

炉物理・核データ部会合同企画セッション

「分離変換技術の実現にむけて炉物理・核データは如何に寄与できるか」

(2)FBR による核変換技術の現状と課題

日本原子力研究開発機構

炉心解析グループ

杉野 和輝

sugino.kazuteru@jaea.go.jp

1. はじめに

将来のエネルギーセキュリティの確保において、ウラン (U) 資源の有効利用の観点から高速増殖炉 (FBR) サイクルの導入が望まれている。FBR サイクルでは、U や Pu だけでなくマイナーアクチニド (MA) も使用済燃料から分離・回収し、再度 FBR に装荷してそれらを核変換することにより、エネルギー源としての有効活用と高レベル放射性廃棄物 (HLW) の低減を図ることとしている。また、FBR の導入期においては、現在主流である軽水炉 (LWR) の使用済燃料から取り出される MA を効率よく核変換することも期待できることから、FBR の導入は HLW の定置面積を低減する上で有効であると言える。本稿では、これら FBR を用いた MA の核変換に関して、炉物理・核データの観点からの研究開発の現状と課題について紹介する。

2. FBR による MA 核変換の意義

図 1 は各原子力発電システムから発生する高レベル放射性廃棄物 (HLW) 中の MA 蓄積量の比較を示したものである。FBR を導入せずに LWR のみで予測される電力需要に対応する場合には、MA 蓄積量は時間経過に従って増加し続け、2200 年頃には 500t 近くまで及ぶことが推定される。それに対し、FBR を導入し MA をリサイクルした場合には恒久的に約 200t にまで低減できることが分かる。更に、LWR から発生

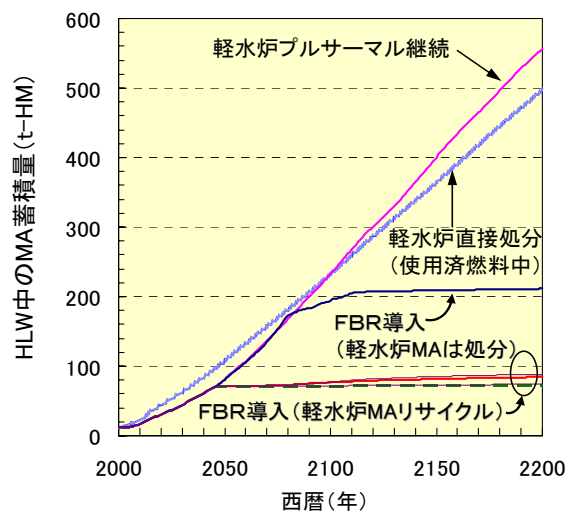


図 1 高レベル放射性廃棄物中の MA 蓄積量の比較

する MA もリサイクルした場合には FBR から発生した MA のみをリサイクルした場合の 3 分の 1 にまで低減できる可能性のあることを示している。このように、LWR から発生した MA も含めて FBR で核変換を行うことにより、HLW 中の MA を 500t (2200 年頃) から 70t (恒久的) にまで低減することが可能で、HLW 処分場面積の合理化の観点から FBR の導入は有効であることが分かる。

3. FBR 導入シナリオと FBR 導入期用炉心の核設計

LWR から発生する MA も含めて FBR を用いて核変換することの有効性は前述の通りである。よって、ここで示す検討例でも FBR 導入期には LWR から発生する MA を積極的に核変換することを想定している。さて、図 2 は実用化戦略調査研究 (F/S) で設計された Na 冷却 MOX 燃料炉心¹⁾を用いた FBR 導入シナリオの一例²⁾を表している。本シナリオでは 2050 年に FBR を本格導入し、寿命を迎えた LWR を逐次新規 FBR で置き換え、2120 年頃には LWR から FBR への移行を完了することとしている。また、FBR 導入時の 2050 年から移行完了時の 2120 年頃までは、高い増殖比 (約 1.1) の FBR を用いて Pu を積極的に増殖させるが、2120 年以降の FBR 平衡期には余剰 Pu を保有しないために ²⁴¹Pu の崩壊分等を補償しただけの低増殖比 (1.0 強) の炉心を適用していくこととなる。

