  | 10.6 | 15.9 | 10.6 | 15.9 | 15.9 | —    |
|                        | 20%EU         | —    | —    | —    | —    | —    | —    | 64.7 |
|                        | C             | 79.4 | 74.1 | 68.8 | —    | —    | —    | —    |
|                        | SUS           | 10.8 | 10.8 | 10.0 | 84.9 | 79.6 | 27.9 | 10.8 |
| Core dimension*        | Void          | 4.5  | 4.5  | 4.5  | 4.5  | 4.5  | 56.2 | 4.5  |
|                        | Diameter (cm) | 60.7 | 46.2 | 35.3 | 55.2 | 40.8 | 45.8 | 34.7 |
|                        | Height (cm)   | 61.0 | 40.6 | 35.6 | 50.8 | 40.6 | 40.6 | 35.6 |
|                        | Volume (l)    | 177  | 68   | 36   | 122  | 53   | 67   | 34   |

\* surrounded by a depleted uranium blanket more than 30 cm thick.

アクチノイドの核分裂断面積と中性子捕獲断面積の評価が必要となる。このようなインセンティブに基づき、FCA IX の炉心中心において多くのアクチノイド核種に対する核分裂率比、サンプル反応度価値などの積分実験を実施した。

核分裂率測定では、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{237}\text{Np}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ 、 $^{240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{243}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$  について、新たに開発した平行板型核分裂計数管を用いて測定した。測定対象核種は白金製の陰極に電着されたが、電着量は崩壊半減期と計数率を勘案して決められ、数  $\mu\text{g}$  ( $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{244}\text{Cm}$ ) からの約 200  $\mu\text{g}$  ( $^{235}\text{U}$ ) の周であった。現在、FCA では  $^{240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Pu}$  についての測定も可能になっている。サンプル反応度価値測定は  $^{237}\text{Np}$ 、 $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{240}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{243}\text{Am}$  と標準サンプルの  $^{235}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$  について行なわれた。いずれのサンプルも不銹鋼製二重円筒キャプセルに密封された酸化物であり、重量は  $^{238}\text{Pu}$  と  $^{240}\text{Pu}$  が約 15 g、その他核種が 20 g である。測定では、サンプルを炉心中心に挿入し、体系を臨界に保つための制御棒位置の変化から反応度価値を測定する方法を採った。Fig. 1 に  $^{239}\text{Pu}$  に対するアクチノイド核種反応度価値比の測定値

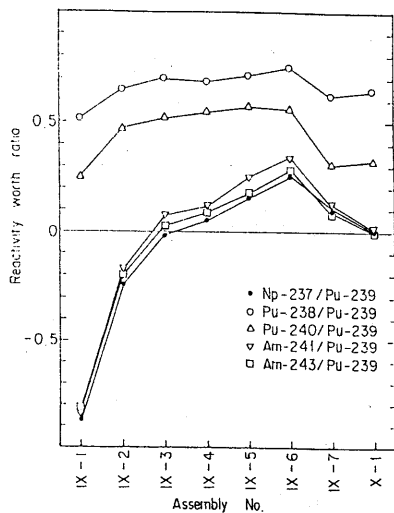


Fig. 1 サンプル反応度価値比測定値

を示した。核分裂反応率およびサンプル反応度価値の測定結果は、FCA IX 炉心系の特性実験結果と共に、JENDL-2、ENDF/B-V に基づき 2000 群セル計算コード SP-2000 と輸送計算 (S<sub>4</sub>) コードによって解析中である。予備的な解析結果については昨年の核データ研究会において発表された。

中性子スペクトルが系統的にシフトする FCA の標準スペクトル場は、アクチノイド積分実験に限らず広くベンチマークテストの場として利用される可能性が高い。例えば、フランケット内反応率分布の実験と解析の不一致という現在でも残されている課題も、炉心内スペクトル依存フランケット特性を測定することによって、広範囲な測定データに基づく検討が可能になる。このような意味から、標準スペクトル場のあり方を再検討し、この場を用いた FCA 実験を

再度実施することを考えている。

#### 4. 大型高速炉の炉物理特性の実験 (FCA XI)

大型高速炉の炉心フルモックアップに必要なPu量を所有しているのは米国アルゴンヌ研究所のZPPRのみである。我々は動燃事業団が中心となって日米共同高速炉物理実験計画 (JUPITER計画) のもとにZPPRにおいて800MWe規模の高速炉炉心のフルモックアップ実験を実施している。FCAでは残念ながらPu所有量でZPPRの1/10以下であり、濃縮ウランを加えても大型高速炉炉心規模のセクター型模擬体系を組むことさえ不可能である。そこで、後述するFCA以外では実施されていない軸方向非均質炉心の炉物理実験を計画した。ここで述べるFCA XIは均質炉心の模擬体系であり、大型高速炉の内側炉心組成を中心テスト領域にシミュレートしたゾーン型部分模擬体系である。FCA XIは軸方向非均質炉心 (FCA XII) 実験のレファレンスとなり、Fig. 2に示した構造を有するFCA所有Puと<sup>235</sup>Uのほとんどを装荷した体系である。

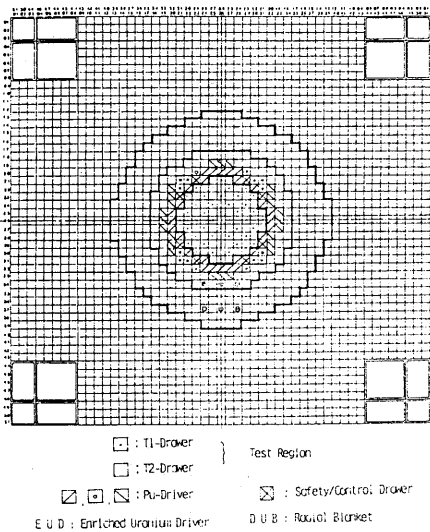


Fig. 2 FCA XIの装荷図

の重要性は今も昔も変わらない。また、最新データのJENDL-2に基づく解析によっても、Naホイド効果測定結果との一致は満足できる状態ではない。着目した構造材核種は将来の代替構造材の基金属あるいは添加金属として採用される可能性が高く、かつNaの共鳴散乱領域 (2.3 keV) に比較的大きな共鳴吸収断面積を有しており、Naのホイド化による中性子スペクトル硬化の程度を抑制する働きがある。測定はテスト領域中心の3行×3列の格子管内不銹鋼板と他の構造材核種物質板と置換し、その中のNa板をホイド管に置換してNaホイド反応度効果を測定した。測定結果をNaホイド効果と臨界性についてFig. 3に示した。不銹鋼と比較して、Ti、V、Niは正のNaホイド効果を低減化する働きを有し、Ti

FCA XIでは、テスト領域中心近傍においてFCA XIIの測定と対応する中心軸方向分布特性を測定すると共に、ゾーン型部分模擬体系の特性実験を行った。また、FCA XIはこれまでのFCA炉心の内でもっとも軟かい中性子スペクトルとそのテスト領域で保有しているので、FCA IXと同様の核種を用いたアクチノイド積分実験も実施した。加えて、FCA XIの実験では、不銹鋼に代る耐スエリク・耐熱構造材による正のNaホイド反応度効果低減化の可能性と実験的に確かめることも目的の1つであった。Naホイド効果は高速炉炉心の大規模化によって益々大きく正となり、安全性の観点か

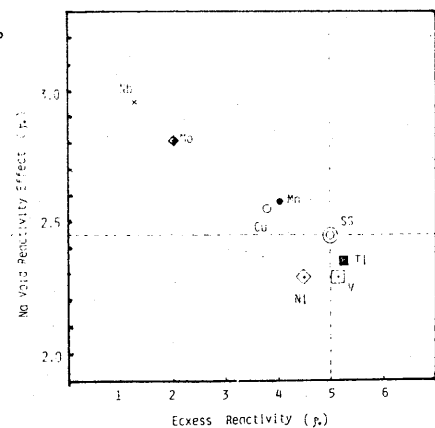


Fig. 3 構造材のNaホイド効果と臨界性

とVは臨界性に対しても好影響を与えることが実験的に明らかになった。

FCA XIでは、上述の炉物理特性測定に加えて、ガンマ発熱測定、増殖性および詳細出力分布測定のための放射化箔利用技術の確立を目的として、種々の照射実験を行なった。TLDによるガンマ発熱測定技術の開発では、原子番号の異なるTLDによる測定結果に基づき、実効原子番号( $Z_{eff}$ )の高い高速炉の炉心およびフランケット( $Z_{eff}=70\sim 80$ )内のガンマ発熱を外挿によって実験的に求めることを目標としている。現在FCA所有のTLDは ${}^7\text{LiF}$  ( $Z_{eff}=7.2$ )、 $\text{Mg}_2\text{SiO}_4$  ( $Z_{eff}=11.1$ )、 $\text{CaSO}_4+{}^7\text{LiF}$  ( $Z_{eff}=12.7$ )、 $\text{Sr}_2\text{SiO}_4$  ( $Z_{eff}=32.5$ )と $\text{Ba}_2\text{SiO}_4$  ( $Z_{eff}=49.9$ )である。箔を用いた核反応率測定は従来から必要視されてはいたが、手間がかかることもありFCAでは小規模な測定にとどまっていた。しかし、高速炉の炉心大規模化に伴い、また非均質炉心概念の提唱などによって、増殖性および異なる領域間の詳細出力分布の実験的検証を目的とした多数の箔による測定データ取得と処理の必要性が強くなった。そのために、FCAに於いても箔測定データ処理のための測定系を整備すると共に、FCA XIに於いて ${}^{235}\text{U}(n,f)$ 、 ${}^{238}\text{U}(n,f)$ 、 ${}^{238}\text{U}(n,\gamma)$ を対象として箔照射条件などを定める予備実験を行なった。 ${}^{238}\text{U}(n,\gamma)$ の絶対校正を目的とした熱中性柱での較正法および ${}^{243}\text{Am}$ 標準線源による較正法について準備、検討中である。

#### 5. 軸方向非均質炉心高速炉の炉物理特性の実験 (FCA XII)

1974年頃、フランケット集合体を炉心内に導入し、出力平坦化、増殖性向上、Naホイド効果低減化を達成する非均質炉心高速炉概念が提唱された。径方向フランケット集合体と炉心内に適切に配置する炉心を径方向非均質炉心、軸方向フランケットを炉心中心面上に適切な厚さをもって配置する炉心を軸方向非均質炉心と呼んでいる。前者はフランスのJ.C. Maigniotらによって提議され、世界的な関心を呼び米国の高速原型炉CRBRに採用された。しかし、昨年CRBR建設計画中止の決定がなされ、加えて炉心が極めて複雑であることによる問題も多く、世界的な関心の程度は低くなってきた。この炉心の炉物理実験は、日米共同研究「JUPITER計画」のもとにZPPRにおいて実施中であるし、また、欧州諸国の共同研究計画「BIZET計画」、「RACINE計画」のもとにそれぞれ英国のZEBRAとフランスのMASURCAを用いて実施された。

一方、軸方向非均質炉心は米国のG.A. Ducatらによって提唱されたが、炉心内に導入可能なフランケット量が限定され、上述の非均質炉心特有の長所が十分に発揮できないという理由で世界的な関心を獲得するには至らなかった。しかし、近年、日立製作所の井上らの研究によって、この炉心は上述の非均質炉心特有の長所を有すると共に、燃焼に伴う出力分布変動という非均質炉心の持つ欠点を回避し、加えて、Naホイド効果と燃料反応度係数の軸方向分布が平坦であることによって仮想的炉心崩壊事故(HCDA)時のエネルギー放出量を極めて低く抑える可能性が高いことが示された。この結果、この炉心への関心は高まりつつある。炉心の構成を模式的にFig. 4に示した。

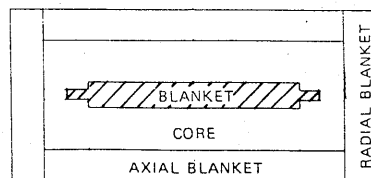


Fig. 4 軸方向非均質炉心概念

軸方向非均質炉心に関する炉物理実験は、原型炉級の炉心組成を対象とした FCA VII-3 を用いた中野らの実験しか古界にない。FCA では、今年5月より大型高速炉の軸方向非均質炉心を対象とした炉物理実験を予定している。目的は、Naボイド反応度効果、燃料反応度係数、核分裂反応率の炉心中心軸方向分布を中心とするこの炉心概念の炉心性能、安全性に関連する諸量を実験的に求めること、炉心とフランケットの境界近傍の特性を測定することによって解析手法の現状把握とその改良に資することにある。そのために、ゾーン型部分模擬体系である Fig. 5 に示した FCA XII-1 を中心とする数種の炉心を予備解析によって設定した。平面的にみると、Fig. 2 のレファレンスとなる FCA XI と類似しているが、テスト領域の Pu 富化度が増加して、T<sub>2</sub>-ードロフのみで構成されていること、濃縮ウラン・ドライバの Na を臨界性の観点からスラフイトに置換していることが大きな変更点である。勿論、FCA XI には FCA XII のある内部フランケット (I.B) は存在しない。

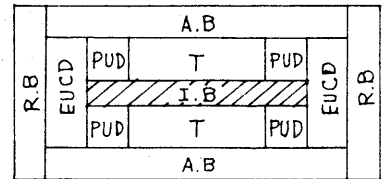


Fig. 5 軸方向非均質炉心模擬体系

以上の中心軸方向特性に加えて、径方向出力分布の平坦化を含む径方向特性の測定を目的として、セクター型部分模擬体系などについて検討を進めている。この場合、内部フランケットと径方向フランケットの間隔および内部フランケット端の突起 (Fig. 4 参照) の関数として径方向分布特性を測定することが主目的となる。この軸方向非均質炉心の実験では、多数の箔を用いた詳細反応率分布と増殖性に関する測定、TLD によるガンマ発熱分布の測定が本格的になるものと考えている。

## 6. おわりに

高速炉物理研究は、高速炉開発の他分野と比較すると群を抜いて進展しており、残された課題はなくなつたのではないかと云われることが多い。確かに高速炉の核特性予測精度は努力の集積によって著しく向上したが、臨界実験装置による測定結果および実験の特性測定の結果を解析すれば、現在のテーラ・メソッドが満足できる状態でありことかわかる。加えて、増殖性、高温でのドップラ効果、ガンマ発熱量など多くの高速炉の重要な特性を測定する技術は未確立である。基本的炉物理特性である中性子スペクトルまたは広範囲にわたるスペクトル・インテグレーションの測定技術の確立は永遠の課題として残され続けるのかも知れない。また、燃焼に伴う特性の変化、安全解析と直結した複合的炉物理特性などの実験手法の確立、燃料所有量に限界のある FCA では部分模擬実験と全炉心模擬実験と関係づける手法および実験手法の確立、なほも今後の大きな課題として残されている。これまでの FCA による高速炉物研究の詳細については、弘田実彌氏によってまとめられ、近く刊行される予定である。FCA における研究成果について興味をお持ちの方は、そのレポートあるいはレポート中の詳細な参考文献リストを参照されることを勧めます。



# 「弥生」における高速中性子遮蔽の研究

東大・工

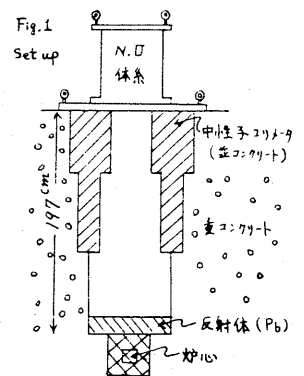
岡 芳 明

弥生炉は、周囲に水等の減速材がないので、熱中性子を含まないきれいな高速中性子が得られるので、高速中性子遮蔽実験に極めて適した線源となっている。ここではこれを利用して「弥生」で行われた主な遮蔽実験について述べてみたい。

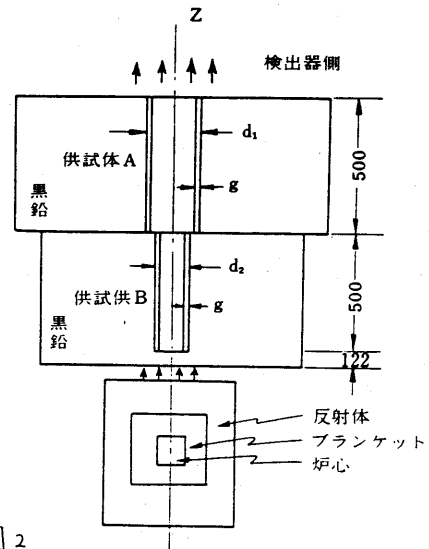
これらの実験は次のようなものである。

- (1) 高速中性子による天然ウラン指数実験
- (2) 高速炉炉心近傍遮蔽体中の中性子透過実験
- (3) 常陽中性子源モックアップ実験
- (4) 高速原型炉炉心下部構造遮蔽模擬実験
- (5) 遮蔽ベンチマーク実験
  - (イ) ビーム状中性子による平板実験
  - (ロ) 厚い鉄・ナトリウムの中性子透過実験
- (6) 蛇紋岩コンクリートの遮蔽実験
- (7) スリット状体系の放射線ストリーミング実験
- (8) アルベド法の適用性確認のための高速中性子ストリーミング実験
- (9) スカイライン模擬実験
- (10) キャビティとダクトを介してのストリーミング実験
  - (イ) 箔、TLD、BF<sub>3</sub>計数管による測定とSn計算との比較
  - (ロ) ボナーホール、TLD、NE213検出器による測定とアルベドモニタリング法との比較
  - (ハ) 冷却配管模擬物質を用いた実験
  - (ニ) キャビティ、スリット、L字ダクトに関する実験

