

新型炉部会セッション

第4世代原子炉の国内外の開発動向

Development progress of domestic and foreign Generation-IV reactors

(2) ナトリウム冷却高速炉の開発状況と計画

(2) Development status and plan of sodium-cooled fast reactors

* 上出 英樹¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. はじめに

ナトリウムは中性子の減速が少なく、かつ、除熱能力に優れており炉心の出力密度を高くすることができ、比較的安価であることから高速炉に適した冷却材である。燃料形態として酸化物燃料 ($\text{UO}_2\text{-PuO}_2$)、金属燃料 (U-Pu-Zr)、窒化物燃料 (UN-PuN) 等が検討され、燃料増殖、使用済燃料に含まれる MA の燃焼が可能である。

ナトリウムは、沸点が約 880°C と高く冷却系を低圧で設計できる、系統温度差を大きくとることができ空気を最終ヒートシンクとした自然循環による崩壊熱除去が可能、構造材との共存性に優れる、燃料の高燃焼度化や長期運転サイクルによる燃料費の低減が可能、原子炉出口温度が $500\text{-}550^\circ\text{C}$ と高温であり高い熱効率を実現可能、等の利点を有している。

一方、ナトリウムは化学的に活性であり、水や空気と反応することから燃焼や水素発生などに留意が必要、不透明であるため保守の際に対象物が光学的に見えない、エネルギー変換システムとして蒸気発生器を採用する場合には、ナトリウム-水反応の影響が炉心に及ばないように2次ナトリウム系を設置する必要がある等の欠点を有している。

ナトリウム冷却高速炉の炉型としてはタンク型、ループ型が検討されており、小型炉から 1500MWe の大型炉まで検討・開発されている。各国で実験炉、原型炉、実証炉の建設が進んでおり、第4世代原子力システムに関する国際フォーラム (GIF) のロードマップでは2020年代から第4世代炉の実証段階に移行すると見込まれている。以下にナトリウム冷却高速炉の最近の主要な開発動向を示す。

2. ナトリウム冷却高速炉の国内外の開発動向

2.1 フランス

フランスは実験炉 Rapsodie (40MWt 、ループ型)、原型炉フェニックス (250MWe 、タンク型)、実証炉スーパーフェニックス (1240MWe 、タンク型) の開発を通じてナトリウム冷却高速炉の豊富な経験を有している。2006年の大統領宣言に基づき、第4世代原子炉を開発推進するための工業的実証を目的とした第4世代原子炉 ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration)¹⁾ の開発を進めている。ASTRID は 1500MWt (600MWe 相当)、MOX 燃料を採用したタンク型のナトリウム冷却高速炉であり、2030年代の運転開始を目指している。先行炉の経験を反映しつつ、課題であるナトリウム-水反応を排除するため窒素ガスタービン発電や、ボイド反応度を低減した炉心を採用する等、革新技術を採用した概念である。また、試験施設の整備も進められており、水ループ試験装置 (GISEH)、小規模ナトリウムループ試験装置 (PAPIRUS) が運転を開始し、高速臨界実験装置 (MASURCA) の改造、大規模ナトリウムループ試験装置 (CHEOPS) の設計、シビアアクシデント時の熔融燃料挙動に関する試験装置 (PLINIUS-2) の設計が進められている。

2.2 ロシア

ロシアは実験炉 BR-5/10 (8MWt 、ループ型)、BOR-60 (12MWe 、ループ型)、原型炉 BN-350 (130MWe 、ループ型)、BN-600 (600MWe 、タンク型)、実証炉 BN-800 (880MWe 、タンク型) の開発を通じてナトリウム冷却高速炉の豊富な経験を有している。

2010年に策定した連邦目標プログラムに基づき2011年に開始されたProryv（ブレークスルー）プロジェクト²⁾として、ナトリウム冷却高速実用炉BN-1200、鉛冷却高速原型炉BREST-OD-300の開発が進められている。

BN-1200（1220MWe、タンク型）はBN-350、BN-600、BN-800等の開発と運転経験を基にして安全性、経済性の向上を図った概念であり、2030年頃の実用化を目指して設計が進められている。安全性向上のため、自然循環による崩壊熱除去系、受動的炉停止機構等が採用されること、経済性向上のために、軽水炉（VVER）と同等の発電コストの達成を目標として、BN-800までに採用されているモジュール型の蒸気発生器をユニット型の大型蒸気発生器に変更する、燃料取扱系を簡素化する、等の革新技術を採用していることが特徴である。

また、照射試験炉BOR-60の後継機である、多目的ナトリウム冷却高速試験炉MBIR（150MWt）が2015年に着工され2020年頃の運転開始を目指して建設が進められている。MBIRは試験ループを3チャンネル装備し、異なる冷却材環境での照射試験を可能としている。

2.3 中国

中国はエネルギー需要の大幅な拡大に備えて、増殖炉としての高速炉の早期の実用化を目指している。ロシアの技術協力を受けて、実験炉CEFR（20MWe、タンク型）を建設し、2010年7月に初臨界、2014年12月に定格出力運転を開始した。CEFRの初装荷炉心はウラン酸化物燃料であるが、将来的にはMOX燃料を装荷する予定である。

