

平成28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

「環境負荷低減技術開発」(A)

「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

成果報告書

平成29年3月

国立大学法人 福井大学

本報告書は、文部科学省の原子力システム研究開発事業による委託業務として、国立大学法人 福井大学が実施した平成25-28年度「(もんじゅ) データを活用したマイナーアクチノイド核変換の研究」の成果を取りまとめたものです。

## 目次

概略	vii
1. はじめに	1-1
2. 業務計画	
2.1 全体計画	2.1-1
3. 業務の実施内容及び成果	
3.1 MA核変換炉心におけるMA装荷方式の得失整理 (H25)	
3.1.1 MA核変換炉心におけるMA核変換量と安全性に係わるパラメータのトレードオフ関係に基づくMA核変換炉心におけるMA装荷量上限の考え方整理 (再委託先：日立GE)	3.1.1-1
3.1.2 国内外のMA均質装荷炉心、非均質装荷炉心に関する研究開発の知見を踏まえた、両装荷方式に関する得失整理 (再委託先：日立GE)	3.1.2-1
3.2 MA核変換炉心概念の設計	
3.2.1 MA核変換炉心の予備核設計 (再委託先：原子力機構) (H25～H27)	3.2.1-1
3.2.2 MA核変換炉心の概念設計 (再委託先：日立GE) (H25～H28)	3.2.2-1
3.3 MA核変換量の計算システムの開発	
3.3.1 MA核変換プロセスに着目した核変換量計算システムの確立 (H25～H27)	3.3.1-1
3.3.2 MA核変換用ターゲット集合体の中性子スペクトル詳細評価手法の開発 (再委託先：大阪大学) (H25～H28)	3.3.2-1
3.4 「もんじゅ」データをはじめとするMA核変換関連測定データの体系的整備及び評価 (再委託先：原子力機構) (H25～H27)	3.4-1
3.5 MA核変換量の予測誤差評価システムの開発	
3.5.1 MA燃焼感度係数の計算システムの確立	
3.5.1.1 計算システム構成の構築 (H25～H28)	3.5.1.1-1
3.5.1.2 一般化摂動理論の計算手法の決定 (再委託先：京都大学) (H25～H28)	3.5.1.2-1
3.5.2 MA核変換量の予測誤差評価1 (再委託先：原子力機構) (H27)	3.5.2-1
3.5.3 MA核変換量の予測誤差評価2 (再委託先：日立GE) (H27～H28)	3.5.3-1
3.6 「もんじゅ」データ等によるMA核変換量の予測誤差低減システムの開発 (断面積調整法等の適用)	
3.6.1 燃焼感度係数と「もんじゅ」データ等を用いた断面積調整システムの確立 (H25～H28)	3.6.1-1
3.6.2 臨界集合体データ等を用いた断面積調整 (再委託先：原子力機構) (H27)	3.6.2-1
3.6.3 「もんじゅ」等のMA核変換関連データを追加した断面積調整 (再委託先：原子力機構) (H27～H28)	3.6.3-1
3.6.4 調整断面積によるMA核変換量の予測誤差評価1	

(再委託先：原子力機構) (H28) . . . . .	3. 6. 4-1
3. 6. 5 調整断面積によるMA核変換量の予測誤差評価2	
(再委託先：日立GE) (H28) . . . . .	3. 6. 5-1
3. 7 予測誤低減による各種炉心の静特性、動特性への影響の評価	
3. 7. 1 ナトリウムボイド反応度の予測誤差評価手法の開発 (H25～H27) . . . . .	3. 7. 1-1
3. 7. 2 ナトリウムボイド反応度の変化による過渡・事故時挙動への影響評価	
(再委託先：日立GE) (H25～H28) . . . . .	3. 7. 2-1
3. 7. 3 静特性及び動特性への影響評価 (再委託先：日立GE) (H28) . . . . .	3. 7. 3-1
3. 8 今後の「もんじゅ」等に望まれるMA核変換関連測定、実験の具体化	
3. 8. 1 「もんじゅ」で得られる測定データとその精度の予測誤差低減への寄与把握	
(H27～H28) . . . . .	3. 8. 1-1
3. 8. 2 「もんじゅ」等に望まれるMA核変換関連測定、実験の具体化	
(再委託先：原子力機構) (H27～H28) . . . . .	3. 8. 2-1
3. 9 研究推進 (H25～H28) . . . . .	3. 9-1
4. 結言 . . . . .	4-1
付録 . . . . .	付-1

表一覧

表 3. 1. 2-1	MA の均質装荷方式と非均質装荷方式の得失まとめ	3. 1. 2-2
表 3. 1. 2-2	軽水炉使用済燃料回収 TRU 組成	3. 1. 2-2
表 3. 1. 2-3	RE 随伴率と RE 等価係数	3. 1. 2-2
表 3. 2. 2-1	各 MA 装荷炉心の主要仕様	3. 2. 2-4
表 3. 2. 2-2	各 MA 装荷炉心の核特性結果の比較	3. 2. 2-5
表 3. 2. 2-3	被覆管最高温度を 700°C以下とする炉心流量配分と熱流力特性	3. 2. 2-6
表 3. 2. 2-4	CDF 評価用 FP 及び He ガス生成率	3. 2. 2-6
表 3. 2. 2-5	炉心流量配分及び CDF	3. 2. 2-6
表 3. 3. 1-1	燃料組成及び計算条件	3. 3. 1-4
表 3. 3. 1-2	1 年燃焼後の MA 核変換量 (kg)	3. 3. 1-4
表 3. 3. 1-3	6 年燃焼後の MA 核変換量 (kg)	3. 3. 1-4
表 3. 3. 1-4	9 年燃焼後の MA 核変換量 (kg)	3. 3. 1-4
表 3. 3. 1-5	減速材付き MA ターゲット集合体非均質装荷核変換炉心の主要 炉心仕様	3. 3. 1-5
表 3. 3. 1-6	領域ごとの核変換量の評価結果	3. 3. 1-6
表 3. 3. 1-7	減速材ピン割合による MA ターゲット集合体の核変換量の変化	3. 3. 1-6
表 3. 3. 2-1	炉心中の全 MA ターゲット集合体における MA 核変換量と相対 差	3. 3. 2-2
表 3. 4-1	PFR における MA サンプル照射試験の炉心仕様・運用に係る 1 群 断面積及び中性子束の不確かさの評価結果	3. 4-5
表 3. 5. 1. 1-1	直接計算と摂動計算の比較	3. 5. 1. 1-3
表 3. 5. 1. 1-2	MA 均質炉心の主な仕様	3. 5. 1. 1-3
表 3. 5. 1. 1-3	MA 核変換量	3. 5. 1. 1-4
表 3. 5. 1. 1-4	MA 核変換量に対する燃焼感度 (MA11 wt%炉心)	3. 5. 1. 1-4
表 3. 5. 1. 1-5	MA 核変換量に対する燃焼感度 (MA6 wt%炉心)	3. 5. 1. 1-5
表 3. 5. 1. 1-6	Np-237 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA11 wt% 炉心)	3. 5. 1. 1-5
表 3. 5. 1. 1-7	Np-237 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA6 wt% 炉心)	3. 5. 1. 1-5
表 3. 5. 1. 1-8	Am-241 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA11 wt% 炉心)	3. 5. 1. 1-6
表 3. 5. 1. 1-9	Am-241 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA6 wt% 炉心)	3. 5. 1. 1-6

表 3.5.1.1-10	Cm-244 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA11 wt% 炉心) . . . . .	3.5.1.1-6
表 3.5.1.1-11	Cm-244 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA6 wt% 炉心) . . . . .	3.5.1.1-7
表 3.5.1.1-12	MA 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA11 wt%炉心) .	3.5.1.1-7
表 3.5.1.1-13	MA 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA6 wt%炉心) .	3.5.1.1-7
表 3.5.1.2-1	調査した計算コード一覧 . . . . .	3.5.1.2-3
表 3.5.1.2-2	Am-241 数密度に対する Am-241 の感度係数 . . . . .	3.5.1.2-3
表 3.5.1.2-3	直接計算と摂動計算による感度係数の比較 . . . . .	3.5.1.2-3
表 3.5.1.2-4	収束条件の違いによる燃焼感度係数の比較 . . . . .	3.5.1.2-4
表 3.5.1.2-5	MA の装荷方法の違いによる MA 核変換量に対する不確かさ . .	3.5.1.2-4
表 3.5.1.2-6	MA 核変換量に対する各核種の予測誤差 . . . . .	3.5.1.2-4
表 3.5.2-1	MA 積分実験の核データ起因誤差 (原子数比) . . . . .	3.5.2-1
表 3.5.3-1	実効断面積の違いによる MA 核変換量の不確かさの比較 . . . .	3.5.3-2
表 3.5.3-2	炉心領域全体の MA 核変換量の不確かさ (従来型炉心) . . . . .	3.5.3-2
表 3.6.1-1 (1/2)	系統誤差を除いた断面積調整システムの検証 (1/2) . . . . .	3.6.1-3
表 3.6.1-1 (2/2)	系統誤差を除いた断面積調整システムの検証 (2/2) . . . . .	3.6.1-4
表 3.6.1-2 (1/5)	入力データに対する系統誤差の推定値 (1/5) . . . . .	3.6.1-5
表 3.6.1-2 (2/5)	入力データに対する系統誤差の推定値 (2/5) . . . . .	3.6.1-6
表 3.6.1-2 (3/5)	入力データに対する系統誤差の推定値 (3/5) . . . . .	3.6.1-7
表 3.6.1-2 (4/5)	入力データに対する系統誤差の推定値 (4/5) . . . . .	3.6.1-8
表 3.6.1-2 (5/5)	入力データに対する系統誤差の推定値 (5/5) . . . . .	3.6.1-9
表 3.6.1-3 (1/5)	断面積調整前後の C/E 値 (1/5) . . . . .	3.6.1-10
表 3.6.1-3 (2/5)	断面積調整前後の C/E 値 (2/5) . . . . .	3.6.1-11
表 3.6.1-3 (3/5)	断面積調整前後の C/E 値 (3/5) . . . . .	3.6.1-12
表 3.6.1-3 (4/5)	断面積調整前後の C/E 値 (4/5) . . . . .	3.6.1-13
表 3.6.1-3 (5/5)	断面積調整前後の C/E 値 (5/5) . . . . .	3.6.1-14
表 3.6.5-1	調整断面積を用いた炉心領域全体の MA 核変換量の不確かさ . .	3.6.5-2
表 3.7.1-1	BFS ナトリウムボイド反応度の解析の系統誤差評価 . . . . .	3.7.1-4
表 3.7.1-2 (1/2)	誤差及びバイアス因子 (1/2) . . . . .	3.7.1-5
表 3.7.1-2 (2/2)	誤差及びバイアス因子 (2/2) . . . . .	3.7.1-6
表 3.7.1-3 (1/2)	系統誤差を除いた断面積調整計算コードによる結果 (1/2) . . .	3.7.1-7
表 3.7.1-3 (2/2)	系統誤差を除いた断面積調整計算コードによる結果 (2/2) . . .	3.7.1-8
表 3.7.2-1	ナトリウムプレナムの効果 (反応度の比較) . . . . .	3.7.2-4
表 3.7.2-2	ライブラリの違いによるフィードバック反応度の不確かさ . .	3.7.2-4

表 3.7.2-3	フィードバック反応度の不確かさの影響	3.7.2-4
表 3.7.3-1	ライブラリの違いによる核特性の比較	3.7.3-2
表 3.7.3-2	ライブラリの違いによる各反応度の不確かさ ( $1\sigma$ ) の比較	3.7.3-3
表 3.8.1-1	MA 核変換用 SFR と「もんじゅ」の BOC 臨界性の予測誤差評価結果	3.8.1-3
表 3.8.1-2	MA 核変換用 SFR の核変換量の予測誤差評価結果	3.8.1-3
表 3.8.1-3	予測誤差低減のための「もんじゅ」における照射試験 対象核種と測定項目	3.8.1-3
表 3.8.1-4	もんじゅ運転試験を追加後の MA 核変換炉心の核変換量不確かさ評価	3.8.1-4
表 3.8.1-5	ベンチマーク問題に対するコメント	3.8.1-4
表 3.8.2-1	「もんじゅ」と「常陽」及び PFR における MA サンプル照射試験の照射後原子数比の解析結果の比較	3.8.2-4
表 3.8.2-2	「もんじゅ」における MA 含有燃料照射試験と MA サンプル照射試験の照射後原子数比の解析結果の比較	3.8.2-4

図一覧

図 3.1.1-1	多様な炉心概念の調査結果	3.1.1-2
図 3.1.1-2	有望な MA 核変換炉心の概念図	3.1.1-3
図 3.1.2-1	先進湿式法のフロー図	3.1.2-3
図 3.1.2-2	RE 等価係数と RE 体積割合及びボイド反応度の関係	3.1.2-3
図 3.2.1-1	低 Na ボイド反応度型 MA 核変換炉心 (MA 均質装荷)	3.2.1-2
図 3.2.2-1	MA 装荷炉心の炉心構成	3.2.2-7
図 3.2.2-2	上部ナトリウムプレナム付き炉心のナトリウム密度係数とナトリウム密度変化の軸方向分布の概念図	3.2.2-8
図 3.2.2-3	ナトリウムプレナム付き炉心の ULOF 時の冷却材反応度推移	3.2.2-8
図 3.2.2-4	実効的ボイド反応度の MA 含有率依存性	3.2.2-8
図 3.2.2-5	LAB 長サーベイの検討結果	3.2.2-8
図 3.2.2-6	MA 核変換量のターゲット内減速材割合依存性	3.2.2-8
図 3.2.2-7	ドップラ係数と炉心平均 Pu 富化度のターゲット内減速材割合依存性	3.2.2-8
図 3.2.2-8	減速材配置方法の具体化	3.2.2-9
図 3.2.2-9	核変換量内訳のターゲット内減速材ピン本数割合依存性	3.2.2-9
図 3.2.2-10	新燃料崩壊熱の内訳	3.2.2-9
図 3.2.2-11	使用済燃料集合体の TRU 及び FP 重量 (炉停止 4 年後)	3.2.2-9
図 3.2.2-12	使用済燃料集合体の崩壊熱の内訳 (炉停止 4 年後)	3.2.2-10
図 3.2.2-13	使用済燃料集合体の中性子発生数の内訳 (炉停止 4 年後)	3.2.2-10
図 3.2.2-14	従来型炉心と MA 均質装荷炉心の MA 含有率とボイド反応度の関係	3.2.2-10
図 3.3.1-1	MA 核種の種々の核変換プロセス	3.3.1-7
図 3.3.1-2	MA 核変換量の計算フロー	3.3.1-8
図 3.3.1-3	核変換量計算システム構成	3.3.1-9
図 3.3.1-4	MA 装荷炉心配置	3.3.1-10
図 3.3.1-5	MA 装荷炉心 RZ 方向体系	3.3.1-10
図 3.3.1-6	燃焼期間に対する MA 核変換量	3.3.1-11
図 3.3.1-7	減速材付き MA ターゲット集合体非均質装荷核変換炉心の燃料装荷パターン	3.3.1-12
図 3.3.2-1	炉心図と評価対象集合体	3.3.2-2
図 3.3.2-2	評価対象 MA ターゲット集合体図	3.3.2-3
図 3.3.2-3	燃料ピン i における MA 核変換量	3.3.2-3
図 3.3.2-4	燃料ピン ii における MA 核変換量	3.3.2-4
図 3.3.2-5	炉心中の全 MA ターゲット集合体における MA 核変換量	3.3.2-4

図 3. 4-1	「常陽」と PFR の MA サンプル照射試験における U-235 ドシメータの FP 組成解析結果 (U-235 ドシメータの U-236/U-235 原子数比で規格化時) . . . . .	3. 4-6
図 3. 4-2	「常陽」と PFR の MA サンプル照射データを用いた予備的な炉定数調整結果 . . . . .	3. 4-6
図 3. 4-3	BFS の臨界性に対するモデル化の効果の評価結果 . . . . .	3. 4-7
図 3. 4-4	BFS 体系及び FCA 体系における反応率比解析結果の比較 . . . . .	3. 4-7
図 3. 4-5	BFS 炉心の Na ボイド反応度解析結果 . . . . .	3. 4-8
図 3. 4-6	Np-237 捕獲断面積に係る特性の「常陽」と PFR と「弥生」における炉定数調整前後の C/E 値の比較 . . . . .	3. 4-8
図 3. 5. 1. 1-1	無限希釈断面積に対する感度係数を計算する新計算フロー . . . . .	3. 5. 1. 1-8
図 3. 5. 1. 1-2	計算システムフロー図 . . . . .	3. 5. 1. 1-9
図 3. 5. 1. 1-3	MA 均質装荷炉心 (MA 含有量 11 wt%) . . . . .	3. 5. 1. 1-9
図 3. 5. 1. 1-4	MA 均質装荷炉心 (MA 含有量 6 wt%) . . . . .	3. 5. 1. 1-10
図 3. 5. 1. 1-5	MA 核変換量の不確かさに対する感度係数と断面積誤差 (Am-241 捕獲反応) . . . . .	3. 5. 1. 1-11
図 3. 5. 1. 1-6	MA 核変換量の不確かさに対する感度係数と断面積誤差 (Pu-239 核分裂反応) . . . . .	3. 5. 1. 1-11
図 3. 5. 1. 1-7	MA 核変換量の不確かさに対する感度係数と断面積誤差 (Pu-242 捕獲反応) . . . . .	3. 5. 1. 1-12
図 3. 5. 1. 1-8	MA 核変換量の不確かさに対する感度係数と断面積誤差 (Np-237 捕獲反応) . . . . .	3. 5. 1. 1-12
図 3. 5. 1. 1-9	MA 核変換量の不確かさに対する Am-241 捕獲断面積の寄与 . . . . .	3. 5. 1. 1-13
図 3. 5. 1. 2-1	計算体系 . . . . .	3. 5. 1. 2-5
図 3. 5. 3-1	核変換量の核データ起因予測誤差の評価フロー (無限希釈断面積を用いた場合) . . . . .	3. 5. 3-3
図 3. 5. 3-2	燃焼後 Am-241 原子数密度に対する Am-241 中性子捕獲反応の感度係数のエネルギー群依存性 (無限希釈断面積を用いた場合) . . . . .	3. 5. 3-3
図 3. 5. 3-3	核変換量の核データ起因予測誤差の評価フロー (従来型炉心) . . . . .	3. 5. 3-4
図 3. 5. 3-4	燃焼後 Am-241 原子数密度に対する Am-241 中性子捕獲反応の感度係数のエネルギー群依存性 (従来型炉心) . . . . .	3. 5. 3-4
図 3. 6. 1-1	新しい断面積調整計算フロー図 . . . . .	3. 6. 1-15
図 3. 6. 1-2	系統誤差を取り除いた断面積調整計算フロー . . . . .	3. 6. 1-16
図 3. 6. 1-3	BFS-69-1 Cm-244 核分裂/Pu-239 核分裂反応率比に対する断面積調整効果 . . . . .	3. 6. 1-16

図 3. 6. 2-1	調整前後の C/E 値 (臨界性) . . . . .	3. 6. 2-2
図 3. 6. 2-2	調整前後の C/E 値 (F64/F49 反応率比) . . . . .	3. 6. 2-2
図 3. 6. 2-3	核種・反応毎の核データ起因誤差 (BFS-67-2R 炉心の F64/F49 反応率比) . . . . .	3. 6. 2-3
図 3. 6. 3-1	新しい断面積調整法を適用した場合の Cm-244 核分裂断面積の 調整量 . . . . .	3. 6. 3-1
図 3. 6. 4-1	Am-242m/Am-241 の燃焼後原子数比の実験データを追加したと きの核データ起因不確かさの低減効果 . . . . .	3. 6. 4-2
図 3. 6. 4-2	Am-242m/Am-241 の燃焼後原子数比の実験データを追加したと きの Am-241 捕獲断面積の標準偏差 . . . . .	3. 6. 4-2
図 3. 6. 4-3	実験データを1種類ずつ追加していったときの Am-241 捕獲断面 積の標準偏差と追加した実験データの感度係数 . . . . .	3. 6. 4-2
図 3. 6. 5-1	核変換量の核データ起因予測誤差の評価フロー (調整断面積を 用いた場合) . . . . .	3. 6. 5-2
図 3. 6. 5-2	燃焼後 Am-241 原子数密度に対する Am-241 中性子捕獲反応の感 度係数のエネルギー群依存性 (調整断面積を用いた場 合) . . . . .	3. 6. 5-3
図 3. 7. 1-1	バイアス因子と系統誤差の関係 . . . . .	3. 7. 1-9
図 3. 7. 1-2	BFS-66-2 及び BFS66-2A の炉心断面図 . . . . .	3. 7. 1-9
図 3. 7. 2-1	汎用多次元熱流動評価ツールのナトリウム沸騰挙動の適用性 . . . . .	3. 7. 2-5
図 3. 7. 2-2	ナトリウムプレナム部の温度分布・ボイド率の確認 . . . . .	3. 7. 2-5
図 3. 7. 2-3	ナトリウムプレナムの沸騰挙動解析モデル . . . . .	3. 7. 2-6
図 3. 7. 2-4	ナトリウムプレナムの沸騰挙動解析結果 (基準ケース) . . . . .	3. 7. 2-6
図 3. 7. 2-5	簡易的なナトリウム沸騰モデルと適用性確認結果 . . . . .	3. 7. 2-7
図 3. 7. 2-6	沸騰モデルを有するプラント動特性解析プログラム . . . . .	3. 7. 2-7
図 3. 7. 2-7	ナトリウムプレナムを有する MA 核変換炉心の有効性を確認 . . . . .	3. 7. 2-8
図 3. 7. 2-8	フィードバック反応度係数の不確かさの影響 . . . . .	3. 7. 2-8
図 3. 7. 3-1	ライブラリの違いによる出力密度分布の比較 (平衡サイクル末 期) . . . . .	3. 7. 3-3
図 3. 7. 3-2	ライブラリの違いによる反応率分布の比較 (内部ブランケット 軸方向中心位置) . . . . .	3. 7. 3-3
図 3. 7. 3-3	ライブラリの違いにおける冷却材密度係数分布の比較 . . . . .	3. 7. 3-3
図 3. 8. 1-1	「もんじゅ」運転試験に対する提案の概要 . . . . .	3. 8. 1-5
図 3. 8. 1-2	Np-237 核変換量の核種・反応ごとの寄与内訳 . . . . .	3. 8. 1-6
図 3. 8. 1-3	Am-241 核変換量の核種・反応ごとの寄与内訳 . . . . .	3. 8. 1-6
図 3. 8. 1-4	Cm-244 核変換量の核種・反応ごとの寄与内訳 . . . . .	3. 8. 1-6
図 3. 8. 1-5	炉物理ベンチマーク問題 . . . . .	3. 8. 1-7

図 3.8.2-1	新旧燃料置換反応度と燃焼反応度の 1 群感度係数（低燃焼度炉心、上位 11 個）・・・・・・・・・・・・・・・・	3.8.2-5
図 3.8.2-2	「もんじゅ」低燃焼炉心における新旧燃料置換反応度と燃焼反応度の Pu-239 核分裂断面積に対する感度係数の比較・・・・	3.8.2-5
図 3.8.2-3	「もんじゅ」における冷却材反応度の 1 群感度係数の比較（上位 10 個）・・・・・・・・・・・・・・・・	3.8.2-6
図 3.8.2-4	「もんじゅ」における MA サンプル照射試験の照射後 Am-241 サンプル中 Am-242m/Am-241 原子数比の 1 群感度係数の比較・・	3.8.2-6
図 3.8.2-5	「もんじゅ」における MA 含有燃料照射試験と MA サンプル照射試験の照射後原子数比の 1 群感度係数（スケーリング後）の比較・・・・・・・・	3.8.2-7
図 3.8.2-6	「常陽」MK-III の Na ボイド反応度の 1 群感度係数の比較・・	3.8.2-7

## 略語一覧

ASTRID	: Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration	フランスで計画中の高速実証炉
BFS	: Fast Critical Facilities	高速臨界実験装置（露国）
BWR	: Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
CDF	: Cumulative Damage Function	累積損傷和
C/E 値	: Calculation Over Experiment value	計算対実験値
ESVR	: Effective Sodium Void Reactivity	実効的 Na ボイド反応度
FaCT	: Fast Reactor Cycle Technology Development Project	FBR サイクル実用化研究開発
FBR	: Fast Breeder Reactor	高速増殖炉
FCA	: Fast Critical Assembly	高速臨界実験装置（日本）
FP	: Fission Products	核分裂生成物
FS	: Feasibility Study on Commercialized Fast Reactor Cycle Systems	実用化戦略調査研究
GACID	: Global Actinide Cycle International Demonstration	包括的アクチニドサイクル国際実証
HM	: Heavy Metal	重金属
IAEA	: International Atomic Energy Agency	国際原子力機関
IPPE	: Institute of Physics and Power Engineering	ロシア物理エネルギー研究所
JAEA	: Japan Atomic Energy Agency	日本原子力研究開発機構
JENDL-4.0	: Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 4.0	日本における評価済み核データ第 4.0 版
JSFR	: Japan Sodium Cooled Fast Reactor	FaCT プロジェクトの Na 冷却高速炉
LWR	: Light Water Reactor	軽水炉
MA	: Minor Actinide	マイナーアクチニド
MASURCA	: MAquette de SURgénération de CAdarache	高速臨界実験装置（仏国）
MOX	: Mixed Oxide Fuel	混合酸化物（燃料）
PFR	: Prototype Fast Reactor	高速原型炉（英国）
PIE	: Post-Irradiation Examination	照射後試験
PWR	: Pressurized Water Reactor	加圧水型原子炉
RE	: Rare-earth element	希土類元素
SFR	: Sodium Cooled Fast Reactor	ナトリウム冷却高速炉
TRU	: Transuranium element	超ウラン元素

### 略語一覧（続き）

ULOF	: Unprotected Loss of Flow Accident	流量喪失型スクラム失敗事象
VOF	: Volume Of Fluid Method	二相流界面追跡モデル
vol. %	: volume percent	体積パーセント
wt%	: weight percent	重量パーセント
ZEBRA	: the Zero Energy Breeder Reactor Assembly	高速臨界実験装置（英国）
ZPPR	: Zero Power Physics Reactor	高速臨界実験装置（米国）

### 記号一覧

C28	: $^{92}\text{U-238}$ の中性子捕獲 (Capture) 反応
C37	: $^{93}\text{Np-237}$ の中性子捕獲 (Capture) 反応
F25	: $^{92}\text{U-235}$ の核分裂 (Fission) 反応
F28	: $^{92}\text{U-238}$ の核分裂 (Fission) 反応
F37	: $^{93}\text{Np-237}$ の核分裂 (Fission) 反応
F42	: $^{94}\text{Pu-242}$ の核分裂 (Fission) 反応
F48	: $^{94}\text{Pu-238}$ の核分裂 (Fission) 反応
F49	: $^{94}\text{Pu-239}$ の核分裂 (Fission) 反応
F51	: $^{95}\text{Am-241}$ の核分裂 (Fission) 反応
F53	: $^{95}\text{Am-243}$ の核分裂 (Fission) 反応
F64	: $^{96}\text{Cm-244}$ の核分裂 (Fission) 反応

## 概略

### 【研究の背景】

原子力発電所から出る使用済燃料の再処理で発生する高レベル放射性廃棄物には長期の放射能や発熱を有するマイナーアクチニド（MA）が含まれる。その高レベル廃棄物からMAを分離回収して原子炉で核変換する分離変換技術の研究開発は世界中で行われてきた。分離変換の効果については、原子力機構において、軽水炉及び高速炉を対象として、潜在的な有害度、実効線量率、廃棄体発生量及び処分場の廃棄体定置面積に及ぼす影響が評価された。その結果、MA核変換は、長期に渡る潜在的な有害度の低減や処分場の面積の抑制の観点から効果が高く、特にプルトニウム利用時の効果が大きいことが明らかにされた。

本研究はナトリウム冷却高速炉（SFR）によるMA核変換を対象とするものである。MA核変換炉心のMA装荷量と、ナトリウムボイド反応度やドップラ係数等の炉心安全性に係わる反応度係数は、トレードオフの関係にあり、一般的には安全性確保のためにMA装荷量を抑制している。今後、一層のMA核変換量や炉心安全性向上を目指そうとすれば、MA核変換量と炉心安全性との新たな調和点の追求、例えば、MA核変換量向上を目指しつつ炉心安全性を維持する或いは一層の向上を図るためには、ナトリウムボイド反応度やドップラ係数の改善を図ることのできる炉心概念の追求が必要となるとともに、その炉心のMA核変換量やその他の核特性の予測精度の向上が極めて重要である。

## 1. はじめに

高レベル放射性廃棄物に含まれるマイナーアクチニド（MA）の核変換による環境負荷低減と有害度低減の実現のため、MAを効率よくかつ安全に核変換・減容するナトリウム冷却高速炉（SFR [Sodium Cooled Fast Reactor]）の炉心を設計することを目指す。

「もんじゅ」の運転・性能試験データを活用して、高レベル放射性廃棄物に含まれる長期の放射能や崩壊熱を有するマイナーアクチニド（MA）を環境負荷低減のために効率よくかつ安全に核変換・減容するナトリウム冷却高速炉（SFR）の炉心を設計するため、炉物理特性、特にMA核変換量、ナトリウムボイド反応度等を精度よく計算する手法を新たに開発する。更に、それらの予測誤差を低減するために予測誤差低減化の手法の開発及び「もんじゅ」データの活用を図り、この成果を基に今後の高速炉運転に対する積極的提案を行う。

具体的には、以下を実施する。

- (1) 炉心におけるMA核変換量と炉心安全に直接係わるナトリウムボイド反応度等の反応度係数とのトレードオフ関係を踏まえたMA核変換炉心の設定と概念設計
- (2) MA装荷時のMA核変換過程を明確にしたMA核変換量を計算するシステムの確立及びMA核変換用ターゲット集合体等の中性子スペクトルの変化を正確に評価できる詳細燃焼計算手法の開発、並びにその(1)への適用
- (3) MA核変換に係わる核断面積に対する燃焼感度係数を計算するシステムと核断面積を調整するシステムの開発、それらのシステムに「もんじゅ」を始めとする測定データを適用した断面積の調整、その断面積調整結果に基づく(1)で設計した炉心のMA核変換量の予測誤差低減効果及びその他の核特性への影響の評価
- (4) 上記開発システムを活用した今後の高速炉に望まれるMA核変換関連測定、試験の具体化。

## 2. 業務計画

### 2.1 全体計画

原子力発電所から出る使用済燃料の再処理で発生する高レベル放射性廃棄物には長期の放射能や発熱を有するマイナーアクチニド (MA) が含まれる。その高レベル放射性廃棄物を地下埋設処分すると、高レベル放射性廃棄物を埋設する廃棄物処分場の負担が大きくなるとともに、埋設に伴う潜在的な有害度が増す事になる。そこで、国内外でMA等の分離変換技術の研究開発が行われてきた。

分離変換技術を用いて高レベル廃棄物からMAを分離変換することの効果については、原子力機構において、軽水炉及び高速炉を対象として、潜在的な有害度、実効線量率、廃棄体発生量及び処分場の廃棄体定置面積に及ぼす影響が評価された。その結果、MA核変換は、長期に渡る潜在的な有害度の低減や処分場の面積の抑制の観点から効果が高く、特にプルトニウム利用時の効果が大きいことが明らかにされた。

本研究はナトリウム冷却高速増殖炉 (SFR) によるMA核変換を対象とするものである。MA核変換炉心のMA装荷量 (MA核変換の経済性指標の一つであるMA核変換量と直接関係) とナトリウムボイド反応度やドップラ係数等 (炉心安全性と直接関係) は、トレードオフの関係にあり、一般的には安全性確保のためにMA装荷量を抑制している。今後、一層のMA核変換量や炉心安全性向上を目指そうとすれば、MA核変換量と炉心安全性との新たな調和点の追求、例えば、MA核変換量向上を目指しつつ炉心安全性を維持する或いは一層の向上を図る為にナトリウムボイド反応度やドップラ係数の改善を図ることのできる炉心概念の追求が必要となるとともに、さらに、その炉心のMA核変換量やその他の核特性の予測精度の向上が極めて重要である。

そこで本研究では、MA核変換量、ナトリウムボイド反応度等の炉物理特性を精度よく計算する方法を新たに提案し、MA核変換量とその他炉心核特性の計算精度向上を図る。「もんじゅ」データ等の活用により、予測誤差の低減を図るとともに、MA核変換量等を精度よく予測するにはどのような高速炉の運転試験を実施すれば良いかを感度係数、予測誤差低減の観点から提案する。

また、過去及び今後の「もんじゅ」データの活用についての位置付けを明確にし、更に両方のデータの活用により、MA核変換量等の計算精度の一層の向上について評価する。

MA核変換炉心としては、MA核変換量の増加、ナトリウムボイド反応度の低減を目指した多様な炉心概念を探り、「もんじゅ」データを活かしてその炉心の計算精度を向上し、安全性特性等に対する影響を検討する。更に、MAに随伴する不純物 (希土類等) の効果について、燃料サイクル側において想定される現実的な条件あるいは不確かさを考慮に入れて、複数ケースの検討を行うことにより影響を評価すると共に、概念が不成立となった場合の評価結果を基に除染係数などの要求値の提示を行う。

表 2.1-1 4年間の業務実施計画

研究開発項目	平成25年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度
(1) MA核変換炉心におけるMA装荷方式の得失整理 ①MA核変換炉心におけるMA核変換量と安全性に係わるパラメータのトレードオフ関係に基づくMA核変換炉心におけるMA装荷量上限の考え方整理 ②国内外のMA均質装荷炉心、非均質装荷炉心に関する研究開発の知見を踏まえた、両装荷方式に関する得失整理	(日立GE) ←→			
(2) MA核変換炉心概念の設計 ①MA核変換炉心の予備核設計 ②MA核変換炉心の概念設計	(JAEA) ←→			
(3) MA核変換量の計算システムの開発 ①MA核変換プロセスに着目した核変換量計算システムの確立 ②MA核変換用ターゲット集合体の中性子スペクトル詳細評価手法の開発	(福井大学) ←→			
(4) 「もんじゅ」データをはじめとするMA核変換関連測定データの体系的整備及び評価	(JAEA) ←→			
(5) MA核変換量の予測誤差評価システムの開発 ①MA燃焼感度係数の計算システムの確立 i) 計算システム構成の構築 ii) 一般化摂動理論の計算手法の決定 ②MA核変換量の予測誤差評価1 ③MA核変換量の予測誤差評価2	(福井大学) ←→		(JAEA) ←→	
(6) 「もんじゅ」データ等によるMA核変換量の予測誤差低減システムの開発 ①燃焼感度係数と「もんじゅ」データ等を用いた断面積調整システムの確立 ②臨界集合体データ等を用いた断面積調整 ③「もんじゅ」等のMA核変換関連データを追加した断面積調整 ④調整断面積によるMA核変換量の予測誤差評価1 ⑤調整断面積によるMA核変換量の予測誤差評価2	(福井大学) ←→		(JAEA) ←→	(JAEA) ←→
(7) 予測誤差低減による各種炉心の静特性、動特性への影響の評価 ①ナトリウムボイド反応度の予測誤差評価手法の開発 ②ナトリウムボイド反応度の変化による過渡・事故時挙動への影響評価 ③静特性及び動特性への影響評価	(福井大学) ←→			(日立GE) ←→

(8) 今後の「もんじゅ」等に望まれるM A核変換関連測定、実験の具体化 ①「もんじゅ」で得られる測定データ とその精度の予測誤差低減への寄与把握 ②「もんじゅ」等に望まれるMA核変 換関連測定、実験の具体化			(福井大学)	
			(JAEA)	
(9) 研究推進	(福井大学)			

### 3. 業務の実施内容及び成果

#### 3.1 MA核変換炉心におけるMA装荷方式の得失整理 (H25)

##### 3.1.1 MA核変換炉心におけるMA核変換量と安全性に係わるパラメータのトレードオフ関係に基づくMA核変換炉心におけるMA装荷量上限の考え方整理 (再委託先: 日立GE)

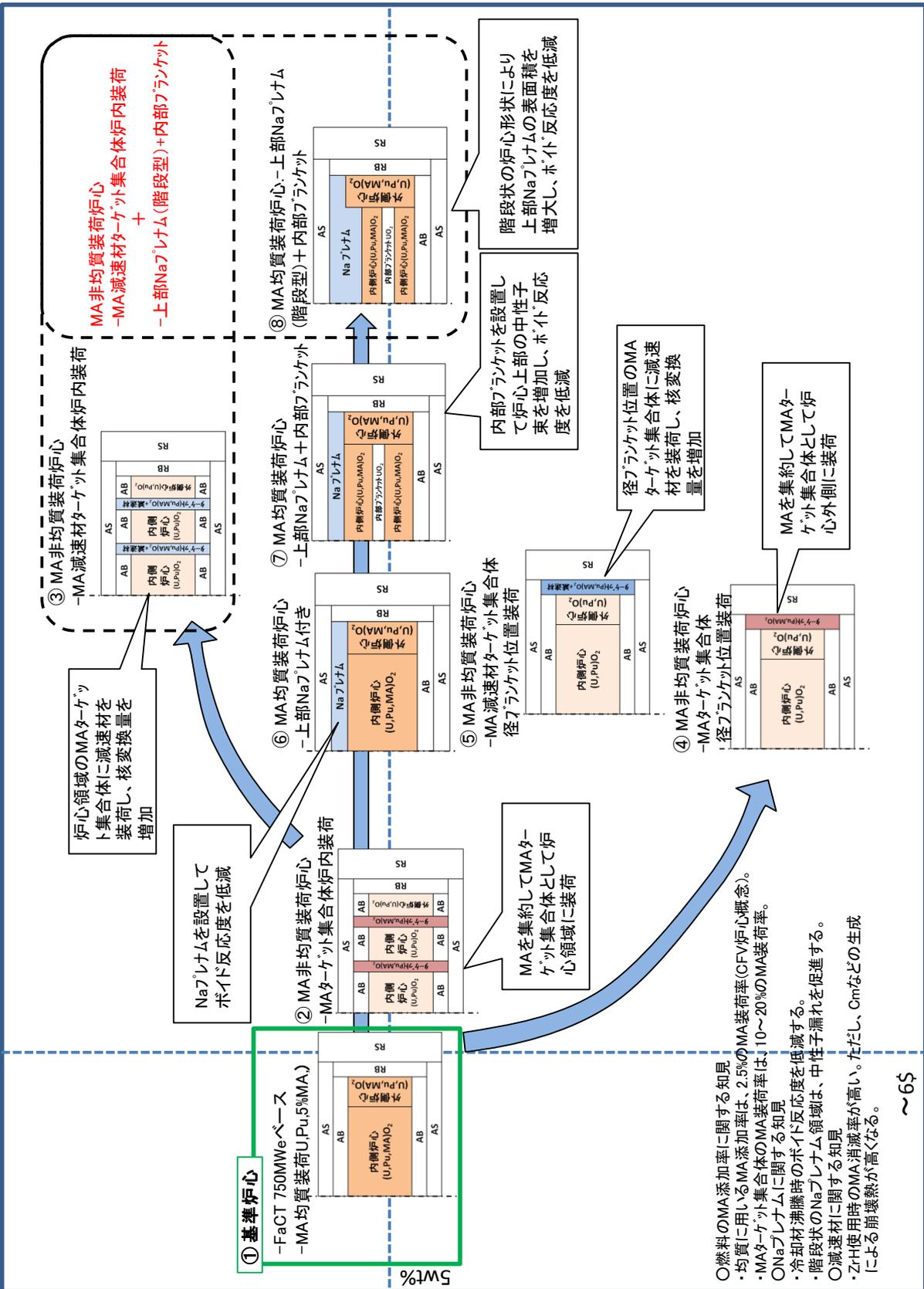
安全性に係わるパラメータを改善する多様な炉心概念の調査・整理とMA装荷量上限の考え方の整理を行い、MA核変換炉心におけるMA核変換量と安全性に係わるパラメータのトレードオフ関係に基づくMA核変換炉心におけるMA装荷量上限の考え方整理を整理した。

国内外におけるMA核変換炉心に関する研究開発の調査を行い、安全性向上とMA装荷に伴う反応度特性悪化対応のための反応度特性の改善方策に関する調査を行った。本調査結果において、MA均質装荷炉心の燃料に用いるMA含有率は、事故事象の安全評価結果から6wt%未満とした事例が最も高く、MA非均質装荷炉心に用いる燃料におけるMA含有率としては、20wt%程度とする事例が最も高い調査結果となった。安全性に係わるパラメータを改善する炉心概念の調査結果においては、MA核変換炉心としてMA含有燃料の装荷に伴うボイド反応度の増加を抑制できる上部ナトリウムプレナム付き炉心が有望と考えられる。また、MA非均質装荷炉心としては、MAターゲット集合体を用いる方法が有望であり、さらにMA核変換率を向上させる方策として、MAターゲット集合体への減速材ピンの導入が有効であることを確認した。図3.1.1-1に調査の結果を基に整理したMA核変換炉心の検討に係る多様な炉心概念を示し、この調査結果より、ボイド反応度の増加を抑制し、MA核変換率を向上させる方策として有望な炉心概念について、図3.1.1-2に有望と考えられるMA核変換炉心の炉心概念図を示す。

本研究においては、可能な限りMA核変換量を増大させた炉心概念を構築することを目指す。但し、安全性向上の観点からボイド反応度の大幅な低減も目指すこととする。但し、高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究(1) (以下、FS設計と示す)時の検討においては、MA含有率5wt%程度でボイド反応度が6\$程度と評価されていることから、MA核変換炉心のボイド反応度を目標である0以下とするためには、ボイド反応度を低減するための方策が必要となる。従って、MA核変換炉心は上部ナトリウムプレナムの設置等のボイド反応度低減方策を取り込んだ炉心概念を構築することとし、炉心部から上部ナトリウムプレナムまでのナトリウムがボイド化した場合の、実効的なボイド反応度を0以下とすることを目指す。また、ドップラ係数については、絶対値がFS設計時の検討結果から大幅に減少しないことを目標とする。

#### 参考文献

- (1) 「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-(1) 原子炉プラントシステム-」, JAEA-Research-2006-042, 日本原子力研究開発機構, (2006年4月)

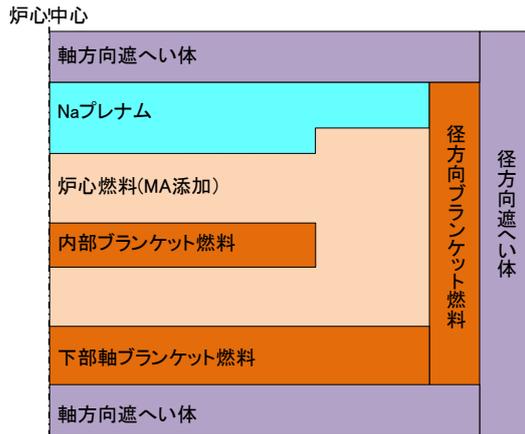


○燃料のMA添加率に関する知見  
 ・均質に用いるMA添加率は、2.5%のMA装荷率(GFV炉心概念)。  
 ○Naターケット集合体のMA装荷率は、10~20%のMA装荷率。  
 ○Naフレンラムに関する知見  
 ・冷却材沸騰時のボイド反応度を低減する。  
 ・階段状のNaフレンラム領域は、中性子漏れを促進する。  
 ○減速材に関する知見  
 ・ZrH使用時のMA消費率が高い。ただし、O<sub>m</sub>などの生成による崩壊熱が高くなる。

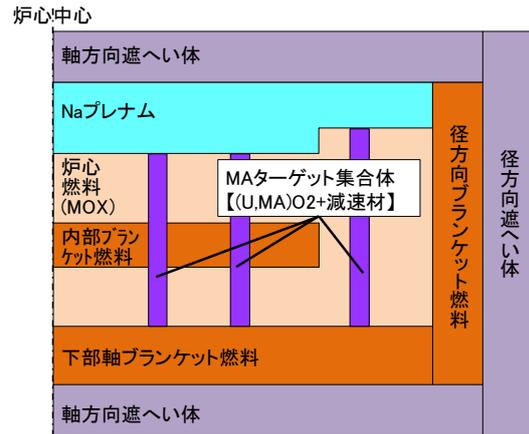
~6\$

### ボイド反応度

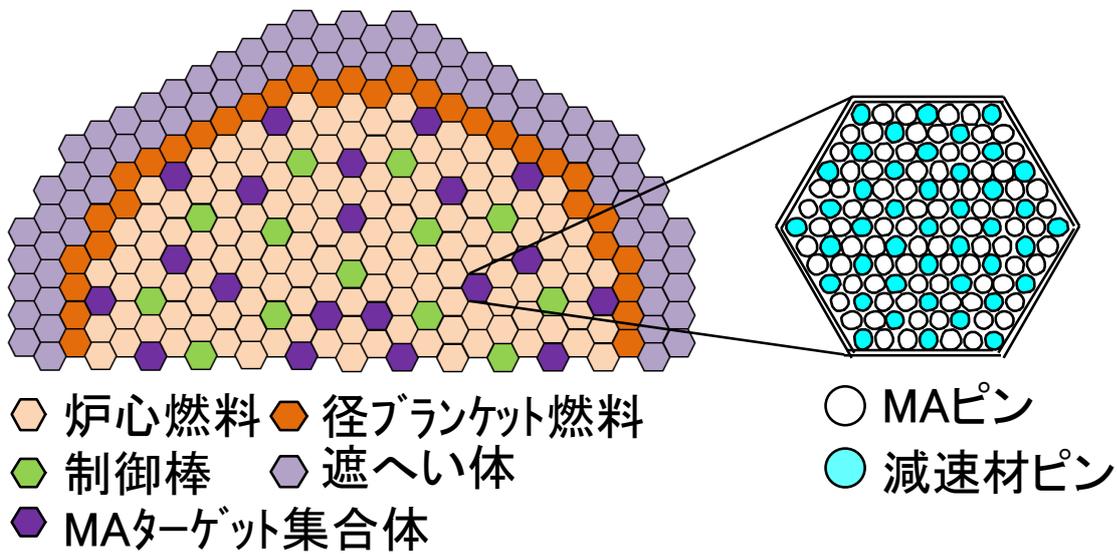
図 3.1.1-1 多様な炉心概念の調査結果



(a) MA 均質装荷炉心 (炉心断面)



(b) MA 非均質装荷炉心 (炉心断面)



(c) 減速材ピンを導入した MA ターゲット集合体

図 3.1.1-2 有望な MA 核変換炉心の概念図

### 3.1.2 国内外のMA均質装荷炉心、非均質装荷炉心に関する研究開発の知見を踏まえた、両装荷方式に関する得失整理（再委託先：日立GE）

前節、MA装荷方式の調査とMA含有燃料の製造上想定される制約事項の影響調査結果およびMA均質装荷方式、非均質装荷方式の得失整理を行い、国内外のMA均質装荷炉心、非均質装荷炉心に関する研究開発の知見を踏まえた、両装荷方式に関する得失を整理した。表3.1.2-1に両装荷方式に関する得失を整理した結果を示す。MA含有率が高い燃料については、発熱量（崩壊熱）や中性子線量の増大が課題となる。この課題に対し調査した結果、高い中性子線量と高い発熱量に対応する貯蔵、製造、輸送に係わる設備が必要となり、機器開発に要する費用やプラントの建設費の増加を伴う問題点などが挙げられている。本研究では、今後増加する使用済燃料を使用し、MAを高速炉で燃焼させることを目的としており、軽水炉等で使用された使用済燃料の再処理を想定する必要がある。上記調査結果より、燃料の再処理過程においては、MAに不純物として混入する核分裂生成物（FP）は、炉心特性に悪い影響を及ぼし、中性子吸収反応率において主要な寄与を有する希土類元素（以下、REと称す）の量は、MA含有率が高いほど増加する。

本研究においても使用済燃料の再処理を想定して燃料に随伴するREの量を評価して核設計に反映する。FaCTプロジェクト<sup>(1)</sup>において研究開発が進められている先進湿式法再処理を対象に燃料に随伴するREの量を評価し、REの取り扱いについては、FS設計<sup>(2)</sup>で採用されているREの量を基に設定したRE等価係数とRE体積割合を用いてNd-143の原子数密度を算定し核設計に用いる。本研究で選定した使用済燃料について以下に示す。

#### 【選定した使用済燃料】

・燃焼度 60GWd/t、冷却・貯蔵期間 30年を想定した以下に示す使用済燃料を 1:1 で混合した燃料を用いて、回収後 2年間の崩壊を考慮する。ここで、軽水炉の燃焼度、冷却・貯蔵期間は、本研究で検討する MA 核変換炉心の導入時期を 2050 年以降と想定し、それ迄の高燃焼度燃料の導入を勘案して設定した。

① BWR(UO<sub>2</sub> 燃料、燃焼度 60GWd/t)の燃料、② PWR(UO<sub>2</sub> 燃料、燃焼度 60GWd/t)の燃料

図3.1.2-1にFaCTプロジェクトの先進湿式法のフロー図を示す。FaCTプロジェクトでは、現状設備におけるREの移行率と目標としたREの移行率を検討しており、本研究では、目標とした移行率0.01%以下で設定した。表3.1.2-2に目標とした移行率を使用した使用済燃料における回収TRU組成の計算結果を示し、表3.1.2-3に再処理時に随伴するREの随伴率とNd-143で代表した場合のRE等価係数を示す。図3.1.2-2に選定した使用済燃料のRE等価係数とRE体積割合にけるボイド反応度の関係を示す。本結果から、核特性に用いるRE等価係数は1.78となり、RE体積割合については、0.13vol.%となった。但し、MA均質装荷炉心では、限りなくMA含有率を増やし燃焼させることを想定しているため、今後の検討においては0.3vol.%で設定する。

#### 参考文献

- (1) 「高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCTプロジェクト）ーフェーズI 報告書ー」, JAEA-Evaluation 2011-003, 2011年3月31日
- (2) 「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-(1) 原子炉プラントシステムー」, JAEA-Research-2006-042, 日本原子力研究開発機構, (2006年4月)。

表 3. 1. 2-1 MA の均質装荷方式と非均質装荷方式の得失まとめ

項目	MA 均質装荷方式	MA 非均質装荷方式
MA 核変換特性 MA 含有率 核変換量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 6wt%程度まで</li> <li>・ 50kg/GWt/年（検討例）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 20wt%程度まで</li> <li>・ MA ターゲット集合体を炉心燃料領域内に装荷する場合は、均質装荷と同程度の核変換量が得られる。</li> <li>・ 炉心燃料領域外（径ブランケット位置）装荷は核変換量が均質装荷より少ない。</li> <li>・ MA ターゲット集合体に中性子減速材を混載すると核変換率を高められる。</li> </ul>
炉心安全性に係わるパラメータへの影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ MA 含有率に比例してボイド反応度は増大、ドップラ係数の絶対値は減少する。→安全性確保の観点から MA 含有率が制限される。</li> <li>・ ボイド反応度低減策を講じることにより、MA 含有率を高めることが可能となる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ MA ターゲット集合体を炉心燃料領域に装荷する場合、ボイド反応度は低減する方向である。</li> <li>・ ボイド反応度低減策を講じることにより、MA 含有率を高めることが可能となる。</li> <li>・ MA ターゲット集合体の炉心燃料領域外装荷の場合、炉心特性への影響は軽微である。</li> </ul>
燃料製造・取扱い設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ MA 含有率 5wt%程度までの燃料については、対応可能な見込みである。（FaCT プロジェクト）。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高い MA 含有率の燃料を収納した MA ターゲット集合体は、発熱量や中性子線量が高い。→燃料製造・取扱い設備等への影響が大きい。冷却・貯蔵期間の長期化等の対策が必要となる。</li> </ul>
再処理（湿式）設備への影響	MA 均質、非均質燃料を問わず、Cm の崩壊熱や自発核分裂中性子、 $\alpha$ 線による放射線損傷、対重遮蔽が課題となる。	

表 3. 1. 2-2 軽水炉使用済燃料回収 TRU 組成

単位：%

核種	Pu+Np+ <sup>241</sup> Am	核種	Am+Cm
Np-237	7.81	Am-241	80.77
Pu-238	3.61	Am-242m	0.07
Pu-239	48.95	Am-243	15.71
Pu-240	26.67	Cm-242	0.00
Pu-241	3.19	Cm-243	0.034
Pu-242	9.54	Cm-244	2.678
Am-241	0.33	Cm-245	0.651
合計	100.0	Cm-246	0.087
		合計	100.0

表 3. 1. 2-3 RE 随伴率と RE 等価係数

項目	燃烧度 60GWd/t 30年冷却
RE 随伴率※ [wt%] (RE 体積割合 [vol.%])	1.7 (0.13)
RE 等価係数 ( $\alpha$ )	1.78

※RE 随伴率=RE/(MA+RE)

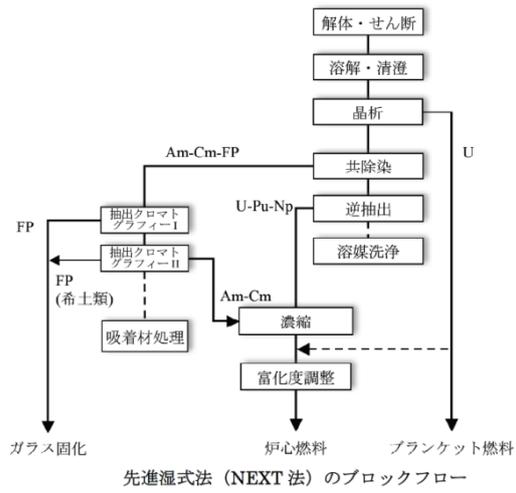


図 3. 1. 2-1 先進湿式法のフロー図<sup>(1)</sup>

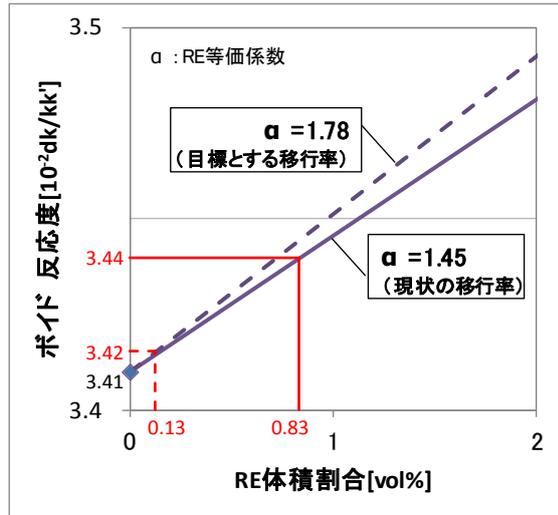


図 3. 1. 2-2 RE 等価係数と RE 体積割合  
及びボイド反応度の関係

## 3.2 MA核変換炉心概念の設計

MA核変換性能と炉心安全性を高いレベルで調和させた電気出力75万kWeのナトリウム (Na) 冷却高速炉用のMA核変換炉心概念の創出を目指し、3.2.1では安全性に係わる反応度係数の改善とともに均質・非均質など様々なMA装荷方法をパラメータとした核的サーベイ計算を行い、炉心概念の絞り込みを行った。次に3.2.2において熱設計解析や燃料設計解析を含む炉心概念設計を行い、本研究における代表炉心概念を構築した。

### 3.2.1 MA核変換炉心の予備核設計（再委託先：原子力機構）（H25～H27）

MAの均質装荷法については平成25年度に炉心仕様サーベイに着手し、平成26年度にサーベイを継続し代表的な炉心を暫定した。MA核変換量を高めるには炉心燃料中のMA含有率を増加する必要があったが、3.1.1の調査よりMA含有率は炉心安全性に係わるNaボイド反応度とトレードオフの関係にあり、いかにしてNaボイド反応度を低減させるかが課題であった。本研究では、仮想的な事故時の炉心高さ方向のNa密度分布を考慮した実効的Naボイド反応度（ESVR：Effective Sodium Void Reactivity）を設計指標として導入し、事象が緩慢に進展するようESVRが負となることを条件とした。炉心設計においては図3.2.1-1に示すように、①軸非均質炉心の採用（内部ブランケットの設置）、②上部Naプレナムの設置、③内側・外側炉心間の段差設置、④上部端栓・上部ガスプレナム部の短尺化を行い、Na密度減少時の炉心上部への中性子漏えいの促進によって、ESVRを大幅に低減し負側に余裕を持った値とすることができた。この負側の余裕をMA含有率の最大化に振り向け、炉心燃料の重金属あたりのMA含有率を従来高速炉の5%に対し10%程度にまで高め、MA核変換量を従来約2倍とする大幅な性能改善の見通しを得ることができた。

次に3.1.2における調査も踏まえ、MAの非均質装荷法による更なる特性改善を追求した。平成26年度に装荷方法のサーベイに着手し、平成27年度にサーベイを継続し代表的な炉心を暫定した。具体的には、MAを特定の燃料に含有率20%を上限に集中させ（MAターゲットと称する）、その炉内装荷位置・方法を幅広く検討した。有望な候補として抽出したのは、①MAターゲット集合体を内側・外側炉心の境界に円環状に装荷し径方向の出力分布平坦化を狙う方法、②ESVRへの影響を避けるためMAターゲット燃料を炉心下部に装荷する方法、③Naボイド化領域から除外可能な出力の低い劣化ウラン母材のMAターゲット集合体を炉心領域に分散装荷する方法である。また、3.3で得られた詳細出力分布に関する知見を踏まえつつ、炉心特性への影響の出ない範囲でMAターゲットに中性子減速材を添加し、これによるMA核変換特性の改善効果を把握した。検討の結果、いずれの装荷方法においても、ESVRを負に保ちながら、均質装荷と同程度あるいはそれに準ずるMA核変換量を達成できることが分かった。ただし、①と②では再処理の硝酸溶解性の観点でTRU富化度が高いこと、③では炉心径が大きくなるといった課題も生じた。以上の候補概念を比較評価し、課題はあるものの減速材の使用により核変換性能向上の可能性のある③を非均質装荷炉心の代表に選定した。

なお、MAに随伴する希土類（RE：Rare Earth）について、本研究では既存研究のFaCT

計画と同様に将来目標として高度なRE分離性能を前提としたが、RE分離性能を緩和し、低除染のMA含有燃料あるいはMAターゲットとすることで高速炉サイクル全体でのコスト削減の可能性が考えられた。今後の研究に資するため、本研究で設計したMA均質装荷炉心とMA非均質装荷炉心を対象に、RE分離性能緩和と炉心性能低下の関係を平成27年度に整理し、RE分離目標を定量的に把握できるようにした。例えば、MA均質装荷炉心では将来目標のRE分離性能 (REによる燃料体積占有割合0.3%) 及び現状技術のRE分離性能 (同2%) において炉心が成立すること、更にRE分離性能を現状技術の3分の1に緩和した場合 (同6%) でも、炉心部取出平均燃焼度を150 GWd/tから設計目標の下限値である80 GWd/tまで低下することで炉心成立を見込める等の評価結果を得た。

