

現在及び将来の  
原子力エネルギーシステムの  
研究開発ニーズ

**Research and Development Needs  
for Current and Future  
Nuclear Energy Systems  
(Japanese translation)**

© OECD 2004  
NEA No. 5808

原子力機関  
経済協力開発機構

## 経済協力開発機構

1960年12月14日にパリで署名され、1961年9月30日に発効した条約第1条に従って、経済協力開発機構（OECD）は以下の政策を推進する。

- 加盟国において、財政金融上の安定を維持しつつ、高度な持続的経済成長及び雇用並びに生活水準の向上を達成し、もって世界経済の発展に貢献すること。
- 経済的発展の途上にある加盟国及び非加盟国の経済の健全な拡大に貢献すること。
- 国際的義務に従って、世界の貿易の多角的かつ無差別的な拡大に貢献すること。

OECD の原加盟国は、オーストリア、ベルギー、カナダ、デンマーク、フランス、ドイツ、ギリシャ、アイスランド、アイルランド、イタリア、ルクセンブルク、オランダ、ノルウェー、ポルトガル、スペイン、スウェーデン、スイス、トルコ、イギリス、アメリカ合衆国である。以下の国は、括弧内の日付で加盟：日本（1964年4月28日）、フィンランド（1969年1月28日）、オーストラリア（1971年6月7日）、ニュージーランド（1973年5月29日）、メキシコ（1994年5月18日）、チェコ共和国（1995年12月21日）、ハンガリー（1996年5月7日）、ポーランド（1996年11月22日）、大韓民国（1996年12月12日）、スロバキア共和国（2000年12月14日）。ヨーロッパ共同体委員会は、OECD の一部を担う（OECD 条約第13条）。

## 原子力機関

OECD 原子力機関（NEA）は、OEEC 欧州原子力機関の名称で、1958年2月1日に設立された。日本が、非欧州諸国で始めて正式加盟国となった1972年4月20日に現在の名称となった。NEA の加盟国は、今日、28のOECD加盟国から成る：オーストラリア、オーストリア、ベルギー、カナダ、チェコ共和国、デンマーク、フィンランド、フランス、ドイツ、ギリシャ、ハンガリー、アイスランド、アイルランド、イタリア、日本、ルクセンブルク、メキシコ、オランダ、ノルウェー、ポルトガル、大韓民国、スロバキア共和国、スペイン、スウェーデン、スイス、トルコ、イギリス、アメリカ合衆国。ヨーロッパ共同体委員会も、同機関の一翼を担う。

NEA の任務は、以下の通りである。

- 国際協力を通じて、加盟国が、安全で環境に調和した経済的な原子力の平和利用に必要な科学技術及び法的な基礎を維持しさらに発展させることを支援すること。
- 重要課題に対する権威ある評価を与えて共通の理解を作り、原子力政策に関する政府の決定や、エネルギーと持続的成長等の分野におけるOECDの広範囲な政策評価に資するための情報を与えること。

NEA の業務範囲には、安全及び規制、放射性廃棄物管理、放射線防護、原子力科学、核燃料サイクルの経済的・技術的分析、原子力法規と責任、公共情報が含まれる。NEA データバンクは、核データとコンピュータプログラム・サービスを加盟国に提供する。

上記及び関連業務において、NEA はウィーンの国際原子力機関(IAEA)を初め、原子力分野の他の国際機関とも協力協定を締結し、緊密な協力関係の下で業務を進める。

Originally published by the OECD/NEA in English under the title :  
“Research and Development Needs for Current and Future Nuclear Energy Systems”

© OECD 2003

© OECD 2004 For the Japanese translation

アメリカ合衆国を除く他の国で、本書の一部を非営利目的または授業での利用のために複製する場合は、The Centre français d'exploitation du droit de copie (CCF), 20, rue des Grands-Augustins, 75006 Paris, France, Tel. (33-1) 44 07 47 70, Fax (33-1) 46 34 67 19 から許諾を得ること。アメリカ合衆国での許諾は、The Copyright Clearance Center, Customer Service, (508)750-8400, 222 Rosewood Drive, Danvers, MA 01923, USA, または、CCC Online: <http://www.copyright.com/> から得ること。その他、本書の全てあるいは一部を複製または翻訳する場合の許可は、OECD Publications, 2, rue André-Pascal, 75775 Paris Cedex 16 France.に申請するものとする。

## 前書き

2001年、OECD/NEA 原子力科学委員会（NSC）は、原子力科学における研究開発（R&D）ニーズの研究を始めた。この研究の最初の段階は、NSCの支援により実行された過去及び現在進行中の研究結果のレビューから成る。これに続き、2002年11月6日から8日まで、フランスのパリで現在及び将来の原子力システムの研究開発ニーズに関するワークショップ(Workshop on R&D Needs for Current and Future Nuclear Systems)が開かれた。

ワークショップは、二つの理由により時宜にかなっていると考えられた。第一の理由は、核廃棄物の核変換用加速器及び次世代の動力炉と関連した R&D ニーズを模索する第4世代炉構想を包含する、将来の原子力システムに関連した多くの文書が最近公表されたことであり、ワークショップでは、これら両方の活動分野がレビューされた。第二の理由は、NEAが2004年から2009年までの新5ヵ年戦略計画を準備していたということであり、ワークショップの調査結果は、その計画の原子力科学の部分に有用な情報を提供できるということであった。

ワークショップのテーマ（原子力科学での R&D ニーズ）はまた、NEAの原子力施設安全委員会（CSNI）及びNEAの原子力開発委員会（NDC）にとって重要であった。両委員会は関連性のある活動を行っており、その成果はワークショップで発表された。

ワークショップでは、新しい原子炉概念に関する NEA 加盟国と国際機関での研究プログラムと同様に、NSCの過去及び現在進行中の活動が発表された。これらの発表の後、参加者は NSC 作業に関連する原子力科学の分野における将来の R&D 構想の必要性を議論し、NSC に対する一連の勧告がなされた。それは、この報告書の「結論と勧告」の章に示されている。

この報告書<sup>\*</sup>は、原子力科学分野における R&D ニーズについて NSC の研究成果をまとめたものである。それは、将来の原子力エネルギーシステムの指導者にとって関心の高いものであるだけでなく、原子力科学及び原子力研究プログラムの指導者にとってもとりわけ重要であろう。

研究には、日本文部科学省（MEXT）から、任意拠出金による財政的支援があった。

---

<sup>\*</sup>本書は、2002年11月に開催されたワークショップについて記述した原本(Research and Development Needs for Current and Future Nuclear Energy Systems、2003年発刊、NEA No.4453)の翻訳版である。原本発表以降の活動内容の推移や現状は、OECD/NEA のウェブサイト <http://www.nea.fr/> 等で確認されることを推奨する。

## FOREWORD

In 2001, the OECD/NEA Nuclear Science Committee (NSC) initiated a study on research and development (R&D) needs in nuclear science. The initial phase of this study comprised a review of the outcome of past and ongoing studies performed under the aegis of the NSC. This phase was then followed by a workshop on R&D Needs for Current and Future Nuclear Systems, held in Paris, France on 6-8 November 2002.

The workshop was considered timely for two reasons. The first was the recent publication of a number of documents related to future nuclear systems, including accelerators for the transmutation of nuclear waste and the Generation IV initiative looking at next-generation power reactors and related R&D needs. The workshop reviewed both of these areas of activity. The second reason was that the NEA was preparing a new five-year strategic plan for 2004-09, and the findings of the workshop would provide useful input into the nuclear science part of that plan.

The theme of the workshop – R&D needs in nuclear science – was also of interest to the NEA Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) and the NEA Nuclear Development Committee (NDC). Both of these committees had relevant ongoing activities, which were presented at the workshop.

During the workshop, past and ongoing NSC activities were presented, as well as research programmes in NEA member countries and international organisations on new nuclear reactor concepts. Following these presentations, participants discussed the need for future R&D initiatives in areas of nuclear science of relevance to NSC work. A set of recommendations to the NSC were issued and can be found in the “Conclusions and Recommendations” chapter of this report.

This report presents the results of the NSC study on R&D needs in nuclear science. It will be of particular interest to heads of nuclear science and nuclear research programmes, as well as to those interested in future nuclear energy systems.

The study was financially supported by a voluntary contribution from the Japanese Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology (MEXT).

## 目次

前書き.....	3
概要.....	9
第1章    はじめに.....	15
<b>過去及び現行の原子力 R&amp;D 活動.....</b>	<b>17</b>
第2章    分離・核変換技術.....	19
第3章    核データ.....	31
付録1 –基本核データ測定のための施設.....	45
付録2 –核データ評価国際協力ワーキングパーティ (WPEC)のサブグループ.....	51
第4章    燃料挙動.....	53
付録3 –NSC 燃料挙動に関する科学的問題 専門家グループ(TFSFB) – 範囲と目的.....	69
第5章    臨界安全性.....	71
第6章    プルトニウムリサイクル及び革新的燃料サイクル.....	79
第7章    炉物理と遮へい.....	85
第8章    安全性研究に関する CSNI の活動.....	99
第9章    R&D ニーズに関する NDC 活動.....	107
<b>新しい原子力システムに対する R&amp;D ニーズ.....</b>	<b>109</b>
第10章    CEA における将来の原子力エネルギーシステムに関する研究の概要.....	111
第11章    第4世代原子力エネルギーシステム技術ロードマップ.....	113
第12章    INPRO 及びその状況の紹介.....	117

第13章	フィンランドにおける原子力エネルギー研究開発.....	119
第14章	先進的燃料サイクル5ヵ年プログラム.....	123
第15章	日本の加速器駆動システム計画.....	127
第16章	ヨーロッパのADS研究プログラム：設計及び展望.....	131
<b>結論と勧告</b> .....		135
第17章	核データ.....	137
第18章	炉物理と炉システムの挙動.....	139
第19章	燃料、材料、冷却材及び化学処理.....	141
付属書 A –参加者リスト.....		143
付属書 B –分科会の参加者.....		145
付属書 C –主催者組織.....		147

## TABLE OF CONTENTS

Foreword .....	3
Executive Summary .....	9
<i>Chapter 1</i> Introduction.....	15
<b>PAST AND ONGOING NUCLEAR R&amp;D ACTIVITIES</b> .....	<b>17</b>
<i>Chapter 2</i> Partitioning and transmutation .....	19
<i>Chapter 3</i> Nuclear data .....	31
Appendix 1 – Facilities for measuring basic nuclear data .....	45
Appendix 2 – Sub-groups of the Working Party on International Evaluation Co-operation (WPEC) .....	51
<i>Chapter 4</i> Fuel behaviour .....	53
Appendix 3 – NSC Expert Group on Scientific Issues of Fuel Behaviour (TFSFB) – Scope and objectives .....	69
<i>Chapter 5</i> Nuclear criticality safety .....	71
<i>Chapter 6</i> Plutonium recycling and innovative fuel cycles .....	79
<i>Chapter 7</i> Reactor physics and shielding.....	85
<i>Chapter 8</i> CSNI activities related to safety research .....	99
<i>Chapter 9</i> NDC activities related to R&D needs .....	107
<b>R&amp;D NEEDS FOR NEW NUCLEAR SYSTEMS</b> .....	<b>109</b>
<i>Chapter 10</i> Overview of CEA studies on future nuclear energy systems.....	111
<i>Chapter 11</i> Generation IV nuclear energy systems technology roadmap.....	113
<i>Chapter 12</i> An introduction to INPRO and its status.....	117

<i>Chapter 13</i> Nuclear energy R&D in Finland .....	119
<i>Chapter 14</i> Advanced Fuel Cycle Five-year Programme .....	123
<i>Chapter 15</i> Japanese Accelerator-driven Systems Programme .....	127
<i>Chapter 16</i> European ADS Programme: Designs and perspectives .....	131
<b>CONCLUSIONS AND RECOMMENDATIONS</b> .....	135
<i>Chapter 17</i> Nuclear data .....	137
<i>Chapter 18</i> Reactor physics and systems behaviour.....	139
<i>Chapter 19</i> Fuels, materials, coolants and chemistry.....	141
Annex A – List of participants .....	143
Annex B – Participants in the discussion groups .....	145
Annex C – Meeting organisation.....	147



## 概要

原子力分野の研究開発（R&D）プログラムを継続することは、既存の原子力発電所と核燃料サイクル施設の安全で効率的な運転を維持し、さらに、将来における先進的、革新的な原子力エネルギーシステムの出現を確かなものにするために不可欠である。原子力発電が将来の持続可能なエネルギーとしての要求を満たすという重要な役割を果たすためには、R&D ニーズを明らかにして、それに必要な専門知識と資源を十分に確保することが不可欠である。

しかし、多くの NEA 加盟国ではこの数年間、原子力 R&D への支出が著しく減少してきており、施設及び専門知識の喪失が発生している。このことは、将来のニーズに応えるため十分な R&D 基盤設備を維持することへの懸念を引き起こした。R&D プログラムを最大限に効率化し、限られた資源を最も効果的に利用するために、さらなる国際的な協力及び連携が不可欠である。このような国際協力を推進することは、NEA の重要な役割の一つである。

これらの課題に対処するために、原子力施設安全委員会（CSNI）と原子力開発委員会（NDC）の緊密な連携のもと、現在及び将来の原子力システムのための研究開発ニーズに関するワークショップ（Workshop on R&D Needs for Current and Future Nuclear Systems）が NEA の原子力科学委員会（NSC）により組織された。ワークショップは、2002 年 11 月 6 日から 8 日までパリで開催され、11 ヶ国及び 3 国際機関から 33 人の参加者があった。

ワークショップを通して、全体で 15 の発表がなされた。最初のセッションは、NEA が関与した過去及び現在進行中の原子力 R&D の概要を示す発表で構成された。これらは、分離・核変換（P&T）、核データ、燃料挙動、臨界安全性、プルトニウムリサイクル及び革新的燃料サイクル、炉物理及び遮へいに関する発表に分類された。

NEA は、長期研究プログラムが開始された 1980 年代後期から P&T 研究に関与してきた。主要な関心事は、長寿命放射性廃棄物の消滅処理のための加速器駆動システム（ADS）であった。研究プログラムは NSC と NDC が連携して監督し、この分野での密接な協力関係を確立した。1992 年に NSC は、核変換概念に関する基礎的科学論点の検討を守備範囲とする、種々の核変換概念の物理学的側面に関する専門家グループ（Expert Group on Physics Aspects of Different Transmutation Concepts）を発足させた。概要報告は 20 以上の概念及びフォローアップ活動を提示しており、1994 年に発行された。

P&T に関する NEA の作業を調整する助けとして、2000 年に、NSC は、分離・核変換技術の科学的課題に関するワーキングパーティ（Working Party on Scientific Issues in Partitioning and Transmutation、WPPT）を設立した。その作業の範囲は、加速器の利用と信頼性、化学分離、核燃料と材料、そして、炉物理と安全性を含む。これらの 4 分野をそれぞれ検討するために、サブグループが設立された。WPPT は、NEA 加盟国に対して P&T 概念の実現可能性と開発状況に関する最新の情報を提供し、R&D 要求事項について助言することが求められている。2004 年に P&T の現状についての主要な報告書を作成する予定である。

ここ数年、全体的に取組みは減少したけれども、NEA 加盟国及び非加盟国には核データ測定に利用する多くの施設がある。世界中にある様々な施設における核データ作業を調整し、重複を避け、要求されたデータを確実に作成するため、国際協力は重要である。他の機関と共に、NEA

は長年にわたって協力の促進に重要な役割を果たしてきた。NEA のデータバンクは、核データ評価の取りまとめ及び手助けをするデータセンターの国際的なネットワークの一翼を担う。

NSC の核データ評価国際協力ワーキングパーティ(Working Party on International Evaluation Cooperation、WPEC)は、核データ評価活動をレビューするために 1989 年に設立された。専門家サブグループは、課題を調査するために定常的に設置されている。現在までに 20 以上の短期サブグループが組織され、そのほとんどは報告書を公刊した。核反応断面積計算コード、評価済データフォーマットとその処理、標準断面積データ、高優先度核データ要求リスト(High Priority Request List)を対象とする四つの常置サブグループも組織された。高優先度核データ要求リストは、様々な国からのデータ作成要求を取りまとめ、評価する国際的な協力の取組みである。それは、約 500 の核データ作成要求を含んでおり、NEA のウェブサイト上で閲覧可能である。

核燃料挙動についての科学知識を向上させる上での国際協力の必要性を、NSC は以前から認識していた。1995 年に、NSC の専門家グループは、この問題に関する報告書を作成した。これは、それ以降の NSC による一連の活動の出発点となった。報告書は、既存の核燃料は性能と安全性に関して非常に信頼でき、その一因として運転裕度が大きいことを指摘している。原子炉運転の経済効率を改善せよという圧力を満足させるため、より正確に燃料性能を予測することがますます重要になっている。このことは、高品質のデータに裏付けられた優れた燃料挙動解析コードの必要性を示唆した。

専門家グループは、計算コードの性能向上に使用できる燃料性能に関する有用な実験データをレビューし続けた。これは、NEA データバンクによって組織、管理されている国際燃料挙動試験(International Fuel Performance Experiment、IFPE)データベースの作成につながった。データベースは、全ての商業運転されている熱中性子炉システムを対象とし、主に標準のジルカロイ燃料被覆  $UO_2$  燃料に焦点を当てている。同データベースは今や十分に確立され、コード開発に係る機関により広く使われている。同データベースには 400 データセット以上も収録され、さらなるデータの追加作業が続けられている。

臨界計算ワーキンググループ (Criticality Computations Working Group) は、元々、CSNI により 1980 年に設置され、その後 NSC 傘下に移動したものである。グループの目的は、臨界安全評価に利用できる計算手法とデータを調査することであった。結果の精度及び質における大きな差異は、更なる作業への推進力となり、NEA による一連の臨界安全研究へとつながった。潜在的にコストと貯蔵場所の大幅な節減に結びつく、実際の燃料条件を考慮した使用済燃料の臨界計算の方法を開発するために、1990 年代初頭に燃焼度クレジットに関する専門家グループ (Expert Group on Burn-up Credit) が設立された。それは作業のいくつかの段階を完了し、最も長期にわたる NEA 専門家グループとなった。

世界中の施設で実施される臨界実験のデータを収集する国際的な活動は、1992 年に米国エネルギー省で始められた。これは、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project、ICSBEP) というタイトルで、1994 年に NEA へ移された。プロジェクトは、その後急速に成長して、臨界安全分野に多大な貢献を続けている。データは、*International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments* (国際臨界安全ベンチマーク実験ハンドブック) として公刊されている。

燃焼度クレジットに関する専門家グループと ICSBEP を含む臨界安全に関する作業は、現在、NSC の臨界安全ワーキングパーティ(Working Party on Nuclear Criticality Safety)により監督されている。ワーキングパーティは、さらに、最小臨界値、実験ニーズ、核分裂源収束性解析、臨界暴走解析と未臨界実験の五つの専門家グループを設立した。

プルトニウムリサイクルの物理についてのワーキングパーティ(Working Party on Physics of Plutonium Recycling)は、1992 年に NSC によって設立され、その後プルトニウムリサイクルと革

新的燃料サイクルの物理に関するワーキングパーティ(Working Party on Physics of Plutonium Recycling and Innovative Fuel Cycles、WPPR)に発展した。ワーキングパーティはこれまで、PWRにおけるリサイクル、PWRでのボイド反応度効果、高速プルトニウム-専焼炉、高速炉におけるリサイクル、標準及び新型PWRでの多重プルトニウムリサイクル、BWRにおける混合酸化物(MOX)燃料を対象とする、いくつかのベンチマーク研究を行ってきた。

これらのベンチマーク問題は、計算コードの改善と新規開発を促し、MOX燃料の使用が増大したいくつかのNEA加盟国の計画を支えている。更なるベンチマーク問題が、高温炉及びMOX炉心の過渡事象を含む、WPPRの継続中の作業に対して提案された。追加作業は、原子炉を用いたプルトニウム処分に関する専門家グループ(Expert Group on Reactor-based Plutonium Disposition)と協力して行われている。

炉物理の分野では、NSCが、さまざまな専門家グループによって、炉心及び機器の挙動の評価に対する計算方法についての一連のベンチマーク問題に取り組んできた。三次元核熱水力結合原子炉過渡事象の分野でのモデリング及び計算方法を検討するための専門家グループが設置された。これらには、LWR炉心過渡事象、PWRの制御棒の異常な引き抜き、PWRの主蒸気配管破断、BWR安定性解析とBWRのタービントリップが含まれている。目的は、既存の原子炉と新しい原子炉概念のどちらにも適用できる技術を開発することであった。

NEAデータバンクは、遮へい積分ベンチマーク・アーカイブデータベース(Shielding Integral Benchmark Archive Database、SINBAD)を主導する機関である。そのデータベースは、放射線輸送及び遮へい計算で用いられる計算コード及びデータの検証及びベンチマーク試験において重要な役割を果たす。加速器システムに対する関心が高まるのに伴い、2000年にNSCは、情報交換及び国際協力を推進するために、加速器遮へい専門家会合(Expert Group on Shielding Aspects of Accelerators, Target and Irradiation Facilities、SATIF)を設立した。これまでに、6回のSATIF専門家会議が開催された。

重要な原子力安全の研究能力と施設の維持は、1990年代初期からCSNIにとって懸案事項であった。1992年に安全性研究に関する専門家上級グループ(Senior Group of Experts on Safety Research、SESAR)を設立し、NEA加盟国の主な研究プログラムに係る上級管理者を組織化した。グループは、既存の研究をレビューして、将来の必要条件と優先度を検討した。その際、三つの主な要因を特定した。すなわち、プラント寿命管理(寿命延長を含む)、運転裕度の最適化及び、過酷事故に関連した措置である。

維持する必要がある安全性研究の重要な分野を特定するSESARの作業は、CSNIによって継続されてきた。レビューグループは、研究の基盤設備の状態をモニターし、危ぶまれている施設のリストを編集している。NEAはまた、NEAが後援し国際的に資金を提供する研究プロジェクトの数を拡大した。2001年に、規制における研究の役割に関するワークショップ(Workshop on Research in the Regulatory Context)が開催された。新しい原子炉概念が構築されると、規制当局は安全性能を評価する適切な能力と施設が必要となる。このような視点で、新型原子炉の安全性と調査の必要性に関するワークショップ(Workshop on Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs)が、2002年に開かれた。

第1セッションのR&Dに関する過去の活動及び現在進行中の活動のレビューに続いて、特にP&Tのための新しい原子力エネルギーシステムと加速器駆動システム(ADS)の開発を支援するために、ワークショップは将来のR&Dニーズの問題を検討した。

10ヶ国が第4世代国際フォーラムに参加し、2030年までに新世代の原子力エネルギーシステムを稼働できるように開発することを目指している。原子力安全、廃棄物及び核拡散に対する懸念に言及する一方で、これらのエネルギーシステムは競争力のある価格で信頼できる電力を提供

するであろう。ロードマップはこれらの目標に合致し、更なる開発に値するような六つの新型原子炉概念に取り組んでいる。

革新的原子炉及び燃料サイクルに関する国際プロジェクト（International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles、INPRO）は、2000年にIAEAによって設置された。このプロジェクトは、原子炉設計と燃料サイクルにおける技術革新など、原子力エネルギーの選択肢を確実に維持していくために必要な活動を明らかにすることを目的とする。

フランス原子力庁（CEA）では、LWRを凌ぐ飛躍的な技術進歩の必要性を認めて、高速中性子スペクトルによる高温ガス冷却炉、耐熱性燃料、直接サイクルガスタービン発電及びオンサイト燃料サイクルの開発を選択している。工学試験炉を含む大型実験施設の建設が、今後10年間に見込まれる。

フィンランドでの原子力R&Dの予算の半分は核廃棄物管理に向けられ、40%が原子炉安全性に向けられている。全予算の半分以上は、二つの主力電力会社によって提供されている。新型LWR技術の研究プログラムは、5～10年以内に建設できる原子炉を対象に、1998年に始まった。その目的は、フィンランドで5基目の原子炉の候補となる設計の経済性及び安全性の評価を支援することであった。

米国では、先進的燃料サイクル（Advanced Fuel Cycle、AFC）プログラムが、使用済燃料処分の困難さを劇的に低減するため、先進の原子力技術の可能性を探っている。プログラムは、二つの主な目的からなる。一つ目は、地層処分を必要とする物質の減容及び毒性低減によって既存の使用済燃料の問題に取り組むことである。二つ目は、革新的原子炉及びADSを含む、より長期的な視野に立った新しい燃料サイクルの開発に関連したものである。AFCプログラムは、第4世代原子炉構想と密接に連携している。

日本とヨーロッパにも、マイナーアクチニドと長寿命核分裂生成物のP&Tを目的としたADS開発プログラムがある。日本では、たとえば、先進LWRと高速炉でMOX燃料を扱う先進燃料サイクルに、ADSを組み込むシナリオが構築されようとしている。P&TのR&DのためのOMEGA研究プログラムは、天然ウランのレベルまで高レベル廃棄物の放射能毒性を低減することを目指している。同プログラムは、プロセスを実証するための基礎実験と安全性データを得るための工学規模の実験を含んでいる。日本原子力研究所は、ADSの基本的特性を研究する核変換実験施設（Transmutation Experimental Facility）を建設して、その実現可能性を実証する計画である。

ヨーロッパでは、各国のP&TとADSの開発活動を調整するため、技術的ワーキンググループが設置された。その2001年の報告書において、同グループは、ADSを用いるP&Tが放射性廃棄物管理に寄与する可能性があること、国際レベルでこの技術を実証する必要があること、及びヨーロッパ委員会の支援を受けたヨーロッパ域内で調整されたR&Dの取り組みが必要であることを結論付けた。引き続きP&T研究に関与しているヨーロッパの複数の研究所は、ヨーロッパ委員会の支援を受けた研究プロジェクトを調整するために、ADOPTネットワークを設立した。そのネットワークは、現在15のプロジェクトを対象としている。

上記の発表に続いて、ワークショップ参加者は、結論及び勧告を作成するため三つの検討グループに分かれた。各グループは、それぞれ、核データ、炉物理と炉システムの挙動、並びに燃料、材料、冷却材及び化学処理に焦点を絞って検討した。各グループによる勧告は、以下のようにまとめられた。

核データの検討グループは、微分核データに関する要点と勧告を以下のように提示した。

- 高優先度核データ要求リストをレビューし、その改善を検討すべきである。
- 評価及び処理コードは、NEA加盟国の中で広く自由に配布されるべきである。

- 解析やベンチマーク試験に用いられる多群断面積ライブラリの標準書式を考慮すべきである。
- 広範囲の応用分野をカバーする積分ベンチマーク試験の標準的なセットを、適用性検証研究のための共通基準として作り出すべきである。
- 測定、評価及び検証の分野で活動中の実験施設と作業チームに関する国際的な状況を、チェックすべきである。

さらに、検討グループは、積分実験データに関する行動についていくつかの提案を行った。

- 過去の実験についての情報の保存を推進すべきである。
- 共通の書式を利用できる新しいベンチマーク試験を行うよう検討がなされるべきである。
- 積分実験の可能な、現在稼働中の数少ない既存の施設を使った国際共同研究が増えていくよう努力するべきである。

炉物理と炉システムの挙動に関する検討グループは、以下に示す4項目が、将来最も重要になると結論した。

- 燃料サイクル問題。従来及び先進のシステムの両方を対象とし、高燃焼度、高速スペクトル・システムの物理及び安全、マイナーアクチニドのリサイクルを含む。
- 原子力発電プラントのダイナミクスに対する不確実さ解析。
- 物質の挙動、中性子工学、熱水力学及び感度解析に対する正確なモデル化
- 非電気エネルギー生産システムの安全性。

それに加えて、NEA が後援する共同研究プログラムを成功させるためには、利用可能な既存または計画中的施設と重要な実験課題を組み合わせる必要性を強調した。

燃料、材料、冷却材及び化学処理の検討グループは、NSC が原子力システムの開発を持続するために重要なプロジェクトと施設を支援し、関係国の研究プログラム及び国際研究プログラムの概要を公刊するべきであると結論付けた。更に、検討グループは、NSC が鉛-ビスマス冷却材、先進的な窒化物、カーバイド、金属燃料及び IMF 燃料についてのハンドブックの編集作業を組織することを勧告した。また検討グループは、NSC が照射損傷挙動及び物質科学についての、二つの新しい専門家グループを設立することを勧告した。



## 第1章 はじめに

原子力開発の初期には、公的資金による研究開発（R&D）施設及び研究プログラムが主要な役割を果たしていた。しかしながら、原子力発電プログラムが進捗していくにつれて、政府は原子力エネルギーを成熟した商用技術と見做し始めた。巨額の政府予算は続いたものの、それらは次第に原子炉の安全性、放射性廃棄物管理等の分野に集中していった。原子力発電が商業的に展開されるにつれ、R&D はますます電力事業者を含む原子力産業界の企業により実施され、又は財政的支援を得るようになった。R&D の多くは、核燃料の性能向上を含む既存発電施設の効率と性能の改善に向けられてきた。

原子力発電容量の更なる拡大に対する当面の関心が弱まり、政府と産業界は R&D プログラムを縮小した。そして、施設を閉鎖して、原子力の R&D 活動に従事していた科学者とエンジニアの数を減らした。電力市場は自由競争へと移行しており、活動規模の縮小を受け入れざるを得なかった。もはや多くの国の政府は、どの発電技術を開発し、展開しなければならないかを定めるべきとは考えない。一方、電力会社は、ますます短期的な財政的圧力を考慮する傾向にある。

その結果、近年 OECD/NEA 加盟国では、原子力エネルギーに関連した R&D 活動やその予算が削減されるという共通の傾向が見られる。NEA を含む国際原子力コミュニティの多くで、この懸念が高まっている。原子力 R&D での持続的なプログラムは、430 以上の既存の発電用原子炉及び関連する燃料サイクル施設の安全かつ効率的な運転を維持し、放射性廃棄物の管理及び処分などの関連施策を支援するために不可欠なものである。

後者の例として、マイナーアクチニドと長寿命核分裂生成物の分離・核変換技術(P&T)のための加速器駆動システム(ADS)の開発に関する作業がある。これは、地層処分しなければならない核廃棄物の量を著しく減少させる可能性を秘めており、欧米と日本でいくつかの R&D プログラムが集中的に実施されている。

R&D 施設と専門技術を失うことは、原子力エネルギーの将来について深刻な意味を持つ。世界的には、エネルギー需要は増加し続けている。もし、今後 10 年間にわたる世界人口の増加割合に見合う十分なエネルギー供給を確保しようとするれば、発電量を著しく増加させなければならない。同時に、温室効果ガスの放出を制限するため、化石燃料の使用を抑制しなければならない。

このような状況において、原子力エネルギーは他の非化石燃料に加えて、持続可能な開発を達成する上で、将来、重要な役割を果たす可能性がある。しかしながら、原子力という選択肢を残しておくためには、その時々で新しくかつ革新的な原子力エネルギーシステムを実現するためのかなりの R&D 活動が要求される。既にいくつかの先進的な原子炉及び燃料サイクルの設計と開発が進んでいる。第 4 世代国際フォーラム(GIF)のように、国際協力の枠組みにおいて大掛かりに実施されているプログラムもある。

原子力エネルギーのもつ潜在的な能力を実現するためには、今後の原子力 R&D の課題を把握し、そのニーズを満たすために十分な専門技術と資源を確保しておくことが重要である。そのうえで、R&D プログラムの効率を最大限にするために、活動の重複を回避し、限りある資源を効

果的に利用した、国際協力・協調の強化が必須である。そのような国際協力を奨励し、促進することは NEA の重要な役割の一つである。

これらの論点を検証するため、NEA の原子力施設安全委員会 (Committee on the Safety of Nuclear Installations、CSNI) 及び原子力開発委員会 (Nuclear Development Committee、NDC) との緊密な調整のもと、原子力科学委員会 (Nuclear Science Committee、NSC) により「現在及び将来の原子力エネルギーシステムにおける研究開発ニーズ」に関するワークショップ (Workshop on R&D Needs for Current and Future Nuclear Systems) が開催された。このワークショップは、2002 年 11 月 6 日～8 日にパリで開催され、11 ヶ国と三つの国際機関から 33 人の参加があった。総数 15 の発表が行われた。本報告書は、このワークショップの報文集として取りまとめたものである。

NSC 内部では、現在及び将来の原子力エネルギーシステムの研究開発ニーズを議論する国際的プラットフォームを設立するための活動を起こすべきとの考えがあった。それぞれの国は、原子力発電に関する異なる方策と、それに基づく、異なった視点の R&D ニーズを持つことは認識されており、NSC は各国の R&D プログラムを排除することは求めなかった。むしろ狙いは、R&D ニーズの“カタログ”の作成をはじめることであった。これは、将来の R&D ポートフォリオ (一覧表) を構築し、活動の重複を回避し、国際協力を支援するものであり、個々の加盟国だけでなく、NEA の活動の一助ともなるものである。

そのようなカタログが作成される前に、これまでに実施されてきた R&D 及び現行の R&D の目録を用意する必要がある。これら二つのステップの完遂後に初めて、将来の R&D ニーズを的確に評価することができる。この点に留意して、組織委員会はワークショップのプログラムを作成した。

次のセクションは、ワークショップの最初のセッションでの報告から構成され、それらは NEA が関与した原子力の R&D の過去と現在の全容を示すものである。報告はそれぞれ各分野別に為されており、P&T、核データ、燃料挙動、臨界安全性、プルトニウムリサイクルと革新的燃料サイクル、及び炉物理と遮へいに関連した活動が含まれている。これらの報告では、原子力 R&D の過去の実績と現状をまとめており、特に NSC に支援された国際協力を含むプロジェクトが示されている。さらに、CSNI と NDC 活動に関連した活動についての報告も行なわれている。

ワークショップでは、引続き、新しい原子力システムの R&D ニーズをテーマとして二つのセッションが割当てられた。これらのセッションの報告では、いくつかの国内・国際原子力 R&D プログラム及び共同プロジェクトについて言及している。これらのほとんどは、新型及び革新的原子力エネルギーシステム、あるいは P&T のための加速器駆動システムの開発に関するものである。

これらの発表に続き、ワークショップの参加者は結論と勧告を作成する討議のため、三つのグループに分かれた。これらのグループはそれぞれ、核データ、炉物理と炉システムの挙動、燃料・材料・冷却材と化学処理について集中的に議論した。最後に、各グループの成果は参加者全員で議論された。三つの討議グループにより作成された主な勧告の要約は、最終セクションに示してある。



## 過去及び現行の 原子力 R&D 活動



## 第2章 分離・核変換技術

### 2.1 背景

分離・核変換技術(P&T)の実現可能性及び核廃棄物管理における可能な役割を総合的に調査する最初の一連の研究が、1970年代にヨーロッパで実施された。全体的にこれらの研究では、P&T開発に係る費用、安全性、あるいはその他の長所に関して疑問視されていた。1980年代に、従来型の高レベル放射性廃棄物処分場の長期安全性に対して疑問の声があがり、これに呼応して新たにP&Tに対する関心が高まってきた。従来の大型高速炉の商業化が困難であることや高出力加速器の開発が進んだことから、核変換技術全般、特に加速器技術への関心がさらに高まった。現状では、P&Tは放射性廃棄物管理政策の代替案とはならないものの、地層処分において必須となる高レベル放射性廃棄物の量の低減に貢献するという補完的役割を担うことができる、ということを強調してもよい。

P&Tに対する関心の増大に呼応して、いくつかのNEAの加盟国は、例えば、日本のOMEGAプログラム及びフランスのSPINプログラムといったR&Dプログラムを開始した。それに続き、加速器を用いたP&T技術の実証のための「ロードマップ(工程表)」が作成された。例えば、*US Roadmap for Developing Accelerator Transmutation of Waste Technology*(米国廃棄物加速器核変換技術開発ロードマップ)と*European Roadmap for Developing Accelerator-driven Systems for Nuclear Waste Incineration*(ヨーロッパ核廃棄物消滅加速器駆動システム開発ロードマップ)である。1989年、NEAは、これらの開発に対応してP&Tの長期プログラムを開始した。このプログラムでの活動は、原子力科学、方策立案、開発活動といった分野の広範囲にわたる課題を含んでいる。これらは、NEA原子力科学委員会(NSC)と原子力開発委員会(NDC)の指針に基づいて実施され、P&Tに関する緊密な協力関係を作り上げた。

このセクションでは、NEAにおける過去及び現行のP&T活動の全容を、原子力科学に関連した活動に重点を置いて示していく。これに関連し、NEAが1991年のNSCの創設以前から既にP&Tを扱っていた点を指摘しておこう。例えば1988年と1990年には、炉物理に関する以前のNEA委員会が、*Engineering and Physics Aspects of Transuranium Burning by Reactors and Accelerators*(原子炉及び加速器を用いた超ウラン元素の燃焼に関する工学的及び物理的側面)というタイトルの特別技術セッションで、繰り返しこのテーマについて議論していた。これらの議論のために合計16の技術論文が特別に用意された(要約記録NEACRP/L-314, NEACRP/L-318, NEA/NEACRP/R(91)1参照)。

### 2.2 核データとターゲットの物理に関する初期の活動

当時、NSCでは加速器を用いた核変換技術の概念に対して特に関心をもっていたため、初期の検討は基本的にはこの概念検討に焦点を絞っていた。特に、ターゲット内の高エネルギー反応、ターゲット内の中性子輸送、ターゲットから発生する中性子の強度及び角度分布の予測に関する問題をとりあげた。これらは、いわゆる炉物理の分野とは異なる物理の問題である。この視点か

ら、高エネルギー輸送コード及びターゲット特性に関して使用されるモデルの比較といった様々なベンチマーク試験が提案され、実施された。

### 2.2.1 中間エネルギー核データの計算コード比較

1991年、NSCは、加速器利用の核変換技術のための中間エネルギー核データ計算コードの国際比較検証作業を立ち上げた。最初の一連のベンチマーク研究は、中間エネルギー荷電粒子のデータの計算に用いられる計算コードの能力を評価することが狙いであった。中性子発生率と核破砕生成物の質量分布のほか、二重微分断面積についても研究が行われた。それらの結果は集計され、実験値との比較という形で分析された。その後ベンチマーク試験は、厚いターゲットと放射化収率の問題に集中した。

作成された文献を以下に示す。

- *International Code Comparison for Intermediate Energy Nuclear Data* (1994). 中間エネルギー核データの国際コード比較
- *Proceedings of the Specialists Meeting on Intermediate Energy Nuclear Data* (1994). 中エネルギー核データ専門家会議報文集
- *Intermediate Energy Thick Target Yield Benchmark* (1996). 厚いターゲットの中間エネルギー放射化収率ベンチマーク実験
- *International Codes and Model Intercomparison for Intermediate Energy Activation Yields* (1997). 中間エネルギー放射化収率に関するコード及びモデルの国際相互比較
- *Proceedings of a Specialists Meeting on Nucleon-nucleus Optical Model Up to 200 MeV* (1997). 200MeV以下の核子-原子核光学モデルに関する専門家会議報文集

### 2.2.2 核データの編集と評価

同じ頃、NEAデータバンクは、オランダの科学的支援と日本からの自主的な予算提供を受けて、中間エネルギー核データライブラリの作成に着手した。この作業は、後にNSC核データ評価国際協力ワーキングパーティ(Working Party on International Evaluation Co-operation、WPEC)の特別サブグループの指導の下に続けられた。一方、原子炉を用いた核変換技術という視点からの高位アクチニドと核分裂生成物の断面積の検証は、西ヨーロッパ共同評価済核分裂データファイル(Western European Joint Evaluated Fission File、JEF-2)プロジェクトの枠組みの中で実施された。以下の文献が作成された。

- *Review of Fission Product Yields and Delayed Neutron Data for the Actinides  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Cm}$  and  $^{245}\text{Cm}$* , NEA/P&T Report No. 1 (1990).  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ ,  $^{242\text{m}}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{243}\text{Cm}$  及び  $^{245}\text{Cm}$  などのアクチニドの核分裂生成物収率及び遅発中性子データのレビュー
- *Review of High Energy Data and Model Codes for Accelerator-based Transmutation*, NEA/P&T Report No. 4 (1992). 加速器を用いた核変換技術に関する高エネルギー核データ及びモデルコードのレビュー
- *Requirements for an Evaluated Nuclear Data File for Accelerator-based Transmutation*, NEA/P&T Report No. 6 (1993). 加速器を用いた核変換技術に関する評価済核データファイルの要求項目

- *Results of an International Code Intercomparison for Fission Cross-section Calculations, NEA/P&T Report No. 8* (1994). 核分裂断面積計算国際コード比較の結果
- *International Nuclear Data Evaluation Co-operation: Vol. 14: Processing and Validation of Intermediate Energy Evaluated Data Files* (2000). 国際核データ評価共同作業: 第14巻-中間エネルギー評価済データファイルの処理と検証

## 2.3 種々の核変換概念の物理学的側面に関する専門家グループ

1992年、NSCは、種々の核変換概念の物理学的側面に関する専門家グループ (Expert Group on Physics Aspects of Different Transmutation Concepts) と呼ばれる専門家グループの設立に同意した。専門家グループの検討範囲には、付随する不一致や不確定性に対する注意深い解析を必要とする特定の項目を同定することに加えて、当時提案されていた核変換概念の基礎科学に関する問題全体を俯瞰することが含まれている。

この活動の主な成果物は、1994年に発表された総括報告書 *Overview of Physics Aspect of Different Transmutation Concepts* (種々の核変換概念についての物理学的側面の総括) である。この報告書は、20以上の異なった核変換概念について記述し、検証しており、またフォローアップ活動の提案を行っている。しかし、概念の提唱者により使われていた解析方法には一貫性がないため、このシステムの比較は複雑である。そのため、解析的ベンチマーク計算は、基礎物理学現象の理解を改善し、将来的により系統だったシステム解析の基盤を提供するために特に利用価値があると考えられている。

### 2.3.1 核変換概念の物理学的側面のベンチマーク試験

1994年、種々の核変換概念の物理学的側面に関する専門家グループ (Expert Group on Physics Aspects of Different Transmutation Concepts) は、統合システムベンチマーク試験を立ち上げた。それは、PWR使用済燃料の再処理、さらに、高速炉や加速器駆動システム(ADS)といった様々な核変換システムにおけるそれらの燃料の引き続いての再利用などを含む、結合された核変換システムの物理的過程を研究することが狙いである。この目的にあわせ、試験の全容は3組のベンチマーク試験からなり、それぞれの炉概念に対して一つずつ対応している。比較されるべきパラメータは、炉心の物理特性及び照射済燃料内での個々のアクチニドの活性度である。15組の解が寄せられたが、これらの内3組のみが加速器駆動システムに関するものであった。

PWRベンチマーク試験の結果は、プルトニウムの多重リサイクルを目的としたプルトニウムリサイクルと革新的燃料サイクルの物理に関するワーキングパーティ(Working Party on Physics of Plutonium Recycling and Innovative Fuel Cycles, WPPR)による評価と、精度の範囲内で良い一致を示した。高速炉ベンチマーク試験におけるマイナーアクチニドを装填した炉心特性の予測でも、概ね良く一致した。ADSに関しては、高エネルギー部の計算結果(陽子当たりの生成中性子の数、中性子のターゲット内での軸方向分布等)については良く一致した。しかし、20MeV以下の中性子輸送計算の結果、すなわち実効増倍率及び未臨界系の燃焼特性で大きな不一致が確認された。

このベンチマーク試験の結果は、2000年に *Calculations of Different Transmutation Concepts: An International Benchmark Exercise* (種々の核変換概念の計算: 国際ベンチマーク試験) という題目の報告書として公刊された。

### 2.3.2 マイナーアクチニド燃焼炉ベンチマーク試験

ADSの核変換概念の物理学的側面に関するベンチマーク試験で観察された重大な不一致に着目して、NSCは1999年にフォローアップ・マイナーアクチニドベンチマーク試験を開始した。

新たなベンチマークモデルとして、炉心設計については新型液体金属炉（ALMR）の炉心と同様とした鉛-ビスマス冷却未臨界系を取上げた。階層型燃料サイクル構想におけるマイナーアクチニド燃焼炉の、初期炉心と平衡炉心での典型的な二つの燃料組成が検討された。

七つの機関の解析結果は、中性子束分布のみならず、通常時の炉心積分パラメータ及び安全性パラメータに、再び重大な不一致を示した。核破碎中性子源のエネルギー及び空間依存性は前もって定義されていたにもかかわらず、中性子増倍系にて生じるメガワット出力当たりの外部中性子源総数の推定にも大きな不一致が現れた。

重要な結論は以下の通りである。

- 将来のベンチマーク試験は、主に超ウラン元素の基礎核データ及び基本燃料セルレベルでのそれぞれのデータ処理方法の検証に着目すべきである。
- このような状況では、マイナーアクチニド少量試料による積分反応率の測定が必要である。
- 燃焼度シミュレーションでは、システムの熱出力の算出、アクチニド燃焼チェーン、核分裂生成物の取扱い及び数値近似に関するパラメータの選択には特に注意が必要である。燃焼問題のほとんどは一般的なものであり、マイナーアクチニド燃焼炉に特有なものはない。

要約すると、ベンチマーク試験の結果は、加速器駆動マイナーアクチニド燃焼炉解析の核データと計算ツールの全体的な状況は、概略計算では満足いくものの、詳細設計計算では満足のいくものではなかったということを示している。試験結果は、*Comparison Calculations for an Accelerator-driven Minor Actinide Burner*（加速器駆動マイナーアクチニド燃焼炉の比較計算）として2002年に公刊された。

## 2.4 高出力加速器の利用と信頼性

加速器駆動システムの問題は、未臨界炉心と粒子加速器の組合せである。提案されているものはほとんど陽子加速器を想定した線形加速器かサイクロトロンのもので、エネルギー約1 GeVの定常波ビームを供給するものである。高出力加速器は開発中であり、十分な電力効率とビーム出力をもつ機械設備は建設可能である。しかしながら、P&Tシステムにおける実用性の観点からは、これらの設備は、加速器機器の照射損傷と放射化を引き起こすビーム損失、及び炉構造物を強い温度・機械変形ひずみ過渡状態に晒すビームトリップの発生頻度に関する改善が必要となる。

これらの課題に着目して、NSCは1998年に日本の東海村でワークショップを開催することを決定した。この会議には加速器の専門家と炉物理学者が集まり、問題点を明らかにするとともに、これに取り組むにあたりNSCが担える役割を模索した。会議では、それぞれの概念の構築とより多くのR&Dの実施に関する強力な国際協力の必要性が結論付けられた。

