

核燃料サイクルに係る環境負荷低減の検討

(実用化戦略調査研究に関するサイクル機構・原研研究協力)

2001年4月

核燃料サイクル開発機構

日本原子力研究所

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4-49

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Technical Cooperation Section,

Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184

Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

2001

2001年4月

核燃料サイクルに係る環境負荷低減の検討
(実用化戦略調査研究に関するサイクル機構・原研研究協力)

核燃料サイクル開発機構
日本原子力研究所

要　旨

本資料は2000年7月に締結された「実用化戦略調査研究に関するサイクル機構・原研研究協力」に基づき、核燃料サイクルに係る環境負荷低減に関連する以下の項目について検討した成果を取りまとめたものである。

- (1) 実用化戦略調査研究の環境負荷低減に関する評価指標
- (2) 分離変換に関する開発計画
 - ・サイクル機構における分離変換開発計画
 - ・原研における分離変換開発計画
- (3) 分離核変換に関する基盤技術の情報交換
 - ・燃料製造
 - ・核データ
 - ・炉物理
 - ・FP分離技術

本資料は「日本原子力研究所と核燃料サイクル開発機構との間の高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究に関する研究協力取決め」に基づく共同検討の成果及び原研からの開示情報を含む。

JNC TY1410 2001-001

April, 2001

Summary Report on Reduction of Environmental Burden Related to
Nuclear Fuel Cycle

(Collaboration of Feasibility Study on Commercialized Fast Breeder
Reactor Cycle System between JNC and JAERI)

Japan Nuclear Fuel Cycle Development Institute
Japan Atomic Energy Research Institute

Abstract

This report summarizes the state of the art of collaborative study related to the reduction of environmental burden by applying partition and transmutation technologies between JNC and JAERI conducted on July 2000. The items discussed are listed below.

- (1) Evaluation Index for Reduction of Environmental Burden in the Feasibility Study
- (2) Research and Development Plans for Partition and Transmutation Technologies
 - PT Technology Development in JNC
 - PT Technology Development in JAERI
- (3) Information Exchange for Basic Technology Related to Partition and Transmutation
 - Fuel Manufacturing Technology
 - Nuclear Data
 - Reactor Physics
 - Separation Technology for Fission Products

This report includes the outcome of Collaborative study between JNC and JAERI in the accordance with "The Agreement about the Development of a Commercialized Fast Breeder Reactor Cycle System," and the technical information offered by JAERI.

- 目 次 -

第1章 研究協力の概要と実績	1
1.1 研究協力の背景及び目的	1
1.2 研究協力の内容	2
1.2.1 研究開発検討会	2
1.2.2 要素技術情報交換会	2
1.3 協力実績	3
 第2章 研究開発計画の検討	5
2.1 統合評価手法の構築	5
2.1.1 評価指標と判断基準の設定	5
2.1.2 多面的評価手法の構築	7
2.2 研究開発計画	9
2.2.1 サイクル機構における分離変換開発計画	9
2.2.2 原研における分離変換開発計画	14
 第3章 要素技術情報	19
3.1 燃料製造	19
3.1.1 原研における燃料製造	19
3.1.2 サイクル機構における燃料製造	21
3.2 核データ	22
3.2.1 原研における評価済み核データの現状	22
3.2.2 サイクル機構における核データ測定技術開発	25
3.3 炉物理	28
3.3.1 原研における核変換に係る炉物理基盤研究	28
3.3.2 サイクル機構における核変換に係る炉物理基盤研究	30
3.4 FP 分離技術	33
3.4.1 原研における長寿命FPの分離に関する研究	33
3.4.2 サイクル機構における分離研究	34
 第4章 まとめ及び今後の計画	37
4.1 研究協力の成果	37
4.1.1 研究開発計画	37
4.1.2 情報交換	37
4.2 今後の協力の進め方	38
 [交換情報リスト]	39

検討会メンバー

[日本原子力研究所]

高野秀機（主査）東海 中性子科学研究センター
滝塚貴和 東海研 中性子科学センター
荒井康夫 大洗研 エネルギーシステム研究部新型燃料燃焼研究グループ
大杉俊隆 東海研 エネルギーシステム研究部炉物理研究グループ
岡嶋成晃 東海研 エネルギーシステム研究部炉物理研究グループ
中川庸雄 東海研 エネルギーシステム研究部核データセンター
小川 徹 東海研 物質科学研究部アクチノイド科学研究グループ
森田泰治 東海研 物質科学研究部 抽出分離化学研究グループ

[核燃料サイクル開発機構]

佐藤和二郎（主査）大洗 経営企画本部 FBR サイクル開発推進部 FBR サイクルシステム統合グループ
鈴 孝幸 本社 経営企画本部 FBR サイクル開発推進部企画・調整グループ
若林利男 本社 國際・核物質管理部
駒 義和 東海 先進リサイクル研究開発部先進再処理技術開発グループ
原田秀郎 大洗 システム技術開発部分離変換工学グループ
小沢正基 大洗 システム技術開発部分離変換工学グループ
石川 真 大洗 システム技術開発部炉心技術開発グループ
平尾和則 大洗 システム技術開発部 FBR サイクル解析グループ
篠田佳彦 大洗 システム技術開発部 FBR サイクル解析グループ
鈴木聖夫 大洗 システム技術開発部分離変換工学グループ
滑川卓志 大洗 燃料材料開発部照射燃料試験室

第1章 研究協力の概要と実績

1.1 研究協力の背景及び目的

「高速増殖炉（FBR）サイクルの実用化戦略調査研究」は、安全性を大前提として、軽水炉サイクル及びその他の基幹電源と比肩する経済性を達成し、将来の社会の多様なニーズに柔軟に対応できるよう開発戦略を提示するとともに、FBRサイクルを将来の主要なエネルギー供給源として確立する技術体系を2015年頃までに整備するものである。研究開発の実施にあたっては、1999年7月にサイクル機構と電気事業者（9電力会社、電源開発及び日本原電）、電中研及びメーカ各社からなる推進組織をサイクル機構の大洗工学センターに発足させた。これに加え、2000年1月には日本原子力研究所の参画を得て、オールジャパン体制で研究開発を進めている。

一方、平成12年3月に発行された原子力委員会の「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」によれば、「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、地球環境保存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性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。」とされている。このため、実用化戦略調査研究においては、施設の運転及び廃止措置にともない発生する放射性廃棄物量の削減や環境放出放射能量の低減に加えて、FBRによるTRU燃焼（軽水炉の使用済燃料中に存在する高次TRUを含む）及びLLFP核種の分離核変換による環境負荷低減の検討を進め、放射性廃棄物の発生量や毒性の低減を図ることとしている。

分離変換技術の研究開発の実施体制については、上記のバックエンド対策報告書によれば、「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（サイクル機構、原研及び電中研）には研究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。」としており、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を提言している。そこで、サイクル機構と原研は、「核燃料サイクルに係わる環境負荷低減の検討」について、研究開発計画の検討と関連する技術情報の共有を図ることを目的として、検討会を開催することとした。

本報告書は、フェーズⅠ期間内の2000年1月から2001年3月の間に、実用化戦略調査研究に係るサイクル機構と原研との研究協力として実施され

た4つの検討会(鉛冷却炉及びガス冷却炉の概念検討、水冷却炉の概念検討、窒化物燃料に係わる再処理及び燃料製造プロセスの検討、及び核燃料サイクルに係わる環境負荷低減の検討)の中の「核燃料サイクルに係わる環境負荷低減の検討」の成果について取りまとめたものである。

1.2 研究協力の内容

1.2.1 研究開発検討会

(1) 環境負荷低減に係る評価指標の検討

環境負荷低減の意義及び効果について議論するとともに、FBRを用いた分離・核変換処理やADS(加速器駆動核変換システム)による効果を定量的に評価するための評価手法、プロセス諸量及び指標構造等について意見交換を行う。

(2) 分離変換研究開発計画の検討

分離・核変換研究開発計画について、サイクル機構はFBRを利用する場合(実用化戦略調査研究、基礎・基盤研究)、原研はADSを利用する場合を提示し、協力してその検討を行う。

1.2.2 要素技術情報交換会

環境負荷低減に関する、下記の技術分野／研究項目についての情報交換を行う。

(1) TRU・FPの核断面積データ、炉物理データ、燃焼データに関する技術情報

- ・MA及びFPの核断面積データ(両者)
- ・FCA炉物理実験(原研)
- ・燃焼データ(原研)
- ・MA燃焼技術(サイクル機構)
- ・LLFPターゲット技術(両者)
- ・物性データベース(両者)
- ・MA燃料とLLFPの常陽照射試験計画(両者)
- ・その他情報

(2) 分離技術に関する情報[†]

- ・LLFP元素(Tc, I, Cs(135-Cs), 他)分離技術(両者)

- ・発熱性元素 FP (Cs (137-Cs), Sr) 分離技術（両者）
- ・湿式電解技術（両者）^{*2}
- ・その他情報^{*3}

*1 窒化物燃料、乾式再処理技術（溶融塩電解法）及び高レベル廃液からのアクチニド分離プロセス（新抽出剤、希土類分離技術を含む）について別途検討が進められていることから本協力からは除外

*2 PUREXにおける電気化学情報を含む

*3 フッ化物揮発法に関する情報を含む（必要に応じて）

1.3 協力実績

合意された年間研究協力計画に基づいて、計3回の検討会を実施した。実施日及び検討項目は下記の通りである。内2回は要素技術に関する情報交換会を同時に開催した。

○第1回 平成12年9月22日（金）13:30～17:00、出席13名

- ・研究協力計画の概要（機構）
- ・FSにおける環境負荷低減の意義（機構）
- ・FSにおける評価指標及び評価手法（機構）
- ・原研における環境負荷低減研究-群分離、加速器駆動核変換システム（原研）

○第2回 平成12年12月7日（木）13:20～17:30、出席19名

- ・FSにおける長寿命核種の分離・核変換技術開発ロードマップ（機構）
- ・長寿命核種の分離・核変換技術開発：基礎・基盤研究（機構）
- ・長寿命核種の分離・核変換技術開発-オメガ計画の推進-（原研）
- ・FS研究統合評価方法（機構）
- ・要素技術情報交換
 - ① 原研での燃料／ターゲット製造技術（原研）
 - ② サイクル機構における燃料製造技術（機構）
 - ③ JENDLのための評価済み核データの現状（原研）
 - ④ 核変換技術開発のための核データ測定技術の現状と展開（機構）
 - ⑤ 原研における核変換に関する炉物理基盤研究の現状（原研）
 - ⑥ MA・FP核変換の技術開発（機構）
 - ⑦ 原研4群群分離プロセスにおける長寿命核分裂生成物の分離挙動（原研）
 - ⑧ FP元素の分離技術に対する取組みの現状（機構）

- 第3回 平成13年3月22日(木) 13:30~16:00、出席15名
- ・総括討議(H12報告書検討)
 - ・次年度以降の計画(共同研究項目の検討を含む)

第2章 研究開発計画の検討

2.1 総合評価手法の構築

2.1.1 評価指標と判断基準の設定

発電システムが稼働することで環境に及ぼす阻害因子を環境庁などの資料から分析し、発電プラントの操業とともに生ずる環境影響（損失）とプラント操業に必要な原材料供給の供給とともに生ずる環境影響（損失）に区分することにより、阻害因子としては「排出される有害物質」、「排出される悪臭」、「発生する振動」、「発生する騒音」、「地下水位の低下」、「自然の損傷としての景観の変更」、「土地の形質を変更することでの土地占有」、「温排水の排出」などが挙出される（図2.1.1）。

FBRサイクルシステムの候補概念の比較においては、施設操業場所での「有害物質放出」に着目することが適切である。他の因子は、どの概念においても有意な違いはないと考えられる。なお、他電源との比較やより詳細な比較では、悪臭や振動などの他の因子についての比較も必要と考えられる。

FBRサイクルシステムの操業により放出される有害物質には、放射性毒と化学毒が混在しているが、化学的毒性については、FBRサイクルでは大きな差はないであろうこと、現時点で放出量などの情報が整わないこと等により、ここでは放出される「放射性」有害物についてその属性を展開する。

FBRサイクルシステムの放射性廃棄物による環境影響の経路としては、操業にともないFBRサイクル施設内で処理され、一部が周辺環境へ気体あるいは液体廃棄物として希釈放出される経路と、放射性廃棄物のほとんどが固定化（固化／隔離）されて封じ込められ、埋設処分される経路の二つがある（図2.1.2）。埋設処分される固化体は一定期間以上（千年以上）の保持機能を有するが、保持機能喪失後は極めて緩やかに処分場周辺に放出される。ほとんどの放射性核種は保持機能喪失までに崩壊し放射能を失うが、一部の長寿命核種が地下水などを介して、生活圏へ影響を及ぼすことになる。

環境や生命への直接的負荷としては、上記の二つの経路の被ばく量で評価可能であるが、ここでは固化／隔離された放射性廃棄物の発生量（体積）とそれに内在する放射性毒性も評価指標として考える。放射性廃棄物の発生量は、処分場面積と直接的に関連するので環境負荷低減性の視点から考慮すべき属性である。一方、廃棄物に含まれる放射性毒性は、潜在的毒性とも言われ、処分体の本質的危険度を示す尺度として用いられる。なお、

処分体は固化／隔離されるのでその内部に含まれる全ての毒性が直接的に周辺環境に影響を及ぼすものではないが、潜在的毒性は処分体の危険性を示すとともに、崩壊による毒性の時間推移による低下を考えて放射性廃棄物処分体を生活圏から隔離しておく必要期間を示す指標とも考えられる。また、社会的受容性の観点からは処分体埋設に対する懸念を示す尺度とも考えられる。環境負荷低減性の評価構造を図 2.1.3 に示す。

上記の各属性に対する判断基準については、その属性ごとに設定する必要がある。ここでは、代表的な属性に対して、許容値、達成目標値及び努力目標値を設定し、目標値に対する相対的達成度（＝満足度）を算出する考え方を述べる。

許容値：高速炉サイクルシステム導入の意義、利点が喪失してしまう限界

達成目標値：これを満たしていれば、十分な導入意義が認められるレベル

努力目標値：究極的な目標値として、達成目標値よりさらに望ましいレベル（技術的に達成困難としても努力目標としてあえて設定することもありえるもの）

操業にともなう希釈放出により生じる周辺への被ばく量の判断基準については、ICRP Pub-60 の勧告に基づき、法令では施設設備境界での被ばく線量率は 1mSv/y 以下と規定されている。

許容値：自然放射能に対し、低い影響

（ 1GWe の発電システムを 1 年間運転した場合 ($=1\text{GWy}$) の被ばく線量率が $50\mu\text{Sv/y}$ 相当）

達成目標値：自然放射能に対し、十分に低い影響

（ 1GWe の発電システムを 1 年間運転した場合の被ばく線量率が $5\mu\text{Sv/y}$ 相当）

努力目標値：自然放射能（約 $1\sim 3\text{mSv/y}$ ）に対し、ほとんど無視できるほどの影響

（ 1GWe の発電システムを 1 年間運転した場合の被ばく線量率が $1\mu\text{Sv/y}$ 相当）

なお、廃棄物処分場からの核種移行による周辺被ばく線量率についても、同様な考え方で判断基準を設定する予定である。

廃棄物発生量については基準システムを設定し、そのシステムに対する削減度として満足度を設定する。基準システムとしては、「軽水炉ワンス

スルーや「現行技術の高速炉サイクルシステム」が考えられるが、ここでは、実績のある「軽水炉ワンススルーやを基準として、それからの削減度により満足度を以下のように設定する。

許容値：軽水炉ワンススルーやの単位発電量あたり発生量と同等
(軽水炉ワンススルーやでの値を下回ることは許容し得ないと判断)

達成目標値：軽水炉ワンススルーやの単位発電量あたり発生量の1/10
(長期に亘りFBRサイクルシステムを低発電電力容量で稼働し続けても処分場に大きな影響を与えないこと)

努力目標値：軽水炉ワンススルーやの単位発電量あたり発生量の1/100
(長期に亘り高速炉サイクルシステムを高発電電力容量で稼働し続けても処分場に大きな影響を与えないこと)

廃棄物の潜在的毒性については、使用済燃料に含まれる毒性に対する低減度として判断基準を以下のように設定する。

許容値：使用済燃料中に含まれる放射性毒性と同等
(軽水炉ワンススルーやの値を下回ることは許容し得ないと判断)

達成目標値：使用済燃料中に含まれる放射性毒性を1/1000
(現状技術の延長で達成可能なレベル)

努力目標値：使用済燃料中に含まれる放射性毒性を1/100万
(放射性廃棄物を管理可能な数100年後には全て浅地中処分可能とする、あるいは、ガラス固化体のオーバパックの地下水接触阻害機能が喪失すると想定している1000年後に放射性物質に相当しないものとするために必要な低減度、ただし現状技術では達成し得ないレベル)

2.1.2 多面的評価手法の構築

ここでは、評価指標の属性に対する得点の設定方法を示し、それらの得点から階層分析手法を取り入れた多属性効用分析法より、評価指標に対する満足度を点数化する方法について記述する。

評価の手順としては、まず評価指標の特性を示す因子(=属性)に展開し、図2.1.4に示すような階層構造(=評価構造)を得る。因子展開は定量的な判断が可能な属性を得られるまで行い、定量化した属性に対して以下に示す効用関数に基づき、その属性に対する得点を算出する。ある属性値Xに対する効用関数U(X)は、図2.1.5に示すように無次元の属性値の値(=効用)として定義される。前節で定義した「許容値」、「達成目標値」

