

<特集 1・高速炉の今後>

今後の高速炉研究開発に対する期待

福井大学附属国際原子力工学研究所 竹田敏一

2017 年 3 月 14 日

1. はじめに

2016 年 12 月 21 日の第 6 回原子力関係閣僚会議において、「もんじゅ」の取り扱いに関する政府方針を決定し、「もんじゅ」については様々な不確実性の伴う原子炉としての運転再開はせず、今後、廃止措置に移行することとした。一方、高速炉は、核燃料サイクルによって期待される高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減、資源の有効利用の効果をより高めるものであり、高速炉開発の推進を含めた核燃料サイクルの推進を基本的方針とすることとしている。このため、東電福島原発事故後の要請に応える、更なる安全性の向上、開発段階を含めた経済効率性の追求と、本格導入時の市場環境への適合、国際協力を通じた最先端の知見の獲得と国際標準の探求の 3 課題を目標として、新たなチャレンジを求めるとしている。

筆者は「もんじゅ」の廃止措置への移行の決定については残念でならない。原子力規制委員会が「もんじゅ」の運営体制に関し日本原子力研究開発機構（以後、原子力機構と呼ぶ）は運営主体として不適格と断定し、原子力機構に代わる運営主体の明示の要求をしたのに、結果として対応できなかったのが悔やまれる（参考文献 1）。しかし、今後の日本における高速炉開発に対して、より前向きにどのように対応したらよいかを検討すべきである。将来の高速炉開発の夢を持ち続けるため、本稿では種々の提案を述べてみたい。その中でも、特に炉物理の役目について議論する。

2. 高速炉開発研究の提案

2. 1 基礎基盤ソフト研究開発施設の設置

国は内閣官房、文部科学省、経済産業省の連名で 2016 年 12 月 21 日に、「もんじゅ」廃止措置方針決定後の立地自治体との関係についての書簡を出した。この中で、「もんじゅ」を含む周辺地域の新たな拠点化構想として、(1)「もんじゅ」の利用研究拠点、(2) 新たな高速炉開発拠点、(3)「もんじゅ」サイトを活用した新たな原子力研究・人材育成拠点を挙げている。このうちの 2 番目の拠点としては、実証炉のプラントデザインを決定するために重要となる要素技術の知見を獲得するため、最重要拠点として体制を整備し、東日本の茨城・大洗地区と並び、技術開発や人材育成等に取り組む、としている。

安全性・経済性に優れた実証炉プラントをデザインするには、核、熱流動、燃料・材料等、種々の面における基礎基盤研究が不可欠となる。これらの基礎研究の内、すぐにも着手できるソフト開発から敦賀で開始してはいかがであろう。特に、敦賀は関西に近く、京都大学、大阪大学等と、福井大学と連携して、研究を推進できる環境が整っている。当然、原子力

研究開発機構、メーカー、電力の高速炉関連の優秀な人材を結集して、日本として団結して研究を推進すれば高速炉開発の立派な結果が生まれると期待される。

その中でも炉物理の果たすべき役割は大きい。最近、ヨーロッパ諸国ではより安全な高速炉開発のため、ASTRID 計画が進んでいる。この原子炉はナトリウムボイド反応度を負にするため、炉心上部にナトリウムプレナムを設置している。さらに、内部ブランケットも設けている。このような炉心のナトリウムボイド反応度、制御棒反応度等を正確に予測するには輸送機論に基づく計算が必要である。さらに、その過渡・事故時の挙動を精度よく把握するには、膨大な計算が要求される。複雑な形状の炉心にも適用できる輸送理論に基づく新たな計算法・計算システムを研究者が連携して開発することが望まれる。

2. 2 個々の高速炉研究テーマ

高速炉に対してはエネルギーセキュリティ、安全性向上等種々の期待が持たれているが、その中でも、安全性・経済性の向上、放射性廃棄物の低減化の研究課題について、特に炉物理面から述べる。

(1) 安全性向上の研究

高速炉では冷却材のナトリウムが沸騰すると、中性子スペクトルが硬くなり、正の反応度が印可されるため、適切な制御が行われない場合には出力が暴走し、事故に至る可能性がある。このため、例えば、国内の実用高速炉開発 FaCT 計画ではナトリウムボイド反応度を 6 ドル以内に抑え、安全性確保を図ってきた。しかし、最近ではヨーロッパ、ロシアではナトリウムボイド反応度を負にして、より炉心安全性を向上する研究開発が進んでおり、ASTRID の設計等に反映されている。

他方、高速炉の燃焼反応度は $3\% \Delta k/k'$ 程度であり、運転サイクルの初期では、燃焼補償用の制御棒を挿入して、余剰反応度を抑制する。制御棒を運転中に誤引き抜きすると、正の反応度が印可され、当該制御棒周辺の燃料の出力が増加して燃料溶融により燃料ピンが破損する可能性がある。

このような過渡時に負の反応度が自動的に加わりスクラム不作動流量喪失事象 ULOF (Unprotected Loss of Flow Accident) やスクラム不作動制御棒誤引抜き事象 UTOP (Unprotected Transient Overpower) を想定しても炉心損傷を回避できる固有安全高速炉の炉心概念の研究は今後の実証炉開発にとり重要である。

これらの炉心概念を ASTRID のような炉心を用いて開発するには、正確な過渡・事故時の解析手法が必要になる。ASTRID には炉心上部にナトリウムプレナムが設置されており、この領域のナトリウムがボイドになると中性子ストリーミング効果により負のボイド反応度が添加される。この負のボイド反応度は輸送理論でないと正確に把握できない。さらに、過渡時のボイド伝播がボイド反応度に大きな効果を与えることが分かった。以下にその計算例を示す。

