

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。

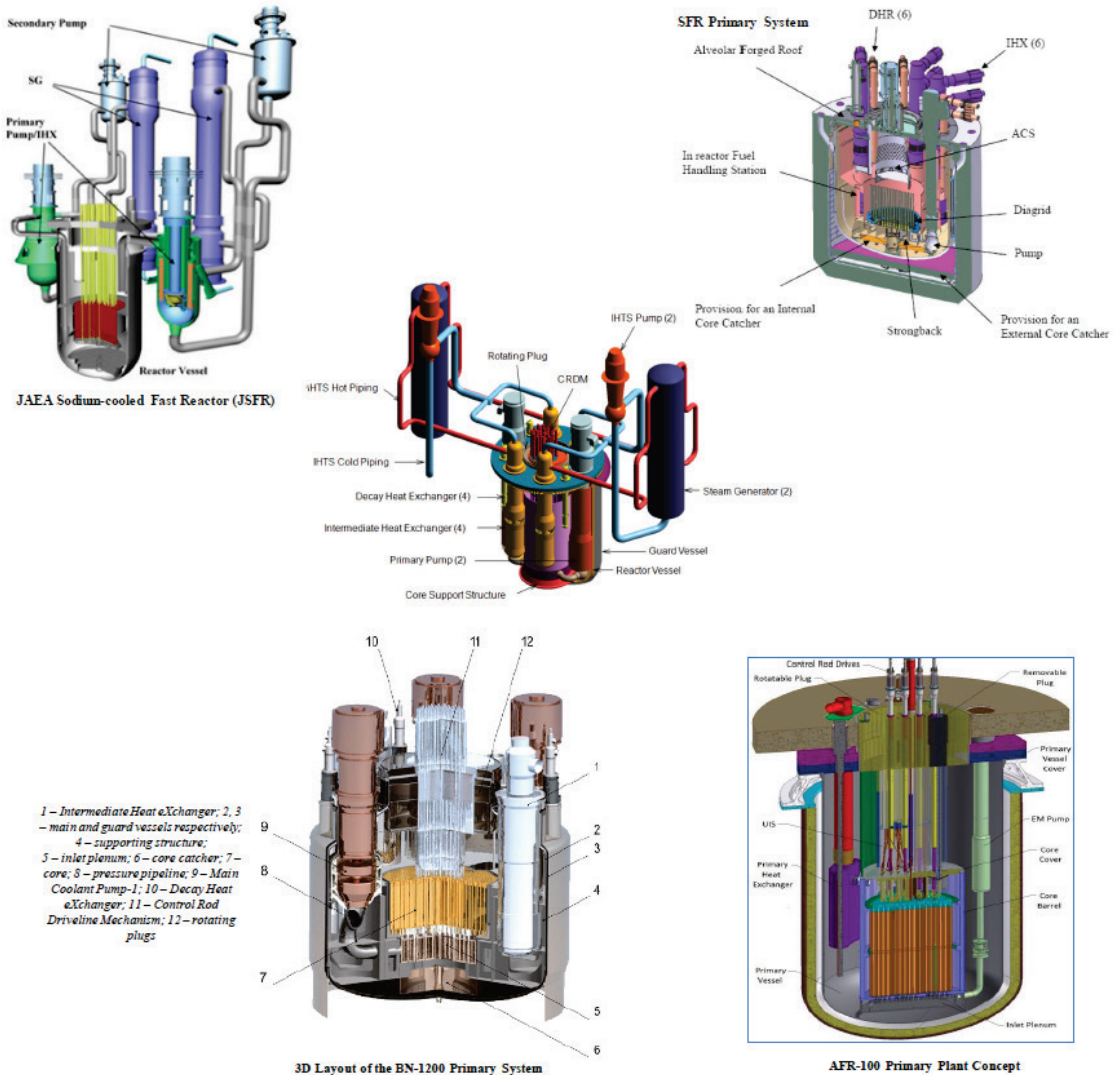
SFR システムは、原子炉冷却材として液体ナトリウムを使用し、冷却材の体積分率を低く抑えながら高出力密度を実現する。ナトリウムの有益な熱物性（高沸点、気化熱、熱容量、および熱伝導率）により、一次冷却剤には大きな熱慣性がある。無酸素環境は腐食を防ぐが、ナトリウムは空気や水と化学的に反応し、密閉された冷却システムが必要となる。一次システムは、500~550°Cの一般的な出口温度で大気圧に近い圧力で動作する。これらの条件下では、オーステナイト系およびフェライト系鋼の構造材料を利用でき、低圧での冷却剤の沸騰までの大きなマージンが維持される。原子炉は、プールレイアウトまたはコンパクトループレイアウトで配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。