ここで着目すべきことは、2050 年から 2120 年にかけての FBR 導入期には、LWR の使用済燃料を再処理して得られる TRU を積極的に受け入れる必要があることである。図 2 に示すとおり、FBR 使用済燃料を再処理して得られる TRU 中の MA 含有率は約 5wt%/TRU なのに対し、LWR 使用済燃料から得られる TRU を用いた場合には 20wt%/TRU にまで及ぶことが考えられる。

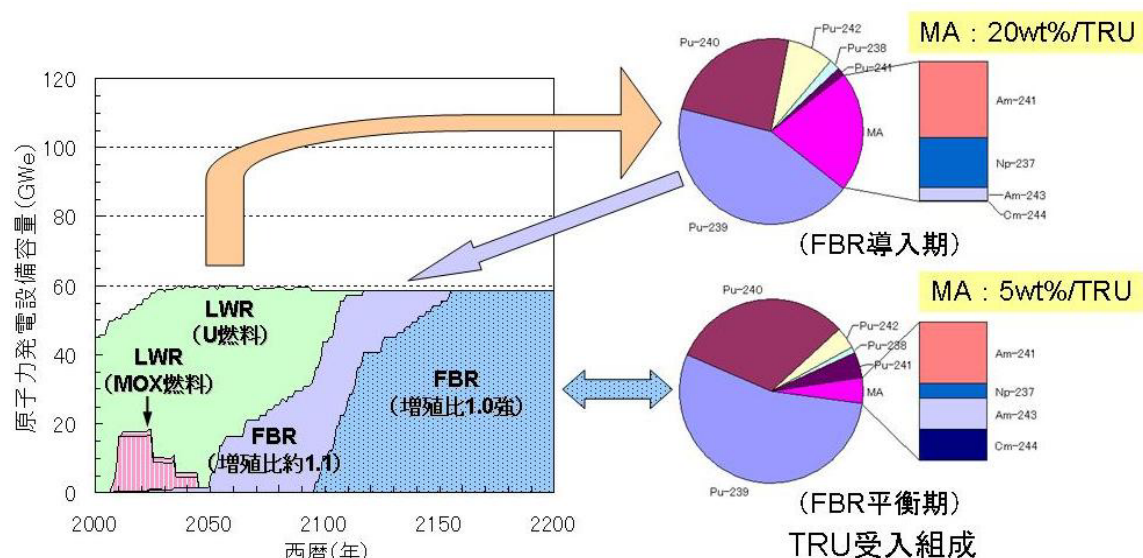


図 2 FBR 導入シナリオと炉心の TRU 受入組成の一例

FBR 導入期に想定される TRU（一例）を受入れた場合の燃焼による炉心燃料中の MA 組成変化を図 3 に示す。FBR 平衡期には燃焼による MA の組成変化がほとんど見られないのに対し、FBR 導入期では ^{237}Np や ^{241}Am 等の MA が効率的に核変換されて減少しているが、その結果として ^{238}Pu については増加が見られる。このように FBR の導入期には、MA、 ^{238}Pu 、 ^{242}Pu の含有率や変動が FBR 平衡期と比べて高くなることから、反応度係数等の安全特性、燃焼反応度や出力分布変動等の核・熱・燃料設計、発熱・中性子線源等の燃料製造・遮蔽設計への影響が非常に大きいことが予想される。具体例として、MA 発熱量の比較を図 4 に示すが、使用済燃料の発熱量は約 2 倍となっていることが分かる。これらの設計への影響を緩和する方策の 1 つとして、核特性や核種生成量の不確かさの低減が挙げられるが、そのためには、それらに大きな感度を有する MA、 ^{238}Pu 、 ^{242}Pu の核データの精度や信頼性の向上が不可欠であると考えられる。