ナトリウムプレナム付き高速炉のナトリウムボイド反応度のボイド伝播依存性について検討するため、ナトリウムプレナムを軸方向に 3 領域に分割して、ボイド伝播パターンを変えてボイド反応度を計算した。ナトリウムボイド反応度は 70 郡の輸送計算で求めた。計算体系を図 1 に示す。図 1 で (a) はガスプレナム、(b) ~ (d) はナトリウムプレナムであり、(e) は炉心上部領域 (20cm) である。ナトリウム沸騰が (a) 領域から順次 (a) → (b) → (c) → (d) → (e) と遷移した場合の各領域のボイド反応度を計算し、各領域のみがボイドになった場合 (ボイド反応度マップ) の反応度と比較した。結果を表 1 に示す。両結果は (a), (b) 領域ではほぼ同程度であるが、(c) では差が生じ始め、領域 (d) ではボイド反応度マップから計算した結果は約 60% 過小評価し、領域 (e) では 70% 過大評価することが分かった。このような結果は他のボイド伝播パターンに対しても見られた。このように、ナトリウムプレナム付き高速炉の過渡特性を評価するにはこのボイド伝播依存性を取り入れたボイド反応度を取り入れる必要があることが分かった。また、ナトリウムプレナムと共に炉心領域の上部が初期の状態からボイド化された場合のボイド反応度のボイド伝播依存性についても検討した。

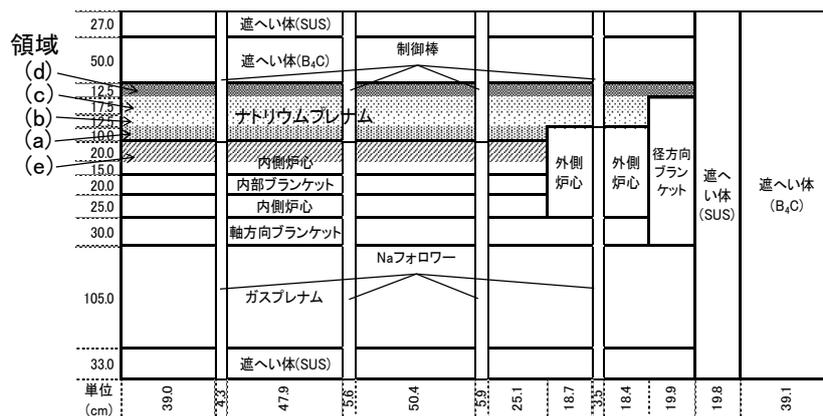


図 1 ナトリウムプレナム付高速炉の計算体系

表 1 各領域のボイド反応度のボイド伝播依存性 (dk/kk')

| ボイド領域 | ボイド伝播あり | ボイド反応度マップ (伝播なし) |
|-------|-----------|------------------|
| Ⓐ | -9.15E-04 | -9.15E-04 |
| Ⓑ | -2.14E-03 | -2.01E-03 |
| Ⓒ | -2.73E-03 | -1.98E-03 |
| Ⓓ | -1.58E-03 | -6.27E-04 |
| Ⓔ | 1.31E-03 | 2.20E-03 |

以上述べたように、過渡解析では核・熱計算によりボイド伝播を正確に予測し、そのボイド伝播パターンを用いて、反応度を計算する必要があることが分かった。

(2) 放射性廃棄物の減容化の研究

次に放射性廃棄物の中で半減期が長く、長期に亘る放射性廃棄物管理が必要なマイナーアクチニドの高速炉での核変換研究について述べる。まず、軽水炉と高速炉での MA 核変換の違いを明らかにし、なぜ高速炉を選択したかについて述べる。

① 軽水炉と高速炉による MA 核変換の違い

MA の原子炉による核変換炉については、主に軽水炉及び高速炉を使った研究がなされている。軽水炉は中性子スペクトルが軟らかいので、Np,Am 等の MA 核種を中性子捕獲反応により質量数のより大きい核種に核変換した後、核分裂反応や α 、 β 崩壊等により核変換することができる。図 2, 3 を参照すると Np-237 及び Am-241 の捕獲反応は 0.1 ~ 1eV 付近の低エネルギー領域で大きくなっていることが分かる。Np-237 の場合を例にとると、この熱エネルギー領域において中性子捕獲反応を起こすと Np-238 になり、それが 2 日の半減期で β 崩壊し Pu-238 になる。Pu-238 は高速エネルギー領域だけでなく熱エネルギー領域でも核分裂をおこす割合が大きい (図 4 参照)。また、Pu-238 が中性子捕獲すると Pu-239 になり、この核種は軽水炉 (プルサーマル炉) でも核分裂性核種として用いられている。

一方、高速炉は中性子スペクトルが硬く (平均中性子エネルギーは凡そ 200 keV)、図 2, 3 に示したように核分裂に対ししきい反応 (あるエネルギー以上で起こる反応) を起こす。このしきい反応を持つ核分裂により MA 核種の核変換が期待できる。代表的な MA 核種である Np-237 及び Am-241 は図 2, 3 に見られるように 30~40keV 以上で核分裂が起きる。軽水炉と同様、Np-237 は Pu-238, Pu-239 に核変換され核分裂で消滅されるパスもあるが Np-237 及び Np-238 も核分裂しきい反応で消滅するパスが高速炉では追加される。Am-241 も中性子捕獲により Am-242 になり、 β 崩壊で Cm-242 になり、さらに α 崩壊で Pu-238 になっていくパスもあるが、Am-241 及び Am-242 の核分裂しきい反応があるため、高速炉ではより多くの核変換が期待できる。

更に、軽水炉と高速炉での MA 核変換の違いとして、中性子発生数の違いから来る効果がある。高速炉では核分裂が高エネルギーで起こるため、発生中性子数が軽水炉に比べ多い。軽水炉では核分裂あたり 2.5 個程度の中性子が発生するが、高速炉では 3.0 個程度の中性子発生数がある。このより多くの中性子により、高速炉では燃料の増殖が可能になるが、MA 核種の核変換にも利用できる。このため、高速炉ではより多くの MA を炉内に装荷でき、多くの MA を核変換することが可能である。

