

原子力委員会研究開発専門部会
分離変換検討会報告書(案)

2009年2月5日
原子力委員会 研究開発専門部会
分離変換技術検討会

目 次

第1章 はじめに	1
第2章 平成 12 年チェック・アンド・レビューの概要.....	2
2. 1 平成 12 年当時の現状分析と技術的課題の抽出	
2. 2 平成 12 年報告書で指摘された研究開発の進め方	
第3章 分離変換技術の効果及び意義	5
3. 1 分離変換の導入効果	
3. 2 分離変換の導入シナリオ	
3. 3 分離変換の導入意義に対する検討会の評価	
第4章 分離変換技術に関する研究開発の現状	11
4. 1 分離プロセスに関する研究開発の現状	
4. 1. 1 湿式分離	
4. 1. 2 乾式処理	
4. 2 核変換サイクルに関する研究開発の現状	
4. 2. 1 発電用高速炉利用型(酸化物燃料)	
4. 2. 2 発電用高速炉利用型(金属燃料)	
4. 2. 3 階層型	
4. 2. 4 FP核変換	
4. 3 共通基盤技術	
4. 4 各概念の特徴比較	
4. 5 分離変換のコストに関する検討	
第5章 海外における分離変換技術に関する研究開発等の現状	26
5. 1 フランス	
5. 2 米国	
5. 3 欧州	
第6章 研究開発の評価と今後の取組	30
6. 1 研究開発の評価	
6. 2 研究開発課題の整理	
6. 3 分離変換研究に必要なインフラ	
6. 4 今後の研究開発の進め方	
第7章 おわりに	37

第1章 はじめに

1.1 これまでの経緯

分離変換技術は、高レベル放射性廃棄物(以下、「HLW」という。)に含まれる元素や放射性核種を、その半減期や利用目的に応じて分離するとともに、長寿命核種を短寿命核種あるいは安定な核種に変換する技術であり、放射性廃棄物処理・処分の負担軽減及び資源の有効利用を目的としている。

原子力委員会においては、HLW の資源化とその処分の効率化の観点から極めて重要な研究課題として、昭和63年には原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会において「群分離・消滅処理技術研究開発長期計画」(通称、「オメガ計画」)を取りまとめた。また、平成11年には、原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会に核種分離・消滅処理技術分科会を設置して長寿命核種等の分離変換技術に関する調査審議(以下、「チェック・アンド・レビュー」という。)を行い、平成12年3月31日に報告書「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」を取りまとめた。同報告書においては、研究開発スケジュールについて、「2005年頃が分離変換技術について、発電用高速炉利用型・階層型をはじめとする研究開発シナリオ全体の再検討を実施する機会と考える。」とした。

平成12年のチェックアンドレビューから8年が経過し、この間に評価対象の3機関のうち旧日本原子力研究所(以下、「旧原研」と言う)と旧核燃料サイクル開発機構(以下、「旧サイクル機構」と言う)が統合し日本原子力研究開発機構(以下、「原子力機構」という。)が発足した。また、平成17年度(2005年度)には「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」(FS)が終了し、マイナーアクチノイド(以下、「MA」という。)の分離変換による環境負荷の低減を開発目標の一つとした「高速増殖炉サイクルの実用化研究開発(以下、「FaCT」という。)」が平成18年度(2006年度)より実施されている。

こうした状況を踏まえて、分離変換技術に関する研究開発の現状について整理するとともに、本技術の効果及び意義を分析し、それらを踏まえた今後の研究開発の進め方等について検討するために、本検討会において必要な調査審議を実施することとした。

第2章 平成 12 年チェック・アンド・レビューの概要

平成 12 年報告書では、分離変換技術を、主に旧サイクル機構及び電力中央研究所(以下、「電中研」という。))が進める発電用高速炉利用型と、主に旧原研が進める階層型とに類型化し、それぞれの機関がそれまでに進めた研究開発の成果と現状の分析、技術的課題、今後の研究開発の進め方等をとりまとめた。

また、同報告書ではチェック・アンド・レビューの結果として、分離変換技術は長期放射能インベントリを低減する等有用な技術となる可能性があり、今後も着実に進めることが適当であると結論づけた。平成 12 年のチェック・アンド・レビューにおける主要な検討結果は以下のとおり。

2. 1 平成 12 年当時の現状分析と技術的課題の抽出

平成 12 年報告書では、分離変換技術を分離プロセス及び核変換サイクル(燃料製造プロセス、核変換プロセス、燃料処理プロセスで構成)に分け、それぞれについて三段階の研究開発段階(各プロセスで異なるが、概ね①要素技術開発、②工学実証、③原型プラント)を設定し、この同一の指標により各機関の研究開発の現状を分析した。その結果、各機関が実施してきた研究開発の現状は、各プロセスともに第一段階の要素技術開発段階であるとの評価がなされた。

各プロセスに関する技術的課題は以下のとおり。

各研究機関で進めていた分離変換技術の概要(平成 12 年当時)

	旧サイクル機構	電中研	旧原研
核変換サイクルの基本的考え方	発電用高速炉利用型		階層型
分離プロセス	湿式法 (改良 PUREX・改良 TRUEX 法)	乾式法 (塩化物法)	湿式法 (4 群群分離法)
燃料形態	酸化物	金属燃料	窒化物
核変換プロセス	高速増殖炉		加速器駆動未臨界炉 専焼高速炉

分離プロセス

3機関の共通課題としては、実廃液を用いたプロセス実証試験の実施がある。旧原研及び旧サイクル機構で開発している湿式分離法の共通課題としては、MA と希土類元素の分離法の開発、二次廃棄物発生量の低減に向けた技術開発がある。

<湿式分離(4群群分離)>

実用化に向け、プラント成立性確認のために、群分離後の各元素群の精製及び処理に関する技術、溶媒抽出・試薬の再使用技術開発が課題である。当面は、実プラントの 1/1000 規模での濃縮高レベル放射性廃液を用いた基礎試験によるプロセス成立性実証の最終確認を進める。また、より効率的で廃液処理の容易な MA と希土類元素の分離法の開発が重点課題である。

<湿式法(改良 PUREX・改良 TRUEX 法)>

より効率のよい MA と希土類元素分離法の開発、遠心抽出器への適合等が課題である。当面は、プロセス設計のためのシミュレーション技術の開発、MA と希土類元素分離に向けた現在の分離法の最適化及び新抽出剤の開発、実廃液を用いた遠心抽出器による抽出試験、有機二次廃棄物の分解・無機化技術の開発が課題である。

電解採取法については、電解採取条件の最適化、メカニズムの解明、実廃液を用いた試験の実施、工学装置の検討等が課題である。

<乾式法>

電中研が開発している乾式分離法については、塩化物溶融塩を取り扱うため、材料開発や移送技術の検討などが課題である。

実際に超ウラン元素や実廃液を用いて、分離プロセス全体を通したプロセス試験を進める必要がある。これについては、平成 14 年度までに EU 超ウラン元素研究所との共同研究などで実施する予定となっている。今後必要となる工学規模の試験に当たっては、他機関との協力体制が不可欠である。当面は、塩化物や活性金属に対する高耐食性材料の開発、溶融塩などの高温の液体の移送技術の検討、二次廃棄物発生量の評価などが課題である。

核変換サイクル

3機関の共通課題としては、燃料の照射試験に基づく挙動評価やデータ取得、燃料製造技術の開発がある。

<加速器駆動未臨界炉(窒化物)>

燃料製造プロセスについては、MA 窒化物燃料の照射データの蓄積、発熱対策、窒素 15 の経済的濃縮法の開発等が課題である。当面は、MA 窒化物燃料の試作及び照射試験を進める。

加速器駆動未臨界炉(以下、「ADS」という。)による核変換プロセスについては、従来の原子炉と構造や制御方法が異なるため、システムの安全性の実証、大電流陽子加速器の開発が課題である。当面は、炉心設計やシステム制御方法の開発、ビーム窓の開発、構造・材料の設計、核データやモデルの整備・検証が重点課題である。

燃料処理プロセスについては、電解精製試験、回収した MA の再窒化試験を進める。

<発電用高速炉利用型(酸化物)>

MA 及び核分裂生成物核種の核データ及び物性データの充実・精度向上、MA 燃料の照射挙動評価、MA 燃料製造施設による製造技術開発等が当面の課題である。

<発電用高速炉利用型(金属燃料)>

当面は、照射試験等に基づく燃料挙動解析のためのデータ整備、射出成型法による燃料製造技術の開発が課題である。

2.2 平成 12 年報告書で指摘された研究開発の進め方

平成 12 年報告書では、分離変換技術の研究開発を進める際に考慮すべきこととして、以下の事項が示されている。

- 核燃料サイクルへの分離変換技術システムの導入シナリオを示すとともに、そのためのシステムを設計し、要素技術を確立することが目的であり、このために核燃料サイクル全体を視野に入れ、経済性、資源確保、廃棄物等について信頼性の高い評価が必要である。
- 核燃料サイクルのオプションを広げるとの観点から、幅広いシステムや技術を対象に進めるべきであり、新しいアイデアを吸い上げる環境も重要である。
- 「発電用高速炉利用型」と「階層型」は、それぞれに特徴があり、当面は双方の技術開発を進めることが適当である。双方の共存シナリオも含めて導入シナリオを検討し、必要な技術を確立することを目標とする。
- システム設計、導入シナリオ検討、成立性実証のための基礎試験、工学試験を、定期的なチェック・アンド・レビューに基づき進める。2005 年頃を目途に、シナリオ全体の再検討を実施し、その後も概ね 5 年を目途にチェック・アンド・レビューを実施する。
- 国内外の他機関とともに連携して効率的に研究開発すべき。

第3章 分離変換技術の効果及び意義

3.1 分離変換の導入効果

分離変換技術の対象は使用済燃料中に含まれるMAと核分裂生成物(以下、「FP」と言う)であり、分離変換技術は、主に「MA の分離変換」、「発熱性 FP の分離及び貯蔵後の処分」、「長半減期 FP の分離変換」、「有用 FP の分離及び利用」の組み合わせで構成される。

分離変換技術を用いてHLW からMAを分離変換することの効果については、原子力機構において、軽水炉(UO₂ 燃料、MOX 燃料)及び高速炉を対象として、潜在的な有害度、実効線量率、HLW 発生量及び処分場の廃棄体定置面積に及ぼす影響が評価された。また、同評価においては、発熱性 FP の分離及び貯蔵後の処分の効果も含めて、廃棄物処分に関わるパラメータの影響をより詳細に調べるために、高速炉について、(a)分離変換導入なし、(b)MA のみ分離変換、(c)核分裂生成物(以下、「FP」という。)分離のみを導入、(d)MA 分離変換+FP 分離の4ケースを対象に、各パラメータ(地層処分までの貯蔵期間、処分場の岩種、MA 及び FP の廃棄体への移行率)の処分場性能への影響が評価された。

また、処分場の廃棄体定置面積を指標とした分離変換技術の導入効果に対する評価については、日本原子力学会「分離変換・MA リサイクル」研究専門委員会においても、が、軽水炉(UO₂ 燃料、MOX 燃料)及び高速炉を対象とした評価が行われた。同評価においては、それぞれの使用済燃料に対して、(a) 従来型再処理ケース(PUREX 法)、(b)HLW からMAのみを分離変換、(c)HLW を5つの群に分離、(d)HLW からMAを分離変換するとともに5つの群に分離する4つのケースが検討された。

(1)潜在的な有害度

潜在的有害度は、HLW の放射能について経口摂取による各核種からの実効線量に換算した指標である。処分された放射性核種が直接人体に摂取されることは、現実にはほとんど考えられないが、考える最大の影響を相対的に比較することが可能なことから、これを潜在的な有害度の指標として用いる。潜在的な有害度は、処分される放射性核種の量だけに依存するため、廃棄体の性能や処分場の閉じ込め機能の前提条件なしに評価することができる。

MA の分離変換を行うことにより、潜在的有害度は1/10～1/1000に減少し、特に炉取り出し後100年以降では、その効果が大きい。また、HLW の潜在的有害度が軽水炉燃料の原料として必要な天然ウランとその娘核種の潜在的有害度のレベルを下回るまでに要する期間は約1万年であるが、MA の分離変換によりこの期間を数百年にまで短縮できる。

(2)実効線量率

MA を分離変換しない場合と分離変換した場合のそれぞれについて、地下水シナリオに基づく核種移行解析により、周辺住民の年間被ばく線量の評価を行った。MA を分離変換しない場合及び分離変換した場合ともに、100万年経過後に10⁻⁵mSv/yでピークとなる。このピークは¹³⁵Csによってもたらされる。MA 核種の影響は、1000万年以降に10⁻⁶mSv/y程度で現れる。すなわち、MA の分離変換によって、ピーク値は影響されず、1000万年以降の被ばく線量が一桁程度下が

