連載
講座

第4世代原子炉の開発動向

第1回 全体概要

日本原子力研究開発機構 佐賀山 豊, 安藤 将人

第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)では、安全・信頼性、経済性、持続可能性、核拡散抵抗性などに優れた次世代の原子炉システム(第4世代原子炉)として、ナトリウム冷却高速炉、鉛冷却高速炉、ガス冷却高速炉、熔融塩炉、超臨界圧水冷却炉、超高温ガス炉の6つの革新的原子炉システムが選定され国際的な研究開発が進められている。一部のシステムについては既に実証段階にあり、GIFの目標である2030年代以降の実用化が視野に入りつつある。

KEYWORDS: *Generation IV International Forum (GIF), Sodium-cooled Fast Reactor (SFR), Lead-cooled Fast Reactor (LFR), Gas-cooled Fast Reactor (GFR), Molten Salt Reactor (MSR), Supercritical Water-cooled Reactor (SCWR), Very High Temperature Reactor (VHTR)*

I. はじめに

現行の軽水炉等続く次世代原子炉である第4世代原子炉は、今後の世界のエネルギー需要に対応するため、安全・信頼性、経済性、持続可能性、核拡散抵抗性などを総合して他のエネルギー源に対して十分な優位性を備えた原子力システムである。

第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF: Generation IV international Forum)では、第4世代原子炉が備えるべき要件として開発目標を設定し、それら目標に適合しうる概念として、ナトリウム冷却高速炉(SFR: Sodium-cooled Fast Reactor)、鉛冷却高速炉(LFR: Lead-cooled Fast Reactor)、ガス冷却高速炉(GFR: Gas-cooled Fast Reactor)、熔融塩炉(MSR: Molten Salt Reactor)、超臨界圧水冷却炉(SCWR: Supercritical Water-cooled Reactor)、超高温ガス炉(VHTR: Very High Temperature Reactor)の6つの革新的原子炉システムを選定し、2030年代以降の実用化を目標とした技術ロードマップが作成されている。本稿では第4世代原子炉の最近の開発動向について概説する。

II. 第4世代原子炉の開発目標

GIFでは第4世代原子炉の開発目標として、表1に示すように、安全・信頼性、経済性、持続可能性、核拡散抵抗性の4分野について8項目を設定している。

安全性・信頼性については、安全かつ信頼性が高い運

The development status of Generation IV reactor systems (I); Overview: Yutaka Sagayama, Masato Ando.

(2017年11月28日 受理)

表1 GIFの開発目標と設計仕様の例¹⁾

	開発目標	設計仕様の例
安全・信頼性	安全・高信頼な運転	・通常運転時における高い安全性・信頼性
	炉心損傷の防止	・事故頻度の最小化、事故時でも炉心損傷を発生させない設計
	施設外の緊急時対応が不要	・放射性物質放出の可能性・量を最小化するようにシビアアクシデントの制御、緩和が出来る安全系
経済性	ライフサイクル・コスト	・革新技術・材料によるコンパクトなプラントの追求 ・高燃焼度、高稼働率
持続可能性	放射性廃棄物最小化	・MA燃焼、長寿命FP蓄積防止
	高い燃料利用効率	・MA燃焼によるウラン資源有効利用(軽水炉から高速炉サイクルへ)
核拡散抵抗性	核不拡散	・核物質拡散や制度悪用に対する制度的・技術的対策
	核物質防護	・IAEA指針・法規、サイクル概念に適した防護システムの採用

転ができること、炉心損傷の発生頻度が極めて低く炉心の損傷程度も小さいこと、敷地外の緊急時対応を不要とすることを目標としている。経済性については、ライフサイクル・コストが他のエネルギー源を凌駕すること、金融リスクが他のエネルギープロジェクトと比肩するレベルであることを目標としている。持続可能性については、燃料の効率的な利用、廃棄物減容と有害度低減を目標としている。核拡散抵抗性については、軍事転用の魅力度が低く盗取困難であること、テロリズムに対する核物質防護を強化することを目標としている。

これらの意欲的な開発目標を設定することで、GIFメ

ンバーによる国際的な研究開発協力を活性化するとともに、開発目標を達成するために必要な原子炉、エネルギー変換システム等に関する革新技術の研究開発が促進されることが期待されている。

Ⅲ. 各概念の開発状況の概要

第4世代原子炉の開発では、使用済燃料の再処理で得られたプルトニウム、ウラン、マイナーアクチニド(MA)を高速炉でリサイクルすることにより、ウラン資源の利用効率を向上するとともに放射性廃棄物を最小化するという考え方と、高温システムとすることで発電効率を向上させるとともに、プロセス熱利用や水素製造等の多目的利用を可能とするという考え方の概ね2つの目的でシステムの開発が進められている。表2に第4世代原子炉の各概念の概要を示す。