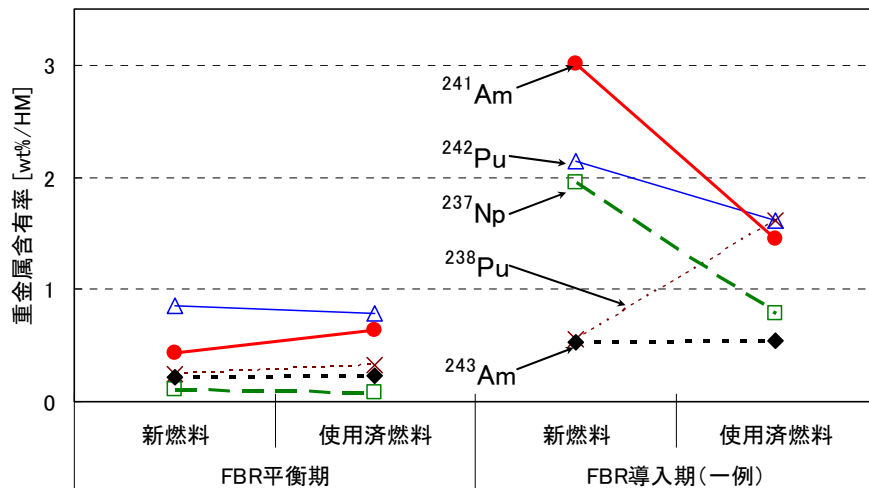


図 3 燃焼による炉心燃料中の MA 組成変化の一例

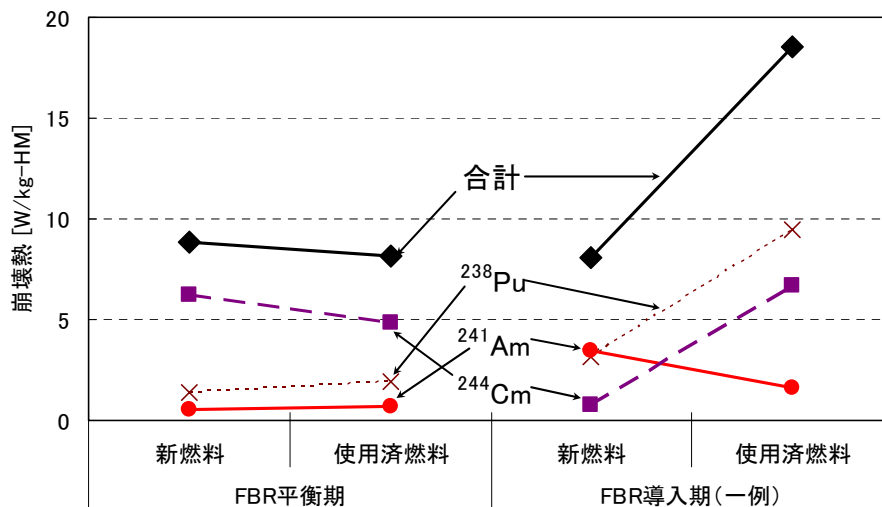


図 4 燃焼による炉心燃料中の MA 発熱量変化の一例

不確かさに関連する具体的な評価例として、FBR 導入期と FBR 平衡期に想定される Na 冷却 MOX 燃料炉心（中型）¹⁾の燃焼反応度及び寿命末期の ^{238}Pu 組成に関する検討結果を示す。この燃焼反応度と ^{238}Pu 組成について、実行時の効率性や結果の信頼性に優れた新燃焼感度解析システム PSAGEP^{3), 4)}を適用することにより断面積の感度解析を実施した。感度解析の結果、 ^{239}Pu の核分裂断面積や ^{238}U の捕獲断面積の感度が顕著であることは、FBR 平衡期と FBR 導入期の炉心で共通であるが、MA 断面積の感度については大きな差異の見られることが分かった。主要な MA 断面積感度の比較を燃焼反応度及び ^{238}Pu 組成それぞれについて図 5 及び図 6 に示す。燃焼反応度について両炉心間で差異のあまり見られなかった ^{240}Pu 捕獲断面積の感度についても参照用に示しているが、FBR 平衡期の炉心では ^{241}Am 捕獲断面積の感度はあまり見られないのに対し、FBR 導入期の炉心では ^{240}Pu 捕獲断面積感度と同等の感度にまで増加していることが分かる。 ^{237}Np 捕獲断面積の感度も同レベルにあり、 ^{241}Am 捕獲断面積も含めて、今回の感度解析結果は FBR 導入期に備えてそれらの断面積の不確かさを ^{240}Pu 相当とする必要性を示唆しているものと考えることができる。また、 ^{238}Pu 組成については、FBR 導入期では ^{238}Pu の絶対量が上昇するために感度係数もそれに比例して増加することとなる。