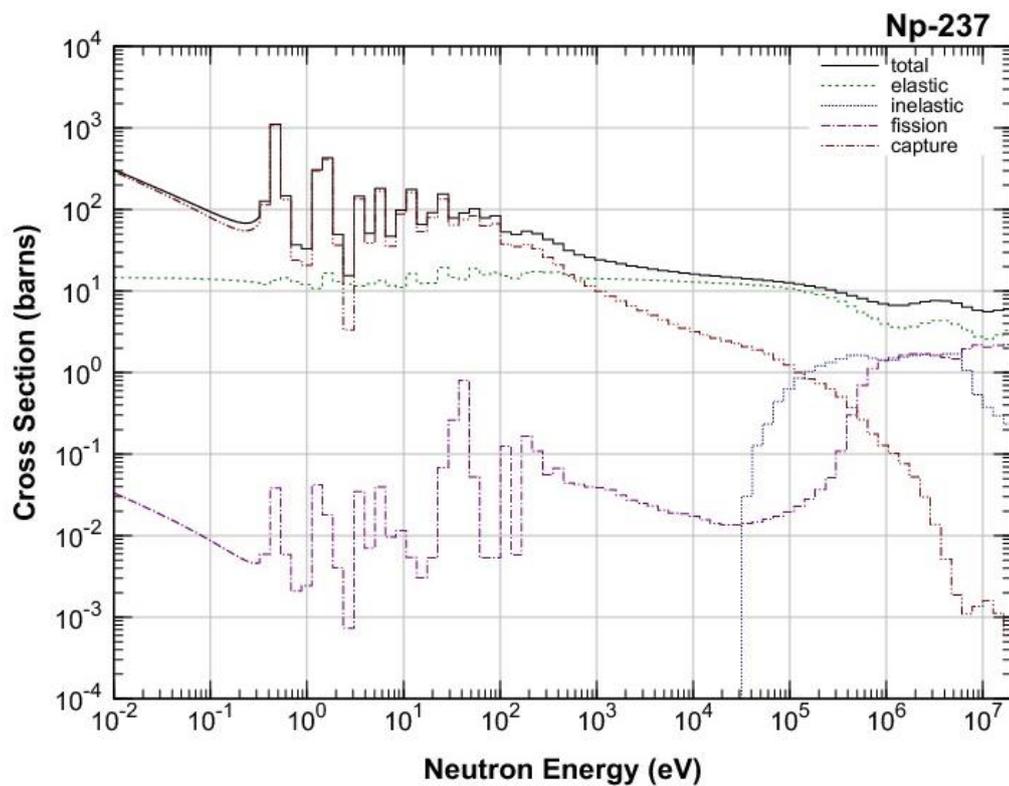


図 2 Np-237 の各種反応断面積 (参考文献 [3] より引用)

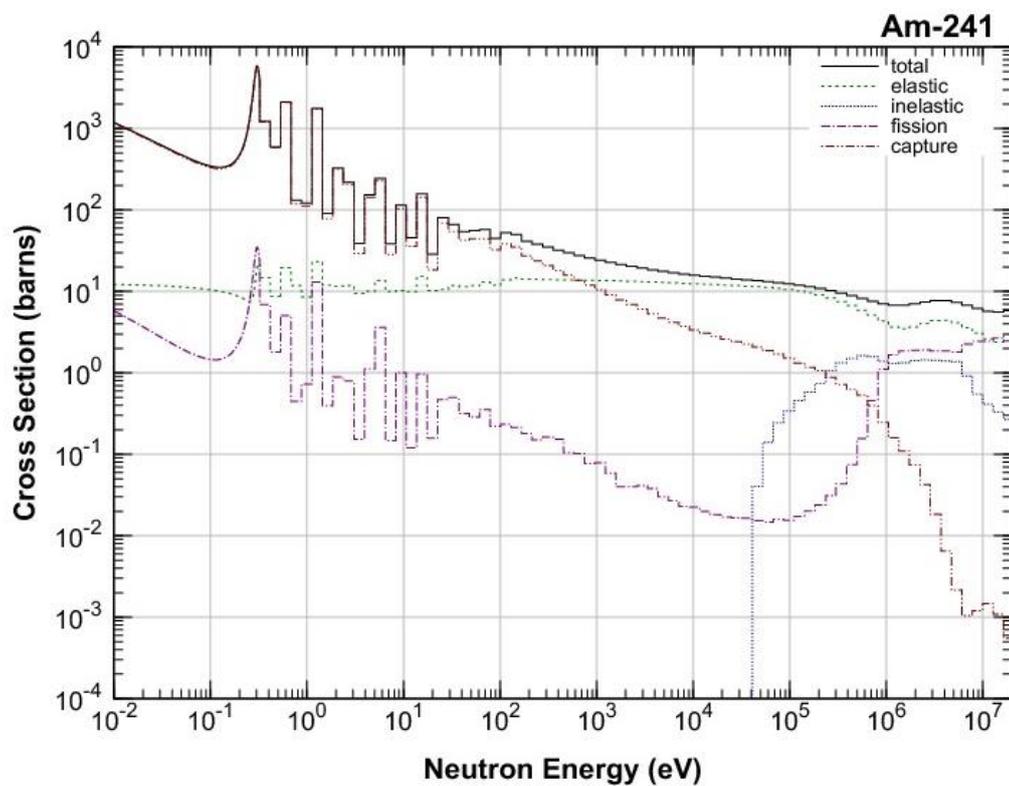


図 3 Am-241 の各種反応断面積 (参考文献 [3] より引用)