また GIF では「技術ロードマップ」を作成し、各システムの開発段階を「成立性確認段階(Viability Phase)」、「性能確認段階(Performance Phase)」、「技術実証段階(Demonstration Phase)」の三段階に分類し、開発目標を達成する第4世代原子炉を2030年以降導入していくために必要な研究開発項目を明らかにしている。技術ロードマップは2002年に初版が完成し、その後の進捗を反映して適宜見直されており、最新のものは2014年版が発行されている(図1)。

表2 第4世代原子炉の概要²⁾

システム	中性子スペクトル	冷却材	出口温度 ℃	燃料 サイクル	電気出力 MWe
SFR	高速	Na	500-550	クローズド	50-1,500
LFR	高速	Pb	480-570	クローズド	20-1,200
GFR	高速	He	850	クローズド	1,200
MSR	熱/高速	フッ化物塩	700-800	クローズド	1,000
SCWR	熱/高速	水	510-625	オープン/クローズド	300-1,500
VHTR	熱	He	900-1,000	オープン	250-300

図1 GIFの技術ロードマップ(2014年版)³⁾

1. ナトリウム冷却高速炉

ナトリウムは中性子の減速が少なく、かつ、熱除去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、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℃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、稼働率向上による運転費の低減が可能、原子炉出口温度が500-550℃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、水や空気と反応し大きな機械的エネルギーを発生したり燃焼したりする、不透明である、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、出力規模は50-150MWeの小型炉から300-1,500MWeの中・大型炉まで開発されている。各国で実験炉、原型炉、実証炉の建設が進んでおり、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。

(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 (1,240MWe, 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)の開発を進めている。ASTRIDは1,500MWt(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(図2)。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を主概念として採用する等、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・建設、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

図2 ASTRIDの原子炉概念図⁴⁾

られている。

(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(ブレイクスルー)プロジェクトとして、鉛冷却高速原型炉 BREST-OD-300 とナトリウム冷却高速実用炉 BN-1200 の開発が進められている。

BN-1200(1,220MWe, 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(図3)。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、経済性向上のためには、軽水炉(VVER)と同等の発電コストの達成を目標として、BN-800までに採用されてきた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建設費の低減を目指している。

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が可能となっている。

図3 BN-1200の原子炉概念図⁵⁾

(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(1,200MWe)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, 1,200MWeに順次スケールアップする計画である。

(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。

インドは実験炉 FBTR(13MWe, ループ型)を1985年から運転している。また、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、2030年以降の実用化を目指して開発が進められている。

2. 鉛冷却高速炉

鉛や鉛ビスマスは中性子の減速が少なく、かつ、熱除

去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。燃料形態としては酸化物燃料($\text{UO}_2\text{-PuO}_2$)、窒化物燃料(UN-PuN)等が検討され、燃料サイクルと組み合わせることで、燃料増殖、使用済燃料に含まれる MA の燃焼が可能となる。

鉛や鉛ビスマスは沸点が高く(鉛：約 $1,750^\circ\text{C}$ 、鉛ビスマス：約 $1,670^\circ\text{C}$)、ナトリウム冷却高速炉と同様に冷却系を低圧とすることができ、高温システムのため高い熱効率を実現可能であり、自然循環によって崩壊熱除去が可能である。また、ナトリウムと異なり、化学的に不活性であり、水や空気との反応を考慮する必要がない。そのため、鉛の1次系から中間系を介さずタービン系に熱を伝えることが可能という利点を有している。

一方、高温の鉛や鉛ビスマスは構造材料を腐食浸食する、さらにビスマスは中性子捕獲によってアルファ放射性核種の ^{210}Po が生成する、比重が大きく厳しい地震条件下では大型化が難しい等、プラント健全性や保守性の観点で難点を有している。

鉛冷却高速炉としては出力規模 50-150MWe の可搬型小型炉、300-600MWe の中型炉が開発されている。GIF のロードマップではロシアでの意欲的な計画を考慮して2020年代から第4世代炉の実証段階に移行することが見込まれている。

最近の開発動向として、ロシアでは連邦目標プログラムに基づき、鉛冷却高速原型炉 BREST-OD-300 (300 MWe, 窒化物燃料)、鉛ビスマス冷却高速炉 SVBR-100 (100MWe, ウラン酸化物燃料)の開発が進められている(図4)。BREST-OD-300は窒化物燃料製造施設と乾式燃料再処理施設を併設する PDEC (Pilot Demonstration Pyrochemical Complex) と呼ばれる施設に建設が予定されているが、最近では BN-1200 に続く将来炉の位置付けとされており、以前よりもその開発ペースはやや後退している。鉛ビスマス冷却高速炉 SVBR-100 は受動的な安全システムを採用した小型モジュール炉であり、遠隔地向け電源、熱供給、海水淡水化等の多目的利用を目的

