

一般社団法人日本原子力学会

2021 年度

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」

研究専門委員会

成果報告書（最終）

2022 年 3 月

## 目次

|                           |    |
|---------------------------|----|
| はじめに                      | 1  |
| 1. 緒言                     | 1  |
| 2. 総合的な核燃料サイクルの性能評価の考え方   | 2  |
| 3. 現行軽水炉サイクルを対象とした検討      | 5  |
| 3.1. 概要                   | 5  |
| 3.2. MA 分離貯蔵              | 7  |
| 3.3. Sr/Cs の分離と利用または処分    | 15 |
| 3.4. PGM/Mo 分離および資源化      | 21 |
| 3.5. まとめ                  | 28 |
| 4. MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討 | 31 |
| 4.1. 概要                   | 31 |
| 4.2. 検討対象とするシナリオの想定       | 32 |
| 4.3. 技術-特性マトリクス評価         | 33 |
| 4.4. まとめ                  | 44 |
| 5. 高速炉サイクルを対象とした検討        | 47 |
| 5.1. 概要                   | 47 |
| 5.2. シナリオ設定               | 47 |
| 5.3. 各シナリオについての情報の整理      | 48 |
| 5.4. 技術-特性マトリクスによる評価      | 62 |
| 5.5. まとめ                  | 72 |
| 6. おわりに                   | 73 |

## 付録

|      |                              |
|------|------------------------------|
| 付録 A | 委員                           |
| 付録 B | 令和 3 年度委員会開催記録               |
| 付録 C | 現行軽水炉サイクルを対象とした検討に関する補足      |
| C.1  | MA 分離貯蔵                      |
| C.2  | Sr/Cs の分離と利用または処分            |
| C.3  | PGM の分離と利用または処分              |
| C.4  | 高レベル廃液の顆粒貯蔵シナリオ              |
| 付録 D | MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討に関する補足 |

## はじめに

2019年6月1日～2022年3月31日に実施した「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会の2021年度活動および、その結果について報告する。

## 1. 緒言

原子力システムは、燃料製造を含むフロントエンドから始まり、原子炉での発電を経て、廃棄物の最終処分であるバックエンドに至るまでの多くのプロセスを含む巨大な複合システムである。それぞれのプロセスは、さらに複数の専門分野に細分化されており、各分野間は、現在、ある程度固定された「取り合い条件」で接続されている。そのため一つのプロセスの改善・改良によってシステム全体の性能を柔軟に向上させることは非常に難しい状況になっている。

これまで、原子力システムの性能のうち最も重要とされてきたのは原子炉の経済性と安全性であり、そこから周辺分野に向かって取り合い条件が設定されていった。フロントエンドでは燃料の仕様や必要になるウラン濃縮度が決定され、再処理工程では上流から流れてくる使用済燃料の仕様が与えられ、また、地層処分では再処理工程で製造されるガラス固化体の仕様が与えられる。このように固定化された取り合い条件のもと、各分野が部分最適化を図る研究開発戦略がとられてきた。しかし、近年、部分最適では不十分な問題が現れつつあり、その一つが、放射性廃棄物の処理・処分の問題である。

放射性廃棄物、特に高レベル放射性廃棄物（HLW）の処分に係る性能向上のために、これまではもっぱら地層処分の設計と安全評価に関する改善が行われてきた。それに対し、分離・変換技術は、上流の再処理工程でマイナーアクチノイド（MA）をはじめとする幾つかの元素を分離し、核変換を行うことで処分の経済性や安全性を向上させようとするものである。ここで、元素分離の導入は再処理工程の経済性を悪化させ、また、核変換の導入は原子炉や燃料製造への負荷を増大させる可能性がある。このような処分と分離・変換技術のコストのトレードオフや他のプロセスへの負荷の波及に加え、リスクが発生する時間スケールの違い、分離・変換技術の実用化時期なども関連することから、システムの全体最適を目指すことは極めて複雑な作業を必要とする。

現在の軽水炉技術を中心としプルサーマルを1回利用する程度の簡単な核燃料サイクルにおいては、フロントエンドと原子炉は固定し、再処理と処分を中心とするバックエンドの範囲で最適化を行うことが可能であると考えられる。一方、将来のプルサーマル燃料の管理（再処理）、さらに高速炉などの先進的なプルトニウム利用の原子力システムを最適化する場合、使用済燃料再処理がフロントエンドや原子炉にも影響することから、全体最適化は更に複雑で難しい作業になる。

「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会は、バックエンド部会において、再処理・リサイクル部会との連携のもと、「分離・変換技術が放射性廃棄物の処理・処分に及ぼす影響を、定量的、総合的に検討すること」を目的として設立され、上記の困難に正面から取り組むこととなった。そこで、再処理、処分、核変換などの広範囲の専門家を

委員およびオブザーバーとして招聘し総合的な検討を進めた（付録 A）。

設立された 2019 年度は分離・変換技術を含む先進的な核燃料サイクルについて調査し、分離・変換技術の現状や、処理・処分に及ぼす効果についての既往研究の把握に努めた。

2020 年度からは全体最適化に向けた方法論の検討を行い、核燃料サイクルの性能を各プロセスの「技術-特性マトリクス」を用いた整理に基づいて総合的に評価することとした。現行軽水炉サイクル、MOX プルサーマルサイクル、高速炉サイクルなどの大きく性質が異なる 3 つの核燃料サイクルに対して、それぞれワーキンググループを編成したうえで個別グループによる評価を開始し、検討状況を 2021 年原子力学会春の年会で報告した。

最終年度にあたる 2021 年度の活動では、各 WG の評価を継続し、それらの結果をまとめて 2022 年日本原子力学会春の年会で報告した。2021 年度の開催記録を付録 B に添付する。

## 2. 総合的な核燃料サイクルの性能評価の考え方

「総合的な」核燃料サイクル評価には二つの意味合いがある。一つは、フロントエンドからバックエンドまでの「全ての工程」を含んでいることである。すでに述べたように分離・変換技術の導入はサイクル全体に影響を与えるため、一部だけを取り出した性能評価では不十分である。

もう一つは、「全ての特性」を含んでいることである。本評価では、経済性、資源、安定性、環境影響、安全性、セキュリティ、核不拡散、技術実現性、柔軟性の 9 項目の特性を取り上げた（表 2-1）。経済性、安定性、環境影響、および安全性の 4 項目の特性は他電源にも共通で、エネルギーミックスにおいて重要な S+3E の概念<sup>1</sup>に一致するものである。セキュリティと核不拡散は原子力システムに特有である。技術実現性は、実用化されていない技術についてどの程度の開発が過去になされているか（技術成熟度：TRL）、そして、将来実用化までにどの程度の研究資源と時間が必要かを評価したものである。柔軟性は、処分における可逆性・回収可能性のように、当該技術が将来の社会的要請の変化に対応可能かを評価したものである。

性能評価については、総合的であること、すなわち網羅性を備えていることに加え、評価の重複を避けるために排他性を備えていることが望ましい。工程については、網羅性と排他性を備えることが比較的容易であるが、特性については難しい。例えば、社会的受容性や持続可能性といった特性は、経済性・安全性・環境負荷などの多くの特性に重複するため、慎重に排除されなくてはならない。これらの特性は、9 項目の特性の重み付き和として、より上位に、社会科学的な検討のもとで表されるべきものである。

本委員会では、上記の二点（「全ての工程」と「全ての特性」）を一覧するために、技術-特性マトリクスという概念を考案した。これは、図 2-1 に示すように、技術の行と特性の列から成るマトリクスである。技術の各行には、ある特定の核燃料サイクルの各工程がフロントエンドからバックエンドまで、漏れなく・重複なく含まれる。特性の各列には、経済性などの定量化が可能な、あるいは、技術実現性などの科学的な見積もりが可能な指標が並べら

---

<sup>1</sup> 安全性(Safety)、安定供給(Energy security)、経済性(Economic efficiency)、環境(Environment)

れている。したがって、それぞれのマスには一つの工程の一つの特性が評価されることとなる。このようなマトリクスを用いることにより、漏れのない総合的な評価が可能となる。

その一方で、網羅的であるために全てのマス进行评估することには膨大な作業量が必要となる。そこで、今回の委員会で意図している分離・変換技術の影響をみるために、分離・変換を導入することによるそれぞれのマスの「変化分」进行评估することから着手することとした。それにより多くのマスは評価不要となる。変化があるマスについて、既往の評価を流用するなどして評価を行う。それが難しい場合には、各分野の専門家が影響の大小と、不確実性（評価の現状）を判断し、影響が大きく不確実性が大きいマスを特定することで、将来の課題抽出を行う方針とした。

本委員会では表 2-2 に示す 3 つの観点でワーキンググループ（WG）を編成し、各々で評価対象の核燃料サイクルを選定した。WG-A では、現行軽水炉サイクルを対象とした検討、WG-B では MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討、そして WG-C では高速炉サイクルを対象とした検討を実施した。各 WG の評価結果については 3～5 章でそれぞれ述べるが、WG によって対象とする技術開発レベルが大きく異なるため、それに応じた検討方針・まとめ方とした。

|    |              | 特性     |       |        |         |        |           |          |              |        |    |
|----|--------------|--------|-------|--------|---------|--------|-----------|----------|--------------|--------|----|
|    |              | 1. 経済性 | 2. 資源 | 3. 安定性 | 4. 環境影響 | 5. 安全性 | 6. セキュリティ | 7. 核不拡散性 | 8. 技術成立性・実現性 | 9. 柔軟性 | 総合 |
| 技術 | 1.U採掘        |        |       |        |         |        |           |          |              |        |    |
|    | 2. 転換/<br>濃縮 |        |       |        |         |        |           |          |              |        |    |
|    | 3. 燃料製造      |        |       |        |         |        |           |          |              |        |    |
|    | 4. 原子炉       |        |       |        |         |        |           |          |              |        |    |
|    | 5. SF貯蔵・輸送   |        |       |        |         |        |           |          |              |        |    |
|    | 6. 再処理・廃棄体化  |        |       |        |         |        |           |          |              |        |    |
|    | 7.HLW 貯蔵・輸送  |        |       |        |         |        |           |          |              |        |    |
|    | 8. 処分        |        |       |        |         |        |           |          |              |        |    |
|    | 総合           |        |       |        |         |        |           |          |              |        |    |

図 2-1 技術-特性マトリクス

表 2-1 核燃料サイクルの特性

|           |   |                                                                             |
|-----------|---|-----------------------------------------------------------------------------|
| 1. 経済性    | ● | ・ 各施設の建設/運転/廃止費用。                                                           |
| 2. 安定性    | ● | ・ 電力の安定供給。海外からの影響。                                                          |
| 3. 資源     | ○ | ・ ウラン資源                                                                     |
| 4. 環境影響   | ● | ・ 各施設の環境影響（大気放出、水利用・排出、土地利用、土壌汚染）                                           |
| 5. 安全性    | ● | ・ 各施設のリスク評価（公衆・職業人被ばく線量、事故リスク）<br>・ 原子炉の重大事故を含む<br>・ 地層処分の公衆被ばくでは、不確実性を含む   |
| 6. セキュリティ | ▲ | ・ 各施設に対するテロ・サボタージュ影響評価                                                      |
| 7. 核不拡散性  | ▲ | ・ 各施設に対する転用リスク評価                                                            |
| 8.1 技術成熟度 | ● | ・ 既存インフラの有無<br>・ 技術成熟度(TRL)                                                 |
| 8.2 技術実現性 | ● | ・ 開発にかかる費用・期間。開発時期整合                                                        |
| 9. 柔軟性    | ● | ・ 各施設の可逆性の程度（再処理工程の変更しやすさ、炉心の柔軟さ）<br>・ 各施設の回収可能性の程度（ガラス固化、埋め戻しなどの不可逆性、深度影響） |

● =S+3E      ○ =その他      ▲ =原子力特有      ● =時間軸に関係

表 2-2 各 WG が着目した核燃料サイクルオプション

| WG     | A                                              | B                                    | C                                                           |
|--------|------------------------------------------------|--------------------------------------|-------------------------------------------------------------|
| 目標     | 現行軽水炉サイクルを対象とした検討                              | MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討               | 高速炉サイクルを対象とした検討                                             |
| 委員     | ◎中瀬, ○西原<br>鷹尾, 長谷川, 山下                        | ◎牧野, ○朝野<br>宇佐見, 塚田                  | ◎渡部, ○佐々<br>大和田, 斎藤, 石尾                                     |
| オブザーバー | 田辺, 近藤, 森田, 伴                                  | 川合, 池田, 渡邊                           | 島田, 村上                                                      |
| 観点     | 現行の核燃料サイクル（軽水炉使用済燃料再処理）で発生する HLW への分離・変換技術の適用。 | MOX プルサーマルサイクルでの使用済燃料再処理への分離・変換技術の適用 | 高速炉から発生する HLW に対して、MA リサイクルを適用。また、加速器駆動システム(ADS)で MA 核変換を実施 |

◎ WG リーダー      ○WG サブリーダー

### 3. 現行軽水炉サイクルを対象とした検討

#### 3.1. 概要

WG-A では、現行の核燃料サイクル（軽水炉使用済燃料再処理＋プルサーマル）で発生する HLW に対して分離・変換技術を適用した場合の得失を明らかにするため、技術・特性マトリクスの検討を行った。

図 3.1-1 に WG-A で想定するシナリオを示す。比較の基準となるレファレンスシナリオとして現在わが国で採用されている軽水炉を用いた Pu 一回りサイクルを設定した。これは、軽水炉からのウラン使用済燃料を六ヶ所再処理工場で再処理し、Pu をプルサーマル燃料で再利用し、MA と FP をガラス固化して地層処分するものである。

分離・変換技術を適用した場合として、MA 分離貯蔵シナリオ(図 3.1-1 の 1.)の技術特性マトリクスをレファレンスシナリオとの差異として評価した。このシナリオでは、六ヶ所再処理工場に将来 MA 分離工程を付加し、ウラン使用済燃料から分離した MA を安定化したのち貯蔵する。貯蔵された MA は今世紀後半に期待される高速炉や ADS などの核変換炉で核変換するが、本評価では、長期貯蔵までを評価の範囲とした。残された FP はガラス固化ののちに地層処分される。

次に、発熱性 FP である Sr と Cs を将来六ヶ所再処理工場で分離し、長期貯蔵または利用ののちに処分する、Sr/Cs 分離シナリオ(図 3.1-1 の 2.)を評価した。このシナリオでは MA の分離は行わないこととした。Sr は燃料電池としての利用、Cs はガンマ線源としての利用を想定した。利用後、または、利用せずに廃棄するときにはガラス固化を想定し、貯蔵時及び処分後の温度制限を満たすように固化体の仕様を決定した。

最後に、資源として利用価値のある白金族元素(PGM)およびMo を将来六ヶ所再処理工場で分離し資源化する、PGM/Mo 分離資源化シナリオ（図 3.1-1 の 3.）をレファレンスシナリオと比較した。PGM は自動車排ガス浄化触媒などの利用を想定し、Mo は医療診断に用いられる Mo-99 の生成源としての利用を想定した。その他の FP と MA はガラス固化後、地層処分される。

上記の 3 つの分離・変換シナリオの評価では、フロントエンド、軽水炉、プルサーマル燃料製造、および、プルサーマル使用済燃料管理はレファレンスシナリオと比べて変化がないため、評価を行わなかった。評価対象となるのは、再処理、廃棄体製作、廃棄体貯蔵、処分、資源化などの工程である。

また、WG-A においては、WG-B、C よりも比較的近い将来をスコープとした検討を行った。特に、MA、Sr/Cs、および、PGM/Mo の分離については、20 年後程度の六ヶ所再処理工場への適用可能性を意識して、可能な限り実用化に近い技術を選択することを心掛けた。

以下の節では 3 つの分離・変換シナリオに対して、それぞれ、技術の概要と技術・特性マトリクスの評価結果の概要を示す。評価結果について、詳細な情報がある場合は付録 C に示した。

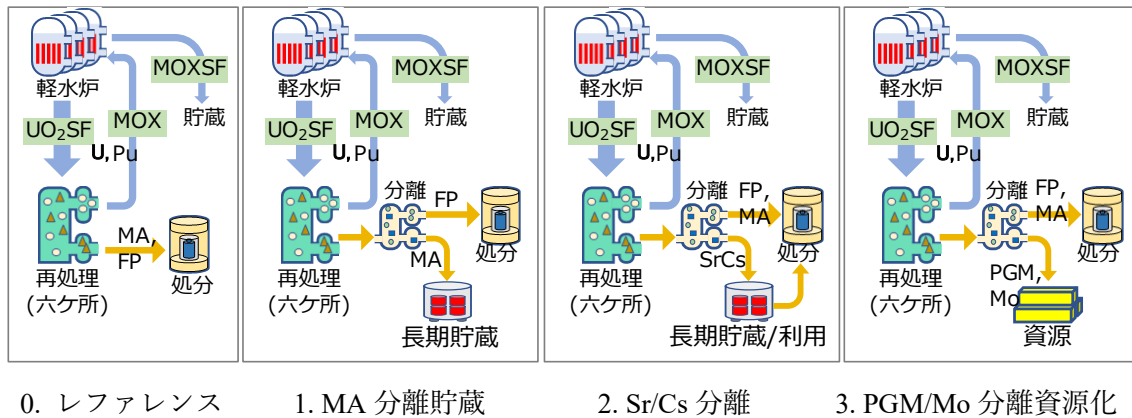


図 3.1-1 WG-A（現行軽水炉サイクルを対象とした検討）で想定するシナリオ  
 (MOX: Pu 混合酸化物, SF: 使用済燃料, FP: 核分裂生成物, MA: マイナーアクチノイド, Sr/Cs: ストロンチウム/セシウム, PGM: 白金族元素, Mo: モリブデン)



## 3.2. MA 分離貯蔵

### 3.2.1. MA 分離貯蔵シナリオの技術の概要

表 3.2-1 に、MA 分離貯蔵シナリオで想定した技術を示す。このシナリオでは、MA を分離し、安定化して今世紀後半の高速炉等による核変換の実施まで貯蔵することを想定している。そのため、MA の安定化および貯蔵工程が 6.3 と 6.4 に追加されている。高レベル廃棄物からは MA が取り除かれ、ガラス固化後処分される。この考え方は、三菱重工・東工大・京大が開発している MA 分離保管技術<sup>1)</sup>を参考にしたものである。

比較対象となるレファンレンスシナリオは、現行の六ヶ所再処理工場での再処理、ガラス固化処理、並びに、地層処分を組み合わせたシナリオである。プルサーマル燃料の製作、使用、使用済燃料管理についてはレファンレンスシナリオと比べて変化がないため、評価しないものとした。物量を概算する場合は六ヶ所再処理工場の 40 年分<sup>2)</sup>の処理量を想定して 32,000tHM とする。

再処理工程 (6.1) に付加する MA 分離工程では、ジグリコールアミド (DGA) 系抽出剤を含む抽出溶媒を用い、RE(希土類元素)を随伴する形で行う。MA の分離率は 98.5 %との報告があり、分離段数の増加により 99.9 %以上の分離が可能な見通し<sup>2)</sup>であるが、二次廃棄物発生量の抑制、経済性、実用化段階における余裕を見て、本評価では 99 %を想定した。高レベル廃液には、MA 以外のアクチノイド核種としてウランと少量の Pu が含まれる。ウランの重量は MA 全体の 3 倍程度あり、無視できない。DGA 系抽出材ではウランの 50 %程度が MA とともに分離されると予想される (付録 C.1.3) ので、ウランおよび Pu の 50% が MA に随伴するとした。

抽出した後に、抽出溶媒を再利用するために逆抽出を行うことが一般的であるが、工程を可能な限り簡略化して、早期実用化が可能な技術を選択する方針をとり、逆抽出を行わないこととする<sup>3)</sup>。このとき、CHON 元素のみから構成されている DGA を焼却処分することにより、MA の酸化物転換工程において固体廃棄物は発生しない。

---

<sup>2)</sup> 現実には、六ヶ所再処理工場の竣工時期から MA 分離技術を導入することはできないため、40 年分を大幅に下回ると考えられることに注意が必要である。本評価では、目安として想定した。

<sup>3)</sup> MA 分離用の抽出剤と比較して、DGA 系抽出材は合成・精製が容易であり、逆抽出して再利用しなくても、大量合成すれば全体におけるコストの割合は低いと考えられる。

廃棄体化工程（6.2）では、レファンレンスシナリオと同様にガラス固化を行う。MA を分離することで、発熱量や廃棄対象元素が減少するため、ガラス固化体の本数が減少する方向であるが、その程度は前提条件によって異なる。MA 分離貯蔵シナリオにおいて、分離される MA とウラン酸化物の占める重量割合は 9%程度であるためその分ガラス固化体は減少する。更に、ガラス固化体の含有率は 12%まで可能と仮定することで<sup>4</sup>、本数は 16%減少する（表 3.2-2）。

MA 安定化工程（6.3）では、貯蔵において高温環境下での化学的安定性が期待できるフルオライト型(UO<sub>2</sub>)マトリックス中への MA の固溶を想定する<sup>3)</sup>。付録 C.1.1 に示すように、MA の含有量を 10 重量%とした。六ヶ所再処理工場相当（800tHM/年×40 年）の運転で発生する高レベル放射性廃液から 150L の安定化 MA が 1600 体程度(40 体/年程度)発生する。

MA 貯蔵工程（6.4）では、ガラス固化体の貯蔵と同様の自然空冷乾式貯蔵を想定する。貯蔵期間は、今世紀後半までであるので、50 年程度が想定される。

HLW 貯蔵（7.1）では、レファンレンスシナリオの貯蔵期間 50 年に対して、MA 分離貯蔵シナリオでは 40 年の貯蔵で横置 PEM 方式の最小の定置方法（坑道間隔 9.6m）が可能になるため、貯蔵期間を 40 年に短縮可能である。

HLW 処分（8）では、レファンレンスシナリオと同様に地層処分を想定する。MA を分離した場合、Sr/Cs からの発熱が支配的となり、これは約 30 年の半減期で減衰するため、貯蔵による発熱量の低減が顕著である。この性質を利用して、フランスの評価では、120 年の長期貯蔵による 1/10 という大幅な面積の低減が見込まれている（付録 C.1.4）。我が国において検討されている横置き PEM 方式では、緩衝材の温度制限にかかる場合があり、この制限を緩和することで、約 13%の低減が見込まれる（付録 C.1.2）。また、本 WG で硬岩での横置 PEM 概念について検討を行い（表 3.2-2、付録 C.1.3）、73%に縮小される結果を得た。

---

<sup>4</sup> 包括的技術報告書等で仮定されている 1.25 本/tHM のガラス固化体発生本数にするためには、Na<sub>2</sub>O 他を除いて廃棄対象元素の酸化物重量で 11%となった。一方、現行ガラス固化体では 22%（Na<sub>2</sub>O を除いて 12%）が可能であるので、本検討では 12%を上限とした。

表 3.2-1 MA 分離貯蔵の評価で想定した技術

|            | 0. レファンレンスシナリオ   | 1. MA 分離貯蔵                               |
|------------|------------------|------------------------------------------|
| 6.1. 再処理   | PUREX            | PUREX+MA 分離(MA・RE 共抽出)                   |
| 6.2 廃棄体化   | ガラス固化            | 同左                                       |
| 6.3 MA 安定化 | -                | フルオライト型(UO <sub>2</sub> )マトリックスへの MA 安定化 |
| 6.4 MA 貯蔵  | -                | 乾式貯蔵 (ガラス固化体と同様の概念)                      |
| 7.1 HLW 貯蔵 | 30～50 年間冷却貯蔵     | 同左                                       |
| 7.2 HLW 輸送 | キャスク封入の上、海上・陸上輸送 | 同左                                       |
| 8. 処分      | HLW: 地層処分        | 同左                                       |

表 3.2-2 MA 分離貯蔵時の HLW の発生量、貯蔵、および処分概念

|                                     | レファンレンスシナリオ         | MA 分離               |         |
|-------------------------------------|---------------------|---------------------|---------|
|                                     |                     | MA 分離後ガラス固化体        | 参照に対する比 |
| 廃棄元素含有率 (重量%, Na <sub>2</sub> O 除く) | 11%                 | 12%                 |         |
| 廃棄体発生本数 (/tHM)                      | 1.25                | 1.04                | 84%     |
| (/32,000tHM) * <sup>1</sup>         | 39,800              | 33,400              | 84%     |
| 貯蔵年数                                | 50                  | 40                  |         |
| のべ貯蔵年数* <sup>1</sup>                | 2.0×10 <sup>6</sup> | 1.3×10 <sup>6</sup> | 67%     |
| (本年/32,000tHM)                      |                     |                     |         |
| 処分方法 (坑道間距離) * <sup>2</sup>         | 横置 PEM(11m)         | 横置 PEM(9.6m)        |         |
| 処分場占有面積(m <sup>2</sup> /本)          | 34.43               | 30.05               | 87%     |
| (km <sup>2</sup> /32,000tHM)        | 1.37                | 1.00                | 73%     |

\*<sup>1</sup> 発生本数および貯蔵には、安定化された MA を含んでいない。

\*<sup>2</sup> 硬岩の地層における横置定置方法を採用

### 3.2.2. MA 分離貯蔵シナリオの評価結果

表 3.2-3 に MA 分離シナリオとレファンレンスシナリオの技術-特性マトリクスの差を示す。フロントエンドから SF 輸送までの技術は不変であるため、差はない。再処理以降について、各々の特性を説明する。

#### 経済性

再処理 (6.1) では、MA の分離工程が増加するため、経済性が悪化する。一方、廃棄体化 (6.2) では、固化体本数が 16 %程度減少するため、ガラス熔融炉の寿命延長などの保守費の低減などにより向上するが、工程そのものが不要になるわけではないので効果は大きくない。MA 安定化 (6.3) および MA 貯蔵 (6.4) で経済性が悪化する。貯蔵については、32,000tHM の使用済燃料処理量に対して、150L の安定化物で 1600 本程度となる見込み (付録 C.1.1) なので、悪化は軽微と推測される。

ガラス固化体の貯蔵および輸送 (7.1、7.2) では各々ガラス固化体本数が 16 %程度減少するとともに、貯蔵期間が 50 年から 40 年に短縮されるため改善するが、効果は大きくないと考えられる。

処分 (8) でもガラス固化体減少の効果が見込まれる。本評価では、MA の分離貯蔵によりガラス固化体が 16 %減少し、それに従って操業に関わる費用が低減する。我が国で検討されている横置き PEM 方式の場合、処分坑道の間隔を狭めることで占有面積が低減されるが、このことによる掘削量の減少は大きくないため、掘削にかかる費用は余り低減しないと考えられる<sup>5</sup>。また、MA 分離プロセスからの LLW が増加するため経済性が悪化する。

#### 安定性

なし

#### 資源

なし

#### 環境影響

処分 (8) では、処分場面積が低減することから土地利用の観点で環境影響が小さくなる。

#### 安全性

再処理 (6.1) の MA 分離工程、MA 安定化 (6.3)、MA 貯蔵 (6.4) が追加されることで、それらの工程における事故リスクが増大する。

一方、処分 (8) では、MA 分離により処分場の長期温度が低減され、ガラス溶解速度への熱影響が減少する効果がある (付録 C.1.6)。ただし、溶解速度が 10 倍大きくなった場合で

---

<sup>5</sup>フランスでの検討のように、占有面積と掘削量の比例関係が強い定置方法では処分費用が大きく低減すると考えられる (図 C.1.4-1)。

も線量は目安値を大きく下回っており、効果は小さい。

新第三紀堆積岩類と先新第三紀堆積岩類の高 Cl 濃度の場合、基本シナリオの被ばく線量に対して MA や Pu の子孫核種が支配的であり、MA の分離により線量を低減できる。現状での線量は  $1\mu\text{Sv/年}$  であり、依然として基本シナリオの目安線量を一桁下回っているが、他の処分場に比べて裕度が小さく、MA 分離効果が比較的大きいケースと言える。(付録 C.1.7)

断層直撃やボーリング観察などでは被ばく線量で MA が支配的である。MA の分離により被ばく線量を減少させることができるが、いずれのケースでも現状で目安線量を下回っており、効果は小さい。(付録 C.1.8)

### セキュリティ

再処理に追加される MA 分離工程、MA 安定化 (6.3)、MA 貯蔵 (6.4) は防護対象となる可能性があり、その場合は負荷が増大する。

### 核不拡散性

MA 安定化工程(6.3)、貯蔵工程(6.4)には MA が存在する。これらが核物質としてみなされる場合には、核物質管理が必要となり、負荷が増大する<sup>6</sup>。

### 技術成熟度、技術実現性

再処理工程(6.1)に追加する MA 分離工程の開発では、実廃液を用いた回収試験が既に行われており、実証段階を終えている。また抽出後の溶媒を加熱して有機溶媒の回収及び MA 酸化物を回収するプロセスはウラン、希土類を用いた模擬試験が行われている。今後、濃縮廃液への適用性、スケールアップ試験等が必要となる。

MA を含まないガラス固化体の廃棄体化 (6.2) では、PGM 元素および Mo の増加に対応するための新型ガラス溶融炉やガラス素材の開発が行われている。これまでに、実規模モックアップ試験炉が設計・製作され、模擬廃液を用いた実規模モックアップ試験で良好な結果が得られた。今後は、試験結果を六ヶ所再処理工場におけるガラス溶融炉の更新に反映していく計画である。(付録 C.3.6)

MA 安定化工程(6.3)、酸化ウランへの固化の開発は、複数の手法についての初期試験段階にある<sup>3)</sup>。今後、手法の選定、MA を用いた試験、スケールアップ試験等が必要であるが、一時的な貯蔵のための安定化であることから燃料などに比べて必要となる開発期間、費用は小さいと評価した。

MA 貯蔵工程(6.4)には既往ガラス固化体貯蔵の概念が適用可能だと考えられる (付録 C.1.1)。

処分工程 (8.) について、MA 分離プロセスから発生する廃溶媒のうち、有機溶媒は蒸留

---

<sup>6</sup> その場合、HLW 貯蔵工程などの核不拡散性は改善するとも考えられるが、分離された MA であるため、MA 安定化工程(6.3)などの核不拡散性の悪化の方が大きい。

によって回収し再利用する。それ以外については CHON 元素のみを含んでおり焼却可能であるため、固体廃棄物は発生しない。そのほか LLW が新たに発生するが、処分においては大きな開発課題はないと考えられる。

### 柔軟性

MA 安定化に用いられるフルオライト型( $\text{UO}_2$ )マトリックスからの他の MA 含有燃料への転換は容易であり、柔軟性がある。また、MA 貯蔵 (6.4) 工程がバッファとして働き、核変換を実施する時期の制約がなくなる。他方、核変換システムが実用化されなかった場合には、安定化された MA は処分対象となるため、その技術開発が必要になることに注意すべきである。

処分 (8.) においては、長期発熱核種がなくなることから、貯蔵期間長期化によって発熱量を低減させ、より稠密に処分するなど、処分場の自由度が増大する。

表 3.2-3 MA 分離の技術-特性マトリクス評価結果

|            | 1. 経済性                  | 2. 安定性 | 3. 資源 | 4. 環境影響 | 5. 安全性              | 6. セキュリティ                         | 7. 核不拡散性                        | 8.1 技術成熟度                                            | 8.2 技術実現性                               | 9. 柔軟性                                                             |
|------------|-------------------------|--------|-------|---------|---------------------|-----------------------------------|---------------------------------|------------------------------------------------------|-----------------------------------------|--------------------------------------------------------------------|
| 6.1. 再処理   | [-**]MA 分離工程増加          |        |       |         | [-*]MA 工程増加によるリスク増加 | [-*]MA 分離工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加 |                                 | [B]DGA により g オーダーでの回収に成功している。RE 随伴を許容した MA 高回収率が現実的。 | [費用 A][期間 B] 濃縮廃液での試験、スケールアップ試験、基礎設計が必要 |                                                                    |
| 6.2 廃棄体化   | [+*]MA 分離により、固化体本数が減少する |        |       |         |                     |                                   |                                 | [A]PGM 沈殿防止、YP 形成防止に対応した熔融炉のモックアップ試験済                | [費用 A][期間 A] 六ヶ所再処理工場の熔融炉更新での導入検討中      |                                                                    |
| 6.3 MA 安定化 | [-**]安定化工程追加            |        |       |         | [-*]安定化工程増加によるリスク増加 | [-*]安定化工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加   | [-*]安定化工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加 | [C]固化手法選定のための初期試験段階                                  | [費用 A][期間 A]                            | [+*]フルオライト型(UO <sub>2</sub> )マトリックスからの他の MA 含有燃料への転換は容易であり、柔軟性がある。 |
| 6.4 MA 貯蔵  | [-*]貯蔵施設追加              |        |       |         | [-*]貯蔵工程増加によるリスク増加  | [-*]貯蔵工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加    | [-*]貯蔵工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加  | [A]既往のガラス固化体貯蔵施設概念で対応可能                              |                                         | [+**]MA 核変換を実施する時期の制約がなくなる。<br>[-**]将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法が必要である。 |

|                  |                                                                      |  |  |             |                                                 |  |  |                                                       |  |                                |
|------------------|----------------------------------------------------------------------|--|--|-------------|-------------------------------------------------|--|--|-------------------------------------------------------|--|--------------------------------|
| 7.1 HLW 貯蔵       | [+*]固化体本数減少、貯蔵期間短縮                                                   |  |  |             |                                                 |  |  |                                                       |  |                                |
| 7.2 HLW 輸送       | [+*]固化体本数減少                                                          |  |  |             |                                                 |  |  |                                                       |  |                                |
| 8. 処分 (LLW, HLW) | [-*]分離プロセスからの LLW<br>[+*]固化体本数減少、長期発熱核種の除去により定置間隔縮小により処分場面積を低減できる可能性 |  |  | [+*]処分場面積低減 | [+*]・ガラス溶解速度への熱影響低減。<br>・一部シナリオで被ばく線量を低減できる可能性。 |  |  | [A] CHON 元素であり焼却可能。プロセス廃棄物は LLW となる見込みであり大きな開発課題ではない。 |  | [+*]発熱性核種低減により処分場レイアウトに柔軟性が生じる |

凡例：

- 特性変化の傾向                   ： [+ ]性能向上、[-]性能低下
- 特性変化の程度                 ： \*\* 変化大、\* 変化小、? 不明
- 空欄                               ： 大きな変化や影響はないと考えられる
- 技術成熟度                     ： (A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階
- 技術実現性 (R&D 費用)        ： (A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C)1 兆円以上
- 技術実現性 (R&D 期間)        ： (A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上



### 3.3. Sr/Cs の分離と利用または処分

#### 3.3.1. Sr/Cs 分離シナリオの技術の概要

表 3.3-1 に、Sr/Cs 分離を導入した軽水炉核燃料サイクルの評価で想定した技術を示す。このサイクルでは、Sr および Cs を分離し、放射線利用後廃棄することを想定する。MA を含むその他の元素については、ガラス固化後、処分する。

再処理工程 (6.1) に Sr/Cs 分離工程を付加する。付録 C.2.5 に示すように、実用化には至っていないものの、多くの分離プロセスが提案されている。これらの内、海外で開発が進んでいる SREX 法、CSSX 法 (かつての CSEX 法) などの溶媒抽出法が実用化に近いと考えられるため、本検討では溶媒抽出法を想定する。

廃棄体化工程 (6.2) では、レファンレンスシナリオと同様にガラス固化を行う。Sr/Cs を取り除いた固化体については、特に製作時における発熱制限 (2.3kW/本) の観点で余裕ができるが、Am-241 の長期発熱による処分場の温度制限により含有率が制限される。本評価では、12 重量%の廃棄元素酸化物含有割合とした。

一方、Sr/Cs については、放射線利用を行い、その間に減衰する可能性があるが、いずれにせよ利用後には処分する必要があるため、廃棄体化を行う必要がある。利用の間に発熱が減衰するが、保守的に、分離直後の発熱量でガラス固化体の形態に廃棄体化すると想定した。付録 C.2.1 に示すように 5 重量 t%の廃棄元素酸化物含有割合で、通常のガラス固化体と同じ寸法とすることで、従来のガラス固化体と同程度の発熱量となる。

貯蔵工程 (7.1) では、Sr/Cs を取り除いた固化体は貯蔵不要で、Sr/Cs 固化体は、処分場の温度制限を満たすように 85 年間の貯蔵を行う (表 3.3-2、付録 C.2.2)。

HLW 処分 (8) では、レファンレンスシナリオと同様に地層処分を想定する<sup>7</sup> (表 3.3-2、付録 C.2.2)。

放射線利用 (9) では、Cs-137 のガンマ線源としての利用 (付録 C.2.3) を想定する。Co-60 の産業用照射を代替できる可能性がある。一方、Sr-90 は RI 電池としての利用を想定するが、崩壊熱から電気に変換する効率が低く、現在ではほとんど使用されていないため、需要喚起の見込みは小さいと考えられる。