1999年と2002年に、それぞれ、フランスのAix-en-Provenceと米国のサンタフェで開催されたフォローアップ・ワークショップでは、様々な課題及び概念についてさらに徹底的に議論された。Aix-en-Provenceでは、加速器の信頼性の要件、それらを達成するために必要なR&D、また、ビームトリップ/変動のターゲット及び未臨界炉への影響などについて、システム解析を含めて集中的に議論を行った。既存施設と比較して、平均故障間隔の低減が重要な課題であることが認識された。

最初の二つのワークショップ報文集は、*Utilisation and Reliability of High-power Proton Accelerators* (高出力陽子加速器の利用と信頼性) という題目で、それぞれ 1999 年と 2001 年に公刊された。

## 2.5 燃料サイクル化学

1991 年の第 1 回会議から、NSC は、燃料サイクル化学の一般論としての重要性を認識しており、また取り組むべき分野について議論をしていた。短期の専門家グループが設置され、早期の活動が可能な事項を特定した。P&T の実現可能性は、燃料再処理の問題、特にアクチニドと核分裂生成物とを非常に高い回収効率で分離できる能力と密接に関係していることが明らかになり、この問題に対する関心が高まった。

### 2.5.1 アクチニド分離化学に関する専門家グループ

1993 年、NSC は、分離化学分野の科学的問題のレビューと研究に対する勧告を策定するために、アクチニド分離化学に関する専門家グループ (Expert Group on Actinide Separation Chemistry) を設置した。専門家グループは最終的に、アクチニド化学に係わる既存の基礎データ、追加データの必要性、及びアクチニド廃棄物の処理様式を概観する現状報告書を作成した。P&T システムにおいてマイナーアクチニドの分離のために特別に開発中の TRUEX、TALSPEAK、DIDPA、DIAMEX 及び TRPO のような新しいプロセスを含む、湿式法及び乾式法による多様な化学分離プロセスについても、記述されている。さらに報告書は、さらなる分離技術開発のニーズの優先順位を設定し、それぞれに対し 25 年間の時間軸を展望した勧告を行った。

この報告書は *Actinide Separation Chemistry in Nuclear Waste Streams and Materials* (核廃棄物の処理及び核物質に関するアクチニド分離化学) という題目で、1997 年に公刊された。

### 2.5.2 化学分離と化学種分析技術に関するワークショップ

前述の現状報告書の補足として、核廃棄物からの長寿命核種の分離方策は 1997 年にフランスの Marcoule で開催されたワークショップでレビューされた。このワークショップでは、放射性同位体化学に対する X 線の応用及び化学種分析技術の評価に関するフォローアップ・ワークショップの開催が提案された。これらの提案に呼応して 1998 年にフランスのグルノーブルにおいて、NEA とヨーロッパ委員会の協賛で、シンクロトロン放射光源を用いた放射性物質の特性化のための化学種分析、技術及び施設に関するワークショップ (Workshop on Speciation, Techniques and Facilities for Characterization of Radioactive Materials at Synchrotron Light Source) が開催された。1999 年には、NEA は日本の東海村で、化学種分析技術の評価に関するワークショップ (Workshop on Evaluation of Speciation Technology) を開催した。グルノーブルのワークショップは、このシリーズの一回目であり、ドイツのローゼンドルフ研究所 (Forschungszentrum Rossendorf) が企画し、ヨーロッパ放射光施設 (European Synchrotron Radiation Facility、ESRF) が主催した。2 年後、NEA も第 2 回ワークショップを共催し、報文集を公刊した。

東海村のワークショップは、核燃料再処理及び廃棄物処理での、アクチニドと核分裂生成物の化学種分析に利用される様々な分野の様々な手法の利点、欠点及び限界について議論及び評価を行い、また現在改善中又は開発中の新しい化学種分析手法の R&D ニーズを同定することが狙いであった。この会議の最終成果は、この分野の研究者たちが最も有益な技術を選択するための指針となる報告書となった。作成された文書には以下を含む。

- *Proceedings of the Workshop on Long-lived Radionuclide Chemistry in Nuclear Waste Treatment* (1998). 核廃棄物処理における長寿命核種化学に関するワークショップ報文集

- *Proceedings of the Workshop on Evaluation of Speciation Technology* (2001). 化学種分析技術の評価に関するワークショップ報文集
- *Proceedings of the Workshop on Speciation, Techniques and Facilities for Radioactive Materials at Synchrotron Light Sources* (1999, 2001). シンクロトロン放射光源を用いた放射性物質のための化学種分析、技術及び施設に関するワークショップ報文集

### 2.5.3 乾式化学法

NEA とヨーロッパ委員会の共催、CEA-VALRHO の後援による乾式化学分離に関するワークショップ(Workshop on Pyrochemical Separation)が、2000年3月に Villeneuve-les-Avignon (フランス) で開かれた。このワークショップの議事では、乾式化学分離に関する国内及び国際 R&D プログラム、将来の燃料サイクルでの乾式再処理の要件、並びに、基礎データ、実験結果、及びプロセスシミュレーションと設計の各分野における最近の進捗状況に言及している。乾式化学分離に共通の科学的基礎を提供し効率的な国際協力を促進するため、ワーキンググループを設置し技術の現状に関する報告書をまとめることが勧告された。このワークショップの報文集は、2001年に公刊された。

これらの勧告に従い、NSC は、P&T に限らず広範囲の任務をもった乾式化学ワーキンググループ(Working Group on Pyrochemistry)を設立した。ワーキンググループは2000年10月、2001年5月及び9月に NEA 本部で会合を持ち、技術の現状に関し得られた知見と必要な R&D を総括する最終報告書を作成した。このワーキンググループの任務のうち、P&T の部分は、後に分離・核変換技術の科学的課題に関する新しいワーキングパーティ(後述)の下の化学分離サブグループの任務に統合された。新しいサブグループは湿式処理までを対象にしており、この点からより幅広い領域を対象とするものである。

## 2.6 分離・核変換技術の科学的事項に関するワーキングパーティ

P&T 分野における数多くの NSC プロジェクトとワーキンググループ間の連携を改善するため、委員会は2000年に分離・核変換技術の科学的課題に関するワーキングパーティ(Working Party on Scientific Issues on Partitioning and Transmutation、WPPT)を設立した。WPPT は以下の四つの分野を対象とする。

- 加速器の利用と信頼性
- 化学分離
- 核燃料と材料
- 炉物理と安全性

このワーキングパーティの全般的な目的は、NEA 加盟国に P&T の利用可能性と開発状況の最新情報を提供すること、P&T コミュニティに対し必要な R&D に関する助言をすること、NEA の他のグループと連携しかつ助言すること、隔年の P&T 情報交換会議(セクション 2.8 参照)を企画すること、及び2004年に最新情報を盛り込んだ最終報告書を発行することである。

2002年中頃までに WPPT は四つの全体会議を開き、進行中の P&T 活動及びプロジェクトについて、作業計画を策定した。P&T シナリオ、技術の現状、及び R&D ニーズに関する議論に際しては、NDC 専門家グループの報告書 *Accelerator-driven Systems and Fast Reactors in Advanced Nuclear Fuel Cycles: A Comparative Study* (新型燃料サイクルでの加速器駆動システムと高速炉:比較研究、2002年5月発行)の結論は、特に利用価値の高い検討材料となった。作業の方法に関し



て、WPPT は様々な技術的課題は、個別の異なった専門家グループで扱われるべきであると判断し、上記の4分野にそれぞれ対応した四つの WPPT サブグループを立ち上げた。

### 2.6.1 加速器の利用と信頼性に関するサブグループ

加速器の利用と信頼性に関する WPPT のサブグループ (Sub-group on Accelerator Utilisation and Reliability) の作業範囲と研究プログラムは、以下の各項目で構成されている。

- 加速器を用いた核変換システムの機器としての加速器、核破砕ターゲット、ビーム入射窓の可能性と性能の評価
- これら機器のシステム性能、信頼性及び安全性に関する潜在的課題の評価と順序付け
- 高出力加速器の利用と信頼性の総合的ワークショップを含む、関連ワークショップの組織化
- 特に着目すべき課題の優先度リストの準備

核破砕ターゲットに関して特に重要な課題は、ビーム入射窓の劣化である。それは、熱的-機械的負荷、高エネルギー粒子による照射損傷及び腐食現象の複合影響によるものである。その他に取上げられた課題は、核破砕生成物の放射能毒性である。全システムの性能評価は、他のサブグループ、特に、炉物理及び安全性サブグループとの緊密な協力が必要である。

当サブグループは最初の会議を 2001 年 11 月、第 2 回を 2002 年 5 月に開いた。当サブグループの主な成果は、2004 年が締め切りの WPPT への最終報告書である。この報告書は、提案されている加速器とターゲットについての技術の現状、加速器への適用に際し利用可能なデータ、進行中の R&D、配慮を要する情報の欠落、その欠落を埋めるのに必要な R&D、及び国際協力について述べている。

### 2.6.2 化学分離に関するサブグループ

化学分離に関する WPPT のサブグループ (Sub-group on Chemical Partitioning) は、前述の NSC 乾式化学ワーキンググループのメンバーとともに、湿式分離処理の専門家が参加している。当サブグループの作業は、現在検討されている P&T シナリオに関連する分離プロセスに焦点を絞ったものである。この分離プロセスは、酸化物燃料 (酸化ウラン、ウラン・プルトニウム混合酸化物、不活性母材)、親物質及び非親物質の窒化物燃料、複合燃料 (cermet, cercer)、親物質及び非親物質の合金燃料、TRISO 型被覆粒子燃料、そして、ウランやトリウムからなる熔融塩燃料などの幅広い種類の燃料を対象としている。

サブグループは、様々なシナリオに対し、必要とされる分離処理の技術的実現可能性と工学的成熟度を評価し、明確な物質収支表を作成し、さらに、技術的課題に関する戦略解析を実施する。選ばれた技術を実用化段階に進めるために必要な研究、開発及び実証の過程を同定し、適切な国際共同活動を勧告する。同サブグループは、2001 年 9 月の乾式化学ワーキンググループ第 3 回会議に合わせて会合を持ち、この第 1 回会合で、分離処理が対象とする範囲に関して合意をみた。当サブグループは核燃料と材料に関するサブグループ (Sub-group on Fuels and Materials) との合同セミナーを 2003 年に企画し、2004 年に最終報告書を WPPT に提出する予定である。

### 2.6.3 核燃料と材料に関するサブグループ

核燃料と材料に関する WPPT サブグループ (Sub-group on Fuels and Materials) の作業は、様々な P&T シナリオに対する核燃料と材料の性能評価に焦点を絞っている。当サブグループは、特に、基本的な燃料特性、燃料選択指針、並びに、燃料の加工及び挙動、燃料被覆材料と冷却材の適合性及び長寿命核分裂生成物に関する課題を再検討している。一般的な目的は、それぞれの技術の

開発現状、関係するデータの入手可能性、及びデータベースの不足を補うために必要な R&D に関する情報を提供することである。

この作業計画は、アンケートによる関連研究の初期調査と 2004 年中旬が期限の査読済み最終報告書を含む。この報告書は、以下の情報を含む。

- 関連するアクチニド化合物と合金の熱物理学的及び熱化学的基本特性
- 特定の P&T シナリオ（軽水炉-高速炉及び階層型シナリオ）における燃料選択指針
- 燃料加工（放射線及び熱の影響、熱化学と再処理に関する課題）
- 燃料挙動（通常の U-Pu 燃料では遭遇しない問題、不確定性の問題も含む）
- 被覆管及び燃料集合体の材料の問題（鉛/鉛-ビスマスの共存性、加速器駆動システムでの高エネルギー照射効果）
- 長寿命核分裂生成物
- 進行中の R&D と国際協力

当サブグループは 2002 年 4 月に最初の会合を持ち、最終報告のための主な著者と査読員を決めた。当サブグループは、2003 年に分離化学に関するサブグループと共同セミナーを開く。

#### 2.6.4 炉物理と安全性に関するサブグループ

炉物理と安全性に関する WPPT のサブグループ(Sub-group on Physics and Safety)の作業範囲は、P&T システムに対する加速器駆動システムのビームトリップ、物理学関連の感度解析、安全性研究などの結果の評価に加え、核変換システムに対する解析や実験に基づいたベンチマーク試験を組織化することである。該当分野とそれぞれの基本的な目的は以下の通りである。

- 炉物理 - システム性能の解析（炉心特性、核変換の有効性等）
- 安全性 - 安全性への取組みの評価（防護ライン、深層防護）、信頼性と過渡事象安全性解析（ビームトリップを含む）
- 炉制御 - 炉制御上の選択肢の評価（未臨界度レベルの最適化を含む）

超ウラン元素、マイナーアクチニド及び核分裂生成物の核変換に対し、均質及び非均質方式の両方の概念が検討されている。ベンチマーク試験について、当サブグループはカダラッシュの MUSE プログラムで実施された実験に基づく ADS ベンチマーク試験に取り組んでいる。また、間もなくビームトリップのベンチマーク試験が開始される。

当サブグループは 2002 年 4 月に第 1 回会合を開き、プログラムの詳細とスケジュールについて同意した。当サブグループは、情報交換を活発にするためワークショップを企画し、現状報告書を刊行する。後半段階では、その活動範囲を、上記 NDC 専門家グループ研究で実施された同様のシナリオ研究にまで拡張できる可能性がある。

### 2.7 P&T に関連するその他の NSC 活動

#### 2.7.1 革新的燃料を用いた新型炉

21 世紀での要請に対応した新型原子炉の開発に関する最近の新たな構想に呼応して、革新的燃料を用いた新型炉に関する一連のワークショップ（Advanced Reactors with Innovative Fuels、ARWIF）が開催された。これらのワークショップでは、新型 U-Pu 酸化物燃料、ウランを含まない燃料（不活性母材）、また熔融塩燃料を含む非酸化物燃料といった、様々な革新的燃料を用いた新型炉に関する炉心挙動（炉物理及び熱水力学）と燃料物質技術について検討する。本ワーク

ショップは、プルトニウムリサイクルワーキングパーティの枠組み内で企画されているにもかかわらず、その対象範囲は WPPR の範囲よりもさらに広く、特に、マイナーアクチニドの均質及び非均質リサイクルを含んでいる。

第 1 回 ARWIF ワークショップは、1998 年 10 月にスイス Villigen でポール・シェラー研究所 (Paul Scherrer Institute) の主催により開催され、高速及び熱中性子スペクトルの加速器駆動システムのみならず、軽水炉及び高速炉についても検討した。このワークショップの具体的な目標は、R&D 活動の情報交換、国際協力を強化できる分野の同定、さらに、新施設に対するニーズのみならず、既存の実験施設が担うことのできる役割の同定である。ARWIF-2001 は、イギリス原子燃料会社 (British Nuclear Fuels) の主催によりイギリスの Chester で開催された。その対象範囲は拡大され、高温ガス冷却炉も含まれた。ワークショップ最終日のパネルディスカッションでは、核変換の方策、特に、キュリウムの分離と燃焼について質疑が集中した。

Villigen と Chester で行われた ARWIF ワークショップの報文集は 1999 年と 2002 年にそれぞれ公開された。第 3 回ワークショップは 2004 年に行われる予定である。

### 2.7.2 加速器、ターゲット及び照射施設の遮へい

一連の加速器遮へい専門家会合 (Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities, SATIF) が、NEA、日本の炉物理委員会遮へい専門部会及び米国オークリッジ放射線安全情報センター (Radiation Safety Information Computation Center, RSICC) の共催で開催された。SATIF 会議の目的は、薄いターゲット及び厚いターゲットによる中性子発生率、さらに、計算コード及び核データからの視点を含めた放射線遮へいモデルに関する知識を向上させるための実験を奨励することである。この作業に関連して、放射線遮へい実験に関する検証済みデータが編集された (SINBAD データベース)。SINBAD は、計算コードで用いられている核モデル及びデータの検証を目的としている。現在では、同データベースは、特に圧力容器の線量測定に力点を置いた 50 の実験データを収録している。しかしながら、そのうち 15 実験のデータのみが、新型炉及び加速器施設、つまり核変換技術に関連したものである。

SATIF 会議は、加速器、ターゲット、及び照射施設に適用する放射線遮へい分野に対する意見を交換し経験を共有するための理想的な公開討論の場となった。さらに、同会議は、それぞれのベンチマーク試験の組織化、核モデル、計算コード、核データ及びハドロンデータライブラリの編集と交換、並びに、高エネルギー放射線計測を目的とした換算係数の導出において、長足の進歩を遂げる一助となった。この作業のいくつかも、核変換技術への適用が可能である。

SATIF 専門家会議は 1994 年米国アーリントン、1995 年スイス CERN、1997 年仙台、1998 年米国ノックスビル、2000 年フランス・パリで開催され、報文集はすでに公開されている。

## 2.8 NEA 核燃料サイクル委員会の指針に基づく活動

P&T 及び NDC の指針に基づく NEA の長期プログラムの枠組みにおいて、NEA は、情報交換プログラムの立ち上げ、専門家会議の後援、最新の報告書作成のための専門家の採用、及びシステム研究を行う専門家グループの任命を行った。

### 2.8.1 情報交換プログラム、専門家会議、最新報告書

日本政府の発議に呼応して 1989 年にアクチニド及び核分裂生成物の分離・核変換に関する情報交換プログラム (Information Exchange Programme on Actinide and Fission Product Partitioning and Transformation) が立ち上げられた。パリでの専門家会議において、日本の OMEGA 計画の発表に触発されて、基本的な科学的課題から P&T シナリオの完成にわたる広範囲の情報交換が始まった。1990 年に水戸で実施された第 1 回情報交換会議では、原子炉、核破砕反応、またさらに新型の加速器などを用いた核変換技術が取り上げられ議論された。

分離技術に関する、また加速器を用いた核変換技術に関する二つのフォローアップ専門家会議が開催された。そして、2年毎に総合的な情報交換会議を実施することが決定された。1990年から2000年の間に6回の会議が開催され、参加者は回を重ねる毎に増えていった。第7回会議は2002年10月に韓国で開かれた。

二つの専門家会議が1991年と1992年に、水戸とVilligenでそれぞれ開催された。Villigen会議は、加速器を用いた核変換システムの問題点、加速器・ターゲット及びターゲット・炉のインターフェースなどに重点をおいた設計上の問題点、並びに、核データとその測定及び検証の手法を集中的に議論した。それぞれのターゲットに関するベンチマーク試験の提案も議論された。この会議の前に、NEAは、核破砕技術の核変換への応用に関する現状報告書を作成するためのコンサルタントを既に任命していた。また他のコンサルタントが、核廃棄物管理に対するP&Tの影響に焦点を当てた報告書の作成に従事している。

以下の文献が作成された。

- *Information Exchange on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, proceedings of information exchange meetings at Mito, Japan (1990); Argonne National Laboratory, USA (1992); Cadarache, France (1994); Mito, Japan (1996); Mol, Belgium (1998); and Madrid, Spain (2000). アクチニド及び核分裂生成物の分離・核変換に関する情報交換、水戸(1990)、米国アルゴンヌ国立研究所(1992)、フランス・カダラッシュ(1994)、水戸(1996)、ベルギーMol(1998)、スペイン・マドリッド(2000)における情報交換会議報文集
- *Proceedings of Specialists Meeting on Partitioning Technology*, Mito, Japan (1991). 分離技術に関する専門家会議報文集
- *Proceedings of Specialists Meeting on Accelerator-Based Transmutation*, Villigen, Switzerland (1992). 加速器を用いた核変換技術に関する専門家会議報文集
- *Survey of Codes Relevant to Design, Engineering and Simulation of Actinide Transmutation by Spallation (including cost estimation of accelerator for incineration and radiation hazard problems)*, NEA/P&T Report No. 5 (1991). 核破砕によるアクチニド核変換の設計、工学、シミュレーションに関するコード調査(消滅処理のための加速器システム及び放射線の危険性の課題に対する費用評価を含む)
- *Role and Influence of Partitioning and Transmutation on the Management of Nuclear Waste Streams*, NEA/P&T Report No. 3 (1992). 核廃棄物処理の管理における分離・核変換技術の役割と影響

## 2.8.2 P&T システム研究

最初のP&Tシステム研究は1996年から1998年に行われ、長寿命のアクチニド及び核分裂生成物の分離技術の進捗状況、それらの核変換技術の選択肢、及び廃棄物管理における有利性のレビューに焦点が絞られていた。そこでは、プルトニウムのリサイクル及び専用システムでの付加的なマイナーアクチニド燃焼処理を対象とした特別な燃料サイクル方式が議論された。しかしながら、同研究では、完全に閉じた燃料サイクルによるより効果的な核変換方策や、加速器駆動システムの技術及びそれらの閉じた燃料サイクルにおける役割については取り組んでいなかった。

日本の自主的な予算拠出により、NEAは加速器駆動システムと高速炉に重点を置いた第2回P&Tシステム研究を開始した。この第2回の補完的な研究は1999年から2002年に行われ、その目的は、代表的な燃料サイクル計画を基に、閉じた燃料サイクルに対する臨界及び未臨界高速スペクトルシステムの役割や相対的利点を明らかにすることであった。報告書は総合的な導入部と

技術報告の 2 部に分かれており、導入部では、閉じた燃料サイクルの利点及びこれら燃料サイクルにおける高速スペクトルシステムの役割を、それぞれ検討し、燃料サイクル方式に関する比較解析の主要な結果がまとめられている。また技術報告では、原子炉と燃料サイクル技術及びそれらの現状、ADS 安全性、並びに R&D ニーズを扱っている。同報告書は、燃料サイクル方式の予備的な費用比較にも言及している。

第 2 回 P&T システム研究では、完全に閉じた燃料サイクルにおけるすべての核変換方策は、アクチニド内蔵量と高レベル放射性廃棄物中の長寿命核種の放射能毒性を基本的には同様に低減できること、また、加速器駆動システムは、階層型燃料サイクルにおける専用のマイナーアクチニド燃焼炉として特に適していることを確認した。興味深い結論は、ADS を用いた方策は、できるだけ多くのプルトニウムをより安価な既存の原子炉で燃焼させることにより、全体的には経済的に利益をもたらすというものである（階層型方式では、プルトニウムは MOX 燃料として軽水炉あるいは高速炉で燃やされる）。一方、（臨界）高速炉に基づくアクチノイドの燃焼方式は、同様に魅力的である。高速炉の建設には高額な初期投資が要求されるものの、階層型方式に比べて、革新的な炉及び燃料サイクル技術への依存度は低い。

R&D に関して、この研究では以下の点を特に強調すべきであるとの結論に到達した。

- 革新的燃料、再処理方法、構造材料及び液体金属に関する基礎的な R&D
- 適切な規模での新型燃料とその乾式処理の実証
- 高温及び照射下での物質挙動シミュレーション
- 高速スペクトルシステムでの冷却材の違いによる利点と欠点の明確化
- 加速器駆動システムの安全性解析
- P&T ソースタームを用いた地層処分の性能評価研究

第 1 回 P&T システム研究の報告書 *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation: Status and Assessment Report* (アクチニド及び核分裂生成物の分離・核変換技術：現状と評価報告書) は、1999 年に公開された。第 2 回 P&T システム研究の報告書 *Accelerator-driven Systems and Fast Reactors in Advanced Nuclear Fuel Cycles: A Comparative Study* (新型核燃料サイクルでの加速器駆動システムと高速炉:比較研究) は、2002 年に公開された。



## 第3章 核データ

### 3.1 はじめに

核データは、原子力発電所及び関連する核廃棄物管理施設の設計、安全評価及び運転に関して必要なものである。核データは、また放射性同位体の製造、医療の分野の様々な分析技術にも利用されている。核データは天体物理学でも必要とされており、かつて原子力産業関連での測定に使われていた施設のいくつかは、現在、その分野の測定に活用されている（例えば、ドイツのカールスルーエや米国オークリッジの ORELA）。本報告書では、原子力産業界で必要とされる核データのみ対象とする。

現在の研究プログラムは、核廃棄物管理（マイナーアクチニドと核分裂生成物）、核分裂炉の新設計（加速器駆動システム ADS を含む）及び、核融合炉における遮へい、放射化、核加熱研究で求められるデータに重点が置かれている。熱中性子炉でのリサイクル、高燃焼度サイクル、代替冷却技術の使用及び、トリウムサイクルの開発も核データを必要とする。既存の熱中性子炉の計算値における不一致を低減する作業は、今なお継続している。ADS 実験施設を建設する計画があるものの、その設計では、現行の予算規模では収まらない新たな研究開発を必要としている。

エネルギー範囲 0.001eV から 20MeV の中性子相互作用データ、核分裂収率、放射性同位体の崩壊特性が核分裂炉及び核融合炉研究において主要な関心事である。線、線による反応、特に中性子を生成する  $-n$ 、 $-n$ 、 $-f$  反応のデータについては必要性があるものの、要求精度はそれほど厳しいものではない。関連するデータとして、エネルギー生成・沈着、ビルドアップ係数、ガス生成量、照射損傷に関するデータも必要である。

ADS に関する最近の研究においては、中性子相互作用データのエネルギー範囲はこれまでの上限 20MeV から広がり、陽子相互作用データについては、数百 MeV まで、さらには GeV レンジのうちでも値が低い範囲までのデータが必要となってきた。さらに、50MeV（中性子）まで拡張されたデータが、国際核融合材料照射施設（International Fusion Materials Irradiation Facility, IFMIF）のような核融合材料の材料照射施設に関する設計研究のために必要とされている。

原子力発電業界で求められる核データを提供するための作業は以下の分野に分けられる：

- **微分すなわち微視的データの測定。**用語「微分」は、データの平均を求める「積分」又は、巨視的測定に対して基本データを区別するために使われる。積分測定は、ある一定のエネルギー範囲（エネルギー幅をもった）又は、ある一種の混合物質で決まる平均中性子特性を持つ中性子による反応の平均ということが出来る。微分測定は、入射粒子エネルギー及び、出てくる二次粒子の多重度、エネルギー、角度分布の関数である断面積測定のことを指す。（ある種の積分データは、微分測定施設で測定可能である）。放射性崩壊データと核分裂収率は、基本測定からもとまる。微分データは公開され、一般に

利用可能となっている。熱エネルギーから数 MeV までの高分解能断面積測定では、白色パルス線源飛行時間法 (TOF) 施設が必要である。これらの全ての測定手法に対し、必要な元素、同位体のサンプルは容易に入手できなければならない。微分測定は、依然として核理論の理論家や核データ評価者にとって必須事項と考えられている。

- **積分データ測定。**これらは、臨界施設又は、特別に作製した線源やベンチマークテスト場を使用して測定される。それらは、微分データを検証するため (いくつかのケースでは修正するため) に使われる。断面積のエネルギー依存性が既知であるなら、積分測定は断面積の規格化に十分である。この種の測定値は評価値により近づけることが可能であり、したがって予測評価に必要な正確な基本データとすることができる。積分測定は、しばしば、非公開で測定プログラムの参加機関しか利用できない。
- **微分データの評価。**評価者の仕事は、全ての関連する測定値を精査し、ひとつの推奨データセットを導出することである。核理論を用いることにより測定データの内挿や、測定値に修正を加えたりすることができる。要求精度がそれほど厳しくない場合には、ある種のデータは理論のみから求めることがある。
- **積分測定で得られた結果を使用して評価された微分データの検証。**評価データの検証は、データ利用を推奨する前の重要なステップであり、データ評価に匹敵する労力が必要となる。積分データベースが、その利用対象での精度の試験にとって適切であると確認することが重要である。計算に使われる核データは、積分測定との一致度を改善するために修正することがある。
- **計算に使用する書式への核データ処理。**断面積データのエネルギー群平均化処理は通常行われる方法である。連続エネルギーモンテカルロコードはデータをもっと正確に表現することが出来るものの、依然として近似部分もある (二次エネルギー分布に関する共鳴のドブラー効果広がり、固体効果、非分離共鳴領域の取扱い等)。NJOY コード (ロスアラモス 研究所が開発) は、評価済反応断面積の処理に広く使用されている。決定論的コードスキームには、断面積の共鳴構造と炉心領域の幾何構造の非均質性を処理する手順が含まれる (セルコード)。これらの手順は、特定のコードスキームに付随するものであり、対応する手法に特有な共鳴領域データの前処理が必要である。炉計算のこの段階に使用されるセルコードは、近似の大小により数多くのコードがある。標準グループ構造は、様々な手法で採用されている。しかし、共鳴領域の標準的取扱いは、簡易近似的取扱いに限られている (例えば Bondarenko 法又は、狭共鳴 (ナロー) 近似)。しかしながら、これらの簡易的な表現は、ほとんどの高速炉や遮へい研究には利用可能であっても、熱中性子炉計算には適切ではない。応用のための核データセットは、広範な計算スキームに対応して利用できるようにしたものであり、NEA 加盟国の各研究機関等は、データセンターを通じてこれらが利用可能である。ここで IAEA WIMS Library Update Project について言及しておきたい、そこではこの熱中性子炉コードスキーム (WIMS) のライブラリを作成している。しかしながら一般に、特定のコードでの利用のために作成された応用ライブラリは自由に (無料で) 入手できるとは限らない。
- **計算精度の評価。**原理的に、微分データの不確定性と、核データの変化に対する対象とする核特性の計算値の感度が与えられれば計算精度は推定できる。しかしながら、基本的な不確定性情報は完全には程遠く、また、感度解析はいつも容易というわけではない。入射粒子の色々なエネルギーでの値と様々な相互作用の間に相関関係があるので、不確定性情報は共分散データとして表現される。積分測定の解析は予測精度に対し有用な指針となる。多くの場合で、積分測定のほうが、微分データより精度を評価するのが容易である。



- **新しい測定及び評価の要求事項の評価。** 高優先度核データ要求リストが、NEA 原子力科学委員会・核データ評価国際協力ワーキングパーティ (WPEC) のサブグループの国際共同取組みにより作成されている。初期計画からデータが利用可能な形で入手可能となるまでには、何年もかかることを要求者は留意しなければならない。
- **標準断面積。** 測定と評価での標準断面積の重要性を考えると特別な検討が必要である。標準中性子断面積は、断面積測定に必要な中性子フルエンスを決定するために実験者により使用される。それらはまた、核分裂比測定から絶対核分裂断面積を得るために特に重要である。いくつかの中性子標準断面積は更新が必要であり、標準断面積の評価手法についてよりよい理解が必要であるという合意が得られている (特にデータの不確実性及び共分散の大きさ)。これは、WPEC と標準断面積更新のための共同研究プログラム (CRP) を支援する IAEA 核データセクションによる国際共同取組みにつながっている。この作業は、米国の断面積評価ワーキンググループ (CSEWG) から支援を受けている。最終目的は、この作業を 2004~5 年までに完成させることである。世界全ての評価ファイル開発計画は、標準データの精度が最も重要であると認識している。

### 3.2 微分データ測定活動

いくつかの国の微分核データ測定施設は、閉鎖されてしまっている。既存の原子炉の運転に必要なとされる本質的に必要な核データ測定はもうなく、もし必要となったら他国や国際機関が運転している施設を使用してデータが得られると考えられている。その他のいくつかのケースでは、施設の運転は、維持されているものの、原子力以外の目的に使用されている。たとえば、米国のオークリッジ国立研究所 (ORNL) とドイツのカールスルーエでは、天体物理に関する研究が行われている。いくつかの国々では、国際的に実施される作業 (国際協力) に依存していることから、測定施設の運転にとって、並びに核データ評価・検証研究にとって、必要とされる施設と運転に要する人員が適切な水準に維持されていることを確認する定期的なレビューが必要となっている。

多くの微分核データ測定施設は大学にあり、その核物理研究の傾向は新しい分野に焦点を絞つつある。例えば、イギリスの Birmingham 大学のダイナミトロンは、もはや核データの測定には使われていないし、核データの測定に利用できない状態である。いくつかの大学の施設は老朽化し、上級科学者が引退する一方で、職員もしばしば、より報酬の良い研究分野へ流出している。

いくつかの施設では、利用者に商業ベースで、ビームタイム (利用時間) のみを提供しているところもある。測定しようとする研究チームはそのために施設の管理をしなければならないケースがある。それらのチームはサンプルや付属設備の手配まですべてをしなければならない。

各施設で利用可能な検出器は、行う測定の種類を規定している。そして、検出器の開発が重要な研究となる。多くの種類の検出器は、過去 40 から 50 年間使用されてきたタイプのものである。しかしながら、新型の検出器と検出器アレイの設計は、継続しており、それらは高エネルギー物理のような他の分野で採用されている。最大の進歩の一つが、高速コンピュータとそれらによるデータ収集及び分析ソフトウェアの利用である。

必要な測定の種類(例):

- 共鳴領域における高分解能の全断面積、捕獲断面積及び核分裂断面積。これらの測定には、白色線源飛行時間法施設が必要である。
- 散乱中性子又は二次粒子のエネルギーと角度分布
- 中性子と荷電粒子に誘起された放射化断面積
- 核分裂での即発及び遅発中性子発生数

- 核分裂収率とその崩壊特性（オンライン分離器を使用した測定）
- 不安定原子核の放射性崩壊特性

要求される断面積測定のエネルギー範囲と入射粒子（中性子、陽子、ガンマ、アルファ）により、測定に利用すべき施設が決定される。通常は一つのデータ項目について、異なる技術でいくつかの独立した測定をすることが望ましい。

多くの測定において、同位体的に富化した（高濃縮）サンプル又は放射性物質が必要である。かつて、分離安定同位体のほとんどが、ORNL のカルトロン分離法で製造された。これらの電磁分離装置は、いまは閉鎖されている。しかし、安定同位体の（縮小）在庫は、残っている。いくつかの安定同位体はロシアから入手可能であり、しばしば他の国の販売業者からも入手できる。核分裂生成物やマイナーアクチニドを含む放射性同位元素のサンプルは、入手がより困難である。それは、分離技術（化学的又は同位体的）の費用、放射性同位元素の取扱いの困難さ、法律による規制事項、輸送制限及び関連する放射性廃棄物の処分の必要性からである。過去 20 年の間に、これらの物質の入手や希望する形状への加工は著しく困難になってきた。さらに、高精度測定ではサンプルの詳細分析が求められ、これが現在の問題点である。

測定施設とその活動は付録 1 に総括している（ただし、不完全）。専門知識と施設の継続を確保し、協力活動を改善するために以下の構想が、実施されつつある。

ベルギー Geel にあるヨーロッパ委員会の標準物質・測定研究所（IRMM）は、微分核データ測定施設を運営している。電子線形加速器飛行時間法施設(GELINA)及び 7MW バンデグラフ加速器は、多いなる貢献が期待される。ヨーロッパではその他に、重要な新しい核破碎中性子源飛行時間法断面積測定施設 n-TOF がスイス・ジュネーブの CERN にある。その他のいくつかの微分測定施設は、更新されたり強化されている。

これら及びその他のヨーロッパの施設での断面積測定に対して EURATOM の第 5 次ヨーロッパ委員会枠組みプログラム（5<sup>th</sup> FP）は予算拠出を決定した。この研究プログラムは、制御された熱核融合と燃料サイクル安全の核データ作業に予算拠出している。第 2 カテゴリの二つのプロジェクトは分離・核変換技術の検討である。これらは、20 ~ 200MeV のエネルギー範囲の核データを提供する加速器駆動システム高・中高エネルギー核データプロジェクト（HINDAS、予算 2.1 百万ユーロ）及びエネルギー範囲 1eV から 250MeV のアクチニドと長寿命核分裂生成物の核データを提供する n-TOF-ND-ADS プロジェクト（予算 2.4 百万ユーロ）である。これらのプロジェクトは、いくつかの研究所が共同で実施している。

西ヨーロッパの主要な施設は、第 6 次枠組みプログラムのための核廃棄物核変換の核データに関する一つの統合プロジェクトを提案している。積極的な参加者は、フランス Saclay の CEA、同 Orsay の国立科学研究センター(CNRS)、オランダのエネルギー研究機構(NRG)、オーストリアのウィーン工科大学である。参加施設は、ドイツ Darmstadt の GSI、スウェーデンのウプサラ大学 Svedberg 研究所(TSL)、ドイツの連邦物理技術研究所(PTB)、ベルギーのルーバンカトリック大学(UCL)及び IRMM である。しかし、測定は利便性の良い施設、例えば、n-TOF、Bordeaux 等で実施された。

数人の博士課程又は、博士号取得済み学生が、ヨーロッパ連合(EU)加盟国(特にフランス、ドイツ、スウェーデン)から Geel 研究所に配属され専門知識の継続のため活動しており、また、そこにはこれまで数多くの客員研究員も参加してきている。EU 候補国の国立研究所との共同取組み（PECO 構想）への努力も実施されている。

共同評価済核分裂及び核融合ファイル計画(JEFF)は、現在の基盤施設を最大限有効に使用するため、測定要求事項のレビュー、優先順位及び実現可能性の評価及び研究活動の調整を行う実験者サブグループを持っている。

日本では、大学あるいは日本原子力研究所(JAERI)、核燃料サイクル開発機構(JNC)、高エネルギー加速器研究機構(KEK)が関与する共同研究計画が進んでいる。他の大学、他の国からの科学者も全ての施設で測定に参加している。例えば、名古屋大学工学研究科エネルギー理工学専攻では、他の研究所の施設を使用して測定プログラムを実施している。

ほとんど全ての核データ測定が、JAERI や JNC の支援の下、又は、KEK や JAERI の研究プロジェクトの一環として実施された。測定に対する予算は、要求を満たすのに不十分であると考えられている。1990 年代中頃から日本は、モスクワの国際科学技術センター(ISTC)を通じて CIS 構成国のいくつかのプロジェクトに予算提供しており、その規模は 20 万米ドルから 50 万米ドルである。

米国では、いくつかの測定が、エネルギー省の核物理部門(DOE-NP)、国家核安全保障局(NNSA)、核エネルギー部門(DOE-NE)により予算拠出されている。DOE-NP と DOE-NE からの予算拠出は、1990 年代初頭から大きく減少して、核データに関しては約 4 百万米ドル/年となった。その中にはブルックヘブンの国立核データセンター(NNDC)向けの 2 百万米ドルも含まれる。低エネルギー核物理研究は 2 千 5 百万ドルを受けている。NNSA は、DOE の軍事研究所での測定と評価に予算拠出して、結果の多くが原子力目的に利用されている。核データに関する人員と能力の不足を自覚して、NNSA は、*Stewardship Science Academic Alliance* と名づけた研究助成プログラムを立ち上げ、核データ測定に大学を参加させ、さらに大学が主導できる予算措置を取った。

### 3.3 積分データ測定活動

フランス・カダラッシュの CEA には、高速炉集合体を研究するための(MASURCA)と水冷却熱格子を研究する(EOLE)、及び物質反応度価値測定のための(MINERVE)といった多目的研究施設がある。MASURCA は、現在、加速器駆動システムの研究を行うため DT ソースを持つ。サンプル照射による積分測定に利用できる実験炉もいくつかある。フランスの原子力産業界とヨーロッパ委員会からの予算措置に加え、他の国々の機関、特に EOLE 測定プログラムのパートナーである日本からの十分な予算措置もある。

ベルギーの Mol には、水冷却熱格子と圧力容器ドシメトリーの研究のための VENUS 施設がある。また、サンプル照射、ドシメトリー(標準ベンチマーク放射線場を用いた)及び遮へいシミュレーションに利用できる実験炉 BR2 と BR3 がある。MYRRHA と呼ばれる新原子炉施設は、加速器駆動システムの研究に適していると目されている。国際協力が、VENUS 臨界施設を使ったいくつかの測定プログラムに対して予算措置をしている。

スイス Villigen のポール・シェラー研究所(Paul Scherrer Institute、PSI)には、多目的 PROTEUS 臨界施設がある。この施設は、かつて国際的な新型原子炉システムの領域モックアップ研究に使用されていた。その対象範囲は、ガス冷却高速炉からペブルベッド高温炉を対象とするものである。現在進行中の実験プログラムは、新型 LWR 燃料設計と運転モードの調査研究に関連している。PROTEUS は、PSI と Swiss nuclear utilities が共同で運転している。

イタリア Frascati の ENEA とドイツ Dresden の TU には、核融合炉構造の状態シミュレーションに使う 14MeV 中性子源がある。様々な物質の中性子とガンマ線透過、放射化、発熱の測定は、ヨーロッパ核融合ファイル(EFF)の核データの検証に使用されている。西ヨーロッパには他にもいくつかの実験炉があり、照射実験に使用されている。

同様の積分データ施設は世界の他の場所でも運転されている。日本の JAERI には、高速臨界施設 FCA と熱中性子炉施設がある。この他にもサンプル照射のできるいくつかの実験炉がある。最近の測定は核分裂生成物捕獲断面積及び崩壊熱の積分測定を含む。

米国の多くの施設は 1990 年代に閉鎖された。例えば、アルゴンヌの高速臨界集合体及び ORNL の Tower Shielding Facility などである。しかしながら、ロスアラモス臨界実験施設

(LACEF)は、依然、臨界に関する実験を実施している。ロシアでは、Obninsk の物理エネルギー研究所(IPPE)はいくつかの臨界集合体実験施設と実験炉を持っている。

### 3.4 評価活動

#### 3.4.1 評価プロジェクト現状

核データ評価は、核理論を使った測定データについての注意深い解釈が必要である。評価済データのファイル化は主要な作業であり、それには品質保証(QA)手順とデータの一貫性の試験が要求される。データが一般利用に供される前に、広範囲にわたる検証がなされなければならない。評価プロジェクトの現状は、以下の通り:

- 米国の断面積評価ワーキンググループ(CSEWG)により運営され、NNDC に支援された ENDF/B 評価ファイルプロジェクト
- 日本原子力研究所核データセンターの支援のもとにシグマ委員会が整備した JENDL(Japanese Evaluated Nuclear Data Library、評価済核データライブラリ)
- NEA データバンクが支援し、JEFF 科学調整グループ(JEFF Scientific Co-ordination Group)により運営された西ヨーロッパの評価済核分裂及び核融合ファイル共同プロジェクト(Joint Evaluated Fission and Fusion File、JEFF)、及びそれに付随するヨーロッパ委員会により部分的に予算措置されたヨーロッパ核融合ファイル(European Fusion File、EFF) プロジェクト
- Obninsk のロシア核データセンターにより整備されたロシアの核データライブラリ BROND
- 中国核データセンターにより整備された中国の核データライブラリ CENDL

さらに、核データ評価活動は他のいくつかの国と国際機関で実施中である。これらの活動は、上述のライブラリへの入力となるデータを提供するものでもある。

これらのいくつかのプロジェクトは、必要とされる進歩を維持するための人材が十分に確保できないという悩みを抱えている。評価と検証研究を担う科学者の数は、過去 20 年間の多数の現役引退を含め、いくつかの国で大幅に減少した。この分野の科学者の数が減るにつれ国際協力はますます重要となっていく。

#### ENDF/B プロジェクト

ENDF/B-VI リリース 8 の配布の後、このライブラリは凍結されており、新たな評価値更新は ENDF/B-VII に含まれることになった。これは、アクチニド評価の数値改訂の他に光核反応データ、150MeV までの中性子及び陽子誘起データを収録するものである。新評価作業のほとんどが、防衛、臨界安全、原子力に関する分野からの支援を受けている。ENDF/B-VI 書式のいくつかの変更も、予定されている。ENDF/B-VII 公開のタイミングは、標準断面積の新評価の完成と連動させ 2004~5 年となる。ENDF/B-VI リリース 8 は、改善されたガンマ線スペクトル(ロスアラモスで評価)と熱及び共鳴領域での核分裂生成物同位体の中性子捕獲断面積(韓国原子力研究所 KAERI で評価)を収録している。アクチニド評価は、歴史的にオークリッジ(共鳴領域)とロスアラモス(高速領域)が、アルゴンヌや他の研究所のテスト結果も使い、共同で実施してきている。CSEWG と JEFF プロジェクトにより実施されたベンチマーク試験では、まずオークリッジの  $^{235}\text{U}$  共鳴捕獲の再評価を行い、さらに  $^{238}\text{U}$  評価で考えられる問題を示した。ENDF ライブラリに加えて、ローレンス・リバモア国立研究所が維持している特別な用途のライブラリがある。

## JENDL プロジェクト

新しい日本の評価済核データライブラリ JENDL-3.3 は、2002 年 5 月に公開された。これは、主要物質（メジャーアクチニド、構造材料、冷却材）の共分散データを含み、幅広いベンチマーク試験及び最近の測定を基に JENDL-3.2 データを改善したものである。ライブラリの改訂作業は、1997 年 4 月に開始された。そこには新規の物質データが追加され、核融合炉材料のガンマ線生成データが収録された。同ライブラリは、広範な試験を経て公開される。汎用ライブラリに加えていくつかの特殊目的ライブラリがある。すなわち：核融合データ、アクチニドデータ、ドシメトリデータ、放射化断面積データ、 $n$  データ、核分裂生成物崩壊データ、高エネルギー入射反応データ[中性子 50MeV まで(IFMIF での要求事項)と陽子約 3GeV]、PKA/KERMA データ及び光核反応データ。評価及び関連する測定のいくつかは、ロシアとベラルーシの ISTC プロジェクトで実施された。

## JEFF プロジェクト

評価済核分裂及び核融合ファイル共同プロジェクト(JEFF)は、西ヨーロッパの評価者を結集させた。同プロジェクトは、20 年間にわたり活動しており、10 年かけて JEF-2.2 ライブラリの検証作業と再評価をした後、2002 年 4 月に JEFF-3 汎用ライブラリ初版(JEFF-3.0)を作成した。同ライブラリは、現在、ヨーロッパ核融合ファイル(EFF-3)に含まれる核融合用の評価データを収録している。核融合データを加えることにより、プロジェクト名が JEF から JEFF に変更された。ヨーロッパ放射化ファイル(EAF)も JEFF ライブラリに統合された。

この作業は、科学調整グループが組織したワーキンググループが実施した。現在は、データの必要性と測定計画を検討する、測定に関するワーキンググループがある。その他のワーキンググループは以下の通り:

- 核分裂収率と放射性崩壊データ
- ベンチマーク試験、データ処理及び評価（JEFF ワーキンググループと JEFF/EFF 合同ワーキンググループの両方）
- 中間エネルギーデータ
- NJOY (データライブラリ処理プログラム)

検証研究は、全てのライブラリ開発において重要な役割を果たしてきた。同プロジェクトは、現在、JEFF-3.0 の検証研究の広範なプログラムに携わっている。よく吟味されたベンチマーク試験はこの作業にとって本質的に重要である。IAEA により組織された国際ドシメトリファイル IRDF-2002 は JEFF-3 に採用され、IAEA により組織された核分裂収率データの研究プロジェクトの作業成果は、核分裂収率の評価に使用された。

