

令和4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

廃棄物処分の環境影響を基点とした  
原子力システム研究

成果報告書

令和5年3月

公益財団法人 原子力環境整備促進・資金  
管理センター

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、公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センターが実施した令和元年度～令和4年度「廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究」の成果を取りまとめたものです。

# 目次

概略	vi
1. はじめに	
1.1 研究の狙い	1-1
1.2 背景/経緯	1-1
1.3 研究構想	1-1
2. 業務計画	
2.1 全体計画	2.1-1
2.2 令和4年度の成果の目標及び業務の実施方法	2.2-1
3. 令和4年度の実施内容及び成果	
3.1 廃棄物処分における環境影響評価研究	3.1-1
3.1.1 評価及び評価指標の導出【R1-R4】	3.1-1
3.1.2 諸量の評価（再委託先：東京工業大学）【R1-R4】	3.1-46
3.2 Am分離プロセスの工学的設計研究	3.2-1
3.2.1 分離メカニズムの検証（再委託先：東京工業大学）【R1-R4】	3.2-1
3.2.2 諸量評価に基づく分離度に対応した分離プロセスの構築 （再委託先：日本原子力研究開発機構）【R1-R4】	3.2-10
3.3 多様な前提条件に対応する高速炉燃焼モデルの高度化 （再委託先：北海道大学）【R1-R4】	3.3-1
3.4 研究推進【R1-R4】	3.4-1
4. 結言	4-1

## 略語一覧

- ADS : Accelerator-Driven System (加速器駆動システム)  
IAEA : International Atomic Energy Agency (国際原子力機関)  
NFCSS : Nuclear Fuel Cycle Simulation System (核燃料サイクル解析コード)  
MA : Minor Actinoid (マイナーアクチノイド)  
PGM : Platinum Group Metal (白金族元素)  
RE : Rare Earth (希土類元素)



## 表一覧

表 3.1.1-1	UO <sub>2</sub> 燃料由来ガラス固化体の地層処分における環境影響評価の結果	3.1-2
表 3.1.1-2	MOX 燃料由来ガラス固化体の地層処分における環境影響評価の結果	3.1-3
表 3.1.1-3	多基準分析の手順	3.1-5
表 3.1.1-4	環境影響評価指標の階層化	3.1-20
表 3.1.1-5	UO <sub>2</sub> 燃料由来ガラス固化体の地層処分における MA70 %分離の技術オプション条件	3.1-23
表 3.1.1-6	MOX 燃料由来ガラス固化体の地層処分における MA90 %分離の技術オプション条件	3.1-23
表 3.1.2-1	核燃料サイクルの原子炉運転及び再処理条件	3.1-48
表 3.1.2-2	MA 平衡期リサイクルにおける MA 回収率による MA ストックと MA 処分及び MA 総量（使用済燃料冷却期間 15 年）	3.1-66
表 3.1.2-3	MA 平衡期リサイクルにおける MA 回収率による MA ストックと MA 処分及び MA 総量（使用済燃料冷却期間 50 年）	3.1-67
表 3.2.1-1	原子力分野における遠心抽出機を用いた研究例	3.2-6
表 3.2.2-1	SELECT プロセスの MA/RE 相互分離工程のプロセス解析結果	3.2-14
表 3.3-1	簡素化 SELECT プロセスにおける元素毎の回収効率	3.3-6
表 3.3-2	LWR の SF の TRU 組成比を予測するモデルにおける入出力パラメータ	3.3-10
表 3.3-3	新燃料中の TRU 組成比から高速炉の炉心・廃棄物特性を予測するモデルにおける入出力パラメータ	3.3-12
表 3.3-4	新燃料中の TRU 組成比から高速炉の炉心特性モデルの検証結果（燃焼反応度は絶対誤差で評価、それ以外のパラメータは相対誤差で評価）	3.3-13
表 3.4.1-1	研究担当者間（含、PO 参加）での会合等の開催	3.4-2
表 3.4.3-1	日本原子力学会 2023 年春の年会での口頭発表	3.4-5
表 3.4.3-2	International Symposium on Zero-Carbon Energy Systems での発表	3.4-6

## 図一覽

図 1.3.1-1	研究対象とする原子力システム構成	1-2
図 2.1-1	全体計画図	2.1-1
図 2.2-1	令和4年度実施工程	2.2-3
図 3.1.1-1	UO <sub>2</sub> 燃料、燃焼度 45 (GWd/tHM)、使用済燃料冷却期間 15 年の場合スコア	3.1-7
図 3.1.1-2	MOX 燃料、燃焼度 45 (GWd/tHM)、使用済燃料冷却期間 15 年の場合スコア	3.1-7
図 3.1.1-3	加重総和評価値と重み配分の関係：UO <sub>2</sub> 燃料/15 年冷却	3.1-9
図 3.1.1-4	加重総和評価値と重み配分の関係：MOX 燃料/15 年冷却	3.1-10
図 3.1.1-5	コンコーダンス分析/コンコーダンス優越指標と重み配分の関係：UO <sub>2</sub> 燃料/15 年冷却	3.1-11
図 3.1.1-6	コンコーダンス分析/ディスコーダンス優越指標と重み配分の関係：UO <sub>2</sub> 燃料/15 年冷却	3.1-12
図 3.1.1-7	コンコーダンス分析/コンコーダンス優越指標と重み配分の関係：MOX 燃料/15 年冷却	3.1-13
図 3.1.1-8	コンコーダンス分析/ディスコーダンス優越指標と重み配分の関係：MOX 燃料/15 年冷却	3.1-14
図 3.1.1-9	核燃料サイクル条件多様化に留意した分野横断型研究と廃棄物処分負荷低減に効果的な技術オプションの提示	3.1-22
図 3.1.2-1	核燃料サイクルの MA 諸量計算フロー	3.1-47
図 3.1.2-2	高速炉初期導入シナリオの MA 諸量計算フロー	3.1-50
図 3.1.2-3	MA リサイクル前 MA 諸量計算フロー	3.1-52
図 3.1.2-4	冷却期間による使用済燃料の MA ビルドアップ	3.1-54
図 3.1.2-5	MA 平衡期リサイクルにおける冷却期間による MA 総量	3.1-56
図 3.1.2-6	MA 平衡期リサイクルにおける高速炉の出力分担率による MA 総量	3.1-57
図 3.1.2-7	MA 平衡期リサイクルにおける最小 MA 回収率 (PWR-UO <sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル)	3.1-60
図 3.1.2-8	MA 平衡期リサイクルにおける最小 MA 回収率 (PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル)	3.1-62
図 3.1.2-9	MA 平衡期リサイクルにおける MA 回収率による MA ストックと MA 処分 (使用済燃料冷却期間 15 年)	3.1-64
図 3.1.2-10	MA 平衡期リサイクルにおける MA 回収率による MA ストックと MA 処分 (使用済燃料冷却期間 50 年)	3.1-65
図 3.1.2-11	核燃料サイクルのバックエンド諸量評価 Excel プログラムの入力画面	3.1-68
図 3.1.2-12	核燃料サイクル条件によるバックエンド諸量評価 Excel プログラムの計算結果例 (PWR-UO <sub>2</sub> + 25 %FR-MOX、MA 含有率 3 wt%、冷却期間 15 年、U・Pu 99.5 %回収、MA 回収率 90 %)	3.1-69
図 3.1.2-13	核燃料サイクル条件によるバックエンド諸量評価 Excel プログラムの計算結果例 (PWR-MOX + 50 %FR-MOX、MA 含有率 1 wt%、冷却期間 15 年、U・Pu 99.5 %回収、MA	

回収率 70 %) .....	3. 1-70
図 3. 1. 2-14 放射性廃棄物の環境負荷評価 Excel プログラムの入力画面 .....	3. 1-71
図 3. 2. 1-1 iPr-BTP での Am、Eu 分配比に及ぼす振とう時間依存性 .....	3. 2-2
図 3. 2. 1-2 遠心抽出器の原理 .....	3. 2-4
図 3. 2. 1-3 単段停止時の流動状況 .....	3. 2-5
図 3. 2. 1-4 JAEA の抽出システム試験装置 .....	3. 2-5
図 3. 2. 1-5 遠心抽出機を用いた単段抽出、多段抽出のレイアウト .....	3. 2-7
図 3. 2. 1-6 遠心抽出機の運転領域 .....	3. 2-8
図 3. 2. 2-1 HONTA 抽出剤による MA 及び RE の抽出データ .....	3. 2-12
図 3. 2. 2-2 SELECT プロセスにおける MA/RE 相互分離工程のフローシート .....	3. 2-13
図 3. 3-1 LWR-SF (UO <sub>2</sub> ) 中の TRU を装荷した高速炉の炉心特性がとる頻度分布 ((a) 燃焼反 応度、(b) 冷却材ボイド反応度、(c) ドップラー反応度、(d) 実効遅発中性子割合) .....	3. 3-2
図 3. 3-2 LWR-SF 中 (UO <sub>2</sub> 及び MOX) の TRU を装荷した高速炉の炉心特性がとる頻度分布 ((a) 燃焼反応度、(b) 冷却材ボイド反応度、(c) ドップラー反応度、(d) 実効遅発中性子 割合) .....	3. 3-3
図 3. 3-3 LWR-SF 中の TRU を装荷した高速炉の 廃棄物特性 (左) と核変換特性 (右) の頻 度分布 .....	3. 3-3
図 3. 3-4 減速材温度、ボイド率、燃焼度の軸方向分布 (左: PWR、右: BWR) .....	3. 3-4
図 3. 3-5 減速材温度とボイド率の軸方向分布を考慮したときの LWR-SF 中 (UO <sub>2</sub> 及び MOX) の TRU を装荷した高速炉の炉心特性がとる頻度分布 ((a) 燃焼反応度、(b) 冷却材ボイ ド反応度、(c) ドップラー反応度、(d) 実効遅発中性子割合) .....	3. 3-5
図 3. 3-6 簡素化 SELECT プロセスを導入した場合の高速炉の炉心特性 (上: 燃焼反応度、 中: ボイド反応度、下: ドップラー反応度) .....	3. 3-7
図 3. 3-7 簡素化 SELECT プロセスを導入した場合の高速炉の一括炉心性能評価指標の評価 結果 (冷却期間 15 年) .....	3. 3-8
図 3. 3-8 簡素化 SELECT プロセスを導入した場合の高速炉の一括炉心性能評価指標の評価 結果 (冷却期間 50 年) .....	3. 3-9
図 3. 3-9 軽水炉運転終了時の TRU 組成比を推定するモデルの検証結果 (上: UO <sub>2</sub> 燃料、 下: MOX 燃料) .....	3. 3-11
図 3. 3-10 新燃料中の TRU 組成比から高速炉の廃棄物特性モデルの検証結果 .....	3. 3-13
図 4-1 本研究の成果 .....	4-1
図 4. 1-1 分野横断型研究での研究項目間の連携とその統合 .....	4-7

## 概略

### 【背景】

地下深部へ放射性廃棄物を埋設し、放射性核種の隔離と閉じ込めにより処分場閉鎖後長期の放射線安全を確保する高レベル放射性廃棄物の地層処分は、国際的な場において議論され認知されたもので<sup>[1]</sup><sup>[2]</sup>、最も先行する国では処分場の建設段階に至っている<sup>[3]</sup>。我が国では、2020年10月9日に、北海道寿都町が地層処分の実施主体である原子力発電環境整備機構（NUMO）に対して文献調査の応募を行いこれが受領された。また同じく北海道神恵内村に対して国が文献調査の申し入れを行いこれが受諾された。このように我が国においても候補地選定に向けた活動が進み始めた<sup>[4]</sup>。一方、放射性廃棄物の減容・有害度低減の視点から核種分離変換研究が進められており、99～99.9%のAmなどのマイナーアクチノイド（MA）の回収や、高速炉、あるいは加速器駆動システム（ADS）を利用する核変換に関する研究が進められ、これによる廃棄物の有害度低減と処分場の小型化の可能性が示されている<sup>[5]</sup>。

研究代表者らは、原子力利用における多様な核燃料サイクル条件（燃料タイプ、燃焼度、使用済燃料冷却期間、核種分離割合、ガラス固化体廃棄物含有率など）を考慮した高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の地層処分における廃棄体専有面積の削減効果を評価する指標を導入し、ガラス固化体と接する緩衝材の最高温度との関係から、MA、Cs/Sr、Mo、白金族元素（PGM）の分離効果を比較、評価する研究を行い、廃棄体専有面積（換言すると廃棄物量）の削減は、使用済燃料の冷却期間、核種分離割合、ガラス固化体の廃棄物含有率などの様々なプロセス条件の組合せにより実現可能であること、70～90%程度という比較的低い核種分離割合により同面積を約1/2程度まで削減が可能であることを確認している<sup>[6]</sup>。

原子力利用において放射性廃棄物の発生は不可避であり、その合理的な処理・処分方法を考案、実現する必要がある。

### 【課題】

放射性廃棄物の処理・処分はバックエンドという用語から分かるように、原子力利用の最下流に位置する。一方、処分対象となる放射性廃棄物の元々の特性は、核燃料の燃焼、すなわち原子力利用の上流側であるフロントエンドのプロセスで決定される。従って、放射性廃棄物の効果的で合理的な減容と有害度低減の方策を提示するには、原子力システムの上流から下流までの全体を俯瞰して横断的に考えることが望ましい。これは廃棄物対策の全体最適化に通じる視点とも言える。ただし、核燃料サイクルには多様なプロセスとパラメータがあることから、答えはその選択、即ち条件組合せによって、またどこに視点を置いて全体を俯瞰したかによって変わることが予想される。これより、核燃料サイクル全体を俯瞰して、プロセスの選択とパラメータの設定を考慮する中から、高レベル放射性廃棄物であるガラス固化体について、効果的、合理的で、実現性の高い減容と有害度低減の方策をオプションとして提示することが可能となる。同時に、放射性廃棄物処理処分対策は原子力利用の根幹に関する課題であることから、このオプション提示に至る道筋を、原子力システムの最下流に位置する廃棄物処分の視点から全体を最適化する研究手法としてその基盤を構築していく必要がある。

また、本研究では上述の通り、核種分離は70～90%程度の比較的低い分離割合を前提とし、これを簡素化 MA 分離と呼ぶ。これより、研究を始めるに当たり、有害度低減の効果について、そ

の考え方を整理しておく必要がある。放射性廃棄物による放射線影響の評価には、地層処分での処分場閉鎖後の長期安全評価手法である核種移行による被ばく線量評価と、分離変換研究における放射性廃棄物が有する潜在的有害度（潜在的放射性毒性）評価の2つがある。本研究では、地層処分の処分場閉鎖後長期の安全確保は核種移行評価により成立するとの前者の立場に立った上で、地層処分における放射性廃棄物への直接的な関与が生じる事象（人が廃棄物に接近する人間侵入シナリオ）に着目して有害度低減の効果を評価する。

## 【目的】

核燃料サイクル条件の多様化を念頭に、原子力システムの貢献度と負荷を考慮した廃棄物処分における環境影響の定量的な評価を行うと共に、評価指標の導出を目指すこと、また、高燃焼度化、MOX 燃料利用、使用済燃料貯蔵期間長期化などを念頭に、環境負荷低減への寄与と実現性の視点を含めた現実的な MA 核種分離プロセスを提示すること、さらに、核種分離と連動して MA リサイクルを行う高速炉システムにおける廃棄物特性評価に基づき、多様な前提条件に対応し得る高速炉燃焼計算モデルを高度化することを目的とする。

## 【実施内容】

核燃料サイクル全体を俯瞰してプロセス条件の組合せに留意した分野横断的視点からの放射性廃棄物の減容・有害度低減研究として以下の項目を実施する。

- (1) 廃棄物処分における環境影響評価研究
  - A. 評価及び評価指標の導出
  - B. 諸量の評価
- (2) Am 分離プロセスの工学的設計研究
  - A. 分離メカニズムの検証
  - B. 諸量評価に基づく分離度に対応した分離プロセスの構築
- (3) 多様な前提条件に対応する高速炉燃焼モデルの高度化
- (4) 研究推進

各項目では次の点に留意して研究を進める。

- (1) 地層処分の安全評価手法に基軸を置いて放射性廃棄物の減容・有害度低減効果を環境影響として定量的に評価する方法を検討する。評価指標の導出、及び廃棄物の発生に留意した核燃料サイクル諸量の評価が主要なポイントとなる。
- (2) ガラス固化体の発熱量の低減による地層処分場の面積削減に効果のある Am 分離プロセスについて、核燃料サイクルへの組込みを意識した工学的実現性の観点から検討を行う。分離メカニズムの検証、及び分離プロセスの構築を目指す。
- (3) 分離回収した MA 対策について、高速炉によるリサイクル特性を把握する手法を検討する。核燃料サイクルの幅広い条件に起因する各種の不確かさの定量化、及び高速炉炉心燃焼計算のためのモデルの高度化を進める。

(4) 研究の実施に関しては、各研究項目間での連携、及び核燃料サイクル全体を俯瞰した客観的、分野横断的視点からの研究推進を図るため、外部評価委員会を設置して運営する。

## 【成果】

本研究をまとめる令和 4 年度は、各研究項目それぞれの成果を横断的に繋げた研究の総まとめとして次の 3 点を提示する。

### (1) 分野横断型の核燃料サイクルシステムの評価方法

核燃料サイクル全体を俯瞰することが本研究の大きな特徴である。バックエンド領域における廃棄物処分の負荷低減の視点からこの核燃料サイクルの多様な条件を一貫性を持って連結させて評価する手法を提示する。評価に関する方法論の提示となる。

### (2) 環境負荷低減につながる分野横断型技術オプション

放射性廃棄物の減容と有害度低減に対する効果を含めて、核燃料サイクル全体の諸条件の連結による環境負荷低減につながる技術オプションを提示する。全体の統合により今後の技術選択の方向性を示すオプション提示となる。

### (3) 簡素化 MA 分離の効果、影響及びその優位性の提示

簡素化 MA 分離の定義に基づき、核燃料サイクルの条件多様化の下で、この手法の効果、影響及びその優位性を提示する。既存の分離変換技術シナリオとの比較となる。

今後原子力利用形態の多様化が予想される中で<sup>[7][8][9][10][11]</sup>、放射性廃棄物処分の環境影響の視点から実現可能な負荷低減方策を評価、提示する分野横断型の評価方法の構築は、ゼロカーボン社会の実現に向けて再生可能エネルギーと共存、協働する未来型原子力システムについて廃棄物管理を基点とする最適化やオプション研究の有効なツールとなる。

また、分野横断型の技術オプション提示は、核燃料サイクルへの核種分離の実装という先進性を有する放射性廃棄物管理の形を、原子力システム全体の統合的連携で図ろうとする将来に向けたメッセージとなる。

さらに、高回収率と高純度を前提とした従来の MA 分離回収技術に対して、高速炉利用を含めた原子力システムでの簡素化 MA 分離(70 あるいは 90 %の MA 分離回収)の有効性の提示は、今後の原子力利用における核燃料サイクルの在り方に新たな視点を持ち込むことになる。従って、簡素化 MA 分離の定義が重要であることから、ここではそれを明確に示すものとする。

## 参考文献

- [1] OECD/NEA (1995) : The Environmental and Ethical Basis of Geological Disposal of Long-Lived Radioactive Wastes, A Collective Opinion of the Radioactive Waste Management Committee of the OECD Nuclear Energy Agency.
- [2] IAEA (1989) : Safety Principles and Technical Criteria for the Underground Disposal of High-Level Radioactive Wastes, IAEA Safety Series No. 99.
- [3] 諸外国における高レベル放射性廃棄物の処分について 2019版, 経済産業省資源エネルギー 電力・ガス事業部 放射性廃棄物対策課, 2019年2月
- [4] 地層処分に関する文献調査について原子力発電環境整備機構のホームページより、  
<https://www.numo.or.jp/press/202020100912.html>  
<https://www.numo.or.jp/press/202020100918.html>
- [5] 分離変換技術概論, 「放射性廃棄物の分離変換」研究専門委員会, 一般社団法人 日本原子力学会, 2016年9月
- [6] 21世紀後半に向けた廃棄物管理の選択肢 : Pu利用推進と環境負荷低減型地層処分に関する研究(1)～(6), 日本原子力学会2018年春の年会 予稿
- [7] エネルギー基本計画(第6次), 経済産業省, 令和3年10月
- [8] 原子力利用に関する基本的考え方, 原子力委員会, 令和5年2月20日
- [9] 今後の原子力政策の方向性と行動指針(案), 原子力関係閣僚会議, 令和4年12月23日
- [10] 高速炉戦略ロードマップ, 原子力関係閣僚会議, 令和4年12月23日
- [11] カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の技術ロードマップ(骨子案), 原子力小委員会革新炉ワーキンググループ, 2022年11月2日

## 1. はじめに

### 1.1 研究の狙い

原子力システム全体を俯瞰し、MA(Am)70～90%分離を導入することを前提として、廃棄物処分における環境負荷、核燃料サイクル全体の諸量評価、核種分離技術の工学的成立性、分離核種に留意した高速炉燃焼モデルの高度化に関する研究を通して、地層処分における廃棄物の発熱や放射線に起因する環境影響の削減に貢献するサイクル条件組合せを原子力システムのオプションとして提示すると共に、このオプション提示のための研究手法を、原子力システムの全体最適化研究のための基盤として構築することを目指す。

### 1.2 背景/経緯

令和元年度から令和3年度までの研究により、簡素化MA分離を前提とする核燃料サイクル全体を横断的に俯瞰した廃棄物処分における負荷低減、バックエンド領域を含めた核燃料サイクルの諸量評価計算コードの整備、Am分離プロセスの簡素化に関する分離メカニズムに基づいた技術成立性と既存のMA分離技術の簡素化に基づく分離プロセス構築、及び回収MAの高速炉での燃焼特性の評価手法の高度化について、それぞれ手法の整備や評価結果の把握が進んだ<sup>[1][2][3]</sup>。

最終年度である令和4年度は、これら各研究項目の知見を統合して分野横断型の核燃料サイクル評価の方法と廃棄物処分の負荷低減に有効な技術オプションの提示を行うと共に、簡素化MA分離の意味と有効性を明らかにして研究をまとめる。そのために以下に留意して研究を進めてまとめるものとした。

### 1.3 研究構想

#### 1.3.1 研究対象範囲

廃棄物処分における環境負荷低減につながる原子力システムのオプションは、関連するプロセス、条件、パラメータを横断的に関連させた中での負荷の比較、検討により提示することができる。廃棄物処분을基点とした原子力システムの比較評価では、多様な核燃料サイクル条件の組合せに基づく廃棄物量、及び人に対する放射線影響に留意した評価指標を持つことが必要である。同時に、MA分離技術の導入の視点からは分離プロセスの軽重、分離回収したMAの利活用と蓄積、そして回収MAを燃料に装荷する高速炉の炉心特性への影響が廃棄物処分負荷とは別の形で関わることになる。多様な核燃料条件を俯瞰して分野横断型の評価を行う本研究の検討対象領域を図1.3.1-1に示す。



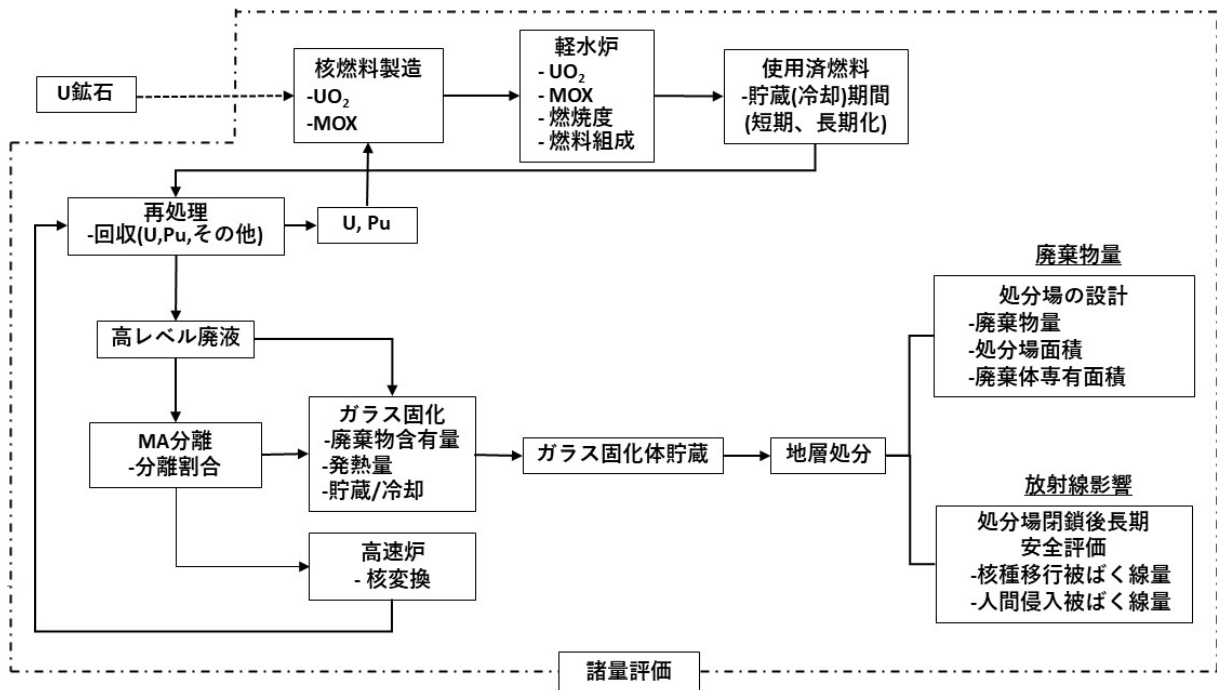


図 1.3.1-1 研究対象とする原子力システム構成

### 1.3.2 環境影響評価研究における一貫性

廃棄物処分における環境影響評価研究では、環境負荷の定量化に基づく指標の導出、及び環境負荷に留意した諸量評価計算を行う。核燃料の利用に始まり、使用済燃料の再処理、核種分離、そして廃棄物であるガラス固化体の発熱特性、核種移行、放射性毒性（潜在的有害度）などについて、多様な核燃料サイクル条件を考慮した定量的な評価を行うことから、プロセスの選択とその条件設定において一貫性を有することが重要である。さらに、MA分離に用いる溶媒抽出器の分離段数、分離回収したMAの高速炉での核変換までを考慮した最終的なMA残量(MAストック)、回収MAを燃料に装荷した高速炉の炉心特性は簡素化MA分離の効果、影響を分野横断的に統合して評価するための重要な要素となる。これらをもって一貫性のある環境影響評価を行う。

### 1.3.3 簡素化MA分離の定義

これまで、核種分離技術は核変換技術を前提としてその開発が進められてきた。高速炉や加速器駆動システム(ADS)を利用する核変換においては、システム全体での核変換効率や核変換装置に装荷する燃料の組成や純度の観点から、分離対象であるMAの分離割合(回収率)は99.5%以上、核変換システムに供給するMAの純度は90%程度に目標設定されている。こうした分離技術の高度化と製品の高品質化は、MA/REの相互分離、あるいはAmとCmの単離を要することから分離工程全体が重層化、多段化する。特にMAに随伴するREの高度な分離を行うMA/RE相互分離プロセスは核種分離技術成立の鍵とも言え、例えばミキサセトラを利用する溶媒抽出法では抽出工程の重層化と分離段数の多段化が顕著となる<sup>[4]</sup>。

一方、放射性廃棄物処分の環境影響を基点としたMA分離では、MA特にAm-241の発熱に起因する処分場の面積削減(廃棄体専有面積)においては70~90%程度のMA分離で効果が認められるが<sup>[2,3]</sup>、回収MAへのRE随伴は処分場閉鎖後長期の放射線安全(核種移行被ばく線量)評価には影響

しないことも確かめられている<sup>[3]</sup>。

これより、MA 分離プロセスの簡素化として分離段数の削減、及び廃棄物処分における負荷低減としての処分場面積の削減を優先すると、同プロセス選定における前提は次の 2 点に絞られる。

#### ①MA 回収率の優先

低回収率での MA 分離により溶媒抽出の分離段数を削減する。

#### ②回収 MA への RE 随伴の許容

RE の随伴が処分場の閉鎖後長期の安全性に影響しないことから、回収 MA への RE 随伴の有無、程度は不問とし許容する。

以上より、本研究における簡素化 MA 分離の定義は以下とする。

### 簡素化 MA 分離の定義

MA 回収プロセスにおける低回収率と RE 随伴を許容して廃棄物処分の負荷低減を可能とする MA 分離手法

なおこの定義に基づく廃棄物処分の負荷低減の検討においては、回収 MA に随伴する RE の高速炉炉心特性(核種の反応度)への影響、及び分離回収した MA の高速炉での核変換を考慮した最終的な MA の残量(MA ストック)に関する核燃料サイクル横断的な評価が課題となる。

#### 1.3.4 高速炉炉心特性の評価

簡素化 MA 分離を前提とする燃料の高速炉での燃焼特性の検討では燃料組成が重要となる。MA (Am)の他に、それに随伴する核種(元素)、特に RE が炉心での燃焼特性に影響を及ぼす<sup>[5]</sup>。RE 随伴の程度、従って MA (Am) の純度は、分離プロセスの原理や抽出剤、抽出段数、供給液の硝酸濃度などに依存する。従って、簡素化 MA 分離プロセスによる MA 分離回収性能と回収 MA の燃料装荷による高速炉炉心特性をつなげた検討が求められる。高速炉炉心特性は各種の反応度(燃焼反応度、冷却材ボイド反応度、ドップラー反応度など)で評価されるが、本研究のように横断的評価を行う場合には個別の反応度よりもそれらを一括して高速炉炉心特性として扱うことができると有益である。簡素化 MA 分離の特徴とその影響に配慮した炉心特性の評価方法を考える必要がある。

#### 1.3.5 廃棄物処分の負荷低減に着目した分野横断型評価のまとめ

本研究は 3 つの研究項目(細分化すると 5 項目)から成る。各研究項目の知見、評価条件、評価結果を全体で共有、確認し、各研究項目間での連携を深化させる形で研究を進めた。具体的には廃棄物処分における負荷低減の実現につながる技術オプションの提示には、各研究項目間での条件設定、あるいは評価結果の受け渡しが首尾一貫していること、少なくともその点を意識した条件設定や評価手法の選択が不可欠である。

このような連携と統合の観点から第 4 章の研究の総まとめにおいて、以下の 3 項目に言及する。

#### ①分野横断型の核燃料サイクルシステムの評価方法【方法論】

- ②環境負荷低減につながる分野横断型技術オプション【技術の成立性】
- ③簡素化 MA 分離の定義に基づくプロセス構成とその効果、影響、優位性【条件多様化での比較評価】

#### 参考文献

- [1] 原子力システム研究開発事業 廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究成果報告書 令和2年3月 公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター
- [2] 原子力システム研究開発事業 廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究成果報告書 令和3年3月 公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター
- [3] 原子力システム研究開発事業 廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究成果報告書 令和4年3月 公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター
- [4] 分離変換技術概論, 「放射性廃棄物の分離変換」研究専門委員会, 一般社団法人 日本原子力学会, 2016年9月
- [5] 大木繁夫, 低汚染燃料中の残留 FP の炉心影響評価 (研究報告), JNC TN9400 2002-066, 2002年7月, 核燃料サイクル機構大洗工学センター

## 2. 業務計画

### 2.1 全体計画

本業務の全体計画図を図 2.1-1 に示す。

項目	年度	令和元年度	令和2年度	令和3年度	令和4年度
(1) 廃棄物処分における環境影響評価研究 ① 評価及び評価指標の導出 (原環センター)		← 既往研究成果の調査、分析	環境影響負荷検討 環境影響評価指標の調査	環境影響負荷検討 環境影響評価指標の調査	指標導出と評価まとめ
	② 諸量の評価(東京工業大学)	← 計算条件設定と計算コード機能確認	諸量計算	諸量計算	諸量計算及び評価まとめ
(2) Am分離プロセスの工学的設計研究 ① 分離メカニズムの検証(東京工業大学)		← 論文・報告書調査	フローシート、抽出平衡の調査 MA・希土類元素の抽出挙動の評価	MA・希土類元素の抽出挙動の評価	フローシートの検証及び評価まとめ
	② 諸量評価に基づく分離度に対応した分離プロセスの構築 (日本原子力研究開発機構)	← シミュレーションの実施	シミュレーションの実施	MA分離プロセスの検討	MA分離プロセスの検討及び評価まとめ
(3) 多様な前提条件に対応する高速炉燃焼モデルの高度化(北海道大学)		← 入力データの整備	計算の実施	計算の実施と燃焼モデルの高度化	燃焼モデルの高度化及び評価まとめ
(4) 研究推進		← 外部評価委員会の開催 △ まとめ・評価	外部評価委員会の開催 △ まとめ・評価	外部評価委員会の開催 △ まとめ・評価	外部評価委員会の開催 △ まとめ・評価

図 2.1-1 全体計画図

## 2.2 令和4年度の成果の目標及び業務の実施方法

令和4年度の計画の概要を以下に示す。

### (1) 廃棄物処分における環境影響評価研究

#### ① 評価及び評価指標の導出

多様な核燃料サイクル、特に次項(2)の核種分離プロセスにおける条件設定を含めて、分離割合が比較的低い分離プロセスが導入された場合の核燃料サイクルについて、その環境負荷と貢献度を総合的に評価する。さらに、廃棄物処分の環境影響を原子力利用の貢献度と発生する廃棄物の環境負荷の両面から比較する環境影響評価指標の検討を進めて、同評価指標の提示を試みる。特に、外部評価委員によるレビューを得て、その妥当性の客観化と精緻化に努める。そして、研究の最終年度として、廃棄物処分における負荷低減の実現につながる技術オプションを、各研究項目の成果に基づき、多様な核燃料サイクル条件組合せを考慮した廃棄物処分における環境影響評価により提示する。

具体的には、MA分離割合が比較的低い分離プロセスを導入した核燃料サイクルの環境影響評価を多基準分析の手法を用いて総合的に評価し簡素化 MA 分離の優位性、効果、影響を整理する。またこの分析で活用した各種の評価値を環境影響評価のための指標として分類、提示すると共に、分析の結果に基づき廃棄物処分における負荷低減につながる核燃料サイクル条件の組合せを技術オプションとして提示する。

#### ② 諸量の評価（再委託先：東京工業大学）

他の研究項目で見いだされた核燃料サイクル条件を反映し、核燃料サイクルにおける諸量評価解析を行う。さらに、得られた評価結果を基に、新型炉の核燃料サイクル諸量と放射性廃棄物の負荷に関する評価機能を計算コードに付加し、今後の新しい原子力利用についてバックエンド対策の先行的な予測能力を整備する。

具体的には、国際原子力機関（IAEA）Nuclear Fuel Cycle Simulation System（NFCSS）コードにバックエンド領域の諸量評価機能を拡張する MA 諸量評価プログラムを開発し、多様な原子炉の運転条件や使用済燃料の再処理条件における核燃料サイクルの MA 諸量評価を実施する。

### (2) Am 分離プロセスの工学的設計研究

#### ① 分離メカニズムの検証（再委託先：東京工業大学）

令和3年度までに調査した MA 及び RE の単成分抽出に関する抽出平衡関係、抽出速度式を用いて、ミキサセトラ抽出器を想定した単段の MA/RE 分離挙動を評価し、同抽出プロセスによる簡素化分離の妥当性、成立性を検証する。

具体的には、単段での簡素化 MA 分離における工学的側面からの留意点を検討し、成立性を検証する。令和3年度までに調査した抽出平衡関係などの観点に加え、工学的な観点として抽出器を運転する上で考慮すべき事象の調査を行う。抽出性能が悪化しない範囲で運転条件を設定すること等も勘案して、単段の抽出の場合は連続式ではなく、より簡素なバッチ式による簡素化 MA 分離の優位性、成立性を評価する。

②諸量評価に基づく分離度に対応した分離プロセスの構築（再委託先：日本原子力研究開発機構）

令和3年度までの成果を基に、MA分離プロセスを構成するMA・RE回収プロセスとMA/RE相互分離プロセスの双方の構成をPARC-MAコードによって評価し、諸量評価に基づいたMA回収率に適した合理化されたMA分離プロセスの構成を提示する。

具体的には、原子力機構が開発したMA分離プロセスである「SELECTプロセス」について、令和3年度までに得られた知見を基にプロセスシミュレーションを実施し、諸量評価に基づいたMA回収率に最適化され合理化されたプロセスを確立する。

(3)多様な前提条件に対応する高速炉燃焼モデルの高度化（再委託先：北海道大学）

令和3年度に継続して、多様な前提条件のもとで網羅的な高速炉炉心燃焼計算と計算結果の整理を行う。また、核燃料の組成や運転条件を入力としたとき、炉心燃焼計算結果と同等の結果を導出する高速炉炉心燃焼に関する燃焼モデルの開発と検証を行う。加えて、これまでに整備してきた高速炉炉心燃焼計算ツールの改良と検証を継続して行い成果をまとめる。

具体的には、燃料組成等が入力として与えられたときに炉心燃焼計算と同等の結果を導出する代理モデルの開発を行い、その性能を評価する。また、移行期高速炉を対象として、新燃料のTRU組成の変動が炉心・廃棄物特性に与える影響を、代理モデルを用いて詳細な条件に基づいて評価する。さらに、令和4年度新たに設定された簡素化MA分離の条件に基づき、RE等の随伴の影響を評価する。

(4)研究推進

研究代表者の下で各研究項目間の連携を密にして研究を進めると共に、核燃料サイクル全体を俯瞰した客観的、分野横断的な視点から研究を進めるために、外部評価委員会を設置して運営する。

令和4年度の実施工程を図2.2-1に示す。

区 分	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
(1) 廃棄物処分における環境影響評価研究												
①評価及び評価指標の導出	←											→
②諸量の評価（再委託先：東京工業大学）	←											→
(2) Am分離プロセスの工学的設計研究												
①分離メカニズムの検証（再委託先：東京工業大学）	←											→
②諸量評価に基づく分離度に対応した分離プロセスの構築（再委託先：原子力機構）	←											→
(3) 多様な前提条件に対応する高速炉燃焼モデルの高度化（再委託先：北海道大学）	←											→
(4) 研究推進	←											→

図 2.2-1 令和4年度実施工程

### 3. 令和4年度の実施内容及び成果

#### 3.1 廃棄物処分における環境影響評価研究

##### 3.1.1 評価及び評価指標の導出【R1-R4】

###### 【R1-R3】

令和元年度は、廃棄物処分における環境影響を廃棄物量と放射線影響に着目した環境負荷、及び原子力利用の貢献度に分類して調査した。既往研究からは、廃棄物量については処分場の面積と総廃棄物量に関する評価情報を得た。放射線影響については地層処分における核種移行評価と分離変換における潜在的放射性毒性の相違点に着目し、前者を動的評価、後者を静的評価とし捉えた。また、貢献度を発電量とし地層処分における放射線影響を考慮した環境影響評価手法について調査を行った。これらを基に、簡素化 MA 分離を導入した場合の環境影響評価指標の導出に向けた次年度の課題を整理した。

令和2年度は、U<sub>2</sub>O<sub>3</sub>燃料由来の廃棄物(ガラス固化体)処分における環境負荷と貢献度に関して、70 %あるいは90 %の簡素化 MA 分離の導入を念頭に、多様な核燃料サイクルから発生するガラス固化体の地層処分場での専有面積を CAERA 指標を利用して比較し、温度制限の視点から、燃焼条件、SNF 冷却期間、核種分離の割合、廃棄物含有量の効果・影響を評価した。また、地層処分における環境負荷を 1) 動的(核種の溶出)と 2) 静的(廃棄物/放射性核種の存在量、放射線量)の2つの視点から定量的に評価・比較した。さらに、廃棄物発生の源となる原子力利用の貢献度の定量化を行った。そして、廃棄物処分の環境影響を原子力利用で発生する廃棄物による環境負荷と発電量に基づく貢献度との比により評価することとして、核燃料サイクル条件多様化を考慮した環境影響評価指標の算出方法について調査・検討を行った。

令和3年度は、MOX 燃料由来の廃棄物(ガラス固化体)処分における環境負荷と貢献度に関して、70 %あるいは90 %の簡素化 MA 分離の導入を念頭に、U<sub>2</sub>O<sub>3</sub>燃料由来の廃棄物と同様の評価・検討を行った。両者の評価・検討では、MA 分離の有無とその割合は、処分場面積に(特に MOX 燃料の場合はより顕著に)反映され、動的評価には影響は見られず、静的評価では MOX 燃料由来ガラス固化体では発熱量と廃棄物含有率の関係から MA 分離の影響が現れない結果となった。そして、令和2年度の調査・検討結果に基づき U<sub>2</sub>O<sub>3</sub>燃料及び MOX 燃料由来のガラス固化体について、環境負荷と貢献度の比に基づく環境影響評価を実施し、廃棄物量(処分場面積)と動的及び静的放射線影響に関する3つの指標は、放射性廃棄物処分における経済性と安全性に関わるものであり、核燃料サイクル条件の組合せに基づく廃棄物処分における負荷低減の程度を相対的、定量的に比較、表示するものであることを示した。

###### 【R4】

令和4年度は、多様な核燃料サイクル、特に3.2.2の核種分離プロセスでの分離性能を含めて、分離割合が比較的低い簡素化 MA 分離プロセスが導入された場合の核燃料サイクルについて、その環境負荷と貢献度を総合的に評価した。さらに、廃棄物処分の環境影響を原子力利用の貢献度と発生する廃棄物の環境負荷の両面から比較する環境影響評価指標の検討を進めて、同評価指標の提示を試みた。指標提示においては本研究の外部評価委員会委員によるレビューを得て、その妥当性の客観化と精緻化に努めた。そして、研究の最終年度として、廃棄物処分における負荷低減の実現につながる技術オプションを、各研究項目の成果に基づき、多様な核燃料サイクル条件



の組合せを考慮した廃棄物処分における環境影響評価により提示した。

### (1) 簡素化 MA 分離プロセスを導入した核燃料サイクルの環境負荷&貢献度の総合的評価

#### ① 環境影響の評価値の算出

令和3年度までに実施したUO<sub>2</sub>燃料とMOX燃料由来のガラス固化体の地層処分における環境影響評価の結果<sup>[1][2]</sup>を基に、本研究の特徴である70%あるいは90%の簡素化MA分離の優位性、効果、影響を評価するためにMA分離無しとほぼ全量分離(99.5あるいは99.9%)を加えた5条件で環境影響評価を実施した。

UO<sub>2</sub>燃料とMOX燃料の組成、使用済燃料のインベントリ計算、再処理条件、ガラス固化条件は令和3年度までの計算条件を参照して設定した<sup>[1][2]</sup>。再処理によって発生する高レベル廃液に対して上記のMA分離条件をそれぞれ適用し、MA回収後の廃液はガラス固化されて最終的に地層処分場に埋設されるものとした。処分場の埋設条件も令和3年度までのものと同じである。一方、分離回収されたMAは高速炉燃料に装荷して高速炉炉心において消費されるものとした。さらに、高速炉において核変換されずに残るMA量を核燃料サイクル全体のMAストック量とした。

これより、令和4年度に総合的評価として実施する環境負荷の評価は、令和3年度までの処分システム負荷として廃棄物量と2つの放射線影響を考慮した1領域3クライテリアに対して、MA分離負荷と高速炉炉心負荷の2つの領域を新たに加え、合計3領域6クライテリアによるものとした。

算出したUO<sub>2</sub>燃料とMOX燃料由来のガラス固化体の地層処分における環境影響評価の結果を表3.1.1-1と表3.1.1-2に示す。評価対象領域とクライテリア選択については次項に示す。

表 3.1.1-1 UO<sub>2</sub>燃料由来ガラス固化体の地層処分における環境影響評価の結果

条件	核燃料サイクル条件					環境影響評価(領域&クライテリア)						備考
						処分システム			MA分離		高速炉炉心	
	燃焼度 (GWd/ tHM)	使用済 燃料 冷却 期間 (年)	MA分離 (%)	廃棄物 含有率 (wt%)	ガラス 固化体 発生本数 (本/TWh)	放射線影響			CR4 SELECT プロセス 分離段数	CR5 MA ストック (kg/TWh)	CR6 FR 炉心特性 (スコア値)	MA 純度 (%)
						廃棄物量	CR1 処分場 面積 (m <sup>2</sup> /TWh)	CR2 核種移行 被ばく線量 ( $\mu$ Sv/y/TWh) $\times 10^{-7}$				
1	45	15	0	20.8	3.43	152	4.1	29	0	0.0	81	0
2			70	25.0	2.41	107	4.1	13	6	0.0	55	52
3			90	25.0	2.39	106	4.1	5	10	0.89	54	66
4			99.5	25.0	2.39	106	4.1	1	16	1.54	41	48
5			99.9	25.0	2.39	106	4.1	1	40	1.57	58	94
6	45	50	0	20.8	3.49	155	4.1	47	0	0.0	73	0
7			70	25.0	2.42	108	4.1	21	6	0.51	38	52
8			90	25.0	2.40	106	4.1	7	10	2.17	35	66
9			99.5	25.0	2.39	106	4.1	1	16	2.96	21	48
10			99.9	25.0	2.39	106	4.1	0	40	3.00	39	94

表 3.1.1-2 MOX 燃料由来ガラス固化体の地層処分における環境影響評価の結果

条件	核燃料サイクル条件					環境影響評価(領域/クライテリア)						備考
						処分システム負荷			MA分離負荷		高速炉 炉心負荷	
	燃焼度 (GWd/ tHM)	使用済 燃料 冷却 期間 (年)	MA分離 (%)	廃棄物 含有率 (wt%)	ガラス 固化体 発生本数 (本/TWh)	廃棄物量	放射線影響			CR4 SELECT プロセス 必要段数		CR5 MA ストック (kg/TWh)
CR1 処分場 面積 (m <sup>2</sup> /TWh)							CR2 核種移行 被ばく線量 ( $\mu$ Sv/y/TWh) $\times 10^{-7}$	CR3 人間侵入 被ばく線量 (mSv/y) (処分後300年)				
1	45	15	0	12.8	15.19	674	9.4	55	0	0.0	74	0
2			70	17.7	4.86	216	9.4	52	6	10.8	50	52
3			90	24.1	2.55	113	9.4	35	10	15.4	44	66
4			99.5	25.0	2.35	104	9.4	5	16	17.6	40	48
5			99.9	25.0	2.35	104	9.4	3	40	17.7	43	94
6		50	0	12.0	22.82	1014	9.4	56	0	0.0	63	0
7			70	15.5	6.97	310	9.4	55	6	16.9	29	52
8			90	24.8	2.45	109	9.4	54	10	23.2	21	66
9			99.5	25.0	2.35	104	9.4	4	16	26.2	16	48
10			99.9	25.0	2.35	104	9.4	2	40	26.3	19	94

## ② クライテリアの分類

本研究の評価対象である原子力システムの構成を図 1.3.1-1 に示した。環境影響評価の対象は MA 分離の有無や分離割合の程度により技術的、あるいは物量的に影響を受けるものとして、この原子力システムを構成する処分システム、MA 分離及び高速炉炉心の 3 領域を選定した。そして具体的にこの領域において影響を受けるものを数値化して評価することとし、数値化して評価する対象をクライテリアとした。

処分システムに関しては令和 3 年度までに評価した通り、廃棄物量は廃棄体の発熱量を介して処分場面積で評価するものとし、これをクライテリア 1 (CR1) とした。動的と静的に分類した放射線影響については、前者の地層処分場閉鎖後長期の安全評価における基本シナリオに基づく核種移行被ばく線量をクライテリア 2 (CR2) とした。一方、処分場に埋設される廃棄物の放射性毒性に基づく被ばく線量は、処分場への人間侵入シナリオを選択し、侵入当事者であるボーリング作業従事者のコアサンプルの直接観察による被ばく線量をクライテリア 3 (CR3) とした。

MA 分離は日本原子力研究開発機構 (JAEA) が開発をしている SELECT プロセスの HONTA 抽出剤による MA/RE 相互分離工程に着目した。本来の目標である MA の回収率 99.5 % 以上、純度 90 % 程度に対応する同工程のミキサセトラの分離段数が 40 段であるのに対し、MA 回収率 70 あるいは 90 % の簡素化 MA 分離では分離段数の削減が見込まれる。MA の回収率と純度に留意した必要な分離段数(抽出+洗浄)をクライテリア 4 (CR4) としてプロセスシミュレーションコード・PARC-MA により算出した(3.2.2(2)参照)。

また、分離、回収した MA は高速炉燃料に装荷して燃焼させるものとした。高速炉炉心における MA の核変換による消費の効果を含めて最終的に残る MA を MA ストックとして核燃料サイクル全体の諸量評価により求め(3.1.2(1)②c 参照)、これをクライテリア 5 (CR5) とした。

高速炉炉心は回収 MA の燃料装荷が炉心特性に及ぼす影響を評価した。燃焼反応度、ナトリウムボイド反応度、ドップラー反応度の 3 つの反応度について標準的な許容範囲との差(理想的な炉心の反応度との差)及び各反応度の影響の程度を考慮した単一の評価値を一括炉心性能評価指

標として算出し、これをクライテリア 6(CR6)とした。なお、高速炉炉心は JAEA が実施した高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究(通称 FS)のフェーズ II で提案された「大型 MOX 燃料高内部転換型代表炉心」(通称 JSFR-1500)とし、回収 MA に随伴する RE の炉心特性への影響に留意した(3.3(3)参照)。

核燃料サイクル条件を変えた場合の各クライテリアの評価値は表 3.1.1-1 と表 3.1.1-2 に示す通りである。MA 分離の割合により各クライテリアの評価値が変化する。全体的な傾向として MA 分離割合が増加すると、処分場面積(CR1)と人間侵入被ばく線量(CR3)は減少、核種移行被ばく線量(CR2)は変化なし、MA 分離段数(CR4)と MA ストック(CR5)は増加、高速炉炉心(CR6)は一旦減少した後増加している。これらの数値に基づき以下に示すような分析を行った。

### ③ 多基準分析の活用

6 つのクライテリアを設定した多様な核燃料サイクル条件の組合せの中から、環境影響の低減に効果的な条件組合せを選定することが求められる。そこで、複数の基準で代替案を評価してより好ましい案の確認や選択を行う意思決定の支援に用いられる多基準分析(multi-criteria analysis, MCA)<sup>[3][4][5]</sup>に着目した。多基準分析は、多様な視点で複数代替案の中から最良案を確認あるいはランク付けする手法として考案されたもので、貨幣価値換算が必ずしも相応しくない環境影響評価やそれを含む社会基盤整備の事業評価などについて国内外で実用に供されると共に、手法自体の改良や発展性を含めた研究の対象にもなっている<sup>[6][7][8]</sup>。

本研究では、MA 分離割合の違いによる 6 つのクライテリアの評価値に対してスケールを適用してスコア付け(スコアリング、スコア値への変換)を行い、クライテリア間の重み(ウェイト)を設定して全てのクライテリアを考慮した総合評価点を算出し、簡素化 MA 分離の優位性、効果、影響を検討した。スコア付けにおいては、MA 分離無し(MA 分離割合 0 %)の場合の各クライテリアの値を基準値とした。

検討手順を表 3.1.1-3 に示す。ここに示す 8 つのステップは、イギリスで策定されその後更新された多基準分析マニュアル<sup>[9][10]</sup>に従っている。同表右欄に本研究での対応を記載した。ステップ 1 とステップ 2 が前記の①、ステップ 3 が前記②に相当する。ステップ 4 以降は以下に記述する。

ステップ 6 の総合評価値の算出に用いる手法として、10 種類以上あると言われている多基準分析法の中から加重総和法とコンコルダンス分析の 2 つの手法を選択した。これら 2 つの手法は、それぞれ独立して用いられるもので、評価結果において一方が他方を補完するものではない。多基準分析の概要と留意点、そして 2 つの手法の選択については末尾の付録 1 に記載する。

なお、本研究では後述するように、各クライテリアへの重み配分をパラメータとして総合評価値を算出し、その傾向を比較・検討した。従って、表 3.1.1-3 のステップ 7 の結果の分析はステップ 8 に示す重み配分の影響を含む分析となる。

表 3.1.1-3 多基準分析の手順

ステップ	内容	本研究での対応
1	評価範囲の特定	表 3.1.1-1(UO <sub>2</sub> 燃料)と表 3.1.1-2(MOX燃料)の核燃料サイクル条件の設定
2	評価対象の代替案の提示	MA 分離割合を変えた条件設定
3	クライテリアの設定 (クライテリアのグループ化を含む)	6つのクライテリア CR1 ~CR6 の選択
4	スコア付け	MA 分離無しを基準とした線形補完
5	クライテリアへの重みの設定	重みの合計を 1.0 とした配分
6	総合評価値の算出	6 クライテリアへの重み配分をパラメータとした評価値の算出
7	結果の分析	スコアの傾向及び総合評価値の可視化(グラフ化)
8	必要に応じて感度分析の実施	重み配分の分類に基づく環境影響の低減、簡素化 MA 分離の優位性、効果、影響の比較

#### ④ スコアリングの方法とスコア値の傾向

多基準分析におけるスコアリングは代替案(本研究では 1 つの核燃料サイクル条件に相当)による影響をクライテリア毎の尺度で明示するもので、通常 0~100 の範囲での線形尺度が用いられる<sup>[3][9]</sup>。

処分システムの 3 クライテリア(CR1~CR3)のスコアは、UO<sub>2</sub>燃料、燃焼度 45 GWd/tHM, 使用済燃料冷却期間 15 年、MA 分離無しの場合の値を標準値とし、この値に対して 2 倍が 0、ゼロになる場合はスコア 100 としてこの間を線形補完した。MOX 燃料の場合も比較する標準値は上記の UO<sub>2</sub>燃料での条件とした。

クライテリア 4 の MA 分離段数(CR4)のスコアは、本来の SELECT プロセスの MA/RE 相互分離工程における MA 分離割合を 99.9 %としそれに必要な分離段数である 40 段を 0、MA 分離無しの場合はこの分離工程が不要になることから分離段数 0 段で 100 としてこの間を線形補完した (MA 回収に要する分離段数の計算については 3.2.1 を参照のこと)。

クライテリア 5 の MA ストック(CR5)は、分離回収した MA の高速炉での燃焼による核変換(消費)の後に残留する MA 量として諸量評価計算コードを用いて計算し、そのスコアは UO<sub>2</sub>燃料あるいは MOX 燃料それぞれに対して、燃焼度 45 GWd/tHM, 使用済燃料冷却期間 15 年、MA 分離無しの場合(従って MA ストックは 0)を 100、比較する検討ケースの中での MA ストック量の最大値を 0 としその間を線形補完した (MA ストックに関する諸量評価計算については 3.1.2 を参照のこと)。

クライテリア 6 の高速炉炉心(CR6)のスコアは、前記②の通り、回収 MA の高速炉燃料への装荷による炉心特性への影響に着目し、燃焼反応度、ナトリウムボイド反応度、ドップラー反応度の 3 つの反応度について、各反応度の標準的な許容範囲との差(理想的な炉心の反応度との差)及び

各反応度の炉心安全性への影響の程度を考慮した単一の評価値(一括炉心性能評価指標)を算出し、これをそのまま高速炉炉心のスコアとして用いた(高速炉炉心特性の評価の定量化(スコア化)の考え方については3.3を参照のこと)。

### ⑤ 重み付け

多基準分析における重み付け(ウェイトイング)には定型の手法がなく、その設定において恣意性の介在は不可避との指摘がなされている<sup>[3][4][6]</sup>。この点に留意して、本研究では重みの配分をパラメータとしてクライテリアの影響を比較した。重みの合計を1.0とし、任意の値を6つのクライテリアに配分した。

簡素化MA分離の有効性、効果、影響を評価するために次の2つの重み配分を含めた。一つは、処分システム(CR1~CR3)、MA分離(CR3、CR4)、高速炉炉心(CR6)の3領域のいずれか1つの重みの合計を、他の2領域の重みの合計より大きくして1領域を重要視したもの。もう一つは、処分システムとそれ以外の2領域の重みの合計を0.5:0.5として処分システムとそれ以外の2領域を同等に扱うものである。

重み配分の付与数はUO<sub>2</sub>燃料の場合は20、MOX燃料の場合は30とした。MOX燃料の方がMAの生成量が多くなり、その影響が顕著になることから比較数を多くした。

付与した重み配分を末尾の付録2に示す。

### ⑥ 総合評価値の算出

3領域6クライテリアへの重み配分をパラメータとした多基準分析のスコアと総合評価値の算出結果を以下に示す。表3.1.1-1と表3.1.1-2に示した評価対象燃料と核燃サイクル条件の組合せは、これ以降は以下のように示す。

- ・UO<sub>2</sub>燃料、燃焼度45 GWd/tHM、使用済燃料冷却期間15年の場合：UO<sub>2</sub>\_45\_15CP

#### a. スコア

核燃料サイクル条件の違い(MA分離割合の違い)による3領域6クライテリアのスコアの変化について、標準的な条件としてUO<sub>2</sub>\_45\_15CPの場合を図3.1.1-1、MAの生成量が多くその分離割合の効果と影響が顕著となるMOX\_45\_15CPの場合を図3.1.1-2に示す。

なお、処分システムは3クライテリア、MA分離は2クライテリアからなるため、領域間のスコア比較を行う場合は各クライテリアのスコアの算術平均値をその領域のスコアの代表値とした。

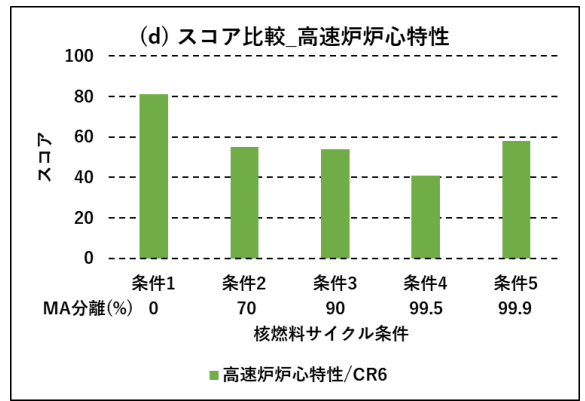
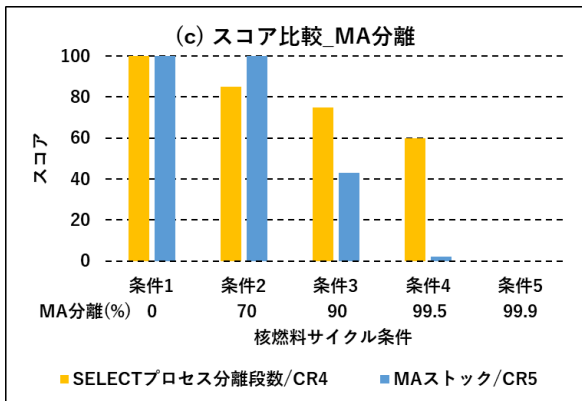
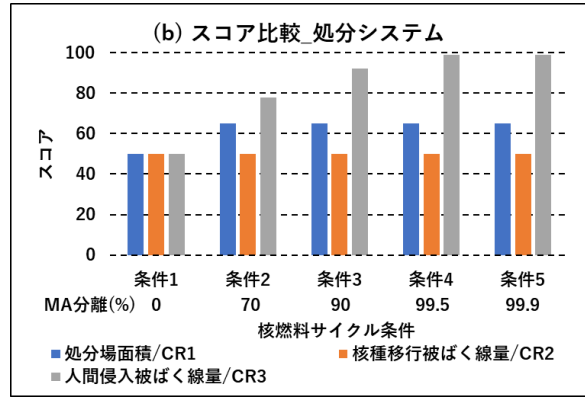
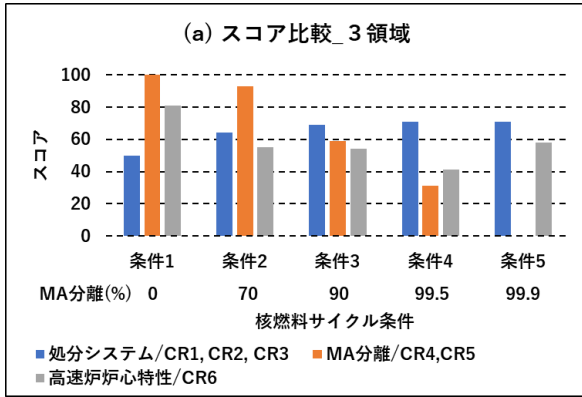