---

<sup>7</sup> Sr/Cs 廃棄体の処分では、ある程度冷却したのちの中深度処分の可能性があるが、超長期の半減期を有する Cs135 が課題である。現在の中深度処分の政令の濃度上限値は、Cs135 については 10  $\mu$  Sv/y 相当濃度が無担体の比放射能を上回るとして、設定されていない。仮に、今後当該廃棄体の濃度上限値を算出した場合、現在と同様となるのか、あるいは上限値として数値が示されるのか不明であるが、いずれにせよ高い値となることが想定される。ただし、濃度上限値に係る規制は 2 本立てになっており、政令の濃度上限値をクリアすれば処分可能というわけではない。埋設事業としての安全審査を通過して、初めて中深度処分が可能となる。(付録 C.2.4)

表 3.3-1 Sr/Cs 分離の評価で想定した技術

|            | Pu 一回リサイクル           | Sr/Cs 分離                         |
|------------|----------------------|----------------------------------|
| 6.1. 再処理   | PUREX                | Sr: 溶媒抽出<br>Cs: 溶媒抽出             |
| 6.2 廃棄体化   | ガラス固化                | ガラス固化 (Sr/Cs、<br>および、その他の元<br>素) |
| 7.1 HLW 貯蔵 | 30～50 年間冷却貯<br>蔵     | Sr/Cs 廃棄体：85 年<br>その他：貯蔵不要       |
| 7.2 HLW 輸送 | キャスク封入の上、<br>海上・陸上輸送 | 同左                               |
| 8. 処分      | HLW: 地層処分            | 同左                               |
| 9. 放射線利用   |                      | Sr/Cs 放射線利用                      |

表 3.3-2 Sr/Cs 分離時の HLW の発生量、貯蔵、および処分概念

|                                                            | レフ<br>ァ<br>ン<br>レン<br>ス<br>シ<br>ナ<br>リオ | Sr/Cs 分離                  |                     |                     |             |
|------------------------------------------------------------|-----------------------------------------|---------------------------|---------------------|---------------------|-------------|
|                                                            |                                         | Sr/Cs ガラ<br>ス固化体          | Sr/Cs 以外の<br>ガラス固化体 | 合計                  | 参照に対<br>する比 |
| 廃棄元素含有率（重量%,<br>Na <sub>2</sub> O 除く）                      | 11%                                     | 5%                        | 12%                 | -                   |             |
| 廃棄体発生本数(/tHM)<br>(/32,000tHM)                              | 1.25<br>39,800                          | 0.393<br>12,600           | 0.978<br>31,300     | 1.37<br>43,900      | 110%        |
| 貯蔵年数<br>のべ貯蔵年数<br>(本年/32,000tHM)                           | 50<br>2.0×10 <sup>6</sup>               | 85<br>1.0×10 <sup>6</sup> | 0<br>0              | 1.0×10 <sup>6</sup> | 51%         |
| 処分方法                                                       | 横置<br>PEM<br>(11m)                      | 横置 PEM<br>(9.6m)          | 横置 PEM<br>(12m)     |                     |             |
| 処分場占有面積(m <sup>2</sup> /本)<br>(km <sup>2</sup> /32,000tHM) | 34.43<br>1.37                           | 30.05<br>0.38             | 37.56<br>1.18       | 1.55                | 113%        |

### 3.3.2. Sr/Cs 分離シナリオの評価結果

表 3.3-3 に Sr/Cs 分離シナリオとレファンレンスシナリオの技術-特性マトリクスの差を示す。フロントエンドから SF 輸送までの技術は不変であるため、差はない。再処理以降について、各々の特性を説明する。

#### 経済性

再処理（6.1）では、Sr/Cs の分離工程が増加するため、経済性が悪化する。

廃棄体化（6.2）では、Sr/Cs 以外のガラス固化体(0.98 本/tHM)と、Sr/Cs ガラス固化体(0.39 本/tHM)が発生する。合計発生量は 1.37 本/tHM で、これはレファンレンスシナリオの 1.25 本/tHM と同程度である。そのため、廃棄体そのものの製造コストは変わらないが、原材料が二種類になることによる複雑化により、経済性が悪化すると考えられる。

HLW 貯蔵（7.1）では、Sr/Cs 以外のガラス固化体の貯蔵が不要である。一方、Sr/Cs ガラス固化体の貯蔵期間は 85 年に長期化するが、貯蔵量（のべ貯蔵年数）は半分程度に減少することから貯蔵施設規模は縮小し、経済性が向上する。また、Sr/Cs の放射線利用が実施される場合には、その間の減衰により貯蔵期間が実質的に減少し、更に経済性は向上する。

HLW 輸送（7.2）は、廃棄体の取り扱い本数が同程度であるため、変化しない。

HLW 処分（8）では、ガラス固化体の発生本数が同程度であり、また、処分概念も同様のものが選択できるため、変化しないと考えられる。また、Sr/Cs 分離プロセスからの LLW が増加するため経済性が悪化する。

放射線利用（9）では、Cs および Sr を利用可能とするための密封処理等にかかる一方、放射線源としての価値により経済性が向上する。付録 C.2.3 に示すように、六ヶ所再処理工場を想定した Cs-137 の供給量は Co-60 の国内消費量を二桁上回っているため、一部の利用にとどまる。また、比放射能が 100 倍程度小さいため、医療用ではなく需要の大部分を占める放射線滅菌用線源などの用途に適する。一方で、半減期が長い点で有利であり、需要を喚起する可能性もある。Sr については RI 電池として現在用いられていないため、経済的な価値は殆どないと考えられる。

#### 安定性

なし

#### 資源

放射性同位体は製造可能な物質であり、厳密には資源ではないが、製造可能な照射施設は世界でも限られており、容易に増産できないことから、資源として考えることが適当である。Cs の供給により、改善する。

#### 環境影響

なし

## 安全性

再処理（6.1）の Sr/Cs 分離工程が追加されることで、放射性核種が分散されるという観点では、管理するポイントが増えるとともに事故リスクが増大する。一方、安全評価において影響が大きい高レベル廃液の蒸発乾固事象において、Sr/Cs の除去により貯槽から発生する崩壊熱量が大幅に削減できるため、事故発生までの時間余裕が従来よりも改善されることが期待できる。

HLW 貯蔵（7.1）では、のべ固化体貯蔵本数が 50%程度減少することで施設規模が縮小し、安全性が向上する。

処分(8)では、Sr/Cs を含まないガラス固化体の線量・発熱量が低下することから作業時の安全性が向上する。一方、Sr・Cs 分離プロセスからの発生する LLW および Sr/Cs ガラス固化体の処分が必要となる。

## セキュリティ

再処理（6.1）に Sr/Cs 分離工程が追加されることで、その施設が防護対象となり、負荷が増大する。HLW 貯蔵(7.1)では、施設規模が縮小することでセキュリティの負荷が減少する。廃棄体化工程(6.2)、HLW 貯蔵(7.1)、輸送(7.2)、処分(8)において、Sr/Cs を含まないガラス固化体の線量が低下し、盗取等を試みる際のアクセス性が向上する。そのため、セキュリティに対する負荷が上がることを考えられる。

## 核不拡散性

なし

## 技術成熟度、技術実現性

再処理工程(6.1)に追加される溶媒抽出法による Sr/Cs 分離工程は、SREX 法及び CSSX 法では実廃液でのフローシート試験が終わるなど、実証段階を終えていると考えられる。今後は、実用化に向けて、廃棄体化を含んだ工学規模試験が必要である。

廃棄体化（6.2）では、ガラス固化が想定される。福島第一原子力発電所事故に由来するセシウムのガラス固化の研究などが参考になるが、廃棄体化のプロセスは上流の Sr/Cs 分離プロセスの開発と不可分であるので、技術成熟度・実現性は分離プロセスの開発に準じる。

処分(8)においては、Sr/Cs を含まないガラス固化体に対する課題はないが、Sr/Cs ガラス固化体に対しては、異なるガラス組成となることの影響を評価する必要がある。また、Sr/Cs ガラス固化体の中深度処分を行う場合には、処分場概念の検討、Cs-135 の影響評価（地下水シナリオ、人間侵入シナリオ）、発熱対策などの課題が未検討である。

## 柔軟性

Sr/Cs を含まないガラス固化体については、貯蔵が不要であるため、処分場の作業に合わせて払い出す際の柔軟性を増すことができる。その一方で、Sr/Cs ガラス固化体は 85 年などの長期貯蔵が必要となるため、柔軟性を損なう。

表 3.3-3 Sr/Cs 分離の技術-特性マトリクス評価結果

|            | 1. 経済性                    | 2. 安定性 | 3. 資源 | 4. 環境影響 | 5. 安全性                                                                                 | 6. セキュリティ                                                         | 7. 核不拡散性 | 8.1 技術成熟度                                                          | 8.2 技術実現性                                  | 9. 柔軟性                                                                                                                     |
|------------|---------------------------|--------|-------|---------|----------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------|----------|--------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 6.1. 再処理   | [-**]Sr/Cs<br>分離工程増加      |        |       |         | [-*]分離工程<br>追加によるリ<br>スク増加<br>[+*]HLLW 発<br>熱量低下によ<br>り蒸発乾固事<br>故に至るまで<br>の時間余裕が<br>増加 | [-*]分離工程<br>追加による防<br>護対象の増加                                      |          | [B] Sr:溶媒抽<br>出法。<br>[B] Cs:溶媒抽<br>出法<br>いずれも、実<br>廃液の多段抽<br>出を実証済 | [費用 A][期間<br>B]<br>今後、スケー<br>ルアップ試験<br>が必要 |                                                                                                                            |
| 6.2 廃棄体化   | [-*]二種類の<br>固化体の製作<br>が必要 |        |       |         |                                                                                        | [-*]ガラス；<br>発熱性低減に<br>よるアクセス<br>性の向上によ<br>る悪化                     |          | [B]ガラス固化<br>が想定され<br>る。                                            | [費用 A][期間<br>B]今後、分離<br>プロセスと合<br>わせて開発    |                                                                                                                            |
| 7.1 HLW 貯蔵 | [+*]のべ貯蔵<br>年数減少          |        |       |         | [+*]のべ貯蔵<br>年数減少                                                                       | [+*]のべ貯蔵<br>年数減少<br>[-*]ガラス；<br>発熱性低減に<br>よるアクセス<br>性の向上によ<br>る悪化 |          |                                                                    |                                            | [+*]Sr/Cs を<br>含まないガラ<br>ス固化体の冷<br>却が不要とな<br>り、貯蔵/払<br>出に柔軟性が<br>生じる<br>[-*]Sr/Cs ガラ<br>ス固化体は 50<br>年を上回る貯<br>蔵が必要とな<br>る。 |
| 7.2 HLW 輸送 |                           |        |       |         |                                                                                        | [-*]ガラス；<br>発熱性低減に<br>よるアクセス<br>性の向上によ<br>る悪化                     |          |                                                                    |                                            |                                                                                                                            |

|                  |                                     |  |                  |  |                                                          |                               |  |                                          |  |  |
|------------------|-------------------------------------|--|------------------|--|----------------------------------------------------------|-------------------------------|--|------------------------------------------|--|--|
| 8. 処分 (LLW, HLW) | [-*]分離プロセスからの LLW                   |  |                  |  | [+*]線量低下により、操業安全性向上。Cs-135 の長期被ばく線量低減<br>[-*]Sr/Cs 廃棄体処分 | [-*]ガラス；発熱性低減によるアクセス性の向上による悪化 |  | [A] 十分に冷却された Sr/Cs 廃棄体に対して従来の地層処分概念が適応可能 |  |  |
| 9. 放射線利用         | [-?]利用可能とするための密封処理<br>[+?]Cs の放射線利用 |  | [+*]分離 Cs の放射線利用 |  |                                                          |                               |  |                                          |  |  |

凡例：

- 特性変化の傾向                   ： [+ ]性能向上、[-]性能低下
- 特性変化の程度                   ： \*\* 変化大、\* 変化小、? 不明
- 空欄                                ： 大きな変化や影響はないと考えられる
- 技術成熟度                        ： (A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階
- 技術実現性 (R&D 費用)           ： (A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C) 1 兆円以上
- 技術実現性 (R&D 期間)           ： (A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上

### 3.4. PGM/Mo 分離および資源化

#### 3.4.1. PGM/Mo 分離シナリオの技術の概要

表 3.4-1 に、PGM/Mo 分離を導入した軽水炉核燃料サイクルの評価で想定した技術を示す。このサイクルでは、PGM および Mo を分離し、PGM を資源として、Mo を Mo-99 の原材料として用いる。

再処理工程 (6.1) に PGM、Mo 分離工程を付加する。分離には、電解法、溶媒抽出法、および沈殿法が考えられる。電解法による PGM 分離には、酸化イリジウム被覆チタンとステンレスを電極として用い、Se を随伴する形で行う。Se は燃焼により  $\text{SeO}_2$  として揮発させ分離する。この方法により 95 % の Pd 回収率を行った報告がある<sup>4)</sup>。

Pd の溶媒抽出法による分離については、多数の抽出剤が報告されているが、最も有名なものとしてはジヘキシルスルフィド(DHS)があげられる。ただし硝酸濃度が高すぎると分解する。Ru は HLLW のような高硝酸濃度かつ放射線環境下では硝酸ニトロシルルテニウムの形態をとり、大変不活性であり、分離に関する報告は少ない。ジチオアミド系の抽出剤での高硝酸濃度溶液からの分離が報告されている<sup>5)</sup>。同様に不活性な Rh と併せて抽出分離が難しい系だが、ジチオアミド抽出剤と NTA アミドの共同抽出系での分離が報告されている<sup>5)</sup>。Mo 分離も多く報告がみられるが、ヒドロキシアセトアミド(HAA)型抽出剤を用いる溶媒抽出により、Zr を随伴する形で行い、逆抽出において、Mo のみを回収することで、模擬廃液を用いた試験により 99.7 % の分離率が報告されている<sup>6)</sup>。電解法では原則的に二次廃棄物は発生せず、電極として用いるステンレスの一部が溶解して廃液に混入する。HAA 抽出剤は CHON により構成されることから、完全焼却により二次廃棄物は発生しない。

沈殿法による PGM の分離法としてギ酸を用いた脱硝沈殿法があり、実高レベル廃液からの回収率として Rh 及び Pd は 98%、Ru は 80%が報告されている<sup>7)</sup>。

PGM および Mo を除去した残りに対する廃棄体化工程 (6.2) では、レファンレンスシナリオと同様にガラス固化を行う。本検討では Mo の需要が小さいと予想されたため、PGM の分離のみを考慮して固化体発生本数を評価した結果、20%程度本数が低減した。(表 3.4-2、付録 C.3.8)

HLW 貯蔵・輸送工程 (7.1) では、レファンレンスシナリオと同様に処分に適するまで貯蔵を行い、輸送する。PGM 分離によって固化体発生本数が減少した結果、一体当たりの発熱量は増加したため、60 年の貯蔵期間と評価した (表 3.4-2)。

HLW 処分 (8) では、レファンレンスシナリオと同様に地層処分を想定する。一体当たりの発熱量に応じて、レファンレンスシナリオよりも密度が小さい定置方式とした (表 3.4-2)

PGM 資源化 (9.1) では、Ru、Rh および Pd に対して各々資源化処理を行う。Ru には Ru-106 (半減期 1 年) が、Rh には Rh-102 (半減期 0.57 年) が含まれているため、それぞれクリアランスレベルを下回るまで冷却する。Ru と Rh のクリアランスレベルは定められ

ていないが、Ru については 45 年、Rh については 25 年程度の冷却でクリアランスレベルを下回ると考えられる<sup>8</sup>（付録 C.3.2）。Pd については Pd-107（650 万年）の含有率がクリアランスレベルの目安値の 3 桁上となっており、資源化のためには 99.9%の分離が必要となる。レーザーを用いた偶数同位体と奇数同位体の分離の研究がなされており、この技術を適用するものとした。

Mo 放射線利用（9.2）では、Tc-99m ジェネレーターとして用いられる Mo-99 の製造の原材料を想定する。

表 3.4-1 PGM/Mo 分離の評価で想定した技術

|               | Pu 一回リサイクル       | PGM、Mo 分離                |
|---------------|------------------|--------------------------|
| 6.1. 再処理      | PUREX            | 電解、溶媒抽出、または沈殿            |
| 6.2 廃棄体化      | ガラス固化            | ガラス固化                    |
| 7.1 HLW 貯蔵    | 30～50 年間冷却貯蔵     | 60 年間冷却貯蔵                |
| 7.2 HLW 輸送    | キャスク封入の上、海上・陸上輸送 | 同左                       |
| 8. 処分         | HLW: 地層処分        | 同左                       |
| 9.1. PGM 資源化  |                  | PGM 資源化                  |
| 9.2. Mo 放射線利用 |                  | Mo 分離後、加速器照射により Mo-99 製造 |

---

<sup>8</sup> この冷却期間は、使用済燃料の原子炉取り出し直後から積算したものである。現在わが国にある使用済燃料の多くは、すでに 20 年程度を経過している。



表 3.4-2 PGM 分離時の HLW の発生量、貯蔵、および処分概念

|                                   | レファレンスシナリオ        | PGM 分離*           |         |
|-----------------------------------|-------------------|-------------------|---------|
|                                   |                   | PGM 分離後ガラス固化体     | 参照に対する比 |
| 廃棄元素含有率（重量％，Na <sub>2</sub> O 除く） | 11%               | 12%               |         |
| 廃棄体発生本数(/tHM)                     | 1.25              | 1.00              | 80%     |
| (/32,000tHM)                      | 39,800            | 31,900            | 80%     |
| 貯蔵年数                              | 50                | 60                |         |
| のべ貯蔵年数<br>(本年/32,000tHM)          | $2.0 \times 10^6$ | $1.9 \times 10^6$ | 96%     |
| 処分方法（坑道間距離）                       | 横置<br>PEM(11m)    | 横置 PEM(14m)       |         |
| 処分場占有面積(m <sup>2</sup> /本)        | 34.43             | 43.82             | 127%    |
| (km <sup>2</sup> /32,000tHM)      | 1.37              | 1.40              | 102%    |

\* Mo については、全量を分離して利用することが考えにくいため、PGM 分離のみを行った場合について、処理処分を検討した。

### 3.4.2. PGM/Mo 分離シナリオの評価結果

表 3.4-3 に PGM/Mo 分離シナリオとレファレンスシナリオの技術-特性マトリクスの差を示す。フロントエンドから SF 輸送までの技術は不変であるため、差はない。再処理以降について、各々の特性を説明する。

#### 経済性

再処理（6.1）では、PGM,Mo の分離工程が増加するため、経済性が悪化する。

廃棄体化（6.2）では、溶融炉の沈殿物発生の原因となる PGM が含まれていないため、現行炉で行われる予定の洗浄運転が不要となり、運転効率が上がることで経済性が向上する。ただし、現在付録 C.3.6 に示す新型溶融炉の開発を進めており、PGM 分離が実用化される時期にこれが実用化していれば、PGM は課題とならず、運転効率はすでに改善されていると考えられる。固化体本数が 20%程度減少するため、物量の観点で経済性が改善する。

処分（8）では、分離プロセスからの LLW が増加するため経済性が悪化する。処分場面積は変わらないが、固化体本数が 20%程度減少し、操業および掘削量にかかる経済性が改善される。

PGM 資源化（9.1）では、化学的な精製工程および同位体偶奇分離で経済性が悪化する。特に偶奇分離工程では大きな悪化となる可能性がある。その一方で、PGM の売却による改善は顕著で六ヶ所再処理工場規模で年間 450 億円と概算される（付録 C.3.1）。

Mo 放射線利用 (9.2) では、六ヶ所再処理工場からのモリブデンの供給量は、Mo-99 の原材料としての需要よりも 3 桁程度大きく、一部のみの利用が見込まれる (付録 C.3.4)。加速器により Mo-99 を製造するため、加速器の製作・運転による経済性の悪化と、Mo-99 の収益による経済性の向上が同時に発生する。これらのコスト評価は行われていない。

#### 安定性

なし

#### 資源

PGM は稀少な資源であり、六ヶ所再処理工場規模の再処理から供給される PGM の量は我が国の年間 PGM 使用量や、世界の埋蔵量と比較しても有意なものである。例として、六ヶ所再処理工場で再処理予定の 32,000 トンの使用済燃料に含まれる Ru と Rh は、世界の埋蔵量の 1.7% と 0.5% に相当する。Pd については、Ru と Rh に比較すれば経済的価値、希少性に劣り、また、偶奇分離を行う必要があることから、資源化の優先度は低いと考えられる (付録 C.3.1)

Mo-99 は製造可能な物質であり、厳密には資源ではないが、製造可能な照射施設は世界でも限られているので資源として考える。半減期が約 66 時間と短く備蓄ができない性質に加え、現在流通している Mo-99 は、初臨界から 40 年以上が経過した少数の研究炉によって生産されており、2009 年に発生したカナダ NRU 炉の停止など、その供給に一定のリスクがある。これを国産として安定的に供給できる価値は高い (付録 C.3.4)。

#### 環境影響

PGM 分離のための施設、PGM 資源化処理のための施設、Mo-99 製造のための施設などにより環境負荷が発生する。しかし、PGM 採掘は採掘国での大きな環境負荷を伴っていると考えられるため、それを低減する効果を考慮する必要がある。

#### 安全性

再処理 (6.1) の PGM/Mo 分離工程が追加されることで、事故リスクが増大する。一方、安全評価において影響が大きい高レベル廃液の蒸発乾固事象において、主要な被ばく源となる Ru-106 が存在しなくなるため、安全性が改善される。(付録 C.3.5)

廃棄体化 (6.2) では、PGM 分離により、ガラス熔融炉における白金族堆積に起因する事故リスクが低減されるが、現在の熔融炉では洗浄運転などにより対応がなされる見込みである。また、PGM 分離が実施される頃には、白金族の堆積に対して対策を施された新型熔融炉に更新されていると考えられるため、廃棄体化工程における安全性の向上は小さい (付録 C.3.6)。

処分 (8) では、PGM および Mo の除去によりガラス固化体の性状が安定するため、向上すると考えられる。Mo はガラス固化体にイエローフェーズを発生させ、処分後の放射性核種溶出速度が大きくなる恐れがある。処分場の多重性により安全性への影響は殆どないと

評価されているが、安定した品質のガラス固化体を製造することは重要である(付録C.3.7)。その一方で、イエローフェーズの課題を解決するガラス素材並びに新型溶融炉が開発されており、Mo 分離を行わなくても高品質のガラス固化体を製造できる見込みである。以上のことから、処分安全性の向上は小さいと評価した。

#### セキュリティ

再処理(6.1)に分離工程が追加されることで、その施設が防護対象となり、負荷が増大する。

#### 核不拡散性

なし

#### 技術成熟度、技術実現性

再処理工程(6.1)での PGM 分離に用いる電解法、Mo 分離に用いる溶媒抽出法は、いずれも模擬廃液を対象とした試験により性能評価が実施されている。脱硝沈殿法は実高レベル廃液を用いた小規模試験が行われている。今後、実廃液を用いた試験やスケールアップ試験などが必要となる。

PGM 資源化(9.1)のうち、Ru および Rh の精製については、放射能が十分に減衰しクリアランス以下になったのちは、一般産業と同様であり実用化されていると考えられる。Pd については、長半減期の Pd-107 が含まれているため、資源化には同位体偶奇分離が必要である。レーザーを用いた手法が近年開発され、革新的な効率上昇を達成したが、なお、実用化にむけては大型・高効率レーザーの開発が必要とされている(付録C.3.3)。

Mo 放射線利用(9.2) 加速器による Mo-99 の製造は、放医研などによって実用化に向けた研究開発が進められている<sup>8)</sup>。これらの技術導入による実現性は高いものと考えられる。

#### 柔軟性

なし

表 3.4-3 PGM 分離の技術-特性マトリクス評価結果

|                  | 1. 経済性                                   | 2. 安定性 | 3. 資源       | 4. 環境影響                                   | 5. 安全性                                                  | 6. セキュリティ            | 7. 核不拡散性 | 8.1 技術成熟度                                     | 8.2 技術実現性                                 | 9. 柔軟性 |
|------------------|------------------------------------------|--------|-------------|-------------------------------------------|---------------------------------------------------------|----------------------|----------|-----------------------------------------------|-------------------------------------------|--------|
| 6.1. 再処理         | [-**]PGM, Mo 分離工程増加                      |        |             | [-*]PGM, Mo 分離工程による施設増加                   | [-*]分離工程追加によるリスク増加<br>[+*]Ru-106 分離により HLLW 蒸発乾固事故の影響緩和 | [-*]分離工程追加による防護対象の増加 |          | [C] PGM/Mo 分離は基礎段階。二次廃棄物未定量。                  | [費用 A][期間 B] PGM 分離<br>[費用 A][期間 B] Mo 分離 |        |
| 6.2 廃棄体化         | [+*] 洗浄運転が不要となる。<br>[+*] 固化体本数減少         |        |             |                                           | [+*]溶融炉運転性改善による安全性向上                                    |                      |          |                                               |                                           |        |
| 7.1 HLW 貯蔵       |                                          |        |             |                                           |                                                         |                      |          |                                               |                                           |        |
| 7.2 HLW 輸送       | [+*] 固化体本数減少                             |        |             |                                           |                                                         |                      |          |                                               |                                           |        |
| 8. 処分 (LLW, HLW) | [-*]分離プロセスからの LLW<br>[+*] 固化体本数減少 (面積不変) |        |             |                                           | [+*]イエローフェーズ低減                                          |                      |          | [C] 二次廃棄物未着手                                  | [費用 A][期間 B]                              |        |
| 9.1 PGM 資源化      | [-*]資源化処理 (精製、冷却)<br>[-**]資源化処理 (偶奇分離)   |        | [+**]PGM 供給 | [-?]資源化処理のための施設<br>[+**]PGM 採掘国における環境負荷低減 | [-?]クリアランス以下である必要性                                      |                      |          | [A]Ru、Rh 精製は一般産業と同じ<br>[C] Pd のレーザー偶奇分離が必要。近年 | [費用 A][期間 B]Pd レーザー偶奇分離                   |        |

|           |                                   |  |                  |           |           |  |  |                 |  |  |
|-----------|-----------------------------------|--|------------------|-----------|-----------|--|--|-----------------|--|--|
|           | [+**]資源売却                         |  |                  |           |           |  |  | 改善されたが、なお効率化が必要 |  |  |
| 9.2 Mo 利用 | [-**]加速器による製造コスト<br>[+**]Mo-99 売却 |  | [+**]国産 Mo-99 供給 | [-?]加速器施設 | [-?]加速器施設 |  |  | [A] Mo-99 生産施設  |  |  |

凡例：

- 特性変化の傾向                   ：[+]性能向上、[-]性能低下  
特性変化の程度                   ：\*\* 変化大、\* 変化小、? 不明  
空欄                                ：大きな変化や影響はないと考えられる  
技術成熟度                        ：(A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階  
技術実現性（R&D 費用）        ：(A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C) 1 兆円以上  
技術実現性（R&D 期間）        ：(A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上

### 3.5. まとめ

WG-A では、現行の核燃料サイクルで発生する HLW に対して分離・変換技術を適用した場合の得失を明らかにするため、技術特性マトリクスの検討を行った。比較の基準となるレファンレンスシナリオとして現在わが国で採用されている軽水炉を用いた Pu 一回りサイクル (UOX 使用済燃料再処理、Pu 一回りサイクル、MOX 使用済燃料貯蔵) を設定した。分離・変換技術を適用した場合として、今後、20 年間程度で技術的に六ヶ所再処理工場に適用可能性があるという観点から、MA 分離貯蔵シナリオ、Sr/Cs 分離シナリオ、そして、PGM/Mo 分離資源化シナリオの 3 つのシナリオを設定し、レファンレンスシナリオと比較した。

上記の 3 つの分離・変換シナリオの評価では、フロントエンド、軽水炉、プルサーマル燃料製造、および、プルサーマル使用済燃料管理は分離・変換技術の導入による影響を受けないことから、評価を行わなかった。評価対象となるのは、再処理、廃棄体製作、廃棄体貯蔵、処分、資源化などの工程である。

MA、Sr/Cs、および、PGM/Mo の分離については、20 年後程度の六ヶ所再処理工場への適用可能性を意識して、可能な限り実用化に近い技術を選択することを心掛けた。

以下の項では 3 つの分離・変換シナリオに対して、評価結果から特記すべきことがらを挙げる。

#### 3.5.1. MA 分離貯蔵シナリオ

- ・ MA の分離により、HLW ガラス固化体の本数低減、処分場規模の低減、一部の処分場安全評価シナリオにおける安全性の向上などが見込まれる。ただし、これらの程度については、ガラス固化技術や処分技術の進展、また、特に処分候補地の絞り込みに伴う処分概念の具体化に強く影響を受けるため、詳細な分析が今後も継続的に必要である。
- ・ 再処理への MA 分離工程の付加、MA 安定化/貯蔵工程の追加などによる経済性の悪化と上記の向上に基づき、本シナリオの実施判断がなされることが考えられる。
- ・ 安定化貯蔵された MA は、将来の FBR や ADS の導入シナリオに対応して供給可能なことからシナリオの柔軟性に寄与することが考えられる。他方、核変換システムの実用化に至らなかった場合には安定化された MA を処分する必要がある。
- ・ MA の分離技術は、分離の難しい RE が MA にある程度随伴することを許容することで、より実現性の高い技術が適用可能である。これまで、実廃液を用いたフロー試験による実証を終えており、今後、スケールアップ試験が必要である。
- ・ MA 安定化については初期試験段階にあり、今後、手法の選定、MA を用いた試験、スケールアップ試験等が必要である

### 3.5.2. Sr/Cs 分離シナリオ

- ・ Sr/Cs の分離により、再処理工程の蒸発乾固事象の時間的余裕の緩和、HLW (Sr/Cs のガラス固化体とその他の元素を含むガラス固化体) ののべ貯蔵年数の低減などの改善があるが、HLW の本数ならびに地層処分場規模に対しては効果がないか、若干悪化する。
- ・ 再処理への Sr/Cs 分離工程の付加は、六ヶ所再処理工場の比較的大きい改造であり、経済性を悪化させるため、上記の改善点からのみでは、導入の意義づけは小さい。
- ・ Cs については、産業用の放射線照射で Co-60 の代替となり得る。ただし、供給可能量は現在の国内消費量を大きく上回っており、需要喚起がなければ全量を分離する必要はない。
- ・ Sr については、RI 電池としての利用が考えられるが、現在ほとんど使われておらず、利用の見込みは小さい。
- ・ 以上のことから、Cs の利用価値を勘案し、必要量の Cs のみを分離することが考えられる。
- ・ ただし、Sr/Cs 分離と MA 分離を同時に行った場合は未検討である。MA 分離を行った場合、フランスの例のように定置方法によっては、長期貯蔵により処分場規模の縮小が見込まれるが、さらに、Sr/Cs 分離によって、長期貯蔵の負荷 (のべ貯蔵年数) を緩和する効果が重要になる可能性がある。
- ・ Sr/Cs の分離技術は、溶媒抽出法の研究開発が海外で行われており、実廃液でのフローシート試験が終わるなど、実証段階を終えていると考えられる。今後は、廃棄体化を含んだスケールアップ試験が必要である。

### 3.5.3. PGM/Mo 分離資源化シナリオ

- ・ PGM/Mo の分離によって固化体本数が 2 割程度低減するほか、Ru-106 排除による再処理工程の安全性向上、溶融炉運転性向上、ガラス固化体性状安定化による処分信頼性向上などの利益があるが、これら 3 つの技術課題に対しては、すでに再処理安全設計、新型ガラス溶融炉の開発などが行われており、解決の見込みがある。
- ・ 再処理への PGM/Mo 分離工程の付加は、六ヶ所再処理工場の比較的大きい改造であり、経済性を悪化させるため、上記の観点からのみでは、導入の意義づけは小さい。
- ・ 一方、近年の PGM 元素の価格高騰 (450 億円/800tSF) および資源の希少性 (Ru と Rh で世界の資源量の 1.7 %/32000tSF と 0.5 %/32000tSF) から、PGM 資源を供給する意義は大きいと考えられる。特に Ru および Rh について、経済的価値および希少性が顕著である。Pd についてはクリアランスには偶奇分離技術が必要であることから優先度は低い。
- ・ Mo に対しても、近年加速器を用いた Mo-99 製造技術が実用化に近づいており、そ

の原材料としての価値があれば、分離する意義がある。ただし、必要量は供給可能量を大きく下回る見込みであり、Mo の全量を分離する必要はない。

- ・ 以上のことから、PGM および Mo の資源としての利用価値を前提とし、PGM/Mo 分離の実施を判断するものと考えられる。
- ・ PGM および Mo の分離技術は、電解法や溶媒抽出法が開発されているが、いずれも模擬廃液を対象とした試験にとどまっており、今後、実廃液を用いた実証に進む必要がある。Ru および Rh を分離したのちの資源化については、放射線が十分に減衰しクリアランス以下になったのちは、一般産業と同様であり実用化されていると考えられる。Pd の資源化に必須のレーザーによる偶奇分離技術では近年革新的な前進があったものの、実用化には尚研究開発が必要である。

### 3 章の参考文献

- 1) 2I01～2I06、日本原子力学会 2021 年春の年会
- 2) 文部科学省 原子力科学技術委員会 原子力研究開発・基盤・人材作業部会 群分離・核変換技術評価タスクフォース（第 2 回）資料 2－3 "MA 分離技術の研究開発状況"
- 3) 2I05、日本原子力学会 2021 年春の年会
- 4) Y. Takahashi, et.al, "Separation Process of Long-Lived Fission Products from High-Level Radioactive Wastes," GLOBAL2019, September 22-26, 2019, Seattle , The Westin Seattle
- 5) Cibula Michal, Separation of Platinum Group Metals in HNO<sub>3</sub> using thiodiglycolamide and amide-containing tertiary amine extractants, doctoral thesis, Tokyo tech, 2018
- 6) K.Morita, et. al, "Zr separation from high-level liquid waste with a novel hydroxyacetoamide type extractant," GLOBAL2019, September 22-26, 2019, Seattle
- 7) Y. Kondo and M. Kubota, "Precipitation Behavior of Platinum Group Metals from Simulated High Level Liquid Waste in Sequential Denitration," JNST, 29(2), pp. 140-148 (1992) .
- 8) 加速器による新しい Mo-99/Tc-99m 製造技術の確立に成功(放医研プレスリリース 2018/12/26) <https://www.qst.go.jp/site/qms/1694.html>



## 4. MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討

### 4.1. 概要

WG-B では、MOX プルサーマルでの使用済燃料再処理への分離・変換技術の適用を検討することを目的とする。

昨年度（2020 年度）はその検討に着手する前に、まず、プルサーマル使用済燃料自体をどのようにマネジメントするかに着目した検討を行うこととし、検討対象とするプルサーマルのシナリオ（Pu マルチサイクル：MOX 使用済燃料の 1 回再処理）及び比較対象とするレファレンスシナリオ（Pu 1 回リサイクル：UO<sub>2</sub> 使用済燃料の 1 回再処理）を設定し、レファレンスシナリオに対して検討対象シナリオとした Pu マルチサイクルにおいて着目すべき利点や技術的課題が、技術-特性マトリクス上での「技術」と「特性」の組み合わせのどこに存在するかの抽出・整理を試みた（日本原子力学会、2021）。その結果、着目すべき利点や技術的課題がすべての組合せで抽出されるわけではなく、特定の組み合わせにおいて特徴的に抽出される可能性が示唆された。また、このような利点や技術的課題としては、例えば、Pu マルチサイクルでの採掘量の減による、「1.U 採掘」での「経済性」の利点（調達コスト減）、また、発熱量増に起因するガラス固化体本数や処分場面積の増加による「8. 処分（HLW）」での経済性や技術的成立性・実現性の観点での課題などが挙げられた。さらに、ある「技術」についての利点や技術的課題が、他の「技術」での仕様・条件の設定の影響を受ける可能性があるなどの、燃料サイクルを構成する「技術」が横断的で重要な関連性を有する場合があることが見出された（例えば、再処理や廃棄体化の条件（核種回収率、廃棄物含有率等）の違いに起因する廃棄物の仕様（インベントリ、発熱量等）の違いの貯蔵や処分における経済性や技術的成立性・実現性等への影響）。

2021 年度は、着目すべき利点や技術的課題に係る検討を深化・拡充させていくために、2020 年度のプルサーマル使用済燃料自体に着目した検討を踏まえつつ、WG-B の本来の目的である MOX プルサーマルでの使用済燃料再処理への分離・変換技術の適用を対象とした検討を進めていくこととした。具体的には、MOX プルサーマルでの使用済燃料再処理について、「MA 分離なし」に対して「MA 分離あり」の場合でどのような「性能変化」が考えられるか、また「MA 分離あり」の場合の技術的な現状と課題などに着目した。なお、変換技術の適用については MOX プルサーマルに特有の問題ではなく、WG-A で対象とする現行軽水炉サイクルや WG-C で対象とする高速炉サイクルと共通の課題のため、2021 年度の WG-B における議論では対象外とした。また、MOX プルサーマルについては、使用済燃料再処理への分離技術やその影響を直接の対象とした研究事例等は非常に限定的と考えられることから、MOX プルサーマルの場合よりも研究事例が充実していると考えられる現行軽水炉サイクルあるいは高速炉サイクルに対する分離技術の適用を対象とする WG-A や WG-C での検討内容を最大限参考にするとともに、MOX プルサーマルを対象にする場合と現行軽水炉サイクルや高速炉サイクルを対象とする場合とでの分離技術の適用や影響及び課題



