

企画セッション | 部会・連絡会セッション：炉物理部会

📅 2019年3月21日(木) 13:00 ~ 14:30 | 📍 J会場 共通教育棟2号館 3F 32番

[2J_PL] 核変換炉研究の動向

座長: 高木 直行(東京都市大)

[2J_PL01] 高速炉

*大木 繁夫¹ (1. JAEA)

[2J_PL02] 加速器駆動システム

*卞 哲浩¹ (1. 京大)

[2J_PL03] 軽水炉

*日野 哲士¹ (1. 日立)

核変換炉研究の動向

(1) 高速炉

Trend of Nuclear Transmutation Reactor Research

(1) Fast Reactors

*大木 繁夫¹, 丸山 修平¹, 杉野 和輝¹¹原子力機構

1. はじめに

高速炉の主たる目的はウランをプルトニウム (Pu) に転換して資源利用率を飛躍的に高めることであるが、良好な中性子経済を活用した長寿命放射性核種の核変換による環境負荷低減も重要な目的として研究開発を進めている。使用済燃料からの核種の分離・核変換による環境負荷低減効果として、①放射性廃棄物の減容、②廃棄物処分場占有面積の減少（発熱源の除去による固化体定置間隔の減少）、③放射性廃棄物の潜在的な有害度低減、④廃棄物処分場の被曝リスク低減、を挙げることができる。Pu に加えマイナーアクチノイド (MA) をリサイクルすることにより、上記①、②、③の観点で効果を期待できる。④に対しては、長寿命核分裂生成物 (LLFP) の核変換が寄与する可能性があるが、長期的に進める研究開発に位置づけており、本稿では割愛する。以下では、MA リサイクルを行う次世代高速炉の設計や関連する研究開発について、炉物理的な話題を中心に最近の動向をレビューする。

2. 次世代高速炉における MA 核変換

我が国は高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究 (FS, 1999-2005) 並びに高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT, 2006-2010) 等を通して、MA 核変換を性能要求の一つとした代表炉概念 (JSFR: Japan Sodium-cooled Fast Reactor) を構築した^[1-3]。図 1 に実証炉と実用炉の炉心配置、表 1 にそれらの主要炉心特性、図 2 に当時検討された典型的な高速炉導入シナリオを示す。MA の装荷方式としては炉心燃料に一樣に添加する均質装荷 (均質リサイクル) 方式を採用している。図 3 に高速炉導入期からリサイクル平衡期にかけての新燃料における MA 含有率の推移を示す^[4]。高速炉導入期は軽水炉使用済燃料から回収した Pu 及び MA を用いることから、高速炉用新燃料には重金属あたり 3~5 wt% 程度の MA が含有する。リサイクルに伴いネプツニウム (Np) とアメリシウム (Am) の核変換が進み、MA 含有率はしだいに減少する。

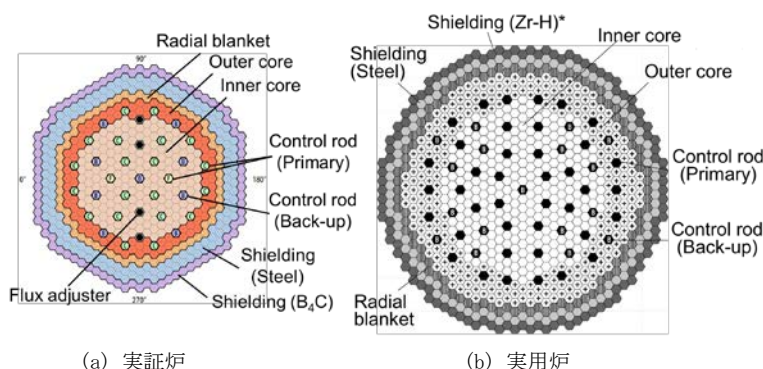


図 1 JSFR 実証炉及び実用炉の炉心配置

* 水素発生リスクを排除するため遮蔽体構成がその後見直された。

表 1 JSFR 実証炉及び実用炉の主要炉心特性

項目	実証炉	実用炉		
電気出力 [万kWe]	75	150		
増殖比(BR)	1.1	1.03	1.1	1.2
炉心高さ [cm]	100	100	100	75
炉心燃料ピン径 [mm]	10.4	10.4	10.4	9.3
集合体配列ピッチ [mm]	206	206		
炉心等価直径 [m]	3.8	5.4		
炉心部取出平均燃焼度 [GWd/t]	148 (83)*	150 (115)*	145 (89)*	149 (60)*
運転サイクル長さ [月]	18	26.3	26.3	21
燃料交換バッチ	6	4	4	4
MA 含有率 (炉心平均) [wt%]	< 3	< 3		

* ブランケットを含む全炉心取出平均燃焼度

*Shigeo Ohki¹, Shuhei Maruyama¹, Kazuteru Sugino¹¹Japan Atomic Energy Agency

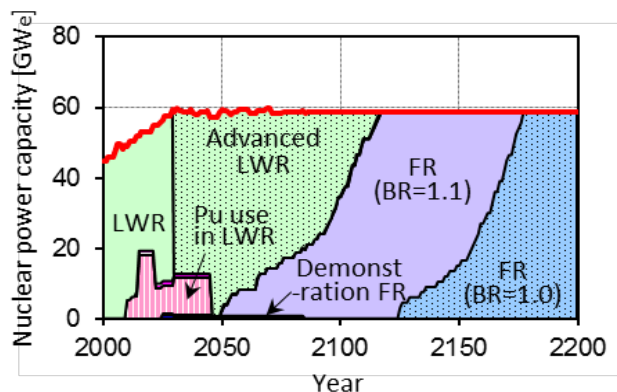


図2 JSFR 検討時の高速炉導入シナリオ

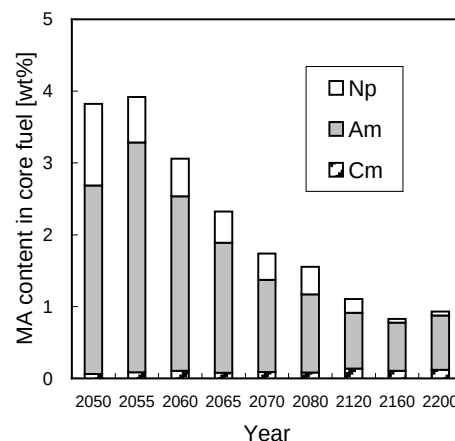


図3 高速炉導入後のMA含有率の変化

キュリウム (Cm) は少量ではあるが、リサイクルに伴い蓄積し平衡値に漸近していく。こうして高速炉のみのリサイクル平衡期においては、MA 含有率 1 wt%程度で炉内生成と核変換が釣り合った状態となる。

均質リサイクルではあるが Pu や MA の核種組成が常に一定というわけではなく、軽水炉使用済燃料から回収した Pu・MA の核種組成は、炉型、燃焼度、炉外期間に依存して様々であり、さらに図3に示すように高速炉におけるリサイクルを通じて変化していく。このため、JSFR では高速炉導入期から平衡期にかけての燃料核種組成の変動幅を設定し、その範囲で燃料組成の混載が続くことによる炉心特性への影響を包絡可能な炉心設計手法を構築している^[2,5-7]。

