

原環センター トピックス

RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT FUNDING AND RESEARCH CENTER TOPICS

2022.9.NO.143

目次

センターの活動状況	1
使用済燃料の多様化を考慮した廃棄物減容化と地層処分の負荷低減に関する研究	4

センターの活動状況

成果等普及活動の実施状況

2022 年度 第 1 回原環センター講演会の開催

2022 年度第 1 回原環センター講演会を対面及びオンラインで開催し、87 名の方に参加いただきました。

原環センターでは、燃料の利用から廃棄物処分まで核燃料サイクルの横断的な評価に取り組んでおり、ガラス固化体の高充填化やマイナーアクチノイド（MA）分離を技術オプションとして取り入れることで、地層処分の負荷低減に関する検討を進めてきました。本講演では、これまでの研究の着眼点や経緯の概略を示すとともに、高燃焼度燃料や MOX 燃料由来のガラス固化に対する技術オプションの最適化や、使用済燃料の長期貯蔵によるガラス固化体特性への影響といった近年の取り組みについて、その進め方や主な成果について紹介しました。



開催日時：2022 年 6 月 30 日（木）14：30～16：00

対面開催会場：公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター 第 1,2 会議室

演 題：使用済燃料の多様化を考慮した廃棄物減容化と地層処分の負荷低減に関する研究

講演者：FE・BE イノベーション研究部 桜木 智史

2022 年度 第 2 回原環センターセミナーの開催

放射性廃棄物処分の安全評価から処分の全体像を把握する第一歩として、安全評価の基礎知識を深めたい技術者・研究者を対象とした、第 2 回原環センターセミナー「放射性廃棄物処分の安全評価の基礎Ⅱ」を以下のとおり開催しました。講義後の総合討論では、講義への質疑応答を通じて、理解を深めていただきました。

開催日時：2022 年 7 月 29 日（金）10：00～18：30

開催会場：京都アカデミアフォーラム in 丸の内

講師：公益財団法人原子力安全研究協会

技術顧問 朽山 修 氏

プログラム：

講義 4：放射性廃棄物処分のセーフティケースと安全評価

- 4.1 セーフティケースと安全評価
- 4.2 セーフティケースの構成
- 4.3 セーフティケースの記述：サイト選定
- 4.4 セーフティケースの記述：工学設計

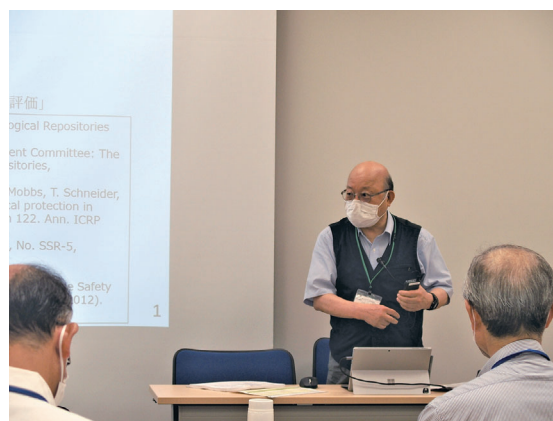
講義 5：放射性廃棄物処分の安全評価

- 5.1 安全評価とは何か
- 5.2 評価の背景
- 5.3 システムの記述
- 5.4 シナリオ作成とモデルの定式化
- 5.5 結果の解釈と不確実性の評価

講義 6：NUMO 包括的技術報告書に見るセーフティケースの記述

- 6.1 NUMO の処分場開発のアプローチ
- 6.2 段階的サイト選定とセーフティケース
- 6.3 わが国の地質環境に応じた地質環境モデルの開発
- 6.4 地質環境モデルに応じた処分場の設計可能性の検討
- 6.5 地質環境モデルと設計を評価基盤とした安全評価

