

ANNUAL REPORT 2019



本レポートの和訳は、JAEA高速炉・新型炉研究開発部門 国際・社会環境室が実施したものであり、和訳の内容については、本課室の責任のもと実施したものである。

なお、GIF Annual Report (英語版)については、GIFのホームページから入手することが可能である。

https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_119025/gif-2019-annual-report

第4世代国際フォーラム

第4世代国際フォーラム（Generation IV International Forum : GIF）は、第4世代原子力システムの実現可能性と性能をテストし、2030年までに産業展開できるようにするために必要な研究を開発することを目的とした国際協力の取り組みとして、2001年に設立された。GIFには、これらのシステムの研究開発を調整するために13カ国（アルゼンチン、オーストラリア、ブラジル、カナダ、中国、フランス、日本、韓国、ロシア、南アフリカ、スイス、英国および米国）と、28の欧州連合加盟国を代表する Euratom が参加している。GIFは、ガス冷却高速炉（gas-cooled fast reactor : GFR）、鉛冷却高速炉（lead-cooled fast reactor : LFR）、熔融塩原子炉（molten salt reactor : MSR）、ナトリウム冷却高速炉（sodium-cooled fast reactor : SFR）、超臨界圧軽水冷却炉（supercritical-water-cooled reactor : SCWR）および超高温原子炉（veryhigh-temperature reactor : VHTR）の6つの原子炉技術をさらなる研究開発の対象としている。

原子力機関

OECD 原子力機関（Nuclear Energy Agency : NEA）は1958年2月1日に設立された組織である。現在 NEA に加盟しているのは、アルゼンチン、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、ポーランド、ポルトガル、韓国、ルーマニア、ロシア、スロバキア共和国、スロベニア、スペイン、スウェーデン、スイス、トルコ、英国および米国の33カ国である。また 欧州委員会および国際原子力機関も NEA の活動に参加している。

NEA の使命：

- 原子力を平和目的で安全に、環境に優しく、そして経済的に利用するために必要な科学的、技術的、法的な基盤を、加盟国が国際協力を通じて維持発展させることを支援すること。
- 原子力政策に関して各国政府が決定を下すための情報、およびエネルギーや低炭素経済の持続可能な開発といった分野におけるより広範な OECD 分析のための情報として、信頼できる評価を提供し、重要な問題に関する共通の理解を形成すること。

NEA の専門的分野には、原子力活動の安全性と規制、放射性廃棄物の管理と廃炉、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、原子力に関する法制と責任、情報公開が含まれる。NEA データバンクは参加国のために原子力データやコンピュータプログラムサービスを提供している。

原子力機関は GIF の技術事務局として機能している。

はじめに：議長より



第4世代原子炉システムの進歩と開発における協力についての年次報告書にこの巻頭文を掲載できることは私にとって大きな名誉である。第4世代原子炉システムは、第3世代または第3+世代の現在の軽水炉から原子力エネルギーを持続可能な方法で使用するための次世代のシステムである。

2001年以降、第4世代国際フォーラム (GIF) は、ナトリウム、鉛、ガス、熔融塩、および超臨界圧軽水を使用する6種類の第4世代原子炉システムの開発のための国際的な研究開発協力を推進している。目標は、適切なレベルの国際政策支援と野心的な研究開発資金を活用して、2030年代以降に最先端システムを商業展開することである。これらのシステムは、安全性と経済性を、当初から GIF が従っている原則である持続可能性と核拡散抵抗・核物質防護とともに2つの重要な目標とする共通の開発目標に沿っている。今日、これらの目標の関連性は、原子力エネルギーの飛躍的進歩を達成するために不可欠なままとなっている。

私は、フランスの François Gauché 氏に代わり、2019年1月から20年に渡って GIF の第6代議長を務める。GIF の方向性は2019年に次のように定められた。:

「私たちには、第4世代原子炉システムと GIF の目標への準拠を評価するための方法を開発する計画がある。また、これらの高度な原子力技術が将来のクリーンエネルギーシステムにどのように統合され、サポートできるかを示す必要がある。」 GIF の現在の優先事項は次のとおりである。1) 安全性と規制：将来のライセンス供与を促進するために、国際的な安全設計基準の開発を継続すること。2) 市場機会と課題：クリーンエネルギーシステムにおいて、第4世代システム（柔軟性、経済性）と再生可能エネルギーシステムを統合すること。3) R&D 協力：国際的な R&D 協力を強化すること。4) 若い世代を呼び込むこと。

次の3名の優れた副議長がこれらの優先事項を指揮している。安全性と規制については Alice Caponiti 氏 (米国)、市場機会と課題については Sylvestre Pivet 氏 (フランス)、R&D 協力については Jong Hyuk Baek 氏 (韓国)。

GIF は、第4世代原子炉設計の認可に関する国際安全基準の重要性を考慮して、安全設計基準とガイドラインを開発しました。GIF はまた、(OECD 原子力機関及び国際原子力機関をと共に) 国際レベルで原子力安全コミュニティと協力し、この作業をさらに進めている。たとえば、リスク情報を活用したパフォーマンスベースの手法、IAEA で議論されている小型モジュール炉 (small modular reactor : SMR) の緊急時計画区域 (Emergency planning zone : PZ) の削減などは、GIF にとって第4世代原子炉の早期配備に関する大きな懸念事項となっている。

GIF は、研究開発機関と民間部門との強力な協力が必要であることも確信している。これは、設計段階で将来の市場機会と制約を組み入れるために特に重要である。この点で、第4世代システムの重要な価値は、新たに柔軟性を得られるソースを通じて信頼性の高いクリーンエネルギーシステムに貢献することである。ナトリウム、鉛またはガスの温度が高いほど、ハイブリッドエネルギーシステムの一部として、電力生産に蓄熱または水素生産を組み合わせることができる。一部の第4世代システムは、負荷追従能力など、既存の原子炉の柔軟性を拡大させることもできる。

私たちは、特に GIF の方向性から、困難で複雑なエネルギー市場の状況下での第 4 世代原子炉システムの前進、再生可能エネルギーの拡大、福島第一原子力発電所事故（1F 事故）後の安全への懸念、そして地球温暖化による異常気象問題の増加に対する意見を促進するために、これまで以上に世界、政策立案者および産業界に GIF のアウトプットを示す予定である。私たちの意見や結果を世界に向けて示す機会がいくつかあった。カナダのバンクーバーで開催された素晴らしい未来のイニシアチブに関する CEM10 主催の会合は、GIF にとって良い機会であった。また、私たちはウィーンで開催された IAEA の「気候変動と原子力の役割」に関する世界会議に参加し、基調講演を行った。



Dr Hideki Kamide, GIF Chair, representing GIF at the 10th Clean Energy Ministerial (CEM 10) in Vancouver, Canada in May 2019

GIF は、これらの世界会議と並行して、SMR を含む第 4 世代原子炉の開発及び配備の促進に関する協力を確認するために、民間部門といくつかのワークショップを開催し、2019 年 5 月にカナダで GIF 会議、2019 年 10 月に中国で GIF 会議、2020 年 2 月にパリで GIF 会議も開いている。これらのワークショップは、エネルギー市場での第 4 世代原子炉利用の機会を増やすことに貢献すると考えている。

本年報では、2019 年の 6 つの原子炉システムに関する全体的な活動と、タスクフォースおよびワーキンググループの分野横断的な問題を取り上げている。本年報は、すべての読者が GIF 活動を把握し、私たちとの良好な関係と協力を見いだせる有意義なものであると思っている。

GIF 議長
上出 英樹

はじめに：テクニカルディレクターより



私にとって GIF でテクニカルディレクターを務めることは、喜びであり大きな責任でもある。2019年、すべての GIF 組織を変革できた。この場を借りて、前チームに感謝と敬意を表す。

この新しいガバナンス構造では新たな課題に直面しており、新しく範囲を定義しなければならない。第4世代国際フォーラムが開始されてから、(2020年に)20年になる。GIF 組織にとっては、規制緩和されたエネルギー市場と未来の脱炭素化された社会という新たな背景において、その目的を検討するのに適切な時期である。

GIF は、第4世代原子炉システムとそれに関連する安全性、経済性、および核拡散抵抗・物質防護 (PR&PP) の事項に関係する人々にとって不可欠の組織になっている。新たな経済市場、将来のエネルギーミックス、および低炭素社会への移行の観点から、重要なシステムの地位を追求し、再評価しなければならない。6つの第4世代システムには、この新しいエネルギー枠組みの一部となる重要な資産がある。また、柔軟性と負荷追従、エネルギー併給 (熱、淡水化など) および/または大規模エネルギー貯蔵 (水素) の併用を確実にする能力、それらの導入の柔軟性 (大規模、小規模またはマイクロ規模の原子炉、小型モジュール炉)、それらの立地の適応性を通じて、エネルギーミックスにおける GIF システムの一貫性を強調することが重要である。

したがって、これらの原子炉システムへの関与を追求し、安全性と PR&PP、経済と市場、市場機会、産業界のビジョン、再生可能エネルギーとの適合性、および原子力システムに適用可能な将来の革新的な技術といった主要分野での横断的なワーキンググループの重要な役割を確認することが重要である。

同時に、GIF は、第4世代システムでの取り組みを促進し、高い評価を得るために、多くの人々に対して将来のエネルギーの課題に関する見解を示さなければならない。これは、シンポジウムとウェビナー戦略により開始されている。また、このダイナミズムを追求し、的を絞った効率的な GIF コミュニケーション計画に向けて方向性を示すよう努める予定である。

2019年は、2018年10月の第4回 GIF シンポジウムの大成功、GIF ガバナンスの大幅な変更、そして今後数年間の道を切り開きたいという新しい方向性に移行できた年であった。また、すべての GIF メンバーによるさまざまな技術的進歩にとって興味深い年でもあった。本年報は、これらの素晴らしい結果の適切な概要を示し、将来の課題に向けたいくつかの鍵を提供できるものであると確信している。前回の GIF 年報は2017年のものである。2018年は、GIF シンポジウムの開催とすべての GIF メンバーの大きな関与により、年報の作成が繰り越された。そのため、本年報では、過去2年間の活動報告がある程度統合されている。

GIF テクニカルディレクター
Gilles Rodriguez

目次

第1章 GIFのメンバーシップ、組織およびR&D協力.....	8
GIFのメンバーシップ	8
GIFの組織.....	8
第2章 1年のハイライト.....	12
総括.....	12
第3章 国別レポート	16
オーストラリア.....	16
カナダ	17
中国.....	20
Euratom	21
フランス.....	24
日本.....	26
ロシア	27
南アフリカ.....	29
韓国.....	31
スイス	34
英国.....	36
米国.....	37
第4章 システム別レポート	42
ガス冷却高速炉 (GFR)	42
鉛冷却高速炉 (LFR)	47
熔融塩原子炉 (MSR)	59
超臨界圧軽水冷却炉 (SCWR).....	69
ナトリウム冷却高速炉 (SFR)	82
超高温原子炉 (VHTR)	95
第5章 方法ワーキンググループ.....	110
EMWG：経済モデリングワーキンググループ.....	110
PRPPWG：核拡散抵抗・核物質防護の評価方法ワーキンググループ.....	113
RSWG：リスクと安全性ワーキンググループ.....	116
第6章 タスクフォース別レポート	119
ETTF：教育訓練タスクフォース	119
SDC-TF：安全設計基準タスクフォース	124
AMME TF：先進製造・材料工学タスクフォース.....	127

RDTF : R&D インフラストラクチャ・タスクフォース	131
第 7 章 市場と産業界の展望/SIAP レポート	135
市場の問題	135
SIAP の 2019 年指令と反応	137
SIAP の 2020 年の目的	139
付録 1 第 4 世代の略語と頭字語のリスト	140
付録 2 GIF の刊行物 (2018 年～2019 年)	148
一般論文	148
GFR	148
LFR	148
MSR	149
SFR	149
SCWR	149
VHTR	150
EMWG	150
PRPP WG	150
RSWG	151
ETTF	151
SDC-TF	151
AMME TF	151
RDTF	151

第1章 GIF のメンバーシップ、組織および R&D 協力

GIF のメンバーシップ

第4世代国際フォーラムには、GIF 創設時に締結した 14 のメンバーが参加している。その憲章締結国の内、12 のメンバー（オーストラリア、カナダ、フランス、日本、中国、韓国、ロシア、南アフリカ、スイス、英国、米国および Euratom）は、枠組協定（Framework Agreement : FA）およびその延長に署名している。締結国は、適切なレベルで GIF 共同プロジェクトへの積極的な参加を維持することが期待されている。締結国は正式に、さらなる研究開発（R&D）のために GIF が選んだ 1 つ以上の第4世代システムの開発に関わることに同意している。英国は、枠組協定を批准していない GIF への最初の参加国の 1 つであり（2005 年当時）、英国の R&D チームは Euratom を通じて GIF プロジェクトに参加している。2019 年、英国は枠組協定を批准し、VHTR および SFR システムの協定に署名した。アルゼンチンとブラジルは GIF 憲章に署名したが、FA は承認していない。アルゼンチンおよびブラジルは、「非活動的な国」とされている。



（2005 年当時）、英国の R&D チームは Euratom を通じて GIF プロジェクトに参加している。2019 年、英国は枠組協定を批准し、VHTR および SFR システムの協定に署名した。アルゼンチンとブラジルは GIF 憲章に署名したが、FA は承認していない。アルゼンチンおよびブラジルは、「非活動的な国」とされている。

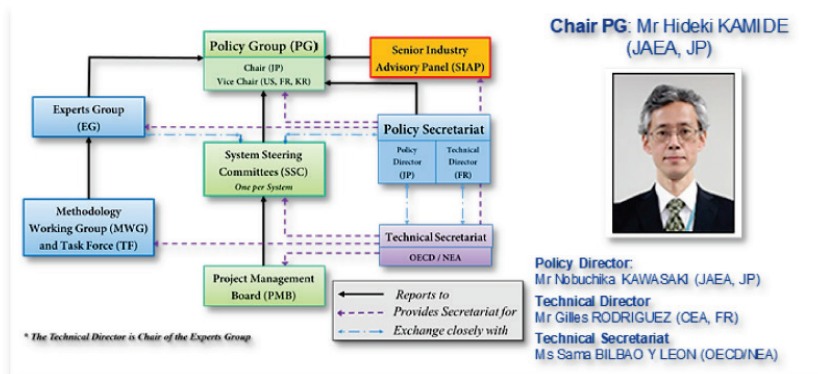
選択されたシステムでの共同研究開発の実施に関心のあるメンバーは、FA の規定に対応するシステムアレンジメント (SA) に署名している。これは、ナトリウム冷却高速炉 (SFR)、超高温原子炉 (VHTR)、超臨界圧軽水冷却炉 (SCWR)、およびガス冷却高速炉 (GFR) システムに関するものである。2016 年、4 つの SA はすべて、さらに 10 年間延長された。覚書 (Memoranda of Understanding : MoU) に従って、熔融塩原子炉 (MSR) と鉛冷却高速炉 (LFR) システムが連携される。MSR システムの SA の締結プロセスは進行中である。

GIF の組織

GIF 憲章には、一般的な GIF 活動の枠組みとその組織構造の概要が示されている。GIF では、GIF の協力的な取り組みの全体的な指揮、GIF の活動を管理する政策の策定、および第三者とのやり取りは、主に政策グループ (Policy Group : PG) が指揮している。通常、PG は年に 2 回会合を開いており、2019 年は、5 月にバンクーバー (カナダ)、10 月に Weihai (中国) で会合を開いた。

PG に報告を行う専門家グループ (Experts Group : EG) は、協力プロジェクトの進展状況を確認し、必要な措置を PG に提案することを担っている。EG は、R&D 戦略の優先順位とその方法、およびシステムアレンジメントの枠組みで立てられた研究計画の評価について PG に助言を行う。EG は年に 2 回会合を開く。この会合は、これら 2 つのグループ間の情報交換とその相乗効果を促進するために、PG 会合と併せて開催される。すべての GIF メンバーは、PG で 2 名、EG で 2 名の代表者を指名する。2019 年、全体的に GIF ガバナが更新された (第2章と図1を参照)。

図 1. 2019 年現在の GIF のガバナンス



各 SA の締結国は、対応するシステムに必要な R&D を計画するために、システム運営委員会 (System Steering Committee : SSC) を設置した。各 GIF システムの研究開発活動は、利害関係者が締結した一連のプロジェクト協定 (Project Arrangement : PA) を通じて実施される。PA は、幅広い技術分野での対応するシステムの R&D ニーズを扱う。このプロジェクト活動は、長期プロジェクト計画 (PP) に記載されている。

GFR は、概念設計と安全 (Conceptual Design and Safety : CD&S) および燃料と炉心材料 (Fuel and Core Material : FCM) の 2 つのプロジェクトアレンジメントから成る。SCWR には、材料と化学 (Materials & Chemistry : M&C)、熱流動と安全 (Thermo-hydraulics and Safety : TH&S)、システム統合と評価 (System Integration and Assessment : SIA) の 3 つの PA がある。SFR には、先進燃料 (Advanced Fuel : AF)、Component Design&Balance-of-Plant (CDBOP)、安全性とオペレーション (Safety and Operation : SO)、システム統合と評価 (System Integration and Assessment : SIA) の 4 つの PA が含まれており、VHTR には水素製造 (Hydrogen Production : HP)、燃料・燃料サイクル (Fuel and Fuel Cycle : FFC)、材料 (Material : MAT)、および計算方法の検証とベンチマーク (Computational Methods Validation and Benchmarking : CMVB) の 4 つの PA がある。MoU (LFR および MSR システムの場合) に従い実施される研究開発は、暫定システム運営委員会 (provisional System Steering Committee : pSSC) が調整する。GIF 憲章は、対応する SSC の全会一致の承認が得られた場合、PA レベルで非 GIF メンバーの公的および民間部門からの組織の参加を認めている。

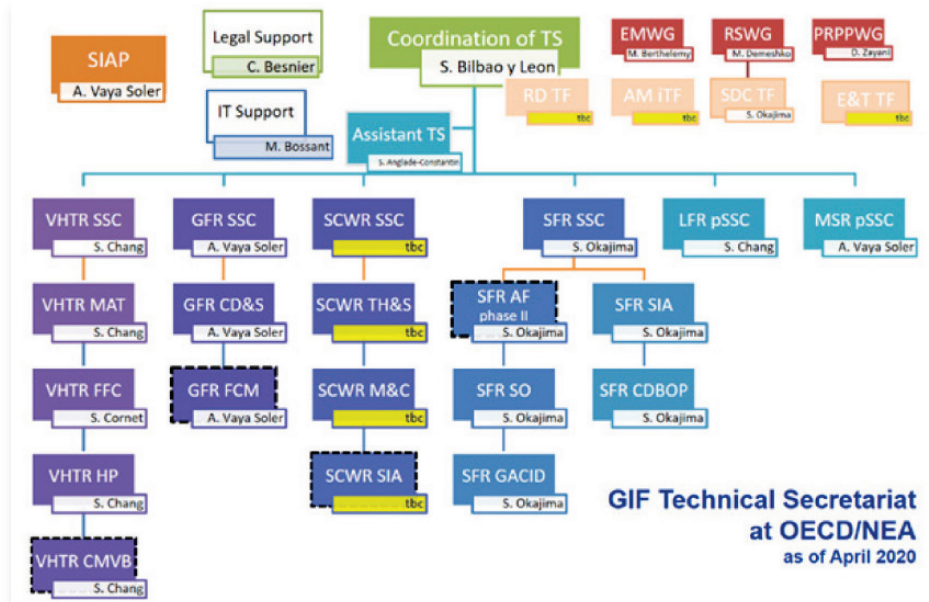
経済モデリングワーキンググループ (Economic Modelling Working Group : EMWG)、核拡散抵抗と核物質防護ワーキンググループ (Proliferation Resistance & Physical Protection Working Group : PR&PP WG)、リスクと安全性ワーキンググループ (Risk and Safety Working Group : RSWG) の 3 つの評価手法作業部会 (Methodology Working Group : MWG) は、経済、PR&PP、およびリスクと安全性の分野における GIF 目標に対する第 4 世代システムの評価を開発および実施する責任を負っている。MWG は、ガイダンスを提供し、その作業計画と進捗状況を定期的にレビューする専門家グループに対して報告を行っている。各ワーキンググループの詳細は第 5 章に記載されている。

図 2. フランスのパリで開催された 2018 年 GIF シンポジウムの GIF 政策グループ



From left to right: Jong-Hyuk Baek, Henri Paillère, Yun Jung, Steve Napier, John Kelly, Linhao Chen, Thomas Fanghänel, Diane Cameron, Jinlei Jia, Lyndon Edwards, Alice Caponiti, William Magwood, Didier Gavillet, Suibel Schuppner, Kiyoshi Ono, Konstantin Kornienko, Hideki Kamide, Nobuchika Kawasaki, Daniel Brady, Sylvestre Pivet, Gilles Rodriguez, Bessie Mokgopa, and Victor Ignatiev

図 3. GIF 技術事務局の構造



さらに、PG は、特定の目標に対処し、特定の時間枠内で特定の成果をあげるために、専用のタスクフォース (TF) グループを設けている。2019 年には、先進製造と材料工学 (Advanced Manufacturing and Materials Engineering : AMME)、R&D インフラストラクチャ (R&D Infrastructure : RDITF)、および安全設計基準/安全設計ガイドライン (Safety Design Criteria/Safety Design Guideline : SDC/SDG) タスクフォースの 3 つのタスクフォースが設けられた。それぞれの 2019 年の結果は、第 6 章で解説されている。政策グループは、2020 年に新しいタスクフォースグループでこれらの事項を追求し続ける機会について話し合う予定である。

第 4 世代の科学的知識の継続的な普及におけるその重要かつ鍵となる役割のために、教育訓練タスクフォース (ETTF) は、2019 年末に教育訓練ワーキンググループに変わった (セクション 6.1 の該当レポートを参照)。

上級産業諮問パネル (Senior Industry Advisory Panel : SIAP) は、規制、商業および技術的側面を含む長期的な戦略的問題について政策グループに助言するために2003年に設立され、GIF メンバーの原子力産業の上級役員で構成されている。SIAP は、第4世代システムの将来的に考えられる商用的導入に影響を与える技術的問題を確実に考慮するために、GIF R&D 活動の戦略的レビューとガイダンスの提供を助けている (第7章を参照)。

GIF は、日々、GIF 活動とそのコミュニケーションの調整を行っている。これには、政策事務局と技術事務局の2つのグループが関わる。政策事務局は、政策グループと専門家グループがその責任を果たせるように支援する。政策ディレクターは、特に政策の問題についてPGを支援する。テクニカルディレクターは専門家グループの長を務め、PGの技術戦略とビジョンを支援する。技術事務局チーム (NEA) は、すべてのGIF 技術委員会 (6つのシステム、ワーキンググループ、タスクフォース、SIAP) を支援し、公開および保護されたGIF Webサイトを維持し、会議、シンポジウム、ワークショップ、コミュニケーションイベントなどのGIFの主要なイニシアチブを企画する。NEAは、この目的のためにすべてのGIFメンバーから完全に資金提供を受けている。



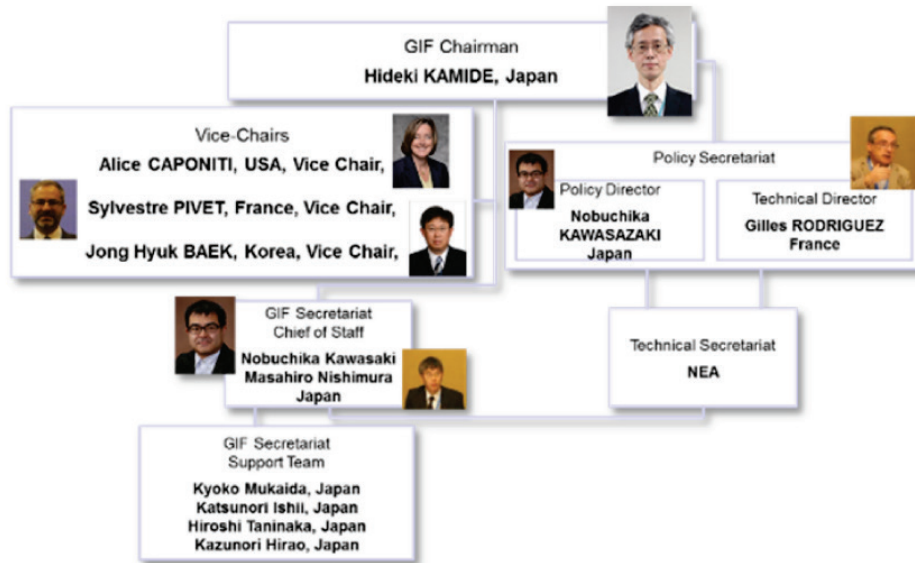
GIF 技術秘書長
Sama Bilbao y Leon

第2章 1年のハイライト

総括

2019年、第4世代国際フォーラムは、あらゆるガバナンスの新しい主要メンバーを迎え、その委員会を一新した。この新しいガバナンスは、2019年5月にバンクーバー（カナダ）で開催された第47回政策グループ会議で完了し、承認された。

図4. GIFのリーダーシップ（2019年）



GIF 組織は初めて、各副議長に対して、GIF 議長が、すべての第4世代システムに関連する次の3つの主要な分野横断的なトピックに関する推進要因、機会、および制約をよりよく理解できるように支援するという3年間の任務を与えた。

- 規制の問題（米国の Alice Caponiti が担当）
- 市場機会と課題（フランスの Sylvestre Pivet が担当）
- R&D 協力の強化（韓国の Jong Hyuk Baek が担当）

規制の問題に関する副議長の任務は、調和のとれた規制要件を達成するために、GIF の取り組みをさまざまな規制機関と調整することである。国際的な研究開発コミュニティと規制コミュニティとの定期的な話し合いは、以下を共同して行う取り組みを促進するために相互に有益である。

- 重大な規制問題を特定し、解決する。
- 安全性研究のニーズを特定し、対処する。
- 設計、安全性および規制要件をさらに調和させる。

そのため、この任務には、ナトリウム高速炉（さらに、他の第4世代システムにも拡張）の安全設計基準とガイドライン（SDC/SDG）レポートに関する外部の意見を促進し続け、IAEA 安全基準を目指して取り組むことが含まれる。また、OECD/NEA WGSAR（先進原子炉の安全に関するワーキンググループ）および関連する IAEA セクションとの GIF の関

与を主導することも役割に含まれる。

市場機会と課題に関して、特定された 1 つの重要なトピックは、脱炭素化したハイブリッドエネルギーシステムの取り扱いである。将来の低炭素エネルギーシステムでは、可変する再生可能エネルギーシステムがエネルギーミックス全体に占める割合が増加し、エネルギー貯蔵とディスパッチ可能エネルギー技術によって補う必要があると予想されている。その意味での第 4 世代エネルギーシステムは、低炭素電力源としても、脱炭素ハイブリッドエネルギーシステムの産業用またはその他の用途向けの低炭素熱源としても重要な役割を果たす可能性がある。このような点から、副議長の任務には、第 4 世代システムが、どのように今後のエネルギー市場のニーズと課題に対処でき、革新的な原子炉の概念の開発をサポートすることができるかについて、外部の GIF 利害関係者（民間部門、政策立案者、投資家）およびさまざまな GIF 機関（システム運営委員会、経済モデリングワーキンググループ、上級産業諮問パネル）と協働することが提案されている。また、国際機関（IAEA/INPRO、NEA/IFNEC、NEA/NI2050）が推進する他の多国間イニシアチブと GIF 関連の活動を調整することも副議長の役割である。この任務は、ポジションペーパーを使用した、第 4 世代原子力システムのコストと価値、第 4 世代システムの配備における民間部門の役割のさらなる調査と評価、および第 4 世代システムを開発するための政策の調整に貢献できる可能性がある。

R&D 協力の強化に関する副議長の任務は、以下について、GIF R&D インフラストラクチャ・タスクフォースとすべての GIF システム機関の助けを借りて GIF 議長を支援することである。

- 資格取得目的で、大規模施設の使用に関連する推進要因、機会、および制約をよりよく理解する。
- 共同研究と共有結果を最適化するために、当該リソースと R&D 結果を共有するためのさまざまな手段を検討する。
- 将来のエネルギーミックスになる第 4 世代システムの開発をさらに後押しするために、研究課題または技術的ギャップに関連する他の R&D トピック（分野横断的な問題）を調査する。

副議長は、専門家グループ/政策グループの会議で任務の進捗状況を報告する。

2019 年、GIF はバンクーバー（カナダ）でのクリーンエネルギー大臣会合（CEM10）とミッションイノベーション（MI-4）に参加し、クリーンエネルギー部門でショーケースポスターブースを設けた。GIF への参加は「突破口 - 原子力エネルギー革新に関する洞察（Breakthroughs – Insights on Nuclear Energy Innovation）」につながっている。バンクーバーの会議は、このイベントに参加するすべての GIF 政策グループメンバーと SMR 販売会社（6 つの第 4 世代コンセプトすべてを集めた 15 社以上）とで円卓討論を行う機会にもなった。

GIF はまた、気候変動と原子力の役割に関する IAEA 国際会議（2019 年 10 月、ウィーン）でポジショントークを行った。これは、将来の第 4 世代展開のビジョンを変えつつある、先進原子炉（基本的には小型またはマイクロモジュール炉）に対する民間部門からの関心の高まりを強調する機会となった。このことから、第 4 世代システムは、高まる柔軟性の要件に対応し、そのソリューションを調整しなければならない。先進原子力エネルギーシステムは、経済成長を支え、既存の概念と比較してパフォーマンスと持続可能性の観点から付加的な機能を提供するソリューションとなりえる。GIF は、政策立案者に対し、

現在、原子力が電力部門の炭素排出量の削減に貢献していることを認識し、先進原子炉と関連する革新的なアプリケーションの配備を支援することを検討するよう求めている。

GIF は、ICAPP 2019 カンファレンス（フランス、Juan les Pins）において、他の 42 のメンバーと共に「Declaration from Nuclear Societies（原子力社会からの宣言）」¹を見直すこと、および「原子力エネルギーは、脱炭素化の目標に向けて、クリーンエネルギー・ポートフォリオの一部として、期待される最大限の貢献を果たせる。」ということに合意（署名）した。

トルコは、第 46 回 PG 会議（2018 年 10 月）で GIF への参加を申請することを発表した。GIF 政策グループは、主に MSR の化学、材料と設計、革新的な電力変換など、共通の関心分野に関する GIF とトルコの専門家間の技術的な討論（電話会議）を通じて、この参加申請を検討することに同意した。GIF の専門家派遣団は、2019 年 8 月にトルコ国立科学核生物（National Scientific and Nuclear Organism : TUBITAK、TAEK 及びイスタンブール大学）へのテクニカルビジット（視察）を行い、トルコの参加申請プロセスを進めるために、その技術監査と状況を政策グループ（第 48 政策グループ、中国、威海市）に報告した。このプロセスは 2020 年も継続される。

専門家グループ、分野横断的なワーキンググループおよびタスクフォースのハイライト

専門家グループは、特定のタスクフォースとワーキンググループで実施された作業を基に、優先順位と方法について政策グループに助言を行う。これらすべての分野横断的活動の進捗報告は第 5 章、第 6 章および第 7 章に示す。ただし、2018 年と 2019 年に実施された次のような主な成果については、言及する価値がある。

- 10 月 16～18 日にフランスのパリで開催された第 4 回 GIF シンポジウムには、約 300 人が参加し、本会議および 8 つの技術セッションが行われた。議事録は 2020 年に公開されており、GIF の Web サイトから閲覧できる。
- SFR SDC/SDG ドキュメントの完成。
- EMWG による第 4 世代システムの柔軟性に関する第 4 世代ポジションペーパーの事前作成（2020 年に最終的な公表）。
- 先進製造・材料工学（AMME）および R&D インフラストラクチャ・タスクフォース（RDTF）でそれぞれ実施された活動の完了を受けた、先進製造および R&D インフラストラクチャのニーズと機会に関する原子力産業との合同ワークショップの準備（2020 年 2 月 18-20 日 OECD/NEA）
- 2019 年に合計 36 回のウェビナーを開催できた GIF ウェビナーシリーズの大成功。2020 年のプログラムはほぼ完全に計画されている（月に 1 回）。



2018 GIF Symposium Program Cover

GIF は 2020 年も新テクニカルディレクターが提案したプログラム計画に従って、次の事項に向けてその取り組みを追求する予定である。

¹ www.sfen.org/sites/default/files/public/atoms/files/declaration-icapp-2019_002.pdf.

- 民間部門に向けた GIF イニシアチブ
- 第4世代システムの柔軟性+熱の価値化の適用に関するポジションペーパー
- 技術革新と先端材料および製造に向けた GIF イニシアチブ
- 先進原子炉の認可のための安全基準に関するポジションペーパー
- 知識の資産化を目指し、この取り組みを拡大するための教育・訓練の促進

GIF が 20 周年を迎える 2020 年には、GIF は、世界原子力展示会（12 月 8-10 日、パリ）などのいくつかの重要なイベントに参加する予定である。



GIF テクニカルディレクター
Gilles Rodriguez



GIF 政策ディレクター
Nobuchika Kawasaki

第3章 国別レポート

オーストラリア

オーストラリアは、第4世代国際フォーラム（GIF）の最新の加盟国であり、積極的かつ熱心であり、フォーラムの活動への関与を拡大し続けている。オーストラリアは、原子力の平和的利用を促進するために、次世代の原子炉技術の研究開発に引き続き取り組んでいる。

これには、GIF 内での VHTR システム運営委員会への継続的な貢献が含まれる。VHTR 材料プロジェクトアレンジメント（Materials Project Arrangement）へのオーストラリアの貢献は現在、材料プロジェクト計画に盛り込まれており、プロジェクトアレンジメントの署名は間もなく行われる。

同様に、オーストラリアは MSR 暫定システム運営委員会の積極的な参加者として、システムアレンジメントに進むという運営委員会の目標を支持し、MSR 材料・コンポーネントプロジェクトアレンジメントの先頭に立っている。

他の原子力情報を挙げると、オーストラリアの新しい放射性（核医学）医薬品製造施設である ANM は完全に機能している。2019年5月24日、オーストラリアの原子力規制当局である ARPANSA は、ANSTO がオーストラリアと国際市場の両方の ANM 施設でモリブデン-99の定期生産を開始できるように、当初の条件付き加熱試運転（hot commissioning）ライセンスを修正した。

並行して、ANSTO Synroc 技術を使用して ANM 施設からの液体中間廃棄物を処理する ANSTO の SyMo 核廃棄物プラントの建設が開始された。このプラントは、オーストラリアの革新的な Synroc テクノロジーの最初の本格的な導入であり、2021年までに完成する予定である。

国立放射性廃棄物処理設備（National Radioactive Waste Management Facility : NRWMF）の用地を選択して確立するプロジェクトが継続されており、詳細な用地の特性評価とコミュニティとの協議が行われている。南オーストラリア州の2カ所、キンバ地区の2カ所、ホーカー地区の1カ所がその用地の候補になっている。コミュニティの関与は継続中であり、諮問委員会が設立され、両エリアで運営されている。残念ながら、両地区でのコミュニティの投票は、法的措置によって遅れている。同施設は、高い支持を得られた場所に限り設置されることになっている。NRWMF は、処理するためにオーストラリアの低レベル廃棄物を回収し、別の ILW 処理施設が設立されるまで、オーストラリアの中間レベル廃棄物を一時的に保管する予定である。

2019年下期、オーストラリアにおけるウラン採掘と原子力エネルギーの両方の潜在的な役割に対する政府の関心が高まっていた。連邦政府内では、2019年8月2日、エネルギー・排出削減大臣（Minister for Energy and Emissions Reduction）Angus Taylor MP により、オーストラリアの原子力エネルギーの要件に関して議会で調査することが決まった。この調査は衆議院の環境・エネルギー常任委員会（House of Representatives Standing Committee）が行っている。調査の考慮事項では、委員会のメンバーに対して、小型モジュール炉の技術を含む、将来のオーストラリア政府による原子力発電の検討の状況と必須条件を具体的に調査し、報告することが求められている。委員会は2019年末までに報告を

行う予定である。2019年9月、オーストラリアの原子力産業の個別の調査が、産業、イノベーション、科学、資源に関する衆議院常任委員会によって実施された。ニューサウスウェールズ州とビクトリア州の州議会でも同様の活動が行われている。

2019年6月6日、ニューサウスウェールズ州上院の国家開発常任委員会（**Standing Committee on State Development**）は、同州のウラン採掘と原子力施設の設置の禁止を撤廃する法案を検討するために、審議することに決めた。この審議は2020年に完了すると思われる。

2019年8月19日、ビクトリア州上院は、気候変動の緩和における原子力の利点に関連して、州の原子力の禁止を撤廃することのメリットを検討するための審議を行うことを投票によって決議した。12ヵ月間の調査により、原子力発電が実現可能かどうか、またビクトリア州に適しているかどうかを調査し、廃棄物管理、健康と安全の問題、および考えられる産業や医療への活用を検討する予定である。

ANSTOは、原子力を含む原子力科学と原子力技術に関連するすべての事項について、政府に専門知識と技術的助言を提供する上で重要な役割を果たしている。ANSTOは、この職務において、連邦レベルおよび州レベルの審議に対する原子力およびその他の燃料サイクル活動に関連する技術的アドバイスを求められ、提供してきた。

オーストラリアは、シドニーで政策および専門家グループ会議を主催する予定である（2020年5月）。つまり、オーストラリアは2017年後半の参加以降、代表を務めるすべてのGIF委員会を主催することになる。

カナダ

カナダの原子力エネルギー：現在、カナダでは18基の原子炉が稼働中で、1基が改修中である。現在のカナダの電力源の15%は原子力によるものである。カナダの18基の原子炉が設置されているオンタリオ州では、同州の電力の約60%が原子力から供給されている。他の稼働中の原子炉があるニューブランズウィック州では、電力の約35%が原子力から供給されている。

カナダは2019年10月21日に、連邦選挙を実施する予定である。これに関連して、カナダの無党派の公務員は、新しい大臣に説明する準備を行っている。

カナダの改修：改修は、カナダの原子力部門にとって最優先事項である。カナダ最大の原子力発電事業者であるオンタリオ・パワー・ジェネレーション（**Ontario Power Generation : OPG**）は、**Darlington** 原子力発電所の改修に130億CADを投資している。プロジェクトは計画よりも早めに進行されており、現在は予算を下回っている。最初の原子炉は、2016年10月に改修のため送電システムへの接続が停止され、2020年に送電システムに再接続される予定である。

カナダのオンタリオ州政府は、ダーリントンの最初の原子炉の1つに進展があったため、OPGに次の原子炉の改修を進める許可を与えた。

同時に、世界最大の稼働中の原子力発電所の運営者である**Bruce Power**は、**Bruce** 発電所の残りの6ユニットを改修する計画を進めており、最初のユニットは2020年初頭にオフラインになる予定である。

小型モジュール炉 (SMR) : カナダの SMR ロードマップは 2018 年 11 月に発表されており、<https://smrroadmap.ca> で閲覧できる。簡単にまとめると、このロードマップの作成では、業界との広範な取り組み、先住民との最初の話し合い、および専門家の分析を伴う 10 ヶ月間にわたる国家的アプローチが採用されている。このプロセスは、4 つの州政府と 2 つの領土政府、および関心のある公益事業者によって進められた。

6 つのワークショップがカナダ各地で開催され、55 の組織と 180 人以上が参加した。これには、話し合いを継続することを約束した 3 つの先住民エンゲージメントセッションが含まれていた。

ロードマップの作成をサポートするために、5 つの専門家ワーキンググループが設けられ、18 の組織がサポートした。これらのワーキンググループは次の事項に重点を置いていた。1) 技術評価、2) 規制の準備、3) 廃棄物処理体制、4) 経済と金融、5) 公的および先住民の関与。各ワーキンググループは、ロードマップに反映されるレポートを作成した。これらのレポートは一般に公開されており、上記の SMR サイトで閲覧できる。

カナダが小型モジュール炉 (SMR) の開発を進める道りには複数ある。注目すべきは、11 の SMR 販売会社が任意の認可前「ベンダーデザインレビュープロセス」に従って、CNSC に関与し、5 つ以上の SMR 販売会社が CNL の「Invitation for SMR Demonstration Projects (SMR 実証プロジェクトの募集)」に参加していることである。カナダの原子力事業者 (Ontario Power Generation、NB Power、Bruce Power) も、技術諮問委員会から商業パートナーに至るまで、販売会社とさまざまな取り組みを行っている段階にある。

2019 年 7 月、カナダ原子力安全委員会 (Canadian Nuclear Safety Commission: CNSC) は、Ultra Safe Nuclear Corp. (USNC) および Ontario Power Generation (OPG) と協力して、オンタリオ州 Chalk River のマイクロモジュール炉についての Global First Power のプロジェクト案の環境アセスメント (environmental assessment : EA) を開始した。プロジェクト案には、Chalk River 研究所での炉心寿命が 20 年と予想される単一の 15 MWth マイクロモジュール炉 (SMR) (MMR) の用地準備、建設、運用、および廃止措置が含まれている。

2019 年 10 月 1 日、Advanced Reactor Concepts (ARC) Nuclear Canada は、CNSC のベンダーデザインレビュー (Vendor Design Review : VDR) の第 1 段階を終え、プロセスの第 2 段階に移行する。第 2 段階では、原子炉の概念がさらに詳細に検討され、18~24 ヶ月かかる予定である。現在までに、3 つの SMR 販売会社 (ARC、Terrestrial Energy および Global First) が CNSC の VDR プロセスの第 2 段階に移行している。

規制の更新 : カナダの原子力規制当局であるカナダ原子力安全委員会 (CNSC) によるベンダーデザインレビュープロセスに参加した販売会社は 11 社で、最新の申請があったのは 2019 年 3 月であった。

さらに、3 月 20 日、Global First Power は、Chalk River 研究所にあるカナダ原子力公社の土地で SMR 用地を準備するための許可の申請書を提出した。これは、正式な認可プロセスの最初のステップである。次のステップは、CNSC が開始を通知することである。その後、環境アセスメントプロセスの一環としてパブリックコメントのようにプロジェクトの説明が行われる。

同時に、カナダの経験豊富な原子力事業者は、SMR 販売会社と協力して、考えられる実証プロジェクトを吟味している。実証プロジェクトの主催を受け入れているニューブランズウィック州は、ARC Nuclear と Moltex Energy Canada の 2 つの SMR 販売会社との原子力研究団を立ち上げた。OPG は最近、Darlington 用地で新しい原子炉プロジェクトを主導するために現在利用可能な用地の認可を拡張するプロセスを開始した。

2019 年 5 月、サスカチュワン州は、石炭火力発電所の代替として SMR を検討していると発表した。

環境をよりよく保護し、先住民の権利を尊重し、プロジェクトの決定方法に対する国民の信頼を再構築するために、カナダの新しい影響評価法が 2019 年 8 月 28 日に発効され、連邦環境評価システムが見直された。新しい法律には、新しい影響評価プロセスと、影響評価が必要となる活動の改訂リストが含まれている。新しいシステムの主な機能は次のとおりである。

- 積極的な戦略的および地域的評価は、大局的見地から見た問題（気候変動、生物多様性、危険にある種など）、開発の累積的影響を評価し、影響評価で状況を把握できる。
- すべてのプロジェクトの初期計画および取り組み段階は、信頼を構築し、効率を高め、プロジェクト設計を改善し、企業のレビュープロセスを次のステップに移らせるのを確実にする。
- プロセス全体にわたる先住民の関与とパートナーシップ。
- 市民参加の機会の増加。
- 明確さと規制の確実性を提供するための法制化されたタイムライン。
- モニタリング、フォローアップ、および実施の強化。

新しい原子炉プロジェクトは指定されたプロジェクトであり、次の場合に影響評価が行われる。

- その活動は、既存のクラス IA 原子力施設の認可された境界内にあり、新しい原子炉の合計熱容量が 900MWth を超えている。
- その活動は、既存のクラス IA 原子力施設の認可された境界内になく、新しい原子炉の合計熱容量が 200MWth を超えている。

以前は、大きさや場所に関係なく、すべての原子炉が指定プロジェクトになっていた。プロジェクトに指定されておらず、新しい影響評価プロセスを必要としない原子炉を含む新しいプロジェクトは、既存の環境アセスメントプロセスの対象となる。

カナダ原子力研究所：5 つの SMR 販売会社が、CNL 用地で SMR 実証プロジェクトを実施するカナダ原子力研究所のプロセスに参加している。2019 年 2 月、CNL は、Starcore Nuclear と Terrestrial Energy の 2 つの販売会社が、4 段階のプロセスの内第 2 段階に進めることを発表した。第 2 段階では、技術的および経済的メリット、経済的実行可能性、安全性とセキュリティの要件の適正評価に重点が置かれている。

一方、Global First Power とその主要パートナーである OPG および Ultra-Safe Nuclear Corporation は、CNL の第 2 段階を通過し、CNL との用地に関する予備的で非独占的な議論への参加が求められている。

GIFの更新：5月、NRCanは、Terrestrial Energyによる溶融塩原子炉システムでの協力に関する覚書への署名を承認した。さらに、NRCanは、MSR暫定システム運営委員会および超高温原子炉システム運営委員会のオブザーバーとしてのCNLの参加を支援している。

Moltex Energy Canadaは、GIFの溶融塩原子炉システムのオブザーバーになることを求めている。カナダはその要請を支持している。そのため、Moltex Energy Canadaは、最近の溶融塩暫定運営委員会会議に参加した。

カナダは、超臨界圧軽水冷却炉の熱水力および安全プロジェクトアレンジメントへの参加を更新した。署名者はカナダ原子力公社、実施機関はカナダ原子力研究所である。2019年5月、カナダはバンクーバーで政策および専門家グループの会議を主催した。

中国

原子力政策：中国の原子力安全法は、中国の業界基準を強化している。この法律には90以上の項目が含まれており、1月に発効した。同法は、核物質と施設の適切な処理を保証し、リスクと核廃棄物を削減するものである。これは原子力関連の主題を扱う際のさまざまな政府機関、企業、民間人のプロトコル、責任、および罰則を明確にする法的基盤である。中国の原子力法は、原子力分野の基本法として国の立法計画に含まれている。

中国は9月3日、原子力安全への取り組みを紹介する白書を発行した。国务院新聞弁公室（State Council Information Office）が発行した、「中国の原子力安全」というタイトルの白書は、この分野における中国の基本原則と政策を詳しく説明し、規制の概念と実践を共有し、グローバルな原子力安全ガバナンスを促進するというその決意と、それを達成するために講じた措置を明示している。同白書によると、中国は常に原子力安全を「重要な国家責任」と見なしており、原子力の開発と利用のプロセス全体に取り込んでいる。原子力業界は、「常に最新の安全基準に沿って発展し、良好な安全記録を維持し、中国の特徴を備えた革新志向の原子力安全の道を追っている」と述べている。

原子力開発：9月末までの時点で、47基の原子炉が稼働しており（総設備容量は48.73GW）、11基の原子炉が建設中であった（総設備容量は12.14GW）。

中国の福建省にあるFuqing原子力発電所の5号機で、冷間静水圧試験が4月27日に開始された。この原子炉は、同用地で建設中の2つのデモンストレーションHPR1000の最初の原子炉である。原子炉システムが補助システムと共に稼働されるのはこの試験が初めてである。

中国では初めて、中国核工業集団（China National Nuclear Corporation：CNNC）が、4月中旬に、最も古い原子炉であるQinshan 1号機を、当初の300 MWeから350 MWe（正味）に引き上げた。エンジニアリング作業は、「後の発電所の電力増強にとってその関わりは重要なもので、国内の原子力発電所の長期管理において模範的な役割を果たす」。

CF3加圧水型原子炉（Pressurized Water Reactor：PWR）燃料の長期照射試験は3月に完了した。CF3核燃料ア集合体は、HPR1000で使用するように設計されている。

世界原子力発電事業者協会（World Association of Nuclear Operators：WANO）のメンバーは、南アフリカでの総会で、2月21日に中国の上海に新しい支社とサポートセンター

を設立することを決議した。この 30 年間で、中国は商業用原子力部門の主要プレーヤーになった。中国に WANO 支社とサポートセンターを設立するという決定は、世界中のメンバーから圧倒的な支持を得ている。

CNNC は、7 月 18 日、海南自由貿易パイロットゾーンの Changjiang に ACP100 小型多目的モジュール炉を建設するプロジェクトの立ち上げを発表した。デモンストレーションユニット (Linglong One design と呼ばれる) の建設は、今年の終わりまでに開始される予定である。

台山原子力発電所の 2 号機は、168 時間の試運転を完了し、9 月 7 日に商業運転に適格な世界で 2 番目の欧州加圧水型炉 (European pressurized reactor : EPR) になった。

中国は、自己開発初の大型先進加圧水型原子炉の商用核燃料集合体の量産を開始した。この核燃料集合体は、長期サイクルの燃料補給に使用でき、Hualong One 原子炉と Yanlong 低温加熱原子炉に適している。

第 4 世代原子力システムの活動

SFR : CEFR が再起動され、2019 年 2 月から低電力で稼働されていた。電力変換システムの候補として SCO₂ システムを使用した CFR1200 の事前構想設計が進行中であり、主な研究作業は熱水力、SCO₂/Na 反応および SCO₂ システムのコード開発に焦点が当てられている。SFR は CEFR で照射試験を実施することが計画されている。CN-1515 照射装置の設計が終了している。ナトリウムと超臨界 CO₂ の相互作用を研究するための実験施設が建設された。ナトリウム-超臨界二酸化炭素熱交換器が設計され、現在製造中である。

VHTR : HTR-PM 実証プロジェクトは、現在の計画に従って 2020 年にグリッドに接続される。その設置は現在最終段階にあり、試運転はすでに開始されている。HP-PMB に参加するためのプロセスが進行中である。すべてのメンバーの貢献により、CMVB のプロジェクト計画は終了し、VHTR SSC による承認を受けており、正式な署名プロセスを開始できる。FFC と MAT PMB の R&D は計画通りに進んでいる。

SCWR に関する R&D と China SCWR CSR1000 の事前構想設計が進行中である。柔軟で幅広い要求を満たすために CSR-150 という名の小型 SCWR が開発されている。SCWR での協力に関しては、システム分析コードを評価するために、NPIC の SCW 並列パイプ密度不安定波試験に基づいて新しい国際ベンチマーク演習が設けられたばかりである。中国は TH&S PMB と M&C PMB に参加しており、プロジェクト計画に従って作業を進めている。中国の MOST (科学技術部) は、TH&S および M&C PMB 分野で、国立大学および研究所に資金を提供することを計画している。

LFR : 中国科学アカデミーの原子力安全技術研究所はオブザーバーとして GIF LFR 活動に積極的に参加し、2013 年から LFR pSSC の開発に貢献している。中国は、LFR の R&D に中国の機関が大きく関わることとその重要性を踏まえ、GIF LFR への加盟に関心を示していた。2019 年 10 月に署名が交わされた。

Euratom

調査

第4世代国際フォーラムへの Euratom の貢献は、主に、EU 加盟国の研究機関が EU 予算と共同出資して実施する研究プロジェクトである間接的活動、欧州委員会の合同調査センターが直接実施する研究プロジェクトである直接的活動、および EU 加盟国の機関が実施する活動の3つから成る。

間接的および直接的な活動は、複数年に一度の Euratom 研究・訓練プログラム (Research and Training Programme) によって定められ、資金提供されている。Horizon 2020 European Research Programme を補完する Euratom 研究・訓練プログラム (2014-2018) の 2019-2020 年の延長が、2018 年 10 月 15 日に採択された。

進行中の共同プロジェクトは着実に進んでおり、熔融塩原子炉 (MSR)、鉛冷却高速炉 (LFR)、ナトリウム冷却高速炉 (SFR)、超高温ガス炉 (VHTR)、ガス冷却高速炉 (GFR) に加え、横断的な燃料と材料のトピックを扱っている。GIF に対する追加的な直接活動の貢献は次のとおりである。: ワーキンググループ (リスクと安全性- RSWG、核拡散抵抗・核物質防護- PRPPWG)、タスクフォース (TF) (先進製造方法- AMME TF および研究開発インフラストラクチャー- RD TF)、および委員会の作業 (SSC、PMB など) との調整・協力。

2018 年 12 月に提案に対する約 1 億 4000 万ユーロの最終受付が発表され、2020 年 2 月までに提案に対する資金提供の選択が行われる。資金提供を受ける原子炉システムには、安全性を高めるための先進原子力システム (第4世代)、SMR、分配および変換が含まれ、現在フランスで建設中の Jules Horowitz 研究用原子炉を支援するものである。合計で 62 の提案が提出され、15 のプロジェクトが 4,000 万ユーロの候補にあり、その内 6 つのプロジェクトが先進原子力システムに関連して資金提供されると見込まれている。資金提供が決まったプロジェクトは 2020 年半ばまでに開始される。

欧州委員会は、これまでで最も野心的な研究と革新のためのフレームワークプログラムを提示した。Horizon Europe (2021-2027) が提案した 1,000 億ユーロの予算には、Euratom 研究・訓練プログラムの 24 億ユーロと、InvestEU 基金 (いくつかのリスク共有金融商品の収集) からの 35 億ユーロも含まれている。2021 年から 25 年までの間に Euratom 研究・訓練プログラムを実施するために提案された財政的範囲は、現在の価格で 16 億ユーロであり、内訳は次のとおりである。(a) 核融合研究開発に 7 億 2,400 万ユーロ、(b) 核分裂、安全および放射線防護に 3 億 3,000 万ユーロ、(c) 共同研究センターが実施する直接的活動に 6 億 1,900 万ユーロ。

共同研究センターは、SEAT-GEN IV (先進原子力システムと革新的な燃料サイクルの安全性) プロジェクト、SAETEC (新興技術のシステム分析) および WAIF (革新的な燃料の廃棄物) の 3 つの主要プロジェクトで第4世代システムの領域での活動を統合している。取り上げるトピックは次のとおりである。モジュール炉を含む第4世代原子炉設計の原子炉の安全性 (シビアアクシデント・モデリングを含む安全性分析)。LFR と超臨界圧軽水冷却炉 (SCWR) に焦点を当てた材料 R&D プログラム。SFR、LFR、VHTR、MSR システムの燃料の安全性、革新的な燃料からの廃棄物の調整マトリックスおよび防護措置。GIF PRPP WG を支援する活動は、プロジェクト MEDAKNOW (Methods, data analysis and knowledge management for Nuclear Non Proliferation, Safeguards & Security : 核不拡散、防護措置および安全に関する方法、データ分析および知識管理) で行われる。

Euratom はこれまでと変わらず、オランダの Petten にある高中性子束炉 (High Flux Reactor : HFR) に頼っている。オランダ政府とフランス政府は、2020 年から 2024 年までの間、約 3,000 万ユーロを投じ、補足研究プログラムを支援することに合意した。これは、

欧州委員会の共同研究センターが実施する。GIF に特に関連するのは、燃料と材料の照射試験、および照射後試験である。

Nuclear Research and Consultancy Group (NRG、オランダ) は、2015年に開始された MSR 研究プログラムの最初の照射試験である SALIENT-01 試験の完了を発表した。このプログラムでの研究は、オランダ経済省から一部資金提供を受けており、欧州委員会の共同研究センター (Joint Research Centre : JRC) と共同で実施されている。

ルーマニアの公益事業者 Nuclearelectrica は、改良型鉛冷却高速炉欧州実証炉 (Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator : ALFRED) の建設を目的とした、イタリアとルーマニアの事業者で構成されるコンソーシアムである FALCON と覚書 (MoU) に署名した。この MoU は、ALFRED プロジェクトを開発するために実施されるプロジェクト前の作業と研究開発活動 (技術に関する情報とデータの交換、研究活動の調整、各関係者の現物出資、その組織のために各関係者が独自に実施した調査と分析、実証活動を準備するために必要な枠組みの計画) を扱っている。

持続可能な原子力技術プラットフォーム (Sustainable Nuclear Energy Technology Platform : SNETP) は現在、戦略的研究・イノベーションアジェンダを更新している。第4世代 (欧州の持続可能な原子力産業イニシアチブ内) は、今後も変わらず重要な柱であり、SMR などの新しいトピックが導入される予定である。SNETP は、現在の原子炉研究 (NUGENIA)、閉じた燃料サイクルの高速炉の研究 (ESNII)、および主に高温ガス冷却炉を用いた核熱電併給 (N2CI) の3つの主要分野に分けられている。ESNII の優先事項は、技術開発をサポートするナトリウム高速炉と鉛/ビスマス高速炉 (MYRRHA) の特定の加速器駆動システム (Accelerator-Driven System : ADS) である。この枠組みにおいて、ベルギー連邦政府は2018年9月に、2019年から2038年までの間、100 MeV MINERVA 線形加速器、陽子ターゲット施設、核融合ターゲットステーションの建設を含む MYRRHA のフェーズ1に5億5,800万ユーロを投資することを決定した。その他の優先炉は、短期的には鉛冷却高速炉 (ALFRED) であり、長期的にはガス冷却高速炉 (ALLEGRO) である。3番目の領域 NC2I 内では、超高温原子炉は熱電併給において特別な役割を果たす。ポーランドの省は、ワルシャワ (ポーランド) で開かれた2018年10月の HTR 会議で関心が高いことを確認し、2019年11月の選挙後に立証された。高温原子炉の設置条件の分析と準備を行うポーランド HTR 委員会は、HTGR 設置の準備の開始を推奨しており、ポーランドの HTR 戦略がポーランドのエネルギー政策に盛り込まれている。

