

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering : 302-1 Advanced Reactor System

📅 Thu. Mar 13, 2025 2:45 PM - 4:25 PM JST | Thu. Mar 13, 2025 5:45 AM - 7:25 AM UTC 🏠 Room D(Zoom room 4)

## [2D09-14] Fast Reactor

Chair: Hiroyasu MOCHIZUKI (Beyond Energy Res. & Development Association)

2:45 PM - 3:00 PM JST | 5:45 AM - 6:00 AM UTC

[2D09]

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium–Molten Salt Heat Exchanger

(7) Safety Design for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System

\*Kazuya Takano<sup>1</sup>, Kurisaka Kenichi<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>1</sup> (1. JAEA)

3:00 PM - 3:15 PM JST | 6:00 AM - 6:15 AM UTC

[2D10]

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium–Molten Salt Heat Exchanger

(8) Study on Improvement of Heat Transfer Performance of Heat Exchangers

\*Masaaki Hayashi<sup>1</sup>, Hirotaka Nakahara<sup>1</sup>, Keita Endo<sup>1</sup>, Hajime Miyata<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>2</sup> (1. HGNE, 2. JAEA)

3:15 PM - 3:30 PM JST | 6:15 AM - 6:30 AM UTC

[2D11]

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium–Molten Salt Heat Exchanger

(9) Reaction Behavior between Sodium and Molten Salt

\*Rika Sato<sup>1</sup>, Toshiki Kondo<sup>1</sup>, Ryota Umeda<sup>1</sup>, Shin Kikuchi<sup>1</sup>, Hidemasa Yamano<sup>1</sup> (1. JAEA)

3:30 PM - 3:45 PM JST | 6:30 AM - 6:45 AM UTC

[2D12]

A core hot spot evaluation by statistical method for pool-type sodium-cooled fast reactors

(1) Preliminary applicability assessment of statistical evaluation procedure

\*Shota Mochinaga<sup>1</sup>, Norihiro Doda<sup>1</sup>, Takashi Iwasaki<sup>2</sup>, Kenichi Igawa<sup>3</sup>, Masaaki Tanaka<sup>1</sup> (1. JAEA, 2. ENO, 3. NESI)

3:45 PM - 4:00 PM JST | 6:45 AM - 7:00 AM UTC

[2D13]

Development of core deformation reactivity evaluation method

(2) Sensitivity analysis on core reactivity in the FFTF LOFWOS#13 test

\*Norihiro Doda<sup>1</sup>, Shinya Kato<sup>1</sup>, Kazuo Yoshimura<sup>1</sup>, Tomoyuki Uwaba<sup>1</sup>, Kenji Yokoyama<sup>1</sup>, Masaaki Tanaka<sup>1</sup> (1. JAEA)

4:00 PM - 4:15 PM JST | 7:00 AM - 7:15 AM UTC

[2D14]

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy

(9) Improvement of MA transmutation capability in Fast Reactor

\*Hiromichi Gima<sup>1</sup>, Koki Hibi<sup>1</sup>, Takashi Shimada<sup>1,3</sup>, Yuki Konishi<sup>2</sup>, Keisuke Nishimura<sup>2</sup>, Hiroki Tsukamoto<sup>2</sup>, Tomoo Yamamura<sup>3</sup> (1. MFBR, 2. MHI, 3. Kyoto Univ.)

4:15 PM - 4:25 PM JST | 7:15 AM - 7:25 AM UTC

Time reserved for Chair

---



# ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発 (8) 熱交換器伝熱性能向上策に関する検討

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to  
Thermal Energy Storage System with Sodium-Molten Salt Heat Exchanger  
(8) Study on Improvement of Heat Transfer Performance of Heat Exchangers

\*林 正明<sup>1</sup>, 中原 宏尊<sup>1</sup>, 遠藤 慶太<sup>1</sup>, 宮田 肇<sup>1</sup>, 山野秀将<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 日立 GE, <sup>2</sup> JAEA

ナトリウム(Na)-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発の一環として、Na と硝酸系溶融塩との熱交換器形式の最適化及び伝熱性能向上策を検討している。選定した熱交換器形式に有効と考えられる伝熱性能向上策を反映した解析モデルで、伝熱流動解析を実施してその効果を確認した。本発表では伝熱流動解析結果に基づき、伝熱性能評価の精度検討結果と伝熱性能向上策の効果について報告する。