中国は現在、自主技術によって実証炉CFR600（600MWe、タンク型炉）を開発中であり2023年頃の運転開始を目指している。CFR600はMOX燃料炉心で、炉停止機構2系統の内1系統を受動的炉停止系とし、自然循環による崩壊熱除去系を採用することで安全性向上を図っている。続く実用炉CFR1200（1200MWe）は2020年に建設を判断し、2035年頃の運転開始を目指して概念検討が行われている。

また、米国TerraPower社の進行波炉TWR（Travelling Wave Reactor）の導入も検討されている。TWRはナトリウム冷却高速炉であり、金属燃料炉心に高濃縮ウランと劣化ウランや天然ウランを装荷し、順次内部転換しながら燃料交換しなくても長期運転を可能とする概念である。初号機の出力を300MWeとし600MWe、1200MWeに順次スケールアップする計画である。

2.4 インド

インドは国内に豊富に存在するトリウム（Th）資源を有効活用するため、「U-Th サイクル」をベースとしたインド独自の原子力開発計画（熱中性子炉サイクル→高速炉サイクル→新型重水炉サイクルの3段階の開発計画）を1950年代前半に策定し、原子力開発を進めてきており、現在は第2段階の高速炉サイクルの開発を重点的に進めている。当面はMOX燃料サイクルの開発を進めるが、将来的には増殖性の観点から金属燃料サイクルに移行する方針である。

原型炉PFBR（500MWe、タンク型、MOX燃料）は国産技術で開発され、2004年10月に着工、2015年7月に建設完了し、2018年に初臨界を達成する予定である。

今後は、PFBRに比べて安全性、経済性を向上した実用炉FBR1&2（600MWe、タンク型炉、MOX燃料）をツインプラントとして建設し、2020年代後半に運転を開始する予定であり、将来的に金属燃料サイクル技術が成熟するまで、このFBR-600を実用炉として導入する計画である。また、金属燃料高速炉については、2025年頃に金属燃料の実験炉FBTR-2（100MWt）、2030年頃に金属燃料の実証炉MDFR（500MWt）の運転を開始する計画である。

2.5 日本

我が国は、原子力開発の黎明期から、高速炉の国産開発を目標として、将来の実現を見据えた研究開発を脈々と進めてきた。1977年には実験炉「常陽」、1994年に原型炉「もんじゅ」が臨界を達成した。1999年からの高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究を経て、2006年から高速炉増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT）の中で、安全性、信頼性、経済性向上を目指して革新技術を取り入れた先進ループ型ナトリウム冷却酸化物燃料高速炉の開発を進めてきた。2011年の東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故を受け、FaCTは開発プロジェクトとしては凍結された。

同時に、ナトリウム冷却高速炉の国際的な安全基準を構築するため、安全設計クライテリア（SDC：IAEAにおける安全要件に相当）が GIF において日本の提案を受けて構築され、最高決議機関である政策グループにて 2013 年に承認された。現在、IAEA や OECD/NEA を介しての各国規制機関との議論が進んでいる。また、SDC を解説した安全設計ガイドラインを現在作成中であり、2018 年には GIF にて承認される予定で構築が進んでいる。

この SDC を満足するように、1F 事故以降には安全性を強化したプラント概念を検討した。具体的には、何らかの共通要因故障で崩壊熱除去系の全系統喪失に至っても追加的な冷却手段によって原子炉冷却を可能とする概念とした。

2014 年 5 月に日仏両政府は ASTRID 計画及び高速炉協力に係る政府間取決めに署名し、その下で 2014 年 8 月に JAEA, MHI, MFBR, CEA, AREVA の間で実施機関取決めに締結し、機器設計及び研究開発が開始された。現在、設計協力については、強制循環型崩壊熱除去系、自己作動型炉停止機構、免震装置、炉上部機構、原子炉容器室上蓋、熔融燃料受け皿、プラント過渡・熱流動、主容器、炉心・遮蔽の 9 項目、研究開発協力については、シビアアクシデント分野、燃料分野、原子炉技術分野の中に 26 項目を実施中である。

2016 年 12 月には、原子力関係閣僚会議より「もんじゅ」の廃止措置が決定され、高速炉開発の方針が示された。国際的にはナトリウム冷却炉としてタンク型炉の開発が主となっており、国際協力による開発の効率化の点でタンク型についてもそのポテンシャルを検討している。現在、今後 10 年程度の開発作業を特定する「戦略ロードマップ」が国の場で議論されており、2018 年に策定される予定である。

3. おわりに

第 4 世代炉の中で最も開発が進んでいるナトリウム冷却高速炉は各国がしのぎを削っており、特に、ロシア、中国、インドは精力的に開発を進めている状況にある。我が国はフランス、アメリカを始めとする 2 国間、多国間の枠組みを含めて国際協力を活用して研究開発を進めている状況であり、国が策定する「戦略ロードマップ」に沿って研究開発を行っていく計画である。

参考文献

- 1) S.Pivet, et. al., Status of the French Fast Reactor programme, CN245-586, IAEA FR17, 2017
- 2) E.Adamov, Proryv Project as a technological basis of large-scale nuclear power, CN245-342, IAEA FR17, 2017

* Hideki Kamide¹

¹ Japan Atomic Energy Agency