まず(1)天然ウラン指数実験は、昭和47年度から昭和49年度にかけて原研FCAの研究者が中心になって行われた。実験体系を国工に示す。天然ウランの漸近スペクトルを精度よく測定し<sup>238U</sup>の減速断面積とスペクトル計算法の評価を目的として実験が行われ、JAERI-Fast set等の各種断面積による計算との比較検討も行われた。又、逆にこの漸近スペクトル場を中性子スペクトル標準場とみなして、各種の中性子測定手法の相互比較も行われた。これらの結果については、昭和47年度から49年度の弥生共同利用成果報告書にまとめられている。



(2)の中性子透過実験は、高速炉で使用される黒鉛遮蔽体の中性子透過特性とそこにあけられた貫通孔よりの中性子ストリーミングを調べる目的で、秋山雅胤、若林宏明らにより昭和47、48年度に行われた。実験体系を図2に示す。炉生炉上部コラムに供試体を設置し、中性子スペクトル放射化弱反応率分布、ガンマ線線量率分布が測定された。貫通孔の形状、ギャップの間隙等をパラメータとしてデータがとられている。



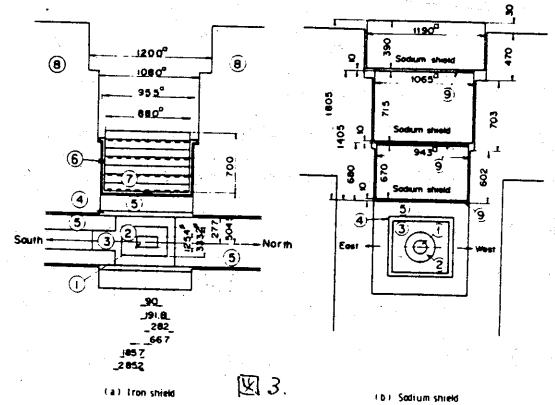
(3)の常陽中性子源モックアップ実験は、秋山雅胤、若林宏明、中井優(NAIG)らにより、昭和47年度に行われた。高速実験炉「常陽」の起動時に用いる中性子源は起動系検出器との距離が大きく、その間の構造が

複雑で設計計算法に確認されたものばかりだったことと、使用する検出器の感度が明確でなかったことにより、モックアップ実験を行って設計を確認する必要がある。「常陽」の可動反射体より外側を模擬した大きい供試体を炉生炉上部コラムにセットして実験が行われた。その結果、検出器までの間の層による中性子束の低下と検出器感度についてデータが得られ、常陽中性子源の仕様決定に役立った。実験結果はANISNによる計算とも比較されている。

(4)の高速原型炉炉心下部構造模擬実験は、著者、若林宏明、鈴木毅則(当時動燃)らにより昭和49年度に行われた。ナトリウム冷却高速増殖炉の燃料集合体の下部には、この集合体を支える燃料支持板への高速中性子照射を低下させるために遮蔽プラグが入っている。この遮蔽プラグには冷却材のナトリウムを通すための流路がある。燃料棒支持板は、炉の寿命中なるべくとりかえることにはしたくないので、その放射線損傷を評価する必要があった。遮蔽プラグでの中性子の減衰効果の評価は、ナトリウム流路による中性子ストリーミングも考慮に入れて行われなければならない。一方、ストリーミングの少ない複雑な流路を作ることには製作費や流動抵抗の点から好ましくない。計算のみではこうした複雑な流路のストリーミングを評価することは困難だったので、遮蔽プラグ模擬体を作り、種々の流路形状について炉生を線源として実験が行われた。単純な形状の流路でもストリーミング効果はそう大きくないことがわかった。研究結果は、UTNL-R-0023と Nuclear Technology 誌31巻287頁(1976)にまとめられている。

(5)の遮蔽ベニチマーク実験は、ビーム実験が京大の兵藤知典教授のグループ(昭和47~52年度)と船舶技術研究所のグループ(昭和50年度)により、平面線源状の実験が我々、東大グループ(昭和50~53年度)によって行われた。遮蔽設計の際に、個々の問題についてモックアップ実験を行うことは場合によっては不可能である。大型電子計算

機の発達により、二次元、三次元形状を近似できる遮蔽計算コードが設計に使用できるようになってきた。しかし合理的な設計を行うためには、設計計算の精度を評価する必要があり、計算のモデル化に際し、あつちあつの簡単な幾何形状や線源条件で実験を行うと、計算手法と入力用核定数をチェックできる(遮蔽ベンチマーク実験)。こうした実験には米國が早くから熱心であったが、各國でもその重要性を認識し、OECD, NEA主催の専門家会議において各國が協力して研究を行うことになった。そして、日本では「弥生」で実験を行うことが期待された。京大グループは弥生炉建設当初よりビーム状の実験を行っていたが、その経験を生かして、ファーストコラム側において、鉄、次いでナトリウムについて、高速中性子の透過散乱スペクトルを測定し、それをモンテカルロ計算と比較した。船研グループは、サーマルコラム側においてコリメータを用いて、鉄の透過散乱スペクトルを測定した。一方、東大グループは弥生炉上部コラムにおいて、鉄とナトリウムについて厚い供試体を用いた深層透過実験を行った。図3に実験体系を示す。原研で開発されたRADHEAT-V3コードシステムで山を解析した。二次元 $S_N$ 輸送計算を行い、群定数の縮約や共鳴自己遮蔽因子の計算精度への影響を調べた。山らの研究結果は、1975年から1980年までに開催されたNEAの遮蔽専門家会議や遮蔽国際会議で逐次報告されている。又、京大グループの結果は日本原子力学会英文誌17巻37頁(1980)に、東大グループの結果は、Nucl. Sci. Eng. 73巻259頁(1980)と79巻308頁(1981)にまとめられている。



(6)の蛇紋岩コンクリートの遮蔽実験は、小佐古敏荘らにより昭和50年度に行われた。蛇紋岩コンクリートは含水素量が大きい特長を持っており、原子力船「むつ」の遮蔽材としても考えられていた。又、300°Cの高温で保水性が良く安価であることを考えると、高速炉の遮蔽材としての可能性があると考えられた。このコンクリートの中性子ガンマ線の透過特性が、弥生炉心から引き出したビームを用いて測定され計算とも比較された。そしてこのコンクリートの遮蔽特性が評価された。

(7)のスリット状体系の放射線ストリーミング実験も小佐古敏荘らにより昭和51年度に行われた。ビーム状の高速中性子がスリットを持つ平板体系に垂直入射した場合の中性子ストリーミングの挙動について測定がHe-3スペクトロメータとTLDを用いて行われている。結果がTWOTRAN-IIの計算と比較され計算手法の評価が行われた。なお、上述の蛇紋岩コンクリートの実験はこの実験は東大工学部紀要Bの34巻409頁(1977)にまとめられている。

(8)のアルベド法の通用性確認のための高速中性子ストリーミング実験は、昭和49年度から52年度にかけて中沢正治らにより行われた。実験は鉄平板による高速中性子アルベド(反射率)の測定と鉄パイプの高速中性子ストリーミングの測定から成っている。まず鉄平板に対する微分アルベド値を実験的に求め、これをANISN計算で求めたものと比較した。次にこの評価されたアルベド値を用いてアルベドモンテカルロ計算を行った結果と、鉄パイプのストリーミングの測定とを比較した。この研究は「むつ」放射線もよをきっかけとしたストリーミング計算法評価作業の一つとして実施され、原子力安全研究協会の報告書としてその結果がまとめられている。

(9)のスカイシャイン実験は、昭和51年度に液体空気をを用いた模擬実験が中沢正治らにより行われた。さらに昭和51~55年度にかけて、弥生炉建屋頂部の遮蔽プラグを開放しての測定が中沢正治と高エネルギー研の加藤和明らにより実施され、中性子スカイシャインに関するデータがとられた。この実験体系を図4に示す。その結果は、東大原子核研究所の中村尚司らによりスカイシャイン評価法の適用性を検討するのに使われている。(Nucl. Sci. Eng. 77巻 P.168(1981))

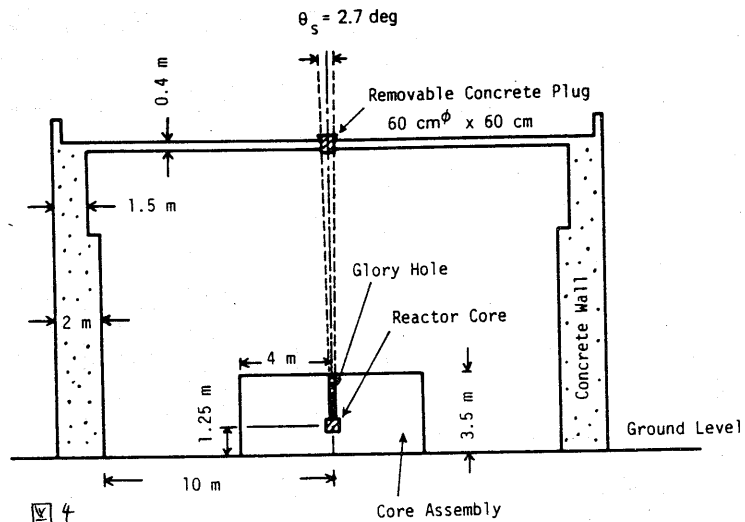
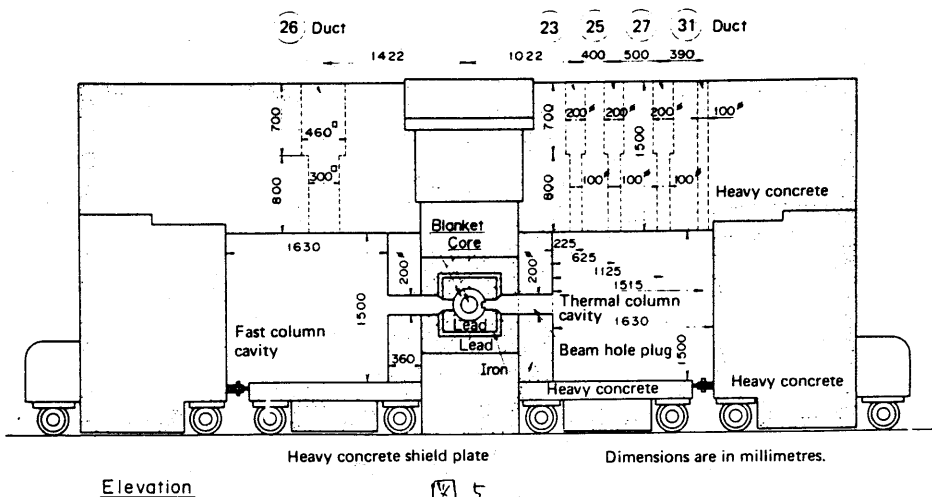


図4

(10)のキャビティとダクトを通じたストリーミング実験は、京大の英蔵教授のグループと我々の東大グループによって昭和52年度から実施された。原子炉の周囲にはコンクリート等で囲まれている多くのキャビティがあり、その中には冷却管等のダクトが貫通している。こうした形状の放射線ストリーミングは実際の遮蔽設計でよく遭遇するが、実験データは明なかった。弥生炉にはファーストコラム、サーマルコラムと大きいキャビティがあり、これに炉頂から何本かのダクトを開孔することができ、この弥生炉遮蔽体構成そのものを使って実験が行われ、炉心からキャビティに漏洩した中性子がさらにダクトを通じてストリーミングする場合について測定が行われた。実験体系を図5に示す。その結果、キャビティに炉心から漏洩するスペクトルを変化させても、ダクトストリーミングはキャビティ内での散乱のため大きくは変化しないことがわかった。一方、分割連続計算法を用いて、TWOTRAN-IIで解析を行い、実験と比較することによりその評価を行った。これらの結果は Nucl. Sci. Eng. 誌 76巻 119頁(1980)にまとめられている。京大グループの実験結果は、アルベドモンテカルロ法による解析と比較され、Nucl. Sci. Eng. 誌 81巻 161頁

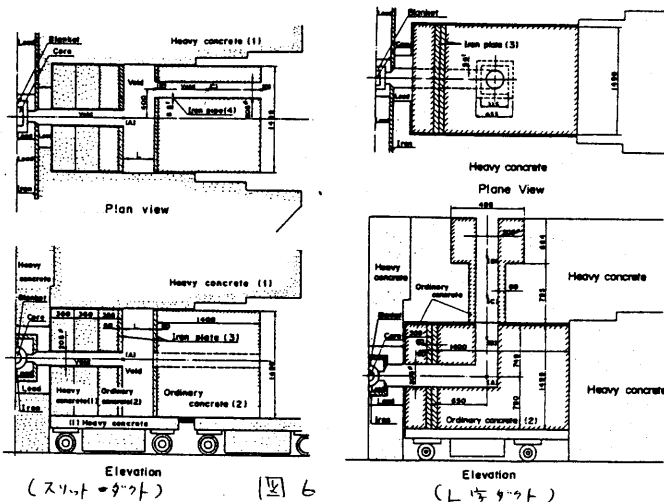
(1982)にまとめられている。さらに、ダクトの中央にポリエチレンの角材を置き冷却配管のある形状を模擬した実験も行われた。



Elevation

図 5.

我々東大グループでは、さらに、キャビティ、ダクト、スリットというストリーミングの3つの基本的な形状について線源スペクトルとストリーミング中性子のスペクトルを測定する実験を行った。スリット・ダクトとL字ダクトに関する実験体系を図6に示す。実験結果は、MORSEによる解析とともに、第6回遮蔽国際会議で橋倉宏行により発表されている。



Elevation (スリットダクト)

図 6

Elevation (L字ダクト)

「遮蔽」という言葉からは、受身で消極的との印象を受けがちであるが、遮蔽設計や実験解析は中性子・ガンマ線の輸送解析手法を本質的に必要としており、またその手法と最も密接に関連して発展してきた。「遮蔽」の研究は「中性子・ガンマ線の輸送現象」の研究であると言うこともできるであろう。近年盛んな核融合炉ブランケットの核特性の研究も遮蔽研究の延長上に位置づけることもできる。この10年間には大型電子計算機の発達にも助けられて、日本でもその法をはじめとする輸送計算コードがやがて実用に用いられるようになってきた。しかし、計算結果が含む誤差(核データによるもの、各種近似によるもの)を定量的に知り、かつそれを設計が要求する仕様を満すべく小さくするために、計算手法の改良開発とともに適切な実験を行う必要があるのには明らかである。

はじめに述べたように、「弥生」は劣化ウランブランケットが炉心からの核分裂ガンマ線を妨ぐため、高速中性子線源として遮蔽実験に用いるのに極めて適しており、昭和59年度には高速炉のブランケットと炉の周辺との中性子透過特性の評価のために天然ウラン劣化ウランを用いた実験や遮蔽プラグの制御棒孔と制御棒との間のような狭小間隙の中性子ストリーミングに関する実験を予定している。

# 中国の研究用原子炉と臨界集合体

京大炉

木村逸郎

## 1. はじめに

「はじめに言葉ありき」とすれば、まず中国における原子力関係用語に注目してからスタートすべきかも知れない。実際に私もこのことを考えて、多少中国語の論文がcaじれるようになりたいと思っているが、術語のみならず一般の言葉や漢字の使い方、それに発音の違いがあまりに大きいのにいささか辟易している。しかし、極く最近着いた北京原子能出版社の黄厚坤氏の手紙によれば「日華原子能詞江」(日中原子力用語集)が出版されたそうなので、今後「中日原子力用語集」ができればと考えている。とにかく代表的用語の一、二を挙げると; 原子能→原子力、反応堆→原子炉、中子→中性子、工程→工学 など\*。

ところで、昨年5月、長い間念願だった中国の原子力施設を訪れる機会を得た。全般的なことは学会誌の談話室(25 No. 6, P. 461, ('83))で報告したのでここではもう少し具体的な説明をしよう。

## 2. 中国の研究炉と臨界集合体

中国における主な(私の知っている)研究炉(研究性反応堆)と臨界集合体実験装置、零出力炉(零功率装置)として次のようなものがある。

| 名称            | 略称    | 出力      | 所在     | 備考   |
|---------------|-------|---------|--------|------|
| 研究性重水反応堆      | HWRR  | 15 MW   | 北京原研   | 今回訪問 |
| 遊水池式材料試験堆     |       | 3.5 MW  | 同上     | 同上   |
| 遊水池式反応堆       |       | 2 MW    | 清華大原研  |      |
| 強中子源堆         | SNSR  | 30 KW以下 | 北京原研   | 建設中  |
| 高通量工程試験反応堆    | HFETR | 125 MW  | 西南センター | 今回訪問 |
| HWRR用臨界実験装置   |       |         | 北京原研   | 今回訪問 |
| SNSR用臨界実験装置   |       |         | 同上     | 同上   |
| ZrH入り炉心臨界実験装置 |       |         | 同上     | 同上   |
| HFETR用臨界実験装置  |       |         | 西南センター | 同上   |
| 軽水発電炉用臨界実験装置  |       |         | 同上     | 同上   |
| 高速増殖炉用臨界実験装置  |       |         | 同上     |      |
| 軽水発電炉用臨界実験装置  |       |         | 上海核研   | 今回訪問 |

\* 「用語」のついでに、中国の主な原子力関係学術雑誌をここで紹介しておく。(1) 核科学与工程 Chinese J. of Nucl. Sci. and Eng., (2) 核動力工程, Nucl. Power Eng., (3) 核化学与放射化学, J. of Nucl. and Radiochem., (4) 原子核物理 Chinese J. of Nucl. Phys.。以上いずれも原子能出版社(北京2108信箱)の出版で(2)のみ四川省で編集、印刷されている。