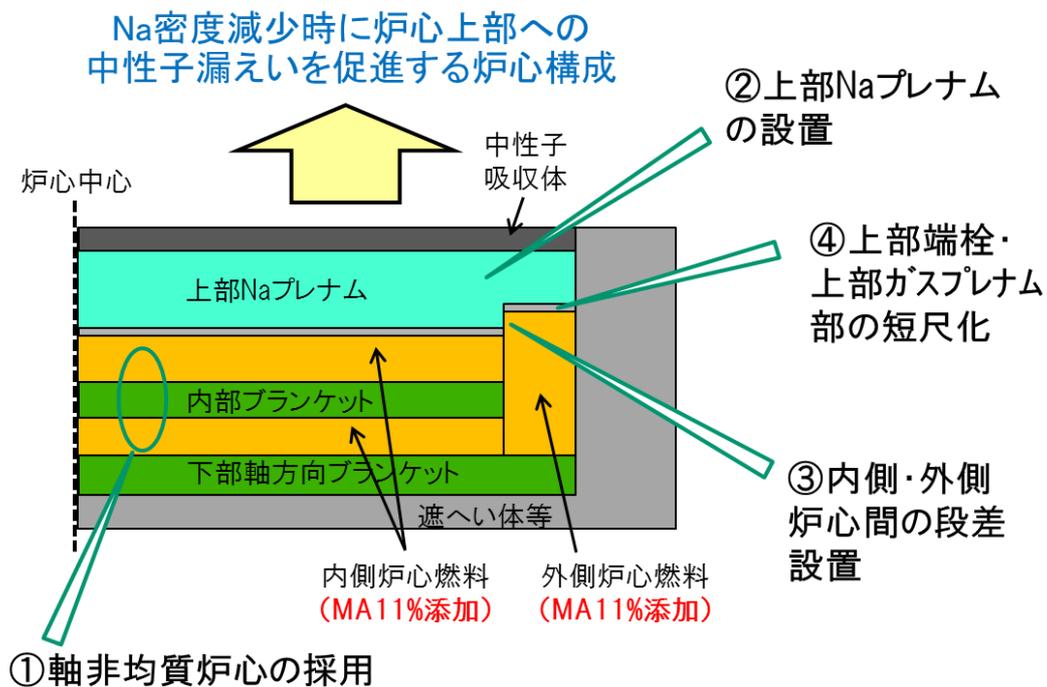


図3.2.1-1 低Naボイド反応度型MA核変換炉心 (MA均質装荷)

### 3.2.2 MA核変換炉心の概念設計（再委託先：日立GE）（H25～H28）

MA核変換炉心の概念設計においては、3.1節の得失整理の結果に基づき、3.2.1節の予備核設計の検討を踏まえて、有望視されるMA均質装荷炉心とMA非均質装荷炉心についてそれぞれ核熱特性の検討を実施し、750MWeクラスMA核変換炉心の代表となる炉心として、MA核変換性能が良好で、総合的に特性悪化・開発課題が少ないナトリウムプレナム付きのMA均質装荷炉心を代表炉心に選定した。このMA均質装荷炉心の有効性を示すため、FaCTプロジェクト<sup>(1)</sup>で検討されているナトリウム冷却高速炉JSFRのようなナトリウムプレナムのない従来型の炉心燃料集合体を用いる核変換炉心（JSFR相当炉心として設定した内部ダクトのない炉心燃料集合体で構成した炉心であり、以下、従来型炉心と称す）の核特性についても検討した。図3.2.2-1に、MA核変換炉心について検討したMA均質装荷炉心、MA非均質装荷炉心及び従来型炉心の炉心構成を示し、表3.2.2-1に各MA装荷炉心の主要仕様を示す。

本研究では、過渡時のナトリウム密度変化の分布を考慮した動的なボイド反応度を「実効的ボイド反応度」と名付け、負とすることを設計目標としている。これは類似のナトリウムプレナム付き炉心の冷却材流量喪失過渡（ULOF）挙動<sup>(2)</sup>を参考に、先行沸騰集合体での冷却材沸騰開始から燃料溶融開始までの間を、「実効ボイド反応度ゼロ以下」として定義する。

定義：冷却材流量喪失過渡（ULOF）事象を想定し、軸方向の冷却材反応度分布を、軸方向の冷却材Naの密度変化分布で重みづけをしたボイド反応度（図3.2.2-2）具体的な指標として設定した内容を以下に示す。（図3.2.2-3参照）

指標1：全炉心燃料の燃料部は未沸騰、先行沸騰集合体（6バッチ炉心の第1サイクルの燃料と仮定）のナトリウムプレナムがボイド（B点）： $\rho(B) \leq 0$ 。

指標2：全炉心燃料のナトリウムプレナム部と炉心燃料の上半分がボイド（C点）： $\rho(C) \leq 0$ 。

尚、ドップラ係数については、JSFR実証炉の設計値から絶対値の大幅な減少を避けることを設計目標としている。

平成25年度は、MA核変換炉心として有望視されるMA均質装荷炉心とMA非均質装荷炉心について、概念設計を行うための核熱解析モデルを構築した。MA非均質装荷炉心においては、MA含有率の高い燃料を装荷するMAターゲット集合体の炉内配置や集合体内に配置すると有効な減速材の配置等を構築した。

平成26年度においては、3.2.1節の予備核設計の検討を踏まえて、上部ナトリウムプレナム付きのMA均質装荷炉心について概念設計を実施し、上部ガスプレナムを短くすることでナトリウムプレナムの領域を拡張し、炉心燃料に装荷するMA含有率と、本研究の指針として設定した実効的ボイド反応度を負としつつ、MA含有率11wt%まで装荷可能なことを確認した（図3.2.2-4参照）。さらに、炉心全体の増殖比の下限値1.03を満足する炉心構成について検討し、下部軸方向ブランケット厚さの調整により、約13cmの厚さにすることで、MA核変換量を損なわず炉心全体の平均燃焼度を上げて成立することを確認した（図3.2.2-5参照）。最終的に構築したMA均質装荷炉心における各種解析データを整備し、表3.2.2-2(a)に核特性結果を示す。

次に、この MA 均質装荷炉心における核設計の結果に基づき、燃料ピンの燃焼計算を行い、熱及び燃料設計解析では、核設計で評価した出力分布を基に炉心流量配分を設定し、被覆管の最高温度とクリープ疲労損傷和(以下 CDF と称す)を評価した。表 3.2.2-3(a)に被覆管最高温度を 700℃以下とする流量配分と熱流力特性を示し、表 3.2.2-4(a)に He ガス生成率及び表 3.2.2-5(a)に CDF の検討結果を示す。この結果、MA 均質装荷炉心については、被覆管の最高温度と CDF は制限条件(通常運転時、0.5 以下)を満足しており、炉心流量配分及び燃料健全性が成立する見通しを得た。

平成 27 年度は、MA 非均質装荷炉心の概念設計について検討し、3.2.1 節の予備核設計で検討した複数の候補から選択したウラン母材ターゲット集合体を炉内に分散装荷する炉心を対象に評価し、各種解析データを整備し、表 3.2.2-2(b)に計算結果を示す。MA 核変換量は、MA 均質装荷炉心と比べて若干少ない結果となった。ここで 3.1 節で調査した核変換用ターゲット集合体を用いた MA 非均質装荷炉心の MA 核変換量の増加対策として挙げられていた減速材を用いた対策について検討した。ウラン母材ターゲット集合体には、MA ピンとして MA 含有率 20wt%を装荷しており、加えて減速材( $Zr-Hf$ )を装荷した減速材ピンの本数割合を増やした場合の MA 核変換量について検討した。図 3.2.2-6 に MA 核変換量における減速材割合の依存性を示す。MA ターゲット集合体内に装荷する減速材ピンの本数増加に伴い、MA ピンの本数は減少するが、減速材割合が 20～25%程度まで MA 核変換量は増加しており、これは MA 核変換率の増加が MA 装荷量の減少を上回っていることを示しており、減速材の利用により MA ターゲット集合体中の核変換特性を改善できる可能性があることを確認した。また、図 3.2.2-7 にドップラ係数と平均 Pu 富化度における減速材割合の依存性を示す。通常の高速炉においては、Pu 富化度が増加すると U-238 の装荷量が減るため、ドップラ係数の絶対値が減少するが、MA ターゲット集合体に減速材を装荷した場合は、絶対値が増加している。これは、MA ターゲット集合体に隣接する炉心燃料の中性子スペクトルが軟化して U-238 の共鳴領域の中性子捕獲断面積が大きくなったためと推定される。また、使用済燃料の再処理における観点から、TRU 富化度の制限値が 35wt%程度までとされており、図 3.2.2-7 から TRU 富化度が 35wt%程度以下(Pu 富化度が 32wt%程度以下)を満足する減速材割合は 20%程度以下に制限されることになる。ここで、3.3 節で開発した MA 核変換プロセスに着目した核変換量計算システムを用いて、最適な減速材配置を具体化した。図 3.2.2-8 に具体化手法を示し、図 3.2.2-9 に MA ターゲット集合体内の減速材ピンの依存性を示す。総核変換量(TR1)は、減速材割合が約 20%前後で最大となり、核分裂した量(OF)は 20%～50%程度までほぼ一定で最大となっており、U や Pu へ変換した量(PU)の核分裂の観点からも減速材の本数割合は約 20%前後が適切であり、上記 TRU 富化度の制限値を超えない範囲として、減速材ピンの本数割合は 17.7%を最適なピン配置とする。

次に、MA 非均質装荷炉心の核特性結果に基づき、MA 含有率の高い MA ターゲット集合体を対象に熱・燃料設計を実施した。表 3.2.2-3(b)に被覆管最高温度を 700℃以下とする流量配分と熱流力特性を示し、表 3.2.2-4(b)に He ガス生成率及び表 3.2.2-5(b)に CDF の検討結果を示す。検討の結果、原子炉出入口温度差 155℃一定の条件で、入口温度をパラメータとする熱・燃料設計解析を行い、原子炉出口温度/入口温度が

510°C/355°Cの場合に、取扱条件（JSFR 実証炉と同等の条件とする場合、CDF<0.5）を満足することを確認した。但し、隣接集合体の出入口温度差が大きくなるという課題を有することも分かった。また、燃料の取り扱いに関する検討として、次に、各 MA 核変換炉心における新燃料と使用済燃料の崩壊熱と中性子発生数について検討した。図 3.2.2-10 に新燃料の崩壊熱を示し、FS 設計時の取扱条件 20W/kg-HM<sup>(3)</sup>と比べると、MA 均質装荷炉心の新燃料については若干上回る程度であるのに対し、MA 非均質装荷炉心の MA ターゲット集合体は、大幅に取扱条件値を上回り、従来炉心の約 3 倍となる。使用済燃料については、図 3.2.2-11 に使用済燃料の TRU 及び FP の重量を示し、図 3.2.2-12 に使用済み燃料の崩壊熱及び図 3.2.2-13 に中性子発生数を示す。MA 非均質炉心の MA ターゲット集合体の崩壊熱は従来型炉心における炉心燃料の約 3 倍となり、中性子発生数は従来型炉心の約 4 倍となる結果を得た。従って、新燃料及び使用済燃料については、MA 非均質装荷炉心の MA ターゲット集合体を取扱う場合には、JSFR 実証炉と同等の製造設備や燃料取扱設備で取扱うことは難しく、高い崩壊熱の集合体を扱える設備対応が必要と考えられる。加えて再処理（湿式）設備では、MA 均質、非均質燃料を問わず、Cm の崩壊熱や自発核分裂中性子、 $\alpha$ 線による放射線損傷、対重遮蔽が課題となる。

上記の MA 非均質装荷炉心と平成 26 年度までに構築した MA 均質装荷炉心の得失を評価して、MA 核変換性能が良好で、総合的に特性悪化・開発課題が少ないナトリウムプレナム付き MA 均質装荷炉心を本研究における MA 核変換炉心の代表炉心として選定した。

平成 28 年度では、平成 27 年度に評価したプラント動特性挙動を反映し、750MWe クラス MA 核変換炉心の炉心仕様を見直した。その結果を踏まえて、MA 核変換炉心の代表炉心として選定したナトリウムプレナム付き MA 核変換炉心の有効性を明らかにするため、比較対象としてナトリウムプレナムのない従来型炉心を対象とし、MA 含有率を JSFR 相当の 5wt%と 11wt%について核熱特性解析を実施し、各種解析データを整備した。表 3.2.2-2(c)に核特性の計算結果を示す。図 3.2.2-14 に MA 均質装荷炉心と比較したボイド反応度と MA 含有率の関係を示す。従来型炉心は MA 含有率を増やすと MA 核変換量も増加し、MA 均質装荷炉心を上回るが、同じ MA 含有率 11wt%ではボイド反応度も大幅に増大する。従って、MA 均質装荷炉心は、安全性が成立するとされる MA 含有率 5wt%の従来型炉心と比べて約 2 倍以上 MA 核変換量を達成しつつ、ボイド反応度を低減でき、安全性も向上できることを確認した。

#### 参考文献

- (1) 「高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT プロジェクト）ーフェーズ I 報告書ー」, JAEA-Evaluation 2011-003, 2011 年 3 月 31 日
- (2) D. Lemasson et al., “Simulation with SAS-SFR of ULOF transient on ASTRID-like core and analysis of molten clad relocation dynamics in heterogeneous subassemblies with SAS-SFR”, ICAPP 2014, paper14036, (2014)
- (3) 「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-(1) 原子炉プラントシステム-」, JAEA-Research-2006-042, 日本原子力研究開発機構, (2006 年 4 月)

表 3.2.2-1 各 MA 装荷炉心の主要仕様

項目		単位	MA 均質装荷炉心	MA 非均質装荷炉心	従来型炉心
電気出力		MWe	750	←	←
炉心熱出力		MWt	1765	←	←
運転サイクル長さ		ヶ月	20	23	19
燃料交換バッチ数 (炉心/MA ターゲット/ 径方向ブランケット)		—	6 / - / 6	6 / 3 / 6	6 / - / 6
炉心高さ (内側炉心/外側炉心)		cm	60 / 90	←	100 / 100
内部ブランケット厚さ		cm	20	←	—
軸方向ブランケット厚さ (上部/下部)		cm	- / 13	←	20 / 25
トリウムプレート長さ (内側炉心/外側炉心)		cm	45 / 35	←	—
上部ガスプレート長さ		cm	5	←	10
炉心燃料 集合体数	内側炉心	体	244	232	151
	外側炉心	体	126	165	105
	合計	体	370	397	256
MA ターゲット燃料集合体数		体	—	84	—
径方向ブランケット燃料集 合体数		体	78	84	72
制御棒 本数	主炉停止系	本	27	30	21
	後備炉停止系	本	12	18	6
径方向遮へい体数 (ステンレス鋼/B4C)		体	84 / 186	90 / 198	72 / 162
炉心燃料ピン本数 (炉心 /MA ターゲット/径方向ブラン ケット)		本	271/ - /217	271/271/217	271/ - /217
炉心燃料ピン径 (炉心 /MA ターゲット/径方向ブラン ケット)		mm/本	10.4/ - /11.7	10.4/10.4/11.7	10.4/ - /11.7
スペーサー径 (炉心/MA タ ーゲット/径方向ブランケット)		mm	1.03/ - /1.07	1.03/1.03/1.07	1.03/ - /1.07
MA ターゲット燃料スタック長 (内側領域/外側領域)		mm	—	133 / 133	—
炉心等価直径		m	4.37	4.98	3.64

表 3. 2. 2-2 各 MA 装荷炉心の核特性結果の比較

項目		単位	MA 均質 装荷炉心 (a)	MA 非均質 装荷炉心 (b)	従来型炉心(c)	
					MA5wt%	MA11wt%
炉心燃料組成 (内側炉心/外側炉心/MAターゲット)	Pu 富化度(Pu/HM)	wt%	25.9/25.8/-	32.2/32.0/-	17.2/24.5/-	15.4/22.7/-
	TRU 富化度(TRU/HM)		36.9/36.8/-	35.1/34.8/20	21.1/30.1/-	22.7-26.4/-
	MA 含有率(MA/HM)		11.0/11.0/-	2.9/2.8/20	3.9/5.6/-	11.0/11.0/-
RE 体積割合(炉心/MAターゲット)		vol. %	0.3/-	- / 1.0	0.2	←
燃焼反応度*2		%Δk/kk'	0.44	1.09	0.57	-0.80
増殖比*3		-	1.03	1.02	1.20	1.24
許容線出力 (内側炉心/外側炉心/MAターゲット)		W/cm	367/367/-	422/422/325	429/409/-	377/370/-
最大線出力*1	内側炉心	W/cm	360	375	348	389
	外側炉心		362	375	307	300
	MAターゲット燃料		-	168	-	-
取出平均燃焼度*3	炉心	GWd/t	152.8	150.0	154.9	155.3
	全炉心		94.5	83.8	83.8	83.6
MA 核変換量		kg/GWe-y	212	147	89	247
MA 取出変換率		%	40	19	41	48
炉停止 余裕	主炉停止系*5	%Δk/kk'	2.0	-	-	-
	後備炉停止系*5		0.3	-	-	-
遅発中性子束割合*8		-	2.92E-03	-	3.14E-03	2.89E-03
ナトリウムボイド反応度*6,8		\$	3.71	-	7.04	8.46
ドップラ係数*7,8		Tdk/dT	-3.40E-03	-	-4.25E-03	-2.94E-03
実効的ナトリウム ボイド反応度	指標 1	\$	-0.10	-	0.42	0.48
	指標 2	\$	-0.01	-	3.67	4.34

\*1 平衡サイクル最大、補正係数考慮(ラッパ管発熱: 0.994、燃料軸伸び: 0.988)、\*2 平衡サイクル最大、\*3 平衡サイクル平均、\*4 MAターゲット燃料、\*5 ワレットスタック時、\*6 ラッパ管間ギャップの冷却材は非ボイド、炉心及び内部ブランケット部の補正係数[1.009]、上部ガスプレナム・端栓・ナトリウムプレナム[0.8(暫定)]を考慮、\*7 基準(燃料組成のみ+500°C、補正係数[1.002])、\*8 2次元計算結果

表 3.2.2-3 被覆管最高温度を 700°C以下とする炉心流量配分と熱流力特性\*1

(a) MA 均質装荷炉心

領域	流量領域番号	集集体数	最大集集体出力 [MW]	集集体流量 [kg/s]	領域流量* [kg/s]	被覆管最高温度 [°C]	ピンバンドル部圧損 [MPa]
内側炉心	1	79	5.90	22.8	1801.2	700	0.07
	2	126	5.29	20.1	2532.6	699	0.06
	3	39	4.78	18.4	717.6	699	0.05
外側炉心	4	51	7.08	26.8	1366.8	700	0.10
	5	33	6.07	23.6	778.8	699	0.08
	6	18	4.58	19.5	351.0	700	0.06
	7	24	3.96	16.9	405.6	698	0.04
小計	—	370	—	—	7953.6	—	—
径ブランケット	8	24	1.68	8.4	201.6	699	0.01
	9	54	0.91	4.8	259.2	697	0.01
小計	—	78	—	—	460.8	—	—
合計	—	448	—	—	8414.4 [余裕:2.6%]	—	—

\* 炉心及び径ブランケット燃料に配分可能な流量 ..... 8640 kg/s [1次系流量の96%]

(b) MA 非均質装荷炉心

領域	流量領域番号	集集体数	最大集集体出力 [MW]	集集体流量 [kg/s]	領域流量* [kg/s]	被覆管最高温度 [°C]	ピンバンドル部圧損 [MPa]
内側炉心	1	135	5.33	18.4	2484.0	700	0.05
	2	75	4.41	15.6	1170.0	699	0.04
	3	22	3.64	12.9	283.8	699	0.03
外側炉心	4	18	6.97	23.1	415.8	700	0.08
	5	75	6.24	20.6	1545.0	699	0.06
	6	51	5.25	17.6	897.6	698	0.05
	7	21	3.89	14.3	300.3	699	0.03
小計	—	397	—	—	7096.5	—	—
MAターゲット	8	57	3.65	13.1	746.7	698	0.03
小計	—	84	—	—	1011.3	—	—
径ブランケット	10	48	1.12	5.1	244.8	700	0.01
	11	36	0.72	3.3	118.8	691	0.003
小計	—	84	—	—	363.6	—	—
合計	—	565	—	—	8471.4 [余裕:2.0%]	—	—

\* 炉心、径ブランケット燃料及びMAターゲットに配分可能な流量... 8640 kg/s [1次系流量の96%]

表 3.2.2-4 CDF 評価用 FP 及び He ガス生成率\*1

(a) MA 均質装荷炉心

項目	ガス生成率 [atom/fission]
FP	0.258
(n,α)反応	0.006
α崩壊	$0.022 \times C_{Am} + 0.013$
合計	$0.022 \times C_{Am} + 0.277$

(注記)  $C_{Am}$  : Am含有率 [wt%]

(b) MA 非均質装荷炉心

項目	ガス生成率 [atom/fission]
FP	0.258
(n,α)反応	0.006
α崩壊	$0.022 \times C_{Am} + 0.013$
合計	$0.022 \times C_{Am} + 0.277$

(注記)  $C_{Am}$  : Am含有率 [wt%]

表 3.2.2-5 炉心流量配分及び CDF\*1

(a) MA 均質装荷炉心

領域	流量領域番号	集集体数	集集体流量 [kg/s]	領域流量* [kg/s]	ピンバンドル部圧損 [MPa]	被覆管最高温度 [°C]	燃料ピン最高燃焼度 [GWd/t]	被覆管 CDF
内側炉心	1	79	23.4	1848.6	0.07	692	192.5	0.35
	2	126	21.1	2658.6	0.06	685	178.4	0.17
						683	178.5	0.34
3	39	18.6	725.4	0.05	696	158.0	0.03	
外側炉心	4	51	27.1	1382.1	0.10	697	165.1	0.18
						686	166.4	0.31
	5	33	24.3	801.9	0.08	691	156.0	0.30
	6	18	19.6	352.8	0.06	698	139.3	0.27
7	24	16.9	405.6	0.04	698	116.1	0.02	
小計	—	370	—	8175.0	—	—	—	—
径ブランケット	8	24	8.4	201.6	0.01	699	—	—
	9	54	4.8	259.2	0.01	698	—	—
小計	—	78	—	460.8	—	—	—	—
合計	—	448	—	8635.8	—	—	—	—

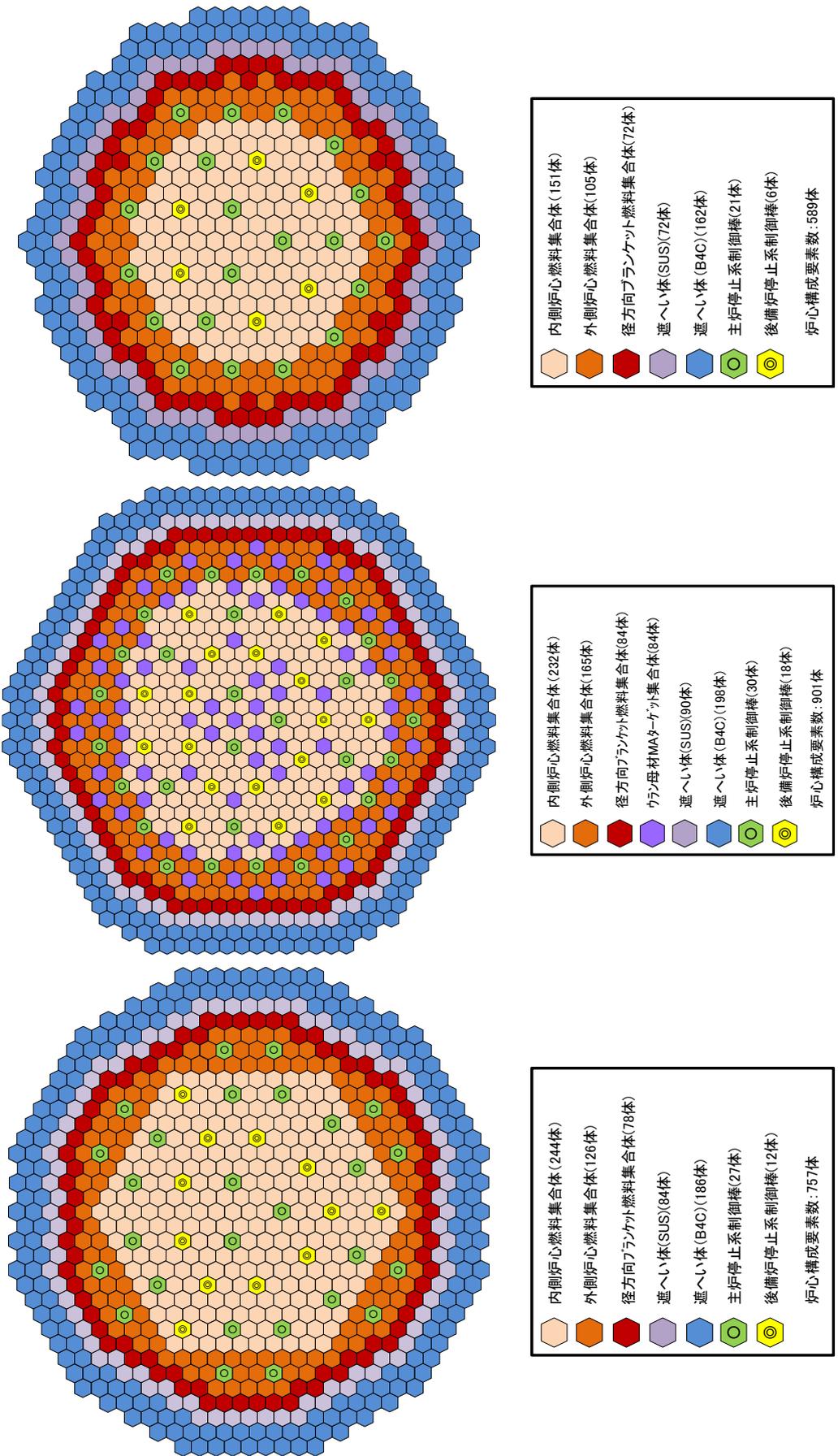
\* 炉心及び径ブランケット燃料に配分可能な流量 ..... 8640 kg/s [1次系流量の96%]

\*1 MA 均質装荷炉心 : 原子炉出口温度 550°C、入口温度 395°Cの場合、一次冷却系流量 : 9,000kg/s  
MA 非均質装荷炉心 : 原子炉出口温度 510°C、入口温度 355°Cの場合、一次冷却系流量 : 9,000kg/s

(b) MA 非均質装荷炉心

燃料	流量領域番号	被覆管最高温度 [°C]	燃料ピン燃焼度* [GWd/t]	燃料ピン内圧 (EOL) [MPa]	被覆管 CDF
内側炉心	1	700	204.4	6.1	0.000
	2	699	184.7	5.6	0.000
	3	699	172.2	5.2	0.007
外側炉心	4	700	170.7	7.5	0.000
	5	699	159.6	7.2	0.000
	6	698	140.9	6.4	0.000
	7	699	128.7	5.6	0.002

\* 炉心部 (不確かさ 3% 考慮)



(a) MA 均質装荷炉心

(b) MA 非均質装荷炉心

(c) 従来型炉心

図 3.2.2-1 MA 装荷炉心の炉心構成

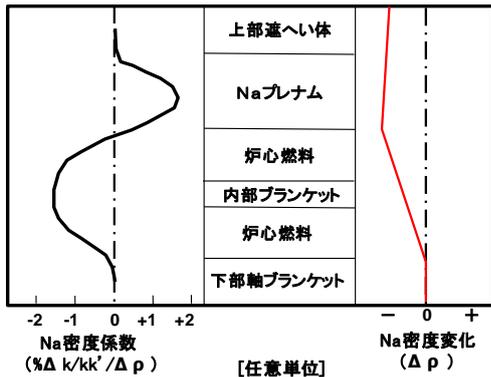


図 3.2.2-2 上部ナトリウムプレナム付き炉心のナトリウム密度係数とナトリウム密度変化の軸方向分布の概念図

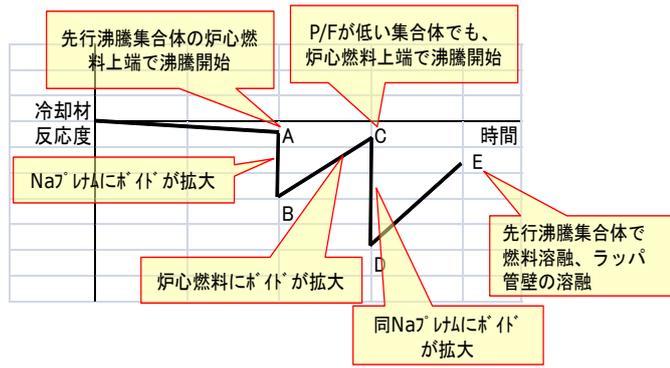


図 3.2.2-3 ナトリウムプレナム付き炉心の ULOF 時の冷却材反応度推移<sup>(2)</sup>

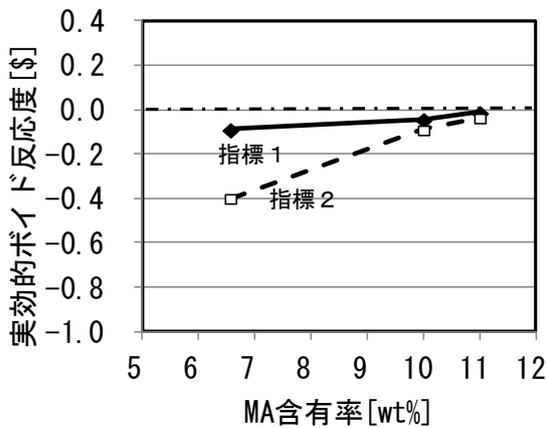
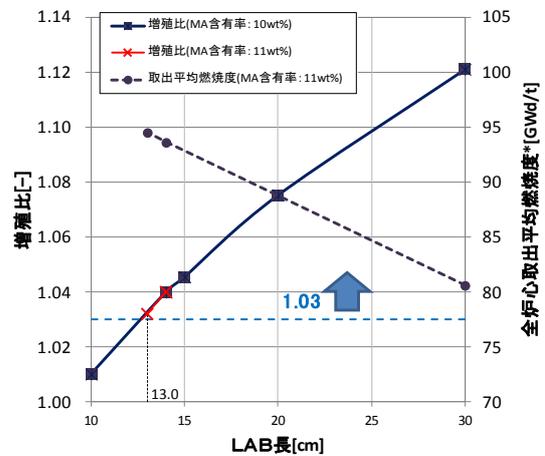


図 3.2.2-4 実効的ボイド反応度の MA 含有率依存性



\* ブランケットを含む炉心全体の取出燃焼度

図 3.2.2-5 LAB 長サーベイの検討結果

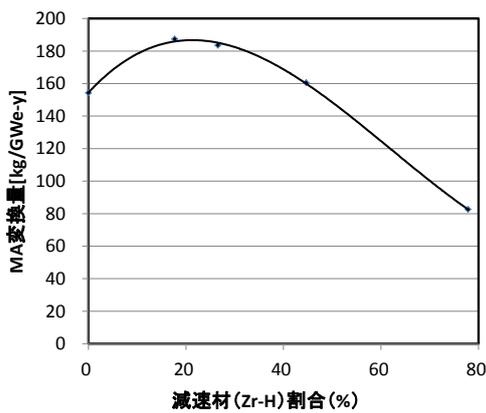


図 3.2.2-6 MA 核変換量のターゲット内減速材割合依存性

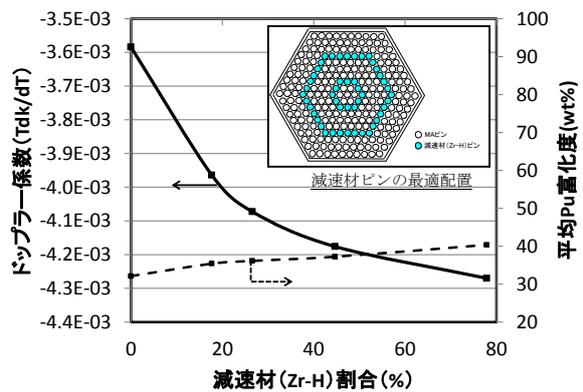


図 3.2.2-7 ドップラ係数と炉心平均 Pu 富化度のターゲット内減速材割合依存性

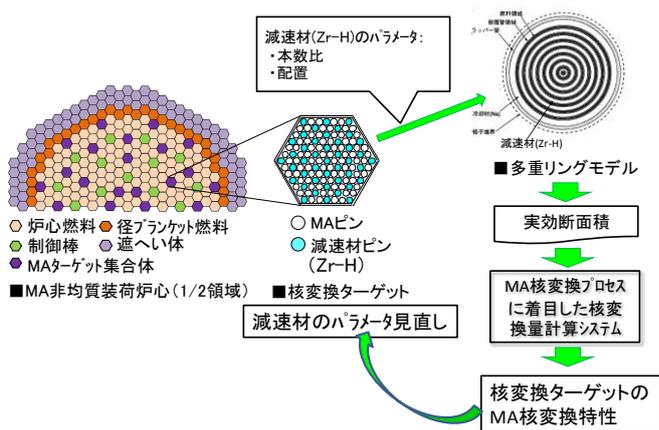
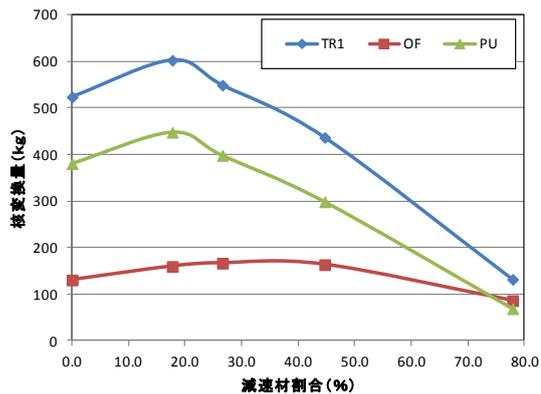
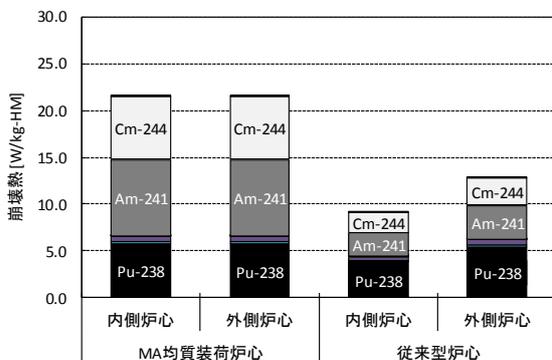


図 3.2.2-8 減速材配置方法の具体化

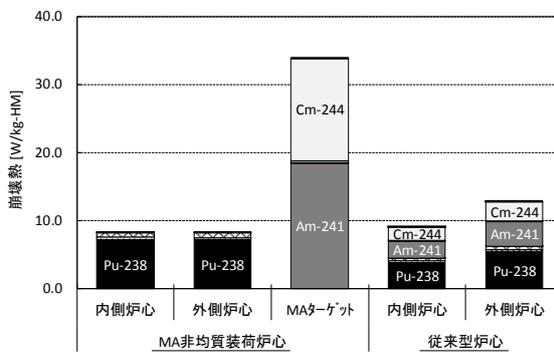


TR1: 総核変換量  
 OF: 当該核種から核分裂した量  
 PU: 当該核種から U, Pu へ変換した量

図 3.2.2-9 核変換量内訳のターゲット内減速材ピン本数割合依存性

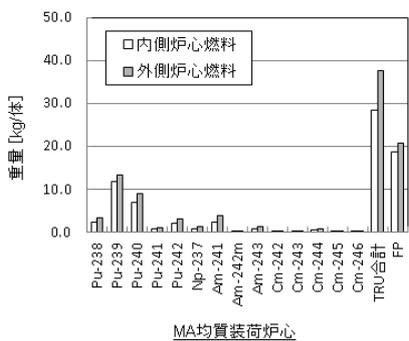


MA 均質装荷炉心

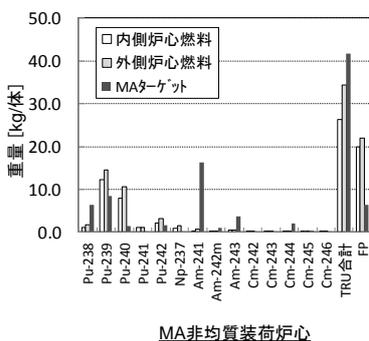


MA 非均質装荷炉心

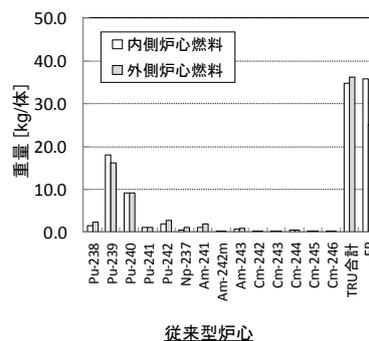
図 3.2.2-10 新燃料崩壊熱の内訳



MA均質装荷炉心



MA非均質装荷炉心



従来型炉心

図 3.2.2-11 使用済燃料集合体の TRU 及び FP 重量 (炉停止 4 年後)

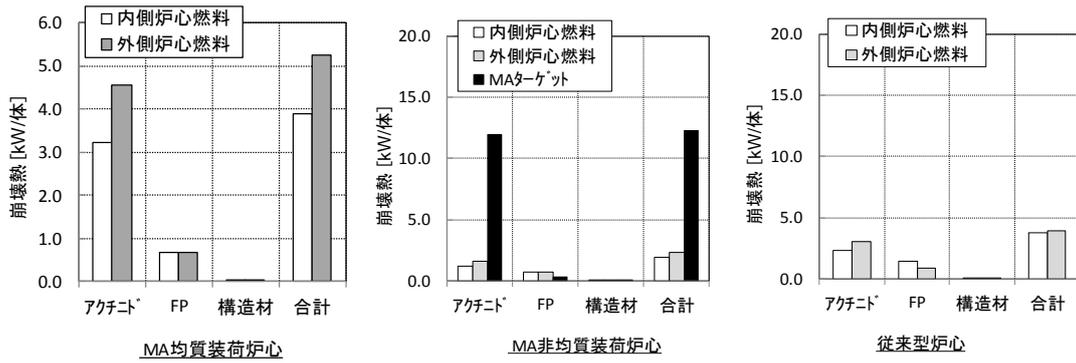


図 3.2.2-12 使用済燃料集合体の崩壊熱の内訳 (炉停止 4 年後)

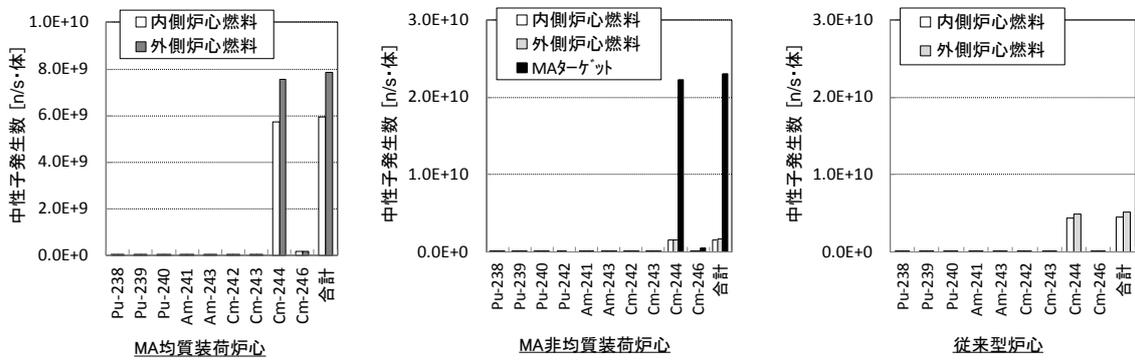


図 3.2.2-13 使用済燃料集合体の中性子発生数の内訳 (炉停止 4 年後)

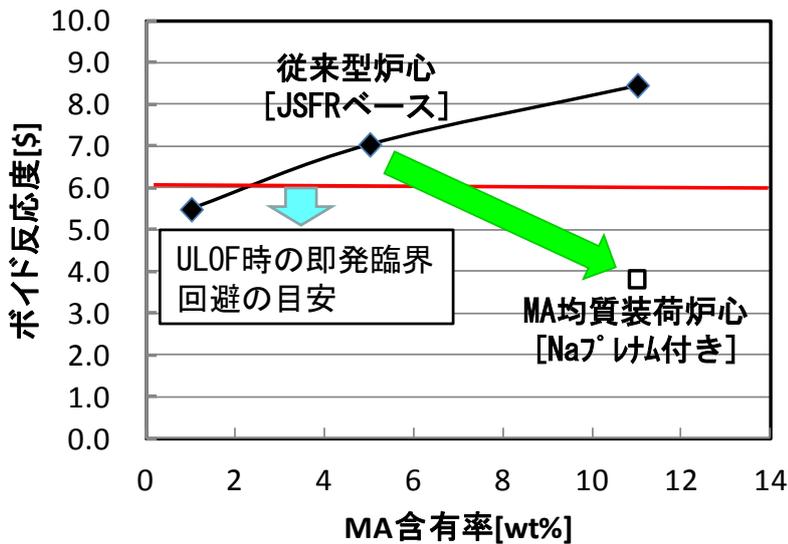


図 3.2.2-14 従来型炉心と MA 均質装荷炉心の MA 含有率とボイド反応度の関係

### 3.3 MA核変換量の計算システムの開発

#### 3.3.1 MA核変換プロセスに着目した核変換量計算システムの確立(H25~H27)

平成 25 年度は、マイナーアクチニド (MA) の核変換について、その物理的現象を把握し、それぞれの MA 核種に対して核変換量を計算する方式を導出し、計算フローを示した。Np、Am、Cm 等の MA は Pu、U 等の燃料からの  $\alpha$ 、 $\beta$ 、 $\gamma$  崩壊、および中性子との捕獲反応、(n, 2n) 反応、(n,  $\alpha$ ) 反応、electron capture (EC) 等により発生する。また、MA 核種は崩壊、核分裂、捕獲反応、(n, 2n) 反応、(n,  $\alpha$ ) 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。これらの種々のケースを具体的に示したのが図 3.3.1-1 である<sup>(1)~(4)</sup>。

この図より、ある核種 N がどのように核変換されるかは、次の 4 パターンにグループ分けすることができる。

- (1) ある核種 N 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・・・図 3.3.1-1 の④、⑤、⑥に対応
- (2) ある核種 N から別の MA が生成・・・図 3.3.1-1 の①、②に対応
- (3) ある核種 N から U、Pu の生成・・・図 3.3.1-1 の⑦に対応
- (4) U、Pu、他の MA から N が生成・・・図 3.3.1-1 の⑧、⑨、⑩に対応

以上の消滅、生成量は以下のように計算できる。

- (1) 時間 0~T までに初期の核種 1 から k に変換し、それが核分裂する量であるので核分裂量として定義される。

$$OF^1 = \sum_k \int_0^T \sigma_f^k(t) \tilde{N}_k(t) \phi(t) dt \quad (1)$$

ここで、 $\sigma_f^k(t)$  は時間 t における核種 k の核分裂断面積を、 $\tilde{N}_k(t)$  は時間 t における核種 k の原子数密度を、 $\phi(t)$  は時間 t における中性子束をそれぞれ示している。

- (2) 時間 t=T で核種 1 とは別の MA である核種 k が生成される量

$$OMA^1 = \tilde{N}_1(0) \sum_{k \in MA, k \neq 1} P_{1k} \quad (2)$$

として計算される。ここで  $P_{1k}$  は t=0 の時点で存在する核種 1 から t=T で核種 k が生成する割合であり、 $\tilde{N}_1(0)$  は核種 1 の初期組成の原子数密度を示す。

- (3) 第 2 項と同様、以下の式で計算できる。

$$PU^1 = \tilde{N}_1(0) \sum_{k \in U, Pu} P_{1k} \quad (3)$$

核種 k については U、Pu の和をとる。

- (4) この項は U、Pu から核種 1 が生成する項と、他の MA から核種 1 が生成する項の 2 成分からなる。

$$PMA^1 = PUM^1 + MAM^1 \quad (4)$$

以上の式を用いると、核種 1 の核変換量は次のように計算される。

$$\begin{aligned} TR1^1 &= N_1(0) - N_1(T) \\ &= OF^1 + OMA^1 + PU^1 - PUM^1 - MAM^1 \end{aligned} \quad (5)$$

次に MA 全体の核変換量を考える。

$$\text{総核変換量} = \sum_{I=MA} \text{TR}^I \quad (6)$$

総和をとると式(5)の第2項、5項が互いに打ち消しあい、MAの総変換量は

$$\sum_{I=MA} \text{OF}^I + \sum_I (\text{PU}^I - \text{PUM}^I) \quad (7)$$

により表わされる。

この式より、MAの核種1の核変換量は

$$\text{TR}2^I = \text{OF}^I + (\text{PU}^I - \text{PUM}^I) \quad (8)$$

で定義できることが分かる。上式は、MA核種1の核変換量が、その核種或いはそれから核変換した核種が核分裂する量  $\text{OF}^I$  と、核種1からの実質的な燃料 (Pu 或いは U) の生成量の和であることを示す。各 MA 核種の核変換量は式(5)と式(8)に基づき計算する。

上記の MA 核変換量を計算するには、燃焼(中性子照射)初期に存在する MA 核種が燃焼末期にどのような核種に変換するかを一つ一つの核種毎に計算する必要がある。このために1核種毎に着目した燃焼計算を行い、全ての核種について繰り返す。計算フローを図 3.3.1-2 に示す。

平成 26 年度は、本研究プロジェクトで想定する MA 核変換炉心に対応した核変換計算システムを開発した。核変換量計算システムの概要図を図 3.3.1-3 に示す。平成 25 年度に開発した計算フローに対して、複数の燃焼ステップ毎の中性子束及びマイクロ断面積の変化を反映して核変換量計算が行えるように機能を追加した。また、燃焼計算の解法をユーザが選択できるようにした。さらに、開発した核変換量計算システムの検証を実施した。

平成 27 年度はこれまでに開発・検証した核変換量計算システムを用いて MA 核変換量の解析を行うと共に、核変換に関する新たな炉物理研究の提示を行った。特に、MA 核種の中でも Np、Am の核変換のうち核分裂による核変換量、燃料 (特に Pu) への変換量の比較検討を行い、Pu への変換量については Pu ベクトルについて検討し、核変換量により詳細な定義の提示を行った。

### (1) MA 均質装荷炉心の検討

MA 均質装荷炉心を解析対象として燃焼計算を実施した。MA 装荷炉心の X-Y 断面図を図 3.3.1-4 に、MA 装荷炉心の RZ 断面図を図 3.3.1-5 に、計算条件を表 3.3.1-1 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 3.3.1-2, 3.3.1-3 及び 3.3.1-4 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、Am-241 から核変換した多くの Pu が核分裂したためである。図 3.3.1-6 に燃焼

期間に対する MA 核変換量を示す。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。

## (2) MA 非均質装荷炉心の検討

MA 非均質装荷炉心として MA を約 2%含む内側・外側炉心燃料集合体と MA を 20%含む減速材付き MA ターゲット集合体で構成される炉心を採用した。減速材付き MA ターゲット燃料集合体は減速材ピンの割合を約 15%、約 25%、約 50%及び約 60%に変化させた 4 ケースの集合体を計算の対象とした。炉心の主要炉心仕様を表 3.3.1-5 に、燃料装荷パターンを図 3.3.1-7 に示す。表 3.3.1-6 は MA 非均質装荷炉心の内側炉心、外側炉心、MA ターゲット集合体における MA 核変換量およびその成分を示す。表 3.3.1-6 より約 9 年の燃焼により 1.1 トンの MA が核変換したことが分かる。これは約 49%の核変換率に相等し、核変換率でいえば MA 均質装荷炉心とほぼ同程度である。しかし、核変換量に占める核分裂の寄与は約 13%と非常に少ないことが分かった。Np-237 の核変換量は捕獲反応による Pu-238 への核変換が約 75%、核分裂による消滅が約 25%となっている。減速材ピン割合による MA ターゲット集合体の核変換量の変化を表 3.3.1-7 に示す。核変換量は減速材ピン割合約 50%のとき最大となることがわかる。これは減速材ピンが増加することで核変換が増進されるが、一方で添加できる MA ピンの重量が減り、両者の効果から極値を持つと考えられる。また、減速材ピン割合が増加するほど核分裂性 Pu 割合は減少する。また、減速材ピン割合の増加により、Cm-244 の核変換量が負になっており、Cm-244 の生成量が増えている。核変換炉として MA 全体の量は減少するが、Cm-244 は少量であるが増加している。

## 参考文献

- (1) T. Takeda and K. Yokoyama, “Study on Neutron Spectrum for Effective transmutation of Minor Actinides in Thermal Reactors”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol.24, No.9, pp.705-719 (1997)
- (2) T. Takeda, H. Narabayashi and N. Hirokawa, “Interpretation of Transmutation Rates of Minor Actinides in Thermal and Fast reactors”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol.25, No.9, pp.653-665 (1998)
- (3) H. Wu, D. Sato and T. Takeda, “Minor Actinides Incineration by Loading Moderated Targets in Fast reactor”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol.37, No.4, pp.380-386 (2000)
- (4) T. Takeda, T. Yamamoto and M. Miyauchi, “Interpretation of Actinide Transmutation in Thermal and Fast reactors”, *Progress in Nuclear Energy*, Vol.40, No.3-4, pp.449-456 (2002)

表 3. 3. 1-1 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. 3. 1-2 1 年燃焼後の MA 核変換量 (kg)

	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

(TR1 等のパラメータについては 3. 3. 1 節に記載)

表 3. 3. 1-3 6 年燃焼後の MA 核変換量 (kg)

	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 3. 3. 1-4 9 年燃焼後の MA 核変換量 (kg)

	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

表 3.3.1-5 減速材付き MA ターゲット集合体非均質装荷核変換炉心の主要炉心仕様

項目	単位	装荷位置：炉内領域		装荷位置：径フランケット領域				
		燃料ピン	減速材ピン	燃料ピン	減速材ピン			
					約15%	約25%	約50%	約60%
燃料・減速材	材料	UO <sub>2</sub>	ZrH	UO <sub>2</sub>	ZrH	←	←	←
	形態	ペレット	←	←	←	←	←	←
	ペレット外径	8.74	←	10.57	←	←	←	←
	ペレット中空径	2.6	←	←	←	←	←	←
	スミア密度	%TD	82	100	90	100	←	←
燃料要素	スタック長	mm	←	1500	←	←	←	←
	材料	←	←	←	←	←	←	←
	外径	mm	←	11.7	←	←	←	←
	内径	mm	←	9.74	10.86	←	←	←
	肉厚	mm	←	0.33	0.42	0.33	←	←
スベータ	本数(集合体)	本	←	217	←	←	←	←
	型式	←	←	←	←	←	←	←
	材料	←	←	←	←	←	←	←
	外径	mm	←	1.03	←	←	←	←
	巻き付けピッチ	mm	←	200	←	←	←	←
ラッパ管	ガスフレナム長さ(上/下)	mm	←	50 / 1050	←	←	←	←
	封入ガス	←	←	He	←	←	←	←
	材料	←	←	PNC-FMS鋼	←	←	←	←
	外対面距離	mm	←	201.6	←	←	←	←
	内対面距離	mm	←	191.6	←	←	←	←
集合体	肉厚	mm	←	5.0	←	←	←	←
	燃料ピン+減速材ピン本数	本	←	217	←	←	←	←
	ピン本数	本	←	パラメータ	←	←	←	←
	燃料ピン配列	←	←	37	ハラメータ	55	96	121
	燃料ピン配列ピッチ	mm	←	3角ピッチ	←	←	←	←
体積比	ナトリウムフレナム長さ	mm	←	450 / 350 (内側/外側)	←	←	←	←
	実効燃料体積比	%	←	33.1	←	←	←	←
	減速材体積比	%	←	7.5	←	←	←	←
	構造材体積比	%	←	24.7	←	←	←	←
	冷却材体積比	%	←	27.5	←	←	←	←

表 3.3.1-6 領域ごとの核変換量の評価結果

領域	内側炉心		外側炉心		MAターゲット集合体			
	Np-237	全MA	Np-237	全MA	Am-241	Am-243	Cm-244	全MA
初期重量	460.8	480.1	374.1	389.9	1841.7	358.2	61.1	2280.2
TR1	255.3	104.1	198.3	82.9	891.8	143.0	-88.6	1128.0
TR2	254.5	102.9	197.9	82.2	546.6	-8.7	44.0	1126.9
OF	60.5	76.6	53.7	64.1	52.0	4.8	7.0	143.9
PU	211.4	248.9	157.4	180.8	497.5	5.4	38.3	1009.9
PUM	17.3	222.7	13.2	162.7	2.9	18.9	1.3	26.9
OMA	1.1	37.8	0.8	22.1	345.3	167.1	31.8	561.9
MAM	0.4	36.7	0.3	21.2	0.1	15.4	164.4	560.7

表 3.3.1-7 減速材ピン割合による MA ターゲット集合体の核変換量の変化

減速材ピン割合	約15%	約25%	約50%	約60%
Pu-238 (kg)	-423.3	-459.3	-472.1	-447.4
Pu-239 (kg)	-391.2	-354.0	-274.8	-196.4
Pu-240 (kg)	-51.0	-55.9	-53.0	-46.1
Pu-241 (kg)	-6.2	-11.4	-23.2	-26.1
Pu-242 (kg)	-100.9	-106.2	-102.4	-95.2
核分裂性Pu割合*2 (%)	40.9	37.0	32.2	27.4
Am-241 (kg)	822.5	885.3	913.2	866.9
Am-243 (kg)	140.9	152.1	145.0	126.1
Cm-242 (kg)	-39.6	-42.3	-42.2	-38.6
Cm-244 (kg)	-95.8	-110.0	-113.4	-105.3

$$*1 \text{ 核分裂性Pu割合} = \frac{\text{Pu-239} + \text{Pu-241}}{\text{全Pu}} \times 100$$

