

分離変換技術に関する研究開発の
現状と今後の進め方(案)
(パブコメ対応版)

2009年3月~~1~~30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 分離変換の導入意義に対する検討会の評価	
3. 3 分離変換の導入シナリオ	
3. 4 分離変換技術に求められる性能要求	
第4章 分離変換技術に関する研究開発の現状	13
4. 1 均質サイクル概念の研究開発の現状	
4. 1. 1 酸化物燃料サイクル	
4. 1. 2 金属燃料サイクル	
4. 2 非均質概念の研究開発の現状	
4. 2. 1 MA 非均質装荷高速炉	
4. 2. 2 階層型(ADS)	
4. 3 FP核変換の研究開発の現状	
4. 4 共通基盤技術	
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	24
5. 1 フランス	
5. 2 米国	
5. 3 欧州	
第6章 分離変換技術に関する評価	29
6. 1 均質サイクル概念の研究開発	
6. 1. 1 酸化物燃料サイクル	
6. 1. 2 金属燃料サイクル	
6. 2 非均質概念の研究開発	
6. 2. 1 MA 非均質装荷高速炉	
6. 2. 2 階層型(ADS)	
6. 3 FP核変換の研究開発	
6. 4 共通開発課題	
6. 5 分離変換研究に関連した施設	

第7章 今後の研究開発について.....	40
7. 1 分離変換技術開発の基本的方針	
7. 2 分離変換技術研究開発の今後の取組み方	

第1章 はじめに

分離変換技術は、放射性廃棄物処理・処分の負担軽減及び資源の有効利用のために、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る。

原子力委員会は、HLW の資源化とその処分の効率化の観点からこの技術は重要であるとして、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、「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。」としている。

その後、この研究開発に取り組んできた研究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」という。)が統合して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(2005)年度には「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」が終了し、マイナーアクチノイド(以下、「MA」という。)の分離変換を開発課題の一つとした「高速増殖炉サイクル実用化研究開発(以下、「FaCT」という。)」が平成 18(2006)年度より実施されている。

こうした状況を踏まえて、原子力委員会は、平成 20 年 8 月 21 日に研究開発専門部会の下に分離変換技術検討会を設置し(付録 1, 2)、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し、この報告書を取りまとめた。審議日程を付録 3 に示す。

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てきた研究開発の成果を分析し、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して、技術的課題を示すなど、今後の研究開発の進め方等をとりまとめている。

平成 17 年度(2005 年度)に安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効性、核拡散抵抗性の5つの開発目標を設定して基幹電源として目指すべき概念を求めた「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究(以下、「FS」という。))」が終了し、MA の分離変換による環境負荷の低減を開発目標の一つとする FaCT が平成 18 年度(2006 年度)より実施されることになった。そこでは、MA 核種の分離変換は、酸化物燃料・湿式再処理・Na 冷却高速増殖炉の組み合わせによる主概念の開発においては湿式再処理と酸化物燃料を用いる均質燃料リサイクル方式が、実用化高速増殖炉サイクル技術の一環として開発されている。なお、FaCT 開始に至る主概念の選定プロセスにおいて、長寿命核分裂生成物(以下、「LLFP」という。))の分離変換については「2050 年頃の実用化以降の目標」とされ、基幹電源の具体化を目指す FaCT の中では当面研究開発を行わないこととされた。電中研が進めてきた軽水炉使用済燃料再処理における高レベル放射性廃液高レベル廃液からの MA 核種の回収や、金属燃料としての MA 核種の均質リサイクル技術が FaCT の副概念として継続して研究されている。また、旧原研が進めてきた階層型分離変換システムについては、高速炉開発の流れとは独立して、加速器駆動未臨界炉を用いる方式として研究が続けられてきた。一方、旧原研で行われていた「専焼炉概念」及び「4 群群分離法」については開発が中断されている。

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)

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

平成12年報告書で記載された、各プロセスに関する技術的課題は以下のとおりである。

分離プロセス

実廃液を用いたプロセス実証試験の実施は3機関に共通する課題である。MA と希土類元素の分離法の開発及び二次廃棄物発生量の低減に向けた技術開発は、旧原研及び旧サイクル機構で開発している湿式分離法に共通する課題である。

<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必要であり、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の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り、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り、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。なお、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。

核変換サイクル

核変換サイクル技術に関しては、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3機関に共通する課題である。

<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。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。

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。

<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)>

照射試験等に基づく燃料挙動解析のためのデータ整備、射出鑄造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、以上の分離プロセス、核変換サイクルに対する評価に続いて、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、以下のことが指摘されている。

- 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り、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である。

第3章 分離変換の効果及び意義

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(Sr、Cs)の分離及び貯蔵後の処分」、「長半減期 FP(^{129}I 、 ^{99}Tc 等)の分離変換」、「有用 FP(白金族元素等)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(UO_2 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、廃棄体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)発熱性 FP の分離及び貯蔵後の処分、(d)MA 分離変換＋発熱性 FP の分離及び貯蔵後の処分の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 及び発熱性 FP の廃棄体への移行率、核データ)の処分場面積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、軽水炉(UO_2 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。これらの評価の概要は以下のである。

(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、処分される廃棄物の特性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。これは、処分される放射性核種の量だけに依存し、廃棄体の性能や処分場の閉じ込め機能の条件に依存しない量である。

MA の分離変換を行うことにより、潜在的有害度は $1/10 \sim 1/1000$ 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である天然ウランとその娘核種のそれを下回るまでには約1万年を要するが、MA の分離変換を導入し、廃棄体へのアクチノイド元素の移行率を十分小さくできれば、この期間が数百年にまで短縮される。

(2)地下水シナリオに基づく被ばく線量(実効線量率)

処分場周辺住民の年間被ばく線量は、地下水シナリオに基づく標準的な核種移行モデルによ

って評価される。MA の分離変換を燃料サイクルに取り入れない場合でも取り入れた場合でも、この線量は 100 万年経過後に 10^{-5} mSv/y でピークとなる。このピークは ^{135}Cs によってもたらされる。この値は諸外国で提案されている安全基準 (0.1~0.3 mSv/y) に比べて 4 桁程度小さい。MA 分離変換を取り入れた場合を取り入れない場合と比べてみると、1000 万年以降の被ばく線量が 1 桁程度下がっている。以上から、MA の分離変換は地下水シナリオに基づく実効線量率に対しては実質的な影響を与えないと言える。

なお、再処理の前段で吸着され、廃銀吸着材として長半減期低発熱放射性廃棄物 (TRU 廃棄物) の一部として地層処分される ^{129}I は、地層処分される HLW に比べて 2 桁程度大きな実効線量率をもたらすが、それでもその実効線量率は上に述べた諸外国で提案されている安全基準より 2 桁程度小さい。

(3) 処分場に対する要求への影響

① 廃棄体発生量

地層処分すべき HLW のガラス固化体発生量を既存のガラス固化体製造条件を基にして単位発電量あたりの発生量で評価した結果、この発生量は MA の分離変換を行うことにより、 UO_2 燃料軽水炉の場合に約 10%、MOX 燃料軽水炉の場合に約 50% 減少する。軽水炉燃料から製造されるガラス固化体は、製造条件が固化体製造時の発熱量によって支配されるために、発熱性の MA の量が多い軽水炉 MOX 燃料に対して MA の分離変換を導入すると、ガラス固化体発生量が顕著に低減する。一方、高速炉では、ガラス固化体発生量が固化体に含まれる酸化物含有量で制限されるために、MA 分離変換を導入する効果は小さく、固化体発生量は変わらない。

また、高速炉燃料を対象に、発熱性 FP 分離のみを導入した場合、ガラス固化体の発生本数は殆ど変わらないので、分離した発熱性 FP (Sr-Cs) の焼成体と併せた発生本数は、発熱性 FP の分離を導入しない場合よりもかえって多くなる。一方、MA 分離変換と発熱性 FP 分離の両方を導入した場合には、廃棄体から MA 及び発熱性 FP 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させることができ、したがって、Sr-Cs 焼成体と合わせても、発生本数はこれらのいずれをも導入しない場合の半分程度に減少する。

② 処分場面積

MA の発熱は地層処分されたガラス固化体の温度を支配する重要な因子であるから、MA の分離変換を導入した場合単位発電量あたりの所要処分場 (の廃棄体定置) 面積を低減できることが予想される。発電量あたりのガラス固化体発生量とガラス固化体 1 体あたりの所要面積から評価した発電量あたりに必要な処分場面積は、MA 分離変換を導入した場合、 UO_2 燃料軽水炉の場合で 8 割程度に、 UO_2 燃料軽水炉の場合の 2 倍以上の面積が必要になる MOX 燃料軽水炉の場合には 3 割程度に、 UO_2 燃料軽水炉の場合の 30% 増の面積が必要になる高速炉の場合には 4 割程度に削減される。なお、廃棄体は処分する前に冷却貯蔵されるが、この期間を長くすれば、処分場の所要面積を減らすことができるのは当然である。この方策を採用して処分場面積が

過大になることを避ける方針を採用する場合にも MA 分離変換の導入は、この期間の削減に貢献できる。

一方、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としている。一方、発熱性 FP 分離及び冷却後の処分のみでは、 UO_2 燃料軽水炉の場合で、冷却期間を短くして処分する場合には一定の効果があるが、MOX 燃料軽水炉の場合には、長期間にわたって発熱性を有する ^{241}Am が廃棄されることから、処分場面積はほとんど低減しない。また、MA 分離変換と発熱性 FP 分離を組み合わせると、すべての場合において処分場面積が大幅に削減できるとしている。

(4) 処分場に対する要求に影響を与えるパラメータ

廃棄物処分に関わるパラメータが処分場に対する要求に与える影響をより詳細に調べるために、地層処分までの貯蔵期間、処分場の岩種、MA 及び発熱性 FP の廃棄体への移行率の処分場における廃棄体定置面積への影響が評価され、以下のような結果が示されている。

① 定置前貯蔵期間

硬岩堅置の場合を対象に、各廃棄体の地層処分場への定置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「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第 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た。

緩衝材温度制限を 100°C とする場合、高速炉燃料に対して MA の分離変換を行わないときは貯蔵期間を 65 年にする必要があること、定置面積をこの場合の半分にするには、 ^{241}Am の影響が軽減されるまで地上において 340 年間貯蔵する必要があることが示された。これに対して、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、 ^{241}Am を含んでいないことから、貯蔵期間を 60 年とすれば定置面積を小さくできること、240 年間貯蔵するとすれば、集積配置も可能であることが示された。

発熱性 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こと、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こと、仮に Sr-Cs 焼成体の集積定置を行うとすると、300 年の貯蔵が必要であることが示された。MA 分離変換と発熱性 FP 分離の両方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 年間冷却後には集積定置が可能となることが示された。但し、これとは別に発熱性 FP 分離のみを導入するときに生じるものと同じ性質を有する Sr-Cs 焼成体が発生するので、この処理について別途対策が必要となる。

②岩種・定置方法

分離変換技術の効果に対する岩種及び定置方法が及ぼす影響を見るために、硬岩横置、軟岩縦置、軟岩横置についても同様の検討が行われた。貯蔵期間としては50、100、300年を想定した。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の分離変換の効果が顕著に見られることが示された。

③再処理工程における廃棄体への核種移行率

高速炉の使用済燃料に対してMAの分離変換を導入した場合のガラス固化体へのMAの移行率(100%-回収率)をパラメータとして、これの廃棄体定置面積に与える影響が硬岩縦置の場合について評価された。その結果、集積定置を行わない場合にはMAの移行率を10%以下に、集積定置を行う場合にはMAの移行率を0.3~1%以下にすることが必要となることが示された。また、Sr-Csについては、集積定置を行わない場合にはSr-Csの移行率を1%以下に、集積定置を行う場合にはSr-Csの移行率を0.3%以下にする必要があることが示された。

④核データ

処分場に求められる性能に対する核データの影響は定量的には評価されていないが、ガラス固化体の長期にわたる発熱に対する ^{241}Am の寄与が非常に大きいので、 ^{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に対する要求性能の不確かさに強く関係する可能性がある。

3. 2 分離変換の意義

3. 1に述べたところを踏まえると、分離変換技術には次のような意義がある。

①潜在的有害度の低減

HLWの地層処分は、長期間にわたって放射線を発生し続ける廃棄物を地下300メートルより深いところに隔離することによって、これが社会に与えるリスクを十分に小さくする技術として極めて有効な手段である。分離変換技術の研究開発を進めることによってこの技術を導入することができれば、地層処分するHLWの長期的な潜在的有害度を小さくできる可能性がある。ただし、技術進歩によって将来は変わるかもしれないが、いまのところ、HLWにアクチノイド元素が混入しないとはいえないことから、潜在的有害度の減少の程度はこの混入割合に依存することに留意する必要がある。

②地層処分場に対する要求の軽減

分離変換技術の研究開発を進めることによってMAの分離変換を導入することができれば、MOX燃料を利用する軽水炉やPuを燃料に利用する高速炉による発電体系においては、発電量あたり

に必要な HLW の地層処分場面積を小さくしたり、廃棄体を処分するまでに貯蔵しておく期間を短縮したりできる。したがって、このことが実現すれば、原子力発電を持続的に利用していく場合に、新たな処分場の開設が必要になるまでの期間を長くでき、あるいは廃棄体の管理負担を軽減できる可能性がある。

③廃棄物処分体系の設計における自由度の増大

分離変換技術の進歩により、MA の分離変換と発熱性 FP の分離技術が利用可能になり、さらに、これらの技術により調整される固化体を地層処分するまでの貯蔵期間を長期間に選ぶことができる場合には、地層処分場の所要面積を小さくできる他、種々の廃棄物処分方法の組み合わせで構成される「廃棄物処分体系」をより合理的なものとして設計する自由度が増大する可能性がある。ただし、各廃棄物の具体的な貯蔵方法や処分方法については、さらに詳細な検討が必要である。

3. 3 分離変換の導入シナリオ

原子力機構においては、第2再処理工場の運転開始(2047 年と想定)以降において MA が高レベル廃液から回収され、この時期から導入される発電用高速炉の燃料に MA を均質に装荷して MA を核変換する(MA 均質サイクル)場合の燃料中の MA 装荷率の推移が検討された。また、MA を非均質に装荷した発電用高速炉(MA 非均質サイクル)又は ADS で MA を核変換する場合に必要な転換施設の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、2047 年に導入される第2再処理工場(処理規模 1,200 トン／年)で主に軽水炉の使用済燃料(UO₂)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 装荷率の上限が 3%から 5%であれば、第2再処理工場で分離・回収される MA の核変換が実現できること、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 の使用済燃料から分離・回収された MA の貯蔵量のピークは 30 トンから 70 トンであること、また、FBR 新燃料の発熱量を抑制する観点から、例えば Am、Cm を区別して 30 年冷却してから装荷する方法では、冷却時に約 140 トンの MA を貯蔵しなければならないことが示された。

(2)発電用高速炉(MA 非均質サイクル)

Am と Cm の核変換用ターゲット燃料を発電用高速炉に非均質に装荷した MA 非均質装荷高速炉概念の導入シナリオの概念検討の結果、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こと、しかし、移行期には MA の発生量が増えること、これによる MA の蓄

積が過大になるのを抑制するには MA 非均質高速炉を MA を装荷しない高速炉に先行して投入する必要があることが示された。ただし、これらの検討結果は非均質装荷高速炉の特性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 の特性検討は、他のシナリオとの比較検討の結果について一定の結論を導けるほど十分にはなされていない。

(3)階層型(ADS)

発電用燃料サイクル(軽水炉、FBR 及びそれらの移行期)からの Am、Cm を階層型概念(ADS)で核変換するシナリオの検討では、2050 年に ADS の導入を開始し、2 年に 1 基ずつ建設するものとし、使用済燃料を遅延なく全量再処理できる再処理容量を有するものと仮定して検討した結果、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 ADS 施設を順次投入することで多様な発電用燃料サイクル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専用再処理工場は最大 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、この ADS サイクル専用の再処理施設からの発生廃棄物量は相対的に少量である。

以上の3つの分離変換システムの導入シナリオの結果から、それぞれの概念毎の MA のインベントリ及びマスフロー等を表1にまとめて示す。表では、各核変換システムについて、設計方針や前提条件が異なる典型的な設計例に関する数値を記載しているため、これからシステムの特性比較を読み取る場合には注意が必要である。最も大きな違いは、核変換システムにおける MA 含有燃料の発熱量とその取扱量である。また、核的安全性に対する裕度についての考え方は、高速炉を利用する場合には MA 濃度を抑制して安全性を担保するのに対して、階層型では常に未臨界であることで安全性を担保する点で異なる。なお、いずれの概念においても MA を多数回リサイクルすることが必要である。

3. 4 分離変換技術に求められる性能要求

次世代の原子力エネルギー技術の研究開発は将来市場において他のエネルギー技術に対して比較優位性を主張できるものを目指して行われなければならない。その基本は、安全性、信頼性、経済性であり、さらに環境適合性を含む持続可能性も重要視されるようになってきている。

また、世界的な原子力発電に対する関心の高まりと並行して、原子力発電関連施設が世界各地に建設されることに伴う核拡散リスクの高まりに対する関心も高まってきており、濃縮・再処理技術に関しては、G8サミットの参加国は、この技術の国境を越えた移転に関する新たな国際規範の確立を原子力供給国グループ(NSG)に求め、これが成立するまでの間、自発的にこれらの技術の移転を抑制している。こうした社会の関心を背景に、将来の原子力エネルギー供給技術の備えるべき性能目標の一つとして核拡散抵抗性が掲げられるようになってきている。核拡散抵抗性は技術が

