

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
(案)

平成 年 月 日

原子力委員会

原子力バックエンド対策専門部会

目次

はじめに

第1章 分離変換技術とは

1. 原子力発電と高レベル放射性廃棄物
2. 分離変換技術の目的
 - (1)放射性廃棄物処理処分の負担軽減
 - (2)資源の有効利用
3. 分離変換技術とは
 - (1)分離技術
 - (2)変換技術
4. 「分離変換技術」という用語

第2章 わが国における長寿命核種の分離変換技術に係る研究開発の現状

1. 対象元素
2. プロセスの概要と特徴
 - (1)分離プロセス
 - (2)核変換サイクル
3. 目標及び設定根拠
4. これまでの成果と現状の分析
 - (1)分離プロセス
 - (2)核変換サイクル
 - (3)まとめ
5. 技術的課題
 - (1)分離プロセス
 - (2)核変換サイクル
6. その他の分離変換技術に係る研究開発の現状
 - (1)電子線加速器を用いた核変換プロセス
 - (2)超高温分離処理
 - (3)不溶解残渣からの有用金属回収技術

第3章 分離変換技術の効果及び意義

1. 放射性廃棄物に含まれる放射能インベントリ
2. 地層処分に対する効果
 - (1)長期的な安全性への効果
 - (2)地層処分場の設計への効果
3. その他の論点
 - (1)資源としての有効利用
 - (2)マイナーアクチニド及び長寿命核分裂生成物の減少量とそれに要する時間

- (3)二次廃棄物の発生
- (4)短期的な放射線被ばく線量の増加
- (5)経済性

第4章 各国における分離変換技術に係る研究開発の現状

- 1. フランス
- 2. 米国
- 3. 国際機関

- (1)欧州連合(EU)
- (2)経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)

第5章 今後の研究開発の進め方

- (1)分離変換技術と核燃料サイクル
- (2)システム設計研究と要素技術開発
- (3)当面の進め方
- (4)実施体制
- (5)研究開発のスケジュールと評価

おわりに

参考資料

はじめに

放射性廃棄物の処理処分対策は、原子力の開発利用を進める上で最も重要な課題の一つである。原子力委員会においても、放射性廃棄物を適切に区分し、それぞれの区分に応じた放射性廃棄物の処分方を鋭意検討してきた。高レベル放射性廃棄物については、地層処分の技術的信頼性が示されるとともに、事業に係る制度の検討や事業資金の合理的見積りが行われるなど、事業の具体化に向けた取組みが着実に進められている。

一方、高レベル放射性廃棄物等に含まれる放射性核種の特徴に着目し、有用な元素あるいは核種を分離して有効利用する、あるいは、長寿命核種に放射線を照射して短寿命あるいは安定核種に変換する技術について、早くから検討されてきた。

わが国の「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」（以下「原子力長計」）における長寿命核種等の分離変換技術に関する記述は、昭和 47 年（1972 年）の原子力長計まで遡る。この中では、放射性廃棄物の有効利用という観点から、研究開発の必要性を指摘している。

昭和 51 年（1976 年）の原子力委員会放射性廃棄物対策技術専門部会の中間報告では、分離変換技術と放射性廃棄物の処理処分との関係を具体的に指摘している。すなわち、廃棄物に含まれる放射性核種を適当なグループに分離できれば、厳重な管理を必要とする放射性核種量が限定でき、各グループの寿命に応じた処理処分が可能になることから、廃棄物管理の自由度が増す利点が生じるとしている。また、長半減期核種を核反応により短半減期核種へ変換できれば、長期管理の負担を軽減することができるとしている。

昭和 62 年（1987 年）の原子力長計において、本技術は、高レベル放射性廃棄物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であり、そのための研究開発を、日本原子力研究所（原研）、動力炉・核燃料開発事業団（動燃）等が協力して計画的に推進することとしている。

この原子力長計を踏まえ、原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会は、昭和 63 年（1988 年）、「群分離・消滅処理技術研究開発長期計画」¹を取りまとめた。これが、わが国における分離変換技術に関する最初の体系的な研究開発計画といえる。本計画は、昭和 63 年から平成 12 年頃までの研究開発内容を示しており、それぞれの研究開発項目について、最初の 4～9 年を第Ⅰ期、その後の 4～9 年を第Ⅱ期とし、第Ⅰ期には種々の概念の評価と要素技術の研究開発、第Ⅱ期では要素技術の工学的試験や概念の実証を行うこととしている。

平成 6 年（1994 年）の原子力長計では、本技術について各研究機関で基礎的研究を進め、1990 年代後半を目途に各技術を評価し、それ以降の進め方について検討することとしている。

一方、原子力委員会の高レベル放射性廃棄物処分懇談会は、平成 10 年（1998 年）、「高レ

¹ 通称「オメガ計画」。OMEGA : Options Making Extra Gains from Actinides and Fission Products

ベル放射性廃棄物処分に向けての基本的考え方」を公表したが、その中で本技術に関し、処分技術が社会に受け入れられるために、「地層処分をより安全かつ効率的に行うために進められる廃棄物の減量化や有効利用に関する研究について定期的に評価を行うとともに、こうした技術に飛躍的進歩があった場合に柔軟に対応できるような仕組みが大切である」としている。

このような状況の下、原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会では、平成6年の原子力長計に示された評価スケジュールを踏まえ、長寿命核種等の分離変換技術に関する調査審議を行ってきた。本報告書では、わ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報告する。

第1章 分離変換技術とは

1. 原子力発電と高レベル放射性廃棄物

原子力発電では、ウラン(U)やプルトニウム(Pu)を燃料として、核分裂の連鎖反応を持続的に起こし、発生する熱エネルギーを電気に変換している。

原子炉内では、主に次のような核反応が起こっている。

- 核分裂を起こしやすいウラン 235(U-235)やプルトニウム 239(Pu-239)などの核種（核分裂性物質）が中性子を吸収して核分裂を起こし、別の核種（核分裂生成物(FP)）が生成する反応（核分裂反応）。
- ウランやプルトニウムが継続的に中性子を捕獲（中性子捕獲反応）した後、アルファ(α)崩壊やベータ(β)崩壊を起こして、ネプツニウム(Np)、プルトニウム(Pu)、アメリシウム(Am)、キュリウム(Cm)のようなウランより重い別の元素（超ウラン元素）の核種に変わる反応。

現在、我が国では、原子力発電の結果発生する使用済燃料を再処理し、そこに含まれるウランやプルトニウムを分離・回収して有効に利用することとしている。その他の核分裂生成物や超ウラン元素は、高レベル放射性廃棄物として、化学的に安定なガラス固化体の形態に固化し、30～50年間程度冷却のため貯蔵（中間貯蔵）した後、数百メートルより深い地層中に処分（地層処分）することを基本的な方針としている。

高レベル放射性廃棄物には、上述のようなさまざまな放射性核種が含まれる。その処理処分の際には、次の二つの特徴を考慮する必要がある。

- ①初期の数百年間は、高い放射能と発熱量を有すること（セシウム 137(Cs-137)等の短寿命核種に起因）
- ②非常に長い期間にわたり、低い放射能が継続すること（ネプツニウム 237(Np-237)等の長寿命核種に起因）

後者の特徴のため、放射性核種濃度の減少に応じて段階的に管理を軽減し、数百年後に管理を終了する「管理型処分」によって処分の安全性を確保することはできない。このため、高レベル放射性廃棄物は、人間の生活環境から離れた深い安定な地層中に安全に埋設する地層処分によって、生活環境に有意な影響が生じないようにすることとしている。

2. 分離変換技術の目的

本技術は、高レベル放射性廃棄物に含まれる放射性核種を、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非放射性核種に変換する技術である。

本技術の目的は、大きく2つに大別される。一つは、放射性廃棄物処理処分の負担軽減、もう一つは、資源の有効利用である。

(1) 放射性廃棄物処理処分の負担軽減

前述の通り、高レベル放射性廃棄物の処理処分に当たっては、①初期の数百年間の高い放射能と発熱量、②非常に長期間継続する低い放射能という二つの特徴を考慮する必要がある。

① 初期の高い放射能と発熱量

この原因となる核種は短寿命核種であり、主としてストロンチウム 90 (Sr-90) とセシウム 137 (Cs-137) である。

短寿命核種を高レベル放射性廃棄物から分離することができれば、残った廃棄物は中間貯蔵の期間を短くできる、あるいは、大きな空洞に集中的に埋設できる可能性があり、処理処分に要する負担¹の軽減が期待できる。

② 長期間継続する放射能

この原因となる核種は長寿命核種あるいは長寿命核種の親核種であり、ネプツニウム (Np)、プルトニウム (Pu)、アメリシウム (Am)、キュリウム (Cm) といった超ウラン (TRU) 元素、及び、テクネチウム 99 (Tc-99)、ジルコニウム 93 (Zr-93)、セシウム 135 (Cs-135)、パラジウム 107 (Pd-107)、セレン 79 (Se-79) といった長寿命核分裂生成物 (LLFP) である。

長寿命核種を高レベル放射性廃棄物から分離できれば、残った廃棄物は短い期間 (数百年程度) で放射能が十分低いレベルまで減衰するため、安全確保のために廃棄物を生活環境から隔離することが要求される期間²を短くできる可能性がある。

このほかの考慮すべき長寿命核分裂生成物としてヨウ素 129 (I-129) がある。これは、高レベル放射性廃棄物にはほとんど含まれないが、再処理施設から発生する使用済みのヨウ素フィルター (廃銀吸着材) に多く含まれている³。ヨウ素 129 についても、本技

¹ 我が国では、高レベル放射性廃棄物を地層処分する際には、緩衝材として用いられるベントナイトが変質しないように、その温度を 100℃以下に保つ必要がある。そのため、高レベル放射性廃棄物は、処分に先立ち冷却のため中間貯蔵するとともに、処分の際には一定の間隔をあけて埋設しなければならない。

なお、分離された短寿命核種は、分離前の高レベル放射性廃棄物と同様、高い放射能と発熱量に対する考慮が必要であるが、その体積は大幅に低減できる可能性がある。また、分離した上記核種を熱源あるいは放射線源として利用することも考えられる。

² 長寿命核種は、高レベル放射性廃棄物中に千年以上の長期にわたり残存する。地層処分は、廃棄物を長期間人間の生活環境から離れた安定な地層中に隔離するとともに、長期にわたり安定な地層と人工構造物で構成される多重バリアにより、長寿命核種による影響を防止して、長期的な安全性を確保している。

³ 「超ウラン核種を含む放射性廃棄物」の処理処分の基本的考え方によると、廃銀吸着材などの長寿命核種を多く含んだ廃棄物は、高レベル放射性廃棄物に準じた地層処分により

術により短寿命核種あるいは放射能を持たない核種に変換できれば、廃銀吸着材を地層処分する場合にも、安全確保のための隔離が要求される期間を短くできる可能性がある。

(2) 資源の有効利用

高レベル放射性廃棄物に含まれる核種には、有用だが、天然にはあまり存在しない稀少な元素もある。ウランの核分裂では、質量数 90～100 及び 135～145 付近の核分裂生成物が多く生成する。この生成しやすい核分裂生成物のうち、一般産業で広く利用されているものとして、ルテニウム(Ru)、ロジウム(Rh)、パラジウム(Pd)といった白金族元素がある。また、テクネチウム(Tc)、セレン(Se)、テルル(Te)についても利用が考えられる。

3. 分離変換技術とは

分離変換技術は、上記の目的を達成するための次の技術で構成される。

(1) 分離技術

高レベル放射性廃棄物に含まれる核種を、それぞれの核種の物理的あるいは化学的特徴を利用して、処理方法や利用目的に応じていくつかのグループ、元素あるいは核種¹に分離する技術である。

高レベル放射性廃棄物に適用される分離技術は、基本的には、使用済燃料からウランやプルトニウムを取り出す再処理技術と同様の手法が用いられている。再処理技術は、水溶液や有機溶媒を溶媒として用いる湿式法と、熔融塩や液体金属を溶媒として用いる乾式法に大別できる。具体的な分離プロセスの選定に当たっては、対象核種の高い分離効率、プロセスの簡素化、二次廃棄物の発生量の低減などの観点から検討されている。また、次に述べる変換技術で用いられる技術との適合性も考慮されている。

(2) 変換技術

分離した後、中性子やガンマ(γ)線などの放射線を物質に照射すると別の核種に変わる反応を利用して、特に長寿命の放射性核種を短寿命核種又は安定な核種に変換する技術である。それぞれの核種によって反応を起こしやすい放射線の種類が異なるため、対象となる放射性核種に適した方法を用いる必要がある。

主な核種毎に適した方法は、次の通りである。

安全確保が可能と考えられるとしている。

¹ グループ：複数の元素を含む元素群（例：TRU 元素、発熱性元素） 元素：複数の核種（同位体）を含む単一の元素（例：Np, Am, Cs, Sr） 核種：特定の元素の中の特定の同位体（例：Np-237, Am-241, Cs-137, Sr-90）

超ウラン元素は、ウランと同様、中性子を照射すると核分裂反応あるいは中性子捕獲反応を起こす物質である。中性子捕獲反応の場合、さらに別の超ウラン核種が生成してしまうが、核分裂反応の場合は、多くは短寿命核種あるいは非放射性核種に変換する。したがって、超ウラン元素を短寿命あるいは非放射性核種に変換するためには、中性子捕獲反応ではなく核分裂反応を利用する方が効果的と考えられる。特に、高いエネルギーを持つ高速中性子の方が効率よく核分裂を起こすため、例えば高速炉などで発生する高速中性子による核変換技術が考えられる。

一方、長寿命核分裂生成物は、核分裂反応を起こさないため、短寿命あるいは非放射性核種に変換するためには、中性子捕獲反応を利用することが考えられる。特に、高速中性子よりも、エネルギーが非常に低い熱中性子の方が効率よく中性子捕獲反応を起こすため、例えば軽水炉で発生する熱中性子の照射や、高速炉で発生する高速中性子を減速材を用いて減速した後の熱中性子を利用した核変換技術が考えられる。

また、長寿命核分裂生成物については、エネルギーの高い γ 線を吸収させて他の核種に変換する光核反応の利用も考えられる。なお、 γ 線の発生には、電子加速器の利用も検討されている。

4. 「分離変換技術」という用語

昭和 63 年に策定された「群分離・消滅処理技術研究開発長期計画」では、本技術を「群分離・消滅処理技術」と称していた。また、平成 6 年に策定された原子力長計では、「核種分離・消滅処理技術」と称していた¹。

従来の名称に賛否両論があることを踏まえ、本技術の名称を検討した。その結果、「**長寿命核種の分離変換技術**」、略称として「**分離変換技術**」という名称を用いることとした。この理由は、以下のとおりである。

- 一般の人にも分かりやすく、イメージをつかみやすい言葉とするため、「何をどうする」という情報が示されている「核種分離」及び「核変換」を用いる。
- 用語自体は「分離変換」と簡易にし、前に「長寿命核種の」という言葉を付けて分かりやすくする。
- 「処理」という言葉は、廃棄物の処理というイメージを与えやすいが、本技術はそれ以

¹ 「核種分離」については、現在の技術で可能なのは元素をグループ毎に分離することまでなので「群分離」が適当とする意見や、将来的には核種毎に分離することまで目指していることからこれまでどおり「核種分離」が適当とする意見があった。

「消滅処理」については、将来技術として期待を込めた魅力的な名前であり、学会で利用されるなど学術用語としても定着している、放射能の一部を消滅しているという意味では正しいとの意見があった。しかし、一方で、全ての廃棄物を消滅できるとの誤解を与える可能性があること、究極的過ぎること等の指摘があった。

外にもいろいろな効果や可能性を持っているため、「技術」を用いる。

○英語の"partitioning and transmutation"の訳としても適当である。

第2章 わが国における長寿命核種の分離変換技術に係る研究開発の現状

現在我が国における長寿命核種の分離変換技術の研究開発は、昭和63年の「群分離・消滅処理技術研究開発長期計画」に基づき、日本原子力研究所（以下、原研）、核燃料サイクル開発機構（以下、サイクル機構）及び（財）電力中央研究所（以下、電中研）の3機関が中心となって進められている。上記長期計画によると、それぞれの研究開発項目について、最初の4～9年を第Ⅰ期、その後の4～9年を第Ⅱ期とし、第Ⅰ期には種々の概念の評価と要素技術の研究開発、第Ⅱ期では要素技術の工学的試験や概念の実証を行うこととしている。そこで、分離変換技術研究開発のこれまでの成果を整理し、現在の技術的到達度及び解決すべき課題について検討した。

1. 対象元素

対象元素は、次のような観点から選定されている。

○寿命が長い（半減期が長い）もの、特に、

- アルファ(α)線を放出するため放射能毒性が高く、もしも体内に取り込まれると比較的影響が大きいもの
- 地層処分した際に、地下水を介して地層中を移行しやすいもの

○比較的寿命が短く高レベル放射性廃棄物の発熱量の大部分を占める発熱性のもの

○稀少で有用なもの

その結果、具体的には、以下のような元素あるいは核種を対象としている。

	元素	実施機関	特徴
超 ウ ラ ン 元 素	マイナーアクチニド ¹⁾ ネプツニウム アメリシウム キュリウム (プルトニウム ²⁾)	原研 サイクル機構 電中研	長寿命核種あるいは長寿命核種の親核種で。α線を放出するため放射能毒性が高く、もしも体内に取り込まれると比較的影響が大きい。
核 分 裂 生 成 物	テクネチウム ヨウ素	原研 サイクル機構	テクネチウム99及びヨウ素129は長寿命核種であり、地層処分した場合には地下水を介して地層中を移行しやすい。
	白金族元素 セレン テルル (分離対象)	原研 サイクル機構	稀少で有用な元素。 パラジウム107及びセレン79は長寿命核種であり、地層処分した場合には地下水を介して地層中を移行しやすい。
	ストロンチウム セシウム (分離対象)	原研	ストロンチウム90及びセシウム137は短寿命の発熱性核種であり、初期の高レベル放射性廃棄物発熱量の大部分を占める。 セシウム135は長寿命核種であり、地層処分した場合には地下水を介して地層中を移行しやすい。

¹ これまでの分離変換技術の研究開発では、再処理工程で発生する高レベル放射性廃液を分離技術の対象としてきた。この廃液にはプルトニウムがほとんど含まれていないため、分離対象となる超ウラン元素はマイナーアクチニドである。このように、プルトニウム以外の超ウラン元素を指す場合、本報告所ではマイナーアクチニドという用語を用いている。

² 燃料にプルトニウムが含まれる場合は、変換技術の対象とみることができる。

2. プロセスの概要と特徴

分離変換技術を用いた処理システムは、

- 従来の核燃料サイクルから発生する高レベル放射性廃液から分離対象元素を分離するための「分離プロセス」
- 分離した元素を中性子などの放射線を利用して変換するための一連のプロセスから構成される「核変換サイクル」

から構成される。また、「核変換サイクル」は、さらに、

- ・ 分離した元素を核変換するのに適した燃料等の形に加工する「燃料製造プロセス」
- ・ 燃料等に中性子などの放射線を照射して核変換対象元素を変換する「核変換プロセス」
- ・ 照射済燃料等を処理して再度燃料として加工するものと廃棄物として処分するものを分離する「燃料処理プロセス」

から構成される。

(1) 分離プロセス

原研及びサイクル機構は、硝酸や有機溶媒を溶媒とする湿式法を用いている。湿式法は、常温で連続操作が可能であり、制御、スケールアップ性に優れ、元素を高い効率で分離できる。また、両者は、それぞれの抽出剤に従来の PUREX 法¹再処理に用いる TBP²を混合して溶媒としており、これまで培ってきた工学技術や知見を利用することができ、早期に実用化の見通しを得やすいという特徴がある。しかし、従来の湿式法では工程で添加する試薬や溶媒のリサイクル方法に由来する二次廃棄物の発生が不可避であり、放射線や硝酸による溶媒・試薬の劣化も考慮しなければならない。

電中研は、熔融塩や液体金属を溶媒とする乾式法を用いている。これは、500℃程度の高温で熔融した塩化物を用いるという点で従来の PUREX 法再処理と大きく異なる。しかし、乾式法は、溶媒・還元剤は耐放射線性等の耐久性に優れリサイクルが可能、不溶解残渣などの固体を含むものにも適用できる、装置をコンパクトにすることができる、といった特徴がある。一方、高耐食性材料の開発、熔融塩などの移送技術等の課題がある。

¹ PUREX 法：東海再処理工場や六ヶ所再処理工場採用されている湿式再処理法。使用済燃料を硝酸に溶解し、有機溶媒と抽出剤（TBP）を用いて、その中に含まれる元素をウラン、プルトニウム、その他（核分裂生成物及びマイナーアクチニド）の3つのグループに分離する。

² TBP：リン酸トリブチル。溶液中の金属を抽出するために使われる有機抽出剤の一種。

(2) 核変換サイクル

a) 核変換サイクルの基本的考え方

サイクル機構及び電中研は、高速増殖炉(FBR)による核変換技術を検討している。そのコンセプトは、将来的には従来の軽水炉サイクルから高速増殖炉サイクルへ移行し、高速増殖炉を中心とする一つの核燃料サイクルの中で発電とマイナーアクチニド等の核変換を同時に行うことを目指す「発電用高速炉利用型」である。

一方、原研のコンセプトは、加速器駆動未臨界炉(ADS)あるいは専焼高速炉(ABR)といったマイナーアクチニド変換専用システムを核変換サイクルの中心に据え、商用発電サイクルと核変換サイクルの2つのサイクルがそれぞれに最適化を図り、独立に発展可能な「階層型」である。階層型は、商用発電サイクルの形態に依らず、そこからのマイナーアクチニド発生量に見合った規模の核変換サイクルを用意することができるという特徴がある。

b) 各プロセスの概要

① 燃料製造プロセス

燃料の代表的な形式としては、現在の軽水炉で用いられている酸化物燃料のほか、窒化物燃料、金属燃料などがある。一般に、燃料にとって重要な熱特性である融点は酸化物>窒化物>金属の順に高く、熱伝導度は金属>窒化物>酸化物の順に高い。

原研は、マイナーアクチニドの窒化物燃料を選定している。窒化物燃料は、燃料中にいろいろなマイナーアクチニド元素を共存させることができ、マイナーアクチニド燃焼専用システムに適した燃料である。窒素については、長寿命の放射性核種である炭素 14(C-14)の生成を避けるため、天然にはあまり存在しない同位体である窒素 15(N-15)を濃縮して使うことから、この同位体の燃料処理工程における回収が必要になる。

