

わが国の炉物理研究における進歩の  
NEA炉物理委員会関連活動の  
レビューによる総括

---

1984年9月

---

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

日本原子力研究所研究成果編集委員会

委員長 森 茂（理事）

委 員

朝岡 卓見（原子炉工学部）	下川 純一（技術情報部）
飯泉 仁（物理部）	鈴木 伸武（研究部）
石川 迪夫（安全解析部）	鈴木 康夫（大型トカマク開発部）
伊藤 彰彦（環境安全研究部）	田中 正俊（核融合研究部）
梅沢 弘一（企画室）	沼宮内弼雄（保健物理部）
岡下 宏（原子炉化学部）	畠田 元義（大阪支所）
小森 卓二（原子炉化学部）	半田 宗男（燃料工学部）
佐藤 一男（研究炉管理部）	瑞穂 満（ラジオアイソotope原子炉研修所）
佐藤 雅幸（材料試験炉部）	村尾 良夫（安全工学部）
佐野川好母（高温工学部）	安野 武彦（動力炉開発・安全性研究管理部）
鹿園 直基（物理部）	横田 光雄（動力試験炉部）
四方 英治（製造部）	吉田 健三（開発部）

Japan Atomic Energy Research Institute

Board of Editors

Shigeru Mori (Chief Editor)

Takumi Asaoka	Muneo Handa	Motoyoshi Hatada
Masashi Iizumi	Michio Ishikawa	Akihiko Ito
Takuji Komori	Mitsuru Mizuho	Yoshio Murao
Takao Numakunai	Hiroshi Okashita	Konomo Sanokawa
Kazuo Sato	Masayuki Sato	Eiji Shikata
Naomoto Shikazono	Junichi Shimokawa	Nobutake Suzuki
Yasuo Suzuki	Masatoshi Tanaka	Hirokazu Umezawa
Takehiko Yasuno	Mitsuo Yokota	Kenzo Yoshida

JAERI レポートは、日本原子力研究所が研究成果編集委員会の審査を経て不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI reports are reviewed by the Board of Editors and issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1984

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 いばらき印刷株

# わが国の炉物理研究における進歩のNEA 炉物理委員会関連活動のレビューによる総括

日本原子力研究所東海研究所

弘田 実 弥 \*

1984年3月31日受理

## 要 旨

本報告は1962年から1982年3月までのわが国の炉物理研究における進歩を、原子力機関炉物理委員会(NEACRP)に関連した活動を通じて総括したものである。

高速炉物理、熱中性子炉物理、核融合炉ニュートロニックスおよび遮蔽研究のこれら20年における進歩は、日本原子力学会と原研の共同委員会である炉物理研究(特別専門)委員会によって作成されてきたわが国の炉物理研究活動のレビューで明瞭に認めることができる。NEACRP会合で討論されたトピックスの多くは高速炉物理に関するものであり、積分データによる群断面積の修正、中心反応度価値の矛盾、ナトリウムボイド効果や非均質炉心といったトピックスについての情報交換がわが国における研究に刺戟を与えた。そして、わが国における成果が原研の高速炉臨界実験装置FCAによるものも含めて報告され、国際協力に大いに貢献した。さらに、核融合炉プランケットの研究に関しても貢献がなされた。

NEACRPによって勧告された種々の専門家会合の中では、原子炉遮蔽のための核データとベンチマークに関する会合が1973年以来しばしば開催され、わが国における遮蔽研究の進展に役立った。第3回炉雑音専門家会合(SMORN-III)は東京で1981年に開催され、炉雑音解析の安全関連応用における最近の進歩が示された。NEACRPベンチマークテストはわが国における炉物理研究の進歩に極めて有用であったが、これらはBWR格子セル、大型LMFBRの主要パラメータや燃焼特性、FBRとPWR遮蔽などのベンチマーク計算を含んでいた。炉雑音解析法のベンチマークテストがSMORN-IIIと関連してわが国によって成功裡に実施されたことが特筆されよう。さらに、軽水格子データの編集、アクチノイドの生成と燃焼やプランケット物理に関するレビューの作成に積極的に協力した。

---

\* 特別研究員

# Summary of the Progress of Reactor Physics in Japan

## Reviewing the Activities Related to NEA Committee on Reactor Physics

Jitsuya HIROTA\*

Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan

Received March 31, 1984

### Abstract

This report summarizes the progress of reactor physics in Japan in the period from 1962 to March 1982, reviewing the activities related to the NEA Committee on Reactor Physics (NEACRP).

The progress of fast and thermal reactor physics, fusion neutronics and shielding researches in these twenty years can be clearly recognized in the reviews of reactor physics activities in Japan which had been prepared by the Special Committee on Reactor Physics: the joint committee under Atomic Energy Society of Japan and JAERI. Many topics of those discussed at the NEACRP meetings concerned fast reactor physics. Information exchange on the topics such as adjustment of group cross sections by integral data, central worth discrepancy, sodium void effect and heterogeneous core stimulated the researches in Japan. And achievements in Japan including those in the JAERI Fast Critical Facility FCA were reported and contributed largely to the international co-operation. In addition, the contribution from Japan was also made concerning a study of fusion blanket.

Among various specialists' meetings recommended by NEACRP, those on nuclear data and benchmarks for reactor shielding were often held since 1973 and helpful to the progress of shielding researches in Japan. The Third Specialists' Meeting on Reactor Noise (SMORN-III) was held in Tokyo in 1981, indicating the recent progress in safety-related applications of reactor noise analysis. The NEACRP benchmark tests were quite useful to the progress of reactor physics in Japan, which included the benchmark calculations of BWR lattice cell, key parameters and burn-up characteristics of a large LMFBR, FBR and PWR shielding, and so on. It may be noted that the benchmark test on reactor noise analysis methods was successfully conducted by Japan in connection with SMORN-III. In addition, the co-operation was positively made to the compilation of light water lattice data, and the preparation of reviews on actinide production and burn-up, and blanket physics.

**Keywords:** Fast Reactor Physics, Thermal Reactor Physics, Fusion Neutronics, Reactor Shielding, Group Cross Sections, Central Worth, Sodium Void Effect, Heterogeneous Core, Reactor Noise, Benchmark Test, Actinide Production, Blanket Physics, Review

---

\* Special staff of JAERI

# 目 次

<p>1. はじめに..... 1</p> <p>2. 炉物理研究活動..... 3</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>2.1 初期の活動..... 3</li> <li>2.2 最近の活動..... 4</li> </ul> <p>3. 炉物理における主要なトピックス..... 7</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>3.1 積分データによる群断面積の修正..... 7</li> <li>3.2 中心反応度値の矛盾..... 8</li> <li>3.3 核融合炉のニュートロニック問題..... 9</li> <li>3.4 ナトリウムボイド効果..... 10</li> <li>3.5 非均質炉心..... 12</li> <li>3.6 臨界安全性..... 13</li> </ul> <p>4. 専門家会合..... 15</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>4.1 小数棒実験解析..... 15</li> <li>4.2 感度解析と遮蔽ベンチマーク..... 15</li> <li>4.3 制御棒測定技術..... 16</li> <li>4.4 3次元線出力密度分布..... 17</li> <li>4.5 遮蔽のための核データとベンチマーク..... 17</li> <li>4.6 炉雑音..... 17</li> </ul> <p>5. ベンチマークテスト..... 19</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>5.1 BWR 格子セル..... 19</li> <li>5.2 GCFR 炉心への蒸気浸入 ..... 19</li> </ul>	<p>5.3 大型 LMFBR の主要パラメーター ..... 20</p> <p>5.4 大型 LMFBR の燃焼特性 ..... 21</p> <p>5.5 原子炉遮蔽..... 22</p> <p>5.6 炉雑音解析..... 23</p> <p>5.7 カドリニウム入り BWR の燃料特性..... 24</p> <p>5.8 ピン—板状セルの非均質性..... 25</p> <p>6. データ編集..... 27</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>6.1 重水格子..... 27</li> <li>6.2 軽水格子..... 27</li> <li>6.3 中性子スペクトル..... 27</li> <li>6.4 遮蔽実験施設と遮蔽テスト..... 27</li> <li>6.5 高速炉臨界実験..... 27</li> <li>6.6 熱中性子炉ベンチマーク実験..... 29</li> <li>6.7 遮蔽ベンチマーク実験..... 29</li> </ul> <p>7. レビュー..... 30</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>7.1 アクチノイドの生成と燃焼..... 30</li> <li>7.2 高速炉物理の現状..... 31</li> </ul> <p>8. おわりに..... 33</p> <p>謝 辞..... 34</p> <p>参考文献..... 34</p> <p>略語表..... 38</p>
--	---

## CONTENTS

<b>1.</b> Introduction . . . . .	1
<b>2.</b> Reactor Physics Activities . . . . .	3
<b>2.1</b> Early Activities . . . . .	3
<b>2.2</b> Recent Activities . . . . .	4
<b>3.</b> Main Topics in Reactor Physics . . . . .	7
<b>3.1</b> Adjustment of Group Cross Sections by Integral Data . . . . .	7
<b>3.2</b> Central Worth Discrepancy . . . . .	8
<b>3.3</b> Neutronic Problems in Fusion Reactors . . . . .	9
<b>3.4</b> Sodium Void Effect . . . . .	10
<b>3.5</b> Heterogeneous Core . . . . .	12
<b>3.6</b> Criticality Safety . . . . .	13
<b>4.</b> Specialists' Meeting . . . . .	15
<b>4.1</b> Analysis of Few Rod Experiments . . . . .	15
<b>4.2</b> Sensitivity Studies and Shielding Benchmarks . . . . .	15
<b>4.3</b> Control Rod Measurement Techniques . . . . .	16
<b>4.4</b> 3-Dimensional Rating Distributions . . . . .	17
<b>4.5</b> Nuclear Data and Benchmarks for Reactor Shielding . . . . .	17
<b>4.6</b> Reactor Noise . . . . .	17
<b>5.</b> Benchmark Test . . . . .	19
<b>5.1</b> BWR Lattice Cell . . . . .	19
<b>5.2</b> Steam Entry into GCFR Core . . . . .	19
<b>5.3</b> Key Parameters of a Large LMFBR . . . . .	20
<b>5.4</b> Burn-up Characteristics of a Large LMFBR . . . . .	21
<b>5.5</b> Reactor Shielding . . . . .	22
<b>5.6</b> Reactor Noise Analysis . . . . .	23
<b>5.7</b> Gadolinium Poisoned Pins in BWR . . . . .	24
<b>5.8</b> Pin-Plate Cell Heterogeneity . . . . .	25
<b>6.</b> Data Compilation . . . . .	27
<b>6.1</b> Heavy Water Lattice . . . . .	27
<b>6.2</b> Light Water Lattice . . . . .	27
<b>6.3</b> Neutron Spectra . . . . .	27
<b>6.4</b> Experimental Shielding Facilities and Tests of Shields . . . . .	27
<b>6.5</b> Fast Critical Experiments . . . . .	27
<b>6.6</b> Thermal Benchmark Experiments . . . . .	29
<b>6.7</b> Shielding Benchmark Experiments . . . . .	29
<b>7.</b> Review . . . . .	30
<b>7.1</b> Actinide Production and Burn-up . . . . .	30
<b>7.2</b> Current Status of Fast Reactor Physics . . . . .	31
<b>8.</b> Concluding Remark . . . . .	33
Acknowledgements . . . . .	34
References . . . . .	34
List of Acronyms . . . . .	38

## 1. はじめに

経済協力開発機構(OECD)の欧州原子力機関(ENEA)の欧米炉物理委員会(EACRP)との接触が始まったのは1964年の第3回ジュネーブ会議の時であった。EACRPは、ENEAが欧米核データ委員会(EANDC)の姉妹委員会として1962年に組織したものである。その主要な仕事は、関係国の原子力計画にとって重要な炉物理分野の調査・検討を行い、知識における矛盾とギャップを確認し、ギャップを埋めるための研究計画の着手と調整を促進することである。EACRPは1965年1月の第5回会合においてわが国の炉物理研究活動との関係を強めることを歓迎する旨の決定を行っている。そしてわが国のENEAの準加盟が実現したことに伴い、同年10月の第6回会合に筆者がオブザーバとして参加することになった。

この会合ではわが国における過去4年間の炉物理研究活動の報告を行うことが要請され、日本原子力学会の炉解析研究専門委員会が中心となって報告の取りまとめを行った。EACRPは、わが国における炉物理研究活動が広範多岐にわたっていることや利用できる施設の豊富さに感銘を受け、ENEAは同年11月の運営委員会においてEACRPにおけるわが国の議席を承認したのである。

1966年6月のEACRP第7回会合、1967年2月の第8回会合にて筆者はわが国の研究活動を報告したが、次第に多くの国の委員の注目を集めようになつた。第9回会合が東京で1967年10月に開催されたことは、わが国の炉物理研究に対する各國委員の関心が高くなつて来たことを示すものであった。この間、炉解析研究専門委員会が1967年3月に終了し、日本原子力学会と原研の共同の炉物理研究(特別専門)委員会が同年7月に発足した。この委員会は研究活動のレビューの作成、議題に対する提出資料の検討などEACRPに関連する活動を行うことを主要な目的の1つにしており、第9回会合にて発表した報告はこの委員会が中心となってまとめたものであった。

その後、わが国がENEAに全加盟したことにより、1972年4月にENEAは原子力機関(NEA)と改称され、その運営委員会においてEACRPにおけるわが国の議席数を2にすることが承認された。他の加盟国の議席数はカナダ:1、ベルギーおよびオランダ:1、フランス:1、西ドイツ:1、欧州共同体:1、イタリア:1、北欧諸国:1、スイス:1、イギリス:2、アメリカ:3であった。わが国からのもう1つの議席には動燃の方が指名された。EACRPも1973年6月の第16回会合における提案に従い、第17回会合以降はNEACRPと改称された。なお、

委員会会合は第13回までは2年に3回の割合で開催されたが、それ以降は1年に1回開催されている。開催場所は欧州2回、欧州以外1回を繰り返して行くのが原則であり、第21回会合は第9回会合以後再びわが国で開催された。

本報告は筆者がNEACRP(EACRP)の委員を勤めた1982年3月までの期間について、わが国の炉物理研究がどのように進歩して来たかをNEACRPとの関連において総括したものである。既に述べたように、委員会会合では前回会合以降の炉物理研究活動のレビューを報告することが要請されていたので、かかるレビューに基づいて研究の推移を概説する。次いで、委員会会合の主要な議題に対して、わが国からどのような報告がなされたかについて述べよう。

NEACRPは専門家会合を開催することが有効であろうと判断した場合には、その開催を勧告して来た。かかる会合は充分な専門的討議を可能にするため60名以内の参加が望ましいとされ、その研究を活発に実施している国の適当な機関がホストとなって、NEACRP主催の専門家会合を開催するのが通例である。さらに、NEACRPはその活動の1つとして、国際的なベンチマークテストも実施しており、わが国からも積極的な参加がなされて来た。これら専門家会合やベンチマークテストはわが国における炉物理研究に大きな刺戟を与えるものであった。

また、わが国が参加した当初の頃には、重水および軽水格子データ、中性子スペクトルデータなどの編集にも協力した。比較的最近になって、NEACRPは「高速炉物理の現状」というレビューを作成することを計画した。残念ながらこの計画は西ドイツおよびフランスが担当した章の原稿が作成されないため、1982年に放棄の止むなきに至ったが、わが国が担当した章「プランケット物理」は関係者の協力によって原稿を作成し、各國委員に配布した。

**Table 1**にNEACRP(EACRP)の開催場所と開催年月日を示すが、その概要是日本原子力学会誌の談話室で報告して來たので、その巻号頁(年)を付記しておく。これらの会合で発表された資料はA、LおよびUと分類され、それぞれ番号が付されている。A資料は委員会内だけ、L資料は技術資料で限定配布、U資料は完全公開資料であったが、最近ではU資料は稀である。1981年9月の第24回会合までA資料およびL資料の総数はそれぞれ491および255であった。

**Table 1** Place and date of NEACRP(EACRP) Meeting

Meeting	Place	Date	Reference*
6th	Montreal, Canada	4th - 7th October	7[12], 728(1965)
7th	Madrid, Spain	13th - 17th June	8[9], 509(1966)
8th	Rome, Italy	6th - 10th February	9[4], 225(1967)
9th	Tokyo, Japan	16th - 19th October	10[1], 12(1968)
10th	New York, U.S.A.	3rd - 7th June	10[9], 523(1968)
11th	London, U.K.	10th - 14th February	11[5], 318(1969)
12th	Berlin, Germany	3rd - 7th November	12[2], 94(1970)
13th	Richland, U.S.A.	7th - 10th July	12[11], 690(1970)
14th	Stockholm, Sweden	7th - 11th June	13[8], 481(1971)
15th	Zurich, Switzerland	3rd - 7th July	14[10], 564(1972)
16th	Chicago, U.S.A.	4th - 8th June	15[8], 554(1973)
17th	Cadarache, France	4th - 7th June	16[10], 534(1974)
18th	Bologna, Italy	9th - 13th June	17[9], 487(1975)
19th	Chark River, Canada	21st - 25th June	18[10], 635(1976)
20th	Petten, Netherlands	6th - 10th June	19[9], 610(1977)
21st	Tokai-mura, Japan	6th - 10th November	21[2], 171(1979)
22nd	Paris, France	1st - 5th October	21[12], 941(1979)
23rd	Idaho Falls, U.S.A.	22nd - 26th September	22[11], 793(1980)
24th	Winfrith, U.K.	14th - 18th September	23[11], 841(1981)

\* J. At. Energy Soc. Japan

## 2. 炉物理研究活動

最近の炉物理研究活動と国家的計画という委員会会合の議題は、情報交換、特に研究の無駄な重複を避けるという観点から、初期の時代においては極めて重要視され、かなりの時間をさいて報告と質疑応答がなされた。この議題のウエイトは近年に至って、情報の流通が特に欧州において良くなつたためか低下している。それでもなお、欧米から地理的に離れているわが国にとって、主要国における研究活動の動向はわが国における研究の方向付けに大きな影響を与えるものであった。また、わが国における研究活動に対する各國委員のコメントも示唆に富るものであった。

以下筆者がとりまとめを行つて報告したレビューから、著しい進展であったと考えられるものや各國委員が強い関心を示したものを中心にして、炉物理研究の推移を概観してみるが、1974年6月の第17回会合以降は動燃における研究活動が動燃からの委員によってとりまとめて報告されるようになった。そして、研究内容が充実して来たのもこの頃であるので、この頃を境として2つの期間に分けることができよう。

### 2.1 初期の活動

1965年10月のEACRP第6回会合では、既に述べたようにわが国における過去4年間の炉物理研究活動の報告<sup>1)</sup>を行つたが、この4年間には種々の型の原子炉や臨界実験装置が原研だけでなく大学および産業界によって建設されて運転に入っている。日本原子力学会では、臨界および指数実験に関する問題を討論するために1961年に組織された臨界実験専門委員会が、1963年5月に炉物理実験専門委員会となり、反応度測定、パルス中性子実験、中性子スペクトルや臨界解析が討論され、わが国における炉物理実験の現状のレビューが試みられた。そして1965年3月に、炉解析研究専門委員会が炉物理実験専門委員会に代つて組織された。この専門委員会の目的は、炉物理実験データの系統的な解析によって群定数およびコードの評価を行うことに関して討論することであった。

理論面の研究では、非均質系の解析に積分型輸送方程式を用いることの重要性が増して来ていたが、これはこの方法がかなり複雑な格子系に対しても適用可能なためであった。1963年に日本原子力学会ならびに原研に設置されたシグマ委員会では、その熱中性子グループが熱中性子散乱断面積データの収集・評価を行つており、中性子の熱化に関する研究も活発であった。高速炉解析のた

めの群定数作成に関する研究が行われ、1,200群の中性子スペクトルを、特に軽い元素の散乱効果を考慮して計算する ESELEM コード<sup>2)</sup>が開発された。さらに、低出力炉雜音の理論付けや応用に関する研究<sup>3),4)</sup>が活発であった。

実験面では、軽水格子の臨界実験とその解析が臨界実験装置 OCF(日立)、NCA(NAIG)および TCA(原研)<sup>5)</sup>で盛んに実施されていた。均質に近い黒鉛系については SHE(原研)において、2領域重水均質系については AH CF(原研)<sup>6)</sup>において、一連の臨界実験と解析が行われていた。高速炉系に関しては、1962年より原研の 2MeV バン・デ・グラフ加速器を用いて、非増倍系および天然ウラン体系についてパルス中性子実験とその解析<sup>7)</sup>が行われて來た。さらに、水平2分割型の高速炉臨界実験装置 FCA の建設が進行中であった。

第7回会合における報告<sup>8)</sup>では、輸送解法、熱中性子の散乱断面積と中性子の熱化、原子炉雜音、パルス中性子実験、軽水格子実験と解析、高速炉物理に関するその後の進展についてレビューし、TCA では原船団および MAPI の協力の下に原子力第1船の臨界実験が進行中であることを報告した。これらの報告のなかで東京工大における弱結合炉心の動特性の研究や Friedmann 法による非  $1/\nu$  吸收材を含む軽水系中の中性子の減衰定数の測定結果などについて質問を受けた。また、軽水による中性子の熱化に関する研究については、イギリスの委員からイギリスにおける研究成果の紹介があった。第8回会合でも第7回とほぼ同様な項目について報告<sup>9)</sup>したが、原研における燃焼計算への高次摂動法の応用や NAIG で作成されたパルス中性子実験の解析コード<sup>10)</sup>などに多くの委員が関心を示した。

1967年10月に東京で開催された第9回会合における報告<sup>11)</sup>では、SHE の炉中心部に設けられた 250 °C まで昇温可能な黒鉛熱中性子柱を用いて、 $^{232}\text{Th}$  の実効吸収断面積の温度依存性の測定が行われたこと、TCA における原子力第1船の臨界実験について臨界性と出力分布の解析が実施されたこと、日立訓練用原子炉 HTR のパルス化が実施され、1.0%  $\Delta k/k$ までの過剰反応度が印加され、解析結果は実験結果と満足すべき一致を示したこと、FCA が 20% 濃縮ウランを燃料として初回臨界を達成したことなどが報告の主要な項目であった。これに対し、 $^{232}\text{Th}$  の吸収断面積の  $1/\nu$  からのずれの測定精度、原子力の第1船の臨界実験および HTR のパルス運転結果の解析精度などについて質問があった。

第10回会合での報告<sup>12)</sup>では、TCAにおいて動燃との協力の下に軽水炉におけるPu利用に関する実験が開始されたので、小数棒実験解析の専門家会合(4.1にて後述)が開催されるならば、これらの実験結果が発表されるだろうと予告した。また、高速中性子の透過に関する研究に数グループが従事していること、すなわち、NAIGグループは水中の透過、原船団グループは鉄-水系中の高速中性子スペクトル、京大グループは重コンクリートおよび黒鉛透過の高速中性子スペクトルの研究を行っていることや、原研-日立-日立造船グループが中性子および $\gamma$ 線のストリーミングに関し系統的な実験および解析的研究を実施していることを報告したが、わが国における遮蔽分野の研究活動もこの頃から活発化した。

第11回会合における報告<sup>13)</sup>では、日米原子炉雑音解析セミナーが1968年9月に東京と京都で開催され、原子炉雑音解析の現況と見通しについて情報交換が行われたこと、NCAにて低濃縮ウランの軽水格子の温度係数が20~80°Cの温度範囲で測定されたが、4群拡散計算は満足すべき一致を示さないこと、東大において高速中性子源炉を建設する3年計画が1968年に開始されたことなどが報告の主要な項目であった。特に熱中性子炉の温度係数における計算と実験間の不一致は、その後、1973年の第16回会合においてもトピックスの1つに取り上げられたように、炉物理における問題点の1つであった。