備える核拡散抵抗性とこの技術を扱う社会の整備する保障措置をはじめとする核不拡散確保手段で生じせしめるものとされている。プルトニウムが常に高線量物質と共存するようにして転用が困難であるようにして扱われる技術は、その程度に応じて核拡散抵抗性が高いとされる。これに対する具体的な要求水準については議論が続いているから、研究開発の推進にあたっては、その動向に注意しながら進めるべきである。

表1 MA 核変換サイクル概念の整理

システム呼称	発電用高速炉 (MA 均質サイクル)	発電用高速炉 (MA 非均質サイクル)	階層型
炉 型	発電用高速増殖炉		ADS
燃料中の重金属に占める MA 濃度と装荷形態	・低濃度(5%以下) の MA 含有燃料(酸化物又は金属)を炉心全体に装荷	・MOX 炉心の一部にやや高濃度(20～30%)の MA ターゲット燃料を装荷	・高濃度(50～80%)の MA 含有燃料を炉心全体に装荷
MA 燃料の再処理・再加工	発電炉用サイクル設備で一括処理	発電炉用サイクル設備を一部共用	発電炉用サイクルと独立の MA 専用サイクル設備
移行期における典型的な概念の核変換能力	50kgMA/GWt/年 (酸化物、MA 濃度 5%) 60kgMA/GWt/年 (金属、MA 濃度 5%)	～30kgMA/GWt/年 (炉心平均 MA 濃度 4%)	～310kgMA/GWt/年
平衡期の全体構成 (58GWe の中での各システムの割合)	MA 装荷高速炉:58GWe	MA 非装荷高速炉:43GWe MA 装荷高速炉:15GWe	MA 非装荷高速炉:58GWe ADS:約 2GWe
平衡期の発電用サイクルの再処理量	480tHM/年	480tHM/年	480tHM/年
発電用サイクルにおける新燃料発熱	移行期:15W/kgHM (酸化物、金属) 平衡期: 9W/kgHM(酸化物) 4W/kgHM(金属)	移行期:4W/kgHM 平衡期:3W/kgHM	移行期:4W/kgHM 平衡期:3W/kgHM
発電用サイクルにおける新燃料中性子放出量 (10^6 n/s/kgHM)	移行期:32(酸化物、金属) 平衡期:26(酸化物) 7(金属)	移行期:0.3 平衡期:0.2	移行期:0.3 平衡期:0.2
平衡期に核変換サイクルが受け入れる MA 量	該当なし (発電炉で変換するため)	1.5tMA/年 (Am、Cm のみ)	1.5tMA/年 (Am、Cm のみ)
核変換サイクルの再処理量	該当なし	移行期:40tHM/年 平衡期:30tHM/年	移行期:16tHM/年 平衡期:12tHM/年
核変換サイクルにおける新燃料発熱	該当なし	移行期:54W/kgHM 平衡期:155W/kgHM	移行期:300W/kgHM 平衡期:385W/kgHM
核変換サイクルにおける新燃料中性子放出量 (10^6 n/s/kgHM)	該当なし	移行期:140 平衡期:560	移行期:660 平衡期:1010
備 考	・MA 濃度は、移行期で最大 5%、平衡期は酸化物で 1%、金属で 0.5%	・Np は発電サイクルで変換	・Np は発電サイクルで変換 ・MA 専焼(臨界)炉は、安全性の余裕が厳しいため現在のところ検討対象外

※本表は各概念の典型的な設計パラメータを挙げており、設計の前提及び条件が異なっているため、性能の直接比較は示していない。

第4章 分離変換技術に関する研究開発の現状

平成12年の評価時点においては、分離変換の研究開発は、高速増殖炉等の発電体系の開発とは別の将来技術としての位置付けにあった。しかしながら、平成17年度に終了したFSを踏まえて、分離変換が実用化高速増殖炉サイクルが具備すべき機能の一つとして検討された結果、FaCTにおいては、文部科学省によるFSフェーズⅡの評価により、高速増殖炉サイクルとして「現在の知見で実用施設として実現性が最も高いと考えられる実用システム概念」とされたことを受けて、発電用高速炉におけるMA均質サイクルを前提として、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を主概念と位置づけて開発活動が行われている。また、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、金属燃料炉心Na冷却高速炉、乾式再処理と射出鋳造による燃料製造を行う技術体系は、文部科学省によるFSフェーズⅡの評価で「現在の知見で実用施設として実現性は認められるものの、社会的な視点や技術的な視点から比較的不確実性がある概念」とされ、副概念として開発活動が行われている。

一方、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階層型概念の研究開発も平成12年のチェック・アンド・レビューの結果を踏まえて、実施されており、現在は、MA窒化物燃料を装荷した鉛ビスマス冷却ADSがその中心概念とされている。さらに、高速炉へのMAの非均質装荷は、核変換を発電炉において行うものの、MA核種の処理を発電サイクルの一部に限定して行うので、前二者の中間的な概念と言えるものであり、限定的ながらも基礎研究が行われている。

4.1 均質サイクル概念の研究開発の現状

4.1.1 酸化物燃料サイクル

(1) 先進湿式法再処理法(FaCTにおける分離プロセス)

FaCTで実施されている先進湿式再処理法は、主にUを粗取りする晶析工程、単サイクル共抽出工程及びMA回収工程で構成される。本検討会で技術評価の対象とするMAの分離プロセスは、NpをU、Puと共にTBPを用いた溶媒抽出法により分離する単サイクル共抽出工程、及びAm、Cmを抽出クロマトグラフィー法により分離するプロセスである。なお、LLFPは文部科学省の評価で「2050年頃の実用化以降の目標」とされ、FaCTでは分離対象とされていないので、LLFPを分離するためにはプロセスの変更や追加が必要である。

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の設計、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、U及びPuの回収率99.9%、Npの回収率99%を達成し、除染係数(全 γ)は 10^4 であった。また、遠心抽出器の開発を進めており、コールド及びウラン試験により水相と有機相の分離などの基本性能や耐久性など実機に求められる種々の性能確認を行っている。

②Am、Cm 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法については、化学的に類似の分離挙動を示す希土類(以下、「RE」という。)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が検討され、吸着剤の分離性能に関する比較評価のため、バッチ試験、カラム試験が行われている。2 サイクルプロセスについては、CMPO のカラム試験では、実高レベル廃液(HLLW) 約 50ml から Am+Cm+RE としての回収が可能であることが確認され、単サイクルプロセスについては、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ている。

これらの結果を踏まえ、種々の吸着剤を用いた MA 回収用フローシートの構築・比較評価が行われており、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、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基礎的な試験や工学規模試験の方法についての検討が行われている。

(b)SETFICS/TRUEX 法

SETFICS/TRUEX 法については、TBP の濃度調整により重金属の装荷限度を高めるとともに、二次廃棄物発生量の低減を目的として、プロセスに使用する塩析剤としてソルトフリー試薬の硝酸ヒドロキシルアミン(HAN)を、洗浄試験としてヒドラジン系洗浄剤を利用するフローシートが開発された。このフローシートの成立性は、「常陽」使用済燃料の溶解液から U、Pu を抽出した残液(約 1.7 リットル)を用いて小型遠心抽出器を用いたホット試験を行って確認された。この試験では、Am 及び Cm の損失率が 1%以下(回収量:Am 約 400mg、Cm 約 2mg)であることが確認されるとともに、主要 FP の除染係数(DF)として、 $DF_{Cs} > 3100$, $DF_{Pr} > 10$, $DF_{Nd} \sim 1.8$, $DF_{Sm} \sim 1.9$ が得られている。

なお、平成 12 年時点では SETFICS 法の研究も行われていたが、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が経済性、二次廃棄物の低減等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は、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を考慮して今後の開発対象とされ、現在 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ている。

(2) MA 含有酸化物燃料製造

①基礎物性

MA 含有 MOX 燃料の設計、製造条件の検討のためには、様々な物性データが不可欠であり、MA 酸化物及び MA 酸化物を均質に混合した MOX 燃料の比熱容量、熱拡散率、熱伝導率、酸素ポテンシャル等の測定が行われている。

②燃料製造

MA 含有 MOX 燃料の工学規模での製造技術については、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。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を確認するとともに、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(製造試験及び物性測定用に 67 個、「常陽」照射用に 128 個)及び 2%ずつの Np 及び Am を含有した MOX ペレット(製造試験及び物性想定用に 50 個、「常陽」照射用に 100 個)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(5%Am-MOX は 4 本、2%Np-2%Am-MOX は 5 本)。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。

③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、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 分及び 24 時間照射され、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が行われており、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。

(3) 核変換システム(ナトリウム冷却酸化燃料高速炉)

酸化燃料大型炉心(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%程度と評価された。

この結果を基に、MA を 5%程度まで含有した燃料を装荷した大型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設計諸量の評が実施されている。高速炉多重リサイクル超ウラン元素(以下、「TRU」という。)を燃料とした均質装荷炉心(MA 約 1%添加)及び MA 含有率 5%までの均質装荷炉心についての評価を行った結果、MA 添加率が 5%以下ならば、ボイド反応度が仮想的な炉心損傷事故時に即発臨界に至るのを回避できるボイド反応度の限界の目安である 6\$以内に収まることを確認している。また、増殖比は 1.1 以上、燃料取り出し時の MA 核変換率は 30～40%になるとの見通しが得られている。

4. 1. 2 金属燃料サイクル

(1) 乾式分離プロセス

①酸化物燃料再処理廃液の乾式分離プロセス

乾式分離については、EU 超ウラン元素研究所(以下、「ITU」という。)において、実高レベル廃液を使った試験が行われた。この試験では、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 TRU 元素をほぼ 100%液体 Cd 中に回収できることを確認し、各工程でのアクチノイド元素、FP 元素の挙動は、コールド並びに TRU 使用試験の知見(単元素試験、模擬廃液試験)とほぼ一致する結果を得ている。

また、還元抽出工学化技術開発では、高温の Cd と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を開発している。さらに、3 段の向流抽出器を開発し、単段抽出器での試験と同様の運転ができることを確認するとともに、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を得ている。

②金属燃料の乾式再処理プロセス

MOX 燃料ペレットを出発物質とした電解精製技術試験を実施し、還元、電解、蒸留、製品化の連続プロセス試験を通して技術の成立性を確認するとともに、各プロセスでの物質収支が把握された。また、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 析出挙動の確認が行われている。

実用装置を目指した電解精製装置では、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 回収速度を達成した。また、融体遠隔移送装置の開発では、Gd をアクチノイドの模擬物質として、溶融 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 が回収できることを実証している。さらに、射出鑄造工程用のるつぼの改良等の成果を踏まえて、実用電解精製装置の概念設計研究が進められている。

この他、使用済溶融塩からの FP 元素除去技術開発として、ゼオライトによる FP 吸着のバッチ試験による運転条件の絞り込みやイオン交換挙動の評価、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、HIP 法、PC 法を用いた固化体製造試験が行われている。

(2) MA 金属燃料製造

①基礎物性

軽水炉再処理から回収される MA には同程度あるいはそれ以下の重量の RE の随伴があると想定され、こうした RE を含む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で、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 とほぼ同様であり、U-Pu-Zr-MA-RE 合金が燃料として使用できることを確認している。また、U-Pu-Zr-MA 合金が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図られている。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を実施している。

②燃料の製造と照射挙動

金属燃料の製造法については、射出鑄造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鑄造する試験、及び U-Zr-(0.5-1%)RE、白金族元素を入れた合金の射出鑄造試験を実施している。

MA 含有金属燃料の照射挙動に関しては、U-Pu-Zr の他、MA(Np, Am, Cm)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 含有合金燃料を ITU の施設で製造し、これを被覆管材で被覆し、それぞれ3本の燃料ピンが製作された。2003～2008 年にフランスのフェニックス炉において、3 種の金属燃料ピンをそれぞれ 2.5at%、7at%、11at%まで照射し、照射後試験を実施している。これまでのところ、2.5at%照射燃料については、ピンの外径変化、軸方向のスラグの伸び率、金相試験等では、U-Pu-Zr₃ 元合金と MA 含有合金の間には、際立った差異がないことを確認している。今後、他の燃料も含めて、燃焼度、MA 変換率、MA 元素の分布挙動等の測定を予定している。

この他、「常陽」での金属燃料照射試験のため、国内でも電解精製・射出鑄造等の試験装置により、U-Pu-Zr 燃料スラグの製造を行った。

(3) 金属燃料高速炉による核変換システム(ナトリウム冷却金属燃料高速炉)

MA 添加燃料を装荷した大型均質炉心及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 変換率の設計評価が行われた。

大型均質炉心については、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を行い、MA 添加率を 5wt.%以下に抑えることで、ボイド反応度が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である 10\$以下に収まることを確認している。また、増殖比は 1.1 以上、燃料取り出し時の MA 核変換率は 45～50%になるとの見通しが得られている。

また、大型非均質炉心については、MA を 30wt%まで添加した場合の評価を行い、MA30wt.%でのボイド反応度はおよそ 10\$以下となるが、ドップラー係数が大幅に低下するため、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が必要としている。なお、MA 変換率は MA 添加率とともに増加するが、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.%の添加率で飽和する。

4. 2 非均質概念の研究開発の現状

4. 2. 1 MA 非均質装荷高速炉

MA 非均質装荷高速炉については、ターゲット燃料再処理や Np-MOX 燃料製造技術は FaCT における課題と基本的に共通であるため、ここでは高 Am 含有 MOX 燃料に関わる研究開発について述べる。

(1) MA 含有燃料製造

Am 濃度 20% の Am-MOX、Am-UO₂ 燃料の製造技術を開発するため、MOX 燃料に Am が加わった場合の熱伝導率の低下、酸素ポテンシャルの増加による被覆管内面腐食などへの対策として、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基礎的な研究開発が行われている。この製造試験の一環として行われた、(10Am-30Pu-60U)O₂ ペレット焼結試験(冷間圧縮・焼結)では、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 ペレットを高密度化できる可能性があることが確認された。また、簡易ホットプレス法により、5Mo-5U-UO₂ ペレットの焼結試験によって、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。

(2) 核変換システム(酸化物燃料、非均質装荷)高速炉による核変換システム

Am 含有率 20% の高 Am-MOX 燃料を高速炉の内側炉心と外側炉心の境界にリング状に装荷した場合の MA 変換率、最大線出力の評価が行われ、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示された。また、熱的成立性並びに燃料健全性については、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)について、被覆管肉厚の増加を行うことが有効であると評価された。

4. 2. 2 階層型(ADS)

(1) 分離プロセス

これまでに4群群分離プロセスとして、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た。その結果、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%であることが確認されるとともに、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 10⁴ 及び 10⁶ などの結果を得た。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、ソルト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るプロセス評価の結果、経済性や廃液処理の効率化等に限界があると結論付けられ、4 群群分離法の実用化を目指した研究開発は中断し、4 群群分離プロセスを参照プロセスとして位置付けた上で、新抽出剤を用いた新しい分離方法の研究を進めている。

(2) MA 窒化物燃料製造

平成 12 年時点では、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、Am、Cm を用いた実験が進められている。

①基礎物性

MA 含有窒化物燃料の物性測定では、微小試料により高精度の熱物性測定が実現され、熱膨張率、比熱、熱伝導率等の温度並びに組成依存性に関するデータが取得された。また、FP の蓄積や希釈材添加の影響を調べるため、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、熱クリープ等の基礎的な物性データの取得が行われている。

②燃料製造

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 N_2-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確立し、(Np,Pu,Am,Cm)N 等の三元系、四元系を含む単相の 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技術は、それぞれの希釈材を含む窒化物を調製し、ZrN 含有による MA 窒化物の化学的安定性の向上が確認されている。

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た。 ^{15}N の濃縮・リサイクル技術については、 ^{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ている。

③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」で照射した(U,Pu)N の照射後試験が行われ、低一中燃焼度(~4.5at%)までの健全性と照射挙動が調べられ、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”が評価された。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に悪影響を与えないことが確認された。MA 含有窒化物燃料については、フランス原子力庁(CEA)との協力により、フェニックス炉において(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。

(3)ADS による核変換システム

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検討された。ADS の設計上の課題である出力分布の平坦化については、燃料中の不活性母材(ZrN)の添加

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ることが示された。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 ^{241}Am 捕獲反応、 ^{244}Cm 捕獲反応等の MA の断面積データの精度向上等が必要であることが示された。未臨界度の監視技術については、KUCA や FCA を用いた実験により基礎的な見通しは得られ、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り、温度及び座屈強度を考慮した概念が検討されている。

加速器の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により、部位ごとに許容ビームトリップ回数が示され、発電系への影響緩和の観点から、400 秒以内のビーム停止ならばタービンを止めずに対処が可能であると評価された。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との比較により、特に 5 分を超えるビーム停止の回数を低減するための技術開発が必要であることが示された。また、冷却材ポンプ停止時にビーム停止に失敗する場合 (ULO) 等に対する安全性の予備検討が行われ、炉心溶融を防ぐためにはポンプ停止後 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た。

ADS の開発に必要な鉛ビスマス技術及び核破砕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により、腐食の温度・酸素濃度依存性データが取得された。ビーム窓部を模擬した伝熱流動試験では、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た。さらに、スイスのポール・シェラー研究所 (以下、「PSI」と言う。) の陽子加速器を使って行われた MEGAPIE 国際共同実験で、700kW の鉛ビスマス核破砕ターゲットの 4 か月にわたる運転に成功し、合わせて、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、気液平衡分配係数を測定するなど安全評価上の重要なデータが取得された。

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、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が示された。

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 30MV/m を達成し、CW 高エネルギー加速部の技術的成立性が実証された。また、ADS 用加速器システム全体の最適化設計が行われ、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検討された。ADS 用加速器の今後の課題としては、イオン源等の低エネルギー部、DTL 等の中エネルギー部の信頼性向上、コスト低減のための高エネルギー部の高周波源の開発がある。

