

原子力科学

ISBN 978-92-64-99125-5

原子力の科学技術で必要とされる試験研究施設  
**Research and Test Facilities Required  
in Nuclear Science and Technology**

© OECD 2010  
NEA No. 6947

原子力機関  
経済協力開発機構

## 経済協力開発機構

経済協力開発機構（OECD）は、民主主義を原則とする 30 カ国の政府が世界のグローバル化に伴う経済、社会、環境などの問題について協力して取り組んでいる唯一の国際機関である。OECD はまた、コーポレートガバナンス、情報経済、人口の高齢化などの新しい状況や問題について先頭に立って取り組み、各国政府の対応を支援している。OECD は、各国政府が政策経験を比較し、共通の問題に対する解決策を模索し、優れた取組み方法を明らかにして国内政策と国際政策とを調整できる場を提供している。

現在の OECD 加盟国は以下の通りである：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、韓国、ルクセンブルグ、メキシコ、オランダ、ニュージーランド、ノルウェー、ポーランド、ポルトガル、スロバキア共和国、スペイン、スウェーデン、スイス、トルコ、英国、米国。また欧州委員会（EC）も OECD の業務に参画している。

OECD 出版局は、機構が収集した統計や、経済、社会、環境の問題とともに加盟国が取り決めた協定、指針、基準などの成果の広範な普及を図っている。

本文書は OECD 事務局長の責任において公表されている。本文書に示された意見や採用された議論は、必ずしも当機構あるいはその加盟国政府の公式見解を反映したものではない。

## 原子力機関

OECD 原子力機関（NEA）は、1958 年 2 月 1 日に OEEC 欧州原子力機関の名称で設立された。日本が欧州以外の国として最初に正式加盟した 1972 年 4 月 20 日から現在の名称となっている。現在 NEA を構成しているのは次の 28 の OECD 加盟国である：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、ルクセンブルグ、メキシコ、オランダ、ノルウェー、ポルトガル、韓国、スロバキア共和国、スペイン、スウェーデン、スイス、トルコ、英国、米国。また欧州委員会も NEA の業務に参画している。

NEA の任務は次の通りである：

- 国際協力を通じて、安全で環境に優しく経済的な、原子力の平和利用に必要な科学的、技術的、法的基盤の維持と開発について加盟国を支援すること。
- エネルギーおよび持続可能な開発などの分野における重要な問題について、原子力政策に関する各国政府の決定および OECD の広範な政策分析の判断材料として信頼できる評価を提供し、共通理解を形成すること。

NEA の業務範囲は、原子力活動の安全と規制、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、原子力法規と信頼性、公共情報である。NEA データバンクは、核データおよびコンピュータプログラムのサービスを加盟国に提供している。

上記およ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、原子力分野のその他の国際機関とも協力協定を締結し、緊密に協力して業務を進めている。

以下のタイトルの英語版レポートも発刊済み：

### *Nuclear Science* **Research and Test Facilities Required in Nuclear Science and Technology**

©OECD 2010

本刊行物の内容を私的な目的で引用する場合は OECD への謝辞を記載し、著作権が OECD に帰属する事を明記すること。本刊行物の公的または商業的な利用、翻訳には書面による許可が必要である。許可の申請は OECD 出版局：rights@oecd.org に送ること。本刊行物の公的または商業的な目的での複写許可は、Copyright Clearance Center (CCC) (info@copyright.com) または Centre francais d'exploitation du droit de copie (CFC) (contact@cfcopies.com) に直接申請するものとする。

この和訳レポートは OECD の公式な翻訳ではありません。そのため、OECD はその正確性を保証するものではなく、またその解釈や使用がもたらすいかなる結果についても、一切責任を負いません。

This Japanese translation is not an official OECD translation; hence, the Organisation does not guarantee its accuracy and accepts no responsibility for any consequences of its interpretation or use.

Cover credits: Photos courtesy of CERN, Switzerland.

## はじめに

2001年にOECD/NEA原子力科学委員会(NSC)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」に関する調査を開始し、その結果を2003年にレポートとして発刊した。NSCは「原子力の科学技術で必要とされる試験研究施設」に関するレポートを作成する専門家グループを立ち上げ、2005年にこの活動をさらに発展させた。

この専門家グループは2005年5月と12月に会合を持ち、その後、2006年5月、10月と2007年4月にも会合を持った。これらの会合では、本グループのそれまでの活動に関する発表が、他の組織の同様の活動と一緒に行われた。

第1回目の専門家グループ会合のあと、関連施設をリストアップしたデータベースが作成された。そこには、従来のNSCレポートや、専門家グループ自体のメンバーから、また彼等の国の他の科学者から、そして関連するデータベースや、NEA SESAR/SFEAR レポートからの情報が含まれている。このデータベースは2008年2月にNEAのウェブサイトを通じて一般に公開された。

データベースに収納された情報や専門家グループのメンバーや外部コンサルタントからの入力データに基づいて、本レポートは、NSCの所掌範囲にあるR&Dのニーズに対応した、OECD諸国(他の地域の世界的な活動も視野に入れて)に存在する諸施設の現在の諸元を明らかにするものである。本専門家グループの活動の中心的なものとして、このレポートは、将来のニーズに応えられるような研究施設の条件を特定することを目指したものである。

研究試験施設の現状のレビューを企画するにあたり、本専門家グループはNEAその他の技術常任委員会に意見を求めてきた。

このようにして、「原子力の科学技術で必要とされる試験研究施設」に関する調査結果を発表するにあたり、このレポートが将来の原子力エネルギーシステムに興味を持つ人はもとより、原子力科学と研究プログラムの指導者にとっても特別の関心を引くものとなるであろうことを、NSCは確信している。

## 謝辞

本研究への任意拠出金による財政的支援について、NEA は日本国の文部科学省（MEXT）に感謝の意を表します。

## 目次

はじめに	3
謝辞	4
略語のリスト	9
概要	15
<b>1. 序論</b>	<b>21</b>
<b>2. 原子力科学における施設の状況とニーズのレビュー：データベースの作成</b>	<b>25</b>
2.1. データベースの構築	25
2.2. ウェブ版データベース	26
2.2.1. 施設検索	26
2.2.2. 施設ディレクトリ機能	28
2.3. データベースのチェック	29
2.4. 結論と勧告—RTFDB	30
<b>3. 原子力科学における施設の状況とニーズのレビュー：レビューの結果</b>	<b>31</b>
3.1. 核データ	31
3.1.1. 核データ測定施設	32
3.1.2. 核データファイルとデータセンター	35
3.1.3. 核データ施設の最近の動向	36
3.1.4. 結論と勧告 - 核データ	38
3.2. 原子炉開発	39
3.2.1. 原子炉開発 - 短期	39
3.2.2. 原子炉開発 - 長期	40
3.2.3. 支援施設	43
3.2.4. 原子炉、臨界及び未臨界集合体	45
3.2.4.1. ニーズの分析	45
3.2.4.2. 原子炉、臨界及び未臨界集合体の現在の状況	48
3.2.4.3. 計画段階の原子炉、臨界及び未臨界集合体の開発	52
3.2.4.4. 将来の原子炉、GNEP、第4世代炉、その他	56
3.2.5. 結論と勧告 - 原子炉開発	56
3.3. 中性子利用技術	58
3.3.1. 中性子散乱	58
3.3.2. 中性子ラジオグラフィ	64
3.3.2.1. 中性子ラジオグラフィ手法による核燃料の非破壊解析	65
3.3.3. 結論と勧告 - 中性子利用技術	65
3.4. ADSと核変換システム	66
3.4.1. MAとLLFPの基本データベース	66
3.4.2. 燃料と燃料サイクル技術	67
3.4.3. ADSに関する特定の活動	67
3.4.4. 国内及び国際プロジェクト	70
3.4.5. 結論と勧告 - ADSと核変換システム	72

<b>3.5. 燃料</b> .....	<b>73</b>
3.5.1. 燃料開発と試験 .....	73
3.5.1.1. 照射施設 .....	73
3.5.1.2. 燃料製造と開発 .....	76
3.5.1.3. ホットセル .....	78
3.5.1.4. 照射後試験 .....	79
3.5.2. 燃料サイクル化学 .....	80
3.5.2.1. 再処理と MOX 製造 .....	81
3.5.2.2. 分離技術と要求される技術 .....	82
3.5.2.3. 開発中の分離プロセス .....	84
3.5.3. 結論と勧告 - 燃料 .....	89
<b>3.6. 材料</b> .....	<b>90</b>
3.6.1. 被覆と構造材 .....	91
3.6.1.1. 水炉での照射脆化及び腐食 .....	91
3.6.1.2. 液体金属炉での放射線損傷と腐食 .....	93
3.6.1.3. 高温炉での材料の課題 .....	95
3.6.2. 減速材材料 .....	96
3.6.3. 材料科学と材料試験に必要な施設 .....	97
3.6.3.1. 材料照射 .....	97
3.6.3.2. モデリング検証と材料特性解析 .....	97
3.6.3.3. 材料試験 .....	98
3.6.4. 結論と勧告 - 材料 .....	99
<b>3.7. 安全性</b> .....	<b>99</b>
3.7.1. 熱水力 .....	99
3.7.2. シビアアクシデント .....	103
3.7.3. 原子炉制御 .....	106
3.7.4. 結論と勧告 - 安全性 .....	107
<b>3.8. 原子力と放射化学研究</b> .....	<b>108</b>
3.8.1. アクチニド化学研究施設 .....	108
3.8.2. 分析及び化学種分析施設 .....	110
3.8.3. 結論と勧告 - 原子力と放射化学研究 .....	111
<b>3.9. その他の施設</b> .....	<b>111</b>
3.9.1. 水素製造用の原子炉プロセス発生熱 .....	111
3.9.2. シミュレーションと高性能計算インフラ .....	113
<b>4. 関連する NEA 活動</b> .....	<b>115</b>
<b>4.1. 原子力安全と規制</b> .....	<b>115</b>
4.1.1. 原子力施設安全委員会 (CSNI) .....	116
4.1.2. 原子力安全と規制 - データベース .....	119
4.1.2.1. CCVM .....	119
4.1.2.2. STRESA .....	120
<b>4.2. NDC 活動</b> .....	<b>120</b>
<b>4.3. 放射線防護</b> .....	<b>121</b>
<b>4.4. 原子力科学</b> .....	<b>121</b>
4.4.1. 原子炉システムの科学的課題に関するワーキングパーティ (WPRS) .....	121
4.4.1.1. 加速器遮へい専門家グループ (SATIF).....	122

4.4.2.	燃料サイクルの科学的課題に関するワーキングパーティ(WPFC)	122
4.4.3.	臨界安全ワーキングパーティ(WPNCS)	123
4.4.3.1.	使用済燃料の分析データに関する専門家グループ	124
4.4.3.2.	使用済燃料同位体組成データベース(SFCOMPO)	124
4.4.3.3.	国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト(ICSBEP)	125
4.4.4.	原子力システムの燃料と構造材料のマルチスケールモデルに関するワーキングパーティ(WPMM)	126
4.4.5.	核データ評価国際協力ワーキングパーティ(WPEC)	126
4.5.	積分データ保存に関する原子力科学委員会及びデータバンクの活動	127
4.5.1.	国際炉物理実験データ保存(IRPhE)活動	127
4.5.2.	遮へい積分・ベンチマークアーカイブデータベース(SINBAD)	128
4.5.3.	国際燃料挙動試験データベース(IFPE)	128
4.6.	その他のプロジェクト	129
4.6.1.	マイナーアクチニドと核分裂生成物の分離・核変換技術に関するNEAプロジェクト	129
4.6.2.	NEAの原子力安全分野の共同プロジェクトのリスト	129
4.6.3.	熱化学データベース(TDB)	130
5.	結論と勧告	133
5.1.	核データ	133
5.2.	原子炉開発	134
5.3.	中性子利用	135
5.4.	ADSと核変換施設	136
5.5.	燃料	137
5.6.	材料	137
5.7.	安全性	138
5.8.	原子力及び放射化学研究	139
5.9.	様々な施設	139
5.10.	その他の勧告	140
	参考文献	141
	付属書 A: 本専門家グループの委託項目	161
	付属書 B: メンバーリスト	163
<b>図リスト</b>		
図 1	RTFDB 施設検索画面	27
図 2	RTFDB 施設検索 - 検索結果	27
図 3	RTFDB 施設検索 - 検索結果	28
図 4	JMTRの改修・グレードアップの予備的スケジュール	53
図 5	JMTRの材料照射ループの模式図	54
図 6	燃料過渡試験キャプセル模式図	55

**表リスト**

表 1 世界のユーザ施設を動かす原子炉ベースの中性子源の抜粋	59
表 2 世界のユーザ施設を有する加速器基盤中性子源の一覧	60
表 3 熔融塩を用いる様々な手法とプロセス	83
表 4 可能性のある UREX+水性プロセスオプションの例	86
表 5 SESAR/SFEAR による SESAR/FAP 施設勧告の効果	117
表 6 進行中か最近完了した CSNI の国際研究プロジェクト	118



## 略語のリスト

(訳注：【 】は、既存の日本語名称が見当たらないので、意味を示す)

ACP	Advanced Spent Fuel Conditioning Process 新型使用済燃料調整プロセス
ACPF	Advanced Spent Fuel Conditioning Process Facility 新型使用済燃料調整施設
ADOPT	Advanced Options for Partitioning and Transmutation 【先進的分離核変換方式】
ADS	Accelerator-driven Systems 加速器駆動システム
AFCI	Advanced Fuel Cycle Initiative 先進的燃料サイクルイニシアチブ
AFCL	Advanced Fuel Cycle Laboratory 先進的燃料サイクル研究施設
AGF	Alpha Gamma Facility 照射燃料試験施設
ALISIA	Assessment of LIquid Salts for Innovative Application 【革新的応用としての熔融塩炉の評価】
ALWR	Advanced Light Water Reactor 改良型軽水炉
APS	Advanced Photon Source 大型放射光施設
ARTIST	Amide-based Radio-resources Treatment with Interim Storage of Transuranics 全アクチノイド回収 SF (使用済燃料) 簡易処理法
ATLANTE	Atelier Alpha et Laboratoires pour Analyses, Transuraniens et Études de Retraitement 核種分離研究施設
ATR	Advanced Test Reactor 新型試験炉 (日本の Advanced Thermal Reactor とは別)
ATWS	Anticipated Transient Without Scram スクラム失敗事象
BARC	Bhabha Atomic Research Centre バーバー原子力研究センター
BIP	Behaviour of Iodine ヨウ素の挙動
CANDU	Canadian Deuterium Uranium Reactor カナダ型重水炉
CBP	Chaîne Blindée Procédé Hot Cell 【シールドチャンネルプロセスホットセル】
CCVM	Code Validation Matrix 【コード検証マトリックス】
CEA	Commissariat à l'Énergie Atomique フランス原子力庁
CENDL	Chinese Evaluated Nuclear Data Library 中国評価済核データライブラリ
CERCER	Ceramic-ceramic セラミック-セラミック
CFPs	Coated Fuel Particles 被覆粒子燃料
CIAE	China Institute of Atomic Energy 中国原子能科学研究院
CJD	Center Jadernykh Dannykh ロシア原子力データセンター
CMR	Chemistry and Metallurgical Research Facility 【化学冶金研究所】
CNRA	Committee on Nuclear Regulatory Activities 原子力規制活動委員会
CPF	Chemical Processing Facility 高レベル放射性物質研究施設
CRIEPI	Central Research Institute of Electric Power Industry 電力中央研究所
CSEWG	Cross-section Evaluation Working Group 断面積評価ワーキンググループ
CSNI	Committee on the Safety of Nuclear Installations 原子力施設安全委員会
CT	Computer Tomography コンピュータ断層撮影法
D&SM	Design and Safety Management 【設計と安全管理】
DAE	Department of Atomic Energy (India) インド原子力省
DCA	Deuterium Criticality Assembly 重水臨界実験装置
DCH	Direct Containment Heating 格納容器直接加熱
DDP	Dimitrovgrad Dry Process 【デミトロフグラード乾式プロセス】
DELTA	Development of Lead-bismuth Target Applications 【鉛ビスマスタターゲット利用の研究】
DNB	Departure from Nucleate Boiling 核沸騰限界
DOE	Department of Energy 米国エネルギー省
DOVITA	Dry Reprocessing, Oxide Fuel, Vibropac, Integral, Transmutation of Actinides 【アクチノイド核種の乾式再処理、酸化燃料、振動充填、蓄積核変換】
dpa	Displacements Per Atom はじき出し損傷率
EAC	Environmentally Assisted Cracking 環境助長割れ
EDF	Électricité de France フランス電力公社
EFF	European Fusion File ヨーロッパ核融合ファイル
EFIT	European Facility for Industrial Transmutation 【ヨーロッパ工業規模核変換施設】
EGIS	Expert Group on the Implications of Radiological Protection Science 放射線防護科学の意味合いに関する専門家グループ

EISOFAR	European Innovative Sodium-cooled Fast Reactor 【ヨーロッパ革新的なトリウム冷却高速炉】
ELSY	European Lead-cooled System 欧州鉛冷却炉
ENDF/B	Evaluated Nuclear Data File 米国評価済核データ
ENSDF	Evaluated Nuclear Structure Data File 評価済核構造データファイル
EPMA	Electron Probe Micro Analysis X線マイクロアナライザー
EPR	European Pressurised Reactor 【ヨーロッパ加圧水型炉】
ESF	European Science Foundation 欧州科学財団
ESRF	European Synchrotron Radiation Facility 欧州シンクロトロン放射光施設
ESS	European Spallation Source 欧州核破砕中性子源
ETD	European Transmutation Demonstration 【欧州核変換実証】
ETDR	Experimental Technology Demonstration Reactor 【実験技術実証用原子炉】
EU	European Union 欧州連合
EURADOS	European Radiation Dosimetry Group 欧州線量計測グループ
EXAFS	Extended X-ray Absorption Fine Structure 拡張X線吸収微細構造
F/M	Ferritic/Martensitic フェライト/マルテンサイト
FaCT Project	Fast Reactor Cycle Technology Development FBR サイクル実用化研究開発プロジェクト
FBR	Fast Breeder Reactor 高速増殖炉
FBTR	Fast Breeder Test Reactor 高速増殖試験炉
FCF	Fuel Conditioning Facility 燃料調整施設
FCI	Fuel-coolant Interaction 燃料冷却材相互作用
FCMFC	Fuel, Core Materials and Fuel Cycle 【燃料、炉心燃料、燃料サイクル】
FENDL	Fusion Evaluated Nuclear Data Library 核融合用評価済核データファイル
FEUNMARR	Future European Union Needs in Material Research Reactors 【将来の欧州連合材料研究炉ニーズ】
FFTF	Fast Flux Test Facility 高速中性子束試験施設
FGR	Fission Gas Release 核分裂ガス放出
FR	Fast Reactor 高速炉
GACID	Global Actinide Cycle International Demonstration 包括的アクチノイドサイクル国際実証
GANEX	Group Actinide Extraction process 【アクチノイド群抽出処理】
GANIL	Grand Accélérateur National d'Ions Lourds 国立重イオン加速器研究所
GCFRs	Gas-cooled Fast Reactors ガス冷却高速炉
GCRs	Gas-cooled Reactors ガス冷却炉
GEDEPEON	Gestion de Déchets Radioactifs par des Options Nouvelles 【放射性廃棄物管理の新オプション】
GELINA	Geel Electron Linear Accelerator 【GEEL 電子線形加速器】
Gen. IV	Generation IV 第4世代原子力システム
GFRs	Gas-cooled Fast Reactors ガス冷却高速炉
GIF	Generation IV International Forum 第4世代国際フォーラム
GNEP	Global Nuclear Energy Partnership 国際原子力エネルギー・パートナーシップ
GSI	Gesellschaft für Schwerionenforschung 重イオン研究所
GTAC	Graphite Technical Advisory Committee 【黒鉛技術諮問委員会】
GTSI	Glenn T. Seaborg Institute グレン T シーボーグ研究所
GUINEVERE	Generator of Uninterrupted Intense Neutrons at the Lead VENUS Reactor Project 【鉛冷却ヴィーナス炉プロジェクトによる連続強力中性子発生装置】
HANARO	Hi-flux Advanced Neutron Application Reactor 【先進的高中性子束炉】
HBWR	Halden BWR ハルデン沸騰水型炉
HCLWR	High Conversion Light Water Reactor 高転換軽水炉
HEU	Highly Enriched Uranium 高濃縮ウラン
HFEF	Hot Fuel Examination Facility ホット燃料検査施設
HFIR	High Flux Isotope Reactor 【アイソトープ製造用高中性子束炉】
HFR	High Flux Reactor 高中性子束炉
HLLW	High-level Liquid Waste 高レベル液体廃棄物
HLM	Heavy Liquid Metals 液体重金属
HLW	High-level Waste 高レベル廃棄物
HPLWR	High Performance Light Water Reactor 高性能軽水炉
HPPA	High-power Proton Accelerators 高出力陽子加速器

HPRL	High-priority Request List 高優先度核データ要求リスト
HTGRs	High-temperature Gas-cooled Reactors 高温ガス冷却炉
HTR	High-temperature Reactor 高温炉
I&C	Instrumentation and Control 計装制御
IAEA	International Atomic Energy Agency 国際原子力機関
IASCC	Irradiation-assisted Stress Corrosion Cracking 照射誘起応力腐食割れ
ICNC	International Conferences on Nuclear Criticality Safety 臨界安全性国際会議
ICSBEP	International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project 国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト
ICSM	L’Institut de Chimie Séparative de Marcoule 【マルクール分離化学研究所】
IEA	International Energy Agency 国際エネルギー機関
IFMIF	International Fusion Materials Irradiation Facility 国際核融合材料照射施設
IFPE	International Fuel Performance Experiments 国際燃料挙動試験
IGCAR	Indira Gandhi Centre for Atomic Research インディラ ガンジー原子力研究センター
IGORR	International Group on Research Reactors 【研究炉に関する国際グループ】
ILL	Institut Laue-Langevin ラウエ-ランジェバン研究所
ILL-HFR	Institut Laue Langevin – High Flux Reactor ILL 高中性子束炉
IMF	Inert Matrix Fuel 不活性母材燃料
INET	Institute of Nuclear and New Energy Technology (Tsinghua University) 清華大学核能与新能源技術研究院
INFCIS	Integrated Nuclear Fuel Cycle Information Systems 核燃料サイクル情報システム
INPRO	International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles 革新的原子炉及び燃料サイクルの国際プロジェクト
IPCC	International Panel on Climate Change 気候変動に関する政府間パネル
IPPE	Institute of Physics and Power Engineering 物理エネルギー研究所
IPSN	Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire 原子力安全防護研究所
IRPhE Project	International Reactor Physics Benchmark Experiments 国際炉物理実験データ保存活動
IRSN	L’Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire 放射線防護原子力安全研究所
ISI&R	In-service Inspection and Repair 供用期間中検査・補修
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor 国際熱核融合実験炉
IUPAP	International Union of Pure and Applied Physics 国際純粋・応用物理学連合
JAEA	Japan Atomic Energy Agency 日本原子力研究開発機構
JAEC	Japan Atomic Energy Commission 日本原子力委員会
JANNUS	Joint Accelerators for Nanosciences and Nuclear Simulation/Jumelage d’Accélérateurs pour les Nano-sciences, le Nucléaire et la Simulation ナノ科学と核シミュレーションのための共同加速器
JEFF	Joint Evaluated Fission and Fusion 共同評価済核分裂及び核融合ファイル計画
JENDL	Japanese Evaluated Nuclear Data Library 評価済核データライブラリ
JHR	Jules Horowitz Reactor ジュールホロピッツ炉
JMTR	Japan Materials Testing Reactor 日本材料試験炉
JNFL	Japan Nuclear Fuel Limited 日本原燃株式会社
JRC	Joint Research Centre 共同研究センター
JSNS	Japan Spallation Neutron Source 日本核破砕中性子源
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute 韓国原子力研究所
KALIMER	Korea Advanced Liquid Metal Reactor 韓国新型液体金属冷却炉
KART	Kumatori Accelerator-driven Reactor Test 熊取加速器駆動炉試験プロジェクト
KRI	Khlopin Radium Institute フローピンラジウム研究所
KUCA	Kyoto University Critical Assembly 京都大学臨界集合体実験装置
KURRI	Kyoto University Research Reactor Institute 京都大学原子炉実験所
LACANES	Lead-alloy-cooled Advanced Nuclear Energy Systems 【鉛合金冷却先進的原子力エネルギーシステム】
LANL	Los Alamos National Laboratory ロスアラモス国立研究所
LANSCE	Los Alamos Neutron Science Center ロスアラモス中性子科学センター
LBE	Lead-bismuth Eutectic 鉛ビスマス共晶
LFR	Lead-cooled Fast Reactor 鉛冷却高速炉
LIFE@PROTEUS	Large-scale Irradiated Fuel Experiments at PROTEUS PROTEUS 炉での大型照射燃料実験
LLFP	Long-lived Fission Products 長寿命核分裂生成物
LLRN	Long-lived Radionuclides 長寿命放射性核種
LMC	Lead Mini-cell 鉛ミニセル

Ln	Lanthanide ランタニド系列
LOCA	Loss of Coolant Accident 冷却材喪失事故
LTA	Lead Test Assembly 先行試験照射燃料
LWR	Light Water Reactor 軽水炉
MA	Minor Actinides マイナーアクチニド核種
MARCEL	Module Avancé de Radiolyse dans les Cycle d'Extraction-lavages 【先進的放射線分解サイクル抽出モジュール】
MDD	Modified Direct Denitration 【改良直接脱硝法】
METI	Ministry of Economy, Trade and Industry 経済産業省
MOX	Mixed-oxide 混合酸化物
MSRs	Molten Salt Reactors 熔融塩炉
MTRs	Materials Test Reactors 材料試験炉
MTS	Materials Test Station 材料試験施設
MUSE	Multiplication of an External Source 外部線源の増倍(MUSE 計画)
MYRRHA	Multi-purpose Hybrid Research Reactor for High-tech Applications 高度技術応用多目的ハイブリッド研究炉
NDC	Nuclear Development Committee 原子力開発委員会
NEA	Nuclear Energy Agency 原子力機関
NEXT	New Extraction System for TRU Recovery 先進湿式法
NGNP	Next-generation Nuclear Plant 次世代原子力プラント
NISA	Nuclear and Industrial Safety Agency 原子力安全・保安院
NNDC	National Nuclear Data Center 国立核データセンター
NPP	Nuclear Power Plant 原子力発電所
NRC	Nuclear Regulatory Commission 原子力規制委員会
NRDC	Nuclear Reaction Data Centres Network 核反応データセンターネットワーク
NSC	NEA Nuclear Science Committee NEA 原子力科学委員会
NuCoC	Nuclear Centres of Competence Database 原子力能力中心データベース
NUPEC	Nuclear Power Engineering Corporation (財) 原子力発電技術機構
NuPECC	Nuclear Physics European Collaboration Committee 核物理欧州共同委員会
OCEAN	Oscillation en Coeur d'Echantillons d'Absorbants Neutroniques 中性子吸収材炉心試料振動
ODS	Oxide Dispersion Strengthened 酸化物分散強化型
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development 経済協力開発機構
ORELA	Oak Ridge Electron Linear Accelerator オークリッジ電子線形加速器
ORNL	Oak Ridge National Laboratory オークリッジ国立研究所
OSMOSE	OScillations dans MINERVE d'Isotopes dans des Spectres Eupraxiques "Eupraxis"スペクトルでの MINERV 同位体振動
P&T	Partitioning and Transmutation 分離核変換技術
PA	Project Arrangement プロジェクト編成
PATEROS	Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy 【持続可能な原子力エネルギーのための分離及び核変換に関するヨーロッパロードマップ】
PBMR	Pebble-bed Modular Reactor ペブルベッドモジュラー炉
PBWFR	Pb-Bi-cooled Direct Contact Boiling Water Fast Reactor 鉛ビスマス冷却直接接触沸騰水型小型高速炉
PCI	Pellet-clad Interaction ペレット-被覆管相互作用
PCMI	Pellet-clad (mechanical interaction) ペレット-被覆管 (機械的相互作用)
PEACER	Proliferation-resistant, Environment-friendly, Accident-tolerant, Continual and Economical Reactor 【核不拡散、環境型、事故余裕、持続的及び経済的原子炉】
PFBR	Prototype Fast Breeder Reactor 高速増殖原型炉
PHWRs	Pressurised Heavy Water Reactors 加圧型重水炉
PIE	Post-irradiation Examination 照射後試験
PSA	Probabilistic Safety Assessment 確率論的安全性評価
PSI	Paul Scherrer Institut ポールシェラー研究所
PWR	Pressurised Water Reactor 加圧水型炉
R&D	Research and Development 研究開発

RAPHAEL	Reactor for Process Heat, Hydrogen and Electricity Generation プロセス加熱、水素及び電力生産用の原子炉
RCS	Reactor Coolant System 原子炉冷却系
RIAR	Research Institute of Atomic Reactors 原子炉研究所
RIAs	Reactivity Insertion Accidents 反応度投入事故
RMWR	Reduced-moderation Light Water Reactor 低減速型軽水炉
RPI	Rensselaer Polytechnic Institute レンセラー工科大学
RPV	Reactor Pressure Vessel 原子炉圧力容器
RRP	Rokkasho Reprocessing Plant 六ヶ所再処理工場
RSICC	Radiation Safety Information Computational Center 放射線安全情報計算センター
RTFDB	Research and Test Facilities Database 研究試験施設データベース
RWMC	Radioactive Waste Management Committee 放射性廃棄物管理委員会
SA	Severe Accidents 苛酷事故(シビアアクシデント)
SATIF	Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities 加速器、ターゲット、照射施設遮へい専門家グループ
SCC	Stress Corrosion Cracking 応力腐食割れ
SCW	Supercritical Water 超臨界圧水
SCWRs	Supercritical Water-cooled Reactors 超臨界圧水冷却炉
SEM	Scanning Electron Microscope 走査型電子顕微鏡
SERENA	Steam Explosion Resolution for Nuclear Applications 原子力利用プロジェクトに係る水蒸気爆発の対策
SESAR	Senior Group of Experts on Nuclear Safety Research 原子力安全研究の上級専門家グループ
SFCOMPO	Spent Fuel Isotopic Composition Database 使用済燃料核種組成データベース
SFEAR	Support Facilities for Existing and Advanced Reactors 現行及び先進的原子炉のための支援施設
SFRs	Sodium-cooled Fast Reactors ナトリウム冷却高速炉
SINBAD	Shielding Integral Benchmark Archive Database 遮へい積分ベンチマークアーカイブデータベース
SLS	Swiss Light Source スイス放射光源
SMINS	Structural Materials for Innovative Nuclear Systems 革新的原子力システムのための構造材料
SNE-TP	Sustainable Nuclear Energy Technology Platform 持続可能な原子力技術プラットフォーム
SNF-TP	Sustainable Nuclear Fission Technology Platform 【持続可能な核分裂技術プラットフォーム】
SNS	Spallation Neutron Source 核破砕中性子源
SNU	Seoul National University ソウル国立大学
SPIRAL	Système de Production d'Ions Radioactifs Accélérés en Ligne オンラインイオン放射光製造加速器システム
SSRL	Stanford Synchrotron Radiation Laboratory スタンフォード放射光研究施設
STACY	Static Experimental Critical Facility 定常臨界実験装置
T/H	Thermal-hydraulics 熱水力学
TBP	Tri-butyl Phosphate リン酸トリブチル
TCA	Tank-type Critical Assembly 軽水臨界実験装置
TDB	Thermochemical Database 熱化学データベース
TIT	Tokyo Institute of Technology 東京工業大学
TODGA	Tridentate Diglycolamide テトラオクチルジグリコールアミド
TOF	Time-of-flight 飛行時間法
TP	Total Partitioning 全分離
TRACY	Transient Experiment Critical Facility 過渡臨界実験装置
TRG	Technical Review Group 技術レビューグループ
TRPO	Trialkyl Phosphine Oxides トリアルキルホスフィンオキシド
TRU	Transuranic 超ウラン元素
TWGR	Technical Working Group on Research Reactors 研究炉テクニカルワーキンググループ
UNEX	Universal Extraction 統合抽出法
VELLA	Virtual European Lead Laboratory 【仮想ヨーロッパ鉛研究所】
VHTR	Very High-temperature Reactor 高温ガス炉
VHTRC	Very High-temperature Reactor Critical Assembly 高温ガス炉臨界実験装置
VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor (Водо-водяной энергетический реактор) ロシア型加圧水型原子炉

---

WGFCs	Working Group on Fuel Cycle Safety 燃料サイクル安全ワーキンググループ
WGFS	Working Group on Fuel Safety 燃料安全ワーキンググループ
WGHOF	Working Group on Human and Organisational Factors 人的・組織的要因ワーキンググループ
WGRISK	Working Group on Risk Assessment リスク評価ワーキンググループ
WGRNR	Working Group on the Regulation of New Reactors 新設炉ワーキンググループ
WNA	World Nuclear Association 世界原子力協会
WPEC	Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation 核データ評価国際協力ワーキングパーティ
WPFC	Working Party on the Scientific Issues in Fuel Cycle 燃料サイクルの科学的課題に関するワーキングパーティ
WPMM	Working Party on Multi-scale Modelling of Fuels and Structural Materials for Nuclear System 【原子力システムの燃料と構造材料のマルチスケールモデリングに関するワーキングパーティ】
WPNCS	Working Party on Nuclear Criticality Safety 臨界安全ワーキングパーティ
WPRS	Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems 原子炉システムの科学的課題に関するワーキングパーティ
XANES	X-ray Absorption Near Edge Structure 放射光源 X線吸収端近傍構造
XAS	X-ray Absorption Spectroscopy X線吸収スペクトロスコピー(分光法)
XRF	X-ray Fluorescence 蛍光X線分析
XT-ADS	eXperimental facility demonstrating the technical feasibility of Transmutation in an Accelerator Driven System 【加速器駆動核変換実験施設】

## 概要

研究試験施設を使った原子力科学の活動は、原子力技術分野における科学的進歩を維持する上で重要なことである。しかし、財政的な理由で既存の原子炉への継続的なサポート、新たな原子炉の開発、計画や先進的な原子炉の研究に関する活動が抑制される傾向にある。さらに、今日の原子力開発の過程で蓄積してきた積分データに関する知識ベースの維持保存さえも危うくなるうとしている。

このレポート及び関連するデータベースは、過去の研究成果や、2002年にスタートした現在及び将来の原子力システムのための R&D に関するニーズに関するワークショップの拡張を目的とした OECD 原子力機関 (NEA) の原子力科学委員会 (NSC) によって立ち上げられた本専門家グループによる成果である。<sup>1</sup>

本専門家グループは、10ヶ国 20人のメンバーに加えて、通信の手段により多大な貢献が行える協力者を含め、IAEA、EU、OECDからのメンバーを含んで組織された。

全体の作業を円滑に実施するために、本専門家グループは 700 を超える原子力研究試験施設のデータベースを構築した。施設スタッフと協力してデータの徹底的なチェックが行われた。その後、そのデータベースは RTFDB の名前で研究試験施設データベースとして、2008 年春に一般公開された。

データベースはインターネット URL <http://www.nea.fr/rtfdb/>にてアクセスが可能である。

ユーザはデータベースを国別、施設の種類 (原子炉、加速器等)、利用領域 (ADS、燃料研究等) またはその施設を所有する組織で検索することができる。

このデータベースが現存のレビューで最も有用なツールを提供し、そして科学分野のために世界中の貴重な情報源を既に構築したことを、本専門家グループは信じている。したがって、本専門家グループは、NSC が RTFDB を更新し、将来にわたり拡大し続けることを期待している。このことは、NEA が望ましくない傾向を監視しコメントするために、原子力施設、とりわけ消滅の危機に瀕している分野の施設を定期的にレビューすることを促すことになるであろう。

このレポートの作成にあたり、本専門家グループは、これらの施設のニーズを最も良い形で検索し分析できるように、RTFDB データベースと同じ分類の仕方で、利用分野にしたがって施設に関する議論を分類し項目立てた。

最初のトピックは核データである。本専門家グループは、現在、技術的に興味があり、また、特別に重要であるという理由で、必要な精度の結果を提供できる現存の施設の利用可能性を評価した。さらにこれらの施設のいくつかは放射性の物質を取扱える必要がある。この意味で、RTFDB が収納する多数の核データ測定施設の中で、使用目的に相応しい施設の数はかなり制限されることになる。また、議論の対象を断面積だけに限定するのではなく、その他の微視的データの要求も視野に入れなければならない。

積分測定に関しては施設不足の問題があり、何年もの間、新施設は建設されてこなかった。シミュレーション材料を十分に保有し、今日なお運転中の臨界施設は少数でしかない。これらの運転中の施設は、核データの検証や中性子物理プログラムにとって重要である。

本専門家グループは、ユーザのニーズに応えるべく、核データの発展にとって、微分及び積分測定施設はこれからも必要であると考えている。したがって既存施設の維持や更新及び新しい施設の建設が望まれる。これらの施設を、国境を越えて多くのユーザが利用できるようにすることも大切である。

実際の施設の課題に加えて本専門家グループは、i) 専門的知識、ii) インフラとサンプルの維持と開発に関して勧告する。前者に関しては、原子力エネルギーに関する NEA の運営委員会によ

1. 記事、会議、会合等の詳細は本レポートの本文を参照のこと。

る、原子力分野での専門性の高い人材を担保するための政府の役割に関する、最近の声明と勧告とを強調したい。また本専門家グループは、学際と他のユーザコミュニティの統合は、原子力応用技術に要求される適切な基準に関連するデータベースの評価と検証を進展させる上で非常なメリットがあると評価するものである。

インフラについて、以下の3点の要求事項は、モデルとその底流を成す核データベースの精度に対する挑戦的な課題を提起している。すなわち、i)現時点で稼動中の原子炉の寿命延長、ii)新しい原子炉とその燃料サイクル・インフラの発展、iii)現代における要求がもっとも厳しい、経済性、環境と安全性負担。これらの要求は、現在のレベルの専門的知識と施設が維持された場合のみ満足できるものである。測定用試料の準備は重要なインフラ活動であり、最新の測定の要求に応えられる施設が利用できることは不可欠な条件である。

本専門家グループは、i)原子力発電所運転の安全性、ii)放射性廃棄物の取扱い、iii)核融合、のために将来新たな施設と専門的知識が必要になることを確認した。

原子炉開発の分野では、本専門家グループは、一般的に具体的な研究分野と原子炉型に関する将来のニーズの見通しを得ることは極めて困難であると結論づけた。つまり特定の原子炉設計の重要性が時間を経て変化したり、国ごとに重要性に対する認識が異なることが、将来展望に影響を与える。しかしながら、新しい原子炉の概念に関する興味の復活は開発分野を広げることになる。

特定の原子炉設計に関する特定の研究炉や臨界集合体に対する直接的な要求のみならず、本専門家グループは、基礎炉物理実験や教育目的のために汎用ゼロ（低）出力炉や未臨界集合体に対するニーズがあると結論づけた。技術基盤の知識を広げるためのこの要求は、将来、原子炉型にかかわらず、どのような原子力開発にも適用される。

本専門家グループは、この要求事項にはいくつかの新しい研究炉が必要となるが、最良の国際標準を満たすのであれば、部分的には従来の研究炉の継続で用が足りると考える。特に、臨界実験装置のニーズは強調されるべきである。

本専門家グループはまた、研究炉には中性子源、特に材料試験のプローブとして使用する大強度中性子源の継続的な要求があることを強調する。加速器は大型や多目的が最近の傾向であり、その一方、既存の研究炉は連続照射やより多くの代表的な条件を提供する能力があるという点で有利である。それゆえ加速器と原子炉はいずれも必要性があり、それらの性能は相補的である。

本専門家グループは、いくつかの OECD 加盟国が新しい原子炉や原子燃料サイクル施設の建設を始めたか、建設する計画があることを認識している。その一方で、ロシア、中国、インドのような非加盟国は、すでにこの分野での計画を推進するプログラムを開始している。特に重要な活動が高速中性子炉を建設するために振り向けられている。しかしながら、OECD 加盟国では 2020 年以前に運用を開始する新しい高速スペクトル動力炉計画のないことが、革新的な、特に燃料関連の研究開発活動にとって大きな障害となる。

本専門家グループは、最近の国際原子力エネルギー・パートナーシップ GNEP の拡大は、短期的開発に取り組むため、協力の強化を期待するという国際的な原子力コミュニティの意思表示であると考えている。長期的な展望として、第 4 世代 (Gen. IV) イニシアチブも同様に将来の利用のための原子炉設計開発活動に多くの国を結集させている。

本専門家グループは、OECD 加盟国による財政、科学、技術的な活動の統合をさらに促進することで、利用可能な資源の最適化を可能にすると勧告する。これは、たとえばラウエ ランジェバン研究所 (ILL) で採用されたのと同様の方法にしたがって、従来の試験炉のより有効な利用、また共有の原子力施設の建設を目指すものである。また本専門家グループは、国際的な協力を推進するための国際研究施設の重要な役割に着目している。そして本専門家グループは NEA と IAEA の活動による既存の相乗効果はもっと検討されるべきであることを勧告する。

本専門家グループは、フランスとベルギーの施設 (EOLE と VENUS) での協力のような研究者、研究計画、研究結果の交流・交換が促進されることを期待する。



同様に、本専門家グループは、それらが適切に運営されている限り、現行施設の保持と構築された知識体系の保存のニーズがあると結論づけた。過去の例の教えるところでは、放棄された技術が復活することがある（例：HTR）。

若手研究者の基礎知識の蓄積に関して言えば、本専門家グループは、i) フランスとドイツの Frédéric Joliot/Otto Hahn の炉物理と核燃料システムに関する夏の学校、ii) 世界原子力大学の設立を称賛する。これらの構想は促進されるべきである。

中性子応用（中性子散乱を含む）に関して、現在は既存施設の閉鎖による損失の危機にさらされると歩調を合わせるように、新しい中性子散乱源の運用が開始されるという流れに向かっていくようである。しかしながら、少数の大型の線源への資源の集中が起ころうとしている。ESS が早期に建設されない限り、必然的に本技術の中心はヨーロッパから北米や日本にシフトしていくであろう。

中性子回折と小角中性子散乱による構造・欠陥測定は、原子力技術分野の新しい工業材料の試験と開発における役割を継続すると期待される。歪スキャンと集合組織解析という急成長分野は、より多くの研究者を引きつけるにつれ、その重要性は増すであろうと期待される。非弾性中性子散乱測定は恐らく今後もこの分野での適用はあまり多くないと考えられるが、減速材挙動のモンテカルロ研究で使用される散乱核を測定するという重要な役割を果たし続けるであろう。

燃料製造工程での中性子ラジオグラフィ技術の広範囲な適用に伴い、非破壊検査の規格化された手法の採用が必要となってきた。中性子ラジオグラフィ施設は、ビーム品質、技術者、画像処理手法の認証の標準化が必要があり、標準化機関との連携が必要である。

位相差ラジオグラフィのような最近の中性子ラジオグラフィ手法の適用は、中性子散乱と中性子ラジオグラフィの相乗効果を生むことができ、このことは非常に幅広い中性子イメージング技術の実現に繋がる。

加速器駆動システム（ADS）と核変換技術は、全世界の持続可能な原子力エネルギーの開発にとって重要である。しかしながら、技術的挑戦は幅広い分野に広がっているため、体系的な実験活動を分担することが強く望まれる。MEGAPIE プロジェクトは、そのような国際協力の良い前例である。

本専門家グループは ADS の国際的なロードマップが重要であると考えます。

専用の加速器を建設することが信頼性、制御性、経済性、及び安全性を実証するために必要だと考えられている。そのような実証用加速器は、実験 ADS として未臨界炉と結合したものとすべきと考えられる。そのためには世界的なプログラム（たぶん核融合エネルギー開発の ITER プロジェクトと同様の）が望ましい。

マイナーアクチニド核種と長寿命核分裂生成物の材料特性データベースは、核変換システムの燃料設計にとって重要である。一つの施設に許可される核種の量的な制限と希少性が、それらの物質の物理的・化学的測定を困難としている。すなわち、本専門家グループはホットセル研究施設が保存されることが重要であると考えます。特性試験や核データ測定、炉物理実験のためのサンプルを入手する手段が不可欠である。

また、LBE の温度、酸素濃度、流速、さらにビーム密度、照射期間といった幅広い設計条件を網羅する加速器の窓とターゲット等の材料特性データベースが用意されることが必要である。現在のところ、材料照射試験データの状況は貧弱すぎて、窓型ターゲットの信頼性のある設計をすることができない。

代わりとなる窓無し設計に関して、未臨界炉接続の前に、工学的な実現可能性を明らかにするために、ビームを使用しないモックアップ実験やメガワット級の実際の陽子ビームを用いた実証試験が必要だと考えられる。

本専門家グループは、LBE の材料特性の世界的規格を構築するため、国際ベンチマーク実験が組織されるべきことを勧告する。さらに、大型 LBE 冷却原子力システムを建設する前に、実際の原子炉容器内での酸素制御の実現可能性を確認するための積分テストが必要である。

LBE 冷却材の熱水力特性は実験研究により確認されるべきである。例えば、高速 LBE 流による炉心での材料局所腐食の問題。熱交換器やポンプのような大型機器も LBE 用に開発が必要である。

燃料の開発と試験では試験照射施設が不可欠である。それゆえ、本専門家グループは、現存する主要な照射施設、すなわちハルデン炉や新型試験炉(ATR)の寿命を延長すべきことを勧告する。ジュールホロピッツ炉 (JHR) 共同開発活動は特筆すべき点である。知識の保存に関して国際燃料挙動試験(IFPE)データベースは維持され、拡張されるべきである。

本専門家グループは、第 4 世代の新しい施設が必要であることを強調する。いくつかの具体的なループが既に開発中、実験中あるいは建設中であるが、高速スペクトル照射施設の必要性を強調すべきである。それは、第 4 世代高速炉の燃料研究で重要な位置を占めるものであるが、現時点ではそのような施設は不足している。加えて、燃料の研究開発は長期間にわたることを忘れてはならない。新燃料が使用可能であると品質認定されるまでに、代表的な条件での数多くの照射試験が必要である。

さらに、燃料自体に加えて、構造材も適切な中性子スペクトル、フルエンス、温度、冷却材環境等で試験すべきである

高温ガス冷却原子炉 HTGR の TRISO 被覆粒子燃料(CFP)に関して、本専門家グループは、HTGR 安全性に対する燃料挙動の重要性、テストに要する時間が長いこと、及び燃料テストの費用を考慮して、国際協力を真剣に考慮すべきであるという【現行及び先進的原子炉のため支援施設】*Support Facilities for Existing and Advanced Reactors (SFEAR)* の勧告と、同意見である。さらに、本専門家グループは、現存する試験炉すなわち CABRI, NSRR 及び ATR は HTGR 燃料もテストする能力があることから、維持することが重要であると考えている。

ホットセルと照射後試験(PIE)に関連して、本専門家グループは、燃料試験のためのホットセルの長期利用の可能性が保証されるべきであることを勧告する。同様に、HOTLAB プロジェクト [208]の結論は注意深く考慮されるべきであり、特に、少なくとも今後 5 年間、本質的な変更は期待できないが、特に長期的なホットセルの利用を把握し予測するために、世界的な開発状況の継続的な把握が必要である。

燃料サイクル化学では、本専門家グループは以下のように結論づけた：i) 提案された分離プロセスのパイロットプラント規模や商用レベルの試験プラントへのスケールアップの段階で、相当の化学工学の活動が必要となる、ii) マイナーアクチニド(MA)の取扱い可能な研究開発施設を所有することが、分離・核変換(P&T)を目指す国々にとって、MA の量の厳しい制限と建設コストの観点から決定的な要因となりつつある。iii) 放射性分解に対する配位子の抵抗性を研究するための照射試験施設は、新しい有機試薬を開発するために重要である。多量のアクチニドを扱うことのできるアクチニド研究施設もアルファ線分解を研究するために必要である。iv) 有機合成研究施設、分析化学研究施設、構造化学研究施設もまた、分離プロセスの開発にとって重要である。

材料について本専門家グループは、施設は i) 材料照射; ii) モデル検証/材料の特性解析; iii) 材料試験の各分野をカバーすることが継続的に必要であると結論づけた。

材料試験炉(MTR)とそれらの原子炉の関連施設が継続的に利用可能であるということは、原子炉や原子力科学の他の分野における材料研究にとって重要なポイントである、と認識されている。前述のように照射能力の範囲は、新たな原子炉型に関する要求が増すにつれ、拡張される必要がある。

同様に、核破砕源や材料分析用原子炉のような大型施設の利用可能性も重要であると考えられている。

本報告書の安全性に関するセクションは、SFEAR レポートを発行した CSNI との協力によるところが大きい。それゆえ、以下に記載する結論と勧告は本質的に SFEAR レポートと同じであり、

レポートの範囲外のことも当然考慮されて良い。<sup>2</sup> 本専門家グループは、以下の項目に注意を払うよう勧告する；

- i) 多くの大型、高価でユニークな施設が今後 1～5 年以内の閉鎖の危機にさらされている。施設保存に関する CSNI の活動は大型施設に焦点を置かれるべきである。これらの大型施設の廃止は、ユニークな性能が失われることと、これまでの投資が失われることを意味する。（ここで言う「保存」とはインフラの保守に必要な専門性、知識、能力及び人員を維持することを含む。）
- ii) CSNI と原子力規制活動委員会（CNRA）の両組織は、次の点を強調することで産業界の協力を促進すべきである。すなわち、産業界の技術を支持する十分なデータを開発する産業界の責任、共同研究の便益、及び重要な研究インフラの保存の価値。
- iii) 各国にホットセルとオートクレーブは多数あるため、各国はこれらの必要不可欠な施設の状況を把握し、重要なインフラの損失の恐れを CSNI に注意喚起するよう勧告された。
- iv) いくつかの安全性の課題に関連した研究の実施に必要な大型施設がない。しかるべき CSNI ワーキンググループが、これらの課題の解決をサポートするためにそのような施設が必要かを否か評価すべきである。

以下の SFEAR レポートの勧告は、CSNI が直接、重要な施設の差し迫った閉鎖の危機による損失を防ぐためにとるべき短期的活動としてなされたものだ。すなわち、熱水力工学の分野では、ユニークで高コストな施設がここ 1、2 年の閉鎖の危機にある。さらなる議論と優先権の問題は SFEAR レポートを参考されたい。シビアアクシデントの分野では、BWR、PWR、VVER 及び ALWR に関する炉心溶解前状態、可燃ガス制御、過加熱炉心冷却の安全性課題の解決に貢献するであろう多くの施設が、短期間のうちに閉鎖される危機にある。SFEAR レポートは、建替えのコスト、高相対順位及び高汎用性を考慮して、このうち 3 施設に関して、保全されるべきだと勧告している。他の技術的分野（燃料、装置と構造の健全性）では、短期の CSNI 活動は勧告されていない。SFEAR レポートは、上記の勧告の実施は、この分野の他の研究グループを引き込める十分な資源をもち、かつ加盟国の課題・関心を解決する実験プログラムを提案できるホスト国の関心と、実行しようという意思に左右されると認識している。

長期的な勧告としては、CSNI が研究施設インフラの保存のための方策を採用することがある。その方策はユニークで汎用的でかつ建替えが難しい施設を保存することを基本とする。また優先順位、保存費用、予算獲得、及びこの施設を廃止した場合の対応計画の検討を含むべきである。SFEAR レポートは、結論と勧告を導くにあたってとられた要因を確認している。

重要な研究施設インフラの必要性の表が SFEAR レポートに与えられている。これらの施設はユニークで、取って代わるものがなく、高度な技術の重要性が認識されているものである。CSNI は、これらの施設を長期的な視点でその状況を把握し、重要な研究インフラの必要性を満たすことを目指すよう勧告を受けた。新しい原子炉と技術に対して、CSNI は共同研究活動を促進、企画する積極的な立場を取るべきである。そのことがインフラの保存に貢献することになる。どの施設を保存するかはホスト国の関心が重要な要因となる。

原子力及び放射化学研究では、本専門家グループは、統合ホットセル研究施設はアクチニド化合物の基礎的な物理化学特性の測定のために存続すべきであることを勧告する。本専門家グループは、大学が所有するホットセルとグローブボックスが、教育上重要なツールであると考えている。それゆえ本専門家グループは、ACTINET の共同施設のようなネットワークを、効率的な施設共用の重要な方法として、またそして国際協力を促進するため重要な方法として推奨する。

2. SFEAR の課せられた検討事項は明らかに、安全性問題、研究ニーズ、NEA 加盟国で現在稼働中の軽水冷却炉と高温ガス冷却炉（HTGR）の支援研究施設、の項目に限定されていた。一方、高速炉は SFEAR グループの研究対象ではなかった。

本専門家グループは、例えばプルトニウムサンプルの測定のための SSRL 等の放射性物質サンプルを測定する能力のあるシンクロトロン放射施設は存続すべきであると確信する。さらに、将来的には、使用済燃料のアクチニドと LLFP の特性を、直接 X 線吸収スペクトロスコピーで測定するという要求がある。SOLEIL の MARS のような特別なビームラインが高放射性サンプルの測定には必要である。

最後に様々な施設 の項では、水素製造のための核熱利用に関して、本専門家グループは、【第 3 回原子力水素製造に関する情報交換会合】Third Information Exchange Meeting on the Nuclear Production of Hydrogen in October 2005 で発効した今後の国際協力の勧告に同意する。その同意はまた、化学及び原子力施設がお互いに危険をもたらさないことを担保する安全上の課題を考慮する必要性がある点を確認する。本専門家グループは、以下の協力の必要性を表明する： i) 安全性；ii) 材料及び化学特性測定と検証；iii) 構造材、電極、触媒を含む材料開発；iv) 先進的製造技術及び施設対応の情報を明らかにすること。

最後に NEA 活動関連 の章では、本専門家グループは、NEA の業務に関するその他のプログラム、委員会、作業に関する NEA の他の部署での仕事の簡単なまとめを掲載している。

## 1. 序論

多くの OECD/NEA 加盟国における経済状況の変化の結果、これらはしばしば原子力開発予算の縮小を伴っているのであるが、原子力技術分野での現在の科学的活動レベルを維持する上で、数多くの問題が起こっている。例を挙げるならば、既存の原子炉に対する継続的な支援、新たな原子炉建設のための開発と計画立案、革新的原子炉開発に向けての活動及びこれらを下支えする研究、試験施設を用いた研究開発（これらは本レポートの主テーマである）等である。これに加えて、今日まで原子力開発の過程で蓄積されてきた積分データに関連する知識体系全体の保存が当てにならなくなりつつある。

これらの問題を解決するために、先端的原子力技術を開発することと国際的な枠組みの中でインフラを整備することが、ますます重要になってきている。NEA はこれまでも、以下に示すような様々な活動を推進してきた。

- NEA の原子力科学委員会（NSC）は原子力科学における研究開発のニーズの調査に着手し、2002 年パリで、R&D Needs for Current and Future Nuclear Systems 「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」に関するワークショップを開催し、レポートを公開した[1]。
- 並行して、NSC は、「国際炉物理ベンチマーク実験(IRPhE)プロジェクト」[2]の一部として、現行の積分物理データのレビューを継続している。
- 原子力開発委員会（NDC）が同様のテーマの活動を企画しつつある。(i) アクチニド核種と核分裂生成物（FP）の分離・核変換がいくつかの会議のテーマであった、(ii) 工業規模のプルトニウム利用の経験がレビューされており、(iii) 中小規模の原子炉を設置する役割と条件について分析がなされている。
- 原子力施設の安全委員会（CSNI）は、安全性の分野の実験的研究開発施設の継続的ニーズをレビューし、最近、*Support Facilities for Existing and Advanced Reactors (SFEAR)* 【現行及び先進的原子炉のための支援施設（SFEAR）】と題する本専門家グループレポートを発行した[3]。

NSC は、これらの活動とこの分野の研究との相乗効果を期待するには、研究開発に関する更なる議論が不可欠である、と結論づけた。加えて、加盟国で開発された新技術を用いて行う、原子力エネルギーの将来の発展にとって必要な科学研究と関連施設に関する勧告を行うべきである。

そこで NSC は 2005 年に本専門家グループを立ち上げ、上で述べた NEA の活動に基づき、他の活動中の NEA 委員会と密接に協力して、原子力科学のための研究開発施設に対する現実的なニーズを予測することを求めた。本研究の具体的な目的は、新たな原子力技術の開発に必要な国際的協力関係を推進することであった。その研究の詳細は、本専門家グループに対する委託項目のなかで明細に述べられている（付属書 A 参照）。すなわち、本専門家グループは *Future Research and Test Facilities Needed in Nuclear Science* 【原子力の科学技術で必要とされる試験研究施設】に関するレポートを作成する責任を負うということであり、そのレポートは以下の項目に焦点を当てたものである。

- 活動中の他の技術委員会と協力して、研究開発ニーズに関する NSC の調査結果、NDC 及び CSNI の結果研究試験施設の現状のレビュー結果に基づいて、世界中の研究試験施設の現状をレビューすることと、原子力の科学及び技術に関する研究開発ニーズに対応した研究施設の将来のニーズを明確にすること。；
- 研究施設の将来のニーズを特定するために、原子炉の特性と燃料サイクルに関する現存する積分データに関する NSC の IRPhE の活動をサーベイすること；

- ・ 国際協力関係に必要な原子力科学分野における研究施設の将来のニーズに関する勧告を確定すること。

本専門家グループのメンバーは付属書 B に示してある。そこでのタスクを評価する上で、本専門家グループは、活動のタイトルを「原子力の科学**技術**で必要とされる試験研究施設」としたほうがより明確になるとした。

付属書 A に示したものはある程度プログラムを拡大したものである。しかし大筋このプロジェクトで期待される成果は以下のようなものである。

- ・ 原子力科学と技術の分野における積分データの現状と研究試験施設に関する将来の研究開発ニーズをレビューし情報交換するため、専門家グループ会合を組織する。（この仕事は CSNI と NDC との協力によってなされる）；
- ・ 原子力科学と技術の分野における研究開発のための研究試験施設のデータベースを構築し、これらの施設の現状とニーズを明らかにする；
- ・ 原子力科学と技術の分野における積分データと、将来の研究開発のための研究試験施設に関するニーズの現状のレポートを作成する。

本専門家グループの活動は以下に示す様々な理由から、タイムリーなものであると考えられた。

- ・ 気候変動問題はますます明らかになりつつあり、従来の化石燃料発電所に比べて二酸化炭素排出量のより少ないエネルギー生産を考える機運が生まれつつある。
- ・ 例えば、欧州議会は 2007 年 10 月のレポートの中で、中期的に見て欧州の基本的なエネルギーのニーズを満たすには、原子力は必要不可欠のものである、と述べている。
- ・ 他方それと同時に、価格の高騰により顕在化したように、様々な化石燃料源に対してプレッシャーと競争がますます激しくなってきた。
- ・ その結果、本専門家グループの存続期間内に、新たな原子力施設建設の可能性への関心が高まってきている。
- ・ IAEA の原子力炉情報システム Power Reactor Information System のウェブサイト[5]によれば、現在世界中で 439 基の原子力発電所が稼働中で、35 基が建設中である。そして長期間停止していた多数の原子炉が稼働を再開しつつある。
- ・ OECD 地域では、原子力は全電力生産の 1/4 を占めており[6]、一方、全世界で見ると、その割合は電力供給量の 16%である[7]。原子力の占める割合がここまでに至ったのは、発電炉と燃料サイクル双方の効率的で安全な実績によるものである。
- ・ 新たな施設については、第 3 世代、第 3+世代原子力システムの設計は受動的安全性の特徴をより多く使用すべきであり、また設計の簡素化を目指すべきである。そしてこれらの場合には、安全性事例の実証が必要である。
- ・ したがって例えば、中国、日本、USA、ロシア、インド、韓国における全部で 87 GW(e)の原子力発電所建設が実施中であり、その他の国の合計で 18 GW(e)の計画がある。（データは世界原子力連合（WNA）から引用、2008 年 9 月時点）。これに加えて、WNA はさらに計画中の 198 GW(e)をリストアップしており、その中で中国の占める割合がやはり最大で 63 GW(e)、続いてアメリカの 26 GW(e)である。また、ブラジル、ブルガリア、インドネシア、メキシコ、南アフリカが、原子炉の (i) 建設計画中和か(ii)提案中、のリストに顔を出していることは注目すべきことである。さらに、イギリスは積極的に新世代の原子力発電所の建設を考えており、イタリア政府は 5 年以内に原子力プラント建設を再開することを示唆している。
- ・ これらの開発は、化石燃料と核燃料の両方の供給をどう保証するかという問題の重要性を示唆している。ウラン資源は無尽蔵ではないため、長期的には、増殖炉に対するニーズが出てくることは確実であろう。この問題と関連する核廃棄物の最小化の課題について、国際協力を含むプログラムの下に、国際原子力エネルギー・パートナーシップ（GNEP）[9]と第 4 世代原子力システム[10]の活動が進められている。これらは現在のエネルギー利用のためではな

く、原子炉と燃料サイクルの設計に関するものであり、したがって研究の新たなニーズを含んでいる。

- ・ 燃料サイクルに関連しては、加速器駆動システム (ADS) の可能性も含め、現在積極的に活動が行われている研究分野である分離・核変換 (P&T) の分野に関心が集まっている。
- ・ 高速炉技術に関連しては、もんじゅの運転再開がある[11]。また長期的には第 4 世代システムの設計として、新しい高速炉に向けての計画がある。
- ・ 短期的に見ると、多大な努力が稼働中のプラントの寿命の延長問題に向けられている。さらに、経済的な理由と資源保存の観点から、現在の最大出力を増加させようという努力も行われている。これらの要求は、例えば、ガス冷却炉中の黒鉛、軽水炉の圧力容器の照射損傷の問題をもっと良く理解することが必要であることを示唆している。
- ・ 電力生産以外にも、絶えず拡大を続ける原子力技術応用の分野がある。例えば、中性子の散乱や磁気モーメントの性質の応用した中性子散乱や中性子ラジオグラフィなどの広範囲な技術分野である。新たな施設の計画が進行中のものもあるが、まだ検討段階のものもある。
- ・ 同様に、第 4 世代原子力システムの活動に関連して、水素生産に必要なエネルギーを供給する先進的な原子炉の可能性とともに、水素ベースの経済に対する継続的な関心がある。

その結果、前述のように本専門家グループの役割は、原子力エネルギー（その中には現行の及び将来のシステムの両方に関連した研究への将来のニーズも含む）と原子力科学の利用に集中している。その目的は、現在利用可能な研究用施設が将来のニーズとどのように関係づけられるか、または新たな施設が予見可能な将来において必要であるか、を評価することであった。同様に、いくつかの施設は廃止の危機に瀕しており、そういう状況にある分野をレビューにより特定しようとしたのである。

このレポートは本専門家グループが慎重に検討した成果である。最初に、レポートは世界中の研究所からリストアップした 700 以上の研究用施設（もっとも OECD 諸国の施設に集中している）のデータベースの作成について記述している。そのデータベースは 2008 年の春に一般公開された。詳細な記述は第 2 章に譲る。

次に、このレポートは本専門家グループが特別に注意が必要と考えた領域の詳細な検討を含んでいる。これらの内容は第 3 章のサブセクションで記述している。

- ・ 核データ
- ・ 原子炉開発
- ・ 中性子利用（中性子散乱を含む）
- ・ 加速器駆動システム (ADS) と核変換システム
- ・ 燃料
- ・ 材料
- ・ 安全性
- ・ 核化学と放射化学研究

これに加えて、その他の項目のなかでは、水素製造のための原子力プロセス熱に関する記述が含まれている。各サブセクションでは、そこでの結論と勧告を記述している。

完璧を期すのは明らかに不可能である。NSC がカバーする範囲は広く、我々のメンバーが使える時間も限られたものであった。そのため、できるだけ包括的な内容を目指しはしたが、このレポートは基本的な部分と、進んで引き受けてくれた専門家による専門的知識から成り立っている。

同様に、本専門家グループの検討は、（したがってこのレポートは、）NEA 原子力科学委員会に関心を持つトピックに集中しているため、核融合や核廃棄物処理のみに使用される施設の問題の検討は行われていない。同様に、本グループへの委託項目は施設に関連したものであるため、測定法に関する参考文献はこのレポートを通して適宜示してあるが、測定技術の系統的な考察は行われていない。

第4章は、このレポートと関連する NEA の活動への便利なガイダンスになっている。したがって、例えば、CSNI SFEAR レポート[3]、IRPhE [2]、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP) [12]、遮へい積分ベンチマークデータベース [13]に関する議論も含まれている。しかし、この章は NEA の活動の全体を網羅するものではない。

最後に、第5章は多くの結論と一連の勧告を取りまとめたものである。本専門家グループは広範囲のバックグラウンドを持つメンバーから構成されており、そのため、必然的に見解の不整合を生じることがあった。しかし、結論の段階では、できる限り一致した見解を記載するようにした。この点は注意が必要である。



## 2. 原子力科学における施設の状況とニーズのレビュー： データベースの作成

本プロジェクトに課せられた課題は、原子力科学技術分野の研究開発用の研究試験施設のデータベースを確立することである（付属書 A を参照）。本章ではそのデータベースの作成と開発及びウェブベースの様式について説明する。また、施設の所有者に対して、その施設の情報をデータベースに収納する件に関する許諾を得た手順にも言及している。第 3 章では、データベース構築自体のレビューと、データベースやその他の情報源から得られた原子力科学のニーズの分析結果について述べる。

### 2.1. データベースの構築

本専門家グループのメンバーの誰もが簡単に扱う事ができるように、データ収集は、最初は簡単な EXCEL 表計算ソフトを使って行われた。しかし、この形式は後に、NEA のウェブサイトを紹介してより幅広くアクセスできるように、正式のデータベースのフォーマットに変換された。このレポートでは、このウェブベースのデータベースを研究試験施設データベース (RTFDB) と呼ぶことにする。

初期のテンプレートは、それぞれの施設について収集すべき情報の項目を定義した。データベースへの最初のインプットは、以前の NSC レポート「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」[1]で述べられた施設についての情報であった。

さらに、次に示すいくつかの情報源からの情報を元に、登録事項が追加された。

- ・ 専門家グループのメンバー自身及び専門家グループメンバーから依頼された科学者からの情報；
- ・ 【原子力センター能力データベース】 Nuclear Centres of Competence Database (NuCoC) [14]からの情報；
- ・ 原子力安全研究の上級専門家グループ Senior Group of Experts on Nuclear Safety Research [3] (SESAR) からの情報；
- ・ 【現行及び先進的原子炉のための支援施設】に関するレポート *Support Facilities for Existing and Advanced Reactors* (SFEAR) [3] (SFEAR)からの情報。文献[3]に収納されたできるだけ多くの施設がデータベースに取り込まれた。SFEAR レポートについての議論とその内容については、3.7 節と 4.1 節を参照されたい；
- ・ IAEA データベースからの情報；
  - 高速炉[15]
  - ADS システム[16]
- ・ 【核物理欧州共同委員会】 Nuclear Physics European Collaboration Committee (NuPECC) ハンドブック [17]からの情報；
- ・ 鉛ビスマス共晶 (LBE) [18]に関する NEA レポートからの情報；
- ・ NEA 原子力科学委員会の Third Information Exchange Meeting on the Nuclear Production of Hydrogen 【原子力利用水素製造に関する第 3 回情報交換会合】 [19]からの情報；
- ・ NEA 原子力科学委員会メンバーからの情報。

加えて、データは対象とする研究所のウェブサイトの情報の検索からも得られた。研究炉に関しては、IAEA の Research Reactors Database 【研究炉データベース】 [20]で、名称とサイトだけが分かっているものについて、それ以上の情報がウェブから入手できるかどうかのチェックを行った。

その他のレビューの対象とした情報源は次の通りである。

- ・ 【欧州線量計測グループ】 European Radiation Dosimetry Group (EURADOS) 照射施設のウェブサイト。これは、欧州連合の線量評価、放射線防護、放射線生物学、放射線治療、医療診断と直接リンクした施設の情報を所有している。
- ・ 国際純粋・応用物理学連合 International Union of Pure and Applied Physics (IUPAP) からの情報。ここは最近、【世界中の核物理に係る研究施設の通覧】 *A Worldwide Overview of Research Facilities in Nuclear Physics* [22] を発行した。

上述した情報源に収納されている施設のいくつかは、既に本専門家グループが構築した RTFDB データベースに収納されているが、全てのデータが収納済みとはなっていない。なぜなら NEA 原子力科学委員会の所掌範囲すなわち本専門家グループの検討の範囲を超えるため収納しなかったデータもあるからである。例えば、核融合や廃棄物処分に特化した施設は収納されていない。

同様に、データベースで取り上げたタイプの施設は全て掲載されている、と解釈すべきではない—主な検討は、全世界ではなく、OECD 諸国だけをカバーしようとしたのである。

## 2.2. ウェブ版データベース

2006 年に補足的なプロジェクトとして、インターネット上でアクセスできるウェブ版データベースの開発に着手した。チェックの済んだこのバージョンは、700 を超える施設の情報を収納し、2008 年春に一般公開された[23]。

以下の記述は一般公衆からのアクセスに関するものである。ただし、施設毎にレビューを担当する専門家グループメンバーが、その施設の全情報を調査できる機能も用意されている。以下の 2.3 節では、データベースのチェックの方法と、チェックが未了のデータの表示方法について記述する。

URL: <http://www.nea.fr/rtfdb/> にゲストログインすると、ユーザはトップのスクリーンに行き、そこから、i) 施設検索、ii) ユーザーマニュアル (PDF 形式)、iii) データベース情報のキーワードディレクトリへとアクセスすることができる。

### 2.2.1. 施設検索

図 1 に検索用スクリーンを示す。ここから、国名、施設のタイプ (原子炉、加速器等)、利用分野 (ADS、燃料研究等)、施設所有組織などのパラメータを選ぶことができる。施設タイプや分野のパラメータの詳細な情報は 2.2.2 項に与えられている。

検索は、全データベース領域を対象とした全文検索のための “Select Word(s)” にキーワードをタイプ入力するだけでよい。または、“Select Condition(s)” の 6 個の選択領域では、プルダウンメニューからキーワードを選択することができる。“Select Word(s)” と “Select Condition(s)” の両方から選択でき、論理的にはこれらの選択は AND (和集合) である。簡単な説明書が検索ページの “Help” に含まれている。より詳細な説明は、RTFDB にログインしてからアクセスできるユーザーマニュアルに、実例とともに記載されている。

図 2 は、“国；日本”、“利用分野；ADS” で行った検索結果の出力例を示している。

“Details” のうちの 1 項目をクリックすると、図 3 の情報を表示したスクリーン (画面) へ行くことができる。

図 1 RTFDB 施設検索画面

Research and test facilities database - Mozilla Firefox

Agence pour l'énergie nucléaire  
Nuclear Energy Agency

### NEA Research and Test Facilities DataBase (RTFDB)

#### Search

[Top] > [Search] [Help] [Search] / [Directory]

**Search Conditions Selected**

All Records

Select your Search Condition(s) below and/or input Word(s) for full text search, before performing Search.