図 3.1.1-1 UO<sub>2</sub> 燃料、燃焼度 45 (Gwd/tHM)、使用済燃料冷却期間 15 年の場合スコア

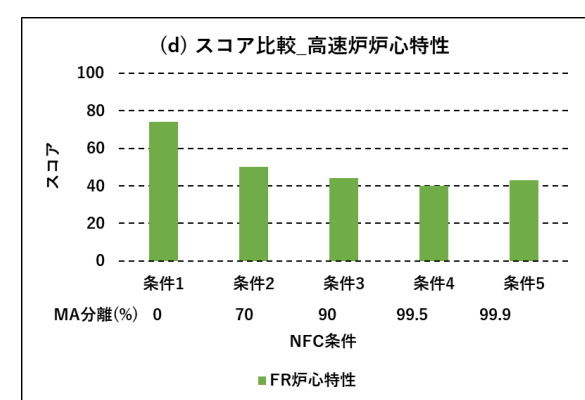
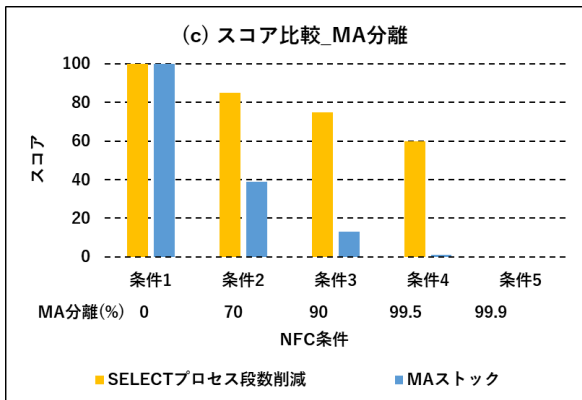
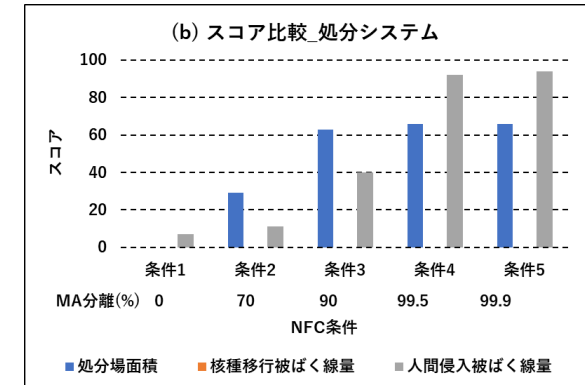
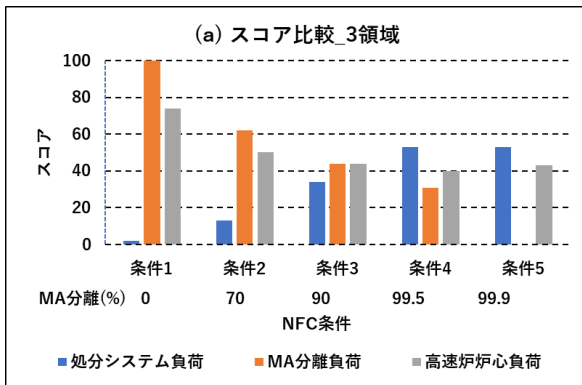


図 3.1.1-2 MOX 燃料、燃焼度 45 (Gwd/tHM)、使用済燃料冷却期間 15 年の場合スコア

## b. 加重総和法

加重総和法による評価値は、以下 5 つの重み配分で分類して整理した。

- (a) 全データ
- (b) 処分システム  $(CR1+CR2+CR3) = 0.5$
- (c) 処分システム  $(CR1+CR2+CR3) > 0.5$
- (d) MA 分離  $(CR4+CR5) > 0.5$
- (e) 高速炉炉心  $(CR6) > 0.5$

UO<sub>2</sub>\_45\_15CP の 5 条件の結果を図 3.1.1-3(a)～(e)に示す。また、UO<sub>2</sub>使用済燃料について冷却期間 50 年での評価を付録 3、使用済燃料冷却期間 15 年と 50 年を比較した結果を付録 4 に示す。

MOX\_45\_15CP の 5 条件の結果を図 3.1.1-4(a)～(e)に示す。また、MOX 使用済燃料について冷却期間 50 年での評価結果を付録 5、使用済燃料冷却期間 15 年と 50 年を比較した結果を付録 6 に示す。

## c. コンコーダンス分析

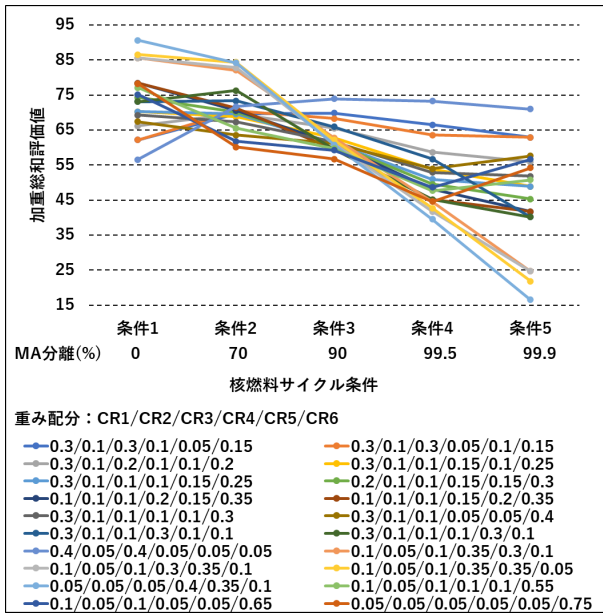
コンコーダンス分析による評価値は、前記 b. 加重総和法の場合と同じ(a)～(e)の 5 つの重み配分で分類して整理した。

- (a) 全データ
- (b) 処分システム  $(CR1+CR2+CR3) = 0.5$
- (c) 処分システム  $(CR1+CR2+CR3) > 0.5$
- (d) MA 分離  $(CR4+CR5) > 0.5$
- (e) 高速炉炉心  $(CR6) > 0.5$

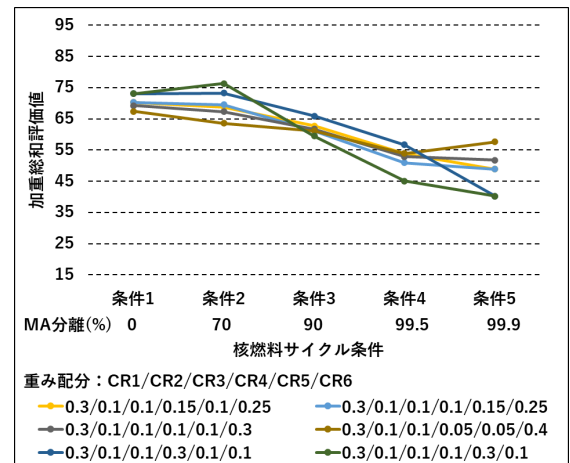
UO<sub>2</sub>\_45\_15CP の 5 条件の結果について、コンコーダンス優越指標を図 3.1.1-5(a)～(e)、ディスコーダンス優越指標を図 3.1.1-6(a)～(e)に示す。また、UO<sub>2</sub>使用済燃料について冷却期間が 50 年でのコンコーダンス分析の結果を付録 7 と付録 8 に、使用済燃料冷却期間 15 年と 50 年を比較したコンコーダンス分析の結果を付録 9 と付録 10 に示す。

MOX\_45\_15CP の 5 条件の結果について、コンコーダンス優越指標を図 3.1.1-7(a)～(e)、ディスコーダンス優越指標を図 3.1.1-8(a)～(e)に示す。また、MOX 使用済燃料について冷却期間が 50 年でのコンコーダンス分析の結果を付録 11 と付録 12 に、使用済燃料冷却期間 15 年と 50 年を比較したコンコーダンス分析の結果を付録 13 付録 14 に示す。

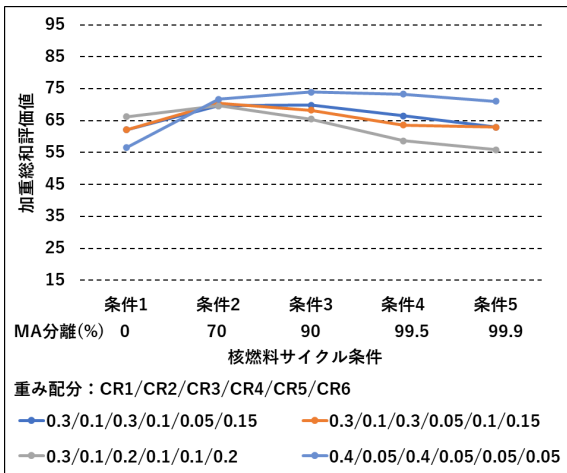




(a) 加重総和評価値/全データ

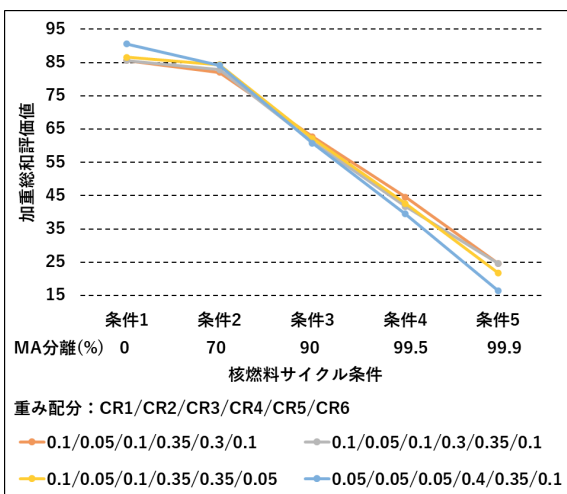


(b-1) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5

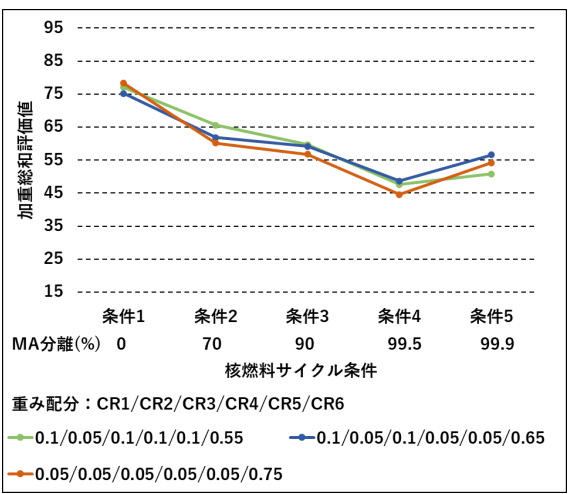


(b-2) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5  
(CR6 の重み大を除いた場合)

(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5



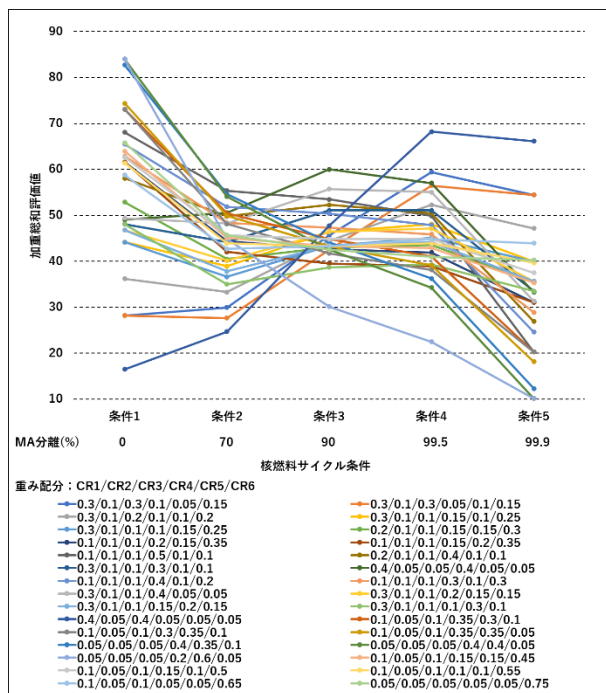
(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5



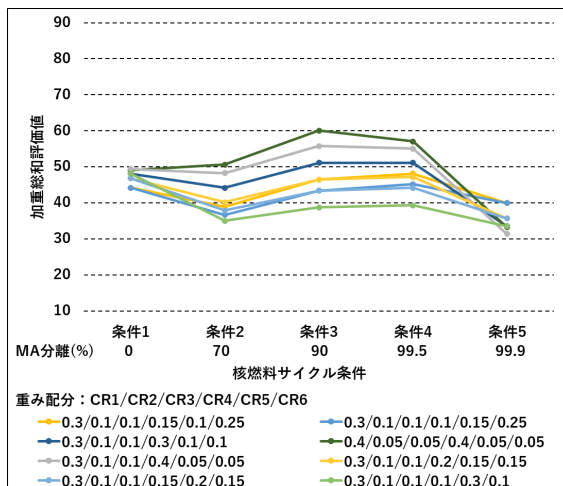
(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

図 3.1.1-3 加重総和評価値と重み配分の関係：UO<sub>2</sub> 燃料/15年冷却

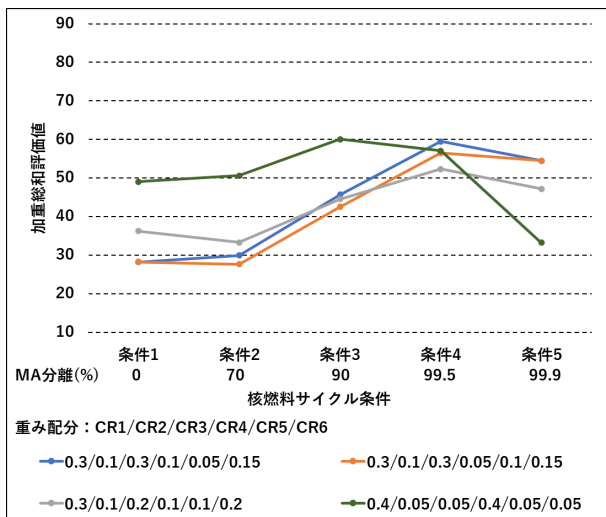




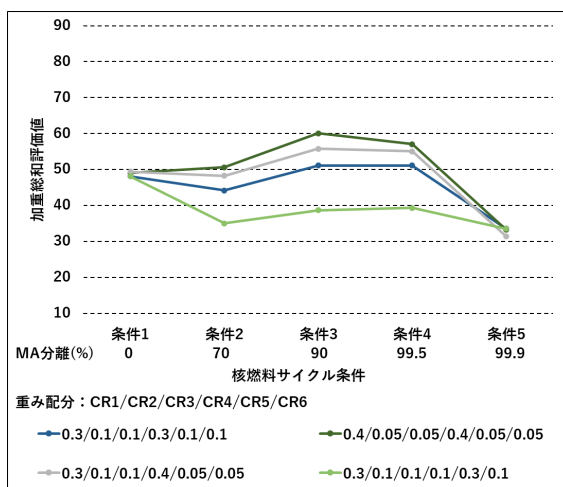
(a) 加重総和評価値/全データ



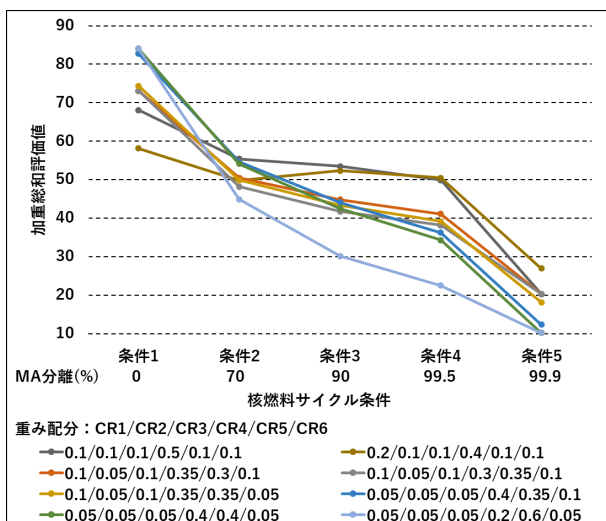
(b-1) 処分システム  $(CR1+CR2+CR3) = 0.5$



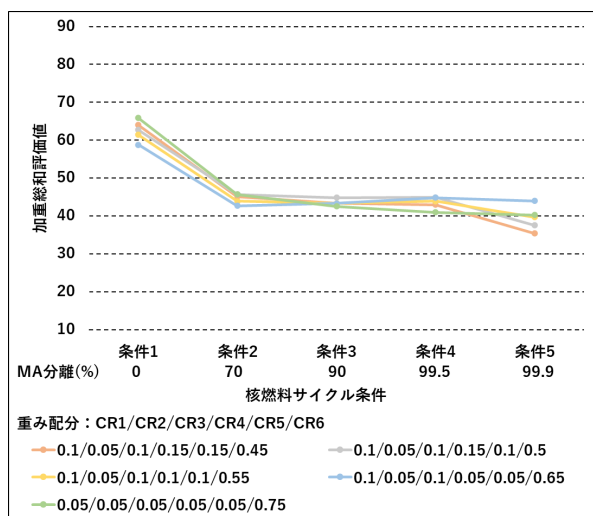
(c) 処分システム  $(CR1+CR2+CR3) > 0.5$



(b-2) 処分システム  $(CR1+CR2+CR3) = 0.5$   
(CR6 の重み大を除いた場合)

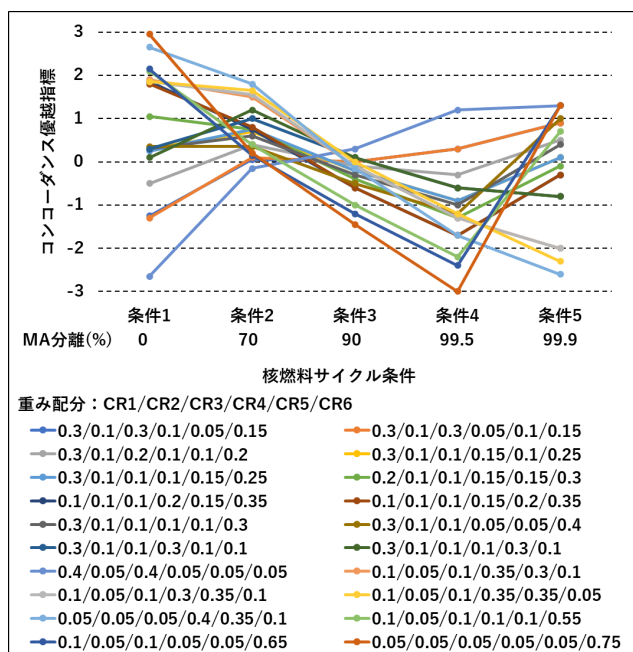


(d) MA 分離  $(CR4+CR5) > 0.5$

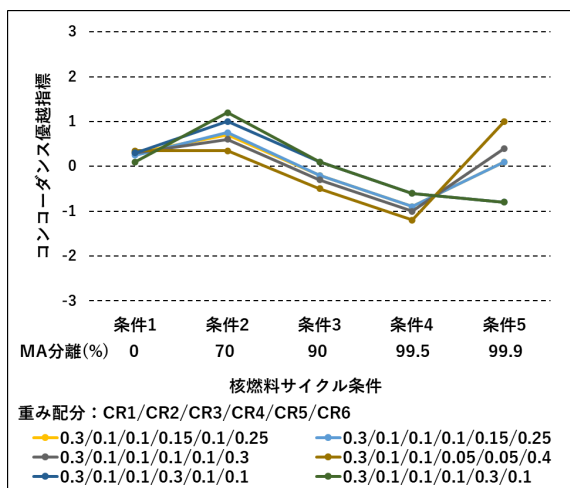


(e) 高速炉炉心  $(CR6) > 0.5$

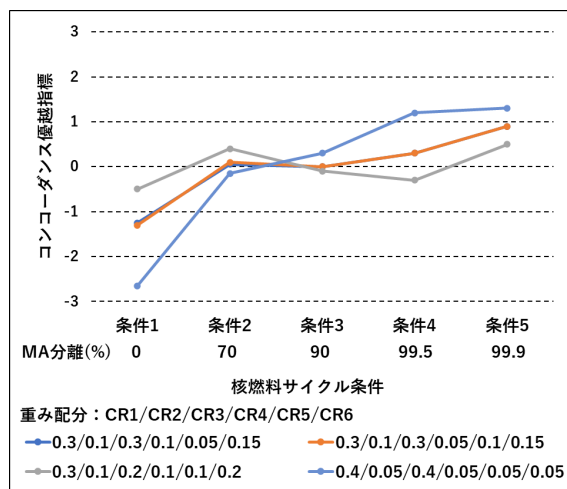
図 3.1.1-4 加重総和評価値と重み配分の関係：MOX 燃料/15年冷却



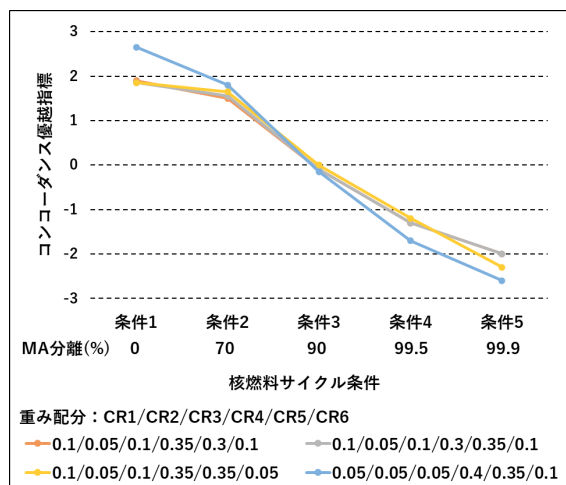
(a) コンコーダンス評価値/全データ



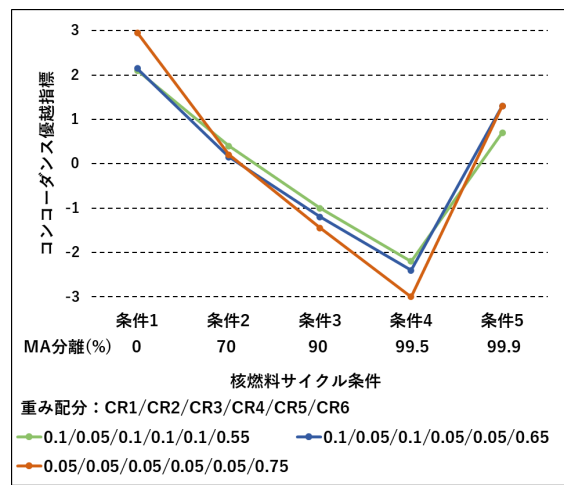
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5

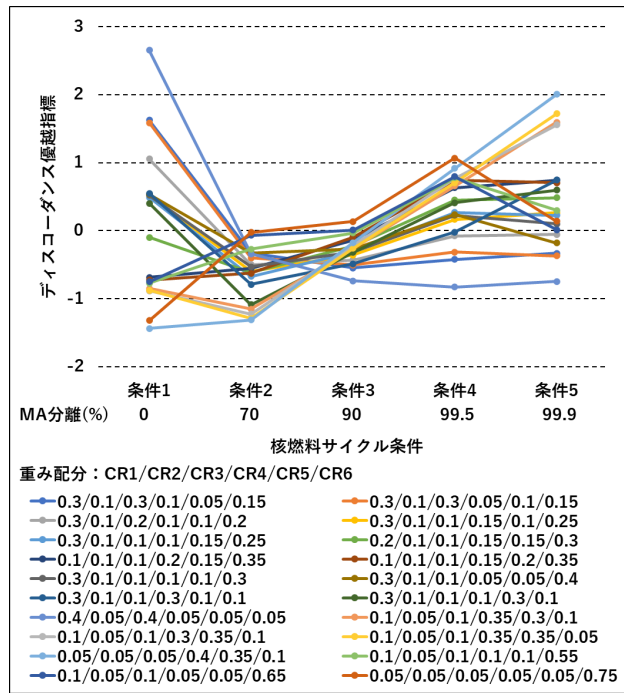


(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5

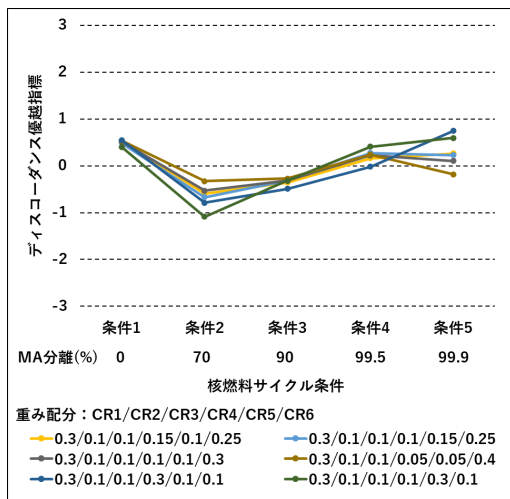


(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

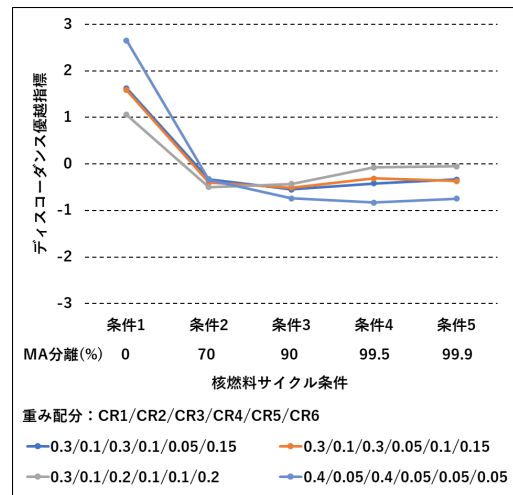
図 3.1.1-5 コンコーダンス分析/コンコーダンス優越指標と重み配分の関係: UO<sub>2</sub>燃料/15年冷却



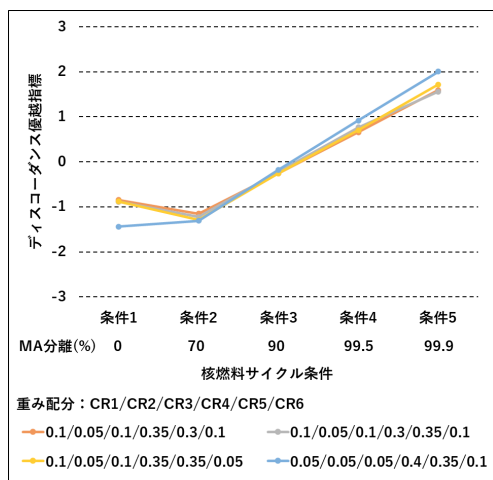
(a) ディスコーダンス評価値/全データ



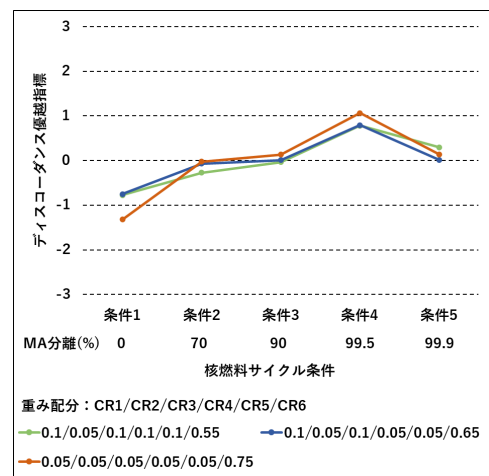
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5

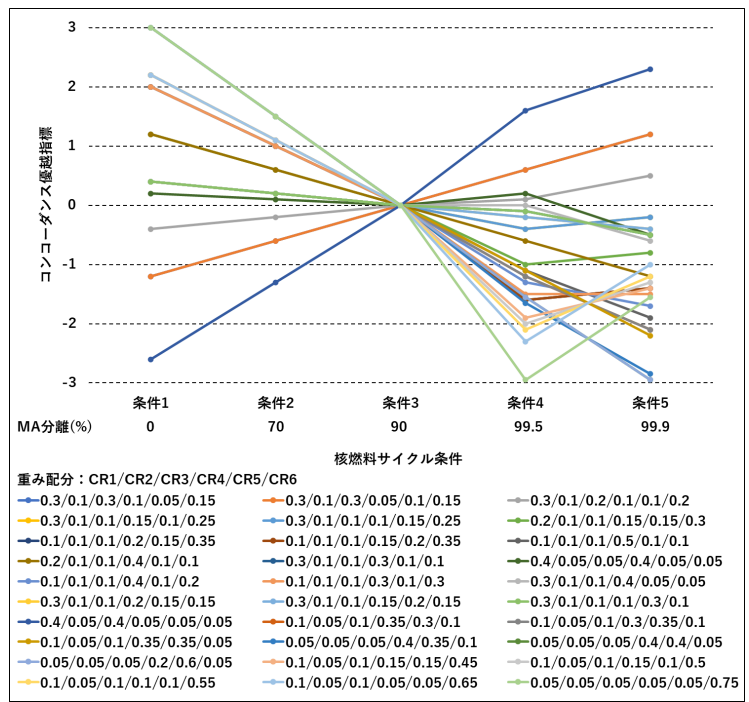


(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5

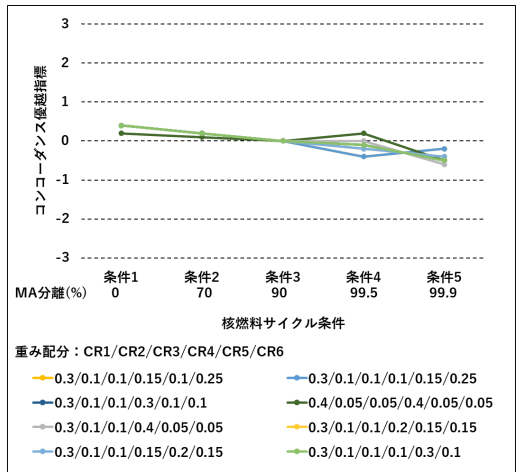


(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

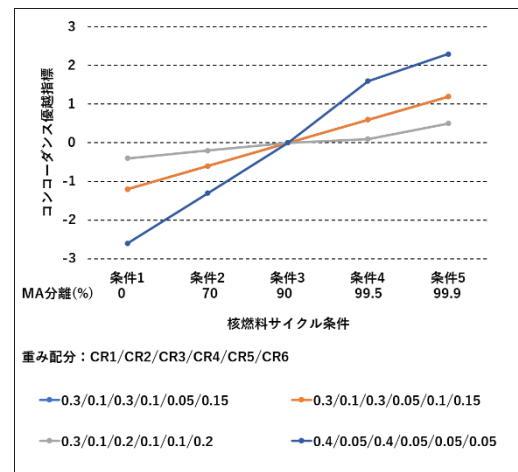
図 3.1.1-6 コンコーダンス分析/ディスコーダンス優越指標と重み配分の関係:U<sub>2</sub>燃料/15年冷却



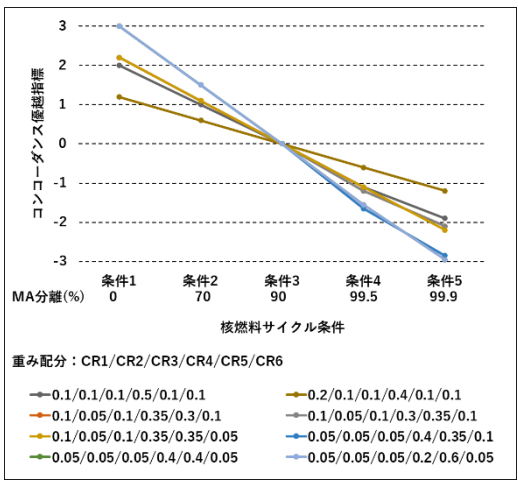
(a) コンコーダンス評価値/全データ



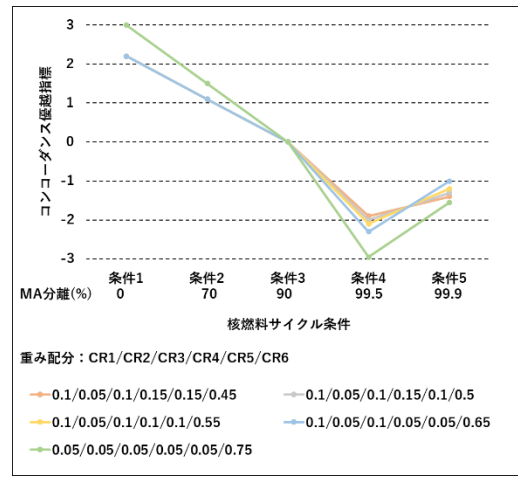
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5

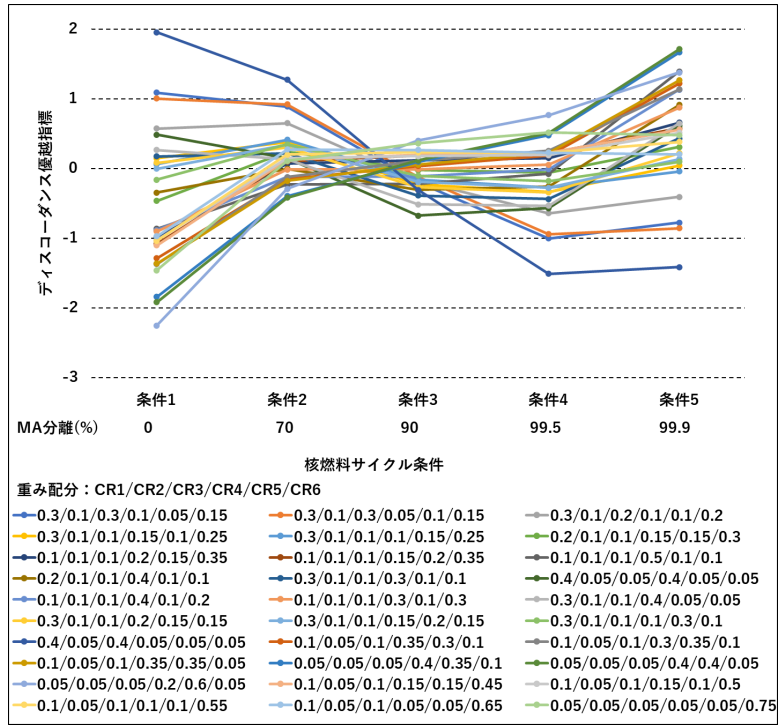


(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5

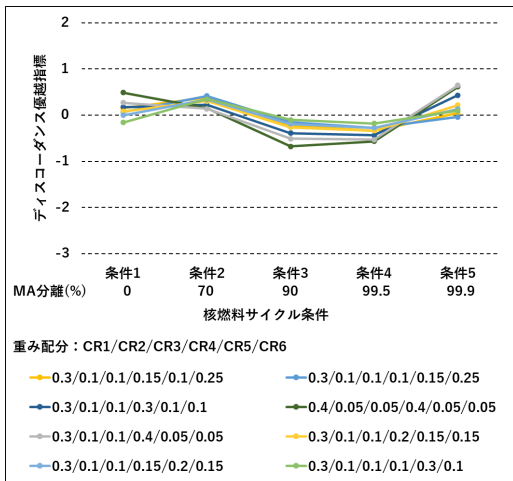


(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

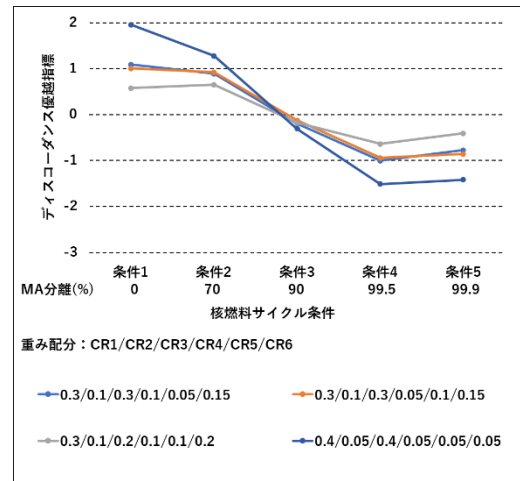
図 3.1.1-7 コンコーダンス分析/コンコーダンス優越指標と重み配分の関係：MOX 燃料/15 年冷却



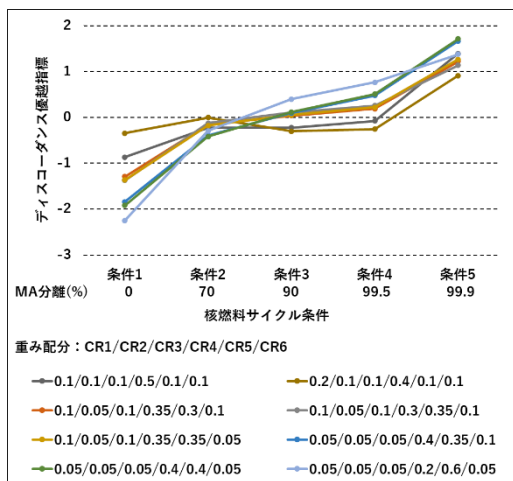
(a) ディスコードダンス評価値/全データ



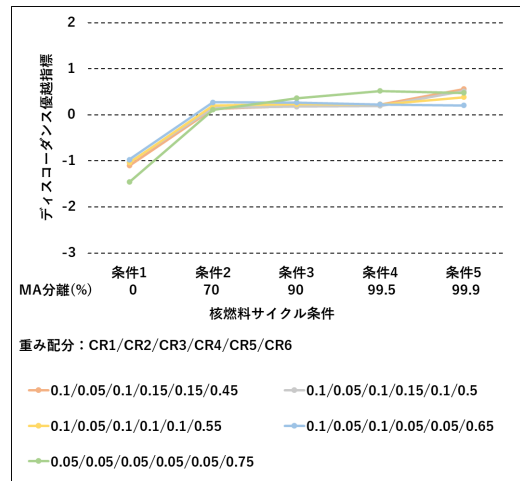
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5



(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5



(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

図 3.1.1-8 コンコードダンス分析/ディスコードダンス優越指標と重み配分の関係:MOX 燃料/15年冷却

## ⑦ 結果の分析

### a. スコアの傾向

標準的な核燃料サイクル条件である  $UO_2$ \_45\_15CP の場合の図 3.1.1-1、MA の生成量が多くその分離割合の効果と影響が顕著となる MOX\_45\_15CP の場合の図 3.1.1-2 より、スコア変化の傾向は以下のように考えられる。

- (i) 3 領域のスコアは MA 分離割合増加により、処分システムは増加、MA 分離は減少、高速炉炉心は減少した後、核燃料サイクル条件 5 で再び増加の傾向を示した。処分システムにおいては、MA 分離割合の増加により発熱と放射性毒性への影響が削減されることでスコアが上がる傾向が明確に現れている。ただし MOX 燃料では条件 3 (MA90 %分離) からスコアの増加が明瞭となっている。これは MA 生成量が多くなる MOX 燃料では  $UO_2$  燃料と比較してより多くの MA 分離が効果的になることを示唆している。MA 分離のスコア傾向からは分離に伴う負荷の増大、すなわち MA 分離割合の増加に伴う必要な分離段数の増加、及びその結果として分離回収した MA ストックの増加がスコアの減少となって現れている。高速炉炉心のスコアには、MA 分離割合とそれに必要な分離段数によって決まる高速炉炉心に装荷される回収 MA の純度が影響している。MA 分離がない場合(条件 1)、高速炉燃料の組成は燃焼特性に対して理想的なものと言えるが、分離・回収した MA を燃料に装荷する場合の燃焼特性はその影響を受ける。影響の程度は装荷される MA の量とそれに随伴する RE の量(特に Nd の量)に関係することから、MA 分離割合(回収率)と同時に MA 純度が炉心特性に影響を与えることになる。条件 5 が本来の SELECT プロセス(分離段数 40 段)による MA の分離・回収(99.9 %)である。条件 4 は分離段数を 16 段に削減してほぼ同じ MA 回収率を目指した結果 MA 純度が条件 5 の約半分に低下してスコアを下げる結果となった。一方、条件 2 と 3 は Am の回収率は 70 %と 90 %であるが、分離段数を 6 段あるいは 10 段に削減したにもかかわらず供給廃液の硝酸濃度調整による効率的な MA 回収を目指したことで MA 純度がある程度維持され、その結果高速炉炉心特性の低下が抑えられて高めのスコアになったと考えられる。
- (ii) 処分システムの 3 クライテリアでは、処分場面積のスコアは分離無しと分離有との差は大きいが生産割合が増加してもスコアは微増である。一方人間侵入被ばく線量においては MA 分離割合の増加によるスコアの増加が顕著に現れている。核種移行被ばく線量のスコアがいずれの条件でも同じ値となるのは、MA 分離の有無あるいは分離割合の違いが、同被ばく線量に影響しないことを示している。
- (iii) MA 分離の分離段数と MA ストックでは、MA 分離無しの場合が最大で、分離割合増加によるスコアの減少が明確に現れている。
- (iv) 高速炉炉心では、MA 分離無しのスコアが最大となり、分離割合の増加と共にスコアは減少するが核燃料サイクル条件 5 で増加に転じている。この傾向については前記(i)に示した通りである。
- (v) 特に MOX 燃料では、MA 分離割合が比較的高い側において処分場面積と人間侵入被ばく線量のスコアへの影響が顕著に現れている。これは MOX 燃料では MA の生成量が  $UO_2$  燃料よりも多くなることに起因していると考えられる。



## b. 加重総和法による評価結果

UO<sub>2</sub>\_45\_15CP の 5 条件の結果を示す図 3.1.1-3 において、同図(a)の全データ表示からは特定の傾向を読み取ることは難しい。処分システムとその他 2つの領域の重み配分を 0.5:0.5 とする(b)では、MA70 %分離の条件 2 の評価値が高くなる傾向が読み取れる(同図(b-1))。さらにこの中から高速炉炉心:CR6 の重みが比較的大きい条件を省くと、条件 2 の優位性がより明確となった(同図(b-2))。高速炉炉心特性を重要視すると MA 分離をしない条件の優位性が強く現れることが背景にある。(c) (d) (e)での優位性の傾向は(b)とは大きく異なる。例えば(c)では、処分システムの重みを大きくしていくと条件 3(MA90 %分離)の優位性が増加する傾向が読み取れる。MA 分離割合の増加による処分場面積削減と人間侵入被ばく線量の削減の効果が現れているものと考えられる。しかし、条件 4 と条件 5 の評価値はいずれも条件 3 より低くなっており、MA 分離割合増加による分離段数と MA ストックの増加、高速炉炉心特性の悪化の影響が見られるようになる。(d) (e)での優位性の変化の傾向も同様に、重みを増したクライテリアと MA 分離割合の有無、あるいはその割合の大小関係により、条件 1~条件 5 の優位性の傾向が変わることが分かる。(d)では MA 分離割合がない場合の評価値が最も高く MA70 %分離導入で若干減少、90 %以上の分離では大きく評価値が減少している。(e)の評価値の増減傾向は前記(i)の高速炉炉心特性に関する説明の通り、高速炉燃料に装荷する MA の量(回収率)と純度の傾向が評価値の増減傾向に反映されている。

UO<sub>2</sub>\_45\_50CP 及び使用済燃料冷却期間 15 年と 50 年を同時に比較した結果である付録 3 と付録 4 の結果からは、重み配分と評価点の傾向は概ね 15 年冷却の場合と同様であることが分かる。しかし、2つの冷却期間を比較すると、(a)~(e)を通して 50 年冷却の評価点が低くなっている。使用済燃料の冷却期間の長期化による Am-241 の蓄積の影響が現れているものと考えられる。

MOX\_45\_15CP の 5 条件の結果を示す図 3.1.1-4 において、同図(a)の全データ表示からは特定の傾向を読み取ることは難しいが、(b)~(e)の重み配分の傾向で整理すると、UO<sub>2</sub> 燃料の場合と同様に MA 分離の効果と影響の傾向が現れる。しかしその傾向は UO<sub>2</sub> 燃料のものとは若干異なっている。処分システムとその他 2つの領域の重み配分を 0.5:0.5 とする(b)では条件 3(MA90 %分離)の評価値が高くなる傾向となり、さらにこの中から高速炉炉心:CR6 の重みが比較的大きい条件を省くと、条件 3 の優位性がより明確となった。処分システムの重みを大きくする(c)では条件 4(MA99.5 %分離)の評価値が最も大きくなった。UO<sub>2</sub> 燃料と比較して MA(Am-241)の生成量が増大する MOX 燃料ではより高い MA 分離割合において高い評価点が得られるようになると思われる。(d)の右下がりの傾向は UO<sub>2</sub> 燃料と同様であるが、条件 2~条件 4 の間での評価値の下がり方が小さくなっている。高速炉炉心特性を重視する(e)では条件 1 の評価値が最も高く条件 2~5 はそれよりも小さい値でほぼ一定となっている。この傾向は 3.3(3)に示す MA と RE の回収条件が炉心特性に与える影響を検討した MOX 燃料での一括炉心性能評価指標が示す傾向と一致している。

MOX 使用済燃料冷却期間が 50 年の場合の評価結果を付録 5 に示す。その傾向は 15 年冷却の場合とほぼ同じである。また 15 年と 50 年を並べて比較した結果の付録 6 では、(a)~(e)を通して UO<sub>2</sub> 燃料の場合と同様に 50 年冷却の評価点が低くなっている。使用済燃料冷却期間の長期化は評価点を下げることが UO<sub>2</sub> 燃料の場合と同様に確かめられた。

## c. コンコーダンス分析による評価結果

UO<sub>2</sub>\_45\_15CP の 5 条件の結果を示す図 3.1.1-5/コンコーダンス優越指標と図 3.1.1-6/ディスコーダンス優越指標の(b)、処分システムとその他 2 つの領域の重み配分が 0.5:0.5 の場合、いずれの重み配分においても条件 2(MA70 %分離)のコンコーダンス優越指標が最大、ディスコーダンス優越指標が最小となることからこの条件の優位性が明瞭に確認できる。(c)の重み配分では MA 分離を導入した方が評価値は明らかによくなるが特定の分離割合について際立った優位性は認められない。(d)では MA 分離無しの優位性が明瞭に現れている。(e)では MA 分離無しの場合の優位性と条件 4 の劣位性が明瞭に現れている。

付録 7 と付録 8 の UO<sub>2</sub>使用済燃料冷却期間が 50 年の場合は、コンコーダンス優越指標とディスコーダンス優越指標の重み配分との関係は 15 年冷却の場合と同様である。ここでも(b)での条件 2(MA70 %分離)の優位性が明瞭に確認できる。また、15 年と 50 年を並べて比較した付録 9 と付録 10 では、(a)～(e)を通して 50 年冷却の評価点が低くなっている。使用済燃料の冷却期間の長期化による Am-241 の蓄積の影響が現れているものと考えられる。

MOX\_45\_15CP の 5 条件の結果を示す図 3.1.1-7/コンコーダンス優越指標と図 3.1.1-8/ディスコーダンス優越指標では、条件 3(MA90 %分離)のコンコーダンス優越指標は、全データ表示の図 3.1.1-7(a)において 30 通り全ての重み配分においていずれも評価値が 0。これはどのような重み配分を付与しても優位性の順位が真ん中になることを示している。ディスコーダンス優越指標の全データ表示である図 3.1.1-8(a)において、条件 3 は傾向として中庸な均衡点を示しており、劣位性の比較においても順位が中央を占めている。また、処分システムとその他 2 つの領域の重み配分を 0.5:0.5 とする(b)では、各条件でのコンコーダンス優越指標の値に大きな差は見られないが、条件 3 の劣位性は他と比べて全体的に低くなっていることが読み取れる。これらのことから、MA90 %分離の条件 3 の優位性は中庸な位置付けで、劣位性に関しては他よりも低いことから、重み配分 0.5:0.5 においては 1 つの選択肢としての特徴を有していると考えられる。

付録 11 と付録 12 に示す MOX 使用済燃料冷却期間が 50 年の場合の傾向は、15 年冷却の場合とほぼ同じで、コンコーダンス優越指標に関しては条件 3 が均衡点となった。ディスコーダンス優越指標の傾向からは、条件 3 の MA90 %分離あるいは条件 4 の MA 99.5 %分離の劣位性が低くなることが読み取れる。これより MA90 %分離の条件 3 は優位性については中庸な位置付けで、劣位性については他よりも低くなる傾向があることから、重み配分 0.5:0.5 においては 1 つの選択肢としての特徴を有していると考えられる。また 15 年と 50 年を並べて比較した付録 13 と付録 14 では、全体的な傾向は UO<sub>2</sub>燃料と同様、50 年冷却の評価点が低くなっている。

## ⑧ 総合的評価結果のまとめ

前記⑦の多基準分析結果の分析から、環境影響評価の総合的な知見として以下を得た。

### a. スコアについて

スコアは環境影響評価値をある基準で線形補完したものであることからその値は環境影響、換言すると負荷低減への貢献度を数値で表示している。従って、核燃料サイクル条件を変えた場合のスコアの傾向は、評価対象としているクライテリアとの関係(例：MA 分離割合と処分場面積の関係、あるいは MA 分離割合と MA 分離段数の関係など)において、そのクライテリアへの効果、影響の度合いを数値化して示していることになる。これは本研究の視点である MA 分離における簡素化 MA 分離の優位性を直感的に判読するのに役立つものと言える。



MA 分離と各クライテリアのスコアの傾向に関しては、処分システム領域での処分場面積と人間侵入被ばく線量は MA 分離割合増加によりスコアは増加、一方、核種移行被ばく線量においては変化は見られない。MA 分離に関しては、MA 分離割合が低い方が分離段数と MA ストックのスコアは高くなる。高速炉炉心特性は、炉心に装荷する回収 MA の純度の影響も受けることから、その傾向も反映されたものとして、スコアは MA 分離割合の増加と共に一旦減少し最後 (MA 回収率 99.9 %) に増加する。

以上がスコアの全体的傾向となる。これを用いて各クライテリアに重みを付与して各核燃料サイクル条件の違いを総合的に評価したのが多基準分析であり、これにより分野横断で MA 分離割合の優位性 (効果、影響) を評価したことになる。本研究では重み配分をパラメータとして評価値の比較を行った。2つの手法に基づく結果について以下に総括する。

#### b. 加重総和法の結果について

重み配分の傾向を変えることで優位性を示す核燃料サイクル条件 (MA 分離割合) は異なる。これが加重総和から得られる 1 つの知見である。その中で、処分システムとその他 2 つの領域の重み配分を 0.5:0.5 とし、その中でも高速炉炉心の重みが比較的大きい条件を省くと、UO<sub>2</sub> 燃料由来ガラス固化体では MA70 %分離、MOX 燃料由来ガラス固化体では MA90 %分離の優位性が、使用済燃料冷却期間 15 年と 50 年のいずれにおいても確認できた。MOX 燃料では優位性を示す MA 分離割合が UO<sub>2</sub> 燃料の場合よりも高くなる傾向が現れている。これは燃焼に伴い生成する MA 量が MOX 燃料の場合は UO<sub>2</sub> 燃料と比較して多くなるという燃料組成に起因する特徴が反映された結果であると考えられる。また、使用済燃料冷却期間が 15 年と 50 年では、後者の評価値が前者と比較して全体的に小さくなることから、MA 蓄積の効果・影響が反映され、いずれの燃料に対して MA 分離を導入するとしても、使用済燃料の冷却期間の長期化は負荷低減に対してはマイナス側に働くことが分かる。

#### c. コンコーダンス分析の結果について

重み配分の傾向を変えると優位性を示す核燃料サイクル条件 (MA 分離割合) が変わることは加重総和法の結果と同様であった。UO<sub>2</sub> 燃料由来ガラス固化体では、処分システムとその他 2 つの領域の重み配分を 0.5:0.5 とすると、MA70 %分離はコンコーダンス優越指標が最大、ディスコーダンス優越指標が最小となり、最も評価の高い選択肢となる。

MOX 燃料由来ガラス固化体のコンコーダンス優越指標の評価では、処分システムとその他 2 つの領域の重み配分を 0.5:0.5 とした場合に、特定の MA 分離割合に対して明確な優位性は見出すことはできなかった。一方、MA90 %分離の条件 3 については、コンコーダンス優越指標の全データ比較において、どのような重み配分を与えても、比較する条件の中で中庸な均衡点を占める結果となった。これより、MA 分離 90 %の条件 3 は 3 領域のいずれの重み配分を重要視しても評価結果である優位性が均衡点を維持して変化しないことから、他の条件と比較して最もバランスが取れた条件組合せと考えられる。また、劣位性を示すディスコーダンス優越指標の値は、条件 3 は重み配分 0.5:0.5 において、他の条件よりも低いことが読み取れる。以上のことから、コンコーダンス優越指標において重み配分の違いに対する柔軟性を示す MA90 %分離の条件 3、その中でもディスコーダンス優越指標において劣位性が他の条件より低くなる重み配分 0.5:0.5 が、MOX

燃料由来ガラス固化体において優位性を有していると考えられる。

## (2) 環境影響評価指標の提示

環境影響評価指標の提示に関しては2.2(1)①で「外部評価委員によるレビューを得て、その妥当性の客観化と精緻化に努める。」とした。令和4年度に2度開催した本研究の外部評価委員会での外部評価委員によるレビューにおけるコメントを付録15に示す。ここに示すコメントを参照して以下の項目を同指標の提示としてまとめた。

### ① 指標の分類

環境影響評価の指標は前記(1)②、及び表3.1.1-1と表3.1.1-2に示した通り、評価のための数値化対象として選定した3領域における6つのクライテリア(CR1～CR6)が本研究での評価指標となる。

処分システムに関する3つの指標、廃棄物量(処分場面積として評価、CR1)、核種移行被ばく線量(CR2)、及び人間侵入被ばく線量(CR3)は、ガラス固化体の地層処分における処分場の設計と処分場の閉鎖後の長期の安全評価に関わる数値であり、廃棄物処分の負荷を考える上では根幹的、普遍的な数値である。

CR1～CR3の評価にはMA分離割合が影響する。多くのMAを高い純度で分離回収するにはそれに相当する設備を準備する必要がある。本研究ではミキサセトラを用いた溶媒抽出法に着目してMAの分離割合に応じた抽出段数を評価指標(CR3)とした。これはMA回収を導入する際の設備上の負担、換言すると設備への要求に対応する評価指標と言える。一方、分離回収した結果蓄積するMAの量は、廃棄物管理上の負担と考えることができる。そこで、回収したMAを高速炉燃料に装荷して燃焼、核変換して消費することを含めて最終的に手元に残るMAをMAストックとして、MA分離における評価指標(CR5)とした。

また、回収したMAを高速炉の燃料に添加して燃焼(核変換)させることに関しては、高速炉炉心の各種の反応度への影響が考えられることから、高速炉炉心特性を評価指標(CR6)として回収MAの核変換に対する負担を評価するものとした。

以上より、MA分離の有無及び分離割合の違いに基づく廃棄物処分における負荷低減を、地層処分システムの根幹である設計と安全評価における影響(CR1～CR3)、MA分離導入に基づく分離設備と廃棄物管理の点での負担(CR4, CR5)、そして回収MAの利活用における高速炉炉心での負担(CR6)の6つの評価指標(クライテリア)で分析、評価するものとした。図3.1.1-1に示す研究範囲において、このように評価指標を分類して連結することで、UO<sub>2</sub>燃料及びMOX燃料の燃焼条件と使用済燃料冷却期間を出発点とし、MA分離条件(分離割合)を念頭に置いて核燃料サイクルの上流から下流までの諸条件をつなげた横断型の負荷評価につながるものと考えられる。

### ② 指標の表示における階層化

表3.1.1-3に示す多基準分析の手順に基づく、本研究での環境影響評価は、前記(1)で示したように、指標の数値化の段階を追ってMA分離の効果、影響やその全体的な傾向を比較、確認することができる。そこで、この数値化の手順に従って評価指標を階層化した。これを表3.1.1-4に示す。一次の指標は、計算で求めた環境影響の評価値そのものである。この大小関係から相

対的にどの条件(MA 分離割合)の効果が現れるかの比較は可能である。令和2年度と令和3年度には処分システムの3クライテリアについてこれを行っている。二次の指標は各クライテリアのスコアとした。スコアの傾向分析は前記(1)⑦に示した通りである。ある基準の下で0~100で線形補完したスコアからは、そのクライテリアの効果を換算値により直接的に比較することができる。しかし、スコア値だけでは条件組合せの総合評価にはならない。従って、最終的に全クライテリアを包含した評価指標が必要となる。本研究では多基準分析によりこれを行い、採用した分析手法から三次の指標を加重総和評価値、四次の指標をコンコーダンス分析結果とした。前述したように三次と四次の指標は独立したものであることから、重み配分をパラメータとすることで、条件(MA 分離割合)の効果を多面的に比較検討することにつながる。

表 3.1.1-4 環境影響評価指標の階層化

指標	表示内容	評価対象	備考
一次	各検討ケースでの負荷(環境影響評価の計算値) (3領域、6クライテリア)	3領域、6クライテリア (1) 処分システム ① 処分場面積(m <sup>2</sup> /TWh) ② 核種移行被ばく線(μSv/y/TWh) ③ 人間侵入被ばく線量(mSv/y) (2) MA分離 ④ MA分離段数(段) ⑤ MAストック(kg/TWh) (3) 高速炉炉心特性 ⑥ FR炉心特性(反応度など)	処分負荷に基づく環境影響評価、 SELECTプロセス段数計算、MAストック諸量評価、高速炉炉心統制の各計算結果の直接利用
スコアリング：①～⑥について線形尺度(0~100)を設定して換算			
二次	スコア	各検討ケースの①～⑥	各検討ケースの①～⑥のスコア化
重み付け：各クライテリア、重みの合計=1.0			
三次	加重総和評価値	各検討ケース	各検討ケースの各クライテリアのスコアに重みを乗じたものの総計
四次	コンコーダンス分析結果 ・コンコーダンス優越指標：優位性 ・ディスコーダンス優越指標：劣位性	各検討ケース	・各検討ケースの1対比較による総合評価。 ・優位性(コンコーダンス)と劣位性(ディスコーダンス)の表示。

### ③ 指標の妥当性について(妥当性の客観化と精緻化)

#### a. 指標の考え方

環境影響を評価する指標の分類とその位置づけについては(2)①に示した。また、その数値化における留意点は前記(1)③に示した。

#### b. 指標の客観化

指標は図 1.3.1-1 に示す研究範囲において、U<sub>2</sub>燃料及びMOX燃料の燃焼条件と使用済燃料冷却期間を評価条件のベースとし、そこに複数のMA分離条件(分離割合)を適用して、同図に示す核燃料サイクルの上流から下流までの全域を俯瞰して選択した。

選択においては原子力システム全体を俯瞰して廃棄物処分(地層処分)、MA分離、高速炉の3つの領域に着目し、使用済燃料の再処理以降でMAに起因する負荷として、地層処分システムの設計と安全性という根幹に関わる特性、MA分離に伴う設備及び廃棄物管理における負担、そして回収MAの核変換を行う高速炉炉心における負担を評価する多角的な指標を選択した。

さらに、これらの特性や負担の程度を、上流側における核燃料の種類と燃焼特性、使用済燃料冷却期間という基本的な条件に基づいて全て算出し、数値化して比較を行った。

### c. 指標の精緻化

指標を CR1～CR6 の 6 つに分類し、前記(1)③に示すように多基準分析の手法を活用して横断的な総合評価を行った。多基準分析の手法に従って評価を進める過程で、指標(CR1～CR6)が示す値はその値と意味が変化し、最終的には重みを加味して全体を統合的に評価する形で評価値を得た。この手順に留意して本研究では、前記(2)②に示すように指標を階層化し、それぞれの段階で数値の意味とその大小関係、分布傾向を確認、評価することを意識した。当初の評価値は具体的な核燃料サイクル条件を反映した計算結果(絶対値)として単位を持つものであるが、これに基準点を設けて線形補完したスコアは無次元数であり 0～100 の間での相対値に変換されたものとなる。さらに、これに重みを付与して求める加重総和評価値やコンコーダンス分析の結果であるコンコーダンス優越指標とディスコーダンス優越指標は多基準分析の結果としての比較値となる。各段階で算出された数値及びその大小関係の傾向から、設定した核燃料サイクル条件(MA 分離の有無や分離割合)の効果、影響を判読、確認することが可能となった。また、指標の階層化により各段階での分析結果の相互の比較による評価法や評価条件の妥当性の確認、及び指標自体の特徴の把握が可能となった。さらに、各段階で算出した評価値を可視化することで、全体の傾向、評価値の大小関係の程度、重み配分の違いによる評価値の傾向の違いなど、結果とその要因について理解を深めることができた。指標の階層化と分析結果の可視化による核燃料サイクル条件組合せの効果と影響の把握は、廃棄物処分における負荷低減の実現につながる技術オプション選択における妥当性の提示(これは次項(3)で述べる)につながるものとなった。