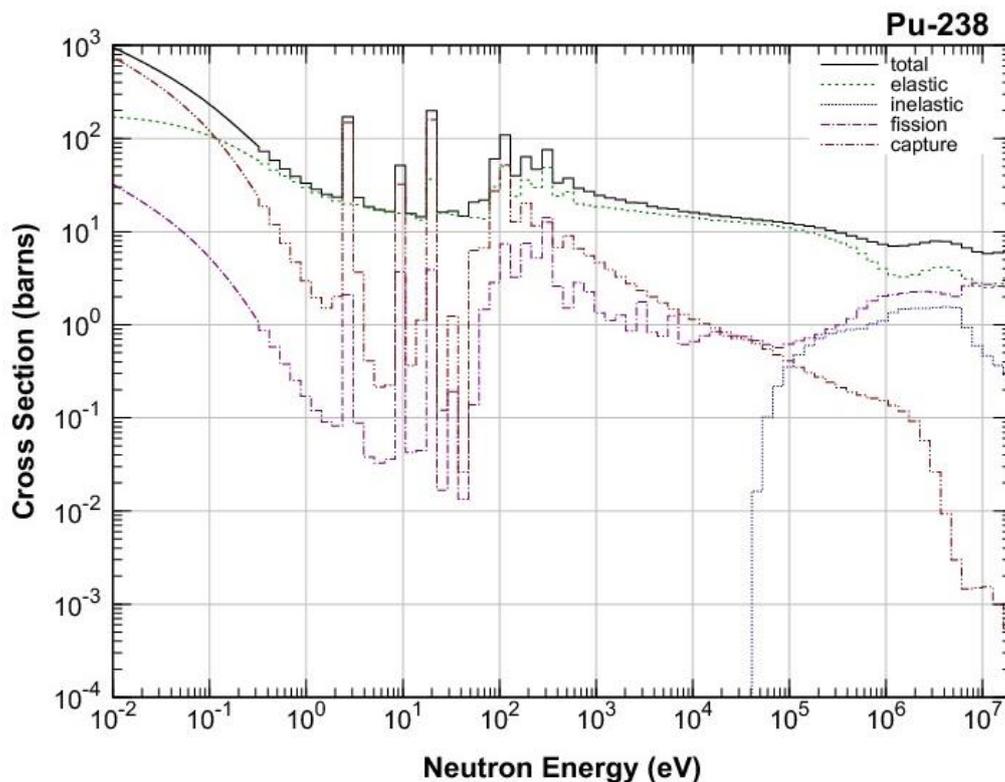


図 4 Pu-238 の各種反応断面積 (参考文献 [3] より引用)

② 核変換量の物理的意味 (参考文献 4)

高速炉におけるマイナーアクチニド (MA) の核変換の特性について説明する前に、核変換量の物理的意味について説明する。マイナーアクチニド (MA) の核変換量は燃焼前後の MA 量の差として定義される。MA がどのようなプロセスで核変換されたのか、即ち核分裂によって消滅したのか、燃料 (ウラン、プルトニウム) に変換されたのかを物理的に理解することが必要である。さらに、どの MA 核種が全体の核変換にどれだけ寄与しているのかが従来の計算では分からない。

そこで、核変換の物理的プロセスを考慮した各核種ごとの MA 核変換量の定義を導出する。まず MA 核種の原子炉中での生成、消滅を考える。Np、Am、Cm 等の MA は Pu、U 等の燃料からの α 、 β 、 γ 崩壊、および中性子との捕獲反応、 $(n, 2n)$ 反応、 (n, α) 反応、電子捕獲 (EC) 等により生成する。また、MA 核種は崩壊、核分裂、捕獲反応、 $(n, 2n)$ 反応、 (n, α) 反応、等により他の MA 核種および U、Pu へ変換される。更に変換した核種が核分裂により消滅する場合もある。これらの種々の反応は次の 4 パターンにグループ分けする事ができる。

1. ある MA 核種が核分裂により消滅、あるいは、他の MA、U、Pu に変換した後、核分裂により消滅するパターン。このパターンを全体の核分裂量 (OF, Overall Fission) と呼ぶ。

2. ある MA 核種から別の MA 核種が生成するパターン。このパターンを OMA (Other MA Production) と呼ぶ。
3. ある MA 核種から U、Pu が生成するパターン。このパターンを PU (Pu and U Production) と呼ぶ。
4. U、Pu および他の MA から今考えている MA 核種が生成するパターン。このパターンを PUM (From Pu to MA) 及び MAM (From MA to MA) と呼ぶ。

以上の消滅、生成量の計算方法については説明を省略するが、ある MA 核種 1 の核変換量は燃焼前後の核種 1 の量の差として定義されるので、以上の 5 つの項の和、差として計算される。

$$\begin{aligned} \text{TR1}^1 &= N_1(0) - N_1(T) \\ &= \text{OF}^1 + \text{OMA}^1 + \text{PU}^1 - \text{PUM}^1 - \text{MAM}^1 \end{aligned}$$

MA 全体の核変換量は

$$\text{総 MA 核変換量} = \sum_{I=\text{MA}} \text{TR}^I$$

で与えられる。全 MA 核種の和を取った場合には OMA と MAM の項は互いに打ち消し合うので、MA の核種 1 の核変換量は

$$\text{TR2}^1 = \text{OF}^1 + (\text{PU}^1 - \text{PUM}^1)$$

で定義できる。上式の物理的意味を考える。第 1 項 OF^1 は MA 核種 1 が核分裂する量及びその核種から核変換されて生成した Pu および MA 核種が核分裂する量の和であり、第 2, 3 項は核種 1 からの正味の燃料 (Pu 或いは U) への生成量を示している。