るのみである。従って、MA の分離変換は地下水シナリオに基づく実効線量率にほとんど影響を与えない。また、諸外国で提案されている安全基準(0.1~0.3mSv/y)に比べ、 ^{135}Cs によるピークは4桁程度小さな値になっており、線量として問題の無い水準である。

また、線量評価においては、長半減期低発熱放射性廃棄物(TRU 廃棄物)として処分され、実効線量率として HLW に比べて2桁程度大きな寄与を持つ ^{129}I が重要であると考えられる。 ^{129}I は、再処理の前段で吸着され、廃銀吸着材として地層処分される。TRU 廃棄物の実効線量率も諸外国で提案されている安全基準に比べると2桁程度小さな値となっており、線量として問題の無い水準である。

(3) 処分場性能に対する効果

① 廃棄体発生量

ガラス固化体中の廃棄物含有量等に関し、既存のガラス固化体製造条件を基にして単位発電量当たりのガラス固化体発生量を評価した結果、MA の分離変換を行うことにより、 UO_2 燃料軽水炉では約9割程度、MOX 燃料軽水炉では5割程度に発生本数が減少する。軽水炉燃料の場合には、固化体製造時の発熱量が支配要因であるために、発熱性の MA を分離変換することで、特に軽水炉 MOX 燃料では、ガラス固化体発生量の大幅な低減効果が見込める。一方、高速炉では、ガラス固化体発生量は固化体に含まれる酸化物含有量で制限されるために、MA 分離変換の効果は小さく、MA の分離変換を導入してもほとんど固化体発生量は変わらないと評価された。

また、高速炉燃料を対象に、FP の分離のみを導入した場合、ガラス固化体の本数は殆ど変わらず、Sr-Cs 焼成体と併せた発生本数は、分離変換を導入しない場合よりもかえって多くなる。一方、MA 分離変換と FP 分離の両方を導入した場合には、廃棄体から MA が取り除かれているので、ガラス固化体中に高い割合で廃棄物を含有可能と考えられるため、Sr-Cs 焼成体と合わせた発生本数は、他の場合の半分程度に減少する。

② 廃棄体定置面積

原子力機構による評価によれば、単位発電量あたりの処分場の廃棄体定置面積について、MA の分離変換により処分後数十年の発熱量を抑制するためにガラス固化体一体当たりの占有面積は低減できると見積もられている。軽水炉燃料では生成する MA の量が少ないためにその低減効果は小さいが、MA 生成量の多い軽水炉 MOX 燃料及び高速増殖炉 MOX 燃料では低減効果は大きい(軽水炉 MOX 燃料:5割程度に低減、高速増殖炉 MOX 燃料:4割程度に低減)。発電量当たりのガラス固化体発生量とガラス固化体一体当たりの占有面積から評価した発電量当たりの占有面積は、それぞれ MA を分離変換しない場合に比べて UO_2 燃料軽水炉で8割程度、MOX 燃料軽水炉で3割程度、高速増殖炉4割程度に削減される。

一方、日本原子力学会研究専門委員会による評価によれば、MA の分離変換を採用すると、 ^{241}Am の影響を除去できるために、炉や燃料の形式及び冷却期間によらず発電量あたりの処分場面積をほぼ一定に維持することが可能となることが示されている。FP 分離のみを導入す

る場合には、 UO_2 燃料軽水炉で冷却期間が短い場合には発熱性 FP の分離及び冷却後の処分による一定の効果があるが、MOX 燃料利用では長期の発熱性を有する ^{241}Am を廃棄することになるので、処分場面積の低減には効果がない。一方、MA 分離変換と FP 分離を組み合わせると、すべての場合において廃棄体定置面積の大幅な削減が可能である。

<処分場性能評価に影響を与えるパラメータ>

①処分前貯蔵期間

硬岩堅置の場合を対象に、各廃棄体の地層処分までの貯蔵年数と定置面積の関係を検討した。処分場としては「第2次取りまとめ」の硬岩系岩盤に対する処分孔堅置き方式を参考に、処分坑道間隔 10m、廃棄体ピッチ 4.4m とした場合を基準として想定した。

高速炉燃料に対して MA の分離変換を行わない場合は、緩衝材温度制限を 100°C とするには貯蔵期間を 65 年にする必要がある。この定置面積を半減するためには、 ^{241}Am の影響により 340 年の貯蔵を必要とする。これに対し、MA の分離変換を導入した場合には、40 年の貯蔵で定置することが可能となり、その後も ^{241}Am を含んでいないことから、貯蔵期間を 20 年程度延ばすことで定置面積をより小さくできる。240 年の貯蔵の後には、集積定置を行うことが可能になる。

FP 分離のみを導入した場合には、10 年貯蔵後に定置することができるが、固化体中に MA が含まれるために、定置面積を半減するためには 300 年以上の貯蔵を必要とする。また、このケースで発生する Sr-Cs 焼成体は 90 年貯蔵後に定置が可能であり、その後も 15～25 年貯蔵期間を延ばす毎に必要な定置面積を半減できる。300 年貯蔵すると、集積定置を行うことが可能になる。

MA 分離変換と FP 分離を導入した場合には、高含有ガラス固化体は 5 年間の貯蔵後に4分の1の定置面積で定置を行うことが可能となり、60 年間冷却後に集積定置が可能となる。但し、上記 FP 分離のみを導入するときと同様に Sr-Cs 焼成体が発生する。

②岩種・定置方法

上記の検討は、処分場の岩種及び定置方法として硬岩堅置を想定したが、岩種及び定置方法の相違が及ぼす分離変換技術の効果への影響を見るために、硬岩横置、軟岩堅置、軟岩横置についても同様の検討を行った。その際に、同程度の貯蔵期間となるように、50、100、300 年の貯蔵期間を想定した。その結果、岩種や定置方法ごとに差があるものの、同程度の貯蔵期間を想定した場合、いずれの場合においても MA 核変換の効果が顕著に見られる。

③再処理工程における廃棄体への核種移行率

高速増殖炉の使用済燃料に対して MA の分離変換を導入した場合を対象に、ガラス固化体への MA 移行率(100%－回収率)による廃棄体定置面積への影響を硬岩堅置の場合について評価した。その結果、MA 移行率の目標は、集積定置を狙わない場合には MA 移行率 10% 以下、集積定置を狙う場合には 0.3～1%となる。

一方、Sr-Cs のガラス固化体への移行率に対しても同様の評価を行った結果、集積配置を狙わない場合には 1%以下、集積定置を狙う場合には 0.3%以下が移行率の目標となる。

④核データ

定量的な評価を行うことは困難であるが、上記の検討結果から、ガラス固化体の長期にわたる発熱に対しては ^{241}Am が非常に大きく寄与することが分かった。従って、 ^{241}Am の生成や変換に関わる Pu や MA 核種の核データの精度は処分場性能の評価に対して大きく影響する可能性がある。

3. 2 分離変換の導入シナリオ

分離変換の導入シナリオについては、原子力機構において、第2再処理工場の運転開始(2047年と想定)以降で MA が高レベル廃液から回収され核変換されると仮定して、発電用高速炉の燃料に MA を均質に装荷して MA を核変換(MA 均質サイクル)する場合の燃料中の MA 装荷率の推移が検討された。また、ADS 又は MA を非均質に装荷した発電用高速炉(MA 非均質サイクル)で MA を核変換する場合に必要な導入規模についての検討も行われた。

①発電用高速炉(MA 均質サイクル)

発電用高速炉での MA 核変換についての検討では、原子力発電設備容量を 58GWe で一定と仮定し、2050 年に FBR サイクルシステムが導入されるまではプルサーマルによるプルトニウム消費を想定した。再処理に関しては、六ヶ所再処理工場での MA 分離は想定せずに、2047 年に導入される第2再処理工場(処理規模 1,200トン/年)で主に軽水炉燃料(UO_2)を再処理するとともに、軽水炉 MOX 燃料の再処理も行い、MA の回収を行うものと想定した。

検討の結果、軽水炉から FBR への移行期には、FBR 燃料の MA 装荷率の上限を 3%から 5%の範囲で変動させても、第2再処理工場からの MA の核変換が可能であることが示された。この時の FBR 新燃料集合体の発熱量は最大約 2.3kW/体、LWR 及び FBR 使用済燃料から回収された分離 MA 貯蔵量は 30トンから 70トンである。また、MA の一括リサイクルに加えて幅広いオプションとして、例えば Am、Cm を 30 年冷却してから装荷する方法では、FBR 新燃料発熱量抑制の観点からは効果があるが、冷却時に約 140 トンの MA を貯蔵しなければならないとの課題があることが示された。

②発電用高速炉(MA 非均質サイクル)

MA 含有燃料を非均質に高速炉炉心に装荷した非均質装荷高速炉概念を適用した場合のシナリオについては、Am と Cm の核変換専用ターゲット燃料を発電用高速炉に非均質に装荷して FBR サイクルから切り離すことで、MA 均質サイクルで問題となる MA 装荷新燃料集合体の発熱等が抑制できる利点が考えられることから、導入シナリオの概念検討が行われた。

検討の結果、平衡期には全体の 1/4 程度の基数の FBR が Am+Cm の非均質装荷炉心となる

が、移行期には MA の発生量が増える。MA 蓄積を抑制するには MA を装荷しない高速炉よりも MA 非均質高速炉を先行して投入する必要があることが示された。これらの検討結果は非均質装荷高速炉の設計に大きく依存するが、現在実施されている研究開発の枠組みの中での非均質装荷 FBR の設計検討は、他のシナリオと比較するには十分であるとはいえない。

③階層型(ADS)

階層型概念では、発電用燃料サイクル(軽水炉、FBR、及びそれらの移行期)から MA を切り離して分離変換できる利点がある。2050 年に ADS の導入を開始し、2 年に 1 基を建設するものとし、燃料再処理は、遅延なく全量が再処理できる容量であるとする。検討の結果、MA 収支を満たすように MA の分離状況に応じて最大 8 基程度(出力 800MWth)の施設を順次投入することで多様な炉型に柔軟に対応可能であることが示された。平衡期には 7 基の ADS が稼働し、1 基の ADS から発生する使用済燃料は年間 2 トンであり、ADS からの使用済燃料の再処理工場は最大 16tHM/y の容量となる。したがって、ADS を中心とした核変換専用サイクルの規模は、軽水炉サイクルの 1/100 程度、高速炉サイクルの 1/20 程度であり、ADS サイクルからの発生廃棄物量は相対的に少量であるものの専用の炉、再処理が必要となる。

3. 3 分離変換の導入意義に対する検討会の評価

本検討会において示された分離変換の導入効果に対する検討結果の概略

- 分離変換を行うことにより、HLW の長期にわたる潜在的有害度を低減することができる。HLW の潜在的有害度は、新燃料を作るのに必要とした天然ウランのレベルにまで減衰するのに約 1 万年を要するが、MA の分離変換により、この期間を数百年程度に短縮することができる。
- MA の分離変換により、地層処分の合理化につながる可能性がある。特に、今後増大することが予想される軽水炉 MOX の利用や高速炉における Pu 利用時には処分場面積削減の効果が大きくなる。
- MA の分離変換と高発熱 FP の分離及び貯蔵後の処分を組み合わせることによって、廃棄物処分をより合理的に行うことができる可能性もある。

3. 1 及び 3. 2 を踏まえて、本検討会は、分離変換技術の研究開発を行うことには、以下の理由から意義があるものと認める。

①長期毒性の低減

分離変換による HLW の潜在的有害度の低減の効果についての検討結果は、分離変換技術が、

産業活動に伴う有害廃棄物の発生を極力抑制し、将来世代を通し支えることになる負荷をできるだけ小さくするという社会的要求にかなった有用な技術となる可能性があることを示している。また、地層処分が前提としている数千年程度の人工バリアの健全性、10 万年程度の地層安定性に関して、その不確実性の影響を減ずることになり、処分適地の拡大につながる可能性も期待できる。

②地層処分の合理化

平成 12 年報告書では、「分離変換技術が導入された場合に、どのような地層処分が可能になるか、(中略)、システムの具体像を定量性を持って示していくことが重要である。」と指摘されていた。分離変換導入時の地層処分について、地層処分の合理化につながる可能性が定量性を持った形で示されたことは評価できる。特に軽水炉 MOX や高速炉の Pu 利用時には処分場面積の削減効果が大きいことから、原子力を長期に利用していく場合にはその有用性が拡大する可能性を示している。

また、MA の分離変換と高発熱 FP の分離及び貯蔵後の処分の組み合わせによる廃棄物処分場面積の大幅削減の可能性が示された。具体的な貯蔵方法や処分方法の成立性等については、さらに詳細な検討が必要であるが、廃棄物処分施設の大幅な合理化の可能性が示された。

③技術オプションの提示

HLW の地層処分に関しては、現在の検討されている方法で十分安全に処分することが可能であり、分離変換技術は、現在の政策では HLW の地層処分を実施する上で必須の技術ではない。しかし、現在、地層処分場に対する理解を得ることが困難な状況の中で、分離変換を含む地層処分の技術オプションを提示していくことは、地層処分に対する社会的合意を形成していく上でも意義のある研究開発であるといえる。したがって、分離変換技術は、経済的に許容できる範囲で技術的可能性を探求する価値のある技術である。