MA による炉心特性への影響として、Np や Am による反応度係数 (ボイド反応度、ドップラー反応度) の悪化、 ^{241}Am から生成した ^{242}Cm の α 崩壊によるヘリウム生成量の増加、 ^{244}Cm 等の蓄積による新燃料発熱量の増加に注意する必要がある。特に新燃料発熱量の増加が燃料製造に与える影響は大きく、FS・FaCT では上限を重金属あたり 20 W/kg に設定して検討を行ってきた^[8]が、均質リサイクルであれば MA 含有率が比較的小さく、技術開発を見通しやすい。炉物理的な課題としては、MA 核データの妥当性確認、炉心燃焼特性の試験データを設計に反映させることが重要である。

3. 最近の研究開発状況 (廃棄物減容・有害度低減研究)

3-1. 概要

2014 年のエネルギー基本計画をきっかけとして、放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発が開始された。高速炉に関しては 2013 年 9 月の「もんじゅ研究計画」をベースとしている。炉物理・炉心検討に関係しては、既存施設である常陽、もんじゅ、さらには国際協力を最大限活用して MA や高次化 Pu に関する実験データを収集し、炉心設計手法を開発、Pu・MA 燃焼炉心の概念を構築するとしている。これらは増殖だけでなく燃焼の機能を高速炉に持たせることで、Pu 需給バランス調整等に柔軟な対応を可能にしようとするものである。その後、2016 年にもんじゅの廃炉が決定されるに至ったが、廃棄物減容・有害度低減研究はもんじゅ以外の部分で継続しており、炉物理・炉心検討に関しては 3.2 節と 3.3 節で述べる研究開発を進めている。

3-2. Pu・MA 燃焼炉心の検討

Pu の増殖・持続的利用や MA 核変換を行う次世代高速炉の開発目的は変わらないが、昨今の原子力を取り巻く情勢の変化により、軽水炉での Pu 利用が長期化し、導入期の高速炉の受け入れる Pu 組成が従来想定よりも高次化する可能性や、Pu 受給バランスの調整のため増殖だけでなく Pu の燃焼機能も必要となる可能性が出てきている。また、高速炉の主要エネルギー源としての役割が終わった後の遠い将来のフェーズ

アウトモードを考えると、高速炉サイクルシステム内に存在する Pu 及び MA のインベントリを最小化できることを示しておく必要がある（図 4 参照）。

導入期において、高次化 Pu の受け入れや Pu の燃焼が可能な炉心を、JSFR の炉心設計と炉心構成要素のサイズや配置、プラントとの取合条件が同一となる条件で検討した^[9]。本炉心は、典型的

な軽水炉使用済燃料から回収した Pu (^{239}Pu 同位体組成比 58%) から高次化した Pu (同 37~39%) や MA の受け入れが可能であり、Pu と MA を合わせた超ウラン元素 (TRU) の変換量として 64~134 kg/GWe-y を達成、ブランケットの増設により増殖比を 1.0 以上とすることも可能である。ただし、炉心部取出平均燃焼度を JSFR の約 80%に制限され、さらに高次化組成では一部 MA の積み残しが発生（後段のリサイクルで使用）するデメリットも生じる。今後、従来から大きく変化しつつある高速炉の導入シナリオ検討の中で、本炉心の適用性を評価していくものとした。

フェーズアウトモードについては、150 万 kWe 実用炉を多数基運転するリサイクル平衡状態から、75 万 kWe、30 万 kWe の燃焼炉を用いて、段階的な炉心サイズの小型化と基数減少により TRU インベントリを減少させる可能性を検討した^[10]。燃焼とともに進む Pu・MA の高次化に伴う反応度係数の悪化に対応するため、燃焼度の縮小あるいは炭化ケイ素 (SiC) 構造材による中性子スペクトル調整を取り入れた。炉心コンパクト化と TRU 変換量最大化の観点から燃料ピン径 8.0 mm を選択、350~370 kg/GWe-y の TRU 変換量を達成した。簡易リサイクル計算によるフェーズアウトの評価

(図 5) によると、75 万 kWe 燃焼炉では後半期に 60 GWd/t までの燃焼度縮小で高次化に対応し、TRU インベントリを 1/5 まで低減可能。その後を引き継いだ 30 万 kWe 燃焼炉心 (SiC 構造材使用) により TRU インベントリをさらに低減できる。SiC には TRU 高次化の抑制効果 (Pu 同位体組成比の安定化 (^{239}Pu 同位体組成比 30%程度)、MA 蓄積の抑制 (MA 含有率 6~7 wt%)) があり、TRU 核種組成平衡状態を実現し、最後の 1 基分になるまで Pu と MA のバランスをとりながら TRU インベントリを減少可能であることを示した。本炉心は概念検討の初段階にあり、炉物理でも炉心設計でも検討すべきことがまだまだ多い。

3-3. 高次 Pu・MA 核データに着目した実験解析

① MA サンプル照射試験解析

捕獲反応の妥当性確認のための有効な手段の一つが、高純度核種サンプルの照射及び照射後試験における核種組成分析である。我が国では常陽を用いた MA サンプル (^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm) の照射試験解析の実績を有していたが、英国原型炉 PFR や仏国原型炉 Phénix において実施された同様のサンプル照射試

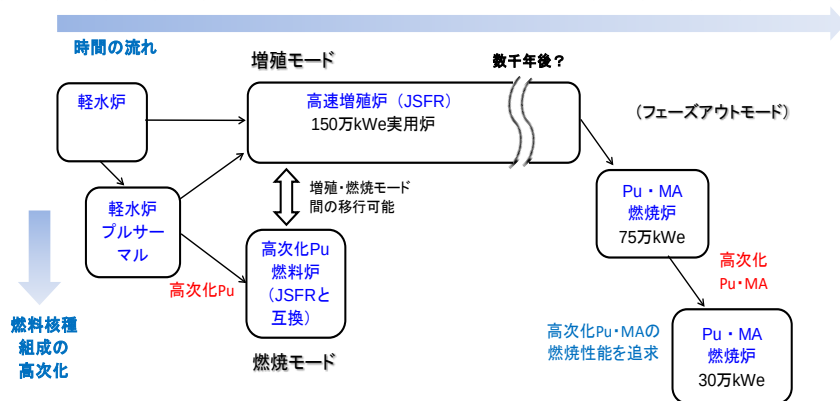


図 4 高速炉の増殖モードと燃焼モード

高次化：核変換が進み、 ^{240}Pu や ^{242}Pu など核分裂を起こしにくい核種の組成比が増えることをいう。

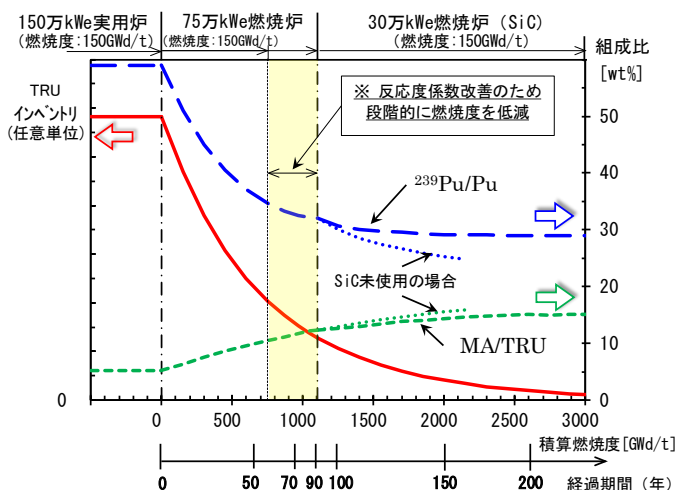


図 5 フェーズアウトの簡易評価例

験解析を公開情報に基づき実施し、3つの炉の照射試験の解析結果を比較、相互の整合性を確認した。図6に示すように、炉定数調整計算によりMA捕獲反応断面積の不確かさを2~4% (1σ) まで低減可能な見通しが得られた。独立に実施された3つの実験により、系統的な誤差や異常データを排除することができ、大幅な信頼性向上を図ることができた^[11]。

