

V - 3. 次世代原子炉の開発動向

(Next Generation Reactor Development and Current Status)

1. はじめに

現行軽水炉の次を担う次世代原子炉は第4世代炉として、安全性、経済性に加えて原子力エネルギー利用の持続可能性、核不拡散性に優れた特性を実現するべく世界で開発が進められている。日本原子力研究開発機構（以降、原子力機構）ではナトリウム冷却高速炉（SFR）ならびに高温ガス炉（HTGR）の開発を進めている。まず、簡単に両者の特徴を述べる。

SFRはナトリウムを冷却材として用い高速中性子を使って核分裂反応を起こす炉で、天然ウラン（U）資源の99.3%を占め核分裂し難いU-238が中性子を吸収して核変換することで生成するプルトニウム（Pu）を軽水炉より効率よく核分裂させるとともに中性子をより多く発生させることができる。この特徴を活かして、SFRはその大部分がU-238で構成されるウラン資源を、軽水炉の数十倍程度も有効に活用するとともに、軽水炉の使用済燃料の再処理で分離されるPuを確実に利用することができ、持続的に原子力利用を可能にする技術として日本の核燃料サイクル政策上の重要な位置づけをもつ。

HTGRは、核分裂し易いU-235を～15%程度まで濃縮したウランを耐熱性の高いセラミックスで多重に被覆した直径1mm程度の被覆粒子燃料を採用している。また、耐熱性が高く熱容量の大きい黒鉛を減速材とし、不活性なヘリウムガスを冷却材とすることで、優れた安全性を確保しつつ900℃を超える高温の熱を炉外に取り出すことができる。この高温の熱を活用することで、発電だけでなく水素製造や産業への熱供給など幅広い用途での熱利用が可能となる。

このような第4世代炉の国内導入を考える上で、核燃料サイクル政策と高速炉の役割は依然として重要とされているが、SFRに期待される役割には変化が見られる。すなわち、現状のウラン資源の価格推移から、資源の有効利用よりPuの利用を含む軽水炉使用済燃料の問題への貢献が議論されるとともに、SFRの商用化時期についても様々な意見がある。

その一方で、地球温暖化に対する脱炭素社会への動きは大きな流れとなっており、発電の際に二酸化炭素を排出しない原子力への期待は大きい。電力市場では、脱炭素化に向けて太陽光発電や風力発電といった再生可能エネルギーが大きく伸びる一方で、これらが昼夜や季節など様々な時間幅をもつ変動エネルギーであることから、火力発電などの出力調整による安定化が行われている。原子力は脱炭素化の安定電源であるとともに、出力調整も可能であり、原子力発電の割合が70%に達するフランスでは、風力発電など変動再生可能エネルギーの導入に対応して既に出力調整運転の実績が積み上げられている。安定な原子力と再生可能エネルギーの両方を投入することで、脱炭素社会に向けてより経済的で安定した電力供給システムとなることが期待できる。

現在、日本においてはパリ協定や日本の約束草案を踏まえた長期目標「2050年までに温室効果ガスの80%排出削減」を目指したエネルギーのベストミックスについて議論が進んでいる。脱炭素社会を実現するためには発電だけでなく産業や運輸における二酸化炭素の排出を抑える必要がある。前述したように、HTGRには水素製造を含めて熱利用を可能とする高いポテンシャルがあり、幅広く産業や運輸の脱炭素化に貢献できる可能性がある。

世界に目を向けると、新たな原子力開発の動きとして安全性向上は勿論、原子力建設の経済性課題の解決を目的とした小型モジュール炉（SMR）の開発機運が高まっている。SMRとしては軽水炉のみならず、HTGR、SFR、鉛冷却高速炉（LFR）、熔融塩炉（MSR）など様々なタイプの原子炉が、それぞれのもつ優れた特徴を活かすべく開発されている。

本稿は、前述した国内外の情勢の中でSFRを主体にこのような新型炉開発の動きを概説するものである。

2. もんじゅの成果と高速炉開発の方針

2016年12月、原子力関係閣僚会議において「高速炉開発の方針」及び「もんじゅ」の取扱いに関する政府方針が決定・発表された。後者を受けて、日本の高速

炉開発におけるマイルストーンであった高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置に移行することとなった。ここでは、もんじゅの成果に焦点をあてて述べる。

2.1 もんじゅとその成果

もんじゅは、1994年に初臨界、翌年に電力系統に接続して40%出力で発電する出力運転を達成した。(図1)その後、100%出力を達成する前に、2次主冷却系でナトリウムの温度を測定するため配管内に挿入された温度計の鞘管の折損に伴うナトリウム漏洩、及び漏洩した室内の空気と高温のナトリウムが反応して燃焼する火災が発生するなどし、長く運転を停止した。さらに、2011年の東京電力福島第一原子力発電所事故(1F事故)を受け、再稼働に必要な許認可準備等により運転を停止していた。もんじゅの廃止措置移行の理由については文部科学省の下で実施された「もんじゅ」の在り方に関する検討会⁽¹⁾や高速炉開発会議(第1回会合)⁽²⁾での議論を参考いただくこととし、ここではもんじゅの成果とそのまとめについて述べたい。

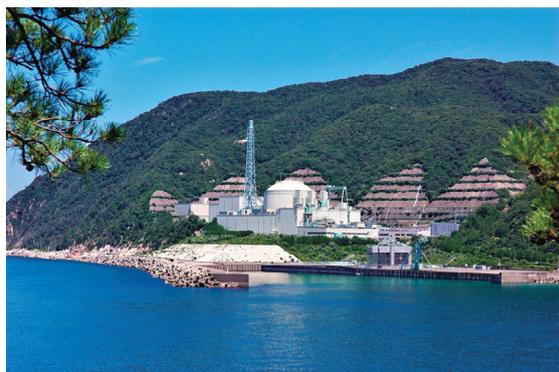


図1 高速増殖原型炉「もんじゅ」

もんじゅの最も重要な成果は、MOX燃料(UとPuの混合酸化物燃料)を用いた増殖性能を有するナトリウム冷却高速炉として電力系統に接続し40%出力とは言え安定な出力運転を達成したこと、ナトリウム炉を設計・建設・運転する知見・技術を原子力機構だけでなくプロジェクトに参画した民間企業も得たことである。不透明なナトリウム中に置かれた炉心に対して、ナトリウム液面上に化学的に不活性なArガスを満たし原子炉容器を密封した状態で燃料交換作業を経て、最終的に原子炉容器出口で500℃程度の高温ナトリウムを循環させ、炉心から熱を取り出し中間熱交換器を経て2次主冷却系(ナトリウム)、蒸気発生器で水蒸気系、タービンへとエネルギーを伝え国産技術による発電システムとして機能