**Select Word(s)**

**Select Condition(s)**

Country : N/A <input type="button" value="Select"/>	Facility Type : N/A <input type="button" value="Select"/>	Application : N/A <input type="button" value="Select"/>
Owner : N/A <input type="button" value="Select"/>	Legal name of facility : N/A <input type="button" value="Select"/>	Date of confirmation : N/A <input type="button" value="Select"/>

**Help**

- To enable search functions, JAVA script must be on.
- "Select Condition(s)" and "Select Word(s)" sections are "AND" combined.
- "Select Word(s)" Section:
  - If words or characters are within quotation marks, only full matches will be displayed (Ex: "USA"). Without quotations, ALL partial matches are shown.
  - Characters are case sensitive within quotation marks.
  - A comma is used to combine a string of words or characters; Ex: Japan, JAEA = Japan AND JAEA
- "Select Condition(s)" Section:
  - Select your Conditions from the listboxes. When a listbox is clicked, it will change color to indicate that more choices are possible
  - Once you have selected all your options from one list, please click the "Select" button. This will update the "Search conditions" field at the top of the page and squeeze the content of remaining listboxes to reflect your selection
  - Redundant search condition which is chosen from the pull down menu is automatically adjusted when hitting "SEARCH" button. For example,

図 2 RTFDB 施設検索 - 検索結果

Research and test facilities database - Tiscali 10.0

http://www.nea.fr/rtdb/public/search/search\_result.cgi

Agence pour l'énergie nucléaire  
Nuclear Energy Agency

### NEA Research and Test Facilities DataBase (RTFDB)

#### Search Results

[Top] > [Search] > [Results] [Search] / [Directory]

3 Records hit [1 - 3], 25 rows / page  Overview of Affiliations :

**Keyword(s)**

Country = **Japan**  
Application = **ADS**

**Breakdown**

Details	Legal name of facility	Abbreviated name	Owner	Country
Details	ADS Target Test Facility	TEF-T	JAEA, Tokai, Nuclear Science Research Institute	Japan
Details	Transmutation Physics Experimental Facility	TEF-P	JAEA, Tokai, Nuclear Science Research Institute	Japan
Details	Kumatori Accelerator-driven Reactor Test Facility	KART	Kyoto Univ., Research Reactor Institute, Kumatori	Japan

図 3 RTFDB 施設検索 - 検索結果



Record Details	
Record No.	367
Legal name of facility	ADS Target Test Facility
Abbreviated name	TEF-T
Facility Type	Laboratory Facility
Application	ADS
Current purpose	Material irradiation and feasibility demonstration for spallation target for ADS
Status	Conceptual Design Phase
NEA Programme Cross Reference	
Other Cross Reference	
Owner	JAEA, Tokai, Nuclear Science Research Institute
Homepage	<a href="http://j-parc.jp/Transmutation/en/ads.html">http://j-parc.jp/Transmutation/en/ads.html</a>
Division	Nuclear Science and Engineering Directorate
Country	Japan
Address of facility	2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-gen 319-1195, Japan
Keywords	ADS; Transmutation; MA; LLFP; Lead-bismuth; Spallation target; Proton; Irradiation; Neutron
Company Use Only or National or International	National
Local Language Legal name of facility	ADSターゲット試験施設
Local Language Abbreviated name	TEF-T

それぞれの施設の的確なインターネットウェブサイトを特定することが必要である。これはアウトプットの中の“Homepage”のデータである。いくつかの施設では独自のウェブアドレスを用意しているが、多くの場合はウェブアドレスをもっていない。同様に、一般的にはその国の言語と英語の URL の両方を持っていることは少ない。したがって優先度がつけられている：

- ・ 現地語以外が利用できなければ、その言語のページを使用した。
- ・ もし現地語と英語の URL が存在し、現地語ページから英語ページへのリンクが容易であれば、現地語が引用される。
- ・ もし両言語が存在し、現地語ページから英語版ページへのリンクが容易でなければ、英語版 URL が引用される。
- ・ もし目的に適った直接的アドレスがない場合、少なくともその施設を参照するもの、例えばウェブ上で得られる PDF ファイルや論文情報などを使った。

### 2.2.2. 施設ディレクトリ機能

次に示すキーワードは、“Top”画面上の“Directory”ボタンをクリックするとアクセスが可能である。

- ・ Country 国名
- ・ Facility Type 施設のタイプ
- ・ Application 利用分野
- ・ Owner 所有者
- ・ NEA Programme Cross Reference NEA プログラムの相互参照

最初の 4 項目は検索機能の“Select Condition(s)”のものと同じである。初期設定でディレクトリ機能を選択すると国名がリストアップされ、いずれかの国名をクリックすると、RTFDB に含まれるその国の全施設がリストアップされる。“Detail”を使うと、前章と同じ方法で、それ

らの施設の詳細情報が得られる。同様に、“Owner”を選択すると、RTFDBに登録されている施設を所有する組織にたどり着く。

データベースの検索機能を簡略化するために、全ての施設に最初から“Facility Type”と“Application”が割り当てられている。これらは比較的大雑把な割当てであり、時にはその施設が複数のタイプにまたがる場合に、多重の割当てが行われることがある。

Facility Type の分類は、次の7項目を使用する。

- Accelerator 加速器
- Irradiation Facility 照射施設
- Laboratory Facility 実験施設
- Non-reactor Based Instrument 原子炉以外の装置
- Radioactive Material Handling Facility 放射性物質取扱施設
- Reactor Instrument 原子炉（付属）施設
- Reactor, Critical Assembly or Subcritical Assembly 原子炉、臨界集合体または未臨界集合体

“Facility Type”ディレクトリを選択すると、分類項目ごとにそれぞれのタイプのさらに詳しい情報が得られる。例えば、Glove Box グローブボックス、Hot Cells ホットセル、Shielded Cave Facility 遮へい付ケープ施設、Shielded Facility 遮へいされた施設など、これらの情報が全部 “Radioactive Material Handling Facility” の下に示される。

一方、“Application”ディレクトリでは、施設の使用形態を表す10項目が与えられている。

- ADS (加速器駆動システム)
- Accelerator Based Application 加速器ベースの利用
- Fuel Research 燃料研究
- Materials Research 材料研究
- Neutron Application 中性子利用
- Nuclear Data Measurement 核データ測定
- Nuclear Heat Application 原子力加熱応用
- Nuclear Safety 原子力安全性
- Nuclear and Radiochemistry Research 核化学と放射線化学研究
- Reactor Development 原子炉開発

ある施設がNEAのプログラムでかつて使用されたことがあるか、現在使用されていれば、その施設の詳細はNEAプログラム上の情報とハイパーリンクされている。したがって、ディレクトリの最後の項目にある“NEA Programme Cross Reference”を用いると、NEAプログラムと関連があるそれらの施設を迅速に特定することができる。

### 2.3. データベースのチェック

このデータベースは一般公衆もアクセスできるため、専門家グループは、その中に収納されている情報を事前に厳しくチェックし、その施設の所有者との合意をとっておかなければならない。その結果、2008年春のRTFDBの一般公開に先立って、それぞれの施設との連絡役を委託した人々にデータベースを送り、内容が受容できるものであるかどうかを確認した。この作業のために以下に示す人々との接触が図られた。

- i) 本専門家グループに代表を派遣している国の専門家グループメンバー
- ii) 本専門家グループに入っていない国のNSCのメンバー
- iii) その他の国でNEAにより依頼された人との直接の接触

内容の確認が済んだら、チェックした日付を書き込み、ユーザに見えるようにした。

2008年春の公開時点までに80%の施設のチェックが終了していた。チェックが未了の情報については、限定された情報しか表示されておらず、Record Status 項には”RECORD NOT YET CHECKED (チェック未了)”と表示されている。これらのチェックが済んでいない情報については、本専門家グループが最初に決定した、次の一般的な情報しか示されていない。

- Legal name of facility 法律上の正式名称
- Abbreviated name 略称
- NEA Programme Cross Reference NEA プログラム相互参照
- Other Cross Reference 他の相互参照
- Homepage ホームページ
- Country 国名

その他の暫定的な情報（所有者、分野など）は RTFDB の作業領域に保存されており、一般人はアクセスすることができない。データベースへの内容の追加または収納済みの情報の確認の申し出は、それが原子力科学コミュニティの発展につながることであるため、喜んで受入れたい。

特定の分類になじまない施設であっても、それらを排除すべきではない。データを比較し対照することのできる状況は最も重要であると、本専門家グループは確信している。それはちょうどモンテカルロコードの開発段階で、複数の同様の計算コードが存在していたことが助けになったということと同じである。収納された情報の多様性は重要な特徴である。なぜならば、例えばある種の測定における系統的な傾向（系統誤差など）を明らかにする助けになるからである。

## 2.4. 結論と勧告—RTFDB

RTFDB データベースは構築され、成功裏にウェブ上に掲載された。本専門家グループは、これが現在のレビューの中で最も有用なツールであると信じている。本専門家グループはまた、それは既に全世界の科学界にとって貴重な情報源を形成していると考えており、NSC が将来にわたり RTFDB を更新し拡大し続けることを推奨する。

### 3. 原子力科学における施設の状態とニーズのレビュー：レビューの結果

このレビューの項目立てに関連して、本専門家グループは RTFDB データベースに収納する施設の分類を検討してきた。施設のニーズを選定し分析する際、施設のタイプではなく、*利用*による区分に基づく議論をすることとした。すなわち、利用に基づく分類とは、たとえば核データの作成、原子炉開発や ADS 等に基づく分類である。その結果、例えば加速器、原子炉、グローブボックスといった物理的な施設のタイプについての考察は、それらの施設の利用方法を議論する以下の章で行われる。

整合性を取るため、第 2 章で述べた RTFDB データベースの利用に関する情報は、以下のサブセクションでも同じカテゴリを使ってリストアップされている。しかし、RTFDB データベースでは、本専門家グループの意図したとおり、物理的な施設のタイプもリストアップし、利用と施設のタイプの間の相互参照が可能なものとなっている。

#### 3.1. 核データ

RTFDB データベースには核データ測定専用の多数の施設が含まれている。これらの施設は加速器、原子炉等種々異なるタイプのものであり、これらの施設を用いて実験による核データの取得が行われる。それらの実験データは、解析と評価を経た後、モデル、理論、計算コードの入力として使われる。これらの評価済データ（またはそれらの部分的データセット）は、核物理データベース、宇宙物理モデル、中性子物理コード、原子力エネルギー、核燃料サイクル研究、放射線遮へい研究、医学利用の分野で関心がもたれている。

いくつかの施設はもともと核データの測定用に建設されたものであるが、多くの場合、この本来の利用目的のためには、ほんのわずかのビームタイムしか割り当てられていないのが現状である。言い換えれば、核データ関連の利用は、i) 少数の施設と ii) 限られたビームタイムの獲得競争をせざるを得ない状況である。

2001 年に NSC は原子力科学分野における研究開発ニーズの調査を開始し、2002 年 11 月 6 から 8 日の期間、「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」に関するワークショップをパリで開催した[1]。核反応に関する基礎的な微分データや積分データを測定する施設が利用可能であるということは、NSC の核データ評価国際協力ワーキングパーティー（WPEC）が組織した、評価済み核データファイルを維持するための様々なプロジェクトにとって極めて重要なことであった[24]。そして、様々な国における核データ測定用施設の簡単なサーベイ結果がこのレポートに含まれている[1]。核データ測定のために運転を継続している施設の数は、危機的な状態にまで減少してしまったということが調査の結果明らかになった。

測定データは使用されるデータベースの名前をとって EXFOR という形式で収納されている[25]。これらのデータは、広く利用に供される前に、品質保証のための手順を踏む必要があった。評価の過程において、核データとして完璧を期するため、実験的に対応できない核反応のデータは、モデル計算によって補足する必要があった。またデータの整合性も確かめられた。（例えば、部分断面積の合計と全断面積の測定値、同位体合計と元素データの間の整合）。データベースの質はベンチマーク実験の結果との比較により検証される。新規のデータ測定に対する詳細な要求項目は、高優先度核データ要求リスト（HPRL）[24]に収納されている。HPRL は WPEC により設立され、NEA データバンクにより維持管理されている[26]。（国際的に利用可能なデータライブラリに関するこれ以上の議論は 3.2.1 項で行う）

核データ測定用の様々な施設は次に示すカテゴリに分類される。

- a) 1 番目は、微視的（微分）核データ測定のための施設である。微視的測定の実例を挙げると、入射中性子エネルギー関数として中性子断面積測定、崩壊データ、核分裂収率、核分裂中性子増倍とスペクトル、同位体半減期などがある。目的によって、施設と装置

に対する要求は全く異なるものとなる。このカテゴリに属する施設は、評価の過程で、モデル計算コードの開発やモデルパラメータの補正（評価プロセス）に利用される実験的基盤の確立に役立つものである。それらはまた、核反応のメカニズムや核構造の基本的な理解に役立つ情報を提供する。（たとえば評価済核構造ファイル[27]）。

- b) 2番目のカテゴリは積分（半積分）データの測定施設である。これらの施設では、入射中性子スペクトルで平均化した（それゆえ「積分」と呼ばれる）、放射化検出器や核分裂電離箱を用いた臨界集合体内の反応率分布の測定が行われる。ここでの測定値は核モデル及び微分データだけで得られた評価済データの事後の検証に用いられることが多い。しかし、これらの測定値は実験情報の相補的なデータを提供し、積分データ評価プロセスで有効利用できる。普通は異なる核種と核反応からの寄与が積分測定に含まれるため、個々の寄与分をきちんと説明することが積分データの分析にとっては重要である。これは感度解析によって行われる。この感度解析は、新たな実験プログラムの優先度を設定する時に使われる。

実際には、評価者にとって微分と積分の両タイプの測定が有用である。なぜなら必要とする情報は片方の実験だけでは得られないからである。積分データは問題点を正確に摘出すること、検証目的、そして評価済データライブラリの精度改善にとって必要不可欠のものである。十分考えられた積分実験は、スペクトルで平均化した非常に正確な情報を与えてくれる。評価者は、この積分情報を微分データと一緒に使用する事で、誤差を減らせ、したがって評価済データファイルを改善することができる。

WPEC は、データ評価システムを国際レベルで統合し、協力体制を構築し、核データの高優先度要求リストをモニタし維持管理する上で、非常に重要な役目を果たしている。

優れたモデルとアルゴリズムの採用、検証とベンチマーク、計算機性能の向上に加えて、核計算に入力する核データの改善が、計算コードの過去 20 年間で達成した大幅な進歩に役立ってきた。

検証の過程では、異なる現象をできる限り分離し、それぞれのモデル化のステップを個別に検証するよう務めることが必要である。したがって最近では、個々の現象を明確に特徴づけるため、より多様で分析的な実験が必要とされている。これは、従来の積分実験またはモックアップ実験において、一種類の実験の中で、様々な要素が複雑に組み合わせられていた事とは著しいコントラストをなすものである。今日では、データやモデルの誤差の傾向を見極め、モデルや計算コードの改良につなげるために、感度解析手法が使われている。

これまでの永年にわたる努力の結果、最近の核計算コードとそれに付随する核データにより、在来の軽水炉（LWR）や高速炉（FR）炉心の核的性能の信頼できる正確な予測が可能となった。その結果、サブアセンブリの配置変更、炉心設計や革新的原子炉研究に、以前にも増してコード計算の信頼性が求められている。それ故、信頼できる誤差評価が計算コードを用いた計算により可能であるということは、その計算結果を用いて、提案された変化により生ずるリスクが容認できるものかどうかを決定できるという意味で、非常に重要なことである。明らかに、核計算コードの結果の質は入力核データに依存する。この分野における目覚ましい進歩にもかかわらず、基本的な評価済みデータファイルには、今も重大なバイアスや誤差が残存している。その結果、制限条件を逸脱してコードを使用すると誤差の急激な増大を招く。このことは、往々にしてユーザには正しく理解されていない点である。

### 3.1.1. 核データ測定施設

微視的データの測定に対する要求に関しては、利用のニーズに応えるためには、膨大な種類の核反応と数多くの特徴的な性質を考慮する必要がある。中性子誘導反応は間違いなく最も高い優



先度を有する。しかし、軽荷電粒子によって起こされる反応や光核反応は、ある利用分野では最も重要となることもある。このような多種類のデータを収納する完璧な核データベースを構築するためには、必然的に他施設における評価処理システムを取り込むことが必要になってくる。この分野は、従来、核分裂反応を主に扱う分野と密接な接点を持ってこなかった。最近の例で言えば、長寿命核廃棄物の核変換のための加速器駆動システムの開発が挙げられるだろう。これには、逆反応法を使って正確な量の核破砕生成物を提供できる、ダルムシュタットの GSI にある相対論的重イオンの研究施設の能力が役に立った。（核変換の詳細な議論は 3.4 節で行う）。

積分実験に用いる実験炉や臨界施設についても同様のコメントをすることができる。それらの多くは 1980 年代以降閉鎖され、新たな施設に置き換えられることはなかった。

前述したように、核データ測定を目的として建設された少数の施設を除いて、ほとんどの測定は、必ずしも核分裂や核融合に関連しない多目的利用施設で行われている。事実、多くの施設では、原子力のための核データ測定は、わずかのビームタイムを使って行われているのが現状である。1980 年代、1990 年代には、原子力の社会的受容性が大幅に失われたことにより、必然的に若い科学者の原子力離れが加速された。この問題は、いざ必要になった時にすばやくしかも容易には克服できない、将来に対する専門的知識の損失の危機を意味するものである。

一方、核反応のモデル化と最新の測定技術開発に関連して発せられた物理学の課題は、多くの努力を求められる、面白い課題であり、すばらしい科学教育基盤を提供するものであると考えられる。近い将来の主たる挑戦の一つが、産業界の要求にこたえる大学の科学教育を効率的に統合することである（例えば、外部ユーザが利用できる施設を使用する際のサポートを通して）。大学と産業界とのより一層の連携を図ることは、原子力の十分に検証されたデータベースを確立する上で非常に有効である。

以下に世界的によく知られた施設を挙げる

- 原子炉と臨界集合体

臨界集合体は、核分裂連鎖反応を維持し、低出力で室温状態で運転する研究施設である。例としては、VENUS [28] (SCK・CEN モル), EOLE [29], MASURCA [30], MINERVE [31] (CEA カダラッシュ), PROTEUS [32] (PSI), FCA [33] (JAEA 東海)等が挙げられる。例えば MINERVE は、非常に正確な試料振動技術を用いることができる。これらの施設の詳細な説明は 3.2 節原子炉開発に譲る。これらの施設は、炉心と燃料へのアクセス、変更、組替え、装置の設置が容易にでき、たとえば中性子スペクトルの測定により、様々な炉心構成の研究が行われている。原子力発電所においては、炉心構成ははるかに複雑であり、測定装置の持ち込み、クリーンな状態での実験は容易ではない。他方、原子力発電所の高中性子束レベルは、例えば燃料バーンアウト、同位体の増大、燃焼に伴う反応度損失等の重要な現象の研究に有効である。これらの実験はゼロ出力の臨界施設では実行不可能である。したがって、積分核データの取得には両タイプの原子炉を利用できることが必要不可欠である。

原子力発電所と臨界施設については、3.2 節でも一般的な原子炉の開発との関連で議論する。事実、これらの施設は、計算手順に対応した、温度、中性子束やガンマ線束、冷却材の化学などの代表的な条件下での、ベンチマーク手法、特定のサブアセンブリ概念の実証、炉心構成、設計の選択肢、安全性パラメータ等に関する実験的根拠を取得するために必要とされる。

臨界施設では、臨界質量、スペクトル指標、反応率トラバース分布、様々な形態の反応度効果（燃料組替え、ボイド、試料振動）とガンマ発熱などの実験が行われてきた。原理的にこれらの測定は、中性子スペクトルを様々な変化させて、繰返し行うことが可能である。原子力発電所を用いると、燃料棒の照射後試験や分離後の同位体試料から、中性子捕獲反応に関する極めて貴重なデータを得ることができる。

同位体データに関して言えば、原子炉における安定した中性子束は、原子力利用にとって重要なエネルギー領域における反応を測定するのに好都合である。そのための測定法である放射化物のオフライン分析法や、外部ビームラインでの即発ガンマ線スペクトロスコープを用いた

中性子放射化法は、十分に確立した測定法である。この方法は多くの広範囲な利用分野で微量成分分析に利用されている。高中性子束炉（例えばラウエ-ランジェバン研究所(ILL) [34]) は、特にオンライン質量スペクトロメトリを用いた核分裂収率、その場で増殖した短寿命核種の断面積[35] 及び中性子捕獲ガンマ線スペクトロスコピーの研究にとって貴重な装置である。現在、LOHENGRIN [36] が核分裂収率の精密測定のための稼働中の唯一の核分裂片分離器である。炉内の中性子スペクトルは純粋に熱中性子であり、熱中性子核分裂現象だけを研究することができる。残念ながら、同様の精度で高速中性子による核分裂収率を測定できる反跳分離器は、世界中どこにも存在しない。

多くの場合、熱エネルギーでの高精度な断面積測定は、高エネルギー領域での測定の評価にとって重要な境界条件となるものである。

#### ・ 中性子飛行時間法施設

中性子誘導反応における中間状態における離散的エネルギーのため、中性子断面積は、励起エネルギーの上昇とともに顕著な共鳴構造及び励起準位が間隔が狭くなる傾向を示す。このことは、熱エネルギー領域における  $1/v$  断面積を外挿することも、また、平均値を問題とするある場合を除き、詳細な共鳴構造をモデル化することも不可能であることを意味している。自己遮へい計算など、詳細な共鳴構造の知識が必要な場合は、断面積の実験的決定が不可欠である。そのためには、個々の共鳴ピークを分析する高エネルギー分解能施設が絶対的に必要となる。

そのような高分解能の断面積測定が可能な唯一の方法は、パルス中性子ビームを用いた飛行時間法 (TOF) である。このような施設は現在ではわずかしか残っていない。それらは、米国のオークリッジにあるもの (オークリッジ電子線形加速器 (ORELA) ) [37] と、ベルギーの Geel にあるもの (Geel 電子線形加速器 (GELINA) ) [38] と京都大学原子炉研究所 (KURRI) [39] にあるものであり、いずれもパルス電子加速器と光中性子変換ターゲットを使用するものである。このタイプに属する飛行時間 (TOF) 施設が、最近、レンセラー工科大学 Rensselaer Polytechnic Institute (RPI) [40] と韓国ポハン研究所[41]に建設された。これらの施設がカバーするエネルギー領域は、原子力エネルギー生産にとって重要な、熱エネルギー以下から 20 MeV のエネルギー領域までにおよぶ。高エネルギー陽子ビームと核破砕ターゲットを用いた飛行時間施設が米国ロスアラモス国立研究所 (LANL) [42] とスイスのジュネーブ (CERN n\_TOF [43]) に建設された。これらの施設では、利用可能な中性子エネルギーが数 100 MeV まで拡大された。(最大エネルギーは入射陽子エネルギーに依存するが) (LANL で 800 MeV、n\_TOF で 200 MeV) 。

光中性子コンバータを使った TOF 施設の利点は、卓越した時間分解能にある。しかし中性子はほぼ等方的に放出されるため、貴重な中性子束が (距離とともに) 大幅に減少することになる。特に高エネルギー分解能が得られる、線源から遠く離れた地点ではそうである。高エネルギー陽子を用いた核破砕ターゲットは非常に高強度の絞られた中性子ビームが得られるという利点がある反面、時間分解能の劣化、高エネルギーの二次粒子によるバックグラウンドの増大という問題点がある。CERN に建設された n\_TOF 施設の特徴は、高強度でしかも十分に分離された即発中性子束パルス (パルス間隔が 2.4 秒) を発生する点であり、特に小型の放射性試料の測定に適している。しかし、高強度の即発中性子束の施設では、全吸収 (すなわち透過) 測定は不可能である。この事実は、必要な精度のデータを取得するには、異なる種類の施設が必要である、ということを示している。

#### ・ 荷電粒子加速器

RTFDB には広い範囲のエネルギー領域をカバーする様々な荷電粒子加速器が含まれている。数 MeV までの低エネルギー範囲では、バンデグラフ加速器、タンデムまたはシングルトロンなどが静電加速器としてしばしば使用される。一方、高エネルギー領域ではサイクロトロンが使用される。

これらの施設は、荷電粒子に誘導される反応の直接測定に利用されるほか、しばしば適切なコンバータとの組合せにより、擬似単色中性子源としても用いられる。

- 荷電粒子誘導反応

中性子誘導による核反応のデータベースと比較し、荷電粒子に誘導される核反応のデータベースははるかに不完全である。従来、軽荷電粒子誘導の核反応の実験データの要求のほとんどが、医学利用、線量計測、遮へい目的であった。しかし、核融合エネルギー研究の進展により、近い将来、この領域の核データのニーズも増大することが予想される。

- 擬似単色中性子誘導反応

この反応の一般的な利用は、共鳴間隔が共鳴幅より狭い、いわゆる平均エネルギー領域の測定である。これらのエネルギー領域では断面積は滑らかなエネルギー変化を示す。例えば、多くの中性子誘導核反応、 $(n, \alpha)$ 、 $(n, p)$  反応などの励起曲線は、複数のエネルギー点での擬似単色中性子を用いて得られた測定データを用いて、適当なモデルを使って内挿計算により決定される。しばしば、これらの反応は放射性の生成物を発生させ、その反応断面積は放射化法を用いて測定することができる。

しきい値を有する反応の場合、励起曲線はしばしば、サイクロトロンを使った測定により、静電加速器で得られるよりもはるかに高エネルギー領域に拡張することができる。しかし残念なことに、最近、そのようなサイクロトロンでの実験はごく稀になってしまった。高いしきいエネルギーをもった多数の反応のチャンネルに対するモデルパラメータ補正の改善に必要な、20 MeV 以上での高精度の測定が不足している。

一次ビームをパルス化することにより、核分裂の後の遅発中性子放出の先行核の量や異性体状態の壊変などといった、時間依存の現象を研究することができる。

最近新たな関心を呼んでいる実験技術[44, 45, 46] は、ターゲットの半減期が短いために直接測定になじまない中性子誘導反応を、同じ中間核に導く遷移反応を用いて測定する方法である。このいわゆる代替法は、特にマイナーアクチニドなど著しく放射化したターゲットを直接測定する方法を補完する重要な手法である。

将来に目を向けてみると、Gesellschaft für Schwerionenforschung (GSI) での意欲的な FAIR/ELISE 実験プロジェクト[47] は、主に核分裂片と放出中性子測定に使用され、5 MeV から 35 MeV の入射中性子エネルギーをカバーできる可能性を秘めている。もう一つの例はフランスの国立重イオン加速器研究所 Grand Accélérateur National d'Ions Lourds (GANIL) [48] の SPIRAL2/NFS<sup>3</sup>プロジェクトである。この施設は、現時点で同位体分離方法は不明であるが、1 から 15 MeV の入射中性子エネルギーをカバーすることができる。

核データ測定でしばしば問題になるのは、入射中性子のターゲットに使う同位体試料の原料を入手するのが難しい点である。試料が放射性試料、マイナーアクチニド、核分裂生成物等の場合、この問題はさらに深刻である。この問題は重要なポイントである。というのは、この事実は、測定値を取得するにはすばらしい施設を持つだけでは不十分であり、ターゲット物質もまた必要であることを教えている。すなわち、専門の化学実験室、装置、専門スタッフもまた必要である。大量の測定試料を必要とする透過測定にとって、この問題はさらに重大である。

### 3.1.2. 核データファイルとデータセンター

上で述べた施設を使って得られた核パラメータの測定値は、核データの評価にとり極めて重要である。ほとんどのユーザは、評価済核データライブラリを通して実験で得られた核データを利

用するため、これらのライブラリについていくつかのポイントを指摘しておく必要がある。これらのライブラリは、OECD 加盟各国内のデータセンター及び非 OECD 国においてもメンテナンスされており、ユーザの利用上の便宜を考え、全てのライブラリは同一フォーマットで記述されている。多くの作業は関係各国の協力によって行われ、評価作業のまとめは WPEC が行っている [24]。すなわち、WPEC は、核データ評価、測定、モデル計算、検証に関する情報交換のための年 1 回の会合を主催している。IAEA もまた年 1 回の核反応データセンターの技術調整会議を主催し、NEA はこれに参加している。

欧州では、評価済核データの共同評価済核分裂及び核融合ファイルプロジェクト (JEFF) [49] が、様々な科学技術分野での通常利用や特別目的のライブラリのための多目的の最新のファイルの定期的な更新作業を実施している。JEFF プロジェクトは他のプロジェクトと緊密な連携作業を実施している。日本の (日本評価済核データライブラリ (JENDL) [50])、米国の (断面積評価ワーキンググループ (CSEWG) により管理されている評価済核データライブラリ (ENDF/B) [51])、非 OECD 国のロシアの BROND [51]、中国の中国評価済核データライブラリ (CENDL) [53])。また、IAEA の核データサービス [54] の国際協力を通して、非 OECD 国との共同作業が確保されている (たとえば核融合評価済核データライブラリ (FENDL) [55])。

もちろん、より広範な分野での核データの入手可能性にとって、核データセンターの果たす役割は不可欠である。センターでは、実験施設で得られた測定データを共有しかつ配布する。EXFOR [25] や ENSDF [27] といったデータベースの役割は、得られたデータを全ての国が共有するうえで非常に重要である。この役目の主役をなすのは、NEA データバンク Data Bank [56]、ブルックヘブンの国立核データセンター National Nuclear Data Center (NNDC) [57]、Obninsk の物理及びエネルギー研究所 Institute of Physics and Power Engineering (IPPE) [58]、IAEA 核データ部門 Nuclear Data Section [54] であり、これらの施設は、IAEA が主導する世界的協力体制である核反応データセンターネットワーク (Nuclear Reaction Data Centres Network NRDC) の中核組織をなしている。その他の日本、中国、韓国、ハンガリーといった国々の専門化された核データセンターは、特殊な核データや特別の利用に関するデータに責任を持つことで、中核センターを補完する役割を果たしている。詳細は参考文献 [59] を参照。

### 3.1.3. 核データ施設の最近の動向

1990 年代の後半、Rawland と Bioux [60] により、あるレポートが作成された。それは、測定施設の現状をレビューしたもので、そこでは、施設及び測定・評価に係る専門的知識は危機的状況にあると結論づけられた。これまでに、この危機的状況を食い止めようという動きはほとんど起きていない。

2006 年 8 月の【先進燃料サイクルの原子核物理及び計算機科学研究開発に関するワークショップ】Workshop on Nuclear Physics and Related Computational Science R&D for Advanced Fuel Cycle, (Bethesda, Maryland) で Salvatores が発表した最近のレポート [61] において、先進的燃料サイクルに関する共分散データの議論を含む、利用可能な核データの現状がレビューされている。Salvatores は、レポートのまとめとして次のように結論づけた。各技術の黎明期に存在した基礎物理、応用物理、工学と産業の間の相互交流を、先進的燃料サイクルのような分野での、近年の新たな要求や挑戦にこたえるよう再構築しなければならない、と。Salvatores の見解は、この試みを開始するにあたっての境界条件は前途有望である、というものである。

実際の施設についていえば、欧州においては、以前のレポート [1] や、Rawland と Bioux のレポート [60] で報告されている状況がさらに悪化しているという事が、確かに認識されているようだ。しかし、以下の分野で、訓練され熟練した人材が確保できるかという問題は依然存在している。

- ・ 施設の維持管理と運転
- ・ 実験の測定
- ・ 評価

(有能な人材の確保に関しては、最近の OECD プレス出版物[62] を参照されたい)

一つの懸念材料は、核データに関する活動はある施設で行われる仕事のほんのわずかな部分であり、他からの圧力もあり、核データ測定の優先度は低いか、あるいはすでに失われている、ということである。

同様に、エネルギー利用のための核データ評価に携わる人材の数は、世界中でほんのわずかで、この分野の活動に対する産業界の直接的な財政支援もまたわずかなものである。

これからの何年かの中に、原子力エネルギー生産に関連した主要な3分野から、最新の改良された核データに対する新たな要求が出てくることが予測できる。

- ・ 原子力発電所の運転に係る安全性

現在稼働中の第2世代原子炉の寿命延長検討からは、計算モデルとその底流をなす核データベースの精度に関する要求が出てくる。このことは開発中ないしは建設中の第3世代原子炉についても当てはまるものである。過去数十年にわたる核データのコミュニティの努力により、核計算の確固たる基礎となる高精度のデータが提供されてきた。そして現在、ほとんどのファイルに抜けている誤差データを評価し、欠落している領域を明らかにする事で、評価済みデータを改良する努力が続けられている。現在稼働中の施設はこれらの努力のおかげで実現したものであり、もし専門的知識と施設が現在のレベルに維持できるならば、核データのニーズには対処することができる。

- ・ 核廃棄物の問題

原子力に対する社会的受容性（パブリックアクセプタンス：PA）は、核廃棄物の処理処分方法に深く関わっている。これまで、かなりの努力が高レベル廃棄物の分離変換の問題に費やされてきた。現在は、第4世代システムで予測されているように（3.4節を参照されたい）、核変換用の加速器駆動システムの設計と、マイナーアクチニド核種の高速炉による燃焼計画に関する活動が実施されている。これらの活動との関係で、従来それほど重要視されてこなかった反応チャンネルやエネルギー領域に関するデータの要求が生まれてくる。拡大した国際協力の枠組みの中で、実験的な挑戦への取組みは既に始まっており、これらのエネルギー領域での測定はすでに行われている。新たな実験用施設の開発に対する優先度は、現在進行中の新システムの開発研究、原型試験施設で培ってきた運転経験に強く依存する。しかし、過去の経験から、全てを実施すべきと考える必要はないと言える。というのは、過去において大きな進歩は、計測技術、理論、モデル開発、基礎研究、他分野での核データの利用や原子力研究の別の側面と施設利用に関する評価等を含む、全般的な進歩によってもたらされたからである。

- ・ 核融合エネルギー

核融合に関する研究は、本専門家グループの活動、すなわちこのレポートやデータベースの範囲外ではあるが、次に示すコメントをしておく必要がある。なぜならば、核データの分野では原子力技術に絡んだ課題ではかなりのオーバーラップがあるためである。核融合コミュニティは長年にわたり核データ評価に深く係っており、関連する核データのデータベースの進歩に貢献してきた（たとえば、ヨーロッパ核融合ファイル（EFF）[63]や、この EFF と、従来の JEF データベースとが統合されて開発され、NEA Data Bank が管理している、共同評価済核分裂及び核融合ファイル（JEFF）[54] や、IAEA-NDR[54] で管理している核融合評価済核データラブラリ（FENDL）[55]等）。核融合コミ

コミュニティでは主として 14 MeV 領域を中心とした正確な核データに対するニーズがあり、この分野での努力は特に放射化断面積の改良に貢献した。国際核融合実験炉 (ITER) の建設[64] と国際核融合材料照射施設 (IFMIF) の建設計画により、50 MeV までの核データに対するニーズが今後増加していくであろう。この領域のデータベースは 20 MeV までの領域のそれに比べると、現状、はるかに不完全なものである。擬似単色中性子を用いるこのエネルギー領域の測定用の施設は非常に稀であり、必要なマンパワーの確保と測定に適した装置の開発に相当の努力が必要とされる。

現時点で、我々専門家グループにとって関心のあるいくつかの施設は、核物理欧州共同委員会 (Nuclear Physics European Collaboration Committee NuPECC)<sup>4</sup>；にとっても関心のあるものであるという点に注意を払いたい。彼らの現在のロードマップはウェブサイトを参照されたい[66]。しかし、NuPECC における重点項目が必ずしも NEA 原子力科学委員会のそれとマッチしていないという点には注意しなければならない。

### 3.1.4. 結論と勧告 - 核データ

RTFDB に収納されている核データ測定関連施設の多数のリストをながめると、実験用に贅沢なインフラが整っているという間違っただけの印象をもつ恐れがある。重要なことは、現行の施設、現在の技術的課題に対して、十分な精度の測定データを提供できる施設がどの程度確保できているか、ということである。また、これらの施設のうちのいくつかは、放射性物質を取扱うことができることが条件である。この観点から見直すと、利用目的にふさわしい施設数はずっと限られてしまうのが現状である。

ここでは、関連する以下の 2 項目の維持に関して一般的な勧告を行うこととする。

- ・ 専門的知識
- ・ インフラと試料

3.1.3 項では、新たな施設 (と専門的知識) が将来必要となってくるというケースを指摘した。

専門的知識との関連では、原子力に関する NEA 運営委員会は、原子力界における優れた人材の確保に関する政府の役割に関する声明と勧告を出すなかで、技術面での課題を強調する役割を果たしてきた[62]。

われわれは、大学とその他のユーザのコミュニティが協力することが、原子力利用に要求されるデータベースの評価と検証を進展させるうえで、極めて重要であると認識している。核反応のモデリング、先進的な測定技術の開発は挑戦的で興味深いものである。したがってそれは科学教育のすばらしい基盤を提供するものである。それに、産業界とそれ以外のエンドユーザは、幅広い領域で信頼できる誤差評価を伴う特定のデータに対して明確な要求を持っている。

インフラとの関連では、積分測定用の施設の状況は、微分測定施設の状況と同様であることに注意しなければならない。((注)ただ断面積だけを考えれば良いのではなく、その他の微視的物理量もカバーしなければならない、ということを中心に留め置くべきである)。

現在稼働中の施設は、従前そして現在の世代の原子炉に結びついた努力により建設されたものである。同様に、計算に対して確固たる基盤を与えた十分に質の高いデータベースは、過去何十年に渡り核データコミュニティでの共同作業から生み出されたものである。モデルや基礎となる核データベースの精度に対する要求は、次の 3 点に関連してさらに厳しいものとなるであろう i) 現在稼働中の原子炉の寿命の延長、ii) 新しい原子炉及びそれに付随する燃料サイクルのインフラの発展、iii) ますます厳しくなる原子力界の経済的、環境的及び安全上の負担。しかし、

4. NuPECC は欧州科学財団 (ESF) の協力委員会である。NuPECC の目的は、核物理学の促進及び学問領域を超えた核物理施設の利用、及び欧州、特に ESF に関与している国々の研究グループ間の共同計画での利用を通して、原子力科学における欧州の協力関係強化を図ることにある。

現在の専門的知識と施設のレベルが維持されるのであれば、これらの要求に応えることは可能であろう。

また、実際の測定施設の利用可能性と並んで、最新の測定に必要とされる試料を供給できる施設が利用できることが、重要な追加されるべき要求である。

### 3.2. 原子炉開発

原子力発電所は、出力増強、高燃焼度燃料の使用、燃料交換や保守点検による運転停止期間の短縮、運転サイクルの長期間化等を通して、性能の向上を目指し続けている。その結果、たとえば第4世代炉システムなどの新たな設計が検討されているように、原子炉物理の重要性はますます大きいものとなる。

原子炉の構成は、炉心構造や出力分布に関してますます非均質化が進んでいる。このことは、炉心挙動の評価や過渡現象を規定する反応度係数など安全性に係るパラメータの決定をますます困難なものにしている。したがって、中性子工学の実験的検証が依然として必要とされるのは明らかである。加えて、安全解析や安全尤度を高度化するための先進的な計算法（すなわち3次元手法）を使用するということは、さらに詳細な炉物理データと解析手法の検証に対する要求が強まるということを意味する。さらに、ホウ素希釈、スクラム失敗事象（ATWS）の研究や加圧重水炉（PHWR）とその他の加圧管原子炉の解析のために、熱水力コードと中性子工学コードの結合が行われている。これらの開発をさらに進めると、ベンチマークデータに対する要求が生じることになる。

NEA 原子力施設安全性委員会（CSNI）は現在、原子力安全性研究専門家上級グループ（SESAR）のレポート【現行及び先進的原子炉のための支援施設（SFEAR）】“*Support Facilities for Existing and Advanced Reactors (SFEAR)*”の中で、原子炉安全分野と重要施設の現状についてのレビュー作業を実施中である[3]。一方、本 NSC 専門家グループプロジェクトは原子力科学分野に関する施設をカバーしている。また炉物理の課題についてはいずれのグループも共通の関心を持っているのだが、それぞれの発刊するレポートは CSNI と NSC それぞれ独自の関心事を反映した、それぞれの課題と施設について議論するものとなっている。

#### 3.2.1. 原子炉開発 - 短期

短期的に見ると、原子力開発における原子炉物理の重要な課題は、明らかに現行の原子炉の設計に関するものである；LWR、ガス冷却（熱）原子炉、PHWR、さらに、既に開発段階に入っているペブルベッド原子炉（PBMR）と高速炉も加えられる。

これらの炉型に対して典型的な課題は次のようなものである。

- ・ 高燃焼度及び超高燃焼度、現行の軽水炉よりも高い濃縮度という条件に対する炉心と燃料サイクル物理の課題。
- ・ PHWR と改良型 PHWR の減速材と冷却材のボイド係数（すなわち安全解析における重水減速材温度、密度、ポイズン濃度効果）。
- ・ プルトニウムの管理及び中期的（第4世代炉の設置までの期間）に使用する混合酸化物燃料（MOX）に関する物理；このカテゴリには、兵器級プルトニウムの LWR、PHWR、VVERs<sup>5</sup> への利用と、加圧水型炉（PWR）のリサイクルプルトニウム使用も含まれる。プルトニウムを含む先進的燃料サイクルもまた、PHWR への利用との関連で研究が行われている。
- ・ 高濃縮度（>5%）ウランや異なる組成の燃料（MOX）の場合の新燃料及び使用済燃料貯蔵に対する臨界予測。解析手法検証のための実験データが必要である。
- ・ ペブルベッド設計を含む高温原子炉に関する課題。ペブルベッド設計研究は粒子燃料（ペブル）の挙動の検討が必要となるため、流体力学との結合が必要である（境界領域

5. Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor (Водо-водяной энергетический реактор) (VVER). ロシア型加圧水型原子炉

近くではこの問題への拡散理論の適用は妥当ではない)。NEA は、【PBMR 核/熱水力結合過渡現象ベンチマーク - PBMR-400 炉心設計】“PBMR Coupled Neutronics/Thermal-hydraulics Transients Benchmark - The PBMR-400 Core Design” [67]というプログラムを持っている。もっとも、比較作業のほとんどは計算コード間であり、実験値との比較ではない。加えて、電力と産業利用の熱源供給を目的に設計した超高温原子炉 (VHTR) に関する合同プロジェクトの【プロセス加熱、水素及び電力生産用の原子炉】RAPHAEL (ReActor for Process heat, Hydrogen and Electricity generation) に関しては、3.7.1 項のコメントを参照されたい。

- ・ 現在の高速炉に関する課題；これには、欧州と GNEP [9] に関連した研究分野である超ウラン元素燃焼の研究も含まれる (燃料開発及びアクチニド核種の燃焼に関するさらに詳細な議論は 3.5 節で行う)。日本での実例は、常陽での断面積測定、炉心管理システム、バーンアップに関する研究である [68]。
- ・ 超高燃焼度、プラント寿命延長という条件下での原子炉内及び炉容器における照射効果 (原子炉圧力容器 (RPV) 炉内構造物や RPV 壁での中性子束とスペクトルは、材料脆化、構造物寿命、加圧時の熱衝撃による RPV 破壊の決定にとって重大な要因となる。この議論は PHWR の加圧管の老朽化にも当てはまる)。材料に関するさらに詳細な議論は 3.6 節で行う。
- ・ さらに広い範囲をカバーするトピックとして、全ての分野に共通する原子炉での材料試験に関する問題、したがって、材料試験炉 (MTR) 及びそのような原子炉を提供できる施設の利用可能性に関する議論もある。
- ・ LWR におけるマイナーアクチニドのリサイクル。
- ・ 遮へいに関連した原子炉放射線の測定。

### 3.2.2. 原子炉開発 - 長期

長期的視野にたって検討されている原子炉設計について目を向けてみると、たとえば 6 種類の第 4 世代炉候補の設計 [69]、現状及び現在の情報に対するニーズは以下のとおりである。

- ・ ガス冷却高速炉 (GFRs).<sup>6</sup>
  - この設計は、既存の技術と高温原子炉用に開発された技術に基づいている。GFR 炉心設計は HTR とは非常に異なるため、熱中性子炉 HTR からの外挿が可能な手法の研究開発が必要となる。現在検討中の具体的な領域は次のとおりである。
    - 燃料、その他の炉心構造物、具体的な燃料サイクル (FCMFC) プロセス。これに関するプロジェクトでは、アクチニドの完全なリサイクルを可能にすることを目指した燃料サイクル開発と並行して、優れた核分裂生成物閉じ込め性能とともに、高温、高中性子束、高燃焼度を持続できる、高密度の核分裂性核種による革新的な燃料の開発に議論が集中している。
    - 設計と安全管理 (D&SM)。これに関するプロジェクトは、確固とした安全性の考え方 (設計自体と、設計基準内及び基準外の過渡現象の解析で必要とされる解析ツールの開発と検証を含む) のもと、魅力的な出力密度を発生させる自己増殖炉心を有する首尾一貫したシステム設計 (燃料、原子炉、サイクルの選択肢) の開発を目指している。また、主要な技術の確認に必要な最初の実験用原子炉 [70] - 【実験技術実証用原子炉】experimental technology demonstration reactor (ETDR) - の建設と運転を推進する。

6. GFR は第 4 世代プロジェクト内で使われる頭字語である。ガス冷却高速炉 (GCFR) は、第 6 回枠組みプログラムの基で支援されている欧州委員会のプロジェクトであり、EURATOM が第 4 世代ガス冷却高速炉 GFR 国際フォーラムに深く関与している



- ・ ナトリウム冷却高速炉 (SFR)

米国は SFR を GNEP のもと、増殖比を 1.0 よりかなり小さくしてマイナーアクチニド核種を燃焼するように設計された先進リサイクル炉を考えている。他方フランスでは、正の内部増殖と先進的安全性を特徴とする革新型 SFR を検討している。日本では、もんじゅの運転再開後、将来の高速炉開発計画が決まることになる。計画大綱は、原子力委員会 (JAEC) の「原子力政策大綱」[71]や、もんじゅ等で得られた研究開発の結果に基づいて革新的な技術を実現する、日本原子力研究開発機構 (JAEA) の “FBR サイクル実用化研究開発プロジェクト” (FaCT Project) [72]から得ることができる。

第 6 回 EURATOM フレームワーク・プログラム (FP6) (2002–2006) は、総予算 471,139 ユーロ (EC の負担分：249,021 ユーロ)、1 年間の期限付きで 2007 年 2 月 1 日にスタートした特定支援行為 EISO FAR (【ヨーロッパ革新的ナトリウム冷却高速炉】European Innovative Sodium-cooled FAst Reactor のロードマップ) を通して、SFR システムの研究支援を行ってきた。EISO FAR は重要な協同プロジェクト (数百万ユーロ) の準備へとつながった。このプロジェクトは FP7 (2007–2011) に採択されるはずである。

一方、EURATOM は、欧州原子力産業、電力事業者、研究コミュニティを結集している【持続可能な核分裂技術プラットフォーム】Co-ordination Action Sustainable Nuclear Fission Technology Platform (SNF-TP) [73]を支援している。SNF-TP は 2006 年 10 月 1 日に総予算 795,305 ユーロ (EC の負担分 600,000 ユーロ)、期間 2 年間で FP6 のもとにスタートした。SNF-TP では、SFR とその他の高速炉システムをクローズド燃料サイクルとともに検討を行っている。

SNF-TP は、2007 年 9 月 21 日にスタートした【持続可能な原子力技術プラットフォーム】Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNE-TP) [74]に向けた重要な一歩となる。SNE-TP は SNF-TP と同じ組織から構成されている。SNE-TP のビジョンレポートによると、2012 年に 250–600 MW(e)出力のナトリウム冷却高速原型炉の建設をスタートさせ、2020 年に運転開始という計画が描かれている。本施設は研究機関と産業界の連携のもとで、燃料パイロットプラントとともに建設されることになろう。このプロジェクトの総工費は 2,000,000,000 ユーロが見込まれている。

- ・ 超臨界圧水冷却原子炉 (SCWR)

以下の重大な課題を含む研究開発プロジェクトがある。

- 第 4 世代炉の条件を満たす標準設計の定義と、標準燃料設計の性能を確かめる原子炉内燃料試験ループの設計と建設；
- SCWR 用の熱伝達と安全性データベースの間にはかなりの隔たりが存在すること；原型 SCWR 炉の条件で必要なデータを今後取得する；
- 材料 — 主たる目的は、加圧管と圧力容器の設計の両方に使用する、炉心内外の主要な材料を選択すること；
- 化学 — 超臨界条件下での材料の互換性と放射線分解挙動に基づく標準水化学の定義を与えること；

- ・ 超高温ガス炉

最近のレビュー[75]、[76]に示されているように、ほとんどとまでは言わないまでも、多くの課題は材料と燃料の性能に関連したものである。すなわち、

- 高温材料
- 燃料性能と信頼性
- 水素製造技術
- 原子炉と水素製造施設の安全な結合
- 廃棄物の発生

しかし、熱水力、熱力学、炉心物理、化学物質輸送の分野の計算手法の開発とその検証は、新たな主要研究分野である。HTTR(30 MW)試験または過去の HTR データ(AVR, フォートセントブレイン)に支えられたベンチマーク試験や計算コード間の比較により、ある程度の検証は可能である。広範囲な正常及び異常な運転解析が必要とされる。改良された計算手法を用いて、必要以上の設計上の保守主義を排除し、建設コスト評価を改善することが必要である。

VHTR 開発用に推定された関連費用の指針が DOE レポートに与えられている[77]。その中では、安全関連と原子炉システム機器のコストが全建設コストに占める割合はそれぞれ 12%と 13%であるのに対して、65%以上のコストが燃料と材料、その他で占められていることが示されている。

(残りの 2 つの第 4 世代炉設計の進展の程度は、その他の炉設計と同一の開発段階にはない。上記 4 種類の設計に対する“システム協定”が GIF 加盟国により調印されたが、残りの 2 つのシステムは、暫定的に協同研究開発に関心をよせるメンバー国により推進されている。)

#### ・ 鉛冷却高速炉

GIF 加盟国により進行中の活動は以下の通りである。

- 欧州鉛冷却システム(ELSY) [78]の開発； 600 MW(e) 純鉛冷却プールタイプ炉。2006 年 9 月以来開発が進められ、第 6 回 EURATOM フレームワーク・プログラム(FP6)の支援を受けている ELSY プロジェクトは、欧州の 17 機関と韓国の 2 機関の共同体で運営されている。
- 米国における SSTR[79]の開発、移動可能な小型の原子炉容器をもつ 20 MW(e)出力の自然循環プールタイプ原子炉の概念。
- 日本における、鉛ビスマス共晶(LBE)利用のための先進的材料の開発と、LBE システムに対する熱水力の研究。LBE 関連の詳細については 3.6.1.2 項を参照されたい。

#### ・ 熔融塩炉 (MSR)

最近の研究により、熱中性子熔融塩炉と増殖と廃棄物最小化のための高速熔融塩炉の実現可能性が確かめられた。と同時に、実現可能性の解析により、高温下での熱輸送のための冷却材としての熔融塩の利点が浮き彫りになった。その結果、MSR 暫定システムの運営委員会は、第 4 世代システムのロードマップ原案に盛り込まれた最初の研究開発の方向と目的を修正した[77]。最新のシステム研究プランでは、実現可能性の実証における熔融塩化学の果たす役割が強調された。ここでのポイントとなる重要な研究開発の課題は、i) 燃料塩、冷却材、核分裂生成物、トリチウム挙動、ii) 燃料プロセス材料の開発のみならず燃料及び冷却材のループ用材料との互換性、iii) オンライン燃料処理、iv) メンテナンス、設備及び制御の開発、v) 熔融塩とナトリウム、水、空気との相互反応を含む安全性問題、などがある。加えて、基礎的モデルに基づく、核、熱水力、化学を結合した妥当なシミュレーションツールの開発が最も優先度の高い研究である。実験(解析的及び積分的)のインフラ(すなわち熔融塩ループ)が中期的には必要である。

【革新的応用として熔融塩炉の評価】Assessment of LIquid Salts for Innovative Applications (ALISIA) プロジェクト[80]は、MSR と液体塩利用の GIF の活動に対する EURATOM が果たす貢献の主要部分を形成している。

((注)第 4 世代システムに関する革新的燃料と材料に対する研究と訓練への EURATOM の関与に関する調査の結果は、2007 年カダラッシュで開かれた【高性能軽水炉情報交換会議】High

7. GIF = Generation IV International Forum. 第 4 世代国際フォーラム

Performance Light Water Reactor Information Exchange Meeting [81]の論文に与えられている。) )

### 3.2.3. 支援施設

さまざまな課題の解決に必要なデータを提供する支援施設は、依然として重要である。すでに解体された施設や今なお稼働している施設を用いた既取得データだけでは、革新的な次世代型原子力システムによるニーズに応えるには不十分である。あるいくつかの新たな実験が必要とされている。それらの多くは、もし現存の施設が適切に維持管理され改修されているのであれば、それによって対処できるであろう。しかし、もし新たな安全性と運転上の問題の評価または時代遅れの施設の建替えに関する評価について、コスト/利益の観点から間違いなく正当性があると判断できるのであれば、新たな支援施設の建設を検討したほうが良い。

実験施設、研究炉、原子力発電所における試験は、臨界及び未臨界の条件下で以下に述べるパラメータの測定をカバーするものでなければならない。

- ・ 中性子増倍と実効中性子増倍率 (k-effective)
- ・ バックリングと外挿距離
- ・ スペクトル特性
- ・ 反応度効果
- ・ 反応度係数
- ・ 動特性測定
- ・ 反応率分布
- ・ 出力分布
- ・ 核種組成

(注)安全性関連研究のための研究炉の使用に関する議論は、3.5 節 (燃料) と 3.7 節 (安全性)で行っている。さらに、先進的燃料サイクルに対する臨界安全研究のための試験施設に対するにニーズも考えられるであろう。これについては 3.5.2 節を参照されたい。MA 含有燃料に関しては難しい条件への対応が必要となるであろう。

システム挙動をよりよく理解するための炉物理実験、採用したモデルによる出力予測の評価、及び最良の評価を目的とした改善を導入したことに関する解釈には、次の 2 つの要素が必要となる。

- (i) システムの巨視的な挙動の基本現象を記述するデータ。
- (ii) 多数の異なる基本事象間の相互作用の結果、すなわち巨視的または積分的効果を予測する計算コード。

そのため、総合的施設に加えて、新たに要求される斬新な基礎データを提供できる施設を維持することが重要である。このことは、特に 3.1 節に記述した核物理施設に関連するものである。

計算モデルと計算コードは、以下に示す各項目をカバーする必要がある。

- ・ 炉心物理
- ・ 核/熱水力結合
- ・ 放射線遮蔽
- ・ 臨界安全
- ・ 燃料サイクルの物理
- ・ 材料の放射化
- ・ 崩壊熱
- ・ エネルギー付与

先進的な原子炉設計の分野からの新たな要求に応じていくためには、モデル開発とその検証のための積分実験データを提供する施設が利用でき、維持管理され、さらに拡張される必要がある。

NSC は NEA データバンクと共に、加盟各国及びその他の専門の研究所の協力により、原子力のモデリングに関する様々なニーズをカバーする多数の計算コード及び、評価済みで高品質の実験データを収納する国際的共有データベースを開発した。データベースがカバーする項目は以下のとおりである。

- 基本的核データ ([49] と [56])、化学熱力学データ [82]
- 臨界実験 (ICSBEP [12])
- 放射線遮へいと線量評価実験 (SINBAD [13])
- 原子炉炉心と格子実験 (IRPhE [2])
- 核熱水力結合実験と原子炉運転 [83]
- 燃料挙動試験 (国際燃料挙動試験 (IFPE) [84])

特に廃棄物の核変換といった革新的システムのための基本データのニーズ ( $^{238}\text{Pu}$ 、 $^{242}\text{Pu}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{242}\text{Am}$  などのマイナーアクチニド (MA) と核分裂生成物) は広範囲にわたっており、定量化し順位づけが必要である。さらにその他のデータも必要とされる、例えば、i) いくつかの吸収材 (ハフニウム、エルビウム、ガドリニウム) の改良された吸収断面積、ii) 改良された酸素散乱断面積、iii) ほとんどの重元素の核分裂による核分裂生成物の収率に関する最新の情報、iv) 放射性同位元素の崩壊図とエネルギー収率、などがある。一般的に、多くの重要な核種に関して、熱エネルギーから数 MeV までの領域をカバーする、現在の分解能より優れた断面積測定が必要とされる。これらの測定の計画を策定するガイダンスを提供するため、産業利用を目的とした高優先度核データ要求リストが NEA により作成され、維持管理されている [26]。

これらのデータベースで評価され維持管理されているデータは、公開されている。その目的は、炉物理モデルと手法の改良に国際的な枠組みの中で貢献し、情報を共有することである。このことは、その目的のために設立されたプロジェクト及び、国際ベンチマーク作業を通して実施された。公開対象以外の重要なデータは、独占権があったり、商業上の価値があったり、特定の仕組みを通してしかアクセス出来ないものである。これらのデータベースは、貴重なデータのみならず、測定法の開発と解釈の方法論に関する情報も含んでいる。これらのデータベースの内容と質を分析すると、現在のデータのカバーする領域を識別する手段及び、場合によっては、さらなるニーズ、すなわち改良型原子炉開発のために新たに行うべき実験の必要性を証明する手段を与える、ということがわかる。一方、公開用のデータは、現在及び将来のニーズという観点からは十分に包括的なデータとはいえない。

既に閉鎖された施設で得られたデータが公開用として保存されている。IRPhE [2] 及び SINBAD [13] プロジェクトを参照されたい。特に、全ての原子炉遮へい用の施設は、現在既に解体されているが、取得した知識・情報は大量にデータベースへ蓄積され、計算コードの計算手法に反映されている。しかし、原子炉線量評価と遮へい用計算コードの検証は、データベースに収められている現在利用可能な評価済み実験データに頼らざるを得ない。

4.4 節はそのようなデータベースの成果にまで拡大して言及しており、NSC は、QA の方法がニーズと整合が取れ、不必要に扱いにくくならないという条件の下で、これらに用いられた手法と QA の方法を、現在及び将来の実験を証拠として書類に残すために適用するべきであることを勧告する。

手法とコードの精度の評価が、データの検証、確認、データの質の評価等の研究の目的である。臨界施設で行った測定と原子炉での照射測定のデータは、データの質の検討において重要な役割を果たす。実験結果の解釈の問題は、計算手法や核データを絶えず改良しつづける仕事の推進力となる。

### 3.2.4. 原子炉、臨界及び未臨界集合体

RTFDB データベースは IAEA 研究炉データベース[20] の存在を認識した上で作成されたものである。このプロジェクトの目的は、IAEA データベースに盛り込まれた全ての原子炉を余すところなく参照することではない；むしろ研究炉の利用可能性についての傾向のガイダンスを与える、というのが目的である。研究炉に関するその他の情報源としては、【研究炉に関する国際グループ】International Group on Research Reactors (IGORR) [85]が挙げられる。

本節は、上の議論の観点を踏まえて、原子炉開発の分野での将来の研究と試験施設のニーズを分析するものである。さらにその結果をベースにして、3.2.5 節ではいくつかの勧告を行う。

#### 3.2.4.1. ニーズの分析

##### (a) 研究炉

“研究炉”は様々なタイプの施設を分類する包括的な用語である。これらは新世代の原子力プラントの開発に用いられることはもちろん、医療目的、材料科学実験、基礎研究、安全性ベンチマーク、教育訓練などの目的に使われている。これらの様々な目的に加えて、研究炉は産業規模の電力生産と今後のさらなる開発をサポートすることを目的としたユニークで不可欠な研究用インフラとなっている。（例えば、[86]、[87]を参照）

全世界で稼働中の研究炉の20%は、ロシア連邦が所有しているものである[88]。

国単位のプログラムと同様に、国際協力は極めて重要であると考えられてきた。そして、現に多くの重要なプロジェクトがこの国際協力により実現している。この種の協力の一つの際立った例はラウエランジェバン研究所の高中性子束炉（ILL-HFR）である。この施設は1967年にドイツとフランスが協同して設立したもので、後にイギリスが1973年に第3のメンバー国として合流したものである[34]。今日ではさらに9カ国、つまりスペイン、スイス、オーストリア、イタリア、チェコ共和国、スウェーデン、ハンガリー、ベルギー及びポーランドの諸国が、“Scientific Membership”協定に署名をしている。

しかし、多くの研究炉は1960年代に運転を開始し、したがって明らかに老朽化の域に達している。それらのいくつかは既に運転を中止しており、かなりの数の施設に同様の運命が待っている。一例として、2004年には272基の研究炉が稼働していたが[90]、2007年には245基に減少し[89]、そのうちの2/3が建設後30年以上も経っている。

OECDの欧州メンバー国の中では、スウェーデンのR2-50 MW(th)原子炉が2005年に運転停止になった[91]。フランスでは、1966年から運転してきた70 MW(th)原子炉OSIRISが2010年までに運転停止になる見込みであり、Phénix炉は2009年に運転停止されようとしている。以下の施設は1950年代から1960年代の同様の時期に運転を開始し、現在も使用許可の期間内で運転を続けている施設であるが、今後10年程度の運転が限度であると考えられる。

• BR2(ベルギー)	100 MW(th)	1961年から運転
• BRR(ハンガリー)	10 MW(th)	1959年から運転
• Halden(ノルウェー)	19 MW(th)	1960年から運転
• HFR(オランダ)	45 MW(th)	1963年から運転
• LVR15(チェコ共和国)	10 MW(th)	1957年から運転

中国では、HWRRとSPRが老朽化の問題に直面しており、近いうちに次々と運転を終了することになる[92]。

しかし、ある原子炉はすでに停止し、もしくは閉鎖されようとしている一方、新しく希望のもてる開発の計画もある。

##### (i) 近年運転に入った原子炉：

- オーストラリアのOPAL（初臨界2006年8月）[93]

## (ii) 建設中の原子炉：

- ジュールホロピッツ炉 (JHR) [94]；フランスは 1998 年に JHR プロジェクトを立ち上げた。それには EDF や AREVA といったフランスの企業も関与している。また同時に欧州のパートナーも含まれており、欧州委員会の支援を受けている。この分担して行った建設事業は、共同で立ち上げた第 5 回 EURATOM フレームワーク・プログラム (FP5) の枠組み内の【将来の欧州連合材料研究炉ニーズ】“Future European Union Needs in Material Research Reactors” (FEUNMARR) [95]で実施された。同プログラムは次のような共通の結論にたどり着いた；「原子力がエネルギー製造源の重要な部分を占めている限り、明らかにニーズは存在する」。「現在の材料試験炉 MTR の寿命を考えると、欧州において MTR を更新するという方策的なニーズは存在する。少なくとも、今から 10 年以内に新 MTR が 1 基は運転に入るようにするべきである」[94]。JHR のこれ以上の詳細は 3.2.4.2 項に譲る。
- 中国の CARR (運転開始は 2008 年内) [92, 96]と中国実験用高速炉 (CEFR) (臨界は 2009 年の予定) [97]。
- ロシアの PIK 炉 (運転開始は 2009-2011 年 [98])
- ひとつの悲しむべきことがある。それは、カナダで MAPLE 炉の運転準備が中止になったことである。運転開始のための試験と許認可の取り直しを実施していたが、その計画は 2009 年 5 月に頓挫してしまった [99]。

## (iii) 計画段階の原子炉：(詳細は 3.2.4.3 項を参照されたい)

- 日本の材料試験炉 (JMTR) のグレードアップ [100]
- オランダの Pallas [101]
- ベルギーの【高度技術応用多目的ハイブリッド研究炉】Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications (MYRRHA) [102]
- フランスの革新的な原型炉、おそらくはナトリウム冷却高速炉 Sodium-cooled Fast Reactor (SFR)
- 米国 GNEP 計画における先進リサイクル炉 Advanced Recycling Reactor (前述で、先進的専焼炉 Advanced Burner Reactors または先進的燃焼試験炉 Advanced Burner Test Reactors として言及した)

(iv) 米国では、アイダホ国立研究所の新型試験炉 (ATR) は、国立科学ユーザ施設として 2007 年 4 月にエネルギー省により指定された [103]。この施設は、今まで以上に原子力研究者の利用を促し、照射後試験をサポートすることになるであろう。この指定は次の数年に渡り ATR の性能の増強をもたらすであろう。2007 年 4 月にはまた、オークリッジ国立研究所において【アイソトープ製造用高中性子束炉】High Flux Isotope Reactor (HFIR) [104] の性能が、冷中性子源の設置により大幅に拡張された。

こういった状況の中で、現在の状況と将来の期待とともに高速研究炉のいくつかの特質を強調するのは妥当である。特にその高中性子束<sup>8</sup>と中性子エネルギースペクトルにおいて、高速炉は熱中性子炉との相補的な特徴を有するものである。しかし、まず第一に高速炉は、さらなるスケールアップと産業規模の高速炉の開発のための道筋を生み出すために必要な知識を与えるものである。高速炉は、エネルギー生産において、ウラン原材料の点で熱中性子炉に比べて 60 から 80 倍も効率がよいと考えられており、さらに強放射性の長寿命マイナーアクチニド核種 (Am, Np, Cm) とテクネチウムやヨウ素といった強放射性長寿命核分裂生成物を核変換できる可能性を秘めている。したがって新しい材料と燃料を新しい高速炉システム (すなわち革新的 SFR) 用に研究

8. 中性子束  $4.4 \times 10^{15} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$  が Phénix で達成できる

する上での高速研究炉の重要性は、関連する燃料試験施設とホットラボのニーズと共に強調されてしかるべきである。この最後のトピックに関するこれ以上の情報は 3.5 節の「燃料」の議論において扱う。

現在、4 基の高速研究炉（すべて SFR）が世界中で運転されている。：Phénix（フランス）[105]、常陽（日本）[68]、BOR-60（ロシア）[106]、高速増殖試験炉（Fast Breeder Test Reactor FBTR）（インド）[107]。中国では、20 MW(e)の CEFR の初臨界は 2009 年を予定している。

実用プラントの BN-600（600 MW(e)）は現在ロシアで稼動中である。再予算化と建設が 2006 年に再開した BN-800（800 MW(e)）は、2012 年に運転開始予定である[108]。それに加えて、インドは PFBR（1200 MW(th), 500 MW(e)）を建設中であり、2010 年の運転開始を目指している[109]。

フランスだけでなく、OECD3ヶ国が SFR の建設を計画している。しかしそれらが 2020 年以前に運転に入る可能性は低い。

- 米国の GNEP 計画では、マイナーアクチニドを燃焼させる先進リサイクル原子炉として利用する SFR の概念の検討を行っており、2020–2025 年間に運転開始を目指す[9]。
- 韓国は現在、KALIMER-600（韓国新型液体金属原子炉 Korea Advanced LIquid METal Reactor）[110]を開発中である。これは金属燃料の U-TRU-Zr<sup>9</sup>を装荷する 600 MW(e) の SFR である。GNEP のもと、米国は韓国と SFR に関する協力関係に合意した。
- 日本では、三菱重工が 2025 年までに SFR の、2050 年までにそれに続く商業炉の開発と建設を日本政府から請け負った[111]。