図4 BREST-OD-300 のプラント概念図⁵⁾

に開発されている。

この他の鉛冷却高速炉としては、EUが開発している大型炉 ELFR (600MWe, MOX 燃料)とその実証炉 ALFRED (125MWe, MOX 燃料)、米国が開発している小型炉 SSTAR (20MWe, 窒化物燃料)等がある。また加速器駆動方式(ADS: Accelerator-driven System)としてEUのMYRRHA、中国のCiADS等が開発されている。

3. ガス冷却高速炉

ガス冷却高速炉は高速炉心とヘリウム冷却材を用いた高温システムを組み合わせた概念である。燃料形態は混合炭化物燃料(UC-PuC)が検討され、燃料増殖、使用済燃料に含まれる MA の燃焼が可能となる。

炉心出口温度約 850°C の高温を活かし、プロセス熱利用や水素製造などの多目的利用が可能であり、また、ヘリウムが化学的に不活性、透明である利点を有している。

一方、ヘリウムは分子量が小さく、高圧システムであるため、漏えいを防止し難く漏えい監視が必要であること、高温ガス炉と異なり炉心領域に黒鉛減速材を持たないため熱容量が小さく燃料溶融に配慮が必要、などプラント設計上の配慮が必要となる。

ガス冷却高速炉としては出力規模 1,100MWe の大型炉が開発されている。GIF のロードマップでは2020年代前半に第4世代炉の性能確認段階に移行することが見込まれている。

最近のガス冷却高速炉の開発動向としては、EUのGFRが挙げられる。GFRは当初、熱出力 600MWt のヘリウムガスタービンによる直接サイクルの概念が検討されていたが、現在は実用化時期を早めるため開発課題を軽減した概念として、蒸気タービンを用いた間接サイクルを採用し、炉心の増殖性能を達成するため熱出力 2,400MWt に大型化した概念が主概念とされている(図5)。また、EUではGFRの実証炉として熱出力 75MWt の小型炉 ALLEGRO の開発が進められている。この他

図5 GFR のプラント概念図³⁾

にも米国 General Atomic 社が小型炉 EM2 (電気出力 265MWe)を開発している。

4. 溶融塩冷却炉

溶融塩冷却炉としては、2種類の概念が検討されている。1つは、燃料溶融塩が冷却材を兼ね核分裂生成物とともに炉心タンク及び1次系内を循環する概念。もう一つは、燃料に高温ガス炉の TRISO 燃料(炭化物燃料を低密度多孔性熱分解炭素(PyC)層で覆い、その外側を高密度等方性 PyC 層、SiC 層、高密度等方性 PyC 層の三層で被覆した被覆粒子燃料)を使用し溶融塩で冷却する概念。前者を MSR、後者の固体燃料を用いる概念を FHR (Fluoride salt-cooled High-temperature Reactor)と呼んでいる。

中性子スペクトルは熱中中性子と高速中中性子を利用する概念が検討されており、前者は主にトリウム燃料サイクルと組み合わせることで、後者はウラン-プルトニウム燃料サイクルと組み合わせることで計画されており、後者の概念では、燃料増殖、使用済燃料に含まれる MA の燃焼が可能である。

溶融塩は沸点が高く(約 1,400℃)、低圧系とすることができ、炉心出口温度が 700-800℃となる高温の熱源を活かし高い熱効率の実現が可能であり、プロセス熱利用や水素製造などの多目的利用も可能、という利点を有している。GIF のロードマップでは 2025 年以降に第 4 世代炉の性能確認段階に移行することが見込まれている。

最近の開発動向としては、溶融塩燃料を採用する概念として、ロシアの MOSART(1,000MWe)、EU の MSFR (1,400MWe) (図 6)、中国の TMSFR-LF、米国 TerraPower 社の MCFR 等が検討され、固体燃料を用いる FHR として、中国の TMSFR-SF(10MWt)、米国 Kairos Power 社の FHR 等が検討されている。

5. 超臨界圧軽水冷却炉

超臨界圧水冷却炉は、原子炉冷却材に高温高压の超臨界圧水を用い、超臨界圧水を直接タービンへ送り発電する直接サイクルを採用する概念である。軽水炉のような原子炉冷却材循環ポンプや蒸気発生器が不要であり、プラントシステムを簡素化することが可能である。また、