②もんじゅ性能試験解析

もんじゅは長期の炉停止期間を経て2010年に臨界を達成したが、 ^{241}Pu の β 崩壊が進んだ結果として炉心燃料平均で重金属あたり約1.5 wt%の ^{241}Am が蓄積しており、MA核変換炉心の設計精度検証の観点から貴重な実験データを得ることができた。1994年と2010年のそれぞれの炉心に対して、燃料組成が異なるにも係わらず、良好で同程度の解析値と実験値の一致性が得られている^[12]。常陽等のサンプル照射試験から示唆される核データ改善傾向との整合性も良好である。

③高次Pu実験解析

高次Puについての実験解析は、従前はMASURCAのPuベクター置換反応度測定等の限られたものしか行われていなかったため、国内外の実験データベースを調査することでその拡充を図った。具体的には、常陽におけるMAサンプル照射試験の $^{241}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}$ 原子数比、ZEBRAの $^{241}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ 核分裂反応率比、ZPPRの $^{241}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ 核分裂反応率比、 ^{240}Pu サンプル反応度、PFRのサンプル照射試験より $^{241}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}$ 、 $^{242}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}$ 、 $^{243}\text{Am}/^{242}\text{Pu}$ 各原子数比、BFS-1の ^{240}Pu サンプル反応度等を取り上げ、実験解析を行った^[13]。炉定数調整法により核設計精度の改善効果を評価した例を図7に示す。これは高次化Puを燃料とした炉心の取出燃料中の核種インベントリの不確かさである。MAについては常陽サンプル照射試験解析結果の反映によって不確かさが低減されていた(2012年時点)が、高次Pu実験解析の追加により、さらに顕著な不確かさ低減効果を得ることができた^[14]。

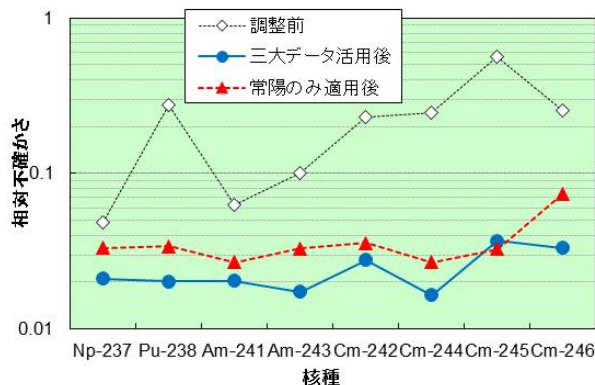
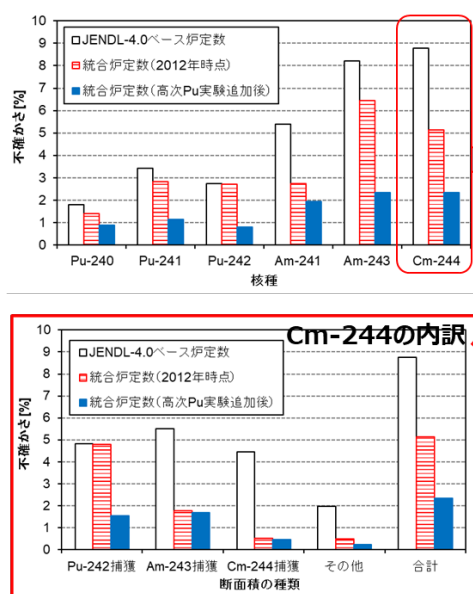


図6 三大MAサンプル照射試験(常陽、PFR、Phénix)によるMA捕獲反応断面積の不確かさの低減



Pu-242実験データが、Cm-244生成量の不確かさを低減に寄与

図7 高次Pu実験解析による燃焼後核種組成の不確かさの低減

以上の高次Pu・MAの炉物理実験や照射試験の解析結果を反映した統合炉定数ADJ2017が2019年3月に公開される予定である^[15]。高速炉体系の核変換研究にぜひ活用いただきたい。今後も常陽や国際協力を活用して更なる実験データの拡充を目指していきたい。例えば原子力機構では日露のMA核変換研究協力の準備を進めており、今後MA実験データの交換や共同解析を行う計画である^[16]。もんじゅで測定データを得ようとしていた炉心燃焼特性の妥当性確認も代替方法を工夫しなければならない課題の一つである。

4. まとめと今後の展望

MA核変換を目標とした次世代高速炉の炉心設計・検討が進展し、MAや高次Puに関する炉物理実験・照射試験データの収集と解析は既存データ分についてほぼ完了した。

今後、次世代高速炉については 2018 年 12 月に決定された「戦略ロードマップ」に基づき開発が展開される。高速炉の実用化時期が従来よりも後年度にシフトし、核変換炉研究についても時間的な余裕が生まれている。高精度の解析手法や妥当性確認のための実験データの整備といった技術基盤の整備とともに柔軟な発想でより魅力的な炉概念を創出することが求められていくだろう。