## (3) 技術オプションの選択と提示

### ① 選択の考え方

前記(1)と(2)の検討に基づく廃棄物処分における負荷低減の実現につながる技術オプション選択の概念を図 3.1.1-9 に示す。本図において青とピンクの着色領域が原子力システムに関する分野横断の研究領域である。青字は評価において考慮した核燃料サイクル条件及び評価におけるパラメータを示す。核燃料サイクル条件組合せの多様化に対して、同図上部に示す廃棄物処分における負荷低減の視点からの環境影響評価により、MA 分離の有無及び分離割合、特に簡素化 MA 分離の優位性(効果、影響)を評価した。この結果に基づき、技術オプションは次の 2 つの視点から選択するものとした。

#### a. 技術オプション 1

図 3.1.1-9 の 3 領域、6 クライテリアを通して技術的に成立する原子力システムを技術オプション 1 とする。この視点においては、本研究の全研究項目の評価結果が横断的に連携、連結したものは全てそれに該当すると言える。

#### b. 技術オプション 2

環境影響評価の結果において、MA を 70 %あるいは 90 %分離する簡素化 MA 分離の優位性が見い

出せる原子力システムを技術オプション 2 とする。これは前記(1)の多基準分析の結果に基づくものである。

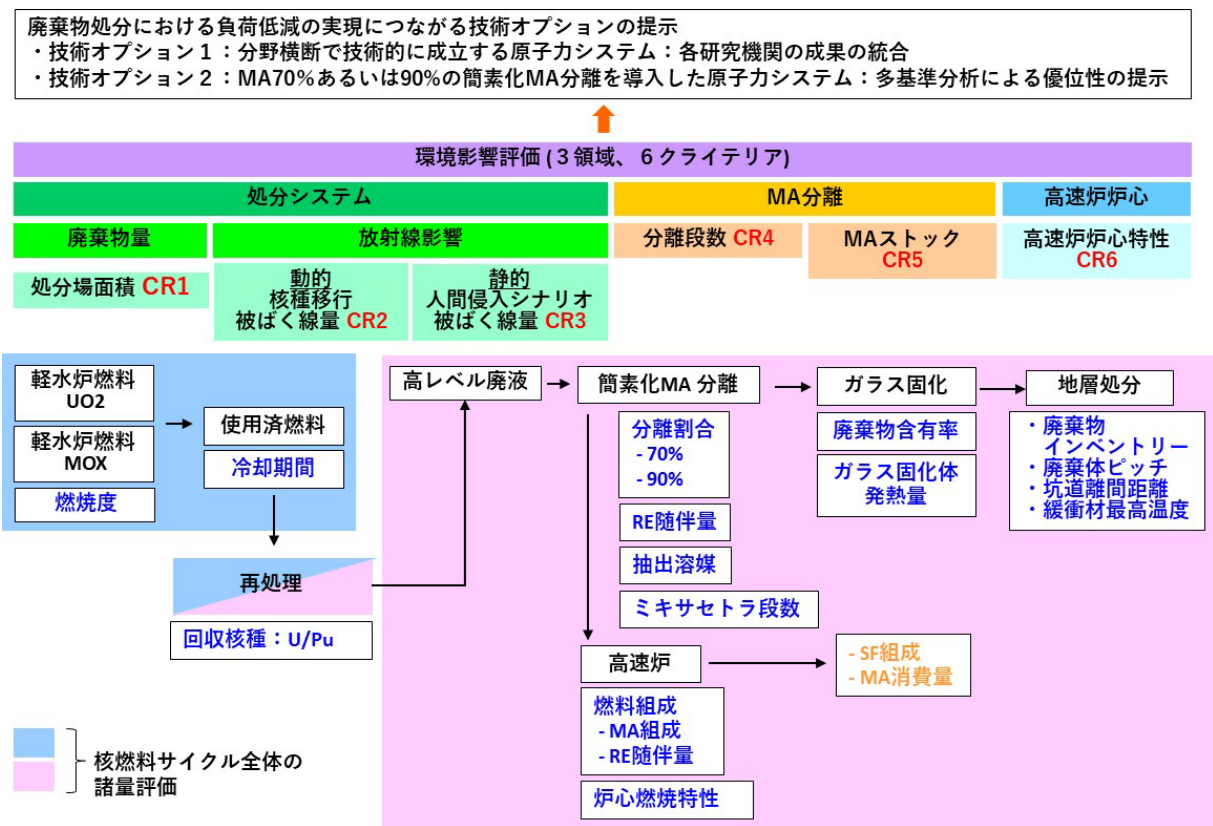


図 3.1.1-9 核燃料サイクル条件多様化に留意した分野横断型研究と廃棄物処分負荷低減に効果的な技術オプションの提示

### ② 分野横断的成立性を有する原子力システム：技術オプション 1

本オプションは、核燃料の燃焼以降、使用済燃料の冷却、燃料再処理と MA の分離、高レベル廃液のガラス固化、ガラス固化体の地層処分、及び回収 MA の高速炉での燃焼までの各プロセスを一連の条件でつなげた場合の原子力システムとなる。

UO<sub>2</sub> 燃料由来ガラス固化体について、関係する核燃料サイクル条件の連携は表 3.1.1-1 に示す通りである。本表に示すいずれの条件も MA 分離の有無あるいは分離割合の違いを含んで技術的に核燃料サイクルの上流から下流までの各条件が一貫性を持って横断的に連結している。表 3.1.1-2 に示す MOX 燃料についても同様である。

### ③ 環境負荷低減に有効な簡素化 MA 分離 (MA70 %あるいは 90 %分離) を導入した原子力システム：技術オプション 2

多基準分析の結果に基づく簡素化 MA 分離の有効性(効果、影響)は前記(1)⑧に示した。重み配分の傾向を変えることで優位性を示す核燃料サイクル条件(MA 分離割合)は異なる。これが技術オプション 2 を選択する上での重要な留意点となる。



UO<sub>2</sub> 燃料由来ガラス固化体では、処分システムとその他 2 つの領域の重み配分を 0.5:0.5 とすると、MA70 %分離において加重総和法とコンコダンス分析の双方の評価点が最も高くなり、望ましい選択肢であることが明らかとなった。

MOX 燃料由来ガラス固化体で同様に重み配分 0.5:0.5 とすると、1 つの核燃料サイクル条件に対して明確な優位性は見出すことはできなかった。しかし MA90 %分離については、加重総和法では相対的に高い評価点を示し、コンコダンス優越指標はどのような重み配分を与えても比較する条件の中で中庸な均衡点を占め、ディスコダンス優越指標が示す劣位性は他と比べて全体的に低くなっていることから MA90 %分離は最もバランスが取れた選択肢であると判断した。

これより選択した技術オプションを表 3.1.1-5 と表 3.1.1-6 にマーカー着色して示す。

表 3.1.1-5 UO<sub>2</sub> 燃料由来ガラス固化体の地層処分における MA70 %分離の技術オプション条件

条件	核燃料サイクル条件					環境影響評価(領域/クライテリア)						備考
						処分システム			MA分離		高速炉炉心	
	廃棄物量	放射線影響		CR4 SELECT プロセス 分離段数	CR5 MA ストック (kg/TWh)	CR6 FR 炉心特性 (スコア値)	MA 純度 (%)					
	燃焼度 (GWd/ tHM)	使用済 燃料 冷却 期間 (年)	MA分離 (%)					廃棄物 含有率 (wt%)	ガラス 固化体 発生本数 (本/TWh)	CR1 処分場 面積 (m <sup>2</sup> /TWh)	CR2 核種移行 被ばく線量 (μSv/y/TWh) ×10 <sup>-7</sup>	CR3 人間侵入 被ばく線量 (mSv/y) (処分後300年)
1	45	15	0	20.8	3.43	152	4.1	29	0	0.0	81	0
2			70	25.0	2.41	107	4.1	13	6	0.0	55	52
3			90	25.0	2.39	106	4.1	5	10	0.89	54	66
4			99.5	25.0	2.39	106	4.1	1	16	1.54	41	48
5			99.9	25.0	2.39	106	4.1	1	40	1.57	58	94
6	45	50	0	20.8	3.49	155	4.1	47	0	0.0	73	0
7			70	25.0	2.42	108	4.1	21	6	0.51	38	52
8			90	25.0	2.40	106	4.1	7	10	2.17	35	66
9			99.5	25.0	2.39	106	4.1	1	16	2.96	21	48
10			99.9	25.0	2.39	106	4.1	0	40	3.00	39	94

表 3.1.1-6 MOX 燃料由来ガラス固化体の地層処分における MA90 %分離の技術オプション条件

条件	核燃料サイクル条件					環境影響評価(領域/クライテリア)						備考
						処分システム			MA分離		高速炉炉心	
	廃棄物量	放射線影響		CR4 SELECT プロセス 必要段数	CR5 MA ストック (kg/TWh)	CR6 FR 炉心特性 (スコア値)	MA 純度 (%)					
	燃焼度 (GWd/ tHM)	使用済 燃料 冷却 期間 (年)	MA分離 (%)					廃棄物 含有率 (wt%)	ガラス 固化体 発生本数 (本/TWh)	CR1 処分場 面積 (m <sup>2</sup> /TWh)	CR2 核種移行 被ばく線量 (μSv/y/TWh) ×10 <sup>-7</sup>	CR3 人間侵入 被ばく線量 (mSv/y) (処分後300年)
1	45	15	0	12.8	15.19	674	9.4	55	0	0.0	74	0
2			70	17.7	4.86	216	9.4	52	6	10.8	50	52
3			90	24.1	2.55	113	9.4	35	10	15.4	44	66
4			99.5	25.0	2.35	104	9.4	5	16	17.6	40	48
5			99.9	25.0	2.35	104	9.4	3	40	17.7	43	94
6		50	0	12.0	22.82	1014	9.4	56	0	0.0	63	0
7			70	15.5	6.97	310	9.4	55	6	16.9	29	52
8			90	24.8	2.45	109	9.4	54	10	23.2	21	66
9			99.5	25.0	2.35	104	9.4	4	16	26.2	16	48
10			99.9	25.0	2.35	104	9.4	2	40	26.3	19	94

#### (4) 廃棄物処分における環境影響評価研究のまとめ

##### ① 廃棄物処分の環境影響評価

廃棄物処分の環境負荷低減の観点から多様な核燃料サイクル条件組合せによる評価手法を検討

した。当初評価指標は、廃棄物処分における廃棄物量と放射線影響という地層処分システムの設計と長期の安全評価に関わる普遍的なものに着目していた<sup>[1][2][12]</sup>。しかし、MA 分離プロセスの簡素化の可能性に関する分離メカニズムと既存の分離技術の利用という 2 つの視点からの検討、バックエンド領域を含めた核燃料サイクル全体の諸量評価計算コードの開発、及び簡素化 MA 分離を前提とした回収 MA の高速炉での燃焼特性の評価、検討を進めるに従い、評価指標の範囲が当初の 3 クライテリアが 6 クライテリアに拡大した。環境影響の評価対象が拡大したことは、核燃料サイクル全体を包含して、廃棄物処分の観点から統合的にその負荷低減につながる条件組合せを見つけるためには、分野横断的な手法が必要であることを示している。

各クライテリアの評価値は核燃料サイクル条件に基づいて算出することが可能である。例えば、MA 分離の有無に応じてガラス固化体の発熱量が異なることから、廃棄物が専有する処分場の面積は温度解析を行うことで求められる。他のクライテリアも同様で、条件を設定することで絶対量の算出に大きな困難さは無いものと考えられる。しかし、評価クライテリアが複数ある場合、しかもそれが核燃料サイクルを構成する主要な、あるいは重要なプロセスに関わっている場合には、組合せを意識した総合的な評価と判断が求められる。どの条件組合せがより良い選択肢なのか、あるいは他と比べて効果的な選択肢なのかという観点での評価が必要になる。

本研究では多基準分析という手法を選択して簡素化 MA 分離の効果、影響、優位性を評価した。多基準分析ではスコアリングと重み付けという作業を通じて、上記の直接的な評価値をある尺度を利用して別の数字に置き換え、さらに各クライテリアに重みを付与して、条件組合せ間の優劣を比較・評価する。複数の主要なプロセスの効果や影響、あるいは重要な現象の影響を横断的に評価してより効果的な手法を見出すためにこの分析法を活用した。ただし、多基準分析では重み付けに恣意性が入ることが不可避であり、この行為(プロセス)の合意が最も得難いとされている。

そこで本研究では、選択した核燃料サイクル条件に関して各クライテリアのスコアの傾向を比較して、負荷低減に対する各クライテリアの効き方、効果の傾向を把握した。その上で、各クライテリアに付与する重みをパラメータとし、重み配分の大小(軽重)関係から多基準分析の結果を分析・比較した。

このように、1 つの視点から(本研究では廃棄物処分の負荷低減)、全体(本研究では核燃料サイクル全体)を俯瞰して、重要な現象やプロセス(本研究では処分の面積や放射線被ばく線量、あるいは MA の分離段数など 6 つのクライテリア)を選択して、横断的・統合的にその効果・影響を評価する手法の提示に至ったことが 1 つの成果と考える。

## ② 技術の成立性/技術オプションの選択

70 %あるいは 90 %の簡素化 MA 分離の優位性は、 $UO_2$  燃料及び MOX 燃料由来のガラス固化体の地層処分に関して、使用済燃料の冷却期間が標準の 15 年、及びそれが 50 年に延長した場合のいずれにおいても見出すことができた。

$UO_2$  燃料由来ガラス固化体では MA70 %分離、MOX 燃料由来ガラス固化体では MA90 %分離の優位性が、2 つの異なる多基準分析法での重み配分をパラメータとした感度分析により、処分システムの 3 つのクライテリアと MA 分離及び高速炉炉心を合わせた 3 つのクライテリアへの重み配分を 0.5:0.5 とした場合に確認された。

全体的な傾向として、処分システムの重み配分の増加は、MA 分離割合が多い方が評価点が高く

なる。これは MA、特に Am-241 の分離が廃棄体であるガラス固化体の発熱量と潜在的放射性毒性の低下に効果を発揮するからである。一方、MA 分離の重み配分の増加は MA 分離割合が少ない側—MA 分離無しの場合がそれに必要な分離段数が 0 となり、さらに回収 MA が生じないことから MA ストック量もゼロとなり評価点が高くなる。従って MA 分離無しの有効性が顕著に出る。また、高速炉炉心の重み配分の増加は、回収 MA の純度の影響が反映された形として MA 分離無しの場合の有効性が比較的に高くなる(評価対象毎の 1 対比較で優位性と劣位性を評価するコンコーダンス分析では MA 純度に連動する高速炉炉心の評価結果がより明確に現れている)。

上記の 0.5:0.5 の重み配分はクライテリアの分類を廃棄物処分に普遍的なものと MA 分離の効果と影響の 2 つを均等に扱ったものと考えることができる。この条件の下で MA70 %分離、あるいは MA90 %分離の優位性を見出したということが本研究の成果の一つである。

これより、多様な核燃料サイクル条件にはトレードオフの関係を示すプロセスや現象があることから、連携が取れた条件の下でそれぞれの負担を減じつつ、全体を統合した結果として優位性を示す条件組合せを選択することが必要であり、またそれが可能であることが分かる。これは、特定のプロセスの性能を飛躍的に向上させて廃棄物処分の負荷を低減させるのとは別の形として、核燃料サイクル横断型の視点からの技術の成立性の提示とそれに基づく技術オプションの提示になると考えられる。

### ③ 環境負荷低減における簡素化 MA 分離の意味、位置づけ

当初は処分システム、従って環境影響評価指標のクライテリアで言えば CR1~CR3 の範囲において、その負荷低減に着目した簡素化 MA 分離であった。この時点における簡素化 MA 分離の位置付けは、廃棄物処分における埋設時点の廃棄物量—換言すると処分場面積(廃棄体専有面積)—と処分場閉鎖後長期の放射線安全の 2 つ、従って処分システムにおいて普遍的な評価対象項目に着目したものであった。従って、その定義は「廃棄物量と処分場閉鎖後長期の放射線安全という処分システムに普遍的な負荷の低減を可能とする MA 分離手法」となる。その効果は、処分場面積の削減と人間侵入シナリオに基づく被ばく線量を、70 %あるいは 90 %の MA 分離により達成可能であり、地下水シナリオに基づく核種移行被ばく線量は、MA の分離割合に関わらず変わらないというものであった<sup>[1][2][12]</sup>。

しかし研究の進捗に伴い、各研究項目の連携と統合の必要性を認識するに至り、簡素化 MA 分離の定義は前記 1.3.3 に示したように「MA 回収プロセスにおける低回収率と RE 随伴を許容して廃棄物処分の負荷低減を可能とする MA 分離手法」となった。

後者の定義では簡素化 MA 分離の評価対象範囲が拡大している。4年間の研究により分野横断型の視点から MA 分離を評価した結果、70 %あるいは 90 %の簡素化 MA 分離の効果、影響、有効性を確認した結果と言える。

本研究は計 6 クライテリアを考慮した簡素化 MA 分離のオプション提示となるが、今後の研究進捗あるいは原子力システム検討の要求から、この 6 つに新たなクライテリアが加わることは容易に想像でき、それによって示される技術オプションの内容も変化、あるいはより具体化されるものと考えられる。



## 【付録 1：多基準分析の概要と留意点】

公共施設の整備など所謂公共事業による社会基盤整備の計画段階における実施案の選択は複数の代替案の中から最も好ましい案の選択を求められる。代表的な手法は費用便益分析 (Cost benefit Analysis, CBA) であり、政策の効率性評価の中心的役割を担い広く用いられている。この分析法の大きな特徴は、貨幣換算可能な効果を主として取り扱うことで、概念的に分かりやすく、貨幣換算することで代替案の比較が容易になる利点を有している。

しかし近年、環境問題への認識の高まりなど、社会の多様化を背景として貨幣換算が容易ではない非市場性の要因を分析評価に組み入れる要請が高まって来た。同時に多様な利害関係者(ステークホルダー)による基準や評価を考慮する必要性も高まって来ている。複数の目的、多様な基準を効率性と公平性の観点を保持した形での代替案の選択が求められている。こうした状況を背景に、複数の目的、基準をそのままの尺度で評価してその結果を何らかの方法で統合しようとする手法が多基準分析(MCA)である。社会基盤整備と環境問題の両立など今日的な話題、議論の高まりの中で欧州各国を始め我が国においても多基準分析の利活用が進んでいる。一方、多基準分析と呼ばれる分析の範疇には様々な手法があり、その手順、理論的根拠、内在する問題点等は一様ではないとの指摘がある<sup>[3]</sup>。またその手法も 10 以上<sup>[3]</sup>、あるいは 1980 年代に実施された調査において 100 以上との指摘が成されているとの報告もある<sup>[10]</sup>。

以下に多基準分析法の代表的な特徴と問題点を列記する。

### 1. 全体的な特徴

多基準分析の機能、用途、利点などを以下に示す。

- a. 社会的意思決定における視点の多様化(多目的、多属性、多基準など)と公平性、効率性の維持への対応
- b. 複数の意思決定者、あるいは利害関係者(ステークホルダー)の取り込み
- c. 貨幣換算が容易でない非市場財の分析への組入れ
- d. 複数代替案からの最良案の確認、あるいはそのランク付け
- e. 最良案の明示、総合的な順位付け、各規準の順位、代替案の数を絞るなどの結果表示

### 2. 分析手順

基本的な手順を表 3.1.1-3 に示す。

### 3. 留意事項

多基準分析で用いる用語とその内容に関して、本研究での対応上重要と考えられるものを以下に示す。

#### (1) クライテリア

クライテリアは、代替案(オプション)の性能を数値的に表記する指標(indicator)のことで、日本語の資料では基準と表記されることもある。定量的な指標(Quantitative criteria)と定性的な指標(Qualitative criteria)に区別され、後者は前者よりも主観的(more subjective)になると言われている<sup>[10]</sup>。

本研究では、代替案とは設定した 1 つの核燃料サイクル条件、クライテリアはその条件において数値化対象となる指標のことで、例えば処分場面積(CR1)がこれに該当する。

## (2) スコアリング

代替案による影響をそれぞれ基準ごとの尺度で数値化する。この数値化したものをスコアに変換する。通常 0～100 のスケールに変換される。スコア化の方法には、直接的な配点 (Direct Rating Approach)、価値関数の概念を使うもの (Value Function Approach)、各代替案のインパクトの一対比較を行うもの (Pairwise Comparison Approach) の 3 つがあり、スコアの高いものがより選好される方向で、通常 0～100 のスケールに変換される<sup>[3][9][10]</sup>。

本研究では、クライテリア/指標ごとの尺度で算出される数値のことで、例えば、核燃料サイクル条件ごとに設定する MA 分離割合の違いに応じて算出される処分場の面積 (廃棄体専有面積) がこれに該当する。こうして求めた数値をある約束のもとで 0～100 のスコアに変換する。本研究では基準、すなわちクライテリアごとに 0～100 の尺度を決めて直接的にスコアに変換した。詳細は前記(1)④を参照のこと。

## (3) 重み付け (ウェイトイング)

重みとは検討中の評価対象であるクライテリアを他のクライテリアと比較してその重要性のレベルを表すことを意図した係数のことで、重要性の高いクライテリアは高い重みを付与されるとされている<sup>[10]</sup>。しかし、多基準分析における重み付けには定型の手法がなく、そのプロセスへの恣意性の介在が不可避であることが、この手法利用に関する合意形成を困難なものにしているとの指摘がある<sup>[3][4]</sup>。また、重み付けは MCA の活用において重要かつ議論を呼ぶプロセスであり、重みの客観的設定が実際上不可能との見方が MCA の実装の障害となってきたとしている<sup>[10]</sup>。このように、重み付けの恣意性については、多基準分析に関する文献、解説書、マニュアル等の資料で広く言及されている。これに対して、多基準分析の手法に応じて様々な重み付けの手法 (Weighting techniques) が提示されているが、主観性の問題の完全な解決は困難との認識がこの分析法に対する共通的な理解であると考えられる。

重み付けに関しては、放射性廃棄物処分における核種分離・変換技術及び廃棄物減容化技術の効果に関するヨーロッパでの評価事例 (以下、Red-IMPACT プロジェクトという)<sup>[11]</sup>においても加重総和法の利用に際して、使用する重みは同プロジェクト参加者のみから提供された知見に基づくもので、他の利害関係者も重みの決定に関与する必要があることが指摘されている。

以上より、本研究では重み付けに関する課題の改善に取り組むよりも、重みの意味、すなわち選択したクライテリアと他のクライテリアの重要性の違いをパラメータとして、重みの影響を感度分析的に検討することとした。

感度分析はスコアの統合結果の検討で用いられる手法で、クライテリア間のトレードオフの関係が大きい場合は重みの選択に議論が生じることに注意して、最終的な結果に違いをもたらす範囲を調べるものとされている<sup>[3]</sup>。その方法は重みについて曖昧さや不一致がある部分のインプットを変えて代替案の順位の変化を確認するものである。

## 4. 分析手法の特徴と選択

前記の通り多基準分析には多くの手法があるが、ここでは代表的なものとして 12 種類 (階層分析法 (AHP)、加重総和法、コンコーダンス分析法など) の中から以下の 2 つの手法を選択して評価に用いた。

### (1) 加重総和法

加重総和法は、各クライテリアのスコアに重みを乗じて総和を求める最も単純な方法である。線形加法モデルとも呼ばれるこの手法は直感的で分かりやすく多基準分析の中心とされていることから<sup>[3]</sup>、本手法を選択した。放射性廃棄物処分における核種分離・変換技術及び廃棄物減容化技術の効果に関するヨーロッパでの評価 (RED-IMPACT プロジェクト) においてもこの加重総和法が用いられており<sup>[11]</sup>、類似分野での利用例があることも本加重総和法を選択した理由の一つである。

代替案の加重総和の評価点算出は以下の式による。

$$S_A = W_1 A_1 + W_2 A_2 + \dots + W_n A_n = \sum W_j A_j$$

$S_A$  : プロジェクト A の評価値

$W_j$  : クライテリア j のウェイト

$A_j$  : プロジェクト A によるクライテリア j の標準化されたスコア

### (2) コンコーダンス分析

コンコーダンス分析は、一つの代替案(本研究では核燃料条件の一組の組合せに相当)と他の全ての代替案の間で各クライテリアのスコアと重みを 1 対比較して、その代替案の優位性(コンコーダンス優越指標)と劣位性(ディスコーダンス優越指標)を総合的に評価するものである。計算方法は加重総和と比較すると複雑なものとなるが、全ての代替案の間での優位性と劣位性の 1 対比較の統合という双方性を有する評価法である。本研究の環境影響評価における評価対象であるクライテリアは、処分システム、MA 分離、高速炉炉心の 3 領域に跨り、核燃料サイクル条件組合せにおいて多岐に亘る。そこでのクライテリアの優劣関係の把握は条件組合せの比較による優位性の評価においては必須と考え、コンコーダンス分析を選択した。コンコーダンス分析における評価対象であるクライテリアとそのスコア、重みによるコンコーダンス優越指標とディスコーダンス優越指標の算出概念を次頁に示す<sup>[5]</sup>。

なお、この加重総和法とコンコーダンス分析は多基準分析の実施においてはそれぞれ独立して用いられる。従って、分析結果に関して一方が他方を補完するものではない点に留意する必要がある。

### コンコーダンス分析

(国土交通省「社会基盤投資における多基準分析手法に関する調査報告書」平成15(2003)年3月 パシフィックコンサルタンツ株式会社より)

表 12 クライテリア、代替案の例

クライテリア	ウェイト	代替案		
		A	B	C
$\alpha$	0.1	2	1	1
$\beta$	0.6	20	50	10
$\gamma$	0.3	30	0	40

表 13 コンコーダンス行列

	A	B	C
A	—	0.4	0.7
B	0.6	—	0.6
C	0.3	0.3	—

表 14 ディスコダンス行列

	A	B	C
A	—	0.45	0.075
B	0.325	—	0.3
C	0.25	0.6	—

$$\text{劣位性の得点} = \frac{(B\text{のスコア} - A\text{のスコア}) \times \text{ウェイト}}{(\text{クライテリアの最大スコア} - \text{最小スコア})}$$

表 15 コンコーダンス行列とコンコーダンス優越指標

	A	B	C	行の和	列の和	優越指標
A	—	0.4	0.7	1.1	0.9	0.2
B	0.6	—	0.6	1.2	0.7	0.5
C	0.3	0.3	—	0.6	1.3	-0.7

表 16 ディスコダンス行列とディスコダンス優越指標

	A	B	C	行の和	列の和	優越指標
A	—	0.45	0.075	0.525	0.575	-0.050
B	0.325	—	0.3	0.625	1.05	-0.425
C	0.25	0.6	—	0.85	0.375	0.475

ここで、コンコーダンス優越指標は「 $B > A > C$ 」、ディスコダンス優越指標は「 $B < A < C$ 」となることから、代替案の最適な順序付けは、B、A、C と判断される。<sup>81</sup>

【付録 2：重みの配分について】

多基準分析で設定した重みの配分を表 1 と表 2 に示す。本研究では 3 つに分けた領域に対して重み程度を変えて評価点への影響を比較した。表中、濃ピンク色の箇所は他の領域と比較して重みの合計が >0.5 となる場合、緑色の箇所は処分システムとその他 2 つの領域の重み配分を 0.5:0.5 としたものを示している。

表 1 重み配分(UO<sub>2</sub>燃料由来ガラス固化体の場合)

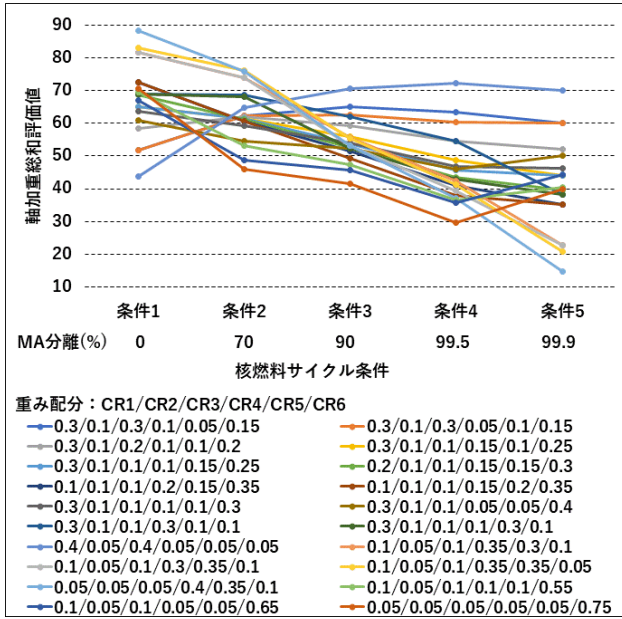
領域	クライテリア		重み																			
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
1	処分システム	CR1 処分場面積	0.30	0.30	0.30	0.30	0.30	0.20	0.10	0.10	0.30	0.30	0.30	0.30	0.40	0.10	0.10	0.1	0.05	0.10	0.10	0.05
		CR2 核種移行被ばく線量	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05
		CR3 人間侵入被ばく線量	0.30	0.30	0.20	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.40	0.10	0.10	0.1	0.05	0.10	0.10	0.05
2	MA分離	CR4 SELECT分離段数	0.10	0.05	0.10	0.15	0.10	0.15	0.20	0.15	0.10	0.05	0.30	0.10	0.05	0.35	0.30	0.35	0.40	0.10	0.05	0.05
		CR5 MAストック	0.05	0.10	0.10	0.10	0.15	0.15	0.15	0.20	0.10	0.05	0.10	0.30	0.05	0.30	0.35	0.35	0.35	0.10	0.05	0.05
3	高速炉炉心特性	CR6 高速炉炉心特性	0.15	0.15	0.20	0.25	0.25	0.30	0.35	0.35	0.30	0.40	0.10	0.10	0.05	0.10	0.10	0.05	0.10	0.55	0.65	0.75
重み合計			1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00

表 2 重み配分(MOX 燃料由来ガラス固化体の場合)

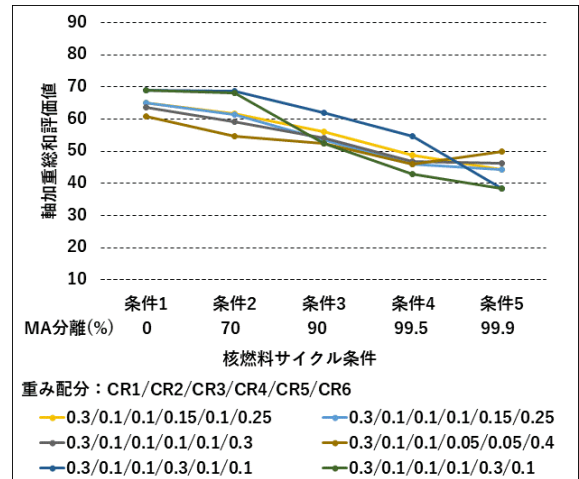
領域	クライテリア		重み															
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	
1	処分システム	CR1 処分場面積	0.30	0.30	0.30	0.30	0.30	0.20	0.10	0.10	0.10	0.10	0.20	0.30	0.40	0.10	0.10	0.30
		CR2 核種移行被ばく線量	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.05	0.10	0.10	0.10
		CR3 人間侵入被ばく線量	0.30	0.30	0.20	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.10	0.05	0.10	0.10	0.10
2	MA分離	CR4 SELECT分離段数	0.10	0.05	0.10	0.15	0.10	0.15	0.20	0.15	0.50	0.40	0.30	0.40	0.40	0.30	0.40	
		CR5 MAストック	0.05	0.10	0.10	0.10	0.15	0.15	0.15	0.20	0.10	0.10	0.10	0.05	0.10	0.10	0.05	
3	高速炉炉心特性	CR6 高速炉炉心特性	0.15	0.15	0.20	0.25	0.25	0.30	0.35	0.35	0.10	0.10	0.10	0.05	0.20	0.30	0.05	
重み合計			1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	

領域	クライテリア		重み														
			16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
1	処分システム	CR1 処分場面積	0.30	0.30	0.30	0.40	0.10	0.10	0.1	0.05	0.05	0.05	0.10	0.10	0.10	0.10	0.05
		CR2 核種移行被ばく線量	0.10	0.10	0.10	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05	0.05
		CR3 人間侵入被ばく線量	0.10	0.10	0.10	0.40	0.10	0.10	0.1	0.05	0.05	0.05	0.10	0.10	0.10	0.10	0.05
2	MA分離	CR4 SELECT分離段数	0.20	0.15	0.10	0.05	0.35	0.30	0.35	0.40	0.40	0.20	0.15	0.15	0.10	0.05	0.05
		CR5 MAストック	0.15	0.20	0.30	0.05	0.30	0.35	0.35	0.35	0.40	0.60	0.15	0.10	0.10	0.05	0.05
3	高速炉炉心特性	CR6 高速炉炉心特性	0.15	0.15	0.10	0.05	0.10	0.10	0.05	0.10	0.05	0.05	0.45	0.50	0.55	0.65	0.75
重み合計			1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00

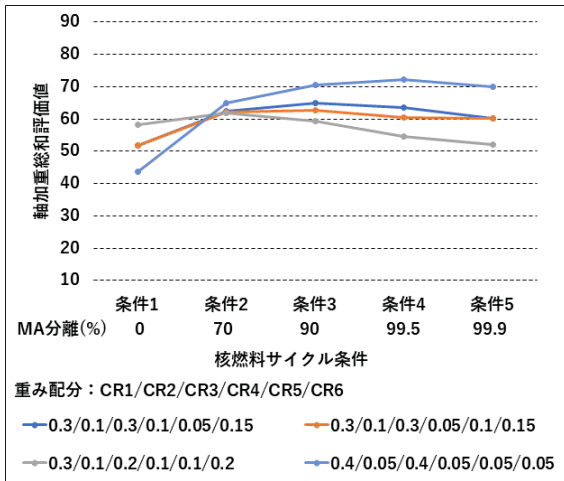
【付録3：UO2\_45\_CP50、加重総和】



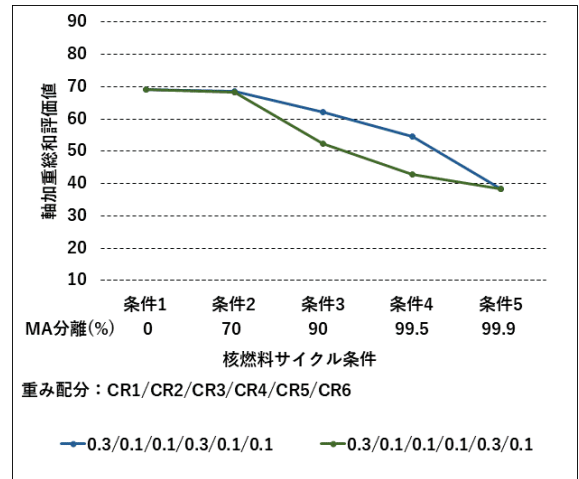
(a) 加重総和評価値/全データ



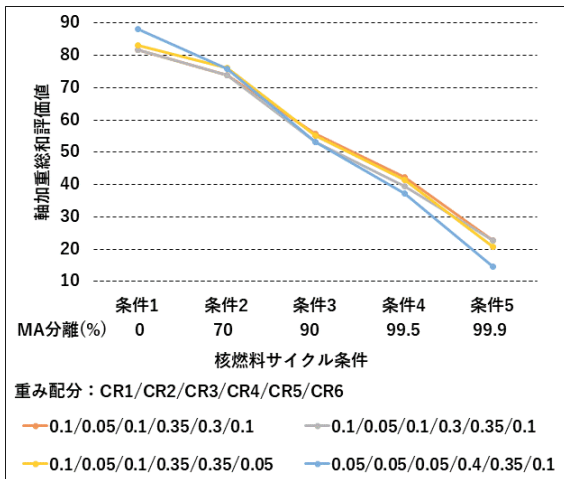
(b-1) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



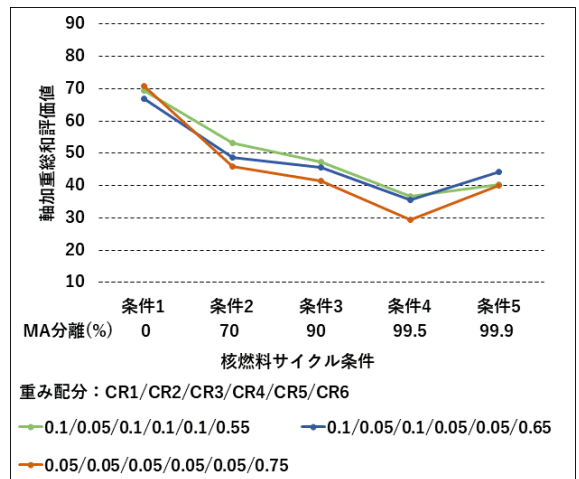
(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5



(b-2) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5  
(CR6 の重み大を除いた場合)



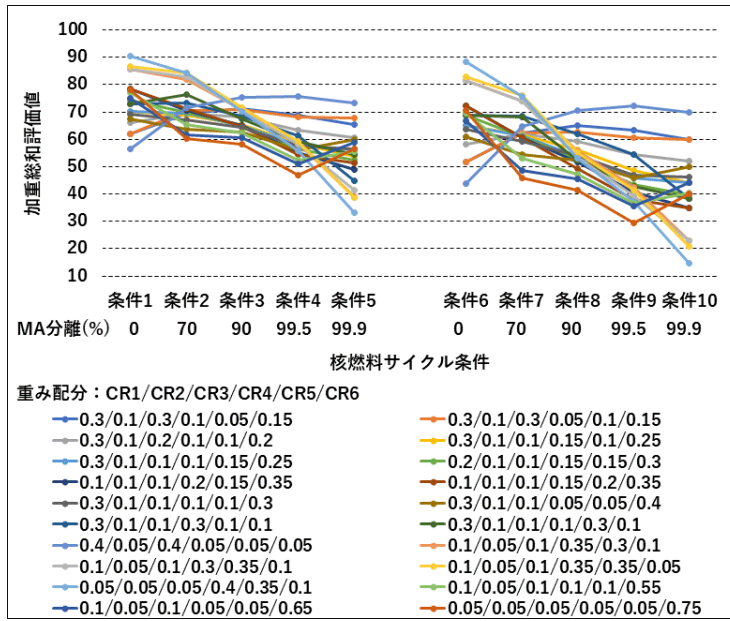
(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5



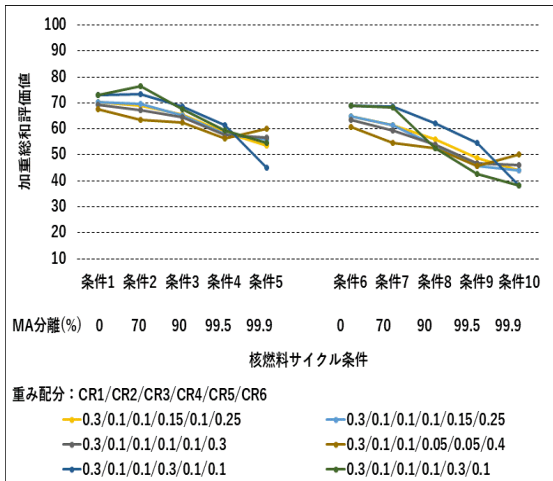
(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5



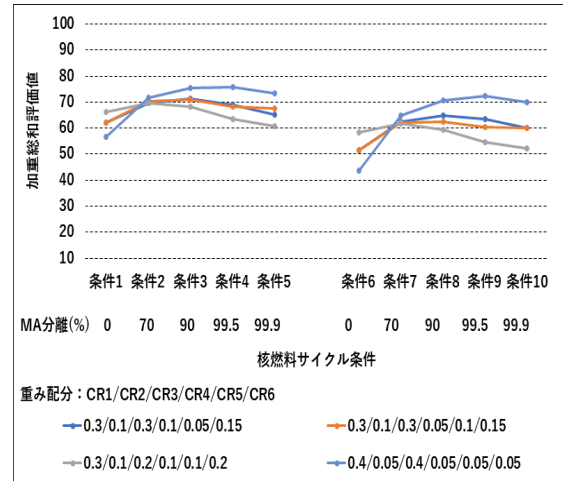
【付録 4 : UO2\_45\_CP15&50、加重総和】



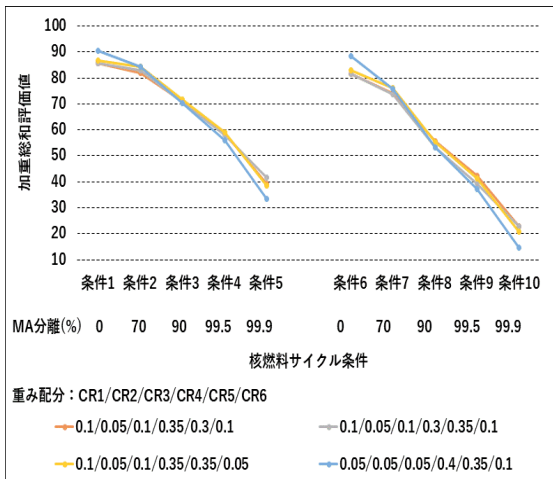
(a) 加重総和評価値/全データ



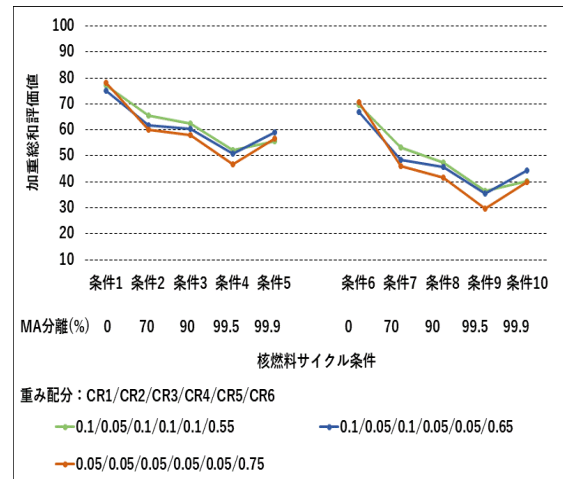
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5

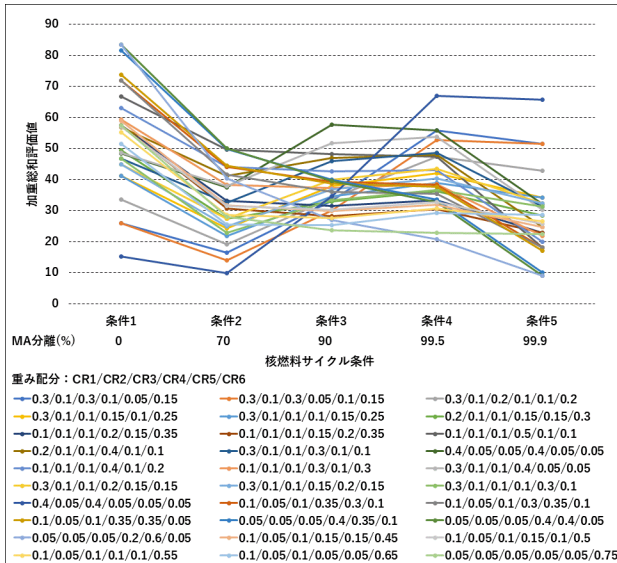


(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5

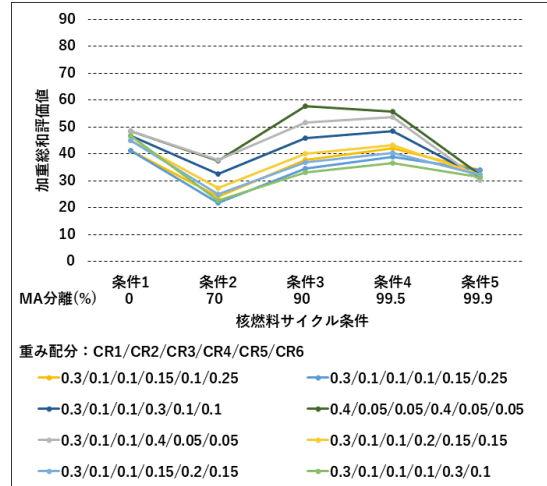


(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

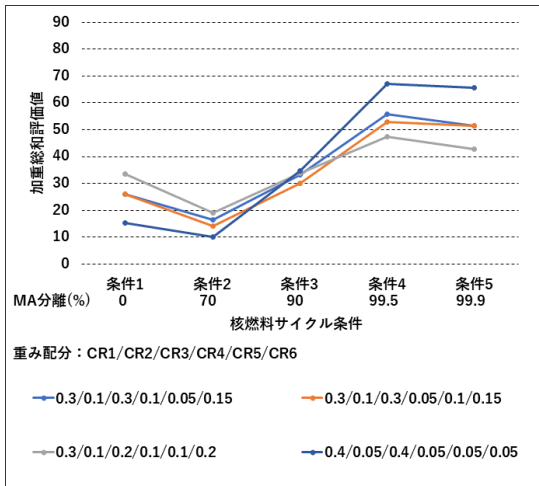
【付録 5 : MOX\_45\_CP50、加重総和】



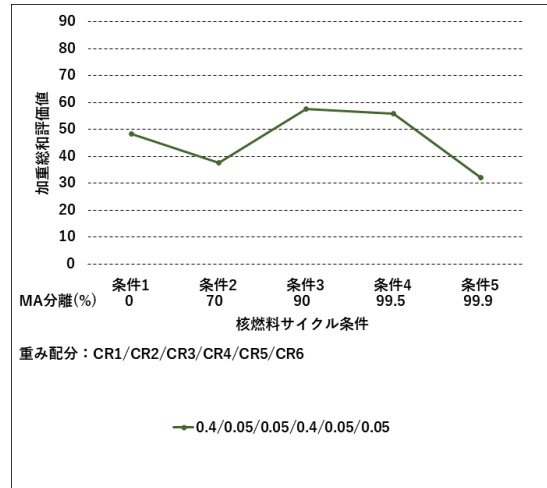
(a) 加重総和評価値/全データ



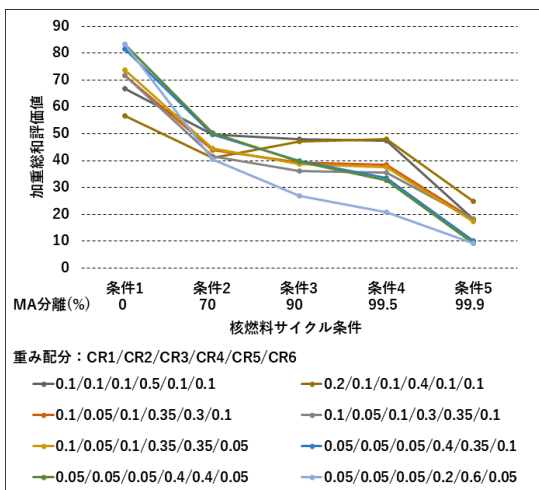
(b-1) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



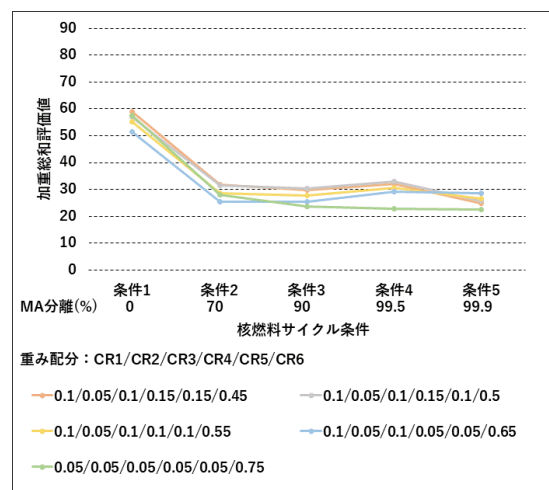
(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5



(b-2) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5  
(CR6 の重み大を除いた場合)



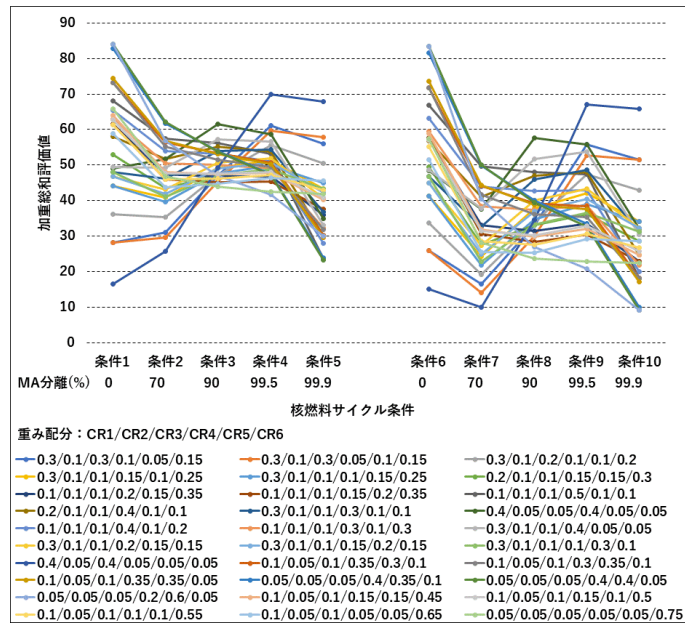
(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5



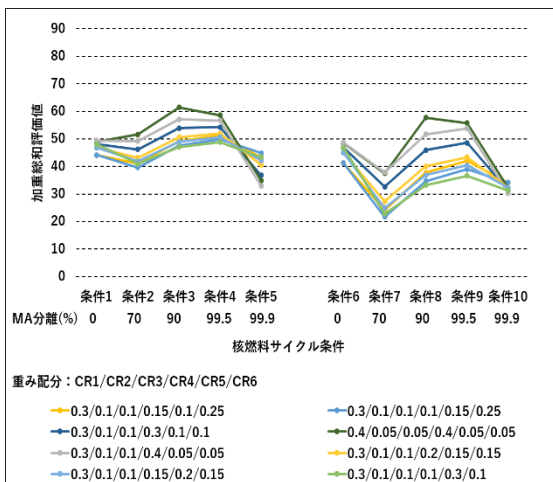
(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5



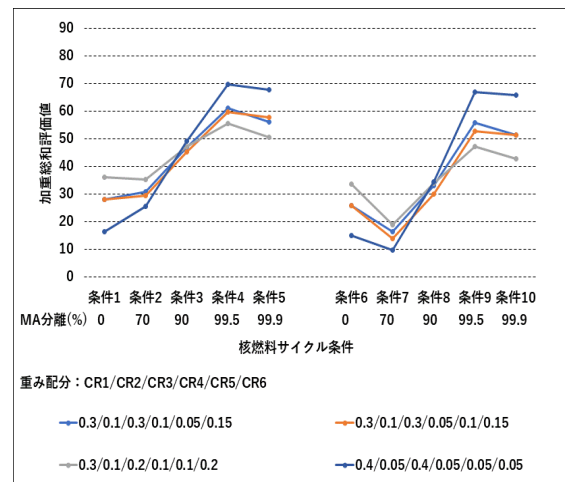
【付録 6 : MOX\_45\_CP15&50、加重総和】



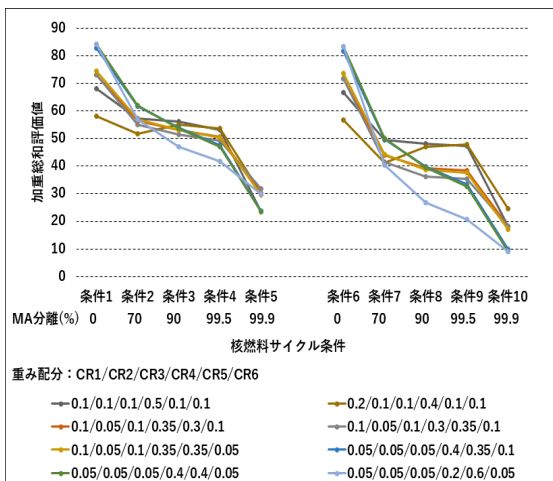
(a) 加重総和評価値/全データ



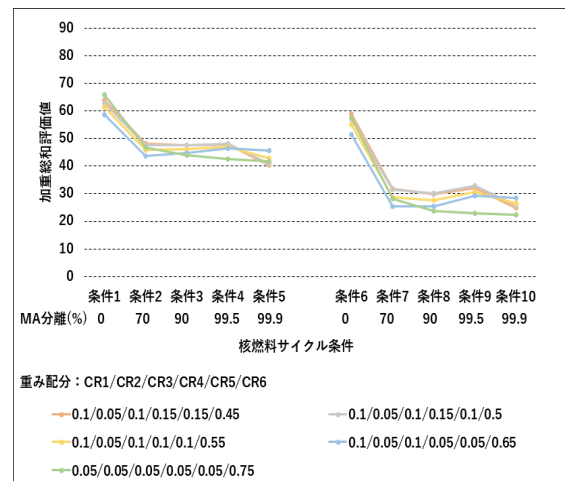
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5

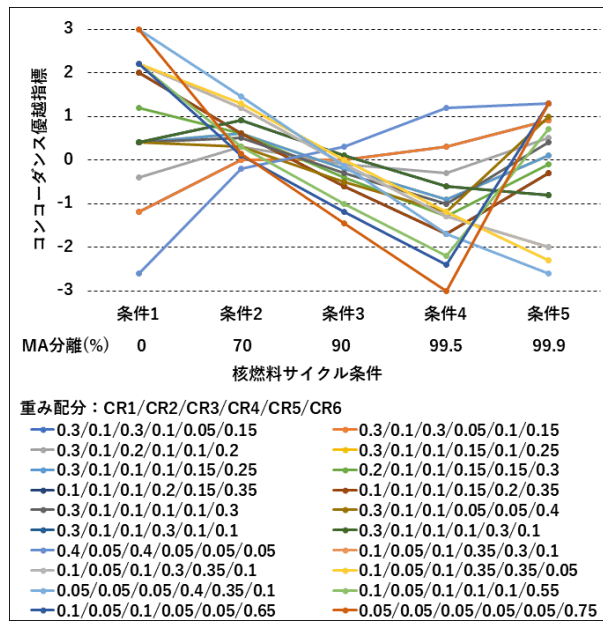


(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5

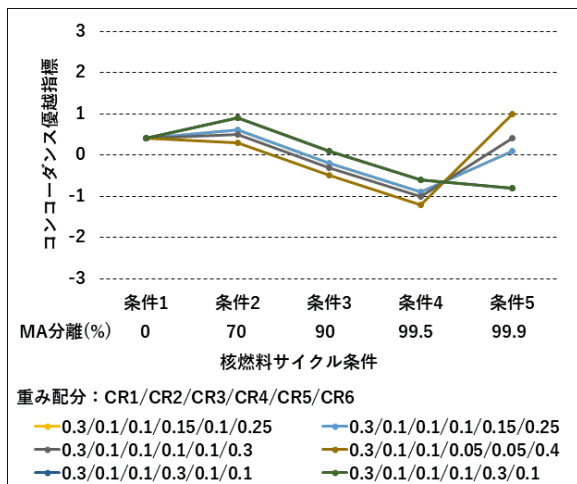


(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

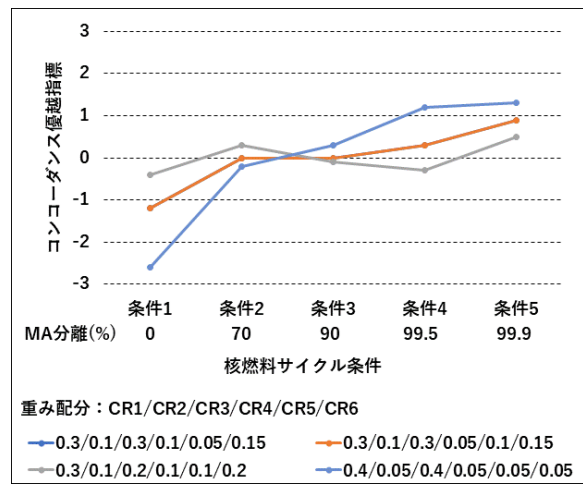
【付録 7 : U02\_45\_CP50、コンコーダンス分析】



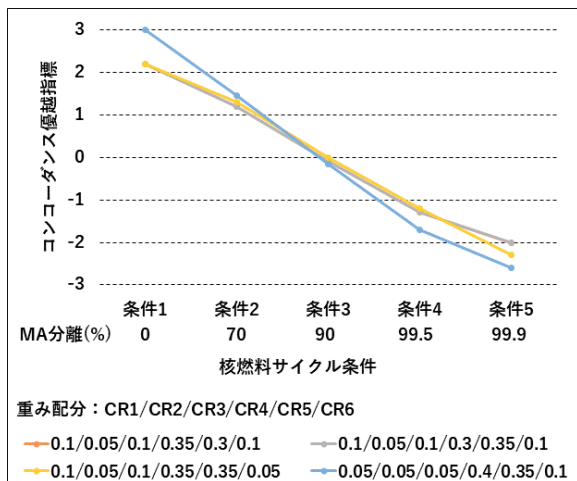
(a) コンコーダンス評価値/全データ



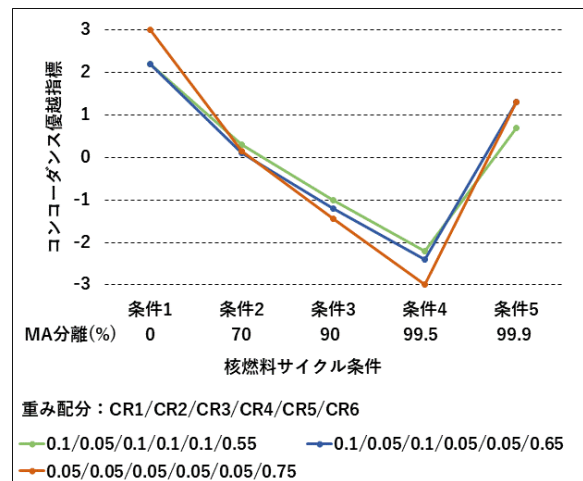
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5