総合討論



2022 年度 第 2 回原環センター講演会の開催

2022 年度第 2 回原環センター講演会を対面及びオンラインで開催し、45 名の方に参加いただきました。

ガラスは放射性核種の溶出を長期間安定に抑制することが期待されているが、浸出試験等によって得られる実験事実からの予測のみで、ガラス固化体からの核種の長期的な溶出挙動を説明することは困難です。本講演会では、このような背景やガラス固化体の長期的な性能の説明に向けた取り組みについて、TRU 廃棄物のうち I-129 を多く含む廃棄物の代替固化技術である BPI (BiPbO₂I) ガラス固化技術を例に以下の 3 部構成の講演で紹介しました。



開催日時：2022 年 8 月 10 日（水）15：30～18：00

対面開催会場：公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター 第 1,2 会議室

演 題：ガラス固化体の性質とその長期評価に向けた課題と取り組み ―I-129 の代替固化を例に―

講演者：

講演 1 TRU 廃棄物の地層処分とガラスとの関わり

地層処分バリアシステム研究開発部長 大和田 仁

講演 2 ガラスの特性と構造の理解に向けて ―廃棄物のガラス固化体から始めた非晶質構造解析―

岡山大学 学術研究院 環境生命科学学域 准教授 紅野 安彦 氏

講演 3 放射性ヨウ素固定化ガラスの構造モデリングと局所構造評価に関する研究

岡山大学 大学院環境生命科学研究科 博士後期課程 2 年 長尾 正昭 氏

国際交流

ANDRA との情報交換

2022 年 8 月 4 日に、フランス ANDRA（放射性廃棄物管理機関）国際部の国際ビジネスマネジャー Jean-Michel Boniface 氏を迎え、情報交換を行いました。

会合では、原環センターより 20 年以上にわたる ANDRA との共同研究や情報提供などの協力に関して謝意を表するとともに、今後の協力に関して意見を交換しました。また、ANDRA より、フランスの地層処分場（Cigéo）に関して 2022 年中に予定している設置許可申請の準備状況や、2022 年 7 月に政府が発行した公益宣言（DUP）の役割などについて説明を受け、質疑応答を行いました。



使用済燃料の多様化を考慮した廃棄物減容化と地層処分の負荷低減に関する研究

FE・BE イノベーション研究部
桜木 智史

原子力利用の効率化や核燃料サイクルの推進のため、燃料の高燃焼度化や MOX (Mixed Oxide) 燃料の利用が進められており、将来、これらの多様な使用済燃料を再処理し、発生する廃棄物の減容化・有害度低減を適切に図っていくことが重要となる。特に、使用済 MOX 燃料は、使用済ウラン燃料に比べて白金族元素や長寿命で発熱性の高いマイナーアクチニド (MA) が多く含まれるため、ガラス固化技術の高度化や MA 分離といった技術開発を着実に実施し、核燃料サイクルシステムへ実装することが期待される。

原環センターでは、燃料の利用から廃棄物処分まで核燃料サイクルの横断的な評価に取り組んでおり、ガラス固化体の高充填化や MA 分離を技術オプションとして取り入れることで、地層処分の負荷低減に関する検討を進めてきた。本稿では、これまでの研究の着眼点や経緯の概略を示すとともに、高燃焼度燃料や MOX 燃料由来のガラス固化に対する技術オプションの最適化や、使用済燃料の長期貯蔵によるガラス固化体特性への影響といった近年の取り組みについて、その進め方や主な成果について紹介する。

1. はじめに

1.1 分野横断的な研究

核燃料サイクル条件の多様化と地層処分の関係・影響を検討するには、表1-1に示すように、原子力利用の上流から下流、すなわち、サイクル全体を俯瞰して取り組むことが重要となる。従来は個別に検討されてきた領域や課題を連結し、一貫通貫して検討・評価することで、核燃料サイクルにおけるキーとなるパラメータや課題の抽出が可能となるとともに全体合理化的な検討が可能となる。ここでは、これまで標準とされている画一的なサイクル条件に対し、燃料から処分までそれぞれの多様性や技術オプションを取り入れた評価例を示して

いる。特に、標準的なガラス固化体 (リファレンス) について 1.2 で説明する。また、1.3 において、そのうちの「冷却期間」についてその評価の観点について述べた後、次章 (2. ～) から具体的な検討例の結果を示す。