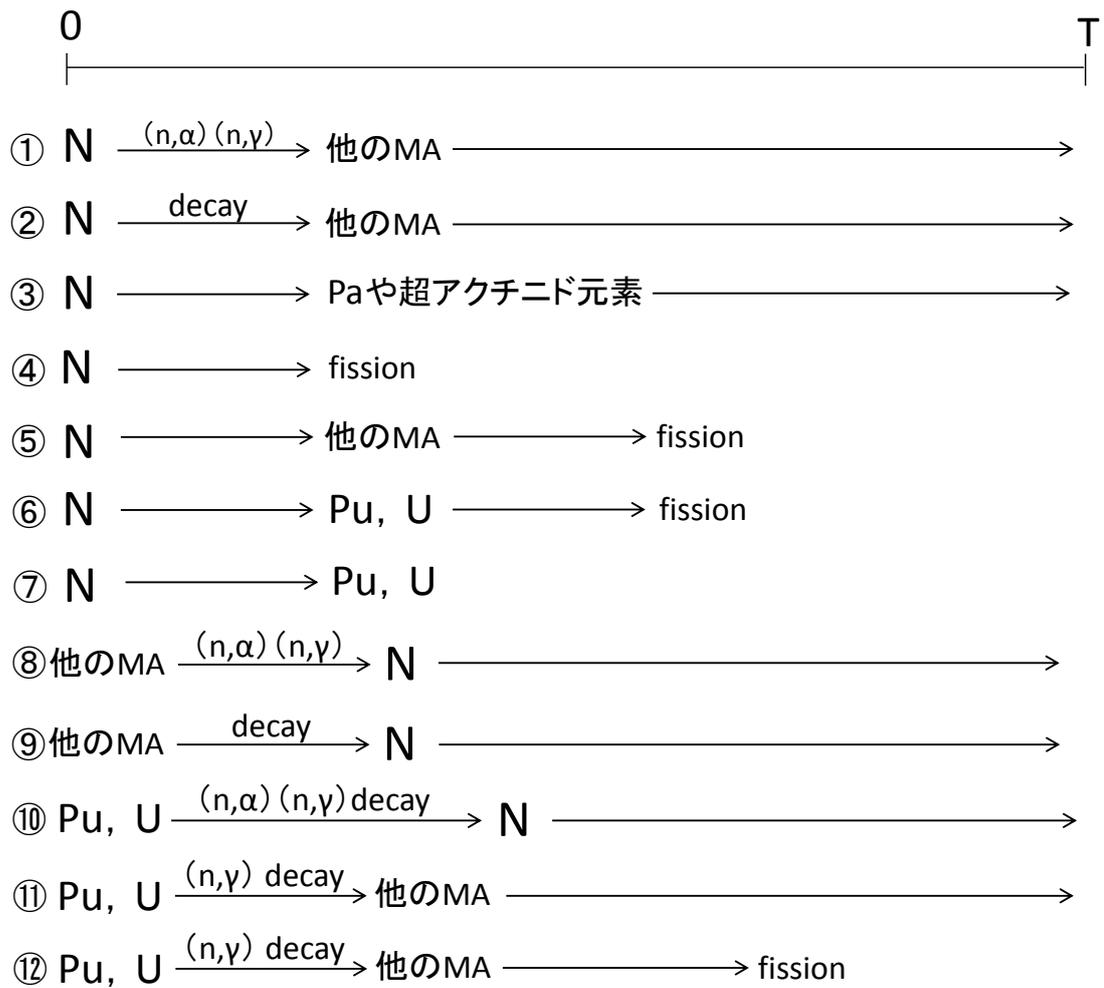


図 3.3.1-1 MA 核種の種々の核変換プロセス

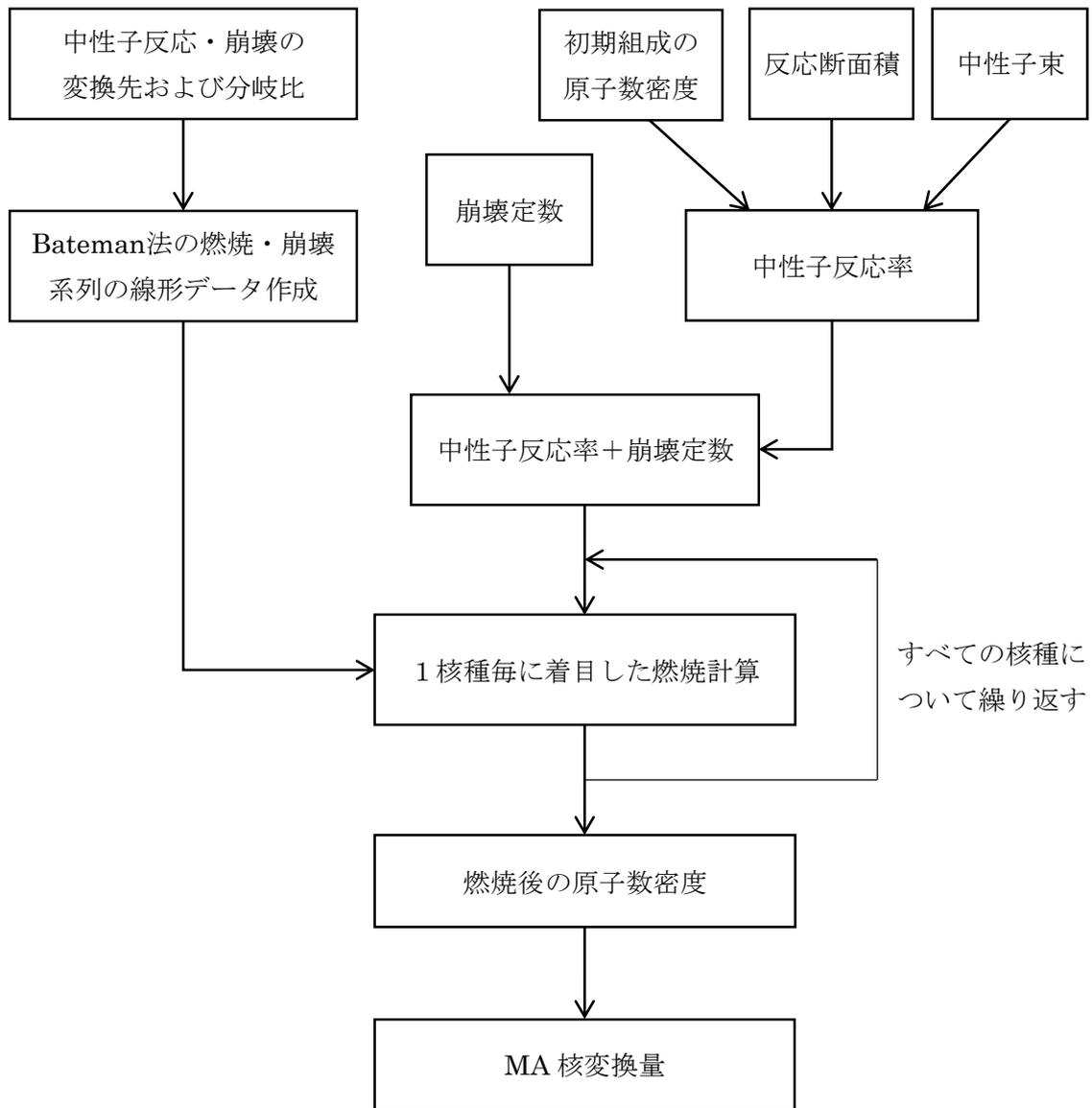


図 3.3.1-2 MA 核変換量の計算フロー

H25年度版の核変換量ライブラリのデータをYAML化(デフォルト)⇒ORPHEUSと同じ書式

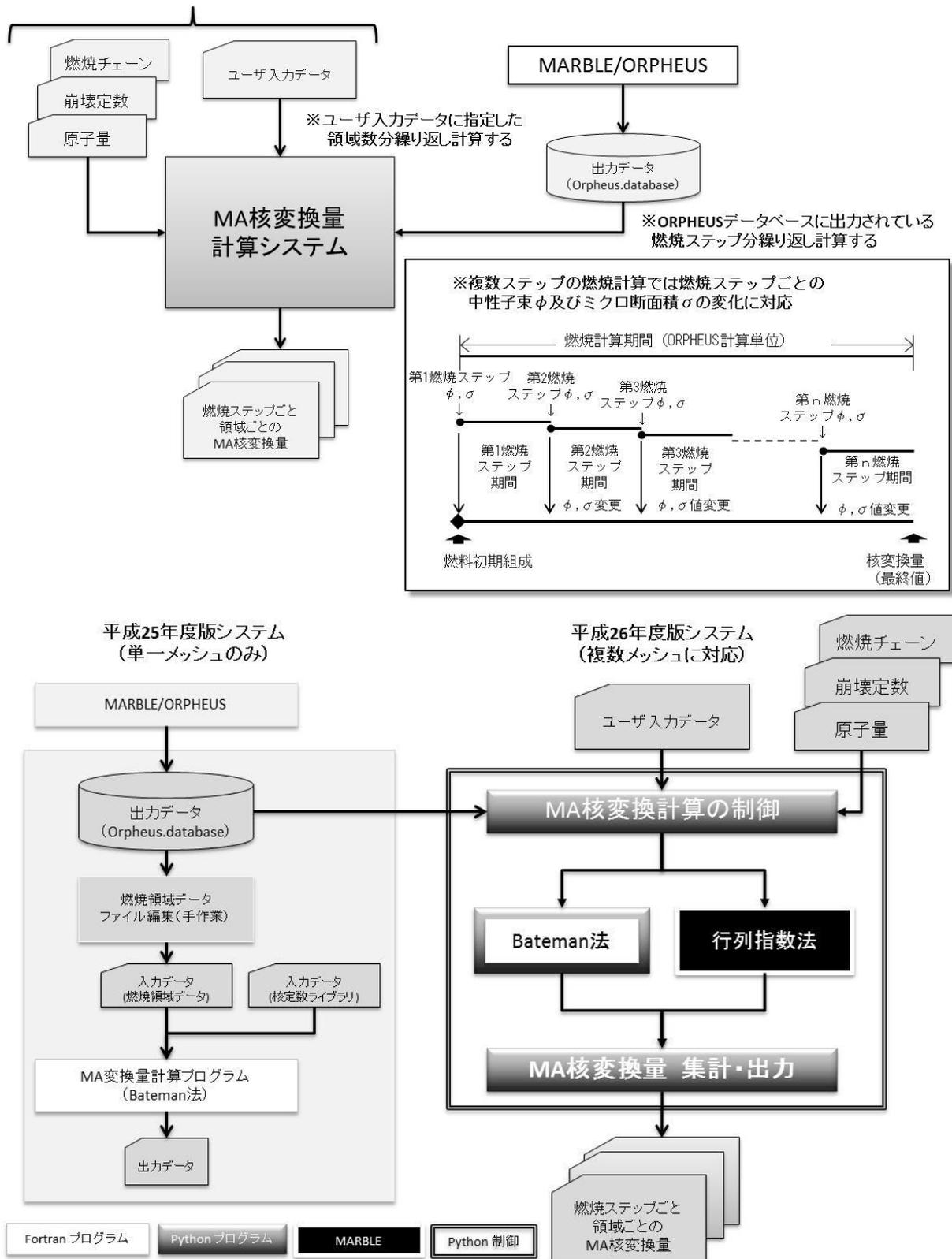


図3. 3. 1-3 核変換量計算システム構成

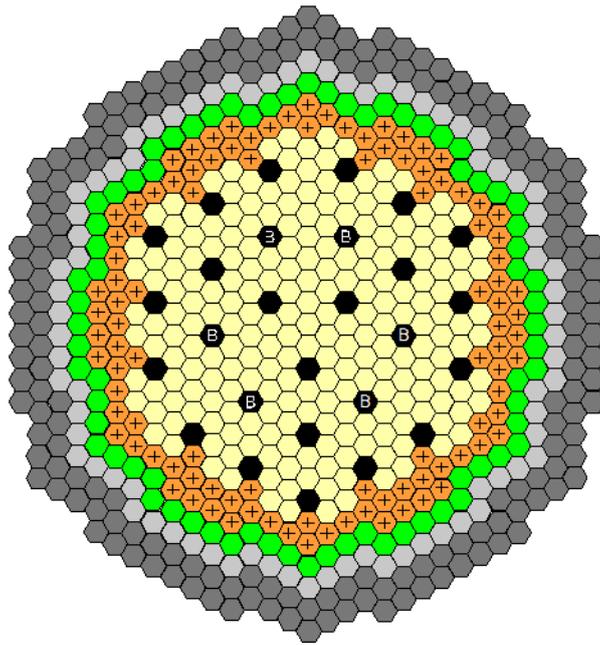


図 3.3.1-4 MA 装荷炉心配置

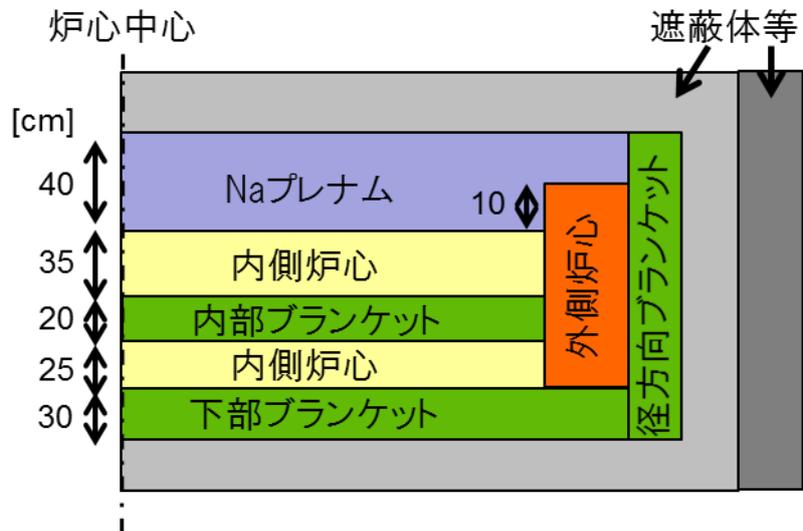


図 3.3.1-5 MA 装荷炉心 RZ 方向体系

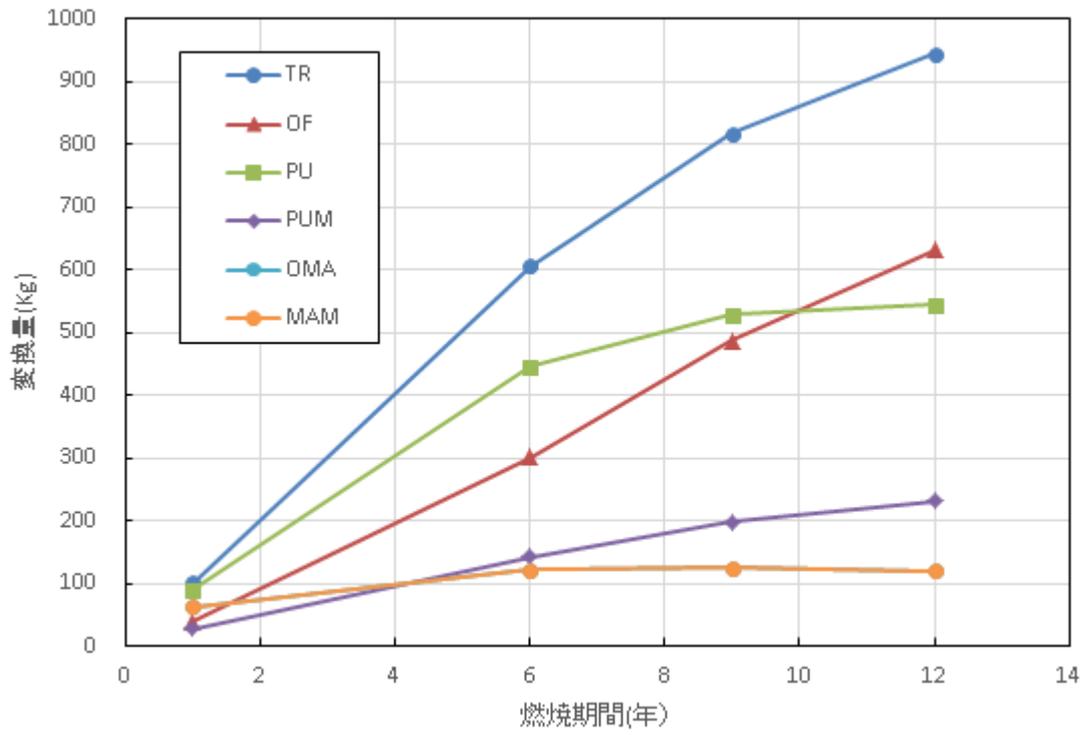
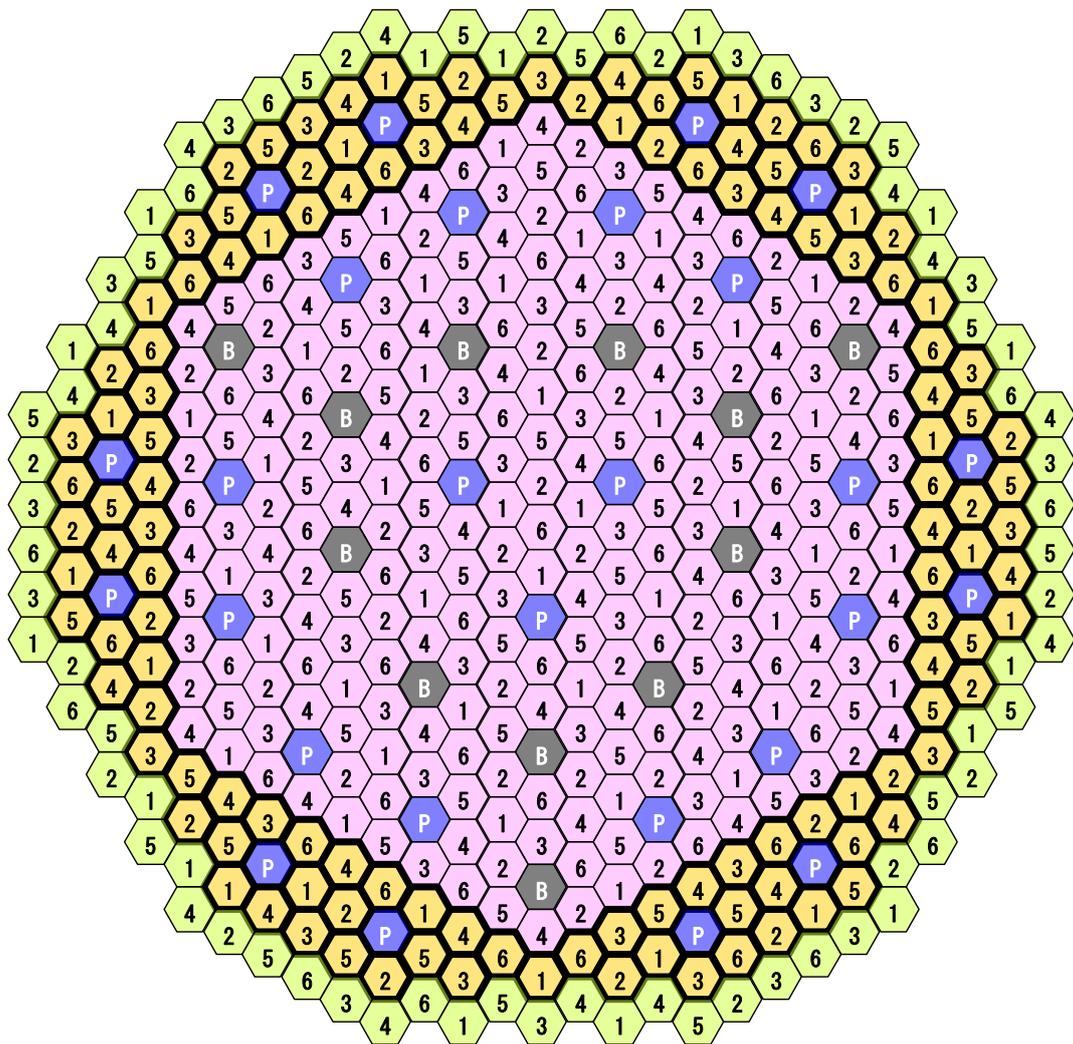


図 3.3.1-6 燃焼期間に対する MA 核変換量



燃料タイプ	装荷燃料体数(体)						合計
	平衡第1 サイクル	平衡第2 サイクル	平衡第3 サイクル	平衡第4 サイクル	平衡第5 サイクル	平衡第6 サイクル	
内側炉心燃料集合体	39	42	39	42	39	43	244
外側炉心燃料集合体	21	21	21	21	21	21	126
MA ターゲット集合体	15	12	12	12	15	12	78

図3. 3. 1-7 減速材付きMAターゲット集合体非均質装荷核変換炉心の燃料装荷パターン

### 3.3.2 MA核変換用ターゲット集合体の中性子スペクトル詳細評価手法の開発

(再委託先：大阪大学) (H25～H28)

平成 25 年度では、詳細燃焼計算評価手法を開発にあたり、MA 核変換量評価システムの仕様検討及び評価に必要なデータ収集を実施した。

MOC コード<sup>(1)</sup>による全炉心計算に基づいて燃焼計算を実施することは、不可能ではないものの現実的でない計算時間と計算機容量が必要であることを確認した。このことを踏まえ、計算精度を落とすことなく現実的な計算機資源で実施可能な方法を考案した。考案した手法は拡散計算コードによる炉心計算結果と MOC コードによる集合体計算結果を再構築する手法であり、この手法が計算精度上問題ないレベルになり得ると考えられることを確認した。

平成 26 年度では、平成 25 年度に行った検討を参考に詳細燃焼計算評価システムの仕様を検討し詳細燃焼計算評価手法を構築することを目的として、集合体計算における MA 核変換用ターゲット燃料集合体の周囲の影響の取扱と炉心計算における出力分布歪みに対応する燃料集合体内のメッシュ分割数の検討を行った。

集合体計算の検討では、MA 核変換用ターゲット燃料集合体の周囲の集合体が均質化断面積に与える影響を評価し、高エネルギー側では影響は小さく、低エネルギー側で 10～40%の影響を与えるものの、高速炉では低エネルギー側での反応率が小さいため考慮する必要はないことが分かった。

炉心計算の検討では、96 メッシュでの計算結果を参照解とすると、ブランケット燃料を除き、6 メッシュでは 6%以内、24 メッシュでは 2%以内に相対差を抑えられると考えられることが確認された。

平成 27 年度では、決定論的な手法であるキャラクタリスティクス法をベースにした詳細燃焼計算評価手法を開発するため、平成 26 年度に引き続き詳細燃焼計算評価システムを構築し、全炉心における MA 核変換用ターゲット集合体内の MA 反応率と中性子スペクトルの試計算を行い、参照解との比較を行った。

詳細燃焼計算評価手法としては、集合体内の非均質性を考慮した単一集合体体系の輸送計算の結果と、集合体平均の断面積を用いる拡散理論に基づく炉心計算の結果を組み合わせる再構築法を用いた。この検討で、単一集合体体系の結果と炉心計算の結果を組み合わせて集合体内スペクトルを再構築する際、炉心内の中性子束の傾きが最大となる方向とその垂直方向を軸とすることで、精度よく集合体内のスペクトルを再現できるということが確認された。また、構築したシステムにより算出した MA 核変換用ターゲット集合体での反応率は、参照解との相対差が MA 均質装荷炉心では最小で 1%程度、最大で 15%程度となった。一方、MA 非均質装荷炉心では最小で 3%、最大で 25%程度となった。

平成 28 年度では、平成 27 年度までに開発した詳細燃焼計算評価システムを用い、システムの性能評価及び MA 核変換量評価を行った。またシステムの性能評価において中性子スペクトル詳細評価手法の更なる高度化についての検討を行い、MA 核変換量評価に対する精度向上について検討を行った。

システムの性能評価では、昨年度までに開発したシステムにおいて参照解との集合体出力の差異が大きいという課題に対し、炉心計算と参照解における断面積の等方性、非

等方性の取り扱いを整合させる修正を施すことで課題を解決した。

また、中性子スペクトル詳細評価手法の更なる高度化を目指し、集合体中心からの距離の補正を加えた再構築法を考案した。

考案した再構築法を用いることで、昨年度に考案した再構築法と比較し、参照解により近い燃料ピン単位の中性子スペクトルを再現できることが確認できた。また、詳細燃焼計算評価システムにより、炉心計算と比べ、燃料ピン単位の MA 核変換量の分布を精度よく評価できることを確認した。集合体単位での MA 核変換量は、詳細燃焼計算評価システム、炉心計算、どちらの場合でも参照解との差は 1~2%程度であった。炉心全体での MA 核変換量評価では、詳細燃焼計算評価システム、炉心計算、ともに参照解との MA 核変換量評価結果の差異は 0.2%程度であることが確認された。

評価対象とした集合体を炉心図 3.3.2-1 の赤色で示し、その中でスペクトルの最も硬い MA 核変換用ターゲット燃料ピンを図 3.3.2-2 中青色（燃料ピン i）、スペクトルの最も軟らかい MA 核変換用ターゲット燃料ピンを図 3.3.2-2 中赤色（燃料ピン ii）とし、それぞれの燃料ピンにおける MA 核変換量を図 3.3.2-3 と図 3.3.2-4 に示す。また、炉心中の全 MA 核変換用ターゲット集合体における MA 核変換量と相対差を図 3.3.2-5 と表 3.3.2-1 に示す。

表 3.3.2-1 炉心中の全 MA ターゲット集合体における MA 核変換量と相対差

	参照解	炉心計算	2015 年度再構築法	2016 年度再構築法
MA 核変換量 [kg/GWe-y]	79.21	79.16	79.10	79.02
参照解基準核変換量相対差[%]		-0.1	-0.1	-0.2

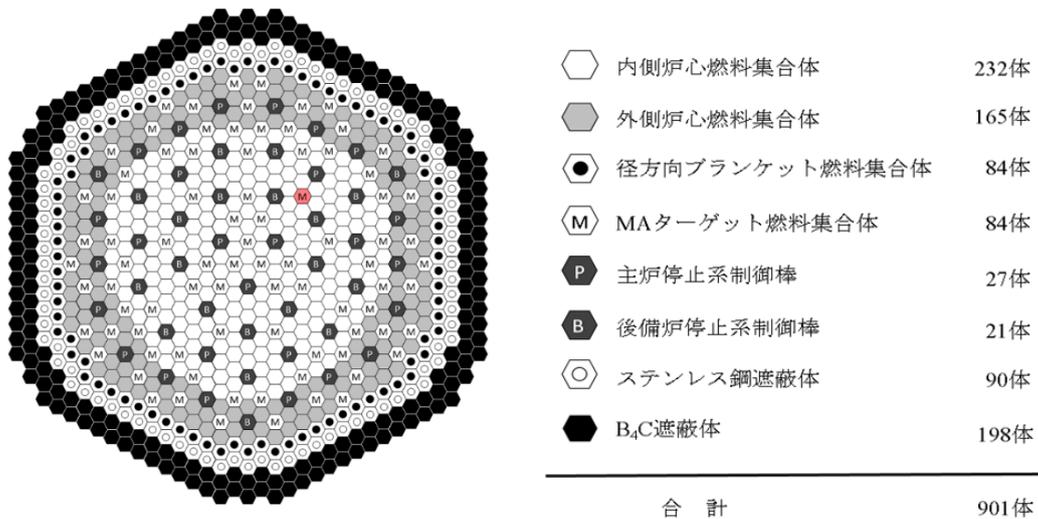


図 3.3.2-1 炉心図と評価対象集合体

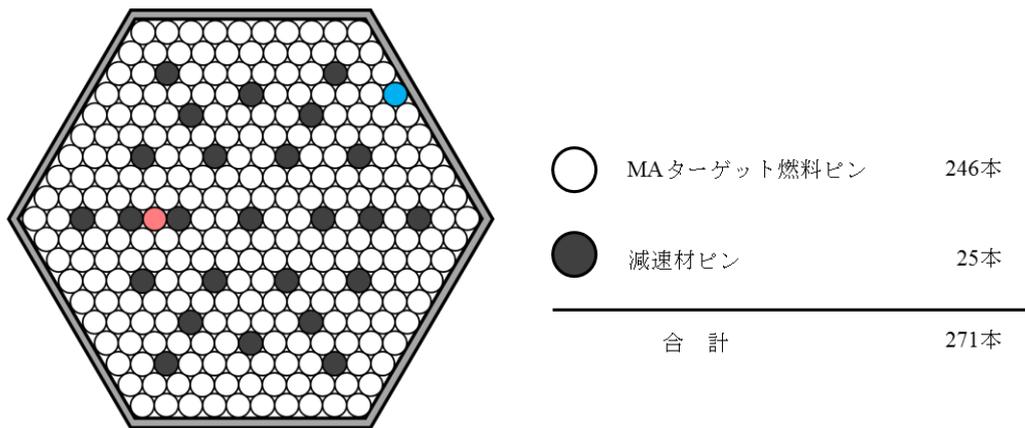


図 3.3.2-2 評価対象 MA ターゲット集合体図

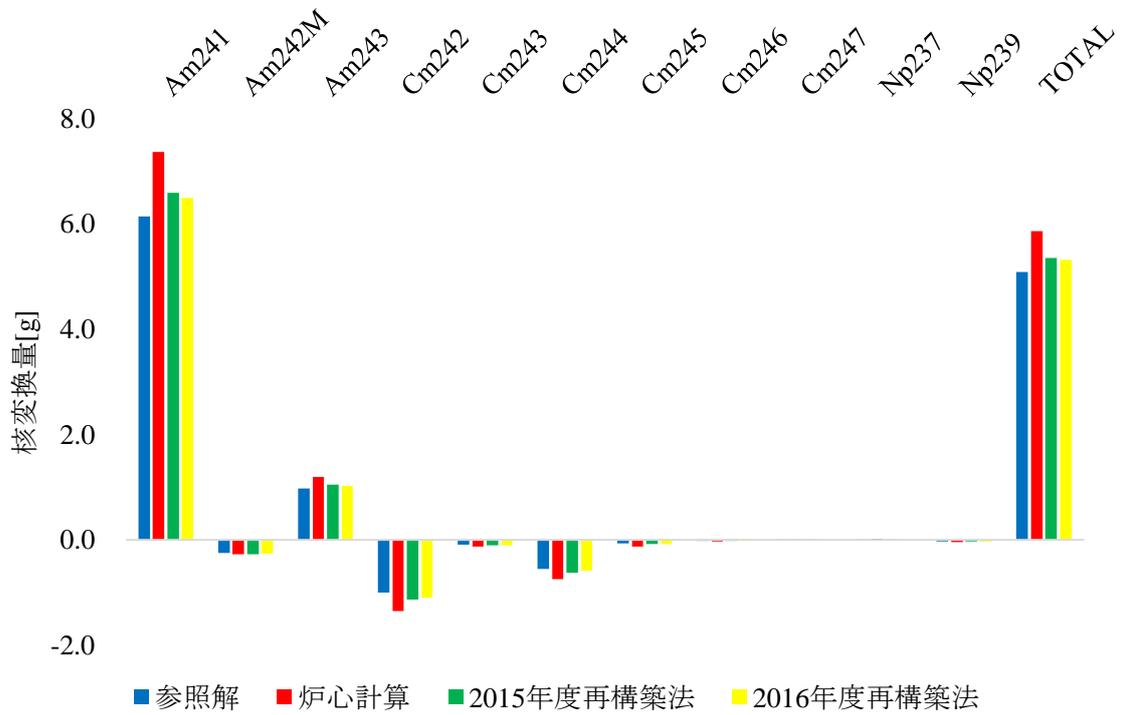


図 3.3.2-3 燃料ピン i における MA 核変換量

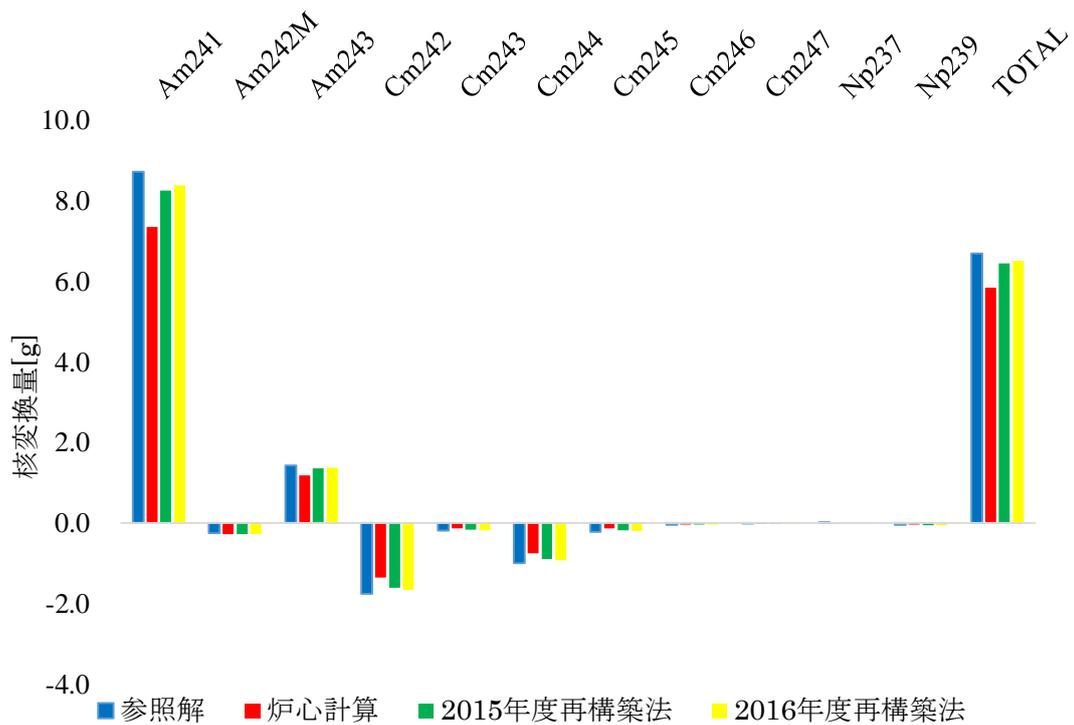


図 3.3.2-4 燃料ピン ii における MA 核変換量

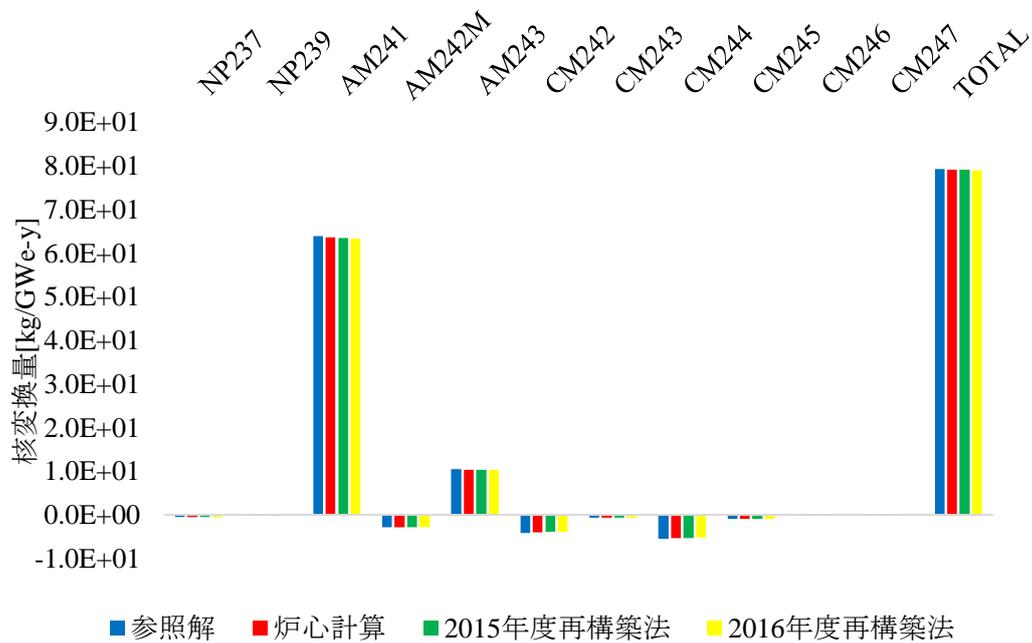


図 3.3.2-5 炉心中の全 MA ターゲット集合体における MA 核変換量

参考文献

- (1) T. Takeda, T. Kitada, H. Nishi, J. Ishibashi, “Application of method of characteristics to fast reactor core analysis” PHYSOR 2010 - Advances in Reactor Physics to Power the Nuclear Renaissance, Pittsburgh, Pennsylvania, USA, May 9-14, (2010), [CD-ROM].

### 3.4 「もんじゅ」データをはじめとするMA核変換関連測定データの体系的整備及び評価 (再委託先：原子力機構) (H25～H27)

日本の最新の核データであるJENDL-4.0<sup>(1, 2)</sup>を用いて、高速炉核設計の精度向上を目的として核設計基本データベース<sup>(3)</sup>が整備されてきた。本研究では、MA関連の測定データを中心に前記核設計基本データベースを補完するために、「もんじゅ」データを初めとするMAに関する積分実験を整備し、MA核変換炉心の炉心設計に反映させることとした。

#### 3.4.1 PFRにおけるMAサンプル照射試験データの整備及び評価 (H25)

ここでは、英国の高速原型炉PFRにおけるMAサンプル照射試験データの整備と不確かさ評価について示すこととし、解析結果については、「常陽」との整合性評価と併せて、3.4.2で言及することとする。

##### (1) 炉心計算に必要な情報の収集

JENDL-4.0に収録されているMA断面積のベンチマーク<sup>(2)</sup>のために、英国の高速原型炉PFRにおけるMAサンプル照射試験データ<sup>(4, 5)</sup>が用いられた。ここでの解析では、英国が炉心計算により求めた中性子スペクトルと中性子束分布<sup>(6)</sup>が用いられたために、解析に係る不確かさの評価は不可能であった。そこで、PFRの炉心計算に必要な公開情報の収集を行うこととした。

まず、過去から将来にわたる世界中の高速炉プラントに関する情報の集大成として、IAEAのデータベース<sup>(7)</sup>が挙げられ、PFRの基本仕様が掲載されていることが分かった。また、インターネット検索により、文献<sup>(8, 9)</sup>を見出すことができ、詳細な仕様に関する情報を得ることができた。

##### (2) 炉心計算と不確かさ評価

(1)で示した情報を基に炉心計算に必要なデータを整理すると共に中性子スペクトル及び中性子束レベルに係る不確定なパラメータに対しては一定の不確かさ幅を設定することとした。各MAサンプル位置における中性子スペクトル(1群断面積)及び中性子束レベルの不確かさ評価結果を表3.4-1に示す。ここに示した不確かさを後続の断面積調整計算に適用することとした。

#### 3.4.2 「常陽」におけるMAサンプル照射試験データの整備及び評価 (H27)

##### (1) ドシメータデータに関する検討

MAサンプル照射試験の解析ではMAサンプル装荷位置の中性子照射量を精度良く求めるために、PFRと「常陽」のMAサンプル照射試験の双方の解析共にU-235ドシメータのデータを適用することとしている。U-235ドシメータを適用する場合は、核分裂反応によって生成するFPデータを使用することが一般的であり、測定データの利用可能性からPFRではNd-148の原子数を、「常陽」ではCs-137の原子数をそれぞれ用いていた。しかしながら、文献<sup>(10)</sup>ではNd-148データの使用に係る問題点が指摘されている。そこで、文献<sup>(10)</sup>で推奨されているように、FPデータの代わりにU-235の捕獲反応により生成するU-236と元のU-235の原子数比を取る方法について検討を行うこととした。照射後U-235ドシメータのU-236/U-235原子数比のC/E値が1になるように中性子照射量をスケールリングした場合の「常陽」のCs-137原子数とPFRのNd-148原子数の各C/E値を図3.4-1に示す。

「常陽」のCs-137原子数のC/E値はほぼ1であるのに対し、PFRのNd-148原子数のC/E値は過大評価となっている。このことから、PFRの解析において、Nd-148原子数のC/E値が1になるようにスケーリングした場合には、解析結果が過小評価となる可能性が高いことが分かった。従って、スケーリングには双方に共通して照射後U-235ドシメータのU-236/U-235原子数比のC/E値が1になるように中性子照射量をスケーリングすることとした。

## (2) PFRとの整合性評価

(1)で示した中性子照射量のスケーリングの変更を行っても、依然として一部において不整合が見られていた。そこで、異常データの除外について検討したところ、分析において異常データが出現する要因の1つとして、原子数比の大きさの違い(1からのずれ)が危惧された。そこで、原子数比について1からのずれがより大きい側を異常データとして除外し、炉定数調整を行った結果、図3.4-2に示すように良好な調整結果が得られるようになった。

### 3.4.3 「もんじゅ」の性能試験データの整備及び評価 (H26)

「もんじゅ」炉心は、再起動した2010年の時点で重金属あたり1.5%程度のAm-241を含んでおり、その性能試験データはMA断面積の検証の観点で貴重なデータである<sup>(11)</sup>。そこで、1994年性能試験時の初期炉心(Core1994)および2010年性能試験時の再起動炉心(Core2010)に対して、JENDL-4.0<sup>(1, 2)</sup>を用いて臨界性に関する性能試験データの再解析を実施した。その結果、両炉心共に測定と解析モデルに係る不確かさの範囲内で、測定値と解析値が一致することが分かった。

### 3.4.4 FCAのIX炉心のMA核分裂反応率比データの整備及び評価 (H26)

高速臨界実験装置FCAにおいて、MA核種を含む主要なアクチノイド核種(<sup>235</sup>U、<sup>238</sup>U、<sup>237</sup>Np、<sup>238</sup>Pu、<sup>239</sup>Pu、<sup>242</sup>Pu、<sup>241</sup>Am、<sup>243</sup>Am、<sup>244</sup>Cm)の核分裂反応率比が1981~1982年にかけて測定された<sup>(12)</sup>。今回、核データとしてJENDL-4.0を適用し、決定論的手法とモンテカルロ法を用いて、解析を行った。その結果、決定論的手法による解析結果はモンテカルロ法による結果と良く一致しており、この結果からも解析モデル誤差は小さいことが確認できた。また、F51/F49、F53/F49、F48/F49は過小評価傾向、F64/F49、F42/F49は過大評価傾向であることが分かった。これらの点については、3.4.5のBFS炉心に対する解析評価において再度言及することとする。

### 3.4.5 BFSの66、67、69炉心の大量Np装荷実験データの整備及び評価 (H26~H27)

ロシア物理エネルギー研究所IPPEの臨界実験装置BFS-1及びBFS-2で実験が行われたNp装荷実験に関する測定データ<sup>(3)</sup>を対象に再評価を行った。本研究では、MA核変換特性評価への反映という観点から、大量のNpを炉心に装荷する実験が行われたBFS-66-2、BFS-67、BFS-69シリーズ炉心を対象として、臨界性と、NpゾーンにおけるNaボイド反応度と、炉中心位置におけるMA核種の核分裂反応率比に着目した。

#### (1) モンテカルロ法を用いた臨界性に関する検討 (H27)

BFS-66-2炉心の臨界性については、モンテカルロ法による計算結果に対し、やや大きめの差(約0.3%)が見られていた<sup>(3)</sup>ため、これらの差が生じる原因について分析を行っ

た。具体的には、現在の決定論手法の解析モデルには含まれていないと考えられる次の3つのモデル化の効果、すなわち、①プレートストレッチモデル化効果、②プレート均質化効果、③Pn次数効果をモンテカルロコード及び決定論的輸送計算コードを用いて定量的に評価した。その結果、図3.4-3に示すようにこれらのモデル化の効果は、決定論手法とモンテカルロ法の差の原因であると推測できることが分かった。

#### (2) MA核分裂反応率比データの再解析とFCAとの整合性評価 (H26)

BFS炉心の反応率比の解析結果を含めて図3.4-4に示す。また、3.4.4で述べたFCA IX炉心における核分裂反応率比をあわせて示した。この図に示すように、BFS炉心については、F64/F49を除き、±5%以内で実験値と解析値がほぼ一致していることが分かった。FCA炉心については、F42/F49とF64/F49以外は、±5%以内でほぼ一致していることが分かった。BFS炉心とFCAの結果を比較すると、F64/F49はどちらも過大評価傾向、F51/F49とF53/F49についてはどちらも過小評価傾向であることが分かった。これらの傾向はともよく似ており、Cm-244、Am-241、Am-243等の核データに共通原因がある可能性が示唆されることが分かった。

#### (3) Naボイド反応度の解析 (H26)

図3.4-5にNaボイド反応度の解析結果を示す。Naボイド反応度はここで取り扱ったBFS実験値の絶対値が小さく、C/E値は絶対値の大きさに影響を受けるためC/E値で比較する。この図に示すように、決定論で+1~−4¢、MVPで−2~+2¢の範囲で実験値と一致しており概ね良好であることが分かった。また、Npを装荷することにより、Naボイド反応度が有意に増加していることが分かった。このことから、Npに関する有用な情報を含む測定データであることが確認できた。

### 3.4.6 「弥生」炉のNp-237/Au-197捕獲反応率比データの整備及び評価 (H27)

2006~20011年に原子力機構と東京大学との共同研究として、「弥生」炉の実験孔(グローリーホール)においてNp-237捕獲反応率の測定が行われた<sup>(13)</sup>。そこで、当データをMA核変換測定データの一部として活用するために公開情報<sup>(14-16)</sup>を基に解析用データを整備し、解析評価を行った。

また、これまでに整備した「常陽」とPFRにおけるMAサンプル照射試験データに「弥生」炉のNp-237反応率データを追加し、予備的に炉定数調整計算を行った。図3.4-6に示すように、「弥生」炉データがない場合には、炉定数調整後においても「常陽」と「弥生」のC/E値は0.95を下回っていたが、「弥生」炉データの追加により、全てのC/E値の1からのずれが0.04以下へと改善が見られており、Np-237捕獲断面積の改善に有効に働いたことが分かった。

### 3.4.7 「もんじゅ」で取得できるMA核変換データ (H26~H27)

(a)もんじゅ研究計画<sup>(17)</sup>に示されている試験、あるいは、(b)「もんじゅ」の運転で取得可能なデータを利用するもの、更には、(c)新規に提案する試験として、以下が挙げられる。

- ・「もんじゅ」における燃焼係数(b)：「常陽」は濃縮ウラン酸化物燃料とMOX燃料の混合燃料が装荷された炉心であるのに対して、「もんじゅ」は本来のMOX燃料炉心が装

荷された炉心である。更に、Amが蓄積した炉心での測定は非常に貴重であると考えられる。

- ・「もんじゅ」におけるMA含有燃料照射試験(a)：GACID計画として挙げられており、「常陽」等で実施されたMAサンプル照射試験と同様にMA捕獲断面積にほぼ1の感度があるので、MAサンプル照射試験と共に貴重なMA核変換データが得られると期待できる。
- ・「もんじゅ」における新旧燃料置換反応度(c)：新旧燃料交換の前後において、低温ゼロ出力等温状態で臨界制御棒位置を測定することにより試験データを得るものである。
- ・「もんじゅ」におけるMAサンプル照射試験(c)：「常陽」でも既に試験が行われているが、一部には中性子照射量が不十分であるので、より照射量の向上を目指した試験とするものである。
- ・「もんじゅ」における冷却材反応度：1994年に試験が行われたが、測定された反応度はかなり小さいものであった。その後、当時から燃料組成が変化している（Am-241が蓄積）ことと、特殊集合体数を6体から増加させることにより、更に有望となる可能性が考えられる。
- ・「常陽」におけるNaボイド反応度：1977年当時のブランケットで覆われたMK-I炉心から、反射体で覆われたMK-III炉心へ変更されており、有望な候補となる可能性があると考えられる。

以上のデータを対象に、3.8.2で具体的な検討結果を示す。

#### 参考文献

- (1) K. Shibata, O. Iwamoto, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 48, No. 1, pp. 1-30 (2011).
- (2) G. Chiba, K. Okumura, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 48, No. 2, pp. 172-187 (2011).
- (3) 杉野和輝, 石川眞, 沼田和幸, 他, JAEA-Research 2012-013, 2012.
- (4) N. Shinohara, N. Kohno et al., Nucl. Sci. Eng., 144, 115-128 (2003).
- (5) K. Tsujimoto, N. Kohno et al., Nucl. Sci. Eng., 144, 129-141 (2003).
- (6) S. Raman, B. D. Murphy, et al., ORNL/TM-12984, Oak Ridge National Laboratory (1995).
- (7) Fast Reactor Database 2006 Update, IAEA-TECDOC-1531 (2006).
- (8) S. E. Jensen and P. L. Olgaard, NKS/RAK-2(95)TR-C1, 1995.
- (9) D. Jowitt, ZTN/13/18 (1974).
- (10) J. Tommasi, E. Dupont, et al, Nucl. Sci. Eng., 154, pp.119-133 (2006).
- (11) T. Hazama, A. Kitano, Y. Kishimoto, Nucl. Technol., 179(2), pp.250-265, (2012).
- (12) JAERI-M 82-114, pp.53-62 (1982).
- (13) H. Harada, et al., J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 46, No. 5, pp 460-468 (2009).
- (14) 科学技術庁原子力局, 原子力委員会月報, Vol. 14, No. 1 (1969).
- (15) Y. Oka, S. Koshizuka, et al., Prog. Nucl. Ene., Vol. 32, No. 1/2, pp. 3-10 (1998).
- (16) 東京大学大学院工学系研究科原子力専攻：<http://www.tokai.t.u-tokyo.ac.jp/>
- (17) もんじゅ研究計画作業部会, “もんじゅ研究計画(案),” 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会もんじゅ研究計画作業部会 (第12回) H25.9.25.

表3.4-1 PFRにおけるMAサンプル照射試験の炉心仕様・運用に係る1群断面積及び中性子束の不確かさの評価結果

断面積	核種	U-235 サンプル	Np-237 サンプル	Pu-238 サンプル	Am-241 サンプル	Am-243 サンプル	Cm-243 サンプル	Cm-244 サンプル	Cm-246 サンプル
捕獲	U-235	2.8		2.8					
	Np-237	3.7	3.8						
	Pu-238		4.6	4.6	4.6				
	Am-241				2.5			2.5	2.5
	Am-243					2.7			
	Cm-242				2.9				
	Cm-244					4.5	4.5	4.5	4.5
	Cm-245					1.7			
	Cm-246					5.3	5.3	5.3	5.3
核分裂	U-235	0.8				0.8	0.8	0.8	0.8
	Np-237		6.4						
	Pu-238			3.5					
	Am-241				6.6				
	Am-243					6.8			
	Cm-243						1.2		
	Cm-244							5.6	
	Cm-246								6.0
(中性子束)		1.0	3.6	0.7	2.5	2.5	3.0	3.0	4.2

※単位：%

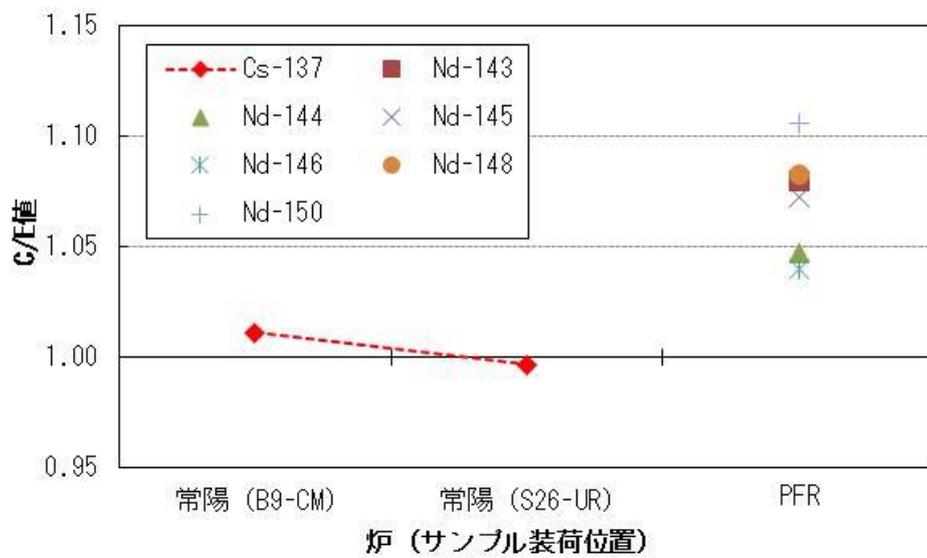


図 3.4-1 「常陽」と PFR の MA サンプル照射試験における U-235 ドシメータの FP 組成解析結果 (U-235 ドシメータの U-236/U-235 原子数比で規格化時)

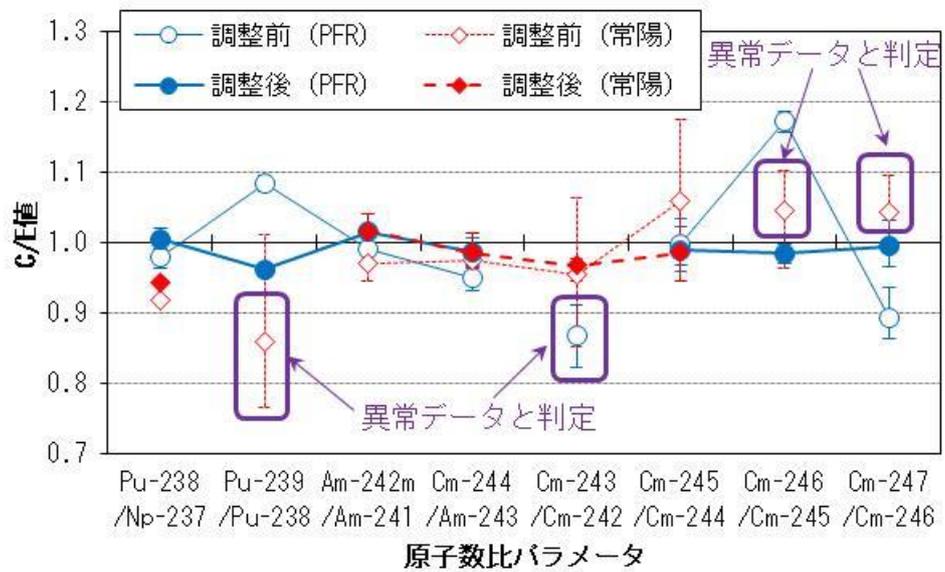


図 3.4-2 「常陽」と PFR の MA サンプル照射データを用いた予備的な炉定数調整結果

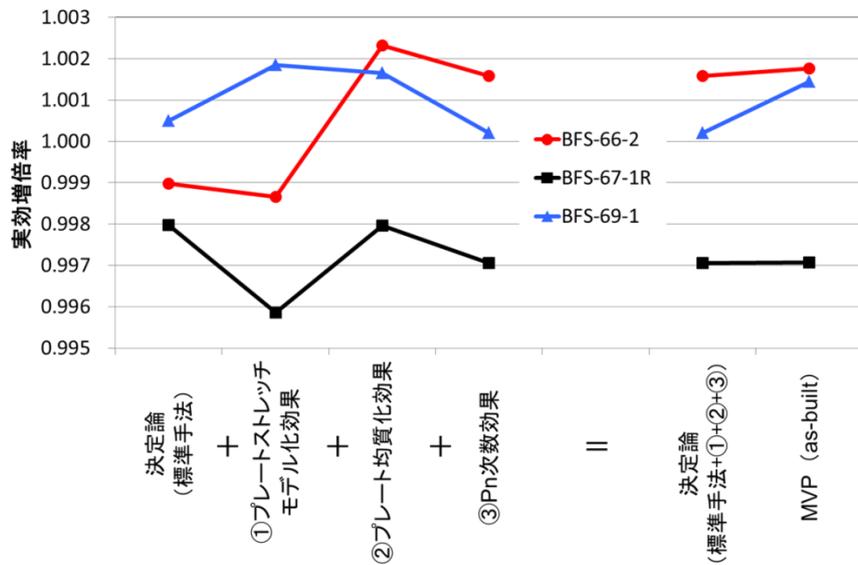


図 3.4-3 BFS の臨界性に対するモデル化の効果の評価結果

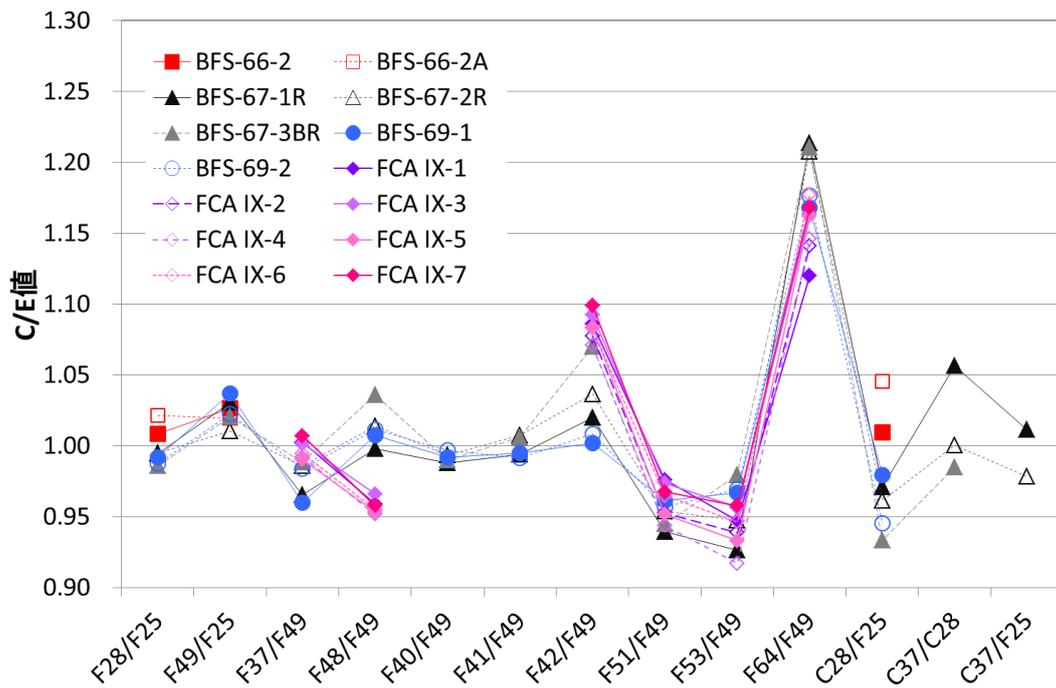


図 3.4-4 BFS 体系及び FCA 体系における反応率比解析結果の比較

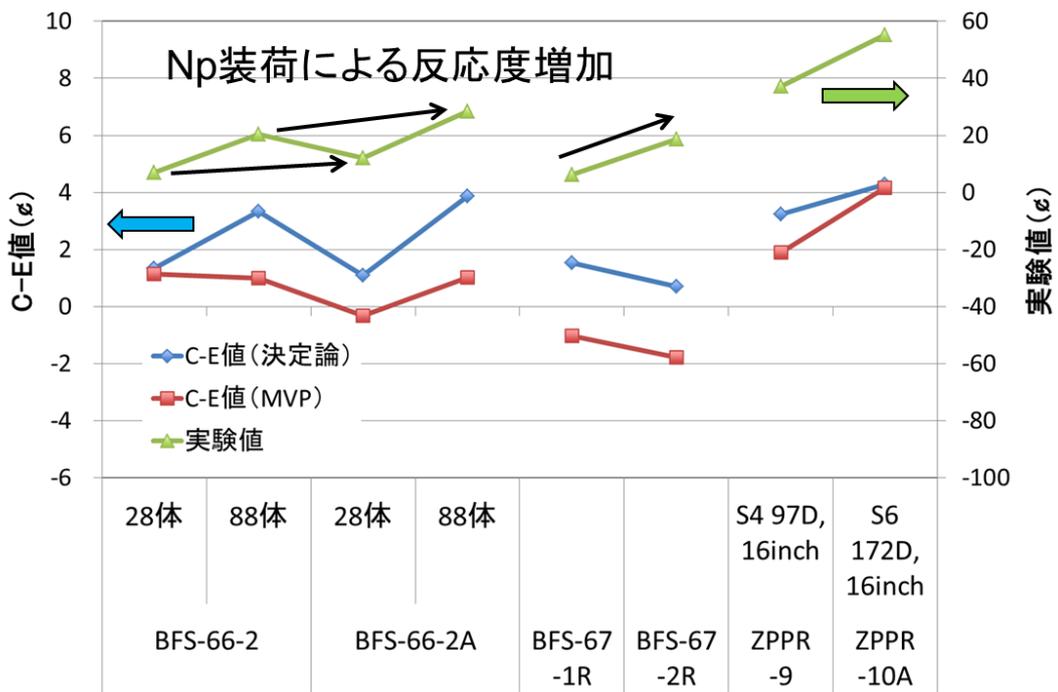


図 3.4-5 BFS 炉心の Na ボイド反応度解析結果

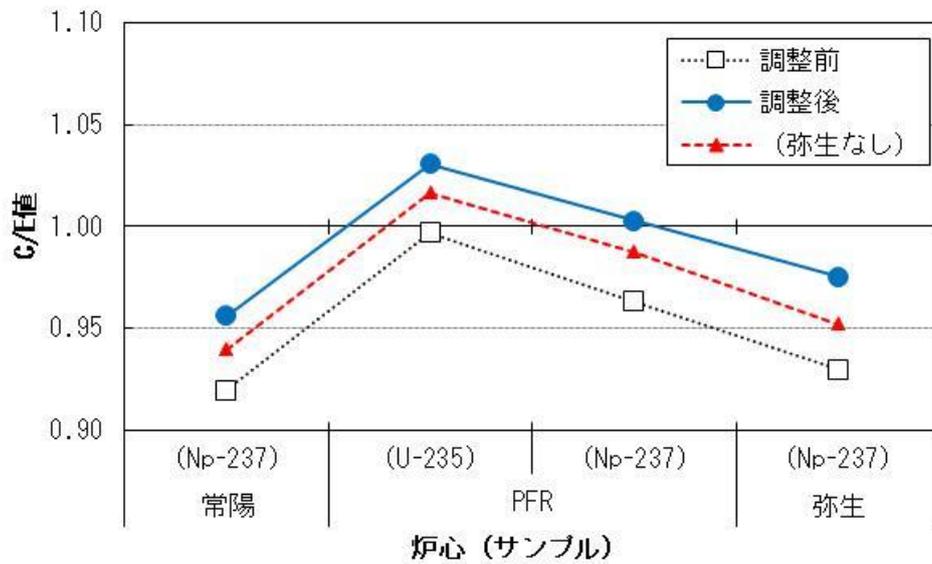


図 3.4-6 Np-237 捕獲断面積に係る特性の「常陽」と PFR と「弥生」における炉定数調整前後の C/E 値の比較

### 3.5 MA核変換量の予測誤差評価システムの開発

#### 3.5.1 MA 燃焼感度係数の計算システムの確立

##### 3.5.1.1 計算システム構成の構築 (H25~H28)

平成 25 年度は、一般化摂動論に基づく燃焼感度の計算方式を確立した。燃焼感度係数は具体的には直接項、原子数密度項、中性子束項、随伴中性子束項、出力項の計 5 個の項で構成されており、それらを計算する。

このように求めた燃焼感度は核特性 R の実効断面積 $\bar{\sigma}$ に対する感度であるため、無限希釈断面積に対する感度に変換する必要がある。この変換は次の関係式を用いて行った<sup>(1)</sup>。

$$S_{i,j,g}(R) = \tilde{S}_{i,j,g}(R) + \sum_{i'} \sum_{j'} \tilde{S}_{i',j',g}(R) \cdot \frac{df_{j'}^{i'}/f_{j'}^{i'}}{d\sigma_j^i/\sigma_j^i} \quad (1)$$

ここで i は核種、j は反応、g はエネルギー群、 $\tilde{S}$  は実効断面積に対する感度、f は断面積の自己遮蔽因子、 $\sigma$  は無限希釈断面積である。以上の方式を取り入れ、新たな計算フローを作成した(図 3.5.1.1-1)。

平成 26 年度は、前年度に開発した方法をナトリウムボイド反応度等の反応度に対して適用できるよう拡張した。例えばナトリウムボイド反応度の場合、ナトリウムがボイドになる前後で実効断面積が異なり、その変化を取り入れた手法開発が必要となる。開発した手法に基づく MA 燃焼感度係数の計算システムのフロー図を図 3.5.1.1-2 に示す。本計算システムは、実効断面積に対する感度係数を、無限希釈断面積に対する感度係数に変換する係数を計算する「SLAROM-B」<sup>(2)</sup>コード等によって構成される。本計算システムを用い、ナトリウムボイド反応度の感度を検討した。

平成 27 年度は、これまでに構築した MA 燃焼感度係数の計算システムの検証及び主要 MA 核種の MA 核変換量に対する燃焼感度解析を行った。まず、本計算システムの検証のため、燃焼感度係数について直接計算と結果を比較し、その精度を評価した。直接計算と開発した摂動計算結果の比較を表 3.5.1.1-1 に示す。有効桁数が 0 以外の場合、直接計算と摂動計算は 5%以内で一致しており、燃焼感度係数は十分な精度を有していることが検証された。

平成 28 年度は、MA 燃焼感度係数の計算システムに基づき、MA 含有量が 6 wt%，11 wt%の MA 均質装荷炉心を対象として、MA 核変換量の感度解析を行い、Np-237、Am-241 及び Cm-244 の核変換量の予測誤差を評価した。この予測誤差に寄与する主な断面積を特定し、断面積の不確かさの MA 核変換量への寄与を定量的に検討した。核データは、JENDL-4.0<sup>(2)</sup>を用い、エネルギー群は 70 群で計算を実施した。表 3.5.1.1-2 及び図 3.5.1.1-3、3.5.1.1-4 に炉心の主な仕様及び炉心構成を示す。

表 3.5.1.1-3 に MA 均質装荷炉心の MA 核変換量を示す。MA 核変換量を構成する主な MA 核種は、両炉心とも Am-241 及び Np-237 であることが分かった。

表 3.5.1.1-4、3.5.1.1-5 に MA 核変換量に対する燃焼感度係数を示す。なお、燃焼感度係数は、エネルギー 70 群を 1 群に縮約してある。MA 核変換量に寄与する主な断面積は、Pu-239 核分裂、Am-241 捕獲、Np-237 捕獲であることが分かった。

表 3.5.1.1-6～3.5.1.1-11 に Np-237, Am-241 及び Cm-244 核変換量に対する不確かさを示す。Np-237 核変換量の不確かさは約 3%であり、主に Np-237 捕獲反応が寄与している。Am-241 核変換量の不確かさは約 3%であり、主に Am-241 捕獲反応が寄与している。Cm-244 核変換量の不確かさは約 10%であり、主に Am-243 捕獲反応が寄与している。これは、Am-243 捕獲反応で Cm-244 に核変換するため、Cm-244 核変換量に対する Am-243 捕獲反応の感度係数が大きいためである。表 3.5.1.1-12, 3.5.1.1-13 に MA 核変換量に対する不確かさを示す。MA 核変換量の不確かさは約 3%であり、主に Am-241 捕獲反応が寄与している。これは、Am-241 捕獲反応の感度係数が大きいためである(表 3.5.1.1-8, 3.5.1.1-9)。一方、Pu-239 核分裂反応は、感度係数は最大であるが不確かさは約 0.2%と小さい。これは、Pu-239 核分裂断面積の誤差が小さいためである。

図 3.5.1.1-5～3.5.1.1-8 に MA11 wt%炉心の MA 核変換量の不確かさに寄与する主な核種及び反応について、その不確かさ、感度係数及び断面積誤差を示す。MA 核変換量の不確かさに対する Am-241 捕獲反応の寄与は、エネルギー1～100 keV ままで主に寄与する。1 MeV 以上は、断面積誤差が 20%以上と大きくなるが、感度係数が低いため、不確かさは小さくなる。Pu-239 核分裂反応の寄与は、感度係数は最も大きい、断面積誤差が 3%以下と小さいため不確かさは小さい。Pu-242 捕獲反応の寄与は、100 keV～1 MeV において、断面積誤差が 10～40%程度増加するため、不確かさも増加する。Np-237 捕獲反応の寄与は、10 keV～100 keV 近傍の感度係数は比較的大きいが、断面積誤差は 10%程度のため、Pu-242 捕獲反応より不確かさは小さい。

図 3.5.1.1-9 に MA 核変換量の不確かさに対する Am-241 捕獲断面積の寄与について、MA6 wt%炉心, MA11 wt%炉心の比較を示す。両炉心は、不確かさの絶対値及びエネルギー依存性について、ほぼ等しいことがわかる。したがって、MA6, 11wt%炉心の MA 核変換量の断面積に起因する不確かさは、ほぼ等しいことが分かった。

#### 参考文献

- (1) Basma Foad, Toshikazu Takeda, “Important of self-shielding for improving sensitivity coefficients in light water nuclear reactors”, Annals of Nuclear Energy 63 (2014) 417-426.
- (2) Sugino K et al., “Development of a standard data base for FBR core design (XIV)”, JAEA-Res. 2012-013, 2012.