及び「努力目標値」の判断基準に対する属性の効用値については以下のように設定する。

- ・「許容値」に達していれば、効用値 $U(X) = 0$
- ・「達成目標値」に達していれば、効用値 $U(X) = 0.5$
- ・「努力目標値」に達していれば、効用値 $U(X) = 1$

このように属性値 X の効用を 0~1 の範囲で点数化することにより、3 点の効用値から以下の関数形で定義される効用関数が求められる。

$$U(X) = a - b * \exp(-c * X)$$

ここで、 a 、 b 及び c は、上記の 3 点の効用値から決定される。各属性値について効用値を算出し、評価指標に対する個々の属性の相対的影響度（重み）を設定し、効用値に重みを乗じて総和を取れば、その評価指標に対する総合的な効用値（=無次元の値）が算出される。

2. 1. 3 今後の展開

上述の評価方法は、環境負荷特性を特徴づける属性（ここでは、廃棄物発生量、廃棄物中の潜在的毒性、廃棄物処分場からの核種移行による被ばく線量率及び施設操業時の放出による被ばく線量率）の低減度合いから、総合的な判断を行うものであるが、満足度設定値などについて自然科学的考察に基づいた客観的なものではなく、評価者の主観に委ねている部分がある。本手法は、客観的かつ定量的な分析が困難な問題に対しても評価可能であることをその特徴とするが、その反面得られた結果に対する不確かさの判定が困難である。今後は、客観的事実の分析や自然科学的考察を深め、より客観性を持たせる工夫を加えるとともに、異なる手法による結果との相互比較などを通して、結果の信頼性を高めていく必要があると考えられる。

2. 2 研究開発計画

2. 2. 1 サイクル機構における分離変換開発計画

長寿命核種の分離変換技術の研究開発は、実用化戦略調査研究の一環として進められるものと、研究開発課題評価の対象となる基礎・基盤研究の両者で連携を取りつつ進める。また、国内外の大学や研究機関の研究動向に注目しつつ、それらと協力して進める。

実用化戦略調査研究では、経済的なリサイクル技術（分離、加工、核変換、保管）の確立を目標とすることから、当面は元素分離の範囲で行える核種を、重点的に取り組むものとし、それらの核種についてシステム設計研究と技術的成立性を確認する要素技術研究を実施する。

TRU核種としては以下のものを選定する。

- Np、Am、Cm

また、FP核種については、平成12年度の実用化戦略調査研究の結果を基に最終的に選定するが、以下のものが考えられる。

- I、Cs、Tc、Sr

基礎・基盤研究では、核データ測定・評価や炉物理等の共通な基礎・基盤データベースを構築する研究、将来のブレークスルーにつながる新しい分離技術や核変換技術、長期的な観点から研究開発を進める必要があると考えられる核種の分離変換研究等、幅広い分野を研究対象とする。基礎・基盤研究により技術的見通しが得られた技術、対象核種は、経済性評価を含めて実用化への実現性を検討する実用化戦略調査研究に引き継がれ、システム設計研究に反映される。

長期的な観点から検討する核種の例を以下に示す。これらの核種の中には、炉心特性の観点から同位体分離が必要となる核種もある。また、分離技術の性能によっては（例えば、DFの低い乾式分離）、これ以外の核種でも中性子吸収が大きいため、炉心特性に影響を与える可能性も考えられる。この点を留意して、核種、研究項目（核データ測定等）を検討していく必要がある。

- Se-79、Zr-93、Sn-126、Pd-107

- Mo、白金族

当面5年間の基礎・基盤研究では、幅広い技術分野にわたり、実現可能性を判断するための基礎データの整備を目標とする。研究分野としては、分離技術、核データ、炉物理、燃料、新しい核変換概念等とする。

(1) 基礎基盤研究における分離変換研究

長寿命核種の分離変換技術の基礎・基盤に係わる研究を以下に示す。

① 分離技術

- ・ 使用済み燃料から長半減期 FP (Se-79, Zr-93, Sn-126, Pd-107 等) や有用希少元素 FP (Pd, Ru, Rh, Se, Te, Ag 等) を分離する技術 (乾式、湿式等) について、調査・検討を行う。
- ・ 長寿命 FP のうち毒性低減ならびに半減期の長い核種生成を防ぐ等の観点において、同位体分離が必要と考えられる核種については、核種の特性、同位体比等を勘案して、可能な技術を調査・検討する。
- ・ 新しい分離抽出剤の研究においては、実廃液を用いたパラメータ実験にのみ頼るのではなく、計算化学やシミュレーション技術と実験を組み合わせて効率的に実施する。
- ・ 湿式分離に関する基礎研究では、高酸性溶液からの分離を前提として、種々の抽出剤による抽出分配挙動を調査・検討する。
- ・ 二次廃棄物の処理処分及び発生量低減について検討する。

② 核データ

- ・ MA 核種の核データについては、中性子捕獲反応断面積を中心に測定・評価（積分、微分データ）を行い、測定結果は既測定データと合わせ評価を行い、JENDL 核データライブラリ改訂に反映する。
- ・ MA 核種の崩壊熱データは今まで測定されたものはほとんどないのが現状であるため、MA 核種の崩壊熱データの測定・評価を実施し、崩壊熱データのデータベースを構築する。
- ・ LLFP 核種の核データについては、熱中性子から高速中性子エネルギー領域まで、I, Cs, Tc の核種について、測定・評価（積分、微分データ）を行い、核データライブラリーの精度向上に反映する。
- ・ Se-79, Zr-93, Sn-126, Pd-107 等の核種の測定・評価は、現状達成している核データの精度、システム設計側からの要求精度の検討を実施する。
- ・ 高分解能・高エネルギー光子スペクトロメータや熱中性子から高速エネルギー領域までの広領域中性子断面積測定用スペクトロメータの開発を行い、これまで測定できなかった核種の測定や測定精度向上を図る。

③ 炉物理

- ・ 「常陽」照射燃料、「常陽」MA サンプルの照射後試験結果を用いて、MA 核種の核変換量及び生成量の解析を行い、核計算、燃焼計算コードの解析精度の検証を行う。
- ・ フェニックス等における MA 及び RE サンプル照射実験の解析を行い、核計算、燃焼計算コードの解析精度の検証を行う。

- ・MA 装荷炉心の臨界実験については、必要性（解析精度、必要な資金を考慮して）を明確にした上で計画を作成する。
- ・LLFP 装荷炉心の臨界実験については、必要性（解析精度、必要な資金を考慮して）を検討し、評価を受けたあとで計画を作成する。

④ 燃料

- ・TRU の燃焼効率を向上させるために、不活性母材（マグネシア等）に TRU を混入させた燃料が考えられる。不活性母材の基礎的物性、不活性母材と TRU の共存性、不活性母材入り TRU 製造法等について調査・研究を実施する。

⑤ 新しい核変換技術・概念の検討

- ・マイナーアクチニド及び長半減期核分裂生成物 (Se-79, Zr-93, Sn-113, Pd-107) について、高速エネルギーから熱外エネルギーまでの幅広い中性子エネルギー領域から、変換対象核種の核反応の特徴に合わせ適切な中性子エネルギーを各々の核種について選択し、核変換特性を向上できる新しい炉心概念を検討する。
- ・低エネルギーの中性子を利用する場合については、変換効率を悪化させる中性子の空間自己遮蔽を抑制するために、対象核種要素の表面積を増大させた集合体概念を導入し、核変換効率の向上を図る。
- ・水素化ジルコニウムを含む高速炉炉心でのTRU及びLLFPの核変換フレージビリティスタディを実施する。

図 2.2.1 にこれら基礎・基盤研究の当面 5 年間のスケジュールを示す。

(2) 実用化戦略調査研究における長寿命核種の分離・核変換技術

実用化戦略調査研究においては、FBR サイクルとしての特長を最大限に活かし、安全性を前提に経済性、資源の有効利用、環境負荷低減および核拡散抵抗性の観点から、低除染 TRU 燃料（設計要求：MA 混入率 1~5wt%、FP 混入率 2wt%以下）及び LLFP 核変換ターゲットを対象として、これらをリサイクルした場合の設計への影響を評価している。実用化戦略調査研究における長寿命核種の分離・変換技術の研究開発については、基礎・基盤研究として実施している分離・変換技術との連携を取りつつ、実用化戦略調査研究の開発目標に対する総合的な評価に照らし、その検討を進めるものとする。

① 分離・変換対象核種の選定の考え方

- ・TRU については、資源の有効利用、環境負荷低減（長期的な放射能

インベントリーを低減し、潜在的な危険性を軽減可能等)、核拡散抵抗性の観点から核種を選定する。

- ・FPについては、以下の観点から選定する。
 - a) 廃棄物処分後の被曝等の顕在的影響の低減
 - b) 廃棄体の発熱量低減による処分場面積の低減
 - c) 長期的な毒性等の潜在的影響の低減
- ・選定にあたっては、分離・核変換技術の成立性(当面20~30年程度で技術的に可能)及び経済的なリサイクル技術(分離、加工、核変換、保管)の確立を目指とし、元素分離の範囲で行える分離・核変換が可能なものとする。

② 対象元素

前項の観点から、実用化戦略調査研究で対象とするものは、元素分離できる範囲とし、TRU元素としてAm、Cm及びNpの3元素、FP元素としてI、Tc、Cs及びSrの4元素とする。

- ・①の第1項の観点 : Am、Cm及びNp
- ・①の第2項、a)の観点 : I (¹²⁹I)
- ・①の第2項、b)の観点 : Cs (¹³⁷Cs) 及び Sr
- ・①の第2項、c)の観点 : Cs (¹³⁵Cs) 及び Tc

特に、Am、Cm、Np、I及びTcの元素については、分離核変換が有効なものとして優先的に取り組む。Csは元素分離での核変換特性の有効性、Srは核変換の可能性が低いと思われる所以、分離保管をした場合の評価を行う計画である。

(3) 分離・核変換技術開発の進め方について

選定したTRU元素(Np、Am、Cm)及びFP元素(I、Cs、Tc、Sr)について、炉心評価、分離・回収、燃料(ターゲット材)製造と照射試験の分野で、表2.2.1及び2.2.2に示す方針で研究開発を進める。ただし、適宜、チェック・アンド・レビューを行い、他の実用化戦略調査研究との整合性を図りつつ研究開発を進めることとする。

全体目標

<TRU>

TRUについては、すでにFBRサイクル中で、分離・回収、製造、燃焼を前提にシステム設計が進められている。今後は、Np、Am入りのMOX燃料の試作、カプセル照射試験、次に実使用済燃料による再処理小規模ホット試験、TRU燃料製造、ピン照射試験、さらにRETFでの再処理ホット工学試験、TRU燃料製造、集合体照射試験により、FBRサイクルにおけるTRU燃焼の技術的成立性を確認する。

<LLFP>

LLFP 分離・核変換技術は、ターゲット材として核変換するもので、システム外への排出放射能・毒性等の低減になるが、一方でシステム内にリスクを集中する技術である。その利益と損失を含め、LLFP リサイクル戦略を検討する必要があり、その妥当性・方向性のチェック・アンド・レビューに従い、研究開発を進める。

炉心評価

<TRU>

TRU については、各元素のサンプル照射、Np-MOX、Am-MOX 燃料のカプセル照射、実使用済燃料から製造した TRU 燃料のピン照射結果を反映し、低除染 TRU 燃料評価用炉定数の整備・設計精度評価を行う。TRU 核変換率を評価し、開発目標に対する達成度の評価を行う。

<LLFP>

LLFP については、核反応断面積や候補化合物の物性評価結果等に基づき、炉心性能への影響を考慮しつつ、効率的に核変換を実現する装荷形態や方策を検討する。また、FP を多重リサイクルしても炉が成立するか否かについても見極める。

分離・回収

<TRU>

分離・回収については、フェーズⅡにて、乾式再処理を 1 つに絞込み、フェーズⅢにて湿式、乾式含め 1 つに絞込むことを前提に計画を作成する。そのため、技術レベルが湿式に比べ遅れている乾式については、フェーズⅡにて海外での小規模ホット試験を行い、国内技術レベルを補強するとともに、乾式の絞込みに資する。乾式については、フェーズⅢまでに国内での Pu 試験を終了しておく。フェーズⅣにて、絞り込まれた再処理法にて、ホット工学試験を開始する。

<LLFP>

LLFP については、比較的分離・回収技術の見通しが見込める I 及び Tc の要素技術開発をまず進め、Cs 及び Sr については技術的並びに経済的な成立性見通しに関する検討を行った上で、対象元素として取り上げるか否かを含めて今後の取り組み方針を設定する。

I については湿式・乾式とともにオフガスからの分離・回収、Tc については再処理本流の廃品（廃液やハルあるいはオフガス）から分離・回収する。I をオフガスから分離する技術は実用化しているので、クリティカル課題は回収技術である。

一方、Tc は再処理方式により分離・回収技術が様々であり、有意

な量を回収できるかが課題である（湿式ではハル側と溶解液側に分配、乾式については不明）。

燃料（ターゲット）製造と照射試験

<TRU>

TRUについては、NpまたはAm入りのMOX燃料を製造し、常陽でのカプセル照射をする。また、MOXのTRU燃料共通として、再処理小規模ホット試験（湿式）からTRU燃料（ペレット）を製造し、常陽にてピン照射する。振動充填法による燃料製造については、フェーズⅡでの乾式再処理法の絞込み後、その再処理法による再処理小規模Pu試験、Pu製造試験、カプセル照射、ピン照射を行う。フェーズⅣにて、湿式と乾式の内の絞り込まれた再処理法にてホット工学試験、TRU燃料製造試験及び集合体照射を行う。

<LLFP>

LLFPについては、核変換候補化合物、減速材候補化合物の物性測定・共存性評価を炉外試験にて行い、熱中性子炉照射により照射場での安定性評価（JMTR）を行って、高速炉における減速材との組合せ照射を実施する。高速炉照射では、短期照射による高速炉場での特性評価、長期照射による長期健全性評価を行い、核変換を行う要素の見通しを得る。

LLFPについては、ターゲット製造までのリサイクル技術を「分離・回収（使用済み燃料から取り出す）」、「原料製造（回収媒体から対象元素を取り出し、ターゲットに適した原料に転換する）」及び「ターゲット製造（原料からターゲットにする）」の3ステップとする。

第1～2ステップをフェーズⅢ末期までに確立し、湿式・乾式再処理法が絞り込まれた後、フェーズⅣで第3ステップを本格化する。また、FPリサイクルが本格化するとクリティカルになるのは、照射済みFPターゲットの精製である（ロードマップでは、ソフト検討のみにとどめ、ハード開発はもっと長期的に実施）。

照射試験開始までには、炉心設計側から適切な照射条件・ターゲットの仕様を再度明確にしておく必要がある。

2.2.2 原研における分離変換技術の開発計画

原子力委員会によるチェック・アンド・レビューでは、各機関（原研、サイクル機構、電中研）の研究開発の現状はいずれも基礎的段階にあるとされた。当面の進め方として、短期的には「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」と共に、「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」を進める必要がある。また中期的には、「成

立性が実証されたシナリオ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。更に長期的には、原型プラントの建設を経て分離変換システムの実用化を目指すこととする。これら短期から長期に至る開発目標は分離変換技術を構成する各技術プロセス毎に異なるので、各分野の開発段階に基づき研究開発シナリオの細部を具体化すると共に、総合化を図る（図 2.2.2）。

(1) 分離プロセス

① 技術の現状

「4 群群分離プロセス」の開発を進め、模擬高レベル廃液等を用いた基礎試験に基づいてプロセスを構築すると共に、模擬廃液や実廃液を用いて実プラントのおよそ 1/1000 規模のプロセス試験を実施した。実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% 以上が得られること、及びテクネチウム-白金族元素群、ストロンチウム-セシウム群の分離性能を確認した。

② 5 年間の開発目標

実廃液によるプロセス試験の結果を評価検討し、より合理的でより経済的なプロセス、二次廃棄物少ないプロセスに改善していくまでの課題を摘出する。これをもとに、新抽出剤の研究を含む改良群分離プロセスの開発を進める。NUCEFにおいては、重要な分離工程についての実廃液による個別試験を実施する。さらに、分離後の各群の精製及び処理に関する研究、溶媒・試薬の再使用技術開発試験を進める。

(2) 核変換サイクル

① 燃料製造プロセス

a) 技術の現状

マイナーアクチニド窒化物燃料に関し、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整できること、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が保たれることを確認した。

b) 5 年間の開発目標

NUCEF に TRU 高温化学モジュールを完成させアメリシウム窒化物、キュリウム窒化物等に関する物性データ取得を進めるほか、JMTR を利用してネプツニウム含有窒化物等のキャップセル照射を実現させ、

燃料挙動に関する知見を得る。また、サイクル機構との研究協力を通じ、MA 含有窒化物の「常陽」照射計画を立案する。さらに乾式再処理から回収した窒化物の照射試験を行うための燃料製造技術を確立する。このほか、長寿命 FP のテクネシウム及びヨウ素の核変換に対応するため、ターゲット候補材の物性データ取得を進めるほか所内炉を利用して照射挙動を調べる。