**キーワード**：ナトリウム冷却高速炉、蓄熱システム、硝酸溶融塩、熱交換器、熱流体解析

## 1. 緒言

前報<sup>[1][2]</sup>までで Na を管内、溶融塩を管外クロスフローとした直管型シェルアンドチューブ式熱交換器の伝熱性能を熱流体解析(CFD 解析)により確認した。その中でバッフル板後流に生じる渦により管外の伝熱性能が低下する課題があることがわかった。本報告ではバッフル板後流の渦を抑制する対策構造を考慮した CFD 解析を実施し、その効果を確認した結果を述べる。

## 2. Na-溶融塩熱交換器熱流体解析

管外クロスフローの溶融塩の流れを安定化するために伝熱管を 10 列から 18 列に増やすとともにバッフル板開口面積を 2 倍に広げることでバッフル板後流の渦の抑制を図ったクロスフロー4 段の要素モデル(図 1)を作成し STAR-CCM+による CFD 解析を実施した。伝熱性能と圧力損失への管外流速の影響を確認するためバッフル板間隔は 300mm, 450mm, 600mm の 3 ケースとし、伝熱性能評価の精度向上のため伝熱管とバッフル板間等のギャップ部リークフローを考慮した解析を行った。代表例としてバッフル板間隔 300mm の第 1 段及び第 2 段の溶融塩流速分布(リークフローなし)の比較を図 2 に示す。前報<sup>[2]</sup>(図 2(a)伝熱管 10 列)では 1 段目から 2 段目に移る際にバッフル板後流に渦(赤枠部)が生じ伝熱性能低下の原因となっていたが、本報告(図 2(b)伝熱管 18 列)ではバッフル板後流の渦(赤枠部)が抑制され、伝熱性能の向上が確認できた。

## 3. 結言

本報告では、CFD 解析結果に基づき、伝熱性能評価の精度検討結果と伝熱性能向上策の効果について述べた。

・本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682675 の助成を受けたものです。

## 参考文献

[1] 林ら, 日本原子力学会 2023 春の年会 2L02

[2] 林ら, 日本原子力学会 2024 春の年会 2M06

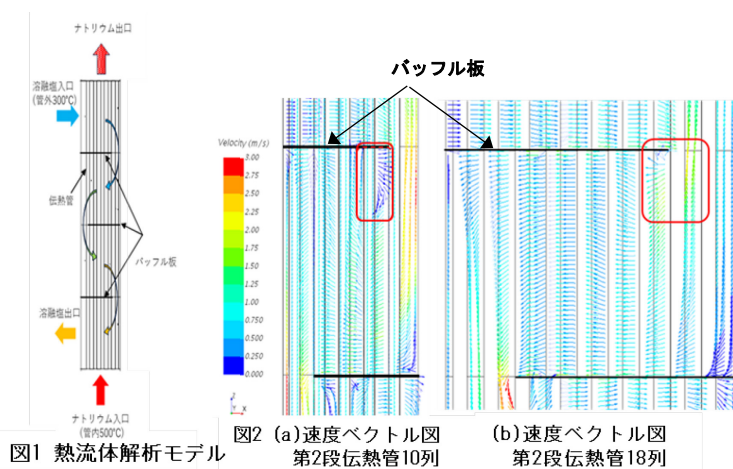


図1 熱流体解析モデル

図2 (a)速度ベクトル図 第2段伝熱管10列 (b)速度ベクトル図 第2段伝熱管18列

\*Masaaki Hayashi<sup>1</sup>, Hiroataka Nakahara<sup>1</sup>, Keita Endo<sup>1</sup>, Hajime Miyata<sup>1</sup> and Hidemasa Yamano<sup>2</sup>

<sup>1</sup>HGNE, <sup>2</sup>JAEA

# ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発

## (9) ナトリウム-溶融塩の反応挙動

Development of Safety Design Technologies for Sodium-Cooled Fast Reactor Coupled to Thermal Energy Storage System with Sodium-Molten Salt Heat Exchanger  
(9) Reaction Behavior between Sodium and Molten Salt