### 3. トピック7スなど

#### (1) 研究性重水反応堆 (HWRR) とその臨界実験

1958年ソ連の援助で完成、その後1980年に大改造により15 MWに出力上昇した。私が訪問したさい、金属ウラン燃料を $UO_2$ に変更する準備中であった。改造前後の炉物理データを表1に示す。重水系の除染作業や炉心タンク交換などの難作業があったようで、原研のJRR-3改造などの参考になるう<sup>(1)</sup>。

表1 研究性重水堆改建前後物理参数对照表

| 項目                       | 改 建 前 物 理 参 数  | 改 建 后 物 理 参 数  |  |
|--------------------------|--|--|--|
| $^{235}U$ 装載量, 公斤        | 6.72   | 7.19   |  |
| 元 件                      | $^{235}U$ 浓度 2%, 金属轴管状元件   | $^{235}U$ 浓度 3%, 金属轴管状元件   |  |
| 功 率, 兆瓦                  | 额定功率: 7; 加强功率: 10  | 额定功率: 10; 加强功率: 15   |  |
| 活 性 区                    | 栅 格 尺 寸  | 栅距 13 厘米正方形栅格, $D/^{235}U$ 原子比: 656, $D_2O/U$ 面积比: 83.8  | 栅距 9.2 厘米正方形栅格, $D/^{235}U$ 原子比: 210, $D_2O/U$ 面积比: 40.3   |
|                          | 栅 格 参 数  | $c=1.007, \eta=1.74, \rho=0.941, f=0.931, k_{\infty}=1.535,$<br>$L^2=160 \text{ 厘米}^2, \tau=122 \text{ 厘米}^2, B^2=1.91 \times 10^{-3}$   | $c=1.007, \eta=1.83, \rho=0.674, f=0.953, k_{\infty}=1.54,$<br>$L^2=65 \text{ 厘米}^2, \tau=127 \text{ 厘米}^2, B^2=2.81 \times 10^{-3}$   |
|                          | 通 量  | 加强功率下 热通量最大值: $1.0 \times 10^{14}$ ;<br>快通量最大值: $4.9 \times 10^{12}$   | 加强功率下 热通量最大值: $2.3 \times 10^{14}$ ;<br>快通量最大值: $1.5 \times 10^{13}$   |
|                          | 中子/厘米 <sup>2</sup> ·秒  |  |  |
| 参 数                      | 反 应 性  | 净堆冷态后备反应性: $13.2 \times 10^{-2}$<br>控制棒栅总价值: $17 \times 10^{-2}$<br>加强功率下 温度反应性: $-2 \times 10^{-2}$<br>平衡中毒: $-3 \times 10^{-2}$<br>释放 1000 兆瓦, 天损失反应性: $5.5 \times 10^{-2}$<br>出堆元件绝对燃耗: 8000 兆瓦·天/吨轴<br>出堆元件相对燃耗: 39%   | 净堆冷态后备反应性: $16.3 \times 10^{-2}$<br>控制棒栅总价值: $14 \times 10^{-2}$<br>加强功率下 温度反应性: $-2 \times 10^{-2}$<br>平衡中毒: $-3.5 \times 10^{-2}$<br>释放 1000 兆瓦, 天损失反应性: $4.5 \times 10^{-2}$<br>出堆元件绝对燃耗: 9000 兆瓦·天/吨轴<br>出堆元件相对燃耗: 38% |
|                          | 参 数  |  |  |
| 堆芯垂直管道数量                 | 9  | 33   |  |
| 石墨层垂直管道数量                | 34   | 34   |  |
| 垂直管道轴向平均通量 <sup>*</sup>  | 5°: $\phi_f=0.22 \times 10^9, \phi_{ep}=3.2 \times 10^9, \phi_{tb}=8.1 \times 10^9$<br>1°-4°, 5°-9°: $\phi_f=0.15 \times 10^9, \phi_{ep}=2.1 \times 10^9, \phi_{tb}=5.4 \times 10^9$<br>2°, 3°, 7°, 8°: $\phi_f=0.35 \times 10^9, \phi_{ep}=3.0 \times 10^9, \phi_{tb}=6.9 \times 10^9$<br>10°-43°: $\phi_f=0.02 \times 10^9, \phi_{ep}=0.29 \times 10^9, \phi_{tb}=2.0 \times 10^9$ | 1°: $\phi_f=0.14 \times 10^9, \phi_{ep}=3.0 \times 10^9, \phi_{tb}=12.2 \times 10^9$<br>2°-5°: $\phi_f=0.22 \times 10^9, \phi_{ep}=4.4 \times 10^9, \phi_{tb}=9.7 \times 10^9$<br>6°-9°: $\phi_f=0.56 \times 10^9, \phi_{ep}=5.5 \times 10^9, \phi_{tb}=5.7 \times 10^9$<br>10°-33°: $\phi_f=0.09 \times 10^9, \phi_{ep}=1.4 \times 10^9, \phi_{tb}=6.0 \times 10^9$<br>34°-67°: $\phi_{tb}=2.0 \times 10^9$ |  |
| 中子/厘米 <sup>2</sup> ·秒·千瓦 |  |  |  |

\*  $\phi_{tb}$ : 热通量;  $\phi_{ep}$ : 超热通量 (中子能量 0.821 兆电子伏-0.625 电子伏);  $\phi_f$ : 快通量 (中子能量大于 0.821 兆电子伏)

改造に先立って臨界実験が行われた。その結果の例を表2に示す<sup>(2)</sup>。実効増倍係数  $k_{eff}$  の実験値と計算値のずれは1.5%以内である。この他にも中性子束分布や制御棒反応度の測定と計算値との比較を行っている。

表2 净堆临界实验和理论计算的比较

| 实 验 方 案                   | 实 验 值    |           | 理 论 计 算 值 | 偏 差    |
|---------------------------|----------|-----------|-----------|--------|
|                           | 临界水位, 毫米 | $k_{eff}$ |           |        |
| 2% × 9.2 × 45 × 7         | 1471.8   | 1.00      | 0.99453   | -0.55% |
| 2% × 9.2 × 52 × 7 × 15.57 | 1414.0   | 1.00      | 0.99870   | -0.13% |
| 2% × 9.2 × 56 × 7 × 15.57 | 1389.2   | 1.00      | 0.99502   | -0.30% |
| 2% × 13 × 40 × 8          | 1472.7   | 1.00      | 0.99443   | -0.52% |
| 3% × 9.2 × 45 × 7         | 1205.1   | 1.00      | 0.99819   | -1.40% |
| 3% × 9.2 × 52 × 7 × 15.57 | 1182.9   | 1.00      | 0.99354   | -0.65% |
| 3% × 9.2 × 56 × 7 × 15.57 | 1163.4   | 1.00      | 0.99128   | -0.88% |
| 3% × 13 × 40 × 7          | 1221.1   | 1.00      | 0.99990   | -0.01% |

#### (2) 遊水池式反応堆

Si の核変換ドーピングに用いられているほか、各種の実験に非常によく用いられており、1981年の運転日数は257日(70%)に及ぶ。最近、中性子ラジオグラフィの実験も始めている。各種の炉物理的な特性試験も行われており、例えば、各種の放射化箔による炉内中性子スペクトル測定<sup>(3)</sup>の報告など注目される。

#### (3) 強中子源堆 (SNSR) など

中国では、将来カッターのSlowpoke炉に似た小形で軽便な研究炉を量産して広大な国土の



あちこちに設置することを考えており、北京原研でその臨界実験と1号炉建設が進んでいる<sup>(4)(5)</sup>。これは高濃縮ウラン(90%)アルミ合金アルミ被覆の円筒形燃料要素を360~370本も軽水中に装荷するもので、Beの反射体を持つ。<sup>235</sup>Uは約2.4 kgという。

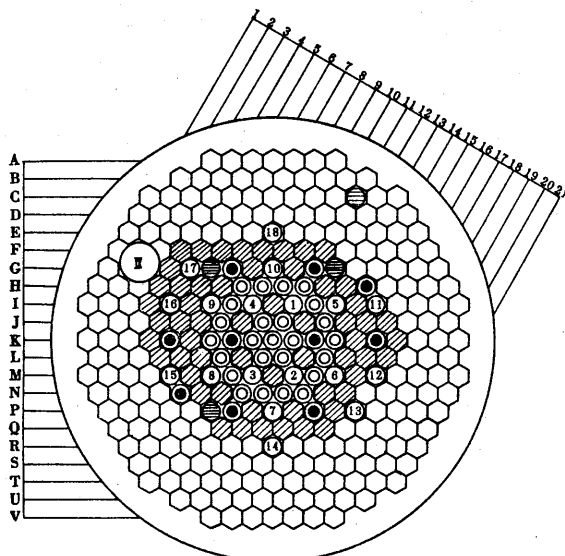
一方、ZrH(これを酸化鋳という)中心の臨界実験も進行中であつた。これは濃縮度20%のU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>円筒アルミ被覆管(外径6mmφ)の外周にZrH(NH/N<sub>Zr</sub>=1.7)入り管が稠密につまんで、全体が軽水中にある。<sup>235</sup>Uは約2kgという。

#### (4) 高通量工程試験反応堆(HFETR)とその臨界実験

高濃縮ウラン(90%)軽水減速、熱出力125MWという世界屈指の材料試験炉である<sup>(7)</sup>。主要な特性を表3に示す。また、最初の臨界実験と125MW定常運転時の中心配置を図1と図2に示す。

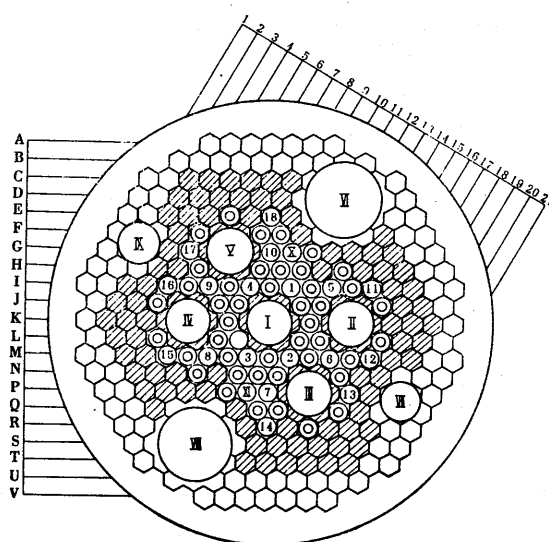
表3 反応堆の主要参数

| 堆 功 率                     | 125兆瓦                                      | 額定功率下堆芯装荷                  | 13公斤 <sup>235</sup> U                      |            |
|---------------------------|--|----------------------------|--|------------|
| 燃料内最大熱中子通量                | $6.2 \times 10^{14}$ 中子/厘米 <sup>2</sup> ・秒 | 最大熱中子通量<br>( $>0.625$ 電子伏) | $1.7 \times 10^{15}$ 中子/厘米 <sup>2</sup> ・秒 |            |
| 燃料平均比功率                   | 9600千瓦/公斤 <sup>235</sup> U                 | 堆芯平均功率密度                   | 610千瓦/升                                    |            |
| $k_{\infty}$              | 1.78                                       | 控<br>制<br>棒<br>效<br>率      | 安全棒組                                       | 6.72% ΔK/K |
| $k_{eff}$                 | 1.226                                      |                            | 14根補償棒                                     | 23.9% ΔK/K |
| 臨 界 質 量                   | 1.9公斤 <sup>235</sup> U                     |                            | 單根調節棒                                      | 0.59% ΔK/K |
| 平 衡 中 毒                   | -5% ΔK/K                                   | 全部控制棒                      | 29.9% ΔK/K                                 |            |
| 反應性溫度係數                   | $-3 \times 10^{-4}$ (ΔK/K)/°C              | 瞬發中子壽命                     | $7.8 \times 10^{-5}$ 秒                     |            |
| 運 行 期                     | 30天  | <sup>235</sup> U 平均燃耗      | 34%  |            |
| 最大表面熱負荷                   | $3.06 \times 10^6$ 大卡/米 <sup>2</sup> ・小時   | 燃料元件包壳最高表面溫度               | 195°C                                      |            |
| 冷 却 劑 流 速                 | 10米/秒                                      | 每一燃料組件冷卻流道面積               | 1561毫米 <sup>2</sup>                        |            |
| 額定工況下最小燒毀比<br>(計及了各参数的誤差) | 1.95                                       | 反應堆入口壓力                    | 16.8公斤/厘米 <sup>2</sup> (表壓)                |            |



圖例 ○ 燃料組件 ○ 被覆管 ○ 組件 ○ 臨界試驗孔道  
② 控制棒(圖中數字為棒編號) ○ 材料被覆管 ○ 同位素靶

圖1 第一堆芯布置圖



圖例 ○ 燃料組件 ○ 被覆管 ○ 組件  
② 控制棒(圖中數字為棒編號)  
○ 臨界試驗孔道(圖中數字為孔道棒編號)

圖2 125兆瓦堆芯布置圖

この原子炉のために詳細な臨界実験が実施された<sup>(8)</sup>。軽水中の燃料要素のみの配置から実際に近い配置まで9種類に及ぶ装荷(装載という)炉心データが求められているが紙数の都合でここではその紹介は割愛する。

(5) 西南反応堆工程研究設計院(西南センター)のその他の臨界実験

軽水発電炉用と高速増殖炉用の臨界実験が行われているが、後者は訪問の機会が得られなかった。前者でとくに注目を引いたことは次のとおり:

- (イ) 以前、 $\text{ThO}_2$  装荷炉心の実験を行っている<sup>(9)</sup>。現在、軽水発電炉の開発に追われているが、トリウム燃料サイクルに関心があるとのことであった。なお、詳細なデータを手にする予定であったが、先方で発表が抑えられた。
- (ロ) 動特性や異常診断に関心が高い。例えばボイドによる炉雑音実験の報告<sup>(10)</sup>がある。
- (ハ) ユニークな実験装置がある。例えば放射化小球(Mn合金)の気送方式<sup>(11)</sup>。また、中性子発生管を生産し使用している。
- (ニ) 反応度測定法に力を注いでいる。

(6) 上海原子核研究所の臨界実験

軽水発電炉開発のための臨界実験が進められていたが解析は別の機関(上海反応堆工程研究設計院)で取扱うらしい。核研のスタッフとしてはむしろここに高中性子束の研究炉を設置したいとのことであった。

参考文献

- (1) 核動力工程 Vol. 2, No. 4 (1981) が HWR 改造の特集号である。
- (2) 罗璋琳ほか: 同上, 2, 234 (1981)。
- (3) 李光桓ほか: 核科学与工程, 2, 9 (1982)。
- (4) 戴依曾: 私信。
- (5) 岡永茂ほか: 北京原研年報, P. 147 (1981)。
- (6) 罗璋琳: 私信。
- (7) 核動力工程 Vol. 2, No. 2 (1981) が HFETR の特集号である。
- (8) 49-370 プロジェクト臨界実験報告、西南センター(記載誌など不明)。
- (9) 丛若空: 私信。
- (10) Z. Mingchang and Z. Gouzhen: Nucl. Tech., 54, 9, (1981)。
- (11) 李広鈞ほか: 核動力工程 4, 303 (1983)。

本報告は昭和 58 年 8 月 9 日京大炉「臨界集全体専門研究会」で講演したものに少し手を加えたものである。

## OECD・NEACRP 第 26 回会合

原 研 ， 動 燃<sup>\*</sup>

朝 岡 卓 見 ， 白 方 敬 章<sup>\*</sup>

1983年10月17～21日、米国のOak Ridge国立研究所で開かれたNEACRP第26回会合に出席したので、その概要を報告する。

本題に入る前に、NEACRPという組織について以前に御質問を戴いたので、ここで簡単に紹介する。OECD(経済協力開発機構)の一部門であるNEA(Nuclear Energy Agency, 原子力機関)は、OECDの前身であるOEEC(欧州経済協力機構)の中に1957年設立されたENEA(欧州原子力機構)が1972年初めての非欧州国日本の正式加盟に伴ない改組されたものである。現在はOECD加盟の24カ国中の23カ国がNEAに加盟している。NEAはバりに本部を置き、原子力平和利用における協力の促進を目的としている。NEAの活動はOECD理事会管理下の原子力運営委員会により立案・実施されている。NEA活動の大きな部分として、原子力諸分野の情報交換を目的とした各種専門委員会が設けられている。NEACRP(NEA Committee on Reactor Physics, NEA炉物理委員会)はその1つであり、外にNEANDC(NEA核データ委員会)、CSNI(原子力施設安全性委員会)、放射線防護、核燃料サイクル、放射性廃棄物管理等の委員会がある。これらの各委員会並びにその中に設けられた小委員会および作業部会は加盟国政府によって指名された専門家により構成されている。NEACRPはENEA当時EACRP(European-American Committee on Reactor Physics)と呼ばれていたが、1962年すでに存在していたEANDCの姉妹委員会として設立されたものである。日本はENEAに準加盟した1965年、第6回会合にオブザーバとして初めて参加した。<sup>\*\*</sup> 第7回会合からは委員として参加し、1974年第17回会合以降は2名の委員を参加させている。