全ての開発作業に対して予算措置がとれるのかどうかは、常につきまとう問題である。JEFF プロジェクトはフランスの原子力産業界と強い相互関係をもっており、この相互関係を他国の原子力産業にも拡張したいと考えている。

## BROND プロジェクト

BROND-3 ライブラリの開発作業は、1998 年に開始した。ABBN-93 データセットを用いて原子炉計算が行われており、ABBN-93 は積分実験解析による修正を施した BROND-2 が基になっている。これらの修正は、BROND-3 の作成にも考慮されている。BROND-2 ライブラリのデータ検証作業は継続しており、トリウムサイクルのデータも含まれている。主要構造材料のガンマ線生成断面積及びスペクトルの測定、解析、評価のための ISTC プロジェクトがある。150MeV までの

中間エネルギー範囲の断面積の評価が進行している。ロシアの原子炉ドシメトリーファイル RRDF-98 があり、これは、国際原子炉ドシメトリーファイル IRDF-90 の改定版である。

#### *CENDL* プロジェクト

中国では、CENDL-3 ライブラリが開発され、さらに拡張されると共に、検証試験が実施されている。同ライブラリは 200 以上の物質のデータを収録し、同位体と元素の両方に一貫性があるデータを持っている。主要アクチニドのデータは、ロスアラモス臨界集合体で試験されている。核分裂収率、加速器駆動未臨界システムのデータ及び熱中性子捕獲即発ガンマ線データの評価も含んでいる（IAEA が組織する研究プロジェクトへの寄与として）。

#### *IAEA* ドシメトリーファイルプロジェクト

IAEA 核データセクション(NDS)に組織されたプロジェクトは、ロシアの RRDF-98 ファイルと日本の JENDL/D-99 ファイル及び最近の測定結果を基に国際原子炉ドシメトリーファイル IRDF-90 の改定を行った。この新しいドシメトリーファイルは IRDF-2002 と呼ばれる。

#### *FENDL* プロジェクト

IAEA NDS により組織された共同プロジェクトは、FENDL と呼ばれる核融合炉設計研究のためのライブラリを作成した。これは、上記ライブラリからのデータセレクションを含む。

#### *ENSDF* プロジェクト

データ編集と評価に関するその他の国際プロジェクトがある。評価済核構造データファイル(ENSDF)プロジェクトは、放射性崩壊データを編集したものである。米国ブルックヘブンの NNDC に組織された国際的ネットワークがある。人材は先細り状態で、評価の 90% が米国で実施されている。西ヨーロッパには、この活動から引退していく科学者の後継者となる若い科学者がいない。

### 3.4.2 核データ評価国際協力ワーキングパーティ

NSC の核データ評価国際協力ワーキングパーティ (WPEC) は、1999 年に測定活動ワーキングパーティと合併した後、評価・測定活動と計画の両方に関する情報の交換の枠組みを提供している。WPEC は 1989 年に設立され、毎年会合を開いている。WPEC は評価の不整合と不必要な重複を避けるために、評価活動をレビューしている。これらのファイルは、例えば、共分散データの表現に見られるような、共通書式(ENDF-6)を使い、共通の手法による評価プロセスを採用している。このことが、共同作業をよりやりやすくしている。これらのファイルは、評価国際協力プロジェクト間で自由に交換されている。

ワーキングパーティは、問題領域を解決するためにサブグループ（付録 2 を参照）を組織している。サブグループメンバーのほとんどは WPEC のメンバーでなく、専門家として選ばれている。いくつかの常置サブグループがある。その一つは高優先度核データ要求リストを更新する責任を持っている。17 の短期サブグループは作業を完了し、報告書が評価国際協力シリーズとして出版された。

例えば、遅発中性子データに関するサブグループ 6 は、主要アクチニド核種について新しいデータ（実効ベータ値計算で必要となる、エネルギー依存の総収率、8 群時間依存データ及びエネルギー・スペクトルと関連する不確定性）の推奨値を提案した。サブグループ報告書に加えて、論文誌 *Progress in Nuclear Energy* の特別号が公刊された。サブグループ 12、13 及び 14 からの報告書は、中間エネルギー領域（20MeV を超える）の核データに対する関心が増していることと

びこれらのいくつかの必要条件を満たすための理論の役割を示した。これらのサブグループは、理論モデルの構築において必要な開発項目を特定した。

$^{235}\text{U}$  での熱中性子捕獲に関するサブグループ 18 は、オークリッジで作成されている新しい評価結果を得た。そして、これは様々なライブラリプロジェクトによって検証された。この評価結果は、熱中性子炉での  $^{235}\text{U}$  捕獲の予測を改善した。しかし、いくつかの熱中性子システムにおいて実効増倍率の予測を悪化させた。このことから熱中性子システムにおける反応度の過小評価の理由を調査する低濃縮ウラン LWR 反応度の予測を改良するための核データ検討サブグループを設立するに至った。

例えば  $^{235}\text{U}$  と  $^{238}\text{U}$  の共鳴領域データ等、数種類のキーとなる重要なデータの評価と検証が、様々なデータライブラリプロジェクトによって共同で行われている。このように、ファイルは一つのライブラリに集約される方向に進んでいる。しかし、現時点では別々のプロジェクトを維持することの利点もある。これらは、国毎の優先順位や予算の提供元の違い等が関連する。各プロジェクトは、互いに競合関係にはないことを強調する必要がある。

### 3.4.3 高優先度核データ要求リスト

高優先度核データ要求リストは、WPEC サブグループ C が組織した国際共同作業により作成された。各国は自国の要求を決定し、それらは、同サブグループメンバーにより実現可能性やデータの現状を基に集約され、コメントがつけられた。

同リストは、現在、標準断面積データ 12 件、核融合関連データ 60 件、核分裂炉関連データ 231 件、医学・産業目的データ 12 件、中間エネルギーデータ 164 件を要求している。合計で、500 件近くになっている。同リストは、NEA ウェブサイトで閲覧することができる。それは、要求者本人のみが修正が可能であり、測定者と評価者はコメントをつけることができる。

初期の測定計画からデータが利用可能になるまでの様々な段階を完了するには、数年の作業を必要とすることを心にとめておく必要がある。その過程は、サンプル入手、測定、測定値の解釈、データ全体の評価、計算に使えるようにするための処理、検証までを含んでいる。

### 3.4.4 国際機関の役割

データセンターの国際ネットワークは、NEA データバンク(パリ)、IAEA 核データセクション (NDS、ウィーン)、米国国立核データセンター (NNDC、ブルックヘブン)、ロシア核データセンター (Obninsk)、核データセンター (JAERI、日本)、中国の核データセンターから構成される。それぞれのセンターは、測定データの集約と核データ評価作業に焦点を絞った活動をしている。

国際的な協力は、限られた人材を活用し満足いく進歩を得るためには不可欠であると認識されている。核データセンターのネットワークは、コンピュータ検索が出来るフォーマット (EXFOR) 及び、CINDA 文献インデックスでの測定微分データの編集をおこなっている。測定及び評価データの両方ともオンライン上での閲覧及び検索プログラム付き CD-ROM での利用が可能である。いくつかの編集プログラムが用意されており、データチェック、グラフィックデータの比較及び簡易処理が可能である (例えば JANIS と Pre-Pro)。

NEA は、さらに、JANIS プログラムを作成するために、評価済み及び測定データファイルを表示、比較する初期 JEF-PC プログラムを開発した。これは柔軟性のある Java 言語で記述されており、ソフトウェアとウェブからのデータファイル及び追加データへのアクセス及びそれらの表示、比較を可能としている。JANIS は、崩壊データ、核分裂収率及び反応断面積を表示するのに利用できる。JANIS とその関連するデータライブラリは、データセンターから CD-ROM で提供される。他の表示・編集プログラムも同様である。

いくつかの積分データは所有権問題により国際的な編集はなされていないものの、多くのデータは編集され、一般に利用可能である。例として、NEA の国際臨界安全ベンチマーク実験ハンドブック (ICSBEP: *International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*)、同じく NEA の国際炉物理データベース(IRPDB)及びかなり古いものの CSEWG ベンチマークブックがある。高速炉の積分データを収集しようとする IAEA の構想がある。積分測定施設が閉鎖され、測定結果は内部報告書でしか残されてなく、しかも適切に管理されていないため、多くの積分データは失われる危険がある。

いくつかの測定活動は国際機関により実施されている。西ヨーロッパでは、ベルギー-Geel の IRMM が微分断面積測定を実施する主要センターである。これらの活動にはヨーロッパ委員会の枠組みプログラムから予算拠出されている。同プログラムはまたジュネーブ CERN の n-TOF 等他の研究所での測定活動にも予算拠出している。フランス・グルノーブルのラウエ・ランジュバン国際研究所(International Institute Laue-Langevin)も、高中性子束炉による測定のための施設を提供している。ロシア Dubna の Frank 中性子物理研究所には2つのパルス炉があり、強力中性子パルスビームを提供している。

ヨーロッパ連合、日本、米国は、CIS 加盟国(旧ソ連邦諸国)の科学技術プロジェクトに予算を提供するため、1992年に国際科学技術センター(ISTC)をモスクワに設立した。いくつかの核データプロジェクトがここから予算提供を受けた。

#### 3.4.5 評価における理論の役割

熱及び共鳴領域より上のエネルギーの多くの核反応断面積の平均特性を予測することに、核モデルは成功している。WPEC のサブグループがコードの開発活動を組織するとともにコードの相互比較を行っている。長期的な狙いは、異なったコード間を連結し、全ての反応を計算することを可能にする単一コードを生み出すことである。

IAEA NDS の組織する共同プロジェクト(RIPL)は、これらの核モデルで使われる推奨パラメータ作成に取り組んでいる。その結果、断面積の予測精度は数年前より格段に改善した。要求精度が現在のモデルとパラメータの適用可能範囲内であれば、理論的手法は、MeV 領域において十分な精度の評価が可能である。SAMMY(共鳴領域の測定断面積の解析)あるいは核モデルコードの GNASH や ECIS のようないくつかのコンピュータコードが、国際的に認められている。これらのコードが国際的な枠組みで維持整備されることは、重要である。

### 3.5 核データ検証研究

評価プロジェクトの主要な活動は、評価済データの検証である;この活動はおそらく全体の半分以上を占める。検証作業からは、計算において予想される精度並びにデータの再評価の必要性がでてくる。場合によっては、データは検証結果に基づいて調整される。評価プロジェクトに参加している国々は、新しいライブラリを検証するために使う広範囲なデータベースを構築した。

この研究の狙いは、常により良い新しいライブラリを作成することである。しかし、誤差の偶発的打消しが、時々、いくつかの結果を悪化させることがある。系統的アプローチが、食い違いの原因を見つけるのに不可欠である。<sup>235</sup>U の改良評価値の採用後に発生したいくつかの熱中性子炉システムでの実効増倍率計算値の悪化の原因は、現在調査中である。

検証作業のために使われる積分データの多くは、測定が実施された国又は予算拠出した機関が、所有権を保持している。国がその積分測定プログラムを打ち切った時や、スタッフが引退する時にそれら結果が喪失するおそれがある。そのため、NEA 及び IAEA NDS 両者は、積分データ情報を保存する計画を開始した。



CSEWG ベンチマークブックは、役に立つ情報源である。国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP) (NSC のプロジェクト) は、データが連続的に更新されている、貴重かつ、包括的な情報源である。NEA データバンクは、米国オークリッジの放射線安全情報センター (RSICC) と協力して、SINBAD データベースを維持している。そこには核分裂炉、核融合装置と加速器に関連する多くの遮へいベンチマークデータが収録されている。最近のもう一つの NEA の構想は、国際炉物理評価プロジェクト (IRPhEP) (日本の拠出、米国アイダホ国立工学環境研究所 (INEEL) とアルゴンヌ国立研究所 (ANL) が共同) である。その狙いは、炉物理実験の積分データを保存することである。同プロジェクトは、ICSBEP と密接な協力関係にある。

他のいくつかのデータベースが維持されている。それは、ジューメンス/KWU が提供する使用済 PWR 燃料軸方向燃焼度プロファイルについての国際燃料挙動実験データベース (International Fuel Performance Experiments Database of axial burn-up profiles of spent PWR fuel) と原研が管理している使用済燃料核種組成データベース (SFCOMPO) である。【追記；報告書の原稿は、SFCOMPO 移管作業が行われる前に作成されていることと、移管作業の詳細は公表されていないため、このような記述になっている。実際には同データベースは、JAERI から NEA に移管されたことが 2002 年 10 月に発表されている。】

### 3.6 処理と原子炉セル計算法

評価済核データライブラリの全ては ENDF-VI 書式で記述されている。それは、同じ処理プログラムで全てのライブラリを処理することを可能としている。ロスアラモスが開発した NJOY コードは、一般的に利用可能であり、群断面積セット、共鳴遮へいテーブル、及び連続エネルギーモンテカルロコード用のデータを生成するのに使用されている。共鳴構造の扱いでは、コードによっては異なった処理方法が要求される。例えば、CEA が開発した CALENDF コードは、フランスのコード TRIPOLI、APOLLO 及び ECCO で使用される共鳴領域データの確率テーブル表示法によるテーブルの生成に使用されている。

付属する NJOY インタフェース ACE とともに、連続エネルギーモンテカルロコード MCNP (開発元ロスアラモス) は広く使われている (いくつかの機関は、自前の連続エネルギーモンテカルロコードを持っている)。ENDF/B-VI.5、JEF-2.2 と JENDL-3.2 ライブラリは、MCNP 用に、作成されている。これらのライブラリは、開発機関により各国のデータセンターを通して配布され、利用可能となっている。

特定の目的 (例えば汎用原子炉解析、核種生成量評価、遮へい、ドシメトリー、核融合中性子工学と放射線損傷への応用) のために多くの群断面積セットが、データセンターを通じて利用できる。熱中性子炉への適用のための標準 172 群構造は、10 年前、JEF プロジェクトによって合意された。しかし、標準となる群平均の共鳴構造データ表示法に関しては合意されていない。たとえば、フランスの APOLLO コードは「詳細構造方程式」を使って計算されるフラックスで共鳴領域断面積を平均するのに対して、イギリスの WIMS コードは水素減速で計算されるフラックスを使用する。ECCO コードは、詳細群構造とサブグループ・データを使用する。これらの群構造で、多くのデータセットが、様々な機関により作成されたものの、必ずしも一般的に利用できるようになっていないわけではない。

決定論的セルコード自体は、多くの場合、各機関の所有物であるものの WIMS コードのある一つのバージョンは NEA で作成されたものである。IAEA NDS の組織する WIMS Library Update Project (WLUP: WIMS ライブラリ改訂プロジェクト) は、コードを更に変更してそのコード用の群断面積ライブラリを作成した。69 群と 172 群ライブラリは、JEF-2.2、JENDL-3.2 及び ENDF/B-VI.8 から作成された、さらに、IAEA は様々なデータライブラリから選り出したデータに基づいて作成したひとつのライブラリを推奨した。

また、幅広く使われている SCALE システムのコードのユーザーが利用することが可能なデータセットがある（ただし、最新ライブラリとは限らない）。このシステムは、Bondarenko（又は狭共鳴法）近似のための BONAMI モジュール、あるいは、分離共鳴領域のための NITAWL II などの共鳴効果を取扱える方法を含んでいる。他のセルコード（例えばカナダのコード DRAGON）も利用できる。しかし、これはユーザー自身がコードのための群定数ライブラリを構築する必要がある（おそらくライブラリの書式変換によって）。

さらに、KAERI によって作成された群断面積セットが、利用可能である（高速炉計算のための JEF 2.2 に基づくか、あるいは遮へい計算のための ENDF/B-VI.5 に基づく）。核融合計算のためにイタリア、Bologna の ENEA により作成されたデータセットも、利用可能である。

ヨーロッパ核融合ファイル（EFF）プロジェクトは、核融合炉内領域の放射化を計算するため、EASY システム並びに関連する核データライブラリ・ヨーロッパ放射化ファイル European Activation File (EAF) を作成した。EFF と EAF でのデータは 55MeV まで広げられようとしている。これは、提案されている国際核融合材料照射施設（IFMIF）のモデル化を可能とするためである。

既存の核データライブラリからの生成データセットが利用可能なとき、国際的に配布されたコード（例えば MCNP）を使うことには、重要な利点がある。この利点を、IAEA の WLUP で WIMS-D に対して行われたように、一般的に入手可能で広く利用されている選ばれた決定論的コードにも拡張すべきかどうか、考慮する必要がある。

### 3.7 結論

#### *施設と専門知識の継続を確かなものとする*

高優先度核データ要求リストは、高精度核データ測定に対して変わらない重要な必要性があることを示している。しかし、この分野で働いている科学者の数は、過去 20 年にわたって減少してきており、また多くの微分・積分測定設備は閉鎖された。西ヨーロッパでは、新しい施設が CERN にある。CERN や Geel の IRMM で行われている原子力技術への応用に関する測定は、ヨーロッパ委員会から予算を拠出されているものの、これらが将来にわたって続くという保証はない。

大学の原子核物理学部は過去に大きな貢献を果たし、得られたデータは依然として重要である。しかし、若い一部の研究者にとっては、核データはもはや原子核物理研究の最先端テーマではなくなっている。大学の貢献度が減少することが予期され、将来これをどう挽回するか検討する必要がある。この傾向は、また、引退する研究者の後継者として十分訓練された研究者を採用する際にも問題となる。

米国では、引退した科学者がパートタイマーでとして測定と研究を継続することで重要な貢献がなされている。フランスでは、引退した科学者は、中堅科学者を指導し研究に参加することが奨励されている。他の国では、大学以外で、引退した科学者が必要な施設の便宜を受けることはまれである。いくつかの国（例：フランス）では、必要な専門知識を維持するため、若い科学者を訓練する取組みが行われている。その他の国でも、類似した計画を検討することになるだろう。

このような状況をモニタしているいくつかのプログラムがある。一例として、ヨーロッパの核専門技術と研究施設（Nuclear Expertise and Research Facilities in Europe）という NSC と FRAMATOME とのプロジェクトによって実施されている活動を挙げることができる。

#### *測定のためのサンプル供給*

測定のために適切なサンプルを得ることは、ますます難しくなっている。これは、放射性サンプルだけの問題ではない。問題は、各々の段階で起こり得る、すなわち：予算拠出を得ること、

適切な材料を見つけること、ターゲットを加工すること、サンプルを分析すること、及び照射後の材料を廃棄処分すること。

#### *国際データセンターによる継続した支援*

基本的な測定データ及び評価済核データは、国際的に共有されており、その意味から国際機関がこの分野を支援することが適切である。一方で、エネルギー供給と廃棄物処理の長期計画に責任を負う原子力産業、設計・研究機関、及び政府機関は、適切な支援が提供されているかどうかの状況をモニタしなければならない。

#### *核データ要求項目*

核データ要求リストの中のいくつかは、正当化できる確たる根拠のないものがある。このようなリストは更に詳細な検討が必要である。この検討にはユーザー、評価者及び測定者の共同作業が必要である。このようなアプローチの一例としてフランス核データ委員会（French nuclear data committee、CFDN）によって実施されている研究がある。測定の準備、測定及び評価にかかる時間も考慮しなければならない。

十分に正当化された要求項目には、施設に拠出している機関に対してその研究が有意義であることを説得するために、原子力産業界は資金を拠出するべきである。測定コミュニティの代表者達は、評価プロジェクトの会合に出席し、要求事項と優先順位に関して述べられた見解を考慮することが求められる。

#### *核データ評価活動の維持*

核データの評価に取り組んでいる科学者の数は、大幅に減少した。以前、重要な貢献を果たしたいくつかの国々は、もはやそうではない。注目すべき例外は、フランスでの断面積評価活動の維持である。米国外からの寄与の著しい減少とあわせて、評価済核構造データファイル（ENSDF）プロジェクトを通じた核構造データ評価の取り組みは、深刻なほどに衰退した。

#### *新核データライブラリの検証*

ユーザーは、核データの新評価に利点があることを確信してはじめて、それらを受け入れることが出来る。そのためには、ユーザーが関心を示す特定の応用に対する広範囲の検証プログラムが必要となる。ユーザーは、データライブラリプロジェクトが実施している検証研究が、ユーザーの要求事項をカバーしているか確認する必要がある。

#### *積分データの保存*

積分データを保存するための作業にあたっては、それが十分であることの確認の試験をしなければならない。アルゴンヌ国立研究所（ANL）では、微分核データ測定と関連する核データ研究の詳細を記述した研究所文書は電子化され、インターネットでの利用が可能である。他の研究所も、微分及び積分データ測定とその関連研究に対して同様のことをするように要望されている。

#### *核データ不確定性情報*

不確定性情報の評価済データファイルへの取込みは、期待したほどの速さでの進捗はなかった。これらは、現在、重要物質について JENDL-3.3 及び EFF ファイルに取り込まれているものの、JEFF-3 の主要物質の全てについて収録されるには至っていない。ENDF/B-VI では、多くの物質の共分散ファイルが含まれているものの、さらに必要とされている。

#### *計算のためのデータセット作成*

応用データライブラリが、モンテカルロコード MCNP 用にあるいは高速炉や遮へい計算用（標準の群構造で、簡易 Bondarenko 共鳴遮へい取扱い手法を使用）に既存のデータファイルから作成されている。必要となる共鳴遮へい取扱い手法は複雑であるため、熱中性子炉計算用データセットはより深刻な問題を含んでいる。IAEA WLUP は、WIMS-D コードのために既存のデータライブラリからデータセットを作成する作業を組織したものの、他のコードを対象とした同じ作業は行わなかった。

標準共鳴領域取扱い手法（おそらく、詳細群サブグループ処理に基づくか、あるいはモーメント法に基づく）を含む熱中性子炉計算用の応用データセットの標準書式を開発することは、応用のためのデータ処理の作業を減らすのに大きく役立ち、かつベンチマーク結果の比較において、曖昧さの原因を取り除くこととなる。これまでには、熱中性子炉計算のための 172 群の Xmas 構造や、遮へい及びドシメトリー応用のための 175 群 Vitamin-J 構造に見られる共通のエネルギーグループ構造に関してのみ同意に至っている。応用における共鳴領域データの表現法に対して共通の取扱い手法をもつことは望ましいものの、それを成し遂げるのは難しいであろう。

### 3.8 勧告

- 国際協力の継続は不可欠で、ますます促進されなければならない。NSC の加盟国は、データセンターが必要な人材を確保していること、様々な国際協力プロジェクトが加盟国の代表により適切に支援されていることを確認しなければならない。
- WPEC に代表される測定コミュニティは、現在の高優先度核データ要求リスト（HPRL）が作業プログラム策定に必要な指針を提供しているか、あるいは、リストよりさらに多くのニーズがあるかという問いに答えなければならない。HPRL に対して責任を持つ WPEC サブグループは、そのグループの見解として、その要求項目が十分に正当化され明確に定義されたものであることを確かめた上で、一貫した基準の下で、要求リストに更なるニーズを加えるべきかどうかの問いに答えなければならない。NSC のメンバーは、加盟国からのデータ要求が全て出されていることを確認しなければならない。NSC は、また、キーとなる測定が重要であることを示すため、原子力業界にそれらの測定に予算提供するよう促すべきである。
  - NSC は、WPEC に定期的に状況説明を行うよう求めることで、施設と専門知識が必要なレベルで継続維持されているかどうか、定期的にモニタされていることを確認しなければならない。例えばサンプルの入手可能性といった、作業に関連する問題も、また、報告されなければならない。
  - NSC のメンバーは、専門知識の継続を確認するために加盟国で行われている手順をモニタしなければならない
  - NSC メンバーは、加盟国で実施される微分及び積分測定と関連した研究の成果及び文書が適切に保存され、維持されていることを確認するための手段を講じなければならない。可能な限り、実験結果はベンチマークとして国際的なデータベースに登録すべきである。文書を電子化して、インターネットで利用できるようにすることも考慮すべきである。
  - 応用データセットは、国際的に利用可能なモンテカルロコード MCNP や、WIMS-D を含むその他の応用のために作成されている。NSC は、ある特別に選定されたコードシステムのために、既存の核データライブラリから新たな応用データセットを作成することに各国データセンターが応えるべきかどうかを検討しなければならない。

## 付録1

### 基本核データ測定のための施設

この付録は、基本となる（すなわち微分）核データ測定のために存在している主要施設の詳細な情報を提供することが目的である。特に、ここでは既存の核分裂炉、核融合炉及び関連する廃棄物管理と廃止措置施設の設計、安全評価及び運転に必要な核データを測定するために使用されているか、データ測定に適した施設を含んでいる。しかし、これが完全なリストであるとは言い難い。

#### 西ヨーロッパの測定施設

エネルギー20MeV未満での反応データの微分断面積測定を行う主な施設は、ベルギーGeelにあるヨーロッパ委員会の共同研究センター標準物質・測定研究所（IRMM）である。廃棄物取扱いと廃棄物核変換技術（廃棄物管理施設を含む）が、同委員会の次期枠組みプログラムの主要な課題である。新しい革新的原子炉概念の開発に関する測定も、優先順位は低いものの実施される予定である。関心の対象は、徐々に高エネルギー側に移っている。しかし、Geel（<20MeV）で利用可能なエネルギー範囲は、依然、最も重要なものである。線形加速器GELINAを改造し続けることが計画されている。バンデグラフはすでに改造された。

ジュネーブ近郊、CERNのn-TOF施設は、ヨーロッパ委員会の枠組みプログラムから部分的に予算を供給されている。ここでの測定はGeelのそれと補完し合っており、両研究所の間には緊密な協力関係がある。両研究所は10MeV未満のエネルギーでは同程度の平均中性子速を持つ。しかし、ピーク中性子束でみるとn-TOFの方が、1,000倍高い。CERN施設は、このように放射性サンプルの測定には理想的であるものの、ピーク中性子束が高いために透過測定は実施できない。例えば、捕獲断面積の測定はCERNで行われるものの全断面積はGeelで測定される。2002年度の測定プログラムは、 $^{197}\text{Au}$ 、 $^{56}\text{Fe}$ 、 $^{151}\text{Sm}$ 、 $^{204}\text{Pb}$ 、 $^{206}\text{Pb}$ 、 $^{207}\text{Pb}$ 、 $^{208}\text{Pb}$ 、 $^{209}\text{Bi}$ 及び $^{232}\text{Th}$ の捕獲断面積、 $^{234}\text{U}$ 、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{236}\text{U}$ 及び $^{232}\text{Th}$ の核分裂断面積である。CERNのn-TOFは、全中性子束は同程度であるもののGELINAより繰返し周波数は低い。

n-TOF共同作業には、EC協定の対象でない中央、東ヨーロッパ及び米国のいくつかの研究所を加えた、ヨーロッパ委員会EC協定加盟国がパートナーとして関与している。この共同作業は、40の研究所からの約150人の科学者により構成されており、中性子施設を持ついくつかの研究所と連携している。IRMMとn-TOFに加えて、バンデグラフ施設を所有する研究所は、Istituto Tecnologico e Nucleare（ポルトガル・リスボン）、Bordeaux Gradignan地区（フランス）、Stellar Nucleosynthesis Group at IK3/Forschungszentrum（ドイツ・カールスルーエ）、Legnaro National Laboratories（イタリア）である。

Braunschweig（ドイツ）のPhysikalisch-Technische Bundesanstalt（PTB）では、6～15MeVの中性子放射化断面積と中性子散乱断面積（DXとDDX）の測定が、エネルギー可変コンパクトサイクロトロンと中性子飛行時間型分光計を使用して行われた。ここには、単色エネルギー中性子及び高エネルギー光子を生成するバンデグラフ加速器もある。

放射化学の手法を使用した MeV エネルギーの放射化断面積の測定は、Institut für Nuklearchemie, Forschungszentrum (Jülich、ドイツ)で実施されている。反応粒子は、2 基のサイクロトロンの中の 1 基を使って生成される。この施設でのプログラムのもう一つの重要な部分は、医療目的で使用される放射性同位体の厚いターゲットからの生成断面積の測定である。また、ドイツでは、重イオン加速器施設及び付属のオンライン同位体分離器を使用する GSI Darmstadt でのプログラムには、放射性核種についての特性研究が含まれている。

スウェーデンのウプサラ大学 Studsvik 中性子研究所では、R2-0 研究炉に付属の OSIRIS 放射性イオン線源とオンライン同位体分離器施設が、核分裂収率と核分裂生成物の崩壊特性を研究するために用いられている。原子炉と施設は、最近刷新された。この他にいくつかの原子炉付属施設がある。測定は商業ベースで実施されている。

フランス・グルノーブルのラウエ・ランジュバン研究所の質量分離器 LOHENGRIN は、核分裂収率の研究にも用いられている。高中性子束炉からの低エネルギー中性子ビームは、熱エネルギー領域の断面積を測定するのに用いることができる。原子炉の高中性子束内でサンプルを照射し、照射後サンプルの組成分析により積分断面積データを得るための設備がある。様々な研究所からの科学者のチームが測定を行っている。

バンデグラフ加速器を含む他のいくつかの施設があり、微分断面積測定に使われている。いくつかの施設は、14MeV 中性子の測定に利用できる。これらのいくつかは、核融合材料の放射化と発熱に関する研究のために使われる。

20MeV を超えるエネルギー範囲の研究のためのいくつかの施設もある。ベルギーのルーバンカトリック大学 (Université Catholique de Louvain、UCL) で、サイクロトロンが 25 ~ 70MeV のエネルギー領域で中性子反応断面積測定のために使われている。中性子誘起反応で、軽い荷電粒子放出を伴う二重微分断面積の測定が、例えば (n,p<sub>x</sub>)、軽い物質 (C、Al、Si) と重い物質 (Fe、Co、Pb、Bi、U-nat) の両方に対して最近完了した。

ウプサラ大学 (スウェーデン) の Svedberg 研究所にある陽子加速器の中性子ビーム施設で、単色エネルギー中性子反応断面積測定が実施されている。中性子-陽子散乱、原子核内の荷電交換 (n,p) 反応、原子核の中性子弾性散乱と高速中性子核分裂の動力学的研究が実施されている。

## 日本の測定施設

JAERI には、14MeV 核融合中性子源施設 (FNS) と 9~13 及び 17~30MeV の単色エネルギー中性子を発生する 20MV タンデム型加速器がある。最近の測定は、積分ベンチマーク実験のための 14MeV 近傍の放射化断面積と二次中性子及びガンマ線のスペクトル測定がある。筑波の高エネルギー加速器研究機構 (KEK) と協力して、中性子散乱のための大強度核破砕中性子線源を含む汎用大強度陽子加速器施設が建設中である。熱中性子から GeV 領域までの核データ測定に適したビームラインあるいはターゲットからなるプロジェクトが提案されている。もし、それが実現すれば、加速器と中性子源は核データ測定にとって非常に役立つものとなる。

東北大学量子エネルギー工学専攻には、パルスダイナミトロンがある。それは、8keV から 20MeV の間で単色エネルギー中性子と広いエネルギーの中性子を提供する。同大学のサイクロトロンラジオアイソトープセンター (CYRIC) では、K=110 周回変動磁場型(AVF)サイクロトロンが、90MeV までの準単色エネルギー中性子を出しており、それによる 30~90MeV の放射化断面積データが得られている。厚いターゲットの二重微分中性子収率の測定は、数 10MeV の陽子と重陽子の (p,n) と (d,n) 反応に関して進行中である。

東京工業大学には、3MV ペレット型加速器があり、<sup>7</sup>Li(p,n)反応によって 10keV から 1MeV の間で単色エネルギー及び連続スペクトル中性子を提供している。高効率かつ高分解能ガンマ線検出器を使って、天体物理学関連のターゲットと元素 (核変換に関連する) についての (n, )

反応断面積とガンマスペクトル測定が行われている。大阪大学の原子力工学専攻には、2 ナノ秒のパルス又は連続モードで運転され、放射化断面積とベンチマーク実験に使用される高強度 14MeV 中性子源 OKTAVIAN がある。核物理研究センターには 400MeV リングサイクロトロンがあり、主に核物理学実験のために使われている。

京都大学の原子炉実験所には研究用原子炉があり、いくつかの実験孔と照射ポートが装備されている。また、パルス線形電子加速器飛行時間施設及び付属の鉛減速スペクトロメーターがある。それに加えて、京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA) と関連する 14MeV 中性子発生装置がある。この装置は、パルス又は連続モードで運転することができる。飛行時間測定のための飛行管がある。最近の測定は、マイナーアクチノイドの熱中性子から共鳴領域の全断面積、捕獲断面積、及び核分裂断面積、さらに核分裂生成物と吸収体元素の全断面積及び捕獲断面積である。

九州大学には、およそ 19MeV までの偏極・非偏極の陽子と重陽子ビームを提供するタンデム型バンデグラフ加速器がある。同施設では、陽子が誘発する反応についての研究が行われている。KEK にある 12GeV 陽子シンクロトロンは、数百 MeV から GeV の領域の陽子とパイオンを提供する。これらのビームは、九州大学と JAERI によって陽子及びパイオンに誘起された反応の二重微分中性子放出断面積測定のために使われている。

核分裂収率と崩壊特性の研究に適したいくつかのオンライン質量分析器がある、すなわち：KUR-ISOL は、京都大学研究用原子炉と結びついている；JAERI (高崎) の TIARA-ISOL は、AVF サイクロトロンに付属している；また、JAERI (東海) の JAERI-ISOL は、タンデム型加速器に設置されている。

## 米国の測定施設

ロスアラモス国立研究所 (LANL) の中性子科学センター (LANSCE) は、2 基の核破砕中性子源施設を持つ。WNR 施設では中性子は減速されず、約 100keV から 800MeV の範囲である。Lujan センターでは、中性子は減速され、サブ熱中性子領域から約 100keV の範囲である。飛行時間型の測定のためのいくつかの飛行管が、各々の線源に装備されている。これらの施設の性能を駆使して中性子エネルギー 16 桁にわたる範囲で核データ測定が行われている。

近年、いくつかの改良が行われた。最近実施された重要な測定は、5~560MeV エネルギー範囲での一連の物質の全断面積に関するものであり、その精度は 1%かそれよりも良く、もう一つは、数百 MeV までの  $(n,x)$ 、 $(n, xp)$ 、 $(n, x)$  断面積に関する測定である。核分裂即発中性子スペクトルを測定する新技術の開発により、包括的な核分裂測定も、近年実施された。放射性核種の中性子捕獲断面積の測定が開始された。加速器による核変換研究のための先端技術に対する要求項目を含め、核廃棄物の核変換に関する研究に対して予算措置がとられている。

オークリッジ国立研究所 (ORNL) には、サブ熱中性子領域から 80MeV のエネルギー範囲の ORELA 線形電子線加速器・パルス白色中性子源飛行時間型施設がある。最近、中性子捕獲測定施設が改良された。最近の測定は、 $^{233}\text{U}$  透過実験と核分裂、Al 透過実験と捕獲、Si、Cl、K の捕獲がある。新しい核破砕中性子源 (SNS) の建設が、1999 年に開始された。その合計総工費は 14 億米ドルで、完成予定は 2006 年である。同施設は、水銀ターゲットと 1GeV 陽子ビームを利用し、世界で最も高強度の中性子ビームを提供するものである。この施設は、物性研究のための中性子散乱に特化するものの、1 本のビームラインは核データ測定ともう一本は基礎物理学の測定に使用することが提案されている。

国立標準技術研究所 (National Institute of Standards and Technology、NIST) には、液化水素冷却中性子源の研究用原子炉と Cf 中性子源施設がある。中性子干渉計を使って、H、D、 $^3\text{He}$ 、Si、 $^{208}\text{Pb}$  の非常に正確な干渉性散乱長が、原子炉で測定された。これらのデータを使って断面積評価ができる。断面積測定としては、他の研究所の施設を使って、H(n,n)角度分布、 $^3\text{He}$  全断面積

と  $^{10}\text{B}(n, \alpha)$ 、 $^{235}\text{U}(n, f)$  及び、 $^{238}\text{U}(n, f)$  の反応断面積のような標準断面積の高精度測定を中心に実施されている。

オハイオ大学物理学部(Ohio University Department of Physics)には、 $p$ 、 $d$ 、 $^3\text{He}$  及び  $^4\text{He}$  のビームを生成するパルススタンドム型加速器と付属飛行管がある。中性子線源特性研究が、厚いターゲット(stopping target)を用いて  $\text{Be}(p, n)$ 、 $\text{Be}(d, n)$ 、 $\text{B}(d, n)$  及び  $\text{Al}(d, n)$  反応に対して実施された。原子核準位密度に関する反応の測定は継続中である。最高 6MeV の陽子エネルギーの  $\text{F}(p, \alpha)$  反応の測定が行われた。これは、 $(\alpha, n)$  及び  $(\alpha, f)$  反応を通して特殊核物質を探す方法を探究するプロジェクトである。オハイオ大学、NIST、LANL の共同研究チームは、中性子標準断面積評価作業のための 10MeV 付近での中性子-陽子散乱断面積の高精度測定に成功した。

Rensselaer Polytechnic Institute の Gaertner 研究所の線形加速器施設は、最近刷新された。Cs、Sm、 $^{155}\text{Gd}$  及び  $^{157}\text{Gd}$  の中性子透過及び捕獲測定及び、 $^{236}\text{U}$  透過測定が実施された。マサチューセッツ大学ローウェル校 (University of Massachusetts Lowell) には、単色中性子を発生するパルスバンデグラフ加速器がある。中性子弾性、非弾性散乱及び全断面積が測定されている。最近の成果は、1 MeV 以下の  $^{159}\text{Tb}(n, n'\gamma)$  及び 200 ~ 400keV の  $^{235}\text{U}$ 、 $^{159}\text{Tb}$  及び  $^{169}\text{Tm}$  の全断面積測定である。コロラド鉱山大学(Colorado School of Mines)には、小型コックロフト-ウォルトン型加速器があり、天体物理学のための主に低エネルギー陽子及び重陽子による超軽量原子核の反応核データの測定に利用されている。

国際チームに利用される施設を含めて、様々な研究所で働く科学者の間に国内的、国際的な緊密な協力体制が存在する。例えば、アルゴンヌ国立研究所、オハイオ大学、NIST の科学者は、米国、西ヨーロッパ及び日本の研究所での測定に協力している。これらの測定には、物質識別法で使われる  $^{19}\text{F}(p, \alpha\gamma)^{16}\text{O}$  反応によるガンマ線測定も含まれている。コロラド鉱山大学の科学者は、ORNL の Holifield Radioactive Ion Beam Facility (HRIBF) を利用して、荷電粒子測定を実施している。

## 中国の測定施設

中国原子能科学研究院(China Institute of Atomic Energy)には、タンデム型バンデグラフ加速器があり、重水素又はトリチウムのガスタージェットを利用して中性子が生成する重陽子及び陽子のパルスビームを生成する。その他に北京大学重離子物理研究所(Peking University Institute of Heavy Ion Physics) (バンデグラフ)、四川大学(Sichuan University)と蘭州大学(Lanzhou University)に 14.7 MeV 中性子源施設がある。二重微分  $(n, n)$  及び  $(n, \alpha)$  断面積、放射化断面積、ガンマスペクトル及び核分裂収率の測定が実施されている。

## ロシアの測定施設

Obninsk の Institute of Physics and Power Engineering にはいくつかの施設がある:

- バンデグラフ。単色エネルギー又は、ブロードな中性子スペクトルを生成する陽子や重陽子の連続又はパルスビームを提供する。
- 陽子・重陽子カスケード加速器。単色エネルギー中性子を生成する。
- 陽子・重陽子タンデム型加速器。単色エネルギー中性子を生成する。
- 14 MeV 中性子源施設。パルス又は連続ビーム
- 30 MeV 電子加速器

最近の測定は、Cm 同位体の核分裂断面積、 $^{232}\text{Th}$  及び  $^{237}\text{Np}$  の核分裂収率、遅発中性子発生数、さらに入射中性子エネルギーの関数としての相対分布 (遅発中性子比率)、即発核分裂中性子スペクトル、及び全断面積、非弾性散乱断面積がある。



Dubna の Frank 中性子物理研究所には、強力パルス中性子ビームを提供する 2 基のパルス炉、加速器駆動未臨界炉、パルス即発臨界炉がある。最近の測定には、遅発中性子発生数がある。新しい高中性子束施設 INES を建設する計画がある。

### **中央及び東ヨーロッパの測定施設**

中央及び東ヨーロッパで、いくつかの核データに関する活動が行われている。ハンガリーの University of Debrecen ATOMKI Institute では、核技術のための核データの測定、特に医学応用及び放射化分析用の不安定同位体を生産するための反応収量に関する測定が行われている。中央並びに東欧諸国（ブルガリア、ハンガリー、ルーマニア及びスロバキア）からの科学者は、PECO 共同研究を通じて Geel の IRMM 核データ実験に参加している。



## 付録 2

### 核データ評価国際協力ワーキングパーティ(WPEC)のサブグループ

#### WPEC 常置サブグループ

- サブグループ A – 核反応断面積計算コード (コーディネータ: M. Chadwick and A. Koning).
- サブグループ B – 評価済データフォーマットとその処理 (コーディネータ: A. Trkov).
- サブグループ C – 高優先度核データ要求リスト (コーディネータ: 深堀智生).
- サブグループ D – 標準断面積データ (コーディネータ: A. Carlson).

#### WPEC 短期 サブグループ(完了)

1.  $^{52}\text{Cr}$ 、 $^{56}\text{Fe}$  及び  $^{58}\text{Ni}$  評価済データ比較 (コーディネータ: C.Y. Fu).
2.  $^{56}\text{Fe}$  及び Fe 天然元素についての共分散ファイルの作成 (コーディネータ: H. Vonach).
3. 熱領域アクチニドデータ (コーディネータ: H. Tellier and H. Weigmann).
4.  $^{238}\text{U}$  捕獲及び非弾性散乱断面積 (コーディネータ: 馬場護).
5. 1-100keV の  $^{239}\text{Pu}$  核分裂断面積 (コーディネータ: E. Fort).
6. 遅発中性子データ (コーディネータ: A. d'Angelo).
8. マイナーアクチニドデータの現状 (コーディネータ: 中川庸雄、高野秀機).
9. 核分裂スペクトル (コーディネータ: D. Madland).
10. 低吸収核分裂生成物の非弾性散乱断面積の評価法 (コーディネータ: 川合將義).
12. 200MeV までの高エネルギーデータ評価のための核モデル (コーディネータ: M. Chadwick).
13. 中間エネルギーデータ (コーディネータ: A. Koning、深堀智生).
14. 中間エネルギーデータファイルの処理と検証 (コーディネータ: A. Koning).

- 15. 非分離共鳴領域の断面積の変動と自己遮へい効果 (コーディネータ: *F. Fröhner*).
- 16. 計算された断面積に関する原子核準位密度 3 公式の断面積形状差異への効果 (コーディネータ: *C.Y. Fu and M. Chadwick*).
- 17. 高速炉での擬似核分裂生成物断面積の現状 (コーディネータ: *H. Gruppelaar*).
- 18.  $^{235}\text{U}$  熱外中性子捕獲 (コーディネータ: *C. Lubitz*).

#### WPEC 短期 サブグループ(作業中)

- 19. 放射化断面積 (コーディネータ: *A. Plompen*).
- 20. 共分散データの評価と処理 (コーディネータ: *河野俊彦*).
- 21. 主要核分裂生成物の中性子反応データの評価 (コーディネータ: *P. Oblozinsky*).
- 22. 低濃縮 U 軽水系の反応度予測の改良のための核データの問題 (コーディネータ: *A. Courcelle*).