表 3.5.1.1-1 直接計算と摂動計算の比較

燃焼特性	反応	エネルギー群	①燃焼後原子数密度 (直接)	②燃焼後原子数密度 (基準)	①-② (指数部除く)	感度 (直接)	感度 (摂動)	摂動/直接
Am-243 原子数密度	Am-243 捕獲	10	4.3916822E-05	4.3927521E-05	-0.00107	-2.436E-03 有効桁 2	-2.443E-03	1.00
		19	4.3814784E-05		-0.01127	-2.566E-02 有効桁 2	-2.579E-02	1.00
		28	4.3833414E-05		-0.00941	-2.142E-02 有効桁 2	-2.139E-02	1.00
	Am-243 核分裂	10	4.3887536E-05		-0.00400	-9.102E-03 有効桁 2	-9.095E-03	1.00
		19	4.3927488E-05		0.00000	-7.512E-06 有効桁 0	-1.869E-04	24.87
		28	4.3927030E-05		-0.00005	-1.118E-04 有効桁 0	-9.451E-05	0.85
Cm-242 原子数密度	Cm-242 捕獲	10	5.3418185E-06	5.3419931E-06	-0.00017	-3.268E-04 有効桁 1	-3.179E-04	0.97
		19	5.3413278E-06		-0.00067	-1.245E-03 有効桁 1	-1.263E-03	1.01
		28	5.3413482E-06		-0.00064	-1.207E-03 有効桁 1	-1.239E-03	1.03
	Cm-242 核分裂	10	5.3406998E-06		-0.00129	-2.421E-03 有効桁 2	-2.464E-03	1.02
		19	5.3417280E-06		-0.00027	-4.963E-04 有効桁 1	-4.979E-04	1.00
		28	5.3418185E-06		-0.00017	-3.268E-04 有効桁 1	-3.003E-04	0.92
Cm-244 原子数密度	Cm-244 捕獲	10	2.5541693E-05	2.5545263E-05	-0.00036	-1.398E-03 有効桁 1	-1.418E-03	1.01
		19	2.5530982E-05		-0.00143	-5.590E-03 有効桁 2	-5.324E-03	0.95
		28	2.5529200E-05		-0.00161	-6.288E-03 有効桁 2	-6.261E-03	1.00
	Cm-244 核分裂	10	2.5500094E-05		-0.00452	-1.768E-02 有効桁 2	-1.775E-02	1.00
		19	2.5543390E-05		-0.00019	-7.332E-04 有効桁 1	-7.176E-04	0.98
		28	2.5543975E-05		-0.00013	-5.042E-04 有効桁 1	-5.242E-04	1.04

表 3.5.1.1-2 MA 均質炉心の主な仕様

項目	単位	MA6 wt%炉心	MA11 wt%炉心
原子炉出力 (電気/熱)	MW	750/1765	750/1765
運転サイクル長さ	ヶ月	18.6	20
燃料交換バッチ (炉心)	-	6	6
計算上の燃焼期間	年	9.3	10.0
MA 含有率 (内側炉心/外側炉心)	wt%	6.4/6.7	11.0/11.0

表 3.5.1.1-3 MA 核変換量

核種	MA 核変換量 (kg)		MA 核変換量/燃焼期間 (kg/年)	
	MA6 wt%	MA11 wt%	MA6 wt%	MA11 wt%
Np-237	326.2	389.1	35.1	38.9
Np-239	-2.4	-2.1	-0.3	-0.2
Am-241	707.4	1370.0	76.1	137.0
Am-242m	-39.2	-84.7	-4.2	-8.5
Am-243	-8.8	119.1	-0.9	11.9
Cm-242	-20.3	-38.1	-2.2	-3.8
Cm-243	-4.0	-6.4	-0.4	-0.6
Cm-244	-67.9	-121.0	-7.3	-12.1
Cm-245	-8.0	-8.7	-0.9	-0.9
Cm-246	-1.0	-2.8	-0.1	-0.3
Cm-247	0.0	-0.4	0.0	0.0
合計	881.9	1614.0	94.8	161.4

表 3.5.1.1-4 MA 核変換量に対する燃焼感度 (MA11 wt%炉心)

核種	反応	燃焼感度係数
Pu-239	核分裂	-0.45
Am-241	捕獲	0.39
Np-237	捕獲	0.14
Pu-242	捕獲	-0.09
U-238	核分裂	-0.08
U-238	捕獲	-0.08
O-16	弾性散乱	0.07
Am-241	核分裂	0.06

表 3.5.1.1-5 MA 核変換量に対する燃焼感度 (MA6 wt%炉心)

核種	反応	燃焼感度係数
Pu-239	核分裂	-0.46
Am-241	捕獲	0.37
Np-237	捕獲	0.19
Pu-242	捕獲	-0.13
U-238	捕獲	-0.11
Pu-240	核分裂	-0.07
U-238	核分裂	-0.06

表 3.5.1.1-6 Np-237 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA11 wt%炉心)

核種	反応	不確かさ (%)
Np-237	捕獲	2.78
U-238	非弾性散乱	0.54
Fe-56	非弾性散乱	0.40
U-238	N2N	0.40
Am-241	捕獲	0.26
Pu-239	核分裂	0.26
Np-237	核分裂	0.23
Na-23	弾性散乱	0.21
合計		2.95

表 3.5.1.1-7 Np-237 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA6 wt%炉心)

核種	反応	不確かさ (%)
Np-237	捕獲	2.42
U-238	N2N	0.42
U-238	非弾性散乱	0.36
Pu-239	核分裂	0.27
U-238	捕獲	0.21
Np-237	核分裂	0.20
Am-241	捕獲	0.14
Pu-239	捕獲	0.11
Na-23	弾性散乱	0.11
合計		2.53

表 3.5.1.1-8 Am-241 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA11 wt%炉心)

核種	反応	不確かさ (%)
Am-241	捕獲	3.26
U-238	非弾性散乱	0.49
Fe-56	非弾性散乱	0.36
Pu-239	核分裂	0.24
Pu-240	捕獲	0.23
U-238	捕獲	0.15
Na-23	非弾性散乱	0.13
Na-23	弾性散乱	0.13
合計		3.35

表 3.5.1.1-9 Am-241 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA6 wt%炉心)

核種	反応	不確かさ (%)
Am-241	捕獲	3.35
Pu-240	捕獲	0.32
U-238	非弾性散乱	0.31
Pu-239	核分裂	0.26
U-238	捕獲	0.17
Pu-239	捕獲	0.13
Am-241	核分裂	0.11
Na-23	非弾性散乱	0.08
Na-23	弾性散乱	0.06
合計		3.40

表 3.5.1.1-10 Cm-244 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA11 wt%炉心)

核種	反応	不確かさ (%)
Am-243	捕獲	9.82
Cm-244	捕獲	5.43
Pu-242	捕獲	2.28
U-238	非弾性散乱	1.32
Fe-56	非弾性散乱	1.10
Am-242m	捕獲	0.84
Cm-244	核分裂	0.69
Am-241	捕獲	0.48
U-238	捕獲	0.40
Na-23	非弾性散乱	0.40
合計		11.68

表 3.5.1.1-11 Cm-244 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA6 wt%炉心)

核種	反応	不確かさ (%)
Am-243	捕獲	7.70
Cm-244	捕獲	4.00
Pu-242	捕獲	3.73
U-238	非弾性散乱	1.13
Am-242m	捕獲	1.06
Cm-244	核分裂	0.48
U-238	捕獲	0.46
Cm-243	捕獲	0.40
Pu-239	核分裂	0.40
Na-23	非弾性散乱	0.32
合計		9.64

表 3.5.1.1-12 MA 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA11 wt%炉心)

核種	反応	不確かさ (%)
Am-241	捕獲	2.43
Pu-242	捕獲	0.86
Np-237	捕獲	0.65
U-238	非弾性散乱	0.38
Fe-56	非弾性散乱	0.26
Pu-239	核分裂	0.24
Am-243	捕獲	0.21
Pu-240	捕獲	0.16
合計		2.75

表 3.5.1.1-13 MA 核変換量の不確かさに対する断面積の寄与 (MA6 wt%炉心)

核種	反応	不確かさ (%)
Am-241	捕獲	2.39
Pu-242	捕獲	1.20
Np-237	捕獲	0.90
Pu-240	捕獲	0.28
Pu-239	核分裂	0.25
Am-243	捕獲	0.21
U-238	捕獲	0.21
U-238	非弾性散乱	0.18
U-238	N2N	0.16
合計		2.88

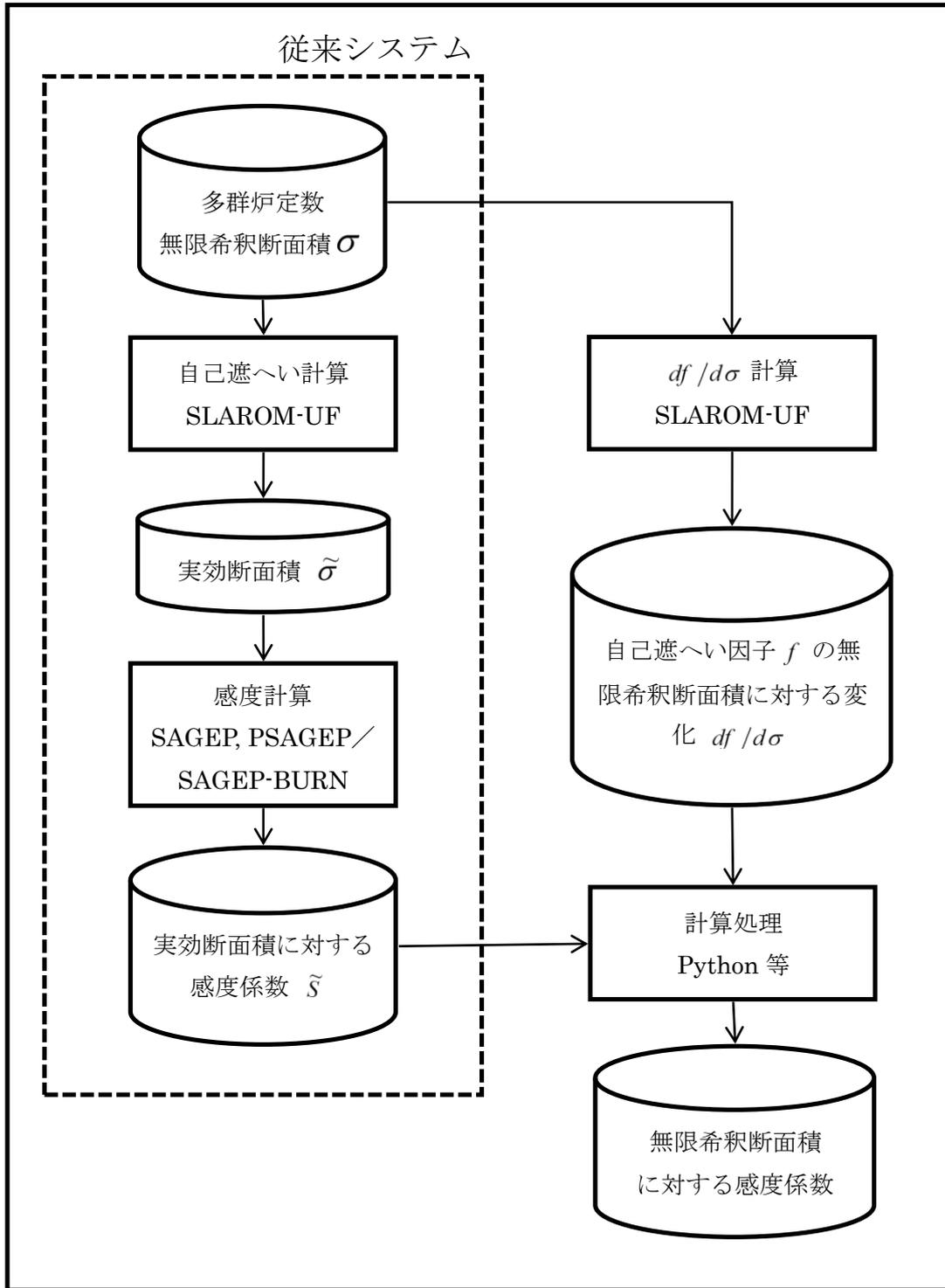


図 3.5.1.1-1 無限希釈断面積に対する感度係数を計算する新計算フロー

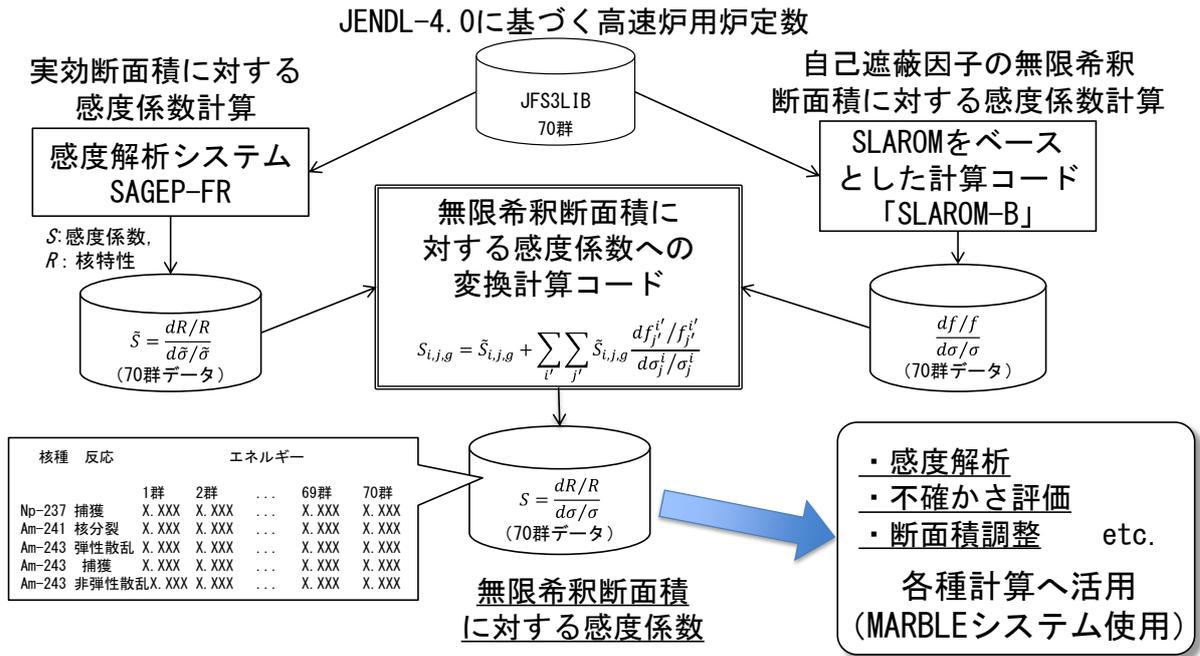


図 3.5.1.1-2 計算システムフロー図

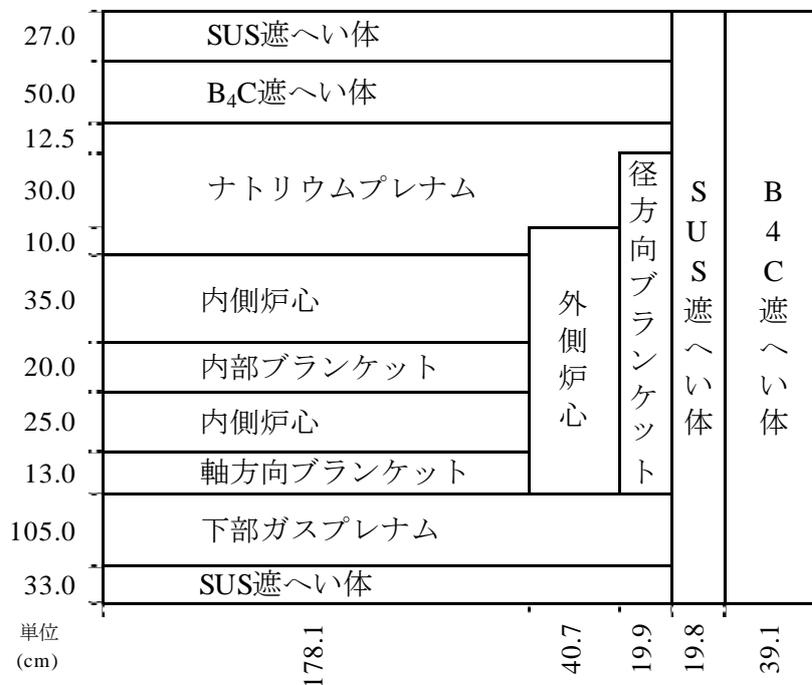


図 3.5.1.1-3 MA均質装荷炉心(MA含有量 11 wt%)

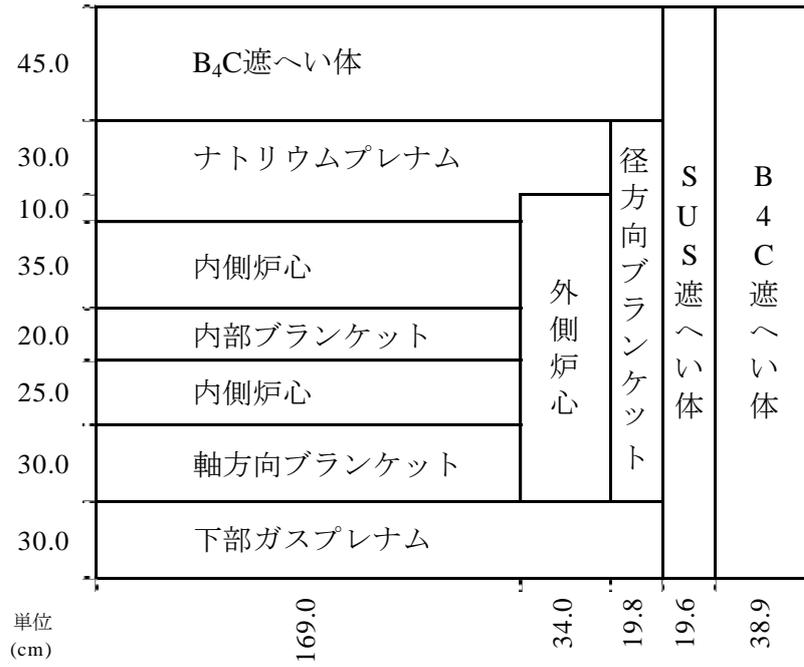


図 3.5.1.1-4 MA 均質装荷炉心(MA 含有量 6 wt%)

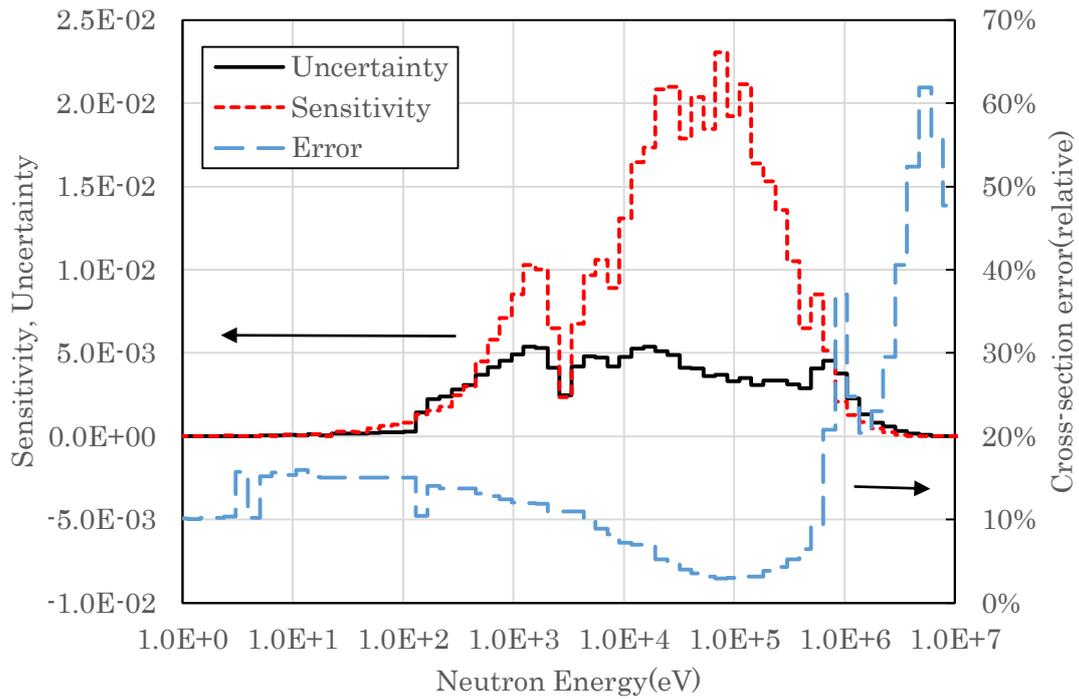


図 3.5.1.1-5 MA 核変換量の不確かさに対する感度係数と断面積誤差 (Am-241 捕獲反応)

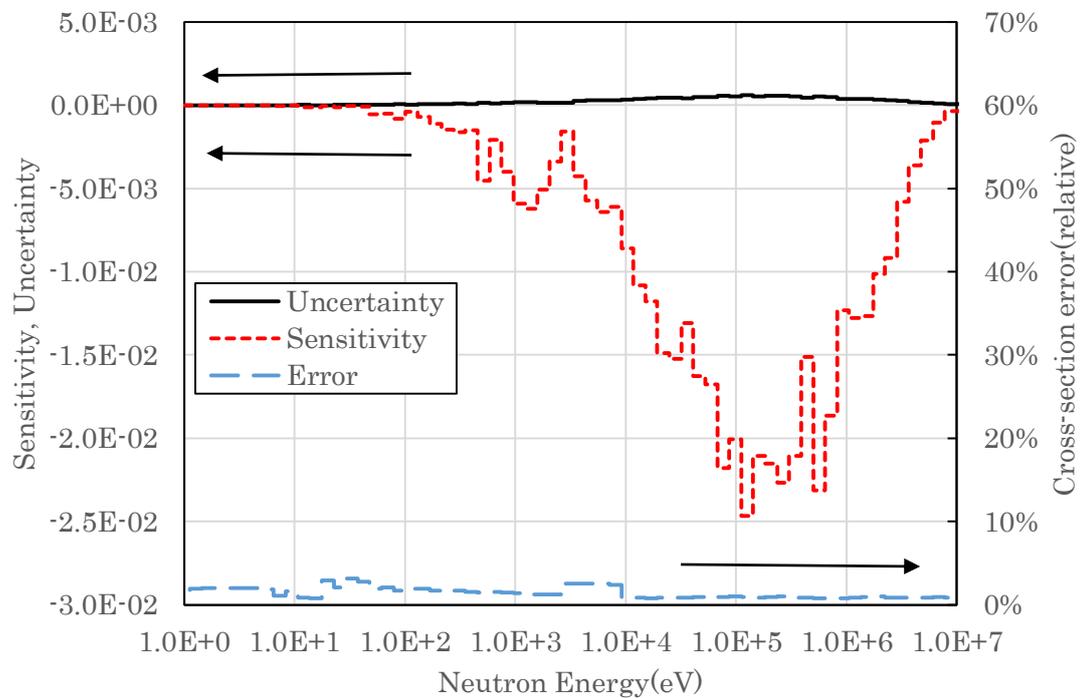


図 3.5.1.1-6 MA 核変換量の不確かさに対する感度係数と断面積誤差 (Pu-239 核分裂反応)

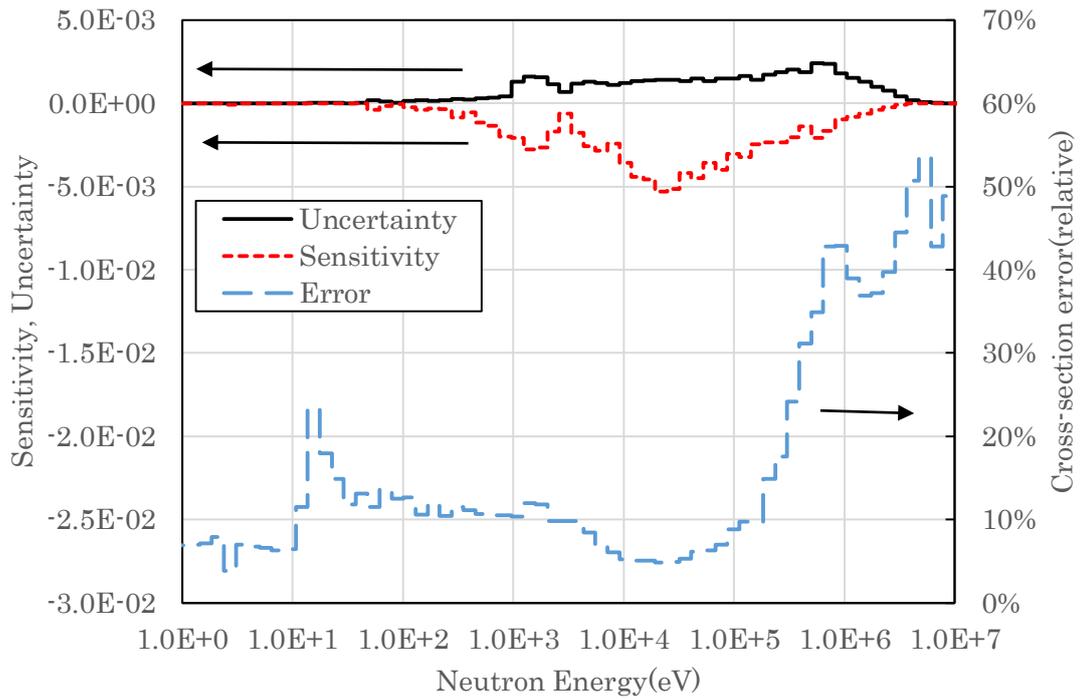


図 3. 5. 1. 1-7 MA 核変換量の不確かさに対する感度係数と断面積誤差 (Pu-242 捕獲反応)

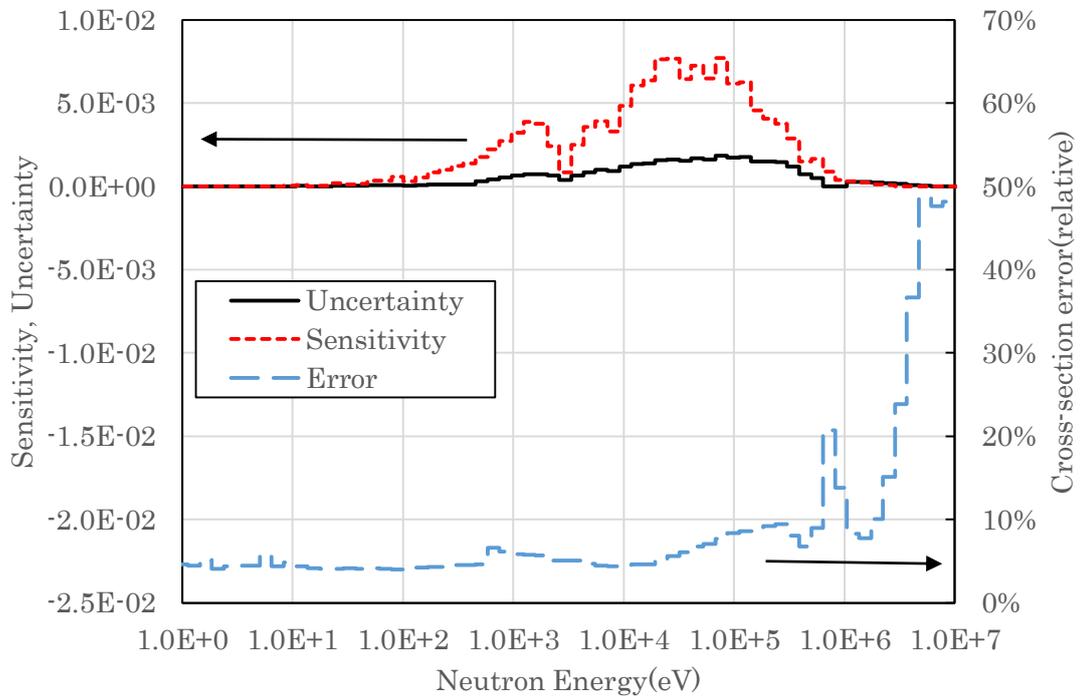


図 3. 5. 1. 1-8 MA 核変換量の不確かさに対する感度係数と断面積誤差 (Np-237 捕獲反応)

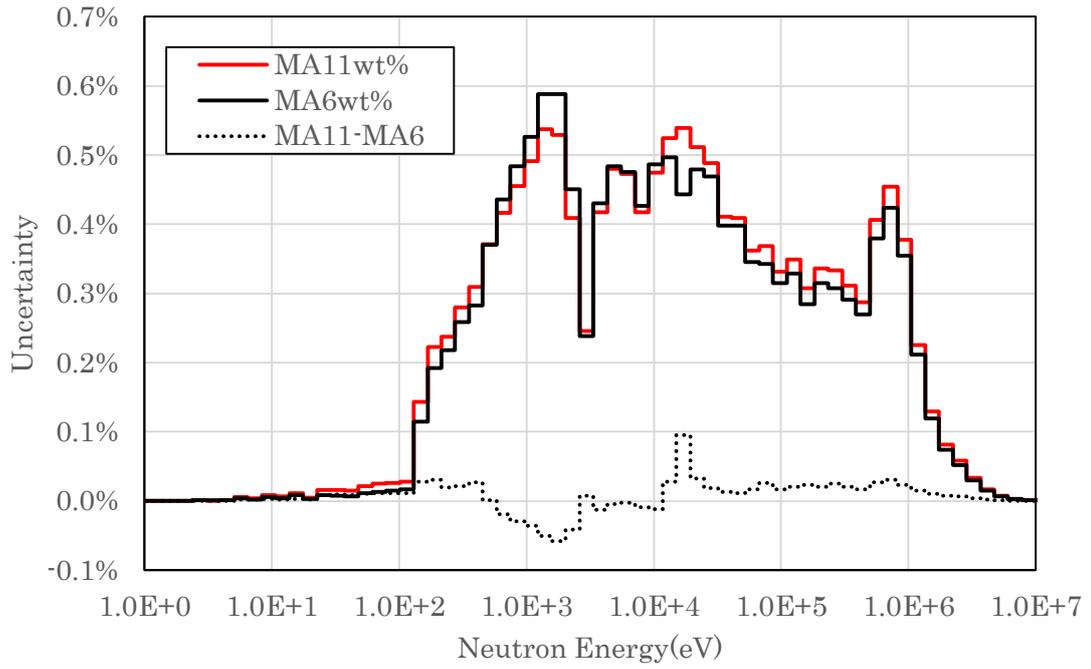


図 3.5.1.1-9 MA 核変換量の不確かさに対する Am-241 捕獲断面積の寄与

### 3.5.1.2 一般化摂動理論の計算手法の決定（再委託先：京都大学）（H25～H28）

平成 25 年度は燃焼感度係数の計算に使用する一般化摂動理論の計算方法について調査し、用いる方法を決定するために、現在 OECE/NEA や RIST 等で公開されている一般化摂動理論に基づいた燃焼感度係数計算コードについて調査した（表 3.5.1.2-1）。その結果、一般的には、本公募研究においては、拡散理論よりも輸送理論に基づき一般化摂動法を取り扱う方が望ましいが、一般化随伴・一般化中性子束計算の収束性及び、解析対象が大型炉心であることから拡散理論に基づく手法が現実的であり、また、一般化随伴中性子束、一般化中性子束計算時の計算誤差の観点からはノイマン級数展開法を用いる場合、ノード法よりも有限差分法の使用が望ましいことが分かった。更に一般化随伴中性子束、及び一般化中性子束の計算については計算結果の収束性向上のためには加速法の導入が効果的であることが分かった。従って、本公募研究における一般化摂動理論の計算手法として拡散理論に基づく有限差分法と決定した。

平成 26 年度は、平成 25 年度に決定した一般化摂動理論の計算手法に基づき、MA 燃焼感度係数計算用一般化摂動計算コードの整備及び試計算を行った。特に中性子束計算における空間メッシュ分割数について着目し、750MWe クラスの Na プレナム付き MA 核変換炉体系を対象として Pu-239、Np-237、Am-241、Cm-244 数密度に対する燃焼感度計算を実施した。図 3.5.1.2-1 に計算対象とした 750MWe クラスの Na プレナム付き MA 核変換炉の計算体系を示す。今回、黄色で示した内側炉心領域に注目し、空間メッシュ数を変化させた。R-Z 体系においてこの領域は半径 168.92cm、高さ 35cm である。最も詳細としたメッシュ数は 1200（R:60mesh 2.815cm/mesh、Z:20 1.750cm/mesh）であり、最も粗としたメッシュ数は 75（R:15 11.26cm/mesh、Z:5 7.000cm/mesh）である。その結果、表 3.5.1.2-2 に示すように空間メッシュ分割数を変化させた場合の数密度に対する燃焼感度係数の差異は最大 4%程度であり、次年度に計画されている燃焼計算に対する空間メッシュ分割数の寄与は小さいことが明らかとなった。

平成 27 年度は、平成 26 年度までに作成した MA 燃焼感度係数計算コードの検証を福井大学とは異なる断面積を摂動させて直接計算した燃焼感度と比較することにより実施した。更に主要 MA 核種の MA 核変換量の感度解析を行った。計算コードの検証は、着目する断面積を直接摂動させる直接計算と比較することで実施した。対象核種・核特性は燃焼後の Np-237 及び Am-241 の原子数密度とし、これらの核種・核特性に対する Np-237、Pu-238、Am-241、の中性子捕獲断面積及び核分裂断面積の燃焼感度係数に着目し検証を実施した。その結果、表 3.5.1.2-3 に示すように、燃焼感度係数の小さな場合を除き、いずれも 10%以内で一致している。一方、Np-237 核分裂の第 28 群、Am-241 核分裂の第 19 群、第 20 群において、直接計算と摂動計算の結果には大きな差異がある。これは直接計算の結果が数値誤差のため桁落ちしており、その有効桁数が 0 となったためである。即ち、燃焼感度係数の絶対値が  $1.0E-3$  より小さい場合、直接計算に数値誤差が発生し計算コードの検証が困難である。一方、これらの感度は十分に小さいため、今後実施する燃焼感度計算におい

て無視することができる。次に摂動計算における一般化中性子束の収束条件について検討した。表 3.5.1.2-4 に Am-241 の原子数密度に対する燃焼感度係数を対象として、収束条件の違いによる摂動計算による計算結果の比較を示す。一般化中性子束は燃焼感度係数の中性子束項に大きく影響を及ぼすが、今回検討している原子数密度に対する燃焼感度係数は、数密度項の寄与が大きいため、収束条件による計算結果の違いは十分に小さいことが分かった。

平成 28 年度は、平成 27 年度までに開発した MA 燃焼感度計算システムに基づき、MA 非均質炉心における着目する MA の核変換量に対する燃焼感度解析を実施した。更に、各核種の断面積誤差に基づく核変換量の予測誤差を推定し、設計において予測誤差を低減する必要があるかを定量的に判断した。今回、MA の装荷量は MA 均質装荷炉心では 11wt%、MA 非均質装荷炉心は MA ターゲット集合体に 20wt%装荷することを想定した。尚、MA 均質装荷炉心については前節 (3.5.1.1) における福井大学の結果を使用した。表 3.5.1.2-5 に MA の装荷方法の違いによる MA 核変換量に対する断面積の不確かさを示す。その結果、JENDL-4.0 を使用した場合、MA 非均質装荷炉心の不確かさは約 3%となった。即ち、MA の装荷方法に対する核変換量の不確かさの依存性は小さいことが分かった。更に表 3.5.1.2-6 に示すように Am-242m、Am-243、Cm-242、Cm-244 の MA 核変換量に対する予測誤差を断面積毎に推定し、不確かさに支配的な核種が明らかにした。

表3.5.1.2-1 調査した計算コード一覧

計算コード	燃焼感度係数 計算機能	一般化摂動理論の計算手法		
		中性子輸送問題	中性子束空間 分布の取扱	計算体系
SAGEP-BURN	有	拡散理論	有限差分法	R-Z、X-Y
PSAGEP	有	拡散理論	有限差分法	R-Z、X-Y、 X-Y-Z
SAGEP	無	拡散理論	有限差分法	R-Z、X-Y
VARIANT	無	輸送、拡散理論	ノード法	R-Z、X-Y X-Y-Z、HEX-Z
TSUNAMI	無	多群モンテカルロ法		

表 3.5.1.2-2 Am-241 数密度に対する Am-241 の感度係数

R mesh	Z mesh	Fission	Capture
60 (2.815cm/mesh)	20 (1.750cm/mesh)	-3.256E-1	-5.253E-2
40 (4.223cm/mesh)	15 (2.333cm/mesh)	-3.256E-1	-5.259E-2
30 (5.631cm/mesh)	10 (3.500cm/mesh)	-3.256E-1	-5.275E-2
20 (8.446cm/mesh)	5 (7.000cm/mesh)	-3.266E-1	-5.374E-2
15 (11.26cm/mesh)	5 (7.000cm/mesh)	-3.266E-1	-5.371E-2

表3.5.1.2-3 直接計算と摂動計算による感度係数の比較

核種	反応	エネルギー群	直接計算		摂動計算	摂動/直接
Pu-238	Pu-238捕獲	10	-1.610E-03	1*	-1.653E-03	1.03
		19	-7.332E-03	2	-7.299E-03	1.00
		28	-7.046E-03	1	-7.188E-03	1.02
	Pu-238核分裂	10	-2.125E-02	2	-2.138E-02	1.01
		19	-1.067E-02	2	-1.084E-02	1.02
		28	-3.929E-03	1	-4.117E-03	1.05
Np-237	Np-237捕獲	10	-2.183E-03	2	-2.361E-03	1.08
		19	-3.658E-02	3	-3.708E-02	1.01
		28	-3.291E-02	3	-3.304E-02	1.00
	Np-237核分裂	10	-2.263E-02	3	-2.312E-02	1.02
		19	-5.432E-04	1	-5.271E-04	0.97
		28	-1.121E-05	0	-1.681E-04	15.00
Am-241	Am-241捕獲	10	-4.689E-03	1	-4.432E-03	0.95
		19	-4.255E-02	2	-4.237E-02	1.00
		28	-3.280E-02	2	-3.262E-02	0.99
	Am-241核分裂	10	-1.466E-02	2	-1.445E-02	0.99
		19	-5.393E-04	0	-3.427E-04	0.64
		28	-5.286E-04	0	-1.811E-04	0.34

\*有効桁数

表3.5.1.2-4 収束条件の違いによる燃焼感度係数の比較

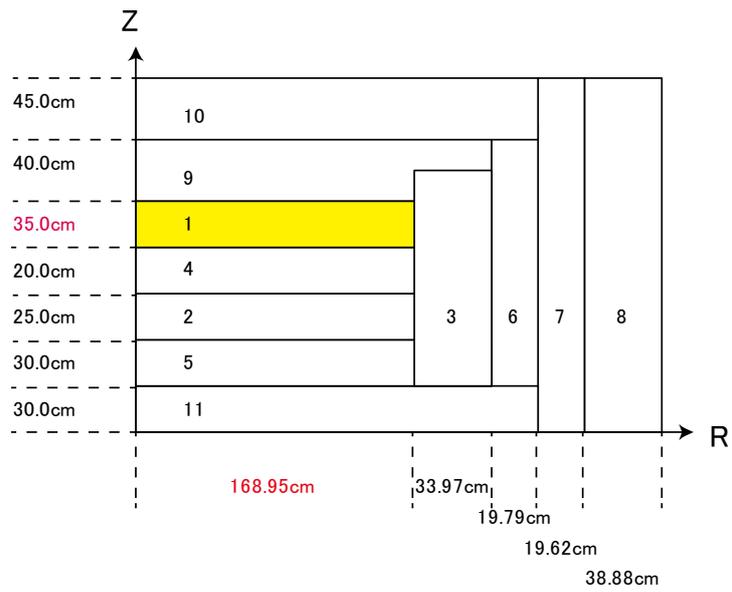
収束条件	反応	エネルギー群	数密度項	中性子束項	出力項	合計値
0.0001	捕獲	10	-4.42E-03	-8.53E-06	0	-0.004432526
		19	-4.38E-02	1.38E-03	0	-0.042367
		28	-3.44E-02	1.78E-03	0	-0.032623
	核分裂	10	-1.88E-02	4.78E-04	3.83E-03	-0.0144478
		19	-4.47E-04	1.36E-05	9.05E-05	-0.00034269
		28	-2.30E-04	1.99E-06	4.64E-05	-0.000181145
0.001	捕獲	10	-4.42E-03	-7.66E-06	0	-0.004431661
		19	-4.38E-02	1.39E-03	0	-0.042363
		28	-3.44E-02	1.77E-03	0	-0.032628
	核分裂	10	-1.88E-02	4.68E-04	3.83E-03	-0.0144576
		19	-4.47E-04	1.36E-05	9.05E-05	-0.00034268
		28	-2.30E-04	2.18E-06	4.64E-05	-0.000180948
0.01	捕獲	10	-4.42E-03	6.93E-06	0	-0.004417068
		19	-4.38E-02	1.44E-03	0	-0.042309
		28	-3.44E-02	1.69E-03	0	-0.032714
	核分裂	10	-1.88E-02	3.04E-04	3.83E-03	-0.0146224
		19	-4.47E-04	1.37E-05	9.05E-05	-0.00034259
		28	-2.30E-04	5.48E-06	4.64E-05	-0.000177647

表3.5.1.2-5 MAの装荷方法の違いによるMA核変換量に対する不確かさ

MA均質装荷炉心	MA非均質装荷炉心
2.75 (%)	3.15 (%)

表3.5.1.2-6 MA核変換量に対する各核種の予測誤差

	核種	断面積	不確かさ (%)
Am-242m	Am-241	捕獲	5.928
	U-238	非弾性散乱	0.721
	U-238	捕獲	0.290
	Pu-239	核分裂	0.250
	Am-242m	捕獲	3.823
Am-243	Am-241	捕獲	0.165
	U-238	非弾性散乱	0.203
	Pu-242	捕獲	3.630
	Am-242m	捕獲	1.317
	Am-243	捕獲	3.361
Cm-242	Am-241	捕獲	5.892
	U-238	非弾性散乱	1.044
	Pu-239	核分裂	0.381
	Cm-242	捕獲	0.609
	Fe-56	非弾性散乱	0.701
Cm-244	U-238	非弾性散乱	1.067
	Pu-242	捕獲	1.633
	Am-242m	捕獲	0.445
	Am-243	捕獲	7.405
	Cm-244	捕獲	2.500



- 1:内側炉心(上)、2:内側炉心(下)、3:外側炉心、4:軸方向ブランケット(内)、  
 5:軸方向ブランケット(外)、6:径方向ブランケット、7:SUS 遮蔽体、  
 8:B4C 遮蔽体、9:Na プレナム、10:上部遮蔽、11:下部ガスプレナム

図 3.5.1.2-1 計算体系

### 3.5.2 MA核変換量の予測誤差評価1（再委託先：原子力機構）（H27）

平成27年度には、第3.5.1節のMA燃焼感度解析システム等を用いて、第3.4節の測定データの燃焼核特性（「常陽」及びPFRのMAサンプル照射データ）に対して燃焼感度係数を計算した。この燃焼感度係数とJENDL-4.0の核データ共分散ファイルを用いて上記の燃焼核特性に対して核データに起因する予測誤差を定量的に評価した。感度係数の計算に関しては、感度係数の計算システムや計算手法に関する検討結果を踏まえた。具体的には、実効断面積に対する感度係数と無限希釈断面積に対する感度係数で差が生じる可能性のあるU-238捕獲断面積に関して、福井大学により整備された解析システムSLAROM-B等を用いて、無限希釈断面積に対する感度係数になるように補正を行った。

このようにして計算した感度係数を用いて、上記の燃焼核特性に対する核データ起因誤差を計算した結果を表3.5.2-1に示す。これらの表では、核データ起因誤差が大きいものについては、黄色で段階的に強調しており、黄色が濃いところほど核データ起因誤差が大きい。この表に示すように燃焼後の原子数比の核データ起因誤差は、原子数比の分母となる核種の捕獲断面積が核データ起因誤差の大部分を占めていることが分かった。また、核データ起因誤差への寄与を核種毎に見ると、Cmが10～60%とかなり大きいことが分かった。

表 3.5.2-1 MA 積分実験の核データ起因誤差（原子数比）

原子数比	炉心	位置	サンプル	合計	(単位:%)																							
					Np-237		Pu-238		Am-241		Am-242m		Am-243		Cm-242		Cm-243		Cm-244		Cm-245		Cm-246					
					Cap	Fis	Cap	Fis	Cap	Fis	Cap	Fis	Cap	Fis	Cap	Fis	Cap	Fis	Cap	Fis	Cap	Fis	Cap	Fis				
Pu-238 / Np-237	JOYO MK-II	B7CM	Np-237	5.27	5.25	0.03	0.49	0.10	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00					
			U-235	4.65	4.54	0.01	0.99	0.15	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00					
			Np-237	5.55	5.21	0.07	1.89	0.29	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00					
Am-242m/Am-241	JOYO MK-II	B9CM	Am-241	6.58	0.00	0.00	0.00	0.00	6.54	0.02	0.73	0.29	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00						
			B9UR	6.79	0.00	0.00	0.00	0.00	6.77	0.00	0.43	0.14	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00							
			S26CM	6.69	0.00	0.00	0.00	0.00	6.66	0.01	0.63	0.22	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00							
			S26UR	7.24	0.00	0.00	0.00	0.00	7.22	0.00	0.47	0.19	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00							
			B9CM	6.23	0.00	0.00	0.00	0.00	6.17	0.02	0.77	0.31	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00							
			B9UR	6.18	0.00	0.00	0.00	0.00	6.16	0.00	0.47	0.16	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00							
	PFR	Am-243	S26CM	6.32	0.00	0.00	0.00	0.00	6.28	0.01	0.67	0.24	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00							
			S26UR	6.77	0.00	0.00	0.00	0.00	6.75	0.00	0.50	0.20	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00								
			Pu-240	6.54	0.00	0.00	0.00	0.00	6.28	0.02	1.71	0.60	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00								
			Pu-241	8.13	0.00	0.00	0.00	0.00	7.56	0.02	2.82	0.99	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00								
			Am-241	8.93	0.00	0.00	0.00	0.00	8.38	0.04	2.90	1.02	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00								
			Am-243	8.93	0.00	0.00	0.00	0.00	8.38	0.04	2.90	1.02	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00								
Cm-243 / Cm-242	JOYO MK-II	B9CM	Am-241	23.84	0.00	0.00	0.00	0.00	0.10	0.01	0.58	0.24	0.00	0.00	23.82	0.05	0.59	0.31	0.00	0.00	0.00							
			B9UR	17.23	0.00	0.00	0.00	0.00	0.07	0.00	0.34	0.12	0.00	0.00	17.23	0.01	0.33	0.13	0.00	0.00								
			S26CM	17.43	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.00	0.63	0.22	0.00	0.00	17.40	0.03	0.52	0.22	0.00	0.00								
	PFR	Am-241	S26UR	13.50	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.00	0.47	0.19	0.00	0.00	13.49	0.01	0.36	0.13	0.00	0.00								
			Pu-241	22.62	0.00	0.00	0.00	0.00	0.12	0.00	2.82	0.99	0.00	0.00	22.30	0.16	2.07	0.95	0.00	0.00								
			Am-241	22.64	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.00	2.90	1.02	0.00	0.00	22.31	0.16	2.10	0.96	0.00	0.00								
Cm-244 / Am-243	JOYO MK-II	B9CM	Am-243	11.11	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	11.10	0.02	0.00	0.00	0.00	0.45	0.07	0.00								
			B9UR	6.73	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	6.73	0.00	0.00	0.00	0.00	0.21	0.02	0.00								
			S26CM	6.80	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	6.59	0.01	0.00	0.00	0.00	0.34	0.03	0.00								
	PFR	Am-243	Pu-242	10.65	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	10.59	0.02	0.00	0.00	0.00	1.14	0.13	0.00								
			Am-243	11.98	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	11.86	0.06	0.00	0.00	0.00	1.69	0.19	0.00								
			Am-243	11.98	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	11.86	0.06	0.00	0.00	0.00	1.69	0.19	0.00								
Cm-245 / Cm-244	JOYO MK-II	B9CM	Am-243	25.07	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.16	0.01	0.00	0.00	0.00	25.07	0.02	0.48								
			B9UR	11.82	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.00	0.00	0.00	11.81	0.01	0.28								
			S26CM	11.81	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.12	0.00	0.00	0.00	0.00	11.81	0.01	0.42								
			S26UR	9.89	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	9.89	0.00	0.30								
			B9CM	14.60	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	14.55	0.10	1.06								
			Cm244	7.28	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	7.25	0.01	0.58								
	PFR	Am-243	S26UR	22.89	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.58	0.02	0.00	0.00	0.00	0.00	22.79	0.06	1.94								
			Cm243	21.76	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	21.76	0.19	3.39								
			Cm244	22.56	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	22.32	0.19	3.14								
			Cm246	22.41	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01	0.00	0.00	0.00	0.01	0.00	22.15	0.20	3.23								
			Cm248	16.45	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	16.22	0.23	2.61								
			Cm248	16.45	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	16.22	0.23	2.61								
Cm-246 / Cm-245	JOYO MK-II	B9CM	Am-243	54.85	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.00	0.00	0.00	0.00	0.08	0.01	54.85									
			B9UR	56.47	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.04	0.00	0.00	0.00	0.00	0.04	0.00	56.47									
			S26CM	54.30	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.06	0.00	0.00	0.00	0.00	0.06	0.01	54.30									
	PFR	Am-243	S26UR	49.71	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.04	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.06	49.71									
			Pu-244	60.80	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.02	60.79									
			Am-243	60.37	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.34	0.01	0.00	0.00	0.00	0.31	0.03	60.37									
Cm-247 / Cm-246	JOYO MK-II	B9CM	Cm244	17.05	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.19	0.00	1.00									
			S26UR	9.33	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.09	0.00									
			Pu-244	24.89	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.01	0.41									
	PFR	Am-243	Cm244	23.12	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.91	0.01									
			Cm246	21.53	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.02	0.00									
			Cm248	21.44	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.04	0.00									

### 3.5.3 MA核変換量の予測誤差評価2（再委託先：日立GE）（H27～H28）

平成27年度に3.2節のMA核変換炉心の概念設計で代表炉心として選定した750MWeクラスMA均質装荷炉心について、核定数ライブラリJENDL-4.0<sup>(1)</sup>による従来の実効断面積を用いて燃焼感度係数を計算した場合と本研究で作成したMA燃焼感度係数計算システムを使用した無限希釈断面積に変換した断面積を用いて燃焼感度係数を計算した場合のMA核変換量の予測誤差の評価を行った。図3.5.3-1に無限希釈断面積を用いた場合の核変換量の核データ起因予測誤差の評価フローを示し、核変換量に対する燃焼感度係数は、3.5.1節と同様の手法を用いて、燃焼後の原子数密度に対する感度を計算し、原子数密度の変化量に対する重み付けを用いてMA核変換量の感度を算出した。計算結果について、表3.5.3-1に実効断面積の違いによるMA核変換量の予測誤差の比較を示し、図3.5.3-2に燃焼後の内側炉心におけるAm-241原子数密度に対する中性子捕獲反応に与える燃焼感度係数のエネルギー群依存性を示した例を示す。MA核変換量の不確かさについては、JENDL-4.0の実効断面積を用いた場合と無限希釈断面積を用いた場合共に燃焼感度係数も影響は小さく、MA核変換量に対する起因誤差についてもどちらも3.8%となり、その差は殆どない結果となった。

平成28年度は、MA均質装荷炉心に対して有効性を確認するため、3.2.2節で比較対象として設定した従来型炉心について、MA核変換量の予測誤差を評価した。また、上記無限希釈断面積による影響が小さかったことから、本計算においてはJENDL-4.0ベースの実効断面積を用いて計算し、従来型炉心におけるMA核変換量の予測誤差について比較を行った。ただし、燃焼感度係数の計算手法において計算条件等の見直しを行っており、MA均質装荷炉心においても再計算を実施し、従来型炉心の計算結果と比較した。図3.5.3-3に、従来型炉心を用いた場合の核変換量の核データ起因予測誤差の評価フローを示し、核変換量に対する燃焼感度係数の計算手法は、上記手法と同じである。計算結果について、表3.5.3-2に計算条件を見直したMA均質装荷炉心と従来型炉心のMA核変換量の不確かさを示し、図3.5.3-4に従来型炉心の内側炉心におけるAm-241原子数密度に対する中性子捕獲反応に与える感度係数について、従来型炉心のMA含有率の違いを比較した例を示す。MA均質装荷炉心（MA含有率11wt%）に対するMA核変換量の予測誤差が2.7%に対し、従来型炉心MA核変換量の不確かさは、MA含有率が5wt%の時に3.2%、MA含有率11wt%の時には2.7%となった。

#### 参考文献

- (1) 杉野 和輝, 神 智之, 羽様 平, 沼田 一幸, “JENDL-4.0に基づく高速炉用炉定数UFLIB.J40及びJFS-3-J4.0の作成,” JAEA-Data/Code 2011-017, 日本原子力研究開発機構 (2011).