2019年6月4~7日、Euratom FISA 2019 および EURADWASTE'19 会議がルーマニアの Pitesti で開催された。会議では、Horizon 2020 フレームワークプログラムの枠内で、すべての Euratom の核分裂の安全性の研究・訓練、原子炉システムの革新的なプロジェクト、放射性廃棄物管理が取り上げられた。全体として、Euratom が共同出資した約95のプロジェクト (5億ユーロのうち約3億5,000万ユーロ) が発表された。これらのプロジェクトのうち相当数が GIF に貢献している。欧州40カ国および世界中の200の組織から400人以上の科学者が会議に参加した。これらの会議は、EU のイノベーションの可能性を高め、若い世代、研究コミュニティ、政策立案者、市民社会に対してキャリアの魅力をさらに高められるように、関連するすべての利害関係者に対応および関与する新たな機会となった。

政策

2018年11月28日、欧州委員会は、2050年までに繁栄した、近代的で、競争力がある、クライメイト・ニュートラル (気候中立) な経済を目指す戦略的な長期ビジョン (A Clean

Planet for All) を発表した。この戦略は、現実的な技術ソリューションに投資し、市民に権限を与え、産業政策、金融、研究などの主要分野で活動を調整し、同時に移行で社会的公平性を確保することにより、欧州がクライメイト・ニュートラルの先導の仕方を示している。この戦略では、2050年までに、電力の80%以上が再生可能エネルギー源から供給され(約15%が原子力発電)、欧州の低炭素電力システムを支えるものになる。

2019年5月、すべてのEU加盟国で欧州議会選挙が行われ、新しい欧州委員会(任期が5年間の Ursula von der Leyen 委員会)が2019年12月1日に発足し、以下の6つの主要な優先事項に重点が置かれる予定である。

- 欧州グリーンディール
- 人々のために働く経済
- デジタル時代に適した欧州
- 欧州の生活様式の促進
- 世界でより強力な欧州
- 新たな欧州の民主主義の推進

欧州議会は、「原子力は温室効果ガスを排出しないため、気候目標の達成に貢献することができ、欧州の相当量の発電量を確保できると確信している。しかし、原子力からは廃棄物がでるため、セクター全体の持続可能性を改善することを目的とした技術の進歩(レーザー、核融合など)を考慮に入れた中長期的な戦略が必要であると考えている。」ということ COP25 で明らかにした(スペインのマドリッドで開催された2019年国連気候変動会議での2019年11月28日の欧州議会決議(COP25)(2019/2712(RSP)))。

フランス

フランスのエネルギー政策: 2018年11月、マクロン大統領は10年間のエネルギー複数年計画(Multiannual Energy Plan: PPE)を発表し、政府は完全な文書を公表した(2019年1月)。このステアリングツールは、エネルギー政策と生態遷移の観点からたどるべき道を示している。複雑に関連する2つの主な目的は、フランスの化石燃料消費量を削減し、すべての人に明確で公正かつ持続可能な移行を保証することである。発電に関しては、政府は再生可能エネルギーの開発とともに、エネルギーミックスの多様化という目標に固執している。電力ミックスで50%の原子力発電シェアを達成するという目標が、2015年のエネルギー変化法で計画されていた2025年ではなく、2035年までに設定されている。それに伴う原子炉の停止は、電力市場に関連する状況と近隣諸国の電力システムの進化に応じて、段階的に決定する必要がある。同時に、政府と原子力産業は、フランスでの新しい原子炉建設に関する事実に基づく政治的決定を可能にするために、2021年半ばまでに計画を発表することを約束している。

PPE では、少なくとも2040年までの核燃料の処理とリサイクルの戦略が公表されている。この目的のために、現在MOX燃料を使用している900MWの原子炉の閉鎖が決定されることを考慮して、一定数の1,300MWの原子炉がMOX燃料の使用に適応される予定である。既存の原子力発電所群の一部のこの適応に加えて、フランスの原子力産業とCEAは、PWRでの核燃料のマルチリサイクルの実現可能性調査を開始した。このオプションは、考えられる中間ステップと見なされている。

したがって、この新しい法律は、2035年に原子力発電のシェアを50%に削減するという

修正された目標と、フランスが 2050 年までに正味のカーボンニュートラルを達成させるという新しい目標を統合している。また、この法律により、主要なエネルギー政策の目的を定めた 5 ヶ年計画の導入など、気候政策のモニタリング、ガバナンス、評価を行う新しいツールが使用される。

放射性物質と廃棄物管理に関しては、フランス政府の環境移行 (Ecological Transition) 大臣の **Emmanuelle Wargon** 秘書官が、放射性廃棄物の地下貯留センターである **CIGEO** の建設を支援する地域プロジェクトに 10 月 4 日に署名している。2019 年には、放射性物質と廃棄物の管理に関する国家計画 (PNGMDR) に関する幅広い全国的な議論が行われ、核物質のリサイクルの重要性が強調された。

閉じた燃料サイクルに関するフランスの R&D プログラムの状況：エネルギー複数年計画では、完全に閉じた燃料サイクルの長期的な持続可能性の目標が示されており、発電ミックスに高速炉を配備することを示唆している。しかし、フランスの発電ニーズを満たすための実施期間は、CEA とフランスの原子力産業が共同で実施した高速炉と燃料サイクル戦略の見直しを通じて再評価されている。両者は、高速炉の商業展開は時間的に遅れる可能性が非常に高く、選択肢を残しておかなければならないという結論を下した。このことから、CEA と原子力会社は、更新された展開予定に関しては、ASTRID プロジェクトを延期することを提案した。政府は、エネルギー複数年計画に示されているように、この見解を承認している。しかし、選択肢を残しておくには、スキルを維持し、技術的な障壁を減らし、ノウハウをさらに発展させる必要がある。CEA は、ASTRID プログラムから得られた結果と知識に基づいて、将来のナトリウム冷却高速炉の開発に備えるために対処すべき課題を挙げている。修正された高速炉の商業展開の予定に合わせ、ASTRID プログラムと共に完全に閉じた燃料サイクルに向けた R&D ロードマップが作成された。これは主に、最も成熟したテクノロジーであり、リファレンスオプションである SFR 用である。これには、基礎研究、モデリング、数値シミュレーション、技術開発、実験が含まれ、有用な革新的な方法 (先進製造、大量データ処理、デジタル設計) の恩恵を受けている。また、原子炉設計の革新も求めている。他の高速炉技術とシステムの評価もプログラムの一部であり、非常に予備的な設計研究も行われる。フランスは、原子力や再生可能エネルギーを含む低 CO₂ エネルギーシステムのエネルギー政策を実施および支援するために、R&D ロードマップを修正している。

その他のプロジェクト：短期的将来については、国際的な中小電力セグメントでの脱炭素ベースロードの必要性を考慮して、フランスの原子力産業は軽水 SMR 開発プロジェクトを主導し、現在、基本設計段階を開始している。このプロジェクト (NUWARD) は、CEA、EDF、Technicatome および Naval Group で構成されるコンソーシアムを通じて実施されている。その結果、IAEA 総会で、小型モジュール炉 (SMR) の開発に関するフランスの共同産業イニシアチブが発表された。NUWARDTM プロジェクトは、PWR 技術ベースのソリューションであり、300~400MWe の電力セグメントにおける世界中の低炭素電力市場の高まるニーズを満たすように設計されている。それに加えて、CEA は、エネルギーシステムの統合されたアプローチの枠組みにおいて、発電と非電氣的応用の両方の目的で他の SMR の概念を探求することを想定している。

Jules Horowitz 炉：将来の国際ユーザー施設である JHR (Jules Horowitz 炉) の原子炉コンポーネント製造が大きく進展している。このプロジェクトは徹底的な政府のレビュープロセスを経ており、修正された全体的なスケジュールを保つために、一連の決定が実施される予定である。

5月、ハイレベルのレビューの後、フランス政府は、フランスだけでなく国際的にも、原子力セクターの重要なツールとしてのJHRの重要性を強化した。原子炉は、主要コンポーネントの設置に専念する新しい段階に入った。現場では、8月に原子炉プールライナーが完成した。これは、進行中の原子炉パイルブロックの実装と、一次回路の熱交換器などの他の主要コンポーネントの今後の設置へと続く大きな節目となった。

フランスでのEDF原子炉新規建設活動：2019年2月にホット試験が開始され、Flamanvilleの試運転が進展している。並行して、安全当局は、メイン蒸気移送パイプの溶接部で発見されたずれがどのように進行していくのか、判断する必要がある。6月末に、ASNは、引き継ぐ必要のある4つの蒸気排気管の到達困難な領域の8カ所の溶接部が不適合であることを発見したと発表した。EDFは最近、これらの溶接部を修正する方法を発表したが、それには数ヵ月要するため、原子炉の始動は2022年に計画された。

CEAエネルギー統合アプローチ：CEAは、すべてのエネルギー需要を考慮に入れて、エネルギーシステム全体の統合アプローチの開発に熱心に取り組んでいる。この新たなアプローチは、断続的な再生可能エネルギーの普及の増加と新しい電気用途の出現、およびその後のエネルギー貯蔵と変換システムの開発の必要性を考慮している。これは、マルチベクトルおよびマルチネットワークのエネルギーシステムへとつながるであろう。また、これには閉じた材料サイクルを開発することによる最適化と、強力なデジタルモニタリング（スマートグリッド）も必要である。フランス政府に助言し、技術開発に貢献するために、グローバルまたはローカル規模での包括的なエネルギーシステムの統合アプローチは、将来のニーズとそれらの相互の結束を満たす能力も考慮に入れている。

日本

日本の核政策の現状：2016年12月、内閣は高速炉開発に関する政策を承認した。これに基づいて、政府は2018年12月に、今後10年間の開発活動を決定する戦略的ロードマップを作成した。このロードマップは、資源の効率的な利用、高レベル放射性廃棄物の量とその潜在的な毒性の最小化に焦点を当て、日本にとっての核燃料サイクル技術の重要性を強調している。その一環として、JAEAは高速炉の開発に取り組んでいる。

最高レベルの安全性を確保することが最優先事項である。日本はまた、原子力発電の発電コストの削減を目指している。これを実現するためには、他のエネルギー源とのコスト競争力や社会環境など、将来の不確実性に対応するための柔軟なアプローチが必要である。ロードマップには、原子力開発を主導する立役者、つまり政府、電力会社、JAEAおよび製造業者の役割が示されている。さらに、日本は、特にGIFのネットワークを効率的に使用して、日本の技術プラットフォームとイノベーションをさらに前進させることにより、他国と協力することを宣言している。経済産業省の天然資源エネルギー諮問委員会は、2019年4月に原子力イノベーションをさらに促進する方法について議論した。日本はすでにそれに向けた政府が出資するプロジェクトを開始している。そのため、民間部門では、原子力の研究、開発、実証を促す動きが高まっている。

もう1つの進行中の国際協力は、ポーランドとのプロジェクトである。2018年7月に内閣が承認した第5次戦略的エネルギー計画では、「日本は世界の市場動向を見ながら、他国と協力して、安全性を備えた高温ガス冷却炉（HTGR）などの原子力安全の向上に貢献する技術をさらに開発する予定である。」と述べられている。2019年1月、JAEAは、ポーランド共和国原子力研究センターと共同で、HTGRの技術に関するセミナーを開催した。

福島第一原発の現状：損傷した福島の原子炉は冷温停止状態にある。東京電力（Tokyo Electric Power Company：TEPCO）は、プラントの中長期ロードマップに基づいて、炉心の内部を調査し、2021年に予定されている燃料デブリの回収とプラントの廃止に向けた手順を開発している。TEPCOは、2014年に4号機のプールから使用済燃料を除去し、2019年4月に3号機からの燃料の除去を開始している。

原子力規制委員会（Nuclear Regulation Authority：NRA）による原子力発電所および核燃料サイクル施設の安全性レビュー：日本の合計16カ所の原子力発電所の原子炉の内27基が、稼働を再開するために、NRAの適合性評価を申請した。それにより、NRAは、8カ所の15基の施設を変更することを許可した。現在、9基が稼働している。

日本原子力研究開発機構（Japan Atomic Energy Agency：JAEA）の施設の現状：JAEAは、高温工学試験研究炉（High Temperature Engineering Test Reactor：HTTR）と実験用高速炉JOYOの再稼働に取り組んでいる。HTTRの設備のアップグレードの適合性評価は最終段階にある。JOYOについては、JAEAは2018年10月にNRAにアップグレードする施設の修正案を提出し、その結果を待っている。

ロシア

ロシアの原子力：2018年にロシアの原子力発電所が生産した電力は、総発電量の18.7%に相当する2,043億kWhであった。発電量は2017年と比較して0.7%増加しており、負荷率は80%に相当する。現在、ロシアのすべての原子力発電所の総電気容量を備えた36基の原子炉の発電量は28.9GWである。同時に、国の総エネルギー収支に占める原子力発電の割合は、ロシアの総発電量の18.6%である。2018年には、WWER-1000原子炉を備えたRostov NPPの4号機とGEN3+のWWER-1200原子炉を備えたLeningrad NPP-2の1号機の2基が商業運転を開始した。福島第一NPPでの事故の教訓を考慮し、その安全性は妥当なものだと示されている。同じくWWER-1200原子炉を備えたNovovoronezh NPP-2の2号機は、2019年5月1日に運転を開始した。EGP-6原子炉を備えたBilibino NPPの1号機とRBMK-1000原子炉を備えたLeningrad NPPの1号機の2基が廃炉となった。

2018年11月、水上原子力発電所「Academician Lomonosov」の両方の原子炉で最初の臨界に達した。2019年8月から9月に、チュクチ自治区のPevekに水上NPPを回航し、2019年12月に運転を開始する予定である。PevekへのFNPPの回航は、近隣地域とチュクチ全体の社会的および経済的発展を加速する状況を作り出すであろう。また、これは北極海航路のインフラの重要な要素の1つになるであろう。原子力発電所を含む砕氷船フリートを建造する大規模なプログラムが採用されており、それによって、信頼できる年間を通した北極海航路の運用が保証される。プロジェクト「Leader」の新シリーズの代表となる原子力砕氷船「Arctic」の運用は、蒸気発電所の追加試験の後、2020年5月に計画されており、同プロジェクトの他の代表的な砕氷船「Siberia」と「Ural」はそれぞれ、2021年と2022年に計画されている。

現在、ロシアは海外での新しい原子力建設のリーダーとなっている。Rosatomは、原子炉建設のために同時に実施されたプロジェクトの数で第1位になっている（ロシアで6つ、海外で36つ）。以下のプロジェクトがここで言及されているプロジェクトであり、実際の実行段階に移行している。

- トルコの WWER-1200 原子炉を備えた Akkuyu NPP の 4 号機
- インドの WWER-1000 原子炉を備えた、Kudankulam NPP の第 2 フェーズの 3 号機と 4 号機、および Kudankulam NPP の 5 号機と 6 号機
- エジプトの WWER-1200 原子炉を備えた El-Dabaa NPP の 4 号機
- バングラデシュの WWER-1200 原子炉を備えた Ruppur NPP の 2 号機
- 中国の WWER-1200 原子炉を備えた Tianwan NPP の 7 号機と 8 号機
- ベラルーシの「NPP-2006」型の Belarusian NPP の 2 号機

ロシアの計画案の競争力は、ロシアの科学者や設計者が開発した高度で最新の技術によって説明することができる。建設のために提案されたプロジェクトは、VVER（ロシア型加圧水型原子炉）の近代化された設計の近代的な原子炉施設に基づいており、性能指標が長期にわたって優れている。ロシアの原子力発電所の建設プロジェクトは、能動的および受動的な安全システムを備えた第 3 世代+原子炉である。すべての設計プロジェクトは、現在の国際要件と IAEA の推奨事項に準拠している。

開放型から閉鎖型の燃料サイクルへの移行には、VVER 技術の改善が必要である。VVER プロジェクトの革新的な開発には、建設とライセンス供与で得られた経験を考慮に入れた資本コストと運用コストの削減、国内および海外市場での競争力の確保、達成された安全レベルの準拠、短期および中期の核戦略（開放型と閉鎖型核燃料サイクルの組み合わせ）の条件下で運用する能力の提供、燃料耐性開発プログラムが含まれる。VVER-1200 は、主力の原子炉であり、Rosatom State Corporation の統合ソリューションの主力製品である。最近、イラン、インド、中国で建設された VVER-1000 原子炉の開発として、新しい設計はあらゆる点で特性を向上させた。

見込まれる原子力技術：ロシアはナトリウム高速炉（fast sodium reactor : FSR）の分野で認められたリーダーである。現在、BN-600 および BN-800 原子炉を備えた Beloyarsk NPP の 2 基と、NIIAR の BOR-60 研究炉である Dimitrovgrad が稼働している。ロシアで蓄積された FSR の総稼働年数は、2019 年 9 月の時点で 158 炉年を超えている。2020 年には、BN-600 原子炉を備えた発電機の寿命は 40 年に達する。BN-800 の役割は、閉鎖型燃料サイクルの可能性を実証し、高速炉の技術を改善し、その経済効率、信頼性、安全性を高めるように設計された機械と原子炉の新しい設計ソリューションを試験することである。BN-800 は、ウランまたはウランとプルトニウムの混合燃料で稼働できる。MOX 燃料の使用は、兵器級プルトニウムを処分し、熱中性子炉の照射済燃料から長寿命の放射性同位体（アクチニド）を燃焼させるのに役立つ。BN-800 原子炉の最初の燃料装荷は、主に従来の酸化ウラン燃料で形成されていた。同時に、燃料集合体の一部には、他の Rosatom 企業のパイロットプラント（NIIAR（ウリヤノフスク州 Dimitrovgrad）と Mayak Production Association（チェリャビンスク州 Ozersk））で製造された MOX 燃料が含まれている。現在、鉱業および化学プラント（クラスノヤルスク地方 Zheleznogorsk）で生産された MOX 燃料に基づく産業用燃料集合体の第 2 バッチは、受入試験に合格している。

プロジェクト「Proriv」の枠組みで、BN-600 原子炉の試験が実施され、その後、プロジェクト BREST-OD-300 及び BN-1200 で使用する予定のシベリア化学コンビナートへの混合窒化物ウラン・プルトニウム燃料（MNUP 燃料）の生産の研究が行われる。現在、さまざまな種類の 1,000 を超える燃料要素を備えた 18 の実験用燃料サブアセンブリが照射されている。11 の実験用燃料集合体については、照射研究はすでに完了しており、最大燃焼レベルは重原子の 7.5%に達している。

第 4 世代原子炉システムの要件を満たす次の 2 つのプロジェクトの開発が続けられている

る。Tomsk のシベリア化学プラントの用地で 2020 年に建設が開始される予定の BREST-OD-300 鉛冷却高速炉および商用 BN-1200 ナトリウム高速炉。

Dimitrovgrad の NIAR 用地では、ナトリウム冷却材を備えた MBIR 研究用高速炉が建設されており、これは、約 50 年間稼働している BOR-60 原子炉に代わるものになる。ロシアは MBIR 原子炉を基に国際研究センターを組織し、現在、パートナーシップ関係を合法化するプロセスが進行中である。プロジェクト IRC MBIR の主な研究分野は、材料（新しい燃料、構造材料と冷却材、検証データ）、安全性（新しいセキュリティシステムの論理的根拠、一時的および異常な条件下での研究）、物理的調査（閉鎖型核燃料サイクルに関する研究、マイナーアクチニドおよび他の長寿命放射性核種の再処理、検証コード）、および耐久性試験（燃料、CPS およびアクティブゾーンの要素、システム監視および冷却回路診断）である。

閉鎖型核燃料サイクルへの移行中、それにより熱中性子炉の使用済み核燃料（spent nuclear fuel : SNF）の蓄積率とその取り扱い費用の増加を止めることができる。1 基の熱中性子炉を高速炉に置き換えることで、60 年の設計寿命の間、VVER 稼働中に約 1,000 トンの使用済み燃料が形成されるのを防ぎ、再処理までの貯蔵コストを削減できる（処理中の商業製品 Pu（SNF FR で 15%Pu）の収率の約 15 倍）。再処理製品の使用は、すでに蓄積されている VVER SNF の問題を解決するための効果的な方法である。1 基の新しい FR で、1 基の VVER の寿命までにすべての SNF を利用することが可能である。10 GW の熱中性子炉を高速炉に代えると、蓄積されたロシアの VVER SNF（～1 万トン）の問題がほぼ完全に解決され、再処理の経済的結果も保証される。

第 4 世代の更新：2018 年、Rosatom は SFR 先進燃料に関する GIF プロジェクト契約に署名し、今年初めに、SFR の安全性と運用に関する GIF プロジェクト契約を今後 10 年間延長することに合意した。ナトリウム高速炉のシステム研究計画改訂の一環として、第 4 世代要件を満たす設計の流れとして BN-1200 コンセプトが追加された。さらに、Rosatom は、熔融塩原子炉の GIF システム契約に署名する準備を積極的に行っている。

2018 年から 2019 年の初めに、Rosatom の代表者が GIF ウェビナーに次のトピックに関する講師を派遣した。

- 熔融塩アクチニドリサイクル転換炉（Molten Salt Actinide Recycler & Transforming System : MOSART）（TH-U サポートの有無は問わず）
- BN-600 および BN-800 の運用経験
- 2 成分核エネルギーにおける閉じられた核燃料サイクルの科学および技術的問題

2019 年、Rosatom は、FNR の安全性と運用に関する GIF プロジェクト契約の有効期間を今後 10 年間延長することに合意した。

南アフリカ

南アフリカの発電マスタープランである実質的かつ広範な利害関係者の協議と関与のプロセスの後、統合資源計画が提出され、2019 年 10 月に内閣によって承認された。承認された 2019 年の統合資源計画（Integrated Resource Plan : IRP）では、2,500MW の原子力計画で開始する準備が求められている。詳しく言うと、「決定 8：長期的には後悔のない選択肢であるため、国が余裕をもてるペースと規模で 2,500MW の範囲まで原子力建設プログ

ラムの準備を開始する」である。IRP は、原子力発電プログラムは、無理のないペースおよびモジュール式規模で（フリートアプローチとは対照的）、核空間の技術開発を考慮して実施しなければならないことを提案している。IRP ではさらに、既存の柔軟性のない容量を補完するために、さらなる増分容量（モジュール）と柔軟なテクノロジーを備えたエネルギーシステム要件が提唱されている。さらに、独立系発電事業者（Independent Power Producer : IPP）プログラムの下での調達から学んだ教訓は、モジュール式および小型の発電所（300MW および 600MW）のビジネス事例があることを示しており、小型モジュール炉を配備するという南アフリカの姿勢を明確に示している。

法律と政策の策定

a. 新しい法律と政策：廃炉措置方針に関するポジションペーパー草案が作成され、現在、利害関係者との協議が行われている。この方針は、Koeberg 原子力発電所や SAFARI-1 研究炉などの主要な原子力施設や将来の原子力施設を含む老朽化したインフラの廃炉措置の指針のために必要である。

原子力の研究、開発、革新に関する国の政策と戦略の策定は進行中である。R&D 方針と戦略は、原子力の電力および非電力応用の分野に及ぶことが想定されている。

放射性廃棄物と使用済み燃料の安全で長期的な管理は極めて重要であり、南アフリカは放射性廃棄物と使用済み燃料の管理のための基金法案を策定している。法案は主要な利害関係者との協議の対象であり、並行して法案の社会経済的影響評価が行われる。放射性廃棄物管理基金法案は、放射性廃棄物の管理に資金を提供するために、原子力設備および施設の運営者から課徴金と税金を徴収するという汚染者負担の原則に基づいている。

b. 法改正：南アフリカはまた、福島第一原子力発電所事故から学んだ教訓を踏まえ、特に、核の安全対策を強化し、放射能源の規制を高め、原子力安全規制当局の効果的な独立を確保するために、国家原子力規制法の見直しと改正を続けている。改正法案は、利害関係者との協議の対象であり、並行して社会経済的影響評価が行われる。

老朽化管理とプラント寿命の延長：南アフリカ原子力公社（South African Nuclear Energy Corporation : Necsa）は、研究炉の老朽化管理に関する IAEA SSG-10 Safety Guide に沿って SAFARI-1 研究炉の老朽化管理プログラムを引き続き実施している。SAFARI-1 研究炉は、運用上の安全性を達成した優れた実績があり、世界で非常に多く使用されている、利用可能な研究炉にランクされている。SAFARI-1 原子炉の老朽化管理も継続されており、並行して、2019 年 4 月に鉱物資源エネルギー大臣は、SAFARI-1 研究炉の代替となる多目的原子炉プロジェクトの実施を監督することをタスクチームに命じた。タスクチームは、2020 年 4 月までに内閣で検討できるようプロジェクト開始報告書を完成させる予定である。

ツインユニットの Koeberg 原子力発電所は、プラント寿命延長プログラムを引き続き実施している。プラントの寿命を当初の設計寿命の 40 年から 60 年に延長する計画である。Koeberg プラント寿命延長プロジェクトには、蒸気発生器の交換、熱出力のアップグレード、原子炉圧力容器のヘッドの交換、および燃料水タンク（Refueling Water Tank）の交換が含まれる。規制要件に従い、Koeberg は 2022 年に原子力安全管理者に長期運用のためのセーフティケース（Safety Case）を提出する予定である。

原子力の安全性と運用：南アフリカ原子力公社の子会社である NTP Radioisotopes は、

安全プロトコルからの繰り返しの逸脱を受けて、生産業務の停止が国家原子力規制当局から命じられてから、断続的に営業している。NTP Radioisotopes の業務停止は、癌の診断と治療で核医学に大きく頼っている医師会に悪影響を与えているため、深刻に捉えられている。それでも、安全性が原子力産業にとって最も重要な要素であることに変わりはない。NTP Radioisotopes は、安全上の懸念に対処し、規制要件を遵守し、モリブデン-99 の途切れの無い供給を確保するために、国家原子力規制当局と緊密に協力し続けている。

使用済み燃料管理：主に Koeberg が直面している貯蔵容量の課題に対処するため、また使用済み核燃料の原子炉貯蔵から遠ざけるという国際的なベストプラクティスに沿って、使用済み核燃料の集中中間貯蔵施設の設置に向けた作業が続けられている。内閣の承認を得て、国立放射性廃棄物処理研究所 (National Radioactive Waste Disposal Institute) が実施するために、鉱物資源エネルギー省が、このプロジェクトを監督する大臣のタスクチームを主導している。

研究開発：Eskom は、商業化に先立って一連の技術的側面を実証するために、「概念実証」マシンに向けた改良型高温炉の研究開発を続けている。

2019 年の初めに、鉱物資源エネルギー省は、SAFARI-1 の原子炉の代替を目的とした多目的原子炉プロジェクトの実施を監督および調整するために、部門間タスクチームを設けた。これは主に、核の研究、開発、革新を継続し、放射性同位元素製造を維持するためのものである。

さらに、南アフリカは、IAEA 技術協力プロジェクトおよび原子力科学技術に関連する研究、開発および訓練に関するアフリカ地域協力協定に基づいて、原子力の非電力応用についての研究開発を行っている。

韓国

韓国の原子力発電所：2019 年 7 月時点で、韓国で稼働している原子力発電所は 25 ある。原子力発電所の発電量は 11,678 GWh で、韓国の総発電量の 23.5% を占めている。25 の発電所の発電能力は、総発電能力の 18.04% (21,850 MWe) を占める。Shin-Hanul 1 号機と 2 号機、Shin-Kori 5 号機と 6 号機の 4 基の原子力発電プラントが建設中であり、2020 年と 2024 年までにそれぞれ 2 基ずつ完成する予定である。

Shin-Kori 4 号機 (APR1400) は、2019 年 2 月 1 日に稼働許可を取得し、8 月に商業運転を開始した。APR1400 は、韓国の国営企業である韓国電力公社 (Korea Electric Power Corp : KEPCO) と Korea Hydro and Nuclear Power Co. (KHNP) によって設計されている。米国原子力規制委員会 (Nuclear Regulatory Commission : NRC) は、APR1400 の主要な安全性および設計の認可書を発行した。APR1400 は最近 2019 年 9 月に米国 NRC から DC (設計証明書) を受け取り、10 CFR パート 52 サブパート B に登録された。一方、アラブ首長国連邦 (UAE) の Barakah 用地の 4 基の APR1400 原子炉の最初の原子炉が 2018 年 3 月に完成した。1 号機は、2020 年 2 月に最初の炉心に燃料を装荷する準備を行っている。

韓国の原子力政策：2017 年 10 月に、韓国の石炭と原子力のシェアを下げることを意味するエネルギー転換政策が発表された。新政策には、30 年以上の老朽化した石炭火力発電所の停止と、2030 年までに再生可能エネルギーのシェアを総発電量の 20% に拡大すること

が含まれている。2018 年末には、将来の安全技術を強化する戦略が新たに策定された。この戦略は、原子力施設と使用済み燃料管理の安全を保証するための投資の拡大と新技術の開発に焦点を合わせている。この戦略は、韓国が核科学技術の平和的かつ安全な利用のための国際協力を促進する活動を今も維持し続けていることを意味する。韓国政府は、世界的な核不拡散の枠組みに従って、国内の核技術のその他の国への移転を積極的に支援している。輸出する原子力技術には、新型動力炉、小型モジュール炉（SMR）、およびその他の多様な応用技術が含まれる。

新しい研究炉である Gijang 研究炉の建設は、2019 年 5 月 10 日に原子力安全委員会（Nuclear Safety and Security Commission: NSSC）によって承認された。この研究炉は、医療および産業目的の放射性同位体の製造と R&D プラットフォームの提供用になる予定である。ソウルから南東に約 450 キロ離れた Gijang にある研究炉ユニットの建設は 2024 年までに完了し、原子力安全委員会の決定に従ってさらなるコスト評価が行われる予定である。この原子炉は、核分裂モリブデン（Mo-99）製造施設を備えたこの種の最初の原子炉となる。

2019 年 5 月、使用済み核燃料（SNF）管理政策の再検討委員会が発足し、以前の国家政策（2016 年に提出）を見直している。同委員会は、中間貯蔵の建設と最終処分を含む SNF の管理に関する政策提言を政府に提出する。

韓国の原子力システムに関する R&D：1997 年、韓国政府は、原子力の利用と促進に関する国家政策とその部門別の職務を含む包括的原子力推進計画（Comprehensive Nuclear Energy Promotion Plan: CNEPP）を策定した。計画の一環として、1997 年から 5 年ごとに国家原子力 R&D 計画が策定されている。2017 年から 2021 年までの国家原子力 R&D 計画は、人々を安心させるための原子力技術開発の進展をビジョンとし、原子力安全の強化とコアテクノロジーの完成を目標に策定された。同計画は次の 5 つの研究分野に重点を置いている：1) 原子力の安全性、2) 放射性廃棄物管理、3) 先進原子炉と燃料、4) 放射線と放射性同位元素の応用、5) 基礎技術。原子力発電所を運営するための技術革新プロジェクトも原子力産業のために開発されている。

エネルギー転換政策の R&D 部分を支援し、原子力技術の社会経済的応用を拡大できるように、将来の原子力技術開発戦略が立てられた。成功させるために、次の 5 つの特定の R&D 戦略が提案された：1) プラントの安全性と廃炉措置技術を確保する、2) 原子力および放射線技術の使用を拡大する、3) 海外輸出を促進する、4) 核融合エネルギーなどの新しい将来のエンジン源を確保する、5) 原子力技術を商業化する。この将来の原子力技術戦略に沿って、科学技術情報通信部は 2018 年末に将来の原子力安全能力を強化するための戦略を策定した。

エネルギー転換政策（石炭と原子力のシェアを徐々に下げ、再生可能エネルギーの利用を拡大する）では、少なくとも今後 60 年間稼働させる原子力発電所の安全を確保することが最も重要としている。この戦略はまた、電力部門に蓄積された原子力能力を拡大して、原子力安全と技術革新を確保する方向性を示している。この方向転換に基づき、将来の原子力安全能力を強化するための戦略は、次の 3 つの開発戦略を推進する：1) 今後 60 年間の国内 NPP の安全な運用の支援、2) 安全性に基づく技術能力の利用拡大、3) 将来の原子力安全技術の革新的能力の確保と普及、および持続可能な安全革新の基盤の確立。

現在、使用済み燃料の効率的な管理と利用には、乾式再処理と第 4 世代ナトリウム冷却高速炉（SFR）を組み合わせた先進原子力システムが重要な役割を果たす。韓国は R&D リ

ソースを VHTR プロジェクトに集中させ、第 4 世代国際フォーラムに積極的に参加している。

ナトリウム冷却高速炉 (SFR) : 将来の原子力システムの長期開発計画は、2008 年に韓国原子力委員会によって承認され、2011 年に韓国原子力推進協議会によって更新された。これには、TRU 核変換技術実証用の 2028 年までの原型 SFR の建設が含まれている。2012 年、前述の国家目的を達成するために第 4 世代ナトリウム冷却高速原型炉 (PGSFR) を開発する国家プロジェクトが開始された。そのために、PGSFR 開発に専念する SFR 開発庁が 2012 年半ばに設置された。KAERI は、原子力蒸気供給システム (Nuclear Steam Supply System : NSSS) の設計と検証、および燃料開発を担当し、国内の参加者は、プラントシステム設計のバランスを保つことを担当した。アルゴンヌ国立研究所 (Argonne National Laboratory : ANL) は、国際協力プログラムを通じ、SFR 開発の経験を活かして KAERI を支援した。

PGSFR の電力は技術検証に適した 150MWe であり、小型モジュール炉 (SMR) に分類でき、近い将来、新しい非軽水炉 SMR として開発することができると判断されている。2015 年末に、PGSFR の最初の設計段階で、予備安全情報文書 (preliminary safety information document : PSID) が発行された。開発の第 2 段階では、2017 年末に、PGSFR の安全性を評価するのに十分な設計文書と安全性分析結果を含む特定設計安全性分析報告書 (specific design safety analysis report : SDSAR) が発行された。主要な設計コードや方法などの重要な技術的問題に関する 10 のトピック報告書も 2017 年末に発行され、2018 年に規制機関に提出された。構造、システム、コンポーネントの基本的な設計概念がすべて決定され、特定設計安全性分析報告書 (基本的な設計要件、システムの説明、想定される事故シナリオの安全性分析の結果) 盛り込まれた。

PGSFR の安全性能をサポートおよび実証するために、検証および妥当性確認活動が設計の進展と並行して実行されている。2016 年には STELLA と呼ばれる大規模なナトリウム熱水力試験プログラムが進められた。最初に PDHRS (STELLA-1) のナトリウム成分試験が完了し、そこから得られたデータは熱のサイジングおよびシステム過渡解析のコンピューターコードの検証に使用される。第 2 段階では、プラントの安全性を実証し、PGSFR 設計認証をサポートするために、積分効果試験ループ (STELLA-2) が開始された。STELLA-2 施設の建設が 2019 年末までに予定されており、統合効果試験の実証は 2020 年半ばに完了する予定である。

計算コードの検証や妥当性確認および金属燃料製造技術の開発など、さまざまな R&D 活動が行われている。BFS 施設での原子炉モックアップ物理実験は、ロシアの物理エネルギー研究所 (Institute of Physics and Power Engineering : IPPE) と共同で 2015 年に完了した。高度な被覆材 (FC92) と試験燃料の照射試験は、BOR-60 実験用高速炉で開始された。

2017 年には、国のエネルギー環境を考慮した PGSFR の設計強化を一時停止し、2020 年以降、新たな政策の方向性を選択することを決定した。新たな SFR 開発プログラムは、今後のスケジュールを再評価し、これまでに得られた研究成果に基づいて合理的な方向性を議論することにより決定される。したがって、韓国の SFR 開発は、戦略的主要技術のさらなる改善、STELLA-2 施設の建設と検証、およびトピック報告書のレビューによるライセンス環境の開発に焦点を合わせている。

超高温原子炉 (VHTR) : 水素社会の到来に備えて、政府の支援を受けた、VHTR を利用

した核水素主要技術の研究が進められている。VHTR の性能向上のための主要技術の開発は、2017 年から実施されている。その目的は、高温原子力コージェネレーションシステムをサポートするための主要技術のレベルを向上させることである。その主要技術は、設計分析コード、熱流体実験、三重等方性 (tri-structural isotropic : TRISO) 燃料、高温材料データベース、および高温熱アプリケーションである。これらの技術は、燃料・燃料サイクル (FFC)、水素製造 (HP)、材料 (MAT)、計算方法の検証とベンチマーク (CMVB) などの GIF VHTR プロジェクトに関連している。KAERI は、FFC および HP プロジェクト協定の拡張に署名した。KAERI は CMVB プロジェクトにも参加する予定である。

燃料研究では、TRISO の燃料性能を向上させるために ZrC/SiC コーティング技術を開発中である。内側の ZrC 層は、高温でのパラジウムアタックから SiC 層を保護する効果がある。GIF と協力した、欠陥のある TRISO 燃料粒子の検出技術を検証するためのラウンドロビン浸出 - 燃焼 - 浸出 (leach-burn-leach) 試験がほぼ終了し、KAERI から得られたデータがアイダホ国立研究所 (Idaho National Laboratory : INL) に送られた。

高温熱利用に関する研究が行われている。この研究は、VHTR システムを水素製造システムと発電システムの両方に組み合わせて熱利用を最大化するコージェネレーション技術に焦点を当てている。水素と電力の製造コストと経済性は、原子炉の出口温度と 3 つの異なる水素製造方法 (S-I 熱化学プロセス、高温水蒸気電解、および水蒸気メタン改質プロセス) の組み合わせごとに評価される。

高温材料の研究は、原子炉級黒鉛、高温金属材料、および高温複合材料に関するデータ収集に焦点を合わせている。2019 年には、最大 1,400°C までの高温で原子炉級黒鉛の圧縮強度試験を実施している。高温金属については、熱疲労した高ニッケル合金 (Alloy 617) の機械的およびクリープ特性と溶接金属 (Alloy 800H) のクリープ特性が調査されている。これらのデータのほとんどが、GIF VHTR 材料データベースの開発に貢献する。

KAERI は、VHTR 設計分析コードの開発と、その検証および改善を行ってきた。ハイブリッド原子炉キャビティ冷却システム (Reactor Cavity Cooling System : RCCS) 試験施設は、KAERI が開発したハイブリッド RCCS コンセプトの安全性をシミュレートするために建設された。このコンセプトを検証するために、いくつかの試験が実施されている。これは、熱流体システムコード検証の CMVB プロジェクトに役立つであろう。

韓国政府は、2019 年初頭に水素自動車と水素燃料電池の 2 軸に焦点を当てた水素経済計画を発表した。この計画は、水素自動車の供給を 2040 年に 620 万台まで増やし、充電ステーションの数を 1,200 に増やすものである。また、この計画では、燃料電池の供給を増やし、燃料電池バッテリーの容量を 2040 年に 17.1GW にする予定である。2040 年に必要な水素は年間 526 万トンに達すると予想されている。水素経済計画を支援し実現するために、政府は水素技術開発のロードマップを作成する合同官民委員会を立ち上げた。VHTR を利用した核水素製造はグリーン水素製造技術の一つとして見直されているが、まだ決定はされていない。水素技術開発へのロードマップにかかわらず、VHTR R&D は、経済的な水素製造のために 950°C の炉心出口温度を実現するために必要な技術に引き続き焦点を合わせている。

スイス

GIF の活動 : GIF の活動は計画どおり進行中である。スイスは第 26 回 GIF VHTR シス

テム運営委員会を組織した（2019年4月）。VHTR システムに対するスイスの主な貢献は材料に関するものである。興味深い材料は金属とセラミックである。最近、ODS の付加製造に関する新しい研究が開始された。そこで生成されたサンプルの微細構造研究は進行中であり、その後、マイクロメカニカル試験が行われる。

M. Pouchon は、10月に始まる第27回 GIF VHTR システム運営委員会で、強化粒子の詳細な特性評価とともに、「付加製造による酸化物分散強化鋼」に関する新しい結果を発表した。

政治と規制：稼働中の原子炉の段階的廃炉を組み込んだエネルギー戦略計画 2050 の実施についての議論はまだ進行中である。エネルギー研究の戦略計画（2021-2024）は、政府レベルで議論されている。核能力の保全を優先事項として含めるべきである。

スイスのエネルギー研究戦略計画（2021-2024）草案が公表されている。ゼロエミッション・エネルギー生産へのスムーズな移行を支援するための原子力発電所の関連性が、同草案に記載されている。スイスの核能力を保全する必要性も明示されている。

スイスの原子力発電所の運転と廃棄物管理：すべてのユニットは、予期しない CRUD の形成（一部の燃料要素で放射性になる（つまり、放射線にさらされると活性化される）腐食および摩耗生成物（錆粒子など）の CRUD）により、限られた電力（約 92%）で KKL（BWR）が稼働し続けている状態である。この非常に局所的な CRUD 形成の根本原因をよりよく理解するために、照射後検査（PIE）と理論的分析がまだ進行中である。

2019 年末の Mühleberg 原子炉（BWR）の最終的な廃炉の準備は、計画どおり進行中である。規制当局は、停止および廃炉措置計画を承認した。その実施は、原子炉運転の明確な停止の直後に開始されるべきである。

深い地中に廃棄物を処分するのに最適な場所を見つけるプロセスは、計画に従って進行中である。スイスで核廃棄物の最終貯蔵所の実現を担う企業である Nagra は、地中廃棄物貯蔵用の 3 ヶ所の候補地の地質に関する詳細情報を得るために深部掘削を開始している。これらの広範な研究は、用地の最終的な選択を助け、安全性分析に役立てられる。

スイスの原子力関連研究：NES 部門の焦点は、次世代の原子力専門家の教育、軽水炉（light water reactor : LWR）の安全稼働のための科学的支援、第 4 世代の概念に関する研究作業を含む技術監視および深部地層処分場の安全性の評価の科学的基礎の提供に大きく貢献することである。

チューリッヒ工科大学の原子力工学プロフェッサーシップの資金提供が完了している。これにより、M. Prasser 教授の引退後、ETHZ での原子力工学のさらなる教育が保証される。候補者の調査が進行中である。部門内の 2 名の教授職と研究室長職（シミュレーションとモデリングを行う研究室/システム分析を行う研究室）も空いている。PSI の原子力エネルギーおよび安全部門の欠員のある 3 名の教授職の候補者の面接が進行中である。最終的な選考と推薦は、年末または 2020 年初頭に予定されている。

2019 年 6 月、原子炉物理・システム挙動に関する EPFL 研究所（EPFL Laboratory of Reactor Physics and Systems Behavior）は、原子力応用のオープンソースデータとコード開発の分野で国際原子力機関（IAEA）の共同センターとして正式に指定された。これは、シ Spiez 研究所に次ぐ 2 番目のスイスの共同センターである。

英国

原子力：原子力は引き続き英国最大の低炭素エネルギー源の 1 つであり、一次エネルギーの約 10%、英国の電力の約 5 分の 1 を生産している。既存の原子力発電所の大部分が耐用年数の終わりに達するため、原子力発電容量は 2020 年代に減少すると予想される。1 つの PWR 発電所（Sizewell B）は、2020 年代以降に寿命に達することが予測されており、1 つの新しいプラントが現在建設中である（Hinkley Point C）。他の太陽光発電（Photovoltaic：PV）と風力発電の最近の急速な増加は、原子力エネルギーとともに、英国の送電網でかなりの量の低炭素発電を維持している。

英国は 2050 年までに正味排出量をゼロにする動きを法制化した。ゼロカーボンに対するこの政府の立法上の責任は優先的な政策推進力であり、英国の太陽光発電（PV）と風力発電の最近の増加と共に、英国は相当量の低炭素エネルギーの未来を計画している。この将来のエネルギーミックスの一部では、既存の原子力発電所を他の第 3 世代システムに置き換える必要があり、その一環で、英国は、発電所への新しい資金出資の方法として、新しい財政モデルである規制資産ベースの使用に関する協議を開始した。発電所。このアプローチは、他の大規模なインフラプロジェクトですでに大成功を収めており、現在、原子力建設プロジェクトでの使用が検討されている。

GIF フレームワーク協定：2018 年 10 月、英国は、第 4 世代原子力システムの研究開発に関する国際協力のための第 4 世代国際フォーラム（GIF）フレームワーク協定の批准書を提出した。GIF R&D 活動への英国の参加は 2019 年に開始された。

2019 年に英国が第 4 世代国際フォーラム（GIF）フレームワーク協定に加盟した後、英国は、少なくとも 2 つのシステム（SFR システムと HTGR システム）への取り組みを開始し、これらのシステムへの英国の取り決めとプログラムの手配が行われており、グループからの正式な合意を得る過程にある。英国はまた、SIAP、およびさまざまなワーキンググループとタスクフォースに専門家を指名しており、これらの候補者は現在これらの会議に参加している。これらの指名は、これらのグループに重要な原子力産業の経験と専門知識をもたらしていると信じている。

原子力研究開発：英国は、原子力が将来の低炭素エネルギー供給の確保に貢献すると考えており、これをサポートするためのイノベーションに投資することの重要性を認識している。現在の英国の原子力イノベーションプログラムは 2016 年から 2021 年まで実施され、英国はこの期間に 1 億 8,000 万ポンドを原子力イノベーションに投資し、多くの分野をカバーしている。特に注目すべきは、最近提供中のプログラムである。

先進核燃料と燃料サイクル：さらなる先進燃料のプログラムは、最近、ビジネス・エネルギー・産業戦略省によって承認された。この燃料開発作業は、LWR 燃料にとどまらず、被覆粒子燃料の改良された製造プロセスの研究、さまざま被覆の調査、燃料核の堆積および製造技術に及ぶ。燃料プログラムには、プルトニウム含有燃料を含む改良された高速炉燃料が含まれている。この実験作業は、原子炉試験前の検証の一部として開発された新しい原子炉燃料タイプの物理学と性能をモデル化する革新的な技術を開発および検証するプログラムによって補われる。将来の環境的および経済的負担を軽減するために、燃料リサイクルプロセスの研究も行われている。この研究は、核燃料リサイクル技術の経済性、核拡散抵抗性、廃棄物発生、および環境への影響の根本的な改善を実証することを目的としている。

将来の原子炉のための材料開発、先進製造およびモジュール建設：先進材料および製造に関する R&D の統合プログラムが進行中である。このプログラムには、新しい核燃料の開発、さまざまな規模での原子力コンポーネント製造の機械化と自動化、プレハブ工法のモジュールの開発と検証、および第 4 世代原子炉の開発に使用する適切な原子力設計コードと基準の開発が含まれる。また、モジュール化と一般的な反応器のより効果的な製造も含まれる。

次世代原子炉設計の開発、安全性、効率を支える研究：この研究と革新は、現在および将来の原子炉用の第 4 世代設計、モジュール性の向上、オフサイト製造に重点を置いた、パートナーとの共同設計プロジェクトの確立を目的としている。これは、安全と防護のための改良された原子炉設計法の開発によって補完される。

先進原子力技術：ビジネス・エネルギー・産業戦略省 (Department for Business, Energy and Industrial Strategy : BEIS) は、先進モジュール炉 (AMR) の実現可能性と開発プログラムを確立した。この競争では、AMR は大まかに非 LWR 先進原子炉のグループに分けられている。目的は、次の方法で現在のテクノロジーの改善を目標にすることである。

- 低コストの電力の生成。
- グリッドに電力を供給する際の柔軟性の向。
- 家庭用または工業用の熱出力の提供や水素の生成の促進といった機能の向上。
- 追加の収益または経済成長を生み出す可能性のある代替アプリケーション

原子力イノベーション・研究諮問委員会 (Nuclear Innovation and Research Advisory Board : NIRAB) : NIRAB は、政府に独立した専門家の助言を提供するために 2018 年に再召集され、英国政府に重要なメッセージを公表した。

- ベースロード以上の原子力の広範な役割は、柔軟な供給、熱、水素をもたらす。
- 新しいアプリケーションや市場にサービスを提供できる技術の開発と実証を加速させるには、緊急の措置が必要である。
- 政府の支援は、原子力イノベーションプログラム (Nuclear Innovation Program : NIP) を通じてすでに影響を与えている。NIRAB は、次の歳出見直し (2021-2026) で、政府が最大 10 億ポンドを投資して、民間部門による新製品の商品化を加速および可能にすることを検討することを推奨している。
- NIP の効果的な提供は、コストパフォーマンスが最大になる、NIP の戦略的方向性、提供および統合に責任を持つ提供機関を通じて行われるべきである。

米国

原子力は、手頃な価格で安全かつ信頼性の高いエネルギーの未来のための米国のエネルギー開発戦略の重要な部分であり続けている。エネルギー省 (Department of Energy : DOE) は、原子力容量の復活、活性化、拡大に積極的に取り組んでいる。DOE の最優先事項の 1 つは、米国の原子力開発者が追求している先進軽水炉および非水冷原子炉の概念を含む、先進原子システムの展開を可能にすることである。改良された先進原子炉の設計と技術の開発、および既存の国内原子力発電所群の運転を改善するための先進原子炉技術の適用は、米国 (US) のこれからの世代のエネルギーの必要性において、原子力発電が実行可能な選択肢となることを保証するために重要である。小型モジュール炉などの革新的な先進原子炉の開発に焦点を当て、既存の原子炉に投資することにより、クリーンで信頼性が高く安

全な電力源を確保することができる。

原子力に対する議会の支持は、下院と上院を通過した法律の多さを見れば明らかである。2018年9月28日に大統領が署名した原子力イノベーション能力法（Nuclear Energy Innovation Capabilities Act: NEICA）、および2019年1月14日に大統領が署名した原子力イノベーション・近代化法（Nuclear Energy Innovation and Modernization Act: NEIMA）に加えて、現在、以下の法律が下院または上院で検討されている。

先進的核燃料利用法（H.R.1760）は、2019年9月9日に下院で可決された。これは、エネルギー省の原子力エネルギー局に、国内の商業利用のための高アッセイ低濃縮ウランの開発と展開、およびそのような開発に関連する費用を回収するスケジュールの策定を指示するものである。この法律が法制化されれば、5%を超える濃縮燃料を必要とする多くの先進的な原子炉燃料への道が開かれるであろう。

原子力リーダーシップ法（S.903, H.R.3306）は、2018年9月6日に導入され、2019年3月27日に上院で再導入されたこの法案は、連邦政府の電力購入契約の許容期間を10年から40年に延長し、長官に対して、新しい原子力技術を優先し、2023年12月までに商用原子力を購入する契約を締結することを求めるものである。この法案はまた、長官に対し、2025年末までに少なくとも2つの先進原子炉設計実証プロジェクトを実施し、2035年末までにさらに2~5つ実施するように求めている。さらに、同法案では次のように規定されている。「日付から1年以内にこのセクションの制定に伴い、長官は、商業用または非商業用の先進原子炉で使用するために、販売、再販、譲渡、またはリースの契約を通じて、高アッセイ低濃縮ウランを利用できるようにするプログラムを設けるものとする。」

さらに、2019年6月19日に下院で発表された先進原子力技術法（H.R.3358）は、国内のエネルギー需要、およびその他の目的を支援するために、2005年のエネルギー政策法を改正し、エネルギー省長官に先進原子炉技術に関連する実証プロジェクトを実施することを指示するものである。

2019年の原子力再開発法（S.2368）は、2019年7月31日に上院で発表され、特定の原子力施設のライセンス供与と再ライセンス供与、エネルギーの研究、実証、および開発をサポートするために、1954年の原子力法と2005年のエネルギー政策法を改正するものである。

最後に、2019年の原子力アメリカ法（S.1134, H.R. 2314）は、2026年1月1日より前に稼働されている適格な原子力資産への投資に対する税額控除を認めている。この控除は、ライセンス更新の申請が2026年1月1日より前に原子力規制委員会に提出された、または提出される予定の給油またはその他の特定の原子力発電所の支出に対して支払われた、または発生した金額に適用される。

2020年度の大統領予算要求では、特に先進原子炉技術のために7,500万米ドルが要求された。下院の予算委員会は、先進原子炉技術のために1億500万米ドルのプロジェクトを議会に指示した。上院の予算委員会は、特に先進原子炉技術のプロジェクトを議会に指示しなかったが、MW規模の原子炉に1,000万米ドル、多用途の試験炉に4,000万米ドル、および溶融塩化物高速炉とX-energy LLCの高温ガス炉を開発するSouthern Companyのプロジェクトに関する2つの性能ベースの先進原子炉の概念の継続に2,200万米ドルの資金を提供することを指示した。これとは別に、上院は2つの実証用先進原子炉を建設するという業界からの提案への資金提供を指示し、最初の年の2つの実証に対して、2億米ドル資金提供することを推奨した。

DOE は、原子力発電の全体的な経済見通しを改善する可能性が高い革新的な国内原子炉の設計と技術をサポートするために、業界に焦点を当てた包括的な複数年の資金提供公募 (funding opportunity announcement : FOA) を継続した。これらのプロジェクトでは、初めての原子力実証準備、先進原子炉の開発、および規制支援に取り組んでいる。第 6 ラウンドでは、この FOA は、軽水炉の統合エネルギーシステムを開発する FirstEnergy Solutions Corporation への資金提供を含め、3 つの州の 3 つのプロジェクトに合計約 1,500 万米ドルの資金を提供した。提案されたプロジェクトにより、Davis-Besse 原子力発電所に電気分解 (LTE) ユニットが設置される。これまでに提供された 6 ラウンドの資金の合計は、約 1 億 9,500 万米ドルである。その後の四半期ごとの申請審査および選考プロセスは、今後 3 年間にわたって行われる。さらに、革新的な原子力技術の商業化に向けた原子力技術革新加速ゲートウェイ (Gateway for Accelerated Innovation in Nuclear : GAIN) の取り組みの継続として、Analysis and Measurement Services Corporation と HolosGen, LLC の 2 社が 2019 年の第 4 四半期に資金提供を受けた。

軽水炉 (LWR) の分野に関しては、ジョージア州の Alvin W. Vogtle 発電所で 2 基の Westinghouse AP1000 加圧水型原子炉の建設が続けられており、それぞれ 2021 年と 2022 年までに 3 号機と 4 号機の建設が完了する予定である。2019 年 3 月 22 日、ペリー長官は Vogtle のプラントを訪問し、DOE が 37 億米ドルの追加融資保証で決算に達したと発表した。同省は現在、プロジェクトに対して合計最大 120 億米ドルの融資を保証している。これには、2014 年と 2015 年に行われた Georgia Power Company、Oglethorpe Power Corporation、および Municipal Electric Authority of Georgia Power 子会社の最大 83 億米ドルの既存の保証が含まれる。

DOE LWR 持続可能性 (LWR Sustainability : LWRS) プログラムは、原子力発電所の安全で効率的かつ経済的な性能を高め、この信頼できる電力源の寿命を延ばすための研究開発を行っている。このプログラムは現在、プラントの近代化、柔軟なプラントの運用と建造、物理的セキュリティ、リスク情報に基づくシステム分析、および材料研究に重点を置いている。稼働寿命の延長に関しては、Florida Power & Light が、2018 年 1 月に Turkey Point 発電所のその後のライセンス更新を提出した最初の施設になった。このライセンス更新の承認により、これらの原子炉は 2052 年および 2053 年まで稼働できるようになる。原子力規制委員会は、Turkey Point の申請に対し 18 ヶ月間の審査期間を設け、最終決定は 2020 年になる可能性がある。Exelon および Dominion も、それぞれペンシルベニア州の Peach Bottom プラントとバージニア州の Surry プラントのライセンス更新申請を行った。これは、これらの原子炉が合計で最大 80 年稼働することを意味する。Dominion はまた、2020 年末に North Anna 原子炉のライセンス更新申請を行う予定である。さらに、Duke Energy は 2019 年 9 月に、11 基の原子炉の運転ライセンスをさらに 20 年間更新する予定であることを発表している。Duke Energy は、2021 年に Oconee 原子力発電所のライセンス更新申請を行い、続いて他の原子力発電所の更新を行う予定である。Oconee は同社最大の原子力発電所であり、2,500 メガワット (megawatt : MW) を超える発電ユニットを 3 つ備えている。

多くのプラントは、閉鎖しざるをえない経済的圧力にさらされている。米国では、2013 年以降 8 基が停止し、96 基の商用原子炉が稼働している。経済的圧力に応じて、州政府、地方自治体、および地域電力市場は、クリーンエネルギー生産とグリッドの安定性に対する原子力発電の貢献を適切に評価するための変更を検討している。ニューヨーク州、イリノイ州、コネチカット州、ニュージャージー州の措置が成功したことを受けて、原子力を含むようにペンシルベニア州の代替エネルギー構成基準 (AEPS) を更新する法案が 2019

年 3 月に州議会で発表された。しかし、ペンシルベニア州での取り組みは成功せず、その結果、2019 年 9 月に Three Mile Island 1 号機が廃炉となった。これとは別に、2019 年 7 月、オハイオ州は、FirstEnergy Solutions の 2 つの原子力プラントを維持するための資金を確保するために、同州の消費者に新しい料金を請求する法案を可決した。しかし、同法案を 2020 年 11 月の国民投票にかけることを求める請願があり、法案が来年も法制化されるかどうかは定かではない。