## 第4章 燃料挙動

### 4.1 はじめに

NEA 原子力科学委員会(NSC)は、長い間、燃料挙動に関する重要な科学的問題の知識の向上を図る上での国際協力の必要性を認識してきた。その結果、NSC は 1993 年後半に、燃料挙動に関する科学的問題専門家グループ(Expert Group on Scientific Issues of Fuel Behaviour、TFSFB)を設置した。同専門家グループの初期の目的は、NSC で承認されたように、国際協力及び通常運転時の燃料挙動の基本現象に関する共同研究から恩恵を受ける NEA 加盟国に対し、優先度の高い分野を特定することである。また同専門家グループは、燃料挙動に対する理解の向上と改良予測モデルを必要とするデータやモデル及び実験の整備について、NSC に助言することも求められた。

同専門家グループにより得られた主な知見と結論は 1995 年の報告書[1]に総括され、セクション 4.2 で議論されている。これは、数年にわたる NEA の一連の活動状況を説明したものである。これらの構想と活動は以下にレビューされており、現在の活動を将来的に継続し拡張していくことが有益となる方向を示すほか、これまでに得られた成果を強調するという狙いもある。

### 4.2 燃料挙動モデリングの重要な論点

TFSFB の最初の活動は、最新の知見を再検討するためのトピックスと、その著者を選定し、将来取り組む必要のある優先度の高い分野を特定することであった。これは既に完了し、以下の題目を扱った報告書が公刊された[1]。

- 熱的性能 – 燃料温度の計算、設計パラメータの効果と照射の効果
- 核分裂生成ガス放出 – 様々な運転形態での放出と高燃焼度による効果
- 核分裂生成物スエリング – 防ぎようのない固体核分裂生成物スエリング（主に燃焼度と核分裂生成物蓄積の関数）とガス状スエリング（高出力運転にも依存する）の区別
- 応力腐食割れ – この機構による被覆破損に関する応力、時間及び核分裂生成物放出の効果。
- 水化学 – 現在の実施状況とモニタリング、ジルコニウム組成と被覆腐食に対する最終処理に加えて、水化学の効果
- 被覆内水素 – その分布と測定。
- 破損燃料 – 劣化過程の検知とモデル化。
- 使用済燃料 – 乾式、湿式環境下での長期貯蔵。
- 品質保証 – 材料、実験及びデータ取得への適用。

原子炉に装荷された燃料は、性能と安全性の両面で高い信頼性が証明されているものの、これは、むしろ裕度の大きい運転条件によるものであるとこの報告書は結論づけている。将来、要求事項はますます困難なものになる。効率向上を目的とする経済的要求は、燃料性能が最適評価に

基づいて、正確に計算される必要があることを意味した。これを実施するには、信頼性の高いデータにより検証された高性能の燃料挙動解析コードが必要であった。この報告書の結果として、専門家グループは、将来の NEA 活動のための以下の勧告を行った。:

- 加盟国と機関は、燃料挙動の特定の因子に含まれるモデリングの不確かさを低減するための特別な研究に取り組むことを要求されている。すなわち:
  - 熱的性能と燃料温度計算
  - 核分裂生成ガス放出
  - $\text{UO}_2$  の核分裂生成物スエリングとクリープ
  - 熱機械特性
  - 過渡条件下での高燃焼度燃料挙動
- 第 1 段階として既存データをレビューすべきである。
- モデル開発やコード検証に使用できる高品質の実験及びデータを用いた公開データベースを構築すべきである。このデータベースは、NEA データバンクにより維持管理及び運営されるべきである。
- 高優先度の課題を扱う国際会議を NEA と IAEA の共同で企画すべきである。特に関心が高いのは、熱的性能、核分裂生成ガス放出 (FGR) 及びペレット被覆管力学的相互作用 (PCMI) に関するワークショップであった。

#### 4.3 利用可能な実験データの確認

TFSFB から提出され、NEA により発行された二番目の報告書は、コードの性能改善の目的に利用可能な既存データのレビューであった。この報告書[2]は、主にノルウェーのハルデン原子炉プロジェクトにより実施された共同プログラムで取得されたデータを集約したものである。

ハルデン炉は、燃料性能の研究に特にふさわしい施設である。沸騰条件によって冷却材温度が一定に保たれるため、燃料中心温度測定から燃料の熱的性能を評価できる明確に定義された境界条件を有する。また、32 気圧(3.2MPa)という低いシステム圧力及び低い高速中性子束により、被覆管のクリープダウンは無視できるため、燃料寸法と温度の経年評価から一つのパラメータを除外することができる。しかしながら、より実物に近い条件が必要となった場合には、PWR、BWR 及びイギリスで運転されている最新の改良型ガス炉(AGR)の温度、圧力といった熱水力条件と中性子束スペクトルを模擬するための専用のインパイルループが利用可能である。

同報告書は、ハルデン炉で実施されたいくつかの実験と、燃料性能研究に利用できる重要なデータについてまとめている。数年にわたってデータを取り続けてきたプロジェクトに期待されるように、個々のトピックについて、いくつかのレビューがすでに作成されている。専門家グループの報告書は、燃料挙動解析コードの開発と検証のためにもっとも役に立つ形で照合可能な情報の範囲を示すため、これらを幅広く利用したものである。

この報告書は、これらのデータをその利用方法に応じて多くのカテゴリーに分類した。この点では、これらのデータは一般的に関心の高いものとは限らない。最も単純には、以下の 3 分野に分類された:

- **モデル開発と検証に役立つデータ**— 例えば、径方向中性子束低下、燃料クリープ、燃料の焼きしまりとスエリング及び被覆管クリープダウン。これらは、コード開発者がまだ「扱っていないニーズ」であり、コード予測では明らかになっていないことが多いが、もし信頼性の高い予測が必要な場合には、これらを表現できるようなコード記述が不可欠である。これらのデータ取得には、特殊な測定技術と特殊な照射装置の設計が必要な場合が多い。

- 許認可要求事項に直接関係するデータ-例えば、燃料温度、蓄積熱、核分裂生成物放出と燃料棒内圧、及び水側腐食。これらのデータは、特に検証目的に使用される。
- 燃料開発と最適化のためのデータ-例えば、改良燃料や新しい被覆材料の性能、燃料設計変更の影響。これらのデータは、燃料供給業者にとって新しい製品を開発しサポートする上で最も関心の高いものである。

これらの分類の中では、データは以下の現象論的項目の中で議論された:

- 径方向中性子束低下
- 熱的性能
- 燃料の焼きしまりとスエリング
- $UO_2$  結晶粒成長
- 核分裂生成物放出
- 被覆管特性
- ペレット被覆管力学的相互作用(PCMI)
- 燃料棒全体にわたる挙動
- 高燃焼度効果

本報告書は、それぞれの単一パラメータだけを取り出した実験（例：燃料ペレット - 被覆間ギャップの関数としての燃料中心温度）、及び燃料棒全体にわたる挙動に関する実験（いくつかの影響を同時に研究するような実験。例：出力と燃焼度の関数としての燃料温度、燃料と被覆管の軸方向伸び及び燃料棒内圧）をレビューした。

ハルデンプロジェクトのデータに加え、本報告書は、スウェーデンの Studsvik で実施された信頼性の高い出力急昇試験及びデンマークの Risø 研究所で実施された 3 件の核分裂生成ガス放出プロジェクトのデータを簡単にレビューした。これらのデータは、特にペレット - 被覆管相互作用(PCI)/応力腐食割れ (SCC) 破損及び出力急昇試験後燃料の照射後試験(PIE)の分野において、ハルデン実験と矛盾しないことが既に示されていた。

利用可能なデータが広範囲にわたって得られているものの、この報告書で概略述べられているように、さらなる実験が必要な分野が数多く存在することは明らかである。取出燃焼度がより高くなる動きに合わせて、商用炉で予定されている燃焼度と出力の上限までをカバーするデータが必要となってきた。これは、十分に信頼できるデータを 70MWd/kgU を超える燃焼度域まで広げることが意味した。これらの燃焼度レベルでは新しい効果・影響が見つかり、例えば「リム効果」、燃料の熱伝導率に及ぼす燃焼度の影響、被覆管の腐食と水素化、並びに被覆管の機械特性といったトピックスに対して、さらなるデータの採取が必要となった。

原子炉スクラム時の温度変化に関するデータは存在するものの、過渡解析では、急速な出力変化時の温度変化に関するデータが必要とされた。このトピックに関するデータ、例えば出力増加とそれに続く温度増加の間の時間遅れを評価するためのデータは、現在でもなおほとんど得られておらず、またこれらのデータが反応度事故に関連して有用であることは明らかである。

本報告書は、国際燃料挙動試験 (International Fuel Performance Experiment、IFPE) データベースを整備する TFSFB の主導権を支持し、国際プログラム全 3 件の報告書に基づき確認された実験データを収録するよう勧告した。

#### 4.4 国際燃料挙動試験データベース (IFPE)

IFPE データベースでは、商業的に運転されている熱中性子炉システム全てをカバーすべきであること、並びに試作型データ、すなわち照射前後の特性評価を含む動力炉照射に由来するデータと通常時及び非通常時挙動を明らかにするための炉内計装と照射後試験を含む試験炉照射試験データの両方を収録すべきであることが、最初から認識されていた。また、実験は、得られるデータが商業上関心の高い分野で実施されており、例えば最近の MOX 燃料性能の詳細の多くについては製造業者に所有権があるが、そのような取り決めに妨害するつもりはない。しかしながら、ジルカロイ被覆  $UO_2$  ペレット燃料は一般に標準製品であること並びにかつての専有データの公開が原子力業界全体の大きな利益となることが考慮された。

機密保持契約が期限切れとなった国際援助研究プログラムで採取されたデータの収録には、編集作業上特別の配慮が必要である。そのようなデータは、原則として利用可能であるものの、広く利用されていなかった。そのようなデータを収録することは、データを採取した機関が事業内容を変更した場合に特に重要であった。例えば、デンマークの Risø 研究所は、もはや原子力研究を実施しておらず、3 件の核分裂生成ガス放出プロジェクトの情報源としての役割を果たすことは困難である。そのようなケースでは、それらのデータへのアクセスの手段が全く閉ざされてしまう危険性がある。

##### 4.4.1 収録するパラメータの範囲

データベースは、熱中性子炉の燃料性能、基本的には標準製品であるジルカロイ被覆  $UO_2$  燃料に限定されている。ただし、燃料及び被覆材の変更を伴う改良製品の追加については、除外されない。最近のデータベースへの追加としては、MOX 燃料、(U,Gd) $O_2$  燃料及び破損燃料がある。データは通常時及び非通常時挙動を対象とするが、本来の形状を失うような燃料及び被覆管の溶融を伴う事故条件は対象としない。

燃料モデル作成者の関心が特に高いのは、燃料温度、核分裂生成ガス放出(FGR)、被覆管変形(例：クリープダウン、リッジング)及び力学的相互作用である。これらの特性の直接測定に加えて、粒径や気孔率分布、セシウム、キセノン、その他の核分裂生成物及びアクチニドについての電子線マイクロアナライザ(EPMA)及び蛍光 X 線分析(XRF) に関する PIE 情報を含める努力がなされた。

燃料性能に関する特定の現象を表現するような、十分に信頼できるデータを含むことが強調されてきた。例えば、燃料-被覆管熱伝達に及ぼすギャップサイズと核分裂生成ガスの放出の影響について特に注目したデータが含まれている。また、熱的性能に関しては、 $UO_2$  の熱伝導率に及ぼす燃焼度の影響が扱われてきた。これは、長期間にわたる照射中に連続して燃料温度を測定する場合や、高燃焼度燃料を再加工して新しく熱電対を挿入し燃料温度を測定するような場合に現れる。核分裂生成ガス放出に関しては、いくつかの異なる燃料ベンダーから提供された燃料について、通常運転時及びいくつかの異なる燃焼度レベルでの出力急昇時のデータが含まれる。出力急昇の場合には、ガスの動的放出挙動と燃料 - 被覆管間ギャップが閉じることによって軸方向ガス輸送が遅くなることを示す炉内燃料棒内圧測定データが含まれる。これらの炉内研究を補うため、温度と時間が明確に定められた条件下で FGR を測定した炉外アニーリング研究のデータセットがある。

データベースには、PWR、BWR、PHWR 及び VVER 炉システムを含む様々な情報源から得た約 418 燃料棒/試料のデータセットが現在までに収録されている(表 4.1 参照)。



表 4.1. IFPE データベースに収録されているデータ

ハルデン照射済み IFA-432	5 燃料棒
ハルデン照射済み IFA-429	7 燃料棒
ハルデン照射済み IFA-562.1	12 燃料棒
ハルデン照射済み IFA-533.2	1 燃料棒
ハルデン照射済み IFA-535.5 and .6	4 燃料棒
第 3 Risø 核分裂生成ガス放出プロジェクト	16 燃料棒
Risø 過渡核分裂生成ガス放出プロジェクト	15 燃料棒
SOFIT VVER 燃料照射プログラム	12 燃料棒
高燃焼度効果プログラム	81 燃料棒
Kola-3 からの VVER 燃料棒	32 燃料棒
TRIBULATION プログラムからの燃料棒	19 燃料棒
Studsvik インターランプ BWR プロジェクト	20 燃料棒
Studsvik オーバーランプ PWR プロジェクト	39 燃料棒
Studsvik スーパーランプ PWR サブプログラム	28 燃料棒
Studsvik スーパーランプ BWR サブプログラム	16 燃料棒
Studsvik デモランプ I - BWR	5 燃料棒
Studsvik デモランプ II - BWR	8 燃料棒
CEA/EDF/FRAMATOME Contact 1 及び 2	3 燃料棒
AEAT-IMC NFB 8 及び 34	22 サンプル
CEA/EDF/FRAMATOME PWR 及び OSIRIS ランプ 燃料棒	4 燃料棒
CENG 破損燃料実験	8 燃料棒
NRU で照射された CANDU 燃料要素	36 燃料棒
GINNA で照射されたジューメンズ PWR 燃料棒	17 短尺燃料棒
SILOE: EDITH-MOX 01 で照射された CEA 破損 PWR 燃料棒	1 燃料棒
(PHWR) MOX 燃料を用いた CNEA 6 出力ランプ照射	5 燃料棒
BN GAIN (U,Gd)O <sub>2</sub> 燃料	4 燃料棒
INR Pitesti - RO-89 及び RO-51 CANDU 燃料タイプ	2 燃料棒
<b>合計</b>	<b>422 ケース</b>

#### 4.4.2 ファイル書式

ファイル書式としての採用基準は、第一に平易さである。市販のソフトウェアの種類によらず、ユーザーがこれらのファイルを読めるべきと考えられた。多くのコードは FORTRAN で書かれているため、ファイルの編集者が簡単に見られるよう、全てのファイルは単純な ASCII 書式となっている。この方法による制限はあるけれども、テキストファイルもこの書式である。採用された ASCII 書式は、もし要望があれば、将来商業データベースシステムへ対応できるよう書式変更することが可能である。それぞれのデータセットは、以下の共通要素を持っている：

- サマリファイル。これは、実験の目的やテストマトリクス及び得られたデータの範囲を記述するテキストファイルである。
- インデックスファイル。これもテキストファイルであり、全てのファイルのタイトルをその内容の簡単な総括とともに記載したテキストファイルである。

- **試験前の特性評価。** 使用される燃料ペレットと被覆管の情報、それらの製造ルート、寸法及び不純物を含む化学組成を含む。燃料については、濃縮度、気孔率分布、再焼結試験データ及び微細構造の詳細な情報が追加される。被覆管については、機械特性、腐食特性及び金属組織が、利用可能な場合に追加される。燃料棒の幾何構造の詳細については、関連する寸法、燃料カラム、重量、充填ガス組成及び圧力が含まれる。原子炉照射条件の詳細についても含まれる。
- **照射履歴。** 全ての履歴は、全ての重要な条件が欠落することなく圧縮した書式で保存される。かなりの軸方向出力分布が存在する場合は、履歴は最大 12 の軸方向領域について提供される。これらの各軸方向領域について、時間、出力一定の間の時間増分、被覆管の水側温度及び局所出力密度に関するデータが各タイムステップ毎に提供される。もし利用可能であれば、高速中性子束とその空間分布を計算するための情報が提供される。
- **炉内データ。** 利用可能な場合、時間、燃焼度又は出力といった変数の関数として、炉内計装から得られたデータを表の形でいくつかのファイルに分離する。たとえば、IFA-432 燃料棒は、燃料中心温度測定用熱電対と被覆管伸び計を備えていた。ファイルは、照射期間を通して局所燃焼度の関数として 20 及び 30kW/m の一定の出力における温度が、表の形で作成された。照射期間中に数回、約 5MWd/kgU 間隔で、低速での出力上昇中の局所出力に対する温度が表の形で示される。この場合、信号が 15 分ごと記録された元のファイルから、直接データが作成される。類似の手順が被覆管伸び測定にも採用されている。200～5,000 時間という短い出力変動期間において、燃料棒平均出力に対し被覆管伸びを表の形で表すことにより、ペレット-被覆管力学的相互作用が存在することを示したケースがある。
- **照射後試験データ。** このような試験が行われた場合、データは表又はテキスト形式で記録される。寸法データには、照射前後の軸方向と径方向の寸法データ及び、利用可能な場合は照射後のリッジ高さデータが含まれる。核分裂生成ガス放出に関するデータには、パンクチャ試験と質量分析から得られた燃料棒平均値、ペレット全溶解から得られた局所値、そして スキャニング、EPMA 及び XRF で測定されたペレット内空間分布値が含まれる。金相試験によって測定が行われ、粒界気孔率の径方向増加開始位置等、照射前後の気孔率と粒径分布が与えられる。

全てのデータファイルは NEA データバンクコンピュータシステムに集約され、かつ、ここから配布される。ファイル配布の一元化は、品質保証目的、特に更新又は修正されたファイルの追跡と公開のために必要である。NEA データバンク管理の経験から、このような仕組みがサービスの長期利用を確かなものとする。

しばしば、PIE データは図形式又は顕微鏡写真であるため、ASCII ファイル書式で保存するのが難しい。このため、CD-ROM 媒体を使用して図と写真を保管し検索する可能性が調べられた。その結果、現在までに編集されたデータセットで利用可能な全ての報告書はスキャンされ、一枚の CD-ROM にコピーされた。これらのファイルは全て PDF 書式であり、広く利用されているソフトウェアで、簡単に読んだり印刷したりすることが出来る。

## 4.5 国際ワークショップ

### 4.5.1 熱的性能

国際ワークショップに関しては、1998年3月3～6日にフランスのカダラッシュにある CEA で、高燃焼度 LWR 燃料の熱的性能セミナー (Thermal Performance of High Burn-up LWR Fuel Seminar) が開催された。ワークショップは NEA と IAEA の共同企画で、Departement d'Etudes des

Combustibles が主催した。会議には、19 の国と四つの国際機関から、66 人の専門家が出席した [3]。

最初の二つのセッションは、燃料熱伝導率データと熱伝導率モデリングに費やされた。これに引き続き第 1 回パネルディスカッションが開かれ、Hubert Bairiot と Louis-Christian Bernard の司会により、新たな熱伝導率の問題について議論が行われた。第 3 セッションでは、燃料被覆管ギャップ変化モデリングを対象とし、続く第 2 回パネルディスカッションでは、ギャップ変化と伝熱の問題について Gary Gates と Marc Lippens の司会で議論した。最後の二つのセッションは、実験データベースと熱的な局面に関するコード開発の進歩を対象とした。

最後のパネルは、J.A. Turnbull と Daniel Baron の司会で、熱伝導率とギャップコンダクタンスに関する二つのパネルの結論をレビューし、セミナーの主要な結論を総括した。これらの結論を以下に示す。

### 燃料熱伝導率

- **燃料熱伝導率の関係式。** 初期熱伝導率の関係式は、商業炉に装荷されるほとんど全ての燃料酸化物に対し、十分に確立されている。温度、化学量論比、プルトニウム濃度、ガドリニウム濃度といったパラメータの影響は、比較的よく知られている。いくつかのモデルは、全てのこれらのパラメータを同時に考慮することができる。
- **MOX 燃料。** MOX 燃料の非均質性は、数学的均質化技術を使って説明できる。しかし、高 Pu 濃度であっても、燃料熱伝導率は 2.000 に近い O/M をもつウラン酸化物燃料の熱伝導率に近い。参加者は、熱伝導率が Pu 10% 当たり 4~5% 低下することに同意したように見える。しかし、化学量論比からのずれの方がより強い影響を持つことが示された。
- **燃焼度効果。** 燃料熱伝導率に対する燃焼度の影響は、炉内での燃料中心温度測定と炉外での熱拡散率測定により、80MWd/kgU まで評価されている。これら二つの手法の間にはいくつかの一致点がある。
- **燃焼度による比熱容量( $C_p$ )変化。** ハルデン炉の炉停止時の温度記録を分析することにより、燃焼度による  $C_p$  のわずかな増加がありうるということがわかる。しかし、現在は燃焼度による  $C_p$  変化は、無視できると仮定されている。近い将来に得られると予想される実験データによって、この仮定の真偽が確認されるであろう。
- **リム領域の熱伝達。** リム領域の熱伝導率変化は、未だに明らかになっていない。無数の  $\mu\text{m}$  オーダーの気泡 (リム気泡) が形成されることによる熱伝導率の低下は、リム気泡の形成に伴う母材 (マトリクス) のクリーニングとバランスし得る。リム組織の正味の影響を調べるために、800K より低い温度で高燃焼度まで照射された試料が必要である。気孔率増加中のリム組織からの核分裂生成ガス放出とリム組織の体積変化については、未解決の状態である。
- **今後のニーズ。** 1,800K を超える温度での、燃焼度による熱伝導率劣化に関するデータが、不足している。電子熱伝導による熱伝導率の増加が高燃焼度では抑えられるようである。この影響は、ガドリニウム濃度を増やした場合に既に認められていた。

### ギャップコンダクタンス

- **ペレット破片とリロケーション** この現象の確率論的性質は、ギャップコンダクタンスの解析的モデリングを妨げる。炉内データに対するベンチマーキングモデルに信頼がおかれなければならない。ギャップコンダクタンスに対する最も信頼できる式を求めることに対して、大多数の意見が一致しない。幸いにも、大型データベースが存在し、これを使用すれば、ギ

ギャップ寸法、充填ガス組成及び圧力の影響を正しく反映した妥当なギャップコンダクタンスモデルを定式化することは、さほど困難ではない。

- **表面粗さ** 基本的に、表面粗さは熱の流れを抑制する影響を持つため、この影響はギャップコンダクタンスに対する重要な因子となっている。実際には、燃焼初期と高燃焼度の両方で、ペレット被覆管熱伝達にほとんど影響しないように見える。
- **被覆管内面酸化膜層の形成** 高燃焼度で、燃料と被覆管が長時間密着する場合、厚さ6~10 μmの内面酸化膜層が形成される。出力密度と燃焼度に依存するが、この層は酸化ジルコニウム、ウラン及びセシウムを含む複合構造を持つことが示されている。この層が形成されることにより、ペレットの表面粗さ及びペレット破片の不整列の影響が排除される傾向があるため、この層のギャップ熱伝達に及ぼす寄与は小さいか、もしくは有益であると思われる。
- **閉じたギャップのコンダクタンス** これらの条件下では、燃料と被覆管の間の固体結合によって、熱伝達は良好で実質的に充填ガスの組成と圧力に依存しないことを示唆する証拠がある。ギャップコンダクタンスが界面圧力に依存するかどうかに関しては、いくつかの議論がある。

#### 4.5.2 核分裂生成ガス放出

このシリーズの第二のワークショップは、水炉燃料の核分裂生成ガス挙動セミナー(Fission Gas Behaviour in Water Reactor Fuels Seminar, CEA カダラッシュ、2000年9月26~29日)であり、前回同様の組織のもとで開催された。46の機関を代表する約100人が、24ヶ国から参加した。このセミナーの目的は、実験とモデルの両方の観点から最新の開発活動を明確にすることであった。同セミナーが対象とする分野は、ヘリウムを含む希ガスの拡散係数、気泡の性質、再溶解と拡散に対する照射の影響、運転条件の関数としてのFGR、モデリング及びコード検証である[4]。

会議は、3日間にわたり4セッションに分かれていた。セッションは、経験からのフィードバック、基本的メカニズム、解析的実験、工業的モデリング及びソフトウェアパッケージで構成されていた。最終日の朝にパネルディスカッションが開かれ、その場で各セッションの結果が示され議論された。主題を完成させる視点に立ち、各々のプレゼンテーションは三つの問題を取扱った:

- 既知の事実が何で、新しい事実が何か？
- 未知なものが何で、不確実なものが何か、そして何が依然不明か？
- どのような取組みを将来実施すべきか？

最初のセッション「経験からのフィードバック」(*Feedback from Experience*)では、定常運転時と過渡高出力運転中の両方で、高燃焼度(>50 MWd/kgU)における核分裂生成ガス放出の増大があったと結論づけた。しかし、これを説明できると認められた現象は無かった。得られた結果の一つは、燃焼度に対する燃料中心温度と関係した、十分に確立されたハルデンの1%FGRしきい値が、当該範囲の燃焼度での放出開始温度を過大に評価していたということであった。すなわち、高燃焼度領域では、このしきい値によって予測されるより、放出開始温度が低かったということである。

高燃焼度燃料では、ペレット外周部に再構成された微細組織領域(いわゆるリム組織)が観察されている。リム組織形成をガス放出増大の原因とみなす試みがなされたが、直接的な相関関係は得られなかった。確かに、放出されたクリプトンとキセノンの同位体比測定結果は、放出源が燃料中心部の高温領域であり、より低温であるペレット周辺部のプルトニウムリッチなリム組織

ではないことを示していた。この観察結果は、形成されたリム組織によって燃料の熱抵抗が増加し、これに伴って燃料温度が増加したことを意味している。

このジレンマに関する議論は、第 2 セッションである基本的メカニズム(*Basic Mechanisms*)まで続いた。いくつかの研究によって、リム組織は、元々粒径約  $10\ \mu\text{m}$  の結晶粒が微粒化した粒径約  $0.1\ \mu\text{m}$  の結晶粒と、約 10vol%までのスエリングの原因と考えられる  $\mu\text{m}$ サイズの気泡の集合から形成されていることが示された。それに加えて、母材中の核分裂生成ガスの濃度は低いレベルに落ち込んでいる。大部分の研究者の印象は、核分裂生成ガスの濃度差に相当する分は気泡内に存在し、燃料からは放出されないというものであった。しかし、ガスの正確な分布については不明なままであった。

リム部からの核分裂生成ガス放出は 15~20%以下であり、このリム組織が大きいガス保持容量を有していることを示した。リム組織形成メカニズムは明らかでなかった。一つの考え方として、照射損傷の蓄積が結晶粒の微粒化の原因となり、これに引き続きガスが集まる現象が生じ、気孔率の増加をもたらすというものがあつた。あるいは、まず気孔率の増加が先に起こり、生じた気孔の内面からサブ  $\mu\text{m}$ オーダーの結晶粒が発生してくると考えられた。このリム組織形成が有益か有害かについては、議論中である。

いくつかのプレゼンテーションは、定常状態と反応度事故 (RIA) のような過渡事象の両方で、メカニズムと実験結果に着目してリムからの FGR を扱った。放出されたガス中のクリプトンとキセノンの同位体存在比の測定は、FGR に対するリム領域の相対的寄与を決定するために有用な技術であることが明らかであり、そして、RIA テストへの応用は有益であることが示された。 $\mu\text{m}$ レベルでこの新しい高燃焼度組織の詳細が分かったものの、将来の目標が  $\text{nm}$ または原子レベルでの理解であり、また高エネルギー加速器を使用し時間と放射能の制約を受けることなくこの組織形成を再現するシミュレーション研究の分野があると結論された。

放出プロセスに対する主たる寄与は単一ガス原子拡散として知られ、また結晶粒界からの照射再溶解を考慮することにより、極めて十分なモデルを構築できた。1988 年の Preston (イギリス)での IAEA 会議で述べられたように、多くのモデルは Turnbull、White 及び Wise によって定式化された拡散係数を使用した。ここで、これらの著者は、表面近くで適用され短半減期放射性核種に用いられる第三の低温項と共に 2 項から成る拡散係数を示した。会議中、この話題に多くの議論が集まった。そして、長寿命及び短寿命核種間の動きの差を考慮できるような表面のフラクタル処理を行うことによって二つの高温項のみを使用した別の方法を White が考えていることがわかった。会議の後で、これらは公刊された。

ドイツにある EC の超ウラン研究所 (ITU: Institute for Transuranium Elements) で実施された EPMA による保持セシウムとキセノンに関する広範囲の研究により、セシウムの拡散が希ガスの拡散より約 3 倍遅いことが系統的に示された。多くの事故計算では、これらの元素の拡散率が同等であると仮定しているため、この結果は重要なものであった。したがってこの仮定は、保守側といえる。

これらに加えて、粒内気泡が結晶粒内に生成し、粒界気泡とトンネルが結晶粒界に沿って形成されることが電子顕微鏡観察からわかった。UO<sub>2</sub> 母材中のクリプトン原子に関する理論的研究から、クリプトンとキセノンが共に不溶性であり、粒内気泡に単一ガス原子が吸収されるのを抑制する熱的再溶解の存在には疑問が残ると結論された。粒内気泡の移動度が小さいため、そのような再溶解のメカニズムが、過渡時の実質的な放出を予測するためのいくつかのモデルで使われていた。

観察では小さい気泡の遅いまたは限られたランダムな移動が示されるだけであるという点では合意した。しかし、Evans (イギリス)からは、空孔濃度勾配による結晶粒界への動きという興味深い提案がなされた。もしこのメカニズムの寄与が大きいなら、その結果生じる微細組織は極

めて特徴的であり、将来の実験の役に立つであろう。さらなる注意が必要なトピックスは、特に核分裂片の飛程よりも大きい結晶粒径を有する大粒径燃料に関する粒界気泡からのガス原子の再溶解と、急速過渡時の粒界気孔の応答であった。

これらの特徴について、現在、公開文献から入手できる情報よりもっと多くの利用可能な情報が存在することは明らかであった。情報をもっと多く一般公開することは多くの人の支持するところであり、全ての参加者は、モデルの一般的な改良と安全な原子炉運転への適用のために、できるだけ多くの情報を発表するよう要請された。注目すべきは、多くの機関で基礎研究のレベルが下がってきているのに対し、ITU では、例えば試験技術（微小硬さ試験、格子定数測定）を改良するといった、独創的で幅広い研究が依然として進行中であることである。また、CEA カダラッシュでは、若いエンジニアと科学者の新規採用があった。参加者は、これらの部署から、新しく独創的な研究が発表されることを期待した。

核分裂生成ガスとは別に、高燃焼度燃料、特に高燃焼度 MOX 燃料の長期貯蔵におけるヘリウム生成が重要な問題の一つとなることは明らかであった。低温におけるヘリウムの拡散係数について更なるデータが要求された。

解析的実験(*Analytical Experiments*)セッションでは、はじめに母材と結晶粒界の間でのガスの配置を決定する新しい方法を述べた二つのプレゼンテーションから始まった。これらの研究は、XRF と EPMA を使った研究結果を補足し、必要不可欠な情報をモデル作成者に提供する。特に、小さい粒内気泡がその結果に及ぼす影響に関しては、その手法に未だ改善の余地がある。しかし、気泡連結が起こる前及びその気泡連結中の、粒界におけるガス容量を評価できるようになるのは間違いない。前述のように、FGR 開始温度がそれまでに予想されていた温度より低いことを示唆するデータが、ハルデンにおいて高燃焼度燃料から得られた。この観察結果を立証するために更なるデータが要求されることは、明らかであった。それに加えて、MOX 燃料に関する更なるデータを得ることが、同一の照射条件下で  $UO_2$  燃料の性能と比較する上で必要であった。

高燃焼度におけるガス放出の増大は、燃料棒内圧が冷却材圧力を超える原因と考えられた。そして、この影響には注意が必要であった。実験データは、ギャップが被覆管のクリープアウトによって再び開かないこと及び正のフィードバックが起こらないことを示唆した。しかし、これらに関するデータは少なく、更なる実験が必要とされた。

FGR モデリングに関する機構論的及び実験的アプローチが、工業的モデリング及びソフトウェアパッケージ(*Industrial Modelling and Software Packages*)セッションで発表された。明らかなことであるが、経験的モデリングは非常に有用であるものの、その適用範囲については制限があり、実質的には、開発に使用されるデータベースでカバーされるパラメータと照射条件の範囲内でのみ有効である。また、複数の機構論的モデルを使用すること及び適切なフィッティングパラメータを使うことによって良好な予測結果を期待できることが、モデル作成者に忠告された。機構論的モデルとそれらをサポートするデータについては、燃料挙動解析コードの一部として考える前に、それらを独立させて評価する場合がある。

$UO_2$  と MOX 燃料挙動を比較するための更なるデータの必要性が、CEA の Struzik の論文において再確認された。その論文では、 $30MWd/kgU$  を超える燃焼度領域で出力急昇試験時の挙動に明確な違いが認められることが示された。 $30MWd/kgU$  より低い燃焼度領域では、挙動の違いは径方向出力分布で説明できたものの、より高い燃焼度領域では、MOX 燃料の FGR とスエリングは、予想される値より大きかった。

結論として、幅広く深い議論を生み出した多くの優れた発表によってセミナーが成功したことが満場一致で合意された。FGR のモデリングに関するトピックは成熟期にあり、複雑な現象に関与する重要なメカニズムのほとんどについて合意が得られたことは明らかであった。理解が十分に進んでいない高燃焼度と MOX 燃料挙動に現在挑戦している。しかし、会議では焦点を絞って

取組むべき将来の研究について、いくつかの提案がなされた。参加者たちは、その成果を公開文献として発表し、商業炉の継続的な安全運転を確保するために働く他の研究者や技術者の助けとなるよう、強く要請された。

#### 4.5.3 ペレット被覆管相互作用

第3回と最終回のワークショップは、モデリングの先進の分野とみなされるペレット-被覆管力学的相互作用(PCMI)に関するものである。この会議は、2003年後半にCEAカダラッシュで開催される予定であり、その後再び開かれる計画である。

#### 4.6 NEA 加盟国での安全性関連活動調査

TFSFB が主に通常時及び過渡時の燃料挙動に関する科学的問題を扱っているのに対して、NEA 原子力施設安全委員会(CSNI)は、作業プログラムで燃料安全性の課題について議論している。NSC と CSNI は燃料挙動分野での協力・協同して活動を行っている。

CSNI の支援で NEA 加盟国での安全性研究活動の状況をレビューする報告書が、2002 年に発行された[5]。報告書は、燃料安全余裕に関する特別専門家グループ (Special Experts' Group on Fuel Safety Margins、SEGFSM) のメンバーへの要請に応じた形で、CSNI に関連した国際的 R&D プログラムとプロジェクトの概要を記述することと、現在と将来のニーズと優先度を同定することを目的とし、NEA 加盟国で進行中ないしは計画中の燃料安全性研究に関する情報を編集している。

報告書は、2000 年 10 月に SEGFSM メンバーに配布されたアンケートに基づいている。それは、燃料安全性研究プログラムの同定と、これまでの成果と将来計画に関する情報の提供を同メンバーに質問の形で依頼している。このアンケートは、以下の項目について、進行中の R&D プログラムに関する情報を提供することを回答者に要求した：

- A 題目
- B 研究所/資金提供者
- C 目的/目標
- D 進捗状況
- E 達成した主な結果の簡単な記述/プレゼンテーション
- F 将来計画
- G 参考文献

回答は、以下の国々の機関から得られた：カナダ、チェコ共和国、フランス、ドイツ、ハンガリー、日本、韓国、ノルウェー（ハルデンプロジェクト）、スイス、イギリス及び米国。報告書は、回答の情報だけに基づいて作成された。結果として報告書は、包括的なものとは見なせないものの、このプログラムは、詳述部分を加えて順調に進行中である。また、いくつかのプログラムの詳細な結果は依然として機密情報であり、短期的には利用不可能となることがあり得る。

報告書は、課題毎にセクションが構成されている。すなわち、燃料と被覆管研究；燃料棒総合試験と PIE、冷却材喪失事故 (LOCA) 及び RIA 研究 (燃料と被覆管の単一効果研究のみならず、燃料棒全体とバンドルを含む)；定常状態時と過渡時の燃料挙動コード開発；熱水力学；炉物理コード；そして、過酷事故研究。

現代の原子炉における主な課題は、通常運転、LOCA 及び RIA 条件での高燃焼度特性に関するものである。産業界の主な目標は、全ての国で許認可取出し燃焼度約 60 MWd/kgU あるいは可能なら 65MWd/kgU を実現するために安全性の論点を整理統合することである。注目すべき主要な論点は、次のように分類される：

- 通常運転:
  - 核分裂生成ガスと燃料棒過大圧力
  - ペレットリム部の高燃焼度組織(HBS)の特性とその熱的性能への効果及び核分裂生成ガス放出
  - 被覆管酸化、水素化、脆化
- 冷却材喪失事故(LOCA):
  - 膨れ領域に燃料が落下する可能性;高燃焼度での燃料-被覆管癒着 (ボンディング) の効果。
  - 落下した燃料からの核分裂生成ガス放出による膨れ領域の圧力上昇。
  - 照射硬化及び水素脆化した被覆管の応答
  - 17%化学量論的酸化量(ECR)指針のレビュー
- 反応度事故(RIA):
  - 被覆管への PCMI 機構、ペレットリム部での高燃焼度組織 (HBS) 効果
  - 燃料微粒子化に対するリム部高燃焼度組織 (HBS) の効果
  - 過渡 PCMI に対する脆化被覆管の応答

これらに加えて、MOX と  $UO_2$  の両方の燃料集合体を装荷する国々のために、MOX 燃料データベースを  $UO_2$  燃料データベースと同レベルにしたいという要求があり、その目的は、安全性に関する限り、MOX 燃料と  $UO_2$  燃料を区別せずに扱うということである。

報告書で概説された国際研究プログラムの調査では、これらの課題に関する膨大な活動を紹介している。個々のプログラムをまとめると、時間と費用の点で大変な努力を払っており、最終的にこれらは、広範囲な仮想シナリオにおいて、材料と構成要素の挙動をより良く理解することにつながる。関係する全ての国々が実験プログラムから生成されたデータを最も有効に利用するために、広範囲なモデリングとコード開発計画を持っている点に注目すべきである。

したがって、これらの活動が十分に支持され、それらの結果を、できるだけ多くの関係者が利用できるようにすることは非常に重要なことである。これは、原子力発電から安全かつ経済的に電気を生産するという共通の地球規模の文化を支持するために不可欠である。

## 4.7 将来の活動

### 4.7.1 IFPE データベース

IFPE データベースが確固として構築された今、同データベースが、継続的に支援され、改善されることが必要である。実際に、データベースが NEA によって維持され続けると仮定されるので、いくつかの機関は、自分のコード開発と検証のための唯一のデータ源として、そのデータベースを使っている。公開の同意がすでに得られている以下のデータも含め、将来さらにデータベースへの追加が行われるであろう:

- BR-3 高燃焼度燃料棒ホットセルプログラム(DOE/ET 34073-1, Vols. 1 and 2)
- Risø-I 実験
- IFE/OECD/HRP FUMEX 1-6
- TRANS-RAMP I、II 及び IV からの Studsvik/SKI データ
- Zaporozhye VVER-1000 燃料挙動データ (4-8 サイクル、燃焼度 >50 MWd/kgU)
- HRP He/Ar/Xe ガス流、Nb-添加燃料、IFA-504



- VVER-440 (4 サイクルまで) と VVER-1000 (3 サイクルまで) からの VNIINM ランプデータ
- HRP において JAERI が実施した IFA - 508 及び IFA - 515 - PCMI 直径測定リグを使用した、異なる被覆厚みに対する挙動データ
- SILOE; EDITH-3 及び EDITH-MOX 02 で照射された CEA 欠陥 PWR 燃料棒
- CAGR UO<sub>2</sub> ランプ燃料からの IMC (UK) スエリングデータ

上述の FUMEX-1 コード比較国際ベンチマーク作業(FUMEX-1 Code Comparison Exercise)の成功により、IAEA はフォローアップ・プロジェクト (FUMEX-2) を立ち上げることに同意した。加盟国からの積極的な参加を得て、FUMEX-1 プログラムの全体的な成果は、目を見張るものがあった。この作業には行うだけの価値があり、選ばれたケースは、モデルとコードの性能に対する厳密なテストであったことが一般的に認められている。これらの作業は、改良が必要な課題を強調するのみならず、コードの長所を示すのにも役立った。結果として、大半のコードは、作業を通して、何らかの改善が行われた。コードの多くが、限られたデータベースを使って開発されてきており、その点で FUMEX-1 のケースが、価値ある情報を新たに提供したことは明らかである。

しかし、この作業により、50 MWd/kgU 以上の燃焼度で得られた知識が限られていることが明らかになった。高燃焼度化は、核燃料管理における一般的な傾向であり、高燃焼度での信頼できる燃料挙動の予測は、安全で経済的な原子力発電所運転のために不可欠である。このことが、FUMEX-2 を立ち上げるための根拠となった。同プロジェクトは 2002 年 12 月から 2006 年まで実施される予定である。プロジェクトの中心は、IFPE データベースに選ばれたケースである。これはデータベースの利用を促進し、同時に、利用者がフィードバックや評価をし、そのことがデータベースのデータセットの品質保証を支援することになる。FUMEX-2 のために選ばれたケースを、表 4.2 に示す。既にデータベースに収録されているケースは、太字で示されている。

したがって、NEA がこの期間にわたってデータベースを維持・改善するために支援を追加提供することは、利用可能となったデータを追加導入することと同様に、重要である。

#### 4.7.2 他の活動

加盟国の調査と安全関連 R&D に基づいて、NEA は、現在及び将来の作業の優先度に関し、十分に理解できた。NEA は、これらの活動、特に関連した高燃焼度研究、商業炉への MOX 燃料の導入及び米国とロシアで保有量を低減するための兵器級 MOX (W-MOX) 燃料の使用に起因する課題を積極的に支持する。1999 と 2001 年に、革新的燃料を用いた新型炉に関する (*Advanced Reactors with Innovative Fuels*, ARWIF) のワークショップが開催された。燃料挙動に関する課題がこれらの会議で議論された[6, 7]。

原子力産業は、現在非常に重大な段階にある。地球温暖化に対する懸念は、化石燃料使用とその二酸化炭素排出に着目させた。その結果、多くの国々は、新型原子力発電所の建設に対して新たな関心を示すとともに、既に設置された原子力発電所の運転期間を延長しようとしている。しかし、そのような新しい発電所に現在の設計を使う可能性はない。

利用できる新しいいくつかの設計がある。そのうちのいくつかは現在の第 2 世代 LWR の拡張である。しかし、別のいくつかはより革新的で、第 4 世代の設計に分類される。これらの新しい設計に見られる共通の特徴は、受動的な安全、高い熱力学的効率及び核拡散抵抗性燃料を含むことである。これらについては、全面的な商業運転に入る前に、設計と、建設及び運転で使用される材料の広範囲な品質確認が必要である。NEA の目標は、新概念と関連する新燃料タイプ及び被覆管合金に関する R&D を支援することにより、原子力施設の設計及び建設の改善を探索する助けになることである。

表 4.2. FUMEX-2 で選択された IFPE データベースのケース

No.	ケース認識記号	比較測定
1.	ハルデン IFA 534.14、燃料棒 18	EOL FGR 及び圧力、粒径 22 $\mu\text{m}$ 、約 52 MWd/kgU
2.	ハルデン IFA 534.14、燃料棒 19	EOL FGR 及び圧力、粒径 8.5 $\mu\text{m}$ 、約 52 MWd/kgU
3.	ハルデン IFA 597.3、燃料棒 7	約 60 MWd/kgU での被覆管伸長
4.	ハルデン IFA 597.3、燃料棒 8	約 60 MWd/kgU での FCT、FGR
5.	ハルデン IFA 507、TF3	出力増加中の過渡温度
6.	ハルデン IFA 507、TF5	出力増加中の過渡温度
7.	GONCOR	約 48 MWd/kgU での過渡期間中及びその後の FGR 及び被覆管直径
8.	Kola-3、燃料棒 7、FA222 から	約 55 MWd/kgU での FGR、圧力及びクリープダウン
9.	Kola-3、燃料棒 52、FA222 から	約 46 MWd/kgU での FGR、圧力及びクリープダウン
10.	Kola-3、燃料棒 86、FA222 から	約 44 MWd/kgU での FGR、圧力及びクリープダウン
11.	Kola-3、燃料棒 120、FA222 から	約 50 MWd/kgU での FGR、圧力及びクリープダウン
12.	Risø -3 AN2	約 37 MWd/kgU での核分裂生成物径方向分布及び FGR-EOL
13.	Risø -3 AN3	約 37 MWd/kgU での FGR 及び圧力-EOL、FCT
14.	Risø -3 AN4	約 37 MWd/kgU での FGR 及び圧力-EOL、FCT
15.	HBEP、燃料棒 BK363	約 67 MWd/kgU での FGR-EOL
16.	HBEP、燃料棒 BK365	約 69 MWd/kgU での核分裂生成物及び PU 分布、FGR-EOL
17.	HBEP、燃料棒 BK370	約 51 MWd/kgU での核分裂生成物及び PU 分布、FGR-EOL
18.	TRIBULATION、燃料棒 BN1/3	約 52 MWd/kgU での圧力、FGR、被覆管クリープダウン
19.	TRIBULATION、燃料棒 BN1/4	約 51 MWd/kgU での圧力、FGR、被覆管クリープダウン
20.	TRIBULATION、燃料棒 BN3/15	約 51 MWd/kgU での圧力、FGR、被覆管クリープダウン
21.	EDF/CEA/FRA、燃料棒 H09	約 46 MWd/kgU での核分裂生成物及び Pu 分布、FGR-EOL
22.	Kola-3 + MIR テスト	約 55 MWd/kgU でのランプ中温度、FGR-EOL
23.	Kola-3 + MIR テスト	約 55 MWd/kgU 圧力-EOL
24.	RIA	特定予定 (実データ又は簡易ケース)
25.	LOCA	特定予定 (実データ又は簡易ケース)
26.	簡易ケース	FGR 開始時の温度対燃焼度

## 参考文献

- [1] *Scientific Issues in Fuel Behaviour*, OECD/NEA, Report by an NEA Nuclear Safety Committee Task Force, OECD, Paris, France (January 1995).
- [2] Turnbull, J.A., *Review of Nuclear Fuel Experimental Data*, Fuel behaviour data available from IFE-OECD Halden Project for development and validation of computer codes, OECD, Paris, France (January 1995).
- [3] *Proceedings of the Workshop on Thermal Performance of High Burn-Up LWR Fuel*, OECD/NEA, Cadarache, France, 3-6 March 1998, OECD, Paris, France (1999).
- [4] *Proceedings of the Workshop on Fission Gas Behaviour in Water Reactor Fuels*, OECD/NEA, Cadarache, France, 26-29 September 2000, OECD, Paris, France (2001).
- [5] *Fuel Safety Research in NEA Member States*, OECD/NEA, Compilation of member contributions, OECD, Paris, France (February 2002).
- [6] *Proceedings of the Workshop on Advanced Reactors With Innovative Fuels (ARWIF'98)*, OECD/NEA, Villigen, Switzerland, 21-23 October 1998, OECD, Paris, France (1999).
- [7] *Proceedings of the Workshop on Advanced Reactors with Innovative Fuels (ARWIF-2001)*, OECD/NEA, Chester, United Kingdom, 22-24 October 2001, OECD, Paris, France (2002).