することを示した。原子力機構ではこれまでの成果をまとめ、報告書として公開している。⁽³⁾

本稿の主題であるここ10年での活動では、運転停止中であるものの保全技術への対応が挙げられる。ナトリウムはそのバウンダリーを形成するステンレス鋼と相性がよく、ナトリウムの純度管理(酸素濃度など)を適切にすればバウンダリーにはほとんど腐食が発生しない。さらに、ナトリウムの沸点が大気圧下で883℃と運転温度より300℃以上も高いことから軽水炉のように加圧する必要がない。一方で、500℃を超える高温で運転され、炉心の出入口温度差が150℃程度と軽水炉よりも4倍程度大きいことから原子炉の起動時や緊急停止時などのナトリウムの温度変化に伴う熱荷重が構造材料への主要な荷重となる。これらの特徴からナトリウム炉は炉容器や配管の板厚を比較的薄くすることで、板厚内の温度分布を小さくして熱荷重が緩和される形状をとる。

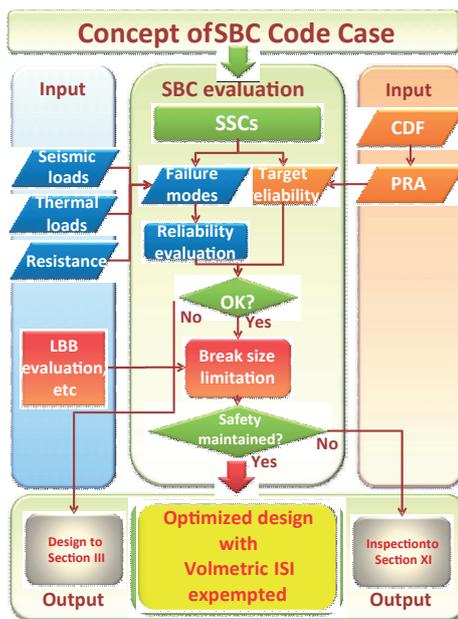


図2 維持規格への信頼性目標の導入

このようなナトリウム炉の特徴を考慮して、原子力機構はその保全技術を開発してきた。例えばナトリウムは透明でないことを含め、点検時に容易に全ての溶接箇所を目視観察できるわけではない。そのような炉に適用する新しい保全の考え方を構築した。設計において考慮される荷重条件と破壊メカニズムに加え、保全における検査方法と頻度の選択肢を総合的に考慮した上で、リスク指標に基づき導出される機器の信頼性目標値を確保するための保全の考え方を構築し、民間規格への採用にむけ

て、多くの努力をしてきている。米国機械学会（ASME）のボイラー及び圧力容器規格委員会に長年に亘って参画し液体金属炉用維持規格の検討委員会において議長や委員として前述の考え方に基づく規格策定をリードしてきた（図2参照）。その成果がCode Case（事例規格）N-875として結実し、2017年発刊された。⁽⁴⁾この成果は設計段階から合理的な保全を実現する上でその考え方に根拠を与える重要なものとなっている。その先進的な考え方がASMEでより一般性をもつものとして高く評価され、液体金属炉だけでなく高温ガス炉など炉型に関らず適用可能な維持規格本体（Section XI, Division 2）に2019年の改訂に合わせて採用された。この画期的な成果は日本機械学会、発電用設備規格委員会の下に目標信頼性検討タスクが設置されるなど、今後の保全の考え方に大きな流れを与えるものと期待する。

2.2 高速炉開発の方針

前述のように2016年に高速炉開発の方針が示された後、その方針を具体化した高速炉開発のための「戦略ロードマップ」が2018年12月に「原子力関係閣僚会議」で決定された。その間、2018年6月には核燃料サイクル政策の維持にも言及したエネルギー基本計画が策定・発表されている。

戦略ロードマップでは、民間のイノベーションを促進し、原子力機構はその技術基盤を提供すること、MOX燃料の再処理、燃料製造のサイクル技術は原子力機構が責任をもって開発することなどが明記された。その上で核燃料サイクルは日本にとって重要でありその中核をなす高速炉について、国内外の最先端の技術を取り入れるとともに我が国の技術を国際標準化すること、国際協力による開発を進めること、21世紀半ば頃の適切なタイミングに現実的なスケールの高速炉が運転開始される期待が述べられた。

3. 海外での新型炉開発の動向

戦略ロードマップでは、高速炉の開発を国際協力により合理的に進める事が方針として示された。本節では、SFRを中心に各国が新型炉開発をどのように進めているかを炉開発の流れとして概説する。

3.1 大型炉

日本を含め世界では、実験炉、原型炉、実証炉、商用炉のように出力規模を上げながらSFRの技術的な実証を経て、経済性を実証する流れがある。

ロシアでは、BN350（現 カザフスタン）、BN600、BN800を建設し、BN800では出力規模を88万kWeまで上げて2015年12月から商用運転をしている。さらに商用炉としてBN1200の設計、建設準備を進めている。この間、BN600では地域に熱を供給するとともに高い設備利用率、直近の10年の平均で82%を超える実績を有している。Pu利用については、BN600までは濃縮ウランを燃料とし、BN800ではウラン燃料炉心で臨界を達成後、徐々にMOX燃料に取り替え、2022年には完全なMOX燃料炉心を構成する計画となっている。ロシアの原子力の導入展望では、現在の主流である軽水炉VVERに加えてBN（SFR）の導入を増やすとともに、これらを輸出することを計画している。また、SFR以外的高速炉として、ナトリウムよりも重く大型化には難があるものの中性子吸収が少ないなど核特性に優れる鉛を冷却材に用いるLFRの開発も並行して行っており、BREST-300の建設を進めている。