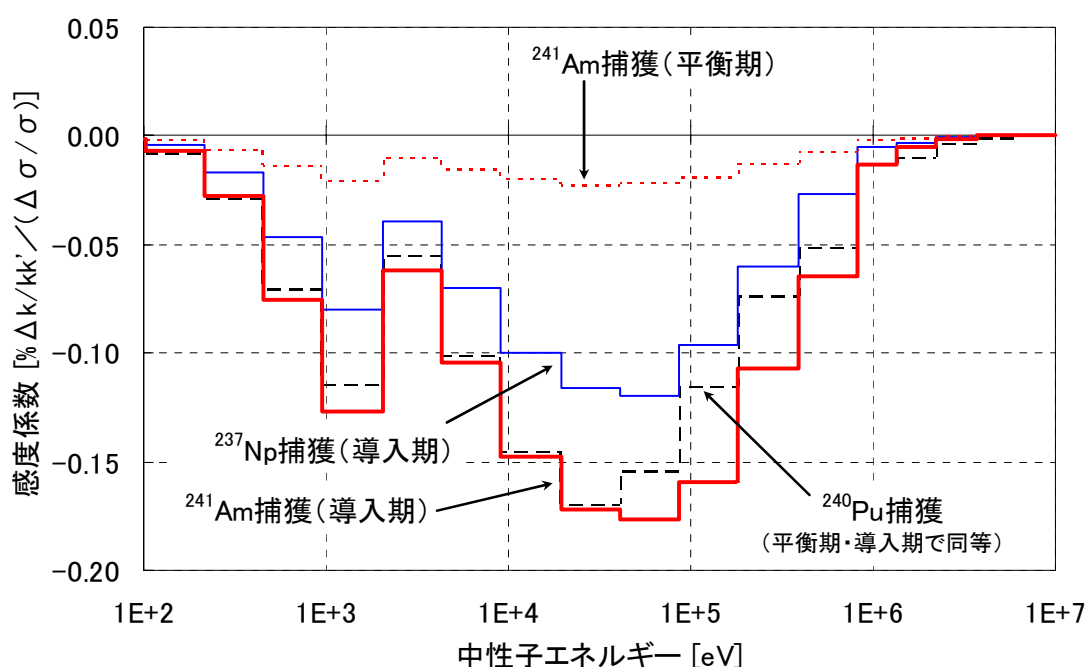


図 5 FBR 平衡期と FBR 導入期における燃焼反応度に対する MA 断面積の感度係数の比較

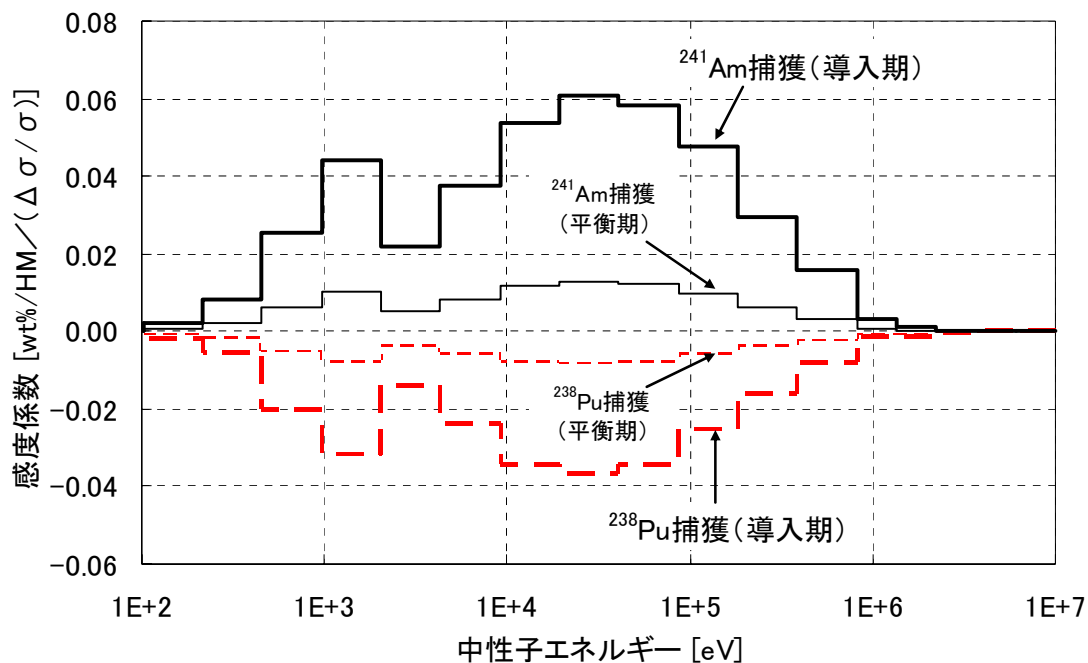


図6 FBR 平衡期と FBR 導入期における寿命末期 ^{238}Pu 組成に対する MA 断面積の感度係数の比較

4. MA を含む高速炉積分実験情報

MA の核データの検証や信頼性向上にはそれらの核種を用いた積分実験情報の有効活用が重要である。MA を用いた主な積分実験としては、図 7 に示す BFS-69-2 炉心を用いた臨界実験⁵⁾や図 8 に示す「常陽」MK-II を用いた MA サンプル照射試験⁶⁾が挙げられる。