DOE は、小型モジュール炉 (SMR) を、老朽化した化石燃料プラントの交換、または電力需要が少ない遠隔地への配備に対して、安全かつ手頃な価格のオプションを提供できる、国の増大するエネルギー需要を満たすのに役立つ革新的で新しい技術と見なしている。2012 年から 2017 年にかけて、DOE SMR 許認可技術支援 (Licensing Technical Support : LTS) プログラムは、これらの設計の SMR の安全性、運用、および経済性を向上させる可能性のある革新的な SMR テクノロジーの設計、認可、およびライセンス供与を加速するための費用分担の財政支援を行った。SMR LTS プログラムの参加者の中で、NuScale Power, LLC は認可目標に向けて大きな進歩を遂げ、重要なプラントコンポーネント試験の完了やプラント安全性分析の開発などの主要なプロジェクトマイルストーンを達成し、NRC に設計認証申請 (design certification application DCA) を 2017 年 1 月 12 日に行った。このレビューの重要な結果には、SMR 設計のクラス 1E 電力の必要性の排除に関する NuScale の見解の NRC による承認が含まれていた。大小を問わず、原子炉設計者が安全関連の電力に依存したり、電力を必要としたりすることなく、なんらかの安全関連の電力に頼らず、またはその必要性なく、安全な原子炉運転の基礎を確立したのはこれが初めてである。NRC は、2019 年 7 月、DCA レビューの第 3 段階が完了し、安全性評価報告書 (Safety Evaluation Report : SER) のすべての章に対する原子炉安全諮問委員 (Advisory Committee on Reactor Safeguard : ACRS) のレビューが完了した。未解決の項目がいくつか残っているが、2021 年 1 月までに、レビューを完了する予定である。

2018 年度と 2019 年度に、NuScale は、ライセンス作業を継続し、設計を完成させ、商業化に必要なサプライチェーンを開発するために、業界に焦点を当てた FOA (上記) を通じて省からそれぞれ (フェーズ 1 と 2) 資金提供を受けた。この取り組みのフェーズ 1 は 2019 年 3 月に完了し、フェーズ 2 は 2019 年 9 月に完了する予定である。プラントが完全に商業化され、2026 年度に展開できるように、追加の作業フェーズが提案される予定である。

NuScale はまた、アイダホ国立研究所 (INL) を優先用地とし、Utah Associated Municipal Power Systems (UAMPS) と提携して、最初の NuScale SMR を設置した。UAMPS は現在、提案された用地の一括許可申請 (combined license application : COLA) の作成を続けるかどうかの決定を下す際の情報となるビジネスケースを開発している。望ましければ、COLA が作成され、2023-2024 年内に NRC に提出され、2020 年代半ばから後半の商業運転が計画される。2018 年 9 月 25 日、NuScale Power は、NuScale の小型モジュール炉 (SMR) を製造するためのエンジニアリング作業を開始するために、バージニア州を拠点とする BWX Technologies, Inc. (BWXT) を選択したと発表した。BWXT は、NuScale の SMR の最初の製造フェーズの作業をすぐに開始した。これは 2020 年 6 月まで続くと予想されている。

2016 年 5 月、テネシー川流域開発公社 (Tennessee Valley Authority : TVA) は、テネシー州の Clinch River 用地での SMR プロジェクトの開発に関する技術に関係のない早期立地許可 (Early Site Permit : ESP) 申請を NRC に提出した。現在開発中のすべての米国の軽水ベースの SMR 設計の特性を含むプラントパラメータエンベロープを参照する ESP

申請は、2016年12月30日にNRCによってドケットされた。2019年4月3日、ESPのレビューが完了し、NRCが最終的な環境影響ステートメントを発行した。最終的な安全性評価報告書は2019年6月14日に発行され、NRC必須ヒアリング (Mandatory Hearing) が2019年8月14日に行われた。委員会の承認を待って、2020会計年度の第1または第2四半期にESPが発行される可能性がある。

DOEのもう1つの重要なイニシアチブには、事故耐性燃料の開発が含まれる。これは、現世代の軽水炉用の新しい燃料であり、性能が高く、設計基準を超えた重大な事故に耐性がある燃料である。これらの燃料は、性能の高さに加えて、福島第一原発で経験したような状況に対応するための追加的な時間を運転者に提供する。議会主導のプログラムは、実現可能性から許可取得までの段階的なアプローチに基づいており、国立研究所、大学、および原子力産業との強力なパートナーシップを通じて実施される。Framatome、Westinghouse および General Electric が率いる産業研究チームは、米国のINL先進試験炉およびその他の施設で提案された燃料の照射を行っている。いくつかの米国の原子力発電所は、事故耐性燃料の概念の開発と使用を加速することに興味があり、産業研究チームと協力して、2018年に商用原子炉への鉛テストロッドの設置を開始し、2019年も商用鉛テストアセンブリの設置を継続している。早ければ2023年には、商用バッチロードが始まる可能性がある。

DOEは、原子力産業の長期的な存続を支援するために、米国の大学での研究と学生教育の機会を後援することにより、次世代の原子力技術者や科学者の訓練に取り組んでいる。2019年3月、原子力エネルギー大学プログラム (Nuclear Energy University Program : NEUP) プログラムは、原子力関連の分野を追求する学生に対して、45の学部奨学金と33の大学院奨学金に対して500万米ドルを超える資金の提供を発表した。このプログラムを通じて、学部生は7,500米ドルの奨学金を受け取り、特別研究員は今後3年間にわたり年間最大5万米ドルの奨学金を受け取れる。大学院の特別研究員の奨学金には、米国国立研究所での夏期のインターンシップに向けた5,000米ドルも含まれている。2019年度、DOEはNEUPを通じて2,850万米ドル以上の資金提供を行い、23州で40の大学の原子力研究開発プロジェクトを支援した。NEUPは、科学と工学のトップ教授陣とその学生に民間の原子力能力の革新的な技術を開発する機会を提供することにより、米国の原子力研究におけるリーダーシップを維持しようとしている。さらに、DOEは、次世代の原子力技術者をさらに関与させるために、原子力エネルギーのアウトリーチおよびコミュニケーショングループであるMillennials for Nuclear Caucusを引き続き運営している。

DOEが安全で経済的に実行可能な方法で、エネルギー安全保障の課題に対処しようと努めているため、米国は米国のエネルギーポートフォリオを近代化する際の重要な要素として原子力エネルギーに大きく頼るものと思われる。DOEは、原子力発電を今後数十年にわたって国内のエネルギーミックスに取り込み続けるには、米国の原子力産業を再活性化および活性化する必要があることを認識している。

第4章 システム別レポート

ガス冷却高速炉（GFR）

ガス冷却高速炉（GFR）システムは、閉じた燃料サイクルの一部に組み込める高温ヘリウム冷却高速スペクトル原子炉を特徴としている。ヘリウムで冷却する GFR は、液体金属冷却高速炉の長期的な代替炉として提案されている。この種の革新的な原子力システムには、いくつかの魅力的な特性がある。ヘリウムは、単相で、化学的に不活性であり、透明な冷却剤である。750°C（通常 800-850°C）を超える高い炉心出口温度は、GFR 技術の付加価値である。

GFR の基準概念は、850°Cの炉心出口温度で動作する 2,400 MWth のプラントであり、3つの中間熱交換器を介して間接的な複合ガス-蒸気サイクルを駆動できる。炉心の出口温度が高いと、高速炉の炉心で優れた中性子経済を実現するために必要な高出力密度で継続的に運転する燃料の性能に厄介な負担が課せられる。これは、GFR システムの開発における最大の課題を意味するものである。予想されるすべての運用条件および障害状態で崩壊熱を確実に除去することは、GFR ではそれほど重要な課題ではない。したがって、商用 GFR の開発では、耐火性燃料要素の認定および GFR 固有の安全システムの本格的な実証のための一種の実験的実証炉を設ける必要がある。実際、ALLEGRO プロジェクトの原子炉は、基準 GIF GFR 概念の実証炉として提案されている。

ALLEGRO ガス冷却高速炉の実証プロジェクト

ALLEGRO プロジェクトの目的は、実行可能性を実証し、燃料、燃料要素、ヘリウム関連技術、特定の安全システム（特に崩壊熱除去機能）などの特定の GFR 技術を認定すると共に、これらの機能が代表的なシステムに正常に統合できることを実証することである。GFR 技術の実証では、GFR 商用原子炉の基本機能を 75 MWth ALLEGRO プロジェクトで試験できることを前提としている。

ALLEGRO のオリジナル設計は、2つの He 一次回路、加圧された円筒形保護容器に組み込まれた 3つの崩壊熱除去（Decay heat removal : DHR）ループから成る（図 GFR.1 参照）。2つの二次ガス回路はガス-空気熱交換器に接続されている。ALLEGRO 原子炉は、GFR 技術実験を行う実証炉としてだけでなく、高速中性子スペクトルがあることにより、燃料や材料の開発、およびいくつかの特別な装置や他の研究作業の試験にも魅力的なものとなる研究施設および工業用途のプロセス熱を生成するための熱交換器で原子炉の高温冷却材を使用する試験パッドとしても機能する。

75 MWth の原子炉は、2つの異なる炉心で運転されなければならない（図 GFR.2 参照）。ステンレス製被覆管に UOX または MOX 燃料を使用した開始炉心は、高度な炭化物（セラミック）燃料を含む 6つの実験用燃料集合体の駆動炉心として機能する。2番目の炉心はセラミック燃料のみで構成され、ALLEGRO を高い目標温度で稼働できるようにする。

欧州連合の中央欧州の加盟国、チェコ共和国、ハンガリーおよびスロバキア共和国は、昔から原子力エネルギーを使用してきた代表的な国である。これらの国々は長期的に原子力を利用するつもりであり、原子炉の寿命延長に加えて、今後数年間で新しい原子炉を建設することをそれぞれ決定している。そのため、Visegrad-4 地域の 4つの原子力研究機関と企業（ÚJV Řež, a.s. – チェコ共和国、MTA EK – ハンガリー、NCBJ – ポーランド、VUJE,

a.s.（スロバキア共和国）は、2010年に署名した覚書に基づいて、第4世代ガス冷却高速炉（GFR）の概念のALLEGRO実証炉の建設と運用を目的とした共同準備を開始することを決定した。2000年以降、フランスのCEAはGFR概念の推進者として、共同準備を支援し、実験用原子炉、特に高速炉の建設と運転において、その知識と経験を提供している。安全性と設計の問題、および中長期的なガバナンスと財務の問題を研究するために、前述の4つの組織は、2013年7月に、ALLEGROプロジェクトの立ち上げに必要な準備作業を行う法人組織V4G4 Centre of Excellenceを設立した。V4G4 Centre of Excellenceは、プロジェクトの国際的な代表も担っている。準備作業の結果、初期の作業での特定の安全性と設計の問題が残ったままであり、いくつかの側面で新しいALLEGRO設計を行わなければならないことが判明した。そのため、ALLEGROプロジェクトが開始された2015年に、新たな工程で詳細な技術プログラムが作成された。

図 GFR1. GFR 原子炉システム

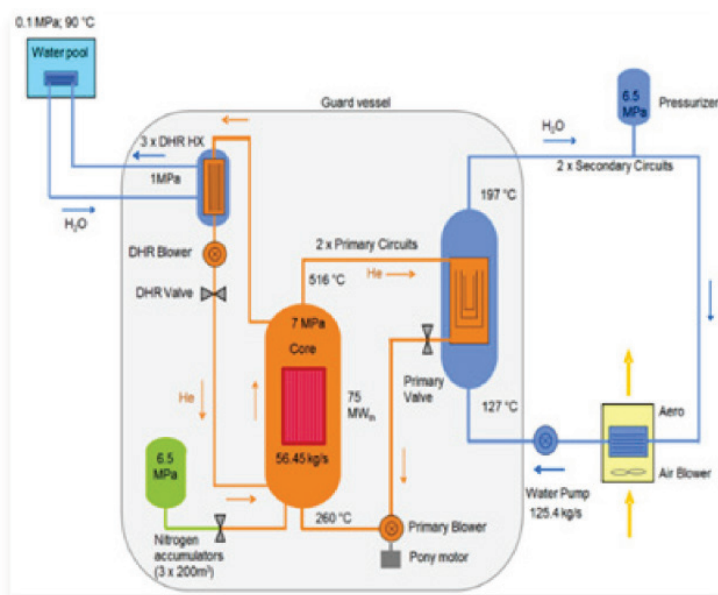
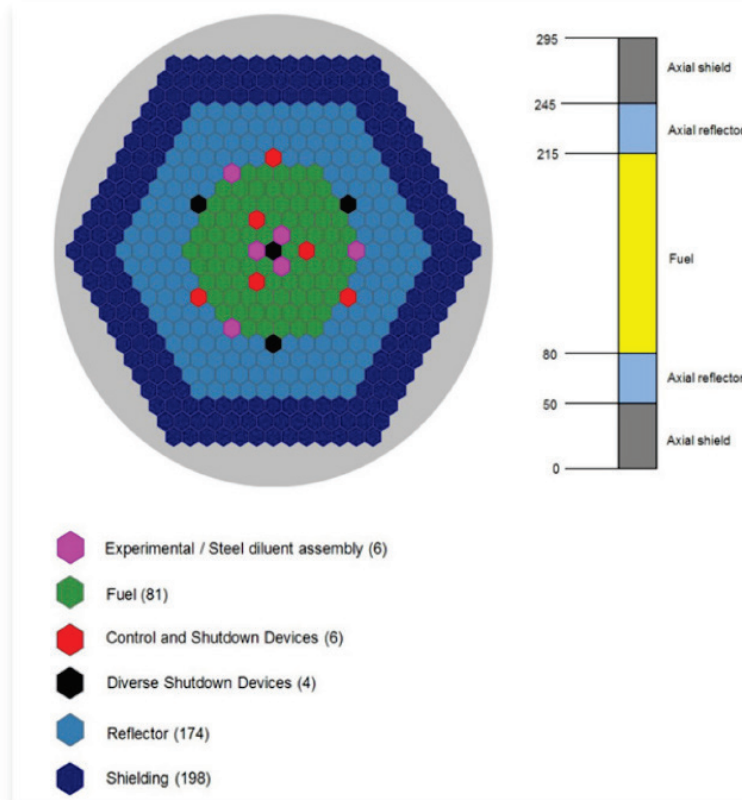


図 GFR 2. GFR 炉心概念



燃料サイクルと燃料

燃料開発の取り組みは、燃料が炉心の設計要件を満たし、炉心が燃料制限内で動作するように、原子炉の設計の取り組みと密接に関連して実施しなければならない。以下のように、革新的な燃料形態を開発するには、技術を進歩させる必要がある。

- 特に事故状況での温度に耐えられるように、熱ガス冷却原子炉の最も望ましい特性を維持する（最高 1,600°C の HTR の場合、ただし GFR の設計と安全性の研究によって確認されている）。
- 高速中性子による損傷に耐え、核分裂生成物の優れた閉じ込めを提供する。
- 増加した重金属含有量に対応する。

燃料と革新的な被覆材の代替形状を調査する必要がある。GFR 燃料の開発までの道のりには、ALLEGRO が複雑に結びついており、反復的なアプローチが必要になる。ALLEGRO の起動炉心は、従来の鋼製被覆管を用いた MOX または UOX 燃料ペレットを考慮するため、独自の設計およびライセンスプログラムが必要になる。ALLEGRO の完全なセラミック検証炉心の反復ステップは、GFR に必要な R&D の欠くことのできない部分である。

すでに特定されている燃料タイプの候補は次のとおりである。

- ALLEGRO 起動炉心の 15-15Ti 鋼製被覆管の UOX および MOX ペレット

- セラミック被覆材の固溶体燃料ペレットを特徴とするピンペレットタイプの燃料。ピンと最終的には集合体が ALLEGRO 開始炉心に導入され、最終的に検証される。

MOX 燃料については重要な情報があり、ALLEGRO スタートアップ炉心を確立するために利用する必要がある。

被覆材になる可能性のあるセラミック（特に SiCf/SiC）および耐熱合金に関するデータは不完全である。これらの材料は、さまざまな負荷（温度勾配、相互作用燃料バリア、動的負荷など）に対処できるように適合させる必要がある。つまり、それらの組成と微細構造には特定の専用の開発が必要である。

高温実験の主な目標は、高温ヘリウム内の 15-15Ti 合金の挙動を調査することである。小型チューブサンプルの試験に加えて、膨張およびバースト実験が高温で実施される。高温処理後の被覆管の耐荷力の変化を調査するために、機械的試験が実施される。SEM と金属組織学を用いて、被覆材の微細構造を調べる。

起動用燃料の認定手順の策定には、高速スペクトルを使用する原子炉での照射および照射済み燃料サンプルの照射後検査を含む、15-15Ti 被覆材を用いた MOX/UOX 燃料の工程が含まれる。

起動炉心の数値モデル開発は、ALLEGRO 起動炉心の燃料挙動をシミュレートするために、高速炉の燃料特性とモデルを用いた「FUROM」コードの拡張に焦点を合わせている。コードの検証は、ナトリウム冷却高速炉の燃料の過去の情報に基づく必要がある。

考えられる変化を追跡するために、高温ヘリウムでの SiC 被覆材の試験が行われる。高温処理後のサンプルを用いて、機械的試験と SEM および金属組織学による微細構造の検査が計画されている。特に、Hi-Nicalon タイプ S ファイバーおよび C ファイバー被覆で観測された有意な体積変化の重要性を評価するために、SiC 複合材料に対するイオン照射の影響が検証される。高線量イオン照射は、SiC 複合材料の GFR 稼働温度を含むさまざまな温度範囲で実施され、SiC 複合材料に対する高線量照射の影響が調査される。

SiC 複合材料の高温酸化挙動の調査は、吸気口を使用した重大事故研究をモデル化するために重要である。さまざまな種類の炭化ケイ素複合材料とモノリシック SiC セラミックが 1,500°C まで酸化される。SiC の表面改質は、酸化挙動の把握に基づいて行われる。

次のトピックが短期的に分析される。

ALLEGRO 原子炉の炉心の設計：

- ERANOS、MCNP、SERPENT 検証済みコードを使用した UOX 炉心の実現可能性調査
- 安全限界と照射能力の両方を満たす原子炉の総出力と出力密度の決定
- 最適な炉心を選択するための選択基準の策定

ALLEGRO 燃料の燃料挙動コードの開発：

- 高速炉材料の材料データの収集
- FUROM コードに必要な原子炉の物理パラメータの導出
- FUROM コードでの高速炉材料データの利用

ALLEGRO 燃料の認定と仕様に関連するタスク：

- ALLEGRO 燃料関連の受け入れ基準
- ALLEGRO の最初の炉心の燃料候補のレビュー
- ALLEGRO に最適なセラミック燃料の成分の選択
- セラミック燃料の認定手順の策定

燃料材料の研究に関連するタスク：

- SiCf/SiC 被覆材料のレビュー
- 高温 He での UOX/MOX 燃料被覆材の試験
- UOX / MOX 燃料被覆材の機械的試験

先進コンポーネントと材料

GFR の炉心内構造材料（被覆材、反射器、制御棒ガイドなど）に関する主な課題は、高温領域とともに高速中性子による損傷に耐えることができる材料を開発することである。したがって、セラミック材料（モノリシック、複合）、またバックアップとして複合サーメット構造、耐熱合金、および金属間化合物が推奨オプションである。さらに、反射器は、中性子漏れを効率的に減らし、周囲の容器を保護するために、特定の中性子特性を備えている必要がある。この段階では、Zr と Si の金属間化合物がこのコンポーネントに適している。

特別な問題と技術

崩壊熱除去機能の向上は、高速または低速の減圧過渡時の補完的なフェイルセーフソリューションの単純でロバストな組み合わせとシーケンスを定義および最適化することを目指すとしている。取り組むべき主なトピックは次のとおりである。

- コアの熱慣性を大きくすること。
- 自然対流を高めるための主要な設計パラメータの最適化。必要なバックアップ圧力の決定。
- DHR システムの最適化
 - 結合された一次-二次ターボ機械
 - 噴射システム、重質ガスアキュムレータ
- 保護容器とシステムの封じ込め



GFR SSC の Branislav Hatala 議長とすべての貢献者

鉛冷却高速炉（LFR）

序文：この年次報告書内のすべてのシステム別レポートを均一にするために、本章は意図的にページ数を減らしてまとめられている。刊行物の完全なリストを含む 2019LFR システムレポートの完全な拡張版は、GIF Web サイトでアップロードできる。

システムの主な特徴

LFR は、核分裂性ウランの効率的な変換のための高速中性子スペクトルと閉じた燃料サイクルを特徴としている。また、これは自己生成されたマイナーアクチニドおよび軽水炉（LWR）の使用済み燃料の再処理からのマイナーアクチニドのバーナーとして、およびトリウムマトリックスを備えたバーナー/ブリーダーとして使用することもできる。LFR の重要な特徴は、比較的不活性な冷却材を選択することで安全性が向上することである。

GIF が確認しているシステムには、3つの基準概念が含まれている。考えられるオプションは、中央ステーションの発電を目的とした定格 600 MWe の大規模システム（ELFR EU）、中規模のシステム（BREST 300 Russia）、および炉心寿命が非常に長いことが特徴の 10-100 MWe 規模の小型の可搬型システム（SSTAR US）である。各 LFR 基準システムの予想される二次サイクル効率は 42%以上である。これらの 3つの GIF LFR 基準概念は、すべての機能をカバーしている。したがって、遠隔地や孤立した場所から、または相互接続された大規模な発電所として機能するなど、幅広い電力ニーズに応えられる可能性がある。異なる LFR システム間には重大な相乗作用があるため、参加国が実施する取り組みの調整が LFR 開発の重要なポイントとなる。GIF LFR システムの一般的な設計パラメータを表 LFR.1 に要約する。

表 LFR.1 GIF LFR 概念の主な設計パラメータ

パラメータ	ELFR	BREST	SSTAR
炉心出力 (MWt)	1,500	700	45
電気出力 (MWe)	600	300	20
一次システムタイプ	プール	プール	プール
炉心入口温度 (°C)	400	420	420
炉心出口温度 (°C)	480	540	564
第 2 サイクル	過熱蒸気	過熱蒸気	超臨界二酸化炭素
正味効率 (%)	42	42	44
タービン入口圧力 (bar)	180	180	200
フィード温度 (°C)	335	340	402
タービン入口温度 (°C)	450	505	550

R&D 目標

LFR のシステム研究計画（System Research Plan : SRP）は、基準冷却剤としての液体鉛の使用、バックアップオプションとしての鉛ビスマスの使用に基づいている。燃料、材料、腐食制御の R&D のニーズを踏まえると、LFR システムには 2 段階の産業展開（2025 年までに比較的低い一次冷却材温度と低出力密度で稼働する実証用原子炉、およびその後、2040 年までに高性能原子炉）が必要になると予想される。2012 年の GIF LFR PSSC の再編成を受けて、SRP は完全に改訂され、新たな最終草案が作成されている。SRP で採用さ

れているアプローチは、各メンバーエンティティの研究の優先順位を考慮し、不必要な労力の重複を避けながら、各メンバーの目的を達成するための調整された研究プログラムを提案することである。

委員会は、これら 3 つのシステム推進には研究と設計に重要な潜在的共通点があることを強調している。この計画では、基準概念の R&D ニーズに対応できる 1 つ（または複数）のパイロット施設につながる並行経路に沿った調整された研究が提案されている。必要な研究活動が特定され、SRP に記載されている。調整された取り組みは、4 つの主要な領域で編成され、プロジェクト（システム統合と評価（SIA）、先端技術と材料、システムとコンポーネントの設計と燃料開発）として形式化される。

システム統合と評価（SIA）プロジェクト：SIA プロジェクトの最終的な目標は、スケジュールとコストを考慮して、GIF の目的を達成するための LFR システムの実現可能性を確保することである。LFR SIA の活動は、R&D プロジェクトで、個別または共同で、安全性、経済性、持続可能性、拡散抵抗性、および物理的防護の GIF 基準に十分に対応することを保証することを目的とした反復プロセスを通じて行われる。

システムおよびコンポーネントの設計プロジェクト：システム設計活動は、中央ステーションと小規模プラントの予備設計、プロトタイプと実証炉の設計、および安全アプローチ、コンポーネント開発、バランスオブプラントを含む分野横断的活動の調整で想定されている。

燃料開発プロジェクト：LFR 燃料開発プロジェクトは、徐々に野心的な要件を満たすように設計されたタスクで構成される継続的な長期プロセスである。これには、炉心材料開発、燃料製造、燃料照射、および燃料認定を目的とした試験の分野での取り組みが含まれる。並行した SFR 燃料開発との相乗効果は非常に高い。

短期的には、1 つの重要な目標は、実証用原子炉システムに適した早期の段階で燃料を供給できるように、少なくともいくつかの技術的解決策を見つけることである。この「実証用燃料」のマイルストーンの達成は、発電のための安全で競争力のある LFR の実現可能性の保証を提供する。

中期的には、長寿命放射性廃棄物の最小化と燃料サイクルの閉鎖を確実にするために、既定の平衡燃料サイクルの代表的なレベルで高度なマイナーアクチニド含有燃料を使用する可能性を確認する必要がある。したがって、現在の液体金属冷却炉で達成するよりも高い燃料燃焼を達成する可能性を確認することが 2 つ目の目標となる。

長期的には、高度な MA 含有燃料の産業展開の可能性、および高温に耐えることができる燃料を使用して鉛（マージンから沸騰）の利点を活用し、発電所の効率を高め、高温の熱を生成できる可能性を確認することが重要である。この「高度な高温燃料」のマイルストーンの達成により、LFR 技術の持続可能な多目的機能を実証する。

先端技術と材料プロジェクト：短期的には、利用可能な材料を最大限に活用し、それによって新しい環境だけに材料認定活動を制限する必要がある。原子炉の実現可能性を確立するには、LFR がかなり腐食性/侵食性の運用条件に耐えることができる技術的に実行可能な構造材料を提供する必要がある。中長期的には、鉛の高い沸点が原子炉の高温運転に有利であり、LFR ミッションをより高い効率のサイクルと水素製造に拡張する。これらのミッションでは、機械部品と燃料被覆の両方で新しい材料を開発するか、既存の材料（コー

ティング)を保護するための工業プロセスを開発する必要がある。これらの材料開発には時間がかかり、投資や技術的成果に応じて柔軟な工程で実施される。LFRに特有の開発は、高中性子線量(燃料燃焼度の増加)および高温(冷却水温度と出力密度の増加)に耐性のある燃料被覆材の開発である。

主な活動と成果

2019年、LFR pSSCは、2020年に発行される予定のいくつかのGIFレポートの草案作成または改訂に強く関与してきた。

- LFR - システム安全性評価 (SSA)。RSWG と協力して、最初の SSA レポート草案が 2018 年 12 月に完成し、2019 年に GIF の専門家に送られた。最終合意を得たレポートは 2020 年初頭に発行される。
- LFR - 安全設計基準 (SDC)。2019 年、LFR pSSC は、RSWG メンバーから受け取ったコメントに基づいて、SDC レポート草案 (LRF の補正) に取り組んできた。同レポートは更新され、完成した。これは 2020 年初頭に RSWG に返送される。
- LFR - PRPP 白書。PRPP の最初の草稿は、PRPPWG と協力して作成された。2019 年 12 月の専門会議の後、LFR pSSC が現在、同文書を完成に向けて作成している。2020 年に発行される予定である。

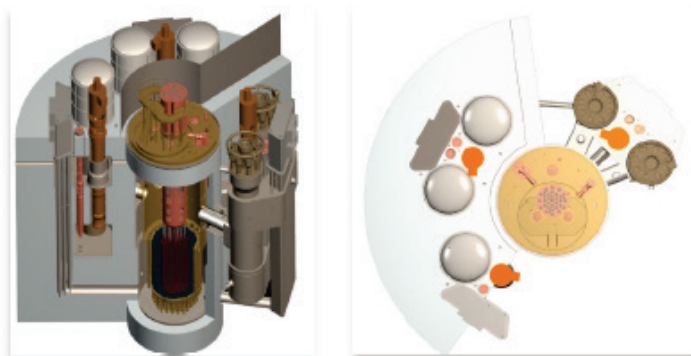
LFR - pSSCは、研究インフラに関するGIFタスクフォースとも積極的に協力しており、先進製造タスクフォース (AMME) に情報を提供している。最後に、LFR - pSSCは、最初に2018年2月にUSDOEのLFR-MoU署名によって拡大され、次に2019年10月に(中国科学院に代わり) INESTの署名によって拡大された。

ロシアでの主な活動

BREST-OD-300 高速中性子鉛冷却原子炉 (図 LFR 2 参照) が、将来の原子力発電用にベースライン商用原子炉施設のパイロットおよび実証プロトタイプとして開発された。BREST-OD-300 原子炉は以下を目的としている。

- 閉じた核燃料サイクルの一部として稼働する鉛冷却原子炉施設で使用される主な設計アプローチおよび固有の安全概念の基本原則の実証的な確認
- 将来の商用鉛冷却原子炉の原子炉部品耐久性の段階的な適正証明
- 発電

図 LFR2. BREST-OD-300 原子炉



LFR 固有の安全性の背後にある基本原理は、組み込まれた燃料、冷却材、構造材料の好ましい固有の中性子および物理化学的特性の優先的な使用、およびそれらの特性で、重大事故クラス（制御できていない出力異常上昇や除熱機能喪失）を完全に防ぐことを可能にする設計ソリューションから成る。BREST-OD-300 原子炉の出力レベルは、関連する設計概念を将来のより大きな出力の原子炉設備の基準として使用する可能性を考慮して選択されている。

炉心の設計では、ウラン-プルトニウム窒化物の混合燃料（燃料被覆材としての低膨潤性フェライト/マルテンサイト鋼および炉心隔壁の無い燃料集合体に含まれる燃料要素）を使用している。選択された高密度窒化物燃料は、鉛冷却材と組み合わせて、一定の低い反応度マージンで炉心内の核分裂性物質の完全な増殖を可能にする。したがって、原子炉稼働中の急速または大きな中性子出力の変動を防げる。

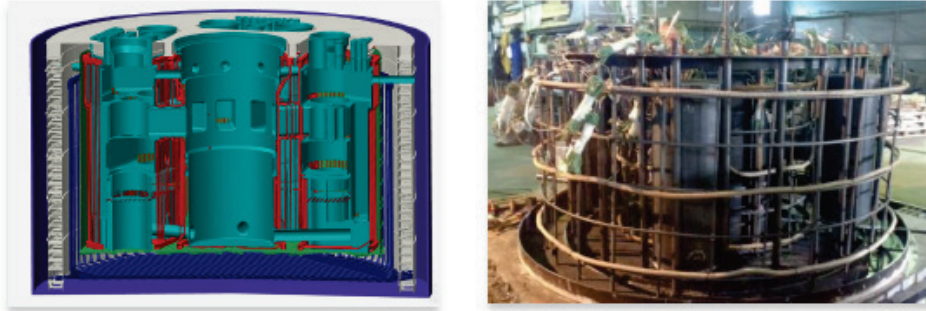
これまで、高密度窒化物燃料技術は、試験プロセスラインに組み込まれてきた。BREST-OD-300（つまり、燃料製造および再製造モジュール）の技術プロセスが改善され、工業生産が行われている。燃料と構造材料の有用性を確認するために、BN-600 原子炉と BOR-60 研究炉で燃料要素が試験されている。BN-600 および BOR-60 での燃料要素への照射の一部が完了し、照射後試験（Post-Irradiation Examination : PIE）が実施されている。これらは原則として燃料の有用性を確認する。これまでに達成された最大燃焼度は-7.4%の重原子（h.a.）である。これらの PIE から、燃料コードの検証に必要な結果が得られている。照射下での燃料要素の挙動は、原理上、試験前の分析的予測を満たしている。得られたデータは、運転の初期段階のパラメータ（6% h.a.の燃料燃焼）までの BREST 燃料要素の安全な運用の実現可能性を示している。

本格的なモックアップが、あらゆるタイプの燃料集合体、反射器、遮蔽ブロック用に製造されている。水および液体鉛の水圧および振動試験が実施された。新たな炉心計算に必要なデータが得られた。

認定コードを使用して行われた中性子計算から、BREST-OD-300 炉心寿命の反応度マージンが 0.45-0.68 β_{eff} の範囲にあることが示されている。この反応度マージンは、燃料製造の経験（製造精度は 1.2% $\delta K/K$ ）から確保でき、IPPE の BFS ベンチで窒化物燃料を含む中性子特性研究が実施された（推定誤差は 0.7% $\delta K/K$ ）。

BREST-OD-300 原子炉で使用される特定の設計概念には、一体型レイアウト、一次回路に遮断弁がないこと、パッシブおよびアクティブ-パッシブの安全関連デバイスおよびシステムの使用が含まれる。多層金属コンクリート容器と組み合わせた一体型レイアウトは、鉛冷却の喪失による事故を防ぐ。金属コンクリート容器の強度と有用性（図 LFR 3）は、中型の金属コンクリート構造（最大 7 m の一般的な寸法）を試験して得られたデータに基づいてその正当性が実証されている。作業温度および照射下での HT コンクリートグレードの特性を判断するための試験が実施された。コンクリートに対する冷却剤の化学的不活性が示され、計算手順が検証された。

図 LFR3. 原子炉容器計算モデルとモックアップ



BREST-OD-300 は、コイル状の熱交換器を備えた液中型貫流蒸気発生器がある。熱交換管の材料にはシリコン含有オーステナイト鋼が使用されている。1本の管の破裂によって引き起こされる管の従属故障を研究するために実験が行われた。実際の条件（温度、圧力）をシミュレートした鉛冷却材条件下での実験結果は、従属故障を示していなかった。熱交換管を菅板に取り付けるアセンブリの有用性（図 LFR 4 参照）は、モデルに熱を負荷する 1,000 サイクル（540℃まで加熱、220℃まで冷却）に基づいて確認された。溶接および管の金属の研究からは、許容できない欠陥は見つかっていない。

図 LFR4. 菅板に熱交換管を取り付けるアセンブリの試験



主循環ポンプ（Main Circulation Pump : MCP）は、電気駆動の軸形の垂直型である。流路は、水と鉛のテストベンチで最適化されている。必要なヘッド（流量特性）は、30～100%の範囲でポンプの動作を保証するために得られている。実物大の MCP 下部ベアリングは、液体鉛の耐久性について設計および試験が行われている。下部ラジアルベアリングのステーターとローターの 4 回の間停止で、損傷は検出されなかった（設計寿命の 30% が達成された）。有用性はポジティブであると予測されている。

原子炉施設条件の放射線の安全性は、鉛を使用した炉外および炉内実験の結果から得られたデータに基づいている。実験が完了し、さまざまな温度（最大 680℃）での冷却材からの活性化および核分裂生成物の放出と輸送を正当化する依存関係が断定された。放射線安全分析の結果によって、複数の不具合（例えば、原子炉の緊急停止による電力供給の喪失、完全な反応度挿入）を伴う予想される運用上の不具合発生中に、敷地外への人々の避難および再定住の必要性を含む、目標指標の実現を確認した。計算結果は、完全な反応度挿入を伴うシナリオにおける複数の不具合が伴うと予想される運用で、原子炉から初日に放出された FP は $4.3 \cdot 10^8 \text{Bq}$ 以下（つまり、通常運転中の許容される毎日の放出基準レベルを

超えない) である。BREST-OD-300 を使用した NPP での炉心損傷の確率は、 $8.6 \cdot 10^{-9}$ /年を超えないため、このようなタイプの原子力ベースの原子炉の許容レベルの安全性を確保できる。

原子炉施設は、ロシアの核規制文書に規定されている基本要件に従って詳細な設計が行われた。鉛冷却原子炉の特性を考慮に入れた一連の基準と規制文書は、詳細な設計と R&D のパフォーマンスと並行して策定されている。現時点では、受領したコメントに基づいて連邦基準と規則が更新され、Rostekhnadzor に送られている。研究からは、BREST-OD-300 の概念は、その競争力を確保しながら、大規模な商用原子炉施設で使用できることが示されている。BREST-OD-300 原子炉の設計は、Glargosexpertiza の肯定的な結論を受け、現在 Rostekhnadzor とのライセンス供与の過程にある。

日本での主な活動

LFR の基本的な実験的および理論的研究は、東京工業大学が実施している。液体重金属冷却材 (heavy liquid metal coolant : HLCM) の化学的制御と材料適合性に関する実験的研究が行われている。構造用コンクリート材料と HLCM の化学的適合性は、LFR の開発にとって、特に冷却剤の漏れ事故の場合に重要なトピックである。さまざまなセメント材料と液体 Pb および Pb-Bi との化学的適合性が、773 K での腐食試験で調査された。さまざまな水/セメント比のポルトランドセメントで作られたクーボン試験体を準備し、Pb および Pb-Bi に 250 時間の静的状態に入れ、試験後、セメント試験体と液体金属との化学的相互作用を分析した。その結果は、HLCM とセメントとの化学的相互作用が限定的であることを示した(わずかな化学的相互作用と物質移動のみ)。これらの化学的挙動は妥当であり(セメント材料はこの温度で HLCM 内で熱力学的に安定している)、これらの結果は、冷却剤限度としての構造用コンクリートの可能性を示している。

理論的研究で、革新的な LFR の概念が研究されている。鉛合金の使用は、高速炉で優れた中性子経済を提供することができる。鉛合金の魅力的な特徴を生かして、ブリードバーン原子炉の新しい概念の研究が開始されている。この原子炉の新しい概念は、従来の原子炉の設計に基づいている。原子炉は、平衡状態になったら、燃料として天然ウランまたは劣化ウランのみを必要とする。平衡状態で炉心の燃焼領域を動かすことなく、燃料の高い燃焼を達成することが可能である。

Euratom での主な活動

2019 年 6 月、欧州委員会 (EC) は、ルーマニアの研究革新省および原子力研究所 (Ministry of Research and Innovation of Romania and the Institute for Nuclear Research : RATEN-ICN) と共同で、Pitesti (ルーマニア) で FISA 2019 および EURADWASTE '19 会議を開催した。会議には約 500 人の利害関係者が集まり、第 7 回会議および Horizon 2020 Euratom Research and Training フレームワークプログラム (Framework Program : FP) の一環として実施された、約 90 のプロジェクトの進捗状況と主要な成果が発表された。その骨組みでは、ALFRED インフラに関する FALCON コンソーシアムが主催するサイドワークショップが多数の参加者を魅了し、液体重金属技術の R&D の状況と欧州の LFR 検証路のロードマップについての議論を刺激した。

Euratom R&D プロジェクトに関しては、すでに実施されている LFR 技術と第 4 世代燃料に関連した主なプロジェクトは、GEMMA、M4F、INSPIRE、および LFR SMR INERI プロジェクト (JRC と US DOE が関与) である。LFR では、受動的な安全凍結防止に関連

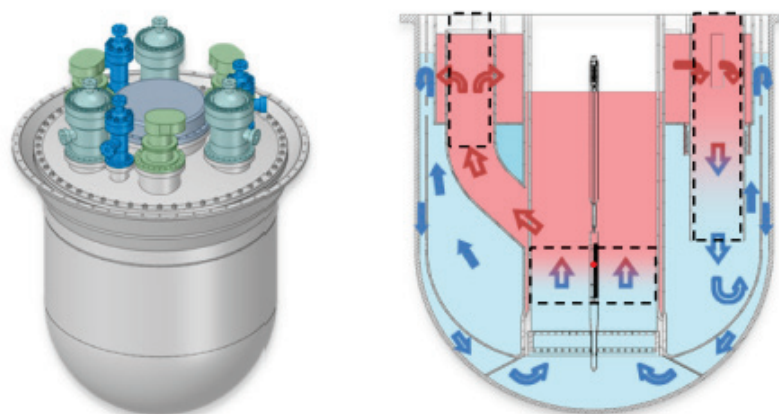
する PIACE という名の新しいプロジェクトが開始された。このプロジェクトは、Brasimone の ENEA 研究所で発足ミーティングが行われ、現在実行中であり、2020 年以内にいくつかの実験結果が提供される予定である。

2018 年の終わりに、MYRRHA は、ADS システムに LBE 技術を取り入れるロードマップを策定した。ベルギーは、2019-2038 年の期間において次のように 5 億 5,800 万ユーロを割り当てた。

- フェーズ 1 に 2 億 8,700 万ユーロ : 2019-2026 年の MINERVA (最大 100 MeV の線形加速器、4 mA +陽子ターゲット施設/ PTF I) の建設
- フェーズ 2 および 3 に 1 億 1,500 万ユーロ : フェーズ 2 は最大 600 MeV の加速器の第 2 セクションの設計および R&D、フェーズ 3 は LBE 冷却未臨界炉に関連するさらなる設計およびライセンス供与活動に充てられる (2019-2026 年に実施)。
- 2027-2038 年の MINERVA の運用と実験に 1 億 5,600 万ユーロ

ALFRED プロジェクト (LFR European demonstrator) に関しては、FALCON コンソーシアムは 2018-2019 年に重要な一步を踏み出した。最初に、設計レビューの主要段階が完了し、一重壁の差込み管を使用する 3 つの蒸気発生器 (steam generator : SG)、2 番目の崩壊熱除去 (DHR) システム用の 3 つの専用ディップクーラー、および 3 つのプライマリポンプ (primary pump : PP) から成る新たなシステム構成が定義された。ホットプールとコールドプールを定義し、容器の温度成層を完全に排除するための一次流路を特別に配置することで、一次システム構成にさらに変更が加えられた (強制および自然循環条件の場合)。新しい構成とその主な特性を次の図 LFR.5 に示す。DHR-1 は、蒸気発生器 (3 機) に接続され、PIACE プロジェクトで研究されている凍結防止システムを備えた非常用復水器で構成されている。同様のシステムが、二重壁の差込み管を使用してディップクーラーに接続された DHR-2 システムにも使用される。

図 LFR5. ALFRED 一次システムの流路構成と外観図



FALCON コンソーシアムは、ALFRED 開発に関連する現物支給での技術活動の支援をいとわないいくつかのパートナーとの覚書に署名し、コミュニティおよび ALFRED プロジェクトを拡大した。FALCON コンソーシアムは、ALFRED の運用とライセンス供与に関しても重大な決定を下した。代表的な環境での材料に関する既知の限度に適切に対応するために、段階的な方法を使用して運用とライセンス供与の両方にアプローチすることが決定された。このアイデアは、一定の一次質流量と増加する電力レベルを特徴とする段階的アプローチに従い、最大リード温度の増加をもたらすものである。

- 第1段階（低温）：実証済みの技術、実証済みの材料、酸素制御、低 T°、および高温燃料集合体（Fuel Assembly：FA）を使用して、専用の被覆材の炉心内の判定を行う。
- 第2段階（中温）：FAの交換が必要であるが、高温での炉心内の判定に、同じ SG と PP、および Hot FA を使用する。
- 第3段階（高温）：性能を向上させるための主要コンポーネントの交換。これは、LFR の初号機（First-Of-A-Kind：FOAK）の条件を表している。

各段階は、以下の段階で実行される運転を条件づけるために使用される。運転の各段階は個別にライセンスを取得する必要があるが、前段階で得られた信頼を生かすと、ライセンスプロセスを続行できることが期待される。次の表に、想定される段階的アプローチの主なパラメータを示す。

表 LFR2. ALFRED の段階的アプローチの主なパラメータ

通常運転（全出力）	単位	段階 1	段階 2	段階 3
熱出力	MW	100	200	300
炉心入口温度	°C	390	400	400
炉心出口温度	°C	430	480	520
揚程	MPa	0.15	0.15	0.15

2019年、ルーマニア政府は、「ルーマニアのALFREDインフラ開発の準備活動」に特化したプロジェクトの枠内で、250万ユーロをRATEN-ICN（ルーマニア研究所）に資金提供した。このプロジェクトは2019年9月から2020年11月までの15ヵ月間続く予定である。RATEN-ICNはまた、プロジェクト「ALFRED - ステップ 1、実験的研究支援インフラ：ATHENA（鉛プール型施設）およびChemLab（鉛化学実験室）」でルーマニア政府からの提案の要請に応えた。

2019-2020年のEuratom Fission Call for H2020プロジェクト案では、1億3,390万ユーロの予算が割り当てられた。LFRに関連する分野でいくつかのプロジェクト案が提出された。選択されたプロジェクトは2020年半ばまでに開始される予定である。最後に、SESAME Euratomの共同プロジェクトは、ワークショップと液体金属の熱水力学的側面に特化した書籍の発行し、2019年に終了した。

韓国での主な活動

韓国では、LFRの優れた安全性、非常に長い燃料交換間隔、およびLFRの経済的可能性の利点を生かし、LFR R&Dが船舶推進と宇宙電力開発に向けられている。1996年にソウル大学校（Seoul National University：SNU）で最初の研究が開始されてから、科学情報技術省（Ministry of Science, Information and Technology：MSIT）の支援を受けて、LBEによって冷却された燃料無交換船舶推進原子炉の4年間の概念設計開発を実施するために、マイクロ原子力エネルギー研究検証アリーナ（Micro Nuclear Energy Research and Verification Arena：MINERVA）という名前の新しい大学コンソーシアムが結成された。蔚山科学技術大学校（Ulsan National Institute of Science and Technology：UNIST）は、SNU、韓国科学技術院（Korea Advanced Institute of Science and Technology：KAIST）、慶熙大学校、蔚山大学校、KEPCO国際原子力大学院（KEPCO International Nuclear Graduate School：KINGS）、およびMoojin-Keeyeon Companyの参加するMINERVAコンソーシアムを主導している。韓国のLFRプログラムには、現在以下の2つの主要目的がある。

- 欧州と北東アジア諸国（韓国を含む）間の民間船の CO2 排出量を最大 40%削減することにつながる北極海航路（Northern Sea Route : NSR）の航行を可能にする砕氷船を含む、船舶推進用のマイクロモジュール炉。気候変動を改善するための国際海事機関（International Maritime Organization : IMO）の決議を支持して、これをコンテナ船とばら積み貨物船に拡大させることが想定されている。
- 核廃棄物変換中に生成されたエネルギーを使用した持続可能な発電に関する技術開発要件は、安全性の向上に向けて改変されている。

最初の目標を達成するために、MicroUranus と呼ばれる燃料無交換マイクロモジュール炉が、URANUS を基準として MINERVA コンソーシアムによって設計された。MicroUranus は、ポニーポンプの助けを借りたコンパクトな炉心や特有の自然循環などの革新的な機能を備えており、その炉心寿命は、燃料を交換せずに砕氷船やコンテナ船のライフサイクル全体をカバーできる最大 40 年である。MicroUranus の電力定格は、15MWe から 30MWe の範囲で最適化されている。腐食を含む老朽化現象に耐えられる反応器システムの信頼性を保証するために、傾斜機能複合材料 (Functionally Graded Composite : FGC) の使用が想定されている。この材料開発の一環として、研究者グループが 3 次元有限要素解析 (Finite Element Analysis : FEA) を使用して FGC 管のピルガー圧延プロセスを設計した。

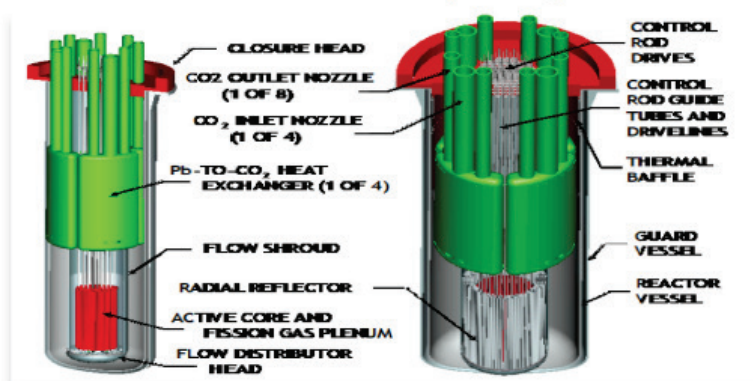
2 番目の目標を達成するために、韓国で初めて、長寿命の廃棄物を短寿命の低中レベルの廃棄物に変換する LFR ベースのバーナー PEACER (Proliferation-resistant Environment-friendly Accident-tolerant Continual energy Economical Reactor : 核不拡散、環境型、事故耐性、持続的及び経済的原子炉) が開発された。2008 年、韓国の科学技術省 (Ministry of Science and Technology : MOST) は、長寿命の廃棄物変換の技術として SFR を選択した。最近、韓国の核変換に関する LFR R&D は、ソウル大学校と UNIST が参加する成均館大学校が主導のコンソーシアムによって TORIA (Thorium-Optimized Radioisotope Incineration Arena : トリウム最適化放射性同位体焼却アリーナ) として指定された ADS 駆動の Th ベースの核変換システムに向けられた。どちらの目的でも、大規模な試験ループが材料と熱水力試験およびモデルの基準評価に採用されている。韓国初の大規模 LFR 試験施設である HELIOS は、SNU から MINERVA が主導する UNIST に移転した。SNU では、2018 年から PILLAR (Pool-type Integral Leading test facility for lead-alloy-cooled small modular Reactor : 鉛合金冷却小型モジュール炉用のプール型統合リーディング試験施設) と呼ばれる URANUS モックアップが設計、製造、運用されている。

米国での主な活動

米国では 1997 年から LFR の概念と技術に関する研究が行われている。これまでの活動には、原子炉の概念設計に加えて、鉛の腐食と熱水力試験、鉛での使用又は LBE 環境に適した先進材料の開発と試験が含まれていた。米国での現在の LFR 活動は限定的であるが、国立研究所、大学、および産業部門での過去および現在の取り組みは、LFR 技術への継続的な関心を示している。原子炉の設計概念に関して、特に重要なのは、長期にわたりアルゴン国立研究所 (ANL)、ローレンス・リバモア国立研究所 (Lawrence Livermore National Laboratory : LLNL) などの組織が実施した、図 LFR 6 に示す小型の安全に運搬可能な自律型原子炉 (Small, Secure Transportable Autonomous Reactor : SSTAR) の過去の開発である。SSTAR は小型モジュール炉 (SMR) であり、運搬可能で密閉された原子炉システムで、20 MWe/45MWt を供給することができる。いくつかの注目すべき特徴には、

稼働および停止の両方の熱除去を自然循環に頼ること、原子炉全体またはカセットの燃料交換による非常に長い炉心寿命（15～30年）、革新的な超臨界 CO₂ ブレイトンサイクル電力変換システムなどがある。この概念は、GIF LFR pSSC の 3 つの基準設計の 1 つを表している。この概念は現在開発中ではないが、LFR の小型/超小型サイズのカテゴリを表すために、pSSC が基準システムとして維持している。

図 LFR 6. ALFRED 小型の安全に運搬可能な自律型原子炉 (SSTAR) のイラスト



SSTAR 原子炉設計の取り組みに加えて、LFR に関連する過去の国立研究所の取り組みには、Delta Loop を備えたロスアラモス国立研究所 (Los Alamos National Laboratory : LANL) での鉛および鉛合金の性能と材料適合性の研究活動がある。この施設はその後閉鎖された。

現在の国立研究所の活動には、概念設計、先進材料開発と性能研究、および蒸気発生器の状態を監視するための機器が含まれ、産業界から Westinghouse、Hydromine および Columbia Basin Consulting Group (CBCG) が参加し、主にオークリッジ国立研究所 (Oak Ridge National Laboratory : ORNL) およびパシフィックノースウェスト国立研究所 (Pacific Northwest national Laboratory : PNNL) の USDOE GAIN (原子力技術革新加速ゲートウェイ) プログラムで産業と政府のパートナーシップとして実施されている。米国の産業部門では、現在の LFR 原子炉イニシアチブに、上記の 3 社が含まれている。Westinghouse Corporation は、新しい先進 LFR システムを設計および商品化するための継続的なイニシアチブを維持している。Hydromine, Inc. は、200 MWe サイズ範囲の LFRAS-200 (アンフォラ型) に識別される新しい LFR 原子炉の概念と、より小型 (マイクロ原子炉) のシステム群を開発しており、CBCG は LBE 原子炉概念の新しい概念設計を開発している。

Westinghouse LFR は、設計の初期段階から設計に組み込まれたシンプルでロバストな設計、パンプセーフティ、ライフサイクル要件を通じて、最も困難なグローバル市場でも経済競争力を高めることを目指している。これは 950MWt (~450 MWe) の原子炉であり、技術実証用の低電力プロトタイプユニットから開発されている。同原子炉は、ハイブリッドのマイクロチャネルタイプの熱交換器を使用して容器のサイズ/重量を削減し、熱エネルギー貯蔵システムを利用して、炉心の熱出力の変動を最小限に抑えて負荷追従性を提供する。さらに、これは究極のヒートシンクとして空気を使用する超臨界 CO₂ 電力変換システムを備えている。プロトタイプユニットは、550℃未満の温度に維持された純鉛冷却材と酸化燃料を使用する。プロトタイプの実証段階の後、先進燃料と高温が実行される。

Hydromine の LFR-AS-200 コンセプトは、コンパクトな 200 MWe LFR であり、純鉛の

有利な特性を冷却材として利用して、コンポーネントの排除やその他の設計の最適化により、高度なコンパクト化 (<1m³プライマリシステムボリューム/MWe 出力) が実現されている。このコンパクトさの測定基準は、以前に設計された、または現在設計段階にある他の金属冷却高速炉よりも 2~5 倍低いと推定されている。この 200MWe の概念に加えて、Hydromine は、同様のコンパクトさを備え、設計が簡素化された LFR-TR-X 系として知られる非常に小さな (マイクロ) 原子炉 (5~20 MWe) 系の開発も想定している。これらの設計では、制御棒と停止棒が炉心の外側に配置されており、原子炉は燃料交換することなく 15 年間継続して運転することができる。LFR-5 は、稼働温度が低く、適格な材料を使用しているため、短期的に展開される可能性がある。

CBCG は、統合グリッドスケールバッテリー概念として負荷追従機能を備えた原子力発電所の設計を開発することにより、クリーンエネルギー生産への統合アプローチを採用している。この原子力発電所とグリッドバッテリーはどちらも CBCG による新しい設計である。これは、統合された施設として組み合わせると、原子力発電所がベースロード運転を続けている間、需要負荷の変動はバッテリーによって調整されるものである。この原子力発電所は、高速炉スペクトルで運転する LBE 冷却材を使用している。最初の取り組みは、ライセンス供与と規制の要件に焦点を合わせている。進行中の研究の一環として、CBCG は、この技術に関連する主要な放射線放出の危険性を排除することにより、格納容器の建設要件と敷地外への放出の可能性を低減するポロニウム低減システムを開発している。

中国での主な活動

2019 年 2 月、中国科学院 (Chinese Academy of Sciences : CAS) の INEST が、中国科学技術部による第 4 世代国際フォーラムの鉛冷却高速炉 (LFR) プログラムの中国代表に任命された。この役割において、INEST は中国の国内組織の GIF LFR 活動フレームワークを調整する。2019 年 10 月 18 日、INEST は、中国に代わって LFR 覚書 (MoU) に署名した。

中国政府は、1986 年以降、CAS、科学技術大臣、NSF によって、鉛冷却炉技術を開発するための継続的な国家支援を提供してきた。鉛冷却炉に関する過去 30 年間の研究に続いて、中国鉛冷却炉 (China Lead-based Reactor : CLEAR) が ADS と高速炉システムの両方の基準原子炉として選択され、プログラムは CAS の INEST/FDS チームによって実施されている。CLEAR の活動は、原子炉の設計、原子炉の安全性評価、設計と分析のソフトウェア開発、鉛ビスマス実験ループ、主要な技術とコンポーネントの R&D 活動である。

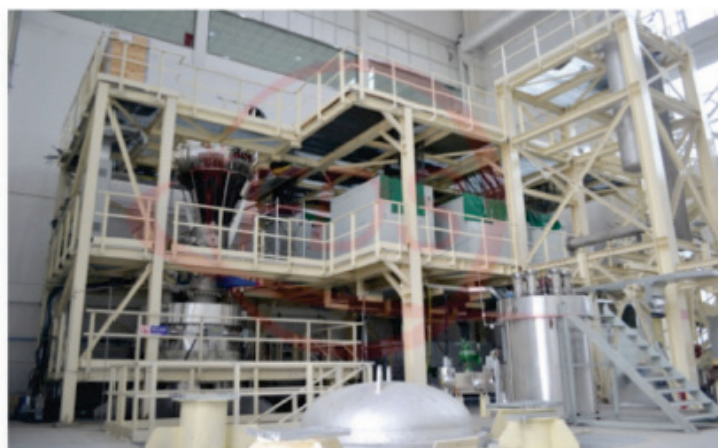
鉛冷却炉に関連する政府によるいくつかの「第 13 次 5 カ年」計画が発表されている。小型のモジュール式エネルギー供給システムの構築を目的とした CLEAR-M プロジェクトが開始された。出力が 10MWth の最初のプロトタイプミニ原子炉 CLEAR-M10a の工学的設計が実施された。CLEAR-M の工学的および商業的応用を促進するために、鉛冷却炉産業革新聯盟 (China Industry Innovation Alliance of Lead-based Reactor : CIALER) と小型鉛冷却炉国際協同組合同盟 (Co-operative Alliance for Small Lead-based Fast Reactor : CASLER) が設立され、INEST が両者を主導し、100 社以上の企業から支援を受けている。また、関連する工業団地の建設が開始された。