1.2 標準的なガラス固化体及び処分システム

我が国では約 4 万本のガラス固化体を製造・処分する計画であるが、セーフティケース等にて処理・処分を考える際、これまでは単一の条件・組成・特性のモデルガラス固化体を対象に検討が進められている^{1,2)}。なお、製造元の違いによる高レベルガラス固化体の標準的な諸元は、日本原子力学会の特別専門委員会報告書³⁾にまとめられているが、評価に用いるガラス固化体の特性は以下の通りである。

標準的な使用済燃料の燃焼条件は燃焼度 45GWd/tHM (UO₂ 燃料、濃縮度 4.5%)、比出力 38MW であり、再処理までの冷却期間は 4 年 (詳細は 1.3 節)、再処理におけるウランの移行率 0.422% 等 (詳細は割愛) とされている。発生量は 1.25 本/tHM とされていることから、換算される廃棄物充填率は、核データ等の計算手法によって若干の誤差があるが、正味で 10.8wt% であり (一般的な添加 Na を含めた表示では 20.8wt%)、製造時の発熱量は約 2.3kW、処分時 (製造後から 50 年の貯蔵を経たもの) には約 0.35kW と評価されている。

表1-1 核燃料サイクルの分野横断的な研究における連携・検討対象の関連性と、核燃料サイクル条件の多様性と検討条件の一例

現行のガラス固化、地層処分の条件(標準ケース)*											
炉型		燃料		使用済燃料	再処理			ガラス固化		ガラス固化体	地層処分
—	UO ₂ /MOX	燃焼度	冷却期間	分離対象核種	分離プロセス	分離効率	ガラス特性/ ガラスマトリックス	溶融炉/ 運転	廃棄物充填率	貯蔵期間	廃棄体専有面積
LWR (PWR)	UO ₂	45GWd/tHM	4 年	U/Pu	Purex	99.5	—	—	約20 wt%	50年	44.4m ² /本



核燃料サイクル条件の多様化											
PWR BWR	UO ₂ MOX	Low ~ High	15年 以上	MA: Np, Am, Cm	対象核種と分離効率に依存	地層処分からの 要求値	対策	—	高充填	発熱考慮	-処分場全体 -廃棄体専有面積 -廃棄体配置方法 -緩衝材制限温度
				Cs/Sr			—	—		発熱考慮	
				Mo		ガラス製造からの 要求値	対策	YP析出		—	
				PGM: Ru, Rh, Pd			対策	沈降		—	

処分場は地下 1,000m の母岩（硬岩）が想定されており、温度 45℃（地表 15℃）の環境に上記ガラス固化体が坑道離間距離 10m、廃棄体ピッチ 4.44m の間隔（廃棄体専有面積 44.4m²）で縦置き定置されることがリファレンス条件とされている。処分後、ガラス固化体の発熱による緩衝材の最高温度は 100℃ 以下である。

1.3 使用済燃料の冷却期間の影響

本稿では、「冷却期間」を核燃料の照射終了時点から再処理されるまでの期間とする。冷却期間の増加により使用済燃料の崩壊熱は減少していく一方で、使用済燃料中の ²⁴¹Pu の崩壊による ²⁴¹Am が増加することが知られている（²⁴¹Am のビルドアップと呼ばれる）。

図1-1 にガラス固化体の崩壊熱に与える冷却期間の影響の一例を示す。ガラス固化体の発熱は、核種の崩壊によって製造後は時間の経過とともに低下していく。4 年冷却のガラス固化体では核分裂生成物（¹³⁷Cs や ⁹⁰Sr）による崩壊熱が支配的であり、それは冷却期間とともに低下する一方で、²⁴¹Am の崩壊熱は増加し、冷却期間 60 年のガラス固化体では、処分後長期（100 年～）の崩壊熱の大部分を占めることとなる。