② 核変換プロセス

a) 技術の現状

ADS 及び ABR の概念検討を進めた。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共に、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。更に、高エネルギー陽子ビームによる核破碎反応実験を実施し、開発した計算コードを検証した。ADS については、窒化物燃料と鉛・ビスマスマスターング／冷却材に基づくシステムを構築すると共に、計算コードを開発・検証した。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を行い、世界でもトップレベルの性能を確認した。

b) 5 年間の開発目標

システムの成立性に係わる重要な項目についてデータの蓄積を図り技術的見通しを得る。国内他機関との、或いは国際協力を推進する。

i) ADS 概念の構築

参照システムとして、窒化物燃料と鉛・ビスマスマスターング／冷却材に基づく実用システムを構築し、プラント特性、過渡事象を含めた核的、熱的、材料的特性を明確にすると共に、ADS 固有の安全性解析を実施する。また、このためのデータ&メソッドを開発する。

ii) 導入シナリオの検討

想定される種々の核燃料サイクルに対応可能な導入シナリオを解析し、分離変換技術導入の意義を明確にする。また、分離変換サイクルのマスバランス（二次廃棄物等を含む）を評価し、地中処分との関係（合理化への貢献）を明らかにする。

iii) 未臨界体系炉物理実験

FCA を用いた未臨界体系炉物理実験（14MeV 加速器の導入）を実

施し、未臨界度測定技術の開発、未臨界度をパラメータとした特性（出力分布、中性子増倍率、等）の把握、等を進める。また、核データ及び解析コード実証のための積分データ（MA 核種の反応率、反応度値、ターゲット材効果、等）を取得する。

iv) 鉛・ビスマス材料試験

ターゲット材、冷却材として想定している鉛・ビスマス材に関する腐食試験を実施し、将来の見通しを可能とする材料データを取得する。静的、動的試験を行うと共に、計測システムの開発を行い、酸素濃度、不純物、温度、流速等のパラメータに対応したデータを取得する。保護被膜の有効性、既存材料の適用限界を明確にする。

v) 大強度陽子加速器計画施設の開発

原研と KEK が共同で進める大強度陽子加速器計画の中で核変換実験施設の開発を進める。施設は、核破碎中性子源を用いて ADS の成立性に係る炉物理及び運転・制御に関する研究・開発を行う「ADS 物理実験施設」と、鉛・ビスマスタークタゲット及びビーム窓の熱構造 設計並びにシステム技術の確立を目指した「ADS 材料試験施設」の二つの主要施設で構成される。施設建設に向けて、詳細設計と平行して必要な要素技術開発を進める。また、大強度陽子加速器計画として超伝導線型加速器（最大 200kW 出力）の開発及び性能試験を行い、ADS 実用システムの加速器（20MW）の実現に必要な大電流加速器の成立性・安定性、信頼性を評価する。

vi) 国際協力

MEGAPIE 国際共同実験等に参加し、ターゲットに関わるデータ（核的、熱的、材料照射）を取得する。これらのデータを解析し、計算コードの検証、材料の健全性／劣化の程度の評価を行う。

vii) 基盤技術の整備

- ・ 热流動解析システムの整備：液体金属用システム解析コードを加速器駆動炉用に整備する。加速器駆動炉の定常時及び過渡時（ビームトリップ時、冷却材流量低下時等）のシステム特性を評価し、加速器駆動炉の冷却系の概念を構築するとともに今後の開発課題を摘出する。
- ・ 核データの整備：MA 核種の核反応断面積データ、数 GeV までのエネルギー領域の核データ（核破碎反応断面積、核破碎生成物収率など）など、評価とファイル化を進めると共に、利用可能な実験を最大限に利用して精度検証を行う。
- ・ ADS 解析システムの整備：ADS 核特性解析コード (ATRAS, ABC-SC,

EXCUSE)、NMTC/JAM 及び DCHAIN-SP 等核変換技術開発に関連した解析コードの高度化を行う。また、ADS 未臨界実験などの解析で有用な、形状模擬性の高いモンテカルロ法による解析コードを整備する。具体的には、NMTC/JAM と MVP コードを結合し、高エネルギー領域から熱中性子エネルギー領域まで一貫して解析可能なシステムを整備する。

③ 燃料処理プロセス

a) 技術の現状

乾式再処理と同様の高温化学処理を開発し、ウラン、ネプツニウム及びプルトニウムの窒化物の溶融塩電解試験 (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、窒化物が溶融塩中に溶解したときの窒素 (N_2) の放出挙動を調べ、 N_2 としてほぼ 100% 回収されることを確認した。

b) 5 年間の開発目標

複数のアクチノイドの共存系やアクチノイドと FP 元素の共存系での窒化物の電解を行い元素挙動を調べる。これらの結果をもとに、数十 g 規模の照射模擬窒化物燃料の電解を実施して電気化学的パラメータ及び工学的パラメータの最適化を行い、次の化学工学的試験段階への見通しを得る。また、NUCEF の TRU 高温化学モジュールにおけるアメリシウム窒化物、キュリウム窒化物の電解試験から基礎データ入手する。窒素-15 に関しては、経済性に優れた濃縮技術に関する情報入手を図るほか、燃料の特性や電解条件が窒素 15 の回収率に与える影響評価を行う。

(3) まとめ

原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会のチェック・アンド・レビューの報告書、及び、原子力長計策定の過程での部会報告書の記述を受け、原研にて実施すべき次期 5 年間の研究開発目標を纏めた。今後はこの 5 年間の実績を反映させ、実証システムに対する技術的成立性を明らかに出来る工学的データを取得する。更に、分離変換技術の実用化に至るロード・マップを作成し、これに基づき、各分野での次々期 10 年 (5 年後から 15 年後) の研究開発計画を策定する必要がある。

第3章 要素技術情報

3.1 燃料製造

3.1.1 原研における燃料製造

原研では、長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発計画（オメガ計画）の一環として、核変換用燃料の製造に関する研究を進めている。核変換システムとしては ADS を採用し、変換対象としている核種は、Np、Am、Cm 等の MA 及び LLFP の Tc-99 と I-129 である。このほか、解体核を始めとする余剰 Pu の軽水炉での燃焼と直接処分を念頭において岩石型燃料の研究を実施中であるが、この概念は Pu を MA に置き換えることにより、長寿命 MA の核変換にも適用可能である。従って、ここでは MA 核変換用燃料、LLFP 核変換用ターゲット及び岩石型燃料の製造について原研が行っている研究開発状況を紹介する。

(1) MA 核変換用燃料

MA 核変換用燃料としては、MA を主成分とする窒化物を第一候補として研究開発を進めている。窒化物はセラミックス（高融点）と金属（高熱伝導度、高重元素密度）の特長を併せ持つほか、MA を含めてアクチノイド相互の固溶性に優れるといった燃料物質として有利な性質を有している。MA の核変換を行うため、発電炉サイクルで発生した HLLW 中の MA を分離した後、炭素熱還元法により窒化物に転換する。

これまで炭素熱還元法により、UN、PuN に加えて NpN、AmN 及び CmN 等の MA 窒化物及びそれらの固溶体の調製技術を確立した。MA 核変換用燃料の特徴の一つに MA を主成分とする一方で U フリーの燃料であるため、希釈材として不活性母材を含むことが挙げられる。このため、これまで提案されている不活性母材の中から、ZrN、TiN 及び YN を取上げそれらを含む窒化物の調製試験も実施している。平成 14 年度からは U フリー窒化物燃料の JMTR キャプセル照射を予定しており、燃料ペレット、He ボンド型燃料ピン、二重キャップセルの製作を 13 年度に予定している。また、サイクル機構と共同で Np 含有窒化物燃料の「常陽」照射を行うことについても検討している。

一方、使用済燃料の再処理としては塩化物溶融塩電解法に基づく乾式法を用いる。これは乾式法では設備のコンパクト化が図られるほか、天然窒素に代わって用いられる N-15 濃縮窒素の回収・リサイクルが容易であるためである。溶融塩電解精製工程では MA は液体 Cd 陰極中に金属あるいは合金の形で回収されるため、これを再窒化して ADS 装荷燃料とす

る。原研ではこれまで 500~600°C に加熱した液体 Cd 中へ窒素ガスを吹込むことにより、U が希土類に比較して優先的に窒化されることを確認しているが、得られた窒化物の性状確認及びペレットまたは顆粒状の燃料製造技術確立については今後の開発課題である。また、TRU は U に比べて液体 Cd 中での活量係数が低い傾向にあるため、U と同じ条件で窒化が進行するかどうかについても検討が必要である。現在、原研では液体 Cd 陰極中に回収した Pu の窒化についての試験を開始したところである。

さらに、グローブボックスでの取扱いが困難な Am 及び Cm についての研究を本格化させるため、NUCEF に十グラムオーダーの Am、十ミリグラムオーダーの Cm の取扱いが可能なセルを建設中であり、2003 年頃からの供用開始を予定している。

(2) LLFP 核変換用ターゲット

原研の ADS で核変換の対象としている LLFP は Tc-99 と I-129 である。Tc-99 は中性子吸収、 β^- 崩壊を経て安定核種の Ru-100 に、I-129 も同じく安定核種の Xe-130 に核変換される。

このうち、Tc-99 の核変換については、当初、六方晶の金属 Tc は照射寸法安定性に欠けることが懸念されていたが、欧州で行われた試験によりターゲット材として特に問題とならないことが明らかにされている。このため、原研ではアーカ溶解法による盤状及び棒状の Tc 金属及び Tc-Ru 合金試料の調製技術を確立し、組織観察、格子定数測定により合金化挙動を調べた。また、熱拡散率及び熱膨張率等の熱物性値の取得を進めている。

一方、I-129 の核変換については、欧州で行われた CeI、PbI 及び NaI の照射試験ではいずれも吸湿性、熱的安定性の点に問題があり、ターゲット材としての何が適当であるかについて明確な結論は得られていない。原研では、これらを含めて核変換用ターゲット材として適切な物質を選定するため、種々の I 化合物のペレット調製試験、熱的安定性試験に着手したところである。なお、I-129 の核変換技術の研究については、照射試験も含めて安定同位体である I-127 による代替試験が可能である。

(3) 岩石型燃料

岩石型燃料は、解体核等から発生する余剰 Pu の効率的な処分を目的として、原研が始めて提案した概念である。この提案を契機に欧州でも類似の試験計画が進行し、その中では MA の核変換も視野に含まれている。原研ではこれまで、岩石型燃料を構成する化合物の物性評価や化学的及び環境安定性評価を行い、螢石型相とスピネル相から構成される燃料が有望であることを明らかにした。このうち螢石型相は主にアクチノイド

及び希土類 FP 等の固定、スピネル相は熱伝導度の向上とアルカリ及びアルカリ土類金属 FP の固定をそれぞれ担う機能分担型の燃料概念である。さらに、照射損傷の低減と燃料特性の向上を目的として、新しく粒子分散型燃料（約 250 μm の螢石型相粒子をスピネル相の母材中に分散させた燃料）を考案し、燃料調製技術の確立、JRR-3 照射（照射終了）及び HFR 照射（照射中）用の燃料製造を実施している。

3.1.2 サイクル機構における燃料製造

AGF（照射燃料試験施設）では、実用化戦略調査研究における TRU-MOX ペレット製造技術開発に資すべき要素技術として、セル内遠隔操作による Am-MOX ペレット燃料製作試験を実施している。平成 11 年 12 月よりウラン原料粉の取扱試験を開始し、平成 13 年 2 月からはプルトニウム原料粉の取扱作業を開始している。ここでは試験設備の概要と全体的な試験計画を紹介する。

(1) MA 燃料製作設備

AGF セル内 MA 燃料製作設備は、ADF における照射後試験用の 4 つ既存のコンクリートセルを改造使用し、ペレット原料粉末調整工程、ペレット成型焼結工程、燃料ピン組立工程及び検査工程の各種設備を内装し、基本的にはマニプレータによる遠隔操作により MA-MOX 燃料を製作する設備である。

当面の MA 対象として Am-241 を選定し、Am 添加 MOX 燃料のピンの組立までをセル内で実施する。

(2) 分析設備

蒸発性不純物分析装置、ハロゲン不純物分析装置、水分分析装置、金属不純物分析装置、質量分析装置、X 線微小分析装置、O/M 比分析装置等、一部現在整備中のものも含めグローブボックスあるいはセル内に設置され、MA 燃料の品質保証上の分析に供される。

(3) 分析技術開発

MA 燃料の品質保証上の分析及び照射後の MA 燃料の分析に供するため、照射済 MOX 燃料または MA サンプル中の MA 核種の分析技術開発を実施している。

(4) Am 添加 MOX 製作試験計画

AGF の MA 燃料設備のうち、原料粉末調整工程設備及びペレット製作設

備を対象として天然 U_0_2 粉末を用いたウラン試験を平成 11 年 12 月～平成 13 年 1 月に実施した。本試験では 200 個程度の U_0_2 ペレットを製作し、セル内での原料粉末取扱技術の基本的な成立性を確認するとともに、プルトニウム及びアメリシウム取扱試験に備えて、設備の遠隔操作性上の課題抽出及びその改善措置を実施した。

平成 13 年 2 月より、 Pu_0_2 原料粉末の取扱試験を開始した。本試験により MOX ペレットのセル内遠隔製作技術の成立性を確認した後、平成 14 年より Am-MOX の製作試験を行う予定となっている。

(5) Am 添加 MOX 照射試験計画

AGFにおいては、Am-MOX 燃料ピン数本を平成 15 年度に製作予定で、準備を進めている。これらの燃料ピンを照射燃料集合体試験施設 (FMF)において「常陽」照射用リグに組立て、平成 16 年に「常陽」MK-III 炉心で照射予定である。

これらの照射試験により Am-MOX 燃料の照射挙動の把握及び性能確認を行う。

(6) 将来計画

Am-MOX の製作試験と合わせて、その他 MA 核種の取扱について検討を行うとともに、低除染燃料の取扱のための準備を進める。

3.2 核データ

3.2.1 原研における評価済み核データの現状

(1) JENDL-3.2 の概要

原研核データセンターとシグマ委員会は、日本独自の評価済み核データライブラリー JENDL (Japanese Evaluated Nuclear Data Library) の整備を 1970 年代から行ってきた。現在広く使われている JENDL-3.2 は、1994 年に公開されたもので、以下のようなデータが与えられている。

格納核種： H から ^{255}Fm までの 340 核種、環境負荷低減で問題となる核分裂生成物 (FP) 核種やマイナーアクチニド核種、原子炉内の主要燃料核種や構造材核種などを含んでいる。

中性子エネルギーの範囲： 10^{-5} eV～20 MeV

データの種類：

断面積

有意な大きさを持つ全ての反応断面積、全断面積、

- 弹性・非弹性散乱断面積、中性子捕獲断面積、核分裂断面積、(n, 2n)、(n, p)反応断面積など
共鳴パラメータ
低エネルギー領域の全断面積、弹性散乱断面積、
中性子捕獲断面積、核分裂断面積を表現するパラ
メータを付与
- 放出中性子の角度分布
- 放出中性子のエネルギー分布
- ガンマ線生成データ（一部の核種のみ）
ガンマ線生成断面積、ガンマ線の角度分布とエネ
ルギー分布データ
- 核分裂関連データ 即発中性子数とそのスペクトル、遅発中性子数、
そのスペクトル、6群定数、核分裂収率

これらのデータは、既存の実験データおよび理論計算などを基に決められたものである。このような情報を基に最善のデータを求める研究を「核データの評価」と呼んでいる。当然のことながら、実験データが豊富にある核種は、評価済みデータの信頼性も高い。

現在は、JENDL-3.2 データを改訂し、JENDL-3.3 を作成するための作業が進行中である。データが改訂されるのは、主要重核 (^{233}U 、 ^{235}U 、 ^{238}U 、 ^{239}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{239}Pu)、主要構造材核種 (^{23}Na 、Cr、Fe、Ni、Cu 等)、マイナーアクチニド核種 (^{237}Np 、Am、Cm 核種) 等、約 80～90 核種のデータである。JENDL-3.3 は 2001 年の公開を予定している。

(2) マイナーアクチニドのデータ

JENDL-3.2 には主要なマイナーアクチニドのデータは全て与えられている。以下に ^{237}Np 、 ^{241}Am 、 ^{243}Am 、 ^{242}Cm 、 ^{243}Cm 、 ^{244}Cm 、 ^{245}Cm の核分裂断面積と中性子捕獲断面積について、JENDL-3.2 と JENDL-3.3 のデータの様子を示す。

^{237}Np 核分裂断面積は、約百 keV 以下で値が小さくなる。このため、評価値の信頼性も若干低い。数百 keV 以上では、実験データが豊富にあり、評価値の信頼性も高い。捕獲断面積は、数 MeV 以上で小さすぎるので、JENDL-3.3 では修正される予定。そのほかは問題なし。

^{241}Am 数百 keV 以上の核分裂断面積は数多くの実験データに基づいており問題ないとと思われる。しかし、数十 eV～200 eV 付近は低すぎるので、JENDL-3.3 では改良される。捕獲断面積については、熱中性子付近で小さすぎるとの指摘があるが、全断面積や核分裂断面

積など他の断面積の測定値がしっかりとしており、捕獲断面積を大幅に修正するのは困難である。

^{243}Am JENDL-3.2 の 100keV 以下の核分裂断面積は小さすぎる所以、JENDL-3.3 では改善される。捕獲断面積は問題なし。

^{242}Cm 海外の評価済みデータと比較すると、核分裂断面積は評価値間のばらつきが大きいが、JENDL-3.2 が最善である。捕獲断面積は測定値が無い。JENDL-3.3 では再評価がなされたが、JENDL-3.2 とほぼ同じ。