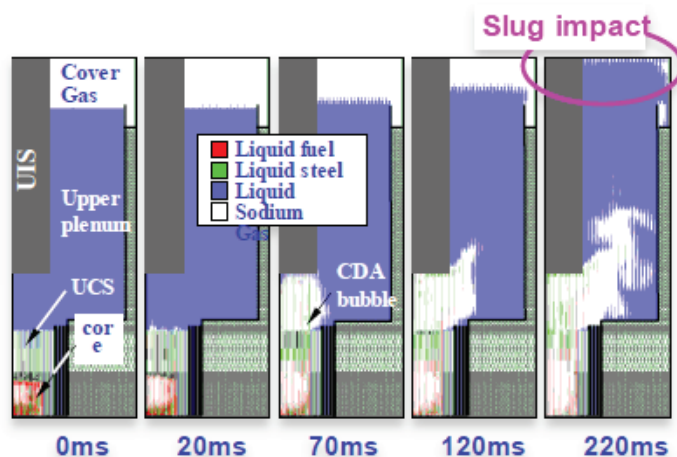
WP SO 1：方法、モデル、およびコード

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。

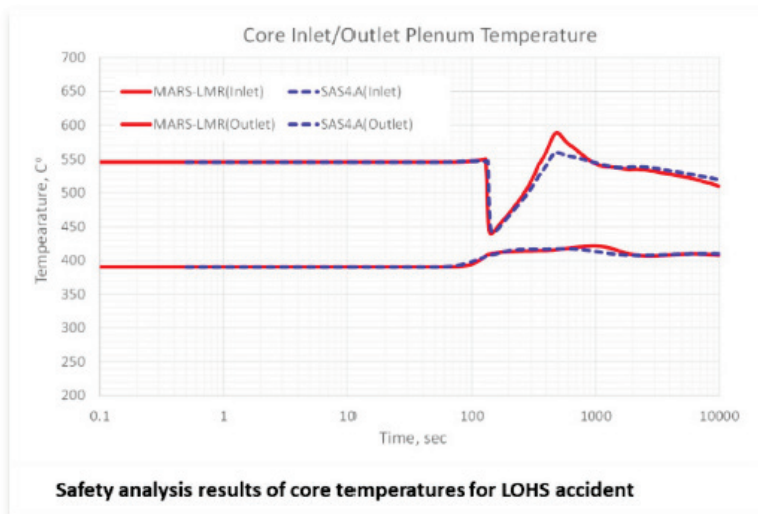
図 SFR 2. JAEA が計算した材料分布（悲観的な温度条件）



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

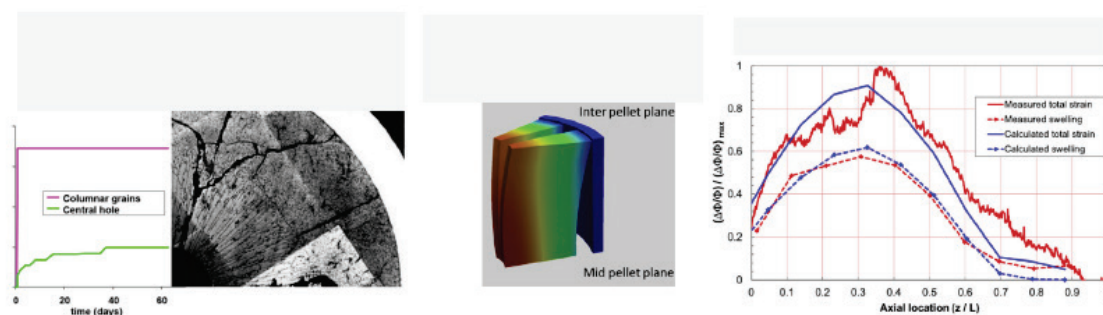
低電力運転条件での自己作動型炉停止機構（Self-Actuated Shutdown System : SASS）の適用性を確認するために、JAEA は設計変更と 3D 熱水力解析を実施し、SASS の応答時間を計算した。設計の改良と必要な温度差を導入することにより、低電力運転による LOF タイプの ATWS 事象時に SASS で炉心損傷が防止された。

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

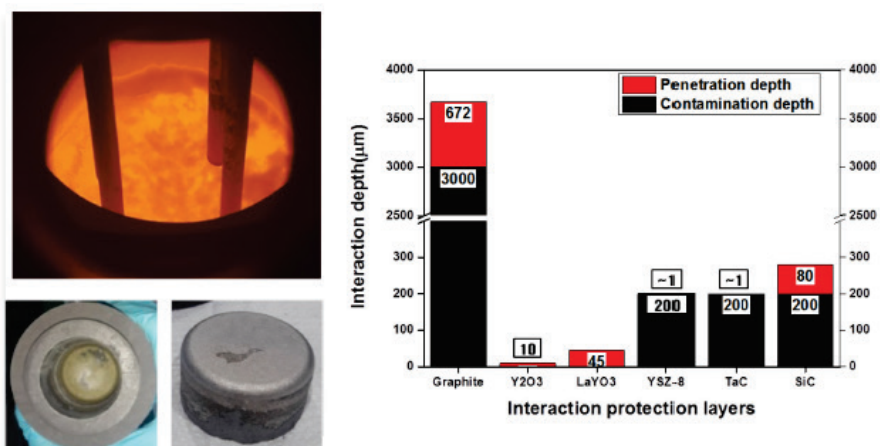
較された。これらの異なる条件下でも燃料性能は基本的に同じであり、マイナーアクチニドを添加しても燃料の性能は大きく変化しなかった。金属燃料合金とその構成物質の基本的な熱物性を文書化した「Metallic Fuel Handbook」が更新され、U-Zr および U-Pu-Zr システム情報が大幅に改訂された。