③ 国内に於ける MA 核変換研究

国内におけるこれまでの MA 核変換に関する実験、理論面の研究開発例として、高速実験炉「常陽」を用いた MA サンプル照射試験、高速原型炉「もんじゅ」で蓄積された A_{m-241} の影響の測定、高度化炉心概念における小規模な MA 照射試験の検討、FaCT (高速増殖炉サイクル実用化研究開発) 計画における MA 核変換研究、最近の、文部科学省の原子力システム研究開発事業「環境負荷低減技術開発」の中での MA 核変換研究等があり、それらの概要について以下に簡単に述べる。

A. 「常陽」での MA サンプル照射試験 (参考文献 5)

高速実験炉「常陽」を用いた MA サンプルの照射試験は多数行われているが、MK-II 炉心を用いて 1990 年 9 月～1991 年 5 月 (第 21～23 サイクル) に照射が行われた B7 試験、1994 年 8 月～1999 年 8 月 (第 29～33 サイクル) に照射が行われた B9 試験、1997 年 3 月～1999 年 8 月 (第 30～33 サイクル) に照射が行われた SMIR-26 試験がある。

いずれの照射試験においても、数 mg オーダーの MA 酸化物サンプルがバナジウム性の TRU カプセル (外径 1.5mm、長さ 8mm) の中に封入され、炉内で照射された。B7 試験では $Np-237$

サンプル（照射前のNp-237 は約100 at%）が装荷され、190EFPD（Effective Full Power Days）の期間に渡って照射された。B9 試験ではAm-241サンプル（照射前のAm-241 は約100 at%）、Am-243 サンプル（照射前のAm-241/243 含有率は約12/88 at%）、Cm-244 サンプル（照射前のCm-244/245/246 の含有率は約93/3/4at%）が276EFPD の期間に渡って照射された。SMIR-26 試験ではNp-237、Am-241、Am-243、Cm-244 の各サンプルが251EFPD の期間に渡って照射された。

B. 「もんじゅ」での測定及び高度化炉心概念検討（参考文献6）

1994 年に実施された性能試験時と 2010 年に再起動された時では、重金属あたり 1.5%程度の Am-241 が含まれていることが異なるため、試験データを比較することにより Am-241 断面積の影響を評価することが出来る。

「もんじゅ」の炉心性能向上に関する高度化炉心概念の検討では、取出平均燃焼度を現行の 8 万 MWd/t から 10 万 MWd/t、更に 15 万 MWd/t に伸長する 2 段階の高度化炉心移行計画が検討され、小規模な MA 照射試験の検討も行われていた。

上記のうち、最初の高度化炉心における MA 照射試験の検討では、5wt%の MA を添加した MOX 燃料を収納した MA 照射試験集合体（3 体～6 体）の装荷を想定した炉心核特性評価が行われている。この評価において、5 サイクル（5×191 日=955EFPD）照射により燃料の MA 含有率が、5wt%から 3.7wt%程度に減少すると予測された。

C. FaCT 計画における MA 均質装荷核変換検討（参考文献7, 8）

我が国では高速増殖炉の実用化のため、これまで高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究（FS: 1999 年 7 月 - 2006 年 3 月）、高速増殖炉サイクル実用化研究開発プロジェクト（FaCT: 2006 年 4 月 - 2011 年 3 月）が実施された。

FaCT においては「高内部転換型炉心」と呼ばれる炉心概念が構築され、軽水炉から高速炉サイクルへの移行シナリオにおいてMA核変換特性が評価された。MA は炉心燃料に一樣に添加され、均質装荷法（均質リサイクル）と呼ばれる方式が採用されている。2050 年（高速炉導入初年）から 2200 年までの炉心燃料中の MA 含有率の変化を計算し、高速炉導入期においては軽水炉使用済燃料から回収された MA が高速炉燃料において 3～4 wt%程度含有するが、リサイクルに伴い Np と Am の核変換が進み、MA 含有率はしだいに減少し、高速炉のみの平衡状態においては、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ことが示された。MA 含有率が 3～4 wt%のとき、50～100 kg/GW_ey の MA 核変換量と、30～40%の MA 取出核変換率を達成できることが分かった。

D. 原子力システム研究開発事業の結果の一例

文部科学省は、原子力システム研究開発事業「環境負荷低減技術開発」と称するプロジェクトを創設し、高レベル廃棄物のうちの MA 等の核変換による有害度低減につながる研究の募集を開始した。福井大学は、日本原子力研究開発機構、京都大学、大阪大学、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)と連携して、上記公募に応募し、2013 年 8 月に正式に採択された(9)。研究課題名は『「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチニド核変換の研究』である。

この研究はナトリウム冷却高速炉 (SFR) による MA 核変換を効率よく行える MA 核変換炉心の概念を提案することと、そのための正確な計算手法を確立することである。ここでは、MA 核変換の特性について説明し、そのあと MA を均質に装荷した MA 核変換炉心の概念を示す。

(D1) MA 核変換の特性 (参考文献 4)

MA を炉心に均質装荷した場合の核変換量に対する特性を述べる。MA 含有率は約 6.5% とした。MA 装荷炉心の RZ 断面図を図 5 に、計算条件を表 2 に示す。なお、燃焼期間は、1, 6, 9 年として、燃料交換を行わず計算した。これらの条件下において、核変換量 (TR 等)、Pu ベクトル (Pu 成分)、さらに TR の各成分を計算した。表 3~5 に、それぞれ、1, 6 及び 9 年燃焼後の MA 核変換量を示す。1, 6 及び 9 年燃焼後の MA 核変換量は、それぞれ、98.5 kg, 595 kg 及び 808 kg である。燃焼前の MA 核種全体の重量 1790 kg に対して、1, 6 及び 9 年燃焼後に MA 核種が核変換した割合は、それぞれ、約 5.5%, 33%及び 45%である。MA 核変換量のうち核分裂により消滅した割合は、1, 6 及び 9 年燃焼後で、それぞれ、約 39%, 49%, 60%である。これは、燃焼期間が長いと Am-241 から核変換した多くの Pu が核分裂するためである。図 6 に MA 核変換量の燃焼期間依存性を示す。燃焼期間に対して OF が直線的に増加するのに対して、PU は 9 年以降で減衰している。これは、長期間燃焼させたためであり、PU が燃焼計算式 $N=N_0 \exp(X)$ で減衰していることによる。また、PUM, MAM は燃焼期間に対して変化が少ない。TR が燃焼期間に対して若干減衰するのは、PU の燃焼期間に対する減衰の影響であることが分かった。