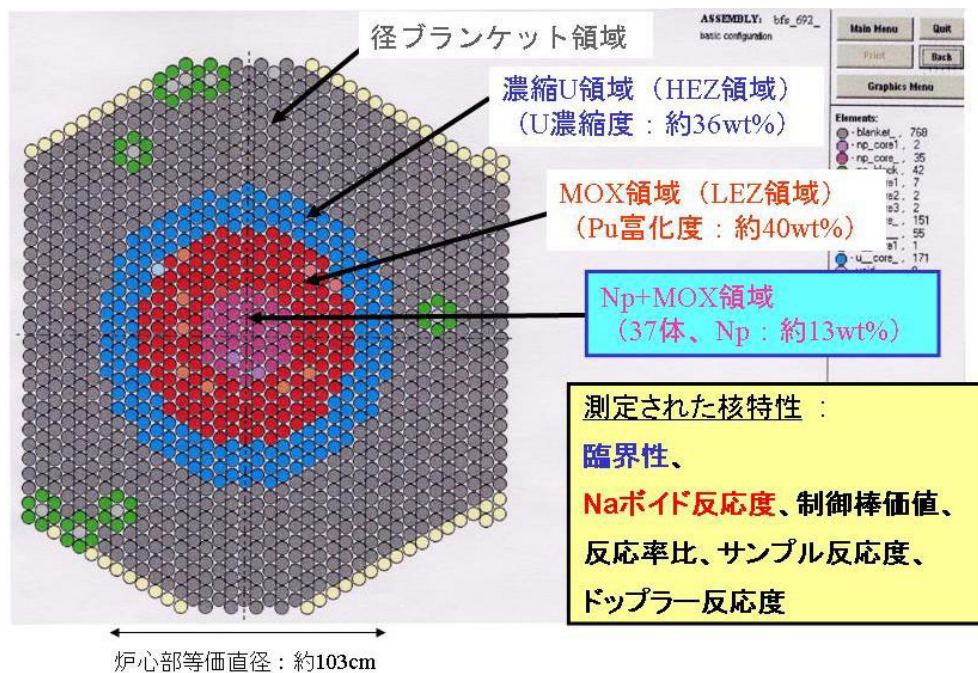


図7 Np が装荷された BFS-69-2 実験炉心

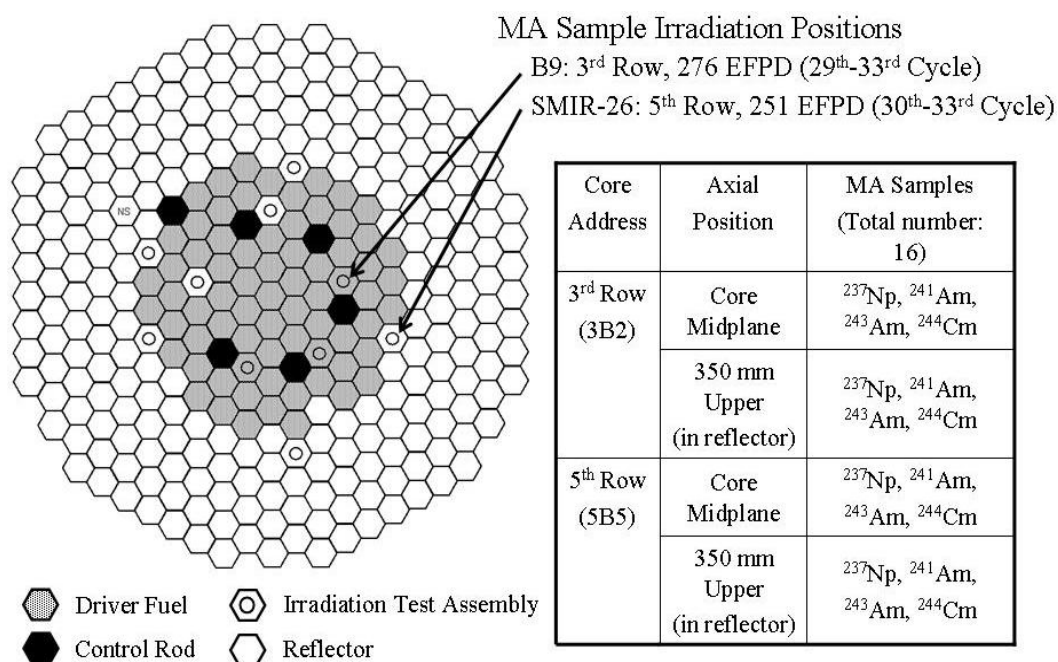


図 8 「常陽」 MK-II を用いた MA サンプル照射試験

BFS-69-2 炉心実験は露物理化学研究所 (IPPE) の BFS-1 臨界実験装置を用いて行われたが、炉心体系の中央部に約 9kg の Np が装荷されたことが最大の特徴である。そのため、Na ボイド反応度や制御棒価値等の核特性は ²³⁷Np に対して有意な感度を有している。更に、MA サンプルを用いた核分裂反応率比や ²³⁷Np 及び ²⁴¹Am サンプル反応度の測定も実施されたため、BFS-69-2 炉心を用いた実験は MA 核データ検証において非常に貴重である。Np を装荷した炉心として他に BFS-67R 体系や BFS-2 臨界実験装置を用いた BFS-66 体系の臨界実験も行われている。これらの実験解析はほぼ終了しており、今後、実機核特性の予測精度の向上に有効活用していく予定である。

高速実験炉「常陽」の MK-II 炉心を用いた MA サンプル照射試験は第 29 サイクル (1994 年) あるいは第 30 サイクル (1997 年) から第 33 サイクル (1999 年) にかけて行われた。MA サンプルとして、²³⁷Np、²⁴¹Am、²⁴³Am、²⁴⁴Cm が用意され、特殊燃料集合体の中に MA サンプルを装荷し、250 あるいは 280EFPD (Effective Full Power Days : 実効運転日数) の期間照射された。MA サンプルの他、中性子照射量測定用に ²³⁵U 等のドシメーターが装荷されていることから、それらの測定結果を比較評価することにより解析結果の信頼性向上が期待できる。現時点では、²⁴³Am サンプルの分析と同サンプル照射試験の予備解析が終了している段階であり、他のサンプルの分析と解析は今後の予定である。