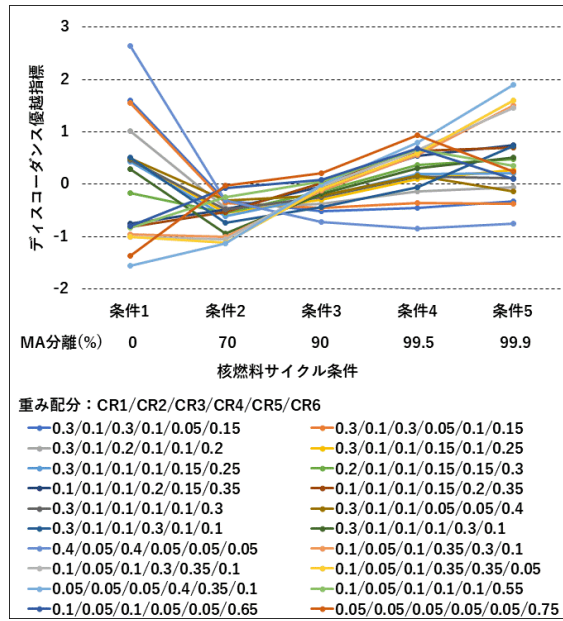


(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5

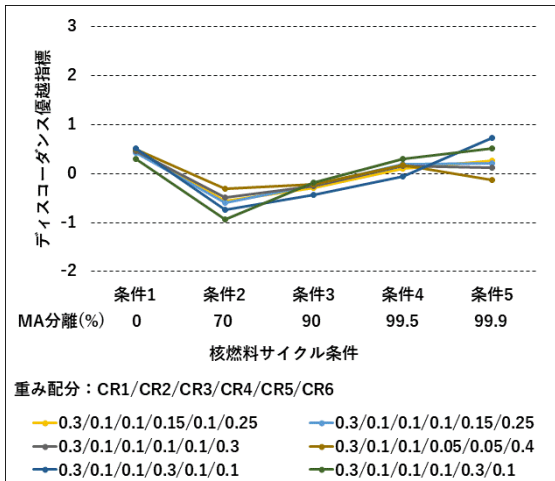


(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

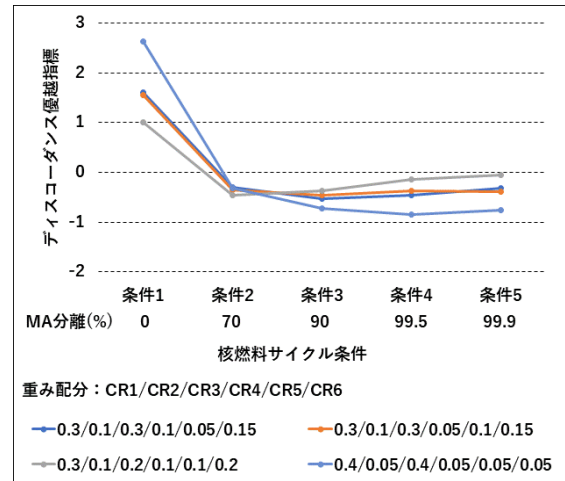
【付録 8 : U02\_45\_CP50、ディスコードダンス分析】



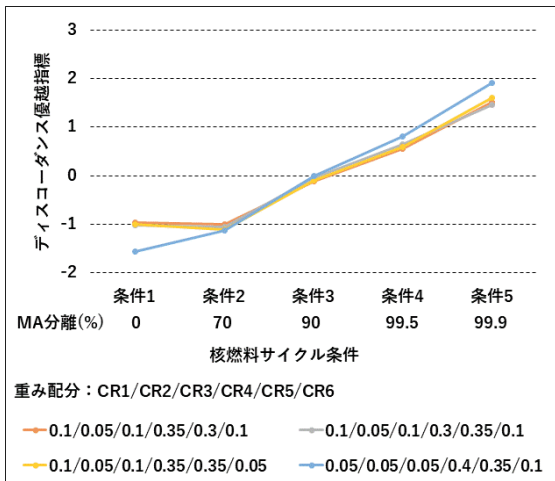
(a) ディスコードダンス評価値/全データ



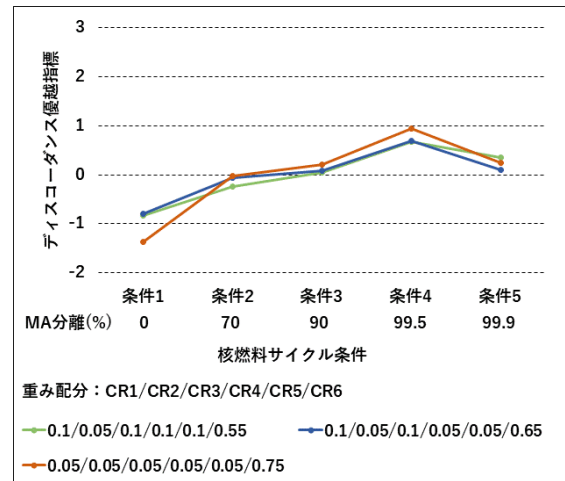
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5

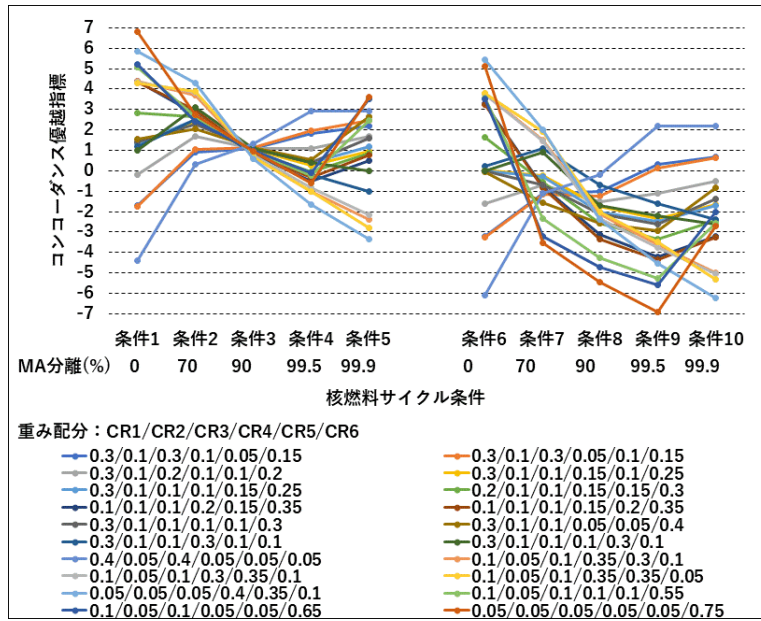


(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5

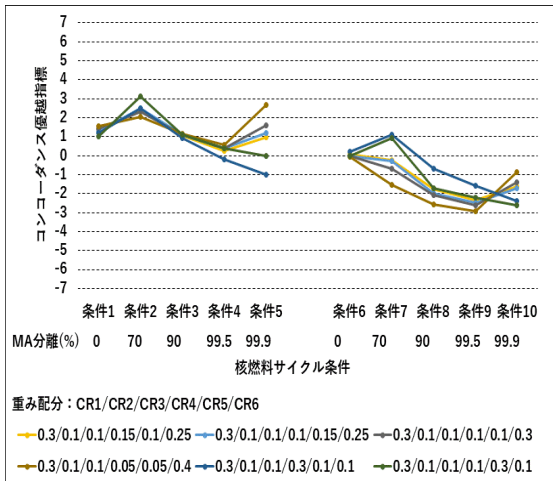


(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

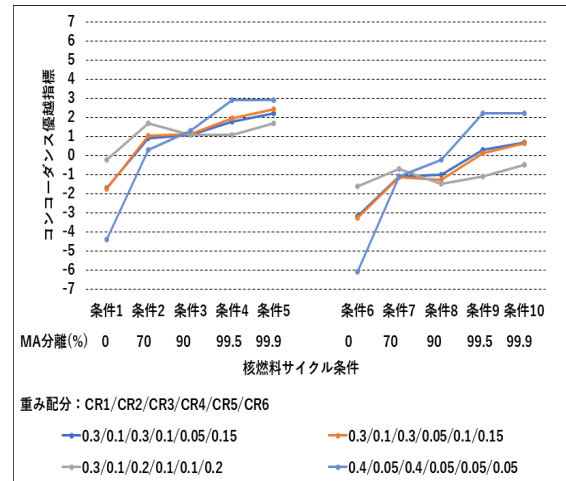
【付録9：U02\_45\_CP15&50、コンコダンス分析】



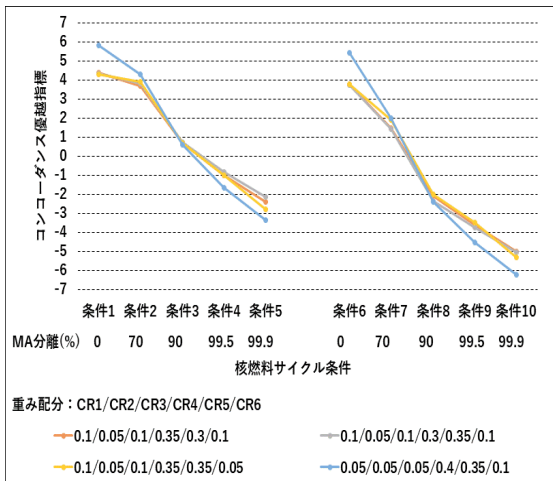
(a) コンコダンス評価値/全データ



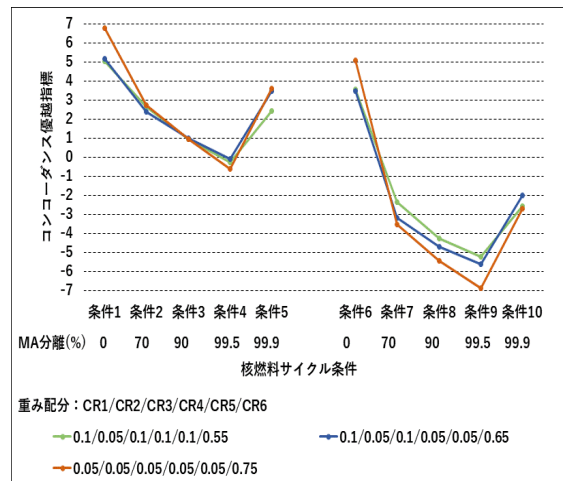
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5

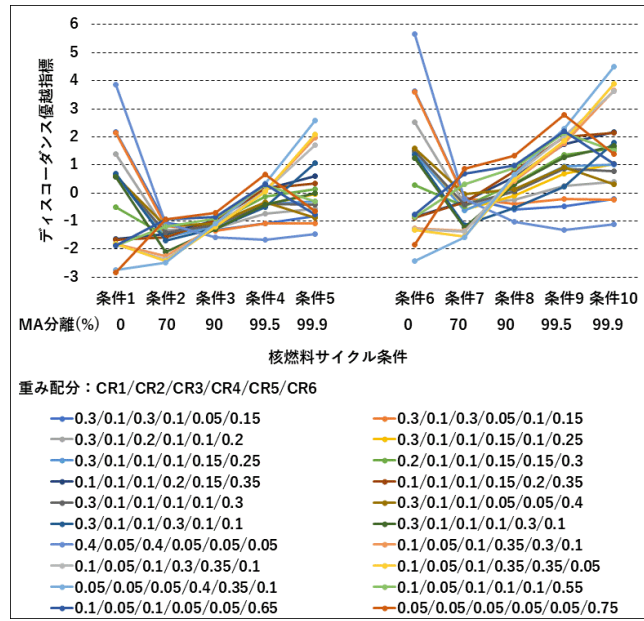


(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5

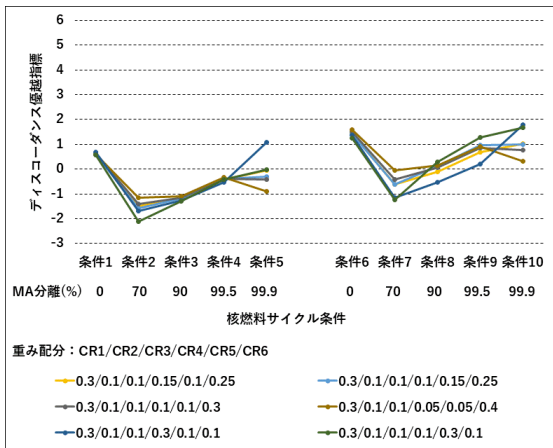


(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

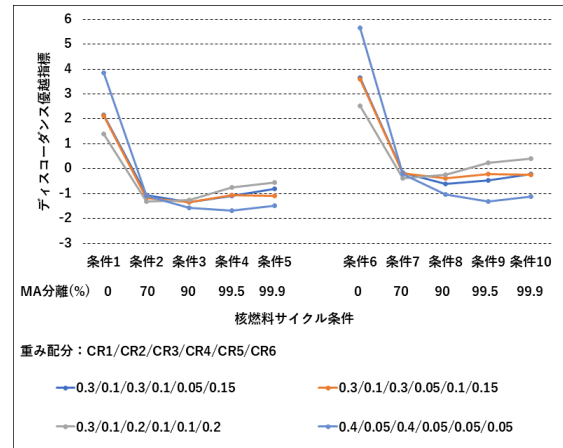
【付録 10 : UO2\_45\_CP15&50、ディスコードダンス分析】



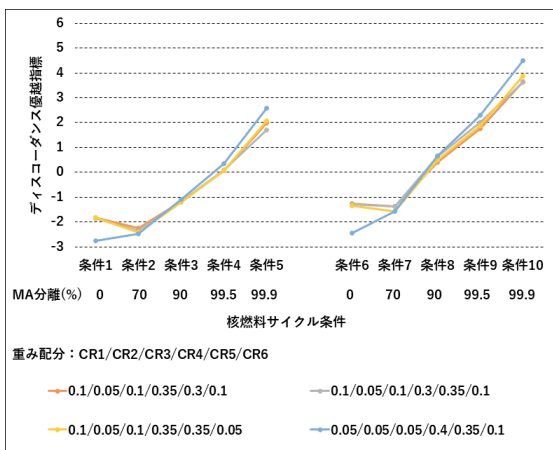
(a) ディスコードダンス評価値/全データ



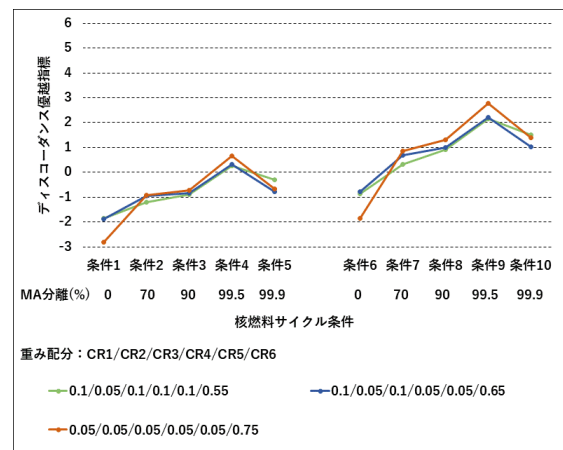
(b) 処分システム  $(CR1+CR2+CR3) = 0.5$



(c) 処分システム  $(CR1+CR2+CR3) > 0.5$



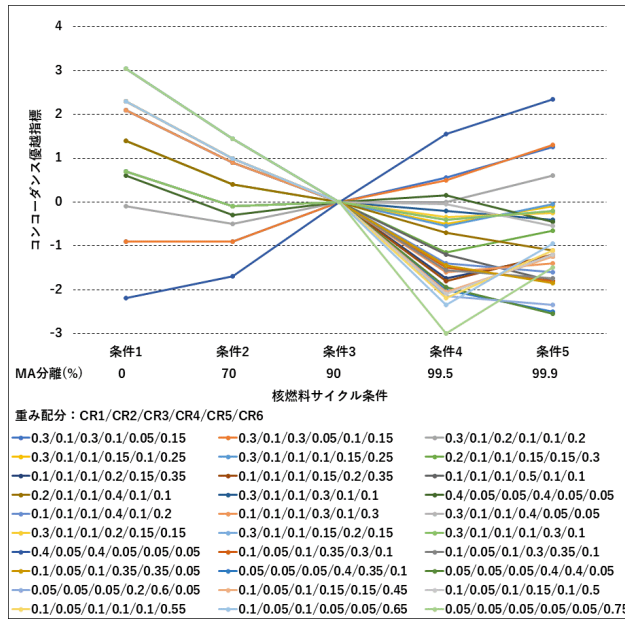
(d) MA 分離  $(CR4+CR5) > 0.5$



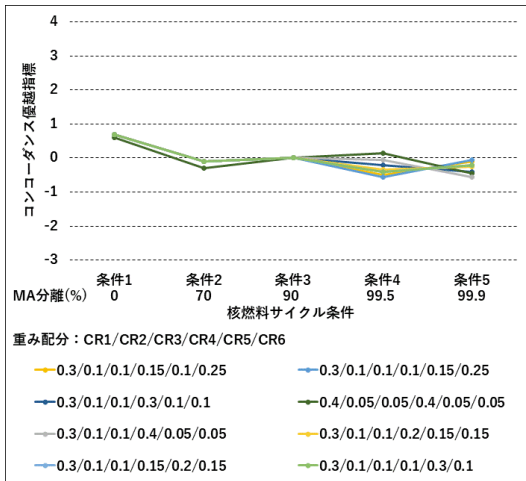
(e) 高速炉炉心  $(CR6) > 0.5$



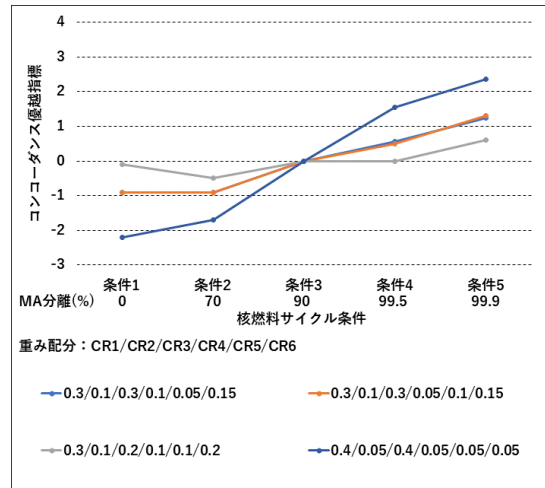
【付録 11 : MOX\_45\_CP50、コンコダンス分析】



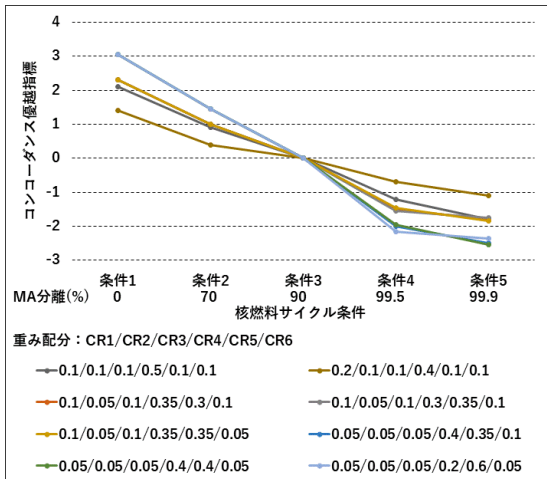
(a) コンコダンス評価値/全データ



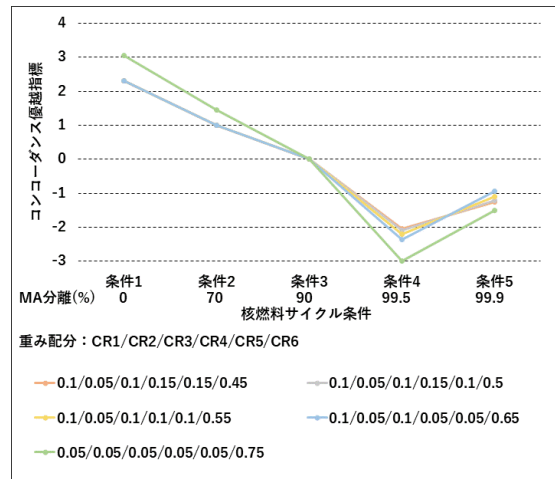
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5

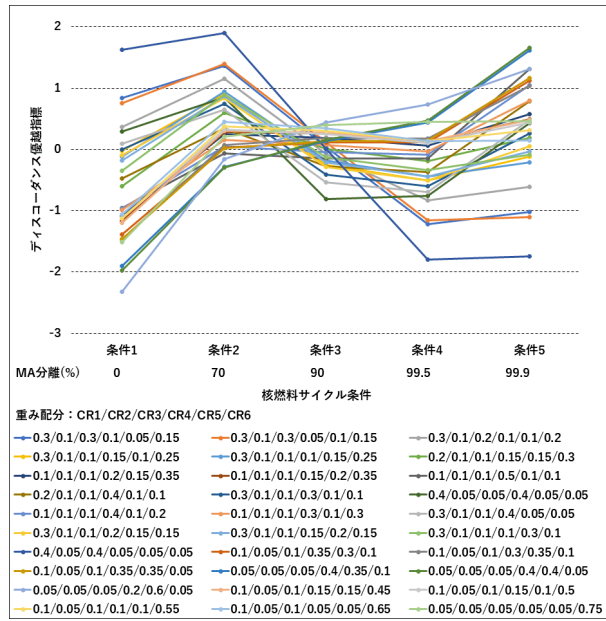


(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5

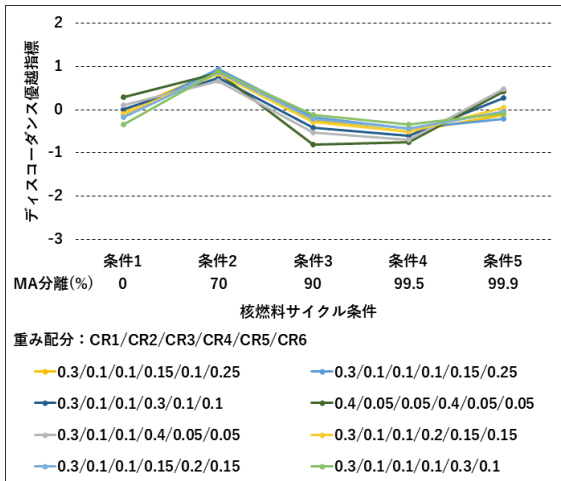


(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

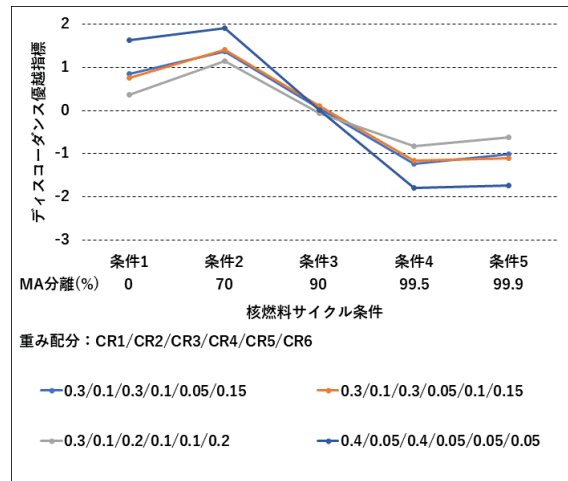
【付録 12 : MOX\_45\_CP50、ディスコードダンス分析】



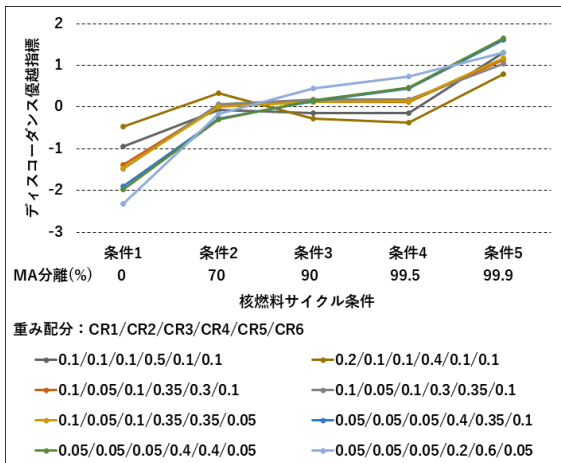
(a) ディスコードダンス評価値/全データ



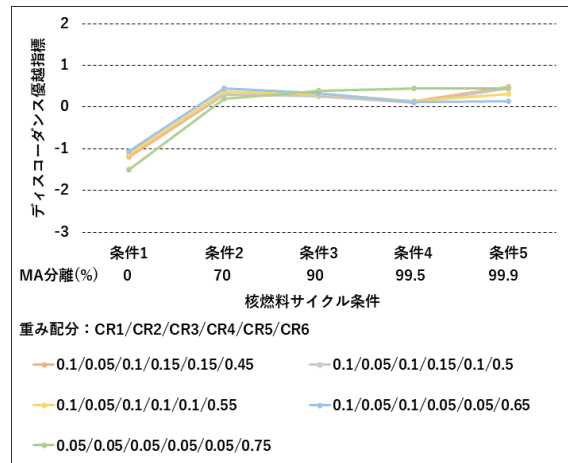
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5

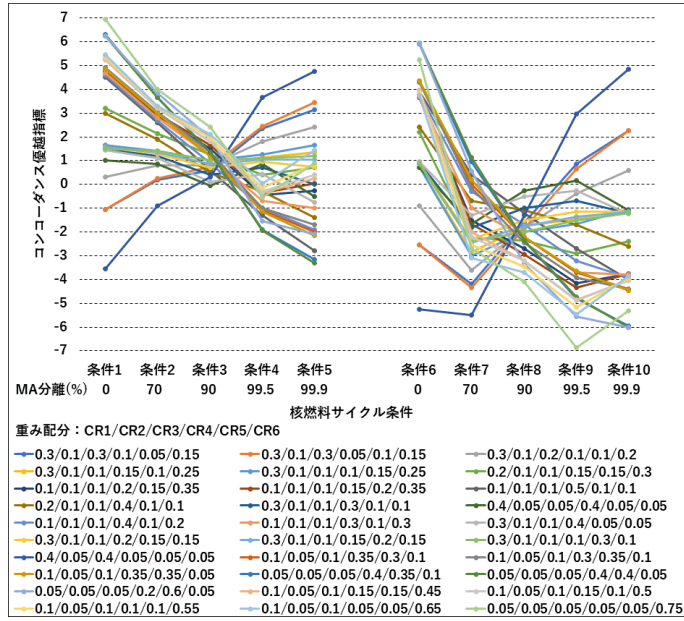


(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5

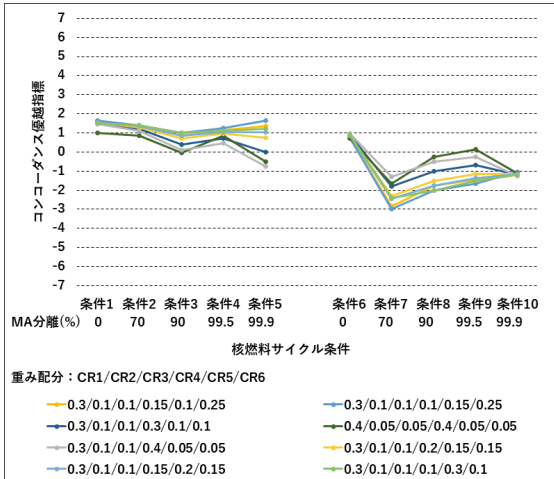


(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

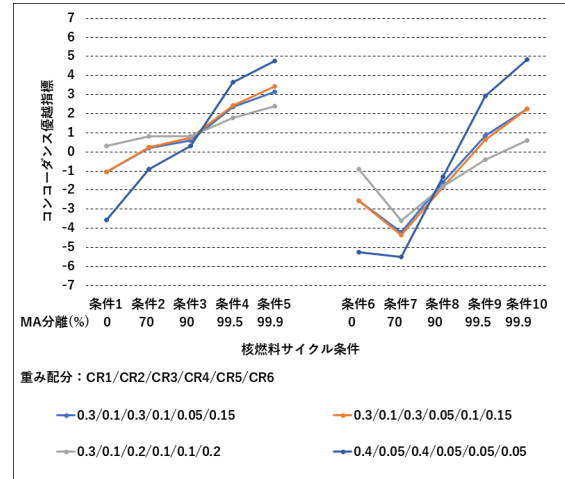
【付録 13 : MOX\_45\_CP15&50、コンコーダンス分析】



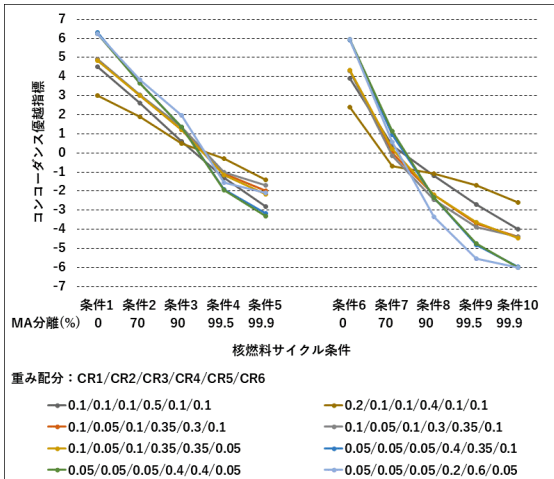
(a) コンコーダンス評価値/全データ



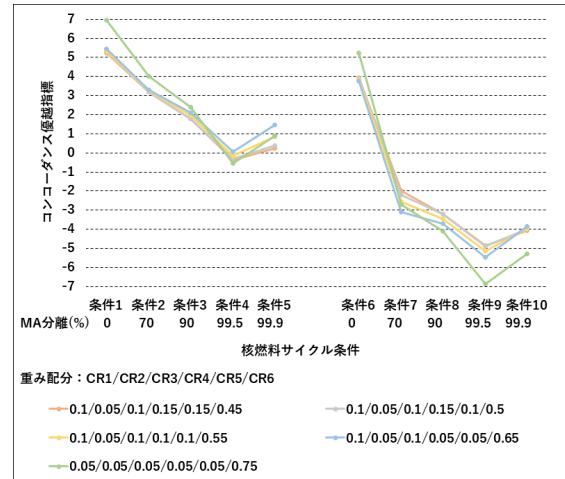
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5



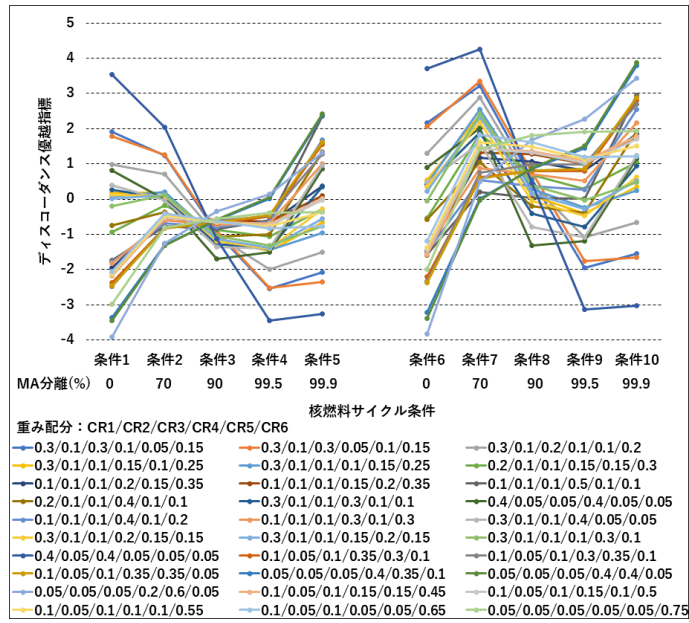
(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5



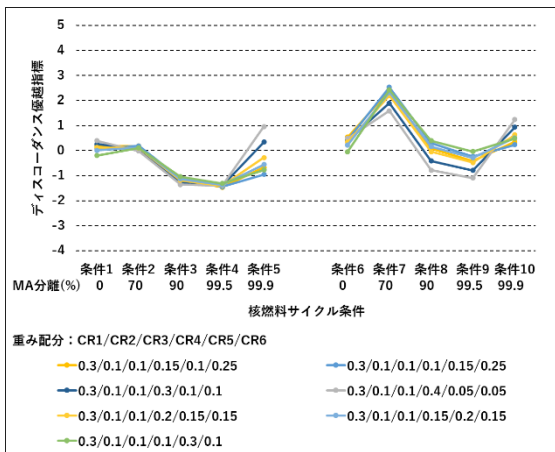
(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5



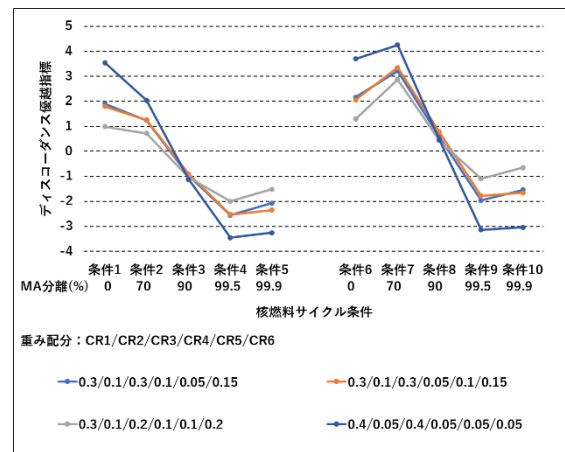
【付録 14 : MOX\_45\_CP15&50、ディスコードダンス分析】



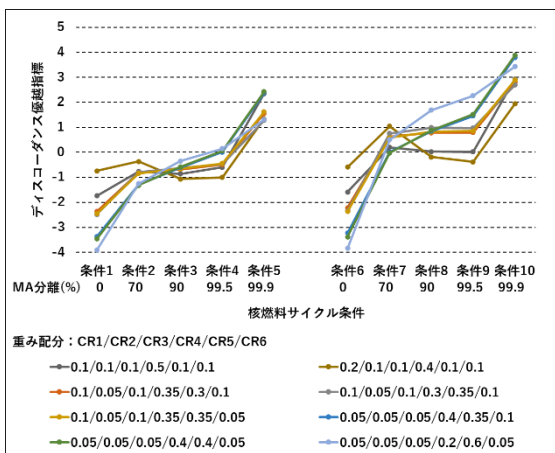
(a) ディスコードダンス評価値/全データ



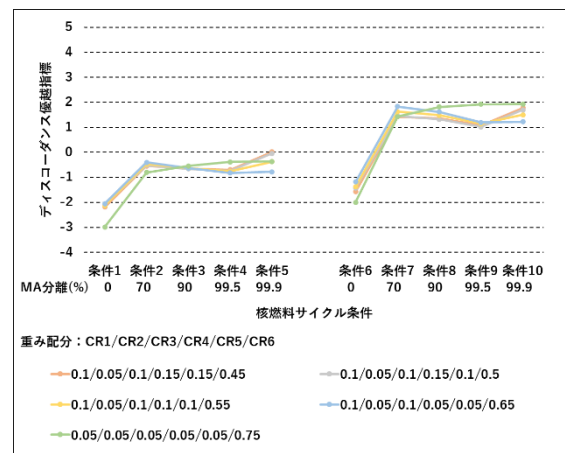
(b) 処分システム (CR1+CR2+CR3) = 0.5



(c) 処分システム (CR1+CR2+CR3) > 0.5



(d) MA 分離 (CR4+CR5) > 0.5



(e) 高速炉炉心 (CR6) > 0.5

### 【付録 15：環境影響評価指標に関する外部評価委員会委員のコメント、レビュー】

本研究での環境影響評価指標の検討、提示に関しては、本研究で設置した「令和 4 年度 原子力システム研究開発事業 廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究 外部評価委員会」に報告し、委員によるレビューを得て、その結果を同指標の提示に反映した。

委員からの指摘事項とそれへの対応を以下に示す。同委員会の開催状況は成果報告書 3.4 に示す。

#### (1) 評価の対象と指標の意味合いについて

- ・ 指摘：評価指標は地層処分の特性に基づく社会経済的な意味合いにおける普遍的なものを期待した。総合指標と要素指標の区分、そして指標が持つ重みについても議論すべきではないか。
- ・ 対応：
  - ① 評価対象領域を地層処分に限らず核燃料サイクル全体を俯瞰し、MA 分離との関わりの深いプロセス、特性、影響を考慮し、統合的に検討するものとした。その結果、地層処分システムの特性に普遍的な処分場の設計(廃棄物の発熱に起因した処分場の面積)と処分場閉鎖後長期の放射線安全(これは動的と静的の 2 つ分類した)に関わるものに、MA 分離に起因する要素を重要視して MA 分離と高速炉炉心の 2 つを加えて、廃棄物処分に関する普遍性と核燃料サイクル条件における MA 分離に着目した要素を加えた評価指標の構成とした。
  - ② 評価指標が持つ重みについては、評価値を算出するプロセスに着目し、指標の階層化を行った。その結果は成果報告書 3.1.1(2)②の表 3.1.1-4 に示した。

#### (2) 加重総和法とコンコーダンス分析の結果の整合性あるいは不整合性への対応について

- ・ 指摘：2 つの手法の分析結果が逆転することの可能性とそれが生じた場合の対応策
- ・ 対応：コンコーダンス分析では各検討条件の 1 対比較においてスコアの差を算出するが、その際の有効数字に留意する。スコア自身は線形補完した際に整数化することに留意した。

#### (3) クライテリアと重みの関係について

- ・ 指摘：両者の従属性を示しておくとうい。
- ・ 対応：付録 1 に示したように、多基準分析ではクライテリアの選択や重みの付与に関しては実施者の恣意性が不可避であることが指摘されている。本研究では重み配分をパラメータとして、その影響の傾向を比較、評価することとした。重みを変えて評価値の傾向を比較することは多基準分析に置いて感度分析と呼ばれている。3 つの領域に関して重み配分を変えることで、核燃料サイクルを構成する専門領域や利害関係領域を重みの軽重比較により代替案の出現傾向を分析するものとした。

#### (4) 評価指標の相関について

- ・ 指摘：評価指標(クライテリア)間の関係性に注意が必要
- ・ 対応：各評価指標は MA 分離の有無あるいはその割合の効果、影響が反映されたものとなるが、数値化対象となる現象、特性などはそれぞれ独立したものとなっている。評価対象の領

域は処分システム(3 クライテリア)、MA 分離(2 クライテリア)、高速炉炉心(1 クライテリア)の 3 つに分類して重み配分をパラメータとしているが、その傾向分析は個々のクライテリアへの重み配分の結果を総合したものとなっている。

#### (5) 重みの意味について

- ・指摘：重みの付け方で条件組合せの優位性を感度分析的な手法で比較、評価することは理解できるが、重み自身の決め方については明確な手法があるのか。
- ・対応：重み付けは都度考案し議論することが可能と考えられる。重みは専門性と捉えることができ、その扱い方が数値に現れる。分野横断型の研究方法としての問題提起としての位置付けも考えられる。

#### (6) 方法論としての提示について

- ・指摘：多基準分析はスコアリングの手法や重み付けの選択など課題、議論があることは理解できる。一方、分野横断型の評価として統合的に意思決定、選択枝の選定をするには、どのような専門家が参加して議論したかが重要となる。この点への指摘、気付きを含めて方法論の提示を研究の成果の 1 つとして考えられる。
- ・対応：今後は重みの配分方法、従って重み付けでの専門性、技術的意味への具体的な関係づけ、そのための専門家の参加が課題となる。これを含めて報告書をまとめる。

### 参考文献

- [1] 原子力システム研究開発事業 廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究成果報告書 令和 3 年 3 月 公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター
- [2] 原子力システム研究開発事業 廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究成果報告書 令和 4 年 3 月 公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター
- [3] 佛教大学総合研究所紀要別冊ポスト京都議定書における低炭素循環型社会形成に関する研(2011 年 3 月)
- [4] 堀江典子, 萩原清子, 多基準分析の今日的意義と課題, 総合都市研究 第 82 号, 2003
- [5] 国土交通省 社会基盤投資における多基準分析手法に関する調査 報告書 パシフィックコンサルタンツ株式会社, 平成 15 年 3 月
- [6] 堀江典子, 萩原清子, 木村富美子, 朝日ちさと, 家庭生ゴミ処理方法についての試行実験を踏まえた評価の枠組みに関する考察—多視点・多基準・多主体を考慮した環境の評価と意思決定支援に向けての試み—, 地域学研究, 36 巻 4 号, 931-944, 2006 年
- [7] 蔡佩宜, 佐藤真行, 籠橋 一輝, 植田和弘, 水資源管理計画の代替案評価における社会的多基準分析の適用—矢作川と豊川を事例として—, 環境情報科学 学術研究論文集 26, 2012
- [8] 天野光三, 戸田常一, 阿部宏史, 中川大, 多基準分析に基づく計画代替案の評価に関する基礎的研究, 土木学会論文報告集, 第 307 号, 71-84, 1981
- [9] Multi-criteria analysis: a manual, Department for Communities and Local Government: London, January 2009

- [10] M. Dean, A practical guide to Multi-criteria analysis, University College London, 26 January, 2022
- [11] ERED-IMPACT, Impact of partitioning, transmutation and waste reduction technologies on the final nuclear waste disposal, Synthesis report, Forschungszentrum Julich GmbH, 2008
- [12] 原子力システム研究開発事業 廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究 成果報告書, 令和2年3月, 公益財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター

### 3.1.2 諸量の評価（再委託先：東京工業大学）

#### 【R1-R3】

令和元年度は、MA 核種の分離を念頭においた核燃料サイクル諸量評価計算に向けて、計算条件の設定と計算コードの機能確認のための調査を行った。国際原子力機関（IAEA）の Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS)コードは、意思決定者のための核種諸量の将来予測が簡便に可能であり、MA 分離、標準的な使用済燃料に対しての崩壊熱、放射性毒性計算機能も追加されていることが分かった。分離プロセスを考慮するための追加機能を開発する必要性について明らかにした。また、PWR、BWR の継続運転を仮定した場合の使用済燃料中 MA を含む諸量計算を試行した。

令和2年度は、再処理、核種分離において NFCSS コードの諸量計算手法について検討し、設定した標準条件において核燃料サイクルの諸量評価を行った。また、ORIGEN2.2-UPJ コードを用いて、放射性廃棄物地層処分環境影響評価に重要な崩壊熱と放射性毒性について評価を行った。PWR UO<sub>2</sub> 使用済燃料から Pu と MA を回収し、高速炉でリサイクルすること想定し、高速炉に装荷する新燃料の発熱量の観点から MA の回収・リサイクルが原子炉に与える影響を評価した。

令和3年度は、NFCSS コードに核燃料サイクルのバックエンド領域の諸量評価機能を拡張し、使用済燃料の再処理、核種分離、地層処分等の多様な処理処分条件に対する諸量評価と高レベル放射性廃棄物の崩壊熱及び放射性毒性の評価が可能な新たな Excel プログラムを開発した。軽水炉使用済燃料の多様な処理処分条件において NFCSS コードと Excel プログラムを用いた核燃料サイクルの諸量評価と放射性廃棄物の環境負荷評価を行った。また、高レベル放射性廃棄物の環境負荷を低減するために、軽水炉使用済燃料から回収した MA を高速炉でリサイクルすることを想定し、新燃料の発熱量の観点から MA の回収・リサイクルを評価し、高速炉導入による核燃料サイクルの諸量及び放射性廃棄物の環境負荷の評価手法を検討した。

#### 【R4】

多様な核燃料サイクル条件に基づく MA リサイクルのシナリオを検討し、高速炉を含めて新型炉の導入における MA 核変換の効果を含めて核燃料サイクルの条件による MA 諸量評価手法を開発した。最終的に残る MA 及び処分する MA を評価するために、MA 平衡期リサイクルでの MA の物質収支に基づく MA 諸量評価を行った。MA リサイクルの諸量評価結果を核燃料サイクルの総合的評価のクライテリア 5 に使用した。新型炉導入核燃料サイクルのバックエンド評価能力を整備するために MA 諸量評価手法に基づいて新型炉導入を含めた多様な核燃料サイクル条件に対するバックエンド諸量評価 Excel プログラムを開発し、新型炉として高速炉における関連データベースを構築した。また、令和3年度に開発した放射性廃棄物の環境負荷評価 Excel プログラムにおいて高速炉導入核燃料サイクルに対応できるよう関連データベースを追加・整備した。

## (1) 核燃料サイクルの諸量評価

### ① MA 諸量評価手法

NFCSS コード<sup>[1][2]</sup>は、図 3.1.2-1(a)に示す通りアクチノイド(U、Pu、MA)の100%再処理(再処理損失以外全回収・分離)及び回収 U(RepU)と回収 Pu(RepPu)のリサイクルによる核燃料サイクルの諸量計算が可能である。本研究では、炉型、使用済燃料冷却期間、アクチノイド回収率(分離割合)、MA リサイクル(核変換)シナリオ等、多様な核燃料サイクル条件に対する MA リサイクルの諸量を評価する。そのために、多様な核燃料サイクル条件に基づく MA リサイクルのシナリオを検討し、新型炉導入による MA 諸量評価手法を開発した。

図 3.1.2-1(b)に本研究の核燃料サイクルの MA 諸量計算フローを示す。使用済燃料の冷却期間に応じて Pu-241(半減期 14.3 年)の崩壊による Am-241(半減期 432.6 年)が蓄積することから、使用済燃料の冷却期間による MA ビルドアップを反映する。再処理した MA は分離割合に応じた「MA ストック (MA Stock)」と残りの「MA 処分 (MA Disposal)」として計算する。回収 MA(RepMA)の核変換のために、対象にする新型炉において MA 装荷率(炉心の MA 含有率)に対する燃焼計算を事前に行う。本研究では、新型炉の使用済燃料は軽水炉と同条件で再処理し、MA は多重リサイクルすると仮定した。

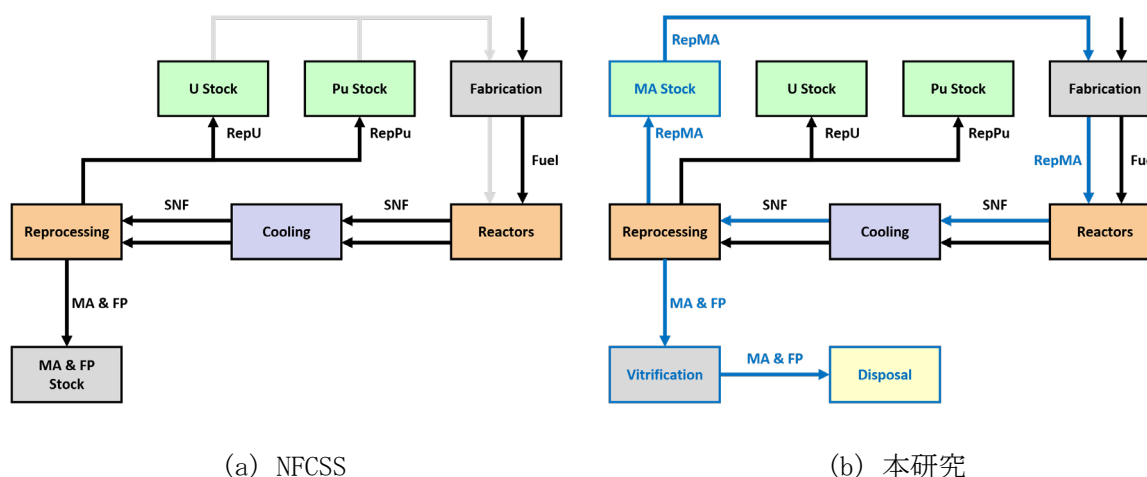


図 3.1.2-1 核燃料サイクルの MA 諸量計算フロー

表 3.1.2-1 に新型炉導入における核燃料サイクルの原子炉運転及び再処理条件を示す。軽水炉は令和 3 年度と同様の  $UO_2$  及び MOX 燃料の PWR を対象にした。MA を核変換する新型炉は令和 3 年度に検討した MOX 燃料の高速炉(大型 MOX 燃料高内部転換型代表炉心<sup>[3][4]</sup>)を想定した。高速炉の全ての使用済燃料に対する諸量評価のために、炉心とブランケット(軸方ブランケット、径方ブランケット)のそれぞれの燃焼度と出力を考慮した。高速炉炉心の MA 含有率は、令和 3 年度に検討した新燃料発熱量上限(重金属当たり  $20 \text{ W/kg}$ <sup>[5][6]</sup>)を満たすために 5 wt%以下に設定した。MA 含有率に応じた平衡期高速炉の燃料組成は、3.3 で開発した高速炉燃焼モデルを利用して計算した。軽水炉及び高速炉のそれぞれの燃焼条件に相当する ORLIBJ40 ライブラリ<sup>[7]</sup>と ORIGEN2.2-UPJ コード<sup>[8]</sup>を用いて燃焼計算を行い、各使用済燃料の冷却期間による核種インベントリをデータベースにした。

表 3. 1. 2-1 核燃料サイクルの原子炉運転及び再処理条件

	軽水炉 (PWR)	高速炉 <sup>[3][4]</sup>
燃 料	UO <sub>2</sub> (4. 5wt% 濃縮) / MOX(Pu 6. 1wt%)	MOX
燃焼度	45 GWd/tHM	炉心:147、軸 B <sup>a</sup> :21、径 B <sup>b</sup> :8 GWd/tHM
出力分担	-	炉心:92. 6%、軸 B:5. 8%、径 B:1. 6%
稼働率	80%	95%
熱効率	33%	42%
MA 含有率 <sup>c</sup>	-	< 5wt%
燃焼計算 ライブラリ <sup>d</sup>	PWR41J40 / PWRM0210J40	炉心 : 1500MXICJ40 / 1500MXOCJ40 軸 B : 1500MXAXJ40、径 B : 1500MXRDJ40
冷却期間	5 ~ 50 年	
再処理	U & Pu : 99. 5% 回収 / MA : 0~100% 回収	

<sup>ab</sup> 軸 B : 軸方ブランケット、径 B : 径方ブランケット

<sup>c</sup> 炉心燃料に装荷する MA の含有率 (MA/HM)

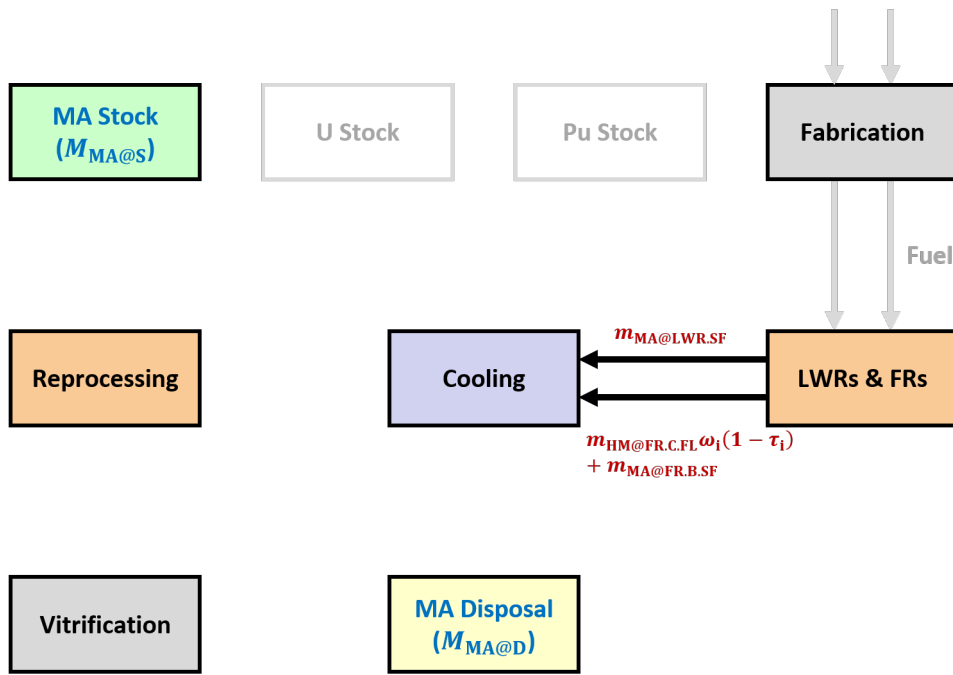
<sup>d</sup> ORIGEN2. 2-UPJ コードのライブラリ

高速炉導入による MA リサイクルのシナリオは、(A) 軽水炉のみで運転する既存のシナリオ (基準シナリオ) に対して、(B) 初期に高速炉を導入し、総電気出力の一部を高速炉が分担するシナリオ (高速炉初期導入シナリオ) と (C) 初期は軽水炉のみで運転し、運転終了後軽水炉の一部を高速炉に交替するシナリオ (高速炉後期導入シナリオ) を検討した。

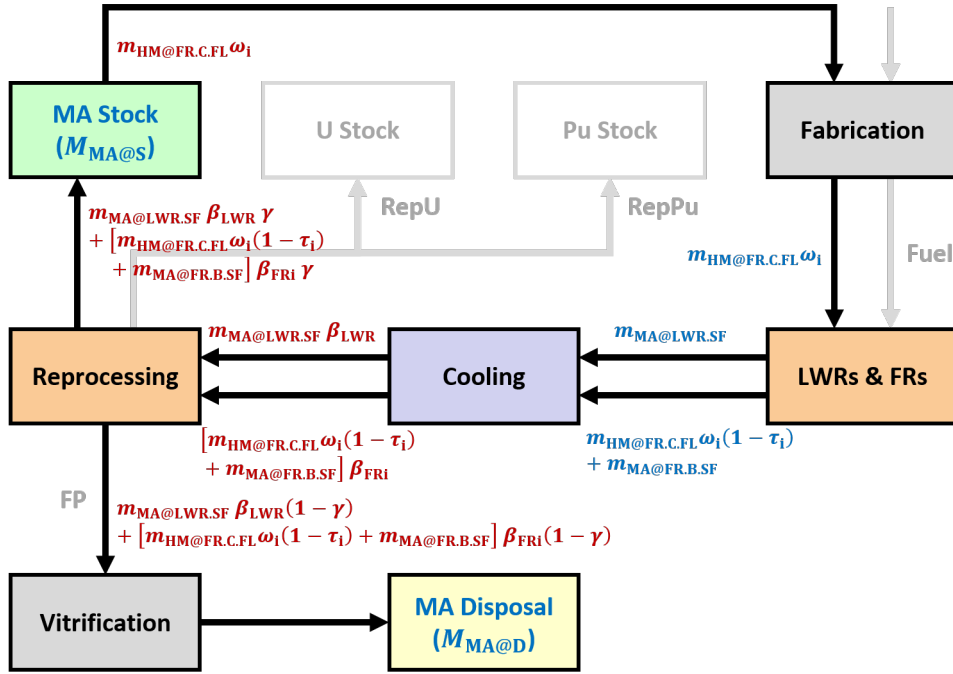
図 3. 1. 2-2 に高速炉初期導入シナリオにおける MA 諸量計算フローを示す。各変数は次のように定義される。

- $t$  : 時間 [年]
- $t_{FR}$  : 高速炉導入時期 [年]
- $t_c$  : 使用済燃料の冷却期間 [年]
- $t_i$  : MA 初期リサイクルの開始時間 [年]
- $t_r$  : MA 過渡期リサイクルの開始時間 [年]
- $t_e$  : MA 平衡期リサイクルの開始時間 [年]
- $M_{MA@S}$  : MA ストック量 [ton]
- $M_{MA@D}$  : MA 処分量 [ton]
- $m_{MA@LWR.SF}$  : 軽水炉の年間取り出し使用済燃料中 MA 量 [ton/年]
- $m_{HM@FR.C.FL}$  : 高速炉炉心の年間装荷燃料中 HM 量 [ton/年]
- $m_{MA@FR.B.SF}$  : 高速炉ブランケットの年間取り出し使用済燃料中 MA 量 [ton/年]
- $\omega_i, \omega_e$  : MA 初期又は平衡期リサイクルの高速炉装荷炉心の MA 含有率 (MA/HM) [wt%]
- $\tau_i, \tau_e$  : MA 含有率に応じた高速炉炉心の MA 核変換率 (取り出し燃焼度に対応) [%]
- $\beta_{LWR}$  : 軽水炉使用済燃料の冷却期間中 MA ビルドアップ率 [%]
- $\beta_{FRI}, \beta_{FRE}$  : MA 含有率に応じた高速炉使用済燃料の冷却期間中 MA ビルドアップ率 [%]

$\gamma$  : MA 回収率 [%]

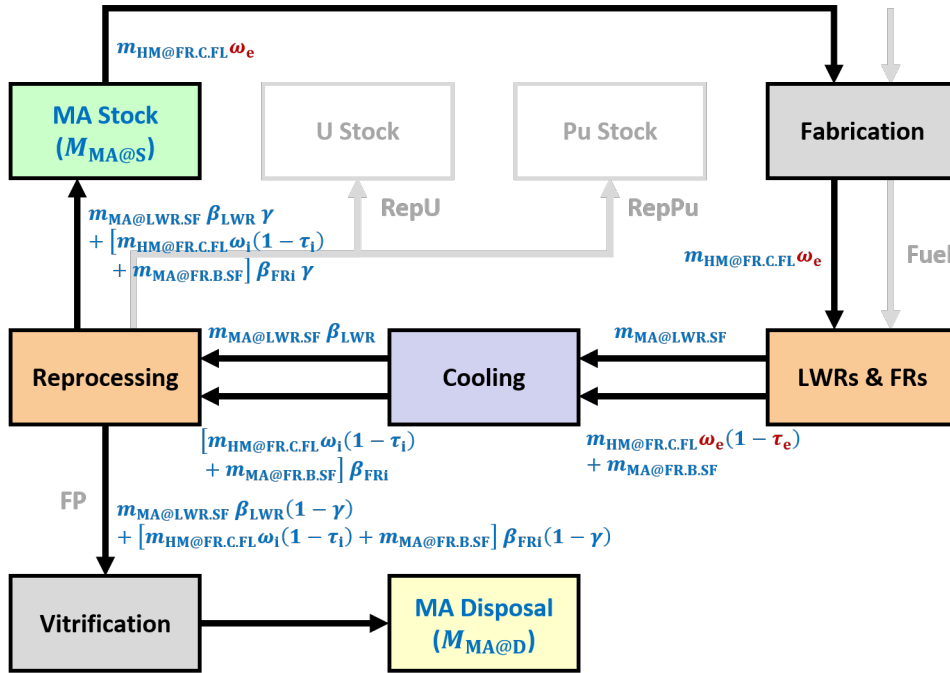


(a) MA リサイクル前 ( $t \leq t_i = t_c$ )

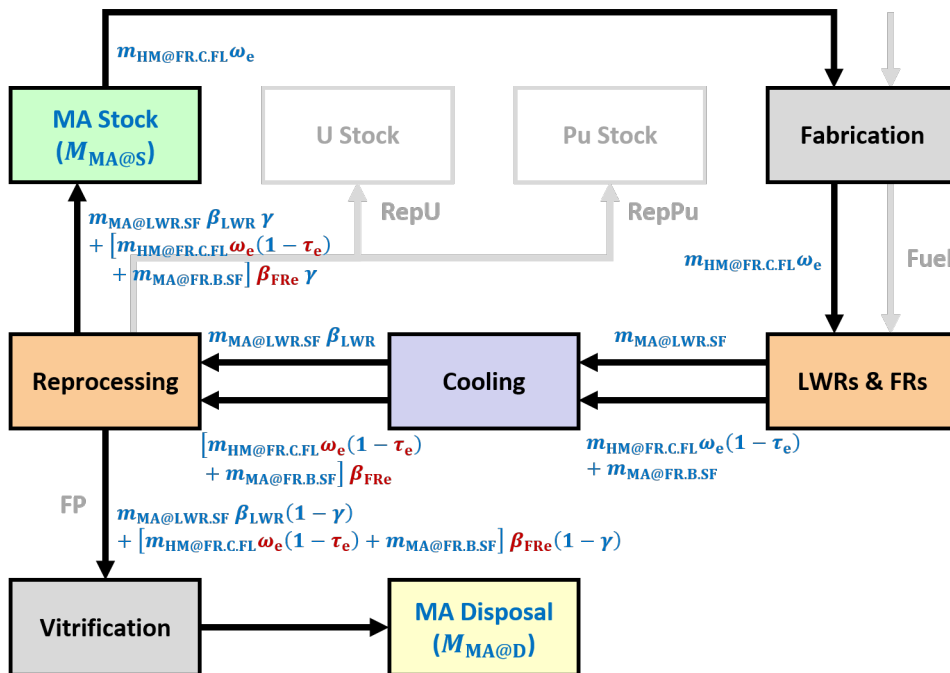


(b) MA 初期リサイクル ( $t_c = t_i < t \leq t_r$ )





(c) MA 過渡期リサイクル ( $t_r < t \leq t_e = t_r + t_c$ )



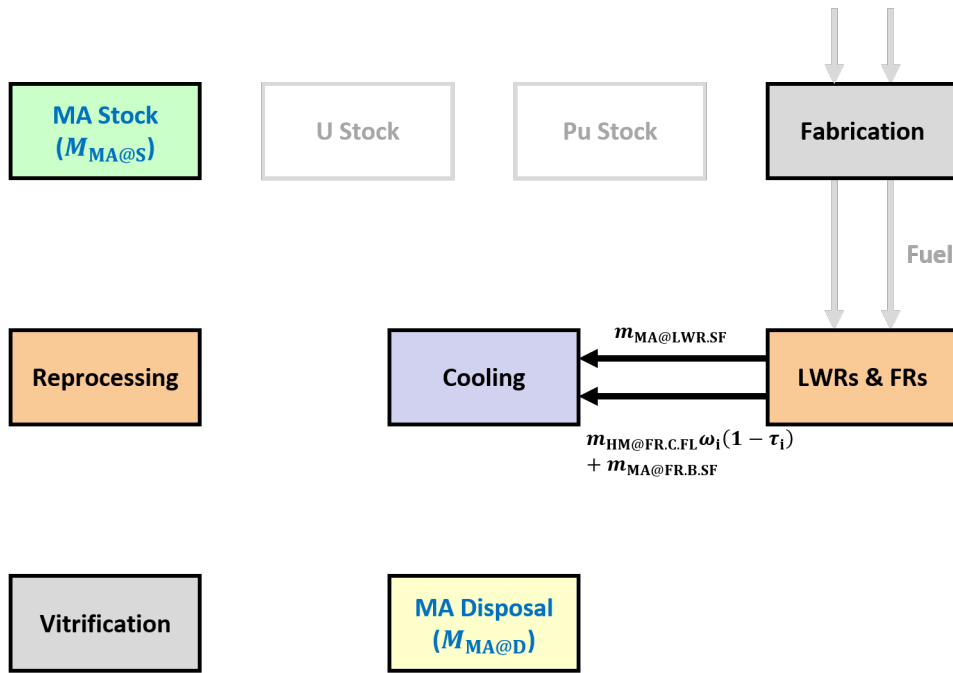
(d) MA 平衡期リサイクル ( $t > t_e = t_r + t_c$ )