^{243}Cm 100keV 以上の核分裂断面積は実験データ間の差が大きい。そのため、評価値も差が大きい。JENDL-3.3 には、1997 年に公開された最新の実験データを基に再評価した値が入る。捕獲断面積は測定値なし。

^{244}Cm 核分裂断面積の測定値は多数あり、JENDL-3.2 はそれらを良く再現している。JENDL-3.3 では、10 MeV 付近が更に改善される。捕獲断面積については、10keV 以上は測定値なし。JENDL-3.3 では再評価がなされたが、JENDL-3.2 とほぼ同じ。

^{245}Cm 核分裂断面積については、 ^{244}Cm と同様に、JENDL-3.2 は測定値を良く再現できている。JENDL-3.3 のために 10 MeV 付近をわずかに修正した。捕獲断面積は測定値なし。

非弾性散乱断面積と $(n, 2n)$ 反応断面積は測定値が殆ど無く、評価値間の差も大きい。JENDL-3.3 では JENDL-3.2 のデータを大幅に改善する。とくに、JENDL-3.2 の $(n, 2n)$ および $(n, 3n)$ 反応断面積は大き過ぎた。

(3) 長半減期核分裂生成物核種のデータ

JENDL-3.2 には FP 領域の核種が 170 程入っている。特に中性子捕獲断面積の実験データの再現性には気を付けてデータ評価がなされている。そのうち、 ^{79}Se 、 ^{93}Zr 、 ^{99}Tc 、 ^{126}Sn 、 ^{129}I 、 ^{135}Cs の中性子捕獲断面積の様子を以下に示す。JENDL-3.3 では、これらの核種に対して JENDL-3.2 のデータがそのまま作用される予定である。

^{99}Tc 実験データが比較的豊富で、JENDL-3.2 のデータの信頼性も高い。

^{129}I 1~100 eV で JENDL-3.2 は小さいかもしれない。1 keV 以上は良好。

^{93}Zr 分離共鳴領域と数 keV ~ 数百 keV は測定値があり、JENDL-3.2 はそれを再現している。ただし、低エネルギー領域（特に熱中性子領域）は問題がありそうである。

^{135}Cs 十分には実験データがない。最近の共鳴積分値の測定値と JENDL-3.2 の値に差があるので JENDL-3.2 の共鳴パラメータに問

題があるかも知れない。

^{79}Se 実験データなし。評価値も JENDL-3.2 のみ。特に低エネルギーのデータの信頼性は極めて低い。

^{126}Sn 実験データがない。

以上のように、長半減期 FP 核種では捕獲断面積の信頼性が十分とは言い難い。比較的豊富な実験データに基づいて評価値が決められている ^{99}Tc 、 ^{129}I 、 ^{98}Zr などでも、新たな測定値との比較では差があることが報告されている。今後も新たな実験的研究や、その結果および理論計算に基づく評価済みデータの改善が必要である。

3.2.2 サイクル機構における核データ測定技術開発

(1) 核データ測定技術開発の概要

サイクル機構では、放射性廃棄物核種の核データ測定技術の開発を 1988 年より開始し、特に、長寿命核分裂生成核種の熱中性子吸収断面積及び共鳴積分値の測定に適用してきた。実験は、日本原子力研究所研究炉、立教大学原子力研究所研究炉及び京都大学原子炉実験所研究炉で行われ、共同研究または共同利用研究により実施してきた。

放射性核種の中性子断面積測定に当たっては、サンプル核種自身が強い放射線を放出するため、一般に測定が困難であった。以下に Cs 同位体の測定を例に技術開発の要点を示す。

Cs-137 の測定：サンプル核種から 662keV の強いガンマ線が放出される中で、中性子を吸収して生成する Cs-138 からの微弱崩壊ガンマ線を精度よく測定することのできるガンマ線検出システムを開発した。Cs-138 の崩壊ガンマ線と 662keV ガンマ線を同時に測定することにより、測定に有害な不純物を除去するために必要な化学処理収率の誤差に関する問題がなくなった。また、生成する Cs-138 の短寿命アイソマー準位の中性子断面積測定データに与える影響を実験的に測定した。

Cs-135 の測定：同位体分離されたサンプル核種の入手が困難なため、Cs-133, Cs-137 との混合サンプルを使用した。Cs-135 は、ガンマ線を放出しないため放射線測定によるサンプルの定量が困難であった。四重極質量分析器を開発し、Cs-137 と Cs-135 の比を測定することにより Cs-135 量を

求めた。

Cs-134 の測定：サンプル核種の半減期が短いために、サンプルの入手が不可能であった。Cs-133 をサンプルとして使用し、三重中性子捕獲反応により Cs-136 を生成し、Cs-136 からの崩壊ガンマ線を測定した。得られた結果と Cs-133 及び Cs-135 の中性子捕獲断面積データを組み合わせることにより Cs-134 の中性子捕獲断面積を導出した。

(2) 核分裂生成核種の中性子吸収断面積測定結果（表 3.2.1）

- Cs-137: 熱中性子吸収断面積測定値は、従来の測定値に比べ約 2 倍大きな結果である。共鳴積分値の測定は世界初。アイソマー準位の中性子断面積データに与える影響は約 1 割であった。
- Cs-135: 熱中性子吸収断面積は、従来測定値と誤差の範囲で一致する。共鳴積分値は、従来測定値よりも約 4 割小さい。
- Cs-134: 熱中性子吸収断面積は、従来の測定値と誤差の範囲で一致する。
- Cs-133: 熱中性子吸収断面積は、従来測定値と誤差の範囲で一致する。共鳴積分値は、従来測定値よりも約 4 割小さい。
- Sr-90: 熱中性子吸収断面積測定値は、従来の測定値に比べ約 60 倍小さな結果である。
- Tc-99: 熱中性子吸収断面積は、従来の測定値と誤差の範囲で一致した。共鳴積分値については、約 2 倍大きな結果である。
- I-129: 熱中性子吸収断面積、共鳴積分値とともに従来の測定値と誤差の範囲で一致している。
- I-127: 熱中性子吸収断面積、共鳴積分値とともに従来の測定値より約 4 割大きな結果を示している。
- Ho-166m: 熱中性子吸収断面積の測定は世界初であり、共鳴パラメータから計算された値に比べ約 3 倍小さな値である。

(3) 大学委託による MA 及び FP の断面積測定

これまでサイクル機構では、東工大、京大炉及び東北大への委託研究として、以下に示すような MA・FP の核分裂断面積あるいは中性子捕獲断面積測定を実施してきた。これら測定結果については、平成 12 年度～14 年度の計画で原研に評価を委託中である。なお、これら MA 及び FP の断面積測定に関連するサイクル機構報告書及び公開文献のリストについては巻末にまとめて示している。

① 東工大

- ・測定方法：ペレトロン加速器を利用した ns パルス中性子源及び大型コンプトン抑止型 NaI(Tl) γ 線検出器を用いた中性子飛行時間法で、中性子捕獲断面積を測定。
- ・測定エネルギー範囲：10keV～550keV
- ・測定核種：Ce-140、Pr-141、Sm-148、Sm-147、Sm-150、Eu-153、Nd-143、Nd-145、Np-237、Tc-99
- ・測定断面積：中性子捕獲断面積（微分測定）

② 京大炉

- ・測定方法：鉛スペクトロメータを用いて行われ、ビスマス実験孔内に核分裂断面積測定の場合は BTB 検出器を、中性子捕獲断面積測定の場合はアルゴンガス比例計数管を入れて測定される。電子線型加速器の運転条件は、パルス幅 10～33ns、パルスの繰り返し数 150～200Hz、ピーク電流値 800～1000mA、加速電子エネルギー約 30MeV である。
- ・測定エネルギー範囲：0.02eV 前後～数 10keV
- ・測定核種：Am-241、Am-243、Am-242m、Np-237、Tc-99
- ・測定断面積：核分裂断面積、中性子捕獲断面積（微分測定）

③ 東北大

- ・測定方法：単色の高速中性子を発生できるダイナミトロン加速器を用いて行われ、検出器は BTB 検出器を使用し、TOF 法で測定される。
- ・測定エネルギー範囲：数 10keV～数 MeV
- ・測定核種：Np-237、Am-241、Am-243
- ・測定断面積：微分核分裂断面積

(4) 今後の核データ測定計画

これまで、核分裂生成核種の中性子吸収断面積を放射化法により、測定してきた。今後、放射化法による測定精度高精度化に向けた技術開発の他、放射化法では測定が困難であり、また、現状十分なデータのない核種 Se-79、Zr-93、Pd-107 等の熱中性子吸収断面積を測定するため、即発ガンマ線分光法による測定技術の開発を進める。また、熱中性子領域から高速中性子領域に渡る広いエネルギー範囲の中性子断面積を測定するため、TOF 法による測定技術開発を進める。また、平成 14 年度からは MA 核種に関する核データ測定を開始する。

本研究は、国内外研究機関、大学等との共同研究及び共同利用研究により推進する予定である。本研究で得られる新たな実験データが、分離核変換技術開発に有効に適用されるためには、核データ評価専門家との情報交換に基づく、ライブラリー化が重要である。

3.3 炉物理

3.3.1 原研における核変換に係る炉物理基盤研究

(1) FCA-IX 炉心でのアクチノイド核種積分実験の解析

この積分実験は核変換研究に必要なアクチノイド核種（以下、MA）断面積の評価・修正を目的とし、1981～1982年高速炉臨界実験装置FCAに構築された中性子エネルギースペクトルが系統的に変化した7つの炉心（IX-1～7炉心）で実施された。これらの炉心は、炉心領域とそれを取り囲む劣化ウランブランケット領域の2領域から成り、炉心領域は、IX-1～3炉心では93%濃縮ウランとグラファイトで、IX-4～6炉心では93%濃縮ウランとステンレス鋼で、IX-7炉心では20%濃縮ウランのみで構成される。実験は、実験体系の特性測定とMA積分測定の2つから成る。特性測定では、7つの体系について、臨界性(k_{eff})、標準的な核種の核分裂率比、試料反応度値等を測定した。MAの積分測定では、核分裂断面積の評価を目的とした中心核分裂率比と捕獲断面積の評価を目的とした中心試料反応度値を測定した。中心核分裂率比では、 ^{235}U 、 ^{237}Np 、 ^{238}Pu 、 ^{239}Pu 、 ^{242}Pu 、 ^{241}Am 、 ^{243}Am および ^{244}Cm の核分裂計数管によって測定された各核種の中心核分裂率から、 ^{235}U （または、 ^{239}Pu ）に対する核分裂率比として、測定精度±2～3%（ ^{244}Cm に関しては±3.0%）で求めた。中心試料反応度値測定では、ステンレス鋼製の2重円筒管に封入した ^{237}Np 、 ^{238}Pu 、 ^{240}Pu 、 ^{241}Am および ^{243}Am の高純度酸化物試料（15～20g）の試料反応度値を、± $10^{-6}\Delta k/k$ の精度で測定した。

解析では、決定論的手法と確率論的手法により、評価済み核データライブラリーのMA断面積を評価した。決定論的手法では、70群群定数セット（JAERI-Fast）を用いた標準的な高速炉解析手法による解析と2000群群定数を用いた解析手法による解析を行った。臨界計算や体系の中性子束計算は、二次元円筒モデル・輸送計算で実施した。一方、確率論的手法では、原研が開発した連続エネルギーモンテカルロ計算コードMVPを用いた3次元モデルで解析した。MVPでは摂動計算が未整備なので、臨界性と中心核分裂率比を解析し、アクチノイド核種核分裂断面積を評価した。一連の計算は60万ヒストリーで行った。

結果の一例として、 $^{237}Np/^{239}Pu$ 及び $^{241}Am/^{239}Pu$ 中心核分裂率比の計算

と実験の比較をみると、決定論的手法と確率論的手法は全体に同様の傾向を示し、 $^{237}\text{Np}/^{239}\text{Pu}$ では、計算が実験を 3~10% 過大評価し、 $^{241}\text{Am}/^{239}\text{Pu}$ は、計算が 2~8% 過小評価する。

(2) 高速中性子スペクトル場における MA 核種試料照射後解析

高速中性子スペクトル場での MA 燃焼による核データ評価を目的とし、米国 ORNL で製作された高濃縮 MA 試料を、1984 年 1992 年英國の PFR で照射し、ORNL と原研が照射後試験 (PIE) を実施した。PFR での照射は、492FPD、中性子フルエンス $2 \times 10^{23} \text{ # /cm}^2$ であった。

PIE として、原研が行った破壊分析は、U 同位体 (^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U)、 ^{237}Np 及び Pu 同位体試料 (^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{244}Pu) について、質量分析法、 α スペクトロメトリーによって核種量を定量した。さらに、得られた結果を基に ^{148}Nd 法によって燃焼率を評価し、照射前重元素当たりの核種量を求めた。また、核分裂収率を用いて核分裂数及び各同位体の生成量を求めた。

解析には、MA 専焼炉や加速器駆動核変換炉の燃焼解析用に JENDL-3.2 から作成した 73 群群定数セット (JFS3 型群定数セットのエネルギー構造をもとに、上限エネルギーを 10MeV から 20MeV へ拡張) を用いた。照射による各試料中の核種の変化量は ORIGEN2.1 コードを用いて計算した。燃焼計算に用いる 1 群断面積は、PFR の炉心中性子エネルギースペクトルを重み関数として、73 群断面積を縮約して求めた。燃焼計算は、各試料の照射履歴を 33 の照射・崩壊ステップに分割したモデルで行った。照射中の各試料位置での中性子束は、炉心の出力履歴と炉心内の中性子束分布を用いて求めた。

解析結果の一例として、U 同位体試料の核種変化量と燃焼率に関して計算と実験を比較すると、 ^{236}U を除いて、各試料の主要核種変化量の計算と実験の一致は良好であるが、主要核種の捕獲反応により生成する第 2 世代以降の核種に関して、計算は実験を過小評価する傾向にある。

(3) 今後の研究計画

① アクチノイド核種積分実験 (FCA-IX 炉心の実験) 解析

これまでに、JENDL-3.2 の ^{235}U の断面積データ等が見直され、新たな核データライブラリー JENDL-3.3 が近年公開される予定である。今後、新たな JENDL-3.3 と上述した解析手法 (決定論的手法及び確率論的手法) を用いて解析を行い、アクチノイド核種の評価を進めていく予定である。

② 高速中性子スペクトル場における MA 核種試料照射後解析

近年公開予定の核データライブラリーJENDL-3.3を用いて解析を行い、アクチノイド核種の断面積評価を進めていく予定である。

3.3.2 サイクル機構における核変換に係る炉物理基盤研究

(1) サイクル機構のMA・FP核変換の技術開発に関する基本計画

本研究の目的は、MA及びLLFPの核変換に関する実測データを内外の実機高速炉、臨界実験装置を用いて取得し、解析手法及び核データの妥当性検証及び精度の確保を行い、得られた成果をMA及びLLFP変換を取り入れた実用化高速炉の設計に反映し、技術の高度化を図ることである。具体的な達成目標として、1) 実機照射実験及び臨界実験により、MA核種生成・核変換量、MA・RE反応率、減速材付きターゲット集合体内の反応率等を測定し、MA及びLLFPの核変換に関する核計算コード、解析モデルの妥当性の検証、核データの精度の確保を行うこと、2) 核変換解析手法を2005年を目処に確立すること、さらに、3) 実測データ評価結果を統合炉定数に反映することにより、設計予測精度を向上すること(2010年：基本設計用統合炉定数、2015年：許認可用統合炉定数の作成にそれぞれ反映)を設定している。

本研究に関するこれまでの成果として、MA・LLFPの燃焼解析、及び炉心特性への影響評価を解析コードによって行い、実用化高速炉において、炉心特性へ大きな影響を及ぼさない範囲で、MA及びLLFP($Tc-99$, $I-129$ 等)の変換を達成できる見通しを得た。

① 「常陽」照射後試験解析

「常陽」において照射されたMA含有燃料及びMAサンプル($Np-237$, $Am-241$, $Am-243$, $Cm-244$)、さらに今後照射の予定されているMA燃料カプセル($Np-MOX$ 燃料、 $Am-MOX$ 燃料)、低除染・TRU燃料、LLFPターゲットの照射後試験結果を用いて、MA及びLLFPの核変換量及び生成量の解析を行う。

② PROFIL実験解析

「フェニックス」におけるMA及びLLFPサンプル照射試験(PROFIL-R、PROFIL-M計画)を、CEA(フランス)との共同研究として実施し、実機中性子スペクトル場における燃焼データを取得する。対象核種は、主要アクチナイド核種($U-235$, $U-238$, $Pu-239$, 高次Pu)、MA($Np-237$, $Am-241$, $Am-243$, $Cm-244$)、低除染燃料含有FP(Zr , Mo , Ru , Pd , Ag , Cd , Cs , Nd , Sm , Eu , Gd)、LLFP($Tc-99$, $I-129$)等である。主要アクチナイド核種のCapture積分データは早期に統合炉定数へ反映させる。

③ 核変換解析手法の高度化

1) MA び FP 核データに要求される精度の系統的な整理を行い、以後の照射試験及び臨界実験における目標精度を明確にする。2) LLFP ターゲット照射試験をサポートするために、ターゲット解析手法の検討及び高変換率を達成するためのターゲット仕様の解析評価を行う。3) 積分輸送計算コードの導入、燃焼チェーンの改良及びそれらの照射試験解析による妥当性評価によって核変換解析手法を確立する。4) 実用化高速炉の設計精度を向上させるため、照射実験で得られる低除染料・TRU 燃料 (MA, RE) 及び LLFP の積分情報を統合炉定数へ反映する。