ADS システムについては、いくつかの概念と関連技術が評価中である。たとえば、未臨界・臨界デュアルモード稼働の稼働能力を備えた MA 核変換を最終目標とする CLEAR-I の詳細な概念設計が完了した。エネルギー生産のために、高度な外部中性子源駆動の進行波炉としての革新的な ADS 概念システムである CLEAR-A が提案された。加速器と組み合わせた 10MWth の未臨界実験用 LBE 冷却炉の建設を目的とした CiADS プロジェクトが承

認められ、予備的な工学設計が進行中である。このプロジェクトは、CAS と他の産業組織の協力によって実施された。

中国の鉛冷却炉プロジェクトをサポートし、鉛冷却炉の主要コンポーネントと統合された運転技術を検証および試験するために、鉛冷却の工学検証原子炉 CLEAR-S (図 12 LFR.7 参照)、原子炉核設計検証用の HINEG 中性子発生器と組み合わせた鉛冷却のゼロ電力臨界/未臨界原子炉 CLEAR-0、および鉛冷却の仮想原子炉 CLEAR-V を含む 3 つの統合試験施設が 2017 年から建設され、試運転されている。2019 年には、プール型 CLEAR-S 施設をベースとした流量損失ベンチマーク試験が準備され、2020 年に実施される予定である。

図 LFR 7. 鉛冷却の工学検証原子炉 CLEAR-S



近年、他のいくつかの組織が LFR 開発に対する注目を高め始めている。中国広核集団 (China General Nuclear Power Group : CGN) は、CLFR 原子炉の概念設計と関連する研究を行っている。中国核工業集団 (China National Nuclear Corporation : CNNC) は、コアニュートロニクス特性試験などの LFR 技術を開発しています。国家電力投資集団 (State Power Investment Corporation : SPIC) は、100 MWe BLESS 原子炉の概念設計に焦点を当てている。西安交通大学 (Xi'an Jiaotong University : XJUT)、中国科学技術大学 (University of Sciences and Technology of China : USTC) などのいくつかの大学は、中国の LFR 開発を支援するために、材料試験、熱水力分析、安全性分析などを含む基本的な LFR 技術の R&D を行っている。

2019 年 12 月、GIF LFR の国内調整会議が INEST で開催された。LFR R&D に携わった 10 を超える中国の組織の代表者がこの会議に出席した。国内の LFR 共同ワーキンググループが提案され、INEST が中国の関連組織および活動の参加と協力を調整するワーキンググループのリーダーの候補となった。



LFR SSC の Alessandro Alemberti 議長とすべての貢献者

溶融塩原子炉（MSR）

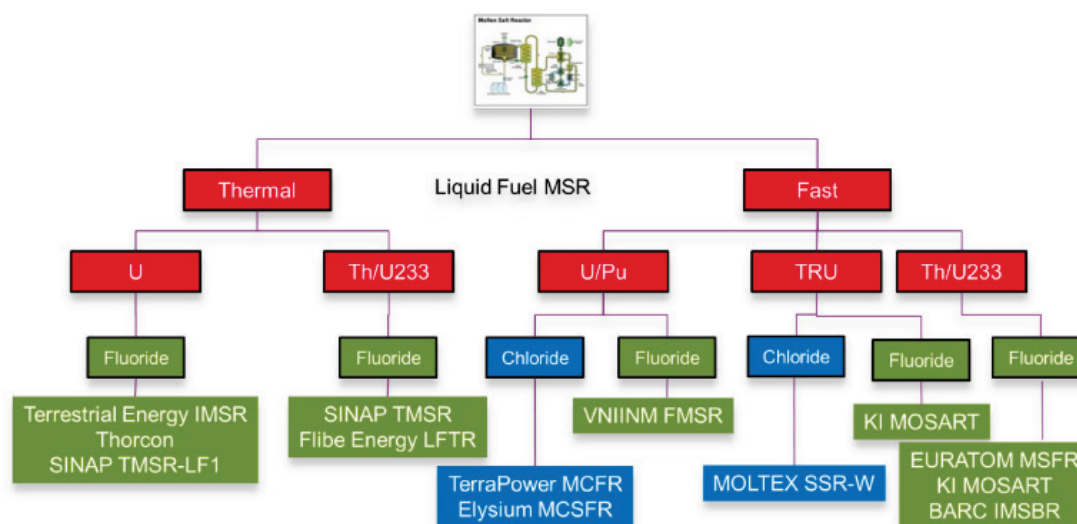
序文

溶融塩原子炉（MSR）の概念は、1950年代初頭から研究されてきたが、1960年代に ORNL で稼働された試験炉は1つだけであった。約15年間にわたる、そのような原子炉技術の利益のために、特にその認められた固有の原子炉の安全性とその柔軟性のために、現在再開されている。

MSR は、燃料および/または冷却剤として溶融塩を使用する。フッ化物塩が冷却材のみである場合、そのような概念はフッ化物塩冷却高温炉（Fluoride salt-cooled high-temperature reactor : FHR）と呼ばれる。今日、GIF pSSC MSR では、すべてではないが、研究されたほとんどの概念は、液体燃料を使用した実際の MSR である。

MSR は概念であり、テクノロジーではない。実際、MSR の総称には、U/Pu または Th/U233 燃料サイクルで、またはフッ化物やフッ化物担持塩を使用した TRU バーナーとして動作する熱増殖炉および高速炉が含まれる。最も研究されている概念の図を、図 MSR1 に示す。

図 MSR 1. 主要なプレーヤー（RTO または販売業者）とともに最も研究された MSR の概念



燃料サイクルに応じて、MSR は LWR からの核分裂性物質および燃料親物質を再利用するが、高濃縮ウラン、プルトニウム、またはマイナーアクチニドを燃焼させることができる。これらの電力変換効率は高くなる（核分裂は担持塩で直接発生し、熱交換器の冷却材塩に熱を伝達する）。MSR は、大気圧よりわずかに高い低圧で稼働する。これらは、大型の発電用原子炉または小型モジュール炉（SMR）として設置できる。その展開は、現在、高温、構造材料、腐食などの技術的課題によって制限されている。

MSR pSSC には、現在、7 のメンバー（オーストラリア、カナダ、Euratom、フランス、ロシア、スイス、米国）とオブザーバー（中国、日本、韓国）が含まれており、システムアレンジメントに向けて動いている。MSR pSSC の使命は、既

存の原子炉の概念に比べて大きな安全性と経済的改善をもたらす可能性のある将来の原子力エネルギーの概念の開発を支援することである。

R&D 目標

MSR プロジェクトの共通の目標は、炉心、再処理ユニット、廃棄物調整のために、物理的、化学的、材料的な研究から得られた最良のシステム構成を備えた概念設計を提案することである。MSR の技術的に挑戦的な技術を習得するには、以下の協調的で長期的かつ国際的な R&D 努力が必要である。

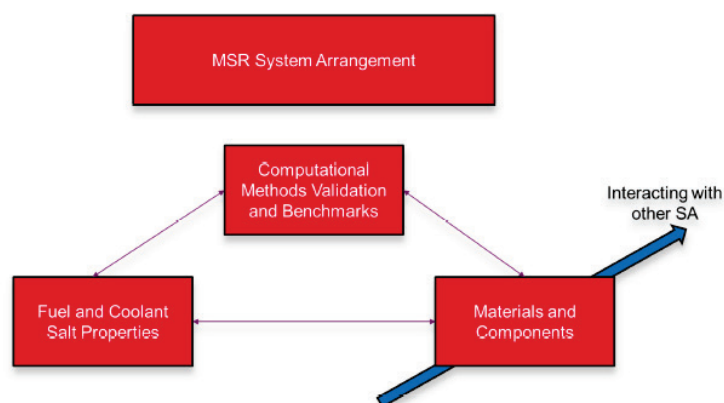
- 塩の化学的および熱力学的特性の研究
- システム設計：高度な中性子および熱油圧カップリングモデルの開発
- 溶融塩との材料の適合性の研究
- 原子炉容器の腐食をマスターするためのソルトレドックス制御技術
- He バブリングによる冷却材からのガス状核分裂生成物抽出の効率的な技術の開発
- 塩の再処理：還元抽出試験（アクチノイド-ランタノイド分離）
- 液体燃料原子炉に特化した安全アプローチの開発

主な活動と成果

MSR pSSC 活動

2019 年の主な活動は、コミュニティが広く貢献できるようにする 3 つの潜在的なプロジェクトアレンジメントを定義したシステムアレンジメントの準備であった。したがって、これらの PA は非常に横断的であり、概念に依存しないが、あらゆる概念の開発をサポートできる（図 MSR 2 参照）。これらは、塩の挙動、材料特性、およびシステム統合を扱っている。SA は 2021 年に発効されるはずである。

図 MSR 2. 3 つの Pa を含む MSR SA の予測される構造



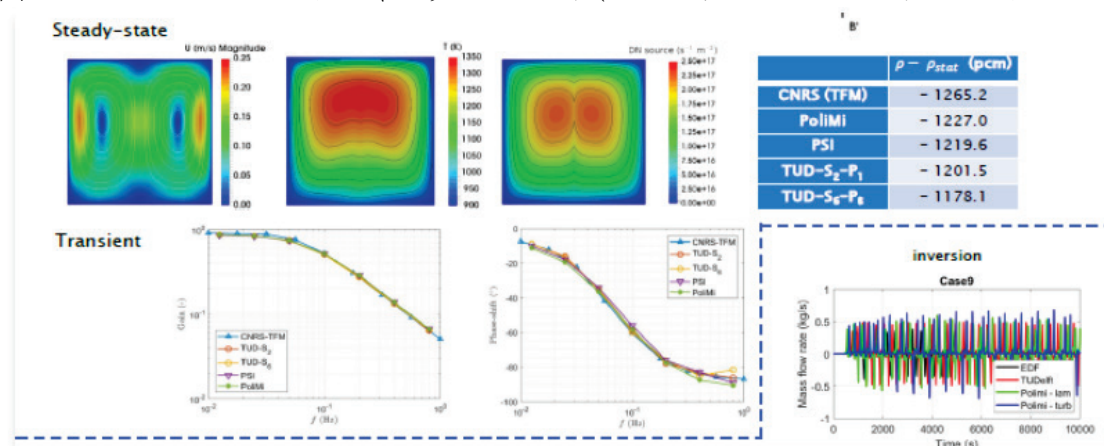
Euratom

欧州プロジェクト SAMOFAR/SAMOSAFER：欧州連合では、SAMOFAR プロジェクトの実施は、2015 年から 2019 年までの 4 年間、デルフト工科大学の調整の下で成功を収め、

オランダのデルフトシアターでの祝賀会で幕を閉じた。このミーティングは、米国のプロジェクト NuStem と EU のプロジェクト SAMOFAR が主催するデルフト工科大学での学生のブートキャンプから成り、その後、SAMOFAR の最終結果を発表し、カナダ、中国、EU、ロシアおよび米国の代表者がそれぞれの国の研究プログラムの進展についてプレゼンテーションを行う 2 日間のミーティングが行われた。ブートキャンプには世界から約 40 人の学生が参加し、最終ミーティングには約 100 人が参加した。

2019 年 10 月 1 日、新しい SAMOSAFER プロジェクトが、新しいシミュレーションモデルとツール、および熔融塩原子炉の新しい安全バリアを目指して開始された。この新しいプロジェクトの目標は、実験で検証された新しいシミュレーションモデルとツールに基づいて、重大な事故における熔融塩原子炉のより制御された動作のための新しい安全バリアを開発および実証することである。その主な目的は、MSR が 30 年以内に予想されるすべての規制に準拠できるようにすることである。このプロジェクトが正常に完了した後、シミュレーションモデルとツールが原子力産業で使用できるようになり、革新的な安全バリアを新しい MSR 設計に実装できる。それにより、将来の第 4 世代熔融塩原子炉の安全マージンが増加し、最新および将来の安全基準に確実に準拠できるようになる。SAMOSAFER はデルフト工科大学によって調整され、2023 年まで実施される。

図 MSR 3. V&V のマルチフィジックスコード (PoliMi および PSI コードのベンチマーク)



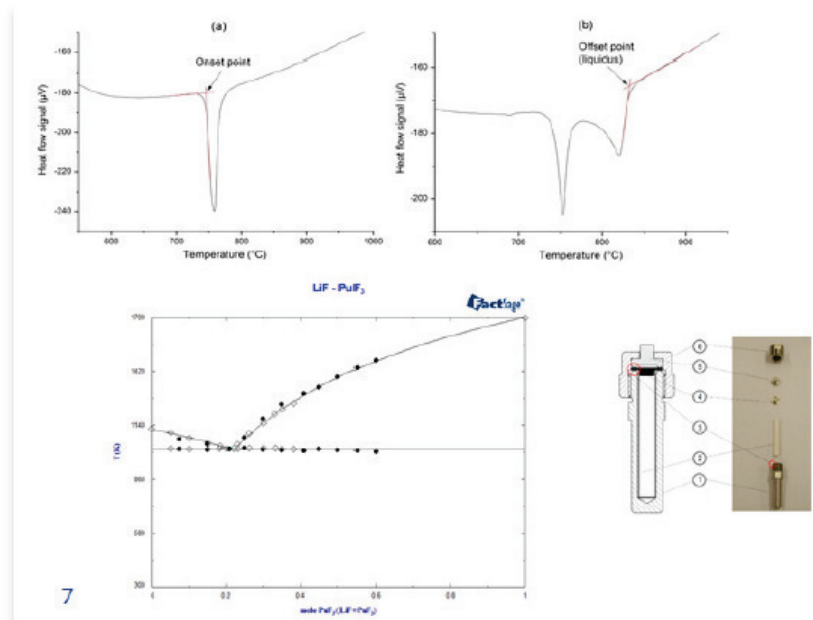
熔融塩を使用した原子炉の科学技術の進歩に関する特別セッションが、European Physical Journal、Nuclear Sciences & Technologies と共同で開催された。ゲストエディターは、Jan Leen Kloosterman (TU Delft)、Elsa Merle (CNRS)、Jean Ragusa (Texas A&M) であった。

オランダでは、Petten High Flux Reactor での Salient-01 照射が終了した。サンプルは現在、NRG および J JRC Karlsruhe の研究所で SAMOSAFER のフレームワークで調査されている。フォローアップ照射が進行中である。

JRC Karlsruhe : JRC Karlsruhe で HF フッ素化ラインを使用して高純度のアクチニド変フッ化塩を合成する方法の確立に成功した後は、同じ高純度のアクチニド塩化物塩を合成するための塩素化技術の開発に焦点が当てられていた。最初の試験は、Cl₂ ガスと CCl₄ ガスの混合物 (UO₂ を UCl₄ に変換するための炭素塩素化) と H₂ による連続還元 (UCl₄ を UCl₃ に変換するため) を利用して、酸化ウランからウラン塩化物塩を革新的に合成する

ことで行われた。2019年の終わりまでに、変換の最初の段階が成功し、少量の高純度 UC14 が得られた。

図 MSR 4. LiF-PuF₃ システムの状態図の研究



JRC Karlsruhe では、フッ化物塩システムの高熱特性調査に関する作業が継続されており、以下が注目すべき事項である。

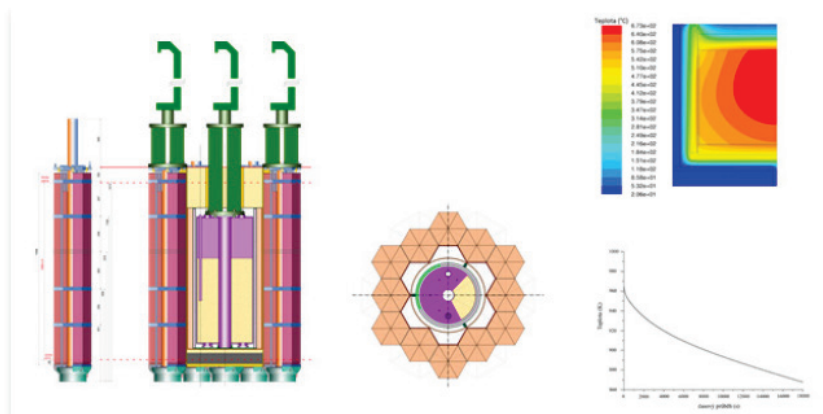
- 純 PuF₃ の融点の最初の測定が行われた。この研究にはまだ最適化が必要であるが、標準的なカプセル化技術を使用した限界である 1,250° C 以上で融解するフッ化アクチノイドの融点を決定するための実験装置が確立されている。
- 原子炉容器表面の沈殿物をシミュレートする固体塩の熱伝導率を測定する方法が改善され、レーザーフラッシュ技術を使用して成功した信頼性の高い測定を実現した。一連のフッ化アルカリの熱伝導率、および UF₄ と ThF₄ 成分を含む固化した複雑な燃料混合物が測定された。
- 溶融塩のガスの溶解度を決定する方法を試験する最初の試行は、定量的質量分析と組み合わせた噴流拡散セルを使用した溶解ガスの連続的な定量的決定を伴う高温注入設備を利用して行われた。

基本的な熱化学的性質に関する実験的研究の中で、JRC は NRG との主な協力の下、Petten の高中性子束炉 (HFR) で計画された照射実験 SALIENT-03 のフッ化物燃料塩の合成と製造に大きく関わっている。

Centre Research Řež : MSR 技術の研究開発は、産業貿易省とチェコ共和国の技術庁 (Technology Agency) が支援する国家 MSR プロジェクトの一環として、チェコ共和国でも継続された。主な取り組みは、Centre Research Řež の実験炉 LR-0 にあるいわゆる「ホットインサート FLIBE ゾーン」を使用した中性子測定の準備であった。これは、MSR システムの動作温度範囲 (500-750°C) での FLIBE 溶融物の反応温度フィードバック係数を決定することを目的とした、新しい要求の厳しい実験プログラムである。2019 年末までに、

ホットインサート FLIBE ゾーンすべての主要コンポーネントが製造された。アクティブな実験プログラムが 2020 年に開始される。

図 MSR 5. FLIBE 塩の加熱ゾーンの設計



さらに、MONICR 合金溶接技術最適化プログラムおよび長期 MONICR 合金腐食試験プログラムで、溶融フッ化物媒体用のインペラーポンプの開発と試験が行われた。溶融フッ化物媒体からの電気化学的分離法の開発の分野でも研究が続けられ、実験的研究と溶融塩揮発法による MSR 揮発性燃料成分抽出の検証に焦点を当てた新しい活動が 2019 年後半に開始された。

フランス

SAMOFAR と SAMOSAFER で実施された作業に加えて、フランスのパートナー (CNRS、CEA、FRAMATOME など) が、溶融フッ化物中の U/Pu 燃料サイクルを使用する高速炉の概念を開発するために、中性子とそのモデリング、燃料塩の選択、材料、腐食などの共通のロードマップに基づいて MSR コミュニティを構築した。特に、CEA では、現場での活動を調整するための新しいプロジェクトが作られた。

オーストラリア

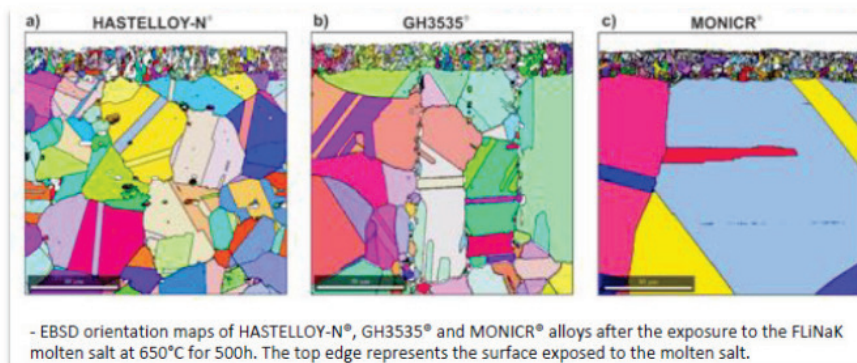
溶融塩原子炉を含む溶融塩ベースのエネルギーシステムの広範な展開には、困難な稼働条件に耐えることができる材料とコンポーネントの開発と認定が必要である。したがって、オーストラリアでは、MSR 低排出エネルギー生成システムの導入までの時間を短縮する目的で、適切な構造材料と被覆の開発、製造、および試験に取り組んでいる。特に ANSTO の大規模インフラ (OPAL 原子炉、Australian Synchrotron、および Centre for Accelerator Science) を使用して、候補のステンレス鋼およびニッケル基合金の FLiNaK の腐食を調査および理解するために、ANSTO は引き続き GIF パートナーと協力している。

2019 年、オーストラリアは GIF 内の分野横断的な材料関連の研究を増やすためのイニシアチブを継続した。GIF 先進製造・材料工学タスクフォース (Advanced Manufacturing and Materials Engineering Task Force : AMMETF) の議長を務めたことに加え、共通の研究対象分野を特定するために設けられた 2019 年 9 月に Avignon での MSR pSSC と VHTR PMB との会合で、VHTR/MSR 材料およびコンポーネントの合同 R&D ワークショップが開催された。

ワークショップは大成功し、以下の考えられる共同 R&D の領域が特定された。

- 先進製造
- イオン/中性子線損傷の設計方法の比較
- クリープおよびクリープ疲労モデルの開発
- 黒鉛、C/C、SiC/SiC の高温性能と放射線損傷
- 少量のサンプル試験、および高度な監視方法
- 溶接と接合

図 MSR 6. GH3535、ハステロイ N および MoNiCr 合金の FLINAK 熔融塩腐食

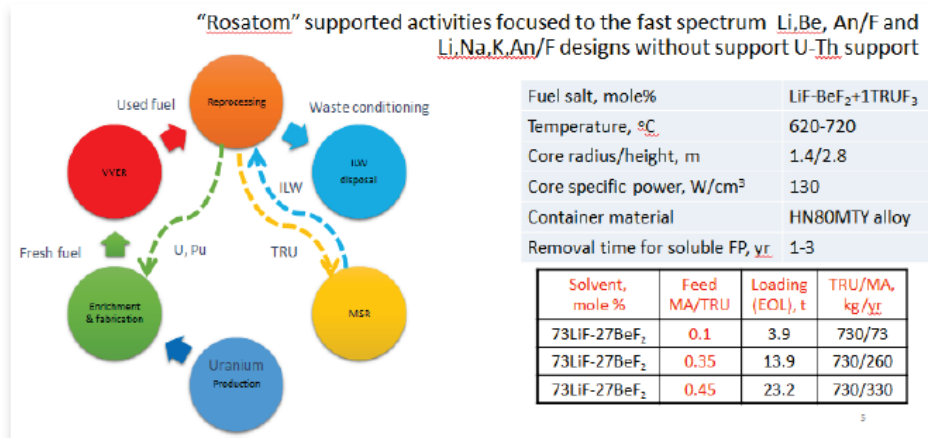


ロシア

2019 年、RF では、熔融塩原子炉の開発に多大な努力が払われた。国営企業 Rosatom は、多数の R&D プログラムを通じて、使用済み VVER-1000/1200 燃料のマイナーアクチニドとプルトニウムを液体フッ化物塩で溶解する単一流体の熔融塩アクチニドリサイクル転換炉 (MOSART) システムのサポートを続けている。MOSART 設計に関する最後の開発は、Np、Pu、Am、Cm を含むすべてのアクチニドの核燃料サイクルを閉じることを主な目的とする、高度な大出力 Li、Be、An/F および Li、Na、K、An/F ユニットのものではあった。原子炉の制御、および始動、平衡状態への移行、排出、停止などのためのさまざまな TRU 負荷による燃料塩管理を実証するために、鉍山化学コンビナート (Zheleznogorsk) のサイトで燃料塩クリーンアップユニットと組み合わせた試験 10 MWt Li、Be、An/F MOSART 設計の開発も継続された。現在進行中の MOSART 技術開発の範囲は次のとおりである。

- 燃料 Li、Be、An/F および Li、Na、K、An/F 塩混合物の高中性子フルエンスおよび耐塩性合金の設計特性評価
- 高いおよび低い忠実度の計算モデリングとツール開発
- 燃料 Li、Be、An/F および Li、Na、K、An/F 塩の物理的および化学的特性の評価
- 熔融塩ポンプと熱交換器の設計とその実証
- 計装開発
- 高度に自動化されたリモート操作および保守技術の開発と実証
- 燃料塩のクリーンアップの実証と、固体およびガス状の廃棄物の流れの評価

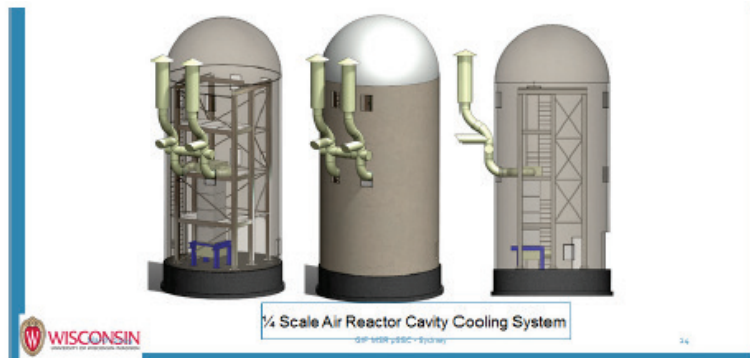
図 MSR 7. 長寿命アクチニドの問題を解決するのに役立つ不可欠な要素としての MOSART 概念



米国

2019年、米国では溶融塩原子炉と冷却炉の両方の原子炉活動が幅広く実施された。特に、Kairos Power Inc.は、ライセンス申請の準備として、米国原子力規制委員会（NRC）にトピックレポートを提出し続けた。また、カナダ原子力安全委員会とNRCは、先進原子炉とSMRのレビューの協力に関する覚書に従い、先進非軽水炉の最初の共同技術レビューにTerrestrial Energyの統合型溶融塩炉を選択したと発表した。米国政府は、費用分担した多くのR&Dプログラムを通じて、新興の米国MSR業界に支援を提供し続けている。NRCは、先進原子炉の安全特性をより適切に反映するために、ライセンス要件を最新化するプロセスを継続している。米国エネルギー省（DOE）は、MSR展開の残りの技術的ハードルを乗り越えるために、限定的な規模で大学と国立研究所の活動を引き続き支援している。米国政府は、セーフガード分析のためのMSRモデルと関連ツールの開発にも引き続き取り組んでいる。現在進行中のMSR技術開発の範囲には、高中性子フルエンスおよび耐塩性合金の設計と特性評価、高いおよび低い忠実度の計算モデリングとツール開発、黒鉛試験、燃料塩の熱物理的および熱化学的特性評価、燃料塩の熱力学的データベースの開発、溶融塩ポンプの設計と実証、計装開発、高度に自動化されたりモート操作と保守技術の開発と実証、および固体およびガス状の廃棄物の流れの評価が含まれる。オークリッジ国立研究所は、年に1回のDOE-Gateway for Innovation in NuclearがサポートするMSRワークショップを主催し、産業界、国立研究所、政府機関、国際機関、および学界から約250人が参加した。

図 MSR 8. ウィスコンシン大学で設計および建設された空冷 RCCS



カナダ

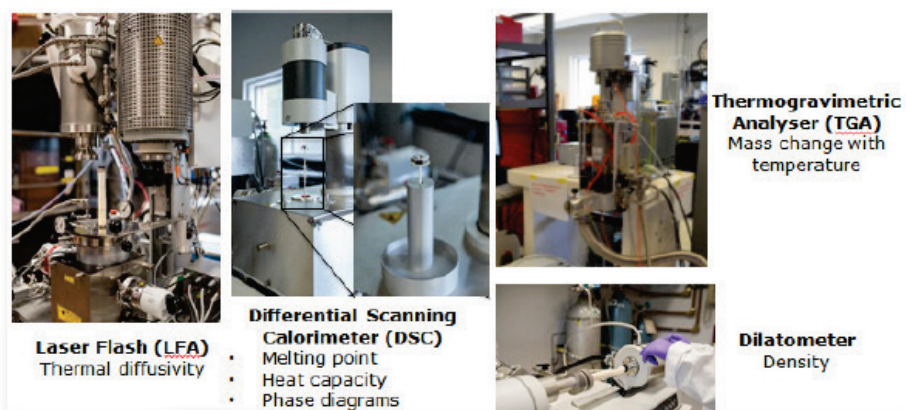
2019年、カナダ原子力研究所（CNL）は、SMRをサポートする専門知識と機能の開発を続け、カナダ原子力研究イニシアティブ（Canadian Nuclear Research Initiative: CNRI）と呼ばれる新しい費用分担のR&Dプログラムを開始した。CNLは、研究開発を可能にし、SMR業界をカナダの国立原子力研究所内の施設や専門知識と結び付けることで、カナダでのSMRの展開を加速するために、CNRIプログラムを設けた。プログラムの多くの利点の中でも特に、参加者はリソースを最適化し、技術的知識を共有し、CNLの専門知識にアクセスして、SMR技術の商業化を促進することができる。この新しいプログラムへの最初の取り込みでは、3つの熔融塩原子炉販売業者が、電気化学的分離方法、トリチウム管理、原子炉物理学、熱水力学、およびセーフガード研究を含むさまざまな作業プログラムを盛り込んだ提案書を提出した。

カナダ連邦原子力科学技術プログラムの後援の下、CNLは、以下を含む幅広い分野で熔融塩能力の開発を続けた。

- アクチノイド熔融塩燃料合成の開発。
- 熔融塩実験における核分裂生成物の保持。水と熔融塩ループ間の連結した自然循環熱伝達の実験を用いたステーション停電中のパッシブ冷却の評価と事故状態での熔融塩プラグの融解の評価。
- 構造材料の腐食を測定するための腐食ループの開発。
- ORNLMSRE に対する先進原子炉の結合した過渡シミュレーションツールセットのコードの評価を含む熔融塩原子炉設計のモデリングとシミュレーション：物理学（SERPENT、Rattlesnake）、TH（RELAP5-3D、ARIANT）、熔融塩の特性を予測するためのCFD（STAR-CCM+）および原子論的シミュレーション。

最後に、熔融塩の熱物理の原子力適確測定技術をさらに開発するために、多大な努力が続けられている。

図 MSR9. CNL でのサンプルのカプセル化と測定技術の開発



スイス

スイスのMSR研究は、Paul Scherrer Institute (Paul Scherrer Institute : PSI) によ

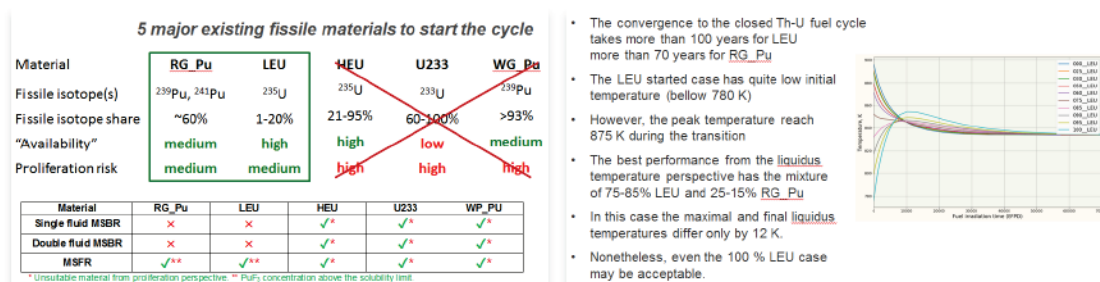
って調整されている。2019年、PSIは、燃料サイクル、システム挙動、溶融塩の熱力学という3つの選択された領域で専門知識と能力を開発し続けた。これらのシミュレーション活動の主な目的は、MSRの安全性と持続可能性の評価である。PSIはSAMOFARおよびSAMOSAFERプロジェクトのメンバーであるため、PSI活動の一部はEU進捗レポートに貢献している。

燃料サイクル評価の分野では、2019年にいくつかの過去の研究が発表された。4つのMSRタイプを含む平衡燃料サイクルにおける16基の異なる原子炉の比較の結果が発表された。U-PuおよびTh-Uサイクルの両方のパフォーマンスが比較された。EPJ Nuclear Sciences & Technologies ジャーナルのMSR特別版を利用して、B. Hombourger博士の論文のブリードアンドバーン燃料サイクルの研究が発表された。ブリードアンドバーン燃料サイクル研究は、科学修士論文内のパラメトリック研究によってさらに拡張され、その結果はPhysor 2020カンファレンスで発表される。

Open-FOAMベースの解法を使用したシステム動作の調査は、H2020プロジェクトのSAMOFARの貢献として、MSFR炉心に関して2019年も継続された。プロジェクトが終了した後も活動は継続中であり、プロジェクト内で開発されたそれぞれの凍結モデルにはまだ検証が必要である。Open-FOAMベースの解法は、独自のブリードアンドバーン炉心の熱水力レイアウトの概念設計にも適用された。その結果もPhysor2020カンファレンスで発表される。

溶融塩の熱力学シミュレーションは、フッ化物ベースの塩に焦点を当てたGEMS TMコードを用いて継続されていた。初期から平衡までの燃料サイクルへの移行中の液相温度とその変化がシミュレートされ、その結果がICAPP 2019カンファレンスで発表された。シビアアクシデントにおける燃料塩からの化合物の気化のシミュレーションを向上させるために、熱力学コードがシビアアクシデントコードMELCOREとも結合された。年末に向けて、塩化物塩のGEMSデータベースの準備が開始された。

図 MSR 10. 初期サイクルから平衡サイクルへの移行



中国

2019年、中国科学院の上海応用物理研究所（Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences : SINAP-CAS）は、TMSRの関連作業を着実に促進している。

2 MWthの溶融塩試験炉（TMSR-LF1）の設計が完了し、SINAPは、国家核安全局に予備安全解析報告書（Preliminary Safety Analysis Report : PSAR）を提出し、その審査に合格して承認を得た。また、主要コンポーネントの準備が基本的に整い、TMSR-LF1の建

設が開始された。

図 MSR 11. TMSF-LF1 の進展状況

- ❑ Complete the preliminary design and pass the expert review organized by the Bureau of Major Tasks in Jun. 2018.
- ❑ Start up the processing and manufacturing of key materials and equipment, and determine the manufacturer.
- ❑ Design of equipment construction drawings was completed jointly with manufacturers in Feb. 2019.



Expert review meeting



equipment construction drawings

スケーリングされた実験装置 (TMSR-SF0) の建設が完了し、一次および二次回路の熔融塩の充填やメインポンプの操作などの主要な試運転活動が正常に完了した。実験プログラムは 2020 年に開始される。

TMSR 燃料のフローシートの概念設計は進行中であり、いくつかの重要な技術の検証が完了している。熔融塩中のアクチニドと核分裂生成物の化学に関する基礎研究が開始された。数種類の原子炉用黒鉛の PIE 実験が完了し、イオンビーム照射による原子炉用黒鉛の照射寿命の評価方法が確立された。さらに、高温 (750-850°C) MSR に使用される合金が開発されている。



MSR SSC の Stéphane Bourg 議長とすべての貢献者

超臨界圧軽水冷却炉（SCWR）

序文：このアニュアルレポート内のすべてのシステム別レポートを均一にするために、この章は意図的に少ないページ数にまとめられている。刊行物の完全なリストを含む 2019 SCWR システム別レポートの完全版は、GIF Web サイトにアップロードできる。

システムの主な特徴

超臨界圧軽水冷却炉（SCWR）は、水の熱力学的臨界点（374°C、22.1 MPa）を以上で作動する高温高压の軽水冷却炉である。一般的に、SCWR の概念設計は、2 つの主要なカテゴリに分類できる。1 つは、最初に日本が提案し、最近では Euratom パートナシップと中国が提案した圧力容器の概念で、もう 1 つはカナダが提案した圧力管の概念である。これらの概念には、炉心設計の詳細以外に、多くの同様の特性がある（たとえば、出口の圧力と温度、熱中性子スペクトル、蒸気サイクルオプション、材料など）。したがって、各原子炉タイプの R&D ニーズは一般的であり、共同研究を進めることができる。

SCWR の主な利点は、高い熱力学的効率とプラントの簡素化の可能性により、経済性が向上することである。安全性、持続可能性、および PR&PP の分野での改善も可能であり、先進燃料サイクルの使用を含む、熱および高速スペクトルを使用したいくつかの設計オプションを検討することによって追求されている。

現在、SCWR システム内には次の 3 つのプロジェクト管理委員会（Project Management Board : PMB）がある。システム統合と評価（暫定）、材料と化学、および熱流動と安全。カナダ、中国、Euratom は、2017 年に熱流動と安全および材料と化学に関するプロジェクト協定の延長に署名した。

R&D の目的

以下のクリティカルパス R&D プロジェクトは、SCWR システム研究計画で確認されている。

- システム統合と評価：圧力管と圧力容器の概念に基づいた、持続可能性、経済性の向上、安全で信頼性の高いパフォーマンス、および実証可能な拡散抵抗性の第 4 世代の要件を満たす基準設計の定義。重要な共同 R&D プロジェクトは、基準燃料設計を認定するための原子炉内燃料試験ループを設計および構築することである。SCWR はこれまで運用されたことがないため、プロトタイプの原子炉のライセンスを取得する前に、このような一般的な試験が必須であると考えられている。
- 熱流動と安全：SCWR の熱伝達と臨界流データベースにはギャップがある。熱水力コードを検証するには、プロトタイプの SCWR 条件でのデータが必要である。SCWR の設計基準事故は、従来の軽水炉といくつかの類似点があるが、低温低圧の水と比較した場合の熱水力学的挙動の違いと臨界点周辺の流体特性の大きな変化をよりよく理解する必要がある。
- 材料と化学：圧力管と圧力容器の両設計の炉心内コンポーネントと炉心外コンポーネントで使用するための主な材料の認定。基準水化学の選択は、材料の劣化と腐食生成物の輸送を最小限に抑えるもので、材料の適合性と水の放射線分解の理解に基づいて行われる。

主な活動と成果

システム統合と評価

熱スペクトルを用いた4つのSCWR炉心概念が提案されている。カナダ、EU、日本は概念開発を完了した。中国は、压力容器型の熱スペクトルSCWRの炉心およびプラント概念の開発を続けている。中国の压力容器型SCWR（CSR1000という名前）の特徴は、熱中性子スペクトル、減速材としての軽水、炉心内の冷却材の2つのフローパス、直接貫流サイクルである。基準CSR1000には、9×9燃料棒単位の燃料集合体があり、中央の5×5燃料棒単位が水減速材ボックスで使用されている。最近、燃料集合体と炉心構造の設計が簡素化されている。新しい設計では、均一かつ十分に減速できるように、 UO_2 燃料棒が管の周りに配置される。MOX燃料棒は、スペクトルに一致するように外側のゾーンに配置される。ウォーターロッドや固体減速材は必要ない。図SCWR1は、基準設計と新しいFA設計を示している。SCWR炉心の反応度制御要件とその強い核熱結合特性を目指して、従来の「チェッカーボード」制御棒挿入設計法の欠点を克服するために、新しいタイプの制御棒挿入設計が發明された。新しい挿入方法は、制御棒駆動機構の配置の数およびSCWR压力容器の上部カバーを設計する際の難しさを減らし、制御棒の運転管理手順を簡素化するものである。中国のSCWR設計を促進するために、中国科学技術部は2019年、2つのプロジェクト案を承認した。2つのプロジェクトは2020年に始まり、2022年に終了する。中国のSCWR設計の国際的なレビューは、この期間中に完了する予定である。

図 SCWR 1. SCWR 熱スペクトル炉心概念

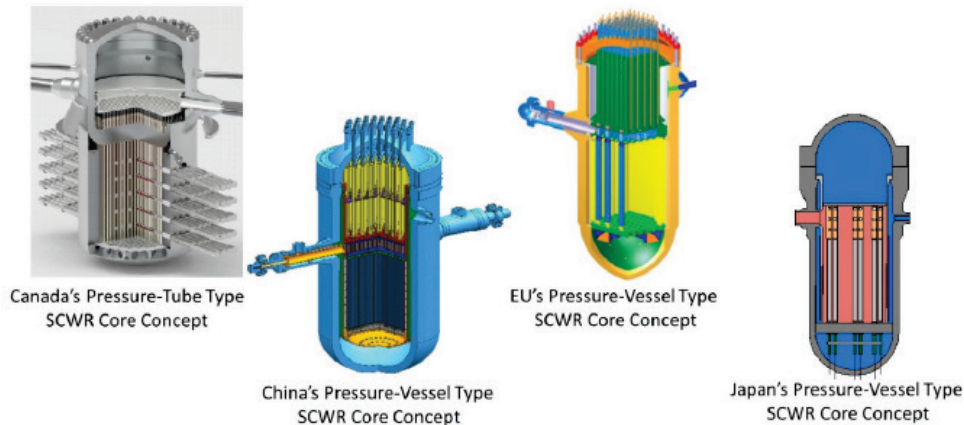
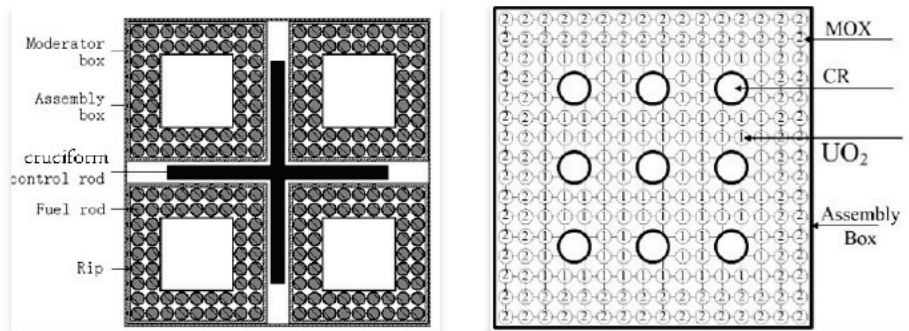


図 SCWR 2. 中国のSCWR燃料集合体の設計改良

(a) Reference design

(b) Improved design



カナダは、炉心構成が同様の予備的な小型圧力管型の SCWR 概念を開発した。現在、43 エレメントバンドルが、170 の燃料チャンネルを収容する燃料バンドルの推奨候補である。動作圧力が 25MPa で、出口温度は約 450°C である。この概念を完成させるための作業が進行中である。

SCWR 開発のほぼすべての分野をカバーする主な一般的活動の 1 つは、欧州-カナダ-中国の小型モジュール SCWR 技術 (European-Canadian-Chinese Small Modular SCWR Technology : ECC-SMART) 提案の準備であった。この提案は、非常に強力な多国際コンソーシアムを設立するために、欧州、中国、カナダ、ウクライナの SCWR 開発の分野で活動している重要な機関が協力するものである。この提案は、SCWR 技術の熱流動と安全および材料と化学の問題における主な知識のギャップ、および主に技術のスケールアップと法律の側面に関連する特定の SMR トピックを取り上げている。

SCWR に関する第 9 回国際シンポジウムは、カナダ原子力学会が主催し、2019 年 3 月にカナダのバンクーバーで開催された。カナダ天然資源省、カナダ原子力公社、およびカナダ原子力研究所がこのシンポジウムを支援した。カナダ、中国、EU および日本から約 60 名がこのシンポジウムに参加し、概念開発と技術分野を取り上げた 58 のプレゼンテーションが行われた。

熱流動と安全

TH&S PMB の活動には、流れと熱伝達の実験と相関関係の開発、臨界流と流れの不安定性の調査、数値調査とコードの開発が含まれる。

カナダ原子力研究所 (CNL) は、現在の予測方法のフレームワーク、それらの方法に関連するパラメータ、およびそれらが適用される流体の概要を示すために、プロジェクトを立ち上げた。このプロジェクトの目標は、超臨界流体 (SC 流体) の熱伝達予測方法に関する文献レビューの要約を完成させることである。文献レビューによると、SC 流体への熱伝達は、少なくとも 6 つのシステムパラメータと 4 つの流体フローパラメータに左右される。6 つのシステムパラメータには、ジオメトリ、流れの方向、流体の流れの方向、流体の種類、熱流束の方向、および電力プロファイルが含まれる。一般的に使用されるジオメトリと流体タイプは、SC 熱伝達が発生する産業応用および研究クラスを反映している。これらのパラメータをより詳細に分析すると、SC 熱伝達が発生する応用の大部分は、狭い範囲の流体パラメータに制限されていることがわかる。それらの 4 つの流体フローパラメータは次のように定義されている。1) 流体圧力、2) 流体の質量流束、3) 表面熱流束、4) 流体のバルクエンタルピーまたはバルク温度。現在、次の 6 つの異なる SC 熱伝達予測方法が使用されている。1) 相関、2) 半経験的モデル、3) ルックアップテーブル、4) ルックアップリスト、5) ニューラルネットワーク、6) 数値/計算流体力学。

CNL は、超臨界条件用に特別に開発されたブレイク流量 (break discharge) モデルの適用性を調査するための研究を実施した。この目標を達成するために、このモデルはカナダの熱流動システムコード CATHENA に導入された。このモデルを、以下、修正均一平衡モデル (Modified Homogeneous Equilibrium Model : M-HEM) と呼ぶ。以前に使用された均一平衡モデル (Homogeneous Equilibrium Model : HEM) と修正均一平衡モデル (M-HEM) モデルの比較が行われた。流量モデルの評価は、単純なジオメトリ構成の実験データを使用して行われた (2 つの代表的な結果が示されている)。評価の結果は、カナダの SCWR の概念化に使用される LOCA シミュレーションを更新するためのベースとして

使用される。

カナダの SCWR の燃料チャンネルは、冷却材の流れの状態が疑似臨界点を超えて変化するにつれ、炉心に沿って密度変化が大きくなる。CNL は、設計の安定性を検証するために、カナダの SCWR 設計の安定性マップを検証、評価、および開発することを目的としたタスクを作成した。このタスクは、i) ツールの評価と ii) カナダの SCWR 安定性マップの作成の 2 つの段階に分けられた。現在、CNL は、純粋な熱流動の不安定性とモデリングツールの評価に焦点を当てている。選択されたツールはシステムコード CATHENA であった。コードの適用性を検証するために、次の 2 つのデータセットが選択された。1) 中国核動力研究設計院 (Nuclear Power Institute of China : NPIC) が実施した 2 つの並列チャンネル不安定性実験、および 2) マニトバ大学が実施した自然循環数値実験。シミュレーション結果は、CATHENA が流れ振動を予測できることを示したが、その大きさは実験データとは異なる。ただし、実験者が推奨するようにモデルが大幅に簡略化されており、流れの不安定性がジオメトリに大きく左右されることを踏まえると、これはシミュレーション結果に影響を与える可能性がある。図 SCWR4 は、2 つの代表的な CATHENA 予測ケースを示している。

図 SCWR 3. École Polytechnique de Montréal での 1mm のオリフィス直径 (左) と 1.395 mm のオリフィス直径 (右) の超臨界流量実験に対する CATHENA の予測冷却剤質量流束

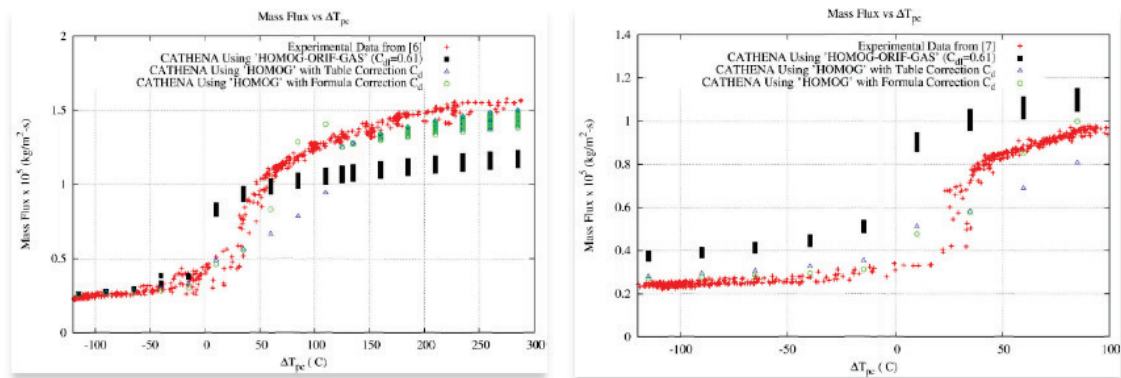
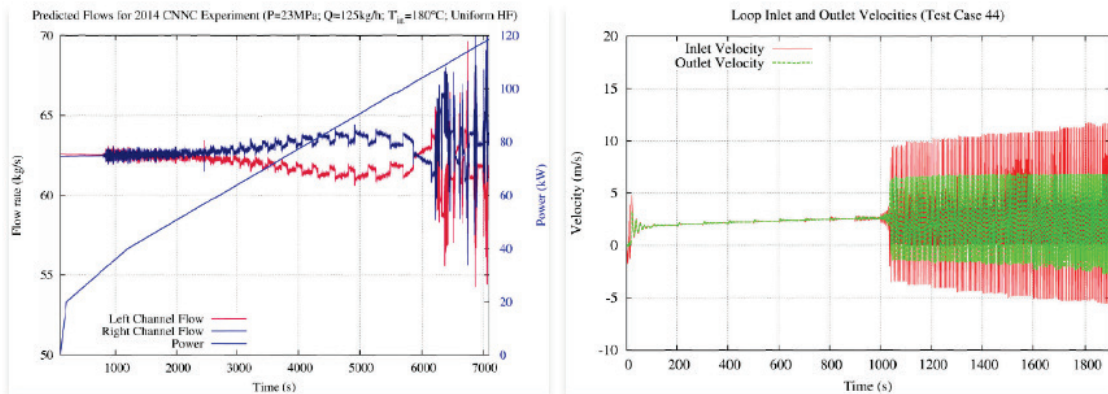


図 SCWR4. 2 つの並列チャンネル不安定性の CATHENA 質量流量予測 (左) と CATHENA の予測自然循環ループ内の速度と圧力降下 (右)



西安交通大学 (XJTU) で、管外プールの沸騰に伴う管内 SC 流体冷却の熱伝達が調査された。内径 20mm の滑らかな水平円管を大気圧で水槽に沈めた。管内の試験パラメータは次のとおりである。圧力：23~28 MPa、質量流束：600~1,000 kg/m²s、流体温度：400~725 K、バルクと壁の温度差：300~374K。管外のプール沸騰に基づく熱増幅システムを使用して、疑似臨界領域付近の局所的な必要熱量の測定精度を改善した。実験によると、プール内での核沸騰から膜沸騰への遷移は、疑似臨界流体領域付近で発生した。熱物性の急激な変化は、疑似臨界領域での熱伝達係数のピーク値につながった。プール沸騰の熱流束は、疑似臨界点付近で 1.19 MW/m² まで徐々に増加した。実験データに基づいて、修正された Gnielinski 方程式を使用し、管のプール沸騰のない管内 SC 流体冷却の熱伝達係数を予測した。

西安交通大学は、4.2MPa の圧力条件で、熱流束 20~65 kW/m²、質量流束 400~1,000 kg/m²s、バルク流体温度 80~115°C の内径 10mm の円管内を上下に流れる超臨界 Freon R134a への熱伝達の実験も行った。超臨界 R134a 熱伝達に対する熱流束、質量流束、流れ方向、浮力、および流れ加速度の影響がそれぞれ考察された。浮力と流れ加速度が熱伝達に及ぼす影響を調査し、無次元パラメータが得られた。上向きおよび下向きの流れの新しい熱伝達相関がそれぞれ提案された。

中国核動力研究設計院 (NPIC) は、自然循環 (Natural Circulation : NC) 実験と、水と二酸化炭素を使った数値解析を行った。超臨界水 NC 不安定性については、システム分析コードを使用して予備分析作業が行われた。このコードからは、自然循環の不安定な挙動を予測することが可能である。ただし、さらなる改良が必要な矛盾がある程度存在する。SC-CO₂ NC の不安定性については、SC-CO₂ の流れと熱伝達の理論的分析に基づいて、SC-CO₂ 自然循環における流れ振動のメカニズムの新たな説明が提示された。新しいメカニズムの信頼性は、実験結果から検証されている。

中国原子能科学研究所 (China Institute of Atomic Energy : CIAE) は、超臨界圧力条件の臨界流モデルの調査を実施した。このモデルは、等エントロピー流と熱平衡の仮定に基づいて、吐出流量と臨界圧力を計算するために作られている。摩擦と局所抵抗の影響の補正係数が追加される。このモデルは質の計算をせずに、サブクール水、二相混合物、未臨界圧力下の蒸気臨界流、および SC 圧力を含む広範囲に適用できる。モデルの計算結果は、SC 圧力下での実験的な臨界流データとよく一致している。

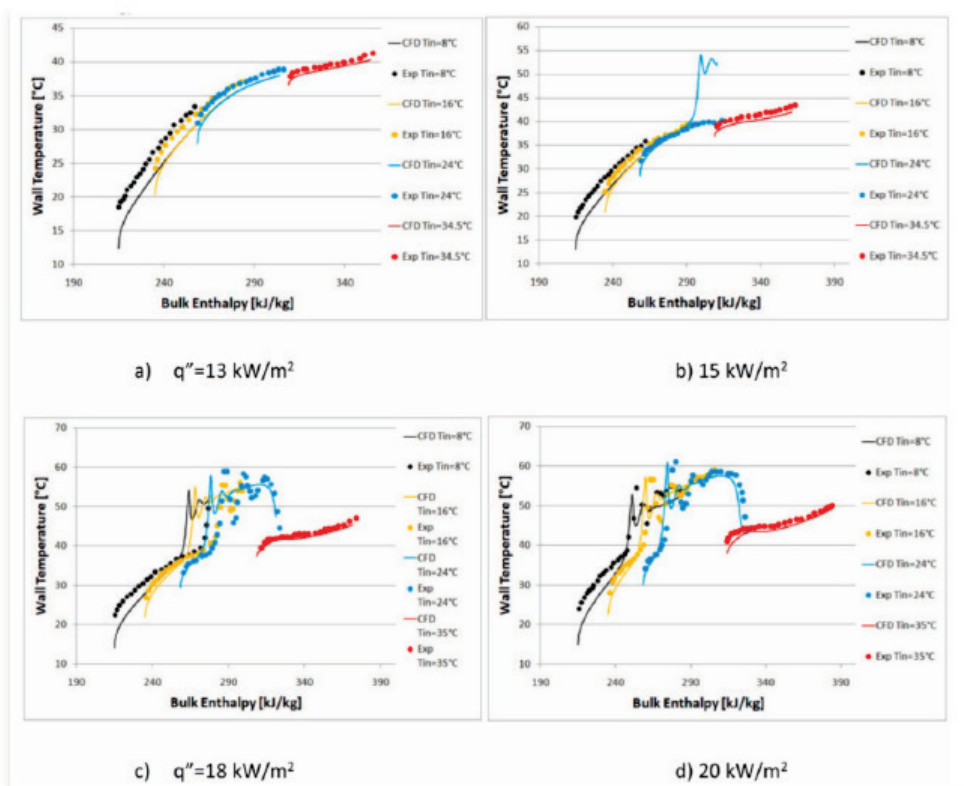
2019 年、BME NTI の研究者が SCWR TH&S の分野で数値調査を実施した。トリウムを燃料とする SCWR の概念は、結合の弱い CFD (中性子コードシステム) で焦点が当てられていた。Th-SCWR の燃料集合体設計の熱流動は、ラップされたワイヤスペーサーの概念がある場合とない場合の詳細な 3D 数値モデルによる ANSYS CFX CFD コードを用いて、シミュレートされている。SC-水の密度場 (CFD の結果から得られる) は、各反復ステップの境界条件として MCNP モンテカルロ輸送コードに使用された。MCNP コードで熱源場を計算し、この熱源場は境界条件として CFD コードの代わりに提供された。これらの計算により、ラップされたワイヤスペーサーが燃料集合体内のほとんどのサブチャンネルの熱伝達を改善し、TH&S の観点から実行可能な燃料集合体の設計には軸方向および半径方向の燃料濃縮分布が不可欠であることが証明された。線形の熱源分布は軸方向に最適化されているが、最大壁面温度は現在利用可能な被覆材の熔融温度よりも高いようである。したがって、この研究の方向性を継続することで、燃料濃縮のさらなる最適化が予見される。

超臨界水冷却材 (Super Critical water Coolant : SCC) の熱流動に関する CVR の主な活動は、LVR-15 原子炉の超臨界水ループ (SCWL) の導入でローテーションする開発および

びライセンス活動に基づいている。このため、施設の一貫した入力デッキが ATHLET3.1A Patch1 コードで開発された。SCC 媒体をシミュレートするために ATHLET で採用されたいくつかの相関関係から、チェコ共和国で 3 つ (Watts-Chou、Mokry および Gupta) が選択され、認定された。ただし、ATHLET3.1A Patch1 評価は、原子力安全規制局 (Regulatory State Office for Nuclear Safety : SONS) が管理する熱流動委員会に提出され (コードおよびユーザー資格)、2017 年 3 月に認定された。流動様式の最初の改訂後、SCWL の作動圧が 25MPa から 24MPa に低下したため、すべてのシナリオが再検討された。実際の活動は、新しい仕様に従って流動様式シナリオを完了することに重点が置かれる。これらの選択されたシナリオ分析は、安全基準に従ってシステムパフォーマンスを検証するために使用される。構造解析のためにこれらの条件での作動様式データを提供することで、特別注意が払われた。