参考文献

- [1] T. Okubo, *et al.*, “Conceptual Design for a Large-Scale Japan Sodium-Cooled Fast Reactor (3) Core Design in JSFR,” *Proc. Int. Conf. ICAPP 2011*, May 2-5, 2011, Nice, France (2011).
 - [2] S. Ohki, *et al.*, “Core Performance Requirements and Design Conditions for Next-Generation Sodium-Cooled Fast Reactor in Japan,” *Proc. Int. Conf. ICAPP 2017*, April 24-28, 2017, Fukui and Kyoto, Japan (2017).
 - [3] T. Kan, *et al.*, “Core Design of the Next-Generation Sodium-Cooled Fast Reactor in Japan,” *Proc. Int. Conf. ICAPP 2017*, April 24-28, 2017, Fukui and Kyoto, Japan (2017).
 - [4] S. Ohki, *et al.*, “Design Study of Minor-Actinide-Bearing Oxide Fuel Core for Homogeneous TRU Recycling Fast Reactor System,” *Proc. Tenth Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*, October 6-10, 2008, Mito, Japan (2010).
 - [5] S. Maruyama, *et al.*, “Study on FBR Core Concepts for the LWR-to-FBR Transition Period,” *Proc. Int. Conf. Global 2009*, September 6-11, 2009, Paris, France (2009).
 - [6] S. Maruyama, *et al.*, “Correlations among FBR Core Characteristics for Various Fuel Compositions,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **49**, 640-654 (2012).
 - [7] S. Maruyama, *et al.*, “Consideration of Methods to Determine an Enrichment of Commercial Fast Reactor Fuel,” *Proc. Int. Conf. ICAPP 2011*, May 2-5, 2011, Nice, France (2011).
 - [8] K. Kawaguchi and T. Namekawa, “Conceptual Study of Measures Against Heat Generation for TRU Fuel Fabrication System,” *Proc. Int. Conf. Global 2007*, September 9-13, 2007, Boise, Idaho (2007).
 - [9] 大木, 他, “高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (1) 概要,” 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F05.
 - [10] 曾我, 他, “高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (2) 高次化 Pu・MA 燃焼炉心,” 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F06.
 - [11] K. Sugino and T. Takeda, “Development of a Fast Reactor for Minor Actinides (MAs) Transmutation (III) -Evaluation of Measurement Data with MA Transmutation-,” *Proc. Int. Conf. Global 2015*, September 20-24, 2015, Paris, France (2015).
 - [12] T. Hazama, *et al.*, “Criticality Evaluation for the Monju Restart Core,” *Nucl. Technol.*, **179**, 250 (2012).
 - [13] 沼田, 他, “高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (3) 高次 Pu の炉物理実験解析,” 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F07.
 - [14] 杉野, 他, “高次化 Pu・MA 管理のための高速炉炉心の検討 (4) 高次化 Pu 燃料炉心の核設計精度評価,” 日本原子力学会 2018 年春の年会, 3F08.
 - [15] 横山, 他, “高速炉用統合炉定数 ADJ2017 の作成,” to be published as JAEA-Research.
 - [16] World nuclear news, “Japan and Russia join forces on waste management,” (posted on September 8, 2017) <http://www.world-nuclear-news.org/WR-Japan-and-Russia-join-forces-on-waste-management-08091701.html>
-

炉物理部会セッション

核変換炉研究の動向

Trend of Nuclear Transmutation Reactor Research

(2) 加速器駆動システム

(2) Accelerator-Driven System (ADS)

* 卞 哲浩

京都大学 複合原子力科学研究所

1. はじめに

加速器駆動システム (Accelerator-Driven System: ADS) は Rubbia 博士によって提唱された新たな原子力システムとして、加速器と原子炉を組み合わせたエネルギー増幅装置 [1] の開発としてスタートした。その後、ADS の概念は、Generation-IV [2] (第 4 世代原子力システム: 表 1) で検討されている鉛冷却高速炉の特性をベースにした鉛ビスマス (Pb-Bi) 冷却高速炉と高出力・高エネルギー陽子加速器を組み合わせたシステムの応用 [3]-[4] として、核破砕中性子を発生させて炉心に入射し、高速中性子スペクトル場においてマイナーアクチノイド (Minor Actinide: MA) を核種変換 (核変換) させるシステムとして発展した。ADS 研究が開始された当初はヨーロッパおよび日本において、ADS の概念設計や臨界集合体を用いた ADS の成立性の実証に関する基礎実験が行われた。本稿では、ADS による核変換処理の国内外の研究の状況を紹介するとともに、ADS 研究で取り組んだ研究課題などについて紹介する。

表 1 Generation-IV における各国の研究開発状況 [2]

System	CA	CN	EU	FR	JP	KR	RU	CH	US	ZA
SFR		✓	✓	✓	✓	✓	✓		✓	
VHTR		✓	✓	✓	✓	✓		✓	✓	
SCWR	✓		✓		✓		✓			
GFR			✓	✓	✓			✓		
LFR			P		P		P			
MSR			P	P			P			

✓ = Signatory to the System Arrangement; P = signatory to the Memorandum of Understanding; Argentina, Brazil, and the United Kingdom are inactive.

2. ADS 研究の国内外の動向

2-1. 国内の動向

日本原子力研究開発機構 (Japan Atomic Energy Agency: JAEA) では、J-PARC プロジェクトにおいて開発されている高エネルギー陽子ビーム加速器を用いて ADS による核変換技術を実験的に実証するための核変換実験施設 (Transmutation Experimental Facility: TEF [3]) の建設が検討されている。JAEA では TEF の設計および建設に先立って、①超伝導加速器の開発、②液体 Pb-Bi の挙動の研究、③ADS 用の窒化物燃料の開発および④MA 核種の断面積測定の研究課題に重点的に取り組んでいる。

JAEA における ADS 設計では、これまで不純物を含まない理想的な燃料組成 (プルトニウム・MA 窒化物燃料) に基づく検討が行われていた。しかし、実際にはウランや希土類元素の混入が考えられることから、これらの元素の炉内における中性子経済の影響を検討し、分離工程におけるこれらの元素の混入量がプルトニウムや MA に対してどの程度許容されるかを定量的に評価した結果が得られている [5]。さらに、

*Cheol Ho Pyeon

Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science

加速器と未臨界炉の境界を成すビーム窓について、設計条件を緩和することを目的とした未臨界度調整機構の検討を行っている。未臨界度調整機構として制御棒のような未臨界度調整棒を導入することを数値解析で検討した結果、陽子ビーム電流値（発熱量）の低減は可能であり、これは ADS 設計における有望なオプションであることがわかった [6]。

京都大学複合原子力科学研究所（Kyoto University, Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science: KURNS）を中心とする国内の大学（北海道大、東北大、名古屋大、福井大および近畿大）では、京都大学臨界集合体実験装置（Kyoto University Critical Assembly: KUCA）における固体減速架台（A 架台）、DT 中性子源（14 MeV 中性子 [7]-[10]）および FFAG 加速器（Fixed-Field Alternating Gradient: FFAG; 100 MeV 陽子 [11]-[15]）を用いて、ADS の成立性および ADS を用いた核変換技術の応用に関する基礎基盤技術の構築に向けた実験研究を 2003 年から行っている。そこでは、ADS における MA の核データ起因による不確かさ解析、決定論的手法の検討、動特性パラメータの不確かさ解析、未臨界度測定技術の高度化、未臨界度オンラインモニタの開発などを行っている。さらに、KUCA においては、ADS による MA の核変換技術の応用に関する実験が本格的に開始され、臨界照射による核変換技術の原理実証の実験が終了し、100 MeV 陽子および Pb-Bi ターゲットを用いて未臨界体系での MA 照射実験の妥当性を検討する段階に入った。

2-2. 海外の動向

実験炉級の ADS 施設 MYRRHA (Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Application [4]) の実現を目指したプロジェクトでは、ベルギー（SCK・CEN）が中心となってヨーロッパ各国の研究者が様々な研究課題に取り組んでいる。図 1 および表 2 に示すように、MYRRHA の燃料として考えられている MOX+MA の照射試験や ADS の実証試験（GUINEVERE 計画）などは既に終了し、低エネルギー加速器に対して、2019 年度から 20 年間の建設および運営の費用が 2018 年にベルギー政府によって承認された。