### 付録 3

#### NSC 燃料挙動に関する科学的問題専門家グループ(TFSFB) – 範囲と目的

##### 範囲

- 専門家グループは、燃料挙動の科学的問題の現状と動向を扱う

##### 目的

- 燃料挙動データベース(IFPE)のために、高品質な実験データを収集、編集する。定常運転状態での軽水炉の高燃焼度を重要視する。散逸する恐れのある、完了した国際プログラムのデータや、各国のプログラムから公開されたデータの扱いを優先する。
- ユーザーグループ会議を開催してレビューを行い、これらのデータの品質を調整する。これらを国際標準とするよう働きかける。
- コンピュータコードの検証とベンチマークテストの実施を調整する。

##### 作業計画

- IFPE データベースユーザーグループ会議と合同の調整会議を、12 ヶ月から 18 ヶ月おきに実施する。
- IFPE データベースは、新しい実験データの追加と更新を行い、今後 2 年間で整備する。
- セミナーと専門家会議を、特に着目している現象（熱的性能、核分裂生成ガスの挙動、ペレット-被覆管力学的相互作用等）のモデリングを検証するための優先度の高い問題を扱う必要がある時に開催する。

##### 共同作業

- この活動は、IAEA、燃料安全余裕に関する NEA・CSNI 特別専門家グループ、OECD ハルデン炉プロジェクトの共同作業により実施される。



## 第5章 臨界安全性

### 5.1 使用済 LWR 燃料輸送容器のための臨界コード

1979年のNEA原子力施設安全委員会(CSNI)の会議で、高照射核燃料、特に使用済燃料輸送用大型重遮蔽容器の臨界安全性を判断する能力を調べるためのワーキンググループを、委員会が主催することが決定された。米国オークリッジ国立研究所は、「使用済LWR燃料輸送容器の臨界コードに関する標準問題演習(Standard Problem Exercise on Criticality Codes for Spent LWR Fuel Transport Containers)」に係る一連の問題を準備するよう依頼された。基本的な考えは、様々な計算技術は、特殊な試問題に対して計算結果同士の比較、また同様に実験データと計算結果の比較も行われるべきであるということであった。演習参加者それぞれが、一つの解に到達出来るかどうかを比較・決定するため、問題の解を提供することとなっている。

臨界計算ワーキンググループ(Criticality Computations Working Group)は、1980年5月に、オークリッジが準備した問題集について議論、研究するため、パリにあるNEAで開催された。問題集を検討、修正した後、各国が、この種の臨界安全審査に通常使用される計算技術及び断面積データを用いて、多種多様な問題の解を提供することについて同意した。

選択された問題集は、LWR使用済燃料輸送容器の $k_{eff}$ を決定する計算手法の妥当性を確立するための段階を追う手順を提供することが意図された。その輸送容器は、中性子吸収材としてホウ素アルミニウムシートであるボラル(Boral)を使用し、軽水で減速され、生体遮蔽として鋼鉄もしくは鉛を容器外部に巻いている。最初の三つの問題群は、それぞれ、燃料単独、ホウ素アルミニウムシートと厚い鉛、もしくは鋼鉄の遮蔽を含む臨界体系で、各ケースとも、実験による臨界データを利用できる体系を扱った。更に、上記の材料の全てを組合せた使用済燃料容器のモックアップに関する問題群を二つ設定した。

これらの問題とそれらに対応する実験データを選ぶ際に用いられた論理は、新しいパラメータをそれぞれの新たな問題に導入するという、段階を追う計算手法の妥当性を確立することであった。この方法により、手法の検証における新しいパラメータの影響を調べることができた。これは、計算誤差(主に不十分な断面積データからの)が、実物大キャスクのモックアップの計算結果における負と正のバイアスを重ね合わせることにより覆い隠されること(このことは、結果の信頼性が保証されないことに導く可能性がある)を防ぐ意図があった。この段階的なアプローチは、ワーキンググループによってこれ以降の全ての研究で採用され、研究の妥当性を確認する最も重要な要素の一つであると考えられている。

このような初期の研究から予想できるように、初期の段階では、計算結果の精度や質に大きなばらつきがあった。全ての参加者が、この種の問題の経験があるわけではなかったし、この種の計算体系に不適切な計算技術及び断面積データを選択した者もいた。これは、関係者全員にとって、失敗から学ぶ良い機会となった。入力データを誤って作成することや、実験データの解釈を誤ることがどれほど簡単になされるものが如実に示された。このことは、「国際臨界安全ベン

チマーク実験ハンドブック (*International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*)」に関する後述の 5.5 節で議論されるプロジェクトに大きな刺激を与えた。

作業報告書 (1982 年 5 月付の CSNI 報告書 No.71) は、使用済燃料輸送容器臨界安全計算の実施に関するロードマップについて記述している。より重要な点は、それが NEA による非常な成功を収めた一連の臨界安全研究の始まりであったことである。

## 5.2 核分裂性物質の輸送物の大配列のための臨界コード

臨界計算ワーキンググループの使用済燃料輸送容器に対する研究が終了に近づくとつれ、放射性物質、特に核分裂性物質の安全な輸送に関する規制の臨界安全性の面を検討していた IAEA グループが、この研究が成功裏に近々終了することに注目した。NEA への書簡において、IAEA はワーキンググループに、輸送物、特に核分裂クラス II として定義されている輸送物の配列も計算の対象とするため、研究の延長を考慮するよう依頼した。

提示された問題はいくつかの部分から成る。核分裂クラス II に適合する輸送物は、輸送物の臨界安全性に影響を及ぼす多くの事故条件に関する多様な試験に合格しなければならない。そのような輸送物の許容される配列は極めて大きくなり得るし、異なる容器の種類と核分裂性物質の混載も考慮されなければならない。一見すると、これは輸送キャスク単独の問題に取組むよりも簡単な作業のように見えたものの、ワーキンググループは困難な作業を引き受けたことに間もなく気づかされた。

以前の作業と同様に、核分裂クラス II 輸送物に関する作業は段階を追う方法により、可能な場合には、計算値を実験データと比較することで、検証が行われた。様々な物質が調べられた。考慮した核分裂性物質は、高濃縮ウラン金属、高濃縮ウラン硝酸塩、5%濃縮ウラン酸化物、H/U = 20 の 5%濃縮ウラン酸化物及び酸化プルトニウムであった。

典型的なクラス II 輸送物は、比較的少量の核分裂性物質を含むものであるため、この作業のために、大配列についての臨界安全性の研究が必要であった。核分裂性物質に係る非常に大きな配列の実験例は極めて少ないことがわかった。最大の臨界実験体系は、核分裂性物質の  $5 \times 5 \times 5$  の三次元配列であった。いくつかのより大きい二次元配列のデータは入手できるものの、概してベンチマーク試験レベルの品質ではなかった。それゆえに、この研究の主要部は、多数の核分裂性物質からなる体系において、 $k_{\text{eff}}$  を計算する能力の評価を中心に展開された。大配列の計算で生じる重要な問題のひとつは、ほとんどの有限配列の  $k_{\text{eff}}$  を厳密に計算するために利用できる唯一の計算ツールであるモンテカルロ計算における過小サンプリングである。(以降で議論されるように、NEA 専門家グループによって最近着手されたプロジェクトでは、「核分裂源収束性」に着目して問題の解決に取り組んでいる。)

興味深いもう一つの問題は、異なった種類の核分裂性輸送物の混載であった。これは、複雑でおそらく答えようのない問題提起であった。すなわち、2種類の輸送物で、それぞれの  $N \times N \times N$  配列が未臨界である場合、その2種類の輸送物を組合せた時の  $N \times N \times N$  配列もまた、必ず未臨界であるか？ 調査した問題に対して回答は、YES に思えた。しかし、1人の参加者は、これが未解決の問題であると主張した。現在、この問題を調べている研究グループはない。

本研究によりこの種の輸送物に関する勧告ができるようになり、結果が CSNI 報告書 No.78 として公開された。一方、この種の輸送物による核分裂性物質の安全で経済的な輸送を保証するために要求される指針を完成させ、情報を十分に提供するためには、追加実験が必要であることが明白となった。報告書は、この種の体系の臨界安全性が確実にかつ適切に評価されるようになるために、解決すべき問題をリストアップしている。しかし、現時点では、これらの問題を解決しデータの改善を促す十分な経済的動機付けが見当たらない。



### 5.3 酸性溶液中の核分裂性酸化物の溶解のための臨界コード

臨界計算ワーキンググループによる第三の取組みは、酸性溶液中に核分裂性酸化物が溶解している体系の臨界安全性の評価である。この研究は明らかに様々な状況に適用できるので、ワーキンググループは、作業に参加している NEA 加盟国がデータを適用できる用途について特に説明しなかった。明らかな適用例は、核分裂性物質の被覆が破断した場合の輸送事故、スリーマイル島 2 号炉タイプの原子炉事故、そして、酸性溶液中への燃料要素の溶解である。この研究についての前述の二つの研究と比較したときの独特の性質は、核分裂性物質の二つの形態を考慮することであった。すなわち、固体状態の核分裂性物質が溶液状態の核分裂性物質に囲まれるという形態である。

(この研究の性質上及び NEA 内部の他の理由により、臨界計算ワーキンググループの管轄は、この研究開始時点で、CSNI から炉物理委員会の下に移った。)

最初の二つの研究では、実験データは完全ではないけれども、この第三の研究における利用可能なデータと比べて比較的豊富であった。加えてこの研究では、最も直接的に適用可能な利用できるいくつかのデータに対しては、報告書の溶液に関する記述に問題があった。実験者との議論の後、ワーキンググループは、溶液中の物質について、より良い記述を得ることができた。しかし、実験で使われた物質がもはや元の形態では存在していないので、これらのデータに関する疑念は残る。以前と同様、これらの問題について、評価済ベンチマークデータと追加実験の必要性が指摘された。

約 18 個の一連の実験体系が、様々な参加者が使用している計算システムの検証のためにワーキンググループによって選ばれた。第 1 群の実験データは、様々な非核分裂性溶液中に浸された燃料棒形状の様々な核分裂性物質に関するものである。そこでは、大部分の実験体系が、中性子増倍を減少させるために、ある形態の中性子吸収材を酸性溶液中に溶解している。第 2 群の実験データは、大方の場合に適用可能であるような溶液中に含まれる核分裂性物質に関するものであるが、上述のような実験の不明確さによって疑問を残すことになった。最後の群の実験データは、ハフニウム板が挿入された溶液に囲まれる核分裂性物質に関するものであった。

ワーキンググループによる以前の研究と同様、実験データは、検証過程の構成要素として役立つように用いられた。それぞれの実験により計算を検証することで、正確な結果を出せる手法の能力に対する信頼性が増すようになった。この研究の最初の部分は、1990 年 4 月付報告書 NEACRP-L-306 で文書化された。

この研究における次の段階は、二つの仮想的な溶解燃料体系を定義し、研究することであった。この目的は、18 個の実験体系で検証された計算手法が、検証過程で個別には調べられている複雑さの全てを含んだこれらの未知の体系に対して、同様な結果を出せるかどうかを決定することであった。

すべての手法が同じ結果を与えたというわけではないけれども、ワーキンググループは、酸性溶液中の溶解した核分裂性物質体系に対する臨界安全性に関する有用な結果を得ることのできるような過程について、非常に良く理解できるようになった。これらの二つの仮想的な溶解燃料体系の研究結果の報告書 2 件は、この種の体系の臨界計算を行おうとする者にとって、不可欠な文献であり、1990 年 12 月付 NEACRP-I-320 と 1991 年 1 月付 NEACRP-L-325 として発行された。

## 5.4 燃焼度クレジットに関する専門家グループ

燃料溶解に関する作業が終了に近づいた時に、臨界計算ワーキンググループが依頼されたことは、燃料が原子炉で燃やされた後の燃料要素の実際の組成条件を考慮に入れた臨界安全計算のための手順を検証し、それを導き出す研究が可能かどうか考えるということであった。この研究が始まるまでは、使用済燃料要素の取扱い、輸送及び貯蔵に関する臨界安全計算の全てが、燃焼度あるいは核分裂生成物の蓄積を考慮することなく、燃料が最初に加工された状態の組成を仮定して行われていた。

[この時点で、ワーキンググループの管轄は、炉物理委員会から原子力科学委員会（NSC）の下へ移った。]

この手法のための動機は明らかであった。使用済燃料の量が絶えず増え続け、新燃料の濃縮度レベルが増加する可能性のある状態で、使用済燃料の実際の物質含有率を考慮に入れることの利点は、無視出来ないほど大きなものとなっている。もし使用済燃料の実際の同位体組成が実証され、計算法が検証されれば、明らかにコスト及び貯蔵施設の容量の両面で多大な節減を達成できることであろう。

この研究で特筆すべき非常に重要な事実は：原子炉の設計者は、炉内で燃焼する燃料の臨界性を決定するために非常によい検証された計算ツールを持っているとはいえ、これらのツールは、燃料取扱い時、輸送時及び貯蔵時の臨界性の決定には一般には有用ではない。その理由は、設計者は、炉心内では中性子の漏洩や吸収を最小限にしようとするものの、炉の外ではこれらの影響を最大にしようとするからである。それゆえに、炉外での中性子の物理的な挙動は、原子炉におけるものとは大いに異なり、ボイド及び強力な吸収材を含む体系を扱うことのできる計算ツールが必要となる。また、燃料が原子炉から取り出された後、中性子吸収材核種は時間とともに蓄積するものの、これらは、炉計算のモデルでは考慮されていない。

この研究の最初には、13の体系が係わった。調査したパラメータは、燃焼度、冷却期間と燃料領域の核種の組合せであった。これらの13ケースの燃料配列は、単一无限格子PWRピンセルであった。計算の主要な結果は体系の $k_{\text{eff}}$ であるものの、ワーキンググループは今回初めて、得られた結果の理解を助けるため、体系内の様々な核種の吸収反応率を報告した。これにより、どの核種が、燃焼の結果として $k_{\text{eff}}$ の減少にもっとも寄与するのかを決定することができた。しかしながら、本研究の結論を利用する時には、この結論が中性子の漏出を無視しており、実際には反応度が失われる影響が観察され得ることに留意しなければならない。

燃焼度クレジット研究のこの最初の部分はフェーズ I-A と呼ばれて、NEA/NSC/DOC(93)22 として公開された。実際には臨界計算ではないものの、様々な燃焼度と冷却期間での同位体濃度を決定するための計算から構成されるフェーズ I-B と呼ばれる研究が次に行われた。この研究は、NEA/NSC/DOC(96)06 として発表された。これらの燃焼度クレジット研究の最初の部分は、将来の作業のための基礎を提供し、臨界安全性に対する燃焼度の影響にとって重要な他のパラメータを調べるための情報を与えた。

燃焼度クレジット研究の次の段階であるフェーズ II-A は、輸送キャスクを模擬した使用済PWR燃料要素の有限配列の $k_{\text{eff}}$ に対して、現実的な軸方向燃焼度分布の影響を考慮しようとして開始されたものであり、フェーズ I の延長として行われた。本研究でも、異なる燃焼度及び原子炉から燃料が取り出された後の冷却期間といった様々なパラメータを再び考慮することとなった。

本研究の取組みの最も重要な結果は、低い燃焼度では、軸方向の燃焼度分布を使うと、平均化された軸方向の燃焼度を用いる場合の  $k_{\text{eff}}$  の計算値よりも小さな  $k_{\text{eff}}$  の値を算出するということがあった。一方、高燃焼度では、軸方向分布を考慮すると、平均化された軸方向の燃焼度で計算した値よりも、大きい  $k_{\text{eff}}$  を算出した。これらの二つの  $k_{\text{eff}}$  が同じ値となる交点は、冷却期間と初期濃縮度の関数であることも示された。

重要な結論は、使用済燃料ピンの無限配列の  $k_{\text{eff}}$  を、平均化された軸方向の同位体密度で安全側に計算できるかどうかを前もって予測するのは、不可能に見えるということであった。この作業は、NEA/NSC/DOC(96)01 として文書化された。第一のフェーズの場合と同様に、次の研究（フェーズ II-B）が様々な燃焼度及び冷却期間後の燃料の同位体組成を決定するために実施された。これは、NEA/NSC/DOC(1998)1 として文書化された。

これらの初期の研究は、困難な臨界安全性問題の解決においてワーキンググループによってすでに確立されていた段階を追う手法に従って行われた。この手法を使って、燃焼度クレジットの専門家グループは、付加的な原子炉体系に対する作業を続けた。以下の NEA 文書では、現在までの仕事の 1 部を報告している：

- *OECD/NEA Burn-up Credit Criticality Benchmarks Phase III-A: Criticality Calculations of BWR Spent Fuel Assemblies in Storage and Transport* OECD/NEA 燃焼度クレジット臨界ベンチマーク・フェーズ III A：貯蔵及び輸送における BWR 使用済燃料集合体の臨界計算 [NEA/NSC/DOC(2000)12]
- *OECD/NEA Burn-up Credit Criticality Benchmarks Phase III-B: Burn-up Calculations of BWR Fuel Assemblies in Storage and Transport* OECD/NEA 燃焼度クレジット臨界ベンチマーク・フェーズ III B：貯蔵及び輸送における BWR 使用済燃料集合体の燃焼計算 [NEA/NSC/DOC(2002)2]
- *Burn-up Credit Criticality Benchmark Results Phases IV-A and IV-B: Analysis of MOX Fuels* 燃焼度クレジット臨界ベンチマーク・フェーズ IV-A 及び IV-B の結果：MOX 燃料の解析（公刊準備中）【追記；現在では、NEA/NSC/DOC(2003)3 及び NEA/NSC/DOC(2003)4 として公刊済み】

この先、多くの公刊文書の付加によりこの作業の文書化が完成することになる。これまでにこの作業は、PWR、BWR、MOX 及び VVER の燃料を含む、広範囲にわたる燃料のタイプを対象として行われた。

この専門家のグループは他のどの NEA のグループよりも長く活動し、得られた成果は、同グループが取組んだ非常に広範囲の研究の価値を示すものである。同グループは、安全性の合理的な裕度を確立するために、どの臨界安全計算ツールが使用済燃料体系の臨界安全性の決定のために適当であるかを示す作業を十分に進めている。

## 5.5 国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト

1992 年に、米国エネルギー省は、世界中のいろいろな施設で行われた臨界実験のデータを収集する取組みを始めた。目標は、どの実験がベンチマーク実験（すなわち計算手法の検証に適したもの）として十分に文書化され、資格に適っているかを決定することであった。

これは、1994 年までに国際的な取組みとなり、この企画が国際間の主催を必要とすることが明らかになった。これまでも多くの国が自国のデータを米国の取組みと共有する意向を示してきたものの、国際組織の主催は、データを共有することの更なる動機付けとなった。NEA の臨界計算ワーキンググループが、そのようなベンチマーク実験データを必要としていたこともまた明らか

であった。その結果、この作業は、NEA が主催することについて同意が得られることとなり、現在では国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト（ICSBEP）として知られている。

このプロジェクトは、NEA の主催の下で急速に成長し、臨界安全計算を改良するための国際的な取組みの重要な 1 部分として継続している。データは、国際臨界安全ベンチマーク実験ハンドブック(*International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*)として CD-ROM 又はオンライン上で配布されている。2001 年に配布された CD-ROM は、2,900 近くの臨界形状を有する 307 の実験シリーズを含んでおり、今なお新たなデータが継続して追加されている。

この取組みは、臨界安全計算の検証のために使用される包括的で正確なデータを提供することによって、臨界安全の分野でなされた最も偉大な一つの貢献となったといつてよい。これは、NEA の主催によって大いに成果を上げた一つの持続的取組みである。

## 5.6 臨界安全ワーキングパーティ

1996 年には、臨界安全の作業は十分に成長したため、現在ある燃焼度クレジット及び ICSBEP の専門家グループの活動を総括し、審査するための臨界安全ワーキングパーティ(Working Party on Nuclear Criticality Safety)を NSC が設立するまでになった。このワーキングパーティは、また、既存の 2 グループによって提起された課題に取り組むための新しい専門家グループを設立する責任を割り当てられた。多くの新しいトピックスがワーキングパーティによって検討され、その結果、以下の専門家のグループが開催された：

- 最小臨界値
- 実験ニーズ
- 核分裂源収束性解析
- 臨界暴走解析
- 未臨界実験

### 5.6.1 最小臨界値に関する専門家グループ

このトピックは、様々な国によって刊行された臨界安全ハンドブック記載の最小臨界値（例えば個々の核分裂性物質の最小となる球半径、質量及び濃度）の違いに関する議論の末、生まれたものである。これらのデータは、臨界安全性に注意を払うことなく安全な取扱いが出来る核分裂性物質の最大量を決定する際に、重要である。

この時点で、公刊されたデータ間の違いの理由は、まだ特定されていなかった。公刊されたデータを持つ参加機関は、データ決定法に関する更なる情報を提供することになっている。この作業に加えグループは、七つの物質とその形状寸法の組合せを定義し、それぞれに対して、各参加者が最小臨界値を定める取組みの中で研究することとなった。

### 5.6.2 実験ニーズに関する専門家グループ

このグループの目的は、NEA 加盟国にとって相互に価値のある実験のニーズを同定し、そのような実験の計画及び実行への共同参画を奨励し、実験ニーズの評価及び正当化のための定量的な手段及び指針を提供することである。

過去に行われた NEA のワーキンググループによる多くの活動は、十分なあるいは適切な臨界実験データが不足していることによって進捗が妨げられてきた。この専門家グループの主な活動の

うちの一つは、実験データが不足しているパラメータ空間を定めることであった。一つの革新的な方法は、ICSBEP データベースに収録されたデータを用いたウェブ(world wide web)を基盤とするシステムを使用することであった。NEA で開発された DICE と名づけられたこの方法は、ある特性が一つまたはそれ以上の実験で見つかるかどうかを既存のデータベースから検索するものである。提案されたもう一つの方法は、実験ニーズを評価するための感度解析/不確実さ解析の手法に関係する。

検討中の一つのトピックは、湿った MOX 粉体の臨界実験データに係わっている。産業界が MOX 燃料を積極的に利用しようとしているのに伴いデータの必要性は拡大しているけれども、そのような体系に適用できるデータはほとんどない。

実験ための予算獲得の必要性に加え、現在限られた臨界実験施設しか稼動していないことが、新しい実験データを得るための大きな障害となっている。専門家グループが、必要な実験データを同定し、その必要性に関して適切な文書化を行うことが、関係当局を説得して予算を獲得させるのに大いに役立つ。

### 5.6.3 核分裂源収束性解析に関する専門家グループ

この作業の原点は、「世界中の  $k_{\text{eff}}$  を計算することの難しさ(A Difficulty in Computing the  $k_{\text{eff}}$  of the World)」というタイトルの、米国原子力学会で 1971 年に発表された論文であった。本論文は、モンテカルロ臨界計算における不十分なサンプリングが、真の値より小さい  $k_{\text{eff}}$  を算出する可能性があることを指摘した。この問題（ホワイトサイズ問題と呼ばれていることもある）は、多くの討論の場で取り上げられてきたものの、核分裂性物質の複雑な非均質体系での臨界安全性評価に対して、中性子増倍率を計算する方法がモンテカルロ法しかない現状において、未解決の問題の一つとして残っている。

核分裂源収束性問題を提示する一連のベンチマーク体系が提案された。これらは、多くの参加者によって普段用いられている計算手法により研究されている。各々の参加者は、適切な核分裂源収束を得ようとして様々な技術を適用することになる。

この専門家グループの目標は二つある。一つは、サンプリングが不十分となる可能性のある問題の意識を強めること。二つ目に、この問題の発生を最小にする、あるいは少なくとも検知するための技術を探し出すあらゆる努力をすることである。モンテカルロ臨界計算手法に組み込まれる様々な技術が提案されてきた。それぞれは、それがどれくらい有効に核分裂源収束性問題を解決するか、あるいは、そのような問題が存在することを利用者に警告するかについて評価するために試されることになる。

### 5.6.4 臨界暴走解析に関する専門家グループ

この専門家グループは 2001 年 12 月 4 日に初会合をもち、その作業内容はまだ完全には規定されていない。グループの最初の目立った動きは、提案された作業の範囲をよりよく示すために、グループの名称を、臨界事故専門家グループから臨界暴走解析に関する専門家グループに変えたことである。グループの作業は、臨界事故解析の研究及び評価を行う核的臨界に係る専門家集団に用いられるような、臨界暴走に関する科学的知識を提供することである。

同グループの初期の目標は、ベンチマークで検討すべき核分裂性物質を明確に定めることであり、同時に、異なる物質の研究の優先度を示すことである。次の段階は、実験データの入手可能性及びそのデータによるベンチマーク評価の必要性を決定することである。この一連のベンチマーク問題は、現在の計算ツールが実験データをどれくらいよく再現するのか、また結局、どれくらい効果的に計算ツールが潜在的な臨界暴走を評価できるのかを決定するために開発されるだろう。

これらの研究から、同グループは、臨界事故を最もよくモデル化できる計算手法を同定し、臨界事故解析のための実験ニーズの一覧表を編集できると考えている。既存の実験計画及び事故データに基づく、臨界過渡実験データベースもまた編集されるであろう。

#### 5.6.5 未臨界実験に関する専門家グループ

大部分の臨界安全研究が臨界安全性を決定するために臨界実験データをあてにする一方で、未臨界体系の増倍率を測定し、かつ決定しようとする多くの活動がある。この比較的新しい活動の目標は、計算コードと核データ評価のために未臨界実験データを評価し、かつ検討することである。

本専門家グループは、国際臨界安全ベンチマーク実験ハンドブック(*International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*)に、1組の評価済未臨界ベンチマーク実験データを提供することを計画している。最初のそのような実験データが整備され、このハンドブックに含められるために提出されている。PWR 燃料に関する更なる実験が、イギリスの Dimple 施設で行われて、ベンチマーク実験の候補として評価されている最中である。

本研究の今後の更なる段階は、臨界安全解析のための未臨界実験データの価値を評価することである。

#### 5.7 その他の考えられる NSC 活動

日本原子力研究所(JAERI)は、使用済燃料核種組成データベース(Spent Fuel Isotopic Composition Database)を NEA へ委譲することを提案した。この取組みは、様々な使用済燃料の同位体データの集積場所になるという点で、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクトと同様に取扱われる。これらのデータは、臨界安全計算に用いられる使用済燃料の同位体組成を計算する手法を検証するために用いられる。【追記；報告書の原稿は、SFCOMPO 移管作業が行われる前に作成されていることと、移管作業の詳細は公表されていなかったため、このような記述になっている。実際には同データベースは、JAERI から NEA に移管されたことが 2002 年 10 月に発表されている。】

## 第6章

### プルトニウムリサイクル及び革新的燃料サイクル

#### 6.1 はじめに

NEA 原子力科学委員会 (NSC) は、長年にわたり、まず高速増殖炉 (FBR)、次に LWR 及び専焼高速炉の混合酸化物 (MOX) 燃料のプルトニウム燃料に関する問題に取り組んできた。大型ナトリウム冷却 FBR の国際比較計算を含む FBR に関する多くの作業が行われてきた。稠密格子セル燃焼度計算の国際ベンチマーク試験が、高転換軽水炉 (HCLWR) に対する方法及びデータを検証するために実行された。

FBR と HCLWR のためのベンチマーク計算は、核計算コードの改善及び新しい開発を促し、標準 LWR ベンチマーク計算に匹敵する品質のデータを得た。特に HCLWR 適用のために、中速中性子スペクトル領域を含む共鳴遮へいを正確に計算する超詳細群法に基づいた計算コードを開発した。基準解として連続エネルギーモンテカルロ計算が行われた。それ以降、この方法論が、様々なベンチマーク問題での標準計算に対して用いられた。

1992 年 6 月に NSC は、プルトニウムリサイクルの物理に関するワーキングパーティ (Working Party on Physics of Plutonium Recycling) を設立した。1997 年にプルトニウムリサイクルと革新的燃料サイクルの物理に関するワーキングパーティ (Working Party on Physics of Plutonium Recycling and Innovative Fuel Cycles、WPPR) が続いて設立された。このワーキングパーティが範囲とするベンチマーク研究は、PWR のプルトニウムリサイクル、PWR のボイド反応度効果、高速プルトニウム専焼炉、高速炉でのプルトニウムリサイクル、標準 PWR 及び新型 PWR の多重プルトニウムリサイクル、BWR の MOX 燃料である。LWR の MOX 燃料格子実験のためのベンチマーク計算も行われた。

#### 6.2 PWR のプルトニウムリサイクル

WPPR は、PWR の MOX 燃料に関する 3 つのベンチマーク問題を行った。最初の二つは、簡易無限ピンセル問題であった。調査された特定の問題とは、PWR での MOX 燃料利用に関連した典型的及び低品質のプルトニウム同位体のケースである。典型的なケースは、商業用 PWR の MOX 燃料として使われる高い核分裂割合のプルトニウム同位体ベクトルを持つ。低品質なケースは、PWR の MOX 燃料にて自己生成リサイクルに利用された低い同位体ベクトルのプルトニウムを持つ。ベンチマーク試験は、現在の核データ及び格子計算コードが、プルトニウム燃料炉心の物理的な性能計算に更なる開発及び検証を必要とするかを調査するために設計された。

WPPR がこれらのベンチマーク問題を提案したとき、様々な解法の間での良い一致が得られると予想された。以前の一連のベンチマーク試験で見られるよりも狭いばらつきであったにもかかわらず、この予想は完全には満たされなかった。両方のベンチマークで、 $k$  のばらつきは、3~5% であった。これは、ウラン燃料で確認された商業用コードで算出した結果を含んでいる。もし同結果を含まなければ、ばらつきは減少するものの、1%未満とはならない。その上、この  $k$  のばらつきは、望ましい反応度寿命を実現するために要求されるプルトニウム量に換算すると、さら

に大きくなった。これは、高次プルトニウム同位体とマイナーアクチニドに関して、方法論及び基本的データの改良が依然として必要であることを示した。計算方法では、共鳴自己遮へい及び異核種間の相互遮へい、特に  $^{242}\text{Pu}$  の自己遮へいを考慮に入れなければならない。

第3のベンチマーク試験は、PWRのボイド反応度効果を対象とした。それは、ベルギーの Molにある VENUS 実験炉で試験された PWR ウラン及び MOX 燃料セルの  $30 \times 30$  配列のスーパーセル (supercell) に相当する複雑な形状を仕様にした。ウラン及び様々な濃縮度の MOX 燃料による無限格子計算は、無視できない結果のばらつきを与えるものの、ボイド効果の傾向は、燃料中の MOX の高含有量に対して正、高次プルトニウム密度に対して負、も与えることを示した。同様の傾向が、中央の減速領域又はボイド領域に様々なプルトニウム含有量の MOX 燃料ピンが装荷されたウラン集合体の二次元計算でも得られた。

最後に、MOX 燃料集合体の設計には、最新の核データベースの使用と、非常に詳細で洗練されたスペクトルと集合体コードの適用を必要とする点について言及した。ウラン燃料についてのみ確認されたコードの利用は、避けられなければならない。ボイド反応度効果ベンチマーク試験と関連して、MOX 燃料集合体の制限を越えてボイド領域を拡張するような、より現実的な状況が考慮されなければならない。その上、特に劣化した同位体組成のプルトニウムでの反応度係数のような積分パラメータについて、実験的な確認も必要とされる。PWR でプルトニウムをリサイクルする際に特に考慮される重要な物理的論点は、正のボイド効果を避けてマイナーアクチニド生成物を最小にする、プルトニウム含有量の限度である。

ベンチマーク試験は、原子炉内照射試験の実質的な結果が利用可能になる前の暫定期間において、作業を進展させる価値ある手段であることが証明された。ベンチマーク研究の結論は、以下のように要約される。

- 核計算手法は、燃料と被覆材の核種に対し、全てのエネルギー領域での正確な共鳴自己遮へいと相互遮へいを考慮に入れ、適切で十分検証された計算方法が使用されなければならない。
- $^{238}\text{U}$ 、プルトニウム同位体、高次アクチニドと主要な核分裂生成物に対して、十分に品質の高い基本的な核データが必要とされる。ENDF/B-VI、JEF-2 及び JENDL-3 のような最近の核データライブラリは不可欠である。
- 様々な減速材対燃料比を持つ簡明な格子形状では、劣化した同位体組成のプルトニウムの最大含有量を実験的に検証することが必要とされる。

### 6.3 高速炉におけるプルトニウムリサイクル

高速炉システムに関するベンチマーク試験のトピックは、プルトニウム及び核分裂性のマイナーアクチニドを消費するための高速炉の可能性を決定するために、酸化物及び金属の両方を燃料とする高速炉のプルトニウムリサイクルの物理を含むものである。かつて専焼炉は、増殖炉ほどには注目されていなかった。これらのベンチマーク試験では、増殖サイクルの確立よりもむしろ、特にプルトニウムの消費に関する物理、そして、潜在的放射能毒性のソースの削減が研究された。そのような高速炉システムは、高速増殖炉導入よりも先に、プルトニウム貯蔵を管理する上で重要な役割を持つであろう。

考慮されたベンチマーク問題は、標準高速増殖炉から転換比 0.5 から 1.0 までの範囲の非増殖高速炉のケースまでを対象とした。高速燃焼炉と LWR の共生が調査された。最初の数 10 年は、高速炉は過剰な超ウラン元素を消費するための燃焼装置として使用される。後の期間では、過剰なプルトニウム及び  $^{235}\text{U}$  の蓄えを使い果たして、高速炉の装荷は、核分裂性物質自己生成モード又



は増殖モードに転換される。結果は、多重リサイクルの LWR 使用済燃料及び再処理されたプルトニウムからの付加的エネルギーの利益のみならず、重要な核廃棄物毒性低減に対する可能性を示した。

金属燃料 ベンチマーク試験において、初期(BOL)炉心、ワンスルー燃料サイクル用に設計された炉心及び多重リサイクル用炉心の 3 つのケースが特定された。物理学な問題に関して BOL ベンチマーク試験は、より従来型に近い増殖炉設計のケースと比較して、参加者間の結果のばらつきが大きいことを示した。高漏洩の炉心とマイナーなプルトニウム同位体組成及び高次アクチニド同位体の含有量が高い場合は、臨界実験の実施を含む更なる検証作業が必要である。

#### 6.4 ウランを含まないプルトニウム燃料

近年に、かつて兵器であったプルトニウムが廃棄/劣化のため入手可能となったこと及び民生用プルトニウムの貯蔵量の増加により、原子炉でのプルトニウム燃焼は、核拡散の危険度を最小にする手段として強調された。この観点から、最も効果的な方法は、ウランなしでプルトニウムを利用することである。プルトニウムに対して不活性キャリアを用いることで、 $^{238}\text{U}$  中性子捕獲から新しい  $^{239}\text{Pu}$  の生成を回避することが可能である。しかしながら、非ウラン・プルトニウム燃料の研究は、MOX 燃料に関する R&D と比較して非常に限られてきた。非ウランキャリアのプルトニウム燃料の R&D に関する現状及び主要な論点を、特にその物理に焦点を絞ってまとめるため、スイスのポール・シェラー研究所(PSI)、日本原子力研究所(JAERI)、フランスの CEA、イタリアの Politecnico Milano により、特別のタスクグループが設置された。

最適な不活性母材は、炉の型式、再処理方法、ワンスルーあるいはリサイクルモードが用いられるかどうか等に依存する。核特性、物理的特性、照射性能及び再処理性能を考慮にいた、体系に対して適切な不活性母材を選択することが必要である。プルトニウム燃料のための製造実現可能性試験及び照射試験を優先すべきであると勧告がなされた。

いくつかのベンチマーク問題が行われた。PWR で不活性母材燃料 (IMF) 炉心を部分的に装荷した場合には、提示された解はウラン燃料については良い一致を示したものの、MOX 燃料については不一致が大きかった。更なる問題が動特性パラメータの不一致に見られた。不活性母材燃料ワークショップ (Inert Matrix Fuel Workshop) は、1995 年以降毎年開催されており、可能性のある燃料候補を見つけるために R&D が行われている。

#### 6.5 新型転換炉におけるプルトニウムのリサイクル

新型転換炉及びそれに関連するプルトニウムリサイクルについてレビューが行われた。これらは、従来の熱中性子炉と比較して転換率がかなり増加した熱中性子炉である。したがって、現在の熱中性子炉と将来の高速増殖炉システムの間段階としての役割を持つと言える。

日本の新型熱中性子炉 (ATR)、CANDU の改良型及び HCLWR を含むいくつかの原子炉の型式が、レビューされた。PSI の LWHCR、ERASME/S (減速比 0.5) 及び ERASME/R (減速比 0.9) のようないくつかの格子実験において格子パラメータの測定値及び計算値を比較した。当該炉については中性子工学及び物理の知識は不足していないことが分かった。

#### 6.6 PWR における多重プルトニウムリサイクル

第 1 回のプルトニウムリサイクルベンチマーク試験の短所は、考慮されるケースが現在の状況 (良質の同位体プルトニウム) と MOX 燃料リサイクルの多くの世代を経た後 (著しく劣化した同位体品質) でふたつだけのシナリオに対応していた。中間段階の解析をしていなかったため、核計算コード及び核データライブラリがどこで適用性を失い始めるのかを正確に決定しえなかった。したがって、CEA は PWR での連続する 5 世代の多重リサイクルのベンチマーク試験を提案した。ベンチマーク試験の仕様において、リサイクル世代間の時間 (貯蔵プール、MOX 燃料製造

及びその他の時間遅延を考慮)や MOX と UO<sub>2</sub> 集合体が一緒に再処理された場合の希釈効果などの詳細を考慮したできるだけ現実的なシナリオとなるよう試みられた。

以前のベンチマーク問題のように、評価基準は格子計算コードのレベルに制限された。これは、論理上の第 1 段階といえる。なぜならば、基礎とする核データ及び格子コード計算が十分な一致を示すまでは、三次元全炉心コードに進展することは全く意味をなさなかったからである。以下の二つのケースが考慮された。ひとつは、実在する PWR の多くが用いている標準 17×17 の PWR 格子(以下、STD-PWR と呼ぶ)で、もうひとつは、減速材対燃料比を増加した(STD-PWR の 2:1 に対し 3.5:1) 格子である。後者を、HM-PWR と呼び(HM:高減速)、MOX 燃料だけの用途に提案された PWR 設計を想定している。そのような PWR では、さらに減速させるために格子を最適化することが可能で、それによってプルトニウムの使用の効率性を改善する。

ベンチマーク問題において調査されるパラメータは、サイクル末期の反応度(サイクル長を決定する)、燃焼度による反応度変化、反応度係数、微視的断面積、同位体の経時変化と同位体毒性の経時変化を含んだ。この比較から行われる幅広い結論及び所見を、以下で議論する。

初期のベンチマーク試験以降、核データライブラリと手法において、かなりの進歩があった。PWR の多重リサイクルシナリオに適用した場合は、データライブラリ及び格子の手法が異なることによる不一致は、およそ合理的な範囲内であった。観察された結果のばらつきは、基礎とする核データの不確かさと一致していて、多重リサイクルの実用的な実施の前に更なる実験による検証を必要とする。これらのことにより多重リサイクルシナリオは、少なくとも近い将来において、現行 PWR で実用可能であることが示された。しかしながら、正のボイド係数の可能性に起因する疑問は、第 2 世代より先のリサイクルをほぼ確実に不可能としている。

長期では、HM-PWR 概念には、若干の長所があった。しかしながら、必要とする初期プルトニウム含有量が少なくてよいという主要な利点は、後のリサイクル世代において大きく陳腐化した。HM-PWR は STD-PWR よりも急速にプルトニウム同位体品質を劣化させて、軟スペクトルであることの利益を打ち消した。また HM-PWR ベンチマーク試験で見られた多数の不一致の結果から立証されるように、現在の核データライブラリとコードを使用して HM-PWR を解析することは、さらに困難であると考えられる。したがって、HM-PWR は、リサイクルの後の世代に関して実用性が疑わしかった。

これらの観点から、WPPR は、格子コードのレベルで更なるベンチマーク研究を続ける理由には全く説得力が無いということで一致した。

## 6.7 MOX 燃料集合体内部の出力分布

このベンチマーク試験の主な目的は、粗いメッシュの拡散計算あるいは輸送計算に由来する詳細フラックス評価の様々な技術を比較することであった。10 の機関が貢献し、15 以上の計算スキームが試験された。それは、原子炉設計の手法としてよく使われる以下を含んでいる：衝突確率法、Sn 輸送法(有限差分及びノード法)、拡散近似法(有限差分及びノード法)、モンテカルロ法、出力再構成法(power reconstruction methods)等である。

数学的な観点から、詳細メッシュ拡散計算の参考結果及び輸送計算に良好な一致があることが注目された。ノード法及び厳密な詳細フラックス再構成法に関して、様々なノード法(解析解又はノード拡張法)が各研究機関で使用されているものの、これらの方法は 2、3 パーセント以内で集合体内の詳細フラックスを再構成できることがわかった。より大きい不一致は U-MOX インタフェースで現れ、非対称形に現れることが指摘された。結論は、局所的な特異点を除いて、詳細フラックス再構成法が満足な精度を達成できるということであった。

ベンチマーク問題の第 2 段階は、MOX 燃料集合体中の出力分布に対して行われた。炉心計算に関して、 $k_{\text{eff}}$  の平均値から 860pcm という反応度の大きなばらつきが観察された。これは、使用さ

れる断面積ライブラリと方法に起因していた。ピンごとの出力分布に関しては、平均して、各々の区間でおよそ3%のばらつきで、参加者は中央 MOX 燃料集合体中の出力を過大評価した。

## 6.8 BWR MOX 燃料ベンチマーク

WPPR の以前の作業では、高速炉及び PWR に取り組んだものの、BWR を考慮していなかった。BWR での MOX の使用がいくつかの NEA 加盟国で意図されているため、WPPR は、その活動においてこの不均衡に取り組むことが重要であると考えた。BWR・MOX 燃料ベンチマーク試験の仕様は、ジューメンスによって提供された。ベンチマーク試験は、大型の内部冷却水構造で、MOX 燃料棒とウラン/ガドリニウム燃料棒を含む集合体を持った現代的な  $10 \times 10$  の BWR 燃料設計の比較計算を行った。核分裂性物質の含有量は、50GWd/t 以上の平均取り出し燃焼度となる設定であり、プルトニウムの同位体組成は、50GWd/t 以上の取り出し燃焼度の燃焼済ウラン燃料での組成に相当する。

参加者からの結果は、PWR ベンチマークに対して達成された結果と類似した精度を示した。BOL 炉心では、 $k$  は 1%以内で一致し、僅かに 1%を超える相違が JEF-2.2 と ENDF/B-VI を比較する場合に見られた。いくつかの燃焼後のケースでは、BOL ケースよりも良い一致を示した。

## 6.9 進行中の作業

1996 年 11 月の 5 回目の WPPR 会議で、LWR の MOX 燃料臨界実験解析作業が、計算を検証する必須の手段として提案された。例えば TCA (JAERI、日本)、VENUS-2 (SCK・CEN、ベルギー)、EOLE (CEA、フランス・カダラッシュ) 等のいくつかの実験を検討することが提案された。これらの実験データセットはすぐには利用できず、データの一部又は全体を公開することを本来の後援者 (予算提供者) から同意を受ける必要がある。

### 6.9.1 VENUS-2 データのベンチマーク解析

ベルギーの Mol にある SCK・CEN は、VENUS-2 プログラムの実験データに基づくベンチマーク解析を行った。炉心は、3.3%と 4.0%の濃縮ウラン燃料棒及び 2.7%のプルトニウムを含有する MOX 燃料棒から構成された。計算と実験の比較は、 $k_{\text{eff}}$  とピン出力分布について行われた。最初のベンチマーク試験は二次元構造モデルであり、第 2 段階は三次元モデルであった。参加者には実験値を教えないブラインドベンチマーク手法を適用した。

概ね満足できる一致 (不一致は、反応度に対して <500 ppm、ウラン領域の出力に対して 5%、MOX 領域の出力に対して 10%) を持つ 13 の解が提出された。MOX 領域のピン出力の部分的に大きなばらつきは、炉心周辺に位置する MOX 燃料棒における境界効果の影響の結果である。

### 6.9.2 提案された将来のベンチマーク問題

#### HTR ベンチマーク試験

高温ガス炉 (HTR) は、最近かなり関心を集めてきた。IAEA は、プリズム型集合体に関して、ベンチマーク研究を組織した。重複を避けるために、WPPR がペブルベッドモジュラー炉の問題に取り組むことを示唆された。ペブルベッドモジュラー炉 (PBMR) 概念は、プリズム型設計よりも物理学的研究対象として、より重要である。HTR プルトニウム物理のベンチマーク試験の提案は、Delpech (CEA) と Rutten (FRAMATOME) によって示された。さらに、Kasemeyer は PROTEUS 施設で HTR について行われる実験の解析を示した。実験データは重要であるものの、PROTEUS の体系は、複雑で、モデル化するのが難しい。そのため、HTR ベンチマーク試験は、第 2 段階における研究における作業の候補とする。

#### MOX 炉心過渡現象ベンチマーク

「CROCUS での反応度影響の計算/実験比較による動特性パラメータ ( Kinetic Parameters via Calculation/Experiment Comparison of Reactivity Effect in CROCUS ) 」と称されるベンチマーク問題が提案された。それは、三次元問題で、4つの水位と二つの制御棒の計6ケースを含んだ。第1段階は、ウラン燃料ベンチマーク問題であり、更なる段階として MOX 燃料の類似した問題があとに続いた。実際に、データライブラリに起因する大きい不一致は、PSI で見つかっていた(いくつかのケースで 20% )。このベンチマーク試験は、WPPR によって承認された。

#### *原子炉を用いたプルトニウム処分に関する専門家会合による協力*

3つのベンチマーク問題が、原子炉を用いたプルトニウム処分に関する専門家グループ ( Expert Group on Reactor-based Plutonium Disposition、 TFRPD ) と協力して次のように構築されている。

- 2001年5月からの VENUS-2 の MOX 炉心測定に基づいて仕様が準備された三次元 VENUS-2・MOX 燃料ブラインドベンチマーク試験。
- 3種類の低濃縮ウラン燃料炉心と1種類の MOX 燃料炉心からなる、KRITZ-2 ベンチマーク試験。
- ロシアのクルチャトフ原子力研究所 ( Kurchatov Institute ) によって提案された VVER-1000・MOX 燃料ベンチマーク試験。

さらに、中期 ( すなわち、LWR MOX 燃料の先で、高速炉よりも前 ) のプルトニウム管理に関連した研究に取り組んだ。

## 第7章 炉物理と遮へい

### 7.1 原子炉機器の受ける放射線線量及びそれに起因する劣化

圧力容器の脆化を評価・予測し、それによって原子力発電所の安全な運転を確実にするために、原子炉内の種々の場所で、中性子フルエンスとフルエンス率を正確に計算することがまず必要である。NEA 原子力科学委員会 (NSC) は、この問題をレビューするために、線量計算及び原子炉機器の放射線誘起劣化に関する専門家グループ (Expert Group on Computing of Radiation Dose and Modelling of Radiation-induced Degradation of Reactor Components) を設置した。その作業の初期の段階で、専門家グループは原子炉容器内の中性子及びガンマ線フルエンスの計算法の現状をレビューし、報告書を公刊した [NEA/NSC/DOC(96)5]。

この報告書のフォローアップとして、専門家グループは使用する計算方法が要求される精度を検証・確認するために、二つのブラインドベンチマーク試験を開始した。両方のベンチマークは、Mol (ベルギー) の SCK・CEN で実施された VENUS 実験を対象としている。本炉心は実際の径方向炉心形状と PWR の典型的な中性子スペクトルを模擬できるという優れた利点を持っている。二つのベンチマークの具体的な内容を以下に示す。

- VENUS-1: 炉心外部における線量計算の二次元ベンチマーク試験。中心平面上の、34点における、5種類の実測反応率 [ $^{58}\text{Ni}(n,p)$ ,  $^{115}\text{In}(n,n')$ ,  $^{103}\text{Rh}(n,n')$ ,  $^{238}\text{U}(n,f)$ ,  $^{237}\text{Np}(n,f)$ ]、中性子束及びはじき出し損傷率 (DPA) の比較。測定誤差は $\pm 5\%$ である。
- VENUS-3: 炉心外部における線量計算の三次元ベンチマーク試験。三次元ベンチマーク試験では、炉心外部、炉心バツフル板、水反射体、炉心槽の複雑な三次元幾何構造を透過する高速中性子ストリーミングを把握するため、多数の位置に検出器が必要である。比較用の検出器数は、3種類の反応率 [ $^{58}\text{Ni}(n,p)$ ,  $^{115}\text{In}(n,n')$ ,  $^{27}\text{Al}(n,\alpha)$ ]、中性子束及び DPA に減らした。中心面以外に、検出器を高さ 105cm から 155cm の間の軸方向に 14 点においた。その合計の検出器位置は 334 点である。