表 3.5.3-1 実効断面積の違いによる MA 核変換量の不確かさの比較

領域	領域 体積比	MA 均質装荷炉心 (MA 含有率:11wt%) MA 核変換量の不確かさ (%)	
		JENDL-4.0 実効断面積	無限希釈 断面積
内側炉心	0.564	3.78	3.77
外側炉心	0.436	3.76	3.76
合計	1.00	3.77	3.77

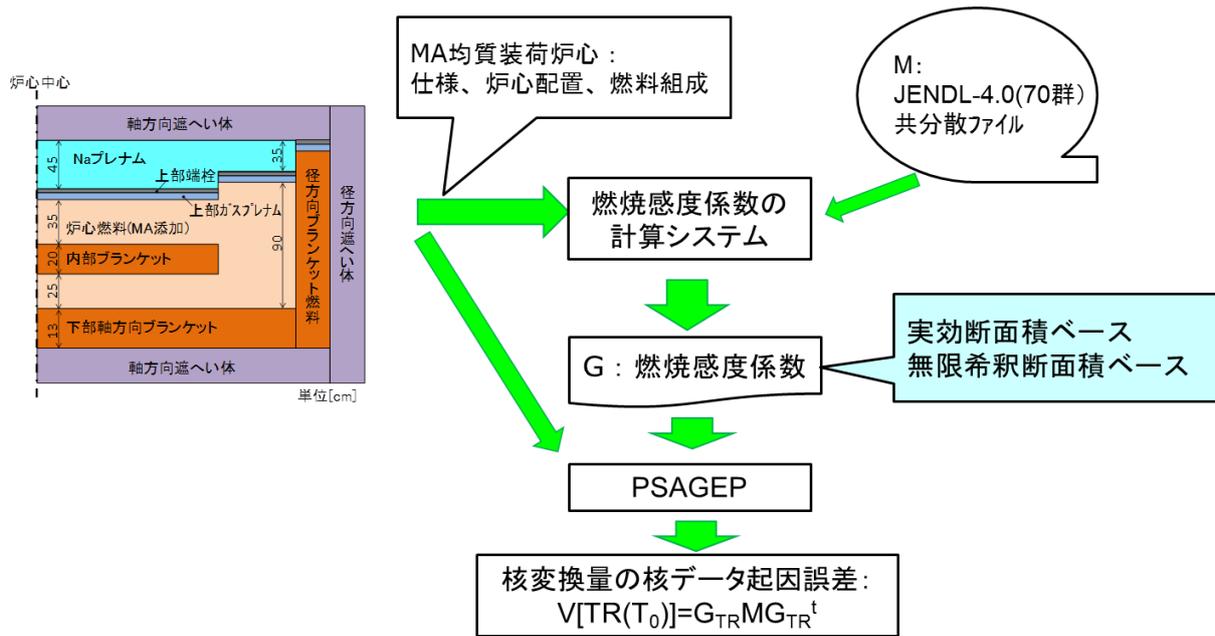
表 3.5.3-2 炉心領域全体の MA 核変換量の不確かさ (従来型炉心) \*1

領域	MA 核変換量の不確かさ (%)		
	MA 均質装荷炉心*2 MA 含有率:11wt%	従来型炉心	
		MA 含有率:5wt%	MA 含有率:11wt%
内側炉心*3	2.70	3.24	2.74
外側炉心*3	2.77	3.14	2.60
合計	2.73	3.19	2.65

\*1) JENDL-4.0 ベース

\*2) 計算条件等の見直しを実施

\*3) MA 均質装荷炉心の領域体積比 (内側炉心:0.564、外側炉心:0.436)、  
従来型炉心の領域体積比 (内側炉心:0.590、外側炉心:0.410)



V: 予測誤差、TR: 核変換量、 $T_0$ : 調整前炉定数 (UFLIB.J40)、  
 $TR = \sum_l TR_l$ 、 $TR_l = N_l(0) - N_l(t)$ 、N: 原子数密度、l: 核種番号、0: 装荷時、t: 燃焼時、M: 共分散、  
 $G_{TR}$ : 核変換量無次元感度係数、ここで、 $G_{TR} = -(1/TR) \sum_l (N_l(t) \cdot G_{Nl(t)})$ 、 $G_{Nl(t)} = \sigma/Nl(t) \cdot S_{Nl(t)}$ 、  
 $S_{Nl(t)} = dN_l(t)/d\sigma$  : 原子数密度に対する燃焼感度係数

図 3.5.3-1 核変換量の核データ起因予測誤差の評価フロー（無限希釈断面積を用いた場合）

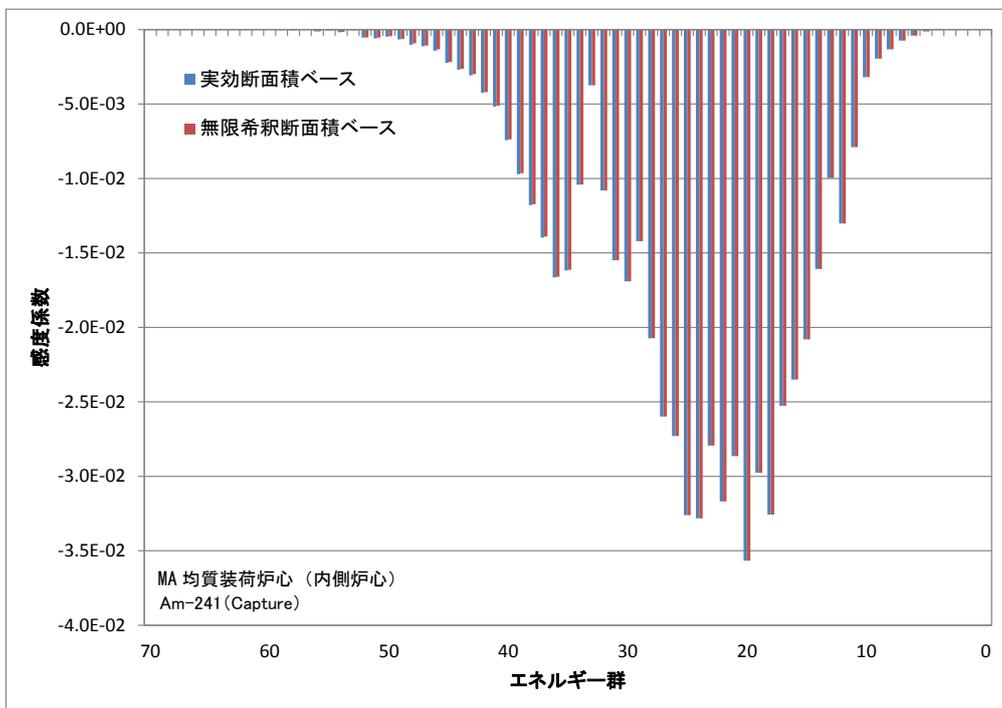
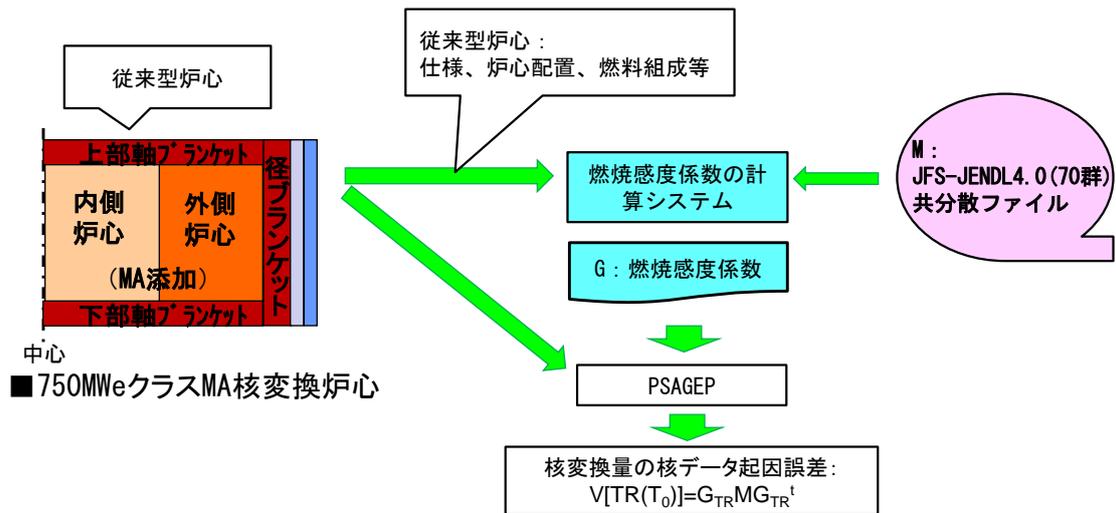


図 3.5.3-2 燃焼後 Am-241 原子数密度に対する Am-241 中性子捕獲反応の感度係数の  
エネルギー群依存性（無限希釈断面積を用いた場合）



V: 予測誤差、TR: 核変換量、 $T_0$ : 調整前炉定数 (JFS-JENDL4)、  
 $TR = \sum_l TR_l$ 、 $TR_l = N_l(0) - N_l(t)$ 、N: 原子数密度、l: 核種番号、0: 装荷時、t: 燃焼時、M: 共分散、  
 $G_{TR}$ : 核変換量無次元感度係数、ここで、 $G_{TR} = -(1/TR) \sum_l (N_l(t) \cdot G_{N_l(t)})$ 、 $G_{N_l(t)} = \sigma/N_l(t) \cdot S_{N_l(t)}$ 、  
 $S_{N_l(t)} = dN_l(t)/d\sigma$  : 原子数密度に対する燃焼感度係数

図 3.5.3-3 核変換量の核データ起因予測誤差の評価フロー (従来型炉心)

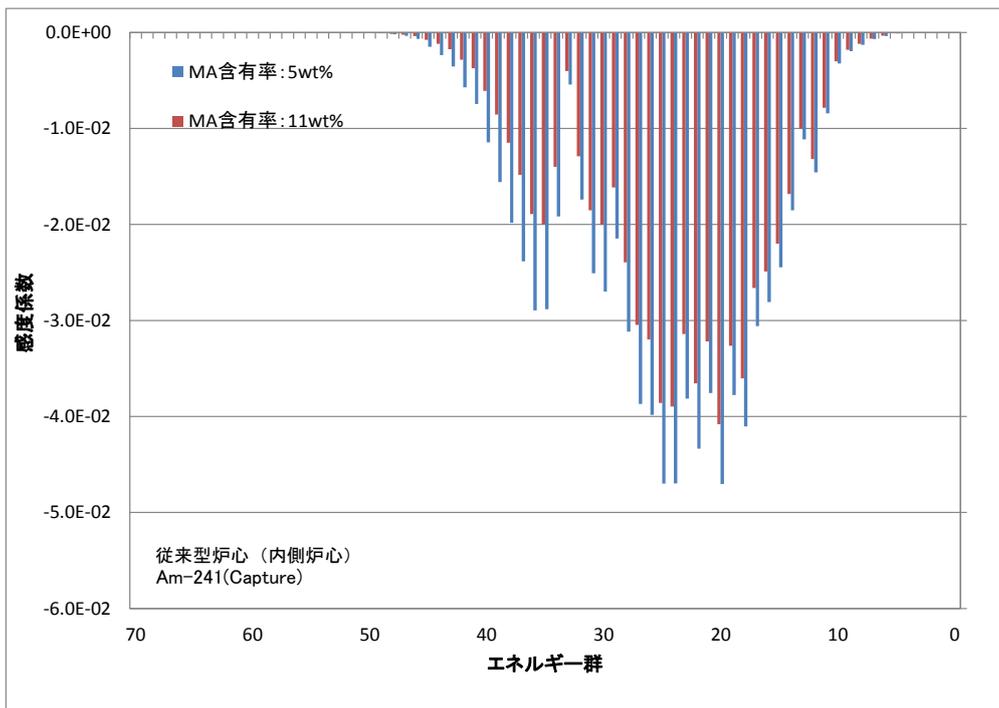


図 3.5.3-4 燃焼後 Am-241 原子数密度に対する Am-241 中性子捕獲反応の感度係数の  
エネルギー群依存性 (従来型炉心)

### 3.6 「もんじゅ」データ等による MA 核変換量の予測誤差低減システムの開発（断面積調整法等の適用）

#### 3.6.1 燃焼感度係数と「もんじゅ」データ等を用いた断面積調整システムの確立 (H25～H28)

平成 25 年度は、予測誤差低減手法を確立した。予測誤差を低減する方法として断面積調整を用いることとした。断面積調整には感度係数が必要となるが、従来の感度係数計算は実効断面積に対する感度となっており、自己遮蔽の効果が取り入れられていない。高速炉に対応する自己遮蔽因子を計算するため、計算コード「SLAROM-B」の整備を行った。断面積調整システムとしては炉心解析システム MARBLE のサブシステムである「UNCERTAINTY」システムを用いることとした<sup>(1)</sup>（図 3.6.1-1）。

平成 26 年度は、核特性の解析値、測定値に含まれる可能性がある系統誤差を取り除く方法を断面積調整計算に取り入れた。この方法は核特性に対する測定値と解析値との比であるバイアス因子を考え、このバイアス因子が 1 からどれだけズレているかを判定し、そのズレが大きい場合にはそれを系統誤差とする方法である。断面積調整の際にはこの系統誤差を取り除く。これにより調整後の断面積  $T$  は次式により与えられる。

$$T = T_0 + WS^t [SWS^t + V_e + V_m]^{-1} [R_e(1 - R_{cb}) - R_c(T_0)(1 - R_{cb})] \quad (1)$$

この時の調整された断面積の共分散は次式となる。

$$W' = W - WS^t [SWS^t + V_e + V_m]^{-1} SW \quad (2)$$

この式(1)は従来の断面積調整計算の式に対して、実験値のもつ系統誤差  $R_{eb}$  と解析値のもつ系統誤差  $R_{cb}$  が取り除かれている点が異なっている。この方法を取り入れ、系統誤差の処理手順を組み込んだ断面積調整システムを作成した。そのフロー図を図 3.6.1-2 に示す。

平成 27 年度は、前年度開発した断面積調整システムの検証を行った。断面積調整システムの検証のため、系統誤差が少ない場合の断面積調整結果が従来の計算結果と一致することを確かめた。検証に用いる実験ケースは、ZPPR 臨界実験、ZEBRA 臨界実験、BFS 臨界実験、MASURCA 臨界実験及び常陽炉物理性能試験のナトリウムボイド反応度（計 58 特性）を用いた。これらのデータは、MARBLE の高速炉核設計用統合炉定数 ADJ2010 作成用データを用いた<sup>(2)</sup>。参照解は、従来の断面積調整システム (MARBLE/UNCERTAINTY) で計算した。一方、開発した断面積調整システムの条件は、参照解と比較するため、断面積調整計算用データに系統誤差がない（信頼度  $c = \infty$ ）条件とした。表 3.6.1-1 に開発した断面積調整システムと従来の断面積調整システムの比較結果を示す。実験ケース全 58 特性について、開発した断面積調整システムの結果は、参照解に対して、完全に一致した。したがって、本システムは計算理論通り実装され、かつ、参照解と数値誤差がなく、系統誤差を除いた断面積調整量を計算可能であることが確認された。

平成 28 年度は、これまでに確立した断面積調整システムに基づき、断面積調整に用いる入力データの妥当性を検討した。入力として用いた各核特性に対する系統誤差を、確立した断面積調整システムを用いて推定し、その系統誤差が入力した断面積誤差、解析誤差、実験誤差の統計和で与えられる統計誤差に比べ、どの程度のものかを検討し、

入力データの妥当性を定量的に検討した。断面積調整計算に用いる入力データは、ADJ2016 作成用データを用いた。ADJ2016 作成用データは、ZPPR 臨界試験(240)、ZEBRA 臨界実験(23)、BFS 臨界実験(186)、MASURCA 臨界実験(9)、SEFOR 炉物理性能試験(10)、LANL 超小型炉心臨界実験(5)、常陽炉物理性能試験(23)、常陽 MA サンプル照射試験(24)、もんじゅ炉物理性能試験(7)、PFR サンプル照射試験(20)、FCA 反応率測定試験(41)、弥生炉反応率測定試験(1)で構成される(括弧内は特性数)。これらの臨界集合体及び炉心における反応率分布、反応率比、ナトリウムボイド反応度、制御棒価値、ドップラー反応度及び等温度係数の実験データ(計 589 特性)を入力データとした。

入力データの妥当性を検討するため、入力データの系統誤差を、確立した断面積調整システムを用いて推定した結果を表 3.6.1-2 示す。 $\sqrt{V}$  は断面積誤差、解析誤差、実験誤差の統計和、Reb-Rcb は系統誤差である。信頼度  $c = 1$  の場合、全 589 データのうち 127 データに対して系統誤差が推定された。表 3.6.1-2 は、その 127 データである。 $c = 2$  及び  $3$  の場合、それぞれ、17、3 データに系統誤差が推定された。 $c = 4$  の場合、系統誤差はなく、入力データに異常な値がないことが確認できた。

確立した断面積調整システムを用いて、系統誤差を取り除いた断面積調整計算を行った。断面積調整前後の C/E 値(実験値に対する解析値の比)を表 3.6.1-3 に示す。全 589 データのうち、信頼度  $c = 1$  で系統誤差を推定した 127 データを抽出し、今回の新しい断面積調整法(以下、新手法とする)と従来の断面積調整法(以下、従来法とする)を比較した。127 データの断面積調整前の実験値と解析値の一致性は  $-9.4 \sim 24.61\%$  である。断面積調整後は、従来法の場合、 $-11.0 \sim 23.0\%$ 、新手法における  $c = 1, 2, 3$  でそれぞれ、 $-9.7 \sim 18.6\%$ 、 $-11.0 \sim 23.0\%$ 、 $-11.0 \sim 23.0\%$  である。ZPPR-10A のナトリウムボイド反応度は、従来法の調整後では C/E 値の 1 からの偏差がかなり大きい(約 10%)、新手法における  $c = 1$  の場合、約 4% に改善している。また、ZPPR-10B, BFS-62-2, BFS-62-3A, BFS-67-3R 及び BFS-69-2 の制御棒価値は、従来法と比較して約 1% 改善した。図 3.6.1-3 に新手法と従来法の断面積調整の効果を示す。ここで、断面積調整効果とは、感度係数(G)と断面積調整量( $\Delta T$ )の積で表している。式(1)からわかるように、系統誤差 Reb-Rcb により従来法に対して新手法では、断面積調整量が少なくなることが分かった。

## 参考文献

- (1) K. Yokoyama, T. Hazama, K. Numata, T. Jin, "Development of comprehensive and versatile framework for reactor analysis, MARBLE", *Annals of Nuclear Energy* 66 (2014), 51-60
- (2) 杉野和輝, 石川眞, 沼田一幸, 岩井武彦, 神智之, 長家康展, 羽様平, 千葉豪, 横山賢治, 久語輝彦, "核設計基本データベースの整備 (XIV) -JENDL-4.0 に基づく高速炉核特性解析の総合評価-", *JAEA-Research* 2013-013 (2012 年 7 月).

表 3. 6. 1-1(1/2) 系統誤差を除いた断面積調整システムの検証(1/2)

炉心・条件		実験値	解析値	①調整後解析値 c=∞	②調整後解析値 (従来コード)	①/②
1	ZPPR-9 step1	3.03	3.05	2.89	2.89	1.00
2	ZPPR-9 step2	11.56	12.57	11.90	11.90	1.00
3	ZPPR-9 step3	29.39	31.39	29.72	29.72	1.00
4	ZPPR-9 step4	37.26	39.16	36.96	36.96	1.00
5	ZPPR-9 step5	31.68	33.34	31.39	31.39	1.00
6	ZPPR-9 step6	24.44	26.12	24.59	24.59	1.00
7	ZPPR-10A step2	22.26	25.42	24.04	24.04	1.00
8	ZPPR-10A step3	42.64	46.33	43.82	43.82	1.00
9	ZPPR-10A step6	55.15	59.31	55.93	55.93	1.00
10	ZPPR-10A step9	46.73	50.28	47.30	47.30	1.00
11	ZPPR-10B step1	3.54	3.25	3.04	3.04	1.00
12	ZPPR-10B step2	17.05	19.16	18.04	18.04	1.00
13	ZPPR-10B step3	36.02	41.27	38.93	38.93	1.00
14	ZPPR-10B step5	45.41	48.70	45.76	45.76	1.00
15	ZPPR-10B step7	37.73	37.30	34.94	34.94	1.00
16	ZPPR-10B step8	28.20	26.94	25.23	25.23	1.00
17	ZPPR-13A step1	7.06	8.07	7.52	7.52	1.00
18	ZPPR-13A step2	7.68	9.24	8.58	8.58	1.00
19	ZPPR-13A step3	35.75	39.23	36.48	36.48	1.00
20	ZPPR-13A step4	53.88	61.81	57.54	57.54	1.00
21	ZPPR-13A step5	63.36	73.89	68.83	68.83	1.00
22	ZPPR-13A step6	51.94	58.97	54.50	54.50	1.00
23	ZPPR-13A step7	61.18	66.77	62.01	62.01	1.00
24	ZPPR-13A step8	69.31	73.97	68.89	68.89	1.00
25	MZA step A	9.61E-02	1.069E-01	9.916E-02	9.916E-02	1.00
26	MZA step C	-8.58E-02	-9.592E-02	-9.596E-02	-9.596E-02	1.00
27	MZA step D	-9.07E-02	-9.202E-02	-9.071E-02	-9.071E-02	1.00
28	MZB step A	4.80E-02	5.238E-02	4.911E-02	4.911E-02	1.00
29	MZB step C	6.32E-02	6.629E-02	5.986E-02	5.986E-02	1.00
30	MZB step D	-2.10E-02	-2.614E-02	-2.500E-02	-2.500E-02	1.00

表 3.6.1-1(2/2) 系統誤差を除いた断面積調整システムの検証(2/2)

炉心・条件		実験値	解析値	①調整後解析値 c=∞	②調整後解析値 (従来コード)	①/②			
31	BFS-62-2	LEZ	-11.1	φ	-10.22	φ	-10.35	φ	1.00
32	BFS-62-2	LEZ_MEZ	-16.4	φ	-15.85	φ	-15.95	φ	1.00
33	BFS-62-2	LEZ_MEZ_HEZ	-29.3	φ	-27.94	φ	-27.78	φ	1.00
34	BFS-62-3A	LEZ	-9.2	φ	-8.54	φ	-8.88	φ	1.00
35	BFS-62-3A	LEZ_MEZ	-11.7	φ	-10.87	φ	-11.30	φ	1.00
36	BFS-62-3A	LEZ_MEZ_MOX	-16.9	φ	-16.08	φ	-16.45	φ	1.00
37	BFS-62-3A	LEZ_MEZ_MOX_HEZ	-28.4	φ	-26.94	φ	-26.97	φ	1.00
38	BFS-62-5	LEP	7.80	φ	8.45	φ	7.97	φ	1.00
39	BFS-66-1	LEZ 121	8.6	φ	8.71	φ	7.62	φ	1.00
40	BFS-66-1	LEZ_NAPLENUM 121	-17.8	φ	-20.40	φ	-19.73	φ	1.00
41	BFS-66-1	LEZ_NAPLENUM 385	-51.2	φ	-56.61	φ	-54.79	φ	1.00
42	BFS-66-2A	LEZ 27RODS	12.10	φ	13.05	φ	12.40	φ	1.00
43	BFS-66-2A	LEZ 88RODS	28.49	φ	33.11	φ	31.32	φ	1.00
44	BFS-67-1R	NA VOID SYSTEM	6.2	φ	7.40	φ	6.82	φ	1.00
45	BFS-67-2R	NA VOID SYSTEM	18.8	φ	18.75	φ	18.17	φ	1.00
46	BFS-69-1	NA VOID SYSTEM	-35.6	φ	-31.65	φ	-31.80	φ	1.00
47	ZONA2B	PIT-CENTER-V20	19.51	φ	21.55	φ	20.14	φ	1.00
48	ZONA2B	POA-CENTER-V20	16.99	φ	17.50	φ	16.21	φ	1.00
49	ZONA2B	POA-CENTER-V40	16.38	φ	20.18	φ	18.32	φ	1.00
50	ZONA2B	P2K-CENTER-V20	27.39	φ	28.56	φ	26.97	φ	1.00
51	ZONA2B	P2K-CENTER-V40	37.12	φ	41.19	φ	38.83	φ	1.00
52	ZONA2B	PIT-WIDE-V20	43.25	φ	48.46	φ	45.11	φ	1.00
53	ZONA2B	PIT-WIDE-V40	47.36	φ	59.18	φ	54.26	φ	1.00
54	JOYO MK-1	SVR (000)	-6.32	φ	-7.30	φ	-7.16	φ	1.00
55	JOYO MK-1	SVR (1F1)	-7.06	φ	-7.50	φ	-7.35	φ	1.00
56	JOYO MK-1	SVR (2F1)	-7.41	φ	-7.94	φ	-7.75	φ	1.00
57	JOYO MK-1	SVR (3F1)	-5.93	φ	-7.04	φ	-6.86	φ	1.00
58	JOYO MK-1	SVR (4F1)	-5.53	φ	-6.96	φ	-6.76	φ	1.00

表 3.6. 1-2(1/5) 入力データに対する系統誤差の推定値(1/5)

(単位 %)

積分データ	実験 誤差	解析 誤差	断面積 誤差	誤差 $\sqrt{V(f)}$	系統誤差 Reb-Rcb		
					c=1	c=2	c=3
ZPPR-9, C28/F49(IC-ave., 2Z)	2.00	0.22	1.78	2.69	-0.91	-	-
ZPPR-10A, C28(OCM/CC, 2Z)	1.00	1.07	0.90	1.72	0.33	-	-
ZPPR-10A, C28/F49(IC-ave., 2Z)	2.00	0.24	1.78	2.69	-0.28	-	-
ZPPR-10A, CR(CC)	1.22	1.80	3.21	3.88	-1.06	-	-
ZPPR-10A, CR(Ring1)	1.20	1.20	3.12	3.55	-1.42	-	-
ZPPR-10A, CR(Ring2H)	1.19	1.70	3.26	3.86	-0.37	-	-
ZPPR-10A, NaV step2( 88drawer, 8inch)	2.05	4.56	5.71	7.59	-4.83	-	-
ZPPR-10A, NaV step3(172drawer, 8inch)	1.79	2.50	5.74	6.51	-1.45	-	-
ZPPR-10B, C28/F49(IC-ave., 2Z)	2.00	0.25	1.79	2.70	-0.51	-	-
ZPPR-10B, CR-10	1.20	1.35	2.97	3.48	-2.64	-	-
ZPPR-10B, CR-5R7( 8, 12, 14, 16, 18)	1.18	1.51	3.15	3.69	-1.55	-	-
ZPPR-10B, NaV(Step2)	2.32	6.60	6.81	9.76	-1.26	-	-
ZPPR-10B, NaV(Step3)	1.84	5.63	6.23	8.60	-4.13	-	-
ZPPR-10C, C28/F49(IC-ave., 2Z)	2.00	0.23	1.77	2.68	-0.44	-	-
ZPPR-10C, CR (CR-1)	1.19	1.79	3.15	3.81	-1.63	-	-
ZPPR-10C, CR (6R4)	1.19	1.29	3.10	3.56	-1.90	-	-
ZPPR-10C, CR (6R7C)	1.18	1.85	3.23	3.91	-0.75	-	-
ZPPR-10C, CR (6R7F)	1.18	1.76	3.20	3.84	-0.70	-	-
ZPPR-13A, F49(F3/F1) 180deg	1.40	0.62	1.96	2.49	-0.52	-	-
ZPPR-13A, F28(F2/F1) 180deg	1.80	0.41	0.62	1.95	-0.99	-	-
ZPPR-13A, NaV (step2)	3.92	11.42	9.09	15.11	-1.75	-	-
ZPPR-13A, NaV (step5)	1.74	9.79	8.25	12.93	-1.33	-	-
ZPPR-13A, UO2 DOPPLER (F2) 300->1100K	4.77	3.62	3.88	7.14	-0.77	-	-
ZPPR-18A, CR (100% 1-6)	1.15	2.00	3.26	3.99	-0.72	-	-
ZPPR-18A, CR (100% 7-12)	1.15	3.59	2.87	4.74	-0.37	-	-
ZPPR-18A, CR ( 50% 1-6)	1.15	1.14	3.18	3.56	-0.60	-	-
ZPPR-18A, CR ( 50% 7-12)	1.15	1.85	3.04	3.74	-0.43	-	-
ZPPR-18A, CR ( 50% Pu-sector)	1.16	1.93	3.16	3.88	-2.20	-	-

表 3.6.1-2(2/5) 入力データに対する系統誤差の推定値(2/5)

(単位 %)

積分データ	実験 誤差	解析 誤差	断面積 誤差	誤差 $\sqrt{V(f)}$	系統誤差 Reb-Rcb		
					c=1	c=2	c=3
ZPPR-18A, CR ( 50% A)	1.16	0.72	3.39	3.66	-0.80	-	-
ZPPR-18A, CR ( 50% B+b)	1.16	0.61	3.46	3.70	-1.07	-	-
ZPPR-18A, CR ( 50% C+c)	1.16	0.64	3.30	3.56	-1.81	-	-
ZPPR-18A, CR ( 50% D+d)	1.16	0.68	3.12	3.40	-2.36	-	-
ZPPR-18A, CR ( 50% E+e)	1.16	0.95	3.08	3.43	-2.63	-	-
ZPPR-18A, CR ( 50% F+f)	1.18	1.14	3.19	3.59	-1.87	-	-
ZPPR-18A, CR ( 50% G+g)	1.24	1.28	3.28	3.74	-1.52	-	-
ZPPR-18C, F25(ICE/ICC, 28cm) 0deg CR-sid	1.10	0.93	0.64	1.58	-0.28	-	-
ZPPR-18C, F25(OCM/ICC, 28cm) 0deg CR-sid	1.10	1.05	0.82	1.73	-0.37	-	-
ZPPR-18C, F28/F25(OC-ave., 0deg, 5cm) CR-	2.70	0.25	5.02	5.70	1.98	-	-
ZPPR-18C, F28/F25(OC-ave., 0deg, 5cm) CRP	2.70	0.26	5.02	5.71	2.81	-	-
ZPPR-18C, F28/F25(IC-ave., 15deg, 5cm) CRP	2.70	0.16	5.56	6.18	0.26	-	-
MZB, NAV ( STEP D )	3.90	14.63	5.74	16.19	-3.56	-	-
MZC, CR ( NAT 0 )	1.30	0.67	2.75	3.11	-1.02	-	-
MZC, CR ( NAT P1 )	1.30	0.80	2.75	3.15	-0.87	-	-
MZC, CR ( NAT P2 )	1.30	0.86	2.75	3.16	-1.22	-	-
MZC, CR ( B30 0 )	1.40	0.85	2.75	3.20	-0.73	-	-
MZC, CR ( B30 P1 )	1.50	1.00	2.75	3.29	-0.55	-	-
MZC, CR ( B80 P1 )	1.60	1.11	2.77	3.38	-0.08	-	-
MZC, CR ( B80 Q )	1.30	1.34	2.77	3.34	-0.05	-	-
BFS-62-1, SR2_2 CONTROL ROD	1.30	1.97	3.00	3.82	-0.26	-	-
BFS-62-1, SR2_5 CONTROL ROD	1.26	1.22	2.74	3.25	0.26	-	-
BFS-62-2, CR3_5 CONTROL ROD	1.51	0.59	3.10	3.50	-1.46	-	-
BFS-62-2, CR3_11 CONTROL ROD	1.41	1.22	3.17	3.68	-2.86	-	-
BFS-62-3A, CR3_5 CONTROL ROD	1.53	0.59	3.43	3.80	-0.77	-	-
BFS-62-3A, CR3_11 CONTROL ROD	1.55	1.29	3.23	3.80	-2.33	-	-
BFS-62-3A, F49(LEZ, CC)/F49(LEZ, CC)	2.10	0.43	0.40	2.18	-0.74	-	-
BFS-62-3A, F25(LEZ, CC)/F25(LEZ, CC)	2.10	0.39	0.41	2.17	-0.48	-	-

表 3.6.1-2(3/5) 入力データに対する系統誤差の推定値(3/5)

(単位 %)

積分データ	実験 誤差	解析 誤差	断面積 誤差	誤差 $\sqrt{V(f)}$	系統誤差 Reb-Rcb		
					c=1	c=2	c=3
BFS-62-4, CR3_11 CONTROL ROD	1.47	0.59	2.63	3.07	-0.92	-	-
BFS-62-4, F49(LEZ, CC)/F49(LEZ, CC)	2.00	0.31	0.39	2.06	-0.34	-	-
BFS-62-4, F25(LEZ, CC)/F25(LEZ, CC)	2.00	0.30	0.38	2.06	-0.33	-	-
BFS-66-1, CR1_4	1.25	0.91	3.25	3.60	-2.24	-	-
BFS-66-1, SR2_2	1.34	0.98	2.74	3.21	-2.75	-	-
BFS-66-1, CR3_11	1.22	0.81	2.67	3.05	-2.32	-	-
BFS-66-2, NaV (28vid)	4.23	7.10	7.28	11.01	-2.77	-	-
BFS-66-2, RRR F49/F25(ICC, CC)	1.26	0.77	1.09	1.83	-0.74	-	-
BFS-66-2A, RRR F49/F25(ICC, CC)	1.23	0.70	0.97	1.72	-0.20	-	-
BFS-66-2A, RRR C28/F25(ICC, CC)	2.44	0.26	1.86	3.07	-1.28	-	-
BFS-67-1R, CR (ENR 381.3mm)	5.56	0.53	2.84	6.26	-1.13	-	-
BFS-67-1R, F49/F25	1.00	0.70	0.97	1.56	-1.41	-	-
BFS-67-1R, F53/F49	3.25	1.11	3.96	5.24	2.73	-	-
BFS-67-1R, F64/F49	2.76	0.98	3.67	4.70	-12.91	-8.21	-3.51
BFS-67-2R, NaV	4.25	5.20	5.67	8.79	1.62	-	-
BFS-67-2R, CR (Nat 380.8mm)	4.45	1.48	3.20	5.68	-0.85	-	-
BFS-67-2R, F42/F49	1.83	0.35	2.99	3.53	-0.01	-	-
BFS-67-2R, F53/F49	2.94	0.47	3.85	4.87	0.68	-	-
BFS-67-2R, F64/F49	2.91	0.30	3.66	4.68	-12.52	-7.83	-3.15
BFS-67-3BR, F49/F25	1.28	0.29	0.91	1.60	-0.41	-	-
BFS-67-3BR, F42/F49	3.91	1.36	3.04	5.14	-1.41	-	-
BFS-67-3BR, F64/F49	4.56	1.41	3.67	6.02	-11.38	-5.35	-
BFS-67-3R, CR (Nat 380.8mm)	4.33	1.40	3.14	5.53	-3.03	-	-
BFS-69-1, CR (Nat 448mm)	1.71	0.98	3.06	3.64	-0.65	-	-
BFS-69-1, F37/F49	2.54	1.07	2.55	3.75	0.40	-	-
BFS-69-1, F64/F49	2.15	1.01	3.64	4.34	-10.04	-5.70	-1.35
BFS-69-2, CR (ENR 151mm)	5.68	0.95	2.78	6.40	-1.37	-	-
BFS-69-2, CR (Nat 448mm)	0.61	1.04	3.04	3.27	-2.23	-	-

表 3.6.1-2(4/5) 入力データに対する系統誤差の推定値(4/5)

(単位 %)

積分データ	実験 誤差	解析 誤差	断面積 誤差	誤差 $\sqrt{V(f)}$	系統誤差 Reb-Rcb		
					c=1	c=2	c=3
BFS-69-2, F49/F25	1.20	0.45	0.82	1.52	-0.67	-	-
BFS-69-2, F64/F49	3.47	0.46	3.63	5.04	-9.96	-4.92	-
SEFOR I-E, ISO. TEMP. REAC. (350F-760F)	3.10	3.29	3.09	5.48	-0.65	-	-
SEFOR 2-C, ISO. TEMP. REAC. (350F-450F)	4.90	3.20	3.14	6.64	-2.99	-	-
SEFOR 2-C, ISO. TEMP. REAC. (350F-550F)	3.60	3.27	3.13	5.78	-2.42	-	-
SEFOR 2-C, ISO. TEMP. REAC. (350F-650F)	3.30	3.34	3.12	5.64	-3.30	-	-
SEFOR 2-C, ISO. TEMP. REAC. (350F-760F)	3.20	3.29	3.11	5.55	-3.90	-	-
JOYO MK-1, FRR (4F1)	4.56	2.42	2.10	5.58	0.55	-	-
JOYO MK-1, BRC (75MW 2ND CYCLE)	3.47	0.92	2.65	4.46	0.42	-	-
JOYO MK-2, B7CM Np237 SMP Pu238/Np237	4.85	1.61	5.27	7.34	1.40	-	-
JOYO MK-2, S26CM Am243 SMP Pu240/Pu238	4.86	1.12	8.37	9.74	-2.07	-	-
JOYO MK-2, S26UR Am243 SMP Pu240/Pu238	7.16	2.44	7.84	10.89	-3.96	-	-
FCA IX-1, F53/F49 (Am-243/Pu-239)	2.20	0.99	3.77	4.48	1.11	-	-
FCA IX-1, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	3.60	0.94	3.69	5.24	-5.49	-0.25	-
FCA IX-1, F48/F49 (Pu-238/Pu-239)	2.40	1.01	2.60	3.68	0.59	-	-
FCA IX-1, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	2.20	0.97	3.15	3.97	-3.97	-0.01	-
FCA IX-2, F51/F49 (Am-241/Pu-239)	2.70	0.71	2.90	4.02	0.92	-	-
FCA IX-2, F53/F49 (Am-243/Pu-239)	2.60	0.73	3.65	4.54	1.99	-	-
FCA IX-2, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	3.80	0.69	3.68	5.33	-7.03	-1.69	-
FCA IX-2, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	2.60	0.75	2.92	3.98	-3.22	-	-
FCA IX-3, F53/F49 (Am-243/Pu-239)	2.40	0.99	3.56	4.41	0.13	-	-
FCA IX-3, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	3.60	0.86	3.64	5.19	-8.86	-3.67	-
FCA IX-3, F48/F49 (Pu-238/Pu-239)	2.60	0.48	2.25	3.47	0.04	-	-
FCA IX-3, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	2.40	0.94	2.78	3.79	-4.67	-0.88	-
FCA IX-4, F51/F49 (Am-241/Pu-239)	2.40	0.61	3.98	4.69	1.27	-	-
FCA IX-4, F53/F49 (Am-243/Pu-239)	2.40	0.66	4.75	5.36	3.69	-	-
FCA IX-4, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	3.60	0.65	4.17	5.54	-7.19	-1.65	-
FCA IX-4, F48/F49 (Pu-238/Pu-239)	2.60	0.47	2.39	3.56	1.49	-	-

表 3.6.1-2(5/5) 入力データに対する系統誤差の推定値(5/5)

(単位 %)

積分データ	実験 誤差	解析 誤差	断面積 誤差	誤差 $\sqrt{V(f)}$	系統誤差 Reb-Rcb		
					c=1	c=2	c=3
FCA IX-4, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	1.90	0.68	3.63	4.16	-2.46	-	-
FCA IX-5, F51/F49 (Am-241/Pu-239)	2.40	0.50	3.42	4.21	0.87	-	-
FCA IX-5, F53/F49 (Am-243/Pu-239)	2.40	0.54	4.20	4.87	2.30	-	-
FCA IX-5, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	3.60	0.55	3.89	5.33	-8.62	-3.29	-
FCA IX-5, F48/F49 (Pu-238/Pu-239)	2.60	0.39	2.31	3.50	1.37	-	-
FCA IX-5, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	1.90	0.57	3.19	3.75	-3.95	-0.20	-
FCA IX-6, F53/F49 (Am-243/Pu-239)	2.40	1.06	3.41	4.30	1.37	-	-
FCA IX-6, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	3.80	1.02	3.52	5.28	-9.76	-4.48	-
FCA IX-6, F48/F49 (Pu-238/Pu-239)	2.60	0.56	2.20	3.45	1.27	-	-
FCA IX-6, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	1.90	1.06	2.55	3.35	-4.33	-0.98	-
FCA IX-7, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	3.70	0.34	3.78	5.30	-9.08	-3.79	-
FCA IX-7, F48/F49 (Pu-238/Pu-239)	2.60	0.28	2.33	3.50	0.92	-	-
FCA IX-7, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	2.40	0.36	3.05	3.90	-5.12	-1.22	-
MONJU1994, Pu-241 DECAY EFFECT	2.90	0.61	3.76	4.79	4.05	-	-
YAYOI, Np-237/Au-197 capture ratio(Gy)	3.36	0.67	6.27	7.15	0.40	-	-

表 3.6.1-3(1/5) 断面積調整前後の C/E 値(1/5)

積分データ	C/E 値 - 1.0 (%)				
	調整前	調整後			
		従来法	新手法		
			c=1	c=2	c=3
ZPPR-9, C28/F49(IC-ave., 2Z)	3.73	3.32	2.56	3.34	3.33
ZPPR-10A, C28(OCM/CC, 2Z)	-2.01	-2.02	-1.62	-2.02	-2.02
ZPPR-10A, C28/F49(IC-ave., 2Z)	3.06	2.64	2.52	2.66	2.65
ZPPR-10A, CR(CC)	5.20	0.33	0.52	0.34	0.33
ZPPR-10A, CR(Ring1)	5.23	0.47	0.25	0.49	0.48
ZPPR-10A, CR(Ring2H)	4.42	-0.37	0.61	-0.35	-0.36
ZPPR-10A, NaV step2( 88drawer, 8inch)	14.19	9.82	4.17	9.86	9.84
ZPPR-10A, NaV step3(172drawer, 8inch)	8.65	4.51	2.80	4.55	4.53
ZPPR-10B, C28/F49(IC-ave., 2Z)	3.31	2.88	2.55	2.90	2.89
ZPPR-10B, CR-10	6.52	1.94	0.37	1.95	1.94
ZPPR-10B, CR-5R7( 8, 12, 14, 16, 18)	5.53	0.79	0.49	0.80	0.79
ZPPR-10B, NaV(Step2)	12.39	8.63	6.68	8.64	8.65
ZPPR-10B, NaV(Step3)	14.58	10.57	5.50	10.60	10.59
ZPPR-10C, C28/F49(IC-ave., 2Z)	3.22	2.80	2.53	2.82	2.81
ZPPR-10C, CR (CR-1)	5.76	0.78	0.42	0.79	0.78
ZPPR-10C, CR (6R4)	5.78	0.89	0.20	0.90	0.89
ZPPR-10C, CR (6R7C)	4.88	0.22	0.72	0.24	0.23
ZPPR-10C, CR (6R7F)	4.75	-0.01	0.57	0.01	-0.01
ZPPR-13A, F49(F3/F1) 180deg	3.10	2.92	2.54	2.92	2.93
ZPPR-13A, F28(F2/F1) 180deg	3.03	3.06	2.06	3.05	3.06
ZPPR-13A, NaV (step2)	20.29	13.75	11.75	13.71	13.72
ZPPR-13A, NaV (step5)	16.62	10.67	9.20	10.64	10.65
ZPPR-13A, UO2 DOPPLER (F2) 300->1100K	8.59	3.88	4.14	3.88	3.89
ZPPR-18A, CR (100% 1-6)	4.94	0.37	0.70	0.39	0.37
ZPPR-18A, CR (100% 7-12)	5.38	1.37	2.02	1.39	1.37
ZPPR-18A, CR ( 50% 1-6)	4.35	-0.68	-0.01	-0.66	-0.67
ZPPR-18A, CR ( 50% 7-12)	4.35	-0.23	0.62	-0.22	-0.23
ZPPR-18A, CR ( 50% Pu-sector)	6.47	0.85	0.09	0.86	0.85

表 3.6.1-3(2/5) 断面積調整前後の C/E 値(2/5)

積分データ	C/E 値 - 1.0 (%)				
	調整前	調整後			
		従来法	新手法		
		c=1	c=2	c=3	
ZPPR-18A, CR ( 50% A)	4.66	-0.28	0.14	-0.26	-0.27
ZPPR-18A, CR ( 50% B+b)	5.00	-0.01	0.14	0.01	0.00
ZPPR-18A, CR ( 50% C+c)	5.67	0.39	-0.15	0.41	0.40
ZPPR-18A, CR ( 50% D+d)	6.11	0.76	-0.31	0.78	0.77
ZPPR-18A, CR ( 50% E+e)	6.45	1.02	-0.29	1.04	1.03
ZPPR-18A, CR ( 50% F+f)	5.77	0.21	-0.20	0.22	0.21
ZPPR-18A, CR ( 50% G+g)	5.55	0.12	0.03	0.13	0.12
ZPPR-18C, F25(ICE/ICC, 28cm) 0deg CR-sid	1.89	1.71	1.55	1.71	1.71
ZPPR-18C, F25(OCM/ICC, 28cm) 0deg CR-sid	2.14	1.77	1.56	1.77	1.77
ZPPR-18C, F28/F25(OC-ave., 0deg, 5cm) CR-	-7.14	-4.23	-2.66	-4.20	-4.20
ZPPR-18C, F28/F25(OC-ave., 0deg, 5cm) CRP	-7.85	-4.96	-2.64	-4.92	-4.92
ZPPR-18C, F28/F25(IC-ave., 15deg, 5cm) CRP	-6.05	-2.86	-2.94	-2.84	-2.82
MZB, NAV ( STEP D )	24.61	23.04	18.60	23.19	23.10
MZC, CR ( NAT 0 )	4.31	0.41	0.49	0.42	0.41
MZC, CR ( NAT P1 )	4.18	0.31	0.54	0.32	0.31
MZC, CR ( NAT P2 )	4.58	0.70	0.56	0.71	0.70
MZC, CR ( B30 0 )	4.09	0.21	0.54	0.21	0.21
MZC, CR ( B30 P1 )	3.99	0.14	0.66	0.14	0.14
MZC, CR ( B80 P1 )	3.59	-0.15	0.72	-0.15	-0.15
MZC, CR ( B80 Q )	3.51	-0.20	0.71	-0.20	-0.20
BFS-62-1, SR2_2 CONTROL ROD	4.25	1.96	2.16	1.97	1.97
BFS-62-1, SR2_5 CONTROL ROD	-3.39	-4.02	-3.54	-4.03	-4.03
BFS-62-2, CR3_5 CONTROL ROD	5.22	3.87	2.61	3.87	3.87
BFS-62-2, CR3_11 CONTROL ROD	6.99	4.78	2.46	4.77	4.78
BFS-62-3A, CR3_5 CONTROL ROD	4.79	4.05	3.36	4.05	4.05
BFS-62-3A, CR3_11 CONTROL ROD	6.54	3.38	1.86	3.37	3.37
BFS-62-3A, F49(LEZ, CC)/F49(LEZ, CC)	3.01	2.96	2.23	2.95	2.96
BFS-62-3A, F25(LEZ, CC)/F25(LEZ, CC)	2.73	2.69	2.22	2.68	2.69

表 3.6.1-3(3/5) 断面積調整前後の C/E 値(3/5)

積分データ	C/E 値 - 1.0 (%)				
	調整前	調整後			
		従来法	新手法		
			c=1	c=2	c=3
BFS-62-4, CR3_11 CONTROL ROD	4.16	3.06	2.49	3.06	3.06
BFS-62-4, F49(LEZ, CC)/F49(LEZ, CC)	2.46	2.75	2.38	2.74	2.75
BFS-62-4, F25(LEZ, CC)/F25(LEZ, CC)	2.45	2.75	2.38	2.74	2.75
BFS-66-1, CR1_4	6.20	0.03	-0.83	0.04	0.03
BFS-66-1, SR2_2	6.33	1.53	-0.12	1.54	1.53
BFS-66-1, CR3_11	5.67	2.81	1.20	2.81	2.81
BFS-66-2, NaV (28vid)	15.99	10.18	7.12	10.27	10.22
BFS-66-2, RRR F49/F25(ICC, CC)	2.64	2.13	1.58	2.13	2.14
BFS-66-2A, RRR F49/F25(ICC, CC)	1.95	1.49	1.46	1.50	1.50
BFS-66-2A, RRR C28/F25(ICC, CC)	4.55	3.58	2.66	3.61	3.60
BFS-67-1R, CR (ENR 381.3mm)	7.98	4.21	3.77	4.21	4.20
BFS-67-1R, F49/F25	3.06	2.53	1.27	2.53	2.54
BFS-67-1R, F53/F49	-7.39	-1.15	-0.20	-1.05	-1.05
BFS-67-1R, F64/F49	21.37	5.78	0.25	0.74	2.51
BFS-67-2R, NaV	-9.43	-10.96	-9.65	-10.95	-10.95
BFS-67-2R, CR (Nat 380.8mm)	6.98	2.46	2.78	2.47	2.46
BFS-67-2R, F42/F49	3.67	-1.04	1.20	-0.61	-0.94
BFS-67-2R, F53/F49	-5.26	1.22	0.22	1.33	1.33
BFS-67-2R, F64/F49	20.78	5.26	0.28	0.73	2.45
BFS-67-3BR, F49/F25	2.05	1.58	1.32	1.59	1.59
BFS-67-3BR, F42/F49	7.00	2.12	2.94	2.56	2.22
BFS-67-3BR, F64/F49	21.06	5.51	1.88	3.96	6.50
BFS-67-3R, CR (Nat 380.8mm)	9.35	4.87	2.77	4.88	4.87
BFS-69-1, CR (Nat 448mm)	4.48	0.17	0.70	0.17	0.17
BFS-69-1, F37/F49	-3.99	-2.32	-2.37	-2.16	-2.21
BFS-69-1, F64/F49	16.80	1.83	-0.13	-0.04	1.18
BFS-69-2, CR (ENR 151mm)	8.42	4.17	3.74	4.16	4.16
BFS-69-2, CR (Nat 448mm)	5.82	1.25	0.21	1.25	1.25

表 3.6.1-3(4/5) 断面積調整前後の C/E 値(4/5)

積分データ	C/E 値 - 1.0 (%)				
	調整前	調整後			
		従来法	新手法		
			c=1	c=2	c=3
BFS-69-2, F49/F25	2.24	1.88	1.31	1.89	1.89
BFS-69-2, F64/F49	17.65	2.58	0.72	1.64	3.53
SEFOR I-E, ISO. TEMP. REAC. (350F-760F)	6.52	3.48	3.60	3.52	3.50
SEFOR 2-C, ISO. TEMP. REAC. (350F-450F)	10.65	7.37	4.96	7.41	7.39
SEFOR 2-C, ISO. TEMP. REAC. (350F-550F)	8.94	5.73	3.95	5.77	5.75
SEFOR 2-C, ISO. TEMP. REAC. (350F-650F)	9.81	6.59	3.83	6.63	6.60
SEFOR 2-C, ISO. TEMP. REAC. (350F-760F)	10.43	7.20	3.76	7.25	7.22
JOYO MK-1, FRR (4F1)	-5.77	-7.15	-6.19	-7.12	-7.13
JOYO MK-1, BRC (75MW 2ND CYCLE)	-4.66	-5.04	-4.36	-5.05	-5.05
JOYO MK-2, B7CM Np237 SMP Pu238/Np237	-8.04	-6.39	-5.35	-6.35	-6.37
JOYO MK-2, S26CM Am243 SMP Pu240/Pu238	13.39	7.05	5.64	7.05	7.05
JOYO MK-2, S26UR Am243 SMP Pu240/Pu238	17.44	8.07	4.59	8.05	8.07
FCA IX-1, F53/F49 (Am-243/Pu-239)	-5.29	-0.61	-0.61	-0.44	-0.53
FCA IX-1, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	12.02	-2.85	0.35	1.11	-2.07
FCA IX-1, F48/F49 (Pu-238/Pu-239)	-4.10	-1.71	-1.56	-1.48	-1.63
FCA IX-1, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	8.62	2.33	0.87	2.75	2.39
FCA IX-2, F51/F49 (Am-241/Pu-239)	-4.72	-2.12	-1.23	-1.94	-2.02
FCA IX-2, F53/F49 (Am-243/Pu-239)	-6.13	-1.58	-0.62	-1.43	-1.49
FCA IX-2, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	14.11	-1.92	0.16	0.67	-1.09
FCA IX-2, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	7.76	1.34	0.85	1.75	1.39
FCA IX-3, F53/F49 (Am-243/Pu-239)	-4.34	0.26	-0.47	0.39	0.34
FCA IX-3, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	16.35	-0.29	-0.09	0.09	0.55
FCA IX-3, F48/F49 (Pu-238/Pu-239)	-3.39	-1.49	-1.89	-1.40	-1.41
FCA IX-3, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	9.25	2.65	0.66	2.10	2.71
FCA IX-4, F51/F49 (Am-241/Pu-239)	-5.62	-3.25	-2.62	-3.10	-3.13
FCA IX-4, F53/F49 (Am-243/Pu-239)	-8.30	-3.98	-2.14	-3.88	-3.88
FCA IX-4, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	14.60	-2.16	-0.41	0.59	-1.29
FCA IX-4, F48/F49 (Pu-238/Pu-239)	-4.81	-2.83	-2.07	-2.77	-2.75

表 3.6.1-3(5/5) 断面積調整前後の C/E 値(5/5)

積分データ	C/E 値 - 1.0 (%)				
	調整前	調整後			
		従来法	新手法		
			c=1	c=2	c=3
FCA IX-4, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	7.08	0.47	0.29	0.84	0.54
FCA IX-5, F51/F49 (Am-241/Pu-239)	-4.83	-2.42	-1.95	-2.27	-2.31
FCA IX-5, F53/F49 (Am-243/Pu-239)	-6.69	-2.28	-1.46	-2.18	-2.19
FCA IX-5, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	16.21	-0.86	-0.53	0.02	0.00
FCA IX-5, F48/F49 (Pu-238/Pu-239)	-4.65	-2.68	-1.97	-2.62	-2.60
FCA IX-5, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	8.35	1.65	0.06	1.80	1.72
FCA IX-6, F53/F49 (Am-243/Pu-239)	-5.37	-0.85	-0.46	-0.74	-0.77
FCA IX-6, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	17.70	0.51	-0.25	-0.01	1.37
FCA IX-6, F48/F49 (Pu-238/Pu-239)	-4.51	-2.57	-1.85	-2.51	-2.49
FCA IX-6, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	8.33	1.67	0.01	0.99	1.73
FCA IX-7, F64/F49 (Cm-244/Pu-239)	16.80	-0.22	-0.14	0.20	0.70
FCA IX-7, F48/F49 (Pu-238/Pu-239)	-4.24	-2.35	-2.00	-2.26	-2.27
FCA IX-7, F42/F49 (Pu-242/Pu-239)	9.91	3.18	0.75	2.31	3.26
MONJU1994, Pu-241 DECAY EFFECT	-8.12	-8.14	-4.54	-8.21	-8.18
YAYOI, Np-237/Au-197 capture ratio (Gy)	-7.02	-4.69	-4.59	-4.64	-4.67

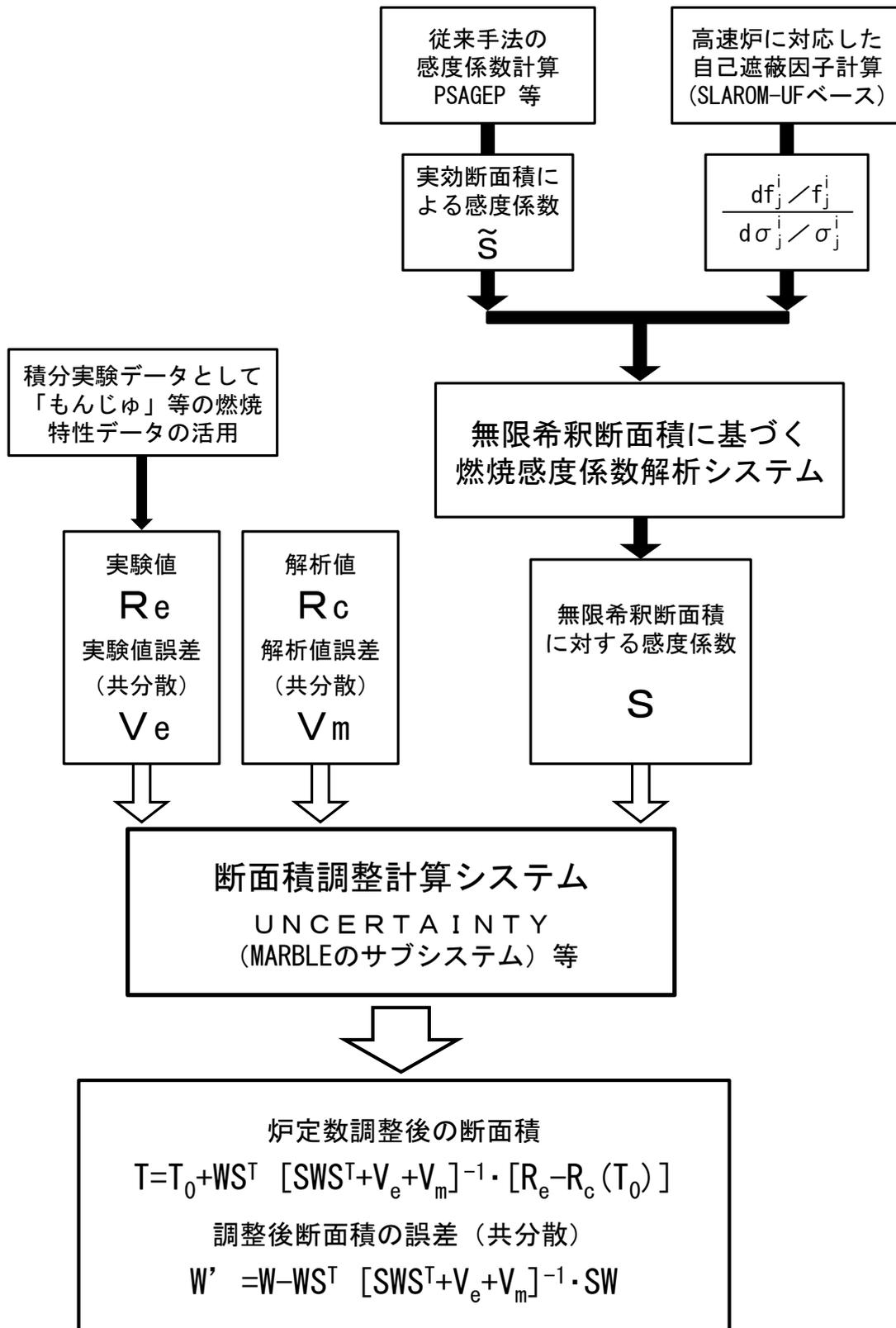


図 3.6.1-1 新しい断面積調整計算フロー図

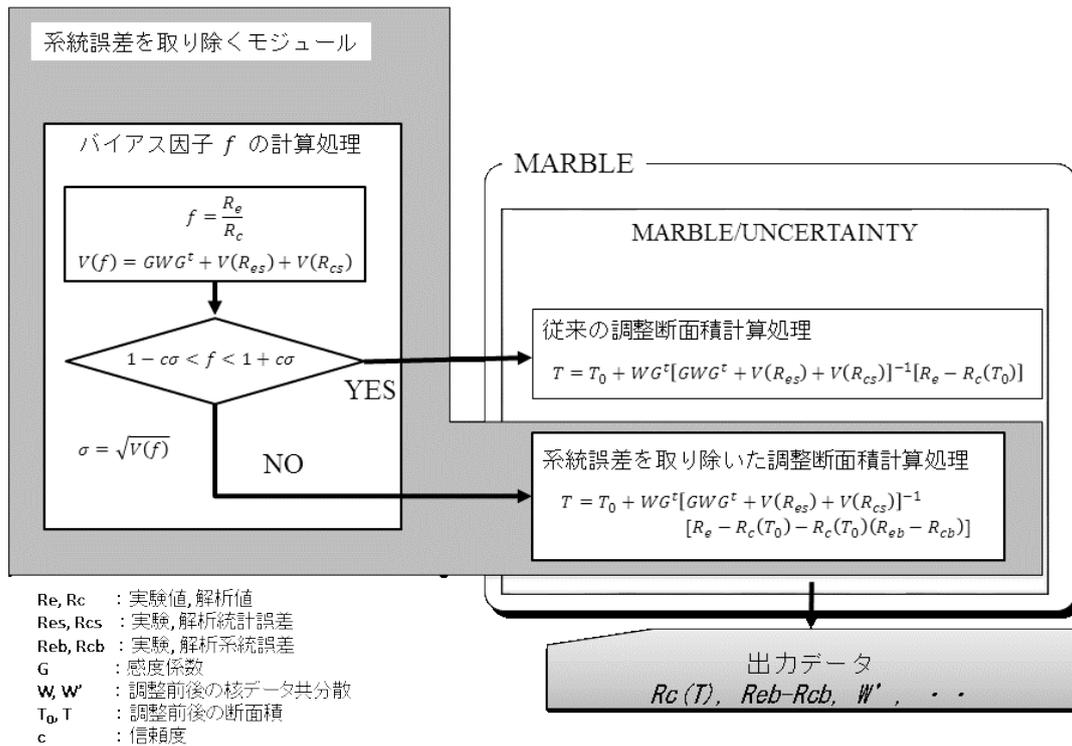


図 3. 6. 1-2 系統誤差を取り除いた断面積調整計算フロー

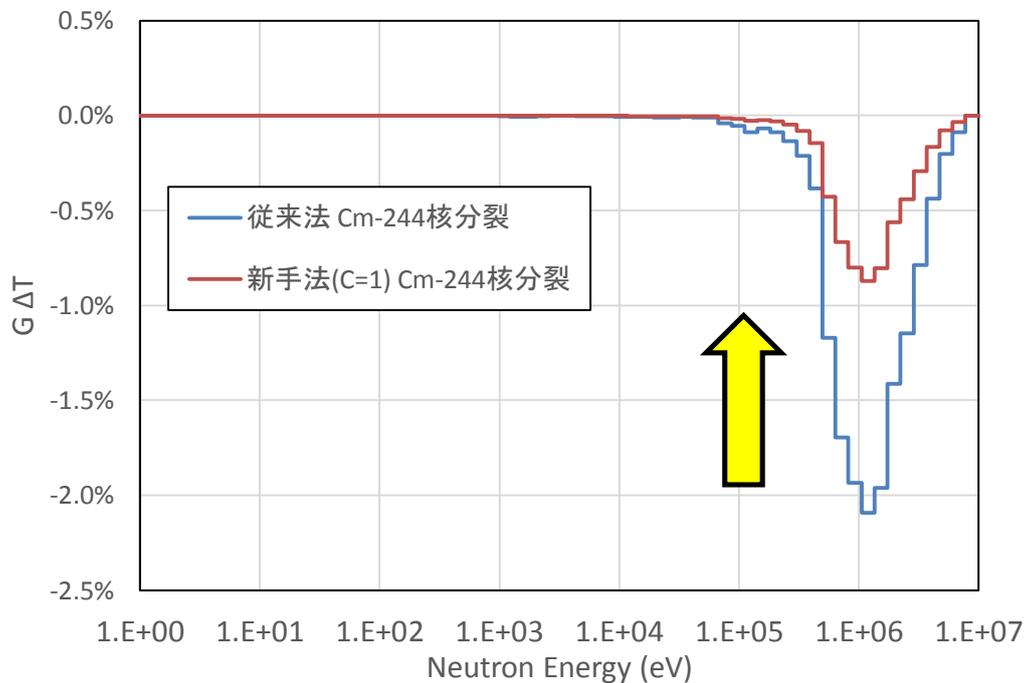


図 3. 6. 1-3 BFS-69-1 Cm-244 核分裂/Pu-239 核分裂反応率比に対する断面積調整効果

### 3.6.2 臨界集合体データ等を用いた断面積調整（再委託先：原子力機構）（H27）

平成 27 年度には、第 3.4 節の臨界実験データベースや MA 照射データベース（以下、積分実験データベース）に加えて、既存の MA 以外の一般核特性の臨界実験データを使って断面積調整計算を行った。なお、既存の一般の核特性としては、統合炉定数 ADJ2010<sup>(1)</sup>の作成で用いられた積分実験データを用いた。断面積調整計算に用いる核特性は互いに整合していないと、核データの不確かさを大幅に超えるような調整等の、物理的に正しくないと考えられる結果が得られることがある。このため、断面積調整計算を繰り返し行って結果を確認して、異常があると考えられる積分実験データを除外し、基準となる積分実験データセットを決定した。