図3 BN800近景

<http://stock.rosenergoatom.ru/fotobank/type/7/tag/49/>

中国では、実験炉CEFRを建設、運転中であり、実証炉に相当するCFR600の建設を進めている。さらに商用炉としてのCFR1000の設計が進んでいる。

フランスは、これまでに実験炉Rapsodie、23.3万kWe出力のPhenix、120万kWe出力のSuperphenixを建設、運転している。いずれも現在は運転を停止し、廃止措置中である。その後、特に軽水炉の使用済みMOX燃料に含まれるPuの効率的な利用を技術的に実証することを目的とした60万kWe出力のSFRを建設するASTRID計画を立ち上げた。現在は、多年度エネルギー計画PPEを策定し2020年初頭から運用する中で、高速炉についてはPu利用の重要性を認識しつつもその商用化時期を今世紀の後半に想定してASTRID計画を凍結し、高度なシミュレーションと実験検証を主体

とする技術開発を継続している。

3.2 多様な炉型のSMR開発

前節で示した大型炉開発の他に、近年は各国において多様な炉型のSMR開発が進んでいる。欧米における Generation-III+ と称される既存軽水炉の改良型大型炉の建設プロジェクトにおいては、1F事故後の安全対策費の増加や大型化に伴う必然的な直接費の増大以外に、建設資材、現地工事の品質確保や工期遅延など投資リスクの課題が顕在化している。これらに対し、SMRでは小型であることの特性を活かし、次のような安全性と経済性の向上が検討されている。

- 小型で単純な機器系統にし、固有安全や受動安全を追求することで安全性を向上、
- 輸送の容易さから工場製作の割合を増やし、品質保証と現地での工期を短縮、
- モジュール化、標準化することで、多数基の建設を前提に生産性を向上、
- 需要や投資環境に合わせて小規模の開発から始め、初期投資を抑制、
- 複数基のSMRを順次定期点検することで点検要員を共通化、保守費用を低減。

また、変動再生可能エネルギーが台頭する電力市場においても、複数基のSMRを柔軟に運用することで出力調整の対応が容易となる可能性がある。

このような利点を持ち得るSMRの開発について、世界各国の取り組みの一部を紹介する。米国ではSMRを前提としたものではないものの、Advanced Reactor Development Program (ARDP) として安全性を高めた軽水炉技術を含む新型炉を開発する民間支援が開始されている。また、アイダホ国立研究所(INL)の敷地にヒートパイプ冷却小型高速炉であるAurora (1500kWe)を建設し、運転するための一括許認可申請がNRCにより2020年6月に受理されるなど、一般的なSMRよりもよりさらに小さい出力規模のマイクロリアクターを含む新型炉の開発機運が高まっている。

カナダと英国では、民間による新型炉を含むSMR開発を支援するプログラムが進行している。カナダでは2018年にSMRロードマップが作られ、カナダ原子力研究所のチョークリバーサイトへのSMR導入計画が民間からの計画応募に基づいて進んでいる。これと並行して、カナダ原子力委員会での事前ライセンス審査が複数の炉システムを対象に進められている。英国では、ピジ

ネス・エネルギー・産業戦略省 (BEIS) による先進モジュール炉 (AMR) の実行可能性・開発計画が、やはり民間からの応募に基づいて進んでいる。2020年7月には計画の第2フェーズに移り、提案の絞り込みが行われ、HTGR、LFR等が採択された。

中国では、ペブルベッド型の燃料方式の高温ガス炉を開発中で、2基の原子炉が一つのタービンに接続され21万kWeの出力を持つ実証炉HTR-PMが建設中である。また、6基の原子炉が一つの大型タービンに接続され60万kWeの出力を持つ商用炉HTR-PM600も計画されている。

ロシアでは新型炉ではないものの、耐震や建設地から離れた場所で運転・交換できる点で着目されるSMRとして、3.5万kWeの軽水炉を2基搭載し合計7万kWeの発電能力持ち、海洋上で発電し沿岸に電力と熱を供給する浮体式(船舶型)原子力発電施設を建造、2020年に商用運転を開始した。



図4 高速実験炉「常陽」

研究炉、材料試験炉の分野では、米国において安全性を高めた軽水炉の事故耐性燃料や様々な炉システム(SFR, LFR, HTGR, MSRなど)を対象に、高速中性子による照射試験を可能とするVersatile Test Reactor (VTR)の開発がDOEのリードで進んでいる。VTRはナトリウム冷却炉概念を採用し、INLなど米国国立研究所が照射設備を検討し、GE-Hitachi Nuclear Energy社が自社の中小型炉概念であるPRISMの設計を元に炉システムの概念設計を実施中である。ロシアにおいても同様に、国立原子炉科学研究所が多目的高速中性子研究炉(MBIR)を建設中で、完成すればクローズド核燃料サイクルの確立に不可欠な高速炉開発や新型核燃料の研究といった多目的の利用が可能となる見込みである。このように、新型炉開発機運の高まりを受け高速中性子照

射場のニーズも高まっている。日本の高速実験炉「常陽」(図4参照)は高速中性子の高い照射能力を有しており、国際的にも照射試験の期待が寄せられている。

3.3 新型炉の安全基準の策定

新型炉やSMRの実用化には開発側の活動だけでなく、新しい炉概念に対応した国際的な安全基準を整備する必要がある。軽水炉技術のSMRであっても、小型炉であることや革新的な設計の特徴を反映すること考えると、既存の大型軽水炉を念頭においた安全基準が適切とは限らない。