クルあるいは高速炉サイクルに対する分離・変換技術の適用を対象とする WG-A や WG-C での検討内容を最大限参考にしつつ、WG-B の検討に参加する専門家の経験等に基づく推定等も最大限活用する。

また、2021 年度の WG-B での検討で対象とする分離技術としては、WG-A の検討を参考として「MA・RE 一括分離を対象」にする。

さらに、分離の対象としては、「UO<sub>2</sub>-MOX 混合再処理」と「MOX 単独の再処理」が候補となるが、UO<sub>2</sub>-MOX 混合再処理に関する検討事例があり技術的見通し等が示されていること（塚田、2021）を確認したうえで、2021 年度の WG-B では、技術的によりハードルが高いと考えられ、かつプルサーマル燃料の特徴に直結する分離の影響や技術的課題について検討することを目指し、「MOX 単独の再処理」を対象とした場合の分離の影響を検討することとした。

次項 4.3 に示す技術-特性マトリクス評価では、「マトリクス」に、「MA 分離なし」に対して「分離あり」の場合でどのような「性能変化」が考えられるか、また、MA 分離の適用に係る技術的課題等の有無や「技術成熟度」「R&D 期間」「R&D 費用」、などの検討結果を簡潔に記載する。また、「マトリクス」での簡潔な記載に対して、4.3 項の本文や付録において、「マトリクス」の内容の理解支援やトレース性向上のための情報を提供する。

#### 4.3. 技術-特性マトリクス評価

本項では、WG-B で行った技術-特性マトリクスの評価結果について示す。

この評価では、「MA 分離なし」に対して「分離あり」の場合でどのような影響（「性能変化（好ましい方向、好ましくない方向）」）が考えられるか、また、MA 分離の適用に係る技術についてどのような問題・課題が考えられるか（「技術成熟度」「技術実現性（R&D 期間・R&D 費用）」）などを検討し整理した。

この整理ではまず、図 4.2-1 の MOX サイクルでの MA 分離についての「性能変化」「技術的成熟度」「技術実現性」が「MOX サイクルに特有」なものか、あるいは「現行軽水炉サイクルの場合と同様」かに着目し、それらを区分しつつ整理を進めることとした。

上記のような考え方で行った WG-B での技術-特性マトリクス評価の結果を表 4.3-1 に示す。なお、表 4.3-1 で空欄のセルは、MA 分離の実施において特に着目すべきこと（特徴的な影響、技術的な問題・課題等）はないと考えられる場合を示している。特に、「1.U 採掘」「2. 転換/濃縮」「3. 燃料製造」「4. 原子炉」「5.1 SF 貯蔵」「5.2 SF 輸送」の技術については、すべての特性について、MA 分離の実施による顕著なあるいは特徴的な影響はないと考えられたため、表 4.3-1 ではその技術に該当する行を削除し、「6.1 再処理」以降の技術についての技術-特性マトリクス評価の結果のみを示している（付録 D の「⑧「1.U 採掘、2. 転換/濃縮、3. 燃料製造、4. 原子炉、5. SF 貯蔵・輸送」」の項参照）。

また、技術-特性マトリクス評価結果の全体を俯瞰できるように、図 4.3-1 に、MA 分離による性能変化の傾向（好ましい方向：＋、好ましくない方向：－）、またそれが MOX サイクルに特有かどうかなどを技術-特性マトリクスの形式で簡潔に示した。

表 4.3- 1 WG-B 令和 3 年度技術-特性マトリクス評価結果 (1/2)

| 特性<br>技術          | 1.<br>経済性                                                                 | 2.<br>安定性 | 3.<br>資源 | 4.<br>環境影響 | 5.<br>安全性                                                  | 6.<br>セキュ<br>リティ                     | 7.<br>核不拡<br>散性 |
|-------------------|---------------------------------------------------------------------------|-----------|----------|------------|------------------------------------------------------------|--------------------------------------|-----------------|
| 6.1.<br>再処理       | [−**]<br>MA 分離を再処理に含めるなら工程の追加によりコスト増。<br>軽水炉と比べ MOX 燃料は MA 濃度が高いので更にコスト増。 |           |          |            | [−*]<br>MA 分離を再処理に含めるなら新技術の導入で安全性は低下。                      |                                      |                 |
| 6.2<br>廃棄体化       | [+/-]<br>MA 分離によりガラス固化体本数が減りコスト低下の可能性。<br>ただし、プロセスの組み合わせにより様々な可能性が考えられる。  |           |          |            | [+*]<br>取り扱う線量の減少で安全性はごく僅かに向上する可能性。                        |                                      |                 |
| 6.3<br>MA 安定化     | [−**]<br>安定化工程追加。<br>規模は MOX サイクルの方が大。                                    |           |          |            | [−*]<br>安定化工程の増加によるリスク増加。                                  | [−*]<br>安定化工程追加による防護対象（建屋、MA 製品）の増加。 |                 |
| 6.4<br>MA 貯蔵      | [−*]<br>貯蔵施設追加。<br>規模は MOX サイクルの方が大。                                      |           |          |            | [−*]<br>貯蔵工程の増加によるリスク増加。                                   | [−*]<br>貯蔵工程追加による防護対象（建屋、MA 製品）の増加。  |                 |
| 7.1<br>HLW 貯蔵     | [+]<br>MA 分離でガラス固化体本数が減る場合、その分のコスト低下が期待される。                               |           |          |            |                                                            |                                      |                 |
| 7.2<br>HLW 輸送     |                                                                           |           |          |            |                                                            |                                      |                 |
| 8.<br>処分<br>(LLW) | [+/-]<br>上流側のプロセスの変更の有無や内容により LLW の発生量は異なる。                               |           |          |            | [+/-]<br>MA 分離による LLW の発生量の変化、核種組成の変化の確認が必要。               |                                      |                 |
| 8.<br>処分<br>(HLW) | [+*]<br>MA 分離による発熱量低減やガラス固化体本数の低減により処分場面積等の低減が期待される。                      |           |          |            | [+*]<br>MA 分離による MA インベントリ低減により一部のシナリオにおいて線量評価結果の低減が期待される。 |                                      |                 |

凡例：

- 特性変化の傾向                   : [+]性能向上、[-]性能低下  
 特性変化の程度                 : \*\* 変化大、\* 変化小、? 不明  
 空欄                               : 大きな変化や影響はないと考えられる  
 技術成熟度                     : (A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階  
 技術実現性 (R&D 費用)       : (A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C) 1 兆円以上  
 技術実現性 (R&D 期間)       : (A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上  
 緑文字                           : MOX サイクルに特有  
 黒文字                           : 現行軽水炉サイクルの場合と基本的に同様

表 4.3-1 WG-B 令和 3 年度技術-特性マトリクス評価結果 (2/2)

| 技術             | 特性 | 8.1<br>技術成熟度                                                                                                          | 8.2<br>技術実現性                                                                                                                         | 9.<br>柔軟性                                                                   |
|----------------|----|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------|
| 6.1.<br>再処理    |    | [B]<br>DGA によりグラムオーダーでの回収に成功。RE 随伴を許容した MA 高回収率が現実的。<br><br>[B]<br>抽出法・クロマト法は、プロセスフローシートの研究開発の技術成熟度(TRL)は 6 と評価されている。 | [費用 A] [期間 B]<br>濃縮廃液での試験、スケールアップ試験、基礎設計が必要<br><br>[費用 B~C] [期間 C]<br>抽出法・クロマト法は、分離割合 99.9%を達成可能と評価されている。同じ湿式再処理とはいえ PUREX とは違う点もあり。 |                                                                             |
| 6.2<br>廃棄体化    |    | [A]<br>PGM 沈殿防止、YP 形成防止に対応した溶融炉のモックアップ試験済。                                                                            | [費用 A] [期間 A]<br>六ヶ所再処理工場の溶融炉更新での導入検討中                                                                                               |                                                                             |
| 6.3<br>MA 安定化  |    | [C]<br>抽出後の溶媒を加熱して MA 酸化物を回収するプロセスについては、ウラン、希土類を用いた模擬試験が行われているが、酸化ウランへの固化は、複数の手法についての初期試験段階。                          | [費用 A] [期間 A]<br>酸化ウランへの固化については、今後、手法の選定、MA を用いた試験、スケールアップ試験等が必要であるが、一時的な貯蔵のための安定化であることから燃料などに比べて必要となる開発期間、費用は小さいと想定。                | [+*]<br>フルオライト型 (UO <sub>2</sub> ) マトリクスからの他の MA 含有燃料への転換は容易であり柔軟性がある。      |
| 6.4<br>MA 貯蔵   |    | [A]<br>既往のガラス固化体貯蔵施設概念で対応可能。                                                                                          | [費用 A] [期間 A]<br>大きな研究開発要素は無いと想定 (容器に入れて貯蔵を想定)。                                                                                      | [+**]<br>MA 核変換実施時期の制約がなくなる。<br><br>[-**]<br>将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法が必要となる。 |
| 7.1<br>HLW 貯蔵  |    | [A]<br>UO <sub>2</sub> サイクルでの既存技術等で基本的に対応できると考えられる。                                                                   |                                                                                                                                      |                                                                             |
| 7.2<br>HLW 輸送  |    |                                                                                                                       |                                                                                                                                      |                                                                             |
| 8.<br>処分(LLW)  |    |                                                                                                                       |                                                                                                                                      |                                                                             |
| 8.<br>処分 (HLW) |    |                                                                                                                       |                                                                                                                                      | [+*]<br>発熱性核種低減により処分場レイアウトに柔軟性が生じる可能性がある。                                   |

凡例：

- 特性変化の傾向 : [+ ]性能向上、[- ]性能低下  
 特性変化の程度 : \*\* 変化大、\* 変化小、? 不明  
 空欄 : 大きな変化や影響はないと考えられる  
 技術成熟度 : (A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階  
 技術実現性 (R&D 費用) : (A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C)1 兆円以上  
 技術実現性 (R&D 期間) : (A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上  
 緑文字 : MOX サイクルに特有  
 黒文字 : 現行軽水炉サイクルの場合と基本的に同様

|            | 1. 経済性 | 2. 安定性 | 3. 資源 | 4. 環境影響 | 5. 安全性 | 6. セキュリティ | 7. 核不拡散性 | 8.1 技術成熟度 | 8.2 技術実現性 | 9. 柔軟性 |
|------------|--------|--------|-------|---------|--------|-----------|----------|-----------|-----------|--------|
| 1.U採掘      |        |        |       |         |        |           |          |           |           |        |
| 2. 転換/濃縮   |        |        |       |         |        |           |          |           |           |        |
| 3. 燃料製造    |        |        |       |         |        |           |          |           |           |        |
| 4. 原子炉     |        |        |       |         |        |           |          |           |           |        |
| 5.1 SF貯蔵   |        |        |       |         |        |           |          |           |           |        |
| 5.2 SF輸送   |        |        |       |         |        |           |          |           |           |        |
| 6.1. 再処理   | －      |        |       |         | －      |           |          | (B)       | (B)～(C)   |        |
| 6.2 廃棄体化   | ＋/－    |        |       |         | ＋      |           |          | (A)       | (A)       |        |
| 6.3 MA安定化  | －      |        |       |         | －      | －         | －        | (C)       | (A)       | ＋      |
| 6.4 MA貯蔵   | －      |        |       |         | －      | －         | －        | (A)       | (A)       | ＋/－    |
| 7.1 HLW貯蔵  | ＋      |        |       |         |        |           |          | (A)       | －         |        |
| 7.2 HLW輸送  | ＋      |        |       |         |        |           |          | (A)       | －         |        |
| 8. 処分(LLW) | ＋/－    |        |       |         | ＋/－    |           |          | (A)       | －         |        |
| 8. 処分(HLW) | ＋      |        |       |         | ＋      |           |          | (A)       | －         | ＋      |

特性変化の傾向 : [+]性能向上、[-]性能低下

技術的成熟度 : (A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階

技術的実現性(R&D期間): (A)10年以下、(B)10-30年、(C)30年以上

MOXサイクルに特有

現行軽水炉サイクルの場合基本的に同様

図 4.3-1 WG-B 令和 3 年度技術-特性マトリクス評価結果（全体の俯瞰図）

さらに、表 4.3-1 や図 4.3-1 において示した MA 分離の影響について、個々の影響の内容や意味などを表 4.3-1 よりももう少し丁寧に示すことを目的として、下記の切り口での整理を試みた：

- まず、各「特性」における MA 分離の影響の有無や特徴・傾向等を総括する。
- 次に、各「特性」において MA 分離の影響を有する「技術」について、その影響や技術的な問題・課題についてのより詳しい内容等を、適宜 WG-B での技術-特性マトリクス評価の議論の経緯なども盛り込みつつ提示する。
- さらに、WG-B での技術-特性マトリクス評価の議論で挙げられた、表 4.3-1 や以下で記載する内容の技術的な背景・根拠、また今後の課題となり得ると考えられる事項等についても、別途付録 D としてまとめる。

## 経済性

再処理～処分のほぼすべての技術への影響が挙げられるが、ガラス固化体本数や発熱量の低減が生じる場合に「8. 処分 (HLW)」で期待される処分場面積の低減の可能性等の好ましい方向の影響以外は、MA 分離工程及びそれに伴う後工程の追加によるコスト増などの経済性に対して好ましくない方向につながるものが挙げられる。また、他の特性に比べて、MOX サイクルでの MA 分離に特有な点が多く指摘されている。

● 「1.U 採掘」「2. 転換/濃縮」「3. 燃料製造」「4. 原子炉」「5.1 SF 貯蔵」「5.2 SF 輸送」

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

● 「6.1 再処理」

＜MOX サイクルでの MA 分離に特有な点あり＞

MA 分離を再処理に含めるなら工程の追加によりコスト増。軽水炉と比べ MOX 燃料は MA 濃度が高いので更にコスト増。

● 「6.2 廃棄体化」

＜MOX サイクルでの MA 分離に特有な点あり＞

MA 分離によりガラス固化体本数が減ってコストが低下する可能性。ただし、MA 分離のための pH 調整で溶液を希釈したり、クロマト法で廃液と別に溶離液を導入した場合には、廃液の体積が増加する可能性がある。また、これを濃縮しまたは直接ガラス固化する場合には必要な熱量/コストが増加する可能性などもある。このように、プロセスの組み方により様々な可能性が考えられる。軽水炉と MOX で同じプロセスを想定した場合、コストの増減幅は軽水炉より MOX の方が大きい。

● 「6.3 MA 安定化」

＜MOX サイクルでの MA 分離に特有な点あり＞

安定化工程追加。その規模は軽水炉より MOX サイクルの方が大きい。

● 「6.4 MA 貯蔵」

＜MOX サイクルでの MA 分離に特有な点あり＞

貯蔵施設追加。その規模は軽水炉より MOX サイクルの方が大きい。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。

● 「7.1 HLW 貯蔵」

＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞

MA 分離でガラス固化体本数が減る場合、その分のコスト低下が期待される。

● 「7.2 HLW 輸送」

＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞

MA 分離でガラス固化体本数が減る場合、その分のコスト低下が期待される。

● 「8. 処分 (LLW)」

＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞

現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様であるが、上流側のプロセスの変更の有無や内容により LLW の発生量が異なる可能性があることに注意が必要。

例えば、

- ・ MA 分離導入で LLW が減る場合：コスト低下が期待される
- ・ MA 分離導入で LLW があまり変化しない場合：コスト変化は小
- ・ MA 分離導入で LLW が増える場合：コストが悪化する

また、付録 D の「②「8. 処分 (LLW)」 + 「1. 経済性」」の項に、TRU 廃棄物の一つであるハル・エンドピース圧縮体についての参考情報を記載。

## ● 「8. 処分 (HLW)」

＜MOX サイクルでの MA 分離に特有な点あり＞

MOX リサイクルの場合、現行軽水炉サイクルの場合に比べて発熱量の増加とそれによる処分場面積増加等の可能性あり。このため、MA 分離により期待される発熱量低減やガラス固化体本数の低減による処分場面積等の低減の効果が、現行軽水炉サイクルの場合よりも顕著になる可能性がある。ただし、処分場面積低減への MA 分離の効果については、MA 分離割合が大きければ大きいほど効果が比例的に大きくなるというわけではないと推定され、その効果の詳細は、MA 分離割合だけではなく、MOX 燃料利用における燃焼度、使用済燃料冷却期間、ガラス固化体廃棄物含有率なども含めた多様な条件の組合せにより決まることに注意が必要となる（付録 D の「④「8. 処分 (HLW)」 + 「1. 経済性」」の項参照）。

また、MA 回収による発熱量低減は、MA の発熱に起因する地質環境条件、処分場の設計、処分場閉鎖後の長期安全性に関する不確実性の低減につながることを期待されるが、MA の発熱が大きい MOX の場合のその効果は  $\text{UO}_2$  燃料に比べてより顕著になると考えられる。

### 安定性

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

### 資源

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

### 環境影響

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

### 安全性

再処理～処分のほぼすべての技術への影響が挙げられ、MA 分離工程やそれに伴う工程の追加に起因する安全性に対して好ましくない方向につながるものが多く挙げられる。一方、好ましい方向につながる影響の可能性もいくつか挙げられ、「6.2 廃棄体化」の MA 分離による放射線量の低下による安全性の向上の可能性、また「8.処分(HLW)」では MA 分離による MA インベントリ低減による一部のシナリオでの線量評価結果の低減の可能性などが挙げられる。

## ● 「1.U 採掘」「2. 転換/濃縮」「3. 燃料製造」「4. 原子炉」「5.1 SF 貯蔵」「5.2 SF 輸送」

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。



- 「6.1 再処理」  
 <現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様>  
 MA 分離を再処理に含めるなら新技術の導入で安全性は低下。
- 「6.2 廃棄体化」  
 <現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様>  
 取り扱う廃棄物の線量の減少で安全性はごく僅かに向上する可能性。
- 「6.3 MA 安定化」  
 <現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様>  
 安定化工程増加によるリスク増加。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。
- 「6.4 MA 貯蔵」  
 <現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様>  
 貯蔵工程増加によるリスク増加。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。
- 「7.1 HLW 貯蔵」「7.2 HLW 輸送」  
 MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。
- 「8. 処分 (LLW)」  
 <現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様>  
 現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様であるが、MA 分離による LLW の発生量、核種組成の変化の確認が必要。例えば、ハル・エンドピースについては、MA 分離しても核種組成が使用済燃料と変わらなければ、安全性は変わらないと考えられる（付録 D の「③「8. 処分 (LLW)」 + 「5. 安全性」」の項参照）。
- 「8. 処分 (HLW)」  
 <MOX サイクルでの MA 分離に特有な点あり>  
 MOX サイクルの場合、現行軽水炉サイクルに比べて MA インベントリの増加とそれによる線量評価結果への影響の可能性あり。このため、MA 分離による MA インベントリ低減による一部のシナリオにおける線量評価結果の低減の効果が、現行軽水炉サイクルの場合よりも顕著になる可能性がある（付録 D の「⑤「8. 処分 (HLW)」 + 「5. 安全性」」の項参照）。  
 また、MA 回収による発熱量低減は、MA の発熱に起因する地質環境条件、処分場の設計、処分場閉鎖後の長期安全性に関する不確実性の低減につながることを期待されるが、MA の発熱が大きい MOX の場合のその効果は  $\text{UO}_2$  燃料に比べてより顕著になると考えられる。

#### セキュリティ

「6.3 MA 安定化」「6.4 MA 貯蔵」での MA 分離に伴う安定化工程や貯蔵工程の追加による防護対象（施設、MA 製品）の増加が、好ましくない方向につながる影響として挙げられ

る。

- 「1.U 採掘」「2. 転換/濃縮」「3. 燃料製造」「4. 原子炉」「5.1 SF 貯蔵」「5.2 SF 輸送」  
MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。
- 「6.1 再処理」「6.2 廃棄体化」  
MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。
- 「6.3 MA 安定化」  
＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞  
安定化工程追加による防護対象（建屋、MA 製品）の増加。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。
- 「6.4 MA 貯蔵」  
＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞  
貯蔵工程追加による防護対象（建屋、MA 製品）の増加。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。
- 「7.1 HLW 貯蔵」「7.2 HLW 輸送」  
MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。
- 「8. 処分（LLW）」「8. 処分（HLW）」  
MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

#### 核不拡散性

「セキュリティ」と同様に、「6.3 MA 安定化」「6.4 MA 貯蔵」での MA 分離に伴う安定化工程や貯蔵工程の追加による防護対象（施設、MA 製品）の増加が、好ましくない方向につながる影響として挙げられる。

- 「1.U 採掘」「2. 転換/濃縮」「3. 燃料製造」「4. 原子炉」「5.1 SF 貯蔵」「5.2 SF 輸送」  
MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。
- 「6.1 再処理」「6.2 廃棄体化」  
MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。
- 「6.3 MA 安定化」  
＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞  
安定化工程追加による防護対象（建屋、MA 製品）の増加。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。
- 「6.4 MA 貯蔵」  
＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞  
貯蔵工程追加による防護対象（建屋、MA 製品）の増加。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。

- 「7.1 HLW 貯蔵」「7.2 HLW 輸送」

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

- 「8. 処分 (LLW)」「8. 処分 (HLW)」

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

### 技術成熟度

再処理～処分における課題や技術的成熟度は、現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様と考えられる。

- 「1.U 採掘」「2. 転換/濃縮」「3. 燃料製造」「4. 原子炉」「5.1 SF 貯蔵」「5.2 SF 輸送」

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

- 「6.1 再処理」

<現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様>

DGA によりグラムオーダーでの回収に成功している。RE 随伴を許容した MA 高回収率が現実的。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。

抽出法・クロマト法は、プロセスフローシートの研究開発の技術成熟度（TRL）は 6 と評価されている（日本原子力研究開発機構、2021）。

- 「6.2 廃棄体化」

<現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様>

PGM 沈殿防止、イエローフェーズ形成防止に対応した溶融炉のモックアップ試験済（兼平、2015）。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。

- 「6.3 MA 安定化」

<現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様>

抽出後の溶媒を加熱して MA 酸化物を回収するプロセスについては、ウラン、希土類を用いた模擬試験が行われているが、酸化ウランへの固化は、複数の手法についての初期試験段階。酸化ウランへの固化については、今後、手法の選定、MA を用いた試験、スケールアップ試験等が必要。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。

- 「6.4 MA 貯蔵」

<現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様>

既往のガラス固化体貯蔵施設概念で対応可能。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。

- 「7.1 HLW 貯蔵」

<現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様>

現行軽水炉サイクルでの既存技術等で基本的に対応できると考えられる。

- 「7.2 HLW 輸送」

<現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様>

現行軽水炉サイクルでの既存技術等で基本的に対応できると考えられる。

- 「8. 処分 (LLW)」

＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞

現行軽水炉サイクルでの既存技術等で基本的に対応できると考えられる。

- 「8. 処分 (HLW)」

＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞

処分場面積の低減や線量評価は既存の地層処分技術で対応可能と考えられる（付録 D の「⑥「8. 処分 (HLW)」 + 「8.1 技術成熟度」」の項参照）。

### 技術実現性

再処理～処分における課題や技術的实现性は、現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様と考えられる。

- 「1.U 採掘」「2. 転換/濃縮」「3. 燃料製造」「4. 原子炉」「5.1 SF 貯蔵」「5.2 SF 輸送」

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

- 「6.1 再処理」

＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞

濃縮廃液での試験、スケールアップ試験、基礎設計が必要。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。

抽出法・クロマト法については、分離割合 99.9%を達成可能と評価されている（日本原子力研究開発機構、2011；日本原子力研究開発機構、2019）。R&D 費用については、既存技術とほぼ同じなら低く見積もるという考え方もあり得るが、MA 分離は同じ湿式再処理とはいえ PUREX とは違う点もあることなどからも、低いとも言にくい。

なお、MOX 使用済燃料再処理についての参考情報を、付録 D の「①「6. 再処理・廃棄体化」 + 「8.2 技術実現性」」の項に記載。

- 「6.2 廃棄体化」

＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞

六ヶ所再処理工場の溶融炉更新での導入検討中（兼平、2015）。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。

- 「6.3 MA 安定化」

＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞

酸化ウランへの固化については、今後、手法の選定、MA を用いた試験、スケールアップ試験等が必要であるが、一時的な貯蔵のための安定化であることから燃料などに比べて必要となる開発期間、費用は小さいと想定。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。

- 「6.4 MA 貯蔵」

＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞

大きな研究開発要素は無いと想定（容器に入れて貯蔵を想定）。

- 「7.1 HLW 貯蔵」「7.2 HLW 輸送」

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

- 「8. 処分 (LLW)」「8. 処分 (HLW)」

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

## 柔軟性

「6.3 MA 安定化」「6.4 MA 貯蔵」「8. 処分 (HLW)」の観点での柔軟性向上の可能性が挙げられる。一方、「6.4 MA 貯蔵」については、将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法の必要性も指摘された。

- 「1.U 採掘」「2. 転換/濃縮」「3. 燃料製造」「4. 原子炉」「5.1 SF 貯蔵」「5.2 SF 輸送」

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

- 「6.1 再処理」「6.2 廃棄体化」

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

- 「6.3 MA 安定化」

＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞

フルオライト型 (UO<sub>2</sub>) マトリックスからの他の MA 含有燃料への転換は容易であり、柔軟性がある。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。

- 「6.4 MA 貯蔵」

＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞

MA 核変換を実施する時期の制約がなくなる。一方、将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法が必要となる。定性的には現行軽水炉サイクルと同じ（表 3.2-3 参照）。

- 「7.1 HLW 貯蔵」「7.2 HLW 輸送」

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

- 「8. 処分 (LLW)」

MA 分離の実施において特に着目すべきことはないと考えられる。

- 「8. 処分 (HLW)」

＜現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様＞

発熱性核種の低減により処分場レイアウトに柔軟性が生じる可能性がある。また、発熱性核種の低減により処分場に必要面積が減ることにより、サイトに求められる面積が減り、その結果としてサイトの選択肢が増えるなどのサイト選定における柔軟性も期待される。

一方、将来 MA 核変換が実施されない場合は対処方法が必要となる（付録 D の「⑦「8. 処分 (HLW)」 + 「9. 柔軟性」」の項参照）。

#### 4.4. まとめ

##### ●まとめ

本年度の WG-B では、MOX プルサーマルにおいて MOX 燃料の 1 回サイクルまでを対象シナリオとし、技術-特性マトリクスの整理から「MA 分離」を適用した場合の得失を比較評価した。具体的には、MOX プルサーマルでの使用済燃料再処理について、「MA 分離なし」に対して「MA 分離あり」の場合でどのような「性能変化」が考えられるか、また「MA 分離あり」の場合の技術的な現状と課題などについて、技術-特性マトリクスとして整理した。

その結果、表 4.3-1 に示すように、MA 分離の実施において特に着目すべきこと（顕著なあるいは特徴的な影響、技術的な問題・課題等）は、「1. 経済性」「5. 安全性」の特性に関係するものが中心であり、再処理以降のほぼすべての技術について挙げられた。

また、それら着目点の多くは「現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様」と判断された。

一方、一部の影響については、以下のような観点で「MOX サイクルでの MA 分離に特有」となる可能性が指摘された。

- ・ 廃棄物処分における設計・安全評価上の MOX 特有の好ましい影響が生じる可能性：  
「8. 処分 (HLW)」についての、現行軽水炉サイクルに対する MOX リサイクルでの MA の発熱量の違いなどに起因した処分場面積低減、MA のインベントリに起因した被ばく線量低減等
- ・ MA 分離やその後工程において MOX 特有の好ましくない影響が生じる可能性：  
「6.1. 再処理」「6.2 廃棄体化」「6.3 MA 安定化」「6.4 MA 貯蔵蔵」についての、現行軽水炉サイクルに対する MOX リサイクルでの MA 濃度の高さの影響、再処理後の処置のためのプロセスや工程の追加の影響等

また、技術成熟度や技術実現性については、多くの技術で「現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様」と判断された。なお、分離した MA の取扱い方（変換の有無および安定化／貯蔵方法）が「8. HLW 処分」と「6. 再処理・廃棄体化」における性能の得失に与える影響は基本的に現行軽水炉サイクルと同様と考えられるが、MA が多くなることへの留意が必要となることが指摘された。

##### ●今後の課題

MOX サイクルでの MA 分離による影響について、今後さらに検討を進めていく上では、各技術分野や各特性についての検討を深めていくことに加えて、以下の点にも留意していくことが重要になると考えられる。

- ・ 軽水炉サイクルと高速炉サイクルの技術的知見の活用

検討が先行している現行軽水炉サイクルと高速炉サイクルについての技術的知見を活用していくことが重要になるが、その際には、軽水炉や高速炉とプルサーマルでの使用済燃料や MA 分離後の廃液の特性等の類似点と相違点を明確にしつつ、プルサーマルに適用可能な知見を適切に取捨選択したうえで活用する。

- MA 分離の仕様やその後工程の仕様が未定であることへの対応

MA 分離の仕様やその後工程の仕様の詳細が未定の現段階での検討では、様々な可能性が考えられ、MA 分離の影響を一義的に決めることが難しい場合も多い。例えば、「6.2 廃棄体化」では、プロセスの組み方により増減する廃液の体積をどう想定するかで経済性への影響として向上～悪化までの複数のパターンが想定され得る。現段階では、考えられる主な可能性については、それらを挙げて、それぞれについて影響を見通せるようにしておくことが望まれる。

- MOX サイクルの総量

「MA 分離の有無」だけでなく「MOX サイクルの総量」も重要となる。例えば、MOX サイクルの全量が少なければ、MA 分離により処分にとって好ましい影響が生じたとしても、その効果は限定的となる。

- MOX サイクルの回数

MOX サイクルの回数（1 回か複数回か、高速炉導入時期の見通しとも関係すると考えられる）によって、発生する MOX 使用済燃料の量が異なることに加えて、サイクルを重ねることによる核種組成の違い等により各技術分野で必要となる技術や解決すべき課題等も異なってくると考えられる。

これらのことから、MOX リサイクルにおける MA 分離の影響の議論や技術的課題の優先度等の議論は、MOX リサイクル内だけでの議論だけではなく、核燃料サイクル全体のシナリオの議論及びその中での MOX プルサーマルの位置づけの議論等とも適切に組合せていくことが今後特に重要になってくると考えられる。

#### 4 章の参考文献

- 1) 塚田毅志：PUREX 再処理における軽水炉使用済  $\text{UO}_2$ /MOX 燃料混合再処理の適用性検討、研究報告：L20001；電力中央研究所（2021）。
- 2) 日本原子力学会：2020年度「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会成果報告書（2021）。  
([https://www.aesj.net/uploads/com\\_rwmpt20211004.pdf](https://www.aesj.net/uploads/com_rwmpt20211004.pdf).)
- 3) 日本原子力研究開発機構：今後の研究開発の進め方、科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会原子力研究開発・基盤・人材作業部会 群分離・核変換技術評価タスクフォース（第2回）、資料2-2、令和3年9月3日（2021）。  
([https://www.mext.go.jp/content/20210903-mxt\\_genshi-000017927\\_3.pdf](https://www.mext.go.jp/content/20210903-mxt_genshi-000017927_3.pdf))
- 4) 兼平憲男：新型ガラス溶融炉のモックアップ試験計画と成果について、第10回再処

理・リサイクルセミナー（発表資料）、2015 年 1 月 16 日.

([http://www.aesj.or.jp/~recycle/2015\\_semi\\_05.pdf](http://www.aesj.or.jp/~recycle/2015_semi_05.pdf))

5) 日本原子力研究開発機構：高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT プロジェクト）  
ーフェーズ I 報告書ー、JAEA-Evaluation 2011-003 (2011).

6) 日本原子力研究開発機構：放射性のゴミを分別する「SELECT プロセス」の開発に成  
功～高レベル放射性廃液の有害度低減・減容化を目指す分離変換技術の開発に進展～、  
プレスリリース、平成 31 年 4 月 24 日 (2019).