その他の MA を用いた積分実験としては、ICSBEP に掲載されている Np 球の臨界実験⁷⁾、英 PFR を用いて行われた MA サンプル照射試験⁸⁾、露 BN-350 と BOR-60 を用いた MA サンプル照射試験⁹⁾、仏 PHENIX を用いて行われた PROFIL-1, 2 実験¹⁰⁾等が有用であ

ると考えられる。

5. FBR 核設計における MA 核変換の課題

FBR 核設計用基本データベースとして、これまで JUPITER や BFS 等の臨界実験情報や「常陽」や「もんじゅ」等の実機試験情報を整備し、それらの解析・評価を行うことにより、核データの検証も含めた FBR 核設計の精度向上に関する検討を行っている。FBR 導入期においては、前述のように FBR 燃料中の MA 含有率が高くなる傾向にあることから、MA の核データに起因する設計誤差の低減が不可欠である。さて、核設計誤差を低減させる最も有効な手段の 1 つとして炉定数調整法がある¹¹⁾。炉定数調整法は図 9 に示すとおり、JENDL-3.3 等の断面積データ（核データ）を積分実験情報（核特性実験値と当該核データによる解析値との比較結果）に基づいて調整し、更に、断面積誤差（共分散データ）も積分実験情報の精度（実験誤差と解析モデル誤差に反比例）に応じて低減させる手法である。炉定数調整法の長所として、独立した多数の積分実験情報を反映することにより、積分実験の系統誤差を低減し、高い信頼性で設計精度を高めることが可能な点が挙げられる。換言すると、炉定数調整法の適用では独立した多数の積分実験情報を収集することが重要であるということである。

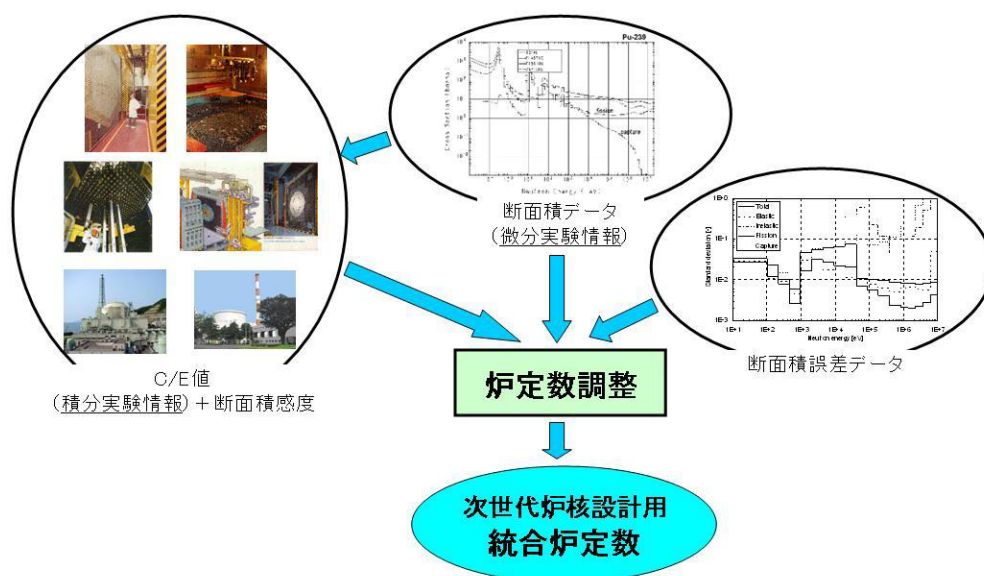


図 9 炉定数調整法による核設計精度の向上

表 1 は前章で示した内の我々が詳細情報を入手している積分実験と有意な感度を有する核種・反応断面積との関係を表したものである。 ^{237}Np や ^{241}Am については多数とは言えないが独立した積分実験が存在しており、それらの核種の寄与が高い核特性予測に対して一定の信頼性確保は可能な見込みである。しかしながら、 ^{238}Pu 、 ^{242}Pu や他の MA 核