\*佐藤 理花<sup>1</sup>, 近藤 俊樹<sup>1</sup>, 梅田 良太<sup>1</sup>, 菊地 晋<sup>1</sup>, 山野 秀将<sup>1</sup>

<sup>1</sup>原子力機構

ナトリウム-溶融塩熱交換器を有する蓄熱式高速炉の安全設計技術開発の一環として、熱交換器でのバウンダリ破損を想定した液体金属ナトリウムと硝酸系溶融塩の化学反応性に関する検討を進めている。本発表では、当該反応に関する熱分析試験及び取得したデータを基に実施した速度論評価の結果について報告する。

**キーワード**：ナトリウム冷却高速炉，溶融塩，化学反応，熱分析

**1. 緒言** 蓄熱式ナトリウム (Na) 冷却高速炉では、蓄熱材として、硝酸ナトリウム (NaNO<sub>3</sub>) と硝酸カリウム (KNO<sub>3</sub>) を 6:4 の質量比で配合した solar salt と呼称される硝酸系溶融塩[1]を検討している。当該システムの特有事象としては、Na と硝酸系溶融塩との熱交換器部位でのバウンダリ破損に起因した、Na と硝酸系溶融塩との接触反応が想定され、これらの化学反応性を把握することが安全評価上、重要となる。前報では、当該反応を評価する上でのベースデータとして、各々の硝酸系溶融塩の性状を確認した[2]。本報では、前報の結果を踏まえて、Na と solar salt との反応試験を実施し、その反応性と速度論評価を実施した。

**2. 試験結果及び速度論評価** 試験には、アルゴン雰囲気中に設置された示差走査熱量測定装置 (DSC) を用い、solar salt (50 mg) と Na (2 mg) を昇温速度 2~10°C/min で室温から 400°Cまで加熱した。solar salt については、構成成分である NaNO<sub>3</sub> と KNO<sub>3</sub> の試薬を混合し加熱した場合は、既往の solar salt の物性と一致せず、solar salt の性状を再現するためには、混合した試薬を一度融解・凝固する必要があることが確認されている[3]。Na-solar salt 反応については、既往研究[4]において一度も融解・凝固していない NaNO<sub>3</sub> と KNO<sub>3</sub> の混合物を solar salt 相当のものとして用いた場合、熱暴走と思われる発熱ピークの出現が報告されているが、

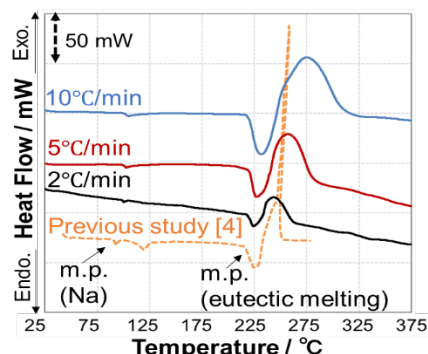


図1 Na-solar salt 反応の DSC 曲線

融解・凝固後の solar salt と Na を加熱した場合は比較的緩やかな発熱ピークを示した (図 1)。また、昇温速度の増加に伴い発熱ピークが高温側にシフトする速度論的傾向を示しているため、Kissinger 法を用いて速度論的パラメータを算出した。3 回の繰り返し計測の結果から、活性化エネルギーは  $104 \pm 6.6$  kJ/mol となった。この数値は Na 冷却高速炉の蒸気発生器伝熱管破損時に生じる Na-水反応の副次反応である Na-水酸化ナトリウム反応の活性化エネルギー (約 161 kJ/mol) [5]よりも小さく、Na-溶融塩熱交換部位破損時の事象進展で勘案すべき時間スケール内に Na-solar salt 反応が十分生じ得ることを示唆している。

**3. 結言** 本報告では Na と硝酸系溶融塩の反応基礎試験を実施した結果から、速度論評価を実施した。その結果、Na-溶融塩熱交換部位破損時の事象進展で勘案すべき時間スケール内に Na-solar salt 反応が生じ得ることが分かった。本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682675 の助成を受けたものである。

### 参考文献

- [1] T. Bauer et al., Molten Salts Chem (2013) 415–438. [2] 菊地他, 原学会 2024 年春の年会, 2M07.  
[3] 佐藤他, 第 60 回熱測定討論会, 2B1620. [4] D.A.Csejka, et al., J. Mater. Eng., 11 (1989) 291-297.  
[5] S. Kikuchi et al., J. Power Energy Syst. 7(2) (2013) 79-93.