(4) 窒化物燃料の乾式処理プロセス

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、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、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並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の実験が行われている。

4. 3 FP 核変換の研究開発の現状

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た。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 、 ^{129}I と同量を核変換できる見込みが示された。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 については軽水炉 (1GWe) 約 4 基で生じる量 (75kg/y) を、 ^{129}I については同約 10 基で生じる量 (57kg/y) の核変換が可能との評価が示されている。

Tc の核変換ターゲットとしては金属 Tc が候補であり、核変換の結果生じる 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。また、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. 4 共通基盤技術

(1) 分離プロセス

新規抽出剤の開発においては、アクチノイドと強力な錯体を形成する抽出剤としてアミド系 3 座配位抽出剤 TODGA が開発された。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、優れた性能を生かして FaCT 計画における抽出クロマトグラフィー法への適用も検討されている。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。

Am+Cm と RE を分離するための新抽出剤の開発では、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。

Cm 遅延サイクルを行う場合に必要となる Am と Cm の分離については、多孔性シリカビーズ表面に三級ピリミジン樹脂をコーティングし、吸着分離する方法が開発され、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 2.2×10^3 以上を達成できることが示されている。

Sr-Cs 分離については、無機イオン交換体吸着法及び抽出クロマトグラフィー法の研究開発が行われた。無機イオン交換体(チタン酸及びゼオライト)吸着法では、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、Cs 吸着剤については Ta 系含水酸化物が有望であることが示された。しかし、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。

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を図ることができ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。

(2) アクチノイド科学

MA 物性データ等については、平成 12 年以降、NUCEF 施設内に高純度アルゴンガス雰囲気ホットセルである 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、最近になって Am を始めとする MA を対象にした実験が進捗している。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、状態図等の基礎的データの収集が図られている。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。

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。また、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、TRU 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。

(3) 核データ・炉物理

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。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。

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、MA を大量に装荷した臨界実験として、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の解析が実施され、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。

核変換システムの設計では、高速炉、ADS それぞれのシステムの成立性や安全設計に影響を与える実効増倍係数、出力ピーキング、冷却材ボイド係数、燃焼反応度等の精度が極めて重要であるが、現状では、核データの誤差などによって目標精度が達成されていないことが示され、核データの更なる向上と MA 含有炉心の炉物理実験による検証が、核変換システム共通の重要課題とされている。

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

分離変換を含めた核燃料サイクルについては、世界的にも新たな動きが見られるが、それらの中から主に、フランス、米国、欧州における取組についての状況を述べる。

5.1 フランス

フランスは、59 基の商用発電炉により総発電電力量に占める原子力の割合は約 80%である。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、HLW の管理に関して 15 年間に行う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てきた。分離変換の研究は、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、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で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4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。

こうしたプロセスを経て、1991 年の「放射性廃棄物管理研究法」に基づく研究成果については、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、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という3点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。

高速炉の研究開発については、経済的な理由から 1998 年に実証炉スーパーフェニックスを廃止し、原型炉フェニックスについては 2009 年に運転を終了する予定である。一方、2006 年 1 月のシラク大統領の所信表明演説において、第 4 世代のプロトタイプ炉を 2020 年に運転開始する旨が発表され、2040 年頃から商用炉を投入し、順次軽水炉から切り替えていく政策が打ち出されている。現在、プロトタイプ炉として、250～600MWe の Na 冷却高速炉を想定し、2012 年に設計オプションを確定する予定である。

第 4 世代原子力システムの開発に係る取組は、基幹電源の将来像として、Pu だけでなく MA を含めた均質リサイクルを念頭に置いており、フランスは、ナトリウム冷却高速炉についての豊富な開発経験を活用し、第 4 世代炉候補概念の設計レビュー、先進燃料の照射試験などを担当している。フランスでは、2040 年頃からの商用炉の投入に際しては、第 4 世代炉のリサイクル技術として GANEX 概念を提示するとともに、その時点まで続く軽水炉での Pu 均質リサイクルから高速炉のリサイクルに MA を含めるか否かを判断するとしている。高速炉による均質リサイクル実用技術の開発の一環として第 4 世代プロトタイプ炉が位置づけられており、前述の「放射性廃棄物等管理計画法」に基づくアクチノイド燃焼の実証、安全性、経済性、運転・保守性等の第 4 世代原子炉の技術実証を目的とした、均質リサイクル炉 ASTRID の検討を進めている。

2006 年「放射性廃棄物等管理計画法」では、長半減期放射性元素の分離変換については、第 4 世代原子炉及び ADS 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働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、特に収容力及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 通りの考え方を検討している。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、未だ十分な性能の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%以上分離後、DIAMEX-SANEX 法により、Am 及び Cm をそれぞれ 99.9%以上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 又は Am を 2%添加した MOX(U-Pu 混合酸化物)燃料並びに非均質リサイクルのための Np 又は 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 を不活性母材とする 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 を不活性母材とする 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総発電電力量に占める原子力の割合は約 20%程度である。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。

米国においては、1977 年、カーター政権による核不拡散政策の強化によりクローズドサイクルの実用化を目指した開発は実質的に停止し、研究レベルで酸化物燃料の安全性、高燃焼度燃料開発や、核拡散抵抗性向上を考慮した金属燃料乾式サイクルの開発が行われてきた。そのような経緯の中、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。共和党ブッシュ政権になり、2001 年には原子力を重要な国家戦略とする NEP(国家エネルギー政策)を発表し、AAA の中で実施されてきた、燃料サイクル関連研究は、2003 年には、より合理的な廃棄物処理を含めたバックエンド技術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。

このような研究が行われていた中、2000 年に第 4 世代原子力システムの検討が開始された。米国を中心とした第 4 世代原子力システムの検討では、安全性及び信頼性、廃棄物管理性の向上を含む持続可能性、経済性及び核拡散抵抗性を開発目標とし、基幹電源としての均質リサイクルの将来炉の具体化のための課題と開発計画を明確にし、燃料サイクルについては炉型共通課題として燃料形態ごとに MA リサイクル技術を含めた燃料サイクル技術の検討が行われた。第 4 世代原子力システムの目標と概念を共有する国々が、これに参画し、第 4 世代原子力システム国際フォーラム(GIF)が結成された。

2006 年 2 月に、原子力平和利用の世界的な拡大を踏まえた GNEP (Global Nuclear Energy Partnership; 国際原子力エネルギーパートナーシップ) 構想が開始し、AFCI の研究開発も GNEP 枠組みの中で行われることになった。AFCI では、Pu を単離しない核不拡散性に優れた方法により、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 も第 4 世代炉の高速炉の燃料としてリサイクルする計画が検討されている。これにより、直接処分の場合に比べて HLW の体積を大幅に減少させ、今世紀にユッカマウンテンに続く第 2 処分場の必要性を回避しようとするものである。

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、処分場を有効に使用する観点から、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又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 FP の Sr 及び Cs 並びに 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又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 及びフェニックス炉で行われている。

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)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€(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 については、2007 年からの第 7 次枠組みプログラムでも研究開発が継続されており、ADS 開発で重要な 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)で研究開発が EU 内の研究機関で分担して実施されている。

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。

欧州での臨界炉を用いた分離変換の研究開発は、フランスの研究開発と一体的であり、核変換システムとしてはフランスが進めているナトリウム冷却高速炉(SFR)の開発を念頭に置きつつ、第 7 次枠組みプログラムでは、SFR の代替炉としてのガス冷却高速炉(GFR)、鉛冷却高速炉(LFR)のフィージビリティ研究も進めている。この中では、50～100MWt 規模の実験装置の建設も視野に入れている。

第6章 分離変換技術に関する評価

第4章で述べた各分離変換システムの各技術について、技術の達成度を示すために以下に示す共通の指標を設定し、各技術毎に現状の整理を行った。

フィージビリティ研究段階：

概念構築やフィージビリティを確認するため予備的な計算や基礎的実験などの段階（アイデア確認の段階）

基礎研究段階：

原理確認のための基礎的実験、基本物性の測定、物質や材料の開発の初段階やスクリーニング段階、計算による設計評価、などの段階（基礎固めの段階）

準工学研究段階：

原理的な確認を終えた上で、工学的開発を視野に入れた研究に進んだ段階、小規模ながらも実体系を意識した実験（仕組みや試験体など）を進めている段階（工学成立性の確認を始めた段階）

工学研究段階：

工学的な主要課題への解決の見通しを得た上で、装置の開発や性能の確認、実条件での事象の確認などの、工学的な実現を強く意識した研究を進めている段階（システムとしての実現を強く意識しながらのプロセス実証の段階）

6. 1 均質サイクル概念の研究開発

6. 1. 1 酸化物燃料サイクル

（1）先進湿式 法再処理法の MA 分離プロセス

湿式分離プロセスについては、平成 12 年報告書で、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とされた。

Np を U、Pu と一括回収する共抽出プロセスについては、「常陽」燃料溶解液を使用して小型遠心抽出器を用いたホット試験が実施され、Np の回収率～99%、除染係数として約 10^4 の結果を得るなど、実験室規模でのプロセス成立性を実証するための取組が進んでいる。また、共回収条件を検討するための抽出シミュレーションコードを用いたフローシート設計や実用化レベルに近い遠心抽出器を開発する等、工学規模での技術実証に向けた取組が着実になされており、「準工学研究段階」から「工学研究段階」に向けた段階にあると考えられる。

Am、Cm を分離する抽出クロマトグラフィー法については、多くの抽出剤を使った基礎的な実験が行われているが、それぞれに課題があり、現段階では新規の抽出剤の開発を含めて、未だ基礎的な課題がある。技術的成立性を判断するためには、さらなる研究開発が必要であり、「基礎研究段階」にあると考えられる。一方、平成 12 年当時に研究開発が進められていた SETFICS 法については、実廃液を用いたホット試験により、Am 及び Cm に対して 1% 以下の損失率で Am-Cm を回収できることが確認されている。また、SETFICS 法の課題とされた廃棄物対策についても、ソルトフリー試薬を使用することによる廃棄物低減を目指したフローシートも開発されており、「準工学研究段階」にあると考えられる。

SETFICS 法は、抽出クロマトグラフィー法の代替技術とされているが、抽出クロマトグラフィー法は SETFICS 法と比較すると基礎的なデータが不足しており、現段階では抽出クロマトグラフィー法の優位性を判断できる段階にない。したがって、抽出クロマトグラフィー法の優位性を判断するためには、抽出クロマトグラフィー法に関する基礎データの充実を図り、その上で、代替技術としての溶媒抽出法との技術的比較を行うことが必要である。

先進湿式再処理プロセスの一つとして取り組まれている MA の分離を含めた分離プロセスについては、全体として、高性能抽出剤の開発をはじめ、さらに基礎的な研究開発が必要である。

(2) MA 含有酸化物燃料

MA 含有酸化物燃料については、平成 12 年報告書で、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課題であるとされた。

MA 含有酸化物燃料の製造については、小規模での 2%Np-2%Am 含有 MOX 及び 5%Am 含有 MOX ペレットを製造するとともに、Np、Am の焼結性への影響や FP の焼結性への影響データも蓄積するなど実験室規模での基本的な成立性が確認されているが、実際の軽水炉使用済燃料に含まれる高発熱性の Cm を含む MA 組成での燃料製造についての技術開発は未着手である。

MA 含有酸化物燃料については、MA 含有 MOX ペレットの製造技術の経験蓄積、焼結性データ収集、短時間照射特性試験等に進展が見られる。また、試作した MA 含有燃料ペレットを用いて照射試験集合体を製作し、「常陽」で短時間の照射試験を行っている。今後、「常陽」での長時間照射にむけた準備や日米仏国際協力(GACID)による「もんじゅ」での照射試験も計画されており、国際協力も活用しながら MA 含有燃料の照射試験データを着実に充実することが必要である。

簡素化ペレット法による燃料製造については、小規模試験の結果から基本的なプロセス成立性が見通しは得られているが、高発熱・高線量の MA 含有燃料の製造に必要なセル内遠隔保守技術や高発熱燃料取扱技術の確証、MOX ペレットの O/M 比の制御など、MA 含有燃料の製造に適用するためには、さらなる要素技術の開発が必要である。

したがって、簡素化ペレット法自体は「準工学段階」にあるが、MA 含有 MOX 燃料の研究開発に関

しては、「基礎研究段階」から「準工学研究段階」への移行段階にあると考えられる。

(3)核変換システム(ナトリウム冷却酸化物燃料高速炉)

核変換プロセスについては、平成 12 年報告書で、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・精度向上が課題であるとされた。

ナトリウム冷却・酸化物燃料高速増殖炉による MA 核変換システムの設計の要点は、実効増倍係数、冷却材ボイド反応度、出力ピーキング、燃焼反応度などの積分量への MA の影響を正確に評価し、システムの安全性と性能に関わる設計要件を満足することである。

設計の基礎となる MA 核種についての核データは、主要な核種についての測定値が整いつつあり、核変換システムの概念検討が実施できるレベルにあるが、システムの安全評価や性能に影響する積分諸量を評価する上では、現状の精度は不十分である。

今後、微分実験等により個々の核データの精度を上げる努力と合わせて、核データの修正や設計コードを検証するための積分実験などによって、重要な積分量の評価精度の向上を図る必要がある。これまで、ロシアで実施された kg オーダーの Np 装荷炉心解析や共分散データを用いた核設計の精度評価が実施されており、積分実験が設計精度の向上に有効かつ重要であることを示している。しかし、Am や Cm を 10kg オーダーで装荷した炉物理試験は世界的にも未だ実施されておらず、将来、高速増殖炉で MA 核変換を行うためには、MA 含有量や組成等をパラメータとした炉物理実験が求められるが、これは、高速炉、ADS、いずれのシステムにおいても共通した重要な課題である。

なお、FaCT の研究として、MA 含有率 5%までの高速増殖炉システムの設計評価が行われているが、MA 含有率と核的安全性及び経済性は、トレードオフの関係にあることを念頭におき、高速増殖炉発電システムで MA 核変換を行うことの開発リスクを考慮した最適化を図るべきである。

6. 1. 2 金属燃料サイクル

(1)乾式分離プロセス

乾式分離法については、平成 12 年報告書で、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とされ、塩化物や活性金属に対する高耐食性材料の開発、熔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とされた。

①酸化物燃料再処理廃液の乾式分離プロセス

酸化燃料の再処理廃液の乾式分離プロセスについては、照射済燃料を処理して得られた実高レベル廃液を使用して脱硝・塩素化・還元抽出のプロセス連続試験を実施し、乾式分離化学プロセスが高レベル廃液に適用できることを確認する等の進捗があった。また、乾式再処理において MA 回収率に最も影響の大きい還元抽出装置について、実プラントの約 1/10 規模の向流抽出器を開発し、TRU 試験並びに模擬組成試験を実施することにより、基礎データやベンチマーク情報に関する基本的なデータの充足も図られている。現段階では「基礎研究段階」から「準工学研究段階」に移行中であると考えられる。

②金属燃料の乾式分離プロセス

乾式再処理の技術開発は着実に進展し、主工程については基礎データが充足され、特に電解精製に関しては実用に適用できる装置や処理速度が得られている。今後の課題として、工学規模の装置開発とその実証試験、処理容量の増大化、システムの安全性確保、経済性評価を挙げ、遠隔運転のための溶融塩の移送技術の開発、高温プロセスに利用できるつぼの開発に取り組むことと合わせて、フェニックス照射燃料を使った小規模でのリサイクル実験により一連のプロセス技術の開発を実施していることは適当である。

高耐食性材料の開発では、実用プロセスに対応できる候補材料は選定されたが、今後は実際の使用条件下での耐久試験を実施し、材料の長期健全性を確認する必要がある。高温融体の遠隔での移送技術は確認されたが、工学規模のコールド試験により長期連続運転試験や微粉末混入の影響等の確認が重要である。このため、基礎データの蓄積と合わせて、工学装置を目指した研究開発を平行して進めているのは適当である。

塩廃棄物処理技術については、ゼオライトによる吸着性能基礎データの取得はおおむね終了し、これに基づいて、実用機器開発に着手した段階であると評価できるが、FP 吸着速度の把握、ゼオライトに付着する溶融塩の除去方法の確立など、機器開発の課題が残されている。また、FP を回収したゼオライトを用いて処分用の安定なソーダライト固化体を作製するプロセスの実証も必要である。

乾式再処理プロセスの各要素技術の開発は、使用済塩処理関連を除きほぼ終了しており、現在は一部については「工学研究段階」にあるものの全体として「準工学研究段階」にあると考えられる。しかし、塩廃棄物処理などの周辺工程については、基礎データの拡充がまだ不十分である。今後は、使用済塩処理や塩廃棄物固化技術について、実用に適用できる技術開発とその実証が求められる。

(2) MA 金属燃料製造

MA 金属燃料については、平成 12 年報告書で、照射試験等に基づく燃料挙動解析のためのデータ整備、射出鑄造法による燃料製造技術の開発が課題であるとされた。

MA 含有合金の基礎物性については、照射試験に最低限必要な物性データは、ほぼ取得されたが、実用燃料を設計するための熱伝導度や融点などの基礎データが不足している。特に、MA 含有合金について金属燃料に特有な現象である被覆管との共晶反応については、炉外試験や実照射燃料の照射後試験により確認する必要がある。一方、母合金(U-Pu-Zr)については設計情報や実証データの充足が図られている。

金属燃料の製造プロセスについては射出鋳造法に関して、母合金の工学的な成立性は確認され、MA が低濃度(約 2%以下)であれば燃料製造自体は工学機器開発が可能な段階である。MA 合金についての課題として、今後は、装置や運転条件の最適化による Am の揮発量や MA の選択的酸化等の物質ロス最少化を図ると共に、均質性を確保するための MA の影響を評価する必要がある。なお、高温での MA 挙動に関する基礎的データを取得するためには、すべての機器はホットセル内での運転が必要であるが、そのためのホットセルの整備が今後の重要課題である。