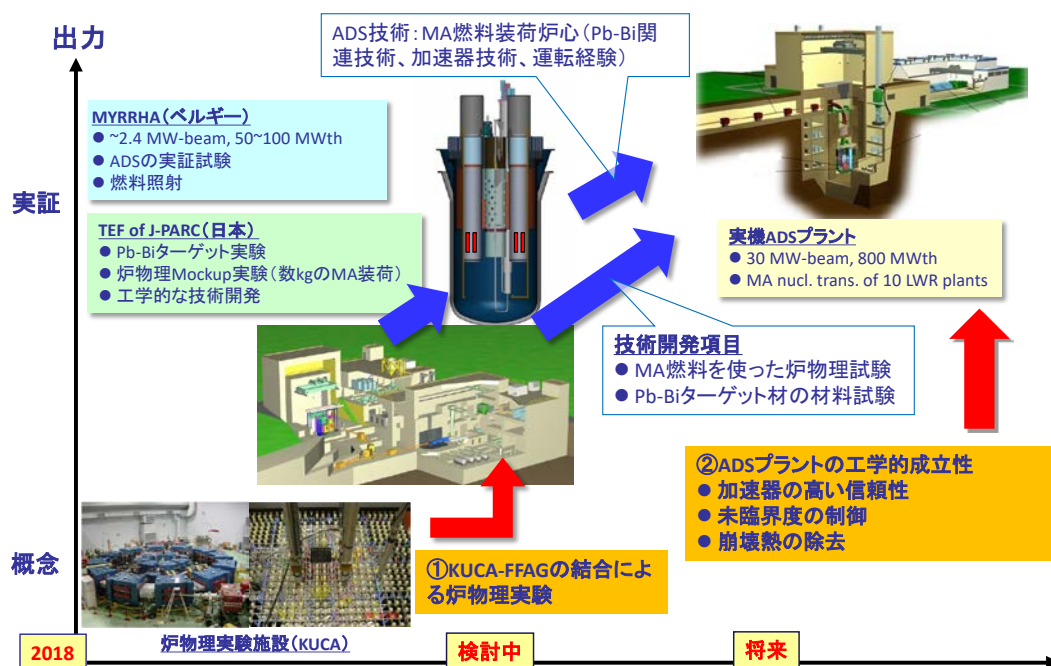


図 1 ADS 研究のロードマップ（私信：JAEA 辻本氏より提供）

中国では CLEAR (China Lead-Alloy-cooled Reactors, CLEAR-1: 臨界集合体装置; 10 MW, CLEAR-S: 実証炉) プロジェクトが中国科学院・核能安全技术研究所（CAS/INEST）で推進され、CLEAR-0（未臨界実験装置）の建設および運転が 2017 年で終了した。その後、CLEAR 計画は CLEAR-1 および CLEAR-S の建設が開始されることなく、計画が事実上中止になった。現在は、中国国内の ADS 研究の主要機関は中国科学院・近代物理研究所（CAS/IMP）および中国原子能科学研究院（CIAE）に移され、高速および熱ハイブリッド実験設備

(VENUS-II) と DT 加速器を用いた ADS 施設において、ADS の成立性に関する研究が行われている。さらに、2025 年までに 10 MWt 級 ADS を建設する CIADS 計画が進んでいる。

表 2 ADS 実験設備における実験プロジェクト (2019 年 2 月現在)

プロジェクト または施設	国名	燃料	反射材または冷却材	スペクトル	加速器 (ターゲット)	出力	備考
MUSE	フランス	MOX	Na (Metal)	高速	14 MeV - n	Zero	終了
YALINA (Booster)	ベラルーシ	LEU	Metal (Solid)	高速 & 熱	14 MeV - n	Zero	終了
VENUS-F	ベルギー	LEU (MOX)	Pb (Solid)	高速	14 MeV - n	Zero	終了
KUCA	日本	HEU (NU)	Poly., Pb & Pb-Bi (Solid)	熱 (高速部分 模擬)	14 MeV - n 100 MeV - p (W or Pb-Bi)	Zero	進行中
CLEAR-1	中国	UO ₂	Pb (Solid)	高速	14 MeV - n	10 MWth	計画中止
TEF	日本	LEU + MA (Pu)	Pb-Bi (Solid)	高速	400 MeV - p (Pb-Bi)	Zero	検討中
MYRRHA	ベルギー	MOX + MA	Pb-Bi (Liquid)	高速	600 MeV - p (Pb-Bi)	100 MWth	一部建設 開始

3. ADS 研究の開発項目

3-1. MA 反応率の積分データ解析

OECD/NEA レポート [16]-[18] によると、世界各国の実験施設で取得された MA 照射実験や MA サンプルワース実験結果が、MA 核変換に関する積分実験データベースとして整備されている。そこには、MA 反応率比、MA サンプル反応度価値、²³⁷Np ペレットを用いたモックアップ実験などの結果が収録されている。また、OECD/NEA レポートでは、MA 照射実験において ²³⁷Np, ²⁴¹Am, ²⁴³Am, ²⁴⁴Cm および ²⁴⁵Cm の捕獲反応率や ²³⁵Cm の核分裂反応率については、核データに起因する不確かさ解析などに関する追加実験の必要性が強調されている。近年では、FCA や米国で行われた MA 照射実験を用いた MA 反応率比の数値解析 [19]-[20] が行われている。これまで ADS による MA 照射実験は行われていないが、KUCA においては、2018 年度に FFAG 加速器から発生する 100 MeV 陽子と Pb-Bi ターゲットを用いた ADS による MA 照射実験が計画されている。

3-2. Pb-Bi 同位体の不確かさ解析

実機 ADS では液体 Pb-Bi が冷却材およびターゲット材の候補として用いることが考えられている。JAEA が行った予備設計計算において、冷却材ボイド反応度や各種設計パラメータに関して、核データライブラリ JENDL-3.3 と JENDL-4.0 との間に有意な差が確認され、その主な原因が Pb および Bi 同位体の核データに起因する不確かさの違いであることがわかっている。そこで、KUCA において Pb および Bi を用いたサンプルワース測定実験 [21]-[23] を行い、確率論的手法および決定論的手法によるサンプルワースの臨界性および反応度についての Pb および Bi 同位体の不確かさの定量化を、JENDL などの主要ライブラリを用いて行った。また、KUCA における ADS 実験では、100 MeV 陽子に対する Pb-Bi ターゲット [13] による中性子発生量や中性子スペクトルなどの中性子特性の定性的および定量的な評価が行われた。

3-3. 動特性パラメータ解析

未臨界度測定手法としてこれまで様々な手法が提案されているが、理論導出には一点炉近似が仮定されており、検出器位置の違いによる空間高次モードによる影響が議論されて久しい。JAEA では、この空間高次モ

ードに起因する誤差低減を目的とした線形結合法 [24] を提案している。線形結合法は、パルス中性子源 (PNS) 法において複数の検出器で測定される計数率を線形結合させることによって、基本モードに関する情報を抽出し、空間高次モードの影響を低減する手法である。モンテカルロ法による計算結果や KUCA 実験での PNS 法を用いた即発中性子減衰定数の測定結果を本手法に適用すると、空間高次モードに由来する系統誤差を低減できることが確認されている。