この ²⁴¹Am による長期的な発熱が地層処分に与える影響について、処分場設計の合理化や MOX 燃料など将来の再処理やガラス固化体の地層処分への受入れの観点で近年は関心や懸念が高まっている。そのため次章以降（2. ～）において、燃焼度等の核燃料サイクル条件や、²⁴¹Am 等のマイナーアクチニドをガラス固化体から除く技術オプション（MA 分離と呼ばれる）と合わせ、地層処分への影響や負荷低減の観点から検討を行う。

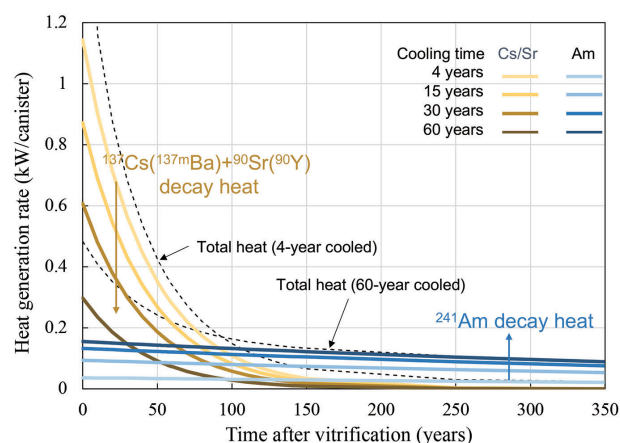


図1-1 使用済燃料の冷却期間（照射終了から再処理までの期間）と、ガラス固化体の崩壊熱へ寄与する核種の変化の関係（PWR UO₂ 燃料、燃焼度55GWd/tHM、正味の廃棄物充填率13wt% の場合）

1.4 評価方法

本稿における評価は解析手法を組合せて実施している。使用済燃料やガラス固化体の核種インベントリや崩壊熱は一般的に核種生成・計算ツールである ORIGEN (Code: ORIGEN2.2-UPJ, Cross Section Library: JENDL4.0/ORLIBJ40) を用いた。処分施設の基本的な環境条件及び設計は、地層処分研究開発第2次取りまとめに準拠しており、必要に応じて坑道離間距離や廃棄体ピッチを変えることで、処分場面積（廃棄体専有面積）に変更を加えている。ガラス固化体の発熱量（崩壊熱）に基づく処分施設の熱伝導解析には COMSOL Multiphysics を使い、緩衝材の温度制限（100℃）の観点で評価を行った。

紙面の都合上、解析方法の詳細については既報^{4,7)}を参照されたい。

2. 高燃焼度 UO₂ 燃料由来のガラス固化体

2.1 背景・目的

原子力発電の経済性向上の観点から燃料の高燃焼度化が進んでいる。これはウラン濃縮度を高めることで、運転サイクルの延長や使用済燃料の発生量の抑制を目標としている。現在では取出し平均で 51GWd/tHM の高燃焼度化が進んでおり、現在の六ヶ所再処理工場で制限される燃焼度 45GWd/tHM より高い使用済燃料の再処理が将来必要となる（この制限は複数の燃料を再処理する場合の平均値であり、再処理がまったく不可能という意味ではないことに留意が必要）。六ヶ所再処理の操業開始から 20 年後、すなわち 2040 年以降、これら高燃焼度燃料の本格的な再処理が開始される可能性がある。

高燃焼度の使用済燃料は核分裂生成物（FP）が増加し、高レベル廃液中の FP 濃度が高くなる。従って、従来の廃棄物充填率でガラス固化体を作製するとウラン重量当たりのガラス固化体発生本数が増加し、例えば年間 1,000 本という製造目標を達成できない可能性がある。ガラス固化体の高充填化により廃棄物減容が可能になるが、一方で、ガラス固化体の発熱量の増加や、モリブデン（Mo）や白金族元素（PGM）といったガラス製造・運転に影響する成分の影響が懸念される。

本節では、高燃焼度燃料として 56GWd/tHM の UO₂ 燃料を想定し、ガラス固化体の発熱量や処分場の熱制限に基づいて、ガラス固化体の廃棄物充填率と処分場面積の最適化について検討した。なお、本検討の詳細については公開論文⁴⁾を参照されたい。