サイクル機構は、マイナーアクチニドを従来の混合酸化物(MOX)燃料に混合させたものを燃料形態としている。従来燃料の延長にあり、これまでのFBR研究の知見を生かすことができる。マイナーアクチニドの燃料への混合率は、燃料の健全性を維持し炉心への影響を避けるとの観点から、5%程度に制限される。

電中研は、マイナーアクチニドを添加したウラン-プルトニウム-ジルコニウム(U-Pu-Zr)系合金の金属燃料を考えている。乾式再処理に適しており、燃料製造プロセスも簡素化が可能である。

② 核変換プロセス

マイナーアクチニドを短寿命あるいは非放射性核種に変換するためには、中性子捕獲反応ではなく核分裂反応を利用する方が効果的で、特に高いエネルギーを持つ(硬いスペクトルの)高速中性子の方が効率よく核分裂を起こす。一方、原研及びサイクル機構で検討されているテクネチウム 99 及びヨウ素 129 といった長寿命核分裂生成物は、核分裂反応を起こさないため、短寿命あるいは非放射性核種に変換するためには、中性子捕獲反応を利用することが考えられる。特に、エネルギーが非常に低い熱中性子の方が

効率よく中性子捕獲反応を起こすことができる。

原研は、マイナーアクチニド変換専用システムとして ADS と ABR の概念を開発している。FBR を用いた核変換システムに比べてマイナーアクチニド添加量を多くでき、燃料の主成分をマイナーアクチニドとすることができる。特に、ADS は、従来の原子炉と違い臨界に達していない系を用いるため設計の自由度が高く、多様な組成のマイナーアクチニド燃料の燃焼に適した炉型である。実用化には、大強度の陽子加速器が必要である。

サイクル機構は、従来より研究を進めている MOX 燃料 FBR をベースとしてマイナーアクチニドを数%添加した FBR 炉心を開発している。テクネチウム及びヨウ素については、炉心外側のブランケット領域に減速材付きのペレットを装荷することにより、熱中性子による中性子捕獲反応の実現を目指している。

電中研は、金属燃料 FBR を開発している。本方式は、プルトニウム増殖性、受動的安全性などの高いポテンシャルを持っている。

③ 燃料処理プロセス

核変換後の燃料の処理は、基本的には分離プロセスと同様である。燃料処理プロセスとして、原研及び電中研では乾式法を、サイクル機構では湿式法を考えている。特に、原研では、窒化物燃料に天然にはあまり存在せず高価な窒素 15 を濃縮して使用が必要があるが、乾式法によって使用済燃料から窒素 15 を回収再利用できる可能性がある。

3. 目標及び設定根拠

濃縮高レベル放射性廃液に含まれているマイナーアクチニドのうち、核変換サイクル内で処理するマイナーアクチニドの割合について、原研は 99.5%、サイクル機構は 99.9%、電中研は 99%を目標とした。これらの目標値の違いは、各分離法のプロセス性能やプラント設計思想の違いを前提としつつ、

- 工学的実現可能性を考慮した値（原研） ※なお、設定した目標値であれば、高レベル放射性廃棄物の毒性指数¹が、燃料製造に用いた天然ウラン全量の毒性指数を下回るのに要する時間を、再処理後数百年とすることができる
 - 実験事実に基づいて工学レベルでの達成を見通せる最も高い値（サイクル機構）
 - 工学的に達成可能と考えられる最低限の目標値（電中研）
- という目標値設定思想の違いを反映したものとなっている。

¹ 毒性指数：放射性廃棄物に含まれる放射能が、法令で定められている年摂取限度の何倍に当たるかを示す指標。放射性物質に起因する潜在的な毒性を示す。

4. これまでの成果と現状の分析

(1) 分離プロセス

分離プロセスの研究開発段階は、例えば、原型プラント建設を一つのターゲットとすると、大きく以下の3つの段階に分けることができる。

① プロセス構築・成立性実証段階

基礎試験により分離対象元素の挙動に関する基礎データを取得し、これに基づき、分離プロセスを構築する。また、実験室規模の装置によって、実廃液等を一連のプロセスにしたがって処理する基礎試験を行い、所定の分離性能が得られることを実証する。さらに、使用する化学物質などの物質移動に関するデータを取得する。

② 化学工学的試験段階

工学規模の装置によって、模擬廃液、実廃液を一連のプロセスに従って処理する工学試験を行い、分離性能を得るために管理すべき操作パラメータや具体的な操作方法を設定する。併せて、安全性の見通しを得る。

③ 原型プラント建設段階

これらの3つの試験段階は、主工程である分離工程だけでなく、溶媒等のリサイクルや発生する二次廃棄物の処理に係る工程も含めた、研究開発段階である。

ここでは、①～③の3段階を設定し、この同一の指標により各機関の研究開発の現状を整理することとした。

ア) 日本原子力研究所

濃縮高レベル放射性廃液に含まれる元素を、マイナーアクチニド、テクネチウム・白金族、ストロンチウム・セシウム、その他の4群に分離する「4群群分離プロセス」を開発している。模擬高レベル廃液等を用いた基礎試験に基づき、プロセスを構築するとともに、模擬廃液や実廃液を用いて実プラントのおよそ1/1000規模のプロセス基礎試験を実施し、各元素群を分離できることを確認した。模擬廃液を用いた試験では、マイナーアクチニドの回収率として99.95%以上の実測値が得られた。このように、現在、本分離法については、①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる。

イ) 核燃料サイクル開発機構

ネプツニウムを分離するため従来の再処理を高度化した改良PUREX法、濃縮高レベル放射性廃液に含まれるマイナーアクチニド元素を分離する改良TRUEX¹法、使用済燃料溶解液からテクネチウム・白金族元素等を電解により分離する電解採取法を開発している。

¹ TRUEX法：ウランとプルトニウムを分離した後の酸性溶液から、主として抽出剤にCMPO(有機抽出剤の一種)を用いて、超ウラン(TRU)元素を抽出(Extraction)する方法。

改良 PUREX 法については、実照射済燃料を用いた抽出試験を実施し、フローシートを実証するなど、①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる。

改良 TRUEX 法については、単純系の溶液、実高レベル放射性廃液及び実高レベル濃縮廃液を用いた基礎試験を行い、主要核種の分離特性を確認した。また、実廃液を用いて小型装置による抽出試験を行い、基本的な抽出条件で α 核種について 99.9%以上の回収率を実証した。これに基づき、分離プロセスを構築しており、①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる。

電解採取法については、模擬廃液を用いた基礎試験を行い、各元素を分離できることを確認しており、①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる。

ウ) 電力中央研究所

塩化物溶融塩及び液体金属を溶媒とした還元抽出法を開発している。本法については、溶融塩や液体金属中での元素の挙動に関する基礎データを取得し、これに基づき、プロセスを構築している。また、数十 mg 規模の超ウラン元素及び 100g 規模の溶融塩を用いた基礎試験を行い、超ウラン元素を 99%以上回収できることを確認するなど、①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる。

(2) 核変換サイクル

a) 燃料製造プロセス

燃料製造プロセスの研究開発段階は、例えば、原型プラント建設を一つのターゲットとすると、大きく以下の3つの段階に分けることができる。

① 燃料仕様・製造方法検討段階

元素単体あるいは化合物を用いて物性データを測定し、燃料設計に必要なデータを整備するとともに、燃料ピンを試作し、この照射試験や物性測定を実施して、燃料仕様を設定する。また、燃料ピンの製造方法を開発する。

② 燃料集合体製造・試験段階

プロトタイプ燃料集合体を試作し、照射試験や物性測定を実施して、燃料集合体仕様を設定する。また、燃料集合体の製造方法を開発する。

③ 原型プラントの建設段階

ここでは、①～③の3段階を設定し、この同一の指標により各機関の研究開発の現状を整理することとした。

ア) 日本原子力研究所

マイナーアクチニド窒化物燃料を開発している。現在までに、マイナーアクチニド窒化物燃料の設計に必要なアクチニド窒化物の熱物性や、テクネチウム合金の熱物性などの基礎データを取得し、炭素熱還元法によって超ウラン元素の窒化物を調製できること、ゾルゲル法によってウランの窒化物の微小球を製造できることを確認した。

また、試作したウランとプルトニウムの混合窒化物燃料の約 5.5%燃焼度までの燃焼試験を行って燃料の健全性が保たれることを確認するなど、①燃料仕様・製造方法検討段階にあると考えられる。

イ) 核燃料サイクル開発機構

従来より FBR 用に開発していた MOX 燃料にネプツニウムあるいはアメリシウムを添加した燃料を開発している。

ネプツニウム添加 MOX 燃料については、国際共同研究を通して振動充填法の開発を行うなど、①燃料仕様・製造方法検討段階にあると考えられる。

アメリシウム添加 MOX 燃料については、「常陽」で照射試験を行うとともに、アメリシウム添加 MOX 燃料のペレット製造設備、ピン加工検査設備等の遠隔燃料製造設備を設置、性能試験を実施するなど、①燃料仕様・製造方法検討段階にあると考えられる。

ウ) 電力中央研究所

国際共同研究の下、マイナーアクチニドを含有させた U-Pu-Zr 系合金の金属燃料を開発している。本金属燃料については、燃料ピンを試作して物性値などの基礎データを取得し、マイナーアクチニド濃度 5%程度であれば燃料物性に影響を与えず、製造に当たりマイナーアクチニドを均質に添加できる見通しが得られるなど、①燃料仕様・製造方法検討段階にあると考えられる。

b) 核変換プロセス

核変換プロセスの研究開発段階は、例えば、原型プラント建設を一つのターゲットとすると、大きく以下のような3つの段階に分けることができる。

① 設計・要素技術開発段階

炉心設計に必要な核データを測定し、解析コードを作成、システム概念を設計するとともに、システム概念の実現に必要な要素技術を開発する。

② 実験炉による消滅実証試験段階

実験炉によって、システムとしての性能を実証する。

③ 原型プラントの建設段階

ここでは、①～③の3段階を設定し、この同一の指標により各機関の研究開発の現状を整理することとした。

ア) 日本原子力研究所

ADS 及び ABR の概念の開発を進めている。マイナーアクチニド核種の核データを、国際協力により取得、データベースを整備するとともに、臨界実験や照射済燃料分析を実施し、核データ等を検証した。さらに、高エネルギー陽子ビームによる核破砕反応の実験を実施し、中性子の挙動に関するデータを取得するとともに、作成した計算コードの検証を行った。これらに基づき、所定のマイナーアクチニド変換性能を

有する核変換プロセスを構築している。ABR については被覆粒子燃料をヘリウムガスで冷却する概念等を考案し、ガス流動に関する解析コードの開発及び検証を行った。ADS については窒化物燃料の未臨界体系に陽子ビームを垂直に入射し、冷却剤やターゲットに鉛-ビスマスを用いるシステム等を考案し、ADS 設計に必要な解析コードの開発及び検証を行った。ADS に必要な陽子加速器については、その主要部を試作し、性能試験において世界でもトップレベルの性能を確認している。したがって、①設計・要素技術開発段階にあると考えられる。

イ) 核燃料サイクル開発機構

MOX 燃料 FBR の開発を進めている。MOX 燃料 FBR は、すでに原型炉「もんじゅ」があり、原型プラント建設が達成されているものの、マイナーアクチニドが燃料に含まれることによって要素技術に開発項目が生じると考えられる。マイナーアクチニド核種の核データについては、原子炉、加速器等を用いて取得・評価を行った。また、マイナーアクチニドや希土類元素の許容量や具体的な燃料装荷方法などの設計研究を進めた。したがって、①設計・要素技術開発段階にあると考えられる。

ウ) 電力中央研究所

金属燃料 FBR の概念の開発を進めている。マイナーアクチニド核種の核データについては、マイナーアクチニド変換解析コードを開発し、解析を行うなど、①設計・要素技術開発段階にあると考えられる。

c) 燃料処理プロセス

燃料処理プロセスは、基本的には分離プロセスと同様に、大きく以下のような3つの段階に分けることができる。

①プロセス構築・成立性実証段階

②化学工学的試験段階

③原型プラント建設段階

ここでは、①～③の3段階を設定し、この同一の指標により各機関の研究開発の現状を整理することとした。

ア) 日本原子力研究所

燃料処理プロセスとして、乾式再処理と同様の高温化学処理を開発している。ウラン、ネプツニウム及びプルトニウムの窒化物の熔融塩電解試験(1g規模)を行い、超ウラン元素金属を回収できることを確認した。また、窒素15の燃料処理プロセスにおける回収とそのリサイクルのため、窒化物が熔融塩中に溶解したときの窒素(N2)の放出挙動を調べ、N2としてほぼ100%放出されることを確認した。したがって、①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる。

イ) 核燃料サイクル開発機構

分離プロセスと同じ方法を考えており、①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる。

ウ) 電力中央研究所

熔融塩電解法、及び、分離プロセスと同様の還元抽出法を考えている。再処理の主工程にあたる電解精製技術については、国際共同研究を通してプロセスの成立性を確認しており、工学規模の試験段階にあるものの、酸化物の還元技術や塩廃棄物処理技術についてはプロセスの成立性の確認が必要であることから、①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる。

(3) まとめ

このように、3機関の研究開発は、その成果に基づき所定の性能を有する分離変換技術のプロセスを構築するなど、第Ⅰ期の研究開発の所期の目的を達成したものと考えられる。

第Ⅱ期の研究開発については、進捗は遅れる傾向にある。この背景としては、高速増殖炉の全体計画の見直しのほか、マイナーアクチニド等の取扱施設の整備の遅れなどが考えられる。

今後の研究開発に当たっては、国内外との協力を進め、試験施設の利用や大規模試験を効率的に進めることが重要である。

5. 技術的課題

(1) 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。

原研及び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、マイナーアクチニド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。

一方、電中研で開発している乾式分離法については、塩化物熔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。

ア) 日本原子力研究所

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、抽出溶媒・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マイナーアクチニドと希土類元素の分離法の開発が重点課題である。

イ) 核燃料サイクル開発機構

より効率のよいマイナーアクチニド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、マイナーアクチニド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。

ウ) 電力中央研究所

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実証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、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。

(2) 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。

ア) 日本原子力研究所

燃料製造プロセスについては、マイナーアクチニド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、マイナーアクチニド窒化物燃料の試作及び照射試験を進める。

ADS 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、回収したマイナーアクチニドの再窒化試験を進める。

イ) 核燃料サイクル開発機構

マイナーアクチニド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、マイナーアクチニド燃料の照射挙動評価、マイナーアクチニド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。

ウ) 電力中央研究所

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。

6. その他の分離変換技術に係る研究開発の現状

サイクル機構では、前述の MOX 燃料 FBR サイクルによる核変換の他に、いくつかの分離変換技術を開発してきた。ここでは、それらの技術について、概要、特徴及び課題等について整理した。

(1) 電子線加速器を用いた核変換プロセス

a) プロセスの特徴と概要

ストロンチウム 90 及びセシウム 137 等の比較的短寿命の発熱性核種、セシウム 135、テクネチウム 99、ヨウ素 129 等の長寿命核種、放射化生成物である炭素 14 を対象としている。

電子加速器からの電子線を利用して γ 線を発生させ、その照射で起こる (γ, n) 反応¹により、それぞれの核種を短寿命核種あるいは非放射性核種に変換する。(γ, n) 反応では、中性子では変換にくい核分裂生成物の核変換が期待できる一方、(γ, n) 反応が起こりにくいことから、大電流の加速器や同位体分離が必要といった課題がある。

b) これまでの成果と現状の分析

核変換に必要なエネルギーは、核反応の起こりやすさを示す核反応断面積に大きく依存する。この詳細な測定に必要な測定器を開発し、酸素 18 及び炭素 13 の (γ, n) 反応の断面積を測定することができた。しかし、処理対象核種の断面積は測定されていない。加速器については、主要部分の試作評価に基づき、大電流電子加速器を設計、製作し、基本性能を確認している。現在までに、6MeV-0.2MA を達成した。

本システムについては、核変換プロセスとしては、①設計・要素技術開発段階にあると考えられる。

c) 今後の見通し及び課題

現在のシステムでは、対象核種の核変換に多くのエネルギーが必要であり、本法による核変換に意義を見出すことは難しい。しかし、(γ, n) 反応の断面積が詳細に測定され、仮に断面積が大きくなるエネルギー領域が存在した場合には、必要とするエネルギーを低減することが可能になり、本法による核変換が有効となることもありうる。

したがって、当面は、処理対象核種の (γ, n) 反応断面積の詳細な測定が必要であり、その結果を踏まえて、本法の今後の展開を検討することが適当と考えられる。

(2) 超高温分離処理

a) プロセスの特徴と概要

セシウム 137 等の比較的短寿命の発熱性核種、ルテニウム、ロジウム、パラジウムといった白金族元素を対象としている。

高レベル放射性廃液を加熱し、成分を酸化物にするとともに、セシウムを気化させて分離する。残留物に窒化チタンを添加し、白金族元素を還元する。この全体を熔融すると、還元された白金族元素は合金の塊となって下層に、他の元素の酸化物は上層に分離

¹ (γ, n) 反応：核種に γ 線を照射すると、中性子を 1 個放出して別の核種に変換する反応。

する。

この方法では、添加物は窒化チタン（核分裂生成物の 40%相当量が必要）のみで、溶媒を使用しないことから、新規な二次廃棄物を発生させず、装置も比較的小規模で済む。また、残った高レベル放射性廃棄物は、ガラスのようなマトリックスを含んでおらず、最小の体積にすることができる。

一方、溶融・分離は 1600°C という高温が必要であり、そのための装置としてはコールドクルーシブルの利用が考えられるが、利用実績が少ない。

b) これまでの成果と現状の分析

模擬高レベル放射性廃液を用いてセシウムの気化試験を行い、廃液の仮焼体を 1000°C で加熱することにより、1 時間で目標である 90% 以上のセシウムが気化することを確認したが、その捕集率は確認されていない。また、kg 規模で、白金族元素の還元・分離試験を行い、目標である 90% 以上の白金族元素を分離・回収できることを確認した。

このように、主なプロセスについては、模擬廃液を用いて分離対象元素の挙動を確認し、所定の分離性能が得られることを確認しており、分離プロセスとしては、①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる。

c) 今後の見通し及び課題

技術的課題としては、セシウムの捕集、工学的に可能な溶融炉の開発、分離したセシウム及び白金族元素を有効利用するための精製方法の検討等がある。

本法については、高レベル放射性廃棄物の処理処分における経済性向上の観点からは、分離したセシウム及び白金族元素を有効に利用する方法の検討が必要と考えられる。また、ガラス固化体に代わる新しい高減ヨウ固化体の開発としての意義もあると考えられるが、そのためには、廃棄体の地層処分時の安全性についてより詳細に評価する必要がある。その結果を踏まえた上で本法の今後の展開を検討することが適当と考えられる。

(3) 不溶解残渣からの有用金属回収技術

a) プロセスの特徴と概要

ルテニウム、ロジウム、パラジウムといった白金族元素、テクネチウム 99 を対象としている。

乾式分離法（鉛抽出法・灰吹法・オゾン酸化処理法）と湿式分離法（溶媒抽出法・沈殿法）を組み合わせ、不溶解残渣から白金族元素を単離回収する。さらに、放射性同位体を分離するため、レーザー同位体分離を行う。

鉛抽出法は単純な方法で、セル内での操作も容易である。しかし、単離精製には湿式法が必要であり、ここでの二次廃棄物の発生を考慮する必要がある。

b) これまでの成果と現状の分析

抽出媒金属及び不溶解残渣回収法の比較検討を行い、方式を選定した。実不溶解残渣

を用いた鉛抽出基礎試験を行い、白金族元素を鉛相へ抽出回収できること、その際テクネチウムがルテニウムと同様の挙動を示すことを明らかにした。また、鉛相中に固溶した白金族元素を分離回収する方法として灰吹法のコールド及びホット試験を行い、鉛相から白金族元素を貴金属塊として分離回収し、その有効性を明らかにした。また、貴金属塊の硝酸溶解液からの各元素の分離のうち、ルテニウムについては、オゾン酸化処理法により 99%が回収できることを確認したが、パラジウム及びロジウムの分離については溶媒抽出法で用いる抽出溶媒の分離性能評価を行っている。このように、分離プロセスとしては、①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる。

一方、レーザー同位体分離法については、天然のパラジウムを対象として同位体分離試験を行い、パラジウム 105 を 22%から 73%に濃縮できることを確認した。本法についても、①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる。

c) 今後の見通し及び課題

技術的課題としては、スケールアップ、同位体分離技術のさらなる技術開発と、実用化に向けた有効利用技術の開発がある。

本法は、有用金属の回収による再処理の経済性向上を狙ったものであり、不溶解残渣の回収が比較的容易であることから、再処理や高レベル放射性廃棄物処理処分にはあまり影響を及ぼさないと考えられる。すなわち、本技術の研究開発の意義は、回収された有用金属の利用により得られる利益と、回収に要するコストの比較によって決まると言えるため、この点を詳細に評価する必要がある。

第3章 分離変換技術の効果及び意義

1. 放射性廃棄物に含まれる放射能インベントリ 産業活動に伴う有害廃棄物の発生を極力抑制することは社会的な要求となっている。分離変換技術によって高レベル放射性廃棄物に含まれる長寿命核種を除去し、長期的な放射能インベントリを低減することは、この社会的要求に適うものである。例えば、使用済燃料に含まれるマイナーアクチニドの99%を分離除去することができれば、使用済燃料の毒性指数が、それを製造するために用いた天然ウランの毒性指数と同等になるまでに要する時間を、再処理後数百年とすることができる。

2. 地層処分に対する効果

我が国では、高レベル放射性廃棄物のガラス固化体を地層処分することとしている。そこで、本技術の地層処分に対する効果について、長期的な安全性及び地層処分場の設計の二つの観点から、概略的な検討を行った。

(1) 長期的な安全性への効果

a) 地層処分の長期的安全性

地層処分の長期的安全性の評価は、シナリオを作成し、これに対応したモデルとデータを用いてシステムの安全性能を解析し、その結果を基準と比較することによって行われる。シナリオについては、大きく地下水移行シナリオと接近シナリオに分け、検討が行われている。地下水移行シナリオについては、基本的にモデルとデータを用いた解析を行っている。接近シナリオについては、基本的に適切なサイトを選定することによってその影響を避けることが可能であることを示しているが、このうち人間侵入シナリオについては、念のため侵入者に対する影響を解析している。