④ MA・LLFP 装荷炉心の臨界実験

臨界実験装置を用いて高次 Pu 及び MA の反応度ワース、MA・LLFP ターゲット模擬領域の反応率等の測定を行うために、既存データの入手及び 2006 年以降の試験計画の策定を行う。候補となる施設は、IPPE (ロシア) の「BFS-2」、CEA (フランス) の「MASURCA」、原研の「FCA」、ANL (アメリカ) の「ZPPR」等である。

⑤ LLFP 照射試験

「常陽」における LLFP 核変換ターゲットの照射試験計画を、炉心解析の側面からサポートする。

(2) 種々の炉心概念に関する MA 核変換特性の検討結果

実用化戦略調査研究で検討対象となっている冷却材及び燃料形態の異なる高速炉について、実用化高速炉の資源有効利用性及び環境負荷低減性を評価するための基礎データとするために、MA 核種の核変換特性解析を行った。冷却材としてナトリウム、鉛、炭酸ガスの比較を、燃料形態として酸化物、窒化物、金属の比較を行い、冷却材及び燃料形態の違いによる MA 核変換特性を定量的に把握した。対象炉心は、

- ・ナトリウム冷却酸化物燃料炉心
- ・鉛冷却窒化物燃料炉心 (BREST-300)
- ・炭酸ガス冷却酸化物燃料炉心 (ETGBR)
- ・鉛冷却酸化物燃料炉心
- ・ナトリウム冷却窒化物燃料炉心 (He ボンド、Na ボンド)
- ・ナトリウム冷却金属燃料炉心

であり、いずれも発電炉としての炉心成立性が検討され、実用化戦略調査研究フェーズ 1 での候補概念として取り上げられているものである。これら高速炉の発電炉としての役割を維持しつつ炉心設計に対して大き

な影響を与えないよう、炉心燃料に一様に MA を混入することを想定した。評価項目として、MA 核変換特性（変換量、変換率、核分裂による核変換量等）、燃焼反応度及び増殖比等の炉心燃焼特性の MA 添加による変化を、燃料に対する MA 添加率をパラメータに解析した。また、冷却材ボイド反応度及びドップラー定数の変化にも着目し、MA 添加による変化のメカニズムを検討した。

① MA 及び RE の炉心特性に与える影響

- ・ LWR 取り出し MA においては特に Np-237 及び Am-241 が良好な親物質として働き、燃焼反応度の減少、Pu 富化度の減少を引き起こす。Pu フィッサイル増殖比に対しては燃料体積減少によるマイナス効果と Pu 富化度減少によるプラス効果が相殺し変化量が少なくなっている。
- ・ FBR 平衡 MA に多く含まれる Cm は、親物質としてのポテンシャルは Np-237 及び Am-241 に比べやや劣るものとの核分裂性が大きいため、 FBR 平衡 MA 添加に伴い Pu 富化度が大きく減少される。Pu 富化度の減少は燃焼反応度の減少、増殖比の増加を導く。
- ・ RE の燃料混入による中性子吸収効果と燃料体積減少効果によって、燃焼反応度の増加、Pu 富化度の増加、増殖比の減少が引き起こされる。
- ・ MA あるいは RE による keV エネルギー領域の吸収反応の増加によって、MeV エネルギー領域の随伴中性子束スペクトルの勾配が増加し、冷却材ボイド反応度の増加が引き起こされる。ただし、全ての MA が冷却材ボイド反応度を増加させるわけではなく、Cm-245 等フィッサイル型の MA 核種は冷却材ボイド反応度に対して負の感度を持つ。
- ・ LWR 取出し MA では、Np-237 の中性子捕獲反応による Pu への変換が MA 変換量の大半を占める。Np の存在量が少なく Cm の存在量が多い FBR 平衡 MA では、Cm-244 及び Cm-245 の核分裂による核変換割合が主たるものとなる。

② 冷却材及び燃料形態と MA 核変換特性の関係

- ・ MA 変換率には燃料形態に関して「酸化物 < 金属 < 窒化物」の大小関係が見られる。窒化物燃料及び金属燃料は酸化物燃料に比べ中性子束レベルが高くなることが MA 変換率向上の主要因である。
- ・ 冷却材種別に関しては MA 変換率に「鉛 < ナトリウム～炭酸ガス」の関係が見られたが、これらの炉心間では炉出力等の炉心基本特性、炉心設計思想が統一されていないことから、違いが冷却材に起因するのか、炉心設計に起因するのか明らかでない。
- ・ 上述の燃料形態及び冷却材の違いによる変化度合いは比較的小さい。

- ・MA 変換量は変換率と MA インベントリによって決まる。BREST-300 は燃料インベントリが大きく他の炉心に比べ出力あたりの MA 変換量が大きくなる。変換率で比べた場合は他と同等である。

今後は、Pu サーマル取り出し MA 組成や、具体的な再処理方法を考慮した場合の FBR リサイクル MA 組成での核変換特性解析を行い、システム設計検討のための基本データの拡充を進めていく。また、冷却材及び燃料形態と MA 核変換特性の関係について、冷却材及び燃料形態の違い、炉心設計思想の違いによる影響に分けた分析を行い、本年度に得られた解析値の炉物理的解釈を深めていく。さらに、炉物理的側面から各炉心間の得失を定量的かつ総合的に評価するための検討を行う予定である。

3. 4 FP 分離技術

3. 4. 1 原研における長寿命 FP の分離に関する研究

(1) 原研 4 群群分離プロセスにおける長寿命 FP の分離挙動

原研では、高レベル廃液中の元素を、超ウラン元素群、Tc-白金族元素群、Sr-Cs 群及びその他の元素群の 4 群に分離する群分離プロセス（図 3. 4. 1）の開発を進めてきた。ここでは、本プロセスにおける長寿命 FP の分離挙動について概説する。取り上げた長寿命 FP は、1000 年後の放射能量が使用済燃料 1 トン当たり 10^9 Bq 以上の核種（表 3. 4. 1）である。

① Se-79 (セレン)

これまでに Se については全く検討を行っていないが、同族の Te と同一挙動をとるものと推定される。この場合、その他の元素群としてガラス固化されることになる。

② Zr-93 (ジルコニウム)

Zr は前処理工程において、Mo と共に沈殿として分離され、最終的にはその他の元素群としてガラス固化される。回収率は 99% と見積もられる。前処理工程において分離された Zr をその他の元素群に混合せず、別に固化するというオプションも考えられる。

③ Tc-99 (テクネチウム)

4 群群分離プロセスにおいて Tc は分離対象元素であり、脱硝沈殿工程において白金族元素 (Ru, Rh, Pd) と共に沈殿として分離される。そのまま利用のための中間貯蔵というオプションも考えられるが、過酸化水素による選択的溶出法により白金族元素より分離して、核変換処理するというのが基本方針である。回収率は 95% 程度である。Tc を

添加した模擬高レベル廃液による4群群分離プロセス総合試験では、96.2%のTc沈殿率を得た。残り5%のほとんどは、沈殿せずに溶液中に残留したものであり、無機イオン交換体吸着工程を通過して、その他の元素群に混入する。もし、この5%をさらに回収する必要があるならば、活性炭吸着工程を付加すればよい。活性炭吸着におけるTc回収率は、99%以上が可能である。

④ Pd-107 (パラジウム)

Pdは、上記のように、他の白金族元素及びTcと共に沈殿として分離され、中間貯蔵に向けられる。Pdは、白金族元素の中では、脱硝沈殿工程において最も沈殿しやすい元素である。脱硝沈殿工程におけるPd沈殿率としては99%が期待できる。濃縮高レベル廃液による群分離試験においても99%以上の沈殿率が得られた。

⑤ Sn-126 (スズ)

模擬廃液による実験で、前処理工程においてSnはZrとほぼ同じ挙動をとることを明らかにした。従って、Snはほぼ定量的にその他の元素群に含まれることになる。

⑥ Cs-135 (セシウム)

Csは無機イオン交換体(ゼオライト：天然モルデナイト)にて吸着分離される。Csを吸着したモルデナイトは、高温で処理(焼成)することで安定な固化体に変換できる。焼成体のCsについての浸出率は、ガラス固化体浸出率の1/100以下であるというデータを得た。高レベル廃棄物地層処分の安全評価上、Csに対しては、浸出率低減の効果は大きい。4群群分離プロセスにおいては、CsをSrと一緒に吸着分離しているため、吸着工程への供給液のpHを中性領域に調整しているが、Csのモルデナイトによる吸着は、硝酸濃度0.5M程度の溶液から也可能である。

⑦ Sm-151 (サマリウム)

ランタノイドであるSmは、その他の元素群としてガラス固化される。

3.4.2 サイクル機構における分離研究

(1) Tcの電解析出技術開発の状況

再処理高レベル廃液や燃料溶解液からTc等の白金族元素を回収する技術として、電解析出法による分離について研究開発を進めている。ここでは、基礎データ(電解析出率等)の収集を目的として行った最近の実験結果について概略を述べる。

電解条件、硝酸濃度、共存元素等の影響を評価するため、ReをTcの模擬元素として用いて電解析出実験を行った。その結果、高硝酸濃度に

おける Re の析出率は低いが、硝酸濃度を低下させることによりその値を大幅に上昇させることができることを確認した。さらに高硝酸濃度（2.5 M）領域においても、Pd イオンを共存させることにより析出率の改善が見られることを明らかとした。

これらの結果をもとに模擬高レベル廃液を使用した電解還元試験を実施した。この試験では電解に伴う酸濃度の減少によって Mo や Zr 等の沈殿が生成することを防ぐため、硝酸を連続的に添加し酸濃度を調整した。また、高酸濃度における Re 等の析出率を向上させるために Pd イオンを添加した。結果として、模擬高レベル廃液中の Re の約 32 % が電極上に回収され、Te、Ru、Rh 等の元素についても比較的高い除去率が得られた（図 3.4.2）。系への硝酸の連続添加を止め、系の酸濃度を低下させることにより、Re の除去率を約 50 % まで上昇できることを確認している（ただし、酸濃度の低下により Zr や Mo の沈殿が生成するおそれがある）。

電解還元後の電極上からの各元素の回収に関しては、電解酸化法と電解還元法を組み合わせた分別回収プロセスについて検討を進めており、各工程における電解条件の影響等を評価している。

今後は、実液を用いたホット試験の実施に向けて、得られたデータをもとにプロセス条件を最適化し、ホット試験用の装置を準備していく予定である。

(2) FP 元素の分離方策に関する検討

サイクル機構が行う実用化戦略研究においては、分離対象元素は Tc、I、Cs 及び Sr とされている。平成 13 年度より Phase II 検討を開始するに当たり、上記元素の分離方策を検討した。上述の電解析出法は高レベル廃液に移行した Tc を対象としているが、Tc は他の経路にも移行するので Tc についても併せて検討した。PUREX 工程を中心とする再処理プロセスを前提とした。

ヨウ素は溶解工程においてオフガス中に移行させて回収する。U 及び Pu 酸化物の溶解反応終了後に溶液に含まれる成分は、加熱等の操作によりこれを気相中に移行させる。ヨウ素は気相中に移行した成分を回収することとなる。

現行の再処理工程においてヨウ素は吸着法により回収されており、これをターゲットの形態に転換する手法が候補となる。転換が困難な場合には、代替となる吸着材を探すこととなる。

Tc は燃料の溶解時に溶液中に残る成分と不溶解残さへと移行する。抽出工において、一部の Tc は Zr や U と共に抽出されるが、多くは水溶液中に残留する。抽出された Tc はわずかながら U 及び Pu 製品に移行

しうる。このため、Tc は溶解時の不溶解残さ及び共除染工程からの高レベル廃液の回収、抽出工程における移行制御を行う必要がある。

Tc を抽出工程において移行制御する研究は、仏、英、露において既に行われており、重要な参考になると考えられる。高レベル廃液からの回収については、電解析出法の他にも分離技術が報告されており、選択肢を増やすべきであろう。不溶解残さは鉛抽出を旧動燃時代に行っているが、この適用性の評価、その他の方法の調査が必要である。

Cs と Sr は共除染工程において抽出されずに高レベル廃液へと移行する。回収経路は実質的に高レベル廃液のみを考えればよい。

セシウムについては溶媒抽出による研究が仏と米において行われている。いずれも大環状化合物が用いられている。他に、無機材質に基づくイオン交換法、セシウムに選択的な試薬を用いた沈殿法が候補として挙げられる。ストロンチウムも同様に溶媒抽出（クラウンエーテル系抽出剤）とイオン交換法が研究されている。Cs 及び Sr については溶媒抽出法が有力な候補と考えられる。

他の重要な長半減期核種としては、Se-79、Zr-93、Pd-107、Sn-126 や Sm-151 が挙げられる。これらについては、今後議論しなければならない。

以上の元素を分離する技術についてさらに調査を進め、詳細な研究開発計画を立案することが必要である。また、研究開発を効率的に進めるために、分離対象の各元素の回収形態、及び必要とされる回収率が明示されることが必要である。FP の核変換を考える場合、照射後のターゲットの処理方法を考えなければならない。

第4章 まとめ及び今後の計画

4.1 研究協力の成果

4.1.1 研究開発計画

(1) 環境負荷低減の評価指標の検討

環境負荷低減の意義及び効果について議論し、共通的認識を得た。核燃料サイクルに纏わる環境負荷低減効果を定量的に評価するために、サイクル機構から多属性効用分析法に階層分析法を組み合わせた新しい評価手法を提案し、定量的評価目標値の設定の考え方や今後の手法改良の方向性等について有意義な議論ができた。

(2) 分離変換研究開発計画の検討

分離・核変換研究開発計画について、FBRを利用するケース（FS研究、基礎・基盤研究）及びADSを利用するケースについて議論し、両者の計画の妥当性、課題及びクリティカルポイント（技術）について認識できた。

4.1.2 情報交換

(1) TRU・FP の核断面積、炉物理及び燃焼データに関する技術情報

- ・MA 及び FP の核断面積データ
- ・FCA 炉物理実験
- ・燃焼データ
- ・MA 燃焼技術
- ・LLFP ターゲット技術
- ・物性データベース
- ・MA 燃料と LLFP の常陽照射試験計画

(2) 分離技術に関する技術情報

- ・LLFP 元素 (Tc, I, Cs(135-Cs), 他) 分離技術
- ・発熱性元素 FP (Cs (137-Cs), Sr) 分離技術
- ・湿式電解技術

議論を通じ、長寿命 FP 核種については分離・核変換が対象とすべき核種の絞り込みが不十分であり、今後コンセンサスを得る必要があること、分離技術については両者が初期実験室レベルであり、改良あるいは新技

術への転換の余地があること、③製造技術については実験以前の調査の段階であること、④核データの充実・炉物理評価の強化が必要であること等、現状認識と今後の課題が摘出された。

4.2 今後の協力の進め方

- ・ 核燃料サイクルの環境負荷低減の評価に纏わる指標及び手法については、サイクル機構が FBR システム評価のための指標及び手法の改良を継続し、よりスタンダードな指標及び手法の確立を目指す。さらに、非核エネルギー源との比較を念頭にした改良・拡張を行う。
- ・ アクチニドの分離技術については、H12 年度は従来の協力協定とのバッティングを避けるため本枠組みから外したが、次年度以降は本枠組みの中で情報交換及び共同研究を行うものとする（東海先進部との間で調整中）。
- ・ シナリオ検討、システム評価、新型燃料、ADS・FBR 比較等、H12 年度での議論が不十分だった項目については検討を更に深めることが必要である。
- ・ 長寿命 FP の分離・核変換技術は、端緒についたばかりの分野である。今後、両機関に共通して未着手の分野については、研究の役割分担化、あるいは集中化などを図り、合理的（経済的）な研究開発を実施することが望まれる。
- ・ また、長寿命 FP の分離・核変換技術の開発計画は、実用化までにかなりの長期計画になるため、隨時、計画と適用技術の見直しを図り、適宜、新しい概念及び新技術の取り込みを行って、計画及び技術の陳腐化を防ぐことが必要である。
- ・ 「核燃料サイクルに係わる環境負荷低減の検討」については、平成 13 年度以降もフェーズⅡの最終年度を期限として継続される（期限満了までに、原研またはサイクル機構のいずれか一方から意思表示のない場合には自動的に 1 年間延長）。この研究協力においては、これまでに引き続き、分離核変換に係る研究開発計画、導入効果、評価指標などについて意見交換するとともに、基盤技術研究（燃料・ターゲット製造技術、核データ、核変換に関する炉物理研究、FP 分離技術など）について情報交換を行う。
- ・ また、平成 12 年度の情報交換により、双方のより緊密な協力が有益と判断された核データの整備、LLFP 分離技術、常陽を用いた TRU 燃料の照射試験などのテーマについて、研究内容の具体化、研究の位置付け（実用化研究／基盤研究）、実施担当などの調整を行い、個別のテーマごとに委託または共同研究として実施する可能性を検討する。

[交換情報リスト]

1. 機構から原研への提供情報 (20 件)