第4章 分離変換技術に関する研究開発の現状

本検討会では、原子力機構及び電中研が中心となって行っている研究開発の現状についての整理を行った。現状の整理では、分離変換システムを、従来の核燃料サイクルから発生する HLW から分離対象元素を分離する「分離プロセス」、及び分離した元素を核変換するための一連のプロセスから成る「核変換サイクル」で構成されたとした。また、「核変換サイクル」は、核変換用の燃料を製造する「燃料製造プロセス」、核変換を行う「核変換プロセス」及び核変換プロセスで使用した燃料を再処理する「燃料処理プロセス」で構成されるものとして、各プロセスの研究開発の現状を整理した。

(1) 分離プロセス

湿式分離法は、旧原研で 4 群群分離法を、旧サイクル機構で先進湿式分離法の研究開発を実施していた。両法人の統合後は、高速増殖炉サイクル実用化研究開発(以下、FaCT)にて先進湿式再処理法を実用化していく研究開発を進めつつ、旧原研で進めていた新規抽出剤の開発などの基礎的研究と連携し、湿式分離法の研究開発が進められている。

電中研では、熔融塩や液体金属を溶媒とする乾式法の研究開発を行っている。乾式法では、高レベル放射性廃液を仮焼して酸化物に転換した後、塩素化物に転換する。この塩素化物を 500℃の LiCl-KCl 熔融塩中で電解、還元抽出し、アクチノイド元素と FP 元素を分離する。アクチノイド元素は金属燃料高速炉用の燃料の製造に供され、FP は処理する。

(2) 核変換サイクル

核変換サイクルについては、発電用高速炉利用型と階層型の研究開発が行われている。発電用高速炉利用型では、高速増殖炉を中心とする核燃料サイクルで発電と MA 等の核変換を同時に行う。高速増殖炉で使用する燃料の相違により以下に示す 2つの概念の研究開発が行われている。

<発電用高速炉利用型(酸化物燃料)>

原子力機構では、従来の MOX 燃料に MA を混合させた燃料を想定している。従来の MOX 燃料に関する豊富な知見を生かすことができ、FaCT の主概念として位置付けられている。

<発電用高速炉利用型(金属燃料)>

電中研では、U-Pu-Zr 系合金の金属燃料に MA を混合させた燃料を想定している。金属燃料の高い熱伝導性に起因する高い固有安全性を有し、高い中性子エネルギー、高い中性子束のため酸化物燃料に比べて高い MA 変換率が見込まれ、乾式再処理と射出成型により経済的な燃料サイクルの実現が期待できる。FaCT では、副概念として位置づけられている。

一方、階層型は、商用発電サイクルとは別に MA 等の核変換を専用に行う小規模の核変換専用サイクルを付加した概念である。原子力機構では、窒化物燃料を使用した ADS を核変換サイクルの中心に据えた概念の研究開発を行っている。

4. 1 分離プロセスに関する研究開発の現状

4. 1. 1 湿式分離

(1) 先進湿式再処理法(FaCTにおける分離プロセス)

先進湿式再処理法は、高速炉の使用済燃料から、U 製品及び U+Pu+Np+Am+Cm 混合製品を回収するためのプロセスとして開発されている。MA 回収に特化した技術ではなく、将来の高速炉の実用化に求められる安全性、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性の開発目標を達成することを目指して開発されている。晶析により U 製品の粗回収後の MA の回収に関しては、以下のプロセスから構成される。

①U+Pu+Np の共回収

晶析により U 製品の粗回収後の使用済燃料を溶解した硝酸溶液中の U、Pu、Np の原子価を調整し、ドデカンで希釈した TBP を抽出溶媒とし、多段向流で遠心抽出器を使い U+Pu+Np を一括回収するプロセスである。

②Am+Cm, 希土類元素(RE)の分離(抽出クロマトグラフィー法)

U+Pu+Np 共抽出残液である硝酸溶液に残存する Am+Cm+FP を CMPO 等を吸着材として保持させたシリカを充填したカラムに通液し、抽出クロマトグラフィー法を用いて Am+Cm を回収する。原理は液液分離技術の溶媒抽出法(後述 SETFICS 法)と同じであるが、経済性等の面から、分析等で一般的に用いられている固液分離技術の抽出クロマトグラフィーに MA 分離プロセスを適用したものである。化学的に類似の分離挙動を示す RE の随伴を許容し Am+Cm を分離した後、Am+Cm と RE を各々回収する 2 サイクルプロセス、あるいは、Am+Cm を選択的に回収する単サイクルプロセスを検討している。

この分離プロセスについては、FaCT の中で研究開発が行われているが、このほかに、分離性能の向上、二次廃棄物の発生量の低減等の観点から、新規の溶媒の開発も基礎研究として実施されている。

なお、平成 12 年のチェック・アンド・レビュー時点では、Am+Cm の回収を液液分離である溶媒抽出法で行う SETFICS 法の研究が行われていたが、FS フェーズⅡの最終的な結論として抽出クロマトグラフィー法のほうが経済性の向上及び二次廃棄物の低減の観点で優れると評価された。再処理技術への適用の観点から抽出クロマトグラフィー法は開発途上の技術であるが、実用化時の効果の大きさ、開発課題と開発期間の考察により今後の開発対象とされ、SETFICS 法は、抽出クロマトグラフィー法の代替技術と位置づけられた。

①U+Pu+Np の共回収

U+Pu+Np 共回収条件を検討するために、抽出シミュレーションコード MIXSET-X によるフローシート設計、小型遠心抽出器を用いた「常陽」使用済燃料溶解液のホット試験が行われた。ホット試験では、U 及び Pu の回収率 99.9%、Np の回収率 99%を達成した。除染係数は DF(全 γ)で 10^4 となった。

②Am、Cm、RE の分離

(a)抽出クロマトグラフィー

抽出クロマトグラフィーのための抽出カラムには、吸着剤を保持するための担体としてシリカを充填する。2 サイクルプロセスの場合、第一段のカラムには、CMPO もしくは TODGA を吸着剤に用い、Am+Cm+RE を回収する。第二段のカラムには、R-BTP、HDEHP、TRPEN、CMPO、TODGA のいずれかを吸着剤として用い、Am、Cm と RE を分離する。また、単サイクルプロセスでは、R-BTP 吸着剤を用いる。各吸着剤の分離性能に関するデータの取得のため、バッチ試験、カラム試験が行われている。CMPO のカラム試験では、実高レベル廃液(HLLW)から Am+Cm+RE としての回収が可能であることが確認された。また、R-BTP のカラム試験により、HLLW から Am+Cm のみを選択的に回収可能であることが確認された。

これらの結果を踏まえ、各吸着剤を用いた MA 回収用フローシートの構築・比較評価を行っており、試験で取得・蓄積したデータを基に総合的に評価し、最適な吸着剤、分離プロセス、フローシートの選定に取り組むとともに、実用化を目指した機器開発においては、安全性等、再処理機器としての要件を確認する試験や工学規模試験の方法についての検討も行われている。

上記のような実用化を目指した研究のみならず、新規抽出剤の開発も行われている。Am、Cm、RE の回収については、従来の抽出剤である有機リン化合物(DIDPA、CMPO 等)は高い分離性能が期待される一方、二次廃棄物発生、酸性抽出剤(DIDPA 等)での酸濃度低下の必要性及び沈殿生成が課題であった。2 座配位抽出剤(CMPO、マロンアミド等)では、抽出能力の不足及び逆抽出の非効率性が課題であった。これらを回避するため、抽出・逆抽出が効率的でドデカンに溶けやすく、分解処理可能な 4 元素(炭素・水素・酸素・窒素)で構成される(CHON 原則)アミド系 3 座配位抽出剤 TODGA が開発された。TODGA は III・IV 価イオンの分配比が高く、加水分解、放射線分解にも比較的安定であり、ドデカンへの溶解性も高い。TODGA の分離性能は CMPO よりも高く、随伴する RE の分離といった課題もあるが、その性能の面から FaCT 計画における抽出クロマトグラフィー法への適用も視野に検討されており、欧州でもその利用法が活発に研究開発されている。さらに、TODGA よりも抽出容量が約 5 倍大きい TDdDGA も開発され、現在これを用いた分離プロセスの開発が進められている。

(b)SETFICS/TRUEX 法

SETFICS/TRUEX 法については、これまでの研究開発により、TBP の濃度調整により重金属の装荷条件へ対応できるようにするとともに、プロセスに使用する塩析剤にソルトフリー試薬の硝酸ヒドロキシルアミン(HAN)を採用することで、劣化溶媒処理に伴う廃棄物発生量を低減可能なフローシートが開発された。

「常陽」使用済燃料の溶解液から U、Pu を抽出した残液を用いて小型遠心抽出器を用いたホット試験により、このフローシートの成立性が確認された。その結果、Am 及び Cm の損失率が 1%以下であることを確認するとともに、主要 FP の除染係数として、DFCs > 3100, DFPr > 10, DFNd ~ 1.8, DFSm ~ 1.9 が得られている。

②Am+Cm と RE の分離

Am+Cm と RE を分離するための新抽出剤の開発では、従来の錯化剤を利用する抽出分離法で課題となっていた有機相に残る RE の後処理、緩衝液などの二次廃棄物の発生等を回避するため、窒素、イオウ等の配位子を持つソフトドナー抽出剤の開発が行われている。その中で、窒素ドナー多座配位抽出剤 TPEN、ハイブリッド型抽出剤ピリジンアミド(PDA)の開発が行われ、特に PDA については、高濃度硝酸での分離が可能で、化学的に安定であるとの特徴を有しており、抽出クロマトグラフィー小規模カラム試験で 5M 硝酸中での Am と Eu との相互分離が確認されている。

(2) 4 群群分離

旧原研で開発が進められていた 4 群群分離プロセスについては、平成 12 年の報告書において、実廃液を用いたプロセス実証試験の実施、MA と RE の分離法の開発、二次廃棄物発生量の低減に向けた技術開発が課題として挙げられた。

これに対して、これまでに実プラントの 1/1000 規模の試験装置を整備し、模擬高レベル廃液によるコールド試験、少量の実高レベル廃液を用いたホット試験を実施し、分離性能、二次廃棄物発生量等を評価した。Am, Cm については、抽出率 99.998%、逆抽出率 99.98%、Np については抽出率 98.2%、逆抽出率 99.93%であることを確認し、実験室規模では高回収率が達成可能であることが示された。その他、白金族元素群の沈殿率 99%以上、Tc の沈殿率 96.6%、Sr、Cs の除染係数 10^4 及び 10^6 などの結果を得ている。また、模擬廃液と実廃液とで元素挙動に相違は観察されず、遠隔操作上の問題も特に存在しないことが確認された。MA と RE の分離法については、DIDPA 抽出-DTPA 逆抽出により 3 価のアクチノイドイオンの割合を高める手法の再評価及び新規抽出剤の探索が進められた。さらに、二次廃棄物発生量の低減に関して、塩フリー試薬による溶媒洗浄法の検討及びリンを含まない抽出剤による分離法の検討が進められた。これらの一連の研究開発により、4 群群分離法全体のプロセスの評価が行われ、経済性の向上には DIDPA 抽出工程の前処理における沈殿の生成の回避が有効であると推定され、また、現状の MA と RE との分離のための DIDPA-DTPA 法では廃液処理の効率化等に限界があると結論付けられた。

このため、4 群群分離法については、新抽出剤を用いた新しい分離方法の比較対象とする参照プロセスとして位置付け、実用化を目指した研究開発は停止することとされた。

(3) その他基盤的研究

①Am/Cm 分離

Cm 遅延サイクルを行う場合に必要となる Am と Cm の相互分離については、多孔性シリカビーズ表面に三級ピリジン樹脂をコーティングし、吸着分離する方法の研究開発が進められ、硝酸-メタノール混合溶媒系で高燃焼照射済燃料を用いた実液小規模試験を行い、Am と Cm 相互の分離係数として $>2.2 \times 10^3$ を達成できることが示された。

②Sr-Cs 分離

Sr-Cs 分離については、4 群群分離法で採用していた無機イオン交換体(チタン酸およびゼオライト)吸着法では、特にチタン酸を用いた Sr 吸着において供給液の pH を中性領域まで上げる必要があったことから、高濃度硝酸溶液で使用可能な無機吸着剤の研究が進められた。その結果、Cs 吸着剤では水熱合成により製造した Ta 系含水酸化物が有望であることが示されている。Sr 吸着剤についてはアンチモン酸系の化合物が酸性溶液で使用可能であるとの知見が得られているが、高濃度硝酸溶液で利用できる吸着剤は見出されていない。