第12回会合における報告<sup>14)</sup>では、高速炉物理における著しい進展として、非分離共鳴領域における断面積の研究、JAERI-Fastセットの開発<sup>15,16)</sup>、積分データによる群断面積の修正手法の改善が行われたこと、さらに、新型転換炉開発に関連して、炉心の核・熱・水力結合特性を計算するATRASSコードシステムが開発されたこと、動燃では高速実験炉の建設が近く開始されようとしていることなどが報告の主要な項目であった。

第13回会合における報告<sup>17)</sup>では、正方クラスター集合体の衝突確率を計算するためのCLUP77コード<sup>18)</sup>が開発されたこと、TCAにおいて7×7 PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>軽水格子実験が完了したこと、JAERI-Fastセットのベンチマークテストが進行中であること、FCAでは動燃との契約の下に高速実験炉「常陽」の模擬実験が開始されたことなどの主要な進展を報告したが、これらに対しJAERI-Fastセットの早期の公開が要望された。

1971年6月の第14回会合における報告<sup>19)</sup>では、JAE RI-Fastセットのベンチマークテストによる改訂が行われたこと、高速炉における $\gamma$ 線加熱分布を計算するコードが開発されたこと、高温ガス炉の研究開発が進められ、50MWtの実験炉の予備的な設計研究や燃料サイクルに関する評価研究が実施されたことなどの原研における活動、並びに、京大原子炉実験所においてはBe( $\gamma, n$ )反応によるパルス中性子実験が行われ、バックグラウンド中性子が通常のパルス中性子実験に較べて極めて低いことが示されたこと、また、東大の高速中性子源炉「や

よい」が臨界を達成したことなどを報告した。これらに対して各国の委員が関心を示し、多くの質問があった。

第15回会合における報告<sup>20)</sup>では、TCAにおいてGd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>を含むUO<sub>2</sub>軽水格子実験が古河電工の協力の下に実施されたこと、FCAにおいて密度係数法とよばれる新しい手法<sup>21)</sup>が組成の相違による反応度効果の実験的決定のために開発されたこと、日立が動燃との契約の下に高速増殖原型炉「もんじゅ」の核特性に対する炉定数の感度解析を実施したことなどの新しい進展を報告した。特に密度係数法に関しては、アメリカおよびイギリスの委員が強い関心を示した。第16回会合における報告<sup>22)</sup>では、TCAにおいて動燃との協力の下に実施された3.0%PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>軽水格子実験と解析に対して多くの国の委員が関心を示し、デンマーク、イタリア、オランダ、スウェーデン、イギリスなどの委員から報告書の要請があった。さらに、FCAにおける構造材のドップラー効果の測定とその解析<sup>23)</sup>や密度係数法の適用性に関する研究、高温ガス炉に関しては拡散係数における矛盾の解明や被覆燃料粒子の実効共鳴積分の計算<sup>24)</sup>などに関しても多くの質問やコメントがあった。これらの事実は、わが国における炉物理研究が充実して来たことを如実に示すものであった。

## 2.2 最近の活動

1974年の第17回会合においては<sup>25)</sup>、第16回会合にて報告書の要請があったTCAにおけるPuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>軽水格子実験のその後の進捗について報告するとともに、報告書<sup>26)</sup>を要請のあった委員に配布した。当時の主な進展は、福島1号炉(BWR)の出力分布が東電と東芝間の共同計画の下にアスキャンニング法によって測定され、3次元燃焼計算の結果とかなり良い一致が得られたこと、原研において同位元素相関法による燃焼度決定に関する研究が行われたこと、また、重水臨界実験装置DCA(動燃)において新型転換炉「ふげん」の炉心特性に関する研究が実施されたこと、重要な核分裂生成物(FP)28核種の群定数がシグマ委員会のFP核データ作業グループによって評価された核データから作成され、オランダの臨界実験装置STEKにおける積分実験データを使用したチェックが行われたこと、大型高速炉のための新しいセクター型実験の提案<sup>27)</sup>がなされたことなどであった。さらに、原研では核融合炉のニュートロニックスの研究が開始され、(D,T)中性子源を中心にもつ球形Li金属集合体の中性子束分布の実験と解析<sup>28)</sup>が進行していることを報告した。なお、第17回会合から新しく出席された日本委員の小林節雄氏(動燃)はわが国における高速炉増殖炉計画による活動の総括<sup>29)</sup>を行った。

第18回会合での報告<sup>30)</sup>の主な項目は、原研におけるFP群定数の積分データによるチェックの継続、高速炉のための3次元拡散燃焼計算システムHONEYCOMBの精度と能率の改善、多目的高温ガス炉VHTRの研究

開発として、800°Cまで昇温された硼素含有黒鉛パイアルの中性子スペクトルの飛行時間法による測定、MAPIにおいてボイドチャンネルに対する実効的な拡散係数が導出されて高速炉心溶融模擬実験の3次元拡散解析に応用されたこと、DCAにおいて「ふげん」のための模擬制御棒実験<sup>31)</sup>、冷却材ボイド反応度に対するPu効果の測定<sup>32)</sup>およびセル内の熱中性子束分布の測定<sup>33)</sup>が実施されたことなどであった。さらに、核融合関連では、トーラスプラズマ中に注入された中性粒子の輸送現象のモンテカルロ法による解析などが行われたこと、遮蔽関係では、原子力船「むつ」に発生した放射線漏洩に関する解析が原研および船研で行われたこと、また、「やよい」でコリメートされた中性子ビームによる鉄の透過実験が実施されたことであった。

第19回会合における報告<sup>34)</sup>では、わが国における評価済み核データライブラリーの第1版 JENDL-1<sup>35)</sup>の編集が、シグマ委員会の協力の下に原研の核データセンターにおいて1976年4月末に完了したこと、FCAでは格子管集合体の拡張工事が終了し、セクター型装荷により「もんじゅ」の工学的模擬実験が開始されたこと、並びに多数本制御棒の反応度値の実験的推定法の提案<sup>36)</sup>、高未臨界体系の反応度測定に関する研究などが高速炉物理における進展であり、熱中性子炉物理では、SHEにおいて多数本制御棒値の測定が行われ、DCAにおいて冷却材および減速材温度係数の測定が行われたこと、核融合関連では、Liおよびハイブリッドブランケット集合体で見出された相対的な核分裂率分布における計算と実験間の矛盾<sup>37)</sup>の原因解明の努力がなされており、遮蔽関係では、「むつ」の遮蔽改修のための模擬実験がJRR-4を使用して実施されたことなどを報告した。第18回会合から小林委員と交替して出席した井上晃次氏(動燃)はわが国における高速増殖炉計画に関連した活動を取りまとめて報告<sup>38)</sup>した。

1977年6月の第20回会合の報告<sup>39)</sup>では、高速炉物理に関しては、JENDL-1はベンチマークテストの結果により<sup>239</sup>Puの核分裂断面積および鉄の共鳴パラメータの修正がなされたこと、FCAにおいて「もんじゅ」のため周辺部模擬実験やFP蓄積効果に関する研究が行われたこと、「常陽」の運転監視用のJOYPACコードシステム<sup>40,41)</sup>の開発が行われたことが報告の主要な項目であった。熱中性子炉物理に関しては、有限要素法の3次元拡散方程式への応用<sup>42)</sup>、可燃性毒物を有するVHTR-MarkⅢ炉心の詳細解析、DCAにおける模擬制御棒実験<sup>43)</sup>や格子パラメータの測定<sup>44)</sup>、NCAにおけるBWRのB<sub>4</sub>C制御板実験などが主な活動であった。核融合関連では、非等方な中性子輸送の現象を取り扱う新しい計算法の提案<sup>45)</sup>、原研において核融合炉のニュートロニックスの研究のための中性子発生装置FNSの建設設計画の開始されたこと、遮蔽研究では、「むつ」の遮蔽改修のための模擬実験の解析<sup>46)</sup>が行われたことなどであった。わ

が国における高速増殖炉計画に関連した動燃の活動については、「常陽」の初回臨界達成も含めて井上委員が報告<sup>47)</sup>し、大型高速炉の増殖性評価などに対して他の国の方委員が深い関心を示した。

1978年11月に東海研で開催された第21回会合までの活動<sup>48)</sup>は、JENDL-1の精密なベンチマークテストが継続されていること、FCAで行われた中心ナトリウムボイド価値に対するFP蓄積効果の解析がJENDL-1を使用して行われたこと、高速増殖炉のための計算法に関する研究<sup>49,50)</sup>が阪大で行われていること、VHTRのセル計算のためのLAMPコードシステムの拡張<sup>51)</sup>が行われたこと、SHEにおける単一燃料棒昇温実験が開始されたこと、燃料被覆の健全性や運転上の制限に対する影響を最小にするために提案された“Gray Nose制御棒”に関するTCA実験が実施されたこと、JPDR-1の全炉心の燃料の非破壊検査と燃焼解析が実施されたことなどであった。核融合関連では、実験炉ブランケットにLi<sub>2</sub>Oが提案されたため、Li金属集合体と同様な実験が黒鉛反射体をもつLi<sub>2</sub>O集合体について実施されたこと、さらに、阪大にてFNSと類似の装置OKTAVIANの建設が開始されたこと、遮蔽研究に関しては、炉物理研究委員会の遮蔽専門部会において中性子ストリーミングに関するベンチマーク計算が活発に実施されたこと、γ線および中性子のスカイシャインに関する研究報告と討論が行われたことを報告した。動燃における高速増殖炉および新型転換炉計画に関連しては、「常陽」が50MWtの出力を到達したこと、高速実証炉の設計研究が進められていること、「ふげん」が初回臨界を達成して竣工試験が進行中であることなどが報告された。

第22回会合における報告<sup>52)</sup>では、高速炉および熱中性子炉物理に関して、FCAにおける燃料スランピング実験の実施、熱中性子炉体系標準解析コードシステムSRACの開発、2重の非均質性をもつVHTR燃料における共鳴吸収に関する研究<sup>53)</sup>、名大における2炉心結合系の動特性に関する研究<sup>54)</sup>などの主な活動を報告した。核融合関連では、黒鉛反射体付きのLiおよびLi<sub>2</sub>O集合体における核分裂率に関する感度解析<sup>55,56)</sup>が行われたが、計算と実験間の矛盾についての明白な説明は得られなかったこと、黒鉛反射体付きのLi集合体の中心から引出された中性子のエネルギースペクトルの測定<sup>57)</sup>が行われ、ENDF/B-Nデータから作成された135群断面積を使用する1次元輸送計算および3次元モンテカルロ計算と比較されたことなどである。遮蔽研究に関しては、「やよい」におけるナトリウムおよび鉄の遮蔽ベンチマーク実験<sup>58)</sup>、鉄水遮蔽層中の高速中性子の輸送に関する研究<sup>59)</sup>などの主な成果を報告した。動燃における活動については、「常陽」が75MWtの出力を到達したことや「ふげん」が商用運転に入ったこと、動燃との研究契約の下に「やよい」において高速炉の崩壊熱評価のための測定が実施されていることなどが報告された。「やよい」における鉄の遮

蔽ベンチマーク実験や崩壊熱測定に関しては多くの質問やデータの要請があった。

1980年9月の第23回会合までの1年間の活動<sup>60)</sup>としては、JENDLの第2版 JENDL-2の編集が進行中であるが、高速炉に対して最も重要な8核種を新しい評価データに変更し、他の核種のデータはJENDL-1のままであるJENDL-2Bが作成され、そのベンチマークテスト<sup>61)</sup>が実施されたことを報告した。これは高速炉臨界実験装置 ZPPR(アメリカ)における大型高速炉に関する日米実験計画(JUPITER)上の要請によるものであった。FCAでは燃料スランピング実験とその解析<sup>62,63)</sup>が行われたこと、また、3次元輸送方程式を解くための角度および空間の2重有限要素法コードの開発が原研において開始されたこと、FNSおよびOKTAVIANはほぼ完成し、最終的な調整や特性試験が実施されたこと、遮蔽研究では、非等方な透過問題に対する新しい計算法<sup>64)</sup>の開発、環状ダクト中の放射線のストリーミングの測定と解析<sup>65)</sup>、モンテカルロ計算とモンテカルロ計算を結合させることによる中性子のストリーミング解析<sup>66)</sup>、「やよい」における鉄およびナトリウム板透過中性子スペクトルの測定と解析<sup>67)</sup>などが行われたことを報告した。

1981年9月の第24回会合における報告<sup>68)</sup>では、高速炉および熱中性子炉物理に関する活動は、SRACシステム<sup>69)</sup>が燃料燃焼計算部分を除いて1981年3月に完成して一連のベンチマークテストが実施されたこと、VHTRの設計研究のために6角格子セルにおける衝突確率計算のサブプログラム CLUPH<sup>70)</sup>が開発されたこと、FCAにおいてアクチノイド断面積評価のための一連の積分実験<sup>71)</sup>が進行中であること、照射されたBWR燃料集合体からの中性子放出率に関する研究<sup>72)</sup>がNAIGで実施されたこと、加速器による核分裂物質の生産の実現性の研究のために原研においてコードシステム ACCELが開発され、これを使用して溶融塩ターゲット/プランケット集合体の解析が行われたことなどであった。核融合関連の活動では、OKTAVIANにおいて2重微分断面積の測定が開始され、ENDF/B-IVデータからの計算結果が、Li, CおよびAlに対して著しい不一致を示すことが注目された。遮蔽研究では、3次元(x, y, z)形状の中性子輸送方程式を解くための直接積分法によるコード<sup>73)</sup>の開発や「やよい」におけるストリーミング実験<sup>74)</sup>、大きな環状ダクト中の中性子輸送実験<sup>75)</sup>など多くの進展があった。

### 3. 炉物理における主要なトピックス

NEACRP (EACRP) 会合の技術的な議題には、多数の加盟国において研究が活発に行われているトピックを選定し、現状の調査や問題点の整理を目的としたもの、あるいは特定の国で見出された問題点、特に計算と実験間の不一致を取り上げ、他の国における現状も含めその解明を目的としたものがある。当然のことながら、EACRP の初期の会合では前者が多く、NEACRP になってからは後者が比較的多くなって来た。毎回の会合では、次回会合で新しく討議するトピックスと、さらに継続して討議するトピックスが選定され、次回会合での資料提出が要請された。

第 6 回から 24 回会合までのトピックスに対するわが国からの資料提出数を Table 2 に示す。提出資料数だけで炉物理研究活動を評価することはできないが、わが国からの貢献は初期の頃は僅かであり、最近になって急に増加している。第 22 回から第 24 回会合までについては、

**Table 2** Number of documents submitted from Japan to the topics at the meetings

Meeting	A-docu- ments	L-docu- ments	Total
6th	0	0(1)	0(1)
7th	1(1)	0	1(1)
8th	0	0	0
9th	0	2(2)	2(2)
10th	1(1)	0	1(1)
11th	2(3)	0	2(3)
12th	3(3)	0	3(3)
13th	0	0	0
14th	2(2)	0	2(2)
15th	2(2)	0	2(2)
16th	2(2)	2(2)	4(4)
17th	3(5)	0	3(5)
18th	3(3)	1(1)	4(4)
19th	2(2)	1(1)	3(3)
20th	5(5)	1(1)	6(6)
21st	3(3)	6(6)	9(9)
22nd	4(7)	1(1)	5(8)
23rd	1(2)	3(3)	4(5)
24th	8(10)	2(2)	10(12)
Total	42(51)	19(20)	61(71)

Total number of documents submitted from Japan at the meetings is given in parentheses except the progress report of reactor physics activities.

提出数ではアメリカが最も多く、次いでフランス、日本、イギリスの順であるが、これらの国で大部分を占め、他の国からの提出は極めて少ない。L 資料数では日本はフランスに次いで 2 番目に多く、他の国は殆どない。もちろん、数より質で、そのトピックの中心的な資料となつたかどうかで評価せねばならない。炉物理の主要なトピックスを取り上げ、わが国からどのような貢献がなされたか、他の国の研究がわが国の研究にどのような影響を与えたかについて概説しよう。

#### 3.1 積分データによる群断面積の修正

積分データによる群断面積修正についての最初の討論が行われたのは 1967 年の第 9 回会合の時であった。西ドイツの Küchle 委員は、高速炉臨界実験装置による積分データを使用して最小 2 乗法により群定数を修正する数学的手法を考察して、かなり悲観的な結論を出した。これに対してイギリスの Campbell 委員は、高速炉のための積分測定と微分核データ測定とのバランスと題して報告を行い、高速炉設計の目標精度を達成するためには、積分データによる修正を実施しなければ、微分データに對して厳しい精度の要求を行わざるを得なくなることを明らかにした。この時、わが国からは共鳴エネルギー領域の  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  および  $^{239}\text{Pu}$  の群定数における不確実さについての報告<sup>76)</sup>がなされた。これは FCA において進行中であった中速エネルギー炉心実験計画の一環として行われたもので、積分データによる群定数の修正に至る前段階のサーベイであった。第 10 回会合では、高速中性子スペクトルの測定と解析に關連して、イギリスはスペクトルの測定データにより群定数の修正を行うための準備を進めているという報告が注目された。このように積分データによる群定数の修正においては、当時はイギリスが世界をリードしていた。

その後、1973 年の第 16 回会合において、修正と未修正群断面積の比較というトピックが取り上げられた。イギリスからは 1972 年夏に導入された高速炉断面積セットの報告があった。このセットは FGL 5 という 2,240 群セットと FD 5 という 37 群セットの 2 つがあるが、積分データによる修正セットであった。修正による一般的傾向として、微分データに對して想定された標準偏差のかなり外側になる頻度が高いとの指摘がなされた。わが国からの報告<sup>77)</sup>は、1,950 群修正ライブラリー AGLI / 1, 未修正ライブラリー AGLI / 0<sup>78)</sup>および微分データの比

較結果についてであった。さらに、この報告は積分データによる群断面積修正技術の改良のために、同じ断面積の異なるエネルギー範囲間の相関の考慮<sup>79)</sup>や、CRT グラフィック・ディスプレイおよびライトペンを用いた包括的な半自動核データ評価システム ARCADIA の開発<sup>80)</sup>がなされたことを述べている。<sup>239</sup>Pu 核分裂断面積についての AGLI / 1 と AGLI / 0 の比較を Fig.1 に示す。このような直接的な比較であったために多くの委員が強い関心を示した。また、相関の考慮が修正結果に重要な影響を与える例を Fig.2 に示す。しかし、AGLI / 1 には AGLI / 0 におけるデータ選択の悪さによる影響があるため、その改善が必要であった。イタリア、スエーデンおよびフランスからは修正作業の状況報告があり、討論が行われた。これは鉄や Pu 同位元素などの修正結果に関するものが多かったが、出発点のデータセットが共通でないために結果の比較は困難であった。それにもかかわらず、修正セットの直接比較は重要であるので、次回

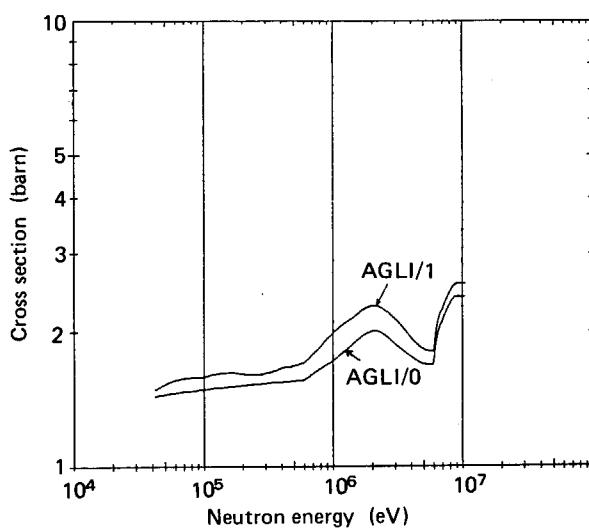


Fig. 1 Fission cross section of <sup>239</sup>Pu.

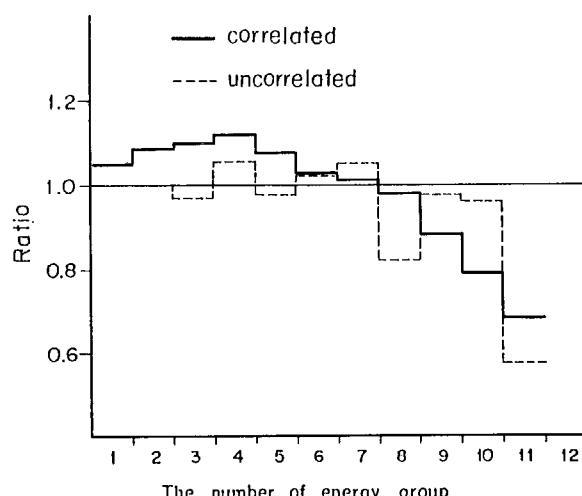


Fig. 2 Ratio of adjusted and unadjusted capture cross section of <sup>238</sup>U.