① 地下水移行シナリオ

地下水移行シナリオに基づき、被ばく線量を試算した結果、被ばく線量が最も高い場合でも、諸外国で提案されている安全基準に比べて2桁程度低くなった。

② 人間侵入シナリオ

人間侵入シナリオに基づき、リスクを試算した結果、諸外国で提案されているリスクの安全基準を下回るものとなった。

b) 分離変換技術の効果

地下水移行シナリオ及び人間侵入シナリオに基づき試算された線量あるいはリスクが、分離変換技術の導入によってどのように変化するかを調べた。

① 地下水移行シナリオに対する効果

セシウム135を99%、さらにトリウム229の親核種であるネプツニウム及びアメリカシウムを99%以上分離除去することによって、最大線量を約2桁低減することができる。

② 人間侵入シナリオに対する効果

アクチニド元素を 99～99.99%、分離除去することにより、リスクを 2 桁程度低減することができる。

c) まとめ

現行の高レベル放射性廃棄物の地層処分システムは、諸外国で提案されている安全基準を十分に下回るなど、現在の技術で安全性は確保できると考えられる。一方、分離変換技術は、被ばく線量やリスクをさらに下げるために有効な手段となりうる。この際、最大被ばく線量を低減するという観点からは、アクチニド元素よりも長寿命核分裂生成物であるセシウム 135 の分離除去が有効である。

(2)地層処分場の設計への効果

a)高レベル放射性廃棄物からの発熱の考慮

高レベル放射性廃棄物からの発熱量によって、その貯蔵期間あるいは定置に必要な面積が決まる。高レベル放射性廃棄物からの発熱は、セシウム及びストロンチウムによるものが約 2/3 を占めることから、これらの元素を分離除去できれば、貯蔵期間の短縮あるいは定置面積の減少が可能になると考えられる。

b)分離変換技術の効果

高レベル放射性廃棄物の発熱量が、縦置き方式では約 380W/本、横置き方式では約 200W/本になると、熱以外の制約で定置に必要な面積が決まることから、この発熱量以下にすることが目標になる。セシウム及びストロンチウムの分離除去の割合によって、貯蔵期間と発熱量は概ね以下のようにになると考えられる。

- 分離除去しない場合：貯蔵期間 50 年で 350W/本
- 40%を分離除去した場合：貯蔵期間 30 年で 350W/本
- 90%を分離除去した場合：貯蔵期間 3 年で 350W/本
- 99%を分離除去した場合：貯蔵期間 3 年で 250W/本

c)高レベル放射性廃棄物発生量

ガラス固化体への廃棄物含有率は、約 25%以下に制限されている。これは、ガラス固化体特性に及ぼす以下の各元素の影響を防ぐためである。

- モリブデン：ガラス相以外の相の分離
- パラジウム及びルテニウム：ガラス溶融炉の通電状態の不安定化
- セシウム及びストロンチウム：熱によるガラス相の変質

しかし、モリブデンを 80%、パラジウム及びルテニウムを 95%、セシウム及びストロンチウムを 90%、それぞれ分離除去することによって、これらの影響を防ぎつつ、約 45%まで廃棄物含有率を高められる可能性が示されている。この場合、地層処分するガラス固化体の本数を約半分とすることができる。

d)まとめ

発熱性核種の分離除去によって、高レベル放射性廃棄物の貯蔵期間を短縮できる可能性がある。また、高レベル放射性廃棄物を適当な間隔を空けて処分する方式ではなく、大きな空洞に一括して処分する方式をとるなど、処分場設計を合理化できる可能性がある。

3. その他の論点

(1)資源としての有効利用

高レベル放射性廃棄物に含まれる放射性物質の中には、資源として有効利用できるものがある。

a) 有用で天然には稀少な元素

① 用途

ルテニウム、ロジウム、パラジウム等の白金族元素は、窒素酸化物の発生を低減させるための自動車の排ガス触媒、石油化学や医薬品などの化学工業用触媒等として、幅広く利用されている。また、テクネチウムは防蝕試薬や触媒、セレンは光電子材料や薬剤、テルルは特定波長の電磁波検出器材料等としての利用が考えられる。

② 精製技術

上記のような用途で用いる場合には、各元素の特長を生かすために少なくとも元素分離が必要であり、比放射能をさらに低減するため、同位体分離が必要となる場合も考えられる。

b) 熱源や放射線源となる核種

高レベル放射性廃棄物が高い発熱量を有することから、熱的に安定な固化体を熱源として利用することも可能と考えられる。また、セシウム 137 を γ 線源として利用することが考えられている。

c) 核分裂エネルギーの利用

超ウラン元素の核変換は、核分裂反応の利用を考えているが、その過程で発生するエネルギーを発電に利用することが可能である。

(2)マイナーアクチニド及び長寿命核分裂生成物の減少量とそれに要する時間 a)マイナーアクチニド及び長寿命核分裂生成物の廃棄物への残留

高レベル放射性廃棄物からマイナーアクチニド及び長寿命核分裂生成物を 100%分離す

ること、あるいは、分離したものを 100%の効率で核変換することは、原理的¹、工学的²に不可能である。したがって、分離変換技術を導入したとしても、それでは処理できないマイナーアクチニドあるいは長寿命核分裂生成物が廃棄物に残留するため、最終的にはそれらを処分するための地層処分が必要となる。廃棄物に残留するマイナーアクチニドあるいは長寿命核分裂生成物を少なくするためには、高レベル放射性廃棄物からのそれらの分離効率及び核変換効率を向上させることが必要である。

b) 核変換効率と核変換に要する時間

同じスペクトルを持つ中性子により核変換する場合、対象元素の核変換効率と核変換サイクルからの漏れ率の設定が同様であれば、対象元素の減少量とそれに要する時間は、燃料形態、炉型や処理方法によらず、同じ試算結果になると考えられる。ただし、現実には、燃料形態や処理方法の違いにより、原子炉への燃料装荷、燃料処理、燃料加工という一連のサイクルに要する期間等が異なるため、減少に要する時間に差が出る可能性がある。

窒化物燃料を用いた ADS（軽水炉の 1/4 の熱出力規模）では、1 基で軽水炉 10 基分（年間約 250kg 生成）以上のマイナーアクチニドを核変換可能と考えられる。また、酸化物あるいは金属燃料を用いた高速炉では 1 基で軽水炉 5 ～ 6 基分のマイナーアクチニドを核変換可能と考えられる。

ADS の方が核変換効率が高くなる理由としては、高速増殖炉が発電を主目的としておりウランやプルトニウムを主体とする炉心構成であるのに対し、ADS がマイナーアクチニドの変換を主目的としておりウランやプルトニウムをほとんど含まない炉心構成であるため、ウランやプルトニウムの中性子捕獲反応による新たなマイナーアクチニドの生成がほとんどないことが挙げられる。また、高速増殖炉（特に MOX 燃料）の方が高速中性子のエネルギーがやや低く（柔らかいスペクトルに）なり、核変換効率が低

¹ 抽出分離法では、元素によって 2 つの相（硝酸相と有機溶媒相、熔融塩相と液体金属相など）に溶解する濃度に差があることを利用し、分離対象元素がより多く溶解している方の相を回収することにより、他の元素と分離する（例えば、硝酸相中に溶解しているウランは、TBP と結合すると有機溶媒相に溶解しやすくなるため、その有機溶媒相を回収すれば、硝酸相中に溶解している他の元素と分離することができる）。しかし、もう一方の相にも少量ではあるが分離対象元素が溶解しているため、これらが廃液に混入するなどして、廃棄物として排出される。また、マイナーアクチニドの核変換の確率が非常に小さいため、現在の設計では 1 サイクルでの核変換効率は、炉心に装荷したマイナーアクチニドの 10 ～ 20% 程度である。

² 分離、燃料製造、燃料処理等の工程操作の段階で、放射性物質の一部は、少量ではあるが機器に付着するなどして、廃棄物として排出される。

くなることも挙げられる。また、長寿命核分裂生成物に関しては、100 万 kW 級軽水炉 1～2 基分のヨウ素 129 及びテクネチウム 99 を ADS 1 基で、また、100 万 kW 級軽水炉 3.6 基分のヨウ素 129(1 基で年間約 5kg 生成)及び 1.5 基分のテクネチウム 99 をそれぞれ高速炉 1 基で核変換可能と考えられる。

(3) 二次廃棄物の発生

a) 湿式分離法

湿式分離法では、PUREX 再処理と同様、放射線分解や加水分解による廃溶媒、試薬として添加した塩などの二次廃棄物が発生する。しかし、再処理プロセスに比べて、そこから発生する高レベル放射性廃液だけを対象とする分離変換技術では、処理対象とする液体の取扱量が極めて少ないため、発生する二次廃棄物も少なくなると考えられる。例えば、原研の抽出プロセスの例では、廃溶媒に起因する廃棄体の発生量は、PUREX 再処理の 20 分の 1 以下と試算している。

b) 乾式分離法

乾式分離法では、溶媒として放射線による劣化生成物のない熔融塩、液体金属、還元剤として金属リチウムを使用しているが、それらの多くは系内でリサイクルできる見通しである。しかし、本法については工業規模の経験がほとんどないため、具体的な二次廃棄物発生量や、設備の保守、機器の交換によって発生する放射性廃棄物の発生量については、今後検討が必要である。

(4) 短期的な放射線被ばく線量の増加

分離変換技術を核燃料サイクルに導入した場合、新たな工程や施設が追加されること及び工程で扱うマイナーアクチニドや長寿命核分裂生成物が増加することから、計算上は、短期的には、施設の運転等に従事する作業者と周辺に居住する一般公衆の被ばく線量が増加する可能性はある。しかし、これらの被ばく線量については、既存の原子力施設と同様に法令で定められた線量基準を満たすことはもちろん、合理的に達成可能な限り低くなるよう措置が講じられるため、実際には有意な増加はないと考えられる。

(5) 経済性

これまでの研究開発は、プロセスやシステムの設計に必要な基礎データを取得するための基礎的な研究が中心であり、現時点では、分離変換技術導入のためのコストを高い信頼性を持って示すことができる段階ではない。ちなみに、3 機関が一定の仮定の下で行った大まかな試算によると、本技術の導入によるコスト上昇率は、軽水炉の発電コストの数%程度と推定される。

第4章 各国における分離変換技術に係る研究開発の現状

日本のオメガ計画はこれまで国際的な分離変換技術の研究開発において先導的な役割を果たしてきており、諸外国や国際機関における研究開発計画¹に対して大きな影響を与えている。現在、フランスでは法律に基づいて高速炉や加速器駆動炉を用いた分離変換技術の研究開発が行われている。米国では金属燃料サイクルと加速器駆動炉に関する基礎的研究が行われており、現在連邦議会においてエネルギー省が作成した加速器駆動核変換技術(ATW)開発指針について検討が行われている。ロシアでは乾式再処理や高速炉による分離変換技術の研究開発が行われている。その他、韓国、中国などのアジア諸国、ベルギー、オランダ、スウェーデン、チェコなどのヨーロッパ諸国でもそれぞれ研究を行っている。また、OECD/NEAにおいては、我が国の提案で1989年から長寿命核種の分離変換技術に関する情報交換、システム研究、データベース整備などが進められている。

このように、本技術の研究開発あるいは国際協力に関する動きが、近年活発になりつつあることから、法律に基づき研究開発が積極的に進められているフランス、新たな研究開発計画を策定した米国を中心に、研究開発の現状を整理した。

1. フランス

フランスでは、1991年に策定された放射性廃棄物管理研究法に基づき、高レベル・長寿命放射性廃棄物の処理処分に関し、地層処分、分離変換技術及び長期貯蔵の3分野の研究開発を実施している。政府は議会に対し、3分野の研究開発の状況について、毎年報告書を提出するとともに、2006年までに研究を総括評価した報告書を提出することとなっている。これを踏まえ、議会ではその後の管理方策を決定する。

本技術は、原子力発電や核燃料サイクルのオプションの幅を広げるものと位置づけられている。廃棄物法を受けて、原子力庁(CEA)とフランス核燃料会社(COGEMA)は、SPIN計画と呼ばれる中長期研究計画を提案した。本技術の対象となっているのは、マイナーアクチニド及び長寿命核分裂生成物(ヨウ素129, テクネチウム99, セシウム135)であり、日本と同様、

¹ 例えば、以下のような計画がある。

○SPIN計画：フランスにおける長寿命核種の分離変換技術研究開発の全体計画。

○CAPRA計画：欧州における高速炉を用いたプルトニウム等の燃焼に関する研究計画。

○SUPERFACT計画：欧州におけるマイナーアクチニド含有酸化物燃料の研究開発計画。

○EFTTRA計画：欧州における核変換用ターゲットの研究開発計画。

○Demo計画：加速器駆動未臨界炉の原型炉の実現のための研究開発計画。現在、イタリア、スペイン、フランスの科学技術担当大臣の下で計画が進められているが、今後、欧州委員会のフレームワーク計画の枠組みの中での実施を目指している。

○米において、加速器駆動未臨界炉による放射性廃棄物の「核変換」(ATW)に関する今後の研究開発指針に関する報告書が策定され、1999年10月、議会に報告された。

プルトニウムについては、廃棄物と考えていないことから、核変換対象としていない。ただし、長期にわたる廃棄物管理シナリオでは、プルトニウムの管理方法も考慮する必要があるとしている。

分離技術のうち湿式法については、独自の分離フローシートを作成し、実験室規模で実証試験を実施してその有効性を確認しつつある。乾式法については、ロシアあるいは我が国との共同研究により、実証試験を実施する予定である。燃料は、酸化物、金属燃料、不活性母材など様々な形態を検討対象としており、国際共同研究により基礎的なデータを取得している。核変換技術のうち、高速炉を用いた技術の研究開発は CAPRA 計画で実施し、加速器駆動未臨界炉システムの研究開発は欧州連合(EU)のフレームワーク計画に提案するなど、国際協力の枠組みを有効に利用している。

2. 米国

エネルギー省(DOE)民生放射性廃棄物管理局(OCRWM)は、1999 年初頭から、議会の指示に基づき、研究開発の「ロードマップ (開発計画)」を作成すべく、加速器駆動核変換技術(ATW)に関する総括的な調査研究を進め、1999 年 10 月、議会に報告書を提出した。ATW の研究開発では、米国が有する加速器技術及び金属燃料高速炉技術を有効に利用することとしている。また、日本あるいはフランスと異なり、プルトニウムを廃棄物として変換対象としている。

報告書の作成に当たっては、運営委員会を中心に各分野毎にワーキンググループで作業を進め、各国から専門家を集めたワークショップで内容の検討を行った。報告書には、今後必要となる研究開発の項目、時期、費用、システム導入の戦略、効果等が示されている。

今後 6 年間の研究開発計画として、以下のような方向が示されている。

- 1～3 年：主要な技術的選択が正しいかどうかを評価するためのシステム研究
- 4～5 年：システムの予備概念設計を行い、6 年計画終了後からの詳細な研究開発実証(RD&D)計画を立案する。
- 6 年：初期の R & D を終了し、A T W の技術的な実施可能性を評価する。
ここまでのコストは、2 億 8,100 万ドル (約 300 億円) と見積もられている。 また、その後も大規模に展開していくとした場合の研究開発計画も示されている。それによると、最初の 8 年間にすべきこと、及びその後のマイルストーンとして、以下のようなことが示されている。
- 最初の 8 年間：キーとなる技術項目 (加速器、ターゲット、ブランケットシステム、分離技術、廃棄物形態) に関する選択・決定
- 15 年目：実証試験 (加速器エネルギー及びターゲットを実規模で、加速器出力及び核変換器を実規模より小さい規模(30MWth)で実施)
- 23 年目：実証試験 (加速器及び核変換器を実規模で、熱出力を実規模(840MWth)の半分

の規模で実施)、分離及び燃料加工施設の運転

○29 年目：実証試験（核変換器を2基、電気出力を実規模で実施）、実規模の処理及び燃料加工施設の運転

この場合のコストは、約110億ドルと見積もられている。

3. 国際機関

(1) 欧州連合(EU)

共同研究センター(JRC)の一つである超ウラン元素研究所(ITU)において、分離変換技術に関する研究開発が行われている。本技術は、廃棄物管理研究の一つと位置づけられており、EU各国の研究をサポートすることを目的とし、将来の核燃料サイクルの選択肢の幅を広げるため、多様なオプションについて研究が行われている。

具体的には、湿式分離法に関し、フランスで開発されているプロセスについて実廃液を用いた実証試験を実施しており、良好な結果が得られている。乾式分離法については、電中研との共同研究を行っており、熔融塩化物及び液体金属を用いた還元抽出技術の実証試験を実施する予定である。燃料については、燃料サンプルを製作する一方、SUPERFACT計画あるいはEFTTRA計画といった国際共同研究計画に参加し、基礎データを取得している。

(2) 経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)

我が国の提案で、1989年からOECD/NEAにおいて、長寿命核種の分離変換技術に関する情報交換と核データのデータベース整備等が進められており、1990年から2年毎に情報交換会議も開催している。また、1999年、"Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation"と題する報告書を取りまとめた。本報告書は、現在各国で進められている分離変換技術の現状について概説するとともに、本技術のリスク評価及び廃棄物管理に与えるインパクトについて分析している。

第5章 今後の研究開発の進め方

産業活動に伴う有害廃棄物の発生を極力抑制することは、循環型社会の実現、地球環境保全等の観点から社会的な要求となっており、原子力についても有効な対策を講じることが求められている。長寿命核種の分離変換技術は、放射性廃棄物に含まれる長期的な放射能インベントリを低減するなど、この要求にかなった有用な技術となる可能性がある。したがって、今後も引き続き研究開発を着実に進めることが適当である。

その際考慮すべきことは、以下のとおりである。

(1) 分離変換技術と核燃料サイクル

分離変換技術は、核燃料サイクルと不可分である。核燃料サイクルの検討に当たっては、サイクルのどの部分にどのような分離変換技術の機能を持たせることが核燃料サイクルとして最適かといった視点に立った検討が望まれる。分離変換技術の研究開発の目的は、核燃料サイクルの検討の場に対し、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、必要な要素技術を確認することである。このため、核燃料サイクル全体を視野に入れて、経済性、エネルギー資源の確保、廃棄物に含まれる放射能インベントリの低減などについて信頼性の高い評価を行うとともに、それらの考慮すべきファクターのトレードオフについて検討を進める必要がある。

なお、これまでの研究開発は、プロセスやシステムの設計に必要な基礎データを取得するための基礎研究が中心であり、本技術の経済性を高い信頼性をもって評価できる段階にはない。今後、将来の核燃料サイクルにおいて具体的な位置づけが行われるよう、システムの全体構成について研究開発を行うべきである。その際、技術の実現可能性や経済性をはじめ、研究開発の実施体制及び要員、資金、施設などの観点からのフィージビリティスタディの実施が重要である。社会の変化に伴い、経済性を持つ意味も変化するものであり、大量生産・大量消費型の社会から循環型の社会へ変わりつつある今日、経済性の評価に当たってはその点にも留意すべきと考える。

(2) システム設計研究と要素技術開発

本技術の研究開発は、核燃料サイクルへの導入を念頭に置いたシステム設計研究と、そのシステムの実現に必要な要素技術開発からなる。要素技術の開発には時間を要するものであり、システム設計のための調査研究と相互に成果を反映しつつ、連携して着実に進めるべきである。

また、分離変換技術の研究開発は、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る。その際、必要となる基礎データの充実を図るとともに、核燃料サイクルの検討の場に対し研究開発の成果が反映されるよう積極的に情報提供を行う必要がある。さらに、既存のシステムや技術¹にとらわれ

¹ 例えば、我が国で研究開発が進められている既存のシステムや技術としてつぎのような

ず、より選択肢を広げるために、新しいアイデアを吸い上げるような環境づくりも重要である。

(3) 当面の進め方

我が国で研究開発が進められている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当である。その目標は、発電用高速炉利用型と階層型の共存シナリオも含めて、実現性のあ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検討し、必要な技術を確立することにある。

今後は、システム設計や分離変換技術の導入シナリオの検討を進める。そのシナリオに従って、これまでの研究開発成果に基づき、一連のプロセスが成立することを実証するための基礎試験を進めるとともに、成立性が実証されたシステムについて安全性等に関するデータを取得するための工学試験を実施する。その際、定期的にチェック・アンド・レビューを行い、シナリオの見直しを行いつつ研究開発を進めていくことが重要である。

(4) 実施体制

コンセプト、炉型、システム等に違いはあっても、本技術に係る研究開発は共通課題が多く、また、3機関には研究開発成果の蓄積があることから、3機関は協力を一層進め、共通課題の解決にあたるべきである。その際、国内機関とも協力して、既存の研究施設を活用するなど効率的に研究開発を進めることが重要である。また、核燃料サイクルの諸技術と共通するものが多いため、核燃料サイクルの技術開発の成果を共有しつつ研究開発を進めることが重要である。大学においては、より基礎的な分野あるいは斬新な発想に基づく新しいシステム等の研究開発が期待され、3機関は大学の自主性、独創性を生かしつつ、協力を進めることが望ましい。

また、欧米諸国において、本技術に係る様々な研究開発について国際協力を進める動きがあることから、これらの枠組みに積極的に参加するとともに、海外の研究施設を利用する等して、効率的に研究開発を進めるべきである。さらに、既存の OECD/NEA における枠組み等を利用した情報交換にも努めることが望まれる。

ものがある。

○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（4群群分離法、改良 PUREX・改良 TRUEX 法）、乾式法（塩化物法）

○燃料形態：酸化物燃料、窒化物燃料、金属燃料

○核変換プロセス：高速増殖炉、専焼高速炉、加速器駆動未臨界炉

(5) 研究開発のスケジュールと評価

前述のように、本技術は核燃料サイクルと不可分であることから、核燃料サイクルの研究開発¹と整合性のあるタイムスケジュールを念頭に置きつつ、本技術の研究開発に取り組むことが適当である。

現在、サイクル機構及び電気事業者は、高速増殖炉及びこれに関連する核燃料サイクルについて、調査研究²を実施している。この調査研究では、2005年頃を目途に、実用化の候補として有用な技術についての研究を集約して評価し、実用化までの研究開発シナリオをレビューする計画である。本技術についても、同時期が導入シナリオを見直す一つの目途と考える。その後も、研究開発の進捗、成果及び進め方について概ね5年を目途にチェック・アンド・レビューを行い、システム概念の絞り込みや導入シナリオの見直しを図りつつ進められるべきである。