第4世代炉の開発を国際協力によって推進する国際的な協力組織であるGeneration IV International Forum (GIF) では、現在、日米仏英中露韓など13の国とEUが加盟し、第4世代炉としてSFR、LFR、HTGR、MSR、GFR(ガス冷却高速炉)、SCWR(超臨界水冷却炉)の6炉型を選び、その開発協力を行っている。GIFでは、1F事故の前から安全設計の国際基準の重要性を認識し、最も開発が進んでいる炉システムの一つであるSFRを対象に、安全設計要件(Safety Design Criteria, SDC)とその適用指針(Safety Design Guideline, SDG)を開発、公開してきた。(図5参照)⁽⁵⁾



図5 GIFの安全設計ヒエラルキー

ナトリウム炉の安全上の特徴として、高沸点の液体金属を冷却材に用いることから、原子炉冷却システムの圧力は大気圧より多少高い程度であり、事故時に配管が損傷して冷却材が漏えいするような事があっても、圧力でナトリウムが噴出して無くなるようなことは起こり難い。配管を高い位置で引き回したり、炉容器や配管を鋼製の容器や樋で囲んで隙間の体積を制限するような比較的簡単な設計対応で、漏洩するナトリウム量を抑制し、事故後の炉心の冷却に必要な液位を確保する設計が可能である。一方で、ナトリウムは、高温で空気と触れると

燃焼するため、冷却材の漏えいが想定される先の雰囲気窒素を窒素で置換する等の対策が必要となる。これらは一例であるが、そのような炉概念の特徴を考慮し、1F事故後はその教訓を反映してSDC、SDGを作成し、GIF内のコンセンサスを得るとともに、各国の規制機関やOECD、IAEAといった国際機関にコメントを求めて改訂、公開している。GIF内のロシアや中国などSFR開発国だけでなく、IAEAでの議論の中で、GIFに加盟していないインドからSDCへの準拠が表明されるなど、事実上の国際標準となりつつある。

米国では、非軽水新型炉の基本設計クライテリアを作成するために申請者が参考とすべき案として、米国原子力規制委員会(NRC)がRegulatory Guide, RG1.232 Guidance For Developing Principal Design Criteria (PDC) For Non-light-water Reactorsを2018年に発行するとともに、米国原子力産業界の組織であるNuclear Energy Institute (NEI) がリスクを指標に規制を考えるRisk-Informed Performance-Based Technology Guidance for Non-Light Water Reactorsを策定し、NRCに向けてその考え方のエントースを求めた。NRCは2020年6月にこれを認め、RG 1.233, Guidance for a Technology-Inclusive, Risk-Informed, and Performance-Based Methodology to Inform the Licensing Basis and Content of Applications for Licenses, Certifications, and Approvals for Non-Light Water Reactorsを発行した。

この他、米国NRCは2019年8月にカナダの規制委員会(Canadian Nuclear Safety Commission)との間で新型炉・SMRの技術審査で規制の効率化を図るための協力を行うことを記載したMOC(Memorandum of Cooperation)を結び、連携を図っている。⁽⁶⁾

IAEAでは、加盟国でのSMR開発の動きを受けてSMR Regulator's Forumを発足させ、その下でSMRの規制のあり方について既に国際的な検討を開始している。⁽⁷⁾ Forumには米英仏露中加韓などの規制当局が参加しているが、日本からは現時点で参加していない。これまでGraded approach, Defense-in-depth, Emergency Planning Zoneについて検討が進んでいる。例えば、IAEAの軽水炉を対象とした安全設計基準であるSSR-2/1について軽水炉技術のSMRと高温ガス炉のSMRへの適用性が検討されている。新型炉につ

いては、多様な炉型について個別の検討を進める前にこれらに共通な考え方として、前述のRisk informed approachの適用について検討している。

3.4 国際機関の動向

次に世界情勢の一つとして国際機関の動向について述べる。前述のGIFでは、第4世代炉の開発機運を高める上でGIFの国際協力の成果を世界各国の政策立案レベルから将来を担う学生までをカバーして発信することを試みている。2019年には、各国の閣僚レベルが参加するClean Energy Ministerialの第10回会合（開催地：バンクーバー）のサイドイベント（日米加がリードしCEM9で組織されたNuclear Innovation: Clean Energy Future (NICE Future) initiativeが主催）にて、第4世代炉がもつ熱利用を含めた高いFlexibilityを活かして変動再生可能エネルギーと共生することで脱炭素社会に貢献できる事をアピールした。

IAEAでは、2019年ウイーンにて気候変動に対する原子力の役割をアピールする大規模な国際会議（Climate Change and the Role of Nuclear Power）を開催している。⁽⁸⁾ 二酸化炭素を排出しないクリーンエネルギーである原子力が再生可能エネルギーと共に脱炭素社会を実現する重要な役割をもつことを示した。ここでもSMRの可能性と開発状況が紹介され、日本からは小型炉としてのHTGRがもつ安全性や高温を生かした水素製造など熱利用への適用性を主張した。

OECD/NEA（Organisation for Economic Co-operation and Development /Nuclear Energy Agency）では、2050年を見越した革新的な原子力の開発、実用化にむけて世界各国の開発協力を促すことを目的としたNI2050（Nuclear Innovation 2050）Initiativeを組織し、日本もこれに参加した。⁽⁹⁾

また、OECD/NEAは脱炭素社会を念頭に変動再生可能エネルギーの増加に伴って必要となる変動を補償する調整用電源やその維持費、電力網の整備など、信頼性、安定性をもった電力システムとするためのシステムコストを評価した報告書The Costs of Decarbonisation: System Costs with High Shares of Nuclear and Renewablesを2019年に発行した。⁽¹⁰⁾ ここでは、システムコスト上昇の要因として、変動再生可能エネルギーのシェア上昇に伴う設備容量の増加、地理的依存性に依る送電システム整備の必要性とその増加、調整用電源容量の増加とその不規則な利用に伴い必要となる運転・維

持コストの増加等を上げ、電力システムを計画する上では、変動再生可能エネルギー自体の導入コストだけでなく、このようなシステムコストを見込んだ上で全体の電力システムを計画する必要がある事を指摘した。