これらの新原子炉が建設され運転開始される前に、Phénix は間違いなく 2009 年に運転が中止されるであろう。その結果、今後は常陽(140 MW(th)) [68]ともんじゅ (280 MW(e)) – 2009 年に運転再開の予定[11] – が、新しい原子炉が利用できるようになるまでの OECD エリアでの数少ない利用可能な原子炉となる。このことは、新規あるいは更新施設に対するニーズを確認し、これらの計画が達成されることの重要性を強調している。

#### (b) その他の施設

現在の原子力カルネッサンスの流れの中で、また、将来のための原子力技術を準備するという観点にたって、とりわけ第 4 世代炉開発の枠組みの中で、燃料サイクル全体をカバーする新しい研究開発施設が必要とされる。

とりわけ（核不拡散のため）プルトニウムの単独分離を妨げる先進的再処理プロセス開発専用の革新的研究施設、及び、新型の (i) 燃料（炭化物、窒化物、金属及びマイナーアクチニド装荷）と、(ii) 被覆材、の製造のための遮へいされ自動化された試験的な施設及びプラントの建設は、今後のいかなるスケールアップにも必要不可欠なステップである。

これに関連して、フランスの核種分離研究施設 Atelier et Laboratoires pour Analyses, Transuraniens et Etudes de Retraitement (ATALANTE)が、プルトニウムの単独分離を避けるため“GANEX”（【アクチニド群抽出処理】Group ActiNide EXtraction process）を 2008–2012 年の期間内に達成する期待がある。次のステップはフランスのラアグ La Hagu の国際研究所建設である。この施設は 2015–2020 年までに運転開始の予定であり、さらに 2040 年までに産業規模のスケールアップ施設の建設が期待されている。

今日、原子力発電所に装荷されているほとんどの燃料は、酸化ウラン及び限られた量の MOX から構成される。群抽出が現実のものとなった時点においては、核拡散の懸念を考慮し、また高レベル長寿命廃棄物を最小化するために、燃料はウラン、プルトニウムとマイナーアクチニドから構成されたものになる可能性が高い。マイナーアクチニドを含むため、これらの新燃料は非常に高放射性であり、専用の遮へいつき自動化製造プラントが必要となる。

9. TRU = transuranic. 超ウラン

上で述べた研究施設は、マイナーアクチニド核種を含む燃料を製造するために設計され、GACID（包括的アクチニドサイクル国際実証 Global Actinide Cycle International Demonstration – CEA、JAEA、DOE の共通のプロジェクト[113]）の枠組みの下で、これらの燃料は 2025 年に日本の高速炉もんじゅに送られて照射試験に供される予定である。

#### (c) 過去の経験からの教訓

これらのコメントは最近及び将来の開発に関するものであるが、優れた結果が今でも古い原子炉から取得できることを記憶しておくべきであろう。しかし一方で、現在求められているようなレベルの測定精度及び測定の種類は、研究活動に新たな負担を強いるものであり、最新の装置で初めて達成できるものであることを認識しておくべきである。同様に、昔の測定からの情報（たとえば IRPE プロジェクト[2]で記録されているように、古い実験の結果が現代の標準に照らして容認できるものかをチェックする試みもあるが）を引き出すこともできるが、それらの情報は限られたものである。基本的に、今日ではこれまで以上の情報が必要とされる。もちろん、現在ではシミュレーションが可能になっており、その利用によりさらなる実験をせずに済ませることも可能である。しかし、新施設に関する部分で述べたように、新しい特別仕立ての施設でしか対処できないような要求も依然として存在する。

#### 3.2.4.2. 原子炉、臨界及び未臨界集合体の現在の状況

原子炉の実験分野をレビューして分かることであるが、いくつかの原子炉は汎用目的であり、他方、中性子散乱のように特定の目的に絞った利用施設もある。後者については、RTFDB データベースに、米大統領府科学技術政策局の中性子科学作業部会 US Office of Science and Technology Policy Interagency Working Group on Neutron Science において検討された原子炉を含む全ての施設[114]が含まれている。

高速炉との関連では、IAEA が稼動中及び計画中の高速炉プラントに関する情報のデータベースを編集している[15]。以前の、1996 年からの TECDOC-866 に代わる、TECDOC-1531 [115] も利用可能である。このデータベースは、液体金属高速炉に関する情報、とりわけそのプラントのパラメータと設計の詳細情報を含んでいる。そこでは大量のパラメータ；設計データ及び関連するグラフィック情報が入手可能である。

多数の研究炉と臨界集合体の現状に関するさらなる情報が与えられている。以下の情報は世界中で利用可能な施設を全て網羅するものではない；むしろ、将来変更が予想されるか、または原子炉開発にとり特別に重要な施設に限定した情報を提供しようとするものである。

##### ・ベルギー

##### VENUS [28]

VENUS は 1960 年代、SCK・CEN に建設されたゼロ出力の臨界施設である。始業以来、原子炉圧力容器サーベイランス、軽水炉の Pu リサイクルや燃焼度の測定などといった、広範囲の課題に利用される計算コードの検証にこれまで使用されてきた。この施設は ADS システムに変更することが決定している。この ADS システムは、鉛母材の中の 30%の濃縮ウランから構成され、連続波重水素加速器で稼動される。内部中性子源は重水素またはトリチウムターゲットから供給される。GUINEVERE と呼ばれるこのプログラムは 2013 年まで続けられる。

##### ・フランス

##### MASURCA [30]

MASURCA はゼロ出力(5 kW)原子炉で、高速中性子炉の研究と測定技術の開発専用利用されてきた。2006 年には、施設の新中性子制御システムの検証を目的とした“ガス”炉心装荷が行われ、新たな挑戦に対応できるグレードアップした施設を 2013 年に提供する、という重要かつ革



新的な計画の幕開けを告げた。なお、MASURCA が大々的な点検整備を実施している数年の間、実験プログラムが実施されることはなかった。

### EROLE [29]

EROLE 臨界施設は非常に低出力の実験炉で、専ら加圧水型炉 PWR と沸騰水型炉 BWR の減速材中の格子の核的研究に用いられてきた。最近及び現在の実験プログラムは以下の通り：(i) FUBILA: BASARA プログラムの初期にスタートした高燃焼度 BWR での 100%MOX 燃料の研究で 2005–2006 年に実施されたプログラム。(ii) FLUORE: 1300 MW(e) PWR 容器での中性子束計算のための実験的データベースを提供するために 2006 年末まで実施されたプログラム(iii) PERLE: 2007 年に行われた欧州加圧水型原子炉 (EPR) 用の重反射体の研究を目的としたプログラム。

### MINERUVE [31]

実験炉 MINERUVE は、様々なタイプの原子炉の格子の核的研究に専ら使われている。この施設の独特で極めて貴重な特徴は、試料振動装置が使える点である。反応度変化の測定は、小試料や燃料試料を周期的に振動させることにより実施できる。

(i) OCEAN プログラム(【中性子吸収材炉心試料振動】Oscillation en Coeur d' Echantillons d' Absorbants Neutroniques)は 2005–2008 年の間、様々な中性子スペクトルを用いて実施されている。燃料サイクル期間の延長及び MOX 燃料利用の拡大を目的として、本プログラムは中性子吸収体のもっと正確な知識に対するニーズに応えている。吸収体は次のようなものである。<sup>155</sup>Gd, <sup>157</sup>Gd, 天然 Gd, <sup>177</sup>Hf, <sup>178</sup>Hf, <sup>179</sup>Hf, <sup>180</sup>Hf, <sup>166</sup>Er, <sup>167</sup>Er, <sup>168</sup>Er, <sup>170</sup>Er, <sup>160</sup>Dy, <sup>161</sup>Dy, <sup>162</sup>Dy, <sup>163</sup>Dy, <sup>164</sup>Dy, <sup>151</sup>Eu, <sup>153</sup>Eu, 天然 Eu である。

(ii) OSMOSE プログラム(【"Eupraxis"スペクトルでの MINERV 同位体振動】Oscillations dans Minerve d' isotopes dans des Spectres Eupraxisiques)は 2005 年に開始し、2010 年に終了する。これは以下に示すマイナーアクチニド核種の中性子スペクトルの幅広い領域での吸収断面積の検証を行うことができる：<sup>232</sup>Th, <sup>233</sup>U, <sup>234</sup>U, <sup>236</sup>U, <sup>238</sup>U, <sup>237</sup>Np, <sup>238</sup>Pu, <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Pu, <sup>242</sup>Pu, <sup>241</sup>Am, <sup>243</sup>Am, <sup>244</sup>Cm, <sup>245</sup>Cm。

MINERUVE は、また訓練用にも使われている。

### Jules Horowitz Reactor (JHR) [94]

既に述べたように、フランスは 1998 年に JHR プロジェクトを立ち上げた。JHR 共同体協定は 2007 年 3 月 19 日に 8 協力機関により署名された。それらの機関は、SCK・CEN, CEA, EDF, AREVA, NRI, CIEMAT (これにはスペインの産業界と公共団体が含まれる)、VTT 及び EU である。JHR は燃料研究のために、高熱中性子束 ( $5.5 \cdot 10^{14} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ ) と、材料の老朽化を模擬するための高高速中性子束 ( $10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ ) を提供することができる。運転開始時期は 2014 年を予定している。

最近のフランスの研究炉開発のレビューについては、文献 [116]を参照されたい。

## ・イタリア

### TRIGA RC-1 [117]

TRIGA RC-1 は 1967 年に 1 MW にグレードアップされた Triga Mark II 原子炉である。最近の実験プログラムには次のようなものがある。2005 年の ADS 実験活動の終結、2006 年の中性子ラジオグラフィ、医療用アイソトープ生産、要求に応じた照射業務、訓練。

## ・日本

RTFDB には、日本にあるいくつかの臨界集合体と実験炉が掲載されている。その中で、JAEA の重水臨界実験装置 (DCA) と高温ガス炉臨界実験装置 (VHTRC) は既に運転停止している。しかし、

それ以外の臨界集合体は、新しい燃料の研究開発のみならず、原子力の安全研究にも広く利用されている。以下の施設は炉物理の発展のために特に重要だ。

### FCA [33]

高速臨界実験装置 (FCA) はこれまで常陽[68] やもんじゅ[11] など高速炉の設計のための多数のモックアップ実験に使用されてきた。さらに、ガス膨張モジュールを用いた試験に加えて、先進的 FBR 炉心や減速材追加型 FBR 炉心など、高速炉の技術的開発のために使われてきた。FCA は核データと高速炉の設計の炉物理的手法の検証に使われてきた；特にマイナーアクチニド (MA) 断面積データと実効遅発中性子収率 ( $\beta_{\text{eff}}$ ) の測定が行われた [118]。

また FCA は、炉心構成と燃料物質を自由に変更できるという特徴があるので、熱中性子炉システムも含めた、様々な原子炉の研究開発に使われてきた。例えば、高転換軽水炉 (HCLWR)、低減速型軽水炉 (RMWR)、4S (超安全、小型、簡単) 原子炉、さらには、ADS システムの基礎的実験研究にも FCA が用いられた。

### TCA [119]

軽水臨界実験装置 (TCA) [119] は、もともと動力試験炉 (JPDR)<sup>10</sup> を含む軽水炉の炉物理を研究するために建設されたものであり、以来、様々な炉物理実験に用いられてきた。その利用の初期段階で TCA は、JPDR 炉心と原子力船むつの炉物理実験と中性子パラメータの開発と検証に用いられた [120]。

その後、熱中性子でのプルトニウム利用に関する炉物理実験が実施された。引き続き、最近では、TCA は未臨界システムの物理と未臨界性の測定を含む臨界安全研究とマイナーアクチニド同位体の反応度測定に用いられてきた。

TCA は簡単でその特性がよくわかっている臨界集合体であるため、学生や研究所のスタッフの教育用に使われてきた。毎年 100 人以上の人々が TCA 教育プログラムに参加している。TCA の将来のプログラムは現在検討中である。

### STACY [121] と TRACY [122]

臨界安全は燃料サイクル施設の安全評価における最も重要な課題の一つである。日本では、使用済み燃料再処理を利用する核燃料サイクルがエネルギー政策の主要な方策である。最初の商業用再処理プラントである日本原燃 (JFNL) の六ヶ所再処理工場 (RRP) [123] が青森県に建設された。以上に関連して、定常状態及び過渡状態におけるウラン燃料の溶解システムの実験データを取得し、計算コードシステムとデータライブラリを検証することを目的として、それぞれの状態に対応する施設である定常臨界実験装置 (STACY) と過渡臨界実験装置 (TRACY) が運転されてきた。

STACY の初臨界以来、複合炉心のような複雑なシステムの臨界性能だけでなく、10%と 6%濃縮硝酸ウラニル溶液の基本的な臨界データが取得されてきた。最近の実験では、6%の硝酸ウラニル溶液と Cs, Nd, Sm, Gd, Eu といった核分裂生成物同位体からなる非均質炉心 (燃料棒の配列) を使ったものがある。核分裂生成物を混ぜるのは、再処理プラントの溶解液を模擬するためである。これらのデータは燃焼度クレジット解析に用いられる。STACY を使って得られたいくつかのデータは、国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP) [12] において検証された。

TRACY においては、過渡特性が 10%濃縮硝酸ウラニル溶液を用いて研究が行われ、出力分布データが様々な反応度投入試験により得られた。また低濃縮硝酸ウラニル溶液システムでの臨界事故の核分裂数のような基本データが取得された。TRACY 実験で蓄積された知識とこれらの解析を通して検証された計算コードが、1999 年に発生した日本で初の臨界事故の解析に採用された。

10. 1996 年に完全に解体された。

TRACY による最近の実験は、臨界事故時の溶液への放射線照射によるボイド発生メカニズムの研究に集中している。

#### KUCA [124]

実際の原子炉や臨界集合体は、炉物理の革新的な概念と方法論を検証する融通性のあるツールであり、それを運転するという経験は、研究開発のみならず教育にとっても重要な意味を持っている。そのため、大学における臨界集合体の運転は特別の重要な役割を担っている。

京都大学臨界集合体実験装置 (KUCA) は複合炉心型臨界集合体である。これは炉物理研究用の施設であり、日本全国の大学からの研究者の共同利用施設である。KUCA は、京都大学高中性子束炉の核特性の研究、結合炉の物理、トリウム燃料の臨界実験、中濃縮ウラン燃料を用いた臨界実験、臨界安全問題及び高転換軽水炉の炉物理研究などの目的に使われてきた。

- KUCA の炉物理実験での最近の研究テーマの一つは、軽水炉燃料の燃焼可能ポイズンであるエルビウム元素の研究である。
- もうひとつのトピックは、熊取加速器駆動原子炉試験プロジェクト (KART) である [125]。このプロジェクトでは、KUCA は FFAG (定磁場強収束) 加速器に接続され、ADS の他にも、加速器の医療応用、材料、化学、物理の研究に利用される予定である。

#### 常陽[68]

常陽は JAEA により運転されている日本の高速増殖炉である。これは、燃料設計と製造、プラント挙動、崩壊熱除去、破損燃料検出といった課題に対する炉物理と技術開発のための実験データ取得に用いられてきた。

常陽の初期炉心は、より高度な照射性能を達成するために、1982 年に MK-II へ、さらに 2003 年には MK-III へとそれぞれグレードアップされた。最近、常陽はマイナーアクチニド (MA) の中性子誘導反応の断面積データ情報を取得するために使われた。常陽は実験炉であり、照射実験施設が連結されているため、高放射性材料を取扱う実験が可能である。

#### もんじゅ[11]

もんじゅは 1994 年 4 月に初臨界を達成した。1995 年のナトリウム漏洩事故から学んだ教訓に基づいて 2007 年 5 月に大幅な改造が完了した。現時点では、もんじゅは 2009 年中もしくは 2010 年の運転再開を目指している。運転再開は最初の一連の炉心確認試験を行い、続いて出力上昇試験が 2 年間かけて行われる予定である [126]。

#### JMTR [100]

3.2.4.3 項を参照されたい。

#### • ロシア連邦

NIIAR は 2 つの改造計画を持っている [88]。MIR.M1 [127] (進行中) と BOR-60 [106] (設計と技術資料を作成中) である。

#### BN-800 [108]

Beloyaysk の OKBM により建設中の高速中性子炉である BN-800 は、同じサイトの BN600 にとって変わり、原子炉級及び兵器級のプルトニウムを用いた MOX 燃料を使用するように設計されている [128]。一旦計画は頓挫したかに見えたが、建設の予算の再要求が認められ、プログラムは 2006 年に再開し、運転開始は 2012 年の予定である。

## ・スイス

PROTEUS [32] はポールシェラー研究所 Paul Scherrer Institute (PSI) にある極めて多用途の臨界施設である。同施設は 1960 年代から、多種多様な先進的原子炉型に関連する積分データを取得するために使われてきた。それらはガス冷却高速炉 (GCFR)、高転換軽水炉 (HPLWR) からペブルベッド HTR にまで及んでいた。

PROTEUS の中心試験領域では、中性子スペクトルに関してかなり柔軟に研究が行える。それは、主にこの施設の多領域という特徴を利用したものである。したがって、実施されたほとんどのプログラムにおいて、中心試験領域の臨界は外部熱中性子ドライバー領域 (黒鉛と重水減速材を持つ) によって調整されており、これらの領域は乾燥天然ウラン金属バッファ領域により中央試験領域から隔離されている。

最近終了した実験プログラムの LWR-PROTEUS は、PSI と【スイス原子力利用協会】*swissnuclear* (Association of Nuclear Utilities in Switzerland) の密接な協力関係の典型である。プログラムの様々な段階において、原子力発電所からのフルサイズの実際の燃料集合体を使って、詳細な研究が実施された。

新しいプログラム【PROTEUS での大型照射燃料実験】LIFE@PROTEUS (Large-scale Irradiated Fuel Experiments at PROTEUS) を実現するために、PROTEUS 研究炉の改造拡張工事が計画されている。その装置と制御システムの更新とは別に、大量の放射性物質貯蔵をフルスケールの使用済燃料棒の形で取扱えるように施設の能力が拡張されようとしている。この目的のために、多領域原子炉の中心領域には大きな水タンクを設置し、照射燃料を水中で取扱えるようにする計画である。

## ・米国

米国においては、依然として国中の大学において多くの研究炉が稼動中であり、研究と教育の貴重な機会を提供している。米国エネルギー省が管轄している主な試験及び研究用の原子炉は、アイダホ国立研究所の新型試験炉 Advanced Test Reactor (ATR-250 MW) [103] とオークリッジ国立研究所の【アイソトープ製造用高中性子束炉】High Flux Isotope Reactor (HFIR-85) [104] である。1990 年代の実験用増殖炉-II Experimental Breeder Reactor-II (EBR-II) と高速中性子束試験施設 Fast Flux Test Facility (FFTF) の運転停止に伴い、米国における高中性子束照射能力は幾分限定されたものとなっている。

原子炉開発を目的として、RTFDB に取り上げられているその他の原子炉は、ブラジル、カナダ、中国、インド、オランダ、スロベニアにある。特にインドでは 1250 MW(th) 高速増殖原型炉 (PFBR) が 2010 年に運転開始を迎えようとしている。

### 3.2.4.3. 計画段階の原子炉、臨界及び未臨界集合体の開発

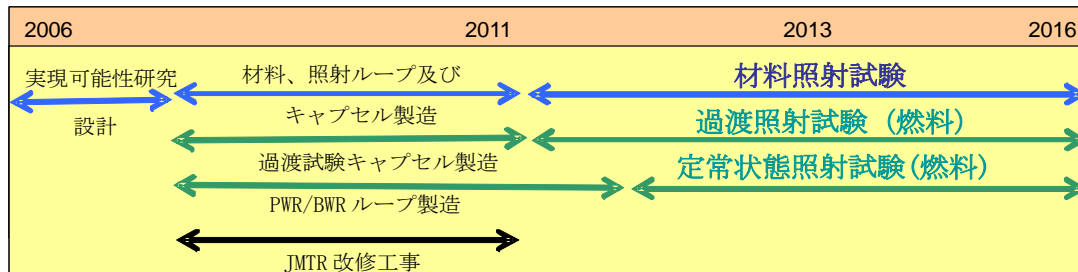
以下に述べる施設は、計画段階にあるものである。ただし、そのコンセプトは将来にわたって変更される場合もある。

#### JMTR のグレードアップ (日本)

日本の材料試験炉 (JMTR) は 1968 年から 2006 年 8 月まで稼動を続けていた [100]。本施設は BWR 燃料の出力急上昇試験や、核融合炉のブランケット材料、照射誘起応力腐食割れ (IASCC)、照射脆化などの原子炉材料試験に使われてきた。JMTR は原子炉の改造と照射施設のグレードアップにむけて現在は運転停止中で、運転再開は 2011 年になる見込みである。JMTR の改造に関しては、JAEA 及び政府の様々な委員会で計画の認可に向けた議論が行われた。原子炉制御系、冷却系、電力供給系の 4 年計画の更新の認可を得るため、JMTR の改造準備が 2007 年 4 月に始まっ

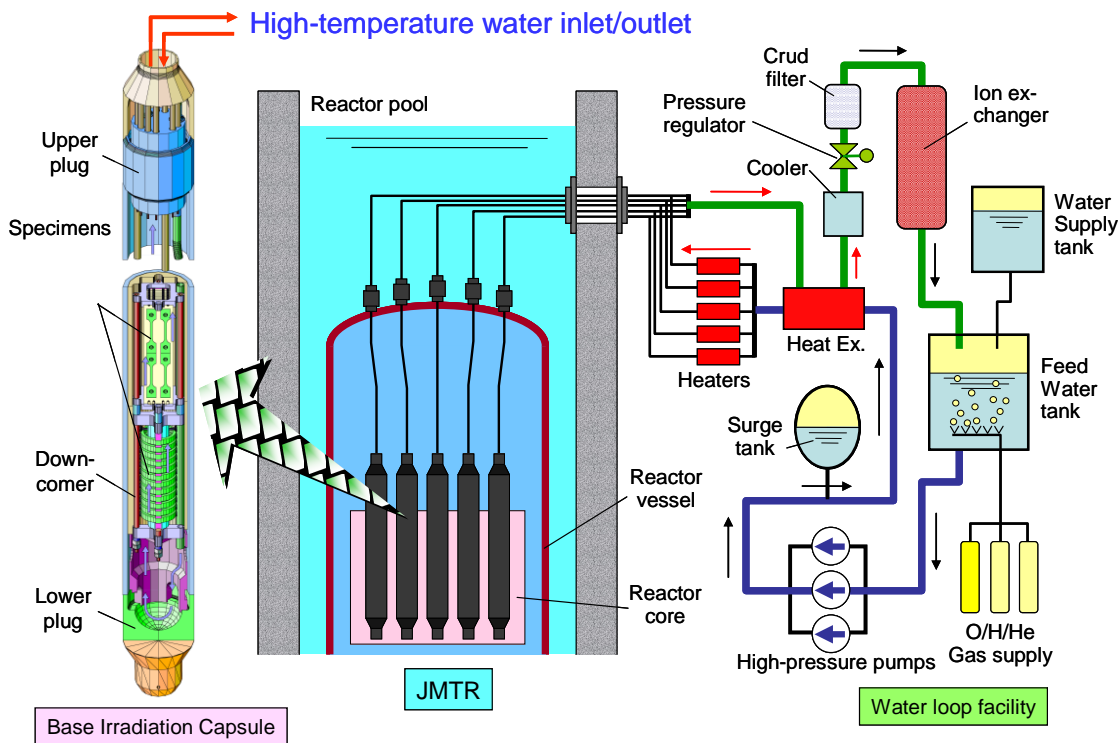
た。施設改造、照射施設のグレードアップとその後の各種試験のための予想される予備的スケジュールを図 4 に示す。

図 4 JMTR の改修・グレードアップの予備的スケジュール



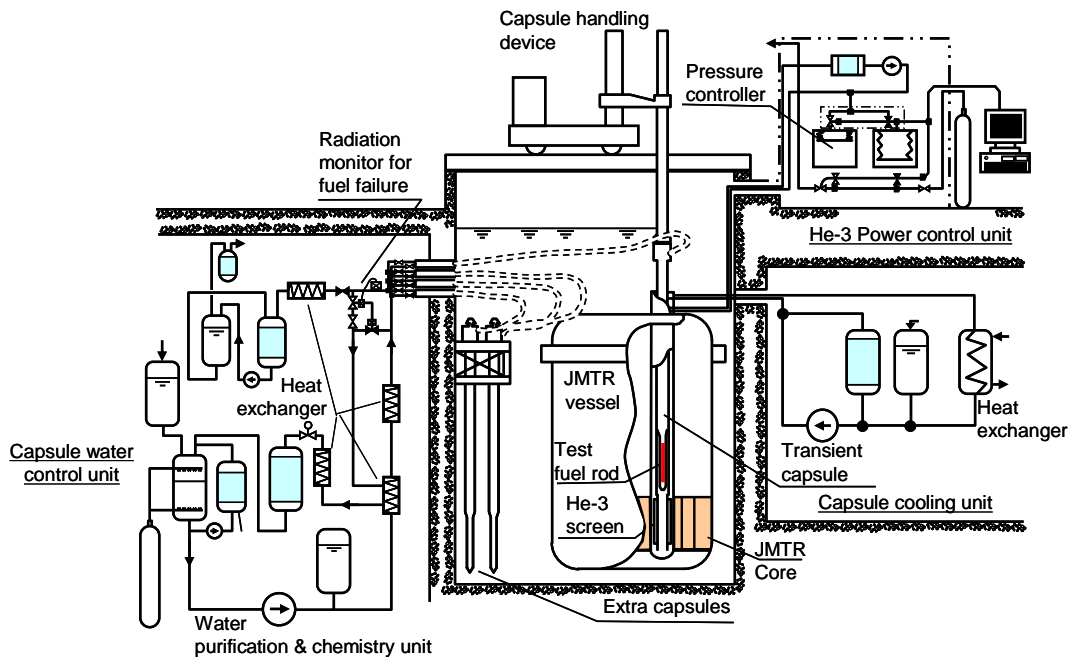
JMTR における材料と燃料の照射研究に関する実現可能性の検討と施設の設計に係る予備的作業は、原子力安全・保安院（NISA）／経済産業省（METI）の支援のもと、2006 年度に行われた。その検討の範囲は、応力腐食割れ（SCC）、腐食、耐破損性、放射線場における原子力材料の照射成長に関する材料試験、にまで及んでいる。図 5 に、炉内 SCC と腐食試験のための材料照射ループの模式図が示されている。き裂進展速度と腐食に対する放射線の影響について、軽水炉を模擬した水化学を含む水質条件下での研究が実施される予定である。

図 5 JMTR の材料照射ループの模式図



JMTR を使った過渡状態と定常状態での燃料照射研究の実現可能性について分析が行われた。過渡試験施設と新開発燃料の重照射をシミュレーションする水ループの基本設計も既に行われている。過渡試験設備の製作と据付は、2008 年の開始が期待されている。自然対流冷却条件下での沸騰中のキャプセル中の BWR 燃料の出力急上昇過渡試験が 2011 年に開始される予定である。この設備は、これまでに成功裏に行われていた BWR の  $UO_2$  燃料の出力急上昇試験に使われてきた沸騰水キャプセル (BOCA) と類似のものである。図 6 に BOCA キャプセルの模式図を示す。この試験は、新たに設計したキャプセルを用いることで、強制対流、沸騰過渡条件にも拡張して実施することができる。この新しい過渡現象試験は、異常過渡条件下での高燃焼度における条件に対応した設計と材料を用いることで、 $UO_2$  及び MOX 燃料の破損判定基準の情報を提供できるであろう。過渡試験設備に加え、グレードアップした燃料バンドル照射用水ループが設計され、軽水炉を模擬した十分に管理された環境下での重照射用に新たに開発された燃料の定常照射試験の実施が提案された。このループは新しい水化学、すなわち貴金属と水素の添加、を模擬することができる。そして更なる試験のためにより高燃焼度の  $UO_2$  及び MOX 燃料を提供することができるであろう。このループ照射テストはオンライン測定や、高燃焼度での被覆管腐食や、燃料棒の高内部圧による被覆管の剥離などの燃料挙動の試験データを提供するであろう。 $^{99m}Tc$  などのアイソトープ製造、シリコン半導体の中性子ドーピングの設備もまた JMTR に設置される計画である。

図 6 燃料過渡試験キャプセル模式図



### PALLAS (オランダ)

NRG は Mallinckrodt Medical B.V 社及び欧州委員会共同研究センター Joint Research Centre of the European Commission と共同で、2015 年までにタンクインプール型の新原子炉を建設し運転を開始するプロジェクトを立ち上げた[101]。同プロジェクトでは、許認可手続きの準備と社会的、政治的サポートの取得に関する技術的、予算的選択肢の議論が行われている。

### MYRRHA (ベルギー)

加速器駆動システムとの関連で、MYRRHA [102] に関する議論は 3.4 節に掲載した。概略を述べると、MYRRHA は小型の鉛ビスマス冷却 XADS である：この施設は、炉心出力 40 MW(th) であり、線形加速器により、鉛ビスマス窓なし核破碎ターゲットへ入射される、600 MeV×3 mA 陽子ビーム電流により駆動される。(350 MeV のサイクロトロンを選択肢も議論されたが、サイクロトロンでは必要なビーム安定性を確保できないことから断念した。)

### 革新的原型炉 (フランス)

2006 年 6 月、フランスのシラク前大統領がこの第 4 世代原型炉の建設を発表した。これはナトリウム冷却高速炉となる公算が大きく、2020 年に運転を開始する予定である。

### 先進リサイクル炉 (米国)

GNEP の枠組みにおいて米国は、使用済燃料から分離した超ウラン元素を、発電しながら消費するための最新の再生利用原子炉<sup>11</sup> の開発と設置を提案した。GNEP のもと、先進リサイクル炉は 2020–2025 年に運転を開始する予定である [129]。

11. 既に先進専焼原子炉または先進専焼試験炉として言及している

### 3.2.4.4. 将来の原子炉、GNEP、第4世代炉、その他

この節のはじめで述べたレビューでは、現存する施設、近い将来設置される施設、計画が進行している施設に議論が集中した。しかし、他にも新たな先進的原子炉システムの開発を目指す多くの動きがある。中期計画の GNEP [9] や長期の第4世代炉 [10] プログラムといったプログラムは、既に多数の将来炉やその他の施設に関する作業を開始している。GNEP は最近 21 カ国からなる共同体に成長し、次に掲げるテーマに関心が集まっている。

- ・ 責任ある方法で廃棄物を取扱うニーズ
- ・ 必要なインフラの整備に係るコスト
- ・ 燃料サイクルの高効率化を図る技術の開発とその利用に対するニーズ
- ・ 核物質と機密技術の拡散のリスク

第4世代国際フォーラム (GIF) によって選択された6種類の第4世代システムに関するその他の研究については、既にこの節で述べられている。同プロジェクトに関する更なる最新の情報を得るには、原子力機関 (NEA) で管理されている GIF ウェブサイト [10] にアクセスされたい。

### 3.2.5. 結論と勧告 - 原子炉開発

この節では、長期的見通しとともに、現在及び近い将来の状況に関して分析した、前述の勧告をまとめる。この節は次の5つの部分から成る。

- ・ ニーズの特定
- ・ 新施設の建設
- ・ 原子炉寿命の延長
- ・ 国際協力の強化
- ・ 専門的知識、技術の保存

これらの項目について以下に詳細な議論を行う。

#### ニーズの特定

一般的には、特定の研究分野や原子炉タイプに関連した将来のニーズの見通しを得ることは極めて困難である；それは、長い年月の間に特定の原子炉の設計の重要性が変化し、また、それぞれの国の事情により見解が変化するためである。加えて、最近、斬新な原子炉の概念に対する関心が復活したことにより、開発分野が拡大された。例えば、ガス冷却炉 (GCR) は数10年前には多くの関心を集めたものの、それ以来、数カ国を除いて全ての国が GCR の開発を断念してしまった。しかし最近では、現在の PBMR の開発に伴い、また、第4世代フォーラム内で、GCR 技術への関心が再び顕著になってきた。また、日本においてはプルトニウム利用は重要な関心事であり、したがって、プルトニウムや MOX 燃料を使うことのできる原子炉は重要である。しかし、その他の国においてはこの分野の活動はそれほど活発ではない。

特定の原子炉の設計と結びついた特別の研究炉や臨界集合体に対する直接的な要求のみならず、基礎炉物理実験と教育を目的としたゼロ出力 (または低出力) 原子炉と未臨界集合体に対するニーズも存在する。広範囲な炉心シミュレータの開発が進んでいるにもかかわらずである；つまり明らかに、原子炉炉心を実際に使うという経験が原子炉の挙動を理解するのに最も効果的な方法である、ということである。技能ベースの知識の範囲を広げるべき、という要求は、採用した原子炉タイプに関係なく、将来のいかなる原子力開発にもあてはまるものである。この意味で、世の中の要求の変化に因應するためにも、臨界集合体は多目的であるべきである。

中性子源としての研究炉に対する要求は強調されるべきである。現代の基礎研究は、物質の探触子としての高強度中性子源を必要としている。大型で多目的の加速器施設 (IFMIF [65] や【ナノ科学と核シミュレーションのための共同加速器】 Joint Accelerators for Nanosciences



and Nuclear Simulation/Jumelage d' Accélérateurs pour les Nano-sciences, le Nucléaire et la Simulation (JANNUS) [130]) が最近の傾向を特徴づけているが、一方で従来の研究炉は連続照射ができるという長所を有している。したがって、両タイプの施設（加速器と原子炉）が必要であり、それらの能力は相補的である。

### 新施設の建設

OECD の何カ国かは新しい原子炉や核燃料サイクル施設の建設に着手したか、または建設計画を表明している。一方、非 OECD 国であるロシア、中国、インドでは、既にこの分野の具体的な行動に繋がる積極的なプログラムを立ち上げている。特に、これらの国では、第 4 世代型炉ではないものの、高速炉建設に大変な努力を払っている。

これに関連して、OECD 諸国はおそらく原子力産業における革新を奨励し、原子力技術における主導権を確保するために、関連する研究開発を促進するための新たな対策を行うと考えられる。当然、国の予算内に収める必要があるため、国際協力が今まさに求められている。考えられる分野は、群分離抽出及びマイナーアクチニド装荷燃料の製造を目指した高速中性子炉及び/または研究施設の建設（共同所有）である。（以下の“国際協力の強化”を参照されたい）

### 原子炉寿命の延長

現在または将来の研究活動を確かなものとするために、現在稼働中の研究炉は、それらが最高の国際安全規格を満足するという条件の下、維持されるべきである。とりわけ臨界施設の必要性は強調されるべきである。なぜならば、それらは炉物理や臨界安全の研究に用いられるからである。にもかかわらず、いくつかの現行施設は既に運転停止されてしまっている。現存の原子炉の寿命延長の例としては、JAEA による JMTR のグレードアップがある[100]；これについての議論は 3.2.4.3 項で行っている。

### 国際協力の強化

最近 GNEP のメンバーが 21 カ国に拡大したことは[9]、短期の開発に取り組むための国際原子力発電コミュニティ内部の協力関係を望む意思の表れである。同様にシラク前フランス大統領は、（2006 年 1 月 5 日に、フランスは 2020 年運転開始を目指した革新的原型炉を建設する意向であることを表明した時に）その計画に携わってくれる産業界の国際的パートナーは明らかに歓迎すべきことであることを強調した。さらに長期の見通しを持って、第 4 世代炉イニシアチブ[10]には、将来の利用を目指して原子炉設計を進展させる目的で、第 4 世代国際フォーラムを通して既に多くの国々が結集している。

同じ考えで、OECD 加盟国間の財政的、科学的及び技術的な努力に関する協力関係が強化されれば、利用可能な資源活用の最適化が図れるであろう。このことは例えば、ラウエ-ランジェバン研究所 (ILL) 共同体[34]（核融合の分野では ITER [64]）で採用されたのと同様のやり方で、既存の研究炉の有効利用または広く開かれた（または協同で所有する）原子力施設の建設という目的を実現できることになるであろう。

国際研究機関は、各国間の協同作業の促進に重要な役割を果たしている。また既存の NEA と IAEA 活動<sup>12</sup>の間の相乗効果はさらに模索が続けられている。

また、研究者の相互交流、研究計画、研究結果の相互交換も奨励されるべきである。フランスとベルギー間の協力関係（EOLE [29]と VENU [28]）といった継続中の実例を模範とすべきである。

12. 例えば、IAEA プログラム D. “Nuclear Science and with the new IAEA Technical Working Group on Research Reactors (TWGRR)”に含まれるサブプログラム D.2 “Research Reactors”。

### 専門的知識、技術の保存

現在の原子力研究関連施設は、有能で経験のある研究者と技術スタッフにより運用されている。現在の原子力カルネッサンスの流れの中で、この人的資源と専門的知識は保存されることが望ましい。引退する人々と入れ替えるために、若手スタッフの補充と保持が必要であるということである。

過去の例の教えるところでは、放棄された技術が復活することがある；例えば HTR である。これは現在第 4 世代炉として選ばれた 6 つのシステムの一つである。このことは、現存の施設を適切である限り稼動しつづけ、これまで蓄積してきた知識体系を保存することの必要性を示している。

知識の保存に関連して、本節（3.2 節）の冒頭でも述べたように、例えば IRPhE [2] のような昔の実験のデータベースの保存に係る作業（これについては 4.4 節でさらに言及する）は、そこで使用された手法と QA 手順が、現在及び将来の実験の記録保存のために使われるべきである、という NSC の勧告をもたらした。本専門家グループの活動は、QA 手順がニーズと整合が取れていて、必要以上に面倒でなければ、この勧告が妥当であると認めている。もし QA 手順がかなりの負担になれば、データベースへの貢献の意欲を殺ぐ危険性がある。

また、稼動中の原子炉のフィードバックやナトリウム技術等とともに、照射後の MOX 燃料、炭化物燃料、窒化物燃料、金属燃料に関する過去の実験データに関する情報の宝が存在する。これらの情報は保存されるべきである。もちろん、これらのデータの全てが公開されているわけではないが、こういった情報が存在しているのは確かであり、そのうちのいくらかは入手可能である；これに関しては、Crawford 等のレビュー論文[131]を参照されたい。

若手研究者の基盤知識の蓄積に関して言えば、フランスとドイツの試みである Frédéric Joliot/Otto Hahn の炉物理、核燃料及びシステムに関する夏の学校[132]が、過去数十年にわたって非常に多くの若い研究者を集め、原子力開発に関する最新情報を浴びるように与えるのに役立っている。これとはかなり色彩が異なり、おそらくより政治的で、リーダーシップ育成を目指している世界原子力大学 World Nuclear University が、2003 年から運営されている[133]。このような試みも推奨されるべきである。

### 3.3. 中性子利用技術

原子炉及び核破砕源から得られる中性子の利用には二つの方法があるが、これらの利用範囲は広く、重要な利用技術であるため、中性子散乱と中性子ラジオグラフィについて以下の項で別々に考察する。

#### 3.3.1. 中性子散乱<sup>13</sup>

##### 中性子源

中性子は、原子レベルから数センチレベルまでのスケールで物質の構造を研究するために利用されている。また、中性子は、原子力産業と原子力研究の分野において、原子力コードの検証から、原子力産業にとって重要な材料である、ガラスや鉍物など核燃料貯蔵用としての可能性のある材料及び、原子燃料、燃料被覆材、圧力容器の鋼材と溶接材、減速材の研究まで、幅広く利用される。

56 ヶ国に約 270 基の中性子研究炉がある。表 1 は、そのうちの抜粋した情報である。これらは様々なタイプの燃料で運転されている。その多くは、高濃縮ウラン（HEU）燃料を用いるものであり、<sup>235</sup>U 濃縮度は 20% を超える。しかしながら、ここ 10 年間で、核物質の拡散のリスクに対する懸念が強まるなか、HEU を使用する炉の数を減らそうという圧力が増大してきている。そ

13. このセクションの作成にあたり、S.M. Bennington (Rutherford Appleton Laboratory, UK), A. Harrison and U. Köster (Institut Laue-Langevin, France) の支援を受けました。深く感謝します。

れと並行して、もともと HEU を使用するよう設計された炉の多くで、同等の性能が得られる低濃縮燃料を開発しようという研究プログラムも行われてきた。

ほとんどの中性子研究施設は核分裂炉を基本としており、これらの多くは 40 年から 50 年前に建設されたものである。しかしながら、近年、加速器の出力と信頼性が増してきており、多くの政府は、中性子散乱研究のために核破砕源施設の建設を選択している。表 2 に世界の核破砕中性子源施設の完全なリストを示す。

表 1 世界のユーザ施設を動かす原子炉ベースの中性子源の抜粋

原子炉	場所	稼働開始年	熱出力 (MW)	最大非摂動中性子フラックス (炉内) (n. cm <sup>-2</sup> . s <sup>-1</sup> )	中性子散乱装置の数	ラジオグラフィ/断層撮影ビームライン数
ヨーロッパ						
HFR	ILL, グルノーブル, 仏	1971	57	$1.5 \times 10^{15}$	37	1
FRM II	TUM, ガーヒン, 独	2004	20	$8 \times 10^{14}$	20	2
HFR	JRC, ペッテン, 蘭	1961	45	$5 \times 10^{14}$	4	2
Orphée	LLB, ジフ・シュール・イヴェット, 仏	1980	14	$3 \times 10^{14}$	25	1
BRR	BNC, ブダペスト, ハンガリー	1959	10	$2.5 \times 10^{14}$	6	2
BER II	BENSC, <sup>14</sup> ベルリン, 独	1992	10	$1.2 \times 10^{14}$	20	3
IBR-2	FLNP, JINR, ドゥブナ, 露	1984	1500 (パルス) 2 (連続)	$1 \times 10^{16}$ (パルス)	11	0
米国/カナダ						
ATR <sup>15</sup>	INL, 米国	1969	250 MW	$1 \times 10^{15}$	建設中	0
HFIR	ORNL, 米国	1966	85	$2 \times 10^{15}$	10	0
NCNR	NIST, ゲイザースバーグ, 米国	1969	20	$4 \times 10^{14}$	19	1
NRU	AECL, チョークリバー, カナダ	1957	125	$3 \times 10^{14}$	7	0
日本						
JRR-3M	東海村	1962	20	$2 \times 10^{14}$	24	3
オーストラリア						
OPAL	ANSTO, オーストラリア	2006	20	$4 \times 10^{14}$	9	0

出所：参考文献[134]

14. 2008 年 6 月に HMI から The Helmholtz Centre Berlin for Materials and Energy に改名。

15. 通常、中性子散乱実験には用いられないが、ATR は、米国の国立科学ユーザー施設 (National Scientific User Facility) として設計されている。

表 2 ユーザー施設を併設している加速器駆動型中性子源施設の一覧

施設名	場所	中性子源種類	その他
KENS	KEK, 日本		2007 年閉鎖
SNS	オークリッジ, 米国	1.4 MW パルス	2007 年ユーザ供用開始。
ISIS	ラザフォード・アップルトン研究所, 英国	0.16 MW パルス (0.24 MW 2009 年まで)	現在は、世界一のパルス中性子源。第 2 ターゲットステーションは 2008 年稼働開始。
IPNS	アルゴンヌ研究所, 米国		2008 年 閉鎖
LANSCÉ	LANL, 米国	0.8 MW 連続 0.1 MW パルス	
J-PARC	東海村, 日本	0.6 MW パルス	2009 年供用開始
SINQ	PSI, スイス	0.75 MW 連続	連続核破砕中性子源
CSNS	東莞, 中国	0.25 MW パルス	2010 年供用開始予定
ESS	ヨーロッパ	1-5 MW	まだ予算化されていない。

出所：参考文献[134, 135]

## 技術<sup>6</sup>

### 原子力科学：

LANSCÉ [42]に、原子力科学と、meV から MeV 領域の中性子断面測定用のビームラインがある。基礎的な原子力科学研究用の装置がオークリッジ研究所の核破砕中性子源 Spallation Neutron Source (SNS) [136]で建設中であり、日本では J-PARC が建設された。

### イメージング：

中性子ラジオグラフィは、物質の平均散乱断面積の違いを利用して材料の内部構造を非破壊的に画像化することが出来る。詳細は 3.3.2 項に示す。多くの原子炉中性子源がそのような施設を提供している一方で、核破砕中性子源に関しては、SINQ[137]に優れた施設があり、LANSCÉにも複数の装置があり、ISIS [138]では同様の装置の計画がある。

### 回折：

回折は、原子構造の研究を目的として、相解析を行い、内部応力、集合組織、格子欠陥等を探るために使用されている。現存する全ての施設が複数の回折装置をもち、様々な波長と解像度での利用に対応している。

### 小角中性子散乱：

この手法は、核変換生成ガス、特にヘリウムによるバブル形成、ナノ結晶領域の形成やクラスタ形成を研究するために用いられている。また、転位上の水素拡散や、貯蔵目的の岩やガラスの多孔性を研究するためにも用いられる。現存する全ての施設には小角散乱の設備が用意されている。

### 歪スキャン：

回折パターンの小さな変化を観察することにより、測定対象物の深部における歪や集合組織の分布をミリメートル未満の解像度で得ることができる。この手法は、き裂先端周辺の歪分布を研究するための溶接コードの検証に用いられる。専用施設が ISIS, SNS, LANSCÉ にあり、

16. 中性子散乱に限定されず、他の能力についても詳細に言及した。

将来、日本でも核破砕中性子源（JSNS）が利用可能となる。原子炉中性子源は、通常、歪分布測定のための専用の施設を所有している。実際、オークリッジ国立研究所のグレードアップされた HFIR は、残留応力マッピング装置を初期装備として持っている。一方、ILL はこのクラスの装置を、自身のグレードアップ・プログラムのなかで高優先順位に位置づけている。

- **放射化分析：**

中性子吸収により放出される即発ガンマ光子のエネルギーを測定することにより、様々な元素や同位体を同定することができる。最も新しく、最も高出力の核破砕中性子源でも、高出力研究炉よりも低い時間平均中性子束しか得られない。そのため、放射化分析（及び照射損傷研究）のような高時間積分中性子束に依存する利用法は、核分裂中性子源、つまり原子炉からの中性子の利用に限定される。ほとんどすべての原子炉が放射化分析の機能を持っているとしても、SINQ [137]、LANCSE [42]のような施設もまた存在する。

- **中性子照射：**

中性子照射は原子炉では非常に一般的なものである。その研究プログラムのよい例は、オランダのペッテン、カナダのチョークリバーの NRU、米オークリッジ国立研究所の HFIR、ドイツのミュンヘン研究炉 Munich Research Reactor で行われている。SINQ はいくつかの設備を持つが、ほとんどのパルス中性子源の時間平均中性子束は低すぎて、原子炉とは勝負にならない。材料試験施設 Materials Test Station (MTS) [139] と呼ばれるロスアラモスの専用施設は、高速炉用燃料と材料が曝される環境条件を再現するように設計されており、2008 年に概念設計が完了した。MTS は、照射試料を中性子ターゲットに非常に近接させることで、原子炉でこれまで可能だったレベルよりさらに高い中性子束を達成することができる。問題点は、継続したニーズがあるにも関わらず、温度を調整して照射を行える施設が稀であるということである。

- **非弾性中性子散乱：**

これは、凝縮相の原子や分子の励起と運動の研究、原子結合の解明、状態密度の測定、あるいは材料中のガスや水の拡散率を研究するために利用される。これは、しばしば中性子輸送コードの低エネルギー部のカーネルを決定するために使用される。

- **核変換[140, 141]：**

2009 年稼働開始の J-PARC 施設等の新しい施設と LANL の MTS [139] は、比較的早く利用できること期待されている。原子炉中性子源は通常、医学研究用のアイソトープを製造したり、母材に添加物を注入（例：半導体のドーピング）したりする施設も含んでいる。核廃棄物に関する核変換技術の更なる議論は、3.4 節を参照されたい。

## 施設

近い将来において、中性子が材料開発や試験、また中性子モンテカルロ輸送コード及び工学コードの検証でその役割を継続することは確実である。最近の原子力発電への関心の復活によりこの種の作業に関する需要の増加が見込まれている。これにより他の中性子利用法への資源の割当てが減少する恐れもあるが、短期的には深刻な施設の不足はない。しかし、OECD 加盟国の研究炉の大半は 1950 年代から 60 年代に建設され、ブルックヘブン（米国）、Risø（デンマーク）、ユーリッヒ（ドイツ）を含むいくつかの施設は既に閉鎖されている。その他の多くの施設では 2015 年以前に耐用年数を迎えるので、閉鎖か改造かの決定をしなければならない[142]。しかしながら、現時点ではミュンヘンの FRM-II 炉[143]はフル装備で運転する予定であり、オーストラリアの OPAL 炉も稼働する予定である。ILL の世界最高の研究炉は 1990 年代早期に改造され、少なくとも 2030 年まで運転することに技術的問題はない。その上、ILL は再生プログラムの次の段階を立ち上げたばかりである[144]。これは、設備と中性子導管の新設や改造により、2000 年時点に比べ検出中性子束を 15 倍に増加させる予定である。

二つの先駆者的な核破砕中性子源である、米国アルゴンヌの IPNS と日本の KEK の KENS 施設もまた最近閉鎖され、これらは、より高出力の国内の中性子源施設、すなわち、米国オークリッジの SNS と日本の J-PARC 陽子加速器施設の JSNS にその立場を譲った。SNS はその水銀ターゲットの問題のために、1.4MW の設計出力にすぐに到達することは難しいだろうと考えられている。しかし、2010 年には少なくとも 0.5MW には到達することが有望視され、また 2015 年までには設計出力に達すると考えられている。いずれの段階でも、もし計画通りに進めば、第二のターゲット施設の建設も始まっているはずである。(NB)この情報は ILL レポート[144]から取得)。JSNS の出力上昇計画はもっと慎重である。しかし、2010 年までには ISIS(0.16MW)の現行出力を超え、実験装置の半数が設置されると考えられる。そして 2015 年までにフル出力に達する予定である。

SNS と JSNS が、フル出力に達しようとしている一方で、ヨーロッパの新しい中性子源の計画は、現時点であまり明白になっていない。ヨーロッパ核破砕源 European Spallation Source (ESS) の議論が数年続いている[145]： 同施設に関連する設備について、1 年毎のタイムスケールで各設備を主導する国を決定する新しいプロセスが 2007 年に発動した。現在提案されている計画は、5MW 出力の長パルス中性子源の開発である。この計画と並行して、ヨーロッパでは既存の国レベルの中性子源施設が強化されつつある： 前述の FRM-II と ILL の開発に加えて、ISIS 施設は現在、その加速器を 0.24MW にグレードアップしているところである。2008 年 9 月時点で、第 2 ターゲット施設のテストを始めている。

現在は、既存施設の閉鎖による損失の危機の一方で、新しい中性子散乱源の運用が開始されるという流れがある。しかしながら、少数の大型中性子源があるのみであり、もし ESS が早く建設されないと、またヨーロッパの既存の中性子源を強力に支援しない限り、この分野の重心はヨーロッパから北米、日本に移るのは必至であろう[142]。

原子力産業が直面している挑戦的な課題のほとんどは、既に経験したのと同じである。それらは、中性子輸送コードを検証するための中性子断面積と収率の測定、及び原子炉と廃棄物の安全な長期間貯蔵を担保するための、高温、放射線環境における材料に関係する、多くの課題の研究である。しかしながら、いくつかの新しい課題もある： i) トリチウム増殖に関する課題のみならず、直接プラズマにさらされる構造材の照射損傷とその表層における高速イオン蒸散に関する新課題が、ITER の財政支援や慣性核融合コミュニティでの最近の高速点火技術の開発に関連して取り上げられている；ii) 高温蒸気再生を利用して水素を製造するための原子炉利用の提案は、高腐食放射線環境下で存続できる材料を見つけなければならないことを意味する；そして iii) 核変換は材料と核に関する多くの困難な課題を抱えているが、これらは取組みが始まったばかりである。

以下は現在の開発について記録したものである<sup>17</sup>。

#### (i) LANSCE, ロスアラモス：

ロスアラモス国立研究所のロスアラモス中性子科学センター Los Alamos Neutron Science Center (LANL) は、いくつかの施設を稼働するための 1MW、800MeV 線形加速器を中心に据えている[146]。それらの施設のうちいくつかは、線形加速器からの陽子を直接使用するものである。そして、いくつかの施設は圧縮リングからの短パルスを使用する。同センターは、極冷中性子施設の建設、2008 年開始の加速器信頼性向上の改造プログラムを含む増強計画を実施中である。LANSCE の特徴的な施設は以下の通り：

#### アイソトープ製造施設 (Isotope Production Facility)：

ここでは、医療用アイソトープ製造のため、100 MeV の初段ドリフトチューブ直後で陽子を加速器から取出す。

17. 中性子散乱に限定した内容と並行して、他の能力の詳細が、情報として示される。

**材料試験施設 (Materials Test Station (MTS)) :**

これは 800MeV 陽子を線形加速器から直接使用する高出力 0.8 MW 施設となる。その目的は、先進的核分裂システムを開発するのに必要となる次世代の材料と燃料を最適化し、テストすることである[139]。MTS のプロジェクトは今年、コンセプト設計を完成する計画である。

**兵器用中性子研究施設 (Weapons Neutron Research Facility (WNR)) :**

これは、陽子蓄積リングから供給を受け、100 keV から 800 MeV の中性子を生成する二つの核破砕ターゲットを持つ。同施設は、アクチニド中の中性子誘導反応の断面積、核分裂断面積と収率、基礎核物理、中性子共鳴ラジオグラフィを含む、基礎及び応用原子力科学研究のために使用される。同施設はまた、産業目的の半導体部品の加速試験にも使用される。

**ルハン中性子散乱センター (Lujan Center) :**

このパルス核破砕中性子源は、meV から keV の領域の中性子を生成するため蓄積リングからの 0.1MW 陽子ビームを使用する。ここには透過型ラジオグラフィ、中性子核科学、材料、工学、固体物理学、化学のためのビームラインを含む広範囲な中性子技術を網羅した 12 本のビームラインがある。

**極冷中性子施設 (Ultracold Neutron Facility) :**

これは現在運転中であり、基礎中性子物理に使用される予定である。

**(ii) SNS, オークリッジ研究所 :**

この核破砕中性子源[136]は、1 GeV 陽子加速器と蓄積リングを中心に構成される第 3 世代の 1.4MW 核破砕中性子源である。フル出力で運転した場合、世界で最も高出力な核破砕中性子源となる。同施設は 2007 年に一般供用を開始した。現在のところ 24 装置のうちの 18 装置が揃っている。これらの装置は、回折及び非弾性散乱装置、小角散乱、残留応力及び微視的組織測定用工学ビームライン、基礎中性子物理専用ビームラインを含む中性子技術の全範囲に亘っている。

**(iii) ISIS:**

ISIS [138]は現在 0.16 MW で運転中の核破砕中性子源であり、2008 年には 0.24 MW に増強される予定である。現在、18 装置を第 1 ターゲットステーションに設置しており、2008 年には第 2 ターゲットステーションにさらに 7 装置を設置する予定である。1987 年から一般供用を成功裏に実施している。同施設の装置は、回折、非弾性、小角中性子散乱、残留応力及び微視的組織測定用工学ビームラインを含む全ての範囲の散乱技術に亘っている。

**(iv) J-PARC:**

J-PARC 陽子加速器施設の核破砕中性子源[147]は、2009 年にその加速器が稼動を開始した。同施設は、600 MeV 線形加速器、3 GeV 及び 50 GeV のシンクロトロンで構成される。50 GeV シンクロトロンは核物理及び素粒子物理に使用され、3 GeV シンクロトロンは陽子ビームを核破砕中性子源と核変換施設に供給する。J-PARC 特有の施設は以下の通りである：

**物質生命科学実験施設 :**

これは 2008 年に最初中性子を受ける予定である。そして、同年後半には一般供用を開始する予定である。5 基の装置が現在建設中であり、他の 5 基は設計中である。小角散乱装置、ディフラクトメータ、スペクトロメータのみならず、核捕獲断面積測定の核物理装置も含まれる。最終的には、同加速器は 1MW に到達することが期待されているが、現在は 0.6MW までの出力上昇の予算しか認められていない。

### 加速器駆動核変換実験施設：

同施設は二つの実験施設から構成される。すなわち、核変換物理実験施設 TEF-P と ADS ターゲット試験施設 TEF-T である。TEF-P は低出力で、臨界ターゲットの動力学を研究するために、また TEF-T は 200 kW 鉛-ビスマスタターゲットを持ち、核変換のための工学的構成要素をテストするために使用される。

### 3.3.2. 中性子ラジオグラフィ

中性子は電氣的に中性であり物質の深くまで透過するため、中性子ラジオグラフィは、光子ラジオグラフィと特徴を異にする非破壊検査技術である。中性子と物質との相互作用は、物質の電氣的特性よりもむしろ核の特性に支配されるため、中性子ラジオグラフィは電子の拡散雲との反応による X 線ラジオグラフィを補完するものである。中性子ラジオグラフィは、核と関連した特徴を利用してより重い元素に含まれる軽い元素（例：水素）を検出可能である。

中性子ラジオグラフィには多くの産業利用技術がある。例えば、自動車産業では作動中のエンジンの検査がそれである。しかしながら主な利用技術は、照射済または未照射の原子燃料と原子炉構成要素の検査のための材料試験である。重要な例として、クラックの検知、光や X 線までもよく吸収する母材料内部の水や高分子化合物、プラスチックなどの含水素物質の検出が挙げられる。詳細は 3.3.2.1 項を参照のこと。

CCD カメラのような装置を使用したリアルタイムダイナミックイメージング技術を含む新しい検出器の開発により、中性子は材料研究のための汎用装置となった。関心を集めるいくつかの開発は、最近の会議予稿集[148, 149]などで見出すことができる。

中性子ラジオグラフィを機能のひとつとして備えていることが知られている施設は、RTFDB にもその点が明記されている。一方、” Neutron Radiography Sites of the World 【世界のラジオグラフィ施設】 ” は、International Society for Neutron Radiology 【中性子ラジオグラフィ国際学会】 (ISNR) ウェブサイト [150] で、近々便利な画像表示とともに利用可能となる。まとめると、多くの原子炉中性子源がこのような中性子ラジオグラフィ施設を提供していると言うことができる。核破砕線源のなかでは SINQ に優れた施設があるが、LANSCE にもいくつかあり、ISIS には新装置の提案がある。

中性子ラジオグラフィに関するヨーロッパの施設のレビューは、2000 年 10 月、ローマで開催された【第 15 回世界非破壊試験会議】 15th World Conference on Non-Destructive Testing において E. H. Lehman によって示された[151]。

さらに近年では、【第 8 回中性子ラジオグラフィ世界会議】 WCNR-8, the 8<sup>th</sup> World Conference on Neutron Radiography が 2006 年 10 月にゲイザースバーグ で開催され [152]、ANL が管理する約 10 年経った中性子ラジオグラフィデータベースの更新の要望が出された。（(注)同国際会議の直後に、オークリッジの SNS でワークショップ “IAN 2006” (【画像技術と中性子 2006】 Imaging and Neutrons 2006) [153] が開催された)。第 9 回国際会議は、2010 年に行われる予定である [154]。

中性子ラジオグラフィの低吸収特性による材料検知の限界は、位相差ラジオグラフィ技術により克服できる；その技術では、検査試料が存在することにより高レベルコヒーレンスを示す中性子ビームの位相変化を強度変化に変換し、画像を描画する [155]。その際の特定のビーム形状はサンプル上の中性子強度を減少させ、データ収集時間を増加させるため、結果としてこの手法の利用は強力中性子源に限定されることになる。その技術を広範に適用することにより、中性子散乱と中性子ラジオグラフィの能力を統合して、相乗効果により中性子イメージングの応用範囲を格段に広げることができた。



### 3.3.2.1. 中性子ラジオグラフィ手法による核燃料の非破壊解析

以下の理由により、核燃料に関する最高度の品質保証手法が求められる。

- ・ 燃料が使用される前に、製造工程でのどんな破損も発見できることを確かなものにするため。
- ・ 原子炉で使用中に、温度、圧力、放射線レベル、出力密度などの条件が非常に厳しい場合でも、起こり得る燃料破損率を最小限にとどめることを確かなものにするため。
- ・ 閉じ込める放射性物質の内部からの漏洩なしに、可能な限り最長の照射後貯蔵期間を提供するため。

個別の発電所での運転において（再装荷のない原子炉で）、停止期間と停止期間の間の稼動サイクルを延長し、可能な限り平坦な高い出力分布で、しかも装荷炉心のいかなる場所においても同時にピーク出力を超えることがないように運転することで最大限の効率を達成しようということに関心が集まっており、その時、製造される燃料の品質を保証することが成功の鍵となることは自明である。

X線はウランや核分裂性燃料材料での透過性が悪く、またジルカロイやステンレス鋼などの被覆材の透過性にも限界があるため、非破壊検査での利用には限界がある。もし高エネルギー光子 (>1 MeV) が利用できれば、X線を使用することは可能であるが、それは原子炉で使用する前の燃料に限られる。というのは、一度でも照射されると核分裂生成物やその他の放射化生成物が生成し、それらからのガンマ線と検査用光子との区別がつかなくなってしまうからである。このことから、中性子利用技術が、品質保証や核燃料の照射後試験に関して特別の関心をもたれている理由が分かる。中性子利用のその他のメリットは以下の通りである：

- ・ 高精度で水素を検知することができる。例えば被覆材の脆化の原因になる水素の検知（被覆材の表面に水素が高濃度で蓄積すると損傷が起こる）。
- ・ ホウ素、リチウム、ガドリニウム、ジスプロシウム等の可燃性ポイズンを検知できる。

デジタルイメージング手法の最近の利用技術は、トモグラフィ（断層）解析と統合して、測定対象の3次元再生を可能とする。E. H. Lehmanら[156]は、高温炉(HTR)プログラムから取得した球形燃料元素の良い例を示した。直径60 mmの黒鉛球は、直径0.5 mmのTRISO燃料粒子約8,500個を含有している。これをPSIのSINQ核破砕中性子源のNEUTRAラジオグラフィ施設での測定データをイメージプロセスツールを用いて分離して画像化した。同論文では、被覆材中の水素を検出したいくつかの例も報告されている。最近の開発についての詳細な議論は、例えば文献[157]に示されている。

核破砕中性子源のほとんどは許認可を必要とする原子力サイトではなく、そのため高放射性物質の取扱い施設を持っていない。最近の法整備により、中程度の放射性物質でさえ扱うことがますます困難になってきている。これに対する唯一の例外は、米国のLANSCEとスイスのSINQであり、これらには関してはいくつかの条項が付加されている。

### 3.3.3. 結論と勧告 - 中性子利用技術

現在は、既存施設の閉鎖による損失の危機の一方で、新しい中性子散乱源の運用が開始されるという流れがある。しかしながら、資源は少数の大型中性子源に集中しており、ESSが早期に建設されない場合[142]、この分野の重心はヨーロッパから北米、日本に移ることは必至であろう。

中性子回折と小角中性子散乱による材料構造や欠陥の測定技術は、原子力技術分野の新工業材料のテスト及び開発において重要な役割を果たし続けることが期待されている。また、歪スキャンや集合組織分析という新しい分野は、今後、多くの利用者を集める新しい分野として重要性を増している。非弾性中性子散乱測定技術は、減速材性能の研究のためのモンテカルロ計算研究に

使用される散乱カーネルを測定するという重要な役割をもち続けるが、この分野の研究活動はそれほど活発ではない。

燃料製造工程における中性子ラジオグラフィ技術の広範な応用は、非破壊検査の標準的な手法の導入が必要となる。ビームの品質確保、技術者、画像処理の手順を標準化するため、中性子ラジオグラフィ施設は、標準規格機関(ASTM、ISO等)の協力のもとに運転するべきである。

位相差ラジオグラフィといった最新の中性子ラジオグラフィ手法の応用は、中性子散乱と中性子ラジオグラフィの能力を統合して、相乗効果により中性子イメージングの応用範囲を格段に広げることとなった。

### 3.4. ADS と核変換システム

使用済核燃料に含まれる長寿命核種の核変換は、原子力エネルギーの持続可能な利用のための重要な技術候補の一つである。核変換される核種は、 $^{237}\text{Np}$ 、 $^{241}\text{Am}$ 、 $^{243}\text{Am}$ 等のマイナーアクチニド(MA)、 $^{99}\text{Tc}$ や $^{129}\text{I}$ などの長寿命核分裂生成物(LLFP)である。加えて、各国の核燃料サイクル政策にもよるが、プルトニウムが含まれることもある。これらの核種の核変換の基本コンセプトは、原子炉でこれらの核種に中性子を照射し、核分裂と捕獲反応を誘導することである。原子炉は未臨界または臨界条件での使用が可能である。また、高速炉または熱中性子炉の中性子エネルギースペクトルが利用可能である。ただし、スペクトルの違いは中性子が誘発する反応の断面積の大きな違いを引起す。

核変換の方策は、一般に二つのコンセプトに分類される：非均質サイクルと均質サイクル。非均質サイクルは大きな割合のMA(ウランを除く)を含有した専用燃料を使用する。均質システムは基本的に数パーセントのMAを含有する商用発電炉の燃料を使用する。

加速器駆動システム(ADS)は、MAの効果的な核変換のための強力なツールであると考えられている。なぜなら、ADSは均質モードの場合でも高濃度MAで安全に運転することができるからである。

両方策で用いるMA燃料は、(多かれ少なかれ)熱発生と放射線放出( $\gamma$ 線、中性子線)という共通の困難な課題を抱えている。この視点からは非均質方策のほうが有利である。なぜなら、商用再処理プラントと多くの商用発電所の間でMA含有燃料の長距離輸送をすることなしに、集中的にMAの核変換が可能だからである。だが一方で、非均質型コンセプト専用のMA燃料は、様々な技術的課題を抱えている。それゆえ、方策の選択は、国内状況、核燃料サイクルの運用や利用の展望(すなわち、もしその国の政府がリサイクルをしないと決定すれば、核変換方策もまた不可能となる)、研究開発の様々な進捗状況をもとに慎重に行われるべきである。

ADSとその他の核変換システムの実験的研究開発を考えると、以下の3つの分野を対象とすべきである。i)核データ、臨界実験、材料特性などMAとLLFPの基本データベース；ii)燃料と燃料サイクル技術；iii)ADS独自の活動。これらの多くの幅広い分野の活動については、このレポートの別のセクションで記述しているが、ここでは核変換技術に特化した活動を中心に述べる。そこで、各項目の技術課題をレビューし、その技術を実現するために必要な施設を次項以降で考察する。

#### 3.4.1. MA と LLFP の基本データベース

MAとLLFPデータの基本データベースは、両核変換方策にとって必要不可欠のものである。MAとLLFPの核種の核データは大変重要である。それは、これらのデータが核変換性能だけでなく、核変換システムの安全性に影響を及ぼすためである。これまで、 $^{235}\text{U}$ 、 $^{238}\text{U}$ 、 $^{239}\text{Pu}$ のような基本的な核種について多数の微分及び積分実験データを蓄積し、積分実験結果を再現するために核データの修正も行ってきたが、MAとLLFPのデータは、核変換システムの高精度な設計に適用するには極めて貧弱であると言わざるを得ない。

3.1 節で説明したように、1960 年代から 80 年代にかけて、微分核データ測定実験は世界的に非常に活発に行われた。しかし、TOF 測定を行う電子 LINAC のような施設の多くはすでに閉鎖している。最近、本来、基礎物理の研究のために建設された高エネルギー陽子加速器や重イオン加速器のような加速器施設が、CERN の n\_TOF 施設[43]のように、MA の核データ測定に重要な役割を果たすようになった。

核データの積分検証もまた重要である。原子炉でのサンプル照射実験や、反応度価値サンプルと放射化箔を使用した臨界実験が実施されている。しかしながら、キログラムオーダーの MA を燃料に使用した臨界実験の実施はごくまれである。ロシアの BFS Np 実験が唯一の例外である。したがって、核変換システムの研究のためには、大量の MA を使用した臨界実験を実施することが非常に重要である。こういった観点から、核変換物理実験施設 (TEF-P) [158] が大強度陽子加速器施設複合体 (J-PARC) プロジェクト [147] の一部として提案されている。

MA と LLFP の物質特性データベースもまた、核変換システムの燃料を設計するために重要である。しかしながら、これらの物質の物理的、化学的特性を測定することは困難である。なぜなら、材料自体が希少で、一つの施設で取扱いが許可される物質の量は法的に厳しく制限されているからである。そのため、(ITU カールスルーエ [159] のマイナーアクチノドラボラトリ (MA-Lab) のような) ホットセル研究施設の保存、MA と LLFP の特性試験や核データ測定、炉物理実験用のサンプルを確保する確実な方法の開発を勧告する。