\*Rika Sato<sup>1</sup>, Toshiki Kondo<sup>1</sup>, Ryota Umeda<sup>1</sup>, Shin Kikuchi<sup>1</sup> and Hidemasa Yamano<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

# タンク型ナトリウム冷却高速炉の統計的手法による炉心高温点評価 (1)統計的評価手順の適用性予備検討

A core hot spot evaluation by statistical method for pool-type sodium-cooled fast reactors

(1) Preliminary applicability assessment of statistical evaluation procedure

\*持永 祥汰<sup>1</sup>, 堂田 哲広<sup>1</sup>, 岩崎 隆<sup>2</sup>, 井川 健一<sup>3</sup>, 田中 正暁<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>ENO, <sup>3</sup>NESI

タンク型ナトリウム冷却高速炉実証炉の安全評価のため、統計的手法による炉心高温点評価手法の開発を進めている。本報では、炉心高温点評価の実施手順を具体化し、まずは、定格運転時を対象に評価手順を適用し、その適用性を検討した。

**キーワード:** タンク型ナトリウム冷却高速炉, 炉心高温点, 統計的評価手法, 感度解析, 不確かさ評価

**1. 緒言** タンク型ナトリウム冷却高速炉 (SFR) 実証炉の概念設計における安全評価の一つである炉心高温点 (燃料被覆管最高温度) の評価では、定格条件での原子炉入口から被覆管肉厚中心までの温度上昇に関わる種々の不確かさ (工学的安全係数) に加えて、異常な過渡変化を想定したプラント動特性解析が必要と考える。特に、自然循環崩壊熱除去運転時には、不確かさ因子により解析条件が変わると、浮力の発生に影響し、炉心冷却材流量再配分やプレナム部温度成層化等により熱流動場が変化するため、不確かさ因子が解析結果に与える影響を保守側条件に仮定した決定論的評価が困難であり、統計的評価手法<sup>[1]</sup>の適用が有効となる。そこで、ループ型 SFR を対象に開発された統計的炉心高温点評価手法<sup>[2]</sup>を基に、SFR 実証炉 (暫定仕様) に適用可能な炉心高温点評価手法を開発するため、評価手順を整理して、適用性検討を行った。

**2. 統計的炉心高温点評価手順の具体化** 図 1 に、既存の統計的安全評価<sup>[1]</sup>の考え方に基づいて具体化したタンク型 SFR の炉心高温点の評価手順を示す。ステップ 1 として、対象とする原子炉プラントに対するモデル化範囲を階層分解し、プラント内で生じる物理現象を網羅的に抽出する。ステップ 2 として、前ステップで抽出された物理現象に対して、専門家の工学的判断に基づいて炉心高温点への影響の度合いをランク付けした PIRT (重要度ランクテーブル) を作成する。ステップ 3 として、使用する解析コードの適用性を確認する。ステップ 4 として、ステップ 2 で抽出された重要現象に関する入力データの不確かさを対象にしたグローバル感度解析を実施し、重要度が高い不確かさ因子を抽出する。ステップ 5 として、抽出した不確かさ因子の確率密度分布からランダムサンプリングして入力データに反映させ、順序統計法に基づく解析を実施し、その出力の不確かさ分布から 95%信頼水準/95%累積確率 (95/95 値) の炉心高温点を求める。

**3. SFR 実証炉 (暫定仕様) への適用検討** 図 1 に示した評価手順の成立性を確認するため、まずは、SFR 実証炉 (暫定仕様) の定格運転時の炉心高温点評価に、統計的炉心高温点評価手法を適用した。SFR 実証炉 (暫定仕様) 特有の物理現象 (温度成層化、炉壁冷却構造での伝熱流動等) を抽出し、これらの物理現象をモデル化した。知見が少ない不確かさ因子については既存のタンク型 SFR (仏 Phénix 炉等) の文献調査等により暫定し、不確かさ因子間の交互作用を評価可能な Sobol' 指標<sup>[3]</sup>を用いたグローバル感度解析を行って不確かさ因子の影響度を定量化した。これにより、炉心熱出力校正誤差や集合体圧損係数誤差等の不確かさ因子を抽出した。また、順序統計法で 95/95 値を求めるために必要な解析ケース数  $N$  は Wilks の式<sup>[4]</sup>から複数 ( $N = 59, 124, 208$  等) 選択し、解析ケース数が炉心高温点の統計評価値に与える影響を比較検討した。その結果、図 1 に示す実施手順に従い、現実的な計算コスト (数十から数百程度のケース数) で炉心高温点の 95/95 値を評価できることを確認した。