炉心の基本的な核特性として重要な臨界性、MA 核変換用の炉心設計で重要となる Na ボイド反応度、MA 核変換量の予測精度向上で重要な役割を果たすと考えられる MA 反応率比等に注目して、断面積調整計算結果を確認した。図 3.6.2-1 に臨界性に対する調整前後の C/E 値（計算値と測定値の比）を示す。調整後（ADJ2015R）の C/E 値は  $1.000 \pm 0.002$  の範囲にあり、調整前（JENDL-4.0）の C/E 値の  $0.996 \sim 1.003$  に比べて改善していることが分かった。また、この図に示すように、MA を含む炉心だけでなく、MA を含まない炉心についても改善しており、臨界性については、不整合は見られないことが確認できた。同様に、Na ボイド反応度に関しては、Np が大量に装荷された BFS 炉心でも改善することが確認できた。ただし、核データ起因誤差の縮小効果に対する Np-237 の寄与は小さく、最大の寄与は Na-23 の非弾性散乱断面積にあることが分かった。

MA 反応率比については、図 3.6.2-2 に Cm-244 と Pu-239 の核分裂反応率比（F64/F49）の調整前後の C/E 値を示す。調整前（JENDL-4.0）は、BFS 炉心、FCA IX 炉心共に約 15～20%の大きな過大評価であったが、調整後（ADJ2015R）は大きく改善され、1 に近くなっていることが分かった。図 3.6.2-3 に、BFS-67-2R 炉心の調整前後の F64/F49 に対する核データ起因誤差を示す。この図に示すように、核データ起因誤差の合計は大幅に低減されていること、及び、主に寄与しているのは Cm-244 核分裂断面積であることが分かった。

#### 参考文献

- (1) 杉野和輝，石川眞，沼田一幸，岩井武彦，神智之，長家康展，羽様平，千葉豪，横山賢治，久語輝彦，“核設計基本データベースの整備（XIV）-JENDL-4.0に基づく高速炉核特性解析の総合評価-”，JAEA-Research 2013-013（2012年7月）。

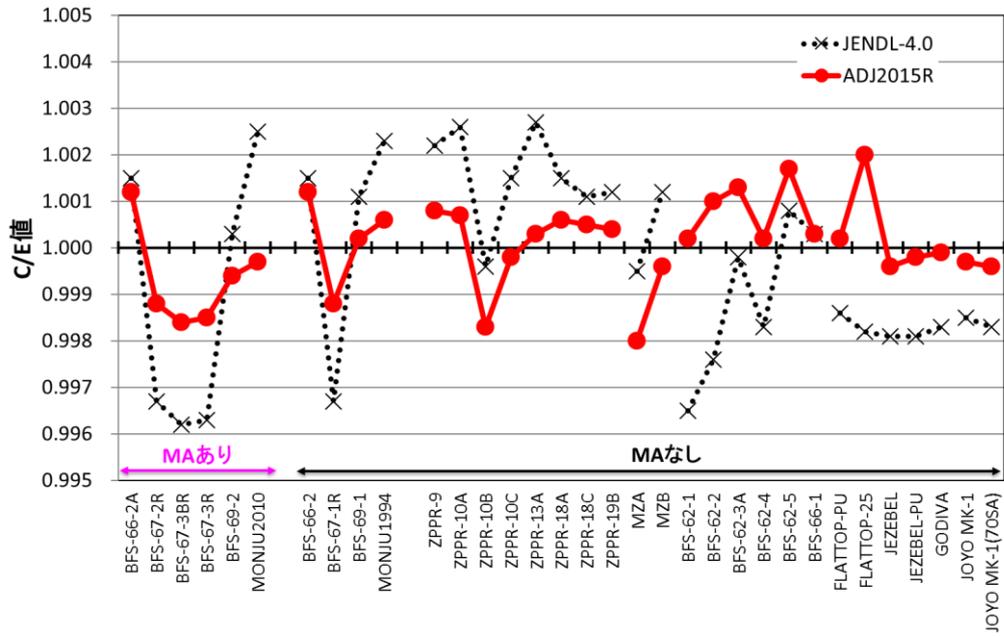


図 3.6.2-1 調整前後の C/E 値 (臨界性)

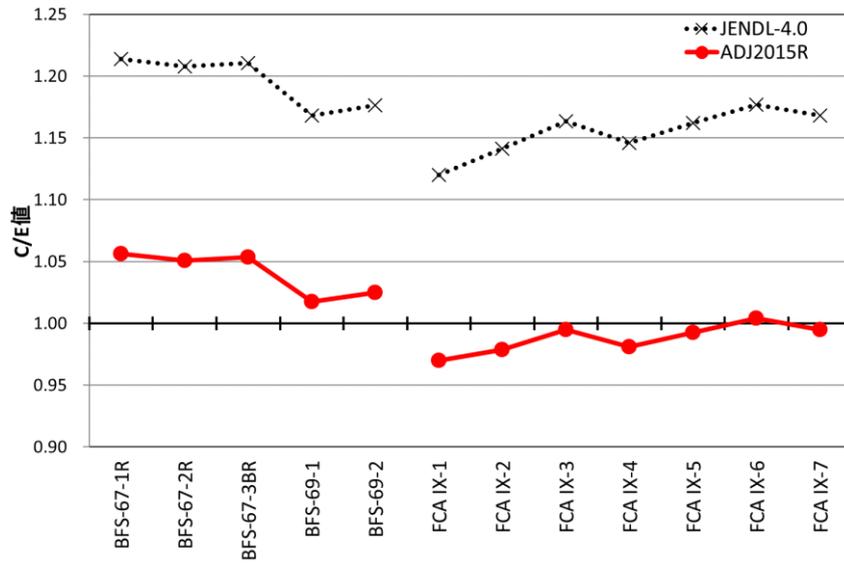


図 3.6.2-2 調整前後の C/E 値 (F64/F49 反応率比)

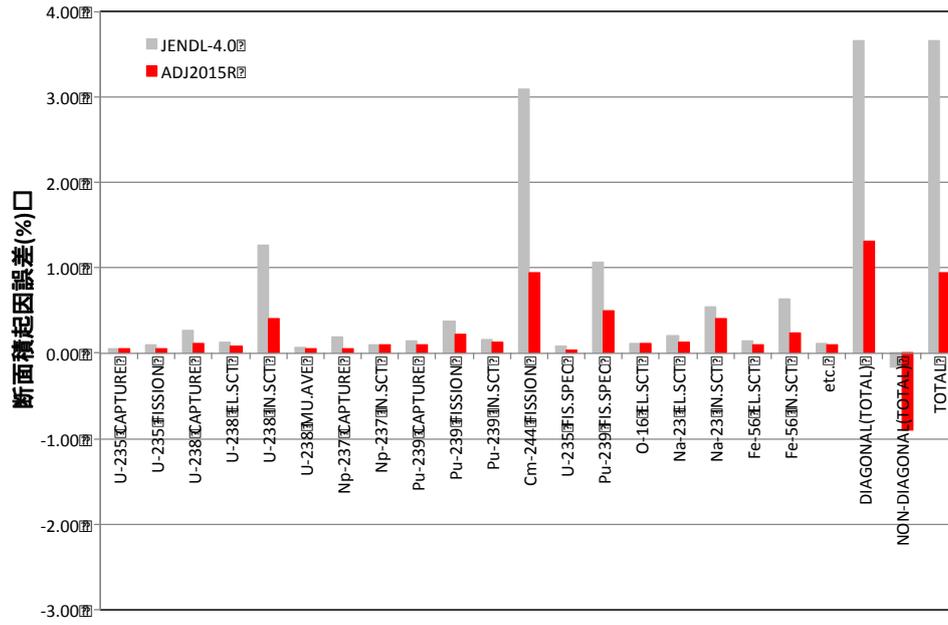


図 3.6.2-3 核種・反応毎の核データ起因誤差 (BFS-67-2R 炉心の F64/F49 反応率比)

### 3.6.3 「もんじゅ」等のMA核変換関連データを追加した断面積調整

(再委託先：原子力機構) (H27～H28)

平成27年度には、第3.6.2節の断面積調整計算に対して、「もんじゅ」研究計画に示されている試験・運転で取得できると想定したデータを追加した予備的な断面積調整計算を行った。この断面積調整計算結果を用いて、実験の測定精度が解析の予測精度向上に与える影響を整理した。燃焼後の原子数比のデータを追加した結果、実験の測定精度が良くなるにつれて解析の予測精度が向上することを確認した。この検討を発展させた最終的な結果については第3.6.4節にまとめた。

平成28年度には、平成27年度に実施した予備的な断面積調整計算の継続として、最終的に整備した「もんじゅ」等のMA核変換関連測定データとそれらの測定データ(核特性)の感度係数を追加して断面積調整を行い、ADJ2016を作成した。なお、この断面積調整計算では、第3.6.1節で確立された断面積調整システムを適用し、系統誤差を取り除く際の信頼度 $c$ をパラメータとして $c=1$ (68%),  $2$ (95%),  $3$ (99%),  $4$ (100%)で断面積調整計算を行った。図3.6.3-1に $Cm-244$ 核分裂断面積の調整量を示す。この図から $c$ を小さくするにつれて断面積調整量が小さくなっており、新しい断面積調整法による影響が表れていることを確認した。

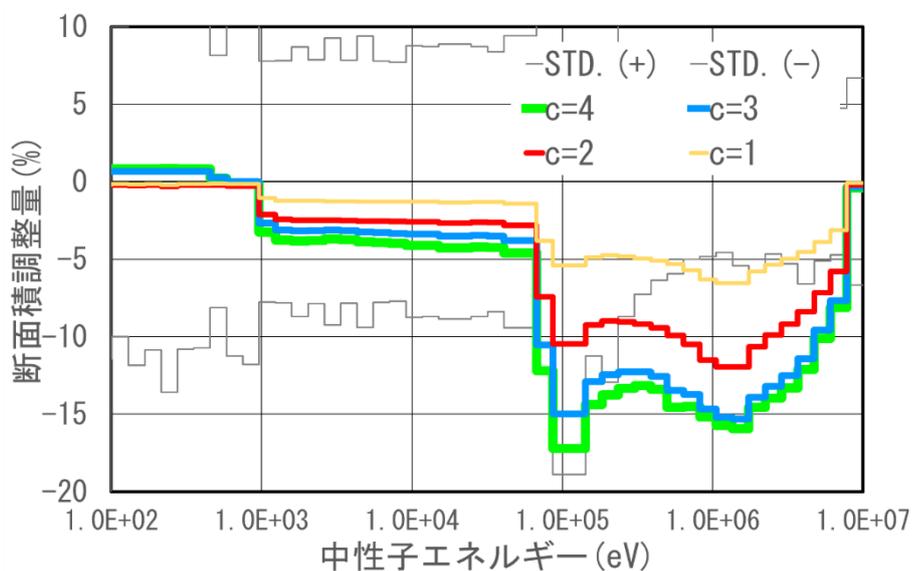


図3.6.3-1 新しい断面積調整法を適用した場合の $Cm-244$ 核分裂断面積の調整量

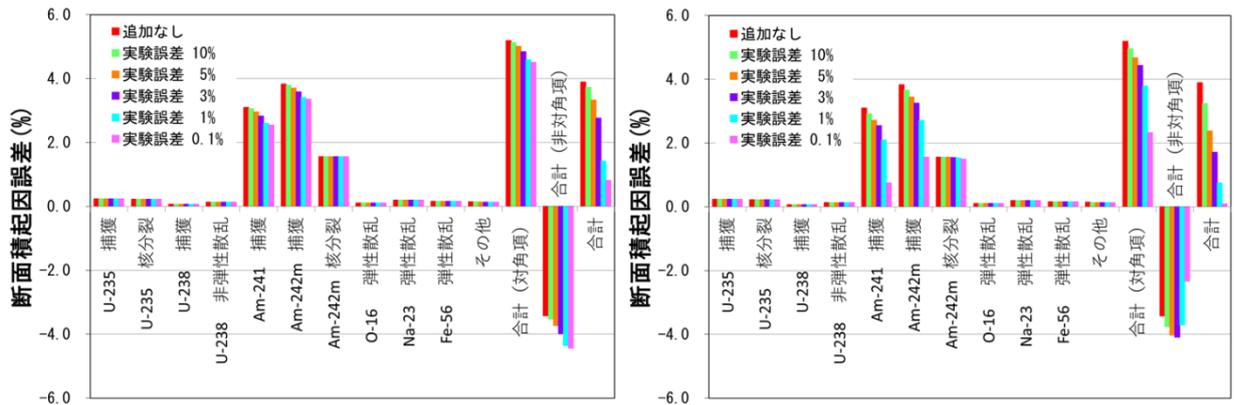
### 3.6.4 調整断面積によるMA核変換量の予測誤差評価1（再委託先：原子力機構）（H28）

平成28年度に、第3.6.3節で調整したADJ2016の断面積を用いて、断面積調整に用いた以外の「もんじゅ」等で得られることを想定した核特性データを対象として、予測誤差の低減効果を評価した。具体的には、MAサンプルのAm-242m/Am-241の燃焼後の原子数比を対象に、以下の合計5種類（炉心部：3種類、軸ブランケット下部：2種類）の仮想的な実験データを第3.6.3節の断面積調整計算に追加して、核データに起因する不確かさ（予測誤差）の低減効果を評価した。

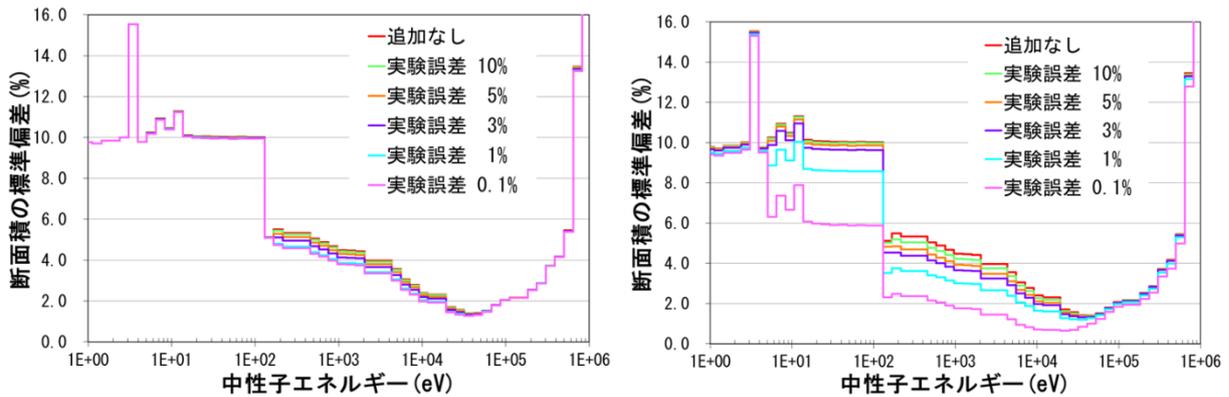
- ・ 低燃焼度（714MWth、123日/バッチ、4バッチ）  
Am-241サンプル（炉心部、軸ブランケット下部）  
Am-243サンプル（炉心部）
- ・ 高燃焼度（714MWth、148日/バッチ、5バッチ）  
Am-241サンプル（炉心部、軸ブランケット下部）

追加する仮想的な実験データの測定誤差をパラメータとして10%、5%、3%、1%、0.1%と変化させたときの核データ起因不確かさの低減効果を図3.6.4-1に示す。この図に示すように、追加する実験データの数が異なると断面積の不確かさの低減効果に違いが現れることが分かった。特に、Am-241捕獲断面積に起因する不確かさの低減のしかたに違いがあることが分かった。断面積調整法による不確かさの低減効果には、大きく分けて、断面積の値そのものの標準偏差（対角成分）が小さくなることにより不確かさが低減する効果と、断面積のエネルギー間の相関や核種・反応間の相関（非対角成分）が変化することにより不確かさが低減する効果の2種類がある。前者の効果はどのような核特性に対しても同じように効果があるので、どちらかというところ前者の低減効果を狙うのが望ましい。図3.6.4-2には、Am-241捕獲断面積の標準偏差の低減効果を示す。この図に示すように、測定精度の非常に良い実験が一つだけあるよりも、測定精度が少し悪くても複数の実験があった方が断面積の標準偏差は小さくなることが分かった。更に、この低減効果を分析するために、実験データの測定誤差を1%に固定して、実験データを1種類ずつ追加していったときのAm-241捕獲断面積の標準偏差を図3.6.4-3に示した。なお、この図には追加した実験データのAm-241捕獲断面積に対する感度係数も合わせて示した。この二つの図に示すように、よく似た感度を持つ実験データ（炉心部のみ）を追加しても断面積の標準偏差はあまり小さくならないことが分かった。一方で、異なる感度を持つ実験データ（炉心部と軸ブランケット部）を追加することで更に標準偏差が小さくなることが分かった。

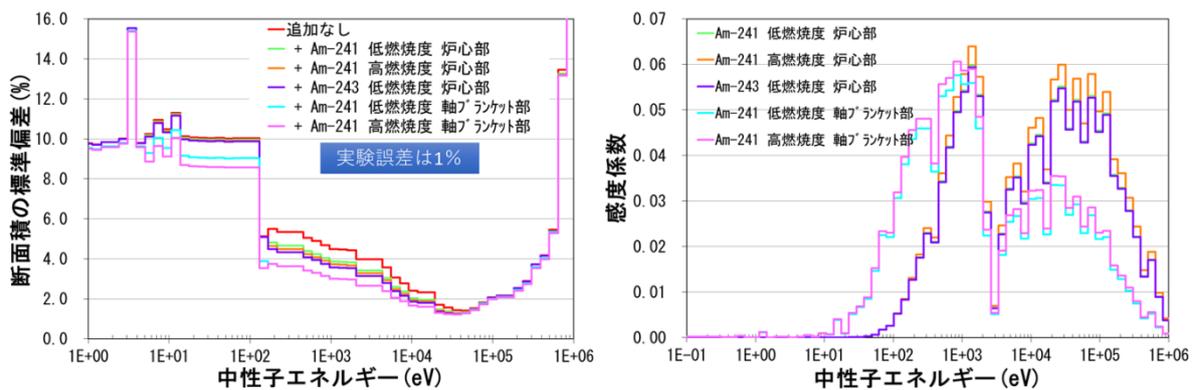
以上のように、同じMAサンプル照射試験データでも、炉心部と軸ブランケット部のように感度係数のエネルギー依存性の異なる試験を双方加えることにより、MA断面積の不確かさの低減が促進されることが分かった。



(a) 実験データを1種類だけ追加したとき (b) 実験データを5種類同時に追加したとき  
 図3.6.4-1 Am-242m/Am-241の燃焼後原子数比の実験データを追加したときの核データ起因不確かさの低減効果



(a) 実験データを1種類だけ追加したとき (b) 実験データを5種類同時に追加したとき  
 図3.6.4-2 Am-242m/Am-241の燃焼後原子数比の実験データを追加したときのAm-241捕獲断面積の標準偏差



(a) Am-241捕獲断面積の標準偏差 (b) 追加した実験の感度係数

図3.6.4-3 実験データを1種類ずつ追加していったときのAm-241捕獲断面積の標準偏差と追加した実験データの感度係数

### 3.6.5 調整断面積によるMA核変換量の予測誤差評価2（再委託先：日立GE）（H28）

3.2節のMA核変換炉心の概念設計で代表炉心として選定した750MWeクラスMA均質装荷炉心を対象に、本研究で開発した断面積調整システムを用いて作成した調整断面積ADJ2016-160926（以下、ADJ2016と称す）を使用してMA核変換量の不確かさの計算を行う。ここでADJ2016については、系統誤差を取り除く際の信頼度パラメータC（ここではC=2）を適用した。

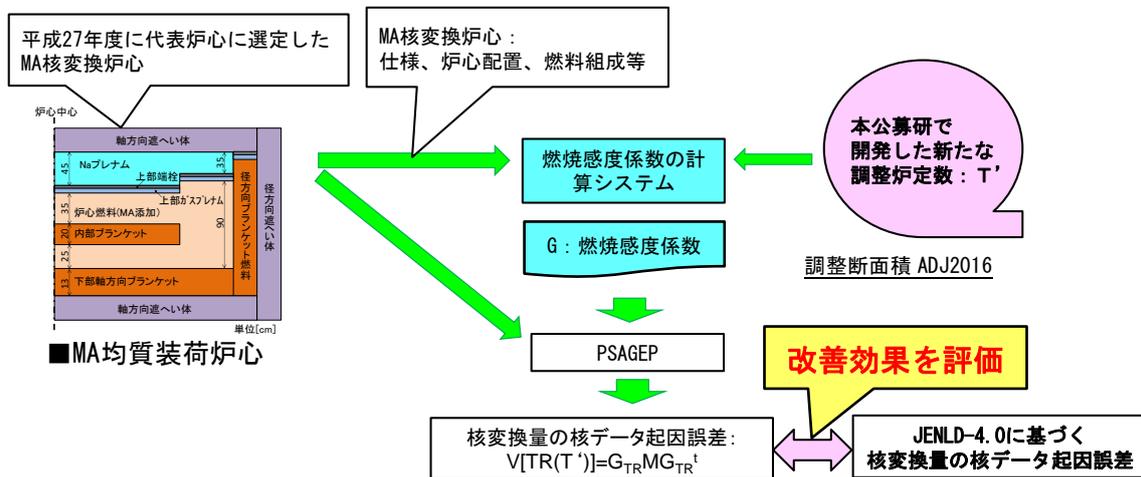
本公募研究で基準とする核定数ライブラリJENDL-4.0(1)の共分散を用いたMA均質装荷炉心のMA核変換量の予測誤差を3.5.3節で評価しており、本節では、このADJ2016の共分散を用いたMA核変換量の予測誤差を計算し、改善効果について評価した。図3.6.5-1に核変換量の核データ起因予測誤差の評価フローを示し、核変換量に対する燃焼感度係数は、3.5.1節と同様の手法を用いて、燃焼後の原子数密度に対する感度を計算し、原子数密度の変化量に対する重み付けを用いてMA核変換量の感度を算出した。表3.6.5-1にライブラリの違いによるMA核変換量の不確かさの評価結果を示し、図3.6.5-2に内側炉心燃焼後のAm-241の原子数密度に対する中性子捕獲反応に関するライブラリの違いによる燃焼感度係数のエネルギー群依存性を示した例を示す。MA均質装荷炉心を対象としたMA核変換量の不確かさはJENDL-4.0を用いた場合で2.7%、ADJ2016を用いた場合で1.3%となり、断面積調整によって約50%低減する結果となった。

#### 参考文献

- (1) 杉野 和輝, 神 智之, 羽様 平, 沼田 一幸, “JENDL-4.0に基づく高速炉用炉定数UFLIB.J40及びJFS-3-J4.0の作成,” JAEA-Data/Code 2011-017, 日本原子力研究開発機構 (2011).

表 3.6.5-1 断面積調整を用いた炉心領域全体の MA 核変換量の不確かさ

領域	領域 体積比	MA 均質装荷炉心 MA 核変換量の不確かさ (%)	
		JENDL-4.0	ADJ2016
内側炉心	0.564	2.70	1.26
外側炉心	0.436	2.77	1.29
合計	1.00	2.73	1.27



V: 予測誤差、TR: 核変換量、T': 新たな調整炉定数、  
 $TR = \sum_l TR_l$ 、 $TR_l = N_l(0) - N_l(t)$ 、N: 原子数密度、l: 核種番号、0: 装荷時、t: 燃焼時、M: 共分散、  
 $G_{TR}$ : 核変換量無次元感度係数、ここで、 $G_{TR} = -(1/TR) \sum_l (N_l(t) \cdot G_{Nl(t)})$ 、 $G_{Nl(t)} = \sigma/Nl(t) \cdot S_{Nl(t)}$ 、  
 $S_{Nl(t)} = dN_l(t)/d\sigma$  : 原子数密度に対する燃焼感度係数

図 3.6.5-1 核変換量の核データ起因予測誤差の評価フロー（調整断面積を用いた場合）

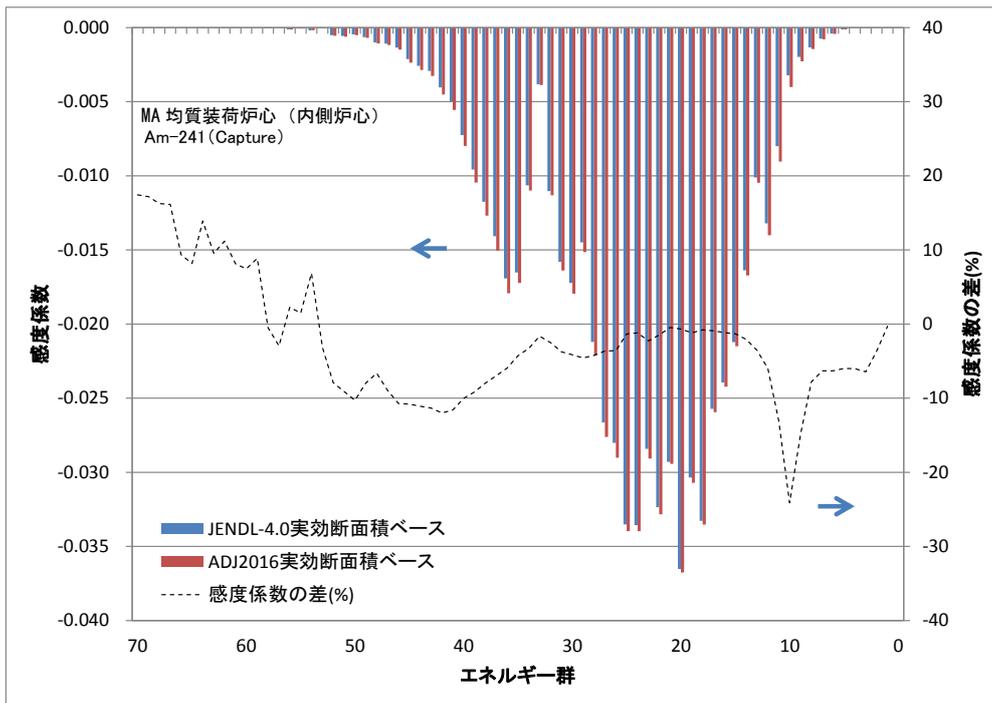


図 3.6.5-2 燃焼後 Am-241 原子数密度に対する Am-241 中性子捕獲反応の感度係数のエネルギー群依存性 (調整断面積を用いた場合)

### 3.7 予測誤差低減による各種炉心の静特性、動特性への影響の評価

#### 3.7.1 ナトリウムボイド反応度の予測誤差評価手法の開発 (H25～H27)

高速炉の核特性の内、ナトリウムボイド反応度は炉の安全性を評価する上で、非常に重要な炉心パラメータである。そのため、ナトリウムボイド反応度を正確に計算する必要がある、計算結果の誤差評価を実施することが望まれる。

平成 25 年度はナトリウムボイド反応度の予測誤差評価手法の開発を行った。誤差評価には一般に感度解析が用いられており、高速臨界集合体や高速炉における測定データがある場合には、このデータをバイアス因子法或いは断面積調整法に用い、予測誤差を低減することが出来る。測定値、計算値の誤差には系統誤差と統計誤差の 2 種類があり、断面積調整においては誤差は統計誤差であると仮定している。そのため、系統誤差があればそれを取り除く必要がある。ここでは、系統誤差をバイアス因子の計算により取り除く方法を導出した。測定値  $R_e$  は系統誤差  $R_{eb}$  (相対誤差)、統計誤差  $R_{es}$  (相対誤差) を持っているとする。

$$R_e = R_{e0}(1 + R_{eb} + R_{es}) \quad (1)$$

ここで  $R_{e0}$  は真値である。同様に計算値  $R_c$  にも系統誤差  $R_{cb}$ 、統計誤差  $R_{cs}$ 、使用する断面積誤差  $\Delta\sigma$  による誤差がある。炉心特性の断面積に対する感度係数を  $S$  とすると断面積誤差に基づく核特性の誤差は  $S\Delta\sigma$  となるので、計算値は次式で与えられる。

$$R_c = R_{c0}(1 + R_{cb} + R_{cs} + S\Delta\sigma) \quad (2)$$

ここで  $R_{c0}$  は真値であり、 $R_{e0}$  と一致する。系統誤差を取り除くため、測定データと計算値との比である、バイアス因子  $f$  を考える。

$$f = \frac{R_e}{R_c} = \frac{1 + R_{eb} + R_{es}}{1 + R_{cb} + R_{cs} + S\Delta\sigma} \approx 1 + (R_{eb} - R_{cb}) + (R_{es} - R_{cs} - S\Delta\sigma) \quad (3)$$

バイアス因子の平均値をとる。統計誤差は平均をとると 0 になるので

$$\bar{f} = 1 + R_{eb} - R_{cb} \quad (4)$$

バイアス因子の分散は次式で与えられる。

$$V(f) = E\left[(f - \bar{f})^2\right] = V(R_{es}) + V(R_{cs}) + SWS^T \quad (5)$$

ここで、 $W$  は断面積の共分散データである。上式の導出で、全ての系統誤差、統計誤差は 1 に比べ小さいと仮定し、さらに、測定値の統計誤差および計算値の統計誤差には何の相関もないとした。

(5)式から、もし、系統誤差が無ければバイアス因子  $f$  はある信頼度で以下の範囲にある。

$$1 - c\sigma < f < 1 + c\sigma \quad (6)$$

ここで

$$\sigma = \sqrt{V(f)} \quad (7)$$

信頼度は  $c=1$  の場合 68%、 $c=2$  の場合 95%、 $c=3$  の場合 99% である。このため、もしも  $f$  が上記範囲外であれば、その信頼度でバイアス因子の差  $R_{eb} - R_{cb}$  は少なくとも

$$R_{eb} - R_{cb} = \begin{cases} f - 1 - c\sigma & \text{for } f > 1 + c\sigma \text{ の場合} \\ f - 1 + c\sigma & \text{for } f < 1 - c\sigma \text{ の場合} \end{cases} \quad (8)$$

より大きいと考えられるので、(8)式で  $R_{eb} - R_{cb}$  を決定できる。図 3.7.1-1 にはバイアス因子と(8)式の系統誤差との関係を示す。

ナトリウムボイド反応度計算では、計算値は正の非漏洩成分と負の漏洩成分の和であり、漏洩成分の計算は複雑な形状に対しては輸送理論による中性子ストリーミング効果を考慮しなければならず、正確な計算は難しい。このため、漏洩成分には系統誤差が入りやすい。このような場合には漏洩成分がメインとなるようなボイドパターンを選び、計算の系統誤差を取り除くことができる。

平成 26 年度は前年度に開発した予測誤差評価手法を BFS および ZPPR 炉心におけるナトリウムボイド反応度解析へ適用した。<sup>(1)~(4)</sup>

ロシア IPPE の臨界実験送致 BFS-2 では 10kg の大量の  $Np$  を炉心に装荷し、臨界性、反応率比、制御棒価値、Na ボイド反応度の測定が行われた。本年度は  $Np$  が装荷されていない炉心 BFS-66-2(基準炉心) と  $Np$  が約 9kg 装荷された炉心 BFS-66-2A で測定された Na ボイド反応度に対し、上記の計算手法を適用し、系統誤差を抽出した。図 3.7.1-2 に BFS-66-2 シリーズの xy 断面図を示す。BFS-66-2 炉心は  $Np$  を含まないが、BFS-66-2A 炉心では炉中心の燃料セルの 28 体が図 3.7.1-2 の左に示されている  $Np$  燃料セル (LEZ-66-2A) に置換されている。 $Np$  の装荷により中性子スペクトルが硬化 (高エネルギーの中性子が増加) する。

表 3.7.1-1 に両炉心において 28 体及び 88 体がボイドになった場合の反応度の解析値および測定値を示す。 $Np$  の装荷により Na ボイド反応度の測定値は 28 体ボイド、88 体ボイドの場合、それぞれ、約 70, 40% 増加していることが分かる。解析値における解析誤差、断面積誤差に基づく不確かさ、実験誤差を不確かさの欄に示す。解析誤差と実験誤差はほぼ同程度であるが断面積に基づく誤差は相対的に大きいことが分かる。これらの誤差から上記、計算手法により求めた  $\sigma$  も不確かさの欄に示す。 $\sigma$  の値はおおむね 7~9% である。一方、測定値と解析値の比であるバイアス因子の 1 からのずれは 10~19% であり、 $1\sigma$  より大きい。このことは 68% の信頼度で系統誤差が存在すると言え

る。

米国 ANL の ZPPR 実験データにたいしても本手法を適用し、同様の結果が得られた。

平成 27 年度は、下記の 58 個のナトリウムボイド反応度実験データを用い、系統誤差を取り除いた断面積調整を行い、予測誤差を評価した。

ZPPR 臨界実験：ZPPR-9, -10A, -10B, -13A 計 24 個

ZEBRA 臨界実験：MZA, MZB 計 6 個

BFS 臨界実験：BFS-62-2, -62-3A, -66-1, -67-1R, -67-2R, -69-1 計 16 個

MASURCA 臨界実験：ZONA2B 計 7 個

常陽炉物理性能試験：JOYO MK-1 計 5 個 合計 58 個

開発した予測誤差解析コードに用いられるナトリウムボイド反応度の誤差を表 3.7.1-2 に示す。予測誤差解析コードでは、解析値、測定値に含まれる系統誤差を取り除くため、従来コードで考慮する実験誤差、解析誤差、断面積誤差（核データに起因する誤差）の他に、測定値と解析値との比であるバイアス因子  $f$  及び誤差合計を計算している。バイアス因子は最大値 1.26 (No. 58 JOYO MK-1 SVR(4F1))、最小値 0.8890 (No. 46 BFS-69-1)、誤差合計は最大値 43.27% (No. 39 BFS-66-1 LEZ 121)、最小値 6.54 (No. 8 ZPPR-10A step3) となった。

断面積調整システムを用いて系統誤差を除いた断面積調整を行った結果を表 3.7.1-3 に示す。系統誤差を除く範囲は信頼度 68% ( $c=1$ )、95% ( $c=2$ ) の 2 つの場合で行い、また、参照値として従来コードによる断面積調整も行った。信頼度 68% ( $c=1$ ) の場合、系統誤差の存在は、No. 7, 8, 12, 13, 18, 21, 30, 43 の 8 ケースに確認でき、除いた系統誤差は 1.2%~4.8% である。調整後の解析値は、従来の断面積調整コードで一致性が悪かった上記 8 ケースが改善しており、従来の断面積調整より実験値との一致性は良くなった(表中 最終行 解析値/実験-1)。

このように系統誤差を除いた断面積調整による計算値は、従来の調整に対して 1~5% 程度改善し、開発した予測誤差解析コードはナトリウムボイド反応度の精度向上に有効であることが分かった。

## 参考文献

- (1) K. Yokoyama, T. Hazama, K. Numata, T. Jin, “Development of comprehensive and versatile framework for reactor analysis, MARBLE”, Annals of Nuclear Energy 66 (2014), 51-60
- (2) 杉野、他「核設計基本データベースの整備 (XIV) - JENDL-4.0 に基づく高速炉核特性解析の総合評価-」、JAEA-Research 2012-013
- (3) 杉野和輝, 石川眞, 沼田一幸, 岩井武彦, 神智之, 長家康展, 羽様平, 千葉豪, 横山賢治, 久語輝彦, “核設計基本データベースの整備 (XIV) -JENDL-4.0 に基づく高速炉核特性解析の総合評価-”, JAEA-Research 2013-013 (2012 年 7 月).
- (4) 横山賢治, 神智之, 平井康志, 羽様平: “汎用炉心解析システム MARBLE2 の開発”, JAEA-Data/Code 2015-009 (2015)

表 3.7.1-1 BFS ナトリウムボイド反応度の解析の系統誤差評価

反応度及び不確かさ		炉心			
		BFS-66-2		BFS-66-2A	
		28体ボイド*	88体	28体ボイド*	88体
ボイド反応度	解析値(%)	8.47	23.83	13.35	32.43
	実験値(%)	7.10	20.40	12.10	28.49
不確かさ	解析誤差(%)	2.20	2.20	4.36	2.86
	実験誤差(%)	4.23	2.86	2.48	2.05
	断面積誤差 √SWS(%)	7.44	7.46	5.59	5.97
	$\sigma$	8.84	8.29	7.51	6.95
	f-1 (%)	19	17	10	14
	3 $\sigma$	26	25	23	21

・すべてのケースで  $|f-1| > \sigma$  であり、68%の信頼度で系統誤差があるといえる。

・しかし、 $|f-1| < 3\sigma$  となっており、99%の信頼度では系統誤差があるとは言えない。

表 3.7.1-2(1/2) 誤差及びバイアス因子(1/2)

No.	炉心・条件	実験値	解析値	f 値 (E/C)	実験誤差 $\sqrt{V_e(\%)}$	解析誤差 $\sqrt{V_c(\%)}$	断面積誤差 $\sqrt{GMG(\%)}$	誤差合計 $\sqrt{V(\%)}$
1	ZPPR-9 step1	3.03	3.05	1.0053	9.12	5.21	5.71	11.96
2	ZPPR-9 step2	11.56	12.57	1.0872	2.89	5.13	5.75	8.23
3	ZPPR-9 step3	29.39	31.39	1.0682	1.93	5.26	5.78	8.05
4	ZPPR-9 step4	37.26	39.16	1.0511	1.84	4.22	6.61	8.06
5	ZPPR-9 step5	31.68	33.34	1.0523	1.88	4.96	7.41	9.11
6	ZPPR-9 step6	24.44	26.12	1.0688	2.00	6.32	8.01	10.40
7	ZPPR-10A step2	22.26	25.42	1.1419	2.05	4.56	5.74	7.61
8	ZPPR-10A step3	42.64	46.33	1.0865	1.79	2.50	5.77	6.54
9	ZPPR-10A step6	55.15	59.31	1.0755	1.73	2.02	6.64	7.16
10	ZPPR-10A step9	46.73	50.28	1.0760	1.74	2.46	7.50	8.09
11	ZPPR-10B step1	3.54	3.25	0.9189	7.86	18.75	9.65	22.50
12	ZPPR-10B step2	17.05	19.16	1.1239	2.32	6.60	6.82	9.77
13	ZPPR-10B step3	36.02	41.27	1.1458	1.84	5.63	6.26	8.62
14	ZPPR-10B step5	45.41	48.70	1.0725	1.78	6.75	7.34	10.13
15	ZPPR-10B step7	37.73	37.30	0.9887	1.83	9.40	8.38	12.73
16	ZPPR-10B step8	28.20	26.94	0.9552	1.94	15.29	9.11	17.90
17	ZPPR-13A step1	7.06	8.07	1.1433	4.20	9.04	8.22	12.92
18	ZPPR-13A step2	7.68	9.24	1.2029	3.92	11.42	9.09	15.12
19	ZPPR-13A step3	35.75	39.23	1.0973	1.85	9.43	8.69	12.96
20	ZPPR-13A step4	53.88	61.81	1.1472	1.76	9.74	8.48	13.04
21	ZPPR-13A step5	63.36	73.89	1.1662	1.74	9.79	8.27	12.94
22	ZPPR-13A step6	51.94	58.97	1.1354	1.74	14.43	10.29	17.81
23	ZPPR-13A step7	61.18	66.77	1.0914	1.73	12.27	9.47	15.59
24	ZPPR-13A step8	69.31	73.97	1.0672	1.72	11.00	9.01	14.33
25	MZA step A	9.61E-02	1.069E-01	1.1124	6.60	6.73	19.78	21.91
26	MZA step C	-8.58E-02	-9.592E-02	1.1180	5.70	11.05	7.12	14.33
27	MZA step D	-9.07E-02	-9.202E-02	1.0150	5.10	13.26	4.92	15.04
28	MZB step A	4.80E-02	5.238E-02	1.0902	1.10	5.43	7.09	9.00
29	MZB step C	6.32E-02	6.629E-02	1.0487	2.20	14.32	17.77	22.93
30	MZB step D	-2.10E-02	-2.614E-02	1.2461	3.90	14.63	4.58	15.82

表 3.7.1-2(2/2) 誤差及びバイアス因子(2/2)

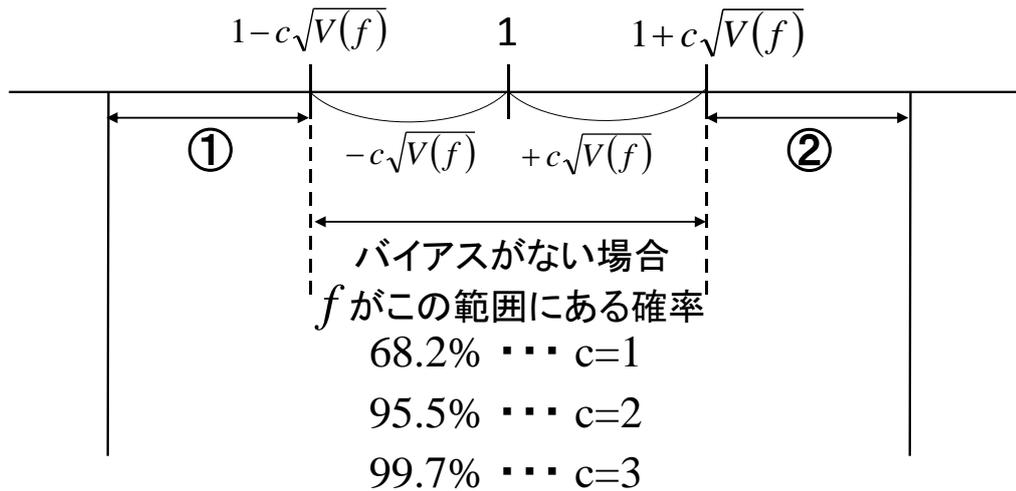
No.	炉心・条件	実験値	解析値	f 値 (E/C)	実験誤差 $\sqrt{V_e}$ (%)	解析誤差 $\sqrt{V_c}$ (%)	断面積誤差 $\sqrt{GMG}$ (%)	誤差合計 $\sqrt{V}$ (%)
31	BFS-62-2 LEZ	-11.1	φ	0.9206	4.50	9.48	23.67	25.89
32	BFS-62-2 LEZ_MEZ	-16.4	φ	0.9664	3.56	8.57	20.47	22.47
33	BFS-62-2 LEZ_MEZ_HEZ	-29.3	φ	0.9536	2.41	6.76	13.75	15.51
34	BFS-62-3A LEZ	-9.2	φ	0.9286	5.43	12.15	31.68	34.36
35	BFS-62-3A LEZ_MEZ	-11.7	φ	0.9289	4.98	12.23	30.94	33.64
36	BFS-62-3A LEZ_MEZ_MOX	-16.9	φ	0.9513	3.88	10.58	22.91	25.53
37	BFS-62-3A LEZ_MEZ_MOX_HEZ	-28.4	φ	0.9486	2.90	7.84	14.76	16.96
38	BFS-62-5 LEP	7.80	φ	1.0839	2.56	5.90	7.56	9.93
39	BFS-66-1 LEZ 121	8.6	φ	1.0124	9.30	28.53	31.17	43.27
40	BFS-66-1 LEZ_NAPLENUM 121	-17.8	φ	1.1463	6.36	15.72	17.67	24.49
41	BFS-66-1 LEZ_NAPLENUM 385	-51.2	φ	1.1058	4.49	18.31	16.39	24.98
42	BFS-66-2A LEZ 27RODS	12.10	φ	1.0781	2.48	6.26	6.30	9.22
43	BFS-66-2A LEZ 88RODS	28.49	φ	1.1622	2.05	6.10	6.62	9.23
44	BFS-67-1R NA VOID SYSTEM	6.2	φ	1.1942	4.84	7.65	14.44	17.05
45	BFS-67-2R NA VOID SYSTEM	18.8	φ	0.9973	4.26	5.68	6.71	9.77
46	BFS-69-1 NA VOID SYSTEM	-35.6	φ	0.8890	2.81	11.35	10.16	15.49
47	ZONA2B PIT-CENTER-V20	19.51	φ	1.1047	1.62	8.90	8.57	12.46
48	ZONA2B POA-CENTER-V20	16.99	φ	1.0299	2.17	10.16	10.49	14.77
49	ZONA2B POA-CENTER-V40	16.38	φ	1.2322	2.14	25.95	19.51	32.54
50	ZONA2B P2K-CENTER-V20	27.39	φ	1.0425	3.01	6.82	6.80	10.09
51	ZONA2B P2K-CENTER-V40	37.12	φ	1.1096	2.57	10.33	8.83	13.83
52	ZONA2B PIT-WIDE-V20	43.25	φ	1.1203	1.76	11.41	10.65	15.70
53	ZONA2B PIT-WIDE-V40	47.36	φ	1.2496	1.67	26.00	18.36	31.87
54	JOYO MK-1 SVR (000)	-6.32	φ	1.1546	28.47	9.20	6.00	30.51
55	JOYO MK-1 SVR (1F1)	-7.06	φ	1.0625	24.52	8.74	5.73	26.66
56	JOYO MK-1 SVR (2F1)	-7.41	φ	1.0720	25.75	7.04	5.20	27.19
57	JOYO MK-1 SVR (3F1)	-5.93	φ	1.1878	29.95	5.70	5.07	30.91
58	JOYO MK-1 SVR (4F1)	-5.53	φ	1.2600	33.49	7.99	4.06	34.67

表 3.7.1-3(1/2) 系統誤差を除いた断面積調整計算コードによる結果(1/2)

No.	炉心・条件	実験値	解析値	系統誤差 (c=1) Rc (Reb-Rcb)	調整後解析値 c=1	調整後解析値 c=2	調整後解析値 (従来コード)
1	ZPPR-9 step1	3.03	3.05	0.00	2.89	2.89	2.89
2	ZPPR-9 step2	11.56	12.57	0.00	11.91	11.90	11.90
3	ZPPR-9 step3	29.39	31.39	0.00	29.73	29.72	29.72
4	ZPPR-9 step4	37.26	39.16	0.00	36.95	36.96	36.96
5	ZPPR-9 step5	31.68	33.34	0.00	31.35	31.39	31.39
6	ZPPR-9 step6	24.44	26.12	0.00	24.53	24.59	24.59
7	ZPPR-10A step2	22.26	25.42	-1.22	22.85	24.04	24.04
8	ZPPR-10A step3	42.64	46.33	-0.66	43.22	43.82	43.82
9	ZPPR-10A step6	55.15	59.31	0.00	55.95	55.93	55.93
10	ZPPR-10A step9	46.73	50.28	0.00	47.28	47.30	47.30
11	ZPPR-10B step1	3.54	3.25	0.00	3.04	3.04	3.04
12	ZPPR-10B step2	17.05	19.16	-0.24	17.81	18.04	18.04
13	ZPPR-10B step3	36.02	41.27	-1.69	37.28	38.93	38.93
14	ZPPR-10B step5	45.41	48.70	0.00	45.76	45.76	45.76
15	ZPPR-10B step7	37.73	37.30	0.00	34.91	34.94	34.94
16	ZPPR-10B step8	28.20	26.94	0.00	25.18	25.23	25.23
17	ZPPR-13A step1	7.06	8.07	0.00	7.52	7.52	7.52
18	ZPPR-13A step2	7.68	9.24	-0.16	8.41	8.58	8.58
19	ZPPR-13A step3	35.75	39.23	0.00	36.45	36.48	36.48
20	ZPPR-13A step4	53.88	61.81	0.00	57.50	57.54	57.54
21	ZPPR-13A step5	63.36	73.89	-0.97	67.83	68.83	68.83
22	ZPPR-13A step6	51.94	58.97	0.00	54.38	54.50	54.50
23	ZPPR-13A step7	61.18	66.77	0.00	61.90	62.01	62.01
24	ZPPR-13A step8	69.31	73.97	0.00	68.77	68.89	68.89
25	MZA step A	9.61E-02	1.069E-01	0.000E+00	9.954E-02	9.916E-02	9.916E-02
26	MZA step C	-8.58E-02	-9.592E-02	0.000E+00	-9.572E-02	-9.596E-02	-9.596E-02
27	MZA step D	-9.07E-02	-9.202E-02	0.000E+00	-9.061E-02	-9.071E-02	-9.071E-02
28	MZB step A	4.80E-02	5.238E-02	0.000E+00	4.919E-02	4.911E-02	4.911E-02
29	MZB step C	6.32E-02	6.629E-02	0.000E+00	5.955E-02	5.986E-02	5.986E-02
30	MZB step D	-2.10E-02	-2.614E-02	1.029E-03	-2.417E-02	-2.500E-02	-2.500E-02

表 3.7.1-3 (2/2) 系統誤差を除いた断面積調整計算コードによる結果 (2/2)

No.	炉心・条件	実験値	解析値	系統誤差 (c=1) Rc (Reb-Rcb)	調整後解析値 c=1	調整後解析値 c=2	調整後解析値 (従来コード)
31	BFS-62-2 LEZ	-11.1	φ	0.00	φ	φ	φ
32	BFS-62-2 LEZ_MEZ	-16.4	φ	0.00	φ	φ	φ
33	BFS-62-2 LEZ_MEZ_HEZ	-29.3	φ	0.00	φ	φ	φ
34	BFS-62-3A LEZ	-9.2	φ	0.00	φ	φ	φ
35	BFS-62-3A LEZ_MEZ	-11.7	φ	0.00	φ	φ	φ
36	BFS-62-3A LEZ_MEZ_MOX	-16.9	φ	0.00	φ	φ	φ
37	BFS-62-3A LEZ_MEZ_MOX_HEZ	-28.4	φ	0.00	φ	φ	φ
38	BFS-62-5 LEP	7.80	φ	0.00	φ	φ	φ
39	BFS-66-1 LEZ 121	8.6	φ	0.00	φ	φ	φ
40	BFS-66-1 LEZ_NAPLENUM 121	-17.8	φ	0.00	φ	φ	φ
41	BFS-66-1 LEZ_NAPLENUM 385	-51.2	φ	0.00	φ	φ	φ
42	BFS-66-2A LEZ 27RODS	12.10	φ	0.00	φ	φ	φ
43	BFS-66-2A LEZ 88RODS	28.49	φ	0.00	φ	φ	φ
44	BFS-67-1R NA VOID SYSTEM	6.2	φ	-1.56	φ	φ	φ
45	BFS-67-2R NA VOID SYSTEM	18.8	φ	0.00	φ	φ	φ
46	BFS-69-1 NA VOID SYSTEM	-35.6	φ	0.00	φ	φ	φ
47	ZONA2B PIT-CENTER-V20	19.51	φ	0.00	φ	φ	φ
48	ZONA2B POA-CENTER-V20	16.99	φ	0.00	φ	φ	φ
49	ZONA2B POA-CENTER-V40	16.38	φ	0.00	φ	φ	φ
50	ZONA2B P2K-CENTER-V20	27.39	φ	0.00	φ	φ	φ
51	ZONA2B P2K-CENTER-V40	37.12	φ	0.00	φ	φ	φ
52	ZONA2B PIT-WIDE-V20	43.25	φ	0.00	φ	φ	φ
53	ZONA2B PIT-WIDE-V40	47.36	φ	0.00	φ	φ	φ
54	JOYO MK-1 SVR (000)	-6.32	φ	0.00	φ	φ	φ
55	JOYO MK-1 SVR (1F1)	-7.06	φ	0.00	φ	φ	φ
56	JOYO MK-1 SVR (2F1)	-7.41	φ	0.00	φ	φ	φ
57	JOYO MK-1 SVR (3F1)	-5.93	φ	0.00	φ	φ	φ
58	JOYO MK-1 SVR (4F1)	-5.53	φ	0.00	φ	φ	φ
解析値/実験値-I (絶対値の総和)		-	5.55	-	3.28	3.57	3.57



①ここに  $f$  があつた場合、この幅をバイアスとする

$$\text{バイアス} = 1 - c\sqrt{V(f)} - f$$

②ここに  $f$  があつた場合、この幅をバイアスとする

$$\text{バイアス} = f - (1 + c\sqrt{V(f)})$$

図 3. 7. 1-1 バイアス因子と系統誤差の関係

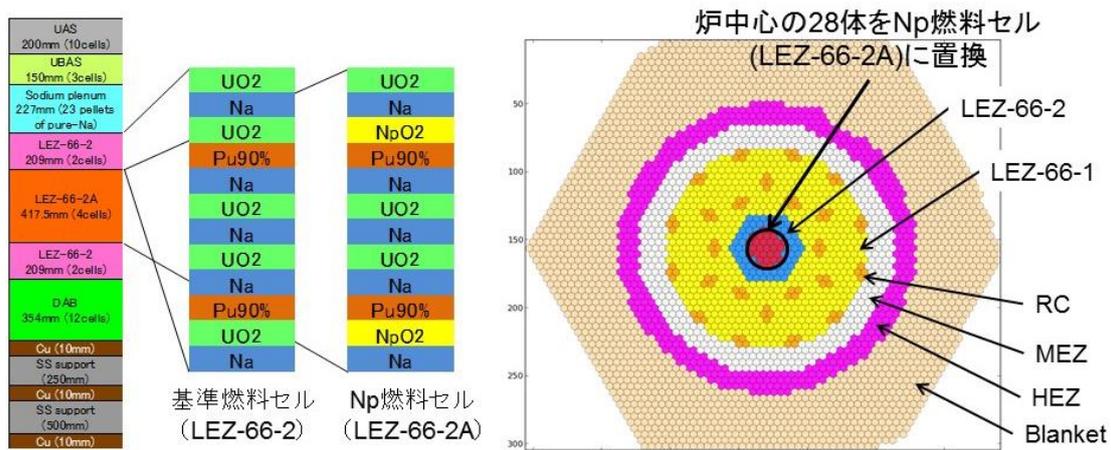


図 3. 7. 1-2 BFS-66-2 及び BFS66-2A の炉心断面図

### 3.7.2 ナトリウムボイド反応度の変化による過渡・事故時挙動への影響評価

(再委託先：日立GE) (H25~H28)

#### (1) 検討の目的

3.7.1 節「ナトリウムボイド反応度の予測誤差評価手法の開発」、3.7.3 節「静特性及び動特性への影響評価」で評価した結果を用い、特にナトリウムボイド反応度への影響が大きな炉心を対象に、ナトリウムボイド反応度変化による過渡・事故時挙動を評価し、その影響を確認する。その為にナトリウム沸騰挙動とそれによる反応度フィードバックを考慮したプラント動特性評価手法を開発する。

#### (2) ナトリウム沸騰挙動評価手法の適用性検討 (H25)

平成 25 年度は、ナトリウム沸騰挙動評価への汎用多次元熱流動評価ツールの適用性を検討した。また、ナトリウムプレナム付炉心の燃料ピン上部空間の冷却材温度変化、ナトリウムボイドの廻り込みの状況を確認して、ボイド反応度低減効果の有効性の見通しを得た。

