特集

今後のエネルギー利用の長期視点 プルトニウム利用の進展 高速炉における利用と国際協力

日本原子力研究開発機構 上出 英樹

今後の核燃料サイクルの推進を図る上で、ナトリウム冷却高速炉は重要な役割を担うものである。すなわち、プルトニウムを介したウラン資源の有効利用と準国産エネルギーとしてのエネルギーセキュリティへの貢献、高レベル放射性廃棄物低減を含め、高速中性子を利用することで、柔軟なプルトニウムの利用を可能とする。このような高速炉の開発の現状と特に国際協力を活用したその開発促進について述べる。

KEYWORDS: *Fast Reactor, Sodium, Safety Design Criteria, Minor Actinide, Fuel Cycle*

I. 高速炉の特徴とプルトニウム利用

国土が狭く、エネルギー資源の乏しい我が国にとって、長期的なエネルギー安定供給と環境負荷低減の両立を考慮した場合、原子力発電におけるプルトニウム利用(核燃料サイクル)がその有力なオプションとなる。

一方、平成26年末時点で国内外にて管理されている我が国のプルトニウム総量は約47.8トンある。我が国は利用目的のない余剰プルトニウムは持たないことを原則としており、プルトニウム利用の透明性を高めアジア地域における核不拡散上の懸念を払拭するため、国際社会に対しプルトニウム利用計画を示すことは重要である。

「エネルギー基本計画」(2014年4月閣議決定)では、原子力発電を「重要なベースロード電源」と位置付けるとともに、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、「使用済燃料を再処理して、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進」が堅持された。また、プルトニウム利用の中核を担う技術として期待されている高速炉については、「米国や仏国等と国際協力を進めつつ、高速炉等の研究開発に取り組む。」とされ、改めてその役割、位置付けが示されたところである。

高速炉は、高速中性子による核分裂反応を利用してエネルギーを取出しながら、核分裂に寄与しない余剰な中性子を利用して天然ウランの大部分を占める核分裂を起こしにくいウラン同位体からプルトニウムを生成し、核燃料を増殖する原子炉である。高速炉を利用し、核燃料のリサイクルシステム(高速炉サイクル)を構築することでエネルギー資源(ウラン資源)の利用効率を飛躍的に高

めることができる。また、高速炉の特長として、核燃料の効率的な燃焼と高い熱効率によって、その重量あたりに取り出せる電気エネルギーを多くすることができる。さらに、使用済み燃料に含まれる半減期の長い放射性物質であるマイナーアクチニド(MA)を効率的に核分裂させることで燃料として利用できる。MAをリサイクルし高速炉サイクル内に閉じ込めることで、高レベル放射性廃棄物の発生量の低減に繋がるほか、潜在的な有害度を低減させることが期待できる。

高速炉サイクル技術はプルトニウム利用を含む核燃料サイクルの確立に欠くことのできない技術である。日本原子力研究開発機構(以下、原子力機構)ではその実用化に向けた研究開発を国際協力も活用しつつ進めている。高速増殖原型炉「もんじゅ」の運営管理について厳しい指摘を受けているところではあるが、「もんじゅ」の使命の重要性は変わることなく、高速炉プラントとしての技術成立性確認や放射性廃棄物低減にかかる技術開発等のために運転再開し、実プラントデータを取得することが高速炉技術を進展させる重要なステップとなる。

II. 高速炉サイクル技術の今

1. 原子炉システム

ナトリウムを冷却材に用いる特徴から、原子力機構では高速炉の実用化に向けて高温構造設計や自然循環、ナトリウム水反応、炉心安全性などその特性を念頭に研究開発を展開してきている。東京電力福島第一原子力発電所での事故以降、「安全性強化」「高レベル放射性廃棄物の減容・有害度低減」を中心に実施している。

この中で高速炉の特徴を考慮した安全設計の考え方を実用炉に向けて国際標準化し、安全性の世界的な向上に寄与する活動を行っている。2030年以降の実用化を目指す第4世代原子炉概念として有望なナトリウム冷却高

Progress of Pu Utilization, Role of Sodium Cooled Fast Reactor and International Collaboration : Hideki Kamide.

(2015年11月12日 受理)