図 6 MSFR の原子炉概念図⁶⁾

図 7 圧力管方式 SCWR プラント概念図⁷⁾

原子炉出口温度は 500~600℃と高温であり高い熱効率を達成できる、という利点を有している。

炉心は熱中中性子と高速中中性子を利用する概念が検討されており、プラント設計は、压力容器方式(BWR タイプ)と圧力管方式(CANDU 炉タイプ)が検討されている。GIF のロードマップでは 2020 年代に第 4 世代炉の性能確認段階に移行することが見込まれている。

最近の超臨界圧軽水冷却炉の開発動向として、炉型については、カナダで圧力管方式の熱中中性子炉(SCWR) (図 7)、EU で压力容器方式の熱中中性子炉が、日本で压力容器方式の熱中中性子炉と高速中中性子の両者が、中国で压力容器方式の熱中中性子(CSR1000)、ロシアで压力容器方式の高速中中性子炉が検討されている。出力規模については、日本の高速中中性子炉の概念を除き、全て 1,000MWe 級の大型炉となっている。

6. 超高温ガス炉

超高温ガス炉はヘリウムガスを冷却材として用い、炉心出口温度が 750℃を超える高温システムを目指した概念である。燃料は TRISO 燃料を用い、燃料要素や炉心支持構造の多くに、減速材であるグラファイトを使用、燃料要素に高温耐性があり、かつ、炉心の出力密度が低いため、炉心からの熱輻射で崩壊熱除去が可能であるとともに、炉心燃料の熱容量が大きく、過渡変化時の挙動が緩慢という炉心安全上の特徴を有している。高温の熱源を活かし、高い熱効率の実現とともに、発電以外に、水素製造などのプロセス熱利用が可能である、という利点を有している。

ただし、この概念は再処理を行わないオープンサイクル概念のシステムである。

当初 GIF では、超高温ガス炉の炉心出口温度の目標を 1,000℃とし、ヘリウムガスタービンによる直接サイクル発電と水素製造と組み合わせた概念が検討されていたが、最近では早期に実現する概念として、炉心出口温度を 700-800℃に下げ蒸気タービンによる間接サイクルを採用することで開発リスクを抑制した概念が検討されている。GIF のロードマップでは 2020 年代に第 4 世代炉の実証段階に移行することが見込まれている。

超高温ガス炉の最近の開発動向として、中国における積極的な開発が挙げられる。中国は実験炉 HTR-10

図8 HTR-PMのプラント概念図⁸⁾

(2.5MWe)を2003年から運転している。また実証炉HTR-PM(200MWe)を2012年から建設中であり、2018年の運転開始を目指している。HTR-PMは250MW_tのペブルベッド型原子炉2基で200MWeの蒸気タービン発電を行う概念であり、原子炉出口温度は750℃である(図8)。

IV. 今後の計画・展開への期待

第4世代原子炉は、将来世界のエネルギー需要に対応するため、安全・信頼性、経済性、持続可能性、核拡散抵抗性などに優れた概念として各国で研究開発が進められている。ナトリウム冷却高速炉、鉛冷却高速炉、超高温ガス炉は実証炉の建設が進められており、特にナトリウム冷却高速炉に関してはGIFの目標である2030年代の実用化が視野に入りつつある。また、超臨界圧軽水冷却炉、熔融塩冷却炉、ガス冷却高速炉についても実用化に向けた研究開発が進められ、それぞれの特徴を活かした概念の検討が進められている。

第4世代原子炉を含む次世代炉の開発に関する国際的な枠組みとしては、GIF以外にも、IAEAのTWG, INPRO,

CECD/NEAのNI-2050, EURATOMのHorizon 2020等のプログラムがあり、今後もそれらと協調しながら革新技术の研究開発が促進されることが期待される。

－ 参考資料 －

- 1) 佐賀山豊, GIFの今後の10年について, 日本原子力学会 2013年秋の大会 新型炉部会セッション, 2013.
- 2) GIF Portal Site, https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9260/public (2017年11月20日).
- 3) Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF, 2014.
- 4) S.Pivet, et. al., Status of the French Fast Reactor programme, CN245-586, IAEA FR17, 2017.
- 5) E.Adamov, Proryv Project as a technological basis of large-scale nuclear power, CN245-342, IAEA FR17, 2017.
- 6) Status of innovative Fast Reactor designs and concepts, IAEA, 2013.
- 7) 2016 GIF Annual Report, GIF, 2016.
- 8) Li Fu, VHTR System, GIF Symposium, 2015.

著者紹介

佐賀山豊 (さがやま・ゆたか)

日本原子力研究開発機構

(専門分野/関心分野) システム設計, 安全設計/高速炉の国際協力・共同開発

安藤将人 (あんどう・まさと)

日本原子力研究開発機構

(専門分野/関心分野) 原子炉の運転・保守, 安全管理, 炉心管理/海外の原子力開発動向