表 2 燃料組成及び計算条件

| 燃料組成 | | TRU (LWR60G-30y) |
|-----------------------------|----------------|------------------|
| 炉心燃料 HM 組成 (内側/外側) [wt%] | Pu 富化度 (Pu/HM) | 26.5 / 27.7 |
| | MA 含有率 (MA/HM) | 6.4 / 6.7 |
| 炉心熱出力 [MWth] | | 1765 |
| 炉定数 | | JENDL-4.0 |

表 3 1 年燃焼後の MA 核変換量 (k g)

| | Np-237 | Am-241 | Am-243 | Cm-244 | MA Total |
|-----|----------|----------|-----------|-----------|----------|
| 燃焼前 | 5.22E+02 | 1.11E+03 | 1.40E+02 | 1.31E+01 | 1.79E+03 |
| TR1 | 4.94E+01 | 1.13E+02 | -2.35E+00 | -9.84E+00 | 9.85E+01 |
| TR2 | 5.06E+01 | 6.23E+01 | -1.26E+01 | 2.30E-01 | 9.85E+01 |
| OF | 1.22E+01 | 2.29E+01 | 2.00E+00 | 4.17E-01 | 3.81E+01 |
| PU | 4.03E+01 | 4.72E+01 | 2.15E-01 | 4.61E-01 | 8.81E+01 |
| PUM | 1.85E+00 | 7.76E+00 | 1.48E+01 | 6.47E-01 | 2.77E+01 |
| OMA | 3.32E-01 | 5.04E+01 | 1.06E+01 | 4.17E-01 | 6.19E+01 |
| MAM | 1.57E+00 | 1.60E-04 | 3.73E-01 | 1.05E+01 | 6.19E+01 |

表 4 6 年燃焼後の MA 核変換量 (k g)

| | Np-237 | Am-241 | Am-243 | Cm-244 | MA Total |
|-----|----------|----------|-----------|-----------|----------|
| 燃焼前 | 5.22E+02 | 1.11E+03 | 1.40E+02 | 1.31E+01 | 1.79E+03 |
| TR1 | 2.29E+02 | 4.97E+02 | -1.03E+01 | -4.82E+01 | 5.95E+02 |
| TR2 | 2.34E+02 | 4.19E+02 | -4.41E+01 | -1.06E+01 | 5.95E+02 |
| OF | 8.80E+01 | 1.81E+02 | 1.48E+01 | 2.68E+00 | 2.89E+02 |
| PU | 1.55E+02 | 2.83E+02 | 4.95E+00 | 2.00E+00 | 4.45E+02 |
| PUM | 8.71E+00 | 4.50E+01 | 6.38E+01 | 1.53E+01 | 1.39E+02 |
| OMA | 1.93E-01 | 7.84E+01 | 4.09E+01 | 2.68E+00 | 1.21E+02 |
| MAM | 5.49E+00 | 3.04E-02 | 7.13E+00 | 3.89E+01 | 1.21E+02 |

表 5 9 年燃焼後の MA 核変換量 (k g)

| | Np-237 | Am-241 | Am-243 | Cm-244 | MA Total |
|-----|----------|----------|-----------|-----------|----------|
| 燃焼前 | 5.22E+02 | 1.11E+03 | 1.40E+02 | 1.31E+01 | 1.79E+03 |
| TR1 | 3.03E+02 | 6.46E+02 | -1.05E+01 | -6.44E+01 | 8.08E+02 |
| TR2 | 3.09E+02 | 5.72E+02 | -4.48E+01 | -2.16E+01 | 8.08E+02 |
| OF | 1.48E+02 | 3.06E+02 | 2.62E+01 | 4.20E+00 | 4.88E+02 |
| PU | 1.73E+02 | 3.30E+02 | 8.91E+00 | 2.46E+00 | 5.14E+02 |
| PUM | 1.15E+01 | 6.37E+01 | 7.99E+01 | 2.82E+01 | 1.94E+02 |
| OMA | 1.43E-01 | 7.42E+01 | 4.60E+01 | 1.30E+00 | 1.22E+02 |
| MAM | 6.06E+00 | 1.06E-01 | 1.17E+01 | 4.41E+01 | 1.22E+02 |