4. 国内の高速炉開発

4.1 近年の国内SFR開発の成果

4.1.1 JSFRの概念検討成果とりまとめ

2011年初めには1F事故の直前まで高速増殖炉サイクル実用化研究開発「FaCTプロジェクト」のPhase-1のまとめが行われていた。1F事故によりプロジェクトは凍結されたが、プロジェクトの成果として実用炉JSFRならびにその実証施設の概念検討結果が、設計、試験、評価手法開発を含む研究開発をベースに取りまとめられた。⁽¹¹⁾

JSFRは、国内に立地可能な先進ループ型炉で、熱膨張率の小さい高Cr鋼の採用による配管短縮化、ループ数の削減と合体機器の採用による機器点数の削減、キュリー点により温度上昇を自ら検知して制御棒を切り離す受動的炉停止など13の革新技術により、FaCTプロジェクトの開始にあたって当時の原子力委員会から示された安全性、経済性等の目標を満たし得る概念として構築したものである。（図6参照）



項目	性能指標	評価結果	判定
安全性	炉心損傷発生頻度	10 ⁻⁶ /炉年未満	○
経済性	発電原価	次代軽水炉と同等	○
資源の有効利用率	増殖比	1.03~1.2	○

図6 JSFRの鳥観図と目標達成度（抜粋）

4.1.2 安全性強化

1F事故を受けて、安全性強化はこれまで以上に重要な研究開発課題となり、特にシビアアクシデントの発生防止と影響緩和の両面で検討した。発生防止では、原子炉緊急停止後の崩壊熱除去機能として、全電源喪失を含め動的機器の作動に依存しない「自然循環による崩壊熱除去」について、原子炉容器内に浸漬した熱交換器により供給する低温のナトリウムが負の浮力で炉心部に侵入して除熱する特性にSFR開発各国が注目する中、3体並びに7体の模擬燃料集合体を束ねたナトリウム試験でその特性を解明し、評価手法の検証を行なった。その後、炉心全体での特性を把握するため炉心燃料と周囲の中性子遮蔽体を含む炉心部、上部の原子炉容器、熱交換器をモデル化した世界でも初めてのナトリウム試験装置 PLANDTL-2を製作し、良好な冷却特性を示す試験結果を得た。(図7参照)⁽¹²⁾

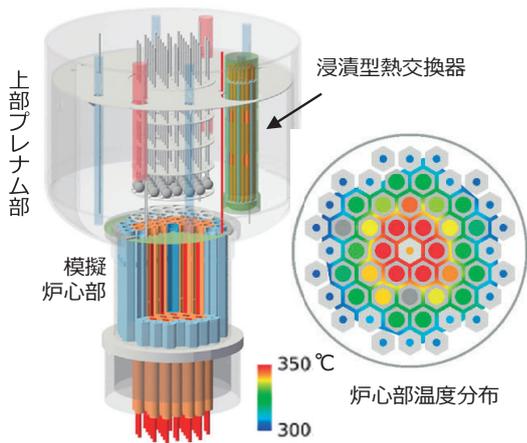


図7 PLANDTL-2試験装置と模擬炉心内温度

シビアアクシデントの影響緩和では、事故により溶融した燃料を炉心部から早期に排出させ安定に冷却することで、事故を原子炉容器内で終息させることを目指し、設計、評価手法の開発、試験検証を三位一体で進めている。特に核分裂反応の熱で溶融した燃料がナトリウムで満たされた流路を通じて炉心の外に排出される過程について、カザフスタン共和国にあるパルス型試験炉IGRを用いて研究するEAGLE試験(図8参照)を実施し、タイミングや量など効果的な燃料排出を確認した。⁽¹³⁾

前述のGIFによるSFRのSDC及びSDGの開発において、日本は開発の当初からGIFタスクチームのリーダーを務め、SDC、SDGの原案を日本原子力学会「第

4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア」特別専門委員会場で策定し、GIFタスクチームでの議論を主導した。⁽¹⁴⁾この際にPLANDTL、EAGLE等の研究成果をエビデンスとし、JSFRを対象にした安全設計に基づいてSDGに含めるべき設計推奨事項を具体化し、それらが包括的かつ実現可能なものであることを確認した。(図9参照)

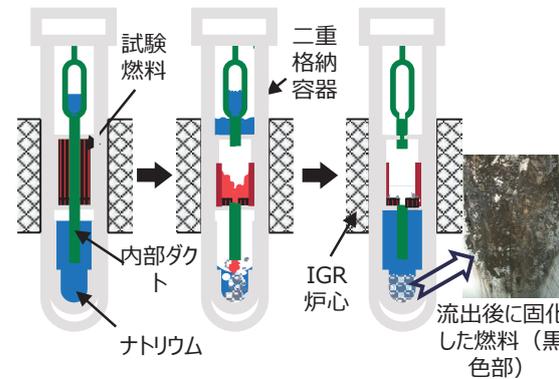
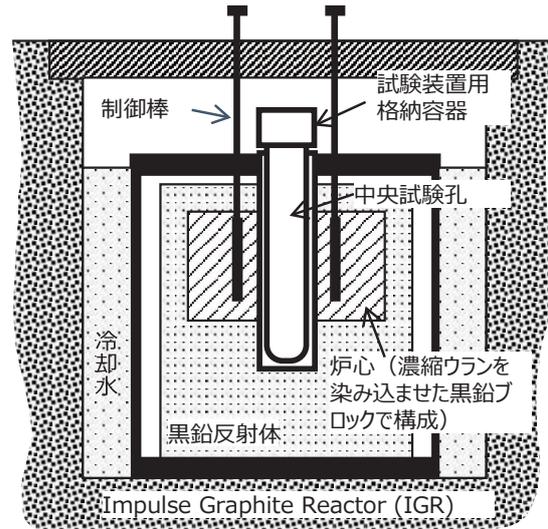