さて本題に戻り、NEACRP第26回会合はORNLの核融合炉設計センターで9カ国、1国際機関(EC)の委員、NEANDCのオブザーバ、および事務局(NEA)の合計18名が参加して開催された。出席者は、P. B. Hemmig, L. G. LeSage, F. C. Maienschein(米国), J. R. Askew, J. M. Stevenson(英国), M. Salvatores, C. Golinelli(フランス), 我々2人(日本), H. Küsters(西独), R. Martinelli(イタリア), P. M. Garvey(カナダ), P. Wydler(スイス), H. Neltrup(デンマーク, 北欧代表), H. Rief(ユーラトム), F. G. Perey(NEANDC), L. Garcia de Viedma, P. Nagel(OECD・NEA)であった。NEACRP会合の目的は、NEA加盟国間の情報交換および協力により炉物理および関連分野における各国の技術的課題の解決を図り、また持ち寄った情報や交された議論を各国の炉物理研究の政策立案、方向付け等に利用してもらうことである、と考えられる。そこで会合の具体的な進め方は、前回会合で提案され決められた議題に対して各国が技術論文を持

<sup>\*\*</sup> 弘田実弥：原子力誌，10[1]12(1968)。

ち寄り、それらの発表、それに基づく議論を通して現状の技術レベルをレビューし、要求されている課題が満たされたか否かを議論し、未解決の課題に対しては今後の方策を検討する、という形で行われる。本会合は議長 John Askew (英、ウィンフリス研究所) の司会のもとで5日間にわたり議事が進められた。本会合の議題を第1表に示す。この順序に従って議論の内容および結論を述べることにする。本会合に提出された資料リストを第2表に示し、さらにその資料番号をトピックスおよび国別に整理したものを第3表に示す。また次回の第27回 NEACRP 会合で議論されることに決まった技術セッションの議題を第4表に示す。

#### Part A. NEACRP 運営関係

##### (1) NEACRP 関連他機関の活動 (議題 5)

NEA・CSNI (原子力施設安全性委員会) の過渡時解析コード評価、臨界性評価コードのベンチマーク計算等の活動、さらに IAEA・IWGNPPCI (原子力プラント計装作業グループ)、IWGFR (高速炉作業グループ) の活動が報告された。IWGFR については、炉雑音ベンチマーク解析が計画されているので、NEACRP の計画との間で調整をとっていくこととした。

また、IAEA・WPNFCR (核燃料サイクル作業部会) から、軽水炉のウラン・リサイクルでの、U-236 の核特性への影響について情報を要求されているので、NEACRP としてそれに応えることとした (次頁の 1.3 参照)。

##### (2) NEANDC 関連 (議題 6)

資料 NEACRP-A-572 に従い、NEANDC のタスク・フォースによる U-238 の 1.5 keV 以上の共鳴の中性子幅、及び 1~30 keV の捕獲断面積の精度向上のための活動が報告された。また NEACRP-A-568 に従い、各国から要求されている核データ測定の最優先項目の改定について報告があり、これらを了解した。

##### (3) 日欧共通評価済核データファイル作成活動報告 (議題 7)

資料 NEACRP-A-571 に従い、297 核種を含む最初のファイル JEF-1 が作成されたが、まだ共鳴パラメータから断面積を計算する作業が遅れていることの報告がなされた。このための計算コードは現在 IAEA でテスト中なので、その結果を待っているが、しかし簡単な体系に対するベンチマーク・テストは進められている。

##### (4) 第27回 NEACRP の準備 (課題 8)

次回会合はフランスの Cadarache で9月あるいは10月に開催する。その際、第4表に示したように、新しく改良型軽水炉及び研究炉、核融合ブランケット物理、高速炉設計計算法などを、今回の改良型核燃料サイクル、大型高速炉の燃焼問題と共に討議することとした。

##### (5) 次回 NEACRP 役員 (議題 10)

フランスの Salvatores 氏 (Cadarache 研究所) を座長とし、米の LeSage 氏 (アルゴンヌ国立研究所) を副座長とした。

## Part B. 技術セッション

### 1. 新トピックスに関する討議(第3表参照)

#### 1.1 3次元過渡現象取扱いモデル

英国の論文A573は、3次元多群拡散モデルと詳細熱伝達モデルに基づく、ガス炉の過渡現象を疑似定常法で解析するMAGIKプログラムの適用性を示している。一方フランスのA574は、制御棒逸脱時のPWRの過渡現象を1次元モデルで解析する際、フィードバック効果を3次元計算で求め、良好な結果が得られたことを示している。

このような計算は安全性報告などに年1回くらい行うので、特に計算速度の早いコードが必要でなく、現状で問題はないのではという意見も出されたが、空間依存カイネテックスは各国で興味を持っているので、次回には3次元カイネテックス・モデルについて討議することとした。

#### 1.2 1次冷却系のモデル化

論文A581は、FBRの熱水力解析3次元コードCOMMIX-1AでEBR-IIの自然循環実験を2次元モデルで解析し、その結果が良好であることを示している。一方A582は、PWR加圧器モデル化についてのベンチマーク問題を、英、仏、伊及び米で実行した結果を報告している。なおフランスからのA583は、PWR用の実時間デジタル・シミュレータSALAMANDREを説明したものである。

これらのモデルは実プラントの状態と比較して修正する必要があるが、今回はこの観点から討論を希望する意見も出されたが、これらは熱水力が主で中性子工学とは余り関係がないということで次回には取り上げないこととした。

#### 1.3 改良型核燃料サイクル

西独からの論文A587は熱中性子炉へのPuリサイクルに関する報告で、MOX燃料が40GWd/tまで順調に燃焼したテスト結果を示している。フランスからのA586は、熱中性子炉へのUリサイクルは、U-236、U-234のため1回だけが良いことを報告している。なおA585は、IAEA・WPNFCRからの要望に応えるために、1回目のリサイクル後のU-236量を求めるベンチマーク計算を座長が提案したものである。

一方、高転換率稠密格子PWRについては、西独からA588、スイスからA584の発表があった。前者はこの関係の最近の公刊物を集めており、転換率と安全性向上のための非均質炉設計、負のフィードバックをもつ転換率0.9の均質炉設計等について記述している。後者はPROTEUS炉を用いて、特に冷却材ポイド効果等を測定し、計算と比較しているが、その差は大きく出ている。

以上より、特に稠密格子系について次回に詳細に討議することとしたが、その他の改良型燃料サイクルについても再度取り上げることにした。

#### 1.4 燃料ピン中の出力予測

デンマークからのA589は、粗メッシュ有限差分法に基本解との重畳を導入することによりBWRのピン出力を5~8%の精度で予測できることを示しており、日本

からの A 590 はそれにさらに各ノードの非均質性を考慮した因子を導入する手法、及びノード・カップリング法の改良手法を示した論文である。このトピックスについては、次回にも引き続いて討議することとした。

### 1.5 発熱の詳細分布

英からの A 591 のみが発表された。この論文は、PFR の平衡炉心中の発熱分布を拡散理論で計算する際の空間メッシュ、エネルギー群の取り方を調べた報告である。これに関連し、ガンマ発熱測定の不確定さが現状では 20% 程度であることが指摘され、次回には特にガンマ発熱測定に関する問題点等を討議することとした。

### 1.6 大型 FBR 中の出力分布予測

燃焼効果等を考慮した出力分布予測の簡便手法については、フランスからの A 575、A 576 と、英国からの A 577、A 578 の計 4 論文の発表があった。A 575 は簡単な摂動理論に基づく燃料管理・最適化コード SUPER-CAPHE に関するもので、A 576 はその摂動理論の改良の進捗状況の報告である。一方、A 577 は PFR のサイクル中の制御棒移動も考慮した 3 次元拡散計算による出力分布に関する論文で、A 578 は大型 CDFR のサイクル中のサブ・アセンブリ中の出力変動予測システム COSMOS を説明している。

この他、ZPPR の大型炉心中の反応率分布の C/E の径方向依存性について、日本から A 579、米から A 580 の計 2 編の発表があった。C/E 値は炉心周辺で中心より 6% 程度大きくなっており、これには種々の原因が考えられているが、さらに各国においても検討することが要請された。

## 2. 前回からの継続トピックスに関する討議 (第 3 表参照)

### 2.1 臨界計算法の検証

米から CSNI の作業グループ活動報告 A 595 と、核分裂性物質溶液の配列についての実験と計算の差の報告 A 596 の発表があった。特に大きな配列の際に差が出てくるが、これは実験データの方に問題があることが指摘されている。

その他の論文は全てモンテカルロ法に関するもので、英からの A 592 は MONK 6 コードの検証についての報告で、米からの A 593 は、連続エネルギー・モンテカルロ・コード VIM の  $k_{eff}$  が正確な決定論的手法による値より系統的に 0.3~0.5% 小さいことを指摘している。仏の A 594 は TRIPOLI システムの中の 3 次元臨界安全解析用の TRIMARAN コードを説明している。また EURATOM からの A 597 は、モンテカルロ・摂動計算についての Nucl. Sci. Engng. への投稿論文で、英からの A 598 は 1 次元スラブ中の燃焼を扱うモンテカルロ・コードの報告 AEEW-M 2028 である。

これらについては次回には特に取り上げないこととした。

### 2.2 炉外での核燃料生産

加速器増殖炉に関しては、米からの A 599 と日本からの L 267 の 2 編の発表があった。A 599 は ORNL の 3 成分金属ターゲット・Th ブランケット・増殖炉の設計研

究の結果を示した報告で、L267はターゲットの破砕により発生する中性子スペクトルの測定値と計算値との差を議論したものである。

ブランケット中性子工学に関しては、スイスからのA600と日本からのL268の2編が発表された。A600は、'83年末完成予定の核融合・核分裂ハイブリッド用の中性子工学実験施設LOTUSの説明であり、L268は、FNSのブランケット模擬体系中でのトリチウム生成率分布測定とそれの解析をまとめた論文である。この分野の活動は今後各国で盛んになるので、次回には核融合ブランケットにしぼって討議することとした。

### 2.3 FBRの制御棒効果計算法

米からのA601は、ZPPRで模擬制御棒内とその周囲の反応率を測定し、拡散理論による予備解析と20%内で一致していることを示している。日本からのA602は、中性子漏洩効果も考慮に入れた制御棒セルの均質化手法に関する論文である。一方、仏からの2編のうちのA603はPHENIXで照射したB<sub>4</sub>C棒中のB-10の消費量を計算値と比較し、 $E/C = 1.1 \pm 0.3$ を得たことを示しており、A604は制御棒価値の不確かさに対する感度解析に関する論文である。なおこれらに関連しNucl. Sci. Engng.への投稿論文2編A605、A606が配布された。

以上により制御棒価値は一応満足に予測できているので、今後は大型FBRの出力分布に関するトピックス中で取り扱っていくこととした。

### 2.4 変形炉心のモデル化

西独からA607~609の3編が提出されたが、A607は前回のNEACRPでの本トピックスに関する討議結果をCSNIに報告するためにまとめたものである。A608は'83年のANS冬期会合発表のための概要で、SNEAKでのPuテスト領域の燃料スラッピング実験とその解析結果を示している。一方A609はNucl. Sci. Engng.への投稿論文で、SNEAKでのこれまでの実験と解析をまとめている。

次回には特にトピックスとしては取り上げないこととした。

### 2.5 ベータ線、ガンマ線崩壊熱測定

1編の発表もなかったが、この関係の専門家会合がNEANDCとUSDOE主催で米国ブルックヘブン国立研究所で開催されるので、その結果を待つこととした。

### 2.6 高速炉の反応率測定の相互比較

仏からのA610は、'84年MASURCAで実施予定の反応率の相互比較のためのIRMA計画を報告したもので、米からのA611は、反応率測定の較正法による米・英間の測定結果の差異への影響を調べた報告である。Pu-239核分裂率にはまだ2.5%程の差があり、また研究の進捗もさらに期待できるので、次回にも引き続き討議することとした。

## 3. 各国の炉物理活動のレビュー報告

この1年間の各国の炉物理関係活動のレビュー報告が、NEACRP-L-265に従って簡単に報告された。

米国は、FFTFに関する測定が進行し、炉心及び遮蔽設計法が検証されたこと、CRR関係ではNaボイド反応度値解析が終了したこと、またZPPRでの臨界実験が進捗していること等を報告した。一方英国は、LOFT実験によるRETRANコードの検証、CADENZA計画によるNaボイド反応度値測定、NESTORのASPISによる遮蔽ベンチマーク実験等を報告した。また、フランスは、SUPERPHENIX設計計算検証のためのPHENIX実験、SUPERPHENIXの初回臨界炉心の決定、RACINE計画での非均質高速炉に対する制御棒実験、さらに軽水炉に関し、Gd効果のEOLE施設による実験、ThサイクルあるいはUリサイクルに関するMINERVE施設による実験等を報告した。西独はU炉心及び中心にPu領域をもつ炉心についてのSNEAKによるスランピング実験、改良型PWRあるいはBWRに関する研究等について報告した。

その他、オーストラリア、カナダ、デンマーク、フィンランド、イタリア、ノルウェー、スイス、並びにEURATOMからも報告があった。

日本からは、軽水炉関係では炉心管理システム、熱中性子炉体系標準コードシステム等の開発、「ふげん」についてのオンライン炉心性能評価システム、燃料格子解析コード等について報告し、高速炉関係ではFCAによる「常陽」MK-IIに関するモックアップ実験、またJUPITER実験の解析等を報告した。核融合中性子工学関係では、FNSあるいはOKTAVIANによる実験とその解析、その他FERについての中性子工学面の解析等を、遮蔽関係では、3次元放射線輸送コードの開発、「常陽」についての遮蔽実験、さらに使用済燃料輸送キャスクについての遮蔽実験等を報告した。一方、ナショナル・プログラム関係では、「常陽」、「もんじゅ」、「ふげん」、多目的高温ガス実験炉等の計画の進捗状況について報告した。

#### 4. ベンチマーク活動についての討議

##### 4.1 炉雑音解析(第2ステップ)

PWR, BWR, FBRのそれぞれに関する問題が提出されたので、現在それらに対する解析者を募集中である。日本から提出したBWRに関する問題については、解析結果の取りまとめを依頼されている。これら最終結果は1984年10月のSMORN-IV会合で発表される予定である(5.2参照)。

##### 4.2 ピン・プレート非均質性比較

'83年6月21~23日に英国ウィンフリス研究所で開催された専門家会合の結果をとりまとめたNEACRP-A-614について説明された。keffのC/Eはピン体系の方がプレート体系より0.5%程度大きく、依然として不一致が残っている。今後、計算手法の近似の影響、核データの影響(ピン体系には0が多く、プレート体系にはCuとGaを含んでいる)を調べていくと共に、セル非均質性の測定の解析などを通して問題をつめていくこととしている。

##### 4.3 BWR中のガドリニウム効果

NEACRP-A-567に従って現状の報告がなされた。現状では、Gdの入っていない



いセルの燃焼特性さえも各国の結果のばらつきが大きすぎるので、今後の進め方については、まず各国の関係者から意見を聞くこととした。また正解がないことも問題なので、関連する実験データを探すこととした。

#### 4.4 PWR空間依存動特性

問題の提案が出てこないで、もう中止することとした。

#### 4.5 反応度スケールと中心反応度価値

最初のステップとしての簡単なZPPR-12に関する問題A623が提案されているので、これに対するコメントをまず集め、最終的な提案が作成されることとなった。

#### 4.6 放射線遮蔽

第6回遮蔽国際会議に提出されたPWR遮蔽についてのまとめA618と、EURACOS実験による鉄の断面積の修正についての論文A619が紹介された。

次のステップとして、実験データ解析を行うこととし、これに関する専門家会合を1984年10月までに開催できるように作業を進めることとした。

### 5. その他

#### 5.1 NEACRP関連の最近の会合

第6回遮蔽国際会議については、A620により日本よりその概要を報告し、第7回については、EURATOMのISPRA研究センターが主催する計画を進めていることを説明した。ハルデンで'83年10月10～13日開催された炉内計測専門家会合については、炉心出力分布計測手法、雑音解析と原子炉診断等について実のある討論がなされたことが報告された。なお、'83年6月のピン・プレートセル非均質性効果相互比較専門家会合については、すでに4.2で報告されたので省略された。

#### 5.2 今後の専門家会合

第4回炉雑音専門家会合(SMORN-IV)が、1984年10月15～19日フランスで開催されることが決まり、印刷された論文募集要領が配布された(篠原慶邦原子炉制御研究室長が組織委員会メンバー)。一方、日欧共通評価済核データファイルJEFとの関連で、炉心核計算での共鳴領域取扱いについての専門家会合が提案されたが、緊急性も認められないのでさらにつめてみることにした。

NEACRP会合の報告は以上であるが、今回の会合で我々日本の委員が今後のNEACRP活動のために依頼された事項を整理しておく。

- (1) NEACRPの炉雑音ベンチマーク解析と、IAEA・IWGFRでの解析の関係を明らかにする(Part Aの(1)参照)。
- (2) 炉雑音ベンチマーク解析(第2ステップ)の日本から提出したBWR問題についての、解析結果のとりまとめを日本で実施する場合の体制を作る(4.1参照)。

- (3) BWR中のガドリニウム効果ベンチマーク解析の今後の進め方について意見を提出する  
(4.3参照)。

最後に、我々としてはNEACRPの場を、我が国の炉物理・遮蔽研究に必要な情報を入手し、今後の研究の方向付けや発展に役立てていくように努力したいと考えている。我々としては、関係各位がNEACRPを炉物理関係の情報入手、或いは成果発表の場として十分に利用されることを願っている。そこで、NEACRP会合の詳細な情報、資料配布等の要求、或いはNEACRPへの要望等については、我々に一報されたい。また日本の炉物理活動のレビューは我々でまとめて執筆しているので、各位の発表論文等のコピーを送付いただければ幸いである。