一方、抽出クロマトグラフィーによる Sr-Cs の分離法の開発では、Sr 用にクラウンエーテル、Cs 用にカリックスクラウンを選定し、模擬 FP 及び Am、Np、Tc、Pu の吸着挙動を取得するためのカラム試験が実施されている。本分離法では高濃度硝酸溶液を供給液とすることができる。分離プロセスの構想としては、アクチノイド分離後にまず Cs を吸着分離し、続いて Sr を吸着分離することで、Sr に α 放射能核種が随伴するのを防ぐ概念が提案されている。

③白金族元素の分離

白金族元素の分離については、主に電解採取法の研究が行われ、模擬高レベル廃液(2.5M 硝酸)からは REDOX 電位列に従って析出するが、 RuNO^+ 、 ReO_4^- 及び TcO_4^- の析出率は 30~50%と低く、Pd の添加で回収率向上が可能であることなどが示されている。白金族元素の利用方法の検討では、電気化学利用、水素製造触媒利用、 CO_2 還元触媒利用等の検討が進められている。

4. 1. 2 乾式分離

電中研では、乾式分離について、実高レベル廃液を使った試験、還元抽出工学化技術開発が行われた。

実高レベル廃液を使った試験では、実高レベル廃液を出発物質として脱硝・塩素化・還元抽出のプロセス連続試験を実施し、全ての超ウラン(以下、「TRU」と言う。)元素をほぼ 100%液体 Cd 中に回収することができた。各工程でのアクチノイド元素、FP 元素の挙動は、コールドならびに TRU 使用試験の知見(単元素試験、模擬廃液試験)とほぼ一致した。

高温の Cd、塩を連続的に一定流量で供給しそれぞれを混合することなく、個別に回収できる単段の抽出器が開発された。引き続き 3 段の向流抽出器が開発され、単段抽出器での試験と同様に運転できることが確認されている。U の模擬物質である Ce の 98%を Cd 相に回収し、単段での分配平衡を超える分離係数が得られている。

4. 2 核変換サイクルに関する研究開発の現状

4. 2. 1 発電用高速炉利用型(酸化物燃料、均質リサイクル)

旧サイクル機構では、FBR サイクルの実用化戦略調査研究を 1999~2005 年度に実施し、高速炉、燃料製造、再処理の各システムについて、多様な選択肢を幅広く比較・評価し、かつ、その候補概念の成立性に係る枢要技術の開発を行い、その成果を踏まえて実用化候補概念の明確化が行われた。その結論として、酸化物燃料炉心 Na 冷却高速炉、簡素化ペレット法燃料製造、先進湿式

再処理の組合せが、安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核不拡散抵抗性の開発目標に対し高いレベルで適合する可能性が高く、かつ、開発課題が明確であり、また代替技術を準備することができることから、高い確度で実現性を見通すことが可能であると評価された。この結論を踏まえ、FaCT における主概念と位置づけ、原子力機構で関係機関と協力しつつこの研究開発を行っている。また、電中研では、Na 冷却高速炉の炉心性能をさらに向上させる可能性を有する金属燃料炉心の高速炉とそのサイクル技術に関する開発を行っている。

(1) 燃料製造(酸化物燃料、均質リサイクル)

MA 含有 MOX 燃料の設計、製造条件の検討のためには、幅広い燃料組成(U, Pu, MA 組成、O/M 比)及び条件における物性データが不可欠であり、幅広く MA 化合物物性の一環として、MA 酸化物の比熱容量、熱拡散率、熱伝導率、酸素ポテンシャル、熱膨張率等の測定が行われている。また、MA を含有させた MOX 燃料を用いて、比熱容量、熱拡散率、熱伝導率、酸素ポテンシャル等の測定・評価が行われている。

酸化物燃料、均質リサイクル燃料については、セル内での遠隔操作による簡素化ペレット法を用いた燃料製造に係る研究開発が FaCT の中で実施されている。簡素化ペレット法製造技術については、再処理製品である溶液の状態で Pu 富化度を調整し、マイクロ波脱硝・造粒、焙焼還元し、富化度調整粉末を生成する。これを成型、焼結した後に、研削、検査を行い製品ペレットとする。従来のペレット燃料製造プロセスに比較して、Pu 富化度調整のための粉末混合および造粒、のための仮成型・壊砕など粉末を取扱う工程を削減できること、また、有機物添加剤の極少化などで添加剤除去工程が削除できることなどにより燃料製造の経済性向上が見込める。現在、脱硝容器の大容量化技術、有機バインダーなしの転動造粒造粒技術、有機潤滑材の添加を極少化するダイ潤滑技術、ペレット焼結・O/M 比調整技術等の開発が行われている。

MA 含有 MOX 燃料では、MA が含まれることによる焼結性、物性等への影響の把握、MA からの高発熱、高線量のために遠隔操作が必要となること等への対応が課題となる。MA 含有 MOX ペレットの焼結性への影響について、MA を添加した MOX 燃料の製造試験が実施されている。また、高酸素ポテンシャル下で焼結することで均質性の良いペレットを製造できることが確認されるとともに、高燃焼度化に対応するために、その後に加熱還元することで低 O/M 比に調整する技術の開発も行われている。MA を添加した MOX 燃料の製造試験については、5%の Am を含有した MOX ペレット及び 2%ずつの Np 及び Am を含有した MOX が製作され、「常陽」での照射試験用の燃料ピンとして組み立てられた。また、以上と並行して、設計研究の中で、セル内設備遠隔保守技術、高発熱燃料の取扱技術の開発が行われている。

(2) 核変換システム(酸化物燃料、均質リサイクル)

①システム概念検討

軽水炉から高速炉への移行期においては軽水炉再処理から得られる U+Pu+MA を使用するため、

種々の燃料組成がありうる。また、軽水炉 MOX 燃料からは多くの MA の発生が見込まれ、この核変換が必要となる。従って、このような多様かつ、高い MA 含有率の組成の TRU を燃料として炉心に装荷した場合でも、ボイド反応度等の炉心安全特性を担保し、かつ、可能な限り MA の核変換率を向上させるシステムの設計が重要である。

酸化物燃料大型炉心(1500MWe 級)の設計研究では、均質炉心体系での MA リサイクルでは、軽水炉から高速炉への移行期における変動(軽水炉使用済燃料の種類・燃焼度・貯蔵期間と処理割合)を考慮しても、MA 含有率は最大で5%程度までになるとの見通しを得た。また、MA 含有率が5%程度までの均質炉心体系の炉心における増殖比・燃焼反応度・ドップラー係数・ボイド反応度などを評価した結果、所要の設計要求を満足しつつ、燃料取り出し時に30~40%のMA各変換が達成できるとの見通しが得られている。

②燃料照射挙動

高速実験炉「常陽」では、MA 含有燃料ピンの照射試験が行われている。MA 含有 MOX 燃料については、前述の燃料製造試験で得られたペレットを照射試験燃料に組立て、主として高線出力下での元素再分布の挙動確認のための短期照射試験が「常陽」で行われた。この照射試験では、5%Am 含有 MOX 燃料ピン、2%Np-2%Am 含有 MOX 燃料ピンが10分および24時間照射された。設計上、MA 含有 MOX 燃料としては世界最高の線出力約430W/cmを達成した。現在、この照射燃料ピンの照射後試験を行っており、MA 含有燃料の熱設計上注意すべき MA 元素の再分布データ(O/M 比依存性を含む)が、初めて得られつつある。

また、FaCT では、酸化物分散強化型フェライト鋼(ODS 鋼)被覆管の燃料の実用化を目指した開発が行われている。高速実験炉「常陽」では、ODS 鋼被覆管や PNC-FMS ラップ管の材料照射試験が行われている。

4. 2. 2 発電用高速炉利用型(酸化物燃料、非均質リサイクル)

LWR から発生する MA による環境負荷の軽減のため、少数基の FBR で集中的に MA 燃焼する概念であり、現行再処理技術に Am(Cm)回収工程を加え、Pu+Np と Am(Cm)を別に回収する。Pu+Np を使って現行 MOX 燃料技術に基づく施設で Np 添加 MOX 燃料を製造する。Am(Cm)は小規模遠隔燃料製造施設で高濃度 Am-MOX 燃料に製造する。Np 添加 MOX 燃料及び高濃度 Am-MOX 燃料を FBR の燃料とし、炉内で Np、Am、Cm を燃焼する。

この概念では、既存のサイクル技術を利用でき早期 MA リサイクルの実現に資すると考えられるが、MA 燃焼炉心の成立性、高濃度 Am 燃料及びその製造技術開発が技術上の課題となる。

(1) 燃料製造(酸化物燃料、非均質リサイクル)

MOX 燃料に Am が加わると熱伝導率の低下、酸素ポテンシャルの増加による被覆管内面腐食など、燃料ピンにとって好ましくない影響が懸念される。この対策として、ロシア型振動充填燃料に添加されている金属ウランゲッター技術の知見をもとに、燃料顆粒に金属ウランを主成分とする金属顆粒を数 wt% 添加し、酸素ポテンシャルの制御と低温域の熱伝導率の改善を狙った燃料開発が行

われている。

この製造試験の一環として、(10Am-30Pu-60U) O₂ ペレット焼結試験(冷間圧縮・焼結)、5Mo-5U-UO₂ ペレット焼結試験(簡易ホットプレス)が行われた。10%Am 含有 MOX ペレットは、低濃度 Am 含有 MOX と同等の焼結密度で、焼結体は固溶しており、Am は概ね均一に分布し、実燃料母材の高濃度 Am-MOX ペレットの高密度化の可能性が得られた。簡易ホットプレス法では、5Mo-5U-UO₂ ペレットを製作し、添加金属の均質分散などの燃料健全性、適切な製造試験条件などが得られている。

また、MA 取り扱い製造システムの検討が行われており、遠隔製造に適した微粉末飛散防止に優れる製造工程の開発が行われている。

(2) 核変換システム(酸化物燃料、非均質リサイクル)

①システム概念検討

MA 燃焼炉心の成立性を確認するため、高 Am-MOX 燃料の装荷位置と核特性の関係を評価した。内側炉心/外側炉心に高 Am-MOX をリング状に装荷することで、発電炉としての炉心性能を損なわずに効果的な核変換の可能性があることが確認された。また、熱的成立性並びに燃料健全性を評価し、Am の核変換に伴い生じる He ガス放出による燃料の被覆管の累積損傷分数和(CDF)が懸念されるが、被覆管肉厚の増加を行うことで、炉心の特性を損なわない範囲で燃料健全性を担保できることがわかった。

②燃料照射挙動

燃料の照射試験は行っていない。

4. 2. 3 発電用高速炉利用型(金属燃料)

(1) 燃料製造(金属燃料)

軽水炉再処理からの回収 MA には同程度あるいはそれ以下の重量の RE の随伴があると考えられる。この回収組成の金属燃料製造の知見を得るため、MA と RE を使った物性研究が行われた。その結果、回収組成を模擬した合金により均質な燃料製造が可能であること、熱伝導率や弾性などの特性が U-Pu-Zr とほぼ同様であることが確認され、U-Pu-Zr-MA-RE 合金を燃料として使用できると判断された。物性については、U-Pu-Zr-MA 合金燃料として成立する組成範囲を明らかにするために、TRU 含有合金の物性データベースの構築が行われている。また、温度勾配下での U-Pu-Zr-MA-RE 中の Am、RE の再分布挙動把握のための実験が実施されている。

金属燃料の製造法については、射出成型試験設備が整備され、一度に 20kg の U-Zr を溶解し 50 本以上の合金スラグを射出製造する試験が実施されている。また、U-Zr-(0.5-1%)RE、白金族系元素を入れた合金の射出鑄造試験も実施されている。

仏国高速炉 Phenix での照射試験のため、U-Pu-Zr の他、MA や模擬 FP としての RE を含む

U-Pu-Zr+2%MA+2%RE、U-Pu-Zr+5%MA 及び U-Pu-Zr+5%MA+5%RE の組成の MA 含有合金燃料が独国 ITU の施設で製造された。これを仏国被覆管材で被覆し、Phenix での照射試験に供された。また、常陽での金属燃料照射試験のため、国内でも電解精製・射出製造等の試験装置により、U-Pu-Zr のスラグ製造試験が行われた。

(2) 核変換システム(金属燃料)

①システム概念検討

MA 添加燃料を装荷した大型均質炉心および内部ブランケットを装荷した大型非均質炉心のボイド反応度、ドップラー係数等の炉心安全に関する特性と MA 変換率の評価が行われている。

大型均質炉心は、高速炉リサイクル燃料(MA0.5wt%添加)、2%MA 添加燃料、5%MA 添加燃料について評価が行われ、MA 添加率を 5wt.%以下に抑えることで、ボイド反応度が 10\$(仮想的な炉心損傷事故時における即発臨界回避のためのボイド反応度目安制限値)の範囲に収まることが示された。