ピサ大学は、Lien らのモデルに基づいて、STAR-CCM +コードで開発された代数熱流束モデル (Algebraic Heat Flux Model : AHFM) を利用して、2017 年に CO₂ データの RANS 分析を開発した。その中で利用可能なモデル。RANS モデルは、さまざまな実験データで評価および改善されており、Kline による非常に体系的なデータは、このフレームで開発された改善された AHFM の機能と制限を理解する機会をもたらした。さまざまな段階で公表された結果は、比較的低い流量で熱伝達現象を正しくシミュレートするモデルの優れた能力を示していた。特に、図 SCWR 5 に示すように、ガス状流体への遷移時の劣化した熱伝達終了の現象が妥当な精度で観察された。

図 SCWR 5. $p=8,35$ MPa、 $ID=4,6$ mm および $G=300$ Kg/m² のケースの結果



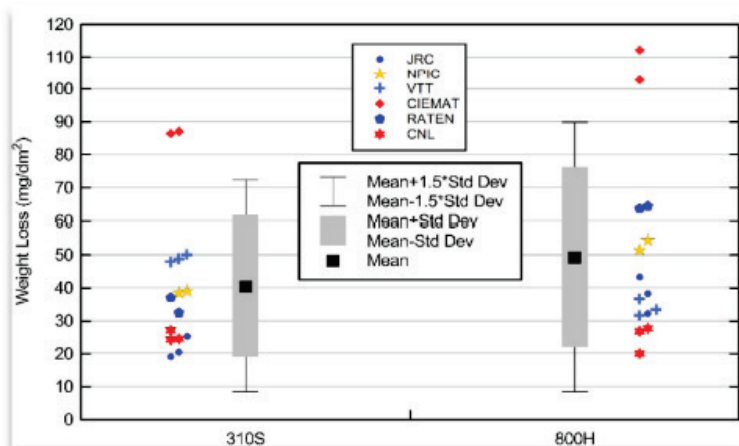
材料と化学

M&C PMB は、SCWR のすべての主要コンポーネントの候補合金の選択と認定に重点を置いている。これには、オートクレーブおよびループでの一般的な腐食および応力腐食割れ試験、試験設備の開発作業、燃料被覆候補合金のイオン照射試験、および燃料被覆用の新規合金の開発が含まれる。さらに、一般的な腐食と熱流動の相互作用をよりよく理解するために、燃料被覆の熱伝達に対する酸化膜の影響のモデリングが行われた。

M&C の主な活動は、さまざまな試験施設での腐食試験の結果を比較するための、パートナー（カナダ、中国、Euratom）間での第 2 ラウンドロビン腐食試験の組織であった。各研究所では、同じバッチから作成され、JRC-IEC によって準備されたクーボン資料（切り取り試片）を用いた標準的な試験プロトコルを使用した。試験は 2017 年に完了し、試片はスケール除去のために CNL に送られ、結果が 2019 年に報告された。550°C の超臨界水に 1,000 時間さらした後、Alloy 800H および Type 310S ステンレス鋼の試片ではそれぞれ $54 \pm 26 \text{mg/dm}^2$ および $41 \pm 22 \text{mg/dm}^2$ の（スケール除去された）重量損失が観察された。興味深いことに、データは参加者によってまとめられ、図 SCWR 6 に示すように、同じ施設で同時に公表された同じ試片材料で相当な一致が見られた。参加者間の不一致がオートクレーブでの流速の違いによるものかどうかは明らかではない。これは、考えられる説明として提案されたものである。

2019 年、カナダの材料と化学プログラムは、一連の高温一般腐食データの拡張、SC-水（500°C）でのジルコニウムおよびチタン合金の腐食に対する被覆の影響の評価、および SC-水試験設備の開発に重点を置いていた。

図 SCWR 6. 550°C および 25MPa の脱気水に 1,000 時間曝露した後のスケール除去された重量損失データの箱ひげ図

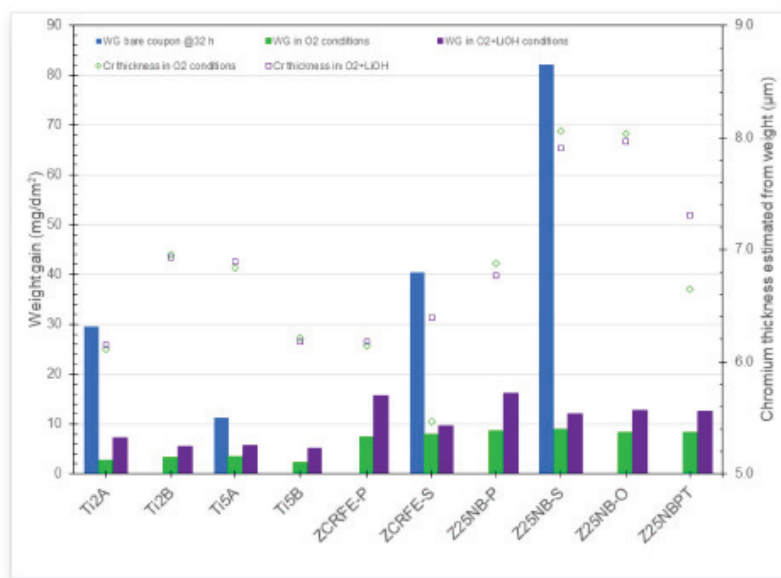


Alloy 625 は、優れた耐食性を備えたカナダのベンチマーク SCWR 概念の候補燃料被覆である。2019 年、650~700°C の温度での Alloy 625 の腐食に対する過酸化水素の添加の影響を調べることを目的とした実験が行われた。これらの実験では、熱伝達に対する酸化物の成長の影響を判断するのに役立つ可能性がある熱電対データもループの加熱されたセクションから収集された。収集されたデータは 2020 年に分析される。

クロムコーティング・ジルコニウムおよびチタン合金の腐食試験は、300MWe の小型モ

ジュール炉概念であるカナダの小型 SCWR を支援するために 2019 年に実施された。中性子経済性を改善して燃料サイクルを長くするために、コーティング処理したジルコニウム合金がチタン合金とともに再評価されている。後者は、中性子経済性が低いことを考えると、候補になりそうもないが、Ti-50 濃縮合金は、中性子経済性と耐食性が優れている。Zr-1.2Cr-0.1Fe (R60804)、Zr-2.5Nb (R60901 および R60904)、純チタン (R50400)、および Ti-6Al-4V (R56400) の試片を、10 μm のクロムの均一な層でコーティングし、pH 制御剤として LiOH を使用した場合と使用しない場合で、500°C の酸素化 SC-水に 150 時間曝露させた。重量増加の測定値は、図 SCWR 7 に示すように、未処理の合金と比較して、コーティング処理した試片の耐食性が 8 倍向上したことを示している。アルカリ処理により、純粋な酸素化 SC 水よりもはるかに高い重量増加が得られた。試片の顕微鏡分析、および水素吸収測定は、2020 年に行われる。

図 SCWR 7. 500°C の SC-水に 150 時間曝露させた後のクロムコーティング・ジルコニウムおよびチタン合金の重量増加



さらに、2019 年、SC-水試験施設の開発が CNL で継続された。2.5MeV ヴァンデグラフ電子加速器用の再生された SC-水ターゲットシステムが試運転され、変更と改善が続けられている。SC-水液体遠心分離機が、活動輸送と高温精製に関する将来の研究のために、649°C (1,200°F) で 29.25MPa の MAWP で設計された。

CNL では、Alloy 625 および Alloy 800H の溶接試験片の腐食と引張挙動は、575°C の SC-水に 500 時間曝露させて調査された。管試験片は、Swagelok® M200 球状溶接システムを使用したガスとタングステンアークによる溶接によって自己生成的に突合せ溶接された。Alloy 800H の場合、暴露後の分析では、溶接されていない試験片と比較して、溶接された試験片の重量増加が 20% 増加することが示された。Alloy 800H の腐食と劣化により、溶接および非溶接の両方の試験片の延性が 25% 低下し、降伏強度が 30% 増加した。腐食がほとんどない Alloy 625 の場合、溶接された試験片は、溶接されていない試験片と比較して 60% 重量が増加した。Alloy 625 の腐食と劣化により、溶接および非溶接の両方の試験片の延性が 40% 低下し、降伏強度が 25% 増加した。SC-水に曝露させた溶接試験片は、溶接されていない試験片と比較して、UTS が 10% 高く、延性が最大 15% 低いことが観察された。

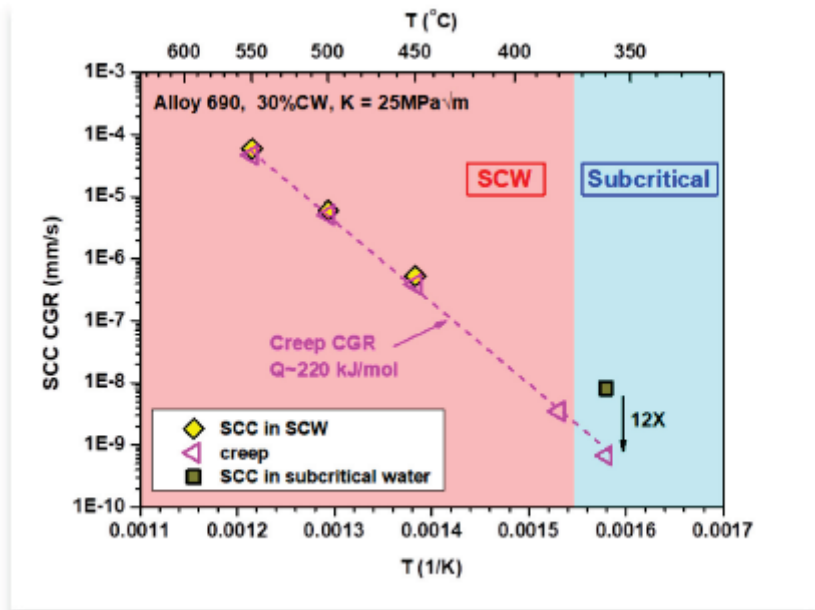
図 SCWR 8. 腐食試験前（左）、250 時間の曝露後の 800H（中央） および 500 時間の曝露後の Alloy 625（右）



SCC 試験は、上海交通大学（Shanghai Jiaotong University : SJTU）で、 $360^{\circ}\text{C}\sim 550^{\circ}\text{C}$ の温度の高温加圧水中で 30%冷間加工された Alloy 690 に対して実施された。不活性アルゴン環境および各試験温度で、クリープに起因した亀裂を測定し、全体的な亀裂成長挙動に対するクリープの影響が研究された。各条件での亀裂成長速度を図 SCWR9 に要約する。実験結果は、クリープが SC - 水中で、温度が 450°C を超えると全体の亀裂成長率の 80%以上に起因したのに対し、未臨界水中では、 360°C でわずか 8%であることを示した。冷間加工された Alloy 690 では、未臨界温度から SC 温度までの亀裂の優勢モードが異なることが明確に証明された。腐食に起因した亀裂は未臨界水環境での亀裂成長速度を制御し、クリープが SC-水での亀裂の主要な要因である。

冷間加工された Alloy 690 の亀裂挙動に及ぼす粒界（InterGranular : IG）炭化物の影響も、未臨界環境と SC-水環境の両方で研究された。事前の溶体化（solution annealed : SA）処理によって IG 炭化物を除去した場合、亀裂成長速度は遅く、IG 炭化物の有害作用が示された。IG 炭化物の存在は、格子不整合による粒界での局所的なひずみ蓄積を高め、それにより、亀裂先端のひずみ速度が促進され、亀裂成長速度を増加させる。Alloy 690 の SCC CGR を SC-水中の 310S SS の SCC CGR と比較した結果、 550°C の SCW での 310S SS 試験片の SCC CGR は $1.4\times 10^{-7}\text{mm/s}$ であり、同じ試験条件での Alloy 690 試験片 ($8.3\times 10^{-9}\text{mm/s}$) より約~17 倍高かった。試験前後の感受性化の程度は、粒界での TEM 分析と二重ループ電気化学的再活性化（DL-EPR）法を用いて確認された。SCC 試験後、310S の感受性化は Alloy 690 よりも劇的に増加することがわかった。これは、SCW 曝露中に 310S で重度の原位置感受性化が発生したことを示している。

図 SCWR 9. 360°Cから 550°Cまでの温度範囲における未臨界および超臨界水中での Alloy 690 の SCC およびクリープ CGR の比較



中国核動力研究設計院 (NPIC) は、オーステナイト系ステンレス鋼から改質された 2 つの候補合金にイオン照射して、放射線損傷の影響を確認した。これら 2 つの合金の主な違いは、最適化された微量合金元素にあり、合金 SC1 に Mo、Nb、W、Ta が添加され、SC2 に Mo と Zr が添加された。武漢大学は、イオン加速器を用いて、50 keV の注入エネルギー、陽子線による 0.1 および 0.3 dpa の線量まで 290°C、および Ar イオンによる 5、15、30 dpa の線量まで 550°C の温度で陽子線照射試験を実施した。図 SCWR10 は 550°C で照射した試験片の TEM 顕微鏡写真を示し、図 SCWR11 は照射によって引き起こされた欠陥を示している。照射試験は、合金に添加された微量合金元素が照射後に異なる役割を果たしたことを示した。290°C で、Zr 改質合金 SC2 は、Nb、W、および Ta を含む SC1 よりも低い密度のボイドおよび転位ループ欠陥を示した。ただし、550°C では、Zr は SC2 でボイドの膨張を引き起こし、SC1 の Nb と Ta はボイドの密度を低下させた。

図 SCWR 10. 550°C で照射した合金 SC1 および SC2 の TEM 顕微鏡写真

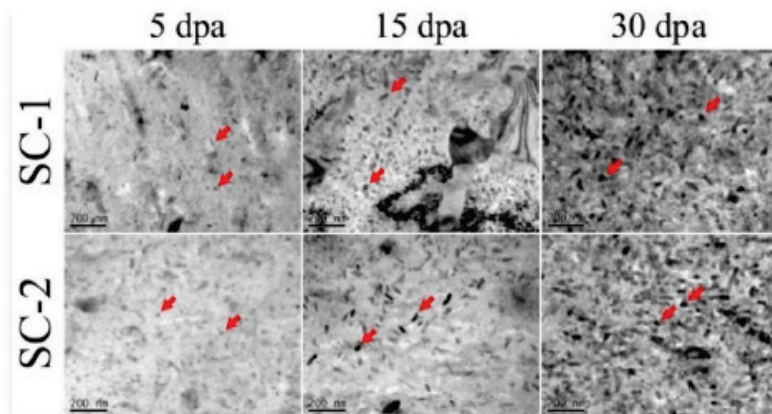
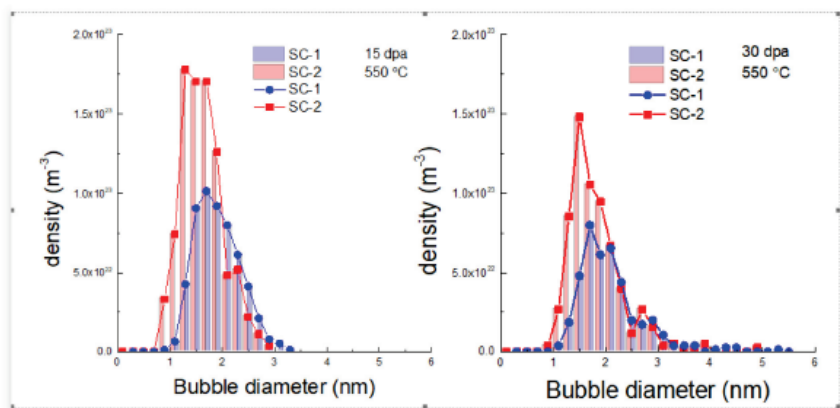
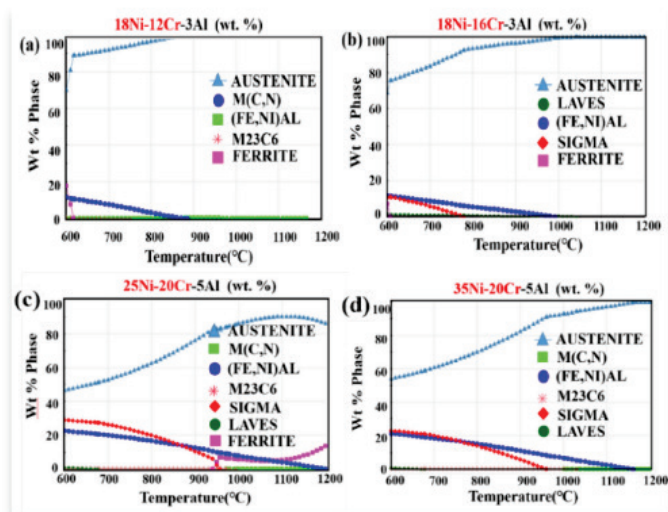


図 SCWR 11. 550°Cで照射した合金 SC1 および SC2 の TEM から分かった欠陥の密度



北京科技大学 (University of Science and Technology Beijing : USTB) の主な活動は、被覆管用の新しい候補合金の開発に焦点を当てている。現在報告されている研究成果、および PMB パートナー (カナダ、中国、Euratom) 間のラウンドロビン腐食試験の結果を踏まえ、アルミナ形成オーステナイト (Alumina Forming Austenitic : AFA) 合金が、新しいグレードの SCWR 候補合金として提案されている。AFA 合金の組成設計における重要な課題の 1 つは、耐食性のバランスを取り、良好なクリープ強度を得るために単一のオーステナイト系マトリックス相を維持することである。図 SCWR12 は、コンピュータによる熱力学計算プログラム JMatPro を使用して計算された、600~1,200°Cでの Al%が異なる材料のマトリックス相と析出物の部分体積を示している。Al は強力なフェライト安定化元素であるため、Al、Cr の含有量は高いが、Ni の含有量が不十分 (25Ni20Cr5Al) の場合、二重 $\gamma + \alpha$ マトリックスが形成されることは明らかである。したがって、Ni の含有量は、必要な単一の γ 相構造を得るために、Al、Cr、およびその他の微量フェライト形成元素の含有量に基づいて慎重に設計する必要がある。ODS オーステナイト合金は、SCWR の炉心内構造用途向けの他の有望な新グレード材料である。500°Cでさまざまな時間の長さで、老朽化させた後の 310 タイプ ODS オーステナイト合金の微細構造の安定性が調査される。

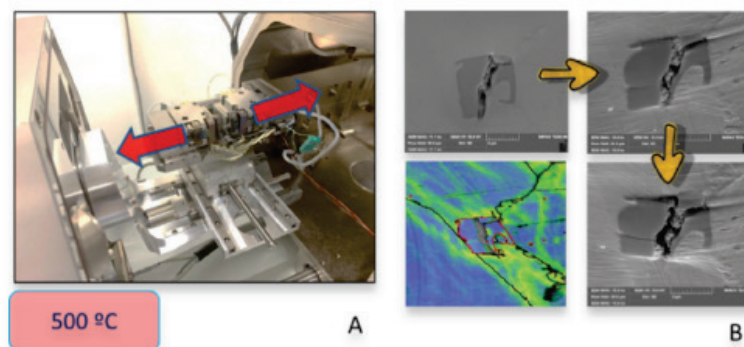
図 SCWR 12.Jmat-Pro 計算に基づく、Ni、Cr および Al の含有量が異なる AFA 合金の相



2019年、Ciematは、500°Cの脱気超臨界水（SCW）で以前に試験したニッケル基合金690TTを使用していくつかの引張原位置試験を実施した。これらの試験は、CVR研究所と共同で実施された。この作業の目的は2つあった。1つは、PilsenのCVRのスタッフがこの材料とこの試験片のジオメトリーを扱うのはこれが初めてであることを考慮し、チームが、高温での走査型電子顕微鏡（Scanning Electron Microscope：SEM）内の引張原位置試験によってAlloy 690TTを研究する手順を作成することであった（図SCWR 13参照）。第2の目的は、原位置試験によって微細構造の析出物や欠陥などの進展を追跡することであった。この最初の試みの結果、両研究所は、温度とひずみによってC、N（Ti）の変化を追跡することができた。この試験から、引張原位置試験中に炭化物の周りに塑性変形がどのように集まるかが分かった。他のグループによって報告されているこの挙動は、特にCNTiが高温でSCWと接触する表面近くにある場合、その材料の亀裂プロセスで何らかの意味を持つ可能性がある。これらの試験の後、最初の試験で検出された問題を回避するために、新しい引張試験片が設計された。それらの新しい試験片は、この作業を継続し、冷間加工と高温の結果として現れる粒界に沿った空孔のような、この合金に存在するいくつかの欠陥の機械的挙動についてより深い知識を得るために使用される。この作業の主な結果は、Sevill（スペイン）で開催されたEUROCORR会議、およびタンパ（米国）で開催されたEPRI会議のEPRI Alloy 690/52/152 Primary Water Stress Corrosion Cracking Research Collaboration Meetingで発表された。

これに加えて、Ciematは、SCWに関連する小さなタスクがある欧州の資金提供を受けたプロジェクトMEACTOSを調整する。このタスクでは、SCWを加速環境として使用して、オーステナイト系ステンレス鋼316LタイプLに応力腐食割れを発生させる。

図SCWR 13. A) SEMのチャンバー内で引張原位置試験を実施するために使用する装置の写真、B) 以前にSCWで試験したA690 TT試験片で見つかったC、N（Ti）の温度と応力による変化



2019年のVTTの活動は、主に、オーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食割れプロセスの加速方法としてSCWを使用するEU MEACTOSプロジェクトへの参加によるものであった。さらに、VTTは、Horizon 2020要請のECC-SMART案の作成に参加した。これに加えて、VTTはアールト大学と共同で、フィンランドアカデミー（1つのワークパッケージが超臨界水条件での実験的試験と酸化膜のモデリングを扱う）に対するTAMAT（エネルギー技術の先進材料に向けて：原子力用などの多金属層状複合材料および革新的な被覆材ソリューション）と呼ばれるプロジェクト案を作成した。フィンランドアカデミーの決定は2020年6月までに下される予定である。

CVR の M&C は、SCWR 内部および燃料被覆の候補材料の微細構造評価に焦点を合わせていた。2018 年、超臨界水ループ (SCWL) で最初の 3 つの材料 (800H、T505 (T91 と同等) および 08Cr18Ni10Ti (AISI 321 と同等)) を曝露させた。2019 年の終わりに、別の 3 つの候補材料 (Nimonic 901、Nitronic 60 および In 718) に対し SCWL での曝露を開始した。最大 550 時間の最初の腐食曝露と最大 1,000 時間の 2 回目の曝露は、脱酸素水を用い、pH 6、導電率 $2 \mu \text{ S/cm}$ 以下、 $\text{Fe} < 100 \mu \text{ g/l}$ 、 $400^\circ\text{C}/25\text{MPa}$ で実施された。

1 回目の曝露の材料は、化学組成のための EDX および結晶学のための EBSD と組み合わせた SEM 技術を用いて分析された。最終的なラマンおよび XRD 分析により、すべての表面にマグネタイト酸化物 (Fe_3O_4) の化合物が確認された。800H および 08Cr18Ni10Ti には大きな酸化物層は発生せず、コンパクトな酸化物粒子ではなくランダムなもののみが発生した。T505 にダブルスピネル ($3\sim 7\mu\text{m}$) 層 (クロマイト FeCr_2O_4 /trevorit NiFe_2O_4 の内側パッシベーション層とマグネタイト Fe_3O_4 の外側層) が発生した。SCW での他の調査は、パラメータが容量 137 ml で $600^\circ\text{C}/25\text{MPa}$ 、および容量 850ml で $700^\circ\text{C}/30\text{MPa}$ の 2 つのオートクレーブの開発作業であった。これらのオートクレーブは 2020 年から機能する予定である。照射した材料を SC-水に曝露させるために、来年はもう 1 つのオートクレーブがホットセルで開発される予定である。



SCWR SSC の Yanping Huang 議長とすべての貢献者

ナトリウム冷却高速炉 (SFR)

システムの主な特徴

SFR の主な使命は、高レベル廃棄物とウラン資源の効果的な管理である。資本コストを削減し、効率を改善するためのイノベーションを実現できれば、第4世代 SFR は電力生産にとって魅力的な選択肢となる。第4世代技術のロードマップでは、持続可能性の目標に向けて SFR がもたらす進歩について SFR が高く評価されている。高速炉の閉じられた燃料サイクルは、現在の貫流燃料サイクルでの~1%のエネルギー回収と比較して、天然ウランの利用を大幅に改善させる。プルトニウムとマイナーアクチニドの使用済み燃料成分をリサイクルすることにより、廃棄物の崩壊熱と放射線毒性が最小限に抑えられる。SFR は、安全性能についても高い評価を受けている。

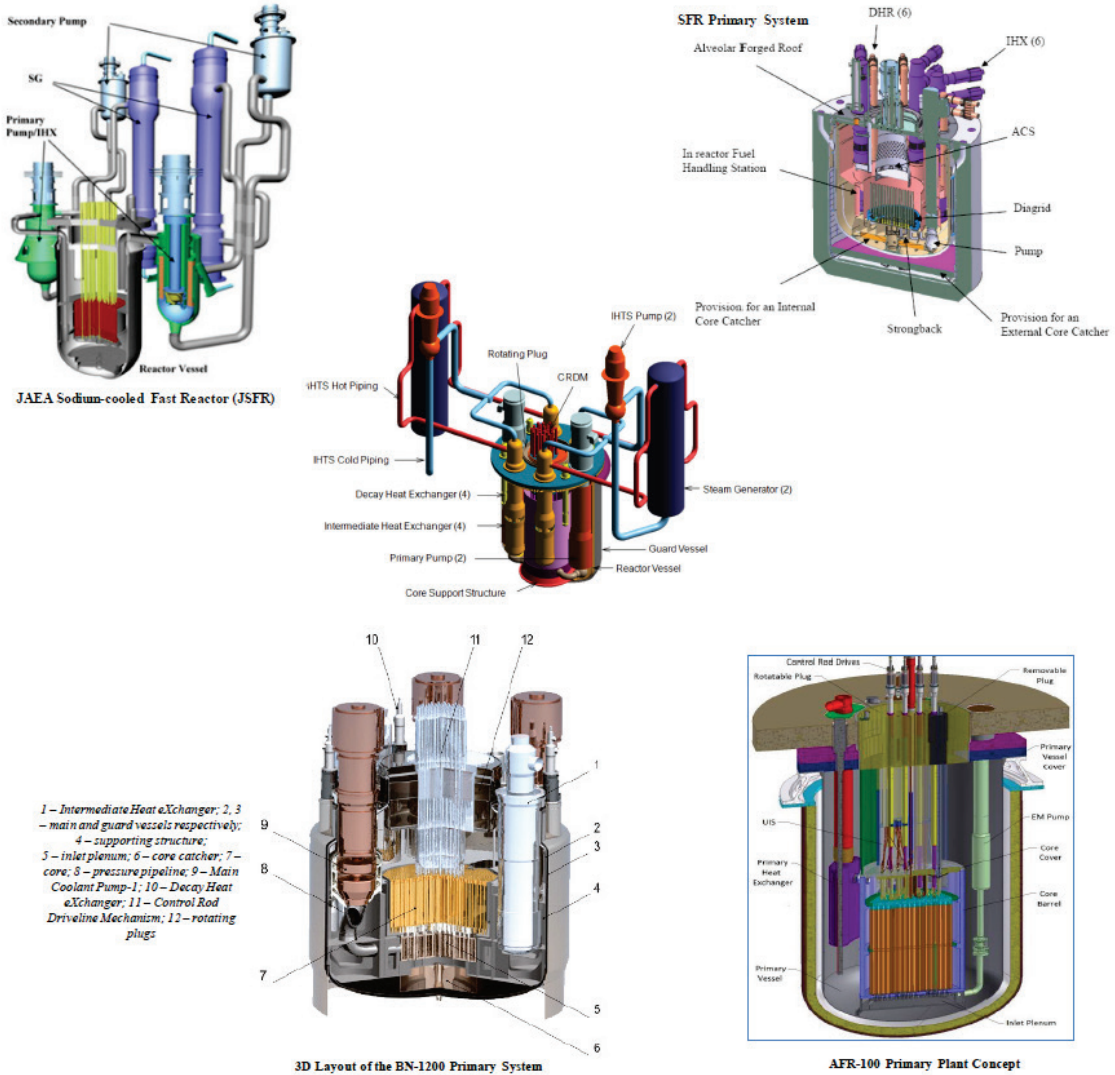
SFR システムは、原子炉冷却材として液体ナトリウムを使用し、冷却材の体積分率を低く抑えながら高出力密度を実現する。ナトリウムの有益な熱物性（高沸点、気化熱、熱容量、および熱伝導率）により、一次冷却剤には大きな熱慣性がある。無酸素環境は腐食を防ぐが、ナトリウムは空気や水と化学的に反応し、密閉された冷却システムが必要となる。一次システムは、500~550°Cの一般的な出口温度で大気圧に近い圧力で動作する。これらの条件下では、オーステナイト系およびフェライト系鋼の構造材料を利用でき、低圧での冷却剤の沸騰までの大きなマージンが維持される。原子炉は、プールレイアウトまたはコンパクトループレイアウトで配置することができる。第4世代システム協定の枠組みで開発されている SFR 概念の一般的な設計パラメータを表 SFR1 にまとめる。小型モジュールシステムから大型モノリス原子炉までのプラントサイズが考慮されている。

表 SFR 1. 第4世代 SFR の一般的な設計パラメータ

原子炉パラメータ	基準値
出口温度	500-550°C
圧力	~1 気圧
電力定格	50-2000 MWe
燃料	酸化物、金属合金、その他
被覆材	フェライト系・マルテンサイト系、ODS、その他
平均燃焼	150 GWD/MTHM
増殖率	0.5 -1.30

先進原子炉開発プログラムで世界規模で開発されているナトリウム冷却高速炉の概念設計は数多くある。特に、ロシアの BN-800 原子炉、EU の欧州高速炉、米国の新型液体金属冷却炉 (PRISM) と一体型高速炉プログラム、および日本の高速増殖実証炉が、多くの SFR 設計研究の基盤となっている。第4世代 SFR 研究協力のために、SFR 設計概念の一般的なクラスを定義するいくつかのシステムオプション（ループ構成、プール構成、および小型モジュール炉）が特定されている。さらに、この構造内で、サイズ、主要特性（燃料タイプなど）、および安全アプローチが異なるいくつかの設計トラックが、第4世代 SFR メンバー (JSFR (日本)、KALIMER (韓国)、ESFR (Euratom)、BN-1200 (ロシア)、および AFR-100 (米国)) による事前概念設計の貢献によって特定されている (図 SFR.1 参照)。第4世代 SFR 設計トラックには、構成の単純さ、先進燃料と材料、および洗練された安全システムの組み合わせによって SFR の資本コストを削減するための重要な技術革新が組み込まれている。したがって、これらは第4世代 SFR R&D 協力の指針と評価に利用される。

図 SFR 1. 5つの第4世代 SFR 設計トラック



協力の状況

SFR 原子力システムの第4世代国際 R&D 協力のシステム協定は、2006年に発効し、2016年に10年間延長された。当初の協定にいくつかの加盟機関が新たに加わり、英国をシステム協定に迎え入れた。現在の署名機関は次のとおりである。フランスの Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives、米国エネルギー省、Euratom 合同調査センター、日本原子力研究開発機構、韓国科学技術情報通信部、中国核工業集団、ロシアの Rosatom、英国ビジネス・エネルギー・産業戦略省。

国際的な R&D 計画に基づいて、第4世代 SFR 研究活動は、SFR 署名機関によって、システム統合と評価 (SIA)、安全性とオペレーション (SO)、先進燃料 (AF)、機器設計とバランスオブプラント (CDBOP) の4つの技術プロジェクトにまとめられている。

2007年には、先進燃料 (AF)、機器設計とバランスオブプラント (CDBOP)、および包括的アクチノイドサイクル国際実証 (Global Actinide Cycle International Demonstration :

GACID) の 3 つのプロジェクト協定 (PA) の署名が行われた。SO の PA は 2009 年に、SIA の PA は 2014 年に署名が行われている。PA は 10 年間有効で、メンバーの貢献は毎年更新される。AF の PA と GACID の PA は 2017 年に失効した。次の 10 年間の AF の新しい PA (フェーズ II) が 2018 年に発効した。CDBOP と SO の PA は、2017 年と 2019 年にそれぞれさらに 10 年間延長された。

R&D 目標

SFR の設計は、いくつかの国でうまく建設および運用されているナトリウム冷却原子炉および関連する燃料サイクル施設用にすでに開発および実証されている技術に大きく頼っている。概して、小型試験炉での 300 年、大型実証炉またはプロトタイプ原子炉での 100 年を含め、SFR には約 400 炉年の稼働経験が記録されている。重要な SFR 研究開発プログラムは、米国、ロシア、日本、フランス、インド²、および英国で実施されている。稼働中の SFR 動力炉は、1980 年から 75% の設備利用率で確実に稼働している BN-600 (ロシア) と 2016 年に商業運転を開始した BN-800 のみである。現在稼働中の試験炉には BOR-60 (ロシア) および CEFR (中国) がある。JOYO (日本) の試験炉は、再起動のライセンスプロセスにある。新しい SFR 試験炉の MBIR (ロシア) と VTR (米国) は、今後 10 年で期待されている。さらに、SFR 技術開発プログラムは、GIFSFR システム協定のすべてのメンバーによって追求されている。

これまでの SFR 技術への投資の主な利点は、SFR 原子炉技術に対する R&D ニーズの大部分が、システムの実行可能性ではなく性能に関連していることである。したがって、第 4 世代の共同 R&D は、アクチニド管理、SFR 経済性の向上、リサイクル燃料の開発、稼働中の検査と修理、および望ましい安全性能の検証のためのさまざまな設計革新に重点が置かれている。

システム統合と評価 (SIA) プロジェクト：技術プロジェクトの系統的レビューおよび設計オプションと性能に関連する貢献により、SIA プロジェクトは第 4 世代 SFR 概念の R&D の要件を定義および改善するのに役立つ。第 4 世代 SFR システムのオプションと設計トラックは、第 4 世代の目標と目的に関して特定および評価される。技術的な R&D プロジェクトの結果は、一貫性を確保するために評価および統合される。

安全性とオペレーション (SO) プロジェクト：SO プロジェクトは、安全技術と評価に関する WP SO 1「方法、モデル、およびコード」、実験施設および SFR (Monju、JOYO、Phénix、BN-600、BN-800、CEFR など) での運用、保守、および試験の経験を含む WP SO 2「実験プログラムと運用経験」、および固有の安全特性やパッシブセーフティシステムなどの第 4 世代原子炉の安全技術に関連する WP SO 3「革新的な設計および安全システムの研究」から成る 3 つのワークパッケージ (work package : WP) に分けられる。

先進燃料 (AF) プロジェクト (現在期限切れで、フェーズ II プロジェクトが準備中)：AF プロジェクトは、SFR のマイナーアクチニド含有 (MA 含有) 高燃焼燃料の開発と実証を目的としている。AF プロジェクトの R&D 活動には、燃料製造、燃料照射、炉心材料 (被覆材など) の開発が含まれる。先進燃料の概念には、長期目標としての MA 核変換の同種および異種の両方の方法に対処するために、原子炉始動用の非 MA 含有駆動燃料、および駆動燃料や核変換専用のターゲットとしての MA 含有燃料が含まれる。考慮する燃料には、

² インドは GIF に属していない。

酸化物、金属、窒化物、および炭化物が含まれる。現在検討中の被覆材/包装材には、オーステナイト系およびフェライト/マルテンサイト系鋼が含まれるが、長期的には ODS 鋼などの他の先進合金への移行を目指している。

機器設計とバランスオブプラント (CD&BOP) プロジェクト：このプロジェクトには、熱効率を改善し、二次システムの資本コストを削減するための先進エネルギー変換システム (Energy Conversion System : ECS) の開発が含まれる。このプロジェクトには、高度な稼働中の検査と修理 (ナトリウム内) 技術、ナトリウム漏れの小さな影響、および新しいナトリウム試験能力に関する R&D も含まれている。エネルギー変換システムでの主な活動は次のとおりである。(1) 高度で信頼性の高い蒸気発生器および関連する計装の開発、(2) 超臨界二酸化炭素または窒素を作動流体とするブレイトンサイクルに基づく先進 ECS の開発。さらに、SFR の運用とアップグレードから得られた経験の重要性が共有される。

主な活動と成果

このセクションでは、第 4 世代 SFR 協力の最近のメンバーの貢献に焦点を当てる。

システム統合と評価 (SIA) プロジェクト：2019 年、5 つのトレードと評価の研究が行われた。CIAE は、CFR1200 設計の主な熱伝達パラメータを評価する研究に貢献した。熱性能に大きく影響する重要な要因が特定された (例えば、一次/二次回路温度)。CIAE は、これらの主な要因について感度分析を行い、システム効率とコンポーネント設計への影響を定量化した。

ASTRID デモンストレーターの設計段階 (2010-2019 年) で、CEA は安全性を高めるために、ASTRID の設計を継続的に評価および改善した。これは、複数の故障事故の条件下で望ましい自然挙動を示す炉心と、重大な事故を防止または軽減するための専用の補完的な安全装置を追加した設計によって、SFR の安全性を改善できる方法を示す良い例である。2019 年、ASTRID の設計の進化に基づいて、CEA は設計による SFR の安全性の強化に関するフィードバックを提供している。

ESFR-SMART プロジェクトでは、第 4 世代原子炉の安全目標と福島第一原発事故後の勧告を考慮して、ESFR のさまざまな安全性向上が提案されている。Euratom の貢献により、革新的な設計オプションの評価に関する安全要件、システム安全対策案の評価、およびさらなる開発の勧告を含む、改善された ESFR 安全アプローチの概観がもたらされる。安全アプローチの評価は、GIF RSWG ISAM 法関連ツール (定性的安全特性レビュー (Qualitative Safety features Review : QSR) および客観的プロビジョンツリー (Objective Provision Tree : OPT)) を使用して行われた。今年の貢献の焦点は、SFR の QSR アプローチの簡単な説明と、一般的な SFR 概念のために開発された推奨事項のチェックリストを含む ISAM QSR の使用である。この貢献では、多層防御、安全目標、ALARA の原則、および安全とセキュリティアーキテクチャの調和の必要性への準拠を考慮した ESFR-SMART のチェックリストの評価が説明されている。QSR アプリケーションに関する推奨事項と結論が含まれている。

JAEA はナトリウム-水反応対策の研究に貢献した。単一管ヘリカルコイル蒸気発生器は、JSFR 二重壁タイプの代替設計として評価された。2 つの概念の故障進展と漏れ検出の挙動が比較された。今後の作業には、ナトリウム-水圧とシステム影響の詳細な評価が含まれる。

KAERI は、PWR の稼働による使用済燃料の蓄積を推定し、TRU バーナーの導入による使用済燃料の放射線毒性の低減を評価するために、大型 TRU バーナーの展開シナリオ研究を行った。PWR の稼働による使用済燃料の蓄積は、国内の長期的な電力需給計画に基づいて推定された。TRU リサイクルの使用済燃料蓄積量と直接処分の場合の比較が行われた。最終的に処分される TRU リサイクルの高レベル廃棄物の放射能毒性は約 5,000 年後に天然ウランレベルに達する。

安全性とオペレーションプロジェクト：SO プロジェクトのトピックとして、2 つのベンチマーク分析（EBR-II 試験と PHÉNIX 非対称試験）から成る共通プロジェクトが、2019 年の第 4 四半期に SO プロジェクトで開始された。ベンチマークの第 1 フェーズ分析（「ブラインドフェーズ」）には 2 年かかる予定である。

SO プロジェクトは、WP SO 1「方法、モデル、およびコード」、WP SO 2「実験プログラムと運用経験」、および WP SO 3「革新的な設計と安全システムの研究」の 3 つのワークパッケージ（WP）から成る。

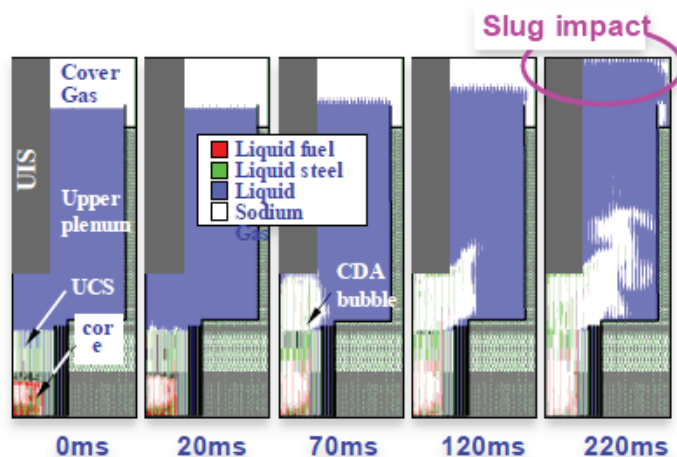
WP SO 1：方法、モデル、およびコード

CIAE は、2017 年から 2019 年まで、ANL との共同作業の一環として、EBR-II シャットダウン熱除去試験の SHRT-17 および SHRT-45R のベンチマーク分析を実施した。

冷却材喪失時炉停止失敗事象のシミュレーションを改善するために、CEA は、システムコードの一点炉動特性分析モジュールで使用する反応度係数を計算する方法を研究した。この研究では、MACARENa コードと APOLLO3 コードが使用された。その結果、一点炉動特性パラメータ（特にナトリウム・ボイド反応度の値）が 3D 角度効果の影響を強く受けることが確認された。一方、過渡シミュレーションの結果はそれほど変わらなかった。したがって、最も大きな進展は、おそらく、中性子/熱水力結合の改善に見られるであろう。重大な事故がほとんど起こらないことを実証するために、CEA は、各炉心溶融開始事象に対応する安全実証法、測定システム、および原子炉保護サブシステムを提示する成果物を提供した。

JAEA は、冷却材喪失時炉停止失敗事象時の炉心膨張（Post-Disassembly Expansion：PDE）段階におけるエネルギーの影響の評価方法を開発した。JAEA は、開発した方法を使用して、機械的エネルギーと原子炉容器の応答の予備評価を行った（図 SFR 2 参照）。その結果、現実的な温度条件の場合、原子炉容器のスラグ衝撃や残留ひずみは予測されなかった。したがって、重大事故条件でのエネルギーに対するプロトタイプ SFR のロバスト性を認識できた。

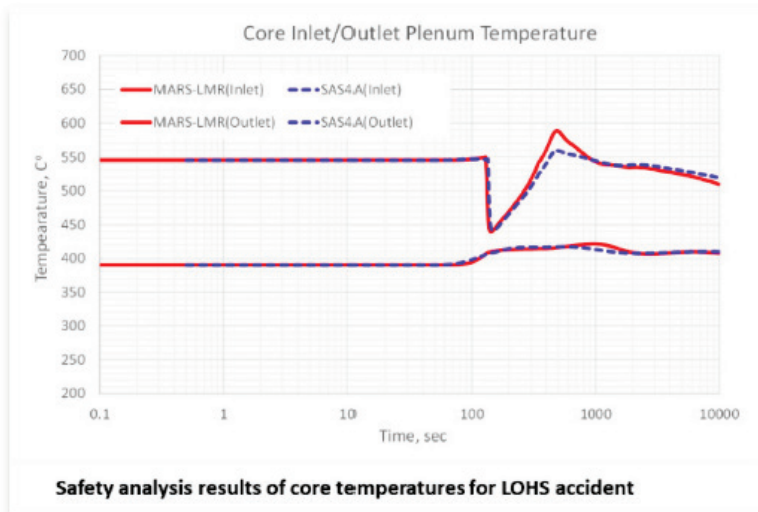
図 SFR 2. JAEA が計算した材料分布（悲観的な温度条件）



開発したコード（MARS-LMR）のライセンス承認を得るために、KAERI は SAS4A/SASSYS-1 コードとの比較安全性分析を実施した。図 SFR3 には、過渡過電力、流量喪失、およびヒートシンク喪失のケースを比較した結果のサンプルが示されている。各コードの安全性分析結果は十分一致していることが分かった。

IPPE（Rosatom）は、3D 重大事故分析コード COREMELT3D の開発を継続した。原子炉炉ガスシステムの 3D モデル（膨張タンクから換気システムまでの原子炉内のナトリウムレベルのガス量から）が開発され、コードに組み込まれた。このモデルは、一次回路の 3D 熱水力モデルと統合されており、崩壊された燃料棒から換気システム、およびその後の環境へのガス状核分裂生成物の輸送をシミュレートするために必要である。IPPE は、BN-1200 の重大事故の結果の統合分析をおこなった。それには、COREMELT3D（炉心、一次および中間循環ループ、熱除去の緊急システム、原子炉ガスシステム）、KUPOL-BR（換気システム）、VYBROS-BN（気象条件、線量が異なる環境下での放射性生成物の輸送）コードが使用されている。IPPE は、高温でステンレス鋼の溶融物を得るために、テルミット組成物を用いた予備実験を実施した。この手法は、SFR 条件下で溶融物の輸送をシミュレートするために、施設（現在設計中）で使用される予定である。

図 SFR 3. 流量喪失時の MARS-LMR コードと SAS4A/SASSYS-1 コードの比較



WP SO 2 : 実験プログラムと運用経験

CIAE は、閉鎖空間における CEFR の損傷した使用済燃料集合体の熱伝達解析のための実験的研究とコード開発を行った。実験では、輸送中の使用済燃料集合体をシミュレートし、熱伝達特性が調査された。

プロジェクト **ESFR-SMART** は、低空隙のナトリウム冷却高速炉 (SFR) 炉心設計の安全性を評価すること、特に冷却材喪失時炉停止失敗事象 (Unprotected Loss Of Flow: ULOF) の分析を目的としている。低空隙の SFR 炉心に関する最近の研究では、重大事故を防止する防御レベルとして機能する新しい安全対策として分類できる、安定したチャギングナトリウム沸騰温度域の発生が示されている。**ESFR-SMART** プロジェクトでは、チャギング沸騰温度域条件をよりよく理解してシミュレートし、新しい実験データを収集するために、水を模擬物質として使用して設計された **CHUG** という名の新しい単純な施設の建設が想定された (図 SFR 4 参照)。**Euratom** の貢献は、試験前の計算結果、および主要部品と機器を含む試験の第 1 段階の施設レイアウトを説明している。実験の第一段階の予備的な結果と主な成果が要約されている。熱水力コード **TRACE** を使用して実施された実験の分析シミュレーションの結果を共有して、チャギング沸騰のシミュレーションのコードの有効性を評価する。

図 SFR 4. CHUG 施設のレイアウト



Euratom は、ナトリウムループの設計ガイドラインについて議論している。試験施設で液体ナトリウムを高温で使用するには、操作の安全性と信頼性を確保するために、この技術固有の規則を定義する必要がある。この寄与の目的は、液体ナトリウムを使用する施設を建設するプロジェクトの定義中に設計者が組み込む安全規則を説明することである。推奨事項では、ナトリウム施設の設計に関連する安全性の問題に関する欧州のフィードバックが考慮されている。ただし、それらは、いかなる状況においても、議論された各主題に適用される施行中の規制に取って代わるものではない。

WP SO 3 : 革新的な設計および安全システムの研究

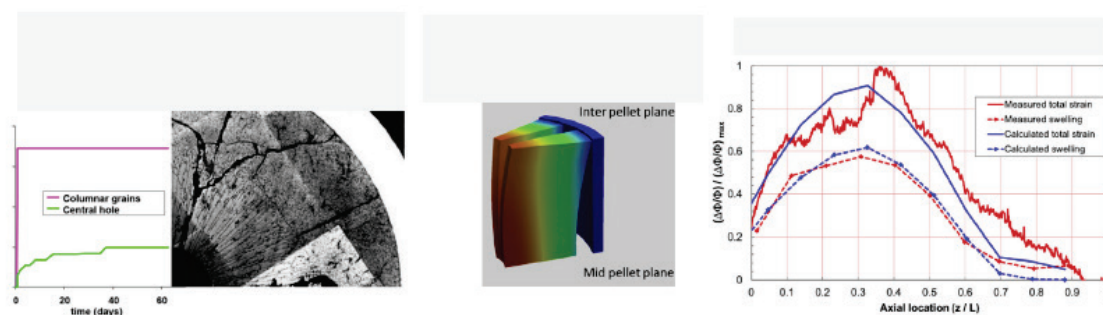
低電力運転条件での自己作動型炉停止機構（Self-Actuated Shutdown System : SASS）の適用性を確認するために、JAEA は設計変更と 3D 熱水力解析を実施し、SASS の応答時間を計算した。設計の改良と必要な温度差を導入することにより、低電力運転による LOF タイプの ATWS 事象時に SASS で炉心損傷が防止された。

先進燃料プロジェクト：AF プロジェクトは、次の 3 つのワークパッケージから成る。WP2.1「SFR の非 MA 含有駆動燃料の評価、最適化および実証」、WP 2.2「MA 含有核変換燃料の評価、最適化および実証」、および WP 2.3「高燃焼燃料の評価、最適化および実証」。

WP 2.1 : SFR 非 MA 含有駆動燃料の評価、最適化および実証

CEA は、(U、Pu) 混合酸化物燃料棒の計算に使用する PLEIADES シミュレーション・プラットフォームの一部である GERMINAL 燃料性能コードの現在の機能を示した。GERMINAL のモデリングと計算と測定との比較による検証が共有されている（図 SFR 5 参照）。

図 SFR 5. GERMINAL コードの計算と検証研究の例



DOE は、金属燃料の性能を評価するためのシミュレーションツールの開発を続けた。ナトリウム高速炉用の U-Pu-Zr 燃料と MOX 燃料をモデル化する能力を高めるために、新たにモデルが追加され、BISON 燃料性能コードで改良された。また、DOE は、加速試験を支援するために、Pu 含有金属燃料の新しいジオメトリの製造に成功した。これには、高核分裂率試験に必要な小径のサンプルと、ナトリウム結合の必要性を排除する膨張に対処するための代替方法を探索できるより複雑な燃料ジオメトリの両方が含まれる。

JAEA は、Pu 含有量、Am 含有量、O/M 比、および温度の関数として、非化学量論的 (U、Pu) O₂ の物理的特性を測定した。

WP 2.2 : MA 含有核変換燃料の評価、最適化および実証

CEA は、UO₂ マトリックスに 10% のアメリシウムを充填した MA 含有酸化物燃料棒の予備的な熱機械設計を行った。燃料棒の挙動は、MA 含有燃料の特定の開発を伴う GERMINAL 燃料性能コードを使用して計算されている。

DOE は、照射後試験 (PIE) とマイナーアクチニド含有核変換燃料の微量化学分析を通じて、金属燃料へのマイナーアクチニド添加の影響を調査した。真の高速スペクトル原子炉 (EBR-II、Phenix) を含むいくつかの異なる原子炉で照射されたマイナーアクチニド含有燃料、およびアイダホ国立研究所の先進試験炉での疑似高速スペクトル試験がすべて比

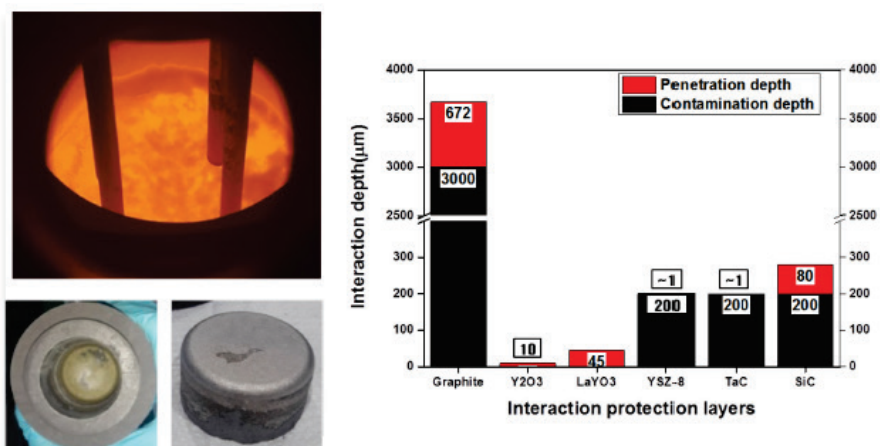
較された。これらの異なる条件下でも燃料性能は基本的に同じであり、マイナーアクチニドを添加しても燃料の性能は大きく変化しなかった。金属燃料合金とその構成物質の基本的な熱物性を文書化した「Metallic Fuel Handbook」が更新され、U-Zr および U-Pu-Zr システム情報が大幅に改訂された。

Euratom JRC は、炉外安全過渡試験のために JRC ホットセル施設に設置されたクールドフィンガー装置 (KüFA) を導入した。1,800°C までの過渡温度が適用され、ガス状および固体の核分裂生成物の放出が時間の関数として定量的に決定される。さらに、JRC は、約 5% のアメリシウム、20% のプルトニウム、および 75% のウランを含む均質リサイクル概念 ((U, Pu, Am) O₂) の Am 含有 MOX 燃料の合成についての研究を行った。提案された合成方法は、(U, Th) O₂ ナノ粉末を合成する方法である (粒子サイズは約 5 nm)。

JAEA は、照射挙動分析コードを使用して MOX 燃料温度に対する Am の影響を評価し、Am-MOX 燃料は従来の MOX 燃料と同じ条件で照射できることが示唆された。

KAERI は、2020 年から開始される HANARO の第 2 回燃料照射試験 (SMIRP-2 試験) の燃料棒製造を完了した。また、KAERI は金属燃料製造用の再利用可能なるつぼと鋳物の開発も行った (図 SFR 6 参照)。鋳物を再利用するために、被覆材についてさまざまな新しい材料を試験し、Y₂O₃ 被覆材の有効性が認められた。

図 SFR 6. 再利用可能なるつぼと鋳物の開発



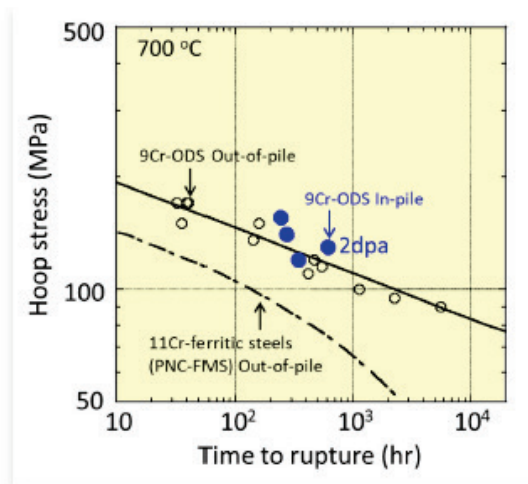
Rosatom は、HVPC プロセスによる窒化ウランとプルトニウムの混合燃料の低温焼結の実験設備を作った。窒化チタンを使用した試験を通じて、HVPC プロセスの良好な再現性が認められた。また、Rosatom は窒化ウランを用いて設備の試験を開始した。

WP 2.3 : 高燃焼燃料の評価、最適化および実証

CIAE updated the oxide fuel performance code, FIBER, to analyze up to 10at% burn-up fuel. They conducted the verification of the FIBER code and the benchmark analysis with the past CEFR calculation. CIAE は、酸化物燃料性能コード FIBER を更新して、最大 10at% の燃焼燃料を分析しました。彼らは、過去の CEFR 計算を使用して、FIBER コードの検証とベンチマーク分析を実施しました。

JAEA は、高燃焼度燃料被覆管の材料として 9Cr-ODS 焼戻マルテンサイト鋼 (tempered martensitic steel : TMS) を開発した。JAEA は、JOYO で照射された 9Cr-ODS TMS 被覆管の炉内クリープ機械的強度に顕著な劣化がないことを確認した (図 SFR 7 参照)。さらに、JAEA は、優れた機械的強度と耐照射性を備えた 9Cr-ODS TMS の知識に基づいて、耐食性を向上させるための新タイプの高 Cr-ODS TMS である 11Cr-ODS TMS の開発を開始した。

図 SFR 7. 9Cr-ODS TMS の炉内および炉外のクリープ破断強度の比較



KAERI は、原子炉被覆管用途向けの Cr 電気めっきのパラメータ研究とサンプル製造を実施し、いくつかの性能試験 (炉外拡散対試験、機械的試験) も実施した。

Rosatom は、燃料のバーンアウトレベルを上げるために、EP823 ODS 鋼で作られた試験片の照射後試験 (PIE) を計画した。Rosatom は、この PIE のサンプルを製造し、事前原子炉試験を実施した。また、照射の第一段階が完了しており、PIE が実施されている。

機器設計とバランスオブプラント : CD&BOP プロジェクトの活動には、高度な検査・保守・補修 (In-Service Inspection, Instrumentation & Repair : ISI&R) 技術の実験的および分析的評価、先進エネルギー変換システム (AECS) の開発、ナトリウム漏洩 (SL) とその影響の研究、高度な蒸気発生器 (SG) 技術、およびナトリウム運用技術と新しいナトリウム試験施設 (Operation technology and Testing Facilities : O&TF) の研究が含まれる。