MA 含有合金燃料の照射健全性については、フェニックス炉での照射試験により確認されつつあり、その成果は高く評価することができる。最低限必要なデータは充足しつつあるものの、現段階では、高燃焼度、高出力密度を目指す照射条件を達成するには不十分であり、今後は照射燃料の照射後試験等によりデータの蓄積を図ることと合わせて、燃料被覆管との化学相互作用(FCCI)など、MA を混合した場合に特有な課題への取組が必要である。

金属燃料の製造プロセスについては、金属燃料物性測定、製造法、照射試験等において進展があったものと評価できる。射出鋳造法自体は「準工学研究段階」であるが、MA 含有燃料に適用するには開発課題が残されており、MA 含有金属燃料の研究開発に関しては「基礎研究段階」から「準工学研究段階」への移行中であると考えられる。

(3)核変換システム(ナトリウム冷却金属燃料高速炉)

ナトリウム冷却・金属燃料高速増殖炉については、基本的には6. 1. 1(3)に述べた事項と共通する。

6. 2 非均質概念の研究開発

6. 2. 1 MA 非均質装荷高速炉

(1)MA 含有燃料製造

10%Am 含有 MOX($(10\text{Am}-30\text{Pu}-60\text{U})\text{O}_2$)ペレット焼結試験を実施し、Am-MOX 燃料の高密度化の可能性が得られたが、Np や Cm も含めた MA を高濃度で含む燃料製造に関する技術開発は未着手である。今後は、非均質高速炉システムから要求される MA 含有燃料に対する仕様を満足する燃料の開発が必要となるが、非均質高速炉システムの検討がほとんど進んでいない段階であり、高濃度の MA 含有燃料の技術開発は、システムの成立性評価と整合した形で慎重に進める必要がある。したがって、「基礎研究段階」にあると考えられる。

(2) 核変換システム(酸化物燃料、非均質装荷リサイクル)

Am 含有率 20%の Am-MOX を 1500 万kW の高速炉の内側炉心と外側炉心の境界にリング状に設置した場合の MA 非均質装荷炉心の線出力や MA 変換率の評価が行われているが、Cm や Npを含む MA についての評価ではないので、MA 核変換システムとしての成立性を判断できるものでない。非均質体系での MA 核変換の可能性を判断するためには、高い MA 含有率燃料の非均質炉心の核的安全性、発電システムである高速増殖炉としての性能等総合的な評価検討が必要である。

6. 2. 2 階層型(ADS)

(1)分離プロセス

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。

4 群群分離プロセスについては、実験室規模での原理確証は達成し、重要課題とされていた脱硝沈殿については実廃液で 2 リットル規模、模擬廃液で 10 リットル規模の試験で元素分離性能を確認し、一通りの見通しを得て、実験室規模でのプロセス成立性が確認されたが、経済性や廃液処理の効率化等に限界があるとの評価により、実用化を目指した研究開発が停止されている。プロセス試験等を実施した結果として、このような判断を行ったことは適切であると考える。

(2)MA 窒化物燃料製造

MA 窒化物燃料については、平成 12 年報告書では、MA 窒化物燃料の試作及び照射試験を進めて、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とされた。

Pu-Am-Cm 系、Np-Pu-Am-Cm 系、Pu-Am-Cm-Zr 系等の MA 含有窒化物を調製するとともに、MA 含有窒化物の物性測定を実施し、基礎データは充足しつつあるが、Cmを含めた燃料基礎物性データベースは未整備である。

MA 窒化物燃料の製造技術については、グラムオーダー以下の Np、Am、Cm 試料を用いた試験により、実験室規模での炭素熱還元法の原理は実証された。現状は、燃料製造工程で MA による発熱が特に問題となる工程について、除熱法の基礎的な検討を進めている段階であり、工学規模を想定した検討は行われていない。

¹⁵N 濃縮技術については、各種の方法の原理的な実証実験が行われている段階で、工学規模の

経済的濃縮技術確立に向けた技術開発は今後の課題である。

MA 窒化物燃料の照射挙動については、JMTR において U フリーの (Pu,Zr)N 及び PuN+TiN 燃料の照射試験や「常陽」における (U,Pu)N 燃料の照射試験及びフランス CEA との研究協力で高速実験炉フェニックスでの MA 窒化物燃料の照射試験により、Np、Am を含有した燃料ピン規模の照射試験による基礎データが取得されつつある。

MA 含有窒化物燃料については、前回の評価以降、MA 窒化物燃料の製造技術確立、基礎物性測定等の進展が見られたが、いずれも実験室規模での原理実証の段階であり、全体として「基礎研究段階」にある。

(3) ADS による核変換システム

ADS による核変換プロセスについては、平成 12 年報告書で、システムの安全性の実証、大電流加速器の開発が課題であるとされ、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とされた。

熱出力 800MW の鉛ビスマス冷却型 ADS のシステムの概念検討が行われ、出力分布平坦化、核設計精度の検証、未臨界度監視技術の開発、ビーム窓部の設計、ビーム停止事象への対処方策、事故時挙動解析等、今後の研究開発課題が明らかにされた。また、要素技術開発や MEGAPIE 等の国際協力で得た知見等に基づき、基本的な成立性が見込めるシステムの概念が構築されつつある。

ADS 用加速器の開発では、クライオモジュール試験や設計研究により、ADS 用加速器の基本仕様がほぼ確立されつつある。加速器構成要素の単体試験で高い加速性能を実証する等の成果を挙げているが、大電流加速技術、ビーム安定性等の信頼性、経済性等の向上がこれからの課題とされており、今後、J-PARC 等での経験を生かすなど、ADS 用加速器を目指した継続的な技術開発が必要である。

鉛ビスマス技術及び核破砕ターゲット技術については、鋼材の腐食試験、ビーム窓部の伝熱流動試験、Po 等の蒸発挙動試験、陽子による照射試験を実施するとともに、MEGAPIE 国際共同実験によって、メガワット級ターゲットの成立性が実証された。本技術については引き続き、欧州と協力しながら多様な実験データの整備が進められている。なお、核破砕ターゲットについては、MEGAPIE 国際共同実験によって鉛ビスマス核破砕ターゲット技術の成立性が確認されており、「準工学研究段階」に近いと考えられる。

ADS については、前回の評価以降、設計検討並びに加速器技術、鉛ビスマス技術、核破砕ターゲット技術等の枢要な技術開発において、大きな進展が見られる。しかし、工学的な成立性を確認する段階に移行するには、さらなる基盤的データの蓄積が必要であり、全体として「基礎研究段階」にある。

(4) 窒化物燃料の乾式処理分離プロセス

窒化物燃料処理プロセスについては、平成 12 年報告書で、電解精製試験、回収した MA の再窒化試験を進めることとされた。

MA 窒化物の乾式再処理プロセスについては、MA 窒化物燃料の熔融塩電解挙動、液体 Cd 陰極回収後の再窒化挙動の各要素について、グラムオーダーの Pu 及びグラムオーダー以下の Am を用いた試験により実験室規模での実証試験が行われている。前回の評価以降からの進展は見られるが、いずれも実験室規模での原理実証の段階であり、全体として「基礎研究段階」にある。但し、本技術は高速炉用金属燃料の再処理と多くの技術基盤を共有するため、工学規模への拡大に向けては高速炉用金属燃料再処理技術の活用を積極的に図るべきである。

6. 3 FP核変換の研究開発

高速炉システム及び ADS による FP の核変換については、一定の可能性が示された。高速炉で核変換できる ^{99}Tc 及び ^{129}I の量は、自身で発生する量程度であり、ADS で核変換できる ^{99}Tc 及び ^{129}I の量は、それぞれ軽水炉(1GWe)約4基及び 10 基で発生する量程度であると評価されている。

FP 核変換のターゲット材として、金属テクネチウムは、有望な候補材であるが、リサイクル技術の研究開発は今後の課題である。また、ヨウ素化合物については、現状では化学的安定性に優れるとともに被覆管材料との両立性のある適切な化合物は得られていない。

FP の核変換技術については、原理的な可能性は確認されているものの、ターゲット候補材の選定を含めて、積極的に FP の核変換を志向した設計も進んでおらず、全体的には「基礎研究段階」にある。

6. 4 共通開発課題

(1) 分離プロセス

Am, Cm の抽出剤として開発された3座配位の抽出剤 TODGA は、沈殿生成を回避できる強力で効率的な抽出剤であり、抽出クロマトグラフィー法への適用の可能性もあり、その成果は極めて高く評価できる。その他、新たな抽出剤の創成に関する基礎的な取組も行われており、分離プロセスの性能を飛躍的に高める可能性が期待される。

Sr-Cs の分離については、現在プロセス成立性実証のための小規模試験が実施されている段階で、処分シナリオで前提とした Sr-Cs 回収の見通しを判断できる段階ではない。したがって、現段階では、所定の回収率を得ることができるプロセスを探索している「フィージビリティ研究段階」にある。

が、Sr-Cs 等の発熱性 FP の分離は、HLW の最終処分場に大きな効果をもたらす可能性が期待できることから、安全で合理的な貯蔵方法の検討と合わせて、引き続き、重要な研究開発課題として取り組むことが望まれる。

白金族元素の分離については、模擬溶液を用いたビーカースケール試験により原理実証を行った段階であるが、分離した白金族元素の利用も含めた分離の意義を再確認する必要がある。

(2) アクチノイド科学

MA の分離、核変換技術では、MA に関する広範な分野の基礎研究、基礎データの蓄積が必須である。これまで、MA 含有燃料の基礎物性データの取得や MA 試料の調達に対する取組が着実に進められているものの、MA の分離変換技術を実現するための取組は、研究者数、施設整備、予算などの点で極めて不十分であり、早期の対応が必要である。

最近、国内のアクチノイド研究者間の研究協力・交流を促進するための研究者のネットワーク(J-ACTINET)が発足したが、今後、既存施設を有効利用し、研究開発資源を有効活用する取組として強化発展させることに留意すべきである。

(3) 核データ・炉物理

核変換システムの設計では、高速炉、ADS それぞれのシステムの成立性や安全設計に影響を与える実効増倍係数、出力ピーキング、冷却材ボイド係数、燃焼反応度等の精度が本質的に重要であるが、現状では、核データの誤差などによって目標精度が達成されていない。従来、新たな炉心設計に際しては、炉物理実験を通して核データや核設計計算コードの評価が行われ、核的安全性や性能が担保されてきたことを踏まえ、今後の研究開発の進め方を含めて具体的な対応が必要である。

(4) 保障措置、核物質防護

原子力システムが持続可能であるためには社会が求める水準の核拡散抵抗性を備えたシステムを実現する必要がある。このためには技術自体が核拡散抵抗特性を備えること、またそのシステムが社会制度として整備されるべき IAEA 保障措置のような核拡散抵抗機能を受け入れ、この機能を効果的に発揮できるものでなくてはならない。分離変換技術の研究開発に当たっては、当初よりこれらの要請を念頭におくことが大切であり、このため、適宜にこれらに関する専門家と対話し、チェックを受けるべきであるが、この取組は不十分である。今後は、この取組を充実させることに努めるとともに、例えば、MA 共存下におけるプルトニウムの計量管理技術等、必要とされうる研究開発に取り組むことが望まれる。

6. 5 分離変換研究に関連した施設

(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（及び 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、実使用済燃料、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)及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。

(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をはじめ、世界的に見てもAmやCmを含有した燃料に関するデータは極めて少なく、今後充実を図る必要がある。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蔽が必要であり、その取扱量に応じて遮蔽等の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施設として、原子力機構のプルトニウム燃料第一開発室、AGF、WASTE F及びNUCEFがあり、当面はこれらの施設の有効な活用を図るべきである。

(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 のための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。その際、窒化物燃料と金属燃料の場合は、不活性雰囲気での照射後試験施設も必要となる。

(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実験と炉物理実験等の積分実験が基本となる。

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決定的にデータが不足している。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又は計画されており、これらの研究計画を積極的に利用すべきである。

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サンプル実験は、これまでも既存施設で可能な範囲で行われてきた。また、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、臨界実験については、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ている。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ている。

第7章 今後の研究開発について

7.1 分離変換技術開発の基本的方針

これまで研究開発が進められてきた分離変換システムの概念は、発電用高速炉で MA 核種を均質リサイクルするシステム(FaCT 主概念及び副概念)と、MA 核種のリサイクルを専用の核変換サイクルで行うシステム(階層型概念)に大別される。これに加え、発電用高速炉への MA 核種の非均質装荷についても研究が行われている。

分離変換技術は平成 12 年のチェック・アンド・レビュー時点においては、発電用高速増殖炉サイクル技術とは別の将来技術の一つとして整理されていた。しかし、平成 15 年に終了した高速増殖炉の FS により、発電用高速増殖炉サイクル技術に期待される性能目標を達成する観点から、MA の分離変換は発電用高速増殖炉サイクル技術が具備すべき機能の一つとされ、この技術が開発課題に取り上げられて、研究開発が推進されてきている。したがって、分離変換技術の研究開発活動は、発電用高速増殖炉サイクル技術の研究開発活動と強くリンクして行われなければならない。

具体的には、発電用高速増殖炉サイクル技術の研究開発においては、実現されるべき発電用高速増殖炉サイクルシステムに対して安全性、経済性、環境適合性、資源有効利用率及び核拡散抵抗性に関して性能目標が提示されていることから、そのシステムを構成する技術要素の開発活動は、常にこのシステムの性能に与える影響に留意しながら進める必要がある。すなわち、FaCT の主概念および副概念における分離変換技術の研究開発は、分離性能や変換性能を限りなく高くすることが求められているのではなく、所要の性能目標を達成するのに適切な技術を実現することを目標に進められなければならない。

他方、分離変換を発電炉とは別のシステムで行う階層型概念(ADS 利用)については、十分な核変換効率の達成に加えて、発電システムとは独立したシステムを設けることによる効果について慎重に評価されねばならない。現在のところ、それを包含する原子力発電体系が実現すべき性能目標は明示的に与えられていないが、階層型概念に対しても、発電用高速炉サイクル技術に対する性能目標が基準になると考えるべきである。

前章で述べたように、現段階では、それぞれの分離変換技術の研究開発は、概していえば、基礎研究段階から準工學段階にまで発展してきているものの、分離変換技術を含む原子力発電システムに対して要求されている性能目標に対する達成度合いを評価するための情報が不足している。例えば、各概念により程度の差はあるが、実用技術として適用され得るための工學的な確証を判断するまでには至っていないこと、原子力発電システムとしての性能評価が進められているものの、基本的なデータや評価手法のベンチマークが不足していること、技術的成立性を左右する工學要素の実現性の確証がなされていないことが挙げられる。更に、システムの評価が個々の提案の範囲に留まっており、分離変換技術を含む原子力発電システムの性能指標を評価する研究が十分には行われていない。したがって、今後は、各概念に共通する基盤データの拡充を図るべきである。

以上から、今後の分離変換技術の基本方針として、均質サイクル概念による分離変換技術研究

開発については、発電用高速増殖炉サイクル技術の実用化を目指した研究開発の一部として進めるべきであり、与えられた性能目標に対する貢献度を定期的に評価し、その結果を取組に反映しながら進めるべきである。なお、発電用高速増殖炉へのMAの非均質装荷概念はについても、高速増殖炉サイクル技術の研究開発に含めて扱うものとし、べきである。また、階層型概念の研究開発については、軽水炉サイクルから高速増殖炉サイクルへの移行期から高速増殖炉サイクルの平衡期までを含む高速増殖炉サイクルを中核とする将来の原子力発電システム体系の一部として研究開発を進めるべきである。これらの研究開発については互いに強い連携の下、性能目標に対する達成度合いを定期的に評価しその結果を取組に反映しながら進めるべきである。

7. 2 分離変換技術研究開発の今後の取組み方

(1) 研究開発活動の体系

MA 均質サイクルを前提とした酸化物燃料高速増殖炉サイクル技術の研究開発においては、トータルシステムに要求されている性能目標を満足するために必要な以下の諸点を実現することが今後の重点課題となる。

- 高い信頼性を有する湿式分離法による MA 核種の分離回収システムを構築すること
- MA 核種を含む MOX 燃料を MA 核種による強い発熱・高い線量に障害されずに実用的に製造できるプロセスを構築すること
- 炉心に対する安全要求を満足して MA 核種を 5%まで装荷できる炉心を実現すること
- 所定の使用条件の下で、高い燃焼度を高い信頼度で達成できる燃料が製造できること

今後の取組では、与えられた性能目標を満足する高速増殖炉を 2050 年に実用化するとの目標の達成に向けた開発計画に沿って、これら課題に関わる見通しや判断が提示できるように進めるべきである。

MA 均質サイクルを前提とした金属燃料高速増殖炉サイクル技術は、FS フェーズⅡの評価で「現在の知見で実用施設として実現性は認められるものの、社会的な視点や技術的な視点から比較的不確実性がある概念」として FaCT の副概念に位置づけられ、引き続き主概念を代替できる可能性を含め継続的に探究されていくべきとされている。金属燃料サイクルによる分離変換技術の研究開発は、基礎研究段階から準工学段階にまで発展してきたが、上記の課題に対して確証を提示できるまでには至っておらず、今後とも、工学的な実現性の確証に向けて研究開発活動を進めるべきである。

ADS を中心とした階層型概念は、分離された MA 核種を U-Pu 燃料高速増殖炉発電システムとは別の ADS システムで扱うので、発電系において MA をリサイクルする場合に比べて発電系に対する技術開発課題が少なく、核変換効率を高くできることが予想されている。ADS の実現のために解