大型非均質炉心では、MA を 30wt%まで添加した場合の評価を行った。MA30wt.%までのボイド反応度はおよそ 10\$以下となり、実用的な範囲に収まるが、ドップラー係数は大幅に低下する(MA30wt.%の非均質炉心成立性については別途詳細な過渡解析に基づく評価も必要)。MA 変換率は、MA 添加率の増加に伴い増加するが、高濃度 MA 添加炉心では炉内中性子束が低下するため、5-10wt.%の添加率で変換率がピークになることが示された。

②燃料照射挙動

MA 核変換の実証、MA 含有低除染燃料の照射挙動把握のため、2003～2008 年に、仏国高速炉 Phenix において照射試験が実施された。独国 ITU において、U-Pu-Zr をベースに U-Pu-Zr+2%MA+2%RE、U-Pu-Zr+5%MA、U-Pu-Zr+5%MA+5%RE の組成領域を有する 3 種の金属燃料ピンを 3 本ずつ、計 9 本を作製した。これらの燃料ピンをそれぞれ 2.5at%、7at%、11at%まで照射し、照射後試験が行われた。これまでにピンの外径変化、軸方向のスラグの伸び率、金相などのデータが得られている。今後、燃焼度測定、MA 変換率、MA 元素の分布挙動等のデータを取得する予定である。また、「常陽」等での金属燃料ピン(U-Pu-Zr 合金、PNC-FMS 鋼被覆管)の照射試験により、金属燃料合金と被覆管材の機械的、化学的相互作用等の照射挙動の取得を予定している。

(3) 金属燃料乾式再処理

電解精製技術試験が行われており、MOX 燃料ペレットを出発物質として、還元、電解、蒸留、製品化の連続プロセス試験を行い、本技術の成立性が確認されるとともに物質収支が把握された。また、Phenix 照射用の未照射 U-Pu-Zr 燃料を利用した小規模電解精製試験を行い、陽極での燃料溶解、陰極での U、Pu 析出挙動が確認された。

また、実用装置を目指した電解精製装置の技術開発が行われており、析出物掻き取り式の固体陰極により、従来の施設設計上の設定値に対して 4 倍の U 回収速度を達成できることが確認され

た。融体遠隔移送装置の開発が行われ、模擬物質として Gd を用いて、熔融 Cd-Gd をほぼ 100% の物質収支で液輸送し、陰極処理により金属 Gd が回収できることが実証された。射出鑄造工程用のるつぼの改良が行われ、従来のるつぼに比較して繰り返し使用回数を増大させることで、廃棄るつぼの発生量を低減できる見通しが得られた。これらの成果を踏まえつつ、実用電解精製装置の概念設計研究が行われている。

使用済溶融塩からの FP の除去とその処分のための技術開発として、ゼオライトによる FP 元素除去技術及びその固化技術の開発が行われている。ゼオライトによる FP 元素除去技術開発として FP 吸着のバッチ試験を行い、FP 吸着挙動などの性能評価が行われた。また、溶融塩を流動させるカラム試験が行われ、運転条件の絞り込みやイオン交換挙動の評価が行われている。FP を吸着したゼオライトをガラス固化体と同等以上の耐浸出性が期待できるガラス結合ソーダライトに固化するための技術として、HIP 法、PC 法を用いた固化体製造試験が行われている。

4. 2. 3 階層型

(1) ADS 用燃料技術

平成 12 年の報告書では、MA 窒化物燃料の照射データの蓄積、発熱対策、 ^{15}N の経済的濃縮法の開発等が課題とされ、当面は、MA 窒化物燃料の試作及び照射試験を進めるとともに、燃料処理プロセスについては、電解精製試験、回収した MA の再窒化試験を進めるものとされ、これらに対応する活動が行われている。平成 12 年時点では、MA としては Np を用いた実験のデータが少数あったのみであるが、平成 12 年度以降、施設・設備の整備等が行われ、MA として重要な Am、Cm を用いた実験が行われてきている。

炭素熱還元法による MA 含有窒化物燃料の調製については、 N_2 及び $\text{N}_2\text{-H}_2$ 雰囲気での二段階加熱により Am の蒸発を抑制する技術を確立し、(Np,Pu,Am,Cm)N 等の三元系、四元系を含む单相の MA 窒化物固溶体を調製することに成功している。ZrN、TiN 等の希釈材を含有した窒化物燃料の調製については、希釈材含有窒化物固溶体(ZrN の場合)と二相分散型窒化物(TiN の場合)を調製し、ZrN 含有による MA 窒化物の化学的安定性向上を確認している。

MA 含有窒化物燃料の物性測定では、微小試料ならびに酸化防止対応を施した測定により高精度の熱物性測定が実現され、熱膨張率、比熱、熱伝導率等の温度ならびに組成依存性に関するデータが世界で初めて取得されている。これにより、MA を高含有しても窒化物燃料の特長である優れた熱物性が維持されることが確認されている。また、FP の蓄積や希釈材の添加が窒化物の物性値に与える影響を評価するため、模擬 FP 元素を添加した燃焼度模擬窒化物の熱伝導率、熱クリープ速度等の物性値、希釈材(ZrN、TiN)を添加した U 窒化物の熱伝導率、熱クリープ等の物性値が取得されている。

燃料製造工程の発熱対策としては、粉末貯蔵時、燃料組立時及び輸送時における除熱法の基礎的検討が行われ、粉末貯蔵時には平板形状容器を用いた液体中保管が有効であること、燃料集合体組立時にはエントランスノズルからではなく、ラッパ管のないダクトレス燃料の横方向からの強制冷却(空気)が有効であること、輸送時には鉛ビスマス充填容器を用いた事業

所内輸送が可能であること等が示されている。 ^{15}N の濃縮・リサイクル技術については、ADS を用いた窒化物燃料サイクルにおける ^{14}C の生成量の評価、 ^{15}N のリサイクル技術と発電コストへの影響に関する基礎的検討、環状化合物固定化樹脂を用いた ^{15}N 濃縮技術に関する基礎的検討が行われ、燃料製造工程では、 ^{15}N を閉鎖系で取扱うことが発電コストへの影響を数%以内に抑える条件であること、 ^{15}N のリサイクル技術としては、これまでも実績のある低温精留法の利用が有望であることが示された。

窒化物燃料の熔融塩電解試験については、乾式処理プロセスの主工程となる熔融塩電解時の MA 含有窒化物燃料の挙動評価が行われ、AmN の熔融塩電解試験では MA 窒化物の陽極溶解、液体 Cd 陰極への MA 回収挙動が把握された。また、燃焼度模擬窒化物や希釈材添加窒化物の熔融塩電解試験が行われ、それらの影響が把握されている。

乾式処理工程からの窒化物調製については、液体 Cd 中で安定化する MA 及び Pu の再窒化に適用可能な蒸留窒化法が開発されている。蒸留窒化法により、AmN、PuN、(U,Pu)N の生成と Cd の蒸発除去が確認されるとともに、蒸発窒化反応後に回収した窒化物粉末から窒化物ペレットを調製することに成功している。これら窒化物燃料の乾式処理に特有な陽極溶解ならびに再窒化プロセスについては、MA、Pu を用いて実験室規模で技術的成立性が確認されている。

(2) ADS の研究開発

①システム概念検討

階層型概念に関する研究開発では、平成 12 年の報告書に従い、加速器駆動システム(ADS)を中心とした取り組みが行われてきている。課題としては、システム安全性の実証、大電流陽子加速器の開発が挙げられ、当面は炉心設計やシステム制御方法の開発、ビーム窓の開発、構造・材料の設計、核データやモデルの整備・検証が重点課題とされ、これらに対応する活動が行われている。

ADS の設計研究では、熱出力 800 MWth の鉛ビスマス冷却タンク型システムの概念が提案されている。この ADS1 基当たり年間 250kg の MA が核変換可能であり、これは、電気出力 1GWe の軽水炉 10 基で 1 年間に生成している MA 量に相当する。ADS の設計上の問題点として、出力分布の平坦化の検討が行われ、燃料中の不活性母材(ZrN)の添加率を燃焼サイクル毎に調整して燃焼反応度変化を抑制するとともに ZrN 添加率又はピン径を多領域化することで出力分布を平坦化でき、燃料被覆管最高温度を 500°C程度まで下げられ、鉛ビスマス冷却材による腐食の緩和が可能であることが示されている。核設計精度については、核データの共分散データと感度解析手法を組み合わせた評価がなされ、精度向上の必要な核データの特定が行われているが、さらに MA 共分散データの見直しの必要性が指摘されている。未臨界度の監視技術については、KUCA や FCA を用いた実験が行われ、基礎的な見通しは得られている。ADS の構造設計で問題となるビーム窓の設計検討では、球殻を組み合わせるビーム窓概念と、流調ノズルの設置による有効冷却の確保を組み合わせることで、温度及び座屈強度の観点から成立性を見込める概念が提示されているが、腐食、熱流動、照射データの蓄積に基づくさらなる検討が必要な段階である。ビームトリップ事象による未臨界炉心への影響評価については、ビーム窓、燃料被覆管、内筒、原子炉容器壁に関する

疲労損傷解析が行われ、部位ごとに許容ビームトリップ回数が示されている。また、発電系への影響緩和の観点から、蒸気ドラムを有する飽和蒸気サイクルの採用が提案され、400 秒以内のビーム停止であれば、タービンを止めずに対処が可能であるとされている。これらのビームトリップ許容頻度と現状の加速器技術レベルから推定されるビームトリップ頻度が比較され、特に 5 分を超えるビーム停止の回数を低減するために、素早いビーム復帰や余裕のある設計の採用などの方策が必要であることが示されている。また、冷却材ポンプ停止時にビーム停止に失敗する場合（ULOF）等、ADS に関する安全性の予備検討が行われ、ポンプ停止後 10 秒程度以内に加速器を停止する必要があることが示されている。

ADS の開発に必要な鉛ビスマス技術及び核破碎ターゲット技術については、鉛ビスマスの腐食試験、熱流動試験、不純物挙動試験、材料照射試験等が行われている。腐食に関しては、静的腐食試験及びループ試験が行われ、腐食の温度・酸素濃度依存性データが取得され、腐食量低減には、材料への Si や Al の添加、酸素濃度制御が有効であること、流れの乱れによるエロージョン・コロージョンが発生する可能性があることが明らかとなっており、今後の更なる検討及びデータ蓄積が必要とされている。ビーム窓部を模擬した伝熱流動試験では、先端部で温度の不安定挙動が観察されたが、全体的な熱伝達特性は、計算機シミュレーションで精度良く予測可能であることが示されている。鉛ビスマスの中性子照射で生じる ^{210}Po 等の蒸発挙動に関しては、気液平衡分配係数の測定が行われ、世界的に貴重なデータが示されている。高エネルギーの陽子・中性子照射を受けた材料の特性データ整備では、スイスのポール・シェラー研究所 (PSI) の加速器により 580MeV の陽子照射を行った試料の照射後試験が実施され、照射硬化等が通常の中性子照射と大差がないこと、照射条件の範囲では陽子照射材の疲労寿命は非照射材とほぼ同等であること等が示されている。さらに、PSI において行われた MEGAPIE 国際共同実験に参加し、700kW の鉛ビスマス核破碎ターゲットの 4 か月にわたる運転に成功している。

ADS 用加速器については、超伝導線形加速器の構成要素となるクライオモジュールが試作され、最大表面電界の目標 30MV/m が達成されている。また、ADS 用加速器システム全体の最適化設計が実施され、ADS 用加速器 (1.5GeV、30MW) のエネルギー効率の評価や緊急停止系の構成等が示されている。

②燃料照射挙動

窒化物燃料の照射挙動評価については、「常陽」において照射した (U,Pu)N の照射後試験が行われ、低～中燃焼度 (～4.5at%) までの健全性実証と照射挙動の把握が行われている。この際、窒化物燃料の組織再編・FP ガススエリング開始の“しきい温度”が評価されている。さらに、希釈材 (ZrN、TiN) を添加した U フリー窒化物燃料の照射試験が JMTR で行われ、照射条件下では添加した希釈材が窒化物燃料の照射挙動を阻害しないことが確認され、ADS 用窒化物燃料では、添加する希釈材の良好な熱特性により“Cold Fuel Concept”が実現する可能性を示唆するデータが取得されている。MA 含有窒化物燃料については、フランス CEA との協力により、Phenix において (U,Pu,Am,Np)N 及び (Pu,Am,Zr)N 燃料ピンの照射試験が行われている。

[階層型に関する国際協力]

ADS 及びその燃料に関する国際協力では、欧州における ADS の総合的な研究開発プロジェクト EUROTRANS への参加が図られ、燃料(酸化物-窒化物)、ビーム窓概念等で相補的な関係が構築されている。また、フランス CEA との協力により、MA 燃料の照射試験を実施するとともに、未臨界炉物理実験等の情報取得が図られている。ベルギー原子力センターとの協力では、照射試験用 ADS の設計研究や鉛ビスマス中の材料照射等の分野で協力を進められている。核破碎ターゲットの実証試験としては MEGAPIE 国際共同実験に参加し、技術の取得が進められている。この他、Asia ADS ネットワークを形成しての情報交換、IAEA、OECD/NEA 等の ADS、鉛ビスマス研究への参画が図られている。