の第 17 回会合のトピックとしてこれを行うこととなった。

しかし、第 17 回会合ではわが国からの“修正断面積の正当性について”という報告<sup>81)</sup>だけであった。この報告は AGLI / 2<sup>82)</sup>の修正断面積が多くの微分核データの偏差の範囲内にあることを示すことによって、その正当性を証明しようとするものであった。結局のところ、修正断面積セットの相互比較という目的は残念ながら果されなかった。これは修正セットが商用機密に属するものであり、自由な比較は望むべくもないことを示すものであった。ただ、大きい不確実さが存在するのは構造材であるという点では意見が一致した。なお、イギリスおよびわが国以外の修正セットでは、フランスの CARNAVAL-Ⅲ および IV が著名である。

### 3.2 中心反応度価値の矛盾

1971 年の第 14 回会合において Campbell 委員から、高速炉臨界実験装置において測定された核分裂性物質の中心反応度価値が計算結果と一致しないという矛盾についての問題提起があった。すなわち、過去 4 年間の検討結果によると、<sup>235</sup>U あるいは <sup>239</sup>Pu の中心反応度価値の計算値と実験値の比 (C/E 値) は、例外を除いて U 燃料炉で 1.11 ~ 1.25、Pu 燃料炉で 1.19 ~ 1.30 のことであった。高速炉臨界実験装置における中心反応度価値の標準的な測定法は、中心に設けられた空洞に挿入された小試料の絶対的な反応度価値を測定し、その測定値から外挿によりゼロ厚さの単位質量当たりの反応度価値を求めるものである。この方法によって、1 次摂動論に基づく計算値と実験値との比較が可能であった。不一致の原因として、拡散理論の使用、非均質性、測定用空洞、核データの不確実さの効果などが検討されたが、差異を説明することは困難とのことであった。

しかし、当時ロスアラモス研究所から新しい測定による暫定的な結果として発表された <sup>235</sup>U、<sup>239</sup>Pu および <sup>238</sup>U の高速中性子による核分裂からの遅発中性子の発生データを使用すれば、高速炉臨界実験装置 ZEBRA の 5 つの炉心に対し、<sup>239</sup>Pu 価値の計算値と実験値の差 (C-E) 値を平均として約 1/2 に減少できることが示された。第 14 回会合時にわが国から提出した報告は、中心反応度価値におけるもう 1 つの問題である散乱物質の C/E 値に関するもの<sup>83)</sup>であったが、核分裂性物質の中心反応度価値についても FCA において矛盾解決のための努力がなされ、測定用空洞の効果<sup>84)</sup>も考慮すべきことが示された。

第 15 回会合において、イギリスは測定用空洞を使用せずに中心セルから燃料板を除去するという実験について、当時新しく L. Tomlinson によって評価された遅発中性子データを使用すると、計算値と実験値は ± 7 % で一致することを示し、核分裂性物質の中心反応度価値に

**Table 3** Central reactivity worth of  $\text{EUO}_2$  sample ( $10^{-5} \Delta k/k/\text{g UO}_2$ )

Assembly	Calculated	Experimental	C/E
V-2	0.352	0.324 (Period)	1.09
		0.339 (D.C.M.)*	1.04
V-2-R**	0.423	0.335 (Period)	1.26
		0.375 (D.C.M.)	1.12

\* Density Coefficient Method

\*\* Reflected with stainless steel instead of the blanket of Assembly V-2

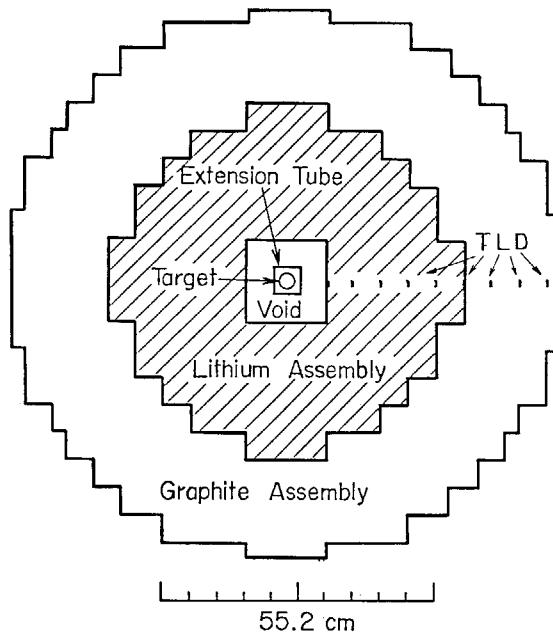
おける矛盾はほぼ解決されたものとした。しかし、鉄などを反射体とした集合体については、依然として大きい不一致が残っていることを指摘した。これは Table 3 に示すように、FCA における実験結果<sup>85)</sup>と良く一致するものであった。一方、アメリカにおける事態は全く異っており、中心反応度値における矛盾は解決されたとは考えていないかった。このような状態がその後も継続し、極めて最近になって、サンプル反応度値に関する国際的な比較計算を実施することがアルゴンヌ研究所 (ANL) によって計画されている。

### 3.3 核融合炉のニュートロニック問題

1975 年の第 18 回会合において核融合炉のニュートロニック問題がトピックスの 1 つに取り上げられた。イスプラ研究所から TOKAMAK 型実験炉 FINTOR のブランケットと遮蔽の概念設計について報告があった後、わが国から黒鉛反射体付き球形 Li 金属集合体における核分裂率比の分布の解析<sup>86)</sup>を報告した。これは小型核分裂計数管を使用して測定された  $^{238}\text{U}$  の  $^{235}\text{U}$  に対する核分裂比を、ENDF/B-III データから作成された 42 群断面積を使用した ANISN コードによる  $\text{S}_8\text{P}_5$  近似計算の結果と比較し、大きな不一致が存在することを指摘したものであった。

さらに、核融合一核分裂ハイブリッドブランケット集合体実験の速報<sup>87)</sup>も提出された。これは中性子源ターゲットと Li 領域の間に天然 U を装荷したもので、天然 U 領域の実効厚さは 6.6 cm であった。黒鉛反射体なしおよび付きのハイブリッド集合体における  $^{238}\text{U}$  の  $^{235}\text{U}$  に対する核分裂率比について計算と実験結果の比較を行うと、黒鉛反射体付き集合体では黒鉛領域を除いてかなり良い一致があるが、裸の集合体では一致は良くなかった。これは前述のハイブリッドでない集合体実験の結果と全く逆であり、種々の議論を呼んだ。当時核融合炉のブランケット実験はカールスルーエ研究所にても実施されていたが、第 18 回会合時には資料の提出はなく、原研の報告がトピックに対する中心的貢献であった。

第 19 回会合でもわが国から Li 集合体中の放射線加熱の測定についての資料<sup>88)</sup>が提出された。これは黒鉛反



**Fig. 3** Vertical cross section of the spherical lithium metal assembly with a graphite reflector.

射体なしおよび付きの Li 集合体における熱螢光線量計 (TLD) の  $^6\text{LiF}$  および  $^7\text{LiF}$  の応答を測定し、RADHEAT コードシステム<sup>89)</sup>による計算結果と比較したものである。黒鉛反射体付き集合体の断面図を Fig.3 に、それにおける計算と実験の比較を Fig.4 に示す。このように、 $^7\text{LiF}$  に対してはかなり良い一致が得られたが、 $^6\text{LiF}$  に対しては大きい相違が存在していた。しかし、裸の集合体についてはいずれの応答も最初の測定点 (中心から 8.3 cm) を除くとかなり良い一致が得られた。

一方、西ドイツからは球形 Li 金属集合体中の中性子スペクトルの測定と解析について報告があった。測定は飛行時間法および陽子反跳計数管によるもので、解析は ENDF/B-III データを使用した 1 次元輸送計算であった。実験と計算結果は、中性子源スペクトルの測定値が計算に使用され、非等方の弾性散乱が注意深く取扱われるならば、良い一致を示すことであった。さらに、集合体中のトリチウム生成の  $^6\text{Li}(n, \alpha)t$  および  $^7\text{Li}(n, n'\alpha)t$  断面積の不確実さに対する感度解析が行われ、トリチウムの増殖比に 0.9 % および 15 % の不確実さがそれぞれ生じるという結果が得られていた。また、集合体中の空間依存のトリチウム生成率の測定も行われており、これらの点ではわが国における研究に先行するものであった。

アメリカからは核融合炉のニュートロニクスに関するレビューが発表された。これでは断面積データの不確実さによるトリチウム増殖利得の不確実さは主要な問題を提起するものではないとしている。それよりも TOKAMAK 炉のトロイダルコイルの問題を重要視していた。すなわち、トロイダルコイルの放射線による加熱と損傷に関し、鉄および黒鉛の核データの不確実さの影響につ

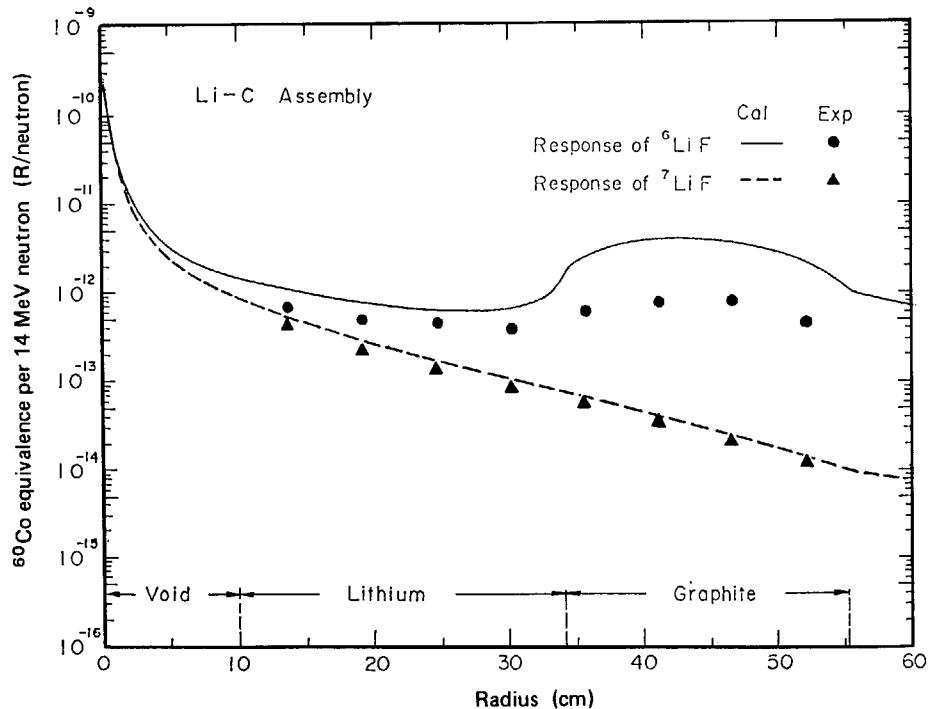


Fig. 4 Response distributions of  ${}^6\text{LiF}$  and  ${}^7\text{LiF}$  TLD's in Li-C Assembly.

いて感度解析が行われたが、ほぼ 100 %という大きい不確実さが見出されたとのことであった。これはわが国におけるかかる感度解析の重要性をより認識させるのに役立った。

### 3.4 ナトリウムボイド効果

1972 年の第 15 回会合では、高速炉および熱中性子炉におけるボイド係数の予測というトピックがあり、FCA V-1 集合体におけるナトリウムボイド実験について、原研および NAIG における C/E 値が報告<sup>90)</sup>された。1974 年の第 17 回会合でもナトリウムボイド効果が取り上げられ、わが国から 2 つの報告がなされた。その 1 つはナトリウムボイド効果の解析に関する動燃の活動をまとめたもの<sup>91)</sup>であった。板状およびピン状セルについて、積分輸送計算から得られたセル平均断面積を使った 25 群拡散計算は、炉心の中心領域では実験と良い一致を示したが、漏洩効果が支配的となる周辺部ではより負の値を与えていた。他の 1 つが FCA VI-2 集合体で種々のセルパターンについて実施された実験とその解析<sup>92)</sup>であった。解析には AGLI/3 が使用されたが、このライブラリーは AGLI/2 のナトリウム断面積を若干修正したものであり、中心領域の C/E 値は約 0.9 であった。

第 17 回会合において、イギリスからはナトリウムボイド係数の種々のパラメータ依存性とその大きさを減少させる方法についてのレビューが報告された。イギリスでは高速炉の出力逸走における放出エネルギーとの関連においてナトリウムボイド効果への関心が高くなっていた。

アメリカからの報告は第 15 回会合における報告にその後の進展を加えたものであったが、高速炉臨界実験装置 ZPPR の実験結果が含まれていた。ENDF/B-III データに基づく計算の一般的傾向は、ボイド領域の寸法が増加するにつれて C/E 値は 0.95 から 0.80 という減少を示すことであり、わが国における傾向と一致するものであった。計算法に関する討論において、種々の委員が 2 次元計算における群および領域依存のバックリングの使用を勧告した。3 次元計算は使用されるべきであるが、多群計算を行う必要性のために計算時間がかかりすぎるという状況であった。なお、ピン形状の計算は板形状の場合と較べると実験とより良い一致を示すことが確認された。

1977 年の第 20 回会合でもナトリウムボイド効果はその重要性の故に取り上げられた。イギリスから計算法と実験に関するレビューおよび非均質性の影響の検討結果についての報告があった。アメリカからの報告は、臨界集合体におけるナトリウムボイド実験データの動力炉の場合への外挿に関するものであった。すなわち、ボイド効果の測定は ZPPR-2 および 5 の板状セルで実施され、解析には ENDF/B-N データと方向別の拡散係数が使用され、動力炉への外挿のためのバイアス因子として (C-E) 値を最小にするスペクトルおよび漏洩修正因子が最小 2 乗法によって決定されるというものであった。アメリカは現在に至るまでナトリウムボイド効果に関してはこの手法を踏襲している。フランスおよび西ドイツにおける研究についてもそれぞれ報告がなされたが、フランスでは  ${}^{240}\text{Pu}$  の効果に関する実験が進行中であった。 ${}^{240}\text{Pu}$  の

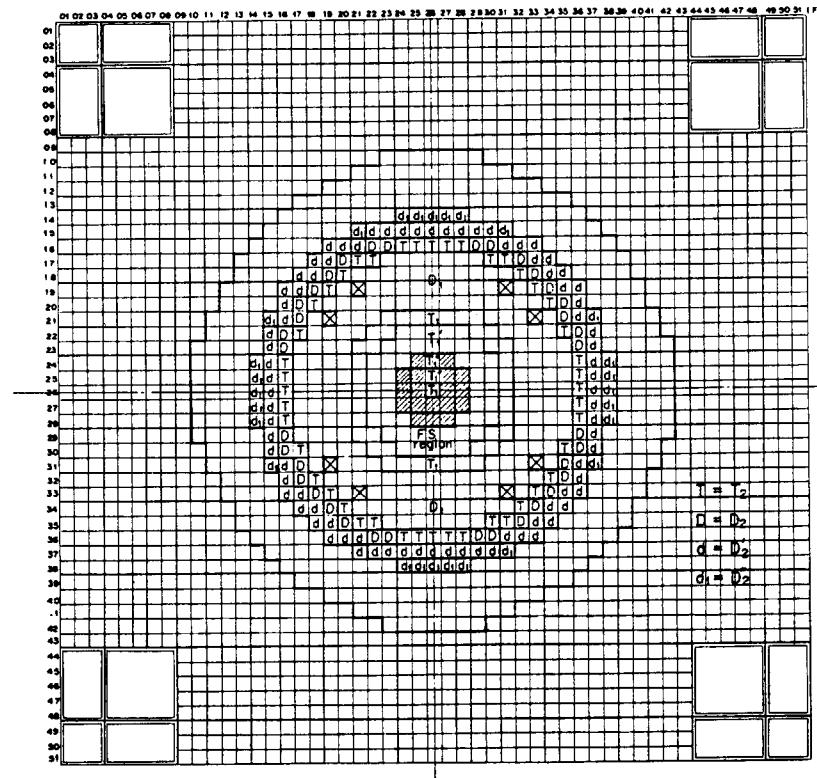


Fig. 5 Vertical cross section of Assembly VII-2.

含有率が高い場合、炉心中心における C/E 値の矛盾が増大することがイギリスの研究では観察されていた。

わが国からは 2 つの報告がなされたが、その 1 つは計算法に関する研究<sup>93)</sup>であった。これでは通常使用してきた Benoist の非等方拡散係数のチェックが Sn コードによる数値的方法で行われ、Benoist 法はナトリウムボイド価値の漏洩項を過大評価することが結論された。これに加えて、ナトリウムボイド価値の計算において輸送補正が重要であるとの結論<sup>94)</sup>が得られた。これは理想化された板状原子炉について、炉心のナトリウムボイド価値の計算値が拡散理論の代りに輸送理論 ( $S_{16}$ ) を用いると約 20 % 増加するという結果によるものであるが、その当時、かかる結論はイギリスやフランスから非常に注目されたものであった。

もう 1 つの報告はナトリウムボイド価値に対する FP の蓄積効果の模擬実験<sup>95)</sup>であり、R. Shröder による勧告に基づき、Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, I, Cs, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Eu, Gd という 15 の天然元素からなる模擬 FP (FS) が使用された。実験が行われた FCA VII-2 集合体 (基準系) の装荷図を Fig. 5 に示すが、内側炉心の FS 領域に FS 板を 1,500 枚まで分散させることによって、20,000 MWD/tまでの模擬が可能であった。また、アルミ製の缶に封入された天然  $B_4C$  も模擬物質として使用され、ナトリウムボイド価値の測定が Fig. 5 に斜線で示す中心領域で行われた。このような測定は世界で始めて実施されたものであったため注目を浴びた。さらに、Mo 板および Nb 板を模擬物質として使用することによ

って、高燃焼度の系についての情報を得るための実験が行われた。しかし、Fig. 6 に示すように、FS と  $B_4C$  が中心ナトリウムボイド価値に対して異った効果を示すという実験結果を計算によって再現することは、その後に行われた詳細な解析<sup>96)</sup>によっても不可能であった。

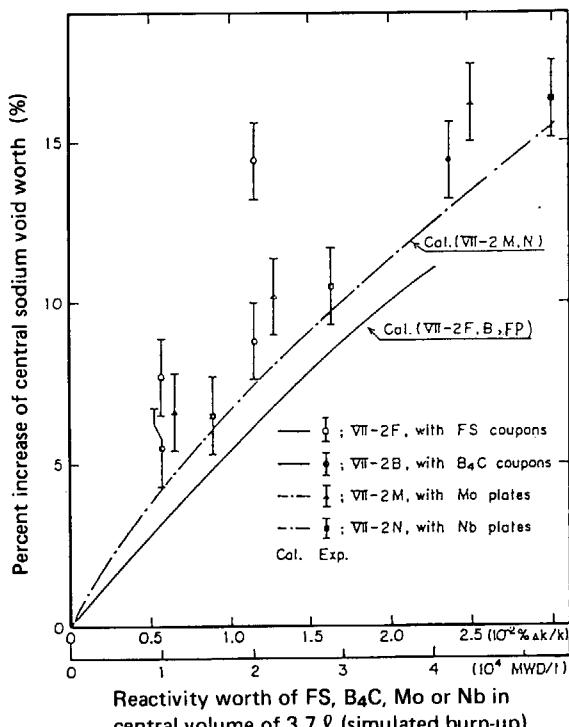


Fig. 6 Effect of fission product simulated materials on central sodium void worth.

### 3.5 非均質炉心

LMFBR の炉心における正のナトリウムボイド効果の減少あるいは増殖利得の増加という観点から、炉心に内部ブランケット (IB) を持つ非均質炉心概念が世界的な注目を浴び、1977 年の第 20 回会合から 1981 年の第 24 回会合まで 5 回にわたって非均質炉心の討議が行われた。第 20 回会合時には、アメリカはクリンチリバー増殖炉 (CRBR) に対する半径方向非均質炉心の実験的評価のために ZPPR すでに一連の臨界実験を実施しており、フランスも臨界実験装置 MASURCA において PRE-RACINE 計画という予備的実験が進行中であった。イギリスは 1977 年末に ZEBRA において、西ドイツも参加している BIZET 計画の一環として非均質炉心が装荷されることであった。筆者は FCA において実験計画を 1977 年末に開始する予定であり、中心面に IB を有する軸方向非均質集合体を使用して基礎的研究を行うことを発表したが、これに対してアメリカなどの委員が大きい関心を示した。

第 21 回会合ではわが国から 2 つの報告がなされたが、その 1 つは大型 LMFBR (1,000 MWe) についての非均質炉心特性の研究<sup>97)</sup>であり、半径方向および軸方向非均質炉心の核的、熱水力および機械的特性を通常の均質炉心の特性と比較したもので、これと類似したパラメトリックな研究がフランスにおいても行われていた。他の 1 つが FCA における非均質炉実験<sup>98)</sup>であった。実験は先づ 30 cm 厚さの IB を炉心の中心面に持つ VII-3-1 集合体により開始された。その R-Z 構造を Fig.7, IB が挿入されている試験領域の引出しの装填図を Fig.8 に示す。炉心と IB にわたってスマイーされた平均組成は「もんじゅ」の内側炉心の組成にはほぼ等しいものであった。IB の組成、配列および厚さを変え、臨界性と反応率、サンプル価値およびナトリウムボイド価値の中心軸方向分布について一連の実験を実施したものである。ナトリウムボイド価値分布の測定結果を Fig.9 に示すが、IB

と炉心の境界における谷が 20 cm 厚さの IB の場合ははっきりしないが、40 cm IB の場合は深く、中性子の漏洩が大きいことを示している。軸方向非均質炉心の設計研究はわが国も含めアメリカなどでも行われているが、軸方向非均質集合体による実験は FCA 以外には実施されていない。

アメリカからは ZPPR における通常の 2 領域集合体と ZPPR-7 非均質集合体の実験結果を共通の計算法によって解析した C/E 値の報告があった。非均質炉心の初期の解析は通常炉心とかなり異なる C/E 値を示したが、改良された解析によってこれらの不一致の多くは解決することができたとのことであった。非均質炉心のいくつかのパラメーターは断面積データに対し通常炉心と異なるという感度解析の結果も注目に値するものであった。さらに、アメリカからは ZPPR-7 における制御棒干渉効果の研究について報告があった。半径方向非均質炉心における制御棒干渉は通常炉心におけるよりもずっと大きいものであった。かかる実験は FCA では実施が困難な

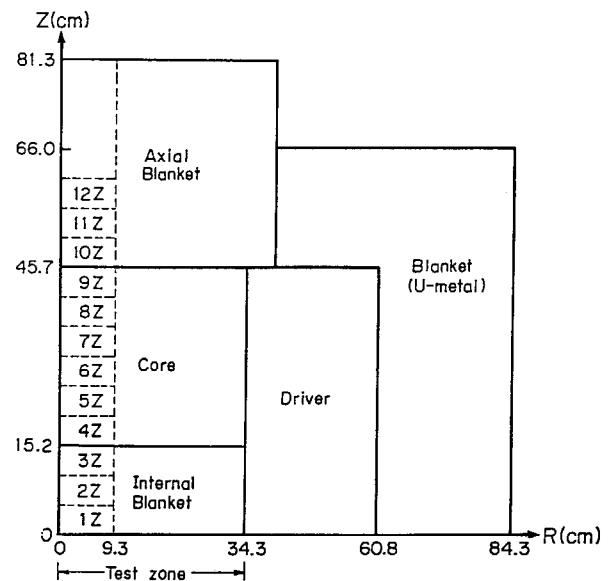


Fig. 7 R-Z configuration of Assembly VII-3-1.

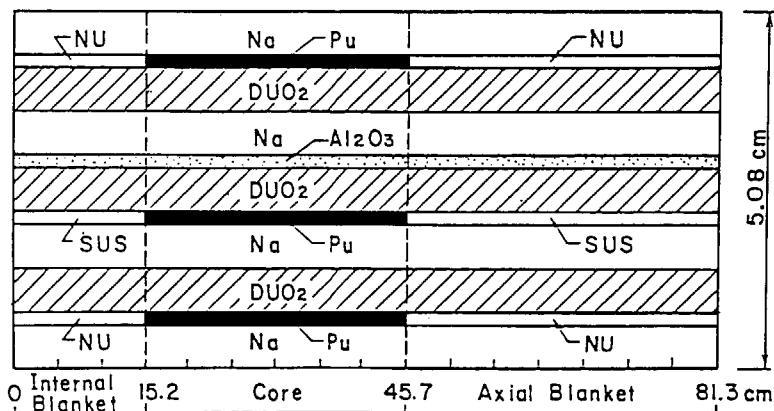


Fig. 8 Test region drawer loading of Assembly VII-3-1.

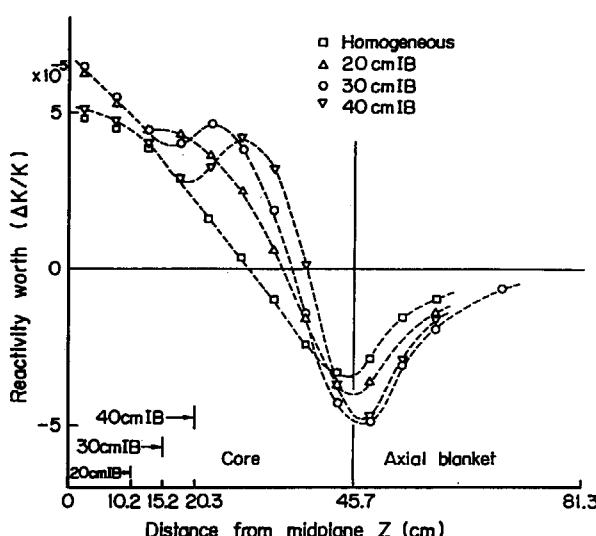


Fig. 9 Comparison between axial distributions of sodium-void worth measured in Assembly VII-3.