図8 IGR試験炉を使ったEAGLE試験

炉心系ガイド	炉心燃料の健全性確保	①高温・高内圧・高照射環境に耐える燃料設計 ②炉心冷却性を確保するための炉心設計 ③能動的炉停止
	反応度制御	④受動的炉停止または固有反応度フィードバックを活用した炉停止 ⑤炉心損傷時の過大なエネルギーの発生防止と原子炉容器内保持冷却
冷却材系ガイド	機器の構造健全性確保	⑥高温・低圧条件に耐える機器設計
	1次冷却材系に関する事項	⑦カーガストとそのバウンダリ ⑧液位確保対策
	ナトリウムの化学反応対策	⑨ナトリウム漏えい燃焼対策 ⑩ナトリウム-水反応対策
	崩壊熱除去に関する事項	⑪自然循環の活用 ⑫信頼性確保(多様性・多重性)
格納系ガイド	格納バウンダリに関する事項	⑬中間冷却材系の格納機能
	格納系の設計概念と負荷要因に関する事項	⑭格納バウンダリの形成と荷重

←軽水炉と比較した設計上の特徴
←我が国の次世代SFRの設計概念
◆各論点に係る、SDGの日本案を構築

図9 第4世代SFRとして特徴的で重要な14の事項

4.1.3 構造材料開発と規格基準への貢献

SFRは500℃を越える高温で運転されることから高温条件で荷重を受けて構造材料が少しずつ伸びるクリープやクリープ疲労などの現象が健全性評価上重要となる。そこで炉の60年寿命を目指した規格基準の策定に向けて、必要な試験データを取得して構築した評価手法を日本機械学会に提示し規格案の策定に貢献してきた。この他、2.1で述べたナトリウム冷却高速炉に適した保全を実現するための規格基準として、高速炉維持規規格案及び関連する機器の信頼性評価ガイドライン、破断前漏えい評価ガイドライン案を提案し、信頼性評価ガイドラインは2017年に発刊に至っている。⁽¹⁵⁾

4.1.4 革新技術

ナトリウムは不透明で可視光を通さないため、原子炉容器の内部構造物の目視検査として光学カメラは適用できない。そこで超音波技術を応用したナトリウム中目視検査技術を開発している。原子炉容器内の広範囲に対して、ルースパーツの有無や機器の変形等を短時間で検査

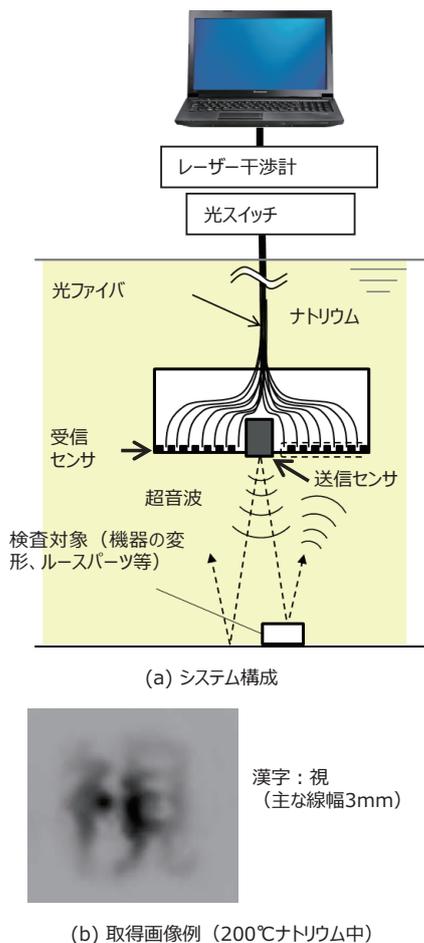
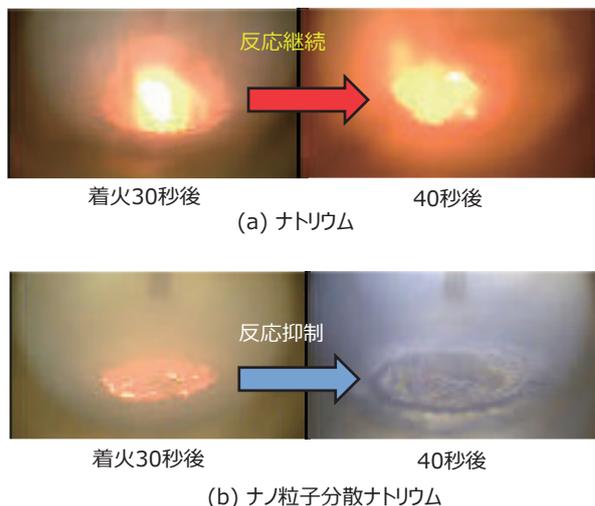


図10 ナトリウム目視検査装置と取得画像

することを目標に、従来の固定焦点型に替わり、解像度が距離に依存しない開口合成方法を基本として、設計の自由度が向上し高性能を実現し得る光受信センサを採用している。図10に示すように使用環境条件である200℃ナトリウム中で安定した視認性が得られることを明らかにし、基本的な成立性を確認している。⁽¹⁶⁾

ナトリウムの特徴の一つに空気（酸素）や水と反応する点が挙げられる。この化学的活性を低減する技術を開発している。⁽¹⁷⁾金属ナノ粒子をナトリウム中に分散させることで、ナノ粒子表面とナトリウム原子との間で電荷移行と原子間結合力が生じ、酸素や水との反応を低減できることを見出した。(図11参照) ナトリウムの化学的活性度を低減できれば安全設備の簡素化など様々なメリットが期待できる。



通常的なナトリウムとナノ粒子を分散させたナトリウムを空気（酸素）と反応させた際の燃焼状態の比較

図11 ナノ粒子分散ナトリウム

4.1.5 燃料材料開発

最初に述べたようにSFRはPuを効率的に燃焼させるとともに核分裂可能なPu-239を新たに生成できる。さらに、長期間に亘って放射線と熱を出し続けるマイナーアクチニド核種（Am, Npなど）に高速中性子をあてて核分裂させ、短半減期または安定元素へ変換することが可能である。このような特性を生かす上では、できるだけ長期に亘って炉心内で燃料を燃やすことが経済性を含めて有利となる。このため、実績のあるオーステナイト系ステンレス鋼に代わる長寿命被覆管として、高温強度や耐中性子照射特性に優れる酸化物分散強化型（ODS）フェライト鋼の開発が各国で進められている。