(4)FP 核変換

FP の核変換技術に関しては、長寿命核種であり、地層処分した場合には地層中を移行しやすく線量評価上重要な ^{129}I (半減期:約 1570 万年)及び ^{99}Tc (半減期:約 21 万年)を対象に、高速増殖炉又は ADS における中性子捕獲反応を利用した核変換の可能性が検討されている。高速増殖炉を用いる場合、金属 Tc、 YI_3 及び ZrH 減速材ピンで構成する FP 核変換用集合体を装荷することで、自身で生成している ^{99}Tc 及び ^{129}I と同量を核変換できる見込みが示されている。ADS の場合、熱出力 800MWt のシステムで電気出力 1GWe の軽水炉 10 基で生じる MA(250kg/y)を核変換すると同時に、径方向ブランケットと軸方向ブランケットに ZrH 減速材とともに対象 FP を装荷することで、 ^{99}Tc では軽水炉(1GWe)約 4 基で生じる量(75kg/y)を、 ^{129}I では同約 10 基で生じる量(57kg/y)の核変換が可能との結果が示されている。

Tc の核変換を行うには、核変換ターゲットとして金属 Tc が候補であり、核変換の結果生じるルテニウム(Ru)との合金も含めて、熱膨張率等のターゲット特性の評価が行われている。 I の核変換ターゲット候補材としては、 YI_3 、CuI 等が検討されているが、被覆管との両立性、化学的安定性等に優れた最適な化合物の選定に至っていない。

4.3 共通基盤技術

平成 12 年の報告書では、課題として、MA 及び FP の核データや物性データの充実・精度向上等が挙げられ、核変換サイクルに関する共通基盤技術として、これらに対応する活動が行われている。

MA 及び FP の核データについては、放射化法により $^{237,238}\text{Np}$ 、 $^{241,243}\text{Am}$ 等の熱中性子捕獲断面積が測定されるとともに、即発ガンマ線法により ^{93}Zr 、 ^{107}Pd 等の熱中性子捕獲断面積データが整備されており、その中には世界初となるデータも多数含まれている。また、 ^{237}Np 、 $^{241,243}\text{Am}$ については、共鳴エネルギー領域の中性子捕獲断面積が測定されている。また、J-PARC の物質生命科学実験施設のビームラインに飛行時間法による核データ測定用ビームラインが整備されつつあると

ともに、高速中性子領域の中性子捕獲断面積測定技術が開発されつつある。核データの評価に関しては、アクチノイド核種として ^{225}Ac から ^{255}Fm まで 62 核種の核データを含む JENDL-3.3 が公開され、79 核種に対象を広げた JENDL アクチノイドファイルも整備されている。さらに、アクチノイド核種その他 FP 核種等も含む最新の実験データを反映した JENDL-4 が整備中である。高エネルギー核データについては、入射エネルギー 3GeV までの中性子及び陽子反応の核データを収納した JENDL 高エネルギーファイルが公開されている。これらの核データ評価には独自に開発された理論計算コードが利用されている。

核データの積分的検証では、高速実験炉「常陽」及び英国の高速増殖原型炉 PFR を用いて実施された MA サンプル照射試験の解析・評価が実施され、 ^{241}Am の捕獲反応のうち基底状態の $^{242\text{m}}\text{Am}$ を生じる反応の割合(分岐比)が従来値の約 0.80 よりも約 0.85 の方が確からしいことが確認されている。MA を大量に装荷した臨界実験としては、ロシア IPPE 研究所で行われた ^{237}Np 酸化物約 10kg を装荷した臨界実験データを入手して解析が実施されている。Np の存在により中性子スペクトルが高エネルギー側にシフトし、Na ボイド反応度や制御棒価値が変動することが、実験及び解析の両面で確認されるとともに、この実験解析を加えた断面積調整により、Np 装荷高速炉の Na ボイド反応度の核データ起因誤差が低減できることなどが示されている。

MA 物性データ等については、取り扱い設備の整備や試料の調達が必要であり、平成 12 年以降、NUCEF 施設内に高純度アルゴンガス雰囲気での超ウラン元素の実験が可能なホットセルである TRU 高温化学モジュールが整備された他、AGF、WASTEF、燃料研究棟、CPF 等の施設内に各種のグローブボックス設備が整備され、それまで実施できなかった Am を始めとする MA を対象にした実験が行われてきている。MA 実験試料の調達については、輸入による調達の他、NUCEF 施設において Am 含有廃液から Am を分離・回収するなど、自前での準備も図られるとともに、原子力機構から国内大学への供給も計画されている。MA 化合物の物性測定では、酸化物、窒化物、合金等について、比熱容量、熱拡散率、熱伝導率、酸素ポテンシャル、熱膨張率、蒸気圧、状態図等の測定が行われている。乾式再処理のための基礎データとしては、熔融塩中の MA 化合物の電気化学的挙動データの取得が行われている。さらに、基礎的なデータとして、放射光や核磁気共鳴法を利用した MA 化合物の電子構造解析が行われている。分離変換技術の開発を支えるアクチノイドの研究のより一層の活性化と若手研究員の人材育成を目指し、超ウラン元素取り扱い設備・施設の連携と人的交流を通じた知的連携を図るために、原子力機構、電中研、国内の大学が参加する「日本アクチノイドネットワーク(J-ACTINET)」が設立されている。

4. 4 各概念の特徴比較

資料 6-1-2 を基に記載予定。

4. 5 分離変換のコストに関する検討

資料 3-1-2 を基に記載を詳細化する予定。

OECD/NEAにおけるコスト評価試算例

- ・2006 年に実施された OECD/NEA「Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management」(先進的核燃料サイクルと放射性廃棄物管理)におけるコスト評価試算結果。
- ・様々な核燃料サイクルオプションを設定し、それぞれで生じる放射性廃棄物のための処分場性能等进行评估。
- ・解析結果は、コスト要因とそれらの不確かさの影響を、感度解析を通して示すことを目指したもので、結果は「指標的」なものであり、多様な核燃料サイクルのコストへの影響は、ワンスルーの 120%以内。コストの大部分は原子炉のコストが占める。また、評価に用いた単価の上限と下限を考慮すると、上記のコスト上昇は信頼性幅の範囲内。

第5章 海外における分離変換技術に関する研究開発等の現状

5.1 フランス

フランスは、59基の商用発電炉により電力の80%近くを原子力発電によっている。使用済燃料の再処理を行い、MOX燃料を20基の商用発電炉で利用している。原子力発電に伴う放射性廃棄物の処分までを含めて、燃料サイクル全体について検討が進められてきている。

フランスでは、1991年12月に「放射性廃棄物管理研究法」が制定された。そこでは、自然、環境、公衆の健康の保護、後世代の権利の尊重を念頭に、高レベル放射性廃棄物の管理に関して15年間にやるべき研究開発の枠組を規定し、毎年報告書を提出するとともに2006年までに研究を総括した報告書を提出することが義務付けられた。その中で、分離変換、地層処分、長期中間貯蔵の研究が進められた。分離変換の研究については、フランス原子力庁(CEA)が中心となり、フランス国立科学研究センター(CNRS)及び大学も参加して進められた。CEAは、2005年6月に、法律で定められた研究報告書を政府へ提出した。

議会科学技術評価局(OPECST)は、2005年1月～2月に3回の公聴会(Public Hearing)を実施した上で、2005年3月に「放射性廃棄物管理研究の進捗状況及び今後の展望に関する報告書」を議会へ提出した。そこには、「1991年の法律に基づいて実施された研究により、分離変換、地層処分、及び長期中間貯蔵のそれぞれの利点が明らかにされ、それらの補完性が証明された」こと、「法律により、放射性廃棄物管理の方法として、分離変換、地層処分、及び長期中間貯蔵を利用するという原則決定を下すべきである」ことなどが述べられている。

公開討論国家委員会(CNDP)は、2005年9月～2006年1月に15回の公聴会(Public Debate)を実施した上で、2006年1月に報告書を公表した。

国家評価委員会(CNE)は、2006年1月に「1991年12月30日法律のもとに実施された諸研究に関するCNEの総括評価報告書」を政府へ提出した。そこには、「放射性廃棄物管理の全体戦略を15年の研究成果から策定すること」、「地層処分を基本方策として採用し、徹底的に研究すること」、「分離変換に関する研究を第四世代炉系の要求との関連において方向付けをし直し調整すること」、「核変換に関する研究プログラムEUROTRANSの終了時において、加速器駆動システム(ADS)の役割と将来について結論を出すこと」などが述べられている。

また、仏政府の要請により、2005年9月から、OECD/NEAにおいて、1991年の法律における分離変換研究の成果報告書について、10名の専門家(米国3、日本2、EC2、ロシア1、ベルギー1、スイス1)による国際ピアレビューが実施され、2006年2月に最終報告書が仏政府へ提出された。

このように、1991年の法律における研究成果について、国内外の専門機関による評価、議会科学技術評価局の報告書、また公開討論会の総括報告書等が出され、それらに基づいて、2006年6月に、「放射性廃棄物等管理計画法」が成立した。そこでは、長半減期の中・高レベル放射性廃棄物の管理に関し、長半減期放射性元素の分離変換、地下深部の地層における可逆的処分、及び貯蔵の相補的な基本方針に基づき、これら廃棄物に関する調査研究を行うことを定めている。

長半減期放射性元素の分離変換については、第四世代原子炉及び加速器駆動システムの調査・研究と連携して推進し、2012年までに産業化の見通しを評価し、2020年までに原型炉の稼動を目

指すことと規定されている。地下深部の地層における可逆的処分については、2015 年に可逆性のある地層処分場の設置許可申請、2025 年に操業開始を行えるよう目指すことと規定されている。貯蔵については、調査した需要、特に収容力および保管期間に応じることのできるよう、遅くとも 2015 年には、新しい貯蔵施設の建設もしくは既存施設の改造を行うことを目標に推進することと規定されている。

燃料サイクルにおける分離変換の方式としては、MA を U 及び Pu とともに高速炉のドライバー燃料としてリサイクルする「均質リサイクル」、ならびに MA は U 及び Pu とは別の燃料／ターゲットとしてリサイクルする「非均質リサイクル」の 2 通りの考え方を堅持している。非均質リサイクルの場合は、MA 燃料／ターゲットを高速炉の炉心の一部に装荷する方式と ADS へ装荷する方式の 2 通りがある。

分離技術の研究開発では、湿式再処理において、均質リサイクルに適用できる GANEX と呼ばれるアクチノイドの一括抽出法の研究開発が進められているが、未だそのような抽出剤は見出されていない。非均質リサイクルのためには、再処理において、U 及び Pu を分離した後に、Am 及び Cm を分離する必要がある。2005 年に、ATALANTE の CBT において、軽水炉使用済み燃料 13 kg を用いて、U 及び Pu だけでなく Np も回収する改良 PUREX 法により Np を 99.6% 以上を分離後、DIAMEX-SANEX 法により、Am 及び Cm をそれぞれ 99.9% 以上を分離することに成功した。しかし、Am 及び Cm の分離法について、改善の余地が多くあることも明らかになった。

核変換用燃料の研究開発では、1980 年代に均質サイクルのための Np または Am を 2% 添加した MOX(U-Pu 混合酸化物)燃料ならびに非均質リサイクルのための Np または Np+Am を 40% 含有する UO_2 燃料の照射試験 SUPERFACT が実施された。

非均質リサイクルのための燃料については、MgO をイナートマトリックスとする CERCER 燃料の研究が行われるとともに、欧州における共同研究プログラムにおいて、Mo をイナートマトリックスとする CERMET 燃料の研究が行われている。

5. 2 米国

米国は、104 基の商用発電炉により電力の 20% 程度を原子力発電によっている。使用済燃料の再処理はせずに、直接処分するという政策であるが、現在すでに 58,000 トンの使用済燃料が発電所サイトに貯蔵されており、毎年約 2,000 トンの使用済燃料が発生する。そのため、2010 年頃には、計画しているユッカマウンテンの処分場の容量(63,000 トン)を超える量の使用済燃料が蓄積されるという事情がある。

1999 年に加速器駆動の廃棄物核変換システムの研究開発を行う ATW(Accelerator-driven Transmutation of Waste)計画、2001 年には ATW を改組した AAA(Advanced Accelerator Application)計画が策定された。そこでは、商用軽水炉の使用済燃料からウランを分離した後に、MA とともに Pu も ADS で燃焼・核変換するという構想であったが、燃焼・核変換すべき Pu 量が大量であり、ADS の負担が過大になるという欠点があった。2003 年には、バックエンドに関してより広