ADS における炉物理分野の基礎基盤研究として、未臨界度 (ρ)、即発中性子減衰定数 (α)、実効遅発中性子割合 (β_{eff}) などの動特性パラメータについて、外部中性子源 (DT 加速器による 14 MeV 中性子および FFAG 加速器による 100 MeV 陽子) の中性子スペクトル、測定手法および検出器特性などに起因するエネルギー依存性、空間依存性、測定手法依存性などの検討が、KUCA における ADS 実験を通して行われている。また、KUCA における ADS 実験は 2007 年以降、国際原子力機関 (IAEA) の ADS 国際ベンチマーク実験として 4 件の課題が採択されている。特に、動特性パラメータの測定手法において、実験値から得られる ρ および α を用いて $\beta_{\text{eff}}/\Lambda$ (Λ : 中性子生成時間) の値についての外部中性子源依存性や空間依存性に加えて、 Λ の値の変化が動特性パラメータの解析において重要であることの知見が得られている。

4. まとめ

ADS の成立性および ADS による MA 核変換技術の応用に関する研究は、1990 年代末からこれまで約 20 年近くにわたって日本およびベルギーを中心に行われてきた。そこでは、臨界集合体を用いた ADS 基礎実験において炉物理分野の基本的なパラメータの測定技術の向上が達成され、決定論および確率論的手法を用いた様々な計算手法が提案された。このような炉物理分野における ADS に関連する基礎基盤技術はこの 10 年間で飛躍的に発展し、貴重な研究成果として IAEA の ADS 国際ベンチマーク実験や学術論文において高く評価された。しかし、ADS による MA の核変換技術に関する実験研究をはじめ、ADS による核変換技術の重点的な研究課題である核データ起因による MA 断面積の不確かさ解析に関する研究環境は、決して楽観的な状況ではないことは周知の事実である。その理由として、現存する実験データの不足や複雑な測定手法、国内の実験施設の整備および縮小などに伴う実験機会の減少などが挙げられる。

軽水炉から発生する放射性廃棄物の減容化を目的とする核変換技術の向上において、ADS を用いた MA 核変換の位置づけは高速炉開発の進捗と並行して今後も検討されるべきである。そのためには、国内の実験施設における人材を含めた限られた資源の活用を、研究炉・臨界集合体の今後の在り方を議論する場において、積極的に検討する必要があると考える。さらに、数値計算の飛躍的な発展をベースにした Virtual Reactor や Multi Physics を含めた数値実験、MA 核データの不確かさの検討なども、ADS による MA 核変換技術の今後の進展に資するのではないかと考える。

参考文献

- [1] C. Rubbia, "A High Gain Energy Amplifier Operated with Fast Neutrons," *AIP Conf. Proc.*, **346**, 44 (1995); see also *Proc. Int. Conf. Accelerator-Driven Transmutation Technol. and Appl.*, Las Vegas, July 25-29 (1994).
- [2] OECD/NEA, "Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems," Jan. (2014).
- [3] K. Tsujimoto, T. Sasa, K. Nishihara, *et al.*, "Neutronics Design for Lead-Bismuth Cooled Accelerator-Driven System for Transmutation of Minor Actinide," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **41**, 21 (2004).
- [4] H. A. Abderrahim and P. D'hondt, "MYRRHA: A European Experimental ADS for R&D Application Status at Mid-2005 and Perspective towards Implementation," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **44**, 491 (2007).
- [5] T. Sugawara, R. Katano, K. Tsujimoto, "Impact of Impurity in Transmutation Cycle on Neutronics Design of Revised Accelerator-Driven System," *Ann. Nucl. Energy*, **111**, 449 (2018).
- [6] T. Sugawara, Y. Eguchi, H. Obayashi, *et al.*, "Conceptual Design Study of Beam Window for Accelerator-Driven System with Subcriticality Adjustment Rod," *Nucl. Eng. Design*, **331**, 11 (2018).
- [7] C. H. Pyeon, Y. Hirano, T. Misawa, *et al.*, "Preliminary Experiments for Accelerator Driven Subcritical Reactor with Pulsed Neutron Generator in Kyoto University Critical Assembly," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **44**, 1368 (2007).

- [8] C. H. Pyeon, M. Hervault, T. Misawa, *et al.*, “Static and Kinetic Experiments on Accelerator-Driven System with 14 MeV Neutrons in Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **45**, 1171 (2008).
- [9] C. H. Pyeon, H. Shiga, T. Misawa, *et al.*, “Reaction Rate Analyses for an Accelerator-Driven System with 14 MeV Neutrons in Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **46**, 965 (2009).
- [10] C. H. Pyeon, Y. Takemoto, T. Yagi, *et al.*, “Accuracy of Reaction Rates in the Accelerator-Driven System with 14 MeV Neutrons at the Kyoto University Critical Assembly,” *Ann. Nucl. Energy*, **40**, 229 (2012).
- [11] C. H. Pyeon, T. Misawa, J. Y. Lim, *et al.*, “First Injection of Spallation Neutrons Generated by High-Energy Protons into the Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **46**, 1091 (2009).
- [12] C. H. Pyeon, T. Azuma, Y. Takemoto, *et al.*, “Experimental Analyses of External Neutron Source Generated by 100 MeV Protons at the Kyoto University Critical Assembly,” *Nucl. Eng. Technol.*, **45**, 81 (2013).
- [13] C. H. Pyeon, H. Nakano, M. Yamanaka, *et al.*, “Neutron Characteristics of Solid Targets in Accelerator-Driven System with 100 MeV Protons at Kyoto University Critical Assembly,” *Nucl. Technol.*, **192**, 181 (2015).
- [14] C. H. Pyeon, M. Yamanaka, T. Endo, *et al.*, “Experimental Benchmarks on Kinetic Parameters in Accelerator-Driven System with 100 MeV Protons at Kyoto University Critical Assembly,” *Ann. Nucl. Energy*, **105**, 346 (2017).
- [15] C. H. Pyeon, T. M. Vu, M. Yamanaka *et al.*, “Reaction Rate Analyses of Accelerator-Driven System Experiments with 100 MeV Protons at Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **55**, 190 (2018).
- [16] OECD/NEA, “Accelerator-Driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles,” No. 3109 (2002).
- [17] OECD/NEA, “Review of Integral Experiments for Minor Actinide Management,” No. 7222 (2015).
- [18] OECD/NEA, “International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments (IRPhe Project),” No. 7329 (2017).
- [19] D. Loaiza, R. Sanchez, D. Hayes, *et al.*, “Results and Analysis of the Spherical ^{237}Np Critical Experiment Surrounded by Highly Enriched Uranium Hemispherical Shells,” *Nucl. Sci. Eng.*, **152**, 65 (2006).
- [20] M. Fukushima, K. Tsujimoto and S. Okajima, “Analyses with Latest Major Nuclear Data Libraries of the Fission Rate Ratios for Several TRU Nuclides in the FCA-IX Experiments,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **54**, 795 (2017).
- [21] C. H. Pyeon, A. Fujimoto, T. Sugawara, *et al.*, “Validation of Pb Nuclear Data by Monte Carlo Analyses of Sample Reactivity Experiments at Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **53**, 602 (2016).
- [22] C. H. Pyeon, A. Fujimoto, T. Sugawara, *et al.*, “Sensitivity and Uncertainty Analyses of Lead Sample Reactivity Experiments at Kyoto University Critical Assembly,” *Nucl. Sci. Eng.*, **185**, 460 (2017).
- [23] C. H. Pyeon, M. Yamanaka, A. Oizumi, *et al.*, “Experimental Analyses of Bismuth Sample Reactivity Worth at Kyoto University Critical Assembly,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **55**, 1324 (2018).
- [24] R. Katano, “Estimation Method of Prompt Neutron Decay Constant Reducing Higher Order Mode Effect by Linear Combination,” *Nucl. Sci. Eng.* (2019). [in print] <https://doi.org/10.1080/00295639.2018.1528803>