ものであるが、幸い拡散計算によって干渉効果の良好な予測が可能であった。

第 22 回会合はフランスで開かれた IAEA/NEA 共催の高速炉物理シンポジウムの次回にあった。このシンポジウムの中心テーマは非均質炉心であったので、FCA における研究についても発表<sup>99)</sup>を行なった。第 22 回会合ではシンポジウムにおける各国からの発表ならびに討論を Campbell 委員が総括し、それについての討議が行われた。さらに、第 22 回会合の非均質炉心のトピックは安全関連問題も含んでいたので、わが国から仮想的な炉心崩壊事故 (HCDA) における非均質炉心の振舞いを通常炉心との対比において試算した結果についての報告<sup>100)</sup>がなされた。さらに、第 23 回会合でもその続編の報告<sup>101)</sup>がなされたが、非均質炉心が通常炉心より安全性において優れているかどうかについて定性的にでも結論を出すことがその目的であった。各国でも類似の計算が行われていたが、結果を出したのはわが国だけであった。アメリカからは炉心の過渡応答に関する指標や過渡解析コードによる空間効果の評価など基礎的な研究についての報告があった。

第 24 回会合では実験計画の進捗状況についてアメリカ、イギリスおよびフランスから報告があった。アメリカでは ZPPR-11 実験とその解析が CRBR の最終的な設計仕様の決定に役立つつあった。イギリスでは非均質 BIZET 炉心、すなわち “塩とペパー” 型の BZC と “環状” 型の BZD 集合体における測定結果の解析が進行中であり、FCA における実験の解析結果との対比は極めて興味深く且つ有意義であった。RACINE 計画についてのフランスの報告は、セルの非対称性が反応率分布、特に  $^{238}\text{U}$  の核分裂率分布に大きな影響を与えたことに関するものであった。また、制御棒実験計画についての説明もあった。わが国からは、1980 年より 2 年計画で大型

非均質炉心の安全性の研究が SAS 3 D コードを使用して開始されている旨の発表<sup>102)</sup>がなされた。

### 3.6 臨界安全性

1979 年の第 22 回会合において、燃料の貯蔵および輸送における臨界問題がトピックとして取り上げられた。わが国からは原研で開発された臨界安全性評価のためのコードシステムについての報告<sup>103)</sup>が提出された。このシステムは ENDF/B-V データに基づく多群ライブラリーを作成する部分と、モンテカルロコード KENO-V を使用して実効増倍率 ( $k_{\text{eff}}$ ) を計算する部分とから構成されている。TCA における実験データによる予備的な検証結果では、 $\text{UO}_2$  格子の  $k_{\text{eff}}$  の平均値は  $\text{PuO}_2-\text{UO}_2$  格子の平均値と較べて約 1 % 小さかったので、より信頼できる断面積ライブラリーの作成も含め、種々の問題に対応できるように計算結果の信頼性、エネルギー群数および中性子ヒストリー間の相関の研究が進行中であった。ベルギー、フランスおよびオランダからも臨界安全性に関する計算について報告があったが、これらは 1 つのプールに貯蔵すべき燃料の量の最適化に関するものであった。実験関係ではフランスの臨界実験装置 EOLE で燃料貯蔵について 1978 年前半に行われた CRISTO 実験の報告があった。アメリカからは輸送容器の臨界性と遮蔽計算のためのモジュラーシステム SCALE のオークリッジ研究所 (ORNL) における開発についての報告があったが、この分野での解析法を標準化する必要性は広く認識されているところであって、SCALE はその方向への有意義な第 1 歩であると考えられた。

第 23 回会合ではわが国から動燃の Pu リサイクル施設に関する 2 つの報告がなされた。その 1 つは Pu 溶液系に対する計算システムの検証<sup>104)</sup>であった。計算システムはモンテカルロコード KENO-II あるいは輸送コード ANISN と 16 群 Hansen-Roach 断面積セットによるもので、検証にはフランス CEA の 6 実験データとアメリカ Battelle の 6 実験データが使用された。 $k_{\text{eff}}$  の計算結果はフランスの実験値を約 1.5 % 過小評価したが、アメリカの実験値とは良く一致した。但し、Hansen-Roach セットを使用することは、セットの利用可能な範囲外ではないかとの理由で疑問視された。もう 1 つの報告は Pu 溶液を含む環状タンクの設計のための研究<sup>105)</sup>であった。再処理における臨界性に関する報告はこれら 2 件だけであったので、わが国からの寄与は大きかったと評価できよう。

アメリカからは 1980 年 4 月に El Paso で開催された臨界安全性に関する ANS トピカル会合についての報告があった。この会合では問題点の 2 つの例として、水反射体を持つ乾燥した球形の 8 %  $\text{PuO}_2-\text{UO}_2$  の臨界量および燃料貯蔵庫における最適減速による臨界超過問題が挙げられたとのことであった。また、NEA の原子力施

設安全委員会(CSNI)は輸送容器の臨界性評価のための計算コードの国際比較を実施しており、4種のベンチマーク計算が進行中であり、原研もこれに参加していた。このような情勢下にあって、進歩した再処理法の応用は臨界実験を必要とするかも知れないという可能性を考慮して、再処理に関するベンチマーク計算を行う価値があ

るかどうかが討議された。そして、問題作成を日本が行ってくれないかとの非公式打診もあったが、再処理に関するベンチマーク計算を NEACRP として実施するには至らなかった。将来、進歩した再処理法との関連において、再び討議を行う必要があろう。

## 4. 専門家会合

NEACRP 会合の議題として「委員会によって勧告された会合についての情報」という項目が設けられるようになったのは 1968 年 6 月の第 10 回会合以来である。第 10 回会合では、非均質法、小数棒実験および原子炉におけるオンライン計算機の使用に関する専門家会合についての情報が与えられた。それに先立ち、1966 年 6 月の第 7 回会合では、同年 3 月にイギリスで開かれた「燃焼コードに関する欧州専門家の特別会合」の報告が燃焼コードという議題の下で行われた。これにはわが国で使用中および開発中の燃焼コードの報告<sup>106)</sup>も含まれていた。また、同年 5 月にローマで開かれた「運転中の動力炉における物理測定に関するセミナー」の成果についての討論も行われたが、残念ながらこのセミナーへのわが国からの参加者はまだなかった。

### 4.1 小数棒実験解析

「小数棒実験解析に関するセミナー」は 1967 年 10 月の第 9 回会合において提案され、1969 年 5 月にイスプラ研究所において開催された。これは多量には利用が困難な燃料要素の研究のために小数棒実験への関心が高くなつて来たためであった。セミナーの目的は高速炉系および熱中性子炉系における研究状況、すなわち、実験技術の精度と応用範囲や実験解析のための理論的モデルのレビュー、異なる研究所で類似の条件下で得られた結果の比較および将来の開発の方向の指摘を行うことであった。わが国からの 2 名も含め 25 名の参加者があり、10 件の現状報告がなされた。わが国からの報告<sup>107)</sup>は、TCA における Pu 富化燃料の軽水炉利用に関する一連の臨界実験についてであり、単 1 棒実験、9 本棒実験および 7×7 格子実験を含んでいた。また、SHE において軽水格子の微細な中性子束分布を VISTA 法と呼ばれる独特な実験法によって測定しようとしていることも紹介された。

第 12 回会合においてこのセミナーの成果についての報告ならびに討論が行われた。Casini 委員（イスプラ研究所）はアメリカからの寄与があまりなかったことを指摘し、アメリカの専門家の特に順次置換技術に対するコメントを次回会合で提出してほしいとアメリカ側へ要請した。これに対し、アメリカの Hannum 委員は小数棒実験は一般的方法として開発しているのではないというアメリカの方針を明らかにし、包括的なレビューは出せるかどうか疑わしいと述べた。小数棒実験解析に関して委員会は 2 年後にさらに勧告を行う必要があるかどうか

再検討することで合意したが、そのようなことは行われないままであった。

### 4.2 感度解析と遮蔽ベンチマーク

1970 年 7 月の第 13 回会合において原子炉遮蔽がトピックとして取り上げられ、ユーラトム、フランス、西ドイツ、イタリア、イギリスおよびアメリカからレビューの提出があった。これらのレビューについての討論の後、次回の第 14 回会合において遮蔽技術についての決定的な総括報告が準備されるようにするため、専門家会合の開催が合意された。この会合は ENEA/IAEA 共催で同年 12 月にパリで開催され、上記の 6 つのレビューに加えて、インド、日本、オランダ、ノルウェーおよびスイスからレビューが提出された。当時のわが国における原子炉遮蔽研究<sup>108)</sup>は、1967 年以来原子力第 1 船関連から高速炉関連へと急速な移行を示していた。この専門家会合は 1967 年イギリスでの開催に続いて第 4 回原子炉遮蔽国際会議を 1972 年秋に開催することを勧告するとともに、特に遮蔽ベンチマーク実験と計算について討論するために、近い将来に専門家会合を開くことを勧告した。遮蔽ベンチマーク実験と計算は遮蔽研究が核データ上の問題に直面しつつあったが故に最も重要であり、且つ国際的協力を実施するのに適していると考えられたからであった。

かかる専門家会合の第 1 回および第 2 回が 1973 年 4 月および 1974 年 4 月にイスプラ研究所で開かれ、鉄の遮蔽ベンチマーク実験に関して討議がなされた。第 3 回として「感度解析と遮蔽ベンチマークに関する専門家会合」が 1975 年 10 月にパリで開かれた。この会合は遮蔽計算のための核データの評価に関する協力とベンチマーク実験結果の交換を目的とし、36 名の参加者があり、27 の論文が提出された。わが国からは「やよい」における鉄遮蔽ベンチマーク実験<sup>109)</sup>、原研における球形の鉄によるベンチマーク実験<sup>110)</sup>および鉄の断面積に対する感度と不確実さ解析<sup>111)</sup>が報告された。各国からの報告に基づいてまとめられた NEA 遮蔽ベンチマーク実験の総括を Table 4 に示す。そして遮蔽計算には輸送コード、主として Sn 法とモンテカルロ法の使用が次第に強調されるようになった。感度解析には ANISN と SWANLAKE というコードの組合せが一般化していたが、ROSETA という感度解析コードが原研で作成され、鉄の弾性および非弾性断面積の不確実さの解析が実施された。しかし、

Table 4 Status of experiments in NEA Shielding Benchmark Programme in October 1975

Facility	Source Geometry and Strength	Shield Configuration and Material	Experimental Results	Availability of Results
HARMONIE (Cadarache)	Cylinder, 3 KW	Iron-sodium laminated configuration; pure iron block; pure sodium block	Activation rates, neutron spectra by proton recoil counters	In progress, results will be available at the beginning of 1977
TAPIRO (Casaccia)	Cylinder, 5-10 KW	Sodium block, 1×1×1 m	Activation detectors	In progress
YAYOI (University of Tokyo)	Cylinder; 2 KW reactor operated in a gun mode	Iron slabs with thicknesses up to 20 cm	Neutron spectra by proportional counters and organic scintillator	Ready for distribution
ASPIS (Winfrith)	Disk; 7 Watts	Iron block, 2×2×1.5 m Light Water Tank 2×2×1 m	Activation rates, gas-filled proportional counters; organic scintillator, resonance foils	Fe measurements distributed in standard format
TRIGA converter (Casaccia)	Disk; a few Watts	Iron block, 1×1×1 m	Activation detectors; fission chambers	Distributed in standard format
EURACOS II (University of Pavia-EURATOM)	Disk; 30-300 Watts	Iron block, 1.5×1.5×1.5 m (under construction)		Irradiation facility is being constructed
Cf 252 (Karlsruhe)	Point; $7 \cdot 10^7$ n/sec	Iron spheres; up to 40 cm diameter	Neutron spectra by proton recoil and He semi-conductor spectrometers	Ready for distribution
Cf 252 (JAERI)	Point; Cf fission	Iron sphere; 50 cm diameter	Neutron spectra by organic scintillator	In progress
Accelerator (Karlsruhe)	Point; 14 MeV $10^9$ n/sec	Iron cylinder placed adjacent to the target	Neutron spectra	In progress
Accelerator (JAERI)	Point; 14 MeV	Iron sphere; 50 cm diameter	Neutron spectra by time-of-flight and NE213 liquid scintillator	In progress
TSF (Oak Ridge)	Sphere; 10 KW reactor operated as a gun source	Pure iron and steel configuration	Neutron spectra with large NE213 cell and proton recoil spectrometers	Available; results published by Maerker and Muckenthaler
		Steel spectrum modifier and 4.5 m thick cylinder of sodium		
	Sphere; 10 KW reactor operated in core-source mode	Steel-sodium configuration of gun source experiment repeated with core source	Neutron spectra with large NE213 cell and proton recoil spectrometers	In progress

残念なことにその後の進展は見られなかった。

#### 4.3 制御棒測定技術

1975年の第18回会合においてフランスの Barré 委員から提案のあった「制御棒測定技術に関する専門家会合」が1976年4月にカタラッシュ研究所で開かれた。この会合の主要な目的は、高速炉および熱中性子炉における制御棒価値と出力分布に対する設計、安全および運転上の要求精度と現在利用できる測定技術とその精度とをレビューし、動力炉における要請を達成するために必要な測定技術の改善と開発を明らかにすることであった。7つのNEA諸国から22名の参加者があり、19の論文が提出された。わが国からの提出論文はSHEにおける多数本制御棒価値の測定<sup>112)</sup>およびFCAにおける高未臨界

系の反応度測定<sup>113)</sup>であったが、わが国からの会合への参加者はなかった。

FCAにおける未臨界度の測定および計算結果をTable 5に示す。中性子源増倍法における観測値の位置依存の

Table 5 Summary of measured and calculated B<sub>4</sub>C rod worth (%Δk/k)

System	-ρ(MSM)	-ρ(SM)*	-ρ(MSJ)	-ρ(cal.)
BC-7	$1.654 \pm 0.006$	$1.65 \pm 0.01$	$1.66 \pm 0.01$	1.664
BC-16	$2.76 \pm 0.01$	$2.78 \pm 0.01$	$2.83 \pm 0.02$	2.87
BC-32	$4.21 \pm 0.03$	$4.22 \pm 0.03$	$4.24 \pm 0.05$	4.20
BP-7	$1.30 \pm 0.02$	$1.31 \pm 0.01$	$1.34 \pm 0.01$	1.31
BP-32	$3.33 \pm 0.06$	$3.38 \pm 0.02$	$3.42 \pm 0.05$	3.32

\* Average of three channels placed far from the core centre

問題を解決するための修正中性子源増倍 (MSM) 法、位置依存の問題が小さい遠く離れた検出器による方法、および修正中性子源引抜き (MSJ) 法を使用した測定結果は互いに良い一致を示すとともに、計算結果とも良く一致している。このように、零出力炉における制御棒価値と未臨界度の測定技術は確立されて来たことが明らかとなった。また、零出力炉における核分裂率分布の測定技術も良く確立されており、相対分布の測定精度は炉心で  $\pm 1\%$ 、ブランケットで数%であるが、複雑な制御棒配置の場合には計算との比較のために必要な規格化に問題があるとされた。しかし、この会合が意図した動力炉における測定技術に関しては確たる成果を得ることはできなかった。

#### 4.4 3次元線出力密度分布

「運転中の原子炉における 3 次元線出力密度分布の計算に関する専門家会合」は、1978年の第21回会合のノーダルおよび粗メッシュコードというトピックの討論において、1979年11月にパリで開催することが提案され、イギリスの Askew 委員がその準備を行うことに同意した。この会合のねらいは新しくて速いノーダルあるいは粗メッシュ計算技術の実証であり、59名が参加して 24 の論文が発表された。当然のことながら、殆んど全ての論文が軽水炉関係であった。わが国からは動燃における「ふげん」の出力分布と燃料交換用解析コード<sup>114)</sup>、原研における BWR の出力分布計算<sup>115)</sup>および日立における 3 次元 BWR 炉心シミュレーターへの運転データの有効利用に関する研究<sup>116)</sup>が発表された。

この会合で発表された計算は粗メッシュ型が圧倒的に多かったが、詳細については多くの差異があった。しかし、いずれの方法も燃料集合体については、その非均質性を空間およびエネルギー的にかなり詳細なモデルによって取り扱っていた。計算方法の実証は主として炉内スキャンデータによるものであった。Askew 委員による会合の総括では、運転中の原子炉の集合体ごとの出力の変化を予測することにおいて、粗メッシュ法が設計者と運転員の両方にとって信頼できる有用な武器であることが証明されたとしている。しかし、反射体やシュラウドのモデル化および集合体内の燃焼の変化の表示には改良の余地があるので、この種の改良が加えられ、且つ良い核データとセル計算が与えられるならば、測定精度と同程度の予測精度が可能であろう。さらに、使用中の方法の改良や運転員への助力としてオンライン計算に適した簡単で且つ効率の高いモデルの開発において、日立が発表したような適合的手法 (adaptive procedure) がより広く追求されるだろうことが予想された。

#### 4.5 遮蔽のための核データとベンチマーク

1973 年に開始された遮蔽計算に対する感度と不確実さ解析の応用および透過ベンチマーク実験の逐行についての協力計画のため、「遮蔽のための核データとベンチマークに関する専門家会合」が 1980 年 10 月にパリで開催された。この会合には、協力計画に参加している 7 つの NEA 諸国から 40 名の代表とイスプラ研究所の欧州遮蔽情報サービス (ESIS) のスタッフが出席し、27 の論文の発表があった。わが国からは「常陽」遮蔽への感度解析の応用<sup>117)</sup>および「やよい」における遮蔽実験の進捗報告<sup>118)</sup>が発表された。この会合によって明らかになった不確実さ解析における最も重要な進展は、複雑形状の遮蔽における感度プロファイルを計算するためのコードの出現であり、これらは全てモンテカルロ法に基づくものであった。これらに対して、わが国における感度解析は相変わらず ANISN - SWANLAKE コードシステムによるもので、その遅れが懸念されたが、その後も事態はあまり改善されておらず、今後の努力が必要と思われる。

多群断面積や共分散の情報にも世界的にはかなりの進展があった。核データに関する討論では、協力計画の当初の目的、すなわち、IAEA の世界評価済み核データ要請 (WRENDA) リストに遮蔽のための改善されたリストを作成するという目的から変化が生じていることが明らかになった。大抵の研究所では断面積セットの改良を少くとも当面はより重要な目的としており、この目的のために FBR と PWR のベンチマーク計算を行うことが提案された (5.5 にて後述)。遮蔽実験による群断面積の修正の採否はかねてよりの論争点であったが、この会合における発表によれば、多くの研究所において群断面積修正の研究が進められており、ベンチマーク実験から定量的な結果を引出すためにはこの手段が不可欠であると一般に考えられるようになっていた。群断面積修正技術に関しては、A. Gandini によって提案された consistent 法にかなりの関心が示された。この方法では群断面積の大きさを修正するのではなく、核断面積モデルのパラメーターが修正される。遮蔽計算に対し特に魅力的なことは、比較的わずかのパラメーターしか重要なエネルギー領域には含まれておらず、このために共分散マトリックスの導出問題が簡単化されることであった。しかし、群断面積修正に対するわが国の状況は高速炉物理における場合 (3.1 にて既述) と異なり、具体的な成果を得るに至らなかった。

#### 4.6 炉雑音

「第 3 回炉雑音専門家会合 (SMORN-Ⅲ)」が 1981 年 10 月に原研をホスト機関として東京で開催された。この会合の日本開催は 1978 年の第 21 回会合において合意さ

れ、1979年に第22回会合において開催提案<sup>119)</sup>が行われた。SMORN-Ⅲは1977年にアメリカで開催されたSMORN-Ⅱと同じく、炉雑音解析を応用して原子力プラントの安全性および稼動率を向上させることに主眼を置いたものであり、CSNIが共催し、IAEAの原子力プラント制御計装国際作業グループ(IWGNPPCI)が協力した。15の諸国と2つの国際機関から97名の参加者が

あり、54の論文が発表された。これらは基礎的研究ならびに実際的応用経験に関する多くの興味ある発表を含んでおり、SMORN-Ⅱ以来の著しい進歩を知ることができた<sup>120), 121)</sup>。さらに、SMORN-Ⅲと関連して、炉雑音解析の数値的なベンチマークテスト(5.6にて後述)も成功裡に実施された。

## 5. ベンチマークテスト

1974年の第17回会合ではベンチマークテストの事例というトピックがあつて討論がなされ、第18回会合以降は定例議題としてベンチマークが取り上げられるようになり、ベンチマーク活動が本格化した。これ以前には、1972年の第15回会合において、NEAの原子炉安全技術委員会(CSNIの前身であるCREST)の活動と関連して、フィードバックのある簡単な1次元動特性ベンチマーク問題を取り上げることが決定され、わが国からもNAIGおよび原研が計算結果を送ったことがある。第17回会合では、遮蔽の分野においてなにがベンチマーク実験として適切かで討議がなされ、深層透過実験ということで合意されたが、Barré委員はベンチマークだけでなく、ベンチマーク計算の重要性を強調した。以下に述べるように、NEACRPの実施したベンチマークテストにわが国は積極的に参加したが、これは国際協力に貢献するだけでなく、わが国における炉物理研究の進歩に大きな効果をもたらすものであった。

### 5.1 BWR 格子セル

第17回会合において、イギリスのFayers委員に2次元LWRベンチマーク問題の提案を行うことが要請され、一連のBWR格子セル計算に関する国際的な比較が実施された。このベンチマークテストの目的は、BWR格子構成によって提起される型の非均質輸送問題に対する標準的な計算手法の能力を調査することであった。4つの問題があり、各々に対して寸法、物質配置および各物質に対する6群の巨視断面積が与えられた。要請された結果は固有値、物質による吸収および核分裂率、熱中性子群である第4群および第6群の中性子束分布であっ

た。これに対して、デンマーク、日本、スエーデン、イスおよびイギリスから計算結果の提出がなされた。

これらの解答のレビュー<sup>122)</sup>は1977年の第20回会合で報告された。**Table 6**に見られるように、提出された固有値の計算結果には大きな差異があり、この事実は計算法の厳しいテストであったことを示している。6群の断面積が各問題ごとに与えられたのであるから、空間/エネルギー解法だけがテストされたことが注目されるべきである。計算された固有値に対し毒物ピンおよび十字型制御棒中の吸収をプロットすることによって、観測された不一致の原因は主としてこれら吸収の取り扱いにあることが明らかにされた。中性子の輸送理論を使用し、ピン形状を保存するという最も詳細な解法によるイギリスのウィンフリス研究所の結果と原研の結果は良い一致を示している。原研の計算はCLUP 77コードの改訂版を使用した非均質衝突確率計算によるものであったが、これらの詳細解は反応度にして1%以内で真の解を決定できると考えられた。さらに、同表で見られるように、種々の方法で改良されたABA/2およびBRISTOLの結果は詳細解と一致しており、詳細解がより簡単な設計法の開発と実証に役立っていることが如実に示された。

### 5.2 GCFR 炉心への蒸気侵入

GCFR炉心への蒸気侵入は安全上望ましくない反応度変化をもたらすものであるが、かかる反応度変化の計算結果には大きな不確実さが含まれていることが発見され、ベンチマークテストが実施されることとなった。このテストでは、単純な基本モード計算による蒸気侵入反応度について、核データセットおよび計算法の影響の相互比

**Table 6** Summary of eigenvalues

	Submissor	Problem 1	Problem 2	Problem 3	Problem 4
1	AEEW Best Estimate	0.8825	0.8200	1.0662	0.8237
2	AEEW Design Calc.	0.8888	0.8398	1.0734	0.8141
3	EIR	0.8534	0.8321	1.0437	0.8170
4	JAERI	0.8768	0.8078	1.0579	0.8175
5	NAIG	0.8680	—	—	—
6	RISΦ(1×1)	0.8862	0.8540	1.0710	0.8127
7	RISΦ(4×4)	0.8401	0.8242	1.0350	0.7986
8/1	ABA/1	0.8612	0.8168	1.0464	0.8180
8/2	ABA/2	0.8890	0.8152	1.0656	0.8235
9	BRISTOL	—	0.8151	—	—

較が行われた。問題は Pu 同位元素組成、FP 濃度、吸収材濃度、燃料温度および炉心寸法で異なっているが、これらのパラメーターは以前の経験から結果に重要な影響を持つと予想されていた。わが国も含め 5ヶ国から結果の提出があり、そのレビュー<sup>123)</sup>が作成された。大型 GCFR 炉心への蒸気侵入による固有値の変化を Fig. 10 に示す。この図に見られるように、原研と西ドイツおよびスイスとフランスの結果はそれぞれ類似しているが、お互いのグループ間には使用された核データベースによるかなりの不一致が存在している。なお、原研およびフランスの計算は JAERI-Fast および CARNAVAL-III セットによるものであった。観測された不一致を解決す

るために、より厳密感度解析やより新しい核データによる再計算などを行う必要があるということが結論された。

### 5.3 大型 LMFBR の主要パラメーター

大型(1,250 MWe)LMFBR ベンチマーク計算の計画は1975年の第18回会合において討議され、ANLが問題の仕様を作成した。これでは Fig. 11 に示すモデルについて、固有値、無限倍率  $k_{\infty}$ 、中性子バランスデータ、増殖比、中心中性子スペクトル、核分裂率および反応度価値分布、中心制御棒価値、領域別ナトリウムボイド反応度、炉心ドップラー効果、実効遅発中性子割合などの計算をすることが要請された。1977年秋に解答が提出され、1978年2月に ANLにおいて相互比較のための専門家会合<sup>124)</sup>が開かれた。Table 7 に示すようにこのテ

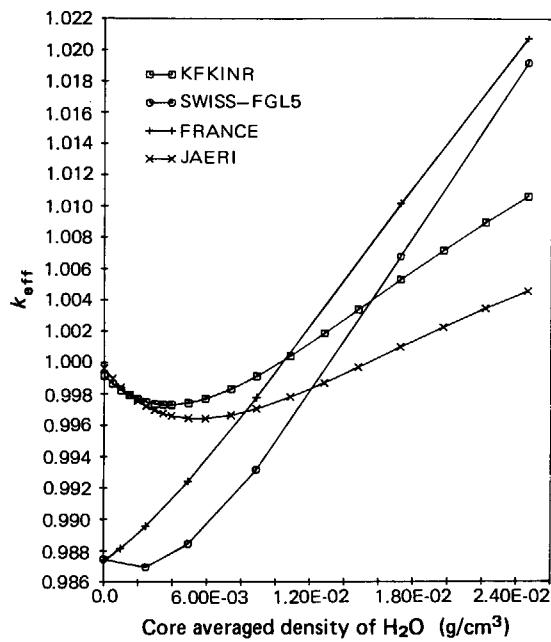


Fig. 10 Eigenvalue versus core averaged density of  $\text{H}_2\text{O}$  for GCFR Benchmark Size: = 1000 MWe; FP: yes;  $^{10}\text{B}$ : no;  $T_{\text{fuel}}$ : 1500°K; Pu: dirty.