### 3.4.2. 燃料と燃料サイクル技術

有意な量の長寿命核種の核変換を達成するには、大量の MA を燃料の一部として核変換システムに装荷する必要がある。例えば、40 GW(e)級の LWR のためには、年間約 1 トンの MA を核変換する必要がある。このことは、核変換率が約 10%MA/年と予測されているため、10 トンの MA を核変換システムに装荷することを意味する。例えば、核変換サイクル (すなわち冷却、再処理、燃料製造過程を含む) の全 MA 含有量を考えると、その数倍の量なら、なおさら均質及び非均質方策のために合理的に管理されなければならない。すなわち、MA 含有燃料とその燃料サイクルの技術を確立することが大変重要となる。

均質方策では、重金属の 5%の量まで MA を高速炉燃料に追加することが可能である；高速炉燃料 (酸化物又は金属) に MA を追加することは、それが数パーセントの範囲内に制限されるならば、材料特性にそれほどの影響を与えとは考えられない。しかし、そのような燃料の照射挙動に関しては実証する必要がある。MA の影響は、その高熱発生、高放射線、高中性子放出率のために、燃料製造、輸送、取扱いの過程で現れる可能性がある。

非均質核変換法のための専用核変換燃料に関して、燃料特性や照射挙動は信頼できるレベルでは得られていない。そのような非均質方策専用燃料の取扱技術は、均質方策よりも興味をそそられる課題が多いが、取扱う MA 含有燃料の量自体は非常に少なく (1/10 未満)、それゆえ、MA は集中的に制御することが可能である。

照射済 MA 含有燃料の再処理は核変換技術にとってもう一つの重要な課題であり、まだ開発の段階である。

上で述べた点から、MA 含有燃料を照射する試験炉と照射後試験を実施するホットセル施設は、核変換技術の研究開発にとって必要不可欠であるといえる。ホットセル施設は、また、照射ピンの製造や照射済 MA 含有燃料の再処理技術の実証に使用される。また、MA は実証スケールの分離施設から実用的な方法で供給される必要がある。ADS と MA 含有燃料高速炉においても同じ考え方が適用される。

### 3.4.3. ADS に関する特定の活動

ADS システムは、発電システムを含んだ陽子加速器、核破砕ターゲット、未臨界炉からなる統合システムである。陽子の加速エネルギーは、0.4~1.5 GeV の範囲であり、ビーム出力は 10 MW

を超える。これは、既存の加速器の約 10 倍の強度である。核破碎ターゲットの一番の候補は、鉛-ビスマス共晶合金 (LBE) である。LBE は核破碎ターゲットに相応しい特性を持っている：液相範囲が広く (397~1,943 K)、高密度 (10,500 kg/m<sup>3</sup>) であり、そのため中性子収率が高い。最近の ADS の未臨界炉部の設計でも、一次冷却材に LBE を採用している。(3.6.1.2 節または、液体金属テストシステムに関する更なる考察を参照のこと)

ADS はハイブリッドシステムであり、加速器と未臨界炉の統合実験は、各構成要素の工学的開発のみならず同システムの実現可能性を実証するために極めて重要である。ADS の技術的課題及び関連する実験的研究開発の項目を、以下に項目ごとにまとめた。

### a) 加速器

ADS システムの陽子加速器部では、ビーム強度とエネルギー効率の要求性能を満たすためには、超電導 LINAC が有望な候補である。サイクロトロンのような円形加速器と比べて LINAC の問題点はコストである。これらの要求に加えて、ビームトリップの頻度を減らすための信頼性 (安定性) と出力レベルの制御は重要であり、かつ物理研究で使用される従来の加速器と比べて、ADS に使用する加速器は特別な性能が要求される。

ロスアラモス国立研究所は 1960 年代以来陽子 LINAC を運転しており、豊富な経験を蓄積し、800 MeV × 1 mA = 0.8 MW のパルス陽子ビームを供給し続けている。陽子 LINAC は、以下のプロジェクトにおいて建設中ないしは稼動中である：米国 SNS 1 GeV × 2 mA = 2 MW、日本 J-PARC プロジェクト 400 MeV × 0.33 mA = 0.13 M、韓国 PEFP プロジェクト 100 MeV × 1.6 mA = 0.16 MW。ADS にとっては連続ビームが望ましいのであるが、これらの陽子 LINAC は全てパルスモードで運転されている。連続モード運転としては、スイスにある PSI のリングサイクロトロンが、590 MeV × 1.6 mA = 0.94 MW という特筆すべき性能を發揮している。

これらの加速器施設に加えて、強力イオン源、低エネルギー領域、超電導低温モジュール等いくつかの特定分野の研究開発活動が世界中で実施されている。

ADS 加速器に関する研究開発活動のほとんどは、これらの様々な活動により網羅されているが、原子力システムの応用技術としての信頼性、制御性、経済性と安全性を実証するために専用加速器を建設する必要があると考えられる。そのような実証加速器は、実験用 ADS としての未臨界炉との結合が行われる。後述の d) 加速器-原子炉結合実験を参照のこと。

### b) 核破碎ターゲット

核破碎ターゲット材料は、固体重金属 (Pb, Ta, W, U) と液体重金属 (Hg, Pb-Bi) である。既述のように、世界の ADS の最近の設計では、通常、Pb-Bi (鉛ビスマス共晶合金：LBE) を核破碎ターゲットとして採用している。

2 種類のターゲット設計が主に研究されている：窓型と窓無し型である。窓型は通常、鋼材系合金製のビーム窓、と呼ばれる物理境界を持ち、ビーム窓は LBE ターゲットと真空ビームダクトの間に設置される。ビーム窓は数 10 mA の陽子ビームの入射に耐えられる性能が要求される。このビームは明らかに熱付与をおこし、窓材中で核破碎反応をも起こす。それゆえ、ビーム窓でのビーム密度は 30 μAcm<sup>-2</sup> に制限される。その上、実際の ADS のビーム窓は、陽子及びターゲットからくる核破碎中性子のみならず、未臨界炉心領域からの核分裂生成中性子の照射を受ける点にも着目すべきである。それゆえ、ビーム窓は、腐食と照射損傷の理由から定期的に交換する必要がある。

現時点での、材料照射データの状況は、窓型ターゲットの信頼性のある設計に用いるには貧弱すぎる。最近、MEGAPIE [160] プロジェクトは、PSI の SINQ 施設で高出力 LBE ターゲットの実現可能性を実証した。その照射後試験は価値ある知識を生み出すことになろう。しかしながら、我々はここで ADS の核破碎ターゲット用材料の専用照射試験施設の建設を勧告する。それによって、温度、酸素濃度、LBE の流速、ビーム密度、照射期間と言った設計条件を広範囲に網羅する材料特性データベースが取得できることになると考えられる。

ビーム窓に関する上記の技術的課題を回避するため、主にヨーロッパ諸国で窓無し設計が研究されている。基本的考えは、慣性により LBE ジェットの自由表面を維持することである。LBE の蒸気と他の核破砕生成物元素、放射化生成物は、加速器の汚染を防ぐため、ターゲット領域と加速器部の間から除去される必要がある。しかしながら、高出力陽子ビーム入射時には自由表面の安定制御は難しい可能性がある。それゆえ、このタイプのターゲットの工学的な実現可能性を示すには、ビーム無しのモックアップ実験のみならず、未臨界炉に接続する前にメガワット級の実際の陽子ビームを用いた実験が必要となる。

### c) 未臨界炉心

加速器駆動システムの未臨界炉心の重要な課題は、炉心領域の冷却とその炉物理に関係するものである。

これまで研究されてきた ADS の未臨界炉心の一次系冷却材の候補のほとんどが LBE である。しかしながら、500°C を超える領域の LBE の腐食性は、ADS の技術的難問の一つだ。この問題を克服するためには、LBE の酸素濃度の制御が有望な解決法の一つだと信じられている。別の解決法は、特定の元素を使う新材料か、表面コーティングの開発だ。いずれにせよ、流れている LBE 中の材料の実験的検証は、LBE を炉心冷却材として使うために非常に重要である。この視点から、多数の LBE ループ施設が世界中で建設され、データベースに知見が蓄積されてきた。このような施設で得られた結果は、施設間で必ずしも一貫性があるとはいえない。それは、実験条件の再現性に問題があるからである。それゆえ、LBE 冷却材の材料特性の世界標準を構築するために国際ベンチマーク実験を組織化することが勧告される。さらに、現実的な原子炉容器での酸素制御の実現可能性を検証するための積分テストが、大型 LBE 冷却原子力システムを建設する前に必要である。

また、LBE 冷却材の熱水力の問題も実験により検証されるべきである。高速の LBE 流 (2m/s を超える) は、炉心材料の局所的な浸食の原因となる可能性がある。熱交換器やポンプなどの大型機器もまた、LBE に対応するために開発中である。(FP6-VELLA 構想[161]を参照)

LBE を一次冷却系及び核破砕ターゲットに使用するとき、<sup>210</sup>Po や核破砕生成物のような放射化生成物の管理が、システムを安全に運転する上で重要である。

未臨界炉の炉物理と制御は、従来の臨界炉の場合とは大きく異なると予想されている。炉物理と制御の問題は全システムの性能や安全性に影響を与えると考えられる。高速炉の研究開発との類似性から、ゼロ出力の臨界/未臨界施設を使用した実験による検証は、ADS 核変換の確実な開発のために重要である。フランスの MUSE [162]、ベラルーシの YALINA [163] のようないくつかの実験プロジェクトでは、DT 及び DD 中性子源を使用した実験プロジェクトが実施されたか、または現在実施中である。日本の KUCA [164] 施設では、陽子加速器と熱スペクトル臨界集合体を使用した未臨界実験を始めようとしている。日本ではさらに、400~600 MeV 陽子ビームからの核破砕中性子源を高速スペクトル臨界集合体に接続する TEF-P 施設も計画されている[158]。これらの計画中の実験は、ADS と核変換技術の基礎として重要なものとなるはずである。

### d) 加速器-原子炉結合実験

熱出力数 10 MW の大型 ADS 試験施設建設に進む前に、反応度レベルを決定する機能の実証が必要である。オンライン反応度モニタリング技術や、反応度の測定を目的としてビームトリップ時に使用される実験技術の研究に対して、特別に注意を払う必要がある。そのため、連続ビーム加速器に接続した鉛高速臨界施設を望む声がある。“【鉛冷却ヴィーナス炉プロジェクトによる連続強力中性子発生装置】Generator of Uninterrupted Intense Neutrons at the lead VEnus Reactor” プロジェクト (GUINEVERE) [28, 165] が、実行されようとしている。それにはベルギーのモルの SCK・CEN センターにある改良 VENUS 臨界施設[166]を利用する予定である。同施設は、電流モードで稼動する連続ビーム加速器 (GENPIE) をベースにした付属の中性子発生装置に接続される計画である。GUINEVERE に関する実験プログラムは、ADS システムの立ち上げ、停止手順や

ビームトリップ過渡状態の管理方法を含む制御性について、重要な知識が取得できることが期待されている。

ごく最近の特筆すべき出来事は、熊取加速器駆動炉 Kumatori Accelerator-driven Reactor Test Facility (KART)が稼動を開始した[125]ことと、その一方で、ENEA の TRADE 施設が稼動停止となったことである。

### 3.4.4. 国内及び国際プロジェクト

#### a) ADS 及び核変換技術のためのヨーロッパのプロジェクト

ADOPT プログラム[167]は、先のレポート[1]でその要約が紹介されている。しかし、ADOPT プログラムは既に終了し、統合プロジェクト Integrated Project EUROTRANS [168]に置き換わっている。このプロジェクトの全体情報は、Knebel, *et al.* [169,170], 8IEMPT, Las Vegas, 2004年11月 [171] と 9IEMPT, Nîmes, 2006年9月 [172]の文献を参照されたい。

まとめると、IP EUROTRANS は第6回 EURATOM フレームワーク・プログラム(FP6)のテーマ別優先分野 “【放射性廃棄物管理：核変換】 Management of Radioactive Waste: Transmutation” の一部であり、同テーマは高レベル核廃棄物を加速器駆動システム(ADS)で核変換する産業としての実行可能性の評価、及び併せて必要とする基礎知識と技術の開発に焦点を当てている。ヨーロッパの高レベル核廃棄物の大半を処理するための P&T の設置には、「工学」レベルでのいくつかの装置による実現可能性の実証が必要だ。4つの基礎的課題に分けて研究開発に言及する：

- i) 商用発電所からの大量の使用済燃料から Pu と MA を分離処理する能力の実証。
- ii) 半産業レベルで、専用核変換装置に装荷する専用燃料を製造する能力の実証。
- iii) 1基ないしそれ以上の核変換装置の利用可能性。
- iv) 核変換装置から取出された専用燃料を処理する特別な施設の実現、及び新しい専用燃料の製造。

IP EUROTRANS は第3番目の基礎的課題：transmuter (核変換装置)を取扱う。つまり IP EUROTRANS の目標は以下になる。

- ・ 50～100 MW(th) 規模の【加速器駆動核変換実験施設】 XT-ADS, eXperimental facility demonstrating the technical feasibility of Transmutation in an Accelerator Driven System (XT-ADS)、という第1番目の先進的な施設の設計を実行する(約10年間という短期間で)。また、約100 MW(th)の【ヨーロッパ工業規模核変換施設】 European Facility for Industrial Transmutation (EFIT)の一般的な概念設計を完成させる(実現は長期的な視野に立つ)。この段階的なやり方のことを【ヨーロッパ核変換実証(ETD)アプローチ】 European Transmutation Demonstration (ETD) approach と称する。
- ・ 上記の施設に関して、加速器、外部中性子源、未臨界ブランケットを統合した実験により実証された成果(実験技術、動力学、遮へい、安全性と許認可)を適用する。
- ・ 必要な関連技術、特に加速器構成要素、燃料、液体重金属技術、必要な核データを開発し実証する。
- ・ その全体的な技術の実現可能性を証明する。そして全システムの経済評価を実施する。
- ・ 他の FP6 プロジェクト：PATEROS 【持続可能な原子力エネルギーのための分離及び核変換に関するヨーロッパロードマップ】 Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable nuclear energy [173] 及び SNF-TP (持続可能な核分裂技術プラットフォーム Sustainable Nuclear Fission Technology Platform) [73,174] に成果をインプットする。

#### b) 世界で行われている他の開発

国別及び国際的レベルで行われているその他の開発：

- ・ 米国：鉛冷却高速炉 Lead Cooled Fast Reactor (LFR) 研究：

- LFR 材料の鉛-ビスマスとの共存性に関連して基本となる、材料腐食の理解を促進し、構造材と被覆材を選択するために実施中の研究開発。LBE 中の LFR 材料のテストは、LANL DELTA ループ (Development of Lead-Bismuth Target Applications) で 2002 年から行われている [175]。
- 米国：ナトリウム冷却高速炉 Sodium Cooled Fast Reactor (SFR) の研究：
  - 高速中性子束試験施設 (FFTF) にて、温度 400-700 度で、照射損傷量 100-200dpa まで照射した構造材試験片 (T91 と H91) を回収しテストする、現在進行中の活動。
  - FUTURIX-FTA 合意の下での、金属と窒化物燃料 (Pu, Np, Am - 親核種有り、または親核種無し - 金属母材及び窒化物母材) を対象とした SFR 燃料の照射試験。これはフランスの協力のもと Phénix 炉で 2009 年まで継続される。この活動は、ADS または高速中性子炉を使った長寿命廃棄物核変換に関するヨーロッパ-アメリカ方策を支援するために、始められたものである [177]。その目的は、高速スペクトル照射環境下で超高濃度のプルトニウム、ネプチニウム、アメリシウムと共に装荷される CERCER (酸化物)、CERMET、金属、窒化物燃料の性能データを提供することである。ヘリウム及びナトリウムボンド型燃料ピン設計とともに、ウラン含有組成とウラン無し組成の実験用燃料がある [177]。
  - 第 4 世代フォーラムを通じて、米国は、SFR 燃料開発のための先進的 SFR 燃料プロジェクト協定 (PA) に調印した。同プロジェクトは、先進的燃料の形態評価と製造、マイナーアクチニド含有燃料、高燃焼度燃料を対象とする。検討中の燃料形態は、酸化物、金属、窒化物、炭化物である。米国 (エネルギー省を通じて) 以外の調印国は、日本 (JAEA)、フランス (CEA)、ヨーロッパ共同体 (JRC)、韓国 (KAERI) である。
- 米国：ガス高速炉 Gas Fast Reactor (GFR) の研究：
  - SFR と GFR に関する燃料母材のテスト照射は、FUTURIX MI (MI: 不活性材料) の合意のもと、フランスの Phénix 炉と共同実施中。試験材料の照射後試験は 2009 年実施予定。
- フランス：GEDEPEON (【放射性廃棄物管理の新オプション】Gestion de Déchets Radioactifs par des Options Nouvelles) programme [179] (旧名称 “GEDEON”)。

特筆すべき施設に関するレビューを以下に記す：

- 大韓民国 (ソウル国立大学 (SNU))：SNU では PEACER (【核不拡散、環境型、事故余裕、持続的及び経済的原子炉】Proliferation-resistant, Environment-friendly, Accident-tolerant, Continual and Economical Reactor [180]) として知られる Pb-Bi 冷却核変換炉が、1998 年以来開発されてきている。
- ベルギー (SCK-CEN)：1997 年から LBE 技術分野の研究は、加速器駆動研究炉の開発を目的として MYRRHA プロジェクト [102] と関連づけられてきた。その加速器で LBE は核破砕ターゲット及び冷却材として使用されている。MYRRHA は、小型 Pb-Bi 冷却 XADS である (40 MW(th) 炉出力、直線加速器から液体 Pb-Bi 窓無し核破砕ターゲットに運ばれる 600 MeV × 3 mA の陽子ビームによる駆動)。(以前 350 MeV サイクロトロンオプションが議論されたが、サイクロトロンでは必要とされるビーム安定性が得られないという理由で失効した。)。((注) このプログラムは IP-EUROTRANS に大幅に組み込まれている)；
- 日本：LBE を用いた ADS と鉛冷却高速炉 (LFR) システムを開発中。JAEA では 800MW 熱出力の ADS が設計されている。そこでは、毎年 250 kg のマイナーアクチニドといくつかの長寿命核分裂生成物を核変換することが可能である。LBE を核破砕ターゲット及び冷却材として使用する ADS の研究開発が実施されている。また J-PARC を使用する研究も計画されている。LBE を冷却材として使用する LFR システムは、東京工業大学 (Tokyo Tech) と JAEA の双方でそれぞれ独立に研究が行われている。東京工業大学で研究されている LFR システムは、PBWFR (鉛ビスマス冷却直接接触沸騰水型小型高速炉) として設計されている [181]。
- ロシア：最近、民生用高速炉のための鉛及び LBE 冷却材への関心が高まっている。例：鉛冷却 BREST [182] 炉設計と LBE 冷却 SVBR コンセプト [183]。

### c) OECD/NEA 活動

【高出力陽子加速器の利用と信頼性に関する NEA NSC 国際ワークショップ】NEA NSC International Workshops on the Utilisation and Reliability of High Power Proton Accelerators (第4回 デジョン、韓国[184]、第5回 モル、ベルギー[185])は、加速器駆動システムに関する情報を所有している。議論の中心は以下の項目に関するものである；加速器の信頼性、ターゲット、窓及び冷却材技術；未臨界システム設計と ADS シミュレーション；ADS の安全性と制御；ADS 実験と試験施設。会議録は、ワークショップで行われたワーキンググループの議論の要約のみならず、テクニカルレポートも収録している。

### d) 高速中性子照射施設

OECD 加盟国内では、2ヶ国しか高速実験中性子炉を所有していない：フランスの Phénix [250/150 MW(e)] [105] と日本の常陽[140 MW(th)] [68]である。Phénix は、2009年には確実に停止する。それゆえ今後の知識の取得が阻害されることになる(ADS 以外のシステムにも同じ事が言える)。

アメリカは、GNEP プログラムの下で、1基かそれ以上の先進リサイクル炉を建設すると予想される[9]。一方でフランスは、2020年までに第4世代 SFR を1基建設する意向である。一方で、2009年から2014年の間には OECD 加盟国のなかで利用可能な施設は見当たらない。

非 OECD 加盟国のロシアは高速試験炉 BOR60 を持っているが、おそらく2010年には運転を停止するであろう。その一方で、インドは FBTR(40 MW(th))を持っており、さらに現在は 500 MW(e) 高速増殖原型炉 Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR)を建設中である[109]。中国は CEFR[65 MW(th)]を建設中である。

しばしば核変換技術と結びつけられる分離技術に関するトピックの議論については、3.5 節を参照のこと。(注)IAEA は加速器駆動システム(ADS)と分離及び核変換(P&T)関連の課題を包含するデータベースを作成した[16]。

### 3.4.5. 結論と勧告 - ADS と核変換システム

ADS システムは最も革新的で挑戦的なコンセプトであるため、その技術開発は、必然的に他の十分確立されたシステムの研究開発プログラムよりももっと実験を含んだ大型研究開発プログラムを必要とする点に注意すべきである。

多数の勧告(イタリアックで示した)が上記 3.4 節内に示されている。しかし、その中から特筆する点を挙げると以下の通りである。

- ADS の国際的なロードマップが重要である。
- 廃棄物の核変換技術が、全世界の持続可能な原子力エネルギー開発のために重要である。ADS の技術的挑戦は、幅広い分野に広がっている。すなわち、系統的な実験活動を各国で分担することが強く望まれる。MEGAPIE プロジェクト [160]は、この分野の国際協力の良い前例である。
- ADS 利用による核変換実現前の中間的な目標は、実験用 ADS システムとなるはずである。ヨーロッパ諸国では、XT-ADS プロジェクトのための研究開発プログラムを実施している。同プログラムは、熱出力数 10 メガワットになる実験用 ADS である。世界的なプログラム(たぶん核融合エネルギー開発 ITER と同様の)が望ましい。
- 実証炉に進む前に、原子力エネルギーシステム内での MA 取扱い及び陽子加速器と高速スペクトル炉を結合するための基本技術の構築が、システムの設計の信頼性、安全性評価を保証し、若い科学者と技術者を訓練するために非常に重要である。そのような観点から、日本の J-PARC に属する核変換実験施設[158]は重要な役割を果たすと期待される。



### 3.5. 燃料

原子燃料の炉内での適切な挙動を確保するための研究は、長期間に渡る課題であった。本節では燃料（照射施設と試験炉）のテスト実施とそれに続く燃料と被覆の試験（ホットセル）の両方を実施できる施設のレビューを行う。燃料サイクル化学と分離技術に関する課題を次に述べ、本節は多数の勧告で締めくくる。

#### 3.5.1. 燃料開発と試験

原子力エネルギーの平和利用の当初から、炉内施設、炉外施設で実施されてきた実験は、平常運転時、事故条件、使用済燃料の諸条件における原子燃料挙動の重要な情報を提供し、原子力発電所の信頼性の高い安全な運転を支えてきた。現代の燃料挙動シミュレーションコードのための数値モデルの開発は、実験プログラムや試験施設から得られたデータに基づく部分が大きい。

原子炉開発のセクション(3.2 節参照)で既に述べたように、原子燃料利用開発の最近の傾向は、多くの原子力発電所での稼働率向上と燃料の燃焼度増加である。運転出力の増加、燃焼度の増加、冷却材温度と密度の変更は、燃料に特別な課題をもたらした。新しい現象（例：リム組織の生成 [186]）が起こる可能性がある。また、燃焼度が低い初期の頃は無視できた、被覆腐食や水素化物生成のような事象の影響が重要になる。現代の原子力発電所のさらに厳しい要求に応えるために、新しい燃料材料と新しい燃料設計の開発が行われ、現在も進行中である。将来的には、第4世代原子炉は新しいタイプの燃料に対する独自の要求を創出するであろう。

以下に示すテーマに対する実験研究が必要とされる。

- 高、または超高燃焼度領域での燃料挙動の評価
- 新燃料のテスト
- 測定ベンチマークデータを用いた、これらの高燃焼度と新燃料タイプに応えられる新しい理論的モデルの開発。

これらの実験データは定常運転時全般をカバーすべきであるが、その一部は事故時の燃料安全余裕にも向けられなければならない。

既存の施設（第一に燃料サンプルが十分に装荷された研究炉）は主に、新しい燃料タイプのテストを実施するのに適している。照射と様々なテスト（例：機械的、腐食、事故シミュレーション）の後の燃料試験には、種々の現象の役割を特定し、構造変化を追跡するために、高度な照射後試験(PIE)手法が必要となる。実験プログラムは、水（または他の冷却材）化学と放射線環境の結合した影響下での、燃料使用期間の延長や燃料材料の劣化に関する安全性と許認可評価のための重要な情報を提供すべきである。新燃料タイプに関する試験は、現在使用されている燃料との比較を基本に置くべきであり、かつ、要求されるパラメータの範囲での適用可能性を証明して、新設計の長所を指摘することに焦点を置くべきである。

以降のセクションでは、照射施設、燃料製造と開発、ホットセルと他のホット研究施設及び照射後試験について述べる。分離技術に関する具体的な課題は 3.5.2.2 項で述べている。材料自体に関する課題は 3.6 節で考察している。

##### 3.5.1.1. 照射施設

燃料開発とテストに関しては、照射施設（実際には種々の研究炉）の目的は以下の2項目に関するニーズに応えることである。i) 既存タイプの原子炉を、その炉で使用している燃料と材料の特性や挙動の知識に関して支援すること； ii) 新しいタイプの原子炉の開発。（注）加速器駆動システムに対する特別な要求事項は本レポートの別の章で取扱っている。3.4 節参照）

燃料開発とテストのための照射施設は、主に、既存または将来の動力炉と同じ放射線条件、運転条件の組合せを提供できる施設である。これらの中性子源は核分裂反応であるが、炉心やそれら照射施設固有の特性は、模擬する原子炉のそれとは全く異なるものである場合もある。新しい原子炉のスペクトル模擬を目指した既存タイプの原子炉の能力の拡張、開発のためには、研究炉間での特殊な機能を持たせることが必要となる。しかしながら、燃料開発とテスト用に要求される条件は、しばしば妥協の産物であることを認めなければならない。ジュールホロピッツ炉 (JHR) プロジェクト [94] は、既存の発電炉設計と将来の技術システムの両方のニーズを支援するという具体的な目的を持った開発である。ゆえに照射施設に対するニーズと期待は、世界規模で考えるべきものである。

(i) **既存または今後予想される原子力発電所タイプのスペクトル全体の支援。**

現在運転中の商用原子力発電炉のほとんどは（軽水、重水、または黒鉛で）減速される。ゆえにこれらの発電炉のスペクトルは多かれ少なかれ熱中性子スペクトルを含む。ほとんどの研究炉でも同じことが言える。しかし、研究炉うちのいくつかは、高高速中性子束を発生できる高出力密度炉心を持っている。したがって、LWR、PHWR、黒鉛減速ガス冷却炉を含む現在の熱中性子スペクトル炉に関する研究には、以下に示す既存の照射施設の利用が可能である。

- ATR, 米国 [103]
- BR2, ベルギー [187]
- Hanaro, 韓国 [188]
- HBWR, ノルウェー [189]
- HFR, オランダ [190]
- JMTR, 日本 [100]
- Osiris, フランス [191]

これらの施設は全て RTFDB に収録されている。全体を眺めてみると、燃料開発とテストにおいて相当量の経験があることがわかる。近い将来、これらの原子炉が永久に閉鎖されるとすれば、その理由は、運転コスト、必要な改修、老朽化が重なり合った、ということである。

いくつかの稼動中または計画中の研究炉は局所的に高高速中性子束を供給することができるが、それらの炉中性子スペクトルは、例えば、第 4 世代炉の開発で予測されるスペクトルなど、金属冷却炉のスペクトルとは異なる。いくらかのフラックス調整は可能であるが、結局は、燃料、材料テストに要求される付属施設も併設した原型炉を含め、ニーズに見合った専用の研究炉の建設を考慮しなければならない。

(ii) **異なるタイプの運転と過渡状態の支援。**

現在の商用原子炉の運転の支配的モードは、その必要性と定義から「定常運転」である。ここで定常運転とは、通常の立ち上げ、停止操作、緩やかな出力変更、安定状態での運転を意味する。これらのモードは、固有の特性を有する MTR で対応可能である。高速出力変更（急昇）は、MTR の設計の特徴により様々な方法で行われる。それは、しばしば燃料棒を炉心の周辺部近くに移動する（それゆえ、反射体の中性子束勾配を利用できる）か、または、中性子吸収体（例えば  $^3\text{He}$ ）で中性子束を局所的に制御する（つまり試験燃料棒の出力を制御する）ことによっても行うことができる。定常運転に関する課題は、燃料製造と開発に関するセクション 3.5.1.2 で概要が述べられている。

反応度投入事故 (RIA) 時の燃料挙動に取り組む特別な研究炉がある。これらの原子炉は、数 \$ の反応度を急速に投入して強力な出力パルスを発生することができる。1990 年台の初めから、RIA 発生中の高燃焼度燃料の反応を研究するため、いくつかの国内、国際研究

プログラムが実施されている。これらの原子炉は、主にフランスの CABRI 炉[192]、日本の NSRR[193]、ロシアの BGR[194]及びカザフスタンの IGR 炉[195]である。

日本の NSRR・RIA プログラムは、JAEA の原子炉安全研究部燃料安全研究室で実施された。このプログラムの目的は以下の通り：

- RIA 条件での照射後燃料棒の挙動を研究する。
- 照射後燃料棒の破損しきい値を決定し、燃料燃焼度の影響を明らかにする。
- 照射後燃料棒の破損モード、破損のメカニズムと影響を明らかにする。
- 精度を確認するか、または低燃焼度燃料について従来定義された安全基準を改定する。

同様の目標が CABRI・REP ナトリウム・プログラム(ナトリウムループ)[196]に適用された。同プログラムは Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, 原子力安全防護研究所 (IPSN) により 1992 年に開始され、Électricité de France, フランス電力公社 (EDF) と U.S. Nuclear Regulatory Commission, 米原子力規制委員会 (NRC) と共同して実施され、高燃焼度  $UO_2$  燃料と MOX 燃料の両方が研究された ( $UO_2$  燃料で 8 種類のテスト、MOX 燃料で 4 種類のテストを、もっぱら PWR 燃料から再加工した燃料を使って行った)。

NSRR の特長は、マルチパルスモードで運転することが出来ることである。この特長を、ATWS が原因で出力振動が発生している期間の高燃焼度燃料挙動の研究に適用することに成功している[197]。

CABRI、NSRR 及び IGR/BGR 研究炉で再現可能な条件は、全てが商用原子力発電所で適用されている代表的な条件であるとはいえない。主たる相違点のいくつかを以下に示す：

- パルス幅 (しばしば、研究炉ではより鋭いパルスとなる)
- 冷却水条件：
  - 温度 (<100°C, または LWR 条件)
  - 圧力(より低圧となる)
  - 冷却媒体 (ナトリウム又は水)
  - 流れ (おそらく停滞している)
- フラックス形状(より短い炉心による)

これらいくつかの特性を利用して、保守的な実験結果を得る事が出来る。例えば LWR で計算されたパルスより狭い幅のパルスは、より断熱加熱を引起ししやすい。それゆえ、被覆により大きな負荷を与える事を可能にする。同様に、実機より低い冷却材温度は被覆材の延性を小さくして、破損が起しやすくする。しかしながら、被覆破損に関する核沸騰限界 Departure from Nucleate Boiling (DNB)の効果、燃料棒内圧力の影響、破損発生後の燃料-冷却材相互作用についての疑問は残る。それゆえ L'institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) (IPSN の後継機関)は CABRI のナトリウムループを加圧水ループ(PWL)に置き換え、CABRI 国際プログラム(CIP)を原子力産業界と規制当局に提案することを決定した。

冷却水喪失事故 (LOCA) テストはホットラボでほとんど行われ (リング圧縮テスト、蒸気環境での両面酸化)、さらに非常に限られた範囲ではあるが、照射施設でも行われている。現在では、OECD ハルデン原子炉プロジェクトは、LOCA 条件の燃料挙動に関する炉内での積分テストを実施している。そこでは崩壊熱を低レベルの核加熱で模擬している。主要な目的は、期待した条件または拘束条件での燃料の全体挙動を観察することである。それには、体積膨張に対する燃料リロケーションの観察も含まれている。

LOCA 一括テストは、コストと実験実施の視点からとてもきつい要求である。

VVER 燃料の炉内 LOCA 試験は、ロシアの MIR 炉を用いて、新燃料棒及び発電炉からの照射後燃料棒を使用して実施された[198, 199]。

LOHENGRIN の高中性子束は、著しく高い照射損傷速度 (50 dpa/day のレベル) に耐えられる薄いアクチニドターゲットの炉内テストを可能とする。バックングプレートへの自己スパッタリング (放射線強化型) 拡散は、核分裂生成物のエネルギースペクトルにより監視される。その間、核加熱されたターゲットの温度は赤外線温度計で測定された。このシステムは、ジルコニウムとジルコニアの中のウランの核分裂強化型拡散の研究に用いられた。[200]。

現在は運転されていないが、アイダホ国立研究所の過渡事象試験炉施設 Transient Reactor Test Facility (TREAT) [201]は、再開が検討されている。TREAT は、炉内核暴走と冷却不足状態で過渡状態をシミュレーションした様々な条件のもとで燃料や構造材の評価ができること、ユニークな性能を有している。過去には、TREAT は高温高速炉の燃料と材料の開発に特に有効に利用されてきた。

### 3.5.1.2. 燃料製造と開発

LWR 燃料の製造条件と設計条件の改善は、長年、高い信頼性と安全余裕を維持しながら、運転コストを低減することに成功している。改善及び費用対効果のよい製品の開発を通じたコストダウンについて考察する。この開発により、より高い稼働率とより高い燃焼度を達成でき、ゆえに運転停止期間、廃棄物取扱い、処分に対する要求事項を低減することができる。

範囲は限定されているが、燃料はまた次世代原子炉用にも開発されている。ここでは、炉内性能のみでなく、改善された核不拡散の手法も含めた燃料サイクル全体についても考察する。燃料の開発は研究炉での本来の主要な研究課題である。

LWR 燃料開発の主要な目的は、産業界から最も重要な課題であるとみなされている、改良型燃料の信頼性向上である。ゼロ破損は究極の目標であるが、照射燃料棒の破損発生が百万分の一程度となれば達成可能な目標と考えられている。支配的な破損原因は、メンテナンスの停止後に炉心に入る異物に関係している。ペレット-被覆相互作用 (PCI) 破損もまた依然として発生している。たとえば、制御棒の移動によるものである。小さい一次破損 (ピンホールやクラック) は、その場所から離れたところで重大な二次破損に進展するというのを、これまでの経験は教えている。この二次破損は原子炉の一次系に膨大な量の放射性物質を放出する原因となる。

燃料設計の改善により多数の燃料信頼性の課題が克服されている。例えば PWR では、バンドルによる燃料棒曲がり、被覆材腐食、振動、そして BWR では、冷却水化学状態の変更による被覆材腐食現象等である。関連する研究炉と先行試験照射燃料 Lead Test Assembly (LTA) プログラムは継続し、将来においても必要であり続けるであろう。

燃焼度の向上は燃料利用効率を改善し、燃料サイクル全体のコストの大部分を占めるバックエンド燃料サイクルのコストを低減するための良い方法である。照射量の増大を可能とするため、標準  $UO_2$  燃料に対して多数の改良が行われ、現在も進行中である。これらの改良は、安全性評価のために必要なデータベースを構築するための研究炉テストプログラムの中で、徹底して取り組まなければならない。例えば、機械特性、緻密化とスウェリング、高燃焼度構造形成、燃料-被覆結合だけでなく、燃料挙動に対する可燃中性子吸収体 (Gd, Er) の影響、結晶粒径に影響する添加物、定常的に起こる核分裂生成物ガス放出等。MOX 燃料と  $UO_2$  燃料の均衡を達成するための努力は継続されている。

より高い燃焼度の実現は、炉内装荷期間の延長を意味するため、それに対応した改良型被覆材の開発及び、試験炉でのスクリーニングテストが実施されている。

改良型燃料の利用は低リーク炉心装荷パターンにより実現される。そこではほとんど燃焼してしまった燃料集合体は周辺部に装荷され、新しい燃料が炉心の中央部に装荷される。このパターンの採用とより高い濃縮度のため、燃料は最初、高出力を持続することとなり、そのためには BWR における臨界出力比の改善と PWR における優れた核沸騰限界性能が必要とされる。実質的な

改善が行われ、また現在も改善への努力が継続されている。許容ピーク出力は LOCA 基準により制限される。

**運転の柔軟性**、すなわち送配電の電力需要に対応できる能力は、市場の規制緩和と、発電量の予測が難しい風力発電や太陽光発電の割合が増える送配電網にあって、ますます原子力発電所に要求されてくるであろう。運転の柔軟性には、すばやい出力変更及びそれに続く機械的、化学的負荷に対応できる燃料が必要とされる。さらなる研究開発が柔軟性改善のために必要である。

上記の各項目は、研究炉で実施された実験プログラムから恩恵を受ける事が出来る。それらのプログラムでは、燃料温度、核分裂生成物ガス放出、燃料緻密化とスウェリング、及び軸方向と半径方向の長さの変化がもたらすペレット-被覆管（機械的）相互作用（PCMI）等、性能の指標となる項目について研究を行っている。包括的挙動及び個別の挙動に関する以下の項目について研究が行われている。

- ・ 熱性能と、燃焼度上昇に伴う燃料熱伝導率の劣化
- ・ 燃料のスウェリングとペレット-被覆管密着に起因した、ペレット-被覆管相互作用
- ・ 種々の燃料（標準  $UO_2$ 、 $UO_2$  と添加物、Gd-装荷燃料、MOX 燃料）での核分裂生成物ガス放出とその熱性能及び燃料棒圧力に対する影響
- ・ 照射条件の全範囲にわたる被覆材クリープ特性
- ・ 圧縮と引張応力に対する被覆材クリープ応答
- ・ 燃料棒圧力の受容限度
- ・ 被覆管の腐食と水素吸着

炉内装置は燃料の性能研究において重要である。なぜなら、現在起こっている現象や、関連のある現象間の相互作用の直接的な洞察を与えてくれるからである。例えばハルデン HBWR [189] で実施された実験では、燃料棒は通常、熱伝対、核分裂生成物放出評価のための圧力変換器、緻密化とスウェリングを測定する燃料スタック伸び検出器、軸方向ペレット-被覆管相互作用（PCMI）測定のための被覆伸び検出器を備えている。

正しい熱水力条件での実験を行うために、BWR, PWR, VVER, と CANDU ループシステムが多数の研究炉に設置されている。それらのループシステムは、被覆材と材料の挙動に対する様々な冷却水の水化学の影響を研究するためにも使用することができる。

高温ガス冷却炉 (HTGR) の燃料の開発とテストは、独自の特別な要求事項がある。HTGR の安全性に対する燃料挙動の重要性、テストに要する時間が長いこと、及び燃料テストの費用を考慮すると、国際協力が強く考慮されるべきであると、SFEAR レポート [3] は勧告している。

実質的に過去と現在進行中の世界の TRISO 被覆粒子燃料 (CFP) の照射試験の全ては、材料試験炉 MTR での加速照射を含んでいる。Peach Bottom と Fort St Vrain (米国)、Dragon (EURATOM/英国) AVR (ドイツ) といった施設でこれらの燃料を使った非常に大規模な運転経験はあるが、燃料の品質を確認する事故シミュレーションテストで使用するために試験炉での加速照射が必要である。CFP 挙動、破損、核分裂生成物の理解はまだ不十分であるので、これらの課題を解決するために、試験炉または発電炉による燃料照射直後の事故シミュレーション加熱テストが必要である。同じことは、超短時間内 (<1 秒) での燃料への大量のエネルギー付与が関与する反応度事象についてもいえる。日本において、いくつかの限定された条件でのテストが HTTR [202] の仮想制御棒排出事象に関連した認可のバックアップとして実施された。そのような反応度投入事象が関与するさらなる燃料照射実験が、破損までの余裕を理解するために必要とされる。ゆえに、HTGR 燃料の定常状態、過渡状態のテストができる原子炉は、開発すべき燃料特性の条件を確立する上で重要である。

不活性母材燃料 (IMF) にも言及すべきである。この燃料では、プルトニウムはウランを含まない母材に埋め込まれている；このことにより、 $^{238}U$  の中性子捕獲による新しいプルトニウムの増殖無しにプルトニウムを燃焼させることができる。そのため、混合酸化燃料 MOX よりプルトニウムのより効率的な消費を達成できる。IMF 燃料はハルデン炉 [203] でテストされている。

本レポートの別のセクションで言及したように、第4世代原子炉は熱中性子炉で発生したマイナーアクチノイド (MA) を燃焼することを意図している。GIF ロードマップで確定されたように、新しい高速炉には下記の第4世代炉の目標に応えられる特別な MA 含有燃料が供給される予定である。

- ・ 資源の有効利用を促進する、高転換高速スペクトル炉心で運転する可能性。
- ・ 燃料の要素としての超ウラン元素を効率的かつほとんど完全に消費する能力。
- ・ 受動的安全性方策を含む革新的で信頼性のある手法の採用により実現する、高水準の安全性
- ・ 高燃焼度燃料の使用、燃料サイクル (例:廃棄) 上の利点、発電所の資本コストの低減と運転コストの低減により得られる強力な経済性。

現在の原子炉コンセプトは、セラミックス (炭化物、酸化物、窒化物) と金属母材を使用した様々な MA 含有燃料の設計について記述している。酸化物分散強化型 (ODS) 鋼を含む被覆材料、燃料ピンなどに用いられる SiC、プレートまたはブロック形状の分散燃料に用いられるセラミック母材 (例:SiC、ZrC、TiN) 等が検討されている [204, 205]。金属 MA 含有燃料のいくつかのテストは既に ANL で実施された [206]。そして酸化物燃料ピンの照射試験 [204] は、Phénix [105]、常陽 [68]、BOR-60 [106] 及び HFR [190] で計画されている。可能性のある燃料タイプを選択し、MA 含有燃料の製造の問題が解決した後 (3.5.2.2 参照)、高燃焼度燃料の実験研究が、高速中性子スペクトルの試験炉を利用して行われるべきである。燃料のテストには、非常に高い燃焼度 (250GWd/tU) を使うべきであり、被覆の健全性を損なう様々なメカニズムを、定常条件と過渡条件の両方で試験すべきであり、また、潜在的な再臨界問題を解析すべきである。

ここで、国際燃料挙動試験 “International Fuel Performance Experiments” (IFPE) データベース [84] について言及しておく。同プロジェクトの狙いは、モデル開発やコード検証に必要な Zr 被覆 UO<sub>2</sub> 燃料の包括的で品質が保証されたデータベースを提供することである。この作業は OECD/NEA、IAEA、IFE/OFE/Halden 炉プロジェクトとの密接な共同作業により実施されている。詳細は 4.5.3 項に示した。

### 3.5.1.3. ホットセル

ホットセルは、燃料を含む材料の照射後テストのための基本ツール/装置である。いくつかのホットセルは原発の燃料棒全長や、時には燃料集集体さえ受入れる能力があり、照射後燃料の状態に関する主要な情報を提供できるが、その他の施設では試験炉から取出された短い燃料棒だけしか取扱うことができない。

ホットセルは以下の目的のための特殊な装置を備えている：

- ・ 照射後材料の研究/試験 (例:SEM)
- ・ 照射後燃料のテストの実施 (例:機械的テスト)

EU の第6回フレームワーク・プログラムの HOTLAB プロジェクトは、【HOTLAB データベース】HOTLAB database [207] を構築した。同データベースはベルギーの SCK・CEN が管理し、25 施設の情報を自由に閲覧することが可能である。閲覧できる情報は、各サイトの問合せ方法の詳細と、各サイトで利用可能な具体的な技術、例として燃焼度試験、リークテスト、燃焼棒破裂試験、中性子ラジオグラフィ等である。

HOTLAB データベースに登録されたすべての施設は RTFDB に含まれている。しかしながら、それぞれの施設の全情報に関して、文献 [207] でさらに広範囲な情報が利用可能である。

同プログラムの目的は情報を共有することと、HOTLAB プロジェクトのパートナー間及び、原子力エネルギーの安全性と廃棄物管理を支援する、より広いコミュニティ間の協力を促進することである。

包含する範囲を拡大するため、HOTLAB プロジェクトに属さない他のヨーロッパの研究機関からの情報を求めているが、HOTLAB データベースはヨーロッパの特定の機関からのデータに限定されている。

HOTLAB プロジェクトの成果の一つは、「ホットセルの現状とニーズ」“Present Hot-Cell Situation and Needs” [208]というレポートの発行であった。現状に関して、同レポートは、現在の世界のホットセルにおける活動は原子力プラントの安全で経済的な運転を支援する広範囲な活動のみならず、新しい原子炉システムに関する幅広い活動を含んでいるとまとめている。特に強調されている活動は、： i)燃料サイクル、ii)炉心構造材の寿命評価、に関する活動である。

このレポートは、近年のヨーロッパでのホットセル研究施設数の実質的な減少に言及している。しかし、同レポートの観測では、現存する多くの施設では多数の基礎解析技術の利用が行われており、それゆえ今後著しい需要の増加を吸収することは難しい、という事が強調されている。

近い将来に関して、同レポートは、現行の原子炉の安全性と経済性の改善を目的とした現在の活動を継続すべきであると結論づけている。

より長期的な展望を考えた場合、ホットセルの状況は新しい原子炉システムの開発に関連した研究の状況に強く依存すると見られている。しかしながら、将来のプログラムのほとんどは、多分、必然的な技術的、政策的意図により、世界規模で構築されると考えられる。

IAEA もまた照射後施設に関するデータベースを、核燃料サイクル情報システム Integrated Nuclear Fuel Cycle Information Systems (INFCIS) [209] パッケージの中に持っている。同データベースは以下の情報を含む。

- ・ Nuclear Fuel Cycle Information System (NFCIS); 核燃料サイクル情報システム
- ・ World Distribution of Uranium Deposits Database (UDEPO); 【ウラン鉱床世界分布データベース】
- ・ Nuclear Fuel Cycle Simulation System (VISTA); 【原子燃料サイクルシミュレーションシステム】
- ・ Minor Actinide Property Database. 【マイナーアクチノイド特性データベース】

INFCIS の照射後試験施設データベース(PIE)の部分は、IAEA が 1990 年に発行した全世界対象の施設カタログを参照したものである。INFCIS データベースは、ホットセルとその PIE 能力の主たる特性の完全な調査結果を収録している。詳細は 3.5.1.4 項を参照のこと。

更に、NFCIS データベースには、「商業利用」“commercial”というカテゴリがある。しかし、それは多分、研究上の関心を引かないと考えられるため、同データベースに収録された 501 施設は RTFDB に収録するためのレビューは受けていない。

現在、完全を目指した新バージョンを作成するために、ヨーロッパ HOTLAB データベースを IAEA PIE/NFCIS データベースに統合するという活動が行なわれている。時期を同じくして、年次 HOTLAB 会議はこれまで、ヨーロッパ域内を対象にしていたのを改め、2007 年からは世界中から参加者を受入れて開催している。まとめると、IAEA と HOTLAB プロジェクトの間で、それぞれの独立した活動の相乗効果を利用できるようにという目的のため、良好な共同作業が展開している。

### 3.5.1.4. 照射後試験

前にも述べたように、IAEA INFCIS データベース[209]は PIE 施設の情報を持っている；2008 年 9 月時点で 31 施設を収録している。同様に、EU の HOTLAB プロジェクトと HOTLAB データベース[207]も既に述べたとおりである(3.5.1.3 を参照のこと)。データベースに収録された施設の多くは、照射後試験施設である。施設の詳細情報として、利用可能な技術(例:燃焼度試験、リークテスト、燃料棒破裂試験、中性子ラジオグラフィ等)を提供する。

EU Hotlab プロジェクトレポート[208]は、ヨーロッパの展望という視点にたつて、その目的と PIE に使用されている現在の技術の詳細にレビューしている。同レポートは、燃料自体に関する課題として以下の項目を挙げている： i) 運転後調査（核分裂生成物ガス放出、熱特性、等）； ii) 反応度投入事故(RIA)の解析、LOCA テスト等[3]； iii) 燃料破損試験； iv) MOX 及びその他の先進的燃料の開発； v) 照射後燃料棒の再加工。照射後の被覆材と燃料のテストにおいて、力学的特性と核分裂生成物放出は、明らかに検討を必要とする分野である。

Hotlab プロジェクトレポートは、将来、新燃料(例：添加燃料ペレット)と被覆材が、RIA、LOCA、核分裂生成物ガス放出の過渡挙動、PCI 等の個別効果実験でテストされることを期待している、と述べている。これらの実験は、炉外で実施される。なぜなら炉内の統合テストより費用対効果が優れているからである。これらの個別効果テストは最高の候補材料を選択する助けになる。

加えて、ADS のような新システム、第 4 世代に検討されている新しい原子炉設計及び GNEP のようなプログラムは PIE 技術と施設に関する新しい需要をもたらすことになる。PIE 資源は限られているため、今後、ベリリウム、タングステン、炭素強化炭素-銅合金等のプラズマ対向材料やダイバータ材料の解析を必要とする核融合研究分野の活動が拡張すれば、核分裂発電分野のための利用は影響を受ける事になるであろう。

新しい開発に関心が集まるのは当然であるが、一方で、商用利用の寿命に達した原子炉の閉鎖により、廃炉になった実機の照射後の構成要素を取得し、寿命予測技術を確認するための分析を行うことが可能になると考えられる。

NEA は最近、【使用済燃料の分析データに関する専門家グループ】 Expert Group on Assay Data of Spent Nuclear Fuel [210]を立ち上げた。この NEA 専門家グループは二つの活動を並行して行う：すなわち、NEA 使用済燃料同位体組成データベース(SFCOMPO)を更新する[211]ことと、使用済燃料の分析データに関する最新レポートを作成することである。

この専門家グループに与えられた主たる課題は以下の通り：

- ・ 現状と新しい実験データのニーズを評価するために、SFCOMPO データベースを解析すること。
- ・ 照射後試験(PIE)からの新しい同位体組成データの収集と、それらのデータと運転履歴情報を SFCOMPO データベースへ組み込むこと。専門家グループは SFCOMPO データベースの書式をレビューする。
- ・ SFCOMPO データベースに含まれるすべての PIE データに関するレポートの原典を収集保管し、原典のデータ作成で使用された参照データを追加すること。

2007 年 5 月 28 日～6 月 1 日、ロシアのサンクト・ペテルブルクで開催された第 8 回原子力臨界安全性国際会議 8th International Conference on Nuclear Criticality Safety, 28 May - 1 June 2007, St. Petersburg, Russia [212] の特別分科会での提出論文を含む、専門化グループの目的と活動に関するさらなる詳細情報は、NEA ウェブサイト[210]の専門家グループページから参照することができる。

### 3.5.2. 燃料サイクル化学

世界の全電力生産の約 15%のレベルまで原子力エネルギーの平和利用が発展したのは、原子力発電所だけでなく、燃料サイクル施設の効果的かつ安全性が保証された性能が得られている事によるものである。一般に、燃料サイクルに関する研究活動の多くは、その化学に関するものである。

燃料サイクルのフロントエンドでは、ウラン粉砕屑が注目を集めている。なぜなら、それらは、公衆の健康と安全に対して潜在的な危険をもたらすからである[213]。そのような廃棄物の処理も含めた全燃料サイクルのコストは、より効率的なウラン回収と精製プロセスを採用することで



最小化できる。この効率的なプロセスでは、より少ない化学添加物の使用と、ウラン鉱に含まれる危険な重金属の環境への放出の防止が求められる。

NEA NSC の所掌範囲内において、現在、この分野で重要なトピックは：

- ・ ウラン(U)とプルトニウム(Pu)、マイナーアクチニド(MA)のリサイクル技術、これらは、現在関心を集めているUとPuのみならず、主に、Np, Am 及び Cm が含まれる。
- ・ MOX 開発；燃料製造が特に重要である。
- ・ 分離技術も含めて、再処理技術もリサイクルを支援するために重要である。
- ・ 新しいリサイクルシナリオや計画に対応する廃棄物処理技術の開発が必要である。例、ガラスの代替品としてのセラミックス。

### 3.5.2.1. 再処理と MOX 製造

再処理運転は閉鎖系核燃料サイクルの中核となる部分であり、今のところ以下の目的を持って運転されている。

- i) 核分裂 U の再処理と Pu の回収/再使用による、U から得られる原子力エネルギー利用の最大化。例：MOX 燃料など
- ii) 高レベル廃棄物(HLW)の固化による最小化。例；地層貯蔵による長期保管/処分のためのガラス固化

(注)しかしながら現実の技術的/社会的成熟度からは、世界の原発で生成される Pu の約 10～15%程度しか電力用 MOX 燃料として再使用されないであろう、ということが予測されている。

前述の 3.5.1.2 項、「燃料製造と開発」で示したように、高燃焼度化は、燃料の使用効率を改善するため短期的な最重要課題の一つである。MOX 粉末は  $UO_2$  と  $PuO_2$  の機械的な混合または U-Pu 混合硝酸溶液の処理により製造される。MOX 燃料内で  $PuO_2$  粒子が偏在化すると、原子炉運転中に予期しないホットスポットの形成を招くので、高燃焼度を得るためには原子スケールで U と Pu のより均質な混合が必要である。最近、CEA は、混合 U(IV)-Pu(III) シュウ酸塩の同時沈殿に基づく革新的な同時変換プロセスを開発した。これは CEA-AREVA NC COEX™ プロセス[214]の重要な機能の一つである。混合 An(IV)-An(III)の結晶レベルでの配置が、同時沈殿におけるアクチニドの均質分布の形成をもたらす。同時沈殿法の方が、機械的混合よりも均質な混合を行うのに有利である。MA を取扱うプロセスを設置するための広範な研究が、ATALANTE 共同研究[112]において実施された。

現在の U-Pu 酸化物の改善に関する進捗と比較すると、MA 含有燃料の開発、例えば、U-Pu-MA 酸化物は長期的目標である。ヨーロッパでは、MA を含有した試験燃料棒とターゲットは、ITU MA-lab [159]、CEA ATALANTE [112]と、ペッテンで製造することができる。カダラッシュの CEA LEFCA もまた限定された量の MA を取り扱う能力がある (LEFCA の詳細は HOTLAB レポート[207]を参照されたい)。日本では、JAEA が照射燃料試験施設(AGF) [215]で MA 酸化物燃料を開発している。米国では 1980 年代にオークリッジ国立研究所 (ORNL)で、同時処理された U/Pu 硝酸溶液から MOX 粉末を製造する【改良直接脱硝法】Modified Direct Denitration (MDD)を開発した。そして同研究所は最近、混合アクチニド硝酸溶液の同時変換のために、グローブボックス規模でその MOX 粉末の再試験を実施した[216]。

MOX 再処理に関して、初めての使用済 MOX 燃料(Pu4%, 35 GWD/t)の再処理が、2004 年にフランスの La Hague プラントの連続プロセスを使用して、大型スケール(10t)で行われた。そして、 $PuO_2$  溶解に関する主たる課題は解決した。しかしながら、現在では、一般的な政策方針は使用済 MOX 燃料を再処理することではなく、保管し、第 4 世代原子炉設計に関する燃料サイクル開発の開始を待つことである[217]。

### 3.5.2.2. 分離技術と要求される技術

地球環境破壊と核拡散のリスクについての懸念の増大が、将来の持続可能な原子力エネルギー利用のためのさらなる要求を生み出した。これらの現在の要請に応じて、地層処分を補完する放射性廃棄物管理のオプションとして、分離核変換技術(P&T)が OECD 加盟国と非 OECD 加盟国で調査研究されている。OECD の下、フランス、日本、韓国、米国、その他の EU 諸国は、GNEP、第 4 世代、EURATOM フレームワーク・プログラムを通じて、P&T に関する研究開発を実施している。

((注)3.4 節に核変換に関する考察を記載した)。

分離プロセスでは、(a) 超ウラン元素 (TRU: Np, Pu, Am, Cm)、(b) 長寿命核分裂生成物 (LLFR:  $^{129}\text{I}$  と  $^{99}\text{Tc}$ ) 及び(c) 発熱核種 ( $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$ ) のほとんどが、U とともに化学分離により分離される。使用済 UOX を原子炉から取出し後の最初の 300 年間は、貯蔵中の高レベル廃棄物 (HLW) の熱負荷は基本的に  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  によるものであり、これが貯蔵施設の設計条件を規定する。その結果、HLW からのこれら発熱核種の除去が、貯蔵施設の仕様を緩和することになる。約 300 ~ 500 年経過した後では、HLW の放射性毒性は MA (Np, Am, Cm) に支配され、20 万年を超えるとウラン鉱放射性毒性のしきい値のレベルを下回り、環境への影響はないと見なすことができるレベルになる。つまり、HLW からすべての MA を除去することが、長期の廃棄物放射性毒性を著しく減少させ、約 3000 年後には自然のウラン鉱のレベルより低くすることができる。

特別の課題として挙げられるのは、Np, Am と並ぶマイナーアクチノイド核種のキュリウムである。原子炉内での中性子捕獲反応で生成する Cm の同位体の中で、圧倒的に多いのは  $^{244}\text{Cm}$  (半減期: 18 年) であり、33 GWd/t 燃焼度の UOX 燃料中のキュリウム同位体の 92.6% を占める [218]。原子炉から出した後の最初の 300 年間における、使用済燃料の特長は、強い  $\alpha$  線と中性子を放出することであるが、 $^{244}\text{Cm}$  は  $^{137}\text{Cs}$  及び  $^{90}\text{Sr}$  と重大な関りがある。そのため、MA 装荷原子燃料専用の施設内に存在する Cm は放射線防護上重大な影響をもつ。分離以外の代替解決法としては、Cm を分離し何十年も貯蔵して、 $^{244}\text{Cm}$  が  $^{240}\text{Pu}$  に壊変するのを待つことが挙げられる。

過去数十年間、分離技術の開発のための多数の科学的、技術的活動が行われてきた：それは、フランス (SPIN [219])；日本 (OMEGA [220])、米国 (AFCI [221]、GNEP [9]) での国内プロジェクト及び、EURATOM フレームワーク・プログラム (NEWPART [222]、PARTNEW [223]、EUROPART [224]、CALIXPART [225]、PYROREP [226]) のような国際プロジェクトである。それによって目覚ましい科学的、技術的進歩が達成された。(注)EUROPART に関する情報はこのセクションの後半部で述べる。ヨーロッパでは、分離技術に関する最新の研究開発プログラムは、第 7 回 EU フレームワーク・プログラム (FP7) [227] のもとに開始したばかりである。

分離技術開発の方策上、MA (または TRU) の分離は非常に重要なステップである。MA 元素のうち Np は、改良ピューレックス・プロセスにおいてプロセス条件を制御することにより、分離可能である。最近、ATALANTE 施設 [112] で本物の使用済燃料を使って、実験室スケールで正確にコントロールされた Np の分離が実証された。

そして、Am と Cm の分離ははるかに困難な作業である。というのは、ランタニド (Ln) から Am と Cm を区別する必要があるからである。ランタニドの化学特性は Am と Cm にとても似ていて、しかし、20 倍の量が存在する。MA 分離手法に関する広範な研究が、湿式冶金と乾式冶金プロセスを基盤にして実行されてきた。

湿式冶金プロセスに関して、DIAMEX (フランス)、TRUEX (米国、日本)、DIDPA と TODGA (日本) 及び TRPO (中国) といった TRU 分離プロセスが開発され、関連のホットセル研究施設でテストされた。これらのプロセスは TRU と Ln を一緒に、それ以外の核分裂生成物から分離するので、Am-Cm 群を Ln から分離するための追加ステップが必要となる。いくつかの技術が提案され、高放射性プロセス上で、特殊な抽出剤 (Cyanex 301, C5-BTBP, 等) を用いた方法や、一般的な試薬 (HDEHP-DTPA) を使った Talspeak 法がテストされてきた。これらの手法の主たる欠点は、放射線分解と加水分解による有機抽出剤と試薬の劣化である。 $\gamma$  線照射装置は、依然として放射線分解に対する安定性を研究する必須のツールである。CEA マルクール・サイトの先進的放射線分解

サイクル抽出モジュール Module Avancé de Radiolyse dans les Cycle d'Extraction-Lavages (MARCEL) は、再処理プロセス中の状態（水/有機性乳化剤の流れ）を模擬するユニークな $\gamma$ 線場を提供する。JAEA は高崎量子応用研究所のコバルト 60 照射施設を使用して、アミド抽出剤の放射線分解を研究している[228]。

燃料（または高速炉や ADS の核変換のターゲット材料）は様々な形態 - 酸化物、金属、窒化物、炭化物、フッ化物等 - をとるので、乾式化学プロセスに関して、一連の乾式化学技術の研究が行われた。例えば：古典的なフッ化物揮発法、金属燃料に対する熔融塩を使用する様々な方法、酸化物燃料の塩化物槽中での分解と沈殿である。熔融塩を使用する手法の分類を表 3 に示す。

表 3 熔融塩を用いる様々な手法とプロセス

手法の目的	プロセスの説明
1. ウラン回収 (固体陰極上にて)	a) 金属(陽極)、LiCl-KCl 熔融液経由 → 固体金属陰極(SMC)上のU金属 b) 酸化物、LiCl-KCl 熔融液経由、Li <sup>-</sup> -Li <sub>2</sub> O による化学還元→ U金属 ppt. ppt を陽極に置く→ SMC 上にU金属 c) 酸化物(陽極)、NaCl-KCl (又は- CsCl)熔融液経由、Cl <sub>2</sub> ガスバブリングによる塩素化溶解→SMC 上にUO <sub>2</sub> d) 酸化物(陽極)、熔融塩中の直接電気還元→ SMC 上にU金属
2. TRU(と Ln)回収	a) 1-a)または1-b)の後にLiCl-KCl 熔融液経由で、液体金属陰極(LMC)中のPuまたはTRU(-Ln)の抽出。 b) 1-c)の後、Cl <sub>2</sub> + O <sub>2</sub> ガスバブリングしたNaCl-KCl 又は NaCl-CsCl 熔融液経由で、PuO <sub>2</sub> またはMOXのSMC上への沈着、またはTRU(-Ln)酸化物沈殿 c) 酸化物燃料(陽極)の直接電気還元、熔融塩経由 →LMC中にTRU金属
3. TRU-Ln 群分離	TRU と Ln の 2 つの不混和相(熔融塩と液体金属)間での分離
4. その他	フッ化物熔融塩(LiF-NaF と LiF-NaF-KF)、Cs/Sr 除去、廃棄物処理等

提案された湿式、乾式化学手法はまだ大型施設での運転実績がないので、相当の化学工学的研究が必要である。それは、実験室での手法から始まり、パイロットプラントスケール、続いて工業規模のプロトタイプ施設にスケールアップしていく。(注)実験室から工業スケールへのスケールアップ係数は1万のオーダーである。遮へい施設で取り扱われるMAの量の厳しい制限と施設の建設コストを考えると、MAに対する要求事項を満足する研究開発施設を所有するということだが、P&Tを目指す国々にとって非常に重要な要因となる。(要求事項を満たした施設の例は：フランスのATALANTE [112]、ドイツのITU [229]、日本のNUCEF [230]とCPF [231]、米国のDOE研究所(例:FCF [232]))。例えば、JRC-ITUの新しいMA研究所は最大150gの<sup>241</sup>Amと5gの<sup>244</sup>Cmを取り扱うことが認可されている。さらに付属の解析実験室の化学物質と放射線の測定、サンプルの同定/化学種分析を行える能力は必要不可欠である。

### 3.5.2.3. 開発中の分離プロセス

関連する施設に焦点を当て、いくつかの国での実績を以下に簡潔に説明する。

#### フランス

分離技術関連の CEA による研究開発は、Actinex プロジェクト[233]の枠組みのもとで実施された。最新の結果のなかで最も重要な点を以下に示す。

- i) Np と Tc のピューレクス・プロセスでの分離：ATALANTE の新遮へい付プロセス・ライン【シールド・チャンネル・プロセス・ホットセル】“Chaîne Blindée Procédé hot cell” (CBP) [112]において、LWR での照射済燃料 13kg を使用して検証実験が実施された。
- ii) An(III)と Ln(III)の共抽出のための DIAMEX プロセスが CBP ラインで実証された。
- iii) Ln(III)からの Am(III)-Cm(III)の群分離のための DIAMEX-SANEX プロセスが CBP ラインで実施された。結果は約 99.9%の MA 回収率を示した。MA 中に残った Ln は 0.3 wt%未満であり、Ln 中の MA の損失は 0.06%未満であった。
- iv) Cs 分離のための CCCEX プロセスが、本物の高放射性ラフィネートを用いて実証された。

CEA は、第 4 世代原子燃料サイクルとの一貫性がある新コンセプト “GANEX” (【アクチニド群抽出処理】“Grouped EXtraction of ActiNides”)を立ち上げるために、研究開発を行ってきた。これはフランス-日本-米国包括的アクチニドサイクル国際実証活動 French-Japanese-United States Global Actinide Cycle International Demonstration (GACID)の一部として、ラ・アークで 2008 年[234]から実証が開始される。

電気分解が基本となる乾式化学プロセスの研究に関して、表 3 の手法 1-a)と手法 2-a)の条件が研究された。特に、手法 2-a)は ATALANTE で Am を使って評価された。液体カドミウム陰極を使用した試験は、グローブボックス内で、 $\text{LiCl-KCl-PuCl}_3$  (1.55 wt.%) -  $\text{NdCl}_3$  (0.98 wt.%) に対して行われた。液体 Cd 中での Pu の回収は満足がいくものではなかった(約 79%)が、Nd の約 1/4 の回収には成功した。An(III)/Ln(III)分離の性能は An, Ln に対する金属溶媒の親和性によるので、他の液体金属(例:Ga)が代替品として研究されつつある。塩/金属抽出をベースとした An の回収に関連して、Ce-Sm からの Pu-Am の分離技術の実現可能性が、ATALANTE で  $\text{LiF-AlF}_3$  と液体 AlCu の系において実証された。炭化物材(酸化物に転換した後、 $\text{LiF-AlF}_3$  に溶解し、フッ化水素化によりフッ化する)についても同様の研究が実施された。そして分配係数や分離係数を含む基礎データが取得された。

CEA はマルクール・サイトに【マルクール分離化学研究所】L’Institut de Chimie Séparative de Marcoule (ICSM)を建設しつつある。ICSM は、先進的再処理プロセスを開発している ATALANTE 施設に対する技術的、科学的支援のみならず、大学生が基礎化学を学ぶための教育訓練センタとしての機能を持つ。

#### 日本

オメガ P&T プログラムのための研究開発[220]が、20 年以上に渡り日本で行われてきた。P&T を推進する主たる機関は、JAEA と電力中央研究所(電中研) [235]である。水化学が基になった分離プロセスは JAEA により研究、実証され、乾式化学プロセスはほとんど電中研で行われた。この研究開発は高速増殖炉(FBR)燃料サイクルのための再処理技術の開発と並行して行われてきた。主たる結果と開発に関った施設について以下に簡潔に述べる。

- i) 4 群分離(DIDPA)プロセス：このプロセスは階層型燃料サイクルのために開発され、90 年代に確立された[236]。NUCEF [230]でのテストは、濃縮ピューレクス・ラフィネート溶液を使用した DIDPA 法による抽出で、Np, Am, Cm, の回収歩留まりは 99.95%を超えた。 $^{99}\text{Tc}$  と Sr-Cs 生成物はそれぞれ沈殿とイオン交換で回収された。

- ii) 先進湿式法 New Extraction System for TRU Recovery (NEXT) : 近年、JAEA は NEXT プロセスを提案し、開発を進めている。このプロセスは、硝酸ウラニル六水和物の結晶化、U-Pu-Np 共抽出のための簡易リン酸トリブチル(TBP)抽出、抽出クロマトグラフィによる Am-Cm 分離から構成されている。抽出クロマトグラフィは SETFICS と呼ばれる溶媒抽出プロセスを置き換えたものである。各プロセスは高レベル放射性物質研究施設 (CPF) [231] で使用済燃料を溶解した溶液を使用して行われ、満足な結果を得た。
- iii) 代替手法: NEXT プロセスに対するいくつかの代替手法が現在開発中である: 例 U とモノ・アミドの溶媒抽出、TODGA を用いた TRU の回収[237]。

長期間にわたった基礎研究の後に、電中研は乾式化学プロセスの研究として、U1kg のスケールで表 3 の手法 1-a) の実験を実施した。また、Pu を使った手法 2-a) のシステムの試験が成功裏に行われた。また、液体 Cd または Bi 金属を 450°C で使用する、手法 3-a) のシステムが研究されてきた。酸化物燃料 (UO<sub>2</sub>, PuO<sub>2</sub>, Am<sub>2</sub>O<sub>3</sub>, NpO<sub>2</sub>, MOX ペレット) では、Li または金属の電気化学手法による還元の実現可能性がテストされた。手法 1-c) と同様のプロセスではあるが、炭素還元剤を用いるピューレックス型再処理により発生する高レベル液体廃棄物の塩素化が現在、ITU のホットセルで研究されている。手法 3 の逆流を使うマルチ・ステージ抽出は、塩素化 HLLW の電気精錬で得られた塩の流れを利用して試験が行われている。