種については、存在しても 1 つしかなく、中には積分実験情報が皆無の核種・反応断面積も見られる。従って、FBR 導入期における核設計の信頼性を向上させる上で、MA 積分実験情報の収集とそれらの整合性評価が非常に重要であると考えられる。

表 1 MA 積分実験と有意な感度を有する核種・断面積との関係

臨界実験・ サンプル照射	^{237}Np		^{238}Pu		^{242}Pu		^{241}Am		$^{242\text{m}}\text{Am}$		^{243}Am		^{244}Cm	
	F	C	F	C	F	C	F	C	F	C	F	C	F	C
BFS-67R	○	○	○		○		○	○			○		○	
BFS-69	○	○	○		○		○	○			○		○	
BFS-66	○	○												
Np球	○													
「常陽」MK-II サンプル照射	^{237}Np		○		○									
	^{241}Am							○		○				
	^{243}Am							○				○		○
	^{244}Cm													○

※F:核分裂断面積、C:捕獲断面積

6. おわりに

炉物理・核データの観点から、FBR を用いた MA 核変換の現状と課題について、紹介を試みた。発表時点で述べたように、以上示した課題解決に向けて、鋭意取り組んでいきたいと考える。

謝辞

(株) NESI の沼田一幸氏と菰田宏氏には FBR 導入期と平衡期の炉心の燃焼感度解析を実施・支援して頂きました。この場を借りて感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 早船浩樹, 此村守, 他: “高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズ II 技術検討書 ー(1)原子炉プラントシステムー”, JAEA-Research 2006-042 (2006).
- 2) 大滝明, 小野清, 他: “FBR サイクルの多面的評価(4) ーFBR サイクル候補概念の導入シナリオ評価ー”, 原子力学会「2006 年春の年会」E32.
- 3) 横山賢治, 石川眞, 他: “高速炉用オブジェクト統合型解析システムの研究開発(3) ー新燃焼感度解析システム PSAGEP の概要と基本設計ー”, 原子力学会「2005 年春の年会」G32.
- 4) 巽雅洋, 兵頭秀昭, 他: “高速炉用オブジェクト統合型解析システムの研究開発(4) ー新燃焼感度解析システム PSAGEP の設計と実装ー”, 原子力学会「2005 年春の年会」

G33.

- 5) 石川眞, 羽様平, 他 : “BFS 臨界実験解析(XVIII) ネプツニウムを装荷した高速炉心の臨界実験解析 (その 4 : 総合評価)” , 原子力学会「2005 年春の年会」 G3.
- 6) 大木繁夫 : “高速実験炉「常陽」を用いたサンプル照射試験による MA 核データの検証(2)” , 原子力学会「2005 年春の年会」 G11.
- 7) NEA Nuclear Science Committee : “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments” , NEA/NSC/DOC(95)03, September 2005 Edition.
- 8) K.Tsujimoto, N.Kohno, et al.: “Validation of Minor Actinide Cross Sections by Studying Samples Irradiated for 492 Days at the Dounreay Prototype Fast Reactor-II: Burnup Calculations”, Nucl. Sci. Eng. 144, pp.129-141 (2003).
- 9) A.Kotchetkov, Yu.Khomiakov, et al. : “Calculation and Experimental Studies on Minor Actinides Samples Irradiation in Fast Reactors” , Proc. 7th Information Exchange Mtg. on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Jeju, Republic of Korea (2002).
- 10) R.Soule and E.Fort : “Contribution to the Validation of JEF2 Actinide Nuclear Data: Analysis of Fuel and Sample Irradiation Experiments in PHENIX” , Proc. Int. Conf. on Future Nuclear Systems (GLOBAL’ 97), pp.1332-1337, Yokohama, Japan (1997).
- 11) 羽様平, 千葉豪, 他 : “高速炉用統合炉定数 ADJ2000R の作成”, JNC TN9400 2002-064 (2002).