Table 7 List of solutions for LMFBR Benchmark

Solution	Country	Data set	Adjusted
ANL	USA (ANL)	ENDF/B-IV	No
BELGIUM	Belgium	KEDAK-2	No
CADARACHE-1	France	CARNAVAL-III	Yes
CADARACHE-2	France	CARNAVAL-IV	Yes
CNEN	Italy	ENDF/B-IV	No
EIR-1	Switzerland	ENDF/B-IV	No
EIR-2	Switzerland	ENDF/B-III	No
HEDL	USA (HEDL)	ENDF/B-IV	No
JAERI-1	Japan	JENDL	No
JAERI-2	Japan	JAERI-FAST-2	Yes
JAERI-3	Japan	GJAERI-FAST-2(25)	Yes
KARLSRUHE-1	Germany	KEDAK-3	No
KARLSRUHE-2	Germany	KFKINR	Yes
SWEDEN	Sweden	ENDF/B-III	No
UKAEA	England	FGL-5	Yes
USSR	USSR	BNAB-70	No

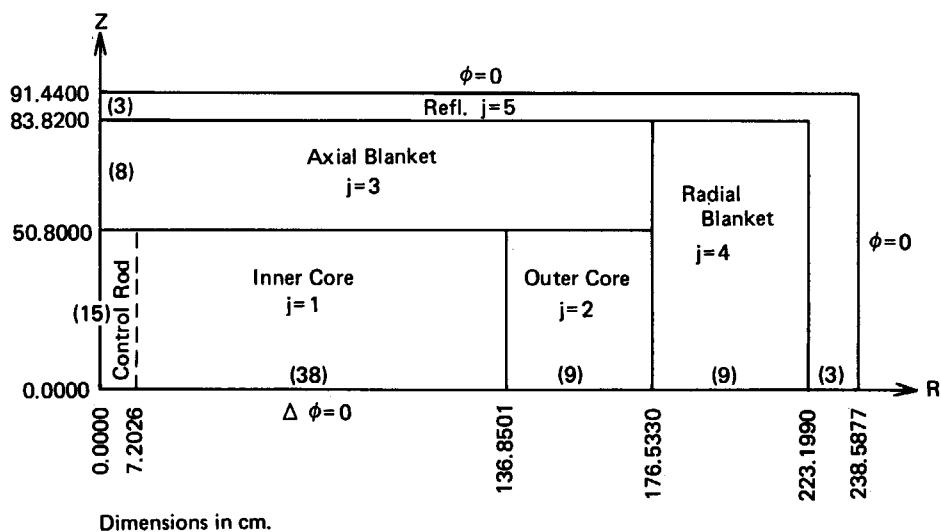


Fig. 11 Geometry of LMFBR benchmark model.

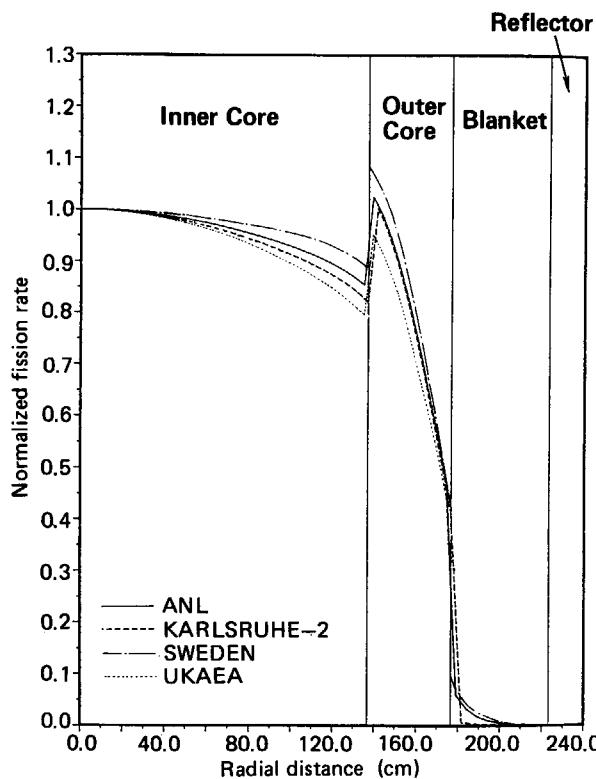


Fig. 12 Radial fission rate distribution.

ストには 10ヶ国が参加して 16の解答が提出されたが、わが国からは JENDL-1を使用したものも含め 3つの解答が提出された。

各国から提出された結果間に予期しない偏差が観測されたのは、反応率と反応度価値の半径方向分布および中心制御棒価値についてであった。基準系における核分裂率分布の比較例を Fig. 12 に示すが、イギリスとスウェーデンの結果では、内側炉心における彎曲に大きな差異が存在している。なお、わが国の結果はいずれも ANL の結果と比較的良く一致した。半径方向分布における不一致は、軸方向分布には比較的良い一致が観測されたから拡散係数の効果によるものでないと結論された。事実、その原因は内側炉心の  $k_{\infty}$  および内側炉心と外側炉心の濃縮度の差による  $k_{\infty}$  の増加分の両方に関係付けられるものであった。中心制御棒価値についての比較を Table 8 に示す。燃料との置換を行った際、ナトリウムがある場合とボイドである場合の標準偏差は 13 %と 10 %であり、制御棒計算に対する要求精度と比較して大きいものであった。大きい制御棒価値の解答と大きい  $^{10}\text{B}$  中心反応度価値の解答との相関は良好ではなく、また逆に、最も小さい中心制御棒価値の JAERI-3 が最も大きい  $^{10}\text{B}$  中心反応度価値を持つという矛盾があった。

このベンチマークテストは増殖性と中性子バランスに焦点を置いて 1970 年に実施されたいわゆる “Baker モデル” による比較以来の国際的な相互比較であり、実用規模の LMFBR システムに関する最初の比較でしかも多数のパラメーターが含まれていたことに大きい意義を

Table 8 Comparison among solutions of central  $\text{B}_{4}\text{C}$  control rod worth

Solution	Na In Rel. to Fuel	Na In Rel. to Na	Na Void Rel. to Fuel
Mean	-0.00355	-0.00298	-0.00460
Std. Deviation	0.00047	0.00043	0.00047
Percent difference relative to the mean			
ANL	-5.61	-7.09	-2.63
BELGIUM	-3.23	-1.99	-2.63
CADARACHE-1	20.03	21.09	19.33
CADARACHE-2	7.91	19.74	17.59
CNEN	-5.05	-6.42	-12.62
EIR-1	-12.37	-13.13	-7.63
EIR-2	-10.68	-11.45	-6.76
HEDL	-5.61	-5.75	-4.37
JAERI-1	-10.68	-11.79	-7.19
JAERI-2	-11.81	-14.13	-8.50
JAERI-3	-12.52	-15.64	-10.02
KARLSRUHE-1	-1.32	-2.58	-1.22
KARLSRUHE-2	8.93	8.98	7.33
SWEDEN	-	-	-
UKAEA	9.60	9.35	8.46
USSR	32.42	30.81	10.85

有するものであった。さらに、観測された矛盾とも関連して修正データセットである FGL 5, CARNAVAL-Ⅲ や Ⅳ と、修正されていない ENDF/B-Ⅳ 間の包括的な比較が行われたのも最初であった。この意味で、わが国から AGLI による解答の提出がなかったのは極めて残念であった。

#### 5.4 大型 LMFBR の燃焼特性

1979 年の第 22 回会合における決定に従って、第 23 回会合においてフランスの P. Hammer によって前述の大型 LMFBR ベンチマークモデルについて燃焼計算を行うことが提案された。このテストの目的は各研究所で使用されている多群データを燃料の燃焼問題に特に関係する FP とアクチノイド核種について相互比較することであった。興味ある積分量は燃焼に伴う炉心パラメーターの変化および与えられた炉内滞留時間後の燃料組成であった。わが国からの解答<sup>125)</sup>も含め 8ヶ国から解答の提出があり、1982 年 4 月にフランスにおいて専門家会合が開かれて結果の検討が行われた。

このベンチマークテストで最も議論の対象となったのは、Table 9 に示すように、燃焼 (360 等価全出力日) に伴う反応度変化に対し、9つの解答の標準偏差が 0.5 %  $\Delta k/k$  に達しており、FP の蓄積によるもの 0.295 %  $\Delta k/k$ 、重同位元素の燃焼によるもの 0.370 %  $\Delta k/k$  とそれぞれ大きい偏差を示したことであった。フランスが実施した感度解析によると、重同位元素の燃焼に関しては  $^{238}\text{U}$

**Table 9** Burn-up reactivities after 360 full equivalent power days

Organization	$\delta k_{\text{eff}}^{(1)}$	$\delta k_{\text{eff}}^{(2)}$	$\delta k_{\text{eff}}^{(3)}$	$\delta k_{\text{eff}}^{(4)}$
ANL	-0.01003	0.00565	-0.01940	0.00484
AUSTRAL.	-0.00541	0.00569	-0.01692	0.00690
CEA-2	-0.01275	0.00595	-0.01722	-0.00056
ENEA	-0.00678	0.00547	-0.01811	0.00666
EIR-1	-0.00735	0.00535	-0.01269	0.00065
JAERI	-0.01474	0.00561	-0.01870	-0.00074
KFK-1	-0.01582	0.00562	-0.02207	-0.00172
KFK-2	-0.01940	0.00487	-0.02181	-0.00239
UKAEA	-0.01727	0.00575	-0.02124	-0.00113
Mean	-0.01217	0.00555	-0.01868	0.00139
Std. dev.	0.00501	0.00031	0.00295	0.00370

$\delta k_{\text{eff}}^{(1)}$ : Global reactivity loss per cycle

$\delta k_{\text{eff}}^{(2)}$ : Reactivity gain due to Pu build-up in the blankets

$\delta k_{\text{eff}}^{(3)}$ : Reactivity loss due to FP build-up

$\delta k_{\text{eff}}^{(4)}$ : Reactivity variation due to the core heavy isotope burn-up

および  $^{240}\text{Pu}$  の捕獲断面積の差異が重要な原因とのことであった。一方、FPによる反応度損失における不確実さは **Table 9** に見られるように 16 % で、これは FP の 1 群捕獲断面積の標準偏差と一致していた。このテストは実用規模の LMFBR の燃焼に伴う炉心パラメーターおよび燃料の組成の変化に関する最初の相互比較であり、実験炉しか稼動していないわが国にとって特に有意義なテストであった。

## 5.5 原子炉遮蔽

1976 年に FBR 半径方向遮蔽と代表的な PWR 設計に対してベンチマーク計算が提案されたが、同一コードで異なるデータセットを使用した解答間に説明できない差異が観測され、そのテストが失敗したことがある。しかし、1980 年 10 月の「原子炉遮蔽のための核データとベンチマークに関する専門家会合」において、遮蔽研究におけるその後の進展に鑑み、再計算を行うことが合意された。実際に問題が配布されたのは 1981 年 3 月で、参加者は解答を同年 12 月末までに NEA 事務局に提出することが要請された。このため、炉物理研究委員会の遮蔽専門部会では、感度解析・誤差評価作業グループが中心となって解答作成を推進した。

FBR 遮蔽ベンチマークモデルは 1976 年に提案されたものと同じ球形モデルである。その寸法を **Table 10** に示すが、中性子束、 $^{23}\text{Na}$  と  $^{59}\text{Co}$  の捕獲率、鋼鉄の損傷、 $^{235}\text{U}$  の核分裂率、中性子および  $\gamma$  線加熱の計算が要請された。参加者によって使用された 8 つのデータセットを **Table 11** に示すが、わが国からの解答は遮蔽専門部会において動燃が中心となって作成したものであり、実際に

**Table 10** Spherical geometry of FBR Benchmark Model

Zone	Inner radius (cm)	Outer radius (cm)	Zone thickness (cm)
Source	236.5	236.51	0.01
Lateral shield	236.51	416.5	179.99
Sodium tank	416.5	916.5	500
Heat-exchanger	916.5	966.5	50
Sodium	966.5	1016.5	50

**Table 11** The data origin of eight data sets used by the participants

Data set	Data origin
VITAMIN-E	ORNL generated 174 group cross-section data based on ENDF/B-V.
VITAMIN-C	ORNL generated 171 group cross-section data based on ENDF/B-IV.
RADHEAT	100n-20 gamma group library, based on ENDF/B-IV (neutrons), and POPOP-4 library ( $n \rightarrow \gamma$ ), processed by the RADHEAT-V3 code systems of JAERI.
BABEL	113n-36 gamma group library, based on ENDF/B-IV, processed by the MCC2-PN code system, generated at CEA.
PROPANE-D <sub>0</sub>	Shielding formulaire developed with the collaboration of CEA (France) and ENEA (Italy), based on 45 energy group data for neutrons and derived from BABEL.
PROPANE-D <sub>1</sub>	Adjusted version of the previous formulaire, using neutron propagation experiments performed jointly by CEA and ENEA.
EURLIB	EURLIB-3, as used by the UK.
UKAEA	UKNDL processed in 100-group EURLIB structure - Fe weighted with $\phi = (E\Sigma(E))^{-1}$ and other isotopes with $\phi = E^{-1}$ .

使用された処理コードは RADHEAT - V3<sup>126)</sup> の NAIG による修正版であった。1983 年 5 月に原研がスポンサーとなって東京で開催された「第 6 回放射線遮蔽国際会議」において、この国際比較の総括報告<sup>127)</sup> がなされているが、計算結果の偏差は以前のテストと較べると大巾に減少している。しかし、多群断面積の作成に同じデータベースを異なった方法で処理した場合の計算結果には、しばしば不一致が観測されている。例えば、全中性子束の解答には 2 つの群が存在しており、RADHEAT のような  $1/\Sigma_i$  型の処理に基づく群と超微細中性子スペクトル荷重に基づく群とがあり、後者が一致して低い中性子束の値を与えていた。さらに、速中性子応答も大きい分散を示しているが、RADHEAT についてはナトリウムの 300 keV の窓の部分の取り扱いが適切でなかったことが判明した。

PWR 遮蔽ベンチマークモデルは 1976 年に提案された

ものの拡張であり、その寸法を **Table 12** に示す。3層の燃料集合体を含む炉心の外側領域における出力分布が放射線源として与えられた。わが国からの解答は遮蔽専門部会において MAPI が中心となって作成した。「第 6 回放射線遮蔽国際会議」における総括報告<sup>128)</sup>から、中性子に関する計算結果の西ドイツの IKE の結果との相対比較を **Table 13** に示す。この表に見られるように、速中性子束は圧力容器 (Int. 107) までは良好な一致を示すが、コンクリート遮蔽の外側 (Int. 189) の速中性子線量率は大きい差異を示している。そして、中性子 -  $\gamma$  線結合ライブラーにおける熱中性子の取り扱いが悪いために熱

中性子線量率に大きな不確実さが生じている。なお、 $\tau$  線加熱や  $\tau$  線量率についての MAPI の結果は IKE の結果と良好な一致を示した。

## 5.6 炉雑音解析

信頼できる炉雑音解析データを得るために、データ処理の実際的手法が確立されていることが必要である。そこで、データ処理上の問題点を明確にすることを目的としたベンチマークテストを SMORN-IIIの一環として実施することが、SMORN-III 開催の技術的準備を行うために炉物理研究委員会に設けられた SMORN-III 準備委員会において提案された。この提案は 1979 年 10 月の第 22 回 NEACRP 会合にて賛同が得られたので、問題作成の準備が進められた。使用したデータは人工雑音と 2 つの実炉雑音であり、これらを **Fig. 13** に示すように 1 本の磁気テープ (1 インチ巾, 14 チャンネル, 3,600 フィート, FM 変調) に記録したものを配布し、指定した関数 (相関関数、スペクトル密度関数およびコヒーレンス関数) を参加者が適当と考える方法で計算し、結果を指定したグラフ形式でプロットすることが要求された。

このベンチマークテストに対し、フランス、西ドイツ、ハンガリー、イタリア、日本、オランダ、スエーデン、イギリスおよびアメリカの 21 機関から解答があったが、わが国からは原研、京大、京大炉、阪大と岐阜大、東海

**Table 12** Radial dimensions along a main axis of PWR Benchmark Model

Zone	Zone radius (cm)	Zone thickness (cm)
Reactor core	172.5	—
Core baffle	174.8	2.3
1. Water layer	210.5	35.7
Core barrel	218.5	8.0
2. Water layer	250.0	31.5
Austenitic cladding	250.6	0.6
Pressure vessel	275.6	25.0
Concrete shield	470.6	195.0
Air	471.0	0.4

**Table 13** Neutron target quantities related to the IKE values

Organization	Pressure Vessel		Barrel		Concrete Shield	
	Damage Rate (dpa s <sup>-1</sup> )	Int. 107	Neutron Activation (cm <sup>-3</sup> s <sup>-1</sup> )	Int. 105	Neutron Dose (Sv·h <sup>-1</sup> )	Fast Int. 189
IKE Stuttgart	1.69 -12*	6.57 +5	1.53 +7	1.23 -5	0.92 -5	0.92 -5
AAEC Lucas Heights	92 %	108 %	102 %	112 %	193 %	
AERE Winfrith	97 % 109 %	98 % 110 %	97 % 105 %	450 % 395 %	total	
CEA Saclay	+ 81 % + 82 % 91 %	88 % 89 % 101 %	90 % 90 % 99 %	43 % 44 % 50 %	70 % 825 % 914 %	
CEN/SCK Mol	100 % + 104 %	101 % 105 %	98 % 102 %	100 % 104 %	304 % 314 %	
EIR Würenlingen	96 %	98 %	96 %	46 %	58 %	
MAPI Tokyo	98 %	96 %	95 %	56 %	87 %	
Average Val.	1.65 -12	6.64 +5	1.51 +7	0.94 -5	2.54 -5	
Stand. Dev.	6.4 %	5.2 %	3.6 %	36 %	325 %	

\* read 1.69 10<sup>-12</sup>      + not included in averaging

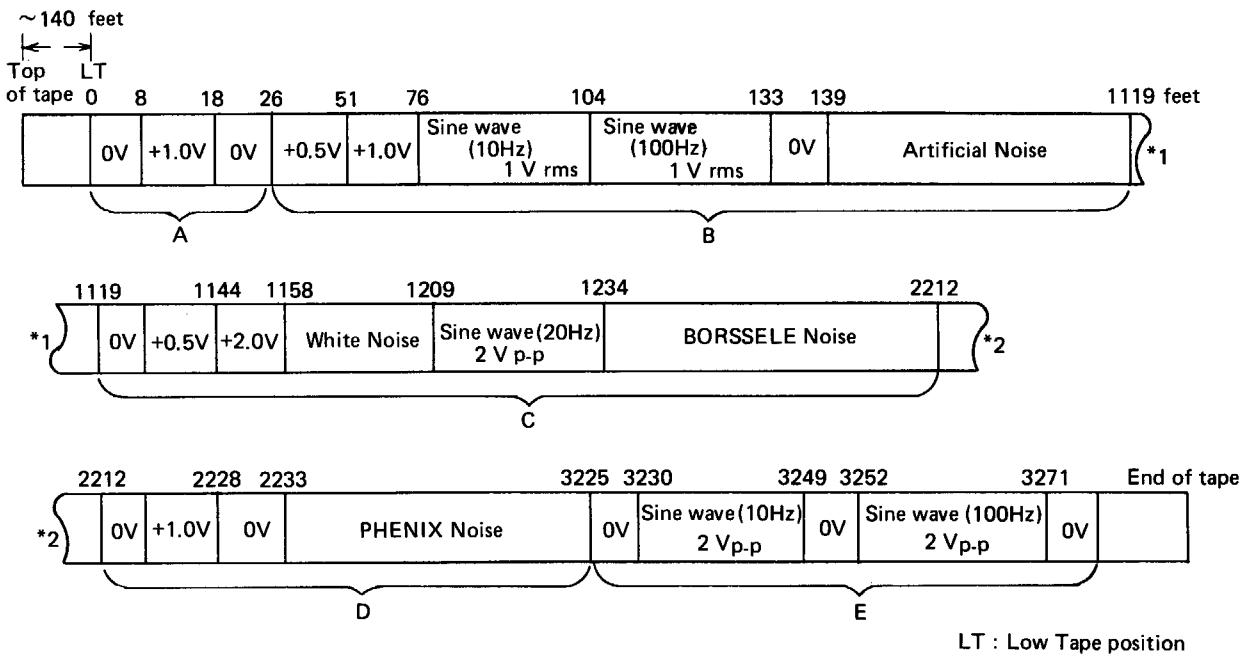


Fig. 13 Order of signal recording in the data tape.