窒化物材料に関して、JAEA は、UN、NpN、PuN 及び (U, Pu)N の直接電気分解と、N<sub>2</sub> ガスバブリングを伴う液体 Cd 中の AnN の生成に関する研究を行ってきた。改良型 RIAR<sup>18</sup> プロセスと廃棄物処理プロセス (方ソーダ石、ホウケイ酸ガラス、ガラス接合方ソーダ石) による酸化物電解採取法が開発された。また、TRU 乾式化学プロセスのための新しいモジュラー型施設、3 基のホットセルからなる TRU-HITEC が JAEA で建設された [238]。

## 韓国

1997 年以来、韓国原子力研究所 Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) は、使用済燃料の体積と発熱を減らすために、新型使用済燃料調整プロセス (ACP) を開発している。ACP は乾式プロセスであり、高温熔融塩槽で使用済酸化物燃料を金属形態に変換するものである (例: ウラン・インゴット)。KAERI は新型使用済燃料調整施設 Advanced Spent Fuel Conditioning Process Facility (ACPF) を、技術の実現可能性の実証のために建設し、2006 年に非放射性の模擬燃料を用いて二つの実証試験を行った [239]。同施設は次の 6 つの主要な装置から構成される。つまり、スリッターマシン slitting machine、体積酸化装置 vol-oxidiser、還元炉 reduction reactor、溶鋳炉 smelter、廃棄物塩処理装置 waste salt treatment device、防護用中性子カウンタ safeguard neutron counter、である。

## 米国

DOE は同省に属する国立研究所で、GNEP プログラムのもと分離技術研究開発を実施している。実験室規模の研究が、アルゴンヌ国立研究所、アイダホ国立研究所、ロスアラモス国立研究所、オークリッジ国立研究所、パシフィック・ノースウエスト国立研究所、サバンナリバー国立研究所、サンディア国立研究所で行われている。分離手法は、LWR と高速スペクトル原子炉の使用済燃料の処理のために開発されている。同研究は酸化物及び金属燃料の分離プロセスも対象としている。

短期的な活動は以下の項目を含む。

- ・ U/Pu/Np 分離の実証
- ・ ヨウ素 (及びその他の放射性ガス) 捕獲と廃棄物形態開発
- ・ Am/Cm 分離、廃棄物/生成物形態開発

18. Research Institute of Atomic Reactors (RIAR) 原子炉研究所

- ・ 核分裂生成物プロセスと廃棄物形態開発
- ・ 電気冶金プロセスと廃棄物/生成物純度向上開発

長期活動は以下を含む

- ・ さらに完全な分離技術と廃棄物形態開発
- ・ 装置設計、試験、最適化

これらの研究は、長期貯蔵が必要な液体廃棄物を残さないことを目標に、全プロセスの廃棄物の合理的で妥当と思われる形態と処分経路を決定することを目的としている。

評価中の分離技術は以下の通り：

- ・ LWR 燃料のために開発された UREX+等の水プロセス(表 4 参照)
- ・ 高速炉の金属、酸化物燃料用に開発された、乾式法としても知られる電気化学プロセス

これらの手法はいずれも、純粋の Pu を分離するものではない。水プロセスは水溶性の酸を使用済み燃料の溶解に使用し、電気精錬法は塩化物を使用する。実験室レベルでは、99.9%を超える TRU と核分裂生成物(Cs と Sr)の除去に成功した[240]。2006 年時点で、実験室レベルの UREX+ 抽出プロセスは、99.992% (U), 99.99% (Np), 99.99% (Pu), 99.99% (Am), 99.999% (Cm), 99.2% (Cs), 99.9% (Sr), 98.3% (Tc) の回収効率を実証した[240]。

電気化学プロセスは 1996 年以來、廃炉にしたアイダホ国立研究所 (INL) の EBR-II 炉からの使用済み燃料を処理するために利用されてきた。このプロセスでは、照射金属燃料は裁断され、陽極処理で溶融 LiCl-KCl 塩に解かされた。ウランは陰極金属に移行し、超ウラン元素は、セラミック廃棄体に組み込まれる放射性核分裂生成物とともに塩の中に残った。液体カドミウム陰極を用いた超ウラン群分離もまた、実証済みである。貴金属核分裂生成物 (Tc を含む) はステンレス鋼被覆材と一緒に溶解して、金属廃棄物を形成する[241]。処理速度は 159 kg/year に達した。これは実験室規模プロセスでの値より大きい[242]。超ウラン元素群の分離と Cs と Sr の分離は実証されていない。実験室スケールの Tc と I の分離プロセスは実証され、分離効率を向上させるための研究が進行中である[242]。INL の燃料調整施設 Fuel Conditioning Facility (FCF [232])で、二つの電気精錬プロセスを持つ新しい分離技術がテストされている。それらはすなわち、使用済み EBR-II 燃料を処理する Mk-IV と、より大きい処理能力をもち、技術的な実現可能性を示すための Mk-V である。また、電気精錬塩をリサイクルする目的で、工学スケール金属廃棄物炉がホット燃料検査施設(HFEF)に設置される計画である[243]。

分離技術は、最終的な商業利用実現前に、工学スケールでの実証が不可欠である。水溶性及び電気化学分離技術の工学スケール研究のために、パイロット・プラント、先進的燃料サイクル研究所 Advanced Fuel Cycle Laboratory (AFCL)の建設が中期的に計画されている。

表 4 可能性のある UREX+水性プロセスの例[240]

プロセス	製品 #1	製品 #2	製品 #3	製品 #4	製品 #5	製品 #6	製品 #7
UREX+1	U	Tc	Cs/Sr	U+TRU+Ln	FP		
UREX+1a	U	Tc	Cs/Sr	U+TRU	全て FP		
UREX+2	U	Tc	Cs/Sr	U+Pu+Np	Am+Cm+Ln	FP	
UREX+3	U	Tc	Cs/Sr	U+Pu+Np	Am+Cm	全て FP	
UREX+4	U	Tc	Cs/Sr	U+Pu+Np	Am	Cm	全て FP

注)

- (1) すべてのケースで、ヨウ素は溶解処理からオフガスとして除去される。
- (2) これらのプロセスは非液体高レベル廃棄物の生成のために設計された。  
U: 線量率、高レベル廃棄物の重量、体積の決定要因。  
Tc: 長寿命核分裂生成物、長期線量に対する寄与は小さい。

- Cs/Sr: 主要な短期熱発生源、廃棄物の装荷形態と貯蔵庫内ドリフト装荷に影響する。  
 TRU: Pu, Np, Am, Cm。主要な長期線量率に寄与。  
 Ln: ランタニド、核分裂生成物  
 FP: 核分裂生成物（セシウム、ストロンチウム、ヨウ素、及び特に言及したランタニドを除く）

## ロシア

湿式冶金分離技術に関して、大型施設での  $^{90}\text{Sr}$  と  $^{137}\text{Cs}$  の同時分離プロセスを構築したフローピン・ラジウム研究所 Khlopin Radium Institute (KRI) [244]の卓越した成果に言及するべきである。同研究所は、Mayak-RT1 再処理プラントで逆流溶媒抽出工程を開発した。Mayak の 1000 m<sup>3</sup> を超える HLW の処理が達成され、その結果、約 560 PBq の  $^{137}\text{Cs}$ - $^{90}\text{Sr}$  が回収された。使用されたニトロベンゼンとニトロ芳香族化合物希釈剤が環境、健康、プラント安全性に対して受容できないと考えられたため、KRI と INL(米国)は、この環境問題を解決し、抽出プロセスを組込むため、共同でプロセスの改良を行っている。 $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{90}\text{Sr}$  及びアクチニドの新しい同時抽出工程は UNEX (Universal Extraction) プロセス【統合抽出法】と名づけられた。米国とロシアの放射性廃棄物を使用した遠心抽出器による研究室レベル（廃棄物体積は 100 リットルまで）の実証は成功した。

乾式化学プロセスの研究に関して、1950 年代からの豊富な経験に基づいて、様々なプロセスが構想され、研究されてきた。P&T の技術方策に加えて、MOX 燃料のための【デミトロフグラード乾式プロセス】Dimitrovgrad Dry Process (DDP)が開発されている。DDP の主なステップは、表 3 に示した 1-c) と 2-b) のプロセスから構成される。RIAR において DDP を基にした 3 つの代替案が考え出された。すなわち、 $\text{UO}_2$  回収、 $\text{PuO}_2$  のみリサイクル、及び MOX の回収である。また、BOR-60 炉の照射済燃料集合体を使用した実証実験が実施された。実験の最も重要な結果は Pu の 95.6%という高回収率であった。1992 年に RIAR は、DOVITA プログラムの下で以下の研究を開始した。すなわち、乾式再処理、酸化物燃料、振動充填、積分試験、アクチニドの核変換である。Np リサイクルに関する多数の実験が実施された。そして、方法 1-c) と 2-b) による  $\text{UO}_2$  込みの Np-Am 共電着の研究が現在進行中である。ロシアでは、多くの研究所と機関が、乾式化学による閉鎖系燃料サイクルの研究開発に参加している。Li, Be/F 及び Li-Na, K/F 系でのアクチニド・フッ化物とランタニド・フッ化物の還元抽出、フッ化物溶融物 (LiF-NaF 共晶) からの選択的アクチニド酸化物沈着、溶融アルカリ硝酸塩中の酸化還元再処理等、様々な研究課題が進行中である。

## 中国

2003 年に再処理パイロットプラントが稼動を開始した。大型商用再処理施設は 2020 年頃に建設される予定である。中国は閉鎖系燃料サイクル方策を採っているが、2010 年までに使用済燃料が約 4000t (HM) 蓄積すると予測されている。分離技術の研究は、主に清華大学核能与新能源技術研究院 Institute of Nuclear and New Energy Technology (INET) of Tsinghua University と中国原子能科学研究院 China Institute of Atomic Energy (CIAE)で行われている。INET は全分離 (TP) 工程を提案している。それは、TRU と  $^{99}\text{Tc}$  分離のトリアルキル・リン化水素酸化物 (TRPO) 工程と Sr 抽出工程、Cs のイオン交換工程からなる。CIAE はポダンド・アミド工程 Podand Amide Process を開発した。この工程は、アクチニドとランタニドを一つの抽出剤で抽出し、Sr (II) を別な抽出剤で抽出するものである [245]。

## インド

トリウムベースの高速炉用燃料サイクル・プログラムに呼応して、インド原子力エネルギー省 Department of Atomic Energy (DAE) は MOX 燃料を使用した高速増殖炉原型炉 Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR) での燃料サイクルに関連する研究開発を実施中である [109, 246]。そして、インディラ・ガンジー原子力研究センター Indira Gandhi Centre for Atomic Research

(IGCAR) [247]とバーバー原子力研究センター Bhabha Atomic Research Centre (BARC) [248]は、野心的な共同プログラムを開始した。再処理の研究課題は、Np と Tc の制御、MA、Sr、Cs 抽出のための HLW 分離など、革新的ピュレックス工程の開発を含む。パイロット・プラント、鉛ミニ・セル(LMC)が IGCAR 内に建設された。LMC には十分な鉛遮へいのある、漏れが起こりにくいステンレス鋼格納容器ボックスが設置され、1PBq のオーダーの  $\beta$ 、 $\gamma$  放射線を取扱うことが出来る。

乾式化学工程の研究として、IGCAR には実験室規模の施設が建設され、1990 年代から運用が行われている。同施設は、合金系燃料の熔融塩のための電気精錬プロセスでの様々な化学ステップの研究に使用されている。さらに最近になると、UO<sub>2</sub> の電気精錬 (表 3 の 1-d の手法) の実現可能性が確認された。

## ヨーロッパ

統合プロジェクト EUROPART (【使用済み燃料の再処理に関連した高レベル廃棄物からのマイナーアクチニドの分離技術のためのヨーロッパ研究プログラム】 EUROpean research programme for the PARTitioning of minor actinides from high active wastes issuing the reprocessing of spent nuclear fuels) [224] は、EU の第 6 フレームワーク・プログラムの中で運営され、2007 年 6 月 30 日に完了した

EUROPART の枠組みのなかで実施された研究は、再処理された核廃棄物に含まれる長寿命放射性核種(LLRN)の分離の課題に取り組んだ。分離工程の後に LLRN は消滅する。すなわち、いわゆる P&T 方策と呼ばれる核的方法により、短半減期か安定な核種に変換される。または、整形されて専用固化物質に閉じ込められる(P&C 方策)。対象とする元素は UOX や MOX 燃料の再処理の廃棄物で、Am から Cm までのアクチニド、また使用済燃料やターゲットの U から Cm までの元素 (文献[249]の原子力階層コンセプトを見よ) である。

5 つのワークパッケージが湿式冶金を含む分離技術に関連し、その一方、4 つのワークパッケージは乾式冶金の技術に関っている。湿式冶金と乾式冶金の手法の詳細は EUROPART に関するヨーロッパ委員会研究ウェブサイト[250]に示されている。特定のワークパッケージに関する詳細な情報とその目的は、EUROPART のウェブサイト[224]で参照可能である。

EUROPART の科学的、技術的、財政的な課題のみならず、倫理、科学と社会、性別、ヨーロッパの便益など他の課題が、上記プログラムに組み込まれていた。EUROPART に参加する若い科学者の教育訓練もまた、EUROPART プロジェクトの重要な一部分であるとみなされたのである。

EUROPART の、2004 年にアナハイムで開催された、【21 世紀の原子燃料サイクルのための分離技術】“Separation for the Nuclear Fuel Cycle in the 21st Century” meeting at Anaheim, 2004 [251], の文献で言及された、プログラムに関連する施設は以下の通りである。

- ・ コンピュータ研究所、有機物合成研究所、分析化学研究所、構造化学研究所、また原子炉 (中性子分散実験用) やシンクロトロン (X 線吸収スペクトロスコピー研究) のような大型施設を持つ研究所
- ・  $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$  放射性核種 (ホット試験を実施のためのグローブボックスとホットセルを含む) の研究をする放射線化学研究所
- ・ 放射分解に対する配位子の耐性を研究する照射施設

これらの施設に関する詳細は本レポートの関連セクションで見ることが出来る。また、RTFDB を通じてこれらの施設の情報は閲覧できる。

他のヨーロッパのプログラムには以下のものがある：

- ・ ACTINET-6 [22]

ACTINET は、ヨーロッパの研究インフラと人材の専門性の両方を適切なレベルにまで引き上げるために企画された。それゆえ、ACTINET はアクチニドの物理、化学分野の欧州研



究領域 European Research Area の創設に貢献する。活動の主たる 3 つの流れは以下の通り：

- (i) 主たるアクチニド研究施設を共同出資することで、ヨーロッパ・インフラ政策 European infrastructure policy の立ち上げを促進する。参考文献[253]を参照のこと。
- (ii) 野心的な共同研究プログラムを支援し、共同出資した施設を利用することで、利点を促進する。
- (iii) ヨーロッパの学生や若い研究者たちにとってアクチニド科学をより魅力的なものとする。そして、次世代のアクチニド科学者や技術者がトレーニングの一環として実務経験を積めるようにする。

ACTINET 共同体には、現在、13 のヨーロッパ諸国から 30 の機関が参加している。これにはヨーロッパ委員会、【超ウラン元素研究所 DG 共同研究センター】DG Joint Research Centre Institute for TransUranium Elements もメンバーとして含まれている。そのため、大型の国立研究所から大学の学部までという広範囲の参加により、主要な実験施設、学究的、応用研究の専門性と能力、訓練経験を統合することができる。

• RED-IMPACT [254]

このプロジェクトは、分離核変換と廃棄物減容に関する技術が最終廃棄物処分に与える影響を調査している。これ自体には関連する施設はないが、将来何をすべきかという情報を提供することが期待されている。

## IAEA

非常に幅広いプログラムであるが、IAEA の「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、原子炉と燃料サイクルの両方の革新的原子力技術の全範囲を見据えている。それには、環境、使用済み燃料、廃棄物だけでなく、制度的側面やインフラも含まれる。INPRO はこの非常に幅広い背景[255]に対する原子力技術の展望を検証することを目的としている。

特に加速器駆動システムと連携した燃料サイクル化学に関する施設の詳細情報は、3.4 節及び、原子力と放射化学研究について述べた、3.8 節を参照のこと。

### 3.5.3. 結論と勧告 - 燃料

燃料開発と試験に関して、以下に示す課題が重要であると考えられる。

- 既存の重要施設の寿命延長。特に 50 年を経過したハルデン炉は利用可能期間を延長する必要がある。
- 将来を見据えて、ジュールホロビッツ炉 (JHR) 共同活動 [94]の進展は、特に着目する必要がある。
- IFPE データベース [84]の維持と拡張、4.5.3 項を参照。
- 第 4 世代条件の新施設の開発 - 高温、高中性子束、様々な冷却材種類等 (いくつかの特定のループが開発中、テスト中、建設中である点に注目)。3.4 核変換、3.6 材料での議論も併せて参照されたい。

話題を高温ガス冷却炉 (HTGR) の TRISO 被覆燃料粒子 (CFP) に移すが、これらの燃料での試験は SFEAR レポート [3]に言及されているので参考にされたい。同レポートでは、HTGR 安全性のための燃料性能の重要性、テストに要する時間が長いこと、燃料試験の費用が大きいことから、国際

協力を強力に推進すべきことが勧告されている。加えて、HTGR の燃料をテストする能力がある既存の試験炉、すなわち、CABRI、NSRR、及び ATR を維持することも重要である。

ホットセルと照射後試験に関連して以下の事が言える：

- ・ 燃料試験のためのホットセルの長期間の利用が保証されなければならない。
- ・ HOTLAB プロジェクト[208]の以下の結論を考慮すべきだ：
  - 短期のホットセル活動の調査結果では、少なくとも今後 5 年間は実質的な変化は期待できないことが示されている。燃料の課題はそのほとんどが現状維持である。なぜなら、全商用原子炉の技術基盤の変更は非常にゆっくりとしたものであるからである。今後、燃料の経済性と安全性、再処理、貯蔵、輸送に関連した活動があると考えられる。古い原子力プラントはいずれ廃炉措置がとられるので、廃炉後、そこから様々な構造材要素を取り出し、今後、寿命評価に関連した様々な解析が行われる事になるであろう。つまり、古いプラントの閉鎖を利用すれば、照射された実際の構成要素の分析から、炉の寿命予測技術のチェックを行うことができる。
  - 同レポートは、ホットセルが現在利用されている多くのトピックのリストを作成している。
  - 同レポートは、長期的な観点で考察している。しかし、長期的なホットセルの利用に関する結論を導き出すのは不可能であると結論づけ、潜在的な利用の指針として第 4 世代プログラムに注意するよう示唆している。新システムの導入は多くの国が分担することになるであろう。それゆえ長期的な評価には、全世界の開発の状況を継続して見守ることが必要である。

最後に燃料サイクル化学に関して以下の通り結論づける。

- ・ 提案された分離プロセスのパイロットプラントやそれに続く商用レベルの試験プラントへのスケールアップの段階では、多くの化学工学に関する努力が必要となるであろう。
- ・ i) 遮へいされた施設で取扱い可能な MA 量の厳しい制限、ii) 建設コスト、を考えると、MA 取扱い条件を満たす研究開発施設の所有が、P&T を目指す国々にとって重要な決定要因となる。
- ・ 放射性分解に対する配位子の耐性を研究するための照射試験施設は、含水分離プロセスで使用される新しい有機試薬の開発にとって重要である（例えば CEA マルクールの MARCEL）。大量のアクチニドを扱うことのできるアクチニド研究施設もアルファ線分解の影響を研究するために必要である。
- ・ 有機合成研究施設、分析化学研究施設、構造化学研究施設も分離プロセスの開発にとって重要である。3.8 節原子力と放射化学研究を参照のこと。

### 3.6. 材料

これまでの経験によれば、過去及び現在運転中の原子炉では、課題の中心の多くは材料に関するものであることが分かる。現在必要性が強調されている、運転耐用年数の延長や、出力レベルの増強には、クラック発生、脆化、金属疲労、腐食等の材料高経年化による潜在的な影響の評価と制御の実行が必要である。

一方、現在提案されている新原子炉設計や ADS などの開発には、新材料開発が必要である。

((注)原子燃料材料の考慮は 3.5 節に示す)

元々の材料組成、製造工程、加工中や使用中に導入される欠陥、定常及び過渡運転での様々な形態の負荷が一緒になって、安全余裕自体及びその経時変化に影響を与える。同様に、利用できる試験やその手法の感度が、対象とする材料の実際の状態をいかに評価できるか、という事に明らかに反映される。

このセクションは、現在及び将来の原子力発電システムに関連するいくつかの特定の材料の課題をレビューし、それらの研究のために必要な施設についてレビューする。しかしそれ以外に関心のあるトピックスがないというわけではなく、例えば VHTR では、「超高温条件下での中間熱交換器やガス・タービン構成要素だけでなく、制御棒の被覆や特定の炉内構造物のためのセラミックスやその混合物に対するニーズがある」[69]。しかし、以下に示す一般的な原則からすると、将来予想される定常及び過渡条件にまたがる材料に関するデータベースを構築する必要がある。それに関する有益なレビューが、2007年6月にドイツのカールスルーエで開催された、【ヨーロッパ材料研究学会】European Materials Research Society (E-MRS) [257]の【革新的システムのための構造材ワークショップ】the Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Systems (SMINS), Karlsruhe, Germany, June 2007 [256]で、提出されている。

### 3.6.1. 被覆材と構造材<sup>19</sup>

3.2節のように、材料に関する考察は短期と長期の二つの範囲に分けて行う。

短期的には、議論は現行または革新的原子炉の設計に集中している。このことは、LWR、圧力管原子炉(CANDU 及び PBMC)とイギリスで現存する黒鉛減速炉を集中的に取り上げることの意味する。革新的な設計はLWRとCANDUにこそ存在し、その他の炉では、おそらく耐用年数延長以外の今後の開発項目があるようには思えない。現在、運転中の高速炉は2,3基しかない—可能性のある開発に関する考察は3.2.4項を参照されたい。短期的には、以前のHTRから進歩したペブルベッド炉設計も可能性の一つである。ただし、新たに建設される原子炉に適用される耐用年数は、現在のプラントより著しく長い期間(例：40年よりむしろ60年)が提案されることになる点に注意すべきである。したがって腐食や他の化学的相互作用の効果は、我々が現在経験しているものをはるかに超えるものとなるであろう。

長期的には、GNEPで取り扱うようなプログラム範囲から、さらに第4世代までをカバーする設計コンセプトが考慮の対象となる。これには溶融塩、VHTRのための超高温性能、超臨界圧水冷却原子炉に関連する超高压下の性能などの、現状よりずっと幅広い範囲の材料の課題が挙げられる。条件の範囲が一般的に現在経験しているものを超えているため、照射下、腐食条件下での特性を網羅した知識ベースを取得するために、予想される定常運転、過渡状態に対応した新しい特性評価試験が必要となる。

#### 3.6.1.1. 水炉での照射脆化及び腐食

燃料から外に向かって考察を進めていくと、最初に関心を引く材料は被覆材である。今後数年という範囲では、設計のほとんどすべてはLWRか圧力管型の水冷却炉である。被覆材はジルコニウム合金ベース(例：ジルカロイ)であり、それに対する課題は、実質的にペレットと被覆材間の相互作用、酸素防護層の腐食、ジルコニウム・ベースの圧力管の設計に影響する水素脆化の効果の問題である。通常、燃料とその被覆材は定期的に取り出され、交換されるが、圧力管の健全性は耐用年数の全期間に渡り確保されなければならない点に注意が必要である。

LWRの炉内から圧力容器(RPV)の外側までの範囲では、現在より長い耐用年数とより厳しい照射条件への耐性を満足するため、腐食と脆化の課題が決定的に重要なものとなる。これまでの重要な懸案事項は、脆性破壊によるRPVの破断であった。中性子照射により起こされるRPV鋼材の硬化と脆化は、1950年代から広範囲にわたりよく研究されてきた。中性子とγ線のRPV鋼材への照射は、空孔や格子間原子の形成を通して鋼材に損傷をもたらす。鋼材の硬化はこれらのクラスタが結晶内を移動する転位に対してバリアとなるため起こるものである。この硬化が脆性破壊挙動に影響を及ぼす。この課題は、圧力管原子炉の中の圧力管のエイジングにもあてはまる。

19. このセクションの作成に当たり8th Conference on Structural Integrity Assessment ([www.fesi.org.uk/fesi-esia.html](http://www.fesi.org.uk/fesi-esia.html))で発表した論文を基にした原稿を提供していただいた英国バーミンガム大のJ. Knott氏に感謝します。

近年、サブマージアーク溶接部に起こる中性子照射硬化は：i) 点欠陥クラスタ、ii) 銅の析出、等の障害物生成による転移運動の阻害が主な要因となって発生していると考えられている。RPV の温度は鋼材の硬化が予想される温度よりも低いため最初は驚きであったが、その後の研究により、照射により発生する点欠陥が拡散係数を増加させ、そのような低温でも銅原子を動き易くし、析出物の生成を誘起することが主な原因であることが明らかになった。

微量不純物元素は、応力除去熱処理と鍛造工程の i) 熱サイクル付与（応力除去、再加熱）と ii) 最終の室温までの徐冷の過程において、結晶粒界割れの発生に影響を及ぼしていることが確認されている。脆性破壊に対する不純物の効果は VVER 鋼材で特に著しい。

同様のクラック問題が「アンダークラッドクラック (under-clad cracking)」として経験されている。被覆材（クラッド）は約 5 mm の層のオーステナイト・ステンレス鋼であり、それを RPV の内部表面に装着し、腐食生成物の発生を最小限にすることを目的とする。アンダークラッドクラックの発生は、フェライト鋼とオーステナイト鋼の熱膨張係数の違いにより生じる熱応力が原因である。二つ目の原因は、被覆材の沈着後の冷却の時に、異種金属界面を通して拡散が起こることである。オーステナイトからのクロムが特にフェライト中の炭素と相互作用する。

応力除去熱処理時の割れとアンダークラッドクラックは、微量不純物元素の量を低レベルに制御することにより防げることが分かっている。加えて、不純物を低レベルに保つことは、環境助長割れ (EAC) を防ぐのにも有利である。しかしながら、不純物を低レベルに保つことはコストに影響する。そしてそのような厳しい仕様は、製造時に精密な検査をすることが必要となる。EPR と AP1000 のような現行設計が RPV 被覆材を使用しつつ一方で、PWR の水条件の改善が、被覆無し RPV の可能性を示唆している。そのため、考え得る将来の PWR に被覆を使うか使わないかという問題は、今後の議論に期待するところである。

この他の課題としては、（特に、耐用年数を延長した炉内環境における）全ての放射線分解生成物質の量を決定するのに必要な、腐食プロセスにおけるガンマ線照射の潜在的な効果の評価がある。

RPV の外側はより穏やかな放射線環境となるものの、一次冷却系と蒸気発生管の応力腐食割れ (SCC) に関するこの数十年にわたる経験から、一次冷却系と二次冷却系における特定の水化学条件下での合金の挙動に注目する必要があることが分かっている。そしてこの経験はまた、耐用年数を超えた全てのプラントの健全性は、原子炉の炉内、炉外におけるこれらの環境条件の考察に依存する可能性を示唆している。PWR 一次冷却系にあるフェライト圧力容器ノズルとオーステナイト・パイプの間の安全端 “safe-end” 溶接部のような異種金属管の結合部では、特別な管理が行なわれる必要がある。

超臨界圧水冷却炉 (SCWR) では現行設計より原子炉温度が高温となるため、燃料被覆と炉心内構成要素には新合金が必要となる。データと理解が要求される候補材料の主要な特性は以下の通りである。

- ・ 酸化、腐食、応力腐食割れ (SCC)
- ・ 強度、脆性、耐クリープ性
- ・ マクロ的、ミクロ的組織安定性

研究プログラムは、非照射、照射済合金に関する、炉外試験及び建設予定の SCW ループでの炉内試験を含む。水化学の予測と制御の能力は、腐食速度と SCC 発生を抑制し、炉心内、外の堆積物の生成を抑制するために極めて重要である。臨界点前後での SCW の密度、化学特性の著しい変化に関連して、超臨界圧水の化学に関する幅広い理解が必要である。放射線分解の効果は現在の LWR で経験するものとは著しく異なると考えられる [69]。

### 3.6.1.2. 液体金属炉での放射線損傷と腐食

液体重金属 (HKM) システムの高優先度の研究開発ニーズは、放射線環境下での材料の特性の変化と放射線と腐食の複合効果の研究である。液体金属腐食に対するバリアとしての保護酸化膜は、放射線によって活性化されたイオンの酸化膜中の移動による損傷を考慮する必要がある。現状のモデリングツールは、従来のデータを解析するのに十分ではなく、したがって、長時間の領域まで結果の外挿を行っている。高温での剥離酸化のような、長時間の潜伏期間を伴う腐食プロセスの誘発と動力学に関しては、基本的な理解しか存在しない。

現在関心のある材料については、液体金属の共存性と機械的特性変化に関する基本データは既に取得済みである。ただし、ほとんどが炉外条件である。しかし、ある特定の設計要件のためには、以下に示す項目は優先的に必要とされるものである。

- ・ 鋼材とその被覆材の長期での腐食挙動
- ・ 低酸素濃度での鉛ビスマス共晶 (LBE) 中での腐食テスト
- ・ 腐食浸食及び摩耗の機構
- ・ 信頼性の高い溶解度及び拡散率データ、非等温条件下での腐食データを使用した物質移動モデルの開発
- ・ 構造材の機械的性質、典型的な温度及び応力場での防食バリア、具体的には以下の項目が挙げられる。
  - クリープ
  - 疲労及び、クリープ疲労
  - 破断機構
  - クリープと疲労き裂進展

加えて、最優先事項は、鋼材とその皮膜の、液体金属条件下及び照射条件下での機械特性の評価である。

これらの特性は、温度、中性子束、応力及び異なる構成要素中での HLM 流速等の条件に対して測定される必要がある。詳細は LBE ハンドブック [18] を参照されたい。

この材料テストプログラムを完了した後、例えば燃料被覆材としての管などの形状が確定している製造物の性能評価が必要である。

#### HLM 化学特性

酸素、金属元素 (Fe, Cr の他、Po などの核破砕生成物等)、及び酸化物 (例：鉄酸化物、クロム酸化物等) の溶解度、拡散率は、以下の点に関して重要である。

- ・ 腐食速度の評価
- ・ 精製システムの設計、技術
- ・ ソースターム評価

LBE ハンドブック [18] は、信頼性のある溶解度と拡散率データの取得が必要だとしている。

液体金属の不純物の化学挙動、様々な雰囲気での液体金属表面からの不純物の蒸発、不純物の金属表面への吸着等に関する信頼性のあるデータが不足している点は注意が必要である。しかしそのようなデータは、通常運転時及び事故シナリオでの放射性物質の分布の現実的なシミュレーションにとって重要である。これらのトピックスに関する実験研究は、MEGAPIE [160] と TARGISOL [258] のプロジェクトとして、PSI において行われてきた。また、EURISOL [259] プロジェクトとして継続中である。(参考文献 Neuhausen, *et al.* [260-263] も参照されたい。)

## HLM 熱/物理特性

LBE ハンドブック [18] は、Pb、Bi、LBE のほとんどの熱的特性及び物理特性を、推奨される相関関係とともに含んでいる。高温領域では、液相密度、蒸気圧、液体断熱圧縮のような基本特性は、これまで低温データの外挿を基にした半経験モデルを使用して臨界点まで評価しなければならなかった。計算結果の検証が可能となるよう、高温での実験データの取得が勧告されている。

## 液体金属テスト施設

鉛冷却高速炉 (LFR) の開発において、冷却材による構造材や被覆材の腐食特性と腐食挙動は特に重要である。CRIEPI [235] は、LFR [69] の材料として期待される高クロム・マルテンサイト・ステンレス鋼に関する 650°C での停留 LBE の腐食挙動に関する調査研究を行った。以下の議論は LBE 研究に集中しているが、液体金属冷却炉に関連して、ナトリウムを対象に研究が継続していることにも注目されたい。例えば、最近東芝は新しい施設を開設した [264]。

また NEA は、最近 LBE ハンドブック [18] を発行した。以下の議論は、主にこの文献の情報を基にしている。

HLM は核分裂エネルギーの初期の開発段階から、高速炉の原子炉冷却材として研究されてきた。また、近年は核融合エネルギーのブランケット材として研究されている。さらに最近では、ADS システムでも高出力核破砕中性子源のターゲット材として検討されている。例えば MEGAPIE 中性子核破砕ターゲット [160] は、ADS 開発の枠組みの中で設計され、建設されている。しかし、同施設はまた熱中性子を用いた材料研究の中性子源としても使用されることになっている。(ADS に特化した液体金属の議論は 3.4 節に示す。)

LBE は、旧ソビエト時代に、多数のアルファクラス潜水艦の原子炉用冷却材として使用された。その間、スラグ形成による詰まりを防ぎ、鋼材の腐食を抑制する目的のために開発された、液体金属の化学条件制御に関する研究開発に大きな成果があった。鉛冷却 BREST [182] 原子炉設計と LBE 冷却 SVBR コンセプト [183] は、そのコンセプトを第 4 世代 LFR などの民生用高速炉の分野に移行した。そしてそのコンセプトは国際的に関心を集め (3.2.4.4 参照)、また、水素製造、核廃棄物核変換、隔離した地域に電力と熱を供給して地域経済を発展させるための超長寿命炉心の小型モジュラー炉、といった新たな役割への期待を集めつつある。

熱輸送媒体としての液体金属の使用は、材料のみならず中性子工学、熱水力、安全性、経済性と密接に関係している。しかし、このことは本セクションの主題ではない。LBE 特有の材料課題は以下の通りである。

- ・ 受容可能な、構造材や格納容器材料の腐食と機械的劣化の程度及び機器の寿命に関する知見。
- ・ 液体金属の高い安定性 (例：2 次冷却材と空気との限られた化学反応や、核破砕生成物の生成)

(注) 鉛、LBE、ナトリウムについての熱物理学と熱水力の特性の比較評価は IAEA TECDOC 1289 [265] を参照されたい。

稼働中の OECD 加盟各国内の実験施設及びその主要なパラメータとその目的に関するデータは、LBE ハンドブック [18] の 12 章に示されている。同章では、ハンドブック作成に参加した専門家グループメンバーが属する研究所で利用可能な HLM 施設にも言及している。

ハンドブックでは、「これらの施設は、550°C までの温度で動作する HLM 原子力システムの設計に必要なほとんどすべての研究が可能である」と述べている。しかしながら、600°C を超える温度での適用や、代表的な条件での安全性、試作条件での構成要素テスト、及び供用期間中検査及び補修 (ISI&R) に関する特定の解析のため、さらなるニーズが考えられる。

ハンドブック [18] の 14 章は、「液体重金属冷却材技術における展望と研究開発の優先順位」について記述している。ここでは、鉛または LBE 冷却を用いる原型炉や ADS システムでは設計、建設、運転の前に解決すべき多数の技術的ギャップがある、と結論づけている。多数の科学的課

題の議論は継続中である。これには、HLM と関連材料の基礎物理、化学、輸送特性及び冷却材に関する化学が含まれる。しかしながら、おそらく 500~550°C 以上での相当長い供用期間を経た後の材料性能の不確かさを除けば、さほど議論しなければならない問題はないと言える。

ヨーロッパでは HLM 技術が核変換を目的として開発中であり、EUROTRANS [168] はその技術的実現可能性を研究している (3.4.4 項参照)。一方で、European ELSY project [78] は、約 600MW(e) LFR の研究を行っており (3.2.2 項参照)、EUROTRANS の DEMETRA から提供される結果を利用している。いくつかの特定の Pb 技術開発は以前から行われており、それらはすなわち、Pb の高温材料特性、蒸気発生器管破裂研究である。((注)冷却材中の放射化生成物の高放射性で発熱性のポロニウムの発生量は、LBE 中より純粋 Pb 中のほうがずっと低い。それゆえ、冷却材からビスマスを除くことにより、崩壊熱除去に関する問題を低減することができる。)

米国では現在、第 4 世代 LFR のプログラムの中で、炉心寿命が 20 年を越え、サイト内での燃料棒交換を必要としない小型または中型の原子炉に焦点が当てられている。最高被覆温度は 650°C に制限され、また炉心出口温度は約 560°C である。

日本では、J-PARC に LBE 核破砕ターゲットを使った LBE 冷却 ADS 核変換システムを設計、建設、テストするための核変換施設を持っている。そのシステム条件は EUROTRANS と近い。他のプログラムでは、米国の LFR と近い条件かそれ以下の条件で、先進的原子炉や中間熱交換器に HLM を使用するコンセプトを構築中である。

韓国の ADS と PEACER 炉プログラムは、国際的なパートナーとの協力で HLM を開発中である。

【仮想ヨーロッパ鉛研究所】Virtual European Lead Laboratory (VELLA) プロジェクトとそのウェブサイト [161] が最近構築されたことは、述べておく必要がある。このサイトは次のように述べている。「VELLA は、構想に続く作業の共通プラットフォームを作るために、ヨーロッパの原子力応用技術における鉛の技術研究分野を統合するという目的を持っている。VELLA は、すべての主要研究所間のネットワークを構築すること、様々な専門家グループを強く結びつけ、優れた実践に対する共通の定義を持つこと、適切かつ革新的なツール及び手法を用いた科学的成果の交換を促進することを計画している。VELLA は、また重要な目標を持っている。すなわち、様々なスペシャリスト・グループが EU 内の既存の主要な施設にアクセスできるよう促し、技術開発や品質認定活動を支援し、均質なヨーロッパの「科学コミュニティ」を形成することである。その「科学コミュニティ」は、すべての必要な技術的挑戦や必要な研究を支援するために組織される。」

### 3.6.1.3. 高温炉での材料の課題

GNEP と第 4 世代プログラムに関する研究範囲では、将来の金属材料設計に対する課題として以下のようなものがある。

#### i) 超高温炉 (VHTR)

1000°C という出口温度の目標を満足し、定常条件を超えた場合でも安全な運転能力を保持できる新材料の開発が必要となる。金属に関して言えば、高温材料は、炉内構造物、配管、バルブ、熱交換器、ガスタービンサブ構成要素に対して必要となる [69]。

#### ii) ナトリウム冷却高速炉 (SFR)

初期及び継続中の高速炉に関して得られた経験から、高速中性子高線量領域に対して特定のニーズのあることがわかる。例えば、低放射化フェライト/マルテンサイト (F/M) 鋼を使用して、400-550°C の照射温度で約 20% の燃焼度を得るためには、200 dpa までのフルエンスに耐えなければならないというニーズがある [266]。長期的には、20% を超える燃焼度と 550°C を超える高温を得ようとするれば、酸化物分散強化型 (ODS) F/M 鋼のような先進的な材料の必要性が示唆される。少量の添加元素 (Si や Ta) の照射、耐食性に対する効果は検討される必要がある。SFR で懸念される材料の主要な問題は蒸気発生器内で起こる。

そこでは、約 500°C の液体ナトリウムが直径約 10 mm、壁厚 1-2 mm の管内（全長 30 km 以上）を流れ、水を熱し、蒸気を発生させる。

### iii) ガス冷却高速炉 (GFR)

SFR と同様に、超高温環境下での高速中性子に対する優れた耐性を持つ材料の開発が必要である。「G(C)FR は VHTR との相乗効果を利用することができる。VHTR では高性能ヘリウムタービンとプロセス熱応用統合技術の開発が進行中である。」[267]。材料開発に関しては、FP6 プロジェクト RAPHAEL [268] と ExtreMat [269] はリンクしている。

将来さらに高温での技術が必要とされるだろうが、それは、現在の考慮の範囲には入っていない。これらの開発を実際に実施する際には、材料及び冷却材技術に関して、さらに広範な研究開発が必要となる。そして、酸化物分散強化型 (ODS) 鋼や先進的フェライト/マルテンサイト鋼といった材料の研究開発は、LBE でなくむしろ Pb を HLM 原子力システムに使用するような、約 650～700°C の温度領域に目を向けるようになるであろう。750 から 800°C 以上の領域では、耐熱金属及び合金、セラミックス及び複合材料が潜在的な候補だ。そして、全く異なる冷却材技術、設計、建設、運転手法が要求されるであろう。照射安定性、疲労強度、製造などは挑戦的な課題であり、その頃には「LBE 及びその関連技術がもはや本質的または経験的な利点を持たないため、Pb がおそらく唯一の選択となるであろう」[18]。

### 3.6.2. 減速材材料<sup>20</sup>

1940 年代の原子力発電の誕生以来、黒鉛は減速材として使われてきた。それは現在運転中の Magnox、AGR、PRMK 原子炉の炉心、HTR 研究炉/原型炉すなわち PBMR (南アフリカ)、HTR-10 (中国)、HTTR (日本)、将来の第 4 世代 VHTR の設計における燃料要素や反射体を形作っている。黒鉛炉の固定減速材として使用される黒鉛は、原子炉の供用期間を通して高中性子束にさらされ、相当の照射損傷を受けることになる。このことは、黒鉛の寸法と特性の著しい変化をもたらす。

黒鉛要素の寿命と挙動の予測は、MTR で照射された小型サンプルにより得られた経験則に基づいて行われている。

現行プラントの寿命延長と新 HTR/VHTR 用の新型黒鉛の開発には、黒鉛の微細組織の照射損傷とバルク特性変化の関係に関する、基礎的な理解が必要である。この理解は、現行のデータベースとモデルにもとづいて、稼働中の原子炉の寿命の予測、及び新たな設計で要求されるもっと厄介な条件までの内外挿をするのに必要である。

イギリスの Magnox と AGR では、二酸化炭素冷却材中での黒鉛の放射線分解酸化のために、高速中性子照射による黒鉛の寸法と特性変化がさらに複雑なものとなる。いくつかのイギリスにおける減速材構成要素での供用期間初期のクラックの進展は、HFR ペッテンでの MTR プログラムのような、広範な産業主導研究プログラムが必要であることを示唆した。加えて、【黒鉛技術諮問委員会】 Graphite Technical Advisory Committee (GTAC) がイギリスに創設され、そのような課題について規制当局者に助言を与えている [270]。

黒鉛研究では、定常運転または過渡状態での炉心の照射条件における、黒鉛の寸法変化、熱膨張係数、ヤング率、強度、熱伝導率、密度、照射クリープ等の特性を理解する必要がある。これらの例は文献 [271] を参照されたい。黒鉛に関するその他の課題は、異なった製造工程によっておこるバラツキである。将来の廃炉作業中の潜在的な影響を考えた際に、不純物の存在位置と同位体組成を知る事は重要であり、またそれに基づいて、浸出や移動の起こる条件下でいかに不純物をコントロールし、取り除き、処理するか、が重要な課題となる。これらに関する試験のうち、いくつかは実行が容易ではない。それは例えば、照射条件下でサンプル装荷しなければならない照射クリープテストなどである。次世代原子力プラント Next Generation Nuclear Plant

20. このセクションを作成するに当たりご協力いただいた、英国マンチェスター大の B. Marsden 氏に感謝します。



(NGNP)の黒鉛選択に関するレビューは、文献 [272]に示されている。黒鉛に関するその他の課題は、最近の「PIRT」プロセスで特定された[273]。第4世代プロジェクト[69]の中のVHTRプログラムは、黒鉛に関するワークパッケージが著しい進歩を遂げたことに言及している。Van der Laan *et al.* [274]によるレビューもあわせて参照されたい。

1940年代初期の原子力利用の開始時点から黒鉛減速炉が使われていることは、イギリスやフランスのMagnox、イギリスのAGR、ロシアのPBMK、そしてさまざまなプルトニウム製造用原子炉から、廃棄物として取出すことが要求される膨大な量の黒鉛が存在することを意味する（世界中で約25万トン）。廃棄物はこのレポートのトピックではないが、黒鉛材料に関する研究のいくつかは、PBNR、HTR、VHTR [275]などの新設計に関した前向きな視点だけでなく、廃炉に関した後ろ向きな視点を持つことを意味している。この課題は4年間のヨーロッパ連合FP7プログラム four year European Union FP7 programme のCARBOWASTE [276]プログラムで取扱われている。

### 3.6.3. 材料科学と材料試験に必要な施設

i) 材料照射、ii) モデリング検証/材料特性解析、iii) 材料試験、のために3種類の施設が必要となる。

#### 3.6.3.1. 材料照射

燃料同様、ほとんどの原子炉構造材は様々なレベルの照射条件に曝され、しばしば高い稼働温度条件で使用される。それゆえ制御されている条件のもとで運転シナリオが再現できる照射施設が必須となる。例を以下に示す：

- 原子炉（中性子：熱、高速スペクトル）
- 核破砕中性子源
- 粒子加速器（陽子、ヘリウム原子核、イオン）
- 専用照射施設（たとえば、核融合に適する14MeV中性子照射）

具体的には以下を含む

- 原子炉
  - 混合スペクトル：HFIR (ORNL) [104], ATR (INL) [103], HFR (ペッテン) [190], BR2 (モル) [187], OSIRIS (CEA サクレ) [191], 及び ジュールホロビッツ炉 [94]
  - 高速スペクトル：常陽 (JAEA) [68], BOR-60 (ロシア) [106]
- 核破砕中性子源：MEGAPIE (PSI) [160]、STIP プログラム (PSI-SINQ 中性子源) [277] 及び新材料試験ステーション Materials Test Station (MTS) [139] (LANSCE [42]) ((注)MTS は米国の新しい高速試験炉が建設されるまで、必要な照射ができる唯一の施設である)。
- イオン注入（粒子加速器）：IRMA (CNRS オルセーの JANNUS 施設[130]の一部として建設中。)
- 専用照射施設：核分裂にも適用できる、MeV 核融合中性子に特化した専用施設。例えば IFMIF 施設[65]。

#### 3.6.3.2. モデリング検証と材料特性解析

モデルとシミュレーションは、適切なレベルのエネルギーと運動量移行空間の相関を模擬して実施された実験結果との比較を行うことにより検証し、価値のあるものにすることができる。短い時間と距離のスケールでは、中性子とシンクロトロン放射光の散乱法が、ただ二つのこれに当てはまる実験手法であり、これらには大型施設と、（例えば、放射性サンプルを取り扱うような）附属施設での実験が必要となる。そして、その実験結果はシミュレーションで得られた静的、

動的特性と直接関係付けられる。以上の手法は、他の多くの材料科学の分野で十分に証明されている。

研究者は、これら二つの補完しあう手法からの結果と、陽電子消滅スペクトロスコピー、電子顕微鏡、原子プローブ断層撮影から得られる結果とを、関連するメソスコピック領域での現象に関する知見を得るために比較、検討する。透過法、ラジオグラフィや断層撮影（熱外中性子、熱中性子または冷中性子、X線、 $\gamma$ 線、陽子で実現する）で得られる結果も、メソスコピック領域、マクロスコピック領域でのモデリングとシミュレーションに関連づけられる。そして、これらの手法には大型施設が必要であり、またある程度は従来の研究施設でも実施可能である。

「中性子回折またはX線回折による歪スキャン技術」は、非破壊的に構成要素の応力解析を可能とする。そしてこれらの手法はこれまで、有限要素法計算の検証に利用されてきた。事実、回折技術とマイクロ及びナノスケールでの機械特性試験とは密接に連携している。

中性子散乱及びシンクロトロン放射光施設としては以下の例がある。

- 原子炉：ILL（国際利用、フランス）[34]，FRM-II（ドイツ）[143]，OPAL（オーストラリア）[93]
- 核破砕源：ISIS（UK）[138]，SNS（ORNL）[136]，LANSCE（ロスアラモス）[42]，ヨーロッパ核破砕源 European Spallation Source（計画中，EU）[145]
- シンクロトロン放射源：ヨーロッパシンクロトロン放射光施設 European Synchrotron Radiation Facility（ESRF）（国際利用，フランス）[278]，先進的光子源（APS）（アルゴンヌ国立研究所）[279]，SOLEIL（フランス）[280]，Diamond（UK）[281]

上記リストで取り上げたほとんどの施設は専用ビームラインを保有しており、これらは特に、マルチスケールモデリング[266]とシミュレーション手法の検証に関する原子力材料研究や一般的な材料開発に適している。典型的な例は以下のとおりである。

- アブイニシオ計算（非経験的方法）の結果と比較するための状態密度とフォノン分散の関係を測定できる中性子スペクトルメータ
- 相同定と特性解析（結晶粒径を含む）のためのディフラクトメータ
- 短い範囲の配位圏、ODS鋼での効果、その他のナノ構造材の研究のためのX線吸収スペクトロスコピー（XAS）ビームライン
- 磁気円二色性ビームラインと偏極中性子ビームライン（磁気効果に関する合金挙動）
- 小角中性子ディフラクトメータ（空孔サイズ、ボイド、介在物）
- 白色ビームによる断層撮影とラジオグラフィ、メソ及びマクロスコピック 3次元イメージングのためのエネルギー分解透過手法
- 有限要素法応力解析や結晶学的弾性係数決定との比較のための歪スキャン（熱中性子、高エネルギーX線）

### 3.6.3.3. 材料試験

稼動中の炉心条件と近い温度、照射、化学条件を組合せた条件の下での材料試験（特に弾性特性と疲労挙動）や、「化学的共存性」研究のための施設の要求は依然として存在する。液体金属（Na、Pb-Bi、Hg）、超臨界圧水や浸炭/脱炭による腐食研究のループがその例である。

機械特性試験と腐食のループの例としては以下のものがある。

- 液体金属 - LBEハンドブック[18]の多数の例を参照されたい。
- 超臨界圧水での腐食（JRC ペッテンと CIEMAT のループ）
- (V)HTR（CEA グルノーブル，ENEA Brasimone，EdF，Areva）のための（不純物）He/材料共存性のループ
- 大型クリープ試験施設（CEA “エアバス” 施設）
- 浸炭/脱炭ループ（JRC ペッテン）
- 腐食+照射施設（LANL の ICE 施設）

最近の原子燃料と構造材に関するマルチスケールモデリングとシミュレーションへの関心の高まりのなかで、NEA 原子力科学委員会は、新たに「WPMM: 【原子力システムの燃料と構造材料のマルチスケールモデリングに関するワーキングパーティ】 Working Party on Multi-scale Modelling of Fuels and Structural Materials for Nuclear Systems」 [282] を立ち上げた。本レポートの執筆時点では、この新ワーキングパーティの詳細な活動項目の定義に関して、加盟国により同意を受ける必要があった。しかしながら、WPMM の背景と範囲は、既存または開発中のシミュレーションツールが実験的検証を必要とする研究及び試験施設に関する何らかの指摘、指示を示すことになるであろう。

もちろん、これらの施設は特にこの目的だけを意図しているわけではなく、原子力エネルギー分野の材料開発、特性解析、品質認定という幅広い目的に広範囲に利用される。また、それらのいくつかの施設は、幅広く非原子力のエネルギー関連分野の実験にも利用されるであろう。

### 3.6.4. 結論と勧告 - 材料

施設は引き続き、次の要求事項を満たすことが求められる。i) 材料照射、ii) モデリング検証/材料特性解析、iii) 材料試験。

特に、材料試験炉(MTR)の利用可能性の継続とそのような炉の使用を提供できる施設は、原子炉材料の研究や、原子力科学のその他の分野の研究にとって重要である。新型原子炉の発展に伴う需要に呼応して、照射能力を増強させる必要がある。

同様に、核破砕中性子源や材料解析用の原子炉のような大型施設の利用可能性は重要と考えられている。核破砕中性子源はまた、MTR で利用可能な照射条件を補完するための、材料照射用の中性子源としても重要である。

## 3.7. 安全性

当然の事ながら安全性は、全ての原子力関連研究の中で最も優先度の高い課題である。NEA の CSNI 活動が、安全性課題に直接焦点を当てた SFEAR レポート[3]の発行へと繋がったことは注目すべき点である。これ以降のセクションの記述は、主に同レポート及び CSNI/SFEAR グループとの協力作業により作成されたものである。しかし、SFEAR に課せられた検討課題は、明らかに限定されたものであり、その結果、SFEAR レポートは、本セクションのトピックス全体を網羅していないことに注意する必要がある。正確には SFEAR レポートは、NEA 加盟国で現在運転中の水冷却原子炉に関連した安全性課題、研究ニーズ、及び研究施設支援に焦点を当てたものである。対象とする原子炉には、加圧水型軽水炉(PWR)、沸騰水型軽水炉(BWR)、加圧水型重水炉(PHWR)、及びロシアの設計した VVER が含まれる。加えて HTGR 炉にも着目している。しかしながら、高速炉は SFEAR グループの検討の対象外である。

SFEAR レポートの勧告のいくつかを以下に示す。しかしながら SFEAR グループは、この勧告の実施は、この分野の他の研究グループを引き込める十分な資源をもち、かつ加盟国の課題・関心に応えられる実験プログラムを提案できる能力をもつホスト国の関心の深さと、実行しようという意欲に左右されると考えている。SFEAR レポートの詳細情報は 4.1 節に示す。

原子燃料については、SFEAR レポートでも考慮されたトピックではあるが、3.5 節と重複するため、ここでは繰り返さない。

また、原子力安全性に関するシステムの情報のうち、プラント管理、モニタリング、地震影響、火災評価といった原子力業界だけに特有ではないトピックスについての詳細は割愛する。更に詳細な情報は SFEAR レポート[3]を参照されたい。

### 3.7.1. 熱水力

熱水力(T/H)は、LOCA やその他の熱水力過渡状態のような仮想事故が LWR の重要な安全性検討事項であることが認識された時、主たる原子力安全性規制の一つとなった。ほとんどの場合、実

寸大実験を実行することはできないため、そのような過渡状態の適切なシミュレーションを目的として、大規模な計算コードを開発し、対象とする炉の安全性確保に必要なデータを得る事が必要であった。これまでに多くの国独自及び国際間の実験プログラムが、現象を理解しシミュレートするのに必要なデータを提供した。（注）いくつかの熱水力施設は、安全性研究関連だけでなく、基本コンセプトを研究する上でも重要である）。

CSNI は、熱水力コードの検証とその検証に必要な実験データベースについて、常に注意を払ってきた。これら CSNI による検証活動の結果は、古くから幅広く使用されている ATHLET（ドイツ）、CATHARE（フランス）、RELAP（米国）などのコードのモデル検証に確固とした基礎を与えるものである。しかしそれらのデータは、3次元核/熱水力結合コードシステムを検証するには、しばしば不十分である。それらの目的に応えるために、原子力プラント測定や実験から得られた補完データがしばしば使用されている。BWR、PWR、VVER に関する様々な実験が、現在、原子力科学委員会(NSC)とCSNIの共同プログラムの元で実施されている。

近年、CSNI は安全性に関連した閉鎖の危機にある熱水力施設の支援活動を主導的に実施している。これは、国際的に幅広い関心を集める課題に取り組む国際プロジェクトを通して行われ、選ばれた施設の技術的能力に議論の焦点が置かれる。これらのプロジェクトは現在実行中であり、それらは SETH [283]、PKL [284, 285]、PSB-VVER [286] 及び ROSA [287] を含む。

SETH プロジェクトは、PKL [285]施設と PANDA [288]施設の実験プログラムから始められた。これらの施設は国際協力[289]の必要性を勧告されたものである。PKL 実験は PWR 炉の潜在的なホウ素希釈事故の課題に取り組み、これらは現在、新 PKL プロジェクトに引き継がれた。PANDA 実験は、コードの予測能力の改善、アクシデントマネージメント、緩和手法設計にとって重要な、格納容器内 3次元ガスフロー及びその空間分布に関するデータを提供することを目的とするものである。VVER 炉と関連して、国際 PSB-VVER プロジェクトが、VVER-1000 炉の安全性評価に使用する熱水力コードの検証に必要な実験データを提供することを目的として開始された。JAERI<sup>21</sup>の提案にしたがって、CSNI はまた、日本の ROSA 施設で国際実験プロジェクトを実行するためのすべての必要なステップの実施を勧告した。

最も関心を集めるシナリオは、大破断 LOCA 事象から小破断 LOCA 事象やホウ素希釈のような事故のシナリオへとシフトしている。そして熱水力研究活動はこれらの事故カテゴリに関する複雑な現象をカバーするようにシフトした。これらの現象を適切に取り扱うため、計算ツールの改良が行われた。もちろん反応度事故と過渡事象は LWR が初めて建設された時点から考慮されていたが、これらの現象は中性子工学的側面が非常に強い事故であることがますます強調されている。そして、初歩的で単純な解析の過度な保守性を軽減し、複雑な現象を適切にシミュレーション出来るようにするためには、多次元の核/熱水力結合計算が必要であることが認識された。多くの現存する施設は、詳細解析ツール（例:CFD コード）の検証に使用できるほど十分な設備を有してはいないが、完璧を期すため、それらの施設の記述も本節に含めた。

チェルノブイリ事故後、一般的にかつての東ヨーロッパ諸国で設計された原子炉の状況や現象の理解やシミュレーションに関連して、規制当局は新たな懸案事項に直面し、それに対応するための新たな研究開発への要求事項が生まれた。受動的安全性システムを持った先進的 LWR が出現したことにより、取り組むべき現象と状況に関して、比較的新しい分野が開かれることになった。同様に、既存の原子炉の出力増強のためには、従来の解析ツールの精密化とさらなる検証、及びさらに広範囲にわたる実験データベースが必要とされる。さらなる新しい研究が寄与できる熱水力安全性の課題は、SFEAR レポート[3]にリストアップされている。

これらはしばしば国際的に実行され、継続的に開発が進められているが、多くの熱水力安全課題には依然として注意が必要である。将来の原子炉システムの設計と安全解析に関して、新しい課題が発生する事は間違いないであろう。例えば、現行のプラントが運転方法の変更（例:出力の増加）を続けるにつれて、安全余裕の変更や非定常状態のプラント応答を評価する解析が必

21. 現在、JAEA。

要となってくる。その上、リスクインフォームド(risk-informed)規制[290]の適用が増加すると、より良い解析ツールとデータがますます必要になってくる。

*LWR*: CSNI は、大型積分テストプログラムを通して実施された現行の LWR システム挙動のレビューを行った [291]。その報告書はコード検証に利用可能な公開データを系統的に選択した結果を含んでいる。熱水力データは、特に新しい課題や設計の解析を行う際、解析ツールを評価するために必要である。いくつかの国でのリスクインフォームド規制を強調する状況や、特定の事故や新しいプラント設計に対するさらに詳細な解析への関心は、解析ツールを検証する実験能力を維持する事を動機付けるものである。

*VVER*: CSNI は VVER 炉[292]の解析に適用した熱水力コードの検証のレベルをレビューした。その目的は、総合及び個別効果テスト施設のレビューを補うことであった。これには、大規模破断、小規模破断 LOCA に関する VVER 炉システム特有の事項が含まれている。

*PHWR*: PHWR 炉では、特殊化された施設（例：大型ヘッダ施設、冷水注入施設）において、ヘッダ、燃料チャンネル、端栓のような実寸大構成要素を使用しての実験プログラムが実施された。RD-14M[293]施設が、実寸高さ、多チャンネルテストシミュレーションを使った緊急炉心冷却システム効率、自然循環、シャットダウン冷却に関する包括的プログラムのために使用された。

熱水力に関する施設では、SFEAR 活動[3]が拡張リストを提供した。そして SFEAR レポートで参照されたすべての文献は RTFDB に組み込まれている。

カナダ	RD-14M 及び MTF
チェコ共和国	SKODA-VVS
フィンランド	PACTEL
ドイツ	PKL
日本	LSTF LST/ROSA 及び THYNC
韓国	ATLAS 及び MIDAS
ロシア	PSB-VVER
スイス	PANDA
米国	APEX 及び PUMA

しかし、既に以下の引用のように述べたが、SFEAR レポート[3]は特定の仕様を満たした施設だけを考慮している：

“この活動の範囲は、OECD 加盟国及びロシアの施設における、原子炉設計、建設、運転に関する安全性課題に限定される。ただし、燃料貯蔵庫は本活動に含まれない。”

“本グループは、ユニークな能力をもち、交換には大変な費用がかかり、現在の安全性課題の解決に深く関与する施設に重点を置いた。それゆえ、そのレポートの施設のリストは、もちろん大規模で重要な施設の詳細はできるだけ含めようとはしているが、全施設を網羅したものではない点を注意すべきである。”

一方、本レビューでは RTFDB 構築のため、施設に関するより広い範囲の情報を収集しようと試みた。その結果、ほかの情報源もレビューすることになった。

たとえば、イタリアのイスプラにある EC JRC が組織する【原子炉熱水力安全性解析のための統合システム実験データベース合同会議のヨーロッパネットワーク】European Network for the Consolidation of the Integral System Experimental Data Bases for Reactor Thermal-Hydraulic Safety Analysis (CERTA) [294]は多くの施設の情報を持っている。そのうちのいくつかは SFEAR レポートに含まれているが、レポートに含まれていないいくつかの施設もリストアップされている（ほとんどは現在では閉鎖されている）。

- ・ 稼働中
  - PACTEL (フィンランド)
  - PKL (ドイツ)
  - PMK-2 (ハンガリー)
  - PANDA (スイス)
- ・ 閉鎖済み
  - BETHSY (フランス)
  - UPTF (ドイツ)
  - LOBI (イタリア/JRC イスプラ)
  - PIPER-ONE (イタリア)
  - SPES (イタリア)
  - FIX-II (スウェーデン)

PKL 施設は、最近開始した OECD PKL-2 プロジェクト[284]の支援を受け続けている。このプロジェクトでは、PWR プラントと新型 PWR 設計コンセプトの両方に関係のある安全性課題である、仮想事故条件下の蒸気発生器での複雑な熱輸送メカニズムとホウ素沈殿プロセスが重点的に検討される。窒素が存在する蒸気発生器での熱輸送メカニズムのテストは、PMK テスト施設の水平蒸気発生器でのテストで補われる。

2007 年に開始された OECD SETH-2 プロジェクト[283]の枠組みのもと、関連した事故後の閉じ込めに関する事象は PANDA と MISTRA 施設を用いて、計算流体力学と集中定数のコンピュータコードのモデリングの改善と検証を目的として調査研究されている。

最近の施設の進歩が示すように、現在のフィンランドの PACTEL ループは VVER-440 を念頭においたものである点が注目に値する。しかし最近の NEA/CSNI/GAMA 会議で、PACTEL を西側の PWR タイプ施設に変更する提案がなされた。(CSNI の【事故解析・管理ワーキンググループ】Working Group on Accident Management and Analysis に関する情報は参考文献[295]を参照されたい)。

日本の原子力発電技術機構 (NUPEC) は、BWR と PWR の両方の実寸大モックアップテストにより、一連のボイド測定を行った。最新のコンピュータ断層撮影法 (CT) 技術を駆使して、実際のプラント状態のサブチャンネルより小さいメッシュサイズでボイド分布が可視化されている。このテスト施設を使って、NUPEC はまた、実寸大等価モックアップに基づく、一連の定常状態と過渡状態の臨界出力テストを行った。これらのテストは、測定データだけでなく、システム圧力、入力サブ冷却、燃料棒表面温度等、関連パラメータの信頼性を考慮することにより、ボイド分布と沸騰過渡状態に関する、純粋に力学的で一貫性のあるモデルの開発を行うために有用な、初の実用的データベースを提供した。このデータベースは、原子炉の安全余裕の評価に関する 2 相流理論の進歩を目的としたベンチマーク研究のため、OECD/NEA に提供された。

ドイツのユーリッヒにおける AVR ペブルベッド HTGR は 1967 年から 1988 年まで運転され、中性子工学的側面のモデリングと、ペブルベッドモジュラー炉と HTR の流体力学モデリングの改善に役立つ重要な実験の基礎を提供した。この実験施設は廃棄されようとしている。第 4 世代構想における HTGR への新たな関心があるが、将来 HTGR のような原子炉を建設しようとする場合、同様の実験施設が必要となる。特に、そのようなシステムの挙動を評価するための熱流体ループは維持されるべきであり、物理と熱流体力学を統合して研究する施設が利用可能である必要がある。1998 年から、EC は RAPHAEL 統合プロジェクト RAPHAEL Integrated Project [268]を支援してきた。このプロジェクトは、次世代発電所つまり電力と熱の産業利用が可能な超高温原子炉 (VHTR) のための革新的システムの実現可能性や性能課題に取り組んでいる。

以下の結論が SFEAR レポート[3]から導かれた。

## 短期

熱水力分野では 4 施設が短期間のうちに閉鎖の危機にある。これらの施設のうち、2 施設は PWR 熱水力分野の研究 (PKL と APEX) を支援している。しかし、PWR-T/H 分野では、たとえば ROSA のように、近い将来には、閉鎖の危機にはない施設もある。よって、PWR T/H 施設としては短期アクションの勧告の必要はない。BWR T/H 施設では、PANDA と PUMA という 2 つの既存の大型統合 BWR 熱水力テスト施設が、1, 2 年の間に閉鎖の危機に瀕している。これらの施設はユニークで建設費が高いため、少なくとも 1 施設は、現在と将来の BWR 安全性課題に関する研究を支援するために維持すべきである。従って、統合 BWR 熱水力試験施設 (PANDA、PUMA) のどちらか一方の保存が、BWR 熱水力研究インフラを保存するための極めて重要なポイントであると考えられる。SESAR は、PANDA の方がその規模、建替えのコスト、汎用性 (すなわち熱水力に加えてシビアアクシデントの研究にも利用可能である) の点から保存するのに相応しい施設であると見ている。従って短期の課題としては、CSNI による PANDA の共同研究プログラムの支援が勧告される。SESAR/FAP レポートの結果として採択された CSNI のアクションが、過去 5 年にわたり PANDA の保存にとり重要な役割を果たしてきた点は着目に値する。

## 長期

SESAR/FAP レポート [289] が、長期に渡りそれぞれの原子炉型に対応する主要な熱水力施設を北米、ヨーロッパ、アジアで維持すべきである、という勧告を出したことは注目すべきことだ。しかし、安全性研究プログラムの資金に関する現状では、SFEAR グループには、この勧告はもはや現実的ではないという意見があり、世界的に見て、それぞれの原子炉に対する熱水力施設を少なくとも一つ確保する方策を勧告する。

SFEAR レポートは熱水力に関して以下の認識を示した。

- 必要な専門的技術：モデリングと解析
- 施設の能力に関するニーズ：それぞれの原子炉型に対応した大型積分テスト施設
- 施設における重要な要因：規模、温度性能、圧力性能が重要である。また補助系、ループの数、装置性能といった要因に関して、施設が完全であることが重要である。

### 3.7.2. シビアアクシデント

シビアアクシデント (SA) は、現在稼働中の原子力発電所の従来の設計基準を超えた事象である、と一般には考えられている。SA の回避や緩和は、原子力発電所の運転により起こる公衆に対するリスクを減少させるために最も重要である。SA シナリオは、過渡状態の開始、すなわち多重安全システムの仮想故障による LOCA 等の事象に関与するものであり、一次系から格納容器へ大量の放射性物質放出につながる恐れのある燃料の重大なダメージ (炉心溶融) を防ぐために必要な、原子炉を停止する性能や、燃料の適切な冷却能力を評価するものである。そのような事象においては、格納容器は故障するかバイパスされる (例： PWR での蒸気発生器管故障を通して) ことが想定され、結果として環境に大量の放射性物質放出という結果を招く可能性がある。一般的に建設当初の認可の際には考慮されないが、SA は特定のプラントのレビュー、一般的な解析及びアクシデントマネジメントプログラムの開発を通して評価されてきた。

長年にわたり、重要な国内、国際プログラムがシビアアクシデントの分野に関して実施されて、それらの結果は国際的な「ネットワーク」を通して共有されてきた。CSNI は、シビアアクシデント分野の共同研究プログラムの調整と管理に主要な役割を果たしてきた。これらのプログラムには以下のようなものがある。すなわち、RASPLAV [296] (炉心溶融状況下の RPV 下鏡の熱付加を評価するためロシアで実施された)、【SNL 下鏡故障】SNL-Lower Head Failure [297] (米国で、加圧シビアアクシデント条件での RPV 下鏡の機械的挙動を評価するために実施された)、MCCI [298] (容器外溶融炉心デブリ冷却性と格納容器コンクリートとの相互作用を評価するために米国で実施された)、MASCA [299] (溶融炉心材の物理特性を測定するためにロシアで実施された)、SERENA [300] (燃

料-冷却材相互作用に関連する知見を評価する解析プログラム) 等である。加えて、CSNI は、アクシデントマネジメント方策を評価し、合意形成を目的とした活動を支援した。その活動グループは「シビアアクシデントマネジメントに関する上級専門家グループ」“Senior Group of Experts on Severe Accident Management” (SESAM) [301]と呼ばれる。これらのプログラムはシビアアクシデント現象、シビアアクシデントに関連する課題の解決、成功裏に事故の進展を止めるか緩和するアクシデントマネジメント方策の可能性に関する知識を提供した。またこれらのプログラムは特定の重要な施設の早期閉鎖を避ける上で役に立った。しかし、重要な課題が残ったままである。つまり、新しい LWR と PHWR 設計の許認可をサポートすることのみならず、シビアアクシデントマネジメントや SA 事象発生の可能性を減少させることを通して、原子力発電所の安全運転の継続を支援するための研究が必要である。