**4. 結言** タンク型 SFR に対する統計的手法による炉心高温点評価の実施手順を具体化し、まずは SFR 実証炉の定格運転時を対象として、炉心高温点評価が可能である見込みを得た。今後、過渡時への適用性検討を進めていく。

**参考文献** [1] AESJ-SC-S001:2021, 2022, 統計的安全評価の実施基準: 2021, 日本原子力学会. [2] N. Doda, *et al.*, Nucl. Eng. Des. **410**, 112377 (2023). [3] V.G. Weirs, *et al.*, Reliab. Eng. Syst. Saf. **107**, 157 (2012). [4] S.S. Wilks, Ann. Math. Stat. **12**, 91 (1941).

\*Shota Mochinaga<sup>1</sup>, Norihiro Doda<sup>1</sup>, Takashi Iwasaki<sup>2</sup>, Kenichi Igawa<sup>3</sup>, and Masaaki Tanaka<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>ENO and <sup>3</sup>NESI

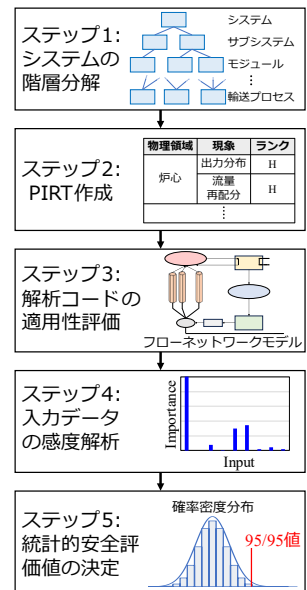


図 1 統計的炉心高温点評価の実施手順

## 炉心変形反応度評価手法の開発

### (2) FFTF LOFWOS#13 試験の炉心反応度に対する感度解析

Development of core deformation reactivity evaluation method

(2) Sensitivity analysis on core reactivity in the FFTF LOFWOS#13 test

\*堂田 哲広<sup>1</sup>, 加藤 慎也<sup>1</sup>, 吉村 一夫<sup>1</sup>, 上羽 智之<sup>1</sup>, 横山 賢治<sup>1</sup>, 田中 正暁<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA

ナトリウム冷却高速炉の炉心変形に起因する反応度（炉心変形反応度）を評価する解析手法を開発している。炉心湾曲挙動が反応度へ与える影響を分析するため実施した FFTF の ULOF 事象模擬試験の感度解析結果を報告する。

**キーワード**：ナトリウム冷却高速炉，反応度フィードバック，炉心変形反応度，連成解析，FFTF

**1. 緒言** ナトリウム冷却高速炉（SFR）における異常な炉心出力上昇時に負のフィードバック効果を期待できる炉心変形による反応度を評価する核-熱-炉心構造連成解析手法<sup>[1]</sup>を開発している。前報<sup>[1]</sup>では、本連成解析手法の概要と EBR-II 試験解析を通じた適用性確認の結果を報告した。本報では、妥当性確認が必要となる、炉心湾曲挙動が炉心反応度へ与える影響を把握するため、FFTF の ULOF 事象模擬試験<sup>[2]</sup>を対象に炉心構造に係る設計パラメータ（図1：隣接集合体のパッド間ギャップ、パッド部の径方向の圧縮剛性、集合体エントランスノズル部のクリアランス）の感度解析を実施した結果を報告する。