2.2 廃棄物充填率

表2-1 に高燃焼度ガラスの高充填化（廃棄物含有率の増加）に伴うガラス固化体の特性変化を示す。標準ガラス固化体に比べ、高充填化により廃棄物発

生量が減少する。25wt% の場合、仮に年間 800 トンを再処理すると仮定すると、発生量は 900 本以下となり、減容化の効果が見込まれる。初期（製造時）の発熱量は標準ガラスより少ないが、これは高燃焼度燃料の冷却期間を現状の再処理施設の運用を考慮して 15 年と仮定しているためである。一方、高充填化により Mo や PGM の充填率は標準ガラスより多くなる。ガラス製造やガラスマトリックスの改善技術の開発が今後重要と考えられるが、本稿では将来の課題として留意するに留め、次節以降の検討を進める。

表2-1 ガラス固化体の廃棄物充填率（Na を10wt% 含む）と廃棄体特性の関係

ガラス固化体	充填率 (wt%)	発生本数 (本/tHM)	初期発熱量 (kW/ 本)	MoO ₃ (wt%)	PGM (wt%)
標準	20.8	1.25	2.3	1.38	1.08
高燃焼度	20.8	1.55	0.974	1.37	1.14
	25	1.12	1.35	1.90	1.59
	30	0.838	1.80	2.54	2.11

2.3 処分場面積の低減と充填率の最適化

図2-1 に高燃焼度ガラス固化体（高充填化：25 wt%）の処分後の緩衝材の温度変化の解析結果を示す。廃棄体専有面積はリファレンス条件（44.4m²）であるため、高充填化による発熱の増加により、緩衝材温度は制限温度の 100℃ を超え、最高温度は 110℃ 程度まで上昇する。特に、冷却期間が増加すると（例えば 40 年）、100℃ 以上となる期間が 900 年程度におよぶこととなり、緩衝材の変質による機能低下が懸念される可能性がある。

緩衝材への熱影響を緩和させるための方策として、廃棄体専有面積を広げることが考えられる。図2-2 に緩衝材最高温度と専有面積の関係を示す。専有面積を 44.4m² から広げること、緩衝材の温度を低くすることが可能となり、例えば冷却期間 40 年のガラ

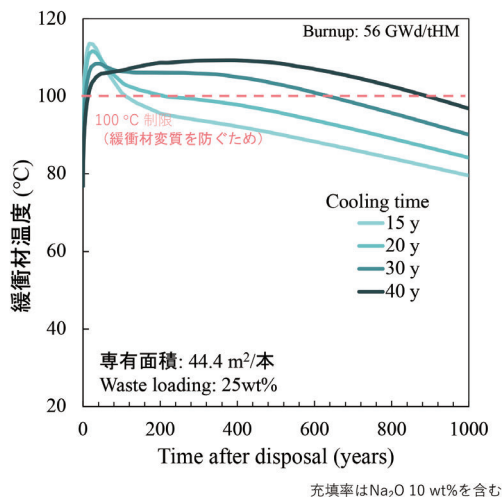


図2-1 高燃焼度ガラス固化体（廃棄物充填率25wt%）に対する地層処分後の緩衝材の温度変化と冷却期間の影響

ス固化体に対しては専有面積を 54m² とすることで、100℃ 制限をクリアすることができることが分かる。

このように、ガラス固化体 1 体あたりの面積は増加しているが、高充填化によりガラス固化体の発生本数はリファレンスの 1.25 本/tHM から 1.12 本/tHM と少なくなっている（表2-1 参照）。そのため、発生本数も考慮した、処分場全体の面積を評価する必要がある。

ウラン重量あたりの処分場の面積（m²/tHM）は、専有面積（m²/本）と発生本数（本/tHM）の積で求めることができる。例えば、リファレンスケース（充填率 20.8wt%）では専有面積 44.4m²/本、発生本数 1.25 本/tHM であるため、処分場面積は 55.5m²/tHM となる。