シビアアクシデントの課題と現象については、さらなる研究により、事故進展と緩和の評価における不確かさを減らすことが可能であり、高燃焼度燃料、MOX 燃料などのプラント設計や運転特性の変更による安全性への影響を理解出来る、と考えられる。

検討課題は、シビアアクシデントの進展段階とそれらの段階で現れる現象によって、以下のとおりグループ分けされる。

- ・ 容器内現象 [炉心加熱、被覆材/燃料溶融、転移、可燃性ガス発生、燃料-冷却材相互作用 (FCI)]
- ・ 容器外現象 [容器損傷、炉心-コンクリート相互作用、格納容器直接過熱 (DCH)、FCI、可燃ガス発生]
- ・ ソースターム [量、化学形態、燃料からの核分裂生成物放出の輸送とタイミング、原子炉冷却システム (RCS)、格納容器]
- ・ 格納容器健全性 (シビアアクシデント時の可燃性ガスの燃焼、崩壊熱、溶融炉心アタックへの格納容器の耐性)
- ・ アクシデントマネジメント (シビアアクシデントの影響を止めたり、緩和したりするための行為)

シビアアクシデント (炉心損傷) の回避と、起きてしまった際にどうマネジメントするかが、LWR と PHWR 原子力発電所の安全運転のための重要な課題である。容器内容融の進展はかなり良く理解されているが、溶融炉心材料が容器内に残るか否か、容器外に出て (冷却性、可燃性ガス) ソースタームの発生に関与するか否か、の予測には大きな不確かさが残る。これらの不確かさはまた、RPV と格納容器の健全性を保持し、大気中に放出される放射性物質量を減少させる最適なアクシデントマネジメント方策を予測する場合にも存在するものである。

回避や緩和を通してシビアアクシデントを解決することは、研究上の残された目標である。これは、設計の変更や、ある事柄が明らかに安全性の低下をもたらすであろう、という事を解析的に示すこと、また環境への大量の放射性物質放出を招くシビアアクシデントを終息させるか緩和する方策を開発すること、等により達成できるものである。不確かさを低減させるために、十分に大きな規模で重要な現象を研究すべきであり、可能であれば、実際の材料を用いるべきである。

PHWR は、LWR と同様のシビアアクシデントの課題を持っている。しかし、圧力容器型原子炉内における炉心溶融の進展は、さらなる課題を提示することになる。その課題は、圧力容器の損傷の伝播、燃料-冷却材または燃料-減速材の相互作用、カランドリアの圧力過剰とそれが原因のカランドリアの破裂及びその他の圧力容器の破断に関することである。

以下の短期または長期の結論が SFEAR 報告書[3]から導かれた。

#### 短期：

“シビアアクシデントに関する研究分野では、BWR、PWR、VVER、ALWR に関する以下の安全性課題の解決を支援するほとんどの施設が、短期のうちに閉鎖の危機にある。

- ・ 炉心溶融前条件



- ・ 可燃性ガス制御
- ・ 過熱炉心の冷却性

短期間の閉鎖の危機<sup>22</sup>にある施設のレビューを基に、本専門家グループは、以下の施設が上記の課題の解決に重要であり（相対的な順位が高い）、建替えのコストの点、多目的である点、長期のインフラ保持の価値を考慮して、保存されるべきであると結論づけた。

- ・ PHEBUS [302]
- ・ QUENCH [303]
- ・ MISTRA [304]

各勧告のさらに詳細な議論は SFEAR レポート[3]にあり、そこを参照とされたい。しかし、SFEAR レポートは以下の点に言及している。「上記の勧告の実施は、この分野における他の研究グループを引き込める十分な資源をもち、かつ加盟国の課題・関心に応えられる実験プログラムを提案できる能力を持つホスト国の関心の深さと実行しようという意欲に左右されることを認識すべきである。」

(注)暫定的に、SFEAR レポートの草稿時点で、PHEBUS[302]の閉鎖の計画が確認された。特にフランス以外で、施設の重要性が広く認識されているにも関わらず、運転コストが掛かる事と、新しいプログラムの提案がなく、ユーザー数が少ない事等から、閉鎖が決定的になった。

#### 長期：

SFEAR レポートは、長期にわたり把握されるべき以下の臨界施設に着目した。

- ・ 積分テスト：PHEBUS [302]
- ・ 容器内現象：QUENCH [303]，VERDON [305]，KROTOS [306]，燃料チャンネル安全性施設 [307]
- ・ 容器外現象：MCCI [298]，VULCANO [308]，ThAI [309]，KROTOS [306]，
- ・ 格納容器混合/燃焼：PANDA [288]，LSCF [310]，ThAI [309]，MISTRA [304]

SFEAR レポートはまた、以下のシビアアクシデント関連事項を特定した。

- ・ 必要な技術的専門性：現象と事故進展のモデリングと解析
- ・ 施設性能ニーズ：FP 放出と輸送、炉心デブリ冷却、可燃性ガス制御、アクシデントマネージメント方策に関する炉内または炉外テスト
- ・ 施設に重要な要因：実機材料の使用と大規模であることが重要。

SFEAR 活動とは別に、EU SARNET プロジェクト[311]は最近、この分野の EURSAFE 研究課題 (ERI) の優先順位を提案した[312, 313]。

#### 高優先度：6 課題

- ・ 再冠水時の炉心冷却性とデブリ冷却、下鏡での炉心溶融物の冷却性
- ・ MCCI 中の容器外溶融プール形状、容器外での最大冠水による炉心溶融物冷却性
- ・ 溶融物の水への転移、容器外 FCI
- ・ 格納容器内の水素混合、燃焼
- ・ ソースタームの酸化の影響 (HBU と MOX 燃料元素での Ru 酸化条件、空気侵入)
- ・ RCS と格納容器でのヨウ素化学

22. SFEAR レポート[3]の表 4-1 にリストアップされた 9 施設を対象とした。

**中優先度：3 課題**

(これらの項目は様々な研究プログラムの中で計画されている以上に、さらに研究されるべきである)

- ・ 再冠水と溶融物の転移による容器内での水素発生
- ・ 容器外からの冷却による RPV の健全性
- ・ 直接的な格納容器の加熱

以下の 4 課題では、知識の現状と進展及び、リスクと安全に関する事項、また SARNET の枠組みの外で現在継続中の活動等を考慮すれば、現在の知識は十分であると考えられる。そのため以下の項目の優先順位は低く、関連する活動の完了後は、終了しても問題ないと考えられる。

- ・ 外部コアキャッチャーでのコリウムの冷却性
- ・ 容器破断に続くコリウム放出
- ・ ソースタームに対するエアロゾル挙動の影響 (SGT 及び格納容器き裂)
- ・ ソースタームに対する炉心再冠水の影響

以下の 3 項目は「終了可能な課題」と記されている。現在のリスク重要性と知識では、これ以上の実験プログラムは必要ないであろう。

- ・ 原子炉冷却システムの健全性と発熱分布
- ・ 容器外コアキャッチャーと炉心溶融物-セラミック相互作用、底吹き水での冷却
- ・ 劣化した容器での蒸気爆発を含む FCI

その上、SFEAR に含まれていないが、注目に値するその他の実験プログラムもある。例えば、CODEX テスト [314, 315] は、VVER の容器内現象と空気侵入課題に関する重要な情報をもたらした。

**3.7.3. 原子炉制御**

原子力発電所の制御は過去 50 年間で著しい進歩を遂げた。特に、原発で使用される中央制御室の設計と計装制御系 (I&C) は、目を見張る進歩がある。従来の第 2 世代、第 3 世代原子炉の認可更新には、中央制御室の近代化とデジタル I&C システムの段階的導入が含まれる。建設予定の新しい第 3 世代原発と計画中の第 3+世代の原発は、以前の設計とは多くの点で全く異なっている。それは、中央制御室がコンピュータ化し、据付型で、ワークステーションを持ち、デジタル I&C が全面的に採用されている。さらに先進的な第 4 世代原子炉は、おそらく現在使用されているものとは著しく異なった運転コンセプトを採用することになるであろう。さらにその設計は、急激な進歩を続けることが期待される先進的なデジタル I&C 技術を取り込むことになるであろう。

デジタルシステムの導入は、設計、許認可、設備、信頼性に関連した懸案を提起する。重要な課題は以下の通りである：

- i) デジタルシステムが十分安全であることをどのように示すか。
- ii) コンピュータ化した中央制御室が、その置き換える元のアナログ制御室より少なくとも同程度に安全であることをどう文書化するか。
- iii) 将来、高度に自動化した運転環境で、人為的操作が可能であることをどうやって実証するか。

ハルデンプロジェクト HAMMLAB [316] のような施設は、短期的及び長期的展望に立ったデジタル技術と設備の開発、導入に関する課題及び、中央制御室における人の行動の質と信頼性に関する課題に答えることが求められている。

### 3.7.4. 結論と勧告 - 安全性

3.7 節の最初で指摘したように、本セクションは、SFEAR レポート[3]を作成する活動との協力によるところが大きい。それゆえ、以下に記載する結論と勧告は本質的に SFEAR レポートと同じであり、詳細は参考文献を参照されたい。しかしながら、以下に示すのは要約であり、短期と長期の両方に言及している。

- ・ 施設保存に関する CSNI の活動は、廃止されることによりユニークな能力が失われ、現在の予算削減という風潮の中では、代わりとなる実質的な予算措置もない大型施設に焦点を置くべきである。保存活動はインフラの保守に必要な専門性、知識、能力及び人員を維持することを含む。（これまでの CSNI の活動により、いくつかの大型施設は過去 5 年間以上運転が継続されるようになり、そのことは現在の SFEAR の活動を助けている。しかしながら、多くの大型、高価でユニークな施設が今後 1~5 年以内の閉鎖の危機にさらされている。）
- ・ CSNI と CNRA の両組織は、以下の点を強調することで、産業界の協力を促進すべきである。
  - i) 自分達の技術を支持する、十分なデータを開発する産業界の責任。
  - ii) 共同研究の便益。
  - iii) 重要な研究インフラの保存の価値。
- ・ 各国にホットセルとオートクレーブは多数あるため、各国はこれらの必要不可欠な施設の状況を把握し、重要なインフラの損失の恐れを CSNI に注意喚起するよう勧告された。
- ・ いくつかの安全性の課題には、関連研究の実施に必要な大型施設がない。しかるべき CSNI ワーキンググループが、これらの課題の解決をサポートするための施設が必要かを否かを評価すべきである。

#### 短期

CSNI が、重要な施設の差し迫った閉鎖による損失の危機を防ぐためにとるべき短期的活動として、以下の勧告がなされた。

- ・ 熱水力学の分野では、PANDA と PUMA がここ 1、2 年の閉鎖の危機にある。これらの施設はユニークで高コストであり、少なくともどちらかの施設は維持されるべきである。さらなる議論と優先順位の問題は SFEAR レポート[3]を参考されたい。
- ・ シビアアクシデントの分野では、BWR、PWR、VVER 及び ALWR に関する以下の安全性の課題の解決に貢献する多くの施設が、短期間のうちに閉鎖される危機にある。
  - 炉心溶解前状態
  - 可燃ガス制御
  - 過熱炉心冷却
- ・ SFEAR レポートは、建替えのコスト、関連事項の優先順位及び、その汎用性を考慮して、ある特定の 3 施設は保全されるべきだと勧告している。
- ・ 他の技術的分野（燃料、装置と構造の健全性）では、短期の CSNI 活動は勧告されていない。
- ・ SFEAR レポートは、上記の勧告の実施は、この分野の他の研究グループを引き込める十分な資源をもち、かつ加盟国の課題・関心に応えられる実験プログラムを提案できるような「ホスト国」の、関心と意欲に左右されると認識している。

#### 長期

- ・ 長期的には、CSNI が研究施設インフラの保存のための方策を採用することを勧告する。その方策はユニークで汎用的でかつ建替えが難しい施設を保存することを基本とする。（与えられた検討課題との整合を考慮して、この勧告は現在運用中の LWR 及び PHWR、将来認可される ALWR と APHWR に適用されることを基本としている）。この方策は短期、長期の優先順位、保存費用（そして他のプログラムや施設への実質的な影響）及びこの施設を廃止した場合の対応計画の検討を含むべきである。

- ・ 結論と勧告を導くために SFEAR レポートにおいて検討された項目は、将来の共同研究プロジェクトを事前評価し、開始するための長期方策の検討においても有効である。それらは以下の項目を含む：
  - 施設運用及び建替えコスト
  - 有効な実験プログラムを策定する能力
  - 長期にわたる資源の維持と優先順位
  - 産業界の参加
  - ホスト国の長期計画とそれへの寄与
- ・ 重要な研究施設インフラの必要性の表が SFEAR レポートに与えられている。これらの施設はユニークで、他に取って代わるものがなく、高度で重要な技術を持っていると認識されているものである。CSNI は、長期的な視点でこれらの施設の状況を把握し、各原子炉型に対応した研究のための重要施設の利用可能性を確保し、重要な研究インフラに対するニーズに応えることを勧告された。加えて、CSNI は、新しい原子炉と技術に対して共同研究活動を促進、企画する積極的な立場を取るべきである。そのことがインフラの保存に貢献することになる。上述の短期に関する勧告同様、どの施設を保存するかはホスト国の関心が重要な要因となる。

### 3.8. 原子力と放射化学研究

原子力、放射化学研究施設は多目的研究施設であり、様々な分野の研究に使用される。例として、廃棄物貯蔵施設からの長寿命放射性核種の移行研究とともに、原子力科学での燃料サイクル化学研究が挙げられる。貯蔵施設からの核種移行は原子力と放射化学研究で最も重要な課題の一つであるが、本専門家グループの研究の対象ではない。

本章で示される施設は基礎アクチニド化学研究専用である。それは 3.5 節の燃料の項と 3.4 節の ADS と核変換システムの項で示したように、燃料研究と使用済み燃料の再処理を支援するものである。研究の目的は、水溶液、高濃度塩溶液、熔融塩、熔融金属といった様々なシステム条件下でのアクチニドの化学的性質と特定の挙動の研究である。シンクロトロン放射光施設の X 線ビームラインは、アクチニド元素の分析と化学種分析のための重要なツールである。これらについてはこの章の後半で述べる。

#### 3.8.1. アクチニド化学研究施設

アクチニド元素は 15 種類で、原子番号 89 から 103 までであり、アクチニウムからローレンシウムまでである [317]。これらは通常、「アクチニド」と呼ばれるが、IUPAC は「アクチノイド」と呼んでいる [318]。すべてのアクチニド同位体は放射性であり、5f 電子数でその性質は決定される。原子力分野の関心から、アクチニド化合物の広範囲の研究がこれまで行われてきた。アクチニウム、アメリシウムからローレンシウムまでの元素は、4f 電子を充填するランタニド元素と多くの化学的性質が同じである。

アクチニドの確かな理解がアクチニド化合物の性質を特定するためには必要である。5f 軌道を部分的に占有する電子の理解が、原子燃料及び固体放射性廃棄物や液相の分離システムの性質を高精度で予測するために必要である。

アクチニド科学の基礎研究は主に大学や国立研究所で行なわれてきた。しかしながら、大学の放射化学研究施設の多くは教育目的であり、ウランとトリウムを除き、アクチニドの物理的、化学的性質を測定するのに必要な大量の試料を扱える自前の施設を持っていない。許認可上の制限により、特にプルトニウムは大学の研究施設で扱うのが難しい元素である。代替研究技術では、わずかな量のアクチニドまたはランタニド試料を使用する。ただし、得られた結果は、最終的には技術的に妥当な量のアクチニドを用いた実験により検証する必要がある。

各大学や研究施設にとって、必要な安全性や安全保障を考慮すると、アクチニド化学のこれらの施設を建設し維持するのは困難で、高コストである。このような背景から、いくつかの国では

アクチニド化学専用の施設のネットワークを構築して、施設を共用して大学の若い研究者の利用を促進している。

### ヨーロッパにおける ACTINET [252]

ACTINET はヨーロッパの 30 の研究機関が集合した共同体であり、その活動は先進的なアクチニド科学に特化している。グローブボックスやホットセルなどの特別な施設がそのような先進的研究では必要となる。ACTINET はいくつかのヨーロッパの大きな研究施設 (CEA, ITU, INE, SCX-CEN, ロッセンドルフ研究センター (FZR), 及びポールシェラー研究所 (PSI)) が所有する特別の設備を確保している。ACTINET の詳細情報は、3.5.2.3 節「開発中の分離技術」と参考文献 [252, 253] に示されている。ITU カールスルーエのマイナーアクチニド研究所 (MA-Lab) [159] は、統合ホットセルを持つ重要な施設である。同施設は基本化学特性の測定のみならず、照射後燃料を取扱うことができる。

### 日本におけるアクチニド研究施設

民間企業以外で、物理化学特性を測定するのに必要な大量の Np、Pu、Am、Cm を取り扱うホットセルとグローブボックスを提供できる研究施設や大学はわずかである。以下に日本の主要な施設を示す。日本の施設はまだ ACTINET のようには組織化されていない。

JAEA はアクチニド化合物の高温化学の研究、例えば酸化還元反応の測定のために TRU-HITEC [238] の乾式化学実験室を構築した。TRU-HITEC は鉄鋼とポリエステルの壁をガンマ線、中性子線の遮へいに用いている。そこでは超高純度の不活性ガス雰囲気中で、グラム単位のアメリカシウムとミリグラム単位のキュリウムの測定が可能である。

東北大学量子エネルギー材料科学国際研究センターは、JIMR [100] と高速試験炉常陽 [68] の所在する JAEA の大洗研究開発センター内に、ホットラボを所有している。そこでは、重フェルミ粒子システム、遍歴、局所特性、超電導等といったアクチニド化合物の性質の測定とともに、水素化物を使った新型原子燃料の研究が進行中である。

京都大学原子炉実験所 [319] は研究用原子炉 (KUR) [320] と付属のホットラボを持っている。照射後材料 (185 TBq まで) は 3 つのホットセルで取扱うことができる。本施設は水性、熔融塩媒体のアクチニドの化学、電気化学特性の測定にも使用される。

### 米国のアクチニド化学

DOE に属する研究所は燃料研究の施設を保有しており、それらは Radioactive Material Handling Facilities という施設タイプに分類され RTFDB データベースに収納されている。すなわち、それらは ANL ホットラボと INL の燃料調製施設 Fuel Conditioning Facility (FCF) である。これらの施設に付属の分析実験室と放射化学実験室は、アクチニド化合物の化学特性を測定する能力がある。

LANL に建設された【化学冶金研究所】Chemistry and Metallurgical Research Facility (CMR) [321] は、1952 年に完成した世界で最初のアクチニドの分析化学、金属学、材料の研究実験施設の一つである。この施設は現在、分析化学、プルトニウム及びウランの化学、金属学の実験研究活動及び支援機能からなっている。

フロリダ州やワシントン州などの大学の放射化学研究所は、教育面で重要な役割を果たしている。グレン T シーボーグ研究所 Glenn T. Seaborg Institute (GTSI) [322] は、次世代の核化学、化学工学、材料科学、環境化学、化学生物学分野の科学者のための教育訓練の国立センターとして活用されている。この組織は、独自の現地シーボーグ研究施設を LLNL、LBNL 及び LANL に所有している。LLNL での研究施設は原子力、生物原子力科学に集中している。LBNL では環境に対する放射性核種の影響に焦点を当てている。LANL ではプルトニウム及びそれより重い元素の原子力科学研究に重きを置いている。

### 3.8.2. 分析及び化学種分析施設

燃料処理の施設にはルーチン分析が必要であり、分析施設が隣接している。例えば ATALANTE の CBA を持つ CBP [112]がそうである。同施設は多くの装置や化学分析ツールが設置されている。シンクロトロン放射光施設 Synchrotron Radiation Facility (SRF)と呼ばれるアクチニドの先進的特性分析専用の大型施設が、典型的で有効な探索ツール(プローブ)として利用されている。

最近のシンクロトロン放射光の利用は、アクチニド化学に革命的大変革をもたらした。最近発行されたシンクロトロン研究のほとんどが、X線吸収スペクトロメトリ (XAS) に集中している。これはしばしば、広域 X線吸収微細構造 Extended X-ray Absorption Fine Structure (EXAFS) と X線吸収端近傍構造 X-ray Absorption Near Edge Structure (XANES) の2つに分類される。EXAFS と XANES はそれぞれ、アクチニドの非結晶サンプルの配位環境と酸化状態を決定するのに幅広く使用される。強力な光源とマイクロフォーカシング技術のおかげで、これらアクチニド元素をミリグラム単位で測定することができるようになった。SRF のビームラインを使った主なるテーマは以下の通りである。

- 1) 一般的なアクチニド化学: 構造、電子状態、配位結合、データベース
- 2) 分離科学と技術: 金属配位子錯体、新抽出剤の分子設計
- 3) 核廃棄物形態と改善: アモルファス固相の化学種分析と安定性
- 4) 環境中の放射性核種、化学種分析、細菌との相互作用

燃料サイクル化学(分離化学)の分野で、水溶液中や有機溶媒中のアクチニド(An)及びランタニド(Ln)イオンとその錯体についての分子レベルの情報(すなわち、原子配位、原子間距離、配位数、酸化状態、電子及び結合状態)は、それらの実際の挙動を理解し、予測するために重要である。さまざまな溶媒状態の錯体メカニズムの内側、外側や金属多面体の構造的性質は、ターゲット原子の X線吸収スペクトルを使った測定で明らかにされてきた。EXAFS は、水溶液または非水溶液中の An の配位状態を理解するのに大変価値のあるツールである。そこで得られた知識は、例えば、An(III)と Ln(III)の間の精製分離プロセスの開発における新抽出剤の設計に使用された。

以下に示す OECD 加盟国のシンクロトロン放射光施設は放射性物質を測定する能力がある。

#### 米国

- 先進型光源 Advanced Light Source (Berkeley-ALS) [323]: 1.5-1.9 GeV, 分子環境科学ビームライン Molecular Environmental Science Beam-line
- 先進型光子源 Advanced Photon Source (ANL-APS) [279]: 7.0 GeV, APS 用アクチニド施設
- スタンフォードシンクロトロン放射光ラボ Stanford Synchrotron Radiation Lab. (SSRL) [324]: 3.0-3.5 GeV, 分子環境ビームライン molecular environmental beam-line (SSRL-MES)

#### ヨーロッパ

- ヨーロッパシンクロトロン放射光施設 European Synchrotron Radiation Facility: 6 GeV, ロッセンドルクビームライン Rossendorf Beamline (ESRF-ROBL:BM20) [325]: 放射線: 185 MBq (合計)
- SOLEIL (Source optimisée de lumière d'énergie intermédiaire de Lure) [280]: 2.15 GeV, MARS (MATière Radioactive à SOLEIL) Beamline: 放射線: 各サンプルあたり 18.5 GBq
- FZK-INE-ANKA (Ångstromquelle Karlsruhe) [326]: シンクロトロン環境ラボ Synchrotron Environmental Lab. 2.5 GeV, INE-ビームライン INE-Beam-line : アクチニドサンプル
- スイス光源 Swiss Light Source (SLS) [327]: マイクロ XAS ビームライン Micro XAS beam-line

## 日本

- 放射光科学研究施設 [328]: 2.5-3.0 GeV, BL-27A, B ビームライン: 密封放射性試料; Th, U, Tc, Np, Am, Cm
- SPring-8 [329]: 8 GeV, 22XU ビームライン: 密封放射性試料; Th, U, Tc, Np, Am, Cm

スタンフォードの SSRL は、特にプルトニウム試料を測定するために使用される重要な施設である。SOLEIL に新しく建設された MARS ビームラインは、ROBL、INE、XAS ビームラインに続くヨーロッパで 4 番目の放射性核種研究のためのビームラインである。MARS ビームラインは 18.5 GBq までの高放射性試料を取り扱えるように設計された。同施設は 2008 年からの供用を目標としている [330]。

NEA 原子力科学委員会 (NSC) は、一連の Euroconferences と NEA のワークショップ「シンクロトロン放射線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」Workshops on Speciation Techniques and Facilities for Radioactive Materials at Synchrotron Light Sources, “Actinide-XAS” を支援している。前回は 2006 年に開催され、予稿集 [331] が入手可能である。第 5 回ワークショップ [332] は 2008 年 7 月に開催されている。

高レベル放射性廃棄物の処分は、本専門家グループの調査の対象ではないが、X 線吸収スペクトロスコピーが廃棄物母材や鉱物—水境界面でのアクチニドの酸化還元反応に関するユニークな考察を提供できることに言及しておく必要がある。廃棄物中の放射性 Sr, U, Np, 及び Pu の化学形態の詳細情報を見ると、同じ元素の異なった化学種がそれぞれの廃棄物中に存在することがわかる。

### 3.8.3. 結論と勧告 - 原子力と放射化学研究

カールスルーエの ITU のマイナーアクチニド研究所 (MA-Lab) のような統合ホットセル施設を、アクチニド化合物の基礎的な物理化学特性の測定のために維持することを勧告する。

大学の所有するホットセルやグローブボックスは教育用に重要なツールである。(ACTINET に登録されている施設のような) ネットワークは、施設を効率的に共有するのに重要なアプローチであり、かつ国際協力を促進するために重要である。

SSRL のような放射性サンプルを測定する能力があるシンクロトロン放射光施設は、プルトニウム試料の測定のために維持されるべきである。加えて、X 線吸収スペクトロメトリを、直接、使用済み燃料のアクチニドや LLFP の特性測定に使用したい、という将来に向けての要求がある。SOLEIL の MARS のような特別なビームラインは、高放射性サンプルの測定のために必要である。

## 3.9. その他の施設

このセクションでは、その他、現在の研究に関係する 2 つのトピックについて述べる。

### 3.9.1. 水素製造用の原子炉プロセス発生熱利用

これまで述べてきた研究の流れとは別に、第 4 世代原子炉の概念と密接に関連した、原子炉プロセス発生熱による水素製造に関する一つの研究の流れがある。NEA 原子力科学委員会は、それまでのセッションの議論をフォローするために、日本の JAEA で第 3 回原子力水素製造に関する情報交換会合 “Third Information Exchange Meeting on the Nuclear Production of Hydrogen” [19] を開催した。また、第 4 回会合は 2009 年 4 月にシカゴで開催された [333]。(本専門家グループは、この分野の現在の世界的な研究活動の多くが原子力以外の周辺技術に関するものであることを認識している。以下は、原子力科学委員会 (NSC) が関心をよせる施設ニーズに関連する側面を強調した、第 3 回会合の簡単なレビューである。)

2003年10月の会合の以前時点で、参加者は原子力水素製造技術の開発に関する重要な実験が進行中であると結論づけ、より集中生産に適した有望なコンセプトに関する研究開発を継続する一方で、現在利用可能なタイプの原子炉と水素製造手法の利用（例：LWRが製造した電力を使用した電気分解）を追求する必要性を強調した。

第3回情報交換会合では、原子力水素製造に関する現在の科学的、技術的課題を5つのセッションに分けて議論した。

i) *将来のエネルギー体系における水素と原子力発電の役割の予測*

このセッションでは、原子力発電には炭素を排出しないエネルギー源という役割があること、増加する世界のエネルギー需要を満足出来ること、ゆえに化石燃料の代替となり、人間の活動による温室ガス排出を抑制可能であることが示された。蒸気メタン改質や、水の分解等による水素を製造への原子力熱の使用は、世界経済の他の分野に温暖化ガス削減のための解決法を提供することができる。これらの技術の実行能力は進行中の研究開発の成功に依存し、また一方で市場経済にも依存する。電気分解または熱化学による原子力水素製造は、天然ガスの価格上昇という背景を考慮すると、蒸気メタン改質に対して競合できる事が指摘されている。一方、ウランの利用可能性、再処理、廃棄物貯蔵の技術開発等、その他の要因が将来の原子力発電の役割に影響するであろう。

ii) *世界の原子力水素製造研究開発活動の現状*

主要な原子力水素製造研究開発プログラムは、日本、中国、韓国、フランス、カナダ、米国など世界の多くの国で進行中である。最大の研究活動は、硫化ヨウ素熱化学プロセスを超高温ガス冷却炉で実施するための研究である。また、高温蒸気電気分解と他の熱化学サイクルに関する重要な活動も行われている。原子力水素製造の大型機による実証は2020年までには行われるだろうと期待されている。日本のHTTRや中国のHTR-10のような現在の試験炉は、水素製造のためのいくつかのコンセプトをテストできる温度に達する能力を有している。一方、カナダの活動は水電気分解を含めた、低温の利用に焦点を置いており、現在開発中の超臨界圧水原子炉の利用が考えられている。ヨーロッパ連合では原子力プログラムと水素開発プログラムは別々のものとして行われているが、原子力製造水素の可能性については認識されている。

iii) *統合原子力水素製造システム*

このセッションは：(a)水素製造に利用する原子炉のコンセプト、(b)水素製造施設と原子力熱源を結びつける技術、(c)コジェネレーション・コンセプトと技術、(d)原子力水素製造と成長する水素関連経済との調整、について考察している。また、水素製造を行うための様々な原子炉のコンセプトが開発されている。すなわち、JAEAは高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)を検討中で、その出口温度は硫化ヨウ素水素製造サイクルを考慮した温度となっている。一方、ゼネラルアトミックスは硫化ヨウ素プロセスと高温電気分解に相応しいモジュラーヘリウム原子炉の建設の共同開発に参加している。また、国際協力による水素製造プロセスと原子力熱源の統合に関する課題の検討が行われている。熱源とニーズがうまく統合された設計により、水素製造の効率を最適化することができると考えられる。

iv) *原子力水素技術と設計コンセプト。*

このセッションでは、熱化学サイクル、電気分解、原子力による蒸気メタン改質技術が検討された。また、原子力水素製造技術の研究開発に関する2003年以降の目覚ましい進捗が報告されている。たとえば、硫化ヨウ素サイクルのベンチスケール実証試験が2004年にJAEAにより行われ、今後10年にわたって大規模な実証が計画されている。これら



の実験の結果により、システム設計の最適化と、残された技術課題の克服に関する知見が得られるであろう。

会合に参加したほとんどの国が高温蒸気電気分解を研究している。たとえば最近米国では、100 リットル/時の蒸気電気分解水素製造が実証されている。

また、硫化ヨウ素プロセスと蒸気電気分解のいくつかの代替プロセスが検討中である。熱電気化学サイクルの様々な段階に関する研究が行われており、二つのハイブリッド硫化黄ベースサイクル、銅-塩素サイクル、マグネシウム-塩素サイクル及び銅フェライトサイクルが含まれている。また、未成熟な熱電気分解サイクルの今後の研究が保証されるかどうかを速やかに評価するスクリーニングツールが開発されている。

東京工業大学は、輸送燃料用の水素を提供するための二酸化炭素吸収による搭載型メタン改質に関して、新しいアイデアを模索中である。改質器カートリッジは 550°C での水素との反応により自己再生する。以上のように、議論中の様々な原子力技術を通して熱及び水素が製造される。

#### v) 原子力水素製造を支援する基礎及び応用科学。

研究されている原子力水素製造オプションの技術的、商業的な実行性は保証されていない。材料とプロセスの基本的な先進性は商業的な採用のカギとなると考えられる。例えば、先進的な電極箔や触媒が、硫化ヨウ素プロセスとハイブリッド硫化プロセスにおける、困難な化学分離の効率を向上させることができる。検討されているその他の課題は、(a) 熱力学データ (b) 箔分離、(c) 触媒、(d) 熱交換技術、(e) 安全性研究、(f) 酸素沈着、等である。

この分野で考えられる、今後の国際協力に関する NSC への勧告が、会合の中で作成された。第 4 回情報交換会合の開催が提案され、2009 年の開催が計画された [333]。この会合は 2007 年 4 月の IAEA と NEA の共同国際会議【非電力応用：海水の脱塩、水素製造及びその他の原子力応用】Non-electric Applications of Nuclear Power: Seawater Desalination, Hydrogen Production and other Nuclear Applications [334] を視野に入れたものである。

また、化学及び原子力の両施設がお互いにリスクを及ぼさないことを確保するための安全性課題の検討ニーズが指摘された。なぜなら熱輸送の損失を最小化する必要性から、水素製造施設（またはプロセス熱を必要とするどのような他の施設も）は原子力熱源と可能な限り近接させるという必要条件があるからである。

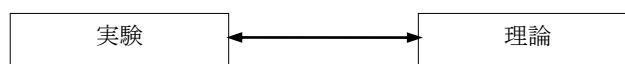
本専門家グループ活動の関心は、以下の項目に関する協力の必要性である。

- ・ 安全性
- ・ 材料、化学特性の測定と検証
- ・ 材料開発、それには構造材、電極箔、触媒を含む
- ・ 先進的製造技術

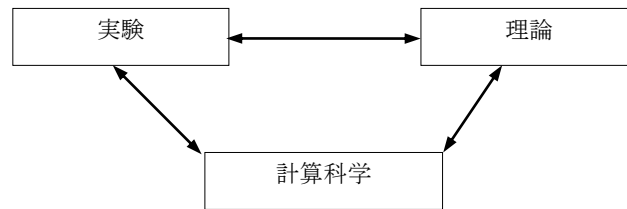
当然、以上の項目に対応する情報を明らかにするための、施設に対するニーズも含む。

### 3.9.2. シミュレーションと高性能計算インフラ

最近まで科学は実験と理論の二つの手法のみで進歩してきた。



しかしながらデジタルコンピュータの発達は科学の研究に変革をもたらした。それが第3の手法である計算科学的手法をもたらしたからである。



この新たな手法の目的は、非常に複雑な数学モデルを数値計算で解くことである。複雑な現象を精密に模擬するシミュレーションは、その現象に関する豊富な情報を含んでいる。

それゆえ高性能コンピュータは、他の分野と同じように原子力科学分野においても研究開発インフラの重要な部分となった。

過去20年で計算速度の改善とアーキテクチャの革新を通して、コンピュータの処理速度の著しい進歩があった。新アルゴリズムに対する投資と新しいマルチプロセッサコンピュータプラットフォームの採用により、さらに大きな進歩が可能である。特に原子炉の設計、安全性、運転に必要な物理公式の新しい解析方法の開発が必要である。その利点としては、計算時間の短縮に加えて、より精密なモデルを適用できる可能性、膨大な計算量を減らすために正当化してきた近似を排除できること等が挙げられる。以上により計算時間の大幅な削減と精度の向上を伴った、システムの最適化が可能であると考えられる。

原子力科学分野で最近開発の進んだ分野は以下の通り：

- ・ 中性子工学と熱水力の統合
- ・ 原子炉内実験の解釈
- ・ 取得された大容量データの効率的なマイニング（抽出）により、結果の利用法を改善し、信頼性の評価法を改善し、高速可視化により理解を容易にした

原子力技術に関する計算科学的手法の革新を推進し、このゴールに達するための財政援助が研究者たちに与えられることを勧告する。

#### スーパーコンピュータサイト TOP500

コンピュータの性能の進歩に関する有用な評価が、TOP500 プロジェクトから得られている。これは1993年から始まり、高性能コンピューティングの最新の傾向に関して追跡と調査を行い、信頼性のある情報を提供している。1年に2回、最もパワフルな500のコンピュータシステムを運転しているサイトのリストが集計され発表される。コンピュータシステムのランキングのための性能測定には、Linpack ベンチマークが使用される。順位表はシステム仕様、主な適用領域といった様々な情報を含んでいる[335]。

## 4. 関連する NEA 活動

本章では、本専門家グループ活動と関連性のある NEA のその他の最近の及び現在進行中の作業の簡単な紹介をする。それは全ての情報を収集したものではなく、むしろ研究試験施設に関連した活動に限定したものである。

本章で言及する NEA の作業分野は以下の通り。

- ・ 原子力安全と規制
- ・ 原子力開発
- ・ 放射線防護
- ・ 原子力科学
- ・ 施設に関連した共同プロジェクト

この他の多くの NEA の作業分野は含まれていない：「放射性廃棄物管理」は本専門家グループの付託の範囲外と考えられ、また「原子力法規」、「持続可能な開発」、「市民社会」はおそらく施設と直接関連しないものである。

また、データバンクの作業は核データに関して 3.1 節で明確に述べているので、本章ではこれ以上の議論はしない。

### 4.1. 原子力安全と規制

原子力安全と規制作業分野の活動[336]の中で、加盟国の原子力エネルギーの利用における高い基準の保証と維持は、究極の目的である。ここでは二つの委員会：原子力施設安全委員会 Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) [337]と原子力規制活動委員会 Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) [338] 及びいくつかのプロジェクトに焦点を当てる。そのうち、いくつかのプロジェクトについては既に言及している。また、あるものは継続中であり、あるものは完了している。

- ・ CABRI 水ループプロジェクト CABRI Water Loop Project [339];
- ・ ハルデン炉プロジェクト Halden Reactor Project [189];
- ・ PKL-2 プロジェクト PKL-2 Project [284];
- ・ MASCA-2 プロジェクト MASCA-2 Project [299]
- ・ RASPLAV プロジェクト RASPLAV Project [296];
- ・ Sesar 熱水力プロジェクト (SETH) Sesar Thermal-hydraulics (SETH) Project [283].

原子力安全規制作業分野のウェブサイトには完全なリストが示されているので参照のこと [336]。

施設に関する本専門家グループの活動に関連したところでは、CNRA の研究施設への関与は比較的低いものの、新設炉ワークグループ Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR) [340]は、明らかに 3.2 節で行った原子炉開発に関する議論と重複している。

一方、原子力施設安全委員会 (CSNI) は施設に関する多数のトピックをかかえており、それらは 4.1.1 項で議論する。

同様に、原子力施設の効果的かつ効率的な規制と監視をサポートし、科学・技術的知識ベースの維持、発展を援助する目的のため、原子力安全と規制作業分野も多くのデータベースを維持している。

- ・ CCVM: CSNI コード検証マトリックス積分テストデータ
- ・ CCVM: CSNI コード検証マトリックス個別効果テストデータ
- ・ STRESA: CSNI コード検証マトリックスオンライン

詳細は 4.1.2 節に示す。

#### 4.1.1. 原子力施設安全委員会 (CSNI)

研究施設に関する重要な活動が原子力施設安全委員会 Committee on Safety of Nuclear Installations (CSNI)で行われており、多数のワーキンググループが存在している。以下に研究実験施設のニーズに関係するワーキンググループを挙げる（リスト全体はウェブサイトを参照のこと）。

- ・ 機器・構造健全性ワーキンググループ Working Group on Integrity of Components and Structures (IAGE) [341]。金属構成要素の健全性、コンクリート構造物の健全性と経年変化、構造物と構成要素の地震時の挙動等の調査研究が主たる課題である。
- ・ 事故解析・管理ワーキンググループ Working Group on Accident Management and Analysis (GAMA) [295]。現行型及び改良型の原子炉について、本ワーキンググループは物理過程の現在の理解を発展させ、以下に示す安全性の課題に取り組む。
  - (i) 原子炉冷却系の熱水力及び安全性と補助系
  - (ii) 劣化炉心の容器内挙動と容器内防護
  - (iii) 格納容器挙動と格納容器防護、格納容器外モデルとコード (containment-CVM) の現象ベースの検証マトリックス
  - (iv) 核分裂生成物放出、移行、沈着及び保持
- ・ リスク評価ワーキンググループ Working Group on Risk Assessment (WGRISK) [342]。このワーキンググループの主たる使命は、加盟各国で原子力施設の安全性を継続的に確保するための確率論的安全評価 (PSA) の理解と利用を発展させることである。WGRISK は以下を含むいくつかの分野で活動している。
  - (i) 人的信頼性
  - (ii) ソフトウェア信頼性
  - (iii) 低出力と施設閉鎖によるリスク
- ・ 人的組織的要因ワーキンググループ Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOF) [343]。本グループの使命は現在の理解を改善すること、人的組織的要因評価手法の利用を促進すること、加盟各国の原子力施設の安全性を維持改善するための安全性課題を明らかにする取組みを行うことである。グループは会合を開き、以下の件につき検討を行っている。
  - (i) 安全性に関連する人的組織的課題の情報と経験の交換
  - (ii) 詳細に議論し、比較し、またベンチマークプログラムを行う。
  - (iii) どこに今後の研究のニーズがあるかを示す。
  - (iv) 他のワーキンググループと協力する。
- ・ 燃料安全ワーキンググループ Working Group on Fuel Safety (WGFS) [344]。このワーキンググループは、事故条件での燃料挙動に関する分野横断的課題に取り組む目的で設立された。その活動は、熱水力、酸化、化学、機械的挙動、炉物理等に関するものである。
- ・ 燃料サイクル安全ワーキンググループ Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFC) [345]。核燃料サイクル安全に関する理解を加盟国で発展させることがこのワーキンググループの主たる使命である。本グループは以下のことを行う。
  - (i) 共通の理解を改善するため会合を開いて、許認可、安全哲学、安全性基準等の情報交換を行う。
  - (ii) 燃料サイクル施設に関する事故データベース (FINAS) を維持管理する。
  - (iii) 今後の研究のニーズがどこにあるかを提言する。
  - (iv) 最新の燃料サイクル安全レポートを作成する。
  - (v) 必要とあれば、他のグループと協力する。

CSNI は長年、重要な研究施設を維持するニーズと方策を評価するために、原子力安全研究の上級専門家グループ (SESAR) に依存してきた。この SESAR の活動は 1990 年代の終わり頃 CSNI により開始され、LWR や PHWR の運転に対する安全性課題に関連した情報を構築すること、重要な施設と運用プログラムを保存することを目的とした共同研究プロジェクトを立ち上げること等、CSNI の多くの活動に繋がった。この活動に関するレポートは 2000 年に NEA から "Senior Group of Experts for Nuclear Safety Research: Facilities and Programs (SESAR/FAP) [346]" というタイトルで発行された。このレポートで表明された勧告を受けて、CSNI は特に熱水力、シビアアクシデント、火災安全性の分野での活動を開始した。表 5 に要約を示した。これらの活動とは、主に SESAR-FAP レポートで同定された重要施設の能力に焦点を絞った、安全性課題に関連する、国際的に資金提供された OECD の共同プロジェクトを主導することである。いくつかのプロジェクトが開始されて現在進行中である。そして、国際協力を通して、基本的な技術インフラを効率的に維持する役目を果たしている。CSNI のプロジェクトは通常 10 から 15 カ国が参加している。これらのすべての参加国が実験プログラムに資金提供している。最近のプロジェクトのリストを表 6 に示す。

表 5 SESAR/SFEAR による SESAR/FAP 施設勧告の効果

SESAR/FAP 勧告	CSNI の対応	SFEAR の効果
1) 熱水力分野の PANDA, PKL 及び SPES 施設の維持管理する (これらの施設は近い将来、閉鎖の危機にある)	PANDA と PKL 施設を利用する SETH プログラムを立ち上げた。(SPES はホスト国の支援が得られなかった)	PANDA は 2005 年中、維持管理された。近々閉鎖される危機にあり、SFEAR 研究での利用を提案した (SFEAR レポート発刊後、新しいプログラムを開始した)。PKL は運用中であり、近々の閉鎖の危機はない。
2) 重要な熱水力施設を長期的に把握し、維持管理する。熱水力施設は北米、ヨーロッパ、アジアで維持されるべきである。	施設の状況の把握。閉鎖の危機にあった ROSA 施設を利用するプログラムを開始した。	ROSA は稼動中で、近々閉鎖の危機はない。他の熱水力施設 (PACTEL, ATLAS) の把握は継続する。
3) シビアアクシデント分野では RASPLAV と MACE 施設を維持する。(これらの施設は近い将来、閉鎖される危機にある)	施設維持のため MASCA プログラムを RASPLAV のフォローアップとして開始した。MACE 施設を利用する MCCI プログラムを開始した。	MASCA は稼動中で、短期の閉鎖の危機はない。MCCI は活動中で、MACE 施設は短期の閉鎖の危機はない。
4) FARO 及び KROTOS 施設を失う危険性を考慮して、燃料-冷却材相互作用 (FCI) の中核研究拠点を立ち上げる。	SERENA プログラムを開始した (専門家グループは FCI の現状と将来の実験ニーズを話し合う)。FARO は閉鎖された。KROTOS は閉鎖待ちの状態。	SERENA プログラムは実験プログラムが KROTOS で実施されるよう勧告した。そのため KROTOS 施設の保存に効果があったといえる。CSNI 専門家グループは SERENA 勧告をレビューする。
5) ヨウ素化学と核分裂生成物挙動の中核研究拠点を構築する。	CSNI は提案プログラムを評価した。	ヨウ素挙動のプロジェクトがスタートした。ThA1 プロジェクトも開始された。

表 6 進行中か最近完了した CSNI の国際研究プロジェクト

プロジェクト	範囲	関連施設	ホスト国
HALDEN	燃料と材料 I&C、人的因子	ハルデン炉 HAMLAB	ノルウェー ノルウェー
CABRI	反応度投入事故過渡期の燃料	CABRI パルス炉 (+NSRR 試験)	フランス 日本)
SCIP	燃料健全性	スタズビックホットセル	スウェーデン
PRISME	火災安全性	IRSN の DIVA 施設	フランス
MASCA*	シビアアクシデント (容器内)	クルチャトフ研究所	ロシア
MCCI	シビアアクシデント (容器外)	アルゴンヌ国立研究所	米国
ROSA	システム熱水力	JAEA の ROSA ループ	日本
PKL-2	PWR ホウ素希釈	AREVA の PKL ループ	ドイツ
SETH	格納容器(CFD)	PANDA, PSI MISTRA, CEA	スイス フランス
PSB-VVER	VVER 1000 の熱水力	EREC の PSB ループ	ロシア
ThAI	格納容器熱水力	ThAI	ドイツ
BIP	ヨウ素挙動	AECL Lab	カナダ
SERENA**	水蒸気爆発	KROTOS, CEA TROI, KAERI	フランス 大韓民国

\* MASCA は RASPLAV プロジェクトを引き継ぎ 2006 年に終了した。

\*\* 準備中

加えて、既に特に 3.7 節で述べたように、SFEAR レポートが作成された[3]。これは SESAR/FAP 作業の更新であるが、その範囲を改良型 LWR (ALWR)、VVER、及び高温ガス冷却炉 (HTGR) に広げたものである。

本専門家グループ活動の視点から見て、特筆すべき SFEAR レポートのコメントを以下に示す。

SESAR/FAR レポートによると、研究施設は世界的に閉鎖され続けている。実際に、SESAR/FAP 報告書にリストアップされた施設のなかで、熱水力、燃料、炉物理、シビアアクシデント、装置と構造物の健全性分野 (つまりは、原子力業界にとって最も特有な分野) は、過去 5 年間でその約 35% が閉鎖された。それにより、重大な研究インフラ (すなわち、施設、能力、専門性) の損失が懸念され、現在の研究を実行する上で大きな問題となっている。一方で、SESAR/FAP 活動が、2000 年から 2006 年の間に 5 つの重要な施設を保存した CSNI の行動に繋がったことは注目すべきことである。

実験データのデータベースを整備するニーズも重要な課題であると認識されている。しかしデータの保存は NEA により別途取組まれているため、SFEAR レポートでは取り上げられていない。

SFEAR レポートの焦点は、安全性課題、研究ニーズ、NEA 加盟国で現在運転中の水冷却原子炉に関連した研究施設の支援である。水冷却原子炉とは、PWR、BWR、PHWR、ロシアがデザインした VVER を含む。これらの原子炉に関する、SFEAR レポートの目的は以下の通りである。

- i) 解決法が今後の研究に依存すると広く認識されている安全性の課題を要約する。
- ii) 安全性課題の解決を支援する原子力業界特有の研究施設の現状に関する情報を提供する。
- iii) どの施設が実質的な予算の投入を受けているか、または早期の閉鎖の危機にさらされているか、CSNI が早期にそれら施設の保全を支援するアクションをとるよう勧告する。
- iv) 原子力安全研究施設インフラの長期的なニーズと保存に関する勧告をする。

加えて、現在研究施設が存在しないが、もし存在すれば、現在認識されている安全性課題に取り組みために有効であろうと考えられる分野が特定された。

SFEAR レポートはまた、原子力業界特有ではない安全性課題と研究ニーズに関する情報及び、HTGR の安全性課題と研究ニーズに関する情報を提供している。この情報は、情報としての完璧を期すためと、設計者、運転者、研究者が将来の作業計画を立て実行するために提供される。

SFEAR レポートで取り組んだ安全性課題は、以下の技術分野にまとめられる。

- 1) 原子力業界特有の分野
  - a) 熱水力
  - b) 燃料
  - c) 炉物理
  - d) シビアアクシデント
  - e) 装置と構造物の健全性
- 2) 原子力業界特有ではない分野
  - a) 人的組織的因子
  - b) プラント管理とモニタリング
  - c) 構造物の地震挙動
  - d) 火災評価
- 3) HTGR 特有の分野

序論で安全性課題と施設を評価した際の、範囲、目的、手法を記述したやり方に従い、SFEAR レポートは同レポートがカバーするそれぞれの原子炉型に関する簡単な大要を示している。次の章はそれぞれの技術分野における安全性課題と研究施設について述べたセクションからなる。この情報は各施設の順位付けに利用でき、CSNI が考慮すべき事柄に関する、結論と勧告を導き出すのに役立った。勧告は原子力業界特有の技術分野に限られる。いくつかの勧告は、差し迫った閉鎖の危機にさらされている重要施設が失われることを防ぐために、CSNI が今後 1、2 年の間に行動にできることを要求している。

#### 4.1.2. 原子力安全と規制 - データベース

前述のように、原子力安全と規制作業分野は多数のデータベースを運用している。簡単な情報を以下に示す。

##### 4.1.2.1. CCVM

CSNI コード検証マトリックス (CCVM) は、以下の二つのセクションから構成される。

- 積分テストデータ [347]
 

NEA データバンクは長年、個別効果テスト用原子炉の過渡データ及び LOCA 積分テストデータ (ITD) に関する多数のサブセットを収集している。これらのデータと文献が現在 DVD で利用可能である。
- 個別効果テストデータ [348]
 

国際的に合意を得ている熱水力コード用個別効果テスト検証マトリックスの構築は、公開されたテストデータのなかで最良のものを系統的に収集しようという試みである。そのテストデータを用いて、コードの検証、評価、改善ができる。これにはコード毎の個別現象モデルの定量的不確定性の評価も含まれる。これらのデータは文献と共に DVD で入手可能である。

以上両方の場合について、実験に関するレポートはスキャンして PDF ファイルに変換されている。また、データの配布には制限がある。詳細はウェブサイト参照のこと [347, 348]。

#### 4.1.2.2. STRESA

この CSNI コード検証マトリックスオンライン施設へのアクセスはパスワードで保護されている。このオンライン施設はヨーロッパ委員会 JRC との共同運用である。NEA STRESA データベースは JRC イスプラで作成されたシステムの複製の一つであるが、その他に CCVM から提供されたデータ等も収録している。STRESA はデータのグラフィック表示も可能なインターフェイスを持つ。

#### 4.2. NDC 活動

NEA のこの分野における目標は、各国政府が政策分析や意思決定できるように、原子力技術、経済、政策、資源に関する正当で信頼性のある情報を提供することである[350]。その情報には、各国のまた国際的なエネルギー政策という幅広い枠組みの中で、持続可能な開発の展望という原子力エネルギーの未来の役割も含む。これを実現するために以下の目標を持つ。

- ・ 原子力による電力市場の変化の影響を分析する。そして、加盟国がエネルギー政策の一つとして原子力を評価できるように支援する。
- ・ 革新的な原子力エネルギーシステム開発のための国際協力を促進する。
- ・ 持続可能な開発の幅広い展望に立た原子力をレビューする。
- ・ 原子力の配備に必要な核燃料とインフラの利用可能性の評価を行う。また結果として起こる現実との隔たりを評価する。
- ・ 原子力の課題に関する実際の情報を提供することを目的として、OECD の枠組みの内外に関係なくコミュニケーションができるネットワークを構築する。

これらの目標の多くは施設ニーズには直結していない。しかしながら、革新的、持続的システムの開発には適切な研究開発が不可欠であるので、結果として施設に関連することになる。

原子力開発分野の作業プログラムには、原子力に関する経済分野と技術分野の幅広い研究を行うことと、情報の交換や統合のための会合を開催することが含まれる。これは OECD の他の部署、特に国際エネルギー機関(IEA)、さらに国際原子力機関(IAEA)とヨーロッパ委員会の関係部署との密接な協力を含むものである。原子力開発委員会(NDC)はこの作業の指針を提供し、それが加盟国の優先順位を反映していることを保証する組織である。NDC は NEA/IAEA 共同ウラングループ Joint NEA/IAEA Uranium Group [351]というサブグループを持っている。

作業全体は、特定のテーマに対して召集された多くの特別専門家グループによって実行される。これらの研究は、課題に対する専門家の経験を基にした合意に基づくレポートの発行を目標とする。これらの調査・研究は、政府、NGO、研究機関に広く活用される枠組みを頻繁に構築し、基本的な経済・技術データ集を提供するものである。その他のトピックとしては、事務局により運営される国際ワークショップが挙げられる。これらの会合では予稿集を発行し、またあるいは専門家グループに今後の分析作業を依頼する項目を策定する。

事務局は、また、NDC のために分析業務を行い、すべての作業の結果が NEA や OECD の他の部署、または気候変動に関する政府間パネル(IPCC)といった国際組織の活動の役に立っているかを確認する[352]。

アドホック専門家グループと進行中の研究活動のリストに関しては、原子力開発ウェブサイト[350]を参照のこと。また 4.6.2 項の共同プロジェクトとして運営された分離・核変換に関する NEA 活動についても参照されたい。

このウェブサイトは、活動を完了した以下の専門家グループの情報にもリンクされている。

- ・ 原子力発電所の耐用年数延長による影響の研究 (2006 年末にレポート発行)
- ・ 原子力エネルギー技術の革新 (2007 年 2 月にレポート発行)
- ・ リサイクルされた核分裂性物質の管理 (2007 年に政策立案者用レポートを発行)
- ・ 高レベル放射性廃棄物の地層処分のタイミング (2008 年レポート発行)



### 4.3. 放射線防護

この分野での NEA の目標は、概念、科学、政策、規制、運転及び社会性の課題をタイムリーかつ将来も見据え認識して取り組むこと、そしてそれらの影響を明らかにすることにより、加盟国の放射線防護システムの規制とその実施を支援することである [353]。規制や運転の能力に関する目標だけでなく、放射線防護科学と実用的な科学的知識の適用の改善に関連する目標がある。放射線防護科学の意味合いに関する専門家グループ Expert Group on the Implications of Radiological Protection Science (EGIS) [354] は最近、照射と線量計測の科学に関する施設を紹介するレポート [355] を発行した。

### 4.4. 原子力科学

この分野での NEA の目標は、加盟国が、現在の原子力システムの安全で信頼性があり、かつ経済的な運転を保証し、次世代技術を開発するのに必要な基礎的な科学・技術知識を認識し、整理し、開発し、普及させることを助けることである [356]。NEA 原子力科学プログラムは、NEA のすべての加盟国から派遣される高レベルの科学の専門家で構成される原子力科学委員会 (NSC) により展開、実行される。データバンクのプログラムと原子力科学プログラムの間には共通の便益があるため、NSC とデータバンク [56] との密接な共同作業が行われている。

作業の主たる分野は以下の通り

- ・ 炉物理
- ・ 燃料サイクルにおける物理と化学
- ・ 臨界安全性
- ・ 材料科学
- ・ 核データ

詳細情報及びリンクは原子力科学ウェブサイト [356] を参照のこと。

本専門家グループの作業は NSC からの付託によるものであることと、このレポートの大半が NSC の分野に関するものであるため、ここでは 3 章に既に含まれている情報を繰り返す事はしない。しかしながら、NSC ワーキングパーティに関する簡単な情報は以下に示す。

#### 4.4.1. 原子炉システムの科学的課題に関するワーキングパーティ (WPRS)

このワーキングパーティ Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems は、現在及び将来の原子力システムの炉物理、燃料サイクル、燃料挙動、熱水力、動特性/安全性の研究を行い、また現在及び将来の原子力システムの不確実性解析を行う。ワーキングパーティの目標は、加盟国に最新情報を提供し、知識の保存、合意の形成を促すことである。その情報は以下の通り。

- ・ 現在と将来の原子力システムに使用する革新的燃料に関する炉物理、燃料挙動、熱水力、動特性/安全性の課題
- ・ 考慮すべき燃料サイクルの課題のうち、特に焦点は、燃料装荷と取出しに関する要求事項、核分裂生成物、マイナーアクチニドの調査、及び放射性ポイズンの時間的変化に当てられる。
- ・ 原子炉性能に影響を与えるという視点から、燃料挙動、熱水力、動特性/安全性が考慮される。
- ・ 放射線輸送及び線量評価は、原子炉容器、炉内構造物、照射施設を研究の対象とする。

考慮する原子炉型は以下の通りであるが、それに限定しているわけではない。

- ・ 先進的または革新的燃料を使用する現世代の LWR、進歩的かつ革新的 LWR 及び HWR
- ・ 新しい原子炉システム (GNEP 第 4 世代システム)

- ・ 廃棄物の核変換のための加速器駆動（未臨界）システム及び臨界システム

WPRS は NEA の他のワーキンググループと密に連携している。燃料サイクルの科学的課題に関するワーキングパーティ Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle (WPFC)とは、特別に密接な関係が維持されている。4.4.2 項参照。

WPRS は原子力コミュニティに対して、様々な原子炉システムからの要求事項（データ、手法、検証実験、シナリオ研究）を満足させるための開発に関する助言を、ベンチマーク試験、照射試験、不確かさ解析についてのレポートを含む多数の成果物を通して行っている。

WPRS プログラムには以下の作業が含まれる。

- ・ OECD/NEA PBMR 核/熱水力結合過渡ベンチマーク - PBMR-500 炉心設計 [67]
- ・ 【原子炉安定性と LWR 過渡ベンチマークに関する専門家グループ】 Expert Group on Reactor Stability and LWR Transient Benchmarks [358]

#### 4.4.1.1. 加速器遮へい専門家グループ (SATIF)

この専門家グループ、Expert Group on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF)は電子加速器、陽子加速器、イオン加速器、核破砕源、放射光施設、超高エネルギー放射線施設、加速器によるトリチウム製造、自由電子レーザーを含む加速器遮へいシステムのモデリングと設計に関する多くの課題を扱っている [359]。この専門家グループの目標は以下の通り。

- ・ この分野の科学者間の情報交換を促進する。
- ・ 国際協力ができる分野を同定する。
- ・ 具体的な優先的分野の発展を達成するためのプログラムを実行する。

第9回 SATIF 会合は 2008 年 4 月に開催された [360]、8 回は 2006 年 [361]に開催された。関連する多数の発行物は SATIF ウェブサイトからリンクされている。

#### 4.4.2. 燃料サイクルの科学的課題に関するワーキングパーティ (WPFC)

このワーキングパーティ Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle は、様々な従来型及び先進的原子燃料サイクルに関係する、燃料サイクル物理、化学とフローシート分析、燃料及び材料の開発と性能、加速器、核破砕ターゲットを含む科学的な課題を取り扱っている [362]。

当ワーキングパーティは以下の専門家グループを基本とした構造である。

- ・ 液体重金属 (HLM) 技術（これは【鉛合金冷却先進的原子力エネルギーシステム】(LACANES)のための熱水カループモデルのベンチマークを含む)
- ・ 化学分離（フローシート分析と分離基準のプログラムが加えられている)
- ・ 燃料サイクル過渡シナリオ研究

(i) 革新的燃料と(ii)革新的材料のさらなる専門家グループはこのレポートの執筆時点では準備中である（2009 年 3 月より活動開始）。

WPFC ウェブサイトでは関連する会合へのリンクが張られている。そのウェブサイトには、アクチニド及び核分裂生成物の分離核変換に関する NEA 情報交換会合-NEA Information Exchange Meetings on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation (IEM P&T)（原子力開発委員会 (NDC) と協力) [172, 363]、高出力陽子加速器の利用と信頼性に関する国際ワークショップ-International Workshops on Utilisation and Reliability of High Power Proton Accelerators (HPPA) [364]、革新的原子力システムのための構造材に関するワークショップ-

Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Systems (SMINS) [365]へのリンクもある。

その他の最近の発行物とレポートで、本節で触れていないものは以下の通りである。

- ・鉛ビスマス共晶合金及び鉛の特性、材料共存性、熱水力及び技術に関するハンドブック 2007年版 [18]
- ・核変換システムの物理と安全 - 現状レポート(2006) [366]
- ・核変換のための燃料と材料 - 現状レポート(2005) [367]

WPEC ウェブサイトはまた燃料サイクルと分離核変換に関する NEA の他の発行物へのリンクも提供している。加えて、ウェブサイトはマイナーアクチニドと核分裂生成物の分離核変換に関する情報交換会合へのリンクも示している。この会合は NEA の原子力開発部門 (Nuclear Development Division) との共同活動であり、4.6.1 項に記述してある。

#### 4.4.3. 臨界安全ワーキングパーティ (WPNCNS)

WPNCNS, Working Party on Nuclear Criticality Safety は臨界安全性に関する技術的・科学的課題を取り扱っている。具体的な分野は、核燃料サイクルで発生する定常的、過渡的条件の調査研究である [368]。ただし、これに限定されているわけではなく、燃料製造、輸送及び保管を含む。WPNCNS の目的は以下の通りである。

- ・臨界安全分野の国内プログラムの情報交換
- ・国際臨界安全コミュニティが共通に重要だと認識している高優先度活動の指導、促進、調整及び協力体制の構築
- ・すべての活動の進捗を把握し、NSC に報告すること
- ・データベース、ハンドブック、レポートの発行
- ・関連するウェブサイトを通して国際臨界安全コミュニティ内のコミュニケーションの促進
- ・臨界安全性国際会議(ICNC)を4年毎に開催するための調整
- ・WPNCNS 活動が NEA の他の活動や他の国際的枠組みと重複することを防ぐための調整
- ・他の国際的な活動に基本技術を提供 (ISO, IAEA など)

(注意) 【将来の原子力システムのための臨界安全性研究ニーズに関する NEA ワークショップ】  
A Workshop on “Criticality Safety Research Needs for Future Nuclear Systems” が、2009年9月に米国アイダホ州で開催された。臨界安全性国際会議(ICNC’07)は、2007年5月28日から6月1日の期間にロシアのサンクトペテルブルクで開催された。

WPNCNS は多くの専門家グループとその他の活動を管理している。専門家活動のトピックは以下の通りである。

- ・燃焼度クレジット
- ・臨界安全性評価の不確実性解析
- ・臨界解析のための中性子源収束について
- ・臨界暴走解析

加えて、【最小臨界値専門家グループ】Expert Group on Minimum Critical Values は、レポートを発行し、任務を完了した [369]。

使用済燃料の分析データに関する専門家グループについては 3.5.1.4 項ですでに言及 [210] しており、4.4.3.1 項で詳細を示し、使用済み燃料同位体組成データベース (SFCOMPO) について考察した [211]。

WPNCs はまた、4.4.3.3 項で示す国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP) を管理している。

これらすべての専門家グループの活動に関するリンクが、WPNCs ウェブサイト [362] に張られている。そこでは、実験データ、データベース、対応するベンチマーク情報についてのニーズが示されている。そして、これらは 3 章で詳細を列挙した要求事項と内容が一致している。

#### 4.4.3.1. 使用済燃料の分析データに関する専門家グループ

この NEA 専門家グループ Expert Group on Assay Data for Spent Nuclear Fuel は、二つの活動を並行して実施している。一つは SFCOMPO データベース [211] の更新であり、もう一つは使用済燃料の分析データに関する最新のレポートを作成することである。専門家グループのレポートは、使用された実験手法から、様々な利用目的に対応した最適なデータの表示法、整理法まで、全行程を網羅している。データの利用目的としては、燃焼度クレジット解析、原子炉システムモニタリング、原子燃料の再利用及び放射性廃棄物管理等が含まれる。

WPNCs の指針によると、この専門家グループの主たる使命は以下の通りである。

- 現状を評価し、新しい実験データのニーズを評価するために、SFCOMPO データベースを解析する。
- 照射後試験 (PIE) からの新しい同位体組成データの収集と、そのデータ及び関連する運転履歴を SFCOMPO データベースへ組込む。専門家グループが SFCOMPO データベースの書式をレビューする。
- SFCOMPO データベースに含まれるすべての PIE データに関するレポートの原典を収集保管するとともに、データの当初の作成で使用された参照データも追加する。
- 加盟国の PIE 活動の支援として技術的助言を行い、国際協力を促進する。

SFCOMPO データベースについては次のセクションで述べる。

#### 4.4.3.2. 使用済燃料同位体組成データベース (SFCOMPO)

使用済燃料同位体組成データベース (SFCOMPO) [211] は、元々 JAERI 安全性試験研究センターの燃料サイクル安全評価研究室によって開発された。同位体組成データはインターネット経由で閲覧できる [307, 371]。特に、同位体組成測定値と、燃焼度コードの検証で必要となる組成比のデータを収録している。

2001 年 12 月の WPNCs の会議において、その普及のために SFCOMPO は、JAERI から NEA が運営している NEA データバンクへ移管されることになった。

SFCOMPO は JAVA スクリプトを利用し、以下の領域をカバーする情報の検索を可能としている。

- (a) 原子炉名
- (b) 原子炉型
- (c) 実高さ [mm]
- (d) 集合体名
- (e) 集合体位置
- (f) 燃料棒位置
- (g) 燃料棒中のサンプル位置 [mm]
- (h) 初期濃縮度 [wt. %]
- (i) 冷却時間 [年]
- (j) 研究所
- (k) 燃焼度 [GWd/tU]
- (l)  $^{148}\text{Nd}$  法
- (m)  $^{137}\text{Cs}$  破壊法

- (n)  $^{137}\text{Cs}$  非破壊法
- (o) U, Pu 同位体ベース法
- (p) 理論
- (q) PIE データ [kg/tU 初期].