**2. 感度解析** 境界条件として冷却材の炉心流量及び炉心入口温度を試験測定値から与え、解析で得られた全反応度（ドップラ、燃料密度、制御棒相対変位、ガス膨張機構（GEM）、炉心湾曲、その他の反応度の合計）を測定値と比較した。感度解析において試験時の炉心温度を再現するため、ドップラ温度係数をその不確かさの範囲内で-15%の補正を行い、炉心出力を試験測定値に近づけた。この補正による全反応度の時間変化への影響は小さいことを確認している。以上の条件を基準ケースとして、設計パラメータを変化させた解析を行い、炉心湾曲挙動が全反応度の時間変化に与える影響を調査した。

**3. 解析結果** 図2に基準ケースの解析結果を示す。解析の全反応度の時間変化は試験測定値の傾向とよく一致することがわかる。感度解析の結果は、パッド間ギャップとエントランスノズル部クリアランスを小さくした場合、隣接集合体間のパッドを介した干渉が早めに生じるために全反応度の時間変化が早まるとともに変化幅が変化した。パッド部の圧縮剛性を低下させると、炉心の径方向膨張が抑制され、50秒以降の負の反応度が減少した。感度解析の結果から、炉心湾曲反応度を考慮することで全反応度の時間変化が再現可能となるとともに、炉心湾曲挙動を変化させると全反応度の時間変化が影響を受けることを確認し、炉心湾曲反応度を定量的に評価できる見込みが得られた。また取り上げた設計パラメータが炉心湾曲反応度を評価する上で重要な要因であることも確認された。

**4. 結言** 本評価手法により、炉心湾曲反応度を定量的に評価できる見込みを得た。今後は、過渡試験以外の試験解析等も対象に含め、全反応度に含まれる炉心湾曲以外の反応度も合わせ、総合的に妥当性確認を進める。

**参考文献** [1] 堂田 他, 原子力学会 2024 年春の年会, 3D13, (2024) [2] T. Sumner, et al., ANL-ARC-226 Rev. 1 (2012)

\*Norihiro Doda<sup>1</sup>, Shinya Kato<sup>1</sup>, Kazuo Yoshimura<sup>1</sup>, Tomoyuki Uwaba<sup>1</sup>, Kenji Yokoyama<sup>1</sup>, and Masaaki Tanaka<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

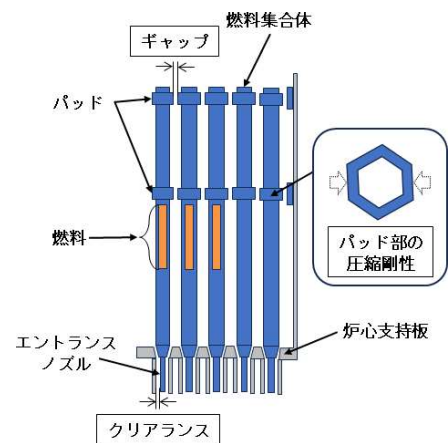


図1 炉心構造の設計パラメータ

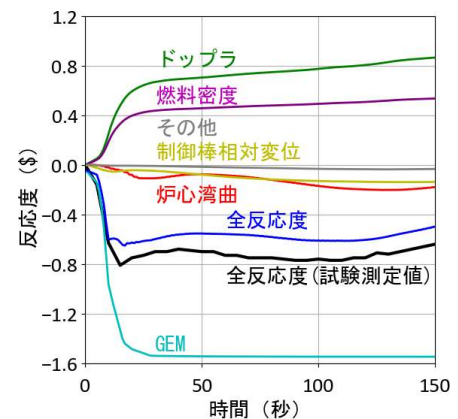


図2 反応度の解析結果  
(ドップラ温度係数を-15%補正した基準ケース)

# 製造時の持続的な原子力利用のためのアクチノイドマネジメントを備えた 燃料サイクルの研究

## (9) 高速炉における MA 核変換能力の向上

Investigation on Fuel Cycle based on Actinide Management Towards Sustainable Use of Nuclear Energy

### (9) Improvement of MA transmutation capability in Fast Reactor

\*儀間 大充<sup>1</sup>, 日比 宏基<sup>1</sup>, 島田 隆<sup>1,3</sup>, 小西 裕貴<sup>2</sup>, 西村 佳祐<sup>2</sup>, 塚本 裕貴<sup>2</sup>, 山村 朝雄<sup>3</sup>