(<https://www.jaea.go.jp/02/press2019/p19042401/>)



## 5. 高速炉サイクルを対象とした検討

### 5.1. 概要

WG-C では「高速炉サイクル」を対象とした検討を実施した。既存技術として未だ研究開発途上である高速炉サイクルについて、技術-特性マトリクスの評価を行うためには、これまでに公開されている研究開発に関する報告書をベースとした調査が第一ステップとなる。また、技術-特性マトリクスの全項目を埋めることが困難となることも予想される。そこで、調査を行うにあたり、技術-特性マトリクスの特性項目の中で重要度が高いと考えられる「1. 経済性」についての公開情報が多い技術を選定し、シナリオを構成することとした。

シナリオを構成する要素としては(1)炉及び核変換のタイプ、(2)燃料サイクル(再処理+燃料製造)がある。(1)については高速炉による核変換と ADS の付加がオプションとなり、(2)としては MA 分離の有無がオプションとなる。これらのオプションの組み合わせによって評価を行うシナリオを構築した。

対象となるシナリオについて、公開文献をもとに技術-特性マトリクスの項目に沿って調査を行い、これら情報をもとに技術-特性マトリクス表による評価を行った。

### 5.2. シナリオ設定

#### (1) 炉型及び核変換のタイプ

高速炉システムに関しては高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究(FS)<sup>1)</sup>、高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)<sup>2)</sup>において技術の概要、コストについて記載されており、これらを基に経済性評価の試算結果も示されている<sup>3)</sup>。これらの文献を中心に調査を行うこととした。また比較のため、上記と同様に FS、FaCT にて評価されている Na 冷却酸化物燃料炉及び金属燃料再処理の組み合わせについても調査対象とした。

ADS について導入オプションは複数考えられるが、現在原子力機構を中心に検討を進めている、階層型での利用を前提とする。ADS 技術については、コストの試算が行われている JAEA のレポート<sup>12)</sup>等に加えて、各種 ADS 設計論文を基に調査を行った。

#### (2) 燃料サイクル

酸化物燃料サイクルにおいては、再処理、燃料製造ともに FS/FaCT で検討した先進湿式再処理法及び簡素化ペレット法をそれぞれ採用する。当該再処理プロセスでは、六ヶ所再処理工場における PUREX プロセスと異なり、U, Pu だけでなく Np も回収することを基本としている。したがって本検討においては、Np の分離はオプションとはしないものとする。金属燃料サイクルでは、乾式再処理及び射出鑄造の組み合わせとし、窒化物燃料を用いる ADS 階層型における核変換サイクルについても、乾式再処理を採用する。

湿式再処理プロセスにおいて、3 価の MA (Am, Cm) の分離をオプションとして考え、

再処理工程や燃料製造工程、高レベル放射性廃棄物等に与える影響を評価する。本件では公開文献をベースとして、溶媒抽出法を採用した場合について検討する。ここで乾式再処理では MA は Pu と一括で回収されるため、MA 分離をオプションとして考えない。

### (3) シナリオの整理

上記の炉型、核変換のタイプ、燃料サイクルの組み合わせを考慮し、本調査において評価するシナリオを下記の 4 つとした。概要を図 1 に示す。

シナリオ 0(レファレンスシナリオ)：U, Pu リサイクル (Na 冷却酸化物燃料高速炉＋先進湿式再処理(Np 分離まで))

シナリオ 1：FR 分離・変換 (Na 冷却酸化物燃料高速炉＋先進湿式再処理(MA 分離含む))

シナリオ 2：FR 分離・変換 (金属燃料 FR＋乾式再処理)

シナリオ 3：ADS 分離・変換 (ADS 核変換サイクル＋FR 発電サイクル)

シナリオ 0 をレファレンスシナリオとして、他のシナリオについて調査を進めることで、MA 分離・変換を導入する効果について比較評価が可能である。また、シナリオ 1～3 の調査結果について相互に比較を行うことで、各分離・変換技術間での比較評価も実施する。

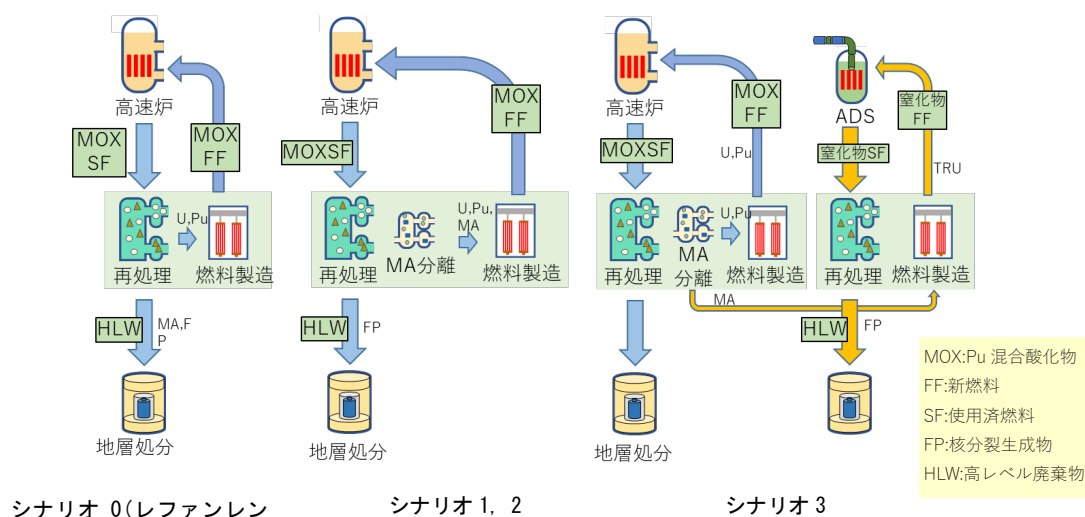


図 5.2-1 調査を進めるシナリオの概要

### 5.3. 各シナリオについての情報の整理

上記のシナリオに対し、評価マトリクスで挙げた技術項目について、安全性、経済性、環境影響、資源の利用効率、核拡散抵抗性、廃棄物管理性等の情報の調査を実施した。何れのシナリオについても、マトリクス表の全ての項目を埋める十分な情報は得られなかったが、

運転条件等の前提条件は付くものの、建設費、運転保守費用等が算出されており、重要度が高い経済性については比較評価が実施可能であることが明らかとなった。また、安全性や技術的成立性についても情報の整理が可能であり、技術間での比較が可能であった。下記にレファンレンスシナリオ（シナリオ 0）について得られた情報を示すとともに、シナリオ 1~3 について、技術の差異、および MA 分離・変換の追加に伴う変化に着目して情報を整理する。

### 5.3.1. シナリオ 0：レファンレンスシナリオ 酸化物燃料高速炉サイクル

Na 冷却酸化物燃料高速炉による U, Pu リサイクルを考慮したレファンレンスシナリオ（シナリオ 0）である。本項目については主として FS フェーズ II<sup>1)</sup>、FaCT フェーズ I<sup>2)</sup>の報告書に加えて文献<sup>3,4,5)</sup>から情報を得た。

#### (1) 炉システム

先進ループ型 Na 冷却高速炉 150 万 kWe ツインプラント（増殖比 1.1、MA 均質装荷）を想定した。MA を含まない炉心の情報がないため、上記仕様をレファンレンスとする。得られた情報の概要は下記のとおりである。主として、定量的な評価が実施されている部分や、軽水炉システム等との比較について記載がある部分について情報を抜粋した。

##### ① 安全性

- ・軽水炉の安全評価指針に準拠した保守的な事象想定による安全性評価の結果、炉心燃料等健全性判断基準を満たすことを確認済み。
- ・多重故障条件となるスクラム失敗事象(ATWS)に対しては、炉心損傷を防止出来る。
- ・ATWS から全炉心規模の損傷に至った場合でも、原子炉容器内で燃料デブリを保持して事故終息が達成出来る。
- ・内的事象に対する炉心損傷頻度は、 $10^{-5}$ /サイト・年（1 サイト 10 基を想定）以下を満たす。

##### ② 経済性

- ・FaCT 評価時の結果をもとに、2015 年価値換算した建設費を元に算出した結果、建設費は初号機で 41 万円/kWe、実用化時代における習熟期で 32 万円/kWe となる見込みである。軽水炉の 2030 年モデルの建設費は 42 万円/kWe である。
- ・発電コストは、ツインプラント化による高効率化、大出力化、プラント長寿命化による総発電量の増加を考慮すると、8.3 円/kWh となる。これは 2030 年の軽水炉の値（10.6 円/kWh）よりも小さい。

##### ③ 環境影響

- ・放射性気体廃棄物： $5.3 \times 10^{15}$ Bq/年（現行軽水炉の年間放出管理目標値と同等）
- ・放射性液体廃棄物：現行軽水炉の管理目標値（ $3.7 \times 10^9$ Bq/年）と同等
- ・CO<sub>2</sub>：18 万 m<sup>3</sup>（軽水炉：約 19~21 万 m<sup>3</sup>）
- ・軽水炉から排出されない化学物質：Ar ガス及び Na ベーパー（排出量は無視出来る）

・放射性廃棄物を除く、より広範囲の環境影響指標 (environmental footprint) については、Poinsot と Boullis<sup>6)</sup>が再生可能エネルギーや化石エネルギーなど他のエネルギー源とのライフサイクルアセスメントの比較を行っている。なお、この比較では、twice through cycle (TTC) での回収 Pu、U の MOX 利用が想定されており、再処理は含まれているものの、高速炉は含まれていない。この比較では、他の電源と比べて、TTC での原子力エネルギー利用は、発電量で規格化した温室効果ガスや NO<sub>x</sub>、SO<sub>x</sub>、富栄養化、産業廃棄物などの指標で、化石エネルギーよりも排出量が小さく、他の再生可能エネルギーと同等か、さらに小さい排出量となっている。また、土地利用の点でも、発電量で規格化した場合、TTC での原子力エネルギー利用は、風力などの再生可能エネルギーよりも良好で、化石エネルギーと同等か、若干、良い。一方、原子力エネルギーは水利用の点で、他の電源よりも悪く、水資源に乏しい国においては、制約となりうる。Paulillo ら<sup>7)</sup>は、同様の比較を、ワンススルーサイクルと異なる再処理オプションでの MOX サイクルの比較を行い、全ての再処理オプションで MOX サイクルの方が環境影響指標が良好であることを報告している。

Na 冷却酸化物燃料高速炉の利用によって、この構図が大きく変わることはないものと想定されるが、冷却材としての Na 利用に伴う、環境影響指標の変化（悪化）には、注意が必要である。

#### ④ 資源の利用効率

- ・炉心構成の変更により、増殖比を 1.03 から 1.2 の範囲で調整可能。
- ・FBR 導入期においても燃料原料供給不足は生じない。
- ・軽水炉サイクルよりも資源の利用効率を高くできる。

#### ⑤ 核拡散抵抗性

- ・核不拡散性向上炉心により核不拡散性が向上する。
- ・プラント設計上、原子力委員会が要求する核拡散抵抗性を有する。

#### ⑥ 廃棄物管理性（操業時及び廃止時）

- ・低レベル廃棄物 (Na を除く)：現行軽水炉とほぼ同等
- ・中深度処分廃棄物 (高 $\beta$ ・ $\gamma$ 廃棄物)：現行軽水炉の 2 倍以上

#### ⑦ 技術的成立性

・一部 TRL が 5 の開発段階とされている技術 (Na 対策、冷却系技術など) もあるが、大半の要素技術について TRL6 以上であり、技術の実証段階以上または実証段階に進める状況にある。

### (2) 燃料再処理

先進湿式再処理による 200tHM/y の再処理プラントを想定して情報を収集した。下記に得られた情報を整理する。

#### ① 安全性

- ・同時代の軽水炉燃料サイクルシステムと同等以上、施設内での放射性物質の大規模放出事

象の発生頻度を  $10^{-6}$ /プラント・年未満に抑制し、事象を想定しても施設の閉じ込め能力を確保して、影響を周辺環境に及ぼさない設計を満たす。

## ② 経済性

・ FaCT の検討結果をもとに、日本原燃(株)の六ヶ所再処理施設の建設費の実績値を用いて、新規規制基準適応のための建設費の増加を想定し、再処理単価は約 35.5 万円/kgHM となる。ここで、MA 回収工程を含めた再処理費用から、MA 回収工程追加による増額分を差し引いて算出している。

## ③ 環境影響

- ・ 気体及び液体廃棄物：六ヶ所再処理工場の放出量以下（ $\alpha$ 核種のみ 1 桁大）
- ・ 化学物質：分解処理されるため、環境放出はない。

## ④ 核拡散抵抗性

- ・ 先進湿式法の採用により、Pu は単離されない。
- ・ 大量の Pu の取扱、低除染、MA 燃料の取扱施設についても、現行の核物質防護システムの運用が可能である。

## ⑤ 廃棄物管理性（操業時及び廃止時）

### I) 操業時（将来の LWR サイクルを基準とした発電量当たりの発生量の比率）

- ・ 高レベル廃棄物：0.53
- ・ TRU（地層処分）：2.33
- ・ 中深度分廃棄物：0.21
- ・ 浅地中ピット、トレンチ処分廃棄物：0.26

### II) 廃止時

- ・ TRU 廃棄物、高 $\beta$   $\gamma$ ：約 1,700t
- ・ 低レベル、極低レベル：約 5,200t
- ・ クリアランス以下、非放射性廃棄物：約 410,000t

## ⑥ 技術的成立性

- ・ 解体・せん断工程は TRL6～7 で、技術の実証段階にある。
- ・ 溶解・清澄工程の技術は一部を除き TRL5 で、技術の実証段階に進める状況にある。
- ・ 晶析、分離・精製・溶媒洗浄工程の装置開発は TRL5 で技術の実証段階に進める状況、プロセス開発は TRL4～5 であり技術の開発段階にある。
- ・ 廃液処理や分析等の技術は既存技術が利用できるため、ほぼ TRL7～8 でシステムの試験段階であるが、ソルトフリー洗浄技術については TRL4 で、技術の開発段階である。

## ⑦ 資源有効利用性

- ・ 回収率として U は 99.75%、Pu/Np については 99.70%と評価している。
- ・ なお、再処理までの貯蔵期間が長くなると、Pu-241 壊変の影響で Pu については収率上不利となる。

### (3) 燃料製造

簡素化ペレット法による 200tHM/y の燃料製造プラントを想定して情報を収集した。下記に得られた情報を整理する。

#### ① 安全性

・同時代の軽水炉燃料サイクルシステムと同等以上、施設内での放射性物質の大規模放出事象の発生頻度を  $10^{-6}$ /プラント・年未満に抑制し、事象を想定しても施設の閉じ込め能力を確保して、影響を周辺環境に及ぼさない設計を満たす。

#### ② 経済性

・再処理と同様に FaCT の際のデータをもとに、新規制基準適合に係る安全性対策工事の増加分等を考慮すると、燃料製造単価は 45.5 万円/kgHM である。

#### ③ 環境影響

定量評価できず

- ・放射性核種：一部の FP がオフガスに移行すると考えられる。
- ・化学物質：環境放出はない。

#### ④ 核拡散抵抗性

- ・Pu は単離されておらず、核物質の転用及び施設の不正利用の魅力度は低い。
- ・現行の核物質防護システムの運用が可能である。

#### ⑤ 廃棄物管理性（廃止時）

- ・地層処分型低レベル廃棄物：約 2,500t
- ・浅地中ピット処分型廃棄物：約 2,100t

#### ⑥ 技術的成立性

- ・脱硝、造粒工程の技術は TRL5～7 で、技術の実証段階か、実証段階に進める状況にある。
- ・ペレット製造については TRL5～6 であり、技術の実証段階か、実証段階に進める状況にある。
- ・中空ペレットの検査技術、規格外ペレットの乾式リサイクル技術は TRL4 で、技術の開発段階にある。
- ・燃料ピン加工、集合体組み立て技術は、ほぼ技術の実証段階以上にあるが、ODS 鋼被覆材の溶接技術が TRL5 であり、技術の実証段階に進める状況にある。

#### ⑦ 資源有効利用性

- ・燃料再処理により回収した U、Pu、Np が新燃料の原料として供給される。

### 5.3.2. シナリオ 1 酸化物燃料高速炉サイクル（MA 分離・変換含）

レファンレンスシナリオに対して、MA 分離及び MA 含有燃料製造等に伴う影響等に着眼して調査及び検討を行った。下記に結果を示す。

#### (1) 炉システム

##### ① 安全性

- ・ MA 分離・変換の導入による炉の運転における安全性への影響はないと考えられる。

② 経済性

- ・ MA 分離・変換導入の影響はないと考えられる。

③ 環境影響

- ・ 検討例がないものの、レファンレンスシナリオと比べて、大幅な環境影響指標の低下は見込まれない。

④ 資源の利用効率

- ・ MA 分離・変換導入の影響はないと考えられる。

⑤ 核拡散抵抗性

- ・ MA 分離・変換導入により核拡散抵抗性は変化しない。

⑥ 廃棄物管理性

- ・ 使用済燃料の発熱量が増えることから、貯蔵や輸送など管理の観点で負荷が増えると考えられる。

⑦ 技術的成立性

- ・ MA 分離・変換導入は技術的成立性には影響しない。

(2) 燃料再処理

① 安全性

- ・ MA 分離・変換導入の影響はないと考えられる。

② 経済性

- ・ MA 回収技術を導入した場合、MA 回収建屋の追設に必要な事業費は、追設しない再処理事業費の約 28.5%となる。運転保守費は本体施設の約 25%となる。MA 回収を含めた再処理費用は、45.5 万円/kgHM である。

③ 環境影響

- ・ 検討例がないものの、レファンレンスシナリオと比べて、大幅な環境影響指標の低下は見込まれない。

④ 資源の利用効率

- ・ MA 分離・変換導入の影響はないと考えられる。

⑤ 核拡散抵抗性

- ・ MA の取扱施設についても、現行の核物質防護システムの運用が可能である。

⑥ 廃棄物管理性

- ・ ガラス固化体への高レベル放射性廃液の充てん量が放射性核種の発熱量の制限を元に決定される場合、固化体本数の削減につながると期待されるため、廃棄物処分等の観点で経済性の向上が見込まれる。また、固化体中の放射性物質量が減ることで、貯蔵期間の短縮、安全性の向上が期待出来る。

- ・ 処分の観点では、廃棄物中の  $\alpha$  核種量が変化することで、低レベル放射性廃棄物量が増加

するなど経済性に影響を与えるとともに、廃棄体中の MA 量が減少することで潜在毒性の低下等が見込まれる。

- ・上記に伴い、処分場の立地確保に向けた社会的受容性が向上すると考えられる。
- ・シナリオ 0 での処理を開始した後であっても、再処理により U, Pu あるいは MA を回収した後でそれらを処分することは可能であり、可逆性は変化しない。また、ガラス固化した後であっても、固化体に含まれる MA をはじめ各種元素を取出し分離することは技術的に可能であることから可逆性には影響を与えない。
- ・処分後の回収可能性については、定置から処分坑道閉鎖までは可能であり、閉鎖後は回収困難になる。
- ・以上より、柔軟性については高速炉の各シナリオとも軽水炉シナリオと同等と考えられる。

#### ⑦ 技術的成立性

- ・MA 回収にミキサセトラを利用することを想定すると、装置開発については実証段階以上である。MA 分離プロセスは抽出剤の改良が進められていることを考慮すると、技術の開発段階か、そこに進める状況である。
- ・高レベル廃棄物の貯蔵、輸送に関して、発熱量や放射性物質量が低減することで技術的成立性が向上すると考えられる。

### (3) 燃料製造

#### ① 安全性

- ・MA 分離・変換導入の影響はないと考えられる。

#### ② 経済性

- ・軽水炉 MOX の製造費用とほぼ変わらない評価であり、MA 添加による影響は少ないと考えられる。

#### ③ 環境影響

- ・MA 分離・変換導入の影響はないと考えられる。

#### ④ 資源の利用効率

- ・MA 分離・変換導入の影響はないと考えられる。

#### ⑤ 核拡散抵抗性

- ・MA 分離・変換導入の影響はないと考えられる。

#### ⑥ 廃棄物管理性

- ・MA 分離・変換導入の影響はないと考えられる。

#### ⑦ 技術的成立性

- ・MA 取り扱い技術、セル内遠隔技術は TRL4～5 であり、技術の開発段階にある。

### 5.3.3. シナリオ 2 金属燃料高速炉サイクル



Na 冷却金属燃料高速炉-乾式再処理-射出鋳造による U, Pu, MA リサイクルを考慮したシナリオである。評価の前提条件となる炉心の基本仕様、炉心特性、集合体及び燃料要素の仕様等については、参考文献<sup>1, 8-11)</sup>を参照のこと。下記に得られた情報を整理するが、震災前の評価がベースであることには注意が必要である。レファンレンスシナリオに対する技術の違い等に着目して、調査及び検討を行った。下記に調査結果を示す。

#### (1)炉システム(金属燃料高速炉)

##### ① 安全性

設計要求：公衆の日常的活動において発生するリスクと比べて十分小さくなるようにする。  
具体的には下記を満足できる見通しである。

- ・炉心損傷発生頻度  $10^{-6}$ /炉・年未満
- ・炉心損傷の発生要因となり得る代表的な起因事象に対して受動的な炉心停止機能や炉心冷却機能を用意
- ・仮想的な炉心損傷事故時において再臨界発生に至らず、安全に原子炉容器内あるいは格納施設内で事故を終息できる概念の追求

##### ② 経済性

下記設計要求を満足できる見通しである。

設計要求：他の基幹電源と比肩し得る経済性を確保：4 円/kWh(将来軽水炉の予測発電原価を下回る、建設費(資本費)20 万円/kWe 以下)に対して、建設費を目標の 90%程度に低減の可能性、発電原価目標(4 円/kWh)達成できる可能性

##### ③ 環境影響

MA 燃焼による環境負荷低減(5%の MA 含有燃料の受け入れ可能、高い割合で MA 燃焼可能(MA 燃焼率 56%))が期待出来る。

##### ④核拡散抵抗性

- ・乾式再処理プロセスにおいては、Pu の単離工程がなく、潜在的な核拡散抵抗性は高い。

##### ⑤技術的成立性

- ・シビアアクシデントの安全評価技術は TRL4 である。
- ・金属燃料の高性能化に係る技術は TRL4～5 である。
- ・高燃焼度・高被覆管温度化は技術の実証段階に進める状況。
- ・MA 含有については技術の開発段階にある。

#### (2)燃料再処理(乾式再処理)

##### ①安全性

下記設計要求を満足できる見通しである。

設計要求(社会に既に存在するリスクと比べて十分小さいものとする：放射性物質が制御されずにバウンダリの外へ移行する事象の発生頻度  $10^{-6}$ /プラント・年未満)への適合が可能

##### ②経済性

- ・小規模(50tHM/y)及び大規模(200tHM/y)プラントのいずれも燃料サイクル費の設計要求値(0.8 円/kWh)を満足する可能性がある。
- ・処理規模 40tHM/年では 0.32 円/kWh となる。
- ・小規模プラント 50tHM/y では先進湿式法よりも高い経済性を示し、大規模プラント 200tHM/y では先進湿式法に比べてやや経済性が劣ると考えられる。

### ③資源有効利用、環境影響

- ・設計要求(U 及び TRU の回収率 99%以上)に対して、U, TRU 回収率 99%以上を達成できる可能性がある。
- ・固化体発生量(体積)が設計要求値よりやや多いが、プロセス合理化によって開発目標を満足できる可能性がある。
- ・通常運転時の環境放出放射能について：放出量はすべての核種に対して、設計要求(平常時の放射性物質放出量及び単位発電量当たりの放射性廃棄物の発生量を現行の軽水炉サイクルシステムと同等以下)を満足する。
- ・操業時発生量は下記の通りと推定される(処理規模 40tHM/年の場合)。  
 使用済塩廃棄体(希土類、アルカリ、アルカリ土類 FP を含むガラス結合ソーダライト)：  
 150 リットルのキャニスター139 本/年  
 金属廃棄体(貴金属 FP, Zr, ハル)：200 リットルドラム缶 29 本/年  
 高  $\beta \gamma$  廃棄物(ラッパ管、スペーサワイヤ等をセメント固化)：200 リットルドラム缶 114 本/年
- ・単位発電量当たりの高レベル廃棄体本数は湿式の 1.33 倍である。

### ④核拡散抵抗性

Pu の単離工程がなく、潜在的な核拡散抵抗性は高い。

### ⑤技術的成立性<sup>11)</sup>

- ・電解精製、電解処理工程の技術は TRL5~6 である。技術の実証段階にあるか技術の実証段階に進める状況。
- ・使用済塩処理及び廃棄物処理の技術は TRL4 である。今後の技術開発や海外での先行開発実績を参考にした性能検証が必要であり、技術の開発段階にある

## (3)燃料製造(射出鑄造)

### ①安全性

臨界安全、火災・爆発防止、耐震について指針に適合する可能性がある。未検討の項目もある。

### ②経済性

- ・0.18 円/kWh(処理規模 40tHM/年)。
- ・設計要求値(燃料製造+再処理<0.8 円/kWh)を満足する見通しである。

### ③資源有効利用

資源有効利用率は 99.5%以上と評価でき、設計要求の 99%を満足する見通しである。

### ④核拡散抵抗性

乾式再処理プロセスにおいては、Pu の単離工程がなく、潜在的な核拡散抵抗性は高い。

### ⑤技術的成立性

燃料ピン製造の技術は TRL5~6 である。技術の実証段階にあるか、技術の実証段階に進める状況である。

## 5.3.4. シナリオ 3 ADS 階層型サイクル

本技術は酸化物燃料高速炉による発電サイクルに加えて、ADS を用いた核変換サイクルを含み、レファンレンスシナリオとは使用する技術の点で大きく異なる部分がある。本項目では、技術の違いやそれに伴い発生する廃棄物の違いに着目して文献<sup>12)</sup>などをもとに調査を行った。

### (1) 燃料製造

ADS の燃料には窒化物燃料が採用されている。これは、MA の燃料中での化学的安定性が酸化物燃料や金属燃料よりも優れることによる。また、使用済燃料中のアクチノイドを一括回収し、再び燃料化するプロセスとの親和性にも優れる。燃料製造プロセスは、JAEA においてパイロットプラントの概念設計が実施されている。窒化物燃料に用いる窒素は、C-14 の生成を抑制するため N-15 を濃縮して用いる必要があるが、既往研究から実用段階に近いと考えられている。下記に調査結果を示す。

#### ① 経済性

MA 燃料は窒化物燃料であるため、新たな製造プロセスが必要となる。また、C-14 の蓄積を抑制するため、N-15 の濃縮が必要となり、濃縮プラントの設置に伴う費用が発生する。いずれもプラントの増設となるため、経済性が悪化する。また、廃棄体化についても、新たなプロセスの増設に伴い低レベル廃棄物の軽微な増加が想定される。

C-14 については、プロセスからの漏洩により低レベル廃棄物への混入が僅かではあるが避けられず、性能としてはマイナスの影響が生じるものの、効果は大きくないと考えられる。

#### ② 資源

影響はないと考えられる。

#### ③ 安定性

ADS による核変換サイクルは発電サイクルと切り離された階層型となっているため、核変換サイクルの影響が発電サイクルに波及することは無い。

#### ④ 環境影響

増設されたプラントの建設・運転ならびに運転に伴う廃棄物の発生により、環境影響の観点で若干の性能低下があると評価した。

#### ⑤ 安全性

プラントが追加されることで、各工程の運転ならびに発生する廃棄物に係る事故リスクは僅かではあるが増大すると評価した。

⑥ セキュリティ

Pu を扱う燃料製造プラントが防護対象となるため、負荷が増大する。

⑦ 核拡散性

Pu を扱う燃料製造プラントが対象となるため、負荷が増大する。また、MA が核物質とみなされる場合は、さらに負荷が増大する。

⑧ 技術成熟度、技術実現性

窒化物燃料製造に先立つ N-15 濃縮工程については、プラント概念設計が終了しており、実証段階にある。窒化物燃料製造プロセスは、国際機関の評価で TRL3 と評価されている。R&D 費用は N-15 濃縮、燃料製造、新燃料照射試験でそれぞれ 1,000 億円以内のレベル、R&D 期間は N-15 濃縮が 10 年以内、その他がそれぞれ 30 年以内の範囲と考えられる。

⑨ 柔軟性

影響はないと考えられる。

⑩ 立地

製造に伴う放射性物質の放出は極めて軽微であり、影響は少ないと考えられる。

(2) ADS による核変換

シナリオ 3 では高速炉使用済燃料から MA を分離し ADS で核変換する。それぞれに再処理・燃料製造を行うため、階層型核燃料サイクルと呼ばれる。階層型核燃料サイクルでは、発電を高速炉が担い、MA 核変換を ADS が行う。ADS でも自身の加速器に必要とする以上の電力を発電できるため発電炉と見なすことが可能だが、主目的は MA 核変換である。

MA を多量に装荷した炉心では、冷却材ボイド反応度、ドップラ係数、実効遅発中性子割合などの動特性パラメータが変化し、炉心の安全余裕が低下する傾向が見られる。高速炉では炉心に装荷される MA の総量を抑制することで安全性への影響を限定している。一方、ADS では、炉心を未臨界状態として安全余裕を確保し、外部から連続的に中性子を供給することにより炉心内での核分裂連鎖反応を持続する。このため、MA を主成分とする燃料が装荷可能であり、高い MA 核変換効率が得られる。ADS は大強度の陽子加速器と MA 燃料を装荷した未臨界高速炉心から構成され、未臨界炉心の中央に重金属製の核破碎ターゲットが配置される。加速器からの陽子をターゲットに入射することで、1 陽子あたり 40 個程度の中性子が核破碎反応により放出され、核分裂連鎖反応により MA 核変換が行われる。図 5.3-1 に、

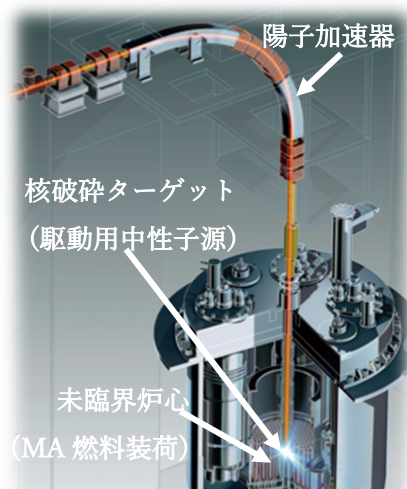


図 5.3-1 LBE 冷却 ADS 概念

JAEA が提案する鉛ビスマス合金(LBE: Lead- Bismuth Eutectic Alloy)を冷却材及び核破砕ターゲットに用いる ADS 炉心概念を示す。このシステムでは、陽子加速器から 1.5GeV-30MW の陽子ビームを供給することにより、未臨界炉心から 800MW の熱出力が得られ、1 年間に 250kg の MA (発電用軽水炉 10 基分相当) を核変換することができる。

#### ① 経済性

ADS は、新しいタイプの原子力システムであり、設置には既存炉を超える費用が必要と考えられる。出力規模が比較的小さく (もんじゅ相当)、かつ加速器設備 (約 1,000 億円程度) 及びその駆動のための電力を必要とするため、発電容量あたりの建設費は発電炉より高いと考えられる。線形加速器は全長が数 100m にわたるため、敷地面積も広くなる可能性がある。冷却材と核破砕ターゲットとして使用する LBE は既存原子炉構造材に対する腐食性が高く、現状では運転温度を高く取れず、発電効率も高くない。更に、MA 含有燃料は新燃料であっても発熱が大きいので、併設する燃料の一時保管設備にも従来分のコストに追加の費用が必要と見込まれる。一方、現在の JAEA の設計例では、既存炉複数基を一基の ADS でサポートするため、必要基数は少なくなる。

#### ② 資源

燃焼による反応度調整のためにシステムに初めて装荷する燃料に Pu を混合するが、以降の燃料は全て MA のみであり、U、Pu といった発電炉の資源は消費せず、処分対象となる核種のみを消費していく。LBE 冷却炉の多くはタンク型炉心を採用しており、設置の際に多量の鉛とビスマス (JAEA のレファンレンス炉心で各 5,000 トン程度/基) が必要となる。ビスマスは比較的希少な金属だが、現在は埋蔵資源量・生産量に不足はないと考えられる。

#### ③ 安定性

ADS による核変換サイクルは発電サイクルと切り離された階層型となっているため、核変換サイクルの影響が発電サイクルに波及することは無い。

#### ④ 環境影響

ADS プラントの建設・運転に伴い、環境影響の観点で性能の低下があると評価した。

#### ⑤ 安全性

プラントが追加されることで、事故リスクは増大すると評価した。ただし、ADS は未臨界炉であり臨界事故は除外できる。

#### ⑥ セキュリティ

MA から発生する放射線が高いため、新燃料へのアクセス性は低い。Pu を扱うため防護対象として負荷が増えるが、MOX 軽水炉と同等と考えられる。

#### ⑦ 核不拡散性

Pu を扱うプラントであり、負荷が増大するが、燃焼に伴い蓄積する Pu の大半は  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  等の fertile 核種である。このため、初装荷燃料以外は MA 及び魅力度の低い Pu のみを取り扱うため、核物質の転用及び施設の不正利用の魅力度は低い。MA が核物質とみなされる場合の負荷の増大も含め、MOX 軽水炉と同等と考えられる。

#### ⑧ 技術成熟度、技術実現性

ADS の技術成熟度は、国際機関の評価で TRL3 程度と評価されている。R&D 費用は高速炉技術に加えて加速器技術、LBE に対する耐食材料開発などに 1 兆円以内のレベル、R&D 期間は 30 年超と考えられる。

#### ⑨ 柔軟性

階層型燃料サイクルは、発電サイクルと完全に分離されており、発電サイクルの主体が軽水炉、MOX 軽水炉、高速炉のいかなる組み合わせとなっても独立して運用可能であり、極めて柔軟性に富む。

#### ⑩ 立地

製造に伴う放射性物質の放出は極めて軽微であり、影響は少ないと考えられる。

### (3) ADS 使用済燃料の貯蔵・輸送と再処理

ADS 燃料は窒化物燃料であること及び回収される MA は分離することなく一括して回収し、再び燃料に加工することを考慮し、乾式再処理を選択している。乾式による再処理については、金属燃料高速炉用の再処理プロセスとほぼ同等であり、評価もほぼ準拠したものとなる。なお、ADS 使用済燃料の貯蔵・輸送は本節で議論している。その際、ADS と使用済燃料取扱施設、再処理施設は同一サイト内に置かれることを想定している。

#### ① 経済性

ADS では、使用済燃料は 4 年程度の冷却を想定している。貯蔵方式は既存軽水炉と同様だが、新設となるため、経済性指標はマイナスとなる。輸送は同一サイト内に配置される場合は、サイト内輸送となるため、Pu 含有燃料であっても軽微な費用負担で輸送可能である。再処理は従来と異なる乾式再処理プラントが必要となるため、経済性の指標としては大きなマイナス要因と考えられる。

#### ② 資源

影響はないと考えられる。

#### ③ 安定性

発電サイクルと切り離された階層型となっているため、発電サイクルに波及することは無い。

#### ④ 環境影響

ADS 使用済燃料再処理に伴う廃棄物の発生により、環境影響の観点で性能の低下があると評価した。

#### ⑤ 安全性

プラントが追加されることで、運転ならびに廃棄物の発生・取扱いに係るリスクが増大すると評価した。ただし、影響は小さいと考えられる。

#### ⑥ セキュリティ

Pu を扱うプラントであり、防護対象となるため負荷が増大するが、MOX 軽水炉と同等

と考えられる。

#### ⑦ 核不拡散性

Pu を扱うプラントであり、発生する廃棄物も含めて負荷が増大する。初装荷燃料以外は MA 及び魅力度の低い Pu のみを取り扱うため、核物質の転用及び施設の不正利用の魅力度は低い。さらに、乾式法ではアクチノイドが一括回収されるため、核分裂性物質は単離されない。これらのことから、MA が核物質とみなされる場合の負荷の増大も含め、MOX 軽水炉と同等と考えられる。

#### ⑧ 技術成熟度、技術実現性

再処理プロセスの技術成熟度は、国際機関の評価で TRL3～4 と評価されている。R&D 費用ならびに R&D 期間は再処理プロセスに 1 兆円以内・30 年程度が必要と考えられる。

#### ⑨ 柔軟性

階層型燃料サイクルは、発電サイクルと完全に分離されており、独立して運用可能なため柔軟性に富む。

#### ⑩ 立地

製造に伴う放射性物質の放出は軽微であり、影響は少ないと考えられる。

### (4) 核変換階層サイクルからの廃棄物製造および処分

#### ① 経済性

階層型の分離・変換技術を導入することにより、高速炉からの廃棄物中に含まれる MA が核変換されるため、製造・処分の負担が軽減される。一方、MA の核分裂によって発生する HLW や、その他の二次廃棄物など新たな廃棄物が発生する。そのため、性能の向上と悪化が同時に起こる。

ADS を用いた核変換により、高速炉からの HLW に含まれる MA の量は大幅に減少する。また、発熱性核種が分離されることでガラス固化体の FP 含有量の熱的制限が緩和され、FP 含有量を高めることができれば、ガラス固化体の発生本数が減少し、ガラス固化体の製造・一時保管・輸送等の各段階においてプラスの経済効果が見込まれる。処分時においても、MA 核変換により廃棄体数は減少し、熱的制限が緩和されるため、処分場規模が縮小される。

一方、乾式再処理工程からゼオライト、固形廃棄物、LLW や ILW が発生し、これらの取扱いのためのコスト増が発生する。LLW や ILW の発生量は増加するものの、発電サイクル由来の廃棄物量が微増する程度に留まると考えられる。また、ADS 固有の廃棄物として廃炉時の放射化した LBE や窒化物燃料由来の C-14 の漏洩が考えられ、対応するためのコスト増が考えられる。

#### ② 資源

影響はないと考えられる。

#### ③ 安定性

影響はないと考えられる。

#### ④ 環境影響

高速炉からのガラス固化体の本数、固化体由来の放射線・発熱が低減することにより、ガラス固化体由来の環境負荷は大きく低減されることが期待できる。

一方、処理プロセスの追加により LLW は増加が見込まれるが、対象とする MA の量が多くないため、発電サイクル由来の廃棄物量が微増する程度の影響に留まると考えられる。また、ADS 固有の廃棄物として廃炉時の放射化した LBE や窒化物燃料由来の C-14 の漏洩に起因する環境負荷の増加が考えられる。

#### ⑤ 安全性

高速炉からのガラス固化体単体の環境リスクが低減し、かつ総数が減ることは HLW の製造・貯蔵における安全性向上につながる。処分後安全性についても、ガラス固化体から MA が取り除かれることにより、一部のシナリオで安全性が向上することが考えられる。

一方、ADS による核変換に由来する HLW、二次廃棄物、および、ADS 固有の廃棄物である廃炉時の放射化した LBE や窒化物燃料由来の C-14 の漏洩などのリスクが考えられる。

#### ⑥ セキュリティ

高速炉からのガラス固化体に含まれる MA が取り除かれることにより、性能が向上すると考えられる。

#### ⑦ 核不拡散性

MA を核物質とみなす場合、廃棄物中の MA 量が減少するため、不拡散性は向上する。

#### ⑧ 技術成熟度、技術実現性

高速炉からの HLW に対して、非発熱性 FP の含有量を高めたガラス固化体の成立性、含有量の向上見込み等は実証段階にある。

ADS 核変換からの廃棄体については、基礎研究段階と考えられ、特にゼオライト廃棄体の製作についての研究開発が必要と考えられる。廃棄体に関する研究開発に係る費用・期間は 1,000 億円・10～30 年程度と考えられる。

#### ⑨ 柔軟性

階層型燃料サイクルは、発電サイクルと完全に分離されており、独立して運用可能なため柔軟性に富む。

#### ⑩ 立地

高速炉からの HLW の処理処分の形態が変わることにより、社会受容性を高められる可能性がある。

### 5.4. 技術-特性マトリクスによる評価

前項にて調査した結果をもとに、レファンレンスシナリオと比較することでシナリオ 1～3 の技術について技術-特性マトリクス評価表による評価を実施した。

まずはレファンレンスシナリオである酸化物燃料高速炉サイクルの調査結果を、技術-特性マトリクス表に記入した。シナリオ 1～3 の各項目について、レファンレンスシナリオか



らの変化をそれぞれの技術-特性マトリクスとして整理した。レファンレンスシナリオ、シナリオ1～3について得られた結果を、表5.4-1～5.4-4にそれぞれ示す。ここで、定量性のある評価のため、マトリックス表には下記の指標を用いて評価結果を記入した。

なお、マトリクス中のILWは軽水炉サイクルで発生するTRU廃棄物（地層処分対象の低レベル廃棄物）に相当する廃棄物を指すこととする。

|               |                                        |
|---------------|----------------------------------------|
| 特性変化の傾向       | ：[+]性能向上、[-]性能低下、[0]同等                 |
| 特性変化の程度       | ：** 変化大、* 変化小、? 不明                     |
| 空欄            | ：大きな変化や影響はないと考えられる                     |
| 技術成熟度         | ：(A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階              |
| 技術実現性（R&D 費用） | ：(A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C)1 兆円以上 |
| 技術実現性（R&D 期間） | ：(A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上        |

シナリオ1（酸化物燃料サイクル）の場合、MA分離に着目すると、再処理工場にMA回収建屋追設によって、建設費等投資費が約30%、運転・保守費が約25%増加し、経済性としては約30%低下する見込みである。技術的成立性の観点では、燃料製造におけるMAの取り扱い技術や再処理におけるMA分離技術においてTRL4～5の技術の開発段階にある項目が増える。一方、ガラス固化体への高レベル放射性廃液の充てん量が放射性核種の発熱量の制限を元に決定される場合、MA分離により固化体本数の削減につながると期待されるため、ガラス固化体の貯蔵、輸送、処分の観点で利点が生じると考えられる。また、MA分離・変換がその他の評価項目に与える影響は顕著ではないと考えられた。したがって、MA分離・変換の導入により経済性及び技術的成立性の観点で負荷が増えるものの、廃棄物処理の観点で利点が期待できると言える。