炉物理部会セッション

核変換炉研究の動向

Trend of Nuclear Transmutation Reactor Research

(3) 軽水炉

(3) Light Water Reactors

* 日野 哲士¹¹日立研開

1. はじめに

本稿では、軽水炉による核変換研究の経緯を簡単に振り返るとともに、日立の資源再利用型軽水炉 RBWR (Resource-renewable BWR) の開発への取組みについて紹介する。

2. 軽水炉による核変換の経緯

欧米では 1970 年代中頃から PWR 高転換炉の研究が開始され、特に米国[1]やドイツ[2]から多くの論文が公開されている。また、スイスのポール・シェラー研究所では臨界試験も行われた[3]。しかし、再処理工場の閉鎖や建設中止が決定されると、軽水炉による核変換炉の研究も少なくなっていく。欧米では、核廃棄物の減容・有害度低減を目的とした分離変換研究は継続して行われているものの、その中で軽水炉を対象とする研究開発の目立った動きは見られない。

国内では 1990 年代後半から、世界的に Na 冷却高速炉の開発がスローダウンしている状況を踏まえ、実現性の高い代替技術を開発することを目的に低減速軽水炉の開発が推進された[4]。欧米での核変換炉研究と比較すると、転換比 1.0 以上のブレイクイーブンをめざした炉の開発が中心となった点が特徴である。炉概念だけでなく、除熱、燃料要素、核特性予測など必要となる要素技術の開発も進められた[5]。

日立は BWR プラントメーカーとして、冷却水（中性子減速材）が沸騰する BWR 特徴を活かした低減速軽水炉の開発に早くから着手し、1988 年にプルトリウム系のブレイクイーブン炉を提案している[6]。その後、1995 年には MA を含めた多重リサイクルでブレイクイーブンを実現する RBWR-AC (Actinide Recycler) を[7]、2007 年には Pu および MA の組成比を一定に保ちつつも絶対値を減らしながら多重リサイクルすることで、Pu および MA を最終的に燃やし尽くすことをめざした RBWR-TB (TRU Burner) を提案した[8]。

軽水炉による核変換研究を進めているのは、現在では日立と連携する一部の海外機関を除けばほぼ日本だけであり、特に核廃棄物の減容・有害度低減に関しては、過去を含めても日本だけという状況である。核変換は BWR を進化させるテーマとして、国内および海外連携を図りつつ研究開発を進めている。

3. RBWR の開発状況

RBWR の概念を図 1 に示す[9]。炉心以外のタービン系や安全システムなどは商用実績のある現行 BWR 技術をそのまま適用する。低減速軽水炉の主要課題の一つは負のボイド反応度係数の確保であり、RBWR は図 2 に示すように TRU を上下 2 領域に扁平に配置し、ボイド率増加時の中性子漏れを増やすことで負のボイド反応度係数を実現している。一方で、この軸方向非均質な炉心構成により炉の出力分布が非均質となるため、日立は、日本原子力研究開発機構 (JAEA)、MIT/ミシガン大/カリフォルニア大バークレーの米大学チームおよび英国 Wood と連携して炉心解析手法の適用性確認に取り組んでいる。

*Tetsushi Hino¹¹Hitachi, Ltd. R&D group

図 3 は RBWR の炉心軸方向および径方向出力分布を日立および米大学チームがそれぞれ評価し[10]、JAEA と連携して実施した全炉心モンテカルロ計算[11]と比較した結果を示している。日立と米大学チームの解析手法の主な違いは炉心 3 次元拡散計算に用いる核定数の作成方法にあり、日立は 2 次元格子計算を用いるのに対し、米大学チームは RBWR の軸方向非均質性をより厳密にモデル化するため 3 次元集合体計算を用いる。図から、米大学チームによる評価結果は全炉心モンテカルロ計算の結果に近づき、モデル高度化の効果が現れていること、また日立と米大学チームともに径方向のモデル化に改善の余地があることが分かる。計算機性能の向上により、全炉心モンテカルロ計算が可能になってきたとは言え、多数のパラメータサーベイによる最適化が必要な炉心設計には高速な解析手法が有用である。そのため、全炉心モンテカルロ計算との差の分析と、それを踏まえた解析手法の改良を Wood と進めているところである[12]。

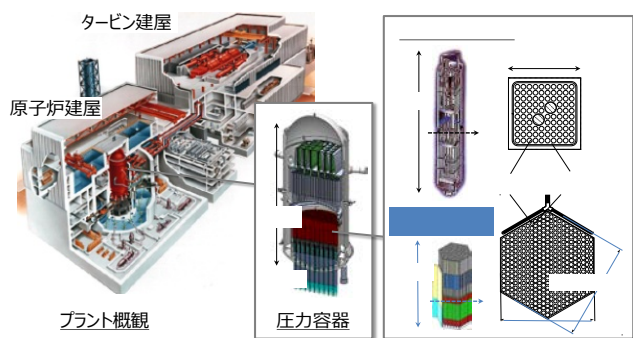


図 1: RBWR 概念[9]

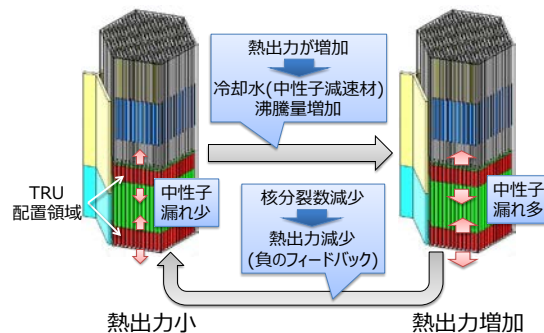


図 2: RBWR 燃料の特徴[9]

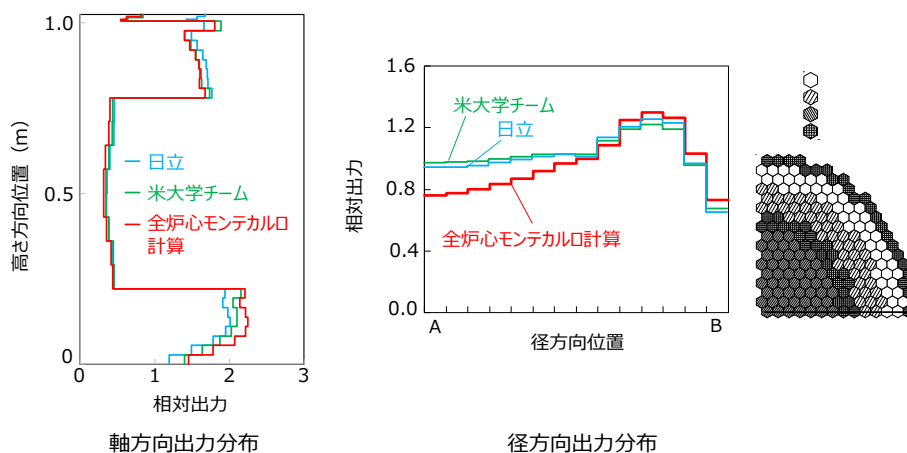


図 3: 炉心出力分布の評価結果[13]