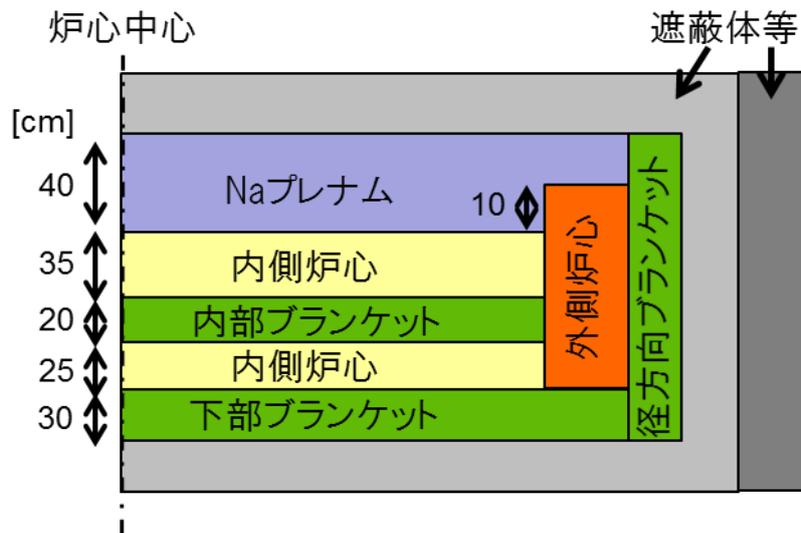


図 5 MA 核変換特性解析に用いた MA 核変換炉心

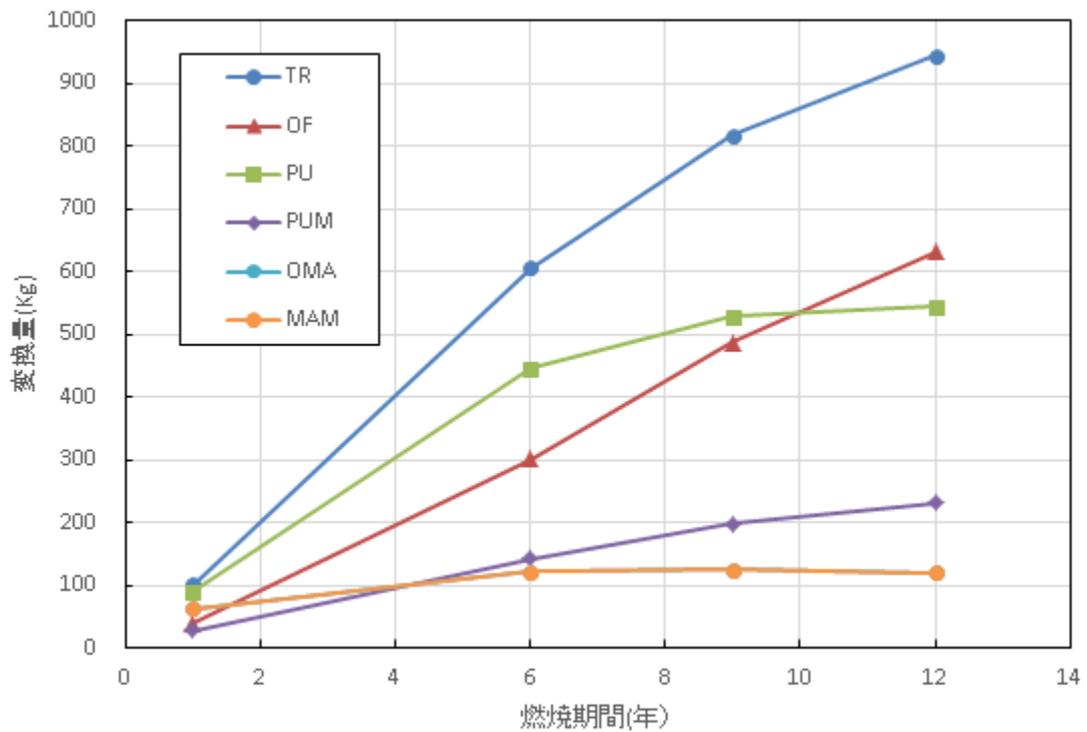


図 6 核変換量の各成分の燃焼期間依存性

(D2) MA 核変換炉心概念 (参考文献 10)

本研究における MA 核変換炉心概念の構築では、MA 核変換量と安全性に係わる反応度係数の調和を考慮した革新的で多様な炉心概念を追求している。ここでは、平成 25 年度に構築した、MA 均質装荷炉心を考える。炉心の上部にナトリウムプレナムを設置した MA 核変換炉心を提案し、過渡時の冷却材密度分布を考慮し炉心部から上部ナトリウムプレナムまでの実効的なボイド反応度を 0 以下とするよう炉心を設定した。その条件下で MA 核変換量を増加させるため MA 含有率を 11% とした MA 核変換炉心を提案した。MA は炉心に均質装荷され、出力は 750MWe である。この炉心の体系を図 7 に示す。また、この炉心の主な特性を表 7 に示す。この表より、1GWe に換算すると年間 212 Kg の MA が核変換できることが分かった。

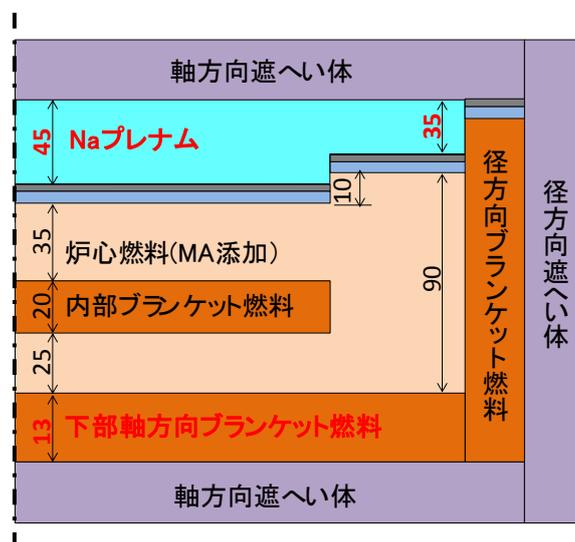


図 7 MA 核変換炉心の RZ 断面図

表 6 MA 核変換炉心の主要特性

| 項目 | 値 |
|-----------------------|----------------------|
| 出力(電気/熱)(MW) | 750/1,765 |
| 運転期間(月)×バッチ数 | 19.8×6 |
| 取出燃焼度(炉心/全炉心) (GWd/t) | 153/95 |
| 炉心燃料 MA 含有率(wt%) | 11.0 |
| 最大線出力(W/cm) | 362 |
| Na ボイド反応度(\$)\$ (実効的) | 3.9 (≤ -0.01) |
| MA 核変換量(kg/GWe-y) | 212 |
| 増殖比 | 1.03 |