#### 4.4.3.3. 国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP)

国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP) [12] の目的は、臨界ベンチマークデータの包括的なセットを同定し、可能な限りオリジナルの文献やその改訂版をレビューして、それらのデータを確認することである。また、それらの情報はオリジナルの実験者やその実験施設に詳しい者に問い合わせるなどして収集した物である。

次に、データは評価され、様々な感度解析を行い、総合的な不確実性の定量化が行われた。データは標準のフォーマットで編集された。また、データベースに収められている実験のデータは、標準臨界安全コードを用いて計算された。

最後にこれらの作業は 1 冊の公式な文献、ICSBEP ハンドブックとしてまとめられた。これは確認済ベンチマーク臨界データの出典として利用できる。

2008 年 5 月現在、ICSBEP ウェブサイトは以下のように報告している。すなわち、そのハンドブックは 42,000 ページを超え、4092 件の臨界、近臨界、未臨界条件、複数の線量計測点を持つ 21 件の臨界警報設置/遮へい条件、及び臨界安全性技術に関連する基礎物理測定に分類される 46 件の条件に対応した、全 464 件の評価を含んでいる。ハンドブックが臨界安全性解析者が計算手法の検証を目的として利用され、また長年にわたって貴重なツールとして利用されることが期待されている。ハンドブックは現在 60 カ国で使用されている。

【国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクトのためのデータベース】 Database for the International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (DICE) は、DVD 版の ICSBEP ハンドブックに含まれている。DICE はハンドブックをより効率的に利用してもらうためのツールであり、ユーザが必要とするハンドブックの情報を簡単に見つけることを可能とする。DICE は主として、以下の二つの目標を達成した。

- ・ それぞれの実験体系に関する情報の要約を提供すること。統一されたフォーマットで実験の主たる特徴が表示される。
- ・ 独特の入力条件を満足する実験体系をハンドブックの中から検索できるようにする。これは単なるキーワード検索よりも優れている。

DICE はユーザからのフィードバックを反映させて、定期的に改善されている。

ICSBEP は一義的には臨界安全と核データコミュニティに関するものであるが、ベンチマークの多くは積分データを保存する IRPhE プロジェクト [2] の炉物理コミュニティにとっても非常に価値のあるものである。そのため、ICSBEP と IRPhE プロジェクトは、十分に精査されたベンチマークデータのリソースにいれる情報を同定し、評価し、検証し、編集し、文書化するという目的を共有している。IRPhE プロジェクトの詳細は 4.5.1 項を参照のこと。

#### 分類

実験施設はいくつかのグループに分類が可能である。これらは、分割テーブル、溶液を入れる横型または縦型の簡単なシリンダ型タンク、商用燃料棒の配列を含む水タンク及び完全な原子炉炉心システムである。

第 1 グループに属する施設は、初期の段階で、兵器タイプの装置の臨界質量を決定するために作られた。第 2 グループの施設は、プルトニウム抽出に関連した化学プロセスでの臨界安全を保証することを目的として建設された。その他のグループは水プールでの商用燃料の保管や保管キャスクにおける臨界安全性を実証することに関連している。

データベースは標準的な商用訓練用原子炉から、宇宙や海軍の推進力シミュレーション用といった極めて特定の目的を持った装置に至るまで、多くの原子炉からの結果を収録しているが、ANL の ZPPR , IPPE の BFS 及び UKAEA の DIMPLE 等の実験炉もまた、臨界実験を行う際には重要な貢献をしている。これらのいくつかは運用開始時から臨界集合体として扱われているが、その他は単純な未臨界駆動装置である。これらの施設に関心が向けられるのは、これら施設に関する膨大な量の、復元、評価、報告が未だ行われていない運転情報があるからである。

ICSBEP は一義的には臨界安全と核データコミュニティに関するものであるが、ベンチマークの多くは積分データを保存する IRPhE プロジェクト[2]の炉物理コミュニティにとっても非常に価値のあるものである。そのため、ICSBEP と IRPhE プロジェクトは、十分に精査されたベンチマークデータのリソースに入力する情報を同定し、評価し、検証し、編集し、文書化するという目的を共有している。

IRPhE プロジェクトの詳細は 4.5.1 項を参照のこと。

### 実験ニーズ

新しい実験ニーズに関しては、中間濃縮度、中間スペクトル評価の不足部分が、ICSBEP データベースの解析から推定することできる。つまり利用可能な適切な濃縮物質が不足しているため、目標平均濃縮度を得るために非均質混合 HEU と劣化ウランを使用する、ということになっているのである。

ICSBEP に収録されている中間スペクトルのデータは限られた数しかないため、中間中性子エネルギースペクトルの実験は、実験者にとって難しい課題である。現存している施設間で協力しあうことが望ましい。

#### 4.4.4. 原子カシステムの燃料と構造材料のマルチスケールモデルに関するワーキングパーティ (WPMM)

WPMM, Working Party on Multi-scale Modelling of Fuels and Structural Materials for Nuclear Systems では、原子カシステムで使用される材料を選択するために現在採用されているマルチスケールモデリングとシミュレーション技術をレビューし、評価する。2008 年 1 月 15～16 日に NEA で開催された第 1 回会合では、WPMM のメンバーは材料評価のためのモデル開発に関する経験を分かち合い、また今後行おうとしている多くの科学的挑戦を特定した[282]。3.6.3.3 項も合わせて参照のこと。

#### 4.4.5. 核データ評価国際協力ワーキングパーティ (WPEC)

核データ評価国際協力ワーキングパーティ Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation (WPEC)は、核データ評価、測定、核モデル計算、検証及び関連するトピックの情報交換を促進し、参加プロジェクト間の活動協力の枠組みを提供するために設立された。本ワーキングパーティは、核データ改善のニーズの評価を行い、共同評価や測定を主導することによりそのニーズに取り組んでいく。

協同活動に含まれる評価プロジェクトは、日本の評価済核データライブラリ Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL)、米国の評価済核データライブラリ US Evaluated Nuclear Data File (ENDF)、及びヨーロッパの共同評価済核分裂及び核融合ファイル計画 European Joint Evaluated Fission and Fusion (JEFF) project である。ロシアの BROND や中国の CENDL といった NEA 加盟国以外の国のプロジェクト活動は、IAEA の核データセクションの支援を受けている。

3.1 節に WPEC の活動が列挙されている。

## 4.5. 積分データ保存に関する原子力科学委員会及びデータバンクの活動

前述(4.4.3.3 項)の ICSBEP の活動のみならず、それに密接に関連する IRPhE プロジェクトに言及することは重要である。NEA はまた、放射線遮へい分野のデータ(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))と、燃料性能のデータ(国際燃料挙動試験データベース International Fuel Performance Experiments Database (IFPE))を保存している。

### 4.5.1. 国際炉物理実験データ保存 (IRPhE) 活動

IRPhE プロジェクト[2]の目的は、世界中の原子力施設から炉物理実験データを収集して、原子力コミュニティに高品質のベンチマークデータを提供することである。この専門家グループの具体的な目標は以下の通り：

- ・ 実行され文書化された実験のリストを整備すること
- ・ 公開された一次文献とデータをコンピュータで読み取り可能な形式で保存すること。
- ・ 本活動で構築したフォーマットと手法の利用を促進する。また、これらが標準として採用されるよう活動すること。

指針または調整項目は以下の通りである。i) 実験の記述を国際的に合意されたフォーマットに編集する；ii) 原典と改訂版をレビューし、また実験者やその実験者や施設を知っている人に相談することにより、可能な限りデータを検証する；iii) 最新の手法で実験を解析し解釈する；iv) ベンチマーク評価結果を電子情報で発行する。

この専門家グループは以下の活動を行う。

- ・ データ間の不整合の部分と同定し、将来の実験の優先順位に関する指針を提供する。
- ・ 実験手法や解析手法のノウハウの伝承に効果的な方法を見つけるため、若い世代(修士課程、博士課程の学生、若い研究者)と関与する。
- ・ 取得済みの第 4 世代原子炉に関する実験データのより良い利用のためのツールを提供する。
- ・ 他の NSC 実験作業グループと密接に協力する。特に国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト(ICSBEP) [12]、遮へい積分ベンチマーク実験データベース(SINBAD) [13]、その他 IAEA の高速炉に関する知識保存活動、ANS 共同ベンチマーク活動が挙げられる。
- ・ 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(TFRPD) [372] 及び核データ評価国際協力ワーキングパーティ(WPEC)と密接な連携を保つ。

本データベースに収録された実験は、基本モード格子実験、非均質炉心、発電炉起動データ、炉心追従実験、及び核分裂生成物積分データや照射試験などである。

ベンチマークの仕様と実験データは、不確実性、信頼区間、安全余裕を評価し、測定手法・技術を記録するために、炉物理学者と技術者が、計算コードや核データライブラリを含む現在及び将来の計算手法を検証するために利用することを意図している。

国際炉物理積分実験データベースのハンドブック International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments 第 3 版は 2008 年 3 月に発行された。本ハンドブックは 17 種類の原子炉施設で実施された 25 件の実験シリーズで構成される。25 件の評価のうち 21 件が認定ベンチマークとして発行された。残りの 4 件は草稿のみという位置づけで発行された。これらの草稿文書は IRPhE プロジェクト技術レビューグループ (TRG) によりレビューを受けている。しかし、TRG は最終発行までに全作業項目を完成またはレビューできなかった。そのため、TRG はほとんどのケースについて最終承認の前に改訂版をレビューすべき、と認識している。追加の評価が進行中であり、その内容は定期的にハンドブックに追加される。ハンドブックは pdf

フォーマットの電子データで、DVD に収録されて発行される。詳細は IRPhE プロジェクトのウェブサイト参照のこと[2]。

IRPhE プロジェクトによりこれまでに実現した作業のほとんどは、特に、ベンチマーク実験の評価とレビューは、日本政府からの継続的な資金援助のおかげである。ベルギー、ブラジル、カナダ、中華人民共和国、ドイツ、ハンガリー、日本、大韓民国、ロシア連邦、スイス、英国、米国は、評価、レビュー、データ導出を自前の費用で実施した。また IRPhE プロジェクトの技術的調整作業は全般的に米国エネルギー省原子力局の直接的支援を受けた。特に、米国 DOE【施設管理・環境・安全・健康支援局】Office of Facility Management and ES&H Support に支援された、同時並行で進行する OECD/NEA 国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト(ICSBE)からデータ等の現物提供を受けた。

#### 4.5.2. 遮へい積分・ベンチマークアーカイブデータベース (SINBAD)

SINBAD [13]は、放射線輸送、遮へい、線量計測の問題で使用されるコンピュータコード、核データの検証及びベンチマークのための標準フォーマットで書かれたユニークな実験データベースである。

遮へい積分・ベンチマークアーカイブデータベース(SINBAD)の最新版は 2007 年に発行された。2007 年 10 月時点で SINBAD ウェブサイトには、格納データとして原子炉遮へい 42 件、核融合中性子工学 27 件、加速器遮へい実験 15 件を記録している。この作業は放射線安全情報計算センター Radiation Safety Information Computational Center (RSICC) [373]と NEA データバンクが共同で実施した。84 件の実験のデータが収集され、主として核分裂炉遮へいに重きがおかれている。将来の発行に備えてさらなるデータセットが、現在、同定作業の最中である。実験の品質が強調され、新しい編集作業は現在のデータセットでは十分にカバーされていなかったケースに取り組んでいる。

最新のレポートが SINBAD [374]の更なる詳細を示している。

#### 4.5.3. 国際燃料挙動試験データベース (IFPE)

国際燃料挙動試験 International Fuel Performance Experiments (IFPE)データベース[84]は、積分実験データを収集している。2008 年 5 月時点では、同データベースは BWR, CAGR, PHWR, PWR, 及び VVER を含む様々な出所の 1436 件の燃料棒/サンプルのデータセットを収録している。

本プロジェクトの狙いは、モデル開発やコード検証用となるジルコニウム被覆  $UO_2$  燃料の包括的で高品質なデータベースを一般に広く提供することである。データは定常、非定常運転を包含しており、またこれらのデータは、材料試験炉での照射実験及び民間の照射試験のデータも含んでいる。この作業は OECD/NEA、IAEA、IFE/OFE/Halden 炉プロジェクトとの密接な共同作業により実施されている。

データベースに関する活動は以下の通り：

- ・ もともとの実験者と議論、交渉を通してデータを収集する。
- ・ データを標準フォーマットに編集する。データの内容は、この作業を監督するために設置された専門家グループの同意を得たものとする。
- ・ 独立した専門家によるデータの査読
- ・ データを統合、インデックス化し IFPE データベースに収録する。使用したすべてのレポートも電子ファイルとして収録する。
- ・ データセットを使用を希望する団体に配布し、利用に関して必要な助言を行う。

データベースは、熱中性子炉の燃料、基本的に標準のジルコイ被覆  $UO_2$  燃料の性能データに限定されている。ただし、被覆材の改良による革新的な製品の、データベースへの追加も可能である。データベースに含まれるのは、燃料性能の具体的側面を明らかにする、品質が確かなデー



タである点を強調したい。燃料モデル開発者が関心を示すデータは、燃料温度、核分裂生成ガス (FGR)、燃料スウェリング、被覆材変形 (例: クリープダウン、リッジ発生) そして機械的相互作用である。これらの課題のデータは、もし炉内で専用の機器により測定されたものであれば大きな価値があり、IFPE データベースは幸運にもいくつかのそういった種類の幅広い実験データへのアクセスが可能である。炉内直接測定に加えて、被覆直径、酸化物厚み、水素含有量、燃料結晶粒径、空孔率に関する照射後試験 (PIE) 情報、X 線マイクロアナライザー (EPMA) と蛍光 X 線 (XRF) の測定によるセシウム、キセノン、その他の核分裂生成物とアクチニドもデータに含めるよう、最大限の努力がなされている。

#### 4.6. その他のプロジェクト

上述のプロジェクトに加えて、NEA は、その他にもプロジェクトを抱えている。

##### 4.6.1. マイナーアクチニドと核分裂生成物の分離・核変換技術に関する NEA プロジェクト

分離と核変換 (P&T) に関する NEA 活動[375]は、NEA の様々な作業分野を横断して構成され、特に本レポートの 3.4、3.5、3.8 節で考察した分野と関連する。

オメガプログラム[220]として知られる日本政府のアクチニド、長寿命核分裂生成物のリサイクルと核変換に関する長期研究開発プログラムの開始を受けて、NEA の原子力開発委員会 (NDC) は 1988 年にアクチニド分離と利用に関する何らかの国際プロジェクトを実施することを要請された。専門家達はこの分野の現在の開発状況を発表し、かつ議論する場が与えられるという点で、情報交換会合はこの国際プロジェクトの重要な要素である。また、その他の活動は、幅広い P&T 分野の専門家グループによる現状及び評価のレポート作成と、P&T が核燃料サイクルに与える影響の研究に関するものである。

その他、本プロジェクトには、原子力科学委員会 (NSC) の援助のもとで実行される、P&T の特定の科学的テーマに関するいくつかのプロジェクトと専門家会合も含まれる。

P&T プロジェクトは、いくつかの部門と委員会が関わっている NEA 内の水平横断的な活動の一例である。NDC と NSC とは別に、放射性廃棄物管理委員会 Radioactive Waste Management Committee (RWMC) [376]が本プロジェクトに参加した。そして、P&T が実現された場合にも、高レベル廃棄物の管理と処分に関して、地層処分が全く不要になるという事はないが、処分する放射性毒物量を減らす効果があるだろう、という結論を報告している。また、NEA は国際原子力機関 IAEA やヨーロッパ委員会と、共通の関心のある課題について、必要に応じいつでも協力する。

##### 4.6.2. NEA の原子力安全分野の共同プロジェクトのリスト

NEA は多数の共同プロジェクトを持っている[373] ; 以下は 2008 年 2 月時点でウェブサイトに表示されたリストである。

- OECD/NEA Behaviour of Iodine (BIP) Project; ヨウ素挙動 (BIP) プロジェクト
- OECD/NEA CABRI Water Loop Project [339]; CABRI 水ループプロジェクト
- OECD/NEA Computer-based Systems Important to Safety (COMPSIS) Project; 安全上重要な計算機システムプロジェクト
- OECD/NEA Fire Incidents Records Exchange (FIRE) Project; 火災事象情報交換プロジェクト
- OECD/NEA Halden Reactor Project [189]; ハルデン炉プロジェクト
- OECD/NEA International Common-cause Failure Data Exchange (ICDE) Project; 国際共通要因故障データ交換プロジェクト
- OECD/NEA Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Project [298]; 溶解炉心-コンクリート相互作用プロジェクト

- OECD/NEA Piping Failure Data Exchange (OPDE) Project; 配管損傷データ交換プロジェクト
- OECD/NEA PKL-2 Project [284]
- OECD/NEA Fire propagation in elementary, multi-room scenarios (PRISME) Project; 火災影響実験プロジェクト
- OECD/NEA PSB-VVER Project [286]
- OECD/NEA Rig of Safety Assessment (ROSA) Project [287]; 軽水炉冷却材喪失事故模擬試験装置プロジェクト
- OECD/NEA Steam Explosion Resolution for Nuclear Applications (SERENA) Project [300]; 水蒸気爆発プロジェクト
- OECD/NEA SESAR Thermal-hydraulics (SETH-2) Project [283]; 【SESAR 熱水力(SETH-2)プロジェクト】
- OECD/NEA Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project (SCAP); 応力腐食割れ及びケーブル経年劣化プロジェクト
- OECD/NEA Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP); 【スタズビック被覆健全性プロジェクト】
- OECD/NEA Thermal-hydraulics, Hydrogen, Aerosols, Iodine (ThAI) Project [309,378]; 【熱水力、水素、エアロゾル、ヨウ素 (ThAI) プロジェクト】

ウェブサイトでは多数の終了したプロジェクトへのリンクを提供している。

- OECD/NEA Bubbler Condenser Project; 【気泡管凝縮器プロジェクト】
- OECD/NEA Material Scaling (MASCA) Project; 【材料スケーリングプロジェクト】
- OECD/NEA MASCA-2 Project [299]
- OECD/NEA PLASMA Project
- OECD/NEA RASPLAV Project [296]
- OECD/NEA Sandia Lower Head Failure Project; Sandia 【下鏡故障プロジェクト】
- OECD/NEA SCORPIO Project
- OECD/NEA Sesar Thermal-hydraulics (SETH) Project [283]; 【SESAR 熱水力(SETH)プロジェクト】

ここでリストアップしたもののうち、放射性廃棄物管理と放射性防護に関するプロジェクトは、熱化学データベース(TDB)を除き、本専門家グループの検討課題の範囲外である。なお、熱化学データベース(次項参照)は、NEA 放射性廃棄物管理委員会(RWMC)と NEA データバンクの共同作業である。

#### 4.6.3. 熱化学データベース (TDB)

最後となったが、データバンクの熱化学データベース(TDB)プロジェクト[379]について言及したい。ただし、このレポートでは放射性廃棄物管理に関する、我々の守備範囲の事柄のみ述べる。

このプロジェクトの目的は選択した化学元素について、包括的で、一貫性があり、国際的に認識され、品質の保証された熱化学データベースを利用可能とすることである。このデータベースは、放射性廃棄物処分システムの安全評価のための、特別のモデリングに関する要求事項を満足していなければならない。

アクチニド、ネプチウム、プルトニウム、アメリカシウム及び、核分裂生成物のテクネチウムを含む無機化合物と錯体の関連データの最終レビューについて優先的に行うこととした。ニッケル、セレン、ジルコニウムのような核分裂生成物、または放射化生成物として放射性廃棄物に含まれる他の元素のデータについても最終評価が行なわれた。先に述べた元素の化合物、錯体のデ

ータも有機配位子(シュウ酸塩、クエン酸、エチレンジアミン4酢酸、イソサッカリン酸)と共に評価された。他の元素(トリウム、すず、鉄)の無機化学種と化合物の3件の新しいレビューについては、現在進行中である。

TDB プロジェクトは以下を満足するデータベースの作成を目的とする。

- ・ 放射性廃棄物処分システムで重要なすべての元素のデータを包含する。
- ・ データ選択の理由と方法の文書を含む。
- ・ 編集や推定ではなく、オリジナルの実験データに基づいた勧告を与える。
- ・ 使用された実験データの出典を示している。
- ・ 一貫性がある。
- ・ 廃棄物保管性能計算で重要な元素の固体、水性化学種のすべてを扱う。

TDB データベースのユニークな点は、オリジナルの実験データから直接評価されたデータを掲載していることである。基本形態と反応熱力学データ(ギブスエネルギー、エンタルピー、エントロピー、比熱)のみが集められている。動力学、拡散、吸着データはレビューの範囲に含まれない。

このプロジェクトの詳細はウェブサイトから見ることができる。そこには TDB レビューのレポートのリンクもある。



## 5. 結論と勧告

NSC は、本専門家グループの任務として、他の NEA の技術委員会と密接に協力し、原子力科学分野の研究開発施設に予想される将来のニーズを探ることを指示した。その目的は新しい原子力技術の開発に関する国際協力の促進に寄与することである。

様々な作業分野の分析を通して、世界全体に適用可能な結論に達することが可能であるが、その結論に対して各国が従う意思があるとか、または従うことが可能である、ということは必ずしも必要でない。これはつまり以下に示す結論と勧告が、NEA の目標や検討課題に基づいて複数の異なる国が協力してまとめたものである、という事情を考慮して読まれなくてはならない、ということの意味する。一方で、複数の国の協力による多数の原子力科学に関する活動が存在し、また国々の新しい連携の構築が続けられている、という事実も言及されるべきである。この多国間の活動という側面は、実際に多くの開発が行われている商業的で自由競争的な世界にとって有益なものである。

レビューと考察は、資金面と人材面の問題から必然的に大型施設を中心に行ったが、本専門家グループは小規模の、自由度のある施設や装置の重要性も認識している。

このレポートは、個別の国々が将来の新施設を持つために、いつまでにパイロットプラントを計画する必要があるとか、具体的な活動をしなないことによる影響を直接的に述べるわけではない。しかし本専門家グループは、現在の活動の幅と、その成果の世界への普及の状況を明らかにすることにより、考える今後の方向性を推定できるだろう、という印象を持っている。

また、この活動に与えられた検討課題が「研究開発施設」であるため、我々の議論においては、十分に有能で経験豊富な人材の確保に関する問題を特に強調しなかったものの、この問題についてはこのレビューのいくつかの個所で言及している。人材の課題は実に重要な要因であり、様々な国と地域で取り組まれている [62] が、本専門家グループは原子力エネルギーのさらなる開発に必要な物理的資源のみならず、人材育成の管理と計画について現在進行中のニーズがあると考えている。

以下のセクションは 3 章で示した特定の分野での結論と勧告を要約したものである。

### 5.1. 核データ

3.1 章の核データのレビューでは、実際には多数の実験施設があるにもかかわらず、それらのうち、わずかな施設でしか原子力関連の実験の測定が行われていないことが示されている。現在、技術的関心のある材料の結果を出すことができ、現在や将来の技術として要求される精度を有する最新の施設の利用可能性を検討すると、適合する施設の数に限られていることが明らかとなった。加えて、いくつかのターゲット材の調達と、それに対応するサンプルの用意に関しては非常に困難である。

積分測定に関する限り、同様の施設不足の問題があり、何年もの間、新施設は建設されてこなかった。シミュレーション材料を十分に保有し、今日なお運転中の臨界施設は少数でしかない。これらの今なお運転中の施設は、核データの検証や中性子物理プログラムにおいて重要である。

我々は、i) 専門的知識、ii) インフラとサンプルの整備と開発に関して勧告する。それに加えて、3.1.3 項では新しい施設と専門的知識が将来必要になる分野を示した。

#### (i) 専門的知識

我々は、NEA の原子力エネルギーに関する運営委員会が行った原子力分野での専門性の高い人材を担保する政府の役割の重要性を強調する声明と勧告を承認する [62] 。

我々は、原子力応用技術に要求される適切な基準を満たすための、データベースの評価と検証の発展に非常にメリットがある、という観点から、学際と他のユーザコミュニティの協調を評価

するものである。核反応のモデリングに関する挑戦と新しい測定技術の開発が、科学教育の優れた基礎を形成する。一方で、産業界と他のエンドユーザは、広範囲で具体的なデータ及び不確実性に関する信頼できる評価結果を、明らかに必要としている。この協力関係をよりよく利用すべきである。

### (ii) インフラとサンプル

現在も稼働中の微分測定及び積分測定の施設は、旧世代及び現世代の原子炉の実現に結びつく努力の過程で建設されたものである。そのような施設はいまだに少数であるが残っており、それらはユーザのニーズに応えられる核データの今後の発展にとって必要である。それゆえ、それらの施設は維持されるべきであり、可能なら更新されるべきであるし、国際的に多くのユーザが利用できるようにすべきである。また、新しい建設プロジェクトを促進すべきである。

今日の測定で必要とされるサンプルを提供できる施設の利用可能性は、実際の測定施設自体の利用可能性とともに、重要な追加的要求事項である。

同様に、核計算の具体的な基盤を与える、十分に品質が認められたデータベースは、過去数十年の核データコミュニティの共同研究によって得られたものである。i) 現時点で稼働中の原子炉の寿命延長、ii) 新しい原子炉とその燃料サイクル・インフラの発展、iii) 現代のもっと規制が厳しい環境と安全性負担、といった要求事項は、モデルとその底流を成す核データベースの精度に対する挑戦的な課題を提起しており、現状レベルの専門的知識と施設が今後も維持された場合にのみ、満足されるであろう。

## 5.2. 原子炉開発

本専門家グループは、一般的に、具体的な研究分野と原子炉型に関する将来のニーズの見通しを得ることは極めて困難であると結論づけた。つまり特定の原子炉設計の重要性が時間を経て変化したり、国ごとに重要性に対する認識が異なったりすることが、将来の展望に影響を与えるのである。加えて、新しい原子炉の概念に関する興味の復活は開発分野を広げており、たとえば、ガス冷却炉 (GCR) は再び脚光を受けている。

本専門家グループは、特定の原子炉の設計に関係した特定の研究炉や臨界集合体に対する直接的な要求のみならず、基礎炉物理実験や教育目的のために、ゼロ (低) 出力炉や未臨界集合体に対するニーズがある、と結論づけた。技術基盤の知識を広げるためのこの要求は、将来、原子炉型にかかわらず、どのような原子力開発にも適用できる。このことから、要求の変化に対応できるよう、臨界集合体は汎用的 (多目的) であるべきことは明らかである。

本専門家グループは、以上の要求事項に関連して、いくつかの新しい研究炉が必要となるが、最良の国際標準を満たすのであれば、部分的には従来の研究炉の継続で用が足りると考える。特に、炉物理や臨界安全の研究に使用されるという理由から、臨界実験装置のニーズは強調されるべきである。現行原子炉の寿命延長 (例: JMTR [100] の更新) は、閉鎖に直面しているいくつかの施設において、可能性のある対応策である。

本専門家グループはまた、研究炉には中性子源 (特に材料試験のプローブとして使用する高強度中性子源) としての継続的な要求があることを強調する。加速器は IFMIF [65] と JANNUS [130] のような大型や多目的が最近の傾向であり、その一方、既存の研究炉は連続照射やより多くの代表的な条件を提供する能力があるという点で有利である。ゆえに加速器と原子炉はいずれも必要性があり、それらの性能は相補的である。

本専門家グループは、いくつかの OECD 加盟国が新しい原子炉や原子燃料サイクル施設の建設を始めたか、建設する計画があることを発表していることを認識している。その一方で、ロシア、中国、インドのような非加盟国は、すでにこの分野での計画を推進するプログラムを開始している。特に高速中性子炉を建設するために、重要な活動が割り当てられている。しかしながら、

OECD 加盟国では 2020 年以前に運用を開始する新しい高速スペクトル動力炉の計画がないことが、革新的な、特に燃料関連の研究開発活動にとって、大きな障害となる。

本専門家グループは、OECD 加盟国が原子力産業界に革新を促し、原子力技術のリーダーシップを維持するための関連研究開発の推進に新しい起動力を与えることができる、と考えている。明らかに、政府予算が獲得できるという展望が必要であり、この勢いが更なる国際協力の推進を助ける。実現可能性のある分野は、高速中性子炉（共同所有であったとしても）と群抽出とマイナーアクチニド装荷燃料の製造の研究である(3.2.5 「国際協力の強化」参照)。

本専門家グループは、最近の GNEP パートナーシップの拡大は、短期的開発のための協力関係の強化を期待する、国際的な原子力コミュニティの意思表示であると考え。長期的な展望としては、第 4 世代イニシアチブ[10]も同様に、将来の利用のための原子炉設計の開発において、第 4 世代国際フォーラムを通して多くの国を結集させている。

本専門家グループは、OECD 加盟国による財政、科学、技術的な活動の連携をさらに促進し、利用可能な資源の最適化を可能にすることを勧告する。これは、たとえばラウエ-ランジェバン研究所 (ILL) [34]（もしくは核融合の分野では ITER [64]）で採用されたのと同様の方法にしたがって、従来の試験炉のより有効な利用、共有の原子力施設の建設を目指すものである。

本専門家グループは、国際的な協力を推進するための国際研究施設の重要な役割に着目しており、NEA と IAEA の活動間の相乗効果は、これまで以上に検討されるべきであることを勧告する。

また本専門家グループは、フランスとベルギーの施設(例:EOLE [29] と VENUS [28])での協力のような研究者、研究計画、研究結果の交流・交換が促進されることを期待する。

技術面に関連して、専門家グループは、現在の原子力研究関連施設が、有能で経験豊かな科学者と技術スタッフにより運営されていることに着目している。現在の「原子力カルネサンス」の流れの中で、専門家グループは、この人的資源と専門的知識の基盤は保存すべきであることを勧告する。これは引退者と入れ替えに、若手スタッフの補充と保持が必要であることを意味している。

同様に、専門家グループは、それらが適切に運営されている限り、現行施設の保持と構築された知識体系の保存のニーズがあると結論づけた。過去の例の教えるところでは、放棄された技術の復活があり得る（例: HTR は今では第 4 世代フレームワークに選ばれた 6 システムの一つである）。

知識の保存に関して、IRPhE [2]のような過去の実験のデータベース化の活動は、そこで使用された手法と QA 手順が、現在と将来の実験のデータベース化においても採用されるべきである、という NSC の勧告に結びついた。QA 手順がニーズと整合が取れていて、必要以上に面倒でないという条件のもとで、本専門家グループはこの勧告が正当であると認めている。明らかに、もし QA 手順がかなりの負担となれば、貢献の意欲を殺ぐ危険性がある。

専門家グループは、運転中の原子炉からのフィードバック、つまりナトリウム技術等とともに、照射後の MOX 燃料、炭化物、窒化物及び金属燃料に関する過去の実験結果の中に、豊富な情報資源が存在することに着目する。また、これらの資源は保存されるべきである。

若手研究者の基礎知識の蓄積に関して言えば、専門家グループは i) フランスとドイツの Frédéric Joliot/Otto Hahn の炉物理と核燃料システムに関する夏の学校[132]、ii) 世界原子力大学 [133]の設立を称賛する。これらの構想は促進されるべきである。

### 5.3. 中性子利用

現在は、既存施設が閉鎖による損失の危機にさらされる状況と歩調を合わせるように、新しい中性子散乱源の運用が開始されるという流れに向かっていているようである。しかしながら、少数の大型の線源への資源の集中が起ころうとしている。ESS が早期に建設されない限り[142]、必然的に本技術の中心は、ヨーロッパから北米や日本にシフトしてしまうであろう。

中性子回折と小角中性子散乱による構造・欠陥解析は、原子力技術分野の新しい工業材料の試験と開発という役目を継続すると期待される。歪スキャンと集合組織解析といった新興の急成長

分野は、より多くの支持者を引きつけるにつれ、その重要性が増していくものと期待される。一方、この分野での非弾性中性子散乱測定は、今後もあまり活発には行われないと考えられる。しかし、減速材挙動のモンテカルロ研究で使用される散乱核を測定するという重要な役割を果たすであろう。

燃料製造工程での中性子ラジオグラフィ技術の広範囲な適用により、非破壊診断手法の標準化が必要となってきた。中性子ラジオグラフィ施設は、ビーム品質、技術者、画像処理手法の標準化を検討するため、ASTMやISOのような標準化機関と連携すべきである。

位相差ラジオグラフィのような最近の中性子ラジオグラフィ手法の適用は、中性子散乱と中性子ラジオグラフィの相乗効果を生むことができ、このことは非常に幅広い中性子イメージ技術の実現に繋がる。

#### 5.4. ADS と核変換施設

従来の施設や ADS を用いた核変換技術は、全世界の持続可能な原子力エネルギーの開発にとって重要である。しかしながら ADS の技術的挑戦は幅広い分野に広がっている。したがって、体系的な実験活動を分担することが強く望まれる。MEGAPIE プロジェクト [160]は、この分野における国際協力の良い前例である。

ADS の国際的なロードマップは重要である。

原子力エネルギーシステムに適用する際の信頼性、制御性、経済性及び安全性を実証するためには、専用の実証用加速器を建設することが必要だと考えられている。そのような実証用加速器は、実験 ADS を実施するための未臨界炉との結合が考えられる。恐らく核融合エネルギー開発における ITER プロジェクトと類似の、国際的なプログラムが望ましいと考えられている。

実証施設に進む前に、原子力エネルギーシステム内の MA を取り扱うことと、陽子加速器と高速スペクトル炉を結合することの基本技術の構築が、実証施設システム設計の信頼性、安全性評価及び若い科学者と技術者の訓練を担保する上で極めて重要である。そのような視点から、日本の J-PARC に属する核変換実験施設 Transmutation Experimental Facility [158]は、国際的な枠組みでのもので重要な役割を果たすことが期待される。

MA と LLFP の材料特性データベースは、核変換システムの燃料設計にとって重要である。一つの施設に許可される材料の量的な制限と、その材料の希少性が、それらの材料の物理的・化学的測定を困難としている。以上から本専門家グループは、ホットセル研究施設 (ITU カールスルーエのマイナーアクチニド研究施設 (MA-Lab) [159]のような) が保存されることと、MA と LLFP の特性試験や核データ測定、炉物理実験のためのサンプルを入手する確実な方法が開発されるべきであることを勧告する。

最近の MEGAPIE [160]の活動において高出力 LBE ターゲットの実現可能性が実証され、その照射後試験は今後、貴重な知識を生み出すであろうが、現在のところ、材料照射試験データの状況は貧弱すぎて、窓型ターゲットの信頼性のある設計に利用することはできない。本専門家グループは、LBE の温度、酸素濃度、流速、さらにビーム密度、照射期間といった幅広い設計条件を網羅する材料特性データベースが用意されるべきであることを勧告する。

その他、窓無し設計条件が、主にヨーロッパ諸国において、慣性による LBE の自由表面を用いる手法で調査研究されている。しかしながら、高出力陽子ビームが入射される場合には、そのような自由表面の安定した制御は困難である。未臨界炉接続以前に、工学的な実現可能性を明らかにするために、ビームを使用しないモックアップ実験やメガワット級の実際の陽子ビームを用いた実証試験が必要だと考えられる。

本専門家グループは、ADS の未臨界炉心の一次系冷却材用に最もよく研究されてきた候補材料である、LBE の材料特性の世界的規格を構築するため、国際ベンチマーク実験が企画されるべきであることを勧告する。さらに、大型 LBE 冷却原子力システムを建設する前に、実際の原子炉容器の酸素制御実現可能性を確認するための積分テストが必要である。



LBE 冷却材の熱水力特性は実験研究により確認されるべきである。例えば、高速 LBE 流による炉心での材料の局所腐食の問題がある。熱交換器やポンプのような大型機器も LBE 用に開発が必要である。

## 5.5. 燃料

燃料開発と試験では試験用照射施設が不可欠である。それゆえ本専門家グループは、現存する主要な照射施設、すなわちハルデン炉や新型試験炉の寿命を延長すべきであることを勧告する。将来を見据えると、ジュールホロビッツ炉 (JHR) 共同活動 [94] の開発は特筆すべき点である。

IFPE データベース [84] は維持され、拡張されるべきである。

第 4 世代原子炉条件—高温、高中性子束、様々な冷却形式などに適応した新しい施設の開発が必要である。いくつかの具体的なループが既に開発中、試験中あるいは建設中であるが、高速スペクトル照射施設の必要性を強調すべきである。それは、第 4 世代高速炉の燃料研究で重要な位置を占めるものであるが、現時点では、そのような施設は不足している。加えて、燃料の研究開発は長期間にわたることを忘れてはならず、新燃料が使用可能であると品質認定されるまでに、代表的な条件での数多くの照射試験が必要である。

燃料自体に加えて、構造材も適切な中性子スペクトル、中性子束、温度、冷却材環境等で試験すべきである；3.6 節と 5.6 節を参照されたい。

HTGR の TRISO 被覆粒子燃料 (CFP) に関して、本専門家グループは、HTGR 安全性に対する燃料挙動の重要性、テストに要する時間が長いこと、及び燃料テストの費用を考慮して、国際協力を真剣に考慮すべきであるという SFEAR レポート [3] の勧告と同意見である。さらに本専門家グループは、現存する試験炉、すなわち CABRI, NSRR 及び ATR は、HTGR 燃料もテストする能力があることから、維持することが重要であると考えている。

ホットセルと照射後試験に関連して、本専門家グループは、燃料試験のためのホットセルの長期利用可能性が保証されるべきであることを勧告する。同様に、HOTLAB プロジェクト [208] の結論は注意深く考慮されるべきであり、特に、少なくとも今後 5 年間、本質的な変更は期待できないが、ホットセルの利用について言えば、長期になればなるほどその評価は難しくなる。世界的な開発状況の把握が必要である。

最後に、燃料サイクル化学に関して、本専門家グループは以下のように結論づけている。

- 提案された分離プロセスのパイロットプラント規模やそれに続く商用レベルの試験プラント規模へのスケールアップの段階で、相当の化学工学の活動が必要となる。
- マイナーアクチニド (MA) が取扱い可能な研究開発施設の所有は、P&T 指向の国々にとって、i) 遮蔽された施設で取り扱う MA の量の厳しい制限、ii) 建設コスト、の視点から決定的な要因となりつつある。
- 放射性分解に対する配位子の抵抗性を研究するための照射試験施設は、含水分離プロセスで使用される新しい有機試薬を開発するために重要である (例えば CEA マルクールの MARCEL)。多量のアクチニドを扱うことのできるアクチニド研究施設も、アルファ線分解の影響を研究するために必要である。
- 有機合成研究施設、分析化学研究施設、構造化学研究施設もまた、分離プロセスの開発にとって重要である。

## 5.6. 材料

本専門家グループは、施設は i) 材料照射; ii) モデル検証/材料の特性解析; iii) 材料試験の各分野をカバーすることが継続的に必要であると結論づけた。

材料試験炉 (MTR) とそれらの原子炉の関連施設が継続的に利用可能であるということは、原子炉や原子力科学の他の分野における材料研究にとって重要なポイントである、と認識されている。照射能力の範囲は、新たな原子炉型に関する要求が発展するにつれ、拡張される必要がある。

同様に、核破碎源や材料分析用原子炉のような大型施設の利用可能性も重要であると考えられている。核破碎源はまた、MTR として利用可能な施設と相補的な、材料照射用の中性子源として重要である。

## 5.7. 安全性

本報告書の安全性に関するセクションは、SFEAR レポート[3]を発行した CSNI との協力によるところが大きい。それゆえ、以下に記載する結論と勧告は本質的に SFEAR レポートと同じであり、詳細は参考文献を参照されたい。以下に示すのは要約であり、短期と長期の両方に言及している。

- ・ 施設保存に関する CSNI の活動は大型施設に焦点が置かれるべきである。ここでいう大型施設とは、廃止されることによりユニークな能力が失われ、現在の予算削減という風潮では、代わりとなる実質的な予算措置もない施設をいう。保存活動とはインフラの保守に必要な専門性、知識、能力及び人員を維持することを含む。（これまでの CSNI の活動により、いくつかの大型施設は過去 5 年間以上運転が継続されるようになり、そのことは現在の SFEAR の活動を助けている。しかしながら、多くの大型、高価でユニークな施設が今後 1~5 年以内の閉鎖の危機にさらされている。）
- ・ CSNI と CNRA の両組織は、以下の点を強調することで産業界の協力を促進すべきである。
  - i) 産業界の技術をサポートする十分なデータを開発する産業界の責任
  - ii) 共同研究の便益、
  - iii) 重要な研究インフラの保存の価値。
- ・ 各国にホットセルとオートクレーブは多数あるため、各国はこれら必要不可欠な施設の状況を把握し、重要なインフラの損失の恐れを CSNI に注意喚起するよう勧告された。
- ・ いくつかの安全性の課題には、関連研究の実施に必要な大型施設がない。しかるべき CSNI ワーキンググループが、これらの課題の解決をサポートするための、そのような施設が必要かを否か評価すべきである。

### 短期

CSNI が重要な施設の差し迫った閉鎖の危機による損失を防ぐためにとるべき短期的活動に対して、以下の勧告がなされた。

- ・ 熱水力学の分野では、PANDA と PUMA がここ 1、2 年のうちに閉鎖の危機にある。これらの施設はユニークで高コストであり、少なくともどちらかの施設は維持されるべきである。さらなる議論と優先権の問題は SFEAR レポート[3]を参考のこと。
- ・ シビアアクシデントの分野では、BWR、PWR、VWVER 及び ALWR の以下の安全性課題の解決に貢献する多くの施設が、短期間のうちに閉鎖される危機にある
  - 炉心溶解前状態
  - 可燃ガス制御
  - 過加熱炉心冷却
- ・ SFEAR レポートは、建替えのコスト、高相対順位及び高汎用性を考慮して、3 施設は保全されるべきだと勧告している。
- ・ 他の技術的分野（燃料、装置と構造の健全性）では、短期の CSNI 活動は勧告されていない。
- ・ SFEAR レポートは、上記の勧告の実施が、この分野の他の研究グループを引き込める十分な資源をもち、かつ加盟国の課題・関心に応えられる実験プログラムを提案できるホスト国の関心と実行しようという意欲に左右される、と認識している。

## 長期

- ・ 長期的な勧告は、CSNI が研究施設インフラの保存のための方策を実施することである。その方策は、ユニークで汎用的、かつ建替えが難しい施設を保存することを基本とする。  
(与えられた検討課題との整合を考慮して、この勧告は現在運用中の LWR 及び PHWR、将来認可される ALWR と APHWR に適用されることを基本としている)。この方策は短期、長期の優先順位、保存費用、他のプログラムの廃止や施設の閉鎖があった場合の影響による、施設の価値の実質的損失、及びこの施設を廃止した場合の対応計画の検討を含むべきである。
- ・ 結論と勧告に達するために SFEAR レポートが評価した項目は、将来の共同研究プロジェクトを事前評価し、開始するための長期的方策の開発に有効である。それらは以下の項目を含む：
  - 施設の運用及び建替えコスト
  - 有効な実験プログラムを策定する能力
  - 長期にわたる資源の維持と優先順位
  - 産業界の参加
  - ホスト国の長期計画とそれへの関与
- ・ 重要な研究施設インフラの必要性の表が、SFEAR レポートに与えられている。これらの施設はユニークで代替がなく、高度な技術の重要性が認識されているものである。CSNI は、長期的な視点でこれらの施設の状況を把握し、各原子炉型に対して重要な研究インフラの必要性を満たす、重要な施設が利用可能であることを担保すべきである、と勧告された。加えて、新しい原子炉と技術に対して、CSNI は共同研究活動を促進、企画する積極的な立場を取るべきである。そのことがインフラの保存に貢献することになる。先述の短期の勧告に関しては、どの施設を保存するかは、ホスト国の関心が重要な要因となるであろう。

## 5.8. 原子力及び放射化学研究

本専門家グループは、統合ホットセル研究施設（例えば、ITU カールスルーエのマイナーアクチニド研究所(MA-Lab)）は、アクチニド化合物の基礎的な物理化学特性の測定のために存続すべきであることを勧告する。

また、本専門家グループは、大学が所有するホットセルとグローブボックスは、教育上重要なツールであると考えます。それゆえ、本専門家グループは ACTINET の共同施設のようなネットワークを、効率的な施設共用の重要な方法として、また国際協力を促進するため重要な方法として推奨する。

本専門家グループは、例えばプルトニウムサンプルの測定のための SSRL 等、放射性物質サンプルを測定する能力のあるシンクロトロン照射施設は、存続すべきであると確信する。さらに、将来的には、使用済燃料のアクチニドと LLFP の特性を、直接 X 線吸収スペクトロスコピーで測定したいという要求がある。SOLEIL の MARS のような特別なビームラインが高放射性サンプルの測定には必要である。

## 5.9. 様々な施設

水素製造のための核熱利用に関して、本専門家グループは、【第 3 回原子力水素製造に関する情報交換会合】Third Information Exchange Meeting on the Nuclear Production of Hydrogen in October 2005 [19]で発せられた、今後の国際的協力の勧告に同意する。また、化学及び原子力施設がお互いに危険をもたらさないことを担保する安全上の課題を考慮する必要性がある点を支持する。

本専門家グループは以下の分野での協力の必要性を表明する： i)安全性；ii)材料及び化学特性測定と検証；iii) 構造材、電極、触媒を含む材料開発；iv) 先進的製造技術、及び施設がその関連情報を明らかに示す必要性を強調する事、等である。

本専門家グループは、シミュレーションと高性能計算インフラに関して、高性能なコンピュータがその他の多くの分野と同様に、原子力科学技術に関する研究開発インフラにおいても、いかに重要な部分を担うようになっているかを強調する。

本専門家グループは、計算スピードの向上に加え、新しいアルゴリズムの開発、新しいマルチプロセッサのコンピュータプラットフォームの十分な活用に資源を傾けることで、さらなる成果が達成できるはずであることを示唆する。特に、原子炉の設計、安全及び運転に要求される物理公式の新しい解析手法が開発される必要がある。それはこれまで以上に洗練された解析モデルを使用できる可能性を開き、それゆえ、現在ではもはや正当化できない様な近似を排除できる可能性もある。原子力科学で最近の開発が進む分野は以下の通りである：

- ・ 熱水力と核物理の結合
- ・ 原子炉内実験の解釈
- ・ 結果のよりよい利用、よりよい信頼区間の導出、及び高速可視化による理解の改善を目的とした大容量データの効率よいデータマイニング。

本専門家グループは、原子力技術分野の計算手法の革新は便益をもたらすと結論づける。

## 5.10. その他の勧告

RTFDB データベースの作成は成功裏に終了し、ウェブ上への登録も終了した。本専門家グループは、このデータベースは現在のレビューを行うのに大変有効なツールであると確信している。本専門家グループはまた、これはすでに世界的なサイエンスコミュニティのために価値ある情報源になったと信じており、それゆえ NSC に対して、将来にわたり RTFDB を最新情報に更新し、また拡張していくことを促すものである。これは、NEA が定期的に原子力施設、特に失う恐れの高い分野の状況をレビューする際に、望ましくない傾向を把握し、かつ意見を述べるための助けとなる。

## 参考文献

1. OECD/Nuclear Energy Agency (2003), Research and Development Needs for Current and Future Nuclear Energy Systems, ISBN 92-64-02159-0, [www.nea.fr/html/science/docs/pubs/nea5188-research-needs.pdf](http://www.nea.fr/html/science/docs/pubs/nea5188-research-needs.pdf)  
(French version: NEA No. 6051, ISBN 92-64-02291-0).
2. NEA (2008), International Reactor Physics Benchmark Experiments (IRPhE) Project, [www.nea.fr/html/dbprog/IRPhE-latest.htm](http://www.nea.fr/html/dbprog/IRPhE-latest.htm).
3. NEA/CSNI (2007), Support Facilities for Existing and Advanced Reactors (SFEAR), Report of the Senior Group of Experts on Nuclear Safety Research (SESAR), NEA/CSNI/R(2007)6, ISBN 978-92-64-99005-0, [www.nea.fr/html/nsd/docs/2007/csni-r2007-6.pdf](http://www.nea.fr/html/nsd/docs/2007/csni-r2007-6.pdf).
4. European Parliament (2007), Non-legislative resolution 24/10/2007, [www.europarl.europa.eu/oeil/file.jsp?id=5479402](http://www.europarl.europa.eu/oeil/file.jsp?id=5479402).
5. IAEA Power Reactors Information System, [www.iaea.org/programmes/a2/index.html](http://www.iaea.org/programmes/a2/index.html).
6. NEA (2008), Facts and Figures, [www.nea.fr/general/facts/](http://www.nea.fr/general/facts/).
7. World Nuclear Association (2007), *Nuclear Power in the World Today*, June, [www.world-nuclear.org/info/inf01.html](http://www.world-nuclear.org/info/inf01.html).
8. World Nuclear Association (2008), World Nuclear Power Reactors 2007-08 and Uranium Requirements, September, [www.world-nuclear.org/info/reactors.htm](http://www.world-nuclear.org/info/reactors.htm).
9. Global Nuclear Energy Partnership (GNEP), [www.gneppartnership.org/](http://www.gneppartnership.org/).
10. Generation IV International Forum (GIF), [www.gen-4.org/index.html](http://www.gen-4.org/index.html).
11. MONJU Reactor, JAEA, Japan, [www.jaea.go.jp/04/monju/index.html](http://www.jaea.go.jp/04/monju/index.html) and [www.jaea.go.jp/04/monju/EnglishSite/index.html](http://www.jaea.go.jp/04/monju/EnglishSite/index.html).
12. International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP), <http://icsbep.inel.gov/> and [www.nea.fr/html/science/wpncs/icsbep/](http://www.nea.fr/html/science/wpncs/icsbep/).
13. NEA (2008), *Radiation Shielding Experiments Database* (Shielding INtegral Benchmark Archive Database - SINBAD), [www.nea.fr/html/science/shielding/index.html](http://www.nea.fr/html/science/shielding/index.html) and [www.nea.fr/html/science/shielding/sinbad/sinbadis.htm](http://www.nea.fr/html/science/shielding/sinbad/sinbadis.htm).
14. The Nuclear Centres of Competence Database (NuCoC), part of the “ODIN” Online Database Information Network, European Commission, JRC, <https://odin.jrc.ec.europa.eu/nuclear-databases.html>.
15. IAEA Fast Reactor Database (FRDB), [www.iaea.org/inisnkm/nkm/aws/frdb/index.html](http://www.iaea.org/inisnkm/nkm/aws/frdb/index.html).
16. IAEA Database on Accelerator Driven Systems (ADS) and Partitioning and Transmutation (P&T) related R&D issues, <http://www-adsdb.iaea.org/index.cfm> (Guest Login available).
17. NuPECC Handbook 2004, Fifth Edition, Sponsored by CEC DGXII under Contract Number HPRI-CT-1999-40004, [www.nupecc.org/pub/hb04/hb\\_nov05.pdf](http://www.nupecc.org/pub/hb04/hb_nov05.pdf).

18. Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies, 2007 Edition, OECD/NEA Nuclear Science Committee Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle Working Group on Lead-bismuth Eutectic, ISBN 978-92-64-99002-9.
19. NEA Nuclear Science Committee: The Third Information Exchange Meeting on the Nuclear Production of Hydrogen, Oarai, Japan, 5-7 October 2005, Session Summaries, [Co-organised by the Japan Atomic Energy Agency] ISBN: 9789264026292
20. “Nuclear Research Reactors in the World), the IAEA Research Reactors Database, [www.iaea.org/worldatom/rrdb/](http://www.iaea.org/worldatom/rrdb/).
21. The European Radiation Dosimetry Group, [www.eurados.org/](http://www.eurados.org/).
22. IUPAP, *Research Facilities in Nuclear Physics: A Worldwide Overview of Research Facilities in Nuclear Physics*, Report 41, [www.jlab.org/~sbrown/Handbook\\_rev3.pdf](http://www.jlab.org/~sbrown/Handbook_rev3.pdf).
23. NEA (2008), “Research and test facilities database (RTFDB)” (Database program developed by Visible Information Center (VIC), Japan, under contract with the NEA.), [www.nea.fr/rtfdb/](http://www.nea.fr/rtfdb/).
24. Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation (WPEC), [www.nea.fr/html/science/wpec/index.html](http://www.nea.fr/html/science/wpec/index.html).
25. EXFOR: Experimental Nuclear Reaction Data Retrievals, [www.nea.fr/html/dbdata/x4/welcome.html](http://www.nea.fr/html/dbdata/x4/welcome.html), [www.nndc.bnl.gov/exfor3/exfor00.htm](http://www.nndc.bnl.gov/exfor3/exfor00.htm).
26. NEA, Nuclear Data Request List, [www.nea.fr/html/dbdata/hpr1/](http://www.nea.fr/html/dbdata/hpr1/).
27. Evaluated Nuclear Structure Data File (ENSDF), NNDC, Brookhaven National Laboratory, [www.nndc.bnl.gov/ensdf/](http://www.nndc.bnl.gov/ensdf/).
28. Baeten, P., *et al.* (2007), “The ‘GUINEVERE’ project at the VENUS facility”, *Proceedings of the 5th International Workshop on the Utilisation and Reliability of High-power Proton Accelerators (HPPA-5)*, Mo1, [www.nea.fr/html/science/hpa5/index.html](http://www.nea.fr/html/science/hpa5/index.html), Published: April 2008, NEA#06259, ISBN: 978-92-64-04478-4, [www.nea.fr/html/pub/ret.cgi?div=SCI-DB#6259](http://www.nea.fr/html/pub/ret.cgi?div=SCI-DB#6259).
29. EOLE Reactor, CEA, Cadarache, France, <http://www-ist.cea.fr/public/cea/exl-php/200700000370-the-place-of-eole-minerve-and-masurca-facilities-in-the-r-d-and-training-activit.html>.
30. MASURCA Reactor CEA, Cadarache, France, Fougeras, P., *et al.* (2005), “The Place of EOLE, MINERVE and MASURCA Facilities in the R&D Activities of the CEA”, *International Group on Research Reactors (IGORR 10)*, Gaithersburg, MD, USA, 12-16 September, [www.ncnr.nist.gov/trtr2005/Proceedings/Fougeras%20-%20EOLE%20MINERVE%20MASURCA%20paper.pdf](http://www.ncnr.nist.gov/trtr2005/Proceedings/Fougeras%20-%20EOLE%20MINERVE%20MASURCA%20paper.pdf) and [www.ncnr.nist.gov/trtr2005/Proceedings/Fougeras%20-%20EOLE%20MINERVE%20MASCURA.pdf](http://www.ncnr.nist.gov/trtr2005/Proceedings/Fougeras%20-%20EOLE%20MINERVE%20MASCURA.pdf).
31. MINERVE Reactor, CEA, Cadarache, France, <http://www-ist.cea.fr/public/cea/exl-php/200700000370-the-place-of-eole-minerve-and-masurca-facilities-in-the-r-d-and-training-activit.html>.
32. The PROTEUS Project, Paul Scherrer Institute, Switzerland, <http://proteus.web.psi.ch/>.
33. Fast Critical Assembly (FCA), JAEA, Japan, [www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html](http://www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html).
34. Institut Laue-Langevin (ILL), Grenoble, France, [www.ill.eu/](http://www.ill.eu/).
35. Marie, F., *et al.* (2006), “Thermal Neutron Capture Cross-section Measurements of  $^{243}\text{Am}$  and  $^{242}\text{Pu}$  Using the New Mini-INCA and  $\gamma$ -spectroscopy station”, *Nucl. Instr. Meth.*, Section A, Vol. 556, pp. 547-555.
36. Armbruster, P. *et al.* (1976), “The Recoil Separator Lohengrin: Performance and Special Features for Experiments”, *Nucl. Instr. Meth.*, Vol. 139, pp. 213-222.
37. Oak Ridge Electron Linear Accelerator (ORELA), Oak Ridge, USA, [www.phy.ornl.gov/nuclear/orela/](http://www.phy.ornl.gov/nuclear/orela/).

38. The linear electron accelerator facility, GELINA, at IRMM Geel, Belgium, <http://ec.europa.eu/dgs/jrc/index.cfm?id=1450>.
39. Electron Linear Accelerator, Kyoto University Research Reactor Institute, Japan, [www.rrri.kyoto-u.ac.jp/en/LF/index.html](http://www.rrri.kyoto-u.ac.jp/en/LF/index.html).
40. Gaerttner Linear Accelerator (LINAC) Laboratory, Rensselaer Polytechnic Institute (RPI), USA, [www.linac.rpi.edu/](http://www.linac.rpi.edu/).
41. Kim, G., *et al.* (2002), “Measurement of Photoneutron Spectrum at Pohang Neutron Facility”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, Section A, Vol. 485, Issue 3, 458-467, and Kim, G., *et al.* (2003), “Measurement of Neutron Total Cross-section of Dy at Pohang Neutron Facility”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 30, Issue 11, pp. 1123-1134.
42. Los Alamos Neutron Science Center (LANSCE), Los Alamos National Laboratory, USA, <http://lansce.lanl.gov/>.
43. n\_TOF at CERN, Geneva, Switzerland, <http://pceet075.cern.ch/>.
44. Escher, J., *et al.* (2005), “The Surrogate Method - An Indirect Approach to Compound-Nucleus Reactions”, *21st Winter Workshop on Nuclear Dynamics*, Breckenridge, CO, USA, UCRL-PROC-211557.
45. Jurado, B., *et al.* “Fission Cross-sections Measurements via the Surrogate Reaction Method”, <http://cnr07.llnl.gov/talks/Jurado2.pdf>.
46. Cramer, J.D. and H.C. Britt (1970), “Neutron Fission Cross-sections for  $^{231}\text{Th}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{237}\text{U}$ ,  $^{239}\text{U}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ , and  $^{243}\text{Pu}$  from 0.5 to 2.25 MeV Using (t,pf) Reactions”, *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 41, pp. 177-187.
47. Facility for Antiproton and Ion Research (FAIR): “Electron-Ion Scattering in a Storage Ring (eA collider)” (ELISE), GSI, Darmstadt, Germany, [www.gsi.de/fair/experiments/elise/](http://www.gsi.de/fair/experiments/elise/).
48. Neutrons for Science (NFS) at SPIRAL2, GANIL, Caen, France  
<http://spiral2ws.ganil.fr/2004/nfs/>  
[http://irfu.cea.fr/en/Phocea/Vie\\_des\\_labos/Ast/ast\\_technique.php?id\\_ast=2216](http://irfu.cea.fr/en/Phocea/Vie_des_labos/Ast/ast_technique.php?id_ast=2216).
49. The Joint Evaluated Fission and Fusion (JEFF) project, [www.nea.fr/html/dbdata/projects/nds\\_jef.htm](http://www.nea.fr/html/dbdata/projects/nds_jef.htm).
50. JENDL: Japanese Evaluated Nuclear Data Library, <http://wwwndc.jaea.go.jp/index.html>.
51. The Cross-section Evaluation Working Group (CSEWG), [www.nndc.bnl.gov/csewg/](http://www.nndc.bnl.gov/csewg/).
52. BROND database, Russia, [www.ippe.obninsk.ru/podr/cjd/page4\\_cjd.html](http://www.ippe.obninsk.ru/podr/cjd/page4_cjd.html).
53. CENDL, Chinese Nuclear Data Centre (1991), see: “A Brief Description of the Second Version of the Chinese Evaluated Nuclear Data Library CENDL-2”, Communication of Nuclear Data Progress No. 6 [same as report INDC(CPR)-25] Beijing, China. Summary documentation by Liang Qichang, H.D. Lemmel (Ed.), report IAEA-NDS-61 Rev. 3, 1996. See also: <http://www-nds.iaea.org/reports/nds-061.pdf>.
54. IAEA Nuclear Data Services, <http://www-nds.iaea.org/>.
55. FENDL, Fusion Evaluated Nuclear Data Library, <http://www-nds.iaea.org/fendl21/>.
56. NEA Data Bank, [www.nea.fr/html/databank/](http://www.nea.fr/html/databank/).
57. National Nuclear Data Center (NNDC), Brookhaven, USA, [www.nndc.bnl.gov/](http://www.nndc.bnl.gov/).
58. Russian Nuclear Data Center [Center Jadernykh Danykh - (CJD)], Institute of Physics and Power Engineering, Obninsk, Russia, [www.ippe.obninsk.ru/](http://www.ippe.obninsk.ru/) and [www.ippe.obninsk.ru/podr/cjd/index.html](http://www.ippe.obninsk.ru/podr/cjd/index.html).
59. Nuclear Reaction Data Centres Network (NRDC), [www-nds.iaea.org/nrdc/](http://www-nds.iaea.org/nrdc/), see also [www.nea.fr/html/dbdata/projects/nrdc.html](http://www.nea.fr/html/dbdata/projects/nrdc.html).

60. Rowlands, J.L. and Ph. Bioux (1996), “Overview of Nuclear Data Measurement Facilities in OECD Countries”, *Proceedings of an ENS Class 1 Topical Meeting: Research Facilities for the Future of Nuclear Energy (Physics, Design and Safety)*, Brussels, Belgium, 4–6 June.
61. Salvatores, M. (2006), “Advanced Fuel Cycles and R&D Needs in the Nuclear Data Field”, *Nuclear Physics and Related Computational Science R&D for Advanced Fuel Cycle Workshop*, Bethesda, Maryland, USA, 10–12 August, [www-fp.mcs.anl.gov/nprcsaf/Presentations/WORKSHOP\\_DOE1\\_Salvatores-1.pdf](http://www-fp.mcs.anl.gov/nprcsaf/Presentations/WORKSHOP_DOE1_Salvatores-1.pdf).
62. OECD/NEA Press Release 14 November 2007, referring to the Statement by the Nuclear Energy Agency Steering Committee for Nuclear Energy regarding “A Government Role in Ensuring Qualified Human Resources in the Nuclear Field”, 18 October 2007, [www.nea.fr/html/general/press/2007/2007-05.html](http://www.nea.fr/html/general/press/2007/2007-05.html).
63. NEA, Nuclear Data Services, JEFF and EFF projects, [www.nea.fr/html/dbdata/projects/nds\\_jef.htm](http://www.nea.fr/html/dbdata/projects/nds_jef.htm).
64. The ITER Project, [www.iter.org/](http://www.iter.org/).
65. The IFMIF Project, [www.frascati.enea.it/ifmif/](http://www.frascati.enea.it/ifmif/).
66. Nuclear Physics European Collaboration Committee (NuPECC) Roadmap, [www.nupecc.org/nupecc/pub/NuPECC\\_Roadmap.pdf](http://www.nupecc.org/nupecc/pub/NuPECC_Roadmap.pdf).
67. NEA, PBMR Coupled Neutronics/Thermal-hydraulics Transients Benchmark – The PBMR-400 Core Design, [www.nea.fr/html/science/wprs/pbmr400/index.html](http://www.nea.fr/html/science/wprs/pbmr400/index.html).
68. JOYO Reactor, JAEA, Japan, [www.jaea.go.jp/04/o-arai/joyo/](http://www.jaea.go.jp/04/o-arai/joyo/).
69. Gen IV International Forum, Annual Report 2007, [www.gen-4.org/PDFs/annual\\_report2007.pdf](http://www.gen-4.org/PDFs/annual_report2007.pdf).
70. Experimental Technology Demonstration Reactor (ETDR); see within the Gas-cooled Fast Reactor (GFR) system page of the GIF website, [www.gen-4.org/Technology/systems/gfr.htm](http://www.gen-4.org/Technology/systems/gfr.htm).
71. “Framework for Nuclear Energy Policy”, Japan Atomic Energy Commission, [www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/tyoki\\_e.htm](http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/tyoki_e.htm) and [www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/taikou/kettei/eng\\_ver.pdf](http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/taikou/kettei/eng_ver.pdf).
72. “Fast Reactor Cycle Technology Development” (FaCT Project), in Okazaki, T. (2007), Peaceful Use of Nuclear Energy and Efforts to Ensure with Compatibility with Nuclear Non-proliferation, JAEA Symposium, Tokyo, 4 October, [www.jaea.go.jp/04/np/documents/sym07\\_okazaki01\\_E.pdf](http://www.jaea.go.jp/04/np/documents/sym07_okazaki01_E.pdf).
73. EU FP6 Sustainable Nuclear Fission Technology Platform (SNF-TP), [http://cordis.europa.eu/fetch?CALLER=FP6\\_PROJ&ACTION=D&DOC=2&CAT=PROJ&QUERY=1204279929097&RCN=80045](http://cordis.europa.eu/fetch?CALLER=FP6_PROJ&ACTION=D&DOC=2&CAT=PROJ&QUERY=1204279929097&RCN=80045).
74. Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNE-TP), [www.snetp.eu](http://www.snetp.eu).
75. Khalil, H.S. (2004), The 2004 Frédéric Joliot & Otto Hahn Summer School, August, Cadarache, France.
76. MacDonald, P.E. and H.L. Brey, (2004), The 2004 Frédéric Joliot & Otto Hahn Summer School, August 2004, Cadarache, France.
77. US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum (2002), “A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems”, GIF002-00, see also: [www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf](http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf).
78. Cinotti, L., *et al.* (2006), “LFR ‘Lead-cooled Fast Reactor’”, *FISA 2006*, Kirchberg, Luxembourg, UCRL-CONF-221396, <https://e-reports-ext.llnl.gov/pdf/333789.pdf>.
79. Sienicki, J.J. and A.V. Moiseyev (2005), “SSTAR Lead-cooled, Small Modular Fast Reactor for Deployment at Remote Sites – System Thermal Hydraulic Development”, *Proceedings of ICAPP ’05*, Seoul, Korea, 15–19 May, Paper 5426, <https://www.llnl.gov/str/JulAug04/Smith.html>.



80. Assessment of LIquid Salts for Innovative Applications (ALISIA), 6<sup>th</sup> Framework Programme, [www.fzd.de/db/Cms?p0id=23441](http://www.fzd.de/db/Cms?p0id=23441).
81. Van Goethem, Georges (2007), “EURATOM Research and Training in Innovative Fuels and Materials (Generation IV)”, *High Performance Light Water Reactor Information Exchange Meeting*, CEA Cadarache, France, September 2007, [www.hplwr.eu/public/Conferences/CEA\\_Sep\\_2007/IEM-EC-EuratomResearch\\_Training-vanGoethem.pdf](http://www.hplwr.eu/public/Conferences/CEA_Sep_2007/IEM-EC-EuratomResearch_Training-vanGoethem.pdf).
82. NEA, Thermochemical Database (TDB) Project, [www.nea.fr/html/dbtdb/](http://www.nea.fr/html/dbtdb/).
83. NEA, Expert Group on Reactor Stability and LWR Transient Benchmarks, [www.nea.fr/html/science/egrsltb/](http://www.nea.fr/html/science/egrsltb/).
84. NEA, International Fuel Performance Experiments (IFPE) Database, [www.nea.fr/html/science/fuel/ifpelst.html](http://www.nea.fr/html/science/fuel/ifpelst.html).
85. International Group on Research Reactors (IGORR), [www.igorr.com/](http://www.igorr.com/).
86. IAEA Division of Physical and Chemical Sciences, “Research Reactors Worldwide”, [www-naweb.iaea.org/naweb/physics/ACTIVITIES/Research\\_Reactors\\_Worldwide.htm](http://www-naweb.iaea.org/naweb/physics/ACTIVITIES/Research_Reactors_Worldwide.htm)
87. World Nuclear Association (2007), “Research Reactors”, August, [www.world-nuclear.org/info/inf61.html](http://www.world-nuclear.org/info/inf61.html).
88. Gabaraev, B.A. and V.L. Aksenov (2006), “Final Document of the International Conference ‘Research Reactors in the 21st Century’”, 20-23 June, Moscow, NIKIET (N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering), [www.nikiet.ru/eng/conf/reactorxxi-2006/final\\_document.pdf](http://www.nikiet.ru/eng/conf/reactorxxi-2006/final_document.pdf).
89. International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization, 5-9 November 2007, Sydney, Australia, Organised by the IAEA, [www.iaea.org/NewsCenter/News/2007/confsydney.html](http://www.iaea.org/NewsCenter/News/2007/confsydney.html).
90. International Conference on Research Reactor (Utilization, Safety, Decommissioning, Fuel and Waste Management), 10-14 November 2003, Santiago, Chile, Organised by the IAEA, [www.iaea.org/NewsCenter/News/2003/reactors20031117.html](http://www.iaea.org/NewsCenter/News/2003/reactors20031117.html).
91. R2 Reactor closure; see “Hot Spring for the R2”, Studsvik NEWS, June 2005, [www.studsvik.se/files/StudsvikNewsJune2005\\_en.pdf](http://www.studsvik.se/files/StudsvikNewsJune2005_en.pdf).
92. Yuan Luzheng, Ke Guotu, Jin Huajin (2007), “Brief Description to Design Characteristics of CARR”, China Institute of Atomic Energy, Beijing, RRFM/IGORR Joint Meeting, Lyon, France, 11-15 March.
93. OPAL reactor, ANSTO, Australia, [http://www.ansto.gov.au/discovering\\_ansto/anstos\\_research\\_reactor](http://www.ansto.gov.au/discovering_ansto/anstos_research_reactor).
94. Jules Horowitz Reactor, Cadarache, France, [http://ec.europa.eu/research/energy/euratom/index\\_en.cfm](http://ec.europa.eu/research/energy/euratom/index_en.cfm) and [www.cad.cea.fr/rjh/index.html](http://www.cad.cea.fr/rjh/index.html).
95. Thematic network FEUNMARR (Future European Union Needs in Material Research Reactors, November 2001-October 2002), <http://cordis.europa.eu/documents/documentlibrary/66627241EN6.pdf>.
96. China Advanced Research Reactor (CARR) reactor, China Institute of Atomic Energy, China, [http://neutron.neutron-eu.net/n\\_about/n\\_neutrons\\_for\\_the\\_future/china](http://neutron.neutron-eu.net/n_about/n_neutrons_for_the_future/china). Shen, W.Q. (2007), *J. Phys. G: Nucl. Part. Phys.*, Vol. 34, S173-S179.
97. Chinese Experimental Fast Reactor (CEFR), CIAE, China Institute of Atomic Energy, China, World Nuclear Association (2008), “Nuclear Power in China”, September, [www.world-nuclear.org/info/inf63.html](http://www.world-nuclear.org/info/inf63.html).