4. 既設炉への RBWR 概念の適用

RBWR は、社会的な要請に応えつつ、燃料サイクル技術開発の進展に合わせて段階的に開発を進めていくことを考えている。そのため、まずプルサーマル利用をさらに高度化するものとして、稠密燃料を現行 BWR に適用し、余剰プルトニウムの削減に寄与する RBWR の開発に着手した[14]。図 4 にその概念（四角格子 RBWR 燃料）をオリジナルの RBWR 燃料（六角格子 RBWR 燃料）と比較して示す。また、図 5 に RBWR の導入コンセプトを示す。四角格子 RBWR は、既設 BWR の燃料集合体、制御棒など、取替や追加が容易なコンポーネントの交換、設置のみで実現する。また、現在の六ヶ所再処理工場や MOX 燃料工場の利用を想定している。これにより、稠密燃料棒配置の MOX 燃料導入をより容易にし、プルトニウムを消費しつつ、低減速軽水炉の特性を活かして使用済 MOX 燃料を将来のリサイクル利用に適した組成で残すことで、本格的な燃料リサイクルフェーズへのスムーズな移行に寄与する。このように、燃料サイクルの推進に寄与しつつ、軽水炉での稠密燃料や低減速スペクトルの実績を積み、再処理や燃料製造技術などの進展に合わせて六角格

子 RBWR を実用化していくねらいである。

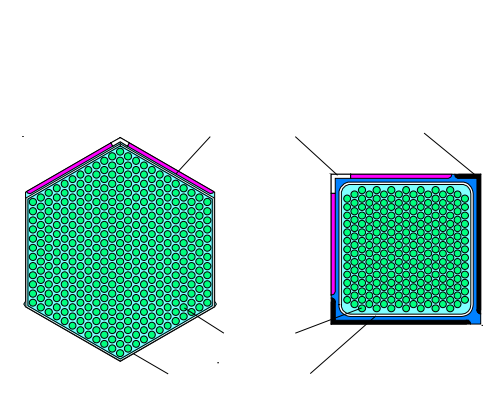


図 4: 既設 BWR に適用する RBWR 概念[14]

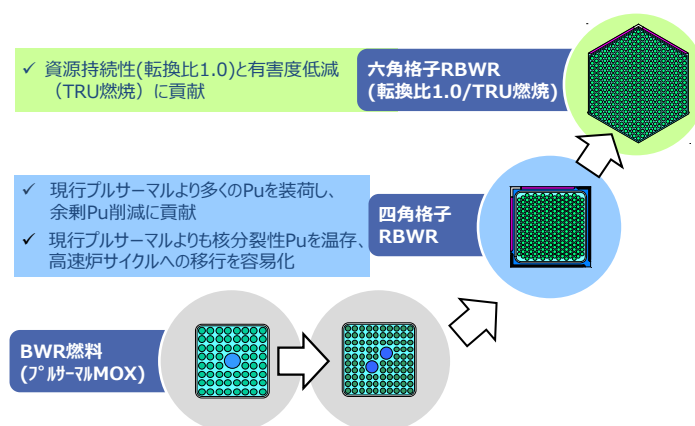


図 5: RBWR 導入コンセプト[15]

5. まとめ

軽水炉による核変換研究の経緯と、日立が開発を進める RBWR の開発状況について述べた。軽水炉による核変換の研究は、炉心解析手法の高度化や軽水炉における炉物理の理解の深化を通して、軽水炉のさらなる進化につながるものと考ええる。

謝辞

本研究は文部科学省平成 27 年度エネルギー対策特別会計委託事業「高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発」の成果を含む。

参考文献

- [1] M.C. Edlund, “High conversion ratio plutonium recycle in pressurized water reactors,” Annals of Nuclear Energy, Volume 2, Issues 11–12 (1975) など
- [2] C. H. M. Broeders and M. D. Donne, “Conceptual Design of a (Pu,U)O₂ Core with a Tight Fuel Rod Lattice for an Advanced Pressurized Light Water Reactor,” Nuclear Technology, Volume 71 (1985) など
- [3] https://oecd-neo.org/science/wpec/sg39/Meeting2_Nov2013/06b_PROTEUS_FDWR-II.pdf
- [4] 日本原子力研究所、“低減速スペクトル炉の研究”、JAERI-Research 99-058 (1998) など
- [5] 日本原子力研究開発機構、“超高燃焼水冷却増殖炉用燃料集合体に関する技術開発成果報告書”、平成 17 年度文部科学省革新的原子力システム技術開発公募事業 (2006) など
- [6] R. Takeda, M. Aoyama, Y. Bessho, S. Uchikawa and Y. Ishii, “A Conceptual Core Design of Plutonium Generation Boiling Water Reactor,” Proc. of the 1988 International Reactor Physics Conference, Vol. 3, pp. 119 (1988)
- [7] R. Takeda, M. Aoyama, M. Moriwaki, S. Uchikawa, O. Yokomizo and K. Ochiai, “General Features of Resource-Renewable BWR (RBWR) and Scenario of Long-term Energy Supply,” Proc. of International Conference on Evaluation of Emerging, Nuclear Fuel Cycle Systems, Vol. 1, pp. 938 (1995)
- [8] R. Takeda, J. Miwa and K. Moriya, “BWRS for long-term energy supply and for fissioning almost all transuranium, Proc. of GLOBAL 2007, p. 1725 (2007)
- [9] 日野他、“核廃棄物の環境負荷を低減する軽水炉システム”、日立評論 2014 07-08 (2014)
- [10] T. Hino, J. Miwa, T. Mitsuyasu, Y. Ishii, M. Ohtsuka, K. Moriya, K. Shirvan, V. Seker, A. Hall, T. Downar, P. M. Gorman, M. Fratoni and E. Greenspan, “Core Design and Analysis of Axially Heterogeneous Boiling Water Reactor for Burning Transuranium Elements,” Nuclear Science and Engineering, Vol. 187, pp.213-239 (2017)
- [11] 日立製作所、“高効率 TRU 燃焼を可能とする革新的水冷却炉 RBWR の研究開発成果報告書”、平成 27 年度文部科学省国家課題対応型研究開発推進事業原子力システム研究開発事業 (2016)

- [12] B.A. Lindley, B. Tollit, T. Hino, P.J. Smith, J.T. Murgatroyd, and P.N. Smith, “Development of a core design capability for innovative boiling water reactor designs for burning transuranic isotopes using WIMS/PANTHER,” *Annals of Nuclear Energy*, 123, pp. 162–171 (2019)
- [13] Y. Murakami, et al., Whole Core Monte Carlo Analysis of Resource-Renewable BWR, ANSWER Software Service Seminar (2018)
- [14] 日野他,” 長寿命超ウラン元素を燃焼可能な軽水炉 RBWR の開発 (16)サステイナブルな燃料サイクル実現への RBWR の寄与”、日本原子力学会 2018 年秋の大会 2L02 (2018)
- [15] 日立製作所・日立 GE ニュークリア・エナジー,” 高速炉の新たな可能性について”、第 13 回高速炉開発会議戦略ワーキンググループ (2018)