決すべき技術課題としては、以下が挙げられる。

- ~~加速器の性能が合理性のあるコストで、これADS~~ が実現する時代に発電システムに要求される安全性、信頼性、経済性といった性能目標を達成をすることを妨げない、もしくは達成することに寄与できる加速器の性能・コストが実現しているものであること。
- ビーム窓の工学的成立性を確証すること
- 未臨界炉心の制御等の炉物理的課題を高い信頼度で解決すること
- Pb-Bi 冷却炉の設計及び安全性を高い信頼度で確証すること
- 窒化物燃料の乾式再処理による燃料サイクルシステムの実用性を示すこと
- 所定の使用条件下での燃料性能及び高燃焼度を達成する窒化物燃料が製造できることを高い信頼度で確証すること

現在のところ、これらの各課題については、解決の方向性や見通しが提示され、一部の基礎的な原理実証は行われているものの、工学的な実証やベンチマークを与える取り組みには至っていない。階層型概念は、高速増殖炉サイクルによる MA の均質リサイクル技術が所定の性能目標を満足することができないと判断されたとき、あるいは、階層型概念に基づく分離変換技術を導入した原子力発電システムの実現を目指すほうが技術的成立性や開発に係る費用対効果の点で勝っていると判断されたときには、開発対象として採用が検討される可能性がある。したがって、今後は、上記の各課題に対する解あるいは解に対する技術的・経済的見込みを得る活動を着実に推進すべきである。また、随時行われる高速増殖炉サイクル技術の性能目標指標に対する達成度合いの評価作業と並行して、同種の評価作業を実施し、その相対的地位を評価し、取組のあり方について検討すべきである。

(2) 枢要課題に対する取組のあり方

① 分離プロセス

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が、工学的プロセス実証に着手するまで解決すべき課題が少なくない。また、FaCTで行われている先進湿式法は、高速炉平衡期に最適化された概念であるが、軽水炉からの高速炉への移行期における分離プロセスに対しても柔軟性を確保した研究開発が必要であると考えられる。

分離技術の実用化には、工学規模でのホット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。

②MA 含有燃料

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が、Cm を含めた燃料基礎物性データベースの整備は不十分である。また、現在までのところ、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 における非均質 MA リサイクル時の MA 含有率の高い燃料製造技術についての知見が乏しい。

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核変換システム

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の検討結果が示され、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、約 5%以下の低含有の均質 MA リサイクル燃料の可能性が予測された。しかし、現時点ではシステムの安全性や性能を評価できる基礎的なデータが不足し、設計評価コードの精度評価も十分でない。また、MA 非均質装荷炉については、その成立性を判断できる段階になく、先ず、その成立性を確認するための設計評価を優先すべきである。

こうした特性評価の信頼性を向上させるためには、MAに関する様々な基礎データの蓄積が必要であると考えられる。MA核データに関する微分実験及び積分実験については、これまでに行われている既存の施設を用いての取組を強化して継続するとともに、得られたデータを評価して評価済み核データライブラリーの充実を図り、さらにこれにもとづき詳細な原子炉特性解析を実施するための数値シミュレーション技法等の高度化を図るべきである。また、こうした方法に残る不確実性を確認し、その減少方法を探求するためには特にAm、Cm等のMA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を臨界実験装置において測定することが求められるので、この実験を行う環境を既存のFCAや国際協力も活用しつつ、整備するべきである。その一環として、J-PARCの第2期計画として計画されている、より汎用性の高い炉物理試験施設の整備の必要性和有効性についても検討するべきである。

核変換専用システムである ADS については、平成 12 年から設計検討並びに加速器技術、鉛ビスマス技術、核破砕ターゲット技術等に関して大きく進捗したが、工学的・経済的な面からの成立性を確認する段階に移行するには、さらなる基盤的データの蓄積、炉心概念の検討、加速器や鉛ビスマス技術、核破砕ターゲットの研究開発が必要である。こうしたデータの収集やベンチマークの取組は、海外の同種の取り組み、加速器中性子源の開発の進捗、高速増殖炉の実用化を目指した研究開発等と連携して効率よく推進していくべきである。なお、核破砕中性子源と高速未臨界炉心を組み合わせた模擬実験は世界的にも未着手であり、J-PARC 等の活用が期待される。が、その実現に向けては、その際は、京大原子炉実験所等における取組の成果を十分に参考することが望まれる分析しつつ、説得力ある説明が用意される必要がある。

④システム評価

高速増殖炉サイクル技術の研究開発活動を進めるに当たっては、このシステムが備えるべき、安全性、経済性、環境適合性、資源有効利用率及び核拡散抵抗性に関して性能目標が与えられているから、適宜にシステム構成要素の研究開発成果をトータルシステムの設計にフィードバックし、性能評価の結果を踏まえて、各構成要素の開発課題の修正を行っていくことが必要になる。特に分離変換技術の導入が深く関連する性能である環境適合性の評価に当たっては、地層処分過程だけでなく、分離回収した廃棄物の地上保管や管理処分に伴う負荷の増加や、分離プロセスの二次廃棄物を含めて発生する低レベル放射性廃棄物の性状や量にも着目されなければならない。このことを念頭に、要求されている性能目標に対する指標の達成度合いを精度よく評価できるシステムの整備が確実に推進されるべきである。このようなシステム評価ツールは、各候補技術の開発者が個別に行うものではなく、高速増殖炉サイクル技術の研究開発活動の主体が各種の分離変換概念をカバーできるものとして開発していくべきである。

(3) 基盤研究との連携の強化

現在研究開発が行われている4つの概念については、採用する分離及び核変換のシステムはそれぞれ異なるが、その研究開発や性能評価に必須のデータには共通のものが多々存在し、それらは基礎・基盤研究から生み出されることが多い。また、システム設計を進めるのに効果的なモデリングとシミュレーション技法については、基礎的な現象のモデリングを専門とする基礎研究者、数値解析の専門家、ニーズを的確に提示できるシステム分析者の共同作業によって優れたものが生み出されると言われる。そこで、アクチノイド核種や核分裂生成物核種の中性子核反応データ、種々のアクチノイド元素化合物の基礎的な物性データやその評価ツール、原子炉や未臨界炉における放射性核種の生成計算のための基礎データや評価ツール、炉心や構造材の評価のための基礎データやツール、アクチノイド核種を含む炉心体系の臨界ベンチマークデータ、放射性廃棄物の処分の安全評価に関わる基礎データと評価ツールといった各概念共通に必須となるデータの獲得を効果的に進めるためには、基礎と応用の垂直連携の取組と分野を横断する水平連携の取組が必須である。さらに、これらのデータを獲得するためには、国内の施設だけでは不十分であることなどから、国際連携も追求していくべきである。

また、こうした連携は、現在進められている候補技術概念を横断的に評価し、より良い組み合わせを探る取組も可能にする。こうした連携により、階層型概念での金属燃料や酸化物燃料の利用可能性、種々の燃料形態を利用した非均質装荷高速炉概念、軽水炉高レベル放射性廃液からのMA核種の湿式分離回収と他の概念の組み合わせなどの潜在的な可能性についても評価していくべきである。

(4) 提言

国は、2010年頃に、分離変換技術を取り入れた高速増殖炉サイクル技術に関するそれまでの研究開発の進捗状況や実用化に向けた取組の検討状況等を評価し、その結果を踏まえてその後の

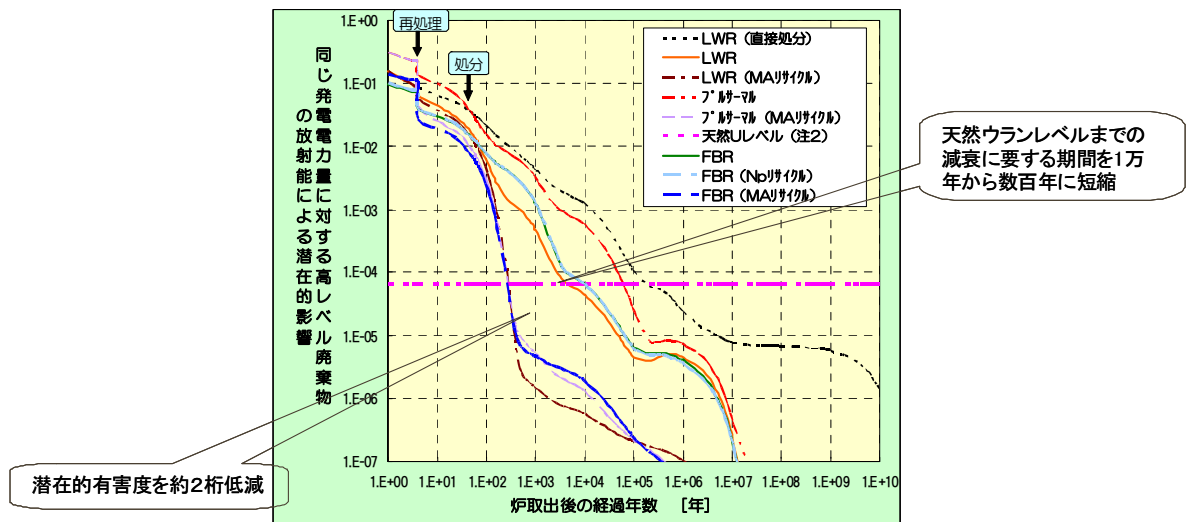
研究開発方針の一層の具体化を図ることとしている。また、第2再処理工場のあり方に関する議論を2010年頃から開始することとしている。そこで、当面は、各研究機関が、上に示した方針で研究開発活動を推進することを提案する。

上に述べた2010年からの作業においては、研究開発成果を踏まえて、実現可能な発電用高速増殖炉サイクル技術を展望して、その性能評価を行い、要求性能を達成できる可能性が検討されることになる。その際には、検討作業の結果を踏まえて、本報告書において指摘した様々な開発課題に対する取組について、これを強化、維持、中止することを含む研究開発方針の一層の具体化を行うこととし、階層型概念の研究開発については、その基本方針を示して、一層の具体化を図ることを提案する。また、その際には、種々の基礎データの獲得やベンチマーク実験、あるいは、工学研究の実施に必要な施設や設備に関して、国内施設や海外施設の利用計画などを含めた合理的かつ戦略的な方針が提示されるべきである。

それ以後については上述の作業結果を受けて検討されるべきであるが、分離変換技術に関して分野横断的なレビューは継続されるべきであり、概ね5年ごとに、基礎データの充足や、準工学・工学研究の進展等についての状況を評価することが適当と考えられる。

研究開発機関においては、上記評価時期を念頭において、以下の点にも配慮して、着実に研究開発を実施すべきである。また、分離変換技術の開発は、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り、大学等とも連携・協力して研究開発を進めていくべきである。

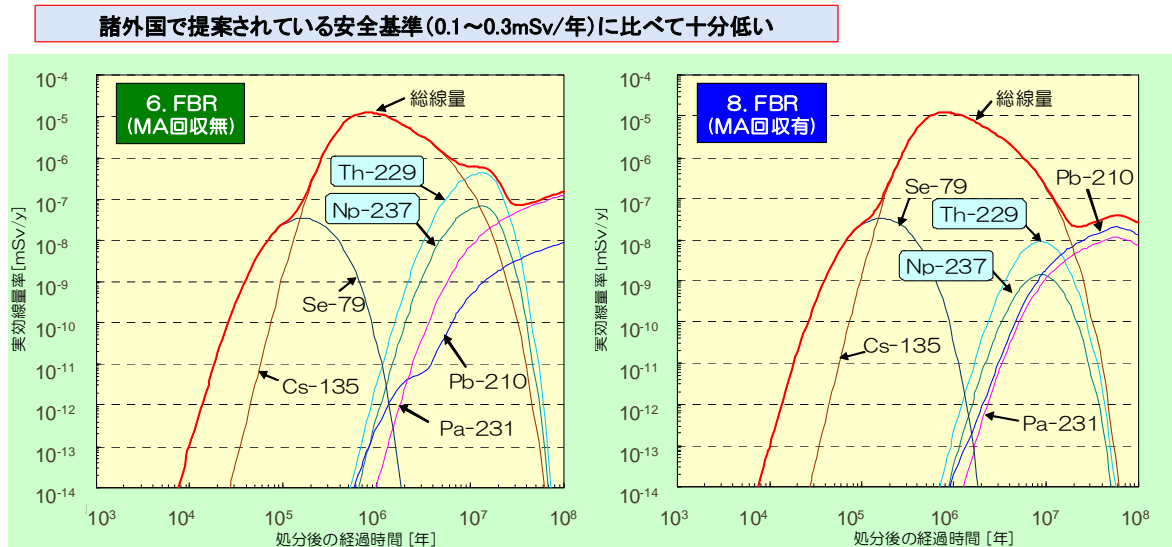
- 原子力技術に対しては、他のエネルギー供給技術に比較して市場における優位性を高くする観点から性能目標が設定される。原子力エネルギー供給システムに対する研究開発は、常に、この性能目標の実現可能性への貢献度合いを評価して軌道修正しつつ推進されるべきこと。
- 「発電サイクル系」と「放射性廃棄物処分系」を中心とした全原子力システムとしての特性を評価するための研究を強化して進めること。
- システムの成立性を決定するような重要な基礎データの充足、及び、基本的ベンチマークの充実に進めること。特に、共通基盤データについては、連携した合理的な取組を期待する。
- 基礎的な実証を終えているシステムについては、そのシステムを開発することの妥当性を評価した上で、工学的な成立性の確証を得るため、準工学試験あるいは工学試験を進めること。
- ADS等、工学的必須課題についての研究が途上にあるものは、国際的な共同研究などを含めて、なるべく早く、その克服の可能性についての見通しを得ること。
- 現在研究開発が行われている技術概念のより良い組み合わせの可能性を検討すること。



(注1) 高レベル放射性廃棄物と人間との間の障壁は考慮されておらず、高レベル放射性廃棄物の実際の危険性ではなく、潜在的な有害度(経口摂取による年摂取限度で規格化)を示している。使用済燃料取り出し直後の潜在的影響を1とした相対値。
(注2) 天然ウランレベルの線は、LWR(直接処分)のケースで燃料の原料として必要な天然ウラン(190トン強)とその娘核種 による潜在的な有害度の経時変化における最大値を示している。

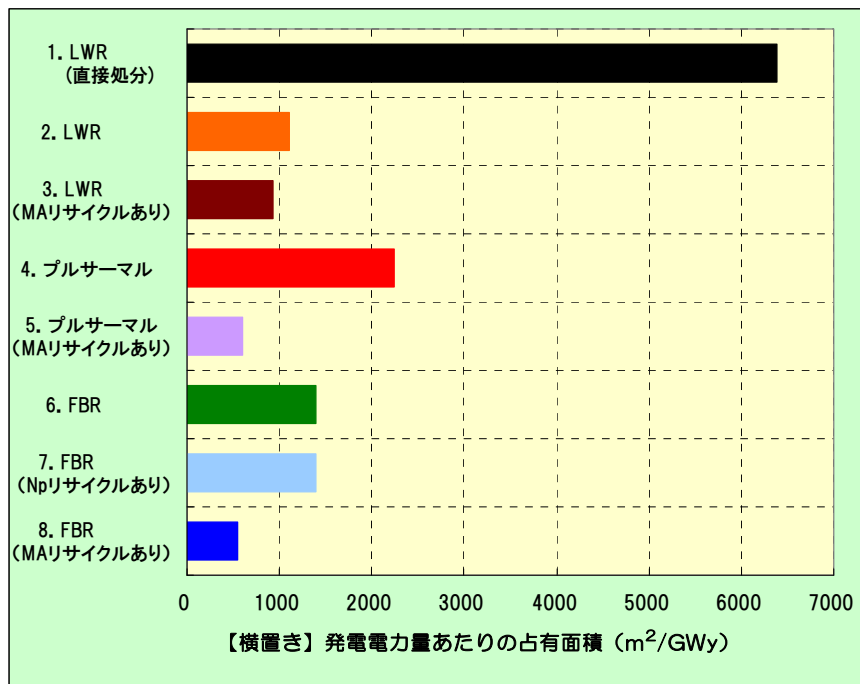
【出展:分離変換技術検討会資料 1-3-2号(原子力機構)より】

図1 高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度

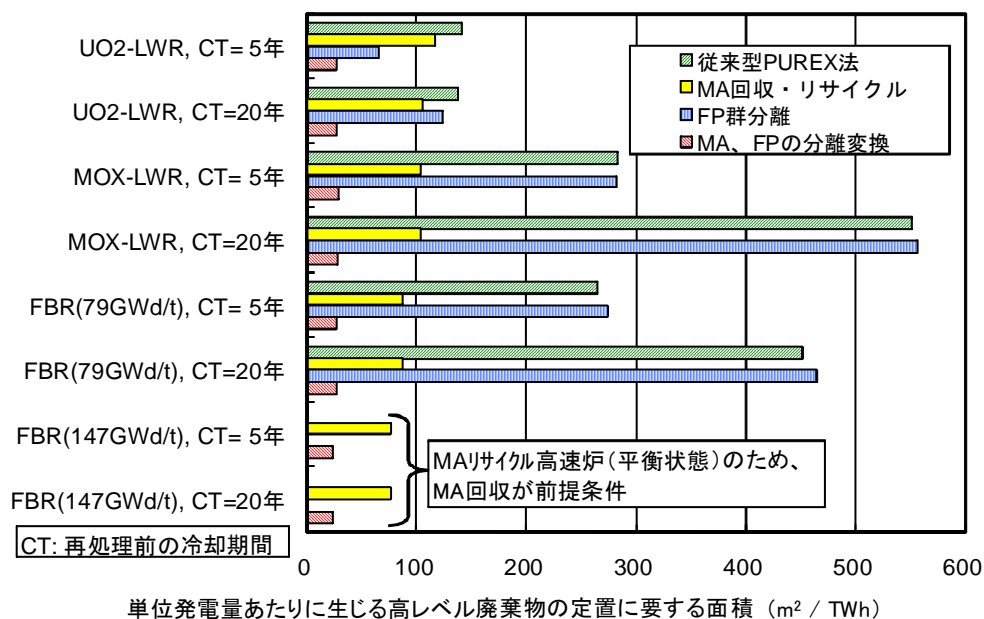


【出展:分離変換技術検討会資料 1-3-2号(原子力機構)より】

図2 地下水シナリオによる実効線量率



【出展:分離変換技術検討会資料 1-3-2 号(原子力機構)より】



【出展:分離変換技術検討会資料 1-3-1 号(日本原子力学会
「分離変換・MA リサイクル」究専門委員会)より】

図3 発電電力量あたりの高レベル放射性廃棄物の発生体数及び処分場の定置面積

表1 均質サイクル概念(高速増殖炉酸化物燃料サイクル)の研究開発課題(1/3)