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% のアメリカニウム、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



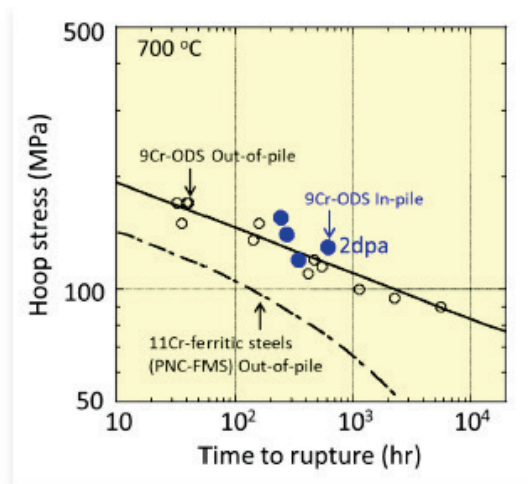
Rosatom は、HVPC プロセスによる窒化ウランとプルトニウムの混合燃料の低温焼結の実験設備を作った。窒化チタンを使用した試験を通じて、HVPC プロセスの良好な再現性が認められた。また、Rosatom は窒化ウランを用いて設備の試験を開始した。

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。

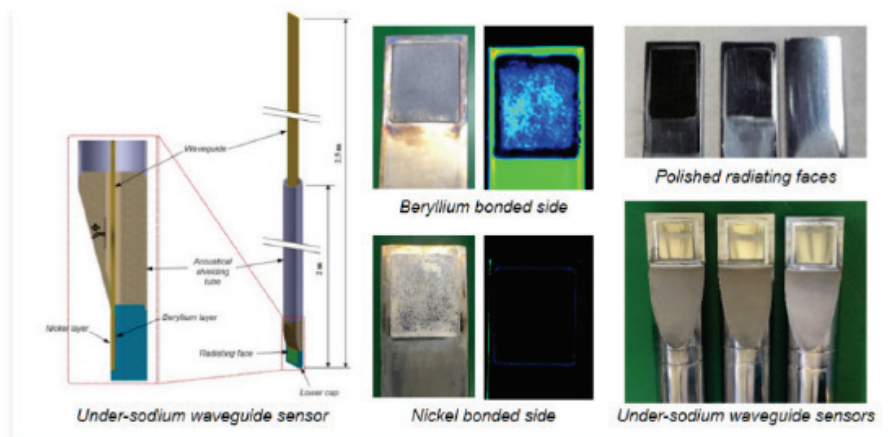
ISI&R 技術

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

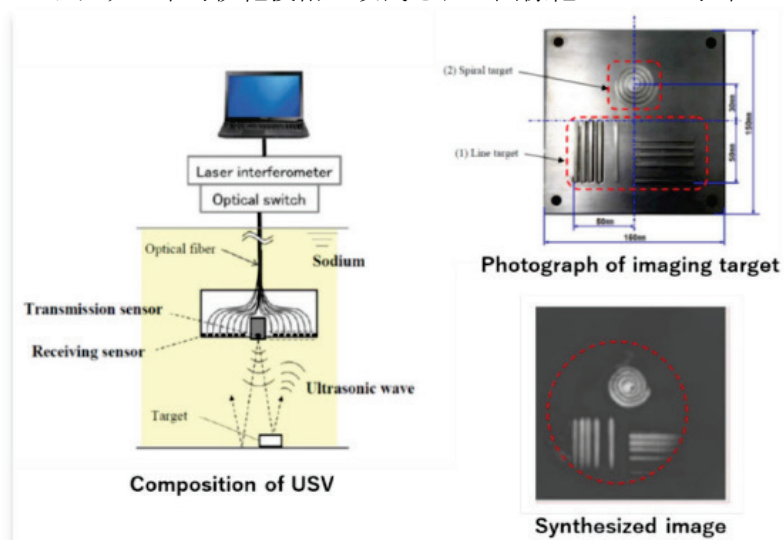
ンサーを製造し、ナトリウム濡れ試験施設を準備した。また、図 SFR.8 に示すように、プレート型超音波導波センサーのナトリウム中可視化技術および測距能力を検証するためのナトリウム試験施設を新たに建設した。

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



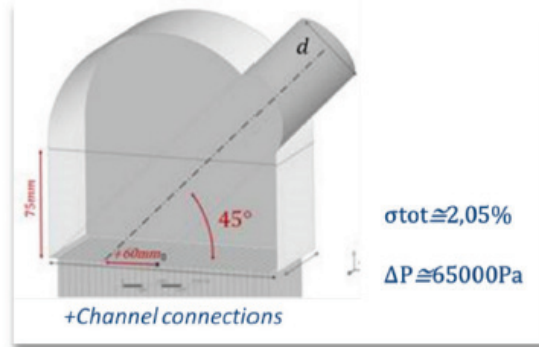
超臨界 CO₂ ブレイトンサイクル

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