ナトリウムプレナムの沸騰挙動を評価するツールとして任意の計算体系を模擬できる汎用熱流動評価ツール：STAR-CCM+<sup>(1)</sup>を暫定し、ナトリウム沸騰を評価できる公開コード：COBRA-4i<sup>(2)</sup>の解析結果と比較することで、適用性を確認した。比較解析対象はFaCT<sup>(3)</sup>炉心の燃料ピン部、想定事象はULOF 事象（流量半減時間 6.5s）とした。

ナトリウム物性値<sup>(4)</sup>を用い図 3.7.2-1 に示すように、STAR-CCM+と COBRA-4i の解析結果で冷却材温度の経時変化、ボイド率分布はよく一致しており、次の計算モデルの組合せによる STAR-CCM+がナトリウム沸騰に適用可能である見通しを得た。

- ・乱流モデル：k- $\epsilon$  モデル
- ・沸騰モデル：VOF 遷移沸騰モデル

図 3.7.2-2 に示す STAR-CCM+を用いたナトリウムプレナム付き炉心の燃料ピンに対する ULOF 事象（流量半減時間 6.5s）の解析結果のように、ナトリウムの熱伝導と流れによる混合により、ナトリウムプレナムで燃料ピン部の冷却材流路部と燃料ピン上部の冷却材温度に差は見られない。また、ボイド率分布より、燃料ピン上部に未沸騰で残留するナトリウムはわずかであることを確認した。

これより、ナトリウムプレナムを用いるボイド反応度低減効果の有効性が確認できた。

#### (3) ナトリウムプレナムのナトリウム沸騰挙動の把握 (H26)

平成 26 年度は、平成 25 年度の検討結果を受け、汎用多次元熱流動評価ツールを用いてナトリウム沸騰挙動解析を実施し、主としてナトリウムプレナムにおける沸騰特性を把握した。

図 3.7.2-3 にナトリウムプレナムの沸騰挙動解析のモデル範囲（燃料集合体の発熱部上端～ナトリウムプレナム上端で対称性を考慮して集合体断面の 1/6 とする）と STAR-CCM+の解析モデル図を示す。プラント動特性解析ツール：FOSTER<sup>(5)</sup>を用いて求めた ULOF 事象（流量半減時間 6.5s）の炉心発熱部出口の冷却材温度と冷却材流速の経時変化を境界条件として与えた。

図 3.7.2-3 に併記する定格出力時のナトリウムプレナム下部温度分布より、集合体周

辺部は集合体中心部より温度が低いことが確認された。図 3.7.2-4 にナトリウムプレナムの沸騰挙動解析結果を示す。ナトリウム沸騰前は、輸送遅れの影響でナトリウムプレナム上部に比較的温度の低いナトリウムが存在している。ナトリウム沸騰直後にナトリウムプレナム下部領域のボイド率の上昇により上昇流が形成され、ナトリウムプレナム全体が攪拌される。一方、集合体周辺部から流入する未沸騰のナトリウムによりナトリウムプレナム全体が完全にボイド化することも無いことを確認した。

解析により、ナトリウム沸騰前の熱輸送遅れ、ナトリウム沸騰直後のナトリウムプレナムの攪拌、集合体周辺部からの流入によるボイド成長の阻害が確認された。これらの知見は、プラント動特性解析プログラムに組み込む沸騰モデルに反映した。

#### (4) 沸騰モデルを有するプラント動特性評価手法の開発 (H27)

平成 27 年度は、平成 26 年度の検討結果を受け、従来の SFR 向けのプラント動特性解析プログラムに組み込むことを目的とした、沸騰モデル（簡易的なナトリウム沸騰挙動の計算機能及び核特性計算へのフィードバック機能）を作成した。また、作成した沸騰モデルを有するプラント動特性解析プログラムを作成した。

図 3.7.2-5 にナトリウムプレナムの簡易的な沸騰モデルとその適用性解析結果を示す。集合体中央部と集合体周辺部に分離し高さ方向に領域分割して、領域に圧力点、領域間を結ぶ流路を設定する。流路の流動式と圧力点の質量保存式を連立して解き、流路の質量流量と圧力点の圧力を求める。また、圧力点に対して流入熱量、伝熱により熱移行量から、エンタルピを求め、温度、ボイド率等の物性値を求める。適用性解析の結果、簡易的なナトリウム沸騰モデルにより STAR-CCM+を用いて求めたナトリウムプレナムの沸騰挙動(図 3.7.2-4)を再現できることを確認した。

図 3.7.2-6 に作成した沸騰モデルを有するプラント動特性解析プログラム：FOSTER の構成とナトリウム沸騰モデルの処理図を示す。FOSTER に従来からある機能に、次に示すナトリウム沸騰モデルの機能を追加した。

- ・核計算：ボイド反応度とナトリウム反応度の計算機能及び中性子束計算への反映
- ・炉心部温度計算：温度基準計算→エンタルピ基準計算機能の追加
- ・炉心部流動計算：ナトリウム沸騰に伴う密度等の物性値変化の反映

#### (5) 代表的な過渡・事故事象への影響評価 (H28)

平成 28 年度は、平成 27 年度に作成した沸騰モデルを有するプラント動特性解析プログラムを、ナトリウムボイド反応度への影響が大きな 750MWe クラス MA 核変換炉心に適用し、代表性の高い ULOF 事象を評価した。過渡変化・事故時挙動に対する燃料の健全性評価を行い、ナトリウムプレナムを有する MA 核変換炉心の有効性を確認し、さらにナトリウムボイド反応度の変化による過渡・事故時挙動への影響を評価した。

表 3.7.2-1 に代表的な 750MWe クラス MA 核変換炉心であるナトリウムプレナムを有する MA 均質装荷炉心 (MA 添加率 11wt%) とナトリウムプレナムのない従来型炉心 (MA 添加率 5wt%、11wt%) の炉心特性を示す。従来型炉心 (MA 添加率 5wt%) と MA 均質装荷炉心の炉心部のボイド反応度はほぼ等しいが、ナトリウムプレナムにより MA 均質装荷炉心のボイド反応度は従来型炉心 (MA 添加率 11wt%) の半分以下となる。

図 3.7.2-7 に MA 均質装荷炉心（ナトリウムプレナム付き）と従来型炉心（ナトリウムプレナムなし）の ULOF 事象（流量半減時間 6.5s）における経時変化の比較を示す。次の挙動によりナトリウムプレナムの有効性を確認した。なお、MA 均質装荷炉心で燃料の健全性が失われる時刻には負の反応度が挿入されており、事象は収束に向かう。

- ・ 沸騰までの時間的余裕が拡大し、SASS 等の受動的機構の動作時間を確保できる。
- ・ 沸騰前後の炉心出力を低下させ、炉心損傷時の発生エネルギーを緩和する。
- ・ 沸騰開始後に炉心出力（炉心出力流量比）が低下し、事象収束に向かう。

表 3.7.2-2 にライブラリの違いによるフィードバック反応度の不確かさを示し、図 3.7.2-8、表 3.7.2-3 に反応度の不確かさが ULOF 事象の安全評価に与える影響を示す。不確かさを考慮する安全評価では、ドップラ反応度よりナトリウムボイド反応度の不確かさの影響が大きいことを確認し、ナトリウム沸騰開始時間や炉心出力の最大値で表わす ULOF 事象時の安全性評価結果は不確かさに比例する結果を得た。

これより、予測誤差低減により安全特性評価結果が改善することを確認した。

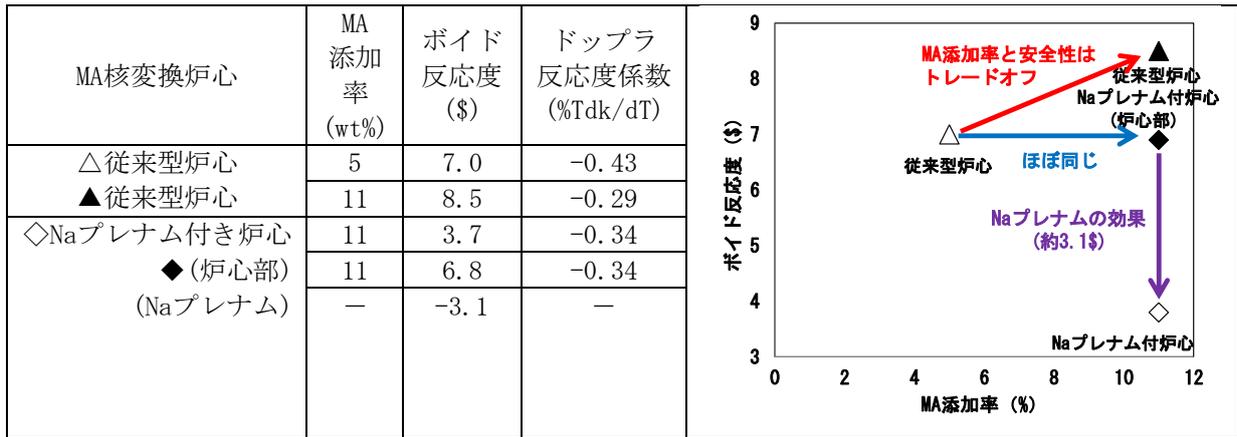
#### (6) まとめ

汎用熱流動解析ツールがナトリウム沸騰に適用できることを確認し、ナトリウムプレナムの沸騰挙動を明らかにした。また、ナトリウム沸騰モデルを有するプラント動特性手法を開発し、ナトリウムプレナムによる安全性向上と、ナトリウムボイド反応度の不確かさ低減の有効性を確認した。

#### 参考文献

- (1) STAR-CCM+公式 URL : <http://www.cd-adapco.co.jp/ja/products/star-ccm>
- (2) Marion Roberto Granziera, Mujid S. Kazimi, “A TWO DIMENSIONAL, TWO FLUID MODEL FOR SODIUM BOILING IN LMFBR FUEL ASSEMBLIES”, Energy Laboratory Report No. MIT-EL 80-011, May 1980.
- (3) JAEA-Research 2006-042 「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 - (1) 原子炉プラントシステム -」
- (4) ANL-6246 「THE THERMODYNAMIC AND TRANSPORT PROPERTIES OF SODIUM AND SODIUM VAPOR」
- (5) 日立製作所他「高速増殖炉・ネットワーク過渡伝熱流動解析コードの開発」 日本原子力学会 昭和 61 年年会

表 3.7.2-1 ナトリウムプレナムの効果 (反応度の比較)



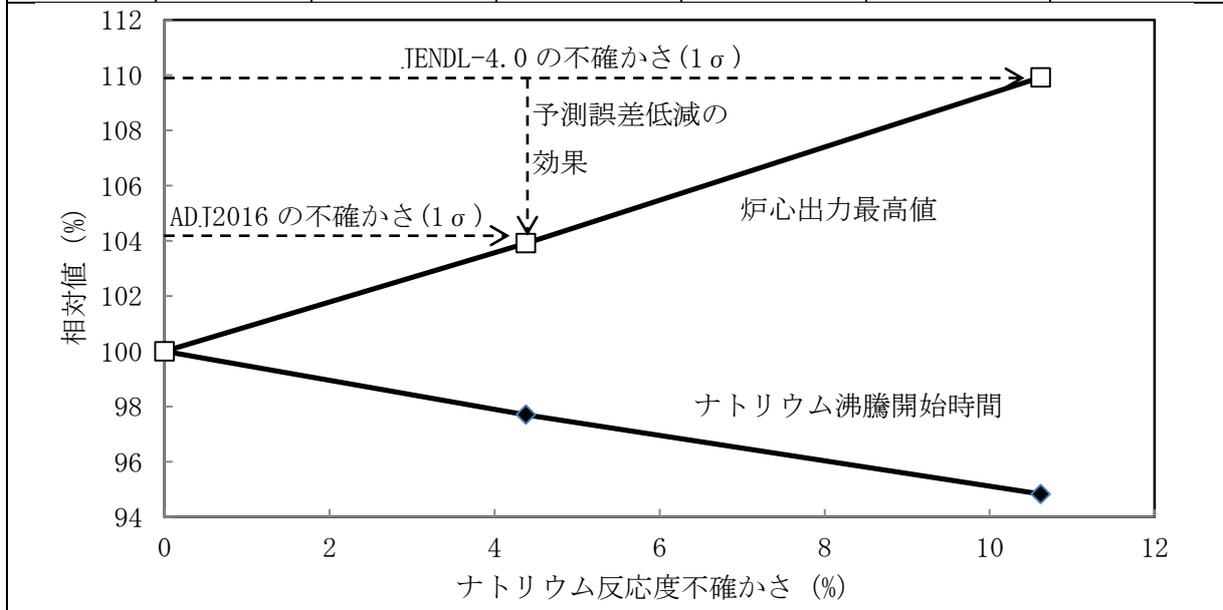
(注)Naプレナム：ナトリウムプレナム

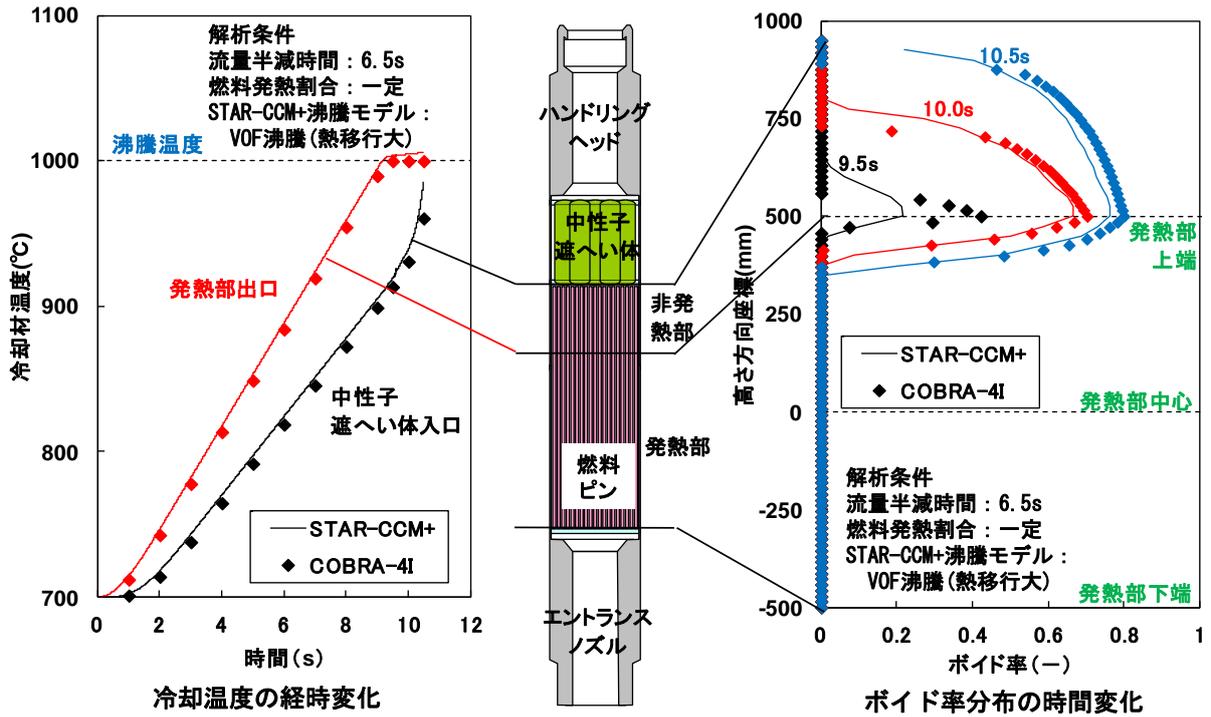
表3.7.2-2 ライブラリの違いによるフィードバック反応度の不確かさ

項目	JENDL-4.0	ADJ2016-160926
ナトリウムボイド反応度	10.62%	4.38%
ドップラ反応度係数	4.55%	1.78%

表3.7.2-3 フィードバック反応度の不確かさの影響

ケース	ライブラリ	不確かさ	Na 沸騰開始時間		炉心出力最高値	
			解析結果	相対値	解析結果	相対値
ノミナル	—	—	17.4s	100	116.9%	100
J3	JENDL-4.0	10.62	16.5s	94.8	128.5%	109.9
A1	ADJ2016	4.38	17.0s	97.7	121.4%	103.9





(注)STAR-CCM+：汎用多次元熱流動評価ツール

COBRA-4i：ナトリウム沸騰を考慮できる公開コード

図3.7.2-1 汎用多次元熱流動評価ツールのナトリウム沸騰挙動の適用性

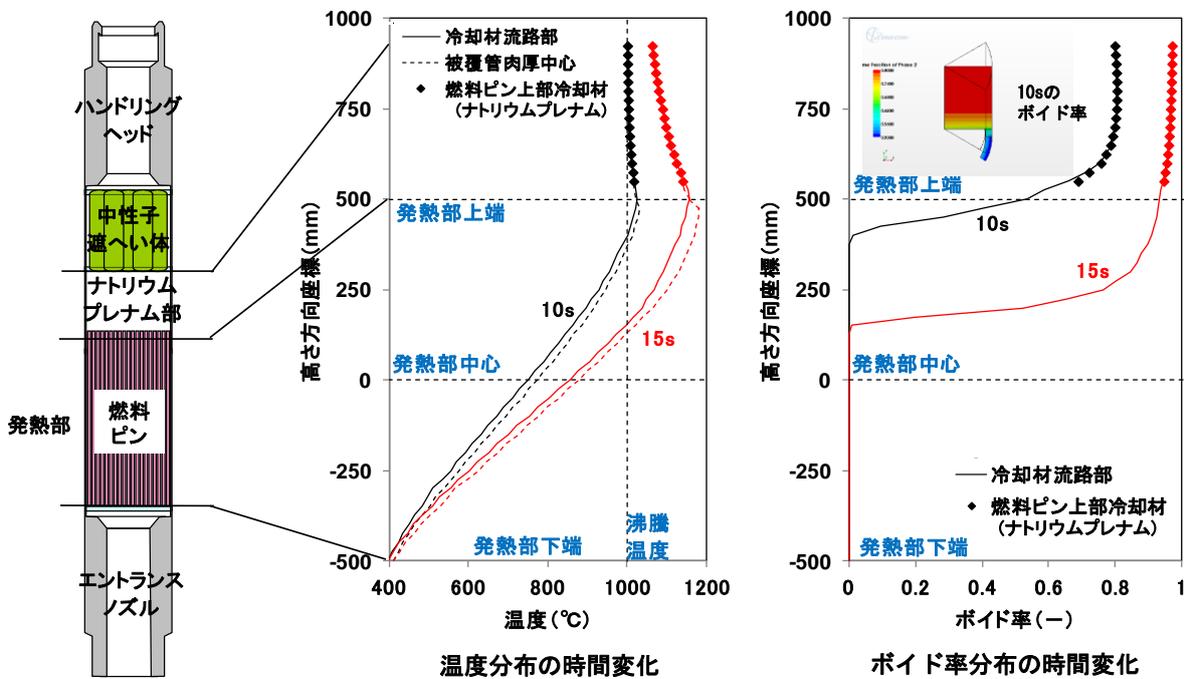


図3.7.2-2 ナトリウムプレナム部の温度分布・ボイド率の確認

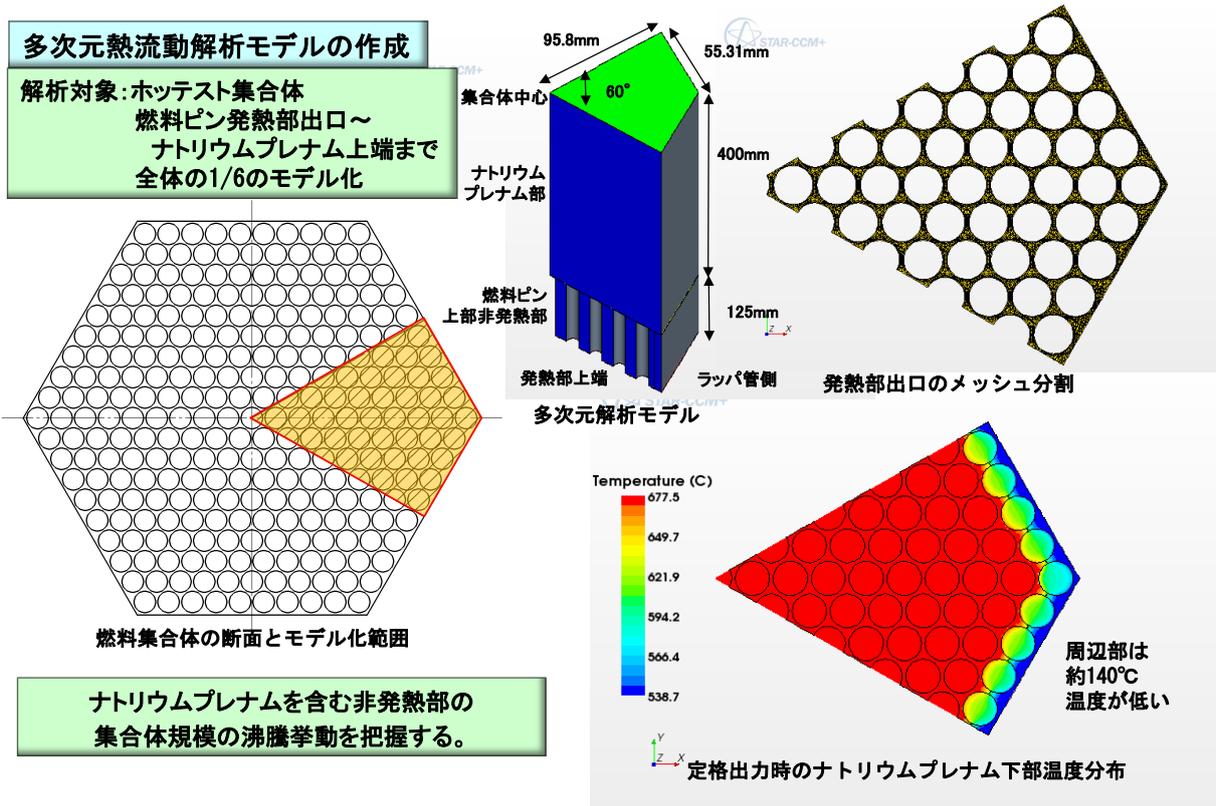


図3.7.2-3 ナトリウムプレナムの沸騰挙動解析モデル

**基準ケース: 沸騰開始時からのナトリウムプレナム部の冷却材温度分布、ボイド率分布**

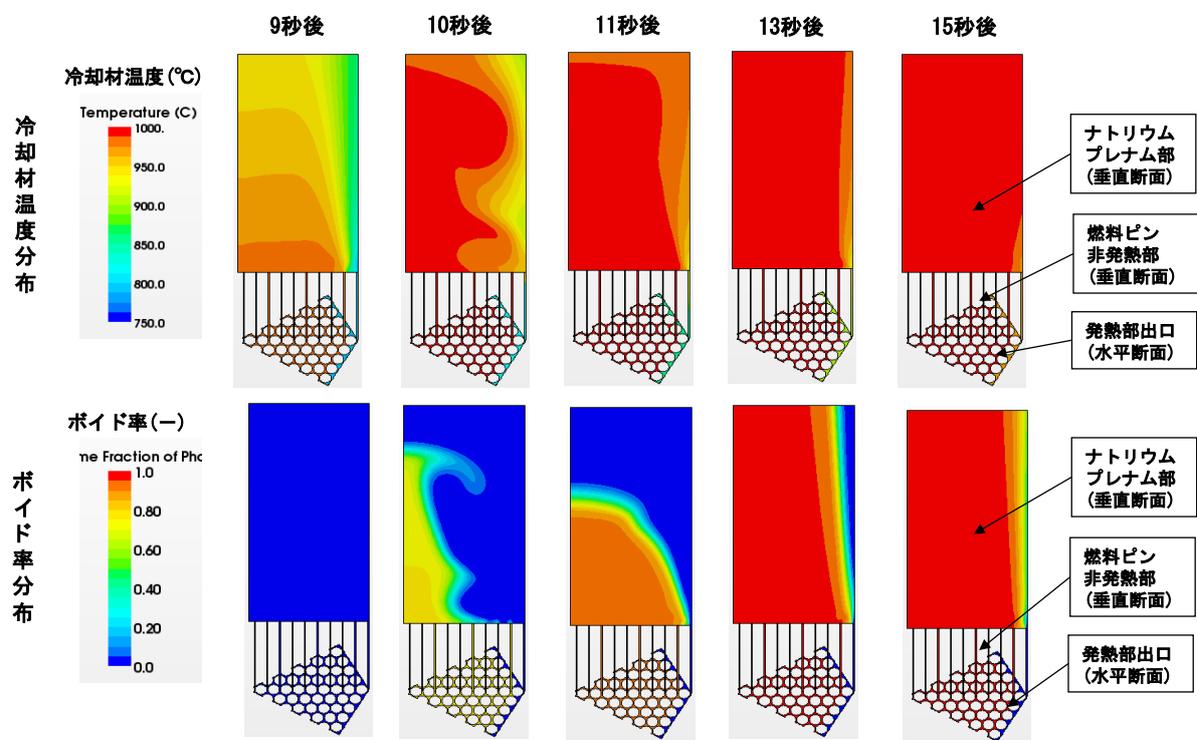
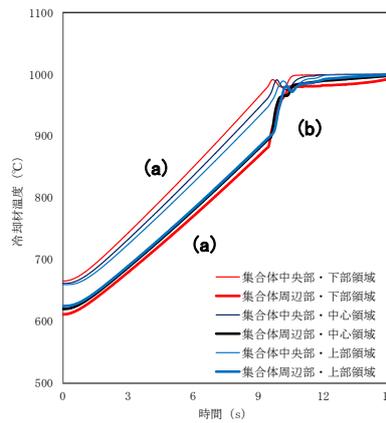
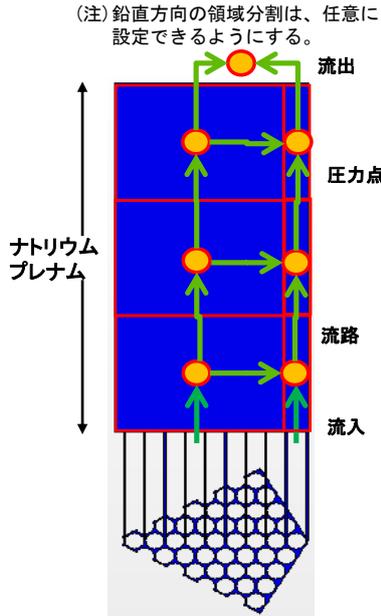
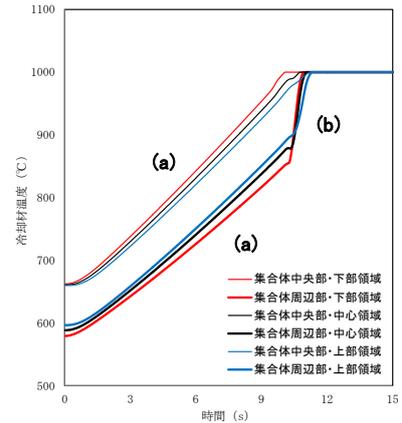


図3.7.2-4 ナトリウムプレナムの沸騰挙動解析結果 (基準ケース)



STAR-CCM+の解析結果



簡易的なナトリウム沸騰モデルの結果

(a)沸騰開始までの冷却材温度は集合体中央部、集合体周辺部共に輸送遅れ+熱移行で推移。  
 (b)沸騰開始と共に集合体中央部の上昇流で攪拌され、集合体周辺部の冷却材温度が急激に上昇。  
 簡易的なナトリウム沸騰モデルでもナトリウム沸騰挙動はほぼ再現でき、適用性を確認。

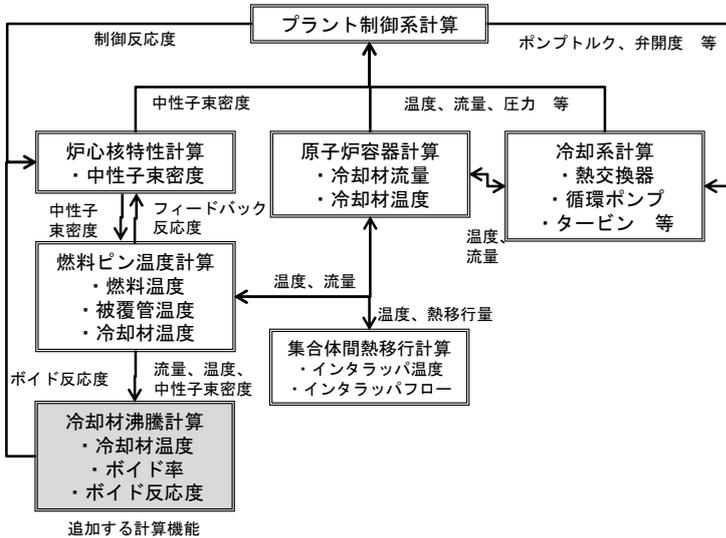
(a)ナトリウムプレナムのナトリウム沸騰モデル

(b)ナトリウムプレナムのナトリウム沸騰モデル適用性

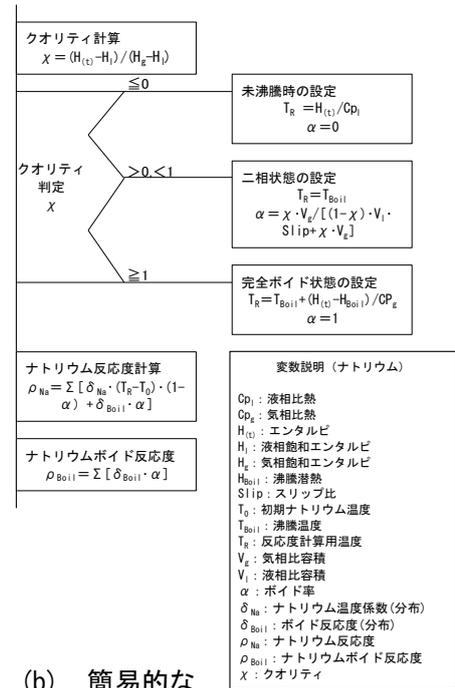
図3.7.2-5 簡易的なナトリウム沸騰モデルと適用性確認結果

FOSTERの特徴

- 炉心を複数の流量領域に分割できる
- 集合体内の中央部と周辺部の冷却材温度計算機能を有する。
- ラップ管を介した集合体間の熱移行も考慮することができる。
- モジュール構造であり、計算モデルの追加が容易。
- ソースプログラムが入手できる。

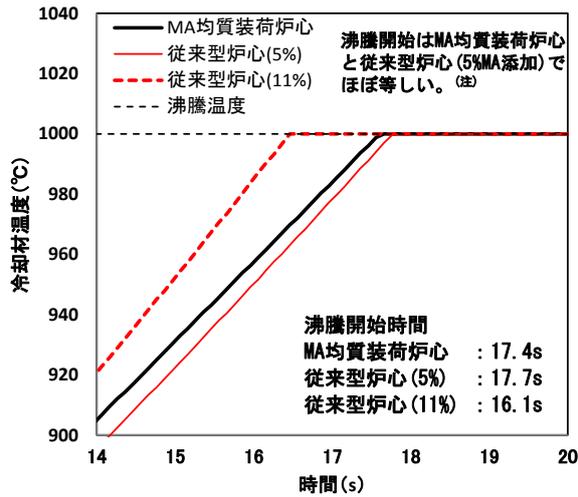


(a) プラント動特性解析プログラムFOSTERの構成

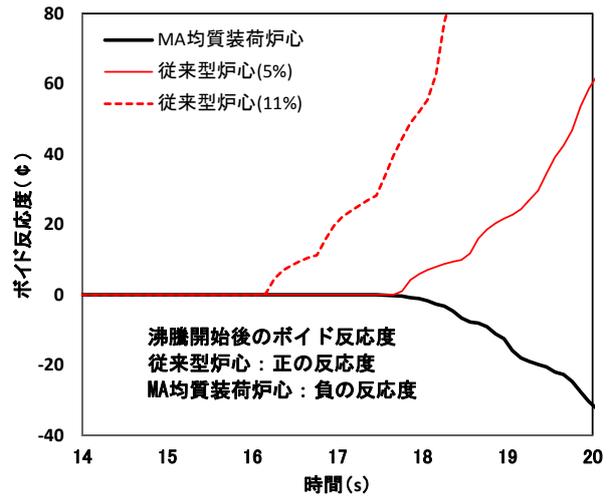


(b) 簡易的なナトリウム沸騰モデルの処理図

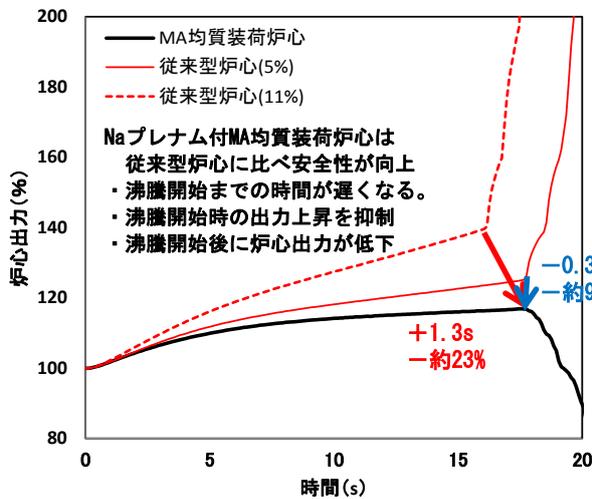
図3.7.2-6 沸騰モデルを有するプラント動特性解析プログラム



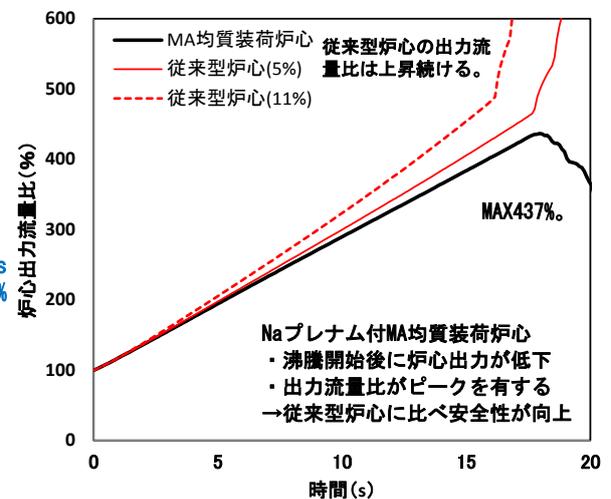
(a) 冷却材温度経時変化



(b) ボイド反応度経時変化



(c) 炉心出力の経時変化



(d) 炉心出力流量比の経時変化

図3.7.2-7 ナトリウムプレナムを有するMA核変換炉心の有効性を確認

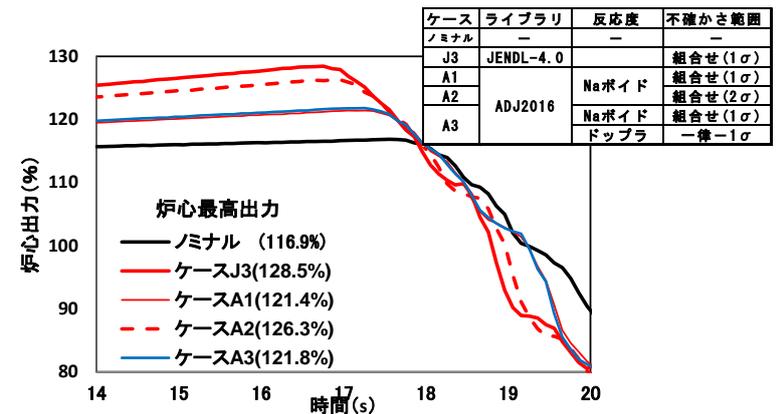
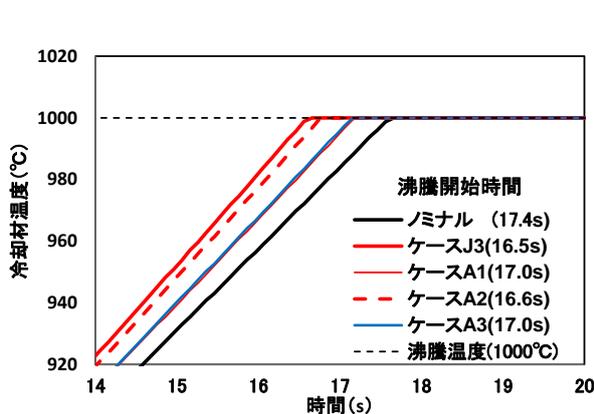


図3.7.2-8 フィードバック反応度係数の不確かさの影響

### 3.7.3 静特性及び動特性への影響評価（再委託先：日立GE）（H28）

3.2 節で MA 核変換炉心の代表炉心として構築した 750MWe クラス MA 核変換炉心の実効増倍率、制御棒価値、反応率分布、出力分布、燃焼反応度劣化等の静特性への断面積調整による影響を評価する。また、過渡時、事故時動特性挙動評価上必要な反応度係数（ナトリウムボイド反応度、冷却材密度係数、ドップラ係数等）への影響を評価した。

炉心仕様等については、3.2.2 節で示した MA 均質装荷炉心であり、表 3.7.3-1 に基準となる JENDL-4.0<sup>(1)</sup>と 3.6 節で作成した調整断面積 ADJ2016-160926（以下、ADJ2016 と称す）のそれぞれのライブラリを用いた計算結果を比較した表を示す。静特性の評価として実効増倍率、燃焼反応度劣化等、変化量も小さく断面積調整の影響は小さい。また、増殖比については、本公募研究の制約条件として炉心全体で 1.03 以上とし、軸方向ブランケットの厚さを 13cm に調整したが、ADJ2016 を用いた場合では、1.02 と若干ではあるが下回る結果となった。その他、図 3.7.3-1 に径方向の出力密度分布を示し、図 3.7.3-2 に径方向の反応率分布を示す。各分布共にライブラリの違いによる影響は小さい。次に、動特性の影響評価として、実効遅発中性子割合で約 1.7%程度の差が見られたがその差は小さい。また、ナトリウムボイド反応度については、変化量のみを比較するため、\$ 換算時には JENDL-4.0 の実効遅発中性子割合を用いて算出しており、その差は炉心全体で 0.02\$ であり、ライブラリの違いによる影響は小さい。ドップラ係数についてもその差は 2.4%と小さい結果となった。本研究で設定した実効的ボイド反応度においても、ライブラリを変更しても 0 以下のボイド反応度の値となっており、大きな変化は見られない結果となり、静特性の影響は小さい結果となった。

本結果を用いて、平衡サイクル末期時における各反応時の感度係数を、JENDL-4.0 と ADJ2016 を用いて計算し、反応度毎の不確かさの算出を行った。表 3.7.3-2 にライブラリの違いによるナトリウムボイド反応度とドップラ係数の不確かさの結果を示す。ナトリウムボイド反応度については、JENDL-4.0 の場合で 10.6%だった不確かさが、ADJ2016 を用いた場合で 4.4%となり、約 59%の不確かさの低減が見られた。また、ドップラ係数については、JENDL-4.0 を用いた場合で 4.6%となり、ADJ2016 を用いた場合で、1.8%となり、約 61%の不確かさの低減が見られた。また、図 3.7.3-3 に内側炉心と外側炉心の冷却材密度係数の変化を示す。内側炉心及び外側炉心ともに分布の差は小さく、ライブラリの違いによる影響はほとんどないといえる。

#### 参考文献

- (1) 杉野 和輝, 神 智之, 羽様 平, 沼田 一幸, “JENDL-4.0 に基づく高速炉用炉定数 UFLIB. J40 及び JFS-3-J4.0 の作成,” JAEA-Data/Code 2011-017, 日本原子力研究開発機構 (2011).

表 3.7.3-1 ライブラリの違いによる核特性の比較

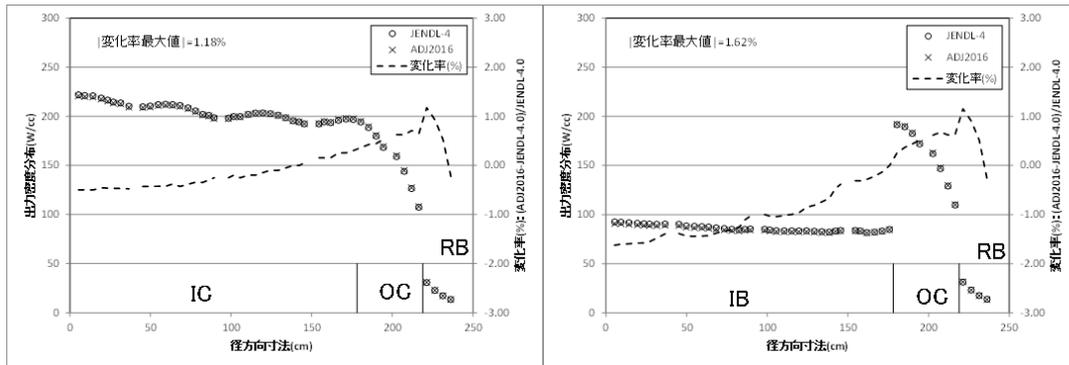
項目		単位	MA 均質装荷炉心		変化率 (B-A)/A
			JENDL-4.0 [A]	ADJ2016 [B]	
炉心燃料組成 (内側炉心/外側炉心)	Pu 富化度 (Pu/HM)	wt%	25.9/25.8	←	—
	TRU 富化度 (TRU/HM)		36.9/36.8	←	—
	MA 含有率 (MA/HM)		11.0/11.0	←	—
RE 体積割合		vol. %	0.3	←	—
実効増倍率	平衡サイクル初期	—	0.98996	0.99040	+0.05%
	平衡サイクル末期	—	0.98935	0.98907	-0.03%
燃焼反応度 <sup>*2</sup>		%Δk/kk'	0.44	0.50	+0.06 %Δk/kk' <sup>*5</sup>
増殖比 <sup>*3</sup>	炉心	—	0.581	0.576	-0.9%
	内部ブランケット		0.199	0.192	-3.5%
	軸ブランケット		0.124	0.116	-6.5%
	径方向ブランケット		0.128	0.133	+3.9%
	合計		1.032	1.018	-1.4%
許容線出力 (内側炉心/外側炉心)		W/cm	367/367	367/367	0%/0%
最大線出力 <sup>*1</sup>	内側炉心	W/cm	360	357	-0.9%
	外側炉心		362	367	+1.3%
	最大値		362	367	+1.3%
取出平均燃焼度 <sup>*3</sup>	炉心	GWd/t	152.81	153.08	+0.2%
	内部ブランケット		81.08	79.95	-1.4%
	軸ブランケット		33.64	33.01	-1.9%
	径方向ブランケット		9.03	9.17	+1.5%
	全炉心		94.52	94.52	+0.0%
MA 核変換量		kg/GWe-y	212	216	+1.9%
MA 取出変換率		%	40.2	41.0	+2.0%
制御棒 価値	主炉停止系ワレット <sup>†</sup> スタック時	%Δk/kk'	4.6	4.7	+0.1 %Δk/kk' <sup>*5</sup>
	後備炉停止系ワレット <sup>†</sup> スタック時		1.4	1.3	-0.1 %Δk/kk' <sup>*5</sup>
炉停止 余裕	主炉停止系ワレット <sup>†</sup> スタック時	%Δk/kk'	2.0	2.0	0.0 %Δk/kk' <sup>*5</sup>
	後備炉停止系ワレット <sup>†</sup> スタック時		0.3	0.3	0.0 %Δk/kk' <sup>*5</sup>
遅発中性子束割合、β <sub>eff</sub>		—	0.292	0.297	+1.7%
ナトリウムボイド反応度 <sup>*4</sup>		\$	3.71	3.73	+0.3%
ドップラ係数		Tdk/dT	-3.40E-03	-3.32E-03	-2.4%
実効的ナトリウム ボイド反応度	指標 1	\$	-0.10	-0.14	-0.04\$ <sup>*5</sup>
	指標 2	\$	-0.01	-0.09	-0.08\$ <sup>*5</sup>

\*1 平衡サイクル最大、補正係数考慮 (ラッパ管発熱 : 0.994、燃料軸伸び : 0.988)、

\*2 平衡サイクル最大、\*3 平衡サイクル平均、\*4: JENDL-4.0 の β<sub>eff</sub> を使用、\*5 差分 (B-A)

表 3.7.3-2 ライブラリの違いによる各反応度の不確かさ (1σ) の比較

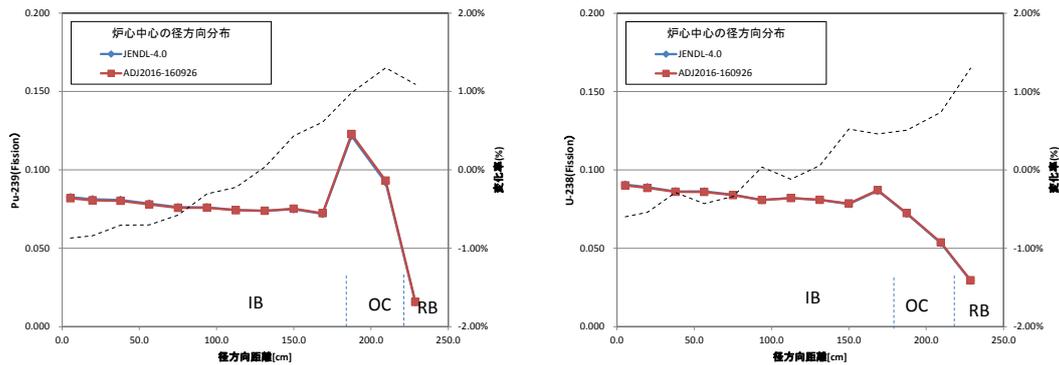
項目	MA 核変換量の不確かさ (%)		変化率 (B-A) / A
	JENDL-4.0 [A]	ADJ2016 [B]	
ナトリウムボイド反応度の不確かさ	10.62	4.38	-59%
ドップラ係数の不確かさ	4.55	1.78	-61%



上部内側炉心軸方向中心

内部ブランケット軸方向中心

図 3.7.3-1 ライブラリの違いによる出力密度分布の比較 (平衡サイクル末期)



Pu-239 核分裂

U-238 核分裂

図 3.7.3-2 ライブラリの違いによる反応率分布の比較 (内部ブランケット軸方向中心位置)

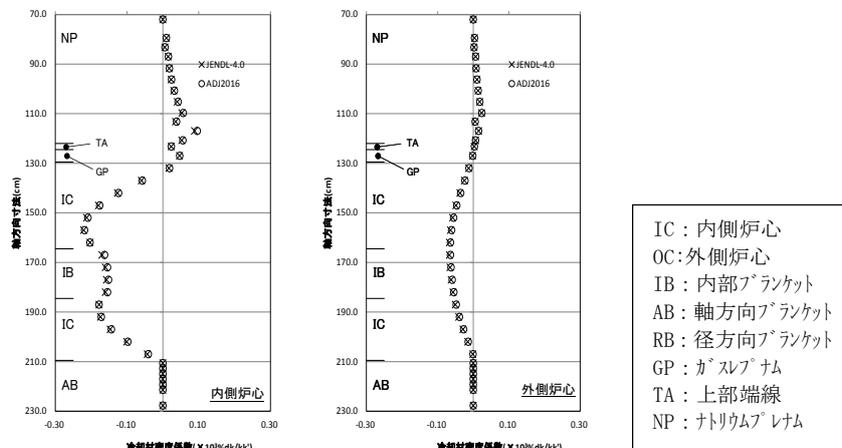


図 3.7.3-3 ライブラリの違いにおける冷却材密度係数分布の比較

### 3.8 今後の「もんじゅ」等に望まれるMA核変換関連測定、実験の具体化

#### 3.8.1 「もんじゅ」で得られる測定データとその精度の予測誤差低減への寄与把握 (H27～H28)

##### (1) 核変換量の予測誤差低減

平成27年度はベイズの定理に基づく核特性の不確かさ評価及び断面積調整法によってMA核変換量の予測誤差低減の寄与を検討し、「もんじゅ」運転試験に対する提案を行った。本作業では既存の実験データに「もんじゅ」で得られる測定データを加えることで、断面積に起因する不確かさをさらに小さくし、予測誤差低減を図る(図3.8.1-1下段)。予測誤差低減方法の理論とこれに基づいたMA核変換SFRの予測誤差低減の定量化、及び「もんじゅ」運転試験に対する提案をした。

測定データがない場合に比べ、測定データがあるとそのデータを基にして断面積調整ができ、求めた調整後の断面積共分散を用いて核特性の不確かさを評価でき、不確かさ低減が可能となる。その定量化をする方法を確立した。<sup>(1)</sup>

MA核変換用SFRの実効増倍率、MA核変換量の予測誤差評価結果を表3.8.1-1および3.8.1-2に示す。また、MA核変換量の不確かさをNp-237、Am-241、Cm-244に対して評価した。核種・反応ごとの不確かさの寄与の内訳を図3.8.1-2～3.8.1-4に示す。Np-237はNp-237の捕獲反応、Am-241はAm-241の捕獲反応に起因する不確かさが主要な誤差であることがわかる。また、Cm-244はAm-243捕獲反応、Cm-244捕獲反応、Pu-242捕獲反応に起因する誤差が影響している。<sup>(2)(3)</sup>以上より、MA核変換量の予測誤差を低減させるため、表3.8.1-3に示す主要なMA核種とPu-242の捕獲反応の照射試験を「もんじゅ」で行い、照射により生じた原子数比の測定を実施することを提案した。

平成28年度は以上の方式を用いてMA核変換炉心の核変換量の不確かさを定量的に評価した。断面積としてADJ2010およびADJ2016を使用した場合のMA核変換炉心におけるMA核変換量の不確かさを表3.8.1-4に示す。Am-241の核変換量の不確かさはADJ2010の場合は3～7%あるが、もんじゅデータを追加すると実験誤差がない場合には1～3%に減少することが分かる。Cm-244に対して4～8%の誤差が1%にまで減少することが分かった。もんじゅでの測定誤差が大きい場合( $g=20$ )には実験データを取得しても誤差の減少には寄与しないことが分かった。断面積としてADJ2016を使用すると核変換量の不確かさは非常に小さく、もんじゅデータを追加取得する必要性はないことが分かった。

##### (2) ベンチマーク問題の提案

本研究ではマイナーアクチニドの核変換量を出来る限り多くし、しかも安全性を損なわないMA核変換高速炉の開発を行った。このMA核変換高速炉はULOF等の事故時にも添加されるナトリウムボイド反応度が少なくなるよう炉心上部にナトリウムプレナムが設置された形状となっており、炉心形状は複雑である。さらに、MA均質装荷方式ではMA含有率を11%としており、Am-241をはじめとするMA核種が炉心核特性に与える影響も大きくなる。このような新たに開発されたMA核変換高速炉の計算結果の信頼性を高めるには、提案した炉心に対して種々の核データ、計算手法を適用して、重要な核特

性量を計算し、それらの結果の相互比較を実施することが重要である。このためにはベンチマーク問題を作成する必要がある。図 3.8.1-5 にはそのベンチマーク問題のモデル案を示す。このベンチマーク問題は本公募研究で平成 26 年度に構築したナトリウムブレナム付き MA 均質装荷高速炉である。出力は電気出力で 750MWe、熱出力で 1765MWt で、サイクル長は 19.8 ヶ月で 6 バッチ燃料取替え方式である。炉心燃料の平均取り出し燃焼度は約 150GWd/t、炉心燃料の MA 含有率は 11.0wt% である。この炉心の実効増倍率、MA 核変換量、平衡サイクル末期のナトリウムボイド反応度を評価するベンチマーク問題とした。

平成 28 年度はこの案を基にして海外の高速炉の専門家と議論して、国際的なベンチマーク問題とするにはどうすれば良いかを検討し、国際的に公開に持っていくための実施計画を策定した。

そのため、2016 年 5 月 2～5 日に、アメリカ・サンバレーで開催された炉物理国際会議 PHYSOR2016 に参加した高速炉の専門家をピックアップし、最終的に 7 名の研究者にメールを送り、会場での打ち合わせをお願いした。

この依頼に対し、スイス PSI の S. Pelloni、アメリカ ANL の N. Stauff、フランス INSTN および CEA の G. Rimpault が打ち合わせの承諾をしてくれた。5 月 3 日に日本側から、竹田、佐野、横山、藤村の 4 名が参加し、打ち合わせを実施した。まず、このベンチマーク問題を提案する理由とベンチマーク体系を説明して、各研究者からのコメントをいただいた。そのコメントを表 3.8.1-5 に纏める。

表 3.8.1-5 に示すように 3 名ともベンチマークには興味を持っていただき、国際ベンチマークになれば参加したいと意思表示した。さらに、このベンチマーク問題に  $\beta$ -eff、ドップラー反応度も追加したらよいとのコメントもいただいた。このコメントを受け、国際ベンチマーク問題とするための方策について本プロジェクトの参加者と議論し、フランス Rimpault 氏が提案したうちの 1 番目の OECD/NEA の中にある UAM-SFR プロジェクトに参加するのが最も適していると判断した。UAM-SFR のベンチマークは OECD/NEA/NSC/WPRS/EGUAM の活動であるので、EGUAM か WPRS の日本の委員と相談した。その結果、ベンチマークを継続実施するためには実行部隊、組織が必要であり、さらに、ベンチマークを終了するまでに 4～5 年がかかるので、長期に亘る活動体制が不可欠となることが分かった。

## 参考文献

- (1) 竹田敏一、「「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」(2015)
- (2) K. Yokoyama, T. Hazama, K. Numata and T. Jin, “Development of comprehensive and versatile framework for reactor analysis, MARBLE, ” Annals of Nuclear Energy, Vol. 66, pp. 51-60 (2014)
- (3) 横山賢治、他、「汎用炉心解析システム MARBLE2 の開発」、JAEA-Data/Code 2015-009 (2015)

表 3.8.1-1 MA 核変換用 SFR と「もんじゅ」の BOC 臨界性の予測誤差評価結果

	MA 核変換用 SFR	もんじゅ
BOC 臨界性予測誤差 (% $\Delta k/k$ )	0.71	0.66

表 3.8.1-2 MA 核変換用 SFR の核変換量の予測誤差評価結果

	Np-237	Am-241	Cm-244
MA 核変換量 (%)	4.23	5.84	8.09

表 3.8.1-3 予測誤差低減のための「もんじゅ」における照射試験 対象核種と測定項目

対象核種	測定項目
Np-237	Pu-238/Np-237原子数比
Pu-242	Am-243/Pu-242原子数比
Am-241	Am-242m/Am-241原子数比
Am-242m	Am-243/Am-242m原子数比
Am-243	Cm-244/Am-243原子数比
Cm-244	Cm-245/Cm-244原子数比

表 3.8.1-4 もんじゅ運転試験を追加後の MA 核変換炉心の核変換量不確かさ評価

単位 (%)

領域名	MA 核種 調整後断面積	Np-237			Am-241			Cm-244		
		IC01	IC02	OC	IC01	IC02	OC	IC01	IC02	OC
※	ADJ2010	2.23	5.04	3.12	2.97	6.86	4.12	3.62	8.37	5.03
g=0.0 の場合		1.41	3.20	1.98	1.18	2.74	1.65	0.43	0.99	0.60
g=1.0 の場合		1.86	4.22	2.61	2.26	5.22	3.14	2.58	5.96	3.58
g=20 の場合		2.19	4.97	3.08	2.91	6.72	4.04	3.54	8.18	4.91
※	ADJ2016	0.83	1.87	1.16	1.12	2.58	1.55	0.74	1.72	1.03
g=0.0 の場合		0.69	1.56	0.96	0.86	2.00	1.20	0.32	0.74	0.44
g=1.0 の場合		0.76	1.72	1.07	1.00	2.31	1.39	0.57	1.32	0.79
g=20 の場合		0.82	1.86	1.15	1.11	2.56	1.54	0.73	1.68	1.01

※：もんじゅ運転試験を追加しない場合

g は断面積誤差に対する測定誤差の比

表 3.8.1-5 ベンチマーク問題に対するコメント

打合せした氏名	コメント
S.Pelloni氏 (スイス PSI)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ベンチマーク参加には前向き</li> <li>・Beffもベンチマークに入れるべき</li> <li>・ドッブラ効果の軸方向依存性はどうか考えるのか</li> <li>・Naボイド発生を2D、3Dで取り扱うのか</li> <li>・ベンチマークとして簡略化したモデルが必要</li> </ul>
N. Stauff氏 (米国ANL)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ベンチマーク参加については前向きに検討したい</li> <li>・平衡炉心を考えるならFPとしてMoを加えたら良い</li> <li>・ドッブラ効果を追加すべき</li> <li>・核データ間の比較をしたらどうか</li> <li>・MA均質装荷モデルを取り扱うべき</li> </ul>
G.Rimpault氏 (仏INSTN, 仏CEA)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ベンチマーク参加に前向き</li> <li>・ベンチマーク実施についての具体的提案があった</li> <li>①UAM-SFRプロジェクトへの参加。G.Rimpault氏がとりまとめ。</li> <li>②OECD/NEAのEGIEMAN (Expert on Improvement of Integral Experiment Data for MA Management)プロジェクトへの参加。JAEAの辻本氏がとりまとめ。</li> <li>③INSTN教授として、学生の修士論文テーマとして実施。</li> <li>この提案の中では①が有望と結論した。</li> <li>・日本の研究情報を伝えるためGLOBAL2015の公開文献を竹田からG.Rimpault氏に提供した。</li> <li>・詳細情報については開示の了承が必要（日本側）</li> <li>・UAM-SFRの枠組みではCEAとの共同研究締結が必要（代表者、所属機関の了承も必要）</li> </ul>