図2-3 に高燃焼度ガラス固化体に対する処分場面積と充填率の関係を示す。このときの専有面積は緩衝材最高温度が 100℃ 以下となり、かつ、坑道の安定性の観点から最小面積を 44.4m²/本として評価している。処分場面積は充填率とともに低下し 23wt%

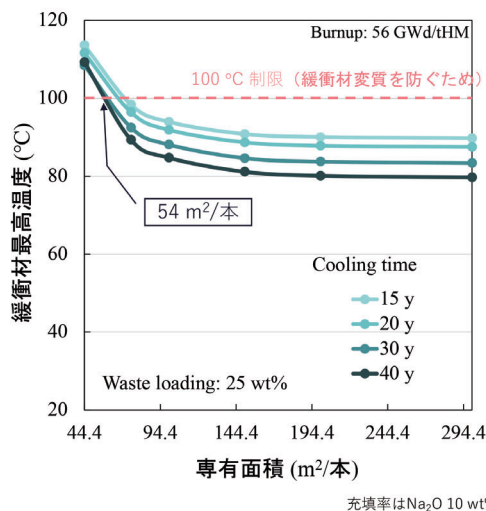


図2-2 高燃焼度ガラス固化体のウラン重量あたりの処分場面積と充填率の関係

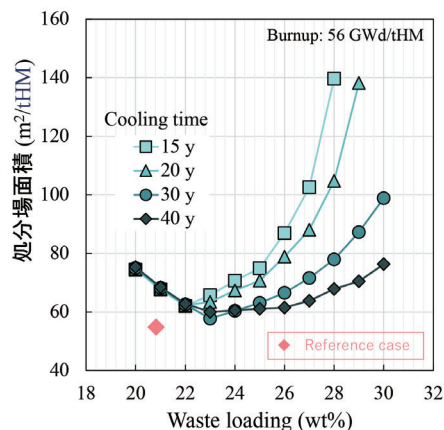


図2-3 高燃焼度ガラス固化体（廃棄物充填率25wt%）に対する緩衝材の最高温度と廃棄体専有面積の関係

で最小値となるが、その後増加に転じる。すなわち、処分場面積を最小とする観点で最適な充填率は23wt%とすることができる。このときの処分場面積は60m²/tHMであり（冷却期間40年の場合）、専有面積46m²/本、発生本数1.3本/tHMである。

その一方で、リファレンス条件（燃焼度45GWd/tHM）より処分場面積を低減できておらず、廃棄物減容の効果が十分に示されていない。これは、高燃焼度化によるベネフィットが評価に反映されていないことに起因する。そのため、燃焼度すなわち発電電力量（テラワットアワー）あたりの処分場面積の比較を試みた。図2-4に示すとおり、最適化充填率23wt%での処分場面積は131m²/TWhであり（冷却期間40年）、リファレンス（151m²/TWh）より13%程度小さくなる。以上より、ガラス固化条件を最適化することで、廃棄物減容と地層処分の負荷を低減し、高燃焼度化へ対応できる見通しが得られた。

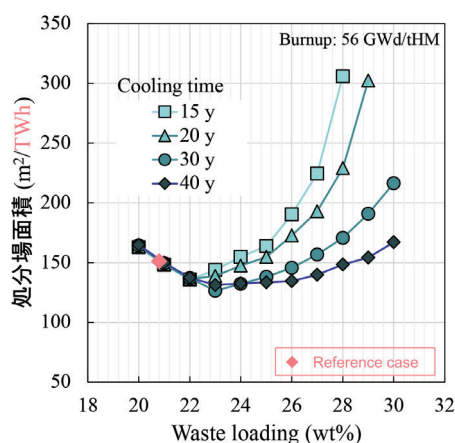


図2-4 高燃焼度ガラス固化体の発電量あたりの処分場面積と充填率の関係

3. MOX 燃料由来のガラス固化体

3.1 背景・目的

次に、MOX 燃料の再処理によって発生するガラス固化体（MOX ガラスという）と地層処分の負荷について検討する。核燃料サイクルの推進の観点から、プルトニウム（Pu）の適切な管理、有効利用の観点から今後 MOX 燃料の利用とそれともなう再処理・ガラス固化の技術開発が重要となる。