大、筑波大、MAPI および NAIG が参加した。使用した一部の炉雑音データの S/N 比の悪さと非定常性による困難が認められたが、多くの場合に解答間の一致は良好であることが確認された。参加者だけに限定した非公式会合が SMORN-Ⅲ の第 2 日目の夜開かれた後、最終セッションで結果の総括報告<sup>129)</sup>がなされた。その後、詳細報告<sup>130)</sup>も NEA 諸国に配布された。なお、ベンチマークテストのその後の進め方について最終セッションで討議が行われ、第 2 段階として配布済みの磁気テープを使用した物理的なベンチマークテストが実施されることになり、日本(京大)、オランダ(ECN)およびフランス(CEA)がそれぞれ問題を作成して提案することが合意された。そして SMORN-IV に関連してこのテストは進められている。

### 5.7 ガドリニウム入り BWR の燃料特性

BWR では近接した  $Gd_2O_3$  入り燃料棒を有する燃料集合体が燃料の燃焼特性向上のために使用されている。従来から行われている計算法がこの幾何学的条件を充分に取り扱えるか、特に Gd の消耗に伴う相互遮蔽の変化を正確に予測可能かどうかをチェックするための燃焼計算問題が、1981年の第 24 回会合にてスイスから提示された。これは BWR 格子セルのベンチマークテスト(5.1 にて既述)の続編と見做せるもので、既にポーランド、スイスおよびアメリカが解答を行っていたが、追加解答の要請があった。単純化された燃料集合体は Fig. 14 に示すように、14 本の  $UO_2$  燃料棒(直径 1 cm)と 2 本の  $Gd_2O_3$  (3 w/o) 入り燃料棒から構成(格子間隔 1.6 cm)され、被覆材はジルカロイ-2(外径 1.2 cm)である。こ

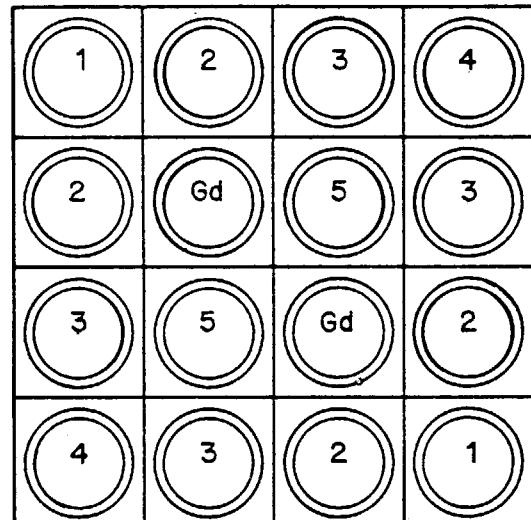


Fig. 14 Fuel element with adjacent poisoned pins.

のモデルについて、燃料集合体平均で U 金属につき 1 GWd/t の照射ステップにより、10 GWd/t までの燃焼計算を行うことが要求された。

このベンチマークテストに対しては、炉物理研究委員会の原子炉システム専門部会において、阪大における RESPLA コード<sup>131)</sup>を使用してなされた解析結果や、原研における SRAC コードシステムによる計算の進行状況が報告され、討論が行われた。1982 年の第 25 回会合におけるこのベンチマークテストの結果の報告<sup>132)</sup>によれば、わが国(阪大)も含め 6ヶ国から解答がなされている。

**Table 14** に  $k_{\infty}$  値の比較を示すが、阪大の結果は最も小さく、且つ最大値との差が燃焼に伴い増大している。核データ、中性子スペクトルの再計算間の時間間隔および

**Table 14** Multiplication factor for the poisoned lattice

Exposure (GWd/t)	AEEW	CISE	EIR	EPRI	OSAKA	SWIERK
0 (No Xe)	1.0093	1.0164	1.0110	1.0279	0.9905	1.0035
1	1.0024	1.0058	1.0093	1.0240	0.9955	1.0013
2	1.0295	1.0286	1.0403	1.0512	1.0232	1.0230
3	1.0625	1.0531	1.0727	1.0834	1.0516	1.0440
4	1.1042	1.0884	1.1083	1.1208	1.0813	1.0654
5	1.1516	1.1120	1.1477	1.1618	1.1114	1.0880
6	1.1866	1.1501	1.1754	1.1955	1.1332	1.1127
7	1.1989	1.1717	1.1895	1.2109	1.1426	1.1389
8	1.1939	1.1788	1.1861	1.2110	1.1433	—
9	1.1832	1.1728	1.1765	1.2020	1.1387	—
10	1.1715	1.1621	1.1657	1.1885	1.1309	—

小数群セル計算における空間的取り扱いが結果にかなりの影響を与えるが、観測された差異はまだ十分に解明されるには至っていない。

### 5.8 ピン一板状セルの非均質性

イギリスがピンと板状体系の臨界性における C/E 値の矛盾に気付いたのは 1976 年頃であったが、1981 年の第 24 回会合においてピン一板状セルの非均質性というトピックが取り上げられた。このトピックに対し、わが国からも幾何学的なモデリングの効果に関する報告<sup>133)</sup>が提出されたが、これは FCA VI-2 集合体におけるピン一板状燃料置換実験<sup>134)</sup>を解析したものであった。イギリスは ZEBRA の CADENZA と呼ばれる集合体を国際的なベンチマーク問題として、ピン状と板状セルの非均質性

の取り扱いについて比較を行うことを提案した。その後、イギリスより CADENZA 集合体の記述が与えられたが、これは板状燃料を装荷した炉心、Fig. 15 に示すようにその 75 % がピン状燃料に置換された炉心および完全なピン状燃料装荷に外挿された炉心を含んでおり、各国において計算が行われた。

1983 年 6 月には、ウインフリス研究所においてこのベンチマークテストの結果に関する専門家会合が開かれ、総括報告<sup>135)</sup>ならびに討論が行われた。各国の固有値の計算結果を Table 15 に示すが、(C-E) 値の差は 0.3 ~ 0.8 % と全てピン体系の方が大きい結果を与えている。わが国からの解答は同表の JAPAN-1 が阪大、2 が原研によるものであるが、いずれも比較的小さい差を示した。なお、ZPPR-12 集合体でも類似の実験が行われたが、ANL における解析結果では、ピン状と板状体系の

**Table 15** Eigenvalues of pin-plate assemblies

Solution	Plate	Pin	Pin-Plate	Plate <sup>(1)</sup> C-E	Pin <sup>(2)</sup> C-E	Pin-Plate <sup>(3)</sup> $\delta(C-E)$
	$k$	$k$	$\delta(-\frac{1}{k})$	$\delta(-\frac{1}{k})$	$\delta(-\frac{1}{k})$	$\delta(\delta(-\frac{1}{k}))$
JAPAN-1	a	1.0024	1.0058	+0.0033	+0.0004	+0.0048
	b	1.0037	1.0058	+0.0021	+0.0017	+0.0048
JAPAN-2	a	0.9989	1.0038	+0.0049	-0.0031	+0.0028
	b	1.0011	1.0038	+0.0027	-0.0009	+0.0028
FRANCE/ ITALY	a	0.9916	0.9976	+0.0061	-0.0105	-0.0034
	b	0.9916	0.9971	+0.0056	-0.0105	-0.0039
USA-1		0.9978	1.0028	+0.0050	-0.0042	+0.0018
UK	a	1.0030	1.0107	+0.0076	+0.0010	+0.0096
	b	1.0077	1.0115	+0.0037	+0.0056	+0.0104
USA-2		0.9975	1.0007	+0.0032	-0.0045	-0.0003
GERMANY		1.0086	1.0161	+0.0073	+0.0065	+0.0148

(1)  $k_{\text{plate exp}} = 1.0020 \pm 0.0006$  ( $1\sigma$ )(2)  $k_{\text{pin exp}} = 1.0010 \pm 0.0014$  ( $1\sigma$ )(3) Final column =  $\left( \frac{1}{k_{\text{pin exp}}} - \frac{1}{k_{\text{pin cal}}} \right) - \left( \frac{1}{k_{\text{plate exp}}} - \frac{1}{k_{\text{plate cal}}} \right)$

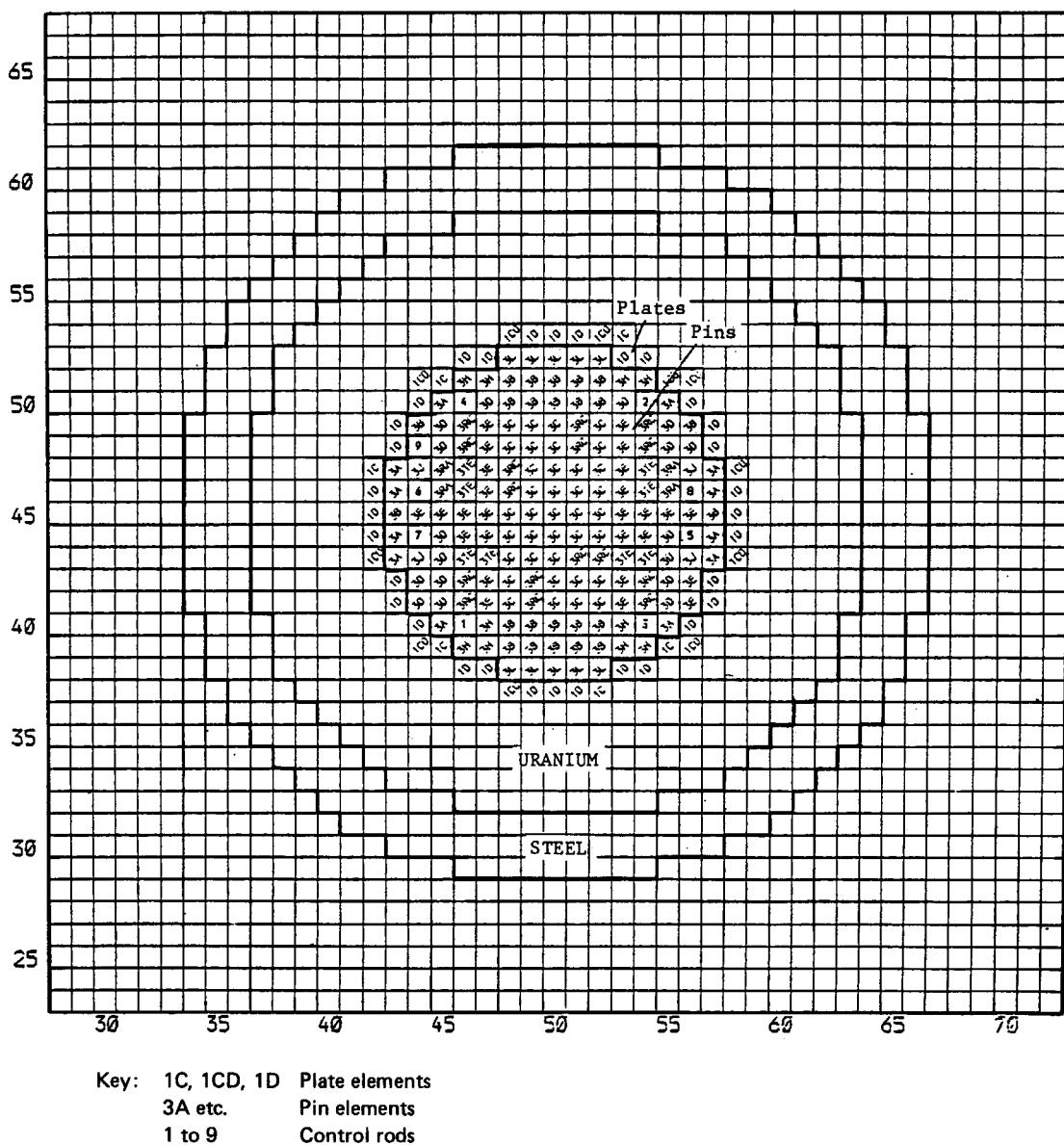


Fig. 15 Vertical cross section of CADENZA Assembly.

C/E 値の差は 0.1 % とのことであった。従って、このベンチマークテストにおける矛盾は CADENZA 集合体特

有のものであろうというのが専門家会合における結論であった。

## 6. データ編集

初期の EACRP にとってデータの編集は極めて重要な仕事であったが、それには膨大なマンパワーを必要とするので、実施上の問題があった。すなわち、1966年の第7回会合において、ENEA の事務局による重水格子、中性子スペクトル、遮蔽施設および臨界集合体などのデータの編集が前会合以来僅かしか進捗していないことが報告され、討議が行われた。その際、編集の結果をもつと速く刊行することの重要性が指摘され、事務局がこの仕事を果すことができないのならば、適当な研究所がその肩代りをするなどの手段をとるべきことが指摘された。第9回および第11回会合における討議を経て、1969年11月の第12回会合にて事務局は重水格子と中性子スペクトルの編集の世話を続けるが、新しい編集は引き受けないこととなった。そして、燃料要素、臨界および臨界未満集合体、箔および重同位元素の編集を中止することが合意された。以下、それぞれのデータの編集の経緯とわが国からの寄与について簡単に述べよう。

### 6.1 重水格子

重水格子データの編集は1963年に開始され、1964年には資料が配布されていた。筆者が始めて出席した1965年の第6回会合以来、新しいデータの提供が要請され、新しいデータは増補として配布された。1970年に配布された増補<sup>136)</sup>には、住友原子力工業の2領域臨界集合体によって動燃との契約の下に測定された28本棒クラスターの格子パラメーターに関するデータが含まれているが、イギリスやアメリカからのデータ数と較べまだ微々たるものであった。

### 6.2 軽水格子

第7回会合において、アメリカのKouts委員は詳細な軽水格子データの編集がブルックヘブン研究所(BNL)のG. Priceによって進行中であるので、EACRPの軽水格子データの編集にも同研究所が主として責任をとるだろうことを発表した。しかし、この計画はその後難行し、1970年の第13回会合では、アメリカのHannum委員は同研究所がこの仕事を完成することができなくなった旨を報告した。そこで、イタリアのCNENがこの編集を引き継ぐこととなった。これも多くの曲折を経て、資料<sup>137)</sup>が刊行されたのは1977年に及んだ。この編集に含まれているわが国の測定をTable 16に示すが、数にし

て25%近い寄与をなすとともに、TCAにおけるPuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub>格子実験データがこの編集の中で最も新しいデータであった。

### 6.3 中性子スペクトル

NEACRPによる中性子スペクトルデータの編集については、最初の資料が1966年に配布され、その後1972年までに5つの増補が配布された。この内、わが国からの寄与は増補4<sup>138)</sup>にあるが、これらはB、CdおよびGdを一様に含む常温の軽水の熱中性子スペクトルを飛行時間法で測定した京大炉での結果、および常温の軽水、Cdおよび3種類の濃度のCdとInを一様に含む常温の軽水の熱中性子スペクトルを測定した原研での結果である。原研における測定にはLINACが使用され、Fig. 16に測定結果の1例を示す。この場合のCdおよびInの濃度はそれぞれ $9.645 \times 10^{19}$ および $4.703 \times 10^{19}$ atoms/cm<sup>3</sup>であり、計算値は1eVにおいて実験値に規格化されている。0.15eV以下のスペクトルについて計算と実験は良い一致を示しているが、さらにCdおよびInの濃度が増加した場合には一致は悪くなっている。

### 6.4 遮蔽実験施設と遮蔽テスト

1967年10月の第9回会合において、アメリカの委員から遮蔽実験施設と運転中の原子炉の遮蔽試験データはORNLの原子炉遮蔽情報センター(RSIC)によって刊行してはどうかという提案があった。これらのデータはEACRPにより質問という方法で集められたものであったが、この提案の通りに実施され、資料<sup>139)</sup>の配布が行われた。これには、HTR、JRR-4および立教炉の遮蔽実験施設が記載されている。また、遮蔽試験のデータにはHTR、JPDR、JRR-1、JRR-2、JRR-3、JRR-4、京大炉、近大炉、武藏工大炉、立教炉および東芝教育用原子炉のものが含まれている。全体として26原子炉の試験データしか収録されていないので、わが国からの寄与は少くとも数の上からは大きいものであった。

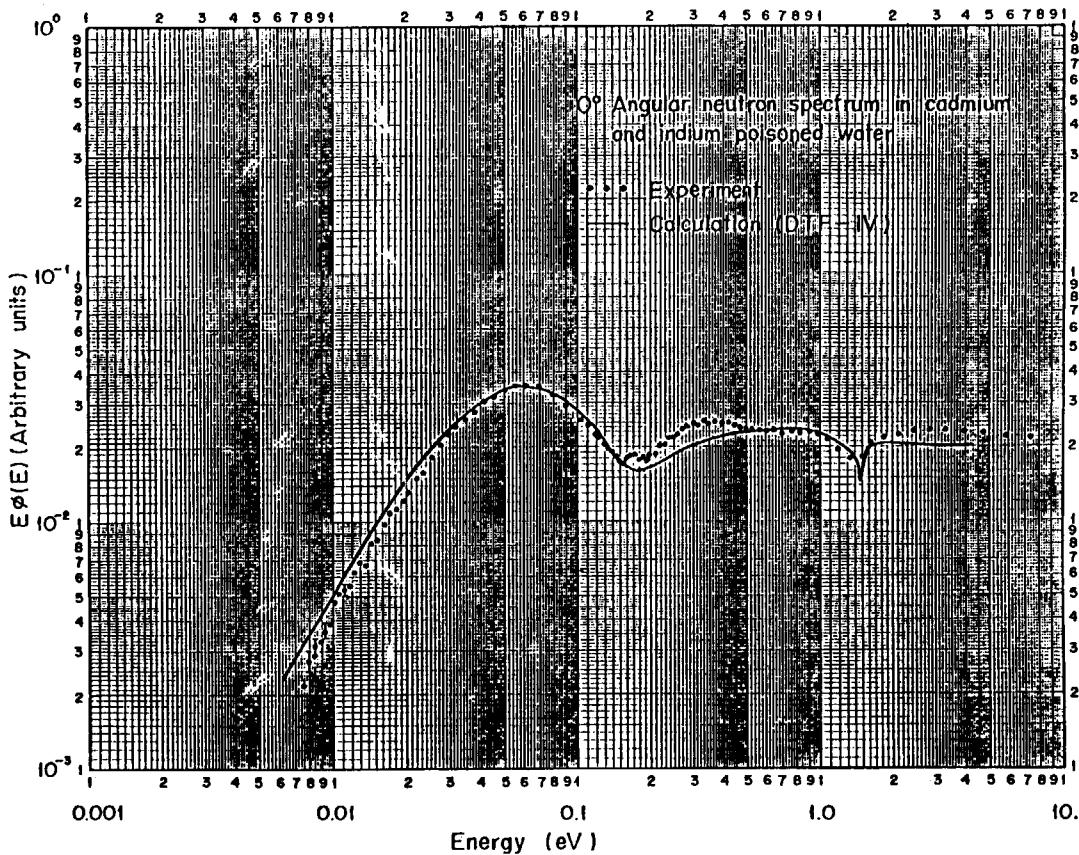
### 6.5 高速炉臨界実験

アメリカのKouts委員は第9回会合で高速炉臨界実験データの編集のためのフォーマットを準備することに同意、第10回会合でBNLが編集と配布の世話をすると用

**Table 16** List of light water lattice data submitted from Japan

Type of fuel	Enrichment of U or PuO <sub>2</sub> content (w/o)	Cladding material	Diameter of fuel (cm)	Moderator to fuel volume ratio in unit cell	Laboratory
UO <sub>2</sub>	1.490	Aluminum	1.000	1.490	AERL*
UO <sub>2</sub>	1.490	Aluminum	1.000	2.500	AERL
UO <sub>2</sub>	1.490	Aluminum	1.000	3.500	AERL
UO <sub>2</sub>	2.020	Aluminum	1.000	2.918	NAIG
UO <sub>2</sub>	2.490	Aluminum	1.000	0.430	AERL
UO <sub>2</sub>	2.490	Aluminum	1.000	1.000	AERL
UO <sub>2</sub>	2.490	Aluminum	1.000	1.490	AERL
UO <sub>2</sub>	2.490	Aluminum	1.000	2.500	AERL
UO <sub>2</sub>	2.490	Aluminum	1.000	3.500	AERL
UO <sub>2</sub>	2.588	Aluminum	1.071	1.760	JAERI
UO <sub>2</sub>	2.588	Aluminum	1.071	2.000	JAERI
UO <sub>2</sub>	2.588	Aluminum	1.071	2.380	JAERI
UO <sub>2</sub>	2.596	Aluminum	1.250	1.501	JAERI
UO <sub>2</sub>	2.596	Aluminum	1.250	1.833	JAERI
UO <sub>2</sub>	2.596	Aluminum	1.250	2.482	JAERI
UO <sub>2</sub>	2.596	Aluminum	1.250	2.999	JAERI
UO <sub>2</sub>	2.708	S.S.	0.960	2.116	JAERI
UO <sub>2</sub>	3.205	S.S.	0.960	2.116	JAERI
UO <sub>2</sub>	4.400	S.S.	0.960	2.116	JAERI
PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	3.0	S.S.	1.065	1.770	JAERI
PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	3.0	S.S.	1.065	2.420	JAERI
PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	3.0	S.S.	1.065	2.980	JAERI
PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	3.0	S.S.	1.065	4.240	JAERI
PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	3.0	S.S.	1.065	5.550	JAERI
PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	3.4	S.S.	1.070	1.760	JAERI
PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	3.4	S.S.	1.070	2.000	JAERI
PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	3.4	S.S.	1.070	2.380	JAERI
PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	3.4	S.S.	1.070	2.950	JAERI

\* Atomic Energy Research Laboratory, Ozenji

**Fig. 16** Neutron spectra in cadmium and indium poisoned water (Cd:  $9.645 \times 10^{19}$  and In:  $4.703 \times 10^{19}$  atoms/cm<sup>3</sup>).