¹ 高速増殖炉及びこれに関連する核燃料サイクルについては、サイクル機構を中心として2030年頃の実用化を目指して研究開発が進められてきた。

² 核燃料サイクル開発機構及び電気事業者は、高速増殖炉及びこれに関連する核燃料サイクルについて、これまでの研究開発により得られた知見を踏まえ、さらに幅広い技術選択肢の評価を行い革新的技術を取り入れ、競争力のある実用化候補概念の構築とその研究開発計画等の検討・策定を行う「実用化戦略調査研究」を実施している。

おわりに

本技術は、物質を原子のレベルで変換するという日常の化学反応とは異なる世界に属し、その可能性は単に核変換にのみとどまるものではない。また、本技術の開発に際しては、既存の技術だけでは解決が困難な課題が含まれており、この困難を解決することが新たな技術へのブレークスルーに通じるものと期待できる。このため、多くの若い技術者がこの世界を目指すよう、その魅力を大いにアピールすべきである。このような先端技術の研究は、原子力研究の活性化に大きく寄与するものと期待される。原子力の優れた技術者、研究者を生み出すために、本研究は大いに推進されるべきである。

なお、本技術はより広い視野に立った研究開発を必要とするものでもあるため、既存のシステムにとらわれない斬新なアイデアを吸い上げるような環境づくりが重要である。

国際的には、我が国のオメガ計画に触発されて、フランスを中心とするヨーロッパ、米国において同様の計画が多数立ち上がってきた。国際貢献の一環として、今後も我が国は、研究開発の評価を適宜行いつつ、この分野において重要な役割を果たしていくことが望まれる。

参考資料

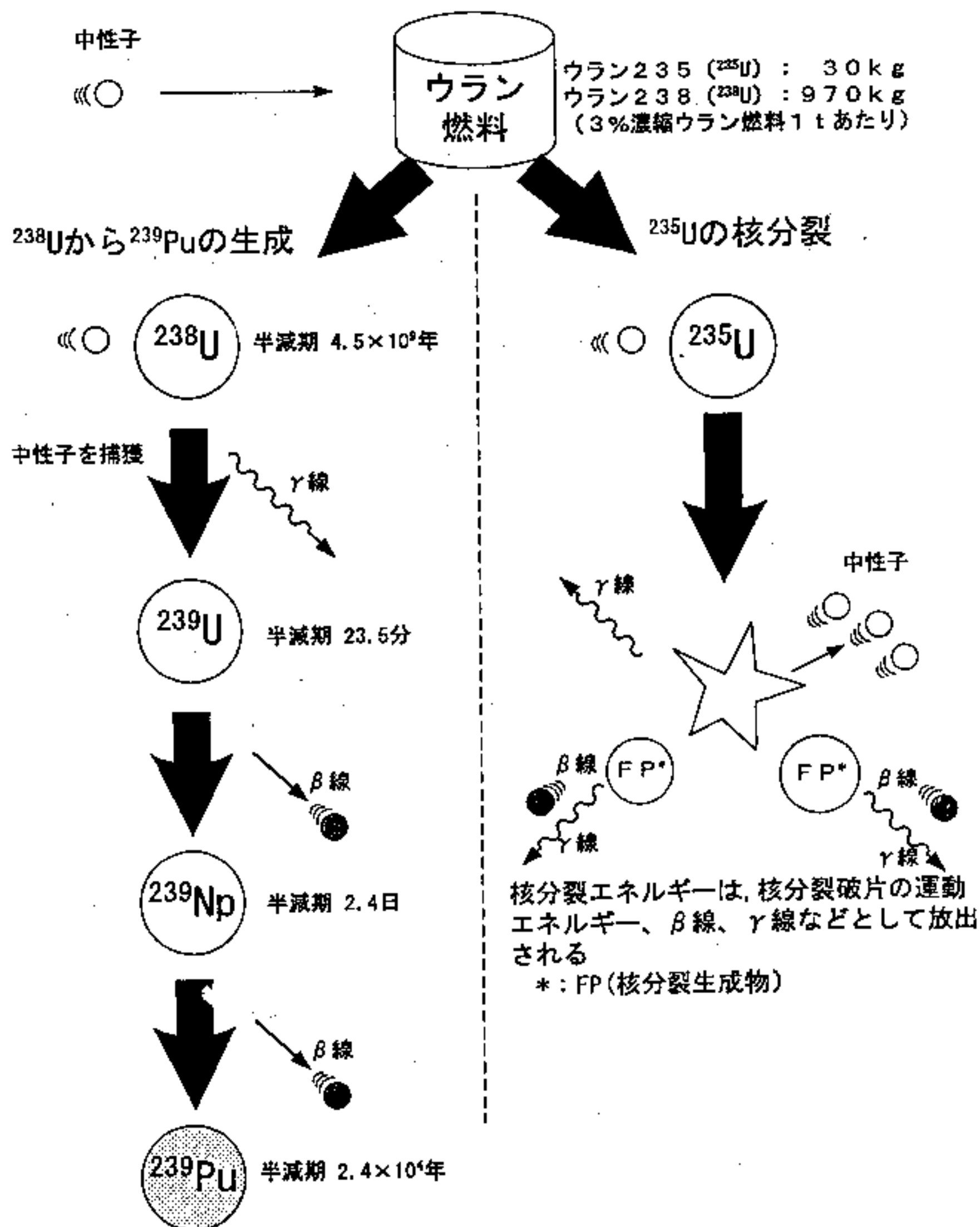
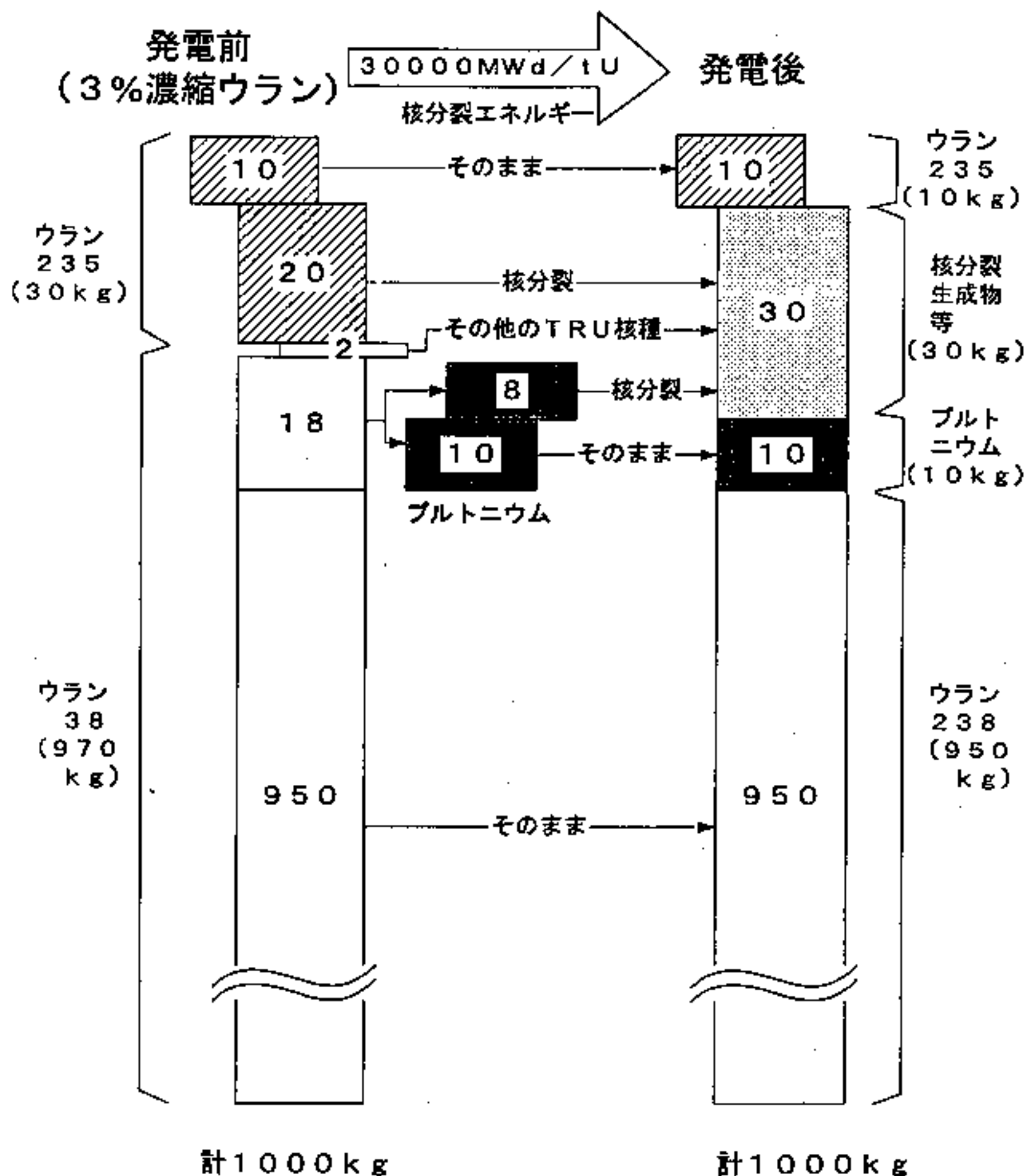


図1 ウランの核反応による中性子の捕獲及び核分裂



(注) 熱1MWd→電気8400kWh (1000kW×0.35×24時間)
 参考資料: 鈴木篤之著「原子力の燃料サイクル」

図2 軽水炉内でのウラン燃料の転換

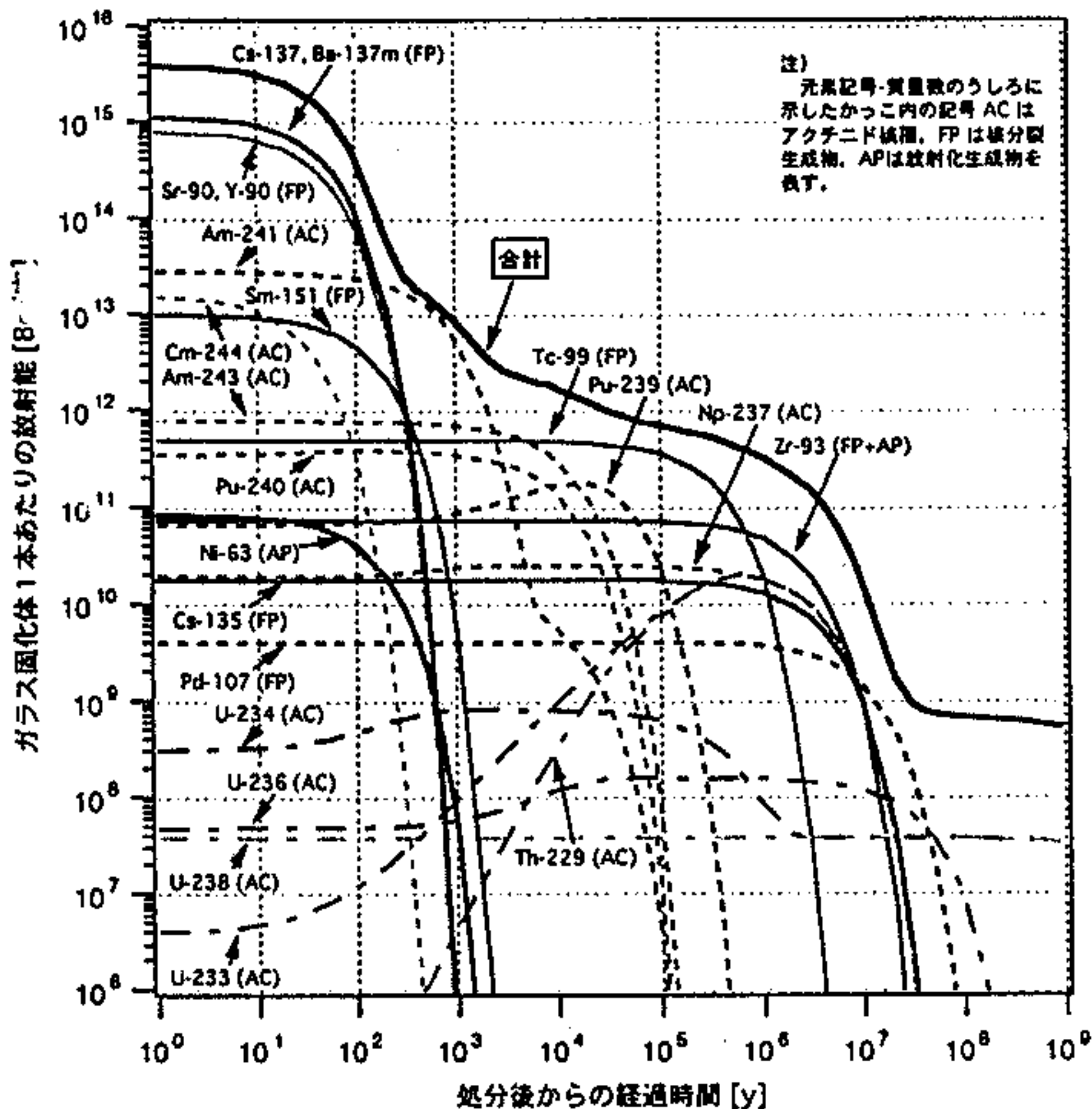


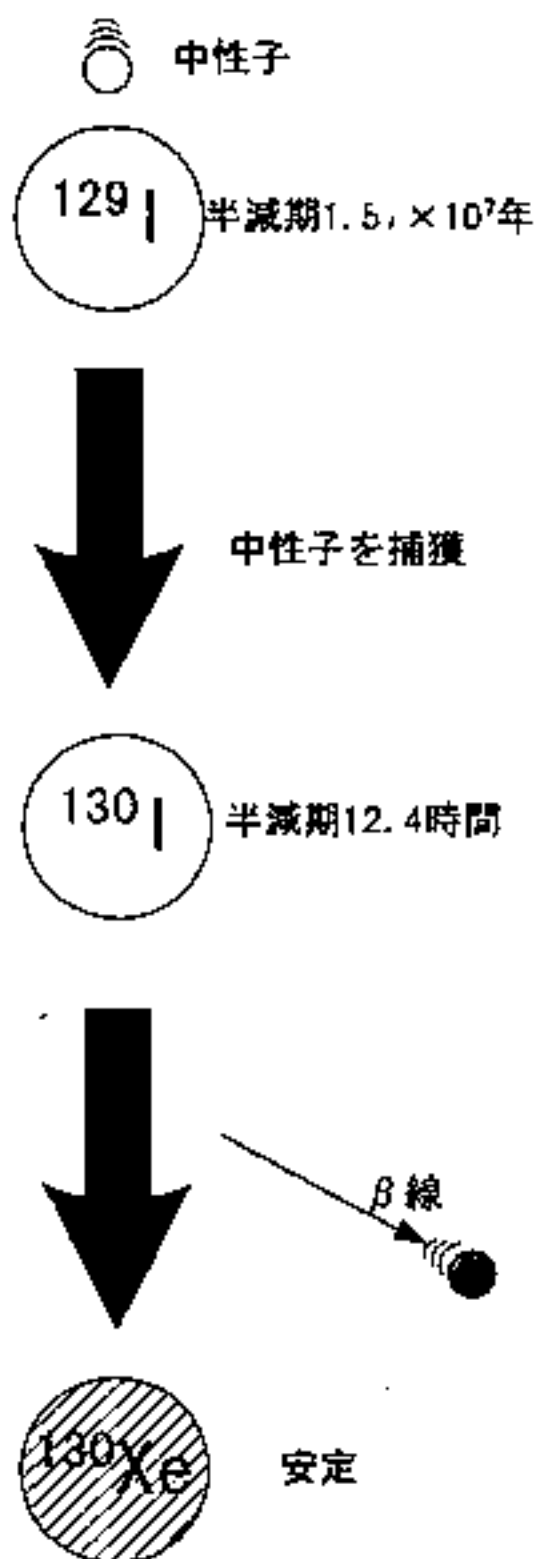
図3 ガラス固化体の放射エネルギーの経時変化

日本原燃（株）再処理工場のガラス固化体

出典：「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」

核燃料サイクル開発機構(1999)

中性子捕獲反応
 よう素129 (^{129}I) の場合



γ 線による光核反応
 セシウム137 (^{137}Cs) の場合

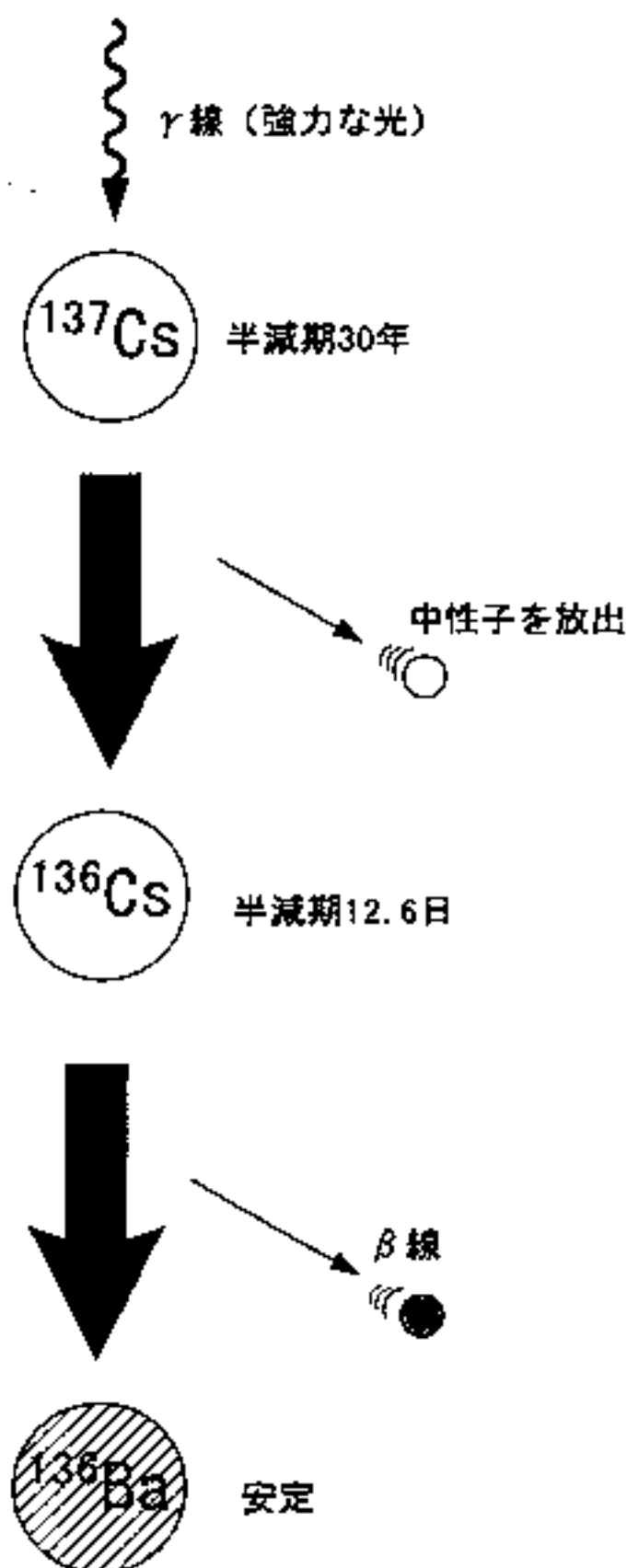
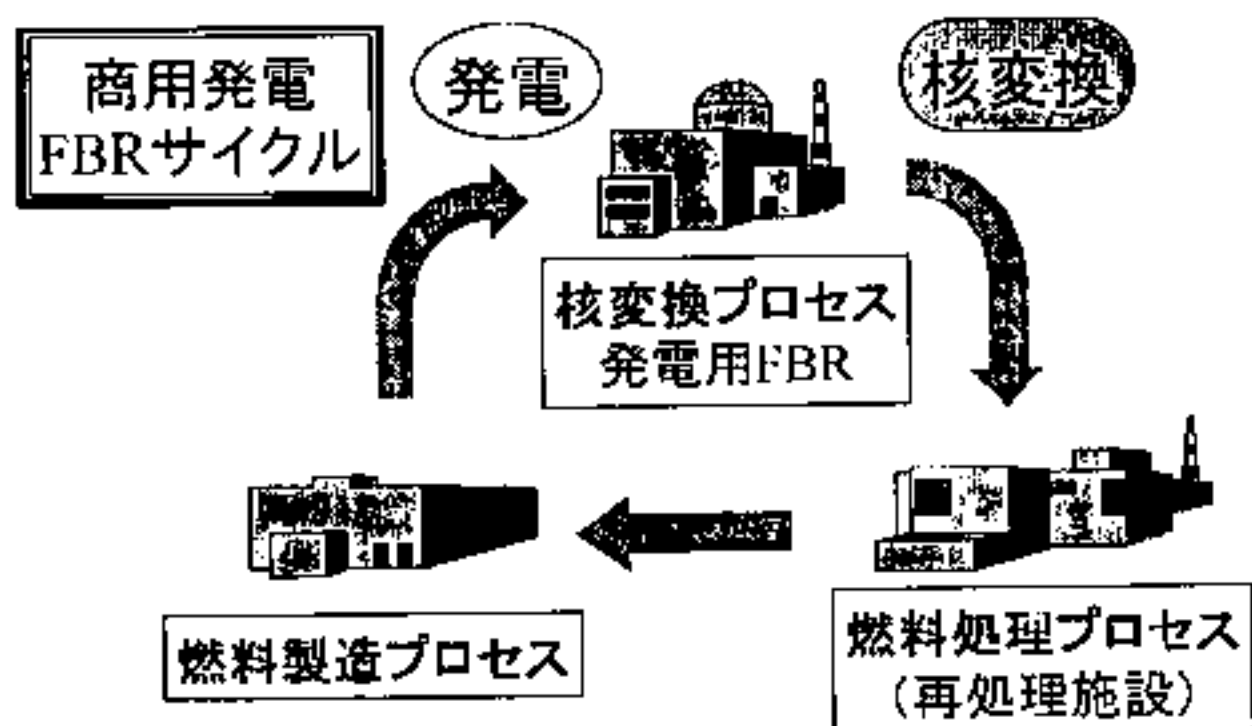
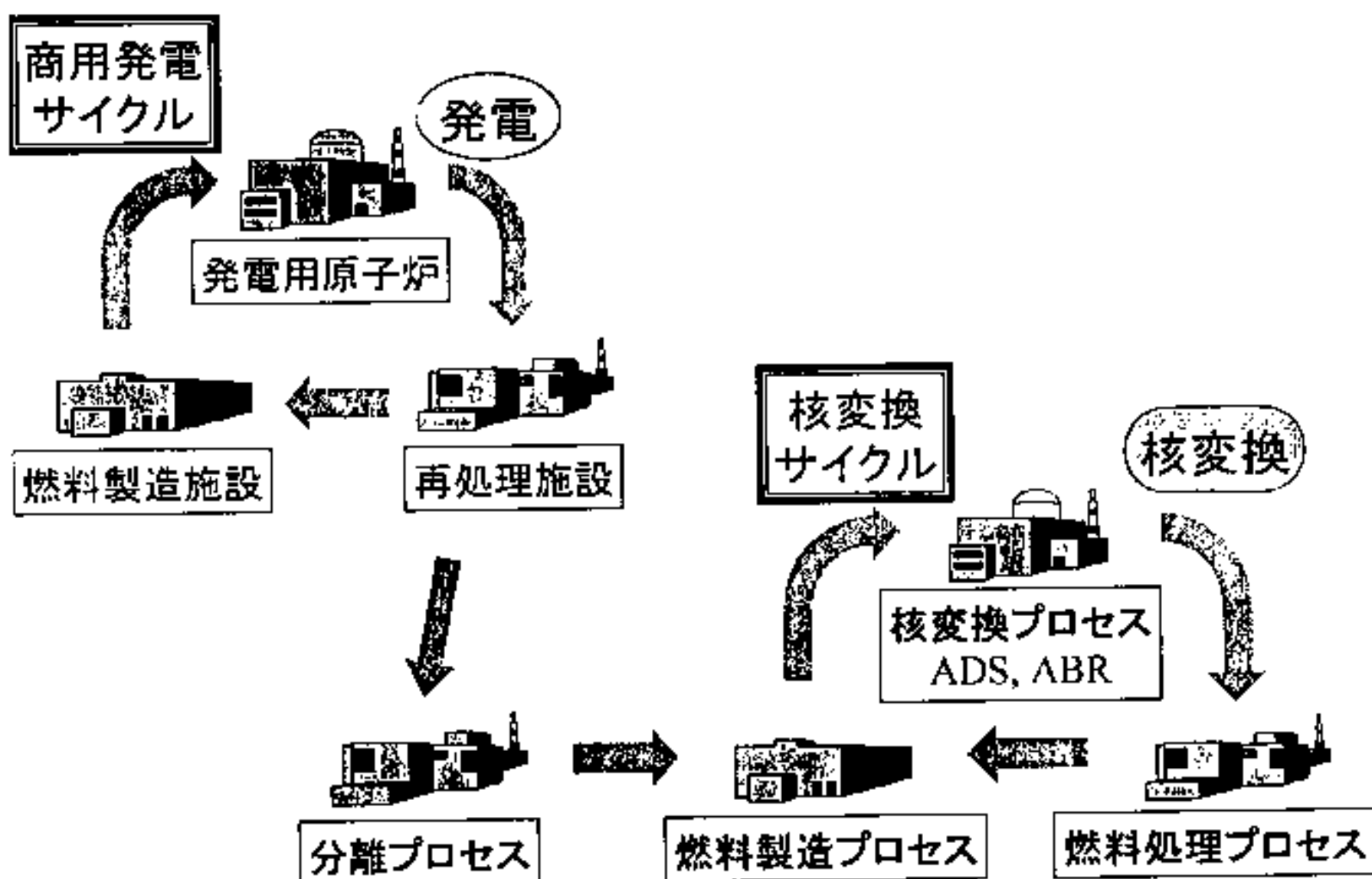