原子力機構では、難加工材であるODSフェライト鋼の被覆管形状への加工技術を世界に先駆けて確立しており、製造した被覆管はフェライト鋼として世界最高レベルのクリープ強度を有することを確認するなど、実用化に向けた開発を着実に進めている。(図12参照)⁽¹⁸⁾なお、ODSフェライト鋼は軽水炉の事故耐性燃料の被覆管としても注目されている。

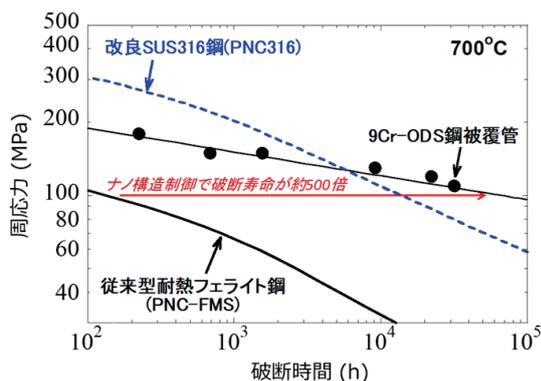


図12 開発したODSフェライト鋼の強度特性

4.1.6 再処理技術とMA分離

核燃料サイクルにおいて再処理は使用済燃料からU、Puを取り出して次の燃料に使うとともに、高い放射線を出す核分裂生成物を分離して高レベル放射性廃棄物として分けて処理することで、放射性廃棄物を減容化する重要な役割を担っている。原子力機構では、SFRの使用済燃料の再処理技術だけでなく、通常の軽水炉使用済燃料に比べてPuの含有が多い、プルサーマル燃料(Puを劣化ウラン等に混ぜて軽水炉の燃料として使う)の使用済燃料をも対象として再処理技術の開発を行っている。Puの含有率が多いと硝酸で溶解する際に燃料が溶け残る割合が増えることなどの課題への解決を図っている。

また、長期間に亘って強い放射線と熱を出すマイナーアクチニド核種(MA)を再処理の過程で分離し、高レベル放射性廃棄物から排除することで、発熱量を低減し、取り扱いを容易にするための分離技術の開発を行っている。これまでに細かい穴をもつ微小粒子に抽出剤を塗布させることで使用する溶媒の量を削減できる抽出クロマトグラフィによる2段階分離や溶媒抽出法に用いる新しい抽出剤を開発するなど成果を挙げている。(図13参照)⁽¹⁹⁾

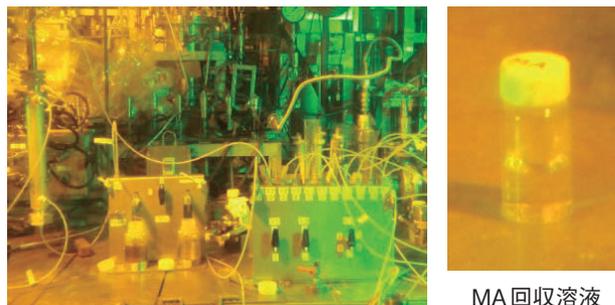


図13 MA分離用抽出クロマトグラフィ試験装置

4.1.7 ASTRID協力

3.1節で紹介したASTRIDの開発では、仏国による概念検討の後、日仏政府間の取決め締結を受けた実施機関間取決めを原子力機構、仏国原子力・代替エネルギー庁(CEA)、三菱重工、三菱FBRシステムズ(MFBR)、及びFRAMATOMの間で結び、2014年から2019年まで日仏協力による分担設計、研究開発協力が行われた。仏国は酸化燃料を使う点、軽水炉の使用済燃料の再処理と抽出したPuの利用、最終的にはSFRによるクローズドサイクルを目指すなど核燃料サイクルの考え方の多くが日本と共通であったことが協力の背景にある。当初、ループ型炉JSFRの技術をもつ日本と一次主冷却系機器をすべて原子炉容器内にいれたプール型炉を開発する仏国との間で、高速炉技術の共通課題として安全分野、ナトリウム取扱い技術、燃料技術の分野の研究開発と、安全系の機器を中心として日本の技術でASTRIDの系統・機器を設計する設計協力を開始した。協力の成果を適用し、日本国内だけでなく世界との開発協力、世界標準を視野に入れた日本に立地可能なプール型炉の設計検討を行い、プール型炉の日本の地震条件に適合する設計概念(図14参照)を独自に構築した。⁽²⁰⁾その後、日本の技術力に対する仏側の理解が進み、日仏で共通の炉概念を構築し世界標準とすることを目指し、日仏共通仕様のプール型炉概念の構築を行うとともに、研究開発協力の範囲を拡大した。これにより、JSFRで構築したループ型炉概念と並び、世界との開発協力によるコスト低減を視野に入れたプール型炉の技術についても構築することができた。



図14 日本に立地可能なプール型高速炉（鳥瞰図）

4.2 戦略ロードマップを受けた展開

高速炉開発にかかる戦略ロードマップで示された多様な民間の開発を支援する方針を含める形で、原子力の基礎研究から実用化に至るまで連続的にイノベーションを促進していくNEXIP（Nuclear Energy×Innovation Promotion）イニシアチブが国の主導で開始されている。また、その一環で、民間の創意工夫を活かした原子力技術のイノベーションを実現することを目的として、新型炉の技術開発の支援を行う国の補助事業が2019年度から開始されている。開発の対象は革新的な原子炉技術として高速炉だけでなく軽水炉技術にもとづくSMRやHTGRを含めたものとなっている。このNEXIPにおいて原子力機構は技術基盤を提供するイノベーションハブ機能を担うものとされている。