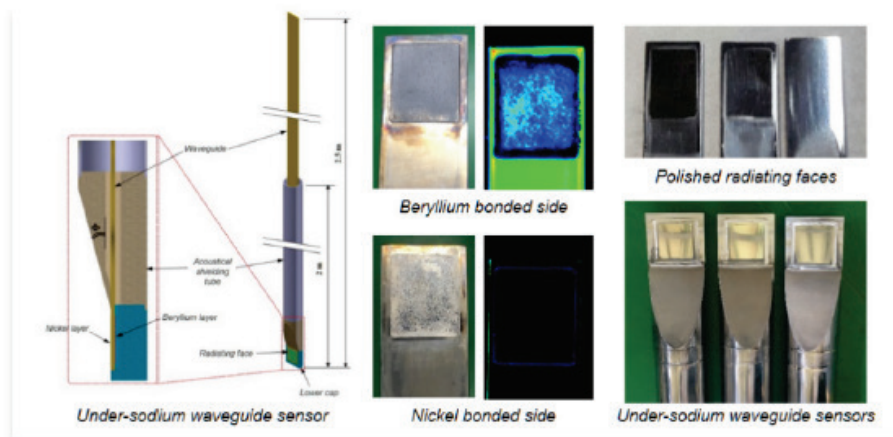
ISI&R 技術

CEA は、メイン容器の外側からの非破壊検査での漏洩ラム波の能力を研究した。CEA は、プレート内の漏洩ラム波の挙動を表すモデルを開発し、文献の結果と比較することによってそれを検証した。また、さらなる検証のために、CEA は浸漬プレート、エミッターおよびレシーバーから成る実験装置を準備した。

KAERI は、センサー性能を向上させるために、さまざまな条件下でプレート型超音波導波センサーのナトリウム濡れ特性を調査した。KAERI は、放射面の面粗度が異なる導波セ

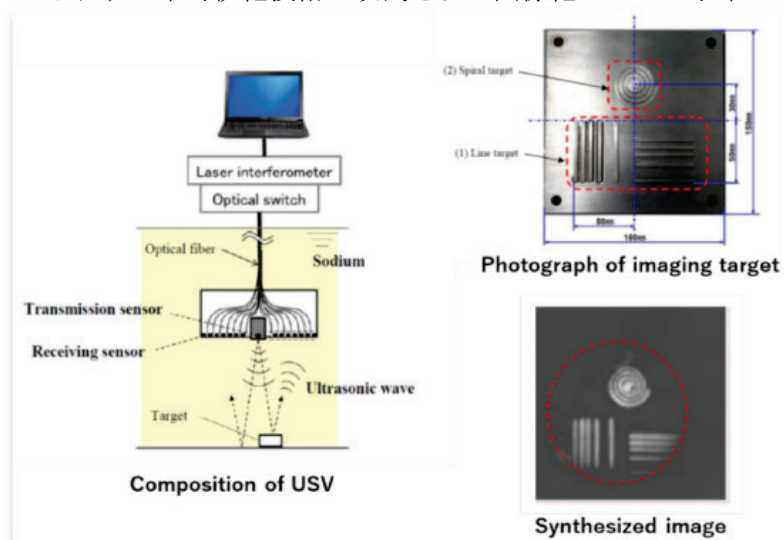
ンサーを製造し、ナトリウム濡れ試験施設を準備した。また、図 SFR.8 に示すように、プレート型超音波導波センサーのナトリウム中可視化技術および測距能力を検証するためのナトリウム試験施設を新たに建設した。

図 SFR 8. ナトリウム濡れ試験用に製造された導波センサー



JAEA は、中距離のナトリウム中可視化技術で画像化を改良した（図 SFR.9 参照）。透過センサーは導波プロファイルを改善させ、受信センサーは導波プロファイルのノイズを低減することに成功した。水中での画像化実験は、ナトリウム中可視化技術での画像化の改良を通してより高い解像度が得られることを示した。

図 SFR 9. ナトリウム中可視化技術で改良された画像化のための水中での画像化実験



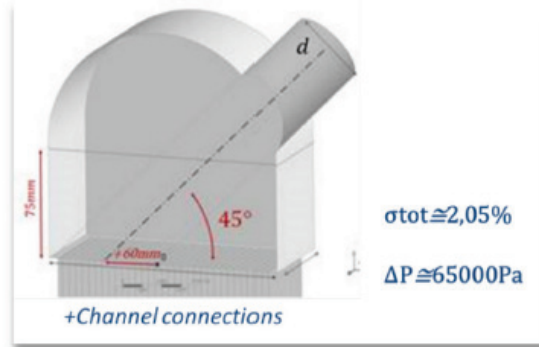
超臨界 CO₂ プレイトンサイクル

CEA は、渦電流流量計（Eddy Current FlowMeter : ECFM）を使用してナトリウム流中の気泡を検出する方法を開発している。2019 年、CEA は ECFM と気泡の数値表現を提案した。実験結果との比較検討により、この方法で気泡を効果的に検出できることが確認

された。

CEA は、熱交換器のヘッダーの設計のパラメータ研究と最適化も実施した。この最適化には、実験結果で検証された CFD モデルが使用された。ヘッダーとチャンネルバンドルの最適化の結果 (図 SFR 10 参照)、設計目標の 5% と比較して、不均衡レベルが 25% から約 2% に減少した。

図 SFR 10. 熱交換器の最適化されたヘッダーの設計



ナトリウム漏れとその影響

2019 年は、このワークパッケージで特定の活動は実施されなかった。

蒸気発生器

JAEA はナトリウム-水反応の場合の管内の熱伝達係数を研究した。過熱管の破裂は、ナトリウムと水の相互作用に起因する重大な故障モードの 1 つである。このモードの可能性を評価するには、水側の熱伝達係数が重要な要素となる。JAEA は、水流を含む管の急速加熱実験を実施し、内面の熱伝達特性を推定した。この実験結果に基づいて、RELAP5 コードの相関関係が修正され、それらの保守性が確認された。

KAERI は、信号解析ソフトウェアと、SG 管検査センサーおよび信号取得デバイスの組み合わせをアップグレードした。アップグレードされたソフトウェアは、MFL 画像処理のためのいくつかの信号変換機能と自動欠陥検出アルゴリズムを新たに採用している。KAERI は、アップグレードされたプロトタイプ of SG 管検査センサーシステムを組み合わせた性能試験を実施し、その欠陥検出性能を確認した。

ナトリウム運用技術と新しいナトリウム試験施設

KAERI は、2019 年に STELLA-2 試験セクションの導入を完了し、冷却試験の残りの作業は 2020 年初頭に終了する予定である。STELLA-2 を使用したナトリウム積分効果試験の最初の試験データは遅くとも 2020 年末までに終了する。ナトリウム熱水力試験プログラムに加えて、KAERI はナトリウム漏れの検出とシミュレーションのための新しい試験施設を建設している。これらは WALSUM (Water mock-up test for Advanced Leak Simulation and Upgraded Monitoring system : 高度な漏れシミュレーションとアップグレードされた

監視システムの水モックアップ試験) および SELAAD (Sodium Exp. Loop for Advanced Aerosol Detection : 先進エアロゾル検出のナトリウム実験ループ) と呼ばれている。新施設の目的は、信頼性の高いナトリウム漏れ検出および監視システムの開発と、高度なナトリウム漏れ検出器の性能評価である。



SFR SSC の Bob Hill 議長とすべての貢献者

超高温原子炉（VHTR）

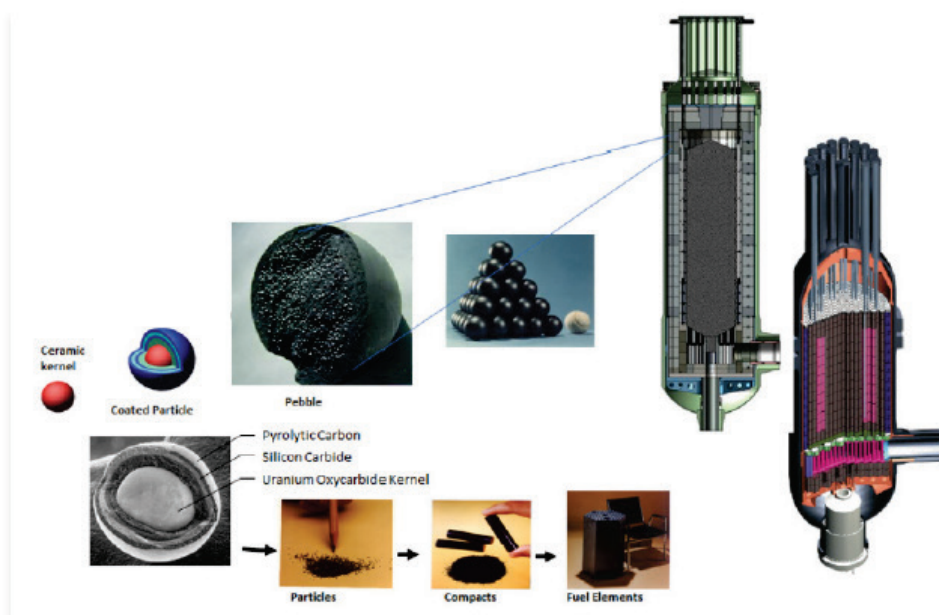
システムの主な特徴

超高温原子炉は、1970年代から1980年代に開発された高温原子炉から派生したものである。これらは、完全にセラミックでコーティングされた粒子燃料、中性子減速材としての黒鉛の使用、冷却材としてのヘリウム、自己崩壊熱除去能力を特徴とし、固有の安全性とプロセス熱応用能力をもたらす。

冷却材としてヘリウムを、炉心構造材料としてセラミックを使用することで、炉心出口での稼働温度が850℃以上になり、熱化学サイクル（硫黄・ヨウ素プロセス）や高温水蒸気電解（HTSE）といった温室効果ガスの無いプロセスを使用して水素を生成できる。高温原子炉は、発電と水素生成に加えて、化石燃料の用途に代わって、他の産業で使用するためのプロセス熱を提供することができる。

前述の通り、VHTRの基本技術は、米国のPeach BottomやFort Saint-Vrainプラント、ドイツのAVRおよびTHTRプロトタイプ、日本の試験炉HTTR、および中国のHTR-10といった以前の高温ガス冷却炉で確立されている。これらの原子炉は、VHTR炉心の2つの基本概念である柱状ブロック型とペブルベッド型を指している（図VHTR 1参照）。

図 VHTR 1. 六角形のブロックおよびペブルベッド炉心設計の基礎としての TRISO 被覆粒子燃料



燃料サイクルは、最初は低濃縮ウラン燃料と非常に高い燃料燃焼で、代替としてプルトニウムまたはトリウムベースの燃料を使用して、ワンスルーとなる。燃料サイクルのバックエンドを適切に管理するためのソリューションを開発する必要がある。閉じられた燃料サイクルの可能性を完全に確立する必要がある。VHTRシステム内ではさまざまな燃料設計が検討されているが、TRISO被覆粒子燃料形態がすべての共通の基準であるため、すべての概念は一貫したR&Dアプローチを可能にする広範な類似性を示す。この燃料は、多

孔質炭素緩衝材に囲まれ、小さな核物質の粒子で構成されており、熱分解炭素/炭化ケイ素/熱分解炭素の 3 つの層でコーティングされている。これらのコーティングは、通常の動作および事故条件下での核分裂生成物の放出に対する最初の障壁となる。

AVR や HTTR などの以前の HTR 原子炉は、すでに最大 950°C の温度で稼働されていた。VHTR は現在、700~950°C、また将来的には 1,000°C を超える炉心出口温度で熱と電気を供給することができる。熱交換器および金属部品に使用される利用可能な高温合金によって、VHTR の現在の温度範囲 (~700-950°C) が決まる。GIF VHTR の最終目標は 1,000°C 以上に設定されており、これは新しい超合金、セラミック、複合物などの革新的な材料の開発を意味している。これは、業界に超高温プロセス熱を提供するという VHTR の目的を達成するために、炉心出口で非常に高い温度が必要とされる一部の非電氣的用途で特に必要である。

VHTR の現在のプロジェクトでは、電力変換ユニットは、この技術が利用可能であるため、従来の発電所の最新技術を適用する間接ランキンサイクルである。直接ヘリウムガスタービンまたは間接（ガス混合タービン）ブレイトンタイプのサイクルは、長期的に想定することができる。

実験炉 HTTR（日本、30 MWth）および HTR-10（中国、10 MWth）は、VHTR の先進原子炉の概念開発を支援している。これらは、VHTR の安全性と動作特徴の実証と分析に重要な情報をもたらす。それにより、商用サイズの検証 VHTR の設計とライセンス供与のための分析ツールを改良できる。特に HTTR は、先進水素製造技術を最大 950°C の核熱源と結合させるためのプラットフォームを提供できるようになるであろう。

HTR-PM、NGNP、GT-MHR、NHDD、GTHTR300C といった中国、米国、韓国、日本のいくつかのプラント販売業者と国立研究所がそれぞれ主導する中期プロジェクトを通じて、この技術は進歩している。HTR-PM 実証プラント（210 MWe を生成する 1 つの過熱蒸気タービンを備えた 2 基のペブルベッド型モジュール炉）の建設が現在完了している。各モジュール炉の熱出力は 250 MWth である。冷却ガスの温度は 750°C になる予定である。これは、最先端の材料と高温蒸気発生要件を表している。いずれかの原子炉からの 566°C の高品質蒸気は、共通の蒸気ヘッダーとターボ発電機セットに供給される。HTR-PM 実証炉は、2020 年にグリッドに接続される予定で、これは第 4 世代実証炉に向けた大きな一歩を意味する。

協力の状況

VHTR システム協定は、2006 年 11 月に、カナダ、Euratom、フランス、日本、韓国、スイス、および米国が署名している。2008 年 10 月、中国は北京で開催された政策グループ会議で VHTR SA に正式に署名した。南アフリカは、2008 年に正式に GIF フレームワーク協定に加盟したが、2011 年 12 月に、VHTR SA に加盟する予定はないと発表した。カナダは 2012 年末に SA から脱退したが、オブザーバーであり、水素製造プロジェクトで活動を続けている。その後、オーストラリア（2017 年 12 月）と英国（2019 年 1 月）が署名し、システム協定の新メンバーとなった。

燃料および燃料サイクルプロジェクト協定は、Euratom、フランス、日本、韓国、および米国の実施組織が参加しており、2008 年 1 月 30 日に発効した。このプロジェクト協定は、中国からのインプットを盛り込むために拡張され、2013 年に修正された。プロジェクト

トは 2018 年に 10 年間延長された。

当初の材料プロジェクト計画 (PP) の期間は 2012 年に終了したが、材料プロジェクト協定 (PA) は、署名国として中国を加えた 1 回目の修正に従い 2019 年まで継続され、同時に、2018 年から 2022 年までの新しい活動 PP を盛り込み、オーストラリアを署名国として加える 2 回目の修正も進められている。2018~2022 年の新しい PP への貢献は、現在加盟している 6 カ国 (中国、フランス、日本、韓国、スイス、米国) および欧州連合と、PA に参加する予定のオーストラリアによってもたらされた。この PA の 2 回目の修正 (新しい PP とオーストラリアを含む) は、2019 年 4 月に SSC によって承認され、2019 年 11 月 20 日に署名のために NEA によって配布された。

水素製造 PA は、カナダ、フランス、日本、韓国、米国、および Euratom の実施組織が参加しており、2008 年 3 月に発効した。2019 年には、中国の貢献と他の国の最新の貢献を取り込むために、次の 5 年間のプロジェクト計画が作成された。最終的なプロジェクト計画は 2020 年初頭に予定されている。

計算方法の検証とベンチマーク (CMVB) PA は暫定的なままである。2019 年には、複数年の作業計画の最終決定に関する詳細な議論が参加者によって行われた。これにより、PA は VHTR SSC による最終承認の準備が整った状態にある。

R&D 目標

VHTR の開発は、主に新しい用途に高い熱効率を提供する超高温を達成することで進められているが、次の他の重要なトピックが現在の R&D を推進している。固有の安全特性と高い燃料性能 (温度、燃焼) の実証、プロセス熱アプリケーションとの結合、熱と電力のコージェネレーション、およびそれらの挑戦的な R&D 目標間での考えられる競合の解決。

VHTR システム研究計画では、VHTR システムの基礎技術を確立するための R&D プログラムが説明されている。そのため、これは、第 4 世代技術ロードマップおよび GIF R&D Outlook (2018 年更新) に記載されている開発計画の実行可能性およびパフォーマンス段階のニーズをカバーすることを目的としている。以下に説明するように、VHTR SRP で概説されている 6 つのプロジェクトのうち 3 つは有効で、1 つは暫定的である。

- 燃料および燃料サイクル (FFC) の調査は、VHTR の基本的な燃料概念である TRISO 被覆粒子の性能に焦点を合わせている。R&D は、標準設計 (SiC/PyC コーティングを施した UO_2 カーネル) の理解を深め、燃焼能力の向上、核分裂生成物の優れた閉じ込め、炉心過熱事故 ($1,600^\circ\text{C}$ 以上) に対する耐性の向上のために、酸化ウラン UCO カーネルおよび ZrC コーティングの使用を調査することを目的としている。この作業には、燃料の特性評価、照射後試験、安全性試験、核分裂生成物の放出評価、および代表的な運用および事故条件での化学的および熱機械的材料特性の評価が含まれる。R&D では、使用済み燃料の処理と廃棄 (使用済み黒鉛の管理を含む)、および閉じたドサイクルをサポートするプルトニウムとマイナーアクチニド (MA) の深部燃焼にも取り組んでいる。
- VHTR システムの開発には、材料 (MAT) の開発と認定、設計コードと規格、および製造方法が不可欠である。VHTR 構造材料の主な課題は、照射によって誘発される、および/または経時的な故障と動作環境における微細構造の不安定性である。炉心冷却材の出口温度が最大約 950°C の場合、既存の材料を使用することが想定されて

いる。ただし、通常とは異なる条件下での安全な操作や腐食性のプロセス流体を含む 1,000°C のストレッチ目標には、新しい材料の開発と認定が必要である。非弾性有限要素設計解析をサポートするには、改良されたマルチスケールモデリングが必要である。他の高温熱交換器に加えて、蒸気発生器の金属性能にも新たに注意が払われている。これは、750~850°C のやや低い炉心出口温度での蒸気ベースのプロセスアプリケーションに対する現在の関心を反映している。構造材料は、黒鉛（炉心構造、燃料マトリックス用など）、超/中・高温金属、セラミックと複合材料の 3 つのカテゴリで検討されている。材料ハンドブックが作成され、VHTR データを効率的に保存および管理し、国際的な R&D 調整を促進し、損傷と寿命の評価を予測するためのモデリングをサポートするために使用されている。

- 水素製造 (HP) については、水を分解するための 2 つの主要なプロセス（硫黄/ヨウ素の熱化学サイクルと高温蒸気電解プロセス）が当初考えられていた。追加的なサイクルの評価により、より低い温度要件を持つ 2 つの追加サイクル（ハイブリッド銅-塩素熱化学サイクルとハイブリッド硫黄サイクル）に注目が集まっている。この PMB での R&D は、小規模および大規模水素製造の実現可能性、最適化、効率、および経済性評価に取り組んでいる。プロセスのパフォーマンスと最適化は、実験室規模からパイロットおよび実証規模までの統合された試験ループを通じて評価され、先進プロセス熱交換器といったコンポーネント開発も行われている。原子炉との水素プロセス結合技術も調査され、原子力システムと非原子力システム間の考えられる相互作用を扱う設計関連のリスク分析が行われる予定である。熱化学またはハイブリッドサイクルは、専用またはコージェネレーション水素製造モードでの技術的および経済的実現可能性の観点から調査され、温度範囲がより低い他の第 4 世代原子炉システムとも互換性を持たせるために、稼働温度要件を下げることを目的としている。
- 熱力学、熱機械学、炉心物理学、および化学輸送の分野における計算方法の検証とベンチマーク (CMVB) は、通常、異常および事故の状態での原子炉性能の評価とライセンス供与に必要な主要活動である。コードの検証は、HTTR および HTR-10 試験、または過去の高温炉のデータ (AVR、THTR、Fort Saint-Vrain など) によってサポートされる、基本的な現象から統合実験までのベンチマーク試験およびコード間の比較を通じて行う必要がある。改良された計算方法も、不必要な設計の保守化傾向の排除を容易にし、建設費の見積もりを改善させる。
- 現在は行われていないが、主要な原子炉システム（炉心構造、吸収ロッド、コアバレル、圧力容器など）およびエネルギー変換または結合プロセス（蒸気発生器、熱交換器、ホットダクト、バルブ、計装、ターボ機械など）のコンポーネントの開発に取り組む必要がある。一部のコンポーネントでは、新しい溶接や溶接後の熱処理技術など、製造および現場での建設技術の進歩が必要になる。そのようなコンポーネントは、正常および異常な事象をシミュレートできる専用の大規模ヘリウム試験ループでも試験を行う必要がある。コンポーネントに関するプロジェクトでは、要件が特定された場合に、共通の R&D を想定できるように GFR のニーズに部分的に共通する開発ニーズに対応するべきである。

システム統合と評価 (SIA) は、さまざまな VHTR ベースラインの概念やコージェネレーションや水素製造といった新しい用途のニーズを満たす R&D の指針とするために必要である。短期および中期プロジェクトは、さらなる技術と経済性向上の可能性を特定するために、設計に関する情報を提供する必要がある。現時点では、このトピックはシステム運営委員会によって直接扱われている。

マイルストーン

短期的には、早期応用に関心のある現在の業界のニーズを満たすために、低温の実証プロジェクト（700°Cから 950°C）が進められている。将来の高温（1,000°C以上）での運用には、高温合金の開発、新しい黒鉛タイプの認定、および複合セラミック材料の開発が必要である。VHTR の低温バージョン（700°Cから 950°C）は、2020 年に稼働する予定の中国の HTR-PM の経験に基づいて、2020 年頃に実証段階に入る。将来の高温バージョン（1,000°C以上）にはさらに多くの研究が必要となる。

主な活動と成果

燃料および燃料サイクル（FFC）プロジェクト：超高温原子炉（VHTR）の燃料および燃料サイクル（FFC）プロジェクトは、VHTR 燃料（設計、製造、および認定）と新しい燃料サイクルオプションを含むそのバックエンド管理の実証済みソリューションを提供することを目的としている。

VHTR の基本的な燃料概念である三重等方性（TRISO）被覆粒子は、関連する運用条件に適合している必要がある。さらに、その標準設計（二酸化ウラン（ UO_2 ）カーネルが多孔質黒鉛、高密度パイロカーボン（PyC）、炭化ケイ素（SiC）、次に PyC の連続層に囲まれている）は、燃焼能力を高め、核分裂生成物の放出を最小限に抑え、炉心過熱事故（1,600°C以上）に対する耐性を高めるために、酸化ウラン（UCO）カーネルまたは炭化ジルコニウム（ZrC）コーティングを使用することで、性能の向上とともに進化する可能性がある。燃料の特性評価作業、照射後試験（PIE）、安全性試験、核分裂生成物の放出評価、および代表的な条件下での化学的および熱機械的材料特性の評価により、燃料材料のデータベースのデータが得られる。物理モデルをさらに開発すれば、通常および異常な条件下での炉内燃料の挙動の評価が可能になる。

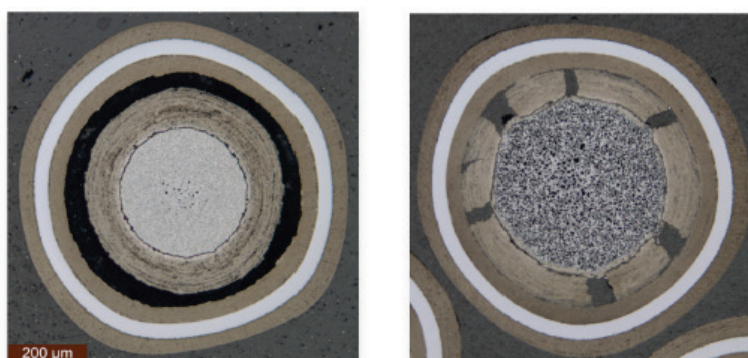
燃料サイクルのバックエンドには、使用済み燃料の処理と廃棄、および使用済み黒鉛の管理が含まれる。黒鉛を扱うための最適化されたアプローチを定義する必要がある。ワンスルーサイクルが最初に想定されているが、VHTR でのプルトニウムとマイナーアクチニドの深部燃焼の可能性、およびトリウムベースの燃料の使用は、閉じたサイクルに向けた進化として説明される。さまざまなワークパッケージでの最近の活動を以下に要約する。

照射と PIE

このワークパッケージには、燃料照射試験、PIE 施設および機器の開発、および燃料試験の照射後試験の活動が含まれる。中国では、国内の燃料照射後試験能力の開発が続けられている。それには、ホットセルと燃料加熱試験用の機器が含まれている。

AGR-2 燃料（UCO と UO_2 TRISO 粒子の両方を含む）の照射後試験は、米国で継続されている。これには、燃料コンパクトと粒子の破壊試験が含まれる。これまでに、11 の UCO と 2 つの UO_2 コンパクトが試験されており、照射中の粒子とコンパクト内の核分裂生成物の保持に関する情報、およびコーティング層の状態と層内の核分裂生成物の移動に関する詳細な微細構造情報が得られている（図 VHTR2 参照）。

図 VHTR 2. 平均燃焼度 12.0%FIMA に照射された AGR-2 コンパクトからの UCO TRISO 粒子の顕微鏡写真



UCO TRISO 燃料の米国 AGR-5/6/7 の照射は、先進試験炉で継続されている。この試験は、最終的な燃料認定用の照射と個別の高温燃料性能マージン試験（ピーク温度～1,500℃）の両方の試験であり、194 の燃料コンパクトに約 570,000 の燃料粒子が含まれている。照射はほぼ半分完了している。

米国はまた、最近、加熱試験を実施する前に燃料試料を再照射する機能を開発し、現在使用している。この機能は、原子炉事故時の周辺の線量に大きく寄与する可能性のある短寿命の核分裂生成物（ ^{131}I を含む）の放出を測定するために不可欠である。燃料試料（先進試験炉で既に照射したもの）は、INL の高温燃料試験施設にある中性子ラジオグラフ（Neutron Radiograph : NRAD）原子炉で再照射され、加熱試験のために、原子炉からすばやく取り出してホットセルに送ることができる。

燃料の属性と材料特性

FFC PMB は、2019 年 5 月に ORNL で開催された PMB の第 15 回公式会議に合わせて、高温ガス冷却炉の SiC 材料特性に関する第 5 回ワークショップを開催した（5 カ国から 34 人が参加）。参加者は、学界、産業界、国立研究所、政府間機関のメンバーに及んだ。会議は、HTGR 用の三重等方性（TRISO）燃料に伴う科学的課題に焦点を当てた重要な議論とともに、16 の技術プレゼンテーションを含む技術セッションに分割された。技術的なトピックでは、TRISO 燃料の SiC コーティング層に関わる問題と TRISO 燃料材料の酸化という 2 つの異なる領域が広範に取り上げられた。会議には、ORNL の過去と現在の原子力研究開発能力に焦点を当てた一連のツアーも含まれていた。

米国、中国、および韓国は、製造時の燃料の特性評価「ラウンドロビン」試験の最終段階を完了している。この作業には、十分に特性化された粒子試料に対して浸出 - 燃焼 - 浸出（leach-burn-leach）分析を行い、欠陥のある SiC コーティングと完全なスルーレイヤー・コーティングの欠陥を検出することが含まれる。試料は米国と中国から提供された。2019 年末現在、すべての試験作業が完了している。米国は、これらの結果をまとめた最終報告書を作成している。

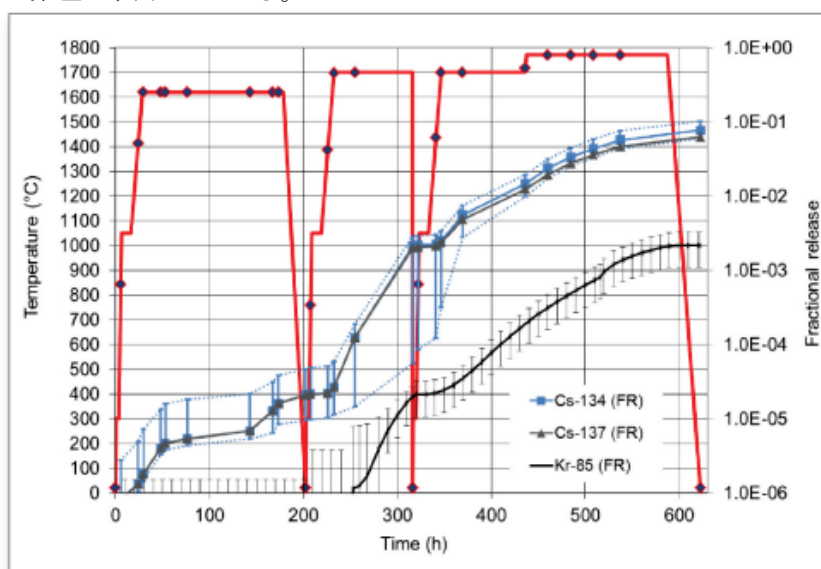
米国、日本、および韓国も、TRISO 燃料事故試験のコンピュータ・ベンチマーク・タスクを完了している。3 カ国の参加者全員が、燃料性能モデルを使用して、純ヘリウムでの加

熱試験中の TRISO 燃料からの核分裂生成物の放出を予測した。予測の結果は、米国および EU で燃料に対して実施された安全性試験の実験結果と比較された。報告書の草稿が作成されており、2020 年に発行される予定である。

安全性

高温安全性試験は、JRC Karlsruhe で、HFR で既に照射している HTR-PM の燃料粒 (sphere) に対して行われている。試験は、1,620~1,770°C の温度で、各燃料粒に対して合計 450 時間行われている。合計 4 回の試験が完了している。試験中のクリプトン放出は単一粒子のレベルを下回ったままであり、完全な TRISO 欠陥のある粒子がないことを示している。セシウム放出は、1,620°C および 150 時間で $\sim 2 \times 10^{-5}$ 未満であったが、曝露時間を増やし温度を上げると増加し、SiC 層の段階的な劣化を示した。セシウムとクリプトンの放出データの例を図 VHTR3 に示す。Karlsruhe での HTR-PM 燃料粒試験に加えて、中国は INET のホットセルで KÜFA 加熱試験機能も展開させている。同システムはホットセルに導入され、現在試験中である。

図 VHTR 3. HFR Petten で照射され、KÜFA 施設で加熱された HTR-PM 燃料試料からの核分裂生成物 Cs-134、Cs-137、および Kr-85 の放出割合。加熱プログラムは赤色で表示している。



米国では、純ヘリウムでの AGR-2 の UCO および UO_2 燃料コンパクトの高温安全性試験が継続されている。1,500°C から 1,800°C の温度で合計 16 回の安全性試験が実施された。これらの試験の 1 つは、減圧した強制冷却喪失中にモジュール HTGR で予測されるピーク燃料温度と同様に、経時的に変化させた試験温度で行われた。その結果からは、300 時間、1,800°C の UCO 温度および 300 時間、1,700°C の UO_2 の試験中に TRISO 欠陥がないことが示された。UCO 燃料からのセシウム放出は試験中は低いまだが（最高放出は 1,800°C で 300 時間後に $\sim 3 \times 10^{-4}$ ）、 UO_2 燃料ではやや高くなる（1,700°C で 300 時間後に 9×10^{-2} もの高い放出を観測）。

米国はまた、AGR-3/4 照射試験コンポーネントの PIE と、AGR-3/4 の TRISO 燃料コン

パクトの加熱試験を行っている。これらのコンパクトには、約 1,900 個の TRISO 燃料粒子と、照射中にコーティングの不具合が発生する 20 個の「失敗するように設計された」粒子が含まれている。これらのコンパクトのいくつかは、短寿命の ^{131}I を生成するために加熱試験の前に、NRAD 原子炉で再照射されている。したがって、これらの試験は、曝露させたカーネルからの核分裂生成物の放出を評価するために使用されている。

現在、米国の INL では、照射した TRISO 燃料試料を酸化性雰囲気中で $1,600^{\circ}\text{C}$ まで加熱するように設計された専用炉が開発されている。このシステムは、核分裂生成物と反応生成物の放出をリアルタイムで監視し、空気/He および水分/He のガス混合物中の燃料と燃料材の酸化挙動を試験するために使用される。このシステムは 2021 年に導入される予定である。

米国はまた、電力研究所 (Electric Power Research Institute : EPRI) と協力して、AGR-1 および AGR-2 照射実験とその後の PIE の結果を記載した UCO TRISO 燃料性能に関するトピックレポートを作成した。レポートは、レビューのために原子力規制委員会 (NRC) に提出された。このレポートと NRC レビューの目的は、これらの試験の燃料性能データを将来の原子炉設計者がライセンス申請で使用してもよいという米国の規制当局からの合意を得ることである。

日本では、研究者が SiC-OPyC 境界での TRISO SiC 層の酸化を研究している。これには、酸化のメカニズムと、温度、 O_2 (g) 濃度、OPyC を介した SiC 層への輸送などのパラメータの影響の計算モデリングが含まれる。最大 $1,600^{\circ}\text{C}$ の温度と 20 ppm から 20% の O_2 濃度で、代替カーネルを備えた TRISO 粒子を使用した一連の試験が提案されている。JAEA は、短寿命核分裂ガスの放出挙動に焦点を当てた新しいコンピュータによるベンチマーク作業を提案している。

改良および先進的な燃料製造

韓国では、TRISO 燃料で一般的に使用されるより大型の UO_2 カーネルの製造の開発が進められている。研究者は、事故に強い燃料の応用の可能性を目指し、 $800\ \mu\text{m}$ の焼結カーネルサイズを目標としている。実験では直径 $800\ \mu\text{m}$ を超えるカーネルの製造に成功しており、カーネルの特性を改善するためにプロセスを改良する作業が続けられている。この取り組みに関連して、より大型のカーネルのコーティングプロセスも開発されている。現在まで、これには流動化粒子床の計算モデリングが含まれており、将来的に実験が計画されている。最後に、韓国では、特性が改善された 2 層 ZrC/SiC TRISO コーティングの開発が引き続き研究されている。

中国は、TRISO 燃料の SiC の代替可能品として、ZrC コーティングを製造するための装置とプロセスを研究している。UCO カーネルの製造も進められている。

TRISO 燃料の PIE および安全性試験に関して重要な作業が最近行われ、複数のメンバーが新しい PIE および安全性試験機能を開発している。プロジェクト管理委員会は、LBL ラウンドロビン試験および事故試験のコンピュータによるベンチマークという 2 つの共同プロジェクトで結果を出した。それにより、3 番目の 5 年計画が立てられた。

材料プロジェクト

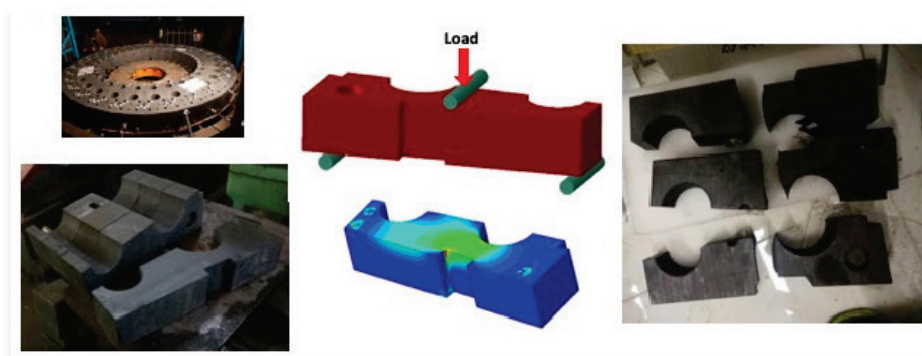
新しいプログラム計画の策定の一環として、すべての高レベル成果物 (High-Level

Deliverable : HLD) の徹底的なレビューが行われた。2015 年末までに完了する予定だったすべての HLD は、新しい PP の期間中に完了するように調整された。さらに、2019 年末までに、すべての署名者からの貢献を示す 420 を超える技術報告書と 10,000 を超える材料試験記録が、この PMB で材料情報を共有するために使用されるデータベースである第 4 世代材料ハンドブックにアップロードされた。これは、システム設計とコードおよび標準の開発を支援するために現在共有されているメンバーシップの卓越した技術的成果を反映している。

2019 年も、研究活動は短期および中期的なプロジェクトのニーズ（つまり、黒鉛と高温金属合金）に重点が置かれ、セラミックと複合材料に関連する長期的な活動は限定的であった。

候補黒鉛グレードの固有のばらつき、および選択された基準データの追加的な特性評価と分析が複数のメンバーによって行われた。多くのグレードで機械的、物理的、および破壊特性の挙動が調べられた。黒鉛の照射、照射後試験および分析からは、特性の変化に関する重要なデータが入手できており、酸化に関する関連研究では、短期間の空気と蒸気の侵入、および黒鉛への慢性曝露の影響が調査された。署名機関が大きな関心を示す分野の 1 つは、寸法変化と地震から予想される黒鉛の多軸荷重応答 (loading response) の検証である。図 VHTR4 は設計モデルを検証する黒鉛ブロックの大規模実験を示したものである。

図 VHTR 4. HTR-PM 構造の故障確率計算を検証するための、複雑なジオメトリの大型黒鉛ブロックの破壊試験



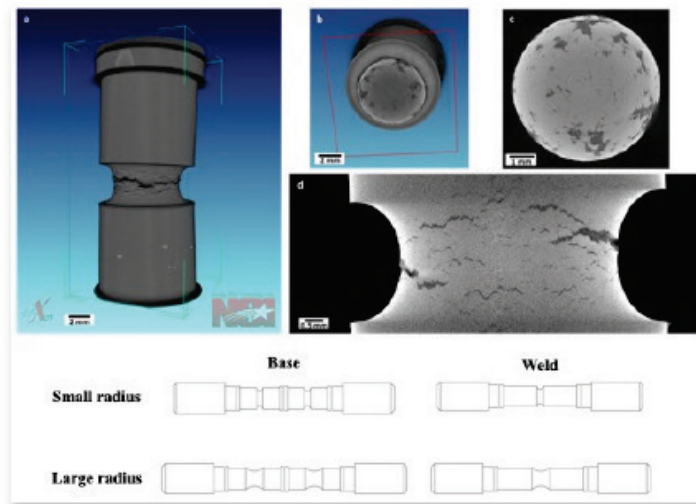
Courtesy of Institute of Nuclear and New Energy Technology.

黒鉛モデルの開発を支援するデータは、微細構造の進化、照射損傷メカニズム、およびクリープの分野から得られた。原子炉用黒鉛の使用に必要なコードと規格の ASTM および ASME の開発に対する支援が提供され、それらは継続的に更新および改良されている。高温合金（特に 800H および 617 での溶接挙動）の試験からは、熱交換器および蒸気発生器の使用に非常に役立つ情報が得られた。これらの研究には、既存のデータベースの評価と、老朽化、クリープ、クリープ疲労、およびクリープ亀裂成長率の 950°C までの試験によるデータベースの拡張が含まれていた。コンパクトな熱交換器を構築するための改良された拡散接合技術の試験からは、非常に有望な結果が示されている。高温合金試験での最も重要な成果は、10 万時間および 950°C の温度まで、高温原子炉コンポーネントの新しい建設材料として Alloy 617 を使用する ASME コードケースの承認であった。コードケースのデータは、複数の署名機関 (DOE、KAERI、CEA) から提供された。他の金属材料の調査も行われた。照射および照射クリープは、9Cr-1Mo フェライト・マルテンサイト系鋼および酸化物分散強化鋼で研究され、さらに、クリープ挙動は、蒸気発生器用の 2.25Cr-1Mo 鋼で研究

された。

高温設計方（High Temperature Design Methodology : HTDM）を改良する情報も参加者から提供された。分析手順の改良によって不必要な保守化傾向を取り除き、規則の適用範囲をより長寿命またはより広範な材料の選択に拡張することで、設計の柔軟性と考えられる革新的な設計を提供し、安全性を高め、建設費用を削減したりできる。2019年、構成モデルと非弾性解析法が開発され、簡略化された設計手法の適用性をより適切に定義し、最大上限温度まで拡張した。多軸荷重に関する HTDM の改良に必要な実験的支援の例を図 VHTR5 に示す。ノッチ強度からノッチ弱化へのクロスオーバーが Alloy 617 ベースおよび溶接金属で最大 10 万時間発生したかどうかを判断するために、さまざまな V および U ノッチの試験片のクリープ試験と破損プロセス評価が行われた。

図 VHTR 5. ノッチ強化とノッチ弱化の効果を評価するための 800°Cでの Alloy 617 のクリープ試験の試験片と試験例



Courtesy of Idaho National Laboratory.

短期/中期的には、金属合金は、約 850°C未満の温度を目標とする VHTR プロジェクトの制御棒および内部構造の主要オプションと見なされる。ただし、将来のプロジェクトでは、放射線量、環境上の課題、または温度（1,000°C以上）が金属材料の能力を超えるセラミックおよびセラミック複合材の使用を検討している。これは、制御棒、原子炉内部、断熱材、および燃料被覆に特に当てはまる。限定的な作業で、SiC および SiC-SiC 複合材の熱機械的特性と C-C 複合材の酸化の調査を継続している。複合材の特性と破壊メカニズムに関する製造、アーキテクチャ、および処理の研究が行われている。この作業の結果は、複合材の試験基準と設計コードの開発、およびこれらのタイプの用途のセラミック複合材への照射影響の調査に積極的に組み込まれている。この分野での重要な節目は 2019 年であり、ASME コードセクション III ディビジョン 5 のセラミックコンポーネントの一般要件と設計規則（高温炉コンポーネントの建設規則）に関連するすべての論文の草稿が完成し、投票のために提出された。

水素製造プロジェクト

2019年、国際水素コミュニティは、輸送部門が主導するさまざまな応用を通じて水素経

済を実現することに大きな関心を寄せた。この熱意は、今年 Grenoble と上海でそれぞれ開催される第 19 回および第 20 回の公式水素 PMB 会議で署名者によって報告された進捗状況でも示された。

水素製造に関するカナダの取り組みは、主に 2021 年 3 月までの実験室規模（50 L/h H₂ 製造）での統合された銅-塩素サイクル（ハイブリッド熱化学プロセス）の実証に焦点を合わせていた。プロセスの 4 段階をそれぞれ実行するために必要な機器の実験的開発により、その年に次の点で進展があった。最大 100 L/h の H₂ を生成できる電解槽（CuCl/HCl の電気分解による H₂ の生成）設計が一貫したパフォーマンスで数週間動作した。CuCl/CuCl₂ の分離が簡素化された。そして、Cu₂OCl₂（中間生成物）を分解して O₂ を生成する革新的な方法の実証が成功した。関連するすべての工程の統合を完了するために、加水分解段階（CuCl₂ と蒸気間の反応）の効率的な方法の開発が調査されている。並行して、Aspen Plus V9 を使用したプロセスのモデリングは、プロセスに関与するさまざまな種の物理的特性の更新されたデータベースを使用して実行されている。

中国では、HTGR 原子炉の開発が継続され、完成すると、開発中の水素製造プロセス、つまり、硫黄-ヨウ素プロセス（Sulphur-Iodine process : S-I）、高温水蒸気電解（High Temperature Steam Electrolysis : HTSE）、およびハイブリッド硫黄（Hybrid Sulphur : HyS）プロセスに必要な電力と熱が供給されると予想されている。S-I プロセスの開発では、S-I プロセスの熱要件を満たすために、硫酸バイオネット型分解装置の開発とシミュレーション、1 Nm³/h での水素製造用のヨウ化水素分解装置の開発、および中間 He ループ熱交換器（100 kW）に焦点が当てられている。HyS プロセスの開発では、プロセスのシミュレーション、二酸化硫黄減極電解（SO₂ depolarized electrolyser : SDE）のシミュレーションを含む基礎研究に力が注がれている。SDE の 6 ユニット（それぞれ 200 cm²）を試験するための施設が設計および建設されている。その間、清華大学、中国核工業集団および中国宝鋼集団は、刺激的な開発である製鋼での原子力水素技術を共同で進歩させるという合意に署名した。

フランスの CEA は、全体的なエネルギーシステムを確立する際に、原子力と再生可能エネルギーを統合する統合された R&D アプローチを採用している。水素製造に関するフランスの低炭素エネルギー部門の主な重点は、HTSE の開発にある。セルとスタックの一般的な開発には、性能の向上と長期耐久性のためのセルコンポーネント劣化の最小化、およびより厚い酸素電極とより薄いバリア層による固体酸化物セルの最適化が含まれている。また、CEA は元の厚いセルスタック設計を薄いセルおよび固体酸化物形燃料電池（Solid Oxide Fuel Cell : SOFC）の運用に適合させた。同年、CEA は、原子炉が発電していないときに電解槽の動作を低電力燃料電池モードに切り替えることができるようにする、原子力結合用の可逆システムの開発に重点を置いた。1 つのスタックが燃料電池モードで 1kWe と 1Nm³/h の水素を生成する最初の可逆産業システム（2018 年に供給）は、電解槽モードで 84%、燃料電池モードで 55% の電気効率で動作し続けている。

EU の水素製造技術関連の開発は、HTSE および HyS プロセスに焦点が合わせられている。報告された研究は、これらのプロセスを太陽光発電に結合することに焦点を当てていたが、これらの水素製造プロセスの実際の技術的側面は、原子力システムにも同様に適用されている。6.7 NL/min の水素を製造する蒸気電解槽システムが構築され、DLR（Deutsches Zentrum für Luft- und Raumfahrt）で ~750°C で稼働されている。ハイブリッド硫黄プロセスの開発は、欧州の研究プロジェクト SOL2HY2 で進められている。2 つの主な段階の最初の段階では、硫酸が高温で分解され、生成物として酸素を生成し、次の電気分解段階で SO₂ を生成する。その後、SO₂ は約 80°C で水と電気分解され、主生成物と

して水素を生成する。この電解段階に必要な電圧は低いため、従来の水電解に比べて消費電力が大幅に低くなり、効率が大幅に向上する。

JAEA は、S-I プロセス用のさまざまな耐食性コンポーネントを開発しており、30 L/h の水素製造用統合システムの最新の 150 時間試験（2019 年 1 月に完了）にそれらを組み込んでいる。試験後、コンポーネント材料の試験を実施し、試験中に発生する可能性のあるすべての腐食とその影響を調査した。最初の観察から、HI セクションのガラスライニングのシースの改良がうまく機能していることが明らかになった。

この年、韓国政府は次の 2 つのロードマップを発表した。1) 成長の原動力を推進し、韓国を環境にやさしいエネルギーに支えられた社会に変えるための 2019 年 1 月の「水素経済ロードマップ」と 2) 水素エネルギー部門における国内の技術競争力を強化することにより、水素経済の実行を支援するための省庁間の技術開発のための 2019 年 10 月の「水素技術開発ロードマップ」。この水素経済に関するロードマップの作成は、この年の水素 PMB 会議で報告された水素製造に関する活動に弾みをつけた。シミュレーションは、さまざまな水素製造プロセスを 350 MWth HTGR に結合することで実行された。水素製造プロセスには、水蒸気メタン改質、HTSE、および S-I プロセスが含まれていた。硫酸分解器、耐食性、流体チャンネルの SiC コーティングに関する研究を含め、コードの検証と妥当性を確認するデータベースを得るために、それぞれ 60kWe と 600kWe、および 950°C で動作する窒素（図 VHTR 6）とヘリウムループを備えたコンポーネント試験施設が使用されている。コンポーネントの製造と民間への技術移転にも重点が置かれている。

図 VHTR 6. 硫酸分解および SiC 被覆プロセス熱交換器を含む研究に使用される小規模窒素ガスループ



この年、DOE-NE 原子力再生可能統合エネルギーシステム (Integrated Energy System IES)での米国の活動は、モデリングとシミュレーション、実証/実験システム、および利害関係者の関与に焦点を合わせてきた。INL は、熱および電気ネットワークを介して結合された複数の熱および電力生産者、熱および電気貯蔵、複数の熱および電気の顧客で構成される動的エネルギー輸送および統合研究所 (Dynamic Energy Transport and Integration Laboratory : DETAIL) を設立した (図 VHTR7)。この統合されたシステムで、電力網、再生可能エネルギー投入、エネルギー貯蔵、およびエネルギーユーザーとのリアルタイム統合を実証させる。システム内のすべての資産の安定性と効率的な運用を維持しながら、

エネルギーフローを最適化する方法を理解するために、エネルギーネットワーク全体をシミュレートできる。高度な水素製造研究に関連して、25 kW の高温電解研究および実証施設（図 VHTR 8 参照）が設計、設置され、5kW 規模での初期試験が開始された。実際の電解槽スタックコンポーネントの製造（相互接続、電解質、およびセル）、スタックアセンブリ、サイクリングおよび長期運転による試験に焦点が当てられている。その計画は、R&D のために NuScale SMR モジュールを DETAIL に結合することである。

図 VHTR 7. INL のシステム統合研究所



図 VHTR 8. INL エネルギーシステム研究所内の DETAIL にある 25kW HTSE 試験施設



計算方法の検証とベンチマークプロジェクト

計算方法の検証とベンチマーク（CMVB）プロジェクトは 2014 年に再開された。2015 年から 2018 年にかけて、CMVB 暫定プロジェクト管理委員会（pPMB）が主催する 8 つ

の会議がさまざまな参加国で順番に開催された。これらの会議の主な活動には、各ワークパッケージ (WP) の研究タスクの議論と確認、プロジェクト計画 (PP) 草稿 (最終版はプロジェクト協定 (PA) の不可欠な付属書となる) のレビューと承認、および、このプロジェクトの基本的なリソースとなる、考えられる試験施設といくつかの一般的なトピックの議論が含まれる。

表 VHTR 1. CMVB のワークパッケージの構成

WP No	WP 名	リーダー
1	Phenomena identification and ranking table (PIRT) methodology	DOE (米国)
2	Computational fluid dynamics (CFD)	INET (中国)
3	Reactor core physics and nuclear data	DOE (米国)
4	Chemistry and transport	INET (中国)
5	Reactor and plant dynamics	INET (中国)

上記のすべての取り組みは、PA のレビューと PP の実行方法の議論に焦点を合わせて、2019 年に PA の署名プロセスを開始するために行われた。pPMB 会議を通じて、過去、現在、および新しい試験施設とプロジェクトが、HTR 物理、熱水力、CFD、核分裂生成物輸送などを扱うコードとモデルの開発と評価を実行するための基本的なリソースとして特定、提案、および確認された。

中国では、実証プロジェクトの HTR-PM が建設中および試運転中である。圧力容器、蒸気発生器、原子炉内部およびその他の重要なコンポーネントの設置が完了している。電力 600MW の商用プラントである HTR-PM600 の標準設計は、独立した原子力工学会社によって実施およびレビューされている。HTR-PM プロジェクトを支援するための工学検証試験が終了した。このような試験には、ヘリウム循環機、燃料処理システム、制御棒駆動システムといった HTR-PM の主要コンポーネントが含まれる。いくつかのベンチマークケースは、HTR-PM の将来の最初の臨界と低電力物理試験に基づいて CMVB PP で定義および予想された。HTR-10 が再稼働され、燃料要素内の温度を検出することを目的とした温度測定実験が完了した。さらに、主要な運転パラメータのモニタリングが行われた。その一例は、水冷 RCCS の挙動を計算するシステム分析ツールの機能を評価するために CMVB プロジェクトで使用される RCCS 実験データである。

図 VHTR 9. RCCS と組み合わせた HTR-10 原子炉

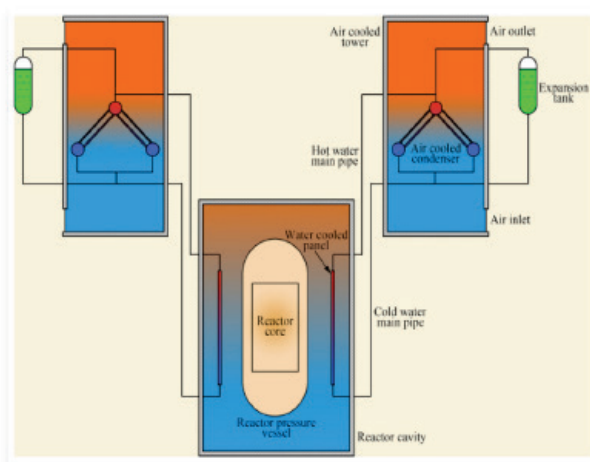
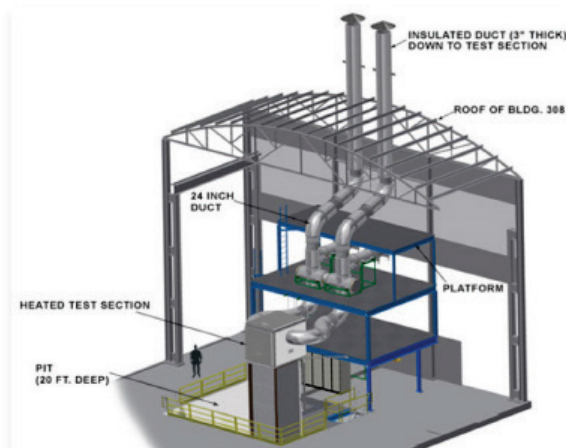


図 VHTR 10. アルゴンヌ国立研究所の自然循環シャットダウン熱除去システム



米国では、先進原子炉技術 (Advanced Reactor Technology : ART) プログラムが、燃料、黒鉛、および合金の照射試験からのデータを提供できるため、CMVB プロジェクトを強力にサポートしている。設計方法と検証に関しては、ANL 自然循環遮断熱除去施設 (Natural Circulation Shutdown Heat Removal Facility : NSTF、図 VHTR 10)、高温試験炉 (High Temperature Test Facility : HTTF)、一致屈折率 (Matched Index of Refraction : MIR) 施設など、さまざまな施設を通じて多くの関連する試験とベンチマークが実施されている。NSTF の実験データは、空冷および水冷の RCCS モデルの検証に利用できる。

HTGR と CMVB に関連する EU の活動には、熱水力、ニュートロニクス、プラントバランス (balance-of-plan) 計算を用いて設計反復を行っている GEMINI+プロジェクト、ARCHER、RAPHAEL、PUMA、NC2I-R などの以前の Euratom Framework Program プロジェクト、および NACOK、HELOKA、EVO、HeFUS3 などの過去のいくつかの実験プロジェクトが含まれる。Horizon 2020 フレームワークプログラムの新しい提案書が提出された (HYDRO-GeN-IV)。2020 年春に資金提供を受ければ、2020 年 8 月以降に GEMINI+ で開始された作業を継続および拡大することができる。

韓国の VHTR R&D プログラムは、設計コードの開発と評価の観点から VHTR の主要技術を改良し、同時に高温材料とコンポーネントの技術も改良することを目的としている。縮小した標準燃料ブロック試験、主要な設計パラメータのコード間の比較など、CMVB WP の範囲に含まれるいくつかのコード検証作業が完了している。

JAEA は、できるだけ早く HTTR を再稼働するために力を尽くしている。JAEA は、HTTR の設計、建設、過去および将来の運転データベースに基づいて、原子炉物理、熱流体などのさまざまなモデルと分析方法およびコードの開発とベンチマークを行っている。これらの分野の JAEA R&D は、ATR 照射データを用いたベンチマーク活動といった CMVB 協力活動の計画を支援することが期待されている。



VHTR SSC の Michael Fuetterer 議長とすべての貢献者

第5章 方法ワーキンググループ

EMWG：経済モデリングワーキンググループ

経済モデリングワーキンググループ（EMWG）は、次の2つの経済関連の目標に対する第4世代システムの評価方法を提供するために2003年に設立された。

- ライフサイクルコストを他のエネルギー源よりも有利にすること（つまり、均等化発電原価を低くする）。
- 他のエネルギープロジェクトに匹敵するレベルの財務リスクを持つこと（つまり、商業運転時に同様の総投資コストを持つこと）。

2007年、EMWGは、2つの性能指数（GIF経済目標に対して第4世代システムを評価するための均等化発電原価と総投資コスト）を計算するためのコスト見積もりガイドラインとExcelベースのソフトウェアパッケージG4ECONsv2.0を発表した。これらのEMWGツールは、GIF技術事務局を通じて公開され、それにより、第3世代および第4世代システムの経済性評価、および水素製造などのコージェネレーションアプリケーションのEMWG方法論を示すいくつかの出版物が作成された。

G4ECONsv2.0は、国際原子力機関（IAEA）の経済ツール、つまり、原子力経済支援ツール（Nuclear Economics Support Tool：NEST）と水素経済評価プログラム（Hydrogen Economic Evaluation Program：HEEP）に対してもベンチマークされており、その結果は専門家の査読を受けた出版物に掲載されている[2、3]。ベンチマークの実施から学んだ教訓とユーザーからのフィードバック情報が、G4ECONsv2.0の改良に役立った。EMWGは、2018年10月、ユーザーインターフェースが改良された新バージョンG4ECONsv3.0をリリースした。