④ 国外における研究

海外に目を向けるとフランスでは ASTRID の開発、ロシアの BN-800 の初臨界、インドの PFBR の臨界、中国の CEFR の 40%出力運転開始と高速炉は順調に開発が進展している (図 8 参照)。

フランスの ASTRID はプールタイプのナトリウム冷却の高速炉であり、マイナーアクチニドの核変換も可能な高速炉で、出力が 600MWe 程度で安全性確保に特色がある。(11) まず、高速炉に特有の正のナトリウムボイド反応度を抑えるため、低ボイド反応度の炉心 CFV を提案している。このため炉心には内部ブランケットを装荷し、内部・外部炉心の上部にはナトリウムプレナムが設けられている。炉心高さが短いため、事故時にナトリウムが沸騰すると中性子漏洩が増加し、負の反応度が添加される。

重大事故対応として内部コアキャッチャーを設けた設計とし、事故時の崩壊熱除去にたいしても多重の設備を設けている。ASTRID は 2016 年ごろから詳細設計に入り、2020 年頃から建設予定であり、2025 年頃に臨界予定となっている。

一方、アジア地域での高速炉プラントの開発が着実に進められている。中国では、高速実験炉 CEFR を 2010 年に臨界にして、その後の商業炉の設計も進んでいる。インドでは、電気出力は 13.5MW の試験炉 FBTR が 1985 年から運転しており、2013 年からは 500MW の原型炉 PFBR も運転開始予定であり、その後 500MW の商業炉も 2023 年に運転する計画である。韓国も 2021 年までに原型炉の概念設計を終了し、2028 年に建設開始の予定である。

このように、海外の高速炉開発計画は順調に進んでおり、各国とも原子力により将来のエネルギー源を確保し、加えて放射性廃棄物量も減らしていこうとしており、研究開発が順調に進んでいる。

図 8 国外における高速炉開発状況

| | 現在の炉(解体中含む) | 開発計画 |
|------|--|---------|
| フランス | Phenix Super Phenix | ASTRID |
| アメリカ | EBR-II FFTF | |
| ロシア | BOR-60(2009年に、2014.12までの運転ライセンスを得ている) BN-600(運転中) BN-800(2014.6 初臨界) | BN-1200 |
| 中国 | CEFR(40%出力運転を達成) | CDFR |
| インド | FBTR PFBR(2014.9に臨界へ) | |

3. まとめ

以上、我が国を中心に高速炉開発の状況及び炉物理面からの高速炉開発に対する役割の一例を示した。今後、我が国で高速実証炉を開発、建設するためには、まず日本における高速炉開発技術の維持・向上を図らねばならない。高速実証炉の安全性確保をするには過渡・事故を想定し、炉心挙動を精度よく評価する基礎・基盤研究を推し進める必要がある。さらに、高速炉は放射性廃棄物を炉心のなかでマイナーアクチニドを効率よく核変換できる特色があり、本文中で紹介した、MA 核変換炉心は年間 200Kg もの MA を核変換できる。このような MA 核変換炉心を 5 基程度、日本で建設すればこれまで日本で蓄積されている MA を消滅することができる。

高速実証炉の設計には炉物理、熱流動等の基礎・基盤学問が重要な役割を占める。炉物理をやっている一人として、日本の高速実証炉の設計に炉物理分野の方が大きく役割を果たしていただくことを期待する。日本の技術力アップがなければ、到底、国際協力を当てにすることはできない。

参考文献

- (1) 竹田敏一 “エネルギーセキュリティから高速炉開発は不可欠”、エネルギーフォーラム、68, 12, 2015.
- (2) 竹田敏一、藤村幸治 “Na プレナム付き高速炉のボイド反応度のボイド伝播依存性”、日本原子力学会、春の年会、3 F09, 2017.
- (3) K. Shibata et al., "JENDL-4.0 : A New Library for Nuclear Science and Engineering", J. Nucl. Sci. Technol. 48 (1), 1-30 (2011).
- (4) T. Takeda, " Minor Actinides Transmutation Peerformance in a Fast Reactor", Ananals of Nuclear Energy, 95 pp 48-53 (2016).
- (5) K. Sugino, "Improvement on the Preiction Accuracy of Transmutation Prototypes for Fast Reactor Core Using the Minor Actinides Irradiation Test Data on the Joyo MK-II Core", Proc. Int. Conf. on Advance Nuclear Fuel Cycles and Systems, GLOBAL 2007, USA, Sept. 9-13, pp. 653-661 (2007).
- (6) 照山英彦 他、「「もんじゅ」高度化炉心における MA 照射試験概念の検討」, 日本原子力開発機構, サイクル機構技報 No. 2(資料番号 : 20-5), (2003, 9).
- (7) T. Mizuno and H. Niwa, “Advanced MOX Core Design Study of Sodium-Cooled Reactors in Current Feasibiity Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems in Japan,” Nucl. Tech., 146, 155 (2004)
- (8) 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)
- (9) 平成 2 5 年度「原子力システム研究開発事業」採択課題, JST ホームページ http://www.mext.go.jp/b_menu/boshu/detail/_icsFiles/afieldfile/2013/08/09/1338263_01.pdf
- (1 0) K. Fujimura, S. Ohki, T. Takeda, “Development of a Fast Reactor for Minor Actinides Transmutation (2) – Study on the MA Transmutation Core Concepts - “、Proc. GLOBAL 2015, Sep. 20-24, Paris, France, Paper 5105.
- (1 1) M.S. Chenaud, et al., “Status of the ASTRID Core at the End of the Pre-conceptual Design Phase 1, ” Proc. Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13), March 4-7, 2013, Paris,