第1表 第26回NEACRP議題

Part A : Executive Sessions

1.
  - a. Participants in the meeting
  - b. Committee membership
2. Adoption of the final summary record of the 25th meeting
3. Adoption of the agenda of the meeting
4. Completion of actions arising from previous meetings
5. Activities of other bodies of interest to the NEACRP
6. Matters related to NEANDC
7. Activity report on the creation of a Joint Evaluated File of neutron data (JEF)
8. Arrangements for the 27th meeting of the Committee
9. Other business
10. Election of Committee officers

Part B : Technical Sessions

1. NEW TOPICS
  - 1.1 Three-dimensional transient models
  - 1.2 Primary circuit modelling
  - 1.3 Advanced fuel cycles: thorium cycle, high conversion thermal reactor cycles, long burnup cycles in thermal reactors, uranium and plutonium recycle in thermal reactors
  - 1.4 Prediction of pin rating: validation of coarse mesh methods for estimating pin powers, rating distribution and reactivity effects of Gd poisons in thermal reactors
  - 1.5 Fine structure of energy deposition during operation
  - 1.6 Prediction of rating distribution in large FBR cores through burnup
2. TOPICS CARRIED OVER FROM PREVIOUS MEETINGS
  - 2.1 Validation of criticality methods, especially in geometries appropriate to reprocessing plants

- 2.2 Cut-of-pile production of fissile material
- 2.3 Computational methods for evaluating control rod effects in FRRs and their validation (in rod reaction rates and lifetimes)
- 2.4 Reactor physics modelling of distorted cores
- 2.5 Beta and gamma decay heat measurements for fast and thermal reactors, particularly for Pu-239
- 2.6 Intercomparison of reaction rate measurements in fast reactors
3. NATIONAL PROGRAMMES
  - 3.1 Review of recent activities and national programmes
4. BENCHMARKS
  - 4.1 Noise analysis benchmark (second stage)
  - 4.2 Intercomparison of cell heterogeneity effects in pin and plate geometries
  - 4.3 Benchmark on interactive effects of Gadolinium poisoned pins in BWRs
  - 4.4 PWR multi-dimensional kinetics benchmark
  - 4.5 Reactivity scale and central worths benchmark
  - 4.6 Radiation shielding benchmark
5. GENERAL
  - 5.1 Highlights of recent meetings of interest to NEACRP:
    - Sixth International Conference on Radiation Shielding, May 1983, Tokyo, Japan
    - Specialists' Meeting on In-core Instrumentation, October 1983, Haicden, Norway
    - Specialists' Meeting on the Intercomparison of Cell Heterogeneity Effects in Pin and Plate Geometries, 20/25 June 1983, Winfrith, U.K.
  - 5.2 Specialists' Meetings planned or proposed:
    - Specialists' Meeting on Reactor Noise - SMORN IV, Autumn 1984, France
  - 5.3 Other business

第2表 第26回 NEACRP 資料リスト

| "A" Documents |  |
|---------------|--|
| A-571         | NEA Data Bank Activity Report, October 1983  |
| A-572         | NEANDC Activity Report   |
| A-573         | J.K.Fletcher and M.A.Perks<br>MAGIX, A Computer Program to Investigate Transients<br>in AGR and MAGNOX Reactors  |
| A-574         | R.Lensain<br>Ejected Rod Calculation, Kinetic Axial Modelling  |
| A-575         | R.De Wouters and G.Planenbaum<br>Power Distribution Prediction for a Large Commercial<br>L.M.F.B.R   |
| A-576         | G.Palmiotti and M.Salvatores<br>Perturbation Methods for Power Distribution Prediction   |
| A-577         | D.J.Lord and T.D.Newton<br>The Effects of Simplified Control Rod Modelling on<br>Neutronics Calculations for the Prototype Fast Reactor  |
| A-578         | R.E.Sunderland<br>The Prediction of Sub-Assembly Powers Throughout the<br>Fuel Cycle of a Commercial Fast Reactor  |
| A-579         | Y.Kato, M.Yamamoto, K.Shirakata and T.Takeda<br>Radial Dependence of C/E Value in JUPITER-I Core Analysis  |
| A-580         | P.J.Collins<br>ZPPR Data Relevant to the Prediction of Power Distribu-<br>tion in Large LMFBRs Through the Burnup Cycle  |
| A-581         | W.L.Baumann, W.T.Sha and H.M.Domanus<br>Thermal-Hydraulic Transient Simulation of LMFBRs Using<br>COMMLX-1A Computer Code  |
| A-582         | IFAC Workshop<br>Modelling and Control of Electric Power Plants  |
| A-583         | P.Bernard, C.Bonnet, J.Chinardet, F.Ducann, S.Nisan<br>and J.Romeyer-Dherbey<br>SALAMANDRE: A Digital Simulator for Light Water Pres-<br>surized Reactors                                |
| A-584         | R.Chawla, K.Gmuier, H.Mager and R.Seiler<br>LWHR Moderator-Voidage Experiments   |
| A-585         | J.R.Askew<br>Recycle of Uranium-236  |
| A-586         | C.Golinelli<br>The French Neutronics Studies Concerning the Uranium<br>Recycle   |
| A-587         | O.Beer and P.Schmiedel<br>Technical and Economic Aspects of Plutonium Recycling  |
| A-588         | H.Kuisters<br>Investigations on a Tight Lattice PWR in the Federal<br>Republic of Germany  |
| A-589         | F.Nissen<br>The Superposition Method, A New Approach to Pin Power<br>Determination   |
| A-590         | M.Hamasaki, W.Kawamura and T.Takeda<br>Comparison of Pin Powers in Thermal Reactors Calculated<br>from Coarse Mesh Methods   |
| A-591         | G.Reddell and A.T.D.Butland<br>Distributed Heating Calculations for a Fast Reactor<br>Application to the PFR Equilibrium Core Model  |
| A-592         | P.Hague, G.Walher, R.J.Brissenden and D.E.Bendall<br>The MONK Code and its Validation from Data  |
| A-593         | R.D.McKnight<br>New Developments on the Critical Eigenvalue Assessment   |
| A-594         | G.Ermont<br>TRIMARAN: A three Dimensional Multigroup P <sub>1</sub> Monte Carlo<br>Code for Criticality Studies  |
| A-595         | G.E.Whiteides<br>Status of CSNI Working Group on Standard Problem Exer-<br>cises on Criticality Calculations for Spent Fuel Trans-<br>port Casks and Arrays of Fissile Material Packages |
| A-596         | J.T.Thomas<br>Difficulties with Experiments Involving Arrays of Fissile<br>Solutions   |
| A-597         | H.Rief<br>Generalized Monte Carlo Perturbation Algorithms for<br>Correlated Sampling and a Second Order Taylor Series<br>Approach  |
| A-598         | A.F.Course, M.J.Malsall and J.L.Hutton<br>Monte-Carlo Depletion Calculation in a Slab  |
| A-599         | D.E.Bartine and J.O.Johnson<br>Comments on Out-of-Pile Production of Fissile Material  |
| A-600         | L.Green, P.A.Hally, A.Kumar, C.Sahraoui and K.Gmdr<br>The LOFUS Fusion-Fission Hybrid Project  |
| A-601         | P.J.Collins<br>Measurements of Reaction Rates in and around Control<br>Rods at ZPPR  |
| A-602         | S.Cho and T.Takeda<br>A Homogenization Method of Control Rods with Neutron<br>Leakage Effect   |

第2表(続き)

- A-603 G.Humbert, G.Palmiotti and C.Tourmier  
Boron Capture in Boron Carbide Rods Irradiated in  
PHENIX: An Experiment to Calculation Comparison
- A-604 G.Palmiotti and M.Salvatores  
A Sensitivity Approach to Study Control Rod Worth Un-  
certainties
- A-605 H.Giese  
Control Rod Worths and Interactions in Fast Reactors
- A-606 G.Humbert, K.Kappler, M.Martini, G.Norvez, G.Rimpault,  
B.Ruelle, W.Schoitysek and A.Stanculescu  
Parametric Studies for the Heterogeneous Core Concept  
in the Framework of the FRERACINE and RACINE Experi-  
mental Programs
- A-607 H.Kusters  
Validation of Neutronic Calculations for Distorted Core  
Configurations Arising in Accident Situations of IMPBRs
- A-608 F.Helm and G.Henneges  
Reactivity Effects of Fuel Rearrangement in Fast Reactor  
Rod Bundles
- A-609 F.Helm, G.Henneges and W.Maschek  
Measurements and Computation of the Reactivity Effects  
of Accident-Caused Core Distortions in Liquid Metal  
Fast Breeder Reactors
- A-610 W.Schoitysek  
Intercomparison of Reaction Rate Measurement Techniques  
in MASURCA
- A-611 D.W.Maddison and S.G.Carpenter  
Intercomparison of Reaction Rate Measurements in Fast  
Reactors
- A-612 H.Kusters and S.Pilate  
The Present Accuracy of Physics Characteristics of Un-  
irradiated Fast Reactor Cores
- A-613 S.-C.Lindahl  
Summary of the Meeting "Status of Static Reactor Cal-  
culations in Nordic Countries"
- A-614 M.J.Grimstone, J.L.Rowlands and J.M.Stevenson  
Progress Report on the International Comparison of  
Calculations for the CADENZA Assemblies (the Pin-Plate  
Benchmark)
- A-615 ANL  
Intercomparison of Cell Heterogeneity Effects in Pin  
and Plate Geometries
- A-616 M.J.Grimstone and J.L.Rowlands  
Collision Probabilities for Plate Geometry Cells with  
an Approximate Treatment of Plate Edge Regions
- A-617 M.J.Grimstone and J.L.Rowlands  
A Method of Calculating Collision Probabilities for the  
Pin Cell Minicalandria Used in Fast Reactor Critical  
Facilities
- A-618 G.Hehn  
Results of the NEA PWR Shielding Benchmark
- A-619 G.Hehn, R.-D.Böschle, G.Pfister and M.Vattes  
Adjustment of Neutron Multigroup Cross-Sections to  
Integral Experiments
- A-620 T.Asaoaka, T.Hyodo, T.Suzuki and S.Kikuchi  
The Sixth International Conference on Radiation Shielding  
--A Brief Overview--
- A-621 H.F.McParlane, S.G.Carpenter, P.J.Collins, D.N.Clsen  
and S.B.Brunbach  
Experimental Studies of Radially-Heterogeneous IMFBR  
Critical Assemblies at ZPPR
- A-622 K.S.Smith and R.W.Schaefer  
Recent Developments in the Central Worth Discrepancy
- A-623 K.S.Smith and R.W.Schaefer  
Proposal for an International Comparison Calculation  
of Sample Reactivity
- "L" Documents
- L-265 Reactor Physics Activity Reports for Member Countries  
Australia Netherlands  
Canada Norway  
Denmark Switzerland  
Finland United Kingdom  
France United States of America  
F.R.Germany EURATOM Ispra  
Italy Japan
- L-267 K.Tsukada and Y.Nakahara  
The Yields and Spectra of Neutrons from Cascade Process  
in the High Energy Spallation Reaction
- L-268 H.Maekawa, K.Tsuda, T.Iguchi, Y.Ikeda, Y.Cyama, T.  
Fukamoto, T.Seki and T.Nakamura  
Measurements of Tritium Production-Rate Distribution  
in Simulated Blanket Assemblies at the FNS

第4表 Technical Subjects for the next meeting of NEACRP

- Monte Carlo whole core models
- Physics problems of tight pitch lattices
- Physics modelling of research reactors
- Physics modelling of fusion blankets
- Calculation of structural reactivity feedback effects such as bowing in the normal operation of reactors
- Analysis of the double heterogeneity effects in fast reactors
- Three-dimensional space kinetics modelling
- Advanced fuel cycles
- Prediction of pin rating
- Fine structure of neutron and gamma energy deposition during operation
- Studies of burnup of FBR cores including integral data on actinides and spatial distributions
- Intercomparison of reaction rate measurements in fast reactors

In addition, the Committee would discuss the following benchmark activities:

- Radiation shielding benchmark
- Reactivity scale and central worths benchmark
- Gadolinium
- Pin and plate
- U-236

第3表 技術セッション発表論文リスト

|   | 日    | 米                     | 英                     | 仏                  | 西独                                 | その他                                   | 計                       |
|---|------|-----------------------|-----------------------|--------------------|------------------------------------|---------------------------------------|-------------------------|
| 1.1 3D transient models                   | ---  | A573                  | A574                  | ---                | ---                                | ---                                   | 2                       |
| 1.2 Primary circuit modelling             | ---  | ---                   | A583                  | ---                | A581<br>A582                       | ---                                   | 3                       |
| 1.3 Advanced fuel cycles                  | ---  | A585                  | A586                  | A587<br>A588 (3/3) | A584<br>(3/3)                      | ---                                   | 3 <sup>1)2)</sup><br>+2 |
| 1.4 Pin rating prediction                 | A590 | ---                   | ---                   | ---                | A589<br>(3/3)                      | ---                                   | 2                       |
| 1.5 Energy deposition                     | ---  | ---                   | A591                  | ---                | ---                                | ---                                   | 1                       |
| 1.6 Rating distribution prediction in FBR | A579 | A580                  | A577<br>A578          | A575<br>A576       | ---                                | ---                                   | 6                       |
| 2.1 Criticality method validation         | ---  | A593<br>L267          | A592<br>A598          | A594               | ---                                | A597 (6<br>(ERRATUM)+1) <sup>3)</sup> | 6                       |
| 2.2 Out-of-pile fissile production        | L268 | A599                  | ---                   | ---                | ---                                | A600<br>(3/3)                         | 4                       |
| 2.3 Control rod effect calculation method | A602 | A601                  | ---                   | A603<br>A604       | A605<br>A606                       | ---                                   | 6                       |
| 2.4 Distorted core modelling              | ---  | ---                   | ---                   | ---                | A607 <sup>4)</sup><br>A608<br>A609 | ---                                   | 2 <sup>4)</sup><br>+1   |
| 2.5 Beta & gamma decay heat               | ---  | ---                   | ---                   | ---                | ---                                | ---                                   | 0                       |
| 2.6 Reaction rate measurements            | ---  | A610                  | ---                   | A611               | ---                                | ---                                   | 2                       |
| 計   | 5    | 6 <sup>3)</sup><br>+1 | 6 <sup>1)</sup><br>+1 | 9                  | 4<br>+2 <sup>3)4)</sup>            | 7                                     | 37<br>+4                |

\* A581=西独米共同, A582=伊英仏共同, A606=仏英伊共同

1) IAEA-WFNFCRの2次のbenchmark計算の提案

2) 最近の公開物を集めたもの

3) CSNI 7-キープ・グループの活動報告

4) 前回NEACRPのCSNIの報告

# LLNL 滞在を終えて

京大原子炉

市原 千博

1982年12月から、約10か月にわたって、アメリカのローレンス・リバモア国立研究所、RTNS-IIに派遣される機会を得た。この派遣は、日米科学技術協力事業（RTNS-II利用計画）によるもので、この協力事業については、既に本誌3号、原子力学会誌（Vol. 25、No. 9）などで、日本側責任者の一人である大阪大学の住田先生に紹介されているので、ここでは詳細を再び述べることはせず、初めて海外に出て、單身で働いた中での印象を中心に簡単な報告を行いたい。

## 1. リバモアの印象

リバモア市は、サンフランシスコからほぼ東に、車で1時間余り、いくつか丘を越えて平けたリバモアバレー（“谷”という感じよりは“盆地”に近い）の中に位置している人口約5万人の小さな町である。カリフォルニアでは、特別な市を除いて全て county に分割されているが、リバモアは、バークレーと同じく Alameda county に属しているようである。一体にカリフォルニアは、海岸部のレッドウッドの森を除いては木らしい木はほとんど無く、リバモア近傍の丘も草が覆うばかりで、うっそうとしたところかと言えば人間に迫ってくるような日本の山を見られた頃々には、この付近の山の景色はあくまでのどかに感じられる。市内には、僅に小さなワイン工場が2つあるくらいで、他に産業らしいものは見当たらないが、フリーウェイ沿いの広大な裸の丘には牛や馬がまばらに放牧されているのが見られる。7400人の働からく LLNL が、この町で占める位置は当然のことながら極めて高く、到着後数日間に、町の中で会った人達の大半が、研究所と何らかの人的かかわりを持っていた。また、研究所の所員への信頼（ひいては所への信頼）も高く、買物の時など、研究所のIDカードが、並のID以上に通用する店がいくつかあった。

## 2. LLNLとRTNS-II

Lawrence Livermore National Lab. は、ノーベル賞受賞者である、Earnest Lawrence 等によって1952年に、同じく Lawrence の用いた UC-Radiation Lab. at Berkeley と同じ名を冠して75人のスタッフでスタートした。Lawrence の死後、彼を記

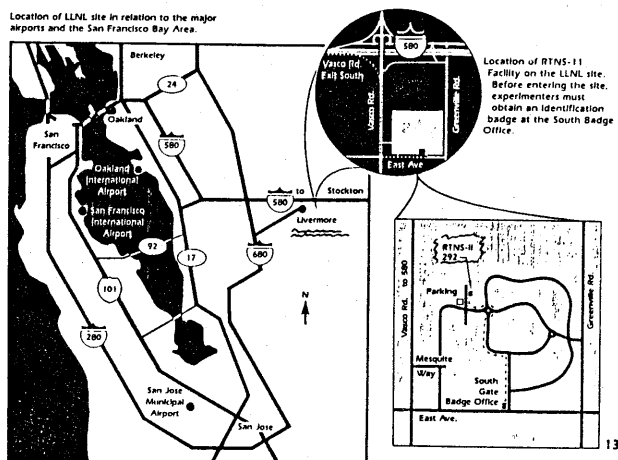


図-1 リバモア及びLLNL位置関係

念して、Lawrence Radiation Lab. と改名され、更に Lawrence Livermore Lab. を経て、1979年からは、“National” を間に入れ LLNL と略される現在の名前になっている。この間一貫して UC (カリフォルニア大学) が運営を行っている。内容的には DOE の直轄研究所と言っても差し支えはないだろう。所員は 82 年の数字で約 400 名となり年間予算は、同年で 4 億 8 千万ドルとのことである。原力関係の分野としては、'86 年完成予定のタンDEMミラー型核融合テスト装置 (MFTF) を中心とする M-division, Shiva, Nova など強力なレーザー装置 (前者は既に閉鎖、後者は 84-5 年運転開始をめぐって建設中) を擁するグループ、そして RTNS-II 装置や核データグループを含む E-division 等がある。他に、レーザーによる同位体濃縮、トリチウムハンドリング等難力のある分野も多くあるが、軍事機密とかで、我々には容易に知ることはできない。