図 3.1.2-2 高速炉初期導入シナリオの MA 諸量計算フロー

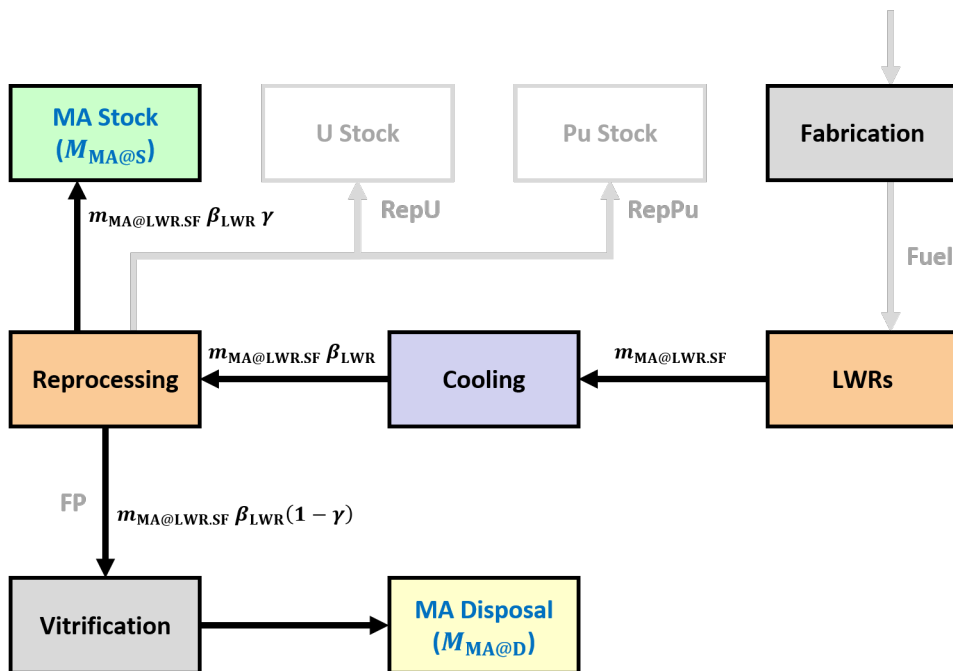
MA リサイクルが開始される前の MA リサイクル前 ( $t \leq t_i = t_c$  (冷却期間)) では、軽水炉と高速炉の取り出し使用済燃料中に  $m_{MA@LWR.SF} + m_{HM@FR.C.FL} \omega_i (1 - \tau_i) + m_{MA@FR.B.SF}$  の MA があり、再処理するまで冷却される。一方、高速炉炉心に装荷する MA は核燃料サイクルの外部から供給する必要があり、MA の物質収支は負となる。必要な MA 供給量は再処理までの冷却期間に依存する。最初の使用済燃料の再処理と共に開始する MA 初期リサイクル ( $t_c = t_i < t \leq t_r$ ) では、使用済燃料の冷却期間中の MA ビルドアップが反映され、 $m_{MA@LWR.SF} \beta_{LWR} + [m_{HM@FR.C.FL} \omega_i (1 - \tau_i) + m_{MA@FR.B.SF}] \beta_{FRi}$  の MA が再処理される。再処理により MA 回収率 ( $\gamma$ ) に応じた MA が回収・ストックされ、残りの MA は処分される。また、MA ストックから  $m_{HM@FR.C.FL} \omega_i$  の MA が高速炉炉心に装荷される。低 MA 回収率等によって MA ストックが不足する場合は MA の物質収支は負となる。

高速炉装荷炉心の MA 含有率は、高速炉の燃焼サイクルに伴う炉心特性によって変化するため、MA 初期リサイクルと MA 平衡期リサイクル ( $t > t_e = t_r + t_c$ ) のそれぞれに対応する MA 含有率 ( $\omega_i$  と  $\omega_e$ ) を設定できるようにした。MA 初期リサイクルから MA 平衡期リサイクルへの過渡期にある MA 過渡期リサイクル ( $t_r < t \leq t_e = t_r + t_c$ ) では、取り出す高速炉使用済燃料は MA 含有率  $\omega_e$  の高速炉からの使用済燃料である一方で、再処理する高速炉使用済燃料は MA 含有率  $\omega_i$  の高速炉からの使用済燃料である。

高速炉後期導入シナリオの場合、高速炉を導入し、MA リサイクルを開始するまでの MA リサイクル前 ( $t \leq t_i = t_{FR}$  (高速炉導入時期)) では、軽水炉使用済燃料を再処理し、回収した MA は MA ストックで蓄積される。図 3.1.2-3 に高速炉初期導入シナリオと高速炉後期導入シナリオの MA リサイクル前の MA 諸量計算フローを比較する。高速炉初期導入シナリオの MA リサイクル前は最初の使用済燃料の再処理を開始するまでの MA 諸量フローになるのに対して、高速炉後期導入シナリオの MA リサイクル前は高速炉を導入するまでの MA 諸量フローである。一方、MA リサイクルを開始すると、高速炉初期導入シナリオと高速炉後期導入シナリオの MA 諸量計算フローは同一になる、すなわち、高速炉後期導入シナリオの MA 初期リサイクル ( $t_{FR} = t_i < t \leq t_r$ )、MA 過渡期リサイクル、MA 平衡期リサイクルでは、高速炉初期導入シナリオと同様の MA 諸量フロー (図 3.1.2-2(b)-(d)) で MA の再処理、回収、処分、高速炉炉心装荷が計算される。



(a) 高速炉初期導入シナリオ ( $t \leq t_i = t_c$ )



(b) 高速炉後期導入シナリオ ( $t \leq t_i = t_{FR}$ )

図 3.1.2-3 MA リサイクル前 MA 諸量計算フロー

MA リサイクルの各フェーズでの MA ストック ( $M_{MA@S}$ ) と MA 処分 ( $M_{MA@D}$ ) の物質収支は次のように示すことができる。

MA 初期リサイクル :  $t_i < t \leq t_r$

$$\frac{dM_{MA@S}}{dt} = m_{MA@LWR.SF} \beta_{LWR} \gamma + [m_{HM@FR.C.FL} \omega_i (1 - \tau_i) + m_{MA@FR.B.SF}] \beta_{FRi} \gamma - m_{HM@FR.C.FL} \omega_i$$

$$m_{MA@LWR.SF} \beta_{LWR} \gamma$$

: 軽水炉使用済燃料の再処理により回収されるMA

$$[m_{HM@FR.C.FL} \omega_i (1 - \tau_i) + m_{MA@FR.B.SF}] \beta_{FRi} \gamma$$

: MA含有率  $\omega_i$  における高速炉炉心とブランケットの使用済燃料の再処理により回収されるMA

$$m_{HM@FR.C.FL} \omega_i$$

: MA含有率  $\omega_i$  における高速炉炉心に装荷されるMA

$$\frac{dM_{MA@D}}{dt} = m_{MA@LWR.SF} \beta_{LWR} (1 - \gamma) + [m_{HM@FR.C.FL} \omega_i (1 - \tau_i) + m_{MA@FR.B.SF}] \beta_{FRi} (1 - \gamma)$$

$$m_{MA@LWR.SF} \beta_{LWR} (1 - \gamma)$$

: 軽水炉使用済燃料の再処理により処分されるMA

$$[m_{HM@FR.C.FL} \omega_i (1 - \tau_i) + m_{MA@FR.B.SF}] \beta_{FRi} (1 - \gamma)$$

: MA含有率に  $\omega_i$  おける高速炉炉心とブランケットの使用済燃料の再処理により処分されるMA

MA 過渡期リサイクル :  $t_r < t \leq t_e = t_r + t_c$

$$\frac{dM_{MA@S}}{dt} = m_{MA@LWR.SF} \beta_{LWR} \gamma + [m_{HM@FR.C.FL} \omega_i (1 - \tau_i) + m_{MA@FR.B.SF}] \beta_{FRi} \gamma - m_{HM@FR.C.FL} \omega_e$$

$$\frac{dM_{MA@D}}{dt} = m_{MA@LWR.SF} \beta_{LWR} (1 - \gamma) + [m_{HM@FR.C.FL} \omega_i (1 - \tau_i) + m_{MA@FR.B.SF}] \beta_{FRi} (1 - \gamma)$$

MA 平衡期リサイクル :  $t > t_e = t_r + t_c$

$$\frac{dM_{MA@S}}{dt} = m_{MA@LWR.SF} \beta_{LWR} \gamma + [m_{HM@FR.C.FL} \omega_e (1 - \tau_e) + m_{MA@FR.B.SF}] \beta_{FRe} \gamma - m_{HM@FR.C.FL} \omega_e$$

$$\frac{dM_{MA@D}}{dt} = m_{MA@LWR.SF} \beta_{LWR} (1 - \gamma) + [m_{HM@FR.C.FL} \omega_e (1 - \tau_e) + m_{MA@FR.B.SF}] \beta_{FRe} (1 - \gamma)$$

## ② 核燃料サイクル条件による MA 諸量評価

高速炉導入における MA 核変換の効果を含めて核燃料サイクルの条件による最終的に残る MA (MA ストック) 及び処分する MA (MA 処分) を、MA 平衡期リサイクルでの MA の物質収支に基づいて評価した。その結果を 3.1.1 の核燃料サイクルの総合的評価として実施する環境影響評価における評価指標のクライテリア 5 に使用した。

### a. MA 総量

図 3.1.2-4 に冷却期間による使用済燃料の MA ビルドアップを示す。PWR-MOX 使用済燃料には PWR-UO<sub>2</sub> 使用済燃料より Pu と MA が多く含まれているため、冷却期間中 Pu から MA への蓄積が多い。また、高速炉炉心ではより多くの MA が核分裂によって核変換するため、PWR-MOX 使用済燃料の MA が高速炉 MOX 使用済燃料よりはるかに多いことが分かる。使用済燃料の MA は、原子炉運転停止時 2.5 kg/TWh (PWR-UO<sub>2</sub> 使用済燃料)、12.0 kg/TWh (PWR-MOX 使用済燃料)、5.9 kg/TWh (高速炉) であり、冷却 15 年後にはそれぞれ 4.3 kg/TWh ( $\beta = 1.7$ )、26.9 kg/TWh ( $\beta = 2.2$ )、8.1 kg/TWh ( $\beta = 1.4$ )、冷却 50 年後には 5.9 kg/TWh ( $\beta = 2.3$ )、38.5 kg/TWh ( $\beta = 3.2$ )、9.9 kg/TWh ( $\beta = 1.7$ ) まで増加する。

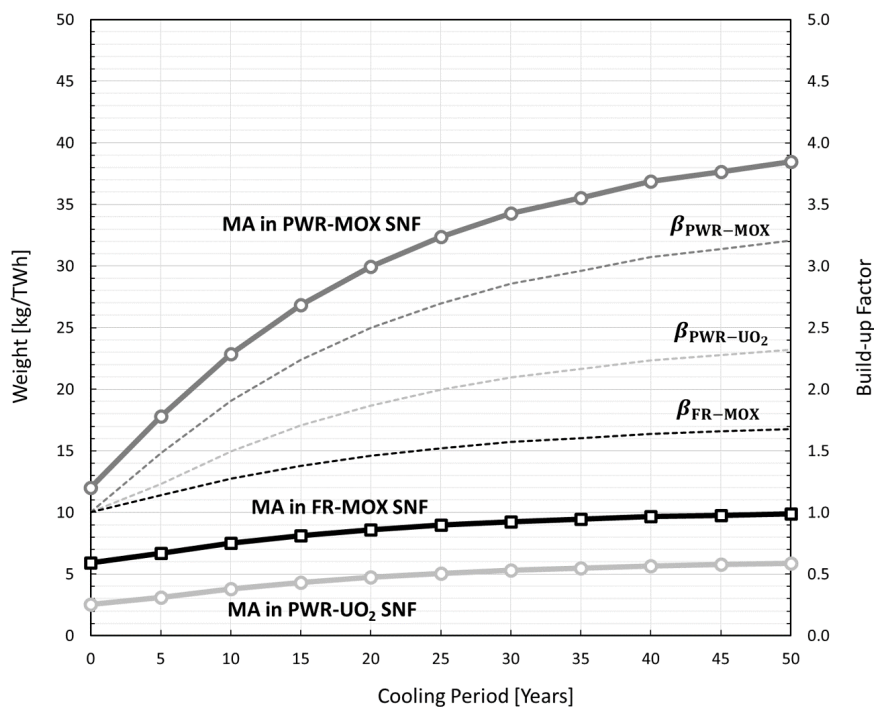
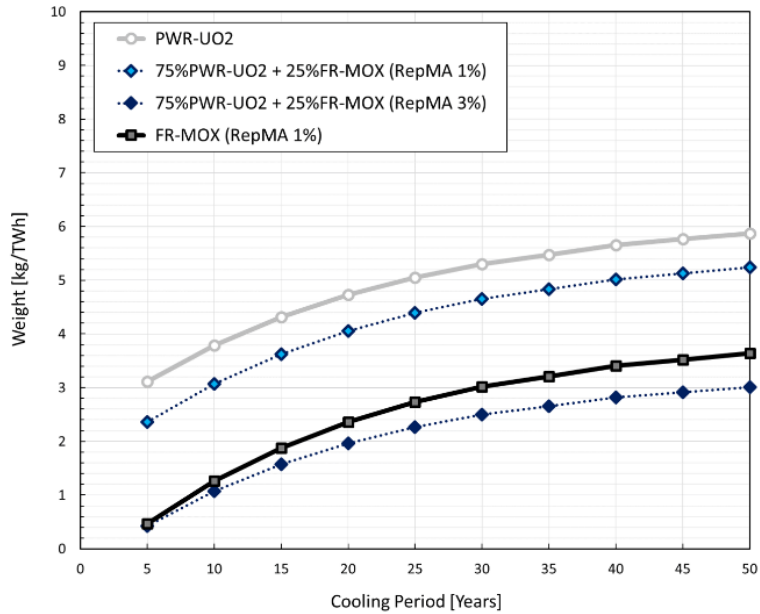


図 3.1.2-4 冷却期間による使用済燃料の MA ビルドアップ

図 3.1.2-5 に MA 平衡サイクルにおける高速炉炉心の MA 含有率 1.0 wt% と 3.0 wt% に対して、冷却期間による MA 総量 ( $M_{MA@S} + M_{MA@D}$ ) を示す。PWR-UO<sub>2</sub> 燃料サイクルに総電気出力の 25 % を占めるように高速炉を導入 (PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル) すると、電気出力あたりの MA 総量は、MA 含有率 1.0 wt% (MA 核変換率 7.2 %) に対して 11~24 % (0.6~0.8 kg/TWh)、MA 含有率 3.0 wt% (MA 核変換率 36.8 %) に対して 49~86 % (2.7~2.9 kg/TWh) の削減が可能である。特に MA 含有率が 3.0 wt% の場合、MA 総量は MA 含有率 1.0 wt% の高速炉 MOX 燃料サイクルより低くなる。

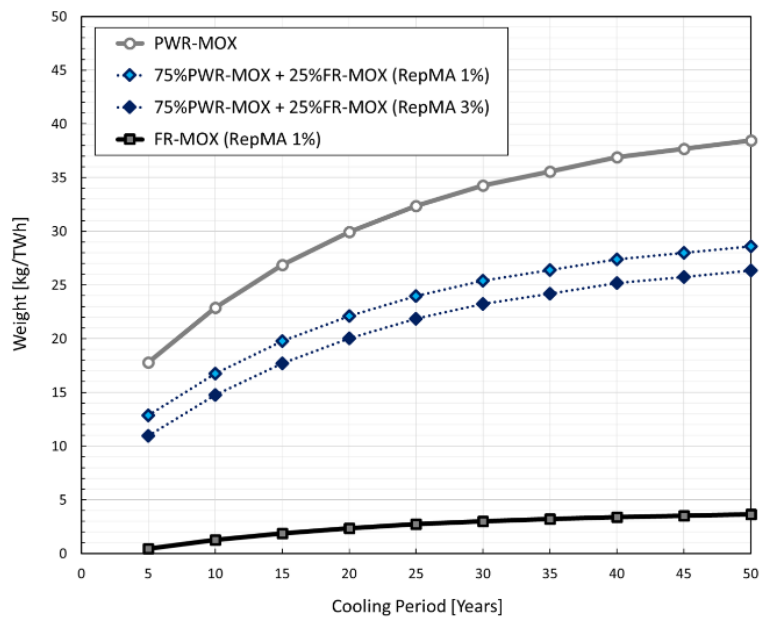
PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクルでは、MA 含有率 1.0 wt% の場合、高速炉導入による MA 削減の効果が 26～28 % (4.9～9.7 kg/TWh) となり、PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクルよりも効果的である。しかし、MA 含有率の増加 (1.0 wt% から 3.0 wt%) に伴う MA 削減の効果は 32～39 % (4.9～9.7 kg/TWh) となり、相対的に小さい。これは、PWR-MOX 使用済燃料の MA が高速炉使用済燃料よりはるかに多いため、総電気出力の 25 % を高速炉が分担することによる使用済燃料の MA 削減の効果が、高速炉の MA 核変換による MA 消費の効果より大きいからである。

図 3.1.2-6 に MA 平衡リサイクルにおける、MA 含有率 1.0 wt% の場合、高速炉の出力分担率による MA 総量を示す。電気出力あたり MA 総量は、両方の燃料サイクルにおいて、同様に高速炉の出力分担率に比例して減少する。従って、PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクルでは高速炉の出力分担を上げることが MA 削減に効果的である。一方、PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクルでは図 3.1.2-5 のように MA 含有率を上げることが MA 削減により効果的である。



PWR-UO<sub>2</sub> : PWR-UO<sub>2</sub> 燃料サイクル  
 75%PWR-UO<sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 1%) : PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 75%PWR-UO<sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 3%) : PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 3.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 FR-MOX (RepMA 1%) : FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%)

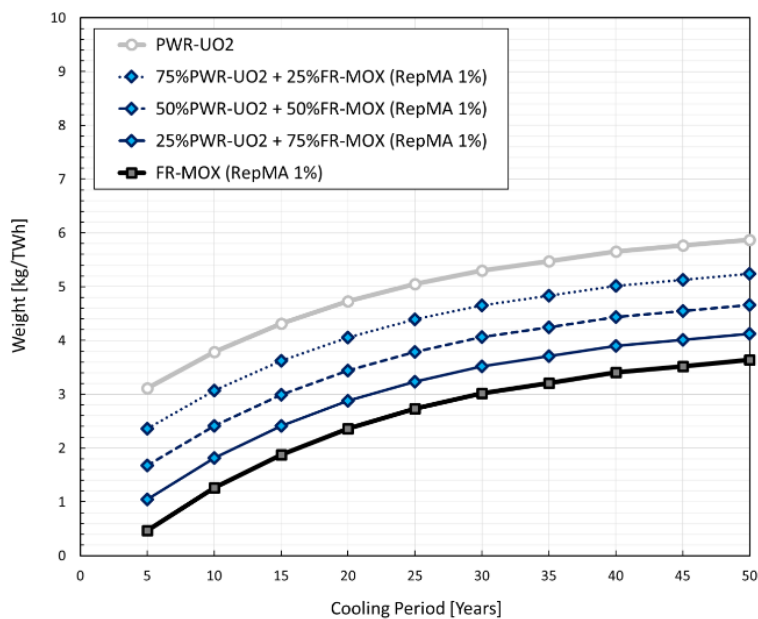
(a) PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル



PWR-MOX : PWR-MOX 燃料サイクル  
 75%PWR-MOX + 25%FR-MOX (RepMA 1%) : PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 75%PWR-MOX + 25%FR-MOX (RepMA 3%) : PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 3.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 FR-MOX (RepMA 1%) : FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%)

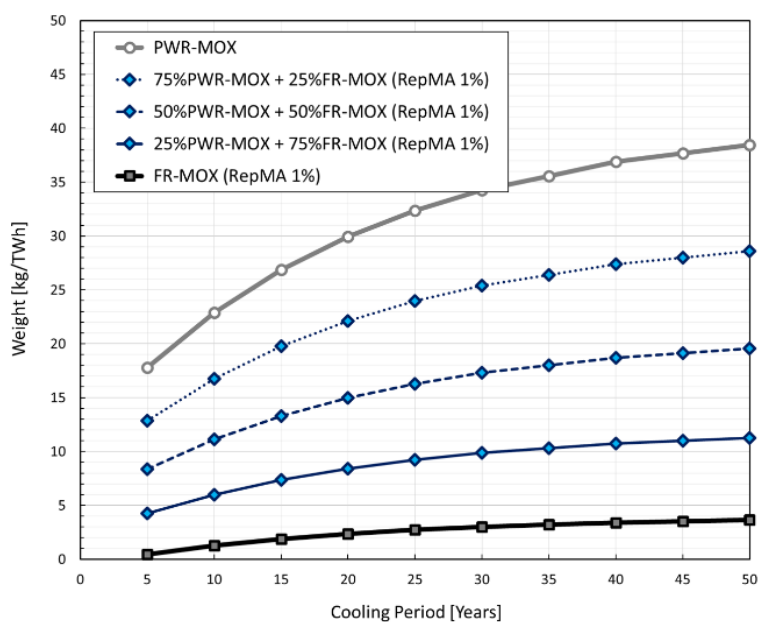
(b) PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル

図 3.1.2-5 MA 平衡期リサイクルにおける冷却期間による MA 総量



PWR-UO<sub>2</sub> : PWR-UO<sub>2</sub> 燃料サイクル  
 75%PWR-UO<sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 1%) : PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 50%PWR-UO<sub>2</sub> + 50%FR-MOX (RepMA 1%) : PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%、高速炉電気出力分担 50 %)  
 25%PWR-UO<sub>2</sub> + 75%FR-MOX (RepMA 1%) : PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%、高速炉電気出力分担 75 %)  
 FR-MOX (RepMA 1%) : FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%)

(a) PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル



PWR-MOX : PWR-MOX 燃料サイクル  
 75%PWR-MOX + 25%FR-MOX (RepMA 1%) : PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 50%PWR-MOX + 50%FR-MOX (RepMA 1%) : PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%、高速炉電気出力分担 50 %)  
 25%PWR-MOX + 75%FR-MOX (RepMA 1%) : PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%、高速炉電気出力分担 75 %)  
 FR-MOX (RepMA 1%) : FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%)

(b) PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル

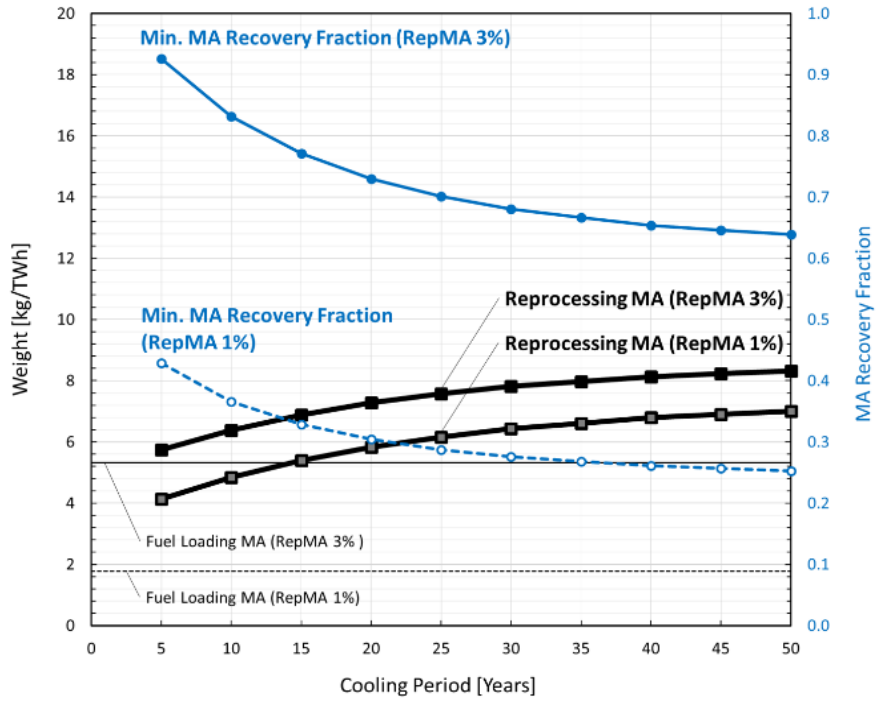
図 3.1.2-6 MA 平衡期リサイクルにおける高速炉の出力分担率による MA 総量



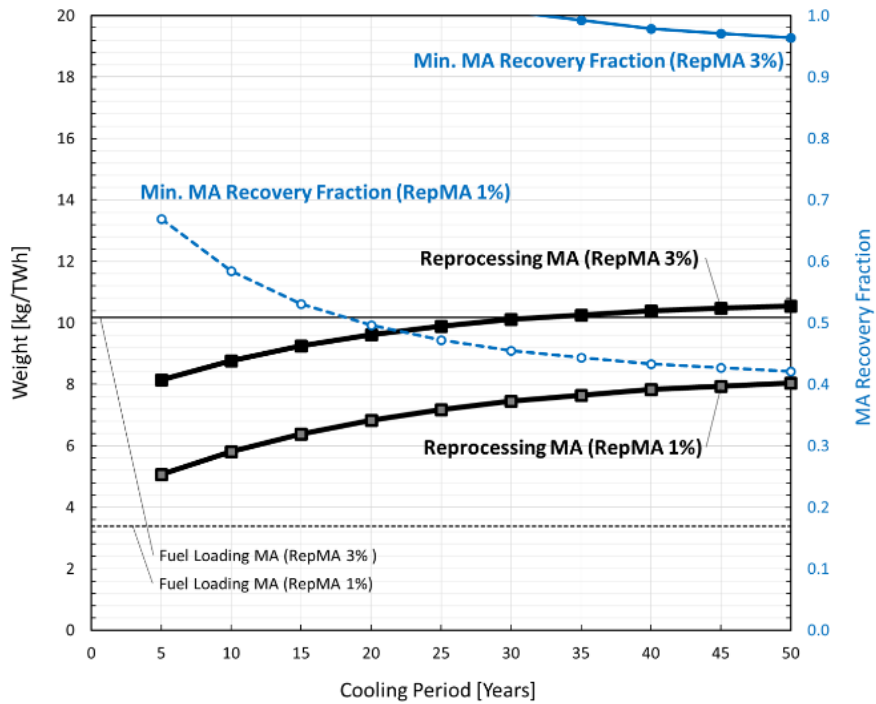
## b. MA 回収率

MA 平衡期リサイクルにおける MA ストックの物質収支を満たすためには高速炉炉心に装荷する MA の量以上の MA を使用済燃料から回収する必要がある。図 3.1.2-7 に PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクルの MA 平衡期リサイクルにおける MA 含有率 1.0 wt% と 3.0 wt% に対して再処理する MA 及び MA ストックの物質収支を満たすために必要とする最小 MA 回収率 (Min. MA Recovery Fraction) を示す。最小 MA 回収率は、再処理する MA (Reprocessing MA) に対する高速炉炉心に装荷する MA (Fuel Loading MA) の割合で計算される。図 3.1.2-4 に示したように高速炉使用済燃料の MA は PWR-UO<sub>2</sub> 使用済燃料より多いため、高速炉の出力分担を上げると再処理する MA が増加する。高速炉電気出力分担 25 % では、全ての冷却期間において最小 MA 回収率が 100 % 未満 (例 : MA 含有率 3.0 wt%、冷却期間 5 年の場合、最小 MA 回収率は約 93 %) であり、特に MA 含有率が 1.0 wt% の場合は 50 % 未満の比較的低 MA 回収率で十分であることが分かる。一方、高速炉の出力分担を上げるとより多くの MA 装荷とより高い MA 回収率が必要となる。MA 含有率 3.0 wt% の場合、高速炉電気出力分担 50 % では約 30 年以下の冷却期間において、再処理する MA が高速炉炉心に装荷する MA より少ないため、MA ストックの物質収支は負となる。特に図 3.1.2-7(d) は、高速炉自体が MA 含有率 3.0 wt% の場合は MA ストックの物質収支が負になることを表している。従って高速炉燃料サイクルにおける MA の物質収支の観点から平衡期高速炉炉心の MA 含有率は 2 wt% 未満に限定され得る。

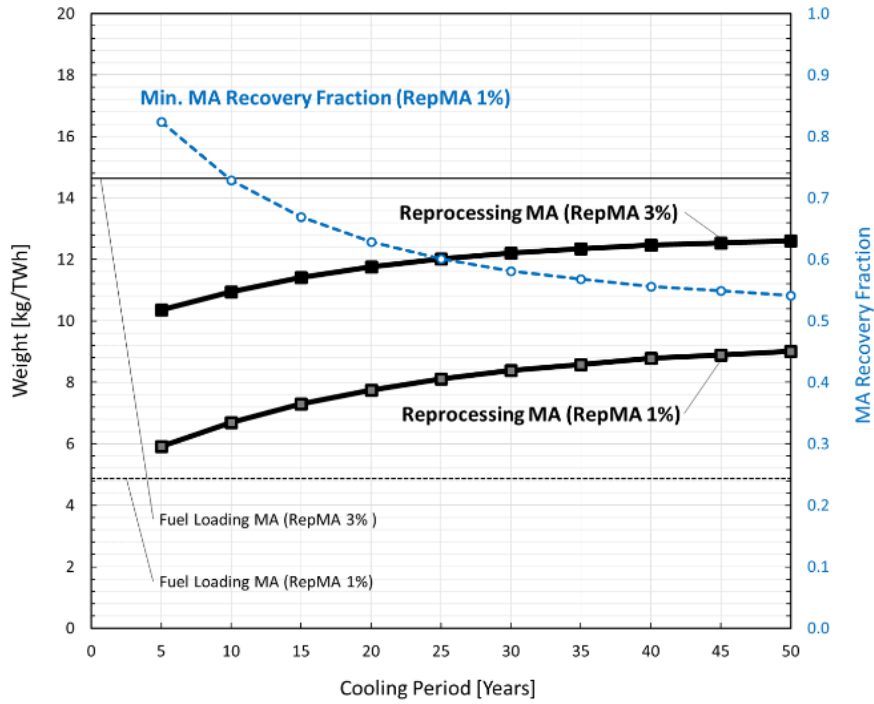
図 3.1.2-8 に PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクルの MA 平衡期リサイクルにおける最小 MA 回収率を示す。図 3.1.2-4 に示したように高速炉使用済燃料の MA は PWR-MOX 使用済燃料より少ないため、高速炉の出力分担を上げると再処理する MA は減少する。一方、再処理する MA は PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクルより多いため、必要とする最小 MA 回収率は PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクルより低いことが分かる。また、使用済燃料の冷却期間を長期化すると最小 MA 回収率は下がる。



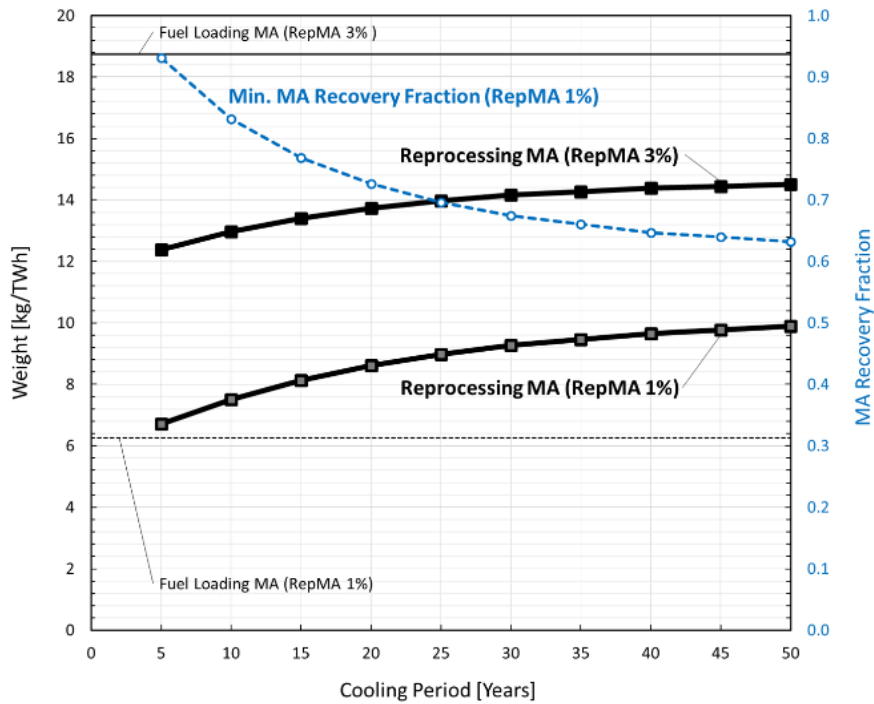
(a) 高速炉電気出力分担 25 %



(b) 高速炉電気出力分担 50 %

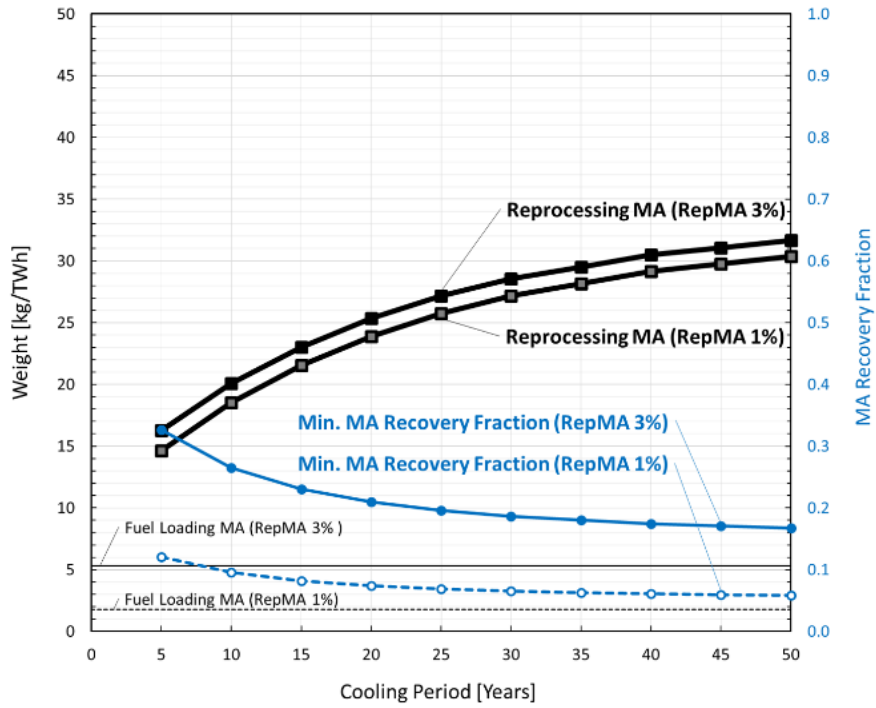


(c) 高速炉電気出力分担 75 %

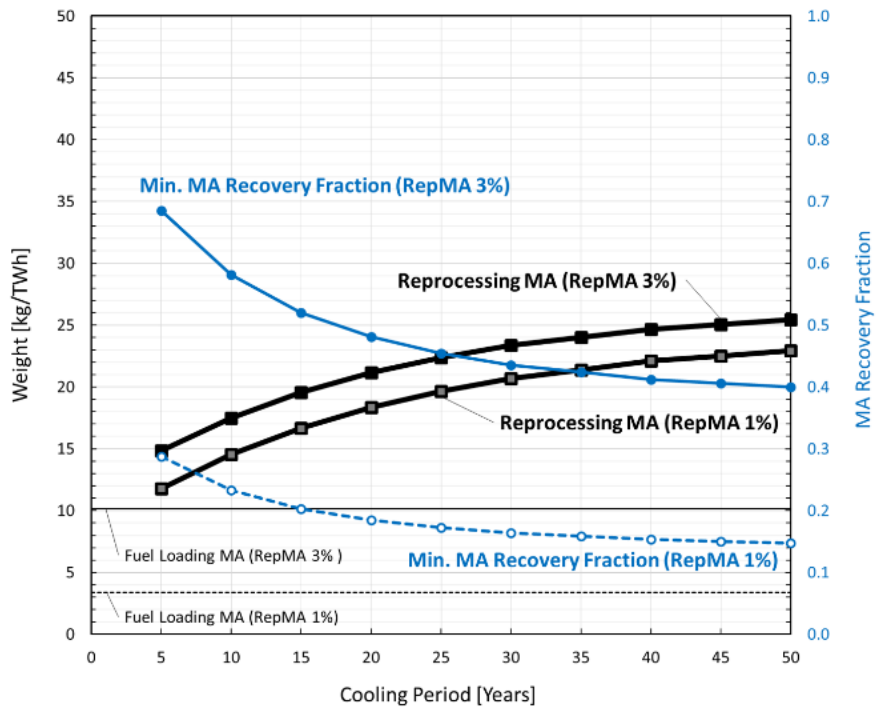


(d) 高速炉電気出力分担 100 %

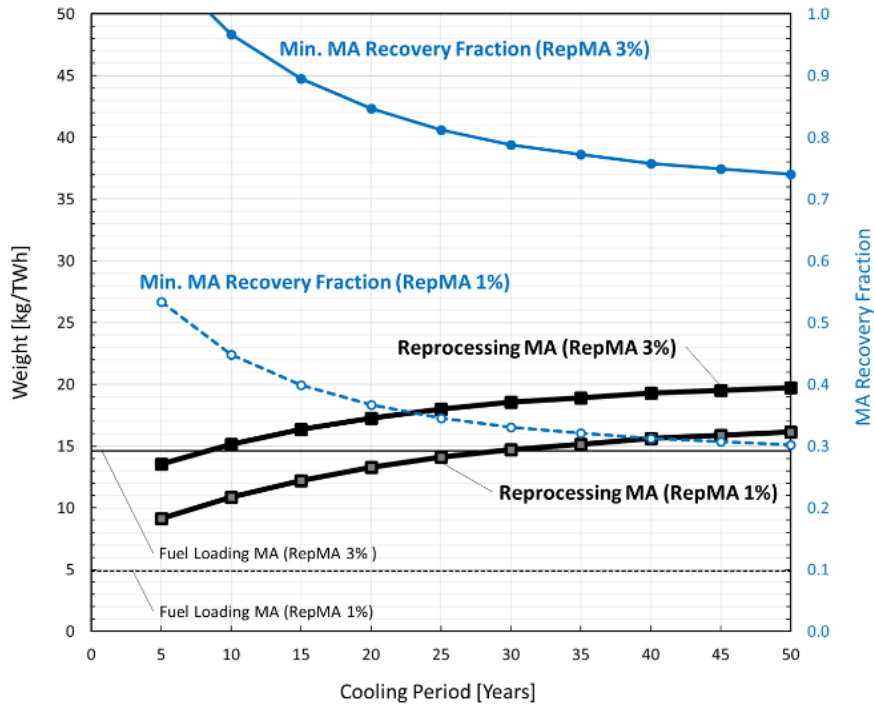
図 3.1.2-7 MA 平衡期リサイクルにおける最小 MA 回収率 (PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル)



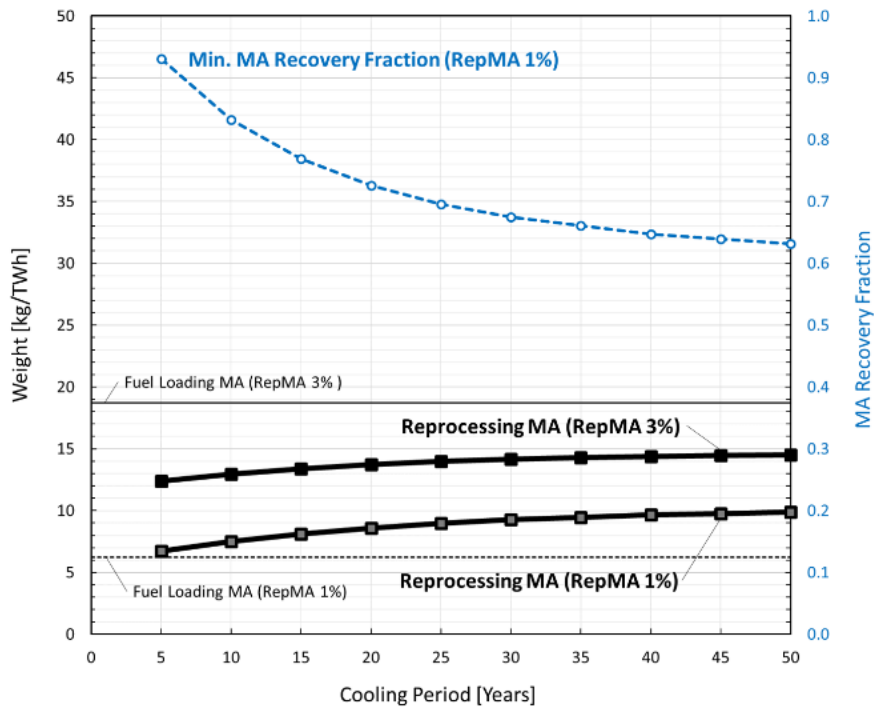
(a) 高速炉電気出力分担 25 %



(b) 高速炉電気出力分担 50 %



(c) 高速炉電気出力分担 75 %



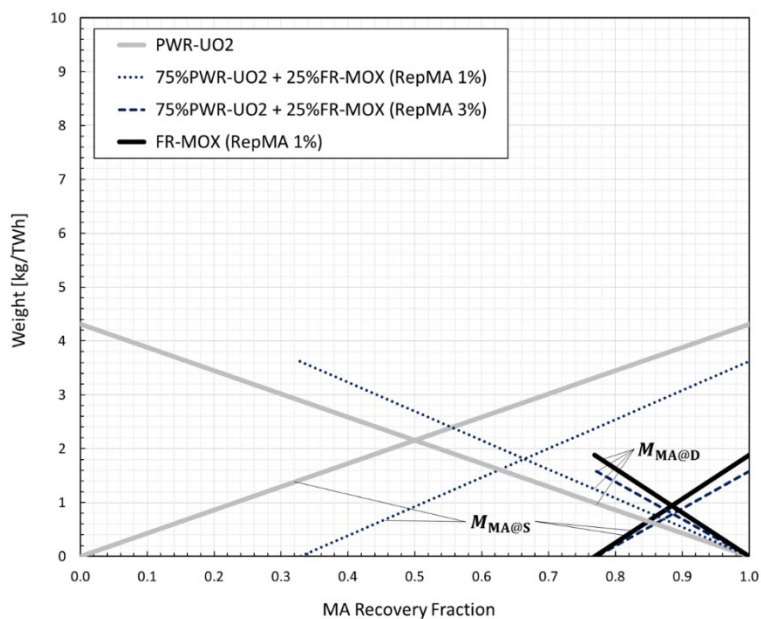
(d) 高速炉電気出力分担 100 %

図 3.1.2-8 MA 平衡期リサイクルにおける最小 MA 回収率 (PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル)

### c. MA ストックと MA 処分

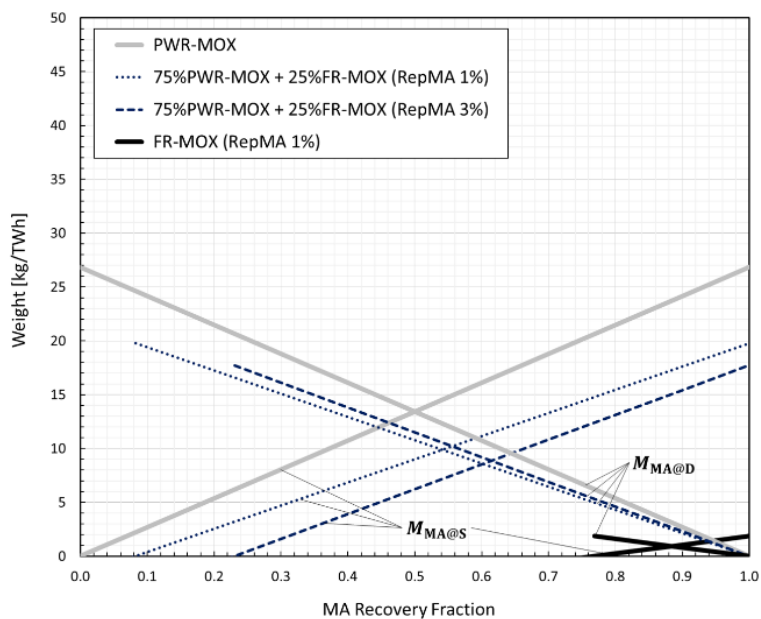
MA ストック ( $M_{MA@S}$ ) は MA の回収とリサイクルの物質収支であり、MA 処分 ( $M_{MA@D}$ ) は MA 回収率に応じた残りの MA である。図 3.1.2-9 に使用済燃料の冷却期間が 15 年の場合、MA 平衡期リサイクルにおける MA 含有率 1.0 wt% と 3.0 wt% に対して、MA 回収率による MA ストックと MA 処分を示す。MA 回収率を上げるとともに MA ストックは増加し、MA 処分はその分減少する。MA 回収率を最小 MA 回収率 (例：図 3.1.2-9(a) の 75 %PWR-UO<sub>2</sub> + 25 %FR-MOX (RepMA 3%) の場合、最小 MA 回収率は約 77 %) 未満に下げると MA ストックは負となるため、最小 MA 回収率未満での MA 処分は表示されない。

PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 核燃料サイクルでは、MA 含有率を上げるとリサイクル MA が多くなり MA ストックは減少する半面、MA 含有率に応じて使用済燃料の MA が増えるため MA 処分は増加する。一方、MA 回収率を上げると回収 MA が多くなり MA ストックは増加する半面、MA 回収率に応じて MA 処分は減少する。これは、MA 含有率と MA 回収率は MA ストックの核燃料サイクルへの負荷と MA 処分の環境負荷の間と同様のトレードオフの関係にあることを示している。PWR-MOX + FR-MOX 核燃料サイクルでは、MA 含有率を上げると同様に MA 処分は増加するが、MA 処分量は PWR-MOX 燃料サイクルの MA 処分量を下回る。これは、PWR-MOX 使用済燃料の MA が高速炉使用済燃料よりはるかに多いため、高速炉を導入することによる使用済燃料の MA 削減の効果が大きく、MA 含有率を上げることによる使用済燃料の MA 増加が相対的に小さいからである。一方、MA 回収率の上下による MA ストック及び MA 処分の増減は、PWR-MOX + FR-MOX 核燃料サイクルより大きい。図 3.1.2-10 には使用済燃料の冷却期間が 50 年の場合の結果を示す。より多くの MA が回収又は処分される。



PWR-UO<sub>2</sub> : PWR-UO<sub>2</sub> 燃料サイクル  
 75%PWR-UO<sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 1%) : PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 75%PWR-UO<sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 3%) : PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 3.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 FR-MOX (RepMA 1%) : FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%)

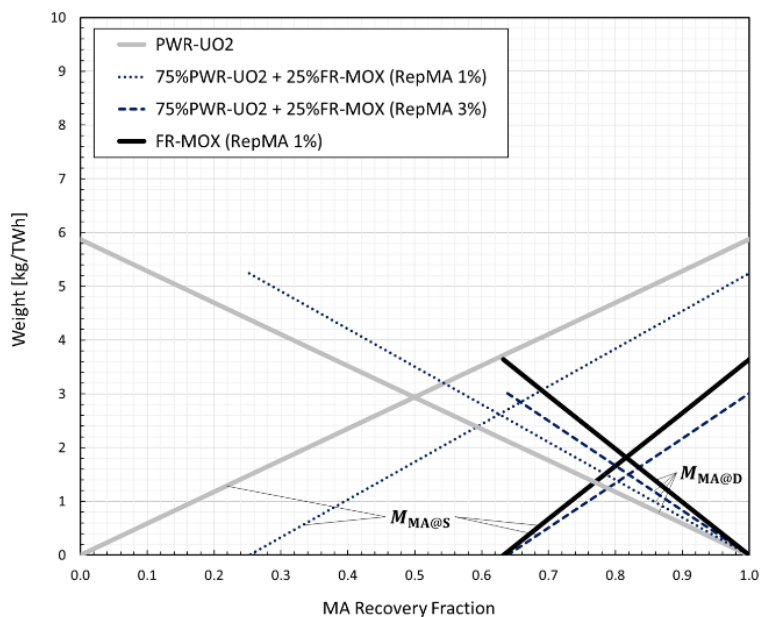
(a) PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル



PWR-MOX : PWR-MOX 燃料サイクル  
 75%PWR-MOX + 25%FR-MOX (RepMA 1%) : PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 75%PWR-MOX + 25%FR-MOX (RepMA 3%) : PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 3.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 FR-MOX (RepMA 1%) : FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%)

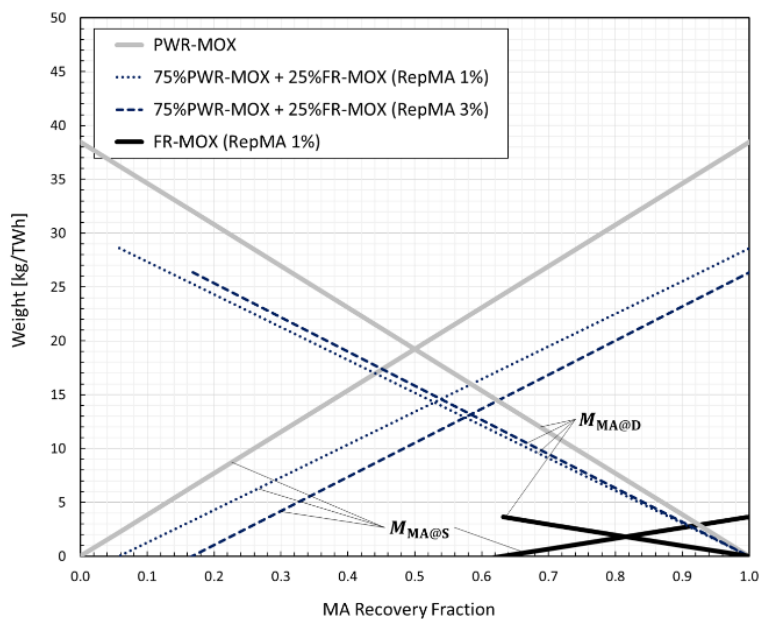
(b) PWR-MOX + FR-MOX 核燃料サイクル

図 3.1.2-9 MA 平衡期リサイクルにおける MA 回収率による MA ストックと MA 処分  
(使用済燃料冷却期間 15 年)



PWR-UO<sub>2</sub> : PWR-UO<sub>2</sub> 燃料サイクル  
 75%PWR-UO<sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 1%) : PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 75%PWR-UO<sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 3%) : PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 3.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 FR-MOX (RepMA 1%) : FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%)

(a) PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル



PWR-MOX : PWR-MOX 燃料サイクル  
 75%PWR-MOX + 25%FR-MOX (RepMA 1%) : PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 75%PWR-MOX + 25%FR-MOX (RepMA 3%) : PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 3.0 wt%、高速炉電気出力分担 25 %)  
 FR-MOX (RepMA 1%) : FR-MOX 燃料サイクル (MA 含有率 1.0 wt%)

(b) PWR-MOX + FR-MOX 核燃料サイクル

図 3.1.2-10 MA 平衡期リサイクルにおける MA 回収率による MA ストックと MA 処分  
 (使用済燃料冷却期間 50 年)



d. MA 諸量評価

高速炉導入における MA 核変換の効果を含めて、核燃料サイクル条件による MA リサイクルの諸量評価を、表 3.1.2-2 と表 3.1.2-3 に示すようにまとめた。

使用済燃料冷却期間 15 年の PWR-UO<sub>2</sub> 燃料サイクルに総電気出力の 25 %を分担するように高速炉を導入(PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクル)すると、電気出力あたり MA 総量(MATotal)は、高速炉炉心の MA 含有率 1.0 wt%に対して 16 % (4.3 → 3.6 kg/TWh)、MA 含有率 3.0 wt%に対して 64 % (4.3 → 1.6 kg/TWh)の削減が可能である。MA 回収率 90 %の場合、MA ストック (MAStock)は、MA 含有率 1.0 wt%に対して 21 % (3.9 → 3.1 kg/TWh)、MA 含有率 3.0 wt%に対して 77 % (3.9 → 0.9 kg/TWh)の削減が可能である。一方、MA 処分(MADisposal)は、MA 含有率に対してそれぞれ 25 %と 60 %増加する。PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクルでは、MA 総量は MA 含有率に対してそれぞれ 26 % (26.9 → 19.8 kg/TWh)と 34 % (26.9 → 17.7 kg/TWh)の削減が可能である。MA 回収率 90 %の場合 MA ストックは、MA 含有率に対してそれぞれ 27 % (24.2 → 17.6 kg/TWh)と 36 % (24.2 → 15.4 kg/TWh)の削減が可能である。また、MA 処分(MADisposal)は、MA 含有率に対してそれぞれ 20 %と 14 %の削減が可能である。使用済燃料の冷却期間を 15 年から 50 年に長期化すると、高速炉導入における MA 核変換の効果は鈍化される。表 3.1.2-2 及び 3.1.2-3 の MA 諸量評価結果(MA 含有率 3 wt%の場合)を 3.1.1 の環境影響量におけるクライテリア 5(CR5)に使用した。

表 3.1.2-2 MA 平衡期リサイクルにおける MA 回収率による MA ストックと MA 処分及び MA 総量 (使用済燃料冷却期間 15 年)

(a) PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 核燃料サイクル

[kg/TWh]															
MA Recovery	PWR-UO <sub>2</sub>			PWR-UO <sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 1%)			PWR-UO <sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 3%)								
	MA Stock	MA Disposal	MA Total	MA Stock	MA Disposal	MA Total	MA Stock	MA Disposal	MA Total						
0.0%	0.000	4.313	4.313	-1.771	---	5.394	---	3.623	---	-5.314	---	6.891	---	1.576	---
70.0%	3.019	1.294	4.313	2.005	-33.6%	1.618	25.1%	3.623	-16.0%	-0.491	---	2.067	---	1.576	---
90.0%	3.882	0.431	4.313	3.083	-20.6%	0.539	25.1%	3.623	-16.0%	0.887	-77.2%	0.689	59.8%	1.576	-63.5%
99.5%	4.292	0.022	4.313	3.596	-16.2%	0.027	25.1%	3.623	-16.0%	1.542	-64.1%	0.034	59.8%	1.576	-63.5%
99.9%	4.309	0.004	4.313	3.618	-16.0%	0.005	25.1%	3.623	-16.0%	1.569	-63.6%	0.007	59.8%	1.576	-63.5%

(b) PWR-MOX + FR-MOX 核燃料サイクル

[kg/TWh]															
MA Recovery	PWR-MOX			PWR-MOX + 25%FR-MOX (RepMA 1%)			PWR-MOX + 25%FR-MOX (RepMA 3%)								
	MA Stock	MA Disposal	MA Total	MA Stock	MA Disposal	MA Total	MA Stock	MA Disposal	MA Total						
0.0%	0.000	26.852	26.852	-1.771	---	21.541	---	19.770	---	-5.314	---	23.038	---	17.723	---
70.0%	18.796	8.056	26.852	13.308	-29.2%	6.462	-19.8%	19.770	-26.4%	10.812	-42.5%	6.911	-14.2%	17.723	-34.0%
90.0%	24.167	2.685	26.852	17.616	-27.1%	2.154	-19.8%	19.770	-26.4%	15.419	-36.2%	2.304	-14.2%	17.723	-34.0%
99.5%	26.718	0.134	26.852	19.662	-26.4%	0.108	-19.8%	19.770	-26.4%	17.608	-34.1%	0.115	-14.2%	17.723	-34.0%
99.9%	26.825	0.027	26.852	19.748	-26.4%	0.022	-19.8%	19.770	-26.4%	17.700	-34.0%	0.023	-14.2%	17.723	-34.0%

表 3.1.2-3 MA 平衡期リサイクルにおける MA 回収率による MA ストックと MA 処分及び MA 総量  
(使用済燃料冷却期間 50 年)

(a) PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 核燃料サイクル

[kg/TWh]										
MA Recovery	PWR-UO <sub>2</sub>			PWR-UO <sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 1%)			PWR-UO <sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 3%)			
	MA Stock	MA Disposal	MA Total	MA Stock	MA Disposal	MA Total	MA Stock	MA Disposal	MA Total	
0.0%	0.000	5.873	5.873	-1.771 ---	7.011 ---	5.239 ---	-5.314 ---	8.320 ---	3.006 ---	
70.0%	4.111	1.762	5.873	3.136 -23.7%	2.103 19.4%	5.239 -10.8%	0.510 -87.6%	2.496 41.7%	3.006 -48.8%	
90.0%	5.286	0.587	5.873	4.538 -14.1%	0.701 19.4%	5.239 -10.8%	2.174 -58.9%	0.832 41.7%	3.006 -48.8%	
99.5%	5.844	0.029	5.873	5.204 -10.9%	0.035 19.4%	5.239 -10.8%	2.964 -49.3%	0.042 41.7%	3.006 -48.8%	
99.9%	5.867	0.006	5.873	5.232 -10.8%	0.007 19.4%	5.239 -10.8%	2.997 -48.9%	0.008 41.7%	3.006 -48.8%	

(b) PWR-MOX + FR-MOX 核燃料サイクル

[kg/TWh]										
MA Recovery	PWR-UO <sub>2</sub>			PWR-UO <sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 1%)			PWR-UO <sub>2</sub> + 25%FR-MOX (RepMA 3%)			
	MA Stock	MA Disposal	MA Total	MA Stock	MA Disposal	MA Total	MA Stock	MA Disposal	MA Total	
0.0%	0.000	38.471	38.471	-1.771 ---	30.364 ---	28.593 ---	-5.314 ---	31.674 ---	26.359 ---	
70.0%	26.930	11.541	38.471	19.484 -27.7%	9.109 -21.1%	28.593 -25.7%	16.857 -37.4%	9.502 -17.7%	26.359 -31.5%	
90.0%	34.624	3.847	38.471	25.556 -26.2%	3.036 -21.1%	28.593 -25.7%	23.192 -33.0%	3.167 -17.7%	26.359 -31.5%	
99.5%	38.279	0.192	38.471	28.441 -25.7%	0.152 -21.1%	28.593 -25.7%	26.201 -31.6%	0.158 -17.7%	26.359 -31.5%	
99.9%	38.433	0.038	38.471	28.563 -25.7%	0.030 -21.1%	28.593 -25.7%	26.328 -31.5%	0.032 -17.7%	26.359 -31.5%	

## (2) 新型炉導入核燃料サイクルのバックエンド評価能力の整備

### ① 核燃料サイクルのバックエンド諸量評価プログラムの開発

新型炉導入を含めた多様な核燃料サイクル条件に対する核燃料サイクルのバックエンド諸量を評価するために、「3.1.2(1)①」のMA諸量評価手法に基づいてExcelプログラムを開発した。軽水炉及び高速炉のそれぞれの燃焼条件に相当する燃焼計算を行い、各使用済燃料の冷却期間による核種インベントリのデータベースを構築した。図3.1.2-11に開発したExcelプログラムの入力画面を示す。ユーザーは各原子炉の運転条件（炉型、燃料、出力、稼働率、燃焼度、バッチ数等）と再処理条件（冷却期間、再処理能力、回収率、既存インベントリ等）を選択又は入力する。また、異なる炉型や燃焼条件に対するデータベースを追加することで多様な核燃料サイクル条件に対するバックエンド諸量評価が可能である。