シナリオ2（金属燃料サイクル）では、経済性について、炉システム及び燃料製造については設計要求値を満足するという観点で、酸化物燃料サイクルと同等であると考えられる。再処理についてはスケールによって評価が異なり、小規模プラント50tHM/yでは先進湿式法よりも経済性が高く、大規模プラント200tHM/yではやや経済性が劣る。技術的成立性については、高燃焼度・高被覆管温度化など技術の実証段階に進める状況にあるものと、シビアアクシデントの安全評価技術などTRL4のものが共存しており、酸化物燃料サイクルと同等であると評価できる。MA分離・変換の廃棄物処理処分に与える影響は、廃棄物の形態等の違いはあるが、酸化物燃料サイクルと同様に顕著である。以上より、酸化物燃料サイクルとの技術的な違いによる経済性及び技術的成立性等について顕著な差異はなく、MAが分離・変換されることによる廃棄物処理処分への効果は大きいと言える。

シナリオ3（ADSシステム）では、大強度加速器の設置、窒化物燃料を使用することによる燃料製造プロセスの追加、N-15の濃縮に伴うプラントの設置等に起因した経済性の悪化が見込まれ、発電単価は発電炉に劣ると考えられる。また、ADS固有の廃棄物として

廃炉時の放射化した LBE や窒化物燃料由来の C-14 の漏洩が考えられ、対応するためのコスト増も考慮する必要がある。技術的成立性については、ADS 及び窒化物燃料製造技術において TRL3 と評価され、高速炉システムと比較して開発課題が残っている状況にあると言える。HLW については、MA 核変換により廃棄体数は減少し、熱的制限が緩和される。このため、処理・処分等への負荷は大きく低減すると考えられる。一方、階層型サイクルの追加により処理プロセスが増えるため、LLW や ILW の発生量は増加する。ADS 固有の廃棄物として、廃炉時の放射化した LBE や窒化物燃料由来の C-14 に起因する処理・処分負荷の増加も考えられる。ADS システムの全体的な評価としては、高速炉システムと同様、コスト増や技術的課題は多いものの、高レベル放射性廃棄物廃棄体本数の減少が大きなメリットと考えられる。

表 5.4-1 レファンレンスシナリオに関する調査結果のまとめ

| レファンレンス<br>シナリオ |              | 1. 経済性                                            | 2.資源                                                                                                | 3.安定<br>性 | 4. 環境影響                                                                    | 5. 安全性                                                                                   | 6. セキュリテ<br>ィ   | 7. 核不拡散性                                        | 8. 技術成立性・実現性    |                                         |                                              | 9. 柔軟性                                                          |               |
|-----------------|--------------|---------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------|----------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------|-------------------------------------------------|-----------------|-----------------------------------------|----------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------|---------------|
|                 |              |                                                   |                                                                                                     |           |                                                                            |                                                                                          |                 |                                                 | 8.1 技術成熟<br>度   | 8.2 R&D 費<br>用                          | 8.3 R&D 期間                                   | 9.1 可逆性                                                         | 9.2 回収可能<br>性 |
| 1.U 採掘          |              | －                                                 | 土地利用への寄与が大きいU<br>採掘の低減が期待できる。軽<br>水炉サイクルよりも格段に高<br>い[1]。天然ウラン在来型資源<br>量の約 5%が L→F 移行完了ま<br>でに必要[5]。 | －         | 一般環境汚染物質（Sox、<br>Nox、その他、水資源の汚<br>染や CO2 排出）に寄与が<br>大きい U 採掘の低減が期待<br>できる。 | －                                                                                        | －               | －                                               | －               | －                                       | －                                            | －                                                               | －             |
| 2. 転換/濃縮        |              | 燃料製造工程に含<br>まれる[1]                                | 土地、水資源に対する寄与は<br>小さい。                                                                               | －         | 一般環境汚染物質の発生に<br>おける寄与は小さい。                                                 | －                                                                                        | －               | －                                               | －               | －                                       | －                                            | －                                                               | －             |
| 3. 燃料製造         |              | 45.5 万円<br>/kgHM[2]                               | 燃料用の鉱物資源の利用な<br>し。                                                                                  |           | 発電量あたりの放射性廃棄<br>物発生量が軽水炉燃料サイ<br>クル施設と同等以下                                  | 同時代の軽水炉システム<br>と同等以上、放射性物質<br>の大規模放出事象発生頻<br>度は、10 <sup>-6</sup> /プラント・年<br>未満[1]        | 現行と同等と<br>思われる。 | Pu 単体の状態が無<br>く、低除染 TRU 燃<br>料による接近性の制<br>限により高 | TRL3～7          | 8 億/年<br>FS フェーズ<br>II 期間の平均<br>から推定    | 約 25 年<br>戦略ロードマップ<br>を受けて、2024-<br>2050 と想定 |                                                                 | －             |
| 4. 原子<br>炉      | 4.1 発<br>電炉  | 41 万円/kWe[2]<br>（42 万円/kWe 軽<br>水炉 2030 年モデ<br>ル） | 原子炉は水資源を多量に使う<br>が、炉型による違いは大きく<br>はないと考えられる。                                                        |           | CO2 発生量、産業廃棄物<br>（クリアランス、NR)にし<br>める寄与が大きい、炉型<br>による違いは小さいものと<br>考えられる。    | 内的事象に対する炉心損<br>傷頻度は、10 <sup>-5</sup> /サイト・<br>年（1 サイト 10 基を想<br>定）以下：軽水炉と同等<br>もしくはそれ以下か | 現行と同等と<br>思われる。 | 低除染 TRU 燃料に<br>よる接近性の制限に<br>より高                 | TRL4～7          | 12 億/年<br>プロセス当<br>たり 2 億/年<br>×6 プロセス  | 約 25 年<br>戦略ロードマップ<br>を受けて、2024-<br>2050 と想定 |                                                                 | －             |
| 5. SF           | 5.1 SF<br>貯蔵 | 15 年以上（軽水炉<br>と同様）                                | Pu241 壊変の影響で SF 貯蔵期<br>間が延びると Fissile 収率上不<br>利となる                                                  |           |                                                                            |                                                                                          | 現行と同等と<br>思われる。 |                                                 |                 |                                         |                                              | 軽水炉同様、SF 貯<br>蔵、輸送までは可<br>逆性有                                   | －             |
|                 | 5.2 SF<br>輸送 |                                                   |                                                                                                     |           |                                                                            |                                                                                          | 現行と同等と<br>思われる。 |                                                 |                 |                                         |                                              | 同上                                                              | －             |
| 6. 再処<br>理      | 6.1. 再<br>処理 | 35.5 万円/kgHM<br>NEXT 法(MA 回収<br>有)より約 30%削<br>減   | 回収率として U は 99.75%、<br>Pu/Np については 99.70%<br>土地、水資源利用に対する再<br>処理の寄与は小さい。                             |           | 発電量あたりの放射性廃棄<br>物発生量が軽水炉燃料サイ<br>クル施設と同等以下。一般<br>環境汚染物質の発生におけ<br>る寄与は小さい。   | 同時代の軽水炉システム<br>と同等以上、放射性物質<br>の大規模放出事象発生頻<br>度は、10 <sup>-6</sup> /プラント・年<br>未満           | 現行と同等と<br>思われる。 | U/Pu/Np 共回収、<br>低除染 TRU により<br>高                | TRL4～7          | 8 億/年<br>FS フェーズ<br>II 期間の平均<br>[5]から推定 | 約 25 年<br>戦略ロードマップ<br>を受けて、2024-<br>2050 と想定 | 軽水炉と同等<br>【再処理を行うと<br>U,Pu 分離される<br>が、処分面の可逆<br>性は損なわれてい<br>ない】 | －             |
|                 | 6.2 廃<br>棄体化 |                                                   |                                                                                                     |           |                                                                            |                                                                                          | 現行と同等と<br>思われる。 |                                                 | 現行技術から<br>変化なし。 | －                                       | －                                            | 軽水炉と同等。ガ<br>ラス固化されると                                            | －             |

|        |               |                                                             |                                             |  |                            |  |                 |  |  |  |  |  |                       |                                          |
|--------|---------------|-------------------------------------------------------------|---------------------------------------------|--|----------------------------|--|-----------------|--|--|--|--|--|-----------------------|------------------------------------------|
|        |               |                                                             |                                             |  |                            |  |                 |  |  |  |  |  | 可逆性は低くなる<br>が技術的には可能  |                                          |
| 7. HLW | 7.1<br>HLW 貯蔵 |                                                             |                                             |  |                            |  | 現行と同等と<br>思われる。 |  |  |  |  |  | 同上                    | －                                        |
|        | 7.2<br>HLW 輸送 |                                                             |                                             |  |                            |  | 現行と同等と<br>思われる。 |  |  |  |  |  | 同上                    | －                                        |
| 8. 処分  | 8.1 LLW       |                                                             | サイクル全体において、土地<br>利用、水資源などに対する処<br>分の寄与は小さい。 |  | 一般環境汚染物質の発生に<br>おける寄与は小さい。 |  | 現行と同等と<br>思われる。 |  |  |  |  |  |                       | －                                        |
|        | 8.2<br>ILW*   | 放射化金属廃棄物<br>に含まれる<br>Activated Products<br>およびヨウ素発生<br>量が増加 | サイクル全体において、土地<br>利用、水資源などに対する処<br>分の寄与は小さい。 |  | 一般環境汚染物質の発生に<br>おける寄与は小さい。 |  | 現行と同等と<br>思われる。 |  |  |  |  |  |                       |                                          |
|        | 8.3<br>HLW    |                                                             | サイクル全体において、土地<br>利用、水資源などに対する処<br>分の寄与は小さい。 |  | 一般環境汚染物質の発生に<br>おける寄与は小さい。 |  | 現行と同等と<br>思われる。 |  |  |  |  |  | 軽水炉と同等<br>【6.2.3 に同じ】 | 軽水炉と同<br>等。処分坑<br>道閉鎖後は<br>回収性低い<br>(困難) |

凡例：  
 特性変化の傾向                   ：[+]性能向上、[-]性能低下、[0]同等  
 特性変化の程度                   ：\*\* 変化大、\* 変化小、? 不明  
 空欄                                ：大きな変化や影響はないと考えられる  
 技術成熟度                        ：(A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階  
 技術実現性（R&D 費用）        ：(A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C) 1 兆円以上  
 技術実現性（R&D 期間）        ：(A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上

[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，日本原電株式会社 研究開発室 "JAEA-Evaluation 2011-003 高速増殖炉サイクル実用化研究開発（FaCT プロジェクト）－フェーズⅠ報告書－，（2011）.  
 [2] 向井田恭子、加藤篤志、紙谷正仁、石井克典、"高速炉サイクルの経済性評価 -炉の建設コストと燃料サイクルコスト-"，日本原子力学会誌, 61, 1, 40-47 (2019).  
 [3] 田中治邦、"六ヶ所再処理工場の現状と課題"，日本原子力学会誌, 61, 1, 30-34 (2019).  
 [4]林直人、紙谷正仁、高田岳、竹内正行、佐藤聡、西村正史、"MOX 燃料再処理施設への MA 回収技術導入に係る影響評価"，原子力学会 2018 年秋の大会、岡山（2018）.  
 [5] 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，日本原電株式会社 研究開発室 "JAEA-Evaluation 2006-002 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 -フェーズⅡ 最終報告書-，（2006）.  
 [6] 高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ統括チーム，"現時点で我が国が保有している高速炉サイクル技術に対する評価について -技術成熟度(TRL)評価結果-"，平成 30 年 6 月 1 日（2018）.  
 \*：ここでいう ILW は、現行の軽水炉サイクルで発生する TRU 廃棄物（地層処分層対象の低レベル廃棄物）に相当するものをさす。

表 5.4-2 シナリオ 1 に関する技術-特性マトリクス評価結果

| シナリオ 1   |            | 1. 経済性                                | 2.資源 | 3.安定性 | 4. 環境影響                               | 5. 安全性                              | 6. セキュリティ | 7. 核不拡散性 | 8. 技術成立性・実現性         |                        |            | 9. 柔軟性  |                  | 10. 立地                               |
|----------|------------|---------------------------------------|------|-------|---------------------------------------|-------------------------------------|-----------|----------|----------------------|------------------------|------------|---------|------------------|--------------------------------------|
|          |            |                                       |      |       |                                       |                                     |           |          | 8.1 技術成熟度            | 8.2 R&D 費用             | 8.3 R&D 期間 | 9.1 可逆性 | 9.2 回収可能性        |                                      |
| 1.U 採掘   |            | －                                     | －    | －     | －                                     | －                                   | －         | －        | －                    | －                      | －          |         |                  | －                                    |
| 2. 転換/濃縮 |            | 燃料製造に含まれる                             | －    | －     | －                                     | －                                   | －         | －        | －                    | －                      | －          |         |                  | －                                    |
| 3. 燃料製造  |            |                                       |      |       |                                       |                                     |           |          | [-*]一部が技術開発レベル       | (A)MA 取扱とセル内遠隔技術の開発が必要 |            |         |                  |                                      |
| 4. 原子炉   | 4.1 発電炉    |                                       |      |       |                                       |                                     |           |          |                      |                        |            |         |                  |                                      |
| 5. SF    | 5.1 SF 貯蔵  | [-*]MA 混合による発熱量増                      |      |       |                                       |                                     |           |          |                      |                        |            |         |                  |                                      |
|          | 5.2 SF 輸送  | [-*]MA 混合による発熱量増                      |      |       |                                       |                                     |           |          |                      |                        |            |         |                  |                                      |
| 6. 再処理   | 6.1. 再処理   | [-**]MA の分離工程追加のため 30%増（45.6 万円/kgHM） |      |       |                                       |                                     |           |          | [-*]一部が技術開発レベル       | (A)MA 回収技術の開発が必要       |            |         |                  |                                      |
|          | 6.2 廃棄体化   |                                       |      |       |                                       |                                     |           |          |                      | －                      | －          |         |                  |                                      |
| 7. HLW   | 7.1 HLW 貯蔵 | [+*]固化体本数が減れば負担減                      |      |       |                                       | [+*]固化体中の放射性物質量が減れば向上               |           |          | [+**]発熱量の低減により貯蔵期間短縮 |                        |            |         |                  |                                      |
|          | 7.2 HLW 輸送 | [+*]固化体本数が減れば負担減                      |      |       |                                       | [+*]固化体中の放射性物質量が減れば向上               |           |          | [+*]固化体中放射性物質量が減れば向上 |                        |            |         |                  |                                      |
| 8. 処分    | 8.1 LLW    | [-*]廃液中の α 核種量が減れば増加                  |      |       |                                       |                                     |           |          |                      |                        |            |         |                  |                                      |
|          | 8.2 ILW    | [+*]廃液中の α 核種量が減れば減少                  |      |       | [+*]MA 減少により潜在毒性が僅かに減少                | [+*]MA 減少により安全性が僅かに向上               |           |          |                      |                        |            |         |                  |                                      |
|          | 8.3 HLW    | [+*]固化体本数が減れば負担減                      |      |       | [+**] 安全評価上影響が大きい MA が除去されることにより性能が向上 | [+**] 安全上影響が大きい MA が除去されることにより性能が向上 |           |          |                      |                        |            |         | [+*]発熱量の低下により高まる | [+**]放射能毒性減衰期間が短くなり，LLW 処分場と同様になれば向上 |

凡例：  
特性変化の傾向                   ：[+]性能向上、[-]性能低下、[0]同等  
特性変化の程度                   ：\*\* 変化大、\* 変化小、? 不明  
空欄                               ：大きな変化や影響はないと考えられる  
技術成熟度                       ：(A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階  
技術実現性（R&D 費用）       ：(A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C) 1 兆円以上  
技術実現性（R&D 期間）       ：(A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上

表 5.4-3 シナリオ 2 に関する技術-特性マトリクス評価結果

| シナリオ 2   |            | 1. 経済性                                                                                              | 2.資源                        | 3.安定性 | 4. 環境影響 | 5. 安全性                      | 6. セ<br>キュ<br>リテ<br>ィ | 7. 核<br>不拡<br>散性 | 8. 技術成立性・実現性                                                                                 |               |               | 9. 柔軟性      |               | 10.<br>立地 |
|----------|------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------|-------|---------|-----------------------------|-----------------------|------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------|---------------|---------------|-------------|---------------|-----------|
|          |            |                                                                                                     |                             |       |         |                             |                       |                  | 8.1 技術成熟度                                                                                    | 8.2 R&D<br>費用 | 8.3 R&D<br>期間 | 9.1 可<br>逆性 | 9.2 回収<br>可能性 |           |
| 1.U 採掘   |            | －                                                                                                   | －                           | －     | －       | －                           | －                     | －                | －                                                                                            | －             | －             | －           | －             | －         |
| 2. 転換/濃縮 |            | －                                                                                                   | －                           | －     | －       | －                           | －                     | －                | －                                                                                            | －             | －             | －           | －             | －         |
| 3. 燃料製造  |            | [0]設計要求値を満足する観点からシナリオ 1 と同等                                                                         | [0]設計要求値を満足する観点からシナリオ 1 と同等 |       |         | [0]設計要求値を満足する観点からシナリオ 1 と同等 |                       |                  | [0] 【TRL5～6】 燃料ピン製造の技術                                                                       |               |               |             |               |           |
| 4. 原子炉   | 4.1 発電炉    | [0]設計要求値を満足する観点からシナリオ 1 と同等                                                                         |                             |       |         | [0]設計要求値を満足する観点からシナリオ 1 と同等 |                       |                  | [0]・ 【TRL4】 シビアアクシデントの安全評価技術<br>・ 【TRL4～5】 金属燃料の高性能化に係る技術                                    |               |               |             |               |           |
| 5. SF    | 5.1 SF 貯蔵  |                                                                                                     |                             |       |         |                             |                       |                  |                                                                                              |               |               |             |               |           |
|          | 5.2 SF 輸送  |                                                                                                     |                             |       |         |                             |                       |                  |                                                                                              |               |               |             |               |           |
| 6. 再処理   | 6.1. 再処理   | [0]設計要求値を満足する観点でシナリオ 1 と同等。<br>小規模プラント 50tHM/y では先進湿式法よりも高い経済性、大規模プラント 200tHM/y では先進湿式法に比べてやや経済性が劣る |                             |       |         | [0]設計要求値を満足する観点からシナリオ 1 と同等 |                       |                  | [0]・ 【TRL4～5】 解体・せん断技術<br>・ 【TRL5～6】 電解精製、電極処理の技術<br>・ 【TRL4】 使用済塩処理の技術<br>・ 【TRL4】 廃棄物処理の技術 |               |               |             |               |           |
|          | 6.2 廃棄体化   |                                                                                                     |                             |       |         |                             |                       |                  |                                                                                              |               |               |             |               |           |
| 7. HLW   | 7.1 HLW 貯蔵 |                                                                                                     |                             |       |         | [+*]固化体中の放射性物質量が減れば向上       |                       |                  |                                                                                              |               |               |             |               |           |
|          | 7.2 HLW 輸送 |                                                                                                     |                             |       |         | [+*]固化体中の放射性物質量が減れば向上       |                       |                  |                                                                                              |               |               |             |               |           |
| 8. 処分    | 8.1 LLW    |                                                                                                     |                             |       |         |                             |                       |                  |                                                                                              |               |               |             |               |           |
|          | 8.2 ILW    | [?]<br>軽水炉サイクルでは発生しない種類のプロセス廃棄物が再処理工程で発生する。                                                         |                             |       |         |                             |                       |                  |                                                                                              |               |               |             |               |           |

|  |         |                                                |  |                                                                                 |                                                        |                                                   |  |  |  |  |  |  |  |  |
|--|---------|------------------------------------------------|--|---------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------|---------------------------------------------------|--|--|--|--|--|--|--|--|
|  | 8.3 HLW | [-*]単位発電量あたりの発生本数は<br>湿式プロセスのガラス固化体の<br>1.33 倍 |  | [+*]金属のインゴットは耐食<br>性も高く核種放出に対する<br>抵抗性が高い。ガラスセラ<br>ミックスの安定性はガラス<br>固化体と同等と考えられる | [+**] 安全評価上<br>影響が大きい MA<br>が除去されること<br>により性能が向上<br>する | [+**] 安全上影響が大<br>きい MA が除去される<br>ことにより性能が向上<br>する |  |  |  |  |  |  |  |  |
|--|---------|------------------------------------------------|--|---------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------|---------------------------------------------------|--|--|--|--|--|--|--|--|

凡例：  
 シナリオ 1 と比較した特性変化の傾向           ：[+]性能向上、[-]性能低下、[0]同等  
 シナリオ 1 と比較した特性変化の程度           ：\*\* 変化大、\* 変化小、? 不明  
 空欄                                                       ：大きな変化や影響はないと考えられる  
 技術成熟度                                            ：(A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階  
 技術実現性（R&D 費用）                        ：(A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C) 1 兆円以上  
 技術実現性（R&D 期間）                        ：(A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上



表 5.4-4 シナリオ 3 に関する技術-特性マトリクス評価結果

| シナリオ 3     |                | 1. 経済性                                                                                                                      | 2.資源               | 3.安定性 | 4. 環境影響                                  | 5. 安全性                                                                     | 6. セキュリティ                       | 7. 核不拡散性                    | 8. 技術成立性・実現性                                                         |                                          |                                          | 9. 柔軟性                              |           | 10. 立地 |
|------------|----------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|-------|------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------|---------------------------------|-----------------------------|----------------------------------------------------------------------|------------------------------------------|------------------------------------------|-------------------------------------|-----------|--------|
|            |                |                                                                                                                             |                    |       |                                          |                                                                            |                                 |                             | 8.1 技術成熟度                                                            | 8.2 R&D 費用                               | 8.3 R&D 期間                               | 9.1 可逆性                             | 9.2 回収可能性 |        |
| 1.U 採掘     |                |                                                                                                                             |                    |       |                                          |                                                                            |                                 |                             |                                                                      |                                          |                                          |                                     |           |        |
| 2. 転換/濃縮   |                |                                                                                                                             |                    |       |                                          |                                                                            |                                 |                             |                                                                      |                                          |                                          |                                     |           |        |
| 3. 燃料製造    |                | [-**]N-15 濃縮<br>[-**]窒化物燃料製造                                                                                                |                    |       | [-*] 窒化物燃料製造<br>プラント建設・運転                | [-*]                                                                       | [-*]軽水炉ブルサーマ<br>ル燃料製造と同程度以下     | [-*]軽水炉ブルサ<br>ーマル燃料製造と同程度以下 | [B]N-15 濃縮：プラ<br>ント概念設計終了<br>[C] 燃料製造：<br>TRL3                       | [A] N-15 濃縮<br>[A] 燃料製<br>造、[A] 照射<br>試験 | [A] N-15 濃縮<br>[B] 燃料製<br>造、[B] 照射<br>試験 |                                     |           | [-*]   |
| 4. 原子<br>炉 | 4.2 バーナ<br>ー   | [-**] 新型炉・<br>加速器コスト増                                                                                                       | [-**] Bi<br>[-*]Pb |       | [-*] 乾式再処理プラ<br>ント建設・運転                  | [-*] ADS 運転時の<br>事故リスク                                                     | [-*]軽水炉ブルサーマ<br>ルと同程度以下         | [-*]軽水炉ブルサ<br>ーマルと同程度以下     | [C]基礎研究段階                                                            | [C]高速炉<br>+加速器・耐<br>食材料                  | [C]高速炉<br>+加速器・耐<br>食材料                  | [+*]発電炉の<br>状態にかかわ<br>らず核変換を<br>実施可 |           | [-*]   |
| 5. SF      | 5.1 SF 貯蔵      | [-*] ADS では 4 年程度の SF<br>冷却                                                                                                 |                    |       |                                          | [-*] ADSSF 貯蔵時<br>リスク                                                      | [-*]バーナーと同じ                     | [-*]バーナーと同<br>じ             | [B] SF からの LBE<br>洗浄が未実用化                                            | [A]                                      | [A]                                      |                                     |           |        |
|            | 5.2 SF 輸送      | [-*] ADS と燃料サイクルは同一<br>サイトを想定                                                                                               |                    |       |                                          |                                                                            |                                 |                             |                                                                      |                                          |                                          |                                     |           |        |
| 6. 再処<br>理 | 6.1. 再処理       | [-**]乾式再処理                                                                                                                  |                    |       | [-*] 乾式再処理プラ<br>ント建設・運転                  | [-*]                                                                       | [-*]燃料製造と同じ                     | [-*]燃料製造と同<br>じ             | [C]TRL 3-4 と評価                                                       | [B]                                      | [B]                                      |                                     |           | [-*]   |
|            | 6.2 廃棄体        |                                                                                                                             |                    |       |                                          |                                                                            |                                 |                             |                                                                      |                                          |                                          |                                     |           |        |
| 7. HLW     | 7.1 HLW 貯<br>蔵 | [+*]固化体本数が減れば負担減                                                                                                            |                    |       |                                          | [+*]ガラス固化体に<br>MA が含まれない。                                                  |                                 |                             |                                                                      |                                          |                                          |                                     |           |        |
|            | 7.2 HLW 輸<br>送 | [+*]固化体本数が減れば負担減                                                                                                            |                    |       |                                          | [+*]ガラス固化体に<br>MA が含まれない。                                                  |                                 |                             |                                                                      |                                          |                                          |                                     |           |        |
| 8. 処分      | 8.1 LLW        | [-*] 階層型燃料サイクルから増                                                                                                           |                    |       |                                          |                                                                            |                                 |                             |                                                                      |                                          |                                          |                                     |           |        |
|            | 8.2 ILW        | [-*] 階層型燃料サイクルから増<br>[-*] 窒化物燃料中の C-14                                                                                      |                    |       |                                          |                                                                            |                                 |                             |                                                                      |                                          |                                          |                                     |           |        |
|            | 8.3 HLW        | [+*] MA 核変換で廃棄体数が減<br>少するとともに、熱的制限が緩<br>和され規模が縮小<br>[-*] 廃炉時の放射化 LBE<br>[-*] 窒化物燃料中の C-14<br>[-**]乾式再処理工程からのゼオ<br>ライト、固形廃棄物 |                    |       | [+*] 施設規模縮小<br>[-*] 放射化 LBE<br>[-*] C-14 | [+*] MA が含まれな<br>いことにより、一<br>部シナリオでの安<br>全性向上<br>[-*] 放射化 LBE<br>[-*] C-14 | [+*]ガラス固化体に<br>MA が含まれなくな<br>る。 |                             | [C] ゼオライト廃棄<br>体製作の研究開発が<br>必要<br>[C] 放射化 LBE リ<br>サイクル法・処分方<br>法の開発 | [A] 放射化<br>LBE 処分方法                      | [A] 放射化<br>LBE 処分方法                      |                                     |           |        |



- 凡例：
- 特性変化の傾向：[+]性能向上、[-]性能低下、[0]同等
  - 特性変化の程度：\*\* 変化大、\* 変化小、? 不明
  - 空欄：大きな変化や影響はないと考えられる
  - 技術成熟度：(A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階
  - 技術実現性（R&D 費用）：(A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C) 1 兆円以上
  - 技術実現性（R&D 期間）：(A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上

## 5.5. まとめ

先進的核燃料サイクルの技術-特性マトリクスを用いた評価の内、高速炉に関する技術のシナリオの選定を行い、調査及び評価を実施した。高速炉を用いた酸化物燃料サイクル、金属燃料サイクル及び ADS 階層型サイクルについて、MA 分離・変換を導入することで、経済性や技術的成立性の観点で課題はあるものの、廃棄物処理処分への負荷低減の観点で効果が期待出来る。

## 5 章の参考文献

- 1) 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究－フェーズ II 最終報告書, JAEA-Evaluation 2006-002(2018).
- 2) 日本原子力研究開発機構、高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)－フェーズ I 報告書－, JAEA Evaluation, 2011-003 (2011).
- 3) 向井田恭子 他, 高速炉サイクルの経済性評価-炉の建設コストと燃料サイクルコスト-, 日本原子力学会誌, 61, 1, 40 (2019).
- 4) 高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ統括チーム、“現時点で我が国が保有している高速炉サイクル技術に対する評価について -技術成熟度 (TRL) 評価結果-”、平成 30 年 6 月 1 日.
- 5) 林直人、紙谷正仁、高田岳、竹内正行、佐藤聡、西村正史、"MOX 燃料再処理施設への MA 回収技術導入に係る影響評価", 原子力学会 2018 年秋の大会、岡山 (2018).
- 6) Poinssot, C., Bourg, S. & Boullis, B. Improving the nuclear energy sustainability by decreasing its environmental footprint. Guidelines from life cycle assessment simulations. Progress in Nuclear Energy 92, 234–241 (2016).
- 7) Paulillo, A., Dodds, J. M., Palethorpe, S. J. & Lettieri, P. Reprocessing vs direct disposal of used nuclear fuels: The environmental impacts of future scenarios for the UK. Sustain Mater Technologies 28, e00278 (2021).
- 8) 此村 守, 他, 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズ II 中間報告; 原子炉プラントシステム技術検討書, JNC TN9400 2004-035
- 9) 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 — (2) 燃料サイクルシステム—, JAEA-Research 2006-043
- 10) 木下ら、金属燃料乾式再処理プロセスのマスバランス評価とプラント概念設計, 電力中央研究所報告 L11009 (2012)
- 11) 高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ(第 10 回)配布資料 (2018)
- 12) 大井川宏之 他, 原研における長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方, JAERI-Review 2005-043 (2005).

## 6. おわりに

各 WG で得られた成果のまとめと今後の課題について、主要部分を簡潔に整理した。

### WG-A: 現行軽水炉を対象とした評価

現行の核燃料サイクル（軽水炉  $\text{UO}_2$  使用済燃料再処理＋プルサーマル 1 回）について、今後 20 年程度で六ヶ所再処理工場に導入可能な技術である事を前提として、発生する HLW に対して「MA 分離」「Sr/Cs 分離」「PGM/Mo 分離」の 3 つのシナリオを設定し、技術-特性マトリクスの整理からその得失を比較評価した。これらのうち「MA 分離」では発熱性核種である MA の低減により、廃棄体（ガラス固化体）の発生本数や発熱量が減少し処分場規模を低減できることから、「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」が向上するが、その程度は限定的であることが推定された。一方、再処理プロセスへの MA 分離工程および MA 安定化／貯蔵工程の追加により「6. 再処理・廃棄体化」における「安全性」「経済性」が低下する。従って、その実施の判断には両者のトレードオフ関係の詳細な定量的評価が必要である。また、分離した MA の取扱い方法（変換の有無および安定化／貯蔵方法）がそれらプロセスにおける性能の得失に影響を与えることが分かった。

### WG-B: MOX プルサーマルサイクルを対象とした評価

MOX プルサーマルにおいて MOX 燃料の 1 回サイクルまでを対象シナリオとし、技術-特性マトリクスの整理から「MA 分離」を適用した場合の得失を比較評価した。MOX 燃料の燃焼では  $\text{UO}_2$  燃料に比べて発熱性核種である MA の発生量が増加するため、「MA 分離」が「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」の向上に寄与する程度が現行軽水炉サイクルに比べて大きくなることが推定された。一方、現行軽水炉サイクルの場合と同様に MA 分離工程および MA 安定化／貯蔵工程の追加により「6. 再処理・廃棄体化」における「安全性」「経済性」が低下すること、また「技術成立性・実現性」については現行軽水炉サイクルと同程度のレベルであると判断された。また、分離した MA の取扱い方法（変換の有無および安定化／貯蔵方法）が「8. HLW 処分」と「6. 再処理・廃棄体化」のプロセスにおける性能の得失に与える影響は基本的に現行軽水炉サイクルと同様と考えられるが、MA が多くなることへの留意が必要となる可能性も指摘された。

### WG-C: 高速炉サイクルを対象とした評価

MA 分離・変換なしの高速炉サイクルをレファレンスシナリオとし、高速炉分離・変換 2 種類（Na 冷却酸化物燃料高速炉＋先進湿式再処理、金属燃料高速炉＋乾式再処理）と ADS 分離・変換の計 3 つのシナリオによって MA 分離・変換を導入した場合の得失を比較評価した。このうち高速炉分離・変換（Na 冷却酸化物燃料高速炉＋先進湿式再処理）では MA 分離・変換による発熱性核種の低減によって「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」が向上するが、MA 回収工程の追加等により「6. 再処理・廃棄体化」での「経済性」が約 30%低下することが推定された。また、燃料製造における MA 取扱い技術や再処理における MA 分離技術がまだ開発段階（TRL4～5）であり、実用化までの期間とコストに不確実性があることが分かった。一方、ADS 分離・変換では効率的な MA 核変換により「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」が大幅に向上するものの、大強度加速器の設置や窒化物燃料を使用することによる燃料製造プロセスの追加等により「経済性」が大幅に低下

し、発電単価が上述の高速炉サイクルに比較して高くなることが推測された。また、ADS 及び窒化物燃料製造技術がまだ基礎研究レベル段階（TRL3）であり、「技術成立性・実現性」に大きな不確実性があることが推定された。

以上の「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会の活動を通して明らかになったことの一つは、評価対象としたいずれのサイクルにおいても、分離・変換技術の導入により「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」の向上が期待されることである。向上の程度はサイクルの種類および条件によって異なるが、分離・変換技術の導入が HLW 処分の性能に及ぼす効果についてはこれまでいくつかの評価研究が実施されており、ある程度具体的かつ定量的な情報が入手可能である。一方、分離・変換技術の導入が「6. 再処理・廃棄体化」等の前段階の工程に及ぼす影響については評価研究例が少なく、入手できる情報は限られる。従って、分離・変換技術導入の判断には、「分離・変換技術導入」と「HLW 処分性能」の間の限られた範囲の部分最適化の評価研究に加えて、「再処理・廃棄体化の性能」まで含めた具体的かつ定量的な評価研究の実施が求められる。

また、分離・変換技術の導入がサイクル全体の総合性能に及ぼす影響についての評価研究および全体最適化を目的とする評価研究については、いくつかの国で実施されているものと推測されるが、入手可能な情報は少なく、特に我が国においてはフランスを中心とする EU 諸国に比較して極端に少ない状況である。1.緒言で述べたように核燃料サイクルに関わる多様な性能の多くは「トレードオフ」の関係にあり、どの性能を優先させるかは各国の状況により異なる場合が多い。従って、分離・変換技術の導入に関する各国共通の課題について国際研究協力を進めるとともに、我が国の状況に見合った我が国独自の性能評価研究を進めることが求められる。

今回の性能評価では技術的に評価可能な 9 項目の特性を選択したが、これらの評価を更に進めるとともに、政策決定や社会との対話に向けて、社会的受容性などのより上位の特性を、技術的な評価結果を基礎として 社会科学的な検討 のもとで評価することも今後の課題である。

最後に、この研究専門委員会の活動を通して多くのメンバーが実感したことは、我が国が原子力の利用を将来にわたり継続するのであれば、核燃料サイクル全体の進展のあり方についても継続的な議論が必要不可欠であるという点である。核燃料サイクルのオプションの一つとして本委員会では分離・変換技術について検討したが、その結果、分離・変換技術の導入の判断には、個々の技術のさらなる定量評価研究とともにサイクルの全体最適化に関する研究が必要であるとの結論となった。ここで、核燃料サイクル分野の研究開発は、短期的な利益に直接結びつく活動ではなく、また、エネルギー安全保障・経済安全保障にも深く関連する活動であるため、中長期的観点から国が主導的に進めるべき活動であると判断される。また、核燃料サイクルの様々なオプション（分離・変換技術を含む）についても、適切な導入可否の判断ができるよう、国主導のもと、産学とビジョンおよび方法論を共有したうえで、核燃料サイクルの全体最適化の観点から研究開発を進めることを提言する次第である。

## 付録A 委員

|     |        |                    |
|-----|--------|--------------------|
| 主査  | 稲垣 八穂広 | 九州大学               |
| 幹事  | 西原 健司  | 日本原子力研究開発機構        |
|     | 朝野 英一  | 原子力環境整備促進・資金管理センター |
| 委員* | 大和田 仁  | 原子力環境整備促進・資金管理センター |
|     | 斉藤 拓巳  | 東京大学               |
|     | 山下 雄生  | 東芝                 |
|     | 牧野 仁史  | 日本原子力研究開発機構        |
|     | 佐々 敏信  | 日本原子力研究開発機構        |
|     | 渡部 創   | 日本原子力研究開発機構        |
|     | 中瀬 正彦  | 東京工業大学             |
|     | 鷹尾 康一朗 | 東京工業大学             |
|     | 宇佐見 剛  | 電力中央研究所            |
|     | 塚田 毅志  | 日本原燃株式会社           |
|     | 石尾 貴宏  | 日本原燃株式会社           |

\* 2019 年度と 2020 年度は以下 2 名が委員として参加

|       |          |
|-------|----------|
| 長谷川 聡 | 日本原燃株式会社 |
| 兼平 憲男 | 日本原燃株式会社 |

付録 B 令和 3 年度委員会開催記録

| 回  | 日                   | 場所                      | 議題                                                                                                           |
|----|---------------------|-------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 10 | 令和 3 年 4 月<br>14 日  | オンライン                   | 1. 原子力学会 2021 春年会の企画セッション/総合講演について<br>2. R2 年度成果報告書の作成について<br>3. 核燃料サイクルの性能評価に関する国内外文献調査について<br>4. R3 年度の予定等 |
| 11 | 令和 3 年 7 月<br>28 日  | オンライン                   | 1. R3 年度の予定・進捗確認<br>2. WG とその活動の関係について<br>3. WG-A 活動状況<br>4. WG-B 活動状況<br>5. WG-C 活動状況                       |
| 12 | 令和 3 年 10<br>月 28 日 | オンライン                   | 1. R3 年度の予定・進捗確認<br>2. WG-A 活動状況<br>3. WG-B 活動状況<br>4. WG-C 活動状況<br>5. その他                                   |
| 13 | 令和 3 年 12<br>月 17 日 | 原環センター<br>会議室/オン<br>ライン | 1. オブザーバーの追加について<br>2. 学会企画セッションについて<br>3. WG-A 活動状況<br>4. WG-B 活動状況<br>5. WG-C 活動状況<br>6. R3 年度の予定・進捗確認     |