図4 中性子捕獲反応及び光核反応による
 核分裂生成物の核変換



発電用高速炉利用型



階層型

図5 核変換サイクルの基本的考え方

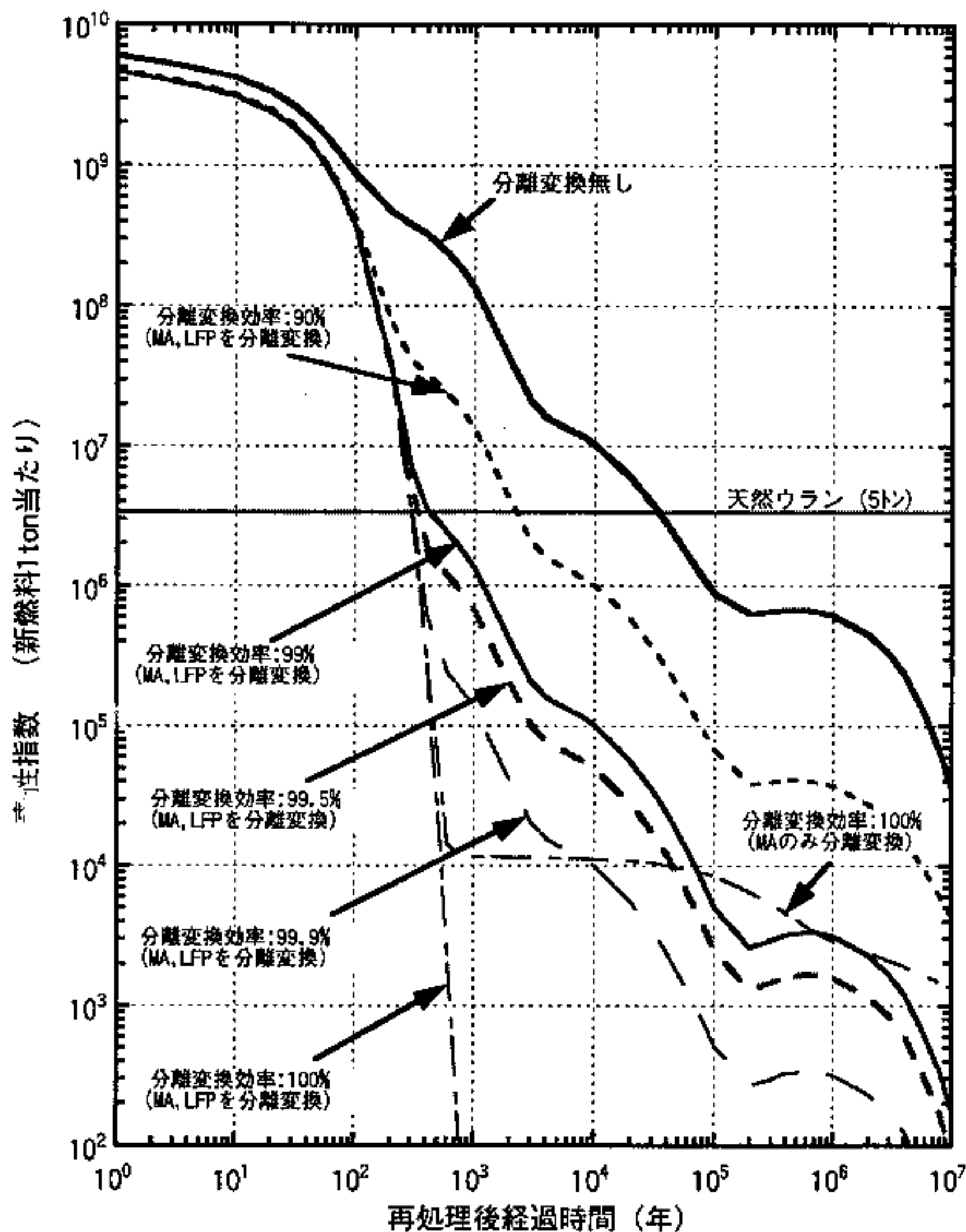
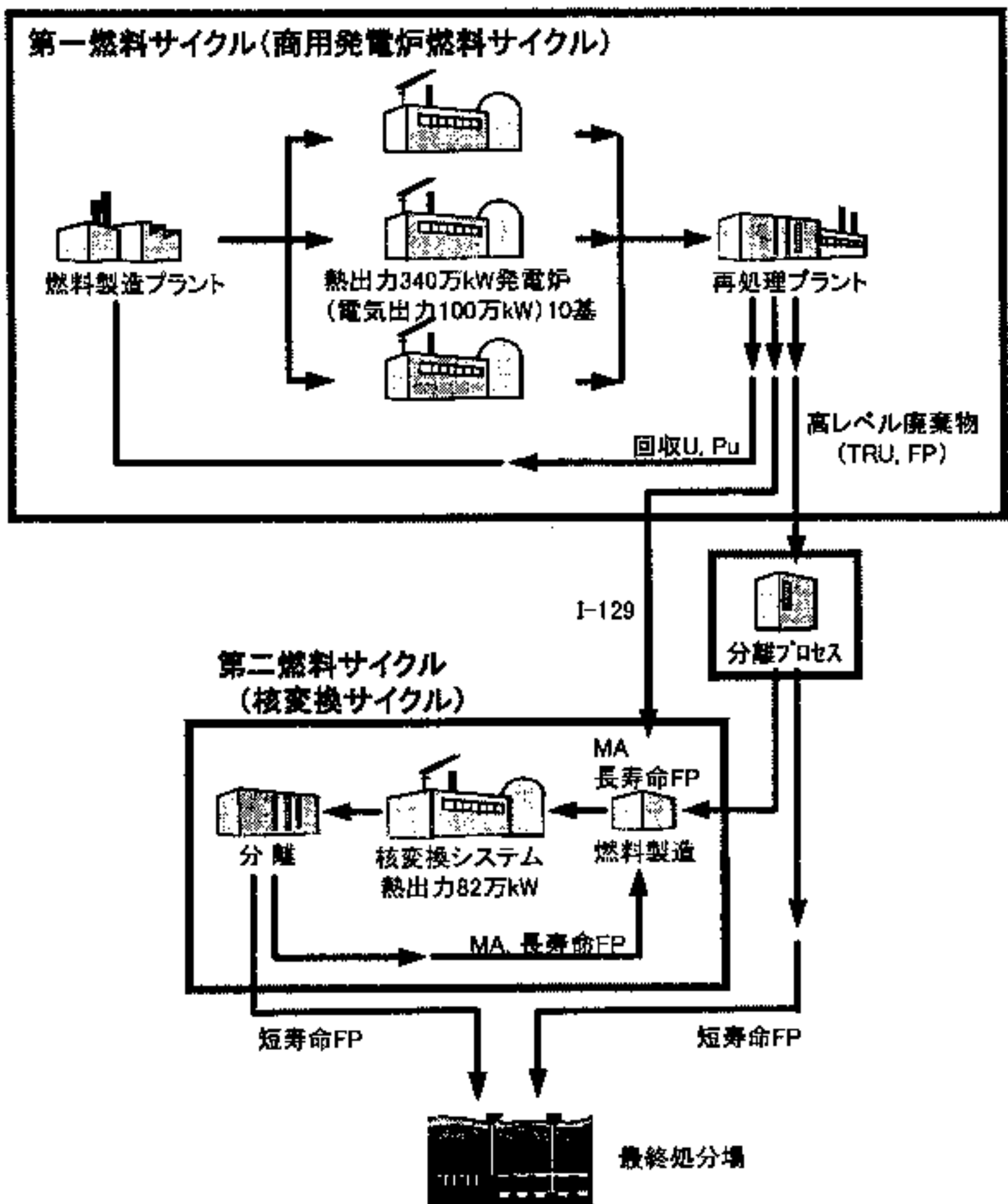


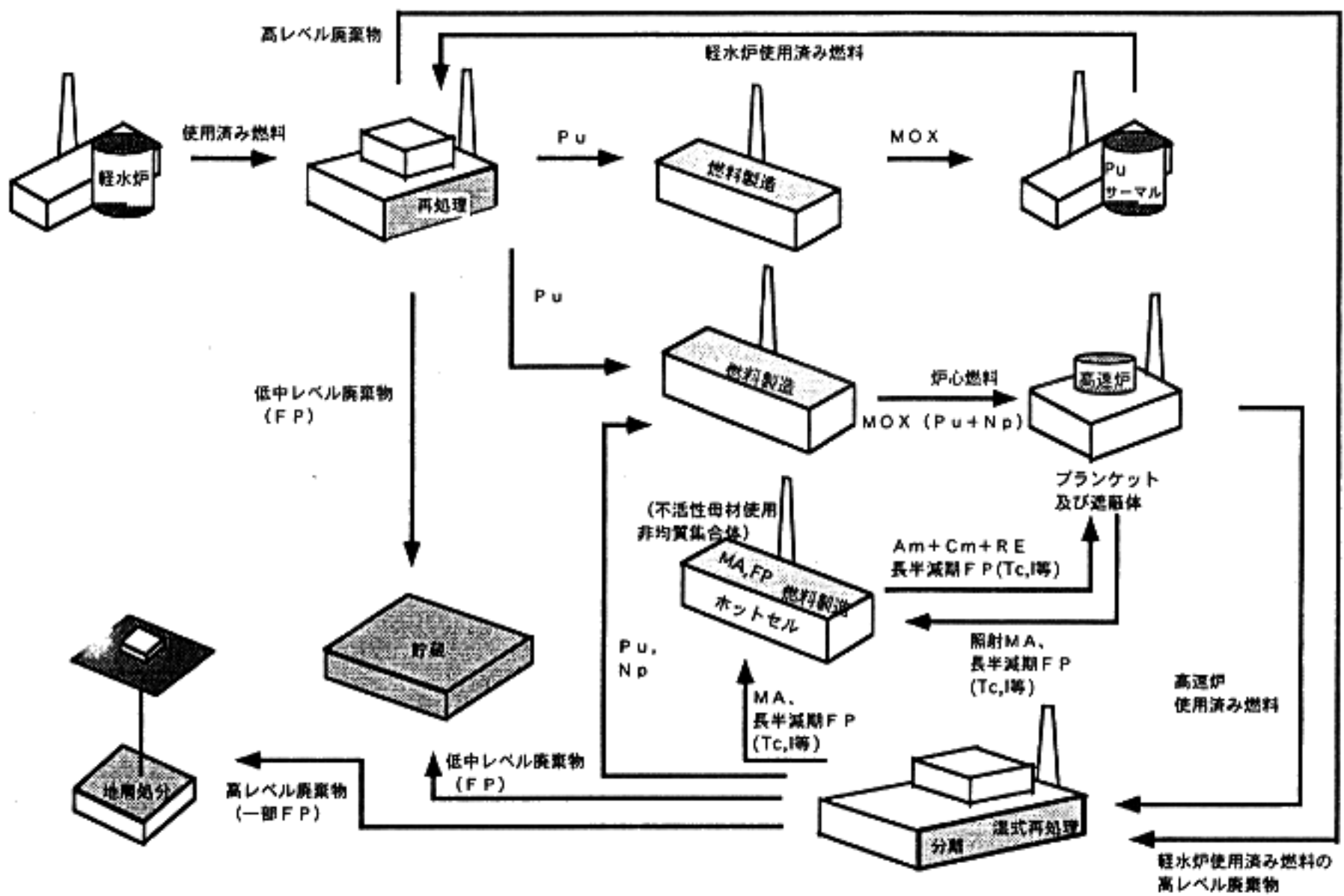
図6 分離変換による高レベル廃棄物の毒性の減少
(LFP: 半減期が30年以上の核分裂生成物)

使用済燃料: 燃焼度33GWD/MT、3年冷却
再処理効率: 99.9%U, Pu回収

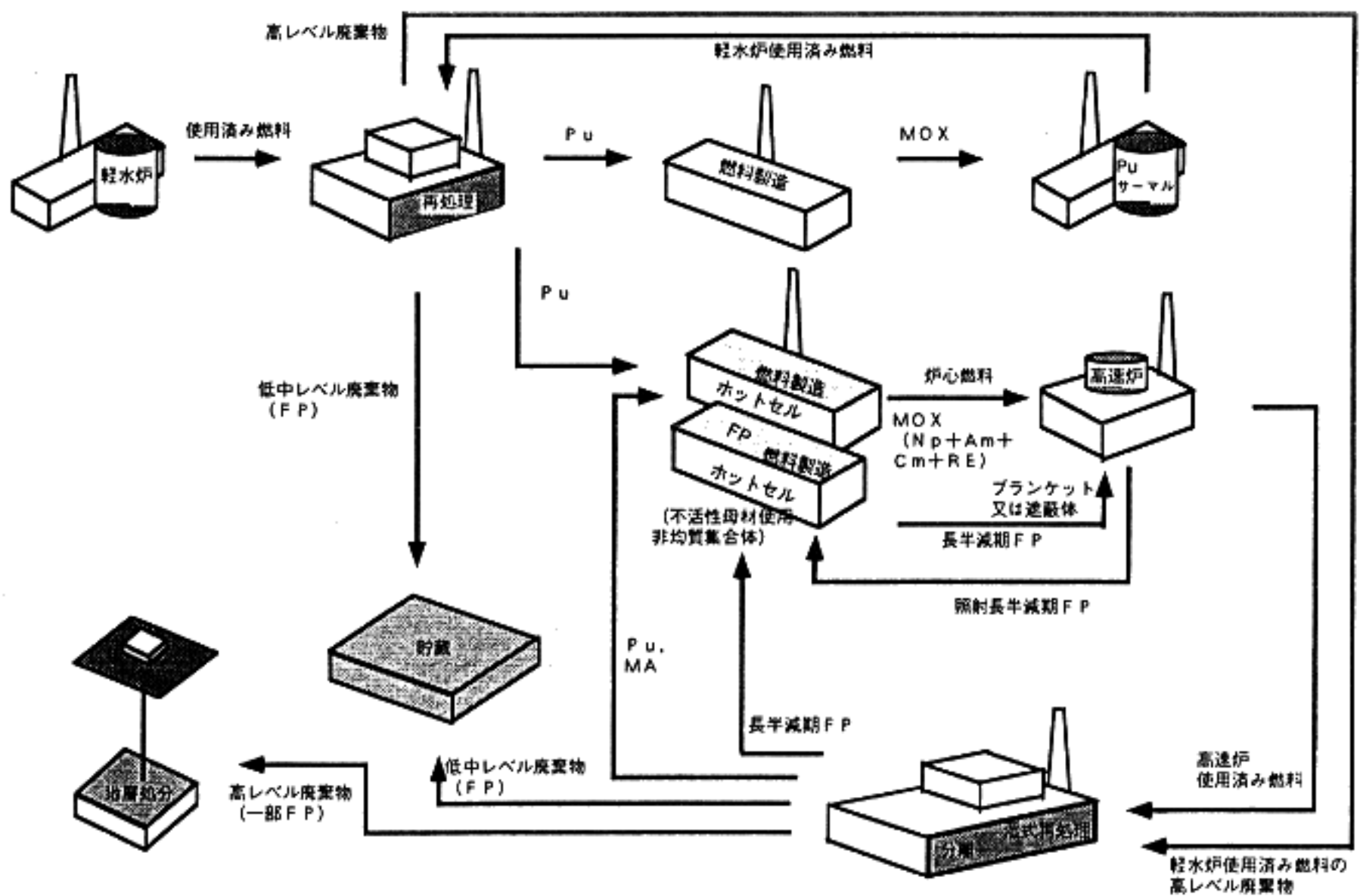


- ・発電炉燃料サイクルに分離プロセスと核変換サイクルを付設
 - ・発電炉燃料サイクルの再処理廃液からMAや長寿命核種を回収
 - ・核変換専用システム(加速器駆動未臨界炉や専焼炉)を用いた核変換
 - ・原研が提案
- フランス(スーパーフェニックス放棄決定後)もこの方式を検討

図7 分離変換技術を組み込んだ核燃料サイクル (日本原子力研究所)

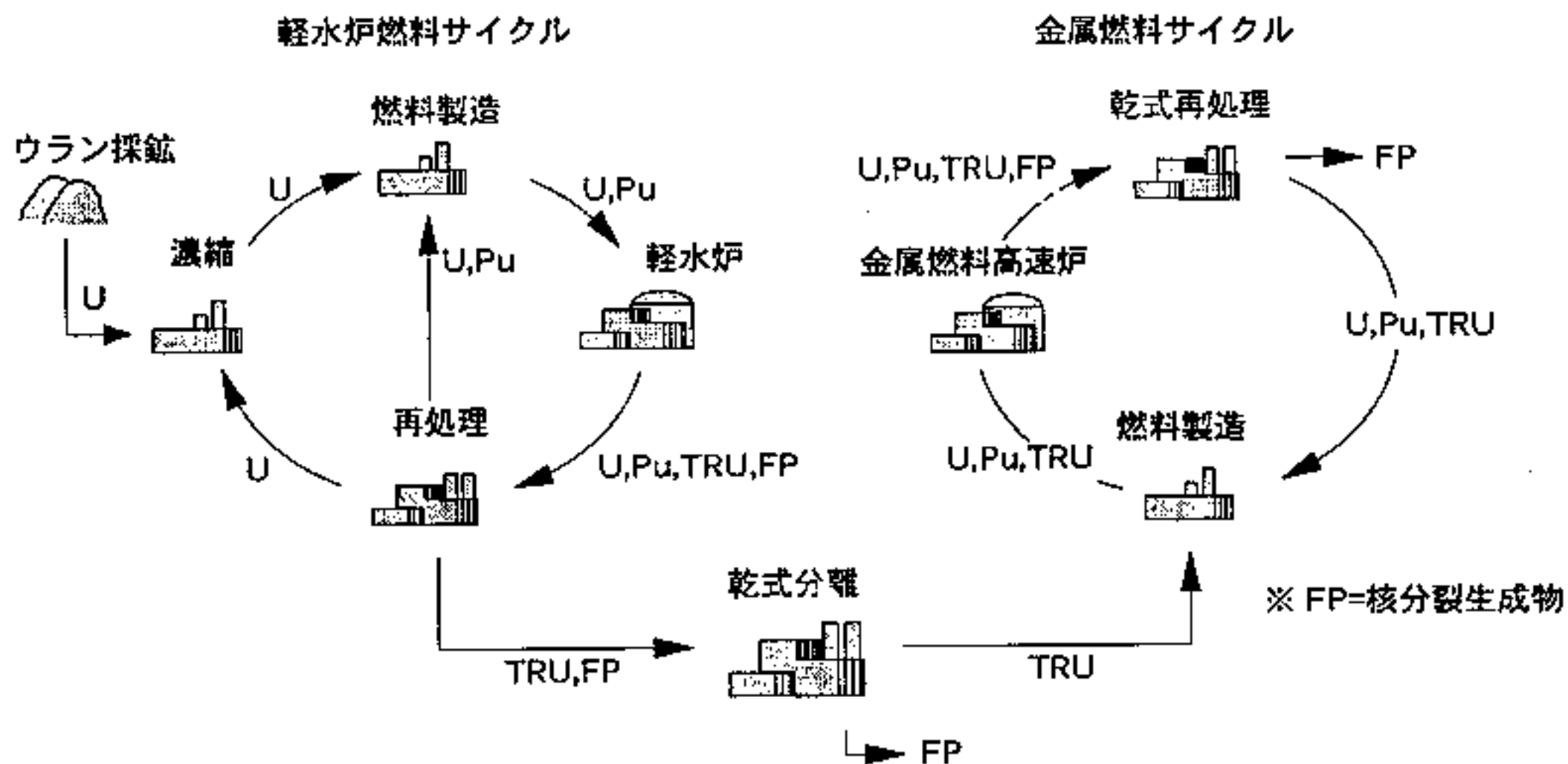


(例 1)