使用済 MOX 燃料は UO₂ 燃料に比べて、白金族元素（PGM）の増加や Pu の燃焼に伴うマイナーアクチニド（MA）の増加による発熱が顕著になることが知られており、ガラス固化や最終処分に向けた廃棄物減容・有害度低減に関わる技術開発が課題となっている。

発熱対策としては、使用済燃料の長期冷却や MA 分離、低充填ガラス、UO₂ 廃液との混合によるガラス固化等が考えられる。特に有効と考えられる MA

分離技術を適用することを想定し、処分場面積の合理化の観点から目標とする分離割合や充填率について検討する。

3.2 MOX ガラス固化体の基本条件

MOX ガラスは UO₂ のようなモデルガラス固化体（リファレンス条件）が想定されていない。そこで本稿では MOX ガラスの基本的な条件を検討した。

MOX 燃料は UO₂ 燃料の再処理によって製造することから、標準的な使用済 PWR 燃料と BWR 燃料の Pu 同位体組成の平均値を算出し、MOX 燃料の組成とした（表3-1）。また、文献⁸⁾に従って、MOX 燃料（PWR）の ²³⁸U 濃縮度 0.2wt%、核分裂性 Pu 富化度 6.1wt% とし、燃焼度 45GWd/tHM、冷却期間 15 年を MOX ガラスの基本条件とした。

また、使用済 MOX 燃料の再処理や MOX ガラス固化体の地層処分についても、UO₂ 燃料の再処理やガラス固化体の処分条件を基本条件とした。

なお、ここでの充填率は Na に加え、再処理工程で混入するガドリニウム（Gd）や腐食生成物も含めているため、標準的な充填率が 22wt%（正味の 10.8wt%）であることに留意されたい。

表3-1 使用済UO₂燃料の再処理によって得られるMOX燃料のPu同位体組成

²³⁸ Pu	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu
2.7	57.5	25.2	7.6	7.1

3.3 MOX ガラスの MA 分離と処分場面積の合理化

MOX ガラス固化体の地層処分における熱影響について、「2. 高燃焼度 UO₂ 由来のガラス固化体」と同様に解析評価した。

図3-1に緩衝材最高温度に与える MA（Am, Cm, Np）分離割合の効果を示す。MA 分離がない場合には緩衝材温度は極めて高くなるが、MA 分離の効果は顕著であり、80%の分離により緩衝材制限温度

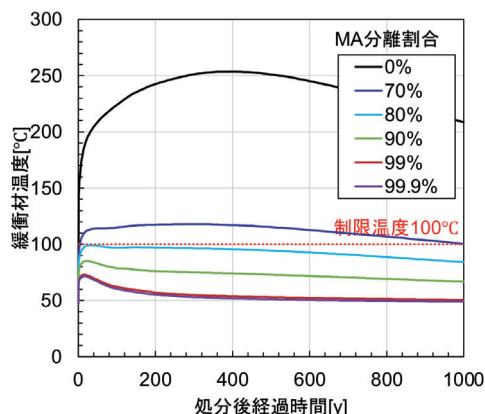


図3-1 MOX ガラス固化体の地層処分における緩衝材温度に与えるMA分離割合の効果

100℃をクリアできることがわかる。一方、99%から99.9%へ高めても、緩衝材温度にはほとんど影響しないことから、MOX ガラスの基本条件において目標とするMA分離は80%と考えられる。多様なMOX 燃料に対しては、燃焼度や冷却期間も考慮に入れて別途詳細に検討することが重要である。