速炉の開発は、フランス、ロシア、インド、中国において維持・加速されている。第4世代原子力システムに関する国際フォーラム(GIF)においては、安全性・信頼性に関わる共通の目標を達成するための国際的協調の必要性が東京電力福島第一原子力発電所事故以前より認識されており、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(SDC)¹⁾が2011~2013年にかけて構築された。構築にあたっては、原子力機構が日本原子力学会の特別専門委員会のもとで国内専門家の意見を集約し、これを反映するとともに、国際的にも主導的役割を果たした。SDCはGIFの安全目標および基本的安全方策を実現するための設計要件を定めたもので、現行世代の軽水炉を主な対象とした国際原子力機関(IAEA)の安全基準SSR-2/1「原子力プラントの安全性：設計」に相当する。SDCでは特に、商用炉としてGIFの高い安全目標である「万一のシビアアクシデントにおいても敷地内事象終息を達成する高い安全性」の実現を目指し、深層防護第4層である設計拡張状態に対する炉心損傷の防止対策および緩和対策の安全設計への取り入れ、従来の動的な安全システムに加えて受動安全・固有安全を原子炉停止系と崩壊熱除去系に積極的に活用、といった特徴がある。SDCはGIFの報告書としてまとめられ、現在、国際原子力機関(IAEA)および高速炉開発国(アメリカ、フランス、中国)の規制機関などによるレビューを反映している段階にある。またSDCを次世代高速炉の実設計に具体的に反映させるための「安全設計ガイドライン」の整備²⁾が、原子力機構の主体的な活動成果を受けてGIFにより進められている。

2. 燃料サイクルシステム

高速炉の炉心はエネルギーの高い中性子を主成分とする中性子スペクトルを有しており、これを利用してリサイクルを重ねることにより、軽水炉では燃えにくい高次同位体が増加したプルトニウム(高次化プルトニウム)を燃焼することが可能である。同様に、長寿命放射性核種であるMAを大幅に減少できる可能性を有している。

このような特徴を有する高速炉の炉心と使用済燃料の再処理および再処理により得られるウランやプルトニウム等を原料とする燃料製造を組み合わせた燃料サイクルシステムでは、核燃料をリサイクルして核分裂エネルギーを取り出し利用していく。これには、安全性の確保・向上に加えて以下のような研究開発要素がある。すなわち、再処理に供する使用済燃料は、軽水炉のウラン酸化物燃料の他、軽水炉サイクルのウラン・プルトニウム混合酸化物燃料、高速炉の混合酸化物燃料などが含まれ、使用済燃料の燃焼度の増加やプルトニウム含有率の増加などに対応するため、現状技術の改良や新たな技術が必要である。また、核拡散抵抗性を従来以上に向上する技術、廃液等の発生を抑制する技術なども重要である。

高速炉燃料の製造技術としては、プルトニウム含有率が高いことやアルファ崩壊核種が多い高次化プルトニウムの崩壊熱の大きさなどに対応する技術が必要である。

また、MAをリサイクルして燃焼する技術については、その実現性を見通すための研究開発も注目されている。原子力機構では、これらに関する独自の技術の研究開発や国際協力の利用による研究開発を進めている。以下に、試験研究を中心に内容を述べるが、これらに並行して、それぞれについて解析的研究や基礎過程・挙動のモデル化に関する研究開発も進めているところである。

再処理技術については、核拡散抵抗性の向上にも寄与するウラン・プルトニウム共抽出技術や処理機器のコンパクト化と処理時間の短縮等が期待できる遠心抽出器を適用する技術などが主要な研究開発テーマである。ウラン・プルトニウム共抽出技術では、新たな技術であるコプロセッシング法の開発を進めており、幅広いプルトニウム含有率に対応できることを確認しつつある。また、遠心抽出器を用いたウラン・プルトニウムの抽出技術についても基礎データの取得を進めており、実際の適用に向けた本格的な高度化技術開発の着手に備えている。

燃料製造については、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を「常陽」や「もんじゅ」の運転用燃料として製造する実績を重ね量産技術を開発し実証してきている。現在は従来の原料粉の混合工程を簡略化する、発熱量の多い原料にも対応できるといった高度化をねらった簡素化ペレット法の技術開発など³⁾を進めている。

MAのリサイクルにより高レベル放射性廃棄物の低減等を実現していく技術については、その見通しを得るための研究開発を進めている。これは、再処理プロセスの高レベル廃液に含まれるMAを分離・回収する技術、MAを含む酸化物燃料のペレットを効率よく製造する技術などに関する研究開発や、その燃料の燃焼中のふるまいや安全性を評価するための燃料物性研究・照射挙動モデル開発などである。また、今後再開する照射試験等について準備を進めている。

さらに、これらの個別技術の研究開発に加えて、実際の使用済燃料に含まれるMAを1グラム以上回収して燃料に加工し高速炉である「常陽」での照射により燃焼させる世界で初めての小規模リサイクル実証試験⁴⁾を進めている。「常陽」での照射後は、さらにそれを再処理・MA分離に供していく計画である。この試験では、単なる実証だけではなく、一連のリサイクル試験を行うことでMA分離から燃料製造に受け渡される原料の特徴と燃料製造上の適合性や製造した燃料の照射特性などについて整合性をもった知見が得られるものと期待している。

Ⅲ. 国際協力による開発促進

2014年4月に定められたエネルギー基本計画では、「廃棄物減容化・有害度低減のための、高速炉等を用いた技術開発の国際的ネットワークを活用した推進」、燃料サイクルに関し、「米国や仏国等と国際協力を進めつつ高速炉等の研究開発に取り組むこと」、「もんじゅは、廃棄物減容・有害度低減技術等の向上のための国際的研究拠点との位置付け」などが謳われている。このような点に鑑み、機構では次の取り組みを行っている。