2016年、EMWGは、再生可能エネルギー資源のシェアを拡大しながら、新興エネルギー市場に第4世代システムを導入するための課題と機会の調査を開始した。EMWGの考慮事項は、2018年に修正され、第4世代システムの将来の展開に必要な政策と研究開発のニーズについてGIF政策グループと専門家グループに情報を提供するために、拡張された権限が組み込まれた。

2016年10月以降、EMWGは上級産業諮問パネル（SIAP）と協力して、再生可能エネルギー資源の大幅な普及を伴う電力市場での第4世代システムの展開の課題と機会を調査し、政策グループのポジションペーパーを作成した。再生可能エネルギーのシェアの増加が第4世代システムの展開の見通しに与える影響に関するEMWGポジションペーパーの要約版が、第4回GIFシンポジウムで発表され、エグゼクティブサマリーがGIF外部Webサイトに掲載された。この調査から、第4世代システムは、低炭素エネルギーシステムを導入するために、現在の原子炉と比較してより柔軟でなければならないことが分かった。また、そのような要件はすでに電力会社によって提案されている。大規模なエネルギー貯蔵およびコージェネレーションアプリケーションは、大容量の使用率を確保しながら、柔軟な給電を可能にする。したがって、適切なエネルギー貯蔵およびコージェネレーションアプリケーションを備えた原子力再生可能ハイブリッドエネルギーシステムは、発電機をフル稼働させながらグリッドからの柔軟な需要に対応し、概して、経済的に実行可能な運用を保証できる。ただし、このような柔軟性を考慮すると、第4世代システムの研究開発にさらなる要件が課せられる。

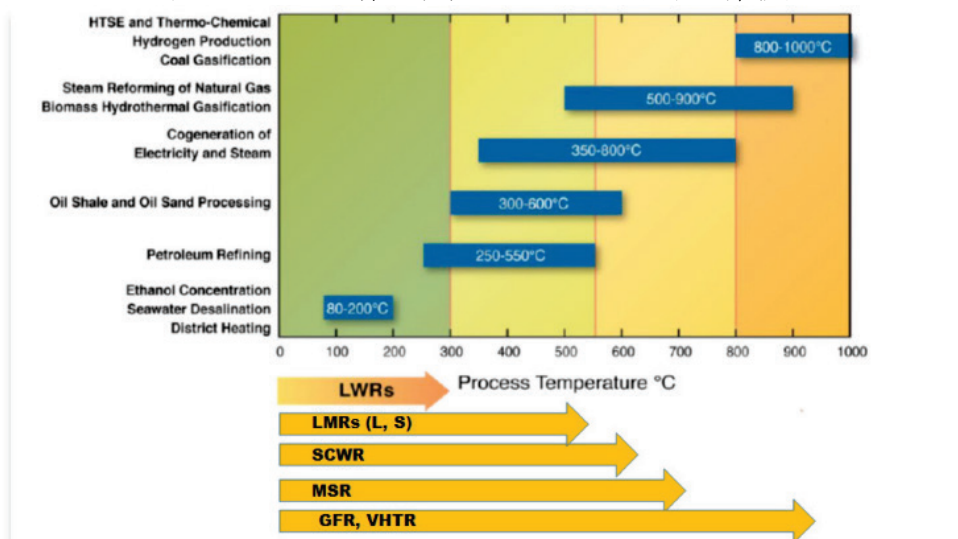
2019年の活動

2019年のEMWG活動の主な焦点は、第4世代システムの柔軟性に関する考慮事項であった。高度な第4世代原子炉は、第3世代原子炉とは大きく異なる。第4世代原子炉は、さまざまな燃料、さまざまな冷却材を使用し、より高い温度で動作するため、発電以外の用途にも適している。そのため、第4世代原子炉の柔軟性を評価するために、電力研究所（Electrical Power Research Institute : EPRI）は、拡張された柔軟性基準を開発し、第4世代システムなどの先進原子炉の技術準備性尺度（Technology Readiness Scale）を提案した。EPRIの拡張された柔軟性基準は、次の3つのサブ基準または特性のセットから成る。

- 運用の柔軟性
- 展開の柔軟性
- 生産物の柔軟性

これらを基礎として使用して、EMWGは、6つの第4世代システムの研究開発において柔軟性の側面がどの程度取り組まれているかに関する情報を収集するための質問票を作成した。その後、2019年5月にワークショップが開催され、6つのシステム運営委員会、SIAPおよびEMWGの代表者が共同で参加し、柔軟性に対するR&Dのニーズについて話し合い、分野横断的なR&Dの機会を確認した。すべての第4世代システムは、展開の柔軟性（拡張性と構築性）および生産物の柔軟性（コージェネレーションアプリケーション）の点で、第3世代システムと比較してより柔軟になるように開発されている。図EMWG1に示すように、すべての第4世代システムは出口温度が高いため、複数の産業用途に熱エネルギーを供給することができる。

図 EMWG 1. 第4世代システムの生産物の柔軟性



運用の柔軟性の評価には、多次元物理計算による検証が必要であり、これは、システムが十分に高い技術的準備レベルにまで開発された後に実施できる。EMWGは、アンケート調査と合同ワークショップの結果に基づいてポジションペーパーを作成し、システム開発者にR&Dの一部に柔軟性要件を盛り込み、6つの第4世代システムのR&Dにおける分野横断的な機会を特定する指針を提供するために、専門家グループに対する勧告事項を作成

した。EMWG は、原子力再生可能統合システムの最適化に利用できるさまざまな経済モデルの機能も文書化した。

2018 年後半にリリースされた最新バージョンの G4ECONsv3.0 に伴って、トレーニングスライドが作成され、GIF コミュニティで使用できるようになった。

最後に、EMWG は、EMWG ツールの使用、ベンチマーク、経済評価の性能指数、および再生可能エネルギーとの統合、柔軟性要件、システムコストなどの原子力の経済的実行可能性に影響を与える外部要因を含む、幅広い関連トピックを扱う GIF 外部 Web サイトの「よくある質問と回答」を作成した。



EMWG の Ramesh Sadhankar 副議長とすべての貢献者

PRPPWG : 核拡散抵抗・核物質防護の評価方法ワーキンググループ

第4世代ロードマップでは、将来の原子力システムに関する次の核拡散抵抗・核物質防護（PR&PP）の目標が定められている。

第4世代の原子力エネルギーシステムは、それらが非常に魅力的という訳ではなく、兵器に使用可能な材料の流用または盗用の最も望ましくないルートであるという確信を高め、テロ行為に対する核物質防護を高める可能性がある。

核拡散抵抗・核物質防護ワーキンググループ（PRPPWG）は、GIF PR&PPの目標に関して、第4世代原子力システムを評価するための評価方法の開発、実施、および使用の促進を行うために作られた。方法の現在のバージョンは、2011年に一般配布用にリリースされた「Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems, Rev. 6」というタイトルの文書に記載されている。

この方法は、設計者と政策立案者にとって、先進原子力システムの核拡散抵抗（PR）と核物質防護（PP）の特性を、測定と測定基準を用いて評価するための一般的で正式な包括的手法となる。そのため、評価方法を使用することで、開発サイクル全体を通じてシステム概念のPRおよびPPのロバスト性を向上させる機会が得られる。このグループのその他の主な成果物は、GIFコミュニティで利用でき、仮想的ナトリウム高速炉（Example Sodium Fast Reactor : ESFR）のケーススタディレポート、SSCと共に作成された6つのGIF原子力システムの各PR&PP特性に関する白書を含む要約レポート、およびワークショップからの一連の「よくある質問」と資料など、GIFの公開Webサイトを通じて広範に利用できる。2016年、PRPPWGは、白書を更新する必要性を評価するためにSSCにアンケートを開始した。その後、2017年4月にパリで開かれたOECD NEAでSSCとPRPPWGの合同ワークショップを開催した。PRPPWGと6つのSSC/pSSCは現在、いくつかの設計の変更と更新、およびこれらシステムのいくつかの新しい作業を反映するために、6つの白書を更新している。

最初のタスクとして、白書のテンプレートが更新された。SSCは最初に、システムの説明を更新し、2011年白書で考慮されていなかった新しい設計と設計の変更の両方を盛り込んだ。システムの説明を更新した後、PRPPWGは、SSCと協力して、検討対象の設計のPRおよびPP特性に関連するパーツの更新を開始した。各設計オプションについてのPRPPの評価は、考えられる敵対者のターゲットと適用可能な保障措置および核物質防護手法に関して、関連するシステム要素を特定することから開始され、次に、システムの応答を測定するために技術設計情報を使用して、考えられる脅威に対して設計の評価が行われる。2018年の秋、SSC/pSSCは、6つのGIFシステムの技術特性と設計開発のステータスの概要を示す最初の草稿を完成させた。2018年10月、SSC/pSSCとの特別セッションがPRPPWGの第29回会議中に開催された。共同チームのメンバーは、PR&PP白書で最新のステータスを示した。討論会では、白書内の情報のギャップが特定され、チームは2019年に白書のすべての部分に対処するための作業計画を作成した。2019年、PRPPWGは以下の活動に集中した。

- 6つのGIFシステムのPR&PPの側面に関する白書の更新において、SSC/pSSCとの共同作業を継続する。
- GIF内外の方法論とその応用を公表する。
- GIFプログラムとの関連性のために、核拡散抵抗と核物質防護の分野で関連する活動を監視する。

更新された白書の草稿は 2019 年 11 月に完成し、各白書の詳細なレビューが第 30 回会議で計画された。表 PRPP1 は、高レベルな白書の構成を示している。

この会議中、ワーキングセッションが 1 日半延長され、PR&PP 白書更新の議論と修正が行われた。6 つの GIF システムの各 PRPPWG 連絡窓口は、次のことを行う必要があった。

- 2011 年版に関する更新の理由および白書を紹介する。2011 年版に関する主な違いを明示する。
- 白書の構造と内容を説明する。全体およびセクションごとに、白書に関する議論を推進する。白書を深く掘り下げてフィードバックを得る。不足している部分を説明し、前進する方法とタイムラインを提案する。
- 調査を主導するために、分野横断的な考慮事項と可用性に関するトピックを提案する。

IAEA のオブザーバーと RSWG の代表者も会議に出席した。

表 PRPP 1. 更新された SSC/pSSC の高レベルな PR&PP 白書の構成

セクション	情報の種類
技術の概要	炉心構成、燃料の形態と組成、運転計画と燃料交換方式、未使用/使用済み燃料の貯蔵と輸送、安全アプローチと重要な機器、コンポーネントの物理的レイアウトと分離など、主要な原子炉パラメータに関するさまざまな設計オプションの説明。
燃料サイクルの概要	この第 4 世代システムとその主要な設計オプションに固有の燃料サイクルの 1 つまたは複数のタイプの高レベルな説明。リサイクル手法、リサイクル技術、リサイクル効率、廃棄物形態などの情報。
PR&PP 関連のシステム要素と考えられる敵対者のターゲット	各設計オプションについて、関連するシステム要素とその考えられる敵対者のターゲット、保障措置、および物理的安全手法の特定と説明。
核拡散抵抗の特徴	代表的な拡散のそれぞれの脅威の潜在的な利点や問題をもたらすシステム基準設計の特性を特定して議論するための SSC と PR&PP ワーキンググループが共同で開発した高レベルな定性的概要。理想的には、このセクションでは、a) 隠れた材料の転用または生産、b) ブレイクアウト戦略でのシステムの使用、および c) 秘密施設での技術の複製に対するシステムの対応を強調する必要がある。
核物質防護の特徴	PP 脅威 (a) 拡散装置または核爆発物用材料の盗難および b) 放射性妨害) の一般的なカテゴリに関する具体的な議論とともに、考えられるサブナショナルの脅威の潜在的な利点または問題をもたらすシステム設計の要素について議論するための SSC と PR&PP ワーキンググループが共同で開発した高レベルな定性的概要。
PR&PP の問題、懸念、および利点	概念とその燃料サイクルの PR&PP に関連する未解決の問題、概念の既知の強みの分野、および概念の PR&PP の統合と評価の計画のレビュー。このセクションは、システム概念に対して特定された PR&PP R&D ニーズの箇条書きリストで終了するのが理想的である。

白書チームは、レビューセッション中のコメントを組み込んだ白書の新しい草稿を作成している。チームは、2020年春までにSSC/pSSCの承認用に最終草稿を発表する予定である。対応する白書で取り上げられている6つのGIF原子炉技術のそれぞれの特性に加えて、6つすべてに共通のトピックもある。2011年白書では、いくつかの分野横断的な領域が特定されたが、更新の過程で他の領域も特定されている。分野横断的なトピックは2020年中に対処される。

2019年、PRPPWGに新しいメンバーが指名された（英国から2人の代表、カナダから1人の追加代表、韓国から2人の代理オブザーバー）。

ワーキンググループは、国内および国際的なフォーラムでのプレゼンテーションや科学雑誌での発表を通じて、GIF内外でその方法論を公表し続けている。同グループは、PR&PPに関する資料を2018年の第4回GIFシンポジウム、2018年の国際保障措置に関するIAEAシンポジウム、2019年の第41回ESARDA保障措置および核物質管理に関するシンポジウムに提供した。これらの国際フォーラムでのPRPPWGの作業、その方法論および結果の発表は、他の専門家と議論し、認識されているメリットとデメリット、および改善と協力の可能性についてフィードバックを得る機会をもたらした。

知識管理をサポートするために、グループは、主要な国際会議で発表された論文や科学雑誌の出版物の包括的なリストとなる文献目録を維持し、PR&PP方法論とGIF内外でのその応用のすべての側面をカバーしている。文献目録の2019年の改訂はほぼ完了している。

GIF内では、各グループの会議での個人的な交流によってリスクと安全性ワーキンググループ（RSWG）との協力が強化された。RSWGとPRPPWGの方法論を含んだ統合フレームワークの確立、安全性とセキュリティのインターフェースといった2つのアプローチと評価における相乗効果と補完性の特定など、2つのグループ間のさらなる議論のトピックが確認された。

PRPPWGは、IAEAとの取り組みにおいて、IAEA INPROプロジェクトおよびIAEAの保障措置部門との定期的な交流を維持している。IAEAのワーキンググループのオブザーバーは、第29回PRPPWG会議で、SSCとの特別セッションのために、第4世代原子炉の保障措置の必要性、GIF-IAEAの交流、およびIAEA INPROの更新についていくつかのプレゼンテーションを行った。



PRPP WG の Giacomo Cojazzi 副議長とすべての貢献者

RSWG：リスクと安全性ワーキンググループ

リスクと安全性ワーキンググループ (RSWG) は、6つの第4世代システムのリスクと安全性を評価するための調和のとれたアプローチと一貫した方法を提供するために2005年に作られた。RSWGは、発足以降、特定の第4世代設計トラックのR&D計画への情報提供として、GIFの安全性と信頼性の目標に基づいて、一連の幅広い安全原則、目的、および特性を提案した（安全アプローチの基礎に関する2008年のレポートを参照）。

- リスクと安全性に対処するための一貫したプロセスを確保するために、技術に中立的な統合安全性評価手法（Integrated Safety Assessment Methodology：ISAM）を開発した。
- 概念開発から基本設計およびライセンス供与までの設計サイクル全体のツールキットとして、特定の第4世代設計トラックに関するISAMの実行を支援した。
- 国際原子力機関（IAEA）、OECD/NEAの原子力規制活動委員会（Committee on Nuclear Regulatory Activities：CNRA）の先進原子炉の安全に関するワーキンググループ（Working Group on Safety of Advanced Reactor：WGSAR）、およびその他の国内規制関係者および設計者との技術的インターフェースを確立した。

RSWGメンバーシップには、現在、設計者と規制当局のフォーラムとして、カナダ、中国、フランス、日本、南アフリカ、ロシア、英国、および米国の代表者が参加している。同グループは年2回の会議を開催している。同グループにより以下が進められた。

- 福島第一原発事故から学んだ教訓を反映するためのGIF基本安全アプローチの2008年版の更新。
- GIFPR&PPおよびETTFワーキンググループとのインターフェース。
- ライセンスベースのイベントを選択し、第4世代システムに共通のシステム、構造およびコンポーネントの安全性を分類するための、技術を含むリスク情報に基づいたアプローチの開発に関するWGSARとの新しい共同イニシアチブの組織。

SSCとの進行中のRSWG協力には以下が含まれる。

- 選択した第4世代設計トラックのセルフ評価のために、その有用性を評価するISAMのパイロットアプリケーションに関する白書の作成
- 高レベルな安全設計の特性/課題の現在の状態の要約およびGIFでのシステム開発の最初の10年後の残りのR&Dニーズの概要としてのシステム安全性評価レポートの作成
- 各システムの安全設計基準の開発への貢献

2019年末までに、1つを除くすべての白書が完成し、RSWGフィードバックに基づく改訂が保留されているのはMSR pSSCのMSR白書だけである。SFR、VHTR、SCWRシステムのシステム安全性評価レポートも完成しているが、LFRおよびGFRレポートはどちらもRSWGフィードバックに基づくSSCの更新が保留されている。完成した白書とシステム安全性評価レポートは公開されており、GIF RSWG公開Webページからアクセスできる。SFRシステム（SDC-TFによって完成）以外に、安全設計基準の開発プロセスは、他の第4世代システムの準備のさまざまな段階にある。

進行中のGIF基本安全アプローチレポートの更新は、最初の発行から10年以上後に必要となった改訂を明らかにすることを目的としており、主に福島第一原発事故後の勧告事項

と要件を統合して、安全当局の期待に適合するレベルの安全性を確保することに重点を置いている。以下のために、この更新によって RSWG の取り組みも拡張され、GIF メンバーの安全アプローチを調和させている。

- 共通のビジョンに集中する。
- 設計で考慮されるプラントステータスの共通定義と、多層防御レベルとの整合性を提供する
- さまざまな多層防御レベルでの予防/緩和機能の独立性を強化する
- 実質的に排除された事故の定義と選択プロセスを明確にする

以下の 2 つの異なるレポートが作成されている。

1. 「第 4 世代原子力システムの設計と評価に関する安全アプローチ更新の基礎」。2008 年版の大幅な改訂版であるが、概要は類似している。
2. 第 4 世代システムの設計と安全性評価におけるそれらの適用性の洞察を提供するために、2011 年以降、規制当局および国際機関が発表した福島原発事故後の勧告および要件に焦点を当てることの延長として、「福島原発事故の影響および第 4 世代原子炉の安全アプローチに関する最近の規制」に関する要約レポート

GIF-WGSAR 共同イニシアチブは、ライセンスベースのイベントの選択とシステム、構造、およびコンポーネントの安全分類のためのリスク情報に基づくアプローチの開発に焦点を当てている。この技術を含むアプローチは、固有および受動的な安全機能に重点を置いて、さまざまな多層防御レベルに対応するプラントステータスの共通理解を強化し、信頼性を高め、安全マージンを改善するための決定論的手法を補うために、リスクの洞察を安全性評価および規制上の決定に組み込む構造化されたアプローチを提供することを目的としている。

これは、GIF/CNRA 共同イニシアチブとして、国際的な設計者と規制当局間の構造化された対話を促進することを目的としている。期待される結果は、次のような方法でリスク情報に基づくアプローチを適用するための重要な考慮事項に関するレポートである。

- a) 特有のさまざまな独立した規制構造を認識する柔軟さを備えた 6 つの第 4 世代システムすべてが含まれている。
- b) 既存の GIF 安全アプローチと手法（基本的な安全アプローチと ISAM など）に基づいている。
- c) リスク情報に基づくアプローチの主な構成要素、およびその実行に関するプロセスを説明する。2 年間のプロジェクトは、GIF システム運営委員会と安全設計基準タスクフォースからの調整された情報を使用してレポートを完成させてから、その後のレビューとフィードバックのために WGSAR に提示することが想定している。

RSWG は、原子力安全規制コミュニティ、国際機関、および第 4 世代原子炉システムの利害関係者との交流について GIF 政策および専門家グループに引き続き助言を行う。2019 年、RSWG は、中国が後援および主催する 1 週間の ISAM トレーニングも提供し、GIF 教育訓練タスクフォースが主催する第 4 世代のリスクおよび安全性ウェビナーを開催した。



RSWG の Tanju Sofu
議長とすべての貢献者

第 6 章 タスクフォース別レポート

ETTF：教育訓練タスクフォース

背景/考慮事項

GIF 教育訓練タスクフォース (ETTF) は、オープンな教育訓練 (E&T) を強化するためのプラットフォームとして、また第 4 世代国際フォーラムを支援する人々や組織のコミュニケーションとネットワーキングを強化するために 2015 年に発足した。タスクフォースの主な目的は、以下によって E&T を促進することに焦点を当てている。

1. 現在の訓練コースを特定して、宣伝する。
2. 他の国際的な E&T 組織との協力を確認して、協力する。
3. 第 4 世代システムおよび関連する分野横断的なトピックに特化したウェビナーシリーズを開発し、国内および国際レベルでそれらを宣伝する。
4. GIF の研究開発 (R&D) トピック、および関連する GIF E&T 活動に関する情報とアイデアを交換するために、最新のソーシャルメディア・プラットフォーム (LinkedIn www.linkedin.com/groups/8416234) を作成および維持する。

2019 年の主な成果

ウェビナーの開発は、このタスクフォースの主な活動の 1 つである。これは、若い科学者だけでなく、管理者、主要な意思決定者、および一般の人々にも先進原子炉に関する情報を提供し、予測される利点だけでなく、開発すべき重要な R&D、学んだ教訓と知識の管理と保存、現在の研究および既存のプロジェクトを紹介して、関心を高めることを目的としている。

ETTF は、ウェビナーの開発に関する科学的および技術的情報の交換を促進するために、第 4 世代システムに積極的に関与している大学および原子力組織との協力団体を設立した (表 ETTF1)。

表 ETTF 1. ウェビナーの開発に関わる組織

US Department of Energy - Office of Nuclear Energy (米国)	Université de Lille 1 (フランス)
Institute of Energy and Environment, Youngsan University (韓国)	Paul Scherrer Institute (スイス)
Commissariat à l'Énergie Atomique et aux Énergies Alternatives (フランス)	Euratom (EU)
Argonne National Laboratory (米国)	Institute of Physics and Power Engineering (ロシア)
Canadian Nuclear Laboratories (カナダ)	Ansaldo Nucleare (イタリア)
University of California, Berkeley (米国)	Kurchatov Institute (ロシア)
US Naval Postgraduate School (米国)	Brookhaven National Laboratory (米国)
Nuclear Energy Agency	SCK.CEN (ベルギー)
Idaho National Laboratory (米国)	Los Alamos National Laboratory (米国)
Nuclear National Laboratory (英国)	INET, Tsinghua University (中国)
Research Center Řež (チェコ共和国)	Japan Atomic Energy Agency (日本)
National Research Nuclear University "MEPhI" (ロシア)	Idaho State University (米国)
Colorado School of Mines (米国)	Oak Ridge National Laboratory (米国)

ETTF は、アクセスが簡単で無料であるため、ウェビナーを開催し、この最新のインターネットテクノロジーを活用して、より多くの視聴者の関心を引くことにした。したがって、第 4 世代システムの訓練を促進し、知識のある人員を確実に存在させるために、2016 年以降、先進原子炉システムと分野横断的な主題に固有のトピックに関する一連のウェビナーを作成し、一般に公開した。これらのウェビナーは、再訓練コースまたは特定のトピックのより良い理解を必要とする可能性のあるすでに人員となっている者からより一般の人々にまで興味を持たせることを目的としている。第 4 世代原子炉専門家（通常は GIF メンバー）が提供するワールドクラスのウェビナーは、多くの人々（品質保証担当者、データ検証者、技術者、マネージャー、規制当局、およびその仕事で第 4 世代原子炉の概念の理解を深める必要のある人々など）に役立つ。36 のウェビナーが開発され、記録され、GIF オープン Web サイトにアーカイブされている。GIF シンポジウム（2018 年 10 月にパリで開催）では、エレベーターピッチチャレンジ (elevator pitch challenge : EPiC) コンテストを開催し、コンテストで優勝した 3 人の優秀な学生がウェビナーでプレゼンテーションを行ったことは特筆に値する（表 ETTF 2）。米国原子力学会の冬季会議（ワシントン DC、2019 年 11 月）では、「Pitch your PhD」と呼ばれる同様のイベントが開催された。優勝者の Dr Cuddy Wiggins は、2020 年 12 月に「Development of Multiple-Particle Positron Emission Particle Tracking for Flow Measurement」というタイトルのプレゼンテーションをウェビナーで行った。

表 ETTF 2. GIF ウェビナーシリーズ (2016年9月から2019年12月)

INTRODUCTION
Atoms for Peace - John Kelly, USA Introduction to Nuclear Reactor Design - Claude Reanult, France European Sodium Fast Reactor, An Introduction - Konstantin Mikityuk, Switzerland
GEN IV SYSTEMS
Sodium cooled Fast Reactor - Bob Hill, USA Lead Fast Reactor - Craig Smith, USA Gas cooled Fast Reactor, Alfredo Vassile, France MYRRHA, An Accelerator driven System Based on LFR Technology - Hamid Ait Abderrahim, Belgium Lead Containing mainly isotope Pb-208: New Reflector for Improving Safety of Fast Neutron Reactors - Evgeny Kulikov, Russia Very High Temperature Reactors - Carl Sink, USA Supercritical Water Reactors - Lawrence Leung, Canada Fluoride cooled-High Temperature Reactors - Per Peterson, USA Molten Salt Reactors - Elsa Merle, USA Gen IV Coolants Quality Control - Christian Latge, France Czech Experimental Program on MSR Technology Development, Jan Uhlir, Czech Republic
OPERATIONAL EXPERIENCE
Desig, Safety Features and Progress of HTR-PM - Yujie Dong, China Feedback Phenix and Superphenix - Joel Guidez, France Molten Salt Actinide Recycler & Transforming System with and without Th-U Support: MOSART - Victor Ignatiev, Russia Astrid Lessons Learned - Gilles Rodriguez, France Safety Of Gen IV Reactors - Luca Ammirabile, EC Advanced Lead Fast Reactor European Demonstrator, ALFRED Project - Alessandro Alemberti, EC Russia BN 600 & BN 800 - Ilja Pakhomov, Russia The ALLEGRO Experimental Gas Cooled Fast Reactor Project - Ladislav Belovsky, Czech Republic
GEN IV CROSS CUTTING TOPICS
Energy Conversion, Richard Stainsby, United Kingdom Estimating Costs of Gen IV Systems - Geoffrey Rothwell, NEA/OECD Materials Challenges for Gen IV Reactors - Stu Maloy, USA
FUEL TYPES
General Consideration on Thorium as a Nuclear Fuel - Franco Michel-Sendis, NEA/OECD Metallic Fuels for SFRs - Steven Hayes, USA Advanced Gas Reactor TRISO Particle Fuel - Madeline Feltus, USA
SUSTAINABILITY AND FUEL CYCLE
Closing the Fuel Cycle, Mjeung Seung, Republic of Korea Sustainability, A Relevant Approach for Defining Future Nuclear Fuel Cycles - Christophe Poinssot, France Scientific and Technical Problems of Closed Nuclear Fuel in Two-Components Nuclear Energetics - Alexander Orlov, Russia
Winners of the Elevator Pitch Challenge (EPiC) contest at the GIF Symposium, Paris, October 2018
Formulation of Alternative Cement Matrix For Solidification/Stabilization of Nuclear Waste - Matthieu de Campos, France Interactions between Sodium and Fission Products in case of a severe Accident in a Sodium-cooled Fast Reactor - Guilhem Kaurio, France Security Study of Sodium Gas Heat Exchangers in Frame of Sodium-Cooled Fast Reactors - Fang Chen, France

ウェビナーは、表 ETTF 3 に示すように、2020年1月から2020年6月まですでに計画されている。

表 ETTF 3. 2020年6月までに計画されている GIF ウェビナー

2020年1月から12月までに計画されているウェビナー
Thermal-hydraulics in Liquid Metal Fast Reactors, Antoine Gerschenfeld, CEA, France (2020年1月)
SFR Safety Design Criteria (SDC) and Safety Design Guidelines (SDGs), Shigenobu Kubo, JAEA, Japan (2020年2月)
MicroReactors: A Technology Option for Accelerated Innovation, Jee Gehin (INL and DV Rao LANL), United States (2020年3月)
GIF VHTR Hydrogen Production Project Management Board, Sam Suppiah, CNL, Canada (2020年4月)
Performance Assessments for Fuels and Materials for Advanced Nuclear Reactors, Daniel LaBrier, ISU, United States
Comparison of 16 Reactors Neutronic Performance in Closed Th-U and U-Pu cycles, Jiri Krepel, PSI, Switzerland (2020年6月)

2019年8月の時点で、ライブのウェブ放送への参加者は合計1,906人で、オンラインアーカイブに記録されたウェビナーの再生回数は3,332回で、3年間で合計5,238回であった。

GIF ウェビナーの参加者には、連邦政府機関、国立研究所、さまざまな州政府機関、大学、国際機関、請負業者、商業組織などの複数の組織の代表者が含まれる。図 ETTF1 は、プレゼンテーションされた 35 のウェビナーの GIF ウェビナー参加分布を示している。ウェビナーの参加者の 35%が国際機関からの参加者であることに注目することが重要である。組織タイプの中で最も参加が多いのは、州機関の代表者である。

図 ETTF 1. 2019 年 12 月現在の 35 のウェビナーの組織タイプ

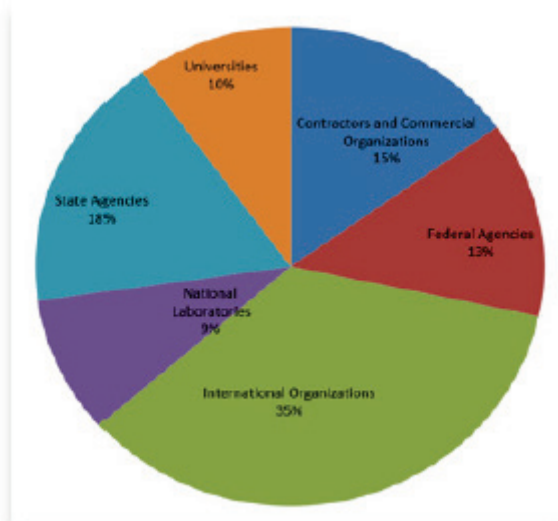


図 ETTF.2. 2019 年 7 月 1～3 日の溶融塩ブートキャンプ



2019 年 7 月 1～3 日にオランダのデルフト工科大学で開催された「Molten Salt Summer Boot Camp (溶融塩サマーブートキャンプ)」には、GIF ETTF の代表としてカリフォルニア大学バークレー校の M.Fratoni 教授が参加した。

ETTF の活動をまとめた「The GIF Webinars, Past, Present and Future」というタイトルの論文が、2019 年 9 月にシアトルで開催された国際会議 Global 2019 で発表された。こ

の会議では、Il Soon Hwang 教授と Patricia Paviet 博士が、パネルセッション「Building Next Generation Nuclear: Enabling Succession Planning to Create and Maintain a Well Educated Workforce in the Nuclear Energy Sector (次世代原子力の構築：原子力部門で十分な教育を受けたワークフォースを作成および維持するための後継者計画の実現)」で GIF ETTF を代表して参加した。このパネルは、燃料サイクルにおける将来のソートリーダーシップを推進するために、より高いレベルのスキルと主題専門家の健全で多様な人材パイプラインを維持および成長させることに関して、原子力セクターの主な課題のいくつかに取り組んだ。

このタスクフォースの実行可能性とダイナミズムを証明するこれらの優れた結果により (図 ETTF 3 参照)、2019 年 10 月の GIF 政策グループ会議で、このタスクフォースをワーキンググループに変えることが決定された。したがって、E&T タスクフォース (ETTF) は E&T ワーキンググループ (ETWG) に変わる。これにより、ウェビナーシリーズに加えて、いくつかの中期/長期的な行動をじっくり考えることになるであろう。最初の ETWG の顔合わせは 2020 年に行われ、共通の GIF 教育・訓練ビジョンについて話し合い、提案が行われる予定である。

図 ETTF3. GIF シンポジウムの 3 つの「最高の学生受賞コンテスト」の 1 つである FangChen のウェビナープレゼンテーション中の最初の ETTFSelfie イベント



ETTF の Patricia Paviet 議長とすべての貢献者

SDC-TF : 安全設計基準タスクフォース

安全設計基準タスクフォース (SDC-TF) は、2 つ目のガイドラインとなる SFR 安全設計ガイドラインレポート「Safety Design Guidelines on Structures, Systems and Components for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor Systems (第4世代ナトリウム冷却高速炉システムの構造、システム、およびコンポーネントに関する安全設計ガイドライン)」(SSC SDG)の最初の草稿を完成させ、OECD/NEA の先進原子炉の安全に関するワーキンググループ (WGSAR) と IAEA からの外部フィードバックを反映して、最初のガイドラインである「Guidelines on Safety Approach and Design Conditions of Generation IV SFR Systems (第4世代 SFR システムの安全アプローチと設計条件に関するガイドライン)」(SA SDG) を改訂した。

SDC-TF は、フェーズ I 活動の成果として 2013 年に SFR 安全設計基準 (SDC) レポートを完成させ、国際組織 (IAEA、MDEP、NEA/CNRA、および有効な SFR 開発プログラムを有す GIF 加盟国、つまり中国、EC、フランス、日本、韓国、ロシア、米国の規制機関) に配布し、それら国際組織からのコメントに基づいてレポートを修正した。SDC-TF は、レポートを修正するために、2016 年に発行された IAEA SSR 2/1 改訂 1 の多くの技術的記述を採用した。これには、TEPCO の福島第一原発事故から学んだ教訓を反映する新しい規定も含まれている。SDC-TF は、GIF 専門家グループ (EG) と政策グループ (PG) が承認した後、2017 年に改訂した SFR SDC レポートを発表した。

SDC-TF は、SDC を満たし、SFR 固有の安全問題に対処する方法に関する一連の推奨事項として、SFR 安全設計ガイドラインを作成している。SA SDG の目的は、技術的な問題を明確にし、さまざまな設計オプションと共に推奨事項を提供することにより、SDC の第4世代 SFR 設計トラックへの実際の適用を促進することである。ガイドラインでは、重大な事故の防止と軽減、実際に排除すべき状況 (熱除去の喪失に関連する問題など)、および SFR 反応度特性の考慮事項が説明されている。SDC-TF は、外部レビューを受けるために、SA SDG を NEA GSAR (NEA WGSAR の前身) と IAEA に送った。SDC-TF は、IAEA からの 23 のコメントおよび WGSAR からの 128 のコメントに対する解答を修正した SA SDG レポートに盛り込み、コメントを求めるために、2019 年に改訂版を GIF EG メンバーに送った。

SSC SDG の目的は、設計プロセスで SDC を実際に適用する際に、その設計で最高レベルの安全性を確保できるように、SFR 設計者を指導および支援することである。SSC SDG は、SA SDG の推奨事項と各 SSC 設計との架け橋となっている。さらに、SSC SDG には、SAS DG で扱われていない SDC レポートの要件を満たすための推奨事項が記載されている。SSC SDG の推奨事項には、原子炉停止機能喪失事象 (Anticipated Transient Without Scram : ATWS) に対する SFR の反応度特性を考慮した対策、および炉心の露出と崩壊熱除去機能の完全な喪失を実際に排除するための対策が含まれている。SA SDG で扱われていない推奨事項は、高温、放射線条件下での燃料と材料、およびナトリウム火災、ナトリウム-水反応、格納システムの負荷要因などのさまざまな危険に対する対策に関するものである (たとえば、図 SDCTF1 は、SSC SDG 開発に向けた検討プロセスを示している。)。SSC SDG では、炉心システム、冷却材システム、および格納システムの 3 つの基本的な安全システムが説明されている (具体的に言うと、表 SDCTF1 に記載されている SFR 固有の安全機能に関する選択された 14 の焦点が含まれている。)。SDC-TF は、第4世代 SFR システムの設計特性、および IAEA NS-G シリーズの説明、定義、およびフォーマットを参照して、推奨事項を作成した。現在の SSC SDG は主に主要コンポーネントを取り上げているが、燃料処理や燃料貯蔵システムなどの他の SSC も扱う予定である。2019 年、SDC-TF

は、外部レビューを受けるために、SSC SDG を OECD/NEA WGSAR および IAEA 原子力部門に送った。

世界中で開発されている次世代の先進 LMFR に関しては、GIF と IAEA は、安全アプローチ、安全要件、SDC、および SDG の調和に共通の関心を持っている。これは、特に 2011 年の TEPCO の事故後、重要なトピックになった。それにより、原子力の安全性への注目が高まり、現在稼働中の既存の原子炉と新しい設計の原子炉の国際的な枠組みの重要性が高まっている。2010 年以降、GIF-IAEA 協力の枠組みの中で、SFR の安全性に関する合同 IAEA-GIF 技術会議は 8 回開催されている。SSC SDG は、2019 年 3 月にウィーンで開催された第 8 回 IAEA-GIF ワークショップで発表された。

図 SDCTF 1. SSC SDG の検討プロセス

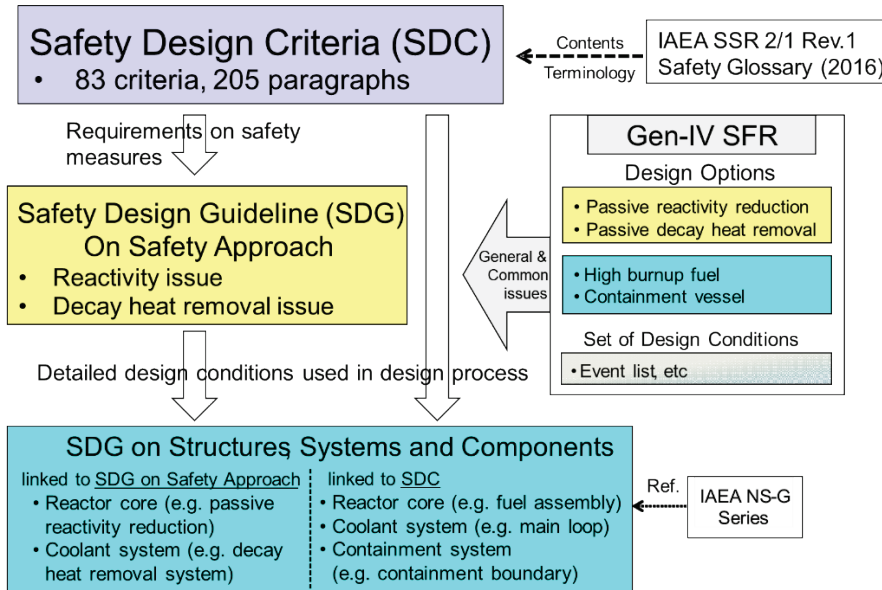


表 SDCTF 1. SFR 固有の安全機能

システム	安全機能	焦点	SDC	安全アプローチに関する SDG
原子炉の炉心システム	炉心燃料の完全性維持	1. 高温、高内圧、高放射条件に耐える燃料設計	✓	
		2. 炉心の冷却性を維持する炉心設計	✓	✓
	反応度制御	3. 稼働中の原子炉の停止	✓	✓
		4. 固有の反応度フィードバックと受動反応度低減を用いた原子炉停止	✓	✓
		5. 炉心損傷事故時の重大なエネルギー放出の防止 (炉容器内終息)	✓	✓
冷却システム	コンポーネントの完全性維持	6. 高温および低圧条件に耐えるコンポーネント設計	✓	
		7. カバーガスとその境界	✓	
	一次冷却システム	8. 原子炉レベルを維持するための措置	✓	✓
		9. ナトリウム漏えい対策	✓	
	ナトリウムの化学反応対策	10. ナトリウム-水反応対策	✓	
		崩壊熱除去	11. ナトリウムの自然循環の適用	✓
	12. 信頼性の維持 (多様性と冗長性)		✓	✓
格納システム	設計概念と負荷率	13. 封じ込め境界の形成とその負荷	✓	
	閉じ込め境界	14. 二次冷却システムの封じ込め機能	✓	

SDC-TF は、以下に記載する SFR 安全文書を作成し、そのミッション(これらは現在レビュー中である) のほとんどを正常に完了した。

- 第 4 世代ナトリウム冷却高速炉システムの安全設計基準
- 第 4 世代ナトリウム冷却高速炉システムの安全アプローチと設計条件に関する安全設計ガイドライン
- 第 4 世代ナトリウム冷却高速炉システムの構造、システム、およびコンポーネントに関する安全設計ガイドライン

残りのトピックについて議論するために、SDC-TF メンバーは SDC-TF が GIF PG 会議(2019 年 10 月、中国威海市)で RSWG に参加することを GIF PG に提案し、PG はそれを承認した。SDC-TF メンバーは、2020 年 4 月の RSWG 会議から新メンバーとして RSWG に参加する。



SDC-TF の Shigenobu Kubo 議長とすべての貢献者

AMME TF : 先進製造・材料工学タスクフォース

背景

将来の第 4 世代原子炉の配備には、従来の原子炉構造材料と改良された材料設計の両方をうまく利用し、コストや時間を削減できる最新の先進製造技術を利用する必要がある。ただし、ほとんどの原子力設計コードは、通常、適格な材料とプロセスのみを使用できることを規定する規則哲学による設計を利用している。新しい材料または新しい製造プロセスを認定することは、長くて曲がりくねったプロセスである可能性があり、それに伴う長いリードタイムは、産業規模での新しいまたは最適化された材料およびプロセスの市場参入に対する事実上および結果的な障壁を生み出す。

まとめると、これらの問題は、第 4 世代原子炉の市場参入、および 6 つの第 4 世代原子炉システムに利益をもたらす材料と製造ソリューションの開発に対する障壁となる。さらに、先進製造の開発は、イノベーションを阻害し、展開を妨げる可能性がある新しい材料と方法を設計コードに導入する能力よりも早期に行われている。GIF の先進製造・材料工学タスクフォースは、共同研究開発を利用して、第 4 世代および同等の先進原子炉の配備までの時間を短縮できるようにそのような先進技術を可能にする方法を調査するために設立された。

タスクフォースの当初の主な目的は、以下によって、先進製造・材料工学における GIF の分野横断的な活動の実現可能性の評価を実施することであった。

- 高い技術成熟度レベル(Technology Readiness Level : TRL)までの先進材料・製造ソリューションをサポートする GIF の分野横断的な活動における、GIF 加盟国内の研究機関と原子力会社の関心进行评估する。
- GIF 加盟国のリードおよび SME の先進原子炉企業を直接関与させるための明確に特定されたメカニズムを備えた柔軟でアクセス可能なアプローチを開発および適用する。
- R&D 分野とイニシアチブの優先リストを作成する。
- このトピックに関するこのような協力のメリットと難しさを特定し、今後の可能性のある方法を特定するための白書を作成する。

運用

タスクフォースは、GIF 加盟者で構成されている。その最初の活動は、原子力産業の関係者に手を差し伸べるメカニズムを特定することに焦点を当てていた。そのため、次の仮説は、寄せられた意見から試験を行い、立てられた。

「世界中にクリーンエネルギーを提供する先進原子炉システムの開発は、先進製造技術と技術の開発における国際協力から利益を得ることができる。」

調査は、Survey Monkey (www.surveymonkey.com) を使用して行われ、仮説を試験するためのデータを取得した。この調査は、タスクフォース、専門家グループ、運営委員会の代表者からの意見から特定された、200 を超える関連する原子力業界の窓口に送られた。

次の利害関係者グループの代表者

- 先進原子炉技術の設計者と開発者
- 研究機関および国立研究所
- 大学の原子力研究部門
- 安全当局
- 原子力産業の製造業者と供給業者
- コードと標準化組織
- 原子力産業政策および事業者団体

返信は 50 件弱であった。匿名で調査することも可能であったが、ほとんどすべての回答者がフォローアップを容易にするために連絡先情報を提供した。このデータからは、回答者の内訳が次のとおりであったことが示されている。

- 研究機関と国立研究所 46%
- 先進原子炉技術の設計者および開発者 33%
- 原子力産業の製造業者および供給業者 15%
- 大学の原子力研究部門 8%
- 原子力産業政策および事業者団体 5%
- コードと標準化組織 3%

嬉しいことに、10 ヶ国の GIF 加盟国からも回答があった。

調査全体を踏まえると、多くの明確なメッセージが浮上した。コードの確立と規制当局の承認の所得に協力することへの強い支持があった。回答者の 90%は、コードおよび標準化組織による承認を先進製造の採用に対する最大の障壁と見なしている。また、この問題に対処するために協力して最善を尽くす方法についても明確に好み分けられた。ワークショップや会議への参加に全面的に関心を持っているが 87%、共同研究開発の機会を追求することにも大きな関心があるが 59%で、現時点での先進製造への投資にはさほど関心がないが 26%で、バランスが取れている。これを踏まえると、回答者の関心はその組織の方向性と一致している。大学はさらなる R&D を支持したが、ほとんどは投資することは望んでいなかった。

関心のある分野と優先順位に関する特定の質問への回答からは、コミュニティのニーズと関心に対する重要な洞察が得られた。関心が最も高いコンポーネントの種類に対しての質問では、燃料被覆、燃料集合体、原子炉内部および熱伝達システム（例えば、IHX、蒸気発生器の管など）の関心が高く、原子炉圧力容器の関心は低いという同等の意見を得た。最大の価値があると思う先進製造技術についての質問では、被覆、コーティングおよび表面改質技術が最も支持が高く、次に、溶接と接合および金属積層造形、そして製造後の処理技術と新しい建設手法の支持が高かった。実際、記載した技術の 143 の個別評価のうち「低い」または「非常に低い」とみなされたのは 21 だけであり、事実上すべての先進製造方法が有利な方法であると考えられていた。

前述のとおり、先進製造の採用の最大の障壁は何かという質問では、コードおよび規制機関による承認と挙げたのが 90%であった。その他の主な懸念事項は、先進製造技術の質およびまたは成熟度に関する不確実性に集中していた。興味深いことに、コストは中程度の問題として考えられており、従来の原子力サプライチェーンに代わるものへのコミュニティへの関心の高まりが示された。

先進製造が国際的に受け入れられる最善の道筋は何かという質問では、明確な意見の一致があった。主な障壁が規制機関による受け入れと考えられていたことを踏まえると、実際の使用で、実証と併せた試験と材料性能の組み合わせが圧倒的に一番の支持を得たことは驚くべきことではない。これに続いて、コードと標準および先進製造 R&D の組み合わせが高かった。

予想通り、コードと標準での協力は、製造業者、コードと標準化組織、および業界団体が最高と評価し、R&D での協力は、研究機関と国立研究所が最高と評価した。重要なのは、実際の使用での実証をすべての利害関係者、中でもコードや標準化組織が支持したことである。

結論（または次のステップ）

調査の結果は、GIF 加盟国の研究機関と原子力会社の両方が、先進材料・製造ソリューションを高い技術成熟度レベル（TRL）までサポートする積極的な協力を非常に高い関心を持っていることを示している。

そのことから、AMME タスクフォースは、その活動に優先順位を付け、先進製造のファイル内の共同 R&D を使用して先進原子炉システムの展開までの時間を短縮する方法を調査するために設計された国際ワークショップの提供に集中した。

AMME タスクフォースの先進製造ワークショップを GIF RDTF が主催する別の GIF ワークショップと組み合わせて、うまく活動している。両ワークショップを 2020 年 2 月 18～20 日にパリの NEA で開催できるようになった。AMME ワークショップの構成は以下のとおりである。

Tuesday 18 February	GIF AMME Workshop on Advanced Manufacturing DAY 1
0900 - 0910	Welcome and opening remarks Sama Bilbao y Leon
Session 1 – Overview of workshop	
09:10 - 09:30	Introduction on the opportunities and challenges of advanced manufacturing, overview of AMME Task Force, purpose of workshop: Why we are here! <i>Lyndon Edwards, ANSTO, Australia</i>
09:30 - 10:00	The nuclear supply chain; past, present and future <i>Andrew Storer, NAMRC, UK</i> (20mins+10 min discussion)
10:00 – 10:30	Morning Tea
Session 2 – Advanced Manufacturing Technologies	
10:30 - 11:00	Additive manufacturing in the nuclear supply chain <i>Kurt Terrani, ORNL, United States</i> (20mins+10 min discussion)
11:00 – 11:30	Innovative fabrication in the nuclear supply chain <i>Dave Gandy, EPRI, United States</i> (20mins+10 min discussion)
11:30 - 12:00	Advanced surface coatings in the nuclear supply chain <i>Alfons Weisenburger KIT, EU</i> (20mins+10 min discussion)
12:00 – 12:30	Panel Discussion (Presenters) led by Moderator (tbc)
12:30 - 14:00	Lunch
Session 3 – National Advanced Manufacturing Activities	
14:00 – 14:20	Advanced Manufacturing collaboration in the United States <i>Isabella Van Rooyen/Mark Messner, DoE,</i> (15mins+5 min discussion)
14:20 – 14:40	Advanced Manufacturing collaboration in the EU <i>Lorenzo Malerba, CIEMAT, EU</i> (15mins+5 min discussion)
14:40 - 15:00	Advanced Manufacturing collaboration in France <i>Eric Abonneau, CEA, France, EU</i> (15mins+5 min discussion)
Session 4 – Group Activity	
15:00 – 17:00	Split into 3 or 4 groups, which undertake following activities led by Moderator/Rapporteur a. identify potential collaborative AMME activities/projects b. analyze each identified area of collaboration (SWOT analyses?) c. prioritization of identified areas/ideas d. agree communication for Rapporteur to give to meeting (can develop presentation overnight)
17:00	End of Day 1
Wednesday 19 February	GIF AMME Workshop on Advanced Manufacturing DAY 2
Session 5 – Group Reporting and Meeting Outcomes	
09:00 - 10:30	Communally undertake following activities: a. Rapporteurs from each group presents group output b. Overall prioritization of potential collaborative AMME activities/projects c. Identification of next steps and way forward
10:30	End of Meeting



AMME TF の Lyndon Edwards 議長とすべての貢献者

RDTF : R&D インフラストラクチャ・タスクフォース

R&D インフラストラクチャ

R&D から実証、展開までの今日の研究インフラストラクチャのニーズには、主要な科学機器、科学的コレクション、構造化された情報、ICT ベースのインフラストラクチャが含まれる。これらは単一の場所にあるか、いくつかの国に分散している。GIF 加盟国は、インフラストラクチャに関連するさまざまな問題に直面しており、その多くは世界的に独特で、地域的に分散している。省庁から研究者や産業界に至るまで、多くの利害関係者が関与している。また、電子インフラストラクチャの使用が根底にあり、その使用が増えている。これらは、基礎研究と産業との交流の機会をもたらすが、それでも困難である。公的および私的資金は常に不足しているようであり、単一の国だけでは大規模な研究インフラストラクチャを備える最小必要量または規模が得られない。幅広く国際レベルで協力することが本当に必要である。システムの概念的/詳細な設計と分析の実質的な研究開発と実証 (RD&D) が必要である。研究インフラストラクチャおよび施設の改修および/または建設は、ますます複雑で費用がかかるものになっている。最新の R&D ニーズとインフラストラクチャのマッピングを特定することにより、既存の施設の共有使用を計画し、他の施設の開発に着手する機会が得られる。最も重要な優先事項は、燃料サイクル、燃料と材料の照射、原子炉の安全性、専用ループ、モックアップと試験施設、高度なシミュレーションと検証ツール、インフラストラクチャへの国境を越えたアクセス、科学者とエンジニアの E&T と知識管理 (Knowledge Management : KM) の分野である。GIF メンバーは、新世代の原子炉を再び迅速に前進させられるレベルまで、世界中の原子力 RD&D インフラストラクチャの協調的な活性化を強く支援する。

背景/考慮事項

背景 : 2017 年 4 月 13~14 日にフランスのパリで開催された第 43 回 GIF 政策グループ (PG) 会議で、R&D インフラストラクチャに関する新しいタスクフォース (TF) を設けることが決定された。PG は、テクニカルディレクター (TD) に、外部協力を担当する PG 副議長および技術事務局 (Technical Secretariat : TS) と協力して、GIF R&D インフラストラクチャ・タスクフォース (GIF RDTF) の考慮事項 (Terms of Reference : ToR) を作成するよう指示した。このタスクフォースは、短期間 (2 年未満) でその目標を達成し、2018 年 10 月に開催された GIF シンポジウムを最大限に活用することが期待されている。

目標 : 目標は、安全性とセキュリティの目的を達成するための活動を含め、第 4 世代コンポーネントおよびシステムの開発、実証、および認定に必要な重要な R&D 実験施設を特定することである。この目標のために、タスクフォースは 2018 年 10 月の GIF シンポジウムに関するプレゼンテーションと資料を作成する必要がある。

もう 1 つの目標は、GIF パートナー間の共同 R&D 活動のために実験施設の利用を促進することである。この目標のために、GIF 加盟国の関連する R&D 施設へのアクセスを得るための、組織の連絡先を含む既存のメカニズムとアプローチを特定する。この情報は、GIF Web サイトで GIF 参加者が利用できるようにする必要がある。

組織 : 各第 4 世代システム運営委員会および暫定運営委員会 (SSC および pSSC) は、GIF RDTF の代表者を 1 人指名した。タスクフォースは、テクニカルディレクター (TD)、

レビュー、質と完全性のために専門家グループ (EG)、および政策グループ (PG) に報告を行う。GIF RDTF のメンバーは、必要に応じて、電話会議や GIF EG/PG の会議の場を利用して、会議を開く。2018 年 2 月にパリで開催された OECD/NEA での最初の会議から、議長と 2 年間の作業計画が合意された。これにはマイルストーンと成果物が含まれ、インフラストラクチャの分野で IAEA と NEA の関連作業を最大限に活用することが推奨された。パリで開催された 2018 年 10 月の GIF シンポジウムでの発表に間に合うように、最初の目標が達成された。2019 年春までに当初計画されていた 2 番目の目標は延期され、GIF RDTF の 2 つの目標が完了すれば、SSC と pSSC が、2020 年半ば以降の作業の進展に伴い、インフラストラクチャのニーズとアクセス手法の認識を維持すると思われる。

2019 年の成果

前述のニーズに応じて既存の実験施設を特定すると、いくつかのギャップが浮き彫りになった。計画された実験インフラストラクチャの構築、GIF 加盟国外での実験インフラストラクチャの利用可能性が議論された。

また、GIF SSC (または pSSC) および EG グループの緊密なサポートを受けて、既存の IAEA および NEA データベース (新設のインフラストラクチャまたは施設を含む) の更新を提案する機会もあった。タスクフォースは、以下と共に、GIF 加盟国の最新の関連する更新情報と R&D ニーズの見通しから恩恵を受けた。a) 液体金属冷却高速中性子システム施設の支援施設の IAEA データベースとその最新の概要、b) 先進原子炉情報システム (Advanced Reactor Information System : ARIS)、c) 研究炉データベース (Research Reactor database : RRDB)、d) OECD/NEA の研究試験施設データベース (Research and Test Facilities DataBase : RTFDB)、e) SFR、GFR および現行及び先進原子炉のための支援施設 (Support Facilities for Existing and Advanced Reactors : SFEAR) に関する OECD/NEA の先進実験施設タスクフォース (Task Group on Advanced Experimental Facilities : TAREF)、f) 原子力システムの開発に必要な知識と施設 (例えば、先進原子炉イニシアチブとネットワークアレンジメント (ADvanced Reactor Initiative And Network Arrangement : ADRIANA) を構築するための国際協カイニシアチブと共同プロジェクト (例えば、IAEA CRP、ICERR、NEA 共同プロジェクト、NEST、NI2050、EU/Euratom プロジェクト)。

安全性研究のニーズを特定および対処し、主要な規制問題を特定および解決するために、2018 年 10 月から先進原子炉 WGSAR の安全性に関する NEA ワーキンググループとの交流を開始する機会が持たれた。

IAEA の液体金属冷却高速中性子システム (Liquid Metal-cooled Fast Neutron Systems : LMFNS) データベースの更新は、1 月の技術会議および 3 月末までの合同ワークショップの開催、また、その後数ヶ月間のケースバイケースの更新により、2019 年を通じて行われた。要約すると、LMFNS は次のように更新された。a) 43 の施設が更新された (22 の LFR 施設と 21 の SFR 施設)、b) 34 の新規施設が追加された (16 の SFR 施設と 18 の LFR 施設)、c) 現在の LMFNS オンラインカタログには 180 の施設が含まれている (86 の SFR、80 の LFR、および二重用途の 14 の施設)。IAEA LMFNS オンラインカタログは、<https://nucleus.iaea.org/sites/lmfns> で公開されており、2019 年 8 月からオンラインになっている。新しい更新情報を受け付けており、オンラインカタログに反映される。

同様に、ガス冷却炉技術および実験施設 (GCR および HTR) データベースの知識保存に

関する IAEA 技術会議が 2018 年 12 月に設置された。IAEA および GIF RTDF メンバーは、特定された約 115 の施設の編集に尽力した。データベース「GCR と HTR」は 2019 年に作成され、品質チェックが行われており、データベースは 2020 年半ばまでに利用可能になると思われる。そのため、GIF RDTF 参加者は、このような既存のデータベースの更新情報を受け付けている。IAEA は 2 年ごとに情報を更新するはずである。GIF 政策グループも参加し、完全な支援を提供する必要がある。

専用の GIF RDTF レポートが 2019 年に作成され、威海市 (CN) で開催された GIF EG/PG 会議で発表された。次の 3 つの主要セクションを完成させる必要がまだある。a) セクション IX - 分野横断的な R&D インフラストラクチャ、b) セクション X - 共同 R&D 活動のメカニズムとアプローチ、c) セクション XI - 主な推奨事項。目標は、2020 年 5 月までに、以下のワークショップの主な推奨事項も統合して、EG メンバーによるレビューに利用できる完全なレポート草稿を作成することである。

2020 年 2 月 18～20 日にフランスの Boulogne-Billancourt で、OECD/NEA による SMR 販売業者やサプライチェーン SME を含む原子力産業との GIF 国際ワークショップが開催された。ワークショップは前半、先進製造に専念した (AMME レポートを参照)。ワークショップの後半は、R&D インフラストラクチャのニーズと機会に関するものであった。これには次の討論が含まれていた。：民間部門との関与、第 4 世代システムに関する民間部門と公共部門間の協力の機会の特定、産業界および GIF の代表者を集めたネットワーキングカクテル、政府機関と産業界の協力の例、民間部門の見解、SMR の展望。GIF 政策グループ議長の Hideki Kamide 氏は、産業界、規制当局、GIF 加盟国および OECD/NEA の代表者とともにワークショップを締めくくった。

結論（および/または次のステップ）

結果からは、GIF 加盟国内の研究機関と原子力会社の両方がワークショップで GIF メンバーの組織を支援する積極的な協力を非常に大きな関心があることが示されている。2020 年の主な目標は、GIF RDTF レポートと関連するデータベースの更新を完成させることである。今後の方向性については、2020 年 5 月にオーストラリアのシドニーで開催される EG/PG 会議でも話し合われる。

GIF workshop on R&D infrastructures needs and opportunities

Wednesday 19 February 2020

- 11h00 - 11h15 Welcome
 - Welcome by Roger Garbil, Euratom, DG RTD, Chair of the GIF R&D Task Force and Sama Bilbao y Leon, NEA
- 11h15 - 12h30 Engaging with the private sector - Round Table

Moderator: Sama Bilbao y Leon

 - R&D challenges for Gen IV systems, Gilles Rodriguez, CEA (GIF Technical Director)
 - GIF R&D infrastructures and large scale experimental programmes, Roger Garbil
 - GIF Advanced Manufacturing initiative, Lyndon Edwards
 - Regulatory challenges to license Gen IV systems, Raj Isyengar, Chief of the Component Integrity Branch, NRC's Office of Research
- 14h00 - 16h00 Identification of collaboration opportunities between private and public sectors for Gen IV systems
 - 14h00 - 14h10 Introduction - Roger Garbil, Euratom, DG RTD, Chair of GIF R&D TF
 - 14h10 - 14h30 Example of a LWR-based Advanced Reactor development programme

Moderator: Sang Ji Kim

 - Fredrik Vrabäck, GE-Hitachi, BWRX300
 - Richard Wain, UK SMR, Rolls Royce
 - Jean-Michel Ruggieri, Program Manager, SMRs, CEA, NUWARD Project
 - Sang Ji Kim, SMART Technology Development Division, KAERI, GIF EG member
 - Marieta Kiykova, Project Manager, CVR, SSC SCWR co-Chair
 - 14h30 - 15h00 Molten Salt Reactors (MSR)

Moderator: Stéphane Bourg

 - David Leblanc, President and CTO, Terrestrial Energy
 - Stéphane Bourg, CEA, GIF SSC Chair
 - Lou Martinez Saucha, CIO Kairos Power FHR (KP-FHR)
 - Victor Ignatiev, IPPE, MOSART project and related infrastructures
 - Jan Uhlig, Update on PuPr cooperation in CZ
 - 15h15 - 15h45 Liquid Metal Reactors (SFR and LFR)

Moderator: Alessandro Stemberni

 - Fausto Franceschini, Westinghouse LFR,
 - Alessandro Stemberni, ANSALDO Nucleare, LFR SSC Chair,
 - Jean-Marie Hany, Framatome, SFR,
 - Ilya Pukhachev, Head of Laboratory, Russian Federation, Institute for Physics and Power Engineering (IPPE)

- 15h45 - 16h15 Gas-cooled High Temperature Reactors (HTR)

Moderator: Lyndon Edwards

 - Jean-Marie Hany, Framatome, US SC-HTGR program
 - Dominique Hittner, USNRC
 - Karl-Fredrik Nilsson, EU/Euratom JRC, Chair HTR SSC

- 16h15 - 16h45 Cross-cutting topics, non-electric applications

Moderator: Taiju SHIBATA

 - John Jackson, INL, National Reactor Innovation Center,
 - François LE Naour, CEA
 - Taiju Shibata, JAEA
 - Abderrahim Al Mizouzi, EDF

- 16h45 - 17h30 Wrap-up and lessons learnt (Tech Director + Moderators)
 - All the moderators - Need to 2 bullet points + ½ page reporting

- 17h30 Networking Cocktail - GIF and Industry
 - Making connections and fostering exchanges among GEN-IV systems and cross-cutting topics between Public / Private sectors, R&D Organisms / Industry, R&D platforms.