Nuclear Fuel Cycle Option 2 : Simultaneous Introduction of LWRs and FRs													
Reactor Operation													
Reactor/Fuel Type	Power		Load Factor [%]	Discharge Burnup [GWd/tHM]	Specific Power [MW/tHM]	Initial Fuel Loading [tHM/y]	Annual Fuel Loading [tHM/y]	Fuel Residence Time		Fuel Exchange Batch	Cooling Time [Years]	Reprocessing Capacity [ton/y]	
	Electric [GWe]	Thermal [GWt]						Calculated [Years]	User Input [Years]				
<b>*Beginning</b>													
PWR.UO2.4.5%	0.75000	2.27273	80.00%	45.000	38.000	5.98086E+01	1.47475E+01	4.1	4	3			
FR.TRU.IC	0.11863	0.28235	95.00%	147.000	45.938	6.14634E+00	6.66014E-01	9.2	9	4			
FR.TRU.OC	0.11287	0.26862	95.00%	147.000	45.938	5.84756E+00	6.33638E-01	9.2	9	4	15	800.0	
FR.TRU.RB	0.01450	0.03451	95.00%	21.000	6.563	5.25867E+00	5.69826E-01	9.2	9	4			
FR.TRU.AB	0.00400	0.00952	95.00%	8.000	2.500	3.80800E+00	4.12633E-01	9.2	9	4			
Total	1.00000	2.86773				8.08692E+01	1.70296E+01						
<b>*Initial Recycle of Reprocessed SNF</b>													
PWR.UO2.4.5%	0.75000	2.27273	80.00%	45.000	38.000	5.98086E+01	1.47475E+01	4.1	4	3			
FR.TRU.IC	0.11863	0.28235	95.00%	147.000	45.938	6.14634E+00	6.66014E-01	9.2	9	4			
FR.TRU.OC	0.11287	0.26862	95.00%	147.000	45.938	5.84756E+00	6.33638E-01	9.2	9	4	15	800.0	
FR.TRU.RB	0.01450	0.03451	95.00%	21.000	6.563	5.25867E+00	5.69826E-01	9.2	9	4			
FR.TRU.AB	0.00400	0.00952	95.00%	8.000	2.500	3.80800E+00	4.12633E-01	9.2	9	4			
Total	1.00000	2.86773				8.08692E+01	1.70296E+01						
<b>*Equilibrium Recycle of Reprocessed SNF</b>													
PWR.UO2.4.5%	0.75000	2.27273	80.00%	45.000	38.000	5.98086E+01	1.47475E+01	4.1	4	3			
FR.TRU.IC	0.11863	0.28235	95.00%	147.000	45.938	6.14634E+00	6.66014E-01	9.2	9	4			
FR.TRU.OC	0.11287	0.26862	95.00%	147.000	45.938	5.84756E+00	6.33638E-01	9.2	9	4	15	800.0	
FR.TRU.RB	0.01450	0.03451	95.00%	21.000	6.563	5.25867E+00	5.69826E-01	9.2	9	4			
FR.TRU.AB	0.00400	0.00952	95.00%	8.000	2.500	3.80800E+00	4.12633E-01	9.2	9	4			
Total	1.00000	2.86773				8.08692E+01	1.70296E+01						

図 3.1.2-11 核燃料サイクルのバックエンド諸量評価 Excel プログラムの入力画面

図 3.1.2-12 と図 3.1.2-13 に、核燃料サイクル条件による Excel プログラムの計算結果の例を示す。基準シナリオ（図では Reference (PWR-UO<sub>2</sub> 燃料サイクル又は PWR-MOX 燃料サイクル)）に対して、核燃料サイクルのバックエンド諸量評価のための廃棄物処分量、MA ストック量及び MA 処分量、FP 及び AD（アクチノイドの娘核種）処分量等の比較計算が可能である。(a)は単位電気出力あたりの廃棄物処分の時間累積量、(b)は単位電気出力あたりの MA ストック及び MA 処分の時間累積量、(c)は単位発電電力あたりの MA ストック及び MA 処分量、(d)は単位発電電力あたりの FP 及び AD 処分量である。(c)は MA の回収とリサイクルによる物質収支、(d)は FP と AD の処分による物質収支を示す。

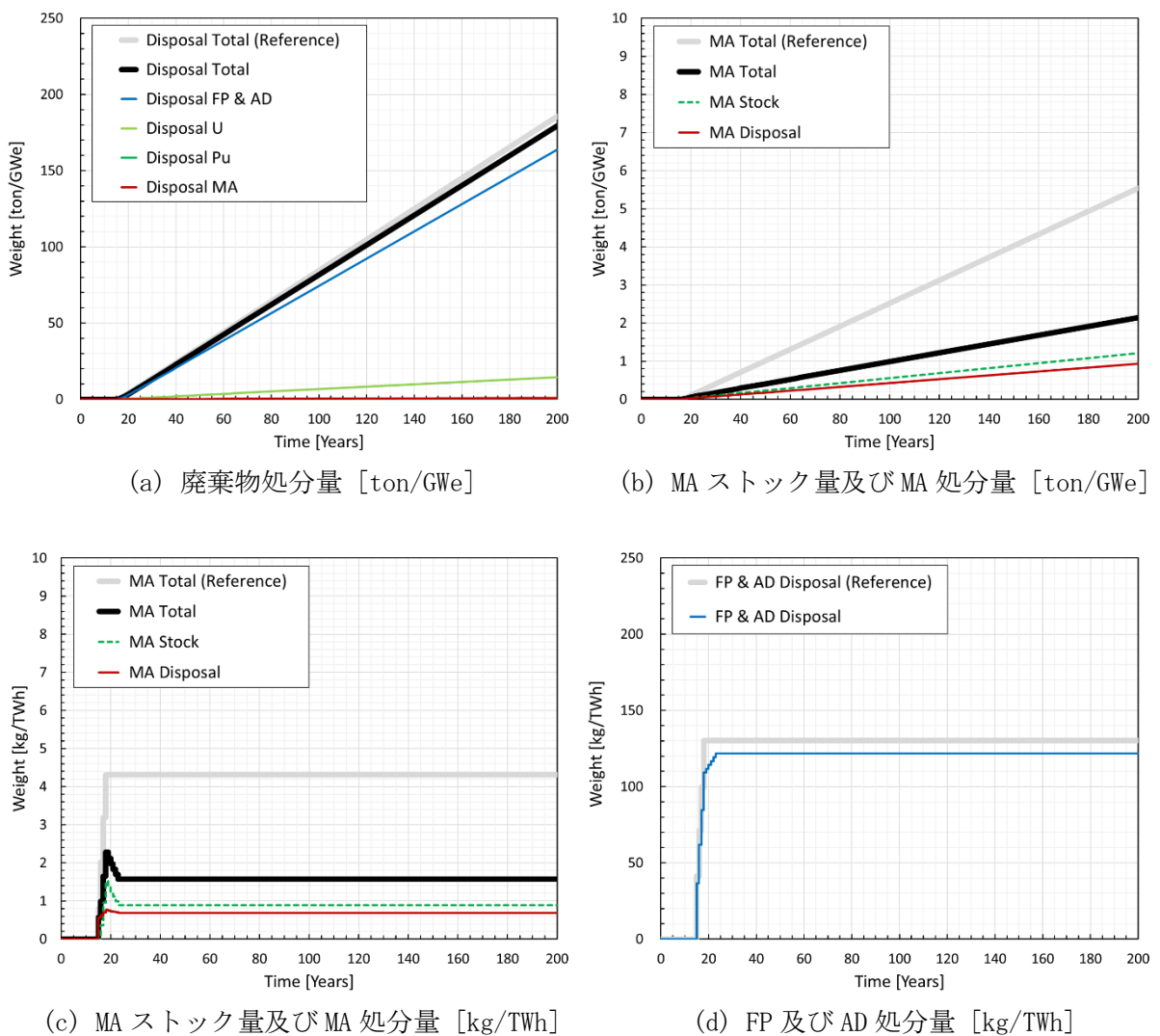
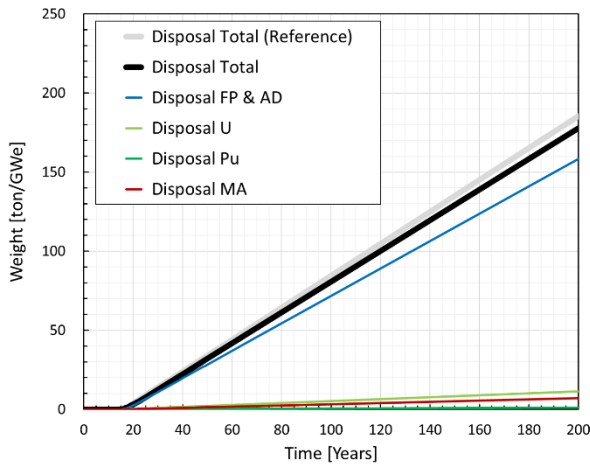
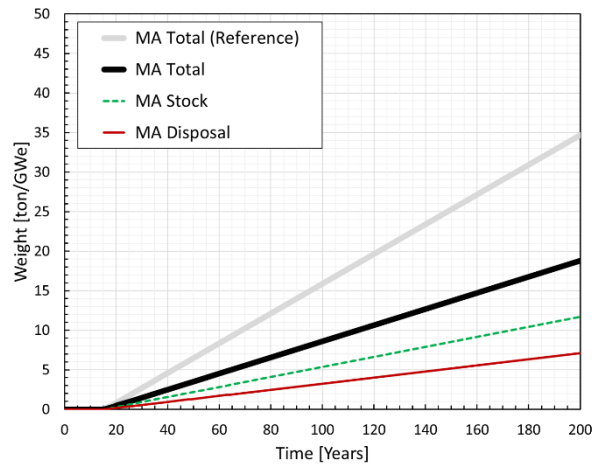


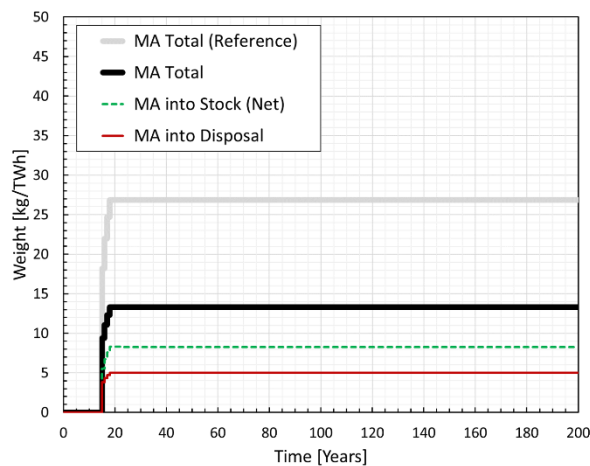
図 3.1.2-12 核燃料サイクル条件によるバックエンド諸量評価 Excel プログラムの計算結果例 (PWR-UO<sub>2</sub> + 25 %FR-MOX、MA 含有率 3 wt%、冷却期間 15 年、U・Pu 99.5 %回収、MA 回収率 90 %)



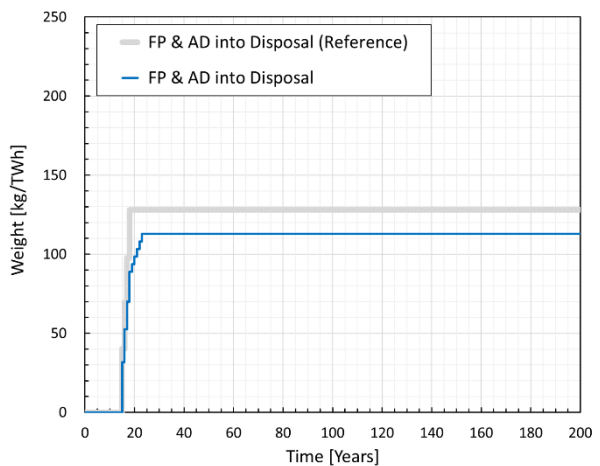
(a) 廃棄物処分量 [ton/GWe]



(b) MA ストック量及び MA 処分量 [ton/GWe]



(c) MA ストック量及び MA 処分量 [kg/TWh]



(d) FP 及び AD 処分量 [kg/TWh]

図 3.1.2-13 核燃料サイクル条件によるバックエンド諸量評価 Excel プログラムの計算結果例 (PWR-MOX + 50 %FR-MOX、MA 含有率 1 wt%、冷却期間 15 年、U・Pu 99.5 %回収、MA 回収率 70 %)

## ② 放射性廃棄物の環境負荷評価プログラムの整備

多様な処理処分条件に対する放射性廃棄物の環境負荷評価のために令和 3 年度に開発した Excel プログラムにおいて、高速炉等新型炉導入の核燃料サイクルに対応できるよう関連データベースを整備した。図 3.1.2-14 に開発・整備した Excel プログラムの入力画面を示す。ユーザーは原子炉運転条及び廃棄物処分条件（ガラス固化体重量、廃棄物含有率、坑道離間距離、廃棄体ピッチ、 $\text{Na}_2\text{O}_3$  含有率等）を選択又は入力する。崩壊熱、放射性毒性、廃棄体発熱量、廃棄体専有面積等の計算が可能である。また、使用済燃料のデータベースを追加することで多様な核燃料サイクル条件に対する放射性廃棄物の環境負荷評価が可能である。



User Inputs:

- ・電気出力
- ・熱効率
- ・比出力
- ・稼働率
- ・再処理能力

- ・燃焼度
- ・冷却期間
- ・再処理・分離効率
- ・使用済燃料 (選択)

BNFC (BACK END OF NUCLEAR FUEL CYCLE) V1.0																																		
INPUT																																		
Electric Power [MW]	Efficiency [%]	1																																
1.00000E+03	33.00%	H																																
Thermal Power [MW]	Specific Power [MW/HM]	3	4	Z	Actinides or X Daughters	Z	FPs or X Daughters	Z	Others																									
3.03030E+03	38.00	Li	Be	SP [%]		SP [%]				5	6	7	8	9	10	HLW Mass [kg/HM]	HLW Heat [kW/HM]																	
80.00%	45000	Na	Mg																	54.135	400.000													
Annual Loading [HM/Year]	Cooling Time [Years]	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	VW Mass [kg/Unit]	No of Units [Units/HM]													
1.96633E+04	15	K	Ca	Sc	Ti	V	Cr	Mn	Fe	Co	Ni	Cu	Zn	Ga	Ge	As	Se	Br	Kr	88.000	1.26													
Rep Ratio [%]	Rep Capacity [HM/Year]	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	VW Heat [kW/Unit]	VW Radioactivity [Sv/Unit]													
100.00%	6.00000E+02	Rb	Sr	Y	Zr	Nb	Mo	Tc	Ru	Rh	Pd	Ag	Cd	In	Sn	Sb	Te	I	Xe	0.811	1.1874E+08													
		55	56		72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	Mo Content [wt%/Unit]	PGM Content [wt%/Unit]													
		Cs	Ba		Hf	Ta	W	Re	Os	Ir	Pt	Au	Hg	Tl	Pb	Bi	Po	At	Rn	1.36%	1.33%													
		87	88		104	105	106	107	108	109	110	111	112	113	114	115	116	117	118	Tunnel Spacing [m]	Package Pitch [m]													
		Fr	Ra		Rf	Db	Sg	Bh	Hs	Mt	Ds	Rg	Cn	Nh	Fl	Mc	Lv	Ts	Og	10.00	4.44													
Reactor Start Year	Reactor End Year	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71					Occupied Area [m <sup>2</sup> /Unit]	Disposal Area [m <sup>2</sup> /HM]												
2021	2070	La	Ce	Pr	Nd	Pm	Sm	Eu	Gd	Tb	Dy	Ho	Er	Tm	Yb	Lu					44.40	56.16												
Spent Nuclear Fuel		89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100	101	102	103					CAERA [kg/m <sup>3</sup> ]													
PWR-UO <sub>2</sub> 4.5% 38MW 45GWd		Ac	Th	Pa	U	Np	Pu	Am	Cm	Bk	Cf	Es	Fm	Md	No	Lr					0.643													
									99.5%	70.0%	99.5%	70.0%	70.0%																					

User Inputs:

- ・ガラス固化体重量
- ・廃棄物含有率
- ・坑道離間距離
- ・廃棄体ピッチ
- ・Na<sub>2</sub>O<sub>3</sub>含有率

図 3.1.2-14 放射性廃棄物の環境負荷評価 Excel プログラムの入力画面

(3) まとめ

多様な核燃料サイクル条件に基づく MA リサイクルのシナリオを検討し、高速炉導入における MA 核変換の効果を含めて、核燃料サイクルの条件による MA 諸量評価手法を開発した。最終的に残る MA (MA ストック) 及び処分する MA (MA 処分) を評価するために、MA 平衡期リサイクルでの MA の物質収支に基づく MA 諸量評価を行った。① 高速炉炉心ではより多くの MA が核分裂によって核変換するため、PWR-UO<sub>2</sub> 使用済燃料より Pu と MA が多く含まれている PWR-MOX 使用済燃料の MA が、高速炉 MOX 使用済燃料よりはるかに多い。使用済燃料の冷却期間による MA ビルドアップは PWR-MOX 使用済燃料、PWR-UO<sub>2</sub> 使用済燃料、高速炉 MOX 使用済燃料の順に高い。② 従って高速炉導入による MA 総量削減の効果は、PWR-UO<sub>2</sub> 燃料サイクルよりも PWR-MOX 燃料サイクルの方が高い。PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクルでは高速炉炉心の MA 含有率を上げることが MA 削減により効果的である一方で、PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクルでは高速炉の出力分担を上げることがより効果的である。③ MA ストックの物質収支を満たすために必要とする最小 MA 回収率は、使用済燃料の MA が多い PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクルが PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクルより低い。MA 含有率や高速炉出力分担を上げるとより高い MA 回収率が必要となり、PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクルでは、MA 含有率 3.0 wt% の場合、高速炉電気出力分担を 75 % 以上上げると MA ストックの物質収支は負となる。また、高速炉燃料サイクルにおける MA の物質収支の観点からは、平衡期高速炉炉心の MA 含有率は 2 wt% 未満に限定され得る。④ MA 含有率と MA 回収率は、MA ストックの核燃料サイクルへの負荷と MA 処分の環境負荷の間と同様のトレードオフの関係にある。PWR-MOX + FR-MOX 核燃料サイクルでは、高速炉を導入することによる使用済燃料の MA 削減の効果が大きいこと、MA 含有率を上げることによる使用済燃料の MA 増加は相対的に小さい。一方、MA 回収率の上下による MA ストック及び MA 処分の増減は PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 核燃料サイクルより大きい。⑤ 高速炉導入における MA 核変換の効果を含めて核燃料サイクル条件による MA リサイクルの諸量評価結果における MA ストックを 3.1.1 の環境影響量におけるクライテリア 5 (CR5) に使用した。

新型炉導入核燃料サイクルのバックエンド評価能力を整備するために ① MA 諸量評価手法に基づいて、新型炉導入を含めた多様な核燃料サイクル条件に対するバックエンド諸量評価 Excel

プログラムを開発し、関連データベースを構築した。② また、令和 3 年度に開発した放射性廃棄物の環境負荷評価 Excel プログラムにおいて新型炉導入核燃料サイクルに対応できるよう関連データベースを追加・整備した。

#### 参考文献

- [1] IAEA, “Nuclear Fuel Cycle Simulation System: Improvements and Applications,” IAEA-TECDOC-1864, IAEA, 2019
- [2] IAEA, “Nuclear Fuel Cycle Simulation System (VISTA),” IAEA-TECDOC-1535, IAEA, 2007
- [3] JAEA, “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,” JAEA-Research 2006-043, 2006
- [4] S. Ohkia, T. Ogawaa, N. Kobayashia, M. Naganumaa, K. Kawashimaa, S. Maruyamaa, T. Mizunoo, T. Tanakab, “FBR Core Concepts in the “FaCT” Project in Japan,” PHYSOR2008, 2008
- [5] 大木繁夫, 丸山修平, 杉野和輝, “核変換炉研究の動向 (1) 高速炉,” 日本原子力学会 2019会春の年会, 2019
- [6] K. Kawaguchi, T. Namekawa, “Conceptual Study of Measures Against Heat Generation for TRU Fuel Fabrication System,” 7th International Conference on Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems (Global 2007), Boise, USA, September 9-13, 2007
- [7] 奥村啓介, 杉野和輝, 小嶋健介, 神智之, 岡本力, 片倉純一, “JENDL-4.0 に基づく ORIGEN2 用断面積ライブラリセット: ORLIBJ40,” JAEA-Data/Code 2012-032, JAEA, 2012
- [8] K. Suyama, “ZZ-ORIGEN2.2-UPJ, A Complete Package of ORIGEN2 Libraries Based on JENDL-3.2 and JENDL-3.3,” Computer Abstract of NEA-1642, OECD/NEA Databank, 2006

## 3.2 Am 分離プロセスの工学的設計研究

### 3.2.1 分離メカニズムの検証（再委託先：東京工業大学）【R1-R4】

#### 【R1～R3】

令和元年度は、簡素化 MA 分離プロセスの評価に必要な抽出平衡・速度データを把握するために、MA 分離用配位子、フローシートなどについて公開論文や研究機関報告書を調査した。高度分離では不十分とされた配位子について、簡素化分離の場合に工学的に成立し得るのか、その場合のフローシートはどのようになるかを検討した。令和元年度は、既往の MA 分離用の抽出剤とフローシートについて工学的成立性や環境負荷低減の観点から調査した。既往研究では MA 分離後の核変換を考慮して MA と RE を一括抽出した後に MA/RE を相互分離するプロセスや高レベル廃液から直接 MA を分離するプロセスが目指されてきたが、依然として難易度が高く工程も複雑化する。新たな着眼点として RE 随伴を許容した MA 分離ならば既往の抽出剤でも分離プロセスを大幅に簡素化できることを指摘した。このような観点での諸量評価は検討例が少なく、令和 2 年度のプロセス計算や諸量評価での検討事項として例示した。

令和 2 年度は、MA 分離・フローシートに関する公開論文・報告書の調査を行った。令和元年度に引き続き提案された MA 分離プロセス評価に必要な MA 抽出平衡・速度データを収集した。また、調査・収集された MA 分離プロセスに関する試験データのうち、平衡論関連データを用いて MA 分離プロセスの規模、求められる工学的要件について検討した。初年度に実施した MA 分離用の抽出剤とフローシートに関する文献調査結果をベースに、MA 分離に関する熱力学データや抽出平衡式を用いてより具体的な簡素化 MA 分離について検討を行った。高レベル廃液相当の高硝酸濃度溶液から 3 価の MA と RE の双方を抽出可能なジグリコールアミド抽出剤を用いて典型的なフローシートに基づく簡素化 MA 分離時の RE の随伴割合を試算したところ、MA 分離率が 70 % の時に 18 % 程度の RE が随伴することなどを把握した。また、幅広い分離について検討するため、簡素化 MA 分離の観点から乾式再処理に関しても新たに調査と考察を行った。

令和 3 年度は、さらに MA 分離・フローシートに関する公開論文・報告書の調査を行った。令和 2 年度に引き続き、提案された MA 分離プロセス評価に必要な MA の抽出平衡・速度データを収集・評価し、ミキサセトラ単段抽出プロセスのフローシートの検証、MA 分離プロセスの規模、求められる工学的要件について検討した。また、既報の抽出剤で MA 分離フローシート解析を行い、既報の抽出系における留意点、工学的要件について検討結果をまとめた。文献調査により抽出平衡・速度データを収集・評価したところ、簡素化 MA 分離の場合は抽出速度の影響で、平衡に至る前の非平衡状態の影響で分離係数が経時的に変動し得ることを示した。

このような速度論的な影響により、後段での燃料組成の変動が許容できない場合には、ミキサセトラ型抽出器を用いて MA 回収率を 70 % 程度で止める抽出プロセスよりも、RE の随伴を許容して MA を取り切る抽出プロセスの方が、工学適用性が高い可能性も示唆された。

#### 【R4】

令和 4 年度は、令和 3 年度までに調査した MA 及び RE 抽出に関する抽出平衡関係、抽出速度式を用いて、ミキサセトラ抽出器を想定した単段の MA/RE 分離挙動を評価し、同抽出プロセスによる簡素化 MA 分離の妥当性、成立性を検証した。単段での簡素化 MA 分離の場合は抽出速度の影響で分離係数が変動し得るなど、工学的な留意点が明らかとなった。さらに、工学的成立性の観点



から、抽出器を運転する上で避けるべき事象について検討を行った。

### (1) 単段でのミキサセトラ抽出器を想定した MA 簡素化分離の工学適用性について

簡素化 MA 分離は、①MA 回収率の抑制と、②MA 純度の抑制 によるプロセスの簡素化が考えられる。①については、例えば Eu(III) と Am(III) の抽出平衡に至るまでの分配比 ( $D$ ; Distribution ratio、有機相中と水相中の金属イオン濃度の比) の変化が異なるため、分配比の比である分離具合を表す分離係数 ( $SF$ ; Separation Factor) は大きく変動することになる。その一例として、図 3.2.1-1 はヨーロッパを中心に研究開発されてきた 2,6-Di(5,6-dipropyl-1,2,4-triazin-3-yl)pyridine (BTP) 誘導体での Am(III)、Eu(III) の分配比と分離係数の振とう時間依存性のグラフである<sup>[1]</sup>。図中の中抜きのマークの○が Am(III)、△が Eu(III)、塗りつぶされたマークと線は 10 mmol/L の *iPr*-BTP (BTP の側鎖がイソプロピル基) をケロシンと 1-オクタノールの 70 : 30 混合溶液、水相は Am-241 と Eu-152 と数 g/L の 3 価の希土類元素 (RE(III)) を含んだ 1 mol/L の硝酸溶液での抽出結果を示している。なお、回帰直線には物理的な意味はない。この図から、振とう時間によって分配比が抽出平衡に向かって上昇していくものの、分離係数が大きく経時変化することが分かる。1-オクタノールでは 100 分の振とう時間でも抽出平衡に達しておらず、ケロシン/1-オクタノール混合系では Am は平衡には数分で達するものの Eu は平衡に到達しておらず徐々に分配比が上昇する。このように、分離係数の変化は溶媒の種類にも影響を受けることが分かる。1-オクタノールは粘性が高いことが知られており、油水分散性も変化する。油水分散性が変化するると速度論的效果も変化する。

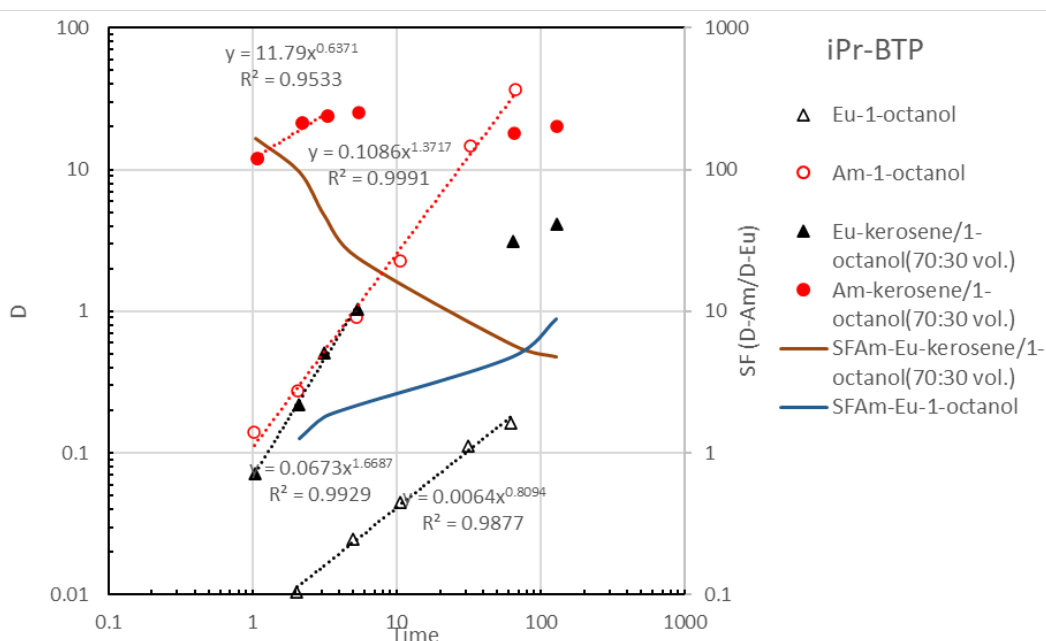


図 3.2.1-1 *iPr*-BTP での Am、Eu 分配比に及ぼす振とう時間依存性<sup>[1]</sup>

多段式ミキサセトラでの解析に供する抽出データとして、通常平衡状態の分配比を用いるが、実機適用においては、このように溶媒の化工物性(比重、粘性、界面張力など溶媒固有の物性)も影響する。抽出速度は、詳細には化学種の拡散係数、油水界面での錯体形成といった化学的な側面と、油水分散性や相分離といった機械的な影響を統合した結果として決定される。従って、抽

出速度は連続式のみキサセトラ試験を行う前に確認しておくのが一般的である。その時、抽出速度は機械的な攪拌具合にも依存するため、計算のみならず実機スケールでの連続抽出実験が必要になる。また、用いる抽出器を工学規模にスケールアップしたときの挙動も調べる必要がある。速度論的な影響による分配比、分離係数の変化は、運転条件の影響を大きく受ける。例えば、分離操作を行う場合の体積流量が大きいほど、抽出器内での平均滞留時間が短くなるため、より分離係数、分配比が平衡(定常)に至る間の非平衡な分離挙動の影響を強く受ける。仮に体積流量が変化した場合には、有機相中に回収される MA の分配比、また RE との分離係数は変動することとなり、得られる製品の組成が変化し得る。従って、回収 MA を燃料装荷する後段の炉心の検討において、MA への RE 随伴をどの程度許容できるかという観点に加えて、どの程度の変動を炉心運用上許容できるかという観点も重要となると考えられる。一方で変動する特性を利用すると MA 純度を高めることができる可能性がある。例えば、分離係数は、基本的にはみキサセトラの段数を増やしても増加しない。対象とする二つの元素の分離係数は、段数を増やすことにより同様に高まるため、その比を取ると一定となることが簡単な段数解析により示すことができる(各抽出段での水相と有機相の出入り、平衡式(抽出平衡定数)、物質収支などの連立方程式)。しかし、速度論的効果はこのような平衡論のみに基づいた定式化では求めることができない。従って、流速を高め非平衡状態の影響が高い状態とすると、平衡論では達成が難しい、基本的にはみキサセトラの多段接続では得ることが難しい分離が発現される可能性がある。また、滞留時間が短いと、分配比が十分に高まらないため、単位時間当たりの処理量の観点からは不利になる。従って、単段化することによって①組成の変動の影響が大きくなる恐れ、②平衡論では得られない特異な分離が達成される可能性、そして③分配比が低く、単位時間当たりの処理量が低下する可能性、などが示唆される。③は、工学適用性でも重要な因子である。

さらに、分離工程をより俯瞰的に眺めた簡素化、合理化も重要である。例えば通常の溶媒抽出による元素分離では、水相から抽出剤を含有する有機相に移行した金属イオンを、逆抽出により別の水相に回収し、使用済の有機相は洗浄後に再利用する。こういった抽出操作後の工程の簡素化も段数削減上は重要である。本節担当者の経験では、一般的に抽出よりも逆抽出操作の方がカイネティクスが遅い傾向にあり、正抽出より多くの段数を要する。従って、逆抽出段を簡素化できる分離プロセスという考え方も重要である。再利用する有機相は完全に洗浄を行わなければ、経時的に有機相の性質が変化していくこととなり、分離プロセス制御が難しくなる。有機相との接触時間が短くなれば抽出剤の放射線分解が低減され、溶媒洗浄にかかる負担も低減されると考えられる。単位時間当たりの処理量に加え、単位 MA 分離量当たりに必要な抽出剤量の観点も簡素化の観点からは重要である。通常は溶媒に対して抽出剤ははるかに高価であるため、放射線劣化の低減は再処理コストの低減につながる。

## (2) 簡素化 MA 分離の工学適用における抽出器の留意点について

簡素化 MA 分離の工学適用を考える際には、抽出速度や単位時間当たりの処理量の観点も重要である旨を前記(1)で指摘した。工学的にはある程度の量を決まった時間で処理することが求められるが、抽出器の選定や運転条件により分離性能は大きく変動し得る。抽出器はみキサセトラ型抽出器、パルスカラム型抽出器、その他いろいろなものが報告されている。最も基本的で工学的信頼性も高いのがみキサセトラ型抽出器である。世界的には遠心力を用いて攪拌と相分離を

行う、遠心型の抽出器が頻用される。遠心型の抽出器もいろいろなものが報告されているが、原子力系で報告がよくみられる遠心抽出器の概略を図 3. 2. 1-2 に示す<sup>[2]</sup>。なお、遠心抽出器は、英語では Annular Centrifugal Contactor (ACC) と呼称される。静止した外筒とその内側の回転内筒の隙間から水相と有機相が導入され、下部における混合部の固定翼で微粒化される。これが回転内筒に吸い込まれ、遠心力により軽相(有機相)が内側に、重相(水相)が外側になるように相分離される。従って、原理的にはミキサセトラと同様に攪拌と相分離、平衡論的な観点で挙動を説明でき、正確にはミキサセトラ型遠心抽出器とよばれるが、略して単に遠心抽出器と呼称されることが多い。本節では、工学適用性が高いミキサセトラとして、ミキサセトラ型遠心抽出器で簡素化 MA 分離を行う際の留意点について考察する。通常のみキサセトラでは有機相と水相の比重差で相分離がなされるため、十分に大きなセtring部を設けるか、流速を遅くしセtringが十分になされる装置内滞留時間を増やすといった調整が必要である。一方で遠心抽出器型は遠心力で強制的に遠心分離するため、運転可能な操作領域が大きい。ただし、ある程度の回転速度が必要となるため、より故障のリスクは高まる。そのため、メンテナンス性の向上のために 4 つの抽出器をひとつにまとめたユニット型としたり、上部のモーターを容易に交換できるようにする工夫がなされている。軸受け部の高耐久化、また万が一多段接続されている一つの抽出器が流量の具合によってオーバーフローした場合に、短絡する流路を設けておくことで、全体としての機能健全性を保つことができるようにする工夫が検討されている(図 3. 2. 1-3、図 3. 2. 1-4)<sup>[2]</sup>。則ち、単段が停止したり、オーバーフローした際にはその前後の段により相分離が成され、モーターが再駆動し始めるといづれは定常状態に回復するものと考えられる。このような遠心抽出器は原子力でも、非原子力でも多用されている。特に原子力における利用について、表 3. 2. 1-1 に示した<sup>[3]</sup>。これらの実施例では良好な連続多段式の抽出がなされており、簡素化 MA 分離にも適用可能であると考えられる。さらなる高寿命化や、装置の信頼性向上が重要であると考えられる。

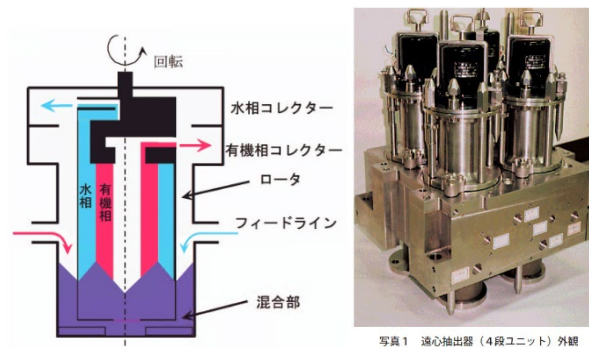


図 3. 2. 1-2 遠心抽出器の原理<sup>[2]</sup>

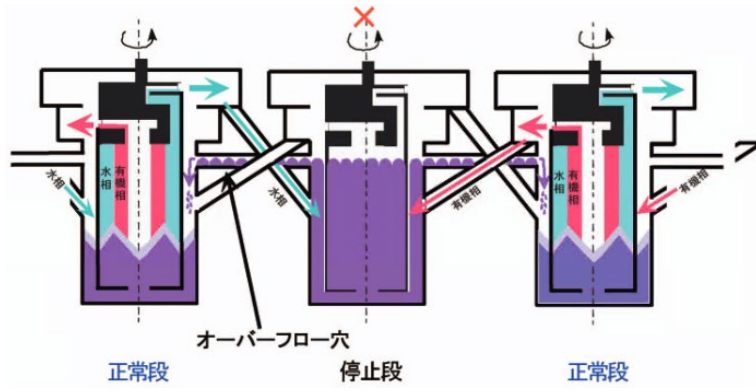


図 3.2.1-3 単段停止時の流動状況 [2]

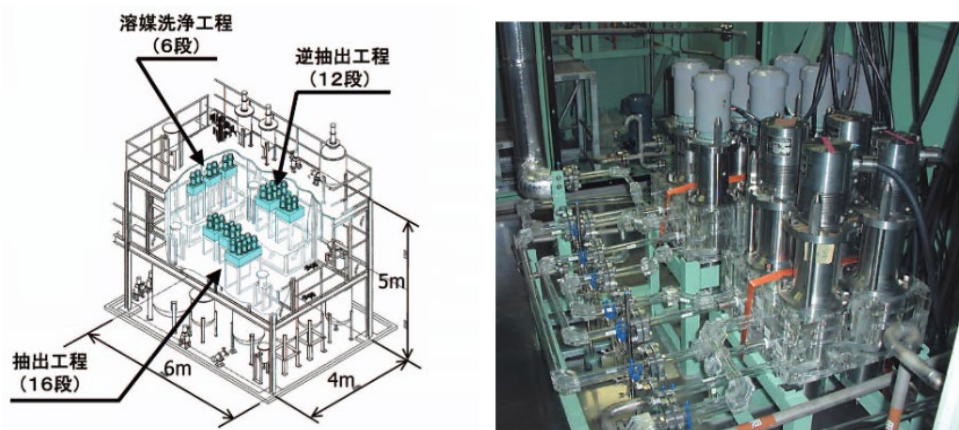


図 3.2.1-4 JAEA の抽出システム試験装置 [2]

表 3.2.1-1 原子力分野における遠心抽出機を用いた研究例<sup>[3]</sup>

Table 1

ACC/ACCs used for LLE in nuclear industry.

Number	Author	System of LLE	ACC/ACCs	Main conclusions
1	Yarbro and Schreiber (2003)	Process intensification in actinide processing industry	Single stage extraction using ACC	ACC can make the process intensification in solvent extraction
2	Duan et al. (2005)	Extraction of Nd <sup>3+</sup> with 30% TRPO-kerosene solution	Single-stage and three-stage cascade using ACC/ACCs	The new 70-mm annular centrifugal contactor for semi-industrial scale has been proved
3	Law et al. (2006)	For the processing of spent nuclear fuel	Plant-scale (single-stage) ACC for the separation process	Mass transfer efficiency for a single stage was > 93% in all cases
4	Duan et al. (2007)	ACCs for TRPO process tests	The Φ10 mm and 70 mm ACCs using in the TRPO process	Two types of ACCs has been used for TPRO process in China
5	X He (2008)	Tests of nuclear fuel reprocessing processes	Compact miniature annular centrifugal contactor for hot cell placement	The INET annular centrifugal contactor with 10 mm rotor diameter can be recommended
6	Duan et al. (2009)	The hot test of the total TRPO process	The single stage and three stage cascade using 20-mm-dia ACC	The new Φ20 mm ACC have good hydraulic performance and satisfy the expected design goal
7	Zhao et al. (2014)	30% TRPO-kerosene-Fe <sup>3+</sup> -HNO <sub>3</sub>	Single-stage of Φ20 mm ACC The three-stage cascade of ACCs	The optimized extraction conditions will guide design and operation of ACCs
8	Sun et al. (2015)	Extraction of cesium by bis(2-propyloxy)calyx[4]-crown-6 in <i>n</i> -octanol	Single-stage of Φ20mm ACC and multistage extraction	The extraction stage efficiency is > 95% at suitable operating conditions
9	Duan et al. (2014)	Total partitioning process for HLLW	Extraction process using 10-mm-dia ACC	72-stage 10-mm-dia ACCs and genuine HLLW is performed
10	Duan et al. (2015)	Separation of Nd <sup>3+</sup> and Fe <sup>3+</sup>	The single-stage ACC test using 20-mm-diam	The E <sub>A</sub> of Nd <sup>3+</sup> is > 95%, much higher than that of Fe <sup>3+</sup> in the same experimental condition
11	Kumar et al. (2017)	30% TBP/nitric acid system	A single-stage extraction using 125 mm diameter ACC	Single stage 125 mm diameter ACC has a sufficient capacity for a wide range of operating conditions consisting of various flow ratio at different rotor speed
12	Brown et al. (2016)	Separating americium from the lanthanides and fission products	A single stage 2-cm centrifugal contactor of various designs	The 2-cm centrifugal contactor can be effectively recovered and separated from the lanthanides and fission products



このような実機適用性が高いと考えられる遠心抽出機を用いた単段抽出、多段抽出のレイアウトを図3.2.1-5に示す<sup>[2]</sup>。図3.2.1-5の(a)は単段接続、(b)は多段接続、(c)は溶媒洗浄工程を組み入れた多段接続の場合を示している。さらに逆抽出工程を加えると、複雑なプロセスとなる。前記(2)で述べたように、このような複雑な工程を、抽出、逆抽出、洗浄の全ての工程を念頭に置いて分離プロセスの合理化が重要である。また、このようにプロセスを組むと、廃溶媒や放射線分解も考慮した抽出剤の必要量といった評価も可能になると考えられ、最終的にはより精緻に再処理工程の仕様、物質収支を鑑みてどの程度のMA分離プロセス簡素化が達成されたかを判断する必要がある。これには上流の使用済燃料冷却期間、U、Pu分離工程や、MA分離後の後段の工程も併せて考慮する必要がある。

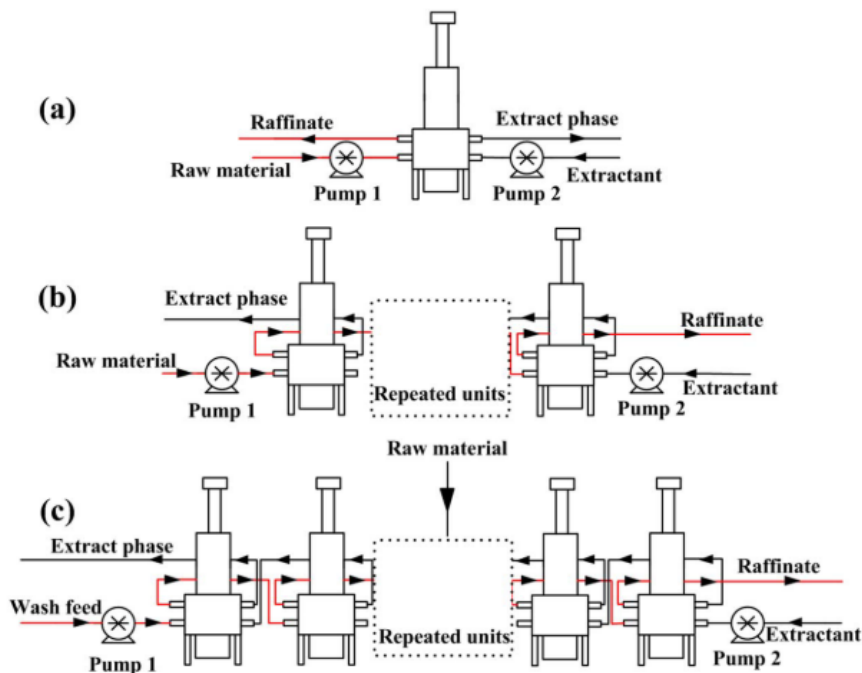


図 3.2.1-5 遠心抽出機を用いた単段抽出、多段抽出のレイアウト

さらに、MA簡素化分離の工学適用性においては抽出器の運転可能な条件を考慮する必要がある。例えば、平衡論に基づく抽出プロセス解析においては、数値を設定すれば、平衡論に基づき金属イオンが各段において有機相と水相に分配され、予想される抽出性能が得られる。しかしながら、これは運転条件が、装置上成立するという前提に則っている。例えば、速度論が大きく効くような抽出速度が遅い系、分散性が悪い系といった場合には、平衡からのずれを実験値と計算値が合うように段効率というパラメータを調整するのが一般的である。計算上は水と油の割合を任意に変更したり、流速を変化させることが可能であるが、実際の装置では、水相と有機相が完全に相分離せずに次の段に移行してしまうエントレイメントや、抽出段内の体積が容量を超えて次の段に直接流れ込むオーバーフローといった現象は避けなければならない。このような観点から、抽出器の運転条件と流動状態について調査し、これに基づき運転条件を設定する。遠心抽出機について検討された例を図3.2.1-6に示す。JAEAにおけるリサイクル機器試験施設(RETE)において標準フローシート条件(処理能力:10 kg-HM/hr)の各工程(抽出、分配、逆抽出、希釈剤洗浄、溶媒洗浄)の流量条件を約2割の変動幅を踏まえてプロットが示されており、これより、

図 3.2.1-4 の遠心抽出器の設計は、RETF の 10kg-HM/hr の処理能力の条件を十分に満足していると判断された。

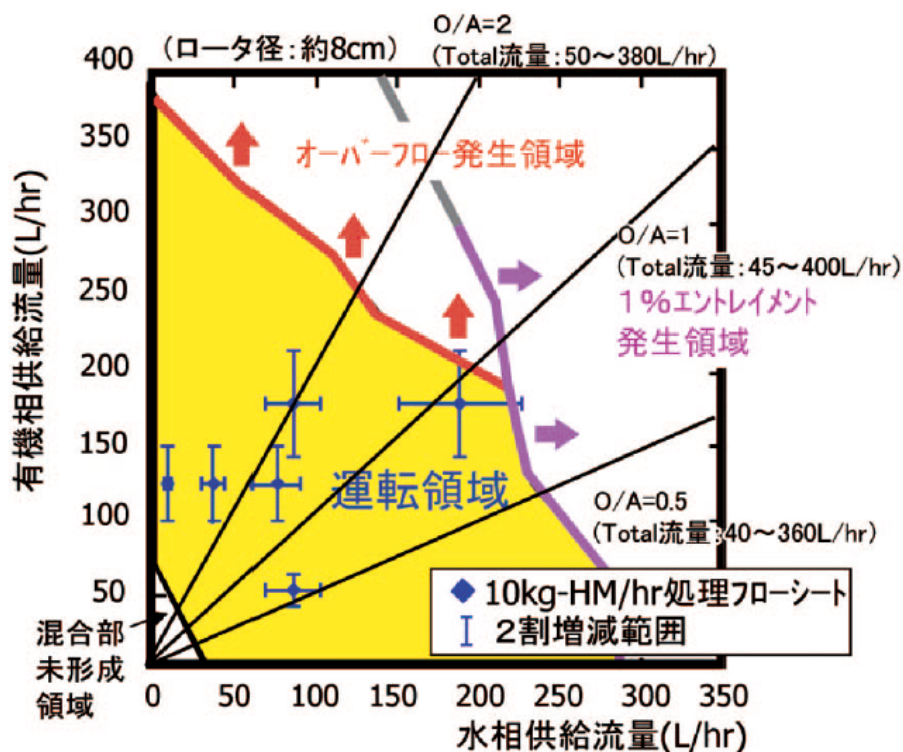


図 3.2.1-6 遠心抽出機の運転領域

実際の抽出を伴う際には、抽出剤と金属イオンにより界面活性効果が発生して、油水分散状態が大きく変化したり、金属イオンを大量に有機相が含むと密度が変化して流動状態が変化したり、最悪の場合は重相として3つの相に分かれてしまう場合も知られている。このようなことから、流動状態を調査した後も、実際に金属イオンと抽出剤を用いた抽出操作を実規模で試験し、工学適用性を調べる必要がある。簡素化 MA 分離の工学適用についても、このような制約を全てクリアして初めて、適用性が判断される。このようなことから、昨年度から指摘しているように、MA 分離を“簡素化”する場合においても、技術成熟度 (Technology Readiness Levels) を高めることが重要となる。

次に、連続式ではなく、バッチ式単段抽出の可能性について検討する。単段ミキサセトラでの連続抽出は、非平衡状態の影響を強く受けるため製品の組成が変動し得ることを先に指摘した。一方で、バッチ式での単段抽出操作では速度論が大きく影響する非平衡状態ではなく、抽出平衡まで到達させるため製品の組成が安定すると考えられる。単に振り混ぜて、静置するだけで良ければ、機械駆動部も簡素にすることが可能であると考えられる。一方で、単段であるがゆえに、分配比を大きくすること、則ち回収率を高めることが難しい可能性がある。処理量を増やすために有機相、水相のスケールをアップすると、臨界管理上の制約を受ける可能性がある。MA への RE の随伴を許容することによって、バッチ式での単段ミキサセトラでの分離の概念が適用できる可能性が示唆された。しかし、MA の核変換、放射性毒性低減等の観点からは引き続きより MA/RE を高度分離できる抽出剤を探索し、分離工程のアップグレードを行っていくことが重要である。

### (3) 令和4年度のまとめ

最終年度の令和4年度は、究極的と考えられるミキサセトラ単段での簡素化 MA 分離における工学適用性にかかる留意点を検討した。化学的な側面からは、単段化による抽出速度、平衡に至る前の非平衡状態では元素分離具合が変動しやすく、得られる製品品質のばらつきを後段の炉心で対応できるかという観点が重要であることが示唆された。また、分離プロセスは抽出、逆抽出、溶媒洗浄といった付帯する工程も含めて合理化することが必要であり、そのためには工学適用性について併せて検討を進める必要がある。工学適用性評価には、工学装置を用いた実験が必要である。工学装置の適用性評価には、化学的な側面に加えて流動状態が重要であり、遠心抽出機における運転条件に関する工学的設計研究を調査した。上流と下流とのつながりを意識した上で目標の分離度を設定し、それが工学機器での運転可能条件に適合するかを検討する必要がある。また、別の単段抽出器の運用方法として、バッチ式での MA 分離の簡素化の可能性も示唆される。バッチ式であれば、抽出平衡まで振とうするため速度論的な効果に由来する分配比、分離係数の変動をある程度抑えられる可能性がある。しかしながら、処理量といったその他の観点も総合的に判断する必要がある。

### (4) 4年間のまとめ

Am 分離プロセスの工学的設計研究として、既往の MA 分離技術とプロセス調査から開始した。RE の随伴を許容した MA 分離を“簡素化 MA 分離”と定義し、そのような分離の場合に既往の抽出剤等において分離プロセスが成立するかをプロセス解析も駆使して検討した。分離メカニズムの観点からも抽出平衡データや、速度論的な抽出データを収集し、簡素化 MA 分離における製品組成の変動などの考慮すべき点を明らかにした。特に、簡素化 MA 分離の実規模での工学適用上は、化学的な側面のみならず、用いる抽出器やその運転条件の選定も重要であることを指摘した。

### 参考文献

- [1] P. J. Panak and A. Geist, Complexation and Extraction of Trivalent Actinide and Lanthanides by Triazinylpyridine *N*-Donor Ligands, *Chem Rev*, 113(2), 1199–1236, 2013.
- [2] 鷲谷忠博ら, 高速炉燃料再処理用遠心抽出器の開発、*サイクル機構技法*, 21, 23–32, 2003.
- [3] Xiaohua Jing et al., A review of application of annular centrifugal contactors in aspects of mass transfer and operational security, *Hydrometallurgy*, 177, 41–48, 2018.



### 3.2.2 諸量評価に基づく分離度に対応した分離プロセスの構築（再委託先：日本原子力研究開発機構）【R1-R4】

#### 【R1～R3】

令和元年度は、SELECT プロセスの MA/RE 相互分離工程について溶媒抽出のプロセス条件を固定して分離段数を変化させて PARC-MA コードによる解析を実施し、得られる MA の回収率と RE の製品側への移行率を従来の目標回収率 99.5 %におけるケースと比較した。PARC-MA コードは、MA 分離プロセスの解析を行うために原子力機構において開発されたプロセスシミュレーションコードである。PUREX 工程の解析のために開発された PARC-L コードを拡張し、MA 分離プロセスで使用する新しい抽出剤や分離対象元素の取り扱いなどが可能となっている。解析の結果、分離段数を半分以下である 16 段まで低減化したケースにおいても、MA フラクションに MA の 97 %が回収され、Nd の 89.9 %、Eu の 97.6%が除去可能であることが明らかとなり、分離段数を低減化しても十分高い値が得られていることを確認した。この結果によって、MA の回収率等の目標値を合理的に設定することによって、MA 分離プロセスの大きな合理化が期待できることを明らかにした。

令和 2 年度は、令和元年度の結果を踏まえ、PARC-MA コードによって SELECT プロセスの MA/RE 相互分離工程の解析を実施した。溶媒抽出工程の分離段数を合理化と Am 回収率の傾向を確認するため、供給液である MA・RE 一括回収工程の製品溶液の硝酸濃度をパラメータとして大きく調整して解析を実施した。その結果、抽出段数を当初の 1/10 である 4 段にとしても、Am 回収率 70 %を目標値とすれば、RE の 80 %以上が除去されることが明らかとなり、極めて大きな簡素化が達成できることを確認した。

令和 3 年度は、令和 2 年度までの成果を踏まえ、引き続き PARC-MA コードによる MA/RE 相互分離工程の解析を進めた。供給液の硝酸濃度をパラメータとして解析を行い、Am の回収率と MA 製品溶液の MA 純度を評価した。その結果、MA/RE 相互分離工程の分離段数を 6 段、あるいは 10 段まで合理化しても、Am 回収率 90 %あるいは 70 %の条件では、核変換システムへの供給の可能性のある純度での回収が可能であることが明らかとなった。特に、分離段数 10 段のケースでは、Am 回収率約 84 %において MA 純度約 74 %と高い純度での回収が可能という結果が得られた。次年度には、高速炉等の核変換システムへの供給条件となる MA 分離プロセスのプロセス条件の確定を目指した検討を行うこととなった。

#### 【R4】

令和 3 年度までの成果を基に、MA 分離プロセスの構成を PARC-MA コードによって評価し、諸量評価に基づいた MA 回収率に適した合理化された MA 分離プロセスの構成を示した。

#### (1) MA 分離プロセスの研究開発概要

これまでの MA 分離プロセスの研究開発では、MA の放射性毒性の減衰曲線と核変換システムへの MA 燃料の供給条件から、MA の回収率を 99.5 %以上、核変換システムに供給する MA の純度 90 %を目標としていた。このため、溶媒抽出による分離プロセスでは複数の抽出剤を用いた分離ステップと多くの分離段数によって、高い回収率と MA 純度を両立したフローシートを実現している。特に分離が困難な MA/RE 相互分離工程においては、高価な抽出剤や再利用ができない水溶性の錯化剤を利用するなどの方策をとることによって構成してきた。前者の方策では導入コストが高く

なるため現実的ではなく、後者の方策は運用コストと製品溶液への有機物の混入の問題から実用プラントでの利用には適さないものであった。

原子力機構で開発を進めている SELECT プロセスでは、全ての分離工程において化学的安定性が高く安価に入手可能な抽出剤を採用し、実廃液試験によって技術実証を達成したことから、現状で実用化に近い MA 分離プロセスとすることができる。MA/RE 相互分離工程では、合成が容易で化学的に安定、第 3 相の発生がなく抽出速度が速いなどの優れた特徴を有する HONTA 抽出剤を採用することで、十分な分離性能と安定な溶媒抽出プロセスを実現した。HONTA 抽出剤は、MA と RE の相互分離に必要な分離性能を有しており、実用的な規模の多段分離工程となっている。HONTA 抽出剤による MA と RE の抽出データを図 3.2.2-1 に、HONTA 抽出剤による MA/RE 相互分離工程の実液試験において検討したフロー図を図 3.2.2-2 に示した。

図 3.2.2-1 に示す通り、HONTA 抽出剤は低硝酸濃度において MA に対する選択性を発揮する。その分離係数 ( $SF$ ) は最も分離が難しい Am と Nd の間では  $SF_{Am/Nd}=4.3$  であり、溶媒抽出プロセスにおいては分離に十分な値である。図 3.2.2-2 は、これまでの RI や実廃液を用いた分離プロセスの連続抽出試験によって得られたデータを基に、MA 分離プロセスを評価可能なプロセス解析コード PARC-MA によって、この目標値を達成するために必要とされる MA/RE 相互分離工程を評価し構築したものである。MA と RE を相互に分離するための「抽出部」と「洗浄部」は、併せて 40 段である。一般的な化学工業においては、100 段以上の分離段数を有する溶媒抽出プロセスも珍しくなく、40 段で分離可能なこの分離プロセスは十分実用的である。

一方、MA 分離プロセスにおいて扱う処理液は高レベル放射性廃液であり、そこで扱われる液体は全て高い放射能濃度を有する放射性廃液となるため、その発生量低減化や分離プロセス中の放射性物質の存在量の低減化、分離工程の規模のコンパクト化は、建設・運用コストや施設の安全性に直結する。そこで、前記 3.1 において検討された放射性廃棄物処分の概念や処分場の合理化の観点から目標値そのものを見直し、これらを基に分離プロセスの再構成を実施することで、分離プロセスの合理化を目指す。

令和 3 年度までに、MA/RE 相互分離工程の酸濃度を調整するとともに分離段数をパラメータとして解析を実施し、回収率と製品 MA の純度等を評価した。令和 4 年度は、MA/RE 相互分離工程についてさらに解析を進め、簡素化した工程を確立し製品 MA の組成を核変換システムの評価の合理化の検討を実施した。

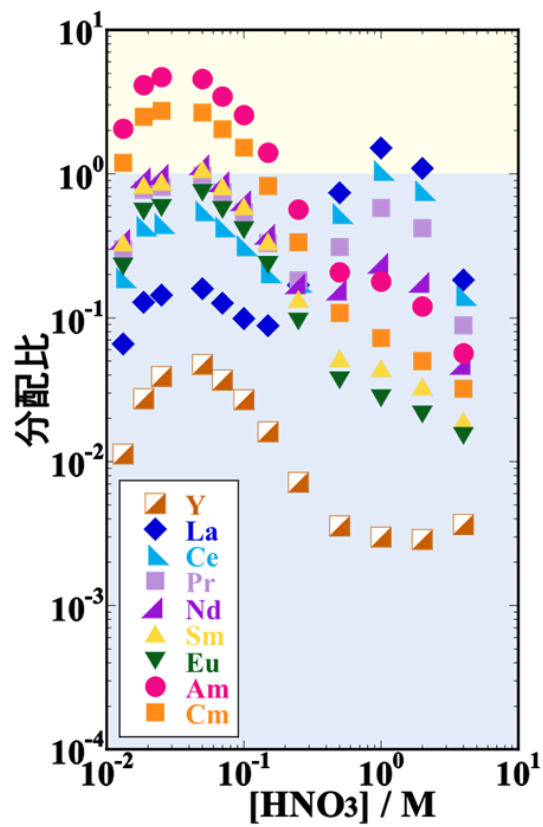
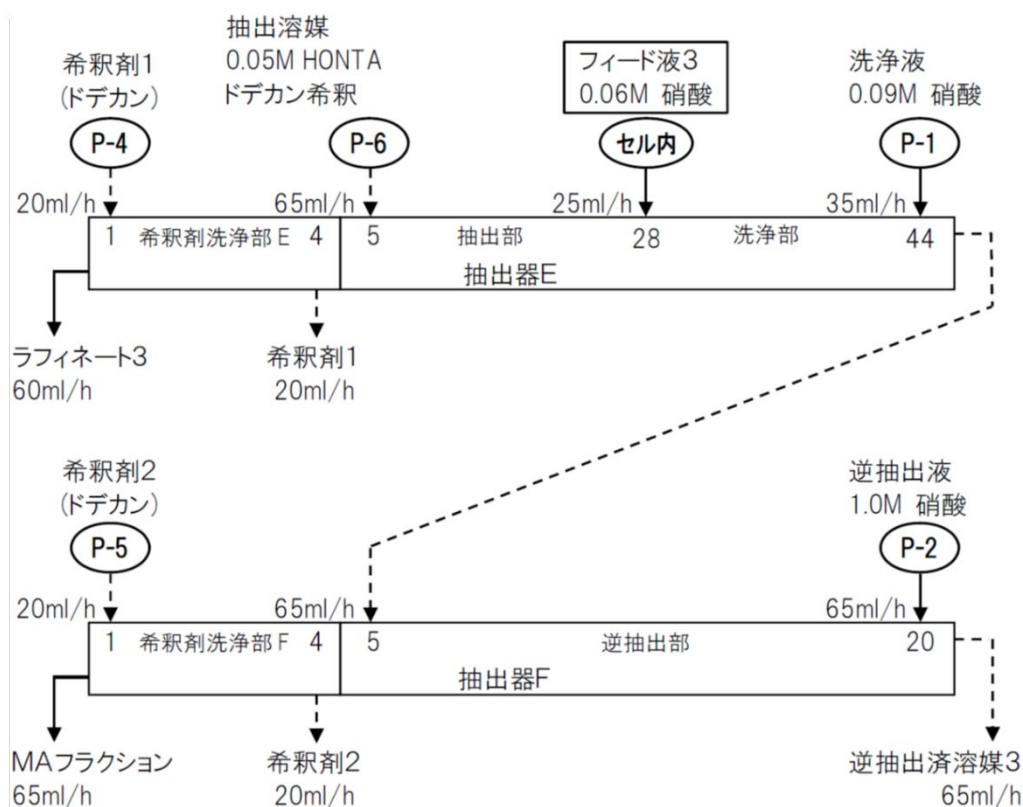