戦略ロードマップでは、前述のように国内外の最新知見の取り込みと国際協力による効率的な研究開発を方針として示しており、原子力機構ではASTRID協力に続いて2020年初頭から日仏高速炉開発協力を新たに開始した。この中では高速炉の実用化に向けて高度な解析評価手法の開発とその試験検証を相互に協力して実施することとしている。米国との間では、DOEの進めるVTR開発に協力することで政府レベルでの覚書（MOU）が結ばれ、VTRのナトリウム炉としての安全評価、照射試験技術など協力内容の具体化を検討している。

原子力機構では4.1節に概説したようにSFRが第4世代炉としての安全性、経済性、持続可能性等を発揮するための技術開発を進め、例えば安全では国際的な安全設計要件であるGIFのSDC、SDG策定に貢献し、これを満足する設計が可能であることを示した。運転についても新型炉に共通に適用されるASMEの維持規格に信頼性目

標の考え方を導入する事で合理的な保全に繋げるなど、日本の技術の国際標準化を果たしてきた。

このような国際的に評価を受けた技術開発成果を背景に、大型炉、小型炉を問わず社会のニーズに沿った様々な炉の開発に必要な技術基盤を整備し、国内の民間支援、国際協力に反映できるよう、評価手法の開発に重きを置き、1) 設計から運転、保全までを対象にした高度な解析評価手法、2) もんじゅやJSFRなど炉の設計、建設、運転の知見、試験研究と検証データなど様々な知見を、人工知能を活用して使える知識にするナレッジベース、3) これらのプラント設計評価への適用と設計フィードバックによる最適化を統合制御するシステムとしてAI支援型革新炉ライフサイクル最適化手法ARKADIAの開発を行うこととしている。⁽²¹⁾

4.3 日本におけるSMR開発

日本における新型炉のSMR開発の具体的な動きとして、日本原子力学会2020年秋の大会等で技術開発が発表された炉システムの例を表1に示す。

表1 日本における民間のSMR開発の例

開発者	SMR
東芝 ESS	高温ガス炉
	ヒートパイプ冷却超小型炉 MoveluX™
三菱重工	多用途モジュール式超安全マイクロ炉
	高温ガス炉コジェネプラント
	小型ナトリウム冷却高速炉
日立 GE	軽水冷却高速炉
	革新的小型ナトリウム冷却高速炉
スタンダードパワー	熔融塩高速炉
次世代エネルギー研究・開発機構	塩化物熔融塩高速炉

SMR開発と直接のつながりはないが、産業競争力懇談会では、「浮体式原子力発電研究会」を組織し活動を開始している。浮体式とすることで、地震や津波の影響を大幅に緩和するとともに、崩壊熱の除去の点でも無限のヒートシンクで囲まれるなど、安全性の格段の向上を目指している。日本においても新型炉のSMRが安全性、経済性、必要資本などの観点で検討の俎上に上がりつつあると考えられる。

5. まとめ

本稿では、ここ10年程度を念頭に国内外の新型炉開発の動向について特にナトリウム冷却高速炉を中心に紹介した。原子力機構では、地球温暖化に対する脱炭素社

会、安定で信頼性の高い電力システム、将来を見据えたエネルギー供給の不確実性への備えなど社会ニーズに応じて、大型炉からSMRまでをスコープにその実用化に必要な技術基盤を開発・提供するとともに、研究開発知見、設計知見の知識ベース、安全性を含む革新技术の開発を進めるものである。

なお、本稿には、経済産業省の高速炉研究開発に関する受託事業の成果を含む。

参 考 文 献

- (1) https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/chousa/kaihatu/019/index.htm
- (2) https://www.meti.go.jp/committee/kenkyukai/energy/fr/001_haifu.html
- (3) 高速増殖原型炉もんじゅ—その軌跡と技術成果—, JAEA-Technology 2019-007
- (4) <https://www.jaea.go.jp/02/press2017/p18011202/>
- (5) https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_93020/safety-design-criteria
- (6) <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/news/2019/19-037.pdf>
- (7) <https://www.iaea.org/topics/small-modular-reactors/smr-regulators-forum>
- (8) <https://www.iaea.org/atoms4climate>
- (9) <https://www.oecd-neo.org/ndd/ni2050/>
- (10) <https://www.oecd-neo.org/ndd/pubs/2019/7335-system-costs-es.pdf>
- (11) 高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCTプロジェクト) —フェーズ I 報告書—, JAEA-Evaluation, 2011-003
<https://www.jaea.go.jp/04/fbr/publish/files/archives/JAEA-Evaluation-2011-003.pdf>
- (12) <https://www.jaea.go.jp/02/press2019/p19042201/>
- (13) 高速炉の炉心安全性試験EAGLEプロジェクト, カザフスタンとの研究協力, エネルギーレビュー, 2016-11
- (14) 第4世代ナトリウム冷却高速炉の系統別安全設計ガイドラインの構築, 日本原子力学会誌ATOMOΣ, Vol.60, p.764, 2018.
https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesjb/60/12/60_764/_article/-char/ja
- (15) Asayama, T. et al, Codes and Standards Development for Next Generation Sodium-Cooled Fast Reactors in Japan, GIF Symposium – Paris (France) – 2018.
https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_117863/2018-gif-symposium-proceedings
- (16) https://rdreview.jaea.go.jp/review_jp/2017/pdf/j2017_all.pdf
- (17) https://www.kenkyu.jp/nuclear/result/h27/pdf/sys_p10.pdf
- (18) 次世代原子力システムへの挑戦 酸化物分散強化型フェライト鋼開発の取り組み, エネルギーレビュー, Vol.456, 2019年1月号
- (19) <https://www.jaea.go.jp/jaea-houkoku12/shiryo/6.pdf>
- (20) Kubo, S. et al., A conceptual design study of pool-type sodium-cooled fast reactor with enhanced anti-seismic capability, Mechanical Engineering Journal, Volume 7, Issue 3, Pages 19-00489, 2020.
https://www.jstage.jst.go.jp/article/mej/7/3/7_19-00489/_article/-char/en
- (21) 今後の高速炉サイクル研究開発, 日本原子力学会誌ATOMOΣ, Vol.61, p.798, 2019.
https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesjb/61/11/61_798/_article/-char/ja