く検討・研究開発を行う AFCI(Advanced Fuel Cycle Initiative)へと発展してきた。

2006 年 2 月に、GNEP(Global Nuclear Energy Partnership; 国際原子力エネルギーパートナーシップ)構想が発表された。そこでは、核不拡散性に優れた Pu を単離しない方法により、商用発電炉の使用済燃料を再処理し、Pu 及び将来的には MA も高速炉の燃料としてリサイクルする計画である。これにより、直接処分の場合に比べて高レベル廃棄物の体積を大幅に減少させ、今世紀における第 2 処分場の必要性を回避しようとするものである。

処分場を有効に使用しようということから、軽水炉使用済燃料の再処理においては、Pu を単離しないことが大前提ではあるが、使用済燃料の大部分を占める U を分離し、再利用のための貯蔵または廃棄物として簡単に処分できるようにすること、及び発熱性核分裂生成物の Sr 及び Cs ならびに MA を分離することなどが基本的考え方である。再処理法としては、Pu を単離する PUREX 法に代わるものとして、種々のバリエーションのある UREX+法の研究開発が行われている。

UREX+1a 法は、UREX 法により U を単離し、FPEX 法により Sr 及び Cs を分離した後に、TRUEX-TALSPEAK 法により、Np、Pu、Am、Cm を分離回収するものである。2006 年には、軽水炉使用済み燃料 1 kg を用いて、UREX+1a 法の試験が行われ、99.9%以上の U、Np、Pu、Am、Cm の回収に成功した。

UREX+1a 法では、超ウラン元素が一括して回収されるため、燃料製造においては、ホットセルにおける遠隔製造が必要になる。これを回避するために、Am 及び Cm は Np 及び Pu と分けて回収するプロセス UREX+3 法の研究開発も実施されている。

UREX+1a 法は MA の均質リサイクル用の再処理法であり、UREX+3 法は MA の非均質リサイクル用である。

軽水炉使用済燃料から回収される Pu 及び MA は高速炉に装荷される計画であるが、その化学形については酸化物または金属が検討されている。MA 含有の高速炉燃料の開発については、金属燃料について、均質リサイクル用及び非均質リサイクル用の燃料照射試験が、ATR 及び Phenix で行われている。

5.3 欧州

2007 年 9 月に、欧州委員会 EURATOM が発表した「持続可能な原子力エネルギー技術開発プラットフォーム構想」(SNE-TP: Sustainable Nuclear Energy Technology Platform - A vision report)は、持続的な原子力エネルギーの生産、経済性の向上、ならびに核拡散抵抗性及び安全性の継続的な改善を目標に、短期、中期及び長期の原子力エネルギー技術開発のビジョンを提示した。その中では、「MA のリサイクルは、地層処分する廃棄物の放射能と発熱量を減少させ、それにより、地層処分に必要な隔離期間と処分場容量を減少させる」として、分離変換より MA の潜在的エネルギーを利用できるとともに、長半減期放射性核種を消すことができるが、MA のリサイクルの実現には、今後の研究開発が必要であるとともに、地層処分へのインパクトを考慮に入れながらコストと利益を比較する必要がある、と述べている。また、「MA を燃焼させる高速中性子体系として、技術的及び経済的観点から、加速器駆動システムと臨界体系の高速炉とを比較することになる」と

している。

欧州委員会 EURATOM による研究開発プログラムである欧州枠組みプログラム(Framework Programme: FP)では、分離技術、核変換用燃料、核データ・炉物理、液体重金属や材料、分離変換技術導入のインパクト等の分離変換技術の研究開発プロジェクトが実施されている。第5次枠組みプログラム(1998年から2002年に開始)では15件のプロジェクトに69 M€(この内EUの負担は28 M€)、第6次枠組みプログラム(2002年から2006年に開始)では11件のプロジェクトに81 M€(この内EUの負担は43.5 M€)の投資が行われた。代表的なプログラムとして、EUROTRANS、ACSEPT、ACTINETが挙げられる。

EUROTRANS プロジェクトは、加速器駆動システム(ADS)の総合的な研究開発プロジェクトで、2005年4月から2010年3月まで33機関が参加し、45 M€(約72億円、この内EUの負担は23 M€)が投資されている。EUROTRANS プロジェクトの目標は、ADSによる核変換技術の成立性評価のための最新で信頼性のある基盤を確立し、実験炉級ADSの詳細設計と建設段階へ進むかどうかの判断材料を提供することである。ADS開発に必要な5つの領域(設計研究と加速器開発、加速器－中性子源－未臨界炉結合実験、核変換用燃料、液体重金属技術と関連材料、核変換に関する核データ)で研究開発を実施している。

ACSEPT プロジェクト(分離技術の研究開発)は、2008年から2012年まで、34機関が参加、24 M€(この内EUの負担は9 M€)が投資されている。非均質リサイクルのためのMAの選択分離の研究開発と均質リサイクルのためのアクチノイドの一括分離の研究開発、湿式法及び乾式法の研究開発が実施されている。

ACTINET(欧州アクチノイド研究ネットワーク)は、2004年から2008年まで、30機関が参加しており、将来の原子力エネルギー利用の基礎として、アクチノイド科学の研究が重要な役割を果たすとの認識で、アクチノイド科学の研究の活性化と若手研究者の育成を目的としている。施設の共用、共同研究、教育・訓練(サマースクール等)を3つの柱として活動し、アクチノイド分離化学、地質環境におけるアクチノイド、及びアクチノイド物質科学の3つの領域で共同研究が実施されている。2009年からは、ACTINET-I3として、活動が引き継がれる予定である。

第6章 今後の研究開発の進め方

6. 1 研究開発の評価

第7回検討会の議論を基に記述を詳細化する予定。

- ・ 分離プロセスについては、小規模ながら実廃液を利用した一連のプロセス試験が行われ、実験室規模での原理実証は行われている。しかし、工学的プロセス実証に着手するには解決すべき課題が存在する。
- ・ MA 含有燃料については、基礎的物性データの取得やサンプル照射試験が実施され、基礎的な知見が得られている。しかし、高線量、高温環境下での MA 含有燃料製造の工学規模での技術的成立性を判断できる状態ではない。特に、MA 非均質装荷高速炉及び ADS 用における非均質 MA リサイクル時の燃料製造技術については知見が乏しい。
- ・ 核変換システムについては、発電用高速炉技術の一機能として、FS 及び FaCT で実施された MA 均質リサイクル時の炉心設計検討結果が示され、MA を含有させた MOX 燃料のペレット製造試験により得られた特性評価等から、均質 MA リサイクル燃料の可能性が予測されているものの、現時点ではその実用性を評価できる段階でない。
- ・ MA 非均質装荷炉を対象とした研究開発については、均質装荷炉と同じレベルで比較を行うための十分なデータが得られていない。
- ・ ADSについては、平成 12 年から相当程度の進捗があった。少ない予算で国際協力も活用し、基本的な成立性を見込める基礎的なデータを蓄積してきた点は評価できる。しかし、工学的・経済的な面からの成立性を評価できる段階ではない。
- ・ 全体として、基礎的・基盤的取り組みにはある程度の進捗があり、その科学的な進展は高く評価できる。しかし、いずれの方式（発電用高速炉利用型、階層型）に対しても、信頼性のある基礎的データが不足しており、その実現性・経済性を論じられる段階にはない。

6. 2 研究開発課題の整理

6. 2. 1 分離プロセス

MA 及び FP の分離技術に関しては、2010 年頃から議論を開始する予定の第2再処理工場の仕様と密接に関連する。第2再処理工場に適用する再処理プロセスを選定するために、当面は必要な技術的情報を整備する観点での多様なプロセスの開発が求められる。

(1) 湿式分離

U、Pu、Np を一括回収する高効率抽出システム及び抽出クロマトグラフィー法による MA 回収技術については、FaCT の一環として、実用施設の概念設計の段階にある。U、Pu、Np の一括回収に

については、従来技術の延長にあり、今後はプロセス条件の最適化、計算コードによる Np 挙動予測法の確立等が当面の課題である。抽出クロマトグラフィー法による MA 回収技術については、分離性能評価、吸着材の安定性・安全性評価等が当面の課題である。

溶媒抽出法による MA 分離技術については、抽出クロマトグラフィー法と共通する溶媒研究の中で分離性能評価、分離条件最適化、抽出剤の安定性・安全性評価等に係るデータを充足させていくことが必要と考える。

Sr-Cs 分離技術については、基礎的な取組みとして、抽出クロマトグラフィー法の性能評価及び採否の判断、最適吸着剤の決定、固化法の検討等が当面の課題である。白金族元素の分離については、他の分離工程との組み合わせた全体システム案の構築、利用目的・開発目標の検討とそれに適した分離法の選択等、工学技術、実用技術までレベルを上げるためには多くの課題がある。これらの基礎基盤的な取組みについては、要素技術の最適組み合わせの検討、要素技術間の結合上の問題解決等の課題に総合的に取組むことも必要である。

分離技術の実用化に向けては、以上で述べた当面の課題を克服した上で、工学規模装置の開発（遠心抽出設備、抽出クロマトグラフィー設備）、廃液処理技術の開発、製品の転換技術の開発、リサイクル原料を用いた工学規模でのホット試験による技術実証が必要である。

（2）乾式処理

高レベル廃液からの分離プロセスについては、実機の 1/10 規模でのコールド試験による、前処理工程（脱硝、塩化物転換）で発生する残渣と溶融塩の分離技術や前処理工程での揮発物対策等の前処理技術の工学装置の開発が当面の課題である。また、実廃液を用いての小規模実廃液試験によるプロセス技術開発の実証が必要である。

6. 2. 2 核変換サイクル

（1）発電用高速炉利用型（酸化物燃料）

a) 燃料製造

簡素化ペレット法の成立性に係る脱硝・転換・造粒一元処理について、プロセス成立性の確認などが課題であるほか、MA を取り扱うことに対応したセル内遠隔設備開発については、遠隔での操作や保守／補修性を考慮した機器設備の開発、機器状態の遠隔監視・異常診断技術の開発、分析・検査技術の開発等が必要である。TRU 燃料取扱技術については、熱流動解析に基づく設備設計と技術実証が必要である。

これらの技術については、FaCT の一環として進められており、2015 年までに基本設計の段階に移行するものとされている。

b) 核変換システム

炉心燃料設計については、燃料基礎物性研究の成果に応じて、それを反映した設計研究を進め、プラントに係る研究開発と整合する炉心設計及び燃料設計の成立性を確認することが当面の課題

である。照射試験及び照射後試験については、段階的な照射試験により、燃料としての実用性を見極めつつ、最終的には低除染 TRU 燃料の照射健全性実証につなげていく必要がある。

c) 燃料再処理

MA リサイクルに係る再処理上の課題については「6. 2. 1 分離プロセス (1) 湿式分離」と同様である。

d) MA 非均質サイクル

ウラン等の金属顆粒を添加した高濃度 Am 添加 MOX ターゲット燃料については、基本製造プロセスの成立性、物性測定、照射挙動等が当面の課題である。また、小バッチサイズ、密閉化等による発熱・微粉末対策が必要である。照射挙動に関しては、形状安定性、結晶安定性、ミクロ構造進展、熱伝導率低下、FCCI、スエリング、O/M 比変化等の課題を解決する必要がある。

上記ターゲット燃料の再処理についての実用化に向けた課題は、FaCT の課題と基本的に共通であり、発熱/放射線増加への対策、Am、Cm 分離の高度化、大規模セル(遠隔)での再処理技術開発、耐放射線溶媒の開発・選定が必要である。

(2) 発電用高速炉利用型(金属燃料)

a) 燃料製造

U-Pu-Zr 合金を母材とした MA 含有金属燃料に関しては、MA 含有燃料の均質性の確認や鑄造装置、手順の最適化による Am の蒸発対策の確立等の要素試験による技術の高度化が課題である。また、実用化のためには、蒸留、射出鑄造での坩堝材料開発、寿命評価が必要である。

b) 核変換システム炉心燃料設計においては、解析結果の妥当性を評価し、過渡事象における炉心安全性の評価手法を確立することが課題である。また、MA 含有金属燃料の照射挙動については、照射試験による MA 含有金属燃料固有の燃料挙動(燃料成分の再分布、MA と被覆管の両立性等)を把握することが課題である。

c) 燃料再処理

MA 含有金属燃料の乾式再処理技術については、照射済燃料試験による実証試験を行い、実燃料を用いたマスバランスの評価が必要である。また、工学基礎技術を開発するために、実機の数分の 1 規模での連続試験を実施するとともに、各要素技術の実用プロセス化を図ることが課題である。また、計量管理技術として、乾式再処理に適した計量管理概念、技術の確立や U/Pu/MA/FP 共存条件でのプロセス計量管理精度の向上が課題である。さらに、乾式再処理特有の廃棄物処理・固化技術の開発を行い、廃棄物処分の最適化、合理化を検討する必要がある。