図 3.2.2-1 HONTA 抽出剤による MA 及び RE の抽出データ  
 有機相：  $[HONTA] = 0.05 \text{ M}$  in  $n$ -ドデカン  
 水相：  $[HNO_3] = 0.015 \sim 4 \text{ M}$ 、 $[RE] = \text{各 } 1 \text{ ppm}$ 、 $[MA] = \text{トレーサー}$



フィード液3の組成 [mol/L]\*

化学種	H <sup>+</sup>	Am	Cm	Y
モル濃度	0.06	$1.44 \times 10^{-4}$	$1.33 \times 10^{-5}$	$1.11 \times 10^{-4}$
化学種	La	Nd	Eu	
モル濃度	$3.29 \times 10^{-4}$	$1.01 \times 10^{-3}$	$4.32 \times 10^{-5}$	

図 3.2.2-2 SELECT プロセスにおける MA/RE 相互分離工程のフローシート

## (2) MA/RE 相互分離プロセスの評価

令和3年度までの結果を踏まえ、PARC-MA コードによって SELECT プロセスの MA/RE 相互分離工程の解析を実施した。フローシートで示した通り、MA/RE 相互分離工程では抽出器内において供給液は抽出溶媒と向流接触しつつ混合と相分離を繰り返して多段分離が行われる。供給液と接触した抽出溶媒は MA と一部の RE を抽出しているが、さらに下流から供給される洗浄液によって RE が洗浄され水相中に逆抽出される。これらの抽出、洗浄のバランスによって MA の回収と RE の分離が達成される。分離段数を合理化する場合、HONTA の抽出挙動と分離性能から、分離段数が同じであれば MA の回収率と純度は相反する関係にある。そのため、回収の目標値を達成しつつ、可能な限り高い純度の MA を回収して高速炉等の核変換システムに供給するためには、硝酸濃度や分離段数などの最適化が必要となる。

令和4年度は、令和3年度までの結果を基に、分離段数4段から16段において供給液の硝酸濃度をパラメータとして解析を実施した。解析に当たっては、各段数における最も回収率が高い条件と製品MAの純度が高い条件を見出すよう評価を行った。

評価結果を表3.2.2-1に示した。ケース1は従来の回収目標値を実現する条件である。分離段数は40段であり、回収率は100%、MA純度は94%である。ケース2, 3は分離段数16段であり、前者はMA純度が高い条件、後は回収率が高い条件である。以下、同様にケース4, 5は分離段数10段、ケース6, 7は分離段数6段、ケース8は分離段数4段である。分離段数4段では、最も回収率が高い条件で70%であり純度も39%と低い値であったことから1ケースのみ示している。

分離段数16段のケースでは、MA純度が高い製品を得る条件であるケース2であっても回収率が90%を超え、MA純度は87%と高い値が得られており、廃棄物処分の評価から得られる目標値に対して十分な性能を有している。また、分離段数10段のケースでも、MA純度が高い製品を得る条件であるケース4で回収率が90%以上、MA純度は66%と核変換システムへの供給の可能性のある値が得られた。分離段数6段のケースでは、回収率70%、MA製品純度約50%とかなり限定的な性能となった。

以上の結果より、MA/RE相互分離工程の分離段数を16段まで合理化しても、Am回収率90%の条件で十分な性能を有していることが明らかとなった。また、核変換システムの評価次第では、分離段数10段まで合理化可能である。核変換システムにおける解析にこれらの結果を提供し、詳細な検討を実施することによって、廃棄物処分の負担軽減に効果的で社会実装可能な分離変換サイクルの実現につながると考えている。

表 3.2.2-1 SELECTプロセスのMA/RE相互分離工程のプロセス解析結果

ケース	分離段数(抽出+洗浄)			供給液硝酸濃度(M)	洗浄液硝酸濃度(M)	Am回収率(%)	MA純度(%)							
	全段数	抽出段	洗浄段					Am(III)	Cm(III)	Y(III)	La(III)	Nd(III)	Eu(III)	
1	40	24	16	0.06	0.09	100	94	回収率(%)	100	99.4	0.0	0.0	1.0	0.0
								組成(%)	86.1	7.9	0.0	0.0	6.0	0.0
2	16	10	6	0.09	0.12	92	87	回収率(%)	92.0	57.7	0.0	0.0	2.0	0.2
								組成(%)	82.6	4.8	0.0	0.1	12.5	0.1
3	16	10	6	0.05	0.08	100	48	回収率(%)	100	95.6	0.0	0.1	17.0	3.2
								組成(%)	43.7	3.9	0.0	0.1	52.0	0.4
4	10	6	4	0.10	0.10	91	66	回収率(%)	90.9	60.7	0.0	0.2	7.0	1.8
								組成(%)	62.1	3.8	0.0	0.3	33.4	0.4
5	10	6	4	0.05	0.08	99	40	回収率(%)	99.2	90.2	0.0	0.2	23.0	6.8
								組成(%)	36.6	3.1	0.0	0.2	59.4	0.8
6	6	4	2	0.12	0.14	71	52	回収率(%)	70.7	59.9	0.1	1.3	9.6	2.1
								組成(%)	48.1	3.8	0.0	1.9	45.7	0.4
7	6	4	2	0.08	0.09	90	41	回収率(%)	90.4	67.4	0.2	1.0	19.4	8.9
								組成(%)	38.0	2.6	0.1	1.0	57.2	1.1
8	4	3	1	0.10	0.12	71	39	回収率(%)	70.7	52.6	0.4	2.4	16.0	7.4
								組成(%)	36.1	2.5	0.1	2.8	57.4	1.1

### 3.3 多様な前提条件に対応する高速炉燃焼モデルの高度化（再委託先：北海道大学）【R1-R4】

#### (1) リサイクル評価を行う高速炉の炉心の設定と解析のための入力データの整備【R1】

本研究を実施するにあたり、MAのリサイクル評価を行う高速炉として、日本原子力研究開発機構が実施した高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究のフェーズ II で提案された「大型 MOX 燃料高内部転換型代表炉心」（通称 JSFR-1500）<sup>[1]</sup>を選定した。本研究では、全ての解析を北海道大学・原子炉工学研究室で開発を進めている汎用炉物理コードシステム CBZ により行うこととしており、ここでは JSFR-1500 の全炉心燃焼計算を実施するための CBZ の入力情報の整備を行った。

#### (2) 移行期における燃料中の TRU 組成の変動が高速炉の炉心・廃棄物特性に与える影響の評価【R2-R4】

軽水炉（LWR）から高速炉への移行が進む時期（移行期）では、LWR での使用済核燃料（SF）から抽出した TRU を高速炉の燃料として用いるが、この TRU の核種組成は LWR の運転条件（炉型、燃料種類、燃焼度、ボイド率（BWR）など）や再処理条件（運転停止から再処理までの冷却期間など）に依存し、想定する TRU 組成によって移行期の高速炉の炉心特性や高速炉から発生する廃棄物の特性が大きく変わり得る。そのため、高速炉燃料に対して想定する TRU 組成の幅・変動が高速炉の炉心・廃棄物特性に与える影響を定量的に評価した。

#### 【R2-R3】

令和 2 年度は、予備的な検討として、炉型（PWR/BWR）、燃料種類（UO<sub>2</sub>/MOX）、燃焼度、冷却期間といった LWR の運転・再処理条件についての組み合わせが異なる計 864 ケースを設定し、LWR-SF 中の TRU 組成と、それを燃料として用いたときの JSFR-1500 の炉心特性、及び JSFR-1500 の SF の崩壊熱がとり得る値の範囲について定量的な評価を行った。

令和 3 年度は、さらに UO<sub>2</sub> 燃料と MOX 燃料とを区別した評価を行い燃料種類の違いによる影響を明らかにするとともに、令和 2 年度の検討で想定していた 45 GWd/tHM を超える高燃焼度（～70 GWd/tHM）を条件に追加した検討を行った。その結果、高燃焼度まで LWR で燃やした SF 中の TRU を移行期高速炉に用いたとしても、炉心特性は大きく悪化しないことを明らかにした。

#### 【R4】

令和 4 年度は、別項目で開発した代理モデルを活用した検討を実施した。

令和 3 年度までは、計算時間の制約から、限られた想定条件に基づいた検討を実施していたが、計算時間が大幅に短縮される代理モデルを用いることで、各々の想定条件についてほぼ連続と見做せる程度の詳細な評価が可能となった。一例として、燃焼度について 26 点（令和 3 年度までは 6 点）、冷却期間について 30 点（同 3 点）、U-235 濃縮度について 15 点（同 3 点）、H/HM 比について 11 点（これについては令和 3 年度と変わらず）を想定したときの LWR-SF（UO<sub>2</sub>）中の TRU を装荷した高速炉の燃焼反応度、冷却材ボイド反応度（以下、ボイド反応度）、ドブプラー反応度、実効遅発中性子割合の頻度分布を図 3.3-1 に示す。図中の「Coarse」が令和 3 年度までに得られていたもの、「Fine」が令和 4 年度に新たに得られたものを示す。想定条件をほぼ連続と見做せる粒度で設定したことにより、炉心特性の頻度分布が滑らかとなったことが分かる。また、それぞれの炉心特性がとり得る値の範囲に差異は見られないことが分かる。

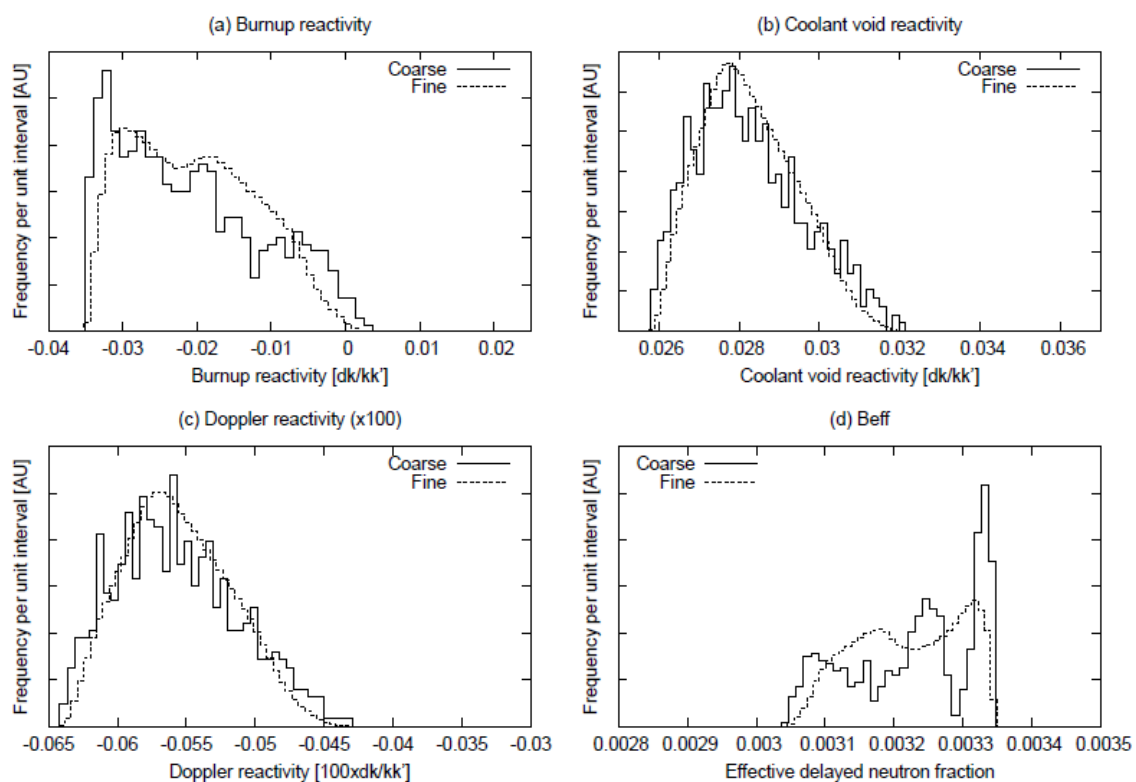


図 3.3-1 LWR-SF (U<sub>2</sub>) 中の TRU を装荷した高速炉の炉心特性がとる頻度分布  
 ((a) 燃焼反応度、(b) 冷却材ボイド反応度、(c) ドップラー反応度、(d) 実効遅発中性子割合)

同様の詳細な想定条件に基づき、LWR-SF 中の TRU を用いた高速炉の炉心特性について U<sub>2</sub>、MOX 燃料で分けて表示したものを図 3.3-2 に示す。なお、図中の Y 軸に平行な 2 本の破線は、既往研究<sup>[2]</sup>において移行期高速炉に対して想定された燃料条件 (U<sub>2</sub> 燃料を 45 GWd/tHM まで燃焼させ 3 年冷却したものと MOX 燃料を 60 GWd/tHM まで燃焼させ 100 年冷却させたもの) に基づく結果を示しており、既往研究では移行期高速炉の特性がこの 2 本の破線に挟まれる範囲にあると想定されている。この結果より、U<sub>2</sub> 燃料を用いた場合と比較して MOX 燃料を用いた場合に炉心特性がとり得る値の範囲が広いこと、ボイド反応度やドップラー反応度の非安全側の領域 (前者では絶対値が大きい領域、後者では絶対値が小さい領域) で、本研究の評価結果が既往研究の範囲を外れていることが分かる。

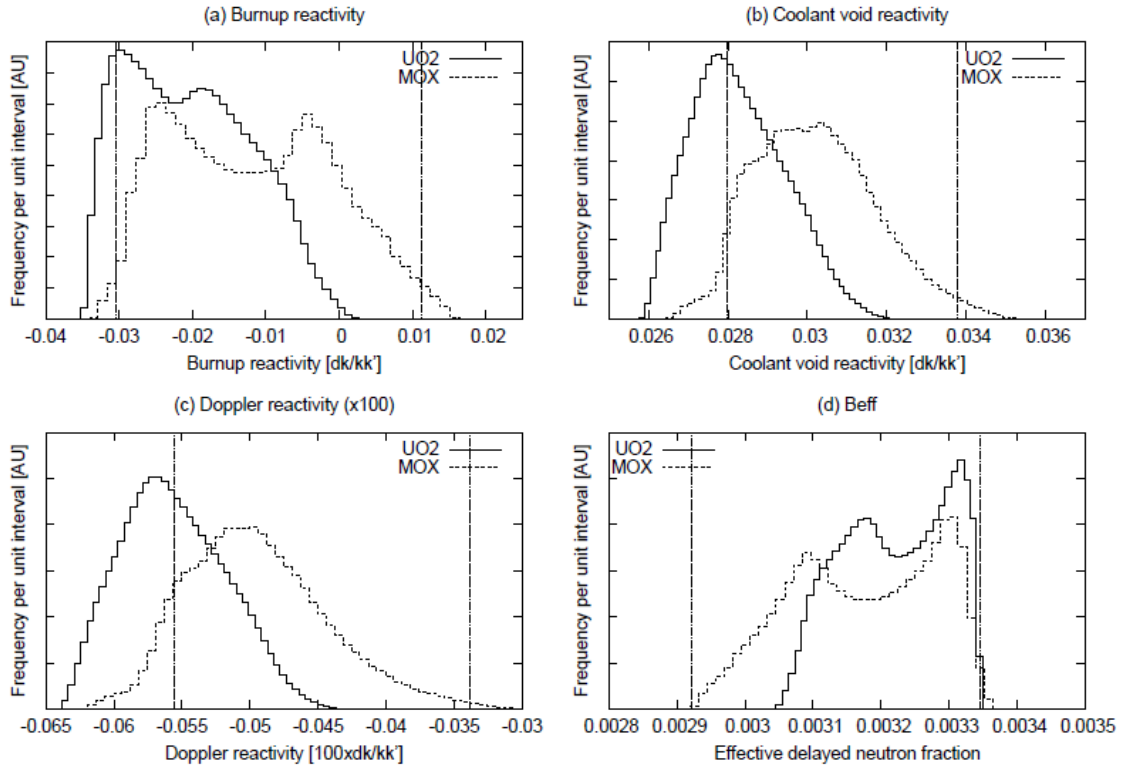


図 3.3-2 LWR-SF 中 (UO<sub>2</sub> 及び MOX) の TRU を装荷した高速炉の炉心特性がとる頻度分布  
 ((a) 燃焼反応度、(b) 冷却材ボイド反応度、(c) ドップラー反応度、(d) 実効遅発中性子割合)

また令和 4 年度は、高速炉の炉心特性に加えて、廃棄物特性（平衡サイクルでの取り出し燃料 1 バッチに含まれる Am-241 の重量）と核変換特性（平衡サイクルにおける Am-241 の消滅重量）に対して TRU 組成の変動が及ぼす影響を、代理モデルを用いて評価した。得られた結果を図 3.3-3 に示す。廃棄物特性と核変換特性のいずれについても、とり得る値の範囲は UO<sub>2</sub> 燃料と比べて MOX 燃料の方が広いことが分かる。

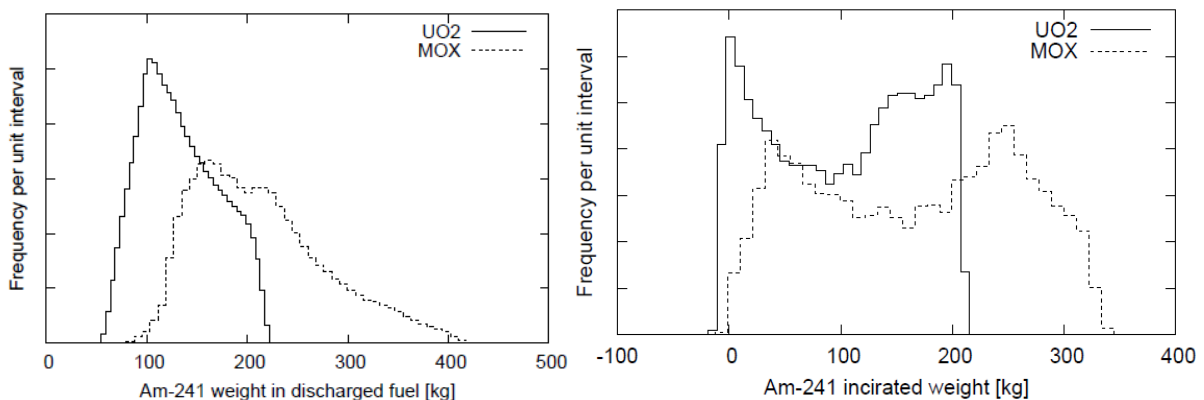


図 3.3-3 LWR-SF 中の TRU を装荷した高速炉の  
 廃棄物特性（左）と核変換特性（右）の頻度分布



以上で述べた検討では、PWR では減速材対重核種原子数比 (H/HM 比)、BWR では冷却材ボイド率について、それぞれとり得る値の範囲を想定し、全ての LWR がその範囲内のある条件で運転したときの SF 中の TRU が高速炉に装荷されるものとしていた。しかし、これらのパラメータは、個々の LWR 炉心内の燃料の軸方向位置で大きく異なるものであることから、全ての LWR で一律の条件とはせず、これらのパラメータの炉心内の軸方向分布を想定して軸方向位置依存の LWR-SF 中の TRU 組成を計算し、それに基づいて平均化を施した TRU 組成を考えることが、より現実的な想定といえる。そこで、PWR、BWR のそれぞれについて、これらのパラメータの軸方向分布を想定し、各軸方向位置で得られた TRU 重量を全軸方向位置について平均化して得られた TRU 組成の燃料を高速炉の炉心計算で用いることとした (すなわち、H/HM 比、冷却材ボイド率分布の炉心間のばらつきは考慮しないこととした)。なお、この検討では、燃焼度の軸方向分布も併せて考慮することとし、その平均値がばらつきをもつものと仮定した。この検討で想定したパラメータの軸方向分布を図 3.3-4 に示す (PWR では H/HM 比ではなく減速材温度で整理した)。

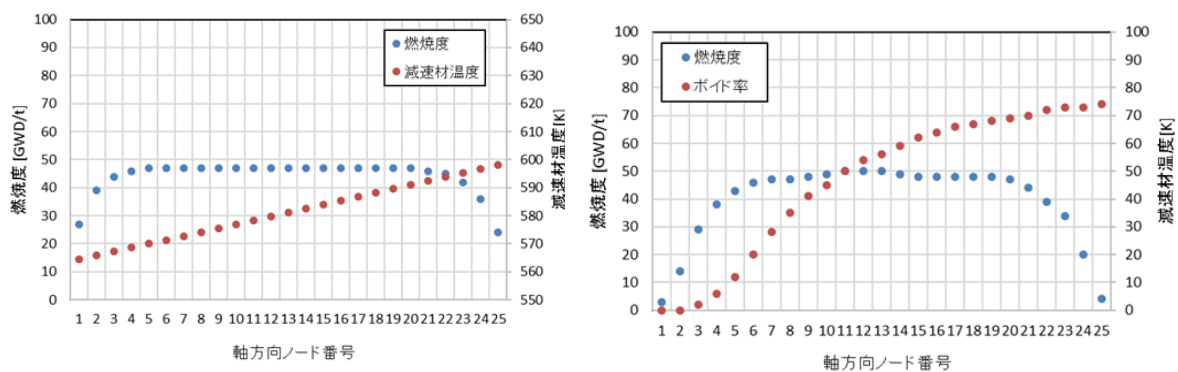


図 3.3-4 減速材温度、ボイド率、燃焼度の軸方向分布 (左：PWR、右：BWR)

以上で述べた想定で得られた炉心特性結果を図 3.3-5 に示す。図 3.3-2 の結果と比較すると、ボイド反応度、ドップラー反応度の非安全側の領域 (分布の右裾) において、軸方向分布を考慮した場合に、値のとり得る範囲が安全側に移行したことが分かる。この結果より、冷却材の温度やボイド率に対するこれまでの想定方法では、高速炉炉心特性のとり得る範囲をより非安全側に (保守的に) 考慮していたことが分かった。また、ドップラー反応度の非安全側領域において、本研究で得られた最も非安全側の評価結果は既往研究の結果と比べて 10 %程度安全側であることが分かり、より合理的な想定に基づくことにより、移行期高速炉で想定すべき炉心特性の範囲を合理化できる可能性があることが示唆された。

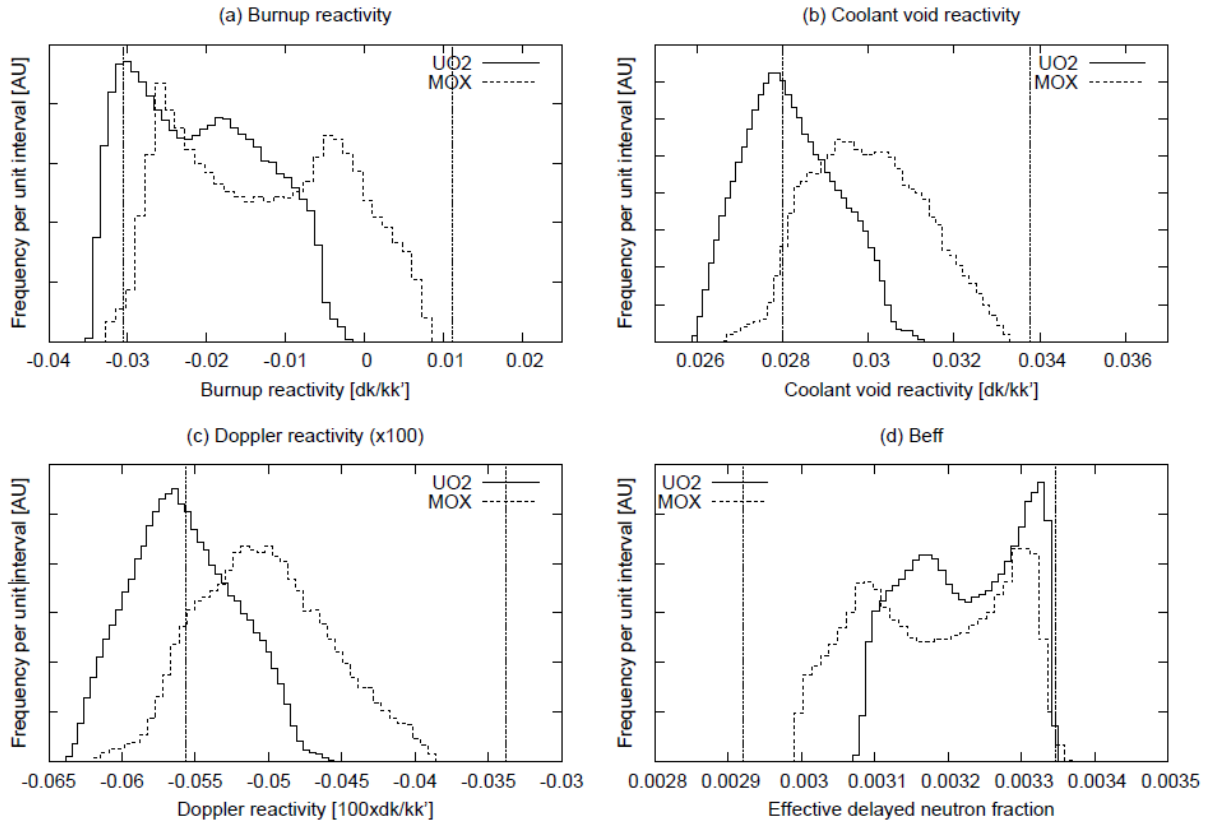


図 3.3-5 減速材温度とボイド率の軸方向分布を考慮したときの  
LWR-SF 中 (UO<sub>2</sub> 及び MOX) の TRU を装荷した高速炉の炉心特性がとる頻度分布  
(a) 燃焼反応度、(b) 冷却材ボイド反応度、(c) ドップラー反応度、(d) 実効遅発中性子割合

### (3) MA・RE の回収効率条件の想定の違いが高速炉の炉心特性に与える影響の評価【R2-R4】

使用済燃料の再処理を簡素化することにより、再処理工程のコスト低減と技術的成立性の向上が見込まれることで、核燃料サイクルシステム全体に対して好ましい寄与をもたらす可能性がある。その一方、簡素化再処理によってリサイクル燃料への RE の随伴割合が大きくなると、高速炉の炉心特性に望ましくない影響を与えることが考えられ、その定量的な評価が重要である。RE が随伴した燃料の使用を想定した高速炉の炉心燃焼計算では、「FP 等価係数」と呼ばれる近似的なパラメータを用いて RE の随伴を考慮することが一般的であるが、本研究では RE を陽に考慮した炉心燃焼計算により評価を実施した。

#### 【R2-R3】

令和 2 年度は、核分裂反応により発生する核分裂生成物の生成・変換を陽に考慮する機能を CBZ コードシステムに実装し、その試計算を実施した。

令和 3 年度は、将来の再処理プロセスの候補のひとつである SELECT プロセスに対して簡素化を導入し、MA、RE の回収効率を変えた複数のケースについて、移行期及び平衡期の高速炉の炉心特性が受ける影響の定量的な評価を行った。その結果、TRU 中の MA の比率が相対的に小さい平衡期高速炉に及ぼす影響は軽微である一方、その比率が大きい移行期高速炉に及ぼす影響は大きい

ことを明らかにした。

【R4】

令和4年度は、簡素化 SELECT プロセスにおける MA、RE の回収効率として新たに提示された想定ケースに基づいて、平衡期と移行期の高速炉の炉心特性の評価を行った。表 3.3-1 に、令和4年度に提示された MA、RE の回収効率を示す。また、この条件に基づいたときの平衡期・移行期高速炉の炉心特性の評価結果を図 3.3-6 に示す（LWR-SF の冷却期間は 15 年とした）。なお、Case 0 として MA（・RE）をリサイクルしない場合の結果も併せて示す。これらの図より、以下のことが分かった。

- ・ MA をリサイクルしない Case 0 では、MA をリサイクルするその他のケースと比べて、リサイクル燃料中の Am-241 のインベントリがゼロとなることにより、ボイド反応度は小さく、ドップラー反応度は絶対値が大きくなり、いずれも安全側となる。一方、燃焼反応度の絶対値は大きくなり、運転中の反応度制御の観点からは好ましくない傾向となる。
- ・ 平衡期高速炉では SF 中の TRU に対する MA の比が相対的に小さいため、移行期高速炉と比較してボイド反応度、ドップラー反応度は安全側となる。
- ・ UO<sub>2</sub>燃料を用いた LWR の SF からの TRU を用いた移行期高速炉では、SF 中の MA に対する RE の比が大きいことから、再処理における RE の回収率が与える影響が比較的大きい（例えば、Nd の回収効率が最も高い Case 5 での炉心特性評価において悪化傾向が見られる）。

表 3.3-1 簡素化 SELECT プロセスにおける元素毎の回収効率

Case	Am	Cm	Y	La	Nd	Eu
1	100.0	99.4	0.0	0.0	1.0	0.0
2	92.0	57.7	0.0	0.0	2.0	0.2
3	100.0	95.6	0.0	0.1	17.0	3.2
4	90.9	60.7	0.0	0.2	7.0	1.8
5	99.2	90.2	0.0	0.2	23.0	6.8
6	70.7	59.9	0.1	1.3	9.6	2.1
7	90.4	67.4	0.2	1.0	19.4	8.9
8	70.7	52.6	0.4	2.4	16.0	7.4

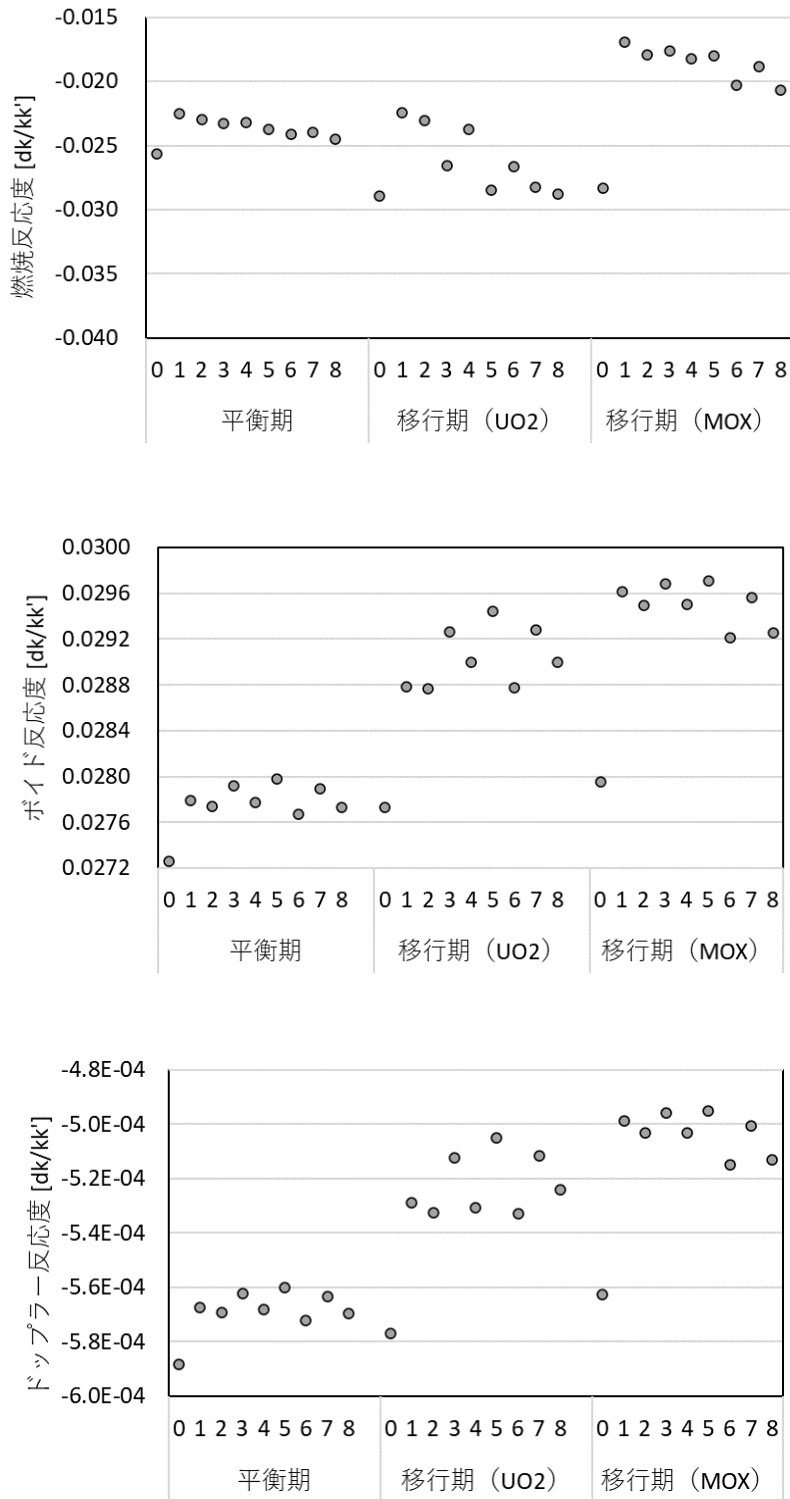


図 3.3-6 簡素化 SELECT プロセスを導入した場合の高速炉の炉心特性  
(上：燃焼反応度、中：ボイド反応度、下：ドップラー反応度)

また、これら個々の炉心特性値に加えて、これらを一括して評価する指標（一括炉心性能評価指標）を次のように作成した。まずは各炉心特性の評価点を以下のように算出した。

$$p_{BU} = \hat{p} - f \cdot \frac{BU - BU_{ref}}{0.005}$$

$$p_{void} = \hat{p} - f \cdot \frac{(void - void_{ref})/void_{ref}}{0.04}$$

$$p_{Dop} = \hat{p} + f \cdot \frac{(Dop - Dop_{ref})/Dop_{ref}}{0.1}$$

ここで、下添え字として「ref」が付されているものは基準値を示し、本検討では平衡期のケース 1 の結果とした。また、各炉心特性について基準値に対する差異の規格化に用いられている値（燃焼反応度では0.005dk/kk'、ボイド反応度では4%、ドップラー反応度では10%）は、文献<sup>[3]</sup>において「炉心設計で対応可能であると考えられる」とされている変動量に対応する。また、 $\hat{p}$ 及び  $f$ はそれぞれ任意で与えられるパラメータであり、評価点の平均値とばらつきに影響するが、本検討では暫定的に 85 と 40 とした。以上で得た各炉心特性の評価点を用いて、重み付け平均により一括炉心性能評価指標の値を得た。本検討では、燃焼反応度が炉心の運用に関わるパラメータであるのに対して、ボイド反応度とドップラー反応度が炉心の安全性に関わるパラメータであることを踏まえ、燃焼反応度、ボイド反応度、ドップラー反応度の重みを 1:3:3 と設定した。このようにして得た一括炉心性能評価指標の評価結果を図 3.3-7 に示す。UO<sub>2</sub> 燃料を用いた LWR-SF からの TRU を用いた移行期炉心では、高 MA 回収率・低 RE 随伴率の Case 1 の評価点が、低 MA 回収率・高 RE 随伴率の Case 8 よりも 10 点以上高い一方、MOX 燃料を用いた移行期炉心ではむしろ Case 8 の方が高い値を示した。このことは、簡素化再処理を導入する場合には、高速炉の炉心特性に及ぼす影響は UO<sub>2</sub> 燃料と比べて MOX 燃料でより小さく現れることを意味している。

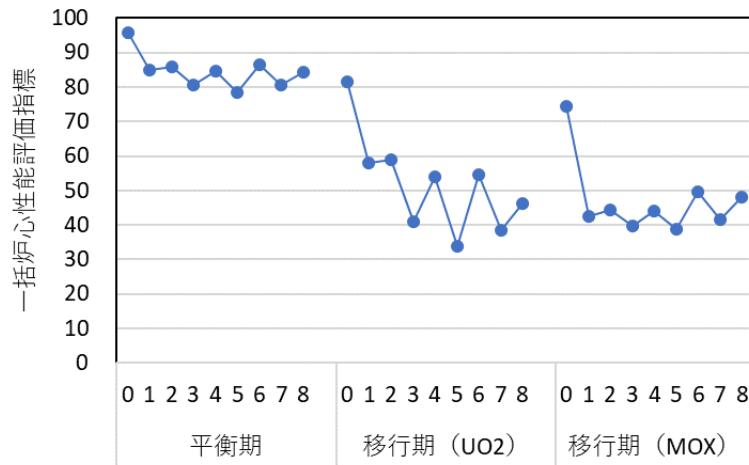


図 3.3-7 簡素化 SELECT プロセスを導入した場合の高速炉の一括炉心性能評価指標の評価結果 (冷却期間 15 年)

また、一括炉心性能評価指標の使用済燃料の冷却期間に対する依存性を見るため、冷却期間を 50 年とした場合の結果を図 3.3-8 に示す。冷却期間を 15 年とした場合の結果である図 3.3-7 と比較して、冷却期間中の Pu-241 から Am-241 への転換が進むことにより、特に移行期炉心において評価指標の低下が観察された。また、各炉心（平衡期・移行期炉心）でのケース間の差異にお

いては、冷却期間に対する大きな依存性は見られなかった。

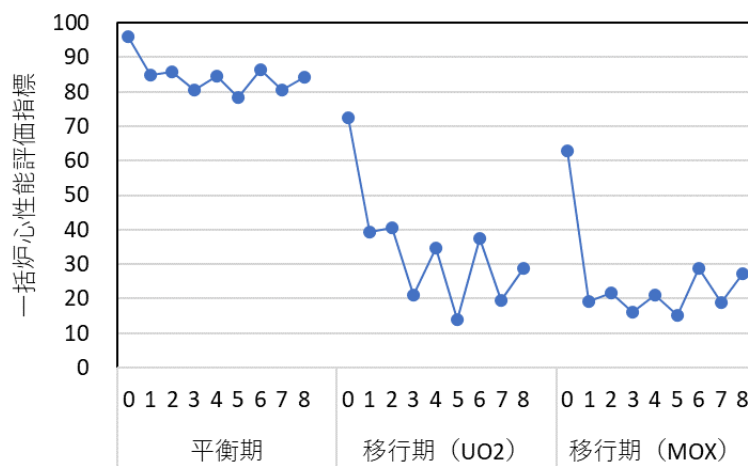


図 3.3-8 簡素化 SELECT プロセスを導入した場合の高速炉の一括炉心性能評価指標の評価結果 (冷却期間 50 年)

#### (4) 高速炉炉心燃焼に関する燃焼モデルの高度化の検討【R3-R4】

これまでの項で述べたように、高速炉で用いる燃料の組成は、LWR の運転条件（移行期の場合）や再処理における元素の回収条件に依存する。従って、こうした前提条件として幅広いものを想定する場合には、その各々の条件について高速炉の全炉心燃焼計算を行う必要があり、多大な計算コストを要する。その問題に対処するため、装荷燃料中の TRU 組成が与えられたときに、高速炉の炉心特性や SF 中の核種インベントリを予測する代理モデルの開発を行った。なお、移行期高速炉の検討に資するため、LWR の運転条件が入力情報として与えられたときに SF 中の TRU 組成を予測するモデルの開発も併せて行った。

##### 【R3】

令和 3 年度は、開発する代理モデルの理論的な枠組みの検討を行った。方針としては、入出力パラメータ間の関係を高次多項式からなる回帰関数でモデル化することとし、回帰関数の係数は最小二乗法で求めることとした。また、入出力パラメータそれぞれについて、その個数が多い場合には、主成分分析の手法を導入することにより、パラメータ数の低減を図ることとした。

##### 【R4】

令和 4 年度は、代理モデルを作成する理論に基づいて、LWR の燃料仕様・運転条件の入力から SF の TRU 組成を予測する代理モデル、高速炉に装荷する TRU 組成の入力から高速炉の炉心・廃棄物特性を予測する代理モデルの開発を行った。代理モデルの開発では、まずコードシステム CBZ を用いて教師データ・テストデータを取得し、教師データを用いて代理モデルの開発を行った。その後、テストデータを用いて代理モデルの結果と CBZ の計算結果を比較し、代理モデルに関する検証を行った。

入力条件について、ランダムサンプリングにより得た入力パラメータ（サンプリングデータ）、

及び想定範囲でのモデルの精度をより確実に担保するためにグリッド状に設定した入力パラメータ（グリッドデータ）の2つの方法で入力条件を設定し、それに対応する出力データをCBZにより得た。このようにして得た入出力データセットを教師データに用いて代理モデルを作成し、想定する入力パラメータの範囲でのモデルの精度を担保した。また、教師データとは異なるテスト用サンプリングデータと教師データでも用いたグリッドデータをテストデータとし検証計算を実施した。以降では各モデルの作成方法と検証結果を述べる。

### ① LWRの燃料仕様・運転条件の入力からSFのTRU組成比を予測するモデル

UO<sub>2</sub>燃料とMOX燃料を運転した場合について、SFのTRU組成比を予測するモデルを作成した。想定条件と入出力パラメータを表3.3-2に示す。

表 3.3-2 LWRのSFのTRU組成比を予測するモデルにおける入出力パラメータ

代理モデルの内容	入力パラメータ	出力パラメータ
軽水炉運転条件 →TRU組成 (UO <sub>2</sub> 燃料で運転)	○炉型 (BWR・PWR) ○U-235濃縮度 ○燃焼度 ○H/HM比	全16核種の組成比 Np-237・Np-239・Pu-238・ Pu-239・Pu-240・Pu-241・ Pu-242・Am-241・Am-242・ Am-242m・Am-243・Cm-242・ Cm-243・Cm-244・Cm-245・ Cm-246
軽水炉運転条件 →TRU組成 (MOX燃料で運転)	○炉型 (BWR・PWR) ○Pu富化度 ○燃焼度 ○H/HM比 ○Pu-239、-240、-241、-242の全TRU に対する割合	

入力パラメータの想定条件を以下に示す。

燃焼度については、その想定範囲を20～45 GWd/tHMとし、グリッドデータではその範囲内で5 GWd/tHM刻みで計6ケースを用いた。サンプリングデータでは範囲内で一様分布を仮定した。

H/HM比に対応するパラメータの想定範囲としては、BWRについてはボイド率を0～70%、PWRでは基準ピンピッチに対して±0.04cmの範囲とした。グリッドデータでは、BWRについてはボイド率を範囲内で10%刻みに設定し、PWRについては基準値と両端値の3条件とした。サンプリングデータでは、各パラメータの範囲内で一様分布を仮定した。

UO<sub>2</sub>燃料におけるU-235濃縮度については、BWR・PWRそれぞれでU-235濃縮度と燃料ペレット仕様が異なる3ケースを想定し、グリッドデータではこれら計6ケースを用いた。サンプリングデータについては、燃料ペレット仕様に対して一様分布を仮定することが困難であることから、特定の仕様のものに対して、濃縮度について想定範囲内で一様分布を仮定して作成した。

MOX燃料におけるPu富化度、Pu同位体比については、BWR・PWRそれぞれで、Pu富化度とPu同位体比が異なる5ケースを想定し、グリッドデータではこれら計10ケースを用いた。サンプリングデータについては、UO<sub>2</sub>燃料におけるU-235濃縮度と同様に、特定のPu同位体比のものに対

して、Pu 富化度について想定範囲内で一様分布を仮定して作成した。また、5 種類の Pu 同位体比について、ランダムな荷重で平均化して Pu 同位体比のサンプリングデータを作成した。

上記に基づいて入力データセットを設定し、CBZ により出力データを得て、入出力データに基づいて代理モデルを作成し、その精度の検証を行った。はじめに、 $UO_2$ ・MOX 燃料を用いた場合の TRU 組成比の予測について検証結果を図 3.3-9 に示す。いずれの燃料についても、最大誤差 1 % 程度以内での予測が可能であること、予測精度は  $UO_2$  燃料のほうが良好であることが分かる。

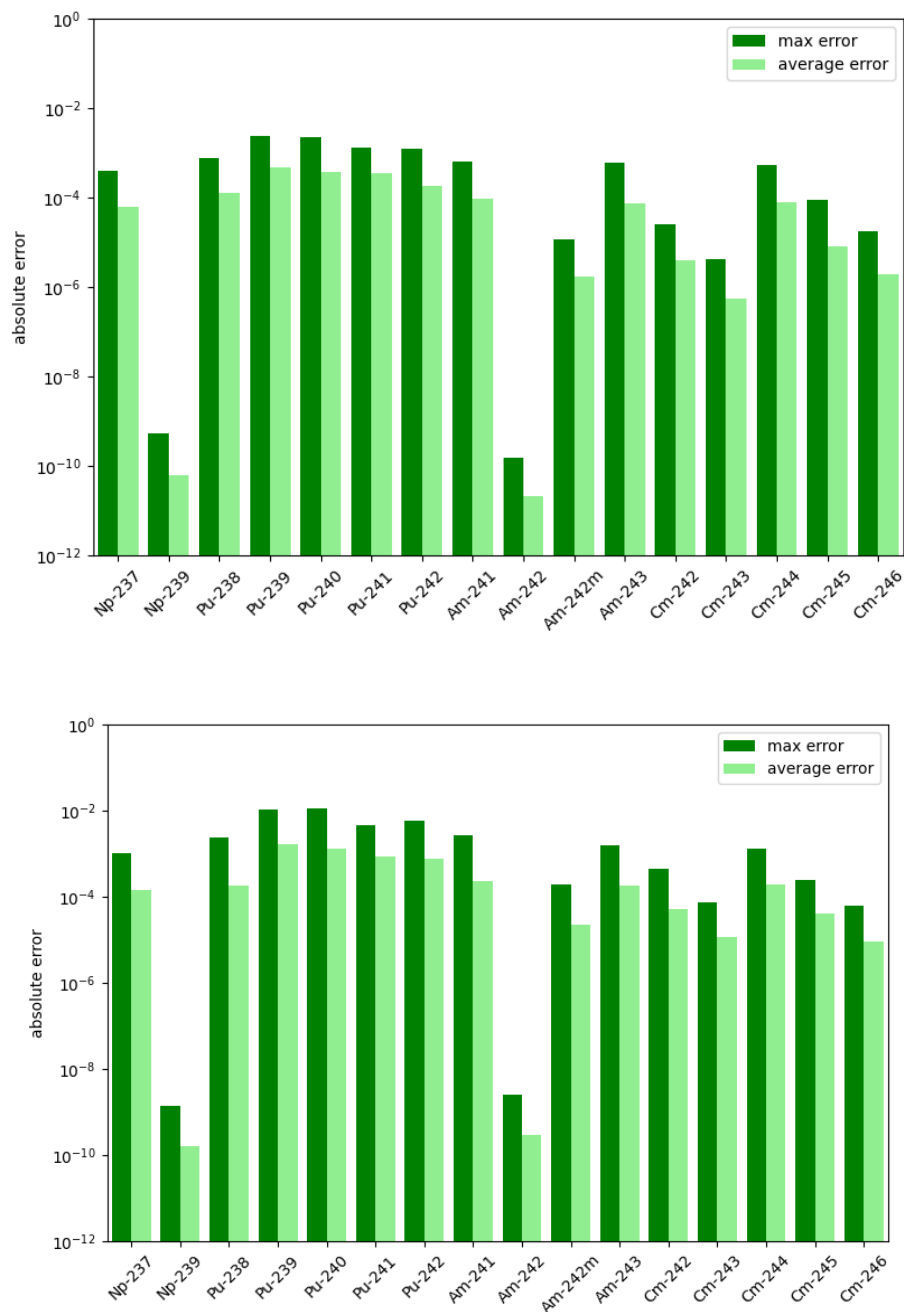


図 3.3-9 軽水炉運転終了時の TRU 組成比を推定するモデルの検証結果  
(上： $UO_2$  燃料、下：MOX 燃料)



## ② 高速炉に装荷する TRU 組成の入力から高速炉の炉心・廃棄物特性を予測する代理モデル

高速炉に装荷する新燃料の TRU 組成比から移行期高速炉の炉心・廃棄物特性を予測するモデルを作成した。入出力パラメータの概要を表 3.3-3 に示す。なお、廃棄物特性については、重核種毎の重量を予測し、高速炉取り出し燃料全体の重量に加えて、炉心・径ブランケット・軸ブランケット各部の重量を予測するモデルを作成した。

表 3.3-3 新燃料中の TRU 組成比から高速炉の炉心・廃棄物特性を予測するモデルにおける入出力パラメータ

代理モデルの内容	入力パラメータ	出力パラメータ
TRU 組成 →高速炉の炉心特性	全 16 核種の組成比	○Pu 富化度 ○燃料反応度 ○Na ボイド反応度 ○ドップラー反応度 ○実効遅発中性子割合
TRU 組成 →高速炉の廃棄物特性	Np-237・Np-239・Pu-238・Pu-239・ Pu-240・Pu-241・Pu-242・Am-241・ Am-242・Am-242m・Am-243・Cm-242・ Cm-243・Cm-244・Cm-245・Cm-246	全 21 核種の数密度 U-234・U-235・U-236・U- 237・U-238・Np-237・Np- 239・Pu-238・Pu-239・Pu- 240・Pu-241・Pu-242・Am- 241・Am-242・Am-242m・Am- 243・Cm-242・Cm-243・Cm- 244・Cm-245・Cm-246

なお、入力する 16 核種の組成比は、LWR における SF の TRU 組成を予測するモデルを作成した際に想定した条件を用いた。また、LWR における燃料取り出し後から高速炉に装荷するまでの期間（冷却期間）も入力パラメータとして扱い、グリッドデータでは 4、15、100 年に設定し、サンプリングデータでは 4～100 年の間で一様分布を仮定したサンプリングを行った。

上記のパラメータ設定に基づき、CBZ で計算を行って教師データを作成し、それを基に代理モデルを作成した。また、教師データとは異なるテストデータを用いて代理モデルの精度の検証を行った。高速炉の炉心・廃棄物特性を予測するモデルについての検証結果を表 3.3-4 及び図 3.3-10 に示す。安全上重要な炉心特性パラメータであるボイド反応度は 3 %以内、ドップラー反応度は 1 %以内での予測が可能であること、廃棄物中のインベントリについては、Cm-246 を除き数%以内での予測が可能であることが分かる。

表 3.3-4 新燃料中の TRU 組成比から高速炉の炉心特性モデルの検証結果  
(燃焼反応度は絶対誤差で評価、それ以外のパラメータは相対誤差で評価)

	検証結果	
	最大誤差	平均誤差
Pu 富化度	8.10E-03	8.67E-04
燃焼反応度[dk/kk']	7.46E-04	7.60E-05
Na ボイド反応度	2.88E-02	6.41E-03
ドップラー反応度	6.68E-03	8.60E-04
実効遅発中性子割合	4.73E-02	7.76E-03

※Burnup は絶対誤差で評価、それ以外のパラメータは相対誤差で評価

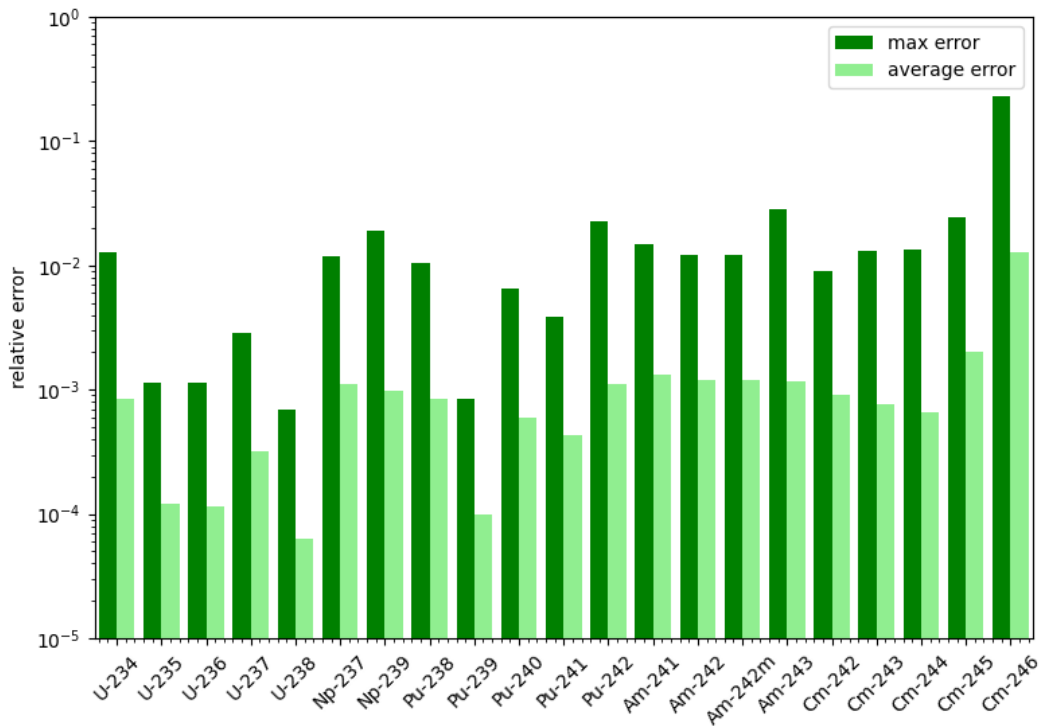


図 3.3-10 新燃料中の TRU 組成比から高速炉の廃棄物特性モデルの検証結果

### (5) 高速炉炉心燃焼計算コードシステムの検証と改良【R1-R3】

本研究における高速炉全炉心燃焼計算は、コードシステム CBZ の FRBurner モジュールによって実施した。このモジュールの信頼性・汎用性を高める観点から、FRBurner の高度化と妥当性の検証を行った。

令和元、2 年度は、国際経済協力開発機構 (OECD) ・原子力機関 (NEA) が作成した、ナトリウム冷却高速炉の核特性評価に関するベンチマーク問題を対象として、FRBurner の検証計算を行った。金属燃料炉心 MET-1000、MOX 燃料炉心 MOX-3600 に対して、参照計算結果との比較を行った

ところ、実効増倍率、実効遅発中性子割合、ボイド反応度、ドップラー反応度のそれぞれに対して0.5%、2%、3%、6%以内の差異で参照値と一致することを確認した。

令和3年度は、「高速炉炉心燃焼に関する燃焼モデルの高度化」の一環として、中性子輸送方程式の低次元モデルの一種であるSimplified P3方程式に基づく摂動計算機能の実装と検証を行った。また、この手法を用いることにより、ボイド反応度の解析精度の向上が図られることを示した。

#### (6) 多様な前提条件に対応する高速炉燃焼モデルの高度化のまとめ

本研究を実施するにあたり、MAのリサイクル評価を行う高速炉としてJSFR-1500を選定し、その全炉心燃焼計算を実施するため、汎用炉物理コードシステムCBZのFRBurnerモジュールの高度化・妥当性の検証を行うとともに、JSFR-1500の入力情報を整備した。また、本研究では計算量が膨大となる検討を行う必要があることから、装荷燃料中のTRU組成が与えられたときに高速炉の炉心特性やSF中の核種インベントリを予測する代理モデル、及び、LWRの運転条件が入力情報として与えられたときにSF中のTRU組成を予測する代理モデルの開発を行った。

LWRから高速炉への移行期では、LWR-SFから取り出したTRUの核種組成はLWRの運転条件や再処理条件に依存し、想定するTRU組成によって移行期の高速炉の炉心特性や高速炉から発生する廃棄物の特性が大きく変わり得る。本研究では、高速炉燃料に想定するTRU組成の幅・変動が高速炉の炉心・廃棄物特性に与える影響を網羅的かつ定量的に評価した。さらに、より現実的な想定として、炉心内の燃焼度や減速材密度・ボイド率の軸方向分布を考慮した評価も併せて行った。

また、使用済燃料の再処理を簡素化することによる高速炉の炉心特性への影響について定量的な評価を行った。複数の炉心特性パラメータの個々に着目したことに加えて、これらを一括して評価する指標（一括炉心性能評価指標）を導入し、異なる再処理簡素化条件と一括炉心性能評価指標との関係性を、移行期と平衡期の高速炉に対して評価・整理した。

本検討を通して、MAリサイクル条件の様々な想定に対して、移行期及び平衡期の高速炉の炉心・核変換・廃棄物特性を高精度かつ高速に評価する枠組み（手法とコードシステム）を整備した。この枠組みは、特定の高速炉・再処理システムに関わらず適用できるものであり、今後の我が国の高速炉・核燃料サイクルシステムの研究開発に活用されることが大いに期待される。

#### 参考文献

- [1] 日本原子力研究開発機構・次世代原子力システム研究開発部門・原子力基礎工学研究部門、「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 (2006).
- [2] Maruyama S, et al., “Correlations among FBR core characteristics for various fuel compositions,” J. Nucl. Sci. Technol., 49, p.640-654 (2012).
- [3] 大木繁夫、「低除染燃料中の残留FPの炉心影響評価」、JNC TN9400 2002-066 (2002).