(1)分離プロセス

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		技術の実現に必要な開発課題
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	
「U,Pu,Npを一括回収する高効率抽出システム」及び「抽出クロマト法によるMA回収技術」については、高速増殖炉サイクル実用化施設の概念設計の段階にあり、次段階以降までに解決すべき重要課題が明確である。 U,Pu,Npの一括回収技術については経験が豊富なPUREX法の改良であるため課題解決のハードルは比較的低い。革新的な技術の課題のうち均質MAリサイクルに係る課題について、2015年までの計画で下記の要素技術開発が進められており、その完遂によって基本設計段階に移行することが可能と見込まれる。	<ul style="list-style-type: none">・使用済燃料溶解液による晶析後の母液からのU,Pu,Np分離に係る実験室規模のホット試験(CPFで実施中)(その結果を反映した抽出計算コードの開発)	<ul style="list-style-type: none">・工学規模装置の開発(遠心抽出設備、抽出クロマト設備)・廃液処理技術の開発・製品の転換技術開発・工学規模でのホット(リサイクル原料を用いた)試験による技術実証
(U,Pu,Npを一括回収する高効率抽出システム) ①プロセス条件の最適化 ②計算コードによるNp挙動予測法の確立	<ul style="list-style-type: none">・フローシートを構築、MA/FPの分離挙動評価に係る実験室規模でのホット試験(CPFで実施する計画)	
(抽出クロマト法によるMA回収技術) ①分離性能評価 ②吸着材の安定性・安全性評価(吸着材の選定については基礎基盤研究と連携し実施)		

【出展：分離変換技術検討会資料 6-2-2号より】

表1 均質サイクル概念(高速増殖炉酸化物燃料サイクル)の研究開発課題(2/3)

(2) 燃料製造		
次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	技術の実現に必要な開発課題
<p>実用化施設の概念設計の段階にあり、次段階以降までに解決すべき重要課題が明確である。革新的な技術の課題のうち均質 MA リサイクルに係る課題について、2015 年までの計画で下記の要素技術開発が進められており、その完遂によって基本設計段階に移行することが可能と見込まれる。</p> <p>(脱硝・転換・造粒一元処理)</p> <p>①プロセス成立性の確認</p> <p>②遠隔対応設備の開発</p>		
<p>(セル内遠隔設備開発)</p> <p>①遠隔ハンドリング設備の開発(システム全体)</p> <p>②機器監視・異常診断技術の開発</p> <p>③分析・検査技術の開発</p>	<p>①MA/FP を添加した際の影響の評価を含む 1kg 程度の高除染 MOX 系のバッチ試験 (Pu 燃料第一開発室で実施中)</p> <p>②遠隔の操作、保守・補修に適した機器の設計検討、試験機を用いた工学規模のコールド試験</p>	<p>・プロセスの最適化、遠隔対応設備の開発</p> <p>・工学規模でのホット(リサイクル原料を用いた)試験による技術実証</p>
<p>(セル内遠隔設備開発)</p> <p>①遠隔ハンドリング設備の開発(システム全体)</p> <p>②機器監視・異常診断技術の開発</p> <p>③分析・検査技術の開発</p>	<p>①モジュール型設備の設計検討、試験機を用いた工学規模のコールド試験</p> <p>②セル内遠隔設備の保守に適用する機器監視、音響センシング等の遠隔での機器監視・異常診断手法の決定のためのコールド基礎試験</p> <p>③セル内での粉末のインライン分析、量産化に対応した迅速なペレット検査手法の決定のための実規模でのコールド試験</p>	<p>・遠隔対応設備の開発</p> <p>・工学規模でのホット(リサイクル原料を用いた)試験による技術実証</p>
<p>(TRU 燃料取扱技術)</p> <p>①熱流動解析に基づく設備設計と技術実証</p>	<p>①発熱する集合体の保管、検査技術確立のための工学規模でのコールド試験</p>	<p>・工学規模でのホット(リサイクル原料を用いた)試験による技術実証</p>

【出展：分離変換技術検討会資料 6-2-2 号より】

表1 均質サイクル概念(高速増殖炉酸化物燃料サイクル)の研究開発課題(3/3)

(3)核変換システム

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		技術の実現に必要な開発課題
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	
実用化施設の概念設計の段階にあり、次段階以降までに解決すべき重要課題が明確である。革新的な技術の課題のうち均質 MA リサイクルに係る課題について、2015 年までの計画で下記の要素技術開発が進められており、その完遂によって基本設計段階に移行することが可能と見込まれる。		
(炉心燃料設計(高燃焼度化に対応した炉心燃料の開発))		
①大型ナトリウム冷却 FBR 炉心における設計成立性確認	①燃料基礎物性研究の成果を踏まえた炉心燃料の設計研究	・燃焼初期より MA/FP を含む燃料の安全設計手法の確立(実証炉、実用炉初号機、実用炉商業ベース導入の段階に応じて炉心燃料設計技術を高度化)
(照射試験及び照射後試験(高燃焼度化に対応した炉心燃料の開発))		
①低除染 TRU 燃料の照射健全性確認	①ペレット、ピンレベルのカプセル照射試験及び照射後試験(高除染 MOX に MA 等を添加した燃料に対する試験を「常陽」及び AGF で実施中)	・実照射環境でのピン、バンドル照射試験及び照射後試験(燃料基礎物性研究、炉心燃料設計研究と整合させて実施)

【出展：分離変換技術検討会資料 6-2-2 号より】

表2 均質サイクル概念(高速増殖炉金属燃料サイクル)の研究開発課題(1/3)

(1) 乾式分離技術

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		技術の実現に必要な開発課題
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	
<p>(前処理技術の工学装置の開発)</p> <p>①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</p> <p>②前処理工程での揮発物対策</p> <p>③塩化物転換工程での容器材料寿命の向上(現行評価: 約 1000 時間)</p> <p>(小規模実廃液試験によるプロセス技術開発の実証)</p> <p>①プロセスを連続して実施することによるマスバランスの評価(CFD の作成)</p>	<p>・～100g/バッチ規模(実機の 1/10 規模)でのコールド試験(①、②)</p> <p>・実用条件での寿命評価(③ 但し、①、②より優先度は低い)</p> <p>・(いずれも既存設備で対応可能)</p> <p>・実廃液を用いての通し試験(～500g/バッチ規模)</p> <p>・(塩素ガス使用可能なアルゴン雰囲気ホットセルが必要(現在、使用可能な施設は国内には無し))</p>	<p>・～10リットル/バッチ規模での実廃液試験による実証(一部で塩素ガス使用可能なアルゴン雰囲気ホットセルが必要)</p> <p>・～500 リットル/バッチ規模でのコールド試験による遠隔操作、自動化、高温融体移送技術の確立(乾式再処理と一体となって開発)</p>

(2) 燃料製造

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		技術の実現に必要な開発課題
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	
<p>(要素試験による技術の高度化)</p> <p>①蒸留、射出鑄造での坩堝材料開発、寿命評価</p> <p>②MA 含有燃料の均質性の確認</p> <p>③鑄造装置、手順の最適化による Am の蒸発対策の確立</p>	<p>・U-Pu-MA-Zr を用いての、100～200g/バッチ規模(燃料スラグ 1 本規模、MA は最大 5%)での射出試験</p> <p>・(重遮蔽体付きアルゴン雰囲気グローブボックス、あるいはホットセルが必要)</p>	<p>・工学技術開発(遠隔操作技術の確立、高発熱な MA 含有燃料の取扱技術の確立)</p> <p>・U-Zr 試験は 20kg/バッチ規模で実施済み</p>

【出展：分離変換技術検討会資料 6-2-1 号より】

表2 均質サイクル概念(高速増殖炉金属燃料サイクル)の研究開発課題(2/3)

(3) 核変換システム

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		技術の実現に必要な開発課題
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	
(燃料・炉心解析コードの確立) ①過渡事象における炉心安全性の評価手法の確立	・コールド試験や米国データの活用などによる解析妥当性の検証	・ピンあるいは集合体規模での照射実績の蓄積
(基礎物性の蓄積) ①MA合金の物性測定(被覆管との共晶反応など) ②母合金データの拡充	・MA: ~g規模(十分な精度で測定するための必要量)、U, Pu: ~100g/規模での炉外物性測定試験(熱伝導度、融点、相互拡散)	
(金属燃料の照射挙動の評価、解析) ①MA含有金属燃料のサンプル照射(Phenixで照射済み、9ピン、燃焼度: 約1~10at%、MA: <5%) ⇒ ピン照射(国内炉) ②3元金属燃料のカプセル照射(常陽で照射予定、6ピン、高経済性条件) ⇒ ピン照射(国内炉) ③MA含有金属燃料に固有の燃料挙動評価(燃料成分の再分布、MAと被覆管の両立性等) ④モデリング、設計手法整備	・国内での照射および照射後試験 ・(照射炉としては常陽、照射後試験施設としては窒素雰囲気のFMFで対応可能(ANL、ITUで実績あり))	

【出展: 分離変換技術検討会資料 6-2-1号より】

表2 均質サイクル概念(高速増殖炉金属燃料サイクル)の研究開発課題(3/3)

(4) 乾式分離

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		技術の実現に必要な開発課題
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	
(照射済燃料試験による実証試験) ①実燃料を用いてのマスマバランスの評価	<ul style="list-style-type: none">・Phenix 照射済燃料の再処理(燃焼度:約 1～10at%、MA 濃度: <5%)は電中研-ITU 共研で実施予定(国外)・常陽照射済燃料を用いた再処理試験・(アルゴン雰囲気ホットセル)	<ul style="list-style-type: none">・～1kg/バッチ規模での実使用済燃料の再処理試験・(アルゴン雰囲気ホットセル、米国の既存実規模設備の利用などによる実規模装置を用いての再処理試験)・遠隔、自動操作対応のコントロール試験装置(実機モックアップ規模)による工学技術開発・遠隔操作技術、高温融体移送技術の確立
(各要素技術の実用プロセス化) ①陽極残渣、蒸留工程副生成物などからのアクチニド回収プロセスの確立 ②溶媒リサイクルの確認 ③MA 回収率評価精度の向上	<ul style="list-style-type: none">・U: ～10kg/バッチ、TRU: 10～100g/バッチ規模の、実用条件での連続繰り返し試験(プロセスロスから核物質をリサイクル)・(既存施設の利用可能(東海 CPF、大洗燃料研究棟))	
(工学基礎技術開発) ①実機の数分の 1 規模での連続試験(U 使用)	<ul style="list-style-type: none">・遠隔操作に対応した、～10kg/バッチ規模での U 試験	
(計量管理技術の開発) ①乾式再処理に適した計量管理概念、技術の確立 ②U/Pu/MA/FP 共存条件でのプロセス計量管理精度の向上	<ul style="list-style-type: none">・米国との情報交換・実用条件での分析精度の実測	
(乾式再処理特有の廃棄物処理・固化技術の開発) ①塩廃棄物、金属廃棄物の製造技術の確立 ②耐浸出性の評価	<ul style="list-style-type: none">・不活性雰囲気大型グローブボックスによる、コントロール試験・米国の知見の活用	
(廃棄物処分の最適化、合理化) ①ガラス固化体に比べ FP 濃度が低い、乾式再処理廃棄物に適した処分方法の検討 ②処分への影響評価の精度向上 ③TRU 廃棄物等の 2 次廃棄物発生量の評価精度の向上		

表3 MA 非均質装荷高速増殖炉の研究開発課題(1/2)

(1) 燃料再処理

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		技術の実現に必要な開発課題
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	
<ul style="list-style-type: none"> ・LWR 燃料再処理は現行の湿式再処理技術(高除染 Pu/Np、U 分離回収)を用いる。MA 分離に関しては、FaCT における基本プロセスを利用することを想定している。 ・また、高速炉で照射したターゲット燃料の再処理は FaCT の FBR 再処理プロセスを想定する。MA 等の分離に関する基本的な成立性は期待できるが、高濃度 Am(Cm)燃料の再処理課題は <ul style="list-style-type: none"> ①Cm の発熱による溶液温度への影響 ②溶媒劣化への影響 である。		ターゲット燃料再処理は FaCT における課題と基本的に共通である。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 耐放射線溶媒の開発・選定

(2) 燃料製造

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		技術の実現に必要な開発課題
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	
<ul style="list-style-type: none"> ・本サイクルの基本となる燃料形態は①Np-MOX(ドライバ燃料)②金属顆粒(U 等)添加高濃度 Am-MOX(ターゲット燃料)である。 ・前者は現行の MOX 燃料製造技術(グローブボックス施設でのペレット燃料製造プロセス)の適用が可能であり、実用化段階の R&D が進められている。 ・後者については金属顆粒 U 等添加 Am-MOX ペレット燃料製造技術(ホットセル施設での遠隔技術、ホットプロセス)開発を開始した段階であり、課題は <ul style="list-style-type: none"> ①基本製造プロセスの成立性 ②高濃度 Am-MOX 物性測定 ③(U 等)添加高濃度 Am-MOX 物性測定 である。	<ul style="list-style-type: none"> ・ターゲット燃料の基本的な成立性評価として基本プロセス試験、燃料物性測定等は既存の小型ホットセル施設に試験機器を導入することで対応可能 	<ul style="list-style-type: none"> ・Np-MOX 燃料製造技術は MOX 燃料と同等であり実用化試験の段階である。 ターゲット燃料開発課題として <ul style="list-style-type: none"> ・高濃度 Am 添加の工学的成立性に固有の課題(密度、相分離、Am 蒸発) ・高濃度 Am による燃料劣化防止に固有の課題(熱伝導度劣化対策、高酸素ポテンシャル) ・発熱、微粉末対策(小バッチサイズ、密閉化) ・高濃度 Am 含有燃料の照射挙動に関する固有の課題(形状安定性、結晶安定性、ミクロ構造進展、熱伝導率低下、FCGI、スエリング、O/M 比変化等)

	が上げられる。
--	---------

【出展：分離変換技術検討会資料 6-2-2 号より】

表3 MA 非均質装荷高速増殖炉の研究開発課題(2/2)

(3)核変換システム

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	技術の実現に必要な開発課題
<ul style="list-style-type: none"> ・FaCT で進めている低濃度 MA 添加炉心と同等の開発課題となる。 ・但し、(U等)添加 Am-MOX 燃料の照射健全性の確認を行う必要があり、課題は <ol style="list-style-type: none"> ①燃料設計評価手法の開発 ②設計用物性データの取得 ③照射試験/照射後試験 ④性能評価 である。 	<ul style="list-style-type: none"> ・照射用燃料製造を現行施設の改造により実施できる可能性がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・FaCTにおける課題と基本的に共通である。

【出展：分離変換技術検討会資料 6-2-2 号より】

表4 階層型核変換システムの開発課題(1/2)

(1) 燃料製造

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		技術の実現に必要な開発課題
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	
①工学実証試験に向けた燃料製造工程の最適化 ②製造時の TRU ロス(特に Am)の定量化 ③窒素 15 閉鎖系での燃料製造技術確立 ④雰囲気不純物(H ₂ O, O ₂)の製品への影響評価 ⑤発熱・遮へい対策の予備検討 ⑥燃料物性データベースの整備 (Cmを含む) ⑦MA 窒化物燃料の照射挙動評価	・グラム規模以上の MA 取扱可能で、且つ柔軟性、即応性のある試験フィード (NUCEF 対応可能) ・MA 窒化物燃料の照射挙動評価については、当面は国際協力による国外施設を活用	・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窒素 15 濃縮技術の開発 ・計量管理技術の開発

【出展：分離変換技術検討会資料 6-2-2 号より】

(2) 核変換システム

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		技術の実現に必要な開発課題
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	
①未臨界炉技術(炉物理特性、未臨界度監視、運転制御、MA 装荷炉心模擬等)	・数百 MeV 以上の陽子ビームと核破砕中性子源が使用可能な臨界又は未臨界実験装置(DT 中性子源との結合は既存施設で可能) ・MA を大量に装荷できる炉物理実験施設	・実験炉級 ADS(熱出力 80MW 程度)による工学的実証 ◆第 1 段階:運転制御の実証、炉工学の実証 ◆第 2 段階:MA 窒化物燃料による核変換実証 (なお、実験炉 ADS は欧州が積極的に検討を進めており、国際協力を中心に考える。)
②鉛ビスマス冷却材技術(防食、伝熱流動、流量・流速測定と制御、不純物制御、Po 管理等)	・鉛ビスマスループ試験装置(集合体規模) ・Po 挙動試験装置(非定常時試験) ・タンク型システムのモックアップ試験(欧州の多様な鉛ビスマス関連施設との連携が可能)	
③核破砕ターゲット技術(ビーム窓材料の照射損傷、伝熱流動、核破砕生成物管理等)	・陽子ビームによる材料照射施設と照射後試験施設(但し、一部は MEGAPIE 国際共同実験で実証済み) ・低エネルギー部(イオン源、RFQ、DTL)の大電流信頼性試験施設(国際協力が可能)	
④超伝導陽子加速器技術(大電流化、高信頼性確立、CW 化、短尺化)	・既存陽子加速器への超伝導空洞増設	