Thursday 20 February:

- 9h00 - 11h00 Examples of collaboration between Governmental organisations and industry
 - Welcome by GIF Vice Chair on R&D Collaboration, Jong-Hyuk Bae, KAERI
 - Panel discussion - Moderator: Gilles Rodriguez
 - Gilles Rodriguez, (on behalf of the CEA's Sodium School Director)
 - John H. Jackson, Acting Director, Gateway for Accelerated Innovation in Nuclear (GAIN)
 - Tatiana Ivanova, FIDES projects to address post-Halden situation / OECD
 - Stefano Monti, IAEA
 - Raj Isyengar, Chief of the Component Integrity Branch, NRC's Office of Research
 - Stephen Bushby, Atomic Energy of Canada Limited
 - Iuliu Kistina, Director, Institute for Physics and Power Engineering (IPPE)
- 11h30 - 12h30 Views from the Private Sector, an Outlook for SMRs

Moderator: Stefano Monti

 - Fausto Franceschini, Westinghouse LFR,
 - Lou Martinez Saucha, CIO Kairos Power FHR (KP-FHR),
 - David Leblanc, President and CTO, Terrestrial Energy,
 - Robin Masley, VP SMR Technology, Quanta Power Generation,
 - Raj Isyengar, Chief Component Integrity Branch, NRC's Office of Research,
 - Dominique Hittner, USNRC,
 - Richard Wain, UK SMR, Rolls Royce
 - Fredrik Vrabäck, GE-Hitachi, BWRX300,
 - Arkady Karneev, Rosatom Western Europe
- 12h30 - 13h00 Workshop conclusions

GIF Policy Group Chair Hideki Kamide, representative of industry, representative of regulator, representative of OECD/NEA
- 13h00 Closing of the Workshop



RDTF TF の Roger Garbil 議長とすべての貢献者

第7章 市場と産業界の展望/SIAP レポート

市場の問題

2000年に第4世代国際フォーラム（GIF）が設立されて以来、市場の状況は進化し続けており、第4世代概念のユーザーと開発者の間で共通の関心事となっている。この意味で、上級産業諮問パネル（SIAP）は、GIF活動を実行するための最も適切な方法を特定することを目標として、市場環境に関連するコアドライバー（推進力）、機会、および制約をよりよく理解するために積極的に取り組んできた。これは常に、システム運営委員会（SSC）の議長およびタスクフォース（TF）と緊密に連携し、GIF政策グループ（PG）のメンバーの指導の下で行われている。

2015年のパリ協定の締結後、多くの国が経済活動に関連するCO₂排出量を削減するための主な取り組みを開始した。この数年の電力セクターの脱炭素化の取り組みのほとんどは、風力や太陽光発電などの可変エネルギー資源（Variable Energy Resource : VRE）の大規模な容量追加に向けられた。国際エネルギー機関（IEA）が最近示したように³、低炭素電力の需要は2040年までに増加する予定であり、気候変動への取り組みを満たすためには、すべての低炭素技術の活用が必要になる。たとえば、IEAが設定した持続可能な開発シナリオによると、原子力発電容量は今日のレベルと比較して60%増加するはずである⁴。しかし、いくつかの問題は、原子力発電の開発を遅らせる原子力の経済的論理的根拠に課題を与えている。

VREのコストは着実に減少しており、現在の電力システムにこのタイプの技術をさらに普及させることが可能である。この傾向は、安価で豊富な化石燃料（特に米国の場合）と相まって、均等化発電原価（Levelized Cost Of Energy : LCOE）ベースでの原子力プロジェクトの収益性を損ねている。同時に、1990年代以降の原子力施設の新規建設の長期休止の影響もあり、最近の原子力プロジェクトは、OECD加盟国で予定通りに予算内で実施することが困難であり、投資家はその高いリスクを認識している。

その一方で、VRE資源の導入が電力システムを形成しており、新しい機会が出現していることを強調することも重要である。断続的な発電と大規模な貯蔵ソリューションの欠如を踏まえると、給電の特性の価値はさらに高い。分散型電源も勢いを増している。さらに、エネルギーシステムの脱炭素化には、家庭用および工業用プロセスの低炭素発熱、または水素の大量製造も含まれる。

これらすべての側面は、2019年5月にバンクーバーで開催された柔軟性に関するGIFワークショップで調査された。このイベントには、さまざまな第4世代システムの柔軟性を評価することを目的として、経済モデリングワーキンググループ（EMWG）、SIAP、およびSSCのメンバーが集まった。SIAPにとってこのイベントは、第4世代システムの柔軟性とハイブリッドシステムに関連する機会に重点を置いて、2018年のSIAP指令（charge）の主な結果をGIFコミュニティと共有する良い機会となった。ワークショップでは、すべての第4世代概念に、負荷追従、拡張性、発熱、水素製造の観点から、新たなエネルギー市場のニーズを満たすための重要な柔軟性があることを確認した。技術成熟度レベル（TRL）

³ World Energy Outlook 2019, www.iea.org/reports/world-energy-outlook-2019

⁴ Tracking Clean Energy Progress 2019, www.iea.org/reports/tracking-power-2019/nuclear-power

が低い技術は、設計の観点から制約を緩和できるため、最もポテンシャルが高い。さまざまな柔軟性を得られるオプションにより、第4世代システムをより不確実で激動のエネルギー市場によりよく適応させられる可能性がある。しかし、第4世代設計に柔軟性を持たせるにはコストがかかる可能性があり、適切な市場設計によって適正に補う必要がある。

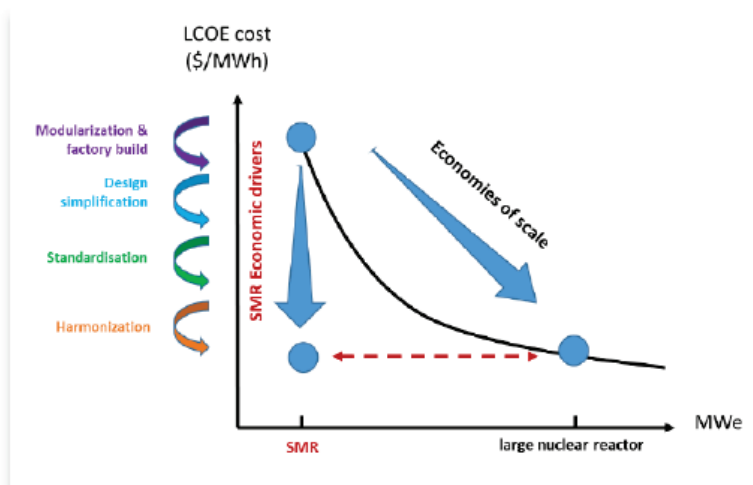
これに関連して、小型モジュール炉（SMR）は、現在の市況においてより魅力的なビジネスケースを提供する可能性があるため、原子力産業の注目を集めている。SMRは、直列の経済性（または直列効果）を最大化するために、設計によってさらに高度なモジュール化および標準化し、工場ベースの建設を統合した原子炉で、出力は10MWeから300MWeである。その後、さまざまなモジュールを敷地内で輸送および組み立てることができるため、建設時間が予測しやすく、時間の節約にもつながる。より最近では、販売会社が、出力が10MWe未満で、半自律的な運用が可能で、より大きなSMRと比較してさらに輸送性が高いマイクロモジュール炉（Micro Modular Reactor：MMR）を提案している。

他の条件の中でも、直列効果は特に、SMRの経済的競争力において中心的な役割を果たす。実際、このタイプの原子炉のサイズが小さいと、LCOE（規模の不経済）の観点からかなりの経済的不利益が生じる。モジュール化、簡素化、標準化、および調和の累積効果は、規模の不利益を補償するために必要な直列効果を促進し、SMRの経済的パフォーマンスを改善させられる可能性がある。この効果を以下に示す。SMRの経済的推進力の可能性は、他の業界（航空など）での経験によって裏付けられている。それでもなお、SMR技術に関するさらなる経験的証拠が必要である。このプロセスでは、SMRの大規模な展開を可能にするグローバル市場へのアクセスが不可欠になる。

LCOEの問題に加えて、SMRの価値ある提案には、オフグリッド/リモートエリアへのアクセスや非電氣的応用などの固有の特性も含まれている。財政的な観点から、SMRは、主に大型原子炉と比較して全体的な資本支出が少ないため、魅力的な投資となる可能性がある。これは、個人投資家がリスクの低い資本に投資できるようになり、SMRがさらに手頃なオプションになる可能性があるという

ことを意味する。また、これは新しい資金源を引き付け、資本コストを下げる可能性もある。モジュールを段階的に追加できる能力は、特に突然の市場の変化において、さらなる財務上の柔軟性をもたらす。さらに、建設期間が短いほど、投資回収期間が短くなる可能性がある。

IAEAによると⁵、さまざまな技術とライセンス供与準備レベルで開発中のSMR概念は50を超えている。これらの概念の約50%は、先進小型モジュール炉（ASMR）とも呼ばれ



⁵ Advances in Small Modular Reactor Technology Developments 2018
https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2018.pdf

る第4世代の概念である。中国では、高温ガス冷却炉の200MWeモデルであるHTR-PMが建設中である。ライセンスプロセス中のものもある。これらのプロジェクトのほとんどでは、GIF加盟国政府によってある程度支援されている場合であっても、民間部門の関与が増加している。

米国やカナダなどの国では、SMRの市場投入までの時間を短縮するための政策とライセンスフレームワークの開発が大幅に進められている。しかし、製品化させるには、いくつかの課題を克服する必要がある。現在、ASMRにはさまざまな種類がある。これはチャンスと課題の両方を表している。短期的には、モジュール工場を構築するために必要な後続の投資をトリガーするだけでなく、最もパフォーマンスの高い概念を選択するためにも、最初の実証炉の役割が重要となる。第3、第3+および第2世代軽水炉で開発された経験に大きく頼っている現在のライセンスフレームワークを再検討するには、さらなる努力が必要である。同時に、政策の枠組みと国際協力を可能にすることは、新しい原子炉の概念をタイムリーに展開するための重要な要素であり続けるであろう。

SIAPの2019年指令と反応

SIAPは2019年7月、セクション6.1で解説されている市場と産業の状況、特にASMRエコシステムに関連する状況に基づいて、GIFが民間のASMR販売会社との交流をどのように計画すべきかについてのアイデアと推奨事項を作成する任務を受けた。2019年5月にバンクーバーで開催された民間の販売会社との最初の交流の後に、2019 SIAP指令が作成された。指令で扱われた側面は次のとおりである。

- GIFが販売会社と交流する正しい方法や相互関係の必要性への対処など、GIF活動への民間部門のさらなる高い関与による相互利益の評価。
- ASMRの実証段階を加速する目的で相互協力するのに適したR&Dエリアの特定。
- ASMR設計者を関与させるための最初のステップ。

2019 SIAP指令の最初の成果の1つは、ASMR販売会社を評価/分類/選別するための一連の基準を定める必要性であった。選ばれた販売会社は、少なくともGIFの目標⁶に沿っており、成熟した設計を提案する必要がある。TRLの尺度を用いて、レベル4および7が許容可能と判断された。SIAPメンバーはまた、さらに期間を延長して関与するという販売会社の献身の重要性を強調した。考えられる販売会社と迅速に連携する方法には、2016年に開発されたSIAPアンケートの開始時に使用し、SSCの議長やその他のGIF TFからの質問によって補足された、一連の質問の準備が必要になる場合がある。

SIAPは、ASMRの設計者と効果的に交流するためには、知的所有権（intellectual property right : IPR）の問題を慎重に処理する必要があると結論付けた。IPRは、公的資金による情報をパートナー間で交換できるようにする、GIFの構築と運用における中心的な問題である。またこれは、民間部門の関与によって危険にさらされるべきではない。同じ規則が将来の民間パートナーにも適用されるべきである。GIFの過去の経験から、IPRの側面で合意に達するにはかなりの努力が必要であり、それによって、見込まれるASMR販売会社を落胆させる可能性があることが分かっている。

NEA NI2050からは、民間部門との交流を可能にする方法に関する貴重な洞察も得られ

⁶ 持続可能性、経済性、安全性と信頼性、および核拡散抵抗と核物質防護。

る。この段階では知的財産 (intellectual property : IP) がほとんど作られていないため、TRL が低いと協力が容易になる。概念がより高い TRL に移行するにつれて、技術の IP はより関連度を増し、国際的な協力の妨げとなる。NI2050 の研究結果によると、技術の認定に関する協力がより効果的である可能性がある。「認定 (qualification)」という用語には、産業 (つまり、コードと規格) と規制 (つまり、ライセンス) の両方の認定の意味が含まれる。実際、各国が協力して技術/設計の認定プロセスを共通の手法にできれば (つまり調和)、市場投入までの時間が短縮され、潜在的な市場を拡大するのに大いに役立つ。言い換えれば、ASMR 販売会社を引き付ける「共通の認定パイプ」を作成することが可能であるかどうかである。GIF SSC の活動は本質的に技術に重点を置いているため、このフレームの恩恵を受けることもできる。このトピックは、GIF 内の新しい分野横断的なタスクフォースの主題となる可能性がある。SIAP と NEA は、GIF がこのアイデアをさらに発展させ、このトピックに関して重要な経験を蓄積している標準化開発組織 (Standard Development Organization : SDO)、多国間設計評価プログラム (Multinational Design Evaluation Program : MDEP)、原子力規制活動委員会 (CNRA) などの他の組織と情報交換するのを支援することもできる。

以下の主な共同 R&D 活動は、純粋な技術的トピックを超えて、民間部門にとって興味深いものである可能性がある。考えられる分野は次のとおりである。

- 先進材料と製造。
- 認定と実証を加速させるための共通の R&D インフラストラクチャの開発。
- 代替の冷却剤と燃料の配置を使用した先進概念のライセンス供与を支援するリスク情報に基づく方法と新しい関連要件。
- 燃料と燃料サイクル (フロントエンドとバックエンドの両方の活動)。
- 供用期間中の検査方法とその共通の認定 (つまり、欧州の ENIQ の経験)。

さまざまな SSC との協議後、追加的な特定のトピックを盛り込むことも可能である。前述のトピックには、より水平的なワーキンググループと TF の設置と共に、GIF で観察された最近の傾向に沿って、強力な分野横断的側面があることに注目することが重要である。

民間部門との交流を開始するために、SIAP は、市場動向に応じて後で拡大する可能性を念頭に置きながら、最初の ASMR 販売会社のグループを事前に選択する小規模な専門家グループを設けることを GIF に推奨した。そうすれば、GIF コミュニティへの参加の反応性と意欲を評価するために、選択した販売会社にアンケートを送ることもできる。その回答に基づいて、最初の ASMR 販売会社グループと一連の適切に設計された臨時の会議を開催することが可能だ。会議は、SSC レベル (販売会社を冷却材タイプごとに再グループ化できる) で、またはより分野横断的なワーキンググループや TF (経済、安全、先進製造など) で開くことができる。

さらに、上記の主な R&D 分野に沿って、2020 年 2 月にパリで 2 つのワークショップが開催される。1 つは先進製造に関するもので、その後すぐにもう 1 つの R&D インフラストラクチャのニーズと機会に関するワークショップが開かれる。これらのイベントは、この章で詳述されている 2019 年の SIAP 指令の結果をベースとして使用し、GIF と民間部門間の長期的な協力における、互いに利益があると思われる領域を適切に評価する新たな洞察を提供するであろう。

SIAP の 2020 年の目的

GIF は開始以来、第 4 世代システムを支援するための (必要な) R&D 要素に重点を置き、支援してきた。商業用 SMR の推進力により、最近、原子力への関心が呼び起こされている。SIAP は、この新しい勢いを利用するために GIF への助言と支援に努めている。

SIAP は、合理化、情報キャンペーンの確立、ASMR システムが化石燃料発電所にとって代わる準備ができていることを発電コミュニティに納得させる方法、および原子力のライセンス供与をより国際的/輸送可能にすることを促進することにおいて、GIF をサポートする準備ができている。



SIAP の Eric Loewen
議長とすべての貢献者

付録1 第4世代の略語と頭字語のリスト

- AF (Advanced Fuel) : 先進燃料
AMME (Advanced Manufacturing and Materials Engineering) : 先進製造・材料工学
ARIS (Advanced Reactor Information System) : 先進原子炉情報システム
CD&BOP (Component Design and Balance-of-Plant) : 機器設計とバランスオブプラント
CD&S (Conceptual Design and Safety) : 概念設計と安全
CMVB (Computational Methods Validation and Benchmarking) : 計算方法の検証とベンチマーク
EG (Experts Group) : 専門家グループ
EMWG (Economic Modelling Working Group) : 経済モデリングワーキンググループ
ETTF (Education and Training Task Force) : 教育訓練タスクフォース
ETWG (Education and Training Working Group) : 教育訓練ワーキンググループ
FA (Framework Agreement) : 枠組協定
FCM (Fuel and Core Material) : 燃料と炉心材料
FFC (Fuel and Fuel Cycle) : 燃料・燃料サイクル
GACID (Global Actinide Cycle International Demonstration) : 包括的アクチノイドサイクル国際実証
GIF (Generation IV International Forum) : 第4世代国際フォーラム
GFR (Gas-cooled fast reactor) : ガス冷却高速炉
HP (Hydrogen Production) : 水素製造
HTR (High-Temperature gas-cooled Reactor) : 高温ガス冷却炉
ISAM (Integrated Safety Assessment Methodology) : 統合安全性評価手法
LFR (Lead-cooled Fast Reactor) : 鉛冷却高速炉
M&C (Materials and Chemistry) : 材料と化学
MAT (Materials (VHTR project)) : 材料 (VHTR プロジェクト)
MSR (Molten Salt Reactor) : 熔融塩原子炉
MWG (Methodology Working Group) : 評価手法作業部会
PA (Project Arrangement) : プロジェクト協定
PD (Policy Director) : 政策ディレクター
PG (Policy Group) : 政策グループ
PMB (Project Management Board) : プロジェクト管理委員会
PP (Physical Protection or Project Plan) : 核物質防護またはプロジェクト計画
PR (Proliferation resistance) : 核拡散抵抗
PR&PP (Proliferation Resistance and Physical Protection) : 核拡散抵抗・核物質防護
PSSC (Provisional System Steering Committee) : 暫定システム運営委員会
RDTF (R&D infrastructure Task Force) : R&D インフラストラクチャ・タスクフォース
RSWG (Risk and Safety Working Group) : リスクと安全性ワーキンググループ
SA (System arrangement) : システムアレンジメント
SCWR (Supercritical-Water-cooled Reactor) : 超臨界圧軽水冷却炉
SDC (Safety Design Criteria) : 安全設計基準
SDG (Safety Design Guidelines) : 安全設計ガイドライン
SFR (Sodium-cooled Fast Reactor) : ナトリウム冷却高速炉
SIA (System Integration and Assessment) : システム統合と評価
SIAP (NEASenior Industry Advisory Panel) : 上級産業諮問パネル
SO (Safety and Operation) : 安全性とオペレーション
SRP (System research plan) : システム研究計画
SSC (System Steering Committee) : システム運営委員会

TD (Technical Director) : テクニカルディレクター
TF (Task force) : タスクフォース
TH&S (Thermal-hydraulics and Safety) : 熱流動と安全
TS (Technical Secretariat) : 技術事務局
ToR (Terms of Reference) : 考慮事項
VHTR (Very-high-temperature reactor) : 超高温原子炉
WG (Working group) : ワーキンググループ
WGSAR (Working Group on the Safety Advanced Reactors) : 先進原子炉の安全に関する
ワーキンググループ

専門用語、プロジェクト、設備の頭字語

ACP (Code for the Chinese SMR (PWR type)) : 中国 SMR のコード (PWR 型)
ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) : 原子炉安全諮問委員
ADRIANA (ADvanced Reactor Initiative And Network Arrangement) : 先進原子炉イニ
シアチブとネットワークアレンジメント
ADS (Accelerator-driven system) : 加速器駆動システム
AECS (Advanced Energy Conversion System) : 先進エネルギー変換システム
AGR (Advanced gas-cooled reactor (United States)) : 改良型ガス冷却炉 (米国)
AFA (Alumina Forming Austenitic) : アルミナ形成オーステナイト
AFR (Advanced Fast Reactor) : 先進高速炉
AHFM (Algebraic Heat Flux Model) : 代数熱流束モデル
ALFRED (Advanced lead fast reactor European demonstrator) : 改良型鉛冷却高速炉欧
州実証炉
ALLEGRO (Gas Fast Reactor Project) : ガス冷却高速炉
AMR (Advanced Modular Reactor) : 先進モジュール炉
ANM (ANSTO Nuclear Medicine) : ANSTO 核医学
ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) : 工業
利用のための先進ナトリウム技術実証炉
ART (Advanced Reactor Technology program (United States)) : 先進原子炉技術プログラ
ム (米国)
ASMR (Advanced Small Modular Reactor) : 先進小型モジュール炉
ATR (Advanced Test Reactor (at INL)) : 先進試験炉 (INL)
ATWR (Anticipated Transient Without Scram) : 原子炉停止機能喪失事象
AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor)
BWR (Boiling Water Reactor) : 沸騰水型原子炉
CASLER (Co-operative Alliance for Small Lead-based Fast Reactor) : 小型鉛冷却炉協同
組合同盟
CIIALER (Chinese Industry Innovation Alliance of Lead-based Reactor) : 鉛冷却炉産業
革新聯盟
CEFR (China Experimental Fast Reactor) : 中国の実験高速炉
CFD (Computational Fluid Dynamics) : 数値流体力学
CFR (Chinese Sodium Fast Reactor) : 中国のナトリウム冷却高速炉
CGR (Crack Growth Rate) : 亀裂進展速度
CLEAR (China Lead-based Reactor) : 中国鉛冷却炉
CNEPP (Comprehensive Nuclear Energy Promotion Plan (Korea)) : 包括的原子力推進
計画 (韓国)

CNRI (Canadian Nuclear Research Initiative) : カナダ原子力研究イニシアティブ
 COLA (Combined License Application) : 一括許可申請
 CRP (Co-ordinated Research Project) : 協働研究プロジェクト
 DCA (Design Certification Application) : 設計認証申請
 DG (Director-General) : 局長
 DHR (Decay heat removal) : 崩壊熱除去
 EBR (Experimental Breeder Reactor (United States)) : 実験増殖炉 (米国)
 ECC-SMART (European-Canadian-Chinese Small Modular SCWR) : 欧州・カナダ・中国の小型モジュール SCWR
 ECFM (Eddy Current FlowMeter) : 渦電流流量計
 ECS (Energy Conversion System) : エネルギー変換システム
 ELFR (European Lead Fast Reactor) : 欧州鉛冷却高速炉
 EPR (European Pressurized Reactor) : 欧州加圧水型炉
 EPZ (Emergency Planning Zone) : 緊急時計画区域
 ESRF (European Sodium Fast Reactor) : 欧州のナトリウム冷却高速炉
 ESP (Early Site Permit) : 早期立地許可
 E&T (Education & Training) : 教育・訓練
 FA (Fuel Assembly) : 燃料集合体
 FEA (Finite Element Analysis) : 有限要素解析
 FLIBE (mixture of lithium and beryllium fluoride (BeF₂)) : リチウムとフッ化ベリリウムの混合物 (BeF₂)
 FLINAK (salt mixture of LiF-NaF-KF) : LiF-NaF-KF の塩混合物
 FOA (Funding Opportunity Announcement (United States)) : 資金提供公募 (米国)
 FP (Framework Program) : フレームワークプログラム
 FSA (Fuel SubAssembly) : 燃料サブアセンブリ
 FHR (Fluoride salt-cooled high-temperature reactor) : フッ化物塩冷却高温炉
 FOAK (First-Of-A-Kind) : 初号機
 FSR (Fast Sodium Reactor) : ナトリウム高速炉
 FR (Fast Reactor) : 高速炉
 FY (Financial Year or Fiscal Year) : 会計年度
 GAIN (Gateway for Accelerated Innovation in Nuclear) : 原子力技術革新加速ゲートウェイ
 GW (GigaWatt) : ギガワット
 GWD/MTHM (Gigawatt-Days per Metric Tonne of Heavy Metal) : 重金属 1 トン当たりのギガワット・日
 HANARO (High-flux advanced neutron application reactor) : 新型高中性子束試験炉
 HEEP (Hydrogen Economic Evaluation Program) : 水素経済評価プログラム
 HINEG High Intensity D-T fusion NEutron Generator) : 高強度 D-T 融合中性子発生装置
 HFR (High Flux Reactor) : 高中性子束炉
 HLD (High-Level Deliverable) : 高レベル成果物
 HLMC (Heavy Liquid Metal Coolant) : 液体重金属冷却材
 HPR (Advanced Pressurized Water Reactor) : 先進加圧水型原子炉
 HTDM (High-Temperature Design Methodology) : 高温設計法
 HTGR (High-Temperature Gas-cooled Reactor) : 高温ガス冷却炉
 HTR (High-Temperature Reactor) : 高温炉
 HTR-PM (High-temperature gas-cooled reactor power module) : 高温ガス冷却炉パワーモジュール
 HTSE (High-Temperature Steam Electrolysis) : 高温水蒸気電解

HTTR (High-Temperature Test Reactor) : 高温工学試験研究炉
 ICT (Information Communication Technology) : 情報通信技術
 IG (InterGranular) : 粒界
 IHX (Intermediate Heat Exchanger) : 中間熱交換器
 ILW (Intermediate Level Waste) : 中レベル〔放射性〕廃棄物
 IPP (Independent Power Producer) : 独立系発電事業者
 IRP (Integrated Resource Plan) : 総合資源計画
 IRRS (Integrated Regulatory Review Service) : 総合規制評価サービス
 ISI&R (In-Service Inspection and Repair) : 検査・保守・補修
 JHR (Jules Horowitz Reactor) : Jules Horowitz 炉
 JRC (Joint Research Centre) : 共同研究センター
 JSFR (Japanese Sodium-cooled Fast Reactor) : 日本のナトリウム冷却高速炉
 KALIMER (Korea Advanced Liquid Metal Reactor) : 韓国の新型液体金属冷却炉
 KKL (Kernkraftwerk Leibstadt Reactor (BWR)) : Kernkraftwerk Leibstadt 炉 (BWR)
 KM (Knowledge Management) : 知識管理
 LBL (Leach-Burn-Leach) : 浸出 - 燃焼 - 浸出
 LCOE (Levelized Cost Of Energy) : 均等化発電原価
 LOCA (Loss-Of-Coolant Accident) : 冷却材喪失事故
 LWR (Light Water Reactor) : 軽水炉
 LBE (Lead-Bismuth Eutectic) : 鉛ビスマス共晶
 LMFNS (Liquid Metal-cooled Fast Neutron Systems) : 液体金属冷却高速中性子システム
 LTE (Low Temperature Electrolysis) : 低温水蒸気電解
 LTS (Licensing Technical Support) : 許認可技術支援
 MA (Minor Actinides) : マイナーアクチニド
 MAWP (Maximum Allowable Working Pressure) : 最大許容使用圧力
 MINERVA (Micro Nuclear Energy Research and Verification Arena) : マイクロ原子力エネルギー研究検証アリーナ
 MBIR (Russian multipurpose fast neutron research reactor) : ロシアの多目的高速中性子研究炉
 M-HEM (Modified Homogeneous Equilibrium Model) : 修正均一平衡モデル
 MOSART (Molten Salt Actinide Recycler and Transmuter) : 熔融塩アクチニドリサイクル転換炉
 MoU (Memorandum of Understanding) : 覚書
 MOX (Mixed oxide fuel) : 混合酸化物燃料
 MMR (Micro Modular Reactor) : マイクロモジュール炉
 MSFR (Molten salt fast reactor) : 熔融塩高速炉
 MYRRHA (Multi-purpose Hybrid Research Reactor for High-tech Applications) : 先進多目的ハイブリッド研究炉
 MW (MegaWatt) : メガワット
 NC (Natural Circulation or Natural Convection) : 自然循環または
 NEUP (Nuclear Energy University Program) : 原子力エネルギー大学プログラム
 NPP (Nuclear power plant) : 原子力発電所
 NSSS (Nuclear Steam Supply System) : 原子力蒸気供給システム
 NSR (Northern Sea Route) : 北極海航路
 NSTF (Natural Convection Shutdown Heat Removal Test Facility) : 自然対流遮断熱除去試験施設
 NRAD (Neutron Radiography (NRAD) Reactor) : 中性子ラジオグラフィ (NRAD) 原子炉

NRWMF (National Radioactive Waste Management Facility) : 国立放射性廃棄物処理設備

NUWARD (French PWR SMR Project) : フランス PWR SMR プロジェクト

ODS (Oxide dispersion-strengthened) : 酸化物分散強化

OPAL (Open Pool Australian Lightwater reactor) : オーストラリアのオープンプール型軽水炉

OPT (Objective Provision Tree) : 客観的プロビジョンツリー

O&TF (Operation technology and Testing Facilities) : ナトリウム運用技術と試験施設

PEACER (Prolif.-resistant Environment-friendly Accident-tolerant Continual Energy Economical Reactor) : 核不拡散、環境型、事故耐性、持続的及び経済的原子炉

PGSFR (Prototype Generation IV Sodium-Cooled Fast Reactor) : 第4世代ナトリウム冷却高速原型炉

PILLAR (Pool-type Integral Leading test facility for lead-alloy cooled SMR) : 鉛合金冷却小型モジュール炉用のプール型統合リーディング試験施設

PDE (Post-Disassembly Expansion) : 炉心膨張

PDHRS (Passive Decay Heat Removal System) : 受動的残留熱除去システム

PIE (Post-Irradiation Examinations) : 照射後試験

PP (Primary Pump) : プライマリーポンプ

PPE (Multiannual Energy Plan (France)) : エネルギー複数年計画

PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) : 革新的小型モジュール原子炉

PSID (Preliminary Safety Information Document) : 予備安全情報文書

PV (Photovoltaic) : 太陽光発電

PWR (Pressurized Water Reactor) : 加圧水型原子炉

QSR (Qualitative Safety features Review) : 定性的安全特性レビュー

RANS (Reynolds Analysis Navier-Stokes) : レイノルズ解析ナビエ-ストークス

RCCS (Reactor Cavity Cooling System) : 原子炉キャビティ冷却システム

R&D (Research and Development) : 研究開発

RD&D (Research Development & Demonstration) : 研究開発と実証

RRDB (Research Reactor DataBase) : 研究炉データベース

RTFDB (Research and Test Facilities DataBase) : 研究試験施設データベース

SASS (Self Actuated Shutdown System) : 自己作動型炉停止機構

SCC (Stress corrosion cracking) : 応力腐食割れ

S-CO₂ (Supercritical Carbon Dioxide) : 超臨界二酸化炭素

SCW (SuperCritical Water) : 超臨界水

SCWL (SuperCritical Water Loop) : 超臨界水ループ

SDSAR (Specific Design Safety Analysis Report) : 特定設計安全性分析報告書

SELAAD (Sodium Exp. Loop for Advanced Aerosol Detection) : 先進エアロゾル検出のナトリウム実験ループ

SEM (Scanning Electron Microscopy) : 走査型電子顕微鏡

SER (Safety Evaluation Report) : 安全性評価報告書

SFEAR (Support Facilities for Existing and Advanced Reactors) : 現行及び先進原子炉のための支援施設

SG (Steam generator) : 蒸気発生器

S-I (Sulphur-Iodine process) : 硫黄-ヨウ素プロセス

SMART (System-integrated Modular Advanced Reactor) : システム統合先進モジュール炉

SME (Small and Medium Enterprise) : 中小企業

SMR (Small modular reactor) : 小型モジュール炉

SNETP (Sustainable Nuclear Energy Technology Platform) : 持続可能な原子力技術プラットフォーム
 SNF (Spent Nuclear Fuel) : 使用済み核燃料
 SSTAR (Small, Sealed, Transportable, Autonomous Reactor) : 小型の安全に運搬可能な自律型原子炉
 STELLA (Sodium integral effect test loop for safety simulation and assessment) : 安全性のシミュレーションと評価のためのナトリウム積分効果試験ループ
 TAMAT (Towards Advanced Material for Energy Technologies) : エネルギー技術の先進材料に向けて
 TAREF (Task Group on Advanced Experimental Facilities) : 先進実験施設タスクフォース
 TEM (Transmission Electron Microscopy) : 透過型電子顕微鏡
 THTR (Thorium high-Temperature Reactor) : トリウム高温反応炉
 TH-U (Thorium-Uranium) : トリウムウラン
 TMS (Tempered Martensitic Steel) : 焼戻マルテンサイト鋼
 TMSR Thorium Molten Salt Reactor (China)
 TORIA (Thorium-optimized Radioisotope Incineration Arena) : トリウム最適化放射性同位体焼却アリーナ
 TRISO (Tri-structural isotopic (nuclear fuel)) : 三重等方性 (核燃料)
 TRL (Technology Readiness Level) : 技術成熟度レベル
 TRU (TransUranic) : 超ウラン
 UCO (Uranium OxyCarbide) : ウラン炭窒化物
 ULOF (Unprotected Loss Of Flow) : 冷却材喪失時炉停止失敗事象
 UOX (Uranium Oxyde) : 酸化ウラン
 VRE (Variable Energy Ressources) : 可変エネルギー資源
 VTR (Versatile Testing Reactor (United States)) : 多用途試験炉 (米国)
 VVER (Russian light water power pressurized reactor mode) : ロシア型加圧水型原子炉
 WALSUM (Water mock-up test for Advanced Leak Simulation and Upgraded Monitoring system) : 高度な漏れシミュレーションとアップグレードされた監視システムの水モックアップ試験

組織、企業および機関

ANL (Argonne National Laboratory (United States)) アルゴンヌ国立研究所 (米国)
 ANS (American Nuclear Society) : 米国原子力学会
 ANSTO (Australian Nuclear Science and Technology Organisation) : オーストラリア原子力科学技術機構
 ARC (DOE Office of Advanced Reactor Concepts (United States)) : DOE 先進炉概念室 (米国)
 ARPANSA (Australian Radiation Protection and Nuclear Safety Agency) : オーストラリア放射線防護原子力安全局
 ASME (American Society of Mechanical Engineers) : 米国機械学会
 ASN (Autorité de Sûreté Nucléaire) (フランス)
 BEIS (Business, Energy and Industrial Strategy Dpt (UK)) : ビジネス・エネルギー・産業戦略省
 CAEA (China Atomic Energy Authority) : 中国国家原子能機構
 CAS (Chinese Academy of Science) : 中国科学院

CBCG (Columbia Basin Consulting Group)
 CEA (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives) (フランス)
 CGN (China General Nuclear Power Group) : 中国広核集団
 CIAE (China Institute of Atomic Energy) : 中国原子能科学研究院
 CIGEO Centre Industriel de stockage géologique (France)
 CNL (Canadian Nuclear Laboratories) : カナダ原子力研究所
 CNNC (Chinese National Nuclear Corporation) : 中国核工業集団
 CNRA (Committee for Nuclear Regulatory Authorities (NEA)) : 原子力規制活動委員会 (NEA)
 CNRS (Centre national de la recherche scientifique) (フランス)
 CNSC (Canadian Nuclear Safety Commission) : カナダ原子力安全委員会
 DOE (Department of Energy (United States)) : エネルギー省 (米国)
 EC (European Commission) : 欧州委員会
 EDF (Electricité de France)
 ENEA Italian National Agency for New Technologies, Energy and Sustainable Economic Development) : イタリア新技術・エネルギー・持続可能な経済開発局
 EPFL (École Polytechnique Fédérale de Lausanne)
 ETHZ (Eidgenössische Technische Hochschule Zürich)
 EU (European Union) : 欧州連合
 FP7 (7th Framework Programme) : 第7フレームワークプログラム
 IAEA (International Atomic Energy Agency) : 国際原子力機関
 ICN (Institute of Nuclear Research (Romania)) : 原子核研究所 (ルーマニア)
 IFNEC (International Framework for Nuclear Energy Cooperation) (NEA) 国際原子力エネルギー協力フレームワーク (NEA)
 INET (Institute of Nuclear and New Energy Technology (China)) : 清華大学核能研究所 (中国)
 INEST (Institute of Nuclear Energy Safety Technology (China)) : 核能安全技术研究所
 INL (Idaho National Laboratory (United States)) : アイダホ国立研究所 (米国)
 INPRO (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (IAEA)) : 革新的原子炉および燃料サイクル国際プロジェクト
 IPPE (Institute of Physics and Power Engineering (Russia)) : 物理エネルギー研究所
 ITU (Institute for Transuranium Elements (Euratom)) : 超ウラン元素研究所
 JAEA (Japan Atomic Energy Agency) : 日本原子力研究開発機構
 JRC (Joint Research Centre (Euratom)) : 共同研究センター
 KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) : 韓国原子力研究所
 KAIST (Korea Advanced Institute of Science and Technology) : 韓国科学技術院
 KEPCO (Korea Electric Power Corporation) : 韓国電力公社
 KINGS (KEPCO International Nuclear Graduate School) : KEPCO 国際原子力大学院
 KIT (Karlsruhe Institute of Technology (Germany)) : カールスルーエ工科大学 (ドイツ)
 LANL (Los Alamos National Laboratory (United States)) : ロスアラモス国立研究所 (米国)
 LLNL (Lawrence Livermore National Laboratory (United States)) : ローレンス・リバモア国立研究所 (米国)
 MDEP (Multinational Design Evaluation Program (NEA)) : 多国間設計評価プログラム (NEA)
 MOST (Ministry of Science and Technology (China)) : 科学技術部 (中国)
 MSIT (Ministry of Science, Information and Technology) : 科学情報技術省
 MTA (Hungarian Academy of Sciences Centre for Energy Research) (ハンガリー)

NCBJ (Narodowe Centrum Badan Jadrowych) (ポーランド)
 NEA (Nuclear Energy Agency) : 原子力機関
 NEICA (Nuclear Energy Innovation Capabilities Act (United States)) : 原子力イノベーション能力法 (米国)
 NEIMA (Nuclear Energy Innovation and Modernization Act (United States)) : 原子力イノベーション・近代化法 (米国)
 NIRAB (Nuclear Innovation & Research Advisory Board (UK)) : 原子力イノベーション・研究諮問委員会 (英国)
 NPIC (Nuclear Power Institute of China) : 中国核動力研究設計院
 NRA (Nuclear Regulation Authority) : 原子力規制委員会
 NRC (Nuclear Regulatory Commission (United States)) : 原子力規制委員会 (米国)
 NRCan (Department of Natural Resources (Canada)) : 天然資源省 (カナダ)
 NRG (Dutch Nuclear Safety Research Institute) (オランダ)
 NSSC (Nuclear Safety and Security Commission (China)) : 原子力安全委員会 (中国)
 NTPD (Nuclear Power Technology Development Section (IAEA)) : 原子力発電技術開発課
 OECD (Organisation for Economic Co-operation and Development) : 経済協力開発機構
 OPG (Ontario Power Generation) : オンタリオ・パワー・ジェネレーション
 ORNL (Oak Ridge National Laboratory (United States)) : オークリッジ国立研究所 (米国)
 PNNL (Pacific Northwest National Laboratory) : パシフィックノースウェスト国立研究所
 PSI (Paul Scherrer Institute (Switzerland)) : ポール・シェラー研究所 (スイス)
 RATEN Regia Autonoma Tehnologii Pentru Energia Nucleara (ルーマニア)
 RIAR (Research Institute of Atomic Reactors (Russia)) : 原子炉研究所 (ロシア)
 SINAP (Shanghai Institute of Applied Physics) : 上海応用物理研究所
 SJTU (Shanghai Jiaotong University) : 上海交通大学
 SNU (Seoul National University) : ソウル大学校
 SPIC (State Power Investment Corporation (China)) : 国家電力投資集団 (中国)
 TAEK (Turkish Atomic Energy Authority) : トルコ原子力庁
 TEPCO (Tokyo Electric Power Company) : 東京電力
 TUBITAK (Scientific and Technological Research Council of Turkey) : トルコ科学技術研究会議
 TVA (Tennessee Valley Authority) : テネシー川流域開発公社
 UAMPS (Utah Associated Municipal Power Systems) : ユタ州共同電力事業者
 UNIST (Ulsan National Institute of Science and Technology) : 蔚山科学技術大学校
 USTC (University of Sciences and Technology of China) : 中国科学技術大学
 V4G4 (Visegrad GEN-4 Centre of Excellence) (ヴィシエグラード)
 VTT (Valtion Teknillinen Tutkimuskeskus) (フィンランド)
 VUJE (Slovakian engineering company)
 WANO (World Association of Nuclear Operators) : 世界原子力発電事業者協会
 XJUT (Xi'an Jiaotong University (China)) : 西安交通大学 (中国)

付録 2 GIF の刊行物 (2018 年～2019 年)

GIF システムと分野横断的な活動に関連する科学論文は広範で大量すぎるため、このリストは完全ではない。GIF は 2018 年にシンポジウムを開催し、そこで発表されたすべての論文が第 4 世代に関連したものであることに注意する必要がある。2018 年シンポジウムの議事録は、GIFWeb サイトにアップロードできる。したがって、このリストは、第 4 回 GIF シンポジウムおよび他の刊行物（科学雑誌または国際会議に提出された論文）からのいくつかの特定の関連論文を示したものである。

一般論文

Kamide, H. and S. Pivet (2019), “Development and deployment of advanced nuclear power technologies to increase the use of low-carbon energy”, Intl Conf. on Climate Change and the Role of Nuclear Power, Vienna, Austria, 7-9 Oct. 2019.

Abousahl, S. et al. (2018), “10 years’ overview of a successful contribution of EURATOM to Generation IV International Forum”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct.

GFR

Hatala, B. (2018), “Progress in GFR Technology”, Proc. of the 4th GIF Symposium, France, Paris, 16-18 Oct.

Hatala, B. et al. (2019), “Progress in GFR Technology”, Proc. of ICAPP 2019 – International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Juan-les-pins, France, 12-15 May.

LFR

Frignani, M., A. Alemberti and M. Tarantino (2019), “ALFRED: A Revised concept to improve pool related thermal-hydraulics”, Nuclear Engineering and Design, Elsevier, Vol. 355.

Moreau, V. et al. (2019), “Pool CFD modelling: Lessons from the sesame project”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 355.

Roelofs, F. and SESAME project partners (2019), Thermal Hydraulics Aspects of Liquid Metal Cooled Nuclear Reactors, Woodhead Publishing, Elsevier Ltd. ISBN: 978-0-08-101980-1 (print) ISBN: 978-0-08-101981-8 (online).

Kuwagaki, K., J. Nishiyama, and T. Obara (2019), “Concept of breed and burn reactor with spiral fuel shuffling”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 127, pp. 130-138.

Bak, S-I., S-W. Hong and Y. Kadi (2019), “Design of an accelerator-driven subcritical dual fluid reactor for transmutation of actinides”, The European Physical Journal Plus, Vol. 134.

Ferroni, P. et al. (2019), “The Westinghouse Lead Fast Reactor,” International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), Juan-les-pins, France, 12-15 May 2019.

Lemkhov, V.V. et al. (2019), “Modeling of the Wearing for Coupling of Tube-Spacer Grid of the Steam Generator of the Lead Coolant Nuclear Reactor”, Atomic Energy, Vol. 127, Number 4, pp. 7-11.

Solonin, V.I. et al. (2019), “Metal Liner Reliability Assessment for BREST-OD-300

Reactor Vessel Accounting for Brittle Fracture and Leaks”, Herald of the Bauman Moscow State Technical University. Series Mechanical Engineering, Number 5 (128).

MSR

- Guidez, J. et al. (2018), “Status of current knowledge and developments in France on Molten Salt Reactor”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct.
- Ignatiev, V. et al. (2018), “Molten-salt reactor as a necessary element of the nuclear fuel cycle closure for all actinides”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct.
- Uhlir, J. et al. (2018), “Current progress in experimental development of MSR and FHR technologies”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct.
- Delpesch, S. et al. (2018), “Design and safety studies of the molten salt fast reactor concept in the frame of the SAMOFAR H2020 project”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct.
- Feng, B. et al. (2019), “Core and Fuel Cycle performance of a Molten Salt Fast Reactor”, Proc. of ICAPP 2019 – International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Juan-les-pins, France, 12-15 May.

SFR

- Ashurko, Y. and P. Fomichenko (2018), “Realization of GEN-IV requirements in the BN-1200 Project”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct.
- Guidez, J. et al. (2018), “New safety measures for European Sodium Fast Reactor in Horizon 2020 ESRF-SMART Project, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct.
- Ohtsuka, S. et al. (2018), “Development of ODS tempered martensitic steel for high burn-up fuel cladding tube of SFR”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct.
- Plancq, D. et al. (2018), “Progress in ASTRID Gas power conversion system development”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct.
- Yamano, H. et al. (2019), “Activities of the GIF Safety and Operation Project of Sodium-Cooled Fast Reactor Systems”, Proc of the 27th ICONE Conf, 19-24 May 2019, Tsukuba, Ibaraki, Japan.
- Baqué, F. et al., (2018), “In service Inspection and Repair development for SFRs”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct.

SCWR

- Conference: The 9th International Symposium on Supercritical-Water-Cooled Reactors (ISSCWR-9), www.cns-snc.ca/events/isscwr9.
- Vasić and T.G. Beutheimm (2019), “A Framework of Supercritical Heat Transfer Prediction Method Development”, Proc. of the 9th International Symposium on SCWRs (ISSCWR-9), Vancouver, Canada, 10-14 March 2019.
- Ly, H., et al. (2019), “Investigation on heat transfer of in-tube supercritical water cooling accompanying out-tube pool boiling”, International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 136, pp. 938-949.
- Musa, A. et al. (2020), “Licensing activity and code validation for generation IV SCW technology”, Nuclear Engineering and Design, Vol. 357, 110424, ISSN 0029-5493.

- Buzzi, F., A. Pucciarelli and W. Ambrosini (2019), “On the mechanism of final heat transfer restoration at the transition to gas-like fluid at supercritical pressure: A description by CFD analyses”, *Nuclear Engineering and Design*, 355, 110345.
- Chen, K. et al. (2019), “Characterizing the effects of in-situ sensitization on stress corrosion cracking of austenitic steels in supercritical water”, *Scripta Materialia*, Vol. 158, pp. 66-70.
- Sun, S. et al. (2019), “Evolution of microstructure and mechanical properties of an oxide dispersion strengthened austenitic steel during aging at 973K”, *Mater. Res. Express* 6085550.

VHTR

- Fuetterer, F. et al. (2018), “Recent advances in the GIF Very High Temperature Reactor System”, *Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct.*
- Freism D, et al. (2018), “Burn-up determination and accident testing of HTR-PM fuel elements irradiated in the HFR Petten”, *Proceedings of the 9th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology (HTR-2018), 8-10 Oct. 2018, Warsaw, Poland.*
- Zhao, H. et al. (2019), “A one-dimensional code of the passive residual heat removal system for the modular high temperature gas-cooled reactor”, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 110, pp. 374–383.
- Zhang, Z. et al. (2019), “HTR-PM: Making dreams come true”, *Nuclear Engineering International*, Vol. 64, pp. 16-18.
- Gougar, H. et al. (2020), “The US Department of Energy’s high temperature reactor research and development program – Progress as of 2019”, *Nuclear Engineering and design*, Vol. 358, 110397.
- Shin, Y. et al. (2018), “Co-generation of hydrogen and electricity using 350 MWth HTGRbased SMR, HTSE, and SI processes”, *The 6th International Conference on Nuclear and Renewable Energy Resources (NURER2018), 30 Sep. to 03 Oct. 2018, Jeju, Korea.*

EMWG

- Moore, M. et al. (2017), “Benchmarking of Nuclear Economics Tools”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 103, pp. 122-129.
- Sadhankar, R. et al. (2018), “Benchmarking of Economic Models for Nuclear Hydrogen Production”, *Proceedings of the Pacific Basin Nuclear Conference, San Francisco, United States, 30 September to 5 October 2018.*
- Mendoza, A., M. Berthelemy and R. Sadhankar (2018), “EMWG Position Paper on the Impact of Increasing Share of Renewables on the Deployment of Generation IV Nuclear Systems”, *Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct. 2018.*
- Mukaida, K. et al. (2019), “Levelized cost of electricity evaluation of SFR system considering safety measures”, *Proc. of ICAPP 2019 – International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Juan-les-pins, France, 12-15 May 2019.*

PRPP WG

- Cojazzi, G. et al. (2018), “The GIF Proliferation Resistance and Physical Protection working group (PRPPWG): achievements and perspectives”, *Proc. of the 4th GIF*

- Symposium, Paris, France, 16-18 Oct. 2018.
- Cojazzi, G. et al. (2018), “The GIF Proliferation Resistance and Physical Protection methodology applied to GEN IV system designs: Some reflections”, In Building Future Safeguards Capabilities (IAEA-CN-127), 05-08 November 2018, Vienna.
- Cheng, L. et al. (2019), “The GIF Proliferation Resistance and Physical Protection Methodology Applied to GEN IV System Designs: An Update”. Proc of 41st ESARDA Annual Meeting Symposium on Safeguards and Nuclear Material Management, 14-16 May 2019, Stresa, Italy.
- Cipiti, B. et al. (2019), “An Update of the GIF Proliferation Resistance and Physical Protection White Papers for the Six Gen IV Systems”, JRC117892., Workshop INMM-ESARDA, Tokyo, October 2019.

RSWG

- Okano, Y. et al. (2018), “GIF Risk and Safety Working Group: Applications of the ISAM methodology to Gen-IV nuclear systems”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct. 2018.
- Guidez, J. et al. (2018), “Application of the practical elimination approach for GEN IV reactor designs”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct. 2018.
- Cipiti, B. et al. (2018), “Developing a Molten salt Reactor safeguard model”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct. 2018.

ETTF

- Paviet, P. (2019), “The GIF Webinar Initiative: Past, Present and Future”, Proc of Global 2019, 22-26 Sept. 2019, Seattle Washington, United States.
- Mikityuk, K. et al. (2018), “GIF Webinar: An online educational resource”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct. 2018.
- Latgé, C. et al. (2018), “Teaching Sodium Fast Reactors in CEA”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct. 2018.

SDC-TF

- Kubo, S. (2018), “Development of safety design guidelines on structures, systems and components for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor Systems”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct. 2018.

AMME TF

- Muransky, O. (2018), “Development and assessment of materials for the Generation-IV Nuclear reactors”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct. 2018.
- Petesich, C. (2018), “CEN Workshop 64: An innovative way to work on a harmonized set of rules for GEN IV reactors”, Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct 2018.

RDTF

- Garbil, R. (2018), "Generation –IV systems experimental infrastructure needs", Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct. 2018.
- Leung, L. (2018), "R&D experimental capabilities for advancing GIF SCWR system in the next decade", Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct. 2018.
- Zheng, Y. (2018), "Introduction on some experimental facilities for VHTR system", Proc. of the 4th GIF Symposium, Paris, France, 16-18 Oct. 2018.



Argentina*



Australia



Brazil*



Canada



China
(People's Republic of)



Euratom



France



Japan



Korea



Russia



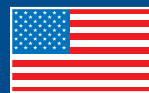
South Africa



Switzerland



United Kingdom



United States

*Non-active member

www.gen-4.org

This twelfth edition of the *Generation IV International Forum (GIF) Annual Report* covers actions in 2018 and 2019. In 2018, the *Fourth GIF Symposium Proceedings* was issued in place of the Annual Report.

In 2019 the GIF entirely renewed its Board with new members in all key governance positions. Moreover, for the first time in the history of GIF management, each Vice-chair was granted a three-year mandate, thus assisting the GIF Chairman to better understand the drivers, opportunities, and constraints related to three key cross-cutting topics connected with all GEN IV systems: Regulatory Issues; Market Opportunities and Challenges; and Enhancement of R&D Collaborations. In terms of management, GIF has kept the structure that has proved successful in the past. This Annual Report also includes a list of selected related scientific publications that show the relevance and the high scientific quality of the research carried out by all GIF members.

For the first time, this Annual Report will only be published in an electronic format, available on the GIF Website.