## 付録 C 現行軽水炉サイクルを対象とした検討に関する補足

### C.1 MA 分離貯蔵

#### C.1.1 MA 安定化および貯蔵の概略評価

ガラス固化体の貯蔵を参考に、UO<sub>2</sub> マトリクス中への MA 含有量を概算する。PWR 45GWd/tHM、15 年冷却の使用済燃料 1 トンには、1.75kg/tHM の MA が含まれている。これは、酸化物重量で 1.98kg/tHM、発熱量で 217W である。すなわち、MA の発熱密度は、0.124W/g である。

現在の乾式貯蔵設計をできるだけ流用することを想定し、安定化 MA の体積および重量がガラス固化体と同じであると仮定する。すなわち、150L/本、400kg/本である。また、表 A.1.1-1 に示すように、この仮定に基づいて、MA 酸化物の含有率は 1.42% となる。

150L 安定化 MA の発生本数は、六ヶ所再処理工場相当（32,000tHM）で 1600 本程度となり、これは、六ヶ所再処理工場にある貯蔵施設の半分程度のものである。

表 C.1.1-1 MA 安定化および貯蔵の概略評価

|                        | ガラス固化体 | 安定化 MA<br>(UO <sub>2</sub> +MA) | 比    |
|------------------------|--------|---------------------------------|------|
| L/本                    | 150    | 150                             | 1    |
| 密度(g/cm <sup>3</sup> ) | 2.67   | 2.67 <sup>*1</sup>              | 3.70 |
| kg/本                   | 400    | 400                             | 1    |
| W/本                    | 2300   | 4390                            | 1    |
| Kg 元素/本                |        | 35 <sup>*2</sup>                |      |
| kg 酸化物/本               | 48     | 40 <sup>*2</sup>                | 0.83 |
| 含有率                    | 12%    | 10% <sup>*3</sup>               | 0.83 |
| 本/tHM                  | 1.25   | 0.049                           | 0.04 |
| 本/40GWe/40year         | 40,000 | 1,580                           | 0.04 |

\*1 顆粒のかさ密度をガラス固化体と同程度，即ちガラス固化体と同量入れると仮定

\*2 MA 分 \*3 保管後に高速炉燃料に混合して 3-5%の MA 含有率にすることを想定し，設定

### C.1.2 MA 分離後のガラス固化体処分の調査（包括的技術報告書）

包括的技術報告書では、「横置き・PEM 方式では、新第三紀堆積岩類で緩衝材の最高温度が制限温度である 100℃を下回ることが確認された。また、深成岩類・先新第三紀堆積岩類についても、処分坑道中心間距離を 9.6 m から 11 m に拡大することで制限温度を下回ることが確認できた。」と記載があることから、MA を分離して発熱量を低減することで中心距離を 9.6m にすることができ、13%程度処分場面積が低減する可能性がある。

表 C.1.2-1 横置き・PEM 方式における温度評価結果  
(NUMO 包括的技術報告書、付属書 4-40、表 4 より)

表 4 各岩種における緩衝材の最高温度（横置き・PEM方式）

| 岩種                 | 地下施設設置深度[m] | 廃棄体ピッチ[m] | 処分坑道中心間距離[m] | 廃棄体占有面積[m <sup>2</sup> ] | 緩衝材の最高温度[℃] |
|--------------------|-------------|-----------|--------------|--------------------------|-------------|
| 深成岩類・<br>先新第三紀堆積岩類 | 1,000       | 3.356     | 11           | 36.9                     | 99.7        |
| 新第三紀堆積岩類           | 500         | 3.356     | 12           | 40.3                     | 82.2        |

9.6mに縮小することで、廃棄体専有面積を  
36.9m<sup>2</sup>→32.2m<sup>2</sup>に縮小できる。（約13%）



### C.1.3 MA 分離後のガラス固化体処分の本 WG の検討

表 C.1.3-1 に本 WG の検討条件と、NUMO による包括的技術報告書の条件を示した。使用済燃料の冷却期間を現在の六ヶ所再処理工場の規定に合わせて 15 年とした。包括的技術報告書では、ガラス固化体の発生本数を 1.25 本/tHM としているが、本検討では FP および重金属の酸化物重量で 11%に相当する。一方、現行のガラス固化体組成では 10% の  $\text{Na}_2\text{O}$  を合わせて 22%程度が充填率とされているため、FP および重金属の酸化物重量を 12%含有できるとした。

高レベル放射性廃液から MA 分離する際には、ウランも同時に分離される。ウランは、前段において 99.5%程度がすでに回収されているが、残りの 0.5%が廃液中で少なくない割合を占める。MA 分離で想定される DGA 系の抽出材では、廃液中のウランの約半分が Am および Cm に随伴すると推定され<sup>9</sup>、その重量分、ガラス固化される廃棄物が減少する。PWR で 45GWd/tHM 燃焼した使用済燃料を 15 年冷却した場合、MA 酸化物 (Np 含む) が占める重量割合は 3.6%、ウラン酸化物の 50%が占める重量割合は 5%である。

酸化物含有率を 11%から 12%にした効果と、MA およびウラン酸化物を 50%分離した効果により、MA 分離シナリオにおいてはガラス固化体発生量が 16%減少する (表 C.1.3-2)。

Am-241 などの MA に起因する発熱が低減される (図 C.1.3-1) ため、短い貯蔵時間で、より稠密な処分場定置方法を採用できるようになる。特に、横置きの場合は、坑道の安定性の制限よりも緩衝材の温度制限が優越するため、より小さな占有面積にすることができる。レファンレンスシナリオのガラス固化体は、付録 C.1.2 と同様に、50 年冷却後に横置 PEM 方式 (処分坑道間隔 11m) で処分可能である。一方、MA を分離した場合、40 年冷却後に処分坑道間隔 9.6m で定置可能であり、占有面積はレファンレンスシナリオの 73%に低減する。

このように、横置き概念の場合は処分場規模の縮小効果が大きい一方、縦置きの場合は、処分坑道の安定性の制限から稠密な定置方法が難しく、占有面積の低減は廃棄体本数と同じ 16%にとどまる。

MA 分離を行い、含有率を 12%にした場合、Mo 酸化物含有率は 1.4%から 1.6%に、PGM 酸化物含有率も 1.4%から 1.7%に上昇する。Mo 酸化物含有率が上昇することで、イエローフェーズと呼ばれる部位が固化体内に発生する可能性が上がる。イエローフェーズはその他のガラス固化体に比べ溶出が早く、また Cs を多く含有する性質があることから処分場の安全性に影響を及ぼすとされる。また、PGM 酸化物の含有率上昇は、ガラス固化体を製造するメルターにおいて、沈殿物を発生させ、ガラス固化体の性状及びメルターの運転性に悪影響を及ぼす。

付録 C.3.6 に示すように日本原燃では新型ガラス溶融炉を開発しており、白金族元素の沈

---

<sup>9</sup> <https://doi.org/10.1081/SEI-100001376> 及び  
<http://dx.doi.org/10.1080/07366299.2015.1087209>

降・堆積を抑制するガラス溶融炉の構造、炉底部加熱方法等の開発により、白金族の堆積を防止できる見通しである。このことから、本検討では、新型ガラス溶融炉により、1.7%程度の PGM 酸化物含有率は許容されると仮定した。

表 C.1.3-1 参照ガラス固化体の評価条件

|                                    | 包括的技術報告書                         | 本 WG の検討          |                                           |
|------------------------------------|----------------------------------|-------------------|-------------------------------------------|
|                                    |                                  | レファンレンス<br>シナリオ   | MA 分離                                     |
| 使用済燃料種類                            | PWR 45GWd/t                      | PWR 45GWd/t       |                                           |
| 使用済燃料 冷却年数                         | 4 年                              | 15 年              |                                           |
| ガラス固化体への廃棄元素含有率（重量%） <sup>*1</sup> | -                                | 11% <sup>*2</sup> | 12%                                       |
| 処分前の貯蔵期間                           | 30、50 年                          | 50 年              | 50 年程度                                    |
| 地層                                 | 変成岩類（深度 1000m）、新第三紀堆積岩類(深度 500m) | 変成岩類（深度 1000m）    |                                           |
| 処分方法                               | 縦置、横置 PEM                        | 横置 PEM            |                                           |
| 廃液からの重金属分離率                        | なし                               | なし                | U 50%, Pu 50%,<br>Np99%, Am99%,<br>Cm 99% |

<sup>\*1</sup> 廃溶媒など 10%を除いて定義した。 <sup>\*2</sup> 1.25 本/tHM と 400kg/本から逆算した。

表 C.1.3-2 MA 分離を行った場合の処分概念 (PWR, 45GWd/t, 15 年冷却)

|                                     | レファンレンスシナリオ       | MA 分離             |         |
|-------------------------------------|-------------------|-------------------|---------|
|                                     |                   | MA 分離後ガラス固化体      | 参照に対する比 |
| 廃棄元素含有率 (重量%, Na <sub>2</sub> O 除く) | 11%               | 12%               |         |
| 廃棄体発生本数(/tHM)                       | 1.25              | 1.04              | 84%     |
| (/32,000tHM)                        | 39,800            | 33,400            | 84%     |
| 貯蔵年数                                | 50                | 40                |         |
| のべ貯蔵年数                              | $2.0 \times 10^6$ | $1.3 \times 10^6$ | 67%     |
| (本年/32,000tHM)                      |                   |                   |         |
| 処分方法 (坑道間距離)                        | 横置 PEM(11m)       | 横置 PEM(9.6m)      |         |
| 処分場占有面積(m <sup>2</sup> /本)          | 34.43             | 30.05             | 87%     |
| (km <sup>2</sup> /32,000tHM)        | 1.37              | 1.00              | 73%     |

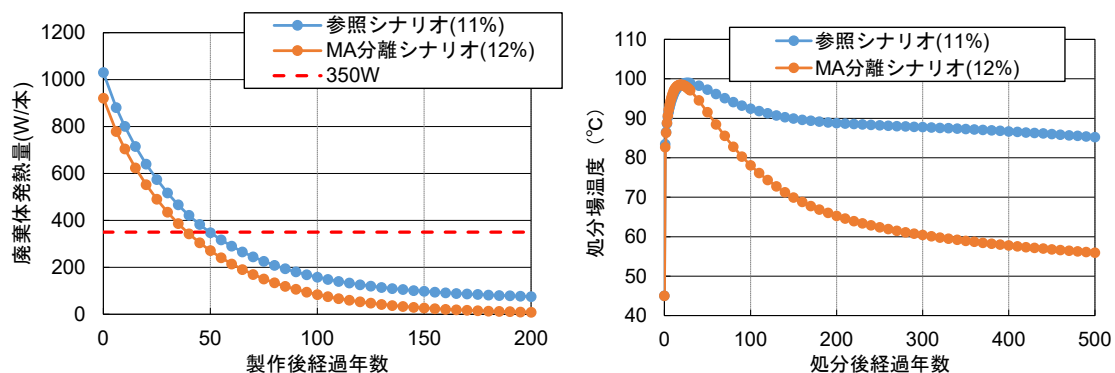


図 C.1.3-1 廃棄体の発熱量 (左) と処分後の温度変化 (右)

#### C.1.4 MA 分離後のガラス固化体処分の調査（フランスの評価）

2012 年に CEA が ANDRA の協力を得て実施した研究<sup>10</sup>では、2040 年から 2150 年に製造され、分離・変換される廃棄物を対象とし、MA あるいは Am 単独の分離の効果を検討した。そこでは、ガラス固化体の体積（あるいは本数）、ガラス固化体の放射性毒性（経口摂取毒性）、ガラス固化体処分の放射線学的影響（被ばく線量）、および、ガラス固化体の発熱量と処分場面積、の 4 つの観点から有効性を検討し、放射性毒性の低減およびガラス固化体の発熱量と処分場面積に関して主な効果があると結論した。

長期的な放射性毒性（経口摂取毒性）の低減は、Am と Cm の両方を核変換することによって得られる。この場合、500 年以内に、ガラス固化体の放射性毒性のインベントリは、ウラン燃料を製造するために使用されたウランと同等のレベルになる。

ガラス固化体の発熱量と処分場面積への効果を調べるために、ANDRA は、固化体の 120 年貯蔵を仮定し、高レベル廃棄物処分エリアと長寿命中レベル廃棄物処分エリアのさらなる稠密化（モジュールの単一化）および長期安全性の観点からの変換のメリット・デメリットを検討した。その結果、高レベル廃棄物処分エリアについて、セル長の 40m から 80m への延長、モジュールのレイアウトの最適化、長寿命中レベル廃棄物処分エリアの見直し等により、高レベル廃棄物エリアの面積は 1/10 に低減することを示した<sup>18</sup> (Figure 42)。ただし、中レベル長寿命廃棄物エリア等を含む全地下エリアの面積では約 1/3（総掘削量は約 1/2）にとどまる。本文献から具体的な定置方法は読み取れないが、参考となる文献に記載されている定置方法を図 C.1.4-1 に示す。この定置方法では、緩衝材領域を詰めることで非発熱性の放射性廃棄物を稠密に定置しており、一本当たりの掘削量が削減可能である。

なお、放射線学的影響に関しては、ANDRA の核種移行解析の結果、MA は支配核種とはならなかったため効果は小さいとしている。MA 分離による高レベル廃棄物本数への影響は、MA 重量が少ないため効果は小さいとする一方、 $\alpha$ 崩壊による He ガス蓄積が減少することによる挙動の変化はさらに調査が必要とされている。

---

<sup>10</sup> Séparation/transmutation des éléments radioactifs à vie longue, CEA (2012)

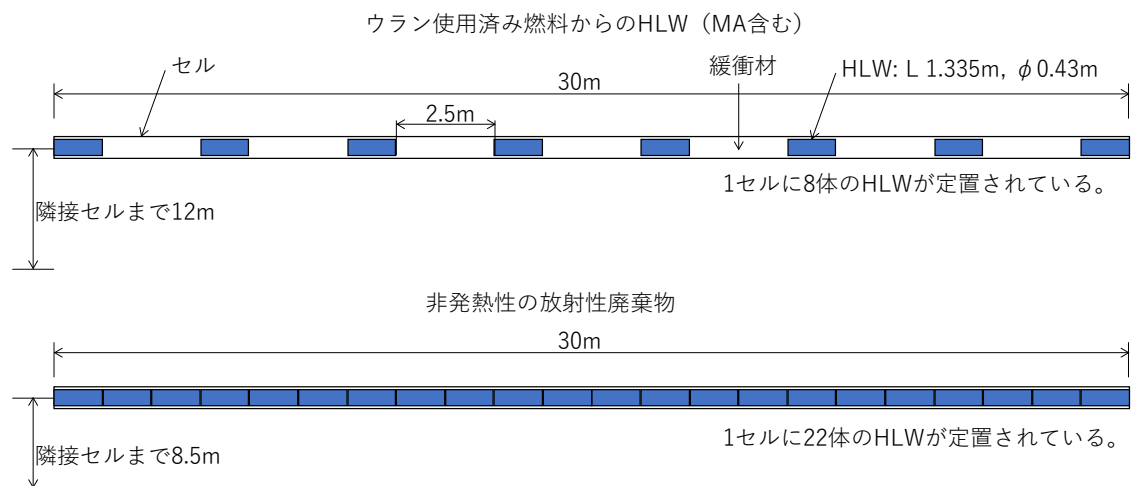


図 C.1.4-1 ANDRA の HLW 定置概念 <sup>11</sup>

<sup>11</sup> ANDRA, Tome Architecture and management of a geological repository, 2005 Table 5.2.2のC1、C0(AVM)ケースより作図。C1は通常の軽水炉使用済燃料、C0(AVM)は Marcoule vitrification shopの操業廃棄物で、非発熱である。

### C.1.5 使用済燃料冷却期間長期化と MA 分離の関係

ガラス固化体の長期的発熱は Am-241 量に依存する。Am-241（半減期 432.6 年）は照射済み燃料に含まれる Pu-241 の壊変（半減期 14.329 年）により生成するため、照射済み燃料の冷却期間の長期化に伴い、燃料中の Am-241 量が増加する。これらの挙動の試算として、PWR 濃縮度 4.5%、燃焼度 50GWd/t、5 年冷却時点の Pu-241、Am-241 量を基準として、それぞれの半減期から Pu-241 の減衰および Am-241 の生成挙動を算定した結果を図 C.1.5-1 に示す。Am-241 量は冷却 70 年頃に最大値となり、冷却 15 年時点のおよそ 1.7 倍と試算された。ガラス固化体の長期的発熱抑制の観点からは早期の Pu 分離が望ましい。

一方で、冷却期間が長くなるに従って長期発熱核種 Am-241 が増加することから、冷却期間が長くなるほど（～70 年）MA 分離を行うことでガラス固化体の長期的発熱抑制効果が高くなると言える。

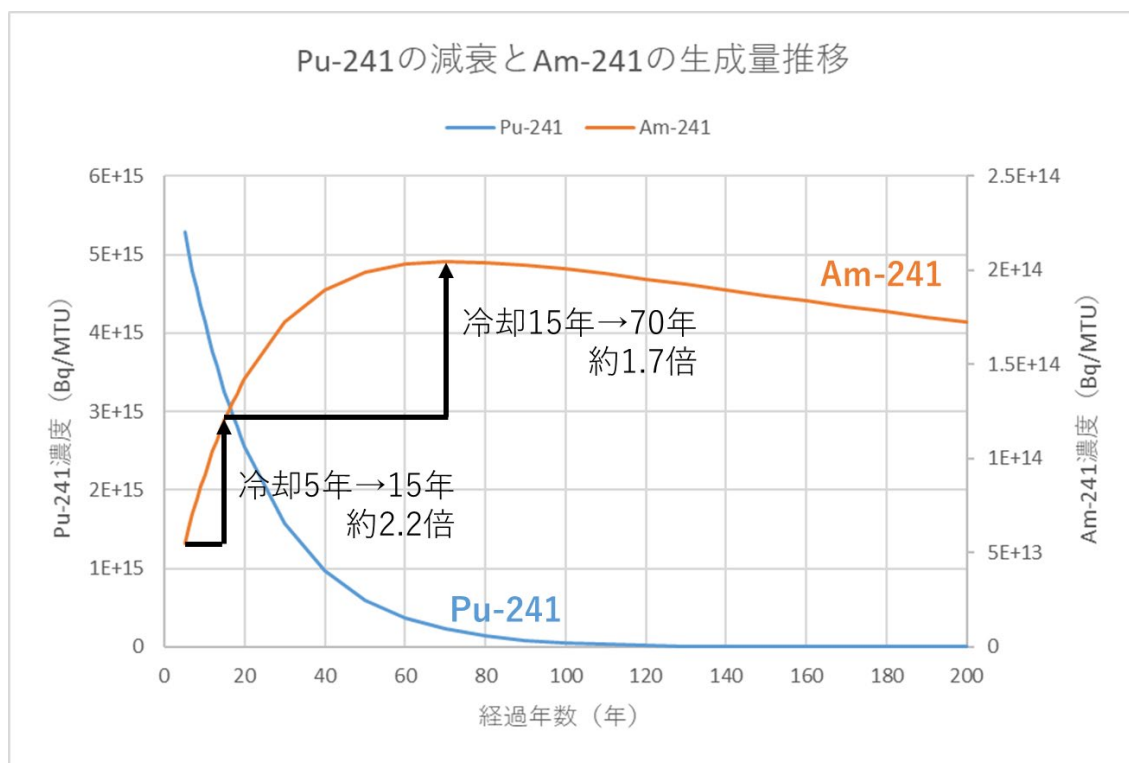


図 C.1.5-1 Pu-241 の減衰と Am-241 の生成量推移(PWR 濃縮度 4.5%, 燃焼度 50GWd/t)

### C.1.6 MA分離による処分場の安全性向上（ガラス溶解速度への不確実性）

地層処分場の環境温度が高くなるにつれ、ガラス固化体の溶解速度が大きくなることが知られている（図 C.1.6-1）。溶解速度が大きくなると、核種移行評価に影響を及ぼし、被ばく線量が上昇する方向に変化する。第2次取りまとめで想定したガラス固化体はPWR使用済燃料4年冷却のものであり、長期発熱核種であるAm-241の蓄積が小さい（付録 C.1.5）。そのため、最も温度が高い場合（深度1000m、硬岩堅置）でも、処分後500年時点の処分場温度は60°C付近であるため<sup>12</sup>、 $1 \times 10^{-3}$  g/m<sup>2</sup>/dの溶解速度が採用された。これは、現在のNUMOによる包括的技術報告書の評価でも同様である。

一方、冷却期間が15年以上になった場合、付録 C.1.5 に示すようにAm-241の蓄積量が大きく増大する。そのため、図 C.1.3-1 に示すように、処分場の温度は500年経過時点で85°C程度に上昇する。図 C.1.6-1 に示すように、処分場環境が90°Cとなると、ガラス溶解速度が $5 \times 10^{-3}$  g/m<sup>2</sup>/g程度に大きくなる可能性がある。MAを分離した場合、処分場温度は500年後で60°C以下であり、溶解速度は現在の参照値である $1 \times 10^{-3}$  g/m<sup>2</sup>/dにとどまる。

NUMOの包括的技術報告書では、変動シナリオとしてガラス固化体の溶解速度が10倍になった場合の解析が実施されている（図 C.1.6-2）。基本シナリオでは7万年かけてガラスが溶解し、I-129とCl-36が放出されているが、変動シナリオでは1万年以下で溶解が終わり、I-129とCl-36による線量が10倍程度（0.1μSv/年）になると評価されている。溶解速度の上昇が起こったとしても、基本シナリオの目安線量10μSv/年を大きく下回っていることが分かる。

以上のことから、ガラス溶解速度への熱影響がMA分離によって減少すると言えるが、その効果は小さい。

なお、処分後1000年の処分環境の温度が現在想定 of 60°Cから上昇することにより、アクチニド等の核種の溶解度に変化（上昇）することも考えられる。包括的技術報告書では変動シナリオとして溶解度を2桁上昇させたケースを評価しているが、基本シナリオから大きく変動していない。ただし、ガラス溶解速度と核種溶解度を同時に変動させたケースの評価は実施していない模様である。

---

<sup>12</sup> 本委員会で行った温度評価の結果。ガラス固化体の溶解が始まるのは1000年後であり、それ以降の温度で議論するべきであるが、本評価では処分後500年までで解析を打ち切っているため、解析期間を延長することが今後の課題である。

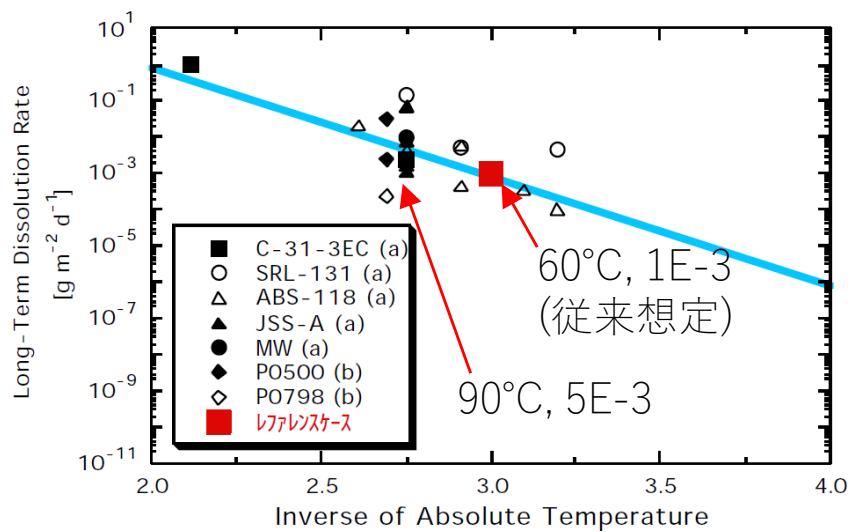
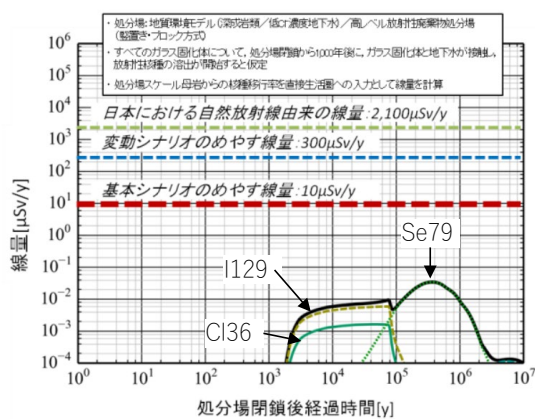
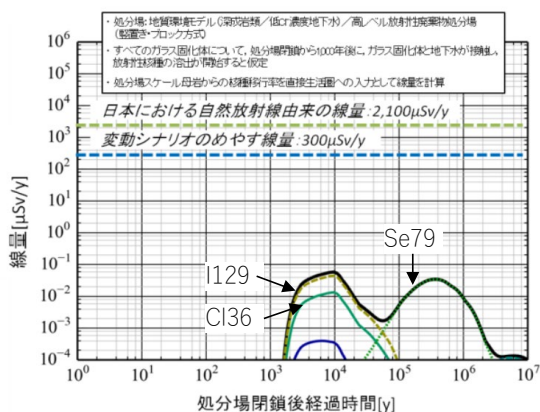


図 C.1.6-1 ガラス固化体の溶解速度の温度依存性, 地層処分研究開発第 2 次取りまとめ、分冊 3 (1999)



(基本シナリオ)



(ガラス溶解速度 10 倍)

図 C.1.6-2 深成岩類 HLW 処分場、(a) 低 Cl-濃度地下水モデル、縦置き・ブロック方式での比較 (NUMO 包括的技術報告書、付属書 6-24、図 3 および図 19 より抜粋)



### C.1.7 MA分離による処分場の安全性向上（基本シナリオの被ばく線量）

NUMO による基本シナリオの評価では、検討した全ての地層・地下水環境・処分概念に対して目安となる線量 ( $10\mu\text{Sv/y}$ ) を下回っている。また、MA の潜在的毒性は大きいですが、生活環境から大きく隔離された状態では安全性に影響を及ぼさない。ここでは、MA 分離の有効性を確認するために、評価されたケースの内 MA が支配的なケースを抜粋した。

NUMO による線量評価では、3 つの岩類（深成岩類、新第三紀堆積岩類、先新第三紀堆積岩類）と 2 つの Cl-濃度を組み合わせた処分場を対象としているが、そのうち、新第三紀堆積岩類と先新第三紀堆積岩類の高 Cl-濃度の場合は、アクチノイド核種が線量に対して支配的となる（図 C.1.7-1）。

最も線量が多い  $4n+1$  系列の U-233 ( $T_{1/2}=16$  万年) は Np-237 ( $T_{1/2}=214$  万年)、更には、Am-241 ( $T_{1/2}=432$  年) の子孫核種である。したがって、Am-241 および Np-237 を分離すると U-233 の寄与は減少する。次に影響が大きい  $4n+2$  系列の U-234 ( $T_{1/2}=24.6$  万年) および Pb-210 ( $T_{1/2}=22.2$  年) は、使用済燃料に元から含まれる U-234 に加えて Cm-242、Pu-238、Pu-242、U-238 などから生成されるが、支配的であるのは高レベル廃液にロスとして含まれる Pu-238 と Pu-242 の崩壊である。MA 分離において、Pu ロスは MA に随伴して回収される<sup>13</sup>ため、 $4n+2$  系列の線量も低減される。

このように、堆積岩類・高 Cl-濃度の処分場のような MA が支配核種になるケースでは、MA 分離が導入されることにより一定程度の線量の低減効果が期待できる。ただし、処分側からの分離・変換導入の必要性は、今後規定される規制基準に従って確認される安全評価の結果に基づき判断されるものと考えられる。

---

<sup>13</sup> 佐々木祐二、アクチノイド分離用溶媒抽出試薬の開発（2014）、図 3  
<http://www.jsac.or.jp/bunseki/pdf/bunseki2014/201401souan.pdf>

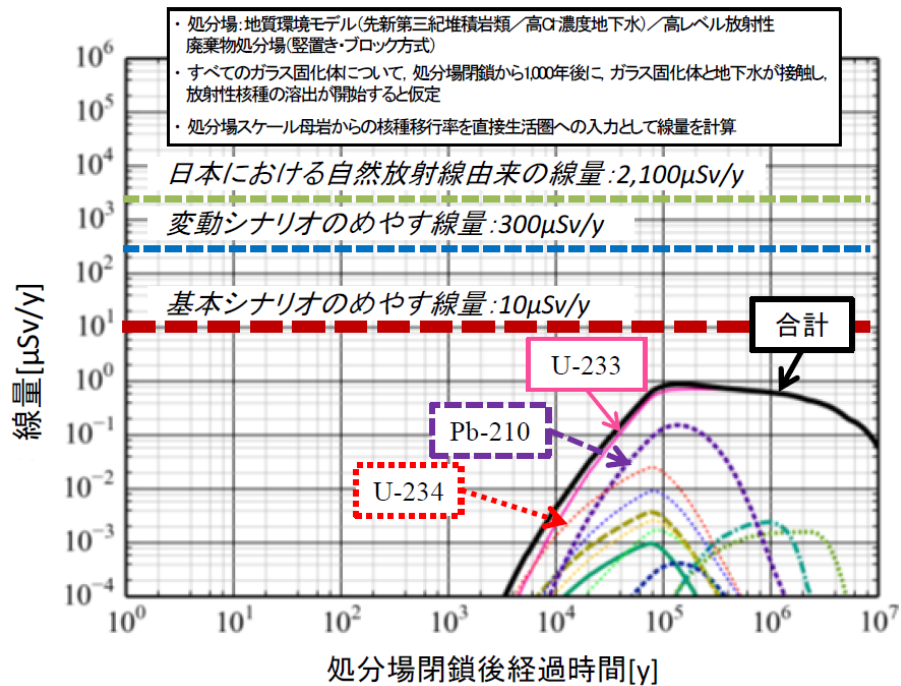


図 C.1.7-1 先新第三紀堆積岩類、HLW、高 Cl 環境での線量（基本ケース）（NUMO 包括的技術報告書、図 6.4-25 より抜粋）

### C.1.8 MA分離による処分場の安全性向上（稀頻度シナリオ、人間侵入シナリオ）

包括的技術報告書では、処分場に断層が直撃したり、ボーリング孔が貫通したりするような非常に発生確率の小さいシナリオに対する評価が、処分場がシステムとして頑健性を有しており、著しい放射線学的影響がないことを確認するために実施されている。これらに対する目安線量は、単年度の被ばくで20～100mSv、複数年度で1～20mSvである。これらのシナリオに対しても、目安線量を満足する結果となっているが、付録C.1.7と同様に、MA分離の有効性を確認するために、これらの内からMAが支配的なケースを抜粋した。

深成岩類の処分場での断層伸展シナリオでは、Pu-239 (2n+3 系列) および Np-237(2n+1 系列)が支配的である。Pu-239 の多くは、Am-243 ( $T_{1/2}=7370$  年) に起因するため、MA を分離することで、線量が低下する。

ボーリング作業従事者の被ばく線量を支配するのは、Am-241(2n+1 系列)、Pu-240(2n+2 系列)、Pu-239(2n+3 系列)である。Pu-240 の親核種は Cm-244 ( $T_{1/2}=18.1$  年) であるため、全ての系列で MA を分離することで線量が低減される。

このように、MA が支配核種になるケースでは、MA 分離が導入されることにより一定程度の線量の低減効果が期待できる。ただし、処分側からの分離・変換導入の必要性は、今後規定される規制基準に従って確認される安全評価の結果に基づき判断されるものと考えられる。また、ガラス固化体の溶融炉残渣に起因する TRU 等廃棄物グループ 4H の寄与に見られるように(表 1.8-2)、TRU 廃棄物処分場の寄与が無視できない場合には、MA 分離の有効性は減少することにも留意が必要である。

表 C.1.8-1 稀頻度シナリオ中、アクチノイド核種が支配的な場合の抽出

| ケース            | 岩類   | 水質      | 評価線量<br>(mSv) | 目安線量<br>(mSv) | 支配各種                 |
|----------------|------|---------|---------------|---------------|----------------------|
| 断層伸展           | 深成岩類 | 高/低 Cl- | 0.1～0.3       | 1～20          | Pu-239、Np-237        |
| ボーリング<br>作業従事者 | 全て   | 全て      | 10～50         | 20～100        | Am-241、Pu-240、Pu-239 |

NUMO 包括的技術報告書、表 6.4-13、表 6.5-1 より抜粋

表 C.1.8-2 掘削土観察シナリオに対する線量評価結果（深成岩類）

| ケース<br>番号 | 廃棄体                 | 発生時期     | 最大被ばく線量 [mSv]      |          |                    |          |                    |          |
|-----------|---------------------|----------|--------------------|----------|--------------------|----------|--------------------|----------|
|           |                     |          | 深成岩類               |          | 新第三紀堆積岩類           |          | 先新第三紀堆積岩類          |          |
|           |                     |          | 線量                 | 支配<br>核種 | 線量                 | 支配<br>核種 | 線量                 | 支配<br>核種 |
| 1-1       | 高レベル放射性<br>廃棄物      | 300 年    | $5 \times 10$      | Am-241   | $6 \times 10$      | Am-241   | $5 \times 10$      | Am-241   |
| 1-2       |                     | 1,000 年  | $2 \times 10$      | Am-241   | $2 \times 10$      | Am-241   | $2 \times 10$      | Am-241   |
| 1-3       |                     | 35,000 年 | $6 \times 10^{-1}$ | Pu-239   | $7 \times 10^{-1}$ | Pu-239   | $6 \times 10^{-1}$ | Pu-239   |
| 1-4       | TRU 等廃棄物<br>グループ 4H | 300 年    | $4 \times 10$      | Am-241   | $4 \times 10$      | Am-241   | $4 \times 10$      | Am-241   |
| 1-5       |                     | 1,000 年  | $2 \times 10$      | Pu-240   | $2 \times 10$      | Pu-240   | $2 \times 10$      | Pu-240   |
| 1-6       |                     | 18,000 年 | 6                  | Pu-239   | 6                  | Pu-239   | 6                  | Pu-239   |

NUMO 包括的技術報告書、付属書 6-34 表 2 掘削土観察シナリオに対する線量評価結果（深成岩類）

## C.2 Sr/Cs の分離と利用または処分

### C.2.1 Sr/Cs ガラス固化体の含有率の検討

Sr/Cs の固化体の寸法を概算するために、貯蔵施設における除熱性を検討した。Sr と Cs には、Ba と Rb がそれぞれ随伴すると仮定し、分離率は 99%とした。Sr/Cs 固化体として、現在の高レベル放射性廃棄物と同様のガラス固化体を想定し、Sr/Cs 酸化物の含有量を 5、7.5、10、15、20、30 重量%であると仮定した。各々の含有率に対して、図 C.2.1-1 に示す貯蔵施設を想定し、Sr/Cs 酸化物の高さを 1.08m に固定して廃棄体中心温度が 500℃以下になる最大外径を算出した。ただし、外径が 42cm を超え通常のガラス固化体より大きくなると取り扱いが不便になっていくため、42cm を上限値とした。

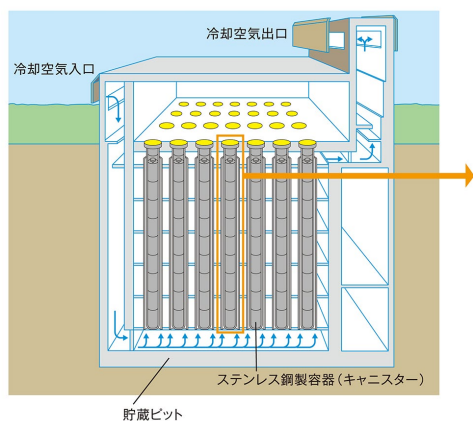
結果を表 C.2.1-1 に示す。中心温度は全て 500℃以下となっている。廃棄元素含有率が大きくなると、外径が小さくなり、本数が増えるため、含有率が 5 重量%の場合に本数は最小となる。一方、含有率が小さくなると、通風管の内径が大きくなり、貯蔵施設が大きくなるため、5 重量%が最適であるとは限らないが、本検討では、貯蔵施設寸法より取り扱い本数を優先し、5 重量%を含有率とした。

表 C.2.1-1 Sr/Cs ガラス固化体の含有率と外径の関係

| 廃棄元素含有率   | 外径(cm)**  | 発熱量(W/本) | 本数(/tHM) | 通風管内径(cm) | 中心温度(℃) |
|-----------|-----------|----------|----------|-----------|---------|
| 10%*      | 42        | 2,300    | 1.250    | 57.2      | 497     |
| <b>5%</b> | <b>42</b> | 2,298    | 0.393    | 57.2      | 490     |
| 7.5%      | 31        | 1,878    | 0.481    | 46.5      | 488     |
| 10%       | 25        | 1,628    | 0.555    | 40.6      | 498     |
| 15%       | 19        | 1,411    | 0.640    | 34.9      | 494     |
| 20%       | 15        | 1,172    | 0.770    | 30.7      | 498     |
| 30%       | 11        | 946      | 0.955    | 26.5      | 497     |