図3-2 に、MA 分離を適用させた場合のMOX ガラス固化体の地層処分について、緩衝材制限温度100℃以下の条件における処分場面積と廃棄物充填率の関係を示す⁷⁾。また、最適化の結果について表3-2 にまとめた。図3-1 で示したように、MA 分離を適用しない場合には発熱影響が顕著となり、低充填化により発生本数が増加した結果、処分場面積がかなり大きくなる。MA 分離80%では標準的なUO₂ ガラスとほぼ同等の処分場面積(56.5m²/tHM)とすることができる。このときの充填率は22.0wt%である。さらにMA 分離を99%まで高めると、処分場面積の最小値は28.0m²/tHMまで低減され、ガラス固化体の熱影響による充填率の制限はかなり小さくなり、最適値は33.4wt%であるが、さらに発生本数を削減するためにより高充填化する余地もあると考えられ

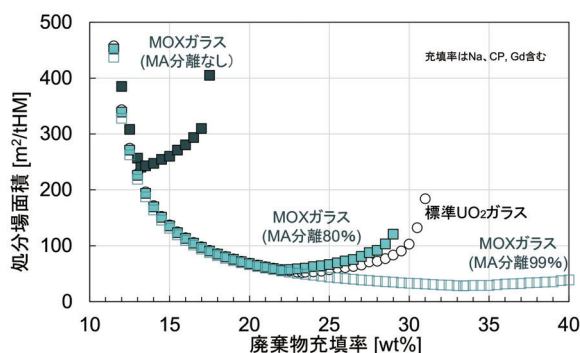


図3-2 MOX ガラス固化体の処分場面積に与える廃棄物充填率とMA 分離割合の影響⁷⁾

表3-2 MOX ガラスのMA 分離と処分場面積に関する最適化条件のまとめ

		最小面積 (m ² /tHM)	充填率 (wt%)	発生量 (本/tHM)	PGM (wt%)
	UO ₂ ガラス	51.6	23.3	1.16	1.47
MOX ガラス	MA 分離なし	240.5	13.2	5.42	0.48
	MA 分離80%	56.5	22.0	1.27	2.05
	MA 分離99%	28.0	33.4	0.63	4.13

る。その一方で、表3-2 に示す通り、高充填化により白金族元素 (PGM) の充填率が高くなる。MOX ガラスの減容化のためには、特に PGM 対策が重要な課題であり、研究開発の進展が期待される。

4. まとめ

本稿では分野横断的な視点から使用済燃料の多様化や核燃料サイクルの技術オプションの適用による高レベルガラス固化体の減容化や地層処分の負荷低減について解析評価した。その結果、ガラス固化体の高充填化やMA 分離といった技術の有効性や技術開発への期待を提示することができた。一方で、今回の検討のベースとなった地層処分の環境や設計は仮の条件や制約（特に緩衝材制限温度）であり柔軟性等があることから、技術オプションの目標等には幅広い視点で検討・考察することが重要であることを付記しておきたい。

謝辞

本稿の内容は、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究事業 (JPJ010599)」の一部である。

参考文献

- 1) 核燃料サイクル開発機構, 地層処分研究開発第2次取りまとめ (1999)
- 2) 原子力発電環境整備機構, 包括的技術報告書、NUMO-TR-20-03 (2021)
- 3) 日本原子力学会, 「地層処分対象放射性廃棄物の品質マネジメント」特別専門委員会報告書 (2010)
- 4) T. Sakuragi et al., Optimal waste loading in high level nuclear waste glass from high burnup spent fuel for waste volume and geological disposal footprint reduction, MRS Advances 7, 150-154 (2022)
- 5) 桜木他, 日本原子力学会 2020 年秋の大会予稿集 (2B18)
- 6) 浜田他, 日本原子力学会 2021 年秋の大会予稿集 (3B08)
- 7) 桜木他, 日本原子力学会 2021 年秋の大会予稿集 (3B09)
- 8) 原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会: 発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について (1995)

(本稿は、2022 年 6 月 30 日に開催した「2022 年度第1回原環センター講演会の講演「使用済燃料の多様化を考慮した廃棄物減容化と地層処分の負荷低減に関する研究」に基づき作成しました。)

編集発行

公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター
〒104-0044 東京都中央区明石町6番4号(ニチレイ明石町ビル12階)
TEL 03-6264-2111 (代表) FAX 03-5550-9116
ホームページ <https://www.rwmc.or.jp/>