提出された VENUS-1 用のベンチマーク計算結果は、二次元 Sn コード (DORT) による八つの解、一つの自前の輸送コードと一つのモンテカルロコードによる解であった。試験の結果、VENUS-1 計算での誤差の主な原因は、拡散理論に基づくバックリング補正に起因することが明らかになった。バックリング補正は、炉心の内部では良い近似であるが、炉心の外ではそうならなかった。その結果反応率は、上記の検出器の位置でおよそ 10% の過小評価となった。この結果、測定と計算では、 $\pm 20\%$  の相対誤差を考慮に入れなければならないことが示された。VENUS 炉心のように炉心高さが低い場合では、二次元線量計算での主な課題は、正しくバックリング補正をする方法にあることがわかった。

$S_nP_1$  近似では必要な次数は、炉容器内線量に対しては  $S_8P_3$  計算で十分であることがわかった。一方、炉容器外部の線量計算では、もっと次数の高い近似が求められる。

VENUS-3 の解析を行ったのは五つの三次元  $S_n$  計算、二つのモンテカルロ計算及び一つの中性子束結合計算であり、計八つの解が提出された。VENUS-3 ベンチマーク試験から以下の結論が導かれた。

- VENUS-3 での計算値と実測値の一致は、VENUS-1 試験でのそれよりはるかに良かった。その主な理由は、三次元計算においてはバックリング近似が必要ないためである。
- TORT、PENTRAN、MCNP コードの計算結果は、線量計算に求められる要求精度  $\pm 10\%$  の範囲内であった。必要な場合は、測定値に対して誤差  $\pm 5\%$  内のより正確な計算が可能だろう。これは、 $S_n$  計算の場合、より細かい空間メッシュサイズと多群構造を採用することによって達成することができる。
- DPA 率の計算値は、比較的大きなばらつきを示した。これは、20% も異なる 2 種類の DPA 断面積が  $S_n$  計算において使用されたためであった。ASTM-82 のデータで計算された DPA 率は、ENDF/B-VI の新しい鉄のデータに基づく DPA 率と比較して、かなりの過小評価であった。

## 7.2 VENUS-2 MOX 炉心実験に関するベンチマーク試験

NSC 内の、プルトニウムリサイクルと革新的燃料サイクルの物理に関するワーキングパーティ (Working Party on the Physics of Plutonium Fuels and Innovative Fuel Cycles、WPPR)、及び原子炉を用いたプルトニウム処分に関する専門家グループ (Expert Group on Reactor-based Plutonium Disposition、TFRPD) は、共同活動の枠組みの中で、1999 年 5 月に二次元 VENUS-2 MOX 炉心実験での出力分布の予測のための、国際ブラインドベンチマーク試験を開始した。NSC は、すでに理論上の炉物理ベンチマーク試験と、様々な MOX 燃料システムに関連した多様な再処理法の問題を研究していた。しかしながら、これらの研究結果と実験結果を関連付ける必要性も感じていた。この作業の狙いは、計算結果と VENUS-2 MOX 炉心の実験結果の比較により、MOX 燃料システムの計算で使われる最新の核データライブラリを用いた、既存のコードの予測精度を明らかにすることである。

VENUS 施設は、ベルギーの SCK・CEN のゼロ出力臨界炉である。炉心は、12 体の  $15 \times 15$  燃料集合体から構成される。VENUS-2 炉心の炉心中心部は、Pu 富化度 3.3% の燃料ピンから成る。Pu 富化度 4.0% の燃料ピンをもつ炉心周辺部の八つの集合体では、最も外側の燃料ピン 8 列が、 $^{235}\text{U}$  富化度 2.0% 及び Pu 富化度 2.7% の MOX 燃料ピンと置換えられた。炉心の 8 分の 1 は 325 本の燃料棒から成り、そのうち 121 本の燃料棒のピン出力が直接測定され、残りの 204 本の燃料棒のピン出力は測定値から内挿で求められた。ベンチマーク試験は、二次元のモデルに対するものであったため、軸方向バックリングを 6 本の燃料ピンの軸方向出力プロファイルを測定することにより決定された。

このベンチマーク試験では、各参加者は、それぞれの燃料セルタイプについて、 $k_{\infty}$  及び同位体毎の吸収及び核分裂率を求めるセル計算を実施した。参加者らはまた、炉心の  $k_{\text{eff}}$  と規格化した 1/8 炉心 (325 ピン) のピン出力分布の計算を実施した。

ベンチマーク試験には 10 の機関が参加し、14 以上の計算結果が提出された。決定論的手法とモンテカルロ法の両方が使用され、様々な核データセットが用いられた。使用された決定論的コードは、SCALE/XSDRNPM コード、衝突確率コード HELIOS、BOXER、とリンクした  $S_n$  コード (DORT)、及びセル計算コード WIMS-D と連携したノード法拡散コード GNOMER である。連続エネルギーモンテカルロコード (例えば MCNP-4B、MVP、MCU-B) の様々なバージョンも使われた。使用した主な核データファイルは、ENDF/B-V、ENDF/B-VI、JEF-1、JEF-2、JENDL-3.2

と BROND であった。このように、世界的に広く使われている最近の核データファイルが、ベンチマーク試験の対象となった。

セル計算の結果では、 $k_{\infty}$ の平均値はそれぞれ  $1.40593 \pm 0.00393$  (3.3%  $^{235}\text{U}$  セル)、 $1.33726 \pm 0.00553$  (4.0%  $^{235}\text{U}$  セル) 及び、 $1.25673 \pm 0.00607$  (MOX セル) となった。大部分の結果は、0.5%未満の標準偏差を示した。特に、全てのモンテカルロ計算は 0.2%未満の偏差に収まった。この偏差が、現在の核設計手法での反応度の不確かさであると考えられる。吸収率と核分裂率の結果を以下に示す。

- $^{235}\text{U}$  : 吸収率、核分裂率の両方で、良い一致が示された (吸収率で 1%未満、核分裂率で 0.5%未満)。
- MOX セルの  $^{238}\text{U}$  : ほとんどの計算が、吸収率と核分裂率の平均値に対しそれぞれ 3%と 2%未満の偏差内にあった。
- $^{239}\text{Pu}$  : ほとんどの結果が、吸収率と核分裂率で 0.5%未満の範囲内にある。
- $^{240}\text{Pu}$  と  $^{241}\text{Pu}$  : 両核種の傾向は非常に似通っており、数パーセントの差異がみられた。使用された核データによって数パーセントの過大評価又は過小評価を示している。
- $^{242}\text{Pu}$  : この核種では不一致度が大きく、吸収率で最大 10%、核分裂率で最大 6%であった。
- $^{241}\text{Am}$  : 吸収率と核分裂率の両方で 5%の差がみられた。

炉心計算結果では、 $k_{\text{eff}}$ の平均値は  $0.99758 \pm 0.0045$  を得た。決定論的輸送計算は、平均  $0.99750 \pm 0.0044$ 、そして、モンテカルロ計算では  $0.99983 \pm 0.0037$  を得た。最大の差は、ENDF/B-VI を用いた拡散計算で -1.0%であった。

ピン出力分布では、2 タイプのウラン燃料ピンについて良好な一致が得られた (Pu 富化度 2.5%ピンで 2.5%未満、Pu 富化度 4.0%ピンで 1.0%未満の偏差)。MOX 燃料ピンでは、ほとんどの計算結果で平均の不一致度がウランピンでのそれより大きく、4~5%の過大評価であった。

全体的に、計算結果は、実験値に比べ系統的に MOX 領域で高く、ウラン領域で低かった。結論として、最新の核データセットを使用した現在の方法は、MOX 燃料システムの挙動を十分良好に計算できることが確認された。この二次元のベンチマーク試験の補足として、三次元 VENUS-2 実験の結果を利用するベンチマーク試験が計画されている。

### 7.3 LWR 安定性及び過渡事象ベンチマーク試験

PWR、BWR 及び VVER における炉心及び炉心とプラントシステムの挙動との結合に関する三次元核熱水力結合原子炉過渡事象の分野のモデル化と計算手法に係わる課題を扱うために、専門家グループが設立された。過渡事象としては以下の事象が検討された。

- LWR 炉心過渡事象ベンチマーク [制御棒飛び出し (PWR)、冷水注入及び炉心の加圧 (BWR)]
- PWR での制御棒の異常な引き抜き
- PWR 主蒸気配管破断
- BWR 安定性、時系列及び周波数解析
- BWR タービントリップ
- VVER-1000 冷却水過渡事象 (V1000-CT)

NSC の目的は、核熱水力結合計算分野において既存の原子力技術だけでなく、新しい原子力技術及び概念に対して先進的なモデリング技術の開発に必要な科学的知見を進歩させることである。これには以下の内容が含まれる。

- 三次元核熱水力結合コードの開発の推進
- 実験との比較を通じた上記コードの検証とベンチマーク試験
- 手法と計算コードの妥当性の検証及び、実験値を得るための費用が著しく高いか、又は実験値が欠落している分野の信頼性の構築
- モデルの不確かさの決定
- これらの手法とコードの汎用計算と安全解析における利用の促進

### 7.3.1 LWR 炉心過渡事象ベンチマーク試験

1993年に完了したこの計算ベンチマーク試験は、空間依存動特性コードを使用した商業用LWR炉心での反応度過渡事象の計算であった。ベンチマーク試験の全体的な目的は、この解析分野において最先端技術のはじめての調査を実施することであった。問題の単純化のために、全ての2群中性子核断面積と大部分の熱水力学データは、仕様書に与えられた。

PWRでは、制御棒飛び出しに関して検討した。過渡事象は、三つの異なる配置に対して、ゼロ出力(2,775 W)と全出力(2,775MW)状態から始まる。基準炉心は157の燃料集合体と64の反射体からなる。ケースAとBは1/8対称炉心と定義され、さらに中心(A)又は周辺(B)の制御棒クラスターの飛び出しの特性を扱う。ケースCは、全炉心形状とした。解析には、10ヶ国の産業界の研究所と国立研究所から計13機関が参加した。

BWRに対して提案された問題は、冷水注入と炉心加圧過渡事象であった。初期出力1,600 MWの炉心全体に上部から冷水注入されるとき、入口サブクール度を二倍として、時定数2.5秒で指数的に増加する模擬計算を行った。基準BWR炉心は、185の燃料集合体と64の反射体要素から構成された。解析には、5ヶ国の産業界の研究所と国立研究所から計8機関が参加した。

PWRとBWRの解析の、第1段階の結果は、非常に満足できるものであった。各コードがそれぞれの開発・検証段階にあるなかで、比較作業は様々な面で有益であった。一部の参加者は解析作業中にコードの弱点を見つけ、正しい基準を得ることが出来た。三次元粗メッシュ方法に基づく多くのコードは、新たな開発又は試験段階に到達していることがわかった。

このベンチマーク試験の結果は、文献NEA/NSC/DOC(93)25として公開された。

### 7.3.2 ゼロ出力炉心での制御棒の異常な引き抜き

上述の制御棒飛び出しのベンチマーク試験は大変興味深いものであったので、第2回ベンチマーク試験は、もう一つのPWR炉心安全解析の標準プログラムであるゼロ出力での制御棒引き抜きに対してコードを検証する目的で実施された。このベンチマーク試験では第1回ベンチマーク試験と同じ炉心モデルを使用した。ゼロ出力炉心の臨界初期段階から、1又は2組の制御棒バンクを最大速度(72ステップ/分)で引き抜いた。過渡事象は、基本的には連続的な反応度投入からはじまり、中性子束高検出(公称核分裂出力値の35%高)後の任意の遅れ時間において発生する原子炉トリップにより終了する。ここでは以下の4ケースが考慮された。

- ケースA、B及びDは、係る制御棒バンクの位置が異なるため、投入される反応度も異なる。
- ケースAは単一バンク引き抜きを示す。他のバンクは、スクラム発生まで完全に引き抜き状態を維持する。
- ケースBは二つのバンク引き抜きを示す。
- ケースCは燃料水熱伝達率が固定されていること以外、ケースBと同じである。



- ケース D はケース B と同じ初期状態から開始するものの、もっと多数の周辺位置の制御棒が引き抜かれる。

提出された解は、標準計算より詳細な空間分点（集合体当たり  $3 \times 3$  ノード、48 軸方向ノード）及び時間分点を使用したノード法コード（PANTHER）により計算された参照結果と比較された。10ヶ国から 11 の計算結果が提出されが、シンセシス法による一つの解を除いて、コードは直接三次元計算のノード法モデルを使用している。

対象コードのほとんどは、出力変化とその積分値、特に炉心平均パラメータに関してよく一致していた。しかしながら、出力急上昇時間（time-of-power surge）は、用いたモデルとノード分割数に対してより敏感のようであった。「最大出力ペレット」では、結果のばらつきはより重要である。特に最大出力ペレットのエンタルピー及び出力分布の包絡面に対してより重要である。このことは、計算手法と安全解析に適用される基準間の整合性を確保しなければならないことを示唆している。

炉心全体については、全ての参加者の軸方向及び径方向の出力分布は、非常に似たものであった。軸方向エンベロッププロファイルは、最大出力ペレットのレベルでの差を反映していた。反応度投入過渡事象の測定が無い場合、このベンチマーク試験の結果には多くの関心が集まった。それらは文献 NEA/NSC/DOC(96)20 として公刊された。

### 7.3.3 PWR 主蒸気配管破断(MSLB)ベンチマーク試験

PWR MSLB ベンチマーク問題は、NEA と米国原子力規制委員会（NRC）が共同で取組んだもので、炉心-プラント相互作用が結合した複雑な過渡事象を解析する結合コードの性能をさらに確認し、熱水力結合の完全な試験を行うため、核特性においては三次元炉心モデルが使用された。それは、スリーマイル島原子力発電所 1 号炉の実際のプラント設計と運転データに基づいていた。このベンチマーク試験の目的は、以下の通りである。

- 炉心-プラント相互作用が結合した複雑な過渡事象を解析するシステムコードの性能を検証する。
- 三次元核熱水力結合を全体的に試験する。
- 過渡事象の最適シミュレーションを行う結合コードによる予測値間の不一致点を評価する。

ベンチマーク試験は以下の三つの問題からなる。

- 1 次及び 2 次系をモデル化した一点近似動特性プラントシミュレーション。この問題の目的は、熱水力系の応答を試験するためである。
- 炉心応答に関する三次元核熱水力結合解析の評価。このフェーズの目的は、想定された熱水力条件に対する核特性応答を試験することである。
- 最適評価値を与える炉心-プラント結合過渡事象モデル。この問題は全過渡事象を模擬し、前述の 2 試験を統合して、核熱水力結合の完全な試験を実施する。

各々の計算コードは、炉心核特性、炉心熱水力とシステム熱水力シミュレーションのために個別の時空間モデルと数値解法モデルを使用している。ベンチマークの最終的な目標は、参加者が、主な目的である数値的、時間的、空間的メッシュ構造の結合手法の試験に入る前に、これらのモデルを採用し、検証できるようにすることである。結合コードの総合的な検証を実施するために、

多段階方法論が採用された。それは、三つの問題への応用、いくつかの定常状態の評価及び二つの過渡事象シナリオのシミュレーションを含んでいる。一連のベンチマーク作業を通して専門家のコミュニティが形成され、そのメンバーは検証過程で考慮されるべき様々な課題についての徹底的な議論に参加した。国際的なワークショップとアドホック会議は、評価プロセスにおいて重要な役割を担った。

作業の第1段階では、8ヶ国から14の計算結果が提出された。過渡事象のダイナミクスに影響を及ぼしている主な要因は、破断流のモデル化（臨界流モデル）、液体巻き込み、蒸気発生器(SG)の吸込流のモデル化及びノード分割であることがわかった。重要なパラメータは、SG質量、破断流速、冷却材及び燃料温度、出力レベルである。その他のパラメータの解析は、重要なパラメータの挙動の原因を特定するのに役立った。これによりSGモデルが、過渡事象において出力に大きい影響を持つということが証明された。

ベンチマークの第1フェーズから学んだ最も重要な教訓の一つは、どんな問題でもモデル化の整合性を確保することが非常に難しく、かつ重要でもあるということであった。また、一点近似動特性解析が一般に、過度に保守側の評価を与えるために、より高い燃焼度、より長い燃料サイクル、出力の向上を考える場合、原子力発電所の運転の柔軟性を制限すると思われる。

第2フェーズでは、8ヶ国からの20の解が提出され、第3フェーズでは、10ヶ国から11の解が提出された。これらの結果の比較と評価のために、統計的な方法が開発された。標準値は、明らかに外れた解を除いた全ての結果の統計平均値として計算された。各国の主要な結果は、一つの解を除き、全体として互いに良い一致をみた。大部分のバラツキは局所部分のパラメータの予測値に見られた。それは使用した熱水力計算のノード分割と空間結合手順の影響を受けている。これは参加者が崩壊熱の空間分布の与え方に、異なった手順を用いていたことが原因であった。

パラメータを変化させた研究によれば、ベンチマーク試験の結果は、MSLBシミュレーションにおける全過渡事象出力変化が、径方向の熱分布を詳細にしてもあまり変化しないことを示している。核特性計算を改良した場合は、その影響の大部分は局所的な分布に対して現れた。さらに、MSLB計算は、熱水力的な炉心モデル化の詳細な点に対しても敏感であった。これらの結果は、文献NEA/NSC/DOC(2000)2とNEA/NSC/DOC(2000)21として公刊された。

MSLBベンチマーク試験を定義し調整する一連の作業の間に、最良評価を与える結合コードの検証のための追加すべき必須条件と要求を決めるために、システムテックな手法が開発された。得られた改良された方法論は、その後、BWRでの類似したベンチマーク試験の設定に際しても利用された。

#### 7.3.4 Ringhals-1 安定性ベンチマーク試験

NEA加盟国では、BWRについて、いくつかの偶発的な出力振動の例があった。この経験は、許認可解析、新しい炉心設計及び運転手順策定のみならず、R&Dがさらに必要であることを明らかにした。同一位相すなわち炉心一体振動モードあるいは、複数位相すなわち領域振動モード（時々、二つのモードは重なる）の2種類の不安定性のタイプが起こり得る。いくつかの測定データがコードと手法の検証に提供されたものの、その適用範囲は限定されている。国際ベンチマーク試験において集められた、包括的で明確に定義された測定データセットは、多くのコード開発者にとって重要で、また、許認可活動においても価値があることは明らかである。

その測定データは、スウェーデンのBWR、Ringhals-1の第14、15、16、17サイクルのサイクル開始時測定から得られた。ベンチマーク試験は、四つのサイクルから全41状態点における、減幅比と周波数についての測定値と評価値から構成されている。

各々の計算モデルと計算結果を持ち寄り、8ヶ国から9人の参加者が議論した。最良推定値モードで適用されるコードは、炉心安定性に関する減幅比の偏りが非常に小さいこと、及び計算され

た減幅比の不確かさ(1 標準偏差)が0.06~0.10の範囲であることを示した。検証中のコードは、サイクル間で、より大きい変動を示した。要約すると、BWRの炉心安定性の計算は、生データから対応する安定性パラメータを評価するのに用いられる炉雑音解析法の計算にむしろ近い精度で実施できることが示された。このことは、時間領域解析コードと同様に、周波数領域解析コードにとってもあてはまるものであった。

領域安定性特性に関しては、時系列評価を用いる方法と振動パラメータの計算の両方共に改良する必要があることが示された。領域性振動は、現在のBWR炉心モニタリングと炉心防護システムにとって、さらに厄介である。特定の運転条件と炉心設計による原子炉においてはどのような炉心モードが支配的となるかについて、高い信頼度で予測できる計算ツールが必要である。

ベンチマーク試験の結果は、文献NEA/NSC/DOC(96)22として公刊された。

### 7.3.5 Forsmark-1 及び-2 安定性ベンチマーク試験

Ringhals-1 ベンチマーク試験からの勧告は、使用された炉雑音解析法の質の向上のみならず、原子炉運転中の振動を検出し、抑制する統一された手法を得るために、様々な時系列解析手法を研究することであった。このため、炉心安定性と領域安定性の両評価を含む時系列データを解析するベンチマーク試験が追加提案された。

ベンチマーク試験は、スウェーデンのBWRのForsmark-1と-2で1989年から1997年の期間に実施された測定データに基づいている。データは6ケースに分類されている。15の計算結果が、8ヶ国の10の機関に属する参加者から提出された。以下の方法が、解析に使用された：自己回帰法とdomain pole (auto-regressive methods and domain poles)、自己回帰法とインパルス応答(auto-regressive methods and impulse response)、自己相関(auto-correlation)、再帰自己相関(recursive auto-correlation)、自己回帰移動平均法[プラトー法](auto-regressive moving average method [plateau method])、パワースペクトルの推定(power spectrum estimation)。

ベンチマーク研究の結果は、報告書*Time Series Analysis Methods for Oscillation during BWR Operation* (BWR運転時の振動に対する時系列解析手法)[NEA/NSC/DOC(2001)2]として公刊された。主な結論は以下の通りである。

- 炉雑音解析では、減幅比はleast stable pole又はdominant poleと関連付けられる。二次のオーダーの系に関しては、その定義は明確である。
- 減幅比の決定では、変換関数の漸近部分を用いる必要がある。
- もし専門家がプラントに対応して十分な調整を実施するならば、減幅比は、フィルタリングしなくても、自動的に決定できる。
- 減幅比を決定するために必要な時間遅れは、減幅比の値にほぼ逆比例していた。
- 面毎に十分な局所出力領域モニタ信号が提供されるならば、位相の異なった振動の減幅比は、 $0.7 \pm 0.1$ までの値を決定できる。これは、解析者の専門知識又はモニタしているアルゴリズムの洗練度に依存する。
- 原子炉炉心の安定した挙動に対する十分に正確な制限は、周波数領域においてはコードを使用して決定できた。それらは効率よく求められるものの、十分でなかった。真の裕度は、出力に関連して決定されるべきものである。減幅比は線形安定性の指標であり、それゆえBWR安定性の指標にのみに使われるべきではない。

様々な手法は、一貫性があり、一致度の良い結果を提供することが確認された。

### 7.3.6 BWR タービントリップベンチマーク試験

NEA と米国 NRC は、先進のシステムに対する最適評価値解析コードを検証する目的で、BWR タービントリップベンチマーク試験を共同で行うことに合意した。目標は、完全な入力仕様と参照実験データのデータセットを有し、明確に定義された問題に基づいて、三次元核熱水力結合システム過渡事象コードの品質認定のために、BWR タービントリップベンチマーク試験を確立することである。この種の過渡事象は、非常に速く変わる原子炉変数を伴う、動的に複雑な事象であるため、十分に検討されたベンチマーク問題は、核熱水力結合と炉心プラントシステム結合の両方のレベルで、結合コードをテストする必要がある。従って、ベンチマーク試験の目的は、包括的なフィードバックテストと、実際の実験データと比較しながら、結合炉心/冷却材相互作用を伴う複雑な過渡事象を解析する結合コードの性能を試験することであった。

ベンチマーク試験計画は、米国ピーチボトム 2 号 BWR においてタービン塞止弁の突然の閉鎖により起こるタービントリップ過渡事象に対して、設定された。出力レベルが異なる 3 種類のタービントリップ過渡事象は、1977 年 4 月に燃料装荷のために炉が停止される前に実施された。以下の 3 種類のベンチマーク試験を行った。

- 軸方向出力プロファイル表（実測値より取得）を固定した出力対時間プラントシステムのシミュレーション
- 三次元動特性 / 熱水力結合 BC モデル及びあるいは一次元動特性プラントシミュレーション
- 三次元炉心熱水力結合システムモデル化による最適推定値

ベンチマーク試験を進める段階で、三つのワークショップが開かれた。それらは、エクセルオン社(Exelon Generation、米国フィラデルフィア、2000 年 11 月 9～10 日) [NEA/NSC/DOC(2000)22 として公刊]; ポール・シェラー研究所(Paul Scherrer Institute、2001 年 10 月 15～16 日スイス) [NEA/NSC/DOC(2001)20 として公刊]; ローゼンドルフ研究センター(Forschungszentrum Rossendorf、ドイツ、2002 年 5 月 28～30 日)である。第 4 回ワークショップは、韓国ソウルが予定されている。

ベンチマーク試験の結果の総括は、NEA 及び NUREG/CR の 4 巻にわたるレポート [NEA/NSC/DOC(2001)1]として公刊された。

### 7.3.7 VVER-1000 冷却材過渡事象ベンチマーク試験

PWR の MSLB と BWR のタービントリップに関する NEA と米国 NRC の共同ベンチマーク試験の仕様と調整が進行する中で、最良評価値結合コードを検証するための組織的な取り組み行われた。この取り組みは、整合性のある包括的な検証プロセスだけでなく、更なる必要条件の決定に寄与できる多階層法を採用している。また、それは特定の原子炉タイプに対する結合計算を許認可申請に適用する際の根拠を与えるものである。言い換えれば、反応度を解析する際の安全に関する専門的知識を確立するものである。上記の例は、入手可能な実際のプラント実験データを基にした結合標準ベンチマーク問題を設定することの利点を示している。

実プラントのデータを対象とした熱水力学システムコード検証の次の適用例として、ソビエト連邦で設計された VVER-1000 原子炉が選ばれた。ブルガリアの Kozloduy VVER-1000 の原子力発電所からのデータに基づく結合ベンチマーク問題は、動特性及び三次元動特性のモデルを評価する目的で設定された。

次に、選ばれた標準問題は 3 基の主冷却材ポンプが運転中に、他の停止中の 1 基の主冷却材ポンプが起動した時のシミュレーションであった。すなわち、運転中の VVER 1000 発電所の実際の過渡事象である。この事象は炉心を通る冷却材流量の急速な増加を特徴とし、結果として空間依存の冷却材温度が低下する。これは、モデル化されたフィードバックメカニズムと非対称形の出力分布により、正の反応度が空間的分布をもって印加される。過渡事象のシミュレーションは、冷却材システムの残りの部分に関する一次元シミュレーションによって補いつつ、多次元的観点から炉心応答を評価する必要がある。

このベンチマーク試験の目的は、プラント相互作用が連動した複雑な過渡事象を解析するシステムコードの能力を確認すること、三次元核熱水力結合を全面的にテストすること、過渡事象の最良評価シミュレーションにおいて、結合コード間の予測値の相違を評価することである。ベンチマーク試験は、次の三つの課題を扱った。

- 一点近似動特性プラントシミュレーション。目的は、1 次系と 2 次系システムのモデル反応のテストをすること。
- 結合三次元核熱水力学的な応答評価。目的は、炉心と炉容器だけをモデル化することであり、炉心出入口過渡事象の境界条件は提供された。
- 最良評価値結合コード・プラント過渡事象モデル化。これは、上述の 2 題の要素を結合した、全体の過渡事象の解析であった。

このベンチマーク試験の結果は文献 NEA/NSC/DOC(2002)6 として公刊された。

## 7.4 放射線遮へい

### 7.4.1 遮へい積分ベンチマークのためのアーカイブデータベース (SINBAD)

遮へい積分ベンチマークのためのアーカイブデータベース (Shielding Integral Benchmark Archive Database、SINBAD) は、主導機関の NEA データバンクと米国のオークリッジ国立研究所放射線安全情報計算センター (Radiation Safety Information Computation Centre、RSICC) との国際的な取り組みである。多くの機関、測定者とベンチマーク解析者による持続的な情報更新、オリジナルデータの保存と質の高い実験ベンチマーク試験情報の追加を通して、SINBAD は生きたデータベースとなっている。

SINBAD は、原子力技術情報のモデル作成者が広く利用できる、使いやすく良質で安定した情報にアクセスするための道具である。原子力コミュニティが SINBAD に継続的に寄与することで、国際的な核計算のモデル作成者と核データ利用者は、新しい原子力発電所、ラジオアイソトープ生産、核医学、核燃料/廃棄物処理及び、その他現在、放射線利用で注目されている分野において、安全性と信頼性の向上にさらに貢献していくことになる。本データベースは、放射線輸送と遮へい計算用のコンピュータコード及び核データの検証とベンチマーク試験において、重要な役割を果たしている。

同データベースには、様々なレベルの情報が含まれている。

- 光学式文字認識を使用した、コンピュータで読込可能なイメージ書式の一次文書
- 標準書式での施設及び実験結果の記述
- 評価結果及び、最新のコードとデータを用いた解析による評価結果の解釈及びレビュー
- コンピュータ運用システムに基づいたハイパーテキストマークアップ言語 (html) で提供されるレビュー済みのベンチマーク試験データ

SINBAD の使命は、その成功に不可欠な以下に示す重点分野を含んでいる。すなわち、データ収集、情報保存、データ統合、書式編集、数値解析、コード及びデータの品質保証、情報の更新又は修正及びユーザーへのフィードバック、規格の開発、原子力科学と技術開発の国際協力である。

本データベースには、圧力容器のドシメトリーに関連した多数の実験データがある。60の実験からデータが収集された。これまでは主に、核分裂炉の遮へいデータ（全体の66%）が重要視されてきた。これらの測定に使用された、いくつかの施設は現在閉鎖されており、データの保存が急務である。核融合ブランケット中性子工学のデータは25%を占める。残りは、加速器遮へい実験に関するデータである。データの約60%は編集され、すでに査読済みである。約30%は編集されたものの査読待ち状態である。残りは編集作業中である。将来の公開にむけて、さらに多くのデータセットについて確認作業が続いている。新しく編集されたデータセットでは、実験の質が重視され、既存データセットには十分には含まれていない事例にも言及している。1997年以降、68セットを超えるSINBADが20ヶ国に配布された。

SINBADの新版は2000年の終わりに発表された。また、改訂版が2002年の発表に向けて準備されている。2002年2月現在、22の機関、研究所と大学がSINBADに貢献している。SINBADは、原子炉遮へいの32の事例、核融合中性子工学・遮へい工学における12の事例及び加速器遮へいの六つの事例を含んでいる。これらの物質の総数は22であった（いくつかの物質は、異なる条件、例えば中性子源のタイプ、中性子源エネルギー、幾何学的配置又は構成の異なる複数の測定が実施された）。本データベースは、NEA加盟国の機関であれば、NEAデータバンクから無料で入手可能である。

SINBADデータベースは、その包括性を高め、新たな設計を支える検証条件の範囲を広げるための追加実験が必要とされている。現在いくつかの実験（およそ50の測定）の実施が決定されており、現在又は将来的にデータベースに追加される予定である。

#### 7.4.2 加速器、ターゲット及び照射施設の遮へい問題

加速器は、エネルギーや医療への応用といった特定の技術的分野で、ますます重要な役割を果たしている。加速器がより広く使用されるにつれ、また出力が増加していくにつれ、放射線場特性と放射線安全性の分野で新たな課題が発生している。1994年からNSCは、このテーマに沿った六つの専門家会議を後援した。加速器遮へい専門家会合 (Expert Group on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities、SATIF)は、2000年6月に組織された。

この専門家グループは、放射線安全、放射化と遮へいのモデル化及び加速器システムの設計に関する様々な課題を扱う。それらは、電子、陽子及びイオン加速器、核破碎中性子源、シンクロトロン放射施設、核変換中性子源、加速器駆動システム、自由電子レーザー、高出力中性子源用ターゲット、及びビームダンプを含む。同グループの目的は、以下の通りである。

- 決められた視点内での科学者間の情報交換の促進
- 国際協力が有効である分野の特定
- 合意された優先分野での研究プログラムの実施
- 情報センターでの利用を可能とすることも含めて、コンピュータソースコード、断面積データ及び積分データの自由なアクセスの推進

専門家グループの主要な活動は以下の通りである。

- モデルとコードの検証のための実験データへの要求の評価
- 評価済核データとデータライブラリへの要求の評価
- 遮へい実験チーム、計画の編成
- 実験データセットの収集と編集
- 加速器遮へい設計で利用可能なモデル、コンピュータコード、パラメータ及び手法の評価
- 粒子輸送シミュレーションに利用するコンピュータコードとモデルの検証
- 少なくとも2年に1回の専門家会議の開催と報告書の公開
- 原子力科学委員会への報告

全6回のSATIF専門家会議は、米国テキサス州アーリントン(1994年4月28~29日); スイス・ジュネーブのCERN(1995年10月12~13日)、仙台市の東北大学(1997年5月12~13日)、米国テネシー州ノックスビル(1998年9月17~18日)、フランス・パリのOECD(2000年7月17~21日)、米国カリフォルニア州スタンフォードのSLAC(2002年4月10~12日)で開催された。

SATIF会議の報告書はNEAから公開された。7~9ヶ国の研究所、研究機関、大学、企業及び国際機関から、物理学者、技術者、技能者を含む約50人の専門家が各会議に参加した。会議期間中、以下の点が特に注目を集めた。

- 様々な応用のための実験データの利用可能性とそれらの編集
- 国際ベンチマーク活動の組織化
- 加速器遮へいと応用に関連する様々な科学分野のコミュニティが使用するコンピュータコードとデータライブラリの利用可能性
- 国際協力により解決できる分野の課題の特定

SATIF会議で行われた発表は、大別すると、データ、ベンチマーク、コンピュータコードとモデル、施設、遮へい技術、換算係数、コード比較、及びコードの現状、に分類される。

#### 7.4.3 三次元放射線輸送ベンチマーク試験

三次元放射線輸送ベンチマーク試験に関する専門家グループ(Expert Group on Three-dimensional Radiation Transport Benchmarks)は、三次元放射線輸送に関する決定論的及び確率論的手法とコンピュータコードの分野の問題点を扱っている。対象範囲は、ボイド領域と強い非均質性を有する炉心を含む、大規模で複雑な遮へい構造を透過する輸送問題である。対象となる手法は、離散座標法(discrete ordinates)、輸送ノード法(nodal transport)、球面調和関数有限要素法(finite elements with spherical harmonics)、衝突確率法(collision probabilities)、モンテカルロ法(Monte Carlo)等である。専門家グループの目的は以下の通りである。

- 三次元放射線輸送計算コードのベンチマーク試験と比較作業
- 手法の検証の実施及び、手法の長所、限界、精度の同定
- 手法開発の必要性の提案

いくつかのNSCの活動は、原子力技術に応用される計算手法とコードの検証に関心がある。主要な取組みの一つは、実際の問題における複雑な形状をいかにモデル化するかということである。三次元モデル化では、確率論的モンテカルロ法と決定論的手法の二種類の手法が出てきている。

この課題への取組みとして、NSC の支援のもと、「竹田ベンチマーク試験」(竹田阪大教授)として知られる一連の三次元中性子輸送計算ベンチマーク試験が実施された(NEACRP-L-330, 1991年3月参照)。これは、小さく非均質性の高い炉心を対象とした問題である。1996年12月にはパリで、「三次元決定論的放射線輸送コンピュータプログラム: 特徴、応用及び展望(Three-dimensional Deterministic Radiation Transport Computer Programs: Features, Applications and Perspectives)」というセミナーが開かれた。

上記セミナーの開催中、中性子束の計算に使用される様々な手法の精度を議論するため、ボイド領域を含む単純形状における三次元放射線輸送(決定論による)に関する追加ベンチマーク試験が提案された。この提案は京都大学の小林啓祐教授により行われた。これは、内部にボイド領域を有する完全吸収体問題を扱うものであり、さらに核反応の50%が散乱である物質が存在する問題も含むよう拡張された。

ベンチマーク試験に対しては八つの解が提出された。そのうち六つは離散座標法を用いたもので、二つは球面調和関数法を使用して得られたものである。結論として、初回衝突源を用いた離散座標法の計算が最も精度が良かった。これらのベンチマーク問題が、離散座標法のみならず球面調和関数法に基づく三次元輸送プログラムをさらに改善していく上で、一助となることが期待される。

ベンチマーク試験の結果は、1999年10月1日のマドリッド(スペイン)の会議で議論された。解析結果はNSC報告書に要約され、2001年に*Progress in Nuclear Energy*の特別号として公刊された。

空間的に非均質なMOX燃料集合体の二次元及び、三次元決定論的輸送計算の新しいベンチマーク研究が、NSCによって2001年に開始された[NEA/NSC/DOC(2001)4参照]。それは、7群構造断面積を用いた輸送理論による、炉心集合体内でのピン毎の出力分布を求めるものである。最終的な仕様は2001年5月28日に配布された。

## 7.5 モンテカルロ法

NSCは、原子力分野や放射線物理へのモンテカルロ(MC)法の適用可能性を検討し、MC法が産業界に与える影響を検討するため、いくつかの国際会議を支援してきた。モンテカルロ法の利用は、その機能と成功事例を確認することにより、有益であるという重要な結論に達した。

過去数年間に、NEA共催の五つの会議が開かれた。会議プログラムでは、粒子輸送MC法は、重要なテーマとして位置づけられ、会議自体の主要議題の一つであった。それらの会議は、以下の通り開催された: マドリッド(スペイン)でのM&C'99; 筑波でのICRS9; ピッツバーグ(米国)でのPHYSOR 2000; 東京でのSNA 2000; リスボン(ポルトガル)のMC 2000。NEAは、1993年4月にSaclay(フランス)で開催された「放射線輸送の新型モンテカルロ・コンピュータプログラムに関するワークショップ(Workshop on Advanced Monte Carlo Computer Programs for Radiation Transport)」も後援した。

これらの会議ではモンテカルロ法が次第に幅広く使用されてきていることが示された。その理由は以下の通りである。

- 並列及びベクトル処理を含むコンピュータアーキテクチャが進化した。このことは、問題を解く際のモンテカルロコードの高速化及び統計上の不確実さの減少に特に寄与している。モンテカルロ法は、モデルの単純化により発生する誤差を大幅に取り除いている。
- 強力なバイアス法が開発された。それは、現在十分に確立されており、広く知られたコンピュータコードにおいて使われている。統計解析がさらに進化し、本手法は、その成熟と相まって、より使いやすいものとなった。



最近の会議では現在、MC 法が多く用途で使われていることが確認された。特に、放射線物理学、物質同定の診断法、材料科学及び放射線医療に集中的に使用されている。他には、中間エネルギー粒子への利用を含む、放射線の深層透過問題と放射線遮へいの分野でも幅広く使用されている。臨界安全性は、MC 法が標準解析ツールとして使われる分野である。臨界レベルを記述する積分パラメータ  $k_{\text{eff}}$  の計算には、特に適している。

原子力分野における MC 法の活用法は、重要な進化を遂げている。顕著な成功例は、原子炉炉心及び全炉心中性子工学シミュレーションによる燃焼度の計算である。物質又は幾何学的配置の摂動に関する問題では、長い開発期間を経て、成功し始めている。MC 法による感度解析の最初の成果は、有望であるものの、依然として限界がある。

しかし、原子力施設シミュレーションの多くの問題では、MC 法は依然として適用できず、その利用にはさらに多くの開発活動を必要とする（例えば動特性解析分野）。そのため決定論的手法は、重要な補完的役割を果たしていこう。確率論的及び決定論的手法（結合及び複合型的手法を含む）の共生は、しばらくの年月に涉って続くこと予想される。

原子力コミュニティにおいて増加する関心と必要性に応えるために、毎年いくつかの訓練講座が開催された。これらの講座では、コードの利用者は MC 法による効果的なモデル化の方法を学んでいる。過去数年における参加者の大部分は若手であり、400 人を超えた。

結論として、モンテカルロ法は特に放射線輸送問題において、非常に有用であることがわかった。特に手法の開発が進めば、その利用はさらに増加するだろう。そのような開発活動を促進するために、モンテカルロ法は国際会議で課題の一つであり続けなければならないし、一連の MC テーマに特化した会議が認められ、維持されなければならない。NSC は、そのような活動を支援し続ける。

## 7.6 原子炉監視と診断法

NSC は、原子炉監視と診断法に関する一連のシンポジウムと専門家会議を主催した。これらの会議の議題は、様々なタイプの原子炉の安全性や稼働率、効率的な運転を確保することを目的とした監視と診断手法の研究と応用に関するものである。

SMORN 会議とは、モニタリング、診断手法、原子炉中における物理過程の知識の向上を目的とした、原子炉雑音の研究と応用に関する国際シンポジウムである。最初の数回の会議では、既知の摂動により発生した雑音の計算といった直接的な課題の解法が中心であった。第 1 回 SMORN 会議は、ゼロ出力原子炉の炉雑音問題さえ取扱われた。その後の会議では、重点は詳細な逆手順と、より現実的な伝達関数の計算に移った。後半のいくつかの会議では、炉雑音解析技術とその応用の可能性を明らかにした。それらは、完全系の形式でルーチン処理の利用も可能であった。

なお、SMORN 会議は、全部で 8 回開催されており、開催年と開催地は以下の通りである：

2002 年 5 月スウェーデン Göteborg; 1995 年フランス・アビニオン; 1991 年米国 Gatlinburg; 1987 年ドイツ・ミュンヘン; 1984 年フランス Dijon; 1981 年東京; 1977 年米国 Gatlinburg; そして、1974 年イタリア Casaccia。

商業炉の炉心モニタリングに関するワークショップ：システムと手法の改良 (Workshop on Core Monitoring for Commercial Reactors: Improvements in Systems and Methods, CoMoCoRe'99) は、ストックホルム (スウェーデン) で 1999 年 10 月 4~5 日に開催された。主な目的は、炉心のモニタリングで使用される計装、手法及びモデルをどのように検証するか、また、必要に応じて、これらをどのように改良及び開発して、炉心の局所出力及び、装荷燃料に間接的に影響を与えるその他のパラメータ (例えば BWR の炉心減幅比) に関する、より信頼性があり、より詳細な情報を提供できるかを検討することであった。その他の重要な目的は、炉心モニタリング系統が、どのように平常時と予想される過渡事象モードでの原子炉運転を支援し、またどのように過渡事象及び

事故の解析に重要な初期炉心パラメータの導出に使用するデータを提供するか、について示すことである。ワークショップは、VVERを含む全ての商業用LWRタイプを対象としていた。

一連の炉内計装と炉心評価に関する専門家会議（Specialist meetings on in-core instrumentation and reactor core assessment）の開催年と開催地は以下の通りである：

1996年 水戸； 1991年 米国ピッツバーグ； 1988年 フランス・カダラッシュ；  
1983年 ノルウェーFredrikstad。

## 7.7 先進型コンピューティング

NSCは1991年に、原子力産業のハードウェア、ソフトウェアの4分野に取り組むため先進型コンピューティングに関するワーキングパーティ（Working Party on Advanced Computing）を立ち上げた。これらの4分野とは、科学アプリケーションソフトウェア、標準及び品質保証、プロセスコントロールシステム、スーパーコンピューティングである。各作業分野にはそれぞれ専門家グループが設置された。

スーパーコンピューティングに関する専門家グループ(Expert Group on Supercomputing)は、原子力コードに並列アーキテクチャを採用するための最新技術を盛り込んだ報告書を作成した。報告書は、現在及び将来のニーズに基づく原子力用途における「重要課題(grand challenge)」を確認した。本報告書は、様々な用途に最も適したコンピュータアーキテクチャはどのタイプか、という指標や、これから出現するであろう高性能コンピュータの特徴を活用した新アルゴリズムを開発することの費用対効果といった高性能コンピューティングの性能評価も含んでいる。報告書では、モンテカルロ放射線輸送、決定論的放射線輸送、計算力学と流体力学、原子炉安全性解析、廃棄物管理がレビューされた。

## 第8章

### 安全性研究に関する CSNI の活動

#### 8.1 背景

国際的な原子力コミュニティは、かねてから、適切なレベルの安全性研究を持続する各国の能力に懸念を抱いてきた。近年、多くの国では、政府と産業界ともに研究予算が減少してきている。各国政府は、多くの場合、原子力が成熟した技術であり、必要な研究に対しては産業界からの予算拠出にますます期待しなければならないと考えている。産業界もやはり、新しい施設の建設にほとんど関わりがないことと、既存施設の運転及び可能性のある事故の回避・管理に必要な研究は、ほぼ完了していると認識していることを理由に、しばしば安全性研究への予算拠出を縮小してきた。さらに、電力市場での競争は、時として長期的研究を犠牲にして、短期的な収益性を重視する傾向を助長している。

安全性研究の過度の縮小は、安全性知識の持続性を喪失させ、それに伴い研究施設と専門知識の喪失及び安全性研究に対する学術的関心の喪失を招く。それは中長期的な既存原子力発電所の安全な運転や、規制機関が独立性を保持して十分に責務を果たしうる能力、最終的には新しい施設を設計・建設する能力に影響を及ぼすだろう。これと密接に関連しているのが、原子力研究に対して若い世代の科学者を引きつけて離さないようにするという課題である。

一般的に、安全性研究の縮小が行き過ぎてしまったかもしれない、という認識がある。この状況に対処すべく、いくつかの措置がとられている。いくつかの国は、必要な研究能力を評価する調査を行い、不可欠な能力を確保するための方策を立てている。この問題は、主に国家レベルで解決されるべきであるものの、産業界と規制機関の連携の改善及び、国際的な協力や調整の強化による貢献が非常に重要である。NEA は 1990 年代初頭から活発な活動を行い、原子力施設安全委員会 (CSNI) と原子力規制活動委員会 (CNRA) を通じて具体的な問題を検討し、適切な研究能力を維持するために国際協力を促進した。

本章は、原子力発電所の効果的な規制と運転を確保するため、適切な安全性研究プログラムの維持に加盟国が対処する際の、NEA による支援活動を要約するものである。特に、上級規制当局者、産業界の首脳及び主要な研究者が、適切な研究能力を確保するために必要なものは何かを広範囲に検討した、2001 年 6 月のワークショップの結論を要約している。

#### 8.2 CSNI の活動

NEA において CSNI と CNRA は、原子力施設の安全と規制に関して加盟国に勧告を行う重要な役割を持つ。CNRA が規制や政策面に専念する一方、CSNI は原子力安全性の技術及び研究面に専念している。非常に重要な研究能力と施設を維持することは、1990 年代初期から CSNI の関心事であった。作業プログラムは、情報収集とその分析及び、重要な原子力安全性研究を効率的に運営していくための戦略を構築するという狙いで始められた。

1992 年に安全性研究に関する専門家上級グループ (Senior Group of Experts on Safety Research, SESAR) が設置された。このグループには、NEA 加盟国における主要な研究プログラムの上級

研究管理者が結集している。グループの最初の作業は、現在実施されている研究の状況をレビューし、将来の必要条件と優先順位に関して、結論をまとめることである[1]。そして同グループでは、合意している分野、更なる活動が必要な分野と共同作業を増やす必要性のある分野を特定する作業を続けた[2]。