<sup>1</sup>MFBR, <sup>2</sup>MHI, <sup>3</sup>京大

マイナーアクチノイド(MA)を長期間暫定保管することで、取扱いが困難な Cm を核壊変により減少させた MA をブランケットへ高濃度で装荷した高速炉炉心概念を検討した。本炉心概念では製造時の集合体発熱制限内、かつ Na ボイド反応度への影響が少ない範囲内で、MA 核変換能力を向上させることができる。

**キーワード:** アクチノイドマネジメント, マイナーアクチノイド, 高速炉, 酸化物燃料炉心, MA 核変換, 均質炉心, 軸非均質炉心

### 1. 緒言

高い MA 核変換能力を備えた高速炉炉心概念の構築を目的として、60 年暫定保管した MA をブランケット (BL) に高濃度で装荷した酸化物燃料炉心概念を検討し、発電量当たりの MA 核変換の最大化を図った。

### 2. 検討条件

MA 核変換炉として最も広く検討されている均質炉心に加え、MA 核変換量の増大が期待できる軸非均質炉心を検討対象とした。燃料組成は、PWR 取出使用済ウラン燃料 (取出燃焼度 45GWd/t) を 15 年貯蔵後に再処理して得られる U/Np/Pu を炉心燃料用とし、さらに Am/Cm を 60 年間貯蔵した MA を BL 添加用の MA 組成とした。検討では、MA 添加時の制約 (製造時の集合体発熱: 3kW/集合体、Na ボイド反応度: 6\$程度以下 (暫定)) を考慮して上部軸 BL を除く BL 領域 (右図) に MA を添加し、内部、下部軸 BL 燃料長及び MA 添加率をパラメータに MA 核変換特性を概略評価した。Na ボイド反応度に対するボイド領域の想定範囲外である径方向及び下部軸 BL 燃料部は、製造時の集合体発熱制限の許容範囲で MA を添加した。

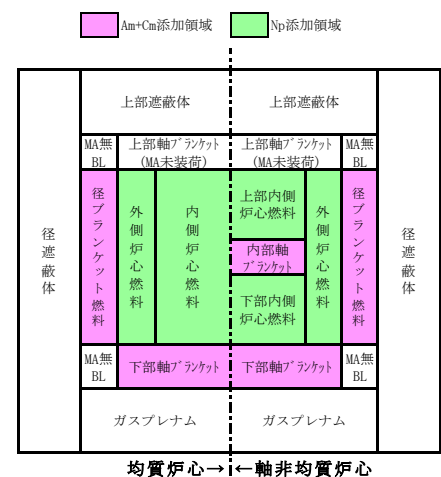


図 炉心概念図

### 3. 結果と今後の検討

製造時の集合体発熱制限内、かつ Na ボイド反応度への影響が少ない範囲内で、MA 添加率は炉心燃料に約 1.3~1.6wt%、内部 BL に約 23%、径方向 BL に約 12~17wt%、下部軸 BL に約 55~70wt%と出来、MA 核変換率が約 7~9wt%で高い MA 核変換量 (約 280~350kg/GWe/EPY) を達成できる見込みを得た。

軸非均質炉心は、中性子束の高い領域に BL が配置され、また中性子束の軸方向勾配が大きくなり下部軸 BL の中性子束が高くなることで、均質炉心より 1%以上高い MA 核変換率が達成できる可能性があることが分かった。60 年規模の MA 貯蔵により、Cm の壊変及びそれに伴う発熱量低減による高い MA 添加が可能であり、今後、プルサーマル炉からの取出回収燃料を装荷し、高次化 Pu の改質と MA 核変換能力の両立性の見込み等についても検討し、長期貯蔵による核変換の有効性を定量化していく計画である。

**謝辞** 本研究は文部科学省「原子力システム研究開発事業」JPMXD0223812958 の助成を受けて実施した。

\*Hiromichi Gima<sup>1</sup>, Koki Hibi<sup>1</sup>, Takashi Shimada<sup>1,3</sup>, Yuki Konishi<sup>2</sup> Keisuke Nishimura<sup>2</sup>, Hiroki Tsukamoto<sup>2</sup> and Tomoo Yamamura<sup>3</sup>

<sup>1</sup>MFBR, <sup>2</sup>MHI, <sup>3</sup>Kyoto Univ.,