二国間協力として、仏国との間では仏国の第4世代ナトリウム冷却高速炉 ASTRID に関する設計、研究開発にかかる協力を実施している。これには我が国から、原子力機構の他、三菱重工株式会社、三菱 FBR システムズ株式会社が実施機関として参加しており、2014年8月に開始した。この中で、研究開発として原子炉技術、炉心での過酷事故に関する解析コード開発および共同評価などの安全性、燃料等に関する協力を進めている。また、日仏相互の優位な技術を生かした設計協力として、第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全性向上のための、崩壊熱除去系、原子炉停止系および免震システムの設計を実施している。さらに、「もんじゅ」、「常陽」、原子力機構のナトリウム試験施設等を用いて将来実施可能な試験について、これらの施設運転計画に基づいて共同で計画を立案する予定である。

仏国政府は、ASTRID を使用済燃料のリサイクルおよび、高レベル放射性廃棄物の減容・有害度技術の実証にも活用する計画であり、日本においても本協力が高度な安全性を備え、廃棄物減容・有害度低減に資するナトリウム冷却高速炉の実証技術の確立につながるものと考えられる。

2016年からは仏国の ASTRID 炉開発が基本設計に移行する予定であり、我が国の取組みはナトリウム冷却高速炉技術の開発・実証技術の確立の面ですます重要となる。

米国との間では、2012年7月に設置された民生用原子力エネルギーの研究開発ワーキンググループの下で、高速炉および燃料サイクルの技術基盤高度化を目指した協力として、原子炉に用いる先進材料や、プラントシミュレーション技術等についての研究協力を行っている。

その他、カザフスタン共和国との間で同国国立原子力センターの試験用高性能原子炉(IGR)等の実験施設を利用して、高速炉の炉心崩壊事故時の燃料の振る舞い等、炉心の安全性に係る共同研究を実施しており、第4世代炉の安全技術の向上に資することが期待される。

多国間の国際的な枠組みとして GIF が組織されているが、我が国は、前述のように日本の技術をベースにした安全設計クライテリア(SDC)の取りまとめを主導するとともに、より具体的な安全設計ガイドライン(SDG)

の構築を進め、国際標準化をリードしている。また、日仏米間で「もんじゅ」、「常陽」を用いたアクチニドリサイクル国際実証を進めるとともに、シビアアクシデントが生じて炉心を安全に冷却できることを確認するため、ナトリウム施設を利用した試験の計画も検討している。

また、IAEA の革新的原子炉および燃料サイクル国際プロジェクト(INPRO)に参画し新興国も含め、持続可能な原子力システム実現に向けて国際貢献を果たしている。

今後は、仏米との協力の一層の推進に加え、高速炉開発の主要国の一つであるロシアとの協力も模索していく必要がある。

Ⅳ. まとめ

高速中性子を利用するナトリウム冷却高速炉は、プルトニウムを介してウラン資源の有効活用の高いポテンシャルを有する。すなわち、高次化したプルトニウムの利用から増殖まで幅広いレンジで、核燃料サイクルの発展の段階に応じて使い分けることが可能であるとともに、MA の効率的燃焼を含む高レベル放射性廃棄物の低減にも大きく寄与することができる。

これを実現するための課題は明確であり、その解決に向けた技術開発は着実に進展している。炉においては実用化段階炉の安全設計が具体化できるレベルにある。実用化に向けて、国際協力による開発の促進が重要であり、仏国との ASTRID 協力を始めとして設計、開発能力を高めるとともに、「もんじゅ」、「常陽」、その他の施設を用いた国内の試験研究を含む高速炉システムの物作りと評価能力、プラント運用能力の向上を図っていく必要がある。

－ 参考資料 －

- 1) R. Nakai and T. Sofu, Safety Design Criteria for Generation IV Sodium-cooled Fast Reactor System, Proc. GIF Symposium, San Diego, CA, 12-15 Nov. (2012), pp.35-43.
- 2) 久保重信, 「第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計ガイドラインの構築」, 日本原子力学会誌, vol.57, No.10(2015).
- 3) S. Takeda, Predominant Achievements of Fuel Cycle Technology Development in the FaCT Project, GLOBAL2011, Makuhari, Japan (2011).
- 4) H. Nakamura, SmART Cycle Concept: Irradiation test program of MA-bearing MOX fuel fabricated by using recovered MA from spent fuel, OECD/NEA 13th IEMPT, Seoul, Korea (2014).

著者紹介

上出英樹 (かみで・ひでき)

日本原子力研究開発機構

次世代高速炉サイクル研究開発センター長

(専門分野/関心分野)原子炉熱流動, 高速炉サイクル