これらの研究の重要な成果は、重点研究施設の廃止と研究能力の喪失への懸念に意識を向けさせたことであり、このことは弱体化しつつある原子力施設を適切に規制し、その安全運転を支援することにつながるであろう[3]。この懸念を受け CSNI は、同グループを危機的状況にあると思われる研究能力と施設へと専念させ、また適切な研究基盤設備を確保することを支援する国際プログラムを提言することにした[4]。

その作業において、グループはまず中長期的研究課題をまとめることから始めた。これらは、以下の通りである。\*

- プラント寿命管理。機器・系統・構築物（ハードウェア）の老朽化、解析と文書化手段（ペーパーウェア）の老朽化、古い施設に対する現代の基準の適用、施設の延命及びバックフィットを含む。
- 運転裕度の最適化。定格出力増強、燃焼度向上、確率論的安全性解析(PSA)の利用拡大等を含む。
- 過酷事故。実用的な事故対策手順の更なる開発及び将来炉における解決策の設計の必要性を含む。

ひきつづき、グループ内の議論は、研究施設と研究プログラムが重要な分野及び、国際的な連携活動が必要な分野を決定することに集中した。本質的には、グループの作業は、短・中期的に見て危機的状況にあり調査する必要がある技術分野と、関連データの提供に必要な研究施設を結びつけることにあった。

考慮した技術分野は全て原子力安全性に関連する。すなわち：

- 熱水力学
- 燃料及び炉物理
- 過酷事故
- ヒューマンファクター
- 施設管理とモニタリング
- 施設及び構築物の健全性
- 地震解析
- リスク評価
- 火災リスク評価

特定の施設の適合性を審査するために、一組の基準が整備された。最も重要な二つの基準は、その施設が、グループの初期の活動で未解決とされた安全性の問題に取り組むための知識を提供できるかどうかということ、また関係する研究能力や施設の存続が危ぶまれているかどうかということである。他の基準は以下の通りである。

---

\* この報告書が書かれてから、新型炉の概念に関する関心はさらに増した。規制当局が、それらの概念の安全に関する特性を評価する適切な能力と実験施設をもつ必要性がでてくる。

- *原子力産業に対する独自性。* 資源の投入は、他にはない、産業的、学問的に先端をいく研究能力と施設に焦点を絞るべきである。原子力産業に特有の分野は、例えば、炉心溶融進展試験、特殊な熱水力試験装置、試験炉及び臨界試験施設、そしてホットセルである。特有ではない分野の例としては、計装、熱伝達、基礎的な計算流体力学(CFD)の開発、ヒューマンファクターに関する問題などがある。
- *広範囲の条件への適用性。* 研究能力と施設は、柔軟性があり、様々な利用者のニーズに対応できることが必要である。対象分野からの技術的要求がある場合、施設規模の基準設定(scaling criteria)も関連してくる。
- *責任。* 政府又は産業界のどちらも、研究能力の所有権は、明確に確保されなければならない。理想的には、今後その施設で行われる全ての国際研究プログラムを支援するという確約が、所有権者からなされるべきである。特定かつ重要な施設及び研究プログラムに対して、主催国は当初協力的ではなかったものの、グループは国際活動の可能性を提起した。
- *信頼性。* 管理規定は、適切な財務、品質及び技術管理を含む現在の基準を満足していなければならない。
- *規模。* 検討中のプロジェクトを実行できる数に制限するため、プロジェクトの初期制限を百万米ドル超とした。

グループは、これらの基準を用いて膨大な数の施設を調査し、適切な研究プログラムのニーズに対処するために必要ないくつかの長期計画をまとめた。明らかに、これらのニーズは使用する原子力技術及び安全性研究への予算投入や実施に対する国家政策に依存しており、国により異なっていた。しかしながら、NEA 加盟国のニーズは集約することができた。

この作業は多数の勧告といくつかの方策上の特徴及び、いくつかの特定の施設と研究プログラムの取扱いをまとめて締めくくった。いくつかの重要な勧告を以下に示す。

- *熱水力学。* 確認試験の実施、コード開発の支援及び教育の機会提供の必要性から、原子炉タイプ毎にひとつの主要施設を維持する。
- *過酷事故。* 溶融炉心/冷却材相互作用及び核分裂生成物の挙動に関する中核的研究拠点の必要性に対処する。
- *燃料及び炉物理、構築物の健全性。* ホットセルと試験炉の現状を維持する。
- *ヒューマンファクター及びプラント管理・モニタリング。* ハルデンプロジェクトを中核研究拠点として維持する。
- *地震。* 大型振動台の有用性をモニタする。
- *火災安全性。* 国際データベースを構築し、可能性のある研究の追加を検討する。

SESAR の作業は、様々な方面で追加作業が行われている。CSNI は、NEA 加盟国における研究基盤設備の強化をモニタする作業、及び危機的状況にある施設と研究プログラムのリストを定期的に更新する作業を行う研究プログラムレビューグループを設置している（文献[3]参照）。これには CSNI ワーキングパーティの専門家の知識が活用されている。さらに、NEA は、SESAR 研究の結論及び詳細な技術的検討に基づいて、国際的予算による研究プロジェクトを多数設立した。表 8.1 に、NEA が後援する調査プロジェクトの現状を示す。

表 8.1. NEA 後援の研究プロジェクトの現状

名称	期間	技術分野	現状
HALDEN	2000-2002	燃料/ヒューマンファクター	作業中
RASPLAV	1997-2000	過酷事故	完了
MASCA	2000-2002	過酷事故	作業中
CABRI-WLP	1999-2007	燃料	作業中
SANDIA-LHF	1998-2001	過酷事故	作業中
SETH	2001-2005	熱水力学	作業中
MCCI	2002-2005	過酷事故	作業中
ICDE	2000-2002	運転データ	作業中
PLASMA	1999-2000	ヒューマンファクター	完了
OPDE	2002-2005	配管信頼性	作業中
FIRE	2002-2005	火災安全性	作業中
PSB-VVER	2003-2006	熱水力学	作業中

他のいくつかの勧告については、CSNI ワーキングパーティのレベルで、引続き研究が行われている。例えば、溶融炉心/冷却材相互作用の分野では、共同研究プログラム（SERENA）が組織され、CSNI の後援により数ヶ国で実施されている。

### 8.3 規制における研究の役割に関するワークショップ

安全性研究に関する CSNI の作業を補完するために、以下の目的で上級レベルワークショップを開催することは、重要であると考えられた。

- 規制における研究の役割に関するニーズと展望について、関係する主要な三者、すなわち規制機関、研究機関と産業界の間での意見交換
- 共通点と相違点の特定及び、必要な国際的レベルでの付加的活動の特定

本ワークショップは 2001 年 6 月に開催され、約 100 人の上級専門家が出席した。同ワークショップは、三つのセッションから構成された。第 1 セッションは、「規制者側からの展望とニーズ」を、第 2 セッションは、「研究機関と産業界からの展望とニーズ」を取上げた。第 3 セッションは、討議の進め方を決めるために利用された。

ワークショップの前に、NEA 加盟国の研究ニーズ、現在の研究プログラムの妥当性、研究プログラムと予算規模の傾向、問題解決のための活動について、基礎的な情報の調査・収集を実施した。その結果、規制に関連した研究に対し、いくつかの主要な課題が浮き彫りになった。

- NPP の安全運転を支援する研究プログラムは、全ての NEA 加盟国から重要であると認識された。
- 程度の差はあるものの、全ての国が国際研究プロジェクトに参加していた。一般的に、小/中規模の国は予算の 20～30% を国際プロジェクトに振り向けているが、主な原子力大国はおよそ 10% であった。
- 今後 5 年間の予算は、現状維持又は増加に向かう傾向が見られるものの、安全性研究に関しては過去、現在及び将来の予算について明確な傾向は見られない。

- NEA 加盟国の予算源は、政府や原子力事業者のどちらが原子力安全性の問題の解決に対して重い責任を負っているかによって決まる傾向がある。例えば、日本、ドイツ、スペインでは、高い比率の予算が政府から提供され、米国、スウェーデン及びイギリスでは、それが産業界から提供されている。
- 基本的に、全ての国が研究施設の維持に対するニーズについての懸念を共有した。既にいくつかの国では、自国の研究能力とニーズに関する戦略的レビューを実施していた。

ワークショップ第 1 セッションでは、規制機関の上層部は、なぜ研究を支援しなければならないか、どのような研究に予算を出すのか、研究プログラムの設定や予算供出における国際機関の役割、というような疑問を口にした。共通の結論は、強力な研究プログラムは健全な規制体制にとって最も重要であるということだった。規制機関にとっては、独立した判断を提供し、改善が必要な分野を決定し、潜在的な問題を予見するために研究活動が必要であり、これは規制体制の有効性を改善し、規制条件を適切かつ実用的なものにしていくことにつながる。

規制機関に対する一つの重要な課題は、手法の検証のような確認研究と、潜在的な問題を予測して知識を蓄積する先行研究との適切なバランスを維持することである。予算が削減される中、先行研究を犠牲にして、確認研究が選択される傾向がある。

いくつかの理由により、国際協力は重要であると考えられた。第一に予算が活用でき、研究プログラムの重複を避けることができる。他の理由としては、研究者間の相互協力によってもたらされる“magnification of intellectual firepower”（知的戦力の拡大）、資金が限られている国々が関与できる機会の増大、共通の技術的観点に立って安全性の要件を統一していくこと、が挙げられる。このような協力関係は、若手科学者が原子力分野で働く際の刺激や動機付けにもなる。

第 2 セッションでは、規制機関の意思決定の独立性を保ち、同時に研究課題の選択の自由を守りながら、産業界と規制機関がより連携を深めながら研究を行う方策について議論した。

産業界の代表者は、原子力施設設置の際の安全性実証の方法について、その選択権を産業界に認めるべきだと主張した。学術研究、計算、設計の変更等は、多くの場合、さらなる研究の選択肢として容認された。代表者らは、現実的な安全のための閉鎖基準を制定する必要性及び、産業界と規制機関による、特に最適評価手法と安全余裕の決定に関連した研究の提携を改善する必要性を強調した。

ワークショップの基本的な結論は、CNRA と CSNI の共同声明として文書化された。文書は、安全性研究において、三つのグループ間の同意が得られた分野のみならず、見解に相違があった分野についても、その概要をまとめている。同文書は、達成された合意と、いくつかの勧告を報告している。

これらの勧告に対応して、CSNI は、研究に関する規制機関と産業界のより緊密な連携を妨げる問題を特定してレビューを行い、その解決法を提案するための調査を行った。同調査は、人材や予算、成果の提供と利用、意思決定の独立性、発生確率が著しく低い事故の研究といった課題を検討した。*Regulator and Industry Co-operation on Safety Research: Challenges and Opportunities*(安全性研究に関する規制者と産業界の協力: 課題と機会)と題した報告書に、調査結果がまとめられている。

加えて、CSNI の既存グループは、各国が個々の研究活動や課題を終了する際の判断基準について、どのようなものが可能であるかを今後も議論していく。

#### 8.4 新型原子炉の安全性と調査の必要性

新型原子炉の安全性と調査の必要性に関するワークショップ（Workshop on Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs）が 2002 年 2 月 18 日から 20 日まで開催され、18 ヶ国から

およそ 80 人の専門家が参加した。会議の目的は、調査の必要性を早い段階で明らかにすること、知識の保存を推進すること、第 4 世代国際フォーラムの技術ロードマップへのインプットを提供することである。26 の論文が発表され、NEA によって報文集が公開された[5]。

ワークショップの検討事項と結論を以下に要約する。プログラムは、4 つの主なセッションで構成されていた。

- セッション 1 は、基本安全原則と安全要件、また深層防護の実施に重点をおいた。その他、主な新規の設計及び安全基準(safety case)も紹介した。
- セッション 2 は、原子力の安全性及びそれらの評価に関する重要な課題を特定するのに費やされた。
- セッション 3 は、安全性の問題への対応を議論し、問題及び懸念事項を確認した。そして、それらは研究を通じて解決できることを強調し、研究の必要性を確認した。
- セッション 4 は、安全性の問題及び研究の必要性に関して、結論と勧告を提示した。

ワークショップは、原子力の安全性の基本的原則（深層防護）が新型原子炉の設計にも生かされている点に言及した。しかしまた、新型原子炉にこの原則を適用するに際し、いくつかの問題点と課題が発生することも認識された。以前の設計では、深層防護は主に、対策の決定論的实施及び核分裂生成物の放出に対する多重障壁を通して、また、事故の予防やその影響を軽減する措置によって達成されていた。様々な新型原子炉概念は、事故の防止や影響の低減に関して、異なったレベルにある。将来の原子炉の安全性に対する取組みは、PSA の考え方と完全に一致した、より進歩した深層防護の解釈に基づいて行われる必要がある。決定論的な概念と確率論的な概念を如何にして最も統合するのかは、未解決の問題である。

ワークショップでは、新型原子炉概念のうち、新型 LWR（ALWR）、高温ガス冷却炉（HTGR）及び液体金属冷却炉（LMR）に議論が集中した。議論された概念は、大きく 2 つに分けられた。すなわち、例えば FRAMATOME ANP 社の SWR-1000 やウエスティングハウス社の AP-600 といった多かれ少なかれ市場に出せるまでに成熟した設計や、IRIS（ALWR）と大部分の LMR 及び HTGR といった予備設計である。全ての型の新型原子炉に共通の特徴は、現在の発電所を上回る安全性の向上が見込まれるという点であった。従って、それらの安全対策の重要性及び外部からの危険に対する対策は、全ての設計に付随する共通の問題であった。

成熟した ALWR 概念の特徴として、安全系統の設計の簡素化と合理化、相当数の受動的安全性（系統）機能、及び設計基準の一部としての過酷事故の明確な検討があげられる。過酷事故に関する技術的及び規制上の取扱いは、ヨーロッパと米国で異なっていた。特にヨーロッパの製造供給元及び規制機関は、過酷事故に対処できるという信頼性を保証することを求めていることが分かった（設計機能は PSA に基づいているが、複雑すぎて制御できない過酷事故シーケンスを効果的に除去するためである）。一方、米国では過酷事故に対する脆弱性、及びその種の事故のリスクを低減する適切な処置を明らかにするために、PSA がかなり広範囲にわたって活用される。

LMR に関しては、ナトリウム冷却原子炉の運転により、かなりの経験が蓄積されていることが分かった。また炉心崩壊事故やナトリウム関連の問題など、特定の重大な問題に対する取扱い方に関して、意見の一致が見られた。鉛/ビスマス冷却炉に関しては、特に重大な材料及び熱水力学的な問題（健全性、腐食、熱容量及び熱伝達、照射効果、その他）が残っている。しかし、同種の冷却材を使用しているロシアの潜水艦で、かなりの運転経験（約 80 炉年）が積み重ねられている点も注目された。NEA 加盟国のいくつかの研究機関は、液体重金属（HLM）の実験的かつ解析的研究を強化するため、研究施設を建設していた。



HTGR には実際の運転経験もあり、今後の設計に対する主な課題は明白だった。これまで示されたように、HTGR の安全基準は、主な（単独でなければ）核分裂生成物の障壁としてかなりの部分を核燃料に頼っていることである。このため、燃料の問題が顕著となった。これには、信頼性の非常に高い燃料（概念）の条件、製造上の問題、運転時の燃料の取扱い、燃料破損の機構と様式の理解向上などが含まれる。HTGR の設計は、臨界性と崩壊熱除去に関連する有望な設計が含まれるものの、最終的にはそれらの成功は、燃料の品質に依存している。また、原子炉への水や空気の侵入、熱衝撃に対する原子炉配管の健全性など、周知の体系的な安全性の問題が、原子炉安全コミュニティの全体を納得させるほどには取組まれないままだった。

現在提案されている HTGR の設計についての基礎研究の大部分は、20～30 年前までさかのぼるが、最近では、初期の結果を検証したり補充するための重要な実験的取組みはなされていないようである。HTGR の提案者は、安全性が大きく強化されたため、内的脅威に対しては、通常の密封式格納容器は施設に必要ではないと主張した。しかし、最近、外的危険に対する関心が高まっている点や、内的危険への備えにつれて相対的に外的危険の重要性が増しているという事実などを考えると、外的危険に対して格納容器または他の防護策が必要ではないかという疑問も巻きおこるかもしれない。

一貫した全体的な安全基準の確立によってのみ、あらゆる型の原子炉に対する個別の研究ニーズの特定ができると結論づけられた。そのような安全基準は、研究の必要な領域や、どの程度の不確かさの低減あるいは信頼性が必要か、を決める際の助けとなる。理想的には、その安全基準は、個々の安全性の問題点及び要因のうち信頼性に係わる全ての要求に対処できるべきである。その後で初めて研究の課題を適切に定義することができる。すなわち、その課題は、適切な確度で理解可能な、かつ合理的なコストで入手可能な明確な解を持つようになるだろう。成熟した ALWR 概念の受動的制御系の開発を支えている研究は、この目的にかなう（もしくは、それに近い）と思われた。

## 参考文献

- [1] *Nuclear Safety Research in OECD Countries*, OECD/NEA, Paris, France (1994).
- [2] *Nuclear Safety Research in OECD Countries: Areas of Agreement, Areas for Further Action, Increasing Need for Collaboration*, OECD/NEA, Paris, France (1996).
- [3] *Nuclear Safety Research in OECD Countries, Capabilities and Facilities*, OECD/NEA, Paris, France (2001).
- [4] *Nuclear Safety Research in OECD Countries, Major Facilities and Programmes at Risk*, OECD/NEA, Paris, France (2001).
- [5] *Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs*, OECD/NEA, Paris, France (2002).



## 第9章

### R&D ニーズに関する NDC 活動

原子力開発委員会 (NDC)として知られる、原子力開発・核燃料サイクルに関する経済的技術的検討委員会 (NEA Committee for Technical and Economic Studies on Nuclear Energy and the Fuel Cycle) の役割は、原子力に関する技術、経済性、戦略及び資源についての信頼性のある情報を各国政府に提供し、各国の政策分析と意思決定に役立てることである。持続可能な開発に寄与するエネルギー政策という観点からの、将来における原子力エネルギーの役割についての情報提供も含まれる。

NDC の作業プログラムには原子力発電の技術及び経済性に関する広範囲の研究を含み、情報を交換、強化するために専門家会議を開催している。分離・核変換技術 (P&T) の研究は 1988 年に開始され、主に実現可能性研究あるいは最先端研究の報告書が発表されている。P&T 研究のほとんどは、原子力科学委員会 (NSC) との緊密な協力の下に行われている。NDC は新しい原子炉概念に関する研究も実施している。これらは、国際エネルギー機関 (IEA) 及び IAEA と連携して行われている。将来においては、NDC の作業プログラムにおける新型炉概念の重要性が増し、R&D 計画での協力のような新しい作業方法で実施されるであろう。

最新の P&T 研究である「新型燃料サイクルでの加速器駆動システムと高速炉:比較研究 (Accelerator-driven Systems and Fast Reactors in Advanced Nuclear Fuel Cycles: A Comparative Study)」(2002 年発表)は、燃料サイクルの選択肢に関する研究の一部として、これら二つの技術の可能性を検討している。この報告書には、原子力開発における将来の優先順位について概括的な勧告が示されている。しかしながら、R&D の必要性についての特別な勧告は含まれていない。NDC は、NSC と連携して、1989 年以来、国際情報交換会議 (International Information Exchange Meetings) を開催している。これらの会議の目的は、情報交換及び、研究プログラムや実験手順及び実験結果の議論を円滑に行うことによって、基礎的な P&T 研究の価値を高めることである。最近の会議は 2002 年 10 月に行われた。

「革新的原子炉開発:国際協力の好機 (Innovative Nuclear Reactor Development: Opportunities for International Co-operation, 2002 年発表)」と名付けられた「三機関共同研究 (“three-agency study”）」(IEA、IAEA 及び NEA の合同で実施)では、共同研究及び開発活動として以下のトピックスが提案されている。

- 自然循環
- 高温材料
- 受動的 (安全) 制御装置
- 供用期間中の検査及び保守の方法
- 最新のモニタリング技術と制御技術
- 搬送及び建設方法
- 保障措置技術と取組み

加えて、少数の設計グループ内での緊密な連携を前提として、下記のトピックスが提案されている。

- 新型冷却材
- 新型燃料の設計、処理及び製造
- 未臨界システム
- 機器の開発

NDC は、教育、訓練及び R&D のための基盤設備に関するいくつかの研究を行ってきた。「原子力支援の中核形成のための国際協力 ( International Collaboration to Achieve Nuclear Support Excellence ) 」と名付けられた研究は、2002 年当初から開始された。この研究の目的は R&D の可能性を調査すること、教育・訓練に関する新規構想を計画すること、そして、国際協力の最適な実施方法を明らかにすることである。R&D の可能性についての調査は NSC の協力で行われている。

2003 年 4 月の NDC の作業プログラムには、「廃棄物管理政策に及ぼす先進的核燃料サイクル選択枝の効果 ( Impact of Advanced Nuclear Fuel Cycle Options on Waste Management Policies ) 」と呼ばれるプロジェクトが含まれている。このプロジェクトのねらいは、様々な燃料サイクルの選択枝で発生する廃棄物の量及び種類を評価し、これらが廃棄物管理及び処分に及ぼす効果を明らかにすることにある。プロジェクトの期間中に、R&D を更に進めるための要件が明らかになる可能性もある。燃料サイクル、P&T 及び廃棄物処分の専門家がプロジェクトに参加することから、IAEA とヨーロッパ連合の他に、NSC や NEA 放射性廃棄物管理委員会 ( NEA Radioactive Waste Management Committee , RWMC ) との協力関係の下で本プロジェクトは実施される。

## 新しい原子力システムに対する R&D ニーズ



## 第10章

### CEAにおける将来の原子力エネルギーシステムに関する研究の概要

原子力発電が持続可能なエネルギー政策の主要な部分を担うことを可能とする将来の原子炉、燃料及び燃料サイクルに関する有望な技術の調査及び開発を目的として、フランス原子力庁（French Commissariat à l’Energie atomique、CEA）は、将来の原子力エネルギーシステムの研究を行った。ここでは原子炉と燃料サイクルは、一体として最適化すべき統合原子力システムの一構成要素と考えられている。将来の原子力エネルギーシステムに与えられた主な目標を以下に示す。

- 特に投資費用の低減に重点をおき、他の発電方法に対する経済競争力の強化
- 発電所の平常時及び異常時の原子炉運転管理を改良することによる、信頼性及び安全性の向上
- 長寿命放射性廃棄物の発生を最小限に抑制
- 核分裂性物質及び親物質のうち利用可能な資源の効果的かつ柔軟な活用による資源の有効利用
- 核拡散のリスクに対する抵抗力の強化

後半の三つの目標は、長期にわたる原子力エネルギー利用の持続可能性にとって不可欠である。それに加えて、将来的な発電以外の利用（例えば、熱電併給、水素製造、海水淡水化等）も益々、重要と考えられてきている。

持続可能性の目標実現には、（核廃棄物の核変換及び核燃料物質の増殖のための）高速中性子スペクトル及び使用済燃料に含まれるアクチニド（プルトニウム及びマイナーアクチニド）のリサイクルが必要である。新たな分野での利用や経済競争力の向上のためには、熱効率が高く、ゆえに放射性廃棄物の発生及び放熱がより少ない高温技術（850 前後）が必要である。

これらの検討は、軽水炉を越える飛躍的な技術革新の必要性を示唆している。それゆえに CEA は、候補となる技術をレビューした結果、高速中性子スペクトル、強固な耐熱性燃料、直接サイクルガスタービン発電及びオンサイト統合燃料サイクルを伴った高温ガス冷却炉(HTR)の革新的な概念を、持続可能なエネルギー開発のための有望なシステムとして選択した。この概念はガス冷却炉（黒鉛減速ガス冷却 HTR）における CEA の過去の経験や、FRAMATOME ANP 社と国際的協力者による出力およそ 300MWe のヘリウム冷却モジュラー炉の開発を支える HTR 技術の再建と更新のための現在の取組みを足場として構築されている。

このような背景で、CEA は、整合性の取れた今後の R&D 作業を一連のガス冷却原子力システムの開発に集中することを決定した。これらのシステムとは、発電及びその他の応用（輸出用モデルとして考えられるプロセスヒート生産、超高温下での水素製造、プルトニウム燃焼等）を目指した中期的原子炉計画から、高速中性子を用いた自己完結の統合燃料サイクルによる持続可能な原子力システムを目指した長期的な構想までを含む。このガス冷却原子力システムは、LWR

との相乗効果（つまりプルトニウム及び可能ならば PWR の使用済燃料に含まれるマイナーアクチノイドの燃焼）を含む幅広い燃料サイクルのみならず、多様な高温利用を扱うことになる。

この一連のガス冷却システムの開発を支援する R&D プログラムが実施されている。このプログラムで主に重要とされているのは、燃料粒子の再加工、高速中性子への対応の可能性、高温材料、高温技術、コンパクトな使用済燃料再処理及び再加工工程である。この事業は、今後 10 年間に 2008 年までの統合試験ループ及び 2012 年までの技術試験炉のような、大規模実験施設の建設を見込んでいる。また、実現可能性評価や性能向上研究のための計算ツールと手順の検証にも、かなりの労力が費やされている。核物理、物質科学及び核化学における基礎研究との強力な連携が、モデル化能力の改善及び、高温照射下での耐照射損傷材料開発が飛躍的に発展するために不可欠である。

温室ガスの放出のない、大規模な水素製造のための高温モジュラー型原子炉の能力は、将来のクリーンエネルギーを担うものとして十分、将来性があると考えられるので CEA が、熱化学水素製造法の実現可能性及び性能を評価する国際的な活動に参加する可能性はある。またこれらの原子炉については、熱電併給システムとしての可能性及び（40 前後での）逆浸透法あるいは（120 前後での）多重効用法による海水の脱塩性能が国際市場のニーズに適合するかどうかも評価されているところである。

将来の原子力エネルギーシステムの研究は、ヨーロッパの技術ネットワークへの参加及びヨーロッパ委員会の研究枠組みプログラム（European Commission's Framework Programme）による統合 R&D 計画への貢献のみならず米国、日本、ロシア各国との二国間共同研究を含めた、活発な国際交流の主題となっている。CEA 及び産業界のパートナーは、将来の国際開発に有望な技術を抽出するために米国エネルギー省によって結成された第 4 世代国際フォーラム（Generation IV International Forum）の枠組みのもとで、将来の原子力エネルギーシステムについての意欲的な構想を推進している。



## 第11章

### 第4世代原子力エネルギーシステム技術ロードマップ

世界の多くの国では先進国も発展途上国も含め、将来のエネルギーと環境に対するニーズを満たすため、より多くの原子力エネルギーの利用が必要となると信じている。この拡大した世界規模の役割を原子力エネルギーが果たせるようアルゼンチン、ブラジル、カナダ、フランス、日本、韓国、南アフリカ、スイス、イギリス、そして、米国の10ヶ国は、新世代原子力エネルギーシステムの推進に向けて協力している。第4世代として知られているこれらのシステムは、電力や他の製品（例えば輸送燃料としての水素や将来の不足に直面している世界の国々への淡水）の生産などのため、先進国と発展途上国で遅くとも2030年までの導入を目指している。

図11.1は、原子力エネルギーシステムの世代の一覧を示している。第1世代は、1950年代から1960年代に運転された初期の原型炉である。第2世代は、1970年代に始まった大型商業炉で、現在も運転している。第3世代は、1990年代に開発され、安全性、経済性に関し大きな進歩を遂げた革新的設計を採用している。これらの設計を取り入れ、いくつかの原子炉が主に東アジアで建設された。第3世代原子炉設計の更なる改良は現在も進行中であり、数ヶ国で活発な開発と検討が行われ、その結果いくつかの第3+世代原子炉（Generation +）と呼ばれる、短期での導入が可能な設計が提案されている。現在から2030年までの間に建設される新規プラントは、おそらくこれらの設計が採用されると考えられる。2030年以降については、新たなR&Dによる革新的進歩への期待が、第4世代原子力エネルギーシステムへと世界規模での大きな関心を集めている。

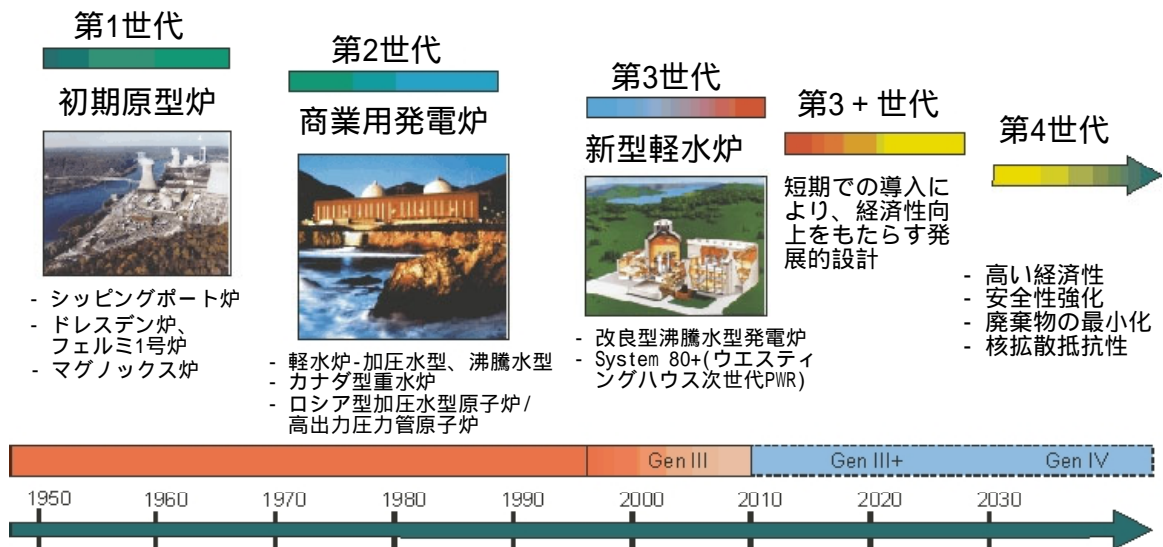


図 11.1. 原子力エネルギーシステム世代一覧

上記 10 ヶ国が結集して、原子力安全、廃棄物、核拡散及び公衆の理解という課題を満足しながら価格競争力と信頼性のあるエネルギー源を提供でき、許認可、建設及び運転が可能な次世代原子力エネルギーシステムを開発するため、第 4 世代国際フォーラム(GIF)を立ち上げた。第 4 世代原子力エネルギーシステムの目標は、現在運転中の世界中の多くの発電炉の運転許認可が終わりに近づく 2030 年までにこれらのシステムの国際的な導入を可能とすることである。

世界中の原子力エネルギー研究プログラムは、第 4 世代原子力エネルギーシステムの基盤となりうる多くの概念を構築してきた。2000 年初めに、GIF 加盟国は、次世代原子炉の開発を支援するために必要な研究について検討する会議を開始した。初期の会議に続き、第 4 世代の活動の指針となる「技術ロードマップ」の作成を始めた。ロードマップの作成とは、大型 R&D の立案・実施の範囲の明確化、合意の獲得及びその管理に使われる手法である。GIF は、ロードマップ作成準備を支援することに同意し、これが活動の中心となった。10 ヶ国からの 100 人以上の専門家が、この準備作業に貢献した。

第 4 世代技術ロードマップを準備するには、第 4 世代原子力エネルギーシステムの目標を設定することが必要であった。これらの目標は三つの目的を持つ。

- 候補となるシステムを評価、比較する基準を構築する基礎として役立つ。
- 革新的原子力エネルギーシステム（燃料サイクル及び原子炉の技術）の研究に果敢に取り組む、それを推進する。
- 進行中の共同活動である第 4 世代システムの R&D に動機を与え、道筋を与える。

第 4 世代原子力エネルギーシステムの目標は以下の四つの分野にわたる。

- 燃料利用及び廃棄物管理に焦点を絞った持続可能性の目標
- 競争力のあるライフサイクルとエネルギー生産コスト及び、財務リスクに焦点を絞った経済性の目標
- 運転、事故回避、影響の最小化、投資保護、敷地外緊急時対応の技術的必要性排除に焦点を絞った安全性・信頼性の目標
- 核物質と施設の保障措置に焦点を絞った核拡散抵抗性と物理的防護の目標

第 4 世代の技術目標を達成するため、GIF により六つのシステムが選択された。これらのシステムはそれぞれ、採掘から最終廃棄処分までの全燃料サイクルに必要な施設のみならず、原子炉とエネルギー変換システムも包んでいる。GIF により第 4 世代に選ばれたシステムを表 11.1 にアルファベット順に示す。

表 11.1. GIF が選定した第 4 世代システム

第 4 世代システム	頭字語
ガス冷却高速炉	GFR
鉛冷却高速炉	LFR
熔融塩炉	MSR
ナトリウム冷却高速炉	SFR
超臨界圧軽水冷却炉	SCWR
超高温ガス炉	VHTR

これら六つのシステムが選定された動機は、以下のとおりである。

- 技術的目標に向けて顕著な進歩を達成する。
- 第 4 世代システムは、発電、水素及びプロセスヒートの生産及びアクチニド管理という重要な使命に適切に取り組んできたことを確信する。
- 全てのシステムが最終的に実現可能で、性能目標を達成でき、商業ベース導入に意味があるとは限らないことから、ある程度の機能上の重複を用意する。
- GIF 加盟国の国家的な優先度と関心の幅に適應する。

第 4 世代技術ロードマップは、まずシステムの評価と選択の過程を記述しており、GIF により選ばれた六つの第 4 世代システムを紹介した上で、そのシステムに関する R&D 活動と優先度を要約し、全 6 システムに対しシステム特有の R&D ニーズを調査し、いくつか又は全てのシステムで共通の関心をもつ分野の横断的 R&D を挙げている。横断的 R&D は、燃料サイクル、燃料及び材料、エネルギー生産、リスクと安全性、経済性、及び評価手法の分野に対して挙げられている。

ロードマップに記載された R&D の範囲は、全ての第 4 世代システムを含んでいる。しかし上記六つの第 4 世代システムと GIF 加盟 10 ヶ国にとって各システムの統合研究プログラムの構築は、重要な論点となっている。GIF 加盟国は、第 4 世代システムの共同 R&D に対し強い関心を示している。にもかかわらず、各国はそれぞれ、推進しようとしているシステムの R&D にのみ参加しようとしている点は認めざるを得ない。

どの第 4 世代システムを開発するにも必要な多大な資源（一システム当り、約 10 億米ドル）が必要であることを考えれば、六つのシステムの全てが、共同事業の対象に選ばれる可能性は少ない。選択されるシステムでは、参加国は、そのシステムにおける優先 R&D 及び横断的 R&D の整理、そして、プログラムに求められる進行速度の設定が必要となる。技術ロードマップは、複数の共同 R&D プログラムが独立に設置可能なように構築されている。すなわち、ロードマップは、GIF 加盟国が第 4 世代システムを共同で推進するための国内及び国際的研究プログラムを立案する基盤を提供するものである。

図 11.2 に各システムに対して想定される R&D 活動の期間を示す。この R&D は、二つのフェーズにまとめられている。すなわち、実現可能性と性能である。実現可能性 R&D は、基本的な実現可能性の研究及び原理の実証のために企画されている。一方、性能 R&D は、目標性能に到達するための工学スケールでの開発と最適化を実施するものである。

## システム開発スケジュール

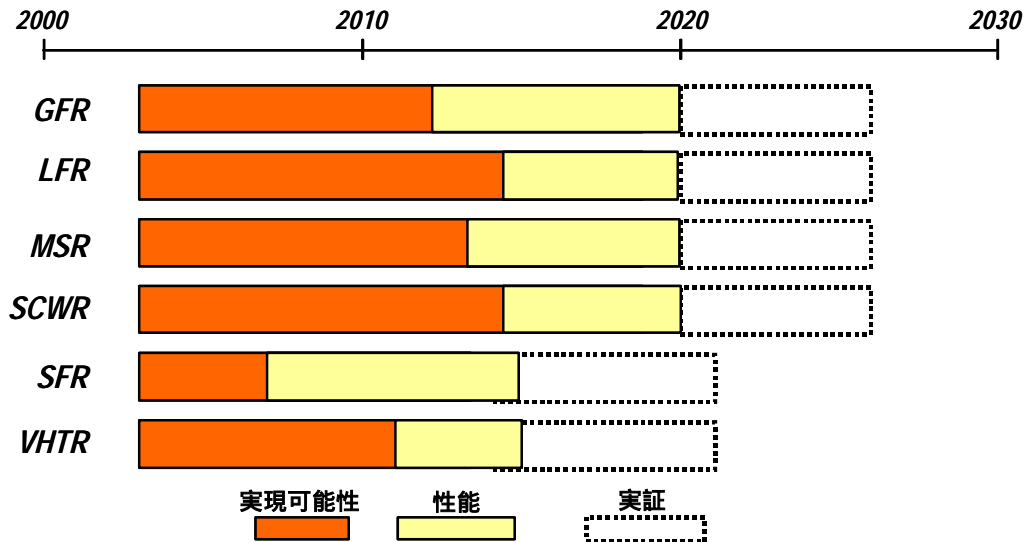


図 11.2. 第 4 世代システムの開発スケジュール

各システムは、それらの実現可能性及び性能 R&D の各フェーズは同時に完了するように立案されていないことが、図から見てとれる。GIF は、共同研究の対象として選ばれた各システムに対して R&D の成果と第 4 世代システムの目標への進捗を定期的に評価する必要がある。技術ロードマップは、これらの継続した評価を支援する評価手法に関する R&D を含んでいる。いずれのシステムにしても、実現可能性及び性能 R&D が成功裏に完了した後に、少なくとも 6 年間という期間と数 10 億米ドルが実証システムの詳細設計と建設のために必要となる。

GIF は、今後の会議をいくつかのシステムの共同プログラムの構築に焦点を絞ろうとしている。産業界の、第 4 世代原子力システムプログラムへの参加及びプログラムの進展は非常に興味深い。実証と市場投入にはかなりの期間がかかると予想されるが、方向性を示し、プログラムの焦点がシステムへの要求からそれないようにするために早期の産業界の関与が必要である。

規制側がシステム設計の特徴と技術を理解し、許認可に係る課題にフィードバックすることを可能にするため、規制当局との情報交換もシステム開発の一環として計画されている。公衆の信頼を促進するために、ロードマップによる成果とロードマップをもとに計画された R&D プログラムは、継続して公衆に知らされることになる。関与する利害関係者（規制者、事業者、公衆等）とのコミュニケーションの仕組みを開発し、彼らのプログラムに対する考えを検討し可能な限り、それも R&D プログラムの目的の中に組み込むことになる。

## 第12章

### INPRO 及びその状況の紹介

2000年に、国際原子力機関（IAEA）は、IAEA 全体会議[GC(44)/RES/21]の決議に従い、革新的原子炉及び燃料サイクルに関する国際プロジェクト(International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles、INPRO)に着手した。INPRO プロジェクトの主な目的は次の通りである。

- 原子力エネルギーを確実に 21 世紀のエネルギー需要を満たす持続的な方法とするため支援すること。
- 原子炉及び燃料サイクルにおける望ましい革新を達成するために必要な国際的及び国家的な活動を共同で検討するために技術所有者と技術利用者を結集すること。

2002年10月現在で、INPRO 参加国は、ヨーロッパ委員会及び 12 の IAEA 加盟国(アルゼンチン、ブラジル、カナダ、中国、ドイツ、インド、韓国、ロシア、スペイン、スイス、オランダ、トルコ)である。これらの参加国は、合計 17 人の専門家を指名し 3 ヶ月から 3 年間という期間で INPRO を担当させた。

INPRO のフェーズ I は 2001 年 5 月に始まった。それは以下に示す二つのサブフェーズに分かれている。

- フェーズ I-A は、ユーザ要求項目を決定することと、将来の様々な原子力技術の要求達成度の適切な評価法の構築を行っている。このフェーズでは、以下に示す分野におけるユーザ要求項目を決定するため、IAEA は五つのタスクグループを設置した。
  - 経済（資金及び需要）
  - 環境、燃料サイクル及び廃棄物
  - 安全性
  - 核不拡散
  - 分野横断的な問題

第 6 のタスクグループは、原子力技術の評価方法を定めるものである。

- フェーズ I-B では、IAEA 加盟国の評価手法を適用し革新的原子力技術の可能性を判定する。

この報告書は、フェーズ I-A の予備的な成果の概要を示している。それぞれのタスクグループの主な初期の成果を以下に要約する。

4 つの代表的な将来シナリオが、「気候変動に関する政府間パネル（IPCC）排出シナリオに関する特別報告書」(*Special Report on Emission Scenarios of the Intergovernmental Panel on Climate*

Change (IPCC))の 40 の基準シナリオの中から、INPRO 計画における評価のベースとして選択された。選択されたシナリオは、グローバル化と地域化の相違、予見される人口、社会、経済、技術及び環境の相違により特徴づけられる。

いくつかの一般要求事項及び特別要求事項が、環境、燃料サイクル及び廃棄物に対する要求についてのタスクグループ(Task Group on Requirements for the Environment, Fuel Cycle and Waste)において決定されてきた。原子力の安全性の分野では、五つの一般要求事項と、最大 30 の特別要求事項が決定されている。これらの事項は原子炉、核分裂性物質及び親物質の採掘、燃料加工、原子炉の運転、使用済燃料と廃棄物の取扱いを含む全ての燃料サイクルの分野にわたっている。

将来の原子力システムに対する安全性に関する一般要求事項の一つには、将来の原子炉及び燃料サイクル施設が、他の産業施設と同じような場所に立地できるほどに安全であるべきということがある。

核不拡散の分野において、諸原理の定義は、拡散に抗する内因的及び外因的な特徴を一様に包含する形で完成する。INPRO 内で検討された分野横断的な問題は、将来シナリオの予想するとおりに、革新的原子力技術を導入するために必要となる既存の原子力発電の基盤設備の変更である。INPRO では評価方法としてトップダウン方式を採用することとなり、実際にいくつかの適用例を入手することは可能である。最初の報告書草案は 2002 年 12 月の INPRO 運営委員会で発表される予定であった。

## 第13章

### フィンランドにおける原子力エネルギー研究開発

原子力エネルギーを利用していく上で、高い安全性の維持は必須の条件である。フィンランドでは電力のおよそ 27%は原子力発電によって供給されている。2002 年に、政府は新規の発電用原子炉の建設に対する積極的な基本方針を策定し、議会の承認を受けた。また 2001 年には、オルキルオト(Olkiluoto)の使用済燃料最終処分場の建設に対しても、基本方針が策定されている。これは、新規原子炉と最終処分場の建設が国全体の利益を踏まえて検討されたことを意味する。電力市場が開放されるにつれて、電力価格は、高い運転信頼性及び入念な改善に基づき、競争を促す適正水準に維持されてきている。

原子力安全性への信頼を維持していくには、原子炉の運転及び管理に対する継続的な予算投入が求められる。つまり、発電工程の近代化と改良、新技術の推進、発電目標の変化及び安全要件の更新を考慮するうえで、科学技術及び人間の挙動といった様々な分野において、重点的な研究による裏付けを必要とする。研究は、新規原子炉の建設及び許認可申請段階で求められる新技術をより深く理解するためにも必要である。

1999 年のフィンランドの原子力エネルギーに関する R&D の予算総額は、およそ 2,700 万ユーロであった(図 13.1 参照)。それ以降は現在まで、その値は大幅には変動していない。このうち、TVO 社及びフォルツム社(Fortum)といった電気事業者 2 社が全体の半分以上を、約 3 分の 1 を公営企業が直接拠出している。支出のうち半分は、主に電気事業者が行う原子力廃棄物管理の問題に費やされている。残りの約 40%は原子炉安全性の維持に充てられており、さらにその半分が、国家研究プログラム予算の全てあるいは一部に割り振られている。公営企業へは、貿易産業省(KTM)、国立技術研究センター(VTT)、技術庁(Tekes)及び放射線原子力安全センター(STUK)から予算が拠出されている。

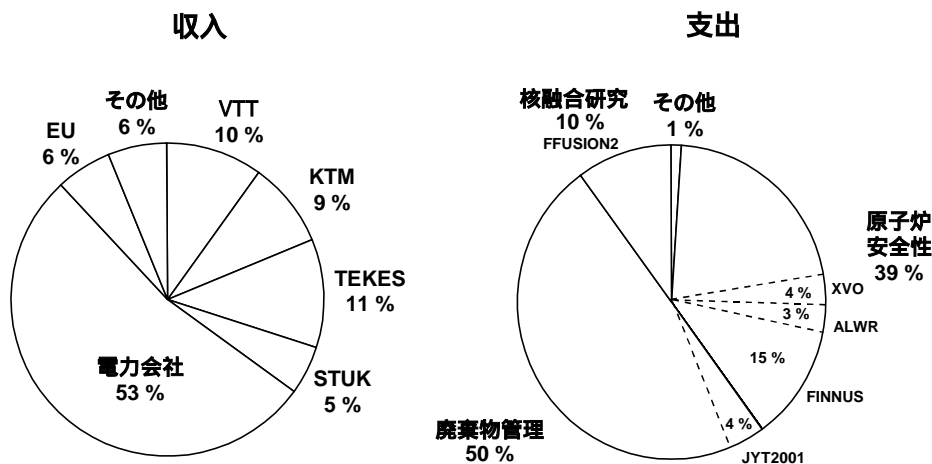


図 13.1. 1999 年のフィンランドの原子力エネルギー R&D 予算 (総額 2700 万ユーロ)

原子力エネルギーを利用する国は、発電所の運転及び管理のための機構のみならず、この分野で求められる教育及び研究を支援するために、十分な社会基盤の整備を必要とする。公営部門の原子力安全性研究プログラムは、安全でかつ経済的な原子力の利用を継続するために必要な知識の維持、次世代の専門家の育成、そして国としての国際プロジェクトへの参加を保証しなければならない。事実、この分野の研究を行っているフィンランドの国家機関は、各省庁、STUK、電気事業者で保有する有能な人材の供給源となっている。

フィンランド最大の国家研究プログラムは FINNUS であり、既存の原子力発電所における原子炉安全性の問題に重点的に取り組んでいる。新型 LWR (ALWR) プログラムは、将来的に可能となる原子炉の設計を見据えて設置された。原子炉耐用年数管理プログラム(XVO)は、特に電気事業者からの支援を受け、原子炉固有の老朽化問題に取り組んでいる。ほかには JYT2001 という、公的部門による核廃棄物管理プログラムがある。