(例 2)

図 8 分離変換技術を組み込んだ核燃料サイクル (核燃料サイクル開発機構)



- ・ 乾式法 によるTRUの分離
- ・ 金属燃料高速炉 を用いたTRU変換（燃料としてのTRUの利用）

図9 分離変換技術を組み込んだ原子燃料サイクル(電力中央研究所)

核変換サイクル技術の開発段階

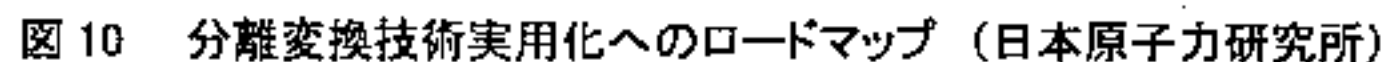


図 10 分離変換技術実用化へのロードマップ (日本原子力研究所)

分離プロセスの研究開発

核変換システム・燃料サイクル技術の研究開発

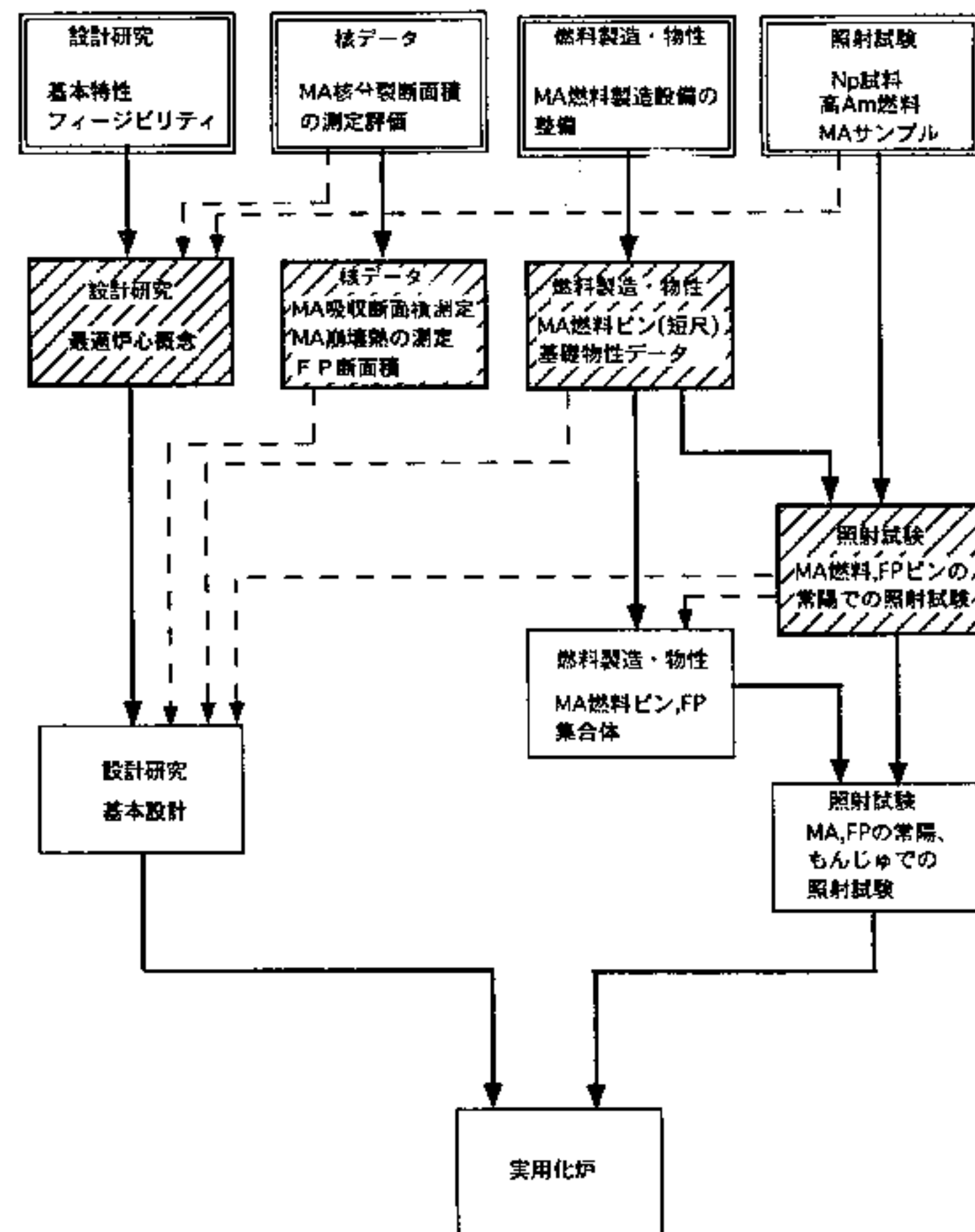
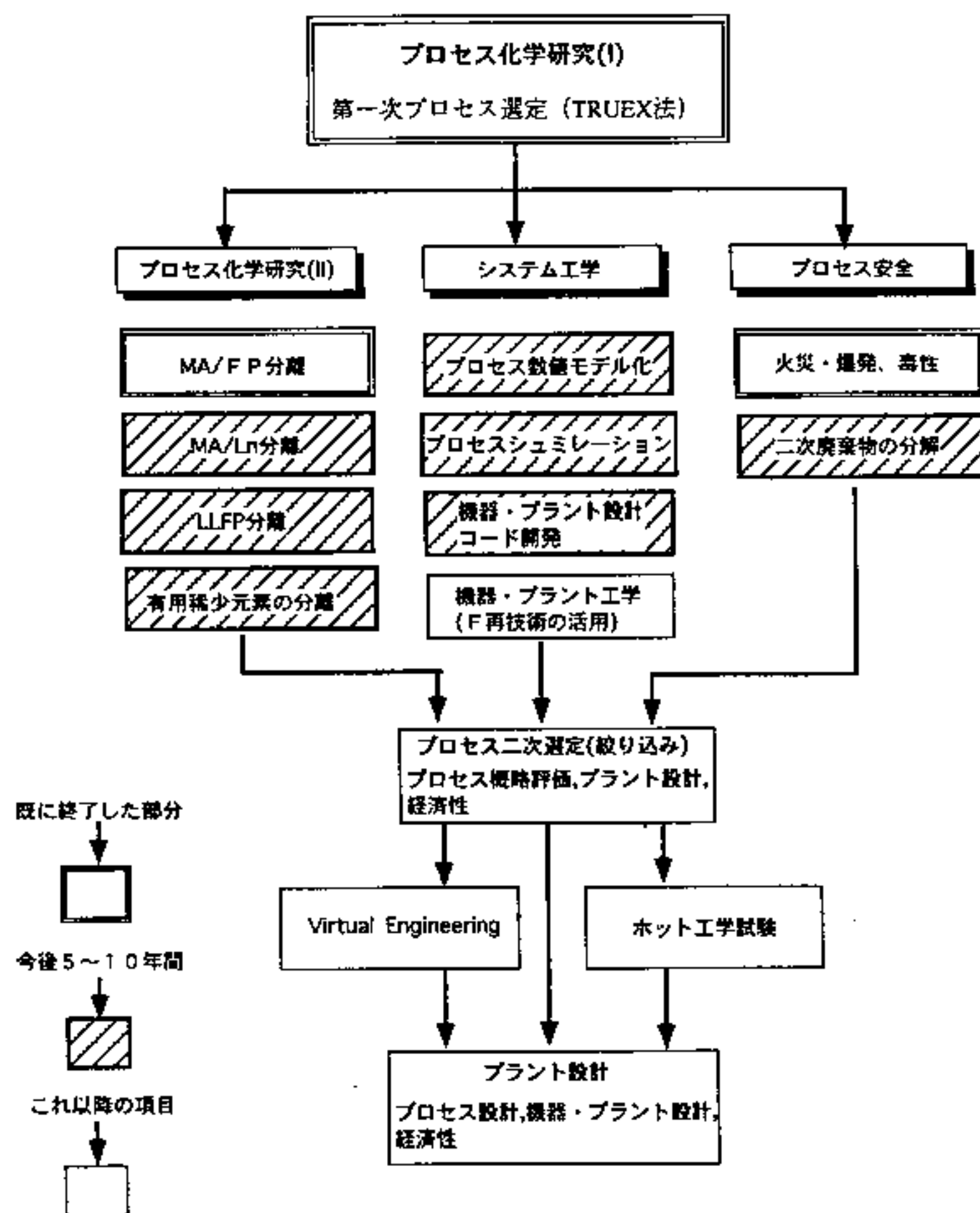


図 1 1 分離変換技術実用化へのロードマップ (核燃料サイクル開発機構)

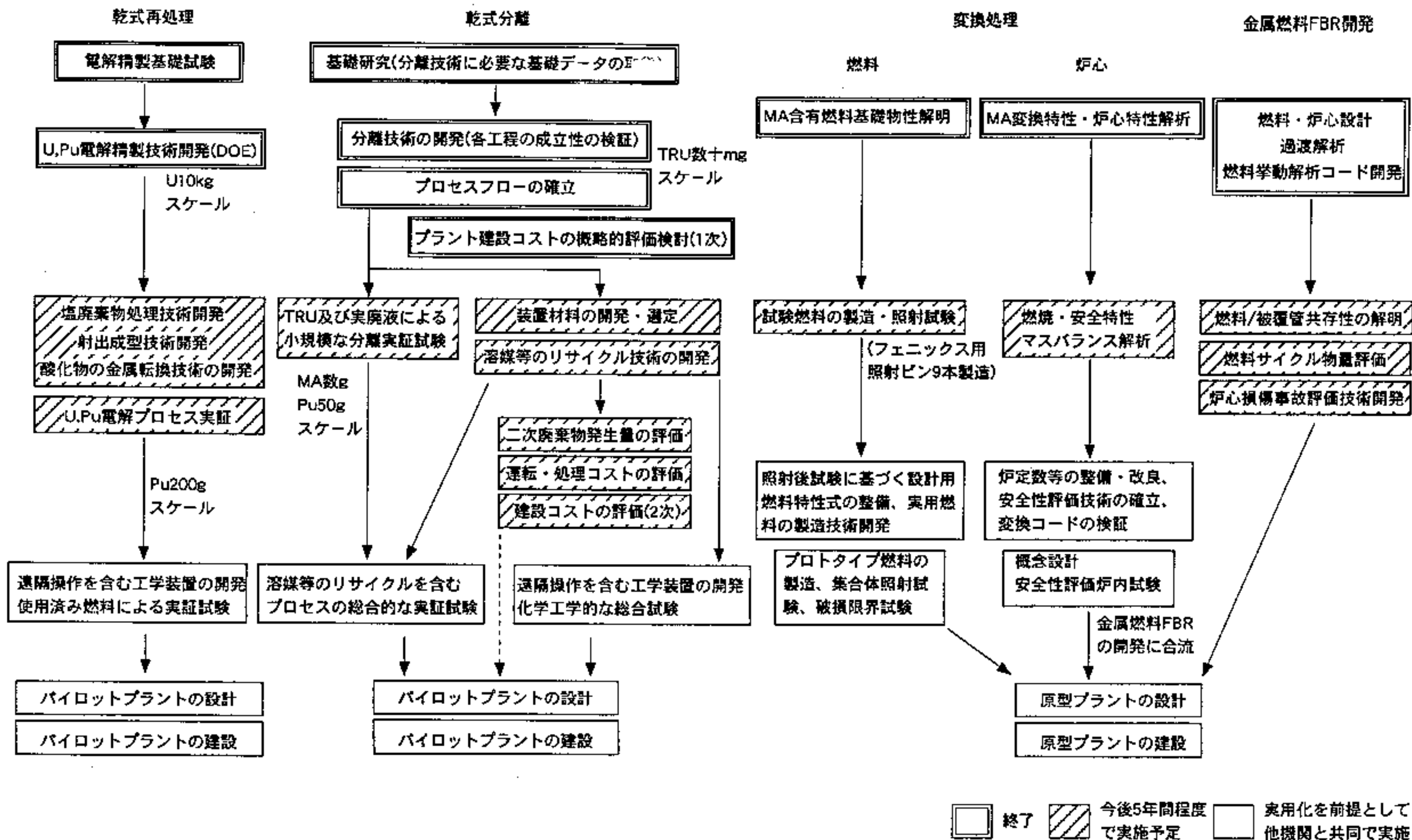
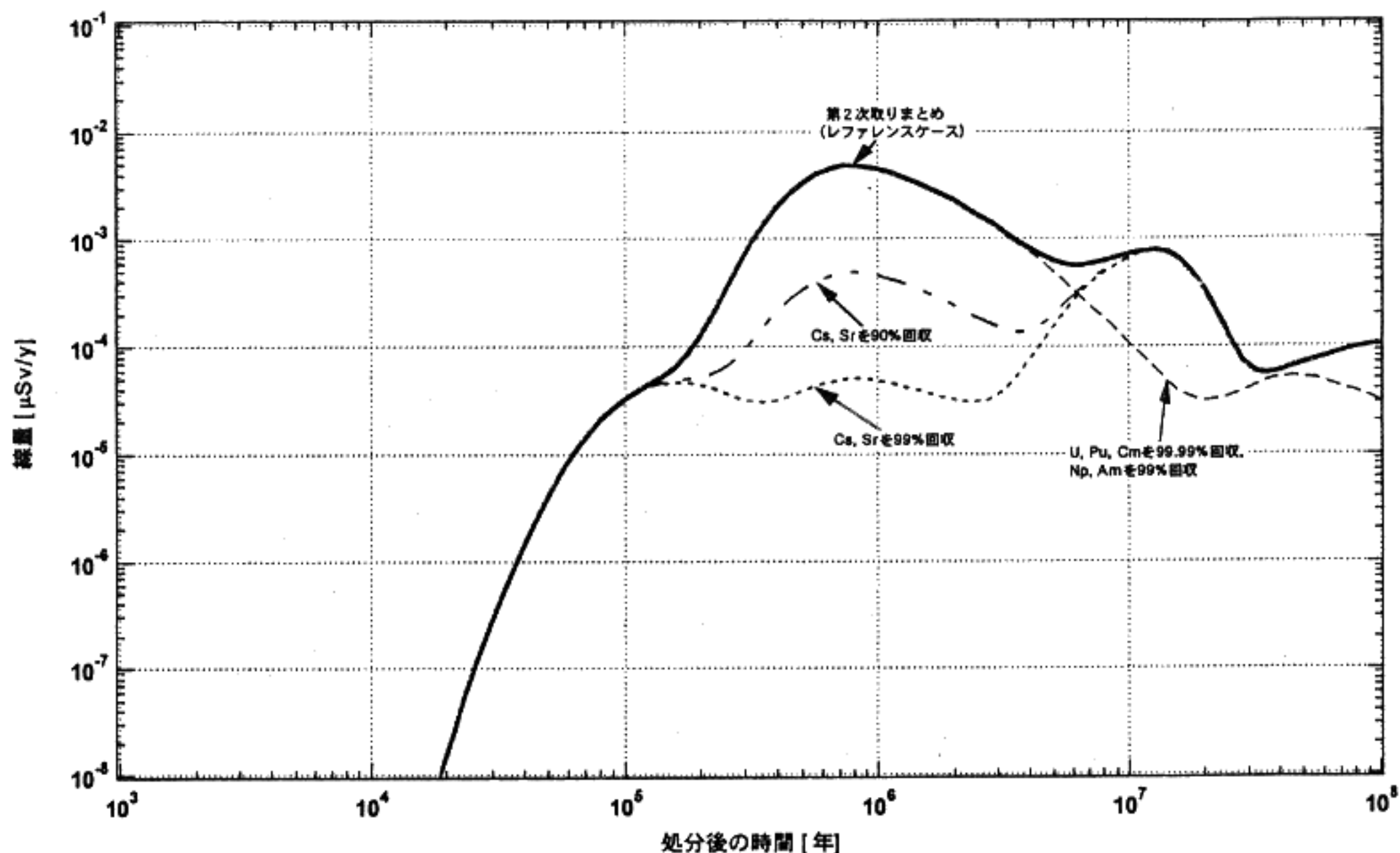
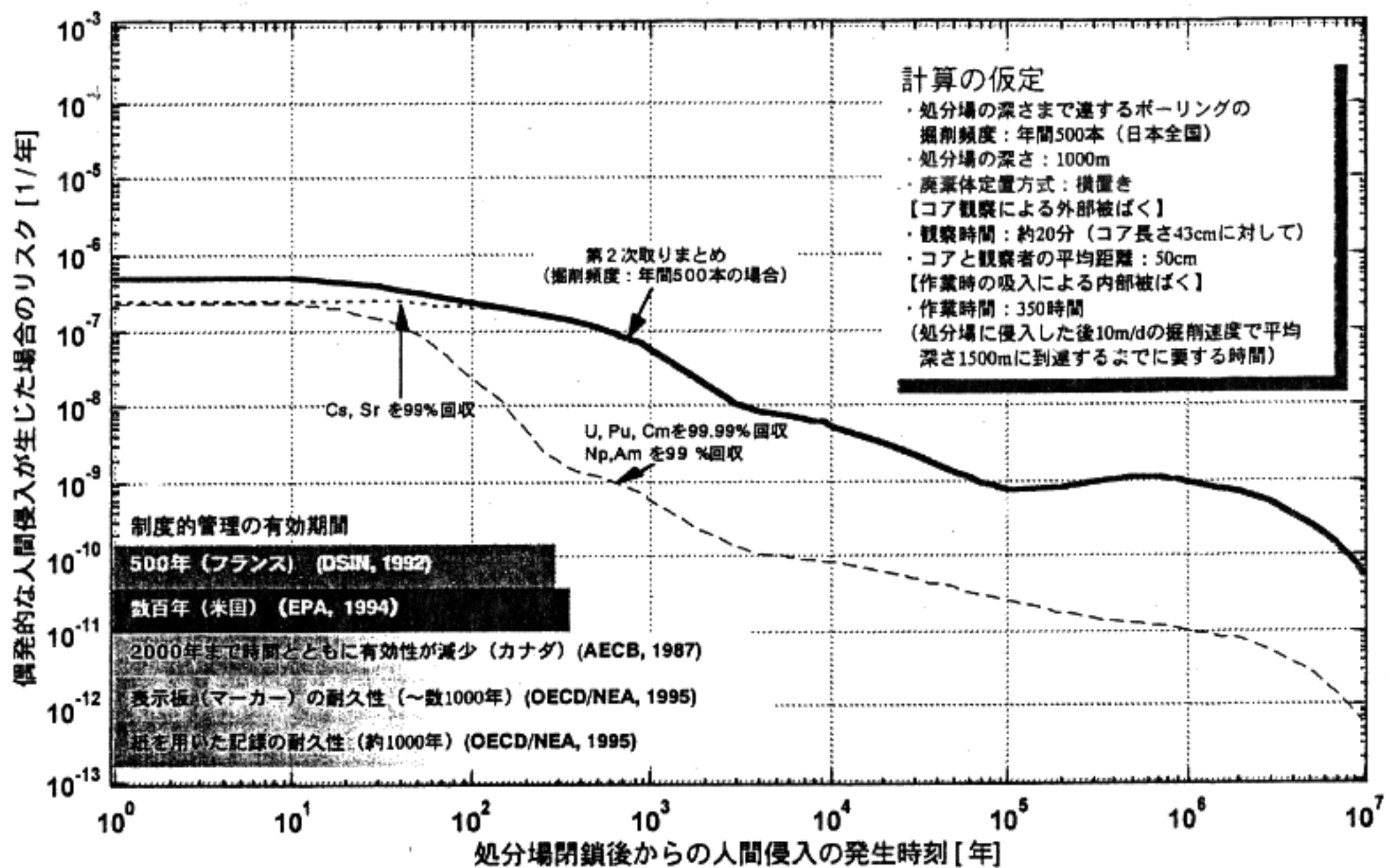


図12 分離変換技術実用化へのロードマップ(電力中央研究所)



(1) 地下水移行シナリオに基づく被ばく線量



(2) 人間侵入シナリオに基づくリスク

図13 核種分離した場合の安全評価結果

表 1 三機関で進められている長寿命核種の分離変換技術

	原 研	サイクル機構	電中研
1.1 処理対象元素 分離対象元素	MA(Np, Am, Cm), Pu Tc 白金族(Ru, Rh, Pd) Sr, Cs	MA(Np, Am, Cm), Pu Tc 白金族(Ru, Rh, Pd) Se, Te	MA(Np, Am, Cm), Pu
変換対象元素	MA(Np, Am, Cm) Tc, I	Ma(Np, Am, Cm), Pu Tc, I	MA(Np, Am, Cm), Pu
1.2 プロセスの概要 (1)分離プロセス	湿式法 「4群群分離法」 溶媒抽出(DIDPA) 脱硝沈殿 無機イオン交換体 カラム吸着	湿式法 「改良PUREX法・改 良TRUEX法」 溶媒抽出 (TBP・CMPO) 電解採取 —	乾式法 還元抽出 (KCl-LiCl, Bi, Cd) — —
(2)核変換サイクル a)核変換サイクルの 基本的考え方	階層型 商用発電サイクルに 核変換専用サイクル を付置する	発電用高速炉利用型 高速増殖炉を中心とする一つの核燃料サイ クルの中で発電と核変換を同時に行う	
b)各プロセスの概要 ア)燃料形式	MA窒化物燃料	NpあるいはAm添加 混合酸化物燃料	MA含有U-Pu-Zr系 合金の金属燃料
燃料製造プロセス	群分離回収塩のゾ ル・ゲル法窒化物 製造 燃料処理プロセス からの回収金属の 液体金属中窒化	焼結法	射出成型法
イ)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	高速増殖炉
冷却材	Pb-Bi, Pb, Na, He	Na	
ウ)燃料処理プロセス	乾式法 (溶融塩電解) I	湿式法	乾式法 (溶融塩電解、 還元抽出)