① 核データ関連

- 1) Harada H., Watanabe H., Sekine T., Hatsukawa Y., Kobayashi K., and Katoh T., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 27, 577 (1990)
- 2) Sekine T., Hatsukawa Y., Kobayashi K., Harada H., Watanabe H., and Katoh T., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 30, 1099 (1993)
- 3) Wada H., Nakamura S., Furutaka K., Katoh T., Yamana H., Fujii T., and Harada H., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 37, 827 (2000)
- 4) Katoh T., Nakamura S., Harada H., Hatsukawa Y., Shinohara N., Hata K., Kobayashi K., Motoishi S., and Tanase M., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 34, 431 (1997)
- 5) Harada H., Nakamura S., and Katoh T., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 34, 498 (1997)
- 6) Katoh T., Nakamura S., Harada H., Hatsukawa Y., Shinohara N., Hata K., Kobayashi K., Motoishi S., and Tanase M., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 36, 635 (1999)
- 7) Nakamura S., Harada H., and Katoh T., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 36, 847 (1999)
- 8) Harada H., Sekine T., Hatsukawa Y., Shigeta N., and Katoh T., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 31, 173 (1994)
- 9) Harada H., Nakamura S., Katoh T., and Ogata Y., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 32, 395 (1995)
- 10) Nakamura S., Harada H., Katoh T., and Ogata Y., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 33, 283 (1996)
- 11) Katoh T., Nakamura S., Harada H., and Ogata Y., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 36, 223 (1999)
- 12) Harada H., Wada H., Nakamura S., Furutaka K., and Katoh T., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 37, 821 (2000)
- 13) Furutaka K., Nakamura S., Harada H., and Katoh T., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 37, 832 (2000)

② 炉物理関連

- 14) 大木ほか, "種々の炉心概念に関する MA 滅絶特性の整理," TN9400-2000-080, 2000 年 3 月

③ 分離技術関連

- 15) K. Koizumi et al., J. Nucl. Sci. Technol., 30 (11), 1195 (1993)
- 16) M. Ozawa et al., GLOBAL '97, vol. 2, 1232 (1997)
- 17) Y. Sano et al., RECOP 98, vol. 3, 717 (1998)
- 18) M. Ozawa et al., GLOBAL '99 (1999)
- 19) M. Ozawa et al., Nucl. Technol., 30 (2), 196 (2000)
- 20) H. Funasaka et al., ATALANTE 2000 (2000)

2. 原研から機構への提供情報 (37 件)

- 1) 日本原子力研究所 原子炉設置変更許可申請書「HTTR(高温工学試験研究炉)原子炉施設の設置」本文及び添付書類(一~十)、平成元年2月

① 燃料製造関連

- 2) Y. Suzuki, et al., "Preparation of Neptunium Mononitride by Carbothermic Reduction," J. Nucl. Sci. Technol., 31 (1994) 677
- 3) M. Akabori, et al., "Nitridation of Uranium and Rare-Earth Metals in Liquid Cd," J. Nucl. Mater., 248 (1997) 338
- 4) M. Takano, et al., "Synthesis of Americium Mononitride by Carbothermic Reduction Method," Pro. GLOBAL'99, Jackson Hole, Aug. 29-Sept. 3, 1999 (CD-ROM)
- 5) Y. Arai, et al., "Preparation and Characterization of PuN Pellets containing ZrN and TiN," J. Nucl. Mater., 281 (2000) 244
- 6) M. Takano, et al., "Carbothermic Synthesis of (Cm, Pu)N," to be published in J. Nucl. Mater.
- 7) K. Minato, et al., "Thermal Conductivity of Technetium," J. Alloys Comp., 267 (1998) 274
- 8) Y. Shirasu, et al., "Characterization of Technetium-Ruthenium Alloys for Transmutation of Technetium Metal," Pro. GLOBAL'99, Jackson Hole, Aug. 29-Sept. 3, 1999 (CD-ROM)
- 9) H. Akie, et al., "A New Fuel Material for Once-through Weapons Plutonium Burning," Nucl. Technol., 107 (1994) 182
- 10) N. Nitani, et al., "Phase Relations and Distribution of Fission Products in the Pu Rock-like Fuels with Fluorite," Spinel and Corundum Phases, J. Nucl. Mater., 247 (1997) 59
- 11) T. Yamashita, et al., "Current Status of Researches on the Plutonium Rock-like Oxide Fuel and its Burning in LWRs," Progress

of Nuclear Energy (in press)

② 核データ関連

- 12) Nakagawa T., Shibata K., Chiba S., Fukahori T., Nakajima Y., Kikuchi Y., Kawano T., Kanda Y., Ohsawa T., Matsunobu H., Kawai M., Zukeran A., Watanabe T., Igarasi S., Kosako K., and Asami T., *J. Nucl. Sci. Technol.*, 32, 1259 (1995)
- 13) (Eds.) Shibata K., Nakagawa T., Sugano H. and Kawasaki H., "Curves and Tables of Neutron Cross Sections in JENDL-3.2," JAERI-Data/Code 97-003 (1997)
- 14) (Eds.) Shibata K. and Narita T., "Descriptive Data of JENDL-3.2," JAERI- Data/Code 98-006 (1998)

③ 炉物理関連

- 15) T. Mukaiyama, et al., "Actinide Integral Measurements in FCA Assemblies," Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Basic and Applied Science, vol. 1, p. 483-488, (Santa Fe, 1985)
- 16) S. Okajima, et al., "Evaluation and Adjustment of Actinide Cross Sections Using Integral Data Measured at FCA," Proc. Int. Conf. Nuclear Data for Science and Technology, p. 983-986, (Mito, 1988)
- 17) 向山武彦, 岡嶋成晃, "消滅処理研究の現状 6) アクチノイド核種断面積評価・修正のための積分実験," 日本原子力学会, 149-154 (1994)
- 18) 菊池康之, 中川庸雄, 高野秀機, 向山武彦, "アクチノイド核データの信頼性 微分データとその積分的検証," 日本原子力学会誌, vol. 36, 211-220 (1994)
- 19) H. Takano, et al., "Reactor Benchmark Testing for JENDL-3.2, JEF-2.2 and ENDF/B-VI.2," Proc. Int. Conf. on The Physics of Nuclear Science and Technology, vol. 1, p. 58-65, (Long Island, 1998)
- 20) 河野信昭ほか, "PFR 照射アクチノイド試料の核種分析と解析 I (1) ウラン同位体試料の化学分析," 日本原子力学会 1998 年秋の大会 D59, (1998)
- 21) 辻本和文ほか, "PFR 照射アクチノイド試料の核種分析と解析 I (2) ウラン同位体試料の解析." 日本原子力学会 1998 年秋の大会 D60, (1998)
- 22) 河野信昭ほか, "PFR 照射アクチノイド試料の核種分析と解析 II (1) プルトニウム同位体試料の化学分析," 日本原子力学会 1999 年秋の大会 E3, (1999)

- 23) 篠原伸夫ほか, "PFR 照射アクチノイド試料の核種分析と解析 II (1) プルトニウム同位体試料の組成変化と核分裂収率," 日本原子力学会 1999 年秋の大会 E4 (1999)
- 24) 辻本和文ほか, "PFR 照射アクチノイド試料の核種分析と解析 II (1) ネプツニウムとプルトニウム同位体試料の解析," 日本原子力学会 1999 年秋の大会 E5, (1999)

④ 分離技術関連

- 25) M. Kubota, et al., "Immobilization of Strontium and Cesium Using Hydrous Titanium Oxide and Zeolite," J. Radio. Waste Manag. & Nucl. Fuel Cycle, 7, 303 (1986)
- 26) 山口五十夫ほか, "群分離法の開発: テクネチウムの回収法ーその 1," JAERI-M 87-034 (1987)
- 27) Yamagishi, et al., "Separation of Technetium with Active Carbon," J. Nucl. Sci. Technol., 26, 1038 (1989)
- 28) I. Yamagishi, et al., "Desorption of Technetium from Active Carbon with Alkaline Thiocyanate Solution," J. Nucl. Sci. Tec., 27, 743 (1990)
- 29) Y. Kondo, et al., "Precipitation Behavior of Platinum Group Metals from Simulated High Level Liquid Waste in Sequential Denitration Process," J. Nucl. Sci. Tech., 29, 140 (1992)
- 30) I. Yamagishi, et al., "Recovery of Technetium with Active Carbon Column in Partitioning Process of High-Level Liquid Waste," J. Nucl. Sci. Tech., 30, 717 (1993)
- 31) M. Kubota, et al., "Separation of Technetium from High-Level Liquid Waste," Radiochemistry, 39 299 (1997)
- 32) 溝口研一ほか, "群分離法の開発: 脱硝による Tc-白金族元素の最適沈殿プロセスの構築ー脱硝後の液の酸濃度に影響を与える諸因子及び反応の考察," JAERI-Research 97-071 (1997)
- 33) 森田泰治ほか, "群分離法の開発: 小規模実験による 4 群群分離プロセスにおけるテクネチウム挙動の確認," JAERI-Research 98-046 (1998)
- 34) L. Donnet, et al., "Development of Partitioning Method: Adsorption of Cesium with Mordenite in Acidic Media," JAERI-Research 98-058 (1998)
- 35) Y. Morita, et al., "The First Test of 4-Group Partitioning Process with Real High-Level Liquid Waste," Proc. of GLOBAL'99, published in the form of CD-ROM (1999)

- 36) 森田泰治ほか, "4群群分離プロセスのNUCEF内群分離試験装置によるコールド試験及びセミホット試験," JAERI-Research 2000-024 (2000)
- 37) Y. Morita, et al., "A Demonstration Test of 4-Group Partitioning Process with Real High-Level Liquid Waste," Proc. of ATALANTE2000, Paper No. P3-37, published on internet :
<http://www.cea.fr/html/atalante2000.html> (2000)

3. サイクル機構の大学委託によるMA及びFPの断面積測定の関連情報

- 1) PNC ZJ9607 95-001 「希土類核種等の核反応断面積の測定」
- 2) PNC ZJ9607 96-001 「希土類核種等の核反応断面積の測定-II」
- 3) PNC TJ9607 97-001 「希土類核種等の核反応断面積の測定-III」
- 4) PNC TJ9607 98-001 「Np-237の中性子捕獲断面積測定」
- 5) JNC TJ9400 99-001 「Tc-99の中性子捕獲断面積測定」(予備検討)
- 6) JNC TJ9400 2000-008 「Tc-99の中性子捕獲断面積測定」
- 7) M. Igashira, S. Mizuno and H. Kitazawa: Measurements of keV-Neutron Capture Gamma Rays of Fission Products; Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Trieste, Italy, 1997, ed. G. Reffo, A. Ventura and C. Grandi (Italian Physical Society, Conference Proceedings, 59, 1997) 1304-1306.
- 8) M. Igashira, S. Mizuno, Y. Ohkawachi, T. Wakabayashi: Measurement of keV-Neutron Capture Cross Sections of Rare Earth Nuclides; Proc. Int. Conf. on Future Nuclear Systems: Global'97, Yokohama, Japan, 1997 (1997) 1360-1364.
- 9) M. Igashira, S. Mizuno, T. Veerapaspong, B. Duamet, S. Harnood, J. Hori, S. Lee, T. Ohsaki, Y. Ohkawachi and T. Wakabayashi: Study on Neutron Capture Reaction by Important Fission Products Aiming at Development of Innovative Nuclear Reactors; Proc. the 3rd Korea-Japan Seminar on Advanced Reactors, Taejon, Korea, 1998, (1998) 175-181.
- 10) M. Igashira: Measurements of keV-Neutron Capture γ Rays of Fission Products (II); Proc. the 1995 Symposium on Nuclear Data, JAERI-Conf 96-008 (1996) 123-128.
- 11) M. Igashira: Measurements of keV-Neutron Capture γ Rays of Fission Products (III); Proc. the 1996 Symposium on Nuclear Data, JAERI-Conf 97-005 (1997) 141-146.
- 12) 井頭政之、水野哲、蘇和: 140Ceおよび141PrのkeV中性子捕獲

- 断面積の測定；日本原子力学会 1995 年秋の大会予稿集、B67、119 (1995).
- 13) Harnood Suhe、井頭政之、大崎敏郎： ^{140}Ce および ^{141}Pr の 55 keV 中性子捕獲反応断面積の測定；日本原子力学会 1998 年秋の大会予稿集、B7、56 (1998).
 - 14) Duamet Bahat、井頭政之、水町真理、堀順一、都筑豊、倉田糧輔、大崎敏郎： Sm 同位体の keV 中性子捕獲反応断面積の測定；日本原子力学会 1998 年秋の大会予稿集、B8、57 (1998).
 - 15) Teerasak Veerapaspong、Masayuki Igashira、Toshiro Ohsaki : Measurements of keV-neutron Capture Reaction Cross Sections of $^{143}, 145\text{Nd}$ ；日本原子力学会 1998 年秋の大会予稿集、B8、58 (1998).
 - 16) 山本風海、井頭政之、大崎敏郎： $^{151}, 153\text{Eu}$ の keV 中性子捕獲反応断面積の測定；日本原子力学会 1999 年春の年会、C16, 136 (1999).
 - 17) 黒河暢雄、井頭政之、大崎敏郎： $\text{Np}-237$ の keV 中性子捕獲反応断面積の測定；日本原子力学会 1999 年春の年会、C15, 135 (1999).
 - 18) PNC ZJ9604 95-001 「鉛スペクトロメータを用いたマイナーアクチニド核断面積の測定」
 - 19) PNC ZJ9604 96-001 「鉛スペクトロメータを用いたマイナーアクチニド核断面積の測定-II」
 - 20) PNC TJ9604 97-001 「鉛スペクトロメータを用いたマイナーアクチニド核断面積の測定-III」
 - 21) JNC TJ9400 99-004 「鉛スペクトロメータを用いたネプツニウム 237 の中性子捕獲断面積測定」
 - 22) JNC TJ9400 2000-009 「鉛スペクトロメータを用いたテクネシウム-99 の中性子捕獲断面積測定の予備検討」
 - 23) JNC TJ9400 2001-003 「鉛スペクトロメータを用いたテクネシウム-99 の中性子捕獲断面積測定」
 - 24) Shuji Yamamoto, Katsuhei Kobayashi, Mitsuharu Miyoshi, Itsuro Kimura, Ikuo Kanno, Nobuo Shinohara and Yoshiaki Fujita, "Fission Cross-Section Measurements of ^{241}Am Between 0.1 eV and 10 keV with Lead Slowing-Down Spectrometer and at Thermal Neutron Energy", Nucl. Sci. Eng., 126, 201-212 (1997).
 - 25) Katsuhei Kobayashi, Tetsuya Kai, Shuji Yamamoto, Hyun-Je Cho, Yoshiaki Fujita, Itsuro Kimura and Nobuo Shinohara, "Measurement of Neutron-induced Fission Cross Section of Am-243 from Thermal Neutron Energy to 15 keV Using Lead Slowing-down Spectrometer and

- thermal Neutron Facility", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 36, No. 1, 1 (1999).
- 26) I. Kimura, M. Miyoshi, I. Kanno, S. Kanazawa, K. Kobayashi, S. Yamamoto, and Y. Fujita, "Measurement of Fission Cross Section of ^{241}Am in Resonance Region with Electron Linac-Driven Lead Slowing-down Spectrometer", Presented at the Int'l Seminar on Neutron Spectroscopy, Nuclear Structure, Related Topics, ISINN-2, E3-94-419, pp. 288-292, Dubna, April, 1994.
- 27) Katsuhei Kobayashi, Shuji Yamamoto, Yoshiaki Fujita, Mitsuharu Miyoshi, Itsuro Kimura, Ikuo Kanno, and Satoshi Kanazawa, "Fission Cross Section Measurement of Am-241 between 0.1 eV and 10 keV with Lead Slowing-down Spectrometer", Proc. of Int'l Conf. on Nucl. Data for Sci. and Technol., May 9-13, 1994, Gatlinburg, Tenn., Edited by J. K. Dickens, ORNL, Vol. 1, 242-244 (1994).
- 28) Katsuhei Kobayashi, Shuji Yamamoto, Yoshiaki Fujita, Itsuro Kimura, Mitsuharu Miyoshi, Hideki Yamamoto, Ikuo Kanno and Nobuo Shinohara, "Fission Cross Section Measurements of Am-241 and Am-243 Between 0.1 eV and 10 keV with Lead Slowing-down Spectrometer", Proc. of the Ninth Int'l Symp. on Reactor Dosimetry, Prague, Czech Republic, 2 - 6 Sept. 1996, Eds. H. A. Abderrahim, P. D' hondt and B. Osmera, World Scientific, Singapore, pp. 640-647 (1998).
- 29) Katsuhei Kobayashi, Shuji Yamamoto, Tetsuya Kai, Yoshiaki Fujita, Itsuro Kimura, Mitsuharu Miyoshi, Hideki Yamamoto, Nobuo Shinohara, "241, 243Am(n, f) Cross Sections From 0.1 eV to 10 keV measured with Linac-driven Lead Slowing-down Spectrometer", Proc. of the V Int'l Seminar on Interaction of Neutrons with Nuclei, ISINN-5, Neutron Spectroscopy, Nuclear Structure, Related Topics, May 14-17, 1997, Dubna, Russia, pp. 316-324 (1997).
- 30) Katsuhei Kobayashi, Tetsuya Kai, Shuji Yamamoto, Yoshiaki Fujita, Itsuro Kimura, Nobuo Shinohara, "Measurement of the $^{243}\text{Am}(n, f)$ Cross Section between 0.1 eV and 10 keV using Lead Slowing-down Spectrometer", Proc. of the Int'l Conf. on Nuclear Data for Sci. and Technol., Conf. Proc. 59, Part I, Edited by G. Reffo et al., pp. 638-642, Italian Physical Society, Bologna, Italy (1997), May 19-23, 1997, Trieste, Italy.
- 31) Katsuhei Kobayashi, Shuji Yamamoto, Tetsuya Kai, Yoshiaki Fujita, Itsuro Kimura, Mitsuharu Miyoshi, Ikuo Kanno, Toshio Wakabayashi,