### 3.4 研究推進【R1-R4】

研究代表者の下で各研究項目間の連携を密にして研究を進めると共に、核燃料サイクル全体を俯瞰した客観的、分野横断的な視点から進めるために、外部評価委員会を設置して運営した。

#### 3.4.1 研究項目及び研究担当者の連携【R4】

各機関の研究担当者が参加する会合を開催し、情報共有、情報提供、進捗状況、課題や留意事項に関する議論、確認、P0 中間フォロー、外部評価委員会への対応準備を行った。これらの実施においてはオンライン会議と電子メールを併用活用した。実施状況を表 3.4.1-1 に示す。

表 3.4.1-1 研究担当者間（含、PO 参加）での会合等の開催

2022.4.28(木)	第1回 定例会	原環セ(5)、東工大(4)、JAEA(1)、北大(2)	①R3年度成果報告書の状況 ②R4年度業務計画の確認 ③各研究進捗状況
2022.5.9(月)	乾式再処理に関する打合せ	原環セ(1)、JAEA(1)	①乾式再処理法の扱いの確認（メール交信）
2022.5.26(木)	キックオフ会議	原環セ(4)、東工大(3)、JAEA(1)、北大(1)	①各研究機関実施内容の確認 ②研究まとめの議論
2022.6.8(水)	MAストック評価に関する打合せ	原環セ(1)、東工大(1)	①MAストック評価の方針の確認
2022.6.28(火)	第2回 定例会	原環セ(4)、東工大(3)、JAEA(1)、北大(1)	①各研究機関実施内容の確認 ②今後の対応に関する議論
2022.6.29(水)	諸量評価に関する打合せ	原環セ(1)、東工大(1)	①諸量評価のNFCSSでの対応
2022.7.28(木)	第3回 定例会	原環セ(5)、東工大(3)、JAEA(1)、北大(1)	①R3年度確定検査状況 ②各研究機関実施内容の確認 ③外部評価委員会開催準備
2022.8.29(月)	第1回 外部評価委員会	委員(4)、原環セ(7)、東工大(4)、JAEA(1)、北大(1)	①R4年度研究概要 ②各研究計画および進捗 ③総合討論－本研究まとめ
2022.9.13(火)	第4回 定例会	原環セ(5)、東工大(4)、JAEA(1)、北大(1)	①外部評価委員会でのコメントへの対応 ②研究のまとめ方 ③各研究実施機関での特記事項
2022.9.16(金)	MA分離に関する打合せ	原環セ(4)、JAEA(1)、北大(1)	①簡素化MA分離におけるPARC-MA解析について
2022.9.27(火)	MA分離に関する打合せ	原環セ(4)、東工大(2)、JAEA(1)、北大(1)	①簡素化MA分離におけるPARC-MA解析結果確認
2022.10.5(水)	第5回 定例会	原環セ(6)、東工大(3)、JAEA(1)、北大(1)	①各研究進捗状況 ②最終年度成果報告書のまとめ方
2022.10.14(金)	MAストック諸量評価に関する打合せ	原環セ(1)、東工大(1)	①MAストック諸量評価方法の確認
2022.10.14(金)～ 2022.10.20(木)	高速炉情報に関する打合せ	原環セ(1)、北大(1)	①高速炉の炉心特性評価法とその結果について（メール交信）
2022.10.18(火)	MAストック諸量評価に関する打合せ	原環セ(1)、東工大(1)	①MAストック諸量評価状況の確認
2022.10.27(木)	第6回 定例会	原環セ(5)、東工大(2)、JAEA(1)、北大(1)	①各研究進捗状況 ②PO中間フォローの予定
2022.11.14(月)	高速炉代理モデルに関する打合せ	原環セ(3)、東工大(1)、北大(1)	①高速炉炉心特性評価代理モデルの開発状況の確認
2022.12.8(木)	PO中間フォロー	PO、原安協、原環セ、東工大、JAEA、北大	①R4年度の研究進捗確認等
2022.12.7(水)	第7回 定例会	原環セ(3)、東工大(2)、JAEA(1)、北大(1)	①各研究新欲状況 ②最終年度成果報告書について
2023.1.30(月)	第2回 外部評価委員会	委員(4)、原環セ(6)、東工大(4)、JAEA(1)、北大(1)	①R4年度の研究進捗確認等 ②総合討論－本研究まとめ

### 3.4.2 外部評価委員会の設置と運営【R4】

#### (1) 委員会概要

① 名称：令和4年度 原子力システム研究開発事業 廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究 外部評価委員会

#### ② 委員構成

- ・ 主査：佐藤正知 北海道大学名誉教授
- ・ 委員：新堀雄一 東北大学教授
- ・ 委員：稲垣八穂広 九州大学准教授
- ・ 委員：大木繁夫 日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門

#### (2) 第1回委員会の開催

① 日時：2022.8.29(月)、13:30-16:30

- ② 場所： Web 開催
- ③ 出席者： 主査(1)、委員(3)、東京工業大学(4)、日本原子力研究開発機構(1)、北海道大学(1)、原環センター(6)

④ 議題

- 1) 研究概要及びスケジュールについて
- 2) 研究計画及び進捗について：研究項目毎
- 3) 総合討論：本研究のまとめ
- 4) 次年度以降の予定、その他

⑤ 指摘、確認事項

- 1) 環境影響評価指標：評価対象と指標の意味合い、多基準分析での異なる分析方法での結果の整合性、評価対象であるクライテリアとそれへの重み配分の意味、クライテリアの相関、及び提示する方法論の概念
- 2) 諸量評価：NFCSS 機能追加による高速炉や MA ストックも含めた核燃料サイクル諸量評価
- 3) 簡素化 MA 分離メカニズム：簡素化 MA 分離のメカニズムに基づく工学的成立性に関する着眼点
- 4) 簡素化 MA 分離プロセス：SELECT プロセスでの混合溶媒利用による MA 分離プロセスの簡素化
- 5) 高速炉炉心設計：簡素化 MA 分離評価結果を受けた高速炉炉心特性の評価、計算負荷を大きく低減させる高速炉炉心燃焼計算モデルの高度化

(3) 第 2 回委員会の開催

- ① 日時： 2023. 1. 30(月)、13:30-16:30
- ② 場所： Web 開催
- ③ 出席者： 主査(1)、委員(3)、東京工業大学(4)、日本原子力研究開発機構(1)、北海道大学(1)、原環センター(6)

④ 議題

- 1) 研究概要及びスケジュールについて
- 2) 研究計画及び進捗について：研究項目毎
- 3) 総合討論：本研究の最終的なまとめ
- 4) 次年度以降の予定、その他

⑤ 指摘、確認事項

- 1) 環境影響評価指標：多基準分析における重み配分の妥当性の説明、簡素化 MA 分離の定義と方法論提示及びプロセス実装における課題整理
- 2) 諸量評価：多様な再処理検討条件を反映した核燃料サイクル諸量の評価、高速炉導入を想定して高速炉研究と連携した核燃料サイクルのバックエンド対策評価プログラムの整備
- 3) 簡素化 MA 分離メカニズム：実装における工学的課題を認識した上での MA 分離の簡素化の可能性

- 4) 簡素化 MA 分離プロセス：Am 分離に留意した SELECT プロセスに基づく混合溶媒使用によるプロセスの合理化（SELECT プロセスの MA・RE 相互分離プロセスを対象にしたプロセスの小型簡素化）の実現可能性
- 5) 高速炉燃焼計算：簡素化 MA 分離の高速炉炉心特性への影響に関する横断的な評価検討と移行期/平衡期での差異の整理
- 6) 研究のまとめ方：
  - ・本研究における簡素化 MA 分離の定義
  - ・バックエンドと整合する原子力システム構築
  - ・再処理・高速炉・地層処分に着目した分野横断的なまとめ（分野横断型の核燃料サイクルシステムの評価方法、環境負荷低減につながる分野横断型の技術の条件多様化での成立性の比較評価）

### 3.4.3 外部発表【R4】

国内会議では、日本原子力学会 2023 年春の年会(2023 年 3 月 13 日(月)–15(水)、東京大学駒場キャンパス)において、「廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究」の主題にて、5 件のシリーズ発表を行った。発表内容を表 3.4.3-1 に示す。本シリーズ発表は同主題での 2021 年春の年会での(1)～(4)、2022 年春の年会での(5)～(9)の発表に続くものである。

国際会議では、International Symposium on Zero-Carbon Energy Systems (IZES2023, Jan. 10-12, 2023, Tokyo Institute of Technology)において、「Study on nuclear energy system considering environmental load reduction of waste disposal in diversification of nuclear fuel cycle conditions(核燃料サイクル条件多様化における環境負荷低減に留意した原子力システム研究)」の主題にて、5 件のシリーズ発表を行った。発表内容を表 3.4.3-2 に示す。

上記 IZES2023 での口頭発表 5 件の内 3 件は以下のタイトルにてそれぞれ独立した論文として投稿した。現在(2023 年 4 月 20 日時点)査読中で、Elsevier の Energy Report/Special Issue として公開される予定である。投稿中の論文タイトルと著者を以下に示す。

- Effect of simplified MA separation on repository footprint and radiation impact for geological disposal of vitrified waste from spent MOX fuel  
Ryo Hamada, Tomofumi Sakuragi, Hidekazu Asano, Chi Young Han, Masahiko Nakase, Tatsuro Matsumura, Go Chiba, Hiroshi Sagara and Kenji Takeshita
- Impact of minor actinide separation and recycling on the material balance of nuclear fuel cycle for environmental load reduction  
Chi Young Han, Hiroshi Sagara, Hidekazu Asano, Tomofumi Sakuragi,  
Ryo Hamada, Go Chiba, Masahiko Nakase, Tatsuro Matsumura and Kenji Takeshita
- Environmental impact assessment of nuclear energy systems and selection of nuclear fuel cycle options using a cross-disciplinary approach and multi-criteria analysis  
Hidekazu Asano, Tomofumi Sakuragi, Ryo Hamada, Chi Young Han, Masahiko Nakase, Tatsuro

また、Journal of Nuclear Science and Technology 誌に以下の論文が採択(2023年4月8日)され、後日公開予定である。

- Reactor reactivity calculations with Simplified-P3 and perturbation theories  
Junshuang Fan, Go Chiba

表 3.4.3-1 日本原子力学会 2023 年春の年会での口頭発表

外部発表概要 (原子力学会2023春の年会、V. 核燃料サイクルと材料、505-1 放射性廃棄物処理)				
(開催期間: 2023/3/13-2023/3/15 開催場所: 東京大学駒場キャンパス 主催者: 原子力学会)				
主題: 廃棄物処分の環境影響を基点とした原子力システム研究				
No.	副題	発表者	所属	要旨
2I-10	(10)高速炉使用済MOX燃料由来のガラス固化体の処分場面積および被ばく線量の検討	浜田 涼 1 朝野英一 1 桜木 智史 1 針貝 美樹 1	1 原環センター	廃棄物処分の環境影響の視点から実現可能な負荷低減方策を評価、提示する分野横断的研究手法の構築は、未来型原子力システムの廃棄物を基点とする最適化やオプション研究の準備となる。これまでに軽水炉UO2使用済燃料に対しMA分離の適用による地層処分の環境負荷への影響を評価しており、分離したMAは高速炉での燃焼を前提として、軽水炉の発電から高速炉の発電までを結節した原子力システム研究を進めてきた。本研究では高速炉MOX使用済燃料由来廃棄物の環境負荷として、処分場面積および地下水シナリオ、人間侵入シナリオによる被ばく線量を評価した。高速炉MOX使用済燃料の再処理及びガラス固化の手法と条件は、軽水炉UO2使用済燃料の場合と同様とした。
2I-11	(11)多様な核燃料サイクル条件に対するMA 諸量評価プログラムの開発	韓 治暎 1 相楽 洋 1 朝野英一 2	1 東京工業大学 2 原環センター	多様な核燃料サイクル条件に基づくMAリサイクルシナリオを検討し、高速炉導入等によるMA諸量評価手法を開発した。核燃料サイクル諸量と放射性廃棄物処分の環境負荷を分野横断的に評価するために開発したExcelプログラムに新型炉導入によるMA諸量評価の機能を付加することによって、IAEA NFCSS (Nuclear Fuel Cycle Simulation System) コードにバックエンド領域の諸量評価機能を追加・拡張することを目指している。
2I-12	(12)簡素化MA分離プロセスの構築	松村 達郎 1 朝野英一 2 桜木 智史 2 浜田 涼 2	1 原子力機構 2 原環センター	高レベル廃液の放射性毒性低減化と減容化を目指した分離変換技術の研究が進められている。特に長期的な放射性毒性が高く発熱性の核種が存在するマイナーアクチノイド(MA)は重要である。原子力機構では、MAを高レベル廃液(HLW)から分離する溶媒抽出プロセス「SELECTプロセス」の開発を行っている。本研究では、核燃料サイクル諸条件の組合せの分野横断的評価を念頭に、廃棄物処分における環境負荷評価を基にしてMA分離割合について目標値を設定した。プロセスシミュレーションコードPARC-MAの解析によるMA分離プロセスの簡素化を検討した結果を紹介する。
2I-13	(13)回収MA燃焼を念頭に置いた高速炉炉心特性の評価	千葉豪 1 朝野 英一 2 松村 達郎 3	1 北海道大学 2 原環センター 3 原子力機構	核燃料サイクル諸条件の組合せを分野横断的に検討する本研究において、再処理工程で分離回収したMAを高速炉燃料として利用する場合の炉心特性を評価した。汎用炉物理解析コードシステムCBZに実装されている高速炉炉心燃焼計算モジュールFRBurnerでは、個々のFPを陽に扱うことが可能であり、MA分離を簡素化した際にTRUに随伴するREが炉心特性に及ぼす影響を直接的に評価することが出来る。本報告では、SELECTプロセスを基にした、いくつかの簡素化MA分離条件に対して、それが大型MOX燃料高内部転換型高速炉の炉心特性に及ぼす影響を定量的に評価した結果を示す。
2I-14	(14)原子力システムの環境負荷低減に関する分野横断型評価	朝野 英一 1 桜木 智史 1 浜田 涼 1 韓 治暎 2 中瀬 正彦 2 松村 達郎 3 千葉豪 4 相楽 洋 2 竹下健二 2	1 原環センター 2 東京工業大学 3 原子力機構 4 北海道大学	多様な核燃料サイクル条件に基づくガラス固化体の地層処分の環境影響を評価し、MA分離割合に着目して、環境影響削減に効果的な核燃料サイクル条件の組合せを検討した。環境影響評価値は地層処分における廃棄物量と放射線影響、MAの分離・回収、回収MAの高速炉燃料利用について3領域、6クライテリアに分類し、多基準分析の手法を参照して算出した。クライテリアの重み配分に留意した環境影響評価値の比較を行い、核燃料サイクル諸条件組合せに関する分野横断的観点から、70~90%の簡素化MA分離の効果、影響、優位性を評価した。評価対象廃棄物はUO2及びMOX燃料由来のガラス固化体とした。



表 3.4.3-2 International Symposium on Zero-Carbon Energy Systems での発表

外部発表概要 (The International Symposium on Zero-Carbon Energy Systems (IZES))				
(開催期間: 2023/1/10-2023/1/12 開催場所: 東京工業大学 主催者: International Symposium on Zero-Carbon Energy System)				
主題: Study on nuclear energy system considering environmental load reduction of waste disposal in diversification of nuclear fuel cycle conditions				
No.	副題	発表者	所属	要旨
A22-1	Evaluation of repository footprint and radiation effects in vitrified waste disposal using simplified MA separation	浜田涼 1 朝野英一 1 桜木智史 1 韓治暎 2 中瀬正彦 1 松村達郎 3 千葉豪 4 相楽洋 2 竹下健二 2	1 原環センター 2 東京工業大学 3 原子力機構 4 北海道大学	使用済MOX燃料由来のガラス固化体の地層処分における環境負荷として、処分場面積、核種移行及び人間侵入による被ばく線量を想定し、これら環境負荷に対する簡素化(MA(Am, Cm, Np)分離)の効果を評価した。MA分離なしの条件では、MAの発熱量の高さから緩衝材制限温度の制約により低含有(12wt% including Na <sub>2</sub> O 10wt%)となり、MOXガラス固化体の処分場面積は我が国の標準条件のUO <sub>2</sub> ガラス固化体の6.7倍となった。MA70%分離の適用で処分場面積は大幅に削減でき、90%分離により標準条件の面積の約30%の低減が可能となった。核種移行被ばく線量は支配核種が <sup>135</sup> CsであるためMA分離は影響しない。人間侵入被ばく線量は支配核種が <sup>241</sup> AmであるがMA分離の影響は見られなかった。本研究では、MA分離割合に応じてガラス固化体の廃棄物含有率が増加しており <sup>241</sup> Amの含有量が各条件で同等となったためと考えられる。廃棄物処分における環境負荷低減においては、評価指標の選択とその扱い、関係付けに留意して総合的な評価を行う必要がある。
A22-2	Impact of MA Separation and Recycle on the Material Balance of Nuclear Fuel Cycle	韓治暎 1 相楽洋 1 朝野英一 2 桜木智史 2 浜田涼 2 千葉豪 3 中瀬正彦 1 松村達郎 4 竹下健二 1	1 東京工業大学 2 原環センター 3 北海道大学 4 原子力機構	本研究では高レベル放射性廃棄物の地層処分の環境負荷を低減するためのMA分離及びリサイクルが核燃料サイクルの物質収支に与える影響を評価する。すべての使用済燃料を再処理する軽水炉サイクルにMA核変換のための高速炉サイクルを導入する。リサイクルするMAストックと処分するMA廃棄物の物質収支を多様な核燃料サイクル条件(UO <sub>2</sub> 及びMOX燃料、冷却期間、MA分離割合、高速炉燃料のMA含有率、核燃料サイクルにおける高速炉の出力分担)に対して評価した。軽水炉サイクルに高速炉を導入することによるMA削減の効果は、LWR-UO <sub>2</sub> よりもLWR-MOXの方が高い。MA分離及びリサイクルの平衡期サイクルにおいて、LWR-MOX + FR-TRU燃料サイクルではMAを削減するために高速炉の出力分担を上げることが効果的である反面、LWR-UO <sub>2</sub> + FR-TRU燃料サイクルではMA含有率を上げることが効果的である。平衡期高速炉サイクルでMAの物質収支を維持するためにはMA含有率を2wt%未満に限定され得る。従って、高速炉の出力分担を上げると、MAの物質収支のために、MA含有率を下げる、またMA回収率を上げる必要がある。LWR-UO <sub>2</sub> + FR-TRU燃料サイクルでは、MA含有率を上げるとMAストックは減少し、MA処分は増加する。LWR-MOX + FR-TRU燃料サイクルでは、MA含有率を上げるとMA処分は増加するが、その量はLWR-MOXのMA処分量を下回る。
A22-3	Simplification of MA Separation Process	松村達郎 1 朝野英一 2 桜木智史 2 浜田涼 2 韓治暎 3 中瀬正彦 3 千葉豪 4 相楽洋 3 竹下健二 3	1 原子力機構 2 原環センター 3 東京工業大学 4 北海道大学	高レベル廃棄物からMAを分離回収するMA分離プロセスは、分離変換技術の実現に不可欠な技術の一つである。SELECTプロセスは、溶媒抽出技術を採用したMA分離プロセスとして開発され、分離性能の目標値は放射毒性評価に基づく回収率99%及び核変換システムの性能評価に基づくMA製品純度95%と設定されていた。このSELECTプロセスは2つの工程で構成され、その第2工程ではMAとREを分離するため目標値に対して40段の抽出段数段階が必要であり、導入コストと運用コストが課題であった。そのため、本研究では処分場の環境負荷の評価に基づいた合理的な回収率を設定し、PARC-MAコードを用いて定量的な評価を行うことによってMA/RE分離工程における抽出段数及び製品MAの純度を評価した。解析に当たっては、分離段数4段から16段における最も回収率が高い条件と製品MAの純度が高い条件を見出すよう評価を行った。その結果、MA/RE相互分離工程の分離段数を16段まで合理化しても、Am回収率90%の条件において十分な性能を有していることが明らかとなった。また、核変換システムの評価によっては、分離段数10段あるいは6段まで合理化可能であることが示された。廃棄物処分を基点とした評価によって、MA/RE相互分離工程の簡素化が実現し、社会実装に対応できるプロセス構成を確立できた。
A22-4	Impact of the Spent Fuel Reprocessing Conditions on Fast Reactor Neutronics Property	千葉豪 1 朝野英一 2 桜木智史 2 浜田涼 2 韓治暎 3 中瀬正彦 3 松村達郎 4 相楽洋 3 竹下健二 3	1 北海道大学 2 原環センター 3 東京工業大学	使用済み燃料の再処理におけるMAと希土類元素(RE)の回収・随伴条件が、リサイクル燃料を装荷した高速炉の炉心特性(冷却材ボイド反応度)に及ぼす影響を定量的に評価した。再処理システムとしてSELECTプロセスを想定し、MA回収率がほぼ100%、RE随伴率がほぼ0%のリファレンス条件から、MA回収率が70%程度、RE随伴率が40%程度の簡易化条件まで、合計で8ケースを考慮した。評価は、UO <sub>2</sub> 燃料もしくはMOX燃料を用いた軽水炉使用済み燃料からのリサイクル燃料を用いた移行期高速炉と、高速炉使用済み燃料からのリサイクル燃料を用いた平衡期高速炉を対象として行った。検討の結果、軽水炉UO <sub>2</sub> 使用済み燃料のリサイクル燃料を用いた移行期高速炉ではRE随伴率が高い場合に炉心特性を悪化させること、同じ移行期高速炉でもMOX使用済み燃料のリサイクル燃料を用いた場合には炉心特性がさらに悪化すること、平衡期高速炉では再処理条件が炉心特性に及ぼす影響は相対的に小さいことを明らかにした。
A22-5	Environmental impact assessment of nuclear energy system and selection of nuclear fuel cycle options using cross-disciplinary approach and Multi-criteria Analysis	朝野英一 1 桜木智史 1 浜田涼 1 韓治暎 2 中瀬正彦 1 松村達郎 3 千葉豪 4 相楽洋 2 竹下健二 2	1 原環センター 2 東京工業大学 3 原子力機構 4 北海道大学	軽水炉から発生するUO <sub>2</sub> 燃料とMOX燃料由来ガラス固化体の地層処分における環境影響を、MA分離及び高速炉炉心特性を含めて多基準分析の手法を用いて分野横断的に比較、評価した。環境影響評価は、処分システムとして処分場面積、核種移行被ばく線量、人間侵入被ばく線量、MA分離に関して分離に必要な溶媒抽出工程の分離段数、回収MAの高速炉利用を含めた最終的なMA残量(ストック)、高速炉燃料への回収MA添加時の炉心特性の合計3領域、6クライテリアに関して、燃料燃焼度(45Gwd/tHM)、使用済燃料(SF)冷却期間(15年と50年)、SF再処理におけるMA分離割合(0, 70, 90, 99.5, 99.9wt%)、ガラス固化体の廃棄物含有率をパラメータとして実施した。各クライテリアの評価値をスコア化し重み配分をパラメータとして、多基準分析として加重総和法とコンコーダンス分析の2つの方法により評価値を比較した。3領域への重み配分により優位性を示す核燃料サイクル条件組合せは異なるが、処分システム領域とそれ以外の2つの領域の重み配分を0.5:0.5にすると、UO <sub>2</sub> 燃料由来ガラス固化体についてはMA70%分離が、MOX燃料由来ガラス固化体についてはMA90%分離の優位性が確認された。

#### 4. 結言

本研究は、核燃料サイクル条件の多様化を念頭に、原子力システムの貢献度と負荷を考慮した廃棄物処分における環境影響の定量的な評価を行うと共に、評価指標の導出を目指すこと、また、高燃焼度化、MOX 燃料利用、使用済燃料貯蔵期間長期化などを念頭に、環境負荷低減への寄与と実現性の視点を含めた現実的な MA 核種分離プロセスを提示すること、さらに、核種分離と連動して MA リサイクルを行う高速炉システムにおける廃棄物特性評価に基づき、多様な前提条件に対応し得る高速炉燃焼計算モデルを高度化することを目的として、令和元年度から 4 ヶ年の研究を開始した。

研究の実施においては、原子力システム全体を俯瞰し、MA(Am)70 あるいは 90 %分離を導入することを前提として、廃棄物処分における環境負荷、核燃料サイクル全体の諸量評価、分離技術の工学的成立性、分離核種に留意した高速炉燃焼モデルの高度化に関する研究を通して、地層処分における廃棄物の発熱や放射線に起因する環境影響の削減に貢献するサイクル条件の組合せを原子力システムのオプションとして分野横断的に提示することを念頭に置いた。図 4-1 に 4 年間を通して得られた本研究の成果を示す。また、各研究項目の成果とその総まとめ、及び今後の展望と課題を以下に示す。

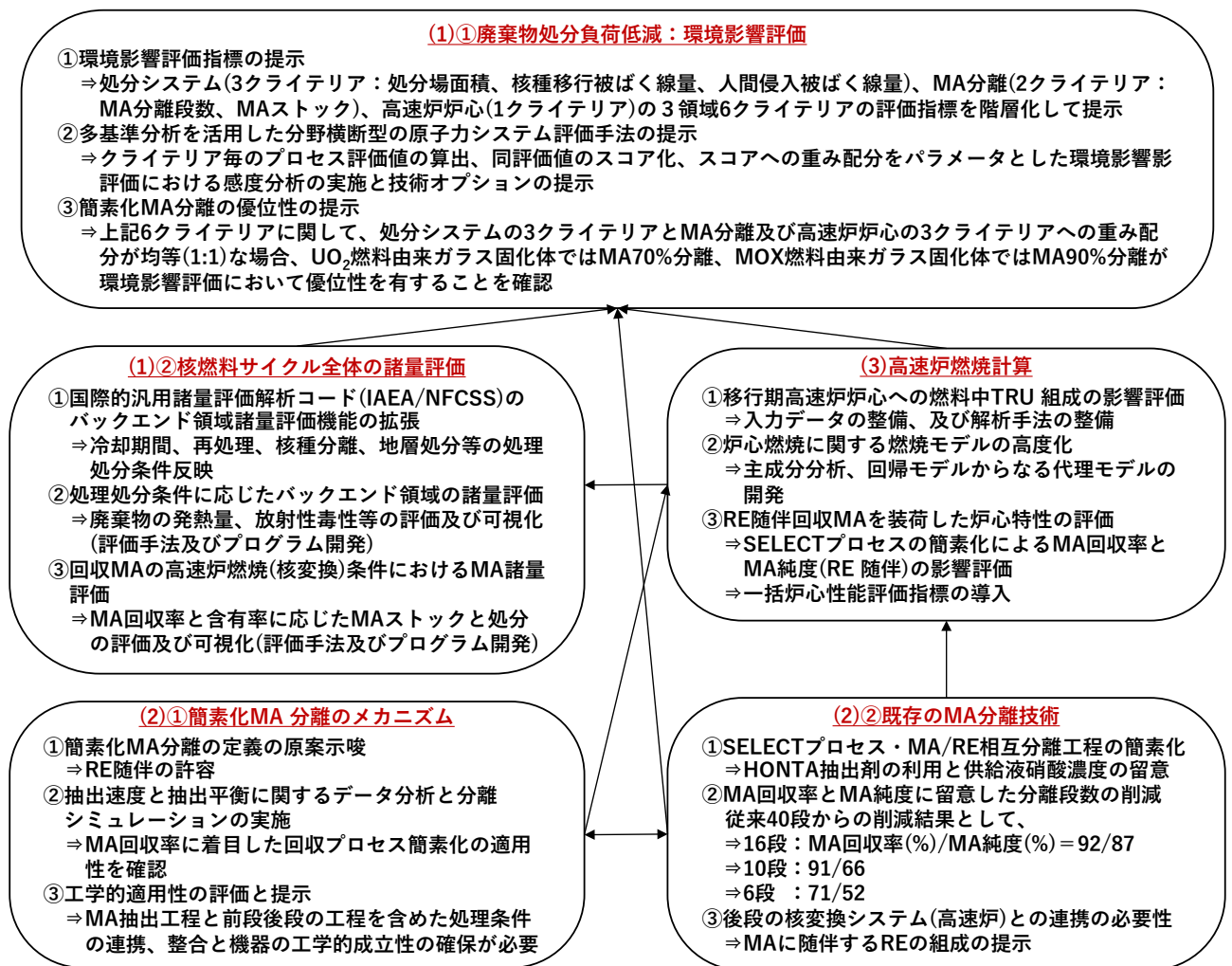


図 4-1 本研究の成果

#### 4.1 研究の総まとめ(4年間の研究まとめ)

##### (1) 廃棄物処分における環境影響評価研究

###### ①評価及び評価指標の導出

令和元年度に廃棄物処分における環境影響評価を行うため、評価対象として原子力利用の負荷と貢献度に着目して、関連する文献調査を行った。その結果として、廃棄物処分システムに関して処分場の設計と処分場閉鎖後長期の安全評価に普遍的に関わる要因である廃棄物量と放射線影響を評価対象とすることとした。そして、前者は処分場面積(廃棄体専有面積)、後者は地層処分における最も基本的な安全評価シナリオである地下水シナリオに基づく核種移行被ばく線量(これを動的放射線影響とした)、及びガラス固化体が内包する廃棄物の潜在的放射性毒性の影響に留意した人間侵入シナリオ(ボーリングシナリオ)による被ばく線量(これを静的放射線影響とした)の3つに分類した。一方、これらの負荷が生じる際に得られる発電量を貢献度とし、環境影響は負荷と貢献度の比(負荷/貢献度)で評価することとした。

令和2年度にはUO<sub>2</sub>燃料由来のガラス固化体について、簡素化MA分離の効果を使用済燃料の冷却期間を15、50、100年と変えて比較した。廃棄体専有面積の削減はガラス固化体の廃棄物含有率と密接に関係するが、全体的な傾向として使用済燃料の冷却期間が長期化する場合はMA分離が70%あるいは90%であっても同面積を削減、あるいは増大抑制に効果を発揮すること、動的放射線影響にはMA分離の有無、あるいは分離割合の多少は影響しないこと、静的放射線影響はガラス固化体の廃棄物含有率と密接に関係し、同含有率を25 wt%まで増加しても70%あるいは90%の低回収率のMA分離であっても被ばく線量はめやす線量の20mSv/年を下回ることを確認した。これより、UO<sub>2</sub>燃料由来ガラス固化体について、燃料燃焼度45 GWd/tHM、使用済燃料冷却期間15及び50年の場合の環境影響評価として、70%及び90%の簡素化MA分離を前提とすることとした。

令和3年度にはMOX燃料由来のガラス固化体について、UO<sub>2</sub>燃料の場合と同様の評価を行った。MOX燃料由来ガラス固化体はMA含有量がUO<sub>2</sub>燃料と比較して大きく、処分場の面積はMA0%分離と比較して、MA70%分離では1/3以下、MA90%分離では1/9以下に削減可能で、MA90%分離の場合の処分場面積は、MA分離を行わないUO<sub>2</sub>燃料由来ガラス固化体の処分場面積以下まで削減可能なことを確認した。動的放射線影響にMA分離の有無、あるいは分離割合の多少が影響しないことはUO<sub>2</sub>燃料の場合と同様であった。静的放射線影響はMA分離の有無とその割合に関係なくほぼ同じ値となった。これは、ガラス固化体の発熱量に留意して廃棄物含有率を上げることで結果的にAm-241含有量がほぼ一定値になるためである。これより、MOX燃料由来ガラス固化体について、燃料燃焼度45 GWd/tHM、使用済燃料冷却期間15及び50年の場合の環境影響評価として、70%及び90%の簡素化MA分離を前提とすることとした。また、令和2年度の結果と合わせて、環境影響評価においては廃棄物量(処分場面積)と動的及び静的放射線影響の3つの指標が示す傾向は、核燃料サイクル条件の組合せを比較・選択する際の尺度になり得るものと判断した。

令和4年度は廃棄物処分に普遍的な負荷と考えられる処分システムの3クライテリア(廃棄物量に起因する処分場面積、核種移行被ばく線量、及び人間侵入被ばく線量の3つ)にMA分離に関して溶媒抽出での分離段数、及び回収MAを高速炉燃料に装荷して核変換した後の残留MA量(MAストック)、回収MA装荷燃料の高速炉炉心特性への影響の3つの評価指標を新たに加え、合計6クライテリアでの分野横断型の環境影響評価を多基準分析の手法を用いて行った。MA分離割合は、

分離無しの 0 %、70 %、90 %、99.5 %、ほぼ全量回収となる 99.9 %の 5 条件で比較した。その結果、UO<sub>2</sub> 燃料由来ガラス固化体では MA 70 %分離、MOX 燃料由来ガラス固化体では MA 90 %分離の優位性が、2 つの異なる多基準分析法での重み配分をパラメータとした感度分析により、処分システムの 3 クライテリアと MA 分離及び高速炉炉心を合わせた 3 クライテリアへの重み配分が均等の 1:1(多基準分析での重み付与の実数としては 0.5:0.5)とした場合に確認された。これにより、核燃料サイクル条件組合せの選択において、評価対象であるクライテリアを廃棄物処分に普遍的なものとして MA 分離の効果・影響の 2 つを均等に扱った場合に、簡素化 MA 分離の優位性が顕著になるものと判断した。

## ②諸量の評価

令和元年度は、MA 分離を念頭においた核燃料サイクル諸量評価計算に向けて、計算条件の設定と計算コードの機能確認のための調査を行った。国際原子力機関 (IAEA) の Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS) コードは、意思決定者のための核種諸量の将来予測が簡便に可能であり、MA 分離、標準的な使用済燃料に対しての崩壊熱、放射性毒性計算機能も追加されていることが分かった。ただし、分離プロセスを考慮するための追加機能を開発する必要性について明らかにした。また、PWR、BWR の継続運転を仮定した場合の照射済燃料中 MA を含む諸量計算を試行した。

令和 2 年度は、再処理、核種分離において NFCSS コードの諸量計算手法について検討、標準条件 (PWR-UO<sub>2</sub> 燃料、燃焼度 45 GWd/tHM、冷却期間 4 年、U・Pu 99.5 %回収) において核燃料サイクルの諸量評価を行った。また、ORIGEN2.2UPJ コードを用いて、使用済燃料の発熱量と放射性毒性について評価を行った。FP の寄与が支配的である再処理直後は、Pu 回収による発熱量と放射性毒性の減少効果は小さいが、その後減少効果が大きくなる (約 1/10) ことが確認できた。PWR-UO<sub>2</sub> 使用済燃料から Pu と MA を回収、高速炉でリサイクルすることを想定し、新燃料発熱量の観点から MA の回収・リサイクルを評価した。使用済燃料を 10~20 年後再処理する場合、回収 MA の約 15~20 %が回収 Pu と一緒に高速炉でリサイクルが可能であり、高速炉炉心の MA 含有率は 3~5 wt%程度であることが分かった。

令和 3 年度は、NFCSS コードに核燃料サイクルのバックエンド領域の諸量評価機能を拡張し、使用済燃料の冷却期間、再処理、核種分離、地層処分等多様な処理処分条件に対応する核燃料サイクルの諸量評価と放射性廃棄物の発熱量及び放射性毒性の評価が可能な新たな Excel プログラムを開発した。(a)核燃料サイクルの諸量評価の結果、使用済燃料の冷却期間を長期化すると、PWR-MOX 使用済燃料の廃棄物は PWR-UO<sub>2</sub> 使用済燃料より MA 蓄積の分多い。使用済燃料の冷却期間を 15 年から 50 年に長期化すると廃棄物 MA は約 1.5 倍増加する。(b)放射性廃棄物の環境負荷評価の結果、PWR-MOX 使用済燃料の発熱量及び放射性毒性は Pu と MA の寄与が支配的であるため、FP 核種分離による放射性廃棄物の環境負荷低減の効果は限定的である。PWR-UO<sub>2</sub> 使用済燃料は、冷却期間を長期化しても廃棄物 MA の発熱負荷は大きく増加しない。一方、PWR-MOX 使用済燃料は廃棄物 MA の発熱負荷を大幅に低減できる。(c)MA 回収・リサイクル評価の結果、PWR-UO<sub>2</sub> 使用済燃料は、冷却期間を 15 年から 50 年に長期化すると、新燃料発熱量の観点から MA 含有率を約 5 wt%から 10 wt%程度まで上げることが可能となる。

令和 4 年度は、(a)多様な核燃料サイクル条件に基づく MA リサイクルのシナリオを検討し、高

速炉導入における MA 核変換の効果を含めて核燃料サイクルの条件による MA 諸量評価手法を開発した。PWR-MOX 使用済燃料の MA が高速炉 MOX 使用済燃料よりはるかに多いため、高速炉導入による MA 総量削減の効果は、PWR-MOX 燃料サイクルが PWR-UO<sub>2</sub> 燃料サイクルより高い。PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクルでは高速炉の MA 含有率を上げることが MA 削減により効果的である一方で、PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクルでは高速炉の出力分担を上げることがより効果的である。MA の物質収支のために必要とする最小 MA 回収率は、PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクルが PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクルより低い。PWR-MOX + FR-MOX 燃料サイクルでは、高速炉導入による使用済燃料の MA 削減の効果が大きいため、MA 含有率を上げることによる使用済燃料の MA 増加は相対的に小さい。一方、MA 回収率の上下による MA 増減は PWR-UO<sub>2</sub> + FR-MOX 燃料サイクルより大きい。MA 諸量評価結果における MA ストックを環境影響量におけるクライテリア 5(CR5)に使用した。(b) 新型炉導入核燃料サイクルのバックエンド評価能力を整備するため、MA 諸量評価手法に基づいて新型炉導入を含めた多様な核燃料サイクル条件に対するバックエンド諸量評価 Excel プログラムを開発し、関連データベースを構築した。また、令和 3 年度に開発した放射性廃棄物の環境負荷評価 Excel プログラムにおいて、新型炉導入核燃料サイクルに対応できるよう関連データベースを追加・整備した。

## (2) Am 分離プロセスの工学的設計研究

### ① 分離メカニズムの検証

令和元年度は簡素化 MA 分離プロセスの評価に必要な抽出平衡・速度データを把握するために、既往の MA 分離用配位子やフローシートの調査を行った。その結果、高分離では不十分とされた配位子についても RE 随伴を許容した MA 分離ならば DGA といった既往の抽出剤でも分離プロセスを大幅に簡素化できる可能性を指摘した。

令和 2 年度は令和元年度の検討を踏まえて、現実的に適用が可能と考えられる DGA の熱力学データや抽出平衡式を用いて簡素化 MA 分離を具体化した。高レベル廃液相当の高硝酸濃度溶液から典型的なフローシートに基づく簡素化 MA 分離時の RE の随伴割合を試算したところ、MA 分離率が 70 %の時に 18 %程度の RE が随伴する分離が実現可能であること等を明らかにした。また、乾式再処理に関しても簡素化 MA 分離の適用性を検討したところ、簡素化に適してはいるものの、廃棄体化、処分の検討が乾式分離は湿式分離に比べて不足しており、系統的な比較が困難であると結論付けた。

令和 3 年度は、令和 2 年度の DGA に加えてより多様な既往の MA 分離剤の抽出平衡・速度データを用いて成立性を示した。一方で抽出速度の影響で抽出平衡に至る過程で分離係数が経時的に変化するため、工学適用時には MA 組成の変動に留意が必要であることを指摘した。組成変動が後段で許容されない場合には、MA 回収率を 70 %程度とする簡素化 MA 分離よりは RE の随伴を許容して MA を取り切る抽出プロセスの方が工学適用性が高い可能性も指摘した。

令和 4 年度はさらに検討を進め、ミキサセトラ抽出器を想定した単段の MA/RE 分離挙動を評価し、簡素化 MA 分離の妥当性、成立性を検証した。単段での簡素化 MA 分離の場合は抽出速度の影響を強く受けると考えられるため、ミキサセトラ単段での連続プロセスよりは、単段のバッチ式での簡素化 MA 分離の方が組成が安定し、工学適用性が高い可能性を指摘した。併せて工学適用時には抽出器の選定、抽出器の運転条件への留意が必要であることをまとめた。

## ② 諸量評価に基づく分離度に対応した分離プロセスの構築

令和元年度は SELECT プロセスにおいて特に分離が困難で工程が巨大化している MA/RE 相互分離工程について簡素化の可能性を検討するため、SELECT プロセスのプロセス条件に固定して分離段数を 16 段から 4 段まで減少させて PARC-MA による解析を実施した。その結果、標準ケースの分離段数 40 段から、分離段数 16 段まで合理化しても MA 回収率は 97 %を維持することが明らかとなり、MA の回収率等の目標値を合理的に設定することによって、MA 分離プロセスの簡素化が可能であることを示した。

令和 2 年度には、MA/RE 相互分離工程の分離段数合理化と Am 回収率の挙動を把握するため、供給液である MA・RE 一括回収工程の製品溶液の硝酸濃度をパラメータとして大きく調整して解析を実施した。その結果、抽出段数を当初の 1/10 である 4 段にしても、Am 回収率 70 %を達成可能であり RE の 80 %以上が除去されることが明らかとなり、大きな簡素化の可能性を確認した。

令和 3 年度は、引き続き PARC-MA コードによって MA/RE 相互分離工程の解析を進めた。供給液の硝酸濃度をパラメータとして解析を行い、Am の回収率と MA 製品溶液の MA 純度を詳細に評価した。その結果、MA/RE 相互分離工程の分離段数を 6 段、あるいは 10 段まで合理化しても、Am 回収率 90 %あるいは 70 %の条件において、核変換システムへの供給の可能性のある純度での回収が可能であることが明らかとなった。令和 4 年度には、高速炉等の核変換システムへの供給条件となる MA 分離プロセスのプロセス条件の確定を目指した検討を行うこととした。

令和 4 年度は、令和 3 年度までの結果を基にして、PARC-MA コードによる MA/RE 相互分離工程の解析を実施した。解析に当たっては、分離段数 4 段から 16 段における最も回収率が高い条件と製品 MA の純度が高い条件を見出すよう評価を行った。その結果、MA/RE 相互分離工程の分離段数を 16 段まで合理化しても、Am 回収率 90 %の条件において十分な性能を有していることが明らかとなった。また、核変換システムの評価によっては、分離段数 10 段あるいは 6 段まで合理化可能であることが示された。廃棄物処分を基点とした評価によって、MA 分離プロセスの中で工程が巨大化する MA/RE 相互分離工程の簡素化が実現し、社会実装に対応できるプロセス構成を確立できた。

## (3) 多様な前提条件に対応する高速炉燃焼モデルの高度化

令和元年度には、本研究において MA 核種のリサイクル評価を行う高速炉として JSFR-1500 を選定し、その解析のための入力情報の整理と解析コードのための入力データの整備を行った。また、整備した入力データに基づいて、JSFR-1500 の炉心燃焼計算の試行を行い、既往研究の結果と比較し、その妥当性を確認した。さらに、高速炉からの使用済燃料の再処理とその後の冷却に関する試計算を行い、再処理条件に応じた冷却期間中の発熱量が適切に再現されることを確認した。加えて、本研究で用いる高速炉の炉心燃焼計算システムの検証として、OECD/NEA ベンチマーク問題に適用を行い、参照解に対して良好な再現性が得られることを確認した。

令和 2 年度には、使用済燃料における RE の随伴割合に関する情報収集を行った。また、RE が随伴したリサイクル燃料を炉心に装荷したときの、それら RE の燃焼・変換を陽に扱う機能を炉心燃焼計算システムに実装し、その妥当性を確認した。さらに、軽水炉から高速炉への移行期に対する種々の前提条件の不確かさが高速炉の炉心・廃棄物特性に与える影響を評価するため、炉

型・燃料仕様・濃縮度などを変えた 864 ケースの軽水炉燃料の燃焼計算を行い使用済燃料中の TRU 組成を計算すると共に、それを高速炉に装荷したときの高速炉の炉心特性・廃棄物特性がとり得る値の範囲を定量的に評価した。加えて、高速炉の炉心燃焼計算システムの改良を図り、令和元年度と同様に OECD/NEA ベンチマーク問題に適用し、参照解とのさらなる一致が得られることを確認した。

令和 3 年度には、令和 2 年度に実施した、移行期における燃料中の TRU 組成の変動が高速炉の炉心・廃棄物特性に与える影響の評価について、想定する燃焼度の上限を 45 GWd/tHM から 70 GWd/tHM まで上げた場合の検討を行い、結論が有意に変わらないことを明らかにした。また、再処理における MA・RE の回収条件の想定の違いが高速炉の炉心特性に与える影響の評価として、SELECT プロセスを例として 6 ケースの異なる条件のそれぞれについて、平衡期・移行期高速炉の炉心特性への影響を定量的に評価した。さらに、移行期における燃料中の TRU 組成の変動が高速炉の炉心・廃棄物特性に与える影響の評価に膨大な計算ケースが見込まれることから、装荷燃料の核種組成や運転条件が入力情報として与えられたときに炉心燃焼計算と同等の結果を導出する高速炉炉心燃焼モデルについて、入出力の関係を簡潔に記述する低次元モデル（代理モデル）の理論的枠組みの構築を行った。加えて、炉心燃焼計算コードシステムの高度化として、低次元モデルの一種と言える Simplified P3 (SP3) 方程式に基づく摂動計算機能を実装し、その有効性を確認した。

令和 4 年度には、令和 3 年度に理論的枠組みを構築した高速炉炉心燃焼モデルの代理モデルの開発を行い、その予測精度を定量的に評価した。また、このモデルを用いて、移行期における燃料中の TRU 組成の変動が高速炉の炉心・廃棄物特性に与える影響の評価を網羅的な条件のもとで行った。さらに、MA・RE の回収効率条件の想定の違いが高速炉の炉心特性に与える影響の評価として、SELECT プロセスに対して新たに与えられた 8 ケースの条件のそれぞれについて、移行期（LWR-UO<sub>2</sub>、LWR-MOX）高速炉と平衡期高速炉の炉心特性の評価を行い、新たに一括炉心性能評価指標を設定して、再処理の簡素化条件と炉心性能との対応を整理・評価した。

#### (4) 総まとめ

本研究では、本章冒頭に示した研究目的に対して、既往の研究開発成果の調査を行い本研究の基盤となる知見をまず整理した。そして、核燃料サイクル条件の多様化と簡素化 MA 分離の導入をキーワードとして、解析的な手法を用いて、原子力システムの貢献度と負荷を考慮した廃棄物処分における環境影響の定量的評価を行うと共に評価指標を導出した。また、原子力システムのバックエンド領域の物量評価が可能となるよう、既存の諸量評価計算コードの機能向上を行うと共に核燃料サイクルにおける多様な処理処分条件を考慮した諸量評価、及びバックエンド領域における各種の負荷を評価する Excel 計算プログラム及びデータセットを整備した。簡素化 MA 分離に関しては、MA 分離メカニズムに基づく簡素化プロセスの工学的成立性を見通しを検討、評価すると共に、既存の MA 分離プロセス (SELECT プロセスの MA/RE 相互分離工程) の分離段数の大幅な削減可能性を提示した。さらに、回収 MA の燃料装荷など多様な前提条件に対応する高速炉利用を想定し、炉心特性評価のための燃焼計算について簡易モデルを作成した。

本研究の特徴は研究題目にある通り、廃棄物処分負荷評価に視点を置いて核燃料サイクル全体の条件、及び各プロセスをつなぐ条件を一貫性を持って連結し、その中で簡素化 MA 分離の実現



可能性、有効性、影響を示す分野横断型の研究を実施したことである。廃棄物処分を基点に分野横断型の統合的評価を、概念や観念の提示に止めず、条件やパラメータを具体的、定量的に設定して実施した。今後の原子力利用において廃棄物処理処分は必須の課題であり、この手法そのものが発展性、応用性を有するものであると考えられる。本研究における分野横断型の連携と統合の構造を図 4. 1-1 (a~g は各研究項目をつなぐ具体的な評価結果、知見を示す) に示す。研究項目 (1) ①—廃棄物処分の負荷低減を念頭に置いた環境影響評価—において実施した各研究項目の成果の集約からは、①方法論、②技術オプション、③簡素化 MA 分離の定義と優位性、の 3 点について以下に示すような知見を得た。

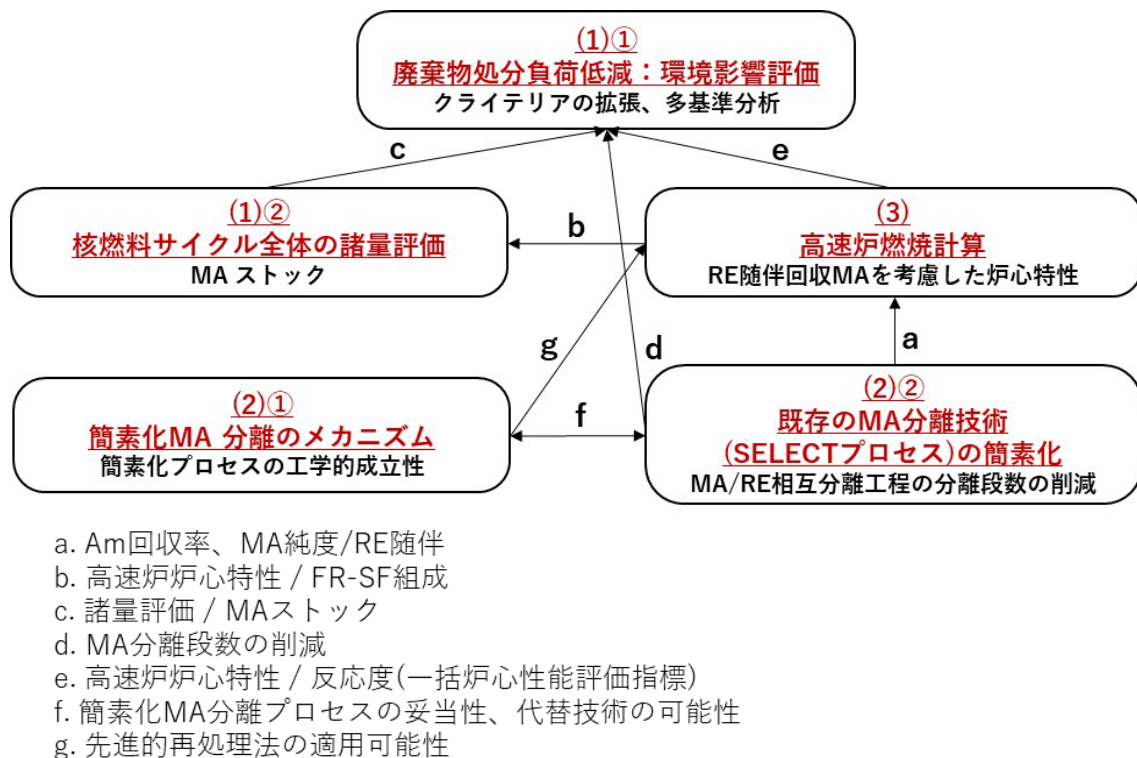


図 4. 1-1 分野横断型研究での研究項目間の連携とその統合

### ①方法論の提示

核燃料サイクル条件の多様化を前提として主要なプロセスとサイクル全体の諸量に着目して廃棄物処分負荷の削減に集約する、分野横断型の核燃料サイクルシステムの評価方法を提示した。本研究では図 1. 3. 1-1 に示す範囲において、図 4. 1-1 に示す形での連携と統合を図った。

これは分野横断型研究の手法としての 1 例である。重要なことはフロントエンドとバックエンドの 2 つ領域からなる核燃料サイクルを構成するどの領域、プロセス、現象、特性を評価の基点とするか、そしてそれ以外の要素、要因のどこまでを評価し、考慮に加えるかということである。解決したい主題の設定(目的)と解決に必要な要素、要因の選択(考慮範囲)が求められる。

具体的な連携の項目とその算出方法は実施者に依存する。本研究では、簡素化 MA 分離に関して、根本的な簡素化の思想と技術的な根拠は分離メカニズムの検討に依った。しかし、分離プロセス自体の簡素化は、既存の MA 分離技術(SELECT プロセスの MA/RE 相互分離ステップ)に



着目し、処分システムを基点に設定した分離割合を参照して必要な分離段数を算出した。また回収した MA を高速炉燃料に装荷して核変換し MA の総量を削減することとした。複数ある高速炉炉心特性に対して回収 MA の利用とそれに随伴する RE は良否いずれかの影響を与える。本研究ではこれに対応するために一括炉心性能評価指標を定義して炉心特性を評価、スコア化した。

さらに、高速炉での MA の核変換効率を考慮した上での核燃料サイクル全体での最終的な MA 残量を MA ストックとして諸量解析コードにより算出している。この計算には IAEA が公開している核燃料サイクル解析コード(Nuclear Fuel Cycle Simulation System、NFCSS) にバックエンド領域の計算機能を追加して用いた。廃棄物処分の環境負荷評価には評価目的に応じて特定の核種を定量的に追跡、算定するための原子力システム全体の諸量評価計算ツールの整備は必須である。本研究での分野横断型評価では連携・統合のために以上の様な特徴を有している。

分野横断型の評価になることから全体の特性や優位性などを統合的に評価してオプション間の比較や選択に繋げることが望ましい。本研究では多基準分析を採用した。個別の評価法が複数(10 以上とも 100 前後とも言われている)ある中から、加重総和法とコンコーダンス分析の 2 つの手法を選択した。いずれも評価対象となるクライテリアについて実際のプロセスの特性値をスコア化し重みを配分して総計を算出するものである。異なる特徴や基準、トレードオフの関係、プロセスの応答(設備の軽重、大小、難易度など)は様々である。これを一元化してより良い組み合わせを見出し、選択肢として提示するためには説明性が明確な手法が望ましい。加重総和法はスコアに重みを乗じて加算する手法自体が直感的に分かりやすい点に着目した。一方コンコーダンス分析は全ての代替案の間での優位性と劣位性の一対比較の統合という双方性を有する評価法で加重総和法と比較するとその計算方法は複雑になる。しかし本研究のように環境影響評価における評価対象(クライテリア)が処分システム、MA 分離そして高速炉炉心特性というように核燃料サイクル条件の中で多岐にわたる場合、クライテリアの優劣関係の把握は条件組合せによる優位性の評価において必須と考えコンコーダンス分析に着目した。ただし、多基準分析の評価法は上記の通り多数ある。分野横断型評価の目的と範囲に応じた評価手法、分析手法の選択に留意する必要がある。

## ②環境負荷低減の実現につながる分野横断型の技術オプション

環境影響評価のための評価指標(クライテリア)を処分システムの廃棄物量と処分場の長期安全に関する 3 クライテリア、MA 分離に関する 2 クライテリア(MA 分離段数と MA ストック)、高速炉炉心(1 クライテリア)の合計 6 クライテリアへの分野横断的拡大により、既往の研究成果(地層処分システム)、新技術(MA 分離と高速炉)、及び核燃料サイクル全体を俯瞰、連結させて合理性を有する技術オプションを比較、評価した。

その結果、2 つの異なる多基準分析法での重み配分をパラメータとした感度分析により、 $UO_2$  燃料由来ガラス固化体では MA70 %分離、MOX 燃料由来ガラス固化体では MA90 %分離の優位性が、処分システムの 3 つのクライテリアと MA 分離及び高速炉炉心を合わせた 3 つのクライテリアへの重み配分を均等の 1:1(多基準分析での重み付与の実数としては 0.5:0.5)とした場合に確認された。これは、評価対象であるクライテリアに関して、廃棄物処分に普遍的なものと MA 分離の効果・影響の 2 つの視点を均等に扱った場合に簡素化 MA 分離の優位性が顕著になることを示している。

ただし、これが唯一の技術オプションではなく、核燃料の燃焼に始まり廃棄物処分に至る各プロセス条件が一貫性を持って連携しているものはいずれも分野横断的に成立する条件組合せとすることができる。しかし、評価対象とするどのクライテリアを重要視するかで優位性を示す技術オプションの内容(核燃料サイクル条件の組合せ)は変わり得る。この点に留意することが重要である。

また、分野横断の視点からはクライテリア自体の多様化が考えられる。例えば、使用済燃料と放射性廃棄物の地層処分の間をつなぐ再処理プロセスは、核燃料サイクルの中ではコスト負担が大きく、上流と下流をつなぐ重要な連結点になる。従って、MA分離工程の合理化に際しては、より詳細な条件をもとにその技術的成立性と位置づけを検討することが望ましい。ここでは抽出工程のみならず付随する逆抽出工程や溶媒洗浄工程までを考慮した必要段数、使用する抽出剤の量や放射線劣化の程度、抽出器の運転条件(流動状況や単位時間当たりの処理量)などを考慮に含めることにより、低レベル廃棄物の発生量を含めたより多様な視点(クライテリア)での評価が可能となる。なお、MA分離工程の簡素化に関するこのような踏み込んだ評価を行うには、工学規模の実験による諸条件の確認を行うことが必要である。

### ③簡素化 MA 分離の定義とその優位性

環境影響評価を分野横断的に実施したことから評価指標(クライテリア)が拡大した。これを手掛かりとして、簡素化 MA 分離の定義は「MA回収プロセスにおける低回収率と RE 随伴を許容して廃棄物処分の負荷低減を可能とする MA 分離手法」とした。

この定義は、本研究項目の(2)①分離メカニズムの検証における既往の各種の MA 分離プロセスの調査において、既往の抽出剤の利用を前提として分離対象の MA への RE 随伴を許容すれば分離プロセスの大幅な簡素化(分離段数の削減)が可能と判断し、結論したことに端を発している。

具体的な MA 回収プロセスの簡素化は、研究項目(2)②分離プロセスの構築において、既存技術である SELECT プロセスの MA/RE 相互分離工程を対象としてプロセスシミュレーションコード・PARC-MA を用いて検討した。従来の MA 分離に要求される MA 回収率 100 %、核変換システムに供給する MA 純度 94 %を達成する分離段数 40 段に対して、MA 回収率 70 %及び 90 %に必要な分離段数を供給液の硝酸濃度の調整を含めて解析により求めた。

その結果、分離段数 16 段では MA 回収率(%)MA 純度(%)が 92/87 という回収率と純度共に高い結果が得られ、また供給液の硝酸濃度によっては 100/48 という結果も得られた。また分離段数 10 段では 91/66、分離段数 6 段では 71/52 という結果が得られた。このように MA 分離段数の削減により、70 %あるいは 90 %という低回収率での MA 分離が RE 随伴による MA 純度の低下という形で実現可能なことを確認した。

さらに、研究項目(3)高速炉燃焼モデルの高度化において簡素化 MA 分離による回収 MA の燃料装荷の高速炉炉心特性への影響を、燃焼反応度、ボイド反応度及びドブラー反応度の 3 つを統合的に考慮した一括炉心性能評価指標を導入して評価した。その結果回収 MA の炉心装荷は、MA 供給の元となる軽水炉燃料が UO<sub>2</sub> 燃料、MOX 燃料いずれも炉心特性を悪化させる傾向が見られるが、MA 純度が比較的高くなる分離段数 10 段(91/66)、分離段数 6 段(71/52)での炉心特性は比較的良好となることから簡素化 MA 分離プロセスとの連携において高速炉の炉心特性

にはネガティブな影響は及ぼさないものと判断した。

このように、MA70 %あるいは90 %分離により分離段数は大幅に削減されるが、これはその効果を処分システム、MA 分離、高速炉炉心の3領域、6クライテリアで横断的、統合的に評価し、クライテリアに配分する重みの傾向を考慮した結果である。簡素化 MA 分離は、フロントエンドとバックエンドを含む核燃料サイクル全体の横断的、統合的な判断の中でその利用価値が明らかになるものと考えられる。

## 4.2 今後の展望と課題について

本研究を構成する5つの研究項目に留意して今後の展望と課題を以下に示す。

### (1) 次世代原子力利用システムに関する分野横断型の研究の実施

今後の我が国での原子力利用については、エネルギー基本計画、GX、ZCなどのキーワードに象徴されるように、再エネと共存する原子炉として新型炉や革新炉に注目が集まり、軽水炉での小型炉や将来の高速炉利用など具体的な取組みが公表されている<sup>[1][2][3][4][5]</sup>。新型炉や革新炉の導入を駆動力として、原子力利用形態の新しい時代への移行が始まったといえるが、原子力利用において放射性廃棄物の処理処分は不可欠である。従って、新型炉や革新炉の活用を長期的な視点で眺めた時に、その原子力システム全体の最適化、少なくとも放射性廃棄物の処理処分までを視野に入れたシステムの整合性や合理性を得ることは、これまでの原子力利用における教訓からもその必要性は明らかである。その際は評価の基点を新しい概念の炉に置いて、分野横断の評価を行い、各機器、プロセス、その応答や現象などを統合的に評価し、全体の連携を最良のものにすることが理想である。このような評価・研究は、今後の原子力利用計画の具体化や必要となる各種の意思決定、取捨選択に対して先行して進めることに意味がある。先に見通しを立てておく、めやすを持っておくという意味で原子力新時代を想定した分野横断研究を進めることが重要と考える。

### (2) 方法論の確立

上記(1)を実施するための分野横断型の評価手法、特に技術選択肢を提示して、意思決定プロセスの俎上に載せるためには説明性が伴った評価方法、分析方法を持つ必要がある。本研究で多基準分析を活用したのは、必ずしも貨幣価値換算できない要素を考慮すること、多面的な評価基準を有する項目を統合的に評価すること、その中からより良い選択肢を提示することなどに留意した結果である。一方、多基準分析の活用には個別の手法の選択、評価対象(クライテリア)への重み付け、利害関係者(ステークホルダー)の選択など多くの議論があり、方法論としての合意形成が必ずしも容易ではない側面も有している。どの領域の専門家の参加が求められ、また望ましいのか、これは重み付けとも関連した重要な課題と言える。

今後の原子力利用は再生可能エネルギーとの共存が必須であり、安全確保及び放射性廃棄物対策という大きな課題を抱えながら、ゼロカーボン社会実現に向けてその貢献が期待される。従って、今後は環境問題との接点も多く持ちながらエネルギー活用の選択に関する意思決定プロセスに関わっていくことになる。多基準分析は多様な視点や価値判断を有する環境問題といった今日的な課題解決において活用例が多いことが特徴である。将来の有効な原子力システムを比較、評価、選択するための方法自体の整備、理解、認知を進めていくことが求められる。

### (3)より詳細な条件と判断基準に基づく分野横断型評価の実施

本研究で選択した評価対象(クライテリア)において、処分システムのクライテリアについてはより実践的な適用を目指すことが必要と考える。処分場面積は廃棄体専有面積として発電量当たりの数値を算出しているが、処分場面積は廃棄体埋設領域だけではなく、操業に必要な各種の固有なスペースが必要である。また面積だけではなく、坑道の掘削量という負荷の考え方もできる。それを具体化するためには処分概念として廃棄体(ガラス固化体)の定置方法との連携が生じる。ガラス固化体の仕様については核種分離の導入はガラス固化体の廃棄物含有率と密接に関係し、これは MA 含有量が多くなる MOX 燃料では顕著になる。発熱の問題は処分場に設置する緩衝材の上限温度とも関係する。こうした評価項目個々の事情や関連事項を詳細に整理して、関連マップで可視化し、分野横断型評価の考慮範囲を発展的に具体化することは関係者となる専門家を集約する意味も含めて今後の重要な一歩である。これが研究体制の構築につながる。核種分離や高速炉、あるいはそれ以外の革新炉を含めて MA 対策の具体化という点でも同じことが言え、再処理、分離、抽出の専門家、炉心設計、燃料設計の専門家などの参加により、真の意味での分野横断体制の構築につながる。本研究での評価項目を拡大、深掘した条件での評価とそれに基づく具体的な条件選択のための研究が次の研究テーマと言える。

### 参考文献

- [1] エネルギー基本計画(第6次), 経済産業省, 令和3年10月
- [2] 原子力利用に関する基本的考え方, 原子力委員会, 令和5年2月20日
- [3] 今後の原子力政策の方向性と行動指針(案), 原子力関係閣僚会議, 令和4年12月23日
- [4] 高速炉戦略ロードマップ, 原子力関係閣僚会議, 令和4年12月23日
- [5] カーボンニュートラルやエネルギー安全保障の実現に向けた革新炉開発の技術ロードマップ(骨子案), 原子力小委員会革新炉ワーキンググループ, 2022年11月2日