98. PIK Reactor, Petersburg Nuclear Physics Institute, Russia,  
[www.nikiet.ru/eng/conf/reactorxxi-2006/final\\_document.pdf](http://www.nikiet.ru/eng/conf/reactorxxi-2006/final_document.pdf).
99. World Nuclear News (2008), “AECL Halts Development of MAPLE Project”, 19 May,  
[www.world-nuclear-news.org/NW-AECL\\_halts\\_development\\_of\\_MAPLE\\_project-1905082.html](http://www.world-nuclear-news.org/NW-AECL_halts_development_of_MAPLE_project-1905082.html). See also  
[www.aecl.ca/NewsRoom/News/Press-2008/080516.htm](http://www.aecl.ca/NewsRoom/News/Press-2008/080516.htm).
100. Japan Materials Testing Reactor (JMTR), JAEA, Japan, [http://jmtr.jaea.go.jp/index\\_main.html](http://jmtr.jaea.go.jp/index_main.html).
101. Pallas, NRG Petten, Netherlands, [www.nrg-nl.com/docs/newreactor/pallas\\_leaflet2\\_eng.pdf](http://www.nrg-nl.com/docs/newreactor/pallas_leaflet2_eng.pdf) and  
[www.pallasreactor.eu/](http://www.pallasreactor.eu/).
102. Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications (MYRRHA), SCK•CEN, Belgium,  
[www.sckcen.be/myrrha/](http://www.sckcen.be/myrrha/).
103. Advanced Test Reactor (ATR), Idaho National Laboratory, USA,  
<http://nuclear.inl.gov/atr/index.shtml>.
104. High Flux Isotope Reactor (HFIR), ORNL, USA, <http://neutrons.ornl.gov/facilities/HFIR/>.
105. Phénix Reactor, CEA, France,  
[www.valrho.cea.fr/scripts/home/publigen/content/templates/show.asp?P=120&L=FR&ITEMID=11](http://www.valrho.cea.fr/scripts/home/publigen/content/templates/show.asp?P=120&L=FR&ITEMID=11).
106. BOR-60 Reactor, Russian Federation, <http://www.niiar.ru/?q=en/about>.
107. Fast Breeder Test Reactor (FBTR), India, [www.igcar.ernet.in/igc2004/romg/fbtrintro.htm](http://www.igcar.ernet.in/igc2004/romg/fbtrintro.htm).
108. BN-800 Reactor, Russian Federation, V.B. Ivanov, “Reactor BN-800: The Purposes of its Construction and Use”, Presentation to US Congressional staff, 19 October 2006,  
<http://cstsp.aaas.org/files/ivanov.pdf>.
109. Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR), India,  
[www.igcar.ernet.in/igc2004/reg/homepage/PFBR\\_paper.pdf](http://www.igcar.ernet.in/igc2004/reg/homepage/PFBR_paper.pdf)  
[www.world-nuclear.org/info/inf53.html](http://www.world-nuclear.org/info/inf53.html).
110. KALIMER Reactor, Korea, World Nuclear Association, “Nuclear Power in Korea” September 2007,  
[www.world-nuclear.org/info/inf81.html](http://www.world-nuclear.org/info/inf81.html). See also  
<http://ehome.kaeri.re.kr/snsd/eng/organization/organization.htm>.
111. World Nuclear News (2007), 18 April, <http://www.world-nuclear-news.org/>.
112. Atalante (ATelier Alpha et Laboratoires pour ANalyses, Transuraniens et Etudes de retraitement), CEA Marcoule, France,  
<http://www-marcoule.cea.fr/scripts/home/publigen/content/templates/show.asp?P=172&L=FR&ITEMID=15>.
113. Global Actinide Cycle International Demonstration (GACID) within: Carré, F. (2007), “The Nuclear Fuel Cycle: Key to Generation IV Nuclear Energy Systems’ Sustainability and Transition from LWRs”, ANS Annual Meeting, Boston, June,  
[http://web.mit.edu/nse/pdfs/07\\_ansannualmtg/ANS\\_07%20\(Carre\).pdf](http://web.mit.edu/nse/pdfs/07_ansannualmtg/ANS_07%20(Carre).pdf).
114. US Office of Science and Technology Policy Interagency Working Group on Neutron Science (2002), “Report on the Status and Needs of Major Neutron Scattering Facilities and Instruments in the United States”, June, [www.ostp.gov/galleries/Issues/NeutronIWGReport.pdf](http://www.ostp.gov/galleries/Issues/NeutronIWGReport.pdf).
115. IAEA Fast Reactor Data Base, (2006) IAEA-TECDOC-1531 [supersedes IAEA-TECDOC-866 (1996)]  
[www.iaea.org/inisnkm/nkm/aws/frdb/index.html](http://www.iaea.org/inisnkm/nkm/aws/frdb/index.html).
116. Rive, D. (2007), “Periodic Safety Review Management for French Research Reactors”,  
*International Conference on Research Reactors*, Sydney, 5–9 November.
117. TRIGA Reactor, ENEA, Italy, [www.triga.enea.it/TRIGA/Eng/index\\_eng.htm](http://www.triga.enea.it/TRIGA/Eng/index_eng.htm).

118. Sakurai, K. and S. Okajima (2002), “Adjustment of Total Delayed Neutron Yields of  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  by Using Results of In-pile Measurements of Effective Delayed Neutron Fraction”, *Proceedings of International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology; Reactor Physics, Safety and High-performance Computing (PHYSOR 2002)*, (CD-ROM), Seoul, Korea, 7-10 October.
119. Tank Type Critical Assembly (TCA), JAEA, Japan, [www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html](http://www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html).
120. Nuclear Ship: MUTSU, Japan, <http://jolifukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/tayu/ACT98E/05/0505.htm>.
121. Static Experimental Critical Facility (STACY), JAEA, Japan, [www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html](http://www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html).
122. Transient Experiment Critical Facility (TRACY), JAEA, Japan, [www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html](http://www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html).
123. Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL), Japan, [www.jnfl.co.jp/english/index.html](http://www.jnfl.co.jp/english/index.html).
124. Kyoto University Critical Assembly (KUCA), Japan, [www.rrl.kyoto-u.ac.jp/CAD/english/index.htm](http://www.rrl.kyoto-u.ac.jp/CAD/english/index.htm).
125. Kumatori Accelerator-driven Reactor Test Facility (KART), Kyoto University, Kumatori, Japan, [www.rrl.kyoto-u.ac.jp/KART/en/](http://www.rrl.kyoto-u.ac.jp/KART/en/).
126. MONJU Reactor, “Schedule of System Start-up Test (SST) & Refueling”, JAEA, Japan, [www.jaea.go.jp/04/monju/EnglishSite/contents03/contents03.html](http://www.jaea.go.jp/04/monju/EnglishSite/contents03/contents03.html).
127. Smirnov, V.P., *et al.* (2000), “Experimental Research Results in Support of the Behaviour of the High Burn-up Fuel Rods in PWR LOCA Conditions”, *6th Russian Conference on Reactor Material Science*, Dimitrovgrad, 11-15 September (in Russian), [www.niar.ru/?q=en/about](http://www.niar.ru/?q=en/about). See also Grachyov, A.F., *et al.* (2005), “Complex of Measures on Refurbishment and Extension of MIR Reactor Operation”, *Proceedings of Rosatom meeting “Use and Operation of Research Reactors”*, Vol. 1, p. 240, Dimitrovgrad, referenced in European Nuclear Society, RRFM 2006, Transactions, Session 4, International Topical Meeting Research Reactor Fuel Management, Sofia, April 2006, [www.euronuclear.org/meetings/rrfm2006/pdf/RRFM%202006,Transactions,final,Session\\_4.pdf](http://www.euronuclear.org/meetings/rrfm2006/pdf/RRFM%202006,Transactions,final,Session_4.pdf).
128. BN-800 Reactor, Russian Federation, World Nuclear Association (2008), “Nuclear Power in Russia, September”, <http://world-nuclear.org/info/inf45.html>.
129. US DOE GNEP website, <http://nuclear.energy.gov/>.
130. Joint Accelerators for Nanosciences and Nuclear Simulation/Jumelage d’ Accélérateurs pour les Nano-sciences, le Nucléaire et la Simulation (JANNUS), CEA and CNRS-IN2P3, France, <http://www-ist.cea.fr/publica/exl-php/cadcgp.php?MODELE=vues/commun/present.html&query=1>.  
Clefs CEA - N° 55 - Été 2007, “La plate-forme Jannus : simuler par faisceaux d’ions l’irradiation des matériaux”.
131. Crawford, D.C., *et al.* (2007), “Fuels for sodium-cooled fast reactors: US perspective”, *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 371, Issues 1-3, pp. 202-231, Nuclear Fuels and Structural Materials 1, *Proceedings of the First Symposium on Nuclear Fuels and Structural Materials for Next Generation Nuclear Reactors*.
132. Frédéric Joliot/Otto Hahn Summer School on Nuclear Reactors Physics, Fuels and Systems, CEA Cadarache, France and FzK Karlsruhe, Germany, [www.cad.cea.fr/fjoh](http://www.cad.cea.fr/fjoh) and <http://hikwww4.fzk.de/fjohss/>.
133. The World Nuclear University, <http://world-nuclear-university.org/>.
134. Neutron facilities worldwide, European Neutron Portal, <http://idb.neutron-eu.net/facilities.php>.
135. Future access to neutron sources: A strategy for the UK, [www.neutrons.cclrc.ac.uk/Report/home.aspx](http://www.neutrons.cclrc.ac.uk/Report/home.aspx).

136. Spallation Neutron Source (SNS), ORNL, USA, <http://neutrons.ornl.gov/facilities/>.
137. Swiss Spallation Neutron Source SINQ, Paul Scherrer Institut (PSI), Switzerland, <http://sinq.web.psi.ch/>.
138. ISIS, Rutherford Appleton Laboratory, UK, [www.isis.rl.ac.uk](http://www.isis.rl.ac.uk).
139. Materials Test Station, MTS, Los Alamos National Laboratory, [www.lanl.gov](http://www.lanl.gov) and Cappiello, M.W. and D.C. Christensen (2006), "The Role of LANSCE in the Nuclear Energy Future", <http://library.lanl.gov/cgi-bin/getfile?30-15.pdf>.
140. The OECD Megascience Forum, (1999), Report of the Working Group on Nuclear Physics, January, [www.oecd.org/dataoecd/23/62/2102613.pdf](http://www.oecd.org/dataoecd/23/62/2102613.pdf).
141. OECD Global Science Forum Workshop on Strategic Policy Issues (2000), "High-Intensity Proton Beam Facilities", Paris, 25-26 September, [www.oecd.org/dataoecd/32/50/1904662.pdf](http://www.oecd.org/dataoecd/32/50/1904662.pdf).
142. Richter, D. and T. Springer (1998), "A Twenty Years Forward Look at Neutron Scattering Facilities in the OECD Countries and Russia", European Science Foundation and the Organisation for Economic Co-operation and Development Megascience Forum, [www.oecd.org/dataoecd/32/60/1904136.pdf](http://www.oecd.org/dataoecd/32/60/1904136.pdf).
143. FRM II Research Reactor, TU München, Germany, [www.frm2.tum.de/en/technik/index.html](http://www.frm2.tum.de/en/technik/index.html).
144. "Future Prospects for the Institute Laue Langevin", [www.ill.eu/about/future-planning/perspectives-opportunities/](http://www.ill.eu/about/future-planning/perspectives-opportunities/).
145. The European Spallation Source - ESS, [http://neutron.neutron-eu.net/n\\_ess](http://neutron.neutron-eu.net/n_ess).
146. Lisowski, P.W. and K.F. Schoenberg (2006), "The Los Alamos Neutron Science Center", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, Section A: Vol. 562, pp. 910-914 (*Proceedings of the 7th International Conference on Accelerator Applications*).
147. J-PARC, JAEA Tokai, Japan, <http://j-parc.jp/index-e.html>.
148. International Society for Neutron Radiology, Publications, [www.isnr.de/publications.php](http://www.isnr.de/publications.php).
149. IAEA Nuclear Technology Review - 2006, [www.iaea.org/About/Policy/GC/GC50/GC50InfDocuments/English/gc50inf-3\\_en.pdf](http://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC50/GC50InfDocuments/English/gc50inf-3_en.pdf).
150. International Society for Neutron Radiology, [www.isnr.de/home.php](http://www.isnr.de/home.php). Previously hosted on the ENEA website, [www.triga.enea.it/NR\\_Sites/](http://www.triga.enea.it/NR_Sites/).
151. Lehmann, E.H. (2000), "Facilities for Neutron Radiography in Europe: Performance, Applications and future Use", *Proceedings of the 15th World Conference on Non-destructive Testing*, Rome, Italy, 15-21 October, [www.ndt.net/article/wcndt00/toc/neutw.htm](http://www.ndt.net/article/wcndt00/toc/neutw.htm).
152. WCNr-8, 8<sup>th</sup> World Conference on Neutron Radiography, 16-19 October 2006, NIST Gaithersburg, USA, <http://physics.nist.gov/Divisions/Div846/SlowNeutrons/index.html>.
153. IAN 2006, Imaging and Neutrons 2006, SNS, Oak Ridge, October 2006, [www.sns.gov/workshops/ian2006/](http://www.sns.gov/workshops/ian2006/), which provides links to the individual presentations.
154. WCNr-9, 9<sup>th</sup> World Conference on Neutron Radiography, to be held at Kwa Maritane, South Africa, 2010, [www.wcnr-9.co.za/](http://www.wcnr-9.co.za/).
155. Kardjilov, N.E., *et al.* (2004), "Phase-contrast Radiography with a Polychromatic Neutron Beam", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, Section A, Vol. 527, pp. 519-530.
156. Lehmann, E.H., P. Vontobel, A. Hermann (2003), "Non-destructive Analysis of Nuclear Fuel by Means of Thermal and Cold Neutrons", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, Section A, Vol. 515, pp. 745-759.

157. Lehmann, E.H., *et al.* (2007), “The Micro-setup for Neutron Imaging: A Major Step Forward to Improve the Spatial Resolution”, *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, Section A, Vol. 576, pp. 389–396
158. Transmutation Physics Experimental Facility, <http://j-parc.jp/Transmutation/en/ads.html>.
159. Minor Actinide Laboratory (MA-Lab) at ITU Karlsruhe, <http://itu.jrc.ec.europa.eu/index.php?id=295#1244>.
160. MEGAPIE, PSI, Villigen, Switzerland, <http://megapie.web.psi.ch/>.
161. Virtual European Lead Laboratory (VELLA) project, <http://192.107.58.30/>.
162. MUSE-4 (Multiplication of an External Source), [http://lpsc.in2p3.fr/gpr/physor04/physor\\_95619.pdf](http://lpsc.in2p3.fr/gpr/physor04/physor_95619.pdf).
163. Kiyavitskaya, H.L., *et al.* (2006), “Booster Subcritical Assembly ‘Yalina-B’ Driven by External Neutron Sources”, *Doklady of the National Academy of Sciences of Belarus (Doklady Natsionalnoi Akademii Nauk Belarusi)*, Vol. 50, Number 6; November–December, pp. 115–118. See also: [www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/documents/TMonUseofLEUonADS/PDFPapers/Kiyavitskaya\\_Paper.pdf](http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/documents/TMonUseofLEUonADS/PDFPapers/Kiyavitskaya_Paper.pdf).
164. Kyoto University Critical Assembly (KUCA), [www.rri.kyoto-u.ac.jp/CAD/english/index.htm](http://www.rri.kyoto-u.ac.jp/CAD/english/index.htm).
165. The GUINEVERE-project, [www.sck.be](http://www.sck.be).  
[www.sckcen.be/nl/Ons-Onderzoek/Research-projects/EU-projects-FP6-FP7/GUINEVERE](http://www.sckcen.be/nl/Ons-Onderzoek/Research-projects/EU-projects-FP6-FP7/GUINEVERE).
166. The VENUS critical facility,  
[www.sckcen.be/nl/Ons-Onderzoek/Research-facilities/VENUS-zero-power-critical-facility](http://www.sckcen.be/nl/Ons-Onderzoek/Research-facilities/VENUS-zero-power-critical-facility).
167. Thematic Network on “ADvanced Options for Partitioning and Transmuatation” (ADOPT), <http://www3.sckcen.be/adopt/>.
168. European Research Programme for the Transmutation of High Level Nuclear Waste in an Accelerator Driven System: IP-EUROTRANS, <http://neutron.kth.se/research/projects/eurotrans>.
169. Knebel, J.U., *et al.* (2004), “IP EUROTRANS: A European Research Programme for the Transmutation of High-level Nuclear Waste in an Accelerator-driven System”, 8IEMT, Las Vegas, NV, November, [www.nea.fr/html/pt/docs/iem/lasvegas04/11\\_Session\\_V/S5\\_01.pdf](http://www.nea.fr/html/pt/docs/iem/lasvegas04/11_Session_V/S5_01.pdf) and follow links from [www.sck.be/myrrha](http://www.sck.be/myrrha).
170. Knebel, J.U., *et al.* (2006), “EUROTRANS: European Research Programme for the Transmutation of High-level Nuclear Waste in an Accelerator-driven System”, 9IEMT, Nîmes, September, [www.nea.fr/html/pt/iempt9/Nimes\\_Presentations/KNEBEL.pdf](http://www.nea.fr/html/pt/iempt9/Nimes_Presentations/KNEBEL.pdf).
171. 8IEMT, Eighth Information Exchange Meeting, Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation, Las Vegas, November, 2004, [www.nea.fr/html/pt/iempt8/index.html](http://www.nea.fr/html/pt/iempt8/index.html).
172. 9IEMT, Ninth Information Exchange Meeting, Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation, Nîmes, September 2006, [www.nea.fr/html/pt/iempt9/index.html](http://www.nea.fr/html/pt/iempt9/index.html).
173. FP6 Programme PATEROS (Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy), [www.sckcen.be/pateros/](http://www.sckcen.be/pateros/).
174. FP6 Programme SNF-TP (Sustainable Nuclear Fission Technology Platform), [http://cordis.europa.eu/fetch?CALLER=PROJ\\_EURATOM\\_FP6&ACTION=D&DOC=20&CAT=PROJ&QUERY=1184688313161&RCN=80045](http://cordis.europa.eu/fetch?CALLER=PROJ_EURATOM_FP6&ACTION=D&DOC=20&CAT=PROJ&QUERY=1184688313161&RCN=80045).
175. Li, N. (2007) “Transmutation Science - Priorities, Highlights and Needs”, presentation given to Advanced Reactor, Fuel Cycle, and Energy Products Workshop for Universities, 20 March.
176. Brunon, E., *et al.* (2004), “The FUTURIX-FTA Experiment in Phénix”, *Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation, 8th Information Exchange Meeting*, Las Vegas, Nevada, USA, 9–11 November.

177. Jaecki, P., *et al.* (2005), “Update on the FUTURIX-FTA Experiment in Phénix”, *GLOBAL 2005*, Tsukuba, Japan, 9–13 October 2005.
178. Carbonnier, J.L. (2007), “Fast Breeder Reactor and Sustainable Development: Phénix Demonstration”, *10th International Science and Technology Center (ISTC) Scientific Advisory Committee (SAC) Seminar on Advanced Nuclear Fuel Cycle for 21st Century*, Nizhny Novgorod, Russia, 24–27 September.
179. GEDEPEON (Gestion des Dechets et Production D ‘Énergie par des Options Nouvelles), [www.gedeon.prd.fr/](http://www.gedeon.prd.fr/).
180. Seoul National University “PEACER” Reactor, <http://peacer.org/new/brochure.pdf>.
181. Tokyo Institute of Technology, Pb-Bi Cooled Direct Contact Water Fast Reactor (PBWFR), [www.nr.titech.ac.jp/coe21/eng/events/ines1/pdf/60\\_sofue.pdf](http://www.nr.titech.ac.jp/coe21/eng/events/ines1/pdf/60_sofue.pdf).
182. BREST Reactor, Nikiet, Russia, [www.nikiet.ru/eng/structure/mr-innovative/brest.html](http://www.nikiet.ru/eng/structure/mr-innovative/brest.html).
183. Stepanov, V.S., *et al.* (1998), *SVBR-75: A Reactor Module for Renewal of WWER-440 Decommissioning Reactors – Safety and Economic Aspects*, IAEA – TECDOC 1056, pp. 165–176, November.
184. OECD/NEA (2004) *Utilisation and Reliability of High-power Proton Accelerators, Proceedings of the 4th International Workshop*, Daejeon, Republic of Korea, 16–19 May 2004, ISBN: 92-64-01380-6 and [www.nea.fr/html/science/hpa4/](http://www.nea.fr/html/science/hpa4/).
185. OECD/NEA (2007), *Utilisation and Reliability of High-power Proton Accelerators, Proceedings of the 5th International Workshop*, SCK•CEN, Mol, Belgium, May 2007, [www.nea.fr/html/science/hpa5/index.html](http://www.nea.fr/html/science/hpa5/index.html).
186. Matzke, H.J. and J. Spino (1997), “Formation of the Rim Structure in High Burn-up Fuel”, *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 248, pp. 170–179 and Koo, Yang-Hyun, *et al.* (2001), “Pore Pressure and Swelling in the Rim Region of LWR High Burn-up UO<sub>2</sub> fuel”, *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 295, pp. 213–220.
187. Belgian Reactor 2, BR2, SCK•CEN, Belgium, [www.sckcen.be/en/Our-Research/Research-facilities/BR2-Belgian-Reactor-2](http://www.sckcen.be/en/Our-Research/Research-facilities/BR2-Belgian-Reactor-2).
188. Hi-flux Advanced Neutron Application Reactor, HANARO, KAERI, Korea, <http://hanaro.kaeri.re.kr/>.
189. Halden BWR, Halden Reactor Project, Norway, [www.ife.no/hrp](http://www.ife.no/hrp), [www.nea.fr/html/jointproj/halden.html](http://www.nea.fr/html/jointproj/halden.html).
190. High Flux Reactor, HFR, JRC Petten Netherlands, [www.nrg-nl.com/public/facilities/hfr/index.html](http://www.nrg-nl.com/public/facilities/hfr/index.html).
191. OSIRIS CEA France, [http://den-dans.extra.cea.fr/Phocea/Vie\\_des\\_labos/Ast/ast\\_theme.php?id\\_ast=7](http://den-dans.extra.cea.fr/Phocea/Vie_des_labos/Ast/ast_theme.php?id_ast=7).
192. CABRI Reactor, CEA, France, [www.cad.cea.fr/fr/entreprises/projets/cabri/](http://www.cad.cea.fr/fr/entreprises/projets/cabri/).
193. Nuclear Safety Research Reactor, NSRR, JAEA, Japan, <http://rrsys.tokai-sc.jaea.go.jp/>.
194. Bibilashvili, Yu., *et al.* (2000), “Experimental Study of VVER High Burn-up Fuel Rods at the BGR Reactor Under Narrow Pulse Conditions”, *Proc. Int. Topical Meeting on LWR Fuel Performance (CD-ROM)*, 10–13 April, Park City, Utah, USA.
195. IGR Reactor; see Asmolov, V. and L. Yegorova (1996), “The Russian RIA Research Program: Motivation, Definition, Execution, and Results”, *Nuclear Safety*, Vol. 37, No. 4.
196. Papin, J., *et al.* (2007), “Summary and Interpretation of the CABRI REP-Na Program”, *Nuclear Technology*, Vol. 157, Number 3, pp. 230–250.
197. Nakamura, T., *et al.* (2004), “Irradiated Fuel Behavior under Power Oscillation Conditions”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 40, pp. 325–333, [http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/publication/JNST2003/No.5/40\\_325-333.pdf](http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/publication/JNST2003/No.5/40_325-333.pdf).

198. Goryachev, A.V., *et al.* (2000), “Main Results of Testing of WWER Fuel Assembly Fragments in the MIR-M1 Reactor Under Loss-of-coolant Accident Conditions”, *Transactions of the 6th Russian Conference on Reactor Material Science*, Dimitrovgrad, 11-15 September (in Russian).
199. Goryachev, V., *et al.* (1997), “Study of VVER-440 Fuel Rod Behaviour Under SBLOCA Conditions”, *Proceedings of the 3rd Int. QUENCH Workshop*, Karlsruhe, 2-4 December.
200. Béreard, N., *et al.* (2005) “Thermal- and Radiation-enhanced Diffusion of Uranium in Oxidised Zirconium”, *Surface and Coatings Technology*, Vol. 196, pp. 10-14.
201. Transient Reactor Test Facility (TREAT), Idaho National Laboratory, USA, [www.inl.gov/](http://www.inl.gov/).
202. HTRR, JAEA Japan, [http://htrr.jaea.go.jp/eng/index\\_top\\_eng.html](http://htrr.jaea.go.jp/eng/index_top_eng.html) and <http://htrr.jaea.go.jp/>.
203. Hellwig, Ch. and U. Kasemeyer (2003), “Inert Matrix Fuel Performance During the First Two Irradiation Cycles in a Test Reactor: Comparison with Modelling Results”, *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 319, pp. 87-94.
204. Babelot, J-F., *et al.* (2006), “Sodium-cooled Fast Reactor”, FISA 2006, EUR 21231, pp. 226-247.
205. Mitchell, C., *et al.* (2006), “Gas Cooled Fast Reactor GCFR”, FISA 2006, EUR 21231, pp. 210-225.
206. Meyer, M.K., *et al.* (2002), “Fuel Design for the U.S. Accelerator Driven Transmutation System”, Argonne National Laboratory Report: ANL/NT/CP-106940, [www.osti.gov/bridge/servlets/purl/792113-wzSrYm/native/792113.pdf](http://www.osti.gov/bridge/servlets/purl/792113-wzSrYm/native/792113.pdf).
207. The HOTLAB database, [www.sckcen.be/hotlab](http://www.sckcen.be/hotlab).
208. HOTLAB, European Hot Laboratories Research Capacities and Needs Co-ordination Action, “Present Hot-Cell Situation and Needs” [www.sckcen.be/hotlab](http://www.sckcen.be/hotlab).
209. Integrated Nuclear Fuel Cycle Information Systems (INFCIS), IAEA, <http://www-nfcis.iaea.org>.
210. NEA, Expert Group on Assay Data of Spent Nuclear Fuel, [www.nea.fr/html/science/wpncs/ADSNF/index.html](http://www.nea.fr/html/science/wpncs/ADSNF/index.html).
211. NEA, Spent Fuel Isotopic Composition Database (SFCOMPO), [www.nea.fr/sfcompo/](http://www.nea.fr/sfcompo/).
212. NEA, Expert Group on Assay Data of Spent Nuclear Fuel, Papers presented at the special session on Assay Data for Spent Nuclear Fuel at the International Conference on Nuclear Criticality Safety ICNC2007, [www.nea.fr/html/science/wpncs/ADSNF/icnc2007/index.html](http://www.nea.fr/html/science/wpncs/ADSNF/icnc2007/index.html).
213. United States Nuclear Regulatory Commission (US NRC) (2006), “Fact Sheet on Uranium Mill Tailings” August, [www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/mill-tailings.html](http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/mill-tailings.html).
214. Grandjean, Stephane, *et al.* (2007), “Synthesis of Mixed Actinide Compounds by Hydrometallurgical Co-conversion Methods”, *GLOBAL 2007*, Boise, Idaho, 9-13 September.
215. Alpha Gamma Facility, JAEA, Japan, [www.jaea.go.jp/04/o-arai/facilities/irradiates\\_after/agf.pdf](http://www.jaea.go.jp/04/o-arai/facilities/irradiates_after/agf.pdf).
216. Walker, E.A., *et al.* (2007), “Application of Modified Direct Denitration to Support the ORNL Coupled-end-to-end Demonstration in Production of Mixed Oxides Suitable for Pellet Fabrication”, *GLOBAL 2007*, Boise, Idaho, 9-13 September.
217. World Nuclear Association (2008), “Mixed Oxide Fuel (MOX)”, Information Paper, July, [www.world-nuclear.org/info/inf29.html?terms=MOX](http://www.world-nuclear.org/info/inf29.html?terms=MOX).
218. Sénat français, “Le bloc difficile à entamer de l’américium et du curium”, [www.senat.fr/rap/097-612/097-61229.html](http://www.senat.fr/rap/097-612/097-61229.html).
219. SPIN Project, France, see for example Salvatores, M., *et al.* (1995), “Nuclear Waste Transmutation”, *Applied Radiation and Isotopes*, Vol. 46, Issues 6-7, pp. 681-687.
220. OMEGA Project, Japan, [www.iaea.or.at/programmes/inis/aws/fnss/fulltext/te\\_1365\\_13.pdf](http://www.iaea.or.at/programmes/inis/aws/fnss/fulltext/te_1365_13.pdf). See also [www.nea.fr/html/science/pubs/2007/nea6282-iempt9.pdf](http://www.nea.fr/html/science/pubs/2007/nea6282-iempt9.pdf), pp. 35-43.

221. Advanced Fuel Cycle Initiative, AFCI, US DoE, [www.ne.doe.gov/AFCI/neAFCI.html](http://www.ne.doe.gov/AFCI/neAFCI.html).
222. Madic, C., *et al.* “Main Achievements in Minor Actinides Partitioning in the Frame of the European NEWPART Research Programme”,  
<http://www-atalante2004.cea.fr/home/liblocal/docs/atalante2000/02-05.pdf>.
223. EU FP5 Project: PARTNEW,  
[http://cordis.europa.eu/data/PROJ\\_FP5/ACTIONeqDndSESSIONeq112182005919ndDOCeq761ndTBLeqEN\\_PROJ.htm](http://cordis.europa.eu/data/PROJ_FP5/ACTIONeqDndSESSIONeq112182005919ndDOCeq761ndTBLeqEN_PROJ.htm).
224. EUROPART Integrated Project, [www.europart-project.org](http://www.europart-project.org).
225. EU FP5 Project: CALIXPART, <http://cordis.europa.eu/search/index.cfm?fuseaction=search.simple>.
226. EU FP5 Project: PYROREP,  
[http://cordis.europa.eu/data/PROJ\\_FP5/ACTIONeqDndSESSIONeq112182005919ndDOCeq799ndTBLeqEN\\_PROJ.htm](http://cordis.europa.eu/data/PROJ_FP5/ACTIONeqDndSESSIONeq112182005919ndDOCeq799ndTBLeqEN_PROJ.htm).
227. EURATOM FP7 Partitioning Studies, [http://cordis.europa.eu/fp7/euratom/direct\\_en.html](http://cordis.europa.eu/fp7/euratom/direct_en.html).
228. Sugo, Yumi, *et al.* (2007), “Influence of Diluent on Radiolysis of Amides in Organic Solution”, *Radiat. Phys. Chem.*, Vol. 76, 794-800.
229. European Commission Joint Research Centre Institute for Transuranium Elements, Karlsruhe, Germany, <http://itu.jrc.ec.europa.eu/>.
230. Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility NUCEF, JAEA, Japan,  
[www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html](http://www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html).
231. Chemical Processing Facility CPF, JAEA, Japan, [www.jaea.go.jp/english/04/tokai-cycle/05.htm](http://www.jaea.go.jp/english/04/tokai-cycle/05.htm).
232. Fuel Conditioning Facility (FCF), Idaho National Laboratory, USA, Benedict, R.W., *et al.* (2007), “Pyroprocessing Progress at Idaho National Laboratory”, *GLOBAL 2007*, Boise, Idaho, 9-13 September.
233. Musikas, C., *et al.* (1991), “Recent Progress in the Chemical Separations for the ‘Actinex Project’”, *OECD/NEA Workshop on Partitioning of Actinides and Fission Products*, Mito, Japan, 19-21 November (CEA-CONF - 11066).
234. WNA (2008), “Processing of Used Nuclear Fuel for Recycle”,  
[www.world-nuclear.org/info/inf69.html](http://www.world-nuclear.org/info/inf69.html).
235. Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan, <http://criepi.denken.or.jp/en/>.
236. Morita, Y., *et al.* (1999), “The First Test of 4-Group Partitioning Process with Real High-level Liquid Waste”, *Proc. Int. Conf. Future Nuclear Systems (GLOBAL '99)*, Jackson Hole, USA, 30 August-3 September.
237. Amide-based Radio-resources Treatment with Interim Storage of Transuranics “ARTIST” Process, Tachimori, S., *et al.* (2002), “Recent Progress of Partitioning Process in JAERI: Development of Amide-based ARTIST Process”, *Proc. 7th OECD/NEA Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, Jeju, Republic of Korea, 14-16 October,  
[www.nea.fr/html/pt/docs/iem/jeju02/session2/SessionII-17.pdf](http://www.nea.fr/html/pt/docs/iem/jeju02/session2/SessionII-17.pdf).
238. TRU-HITEC, JAEA, Japan, [www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html](http://www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html).
239. Lee, Hyo Jik, *et al.* (2007), “Advanced Spent Fuel Conditioning Process (ACP) Progress with Respect to Remote Operation and Maintenance”, *GLOBAL 2007*, Boise, Idaho, USA, 9-13 September.
240. Laidler, James (2006), “Advanced Spent Fuel Processing Technologies for the Global Nuclear Energy Partnership”, *Proceedings of the 9th IEM on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, Nimes, France, September 27.
241. Shelly, Li, *et al.* (2005), “Electrorefining Experience For Pyrochemical Processing of Spent EBR-II Driver Fuel”, *Proceedings of GLOBAL 2005*, Tsukuba, Japan, 9-13 October.



242. US Department of Energy, Office of Nuclear Energy (2006), “Advanced Fuel Cycle Initiative (AFCI) Comparison Report”, July, [www.ne.doe.gov/pdfFiles/fy06AfcComparisonReportToCongress.pdf](http://www.ne.doe.gov/pdfFiles/fy06AfcComparisonReportToCongress.pdf).
243. Benedict, R.W., *et al.* (2007), “Pyroprocessing Progress at Idaho National Laboratory”, *GLOBAL 2007*, September.
244. Khlopin Radium Institute, Russia, <http://www.khlopin.ru/english/> and <http://www.khlopin.ru/index.php>.
245. “The Status and Prospect of Nuclear Fuel Cycle Back-End in China”, Zheng Hualing and Ye Guoan, <http://www-atalante2004.cea.fr/home/liblocal/docs/atalante2000/P1-05.pdf>.
246. Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR), India, [www.barc.ernet.in](http://www.barc.ernet.in).
247. Indira Gandhi Centre for Atomic Research (IGCAR), India, [www.igcar.ernet.in/](http://www.igcar.ernet.in/).
248. Bhabha Atomic Research Centre (BARC), [www.barc.ernet.in/](http://www.barc.ernet.in/).
249. Double strata concept, see for example [www.nupec.org/iai2001/report/A2.pdf](http://www.nupec.org/iai2001/report/A2.pdf). Also [www.europart-project.org/home/liblocal/Files%20Europart/Europart%20ACS%20Anaheim%20Presentation%20\(March%202004\).pdf?ITEMID=34](http://www.europart-project.org/home/liblocal/Files%20Europart/Europart%20ACS%20Anaheim%20Presentation%20(March%202004).pdf?ITEMID=34).
250. European Commission: Management of Radioactive Waste: EUROPART, [http://ec.europa.eu/energy/nuclear/waste\\_management/waste\\_management\\_en.htm](http://ec.europa.eu/energy/nuclear/waste_management/waste_management_en.htm).
251. American Chemical Society (2004), “Separation for the Nuclear Fuel Cycle in the 21st Century” Anaheim, 30 March, [http://www.europart-project.org/home/liblocal/Files%20Europart/Europart%20ACS%20Anaheim%20Presentation%20\(March%202004\).pdf](http://www.europart-project.org/home/liblocal/Files%20Europart/Europart%20ACS%20Anaheim%20Presentation%20(March%202004).pdf).
252. ACTINET-6, [www.actinet-network.org/](http://www.actinet-network.org/).
253. ACTINET Facilities, [www.actinet-network.org/pooled\\_facilities#facilities](http://www.actinet-network.org/pooled_facilities#facilities).
254. RED IMPACT Project, [http://researchprojects.kth.se/index.php/kb\\_1/io\\_9087/io.html](http://researchprojects.kth.se/index.php/kb_1/io_9087/io.html).
255. IAEA, International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), [www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NENP/NPTDS/Projects/INPRO/index.html](http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NENP/NPTDS/Projects/INPRO/index.html).
256. Roos, E., *et al.* (2007), “Structural Materials Concept for Nuclear Power Plants”, *Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Systems (SMINS)*, Karlsruhe, Germany, 4-6 June, [http://www.nea.fr/science/struct\\_mater/index.html](http://www.nea.fr/science/struct_mater/index.html).
257. The European Materials Research Society (E-MRS) Spring Meeting May 2008, Strasbourg, France, (Nuclear Materials Section), [www.emrs-strasbourg.com/index.php](http://www.emrs-strasbourg.com/index.php).
258. The TARGISOL Project, [www.targisol.csic.es/](http://www.targisol.csic.es/).
259. The Eurisol Project, [www.eurisol.org](http://www.eurisol.org). Also [www.eurisol.org/site01/plaquetteEurisol\\_300807.pdf](http://www.eurisol.org/site01/plaquetteEurisol_300807.pdf).
260. Neuhausen, J., *et al.* (2004), “Investigation of Evaporation Characteristics of Polonium and its Lighter Homologues Selenium and Tellurium from Liquid Pb-Bi-eutecticum”, *Radiochimica Acta*, Vol. 92, pp. 917-923.
261. Neuhausen, J. and B. Eichler (2005), “Study of the Thermal Release Behaviour of Mercury and Thallium from Liquid Eutectic Lead-bismuth Alloy”, *Radiochimica Acta*, Vol. 93, pp. 155-158.
262. Neuhausen, J. and B. Eichler (2006), “Investigations on the Thermal Release of Iodine from Liquid Eutectic lead-bismuth Alloy”, *Radiochimica Acta*, Vol. 94, pp. 239-242.
263. Neuhausen, J. (2006), “Investigations on the Release of Mercury from Liquid Eutectic Lead-bismuth Alloy Under Different Gas Atmospheres”, *Nucl. Instr. Meth.*, Vol. A562, pp. 702-705.
264. World Nuclear News (2008), “Toshiba Opens Fast Reactor Research Facility”, 21 February 21, [www.world-nuclear-news.org/NV/Toshiba\\_opens\\_fast\\_reactor\\_research\\_facility\\_210208.html](http://www.world-nuclear-news.org/NV/Toshiba_opens_fast_reactor_research_facility_210208.html).

265. IAEA (2002), “Comparative Assessment of Thermophysical and Thermohydraulic Characteristics of Lead, Lead-bismuth and Sodium Coolants”, IAEA-TECDOC-1289, June, [www.iaea.org/inisnkm/nkm/aws/fnss/abstracts/abst\\_1289.html](http://www.iaea.org/inisnkm/nkm/aws/fnss/abstracts/abst_1289.html).
266. Maloy, S., *et al.* (2007), “Fast Reactor Materials Development and Testing for GNEP”, *Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Systems (SMINS)*, Karlsruhe, Germany, 4–6 June, [http://www.nea.fr/science/struct\\_mater/index.html](http://www.nea.fr/science/struct_mater/index.html).
267. GCFR, Gas Cooled Fast Reactor, Project Presentation (PP), from the GCFR STREP public website of the EU FP6 Gas-cooled Fast Reactor (GCFR) project, [http://cordis.europa.eu/fetch?CALLER=FP6\\_EURATOM\\_PROJ\\_SAFETY\\_EN&ACTION=D&DOC=12&CAT=PROJ&QUERY=011f95a506b8:59b5:1272e9e9&RCN=74804](http://cordis.europa.eu/fetch?CALLER=FP6_EURATOM_PROJ_SAFETY_EN&ACTION=D&DOC=12&CAT=PROJ&QUERY=011f95a506b8:59b5:1272e9e9&RCN=74804).
268. EU FP6 project RAPHAEL, <http://www.sckcen.be/fr/Notre-Recherche/Research-projects/EU-projects-FP6-FP7/RAPHAEL>.
269. EU FP6 Project ExtreMat, [www.extremat.org/](http://www.extremat.org/).
270. Graphite Technical Advisory Committee – see in UK Health and Safety Commission, Nuclear Safety Advisory Committee, Review Group 6 (Research), 2 October 2007, “HSE Input to the 2008/09 Programme of Nuclear Safety Research”, [www.hse.gov.uk/aboutus/meetings/iacs/nusac/021007/p01.pdf](http://www.hse.gov.uk/aboutus/meetings/iacs/nusac/021007/p01.pdf).
271. Marsden, B. J., *et al.* (2006), “Dimensional and Material Property Changes to Irradiated Gilsocarbon Graphite Irradiated between 650 and 750 °C”, INGS7, ORNL, Tennessee, USA, 10–13 September, [www.ms.ornl.gov/INGS7-7/papers/INGS7%20%20abstracts.htm](http://www.ms.ornl.gov/INGS7-7/papers/INGS7%20%20abstracts.htm).
272. Burchell, T., *et al.* (2007), “NGNP Graphite Selection and Acquisition Strategy”, ORNL/TM-2007/153, [www.osti.gov/bridge/servlets/purl/921767-EDMpxk/921767.PDF](http://www.osti.gov/bridge/servlets/purl/921767-EDMpxk/921767.PDF).
273. US NRC (2007), “Next Generation Nuclear Plant Phenomena Identification and Ranking Tables (PIRTs), Volume 5: Graphite PIRTs”, NUREG/CR-6944, Vol. 5, ORNL/TM-2007/147, Vol. 5, October, [www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6944/v5/cr6944v5.pdf](http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6944/v5/cr6944v5.pdf).
274. Laan, Jaap G. van der, *et al.* (2007), “Graphites and Composites Irradiations for Gas-cooled Reactor Core Structures”, *Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Systems (SMINS-1)*, Forschungszentrum Karlsruhe, 4–6 June, [http://www.nea.fr/science/struct\\_mater/index.html](http://www.nea.fr/science/struct_mater/index.html).
275. IAEA (2006), *Characterization, Treatment and Conditioning of Radioactive Graphite from Decommissioning of Nuclear Reactors*, IAEA TECDOC-1521, Vienna, Austria, [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te\\_1521\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1521_web.pdf).
276. CARBOWASTE, EU FP7 Collaborative Project, EURATOM Nuclear Research and Training Activities. Banford, A. *et al.* (2008), “CARBOWASTE – An Integrated Approach to Irradiated Graphite”, *Nuclear Future*, Vol. 4, pp. 268–270.
277. Dai, Y., *et al.* (2003), “Status of the SINQ Target Irradiation Program, STIP”, Spallation Neutron Source Division ASQ, PSI, Switzerland, [http://num.web.psi.ch/reports/2003/ASQ/ASQ12\\_Annual%20report-Dai,%20STIP.pdf](http://num.web.psi.ch/reports/2003/ASQ/ASQ12_Annual%20report-Dai,%20STIP.pdf).
278. European Synchrotron Radiation Facility, Grenoble, France, [www.esrf.eu/](http://www.esrf.eu/).
279. The Advanced Photon Source (APS), Argonne National Laboratory, USA, [www.aps.anl.gov/](http://www.aps.anl.gov/).
280. SOLEIL, the national synchrotron facility, France, <http://www2.synchrotron-soleil.fr/>.
281. The Diamond Light Source, Harwell, UK, [www.diamond.ac.uk/default.htm](http://www.diamond.ac.uk/default.htm).
282. NEA, Working Party on Multi-scale Modelling of Fuels and Structural Materials for Nuclear Systems (WPM), [www.nea.fr/html/science/wpmm/index.html](http://www.nea.fr/html/science/wpmm/index.html).
283. OECD/NEA SETH-2 Project, [www.nea.fr/html/jointproj/seth2.html](http://www.nea.fr/html/jointproj/seth2.html).

284. OECD/NEA PKL-2 Project, [www.nea.fr/html/jointproj/pkl.html](http://www.nea.fr/html/jointproj/pkl.html). PKL Primary Coolant Loop Test Facility, [www.aveva-np.com/common/liblocal/docs/anp\\_magazine/ANP\\_MAG\\_N11\\_en.pdf](http://www.aveva-np.com/common/liblocal/docs/anp_magazine/ANP_MAG_N11_en.pdf).
285. OECD/NEA PSB-VVER Project, [www.nea.fr/html/jointproj/psb-vver.html](http://www.nea.fr/html/jointproj/psb-vver.html).
286. PSB-VVER, Electrogorsk Research & Engineering Center, Russia, [http://base.erec.ru/Specific/PSB-VVER/PSB\\_VVER.htm](http://base.erec.ru/Specific/PSB-VVER/PSB_VVER.htm).
287. OECD/NEA Rig of Safety Assessment (ROSA) Project, [www.nea.fr/html/jointproj/rosa.html](http://www.nea.fr/html/jointproj/rosa.html).
288. PANDA Large-Scale Multi-Purpose Test Facility, PSI, Switzerland, <http://lth.web.psi.ch/facilities/PANDA.htm>.
289. OECD/NEA CSNI (2001), Nuclear Safety Research in OECD Countries. Major Facilities and Programs at Risk (the SESAR/FAP Report).
290. IAEA (2005), *Risk Informed Regulation of Nuclear Facilities*, IAEA TECDOC 1436, [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TE\\_1436\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TE_1436_web.pdf).
291. OECD/NEA, CSNI (1996), *CSNI Integral Test Facility Validation Matrix for the Assessment of Thermal-hydraulic Codes for LWR LOCA and Transients*, NEA/CSNI/R(96)17, [www.nea.fr/html/nsd/docs/1996/csni-r1996-17.pdf](http://www.nea.fr/html/nsd/docs/1996/csni-r1996-17.pdf).
292. NEA/CSNI (1993), *Separate Effect Test Matrix for Thermal-hydraulic Code Validation*, NEA/CSNI/R(93)14, [www.nea.fr/html/nsd/docs/1993/csni-r1993-14.pdf](http://www.nea.fr/html/nsd/docs/1993/csni-r1993-14.pdf).
293. RD-14M facility, AECL, Chalk River Laboratories, Canada, [www.aecl.ca/Assets/Publications/Reports/2004+Annual+Report.pdf](http://www.aecl.ca/Assets/Publications/Reports/2004+Annual+Report.pdf)  
<http://canteach.candu.org/library/20031211.pdf>  
[www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Newsletter/NENP\\_NL\\_04\\_4.pdf](http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Newsletter/NENP_NL_04_4.pdf).
294. European Network for the Consolidation of the Integral System Experimental Data Bases for Reactor Thermal-Hydraulic Safety Analysis (CERTA), <http://asa2.jrc.it/certa/>.
295. NEA, CSNI Working Group on Accident Management and Analysis (WGAMA), [www.nea.fr/html/nsd/csni/gama.html](http://www.nea.fr/html/nsd/csni/gama.html).
296. OECD/NEA RASPLAV Project, [www.nea.fr/html/jointproj/rasplav.html](http://www.nea.fr/html/jointproj/rasplav.html).
297. OECD/NEA Sandia Lower Head Failure Project, [www.nea.fr/html/jointproj/sandia-lower-head.html](http://www.nea.fr/html/jointproj/sandia-lower-head.html).
298. OECD/NEA Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Project, [www.nea.fr/html/jointproj/mcci.html](http://www.nea.fr/html/jointproj/mcci.html).
299. OECD/NEA MASCA-2 Project, [www.nea.fr/html/jointproj/masca-2.html](http://www.nea.fr/html/jointproj/masca-2.html). Kurchatov Institute, Russia, [www.nsi.kiae.ru/Mbrief.htm](http://www.nsi.kiae.ru/Mbrief.htm).
300. OECD/NEA Steam Explosion Resolution for Nuclear Applications (SERENA) Project, [www.nea.fr/html/jointproj/serena.html](http://www.nea.fr/html/jointproj/serena.html).
301. OECD, NEA CSNI, Senior Group of Experts on Severe Accident Management (SESAM); see Section 3.1.4, Ref. [37] in [www.nea.fr/html/nsd/docs/1997/csni-r1997-11.pdf](http://www.nea.fr/html/nsd/docs/1997/csni-r1997-11.pdf).
302. PHEBUS, CEA, Cadarache, France. See in Belpomo, Yves and Thierry Dousson (2005), *Joint Meeting of the National Organization of Test, Research, and Training Reactors and the International Group on Research Reactors, TRTR-IGORR 2005*, Gaithersburg, MD, USA, 12-16 September, [www.ncnr.nist.gov/trtr2005/Proceedings/Belpomo%20-%20Phebus%20presentation.pdf](http://www.ncnr.nist.gov/trtr2005/Proceedings/Belpomo%20-%20Phebus%20presentation.pdf).
303. QUENCH, FzK, Karlsruhe, Germany, <http://hikwww2.fzk.de/quench/>.
304. CEA, Saclay MISTRA facility. See in Clefs CEA, No. 50/51 Winter 2004-2005, [www.cea.fr/var/cea/storage/static/gb/library/Clefs50/pdf/096a102wurster-gb.pdf](http://www.cea.fr/var/cea/storage/static/gb/library/Clefs50/pdf/096a102wurster-gb.pdf).

305. Verdon Installation at LECA-STAR, CEA Cadarache, France,  
<http://www-cadarache.cea.fr/fr/entreprises/projets/verdon/index.php>.
306. KROTOS, part of the PLINIUS facility, CEA, Cadarache, France,  
<http://www-cadarache.cea.fr/fr/activites/fission/dtn/Plateformes/Plinius/KROTOS.php> and  
[www.plinius.eu](http://www.plinius.eu).
307. Fuel Channel Safety Facility. See reference to the facility in the SFEAR report [3].
308. VULCANO, part of the PLINIUS facility, CEA, Cadarache, France,  
<http://www-cadarache.cea.fr/fr/activites/fission/dtn/Plateformes/Plinius/VULCANO.php>.
309. ThAI, Becker Technologies GmbH, Eschborn, Germany,  
<http://www.becker-technologies.com/web-e/html/Reaktorsicherheit/thai-anlagen.html>.
310. Large-Scale Containment Facility (LSCF), AECL, Chalk River, Canada, Krause, M. (2007),  
“Hydrogen Program at AECL”, *The 2nd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2007)*, Forschungszentrum Karlsruhe GmbH (FZK), Germany, 12-14 June,  
[www.sar-net.org/upload/s3-1.pdf](http://www.sar-net.org/upload/s3-1.pdf).
311. EU SARNET Project: A Network of Excellence Federating European Research on Core Meltdown Reactor  
Accidents, [www.sar-net.org/](http://www.sar-net.org/).
312. Schwinges, B. (2007), *SARNET: Evaluation of Severe Accident Research Priorities*, SARNET-SARP-D67,  
GRS-SCW-TN-2007/03, October.
313. Trambauer, Klaus and Bernd Schwinges (2007), “Evaluation of Research Priorities in the Frame of  
SARNET”, *The 2nd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2007)*, Karlsruhe,  
Germany, 12-14 June, [www.sar-net.org/upload/s1-2\\_001.pdf](http://www.sar-net.org/upload/s1-2_001.pdf).
314. Hózer, Z., *et al.* (2006), “Behavior of VVER Fuel Rods Tested Under Severe Accident Conditions  
In The Codex Facility”, *Nuclear Technology*, Vol. 154, pp. 302-317.
315. Hózer, Z., *et al.* (2003), “Interaction of Failed Fuel Rods under Air Ingress Conditions”,  
*Nuclear Technology* Vol. 141, pp. 244-256.
316. Halden Project HAMMLAB, [www.ife.no/laboratories/hammlab/index\\_html-en/view?set\\_language=en](http://www.ife.no/laboratories/hammlab/index_html-en/view?set_language=en).
317. Morss, L.R., *et al.* (Eds.) (2006), “The Chemistry of the Actinide and Transactinide Elements”,  
Volume 1, Springer.
318. Holden, Norman E. and Ty Coplen (2004), “The Periodic Table of the Elements”, *Chemistry  
International*, Vol. 26 No. 1, International Union of Pure and Applied Chemistry (IUPAC),  
[www.iupac.org/publications/ci/2004/2601/2\\_holden.html](http://www.iupac.org/publications/ci/2004/2601/2_holden.html).
319. Kyoto University Research Reactor Institute (KURRI), Japan, [www.rri.kyoto-u.ac.jp/en/](http://www.rri.kyoto-u.ac.jp/en/).
320. Kyoto University Research Reactor (KUR), Japan, [www.rri.kyoto-u.ac.jp/KURdiv/index.html](http://www.rri.kyoto-u.ac.jp/KURdiv/index.html).
321. Chemistry and Metallurgy Research Building (CMR), Los Alamos, USA,  
[www.lanl.gov/news/pdf/CMRFact.pdf](http://www.lanl.gov/news/pdf/CMRFact.pdf).
322. Glenn T. Seaborg Institute (GTSI), Lawrence Livermore National Laboratory, USA,  
[https://www-pls.llnl.gov/?url=about\\_pls-centers\\_and\\_institutes-glenn\\_t\\_seaborg\\_institute](https://www-pls.llnl.gov/?url=about_pls-centers_and_institutes-glenn_t_seaborg_institute).
323. The Advanced Light Source (ALS), a division of Lawrence Berkeley National Laboratory (Berkeley  
Lab), <http://www-als.lbl.gov/als/>.
324. The Stanford Synchrotron Radiation Laboratory, a division of Stanford Linear Accelerator Center,  
<http://www-ssrl.slac.stanford.edu/>.

325. The Rossendorf Beamline at the European Synchrotron Radiation Facility, [www.fzd.de/pls/rois/Cms?pNid=695](http://www.fzd.de/pls/rois/Cms?pNid=695).
326. The ANKA Synchrotron Facility at Forschungszentrum Karlsruhe, Germany, <http://ankaweb.fzk.de>.
327. Swiss Light Source (SLS), Paul Scherrer Institut, Switzerland, <http://sls.web.psi.ch/>.
328. Photon Factory, High Energy Accelerator Research Organisation (KEK), Japan, <http://pfwww.kek.jp/>.
329. SPring-8, the large Synchrotron radiation facility, Japan, [www.spring8.or.jp/en/](http://www.spring8.or.jp/en/).
330. Sitaud, B., *et al.* (2006), "Design and Statistics of the Radioactive Matter Beamline at the SOLEIL Synchrotron", *Actinide-XAS-2006*, pp. 151-157.
331. OECD/NEA (2007), *Speciation Techniques and Facilities for Radioactive Materials at Synchrotron Light Sources (Actinide-XAS-2006), Proceedings of the 4<sup>th</sup> Euroconference and NEA Workshop*, Forschungszentrum Karlsruhe (FZK), Germany, 18-20 September, Report NEA No. 6288, [www.nea.fr/html/science/pubs/2007/nea6288-speciation.pdf](http://www.nea.fr/html/science/pubs/2007/nea6288-speciation.pdf).
332. OECD/NEA (2008), *Speciation, Techniques and Facilities for Radioactive Materials at Synchrotron Light Sources (Actinide-XAS-2008), Proceedings of the 5th Workshop*, Synchrotron Soleil, 15-17 July 2008, [www.actinet-network.org/news\\_events/events/actinide\\_xas\\_2008\\_in\\_july\\_2008](http://www.actinet-network.org/news_events/events/actinide_xas_2008_in_july_2008).
333. NEA, Nuclear Science Committee "Fourth Information Exchange Meeting on the Nuclear Production of Hydrogen", Argonne National Laboratory, USA, April 2009, [www.nea.fr/html/science/hydro/iem4/index.html](http://www.nea.fr/html/science/hydro/iem4/index.html).
334. International Conference on Non-Electric Applications of Nuclear Power: Seawater Desalination, Hydrogen Production and other Industrial Applications, 16-19 April 2007, Oarai, Japan, <http://www-pub.iaea.org/MTCD/Meetings/Announcements.asp?ConfID=152>.
335. The TOP500 List, [www.top500.org/](http://www.top500.org/).
336. NEA, Nuclear Safety and Regulation, [www.nea.fr/html/nsd/welcome.html](http://www.nea.fr/html/nsd/welcome.html).
337. NEA, Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI), [www.nea.fr/html/nsd/csni/index.html](http://www.nea.fr/html/nsd/csni/index.html).
338. NEA, Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA), [www.nea.fr/html/nsd/cnra/index.html](http://www.nea.fr/html/nsd/cnra/index.html).
339. OECD/NEA, CABRI Water Loop Project, [www.nea.fr/html/jointproj/cabri.html](http://www.nea.fr/html/jointproj/cabri.html).
340. NEA, Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR), [www.nea.fr/html/nsd/cnra/wgrnr.html](http://www.nea.fr/html/nsd/cnra/wgrnr.html).
341. NEA, Working Group on Integrity of Components and Structures (IAGE), [www.nea.fr/html/nsd/csni/iage.html](http://www.nea.fr/html/nsd/csni/iage.html).
342. NEA, Working Group on Risk Assessment (WGRISK), [www.nea.fr/html/nsd/csni/wgrisk.html](http://www.nea.fr/html/nsd/csni/wgrisk.html).
343. NEA, Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOF), [www.nea.fr/html/nsd/csni/wghof.html](http://www.nea.fr/html/nsd/csni/wghof.html).
344. NEA, Working Group on Fuel Safety (WGFS), [www.nea.fr/html/nsd/csni/wgfs.html](http://www.nea.fr/html/nsd/csni/wgfs.html).
345. NEA, Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCs), [www.nea.fr/html/nsd/csni/wgfc.html](http://www.nea.fr/html/nsd/csni/wgfc.html).
346. OECD/NEA (2000), Senior Group of Experts for Nuclear Safety Research: Facilities and Programs: (SESAR/FAP).
347. NEA, CCVM: CSNI Code Validation Matrix Integral Test Data, [www.nea.fr/html/dbprog/ccvm/index.html](http://www.nea.fr/html/dbprog/ccvm/index.html).
348. NEA, CCVM: CSNI Code Validation Matrix Separate Effects Test Data, [www.nea.fr/html/dbprog/ccvm/indexset.html](http://www.nea.fr/html/dbprog/ccvm/indexset.html).

349. European Commission Joint Research Centre, STRESA website, <http://lunar.jrc.it/stresaWebSite/StresaWebSites.asp>.
350. NEA, Nuclear Development, [www.nea.fr/html/ndd/](http://www.nea.fr/html/ndd/).
351. The Joint NEA/IAEA Group on Uranium (UG), [www.nea.fr/html/ndd/uranium/welcome.html](http://www.nea.fr/html/ndd/uranium/welcome.html).
352. The Intergovernmental Panel on Climate Change (IPCC), [www.ipcc.ch/](http://www.ipcc.ch/).
353. NEA, Radiation Protection, [www.nea.fr/html/rp/](http://www.nea.fr/html/rp/).
354. NEA, Expert Group on the Implications of Radiological Protection Science (EGIS), [www.nea.fr/html/rp/egis.html](http://www.nea.fr/html/rp/egis.html).
355. NEA (2007), *Scientific Issues and Emerging Challenges for Radiological Protection*, Report of the Expert Group on the Implications of Radiological Protection Science, ISBN 978-92-64-99032-6, [www.nea.fr/html/rp/reports/2007/nea6167-egis.pdf](http://www.nea.fr/html/rp/reports/2007/nea6167-egis.pdf).
356. NEA Nuclear Science, [www.nea.fr/html/science/](http://www.nea.fr/html/science/).
357. NEA Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems (WPRS), [www.nea.fr/html/science/wprs/index.html](http://www.nea.fr/html/science/wprs/index.html).
358. NEA, Expert Group on Reactor Stability and LWR Transient Benchmarks, [www.nea.fr/html/science/egrsltb/index.html](http://www.nea.fr/html/science/egrsltb/index.html).
359. NEA, Expert Group on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF), [www.nea.fr/html/science/egsaatif/index.html#ol](http://www.nea.fr/html/science/egsaatif/index.html#ol).
360. NEA, Ninth Workshop on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-9), [www.nea.fr/html/science/meetings/SATIF-9/satif9.html](http://www.nea.fr/html/science/meetings/SATIF-9/satif9.html).
361. NEA, Expert Group on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities 8th Meeting (SATIF-8), Pohang Accelerator Laboratory, Republic of Korea, [www.nea.fr/html/science/meetings/SATIF-8/satif8.html](http://www.nea.fr/html/science/meetings/SATIF-8/satif8.html).
362. NEA, Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle (WPFC), [www.nea.fr/html/science/wpfc/index.html](http://www.nea.fr/html/science/wpfc/index.html).
363. *Tenth Information Exchange Meeting, Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation (10IEMT)*, Mito, Japan, 6-10 October 2008, [www.nea.fr/html/pt/iempt10/index.html](http://www.nea.fr/html/pt/iempt10/index.html).
364. Fifth International Workshop on the Utilisation and Reliability of High-power Proton Accelerators, Mol, Belgium, 6-9 May 2007, [www.nea.fr/html/science/hpa5/index.html](http://www.nea.fr/html/science/hpa5/index.html).
365. Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Systems (SMINS), [www.nea.fr/html/science/struct\\_mater/index.html](http://www.nea.fr/html/science/struct_mater/index.html).
366. NEA (2006), "Physics and Safety of Transmutation Systems - A Status Report", NEA#06090, ISBN 92-64-01082-3, [www.nea.fr/html/science/docs/pubs/nea6090-transmutation.pdf](http://www.nea.fr/html/science/docs/pubs/nea6090-transmutation.pdf).
367. NEA (2005), "Fuels and Materials for Transmutation - A Status Report", NEA#05419, ISBN 92-64-01066-1, [www.nea.fr/html/science/docs/pubs/nea5419\\_fuels\\_materials.pdf](http://www.nea.fr/html/science/docs/pubs/nea5419_fuels_materials.pdf).
368. NEA, Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCs), [www.nea.fr/html/science/wpncs/index.html](http://www.nea.fr/html/science/wpncs/index.html).
369. A demonstration study by an Expert Group of the Working Party on Nuclear Criticality Safety for the OECD/NEA Nuclear Science Committee, (2006) "Reference Values for Nuclear Criticality Safety - Homogeneous and Uniform UO<sub>2</sub>, "UNH", PuO<sub>2</sub> and "PuNH", Moderated and Reflected by H<sub>2</sub>O", ISBN 92-64-02333-X, [www.nea.fr/html/science/pubs/2006/nea5433-refvalues.pdf](http://www.nea.fr/html/science/pubs/2006/nea5433-refvalues.pdf).
370. Suyama, K. (1997), "Spent Fuel Isotopic Composition Data Base System on WWW - SFCOMPO on W3", JAERI-Data/Code 97-045, Japan Atomic Energy Research Institute, November (in Japanese).

- 
371. Mochizuki, H., *et al.* (2001), “Spent Fuel Composition Database System on WWW - SFCOMPO on WWW Ver. 2” , JAERI-Data/Code 2001-020, Japan Atomic Energy Research Institute, August (in Japanese), [www.nea.fr/sfcompo/JAERI-Data-Code-2001-020.pdf](http://www.nea.fr/sfcompo/JAERI-Data-Code-2001-020.pdf).
  372. NEA, Expert Group on Reactor-based Plutonium Disposition, [www.nea.fr/html/science/egrbpd/index.html](http://www.nea.fr/html/science/egrbpd/index.html).
  373. The Radiation Safety Information Computational Center (RSICC), Oak Ridge National Laboratory, USA, <http://www-rsicc.ornl.gov/>.
  374. Kodeli, I., E. Sartori and B. Kirk (2006), “SINBAD Shielding Benchmark Experiments Status and Planned Activities” , *The American Nuclear Society's 14th Biennial Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division*, Carlsbad New Mexico, USA, 3-6 April, [www.nea.fr/html/science/shielding/sinbad/RPSD2006-sinbad.pdf](http://www.nea.fr/html/science/shielding/sinbad/RPSD2006-sinbad.pdf).
  375. NEA, Project on Partitioning and Transmutation of Minor Actinides and Fission Products, [www.nea.fr/html/pt/](http://www.nea.fr/html/pt/).
  376. NEA, Radioactive Waste Management Committee (RWMC), [www.nea.fr/html/rwm/](http://www.nea.fr/html/rwm/).
  377. NEA, Joint Projects, [www.nea.fr/html/jointproj/](http://www.nea.fr/html/jointproj/).
  378. OECD/NEA ThAI Project, [www.nea.fr/html/jointproj/thai.html](http://www.nea.fr/html/jointproj/thai.html).
  379. NEA Thermochemical Database (TDB) Project, [www.nea.fr/html/dbtdb/welcome.html](http://www.nea.fr/html/dbtdb/welcome.html).





## 付属書 A: 本専門家グループの委託項目

### 範囲

OECD/NEA 加盟国の近年の経済情勢と原子力開発活動の予算削減の結果として、原子力技術分野で現在の技術レベルを維持していくことと、これまでの原子力開発で蓄積してきた既存の積分データを保存していくことに対して様々な問題が起こっている。これらの困難を克服するために、国際的枠組みにおいて原子力技術とインフラを構築、発展させていくことがますます、重要になってくる。NEA は以下に実例を示すように、様々な活動を促進している。

OECD/NEA 原子力委員会 (NSC) は、原子力科学に関する研究開発 (R&D) ニーズの研究を開始し、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 R&D needs for Current and Future Nuclear Systems というワークショップを 2002 年 11 月にパリで開催し、これらのトピックに関するレポートを発行した。並行して、NSC は既存の積分炉物理データを IRPhE プロジェクトの枠組み内でレビューした。加えて、原子力開発委員会 (NDC) は、原子力関係の教育と研究開発の国際協力を促進するための機構と政策を同定するため、研究開発施設の状況の記録を行っている。原子力施設安全委員会 (CSNI) は、安全分野の実験研究開発施設の継続的なニーズをレビューしている。そして最近、「現行及び先進的原子炉の支援施設」(SFEAR) を研究する専門家グループを立ち上げた。

NSC での研究開発ニーズに関する更なる考察は、活動中の他の技術委員会の結果を用いて、これらの調査の相乗効果から便益を得るため、また、加盟国で開発した、新技術を用いた将来の原子力エネルギーに関する勧告を作成するために重要である。

本 NSC 専門家グループは、上記の NEA 活動と、その他の活動中の NEA 技術委員会との密接な協力に基づいて、原子力科学の研究開発に関連する研究施設の、将来の現実的なニーズに備える事を探求する。調査の結果は、新しい原子力技術の開発のための国際協力の推進に貢献する。

### 目標

本専門家グループは、原子力科学の分野で将来のニーズがある研究試験施設に関するレポートを作成する。この調査は、以下の点に焦点を当てる。

- 世界規模で研究試験施設の状況をレビューする。そして、原子力科学分野での研究開発ニーズに応える研究施設が、将来においてもニーズがあるかどうかを明らかにする。このレビューは、NSC の研究開発ニーズに関する調査結果を基にするだけでなく、他の技術委員会とも協力し、NDC や CSNI の研究試験施設の現状に関するレビューの結果も基にする。
- 研究施設の将来のニーズを同定するため、炉特性と燃料サイクルの既存の積分データに関する NCS の IRPhE 活動を参照する。
- 国際協力のための原子力科学分野の研究施設の将来のニーズに関する勧告を行う。

### 成果物

- 積分データと原子力科学分野の将来の研究開発に関する研究試験施設のニーズの現状に関する情報のレビューと交換のために、専門家グループ会合を開催する。扱う情報には、核データ、炉物理、燃料挙動、材料科学、燃料サイクル化学、原子力による水素製造、高性能コンピューティング、そして熱水力を含む。この作業は、CSNI、NDC との密接な協力の下に行う。
- 原子力科学分野の研究開発のための研究試験施設の現状とニーズを明らかにするため、これら施設のデータベースを構築する。
- 積分データと原子力科学分野の将来の研究開発のための研究試験施設のニーズの現状に関するレポートを作成する。



## 付属書 B: メンバーリスト

### ベルギー

Dr. Pierre Joseph D' HONDT (Chairman)  
Deputy General Manager  
SCK•CEN  
200 Boeretang  
B-2400 Mol

### チェコ

Dr. Jan KYSELA  
Director of Reactor Services Division  
Nuclear Research Institute  
CZ-250 68 Rez

### フランス

Dr. Robert JACQMIN  
CEA Cadarache  
DEN/DER/SPRC - Bât. 230  
F-13108 St.-Paul-lez-Durance

Mr. Michaël LECOMTE  
Nuclear Energy Division  
Separation Process Chemistry Service  
CEA Marcoule  
B.P. 17171  
F-30207 Bagnols-sur-Cèze Cedex

### ハンガリー

Dr. Zoltán HÓZER  
Head of Department  
KFKI Atomic Energy Research Institute  
P.O. Box 49  
H-1525 Budapest

### イタリア

Dr. Roberto ROSA  
ENEA - C.R. Casaccia  
TRIGA Reactor  
Via Anguillarese, 301  
I-00060 Roma

### 日本

Dr. 須山賢也  
日本原子力研究開発機構  
安全研究センター  
核燃料サイクル施設安全評価研究グループ  
319-1195 茨城県那珂郡東海村  
白方白根 2-4

### 韓国

Dr. Hee-Seock LEE  
Manager of Radiation Safety Group  
Pohang Accelerator Laboratory  
Pohang University of Science and Technology  
31, Nam-gu, Pohang  
Gyongbuk Province, 790-784

### スペイン

Mr. Enrique GONZALEZ-ROMERO  
Head, Division of Nuclear Fission  
CIEMAT  
Av. Complutense 22  
Dept. Fision Nuclear - Edif. 17  
E-28040 Madrid

### イギリス

Dr. Tim NEWTON  
Serco Assurance  
Building A32  
Winfrith Technology Centre  
Dorchester  
Dorset DT2 8DH

Dr. D.R. WEAVER (Consultant)  
School of Physics and Astronomy  
The University of Birmingham  
Edgbaston  
Birmingham B15 2TT

### 米国

Mr. Raymond V. FURSTENAU  
Deputy Manager for Nuclear Energy  
U.S. Department of Energy  
Idaho Operations Office  
1955 Fremont Ave., MS-1203  
Idaho Falls, ID 83415

国際機関

---

Mr. N. RAMAMOORTHY  
Director  
Division of Physical and Chemical Science  
Dept. of Nuclear Sciences and Application  
IAEA  
P.O. BOX 100, Vienna

Mr. Alexander STANCULESCU  
Nuclear Power Division  
Nuclear Power Tech. Development Section  
IAEA  
P.O. BOX 100, Vienna

Dr. Peter RULLHUSEN  
EC-JRC - Institute for Reference Materials and  
Measurements  
Joint Research Center  
Retieseweg 111  
B-2440 Geel

Mr. Jean COADOU  
European Commission  
DG TREN  
Directorate Nuclear Energy,  
Unit H2  
1, rue Henry M. Schnadt  
Office EUFO 4384  
L-2920 Luxembourg

Dr. Wolfgang WIESENACK  
Project Manager  
OECD Halden Reactor Project  
Institut for Energiteknikk  
Os Alle 13, P.O. Box 173  
N-1751 Halden

Dr. Isao YAMAGISHI (Secretary)  
山岸功 (事務局)  
OECD Nuclear Energy Agency  
Le Seine Saint-Germain  
12 boulevard des Iles  
F-92130 Issy-les-Moulineaux

OECD PUBLICATIONS, 2 rue André-Pascal, 75775 Paris Cedex 16  
Printed in France.