さて、82 年から 5 年計画の日米協力が始まった RTNS-II は、研究所の北の端に近い奥まった所にあつて (図-1)、マネージャーの Clint Logan, Physist の Dale Heikkinen はじめ 25 名程のスタッフから成ったグループがとりしきっている。スタッフの中にはメカニック 4 名、電気エンジニア 3 名、製図家 2 名、加速器のオペレータ 6 名の他、機械関係、電気関係それぞれのエンジニア、コーディネータ、更に実験関係の連絡調整担当など、アメリカ流の分業システムの典型を見るようで、日本の大学の事情を思うと全くうらやましい限りである。装置の概観が図-2の左側に示されているが、加速器としては、特に変わったものではなく、400KV 程度の Cockcroft-Walton 電源に、150-200mA の  $D^+$  を発生する Duoplasmatron 型イオン源を組み合わせたものであつて、何と言ってもユニークなのは、大電流の  $D^+$  流入による発熱に耐える Rotating Target である。これは、円板状のターゲットを高速 (5000 RPM) 回転させることによつて、ターゲットでの発熱を密度を小さくすることは言うまでもないが、図-3から分かるように首振り運動を加え、ターゲットの面積を大きくすることのできるものである。間近に見

RTNS-II FACILITY - BLDG. 292

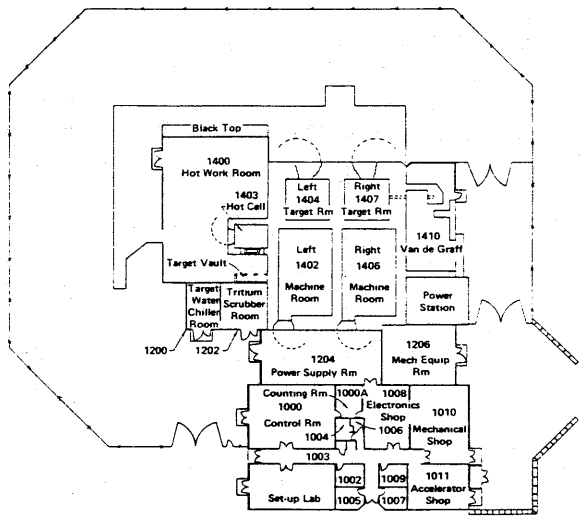
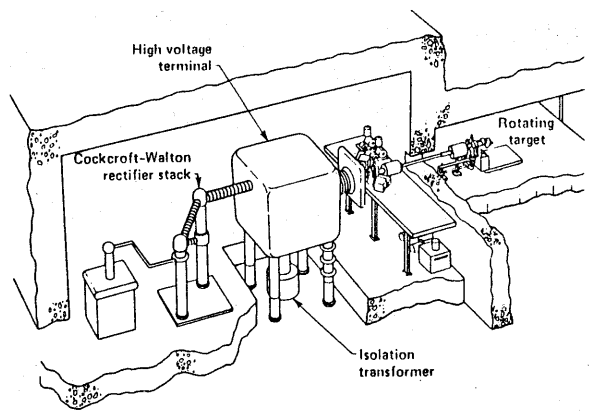


図-2 RTNS-II 装置及び建屋



て驚いたことは、回転部の真空シールで、回転部を約10ミクロン浮かし、かつ真空を保つという条件をエア・サスペンションで実現していることである。もうひとつ印象的だったことは、回転力を与えるタービンの音で、ターゲット室の厚いしゃへい扉を開けて回転のチェックをしている時などは、あたかもジェット機の離陸時のような音かしていて、そろそろ運転が始まることかどにかうてもよく分った。筆者が到着した時は、Mike Guinnanの3週間連続照射による実験の最中であつたか。通常は、朝8時~深夜0時まで月曜から金曜までのパターンの運転を行なつており、毎月曜日にターゲットと、イオン源、フィラメントを交換している。月曜日の時点では、ターゲット周辺の誘導放射能は、土日の休日の間に相当減衰してはいるか。それでも、ターゲット近傍では、僅に数R/hrを超える値となる。また、トリチウムターゲット中のトリチウムは、小さい方のタイン4径のものでも1200 Ci, 50cm径では5000 Ciを超える。新しいターゲットをとり出して水冷のハブに取り付ける所まではメカニック、古いターゲットを外し、新しいターゲットを回転ターゲットアセンブリに取り付け、調整するのはオペレータという分業で、交換作業は行なわれていたか。扱う対象の割には、国情の違いからか、さりげなく作業を行っていたような印象を受けた。

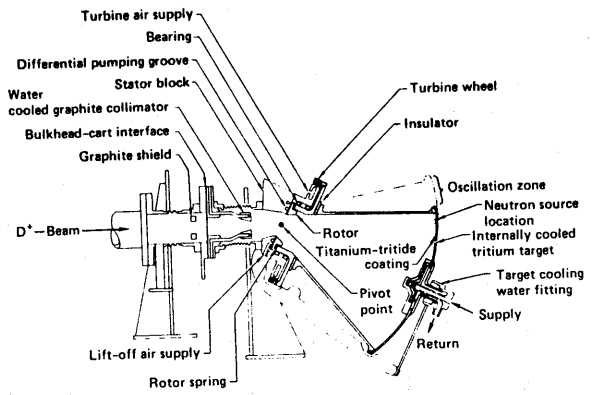


図-3 回転ターゲット

マシンは、思ったよりも安定に動いており、起動にもほとんど時間はかかっている。マシンの各パラメータ及びビーム電流は5分毎にモニタされ、小型のデスクトップコンピュータが全てのロギングを行っている。このデータを元に後程ドシメトリーを行なわれることになっている。

滞在した10ヵ月の間に、日本側からは、筆者の他に、阪大工、柳助教授、九大応力研、吉田助教授、阪大産研、岡田助教授の3名が来所し実験を行った。筆者は、中性子ドシメトリーに関する2-3の照射、オークリッジ国立研から借り受けた、Li-6, Li-7 それぞれの体系を照射しその中の中性子スペクトルを放射化箔で求めた実験等を行った。他に、日本から送付されてきた試料を希望する条件に沿って照射することも筆者のテーマであり、相当数の照射をしたか。RTNS-IIのスタッフは全てきわめて協力的で、スムーズに事を運ぶことかできたと思つてゐる。

### 3. CRAY-1を動かす!

LLNLの歩みの中で、新しい計算機の導入は、常にその時のエポックを与えてきたようである。現在LLNLには8台のCRAY-1が稼働しており、内2台はNMF<sup>Energy</sup>ECC (National Magnetic Fusion Computer Center) に属している。残りの6台はOCTOPUS

と呼ばれるネットワークを構成し、2000台を超すターミナルが接続されている。しかしOCTOPUSは、機密のエリアに属して我々はアクセスできず、NMF ECCに登録してユーザー番号を貰うことができた。リバモアでどうしてもやりたかったことのひとつがかなった訳である。NMF

ECCは、LLNLの中に入り、サイトの中だけでなく、WESTAR-3, 4の通信衛星により、全米の50以上のサイト、更にフランス、イギリス等外国ともネットワークを結んでいる。アメリカ各地から電話回線を通じて、衛星で結んだ局と接続して使用した場合は電話代は無料となったそうである。この辺りはアメリカ流の思い切りの良さを感じられてうらやましい所である。筆者は主として、“TART”というモンテカルロ法による中性子輸送コードを走らせたが、NMF ECC自体も、沢山のコンサルタントを抱えているのに加え、コードの製作者も気軽に相談にのってくれる体制となっており、この研究所の、計算機に対する前向きな姿勢が感じられることであった。

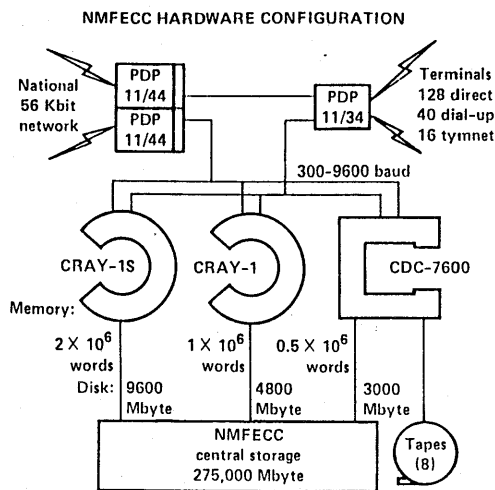
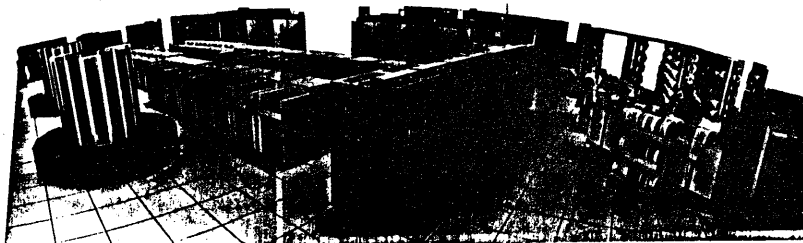


図-4 NMF ECC の構成

#### 4. 人々

瞬く間に終わってしまった感のある10か月だった。研究所内外でいろいろな人々と知り合うことができた。RTNS-IIのスタッフは、Clint Loganをはじめ、皆friendlyであったし、仕事で関係した研究所の人達も親切だった。アメリカもひしひしと不況の波は押し寄せてきているようで、必ずしも全ての大学、研究所等がfriendlyな人々ばかりにはなり得ないような話も耳に入ってくる。その意味では奥に良い所で時間を過ごすことができて幸いなと思う。また、短期滞在で来所された日本からの研究者の方々の、それと異なる良い個性にも触れることができた。總じてこの滞在は研究と生活のペースをつかむまでに時間がかかり、最後は非常に慌しかったことを除いてほとんどはluckyであったと思う。

最後に、この機会を与えて下さった関係者の方々に感謝いたします。

## <研究室だより>

### 日本原子力研究所 原子炉システム研究室

熱中性子炉特性解析法の研究に関連して、原研内の多数の研究室の協力を得て約5年間掛けて進めてきた“熱中性子炉体系標準設計コードS R A C”システムの開発作業がほぼ完了した。現在、原研計算センターの協力の下に、計算の高速化のための修正・改良作業が進められている。このシステムは、中性子断面積ライブラリーその処理コード、中性子スペクトルの計算ルーチン及び種々の輸送コード、1~3次元拡散ルーチン、動特性及び摂動計算ルーチン、格子及び炉心燃焼ルーチン、さらに燃料管理ルーチン等から成っている。計算目的に従ってオプションを適当に選ぶことにより、炉特性を精度良く予測する正確な方法、或いは計算時間の短い経済的な簡便手法を選択できるように設計されている。現在、JRR-3の詳細設計、研究炉等の燃料濃縮度低減化計画、S H Eの改造計画、多目的高温ガス炉の詳細設計の検討及び臨界安全実験施設の設計等に全面的に使用されている。近く外部にも公開し、より広いユーザの使用に耐えるようにしたいと考えている。

高速炉の特性解析法の研究においては、多群非均質系解析コードS R A L O Mを中心としてシステム化された高速炉特性解析コード・システムが完成した。このシステムは、詳細実験解析及び燃焼計算を含めて、広い核計算ができるように設計されている。このシステムのため、JENDL-2に基づいた2つの多群定数セットJENDL-2-70とJFS-3-J2が作成された。後者のセットが新しくより広い炉物理的考慮がなされており、その基本的な概念はNEAのJEF (Joint Evaluated File) のベンチマーク試験のための群定数化の基準となっているようである。現在、大型高速炉開発を目的とした日米協力JUPITER実験の解析等のため、このシステムは動燃を含めた広いユーザに利用されている。一方、これ等の開発研究と並行に、高速炉系における非均質効果の研究を進めて、ベンチマーク炉心CADENZERでのピン/プレート非均質効果の研究、連続モンテカルロ・コードVIMを用いて既存の解析手法の精度の検討などを進めている。

核融合炉物理解析法の研究に関連して、JENDL-2及びJENDL-3PR1を基にして作成した多群DDXライブラリーを用いるモンテカルロ・コードMORSE-DDXが完成して、FNS等で行われた実験の解析に用いられている。さらに、DDXライブラリーを用いるSNコードANISN-DDXもモンテカルロ法との相互比較のために開発が進められている。現在核融合ブランケットの増殖性に関連して進められている、FNSを用いたJAERI/DOE協力研究による実験の解析にこれ等2つのコードを用いて、手法及びデータの検証を行う予定である。

少し変わったテーマとして、加速器の工学的利用システムの解析法の研究を進めている。ここでは、加速器による核破砕反応によって生ずる中性子の燃料増殖やTRU核種の消滅処理への応用の可能性を研究している。このため、核反応・粒子輸送コードや加速器ターゲット・ブランケット中の発熱分布計算コードの開発を進める一方、核破砕反応生成核種の

生成断面積計算法についての検討を行っている。さらに、種々のターゲット・ブランケット系についての核特性の解析も行っている。

一方、複雑な不規則形状における中性子の輸送問題を決定論的に取り扱うため、角度及び空間変数の両方に有限要素法を適用した二重有限要素法による三次元輸送コード FEMTR AN-3D の開発も順調に進められている。有限要素法の定式化のうち、ガレルキン法によるものはアルゴリズムが簡単であるが、境界条件を節点値を用いて別個に与えなければならぬことと、体系方程式が非対称マトリックスになるという難点がある。このため、変分法的定式化に基づくコードも開発し、これらの比較を行うがため、効率的な反復解法や並列演算処理への適応性も検討中である。さらに、三次元輸送コードの開発と並行して、燃料ピン格子系を曲線有限要素法で扱う計算コードの開発も進めている。

計算機のハードウェア及び情報処理技術の進歩を見越した大規模システム解析の高速化に関する研究も行っており、既存のコードのベクトル化による高速化、パラレル演算処理によるモンテカルロ・コードの開発などのための研究を進めている。

( 記 )

## 日本原子力研究所・物理部・核データセンター

当核データセンターは、物理部所属の認可組織であり、研究員8名、プログラマー1名、事務職員1名、アルバイト3名で構成されている。また所内に10名の兼務職員、外部から1名の客員研究員と10名の研究嘱託がいて、種々の協力をお願いしている。

核データセンターの研究テーマは、主に核データと原子分子データの評価であるが、さらにシグマ研究委員会、原子分子データ研究委員会の事務局として、国内の核データ・原子分子データ活動の円滑化を図ると共に、国際ネットワークへの窓口にもなっている。これらについて、簡単に紹介させていただく。

### 1) 核データの評価

シグマ委員会の協力のもとに進められている核データの評価の中で、最も重要なものは、JENDL (*Japanese Evaluated Nuclear Data Library*) の作成である。JENDLは我々独自の評価済核データライブラリーであり、現在その第2版 (JENDL-2) が公開され利用されている。また、JENDL-2に対するベンチマークテストも、シグマ委員会を中心として行われ、核分裂炉に対しては炉心計算・遮蔽計算ともに満足すべき結果を得た。

しかし核融合炉に重要な5 MeV以上の中性子に対しては、JENDL-2の不備が指摘されてきた。そこで、この点の是正と、 $\gamma$ 線生成データの追加を中心に、JENDL-3の評価が開始され、1986年度末公開を目標に、現在作業を進めている。特にFNSを用いての日米共同ブランケット模擬実験解析に必要な重要7核種は、優先的に評価してすでに利用に供している。

JENDL以外の核データとしては、核構造データ、崩壊熱データの評価が、シグマ委員会の協力のもとに進められている。核構造データについては、国際協力に基づいてA=118-129のマス・チェーンを担当し、その結果はENSDF (*Evaluated Nuclear Structure Data File*) に収納されている。崩壊熱データについてもJNDC *Nuclear Data Library of Fission Product* を作成して公開している。このデータ評価においては、実験と理論の巧妙な組み合わせにより、従来合わせられなかった数秒から1000秒の冷却時間に対する崩壊熱を $\beta$ ・ $\gamma$ 共に良く再現できている。

### 2) 原子分子データの評価

原子分子データ委員会の協力を得てJEAMD L (*Japanese Evaluated Atomic and Molecular Data Library*) の作成を進めている。核融合のための原子分子データは、プラズマ-壁相互作用、原子衝突、および原子構造データに分類される。現在までに約20,000点の実験データが収集され、データ格納検索システム (AMSTÖR) に整備されている。JEAMD L-1では、原子衝突についてはHおよびHeの電荷移動のデータ評

価を行い、経験式を作成した。これらの結果は、プラズマモデリングのための計算に用いられている。原子構造データについては $T_i$  の多価イオンのエネルギー準位および遷移確率のデータ評価を行った。現在JT-60のプラズマ診断のために必要なNi, Moのデータについて評価を進めている。