(3) 階層型

a) 燃料製造

MA を主成分とした窒化物燃料については、工学実証試験に向けた燃料製造工程の最適化、製造時の TRU ロス(特に Am)の定量化、 ^{15}N 閉鎖系での燃料製造技術確立、雰囲気不純物(H_2O 、 O_2)の製品への影響評価、発熱・遮へい対策、燃料物性データベースの整備(Cm を含む)、MA 窒化物燃料の照射挙動評価等が当面の課題である。実用化に向けては、工学規模装置の開発(遠隔操作、発熱対策、不活性雰囲気)、工学規模へ展開できる ^{15}N 濃縮技術の開発、計量管理技術の開発等が必要である。

b)核変換システム(ADS)

未臨界炉技術については、炉物理特性の把握、未臨界度監視技術及び運転制御法の確立、MA 装荷炉心の模擬実験等が当面の課題である。

鉛ビスマス冷却材技術については、材料防食技術の確立、伝熱流動データの蓄積、流量・流速測定及び制御技術の開発、Po を含む不純物管理技術の確立等が当面の課題である。核破碎ターゲット技術については、ビーム窓材料の照射損傷影響のデータベース蓄積、伝熱流動データの蓄積、核破碎生成物管理技術の確立等が当面の課題である。

超伝導陽子加速器技術については、大電流化、高信頼性確立、連続ビーム化、短尺化等が当面の課題である。

c)燃料再処理

窒化物燃料の乾式処理技術については、工学実証試験に向けた燃料再処理工程の最適化、電解・回収・再窒化工程での TRU 及び希釈材の物質収支把握、雰囲気不純物(H_2O 、 O_2)の物質収支への影響評価、材料開発(坩堝、セル他)、プロセスシミュレーションコードの開発、小規模ホット試験の実施等が当面の課題である。工学的課題の多くは金属燃料サイクルと共通であり、研究開発成果の共有が可能である。

(4)FP 核変換

FP 核変換用ターゲットの開発については、候補材の照射、照射後試験、処理試験に基づく候補材の絞り込みが当面の課題である。

6. 2. 3 基盤・基盤データと計算科学

MA や同じく高発熱性の ^{238}Pu 等、取扱の困難な超ウラン元素については、核データ精度の向上とともに、各種の基礎データを充足し、さらに計算科学を積極的に利用することで、開発の効率化と技術の信頼性の確保とに結びつけることが不可欠である。

核変換システムの核設計については、MA 核データの整備と積分的検証等が課題であり、MA 試料が使用可能な TOF 測定中性子ビームラインが J-PARC の物質生命科学実験施設に整備中である。しかし、安全審査及び経済性向上に資する核データの整備には積分データ取得による核設計の検証は不可欠であり、MA 燃料が使用可能な臨界実験装置の整備が必要である。

MA 含有燃料については、アクチノイド物質の熱力学データを始めとして燃料基礎物性データを充

実する必要がある。取得した基礎データに基づいて機構論的モデルを構築することでコードの計算精度向上を図ることができる。これを、プルトニウム燃料第一開発室、AGF、NUCEF、WASTEF 等の既存施設で実施する各種ホット試験と組み合わせる。

MA 含有燃料の核拡散抵抗性の向上で欠かせない計量管理技術については、核種それぞれの燃料サイクル工程での挙動に関する理解を基礎として、MA 燃料取り扱い施設に適用できる方法を開発する必要がある。

6. 3 分離変換研究に必要なインフラストラクチャ

(1) 分離プロセス

使用済燃料に対する分離技術開発では、U-Pu を用いた試験により分離プロセス構築の見込みを得た後に、実際の使用済燃料を用いた試験を実施することが必要となる。U, Pu(および Np) 分離後の溶液からの Am や Cm の分離及び FP の分離のプロセス開発では、Am-Cm をランタノイド元素で代替することで、非放射性物質による試験が可能であるが、プロセス実証には、実液、実高レベル廃液を用いた試験によるデータの拡充が必要である。

我が国において、実際の使用済燃料を用いた湿式再処理に関する研究開発を実施できる施設は実験室規模のホットセル施設に限定され、現状では、原子力機構の高レベル放射性物質研究施設(CPF)、再処理技術開発センター内の小型試験設備(OTL)、および燃料サイクル安全工学研究施設(NUCEF)の $\alpha\gamma$ セルの 3 施設のみである。なお、極小規模の分離試験であれば、原子力機構の照射燃料試験施設(AGF)などでも実施可能である。

分離技術の実用化には、工学規模でのホットリサイクル試験が必要であるが、実験室規模でのホット試験、工学規模でのコールド機器開発、模擬高レベル廃液による試験等によって知見を蓄積し、実燃料、実液による工学規模での試験の実施可能性を見極めた上で工学規模試験に移行するべきである。

(2) MA 取扱い施設

AmやCm等のMAを含有する燃料の特性や照射挙動は、U-Pu系燃料の延長上でも未だ解明されていない部分があると考えられ、世界的に見てもAmやCmを含有した燃料の研究開発は未だ少ない。MA含有燃料では、放射性壊変に伴う崩壊熱の発生やHeの生成、高い中性子線量率などの取扱上の問題があり、AmやCmをマクロ量で取扱う燃料施設では α 線や γ 線に対する対策に加えて、発熱対策や中性子線に対する遮へいが必要であり、その取扱量に応じて重厚な対策が必要となってくる。

現在、AmやCmをマクロ量で取扱うことができる燃料施設は世界的に見ても限られている。我が国では、MA量にしてマイクロ～十グラムレベルを取扱えるプルトニウム燃料第一開発室、AGF、WASTEF及びNUCEFでMA含有燃料の物性試験等が行われている。

MA核変換の基礎的な研究開発段階では相対的に施設負荷の小さい燃料ピンレベルあるいはペレットレベルでデータの充実を図り、集合体レベルの施設設計・建設・試験実施に向けて必要な基

礎データの取得を継続することが重要である。

(3) MA 燃料照射施設

新しい燃料の開発には、照射試験を行い、照射中の燃料挙動等について十分な知見を蓄積し実用性を見通していくことが必要である。「常陽」では、対面間距離約8cmのラッパ管に収まる範囲で、金属燃料を含む種々の照射装置の許認可を取得している。MA含有MOX燃料については、既にMA含有MOX燃料ペレットの短期照射が行われ、照射後試験が実施されている。一方、海外を含め高速中性子の照射場は非常に限られており、今後の研究開発については高速中性子照射場を提供する照射施設が必要である。なお、ADS におけるMA を主成分とする専用燃料の開発においては、照射試験を国内で実施するための許認可、ピンレベルの燃料製造と照射後試験のための施設整備が併せて必要である。

(4) 核変換システムの核特性実験施設

MAやLLFPの核変換システムを実現するためには、その核特性の検証が必要となる。核特性の検証には、核データ測定等の微分測定と積分実験が必要である。

核断面積の測定については、UやPuなどの主要核種のデータが、1950年代頃から世界中で盛んに取得されたが、MA核種については、試料の調達や取扱いの困難性から十分なデータが不足しているのが現状である。現在、スイスCERNや我が国のJ-PARCなどの加速器施設を用いたMA核種の核断面積測定が実施または計画されている。

一方、研究炉などでMA 試料を照射し、その組成変化を調べる照射後試験や、臨界実験装置を用いた積分実験は、これまでも既存施設で可能な範囲で行われてきた。高速中性子による照射試験は、英国PFRや我が国の「常陽」を用いて実施され、臨界実験では、我が国のFCAにおいて10 g程度のMA試料のサンプル反応度価値や核分裂計数管を用いた反応率の測定が、系統的に中性子スペクトルを変化させて行われた。さらに、ロシアのBFSでは、10 kg程度の²³⁷Npを炉心に装荷して、MA装荷高速炉の模擬実験が行われた。

このように、積分実験については、既存の施設を用いて、できる範囲の測定が行われてきたが、今後は、より本格的なMA 核変換システムの模擬実験、特にAmを大量に含んだ燃料を用いて、冷却材ボイド反応度、ドップラー反応度、実効遅発中性子割合などに関する実験が必要であると考えられる。また、核変換専用システムであるADSについては、ADSに特徴的な事項として、核破碎中性子源と高速未臨界炉心を組み合わせた場合の中性子増倍特性、出力分布などの基本核特性や未臨界度のモニタリング手法の確立(燃料交換作業時、運転時など)等の核特性検証が不可欠である。

6. 4 今後の研究開発の進め方

今後の研究開発においては、以下の事項に留意して研究開発を進めていくことが重要である。

(1) 研究開発体制

平成 12 年報告書では、「発電用高速炉利用型と階層型とは、それぞれに特徴があり、核燃料サイクルのオプションに多様性を与えるものであることから、当面は双方の技術開発を進めることが適切である。」としたが、本検討会においても同様の結論を支持する。

発電用高速炉利用型については、現在 FaCT で将来の高速炉に求められる安全性、経済性、資源有効利用性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性の開発目標を達成することを目指して研究開発が進められており、今後も高速増殖炉サイクル技術の確立に向けた研究開発を進めていくべきである。現状では、MA 含有燃料を使用する炉の核特性及び燃料特性については十分な議論ができるには至っておらず、今後、物性データや照射データ等の基礎的なデータを拡充していく必要があると考えられる。

一方、発電用高速炉での MA 非均質装荷炉心や ADS を中心とした階層型については、工学的・経済的な面から成立性を評価できる段階でない。ただし、これらの概念については、発電体系における MA 取扱いの負荷を低減できる可能性があり、高速炉の早期実現を進めるための相補技術になり得る観点からも、FaCT の補完概念として今後も技術的実現性を探索するべきである。

したがって、現段階では何れかを選択するという観点からではなく、各々の研究開発を進めつつ、相互の連携を深め、既存の概念に拘泥することなく、常に新しいアイデアを吸収しつつ研究開発を進めていくことが重要である。

(2) 核変換サイクルの中での分離変換の位置付け

分離変換技術は、発電体系における MA 取扱いの負荷を減らし、地層処分をより合理化できるシステムの構築に資する可能性のある技術であり、将来の原子力発電体系全体の中でその位置付けを考える必要がある。

MA の分離変換を行うには、MA の分離、保管、燃料加工や検査等の取扱い上のリスクが伴う。また、FP 分離・貯蔵については、地層処分をより合理的に行うことができる可能性があるが、地上での長期管理のリスク及び経済的負担が伴う。更に、分離変換の導入に伴い新たに発生する廃棄物や二次廃棄物について、その発生量や処分方法についても具体的な検証をしていく必要がある。このように、分離変換の導入の検討にあたっては、分離変換を導入することによる長期的なメリットと短期的なリスク等についても定量的に評価し、社会の理解を得る努力が必要である。また、分離変換の導入時期を検討する際には、今後の廃棄物処分の状況や第 2 再処理工場のあり方に関する議論等を踏まえ、より現実的な導入シナリオが強く求められる。

放射性廃棄物の有効利用については、平成 12 年から具体的な進展はなかったが、有効な活用方法の可能性を検討することは価値がある。安全性を確保した具体的な利用方法や経済性を検討するために今後も研究開発を行うことが必要である。

(3) 研究開発施設・インフラストラクチャ整備

分離変換技術の開発は、核燃料サイクルの基礎分野において優れた研究成果を出し、原子力

の基礎基盤分野での裾野を広げ、原子力全体の技術レベルを高める効果が期待される。こうした基礎基盤分野の研究開発を支え、今後の長期間に渡るMA分離変換に関する研究開発を行う上でMAを取扱い得る施設(例えば、MA取扱いを想定したホットセル、MA装荷が可能な炉物理試験施設、高速中性子照射場等)の維持・整備が必要である。

分離変換に関するシナリオの評価、施設の設計等には、HLWの生成及び核変換に関わる基礎的な物理定数である核データについて、十分な精度で測定・評価し、ライブラリとして整備する努力を継続する必要がある。特に、MA装荷炉心の核的安全性を担保することが重要であり、臨界実験装置によるMA装荷炉心の炉物理データと解析コードの開発は重要な役割を果たす。

こうした基礎データを充足していくために必要な施設は、核変換方式に関わらず共通の課題であるため、産業界、大学を含めた我が国原子力界全体の視点で最適な施設を検討しながら整備を進めていく必要がある。その際には、我が国だけでなく、国際協力も視野に入れる必要がある。また、分離と核変換は相互に試験試料を供する関係にあり、継続的に実験を進めるためには、MA試料の調達計画も課題となる。さらに、MAに関わる法規制のあり方等について、日本原子力学会等での議論を行い、より合理的な規制体系の構築を同時に提案していくことも重要である。

(4) 国際協力

分離変換技術に限らない問題ではあるが、研究開発の実施に際しては、自前で持つべき技術を十分に見極めて、強化すべき技術以外は積極的に国際協力を有効活用していくことが必要である。

(5) 人材育成

分離変換技術の開発は、将来の原子力に関わる研究者に夢を与え、原子力研究に対するモチベーションを育む効果も期待できる。基礎分野のポテンシャルを維持し、人材を育成していく面でも重要な研究開発分野である。

第7章 おわりに