- Yasushi Ohkawachi, Shigeo Ohki, Nobuo Shinohara, "Measurement of Fission Cross Sections for Nuclear Transmutation on Am-241, Am-242m and Am-243 using Lead Slowing-down Spectrometer", Proc. of the Int'l Conf. on Future Nuclear Systems, Global '97, Oct. 5-10, 1997, Pacifico Yokohama, Yokohama, Japan, Vol. 2, p. 784-788 (1997).
- 32) Katsuhei Kobayashi, Mitsuhashi Miyoshi, Shuji Yamamoto, Yoshiaki Fujita, Itsuro Kimura, Ikuo Kanno and Satoshi Kanazawa, "Measurement of Cross Section for $^{241}\text{Am}(n, f)$ Reaction between 0.5 eV and 10 keV with Lead Slowing-down Spectrometer", JAERI-M 94-019, 179-182 (1994).
- 33) Katsuhei Kobayashi, Mitsuhashi Miyoshi, Shuji Yamamoto, Yoshiaki Fujita, Itsuro Kimura, Ikuo Kanno, Satoshi Kanazawa and Nobuo Shinohara, "Measurement of Fission Cross Section with Pure Am-241 Sample using Lead Slowing-Down Spectrometer", Proc. of the 1995 Symp. on Nucl. Data, JAERI-Conf 96-008, 117-122 (1996).
- 34) Katsuhei Kobayashi, Shuji Yamamoto, Mitsuhashi Miyoshi, Itsuro Kimura, Ikuo Kanno, Nobuo Shinohara and Yoshiaki Fujita, "Measurement of Thermal Neutron Cross Section for $^{241}\text{Am}(n, f)$ Reaction", Proc. of the First Internet Symposium on Nuclear Data, held on April 8 - June 15, 1996, JAERI-Conf 97-004, 47-53 (1996).
- 35) Katsuhei Kobayashi, Shuji Yamamoto, Tetsuya Kai, Yoshiaki Fujita, Hideki Yamamoto, Itsuro Kimura and Nobuo Shinohara, "Measurement of Fission Cross Section with Pure Am-243 Sample using Lead Slowing-Down Spectrometer", Proc. of the 1996 Symp. on Nucl. Data, JAERI-Conf 97-005, 246-251 (1997).
- 36) Tetsuya Kai, Katsuhei Kobayashi, Shuji Yamamoto, Yoshiaki Fujita, Itsuro Kimura, Mitsuhashi Miyoshi, Hideki Yamamoto and Nobuo Shinohara, "The Influence of Impurities for Cross Section Measurement of $^{241}, ^{243}\text{Am}(n, f)$ Reactions", Proc. of the 1996 Symp. on Nucl. Data, JAERI-Conf 97-005, 280-285 (1997).
- 37) Tetsuya Kai, Katsuhei Kobayashi, Shuji Yamamoto, Yoshiaki Fujita, Itsuro Kimura, Yasushi Ohkawachi and Toshio Wakabayashi, "Fission Cross Section Measurement of Am-242m using Lead Slowing-down Spectrometer", Proc. of the 1997 Symp. on Nucl. Data, JAERI-Conf 98-003, 225-230 (1998).
- 38) Tetsuya Kai, Katsuhei Kobayashi, Shuji Yamamoto, Cho Hyun-Je, Yoshiaki Fujita, Itsuro Kimura, Yasushi Ohkawachi and Toshio

- Wakabayashi, "Fission Cross Section Measurement for Am-242m with TOF Methods in Low Energy Region", Proc. of the 1998 Symp. on Nucl. Data, JAERI-Conf 99-002, 240-245 (1999).
- 39) JNC TJ9400 2000-013 「MA核種の高速中性子微分核分裂断面積の測定」
- 40) PNC TJ9601 97-001 「MA核種の高速中性子微分核分裂断面積の測定-II」
- 41) PNC TJ9601 98-002 「MA核種の高速中性子核分裂断面積の測定」
- 42) JNC TJ9400 99-007 「アメリシウム同位体の高速中性子核分裂断面積の測定」
- 43) JNC TJ9400 2000-007 「新手法に基づく Np-237 の核分裂断面積及び核分裂中性子スペクトルの測定」
- 44) "Measurement of Fast Neutron-Induced Fission Cross Section Ratio of Neptunium-237 Relative to Uranium-235 between 6 and 120 keV" Tomohiko IWASAKI, Keichirou SAITO, Mamoru BABA, Toshiya SANAMI Yasushi NAUCHI, Naohiro HIRAKAWA Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.. 36, Vol.. 2, P 1 (1999)
- 45) 数十 keV 領域における Np237 高速中性子核分裂断面積の測定 斎藤圭一郎、岩崎智彦、馬場護、佐波俊哉、名内泰志、タンワイン、平川直弘 原子力学会「1997 秋の大会」(1997) A2

表 2.2.1 TRU の分離・核変換に関する取り組み方針

対象	分野	フェーズⅠ	フェーズⅡ	フェーズⅢ	フェーズⅣ	備考
TRU	全体目標	今までの研究成果の集約 フェーズⅡ以降の取組み方針の策定	抽出した候補概念に対し、TRU 変換率等を評価し、開発目標に対する達成度を評価する。なお、分離・回収として、乾式再処理技術の絞込みを行う。	温式、乾式とともに TRU 回収技術を確立する。TRU 入り燃料（MOX 燃料）を試作し、燃料製造技術の確立を図るとともに、ピン照射・照射後試験を実施する。なお、分離・回収として、再処理技術の絞込みを行う。	ピン燃料照射を行い、性能の見通しを得ると共に、技術全體の整合性を図り、経済性評価等を含め、総合評価する。絞込まれた分離・回収技術にて、ホット工学試験を行い、TRU 燃料製造、集合体照射・照射後試験を実施する。	
	炉心評価	5%までの TRU 含有炉心の炉心性能を評価し、開発目標を満足できることを確認する（軽水炉リサイクルと FBR の多重サイクル使用済燃料からの再処理を想定）。	抽出した候補概念の炉心に対して TRU 核変換率を評価し、開発目標に対する達成度の評価が可能なようとする（低除染・TRU 燃料評価用炉定数の整備）。	絞込んだ実用化候補炉心に対して、TRU 燃料炉心性能を評価し、燃料仕様を確立する（ペレット、振動充填の 2 ケースについて実施）。	常陽でのピン燃料照射の状況を反映した TRU 燃料評価用炉定数の設計精度評価を行う。	
	分離・回収	各再処理技術に対する TRU 分離・回収に関する技術の評価を行い、研究課題を特定する。	（湿式） 小規模ホット試験による TRU 回収技術の確立 （乾式） コールド・ウラン試験の実施 海外協力のもと、小規模ホット試験を行い、乾式再処理の絞込みの評価を実施	（湿式） TRU 回収に伴う廃液低減技術等周辺技術の確立。 （乾式） 絞り込まれた再処理技術に対し、Pu 試験（CPF）を実施 最終的な再処理技術の絞込み	絞込まれた再処理技術に対し、ホット工学試験による実証	
	燃料製造	（ペレット） Np-MOX 燃料、Am-MOX 燃料の試作による製造性確認（被曝量／発熱量等の制約による TRU 含有量の上限を把握）。 （振動充填） 充填技術、検査技術の開発 温式：燃料試作、照射準備（PSI） 乾式：燃料照射（ロシア）による製造性確認	Np-MOX 燃料、Am-MOX 燃料の製造課題の摘出と評価	（ペレット） TRU 燃料を試作による製造性の確認 製造課題摘出と評価	低除染 TRU による燃料製造試験による実証	
	燃料照射	— —	（ペレット） 常陽におけるカプセル照射、PIE （振動充填） 温式：HFR におけるピン照射、PIE 乾式：BOR-60 におけるピン照射、PIE	（ペレット：温式法） 常陽におけるピン照射、PIE （振動充填） 常陽におけるカプセル照射、PIE	同左 （振動充填） 常陽におけるピン照射、PIE	集合体照射・PIE

表 2.2.2 LLFP の分離・核変換に関する取り組み方針

対象	分野	実用化候補概念の抽出		実用化候補概念の抽出	
		フェーズ1	フェーズ2	フェーズ3	フェーズ4
LLFP	全体目標	今までの成果の集約とフェーズⅡ以降の取組方針の策定(対象核種の選定)	LLFP対象核種に対し、分離・回収、ターゲット材製造、核変換の觀点から、基礎調査を行い、開発目標に対する達成度を評価する。ターゲット候補材を選定する。基礎・基盤研究から実用化で検討すべき核種があれば対応する。	I, Tcに対する技術成立性確認と経済性評価による開発継続の可否判断ができるようにする。ターゲット材を選定する。	I, Tcのターゲット製造試験、分離回収～製造までの小規模ホット試験を行い、照射試験の準備を行う。
	核変換	<I,Tc> 大型Na冷却炉心を対象に、LLFP回収率をパラメータとして核変換特性の評価を実施 <Cs,Sr> Csは、核変換の可能性を検討し、核変換するか保管・廃棄するかの選択をする(Srは、分離・保管する)	フェーズⅠで抽出した実用化候補概念の各冷却材、各燃料形態毎にターゲット燃料含め核変換特性および効果的に核変換することを評価し、望ましい化学形態を評価、選定する。 → 開発目標に対する有力な判断材料を提供する。	<I,Tc>フェーズⅡで絞り込んだ炉、燃料形態を対象として、有効な核変換炉心設計を検討し、ターゲット材の化学形態を決定する。	LLFP生成、消滅量評価用炉定数の整備、設計精度評価 <Cs>(核変換の意義ありの場合) ターゲット材の検討 <Cs>(核変換の意義ありの場合) ターゲット材の検討
	分離・回収	<I,Tc> 基礎的な技術候補の調査 → 研究対象技術の特定 <Cs,Sr> (同上)	<I, Tc>有望な化学形態を念頭に、分離回収技術の要素試験を行い、開発技術の特定を行う。 <Cs,Sr> (基礎調査)	<I>分離回収技術を確立する。 <Tc>絞り込まれた再処理技術毎に要素試験を含め開発技術の特定を行う。 <Cs,Sr>(分離回収の意義ありの場合) 絞り込まれた再処理技術毎に分離・回収技術の要素試験を実施し、有望な技術を特定する。	<I> <Tc>有望な技術に対し、小規模回収試験を行い、分離・回収技術を確立する。 <Cs,Sr>(分離回収の意義ありの場合) 有望な技術に対し、技術として確立する。
	ターゲット燃料製造	— (基礎的調査) — (Srの基礎的調査)	<I>望ましいリサイクル形態に加工するための要素試験を実施し、開発対象技術を特定する。 <Tc>—	<Tc>絞り込まれた再処理技術毎に予備的な要素試験を実施し、有望技術を特定する。	<I, Tc>ターゲット製造技術を確立する。 → 2015年以降の照射計画へ
	照射試験	<I,Tc> — <Cs,Sr> —	<I, Tc> I, Tcの照射試験計画の検討、立案 <Cs,Sr> —	<I,Tc> 候補化合物照射安定性評価(JMTR) 候補形態照射特性評価(常陽) ターゲット材の照射試験計画の検討、立案	<I, Tc> 候補形態長期照射特性健全性評価(常陽) <Cs,Sr> —
	その他	<I,Tc> <Cs,Sr> 分離保管と一括廃棄処分との経済性比較を行う。 ガラス固化体の製造性を確認する	<I,Tc> LLFP核変換化合物と減速材の物性測定 <Cs,Sr> 分離回収技術、核変換技術及びより定量的な経済性比較の評価を実施し、その後の進め方を決定する。	<I,Tc>	<I,Tc> <Cs,Sr> —

表 3.2.1 LLFP の中性子吸収断面積測定値

Nuclide	Half-Life	Previous Data (Author and reported year)	Data of JNC
¹³⁷ Cs	30 years	$\sigma_{\text{eff}} = 0.11 \pm 0.03 \text{ b}$ (Stupegia '60)	$\sigma_0 = 0.25 \pm 0.02 \text{ b}$ $I_0 = 0.36 \pm 0.07 \text{ b}$ ('90,93)
⁹⁰ Sr	29 years	$\sigma_{\text{eff}} = 0.8 \pm 0.5 \text{ b}$ (Zeisel '66)	$\sigma_0 = 15.3 \pm 1.3 \text{ mb}$ $I_0 \leq 0.16 \text{ b}$ ('94)
⁹⁹ Tc	2.1×10^5 years	$\sigma_0 = 20 \pm 2 \text{ b}$ $I_0 = 186 \pm 16 \text{ b}$ (Lucas '77)	$\sigma_0 = 22.9 \pm 1.3 \text{ b}$ $I_0 = 398 \pm 38 \text{ b}$ ('95)
¹²⁹ I	1.6×10^7 years	$\sigma_0 = 27 \pm 2 \text{ b}$ $I_0 = 36 \pm 4 \text{ b}$ (Eastwood '58)	$\sigma_0 = 30.3 \pm 1.2 \text{ b}$ $I_0 = 33.8 \pm 1.4 \text{ b}$ ('96)
¹²⁷ I	(stable)	$\sigma_0 = 4.7 \pm 0.2 \text{ b}$ $I_0 = 109 \pm 5 \text{ b}$ (Friedmann '83)	$\sigma_0 = 6.40 \pm 0.29 \text{ b}$ $I_0 = 162 \pm 8 \text{ b}$ ('99)
¹³⁵ Cs	2.3×10^6 years	$\sigma_0 = 8.7 \pm 0.5 \text{ b}$ $I_0 = 61.7 \pm 2.3 \text{ b}$ (Baerg '58)	$\sigma_0 = 8.3 \pm 0.3 \text{ b}$ $I_0 = 38.1 \pm 2.6 \text{ b}$ ('97)
¹³⁴ Cs	2 years	$\sigma_{\text{eff}} = 134 \pm 12 \text{ b}$ (Bayly '58)	$\sigma_{\text{eff}} = 141 \pm 9 \text{ b}$ ('99)
¹³³ Cs	(stable)	$\sigma_0 = 30.4 \pm 0.8 \text{ b}$ $I_0 = 461 \pm 25 \text{ b}$ (Baerg '60)	$\sigma_0 = 29.0 \pm 1.0 \text{ b}$ $I_0 = 298 \pm 16 \text{ b}$ ('99)
^{166m} Ho	1200 years	$\sigma_0 = 9140 \pm 650 \text{ b}$ $I_0 = 1140 \pm 90 \text{ b}$ (Masyanov '93)	$\sigma_{\text{eff}} = 3 \pm 1 \text{ kb}$ (2000)

表 3.4.1 長寿命核分裂生成物

1000年後の放射能量が 10^9 Bq以上のもの
使用済燃料(45000MWd/t, 5年冷却) 1トン当たり

核種	1000年後の放射能量(Bq)	半減期(年)	当該核種を含む元素の量(kg)	当該核種同位体比(%)
Se-79	2.02E+10	6.50E+04	0.0076	10.6
Zr-93	9.01E+10	1.53E+06	4.84	20.1
(Nb-93m)	8.56E+10	16.13		
Tc-99	6.32E+11	2.11E+05	1.01	100
Pd-107	5.76E+09	6.50E+06	1.96	15.2
Sn-126	3.82E+10	1.00E+05	0.12	29.5
(Sb-126)	5.34E+09	12.4 day		
(Sb-126m)	3.82E+10	19.2 min		
Cs-135	1.90E+10	2.30E+06	3.38	13.2
Sm-151	6.81E+09	90	1.11	1.4