### 3) シグマ研究委員会、原子分子データ研究委員会の運営

上述したように、核データセンターの研究業務はこれら両委員会との密接な協力のもとになり立っている。そして核データセンターはこの両委員会の事務局として、これらの国内での活動の円滑化に努めている。

シグマ研究委員会の活動は、原子力学会誌に二年報の形で報告しているもので、詳細はそれを参照していただくとし、核データ、炉定数、核構造崩壊熱データの3専門部会の中の11のワーキング・グループを有し、核データの評価からベンチマークテストまで、核データに関連するほとんどの分野に及んでいる。また委員数も、原研の他、大学、メーカーからの参加を得て100名以上にもなっている。

原子分子データ研究委員会は、企画調整、およびデータ収集・評価のための専門部会により構成されている。後者は、実作業を中心として、主要テーマに応じた5のワーキング・グループを編成して活動を行っている。

原子分子データの分野では、核データにおけるようなデータ収集のための国際センターがなく、データの収集はすべて国内協力による独自の作業以外に方法がない。原子分子データ研究委員会発足以来、核データセンター担当室員と各委員の協力により、文献データ、および数値データを収集している。

### 4) 国際ネットワークの窓口

核データの評価や利用は、日本国内のみで閉じている訳にはいかず、国際的な情報交換が不可欠である。この為、核データセンターはこの窓口として、国内の利用者の要求する核データをNEA Data Bank から取り寄せ、利用に供するサービスを行っている。

また一方、国内の活動や要求を、Progress Report の発刊、CINDAへのエントリー、WRENDAのとりまとめ等で、国際ネットワークへ、伝達する役割もはたしている。

上記のように、核データセンターは、文字どおり日本の核データ・原子分子データのセンターとしての役割を果たしている。核データ・原子分子データについての利用については、遠慮なく御相談下さい。一方、これだけ広範囲の業務を行うには、当センターの人手はいかにも不足している。したがって、核データ・原子分子データに関心のある方は、シグマ研究委員会・原子分子データ研究委員会への参加を通じて、御協力下さる事をお願いする次第である。

(菊池 康之; 白井 稔三 記)

## 〈 研究室 だより 〉

### 船舶技術研究所 東海支所 遮蔽効果研究室

我々の研究室は竹内清研究室長と三浦俊正、山路昭雄両主任研究官の3名で構成され、日本原子力研究所 JRR-4 に居室を持ち、これまで遮蔽に関する実験並びに理論的研究を実施してきた。これらの研究は原研と共同研究の契約を結び行っている。実験的研究は主に JRR-4 原子炉のプールあるいは散乱実験設備を利用して行っている。得られたデータは遮蔽計算法の評価、放射線挙動の分析に用いられる。その結果は、遮蔽設計計算法の改良、開発あるいは設計に必要なデータの蓄積につながる。ここ数年は各種の内環状ダクト<sup>(1)(2)</sup>、矩形ダクト<sup>(3)</sup>、ダクトの付加遮蔽あるいは空洞部<sup>(4)</sup>におけるストリーミング、散乱問題、高エネルギーガンマ線の透過散乱問題<sup>(4)(5)</sup>に関する実験を行ってきた。そしてこれらの結果から内環ダクトに関しては漏洩中性子に関する簡易計算式が得られたので、現在はこの式の適用範囲を明らかにするため、ダクトの口径、壁物質の内厚、放射線の入射角度が変えられる実験装置をプール設備に設置して測定を行っている。ガンマ線についても同様の実験を計画している。また、より実動的な体系におけるガンマ線ストリーミング実験も計画中である。一方これらの実験を遂行する過程で必要に応じ測定器のレスポンスの作成、評価等に関する研究も行っている。また使用済核燃料輸送船の船内線量率の精度良い計算法の開発を目指して、複数の輸送容器を積載した船内の測定<sup>(6)</sup>を行ったり、原研における使用済燃料輸送キャスクの遮蔽安全実験に参加することにより輸送容器に関する研究を行っている。その他、遮蔽設計法に関する研究<sup>(7)</sup>として船用炉格納容器内機器の遮蔽効果に関する実験を計画している。

一方理論的研究では、これまで輸送コード PALLAS の開発<sup>(8)</sup>並びにその活用に主力が注がれてきた<sup>(9)</sup>。計算コードとしては各種の座標系における1次元から3次元までの PALLAS コードが開発された。近年、高エネルギーガンマ線の計算精度をあげるため、制動放射の計算法を開発し<sup>(10)(11)</sup>、これを1次元コードに組み込み精度の良い計算を行えるようにした<sup>(11)</sup>。現在これを用いて従来のビルドアップ係数を改訂すべく計算を実施している。この結果は近々公表する予定である。2次元輸送コードの大きな問題点の1つは Ray-effect である。これは空間部の多いダクト、空洞室といった体系や、スカイライン問題等で著しく現れ、計算精度を悪くする。この問題を解決するため First Collision 法を導入し、誤差を著しく低減させた。3次元コードはXYZおよびRTZ座標のものを開発し<sup>(9)(12)(13)</sup>その精度検証を行っており今後もこれらのコードを実用的なものとするため努力している。また2次元、3次元コードを活用して、軽水炉(PWR)圧力容器表面での速中性子束分布ピーキングの評価を行った<sup>(14)</sup>。その結果、1000 MWeクラスの発電用原子炉の圧力容器内側表面で1.0 MeV以上の積分中性子束分布にはファクター約2.7のピーキングが現れることが判明した。

このように我々の研究室では理論的研究と実験的研究を密接に関連させ、研究の効率化を図るとともに、できるだけ実際の遮蔽設計に結びついた研究となる様努力している。以下に参考文献を示す。

#### 参考文献

- (1) T. Miura, et al., "Experiment on Neutron Transport through Annular Duct of Large Radius", J. Nucl. Sci. Technol. 18[5] 369 (1981)
- (2) T. Miura, et al., "Experimental Study of Neutron Streaming Through Steel-Walled Annular Ducts in Reactor Shields", Nucl. Sci. Eng. 83 333 (1983)
- (3) 山路昭雄 他 「矩形中空ダクト中性子ストリーミング」の実験と簡易計算による解析, 船舶技術研究所報告 才19巻 才2号 (1982)
- (4) T. Miura, et al., "Study on Additional Shields for Gamma-Rays Streaming through A Duct", 6th Int. Conf. Radiation Shielding, 6a-5 (1983)
- (5) 三浦俊正 他 「 $^{16}\text{N}$ からの高エネルギー $\gamma$ 線の透過実験と解析」, 日本原子力学会年会要旨集 E39 (1982)
- (6) 山路昭雄 他 「複数個の輸送容器を積載した使用済核燃料輸送船内の放射線量率分布測定」, 船舶技術研究所報告 才19巻 才5号 (1982)
- (7) A. Yamaji, et al., "Shielding Modification Design of N. S. Mutsu", 6th Int. Conf. Radiation Shielding, 5a-11 (1983)
- (8) K. Takeuchi, et al., "Fundamental Theory of the Direct Integration Method for Solving the Steady-State Integral Equation for Radiation Shielding Calculation", Nucl. Sci. Eng. 80 536 (1982)
- (9) K. Takeuchi, et al., "Development of a Series of PALLAS Discrete Ordinate Direct-Integration Codes", 6th Int. Conf. Radiation Shielding, 3b-1 (1983)
- (10) K. Takeuchi, et al., "PALLAS-PL, SP-Br: A Code for Direct Integration of Transport Equation in One-Dimensional Plane and Spherical Geometries", JEARI-M 9695 (1981)
- (11) K. Takeuchi, et al., "Transport Calculation of Gamma-Rays Including Bremsstrahlung by the Discrete Ordinates Code PALLAS", Nucl. Sci. Eng. 78 273 (1981)
- (12) N. Sasamoto, K. Takeuchi, "Direct Integration Method for Solving the Neutron Transport in Three-Dimensional Geometry", Nucl. Sci. Eng. 80 554 (1982)
- (13) N. Sasamoto, K. Takeuchi, "Analysis of Neutron Streaming through Void Duct with Three-Dimensional Transport Code PALLAS-XYZ", 6th Int. Conf. Radiation Shielding, 6a-4 (1983)
- (14) K. Takeuchi, et al., "Analysis of Detailed Neutron Fluxes in a PWR Pressure Vessel by Two- and Three-Dimensional PALLAS Transport Codes", Nucl. Technol. 62 207 (1983)



## 研究室だより

名古屋大学工学部原子核工学教室

応用原子核物理学講座(加藤研究室)

我々の研究グループは名古屋大学工学部の中の共通講座である応用原子核物理学講座に所属している。共通講座ではあるが実質的には原子核工学教室のメンバーとして他の学科内の研究室と全く同一の運営を行っている。現在は教授(加藤敏部), 助教授(河出清), 助手2名(山本洋, 両宮進), 技官(釣田幸雄), 大学院生5名および学部学生5名で研究を行っている。この他に原子核工学学科所属のバンデグラフ装置の維持管理も当研究室が担当している。このための技官(増田俊雄)も我々と行動を共にし, さらに最近では理学部に来ている中門からの留学生1名も我々の研究内容に興味を持っておりとのことで当研究室の研究活動に参加している。

研究の内容は大きくわけると二つがあるがいずれも炉物理とは直接の関係はうす、いずれも原子炉あるいは核融合炉の周辺をさまよっている状態である。

とりあげて来た研究内容はまずバンデグラフを利用した研究で, 研究室創設の頃はこのバンデグラフを利用して14 MeV中性子を発生させて各種の短寿命核種を製造してそのベータ線, ガンマ線の測定を行なって崩壊図式を定めるなどの研究を行って来た。この研究は一時中断していたが最近になって核融合炉材の14 MeV中性子による放射化の問題の研究という形で再開した。しかし現在のバンデグラフ利用の主要テーマは小型加速器による微量元素の分析技術の開発とその応用である。この研究は両宮釣田, および増田が担当している。現在の具体的なPIXE法, RBS法および核反応法を用いた微量元素分析を行っている。最近のテーマは①北海道地方の冬季におけるスパイクタイヤによる車輪塵公害の空態調査, および②核融合プラズマ中の不純物分析である。①は北海道の札幌市をはじめ北海道, 東北地方の各地で最近問題になり出した冬季の自動車のスパイクタイヤ着用に伴う粉塵増加の問題を前述の微量元素分析技術を用いて同時期の名古屋市の空態との比較調査をすることで明らかにしようとするものである。その結果札幌市では粉塵量が冬季に名古屋市の約10倍に増加していることが認められた。②の問題は核融合炉のプラズマが核融合炉の真空壁と相互作用を行なって壁の材料の元素がプラズマ中にスパッタされてプラズマの温度を下げることに関連し, 運転中のプラズマ中の不純物元素の挙動を明らかにしようとするものである。これについても有意の結果が得られている。

研究のもう一つの分野は原子核物理学およびその応用に関する研究である。研究室創設の頃はこれまで加藤が行って来た放射性核種の放射線測定, 崩壊図式の決定および原子核構造の研究の延長としての前記の14 MeV中性子を用いた短寿命核の研究を行って来た。その後, 研究の進展に伴い, この分野は $^{235}\text{U}$ の核分裂生成物の放射線測定, 崩壊図式の決定, および核構造の研究へと進展した。この研究結果は崩壊熱評価のための基礎データとなることが期待され, 我々もその責を考慮して研究を進めている。この分野の研

究は河出および山本が担当し、実験は主として京大原子炉および立教大原子炉を利用して行なつてゐる。さらに最近では14 MeV 中性子による核融合炉燃料の誘導放射能の評価のための基礎データとしてのモリブデン等の放射化断面積を放射化法で測定することを計画し、阪大のオクタビアンでの照射実験を開始した。まだ才1回の実験を行なつたのみであるが測定の方法はついたと考えられる。昭和59年度にはこの測定にも力をそそぐつもりである。

(加藤 記)

京都大学工学部 原子核工学教室 兵藤研究室

我々の研究室では、ほぼ1/2が炉物理連絡会に関連のある分野の、放射線遮蔽、核融合中性子工学(兵藤, 奉), 他1/2が原子炉材料で(東, 藤田)核融合炉志向の金属中の水素透過, トリチウムの濃縮, 接合型炉に対しては、放射線物質の物質中の拡散を基礎研究などを行なっています。以下に前者に関連する最近の研究を述べます。

筆者(兵藤)が当教室において最初に手がけたのが、 $\gamma$ 線の後方散乱の研究で、このときと工学が現在まで尾を引いておりようです。我々の研究の最初から現在まで一貫してこの姿勢は、 $\gamma$ 線と中性子の物質中における挙動を巨視的に見ることで、測定器は特にどうしていいわけではなく、シンチレーションカウンタが得意であること、 $\gamma$ 線と中性子と共生するものなる何れも一応関心を持つてみることであります。大学における研究という身軽さ(勿論設備、研究費の制約はあるが比較的豊かである)を生かし、工学的な応用として、放射線遮蔽と核融合中性子工学の分野で研究をしていこうと決めています。

装置としては、当教室にコックアップトワルトン型中性子発生装置、 $^{252}\text{Cf}$ 中性子源があります。東大工学部原子力工学研究施設のやよい炉、阪大工学部原子力工学科のD-T中性子源OKTAVIAN、東大核研のFMサイクロトロンなど、それぞれの研究機関の御厚意で使用させて頂きました。これらの研究機関の先生方と装置の維持をして頂く方々に、この際あつたお礼を申し上げます。計算は主として京都大学大型計算機センターを利用しています。

約10年前、東大炉で実験させて頂いた時、他のマシナイクの高出力運転の直後であつたため、シンチレータでは目的の中性子が測定出来ないかつたので、 $\gamma$ 線を測定したことがあつた。このことからNE-213シンチレータと二次方波高分析器を用いて、 $n, \gamma$ 同時計測があることが得意の一つとなつた。この方法は検出する中性子数と $\gamma$ 線光子数のダイナミックレンジが比較的狭いのが欠点で、同時に中性子と $\gamma$ 線の良いデータを得たい条件の場合が少いから、逆に言えば、測定すれば中性子か $\gamma$ 線かどちらかが使えないデータとなること、この程度の場合では中性子損傷を考慮なくとも良いことが長所です。そしてこの方法の開発になつたのは奉が、応用を含めこの方法の開発をまとめて学位論文としました。

この方法によりD-T中性子の物質による後方散乱と二次 $\gamma$ 線の測定がAl, Pb大型供試体(J. Nucl. Sci. Tech 17, 668(1980)), Mo, Ti, Ni 中型供試体(J. Nucl. Sci. Tech 17, 531(1980)), 鉄, コンクリート, ポリエチレンの大型工業供試体(J. Nucl. Sci. Eng. 85, 280(1983))を用いて測定し、プルット又は断面積の形で整理しました。現在阪大との共同研究で、T-O-F法で後方散乱中性子スペクトルを測定しています。

中性子の物質透過後のスペクトルの測定では、東大核研との共同研究で、NE-213シン

4.1-7を用い、5.2 MeV陽子が直径9-4 cmの円筒に放射され、二次中性子と組織の遮蔽体透過後のスペクトルを測定した (Nucl. Sci. Eng. 80, 360 (1982))。科学研費エネルギー特別研究(核融合)の中性子工学グループの計画研究の一部として実施した阪大OKTAVIANでのD-T中性子物質透過実験の結果は (Proc. 6th Int. Conf. on Radiation Shielding, May 16-20, 1983, Tokyo (6ICRSと略称) pp. 464-473)

中性子ファクトストリーミングに関しては早くから関心を持っていました。東大や他の共同研究では、キヤビティファクトストリーミング (Nucl. Sci. Eng. 81, 161 (1982)) に続き、円筒ファクトストリーミングも測定したので、これから研究の予定です。ファクトストリーミングの計算はアルゴリズム法を現在は考えています。<sup>252</sup>Cf中性子源と様々なファクトとスリットファクトストリーミングの測定を、アルゴリズム法の適用性を見ました (Proc. 6ICRS, pp. 769-788)

中性を研究するものなら一応は何でも関心を持つことから、その方面の中性子関係の論文も読み、D-T中性子での実験も行なっています。阪大ガラスの研究所のR計画に協力しております。

筆者(長藤)を除いて大型計算機を使用しています。使用出来の計算コードはCYGNUS MORSE-CG, SN法ではANISN, DOT3.5です。春が中心となって必要のとき計算を行なっています。春は有限要素法の考えを取り入れた中性子輸送コードを開発中です。

春は現在UCLAのDr. Abdouのグループにいます。次のように展開して行くかは、春の帰国後考えるところです。

## 近畿大学原子力研究所原子炉施設

### 近畿大学原子炉の現状

近畿大学炉 (UTR-KINKI) は、昭和36年11月に臨界に到達してから10年以上にわたり、熱出力0.1Wで主として学生の教育実習用に利用されていたが、原子炉を一層効果的に利用するため、昭和48年に熱出力を1Wに増加すると共に最大過剰反応度を0.25%  $\delta k/k$  から0.5%  $\delta k/k$  に変更する原子炉設置許可の変更申請を行い、昭和49年10月から1W運転を開始した。その後、文部省、大阪大学工学部をはじめ、各方面からの援助と協力の下で、昭和55年下半期から近畿大学炉の全国大学共同利用が開始された。共同利用件数も年々着実に増加し、共同利用の運営もほぼ軌道に乗った形となっている。大学共同利用の開始以前から、低出力原子炉の特色を活かす附属実験設備の新設が計画されていたが、共同利用の進展によって本計画が一層促進され、炉心遮蔽用上蓋の一部を改造して、炉心中央黒鉛反射体上部に小動物照射設備および中性子ラジオグラフィーを主な対象とする照射設備を新設することになり、昭和58年12月に設計及び工事の方法の認可を受け、59年1月には使用前検査を受けることになっている。