意があるとの発言を行った。その第一段階は ANL による高速炉臨界実験データの編集であり、実験者との密接な協力の下に作業が進められた。そして、1969年の頃には、フランス、西ドイツ、日本、スエーデン、イギリスおよびソ連の高速炉物理に直接携わる研究者が、それぞれの実験結果のレビュー、評価および編集を援助することに同意していた。しかし、BNL はこの編集を継続できなくなり、1972年には AI 社がこれを引き継いでアメリカ以外のデータについての編集を行ったが、完成には至らなかった。

## 6.6 熱中性子炉ベンチマーク実験

1970年の第13回会合において、イスプラ研究所のG. Casini によるデータ編集の提案が紹介されて討議が行われた結果、熱中性子炉系の中性子バランスおよび出力分布計算に含まれる基礎的核データのチェックに適した中性子実験の編集が有用だろうという結論になった。そして、多数の国からイスプラ研究所の要請に応じて実験データが送られた。1974年の第17回会合において、その予備的な編集結果<sup>140)</sup>が配布されたが、多くが均質あるいは単一燃料棒系に関するものであり、わが国からの寄与である重水均質2領域実験および SHE 実験<sup>141)</sup>も含め21のデータが収録されていた。その後、かなりの量の追加のデータが G. Casini に送付されたが、これらの編集は完成に至らなかった。

## 6.7 遮蔽ベンチマーク実験

1973年の第16回会合において、アメリカの断面積評価作業グループ(CSEWG)内の動きに応答して、遮蔽に関する仕事の調整のために欧州および日本はそれぞれ、中性子および  $\gamma$  線のエネルギー賦与と透過計算を支援する遮蔽ベンチマーク実験計画に着手することが勧告された。さらに、欧州、日本およびアメリカは互にその情報を交換することが勧告された。そして、1974年4月の専門家会合(4.2で既述)での提案に従って、ウインフリス研究所、カールスルーエ研究所および東大において鉄のベンチマーク実験が実施された。その結果が解析に必要な全ての情報を含むように同意済みのフォーマットを使用して発行<sup>142)</sup>された。これには1974年9月に公開された ORNL におけるベンチマーク実験も含まれている。「やよい」では 20 cm 厚までの鉄の透過中性子スペクトルが 2 種類の幾何学的条件で測定された。すなわち、実験1は Fig. 17 に示すようにコリメートされてない中性子ビームとコリメートされた検出器を使用して行われ、実験2は逆条件である。測定には NE-213シンチレータと球形反跳陽子比例計数管が使用された。ともかく、かかる4つの実験データの公開は遮蔽分野における大きな前進を示すものであり、「やよい」によるわが国からの貢献は高く評価されよう。

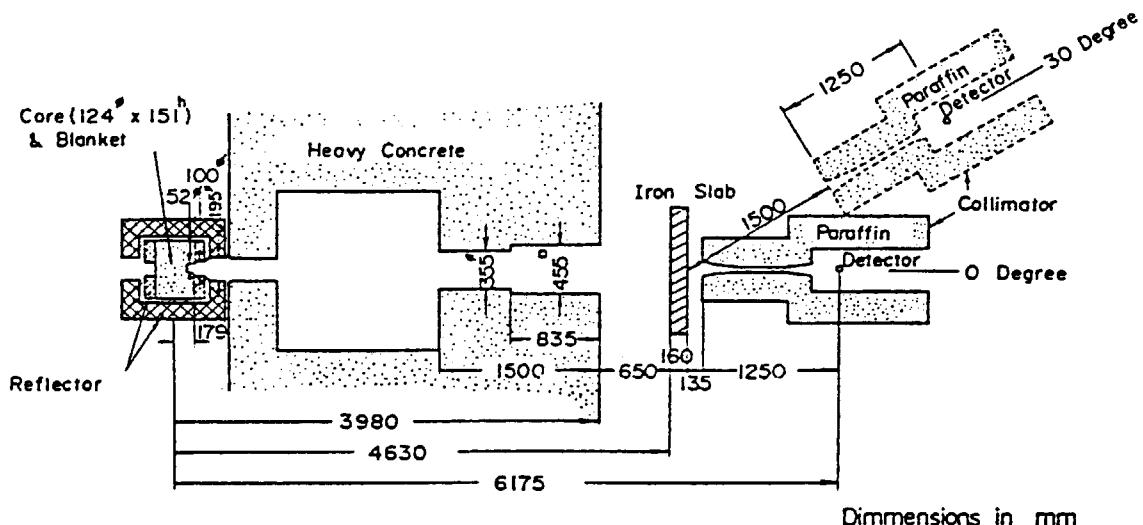


Fig. 17 Experimental arrangement for experiment 1 at 'YAYOI'.

## 7. レビュ一

EACRPは「炉物理における問題」というレビューを作成すれば有用であろうと判断し、1965年10月の第6回会合ではその1次原稿の検討が大半を占めた。当時、初参加のわが国はこのレビュー作成に貢献することはなかったが、このレビュー<sup>143)</sup>の内容はわが国にとって有用であった。比較的最近になってNEACRPは「高速炉物理の現状」というレビュー作成を計画した。これにはわが国も関連資料の提出と原稿の作成成分担を行った。しかし、これらの2つのレビューはいずれも公開には至らなかった。その理由は原稿の推敲に時間がかかり公開の機会を失したり、あるいは1次原稿が作成されない章が生じたりしたためであった。

以上のような大きいレビューとは異なり、ある特定のトピックについてのレビューは公開されている。すなわち、第18回および第19回会合で討議した「高速炉の増殖性評価」に関しては、フランスのBarré委員によるNEACRPの見解の総括<sup>144)</sup>がある。但し、このトピックに対するわが国からの直接的な貢献は殆んどなかった。また、第19回会合では高速炉の安全性と安全解析に直接的な関係をもつ炉物理量の精度が討論され、わが国からも見解の報告<sup>145)</sup>がなされた。これらは西ドイツのKüsters委員によって「LMFBRの安全性に関する炉物理」というレビュー<sup>146)</sup>にまとめられた。さらに、次に述べるように、「アクチノイドの生成と燃焼」に関するNEACRPの見解の総括がある。

### 7.1 アクチノイドの生成と燃焼

第18回会合において、中性子照射によるアクチノイドおよびFPの変換というトピックが取り上げられた。これは1973/74年における石油危機以来、各国においてエネルギー資源の問題がクローズアップされ、2,000年頃までに必要な原子力エネルギーの試算がなされた。その結果、多量のFPおよびアクチノイド核種の発生が予想され、これら放射性廃棄物の処理・処分が国際的に大きい問題を提起するに至ったからであった。先づ、イスラ研究所から、欧州共同体(EC)におけるアクチノイド問題の重要性および動力炉におけるアクチノイド変換の可能性について報告がなされた。イギリスからはZEBRAにおける核分裂率比の測定と解析について報告があったが、<sup>242</sup>Pu, <sup>241</sup>Am, <sup>243</sup>Amおよび<sup>244</sup>Cmの<sup>239</sup>Puに対する核分裂率比のFGL5セットによるC/E値には、35%に及ぶ不一致が観測されていた。また、フランスからも

アクチノイド廃棄物の照射による変換の予備的研究について報告があった。これらの情勢はわが国、特にFCAにおける研究に大きな刺激を与えた。

次いで第19回会合では、熱中性子炉および高速炉の燃焼に関する問題というトピックに対する報告ならびに討論に加えて、1975年11月に開催された「超アクチニウム核データに関するIAEA諮問グループ会合」の総括報告がなされた。アメリカにおける研究開発に関連した討論の中で、高速炉計算のためにはアクチノイドデータにかなりの不確実さがあると予想されるに至ったので、1群断面積のレビューがKüsters委員によって行われることになった。同委員からNEACRPの大型LMFBRベンチマークモデル(5.3にて既述)の中心スペクトルにより縮約された1群断面積の相互比較の結果が第20回会合で報告されたが、照射後の燃料要素の核種濃度と放射能の予測値には、使用した核データセットによって目標精度をはるかに超える不一致が存在することが明らかにされた。そして、わが国も含め各国で使用されているアクチノイドデータをLMFBRベンチマークモデルによって縮約した1群断面積をKüsters委員に送付することが要請された。

1978年の第21回会合におけるアクチノイドの生成と燃焼というトピックに対しては、先づ、フランスから軽水炉および高速炉に関する研究、ソ連からは高速炉の燃焼計算に要求されるアクチノイドデータの精度を評価するための摸動論の利用について報告があった。わが国からは、高速炉におけるアクチノイドの蓄積と減衰に関する感度解析結果<sup>147)</sup>を報告した。この研究は、複合した循環するチェインを含む核種のチェイン方程式を解くのに固有値法が充分適用可能であること、およびアクチノイド生成の感度係数が使用する燃料のPu同位元素組成に強く依存することを示した。次いで、アメリカおよびイギリスにおける研究について報告があったが、FGL5のアクチノイド断面積の積分データによる修正因子は、特に捕獲断面積に対して大きいとのことであった。

アクチノイド問題の一般的討論において、核データの精度に対する最も厳しい要請はアクチノイドの核変換の分野で起るということが合意された。主要な疑問は利用できる核データがアクチノイドの燃焼の物理現象を充分に評価できるほど正確か否かであったが、積分データによって系統的に修正されたセットを用いれば、充分な評価が可能になりつつあるという意見が大半を占めた。そして、アクチノイドの生成と燃焼に関するNEACRPの

見解をまとめることとなり、当時の Barré 議長から日本でこれを行い、1979年5月に開催される「超アクチニウム核データに関する第2回 IAEA 諮問グループ会合」までに完成して欲しいとの要請があった。

作成したレビューは以上に述べた各会合における各国の報告ならびに討論に基づき、燃料サイクルにおけるアクチノイドの重要性、改良された U-Pu サイクル軽水炉モデル、高速炉 1 群断面積の比較、感度解析、実験計画および核的な消滅研究というトピックスにわたって、アクチノイドの生成と燃焼に関する炉物理の分野における進歩を総括するとともに、研究をさらに必要とする分野を論評したものである。Table 17 に JENDL-1 によるものも含めて高速炉 1 群断面積の比較を示すが、FGL5 および CARNAVAL-IV は積分データによって修正された断面積を含んでいる。かつて Küsters 委員が行った比

較と較べると、大きい不一致は減少しているが、それでもなお、<sup>233</sup>Pa および <sup>242</sup>Am の分裂断面積、<sup>238</sup>Pu, <sup>242</sup>Am および <sup>243</sup>Cm の捕獲断面積にはファクター 2 以上の不一致が残っている。このレビューは各国の委員のコメントにより若干の修正や加筆を行ってから公開<sup>148)</sup>された。

## 7.2 高速炉物理の現状

1976年6月の第19回会合にて、高速炉物理の現状というレビューの作成に関して小グループによる検討が行われ、実施案が作成された。これによれば、Table 18 に示すような 6 つの章から構成し、各章は設計目標精度を同定し、これに対して現在の到達精度の評価および将来必要な研究の論評を行うよう定められた。各章の長さは 30 頁程度とされたが、作成のタイムスケジュールは極め

Table 17 Comparison of one-group cross sections for fast reactors

Reaction		FGL5	CARNAVAL IV	ENDF/B-VI	ENDF/B-V	JENDL-1	(barns)
Th 232	c	0.43	0.59	0.43	0.41	—	
	f	0.0094	0.0097	0.0091	0.0096	—	
Pa 233	c	1.13	1.33	1.18	1.18	—	
	f	0.64	0.22	0.062	0.062	—	
U 233	c	0.27	0.33	0.28	0.29	—	
	f	2.85	2.81	2.90	2.84	—	
U 234	c	0.61	0.35	0.63	0.66	—	
	f	0.29	0.30	0.29	0.32	—	
U 235	c	0.53	0.59	0.62	0.62	0.64	
	f	1.98	1.94	2.02	2.00	2.10	
U 236	c	0.59	0.51	0.60	0.61	—	
	f	0.088	0.092	0.089	0.099	—	
U 238	c	0.29	0.29	0.31	0.31	0.31	
	f	0.043	0.040	0.040	0.040	0.045	
Np 237	c	1.95	1.44	1.68	1.86	—	
	f	0.31	0.33	0.31	0.32	—	
Pu 238	c	0.45	0.54	0.48	0.80	0.91	
	f	1.13	0.84	1.15	1.14	1.12	
Pu 239	c	0.55	0.57	0.56	0.57	0.61	
	f	1.83	1.81	1.84	1.86	1.88	
Pu 240	c	0.63	0.55	0.58	0.61	0.62	
	f	0.35	0.33	0.36	0.36	0.37	
Pu 241	c	0.62	0.50	0.51	0.50	0.55	
	f	2.69	2.53	2.61	2.63	2.61	
Pu 242	c	0.39	0.63	0.39	0.48	0.41	
	f	0.22	0.22	0.27	0.25	0.28	
Am 241	c	2.01	2.02	1.37	1.89	1.69	
	f	0.31	0.29	0.41	0.28	0.30	
Am 242	c	0.11	0.7	—	0.097	—	
	f	3.33	3.7	—	0.61	—	
Am 243	c	1.73	1.6	0.86	1.20	1.65	
	f	0.19	0.2	0.17	0.22	0.23	
Cm 242	c	0.51	0.59	—	—	—	
	f	1.23	2.05	—	—	—	
Cm 243	c	0.10	0.5	—	0.27	—	
	f	2.89	3.39	—	2.77	—	
Cm 244	c	0.49	0.85	0.53	0.91	0.66	
	f	0.38	0.45	0.52	0.40	0.43	

**Table 18 Proposals leading to publication of a book reviewing the current status of fast reactor physics**

Chapter	Author	Content
1	H. Küsters (F.R. of Germany)/(Belgium)	Initial clean-core reactivity-critical enrichment and neutron balance - including cell and whole core calculations; experimental validation, clean reactor breeding gain.
2	J.Y. Barré (France)/(de Benelux)	Core burn-up, including fuel cycle, fission product build-up, isotopic changes and effects on breeding gain.
3	C.G. Campbell (U.K.)	Reactivity control and core power distributions, including control rod requirements, interaction effects, power distributions with rods present, $\gamma$ -heating in control rods and control absorber burn-up.
4	J. Hirota/T. Inoue (Japan)	Blanket physics, including blanket power and its variations with irradiation, breeding, $\gamma$ -heating, the problems of core/blanket interface, leakage spectrum (for shielding purposes), blanket management problems.
5	U. Farinelli (Italy)	Shielding, and energy deposition in the reactor and its structure, radiation damage.
6	C.E. Till (U.S.A.)	Reactor physics aspects of safety, including coefficients; material movements in small numbers of sub-assemblies, coherent core movements, and gross core rearrangements; point and space kinetics; the need for simplified methods for use in accident codes.

て厳しいものであった。わが国では、動燃が中心になって関係者の協力の下に1次原稿の作成を急ぎ、期限までにコメントを求めるために各國委員に配布した。1977年6月の第20回会合の時点では、わが国の章に加えてアメリカの章が配布されていた。しかし、アメリカの章は事故シケンスを取り扱っている節が高速炉物理の範疇外の内容を含んでいるとの指摘があり、再提出されることになった。1978年11月の第21回会合では、イタリアの担当した遮蔽の章が提出され、わが国の章も第2回目の改訂版<sup>149)</sup>を提出した。なお、遮蔽の章は完成度の高いものだったので、炉物理研究委員会の遮蔽部会を中心にその配布を行った。

ブランケット物理の章は序論、基礎的計算法(原研分担執筆)、積分実験(原研)、ブランケット出力解析(MAPI)、増殖特性(東芝およびNAIG)およびブランケット燃料管理(動燃)の各節から構成され、通常の LMFBR のブランケットを対象としたものであった。当時、非均

質炉心概念(3.5にて既述)が世界的な注目を集めつつあったが、将来、別に1章を設けることを考慮することであったので、IBは取り扱わず、実験を行う必要性の指摘に止めた。1979年10月の第22回会合では、イギリスの担当した制御棒の章およびアメリカの章の改訂版である反応度係数の章が提出された。これらは炉物理研究委員会に配布してコメントを求め、前者に対しては FCA における制御棒実験、後者に対しても構造材のドッブラー実験やナトリウムボイド価値に対する FP 効果の研究を参照することなどを提案した。しかし、西ドイツとフランスが担当した第1章と第2章は遂に作成されず、1982年の始めに至り、当時の Askew 議長がこのレビュー作成計画の廃止を決定した。このような残念な結果に終ったとはいえ、ブランケット物理の章の原稿作成ならびに他の章の内容検討、特に、制御棒価値や反応度係数の設計精度に関するわが国の現状の比較検討は、わが国にとって大いに有益であった。

## 8. おわりに

筆者がオブザーバーとして初参加した1965年10月第6回会合では、EACRPの存続についての討議が行われたが、これはEACRPの設立時に定められた4年間という期間の終りに当っていたからである。以来、4年ごとに得られた成果と将来の会合で取り上げるべき有益なトピックスについての討議が繰り返されているが、第6回会合の時に筆者は、日本では限られた量の燃料によって測定を可能にする高速炉物理技術、軽水炉の中性子経済およびトリウム系の燃料サイクルに関心があることを発言した。当時、高速炉物理への関心が多くの国で増加しつつあったから、多くの委員がトピックのリストに高速炉物理を含めることを支持した。そして、最近に至るまで高速炉物理に関連したトピックスが各会合における主要議題の座を占めてきたことは既に述べた通りである。会合によって得られたフランス、西ドイツ、イギリス、アメリカなどの情報はわが国における高速炉物理の進展に極めて有用であっただけでなく、FCA実験を含めわが国の成果を報告することによって国際協力の実を挙げることができた。

第24回までの各会合におけるわが国からの資料の提出数は、炉物理研究活動のレビューは別として、Table 2の括弧内に既に示したように、A資料が51、L資料が20に達している。1981年9月の第24回会合までのA資料およびL資料の総数は、会合の議事録および会合の技術セッションの議事録とOECD諸国の炉物理活動のレビューをそれぞれ除けば約440および約210である。したがって、数の上からはA資料について10%強、L資料について10%弱の貢献をしたことになる。第17回会合以降は動燃からの委員も出席されるようになり、わが国からの貢献も増加している。提出資料数だけで炉物理研究活動の活発さを判定することはできないが、研究が充実して来たのもこの頃であった。これは筆者がまとめた炉物理研究のレビューからも明瞭に認められる。

専門家会合の開催およびベンチマークテストの実施はわが国の炉物理研究に大きい刺激を与えるものであった。専門家会合については、特に原子炉遮蔽に関する専門家会合が頻繁に開かれ、わが国における遮蔽研究の進展に与えた影響は大きい。「やよい」における鉄のベンチマー-

ク実験はかかる専門家会合における合意に基づいて実施されたものである。また、SMORN-IIIが東京において成功裡に開催されたことも特筆されるべきである。NEACRPが実施したベンチマークテストには積極的に参加して来たが、BWR格子セル計算では、イギリスとともに最も詳細な解の提出を行った。また、大型LMFBR燃焼ベンチマーク計算は、実験炉しか稼動していないわが国にとって有意義なテストであった。さらに、SMORN-IIIと関連して実施した炉雑音解析ベンチマークテストは、データ処理の実際的手法の確立への大きな前進であった。

データの編集が活発に行われたのは1960年代であった。したがって、わが国からの寄与あるいは結果を利用する機会は比較的少なかった。例外は軽水格子データであり、発行が1977年になったため、わが国からの寄与は大きくなっている。「炉物理における問題」および「高速炉物理の現状」というレビュー作成はいずれも完成しなかったのは残念であった。前者はわが国がEACRPに参加する以前に開始されたものであったが、後者についてはブランケット物理という1章の原稿作成を担当した。当時、非均質炉心概念への関心が世界的に高くなり、これはブランケット物理の章だけでなく、遮蔽を除く全ての章に大きく影響するので、レビュー作成が完成しなかった間接的原因であったと考えられる。また、アクチノイド廃棄物蓄積の問題も炉物理研究に大きな刺激を与えたが、これに関するNEACRPの見解をまとめることができたことは筆者にとって幸いであった。

以上、1962年から20年間のわが国における炉物理研究の進歩を、NEACRPの活動との関連において総括してみた。本報告では、現在NEAデータバンクにおいて進行中の共同評価済み中性子データファイル(JEF)については述べてないが、これはENDF/B-V一般ファイルが公開されないことに端を発したもので、NEACRP内における経緯については原子力学会誌<sup>150)</sup>を参照されたい。NEACRPは1982年の第25回会合においてかなり長い討議を行った結果、その存続を満場一致で決議している。わが国における炉物理研究がNEACRPとともに今後も活発であることを祈る次第である。

## 謝　　辞

わが国における炉物理研究が NEACRP に関連した活動を通じて着実に進展するとともに、国際協力の実を挙げ得たのは、炉物理研究(特別専門)委員会の委員や関係各位の御協力に負うところが甚大である。ここに心からの謝意を表します。

さらに、1974年以降、筆者とともに NEACRP 会合に日本代表として出席された動燃の小林節雄氏(現日立より高速炉エンジニアリングへ出向中)および井上晃次氏の御協力に深く感謝致します。

## 参　考　文　献

- 1) Hirota J. : "Reactor Physics Activities in Japan", EACRP-L-57 (1965).
- 2) Katsuragi S., Ishiguro Y. and Kato O. : "Group Constants for a Fast Reactor and Sodium Void Effects", JAERI 1109 (1966).
- 3) Otsuka M. and Saito K. : "Space-Time Correlations in Neutron Distributions in a Multiplying Medium", J. Nucl. Sci. Technol., 2[5], 191 (1965).
- 4) Saito K. and Otsuka M. : "Theory of Statistical Fluctuations in Neutron Distributions", ibid., 2[8], 304 (1965).
- 5) Haga T. and Kobayashi I. : "Space Dependent Reactivity Effect of Fission and Absorption", ibid., 1[7], 246 (1964).
- 6) Hirota J., et al. : "Experimental and Theoretical Studies of Homogeneous Two-Region System", ibid., 2[4], 132 (1965).
- 7) Hiraoka T., et al. : "Pulsed Neutron Experiment in Fast Natural Uranium Systems", ibid., 1[3], 108 (1964).
- 8) Hirota J. : "Reactor Physics in OECD Countries (Japan), October 1965 - June 1966", EACRP-L-63 (1967).
- 9) idem : "Reactor Physics in OECD Countries (Japan), June 1966 - February 1967", EACRP-L-65 (1967).
- 10) Yoshijima S. : "A Method for Solving Space-Dependent Kinetic Equation for Analyzing Pulsed-Neutron Experiments", J. Nucl. Sci. Technol., 3[9], 403 (1966).
- 11) Hirota J. : "Reactor Physics in OECD Countries (Japan), February - September 1967", EACRP-L-66 (1969).
- 12) idem : "Reactor Physics in OECD Countries (Japan), October 1967 - May 1968", EACRP-L-69 (1969).
- 13) idem : "Reactor Physics Activities in OECD Countries (Japan), June 1968 - January 1969", EACRP-L-70 (1969).
- 14) idem : "Reactor Physics Activities in OECD Countries (Japan), February - October 1969", EACRP-L-71 (1970).
- 15) Katsuragi S., Tone T. and Hasegawa A. : "JAERI Fast Reactor Group Constants Systems, Part I", JAERI 1195 (1970).
- 16) Katsuragi S., et al. : "JAERI Fast Reactor Group Constants Systems, Part II-1", JAERI 1199 (1970).
- 17) Hirota J. : "Reactor Physics Activities in OECD Countries (Japan), November 1969 - June 1970", EACRP-L-78 (1971).
- 18) Tsuchihashi K. : "CLUP77 : A Fortran Program of Collision Probabilities for Square Clustered Assembly", JAERI 1196 (1971).
- 19) Hirota J. : "Reactor Physics Activities in OECD Countries (Japan), June 1970 - June 1971", EACRP-L-79 (1972).
- 20) idem : "Reactor Physics Activities in OECD Countries (Japan), June 1971 - June 1972", EACRP-L-80 (1973).
- 21) 飯島勉 : "臨界実験における新しい手法について(密度係数法とその応用)", 新型炉の炉物理(「新型炉に関する炉物理の総合的研究」班報告), 57(1972).
- 22) Hirota J. : "Reactor Physics Activities in OECD Countries (Japan), June 1972 - May 1973", EACRP-L-91 (1974).
- 23) Ishiguro Y. : "An Analysis of the Doppler Effect of Structural Materials", Nucl. Sci. Eng., 49, 228 (1972).
- 24) Tsuchihashi K. and Gotoh Y. : "The Resonance Integral of Coated Particles", ibid., 58, 213 (1975).
- 25) Hirota J. : "Reactor Physics Activities in OECD Countries (Japan), June 1973 - May 1974", NEACRP-L-111 (1975).
- 26) Kobayashi I., et al. : "Critical Experiments and Analysis on the Light Water Moderated PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> Lattices", private communication (1974). Later published as "Critical Experiments on Light Water Moderated PuO<sub>2</sub>-UO<sub>2</sub> Lattices", J. Nucl. Sci. Technol., 15[3], 166 (1978).
- 27) Mitani H. : "A New Experimental Method of Estimating Physics Parameters in Large Fast Reactors", J. Nucl. Sci. Technol., 13[2], 58 (1976).
- 28) Hiraoka T., et al. : "Integral Experiments on a Spherical Lithium Metal Blanket System", Nucl. Fusion Special Suppl., Proceedings of Sympo. Fusion Reactor Design Problems, 363 (1974).
- 29) Kobayashi S. : "Review of Fast Reactor Physics Activities Relevant to LMFBR Programme in PNC Japan", private communication (1974).
- 30) Hirota J. : "Reactor Physics Activities in OECD Countries (Japan), June 1974 - May 1975", NEACRP-L-120 (1976).
- 31) Matsumoto M., Haga T. and Ueda M. : "Heavy Water Critical Experiments for FUGEN (III), Control Rod