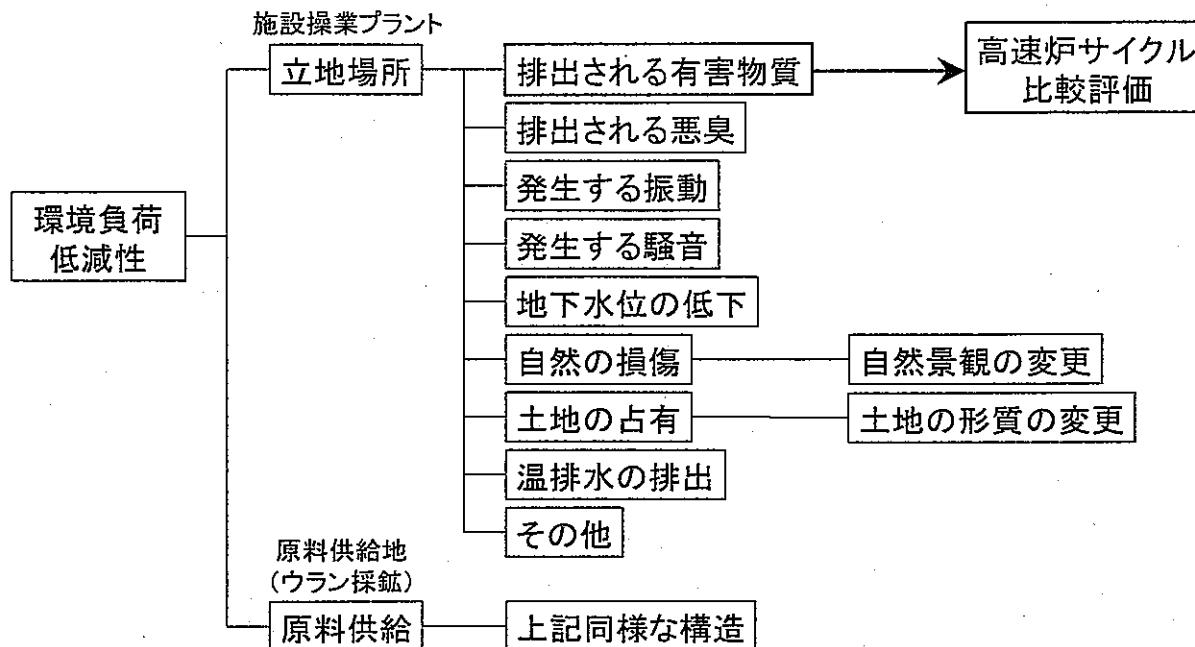


図 2.1.1 発電システム全般の環境阻害因子分析結果

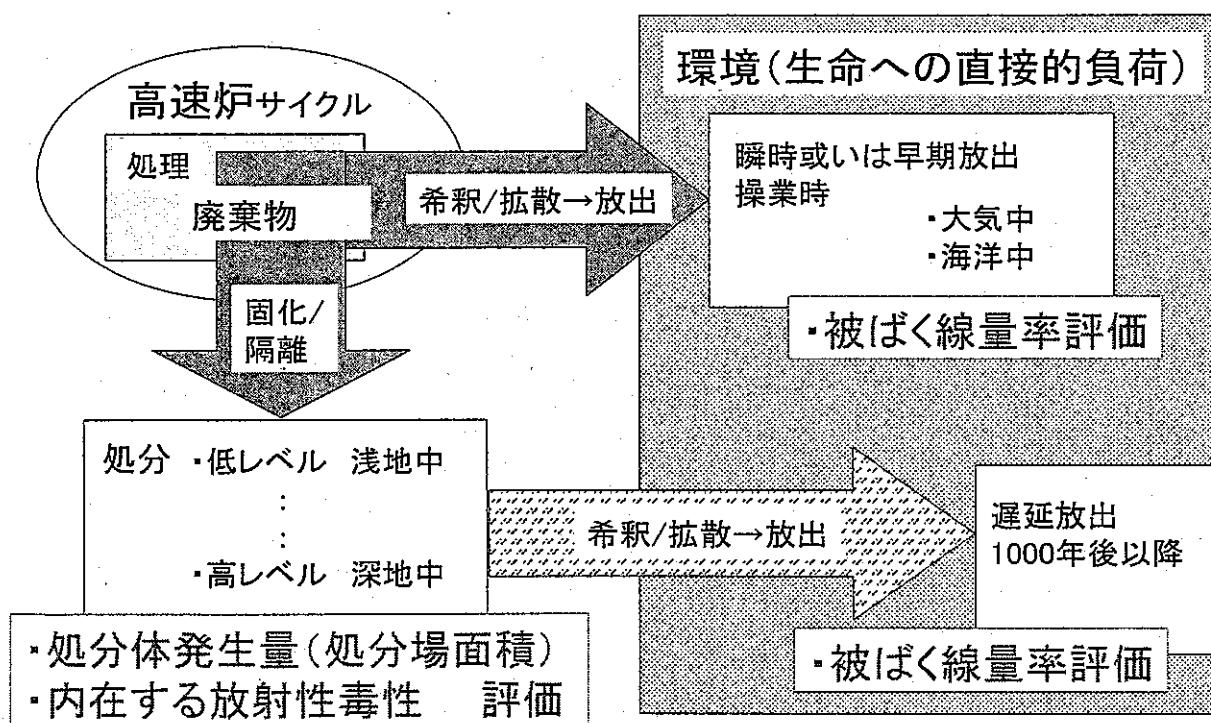


図 2.1.2 高速炉サイクルシステムの放出経路

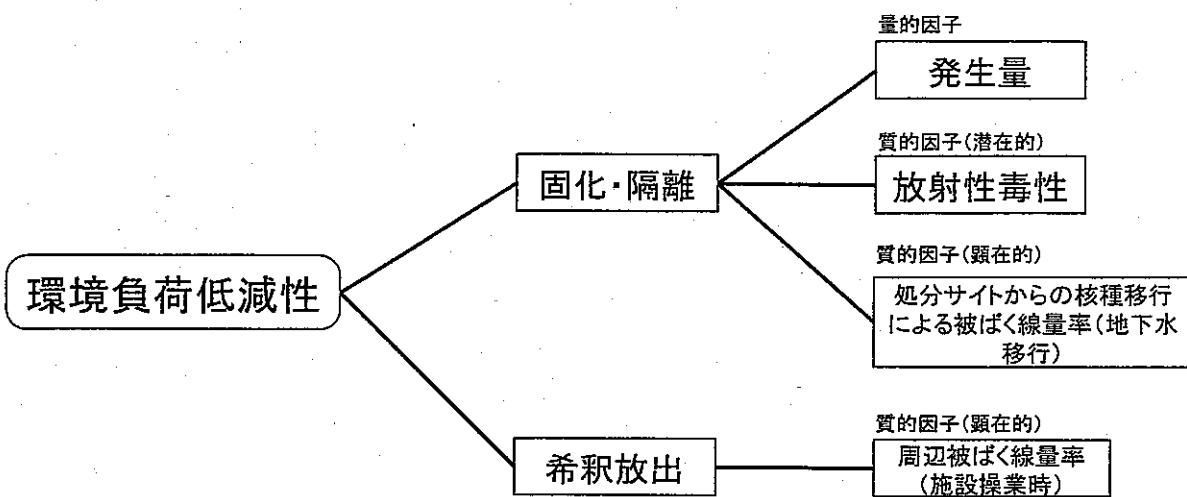


図 2.1.3 環境負荷低減性の評価構造

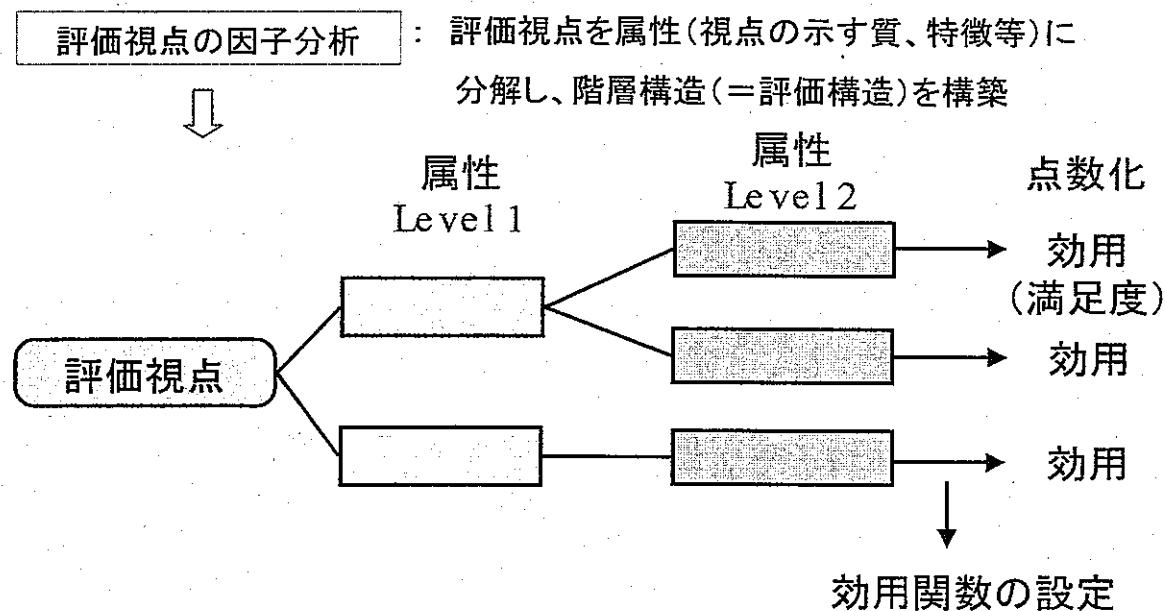


図 2.1.4 評価構造のモデル

満足度設定の基本的考え方

最低満足値($=0$) :許容値(FBRサイクルの導入意義がなくなる限界)

満足値 ($=0.5$) :達成目標(目指すべき目標値)

最大満足値($=1$) :努力目標(究極的な目標として掲げた値)

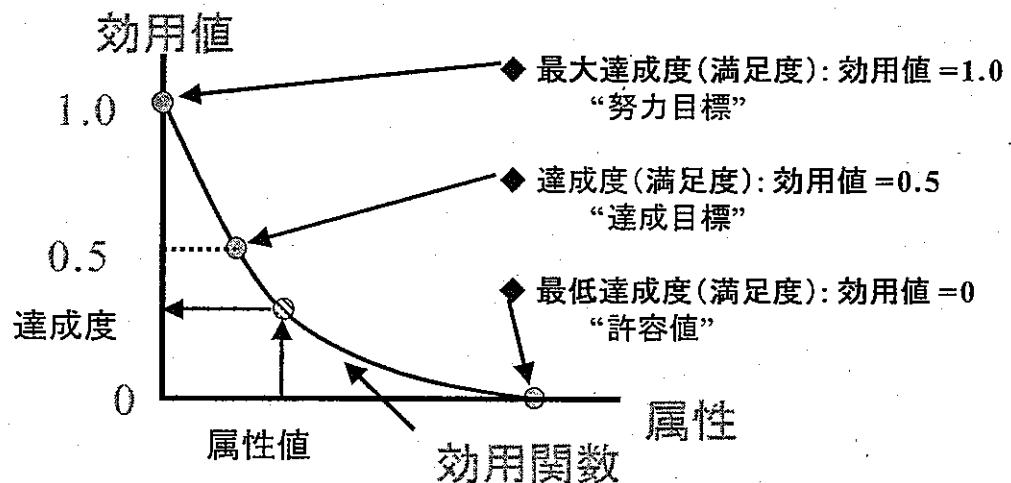


図 2.1.5 評価基準と効用関数のイメージ

研究項目	年	2000	2001	2002	2003	2004	2005
1. 実用化戦略調査研究	フェーズ1				フェーズ2		
2. 基礎・基盤研究	設計側からの対象LLFPの提示	新しい分離技術調査 分離抽出剤基礎試験	新しい分離技術調査 分離抽出剤基礎試験	LLFP同位体分離 技術調査・基礎試験	LLFP同位体分離 技術調査・基礎試験	LLFP同位体分離 の適用性評価	成果の反映
①分離技術	MA断面積測定評価 LLFP断面積測定評価 測定器開発	MA断面積測定評価 LLFP断面積測定評価 測定器開発	高精度測定器を用いたMA,LLFP断面積測定評価、 測定器改良整備、崩壊熱測定準備	高精度測定器を用いたMA,LLFP断面積測定評価、 崩壊熱測定	高精度測定器を用いたMA,LLFP断面積測定評価、 崩壊熱測定		
②核データ	常陽照射サンプル 解析 MA,FPサンプル照射 後試験	常陽照射サンプル 解析 MA,FPサンプル照射 後試験	MA,FPサンプルの 変換率等の解析、 臨界実験の検討	MA,FPサンプルの 変換率等の解析、 臨界実験の検討	MA,FPサンプルの 変換率等の解析、 臨界実験計画策定	解析結果のコード 精度向上への反映、 臨界実験準備	
③炉物理	不活性母材の調査 検討 CEAとの情報交換	TRU入り不活性母材の 基礎物性試験準備	TRU入り不活性母材 の基礎物性試験	TRU入り不活性母材 の基礎物性試験	TRU入り不活性母材 の基礎物性試験	TRU入り不活性 母材の共存性等 試験	
④燃料							
⑤革新的核変換概念	核変換効率向上を目指した革新炉心の検討			革新炉心概念設計評価			

図 2.2.1 長寿命核種の分離変換技術の基礎・基盤研究に関する当面 5 年間の計画

	2001-2005	2006-2010	2011-2015	2016-2020	2021-2025	2026-2030	2031-2035
	基礎試験段階		工学的試験段階		原型プラント建設段階		
分離プロセス	プロセス構築・成立性実証		化学工学的試験		原型プラント建設		
燃料製造プロセス ・(U、Np、Pu) ・(Am、Cm) ・(Tc、I)	燃料仕様製造方法検討		燃料集合体製造・試験		原型プラント建設		
核変換プロセス	設計・要素技術開発		実験炉による核変換実証試験		実用炉建設		
燃料処理プロセス ・(U、Np、Pu) ・(Am、Cm)	プロセス構築・成立性実証		化学工学的試験		原型プラント建設		
	プロセス構築・成立性実証		化学工学的試験		化学工学的試験		

基礎試験段階： 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。

工学的試験段階： 成立性が実証されたシナリオ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。

原型プラント建設段階： 原型プラントにより、経済性を含めシステムの成立性を総合的に評価する。

図 2.2.2 分離変換技術の開発計画

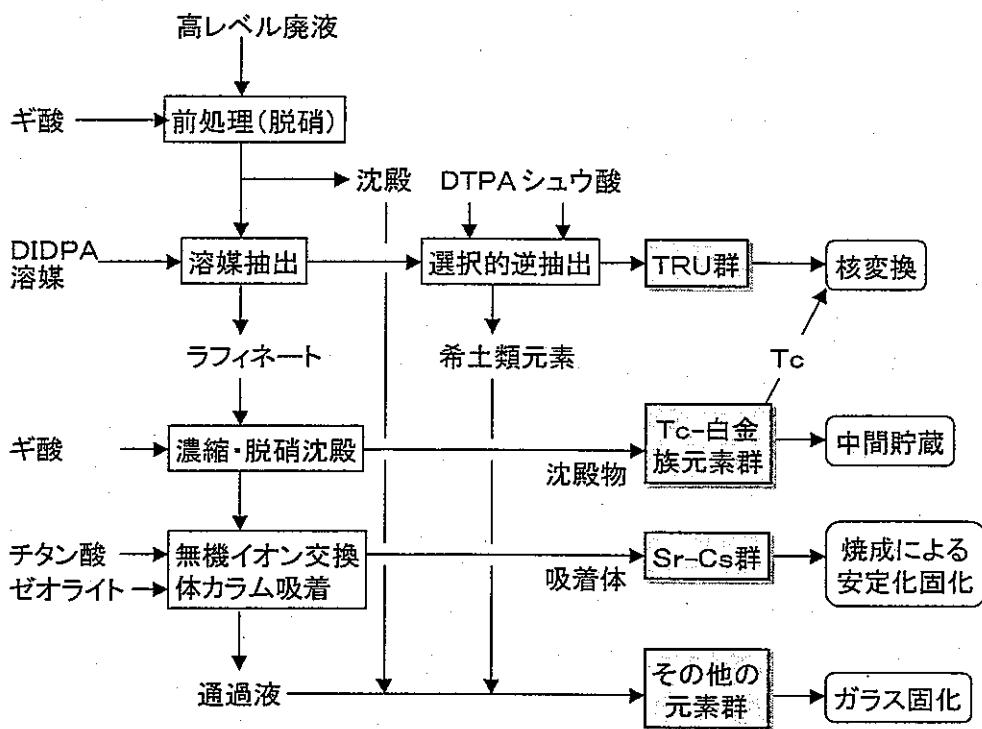
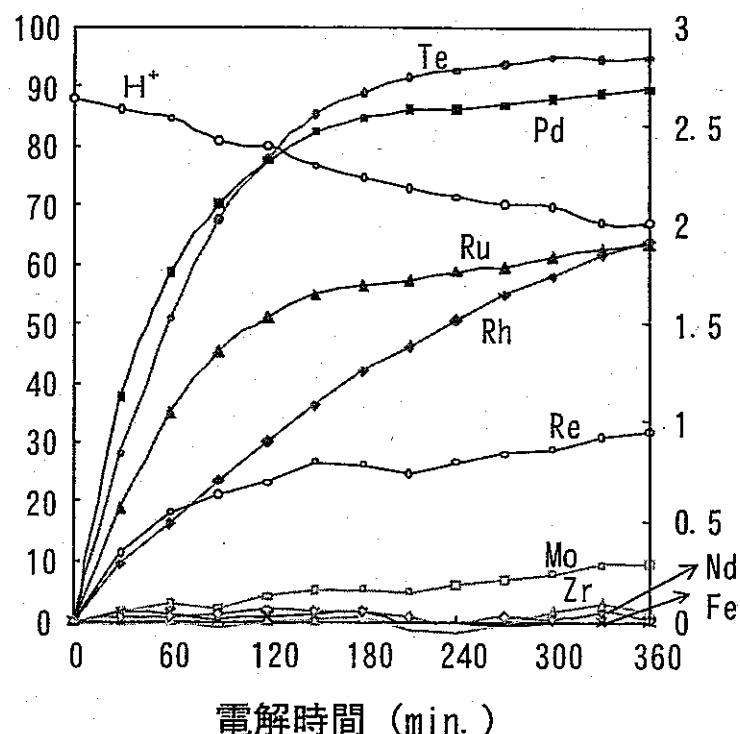


図 3.4.1 4群群分離プロセス

図 3.4.2 模擬高レベル廃液を対象とした電解還元試験における主要元素の析出率の変化（電流密度：500mA/cm², Pd 添加速度：5.8mg/min）