新設実験設備のうち、小動物照射設備はBi遮蔽体の採用によってγ線量率を数十mR/hのオーダーに抑えているのが特徴で、線質特性をある程度変えることができ、照射場の雰囲気条件の制御が可能なることと相俟って、低レベル原子炉放射線の生物学的効果の研究に有用であると考えられる。ただし熱中性子束は約  $9 \times 10^5 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  と推定される。他の新設実験設備は、中央黒鉛反射体から垂直方向にビームを上方に取り出すことと可能にするもので、コリメータを併用すれば中性子ラジオグラフィー設備としても利用できるほか、大型試料の照射を行うことができ、中性子束のレベルは低いが、原子炉の利用範囲を拡大するものと期待している。更に今後の計画として、中央反射体の中心部に、フィッションプレートとして予備燃料板16枚(濃縮度90%, U-235 350g)を環状に配置して、等方的な核分裂中性子場を設けることも検討中で、早ければ昭和59年度に原子炉設置許可の変更申請を行う予定である。

### 近畿大学炉共同利用の状況

近畿大学炉の大学共同利用は、前記のようには昭和56年1月から開始され、今年で4年目になる。これまでの共同利用の状況は次のとおりである。

|        |      |    |      |     |       |        |
|--------|------|----|------|-----|-------|--------|
| 昭和55年度 | 利用件数 | 9  | 利用日数 | 20日 | 延利用者数 | 69人・日  |
| 昭和56年度 | 利用件数 | 16 | 利用日数 | 80日 | 延利用者数 | 200人・日 |
| 昭和57年度 | 利用件数 | 14 | 利用日数 | 80日 | 延利用者数 | 259人・日 |
| 昭和58年度 | 利用件数 | 18 | 利用日数 | 80日 | (予定)  |        |

近畿大学炉は1Wという低出力であるため、他の私大炉の共同利用の大半を占める放射化学分析の分野での利用には大きな制約がある。その反面、炉心内の利用空間が大きく、10cm角、長さ数十cmの大型試料の照射が可能であるほか、炉停止後は炉心内の残留放射線が短時間で低レベルに減衰するので、炉心内の作業が容易であるなどの利点もある。この

ため近畿大学炉の共同利用では、原子炉の占有利用が主体となっており、利用件数は多くないが共同利用のための運転日数は80日で、特色のある利用形態をとっている。利用分野としては生物(小動物)照射などの生物関係、反応度測定、炉雑音測定、中性子場の線量・線量測定などの炉物理・炉工学関係、フィッション・トラック法、放射化学分析などで、これまで18の国公立大学の研究者に利用されている。

近畿大学原子力研究所における炉物理・炉工学関連分野の研究

最近行われたおもな研究テーマと内容について以下に紹介する

### 1. 小動物用原子炉照射設備の開発

昭和56, 57年度科研費試験研究(1)として実施され、Bi, 黒鉛, 鉛, LiFタイル等の照射場構成材を用いて、低線量率、低線量域で線質線量特性の制御が可能な小動物用照射場を近畿大炉内に設置することを目標として設計計算、実験が行われた。炉心黒鉛反射体の東側面にBiブロックで遮蔽した照射場A, 生体遮蔽タンク内部に鉛, 黒鉛, Bi層で構成する照射場B, 炉心黒鉛反射体上部に黒鉛とBiブロックを積み、原子炉上蓋内を照射空間とする照射場C, 黒鉛反射体上部にBiブロックで構成した照射場Dについて実験または計算が行われた結果、最低20cm立方の照射空間をとることができ、 $\gamma$ 線量率を100mR/h程度に抑え、かつ照射場へのアクセスが容易であるなどの点から、照射場Dを改善するために原子炉上蓋を改造して、専用の小動物照射設備を設けることになった。新設設備は近く使用前検査を受けるが、昭和59年度から本格的利用が開始される。

### 2. 近畿大学炉によるトリウム臨界実験

科研費エネルギー特別研究のトリウム燃料に関する総合的研究の一部として、KUCAにおけるトリウム臨界実験を補完する目的で昭和56年度から京大炉グループとの共同研究により実施している。これまでに近畿大炉の中央黒鉛反射体内に5cm立方のTh-黒鉛小体系を持ち込み、Th金属板(厚さ $\frac{1}{8}$ "")を最高16枚まで増加させ、Th層間隔の変化による干渉効果、バンチング効果が反応度に及ぼす影響、小体系内の中性子束微細分布の測定などを行っているが、59年度にはKUCAのTh領域と同寸法の体系を設けて実験を行うと共に、計算結果との対比をする予定である。

### 3. 近畿大炉を用いた標準中性子場の研究

近畿大学炉の中央黒鉛反射体内の垂直ストリンガーを引抜いた空間を標準中性子場として利用する可能性を検討するため、京大炉木村教授グループ、電総研道川氏らと共同研究を行っている。これまでに中性子束分布、サンドイッチ箔による熱外中性子スペクトル、しきい箔と球形反跳陽子計数管による速中性子スペクトルなどの測定が行われ、中性子束の勾配、方向依存性の少ない中性子場であることが示されている。また原研土橋氏の協力をえて行ったSRAC/2次元CITATIONによるスペクトル計算によると、約1eVから数百keVまで5桁以上はわたって極めて平坦で優れた $1/E$ 中性子場であるとの結果をえている。更に予備燃料板をフィッション・プレートを用いて、等方的な核分裂中性子場を設けることを計画しており、一部特性等を計算している段階である。

(58.12 三木良太記)

## 大阪大学工学部 原子力工学教室 関谷研究室

関谷研究室は6講座ある大阪大学工学部原子力工学教室の中の原子炉物理担当の研究室である。炉物理というとは数年前までは学会での発表も多く脚光をあびた分野であったが現在では原子炉の設計、運転に無関係な事をただ研究者の自己満足のために研究していると悲観的に考えた人もいたようだが、少くとも関谷研究室では炉心内の物理現象を研究するのが炉物理であると解釈し、炉物理を炉設計等の実用面に結びつけ、関谷教授を中心とした竹田助教、錦織、酒井助手のチームワークで積極的に研究を押し進めている。

研究を理論だけで進めているのが実験は行わないが他機関との共同研究を通し回路的な実験データ等も取り入れ理論のみで独立しないように注意している。研究対象の炉心としても研究炉に限定しないでできるだけ実験に近い炉心を取り扱う事が出来る。研究室での研究はFBR、LWRの実験解析、計算法開発及び基礎的研究に大別できる。

FBRの研究では米岡ANLの大型臨界集合体の実験解析による大型高速炉の炉心振特性の研究、非均質臨界集合体の解析、英国WinfrithのZEBRA炉心を用いたCADENZA計画、及びFCA炉心ピンプレート非均質性の解析、大型高速炉の燃焼特性の研究、さらに高速炉燃料集合体熱流力特性の解析を行っている。実験解析をするに計算法に対するニーズが必然的に生じるので計算法を開発する際のテーマ作りに非常に役立っている。さらに実験解析及び設計計算法の作成に当っては民間の研究所を含めた他機関の研究者との議論を精力的に行うので大学の一人よがりの研究に終わってしまうというメリットがある。各々の研究室では研究をまとめて論文にする事も大切であるが、それ以上にその成果を原子力開発にどのようにフィードバックするかは研究成果としてのキーポイントであると述べている。

LWRの研究では5年間の期間をかけLWR格子計算コードRESPLAを開発してきた。しかし、最近、NEACRPから提案されたガドリニウム入り燃料を含むBWR格子燃焼ベリクマク問題を解析し他の結果と比較した所、少数群の実効断面積の差が大きい事が解ったので今後断面積セットを見直す計画である。また、ガドリニウム入り燃料を含むPWR炉心の燃焼特性の計算モデルの開発を進めていく。

一般的に基礎研究としては3次元体系での輸送計算コードの開発、輸送計算の加速法の研究、モンテカルロ振動法の研究、緩急量の断面積変化に対する感度解析、非均質格子の均質化数作成法の研究、多次元拡散計算のための粗メッシュ計算法の研究を行っている。断面積の評価に関する研究はまだ実施していないが、実効断面積を作成するための処理方法、格子計算方法、炉心計算方法、測定データと計算値との比較によるdata & methodへのフィードバックという一連の研究に近い将来行う計画である。

以上の3種のグループ間には相互に補はるが、例えば高速炉非均質炉心の解析には格子計算モデ

ルが重要な役割を占めるので核子計算に関する基礎研究を行っていた学生がその解析にあたりといった具合である。学生数は4年生、修士課程の学生で約15名であるが、基礎的知識の他にFBR或いはLWRの解析等の勉強もやらせ、できるだけ幅の広い学問を身につけさせている。このように関係研究室では実用面を考慮して炉物理研究を行っているが、一方、衝突確率のような実社会に出た時に応用のよく炉物理の基礎を学生がしっかりマスターするよう心掛けている。

(竹田 記)

昭和59年 炉物理 夏の学校 案内

期間 昭和59年7月24日(火) ~ 7月27日(金)

場所 木曾 御岳 方面

幹事校 名古屋大学 工学部 原子核工学教室



## 事務局報告

### 昭和58年度炉物理連絡会幹事

秋山雅胤(東大・原施), 岡 芳明(東大・原施), 金子義彦(原研), 神田啓治(京大炉),  
木村逸郎(京大炉), 関本 博(東工大), 高橋亮人(阪大), 中沢正治(東大・原施),  
仁科浩二郎(名大), 平川直弘(東北大), 若林宏明(東大・原施) —以上11名—

### 編集後記

今回は 高速炉関連の特別記事を企画した。年末から年度末にかけての多忙な時期にもかかわらず、ご寄稿下さり、ご方々に感謝申し上げます。また 発行が予定より2ヵ月ほど遅れたことを おわび申し上げます。  
(岡 芳明記)

58年度収支報告 (58.4.1 ~ 59.2.29)

| 収 入               |         | 備 考  |
|-------------------|---------|--|
| 前年度繰越金            | 482,448 | (古橋基金残 59,300円*)   |
| 会 費               | 163,500 | 55年度 1,000×1名<br>56 " 1,500×1名<br>57 " 1,500×5名<br>58 " 1,500×10名, (学生) 1,000×1名, (不足分) 1,000×1名 |
| 59年度<br>会費前受金     | 87,000  | 1,500×58名  |
| 「夏の学校」<br>テキスト売上げ | 8,500   | 14回 1,000×1冊<br>15回 1,500×5冊 } (古橋基金へ返戻)   |
| 合 計               | 741,448 |  |

| 支 出    |         | 備 考                             |
|--------|---------|---------------------------------|
| 会 議 費  | 7,770   | 第32回総会 (58.9.30)                |
| 通 信 費  | 25,540  | 「会報」, 案内送付用, 他                  |
| 会報印刷費  | 118,750 | 第32号 (250部)                     |
| 雑印刷費   | 27,580  | 幹事選出印刷, コピー代, 他                 |
| 原稿用紙代  | 1,200   | 「会報」執筆用                         |
| 夏の学校補充 | 104,800 | 第15回 (古橋基金から) (567,800円は古橋基金から) |
| 次年度繰越金 | 455,808 |                                 |
| 合 計    | 741,448 |                                 |

※ 古橋基金収支報告 (52.11.1 ~ 59.2.29)

| 収 入              |         | 支 出            |         |
|------------------|---------|----------------|---------|
| 52.11.1<br>立替金戻入 | 500,000 | 第11回「夏の学校」テキスト | 200,000 |
| 56年度             | 32,000  | 立替金            | 50,000  |
| 57年度             | 18,000  | 第12回「夏の学校」テキスト | 200,000 |
| "                | 9,300   | 第13回「夏の学校」補助   | 50,000  |
| 58年度             | 8,500   | 第15回           | 67,800  |
| 合 計              | 567,800 | 合 計            | 567,800 |

残高 0円

「炉物理連絡会」会員名簿 ◎は58年度幹事, ○は新入会

(1984年2月29日現在)

|         |         |         |       |            |
|---------|---------|---------|-------|------------|
| (北大・工)  | (東海大・工) | (京大炉)   | 工藤 和彦 | 安野 武彦      |
| 秋本 正    | 石田 正次   | 市原 千博   | 中島 秀紀 | (動燃事業団)    |
| 井上 和彦   | 黒田 義輝   | 宇津呂雄彦   | (原 研) | 飯島 一敬      |
| 小川 雄一   | 阪元 重康   | 海老沢 徹   | 朝岡 卓見 | 倉重 哲雄      |
| 成田 正邦   | 砂子 克彦   | ◎神田 啓治  | 石川 寛  | 野本 昭二      |
| 松本 高明   | 永瀬慎一郎   | ◎木村 逸郎  | 伊勢 武治 | 古橋 晃       |
| (北海道工大) | 中土井昭三   | 小林 捷平   | 桂木 学  | 宮脇 良夫      |
| 小澤 保知   | (武蔵工大)  | 小林 圭二   | 金子 義彦 | 望月 恵一      |
| (弘前大)   | 相沢 乙彦   | 古林 徹    | 菊池 康之 | 湯本 鏢三      |
| 葛西 峯夫   | 武田 栄一   | 柴田 俊一   | 黒沢 一男 | (原子力安全委員会) |
| (東北大)   | 松本 哲男   | 代谷 誠治   | 五藤 博  | 大山 彰       |
| 神田 一隆   | (早大・理工) | 中込 良広   | 後藤 頼男 | (原子力安全局)   |
| 梶山 一典   | 並木美喜雄   | 西原 英晃   | 小林 岩夫 | 天野 文雄      |
| ◎平川 直弘  | (名大・工)  | 林 脩平    | 近藤 育朗 | (原船団)      |
| 本多 毅    | 伊藤 只行   | 林 正俊    | 新藤 隆一 | 板垣 正文      |
| (筑波大)   | 加藤 敏郎   | 藤田 薫頭   | 杉 暉夫  | (船舶技研)     |
| 斎藤 慶一   | ◎仁科浩二郎  | ◎三島嘉一郎  | 関 泰   | 伊従 功       |
| 星野 力    | 山根 義宏   | 米田 憲司   | 田次 邑吉 | 竹内 清       |
| (東 大)   | (岐阜大)   | (阪大・工)  | 中川 正幸 | 布施 卓嘉      |
| 秋山 雅胤   | 岸田 邦治   | 住田 健二   | 中田 宏勝 | (電総研)      |
| 安 成弘    | (京大・工)  | 関谷 全    | 中野 正文 | 工藤 勝久      |
| ◎岡 芳明   | 青木 一彦   | ◎高橋 亮人  | 中原 康明 | (防衛庁)      |
| 清瀬 量平   | 神野 郁夫   | 竹田 敏一   | 中村 知夫 | 佐久間雄平      |
| 小佐古敏荘   | 小林 啓祐   | 錦織 毅夫   | 能沢 正雄 | (原 電)      |
| 近藤 駿介   | 秦 和夫    | (近 大)   | 橋本 憲吉 | 武田 充司      |
| 関口 晃    | ◎千田 康英  | 堀部 治    | 平岡 徹  | 立花 昭       |
| 谷口 武俊   | 西原 宏    | 三木 良太   | 弘田 実弥 | (電源開発)     |
| 都甲 泰正   | 兵藤 知典   | 水本 良彦   | 古田 悠  | 大塚益比古      |
| ◎中沢 正治  | 森島 信弘   | (神戸商船大) | 前川 洋  | 平田 昭       |
| ◎若林 宏明  | (京大・原研) | 中島 雅    | 松浦祥次郎 | (中部電力)     |
| (東工大)   | 吉川 栄和   | (九大・工)  | 三谷 浩  | 金井 英次      |
| 井頭 政之   | 若林 二郎   | 大沢 孝明   | 向山 武彦 | 村田 尚之      |
| 北沢日出男   |         | 大田 正男   | 森 貴正  |            |
| 関本 博    |         | 片瀬 彬    |       |            |

|        |          |         |           |         |
|--------|----------|---------|-----------|---------|
| (NAIG) | 駒田 正興    | (石川島播磨) | (高速炉エンジン) | (富士重機)  |
| 青木 克忠  | 三田 敏男    | 大村 博志   | 片岡 巖      | 中村 久    |
| 飯島 俊吾  | 瑞慶覧 篤    | (川崎重工)  | (住友原子力)   | (三井造船)  |
| 植田 精   | 三木 一克    | 田中 義久   | 松延 広幸     | 八谷 雅典   |
| 亀井 孝信  | (日立エンジン) | 田中 良佑   | (CRC)     | (三菱電機)  |
| 黒沢 文夫  | 堀江淳之助    | (木村化工機) | 角谷 浩享     | 路次 安憲   |
| 角山 茂章  | (MAPI)   | 豊田 道則   | (東芝)      | (韓国原研)  |
| 野村 孜   | 荒木 勉     | (京大炉研G) | 深井 佑造     | 趙 満     |
| 水田 宏   | 小林 隆俊    | 石黒九州男   | (東洋エンジン)  | (ANL)   |
| 門田 一雄  | 駒野 康男    | (呉羽化学)  | 木邨 祐二     | 丁 政晴    |
| (日立)   | 坂田 薫     | 松井 一秋   | (JNF)     |         |
| 大西 忠博  | 中村 邦彦    | (原燃工)   | 清水 康一     |         |
| 金沢 信博  | 渡海 親衛    | 川本 忠男   | (日立造船)    |         |
| 小林 節雄  |          | (フジタ工業) | 小林 徹二     |         |
|        |          | 石川 敏夫   | 山田 毅      | (計179名) |