- Effects", PNC-N941-75-27 (1975).
- 32) Shiba K., et al. : "Heavy Water Critical Experiments for FUGEN (I), Void Reactivity in Plutonium Lattice", PNC-N941-75-28 (1975).
- 33) Wakabayashi T. and Hachiya Y. : "Heavy Water Critical Experiments for FUGEN (II), Cell Flux Distributions in Plutonium Lattice", PNC-N941-75-29 (1975).
- 34) Hirota J. : "Reactor Physics Activities in OECD Countries (Japan), June 1975 - May 1976", NEACRP-L-155 (1977).
- 35) Igarashi S., et al. : "Japanese Evaluated Nuclear Data Library, Version-1 : JENDL-1", JAERI 1261 (1979).
- 36) Mitani H. : "Estimation of Multiple Control Rod Worth with Strong Interaction Effect in Large Fast Reactors", J. Nucl. Sci. Technol., 13[9], 517 (1976).
- 37) Maekawa H., et al. : "Uranium-238 to Uranium-235 Fission-Ratio Distribution in Spherical Lithium-Metal Assemblies with and without a Graphite Reflector", Nucl. Sci. Eng., 57, 335 (1975).
- 38) Inoue T. : "Review of Fast Reactor Physics Activities Relevant to LMFBR Programme in PNC", private communication (1976).
- 39) Hirota J. : "Reactor Physics Activities in OECD Countries (Japan), June 1976 - May 1977", NEACRP-L-180 (1978).
- 40) Katsuragi S., et al. : "The Off-Line Computation System for Supervising Performance of JOYO - JOYPAC System Part 1, the Concept of Code System, the Simplified Calculation Subsystem Predicting the Core Characteristics, and the Recording Subsystem of JOYO - SMART and MASTOR Codes -", JAERI 1246 (1976).
- 41) Suzuki T., et al. : "Part 2, The Detailed Calculation Subsystem Predicting the JOYO Nuclear and Thermo-Hydraulic Characteristics - HONEYCOMB, FDCAL and FATEC Codes -", JAERI 1247 (1976).
- 42) Ise T., Yamazaki T. and Nakahara Y. : "FEM-BABEL, A Computer Program for Solving Three-Dimensional Neutron Diffusion Equation by the Finite Element Method", JAERI 1256 (1978).
- 43) Ueda M., Matsumoto M. and Haga T. : "Reactivity Worths of Annular Control Rods in a Pressure-Tube Type Heavy Water Lattice", Nucl. Sci. Eng., 62, 559 (1977).
- 44) Hachiya Y., et al. : "Lattice Parameter Measurements on Cluster-Type Fuel for Advanced Thermal Reactor", J. Nucl. Sci. Technol., 13[11], 618 (1976).
- 45) Takahashi A., et al. : "A Calculational Method of Anisotropic Neutron Transport Using the Scattering Kernel without Polynomial Expansion", ibid., 16[1], 1 (1979).
- 46) Miyasaka S., et al. : "Mock-up Experiment and Analysis for the Primary Shield of the Nuclear Ship MUTSU", C-4, Fifth Inter. Conf. on Reactor Shielding, Knoxville, April 18-23, 1977.
- 47) Inoue T. : "Review of Fast Reactor Physics Activities Relevant to LMFBR Programme in PNC", private communication (1977).
- 48) Hirota J. and Inoue T. : "Reactor Physics Activities in NEA Member Countries (Japan), May 1977 - November 1978", NEACRP-L-202 (1979).
- 49) Takeda T. and Komano Y. : "Extension of Askew's Coarse Mesh Method to Few-Group Problems for calculating Two-Dimensional Power Distribution in Fast Breeder Reactors", J. Nucl. Sci. Technol., 15[7], 523 (1978).
- 50) Kato Y., Takeda T. and Sekiya S. : "A Coarse-Mesh Correction of the Finite Difference Method for Neutron Diffusion Calculations", Nucl. Sci. Eng., 61, 127 (1976).
- 51) Tsuchihashi K. : "LAMP-B : A Fortran Program Set for the Lattice Cell Analysis by Collision Probability Method", JAERI 1259 (1979).
- 52) Hirota J. and Inoue T. : "Reactor Physics Activities in OECD Countries (Japan), November 1978 - October 1979", NEACRP-L-231 (1980).
- 53) Tsuchihashi K., Ishiguro Y. and Kaneko K. : "Resonance Absorption in High-Temperature Gas-Cooled Reactor Fuel with Double Heterogeneity", Nucl. Sci. Eng., 73, 164 (1980).
- 54) Shinkawa M., et al. : "Theoretical Analysis of Coupled-Core Reactors with the Method of the Moderator Region Response Function", ibid., 67, 19 (1978).
- 55) Seki Y. and Maekawa H. : "Cross-Section Sensitivity Analysis of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  Fission Rates Measured in a Graphite-Reflected Lithium Assembly", ibid., 66, 243 (1978).
- 56) Maekawa H., et al. : "Absolute Fission-Rate Distributions in Graphite-Reflected Lithium Oxide Blanket Assembly", J. Nucl. Sci. Technol., 16[5], 377 (1979).
- 57) Maekawa H. and Seki Y. : "Absolute Fission-Rate Distributions in Lithium and Hybrid Fusion Blanket Assemblies (I)", ibid., 14[2], 97 (1977).
- 58) Oka Y., et al. : "Two-Dimensional Shielding Benchmarks for Sodium and Iron at YAYOI", P-III-5, Fifth Inter. Conf. on Reactor Shielding, Knoxville, April 18-23, 1977.
- 59) Miura T., Takeuchi K. and Yamano N. : "Fast Neutron Transport through Laminated Iron-Water Shield", J. Nucl. Sci. Technol., 16[8], 563 (1979).
- 60) Hirota J. and Inoue T. : "Reactor Physics Activities in OECD Countries (Japan), October 1979 - September 1980", NEACRP-L-244 (1981).
- 61) Kikuchi Y., Narita T., and Takano H. : "Preliminary Results of Benchmark Tests on JENDL-2", J. Nucl. Sci. Technol., 17[7], 567 (1980).
- 62) 中野正文, 角田弘和, 弘田実弥 : "高速炉の炉心溶融模擬体系における反応率およびサンプル反応度価値の測定", JAERI - M 9090(1980).
- 63) 角田弘和, 中野正文, 弘田実弥 : "高速炉の炉心溶融模擬体系における反応率およびサンプル反応度価値の解析", JAERI - M 9091(1980).
- 64) Yamano N., Koyama K. and Minami K. : "Method of Calculation for Anisotropic Transmission Problems by Sn-Transport Code", J. Nucl. Sci. Technol., 16[12], 919 (1979).
- 65) Miura T., Takeuchi K. and Fuse T. : "Measurement and Calculation of Radiation Streaming through Annular Ducts", Rep. Ship Res. Inst., 16[6], 17 (1979).
- 66) Ueki K. : "Variance Reduction Techniques Using Adjoint Monte Carlo Method and Monte Carlo-Monte Carlo Coupling in Deep Penetration Problems", Monte Carlo Seminar-Workshop, ORNL/RSIC-44 (1980).
- 67) Shin K., et al. : "Fast Neutron Spectra Transmitted through Iron and Sodium Slabs", J. Nucl. Sci. Technol., 17[1], 37 (1980).
- 68) Hirota J. and Inoue T. : "Reactor Physics Activities in NEA Member Countries (Japan), October 1980 - September 1981", NEACRP-L-255 (1982).
- 69) Tsuchihashi K., et al. : "SRAC : JAERI Thermal Reactor Standard Code System for Reactor Design and Analysis", JAERI 1285 (1983).
- 70) Tsuchihashi K. : "CLUPH : A Fortran Program of

- Collision Probabilities for Hexagonal Lattice and its Application to VHTR", JAERI-M 9301 (1981).
- 71) Mukaiyama T., et al. : "Evaluation of Actinide Cross Sections by Integral Experiments in Fast Critical Assembly FCA", Proceedings of Inter. Conf. on Nuclear Cross Sections for Technology, Knoxville, 1979, 522, NBS SP 594 (1980).
- 72) Yokoyama T., et al. : "Measurement and Analysis of Neutron Emission Rate for Irradiated BWR Fuel", J. Nucl. Sci. Technol., 18[4], 249 (1981).
- 73) Sasamoto N. and Takeuchi K. : "Direct Integration Method for Solving the Neutron Transport Equation in Three-Dimensional Geometry", Nucl. Sci. Eng., 80, 554 (1982).
- 74) Oka Y., et al. : "Experiments and Analyses of Neutron and Gamma-Ray Streaming in the Cavity-Duct of a Fast Neutron Source Reactor", ibid., 76, 119 (1980).
- 75) Miura T., Fuse T. and Yamano N. : "Experiments on Neutron Transport through Annular Duct of Large Radius", J. Nucl. Sci. Technol., 18[5], 369 (1981).
- 76) Kuroi H., et al. : "Parametric Survey of Uncertainty in the Group Constant for the Resonance Energy Region for  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$ ", EACRP-L-67 (1967).
- 77) Kuroi H. and Hirota J. : "Comparison among Adjusted, Unadjusted and Differential Data of Cross Sections", private communication (1973).
- 78) Kuroi H. and Tone T. : "Cross Section Data and Specifications of AGLI/0 for Fast Reactor Analysis (Adjusted Group Library by Integral Data)", JAERI 1230 (1973).
- 79) Mitani H. and Kuroi H. : "On the Correlation between Group Cross Sections to be Adjusted by Use of Integral Data", J. Nucl. Sci. Technol., 7[1], 56 (1970).
- 80) Kuroi H., et al. : "ARCADIA : A Comprehensive Semi-automated System for Cross Section Evaluation Utilizing Integral Measurements", JAERI 1241 (1976).
- 81) Kuroi H. and Hirota J. : "On the Validity of Adjusted Cross Sections", private communication (1973).
- 82) Kuroi H., et al. : "Adjusted Cross Section Library AGLI and Reliability of Analysis of Integral Data", Proceedings of the Inter. Sympo. on Physics of Fast Reactors, Vol.III, 1188 (1973).
- 83) Kuroi H., Mitani H. and Hirota J. : "Effect of Group Collapsing in Perturbation Theory for Sample Worth Analysis", J. Nucl. Sci. Technol., 10[3], 139 (1973).
- 84) Kuroi H., Ichimori T. and Hirota J. : "Effect of Measuring Cavity on Integral Data in a Fast Multiplying System", ibid., 9[9], 555 (1972).
- 85) 弘田実弥, 他 : "FCA V-2-R 集合体における反射体効果実験", JAERI-M 9058(1980).
- 86) Seki Y., et al. : "Analysis of Fission Ratio Distribution in Spherical Lithium Metal Assembly with a Graphite Reflector", NEACRP-L-136 (1975).
- 87) Maekawa H., and Seki Y. : "Preliminary Results of Integral Experiment on Fusion-Fission Hybrid Blanket Assemblies", JAERI-M 6495 (1976).
- 88) Maekawa H., Kusano J. and Seki Y. : "Response Distributions of  $^6\text{LiF}$  and  $^7\text{LiF}$  Thermoluminescence Dosimeters in Lithium Blanket Assemblies", JAERI-M 6811 (NEACRP-L-165) (1976).
- 89) Miyasaka S., et al. : "Code System for the Radiation-Heating Analysis of a Nuclear Reactor RADHEAT", JAERI-M 5794 (1974).
- 90) Compiled by Hirota J. : "Analysis of Sodium Void Experiment on FCA V-1", private communication (1972).
- 91) Zukeran A., et al. : "Some Recent Results of Sodium Void Analysis and Related Problems", private communication (1974).
- 92) Shirakata K., Kuroi H. and Hirota J. : "Comments on Sodium Void Effect", private communication (1974).
- 93) Kamei T., et al. : "Study on Sodium Void Reactivity Worth Predictional Method", PNC-N251-76-28 (1976).
- 94) Yoshida T. and Iijima S. : "Numerical Study on Applicability of Benoist's Diffusion Coefficient to Sodium Void Reactivity Analysis", J. Nucl. Sci. Technol., 13[8], 464 (1976).
- 95) Koyama K., et al. : "Measurements of Fission Product Effects on Sodium Void Worth in Fast Reactor", NEACRP-L-189 (1977).
- 96) Koyama K., Mitani H. and Kuroi H. : "Effect of Fission-Product Accumulation on Sodium-Void Worth", Fast Reactor Physics 1979, Vol.I, 583, IAEA (1980).
- 97) Tsutsumi K., Ueda Y. and Otake I. : "A Study of the Heterogeneous Core Characteristics", private communication (1978).
- 98) Nakano M., et al. : "Experimental Study of LMFBR Heterogeneous Core at FCA", JAERI-M 8117 (NEACRP-L-203) (1979).
- 99) idem : "An Experimental Study of the Heterogeneous LMFBR Core Using FCA Assemblies with Axial Internal Blanket", Fast Reactor Physics 1979, Vol.II, 3, IAEA (1980).
- 100) Miyagi K., et al. : "A Study on the Potential Safety Advantage of Heterogeneous LMFBRs (I)", private communication (1979).
- 101) idem : "A Study on the Potential Safety Advantage of Heterogeneous LMFBRs (II)", private communication (1980).
- 102) Aoki K., et al. : "A Study on the Safety and Physics Aspects of Large Heterogeneous LMFBRs", private communication (1981).
- 103) Naito Y., et al. : "Criticality Computation Using the Monte Carlo Code KENO-4 with a New Multi-Group Nuclear Constants Library", private communication (1979).
- 104) Matsumoto T., Takami M. and Yumoto R. : "Validation of KENO-II, ANISN and Hansen-Roach Cross Section Set on Plutonium Solution Systems", NEACRP-L-246 (1980).
- 105) Matsumoto T. and Yumoto R. : "Calculational Investigations on Designing Methods of Fuel Thickness of Annular Tanks for Plutonium Solutions", NEACRP-L-247 (1980).
- 106) Ishikawa H. : "Burn-up Codes in Japan", private communication (1966).
- 107) Kobayashi I. : "Status Activity Report on Few Rod Experiments in Japan", Proceedings of the Conf. on Analysis of Few Rod Experiments in Reactor Physics, EUR 4470e (1970).
- 108) Miyasaka S. and Higashihara Y. : "Today's Activities on Reactor Shielding Studies in Japan", The Physics Problems of Reactor Shielding, Report of a Joint ENEA/IAEA Specialist Meeting, Paris, December 1970.
- 109) An S., et al. : "Iron Shielding Benchmark Experiments at 'YAYOI'", Proceedings of the Specialists' Meeting on Sensitivity Studies and Shielding Benchmarks, Paris, October 7-10, 1975, 104, OECD (1976).
- 110) Furuta Y., Sasamoto N. and Tanaka S. : "Preliminary Studies of Neutron Benchmark Experiments for One-Dimensional Transport Calculation with an Iron

- Sphere", *ibid.*, 120.
- 111) Miyasaka S., et al. : "Sensitivity and Uncertainty Analysis for Iron Cross Sections", *ibid.*, 215.
- 112) Kaneko Y., Akino F. and Yasuda H. : "Measurement of Multiple Control Rods Reactivity Worths in Semi-Homogeneous Critical Assembly", Proceedings of the Specialists' Meeting on Control Rod Measurement Techniques : Reactivity Worth and Power Distributions, C.E.N. Cadarache, April 21 and 22, 1976, NEACRP-U-75 (1976).
- 113) Mizoo N., et al. : "Reactivity Measurement on Far-Subcritical Fast System", *ibid.*.
- 114) Haga T., Aihara N. and Kamikawa H. : "POLESTAR-2R/3F Code for Power Mapping and Refuelling Analyses of HWR-FUGEN", Proceedings of a Specialists' Meeting on the Calculation of 3-Dimensional Rating Distributions in Operating Reactors, Paris, November 26-28, 1979, 319, OECD (1980).
- 115) Naito Y. : "Calculations of Power Distribution in a BWR Core by a New Finite Difference Method", *ibid.*, 265.
- 116) Kiguchi T., et al. : "Effective Use of Operating Data for Three-Dimensional BWR Core Simulator", *ibid.*, 209.
- 117) Ohtani N., et al. : "Application of Cross Section Sensitivity Analysis to 'JOYO' Main Shield", Proceedings of a Specialists' Meeting on Nuclear Data and Benchmarks for Reactor Shielding, Paris, October 27-29, 1980, 157, OECD (1981).
- 118) Oka Y., et al. : "Progress Report on Shielding Experiments at 'YAYOI'", *ibid.*, 337.
- 119) Kuroda Y., et al. : "Proposal for the Third Specialists' Meeting on Reactor Noise (SMORN-III)", private communication (1979).
- 120) Hirota J. : "SMORN-III Summary", Progress in Nuclear Energy, Vol.9, Reactor Noise - SMORN-III, 701 (1982).
- 121) 弘田実弥, 他 : "原子炉雑音解析の安全関連応用における最近の進歩", 日本原子力学会誌, 24(3), 188(1982).
- 122) Halsall M.J. : "Review of International Solutions to NEACRP Benchmark BWR Lattice Cell Problems", private communication (1977).
- 123) Kieffaber E. and Braun J. : "An International Intercomparison of Results for the Reactivity Effect of Steam Ingress into the Core of a Gas-Cooled Fast Reactor", KfK 3143 (1981).
- 124) LeSage L.G., et al. : Proceedings of the NEACRP/IAEA Specialists' Meeting on the International Comparison of a Large Sodium-Cooled Fast Breeder Reactor at Argonne National Laboratory on February 7-9, 1978, ANL-80-78 (NEACRP-L-243) (1980).
- 125) Nakagawa M. and Yoshida H. : "Burn-up Calculation Applied to the NEACRP Fast Breeder Benchmark (Appendix ; Tables of 70 and 25 Group Cross Sections for Actinide and F.P.)", JAERI-M 9743 (1981).
- 126) Koyama K., et al. : "RADHEAT-V3 : A Code System for Generating Coupled Neutron and Gamma-Ray Group Constants and Analyzing Radiation Transport", JAERI-M 7155 (1977).
- 127) Salvatores M. and Palmiotti G. : "International LMFBR Shielding Benchmark Intercomparison and Analysis", Proceedings of the Sixth Inter. Conf. on Radiation Shielding, Tokyo, May 16-20, 1983, Vol.1, 34, JAERI (1983).
- 128) Hehn G. : "Results of the NEA PWR Shielding Benchmark", *ibid.*, 45.
- 129) Suda N. : "Summary Report on Reactor Noise Analysis Benchmark Test", Progress in Nuclear Energy, Vol.9, Reactor Noise - SMORN-III, 693 (1982).
- 130) Edited by Shinohara Y. and Hirota J. : "SMORN-III Benchmark Test on Reactor Noise Analysis Methods", JAERI-M 84-025 (NEACRP-L-257) (1984).
- 131) Saji E., Sakurai S. and Takeda T. : "Application of the Response Matrix Method to BWR Lattice Analysis", Ann. Nucl. Energy, 8[4], 155 (1981).
- 132) Maeder C. and Wydler P. : "Burnup Calculations for a BWR Lattice with Adjacent Poisoned Fuel Rod", private communication (1982).
- 133) Ishiguro Y. and Tsuchihashi K. : "On the Geometric Modelling Effects for the Pin/Plate Heterogeneity Calculation", private communication (1981).
- 134) 飯島勉, 他 : "FCA V-2 集合体の臨界実験", JAERI - M 7888(1978).
- 135) Grimstone M.J. : "A Summary of Solutions for the Pin-Plate Cell Heterogeneity Benchmark", private communication (1983).
- 136) Compiled by EACRP : "D<sub>2</sub>O Lattice Data", EACRP-L-42 Supplement (1970).
- 137) Edited by Bernocchi E. and Martinelli R. : "Light Water Lattice Data", CNEN-QUADERNO RIT/FIS (77)1 (NEACRP-U-190) (1977).
- 138) Compiled by EACRP : "Neutron Spectra", EACRP-L-62 Supplement 4 (1970).
- 139) Compiled by EACRP : "Compilation of Data on Experimental Shielding Facilities and Tests of Shields of Operating Reactors", ORNL-RSIC-24 (EACRP-U-37) (1968).
- 140) Casini G. : "Thermal Benchmark Experiment Compilation", private communication (1974).
- 141) Kaneko Y., et al. : "Measurement of Prompt Neutron Decay Constant in Delayed Critical State of Heavily Reflected Reactor", J. Nucl. Sci. Technol., 4[9], 462 (1967).
- 142) Compiled by Nicks R. : "Results of the First Four Single-Material Experiments in Iron (Issue 1)", NEACRP-U-73 (1976).
- 143) Mummary P. : "EACRP Review of Reactor Physics Problems", private communication (1969).
- 144) Barre J.Y. : "Summary of Current NEACRP Views on Fast Reactor Breeding Assessment", Ann. Nucl. Energy, 7[2], 119 (1980).
- 145) Aizawa K. and Inoue T. : "Some Reactor Physics Problems Related to LMFBR Safety", private communication (1976).
- 146) Küsters H. : "Review by the NEA Committee on Reactor Physics of Reactor Physics Aspects Related to the Safety of Liquid Metal Fast Breeder Reactors", NEACRP-U-76 (1977).
- 147) Mitani H., Koyama K. and Kuroi H. : "Sensitivity Analysis of Build-up and Decay of Actinides in Fast Reactors", private communication (1978).
- 148) Hirota J. and Mitani H. : "Summary of NEACRP View on Actinide Production and Burn-up", Ann. Nucl. Energy, 7[8], 439 (1980).
- 149) Compiled by Hirota J. and Inoue T. : "The Present Status of Fast Reactor Physics, Chapter 4 ; Blanket Physics", private communication (1978).
- 150) 弘田実弥 : "炉物理研究「特別専門」委員会の活動, 昭和 54 ~ 56 年度報告", 日本原子力学会誌, 24(9), 688 (1982)

## 略 語 表

AHCF	Aqueous Homogeneous Critical Facility	IWGNPPCI	International Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation
ANL	Argonne National Laboratory	JPDR	Japan Power Demonstration Reactor
BIZET	Big ZEBRA Experiments	JRR	Japan Research Reactor
BNL	Brookhaven National Laboratory	JUPITER	Japanese-US Program of Integral Tests and Experimental Researches
CADENZA	Compact Assembly Diagnostic Experiments in ZEBRA	MAPI	Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.
CRBR	Clinch River Breeder Reactor	NAIG	Nippon Atomic Industry Group Co. Ltd.
CREST	Committee on Reactor Safety Technology	NCA	NAIG Critical Assembly
CSNI	Committee on Safety of the Nuclear Installations	NEA	Nuclear Energy Agency
DCA	Deuterium Critical Assembly	NEACRP	NEA Committee on Reactor Physics
EACRP	European American Committee on Reactor Physics	OCF	Ozenji Critical Facility
EANDC	European American Nuclear Data Committee	OECD	Organization for Economic Co-operation and Development
EC	European Community	ORNL	Oak Ridge National Laboratory
ENEA	European Nuclear Energy Agency	SHE	Semi-Homogeneous Experiment
ESIS	European Shielding Information Service	SMORN	Specialists' Meeting on Reactor Noise
FCA	Fast Critical Assembly	TCA	Tank Critical Assembly
FINTOR	Fusion International Tokamak Reactor	VHTR	Very High Temperature Reactor
FNS	Fusion Neutronics Source	ZEBRA	Zero Breeder Reactor Assembly
HTR	Hitachi Training Reactor	ZPPR	Zero Power Plutonium Reactor
IAEA	International Atomic Energy Agency	WRENDA	World Request for Evaluated Nuclear Data