表 2 三機関で進められている長寿命核種の分離変換技術の現状

	原研	サイクル機構	電中研
1.3 目標 核変換サイクル内で 変換するMA	99.5%	99.9%	99%
1.4 これまでの成果と 現状の分析 <u>(1)分離プロセス</u>	プロセス構築・成立 性実証段階	プロセス構築・成立 性実証段階	プロセス構築・成立 性実証段階
得られた回収率 MA分離	MA回収率： 99.95%以上	α 核種回収率： 99.9%以上	TRU元素回収率： 99%以上
<u>(2)核変換サイクル</u>			
ア)燃料設計・燃料製 造プロセス	燃料仕様・製造方法 検討段階	燃料仕様・製造方法 検討段階	燃料仕様・製造方法 検討段階
イ)核変換プロセス	設計・要素技術開発 段階	設計・要素技術開発 段階	設計・要素技術開発 段階
核変換効率 核変換できる 核種の量 ↓ 想定した核変換 システム	100万kW級軽水炉 10基で生成するMA 1～2基で生成するTc-99 及びI-129 ↓ 現行軽水炉の1/4規 模の熱出力のシステ ム1基で核変換可能	100万kW級軽水炉 6基で生成するMA 1.5基で生成するTc-99 3.6基で生成するI-129 ↓ 100万kW級FBR 1 基で 核変換可能	100万kW級軽水炉 5-6基で生成するMA ↓ 100万kW級FBR 1 基で 核変換可能
ウ)燃料処理プロセス	プロセス構築・成立 性実証段階	プロセス構築・成立 性実証段階	プロセス構築・成立 性実証段階

表3 海外における長寿命核種の分離変換技術の研究開発状況 (1/5)

	フランス	スイス	EU	アメリカ
調査施設	原子力庁(CEA) カダラッシュ研究所 マルクール研究所	パウル・シェーラー研究所(PSI)	超ウラン元素研究所(ITU)	連邦エネルギー省(DOE) ロスアラモス国立研究所(LANL) アルゴンヌ国立研究所(ANL)
1.分離変換技術の位置づけ	1991年制定の放射性廃棄物管理研究法に基づき、高レベル・長寿命放射性廃棄物の処理処分方法として、地層処分、分離変換技術及び長期貯蔵に関する研究開発を実施。2006年までに総合評価報告書を議会に提出し、議会でその後の管理方策を決定する。 分離変換技術については、CEAが担当している。	国としての方針はなし。消滅処理技術、特に加速器駆動システムについては、先進的核燃料サイクルの一環としてPSIが検討している。	EUにおける分離変換技術の研究は、深地層処分、使用済燃料の中間貯蔵あるいは処分、プルトニウムの燃焼(酸化物や窒化物の高濃度Pu燃料、Pu燃焼用不活性マトリックス等の研究)等とともに廃棄物管理研究の一つと位置づけられており、ITUはEUにおける様々な研究をサポートしている。	DOEにおいて、加速器駆動核変換(ATW)技術開発の開発指針(ロードマップ)を策定し、議会に報告。
2.核種分離・消滅処理技術開発の意義	原子力発電・核燃料サイクルのオプションの幅を広げる。 PWRとFBRで長寿命核分裂生成物(LLFP)の量を安定化するための科学的・技術的実現可能性を確認し、核変換専用システムでその量を低減させる可能性を評価する。	資源の有効利用とアクチノイドのリサイクルを中心とした新しい燃料サイクル概念を構築する。	将来の原子燃料サイクルの選択肢を広げる。	ATWは、使用済燃料の永久処分の潜在的毒性を低減することができる将来技術である。米国は、現在ワンスルー政策を取っており、研究所においては、原子力の基礎的な研究開発計画としての意義も大きいと考えられている。
3.処理対象元素・核種	マイナーアクチノイド(MA: Np, Am, Cm)、LLFP(I-129, Tc-99, Cs-135)。 Puについては、リサイクル可能なエネルギー源となる物質ととらえ、廃棄物とは考えていない。一方、長期にわたり廃棄物中の含有放射エネルギーに寄与する。したがって、長期にわたる廃棄物管理シナリオでは、Puの管理方法も考慮する必要がある。	MA及びLLFP。	MA(Np, Am, Cm)、LLFP(I-129, Tc-99)。 Puについては想定するシナリオによって、リサイクル可能なエネルギー源とも、処分の対象ともなりうる。	U、TRU(Pu, MA(Np, Am, Cm))、LLFP(I, Tc)。 米国は使用済燃料の直接処分を処分方策としていることから、ATWにおける分離対象核種はU、Puも含んでいる。
4.分離目標	湿式法：溶媒抽出により99～99.9%を分離。	分離に関する研究は行われていない。		廃棄物の潜在的毒性を、数百年間でウラン鉱石より小さくすることを目標とする。

表3 海外における長寿命核種の分離変換技術の研究開発状況 (2/5)

	フランス	スイス	EU	アメリカ
5.技術開発の動向			EUでは、第4次フレームワーク計画(1994-1998)で、分離変換技術については、シナリオスタディ、湿式による分離研究、ADSを中心とする消滅処理研究の他、トリウムサイクル、高燃焼度MOX燃料の評価研究などを実施しており、ITUはこれらのプログラムに参加している(ITUとして独自の分離・消滅のシナリオを提案しているわけではなく、様々なプロジェクトに参加する形で研究を行っているため、以下の各項目が一連のシナリオに含まれるものではない。)	
(1)分離	湿式法については、独自の分離フローシートを作成し、実験室規模の遠心抽出器等を用いた実証試験を実施。具体的には、 1)PUREXプロセス：使用済燃料を硝酸に溶解した溶液から、U・Pu, Np, Tc, I, (Zr)を分離 2)DIAMEXプロセス(DIAMIDEを用いた抽出法)：残った高レベル放射性廃棄物(HLW)から、アクチニド元素(An)及びランタニド元素(Ln)を分離 3)SANEXプロセス：Ln(FPの1/3を占める)が共存する硝酸溶液からAnを分離 4)SESAMEプロセス：Cmが共存する硝酸溶液からAmを分離 乾式法については、ロシアとの共同研究により、フッ化物熔融塩を用いた乾式分離について、小規模実証試験を実施予定。また、塩化物についても試験の実施を検討中。		湿式分離技術としては、CEAが開発しているDIAMEXプロセス(PUREX後の硝酸廃液からAm、Cmを回収する)について、実廃液を用いた試験を実施しており、良好な結果を得ている。 一方、乾式分離技術については、電中研との共同研究を実施している。この中で、高レベル廃液の脱硝・塩素化による塩化物への転換技術、熔融塩化物/液体Cd又はBiを溶媒とするアクチニドの還元抽出技術の小規模な実証試験を実施する予定である。	湿式法については、UをTRU及びFPから分離するプロセスとして検討されている。本プロセスはPuだけを分離することではなく、TRU+FP(Tc, I)群とU群に分離する。分離されたUは、現在は使用法がないため、貯蔵あるいは廃棄物として処分されることになる。 乾式法では、使用済金属燃料からTRUとTc, Iを分離することを目的としている。ただし、FPの分離技術や燃料加工については未検討である。燃料処理施設(FCF)において、ナトリウムボンド金属燃料を安定化処理し、ウラン金属インゴットとTRUとFPを含んだ廃溶媒をゼオライトで固化して、固化体を製作した実績がある。

表3 海外における長寿命核種の分離変換技術の研究開発状況(3/5)

	フランス	スイス	E U	アメリカ
5.技術開発の動向				
(2)燃料設計・製造	幅広くいろいろな燃料形態について検討。 1)均質炉心 MA(含有率10%以下)を含有した標準燃料(軽水炉、高速炉)、CAPRAタイプ燃料(Pu含有率の高い燃料)を検討。酸化物燃料はSUPERFACTプロジェクト(実施済)で、金属燃料(U-Pu-Zr+MA,RE)はMETAPHIXプロジェクト(電中研との協定)で照射試験を実施、標準燃料との比較検討を行っている。 2)非均質炉心 MA(含有率20%以上)を不活性母材に分散させたもの、MA固溶体を検討。不活性母材については、照射燃料の作成、照射挙動、特性に関するデータを取得している。また、MA化合物やターゲット形態の検討・選定を行っている。 LLFPについては、ターゲット形態の検討を行っている。また、高速炉で用いる減速材を検討している。	先進核燃料サイクル研究として、高燃焼P I E、ウランフリー燃料に関する研究が行われている。また、MAに関しては、EFTTRA計画における照射、Pu、Npの粒子燃料に関する研究(CEA及びJNCとの協力研究)が行われている。 この他に、PSIの590MeVサイクロトロンを用いてアクチノイド酸化物の陽子照射試験(ATHENA計画)が行われている。	SUPERFACT計画やEFTTRA計画に参加し、酸化物系の均質燃料や非均質燃料、あるいは消滅ターゲットとしての不活性母材の製造や照射前試験を実施している。 一方、金属燃料については、電中研と共同で金属燃料の基礎物性を測定するとともに、照射用MA含有金属燃料を製造し、照射前試験を実施している。	EBR-IIのU-Pu-Zr合金燃料での実績を踏まえて、Zr-TRU金属合金燃料を候補としている。まだ概念検討の段階であり、被覆管材料等の課題がある。Ic、IのFPターゲットについては、今後検討されることになっている。
(3)核変換	高速炉を用いた核変換については、フランスが中心となり、欧州各国が参加しているCAPRA計画(高速炉を用いたPu燃焼研究計画)のなかで、MA燃焼やLLFP変換に関する研究開発が行われている。炉心としては、(2)の燃料設計・製造とリンクして、均質及び非均質炉心を検討している。また、LLFPは、減速材付き燃料集合体を非均質装荷する概念を検討している。 ADSについては、GEDEON(先進的な廃棄物管理方法を研究するためCEA、CNRS及びEDFが設立したグループ)で基礎的な調査研究を実施。来年末を目途にADS設計のためのシステム研究計画に関する報告書を作成中。原型機を当面の目標とし、そのための技術的及び安全性に関するオプションの検討をまとめたものを2002年末までに作成。研究開発は、国内研究と合わせて欧州委員会のフレームワーク計画の枠組みの中で各国の協力の下、進めることとしている。システムのオプションについて、加速器(LINACあるいはサイクロトロン)、変換体系(液体あるいは固体)、冷却材(鉛-ビスマスあるいはヘリウムで、ナトリウムは考えていない)、燃料と燃料サイクルなどが焦点となっている。	既にLWR、MHTGR(ガス冷却炉)、ALMR(高速炉)、Energy Amplifier(ADS)との相互比較を行っている。ベストなシステムは無いとしているが、アクチノイド変換にはADSを第1候補として研究が進められている。ADSシステム設計では、CEAとの研究協力を行っている。この中では、10MWthのデモシステム、100MWth級の実験炉、3000MWth級の実用炉が検討されている。冷却材には、Heガス、液体金属(Na,Pb-Bi)及び重水(鉛モデルータ付)が考えられている。デモシステムのデザインに関するクライテリアは、高中性子束場の実現と実用炉に近い核特性を得ることに置かれている。 OECD/NEA/NSCの核変換ベンチマーク解析には、日本(原研)、ロシア(IPPE)と共に第1回から参加している。現在は第1回での各機関の解析値の相違を詳細に検討するため、PSIの提案により第2回のベンチマーク解析が進められている。		ATWが検討されている。加速器としては、LANLにおいてトリチウムの生産用に関与されたATP(Accelerator Production of Tritium)があり、低エネルギー加速器(6.7MeV、100mA)の実現に向けて実証試験を行っている。高エネルギー化に伴う発熱、ビームの安定性、メンテナンスの頻度等が開発課題である。ATWで要求されるスペックは、1.5GeV、250mAとしており、上記の課題に加えビーム窓や核破砕ターゲットに技術的ブレークスルーが必要とのことである。 また、LANLでは鉛-ビスマスに関しては、ロシアとの共同研究の一環として鉛-ビスマスのループ施設を有しており、流動実験や被覆管の腐食等について試験研究を行っている。鉛-ビスマス冷却材・ターゲットのバックアップとして、LANLではナトリウム冷却材とタングステンターゲットが検討されている。 現段階では炉心については具体的な設計は行われていない。
(4)燃料処理	基本的に分離プロセスと同様と考えられる。		ITUとして具体的に実施している項目はない。	乾式プロセスで行う。

表3 海外における長寿命核種の分離変換技術の研究開発状況 (4/5)

	フランス	スイス	EU	アメリカ
6.今後の見通し及び課題	当面の目標は、1991年法に基づき2006年までに、分離・核変換に関する様々な技術の科学的・技術的実現可能性及び工業的実現可能性を評価することである。ADSについては、長期的には、欧州委員会のフレームワーク計画で行われている原型機開発とフェーズを合わせて、仏国内の研究開発を進めていくことを考えている。	現在進められている先進核燃料サイクル研究とともに、分離変換技術に関する長期R&D計画の提案がPSIで検討されている。ただし、法改正により使用済み燃料の再処理が中止される可能性があり、現実的には本技術の研究には厳しい状況にある。	分離変換技術の研究は欧州委員会の第5次フレームワーク計画(1998-2002)に引き継がれており、 ・Strategy Studyとして、PIの効果や種々のプロセス(臨界体系と未臨界体系等)の比較、 ・分離研究では、湿式のほか、乾式法やクロマトグラフィを応用した方法など新しいプロセスの開発、 ・核変換研究では、基礎データの取得やADSの開発(冷却材選定、安全解析、モックアップ)、アクチニドやLLFP含有照射燃料やターゲットの開発等を実施予定である。 また、ITUでは、乾式分離や金属燃料製造・照射に関して電中研との共同研究を実施している。	10月中には、現在策定中のATW研究開発ロードマップの最終報告が取りまとめられる予定。したがって、現在、ATWに関する研究開発プロジェクトはなく、関連する分野の既存の研究開発の中で要素技術開発を行っている状況である。今後、核不拡散の観点から再処理やPu利用の是非という政治的な問題が表立って議論されると、ATWに予算がつくかどうか不透明である。 技術的な課題は、加速器のスケールアップ、炉心設計の具体化、Pb-Bi冷却材による材料腐食の低減、燃料設計の具体化、FPターゲット設計などがある。

表3 海外における長寿命核種の分離変換技術の研究開発状況 (5/5)

	フランス	スイス	EU	アメリカ
7.技術の導入シナリオ及びスケジュール	1991年法に定められているように、2006年までにそれまでの研究開発成果を総括するため、各研究開発項目について、それぞれ以下のようなタイムスケジュールで開発を進めている。	具体的な計画はない。	EUあるいはITUとして、具体的な導入シナリオやタイムスケジュールは明示されていない。	
(1)核種分離	①Npの分離 (PUREX法の改良) 科学的実現可能性 1995、技術的実現可能性 2002 ②HLW/An・Lnの分離 (DIAMEX法) 科学的実現可能性 1994、技術的実現可能性 2002 ③An/Lnの分離 (SANEX法) 科学的実現可能性 2001、技術的実現可能性 2005 ④Am/Cmの分離 (SESAME法) 科学的実現可能性 2000、技術的実現可能性 2005 ⑤Csの分離 科学的実現可能性 1995、技術的実現可能性 2005			
(2)核変換	①フェニックスでの照射計画 2004 ②核変換シナリオ ○全体的な特性 1999 ○技術的原理 2001 ③ハイブリッドシステム原型機プロジェクト ○根拠となる技術報告書 2000 ○技術および安全システムの選択 2002 ○実現可能性および技術選定研究の完了 2006 また、上記の国内R&Dは、以下の原型機開発に関する欧州委員会のフレームワーク計画と進捗を合わせて進められる予定である。 ○第5次計画 (1998～2002) ・基礎研究、システム研究 (設計、安全性) ○第6次計画 ・フィージビリティスタディとシステムの決定 ○第7次計画 (あるいは第8次計画まで) ・技術開発の最終段階及び建設			ATW研究開発のロードマップの中では、5～10年間のスケジュールが示されている。その後15年で施設のスケールアップを行い、1/2スケールのATWプラントを建設、約5年間でプロトタイプのシステムを完成する。最後の25年間で、8つのATWユニットを建設するというシナリオを提示している。このシナリオによると、8つのATWプラントの建設・運転コストは約\$2,890億と見積もられており、これは発電収益約\$2,950億で賄えるので、ATW計画には合理性があるとしている。 ただし、研究開発に関する具体的な予算措置は、早くて2001年度以降である。

用語解説

用語解説

あ

アメリシウム (Am)

原子番号 95。超ウラン元素の 1 種。すべて放射性同位体よりなる。エックス線や α 線の放射線源に広く利用されている。Am-241 (半減期 4 3 2 年)、Am-242 (半減期 16 時間) などの同位体がある。

インジェクター部

超伝導陽子線形加速器 (リニアック) において、主要な加速部である超伝導空洞へ陽子を送り込むための前段部分を言う。インジェクター部は、加速対象の陽子を発生させる「イオン源」、初段加速を行う「高周波四重極リニアック (RFQ)」及び「ドリフトチューブリニアック (DTL)」からなる。超伝導リニアックの不意のビーム停止は主にインジェクター部の不安定性に起因すると考えられており、インジェクター部の大電流化実証は大強度加速器開発において重要な課題である。

ウラン (U)

原子番号 92。すべて放射性同位体よりなる。ウランは最初に発見された放射性元素である。天然ウランには U-238 (半減期 45 億年) が 99.28%、U-235 (半減期 7 億年) が 0.72% 含まれる。軽水炉用燃料は、U-235 を 3 ～ 4 % 程度に濃縮して使われる。

液体金属

液体状の金属。乾式法では、500℃程度の高温で液体であるカドミウム (Cd)、ビスマス (Bi)、鉛 (Pb) 等を溶媒として用いる。

遠心抽出器

高速回転場を利用して油水を混合して微小な液滴を生成、二相間での物質移動を行わせ、ついで遠心場を利用してエマルジョンの高速沈降を行わせる分離装置。小型化・自動化が可能、インベントリーが小さい、接触時間が短く溶媒損傷を低減できる、等の特長から、次世代の核燃料再処理用抽出装置として、各国で技術開発が進められている。

オゾン酸化処理法

オゾンガスの酸化作用を利用して Ru を回収する方法。Ru が混合したスラッジ状物質に対してオゾンガスを供給することにより、四酸化ルテニウムの揮発性を利用して Ru を選択的に回収することができる。

親核種

放射性核種Aが放射線を放出して壊れ、別の核種Bに変化するとき、AはBの親核種という。これに対して、BはAの娘核種という。

か

階層型

核変換サイクルを設計する際の基本的考え方の一つで、商用発電サイクルにマイナーアクチニドや長寿命核分裂生成物の変換専用の核燃料サイクルを付加したもの。加速器駆動未臨界炉(ADS)あるいは専焼高速炉(ABR)といったマイナーアクチニド変換専用システムを核変換サイクルの中心に据え、商用発電サイクルと核変換サイクルの2つのサイクルがそれぞれに最適化を図り、独立に発展が可能で、商用発電サイクルの形態に依らず、そこからのマイナーアクチニド発生量に見合った規模の核変換サイクルを用意することができるという特徴がある。

核種

特定の原子番号と質量数により特定される元素の種類のこと。例えば、ウラン元素には、核種としてU-235（原子番号 92,質量数 235）やU-238（原子番号 92,質量数 238）などが含まれている。

核種分離技術

高レベル放射性廃棄物に含まれる核種を、それぞれの核種の物理的あるいは化学的特徴を利用して、核変換の方法や利用目的に応じていくつかのグループ、元素あるいは核種に分離する技術。

核燃料サイクル

天然のウラン等が濃縮、加工等を経て核燃料として原子炉で利用されること、核燃料として利用された使用済燃料からプルトニウム等を取り出し再び核燃料として利用されること、及び、一連の過程から発生した放射性廃棄物が処理処分されること、これら全ての過程を総合した体系のこと。

核反応

原子核と原子核、あるいは原子核と陽子、中性子、電子、 γ 線等の衝突によって起こる現象のこと。具体的には捕獲、核分裂などがある。

核反応断面積

原子核同士または原子核と中性子・陽子などの素粒子との衝突によって起こる反応を核反応といい、核反応の起こる確率を核反応断面積という。

核分裂生成物

ウランやプルトニウム等の核分裂に伴って生じた核種及びその一連の放射性崩壊で生じる核種のこと。大部分が放射性であり、その半減期は1秒以下のものから数百万年に及ぶものまで幅広い。

核分裂性物質

比較的エネルギーが低い熱中性子との相互作用によって核分裂を起こす物質の総称。U-235 が代表的なものである。

核変換技術

分離した後、中性子や γ 線等の放射線を照射することにより、長寿命の放射性核種を短寿命又は非放射性核種に変換する技術。

ガラス固化体

再処理の過程において使用済燃料から分離された高レベル放射性廃液が、ガラス繊維と一緒に高温で加熱されることにより水分を蒸発させるとともにガラス化し、ステンレス性の容器に閉じ込められて物理的・化学的に安定な形態になったもの。放射性物質を安定な形態に保持し、地下水に対する対浸出性に優れる。

加速器駆動未臨界炉 (ADS)

体系を未臨界に保ったまま強力な中性子源で核分裂による出力を維持するシステムである。通常、数百 MeV 以上に加速された陽子による核破砕反応（スポレーション反応）で発生する中性子を中性子源とする。体系が未臨界であるため、異常時には加速器を停止すれば急速に出力が低下する。また、臨界炉に比べて即発臨界までの裕度が大きい。しかしながら、陽子ビーム輸送管、ビーム窓、核破砕ターゲットなどを体系に導入すること、このようなシステムの運転経験が無いことなど、開発課題も多い。

還元抽出法

U、TRU や希土類が溶解している溶融塩に、Li を含む液体金属(Cd あるいは Bi)を接触させると、U 等は Li によって還元され金属となり、液体金属相中に抽出される。この際に各元素の還元されやすさの違いによって、U、TRU を選択的に金属相中に抽出し、FP と分離することができる。但し高い効率で分離を行うためには、複数段の還元抽出を連続して実