\* 通常ガラス固化体 \*\*高さは 103cm 固定

- 種類 : 間接自然空冷貯蔵方式
- ピット数: 4ピット/建屋
- 収納管: 140本/ピット
- 固化体: 9体/収納管  
(1260体/ピット、5040体/建屋)
- 貯蔵ピット寸法: 26m×8m×高さ17m



ガラス固化体貯蔵建屋（原子力・エネルギー図面集より）

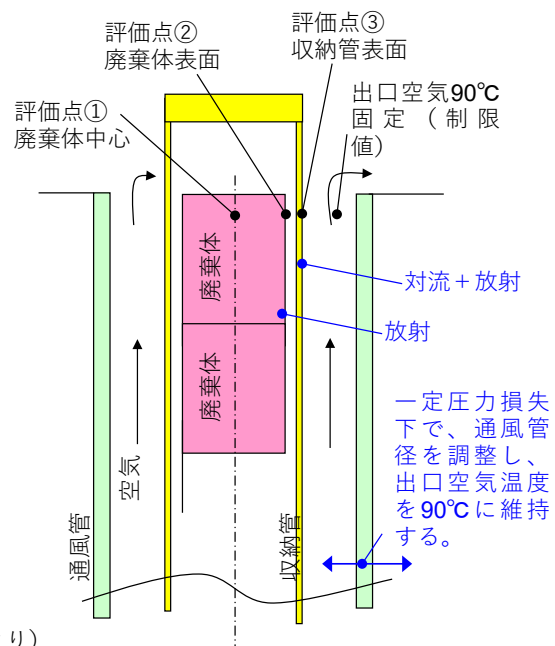


図 C.2.1-1 Sr/Cs 固化体の貯蔵概念

## C.2.2 Sr/Cs ガラス固化体の処分概念の検討

Sr/Cs の分離シナリオでは、MA などの Sr/Cs 以外の元素を含むガラス固化体と、Sr/Cs のみを含むガラス固化体が発生する。それぞれ、12%と 5%の廃棄元素含有割合とした。また、Sr と Cs には、Ba と Rb がそれぞれ随伴すると仮定し、分離率は 99%とした。廃棄体の発熱量推移を図 C.2.2-1 左に示す。Sr/Cs ガラス固化体の発熱量は初期には大きい、速やかに減衰し、80 年後に処分の目安である 350W/本を下回る。一方、Sr/Cs 以外のガラス固化体は製作直後から 350W/本を下回っているが、Am-241 などの MA を含んでいるため、長期に発熱が持続する。

これらを、それぞれ 0 年（貯蔵なし）と 85 年貯蔵したのちに、深度 1000m 硬岩の地層に横置き PEM 方式で処分した場合の温度変化を図 C.2.1-2 右に示す。どちらも、制限値の 100°Cを下回っていることが分かる。Sr/Cs 以外のガラス固化体では、緩衝材温度のピークが処分後 350 年付近にあり、Am-241 の影響が支配的である。そのため、貯蔵年数を設けても処分場を縮小する効果は非常に小さく、また、Sr/Cs ガラス固化体に比べて大きな占有面積となる。

表 C.2.2-1 から、Sr/Cs 分離によって、のべ貯蔵年数が半減し、一方、廃棄体本数および処分場面積は若干増加することがわかる。

表 C.2.2-1 Sr/Cs 分離シナリオの廃棄体

|                                                            | 参照<br>シナリオ                  | SrCs 分離                     |                     |                       |             |
|------------------------------------------------------------|-----------------------------|-----------------------------|---------------------|-----------------------|-------------|
|                                                            |                             | Sr/Cs ガラ<br>ス固化体            | Sr/Cs 以外の<br>ガラス固化体 | 合計                    | 参照に対<br>する比 |
| 廃棄元素含有率（重<br>量%, Na <sub>2</sub> O 除く）                     | 11%                         | 5%                          | 12%                 | -                     |             |
| 廃棄体発生本数(/tHM)<br>(/32,000tHM)                              | 1.25<br>39,800              | 0.393<br>12,600             | 0.978<br>31,300     | 1.37<br>43,900        | 110%        |
| 貯蔵年数<br>のべ貯蔵年数<br>(本年/32,000tHM)                           | 50<br>2.0 × 10 <sup>6</sup> | 85<br>1.0 × 10 <sup>6</sup> | 0<br>0              | 1.0 × 10 <sup>6</sup> | 51%         |
| 処分方法                                                       | 横置 PEM<br>(11m)             | 横置 PEM<br>(9.6m)            | 横置 PEM<br>(12m)     |                       |             |
| 処分場占有面積(m <sup>2</sup> /本)<br>(km <sup>2</sup> /32,000tHM) | 34.43<br>1.37               | 30.05<br>0.38               | 37.56<br>1.18       | 1.55                  | 113%        |

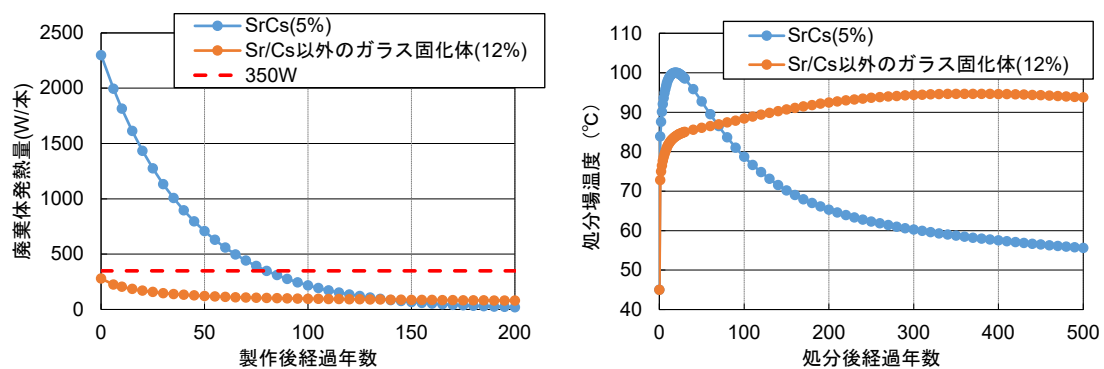


図 C.2.2-1 廃棄体の発熱量（左）と処分後の温度変化（右）



### C.2.3 Cs のガンマ線利用

Co-60 の半減期は 5 年程度であること、また 1996 年度における流通量が  $9.5 \times 10^{16}$  Bq であり現在に至るまで大きな変動はないことから、Co-60 の流通は既に平衡期に達していると考えられる。近年の供給量は表 C.2.3-1 に示すように、 $1 \times 10^{17}$  Bq/年程度である。Co-60 は 1 年間に 12.3% ずつ放射能を失うので、国内で利用されている Co-60 量は、 $1 \times 10^{17} / 0.123 = 8 \times 10^{17}$  Bq 程度であると推測される。

ORIGEN-2 計算より、PWR(UO<sub>2</sub>, 4.5%EU) 45 GWd/tHM における使用済燃料中の Cs-137 は、4 年冷却において  $4.8 \times 10^{15}$  Bq/t、15 年冷却において  $3.7 \times 10^{15}$  Bq/t と評価される。六ヶ所再処理工場(RRP)の年間の最大再処理能力は 800 t-U であるから、RRP からは年間  $3.8 \times 10^{18}$  または  $3.0 \times 10^{18}$  Bq の Cs-137 が回収可能である。Cs-137 の半減期は 30.07 年であるから、一年間で 2.28% しか減衰しない。したがって、上記の  $8 \times 10^{17}$  Bq の国内利用を賄うのに必要な供給量は  $1.8 \times 10^{16}$  Bq に過ぎず、放射線量の評価としては、再処理由来の Cs-137 により、我が国が利用している Co-60 を代替しうる。むしろ、供給量が 2 桁程度大きいことから、需要の大幅な増加がなければ、供給過多となると考えられる。

ただし、表 C.2.3-2 に示すように、Co-60 は 1 崩壊あたり 2 本の  $\gamma$  線を放出することから、Cs-137 で同等の  $\gamma$  線束密度を得るためには倍量の放射能が必要となる。 $\gamma$  線エネルギーにも差があるが、このエネルギー領域では質量減衰係数に大きな違いはなく、同様に取り扱うことが可能である<sup>14</sup>。

一方、Co-60 と Cs-137 では比放射能が約 50 倍異なることから、Co-60 と同等の  $\gamma$  線量を得るためには(質量で)約 100 倍量の Cs-137 が必要である。また、線源としての化学形は Co-60 は単体金属が安定であるが、Cs-137 はセラミック又はガラス状物質に混ぜ込んだものが用いられており、線源としての比放射能は更に小さくなる(CsCl、Cs<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> も使われているが、水溶性、潮解性の観点から、密封が破れたときの汚染拡大の恐れがある)。その結果、線源体積が大きくなるため、小さな領域への集中照射(例えばガンマナイフなど)やアフターローディングなど身体への異物挿入の負担がかかる用途には不適と考えられる。

他方、Co-60 を線源とした機器は、半年～数年で線源の交換が必要となるが、Cs-137 の場合は 1/5 程度に交換頻度を小さくできる。また、必要とする遮蔽厚も半分程度でよく、装置のメンテナンス性の観点からは優位に立てる可能性がある。

---

<sup>14</sup> 鉛への照射など減衰することを前提とした照射では吸収線量が異なるが、人体等の軽元素や鉄等であればエネルギーの違いによる影響は小さい。(参考：NIST Standard Reference Database 126; X-Ray Mass Attenuation Coefficients)

表 C.2.3-1 直近六年間における Co-60 及び Cs-137 の供給量の推移 (RI 協会、アイソトープ等流通統計)

| Bq         | 2015                 | 2016                 | 2017                 | 2018                 | 2019                 | 2020                 |
|------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| Co-60 密封   | $8.7 \times 10^{16}$ | $1.1 \times 10^{17}$ | $7.2 \times 10^{16}$ | $1.0 \times 10^{17}$ | $1.1 \times 10^{17}$ | $9.5 \times 10^{16}$ |
| Co-60 非密封  | $6.0 \times 10^6$    | $8.0 \times 10^6$    | $1.2 \times 10^7$    | $1.1 \times 10^7$    | $2.4 \times 10^7$    | $8.0 \times 10^6$    |
| Cs-137 密封  | $1.2 \times 10^{13}$ | $3.6 \times 10^{12}$ | $3.3 \times 10^{12}$ | $3.1 \times 10^{12}$ | $2.1 \times 10^{12}$ | $1.6 \times 10^{12}$ |
| Cs-137 非密封 | $1.6 \times 10^8$    | $1.4 \times 10^8$    | $7.3 \times 10^7$    | $1.3 \times 10^8$    | $5.5 \times 10^7$    | $6.7 \times 10^7$    |

表 C.2.3-2 Co-60 と Cs-137 の比較

| 諸元    | 単位            | Co-60                 | Cs-137                  |
|-------|---------------|-----------------------|-------------------------|
| 質量    |               | 59.93                 | 136.91                  |
| 半減期   |               | 5.27y                 | 30.07y                  |
| 比放射能  | Bq/g          | $4.19 \times 10^{13}$ | $9.28 \times 10^{11}$ * |
| 主な放射線 | $\beta$ /keV  | 318                   | 514、1176                |
|       | $\gamma$ /MeV | 1.173、1.332           | 0.662                   |

\* 15 年冷却時の Cs-137 同位体比は 29%であることを考慮した

## C.2.4 Cs 廃棄体の処分の見通し：中深度処分 Cs-135 濃度上限値、及び今後の見通しについて

### 【中深度処分における Cs-135 の政令の濃度上限値】

これまで中深度処分の政令の濃度上限値は原子炉施設の運転及び解体に伴い発生する放射性廃棄物、並びに核燃料サイクル事業の進展に伴い発生する放射性廃棄物について設定されてきたが、Cs-135 については  $10\mu\text{Sv/y}$  相当濃度が無担体の比放射能 ( $7.4\times 10^7\text{Bq/g}$ ) を超えていることから、政令の濃度上限値は設定されていない<sup>15</sup>。

原子力安全委員会の 2007 年の報告書における政令の濃度上限値の算出方法は、次の通りである。

- インベントリとして廃炉廃棄物、及びサイクル廃棄物のうちピット処分できないものを想定、発生量は 6 万  $\text{m}^3$  強、20 万 t 弱
- 解析上の廃棄物総量は 4 万  $\text{m}^3$  (200 リットルドラム約 20 万本)、トンネル型あるいはサイロ型処分場、地下水移行シナリオのみ評価
- ソースタームは分配係数モデル、移行距離 500m、地下水実流速  $0.001\text{m/d}$  (埋設施設直近の 200m)、 $0.01\text{m/d}$  (その後の 300m)、地下水は河川流入
- Cs の収着分配係数は  $1000\text{ml/g}$  (注：包括的技術報告書<sup>16</sup>における分配係数は  $1\times 10^{-4}\sim 1\text{m}^3/\text{Kg}$ 、すなわち  $0.1\sim 1000\text{ml/g}$  であり、収着分配係数としては高めの値である)
- Cs-135 のインベントリは合計  $9.6\times 10^{11}\text{Bq}$ 、単位重量当たりで  $4.9\times 10^6\text{Bq/t}$  (注：包括的技術報告書におけるガラス固化体中の Cs-135 のインベントリは  $1.8\times 10^{10}\text{Bq/本}$ )
- 相対重要度 D/C (D:平均放射能濃度、C：基準線量相当濃度) の上位を重要核種に選定

$10\mu\text{Sv/y}$  相当濃度が比放射能以上の値を取る理由の一つは、評価におけるパラメータの選択の考え方 (比較的楽観的な値が使用されている)、また、Cs-135 インベントリが小さいことにも起因していると考えられる。

### 【今後の処分の見通し】

政令の濃度上限値は対象廃棄物とインベントリ等を設定し、規制庁が評価を実施して、初めて算定されると推察される。仮に、インベントリの物量を Cs 廃棄体のために再設定して、これまでと同様の方法で評価した場合、 $10\mu\text{Sv/y}$  相当濃度が比放射能を上回るか否かは不明であるが、第 2 次 TRU レポート<sup>17</sup>で中心度処分 (当時は余裕深度処分) の濃

<sup>15</sup> 原子力安全委員会：第 3 次中間報告 (2000 年 9 月)、放射能濃度上限値について (2007 年 5 月)

<sup>16</sup> 原子力発電環境整備機構、包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現 NUMO-TR-20-03、2021 年 2 月

<sup>17</sup> 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構、TRU 廃棄物処分技術検討書－第 2 次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ－、2005 年 9 月、JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-

度上限値を試算している。評価モデルは前述の原子力安全委員会第3次中間報告2000年9月を準拠、ただしTRU核種の崩壊を考慮し、一部の被ばくパラメータを見直しているが、Cs-135の濃度上限値は $4.3 \times 10^{12} \text{Bq/ton}$ であった。すなわち、評価条件によって濃度上限値は比放射能を下回ることもあり得るが、いずれにせよ、濃度上限値はかなり大きく、高レベルガラス固化体のインベントリ( $1.8 \times 10^{10} \text{Bq/本}$ )を上回ると考えられる。

一方、埋設に係る事業許可申請時において、許可申請書に記載された放射性核種濃度が政令の濃度上限値を下回る場合であっても、直ちに埋設事業の許可がなされるものではなく、安全審査によってその可否が判断される。つまり、濃度上限値に係る規制は2本立てになっており、政令の濃度上限値をクリアすれば処分可能というわけではない。

現在、原子力規制庁は中深度処分の規則を改訂予定であり、2021年7月30日にパブコメを終了、改定案も9月末に公表されている。改訂された規則では、地下水移行シナリオに加えて人間侵入シナリオの評価が追加された。シナリオの概要は次の通りである<sup>18</sup>。

#### ●ボーリングシナリオ

廃止措置の終了直後における一回の鉛直方向のボーリングによって廃棄物埋設地が損傷し、人工バリア等により区画された領域の放射性物質が漏えいすることを仮定した設定に基づき評価される公衆の受ける線量が20mSv/年を超えないこと。

●廃止措置の開始後から数10万年を経過するまでの間において海水準変動に伴う侵食の影響を受けるおそれがある場所に廃棄物埋設地を設置する場合には、廃止措置の開始後から10万年が経過した時点において、放射性廃棄物、人工バリア、土砂その他の廃棄物埋設地に埋設され、又は設置された物が混合したものと公衆との接近を仮定した設定に基づき、評価される公衆の受ける線量が20mSv/年を超えないこと。

また人工バリアの構成と安全機能の設定次第により、人工バリア変質防止の観点から、発熱量制限が課せられる可能性がある。

なお、地層処分の集積型処分であれば、発熱量の制約はあるが、処分概念を適切に設定することによりCs廃棄体の処分は可能と考えられる。また、人工バリア温度が制限値を下回り、コロイド等の発生が見込まれない場合は、緩衝材を設置しない処分概念の可能性もある。

## C.2.5 Sr/Cs 分離法

### Sr 分離

Sr の分離にはクラウンエーテルを用いた溶媒抽出法<sup>19</sup>、ないしはクラウンエーテルとアルキル硫酸化合物を含むアルギニンゲルを用いた吸着法<sup>20</sup>等が報告されている。前者は米国での実績がある一方、後者は基礎検討段階であり分離率の報告はない。

クラウンエーテルは CHON 元素のみを含むことから、固体廃棄物は発生しない。吸着による Sr 分離では吸着材に CHON 元素に加え S 元素が含まれるが、S 元素も焼却条件では SOx としてガス化することができる。吸着法においては、クラウンエーテル等をシリカビーズに担持させた吸着材を使用した場合、使用済みの吸着材が固体廃棄物として発生する。

### Cs 分離

Cs の分離には、米国で実績のあるカリックスアレーン抽出剤を相調整剤のフッ素系アルコール(CS-7SB)と効率的な逆抽出のためのトリオクチルアミン(TOA)を添加試薬として用いる系が報告されている。連続多段式抽出の実績もあり、Cs の抽出を目的とした CSEX プロセスが報告されている<sup>21</sup>。水相は硝酸で有機相は Isopar L が用いられる。強い酸性環境下、アルカリ性環境下でも用いることができ、耐放射線性や分離プロセスの研究などが精力的に進められている。

カリックスアレーン、トリオクチルアミンは CHON のみから構成されており固体廃棄物は発生しない。Cs-7SB にはフッ素が含まれるが、原子力におけるフッ素系廃棄物に関する報告があり、流動床によるオフガス処理が適しているという報告がある。

### Sr、Cs 分離

米国ではクラウンエーテル又はカリックスクラウンエーテルを抽出剤に用いた連続多段法による Cs 及び Sr の分離回収試験が行われおり、CSEX-SREX 法では Cs 及び Sr の分離

---

<sup>19</sup> E.P. Horwitz, M.L. Dietz, D.E. Fisher, SREX: a new process for the extraction and recovery of strontium from acidic nuclear waste streams, Solvent Extr Ion Exch, Vol.9, Issue 1, pp.1-25 (1991)

<sup>20</sup> Tachibana, T., Wu, Y., Mimura, H., Niibori, Y., Wakui, Y. and Kamiya, M., J. Ion Exch., Vol. 18, No. 4, pp. 384-389 (2007).

<sup>21</sup> W.W. Schulz, L.A. Bray, Solvent extraction recovery of byproduct <sup>137</sup>Cs and <sup>90</sup>Sr from HNO<sub>3</sub> solutions - a technology review and assessment, Sci Technol, Vol. 22, pp.191-214 (1987)

率として>98%が報告されている<sup>22,23</sup>。FPEX 法では高レベル廃液を用いた連続多段試験が行われており、Cs 及び Sr を分離率として>99%が報告されている<sup>24</sup>。さらに、耐放射線性といった原子力で重要な観点からもよく研究されている<sup>25</sup>。

吸着法ではクラウンエーテル及びカリックスクラウンエーテル等を担持させた種々の吸着材を適用した基礎研究が続けられている。なお、無機イオン交換体(チタン酸及びゼオライト)の適用により、実高レベル廃液から 99%以上の Sr 及び Cs を回収した報告がある<sup>26</sup>。

#### 海外でのレビュー<sup>27, 28</sup>

Cs 及び Sr の分離に関する Todd らのレビュー<sup>27</sup>において、クロマトグラフィー（イオン交換法、抽出クロマト法）及び溶媒抽出法を適用した種々の分離法の概要が示されている。これらの分離法のうち Sr 及び Cs の分離を実証したものとして、いずれも溶媒抽出法である塩化コバルトジカルボリド（CCD; Chlorinated Cobalt Dicarbolide）とポリエチレングリコール（PEG; Polyethylene Glycol）を用いた CCD/PEG プロセス、CSEX/SREX プロセス及びクラウンエーテル/カリックスアレーンの複合プロセスを挙げている。

Xu らは溶媒抽出法による Sr 抽出、Cs 抽出及び Sr と Cs の共抽出法に関するレビューを行っている<sup>28</sup>。主として 2000 年以降の研究成果を取り上げ、SREX プロセス、CSSX プロセス及び Sr と Cs の共抽出プロセスである Universal Extraction (UNEX) プロセスについては、フローシートも例示している。結論として、溶媒抽出法による高レベル廃液からの Sr 及び Cs の分離は先進的な核燃料サイクルにとって合理的と記述している。

---

<sup>22</sup> C.L. Riddle, J.D. Baker, J.D. Law, C.A. McGrath, D.H. Meikrantz, B.J. Mincher, D.R. Peterman and T.A. Todd, Fission product extraction (FPEX): development of a novel solvent for the simultaneous separation of strontium and cesium from acidic solutions, Solvent Extr Ion Exch, Vol. 23, pp.449-461 (2005)

<sup>23</sup> E. P. Horwitz, M. L. Dietz, and M. P. Jensen, "A combined cesium-strontium extraction/recovery process" International Solvent Extraction Conference (ISEC '96), March 17-21, 1996, Melbourne, Australia.

<sup>24</sup> J. D. Law, et al., "Development of cesium and strontium separation and immobilization technologies in support of an advanced nuclear fuel cycle", Waste Management '06, February 26 – March 2, 2006, Tucson, Arizona.

<sup>25</sup> <https://doi.org/10.1080/07366290701512477>

<sup>26</sup> <https://doi.org/10.11484/jaeri-review-2005-041>

<sup>27</sup> T.A. Todd, T.A. Batcheller, J.D. Law, R.S. Herbst, Cesium and strontium separation technologies literature review. Idaho Falls, Idaho: Idaho National Engineering and Environmental Laboratory (INEEL/EXT-04-01895) (2004)

<sup>28</sup> <https://doi.org/10.1080/07366299.2012.700579>

## C.3 PGM の分離と利用または処分

### C.3.1 PGM の資源価値

図 C.3.1-1 に六ヶ所再処理工場相当の再処理工場から供給される放射性廃液から PGM を分離し、資源化した場合の物量を示す。PGM 合計で 4.3t/年が供給され、そのうち Pd-107 を含む奇数 Pd 同位体 0.6t/年を除いた 3.7t/年が資源化される。

世界の PGM 埋蔵量を表 C.3.1-1 に示す。Ru および Rh については、六ヶ所再処理工場で再処理する予定の使用済燃料 32,000 トンに含まれている資源量は、世界の資源量の 0.5～1.7%もあり、貴重な資源と考えられる。

表 C.3.1-2 および表 C.3.1-2 に PGM の産業用相場を示す。特に Rh については希少性と環境負荷を低減するための自動車用触媒の需要から、近年高騰が著しい。そのため、六ヶ所再処理工場で年間に再処理される 800 トンの使用済燃料に含まれる PGM の価値は 450 億円に上る。

ただし、Pd については埋蔵資源量が比較的多く、また、レーザー偶奇分離を必要とするため、経済性の観点からは Ru および Rh より優先度は低いと考えられる。

表 C.3.1-1 PGM の世界の資源量 <sup>29</sup>

|                         | Ru:ルテニウム | Rh:ロジウム | Pd:パラジウム |
|-------------------------|----------|---------|----------|
| 世界の資源量                  | 6,000 t  | 4,000 t | 29,000 t |
| 使用済燃料 32,000 トンに含まれる資源量 | 100 t    | 20 t    | 32 t     |
| 世界の資源量に対する比             | 1.7%     | 0.5%    | 0.1%     |

表 C.3.1-2 PGM の産業用相場（2021 年 8 月） <sup>30</sup>

|                        | Ru:ルテニウム     | Rh:ロジウム       | Pd:パラジウム     |
|------------------------|--------------|---------------|--------------|
| 2021 年 8 月の貴金属相場       | 平均 2,540 円/g | 平均 65,850 円/g | 平均 9,034 円/g |
| 使用済燃料 800 トンに含まれる資源の価値 | 60 億円        | 320 億円        | 70 億円        |

<sup>29</sup> [http://mric.jogmec.go.jp/wp-content/old\\_uploads/reports/report/2004-03/h15\\_2\\_1.pdf](http://mric.jogmec.go.jp/wp-content/old_uploads/reports/report/2004-03/h15_2_1.pdf)

<sup>30</sup> <https://tanaka-preciousmetals.com/jp/library/rate/>

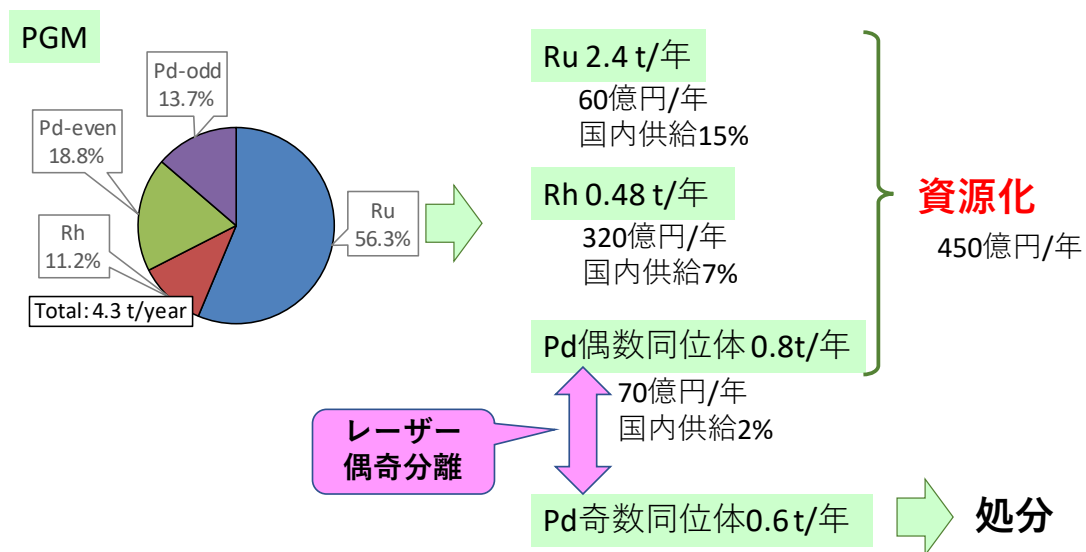


図 C.3.1-1 廃棄体 PGM 資源化の概要  
(年間 800 トンの使用済燃料を再処理した場合)

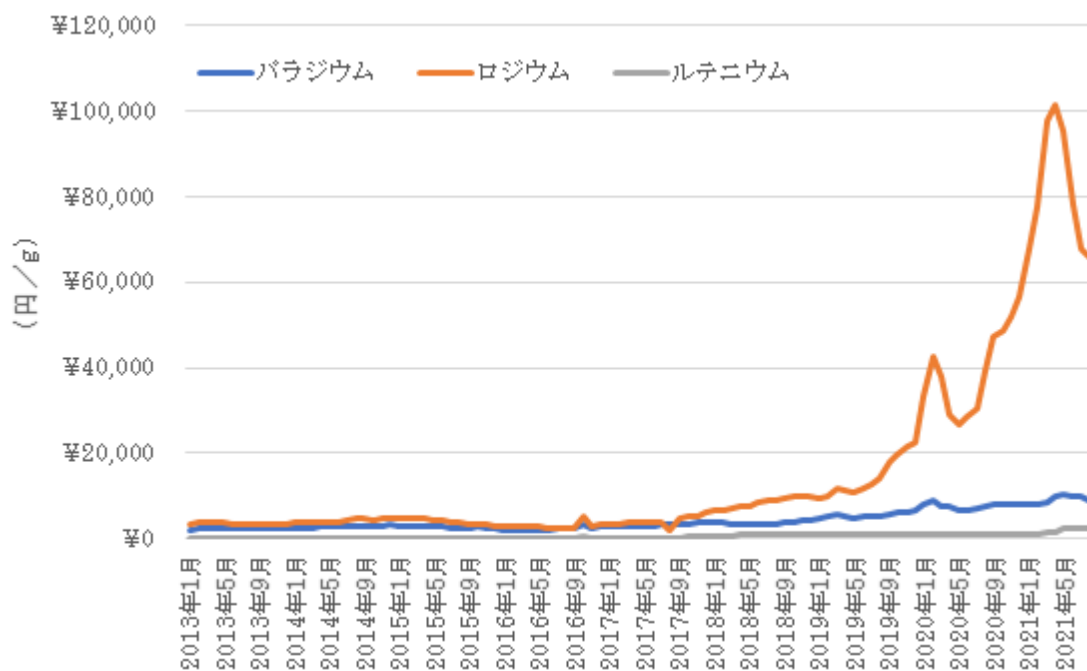


図 C.3.1-2 PGM の産業用相場の推移



### C.3.2 PGM のクリアランス

図 C.3.2-1 に Ru、Rh、Pd が元素単体として分離された場合の比放射能の時間変化を示す。時間は分離後ではなく、原子炉取り出し後の経過年数である。

Ru および Rh には短半減期の放射性同位体が含まれているが比較的早く減衰する。コンクリートなどのクリアランスレベルを参考にすると、Ru については 45 年、Rh については 25 年程度の冷却でクリアランスが達成されると考えられる。国内の使用済燃料の多くはすでに 20 年程度経過しており、速やかに資源化が可能になると考えられる。ただし、Ru と Rh のクリアランスレベルはこれまで評価されておらず、今後の課題である。

Pd には半減期 650 万年の Pd-107 が含まれる。Pd-107 の  $10 \mu\text{Sv/y}$  相当濃度は ImPACT プログラム<sup>31</sup>で  $3,160\text{Bq/g}$  と評価された<sup>32</sup>。Pd-107 はガンマ線を放出しないため、人体に対する影響が極めて小さいため、大きなクリアランスレベルが予想される。一方、使用済燃料中の Pd の比放射能は  $10 \mu\text{Sv/y}$  相当濃度を 3 桁程度上回っており、資源化のためには同位体分離によって Pd-107（あるいは、奇数 Pd 同位体）を 1/1000 程度まで除去する必要がある。

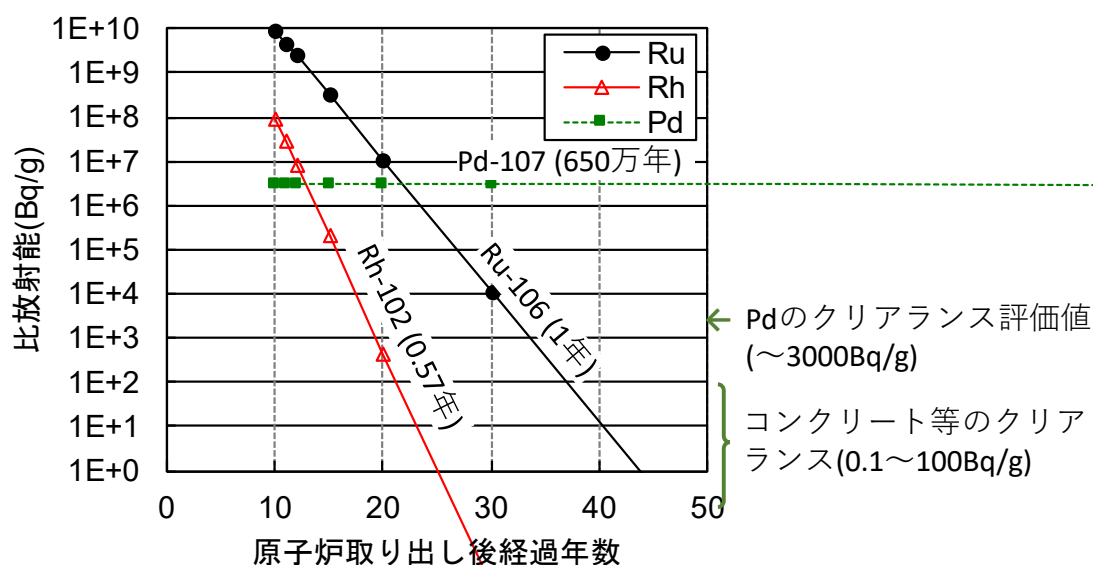


図 C.3.2-1 PGM のクリアランスレベル

<sup>31</sup> 内閣府総合科学技術・イノベーション会議の革新的研究開発推進プログラム

(ImPACT)「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」(プログラム・マネージャー 藤田玲子氏)

<sup>32</sup> S. Takahashi, "Estimation of the radiation dose of  $^{107}\text{Pd}$  in palladium products and preliminary proposal of appropriate clearance level," Journal of Nuclear Science and Technology, Volume 55, 2018 - Issue 12

### C.3.3 Pd のレーザー偶奇分離技術

ImPACT プログラムで、Pd に対するレーザー偶奇分離の研究が行われた。この技術は、プラズマ化された Pd に対してレーザーを照射し、奇数質量数の同位体のみをイオン化することで、偶数同位体と分離するものである。理研では、従来法に比べ 1 万倍のイオン収率を得る手法を開発し、実用化に大きく近づいた<sup>33</sup>。実用化にあたっては、大型・高効率のレーザー開発により電気-光変換効率を現在の市販レーザーから改善する必要があるとされている。

### C.3.4 Mo-99 製造

現在供給されている Mo-99 は、研究炉で高濃縮ウランを照射して製造されており、原子炉の老朽化、高濃縮ウランへのテロの脅威などが Mo-99 供給の不安定要因となっている。近年では、Mo-100 ターゲットを用いた加速器による Mo-99 供給も研究されているが、Mo-100 は天然モリブデン中に 10%弱しか存在せず、濃縮に高いコストを要する。使用済燃料から回収した Mo は、その同位体組成が重い同位体に偏っており（表 C.3.4-1）、濃縮に係るコストの低下が期待できる。

同位体分離を行わずに、ガンマ線照射による光核反応  $^{100}\text{Mo}(\gamma, n)^{99}\text{Mo}$  などで Mo-99 を製造する場合、製造効率および製品の比放射能は Mo-100 の同位体比に比例する。そのため、使用済燃料由来のモリブデンを用いることで、3 倍程度の効率で製造することができる。

電子加速器からの制動ガンマ線を用いた製造法<sup>34</sup>の評価では、天然モリブデン 5g を 3 日間照射することで、1.4Ci (50GBq) の Mo-99 を得るとされている。使用済燃料由来のモリブデンでは、同じ評価で、4Ci の Mo-99 と概算される。我が国の年間の必要量は 1000Ci/年であるので、250 回の照射が必要で、モリブデン原材料を再利用しない場合、モリブデン原材料 1.25kg/年 (5g×250 回) が必要となる。一方、800 トンの使用済燃料には 3.7 トンのモリブデンが含まれており、供給可能量としては非常に大きい（3 桁大きい）ことがわかる。現実的には、再処理工場の一部の運転期間のみ、モリブデンを分離することが適当であると考えられる。

---

<sup>33</sup> 理化学研究所プレスリリース：パラジウム同位体を選択的・高効率に分離するレーザー技術、[https://www.riken.jp/press/2017/20170110\\_1/index.html](https://www.riken.jp/press/2017/20170110_1/index.html)

<sup>34</sup> J. Jang、他、Examination of medical radionuclides production using an electron linear accelerator (3) Perspectives on  $^{100}\text{Mo}$  enrichment in photonuclear production of  $^{99}\text{Mo}$ 、2018 年春の年会、1I09

表 C.3.4-1 Mo 同位体比 (%)

|        | 天然モリブデン | 使用済燃料中* |
|--------|---------|---------|
| Mo-92  | 14.8%   | 0.0%    |
| Mo-94  | 9.3%    | 0.0%    |
| Mo-95  | 15.9%   | 22.2%   |
| Mo-96  | 16.7%   | 1.3%    |
| Mo-97  | 9.6%    | 23.9%   |
| Mo-98  | 24.1%   | 24.2%   |
| Mo-100 | 9.6%    | 28.5%   |

\* PWR45GW d / t HM、1 5 年冷却

### C.3.5 再処理工程における蒸発乾固事象について

六ヶ所再処理に関わる事故時線量のうち、最も大きな放出量となる重大事故として、図 C.3.5-1 に示すように、蒸発乾固が挙げられており、Cs-137 換算で約 5TBq が放出されるとしている。この事象では、高レベル濃縮廃液の貯槽などで冷却機能を喪失し、崩壊熱によって温度上昇・沸騰し、硝酸濃度が高まることでルテニウムが揮発し、大きな放出量となる。