これらのプログラムは、主に国家技術研究センター (VTT) のいくつかの研究部門で実施されている。大学もこれに貢献している。同様のプログラムは継続して行われており、2002 年には廃棄物管理に対する国家研究プログラム(KYT)、及び発電所の経年劣化に対する RKK プロジェクトが開始された。また、KTM は、SAFIR (原子力発電所の安全性 - フィンランド国家研究プログラム) と呼ばれる、期間が 2003 年～2006 年の次期国家原子力安全性プログラム長期計画の策定を命じた。

使用済燃料の最終処分施設に対する当初の基本方針の策定においては、国内の既存原子力発電所から発生する使用済燃料の処分のみが認められていた。その後、計画中の新規発電所から発生する使用済燃料の処理に対応した施設の拡張も基本方針の一部として認められた。施設が保有可能な使用済燃料の総量は最大でウラン 6,500 トンであり、受入は 2020 年から開始される。この決定により、廃棄物管理の合併会社であるポシヴァ社(Posiva)は、オルキルオトの岩盤の確認調査に集中できるようになった。現地には、地下岩盤特性調査施設である ONKALO が建設される予定である。ONKALO の建設は 2003 年～2004 年に着工し、2006 年には最終処分の実施深度での調査を開始する予定である。

KYT 国家核廃棄物管理プログラム(2002 年～2005 年)においては、使用済燃料処分に係わる長期安全性の研究と共に戦略に関する研究が実施される。放射能レベルの異なる廃棄物の管理、輸送、原子炉の廃止措置などの費用のみならず、燃料サイクル及び廃棄物管理における基本的な選択肢(分離・核変換技術を含む)及び一般安全規則についての研究が行われる予定である。これには、処分場からの放射性核種の放出、岩盤や地下水内の核種移行、安全評価方法論、生物圏における挙動といったプロジェクトが含まれている。

健全性、安全性及び信頼性の確保を目的とした FINNUS プログラム(1999 年～2002 年)の研究対象は、経年劣化、事故及びリスクの三つのテーマに分類された。原子力発電所の経年劣化による影響は、機器の安全に係る耐用年数を評価するため、及び改善策の有効性を評価するために集中的に研究された。このプログラムでは、主に材料物性に対する経年劣化の影響、金属製構築物の劣化のメカニズム、構造上の健全性及び供用期間中試験を重点的に研究した。さらに、鉄筋コンクリート構築物の新たな分野を含む、経年劣化のモニタリング方法も対象とした。

事故のテーマは、原子力発電所の安全性の施設運転面に関連していた。解析研究及び実験研究の両面から、主に核燃料の挙動、炉物理と動的モデリング、熱水力学と過酷事故といった問題を扱った。リスクの分野では、主に高度化されたリスク解析法及びそれらの適用可能性、さらに、火災リスク、ソフトウェア技術の安全性への適用、人的及び組織的行動などに係る評価が注目された。FINNUS の研究活動は VTT とラッペーンランタ工科大学(Lappeenranta University of Technology、LTKK)により実施された。



限られた公的資源を最大限に利用するため、電力会社の専門家が、公的部門の研究プログラムグループの運営グループや委託グループに参加している。そのため公的部門の研究の成果は電気事業者にも帰属している。FINNUS には 11 の研究プロジェクトがあり、それらには多くの関連性がある。研究プログラムの一つの目的は、これらの関連を強め、新たなプロジェクトを生み出すことであった。小さな国の原子力コミュニティは、このように様々な研究分野から新たな研究分野を創造するのに有利であった。プロジェクトの学際的なアプローチは、委託グループの作業に参加している科学者と外部の専門家の、互いのノウハウを深めるのに役立った。研究プログラムは、また新しい専門家の教育にも貢献し、博士号論文 6 件、licentiate 論文 2 件及び修士号論文 18 件が生み出された。

ALWR 技術プログラム(1998 年～2003 年)は、5～10 年以内に建設が可能な原子炉に重点をおいた。参加及び支援機関は、VTT、Tekes、SUTK、電気事業者及び大学の LTKK と HUT であった。さらに、FRAMATOME ANP 社、ジェネラルエレクトリック社、ウェスティングハウス アトム社及びヨーロッパ委員会も貢献した。目的は、フィンランドの機関が独自の確固とした技術基盤に基づいて経済性及び安全性を評価できるように次世代原子炉への理解を深めること、経験を結集すること、及び効率的な設計や安全評価のためのツールを開発することであった。研究プログラムでは、安全性の問題を重点的に取り上げた。そこには実験的研究とモデル化研究の緊密な協力があつた。新しい実験機能が追加され、熱水力学コードがさらに整備され、また、設計や安全解析に流体力学の計算ツールを利用することで幅広い実践的な経験が得られた。研究された原子炉のほとんどは、フィンランドで新設する炉の候補であり、開発されたツール及び機能は、その評価に十分に利用されるだろう。

新しい研究プログラムである SAFIR の研究計画は 2003 年～2006 年の期間を想定しているものの、その計画は、これよりも長期に及ぶ安全性の課題に基づくものである。新規の原子力発電所建設に対する肯定的な基本方針の策定も、この計画では考慮していた。しかし、既存及び新設の施設で提起された安全性の課題は、これらの研究の必要性は別途、確かめる必要があるものの、さらに大きな枠組みへと収束されるものである。新しい施設の建設は、フィンランド国内のこの分野の専門家をますます必要とする。専門家が引退していくのにもない、活発な研究活動を通して、さらなる人材の教育と訓練の必要が叫ばれている。この状況もまた、長期的な安全性研究に対する大きな課題を提起している。

SAFIR の全体計画は、安全面の主な課題（既存発電所の経年劣化など）、様々な領域の技術開発（例えば、燃料、安全機能、自動化、IT）及び組織の変更に関して、重要な研究ニーズを明確にすることを目的としている。そして、これらのニーズを研究することが、SAFIR プログラムの主要な技術的/科学的課題である。同プログラムでは、大きな変化はないものの、活発な研究活動が原子力の安全利用への絶対的な前提条件となる分野におけるノウハウを維持することも目的としている。全体計画は、さらに詳細な年間予定や必要な研究計画の立案のための土台となるものである。SAFIR プログラムは、短期の特定プロジェクトやプログラムの全期間を通じて進行しているプロジェクト、かなりの長期に及ぶ開発活動に柔軟に対応している。

上記のプログラムの全ては、国家的資源を集約し、効率的に管理することを必要とする。研究プログラムは、原子力エネルギー部門で活動している全機関に情報を効率的に伝達する機能と、国際プロジェクトへの参加や資源の配分及び新規プロジェクトの計画に関連した公開論議の場としての機能とを果たさなければならない。

フィンランド国内の全ての研究領域において、国際協力は極めて重要である。様々な国際フォーラムにおける成果を公刊することに加え、フィンランドの研究スタッフは、ワーキンググループ及びネットワーク活動、国際ベンチマーク試験の設定及び解析、総合試験に対して貢献してい

る。関係機関のうち最も重要なものとしては NEA、IAEA、ヨーロッパ委員会及びノルウェー原子力安全研究グループ(NKS)が挙げられる。

## 第14章

### 先進的燃料サイクル5ヵ年プログラム

米国及びその他の国々において、将来の原子力エネルギーの利用拡大のために取組まなくてはならない課題のうち、使用済燃料の効率的な処理ほど重要で挑戦的な課題はない。原子力発電所から発生する廃棄物の容量は、同程度のエネルギー生産活動あるいは工業活動のどれと比較してもはるかに少ないものの、使用済燃料の固有の性質から、原子力エネルギーの利用にあたってはその最終処分の検討を含む長期計画を必要とする。使用済燃料は何十万年もの間、放射能を帯びているため、社会的、政治的、規制及び技術的課題などの広い側面がある。ワンスルー燃料サイクルでは、米国における原子力発電の成長の可能性は限られたものになっている。

1990年代後半以降、米国エネルギー省(DOE)、省管轄の研究所、大学及び産業界では、国際研究機関と協力して、容量及び放射能毒性の両方の観点から、原子力発電所で発生する使用済燃料処分の負担を大幅に軽減する、先進的技術の可能性を探求してきた。先進的燃料サイクル(AFC)プログラムの任務は、使用済燃料の問題に取り組むことによって、原子力エネルギー利用の将来を開拓することである。

先進的原子力の開発は、エネルギー供給の安全保障、環境及び経済的な課題に取り組む際に、必要不可欠である。何故なら、これらの課題に関心を寄せる米国や他の国々において、ワンスルー燃料サイクルは、原子力の発展を制限するものと認識されているからである。

AFCプログラムの主要な目的を以下に示す。

- 原子力発電所の使用済燃料の長期にわたる地層処分のコストを大きく削減する、先進的燃料サイクル技術の開発及び実施
- 使用済燃料の放射能毒性の破壊とともに、使用済燃料に含まれるエネルギー源を利用する手法の開発

AFCプログラムは、統合的研究活動の一部として、次に示す並行した二つの要素から成る多面的なプロジェクトである。

- シリーズ1。ここでは、使用済燃料に関する中期的な課題、すなわち主に地層処分を必要とする物質の容量の削減及び発熱の抑制に取り組む。これは米国の第1の処分場を最大限に利用することを可能にし、それに続く処分場を建設する必要性を低減あるいは解消する。その後2010年代の中盤までに、LWRあるいは高温ガス炉(HTGR)においてプルトニウムの核変換を可能とする、核拡散抵抗性をもつ処理技術及び燃料を開発する。
- シリーズ2。ここでは、使用済燃料に関する長期的な問題に取り組む。特に、第4世代原子炉及び加速器駆動システムの開発を推進し、地層処分される高レベル放射性廃棄物の長期的放射能毒性及び熱負荷を、大幅に低減するための燃料サイクル技術を開発する。

シリーズ 1 及びシリーズ 2 の活動は、統合的プログラムの一部として管理されている。例えば、シリーズ 1 で取り上げられる廃棄物の処理技術は、シリーズ 2 で目標とした、より先進的な取組みの前段階として、非常に重要である。この二つの要素の統合は、AFC プログラム全体の成功に不可欠である。

AFC プログラムの最優先事項は、米国で計画中の第 1 の処分場にかかる経費節減及び第二の処分場建設の延期あるいは解消を含め、使用済燃料の処分に関する問題を、適宜解決することである。そのためには、長寿命で放射能毒性の高い元素の分離、高レベル放射性廃棄物の減容及び使用済燃料に含まれる放射能毒性の低減、長期に渡る発熱の抑制が求められる。第二の優先事項は、核拡散抵抗性のある使用済燃料からのエネルギー回収技術を可能にして、将来の第 4 世代原子力エネルギーシステムの操業を支援することにより、エネルギー供給及び経済面の安全保障問題に取り組むことである。最後は、使用済燃料に含まれるプルトニウムの長期的なインベントリーを低減し、核拡散の脅威を軽減することにより、核不拡散に取り組むことである。

DOE 原子力科学技術局(NE)は、米国政府の原子力科学技術に対する予算措置の指揮を担当している。AFC プログラムは、他の NE のプログラムである第 4 世代原子力エネルギーシステムプログラムと密接な関係がある。第 4 世代原子力エネルギーシステムプログラムは、2030 年の実現に目標を置き、経済性、安全性、信頼性、持続可能性の観点から優れた 1 種類あるいは複数の新しい原子力エネルギーシステムの選定、開発及び実証を主導する、国際的なプログラムである。システム解析を用いて AFC 及び第 4 世代プログラムを統合することにより、NE はこれらの R&D 活動を統一するために、両方のプログラムの連携を円滑にする構造を確立した。この構造の中で、AFC プログラムは、システム解析と技術の統合を通じて、プログラム参加者間のコミュニケーションを強めると同時に、技術的な専門知識を最大限に活用すべく体系化された。

AFC と第 4 世代プログラムは管理構造が統合されており、共通システムを統合化し、解析機能を共有している。AFC プログラムの主要な機能に対する役割及び責任は、プログラムの三つの要素である燃料、分離、核変換のそれぞれに対して、NE の本部組織（技術的統合、システム統合及び解析、国家技術部長）で分担されている。両プログラムの要素の横断的な問題に取り組むために、必要に応じてプロダクトチームを設置する。

AFC プログラムのうちシリーズ 1 では、米国の原子力発電が直面している中期的な課題に特化して取り組む。それらの課題を次に示す。

- 高レベル放射性廃棄物の減容
- 計画されている地層処分場の収容能力の向上
- 第二の処分場に対する技術的必要性の軽減
- 使用済燃料中のプルトニウムの長期的なインベントリーの低減
- 使用済燃料に含まれるエネルギー源の回収

これらの目標を達成するために、使用済燃料処理施設及び核拡散抵抗性燃料製造施設の操業が、それぞれ 2015 年と 2018 年までに始まる予定である。最初の 5 年間で、施設設計への支援と同時に、2007 年に選択される技術の解析及び開発を行う。技術の選択の後、技術的プログラムは最終設計、建設、施設の初期運転に向けて、より集中的に支援する。シリーズ 1 において、プルトニウム及び他のマイナーアクチニドの核変換に対する取組みは、燃料開発の一部として見なされており、結果としてシリーズ 1 では、核変換技術への取組みは明示されていない。

AFC プログラムのうちシリーズ 2 では、原子力発電が直面している長期的な課題に特化して取り組む。それらの課題を次に示す。

- 使用済燃料の毒性及び長寿命核種の放射能の低減
- 使用済燃料の長期的な発熱の抑制
- 原子力エネルギー利用のための持続可能な燃料資源の提供
- 第4世代原子力エネルギーシステムの将来的な操業の支援

これらの目的を達成するために、持続可能性及び核拡散抵抗性のある燃料サイクルを利用する先進的原子炉の設置が必要となるだろう。そのためには、第4世代原子炉システムの試験稼働及び設置のために燃料を供給する第4世代燃料製造施設は、2022年までに操業を開始する必要がある。これに加えシリーズ2では、第4世代原子炉及び可能であれば加速器駆動システム(ADS)を用いて、シリーズ1で使用済燃料処理施設から発生した、未燃焼のプルトニウム及びマイナーアクチノイドの核変換技術を開発する。

シリーズ2では核変換への取組みの一つの要素技術として、ADSに焦点を当てる。多くの国が、核変換に対する有望な取組みとして、ADSを検討中である。なぜならば、それらのシステムはプルトニウムを発生することなく、全ての長寿命放射性同位体を核変換できると考えられるからである。核変換技術の選択は2007年に計画されている。その時点で選択される方針にかかわらず、加速器駆動システムに関する作業からもたらされる情報は、後の核変換に関する作業において、より効率的で経済的な設計を容易にするはずである。



## 第15章

### 日本の加速器駆動システム計画

プルトニウムは日本の原子力政策の下では核燃料物質として用いられており、日本での分離・核変換技術（P&T）の活動はマイナーアクチニドと長寿命核分裂生成物の分離と核変換の方向で進められている。

P&TにおけるR&DのためのOMEGA計画は、日本原子力研究所（JAERI）、核燃料サイクル開発機構（JNC）と電力中央研究所（CRIEPI）の共同の取組みである。その進捗は、1999年に原子力バックエンド対策専門部会（Atomic Energy Commission's Advisory Committee on Nuclear Fuel Cycle Back-end Policy）によってレビューされた。報告書は2000年3月に発表され、将来のシステム設計及びP&Tのための実施概要や設計の実現可能性を示す基本的実験、安全性データを得る工学スケール実験のR&D作業の必要性を強調した。

OMEGA計画の最終目標は、高レベル放射性廃棄物の放射能毒性を天然ウランレベルにまで低減することであり、それにより、地層処分の負担を軽減し、結果として国民的合意が得られるようにするということである。OMEGA計画が網羅するR&D領域は、以下の通りである。

- マイナーアクチニドと核分裂生成物の物理的又は化学的特性
- 再処理に伴い発生する高レベル放射性廃棄物からの放射性元素の分離
- マイナーアクチニドに関する核及び燃料特性データを含む核変換、システム設計、原子炉燃料と加速器のターゲットの開発、核変換のための高出力な加速器の開発

OMEGA計画の下、JAERIは分離処理及び窒化物燃料技術の開発を継続し、ADS開発を支える基礎研究を遂行している。ADS開発の根拠は、次の通りである。

- ADSは、現在検討されている将来の原子炉設計に関するシナリオに放射性廃棄物の核変換処理を含むための柔軟性を与える。たとえば、LWRで用いる酸化ウラン燃料や、LWRや低減速軽水炉（RMWR）及びFBRで用いるMOX燃料を含む燃料サイクルのシナリオ下で、ADSは、LWR燃料から発生するマイナーアクチニドや、RMWR及びFBR燃料から発生するAm及びCmの核変換を可能にする。このような計画のもと、ADSはRMWR及びFBRと共存していくだろう。
- ADSは、商業燃料サイクルから独立したマイナーアクチニドの核変換処理専用のシステムを提供することができる。ADSでのP&Tは、経済性及び安全性に関して、商業燃料サイクルにおける負担を軽減するだろう。マイナーアクチニドは一つの小規模なP&Tサイトのみに封じ込められ、商業燃料サイクルからは分離することになるだろう。
- ADSは、大強度陽子加速器を用いた、外部の中性子源を持つ未臨界システムからなる。未臨界炉として大量のマイナーアクチニドの核変換処理を行うため、設計及び操作においては十分な制御性及び柔軟性がある。その結果、ADSは非常に効率的かつ安全な核変換システムを提供する。

P&T 技術に対する JAERI の R&D は、階層型燃料サイクルの概念に基づいて行われている。ADS に関する主な R&D 項目を図 15.1 に示す。階層型燃料サイクルにおけるマスフロー及び経費の分析、鉛ビスマス技術、分離技術、燃料処理における最近の技術的な成果を以下に要約する。

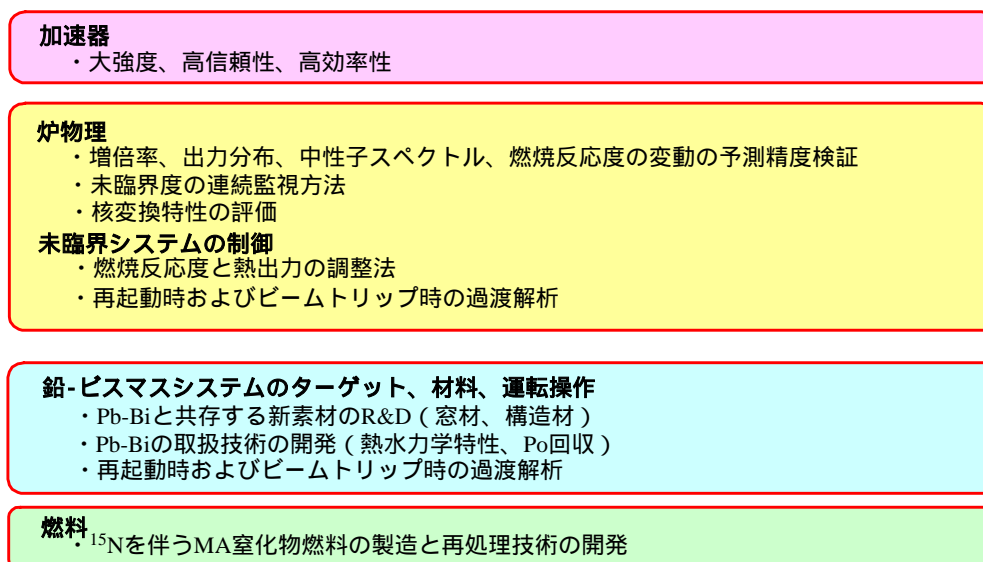


図 15.1. 加速器駆動システムのための R&D プログラム

商業燃料サイクルの長期的な持続性を確立するために、様々な原子炉及び燃料サイクルが検討されている。計画では、LWR 及び FBR において MOX 燃料を用いたプルトニウム利用の燃料サイクルにおける ADS の共存を包含している。その計画のうち地層処分に対する P&T の影響が研究された; P&T サイクルの導入により、発電コストは 8% 上昇した。ここで検討されている ADS は、熱出力 800MWth であり、およそ 3,400MWth の出力をもつ 10 基の軽水炉から毎年生成されるマイナーアクチニド及び I-129 の核変換処理が可能である。

鉛ビスマス技術に対し、450、3,000 時間の静的腐食試験が行われた。又、ループの腐食試験は、以下の状況の下で 3,000 時間に 2 回行われた（温度 450、温度差 50、電磁ポンプ出力 5 L / 分、試験部分での流動速度 1 m/s）。

4 群分離プロセスは、濃縮した実際の高レベル放射性廃棄物により試験された。ターゲット元素の Am と Cm は 99.98% 以上が分離され、ネプツニウムは 99.95% 以上が分離された。新しい抽出溶媒である TODGA は、超ウラン元素の分離手法の改良を目指し研究されている。

窒化物燃料及び乾式処理技術が開発されている。JAERI による ADS の設計では、初期装荷に ZrN 及び TiN のような不活性母材を加えた (Pu,MA)N 燃料を使用している。これまで (Pu,Zr)N 及び PuN+TiN ペレットが作られており、ペレットを包含した燃料ピンは材料試験炉 (JMTR) で照射を受けることになっている。UN、NpN 及び PuN の電解精製が実証された。AmN に関する類似の研究は、JAERI 東海研究所の TRUHITEC (超ウラン元素高温化学モジュール設備) で 2003 年より計画されている。

ADS の核変換処理による P&T シナリオは、高レベル放射性廃棄物を減らし、MOX-LWR、FBR 及び「エネルギー長期安定供給と長寿命放射性廃棄物を炉内で有効活用し環境負荷を軽減する軽水炉システム (RBWR)」のようなプルトニウム燃料を供給する原子炉と共存する革新的かつ弾



力的なシステムである。上述されている基礎的な R&D の後、計画の工学的実現可能性を示すため、熱出力 80MW の実験的 ADS が 2010 年代後期に計画されている。これは、最初は MOX 燃料で運転し、徐々にマイナーアクチニド窒化物燃料へと移行する。

しかしその前に、ADS の基本的特性を研究し、炉物理的及び核破砕ターゲットの工学的な視点からその実現可能性を示すために、JAERI は大強度陽子加速器計画（High-intensity Proton Accelerator Project、図 15.2 参照）の枠組みにおいて、東海研究所に核変換実験施設（Transmutation Experimental Facility、TEF）を建設予定である。TEF 建設のための予算はまだ承認されていないが、作業開始は 2006 年を予定している。プロジェクトの第 1 段階である線形加速器（リニアック）の建設は、2002 年に始まった。



図 15.2. 大強度陽子加速器計画の施設

TEF は核変換物理実験施設（Transmutation Physics Experimental Facility、TEF-P）及び ADS ターゲット試験施設（ADS Target Test Facility、TEF-T）の二つの施設から構成される。TEF-P は、最高 600MeV まで加速された低出力陽子線を ADS の炉物理及び運転制御の研究に利用できる、ゼロ出力臨界実験装置である。TEF-T は、最大 200kW-600 MeV の陽子線を Pb-Bi 共融合金の核破砕ターゲットに照射できる材料照射施設である。

未臨界原子炉に関する炉物理局面のいくつかの実験研究は、フランスの MASURCA など、既存施設を利用して行われていた。しかし適切なエネルギーをもつ核破砕線源及び陽子線を組み合わせた高速中性子未臨界システムを研究し実証した実験はない。したがって、TEF-P の主な目的は、600MeV の陽子線を用いた核破砕中性子源によって駆動される未臨界炉心の炉物理を研究することである。TEF-P の第二の目的は、未臨界炉心の運転制御を実証することである。なお原子炉出力の制御は、陽子線の出力の調節によって行われるだろう。TEF-P の第三の目的は、適量のマイナーアクチニド及び長寿命の核分裂生成物を用いて、未臨界炉心の核変換性能を研究することである。

上記の目的のために、高い熱出力は必要でなく臨界実験のための出力レベルは、炉心の利用しやすさの視点から約 100W が最適である。そこで、TEF-P は JAERI の高速炉臨界実験装置；水平 2 分割型格子管集合体を参照して設計されている。

TEF-T は、600MeV、200kW の陽子線及び Pb-Bi 共融ターゲットをもつ材料照射施設である。陽子ビーム窓の実現可能性を示すためには、ビーム窓での陽子線強度が将来の ADS での強度と一致することが必要である。TEF-T において、0.33mA の陽子線は直径 4cm まで集束させることが可能

であり、平均  $0.026\text{mA/cm}^2$  の光線密度となる；これは、実証として十分な強度であると考えられる。年間 10DPA（はじき出し損傷率）以上の放射線照射が達成できる。中性子束は、ターゲットの中心で  $10^{14}\text{n/cm}^2/\text{s}$ 、又、様々な材料が高速中性子の照射を受ける位置では直径 30cm、長さ 30cm の範囲で  $10^{13}\text{n/cm}^2/\text{s}$  を上回る予定である。

TEF-T の目的は高出力核破砕ターゲットシステムの実現可能性を示すことと照射条件下の Pb-Bi との材料互換性を研究することである。照射済材料試験片のみならず、照射済ターゲット容器の構造材も引張強度、延性、金属疲労等の視点から試験される。照射毎に変化するパラメータは Pb-Bi の温度、照射期間、流速、酸素濃度である。そのようなシステムの操作及び高出力核破砕ターゲットの取扱いについて、TEF-T では貴重な実験結果が蓄積されていくだろう。

多くの国では、現在、核燃料サイクルのバックエンド問題に対処するための選択肢として ADS に興味を持っている。上記のように、TEF は ADS の発展に貢献する独自の設備である。そこで行われる実験は、ADS の実現、特に ADS の実証において極めて有用である。JAERI は、国際研究プログラムとしてこの計画を進行することを希望している。現在、他の国々の研究機関とともに、施設の仕様と設計について議論している。

## 第16章

### ヨーロッパの ADS 研究プログラム：設計及び展望

ヨーロッパのいくつかの国では、燃料サイクル方策及びバックエンドの自己完結が国策の前提である。将来計画には、以下に示す様々な方策がある。

- 軽水炉での  $UO_2$  使用 + 最終処分
- 軽水炉での  $UO_2$  使用 + 加速器駆動システム (ADS) + 最終処分
- 軽水炉での  $UO_2$  使用 + 軽水炉での MOX 使用 + ADS + 最終処分
- 軽水炉での  $UO_2$  使用 + 軽水炉での MOX 使用 + 組成劣化 MOX を高速増殖炉で使用 + ADS + 最終処分

ほぼ全てのシナリオにおいて、ADS を用いた分離・核変換技術(P&T) が検討されている。このことにより、これらのシステムの共同 R&D が必要となった。

臨界炉及び未臨界炉のどちらも、専用核変換システムの候補となりうる。しかしながら、多量のマイナーアクチニド (Am 及び Cm) を含んだ大量の燃料を装荷された臨界炉は、安全上好ましくない反応度係数及び、遅発中性子割合の小さいことに起因する安全上の問題を引き起こす。この後者の問題に関しては未臨界炉の方が有利であり、安全な方法で運転する限り、マイナーアクチニドの最大装荷量を可能とする。

Carlo Rubbia 教授を議長とする ADS に関するヨーロッパ技術ワーキンググループ(European Technical Working Group、ETWG)は、ヨーロッパ域内の放射性廃棄物管理の手段としての P&T 及び ADS 開発を調整する役割を担っている。2001 年 4 月のワーキンググループの報告書では、次のように結論付けた。

- ADS と関連した P&T は廃棄物管理の問題の助けとなる。
- 国際レベルでの ADS の実証の第 1 段階が必要である。
- ヨーロッパ委員会の強力な支援を受けて、ヨーロッパ域内での組織的な R&D に取り組む必要がある。

これらの結論を踏まえて、P&T 及び ADS 開発分野の活動をしている主なヨーロッパの研究機関、企業及び大学は、ADOPT プロジェクト (Advanced Options for P&T、P&T の革新的な選択肢) と名づけられたテーマ別ネットワークを設置することを決定した。ADOPT の目的は、ヨーロッパ委員会第 5 次枠組みプログラムにある様々な P&T 計画を調整することにある。ADOPT テーマ別ネットワークの下には 15 のプロジェクトが組織されており、ヨーロッパからの拠出額の合計は 2,860 万ユーロ、つまり総予算のおよそ 50% を占めている。ADOPT に関する情報は [www3.sckcen.be/adopt/](http://www3.sckcen.be/adopt/) から得ることができる。

これらのプロジェクトのうち、ADOPT によって組織化されたものが、PDS-XADS (Preliminary Engineering Design Studies of the Experimental ADS、実験用 ADS の予備的な工学設計研究) 計画である。その目的を次に示す。

- もっとも有望な技術構想を選択すること。
- ADS システム全体の要点を明確にすること。
- ADS 開発の支援で必要とされる R&D を確定すること。
- 安全性及び許認可の問題を明確にすること。
- 導入にかかる経費の予備調査を行うこと。
- 実験用 ADS (XADS) の開発についてのロードマップ (開発計画) を確定すること。

高速中性子スペクトルが核変換目的に対する演繹的な解決法であることを考慮すると、R&D 活動は液体金属冷却 ADS 及びガス冷却 ADS に絞られる。予備設計研究は主に 3 つの構想に集中する。すなわち、

- EA-80 という大きな鉛ビスマス冷却 XADS が Ansaldo から提案されている (炉心出力 80MWt、液体鉛ビスマス冷却、線形加速器あるいはサイクロトロンからの 600MeV × 10mA 陽子ビーム電流が窓あり又は窓なしの液体鉛ビスマス核破砕ターゲットに打ち込まれることで駆動)。
- GC-XADS という大型ガス冷却 XADS が FRAMATOME ANP から提案されている (炉心出力 100 MWth、ヘリウム冷却、線形加速器からの 600MeV × 10mA 陽子ビーム電流が窓ありの液体鉛ビスマス核破砕ターゲットに打ち込まれることで駆動)。
- MYRRHA という小さな鉛ビスマス冷却 XADS が SCK・CEN から提案されている (炉心出力 40 MWth、液体鉛ビスマス冷却、サイクロトロンあるいは線形加速器からの 350MeV × 5mA 陽子ビーム電流が窓なしの液体鉛ビスマス核破砕ターゲットに打ち込まれることで駆動)。

第 6 次枠組みプログラムに対して、ヨーロッパ委員会は、大規模なヨーロッパの R&D の統合及び強化を促すために、統合プロジェクト (Integrated Project、IP) 及び優良ネットワーク (Network of Excellence、NoE) として知られる、二つの新しい手段を生み出した。ADOPT のメンバーは、統合プロジェクト IP-ADOPT を設立し、P&T 及び ADS 分野における活動を強化することを望むと表明した。

この提案の目的は、核燃料再処理、核燃料開発、原子炉の研究及び工学設計、そして高出力陽子加速器の R&D 分野におけるヨーロッパの科学者及び産業界の専門家を動員すること、地層処分条件の簡素化につながる高レベル放射性廃棄物管理に対する先進的な選択肢を提供することである。

IP-ADOPT プロジェクトは、次の理由により、P&T 及び ADS 開発に関するヨーロッパの活動を構造化し、統合化するようになるだろう。

- ADS 実証施設を実現するという中期的目的に焦点を絞り、専用炉心によるマイナーアクチニドの核変換についての大規模な経済的実現性を検証することにより、既存の P&T 及び ADS コミュニティの分裂を回避する。
- この R&D コミュニティに対して安定した研究環境を提供する。
- この分野における国の予算拠出の適切な水準の維持に役立つ。

- 廃棄物管理問題の解決に寄与する新しい技術の探究という目標を支援し、次世代原子炉での利用が可能な技術に目を向けていく。

IP-ADOPT に対して既に提案された R&D の見通し及び要求事項は、以下のとおりである。

- 核種分離技術
  - 可能であれば革新的燃料へも適用できる、湿式核種分離法の開発
  - 乾式化学処理法によるアクチニド回収、可能であれば全アクチニドの同時再生利用の、実現可能性の実証
- 改良型燃料
  - 核変換に使う具体的な燃料及びターゲットの開発と、（照射実験及びモデル化による）それらの挙動についてのより一層の理解の実現
  - 燃料の安全性、許認可及び再処理の特性についての実証
- ADS 設計
  - 加速器開発、特に試作機器のもつ信頼性の認定
  - 窓あり核破碎ターゲット及び窓なし核破碎ターゲット両方の実現可能性の裏付け
  - 主要機器の試験を含む、鉛ビスマス冷却及び、ガス冷却未臨界炉心設計の開発
  - ADS に対する安全基準(safety case)の設定
  - ADS の立地及び許認可申請の実施
  - 信頼性のある設計を実現するために必要な核データの測定及び評価
- 材料及び液体重金属（HLM）冷却技術
  - 陽子及び中性子照射下での有望な構造材の認定
  - MEGAPIE 試験、KALLA 及び CIRCE 施設を利用した、鉛ビスマス材料の照射
  - 次に示すような問題への対応：HLM に起因する腐食、鉛ビスマスに起因する液体金属の脆化、中性子・陽子混合放射線場における照射脆化、腐食あるいは液体金属の腐食緩和のための被覆、工学的特性データベースの構築。
  - HLM の熱水力学データ、モデル化及び、計装を含む炉心冷却材あるいはターゲット材料としての鉛・ビスマス技術の開発



## 結論と勧告

本報告書のセクション2と3に含まれている報告に従って、ワークショップ参加者は3つの検討グループに分かれ、結論と勧告を生み出した。これらのグループは、核データ、炉物理及び炉システムの挙動、燃料、材料、冷却材及びその化学処理の議題にそれぞれ集中して議論を行った。それぞれのグループによって提示された勧告は、この後に続く各章に詳しく書かれている。





## 第17章 核データ

### 17.1 微分核データ

NEA 原子力科学委員会 (NSC) 核データ評価国際協力ワーキングパーティ(WPEC)は、各国核データ評価プロジェクトによって行われている微分データに関する核データ評価活動間の国際協力のための一般的な枠組みを提供している。この意味で核データについての本検討グループは、現状交わされている、様々な NSC ワーキングパーティ間及び専門家グループらとの効率的な情報の交換の重要性を強調した。特に、WPEC へ伝達されている核データの問題点について、ベンチマークテストからのフィードバックの重要性を指摘した。

本検討グループは、NSC 及び WPEC による検討のために、具体的な問題点及び提案を次のように提示した。

- 高優先度核データ要求リスト改善の必要性が認められ、WPEC サブグループによる取り組みが行われている。その目的は次の通りである。
  - キーとなる重要な測定であること及び評価からも強く要求されていることを明確にするための有効な作業ツールとして本リストが機能するように、核データ要求者からの要求について活発なレビューを求めること。
  - 十分に裏づけされた要求であること、そのためにはできれば感度解析に基づくものであり、要求の正当性とその理由を与える適切な文書に裏づけされていること、そして、一般的に合意された基準に基づく優先度が与えられていること。
  - 本リストに対してすばやくオンラインアクセスが出来ること。特に高い優先度項目について簡単に取出せることを含めて、個々のリスト中の要求に対してフィードバックとコメントが出来るようにしていること。

検討グループからの NSC に対する勧告は、高優先度核データ要求リストを担当した WPEC サブグループの結論をレビューすることと、更なる行動が提案されるべきであるかどうかを検討することであった。

- 評価及び処理コードは、NEA 加盟国の中で広く自由に配布されるべきである。更なる開発は、国際的に理路整然かつ整合性を持った様式で行われるべきである。
- 最新の核データの利用を促進すること。WPEC は以下に示す事項を実施すべきである。
  - テスト及びベンチマーク試験に利用するために多群断面積ライブラリの標準書式を検討すること
  - 輸送計算に使用する応用ライブラリ及びコンピュータコードのより幅広い相互の利用可能性を促進すること。

- 広範囲の応用分野をカバーする積分ベンチマーク試験の標準的なセットを、適用性検証研究のための共通基準として作り出すべきである。
- 核データ評価者は、エンドユーザーからの明確な要求に応えるために、核データファイルに不確かさ情報を含むよう努力すべきである。
- WPEC は、測定、評価及び適用性検証の分野で活動をしている実験施設及びチームに関する国際的な状況をチェックし、NSC へその現状を継続的に報告するべきである。

## 17.2 積分実験データ

積分実験データは、評価済核データライブラリの検証のために必要不可欠である。検討グループは上記の微分核データに関する NSC 及び WPEC に対する勧告に加え、積分実験データに関する活動について、いくつかの提案を行った。その提案は次のとおりであった。

- 理想的にはベンチマーク問題の形式 (ICSBEP 形式) で、過去の実験についての情報の保存を推進すべきである。
- 共通の書式 (IRPhE フォーマット) を利用できる新しいベンチマーク試験を行うよう検討がなされるべきである。
- 積分実験の可能な、現在稼働中の数少ない既存の施設を使った国際共同研究が増えていくよう努力するべきである。

## 第18章

### 炉物理と炉システムの挙動

二つ目の検討グループは炉物理と炉システムの挙動の分野における将来の課題を調査した。NSCにより実行可能な活動を単にリストアップする代わりに、グループの議長 Rakesh Chawla の提案により、以下に示す五つの特定の論点に対し議論を行った。

今後どんな分野の作業（極めて重要な課題）について取り組む必要があるか？

グループは次に示す最も優先度の高い4項目で意見が一致した。

- 従来型と新型のシステムの両方を対象としている燃料サイクルに関する課題
  - 高燃焼度
  - 新型高速スペクトルシステムの物理と安全性
  - LWR でのマイナーアクチニドリサイクル（第一にこの議題の現状を検討する必要性を認識）
- 原子力発電プラントのダイナミクスに対する不確実さ解析
- 物質の挙動、中性子工学、熱水力学及び感度解析に対する正確なモデル化
- 非電気エネルギー生産システムの安全性（これまでに開催された関連するワークショップからの勧告を第一に検討することの必要性を認識）

NSC 以外の活動に対して我々が追求すべき情報入手、交流及び相乗効果は何であるか？

グループでは、個々の NSC メンバーは、第 4 世代国際フォーラム(Generation IV International Forum、GIF)、ヨーロッパ委員会プログラム(European Commission programmes)、日本の ADS プログラム等に関する情報の流れについて、もっと責任を認識すべきだと感じてきた。一方で、NEA 情報交換会議 (Information Exchange meetings) は、情報の普及と共有のための有効的な仕組みとして機能してきたと認識している。

GIF の活動において NEA 事務局が想定される役割を果たすことは歓迎されており、正式に認められれば、新型炉開発の分野における国際的な活動の調整に非常に有用であろう。

現在の NSC の “手法” は正しいものであるか？

グループは、現状でのワーキングパーティ、専門家グループ、ベンチマーク及びデータベース作成活動による活動の進め方は概して正しく、また適切な活動を行っていた、とおおむね認めている。しかしながら、期限を定めた活動をより強化するべきであることも感じている。

現在の “成果物” の様式は適切か？

様々な NSC 活動では、出力あるいは成果物が様々な様式で出されていると、グループは指摘した。成果物は現在申し分ないものの、いくつかのケースにおいては強化する必要があると考えられる。

ワークショップの終わりの全体討議において、成果物がユーザーコミュニティによってどのように利用されているかという疑問が、提起された。

*我々は NEA 後援のプロジェクト及び施設の立上げを想定できるか？もしできるならばどのような形であるか？*

グループは、重要な実験ニーズと利用可能な既存又は計画中の施設を組み合わせることによって NEA が後援する国際プロジェクトを設定する必要性が高いことを強調した。利用可能な研究施設には以下が含まれる。

- 高温環境下での材料照射試験を行う日本の HTTR
- 積分実験及び照射試験を行うフランス CEA の施設
- 高燃焼度燃料の物理学的検証を行うスイスの LWR-PROTEUS 施設及びベルギーの VENUS-REBUS 施設
- 核変換技術研究を行う日本の TEF-P / TEF-T 施設

## 第19章

### 燃料、材料、冷却材及び化学処理

三つ目の検討グループは、燃料、材料、冷却材及び化学処理を対象とした。グループは、原子力エネルギーに関する各国の計画はもちろん国際的な計画からもたらされる情報及び経験の共有を推進することが NSC の目的である、と言及している。この観点から、グループは、NSC は以下の事柄を実行すべきだと考えた。

- 原子力システムの開発の継続に必要なプロジェクト及び施設を支援していくこと。
- 関連する各国及び国際的な研究計画の要旨を公刊すること

グループは、ワークショップでのいくつかの発表を踏まえ、将来の原子力エネルギーシステムのための、物質関連の諸課題の重要性を指摘した。

ADS、SCWR、VHTR、FGR 及び LMR システムのための主な R&D の課題は第 4 世代国際フォーラム (Generation 4)、WPPT 及び EC のプログラム (European Commission programme) によって既に対象となっているため、これらの課題を全てとりあげることは、グループの作業範囲外であると考えられた。しかしながら、グループは、原子論的な欠陥のモデル化が、例えば超高温下の高いはじき出し損傷率 (DPA) についてなど、必要なデータを測定するために利用できる実験施設がない場合に役立つなどということを確認した。

また、原子力エネルギーについての国民的合意に関する問題は、NEA の他の委員会が取扱っていることも指摘された。

上記の背景についての検討に基づき、グループは NSC が以下の内容についてのハンドブックを編集することを提案した。

- 鉛 - ビスマス冷却材 (現状からの進展を含む)
- 先進的な窒化物、炭化物、金属及び IMF 燃料

グループはまた、NSC が以下に示す二つの専門家グループを新たに結成することも提案した。

- 原子論的モデルから出発した照射損傷挙動
- 革新的システムのための基礎研究を確認するための物質科学

グループはまた、NEA 加盟国の実験施設に対する支援を提供することの重要性も指摘した。NSC が、加盟国にある下記の施設を用いる共同の活動を組織し、促進するよう奨励した。

- 高速中性子束照射試験施設
- 高温照射施設
- 古典的材料試験炉

グループは、冷却材及び化学処理の分野については、既に WPPT に現在進行中のいくつかの活動があるため、この分野に関して特別な勧告を行わなかった。それに加えて、高燃焼度燃料を含む現在の原子力システムに関する多くの化学的な問題は、工学分野の進歩により解決することができると考えられた。

**付属書A**  
**参加者リスト**

**ベルギー**

AIT ABDERRAHIM, Hamid  
Reactor Physics & Myrrha Department  
SCK•CEN

D'HONDT, Pierre Joseph  
Director Reactor Safety  
SCK•CEN

RENARD, Alfred-Francois  
Belgonucléaire

**チェコ共和国**

KRALOVEC, Josef  
Division of Nuclear Power and Safety  
Nuclear Research Institute Rez

ZVEJSKOVA, Radka  
Fluorine Chemistry Department  
Nuclear Research Institute Rez

**フィンランド**

KYRKI-RAJAMAKI, Riitta  
Chief Research Scientist  
VTT Processes

**フランス**

CARRE, Frank  
Project Manager  
Nuclear Energy Division  
CEA Saclay

JACQMIN, Robert  
CEA Cadarache

ZAETTA, Alain  
CEA Cadarache

**イタリア**

MENAPACE, Enzo  
Applied Physics Division  
ENEA CRE Clementel

**日本**

片岡 洋  
一等書記官  
OECD 日本政府代表部

中川 正幸  
顧問  
日本原子力発電株式会社

大杉 俊隆  
FBR サイクル開発推進部  
核燃料サイクル開発機構

高野 秀機  
次長  
中性子科学研究センター  
日本原子力研究所

**オランダ**

DE LEEGE, Piet F.A.  
Reactor Physics Department  
Interfaculty Reactor Institute  
Delft University of Technology

**スウェーデン**

LEFVERT, Tomas

Director

Swedish Centre for Nuclear Technology  
Dept. of Physics, Royal Institute of Technology  
Stockholm Centre for Astronomy, Physics &  
Biotechnology

## スイス

BART, Gerhard

Head

Laboratory of Material Behaviour  
Paul Scherrer Institute

CHAWLA, Rakesh

Laboratory for Reactor Physics & Systems  
Behaviour

Paul Scherrer Institute

WYDLER, Peter

## イギリス

ROWLANDS, John L.

## アメリカ合衆国

KHALIL, Hussein S.

Reactor Analysis & Engineering Division  
Argonne National Laboratory

PASAMEHMETOGLU, Kemal  
Los Alamos National Laboratory

WESTFALL, R. Michael

Oak Ridge National Laboratory

## 国際機関

STEUR, Ronald

Department of Nuclear Energy  
International Atomic Energy Agency, Vienna

PLOMPEN, Arjan

EC Joint Research Centre  
Institute for Reference Materials &  
Measurements, Geel

KESSLER, Carol

Deputy Director-General  
OECD Nuclear Energy Agency, Paris

KIM, Sook-Hyeon

OECD/NEA Data Bank, Paris

KODELI, Ivo

IAEA Representative to the OECD/NEA

NA, Byung-Chan

OECD/NEA Data Bank, Paris

NORDBORG, Claes

OECD Nuclear Energy Agency, Paris

SARTORI, Enrico

OECD/NEA Data Bank, Paris

SUYAMA, Kenya

OECD Nuclear Energy Agency, Paris

WIESENACK, Wolfgang

Project Manager  
OECD Halden Reactor Project



**付属書B**  
**分科会の参加者**

**A グループ- 核データ**

D'HONDT, Pierre Joseph  
JACQMIN, Robert  
MENAPACE, Enzo (議長)  
NORDBORG, Claes  
PLOMPEN, Arjan  
ROWLANDS, John L.  
高野 秀機  
WESTFALL, R. Michael

**B グループ- 炉物理とシステムの挙動**

CHAWLA, Rakesh (議長)  
DE LEEGE, Piet F.A.  
KHALIL, Hussein S.  
KYRKI-RAJAMAKI, Riitta  
NA, Byung-Chan  
中川 正幸  
RENARD, Alfred-Francois  
SARTORI, Enrico  
STEUR, Ronald  
KRALOVEC, Josef  
WYDLER, Peter

**C グループ- 燃料, 材料, 冷却材と化学処理**

AIT ABDERRAHIM, Hamid  
BART, Gerhard  
須山 賢也  
LEFVERT, Tomas  
大杉 俊隆  
PASAMEHMETOGLU, Kemal  
WIESENACK, Wolfgang  
ZAETTA, Alain (議長)  
ZVEJSKOVA, Radka



**付属書C**  
**主催者組織**

**組織委員会**

Pierre D'hondt, SCK•CEN, Belgium (議長)  
大杉 俊隆, 核燃料サイクル開発機構, 日本  
Alain Zaetta, CEA, France  
Rakesh Chawla, Paul Scherrer Institute, Switzerland  
Enzo Menapace, ENEA, Italy  
Norton Haberman, Department of Energy, USA

**ワークショップ事務局**

須山 賢也, OECD/NEA  
Claes Nordborg, OECD/NEA



OECD PUBLICATIONS, 2 rue André-Pascal, 75775 PARIS CEDEX 16  
Printed in France.