施する必要がある。

乾式法

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

緩衝材

人工バリアの構成要素の 1 つで、候補材料はベントナイト混合土である。地下水の浸入と放射性核種の溶出・移行を抑制する機能の他、物理的な緩衝性（クッション）や化学的緩衝性により地下水の水質変化を抑制する機能が期待されている。

管理型処分

放射性核種の濃度が時間とともに減少し、人間環境への影響が十分に軽減されるまで、放射性核種の濃度に応じた管理を行うことで、放射性廃棄物を人間環境への影響がないように安全に処分する方法。

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)、ユーロビウム (Eu)、ガドリニウム (Gd)、テルビウム (Tb)、ジスプロジウム (Dy)、ホルミウム (Ho)、エルビウム (Er)、ツリウム (Tm)、イッテルビウム (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。

逆コンプトン散乱

加速器を用いた光源において、高エネルギーの X 線を生成する目的で、加速した電子ビームとレーザー光を衝突させ反跳した光子を得る素過程をいう。逆コンプトン散乱を用いて、1GeV 程度の電子と短波長の大強度レーザー光を正面衝突させ、数 MeV の X 線が得られている。現在は更に高エネルギーの X 線が得られつつあり、高エネルギー X 線源としての定着が期待されている。

キュリウム (Cm)

原子番号 96。超ウラン元素の 1 種。すべて放射性同位体よりなる。 α 線を放出する Cm-242（半減期 163 日）、Cm-244（半減期 18 年）がある。

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。

軽水炉 (LWR)

軽水 (普通の水) を冷却材及び減速材として用いた原子炉のこと。日本における発電用の原子炉としては、沸騰水型 (BWR) と加圧水型 (PWR) が代表的である。

減速材

水や黒鉛など、中性子のエネルギーを減少させるために用いられる物質のこと。

高速増殖炉 (FBR)

高速中性子による原子核分裂暖簾さ反応によってエネルギーを発生しながら、炉内において消費した燃料以上に新しい燃料 (プルトニウム) を生成する原子炉。核燃料サイクル開発機構に原型炉「もんじゅ」がある。

高速中性子

大きい運動エネルギーを持つ (速い) 中性子のこと。

高レベル放射性廃棄物 (HLW)

再処理の過程において使用済燃料から分離されるストロンチウム-90、セシウム-137 に代表される核分裂生成物とアメリシウム-241、ネプツニウム-237 に代表されるアクチニド (原子番号 89 番以上の元素。放射性元素である。) を含む高レベル放射性廃液、またはそれをガラス固化したもの。

コールドクルーシブル

高周波誘導溶解方法の一種。分割した水冷坩堝に誘導された電流で内容物に更なる誘導電流が発生し、これのジュール熱で内容物が加熱溶解される。水冷坩堝と内容物は電磁力で反発しあうため互いの接触が回避され、坩堝の腐食がなく、高純度の製品を得ることができる。

混合酸化物燃料 (MOX 燃料)

酸化ウランと酸化プルトニウムを混合した核燃料のこと。高速増殖炉などの他、軽水炉の燃料としても用いられる。

さ

再処理

原子炉で使用した燃料の中には、燃え残りのウランや新しくできたプルトニウム等燃料として再び利用できるものと、ウラン等が分裂してできた核分裂生成物が含まれている。これらを化学的プロセスにより、再び燃料として利用できるウラン、プルトニウムと高レベル放射性廃棄物に分離する作業のこと。

湿式法

硝酸や有機溶媒を溶媒とした再処理法の一種。

射出成型法

成分を調整した U、Pu、Zr の合金を高周波誘導加熱で溶融し、容器内を真空にする。数十本の石英管を溶融した金属に漬けたのち、容器内を加圧することにより、石英管内に溶融金属を鑄造する。この技術では、一度に多数の金属燃料スラグを製造することが可能であり、燃料製造コストの低減効果が非常に大きい。

使用済燃料

原子炉燃料として使用され、規定の燃焼度に達した後に原子炉から取り出された燃料をいう。

処分

放射性廃棄物を環境汚染を生じないような状態で環境中へ放出、埋設することを処分(disposal)という。

処理

放射性廃棄物を処分できる状態にする工程、あるいは安全に貯蔵できる状態にする工程を処理(treatment)という。

ジルコニウム (Zr)

原子番号 40。熱中性子を吸収しにくく、耐食性や機械的な性質が優れているので、原子炉をつくる材料に用いられる。また、使用済燃料中には核分裂生成物としても Zr-91 (安定)、Zr-93 (半減期 1 5 3 万年) 等が生成する。

振動充填法

粉体燃料(球状、非球状)を振動下で充填することにより燃料ピンに加工する方法。現行の機械混合法によるペレット燃料製造と比較して、プロセスが簡略化でき、粒子の取り扱い

も容易なことから、遠隔技術による製造工程の実現や、低除染の燃料製造法としての展開も期待される。

ストロンチウム (Sr)

原子番号 38。アルカリ土類金属の 1 種。Sr-90 (半減期 28.8 年) は使用済燃料中の核分裂生成物の主成分の 1 つである。

セシウム (Cs)

原子番号 55。アルカリ金属の 1 種。Cs-137 (半減期 30 年) は使用済燃料中の核分裂生成物の主成分の一つである。

接近シナリオ

火成活動、地震活動、断層活動、隆起・侵食、気候変動、海面変化などの天然現象や将来の人間活動を発端として、処分場に埋設された高レベル放射性廃棄物と人間との距離が接近し、影響が生物圏へ及ぶことを想定するシナリオ。

セレン (Se)

原子番号 34。電子写真用感光材料、光電池、整流素子、触媒などに用いられる。核分裂生成物として Se-79 (半減期 65 万年) がある。放射性廃棄物として処分された場合、地下水に溶けやすく、地下水とともに移動しやすい性質を持つ。

専焼高速炉

マイナーアクチノイド (MA:Np,Am,Cm) を主成分とした燃料で炉心を構成した高速炉。臨界調整のために初装荷燃料に Pu を添加するが、第 2 サイクル以降は燃焼減損分の MA の追加だけで運転できる。U,Pu からの高次のアクチノイド生成がほとんどないために高効率の核変換処理が可能となるが、遅発中性子割合が小さいことから制御上の問題がある。後者の問題の回避のためには、遅発中性子割合増大のために炉心に U-235 を添加する、あるいは、加速器駆動型未臨界炉とする、といった解決法がある。

ゾルゲル法

水溶液から直接に酸化物固体を得る製造法の総称。核燃料製造では、アクチノイド硝酸溶液の液滴にアンモニアを作用させることにより、酸化物として固化させる。アンモニアを液滴外部から作用させる外部ゲル化法と、液相中にアンモニアドナー (加熱すると分解してアンモニアを発生する化学物質) を添加しておく内部ゲル化法がある。酸化物燃料微小球 (直径 1mm 程度以下) を調整する方法として、高温ガス炉用燃料の製造に用いられている他、高速炉用振動充填 MOX 燃料の試作に応用されている。

た

多重バリアシステム

高レベル放射性廃棄物を、長期間にわたり生物圏から隔離し、放射性物質の移動を抑えることにより、処分された放射性廃棄物による影響が、将来にわたって人間とその環境に及ばないようにするための多層の防護系から成るシステム。工学技術により設けられる人工バリアと、天然の地層である天然バリアにより構成される。

短寿命核種

放射性核種の崩壊は無限に続くものではなく、それに伴って発生する放射線は時間とともに減衰していく。この放射性核種の放射能のある期間を寿命とし、短期間で減衰してしまう核種を短寿命核種という。

一般的には半減期が 30 年以下の放射性核種をいう。

炭素（C）

放射性核種の C-14（半減期 5,730 年）は、材料などに含まれる窒素（N-14）が放射化された後の娘核種としてできる。放射性廃棄物として処分された場合、地下水に溶けやすく、地下水とともに移動しやすい性質を持つ。

地下水シナリオ

処分場に埋設された高レベル放射性廃棄物に地下水が到達し、廃棄物中の放射性物質が地下水によって運ばれることにより、影響が生物圏へ及ぶことを想定するシナリオ。

地層処分

高レベル放射性廃棄物の最終処分として、ガラス固化体を地下数百メートルより深い地層あるいは岩体中に隔離する方法をいう。処分後のいかなる時点においても人間とその生活環境が高レベル放射性廃棄物中の放射性物質による影響を受けないようにすることを目的とする。なお、英語の"geological disposal"に対して用いられている「地層処分」という用語の「地層」には、地質学上の堆積岩を指す「地層」と、地質学上は「地層」とみなされない「岩体」が含まれている。

窒化物燃料

アメリシウム（Am）の窒化物やキュリウム（Cm）の窒化物を混合した原子炉の燃料。窒化物は熱伝導度が良好であり、様々な元素を混合することができるという特徴がある。

窒素 15

天然の窒素はほとんどが窒素 14 からなる。窒素 14 は中性子捕獲反応により、長寿命核種である炭素 14 を生成する。このため、核変換プロセスに窒化物燃料を使う場合には、天然の窒素に 0.37%しか含まれない窒素 15 を高濃縮して使用する。

中間貯蔵

高レベル放射性廃棄物を地層処分するまでの間、放射能及び崩壊熱が減衰するまで、30～50 年間貯蔵することをいう。

中性子スペクトル

中性子のエネルギー分布のこと。

中性子捕獲反応

中性子が原子核に捕獲吸収されて、 γ 線を放出する核反応 (n, γ) のことをいう。中性子を捕獲した原子は質量数が 1 だけ増し、原子番号は変わらない。中性子捕獲によって一般に原子核は放射性を与えられることになる。高速増殖炉において炉心の周りに配置されたブランケット燃料の U-238 は炉心からの高速中性子を効率よく捕獲吸収して Pu-239 をより多く作り出す役割をしている。

超ウラン元素 (TRU 元素)

原子番号がウランよりも大きい元素のこと。TRU(TransUranium)とも呼ばれる。ネプツニウム、プルトニウム、アメリシウム、キュリウムなどがある。天然には存在せず、原子炉や加速器の利用により人工的に作られたもので、半減期が数万年以上と長いものがある。

長寿命核種

放射性核種の崩壊は無限に続くものではなく、それに伴って発生する放射線は時間とともに減衰していく。この放射性核種の放射能のある期間を寿命とし、長期間にわたって放射線を発する核種を長寿命核種という。

一般的には半減期が 30 年以上の放射性核種をいう。

超伝導空洞

超伝導リニアックの主要な加速部である。超伝導状態となるひょうたん型の空洞であり、内部に蓄えられる高周波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) で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。

超伝導リニアック

超伝導空洞を用いて荷電粒子（ここでは陽子）を加速する線形加速器（リニアック）。常伝導の場合と比べて電力効率が低いこと、ビーム管径を大きくできることなどが特徴である。電力効率が低いことはシステムのエネルギー効率を向上させることに寄与する。ビーム管径を大きくできることはビーム損失を抑制して加速器システムの漏洩陽子によるダメージを低減することに寄与する。

テクネチウム (Tc)

原子番号 43。安定同位体が存在しない。ウランの核分裂生成物中に多く含まれている。Tc-99 の半減期は 2.1×10^5 年。

テルル(Te)

原子番号 52。化学的性質はセレンに準じ、有毒なため注意が必要である。

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。

TRUEX 法

ウランとプルトニウムを分離した後の酸性溶液から、主として抽出剤に CMPO（有機抽出剤の一種）を用いて、超ウラン(TRU)元素を抽出(Extraction)する方法。

トリウム(Th)

原子番号 90。アクチノイド元素の 1 つである。天然に存在する Th-232 の半減期は 1.4×10^{10} 年である。Th-232 は中性子を吸収すると、 β 崩壊を経て核燃料物質である U-233 に転換する。

な

鉛抽出法

不溶解残渣中の白金族元素を粗分離回収する方法。不溶解残渣を鉛及び酸化物（シリカ、ホウ砂等）とともに混合溶融すると、酸化物生成の自由エネルギーの差に基づき、鉛相に白金族元素が回収され、その他の FP 元素等は溶融鉛相の上方に形成される酸化物相に分配する。

二次廃棄物

放射性廃棄物の処理、処分等を行う過程で新たに発生する廃棄物をいう。

人間侵入シナリオ

接近シナリオの一部で、掘削、採鉱等の将来の人間活動を発端として、処分場に埋設された高レベル放射性廃棄物と人間との距離が接近し、影響が生物圏へ及ぶことを想定するシナリオ。

熱中性子

運動エネルギーの低い中性子のこと。周囲の物質と熱平衡状態あるいはほぼそれに近い状態にある。

ネプツニウム(Np)

原子番号 93。超ウラン元素の一つで天然にはほとんど存在しない。Np-237 の半減期は 2.14×10^6 年。

は

廃棄物管理

廃棄物の取扱、処理、調整、輸送、貯蔵、処分等を含む全ての活動の総称。

廃銀吸着材

使用済の銀吸着材。銀吸着材は、再処理工程において使用済燃料のせん断、溶解に伴いガスとして発生する放射性ヨウ素を吸着除去するためフィルターとして使われている。

灰吹法（はいぶきほう）

鉱石中の金及び銀の分析手法として用いられる。鉱石と鉛を混合溶融させ、鉛相に金及び銀を抽出した後、鉛相を多孔質のつぼを用いて空気中で加熱すると鉛が酸化除去されて貴金属粒を得る。不溶解残渣の鉛抽出によって得られた白金族元素を含んだ鉛相について灰吹法による鉛除去試験を行い、本法が適用可能であることを確認している。

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。

発電用高速炉利用型

核変換サイクルを設計する際の基本的考え方の一つで、将来的には従来の軽水炉サイクルから高速増殖炉サイクルへ移行し、高速増殖炉を中心とする一つの核燃料サイクルの中で発電とマイナーアクチニド等の核変換を同時に行うことを目指すもの。

パラジウム(Pd)

原子番号 46。白金族元素の一つ。展性・延性に富み、水素の吸蔵能力がある。高レベル放射性廃液に含まれる Pd-107 の半減期は 6.5×10^6 年。

半減期

放射性物質の量が半分になるまでの時間。半減期は、放射性核種によって定まっており、放射性核種によって数十億年以上といった長いものから、百万分の 1 秒以下の短いものまで種々ある。

被ばく線量

体外にある放射線源あるいは体内に摂取された放射性物質から個人が受ける放射線の影響。

PUREX 法

核燃料サイクル機構東海再処理工場や日本原燃株式会社六ヶ所再処理工場で採用されている湿式再処理法。使用済燃料を硝酸に溶解し、有機溶媒と抽出剤（主として TBP：トリブチルリン酸）を用いて、その中に含まれる元素をウラン、プルトニウム、その他（核分裂生成物及びマイナーアクチニド）の 3 つのグループに分離する。プルトニウム(Pu)を還元(Reduction)して抽出(Extraction)することから、この名が付いた。

不溶解残渣

Purex 法において使用済燃料の硝酸溶解工程で発生する不溶解性物質のこと。組成は一定ではなく、溶解条件、燃料の燃焼度によって変化する。主成分は Ru-Rh-Pd-Tc-Mo5 元系金属間化合物であり、これに構造材料に起因する固体粒子、Zr 錯体、コロイド等が混合している。

ブランケット

高速増殖炉において、核分裂性物質に転換する目的で、原子炉の炉心の外側及び炉心燃料の上下に配置された核燃料親物質をいう。親物質の U-238 は中性子吸収により核分裂性物質の Pu-239 に変換する。増殖する場合に不可欠のものである。

プルトニウム(Pu)

原子番号 94。超ウラン元素の一つである。天然には極微量しか存在しない。Pu-239 は U-238 の中性子捕獲によって生ずる U-239 が、2 段の β 崩壊をして生じる。その半減期は 2.4×10^4 年である。これがさらに中性子を捕獲すると順次 Pu-240、241 及び 242 などの同位体が生ずる。このうち Pu-239 と Pu-241 は核分裂断面積が大きいために核分裂物質（核燃料）として利用できる。Pu-239 は高速中性子を捕獲したときの核分裂における中性子発生率が高いために、高速増殖炉の燃料として用いられる。U-238 を親物質に用いると核燃料の増殖が可能になる。プルトニウムを熱中性子炉で燃焼させるのがプルサーマル炉である。

分配係数

固体と液体が存在する中にある物質が入り、吸着などによって一部が固体部分に、残りが液体部分にある場合、その釣り合いの状態（平衡状態）においてそれぞれに存在する割合を示す係数。放射性物質が緩衝材や岩石などの中を地下水に溶解するなどして移動する際、緩衝材や岩石などに吸着される程度を表す指標として用いられる。

ベントナイト

凝灰岩などが風化して生成した粘土鉱物の一種。ベントナイトは、水に浸すと膨張する性質があり水を通しにくい。

放射化生成物

物質に中性子が照射されることによって、物質を構成する原子の一部が放射線を放出する性質を持つ原子に変わったもの。

放射性核種

核種のうち放射能を持つもの。

放射線

不安定な原子核が自然に壊れて別の原子核になるときに放出される高速の粒子又は波長のごく短い電磁波。主に α 線、 β 線、 γ 線からなる。放射線が人体に与える影響や物を透過する能力は、その種類とエネルギーによって異なる。それぞれの放射線を放出する放射性核種を α 核種、 β 核種、 γ 核種と呼ぶ。

放射線の特徴を活用し、非破壊検査、がんの治療、血液検査、滅菌処理、トレーサー利用などで、放射線や放射性物質が利用されている。一方、放射線は、受けた放射線量に応じてがんなどの発生確率が増えるなど、人体への影響を考慮する必要があるので、原子力の利用に当たっては、一般公衆及び放射線業務従事者に対する放射線被ばく管理が重要である。

α 線：原子核から放出されるヘリウム原子核(陽子 2 個、中性子 2 個からなる)。 α 線は、空气中を数 cm 程度しか飛ばないため、衣服の表面で α 線が吸収され、外部からの放射線の被ばく(外部被ばく)による影響はほとんどない。しかし、 α 核種の場合、呼吸や食物により体内に放射性物質を摂取し、放射性物質が肺や骨などの組織に沈着などして人体の細胞や組織への影響を及ぼす(体内被ばく)ことによる被ばくの寄与が大きい。このため、主に α 線を放出するウランや TRU 核種(参照「TRU 核種(Transuranium)を含む放射性廃棄物」)については、内部被ばくを避けることが重要である。

β 線：原子核から放出される高速の電子。物を透過する能力は α 線と γ 線の中間であり、人体は、外部被ばく、内部被ばくの両方の影響を受ける。 β 線を放出する核種の場合、放出する β 線のエネルギーが低い ^{14}C や ^3H などは、外部被ばくよりも体内被ばくによる影響を避けることが重要となる。エネルギーの高い β 線を放出する ^{90}Sr などは内部被ばくに加え外部被ばくを避けることも必要となる。

γ 線：原子核から α 線や β 線が出たあとに残ったエネルギーが電磁波(光の仲間)の形で出てくるもの。物を透過する能力が高く、この放射線を止めるには鉛板や分厚いコンクリート壁を必要とする。外部被ばく、内部被ばくによる人体内への影響があるため、両者を避けることが重要である。

放射能

原子核が α 線、 β 線、 γ 線などの放射線を出す性質。

放射能インベントリ

放射能の総量。

放射能毒性

毒科学的観点から見た放射線の生体に対する有害作用。

ま

マイナーアクチニド

原子番号 89 のアクチニウムから 103 のローレンシウムまでのアクチノイド元素のうち、アクチニウムを除いた元素群はアクチニドと呼ばれている。使用済燃料の中に生成するアクチニド元素のうち、生成量の比較的多いプルトニウムを除いた、生成量の比較的小さい元素。

ネプツニウム、アメリシウム、キュリウムなどが含まれ、いずれも放射性核種である。

や

ヨウ素(I)

原子番号 53。ハロゲン元素の一つ。天然では、海藻、海産動物中に有機化合物として存在する。核分裂生成物である I-129 は半減期が 1.57×10^7 年の揮発性核種で、原子炉や再処理工場のオフガス中に含まれる。

溶媒抽出法：

完全には混ざり合わない二種類の液体間で、一方の液体中の特定の成分を他方の液体中に移動させるプロセスのこと。液-液抽出とも言う。核燃料再処理法において現在主流となっている PUREX 法でも溶媒抽出法が用いられている。PUREX 法では、燃料を溶解した硝酸水溶液から、ドデカン等で希釈した TBP(リン酸トリブチル：抽出剤)中に U, Pu を抽出する。高レベル廃液の群分離工程にもこの溶媒抽出法の応用が研究されており、高レベル廃液からのマイナーアクチノイドの分離回収、また、マイナーアクチノイドと希土類元素との分離のために、様々な溶媒抽出系が試されている。

溶融塩

溶融して液体となった塩類。原子炉の冷却材、核燃料の溶媒、再処理の抽出剤等、諸種の工程に用いられる。

溶融塩電解法

使用済金属燃料を陽極(+)、固体(鉄の棒)あるいは液体カドミウムを陰極(-)として、溶融塩中で電気分解を行うことにより、陽極から U、TRU が溶融塩中に溶解し、陰極に析出する。この際、各金属の還元されやすさの違いによって、固体陰極では U が、液体カドミウム陰極では U、TRU が、夫々選択的に析出するために、FP と分離して回収することができる。

ら

リスク

放射線被ばくによる有害な影響の生じる確率。ある線量の被ばくを受ける確率と、その被ばくによる健康への重大な影響を引き起こす確率との積で表される。

ルテニウム(Ru)

原子番号 44。白金族元素の一つ。パラジウムと同じく気体を吸収して貯える。水素と窒素との化合や、エタノールの酸化の触媒に使われる。

レーザー同位体分離法

レーザーによる原子・分子の選択的励起、解離（イオン化）を利用した同位体分離法。Pd の同位体分離においては、核種の違いによる同位体シフトを利用する方法ではなく、偏光した光を吸収するときの角運動量選択則に基づく同位体選択性により分離する方法を用いる。

ロジウム(Rh)

原子番号 45。酸にも王水にも溶けず、融点も高い。この性質を利用して、白金合金にして熱電対温度計、触媒、耐食材料などに用いられるが、日本では天然の Rh はすべて輸入に頼っており高価である。使用済燃料の中には Rh-103 が含まれている。

炉心

原子炉において、核燃料が存在し、核分裂連鎖反応が起こりうる領域。核燃料と減速剤（高速炉の場合は核燃料だけ）から成り、その間を冷却剤が通過する。