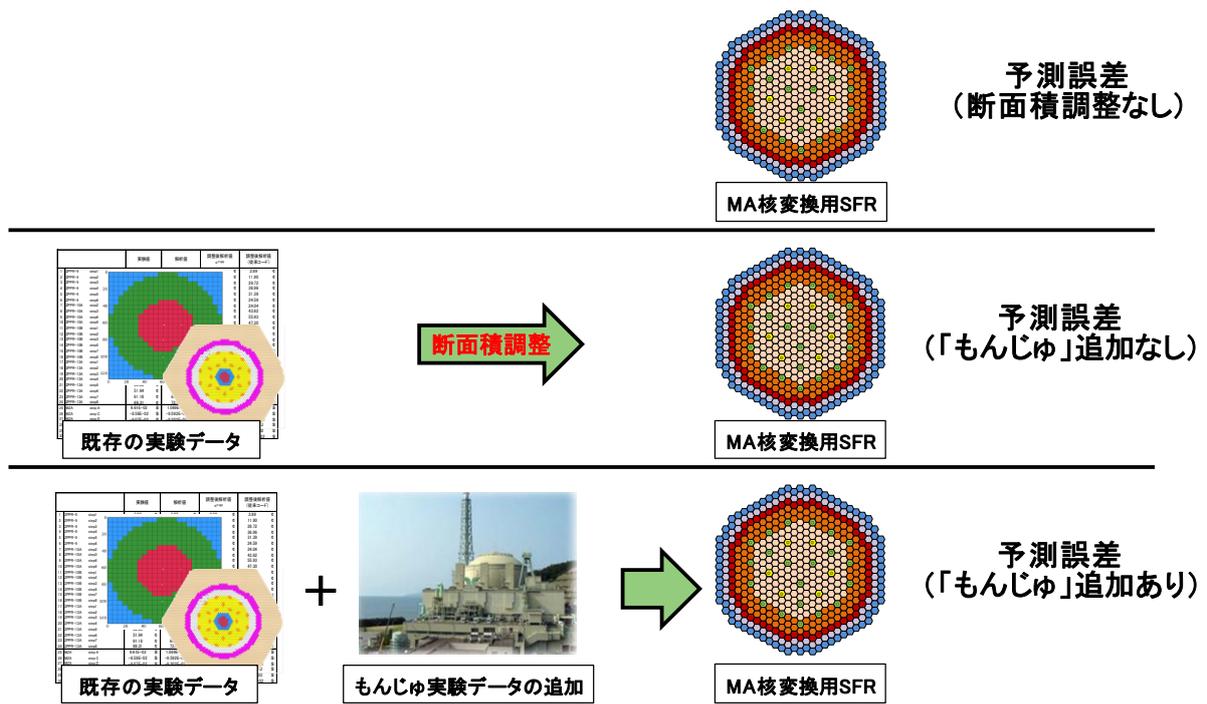


図 3.8.1-1 「もんじゅ」運転試験に対する提案の概要

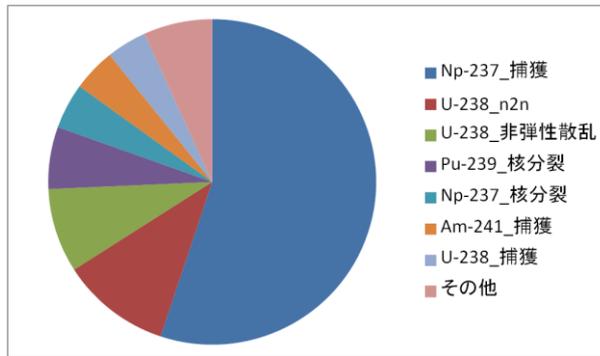


図 3.8.1-2 Np-237 核変換量の核種・反応ごとの寄与内訳

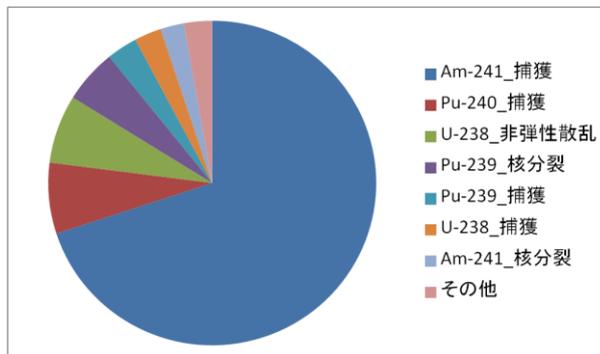


図 3.8.1-3 Am-241 核変換量の核種・反応ごとの寄与内訳

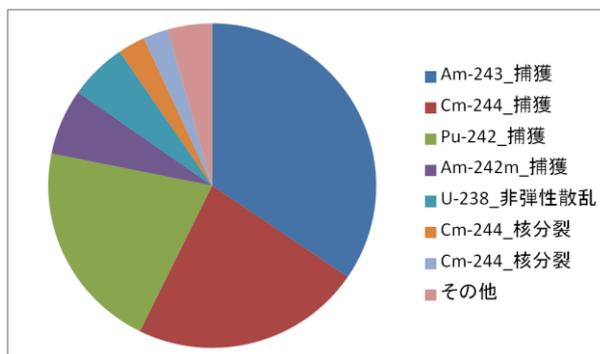
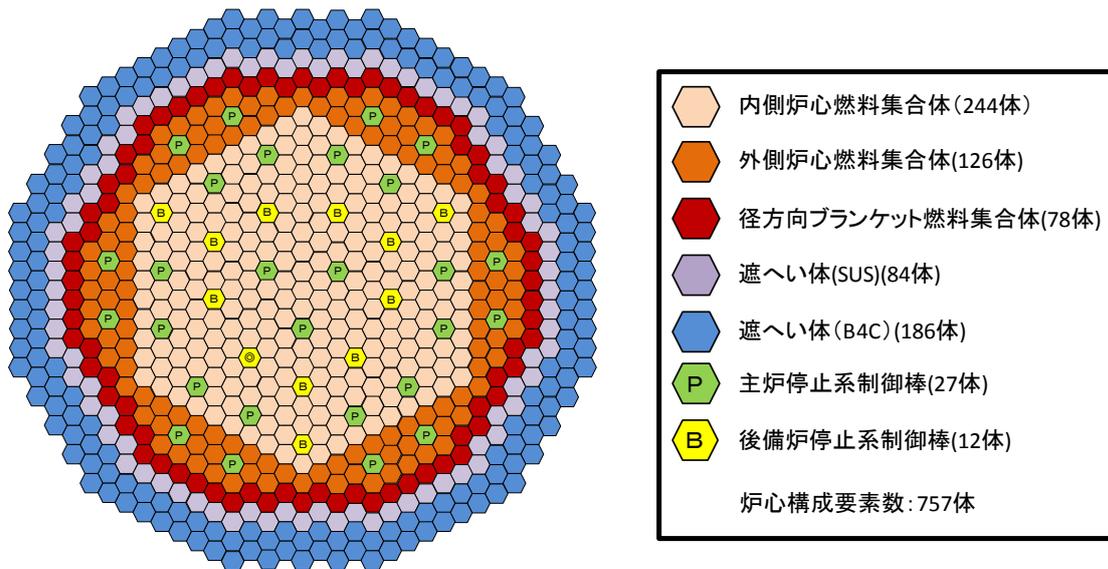
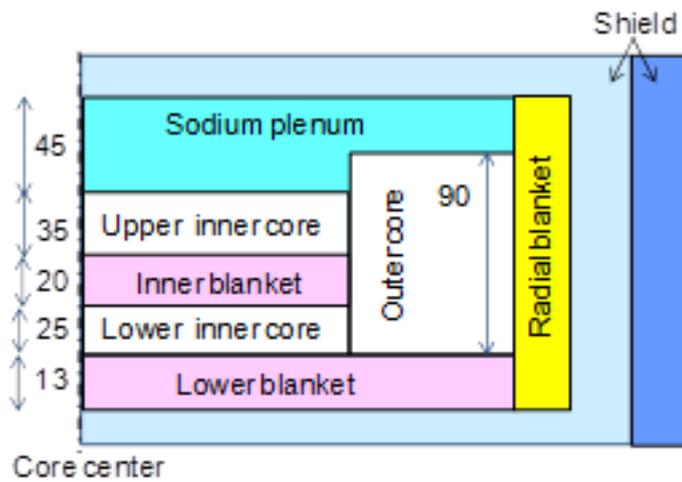


図 3.8.1-4 Cm-244 核変換量の核種・反応ごとの寄与内訳



(a) 水平断面



(b) Vertical view

(b) 垂直断面

図 3.8.1-5 炉物理ベンチマーク問題

### 3.8.2 「もんじゅ」等に望まれるMA核変換関連測定、実験の具体化

#### (再委託先：原子力機構) (H27～H28)

本項では、3.3.3において候補として提案した中から、以下の実験・試験のノミナル値と感度係数を解析すると共に、過去の試験実績から測定精度を評価した。

もんじゅ研究計画<sup>(1)</sup>では、「もんじゅ」の第5サイクル程度までは、1サイクル(4か月)の運転に加え、8ヶ月程度の点検を行う運転パターンを当面は想定するとされている(取出平均燃焼度約5万Mwd/t)。そして、第8サイクル以降より高燃焼度(取出平均燃焼度約8万Mwd/t)条件での運転を想定することとされている。そこで、本報では、前者の運転パターンの炉心を低燃焼度炉心(123日×4サイクル照射)と呼び、後者の炉心を高燃焼度炉心(148日×5サイクル照射)と呼ぶこととする。

#### (1) 「もんじゅ」における新旧燃料置換反応度測定試験(H27)

低燃焼度炉心で $1.6\% \Delta k/kk'$ (測定の不確かさ2.0%、解析モデルの不確かさ2.4%)、高燃焼度では $2.0\% \Delta k/kk'$ (測定の不確かさ1.3%、解析モデルの不確かさ2.4%)と得られた。本試験は燃料交換が伴い、試験あるいは運転工程への影響が大きいため、複数回行うことは合理的でなく、高燃焼度炉心を対象に行うべきである。また、試験解析に用いる取り出し燃料の組成は照射後試験の化学分析により得ることを想定しており、非破壊検査(PIE)データや再処理廃液データの利用が考えられるが、燃焼組成の空間分布までも網羅できる分析データの取得には多大な困難が予想され、不確かさの評価も容易ではないと考えられる。

更に、燃料交換時に炉内に滞在し続ける燃料の組成についても取り出し燃料の分析結果に基づいた内挿が必要となるが、当然ながら解析に頼らざるを得ず、内挿による誤差が伴うこととなる。このように、新旧燃料置換反応度の測定には、解決が困難な課題が伴うことが分かった。

#### (2) 「もんじゅ」における燃焼係数測定試験(H27)

燃焼反応度としては、低燃焼度炉心で $-1.6\% \Delta k/kk'$ (測定の不確かさ1.9%、解析モデルの不確かさ0.9%)、高燃焼度では $-2.0\% \Delta k/kk'$ (測定の不確かさ1.6%、解析モデルの不確かさ0.9%)と得られた。本試験は出力履歴と制御棒位置のデータがあれば解析評価が可能であることから、運転工程への影響は全くない。また、Np-239の蓄積と崩壊に伴う補正が必要ではあるが、炉停止前後のゼロ出力での臨界制御棒位置を測定すれば、燃料の膨張やドップラ効果に伴う不確かさが合理化できることから、非常に有用なデータとなる可能性がある。

新旧燃料置換反応度と燃焼反応度の1群感度係数(絶対値に関する上位11個)の比較を図3.8.2-1に示す。上位を示す感度係数の種類は両特性ともに同様であるが、前述したように感度係数自体は大きく異なることが分かった。また、U-238やPu-239の感度係数が主要であり、MAの感度係数は小さいことが分かった。なお、低燃焼度炉心と高燃焼度炉心で大差は見られないことが分かった。

(1)の新旧燃料置換反応度との1群感度係数の比較を図3.8.2-1に示す。代表例として、Pu-239核分裂断面積に対する感度係数における新旧燃料置換反応度と燃焼反応度の比

較を図3.8.2-2に示す。新旧燃料置換反応度の感度係数は燃焼反応度の感度係数の直接項と同様であることが分かった。また、燃焼反応度の感度係数としては直接項以外に、数密度項、中性子束項、出力規格化項が存在するために、合計の感度係数としては新旧燃料置換反応度のものと大きく異なることが分かった。前述したように、これらの燃焼感度係数が含まれるために、燃焼組成の不確かさは断面積起因誤差として考慮されることとなることが分かった。

### (3) 「もんじゅ」における冷却材反応度照射試験 (H28)

1994年の試験では、反応度の絶対値が最大で0.04% $\Delta k/kk'$ と十分に大きくなかったために、測定の不確かさは約20~30%と非常に大きかった。同じ試験を将来に行った場合は、MAの蓄積により反応度の絶対値が最大で0.06% $\Delta k/kk'$ への増加が見込まれ、測定の不確かさは約10%に低減されると推定される。ただし、燃料交換が伴う試験であり、試験の再現性による不確かさが懸念され、それを回避するためには、更なる反応度の増加が必要であると考えられる。

そこで、専用集合体を6体追加して12体とし、適切な位置（例えば、第3列に12体）に装荷することにより、約2倍の反応度が得られ、不確かさは約5%に低減されると推定されることが分かった。

ただし、図3.8.2-3に示すように、Amが蓄積した将来の炉心でも、Am-241の感度は非常に小さいために核種・断面積に関して上位10個には含まれず、MA測定データ利用の観点からはあまり有用ではないと考えられることが分かった。

### (4) 「もんじゅ」におけるMAサンプル照射試験 (H27~H28)

MAサンプルの仕様は「常陽」と同じ (Np-237、Am-241、Am-243、Cm-244の4種類) とし、主にMA均質装荷炉心におけるMA核変換を模擬した炉心部（内側炉心第1列、炉心軸方向中心部）とMA非均質装荷炉心におけるMA核変換を模擬した下部軸ブランケット部（図表では「軸ブラ部」と略記）への装荷を対象とした。低燃焼度炉心において全てのMAサンプルを装荷した場合の解析を行い、高燃焼度炉心においては、高燃焼度による効果を評価するためにAm-241サンプルを装荷した場合を対象に解析を実施した。

平成27年度の検討では、表3.8.2-1に示すようにMAサンプル照射試験では、PFRと同等の原子数比が得られており、「常陽」の一部のデータにおいて見られた異常の要因と考えられる不十分な中性子照射量の問題は回避されていると考えられ、貴重なMA核変換データとしての補完性は非常に高いと考えられる。感度係数については、「常陽」やPFRと同様であることが分かった。

また、平成28年度の検討では、MAサンプル照射試験では一般にドシメータデータを用いることにより中性子照射量のスケールリングが行われるが、それに伴う燃焼感度係数の補正方法を新たに考案し、適用した。U-235ドシメータを用いた場合のスケールリング前後の照射後Am-241サンプル中Am-242m/Am-241原子数比の1群燃焼感度係数の比較を図3.8.2-4に示す。スケールリングにより出力規格化に係るPu-239核分裂断面積の感度が相殺され、ドシメータの燃焼に伴うU-235核分裂断面積の感度が現れていることが分かった。また、O-16、Na-23、Fe-56の弾性散乱断面積のように中性子スペクトルに係る感度

はスケーリングによる相殺により減少していることが分かった。以上の手法は、これまで実施した「常陽」やPFR等のMAサンプル照射試験の解析にも適用可能である。

#### (5) 「もんじゅ」におけるMA含有燃料照射試験 (H27~H28)

平成27年度に実施した、照射後燃料の各原子数比の解析の結果を表3.8.2-2に示す。MAサンプル照射試験の原子数比と比べて若干下回るもののほぼ同等の結果となることが分かった。なお、Pu-238/Np-237、Pu-239/Pu-238、Pu-240/Pu-238の各原子数比については、燃料の初期組成としてPuが含まれているために、MAサンプル照射試験では有用であった原子数比は無効 (MAの捕獲断面積に対する約1の感度係数が得られない) となることが分かった。

また、平成28年度には、MAサンプル照射試験と同様に中性子照射量のスケーリングを行った場合の検討を実施した。感度係数の代表例として照射後Am含有燃料中Am-242m/Am-241原子数比の1群燃焼感度係数を図3.8.2-5に示す。照射後Am-241サンプル中Am-242m/Am-241原子数比の感度と同様の感度が得られており、MAサンプル照射試験に準じる有用な測定データとなることが分かった。

#### (6) 「常陽」におけるNaボイド反応度試験 (H28)

1977年当時のMK-I炉心からMK-III炉心への変更を考慮しつつ、Naプレナムの設置を想定中心に装荷された通常燃料あるいはNaプレナム付燃料のNaをボイド化させる試験について検討を行った。

過去のMK-I炉心においては中心に置いて絶対値で最大0.04%  $\Delta k/k'$  の反応度 (測定の不確かさ約30%) であった。MK-III炉心でも通常燃料であれば、同様の反応度が得られる見込みであるが、Naプレナム付とすると反応度は約40%の増加が見込める。更に、過去の試験と同様に中心と第1列におけるNaボイド試験とした場合には、反応度は約2倍となることから、測定の不確かさは約9%にまで低減できる見込みであり、十分な精度が期待できることが分かった。

1群感度係数の比較を図3.8.2-6に示す。通常燃料とNaプレナム付燃料で感度係数の差はあまり見られない。それに対し、「常陽」MK-Iと比べて構造材の弾性散乱断面積の感度が相対的に大きいことが分かった。このように、構造材核種を介してのNaプレナムを設置したMA核変換炉心のNaプレナム部におけるNaボイド反応度の不確かさを低減に有用である可能性のあることが分かった。

#### 参考文献

- (1) もんじゅ研究計画作業部会, “もんじゅ研究計画 (案),” 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会もんじゅ研究計画作業部会 (第12回) H25.9.25.

表 3.8.2-1 「もんじゅ」と「常陽」及びPFRにおけるMAサンプル照射試験の照射後原子数比の解析結果の比較

原子数比	主要感度	サンプル	低燃焼度炉心		高燃焼度炉心		常陽	PFR
			炉心部	軸ブラ部	炉心部	軸ブラ部	炉心部	炉心部
Pu-238/Np-237	Np-237捕獲	Np-237	0.5	0.3	0.6	0.4	0.06	0.3
Pu-239/Pu-238	Pu-238捕獲	Np-237	0.09	0.05	0.1	0.08	0.01*	0.08
Pu-239/Pu-238		Am-241	0.07	0.05	0.1	0.07	0.01*	0.06
Am-242m/Am-241	Am-241捕獲	Am-241	0.06	0.04	0.08	0.05	0.01	0.05
Am-242m/Am-241		Am-243	0.06	0.04	0.08	0.05	0.02	—
Cm-244/Am-243	Am-243捕獲	Am-243	0.5	0.3	0.6	0.4	0.07	0.2
Pu-240/Pu-238	Am-243捕獲	Am-243	0.5	0.5	0.5	0.5	2	—
	Am-241捕獲							
Cm-243/Cm-242	Cm-242捕獲	Am-241	0.1	0.08	0.2	0.1	11	44*
Cm-245/Cm-244	Cm-244捕獲	Am-243	0.08	0.08	0.2	0.1	0.02	0.1
Cm-245/Cm-244		Cm-244	0.2	0.1	0.2	0.1	0.08	0.2
Cm-246/Cm-245	Cm-245捕獲	Am-243	0.04	0.03	0.06	0.04	0.009*	0.04
Cm-247/Cm-246	Cm-246捕獲	Cm-244	0.08	0.05	0.1	0.07	0.03*	0.08

\*: 異常データと判定  
斜字体は推定値を表す。

表 3.8.2-2 「もんじゅ」におけるMA含有燃料照射試験とMAサンプル照射試験の照射後原子数比の解析結果の比較

原子数比	主要感度	MAサンプル		MA含有燃料	
		種類	数密度比	種類	数密度比
Pu-238/Np-237	Np-237捕獲	Np-237	0.5	不可	
Pu-239/Pu-238	Pu-238捕獲	Np-237	0.09	不可	
		Am-241	0.07		
Am-242m/Am-241	Am-241捕獲	Am-241	0.06	Am含有	0.05
		Am-243	0.06	Np, Am含有	0.05
		—	—	Am, Cm含有	0.05
Cm-244/Am-243	Am-243捕獲	Am-243	0.5	Am含有	0.3
		—	—	Np, Am含有	0.3
		—	—	Am, Cm含有	0.6
Pu-240/Pu-238	Am-243捕獲	Am-243	0.5	不可	
	Am-241捕獲				
Cm-243/Cm-242	Cm-242捕獲	Am-241	0.1	Am含有	0.1
		—	—	Np, Am含有	0.1
Cm-245/Cm-244	Cm-244捕獲	Am-243	0.08	Am含有	0.06
		—	—	Np, Am含有	0.06
		Cm-244	0.2	Am, Cm含有	0.2
Cm-246/Cm-245	Cm-245捕獲	Am-243	0.04	Am含有	0.04
		—	—	Np, Am含有	0.04
		—	—	Am, Cm含有	0.2
Cm-247/Cm-246	Cm-246捕獲	Cm-244	0.08	Am, Cm含有	0.06

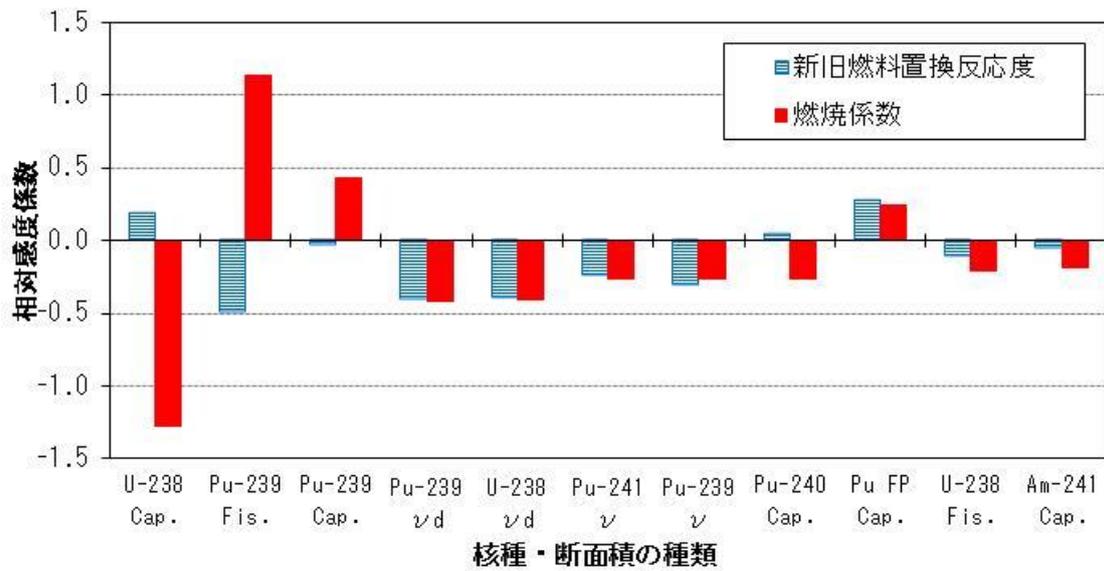


図 3.8.2-1 新旧燃料置換反応度と燃焼反応度の 1 群感度係数 (低燃焼度炉心、上位 11 個)

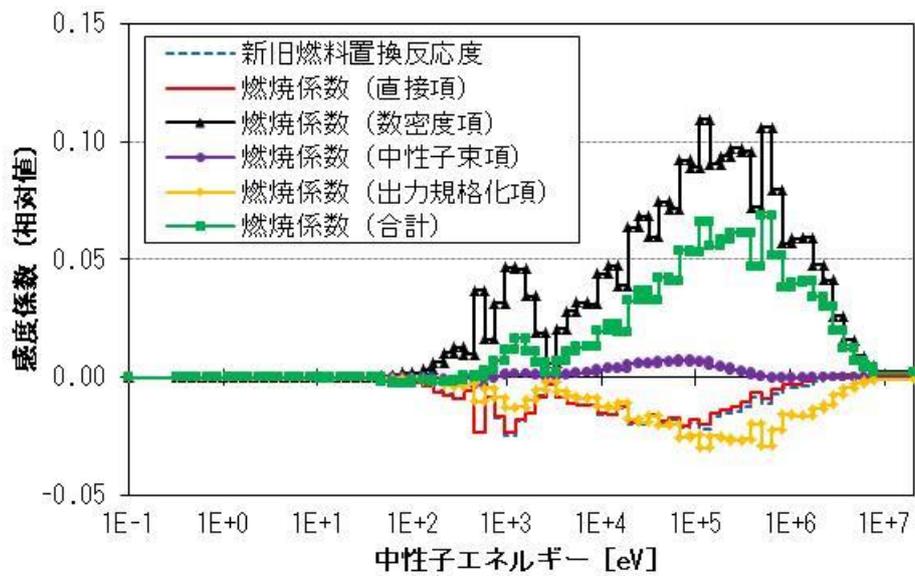


図 3.8.2-2 「もんじゅ」低燃焼炉心における新旧燃料置換反応度と燃焼反応度の Pu-239 核分裂断面積に対する感度係数の比較



図 3.8.2-3 「もんじゅ」における冷却材反応度の1群感度係数の比較 (上位10個)

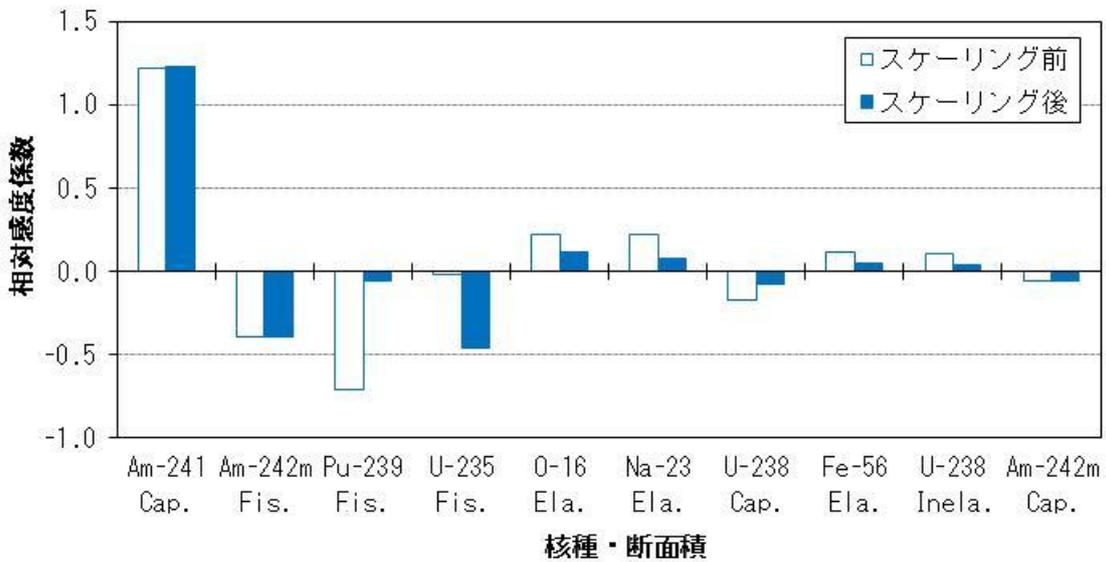


図 3.8.2-4 「もんじゅ」における MA サンプル照射試験の照射後 Am-241 サンプル中 Am-242m/Am-241 原子数比の1群感度係数の比較

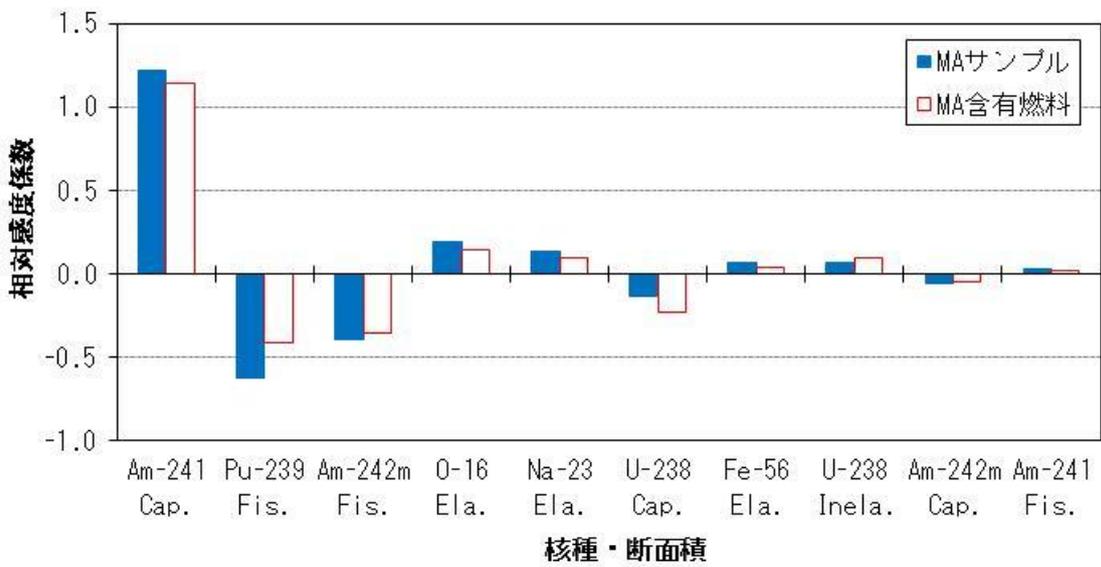


図 3.8.2-5 「もんじゅ」における MA 含有燃料照射試験と MA サンプル照射試験の照射後原子数比の 1 群感度係数（スケールリング後）の比較

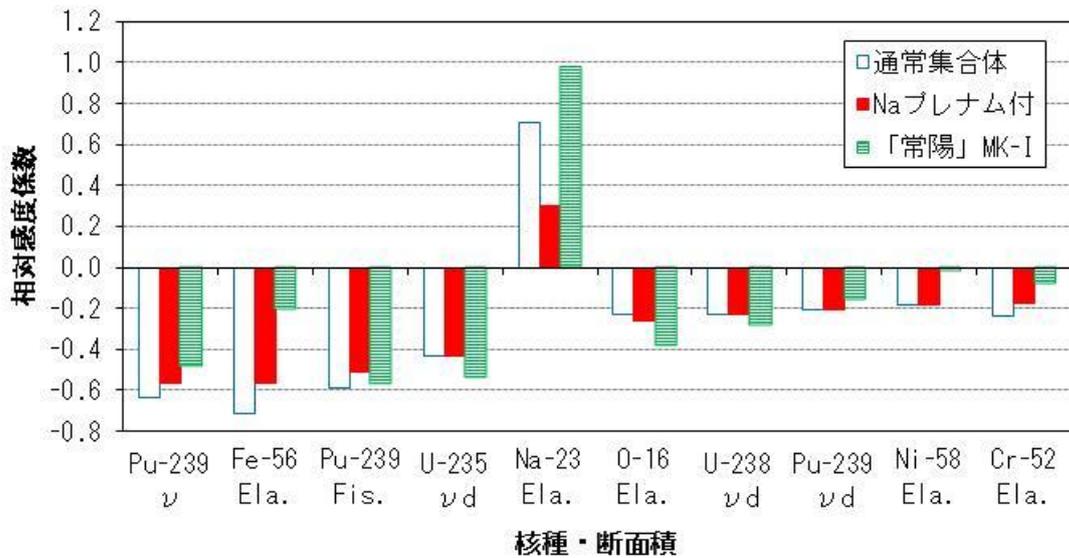


図 3.8.2-6 「常陽」MK-III の Na ボイド反応度の 1 群感度係数の比較

### 3.9 研究推進

研究代表者の下で各研究項目間における連携を密にして研究を進めるとともに、広く意見を聴きながら研究を進めるため外部評価委員会(外部評価委員:名古屋大学 山本、MHI 松本) を下記のとおり開催した。

#### 3.9.1 平成 25 年度 開催

日時：平成 26 年 2 月 19 日(水) 15:00～17:00

場所：福井大学附属国際原子力工学研究所 1F 多目的会議室

概要：

平成 25 年度『「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』に対して外部評価委員から幅広いコメントをいただいた。MA 装荷率と Na ボイド反応度の関係、使用可能な「もんじゅ」データ、本研究と FaCT 計画との違いについて質問があり、これらに対する回答を行い、今後の研究をより充実させることとした。

#### 3.9.2 平成 26 年度開催

日時：第一回：平成 26 年 10 月 15 日(水) 15:00～17:00

第二回：平成 27 年 2 月 6 日(金) 15:00～17:00

概要：

平成 26 年 10 月 15 日(水)：平成 26 年度『「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』に対して外部評価委員からの幅広い質問・コメントがあった後、以下の講評をいただいた。

- ・業務計画に沿って、全般に綿密かつ着実に研究が進められ、成果が出始めていると評価する。
- ・炉物理手法で、特にバイアスを使って系統誤差を求める手法は、難しい課題を確実に捉えた重要で是非取り組みべきテーマである。

平成 27 年 2 月 6 日(金)：以下の講評をいただいた。

- ・核的挙動と Na プレナムのボイド挙動をカップリングするマルチフィジックス的な取組みは非常に興味深く有益であると思う。
- ・公募研究開始から 2 年目で、ここ迄の成果が得られており、成果が楽しみで期待できる研究である。

#### 3.9.3 平成 27 年度 開催

日時：第一回：平成 27 年 10 月 9 日(金) 13:00～15:30

第二回：平成 28 年 2 月 4 日(木) 10:00～12:00

## 概要

平成 27 年 10 月 9 日(金)：平成 27 年度『「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』に対して外部評価委員からの幅広い質問・コメントがあった後、以下の講評をいただいた。

- ・計画に沿って、着実に研究が進められている。また、炉物理手法について、今後の発展が期待される項目が幾つかあり、成果が楽しみである。最終年度に向け、成果の刈り取りをお願いする。

平成 28 年 2 月 4 日(木)：以下の講評をいただいた。

- ・技術的に難しいところは既にクリアしていると思う。十分なエフォートが注がれており、成果が出ている。国際会議などでの発表も多く、成果発信もよく行われている。

### 3.9.4 平成 28 年度開催

日時： 第一回：平成 28 年 10 月 14 日(金)10:00～12:00

第二回：平成 29 年 2 月 28 日(火)10:00～12:00

## 概要：

平成 28 年 10 月 14 日(金)：平成 28 年度『「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』に対して外部評価委員からの幅広い質問・コメントがあった後、以下の講評をいただいた。

- ・技術的に難しいところは既にクリアしていると思う。多くの論文投稿等を予定されており、非常に良い研究になると考える。

平成 29 年 2 月 28 日(火)：以下の講評をいただいた。

- ・所期の目的である「MA を効率よくかつ安全に核変換・減容する」は、この研究により核変換率等の不確かさの減少を図ることができたことに見られることから、十分に達成していると考え。4 年間の研究で非常に良い成果が出せたと思う。外部発表や論文作成も十分に行っている。大学と連携して研究を進めており、学生の人材育成にも貢献している。
- ・ASTRID に似た複雑な炉を対象にして、核特性解析だけでなく熱流動解析まで行っており、まとまりのある研究となっている。

## 4. 結言

### 4.1 MA核変換炉心におけるMA装荷方式の得失整理 (H25)

#### 4.1.1 MA核変換炉心におけるMA核変換量と安全性に係わるパラメータのトレードオフ関係に基づくMA核変換炉心におけるMA装荷量上限の考え方整理 (再委託先：日立GE)

国内外におけるMA核変換炉心に関する調査を行い、MA含有率の上限を20wt%と設定した。また、MA核変換炉心はMA核変換量の向上とボイド反応度低減の両立を目標として、上部ナトリウムプレナム設置等のボイド反応度低減方策を取り込んだ炉心概念を構築することとし、炉心部から上部ナトリウムプレナムまでのナトリウムがボイド化した場合の、実効的なボイド反応度を0以下とすることを目標とした。

#### 4.1.2 国内外のMA均質装荷炉心、非均質装荷炉心に関する研究開発の知見を踏まえた、両装荷方式に関する得失整理 (再委託先：日立GE)

国内外のMA均質装荷炉心、非均質装荷炉心に関する研究開発の知見を踏まえ、MA含有率が高い燃料を用いると高いMA核変換量が期待される一方で、発熱量等やMAに随伴する希土類元素(RE)の取り扱いが課題となることを整理した。また、取出燃焼度60GWd/t、冷却期間30年を想定した軽水炉取出し燃料のTRU組成を設定し、MAに随伴するREを143Ndで代表させ、MA核変換炉心概念の設計で用いるRE等価係数や体積割合を設定した。

### 4.2 MA核変換炉心概念の設計

#### 4.2.1 MA核変換炉心の予備核設計 (再委託先：原子力機構) (H25~H27)

MA核変換性能と炉心安全性を高いレベルで調和させた電気出力75万kWeのMA核変換炉心の予備核設計を行い、炉心構成やMA装荷方法を幅広くサーベイすることにより、実効的Naボイド反応度が負となる範囲で、従来炉の約2倍のMA核変換量を達成可能な、均質・非均質装荷それぞれのMA核変換代表炉心の基本仕様を設定した。

#### 4.2.2 MA核変換炉心の概念設計 (再委託先：日立GE) (H25~H28)

上部ナトリウムプレナム付き炉心のULOF時のナトリウム密度分布を考慮した実効的ボイド反応度の指標を考案し、4.2.1の結果に基づき、電気出力750MWeクラスのMA均質装荷炉心の概念設計を実施した。また、4.2.1で予備核設計した3つのMA非均質装荷炉心と得失を比較評価して、MA均質装荷炉心を代表炉心に選定した。本炉心のMA含有率は11wt%となり、MA核変換炉心の有効性を確認するために構築したナトリウムプレナムの無いMA核変換炉心(MA含有率5wt%)の約2倍以上のMA核変換量を達成しつつ、ボイド反応度を低減でき、安全性も向上できることを確認した。以上により、高いMA核変換量と安全性向上を両立したMA核変換炉心概念を構築することができた。

### 4.3 MA核変換量の計算システムの開発

#### 4.3.1 MA核変換プロセスに着目した核変換量計算システムの確立 (H25~H27)

MA核種毎の核変換量の定義式を導出し、この定義式に従いMA核種毎の核変換量を計算するシステムを作成した。この核変換量計算システムを用いて、MA均質装荷炉心及びMA非均質装荷炉心の核変換量を評価し、核変換に関する新たな炉物理研究の知見と

して以下の成果を得た。

MA 均質装荷炉心では、MA 核変換量及び核変換率はほぼ燃焼期間に比例するが、9 年以上では少し飽和傾向が見られた。これは正味の Pu の生成量が指数関数として飽和してくるためである。核変換量のうち核分裂に寄与する割合は燃焼期間が 1 年、6 年、9 年の場合 39%、49%、60%と増加することが分かった。さらに、核分裂による核変換量に対しては燃焼期間とともに飽和する傾向は見られなかった。さらに、MA 核種毎の核変換に対する新たな知見を見出した。

MA 非均質装荷炉心では、ブランケット領域の MA 含有率が 20%と大きいため、MA 核変換量は 1.1 トンと大きくなるが、核変換率にすると MA 均質装荷炉心における 9 年燃焼の場合とほぼ同程度であった。MA 核変換量及び核変換率に占める核分裂の寄与は 13%と MA 均質装荷炉心の結果と大きく異なることが見出された。

#### 4.3.2 MA 核変換用ターゲット集合体の中性子スペクトル詳細評価手法の開発

(再委託先：大阪大学) (H25～H28)

MA 核変換用ターゲット集合体に適用する中性子スペクトル詳細評価手法を開発した。開発した詳細燃焼計算評価システムにより、炉心計算と比べ、燃料ピン単位の MA 核変換量の分布を精度よく評価できることを確認した。集合体単位での MA 核変換量は、詳細燃焼計算評価システム、炉心計算、どちらの場合でも参照解との差は 1～2%程度であった。炉心全体での MA 核変換量評価では、詳細燃焼計算評価システム、炉心計算、ともに参照解との MA 核変換量評価結果の差異は 0.2%程度であることが確認された。

これらの結果から、開発した詳細燃焼計算評価システムにより燃料ピン単位の詳細な核変換量を精度よく評価できることが分かった。

#### 4.4 「もんじゅ」データをはじめとする MA 核変換関連測定データの体系的整備及び評価

(再委託先：原子力機構) (H25～H27)

炉心核設計に反映可能な MA 積分実験データベースの構築のために、国内外の MA 核変換に関連する最新の測定データ及び解析データを収集した。MA サンプル照射試験について、PFR と「常陽」と「弥生」の 3 つの独立した試験データから、互いに整合し合うデータを抽出し、非常に有用な MA 積分実験データとして整備することができた。また、BFS の Np 装荷実験について、モンテカルロ計算による解析精度の確認を行い、有用な MA 積分実験データとして活用できることを確認した。更に、BFS 炉心と FCA の核分裂反応率比の比較では、測定値と解析値との差異に関して整合性が見られており、Cm-244、Am-241、Am-243 等の核データに共通原因がある可能性が示唆されることが分かった。整備した MA 積分実験データベースは今後の炉心核設計研究にも反映できると期待される。

また、上記のデータの整理及び解析の結果を踏まえ、近い将来「もんじゅ」で取得できる MA 核変換関連データに対する評価を行い、今後の「もんじゅ」等に望まれる MA 核変換関連実験を提案した。

#### 4.5 MA 核変換量の予測誤差評価システムの開発

#### 4.5.1 MA 燃焼感度係数の計算システムの確立

##### 4.5.1.1 計算システム構成の構築 (H25～H28)

MA 燃焼感度係数の計算方式を調査し、計算方式を確立した。この方式は一般化摂動論に基づく方式であり、無限希釈断面積に対する MA 燃焼特性の感度が計算できる方式を確立した。この方式に基づき、MA 燃焼感度計算の計算システムを構築した。この MA 燃焼感度係数の計算システムの検証及び主要 MA 核種の MA 核変換量の感度解析を行った。MA 燃焼感度係数の計算システムの検証のため、直接計算による感度係数の参照解と比較し、計算システムは十分な精度を有していることが分かった。さらに、主要 MA 核種の核変換量に対する感度係数を計算し、感度係数と断面積共分散データから MA 核変換量の計算結果に対する不確かさを評価した。MA 均質装荷炉心の MA 核変換量の不確かさは MA 含有量が 6, 11%の炉心で 3%程度であることが分かり、本計算システムは MA 核変換量の不確かさを精度よく評価できることが分かった。

##### 4.5.1.2 一般化摂動理論の計算手法の決定 (再委託先：京都大学) (H25～H28)

本公募研究における MA 核変換量の不確かさ評価に必要な燃焼感度係数の計算に使用する一般化摂動理論の計算方法について公開されている燃焼感度係数計算コードについて調査した。その結果、本公募研究における一般化摂動理論の計算手法として拡散理論に基づく有限差分法と決定した。決定した手法に基づき、MA 燃焼感度係数計算用一般化摂動計算コードの整備を行った。また、中性子束計算における空間メッシュ分割数に着目したところ、燃焼感度計算に対する空間メッシュ分割数の寄与は小さいことが明らかとなった。整備した計算システムについて、直接計算による感度係数の参照解と比較したところ十分な計算精度が得られることが分かった。この計算システムを用いて、MA 均質装荷炉心と MA 非均質装荷炉心における MA 核変換量の感度解析及び不確かさ評価を実施したところ、MA の装荷方法の違いによる MA 核変換量の不確かさへの寄与は小さいことが明らかになった。

##### 4.5.2 MA 核変換量の予測誤差評価 1 (再委託先：原子力機構) (H27)

上記の MA 燃焼感度計算の計算システム等を用いて、整備した MA 核変換関連測定データの燃焼核特性に対して燃焼感度係数を計算した。この燃焼感度係数と JENDL-4.0 の核データ共分散ファイルを用いて上記の燃焼核特性に対して核データに起因する予測誤差を定量的に評価した。この結果、燃焼後の原子数比の核データ起因誤差は、原子数比の分母となる核種の捕獲断面積が核データ起因誤差の大部分を占めていることが分かった。

##### 4.5.3 MA 核変換量の予測誤差評価 2 (再委託先：日立 GE) (H27～H28)

平成27年度には、4.2.2で代表炉心として選定した MA 均質装荷炉心を対象に、本研究で作成した MA 燃焼感度係数計算システムと JENDL-4.0 ライブラリを用いて MA 核変換量の予測誤差を評価した。平成28年度は、MA 均質装荷炉心の有効性を確認するために4.2.2で構築した従来型の MA 核変換炉心の MA 核変換量の予測誤差を評価した。その結果、MA 含有率11wt%の MA 均質装荷炉心と、MA 含有率5wt%、11wt%のナトリウムプレナムの無い MA

核変換炉心のMA核変換量の予測誤差はいずれも約3%で違いは小さいことが分かった。

#### 4.6 「もんじゅ」データ等によるMA核変換量の予測誤差低減システムの開発（断面積調整法等の適用）

##### 4.6.1 燃焼感度係数と「もんじゅ」データ等を用いた断面積調整システムの確立（H25～H28）

「もんじゅ」データ等の測定結果を用いたMA核変換量の予測誤差を低減するため、断面積調整を無限希釈断面積に対して実施する方法を導出した。この方法により、無限希釈断面積に対して断面積調整を行う断面積調整システム構成を確立した。Saさらに、高速炉核特性の測定データ及び計算値に含まれる可能性のある系統誤差を取り除く方法を断面積調整システムに取り入れ、システムを作成した。断面積調整システムの検証のため系統誤差が少ない場合の断面積調整結果が従来の計算結果とよく一致することを確かめた。したがって、本システムは計算理論通り実装され、かつ、参照解と数値誤差がなく、系統誤差を除いた断面積調整量を評価可能であることが確認された。

##### 4.6.2 臨界集合体データ等を用いた断面積調整（再委託先：原子力機構）（H27）

MA核変換関連測定データの臨界実験データベースやMA照射データベースに加えて、既存のMA以外の一般核特性の臨界実験データを使って断面積調整計算を行った。この断面積調整により、BFSとFCAでともに過大評価であったCm-244とPu-239の核分裂率比は大幅に改善され、Cm-244の核分裂断面積に起因する不確かさが大きく低減されることが分かった。

##### 4.6.3 「もんじゅ」等のMA核変換関連データを追加した断面積調整（再委託先：原子力機構）（H27～H28）

最終的に整備した「もんじゅ」等のMA核変換関連測定データと感度係数及び、本研究で確立された断面積調整システム構成を用いて断面積調整を行った。この調整計算結果において、新しい断面積調整法を取り入れた影響が現れていることを確認した。

##### 4.6.4 調整断面積によるMA核変換量の予測誤差評価1（再委託先：原子力機構）（H28）

「もんじゅ」等で得られることを想定した核特性データとして、MAサンプル照射試験データの燃焼後原子数比に着目し、予測誤差の低減効果を評価した。この結果、同じMAサンプル照射試験データでも、炉心部と軸ブランケット部のように感度係数のエネルギー依存性の異なる試験を双方加えることにより、MA断面積の不確かさの低減が促進されることが分かり、効果的な実験データの取得に関する新たな知見を見出した。

##### 4.6.5 調整断面積によるMA核変換量の予測誤差評価2（再委託先：日立GE）（H28）

4.2.2で代表炉心として選定したMA均質装荷炉心を対象に、本研究で開発した調整断面積を使用してMA核変換量の予測誤差を計算して、断面積調整による影響を評価した。MA核変換量の予測誤差はJENDL-4.0を用いた場合で2.7%、調整断面積を使用した場合で1.3%となり、断面積調整によって約50%低減することが分かった。

#### 4.7 予測誤低減による各種炉心の静特性、動特性への影響の評価

##### 4.7.1 ナトリウムボイド反応度の予測誤差評価手法の開発（H25～H27）

ナトリウムボイド反応度等の安全性関連の炉物理特性をより正確に予測するため、用いる測定データ及び計算値に系統誤差が含まれているかを判断する方法を開発した。この方法は核特性の測定値と計算値の比であるバイアス因子を用い系統誤差を予測する方法である。この方法を取り入れたナトリウムボイド反応度等の予測誤差解析システムを開発した。この予測誤差解析コードを用いナトリウムボイド反応度の誤差評価を行った。系統誤差を除いた断面積調整による調整後の計算値は、従来の調整後解析値に対して1~5%程度改善し、開発した予測誤差解析システムはナトリウムボイド反応度の精度向上に有効であることが分かった。

#### 4.7.2 ナトリウムボイド反応度の変化による過渡・事故時挙動への影響評価

(再委託先：日立GE) (H25~H28)

ナトリウム沸騰挙動評価への汎用多次元熱流動評価ツールの適用性を確認し、燃料ピン単体及び集集体規模のナトリウムプレナム部に対するナトリウム沸騰挙動を把握した。このナトリウム沸騰挙動を用いて、簡易的な沸騰モデルを有するプラント動特性解析プログラムを作成し、750MWeクラスMA核変換炉心における代表性の高い事象(ULOF事象)を評価した。その事象評価結果より、ナトリウムプレナム付きMA核変換炉心ではナトリウム沸騰後に炉心出力が低下するなどの安全性に対する有効性を確認した。また、ナトリウムボイド反応度の予測誤差低減により過渡・事故時挙動時の安全裕度の改善が期待できることを確認した。

#### 4.7.3 静特性及び動特性への影響評価(再委託先：日立GE) (H28)

4.2.2で代表炉心として選定したMA均質装荷炉心を対象に、実効増倍率等の静特性、および過渡時、事故時動特性挙動評価に必要なナトリウムボイド反応度等の動特性への断面積調整による影響を評価した。その結果、調整断面積の影響は小さいことが分かった。また、ナトリウムボイド反応度、ドップラ係数の不確かさへの断面積調整による影響を評価した。ナトリウムボイド反応度については、JENDL-4.0を使用した場合の10.6%から調整断面積を使用した場合の4.4%に、またドップラ係数については、JENDL-4.0を使用した場合の4.6%から調整断面積を使用した場合の1.8%に減少し、いずれも約60%の低減効果を有することが分かった。

### 4.8 今後の「もんじゅ」等に望まれるMA核変換関連測定、実験の具体化

#### 4.8.1 「もんじゅ」で得られる測定データとその精度の予測誤差低減への寄与把握 (H27~H28)

MA核変換炉心の核特性を精度よく評価するために、今後、「もんじゅ」で測定すべき測定データとその測定精度に対する提案を行った。まず、「もんじゅ」で追加すべき測定項目がMA核変換炉の核特性の精度向上にどれだけ寄与するかを定量的に評価する方法を確立した。この方法に基づき、「もんじゅ」で追加すべき測定項目を提案した。また追加測定データがある場合のMA核変換炉心の核変換量の不確かさを定量的に評価した。さらに、MA核特性を比較検討するためのベンチマーク問題を作成した。

#### 4.8.2 「もんじゅ」等に望まれるMA核変換関連測定、実験の具体化(再委託先：原子力

#### 機構) (H27~H28)

「もんじゅ」を用いたMAサンプルあるいはMA含有燃料の照射試験は、「常陽」とPFRだけでは不十分であったPu-238、Cm-242、Cm-245、Cm-246の捕獲反応断面積に対する感度を有する測定データを取得できることから、非常に有用であることが分かった。

また、「常陽」におけるNaボイド反応度試験は、MA核変換炉心のNaプレナム部におけるNaボイド反応度の不確かさ低減に有用である可能性のあることが分かった。

付録

学会発表実績

1. 学会等における口頭・ポスター発表

発表した成果 (発表題目)	口頭・ポスター発表の別	発表者氏名	発表した学会等名、場所	発表月日等	国内・外の別
「Method Development for Calculating Minor Actinide Transmutation in a Fast Reactor」	ポスター発表	竹田 敏一, 藤村 幸治	第2回京都大学 原子炉実験所 安全基盤科学研究 シンポジウム 福島原子力発電所 事故後の核燃料バ ックエンド問題と 核変換技術の役割	平成25年 11月28日	国内
「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 (1) 研究計画と炉物理手法	口頭発表	竹田敏一, 羽様 平, 北田孝典, 佐野忠史, 高桑正行	原子力学会2014年 秋の大会, 京都大学 吉田キャンパス	平成26年 9月8日	国内
「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 (2) MA核変換炉心概念	口頭発表	藤村幸治, 大木繁夫, 竹田敏一	原子力学会2014年 秋の大会, 京都大学 吉田キャンパス	平成26年 9月8日	国内
「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 (3) MA核変換関連測定データの体系的整備・評価	口頭発表	杉野和輝, 竹田敏一, 藤村幸治	原子力学会2014年 秋の大会, 京都大学 吉田キャンパス	平成26年 9月8日	国内
Method Development and Reactor Physics Data Evaluation for Improving Prediction Accuracy of Fast Reactors' Minor Actinides Transmutation Performance	ポスター発表	Toshikazu TAKEDA, Taira HAZAMA, Koji FUJIMURA and Shusaku SAWADA	INTERNATIONAL CONFERENCE, PHYSOR2014, "The Role of Reactor Physics toward a Sustainable Future", The Westin Miyako, Kyoto	平成26年 10月1日	国際会議(国内)

Detailed Calculations of Minor Actinide Transmutation in A Fast Reactor	口頭発表	Toshikazu TAKEDA	ICCMSE 2015, Metropolitan Hotel, Athens, Greece	平成27年 3月20日	国外
Fast Reactor Core Concepts to Improve Transmutation Efficiency	口頭発表	Koji Fujimura	ICCMSE 2015, Metropolitan Hotel, Athens, Greece	平成27年 3月20日	国外
「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 (4) 感度係数計算法と新しい断面積調整法	口頭発表	佐野忠史, 竹田敏一	日本原子力学会 2015年秋の大会, 静岡大学 静岡キャンパス	平成27年 9月9日	国内
「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 (5) MA均質炉での核変換プロセスに着目した核種ごとのMA核変換量	口頭発表	竹田敏一, 藤村幸治, 大木繁夫	日本原子力学会 2015年秋の大会, 静岡大学 静岡キャンパス	平成27年 9月9日	国内
「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 (6) MA均質装荷炉心の概念設計	口頭発表	藤村幸治, 小川隆, 大木繁夫, 竹田敏一	日本原子力学会 2015年秋の大会, 静岡大学 静岡キャンパス	平成27年 9月9日	国内
「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 (7) MA非均質装荷法の検討	口頭発表	大釜和也, 大木繁夫, 北田孝典, 竹田敏一	日本原子力学会 2015年秋の大会, 静岡大学 静岡キャンパス	平成27年 9月9日	国内
「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 (8) MA核変換関連測定データの体系的整備・評価 (2)	口頭発表	横山賢治, 石川眞, 沼田一幸, 宇佐美晋, 竹田敏一	日本原子力学会 2015年秋の大会, 静岡大学 静岡キャンパス	平成27年 9月9日	国内

Development of a Fast Reactor for Minor Actinides Transmutation(1)-Overview and Method Development	口頭発表	Toshikazu TAKEDA, Sin USAMI, Koji FUJIMURA, Masayuki TAKAKUWA	GLOBAL2015、Paris Congress Center, Paris, France	平成27年 9月24日	国外
Development of a Fast Reactor for Minor Actinides Transmutation(2)-Study on the MA Transmutation Core Concepts	口頭発表	Koji FUJIMURA, Shigeo OHKI, Toshikazu TAKEDA	GLOBAL2015、Paris Congress Center, Paris, France	平成27年 9月24日	国外
Development of a Fast Reactor for Minor Actinides Transmutation(3)-Evaluation of Measurement Data with MA Transmutation	口頭発表	Kazuteru SUGINO, Toshikazu TAKEDA	GLOBAL2015、Paris Congress Center, Paris, France	平成27年 9月24日	国外
「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチノイド核変換の研究(9) MA核変換関連測定データを用いた断面積調整	口頭発表	横山賢治, 石川眞, 沼田一幸, 丸山修平, 竹田敏一	日本原子力学会 2016春の年会, 東北大学 川内キャンパス	平成28年 3月27日	国内
「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチノイド核変換の研究(10) MA核変換計算のための新しい断面積調整法	口頭発表	竹田敏一	日本原子力学会 2016春の年会, 東北大学 川内キャンパス	平成28年 3月27日	国内
「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチノイド核変換の研究(11) UO <sub>2</sub> 母材ターゲット燃料を分散装荷する非均質装荷炉心	口頭発表	藤村幸治, 大木繁夫, 竹田敏一	日本原子力学会 2016春の年会, 東北大学 川内キャンパス	平成28年 3月27日	国内

BURN-UP SENSITIVITY ANALYSIS OF MINOR ACTINIDE TRANSMUTATION FAST REACTOR	口頭発表	Tadafumi SANO, Toshikazu TAKEDA	PHYSOR2016, Sun Valley, Idaho, USA	平成28年 5月2日	国外
A New Method for Removing Systematic Errors in Cross Section Adjustment for Accurate Estimation of Minor-Actinide Transmutation in Fast Reactors	口頭発表	Toshikazu TAKEDA	PHYSOR2016, Sun Valley, Idaho, USA	平成28年 5月3日	国外
Development of a Fast Reactor for Minor Actinides Transmutation - Improvement of Prediction Accuracy for MA-related Nuclear Parameters based on Cross-section Adjustment Technique -	口頭発表	Kenji Yokoyama, Shuhei Maruyama, Kazuyuki Numata, Makoto Ishikawa, Toshikazu Takeda	PHYSOR2016, Sun Valley, Idaho, USA	平成28年 5月3日	国外
MAサンプル照射試験解析における中性子照射場に係る燃焼感度係数の計算	口頭発表	杉野 和輝, 沼田 一幸, 石川 眞, 竹田 敏一	日本原子力学会 2017春の年会, 東海大学 湘南キャンパス	平成29年 3月28日	国内
「もんじゅ」データを活用したマイナーアクチノイド核変換の研究 (12) MA核変換代表炉心	口頭発表	藤村 幸治, 白倉 翔太, 大木 繁夫, 竹田 敏一	日本原子力学会 2017春の年会, 東海大学 湘南キャンパス	平成29年 3月29日	国内

「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 (13) 中性子スペクト ル再構築を考慮したMA 核変換量の評価	口頭発表	北田 孝典, 竹田 敏, 竹田 敏一, 藤村 幸治, 大木 繁夫	日本原子力学会 2017春の年会, 東海大学 湘南キャンパス	平成29年 3月29日	国内
「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 (14) 系統誤差を取り 除く断面積調整法の適 用	口頭発表	横山賢治, 竹田敏一, 沼田一幸	日本原子力学会 2017春の年会, 東海大学 湘南キャンパス	平成29年 3月29日	国内
「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 (15) MA核変換量の不 確かさ評価	口頭発表	佐野忠史, 竹田敏一, 藤村幸治	日本原子力学会 2017春の年会, 東海大学 湘南キャンパス	平成29年 3月29日	国内
「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 (16) ナトリウムプレ ナム付き炉心の沸騰挙 動と過渡・事故時挙動 解析手法	口頭発表	白倉 翔太, 糸岡 聡, 竹田 敏一	日本原子力学会 2017春の年会, 東海大学 湘南キャンパス	平成29年 3月29日	国内
CORE CONCEPT OF MINOR ACTINIDES TRANSMUTATION FAST REACTOR WITH IMPROVED SAFETY	口頭発表	Koji Fujimura, Satoshi Itooka, Shigeo Ohki, and Toshikazu Takeda	ICAPP2017, April 24-28, 2017-Fukui and Kyoto(Japan)	平成29年 4月24日 ~28日	国際会 議(国 内)

2. 学会誌・雑誌等における論文掲載

掲載した論文（タイトル、）	発表者氏名	発表媒体（学会誌・雑誌等名 巻号ページ、発表日時 等）	発表した月	DOI(持っており分れば)	国内・外の別	査読の有無
Method Development for Calculating Minor Actinide Transmutation in a Fast Reactor	Toshikazu TAKEDA, Koji FUJIMURA and Ryota Yamada	Nuclear Back-end and Transmutation Technology for Waste Disposal, Beyond the Fukushima Accident, Chapter 17, pp.179-196, Springer Open, 2015	平成25年11月28日	10.1007/978-4-431-55111-9	国際会議（国内）	有
Minor actinides transmutation performance in a fast reactor	Toshikazu Takeda	Annals of Nuclear Energy	平成28年6月		国外	有
Uncertainty analysis of minor actinides transmutation in fast reactor cores	Toshikazu Takeda, Koji Fujimura, Tadafumi Sano, Basma Fouad	Annals of Nuclear Energy	平成29年3月		国外	有