濃縮廃液が発生する以前にルテニウムが分離されていれば、この事象の放出量は大幅に低減される。また、ルテニウムの貯槽での事故進展の速度は 24 時間とされているが、濃縮廃液から Sr/Cs などの発熱性元素が除去されていれば、進展速度は大幅に遅くなると考えられる。

表 1 各重大事故の有効性評価における放出量

| 臨界                   | 蒸発乾固                 |                           | 水素爆発                 | 有機溶媒火災               | TBP等の急激な分解           | その他漏えい               |
|----------------------|----------------------|---------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 早期に未臨界に移行できない場合      | 乾固に至らない場合            | 乾固に至った場合<br>(ルテニウムの DF=1) | 水素爆発が発生した場合          | 火災が発生した場合            | 分解反応が発生した場合          | ガラス溶融炉の廃ガスがセルに移行した場合 |
| $1.9 \times 10^{-1}$ | $4.0 \times 10^{-3}$ | 5.4                       | $1.3 \times 10^{-3}$ | $5.7 \times 10^{-3}$ | $8.2 \times 10^{-3}$ | $6.3 \times 10^{-4}$ |

(単位：セシウム 137 換算時の TBq)

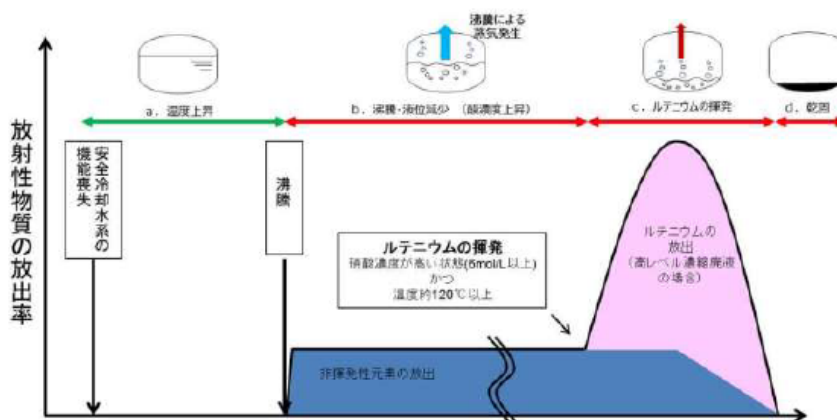


図 1 蒸発乾固の事象進展（イメージ）

図 C.3.5-1 再処理工場における重大事故評価と、蒸発乾固の進展イメージ<sup>35</sup>

<sup>35</sup>原子力規制庁、日本原燃株式会社再処理事業所再処理施設の新規制基準適合性審査における今後の審査の方針について、令和元年7月

### C.3.6 新型ガラス溶融炉の開発状況<sup>36,37</sup>

日本原燃は研究機関、メーカー、大学などの協力を得て、高レベル廃液を多く含有できるガラス素材の開発や、炉底部の形状変更による流下性低下への対策を行い、新型ガラス溶融炉を開発した。実規模のモックアップ試験炉（K2MOC）を製作し、試験を実施した結果、洗浄運転なしで白金族元素が炉底部に堆積することなく連続運転を実証した。また、設計上の処理能力である 4t/日の使用済燃料に相当する廃液供給量で運転できることを確認した。これらの試験結果を分析し、新型ガラス溶融炉を実機への導入する判断に向けた検討を実施している。

### C.3.7 イエローフェーズが処分安全性に与える影響

日本原燃（株）より委託を受け、（財）電力中央研究所が実施したイエローフェーズを含むガラス固化体の処分時影響評価試算結果の妥当性について、日本原子力学会「イエローフェーズ含有ガラス固化体評価」特別専門委員会（2008）でレビューが行われた。以下に、レビューの主要な結果を抜粋する。

- ・ 評価方法は妥当なものである。また、計算結果も、委員会が別途実施した比較計算にほぼ一致しているとの結論が得られている。
- ・ イエローフェーズを含むガラス固化体が発生したとしても、処分システムの頑健性により、結果としての評価に大きな影響を及ぼすことはないことを概略評価したものとしては妥当なものである
- ・ 今後の課題として挙げられている、イエローフェーズの基礎物性把握、イエローフェーズによる影響に関するより包括的な検討、影響評価のシナリオの拡張、核種移行解析の前提条件とソースタームに関するより詳細な議論、ガラス固化体に求められる性能目標の明確化、について着実に裏付けていくことが望ましい。
- ・ 部分的に機能の劣るガラス固化体が製造段階で非定常的に発生した場合でも、本来、多重バリアシステムの相互補完性により、処分場全体のシステム性能に重大な影響を及ぼさないように対応できるものである。しかしながら、どのような性能のガラス固化体を製造してもよいと拡大解釈されてはならない。また、処分の成立性をより確かなものとするためには、固化体を安定した品質で製造することも重要であると委員会は判断する。これらの課題については、日本原子力学会としても、学術的立場から引き続き関与していくとともに、各関係機関においては、今後も継続的に取り組んでいくことを期待する。

---

<sup>36</sup> 大久保、兼平、“六ヶ所再処理工場のガラス固化試験と新型炉の開発－核燃料サイクル施設におけるガラス固化技術の確立への取り組み”、日本原子力学会誌 2015 年 8 月号

<sup>37</sup> <https://www.jnfl.co.jp/ja/special/highest-technology/development-glass-melter/>

### C.3.8 PGM 分離後のガラス固化体の処分概念の検討

PGM/Mo 分離シナリオでは、PGM および Mo の分離と利用を検討したが、Mo については、医療用 RI の原材料としては必要量が少なく、全量を分離して利用することが考えにくい。一方 PGM は貴金属としての利用であるため、全量の利用が可能であるとし、PGM 分離のみを行った場合について、処理処分を検討した。

PGM 酸化物の重量は廃棄元素酸化物の 13%を占めるため、分離することで重量が 13%減少する。また、廃棄元素含有率をレファンレンスシナリオの 11%に対して 12%と設定したため 8%発生量が減少する。両方の効果により、ガラス固化体の発生量はレファンレンスシナリオに対して 80%に減少する（表 C.8-1）。

PGM を分離した後に残る元素には Am-241 および Sr/Cs が含まれるため、総発熱量は変わらず（図 C.3.8-1 左）、廃棄体が減少した分発熱密度が増加する。横置き PEM 方式で最も坑道間距離が小さい（9.6m）処分を実施するためには、85 年の冷却が必要となる（図 C.3.8-1 右）。また、坑道間距離 14m の場合 60 年、坑道間距離 20m の場合 50 年の冷却期間となる。本検討では、処分面積が過大にならないよう坑道間距離 14m の場合を採用した。

その結果、表 C.3.8-1 に示すように、32,000tHM の再処理量に規格化した、のべ貯蔵年数および処分場面積は殆ど変わらないという結果を得た。

表 C.3.8-1 PGM 分離シナリオの廃棄体

|                                    | レファンレンスシナリオ    | PGM 分離        |         |
|------------------------------------|----------------|---------------|---------|
|                                    |                | PGM 分離後ガラス固化体 | 参照に対する比 |
| 廃棄元素含有率（重量%, Na <sub>2</sub> O 除く） | 11.0%          | 12.0%         |         |
| 廃棄体発生本数(/tHM)                      | 1.25           | 1.00          | 80%     |
| (/32,000tHM)                       | 39,845         | 31,908        | 80%     |
| 貯蔵年数                               | 50             | 60            |         |
| のべ貯蔵年数<br>(本年/32,000tHM)           | 1.992          | 1.914         | 96%     |
| 処分方法（坑道間距離）                        | 横置<br>PEM(11m) | 横置 PEM(14m)   |         |
| 処分場占有面積(m <sup>2</sup> /本)         | 34.43          | 43.82         | 127%    |
| (km <sup>2</sup> /32,000tHM)       | 1.37           | 1.40          | 102%    |

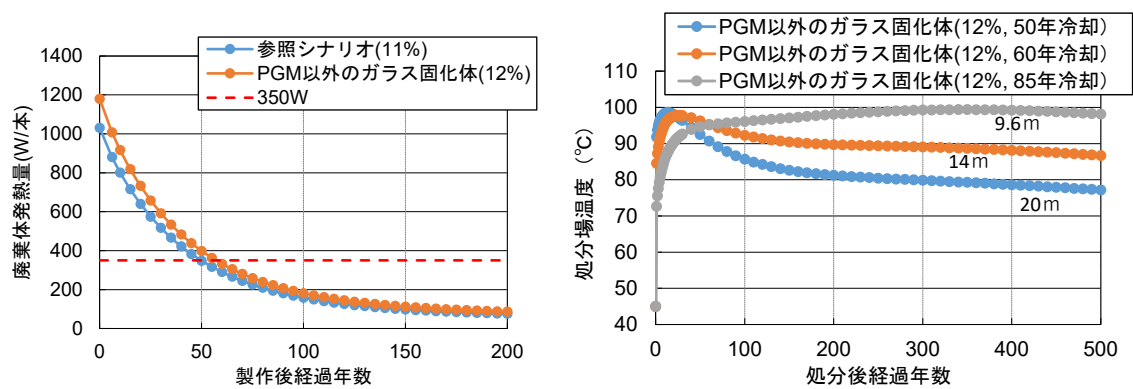


図 C.3.8-1 廃棄体の発熱量（左）と処分後の温度変化（右）

## C.4 高レベル廃液の顆粒貯蔵シナリオ

### C.4.1 高レベル廃液の顆粒貯蔵シナリオの評価

マイナーアクチニド (MA) 分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法として、高レベル廃棄物を顆粒化し、MA 分離・変換技術が実用化されるまでの間 (～50 年) 貯蔵する方法が研究されている<sup>38</sup>。このシナリオでは、近い将来の再処理において、高レベル廃液をガラス固化するのではなく、仮焼により再溶解可能な顆粒体とすることで安定な貯蔵を行えるようにする。顆粒体を最長 50 年間貯蔵し (長期貯蔵)、高速炉や ADS などの核変換技術が将来実用化された時点で顆粒体から MA を分離し、分離した MA に核変換技術を適用することで、最終的に処分場の負荷を低減することができる。MA 分離および核変換技術が実用化されていない現時点では、発生した高レベル廃液はリスク低減のため MA を含んだままガラス固化され、多くの MA はガラス固化体として地層処分されることになる。高レベル廃液の顆粒化と顆粒体の貯蔵技術は MA の分離技術および核変換技術より早期に実用化できる可能性があり、将来実用化が期待される MA の分離技術および核変換技術をより多くの高レベル廃液に適用して、最終的にガラス固化して地層処分する MA の量を低減できる可能性がある。

この研究を顆粒貯蔵シナリオとすると、本シナリオは、現時点の高レベル放射性廃棄物を一時貯蔵し、将来の核変換技術の実現を待つという点で、MA 分離貯蔵シナリオに類似している (図 C.4.1-1)。両シナリオで異なる点は、顆粒貯蔵シナリオでは MA 分離を現時点で行う必要がないこと、また、高レベル放射性廃棄物のガラス固化と地層処分も現時点で行わなくてよいことである。両シナリオの差は現時点においてどこまでの処理を行っておくか (どれだけを負担するか) であり、その選択は、顆粒化や MA 分離など各技術の実現性に加え、経済性、安全性など、今回用いている技術-特性マトリクスの複数の評価に基づき、さらに将来世代との公平性も議論したうえで総合的な観点から行われるものと考えられる。

顆粒貯蔵シナリオに対して、長期貯蔵までを対象としてマトリクス評価を行った。長期貯蔵ののち、どのような分離変換技術が適用されるかによって、地層処分等の工程への影響は変化すると考えられるが、WG-A では長期貯蔵後についてはひとまず評価範囲外とする。

---

<sup>38</sup> 稲垣、他「マイナーアクチニド分離変換技術の有効性向上のための柔軟な廃棄物管理法の研究開発 (平成 25-26 年度原子力システム事業環境負荷低減研究開発 B)、フィージビリティスタディーの概要」、第 4 回「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会 (2019.12.4)



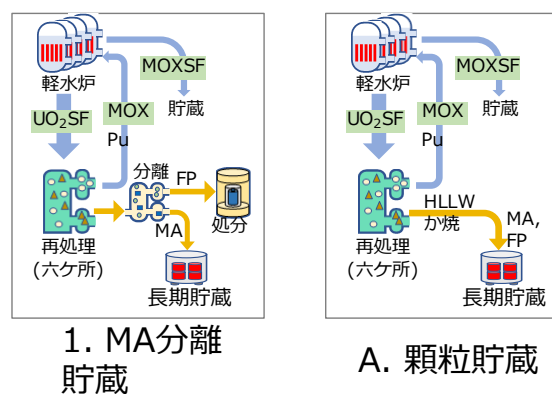


図 C.4.1-1 顆粒貯蔵シナリオと MA 分離貯蔵シナリオ

#### 顆粒貯蔵シナリオの技術の概要

表 C.4.1-1 に、顆粒貯蔵シナリオで想定した技術を参照シナリオとともに示す。このシナリオでは、高レベル廃液に対してロータリーキルン法により乾燥、脱硝、顆粒化を一度に行う。得られた顆粒体は、ステンレス容器に保管する<sup>39</sup>。

顆粒体を入れたステンレス容器は、ガラス固化体と同様の乾式貯蔵施設で貯蔵される。自然循環空冷での概念設計が行われており、ガラス固化体の半分程度の貯蔵施設規模であるとされている。

貯蔵後、顆粒体は硝酸溶解・酸濃度調整を経て、現在 JAEA で検討が行われている SELECT プロセスなどの MA 分離工程に接続されるが、この工程は検討範囲外である。

表 C.4.1-1 顆粒貯蔵シナリオの評価で想定した技術

|              | 0. レファレンスシナリオ    | A 顆粒貯蔵                   |
|--------------|------------------|--------------------------|
| 6.1. 再処理     | PUREX            | PUREX                    |
| 6.2 廃棄体化/か焼  | ガラス固化            | か焼（ロータリーキルン法）            |
| 7.1 HLW/顆粒貯蔵 | 30～50 年間冷却貯蔵     | 50 年程度乾式貯蔵(ガラス固化体と同様の概念) |
| 7.2 HLW 輸送   | キャスク封入の上、海上・陸上輸送 | なし                       |
| 8. 処分        | HLW: 地層処分        | なし                       |

<sup>39</sup> なお、オプションとして、更に高密度化し、貯蔵の負担を減らすために、プレスを行って体積を半分程度にすることも検討されているが、本検討では貯蔵概念の検討結果が公表されている高密度化を行わない通常ケースについて評価を行うこととした。

## 顆粒貯蔵シナリオの評価結果

表 C.4.1-2 に顆粒貯蔵シナリオとレファンレンスシナリオの技術-特性マトリクスの差を示す。フロントエンドから SF 輸送までの技術は不変であるため、差はない。再処理以降について、各々の特性を説明する。

### 経済性

廃棄体化（6.2）工程について、レファンレンスシナリオでは高レベル廃液を直接ガラス固化する。一方、顆粒貯蔵シナリオではロータリーキルン法で顆粒化する。両者の経済性の比較は行われていないが、どちらも 1 ステップの工程であり大きく変化しないと推測される。貯蔵時の通風管当たりの廃棄物重量については、製造する廃棄物顆粒体の比重、充填率、キャニスタ容積、通風管あたりのキャニスタ本数に基づいて 1,759kg と評価されている。ガラス固化体の場合と比較すると、キャニスタの容積が約 18L と小さいため、発生するキャニスタの本数は多くなるが、通風管当りに貯蔵される本数も多いため、全体としては通風管当りに貯蔵できる廃棄物重量は 2 倍程度になると評価されている。貯蔵効率は良くなるが製造するキャニスタ本数は増えるため、経済性への影響は不明である。

レファンレンスシナリオにおけるガラス固化体の貯蔵(7.1)は、顆粒体の貯蔵に代わる。貯蔵施設の規模が半分程度になると検討されているため、経済性は向上すると考えられる<sup>40</sup>。

なお、長期貯蔵後の MA 分離工程で発生する廃棄物は参照シナリオと同様にガラス固化されるため、将来の廃棄体化工程まで含めると経済性は当然低下するが、廃棄物の処分まで含めると、どのような分離変換技術が適用されるかによってその影響は変化する。

### 安定性

なし

### 資源

なし

### 環境影響

処分（8）は現世代では不要となり、大幅に改善されるが、長期貯蔵後の MA 分離工程で発生する廃棄物の処分まで含めると、どのような分離変換技術が適用されるかによってその影響は変化する。

### 安全性

廃棄体化（6.2）において、ガラス固化とロータリーキルン法の差から安全性に影響があるが、未評価である。

---

<sup>40</sup> この負担は将来世代に持ち越されていることに注意が必要である。

貯蔵施設（7.1）が半減することから安全性は向上すると考えられる。

HLW 輸送（7.2）および処分（8）は、現世代においては不要となるため、大幅に改善されるが、長期貯蔵後の MA 分離工程で発生する廃棄物の処分まで含めると、どのような分離変換技術が適用されるかによってその影響は変化する。

#### セキュリティ

HLW 輸送（7.2）および処分（8）は、現世代においては不要となるため、大幅に改善されるが、長期貯蔵後の MA 分離工程で発生する廃棄物の処分まで含めると、どのような分離変換技術が適用されるかによってその影響は変化する。

#### 核不拡散性

なし

#### 技術成熟度、技術実現性

か焼工程(6.2)で用いるロータリーキルン法はフランスのガラス固化前段工程での使用実績がある。国内では、処理量 1/50 程度の実験室規模の装置を用いた試験が実施され、概念設計を終えていることから、実用化段階にあると評価する。

か焼体の貯蔵工程(7.1)には既往ガラス固化体貯蔵の概念が適用可能で、顆粒体を収納するキャニスタ材の健全性も確認されていることから、大きな困難はないと考えられる。

#### 柔軟性

顆粒貯蔵シナリオでは、現代世代の見地からは将来に分離・変換技術適用の余地を残すことから柔軟性を向上させると考えられる。また、顆粒体は再溶解が可能であることから、貯蔵後に MA 分離を適用しやすい点でも柔軟性を有すると考えられる。さらに、貯蔵により Sr/Cs の減衰が期待できるため、処分概念の柔軟性に寄与する。その一方で、将来世代が顆粒体に対する対応を余儀なくされるため、将来の原子力システムの柔軟性が損なわれるという見方も考えられる。

#### 顆粒貯蔵シナリオの評価のまとめ

経済性や柔軟性など、多くの特性において、時代によって評価が変化すると考えられる。今回の評価では顆粒体貯蔵までを対象としたため、現世代の大きな特性改善が見られたが、将来世代における特性は、どのような分離変換技術がどの時期に適用されるかによって大きく変化すると考えられる。これは、MA 分離貯蔵シナリオの場合と同様であるが、顆粒貯蔵シナリオでは MA 分離を現世代ではなく将来世代が実施する点が異なり、将来に選択肢を残すという観点からは柔軟性が向上すると考えられる。

このようなシナリオを適切に評価するためには、現世代と将来世代を分けて評価し、世代間公平の見地から両者の重み付けについても議論しなくてはならない。将来世代の評価のためには、貯蔵された顆粒体がどのような技術で分離変換されうるかを WG-C における議

論を参考に検討する必要がある、今後の課題である。

表 C.4.1-2 顆粒貯蔵の技術-特性マトリクス評価結果

|                  | 1. 経済性        | 2. 安定性 | 3. 資源 | 4. 環境影響  | 5. 安全性     | 6. セキュリティ | 7. 核不拡散性 | 8.1 技術成熟度 | 8.2 技術実現性 | 9. 柔軟性 |
|------------------|---------------|--------|-------|----------|------------|-----------|----------|-----------|-----------|--------|
| 6.1. 再処理         |               |        |       |          |            |           |          |           |           |        |
| 6.2 廃棄体化/か焼      | [?]工程数は変わらない。 |        |       |          | [?]        |           |          | [A]       | [A]       |        |
| 7.1 HLW/顆粒貯蔵     | [+*]貯蔵施設で半分程度 |        |       |          | [+*]貯蔵施設減少 |           |          | [A]       |           | [?]    |
| 7.2 HLW 輸送       | [+**] 不要      |        |       |          | [+**] 不要   | [+**] 不要  |          |           |           |        |
| 8. 処分 (LLW, HLW) | [+**] 不要      |        |       | [+**] 不要 | [+**] 不要   | [+**] 不要  |          |           |           |        |

凡例：

特性変化の傾向 : [+]性能向上、[-]性能低下

特性変化の程度 : \*\* 変化大、\* 変化小、? 不明

空欄 : 大きな変化や影響はないと考えられる

技術成熟度 : (A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階

技術実現性 (R&D 費用) : (A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C)1 兆円以上

技術実現性 (R&D 期間) : (A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上

## 付録 D MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討に関する補足

MOX プルサーマルにおける MOX 燃料の 1 回りサイクルでの MA 分離に着目した WG-B での技術-特性マトリクス評価について、本文「4.3 技術-特性マトリクス評価」で記載した内容の技術的な背景・根拠となる情報（以下「課題に係る情報」）、またその議論で挙げられた今後の課題となり得ると考えられる事項（例えば、MOX サイクルでの MA 分離の影響に直接関係する事項、その他の MOX サイクルに限らない MA 分離の影響に係る事項、さらには現行軽水炉サイクルや MOX サイクル等に広く係わる事項）に係る情報（以下、「技術-特性マトリクス評価の背景・根拠に係る情報」）などを、技術-特性マトリクスの縦軸（行）である核燃料サイクルの技術分野と横軸（列）である特性の組合せをキーとして以下の 8 項目について整理した。

- ①「6. 再処理・廃棄体化」＋「8.2 技術実現性」
- ②「8. 処分（LLW）」＋「1. 経済性」
- ③「8. 処分（LLW）」＋「5. 安全性」
- ④「8. 処分（HLW）」＋「1. 経済性」
- ⑤「8. 処分（HLW）」＋「5. 安全性」
- ⑥「8. 処分（HLW）」＋「8.1 技術成熟度」
- ⑦「8. 処分（HLW）」＋「9. 柔軟性」
- ⑧「1.U 採掘、2.転換／濃縮、3.燃料製造、4.原子炉、5. SF 貯蔵・輸送」

### ①「6. 再処理・廃棄体化」＋「8.2 技術実現性」

#### <課題に係る情報>

軽水炉 MOX 燃料の商業規模での再処理はフランス、ラ・アーグの UP2-800 再処理プラントでの実績があり、2004 年以降これまでに 60tHM 以上の軽水炉 MOX 燃料が再処理されている[1,2]。一方、我が国は新型転換炉ふげんの MOX 使用済燃料再処理の実績（約 30 t HM）を有している[1]。

令和 3 年度に経済産業省にて「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（使用済 MOX 燃料処理技術の基盤整備）」が開始され、使用済 MOX 燃料の処理・処分の方策に関する具体的な調査、検討が開始された。この事業の目的に関連して「使用済 MOX 燃料には、使用済ウラン燃料に比べてプルトニウムが多く含まれること等から、燃料の溶解性の低下対策が必要になるほか、再処理工程では中性子遮へい対策等の安全性への影響について検討が必要」との指摘がある[3]。

フランスでの商業規模での軽水炉 MOX 燃料の再処理実績より、既存の再処理工場において MOX 使用済燃料の再処理は基本的に可能と考えることができるが、上記経産省事業での調査、検討対象となっている MOX 使用済燃料の再処理工程での溶解性は、MA 分離技術の導入の有無に関わらず確認すべき再処理における課題である。同時に、その溶解性は

MA 分離を導入する場合の分離技術の選択や分離プロセスへの接続条件に関わるものと考えられる。

## ②「8. 処分 (LLW)」 + 「1. 経済性」

### <課題に係る情報>

低レベル廃棄物、特に TRU 廃棄物の一つであるハル・エンドピース圧縮体はその特徴から以下の点が課題と考えられる。

- (1)ハル・エンドピース圧縮体の性状、特にはその発熱特性に関しては MA 分離導入の恩恵を受けない。燃料被覆管への燃料の付着を考慮すると MOX 燃料固有の特徴が同圧縮体に継承される。MOX 燃料では  $\text{UO}_2$  燃料と比較して発熱特性は増の方向になると予想されることから、同圧縮体の処分に関する経済性は悪化の方向に向かうと考えられる。被覆管への燃料の付着量、燃料組成などの精査が課題であり、MOX 燃料固有の特徴としてその把握が課題になると考えられる。
- (2)また、ハル・エンドピース圧縮体の発熱量に対して MA 分離の効果は期待できないことから、TRU 廃棄物としての同圧縮体（グループ 2）に対する MA 分離による処分場専有面積の低減効果は期待できないことをあらかじめ認識しておくことが必要である。

## ③「8. 処分 (LLW)」 + 「5. 安全性」

### <課題に係る情報>

前述の「8. 処分 (LLW)」 + 「1. 経済性」で述べたように、ハル・エンドピース圧縮体の性状は MA 分離導入の恩恵を受けないことから、MOX 燃料の照射条件に従い C-14 の生成量が  $\text{UO}_2$  燃料と異なり（増加）、安全評価では C-14 による被ばく線量増加の傾向が予想される。C-14 生成量についての  $\text{UO}_2$  燃料との違いを、照射済材料、及び計算により確認することが望ましく、これは安全性に関する課題と考えられる（中深度処分対象廃棄物への C-14 生成量の影響も懸念される）。

## ④「8. 処分 (HLW)」 + 「1. 経済性」

### <技術・特性マトリクス評価の背景・根拠に係る情報>

MOX 燃料由来の高レベル廃棄物（ガラス固化体）の処分に関して、MA 分離割合の効果との関係では以下の点に留意する必要がある。

- (1)MA 回収により、発熱量低減による処分場面積低減の効果が期待される。MOX 使用済燃料の冷却期間を 50 年、ガラス固化体の廃棄物含有率を固定し MA 分離割合を変化させて、処分場の面積（廃棄体 1 本当りの専有面積）と緩衝材の最高温度を比較すると、MA 回収 90% 以上で緩衝材の制限温度である  $100^{\circ}\text{C}$  を下回ることが確認されている [4]。ガラス固化体の発熱量は MA 回収割合と廃棄物含有率に依存し、発熱に寄与する Am-241 ( $T_{1/2}=432.2$  年) は MOX 使用済燃料中の Pu-241 の  $\beta$  崩壊 ( $T_{1/2}=14.3$  年)

で生成することから使用済燃料の冷却期間とも関係することが分かる。MA 分離割合の効果としての処分場面積の低減について考える際には、MOX 燃料利用に関わる多様な条件（MOX 燃料の燃焼度、使用済燃料冷却期間、MA 分離割合、ガラス固化体廃棄物含有率など）の組合せを考慮する必要があるといえる。

(2)MA 分離によるガラス固化体の発生本数の低減については、WG-A の付録 C.1.2、C.1.3、C.1.4 も参考となる。

#### <課題に係る情報>

上記の技術-特性マトリクス評価の背景・根拠に係る情報を踏まえると、MOX 燃料由来ガラス固化体の処分の経済性を考える際には、処分場面積の変化が指標となり、その変化にはガラス固化体の発熱量や発生本数の変化が影響する。この発熱量や発生本数は、使用済 MOX 燃料の燃焼度、冷却期間、MA 分離割合、ガラス固化体廃棄物含有率などにより決まる[4, 5, 6]。こうした多様な条件の組合せの下で決まる発熱量や発生本数の影響を受ける処分場面積に着目して経済性を比較評価していくためには、このような比較評価を透明性を持って実施できるように良し悪しの判断の基準となるものを設定することが必要となる。

これについては、燃焼度、冷却期間、MA 分離割合、ガラス固化体廃棄物含有率の各条件に対してレファレンスとなる値を設定することにより、経済性への影響を、各条件のレファレンス値からの変化、それに起因するガラス固化体の発熱量や発生本数の変化、さらにそれに起因する処分場面積の変化として具体的に提示できるようにすることが有効と考えられる。例えば、燃焼度：45GWd/tHM、4 年冷却、MA 分離なし、を選択したうえで、ガラス固化体の廃棄物含有率によりガラス固化体の発生本数、従って処分場面積が変化することから、この値が最小値となる条件をレファレンスとすることが考えられる。こうした比較評価の考え方を明確にして具体的に適用することも課題の一つと考えられる。

また、こうした経済性の評価に関わる条件設定に関連して、以下の項目について波及的な課題が考えられる。

- (1)「6.1 再処理」での MA 分離：MA 分離法（溶媒抽出法、抽出クロマト法など）、抽出溶媒（抽出剤）、分離割合の選択、及び分離性能（MA 回収率と製品純度）、MA への随伴元素（主として希土類元素）の予測など。
- (2)「6.2 廃棄体化」でのガラス固化体仕様：含有元素の濃度上限（特に PGM）、廃棄物含有率の上限、ガラス溶融炉運転への影響などの評価、及び廃棄物含有率増加時のガラス固化体の  $\alpha$  核種濃度上限への配慮。
- (3)「6.3 MA 貯蔵」：貯蔵の中長期的視点・目的の明確化。例えば、将来の MA 利用として高速炉の活用、あるいは ADS の活用など。あるいは、MA 廃棄物として処分。将来活用を考慮すると、上記(1)との関係で MA の回収率と製品純度の関係などが重要になる。



## ⑤「8. 処分 (HLW)」 + 「5. 安全性」

### <技術-特性マトリクス評価の背景・根拠に係る情報>

MA 分離の処分場の長期安全評価への影響の可能性については以下のような区分が考えられる。

- (1)基本的なシナリオである地下水シナリオでは、MA インベントリの変化の線量評価結果への影響は顕在化しない (MA 分離の効果は小さい)。
- (2)一方、一部シナリオ (人間侵入、天然事象に係る稀頻度事象等) では、線量評価結果が MA インベントリの変化に比例する場合あり。特に人間侵入シナリオの被ばく線量に対する MA 分離の効果は、MA 核種の生成量が増加する MOX 燃料由来ガラス固化体では  $\text{UO}_2$  燃料由来ガラス固化体よりも顕著となる可能性がある。この観点から、MA 分離割合に応じた被ばく線量評価結果と安全評価上のめやす線量との関係を踏まえて、MA 分離割合の効果等を比較検討することも考えられる。
- (3)なお、MA 分離による処分安全性の向上の可能性については、WG-A の付録 C.1.6、C.1.7、C.1.8 も参考となる。

### <課題に係る情報>

処分場の長期安全評価においては、MA 分離の影響として、温度の影響、特に緩衝材の温度の影響について以下の点を考えることが重要となる可能性がある。

具体的には、MA (特に Am-241) の発熱に起因する処分場 (緩衝材) の最高温度とその処分場の安全評価への影響に関しては、最高温度の絶対値だけではなく最高温度に到達する時期 (処分場閉鎖後の経過時間) やそれ以降の温度低下の傾向が核種移行評価に影響を及ぼす可能性がある。例えば、ガラス中の MA (Am-241) が比較的多くなる場合 (MOX 使用済燃料の冷却期間が長く、MA の分離割合が低い場合等) は、MA 分離しない場合に比べての最高温度到達時間の変化に加えて、到達後の温度低下の速度が減じられることで、オーバーパックの健全期間としている処分後 1,000 年時点での人工バリア温度が上昇し、それによるガラス溶解速度、核種溶解度等の変化が核種移行挙動に影響する可能性がある。なお、処分場の長期安全評価における温度の影響については、WG-A の付録 C.1.6 も参考となる。

## ⑥「8. 処分 (HLW)」 + 「8.1 技術成熟度」

### <技術-特性マトリクス評価の背景・根拠に係る情報>

MA 分離による発熱量低減による処分場面積の低減については、処分場の設計、処分場閉鎖後の長期安全評価、及び処分システムに関する不確実性の観点から以下のように考えることができる。

- (1) MA 分離による発熱量低減による処分場面積低減に関する設計対応は、既存技術で対応可能。具体的には、「6.2 廃棄体化」において発熱量に応じたガラス固化体発生量 [本/tHM] の調整 (廃棄物含有率の設定と関係) が実現できれば、それ以降の廃棄体の発熱

量に応じた廃棄体占有面積の調整・最適化は、既往の処分場の設計と同様に、坑道離間距離あるいは廃棄体ピッチの調整・最適化で対応可能である。

(2)MA 分離による MA インベントリ低減を考慮した処分場閉鎖後長期の線量評価（地下水シナリオの評価、人間侵入／天然影響シナリオの評価）は、既存の閉鎖後の長期安全評価においてインベントリの設定を変更することで対応可能。

(3)ここで、MA の生成量が増加する MOX 燃料に由来するガラス固化体の地層処分において、その発熱源の MA を積極的に分離回収することは発熱に起因する処分場の設計及び長期安全評価における不確実性の低減に寄与すると期待される。それに向けて、処分場の設計と長期安全評価に関する時間軸での不確実性を整理し、それら不確実性と MA の分離、特に MA 分離割合との接点を見つけることが有効と考えられる（例えば、処分場（緩衝材）最高温度の絶対値及び到達時期と処分場設計や安全評価との関係、ガラス固化体発生本数の削減（処分場面積の削減）と地質環境の不確かさ（処分パネルが確保できる面積）の関係等）。

#### ⑦「8. 処分 (HLW)」＋「9. 柔軟性」

##### <課題に係る情報>

MOX 使用済燃料に関する MA 分離だけではなく、軽水炉  $\text{UO}_2$  及び高速炉 MOX での MA 分離にも共通することであるが、本委員会の検討では「6.4MA 貯蔵」の「その後」は検討対象としておらず、将来 MA 核変換が実施されない場合の対応の検討も全く不要とは言えない。例えば、分離回収された MA の廃棄物としての処分方法、あるいは MA 分離回収なしの場合の使用済燃料の扱いなどについて、特にその際に発生する処分対象廃棄物の性状を考慮した処分場設計と長期安全性確保の見通しの検討などについても検討・考察しておくことが必要になると考えられる。

#### ⑧「1.U 採掘、2.転換／濃縮、3.燃料製造、4.原子炉、5. SF 貯蔵・輸送」

##### <技術・特性マトリクス評価の背景・根拠に係る情報>

技術・特性マトリクスの縦軸（行）である核燃料サイクルの工程の内、「1.U 採掘」「2.転換／濃縮」「3.燃料製造」「4.原子炉」「5. SF 貯蔵・輸送」については、本文図 4.3-1 の MOX-FF①と MOX-FF②が関係するが、MOX-FF①及び MOX-FF②ともに、それに影響するのは再処理での U/Pu 回収であり、U/Pu 回収後の MA 分離が顕著な影響を与えることはないものと考えられる。

##### <課題に係る情報>

ただし、図 4.3-1 の MOX-FF②の軽水炉装荷については、炉心装荷後の燃焼特性を考慮して Pu 同位体の劣化を補う為に Pu 含有量を増加させる必要が考えられることから、「3.燃料製造」に関して特に Pu の量に関する調査、検討が重要な課題になると考えられる。

これは MOX サイクルの回数（1 回か複数回か）にも関係してくる。これらの点については、燃料設計、炉心設計の他にも、Pu 含有量増加における安全性、核セキュリティ、経済性など多面的な調査、検討が必要になると考えられる。なお、こうした検討については、Pu マルチサイクルに関する評価・研究で先行するフランスの知見（非均質燃料集合体：CORAIL と均質燃料集合体：MIX の開発）が参考になる[7]。

#### 付録 D の参考文献

- [1] 日本原子力研究開発機構：平成 22 年度プルサーマル燃料再処理確証技術開発 成果報告書 経済産業省委託事業、平成 23 年 2 月（2011）。
- [2] S. Grandjean, N. Reyniertronche, A. Salvatores, et al. : “CEA’s R&D on advanced fuel treatment with multi-recycling of plutonium and uranium” , Paper 5313, Proc. International Nuclear Fuel Cycle Conference, GLOBAL 2015, Sept. 20-24, Paris, France（2020）。  
<https://hal-cea.archives-ouvertes.fr/cea-02492564>
- [3] 資源エネルギー庁：令和 3 年度「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(使用済 MOX 燃料処理技術の基盤整備)」に係る企画競争募集要領, 資源エネルギー庁 電力・ガス事業部 原子力立地・核燃料サイクル産業課, 令和 3 年 5 月 26 日（2021）。
- [4] E. Minari, T. Okamura, M. Nakase, et al. : ”Evaluation of the technical options of radioactive waste management for utilization of MOX fuel: thermal impact of minor actinide separation with geological disposal of high-level waste”, Journal of Nuclear Science and Technology 58, 10, pp.1123-1133（2021）。
- [5] Y. Inagaki, T. Iwasaki, S. Sato, et al. : “LWR high burn-up operation and MOX introduction; Fuel cycle performance from the viewpoint of waste management”, Journal of Nuclear Science and Technology 46, 7, pp.677-689（2009）。
- [6] K. Kawai, H. Sagara, K. Takeshita, et al. : “High burn-up operation and MOX burning in LWR; Effects of burn-up and extended cooling period of spent fuel on vitrification and disposal”, Journal of Nuclear Science and Technology 55, 10, pp.1130-1140（2018）。
- [7] CEA：フランス国内原子力発電所全体における各種進展シナリオに基づく 2016～2100 年期放射性物質及び放射性廃棄物インベントリの予測、2018 年 10 月（2018）。