【出展：分離変換技術検討会資料 6-2-2 号より】

表4 階層型核変換システムの開発課題(2/2)

(3) 燃料再処理

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		技術の実現に必要な開発課題
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	
①工学実証試験に向けた燃料再処理工程の最適化 ②電解・回収・再窒化工程での TRU、希釈材の物質収支 ③雰囲気不純物(H ₂ O, O ₂)の物質収支への影響評価 ④材料開発(坩堝、セル他) ⑤プロセスシミュレーションコード開発 ⑥小規模ホット試験の実施 (なお、工学的課題については多くの技術基盤を共有する金属燃料サイクルに関する研究開発成果の利用が可能)	・小規模ホット試験が可能なホットラボ(当面は国際協力による国外施設を活用。なお、FBR 用金属燃料再処理研究施設とも共用可能) ・グラム規模以上の MA 取扱可能で、且つ柔軟性、即応性のある試験フィールド(NUCEF 対応可能)	・工学規模装置の開発(遠隔操作、発熱対策、不活性雰囲気) ・塩廃棄物・金属廃棄物処理技術の開発 ・塩・Cd リサイクル技術の開発(再処理時の窒素15、希釈材のリサイクルはオプション) ・計量管理技術の開発

【出展:分離変換技術検討会資料 6-2-2 号より】

表5 核変換システムの共通基盤技術の研究開発課題

次段階(工学実証試験)に移行するために必要な事項		技術の実現に必要な開発課題
解決すべき研究開発課題	必要な研究開発項目と施設	
(MA 分離・溶媒抽出法) ①分離性能評価、分離条件最適化 ②抽出剤の安定性・安全性評価 (Sr-Cs 分離) ①抽出クロマト法の性能評価、採否の判断 ②最適吸着剤の決定 ③固化法の検討 (白金族元素分離) ①最適分離法の選択(他の分離工程との組み合わせの最適化、利用法の検討) (総合) ①要素技術の最適組み合わせ検討、要素技術間の結合上の問題解決	<ul style="list-style-type: none"> ・模擬液による分離プロセス最適化試験が可能な施設(柔軟性、即応性が必要)(NUCEF 等で実施中) ・実験室規模での実液によるホット試験が可能な施設(施設としては NUCEF で実施可能) 	
MA 核データの整備と積分的検証 燃料基礎物性に関する熱力学データの充実及び燃料設計コード開発	<ul style="list-style-type: none"> ・MA 試料が使用可能な TOF 測定中性子ビームライン(J-PARC の物質生命科学実験施設に整備中) ・MA 燃料が使用可能な臨界実験装置 ・炉心燃料設計に十分なデータの取得のための実験室規模でのホット試験(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中) ・基礎データに基づくモデル構築及びデータ充実に応じたコードの計算精度向上 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全審査及び経済性向上に資する核データの整備 ・合理的な安全確保や経済性向上の面で重要な燃料基礎データ、燃焼に伴う MA の特徴的な挙動の把握・確認、燃料設計コードの整備
MA 含有燃料の計量管理技術等の核不拡散技術の開発	<ul style="list-style-type: none"> ・実証段階の施設の検討を具体化してく際には、保障措置関連技術の重要性が増すため、検討を十分に行う。 	<ul style="list-style-type: none"> ・実証段階の施設において、実用段階の施設で採用する技術の適用性を示す。
FP 核変換用ターゲットの開発	<ul style="list-style-type: none"> ・候補材の照射、照射後試験、処理試験 	<ul style="list-style-type: none"> ・高速実験炉等における照射試験と照射済ターゲットの処理試験を通じた技術の実証

【出展：分離変換技術検討会資料 6-2-2 号より】

研究開発専門部会 分離変換技術検討会の設置について

平成20年8月21日
原子力委員会
研究開発専門部会

1. 目的

我が国における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、研究開発専門部会の下に分離変換技術検討会（以下、「検討会」という。）を設置し、必要な調査審議を実施する。

2. 検討項目

検討会において、以下の項目について検討することとする。

- (1) 分離変換技術の研究開発の現状についての調査
- (2) 分離変換技術の今後の研究開発についての検討
- (3) その他

3. 検討会の構成

別紙のとおりとする。

4. 検討の進め方

検討会における議事は、原則として公開とする。ただし、検討会が議事を公開しないことが適当であると判断したときは、この限りでない。

5. その他

- (1) 検討会の座長は、必要があると認めるときは、部会長と協議の上、調査審議の結果について、原子力委員会に直接報告することができるものとする。
- (2) その他検討会の運営に必要な事項については、検討会で定める。

(付録2)分離変換技術検討会の構成員

○専門委員

座長	山名 元	京都大学原子炉実験所 教授
	山中 伸介	大阪大学大学院工学研究科 教授

○有識者

河田東海夫	原子力発電環境整備機構 理事
長崎 晋也	東京大学大学院工学系研究科 教授
深澤 哲生	日立GEニュークリア・エナジー株式会社日立事業所主管技師
矢野 安重	理化学研究所 仁科加速器研究センター センター長
山根 義宏	名古屋大学大学院工学研究科 教授
若林 利男	東北大学大学院工学研究科技術社会システム専攻 教授

※その他、必要に応じて有識者を招へいする。

(付録3)分離変換技術検討会の開催実績

○第1回分離変換技術検討会(平成20年9月19日(金) 10:00~12:00)

- 議題: 1. 分離変換技術検討会での審議事項について
2. 平成12年報告書の概要
3. 分離変換技術の導入意義について

○第2回分離変換技術検討会(平成20年10月1日(水) 13:30~15:30)

- 議題: 1. 分離変換技術に関する国外状況
2. 分離変換技術の導入意義について
3. 分離変換技術の導入シナリオについて

○第3回分離変換技術検討会(平成20年11月13日(木) 10:00~12:30)

- 議題: 1. 分離変換技術の導入意義・導入シナリオの論点整理
2. 分離研究に対する研究開発の現状について

○第4回分離変換技術検討会(平成20年12月12日(金) 13:00~15:30)

- 議題: 1. 核変換技術研究に関する研究開発の現状について

○第5回分離変換技術検討会(平成20年12月19日(金) 10:00~12:30)

- 議題: 1. 核変換技術研究に関する研究開発の現状について

○第6回分離変換技術検討会(平成21年1月21日(水) 10:00~12:30)

- 議題: 1. 分離変換技術に関する研究開発の現状の整理
2. 分離変換技術の研究開発に関する今後の課題について
3. 検討会報告書骨子案について

○第7回分離変換技術検討会(平成21年2月5日(木) 10:00~12:30)

- 議題: 1. 分離変換技術に関する研究開発の現状について
2. 検討会報告書案について

○第8回分離変換技術検討会(平成21年2月26日(木) 10:00~12:30)

- 議題: 1. 検討会報告書案について

— 主な用語解説 —

【ア行】

・塩化物溶融塩

KCl や NaCl などの塩化物を溶融したものであり、乾式再処理では浴塩として使用される

・遠心抽出器

高速回転場を利用して水相と有機相を強制混合し、ついで遠心力を利用して比重の大きい水相を回転筒の外周部に、比重の小さい有機相を回転軸の近くに集める相分離する装置。小型化が可能、接触時間が短く溶媒の放射線損傷を低減できる、などの特徴から、次世代の再処理抽出装置として、各国で技術開発が進められている。

・塩析剤

二相（例えば有機相と水相）での分配平衡において、目的物質の有機相への移行を促進する作用を有する試薬。

・押出造粒技術

混練物（粘土状）を小口径から押出したひも状物質を回転板上で整粒する。

【カ行】

・核データ

原子核及び核反応に関する物理的データ。主に、中性子誘起核分裂、中性子捕獲、弾性散乱等の原子核反応の生じる確率を示す物理量である反応断面積データなどに関するデータであり、様々な実験や理論計算結果に基づき評価され、国内では JENDL-3.3 核データライブラリとして整備されている。

・過渡解析

機器の故障などにより生じる事象で、安全基準では、そのような事象が生じても燃料破損が生じないことが要求される。このことを担保するために行う解析。

・カラム試験

クロマトグラフィークロマトグラフィー法に適用する抽出剤の分離性能の試験方法。抽出剤をカラムに担持し、クロマトグラフィー法による分離試験を行い、溶離液中の物質濃度を測定し、挙動を評価する。

・カリックスクラウン

クラウンエーテルの一種で、Cs の分離のために開発された抽出剤。

- ・簡易ホットプレス法

原料粉末を加圧しながら焼結する方法。

- ・乾式法

塩化リチウム(LiCl)や塩化カリウム(KCl)の熔融塩やカドミウム(Cd)、ビスマス(Bi)、鉛(Pd)等の液体金属を溶媒とした再処理法の一つ。

- ・簡素化ペレット法

簡素化ペレット法は、再処理製品である溶液の状態で Pu 富化度を調整、マイクロ波脱硝・造粒、焙焼還元により富化度調整粉末を生成し、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を見込んでいる。

- ・希土類元素

原子番号 57 から 71 までの 15 元素、ランタン(La)、セリウム(Ce)、プラセオジウム(Pr)、ネオジウム(Nd)、プロメチウム(Pm)、サマリウム(Sm)、ユーロピウム(Eu)、ガドリニウム(Gd)、テルビウム(Tb)、ジスプロシウム(Dy)、ホルミウム(Ho)、エルビウム(Er)、ツリウム(Tm)、イットルビウム(Yb)、ルテシウム(Lu)に加えて、これらに性質が極めて類似したスカンジウム(Sc)、イットリウム(Y)を加えた 17 元素のこと。化学的な性質が類似しており、相互の分離が難しい。

- ・共分散データ(核データ)

核データの不確かさをあらわすデータ。

- ・金属燃料

ジルコニウム(Zr)に金属ウランや金属プルトニウム等を添加して合金とした原子炉用の燃料。

- ・クライオモジュール

超伝導空洞などを格納する容器。

- ・クラウンエーテル

酸素原子に二つのアルキル基が結合した有機化合物をエーテルという。このような部位が連なって環状に閉じた冠状の化合物をクラウンエーテルという。クラウンエーテルは環の内側に酸素原子の非共有電子対があるため、金属カチオンを環の内側に取り込みやすい。また、環のサイズ等により対象とする金属カチオンへの選択性などを制御できる。この性質を利用して、FP が含まれる溶液中から Sr あるいは Cs を選択的に抽出するためのクラウンエーテルも開発されている。

- ・高温耐食性材料

金属燃料の射出鑄造工程では、高温の溶融金属合金を扱うため、この工程で使うるつぼは高温、腐食に耐えうる材料が必要であり、従来は黒鉛にイットリアを塗布したものをを用いていたが、この間の炭化ジルコニウムとタングステンの層を追加した複層るつぼを開発している。

- ・固溶

異なる元素が溶け合い均質な固相となっている状態。

【サ行】

- ・錯形成

金属イオンに非共有電子対を持った化合物(配位子)がその電子対を供与する形で結合した化合物(錯体)を形成すること。例えば、使用済燃料を硝酸に溶解すると、U や Pu のイオンは、硝酸イオンが配位して錯形成している。

- ・錯体

中心となるイオンに別のイオンが結合した集合体。溶媒抽出法では、一旦硝酸に溶かし硝酸塩となっている Pu の状態をつくり、これが TBP と錯体を形成することにより、有機相に Pu が移動する。

- ・酸素ポテンシャル

MOX などセラミックスの核燃料物質の平衡酸素分圧で、 $RT\ln P_{O_2}$ で定義される。燃料被覆管の内面酸化など燃料の照射挙動に関係する。

- ・実廃液

軽水炉再処理から発生した高レベル放射性廃棄物溶液(HLLW)。核分裂生成物、MA、再処理で回収しきれなかった U、Pu を含む。分離技術のプロセス試験用使用する HLLW 組成を模擬した溶液を模擬廃液ということから、それに対して、実際の HLLW を実廃液と言っている。

- ・射出鑄造法

金属燃料の製造法。原料金属を誘導加熱で溶融し溶融合金をつくる。この際、いったん装置内を排気する。その後、鑄型を溶融合金に浸漬し、Ar ガスを装置に給気し、給気圧で溶融合金を鑄型に射出する。鑄型を引上げ、冷却し、鑄型を除去、両端切断し、合金燃料の製品を作る。

- ・「常陽」

日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターに設置されている高速実験炉。1977 年初臨界。高速炉増殖炉としての増殖性の確認の後、照射炉として高速炉燃料、材料の照射試験を行って

る。

・除染係数

放射性物質の除染工程の性能を表す係数で、除染後の製品中に含まれる注目元素の放射能濃度を除染前の原料中に含まれる注目元素の放射能濃度で除したものと定義される。再処理では精製という観点から注目元素だけでなくそれ以外の不純物との割合も重要になるため、除染係数の定義を拡張し、「原料中の不純物濃度を原料中の注目元素濃度で除したもの」を、さらに「製品中の不純物濃度を製品中の注目元素濃度で除したもの」で除したものと定義している。もし注目元素にロスが無ければ、不純物濃度が 1/10 になる工程の DF は 10 となる。

・静的腐食試験・ループ試験

鉛ビスマスによるビーム窓材の鋼材の鉛ビスマスによる腐食挙動把握、腐食低減化の研究として、ポット型腐食装置による静的腐食試験、また、流れの乱れによるエロージョン・コロージョンの影響の把握のためのループ試験が行われている。

・ゼオライト

ケイ酸アルミニウムを主成分とする鉱物。結晶格子の間に空孔を持ち、その大きさに一致する原子もしくは分子を選択的に取り込む性質がある。

・増殖比

原子炉の運転に伴い U-235 や Pu-239 などの核分裂性物質が核分裂などで減少する割合に対して、U-238、Pu-240 などから新たに中性子を吸収して核分裂性物質 (Pu-239、Pu-241 など) を生成する割合の比率をいう。特にその比が 1.0 をこえる場合を「増殖比」、1.0 以下の場合を「転換比」と呼ぶ。

・ソフトドナー

窒素(N)、イオウ(S)などで金属カチオンに配位する配位子。これを抽出剤として使用すると、RE より Am、Cm とよく結合する。水溶液中での錯体形成能力の違いを利用して、RE から Am 及び Cm を分離するための抽出剤として開発されている。N ドナーの多座配位抽出剤として TPEN が研究されている。

・ソルトフリー試薬

溶媒抽出法においては溶媒洗浄剤や塩析剤に Na などのアルカリ金属元素を含む試薬が一般に用いられているが、添加された Na は最終的にガラス固化体に混ぜて廃棄する必要がある(二次廃棄物になる)ことから、使用した試薬の量に応じてガラス固化体の量が増加してしまう。そこでこれらの試薬を Na を含まない試薬 (HAN やシュウ酸ヒドラジン、炭酸ヒドラジンなど) で代替することにより廃棄物発生量の低減をねらったものをソルトフリーという。

【タ行】

・ダイ潤滑技術

ペレット成型時にダイ(金型)壁面に微量の潤滑剤を塗布することにより、MOX原料粉末を直接成型するダイ潤滑成型技術。現行法では添加剤を混合しているが、ダイ潤滑成型技術は、これに比べて、添加剤混合や焼結前にこの添加剤を分解除去する予備焼結を省くことができるため、ペレット製造コストを合理化できるメリットがある。

・多孔性シリカビーズ

抽出クロマトグラフィー法で、カラム内に充填し、吸着剤を担持するために使用される。

・脱硝容器

脱硝工程では、再処理で回収された U/Pu 混合溶液をマイクロ波加熱し、硝酸をのぞき、混合酸化物を回収する。このときに使用する容器の形状について、簡素化ペレット法の脱硝・転換・造粒一元処理技術開発の一環として行っている。

・炭素還元法

酸化物を窒化物に転換するプロセスの一つで、酸化物粉末と炭素粉末の混合物を窒素+水素混合ガス中で加熱することにより、酸化物中の酸素と窒素を置換させる。分離した酸素は水素ガスと反応してメタンガスとなる。

・抽出クロマトグラフィー法

吸着体に対する吸着のし易さの違いを利用した分離方法。吸着体の詰まったカラムに溶液を供給すると、一番先に最も吸着しやすい成分がカラム上部の吸着体に吸着し、その下の吸着体には次に吸着されやすい成分が吸着する、というように上部から順に成分毎に分かれて吸着される。成分の溶解していない液を供給し続けると、吸着された成分は吸着・脱着を繰り返しながら液の流れと共にカラムから出てくるが、始めに出てくるのは最も吸着されにくい成分で、最も吸着され易い成分は最後に出てくる。このことから、カラムから出てくる溶液を時間毎に取り分ければそれぞれの成分しか溶解していない溶液を得ることが出来る。ただし、この様な操作を行うためには混合溶液の供給はバッチ式になるので、液液抽出のような連続給液―連続回収は出来ない。

・抽出剤

溶媒抽出法やカラムクロマトグラフィー法で用いられる、溶液中の特定成分を取り出すための試薬。PUREX 法では抽出剤として TBP (リン酸トリブチル) が用いられており、使用済燃料を溶解した硝酸溶液から、n-ドデカン溶媒で希釈した TBP で U や Pu を抽出する。

・超伝導空洞

超伝導リニアックの主要な加速部である。超伝導状態となるちょうたん型の空洞であり、内部に蓄えられる高周波数電力により荷電粒子を加速する。加速される荷電粒子の速度により形状が異なる。質量の軽い電子の場合はほぼ一定速度(光速)加速されるため構造は簡単となり、これまでも各国で実用化されている。一方、質量の重い陽子を加速する場合には速度がエネルギー毎に変化し、低エネルギー側では扁平な空洞形状となるため、構造設計が難しい。現在、先進各国で開発が競われている。

・低温精留法

窒素-15 のリサイクル、回収技術。

・電解採取法

溶液中のイオンを分離する方法の一つ。金属の選鉱・精錬に用いられている。溶液中に二つの電極を挿入し、通電することにより、イオンが還元され陰極(カソード)表面に析出する。定電流電解法では基本的に標準酸化還元電位の貴なイオンが優先的に析出するので、他元素イオンから分離することができる。高レベル廃液からは、硝酸酸性が高いにも拘らず、白金族(Pd、Ru、Rh)、Te、Se、Ag等のイオンが析出してくる。硝酸溶液からはRe(VII)も析出するので同属のTc(VII)の分離も可能と考える。本プロセスでは基本的に化学試薬は必要ないので、二次的廃棄物は発生しない。

・電解精製

高温冶金技術に基づく乾式再処理法では、電解により目的物質を電極に析出させるとき、酸化還元電位の相違から不純物の多くは析出せずに電解液中に残る。すなわち目的物であるウラン、プルトニウムなどが精製され、不純物である放射性生成物が除去される。乾式再処理法は一般に湿式再処理に比べ不純物の除去の割合(除染係数)は小さいが、高速増殖炉サイクルとして実用的なレベルの除染係数を得るのは比較的容易である。

・転動造粒技術

回転羽根等により粉末を回転させ粉末を凝集させる造粒法。

・ドップラー係数

単位温度変化あたりの反応度変化。原子炉内の燃料の温度が上昇すると、核反応断面積の共鳴ピークの幅が広がり、中性子吸収量が増加し、負の反応度変化が生じる。

【ナ行】

・鉛ビスマス

加速器駆動型未臨界炉のターゲット及び冷却材として注目されている合金。Pb、Bi は、いずれも

重い核であり、陽子による核破碎反応で発生する中性数が多く、しかも、陽子数が魔法数 82 及びその近傍の 83 であるため、中性捕獲反応断面積が小さく、破碎中性子ターゲット材としても、冷却材としても優れた核的性質を持っている。また、Pb、Bi はいずれも金属であるため熱伝導率が高く、しかも、低融点、高沸点の共晶合金を作るため、冷却材としての優れた熱的性質も有している。

・二次廃棄物

元来原料中に含まれている廃棄物(核分裂生成物や被覆管廃材など)を一次廃棄物と言うのに対し、処理過程で使用した試薬、器具などが汚染されて廃棄物となったものを二次廃棄物という。処理で使用する試薬・器具類が多いほど、またこれらの試薬と一次廃棄物の分離(除染)が困難なほど二次廃棄物は増加する。

・熱拡散率

熱伝導率を比熱と密度で割ったもの。最近では、熱伝導率の測定では、熱拡散率をレーザーフラッシュ法により測定し、既知の比熱、密度から熱伝導率を導出する方法がとられている。

・熱伝導率

物質内での熱の伝わりやすさをあらわす物理量。核燃料の設計に必要。

・熱膨張率

単位温度あたりの物質の長さや体積の膨張割合。

・熱容量

単位質量あたりのある物質の単位温度を上げるのに必要な熱エネルギー。

・燃焼度

核燃料の燃焼程度を示す量で、MWd/t や at%などの単位であらわす。

・燃焼反応度

燃焼の初期と末期の反応度の差。

・燃料スラグ

射出鑄造法により製造した高速増殖炉用の金属燃料で、溶融した合金を鑄型に鑄込んで成型した細長い棒状の燃料。

【ハ行】

・配位子

錯体に配位しているイオン、化合物。

・白金族元素

ルテニウム、ロジウム、パラジウム、オスミウム、イリジウム及び白金の 6 元素の総称。代表的な貴金属で、酸・アルカリに侵されにくく、また、融点が高く、比重が大きい。

・バッチ試験

抽出剤の分離性能の試験方法。溶液から抽出溶媒による抽出を、例えば分液漏斗のような実験器具を用いてバッチ処理し、分配係数を評価する。

・ビーム窓

加速器駆動型未臨界炉(ADS)では、陽子加速器から発生した陽子ビームはビームダクト、ビーム窓を通してターゲットに入射する。このため、ビーム窓は陽子ビームによる発熱、熱衝撃、鉛ビスマスによる静圧、腐食、照射損傷などに耐える設計が要求され、ADS の重要な開発課題。なお、欧州では「窓無し」の ADS の概念の研究開発も行われている。

・フローシート

ミキサーセトラや遠心抽出器などの抽出機器を多段で使用する複雑な分離プロセスにおいて、溶液や抽出溶媒の流量比、供給段などの条件を決めたものをフローシートという。

・不活性母材

ADS の燃料の希釈材として使用する ZrN や TiN。

・ボイド反応度

固体燃料と冷却材に液体を用いる原子炉の炉心内において、冷却材の沸騰あるいは気泡通過などの原因によるボイド(気泡)化による炉心反応度に及ぼす核的な反応度効果。ナトリウムを冷却材に用いる高速増殖炉では、冷却材の沸点が炉心内では 900℃以上となり、安全評価で想定される事故事象に対しては冷却材が沸騰することはないように設計される。仮想的な炉心損傷を仮定した場合には、冷却材沸騰(ボイド化)による正の反応度効果が炉心損傷の事象推移に影響を与えることが、炉心損傷事故に関する研究から示されており、再臨界を回避するためには正のボイド反応度の大きさを制限する必要がある。

・ホット試験、コールド試験

放射性物質を含む試料を用いた試験をホット試験という。これに対し、ホット試験に先立ち、その手順の確認、プロセスの模擬試験などとして、放射性物質を用いずに行う試験をコールド試験という。

- ・ホットセル

高放射性物質を取り扱えるように十分な遮蔽を施した実験室などの一区画をいう。遮蔽壁の外側からマニピレータなどの遠隔操作器具により、自由に安全に実験が行えるようになっている。

【マ行】

- ・無機イオン交換体吸着法

ゼオライト、チタン酸などの無機物を使用したイオン交換吸着法。4 群分離法では Sr、Cs の吸着分離に適用された。

【ヤ行】

- ・融体移送技術

乾式再処理では、電解精製槽の溶融塩の純化、液体 Cd 陰極の回収処理を行うときに、高温の溶融塩あるいは液体金属を取り扱うための技術。電中研で研究を行っている。

- ・有機バインダー

MOX 燃料のペレット製造の造粒工程では、粉末の流動性を高めたり、ペレットの成型を行いやすくするために、原料粉末に有機物化合物のバインダーを添加して混合し、適度な粒径の粒をつくる。

- ・陽子加速器

陽子を電場で加速する装置。電場の種類により、バンデグラフ型加速器のような静電加速器、サイクロトロン、シンクロトロン、直線加速器などのような高周波加速器がある。静電加速器では、数 MeV 程度が加速の上限であるが、高周波加速器の中にはそれ以上のエネルギーへの加速が可能であり、シンクロトロンでは CERN の Large Hadron Collider のように数 TeV までの加速ができる施設もある。

【ラ行】

- ・累積損傷分数和

材料が高温で使用されると、一定応力したで、物体の塑性変形が時間とともに次第に増加する現象をクリープ現象という。結晶粒界における粘性流れや結晶内の滑りが原因であると考えられている。鋼では、300℃程度で始まる。工学的には、高温におけるクリープ速度とクリープ破断強度が重要である。このクリープ変形による材料強度低下の度合いを示す指標として、クリープ累積損傷分数和(CDF)がある。

- ・炉心損傷事故

一般に高速増殖炉では、プラントの安全性を評価するための事故を想定しても、炉心での冷却材沸騰や燃料破損は生じることなく、また格納施設の健全性を損なうことはない。しかし、高速増殖炉では軽水炉に比べて高いプルトニウム富化度（あるいはウラン濃縮度）の燃料で炉心を構成しているという特徴を考慮して、その発生頻度が工学的に無視できるほど十分小さくとも、仮想的に炉心損傷状態を仮定して、その影響が炉容器及び格納施設内で適切に緩和されることを確認する。この仮想的な安全評価事象が炉心損傷事故である。高速増殖炉の開発当初から安全設計・評価が行われ、高速増殖炉の安全研究の重要課題の一つとなってきた。仮想的炉心損傷事故（HCDA: Hypothetical Core Disruptive Accident）とも呼ばれる。

アルファベット順

・三級ピリミジン樹脂

ソフトドナーである窒素を含むピリジンを置換した樹脂を使い、Am と Cm を相互分離するための分離法。

・4 群群分離法

濃縮高レベル廃液を、4 つの群、すなわち「超ウラン元素群」、「Tc-白金族元素群」、「Sr-Cs 群」、「その他の元素群」に分離するプロセスであり、旧日本原子力研究所で開発された。

超ウラン元素群は希土類群とともに DIDPA 抽出剤で溶媒抽出した後、DTPA 抽出剤による逆抽出により超ウラン元素群のみ回収し、希土類群はその他元素群に分別する。DIDPA 抽出剤による溶媒抽出で生じたラフィネートから、ギ酸により Tc-白金族元素群を沈殿させ回収する。この沈殿物を除いた溶液を無機イオン交換体カラムに通し、Sr-Cs 群を吸着回収する。この通過液は、先に DTPA 逆抽出で生じた希土類群をその他の元素群とする。

・AGF

日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターに設置されている照射燃料試験施設（Alpha Gamma Facility）。ホットセルを有しており、この施設を使って、高速実験炉「常陽」で照射した燃料の照射後試験及び Am 含有燃料ペレットの製造試験等が行われている。

・CEA

フランス原子力庁。仏国の原子力研究開発を行う国の機関。

・CMPO

オクチル（フェニル）-N、N-ジイソブチルカルバモイルメチルホスフィンオキシド。SETFICS 法による TRU 抽出工程にもちいられる溶媒。

・CMPO

n-octyl(phenyl)-N,N-diisobutylcarbamoylmethylphosphine oxide三価イオンの抽出剤でTRUEX 法やSETFICS 法で使用される。CMPO 単体では希釈剤(n-ドデカン)に混ざりにくいことからTBP との混合溶媒として用いる。

・CPF (Original)

日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所にある高レベル放射性物質研究施設。高速増殖炉燃料等の新型炉燃料の先進的な再処理技術開発、実用化に向けた試験研究及び高レベル放射性廃液の処理・処分技術に関する研究を行っている。

・DIDPA

ジイソデシルりん酸(Diisodecyl phosphoric acid)。4 群分離において使用される抽出剤であり、HLLW から DIDPA を使って溶媒抽出を行い、ここから DTPA による逆抽出によって TUR 群を逆抽出している。

・DTPA

ジエチレントリアミン五酢酸(Diethylenetriamine-N, N, N', N', N' '-pentaacetic acid)。pH 2 以上の溶液中で希土類元素に対してAm およびCmと優先的に錯体を形成する性質を持つ水溶性キレート試薬。

・FCA

日本原子力研究開発機構の原子力科学研究所に設置されている高速炉臨界実験集合体(Fast Critical Assembly)。1967 年初臨界。U、Pu 燃料を装荷し、高速炉炉心体系を模擬した臨界実験を行うことができる。高速実験炉「常陽」、高速増殖原型炉「もんじゅ」などの炉心設計の基礎となるデータが取得された。また、現在では、加速器駆動型未臨界炉の炉物理研究などが行われている。

・HIP 法/PC 法

乾式再処理においてゼオライトで熔融塩中の FP を吸着した後に安定化し、ガラス結合ソーダライトにする方法。HIP(Hot Isostatic Pressing)法は、最高で 100MPa、860℃で、PC(Pressureless Consolidation)法は、最高で 910℃、700kgf/m² で固化処理する。

・ITU

独国カールスルーエにある超ウラン元素研究所(Institute for Transuranium Elements)。EU の 7 つのジョイントリサーチセンターの一つに位置づけられている。アクチノイドの研究、核化学、核燃料、保障措置技術などの研究開発を行っている。

・JMTR

日本原子力研究開発機構大洗研究開発センターに設置されている材料照射試験炉(50MW), 1968 年初臨界。軽水炉材料の照射試験、アイソトープ製造等に使用されてきた。様々な照射試験ニーズに対応するための炉内照射設備を有し、温度、圧力、水質等条件の制御下での照射試験や出力急昇試験なども可能。また、隣接するホットラボでは照射後試験や継続照射試験のための処理を行うことができる。施設老朽化のため、平成 19 年より更新作業に着手、平成 23 年再稼動予定。

・KUCA

京都大学原子炉実験炉に設置されている臨界集合体実験装置(Kyoto University Critical Assembly)。1974 年初臨界。濃縮 U やトリウムなどの核燃料物質を装荷できる 2 台の固体減速架台(ポリエチレンや黒鉛などを減速材として使用)及び 1 台の軽水減速架台並びに付設加速器から構成され、高速炉、中速中性子炉、トリウム増殖炉及び加速器駆動型未臨界炉などの炉物理研究及び教育訓練に供されている。

・MEGAPIE

メガワット級鉛ビスマス核破砕ターゲットの国際共同実験で、スイス、フランス、ドイツ、ベルギー、イタリア、米国、韓国、日本が参加。PSI(スイス・ポールシェラー研究所)の加速器中性子源施設 SINQ を利用し、世界初のメガワット級液体鉛ビスマス核破砕ターゲットの成立性を実証した(2006 年には 700kW(1.2mA×580MeV の入射に成功)。

・NUCEF

日本原子力研究開発機構原子力科学研究所に設置されている燃料サイクル安全工学研究施設(Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility)。定常臨界実験装置(STACY)、過渡臨界実験装置(TRACY)を使った再処理施設の臨界安全性研究、また、バックエンド研究施設(BECKY)の α γ セルでは分離プロセス、TRU 高温化学、放射性廃棄物等に関する研究を行っている。

・O/M 比

金属酸化物材料における酸素と金属の元素個数比。酸化物燃料では、炉内での燃焼に伴い U や Pu が減少し、これらと化合していた酸素が余剰となって被服管材料などとの反応を起こす。これを防止するために、新燃料の状態では若干酸素が少ない状態(還元雰囲気)になるように燃料の製造を行う

・PDA

Am 及び Cm を RE から分離するために窒素ドナー系抽出剤が用いられていたが、配位能力が小さく、分配比が小さい、pH 領域でしか分離性能が発揮されないなどの問題点があったため、これを解決するためにピリジンアミド抽出剤が開発された。置換基が最適化された N,N'-dioctyl-N,N'

-diphenyl-pyridine-2,6-dicarboxamide が開発されている。

・PFR

英国のドーンレイに UKAEA (United Kingdom Atomic Energy Authority) により建設された高速増殖原型炉。1994 年に炉を停止している。

・Phenix

フランス原子力庁 (CEA) マルクール研究所にある高速増殖原型炉 (250MWe)、1973 年初臨界。

・PSI

Paul Scherrer Institute スイスの国立研究所。素粒子物理学、生命化学、固体物理、材料化学、原子力および非原子力のエネルギー研究などを行っている。

・REDOX 電位列

元素を酸化還元電位の順序に並べたもの。

・R-BTP

ビス(ジアルキルトリアジン)ピリジン 2,6-bis(5,6-dialkyl-1,2,4-triazine-3-yl)-pyridine のこと。三価アクチノイド (Am と Cm) と希土類元素を相互分離するために欧州で開発された抽出剤。窒素を配位子として選択性を高めている。実用化を目指し、化合物の構造を最適化するなどの研究が進められている。

・SETFICS/TRUEX 法

Solvent Extraction for Trivalent-f-elements Intra-group Separation in CMPO-complexant System の略で、TRUEX 法を改良して軽希土類の除去を可能にしたプロセス。抽出剤として CMPO と TBP、錯形成剤として DTPA を使用することにより、高レベル廃液から Am と Cm を希土類元素と粗分離して回収できる。また、TRU Extraction 法のことで、米国 ANL により開発された TRU の溶媒抽出法。抽出剤として TBP と CMPO を用いる。PUREX 法から出る高レベル廃液中から Am と Cm を 1 サイクルで回収できるが、希土類元素の分離が困難である。SETFICS 法と組み合わせて用いられる場合には、SETFICS 法で使用される DTPA の洗浄の役割をする。

・TBP

リン酸トリブチル。無色の液体で水に難溶。金属元素の溶媒抽出に多く用いられ、核燃料の再処理工程の U、Pu の溶媒抽出過程などで利用されている。

・TDdDGA

TDdDGA (N, N, N', N' -テトラドデシル-1, 3-オキサペンタンジアミド)。TODGA のアルキ

ル基を、オクチル基からドデシル基に置換することで抽出容量を向上させた抽出剤。

・TODGA

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(N,N,N',N'-テトラオクチルジグリコールアミド)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。

・TPEN

N,N,N',N'-tetra(2-methylpyridyl)ethylenediamine。ソフトドナーである窒素で多座配位する抽出剤。RE から Am 及び Cm を分離するために抽出剤として開発された。

・WASTEF

日本原子力研究開発機構原子科学研究所に設置されている廃棄物安全試験施設(Waste Safety Testing Facility)。再処理で発生する高レベル放射性廃液の処理・処分に関する安全性試験のために建設され、施設には、ホットセルが設置されている。現在は、再処理機器材料の腐食試験、放射性廃棄物地層処分に関する研究、TRU 窒化物燃料に関する試験等が行われている。